

85/SSK/I/27

123-196.1

PROJEKT  
SICHERHEITSSTUDIEN  
ENTSORGUNG

P  
S  
E

*Jan 85*  
*5/88*  
*k*

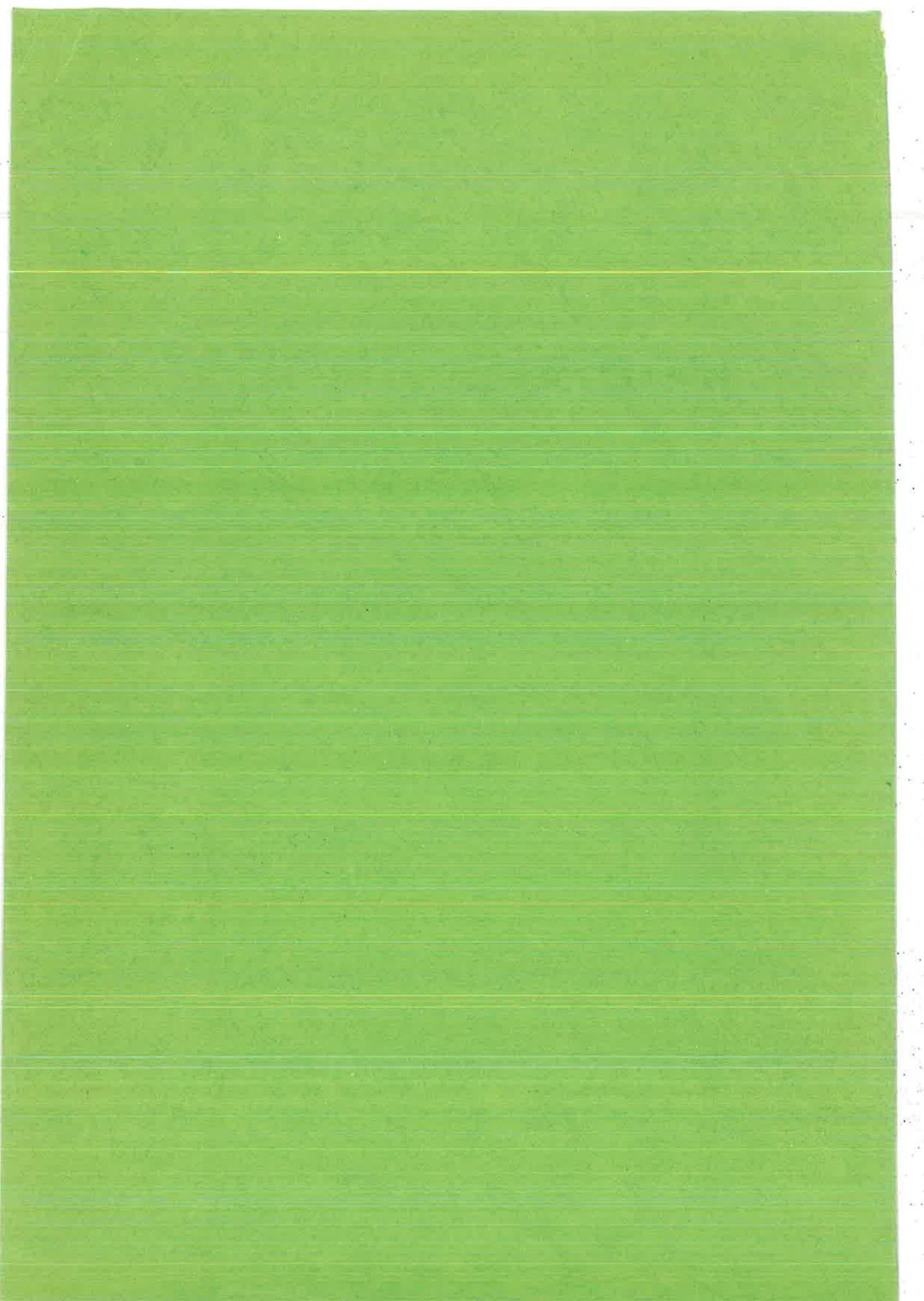
Zusammenfassender  
Abschlußbericht

Kapitel 1

Einführung und Ergebnisübersicht

Herausgegeben von der Projektleitung

Berlin, Januar 1985



PROJEKT  
SICHERHEITSSTUDIEN  
ENTSORGUNG

P  
S  
E

Zusammenfassender  
Abschlußbericht

Kapitel 1

Einführung und Ergebnisübersicht



Herausgegeben von der Projektleitung

Berlin, Januar 1985

Das Projekt SICHERHEITSTUDIEN ENTSORGUNG (PSE) wurde gefördert vom  
**Bundesministerium für Forschung und Technologie**

AN DEM PROJEKT HABEN MITGEWIRKT:

Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Hannover  
Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM), Berlin  
Dornier System GmbH (DS), Friedrichshafen  
Freie Universität Berlin (FUB)  
Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (GSF), München  
GUW-Gesellschaft für Umweltüberwachung mbH, Aldenhoven  
Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin GmbH (HMI)  
Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA)  
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK)  
NUKEM GmbH, Hanau  
Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), Braunschweig  
Technische Hochschule Darmstadt (THD)  
Technische Universität Berlin (TUB)  
Technische Universität München (TUM)  
Transnuklear GmbH (TN), Hanau

Sprecher der Projektleitung: Prof. Dr. G. Memmert, TU Berlin  
Leiter des Projektstabs: Dr. K.-E. Maass, HMI Berlin

zu beziehen durch: **Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung  
Berlin GmbH,  
Glienicke Straße 100,  
1000 Berlin 39 – Wannsee**

Das vorliegende Kapitel 1 des Zusammenfassenden Abschlußberichts wird  
auf Anfrage kostenlos verteilt. Die anderen Kapitel sowie die ergänzenden  
Fachbände können zu einem Selbstkostenpreis bezogen werden.

## Inhaltsverzeichnis

|   |  |    |
|---|--|----|
| <b>Vorwort</b>  |  | I  |
| <b>1. Einführung und Übersicht</b>  |  | 1  |
| 1.1 <u>Zielsetzung für das Forschungsprojekt PSE</u>  |  | 1  |
| 1.1.1 Allgemeine Zielsetzung  |  | 1  |
| 1.1.2 Ziele für die Entwicklung eines sicherheits-<br>analytischen Instrumentariums für oberirdi-<br>sche Anlagen der Entsorgung            |  | 3  |
| 1.1.3 Ziele für die Entwicklung eines sicherheits-<br>analytischen Instrumentariums für Transporte<br>radioaktiver Stoffe                   |  | 5  |
| 1.1.4 Ziele für die Entwicklung eines sicherheits-<br>analytischen Instrumentariums für ein Endlager<br>in einem Salzstock                  |  | 6  |
| 1.2 <u>Referenzsysteme für die PSE-Modellentwicklung</u>  |  | 8  |
| 1.2.1 Entsorgungskonzept  |  | 8  |
| 1.2.2 Referenzanlage zur Modellierung der Wieder-<br>aufarbeitung   |  | 11 |
| 1.2.3 Referenzsystem zur Modellierung von Transpor-<br>ten radioaktiven Materials   |  | 14 |
| 1.2.4. Referenzanlage zur Modellierung der Endlagerung<br>radioaktiver Abfälle in einem Salzstock   |  | 15 |
| 1.3 <u>Vorgehensweise bei Sicherheitsanalysen</u>   |  | 17 |
| 1.3.1 Allgemeine Bemerkungen  |  | 17 |
| 1.3.2 Vorgehensweise bei den Sicherheitsanalysen<br>für Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung und<br>Transporte von radioaktiven Materialien |  | 21 |

|         |   |    |
|---------|---|----|
| 1.3.2.1 | Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre nach Störfallereignissen in Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung (Weg 1) sowie nach Transportunfällen (Weg 2)  | 22 |
| 1.3.2.2 | Ausbreitung von Radionukliden über den Luftweg (Wege 1, 2, 3 und 4) und Berechnung der Strahlenexposition nach Störfallereignissen in oberirdischen Einrichtungen der Entsorgung und nach Transportunfällen (Weg 3 und 7) | 26 |
| 1.3.3   | Vorgehensweise bei der Sicherheitsanalyse der Endlagerung radioaktiver Abfälle  | 28 |
| 1.3.3.1 | Modellierung der Freisetzung von Radionukliden aus dem Grubengebäude in das Deckgebirge (Weg 5)   | 29 |
| 1.3.3.2 | Ausbreitung von Radionukliden in grundwasserführenden Schichten des Deckgebirges (Weg 6)  | 31 |
| 1.3.3.3 | Modellierung der Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Endlagers (Weg 7)   | 32 |
| 1.4     | <u>Übersicht über die im Projekt erzielten Ergebnisse</u>   | 33 |
| 1.4.1   | Art der Ergebnisse  | 34 |
| 1.4.2   | Aussagen zu entwickelten Modellen, Programmen und Basisdaten  | 35 |
| 1.4.3   | Aussagen zu den gerechneten Fallbeispielen  | 37 |
| 1.4.4   | Verwendung der Ergebnisse   | 49 |
| 1.5     | <u>Anhang</u>   | 51 |
| 1.5.1   | Projektstruktur   | 51 |
| 1.5.2   | Glossar   | 57 |

## Vorwort

Der Abschlußbericht des Projekts SICHERHEITSSTUDIEN ENTSORGUNG (PSE), bestehend aus dem Zusammenfassenden Abschlußbericht und 19 Fachbänden, ist das Ergebnis einer siebenjährigen Forschungsarbeit, die vom Bundesminister für Forschung und Technologie gefördert wurde. In dem Projekt wirkten an der gemeinsamen Zielsetzung der Entwicklung und Erprobung eines neuartigen sicherheitsanalytischen Instrumentariums für Einrichtungen der Entsorgung über 120 Mitarbeiter aus 20 Arbeitsgruppen mit, die ihren Sitz in Universitätsinstituten, Großforschungseinrichtungen oder Industrieunternehmen haben. Das Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin (HMI) war die geschäftsführende Einrichtung für das Projekt.

Dieser Abschlußbericht wendet sich an Fachleute, die sich mit der Planung, Durchführung und Begutachtung von Sicherheitsanalysen im Rahmen des nuklearen Brennstoffkreislaufes beschäftigen, an politische Entscheidungsträger und an eine interessierte Öffentlichkeit. Er beschreibt in zusammengefaßter Form einen Vorschlag zur Vorgehensweise für die Analyse von Störfallereignissen in Einrichtungen der nuklearen Entsorgung. Darüber hinaus enthält dieser Bericht Beispiele für die Durchführung von Sicherheitsanalysen mit dem von PSE entwickelten Instrumentarium. Sie beziehen sich sowohl auf oberirdische Anlagen der Entsorgung, nämlich Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung, als auch auf die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Salzstock. Zusätzlich wurden Aspekte des Transportes radioaktiver Materialien auf Straße und Schiene untersucht.

Die Projektleitung ist der Überzeugung, daß die von PSE entwickelten analytischen Instrumentarien für oberirdische Anlagen der Entsorgung, für Transporte radioaktiver Stoffe und für die Endlagerung in der Zukunft bei Betreibern, Behörden und internationalen Einrichtungen positive Beachtung und Weiterverwendung finden werden. Einen ersten Ein-

satz fanden die PSE-Entwicklungen bei der Systemstudie Andere Entsorgungstechniken, die derzeit unter Federführung des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) abgeschlossen wird.

Die Projektleitung dankt allen Institutionen und Mitarbeitern für ihren Einsatz bei der Durchführung des Projekts und bei der Erstellung des Abschlußberichts. Ihr Dank richtet sich auch an alle, die diese Arbeiten mit Rat und Tat unterstützt haben.

## **Gliederung des Abschlußberichts**

Der Zusammenfassende Abschlußbericht wurde vom Projektstab erarbeitet und von der Projektleitung herausgegeben. Die Namen der am Projekt Beteiligten sind in Kap. 1.5 aufgeführt.

In Anlehnung an die Aufgabenstruktur des Projekts gliedert sich der Zusammenfassende Abschlußbericht in folgende Kapitel:

### **1. Einführung und Ergebnisübersicht**

Zielsetzungen, Aufgabenrahmen, Referenzanlagen und -systeme, Beschreibung der Vorgehensweisen für Sicherheitsanalysen der oberirdischen Einrichtungen und der Endlagerung, Ergebnisübersicht, Anwendungen der entwickelten Methoden.

### **2. Entwicklung eines sicherheitsanalytischen Instrumentariums für Einrichtungen der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung.**

Ziele und allgemeine Vorgehensweise, Beschreibung der Modellanlage, Vorgehensweise für eine möglichst vollständige Analyse von anlageninternen Störfallereignissen (Voranalyse mit ergänzenden Sicherheitsbetrachtungen, probabilistische Sicherheitsanalyse mit Eintritts- und Ablaufsanalyse) bis zur Freisetzung am Kamin, Ergebnisse der Modell- und Methodenentwicklung für verfahrenstechnische Prozeßschritte einer Wiederaufarbeitung (Quellterme) und für Komponenten von Abgas- und Abluftsystemen (Komponentenmodelle); Erfahrungen aus der beispielhaften Erprobung der Quellterm-, Komponenten- und Systemmodelle.

Vorgehensweise bei der Ermittlung der potentiellen Strahlenexposition (Ausbreitungs- und Expositionsrechnungen für beispielhafte Modellstandorte, Expositionsrechnungen unter Berücksichtigung neu-

ester Erkenntnisse aus dem Forschungsbereich des Strahlenschutzes); Ergebnisse der Methodenentwicklung für den Luft- und Nahrungspfad, Erfahrungen aus der beispielhaften Erprobung und daraus abgeleitete Aussagen zu Sicherheitsaspekten der Wiederaufarbeitungstechnik auf der Basis einer Modellanlage.

3. Entwicklung eines sicherheitsanalytischen Instrumentariums für Transporte radioaktiver Stoffe.

Ziele und Aufgaben, Beschreibung des Referenzsystems, Vorgehensweise zur Berechnung unfallbedingter Freisetzungen von Radionukliden und der daraus abzuleitenden potentiellen Strahlenexposition, Vorgehensweise zur Berechnung der potentiellen Strahlenexposition durch Direktstrahlung beim unfallfreien Transport, Ergebnisse der Methodenentwicklung und der Erprobung der Vorgehensweise an beispielhaften Transportkonzepten für verschiedene Entsorgungsstrategien und daraus abgeleitete Aussagen zu Sicherheitsaspekten von Transporten.

4. Entwicklung eines sicherheitsanalytischen Instrumentariums für das geologische Endlager für radioaktive Abfälle in einem Salzstock.

Ziel der Modellentwicklung, Auswahl von Szenarien, Beschreibung der Referenzanlage des **Grubengebäudes** (standortunabhängige Planung der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) für ein Endlagerbergwerk), Modellansätze zur Berechnung der Freisetzung von Radionukliden aus dem Salzstock in das Deckgebirge nach einem unterstellten Wasserzutritt, Ergebnisse der Modellentwicklung für das Teilsystem Grubengebäude / Salzstock.

Modellansätze zur Berechnung der Ausbreitung von Radionukliden in grundwasserführenden Schichten des **Deckgebirges**, Ergebnisse der Modellentwicklung zur Berechnung der Grundwasserbewegung sowie der

Nuklidausbreitung im Grundwasser.

Modellansätze zur Berechnung der potentiellen Strahlenexposition und Ergebnisse der Modellentwicklung für verschiedene **Expositionspfade** .

Ergebnisse der Erprobung des sicherheitsanalytischen Instrumentariums an einem Referenzbeispiel, Aussagen zur Sensitivität einzelner Parameter, Bewertung der methodischen Entwicklung.

### **Ergänzender Hinweis**

Die Kapitel 1, 2 und 3 sowie 4 des Zusammenfassenden Abschlußberichtes liegen getrennt vor.

Der Zusammenfassende Abschlußbericht wird ergänzt durch 19 Fachbände, die von den an PSE beteiligten Arbeitsgruppen erstellt wurden. In ihnen sind die Vorgehensweisen und Ergebnisse detailliert beschrieben, damit der interessierte Leser über die zusammengefaßten Informationen hinaus die in PSE entwickelten sicherheitsanalytischen Methoden nachvollziehen kann.

Die Einführung und Ergebnisübersicht des Zusammenfassenden Abschlußberichtes (Kap. 1) wird vom Hahn-Meitner-Institut auf Anfrage kostenlos verteilt. Die anderen Kapitel des Zusammenfassenden Abschlußberichtes und die Fachbände können zu einem Selbstkostenpreis beim Hahn-Meitner-Institut bestellt werden.

Der Zusammenfassende Abschlußbericht stützt sich auf folgende Fachbände:

## Verzeichnis der Fachbände zum Zusammenfassenden Abschlußbericht PSE

- Nr. 1 : SICHERHEITSTECHNISCHE ÜBERLEGUNGEN ZUR WIEDERAUFARBEITUNG UND ABFALLBEHANDLUNG  
G. Becker, W. Berndt, W. Obrowski, J. Weymann. Institut für Kerntechnik der Technischen Universität Berlin,  
A. Clermont, Chr. Janknecht, P. Rödder. G UW - Gesellschaft für Umweltüberwachung mbH, Aldenhoven
- Nr. 2 : SICHERHEITSANALYSE VON PROZESSCHRITTEN DER WIEDERAUFARBEITUNG  
E. Hörmann, M. Diegelmann, J. Döhler, J. Groß, W. Keil, G. Marr, W.J.C. Müller, M. Schmid, T. Schulenberg, R. Sonnenschein, O.N. Staubli, A. Tully. Dornier System GmbH, Friedrichshafen
- Nr. 3 : SICHERHEITSANALYSE VON AUSGEWÄHLTEN ABGAS- UND ABLUFTSYSTEMEN IN WIEDERAUFARBEITUNG UND ABFALLBEHANDLUNG  
W. Obrowski, G. Becker, W. Berndt, K. Humpich, P. Seghal, J. Weymann. Institut für Kerntechnik der Technischen Universität Berlin
- Nr. 4 : METHODISCHE ENTWICKLUNG UND ERPROBUNG EINER SICHERHEITSANALYSE FÜR BESTIMMTE ANLAGENTEILE AUS DEM ENTSORGUNGSBEREICH  
R. Leicht, P. Puttke, H.J. Dorst, W. Lenz, R. Neghabian, J. Neuber. NUKEM GmbH, Hanau
- Nr. 5 : ANWENDUNG DER SICHERHEITSANALYSE AUF OBERIRDISCHE ANLAGEN DES "INTEGRIERTEN ENTSORGUNGSKONZEPTES"  
R. Leicht, H.J. Dorst, R. Neghabian, J. Neuber, B. Puttke. NUKEM GmbH, Hanau

- Nr. 6 : VEREINFACHTE SICHERHEITSBETRACHTUNGEN FÜR ANLAGENTEILE UND MEDIENVERSORGUNGS-EINRICHTUNGEN EINER WIEDERAUFARBEITUNGS-ANLAGE  
W. v. Czapiewski, A. Clermont, J. Cremer, M. Holli, Chr. Janknecht, R. Kaufhold-Meißburger, S. Nimtsch, P. Rödder. G UW - Gesellschaft für Umweltüberwachung mbH, Aldenhoven
- Nr. 7 : SICHERHEITSANALYSE DER TRANSPORTE VON RADIOAKTIVEN MATERIALIEN FÜR DEN VERKEHRSTRÄGER SCHIENE  
K. Schneider, C. Jobst. Transnuklear GmbH, Hanau
- Nr. 8 : SICHERHEITSANALYSE DER TRANSPORTE VON RADIOAKTIVEN MATERIALIEN FÜR DEN VERKEHRSTRÄGER STRASSE  
G. Baier, E. Hörmann, L. Janicke, R. Kaufmann, W. Keil, R. Sonnenschein, N.O. Staubli, A. Tully. Dornier System GmbH, Friedrichshafen  
H. Bierau. Statistisches Bundesamt, Wiesbaden  
S. Häusler. Dornier GmbH, Friedrichshafen  
A. Kreymborg, S. Nimtsch, P. Rödder. G UW - Gesellschaft für Umweltüberwachung mbH, Aldenhoven
- Nr. 9 : BERECHNUNG DER AUSBREITUNG VON RADIONUKLIDEN ÜBER DEN LUFT- UND NAHRUNGSPFAD UND DER POTENTIELLEN STRAHLEN-EXPOSITION BEI STÖRFALLEREIGNISSEN IN OBERIRDISCHEN ANLAGEN DER ENTSORGUNG  
H. Geiß, K.P. Kruschel, M. Möllmann, J. Straka, K.J. Vogt (+). Kernforschungsanlage Jülich GmbH  
D. Brenk, H. de Witt. Brenk Systemplanung, Aachen  
K. Eisfeld, W. Friedland, W. Jacobi, M. Matthies, H.G. Paretzke, G. Pröhl. Institut für Strahlenschutz der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, München  
K. Brüssermann, M. Eschhaus, A. Kreymborg, M. Münster, S. Nimtsch, N. Schommer. G UW - Gesellschaft für Umweltüberwachung mbH, Aldenhoven

- Nr. 10 : QUELLTERM FÜR DIE MOBILISIERUNG VON RADIONUKLIDEN  
AUS VERGLASTEM HAW  
E. Freude. Arbeitsgruppe Reaktorchemie im Hahn-Meitner-  
Institut für Kernforschung Berlin GmbH
- Nr. 11 : STANDSICHERHEITSKRITERIEN FÜR DAS ENDLAGERBERGWERK  
GORLEBEN  
W. Bleich, N. Diekmann, L. Liedtke, H. Schnier,  
H. Venzlaff. Bundesanstalt für Geowissenschaften und Roh-  
stoffe, Hannover
- Nr. 12 : EINZELUNTERSUCHUNGEN ZUM NAHBEREICH  
ABFALLPRODUKTE / BEHÄLTER / EINLAGERUNGSÖRTER  
R. Köster, E. Korthaus, G. Rudolph, A. Pudewills, P. Vej-  
melka. Institut für Nukleare Entsorgungstechnik des Kern-  
forschungszentrums Karlsruhe GmbH
- Nr. 13 : KONVERGENZ VON HOHLRÄUMEN IM SALINAR -  
AUSGEWÄHLTE BEISPIELE  
M. W. Schmidt, K. Dürr, H. Feddersen, G. Kappei, T. Roth-  
fuchs, G. Staupendahl. Institut für Tief Lagerung (Braun-  
schweig) der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung  
mbH, München
- Nr. 14 : EXPERIMENTELLE ARBEITEN ZUR CHEMIE RELEVANTER RADIONUKLIDE  
IM NAHBEREICH EINES ENDLAGERS FÜR RADIOAKTIVE ABFÄLLE -  
RADIONUKLID-LÖSLICHKEITEN UND -SPEZIATION IM VERSATZMATE-  
RIAL EINES GRUBENGEBÄUDES  
A. Huf. Projektstab PSE im Hahn-Meitner-Institut für Kern-  
forschung Berlin GmbH  
J.-I. Kim. Institut für Radiochemie der Technischen Univer-  
sität München  
B. Kanellakopoulos. Institut für Heiße Chemie des Kernfor-  
schungszentrums Karlsruhe GmbH

K.H. Lieser. Eduard-Zintl-Institut der Technischen Hochschule Darmstadt

G. Marx. Institut für Anorganische und Analytische Chemie der Freien Universität Berlin

W. Lutze. Bereich Kernchemie und Reaktor des Hahn-Meitner-Instituts für Kernforschung Berlin GmbH

J. Furrer. Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik des Kernforschungszentrums Karlsruhe GmbH

H. Moser. Institut für Radiohydrometrie der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, München

R. Köster. Institut für Nukleare Entsorgungstechnik des Kernforschungszentrums Karlsruhe GmbH

Nr. 15 : EINZELUNTERSUCHUNGEN ZUR RADIONUKLIDFREISETZUNG AUS EINEM MODELLSALZSTOCK

S. Hossain, T. Podtschaske, D. Rimkus, N. Stelte, R. Storck, P. Weber. Institut für Kerntechnik der Technischen Universität Berlin

Nr. 16 : MODELLRECHNUNGEN ZUR FREISETZUNG VON RADIONUKLIDEN AUS EINEM ENDLAGER IN EINEM SALZSTOCK

R. Brüggemann, S. Hossain, B. Kaschanian, T. Kühle, A. Nies, G. Ohme, F. Pattloch, T. Podtschaske, D. Rimkus, N. Stelte, R. Storck. Institut für Kerntechnik der Technischen Universität Berlin

Nr. 17 : GRUNDWASSERBEWEGUNG IM DECKGEBIRGE ÜBER DEM SALZSTOCK GORLEBEN - DATENERMITTLUNG, INTERPRETATION UND MODELLRECHNUNGEN

W. Giesel, G. Delisle, F. Fielitz, K. Schelkes, F. Schildknecht, G. Schmidt, J. Boehme, S. Keller, R. Ludwig, H. Vierhuff. Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Hannover

- Nr. 18 : MODELLRECHNUNGEN ZUR AUSBREITUNG VON RADIONUKLIDEN IM  
DECKGEBIRGE  
E. Bütow, G. Brühl, M. Gülker, L. Heredia, S. Lütke-meier-  
Hosseinipour, R. Naff, S. Struck. Institut für Kerntechnik  
der Technischen Universität Berlin
- Nr. 19 : POTENTIELLE STRAHLENEXPOSITION DURCH NUTZUNG VON RADIOAKTIV  
KONTAMINIERTEM GRUNDWASSER  
W. Jacobi, H.G. Paretzke, G. Pröhl, K. Eisfeld, W. Fried-  
land, K. Henrichs, M. Matthies, H. Müller. Institut für  
Strahlenschutz der Gesellschaft für Strahlen- und Umwelt-  
forschung mbH, München

## 1. Einführung und Übersicht

Im Jahre 1977 wurden vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) Forschungsarbeiten über Sicherheitsaspekte des nuklearen Entsorgungskonzepts in der Bundesrepublik Deutschland, die bereits in verschiedenen Hochschulen, Großforschungseinrichtungen und Industrieunternehmen durchgeführt oder vorbereitet wurden, in einem Projekt zusammengefaßt. Es erhielt die Bezeichnung Projekt SICHERHEITSSTUDIEN ENTSORGUNG (PSE). Dieses Projekt ist ein Forschungsvorhaben, das in einer Reihe mit weiteren Programmen und Projekten zur Sicherheit der Entsorgung steht, die der BMFT fördert (s. Abb. 1.1-1).

Zwischen den Forschungsarbeiten von PSE und konkreten standortbezogenen atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für die Anlagen der Entsorgung besteht aufgrund der Aufgabenstellung kein direkter Zusammenhang. Bei der Entwicklung der PSE-Modelle und -Berechnungsverfahren wurde allerdings so vorgegangen, daß ein späterer Einsatz des in PSE entwickelten Instrumentariums möglich ist.

### 1.1 Zielsetzung für das Forschungsprojekt PSE

#### 1.1.1 Allgemeine Zielsetzung

Die Entwicklung eines Entsorgungssystems für Kernkraftwerke wirft, neben einer Vielzahl technischer Probleme, die Frage nach der Sicherheit einzelner Anlagen und nach dem Schutz von Bevölkerung und Umgebung auf. So entstand in der zweiten Hälfte der siebziger Jahre der Wunsch, eine Sicherheitsstudie für die Entsorgung durchzuführen, ähnlich der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke", wie sie damals bereits in Arbeit war. Vergleichbar zur "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" sollten möglichst alle wesentlichen unerwünschten Ereignisse (Störfälle) von Entsorgungsanlagen erfaßt und berechenbar gemacht werden.

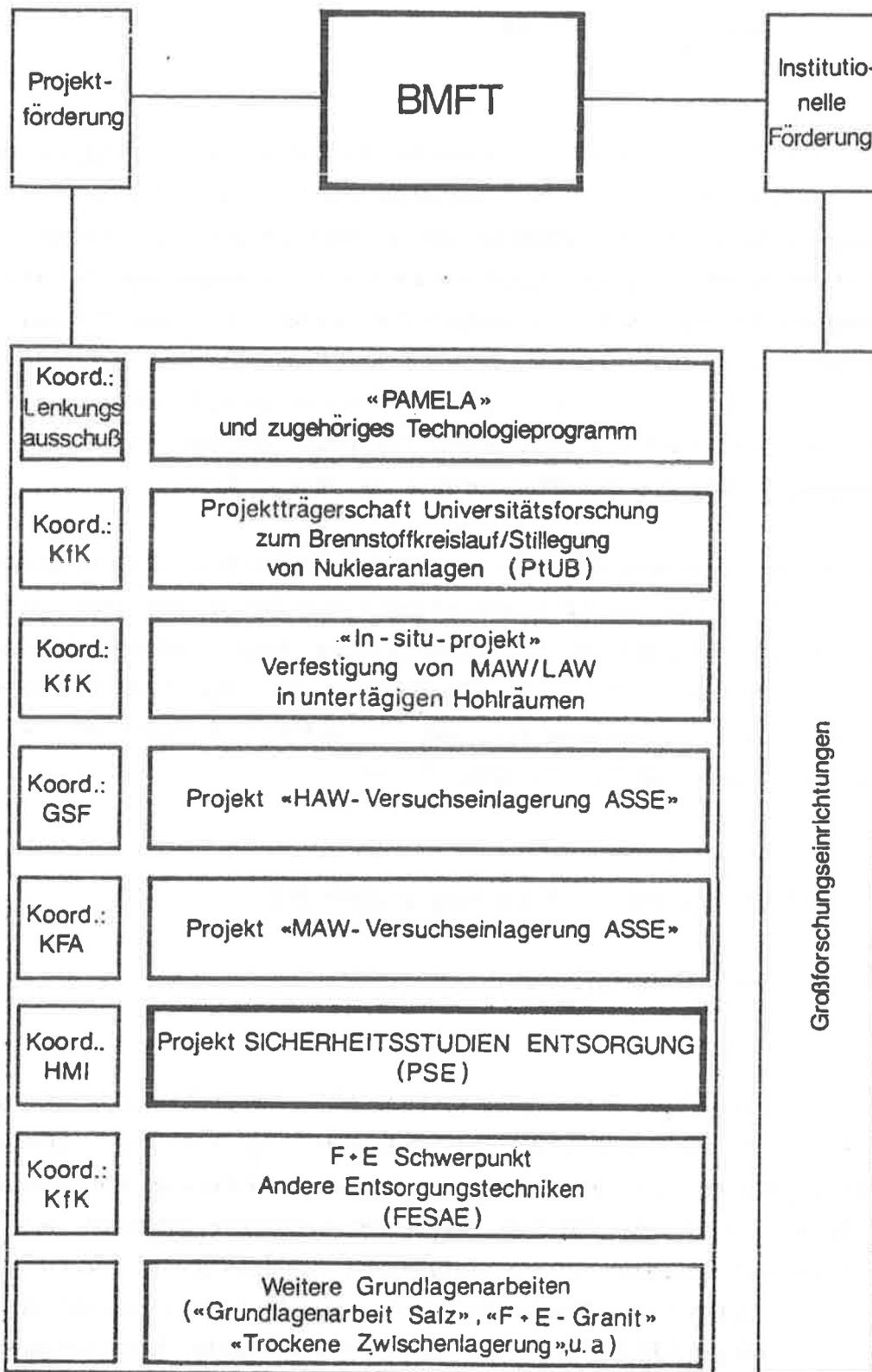


Abb. 1.1-1: Vom BMFT geförderte F+E-Arbeiten zur Sicherheit der nuklearen Entsorgung

Der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" diene der Rasmussen-Report als methodisches Vorbild, der an deutsche Verhältnisse anzupassen war. Eine in sich geschlossene Vorgehensweise für eine Sicherheitsanalyse der Entsorgung mußte dagegen z.T. erst erarbeitet werden. Daher war es eine vorrangige Aufgabe von PSE, geeignete Methoden zu entwickeln und diese auf ihre Anwendbarkeit zu prüfen.

Aus diesen Überlegungen leitete sich die folgende Zielsetzung für PSE ab:

- Entwicklung eines sicherheitsanalytischen Instrumentariums für das Entsorgungssystem unter Berücksichtigung deutscher Verhältnisse,
- seine beispielhafte Erprobung anhand von verfügbaren Planungen von Modellanlagen und
- diesem Planungsstand entsprechende Aussagen zu Sicherheitsaspekten der Entsorgung zu geben.

#### 1.1.2 Ziele für die Entwicklung eines sicherheitsanalytischen Instrumentariums für oberirdische Anlagen der Entsorgung

Von den oberirdischen Anlagen der Entsorgung wurden im Rahmen von PSE Einrichtungen zur Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen in Transportbehältern, zur Wiederaufarbeitung und zur Abfallbehandlung untersucht.

Eine Sicherheitsanalyse dieser Einrichtungen hat zum Ziel, Wahrscheinlichkeiten (Häufigkeiten) und Auswirkungen möglicher unerwünschter Ereignisse, auch der sehr seltenen, zu erfassen und aus ihnen durch Produktbildung die Erwartungswerte der Störfallfolgen zu bestimmen. Diese Vorgehensweise wird in der Sicherheitsforschung als "probabilistisch" bezeichnet. Die hierfür bereits existierenden Methoden sollten für die

spezifischen Verfahrensabläufe einer Wiederaufarbeitungstechnik einschließlich des Verhaltens der Komponenten zur Schadstoffrückhaltung weiter entwickelt werden. Die Berechnungsmethoden für die Ausbreitung von Radionukliden in der Biosphäre wurden den neuesten Ergebnissen aus diesem Forschungsbereich angepaßt.

Die Erprobung der von PSE entwickelten Vorgehensweisen bei Sicherheitsanalysen sollte an einer Modellanlage durchgeführt werden. Hierfür stellte die Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) Planungsunterlagen für eine Wiederaufarbeitungsanlage, wie sie 1981 geplant war (Wiederaufarbeitungsanlage Hessen), zur Verfügung. Fehlende technische Vorgaben wurden dem Stand der Technik entsprechend im Rahmen des Projektes ergänzt.

Um die entwickelten Methoden möglichst vielseitig auf verschiedene Standorte innerhalb der Bundesrepublik Deutschland, aber auch auf verschiedenartige Auslegungen der jeweiligen technischen Systeme anwenden zu können, wurden die Modelle für Teilsysteme und die zugehörigen Rechenprogramme so allgemein formuliert, daß allein durch formale Änderungen (z.B. durch geeignete Parameterwahl) die Besonderheiten der Standorte, der Anlagen u.ä. dargestellt werden können. Diese (Modell-) Bausteine sollten außerdem weitgehend unabhängig kombiniert werden können, so daß schließlich eine sehr flexible, den verschiedenen Vorgaben und Randbedingungen anpaßbare Vorgehensweise entstehen konnte.

Im Hinblick auf die Entwicklung von Methoden für Sicherheitsanalysen der oberirdischen Anlagen der Entsorgung war es wichtig, die Ergebnisse mit denen anderer Systemstudien zum nuklearen Brennstoffkreislauf vergleichen zu können. Daher mußte neben der Individualdosis auch die Kollektivdosis berechnet werden. Letztere erhält man durch Summation der Individualdosen aller Personen innerhalb eines festgelegten Kollektivs. Ein solches Kollektiv kann z.B. die Bevölkerung in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage sein.

Dabei kann der Summenwert, also die Kollektivdosis, sich stark mit der

Begrenzung der Umgebung oder der Wahl des kleinsten noch zu berücksichtigenden Wertes der Individualdosis (Abschneidegrenze) verändern. Vergleiche von Kollektivdosiswerten verschiedener nuklearer Einrichtungen können daher nur dann durchgeführt werden, wenn diese Abhängigkeit beachtet wird.

Die von PSE für oberirdische Anlagen entwickelten sicherheitstechnischen Methoden unterscheiden sich deutlich von denen in Genehmigungsverfahren. Dies gilt auch für die in PSE durchgerechneten Fallbeispiele, die nicht immer den Auslegungstörfällen in den Genehmigungsverfahren entsprechen. Dort werden die Auslegungstörfälle deterministisch - also nicht probabilistisch - untersucht, wobei anders als bei PSE nur die maximale Individualdosis für die konkrete Anlage in der konkreten Umgebung ermittelt wird.

### 1.1.3 Ziele für die Entwicklung eines sicherheitsanalytischen Instrumentariums für Transporte radioaktiver Stoffe

Ein wichtiger Bereich der Arbeiten in PSE war die Modellierung einer möglichen Freisetzung von Radionukliden aus Transportbehältern nach Unfällen während des Transports radioaktiver Stoffe zwischen Kernkraftwerken und Anlagen der Entsorgung. Wie bei den oberirdischen Anlagen wurden auch hier probabilistische Methoden angewandt, um für Ereignisse, die zu einer Strahlenexposition führen können, die Erwartungswerte für die Kollektivdosis und die Individualdosis zu bestimmen. Abweichend von der Zielsetzung bei der Analyse der oberirdischen Anlagen der Entsorgung wurden -um Vergleiche mit anderen Untersuchungen durchführen zu können- konsistente Verfahren zur Berechnung der Dosiswerte für das Betriebspersonal und die Bevölkerung auch für den bestimmungsgemäßen, d.h. unfallfreien Transport entwickelt. An Fallbeispielen verschiedener Entsorgungskonzepte wurde diese Vorgehensweise erprobt.

Ähnlich wie bei den oberirdischen Entsorgungsanlagen unterscheiden sich die in PSE entwickelten Methoden von den im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren benutzten. Aus den Ergebnissen von PSE können jedoch Hinweise für die methodischen und technischen Weiterentwicklungen im Zusammenhang mit den Transportkonzepten erwartet werden.

#### 1.1.4 Ziele für die Entwicklung eines sicherheitsanalytischen Instrumentariums für ein Endlager in einem Salzstock

Das Endlagersystem besteht aus dem Endlagerbergwerk in einem Salzstock mit geologischen und technischen Barrieren und dem umgebenden Deckgebirge.

Bei der Planung eines Endlagers sind neben möglichen Störfallereignissen während des Einlagerungsbetriebes auch solche Ereignisse zu berücksichtigen, die nach Versiegelung des Bergwerkes - wenn das Endlager sich selbst überlassen ist - auftreten können. In einer Sicherheitsanalyse zum Langzeitverhalten eines Endlagers geht es daher um die Fähigkeiten des Endlagersystems, radioaktive Abfälle bis auf einen ungefährlichen Rest, also nahezu vollständig, von der Biosphäre abzuschließen.

Um dies beurteilen zu können, mußte in PSE eine Methode entwickelt werden, die das Langzeitverhalten eines Endlagersystems berechenbar oder wenigstens abschätzbar macht. Dabei sind mögliche Freisetzungen von Radionukliden in die Biosphäre nach der Stilllegung des Endlagerbergwerkes zu berücksichtigen.

Vorüberlegungen zeigten, daß Freisetzungen aus dem Endlager nur dann von Bedeutung sind, wenn Wässer oder Salzlösungen aus grundwasserführenden Schichten des Deckgebirges in das Grubengebäude eindringen. Daher mußte in Einzelmodellen dargestellt werden, ob und wie dieses ge-

schehen kann und in welchem Ausmaß die eingedrungenen Salzlösungen radioaktive Stoffe aus den eingelagerten Gebinden mobilisieren können. Ferner war zu untersuchen, wie die Radionuklide die Barrieren im Grubengebäude überwinden und aus dem Salzstock bis in das Grundwasser im Deckgebirge gelangen können. Schließlich mußten Modelle zur Verfügung gestellt werden, welche die Ausbreitung der Nuklide im Grundwasser, den Übergang in die Biosphäre und die Wirkung auf die Menschen beschreiben können.

Solche Ereignisabläufe - auch Szenarien genannt - waren beispielhaft und vielfach variiert durchzurechnen, um einen Eindruck von der Aussagekraft der Modelle zu geben. Im Gegensatz zu den Analysen der oberirdischen Einrichtungen sollten im Falle des Endlagers keine Wahrscheinlichkeiten für die Einleitung eines Szenarios ermittelt werden. Vielmehr sollte in diesen Beispielen der Wasserzutritt in das Endlager unterstellt und die Auswirkung, d.h. die potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung als maximale Individualdosis berechnet werden. Falls dies für den langen Zeitabschnitt der Nachbetriebsphase nicht in realistischer Weise durchführbar sein sollte, wurde verlangt, daß wenigstens solche oberen Grenzwerte der Strahlenexposition angegeben werden, die mit hoher Zuverlässigkeit nicht überschritten werden können (konservative Vorgehensweise).

Als Fallbeispiel für diese Langzeituntersuchungen sollte die standortunabhängige Planung der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) für ein Grubengebäude in einem Salzstock verwendet werden. Darin sind nicht nur radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen, sondern auch Abfälle aus Kernkraftwerken, der Forschung, Medizin und Industrie berücksichtigt.

Im Gegensatz zu dem standortunabhängigen Planungsbeispiel für das Grubengebäude sollten sich die Modelle und Rechenverfahren für die Analyse des Deckgebirges eng an das Erkundungsprogramm für den Raum Gorleben anschließen. Insbesondere war es wünschenswert, die Kenntnisse zur Hydrogeologie dieses Standortes, d.h. den Schichtenaufbau des Deckge-

birges, die Verteilung der Grundwasserneubildung aus Niederschlägen und die daraus resultierende Bewegung des Grundwassers im Deckgebirge über dem Salzstock bei der Entwicklung der Modelle zu nutzen, weil es das z.Zt. umfangreichste Datenmaterial darstellt.

Erst nach Abschluß der untertägigen Erkundung des Salzstocks Gorleben kann entschieden werden, ob ein Szenario, wie das von PSE gewählte, überhaupt in Betracht zu ziehen ist. Ebenfalls stehen erst dann in ausreichender Weise Daten für dessen Sicherheitsanalyse zur Verfügung.

## 1.2 Referenzsysteme für die PSE-Modellentwicklung

### 1.2.1 Entsorgungskonzept

Die PSE-Entwicklungen können nur im Rahmen des deutschen Entsorgungskonzepts verstanden werden. Daher wird dieses hier in kurzer Form vorgestellt. Es umfaßt folgende Schritte:

1. Behandlung der abgebrannten Brennelemente
  - Zwischenlagerung in den Kernkraftwerken oder in externen Zwischenlagern,
  - Wiederaufarbeitung,
  - Rückführung (Verwertung) unverbrauchter Kernbrennstoffe,
  - Untersuchung der direkten Endlagerung von Brennelementen ohne Wiederaufarbeitung als eine andere mögliche Entsorgungstechnik.
2. Beseitigung der radioaktiven Abfälle
  - Konditionierung (Behandlung radioaktiver Abfälle),
  - Zwischenlagerung der schwach- und mittelaktiven Abfälle in den kerntechnischen Einrichtungen, in externen Lagern oder in Landessammelstellen,

- Lager für hochaktive wärmeentwickelnde Abfälle (Glasblöcke),
- Endlagerung.

Im folgenden sind die in PSE untersuchten Teilsysteme des Entsorgungskonzepts aufgelistet:

- Trockene Lagerung der abgebrannten Brennelemente in externen Zwischenlagern,
- Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente nach dem PUREX-Verfahren,
- Konditionierung der schwach- und mittelaktiven Abfälle, vornehmlich durch Einzementierung sowie der hochaktiven Abfälle durch Verglasung,
- Transport auf der Straße und/oder auf der Schiene zur Überführung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle sowie zur Rückführung unverbrauchten spaltbaren Materials,
- Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen.

Die Untersuchung der anderen Entsorgungstechniken erfolgte im Forschungs- und Entwicklungsschwerpunkt "Andere Entsorgungstechniken" (FESAE) unter Federführung des Kernforschungszentrums Karlsruhe.

Die quantitativen Annahmen von PSE für die oberirdischen Anlagen der Entsorgung und für die Transporte entsprechen einem stationär arbeitenden Entsorgungssystem für 11 Leichtwasserreaktor-Kernkraftwerke mit einer elektrischen Leistung von etwa 14 GW. Dabei wird von einer Entsorgungskapazität von 350 t Schwermetall pro Jahr und einer vollständigen Rezyklierung des spaltbaren Urans und Plutoniums ausgegangen (Abb. 1.2-1).

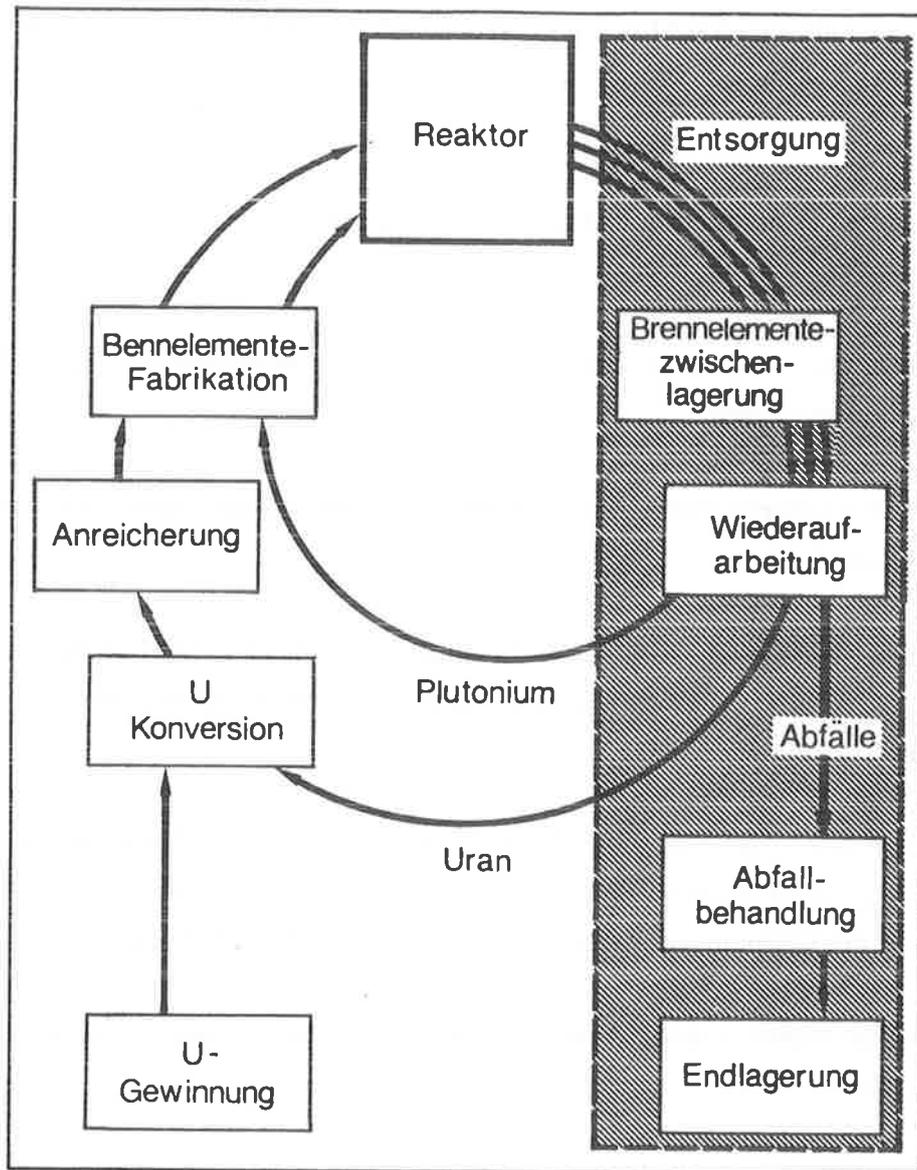


Abb. 1.2-1: Die Stationen des nuklearen Brennstoffkreislaufs. In PSE wurden sicherheitsanalytische Methoden für die Stationen der Entsorgung sowie der damit verbundenen Transporte entwickelt und erprobt.

(Nach dem Integrierten Entsorgungskonzept können das Transportbehälterlager für abgebrannte Brennelemente, die Wiederaufarbeitungsanlage und das Endlager an verschiedenen Standorten errichtet werden.)

### 1.2.2 Referenzanlage zur Modellierung der Wiederaufarbeitung

Eine Sicherheitsanalyse benötigt für anlagentechnische Untersuchungen eine Referenzanlage. Die Planungsunterlagen für diese Referenzanlage sollten einen Detaillierungsgrad aufweisen, aus dem konkrete Hinweise auf Schutzmaßnahmen zur Beherrschung unerwünschter Anlagenzustände zu entnehmen sind, oder die Auswirkungen von Störfallereignissen ermittelt werden können. Die Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) stellte dem Projekt für die methodische Erprobung Unterlagen zur Verfügung, die weitgehend einer konzipierten Anlage mit einem Durchsatz von 350 t Schwermetall pro Jahr entsprechen, wie sie 1981 für eine Wiederaufarbeitungsanlage in Hessen mit Zellenbauweise geplant war (Abbrand der Brennelemente im Mittel 40 000 MWd/t Uran, Abklingzeit der Brennelemente vor Wiederaufarbeitung 7 Jahre). Technologische Weiterentwicklungen wurden berücksichtigt, soweit es für PSE-Belange erforderlich war. Abb. 1.2-2 zeigt in einem Blockdiagramm die wesentlichen Stoffströme und Anlagenteile der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung.

Die Modellplanung unterscheidet sich u.a. von den derzeit geplanten Anlagen an den Standorten in Wackersdorf und Dragahn dadurch, daß die letzteren auf einem Großzellenkonzept und der fernhantierungsgerechten Modultechnik (FEMO-Technik) basieren.

Die wesentlichen Teilsysteme der Modellanlage sind:

- a) Brennelement-Lagerung in Transportbehältern, die die Strahlenabschirmung übernehmen. Sie sind gegen Einwirkung von Außen ausgelegt. Die Kapazität des Brennelement-Eingangslagers für die Wiederaufarbeitung beträgt 200 t Schwermetall.
- b) Wiederaufarbeitung mit den Schritten

- Zerkleinerung der Brennelemente und Auflösung des Brennstoffs mit Salpetersäure,

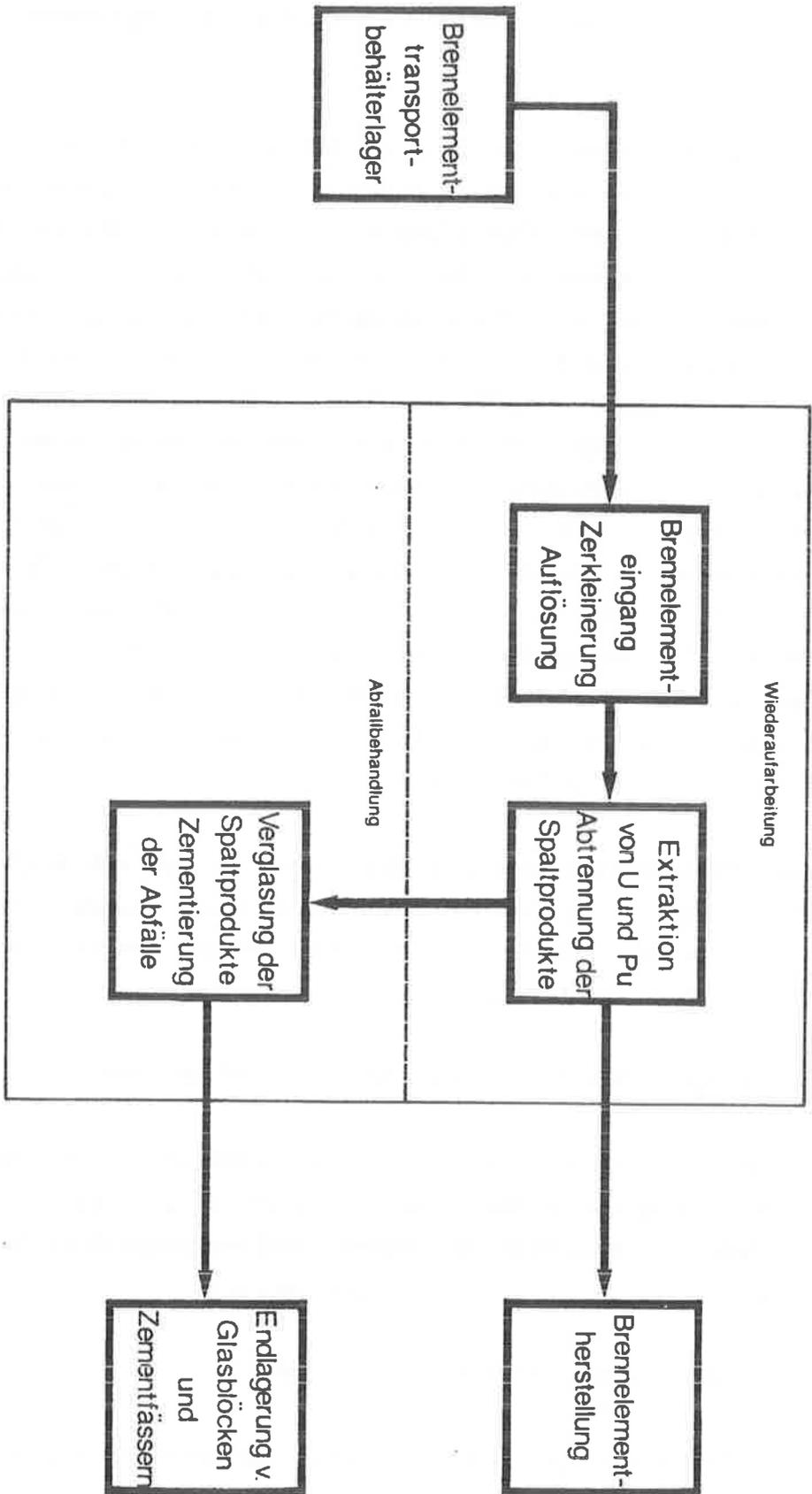


Abb. 1.2-2: Schematisiertes Blockdiagramm der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung

- Abtrennung des wiederverwertbaren Urans und Plutoniums von den radioaktiven Abfällen (Spaltprodukte und Transurane) durch Extraktion mit dem organischen Lösungsmittel Tributylphosphat (TBP),
  - Reinigung des Urans von Plutonium und Spaltproduktresten in den Uranzyklen,
  - Reinigung des Plutoniums von Uran und Spaltproduktresten in den Plutoniumzyklen,
  - Reinigung sowie Rückgewinnung des organischen Lösungsmittels und der Säure.
- c) Abfallbehandlung zur Herstellung endlagerfähiger Produkte (Konditionierung) mit den Schritten der
- Verglasung hochaktiver Abfalllösungen nach dem PAMELA-Verfahren,
  - Abtrennung tritiumhaltiger Wässer,
  - Zementierung der übrigen Abfalllösungen,
  - Zementierung fester Abfälle,
  - Lagerung der konditionierten Abfälle bis zum Transport in das Endlager.

Die meisten Prozeßschritte erfolgen in sogenannten heißen Zellen, die als Mehrfachbarrierensysteme ausgelegt sind. Sie sind mit der Außenwelt über ein vielfältiges System von Filtern und weiteren Rückhaltekomponenten (Abgas- und Abluftsysteme) und über einen Kamin verbunden, die die Schadstoffrückhaltung bzw. die Verringerung der Schadstoffkonzentration gewährleisten.

### 1.2.3 Referenzsystem zur Modellierung von Transporten radioaktiven Materials

Die im PSE-Fallbeispiel zu transportierenden Mengen radioaktiven Materials entsprechen dem erwähnten Betrieb von 11 Kernkraftwerken (Leichtwasserreaktoren) mit einer elektrischen Leistung von ca. 14 GW und einer Wiederaufarbeitung mit einem Durchsatz von 350 t abgebrannter Brennelemente pro Jahr. Dem Entsorgungskonzept ist eine vollständige Rezyklierung des spaltbaren Urans als Uranoxid und des Plutoniums als Uran-Plutoniummischoxid (MOX-Pulver) in diesen 11 Kernkraftwerken (thermische Rezyklierung) zugrunde gelegt.

Für den Transport wurden Referenzbehältertypen angenommen, die hierfür die deutsche Zulassung besitzen.

Betrachtet wurden Transporte radioaktiver Stoffe auf der Straße und auf der Schiene für zwei räumlich unterschiedliche Entsorgungsstrategien:

- a) mit einem gemeinsamen Standort für Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung, MOX-Brennelement-Fertigung und Endlagerung (sog. Nukleares Entsorgungszentrum NEZ),
- b) mit getrennten Standorten für Wiederaufarbeitung einschließlich Abfallbehandlung, MOX-Brennelement-Fertigung und Endlagerung (sog. Integrierte Entsorgung IE).

Bei der Strategie a) besteht das System aus Transporten von abgebrannten Brennelementen aus Kernkraftwerken direkt oder über externe Zwischenlager zum NEZ, aus Transporten von radioaktiven Abfällen von den Kernkraftwerken zum NEZ und aus dem Transport von Uranylнитratlösungen vom NEZ zur Anlage für die Urankonversion.

Bei der Strategie b) erhöhen sich die Transportstrecken um die Wege

von der Wiederaufarbeitung zum Endlager (hoch-, mittel- und schwachaktive Abfälle) und von der Wiederaufarbeitung zur MOX-Brennelement-Fertigung.

Maßnahmen zum Schutz der Transporte, wie z.B. gegen Überfälle (Sicherungsmaßnahmen) wurden nicht mitbetrachtet. Ausreichende Dekontaminationsmaßnahmen, d.h. Abtragung des kontaminierten Erdreiches nach möglichen Transportunfällen, wurden als Gegenmaßnahme bei der Berechnung der Strahlenexposition vorausgesetzt.

#### 1.2.4 Referenzanlage zur Modellierung der Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Salzstock

Als Vorlage für ein Endlager-Bergwerkskonzept diente die vorläufige, standortunabhängige Planung der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) für ein Endlager in einem Salzstock in ca. 800 Meter Teufe. In dem Endlager sollen neben schwach- und mittelaktiven Abfällen auch hochradioaktive wärmeentwickelnde Abfälle aus der Wiederaufarbeitungsanlage, wie sie in Deutschland vorgesehen ist, eingelagert werden (siehe Abb. 1.2-3). Die Bedarfsplanung geht von einem Inventar radioaktiver Abfälle entsprechend einem elektrischen Energieverbrauch von 2500 Gigawattjahren aus Kernkraftwerken, erzeugt in 50 Betriebsjahren, aus.

Das Grubengebäude besteht aus zwei Flügeln, jeweils einem für die Endlagerung in senkrechten Bohrlöchern und einem für die Endlagerung in Kammern. Die 300 m langen, etwa 50 m voneinander entfernten Bohrlöcher reichen damit bis in eine Teufe von 1100 m. Das sog. Mittelfeld, die Verbindung zwischen den Endlagerflügeln, enthält die untertägige Infrastruktur und die zwei Schächte.

Der Bohrlochflügel dient zur Aufnahme wärmeentwickelnder Abfälle aus der Wiederaufarbeitung, der Kammerflügel zur Aufnahme der übrigen Ab-

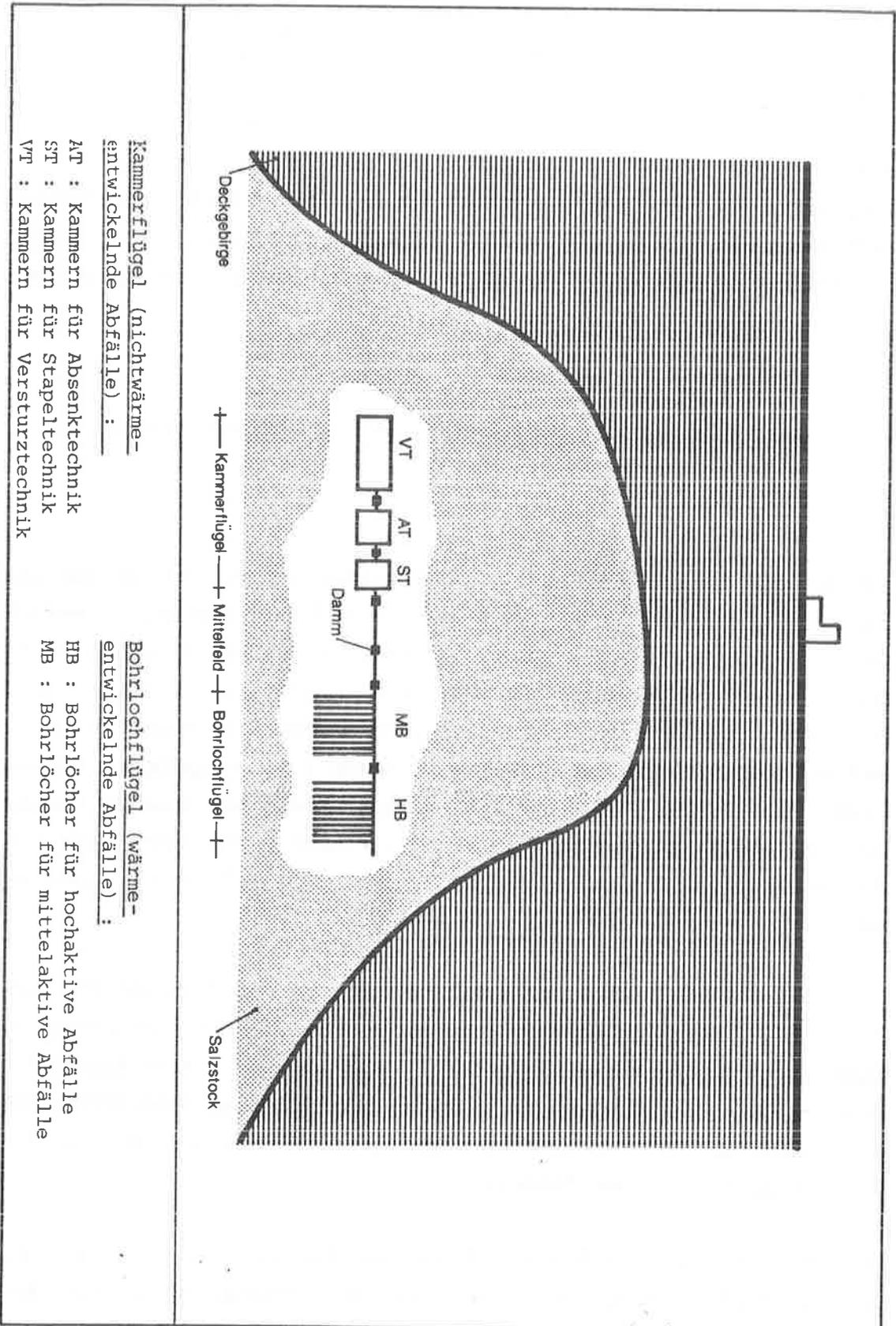


Abb. 1.2-3: Vorläufiges Planungskonzept für ein Endlager in einem Salzstock als Basis für die beispielhafte Erprobung der PSE-Vorgehensweise.

fälle aus Wiederaufarbeitung, Kernkraftwerken, Forschungszentren, Landessammelstellen und von Abfällen sonstiger Abfallverursacher. Die Endlagerung in Kammern erfolgt nach drei unterschiedlichen Einlagerungstechniken: Absenk-, Versturz- und Stapel-Technik.

Die Einlagerung ist im Rückbau vorgesehen. Abgeworfene Feldesteile werden mit Versatz (Steinsalz, das beim Abbau anfiel) gefüllt und durch Abschlußbauwerke (Dämme) gegen noch offene Feldesteile abgeschlossen. Nach Beendigung des Endlagerbetriebes werden Grubengebäude und Schächte nach geeigneten Methoden versiegelt, so daß in der Nachbetriebsphase ein Kontroll- und Überwachungsprogramm überflüssig ist.

Der Einlagerung geht eine untertägige Erkundung voraus. Erst danach kann entschieden werden, ob die Einlagerung radioaktiver Stoffe möglich ist, und wie Strecken und Einlagerungsörter angeordnet werden sollen, um ein Eindringen von Wasser in das Grubengebäude nach menschlichem Ermessen auszuschließen.

### 1.3 Vorgehensweise bei Sicherheitsanalysen

#### 1.3.1 Allgemeine Bemerkungen

In allen kerntechnischen Anlagen wird durch ein System von Barrieren dafür gesorgt, daß radioaktive Stoffe nur in so geringen Mengen freigesetzt werden, daß sie keine wesentliche Strahlenbelastung des Betriebspersonals und der Bevölkerung in der Umgebung hervorrufen können. Dies gilt sowohl für den störungsfreien Betrieb als auch für das Auftreten von Störfallereignissen. Die Höhe der jeweils zulässigen maximalen Strahlenexposition (Belastung) ist in der Strahlenschutzverordnung festgelegt.

Die Barrieren, aus denen die betrachteten Schutzsysteme zusammenge-

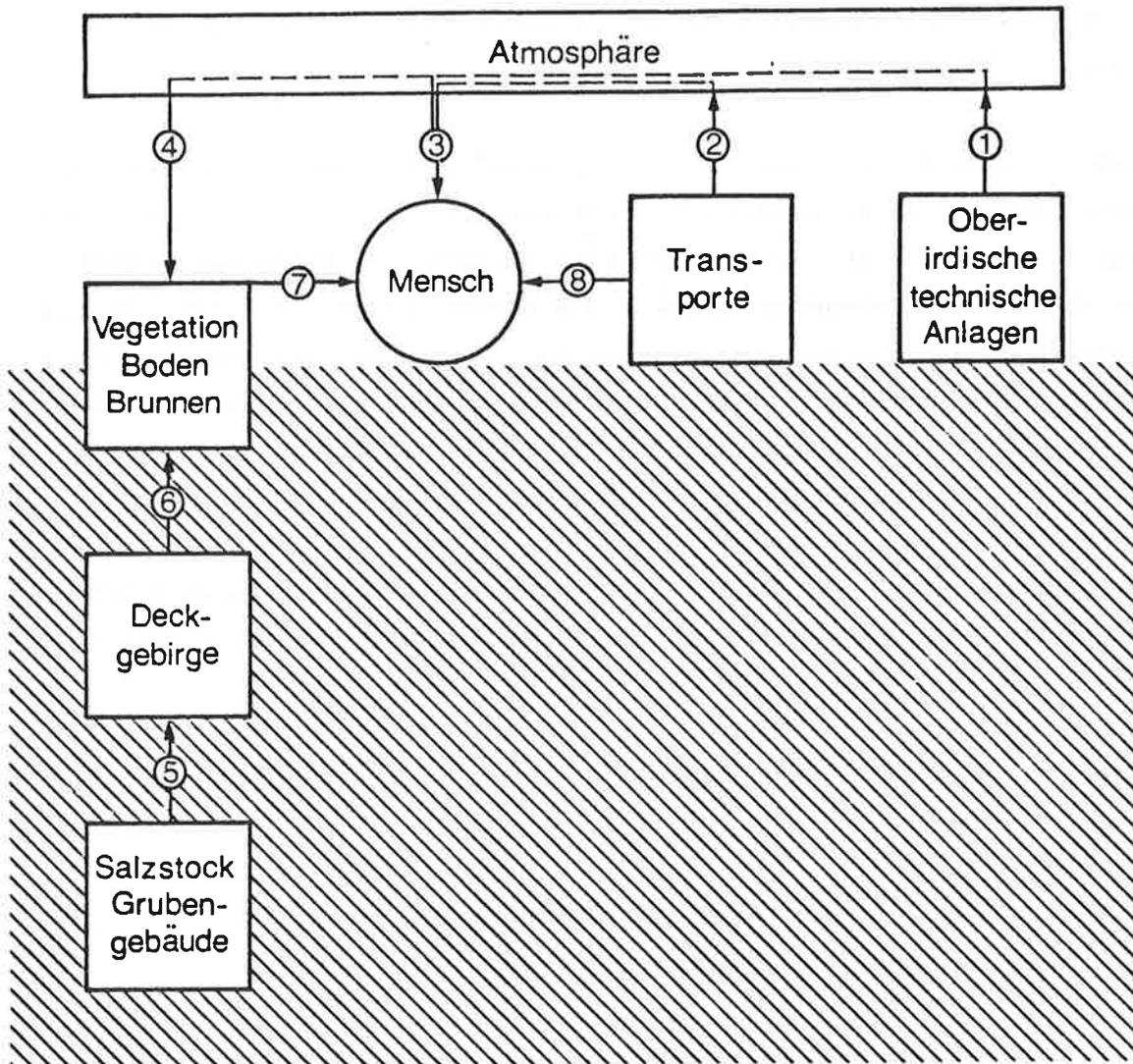
setzt sind, bestehen im einfachsten Falle aus abgrenzenden Wänden, aber auch aus technischen Vorrichtungen wie Ventilen, Pumpen, Wärmetauschern oder aus physikalischen/chemischen Effekten, die die Wirkung des ganzen Systems beeinflussen können. Die Barrierenwirkung liegt darin, daß durch Verdünnung, Rückhaltung oder Verzögerung (Abklingen) die Mengen oder Konzentrationen von Schadstoffen reduziert werden. Von solchen Barrierensystemen verlangt man, daß sie ihren Zweck (Konzentrationsbegrenzung) auch dann noch erfüllen, wenn eine oder mehrere Barrieren des Systems ausgefallen sind. Ob dies geschieht (bzw. mit welcher Wahrscheinlichkeit), oder ob es zu überhöhten Freisetzungen kommt (in welcher Stärke und mit welcher Häufigkeit), ist Gegenstand der Sicherheitsanalysen.

Sicherheitsanalysen dieser Art verwenden für oberirdische Einrichtungen der Entsorgung (Transport, Zwischenlagerung, Wiederaufarbeitung), aber auch für die Betriebsphase der Endlager Ereignisbäume und Fehlerbäume, ähnlich wie dies in den Veröffentlichungen der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" erläutert worden ist. Die Ergebnisse sind dann Freisetzungsmengen pro Störfallereignis.

Bei Verwendung der Häufigkeiten einzelner Ereignisketten, ihrer Wirkung (Freisetzungsmengen) und ihrer Dauer (infolge endlicher Reparaturzeiten) lassen sich Erwartungswerte der Freisetzungsmengen pro Jahr angeben ("Freisetzungsrisiko").

Die freigesetzten radioaktiven Stoffe können sich in der Umgebung der betrachteten Anlage sehr verschiedenartig ausbreiten, je nachdem, ob die Freisetzung in großer Höhe über einen Kamin, ob sie bodennah, z.B. bei Transporten, oder ob sie aus untertägigen Anlagen erfolgt. Abb. 1.3-1 zeigt die Ausbreitungswege, die in PSE untersucht wurden. Weiteres hierzu wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

Bei den Sicherheitsanalysen für das Endlager in der Nachbetriebsphase wurden Häufigkeiten für Störfallereignisse nicht berücksichtigt. Dies entspricht der Ansicht, daß zahlenmäßige Angaben zur Wahrscheinlich-



- (1) Freisetzung von Radionukliden (RN) nach Störfallereignissen aus Anlagen der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung.
- (2) Freisetzung von RN aus Transportbehältern nach Verkehrsunfällen.
- (3) Ausbreitung von RN über den Luftweg, Aktivitätszufuhr durch Einatmen (Inhalation) sowie Strahlung aus vorüberziehenden Wolken.
- (4) Aktivitätsabscheidung auf Boden- und Pflanzenoberflächen.
- (5) Freisetzung von RN nach einem Wasserzutritt in ein Endlager für radioaktive Abfälle nach Stilllegung des Bergwerks.
- (6) Ausbreitung von RN in grundwasserführenden Schichten über einem Salzstock und Aktivität in oberflächennahem Grundwasser.
- (7) Aktivitätszufuhr über Nahrungskette und Trinkwasser (Ingestion) sowie Strahlung über radioaktiv kontaminiertem Boden.
- (8) Direkte Strahlung aus Transportbehältern.

Abb. 1.3-1: In PSE untersuchte Wege der Freisetzung und Ausbreitung von Radionukliden sowie der Aktivitätszufuhr zum Menschen.

keit eines Wasserzutritts in das Grubengebäude nur mit großer Unsicherheit gemacht werden können.

Daher schien es im Sinne einer "überschätzenden" Aussage besser, den Wasserzutritt zu unterstellen, auch wenn dieser vermutlich sehr "unwahrscheinlich" ist. Damit haben alle sicherheitstechnischen Ergebnisse zur Nachbetriebsphase des Endlagers eine andere Qualität als die meisten anderen Sicherheitsaussagen zur Entsorgung. Sie sind lediglich bedingte Angaben der Freisetzung, Dosisbelastung usw., d.h. sie gelten nur unter der Bedingung, daß es überhaupt zu einem Eindringen von Wasser oder Salzlösungen in das Grubengebäude kommt.

Jede Modellierung natürlicher oder technischer Systeme soll Erscheinungen und Vorgänge möglichst realistisch darstellen. Dies gilt auch für die Beschreibung sicherheitstechnischer Systeme.

Sollte eine solche Modellierung in realistischer Weise jedoch nicht möglich sein, weil

I) die Parameter und Daten zur Berechnung von Teilsystemen nur ungenau bekannt sind, bzw. weil

II) die Systeme sehr kompliziert aufgebaut sind und aus Teilen bestehen, deren Wirkungsweise (noch) nicht voll verstanden wird,

so muß man sich mit Abschätzungen begnügen. Dabei wird man bei sicherheitstechnischen Problemen stets versuchen, die Modelle so zu verändern, daß die Schätzwerte einer möglichen Gefährdung eher zu groß als zu klein ermittelt werden (pessimistische Werte).

Eine solche Vorgehensweise nennt man **konservativ** und die Ergebnisse **konservative (Schätz-) Werte** .

Sind Teilsysteme zwar voll verstanden und beschreibbar, jedoch wie im **Fall I** die zu verwendenden Daten unsicher, so lassen sich Werteberei-

che dieser Daten angeben, derart daß die Ergebnisse pessimistische werden. In besonderen Fällen kann mit Hilfe von Modellrechnungen durch Parametervariationen ermittelt werden, welches der Bereich ist, der mit Sicherheit zu pessimistischen Resultaten führt.

Bei Unsicherheiten entsprechend **Fall II** kann man in dieser Weise nicht vorgehen. Man kann jedoch meist solche Vereinfachungen der Teilmodelle oder der Einzelbarrieren finden, die mit Sicherheit zu pessimistischen Überschätzungen der Ergebnisse führen. Im äußersten und einfachsten Fall kann z.B. das Weglassen der nicht genau erfaßbaren Einzelbarrieren diese Forderung erfüllen.

Natürlich wird man versuchen, Überschätzungen (Konservativitäten) möglichst klein zu halten. Extreme Abweichungen von der Realität (worst cases) führen fast immer zu leeren und daher unbrauchbaren Aussagen. Ziel einer wissenschaftlich anspruchsvollen, aber z.T. langwierigen sicherheitstechnischen Untersuchung sollte es sein:

- konservative Darstellungen und Ergebnisse möglichst eng an die Realität anzuschließen und
- das Bestehen einer Konservativität, also einer Überschätzung, nachzuweisen.

### 1.3.2 Vorgehensweise bei den Sicherheitsanalysen für Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung und Transporte von radioaktiven Materialien

Im oberen Teil der Abb. 1.3-1 sind u.a. die Ausbreitungspfade von Radionukliden aus den in PSE bearbeiteten oberirdischen Anlagen (Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung) und aus den Transporteinrichtungen zu erkennen. Die Wirkung auf Menschen (Betriebspersonal und Bevölkerung) kann entweder direkt durch Strahlung aus Behältern bzw. aus dem

Boden (Wege 8 und 7) erfolgen oder nach der Ausbreitung von radioaktiven Stoffen durch die Atmosphäre (Weg 3) und eventuell nachfolgender Verteilung über Vegetation und Wasser (Weg 7). Im folgenden soll zunächst die Modellierung der Freisetzung aus den oberirdischen Einrichtungen in die Atmosphäre, dann die atmosphärische Ausbreitung und schließlich die Einwirkung auf den Menschen dargestellt werden.

#### 1.3.2.1 Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre nach Störfallereignissen in Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung (Weg 1) sowie nach Transportunfällen (Weg 2)

#### **Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre nach Störfallereignissen in Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung (Weg 1)**

In den in Abschnitt 1.2.2 angeführten Anlagen bzw. Anlagenteilen können Störungen des bestimmungsgemäßen Betriebs prinzipiell nicht ausgeschlossen werden. Dabei können innerhalb einzelner meist eng begrenzter Zellen radioaktive Stoffe aus dem eigentlichen Prozeßbereich verstärkt in das Abluft- bzw. Abgassystem übergehen. Ob es dann zu einer Freisetzung von Radioaktivität direkt aus den Zellen in die Umgebung kommt, oder ob die Filtersysteme der Abluft- oder Abgassysteme den verstärkten Anfall von radioaktiven Stoffen aufnehmen können, soll sicherheitstechnisch untersucht werden. Dies sollte für möglichst alle Störfallereignisse geschehen. Um den Gesamtaufwand zu begrenzen, wurde ein schrittweises Vorgehen gewählt und an den Referenzsystemen erprobt:

- a) Voranalyse zur Identifizierung von Störfallereignissen und zur Klassifizierung in die für eine Analyse wesentlichen und weniger wichtigen Vorkommnisse

Schritte:

- Auswahl von Anlagenteilen mit relativ hohem radioaktiven Inventar.
  - Identifizierung denkbarer physikalischer, chemischer und verfahrenstechnischer Abläufe, die zu Freisetzungen führen können.
  - Abschätzung von Freisetzungsmengen aus dem Kamin unter Einbeziehung üblicher die Konstruktion betreffender Vorkehrungen; Bewertung der Größenordnung der Gefährdung mittels einfacher Berechnungsverfahren für die potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung.
  - Klassifizierung in Vorkommnisse, die vertieft mit probabilistischen Methoden zu untersuchen sind (wesentliche Vorkommnisse) und die mit vereinfachten Methoden ergänzend zu untersuchen sind (weniger wichtige Vorkommnisse).
- b) Vertiefte probabilistische Betrachtung der wesentlichen Störfallereignisse

Schritte:

- Beschreibung des Barrierenverhaltens durch dynamische Modelle anstatt durch Verwendung konstanter Freisetzungsbruchteile.
- Berechnung der Freisetzungsmengen am Kamin pro Störfallereignis durch Simulation von Abläufen.
- Berechnung von Freisetzungshäufigkeiten unter Berücksichtigung der Ausfalldauer (z.B. Reparaturdauern) von Komponenten von Barrieren.
- Auswahl von Ereignisklassen für zeitabhängige Betrachtungen der Ausbreitung in der Atmosphäre und Bestimmung der potentiellen Strahlenexposition.

c) Ergänzende Betrachtung der weniger wichtigen Störfallereignisse

Schritte:

- Berechnung der Freisetzungsmengen am Kamin pro Störfall unter Verwendung konstanter Freisetzungsbruchteile.
- Qualitative und halbquantitative Abschätzung von Eintrittshäufigkeiten.
- Vereinfachte Berechnung der Strahlenexposition entsprechend den Berechnungsgrundlagen des Bundesministeriums des Innern (BMI).
- Überprüfung, ob die kombinierten Vorgehensweisen a) bis c) zu einer umfassenden, d.h. alle wesentlichen Ereignisse abdeckenden Aussage führen; falls nicht, erfolgt Umgruppierung.

Um die gewünschte Flexibilität in der Anwendbarkeit der Methode zu erreichen, wurden vorrangig solche Teilsysteme, Barrieren, physikalisch-chemischen Phänomene und Verfahrensabläufe untersucht, die in ähnlicher Form in unterschiedlichen Planungen einer Wiederaufarbeitungsanlage vorkommen. Sie wurden als "Bausteine" einer Wiederaufarbeitungstechnik bezeichnet. Beispiele hierfür sind Abgas- und Abluftsysteme, Ereignisabläufe in Prozeßschritten oder physikalische Prozesse, die sich an Flüssigkeitsoberflächen und Behälterwänden abspielen können (z.B. Sieden, Verdunsten).

**Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre aus Transportbehältern nach Verkehrsunfällen (Weg 2)**

Im Prinzip wurde eine gleiche Vorgehensweise wie beim **Weg 1** gewählt, bei der man Ereignisketten verfolgt, die zu bestimmten Versagensmecha-

nismen führen können. Diesen ordnet man Wahrscheinlichkeiten zu, die z.B. aus Verkehrsstatistiken stammen können. Als Untermodelle dienen Rechenverfahren, mit denen das Verhalten von Behältern analysiert werden kann. Es wird wie folgt vorgegangen:

- Identifizierung möglicher Störfallereignisse (Transportunfälle) durch Auswertung von Unfallberichten für den Straßen- und Schienentransport und von Literaturangaben.
- Ermittlung von Häufigkeiten der betrachteten Verkehrsunfälle.
- Berechnung von Freisetzungsmengen pro Unfallereignis durch Ermittlung von Belastungen, die auf die Behälter einwirken können, und Analyse des Verhaltens der Behälter unter den identifizierten Lastannahmen.
- Darstellung der Ergebnisse und Auswahl der Ereignisklassen für nachfolgende Ausbreitungsrechnungen.

### **Besonderheit bei den Transportuntersuchungen**

Ergänzend wurde bei **unfallfreier** Beförderung auch die Direktstrahlung betrachtet. Dies wurde abweichend von der übrigen Vorgehensweise in PSE deswegen in die Studie aufgenommen, weil eine vergleichende Berechnungsgrundlage für die Untersuchung im Rahmen der Systemstudie Andere Entsorgungstechniken benötigt wurde.

Grundannahme bei der Berechnung der Direktstrahlung beim unfallfreien Transport ist der international für den Transport als geschlossene Ladung vereinbarte Grenzwert einer maximal zulässigen Dosisleistung von  $10^{-4}$  Sv/h (10 mrem/h) in 2 m Entfernung von den äußeren Seitenflächen des Fahrzeugs. Es wurde angenommen, daß dieser Grenzwert für alle Transporteinheiten und Transportgüter erreicht wird. Diese Modellan-

nahme liegt auch anderen Sicherheitsstudien, z.B. der SANDIA-Studie zugrunde. Wie Messungen der Deutschen Bundesbahn aus dem Jahre 1983 an beförderten radioaktiven Stoffen zeigten, liegt für die überwiegende Zahl transportierter radioaktiver Sendungen die Dosisleistung um eine Größenordnung unter diesem Grenzwert. Für eine statistische Auswertung ist das vorliegende Material der Bundesbahn allerdings nicht ausreichend, so daß stets zulässige obere Grenzwerte zugrunde gelegt wurden.

Mit den obigen Annahmen wurde die Strahlenexposition von einzelnen Personen und Personengruppen (Kollektive) im Abstand von 2 bis 1000 m beiderseits der Transportwege unter Berücksichtigung verschiedener Abschirm- und Korrekturfaktoren berechnet. Weitgehend lehnt sich diese Vorgehensweise an die Studie von SANDIA, USA an.

#### 1.3.2.2 Ausbreitung von Radionukliden über den Luftweg (Wege 1,2,3 und 4) und Berechnung der Strahlenexposition nach Störfallereignissen in oberirdischen Einrichtungen der Entsorgung und nach Transportunfällen (Weg 3 und 7)

Im Rahmen der PSE-Vorgehensweise wird die Angabe von Strahlenexpositionen aus zwei Gründen benötigt:

- a) für das Endergebnis der Sicherheitsanalyse,
- b) für das Zwischenergebnis zur Klassifizierung von Störfallereignissen (Kap. 1.3.2, Abschnitt a), da Freisetzungsmengen allein keine ausreichende Bewertungsgröße darstellen.

In Anlehnung an Vorgehensweisen der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" wurden in PSE komplexe Ausbreitungsmodelle entwickelt, die u.a.

die Wetterstatistiken, kurzfristige Wetteränderungen und die Auswirkungen unterschiedlicher jahreszeitlicher Eintrittszeitpunkte der Störfallereignisse berücksichtigen. Sie unterscheiden sich wegen dieses zeitabhängigen Charakters wesentlich von dem deterministischen Modell der "Berechnungsgrundlagen" des BMI.

Beide Modelle, das deterministische der "Berechnungsgrundlagen" und das zeitabhängige von PSE, gelten nur dann, wenn die Emissionshöhe übliche Werte (Kaminhöhen) nicht unterschreitet. Da bei unfallbedingten Freisetzungen während der Transporte radioaktiven Materials nur geringe Emissionshöhen zu erwarten sind, wird in diesen Fällen von PSE (Weg 2, 3 und 4 der Abb. 1.3-1) als ein weiteres Modell ein Teilchen-Simulationsmodell (Lagrange-Modell) verwendet. Dieses Modell simuliert die Ausbreitung einzelner Schadstoffteilchen und ist bei bodennahen Freisetzungen sinnvoll einsetzbar.

Insgesamt ergaben sich in PSE folgende Vorgehensweisen für die Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung und für die Expositionsberechnung:

a) mit vereinfachten Modellen: Klassifizierung von Störfallereignissen:

- Berechnung der Ausbreitung mit vereinfachten Modellen, die zumeist Langzeitausbreitungsfaktoren für Wetterbedingungen enthalten.
- Multiplikation mit Eintrittshäufigkeiten, Darstellung als Erwartungswerte ("Farmer"-Diagramme; kumulative komplementäre Häufigkeitsverteilung).

b) mit zeitabhängigen Modellen (PSE-Modell): Berechnung der potentiellen Strahlenexposition für die wesentlichen Ereignisklassen (Endergebnisse):

- Wetterabläufe bei variierenden Wetterbedingungen.
- Aktivitätszufuhr über Inhalation, über Nahrungskette, durch Aufenthalt auf radioaktiv kontaminierten Flächen und aus vorüberziehenden Wolken mit zeitabhängigen Kompartimentmodellen. Parameter hierbei sind z.B. Bevölkerungsverteilung, Bodennutzung und Faktoren für den Transfer von Radionukliden in der Nahrungskette. Beim Transfer aus dem Boden in die Pflanze wurden im Rahmen von PSE Ergebnisse experimenteller Untersuchungen über die Wanderung von Radionukliden in Böden berücksichtigt.
- Multiplikation mit Eintrittshäufigkeiten für Störfallereignisse. Darstellung als Erwartungswerte der Strahlenexposition in Tabellen oder Diagrammen (z.B. als kumulative komplementäre Häufigkeitsverteilung).

### 1.3.3 Vorgehensweise bei der Sicherheitsanalyse der Endlagerung radioaktiver Abfälle

Im Rahmen von PSE wurden Sicherheitsanalysen des Endlagers nur für die Nachbetriebsphase durchgeführt, in der das Endlager verfüllt und sicher abgeschlossen ist, so daß man das Lager ohne weitere Überwachung sich selber überlassen kann. In diesem Zustand können radioaktive Stoffe in wirksamer Form nur dann aus dem Endlager in die Biosphäre zurückgelangen, wenn Wässer oder Salzlösungen in das verfüllte Grubengebäude eindringen, die Radionuklide aus den eingelagerten Gebinden auslaugen und die gelösten Substanzen in das Grundwasser im Deckgebirge transportieren können.

Die Wahrscheinlichkeit für ein solches Eindringen von Salzlösungen in das Grubengebäude dürfte sehr klein sein, da man versuchen wird, aufgrund der untertägigen Erkundung durch eine geeignete Auslegung des

Grubengebäudes das Eindringen von Salzlösungen zu vermeiden. Da es z.Zt. jedoch nicht möglich ist, die Wahrscheinlichkeit zu berechnen und in einer Risikobetrachtung zu verwenden, wurde (siehe auch Kap. 1.3.1) unterstellt, daß über eine Wegsamkeit Salzlösungen in das Grubengebäude gelangen und einen Teil der eingelagerten Radionuklide mobilisieren können. Die Aufgabe bestand dann darin, in konservativer Weise

- die Anteile der Inventare der jeweiligen Radionuklide zu bestimmen, die aus dem Salzstock in das Deckgebirge freigesetzt werden können,
- die maximale Konzentration der Radionuklide in der Nähe der Erdoberfläche nach der Ausbreitung im Grundwasser des Deckgebirges zu bestimmen,
- die Strahlenexposition (maximale Individualdosis) in der Umgebung des Endlagers zu berechnen, wenn auf möglichen, denkbaren Pfaden diese Radionuklide bis zu den Menschen gelangen.

Auf die Modellierung dieser Hauptabschnitte einer Freisetzung aus dem Endlager bis hin zum Menschen soll im folgenden eingegangen werden.

#### 1.3.3.1 Modellierung der Freisetzung von Radionukliden aus dem Grubengebäude in das Deckgebirge (Weg 5)

Mehrere Einzelereignisse und Vorgänge werden zu einem Szenario zusammengefaßt, das die Mobilisierung von Radionukliden und die Freisetzung ins Deckgebirge beschreibt. Die Bestandteile des Szenarios sind:

- Eindringen von Lösungen aus wasserführenden Schichten des Deckgebirges in das Grubengebäude unter der Wirkung des Wasserdrucks und bei Berücksichtigung der Strömungswiderstände von verfüllten Strecken, Dämmen, Verschlüssen usw.
- Konvergenz der Hohlräume im Salzstock, hervorgerufen durch den Gebirgsdruck auf das plastisch verformbare Salzgestein. Dies verursacht mit der Zeit veränderliche Strömungswiderstände in den verfüllten Strecken und einem Teil der Verschlüsse. Die Konvergenzgeschwindigkeit ist abhängig von Temperatur, Druck und eventuellem Stützdruck durch die eingedrungene Salzlösung.
- Auslaugung von Radionukliden aus den Verfestigungsmaterialien Glas bzw. Beton (nach Zerstörung der Behälterwände). Die Menge der in die Salzlösung freigesetzten Radionuklide ist abhängig von der Lösungsmenge und der elementspezifischen Löslichkeitsgrenze. Vergrößerung der Lösungsmenge durch Umwälzung (Effekt von Wärmeentwicklung und Gasproduktion durch Radiolyse).
- Auspressen von Salzlösungen mit den darin gelösten Nukliden bei weiterer Verkleinerung des Porenvolumens im Versatz durch Konvergenz. Freisetzung in das Deckgebirge.

Als Folge eines solchen Szenarios werden Radionuklide aus dem Endlager in das Deckgebirge freigesetzt. Dies geschieht jedoch nicht vollständig, da die verbleibende Barrierenwirkung des Salzstocks bzw. des verfüllten Grubengebäudes den überwiegenden Teil des eingelagerten Radionuklidinventars zurückhält und außerdem die Freisetzung über einen äußerst langen Zeitraum verteilt.

Zur Modellierung der Barrierenwirkung des Grubengebäudes bzw. der Freisetzung aus dem Salzstock sind theoretische Untersuchungen und Experimente durchgeführt worden (s. hierzu die Fachbände 15 und 16).

Diese bilden die Grundlage für Modellansätze der einzelnen Effekte im Grubengebäude, die zu dem Rechenprogramm EMOS (s. Kap. 1.4.1) verkoppelt worden sind. Sensitivitätsuntersuchungen, die mit Hilfe dieses Programms durchgeführt wurden, erlauben eine Beurteilung der Bedeutung einzelner Effekte für die gesamte Barrierenwirkung.

#### 1.3.3.2 Ausbreitung von Radionukliden in grundwasserführenden Schichten des Deckgebirges (Weg 6)

Die aus dem Salzstock in das Deckgebirge ausgepreßten (freigesetzten) Radionuklide werden vom Grundwasserstrom erfaßt und entsprechend der Freisetzungsrate und der Grundwassergeschwindigkeit verdünnt. Eine weitere Verdünnung entsteht durch Diffusion und Dispersion. Durch Sorption der Nuklide an den Festkörpern im Deckgebirge (Sande, Tone, etc.) erfolgt eine zeitweilige Fixierung der Nuklide und damit eine z.T. starke Verzögerung des Transports durch das Deckgebirge. Diese Verzögerung ist besonders dann sehr wirkungsvoll, wenn dadurch die effektive Transportzeit des jeweiligen Nuklids groß im Verhältnis zu seiner Zerfallszeit (Halbwertszeit) ist.

Damit besitzt das Deckgebirge die typischen Merkmale eines Barrierensystems, das imstande ist, durch Verdünnung, Rückhaltung und Verzögerung die Konzentration und damit die Wirkung von Schadstoffen stark zu reduzieren.

Alle genannten physikalisch-chemischen Effekte können in Modellen erfaßt und ihr Zusammenwirken mit Computerprogrammen berechnet werden. Dazu diente in PSE das Programmsystem SWIFT der amerikanischen Firma Intera nach Anpassung an die Gegebenheiten des Deckgebirges über dem Salzstock von Gorleben.

Die Einzelschritte der Vorgehensweise für den Bereich des Deckgebirges

lassen sich wie folgt beschreiben:

- Datenermittlung im Rahmen des Standortuntersuchungsprogramms Gorleben und Beschreibung der hydrogeologischen und hydraulischen Verhältnisse des Deckgebirges.
- Datenermittlung in Laborexperimenten zum nuklidspezifischen Sorptionsvermögen grundwasserführender Schichten.
- Modellierung des Radionuklidtransports durch das Deckgebirge mit Hilfe von Grundwasserfließmodellen:
  - \* Aufbau eines 3-dimensionalen Übersichts-Modells, das die großräumige Grundwasserbewegung am Standort ermittelt, darauf aufbauend
  - \* Ableitung der Randbedingungen für ein 3-dimensionales Detailmodell, welches das relativ eng begrenzte Hauptausbreitungsgebiet über dem Salzstock, insbesondere in der Gorleber Rinne beschreibt,
  - \* Berechnung von Aktivitätskonzentrationen für einzelne Radionuklide als Funktion von Ort und Zeit mit dem Detailmodell.

#### 1.3.3.3 Modellierung der Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Endlagers (Weg 7)

Bei Kenntnis der maximalen Nuklidkonzentrationen im Grundwasser kann die maximale Strahlenexposition (Individualdosis) eines Menschen in der Umgebung des Endlagers unter Berücksichtigung verschiedener Expositionspfade berechnet werden. Im Rahmen von PSE wurden dazu die Akti-

vitätszufuhr über

- Trinkwasser,
- Beregnung (Pflanzen) und
- Viehtränke (Milch, Fleischverzehr)

aus grundwasserführenden oberflächennahen Schichten berücksichtigt, und zwar am Ort und zum Zeitpunkt maximaler Konzentration des jeweiligen Radionuklids.

Bei Beachtung der landesüblichen landwirtschaftlichen Verfahrensweisen, der Ernährungsgewohnheiten, der am Endlagerort geltenden Vegetationsmerkmale und der Rückhalteeigenschaften des Erdbodens wurden die Organdosen (Sv) pro Aktivitätseinheit (Bq) im Grundwasser berechnet. Hierbei wurde im wesentlichen die Empfehlung der Publikation 30 der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) berücksichtigt. Dies bezieht sich vor allem auf das "Kompartimentmodell" und die differenzierten Stoffwechselmodelle.

Als Ergebnis ist in der Umgebung des Endlagers für alle Radionuklide die effektive Äquivalentdosis am Ort und zum Zeitpunkt maximaler Strahlenexposition berechenbar (maximale Individualdosis).

#### 1.4 Übersicht über die im Projekt erzielten Ergebnisse

Im Rahmen eines so umfangreichen Projekts wie PSE wurden sehr verschiedenartige Ergebnisse erzielt, die einerseits zur Erfassung und Beschreibung von Teilaspekten einzelner Barrieren wichtig sind, andererseits aber auch zur Beurteilung der Wirkung ganzer Barrierensysteme dienen können. Da die Planung dieser Systeme z.Zt. noch nicht abgeschlossen ist, können Gesamtergebnisse nur beispielhaft erzielt werden. Die im folgenden angeführten Fallbeispiele geben daher nur die

Größenordnung und die Tendenz an, in der später genauere Ergebnisse zu erwarten sind. Im übrigen ist die Durchrechnung ganzer Barrierensysteme sehr geeignet, das Zusammenwirken der Teilmodelle im Gesamtmodell zu erproben.

#### 1.4.1 Art der Ergebnisse

Die PSE-Ergebnisse liegen in verschiedener Form vor; dabei sind die in PSE genutzten Eingangsdaten und Randbedingungen teilweise von den Arbeitsgruppen im Rahmen des Projektes erarbeitet, teilweise von anderen Gruppen oder aus Literaturangaben übernommen worden.

#### **Beschreibung physikalischer, chemischer und verfahrenstechnischer Abläufe**

bei Störfallereignissen in zum Teil sehr unterschiedlichen technischen und geologischen Systemen.

Beispiele: Das dynamische Verhalten von Filtern in Abgassystemen, Mechanismen der Korrosion von Abfallprodukten, Mechanismen der Radionuklidrückhaltung in geologischen Medien, Lösungstransportvorgänge in untertägigen Hohlräumen eines Endlagers in einem Salzstock, Kompaktierung des Versatzes im Grubengebäude durch Konvergenz.

#### **Modelle und Rechenverfahren ,**

die die Abläufe mathematisch beschreiben.

Beispiele: Modelle zum Versagen von Transportbehältern aufgrund unfallbedingter Belastungen, Mobilisierung von Radionukliden aus Abfallbinden im Kontakt mit Salzlösungen, Änderung des Porenvolumens im Versatz.

**Computerprogramme ,**

in denen Einzelmodelle zu Systemmodellen verkoppelt sind. Sie dienen der Berechnung von Freisetzungen und Strahlenexposition.

Beispiele: Siehe Tabelle 1.4-1.

**Daten und Parameter ,**

die für die Berechnungen erforderlich sind.

Beispiele: Radioaktive Inventare, Zuverlässigkeitskenndaten von technischen Komponenten, Daten aus dem Standorterkundungsprogramm Gorleben, Transferfaktoren.

**Demonstrationsrechnungen und Parameterstudien ,**

die die Anwendbarkeit der PSE-Methoden, Modelle und Computerprogramme zeigen und auf wichtige Einflußgrößen hinweisen.

**Aus den Demonstrationsrechnungen abgeleitete Zahlenwerte ,**

die Orientierungshilfen für weitere Entwicklungs- und Planungsarbeiten darstellen können und Rückschlüsse für eine sicherheitstechnische Bewertung von Teilsystemen ermöglichen. Die den Berechnungen zugrunde liegenden Modellanlagen sind an keinen konkreten Standort gebunden (Ausnahme: Deckgebirge Gorleben). Sie entsprechen in einigen Punkten nicht mehr dem aktuellen Stand der Planung.

1.4.2 Aussagen zu entwickelten Modellen, Programmen und Basisdaten

Als ein weiteres Ergebnis von PSE liegen Vorgehensweisen, Methoden und Rechenprogramme für eine Sicherheitsanalyse des Gesamtsystems der nu-

| Übergeordnete Programme          | Kurzbeschreibung  | detaillierte Beschreibung im Fachband | Einrichtung                                    |
|----------------------------------|---|---------------------------------------|--|
| ACCIDOS<br>AERODOS               | Berechnungsmodell für die Strahlenexposition entsprechend den deutschen "Berechnungsgrundlagen" (§ 28,3 und § 45 der StrSchV.)  | Nr. 9                                 | GWU, Aldenhoven                                |
| BAMBUS,<br>ECOSYS                | Deterministisches, zeitabhängiges Simulationsmodell für die Strahlenexposition mit einem detaillierten Submodell für die Ingestion (ECOSYS)   | Nr. 9<br>Nr.19                        | GSF, München                                   |
| EMOS                             | Deterministisches, zeitabhängiges Simulationsmodell für die Berechnung der Freisetzung von Radionukliden aus einem Endlager in einem Salzstock                                      | Nr.15<br>Nr.16                        | TU Berlin                                      |
| EVENT                            | Deterministisches Modell für die Freisetzung von Radionukliden aus Abfallanlagen (komplexe, dynamische Modellierung des Lüftungssystems)  | Nr. 2                                 | DS, Friedrichshafen (übernommen von LASL, USA) |
| LASAT                            | Teilchen simulationsmodell zur Berechnung der Schadstoffausbreitung speziell für bodennahe Freisetzung  | Nr. 8                                 | DS, Friedrichshafen                            |
| MUSEMET                          | Erweitertes, Gauß'sches Föhnenmodell (quasi instationäres deterministisches Volumenquellenmodell) zur Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung für wechselnde Wetterbedingungen | Nr. 9                                 | KFA, Jülich                                    |
| Quellterm-<br>Programm-<br>Paket | Einzelprogramme für Zwischenschritte bei der Analyse von Eintrittsursachen und Abfläufen von Störfallereignissen bei der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen         | Nr. 2                                 | DS, Friedrichshafen                            |
| RIDO                             | Probabilistisches Simulationsmodell für die Freisetzung von Radionukliden aus oberirdischen Einrichtungen mit einer zeitabhängigen Beschreibung des Barrierenverhaltens             | Nr. 3                                 | TU Berlin                                      |
| STAR                             | Probabilistisches Modell für die Freisetzung von Radionukliden aus oberirdischen Einrichtungen mit einer stattd. näheren Beschreibung des Barrierenverhaltens                       | Nr. 4<br>Nr. 5                        | NUKEM, Hanau                                   |
| SWIFT                            | Radionuklid-Transport-Modell für die Migration in grundwasserführenden Schichten  | Nr.18                                 | TU Berlin (übernommen von INTERA USA)          |

Tab. 1.4-1: Im Rahmen von PSE entwickelte bzw. der PSE-Vorgehensweise angepaßte übergeordnete Rechenprogramme für Modelle der Freisetzung und Ausbreitung von Radionukliden

klaren Entsorgung vor, mit denen die möglichen Konsequenzen von Störfallereignissen abgeschätzt werden können. Dies sind sowohl Computerprogramme für die Freisetzung von Radionukliden aus Anlagen als auch Programme, die die Ausbreitung in der Luft, im Grundwasser und in der Nahrungskette beschreiben. Sie ermöglichen eine weitgehend konservative Berechnung der zeitabhängigen, potentiellen Strahlenexposition.

Eine Übersicht über die in PSE neu entwickelten bzw. für eigene Belange angepaßten größeren Computerprogramme gibt Tabelle 1.4-1. Die ihnen zugrunde liegenden Abläufe und Modellannahmen sind in den Kapiteln 2 bis 4 des Zusammenfassenden Abschlußberichtes sowie ausführlich in den entsprechenden Fachbänden beschrieben.

Die von PSE verwendeten Eingangsdaten und Parameter können ebenfalls den Fachbänden entnommen werden. Diese Daten wurden in regelmäßigen Besprechungen der sicherheitsanalytisch arbeitenden Gruppen mit experimentell arbeitenden Gruppen, u.a. im Rahmen des Projektes Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung (PWA) und des Vorhabens "Nuklidmigration im Deckgebirge des Endlagerstandortes Gorleben" der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB), abgestimmt.

#### 1.4.3 Aussagen zu den gerechneten Fallbeispielen

Die durchgeführten Demonstrationsrechnungen und ihre Varianten lassen erkennen, daß es im Bereich der Entsorgung möglich ist, mit der PSE-Methodik Entsorgungsstrategien zu bewerten, zu vergleichen und Anlagenplanungen sicherheitstechnisch einzuschätzen. Vorhandene Schwächen im Instrumentarium oder in den Fallbeispielen sind meist auf ungenügendes Wissen über physikalische, chemische und verfahrenstechnische Detailfragen und fehlende oder ungenaue Daten zurückzuführen. In solchen Fällen sind verwendbare Aussagen zur Sicherheit dadurch erzielt

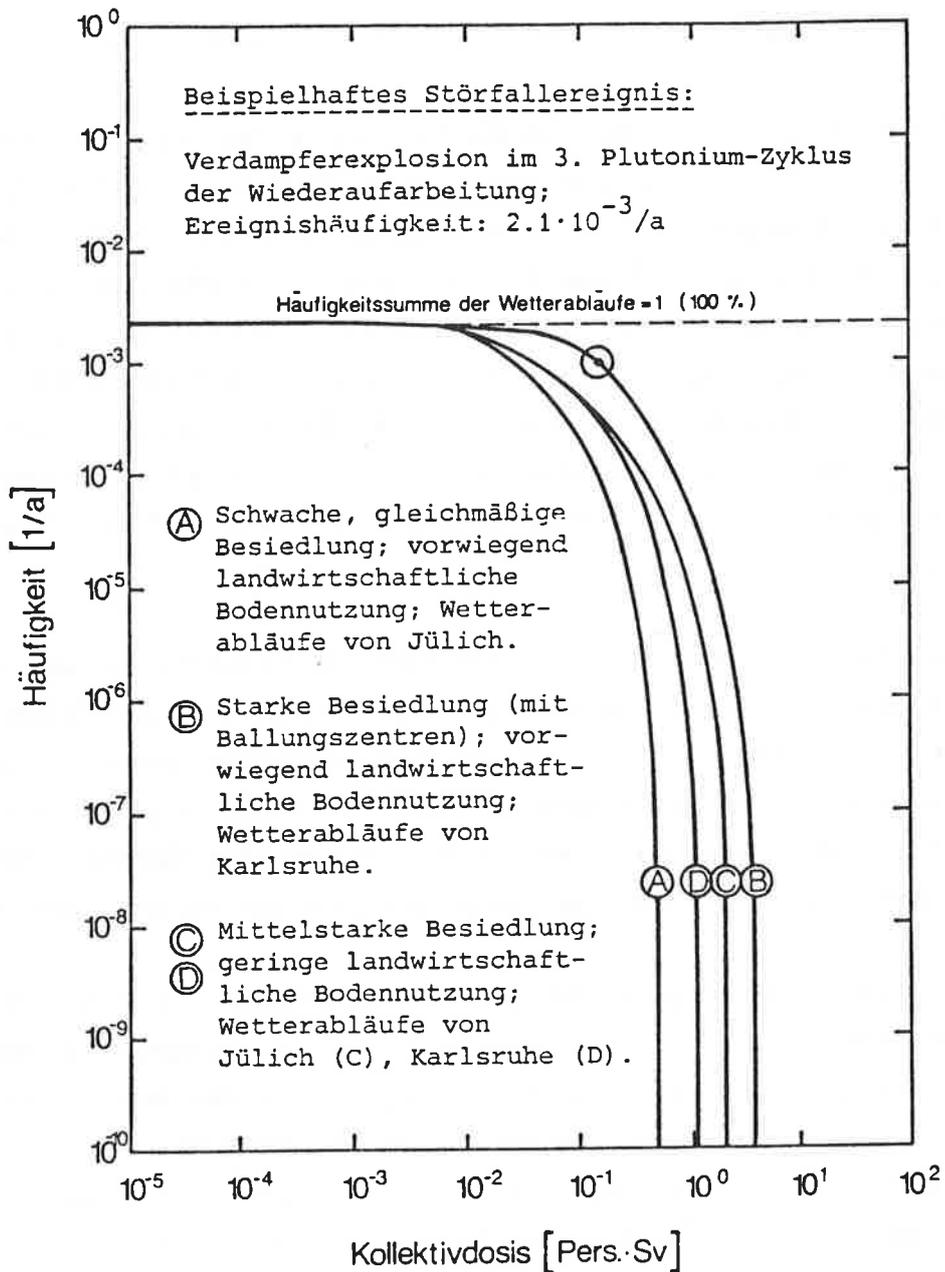
worden, daß Teilergebnisse in konservativer Weise abgeschätzt wurden.

Bei der Sicherheitsanalyse der Wiederaufarbeitung (WA) ist die besondere methodische Vorgehensweise dadurch begründet, daß man es hier nicht wie bei einem Kernkraftwerk mit einer relativ kleinen Zahl von Ereignistypen mit hohen Schadenswirkungen, sondern mit einer Vielzahl von sehr verschiedenartigen Ereignistypen mit kleinen Schadenswirkungen zu tun hat. Störfallabläufe im chemischen Prozeß der Wiederaufarbeitung spielen eine geringe Rolle bei der Sicherheitsbeurteilung der WA-Technik, weil die nachfolgenden Abluft- und Abgassysteme als Barrieren die volle Schutzwirkung für die Umgebung übernehmen können. Entscheidend für die Beurteilung ist daher die Zuverlässigkeit der Abgas- bzw. Abluftanlagen.

Bei der Bewertung zahlenmäßiger Ergebnisse von PSE muß berücksichtigt werden, daß es nicht möglich ist, bei der Identifikation und Beurteilung von Störfallereignissen so detailliert vorzugehen, wie bei bereits existierenden Einrichtungen. PSE-Aussagen sind, soweit sie sich auf Planungsunterlagen beziehen, als erste Orientierungen anzusehen, und nicht als "reale" Angaben auf konkrete Anlagen zu übertragen. Die Aussagen sind aber in ihrer Tendenz allgemein gültig, da sie meist grundlegende Eigenschaften betreffen, die von speziellen Planungsvorgaben unabhängig sind.

Die folgenden Abbildungen und Tabellen zeigen ausschnitthaft einige zahlenmäßige Ergebnisse. Ausführliche Ergebnisse sind in Kap. 2, 3 und 4 dieses Zusammenfassenden Berichts und in den Fachbänden zu finden.

Abb. 1.4-1 verdeutlicht am Beispiel des Störfallereignisses "Verdampferexplosion im dritten Plutoniumzyklus der Wiederaufarbeitung" den Einfluß unterschiedlicher Standorte auf die Strahlenexposition. Mögliche Variationen von Standortparametern (z.B. Bevölkerungsdichte, landwirtschaftliche Nutzung) wurden zu vier Modellstandorten, die typisch für die Bundesrepublik Deutschland sind, zusammengefaßt. Die Schwankungsbreite der potentiellen Strahlenexposition aufgrund der unter-



Aufgetragen ist die Häufigkeitsverteilung einstündiger Wetterabläufe für ein Jahr, multipliziert mit der Störfallereignis-Eintrittshäufigkeit, gegen die Kollektivdosiswerte innerhalb eines 20 km-Umkreises um die nukleare Anlage. Die Darstellungsweise ist die einer komplementären kumulativen Häufigkeitsverteilung. Der hervorgehobene Punkt + besagt z.B., daß mit einer Häufigkeit von 1 in 1000 Jahren am Standorttyp B mindestens eine kollektive Dosis von  $2 \cdot 10^{-1}$  Pers. Sv auftritt. Diese kleine Dosis verteilt sich hier auf etwa 60 000 Personen.

Abb. 1.4-1: Einfluß verschiedener Modellstandorte auf die potentielle Strahlenexposition aufgrund der Variabilität des Wetters

schiedlichen Modellstandorte beträgt etwa eine Größenordnung.

Abb. 1.4-1 zeigt in üblicher Darstellungsweise das Ergebnis einer Sicherheitsanalyse in Form sogenannter komplementärer kumulativer Häufigkeitsverteilungen. In diesem Falle wurden als Ordinate Häufigkeiten aufgrund der Variabilität von 8700 Wetterabläufen eines Jahres multipliziert mit der mittleren Eintrittshäufigkeit des Ereignisses und als Abzisse die zugehörige Mindest-Kollektivdosis innerhalb eines 20 km-Umkreises aufgetragen. Eine andere übliche Darstellungsweise wäre die Angabe von Häufigkeiten für das Eintreten von Störfallereignissen als Ordinate über der Kollektivdosis pro Störfall als Abzisse ("Farmer"-Diagramm).

Die nächste Abb. 1.4-2 zeigt beispielhaft ein Ergebnis für das unterstellte Störfallereignis im Endlager. Dargestellt wird der Zeitverlauf des Wasserzutritts in verschiedene Grubenbereiche eines verfüllten Bergwerkes für radioaktive Abfälle unter den Randbedingungen des PSE-Szenarios "Zufluß von Lauge aus dem Deckgebirge über den Hauptanhydrit in das Mittelfeld des Grubengebäudes zu Beginn der Nachbetriebsphase".

Deutlich wird, daß die Salzlösung nicht plötzlich in alle Einlagebereiche vordringt, sondern langsam zu verschiedenen Zeitpunkten bis an die Abfälle gelangt. Dabei verringert sich das Porenvolumen des Versatzes durch Konvergenz. Unter Konvergenz verstehen wir die Volumenreduzierung von Hohlräumen infolge plastischer Verformung (Kriechen) von festem Steinsalz aufgrund des Gebirgsdrucks. Mit der Verringerung des Porenraums reduziert sich auch die Menge der Lösung, die bis zu den Abfällen vordringen und dort radioaktives Material herauslösen (mobilisieren) kann.

Wenn man keinen Lösungszutritt in der Nachbetriebsphase voraussetzt, ist das Endlager durch Konvergenz bereits nach einigen hundert bis tausend Jahren als praktisch in den Salzstock integriert zu betrachten. Hohlräume sind dann verschwunden, die Porosität des Versatzes ist auf Werte zurückgegangen, die der sehr kleinen des umliegenden Salzge-

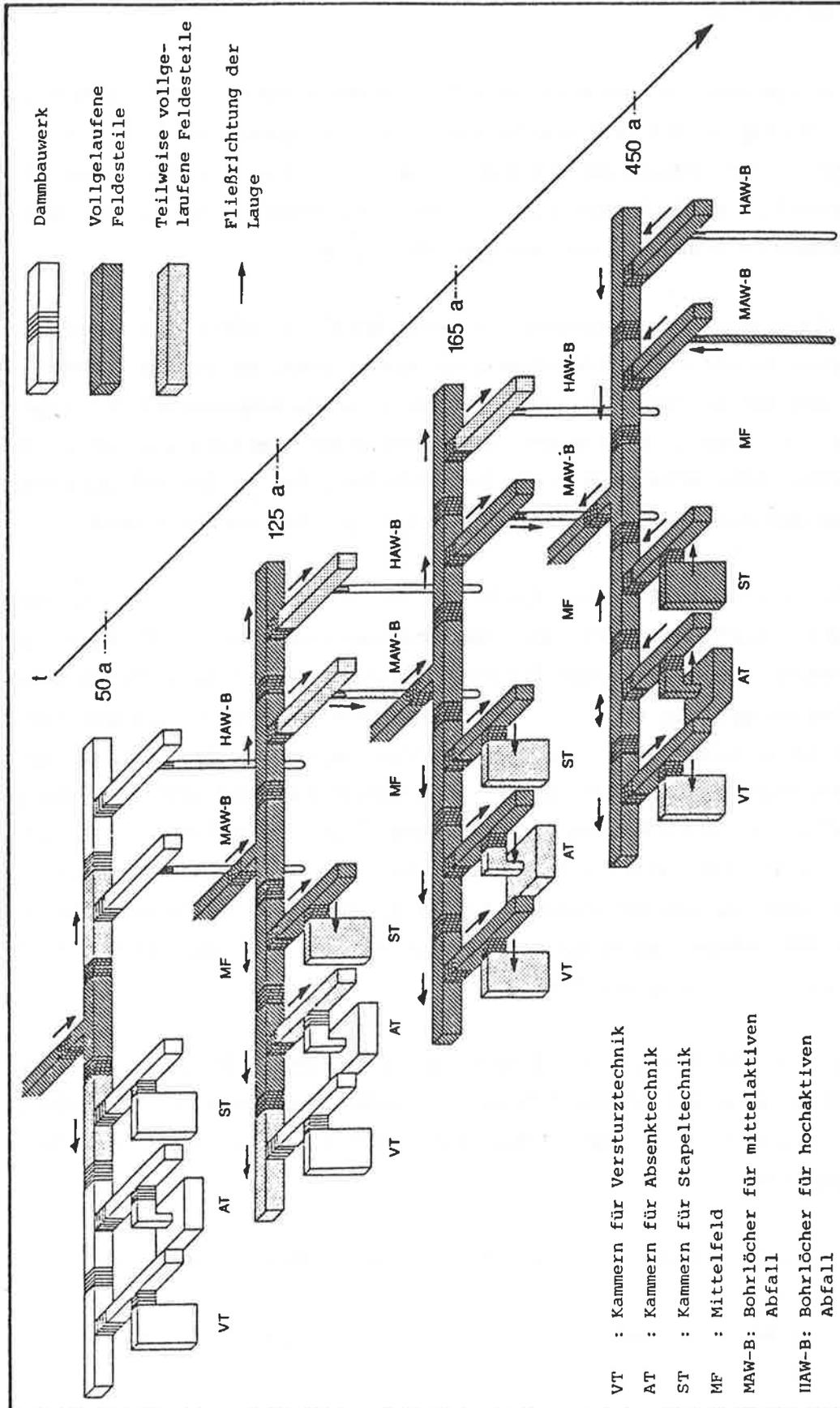


Abb. 1.4-2: Zeitverlauf und Fließrichtung der Lösungsbewegung in einem Grubengebäude, berechnet für das Szenario "Zufluß von Lauge über den Hauptanhydrit ins Mittelfeld zu Beginn der Nachbetriebsphase" und Auspressen durch Konvergenz.

steins entspricht.

Einmal eingedrungene kontaminierte Salzlösungen können durch den Konvergenzvorgang wieder aus dem Salzstock herausgepreßt werden. Die Umkehr der Fließrichtung der Salzlösung als Resultat des Konvergenzeffekts erfolgt im Rechenbeispiel in den verschiedenen Teilen des Grubengebäudes zwischen 165 und maximal 450 Jahren.

Die Einlagerung von wärmeentwickelnden Abfällen führt bei erhöhter Temperatur zu einer Beschleunigung der Konvergenz, so daß im Zusammenwirken mit der Verzögerung durch die Dämme im Rechenbeispiel die zuge tretene Salzlösung Bohrlöcher mit verglasten hochaktiven Abfällen (HAW) nicht mehr erreichen kann. Das bedeutet, daß in dem betrachteten Szenario aus dem HAW keine Schadstoffe freigesetzt werden können.

Die Abb. 1.4-3 zeigt einen typischen zeitlichen Verlauf der im betrachteten Störfallszenario aus dem Grubengebäude in das Deckgebirge freigesetzten Menge pro Jahr (Freisetzungsrate) eines Nuklids. In diesem Beispiel geht es um Jod (I-129), das über eine nicht genauer spezifizierte Wegsamkeit in das Deckgebirge austritt. Das Maximum der Freisetzungsrate wird etwa 3000 - 4000 Jahre (a) nach der Schließung des Endlagers erreicht und beträgt rund  $3 \cdot 10^7$  Bq/a (etwa 1 mCi/a). Dieser kleine Wert weist auf die gute Barrierenwirkung des Salzstocks hin, was auch daraus hervorgeht, daß im gesamten betrachteten Zeitraum von 100 000 Jahren das eingelagerte Inventar an I-129 nur zu 0,5 % in das Deckgebirge freigesetzt wird.

Eine weitere Abbildung (Abb. 1.4-4) zeigt die Verteilung des I-129 im Grundwasser nahe der Erdoberfläche etwa 6400 Jahre nach der Schließung des Grubengebäudes. In dieser Abbildung sind in einem Raster von 400 x 400 m angegeben:

- durch unterschiedliche Schraffur die Bodenbeschaffenheit und
- zahlenmäßig die Konzentration von I-129 (Isokonzentrationslinien).

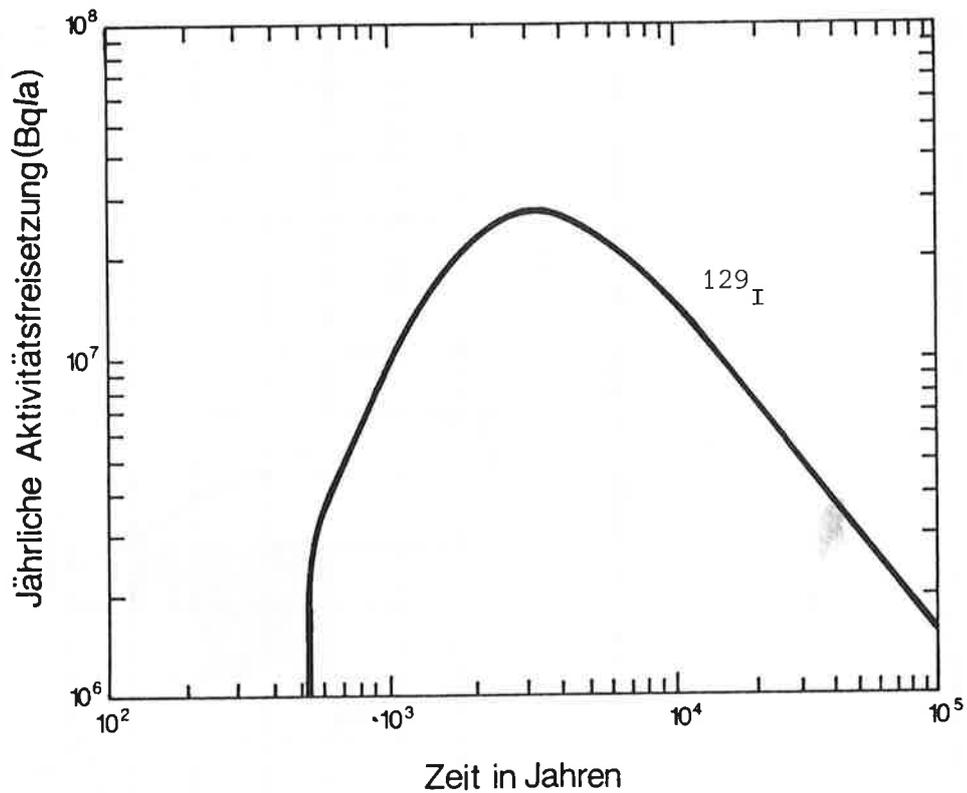


Abb. 1.4-3: Freisetzungsrates (Bq/a) von Jod ( $^{129}\text{I}$ ) aus dem Gruben-  
gebäude in das Deckgebirge in Abhängigkeit von der Zeit

Sie beträgt im rechten Teil des Bildes etwa  $70 \text{ Bq/m}^3$  ( $2 \cdot 10^{-9} \text{ Ci/m}^3$ ).

Diese geringe Aktivitätskonzentration gewinnt erst dann eine anschauliche Bedeutung, wenn man die zugehörige Strahlenexposition berechnet, die bei Berücksichtigung der im Kap. 1.3.3.3 aufgeführten Expositionspfade etwa  $0,01 \text{ mSv/a}$  ( $1 \text{ mrem/a}$ ) ergeben würde.

Tabelle 1.4-2 gibt einen Überblick über die Größenordnungen potentieller maximaler Individualdosen für ausgewählte Störfallereignisse in den verschiedenen Teilsystemen der Entsorgung. Dazu sind die Vorkommnisse mit den vermutlich höchsten Auswirkungen zusammengestellt. Durch Verwendung ungünstiger Annahmen im Sinne einer konservativen Vorgehensweise wurde bei den Freisetzungsberechnungen angestrebt, obere Grenzen möglicher Auswirkungen zu ermitteln. Die Punkte maximaler Indivi-

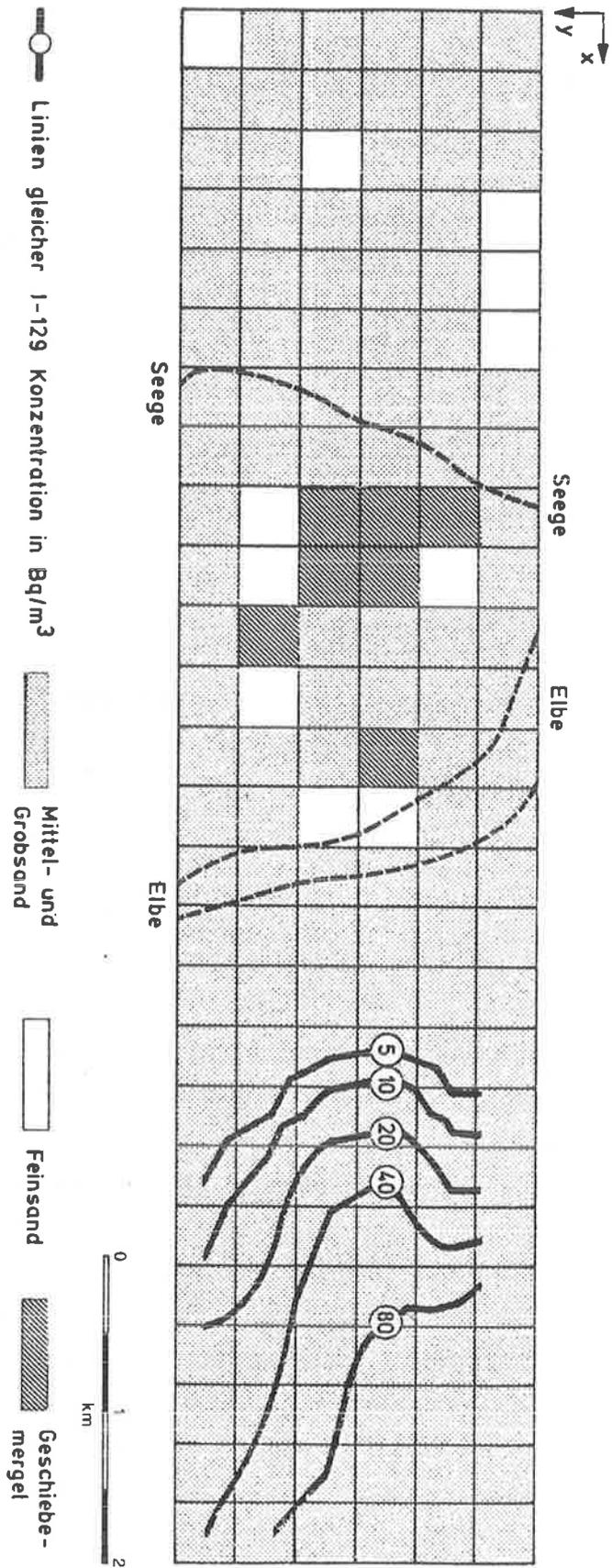


Abb. 1.4-4: Verteilung von I-129 im Grundwasser nahe der Erdoberfläche, 6400 Jahre nach Stilllegung des Endlagerbergs.

| Größenordnungen potentieller maximaler Individualdosen (Umgebungsbevölkerung) für Störfallereignisse mit voraussichtlich höchsten Auswirkungen und Vergleich mit Strahlenbelastung aufgrund natürlicher Strahlung (10-2 Sv = 1 rem) |   |   |                                     |  |  |
|---|---|---|-------------------------------------|--|--|
| Teilsysteme der Entsorgung  | Störfallereignis bzw. Szenario  | Konsequenzen des Ereignisses  | Häufigkeit des Ereignisses pro Jahr | Erwartungswert der Strahlenexposition pro Jahr <sup>1)</sup> | mittlere Dosis aus natürlicher Strahlung |
| 1   | 2   | 3   | 4                                   | 5  | 6  |
| <b>Wiederaufarbeitung</b><br>(Modellanlage Hesen, mit 350 Jato Durchsatz, Konzeptstand 1981)  | Zircaloy-Hülsebrand in der Brennelement (BE)-Zerlegung                                | 10-3 Sv   | 10-6/a                              | 10-9 Sv/a  |  |
|   | Verdampferexplosion im 3. Plutoniumzyklus   | 10-4 Sv   | 10-3/a                              | 10-7 Sv/a  |  |
|   | Kritikalität im BE-Auflöser   | 10-5 Sv   | 10-6/a                              | 10-11 Sv/a   |  |
| <b>Abfallbehandlung</b><br>(Modellanlage Hesen)   | Filterdurchbrüche im Ofenabgassystem der HAW-Verglasung                               | 10-7 Sv   | 10-1/a                              | 10-8 Sv/a  | 10-3 Sv/a                                |
|   | Leckage eines Behälters für HAW-Konzentrate   | 10-4 Sv   | 10-6/a                              | 10-10 Sv/a   |  |
| <b>Transporte radioaktiven Materials</b><br>mit Bahn oder LKW   | Aufprall zweier 400-l-Fässer mit verfestigten Konzentraten aus der Wiederaufarbeitung | 10-3 Sv   | 10-3/a                              | 10-6 Sv/a  |  |
| <b>Endlagerung in einem Salzstock</b><br>(Modellbergwerk für alle Sorten radioaktiver Abfälle   | Zutritt von Lösungen in ein versiegeltes Bergwerk zu Beginn der Nachbetriebsphase     | 10-4 Sv/a<br>Strahlenexposition pro Jahr, Aktivitätsmaximum ca. 7.000 Jahre nach Ereignis | nicht quantifiziert                 |  | 10-3 Sv/a                                |

Von PSE gerechnete Beispiele für zahlenmäßige Ergebnisse aus der Erprobung des sicherheitsanalytischen Instrumentariums. Die Konsequenzen wurden mit Dosiskonzepten in Anlehnung an die Publikation 30 der ICRP berechnet. Die Zahlenwerte sind voraussichtlich obere Grenzen möglicher Auswirkungen. Sie werden hier in ihren Größenordnungen wiedergegeben. Sie haben lediglich orientierende Bedeutung da den Berechnungen Modellplanungen zugrunde liegen. Die Werte können nicht auf konkrete Standorte übertragen werden.

1) Den in Spalte 5 genannten Erwartungswert erhält man durch Multiplikation von Konsequenzen (Spalte 3) und Eintrittshäufigkeit (Spalte 4) des Störfallereignisses.

Tab. 1.4-2: Potentielle maximale Individualdosen (Umgebungsbevölkerung)

dualdosismerte liegen innerhalb des 20 km-Bereichs um die Anlage.

Es muß jedoch darauf hingewiesen werden, daß bestimmte von den jeweiligen Standortbedingungen stark abhängige Störfallereignisse, wie z.B. die Folgeereignisse von Erdbeben und Flugzeugabsturz hier ebenso wenig betrachtet worden sind, wie Ereignisse in der Mischoxid-Brennelementfertigung. Die letzteren gehören nicht zu dem in PSE bearbeiteten Bereich der Entsorgung und werden qualitativ in der Systemstudie Andere Entsorgungstechniken behandelt.

Bei einem Vergleich der Kollektivdosis für Störfallereignisse in der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung mit denen aus Verkehrsunfällen (Tab. 1.4-3) muß berücksichtigt werden, daß bei Transportunfällen ohne Brand die Freisetzung bodennah erfolgt und Aufpunkte maximaler Belastung bereits in Entfernungen von ca. 40 m vom Unfallort liegen können. Bei der Wiederaufarbeitung erfolgt in den Beispielrechnungen die Freisetzung aus 60 m bzw. 200 m hohen Kaminen. Die Zahlenwerte sind daher nur bedingt miteinander vergleichbar.

Hier treffen die Bemerkungen zur Kollektivdosis in Kap. 1.1.2 zu. Bei den genannten verschiedenen Höhen von Freisetzungen in die Atmosphäre werden im gewählten Umkreis von 20 km Radius im Falle niedriger Emissionshöhen (Transport) praktisch alle Personen, auch solche mit äußerst kleinen Individualdosen erfaßt. Bei größeren Emissionshöhen (Wiederaufarbeitung) dagegen werden im Umkreis von 20 km weniger als 10% der im gleichen Ausmaß strahlenexponierten Personen bei der Berechnung der Kollektivdosis berücksichtigt. Man sollte daher, wenn man Vergleiche anstellen will, entweder den Summenwert zur Wiederaufarbeitung in Tab. 1.4-3 mindestens um den Faktor 10 erhöhen oder den der Transporte um diesen Faktor verkleinern. Wie man verfährt, ist allerdings insofern gleichgültig, als man in jedem Fall um mehrere Größenordnungen unter dem vergleichbaren Kollektivwert der natürlichen und zivilisatorisch bedingten Strahlenexposition bleibt.

| Größenordnungen potentieller Kollektivdosen (Umgebungsbevölkerung) für Störfälle in der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung für Unfälle beim Transport radioaktiven Materials sowie Vergleich mit Strahlenbelastung aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Strahlung (10 <sup>-2</sup> Pers. Sv = 1 Pers. rem) |   |   |   |  |  |  |                                       |                  |
|--|---|---|---|--|--|--|---------------------------------------|------------------|
| Teilsysteme der Entsorgung   | Störfallereignis                                | Konsequenzen des Ereignisses Personen Sv                            | Häufigkeit des Ereignisses pro Jahr 1/a | Berechnungsgrundlage für das Bevölkerungskollektiv | Erwartungswert der kollektiven Strahlenexposition, pro Jahr 1) Personen Sv/a   | Vergleichswert nat. und ziv. Strahlung Personen Sv/a | Quotient zwischen Spalten (6) und (7) |                  |
| (1)  | (2)   | (3)   | (4)                                     | (5)  | (6)  | (7)  | (8)                                   |                  |
| Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung (WA) (Modellanlage Hessen, mit 350 t Uran-Wiederaufarbeitung pro Jahr, Konzeptstand 1981)  | <b>summiert über alle Störfallereignisse</b>    |   |   |  |  |  |                                       |                  |
|  | einzelne Störfallereignisse:                    |   |   |  |  |  |                                       |                  |
|  |   | Zirkaloy-Hülsebrand in der Zerlegung                                | 1                                       | 10 <sup>-6</sup>                                   | mittlere Bevölkerungsdichte für die Modellstandorte<br>200 Einw. / km <sup>2</sup><br>20-km-Umkreis<br>= 250 000 Einw. | 10 <sup>-3</sup>                                     | 10 <sup>3</sup>                       | 9 **             |
|  |   | Verdampferexplosion im 3. Pu-Zyklus                                 | 1                                       | 10 <sup>-3</sup>                                   |  | 10 <sup>-3</sup>                                     | 6 **                                  |                  |
|  |   | Kritikalität im Auflöser  | 10 <sup>-1</sup>                        | 10 <sup>-6</sup>                                   |  | 10 <sup>-7</sup>                                     | 10 **                                 |                  |
|  |   | Filterdurchbrüche im Ofenabgassyste                                 | 10 <sup>-3</sup>                        | 10 <sup>-1</sup>                                   |  | 10 <sup>-4</sup>                                     | 7 **                                  |                  |
|  | Leckage eines HAWC-Behälters                    | 1   | 10 <sup>-6</sup>                        | 10 <sup>-6</sup>                                   |  | 9 **   |                                       |                  |
|  | <b>summiert über alle Transportunfälle</b>      |   |   |  |  |  |                                       |                  |
| Transporte radioaktiven Materials (unterstelltes Szenario: Entsorgung von 14 Giga-Watt Kernkraftwerksleistung; verschiedene Standorte für Transportbehälterlager, WA, Uran-Konversion, Brennelement-Refabrikation und Endlagerung. s. Kap.3)   | Unfall mit voraussichtlich höchster Auswirkung: |   |   |  |  |  |                                       |                  |
|  |   | Aufprall zweier 400l-Fässer mit verfestigten Konzentraten aus d. WA | 1                                       | 10 <sup>-3</sup>                                   | 250 Einw. / km <sup>2</sup><br>25-km-Umkreis<br>= 490 000 Einw.  | 10 <sup>-2</sup>                                     | 10 <sup>3</sup>                       | 5 Größenordnung. |
|  |   |   |   |  | 10 <sup>-3</sup>   |  | 6 **                                  |                  |

Von PSE gerechnete Beispiele für zahlenmäßige Ergebnisse aus der Erprobung des sicherheitsanalytischen Instrumentariums. Es gelten gleiche Begrenzungen für die Interpretation der Ergebnisse wie im Text zu Tab.1.4-2. Die Tabelle gestattet keinen Vergleich der Kollektivdosen von Störfällen in der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung einerseits und Unfällen bei Transporten andererseits.

1): Den in Spalte 6 genannten Erwartungswert erhält man durch Multiplikation von Konsequenzen (Spalte 3) und Eintrittshäufigkeit (Spalte 4).

Tab. 1.4-3: Potentielle Kollektivdosen (Umgebungsbevölkerung)

Ein diesem Zusammenhang wichtiger Vergleich wurde verabredungsgemäß von PAE und nicht von PSE durchgeführt. Um falsche Schlußfolgerungen aus der Tab. 1.4-3 zu vermeiden, sei dieser Vergleich hier angeführt: So kann man der in Kürze zu veröffentlichenden Systemstudie Andere Entsorgungstechniken (PAE) entnehmen, daß bei Berücksichtigung des bestimmungsgemäßen Betriebs (der eine deutlich höhere mittlere jährliche Strahlenexposition verursacht als die Störfälle) der Erwartungswert der Kollektivdosis für Transporte deutlich kleiner ist als der für Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung. Dies gilt unabhängig von der Art der Begrenzung bei der Berechnung der Kollektivdosis. Die Tabellen zeigen also nur ein Teilergebnis, nämlich das der Störfallereignisse. Vergleicht man die Gesamterwartungswerte der Strahlenexposition (Summe aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb und den Störfallereignissen), so wird deutlich, daß der Erwartungswert der Strahlenexposition aus den Transporten klein im Vergleich zum Erwartungswert der Strahlenexposition aus dem gesamten Brennstoffkreislauf ist.

In Tabelle 1.4-2 und Tabelle 1.4-3 werden die Strahlenexpositionen als Ergebnisse der Beispielrechnungen von PSE mit der natürlichen und zivilisatorischen Strahlenexposition verglichen.

Die mittlere natürliche Strahlenexposition beträgt in Deutschland ca. 2 mSv/a, wovon etwa die Hälfte auf die natürliche Radioaktivität in Häusern zurückzuführen ist. Zusätzlich entsteht eine Strahlenexposition von ca. 1 mSv/a durch medizinische Diagnostik.

Bei einer Bevölkerungsdichte von etwa 200 Personen pro Quadratkilometer führt dies zu einer jährlichen Kollektivdosis in einem 20 km-Umkreis um eine nukleare Anlage ( $1257 \text{ km}^2$ ) von 500 - 1000 Pers.Sv. Daraus folgt, daß sowohl die berechneten Erwartungswerte der Individualdosen in Tabelle 1.4-2 als auch der Kollektivdosen in Tabelle 1.4-3 infolge der unterstellten Freisetzungen klein sind gegenüber der natürlichen und zivilisatorisch bedingten Strahlenexposition.

Die Angabe von Kollektivdosen dient dem Vergleich von Anlagen und Systemen, aber auch dem Vergleich mit anderen Veröffentlichungen über diese Problematik. Sie entspricht der Vorgehensweise der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke". Einschränkend muß aber darauf hingewiesen werden, daß die berechneten Kollektivdosiswerte stark von der Bevölkerungsverteilung beeinflußt werden. Im übrigen nimmt das atomrechtliche Genehmigungsverfahren ausschließlich auf die Individualdosis Bezug.

Eine ausführlichere Darstellung der hier genannten Ergebnisse sowie die Diskussion weiterer wichtiger Ergebnisse des Projekts findet sich in den entsprechenden Abschnitten der Kapitel 2, 3 und 4 dieses Berichts. Das Schwergewicht in der Darstellung wurde hier auf Entwicklungsarbeiten der zweiten Projektphase PSE II (1981 - 1984) gelegt. Es soll der Vollständigkeit halber darauf hingewiesen werden, daß einige Untersuchungen der ersten PSE-Projektphase 1977 bis 1981 (PSE I) in PSE II nicht weiter verfolgt wurden. Dies betrifft insbesondere methodische Arbeiten am Beispiel einer Wiederaufarbeitungsanlage mit Konzeptstand 1977 für ein Nukleares Entsorgungszentrum (NEZ), das Krypton-Sicherstellungslager, die MAW-Verfestigungsanlage MAVA für eine Bituminierung der Abfälle sowie das Endlager-Szenario: "Wasserzutritt in ein unverfülltes Endlagerbergwerk am Ende der Betriebsphase". Vorläufige abschließende Arbeitsergebnisse hierzu sind im "Zusammenfassenden Zwischenbericht - Stand Juni 1981", herausgegeben von der Projektleitung im Oktober 1981, veröffentlicht. Sie wurden nicht mehr in diesen Abschlußbericht übertragen.

#### 1.4.4 Verwendung der Ergebnisse

Die theoretischen Untersuchungen physikalischer, chemischer und verfahrenstechnischer Vorgänge in PSE haben viel zu deren besserem Verständnis beigetragen und dadurch wichtige Hinweise für Prioritäten bei

Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gegeben. Durch die systematische Vorgehensweise konnten offene Punkte erkannt werden, die einer genaueren Untersuchung zu unterziehen waren. Als ein Beispiel sei die stark diskutierte Frage der Rückhaltung des Elements Ruthen in Abluft- und Abgassystemen genannt. Ein anderes Beispiel aus dem Endlagerbereich betrifft Löslichkeiten von Schadstoffen, insbesondere von Aktiniden, in Salzlösungen, da Löslichkeiten die Mobilisierung von Radionukliden im Grubengebäude entscheidend begrenzen können. Auf diese und auf andere Diskussionspunkte wird in den Fachbänden detailliert eingegangen.

Die Rechenprogramme MUSEMET, ECOSYS und BAMBUS zur Berechnung der potentiellen Strahlenexposition haben Wesentliches zur Diskussion der Frage beigetragen, wie genau vereinfachte Rechnungen zur Ausbreitung von radioaktiven Stoffen und zur Ermittlung der daraus resultierenden Strahlenexposition der Bevölkerung z.Zt. sind.

Die internationale Entwicklung der Sicherheitsanalyse, aber auch die Diskussion in Fachkreisen innerhalb der Bundesrepublik Deutschland, läßt erwarten, daß die probabilistische Betrachtungsweise in Zukunft stärkere Beachtung bei der Beantwortung sicherheitstechnischer Fragen für oberirdische Einrichtungen der Entsorgung finden wird. Daher liegt ein wichtiger Vorteil darin, daß durch die Arbeiten im Rahmen von PSE ein adäquates Instrumentarium an Methoden zur Verfügung steht.

Eine erste umfassende Anwendung fanden die von PSE entwickelten Methoden im Forschungs- und Entwicklungsschwerpunkt Andere Entsorgungstechniken (FESAE) für einen sicherheitstechnischen Vergleich unterschiedlicher Entsorgungsstrategien. Die Ergebnisse dieser Studie, die unter der Federführung des Kernforschungszentrums Karlsruhe entstand, sind Anfang des Jahres 1985 zu erwarten.

## 1.5 Anhang

### 1.5.1 Projektstruktur

Die im Kapitel 1.1 angesprochene unterschiedliche Ausrichtung der Arbeiten von PSE führte ab Mitte 1981 zur Untergliederung des Projektes in die beiden Teilbereiche:

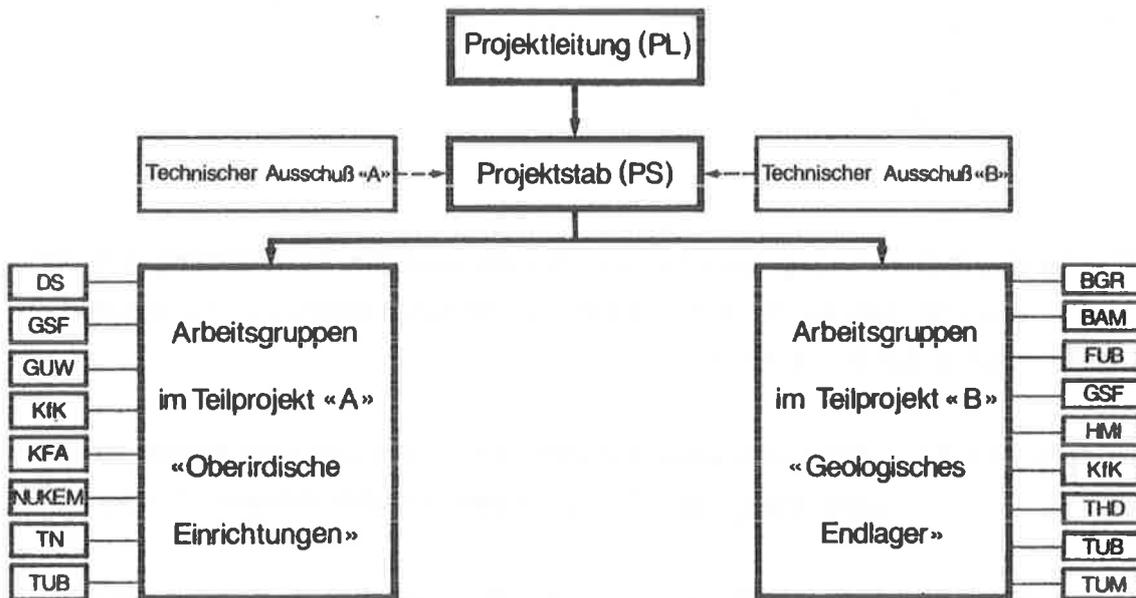
**Teilprojekt A: Sicherheitsanalyse der oberirdischen Einrichtungen der Entsorgung und des Transports radioaktiver Stoffe**

**Teilprojekt B: Sicherheitsanalyse des geologischen Endlagers für radioaktive Abfälle**

Abb. 1.5-1 zeigt den organisatorischen Aufbau des Projekts. Die Verantwortung für das Projekt liegt bei einer kollegialen Projektleitung, deren Sprecher in der ersten Projektphase 1977 bis 1981 Professor H.W. Levi und in der zweiten Projektphase 1981 bis 1984 Professor G. Memmert waren. Mit der Steuerung und Abwicklung des Projektes wurde von der Projektleitung ein Projektstab unter der Leitung von Dr. K.-E. Maass am HMI beauftragt.

Dem Projektstab beratend zur Seite standen je ein Technischer Ausschuß für die beiden Teilprojekte A und B. In diesen Ausschüssen waren die wichtigsten Vorhabensträger und Kontaktpersonen zu anderen Institutionen vertreten.

Die Projektarbeiten wurden von über 120 Mitarbeitern in 20 Arbeitsgruppen durchgeführt (Verbundforschung). Sie waren in ihren jeweiligen Institutionen aufgrund ihrer fachlichen Kompetenz für das Projekt tätig. Ein Verzeichnis der Arbeitsthemen, mit denen die Institutionen an PSE II beteiligt waren, enthalten Tab. 1.5-1 (Teilprojekt A) und Tab. 1.5-2 (Teilprojekt B).



Erläuterungen:

BAM: Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin

BGR: Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Hannover

DS: Dornier System GmbH, Friedrichshafen

FUB: Freie Universität Berlin

GSF: Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, München

GUW: Gesellschaft für Umweltüberwachung mbH, Aldenhoven

HMI: Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin GmbH

KFA: Kernforschungsanlage Jülich GmbH

KfK: Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH

NUKEM: NUKEM GmbH, Hanau

THD: Technische Hochschule Darmstadt

TN: Transnuklear GmbH, Hanau

TUB: Technische Universität Berlin

TUM: Technische Universität München

Abb. 1.5-1: Organisationsstruktur von PSE

| Beteiligte Einrichtung  | Arbeitsthema   |
|---|--|
| Dornier System GmbH (DS), Friedrichshafen   | Sicherheitsanalyse von Prozeßschritten der Wiederaufarbeitung                |
| "   | Sicherheitsanalyse des Straßentransports radioaktiven Materials              |
| "   | Ausbreitung von RN über den Luftpfad nach Transportunfällen                  |
| Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) - Institut für Strahlenschutz, München | Ausbreitung von RN über den Nahrungspfad sowie Strahlenexposition            |
| "   | Sorption von RN in oberflächennahen Böden (E)                                |
| GUV - Gesellschaft für Umweltüberwachung, Aldenhoven  | Vereinfachte Sicherheitsanalyse von Teilsystemen der Wiederaufarbeitung      |
| "   | Berechnung der Bevölkerungsdosis nach BMI-Leitlinien                         |
| Kernforschungsanlage Jülich (KFA) - Institut für Chemische Technologie der Entsorgung       | Sicherheitsanalyse für ein Krypton-Sicherstellungslager                      |
| "   | Sicherheitsanalytische Vorarbeiten für die Abgasstrecke einer HAW-Verglasung |
| " - Abt. Strahlenschutz   | Ausbreitung von RN über den Luftpfad   |
| Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) - Projekt Nukleare Sicherheit                         | Sicherheitsanalytische Vorarbeiten für eine Auflöserabgasstrecke             |
| NUKEM, Hanau  | Sicherheitsanalyse von Komponenten der Wiederaufarbeitung                    |
| "   | Sicherheitsanalyse von Teilsystemen der Abfallbehandlung und -lagerung       |
| Technische Universität Berlin (TUB) - Institut für Kerntechnik                              | Sicherheitsanalyse von Abgas- und Abluftstrecken                             |
| Transnuklear GmbH, Hanau  | Sicherheitsanalyse des Bahntransports radioaktiven Materials                 |

Abkürzungen und Fußnoten: RN = Radionuklid  
(E) = Experimentelle Arbeiten

Tab. 1.5-1: In PSE an der Sicherheitsanalyse der oberirdischen Einrichtungen der Entsorgung (Teilprojekt A) beteiligte Institutionen und Firmen

| Beteiligte Einrichtung  | Arbeitsthema   |
|---|--|
| Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Hannover                             | Stoffverhalten von Salz und Versatz, Konvergenz von Strecken, erdgeschichtliche Analyse  |
| "   | Bewegung des Grundwassers über einem Salzstock   |
| Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM), Berlin   | Mobilisierung von MAW (E)  |
| "   | Verteilungskoeffizienten von U und Pu an Lockergesteinen (E) *   |
| Freie Universität Berlin (FUB) - Institut für Angewandte Geologie                             | Verteilungskoeffizienten von Tc, Se, Sn, Zr, Gd/Sm an Lockergesteinen (E) *, **  |
| "   | Salzkonzentrationen in oberflächennahem Grundwasser  |
| " - Institut für Anorganische Chemie  | Geochemisches Verhalten von Pu, Am in MAW-Auslauglösungen (E)  |
| Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) - Institut für Radiohydrometrie, München | Verteilungskoeffizienten von Sr, Cs, Co, I, Pd an Lockergesteinen (E) *  |
| " - Institut für Strahlenschutz   | Ausbreitung von RN über den Nahrungspfad sowie Strahlenexposition  |
| " - Institut für Tief Lagerung  | Erfahrungen aus der Versuchseinlagerung ASSE und in situ-Experimenten  |
| Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin (HMI) - Bereich C3                             | Modellierung des Quellterms für die Remobilisierung von HAW  |
| Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) - Institut für Nukleare Entsorgungstechnik              | Modellierung der Quellterme für die Remobilisierung von MAW und LAW, Konvergenz im Nahbereich  |
| Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), Braunschweig                                     | Vorgabe von Planungsdaten und Zielvorstellungen für das Bundesendlager   |
| Technische Hochschule Darmstadt (THD) - FB für Anorganische Chemie und Kernchemie             | Geochemisches Verhalten von Tc in Salzlösungen (E)   |
| "   | Verteilungskoeffizienten von Sr, Cs, Co, I, Np an Lockergesteinen (E)*   |
| Technische Universität Berlin (TUB) - Institut für Kerntechnik                                | Szenarienauswahl und Nuklidrückhaltung im Grubengebäude  |
| "   | Ausbreitung von RN im Deckgebirge  |
| Technische Universität München (TUM) - Institut für Radiochemie                               | Geochemisches Verhalten von Np-, Am-, Pu-Komplexen in Salzlösungen (E) ***   |
| "   | Verteilungskoeffizienten von Cm, Am, Pu, U, Pa, Ac, Ra, Pb in Lockergesteinen (E) *, ****  |
| (E)   | = Experimentelle Arbeit  |
| *   | = Die Arbeiten zur Bestimmung von Verteilungskoeffizienten für den Standort Gorleben erfolgten im Auftrag der PTB. Sie wurden von PSE koordiniert. |
| **  | = Bis Ende 1980 gemeinsam mit dem Geol.-Paläontol. Institut der Univ. Kiel   |
| ***   | = Gemeinsam mit KfK Karlsruhe  |
| ****  | = Gemeinsam mit Staatl. Forschungsinstitut für Geochemie, Bamberg  |

Tab. 1.5-2: In PSE an der Sicherheitsanalyse des geologischen Endlagers für radioaktive Abfälle (Teilprojekt B) beteiligte Institutionen

### **Mitglieder der Projektleitung**

H. Böhm (1981-1982)  
W. Jacobi (ab 1981)  
R. Kroebe1 (ab 1982)  
K. Kühn (ab 1981)  
H.W. Levi (bis 1981)  
G. Memmert  
E. Merz (ab 1981)  
H. Röthemeyer (ab 1981)  
H. Venzlaff  
H.-J. Wingender

### **Mitarbeiter im Projektstab PSE II**

#### **Sekretariat:**

|                            |     |
|----------------------------|-----|
| C. Berndt (ab 1984)        | HMI |
| W. Fritz                   | HMI |
| I. Krupp (bis 1984)        | HMI |
| M.-F. Martinez (1983-1984) | HMI |
| E. Schramm (bis 1982)      | HMI |
| C. Schulze (bis 1984)      | HMI |

#### **Projektkoordination:**

|                         |     |
|-------------------------|-----|
| E. Bütow                | TUB |
| P. Faber (ab 1984)      | HMI |
| A. Huf (bis 1984)       | HMI |
| K.-E. Maass (bis 1984)  | HMI |
| W. Obrowski (1983-1984) | TUB |
| R. Storck               | TUB |
| P.-M. Weber             | HMI |
| J. Weymann (bis 1983)   | TUB |

**Mitglieder und ständige Gäste (\*) der Technischen Ausschüsse  
(PSE II)**

Technischer Ausschuß A

|                        |            |
|------------------------|------------|
| N. Brückl*             | BStLU      |
| H. Brücher             | KFA        |
| K.D. Cloß*             | KfK        |
| R. Gasteiger (ab 1983) | DWK        |
| H. Geiß                | KFA        |
| W. Gierisch*           | TÜV Bayern |
| E. Hörmann             | DS         |
| H. Horsch (bis 1982)   | KfK        |
| A. Matting*            | BMI        |
| K. Nagel (ab 1983)     | KfK        |
| H.G. Paretzke          | GSF        |
| W. Repke (bis 1983)    | DWK        |
| P. Rödder              | GUW        |
| D. Stahl               | NUKEM      |

Technischer Ausschuß B

|                        |       |
|------------------------|-------|
| H. Behrens             | GSF   |
| H. Brinkmann (ab 1983) | DWK   |
| K.D. Cloß*             | KfK   |
| W. Giesel              | BGR   |
| V. Graefe              | GSF   |
| H. Illi                | PTB   |
| R. Köster              | KfK   |
| L. Liedtke             | BGR   |
| W. Lutze               | HMI   |
| H. G. Paretzke         | GSF   |
| R. Proske (bis 1983)   | DWK   |
| K. Schelkes            | BGR   |
| V. Schneider*          | ALKEM |
| H. Vierhuff            | BGR   |

### 1.5.2 Glossar

- Abbrand** Maß für die Energie, die aus einer Kernbrennstoffmenge während des Reaktorbetriebs gewonnen wurde. Angabe in Megawatttagen pro Tonne eingesetzten Kernbrennstoffs (MWd/t). Für Leichtwasserreaktoren beträgt der Abbrand 20 000 - 40 000 MWd/t Uran.
- Absenktechnik** Einlagerungstechnik, bei der die Abfallgebinde unter Zurückbehaltung der Abschirmbehälter durch eine Schleuse in die zylinderförmigen Lagerkammern abgelassen werden.
- Barrieren** Natürliche und technische Hindernisse, welche die Ausbreitung radioaktiver Stoffe verhindern.
- Brennstoffkreislauf** Eine Reihe von Verfahrensstufen bei der Versorgung und Entsorgung von Kernreaktoren mit Kernbrennstoff. Dazu gehören der Uranbergbau, die Brennstoffanreicherung, die Fabrikation der Brennelemente, ihre Verwendung in einem Reaktor, die chemische Wiederaufarbeitung zur Rückgewinnung der im bestrahlten Brennstoff verbleibenden Spaltstoffe, die Verarbeitung zu neuen Brennelementen und die Endlagerung der radioaktiven Abfälle.
- Dekontamination** Säuberung von Gegenständen, die mit radioaktiven Teilchen verunreinigt sind, mit chemischen oder physikalischen Verfahren, z.B. Abwaschen oder Reinigen mit Chemikalien.
- ICRP** International Commission on Radiological Protection (Internationale Strahlenschutzkommission).

|   |   |
|---|---|
| <b>Ingestion</b>                          | Aufnahme von radioaktiven Stoffen durch Wasser und Nahrung.   |
| <b>Inhalation</b>                         | Aufnahme von radioaktiven Stoffen durch die Atemluft.   |
| <b>Integrierte Entsorgung (IE)</b>        | Entsorgungskonzept mit getrennten Standorten für Wiederaufarbeitung, MOX-Brennelement-Fertigung und Endlagerung abgebrannter Brennelemente.   |
| <b>Kollektiv-Äquivalentdosis</b>          | Produkt aus der Anzahl der Personen der exponierten Bevölkerungsgruppe und der mittleren Pro-Kopf-Äquivalentdosis. Die Einheit der Kollektiv-Äquivalentdosis ist das Pers.Sievert oder man.rem.       |
| <b>Kompartiment</b>                       | Teilsystem mit definierten Schnittstellen zur Umgebung.   |
| <b>Konvergenz</b>                         | Zeit- und temperaturabhängiger natürlicher Prozeß der Volumenreduzierung von untertägigen Hohlräumen infolge plastischer Verformung von festem Steinsalz aufgrund des Gebirgsdrucks.                  |
| <b>Nachbetriebsphase</b>                  | Zeitraum nach der Stilllegung des Endlagerbergwerks.  |
| <b>Nukleares Entsorgungszentrum (NEZ)</b> | Früheres Entsorgungskonzept mit einem gemeinsamen Standort für Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung, MOX-Brennelement-Fertigung und Endlagerung in einem Salzstock.                                   |
| <b>PUREX</b>                              | <u>Pl</u> utonium and <u>U</u> ranium <u>R</u> ecovery by <u>E</u> xtraction;<br>Plutonium- und Uranrückgewinnung durch Extraktion. Verfahren zur Wiederaufarbeitung von abgebranntem Kernbrennstoff. |

- Radioaktivität** Spontaner Zerfall von instabilen Atomkernen, die sich dadurch unter Aussendung radioaktiver Strahlung in andere Nuklide umwandeln. Der Maßeinheit für die Radioaktivität (bzw. kurz: Aktivität) liegt die Anzahl der radioaktiven Zerfälle pro Zeiteinheit zugrunde. 1 Becquerel (Bq) entspricht 1 Zerfall pro Sekunde (früher: 1 Curie (Ci) =  $3,7 \cdot 10^{10}$  Bq).
- Sensitivitätsanalyse** Analytisches Verfahren, das die Abhängigkeit einer Problemlösung von Änderungen der eingesetzten Daten (Parametervariation) untersucht.
- Stapeltechnik** Einlagerungstechnik durch Stapeln der Abfallgebinde in quaderförmigen Stapelkammern.
- Strahlenexposition** Strahlenbelastung des Menschen durch Einwirkung ionisierender Strahlen.
- Szenario** Ausgewählter hypothetischer Ereignisablauf, der die Freisetzung radioaktiver Stoffe ermöglichen könnte.
- TBP** Tributylphosphat; organisches Lösungsmittel, das im PUREX-Verfahren im Gemisch mit Kerosin zur gemeinsamen Trennung des Urans und Plutoniums von den Spaltprodukten eingesetzt wird.
- Versturztechnik** Einlagerungstechnik durch Abwerfen der Abfallgebinde in die Kammern und nachfolgende Verfüllung mit Salzgrus.

