



KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH

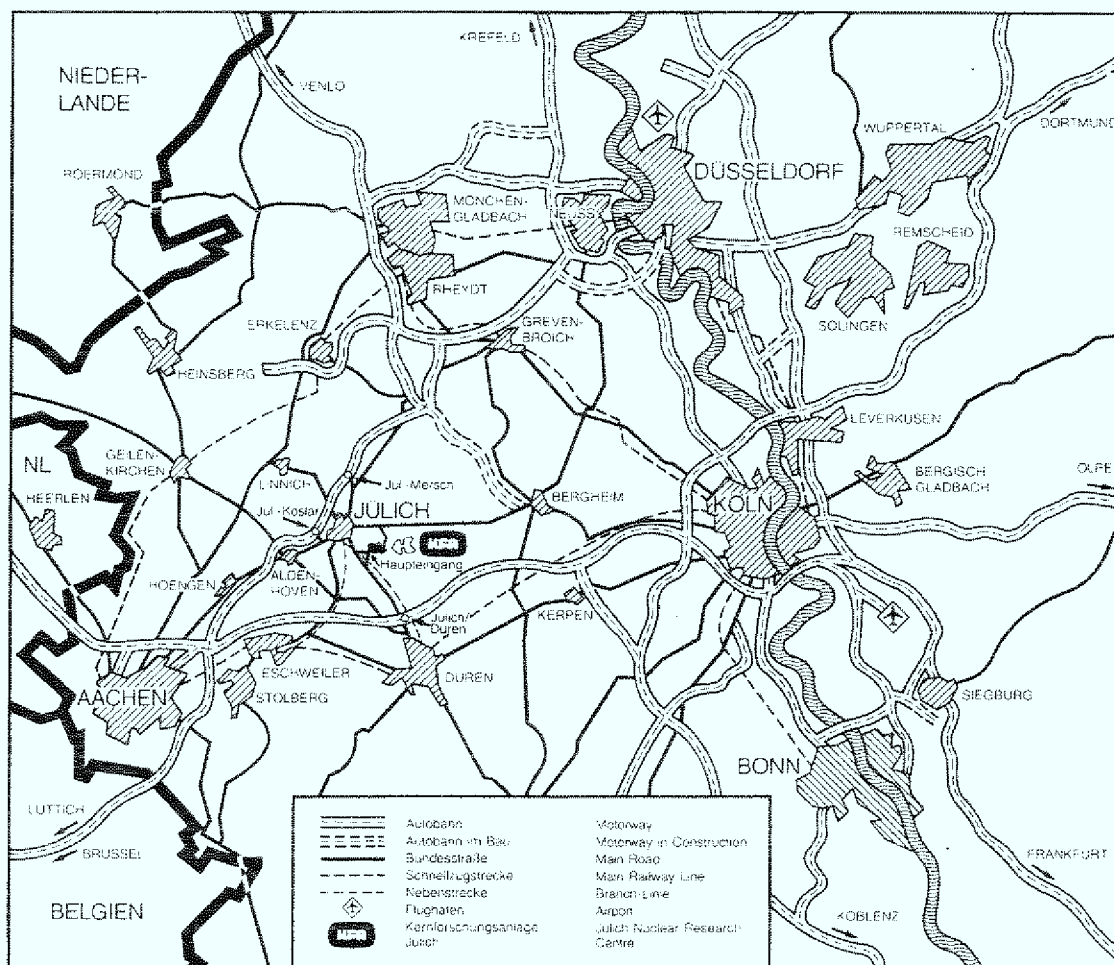
Institut für Reaktorentwicklung

**Analyse des Störfallrisikos
eines Endlagers für radioaktive Abfälle
aus der Stilllegung
von Kernkraftwerken**

von

Leopold Weil

Jül - 1950
September 1984
ISSN 0366-0885



Als Manuskript gedruckt

Berichte der Kernforschungsanlage Jülich – Nr. 1950
 Institut für Reaktorentwicklung Jülich-1950

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
 Postfach 19 13 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)
 Telefon: 02461/610 · Telex: 833 556-0 kf d

**Analyse des Störfallrisikos
eines Endlagers für radioaktive Abfälle
aus der Stilllegung
von Kernkraftwerken**

von

Leopold Weil

Analysis of the Risk Assessment of a Waste Repository
for Radioactive Waste
from the Decommissioning of Nuclear Power Plants

by

Leopold Weil

ABSTRACT

This paper is a contribution to the risk assessment of the iron ore mine "Konrad" as repository for low-level radioactive waste with special regard to waste arising from the decommissioning of nuclear power plants.

A review of decommissioning experiences and concepts is provided. The radioactive inventory of light water reactors of present design at final shutdown is estimated on the basis of activation analysis and empirical data on contamination. In combination with existing types of waste packages and deposition techniques these results allow a prediction of the necessary repository volume for the decommissioning wastes in the Federal Republic of Germany.

The essential element of this investigation is the development of a model for the quantitative analysis of the accident "water intrusion" in the repository. Based on the fundamental chemical and physical processes governing nuclide migration a transport equation is obtained which can be restricted to one dimension due to the thickness and the low permeability of the geological layers above the repository.

The radiological consequences are evaluated on the basis of the "General Principal of Calculation for the Radiation Exposure Resulting from Radioactive Effluents in Exhaust Air and in Surface Waters". The long-lived activation product Ni-59 turns out to be critical radionuclide, even if comparison is made with nuclides from the wastes arising from normal operation of nuclear power plants.

Despite a number of conservatisms in the model the evaluated doses are acceptable. The results clearly support the long term safety of the "Konrad" mine as a low-level waste repository.

Analyse des Störfallrisikos eines Endlagers
für radioaktive Abfälle
aus der Stilllegung von Kernkraftwerken

von

Leopold Weil*

KURZFASSUNG

Diese Arbeit leistet einen Beitrag zur Beurteilung des Störfallrisikos der Erzgrube "Konrad" als Endlager für schwachradioaktive Abfälle unter besonderer Berücksichtigung von Abfällen aus der Stilllegung von Kernkraftwerken.

Nach einer Zusammenstellung vorliegender Stilllegungserfahrungen und -konzepte wird auf der Basis von Aktivierungsrechnungen und empirischen Daten zur Kontamination das Aktivitätsinventar von Leichtwasserreaktoren moderner Bauart zum Zeitpunkt ihrer endgültigen Abschaltung abgeschätzt. Damit ergibt sich in Verbindung mit vorgesehenen Endlagergebinden und Einlagerungstechniken in der Grube "Konrad" das für die in der Bundesrepublik Deutschland aufkommenden Stilllegungsabfälle benötigte Endlagervolumen.

Das Kernstück der vorliegenden Arbeit ist die Entwicklung eines Rechenmodells zur quantitativen Beschreibung des Störfalls "Wassereinbruch" im Endlager. Unter Berücksichtigung der grundlegenden chemischen und physikalischen Prozesse der Nuklidmigration wird eine auf Grund der Mächtigkeit und Wasserundurchlässigkeit des Deckgebirges auf eine Ausbreitungsdimension beschränkte Transportgleichung aufgestellt und gelöst.

Die radiologischen Folgen werden mit Hilfe der "Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer" ermittelt. Die Resultate weisen das langlebige Aktivierungsprodukt Ni-59 als das kritische Nuklid aus, auch im Vergleich mit Nukliden aus betrieblichen Abfällen.

Die berechneten Dosiswerte sind trotz der starken Konservatismen des Modells akzeptabel. Die Ergebnisse der vorliegenden Untersuchung bekräftigen die langfristige Sicherheit der Grube "Konrad" als Lager für schwachradioaktive Abfälle.

*Bundesministerium des Innern

Inhaltsverzeichnis

	<u>Seite</u>
1. Stilllegung von Kernkraftwerken	1
1.1 Gesetzliche und sonstige Bestimmungen über die Stilllegung von Kernkraftwerken	1
1.2 Stilllegungsvarianten	4
1.2.1 Sofortige totale Beseitigung	4
1.2.2 Der gesicherte Einschluß	6
1.2.3 Teilbeseitigung mit gesichertem Restein- schluß	6
1.2.4 Kombination von Stilllegungsvarianten	7
1.2.5 Klassifikation von Stilllegungsstufen nach IAEA	9
1.3 Erfahrungen mit der Stilllegung kerntech- nischer Anlagen	11
1.3.1 Übersicht über bisher außer Betrieb ge- nommene Anlagen	11
1.3.2 Stilllegungserfahrungen in der Bundes- republik Deutschland	19
1.3.2.1 Heißdampfreaktor Großwelzheim (HDR)	20
1.3.2.2 Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN)	20
1.3.2.3 Kernkraftwerk Lingen (KWL)	21
1.3.2.4 Kernkraftwerk Gundremmingen I (KRB-I)	22
1.3.2.5 Das Kernenergieforschungsschiff OTTO HAHN	24
1.3.2.6 Forschungsreaktor 2 (FR 2) des KfK	25
1.3.3 Beispiele für Stilllegungserfahrungen im Ausland	26
1.3.3.1 Versuchskernkraftwerk Lucens (Schweiz)	26
1.3.3.2 Die totale Beseitigung des Elk-River- Reactor (ERR) (USA)	27
1.3.3.3 Boiling Nuclear Superheater Reactor (BONUS) (USA)	28
2. Das Aktivitätsinventar eines stillgelegten Leichtwasserreaktors	30
2.1 Mechanismen des Aktivitätsaufbaus in einem Leichtwasserreaktor	30
2.2 Abschätzung des Kontaminationsinventars von Leichtwasserreaktoren	35
2.3 Das aktivierte Inventar von Leichtwasser- reaktoren	39

	<u>Seite</u>
3. Die Erzgrube "Konrad" als Lager für radio- aktive Abfälle	42
3.1 Allgemeine Angaben zur Grube "Konrad"	43
3.1.1 Lagerstättenaufschluß	43
3.1.2 Errichtung und Betrieb der Schachtanlage "Konrad"	45
3.1.3 Der Grubenbetrieb in "Konrad"	46
3.2 Sicherheitsmerkmale	47
3.2.1 Forschungs- und Entwicklungsvorhaben	47
3.2.2 Geologische und hydrogeologische Befunde	48
3.2.3 Gebirgsmechanische Standsicherheit	49
3.2.4 Weitere Sicherheitsmerkmale	50
4. Gebinde und Einlagerungstechniken	54
4.1 Konditionierung und Verpackung von Still- legungsabfällen	55
4.2 Einlagerung	60
4.3 Abschätzungen des einlagerbaren Volumens	63
5. Störfallanalyse	67
5.1 Störfallszenarien	67
5.2 Der Störfall "Wassereinbruch"	69
5.3 Ermittlung der radiologischen Belastung der Bevölkerung für den Störfall "Wasserein- bruch"	75
5.4 Sensitivität der Ergebnisse gegen Parameter- variation	81
6. Zusammenfassung und Bewertung	82
Anhang A Aktiviertes Inventar von 1300 MW _e -Leichtwas- serreaktoren	85
A.1 Berechnung des aktivierten Inventars	85
A.2 Wichtige Reaktionen und Aktivierungspro- dukte	88

	<u>Seite</u>
A.3 Ausgangsdaten für die Aktivierungsrechnungen	92
A.4 Vergleich mit dem Siedewasserreaktor	105
Anhang B Geohydrologische Grundlagen	107
Anhang C Entwicklung eines Rechenmodells zur Be- schreibung der Folgen des Störfalls "Wasser- einbruch"	120
C.1 Das mathematische Modell	120
C.2 Wahl der Modellparameter und Ergebnisse	124
C.3 Herleitung und Überprüfung einer Näherung für das Fehlerintegral	131
$\phi(z) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^z e^{-\frac{u^2}{2}} du$	
Anhang D Vergleich mit Nukliden aus betrieblichen Ab- fällen	139
Verzeichnis der physikalischen Größen und ihrer Sym- bole	150
Literaturverzeichnis	152

1. Stillegung von Kernkraftwerken

1.1 Gesetzliche und sonstige Bestimmungen über die Stillegung von Kernkraftwerken

Zentrale Rechtsvorschrift für alle Aspekte der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland ist das "Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren" (Atomgesetz) [At 76] in der Fassung vom 31. 10. 1976.

Das Atomgesetz (AtG) und die aufgrund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnungen werden gemäß Artikel 85 in Verbindung mit Artikel 87 c des Grundgesetzes durch die Länder im Auftrag des Bundes vollzogen.

Der Bundesminister des Innern (BMI), dem durch Organisationserlaß des Bundeskanzlers vom 15. 12. 1972 die zentrale Zuständigkeit für die Gewährleistung der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes innerhalb der Bundesregierung übertragen wurde, hat gegenüber den - von den Ländern bestimmten - atomrechtlichen Genehmigungsbehörden fachliche Weisungsbefugnisse. Er nimmt die dem Bund obliegenden Aufgaben und Kontrollbefugnisse insbesondere durch

- einheitliche Gestaltung der Sicherheitsgrundsätze (Rechtsvorschriften, Regeln und Richtlinien) sowie
- Ausübung der Rechtmäßigkeits- und Zweckmäßigkeitsaufsicht über den Gesetzesvollzug

wahr. Hierbei läßt sich der Bundesminister des Innern insbesondere durch zwei Expertengremien fachlich beraten:

- Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) berät ihn in allen Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen.
- Die Strahlenschutzkommission (SSK) berät ihn in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen.

Die Stillegung einer ortsfesten kerntechnischen Anlage - darunter fallen Kernreaktoren wie auch Anlagen des nuklearen Brenn-

stoffkreislaufs - bedarf nach § 7 Abs. 3 des Atomgesetzes der Genehmigung. Dies gilt für den sicheren Einschluß einer endgültig stillgelegten Anlage ebenso wie für den Abbau der Anlage oder von Anlagenteilen. Wie im Falle der Errichtung, des Betriebs oder der wesentlichen Änderung einer kerntechnischen Anlage darf eine Genehmigung gemäß § 7 Abs. 2 AtG nur erteilt werden, wenn eine Reihe von Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt ist. Als deren wichtigste ist die Forderung zu sehen, wonach die nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden (§ 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG) getroffen sein muß.

Unterhalb der Gesetzesebene regelt die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) vom 13. Oktober 1976 [Bu 76] den Umgang und Verkehr mit radioaktiven Stoffen sowie die dabei zu treffenden Schutzmaßnahmen. Die in den Anhängen zu dieser Verordnung festgelegten nuklidspezifischen Aktivitätsgrenzwerte sind insbesondere für die Klassifizierung von Stilllegungsabfällen und damit für die Entscheidungen über ihre weitere Behandlung bzw. ihren Verbleib maßgeblich.

Eine wichtige Bestimmung findet sich in den am 12. Oktober 1977 vom Länderausschuß für Atomkernenergie verabschiedeten Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke. Diese enthalten Grundsätze für sicherheitstechnische Anforderungen, die der Auslegung von Kraftwerken zugrunde gelegt werden, um die Erfüllung der vorstehend zitierten Genehmigungsvoraussetzung der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden zu gewährleisten.

Im Kriterium 2.10 heißt es:

Stilllegung und Beseitigung von Kernkraftwerken:

Kernkraftwerke müssen so beschaffen sein, daß sie unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen stillgelegt werden können. Ein Konzept für eine Beseitigung nach der endgültigen Stilllegung unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen muß vorhanden sein.

Die detaillierte Darlegung dieses Konzepts wird seither im Rahmen jedes atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens für die Errichtung neuer Kernkraftwerke gefordert.

Die Reaktor-Sicherheitskommission, die den Bundesminister des Innern, wie vorstehend beschrieben, als Expertengremium in Fachfragen berät, hat in ihren "RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren" (3. Ausgabe, 14. Oktober 1981) folgende Festlegung getroffen:

16. Stilllegung und Beseitigung:

- (1) Bei der Auslegung und Anordnung von Bauten, Komponenten und Systemen, insbesondere der im bestimmungsgemäßen Betrieb aktivierten und kontaminierten Anlagenteile, sind geeignete Maßnahmen zur endgültigen Stilllegung der Anlage, zu ihrer Sicherung bzw. ihrer Beseitigung zu berücksichtigen (z.B. getrennter Aufbau des inneren und äußeren biologischen Schildes).
- (2) Die in Betracht zu ziehenden Anlagenteile sind so ausulegen und anzuordnen, daß im Falle ihrer Beseitigung der Zugang zu ihnen, ihre Dekontamination, ihr Abbau und ihr Transport, in der Anlage bei einer möglichst geringen Strahlenbelastung durchführbar sind.
- (3) Die für die Stilllegung und Beseitigung der Anlage im Konzept vorgesehenen wesentlichen Vorkehrungen und Maßnahmen sind darzulegen.

Diese Leitlinien haben keinen formellen Status im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren. Ihre Bedeutung rührt daher, daß in ihnen diejenigen Anforderungen spezifiziert sind, welche die Reaktor-Sicherheitskommission ihren Beratungen zum Sicherheitskonzept neuer Kernkraftwerke zugrundelegt.

Dem Erlaß detaillierter Rechtsvorschriften für die Stilllegung über die erwähnten Regelungen hinaus sowie der Erarbeitung stilllegungsspezifischer Regeln und Richtlinien steht bislang die technische wie verfahrensmäßige Neuartigkeit von Stilllegungsverfahren entgegen.

1.2 Stillegungsvarianten

Die nach Betriebsende in einem Kernkraftwerk verbleibende Rest-radioaktivität stellt eine potentielle Gefährdung der Umgebungsbevölkerung und der Umwelt dar. Aufgabe der zuständigen atomrechtlichen Genehmigungsbehörden der Länder ist es, im Genehmigungsverfahren für die Stillegung einer solchen Anlage sicherzustellen, daß diese Gefährdung auf ein akzeptables "Restrisiko" reduziert wird. Die Landesbehörden unterliegen hierbei der Rechts- und Zweckmäßigkeitsaufsicht durch den Bundesminister des Innern (BMI).

Das vorstehend definierte Ziel kann erreicht werden, indem man die vorhandene Radioaktivität durch äußere Barrieren einschließt oder indem man sie beseitigt und die dabei entstehenden Abfälle in ein Endlager verbringt. Diese beiden grundlegenden Optionen können auf verschiedene Weisen miteinander verbunden werden. So ergibt sich eine Reihe von Stillegungsvarianten.

1.2.1 Sofortige totale Beseitigung

Die - zumindest auf den ersten Blick - überzeugendste Lösung ist die sofortige totale Beseitigung. Diese Variante impliziert die Entfernung aller radioaktiven Materialien aus der Anlage und vom Standort, so daß uneingeschränkte Nutzung des Geländes oder, im Falle der Wiederverwendung von Gebäuden, der Räume möglich ist. Der Kontroll- und Überwachungsbereichsstatus kann aufgehoben werden. Das Erreichen des so formulierten Ziels der Stillegungsarbeiten kann nur vor dem Hintergrund von Grenzwerten nachgewiesen werden, unterhalb derer eine unvermeidlich immer noch verbleibende Restkontamination bzw. -aktivierung als radiologisch unbedenklich angesehen werden kann.

In der Praxis wird die uneingeschränkte Nutzung freiwerdenden Geländes nicht der Regelfall sein, da im Falle mehrerer Kraftwerksblöcke an einem Standort ("Mehrblockanlage") die freiwerdende Fläche nach wie vor zum betrieblichen Überwachungsbereich gehört. In einem dichtbesiedelten Land wie der Bundesrepublik Deutschland ist die Zahl möglicher Kernkraftwerksstandorte begrenzt; daher erscheinen dort Kraftwerksneubauten wahrscheinlich.

Eine umfassende Untersuchung über die Stilllegung von Leichtwasserreaktoren [Wa 82₁] wurde von der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke e.V. (VDEW) in Auftrag gegeben. Dieser Studie ist Abb. 1.1 entnommen, welche den Rahmenterminplan für die totale Beseitigung eines Druckwasserreaktors zeigt.

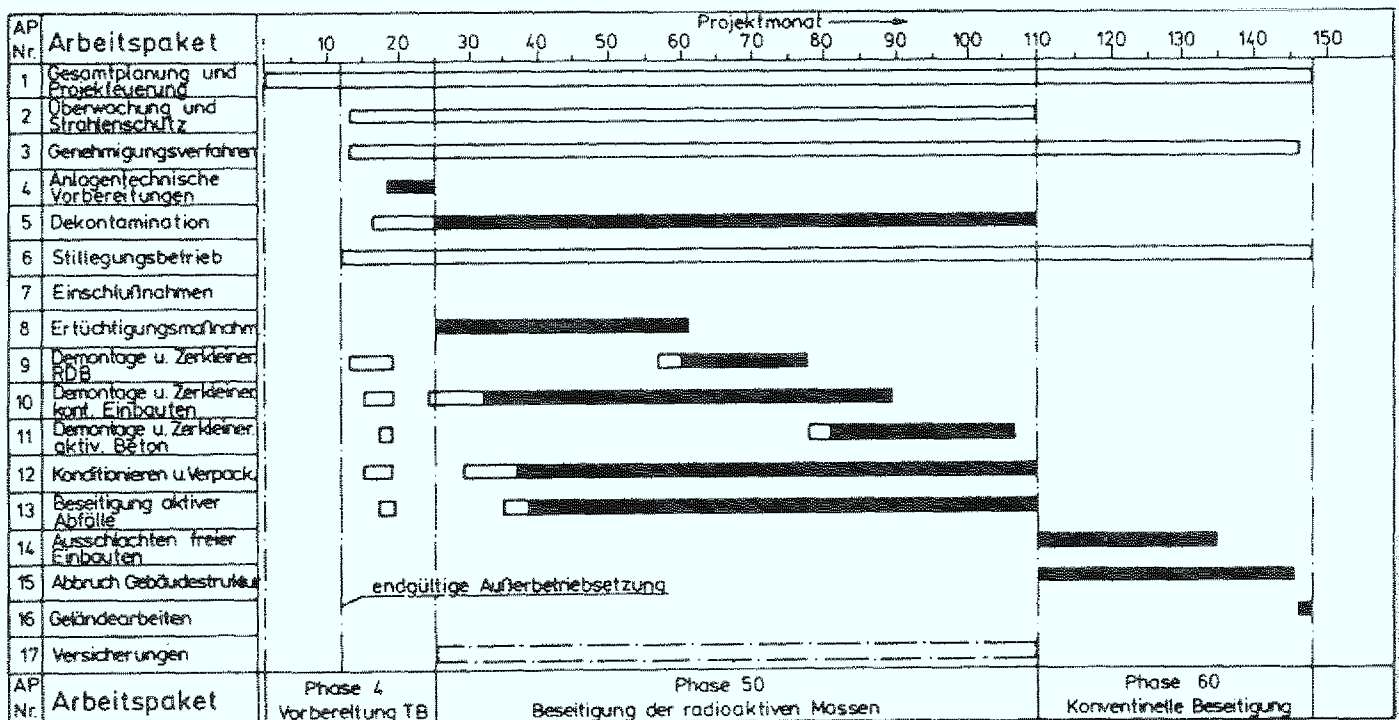


Abb. 1.1: Rahmenterminplan für die totale Beseitigung eines Druckwasserreaktors (nach [Wa 82₁])

==== Planungsarbeiten
 [Dunkelblauer Balken] Durchführung

Im ersten Jahr nach der endgültigen Abschaltung ist die Entsorgung von Betriebsabfällen sowie der Abtransport der Brennelemente vorgesehen. Diese Arbeiten sind noch im Rahmen der Betriebsgenehmigung durchführbar. Weiterhin sind in gewissem Umfang anlagentechnische Vorbereitungen nötig. Parallel dazu läuft das Genehmigungsverfahren für die eigentlichen Stilllegungsarbeiten.

Die Dauer der eigentlichen Beseitigungsarbeiten setzt diese Studie mit rund 7 Jahren an. Nach weiteren 3 Jahren sind die konventionelle Beseitigung und der Abriß der Gebäude abgeschlossen. Der Zustand "Grüne Wiese" ist erreicht.

Der Nachteil der Variante "Sofortige Beseitigung" liegt in der hohen Strahlenbelastung für das Stilllegungspersonal. Nach [Wa 82₁] beträgt die Kollektivdosis für die Referenzanlagen Biblis A (Druckwasserreaktor) und Brunsbüttel (Siedewasserreaktor) in beiden Fällen 17 Mann-Sv.

1.2.2 Der gesicherte Einschluß

Bei dieser Variante wird auf sofortige Demontage der Anlagen verzichtet. Stattdessen wird das verbleibende Aktivitätsinventar sicher eingeschlossen, so daß mit einer Gefährdung der Umgebung nicht gerechnet werden muß. Im Verlaufe der Einschlußzeit sinkt das Aktivitätsinventar infolge des radioaktiven Zerfalls.

Wie bei der totalen Beseitigung wird vor der Herleitung des gesicherten Einschlusses ebenfalls eine betriebliche Entsorgung vorgenommen. Flüssige oder gasförmige Medien werden beseitigt, nicht fest an Strukturen oder Komponenten gebundene Radioaktivität wird fixiert.

Verbindungen nuklearer Anlagenteile zu Bereichen ohne Aktivität werden abgedichtet, insbesondere werden Türen und Schleusen verschlossen und der Kontrollbereich gegen unbefugtes Betreten gesichert. Die Anlage wird, beispielsweise durch regelmäßige Begehungen, überwacht.

1.2.3 Teilbeseitigung mit gesichertem Resteinschluß

Es besteht weiterhin die Möglichkeit, einen Teil der Beseitigungsarbeiten bereits vor der Herleitung des gesicherten Einschlusses durchzuführen. Damit kann der einzuschließende Bereich verkleinert werden, insbesondere wenn die Demontage von Komponenten mit einer geeigneten Umgruppierung innerhalb der Anlage einhergeht. Vollkommen dekontaminierte Gebäude können abgerissen oder einer neuen Nutzung zugeführt werden. Die Einschlußmaßnahmen können durch Errichtung neuer Baustrukturen ergänzt werden.

1.2.4 Kombination von Stillegungsvarianten

Wie die Erfahrung zeigt und Überlegungen nahelegen, sind tatsächliche Stillegungsabläufe in der Regel Kombinationen der vorstehend beschriebenen Grundvarianten. Eine Reihe von ausgeführten Beispielen (Unterkapitel 1.3) wird dies bekräftigen.

Der gesicherte Einschluß stellt nach der Überzeugung des Verfassers keine endgültige Lösung des Stillegungsproblems dar. Die Integrität von Gebäuden oder Betonstrukturen kann nur für einen begrenzten Zeitraum (Größenordnung 200 Jahre) als garantiert angesehen werden; damit ist spätestens nach Ablauf dieser Zeitspanne die Sicherung der immer noch vorhandenen, langlebigen Aktivität (Kapitel 2) nicht mehr gewährleistet.

In jedem Fall sind, ergänzend zum gesicherten Einschluß, weitere Maßnahmen nötig. Es muß entweder eine langfristige Überwachung sichergestellt werden, was aus Genehmigungssicht Probleme aufwerfen dürfte oder, und diese Lösung ist aus heutiger Sicht zweifellos vorzuziehen, es schließt sich an die Zeit des gesicherten Einschlusses die totale Beseitigung an, wobei dann die Sicherstellung der radioaktiven Abfälle in einem auch für lange Zeiträume sicheren Endlager erfolgt.

Abb. 1.2 zeigt schematisch die vorstehend dargestellten Stillegungsvarianten.

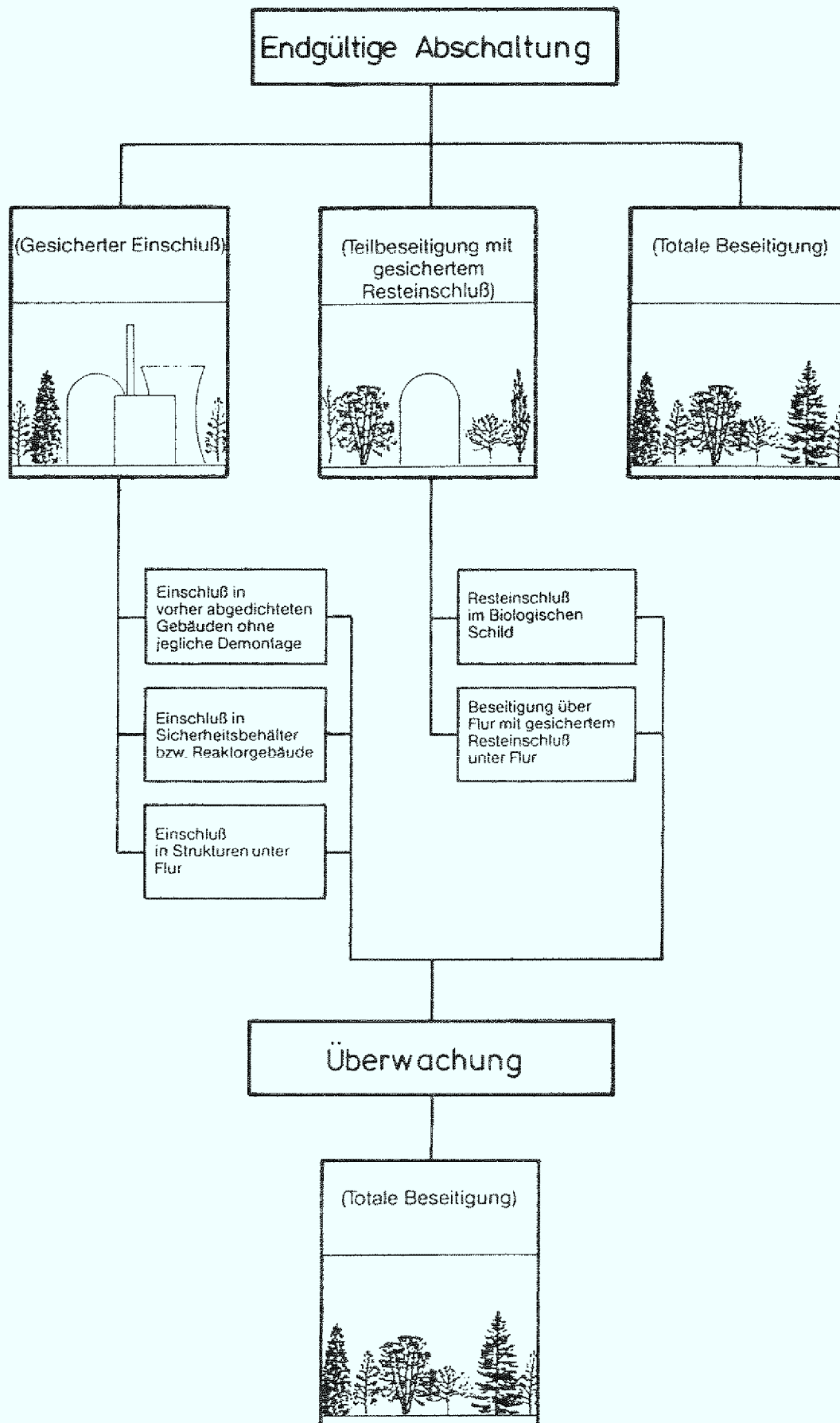


Abb. 1.2: Stilllegungsvarianten

1.2.5 Klassifikation von Stilllegungsstufen nach IAEA

Im internationalen Sprachgebrauch hat sich in den letzten Jahren die von der Internationalen Atomenergie-Agentur (IAEA) vorgeschlagene Klassifikation des Zustandes kerntechnischer Anlagen nach der Außerbetriebnahme in drei verschiedene Stufen (stages) weitgehend durchgesetzt. Als Ergänzung zu den vorstehend erläuterten deutschen Bezeichnungen und zur Vorbereitung auf Unterkapitel 1.3 werden diese Begriffe hier erklärt [In 83]. Sie sind nicht als starre Definitionen zu verstehen, sondern können den Gegebenheiten des Einzelfalls angepaßt werden.

Stilllegungsstufe 1

Zustand der Anlage und ihrer Teile und Komponenten

Die primäre Kontaminationsbarriere* verbleibt im Zustand der Betriebsphase, jedoch werden zu öffnende Teile (Ventile, Stopfen usw.) dauerhaft blockiert und verschlossen. Die Gebäude** werden in einem dem verbleibenden Risiko angemessenen Zustand erhalten.

Der Zustand der Raumluft wird kontrolliert. Der Zugang zu den Gebäuden wird überwacht.

Überwachung, Inspektion und Überprüfung

Die Anlage wird überwacht und die für Aktivitätsmessungen sowohl innerhalb der Anlage als auch in der Umgebung benötigten Meßgeräte werden instandgehalten und gegebenenfalls den Genehmigungsaufgaben bzw. sonstigen nationalen Bestimmungen entsprechend eingesetzt.

* Primäre Kontaminationsbarriere: Erstes Hindernis für die in (first contamination barrier) der Anlage verbleibende Aktivität auf dem Weg in kontaminationsfreie Bereiche.

** (Containment building) : Wird hier vereinfacht übersetzt mit "Gebäude" oder "Anlagengebäude". Gemeint sind nur solche Gebäudestrukturen, welche eine Sicherheitsfunktion beim Einschluß der verbleibenden Radioaktivität haben.

Der Anlagenzustand wird durch regelmäßige Inspektionen überprüft.

Gegebenenfalls werden die primäre Kontaminationsbarriere und das Gebäude auf Leckagen überprüft.

Stilllegungsstufe 2

Zustand der Anlage und ihrer Teile und Komponenten

Die primäre Kontaminationsbarriere ist auf Mindestgröße reduziert, alle leicht abbaubaren Anlagenteile sind entfernt. Die einschließende Wirkung dieser Barriere wird durch bauliche Maßnahmen verstärkt. Gegebenenfalls wird der biologische Schild erweitert, so daß er diese Barriere vollständig umgibt.

Nach ausreichender Dekontamination können Gebäude und nukleare Lüftungssysteme geändert oder beseitigt werden, falls ihnen aus radiologischer Sicht keine Sicherheitsfunktion mehr zukommt. Abhängig vom Umfang der Beseitigung oder Dekontamination weiterer Anlagenteile kann der Zugang freigegeben werden.

Überwachung, Inspektion und Überprüfungen

Die Überwachung in der Umgebung der Barriere kann eingestellt werden, periodische Begehungen und Umgebungsüberwachung sollten festgesetzt werden.

Äußere Inspektionen der eingeschlossenen Teile werden durchgeführt.

Dichtheitsprüfungen an verbleibenden Gebäuden sind nicht länger nötig.

Stilllegungsstufe 3

Alle Medien, Geräte und Anlagenteile, deren Aktivität auch nach erfolgter Dekontamination signifikant bleibt, werden beseitigt.

Die Kontamination aller verbleibenden Teile wurde auf akzeptable Werte reduziert*.

Aus der Sicht des Strahlenschutzes sind Überwachung, Inspektion und Überprüfungen nicht mehr erforderlich.

Man erkennt, daß die drei Stufen in etwa dem gesicherten Einschluß (Stufe 1), der Teilbeseitigung mit gesichertem Resteinschluß (Stufe 2) und der totalen Beseitigung (Stufe 3) entsprechen. Die IAEA-Definition ist bezüglich der Beseitigungsarbeiten sehr allgemein gehalten. Unterscheidungen zwischen Beseitigung oder Einschluß über und unter Flur (Gelände-Oberkante) werden nicht getroffen. Ausführlicher hingegen sind die Angaben zur Überwachung nicht beseitigter Anlagenteile.

Die Formulierungen sehen ausdrücklich die Möglichkeit der Wiederverwendung von Gebäuden vor. Es wird im folgenden Unterkapitel deutlich werden, daß dieser Gesichtspunkt von großer praktischer Bedeutung sein kann.

1.3 Erfahrungen mit der Stilllegung kerntechnischer Anlagen

1.3.1 Übersicht über bisher außer Betrieb genommene Anlagen

Zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen, insbesondere zur Stilllegung von Kernkraftwerken, liegt weltweit bereits in beachtlicher Erfahrungsschatz vor. Dies wird durch die in Tab. 1.1 zusammengestellte Übersicht über bereits durchgeführte Stilllegungsmaßnahmen und hierzu vorliegende Pläne belegt. Die Angaben stammen im wesentlichen aus einer neueren Untersuchung [In 83], welche sich auf Mitgliedstaaten der IAEA beschränkt. Allerdings wurden einige Ergänzungen nach Angaben aus [Ho 82], [Ki 82], [He 83] vorgenommen. Die Aufzählung beschränkt sich auf Kernreaktoren.

* In der deutschsprachigen Literatur hat sich der Terminus "Freidekontamination" eingebürgert.

Name der Anlage und Standort	Reaktortyp	Elektrische Leistung (MW) (+: Thermische Leistung)	Jahr			Gegenwärtige Stilllegungs- stufe [geplant]
			Beginn der Stromerzeugung (++: Erste Kritikalität)	Endgültige Abschaltung	Stilllegung [geplant]	
C S S R						
A - 1 Jaslovské Bohunice	HWGCR	110	1972	1979		Stufe 1 abgeschaltet
D E U T S C H L A N D						
FR 2 Leopoldshafen	HWR	44 ⁺	1960	1981		abgeschaltet [Stufe 3]
KWL Lingen	SWR	256	1968	1977		Stufe 1 abgeschaltet
NS "Otto Hahn"	DWR mit integrier- tem Dampferzeuger	38 ⁺	1968	1979	1981	Stufe 3
HDR Grossweilheim	SWR	23	1970	1971		Forschungsprogramm
KKN Niederaichbach	HWGCR	100	1972 ⁺⁺	1974		Stufe 2 [Stufe 3]
KRB-I Gundremmingen	SWR	250	1966	1977		Stufe 1 abgeschaltet
F R A N K R E I C H						
E1 2 Saclay	HWR	2,8 ⁺	1952 ⁺⁺	1965		Stufe 2, 1968
E1 3 Saclay	HWR	18 ⁺	1957	1979		[Stufe 2, 1984]
G 1 Marcoule	GCR	46 ⁺	1956	1968		Stufe 2, 1981
G 2 Marcoule	GCR	260 ⁺	1958	1980	[1995]	[Stufe 3]
G 3 Marcoule	GCR	260 ⁺	1959	1983 geplant	[1998]	[Stufe 3]
ZOE Fontenay-aux-Roses	HWR	0	1948 ⁺⁺	1975		Stufe 2, 1977
Néréide Fontenay-aux-Roses	LWR	0	1959 ⁺⁺	1982	[1986]	[Stufe 3]
Triton Fontenay-aux-Roses	LWR	0	1959 ⁺⁺	1982	[1986]	[Stufe 3]
Peggy Cadarache	LWR	0	1961 ⁺⁺	1975	1977	Stufe 3
Pégase Cadarache	LWR	35 ⁺	1962 ⁺⁺	1975	1978	Stufe 3 Nutzung von Ge- bäuden als Lager

Tab. 1.1: Angaben zu stillgelegten Kernreaktoren

Name der Anlage und Standort	Reaktortyp	Elektrische Leistung (MW) (+: Thermische Leistung)	Jahr			Gegenwärtige Stilllegungs- stufe [geplant]
			Beginn der Stromerzeugung (++: Erste Kritikalität)	Endgültige Abschaltung	Stilllegung [geplant]	
César Cadarache	GCR	0	1964 ⁺⁺	1974	1978	Stufe 3
Minerve Fontenay-aux-Roses	LWR	1 ⁺	1959 ⁺⁺	1976	1977	Stufe 3
Chinon-1 Avoine-Chinon	GCR	300 ⁺	1963	1973		Stufe 1 [Umwandlung in ein Museum]
GROSSBRITANNIEN						
DMTR, Dounreay	HWR	0	1959 ⁺⁺	1969		Stufe 1
DPR, Dounreay	Schnell	14	1960 ⁺⁺	1977		[Stufe 2, 1985/1990]
WAGR, Sellafield	AGCR	34	1962 ⁺⁺	1981	[1996]	Stufe 3
DRAGON, Winfrith	HTGCR	0	1964 ⁺⁺	1976		Stufe 1
BEPO, Harwell	GCR, Luft	0	1948 ⁺⁺	1968		Entladen, Reaktor- schild verschlos- sen, Gebäudeflächen dekontaminiert
ITALIEN						
Avogadro Saluggia (TO)	Schwimmbad (H ₂ O)	7 ⁺	1959 ⁺⁺	1972	1975	Brennelement- lagerung
Ispra 1 Ispra (VA)	Tank (H ₂ O)	5 ⁺	1958 ⁺⁺	1974		Stufe 1, 1975
Rana CSN Casaccia, Rome	Schwimmbad (H ₂ O)	0	1965 ⁺⁺	1981		abgeschaltet [Stufe 3]
Ritmo CSN Casaccia, Rome	Schwimmbad (H ₂ O)	0	1965 ⁺⁺	1978		abgeschaltet [Stufe 3]
Rospo CSN Casaccia, Rome	Tank, organisch, modifiziert H ₂ O	0	1963 ⁺⁺	1975		abgeschaltet [Stufe 3]
RB - 1 Montecuccolino (BO)	U angereichert, Graphit	0	1960 ⁺⁺	1981		abgeschaltet [Stufe 3]
RB - 2 Montecuccolino (BO)	Graphit, H ₂ O	10 ⁺	1960 ⁺⁺	1981		abgeschaltet [Stufe 3]
Garigliano (CE)	SWR	160	1964	1978		abgeschaltet

Tab. 1.1: Angaben zu stillgelegten Kernreaktoren (Fortsetzung)

Name der Anlage und Standort	Reaktortyp	Elektrische Leistung (MW) (+: Thermische Leistung)	Jahr			Gegenwärtige Stilllegungs- stufe [geplant]
			Beginn der Stromerzeugung (++: Erste Kritikalität)	Endgültige Abschaltung	Stilllegung [geplant]	
J A P A N						
ABCF (Aqueous Homogeneous Critical Facility), Tokai, Ibaraki	Kritische Ein- richtung D ₂ O	0	1961 ⁺⁺	1967	1969	Stufe 3
OCF (Ozenji Critical Facility), Ozenji, Kanagawa	Kritische Ein- richtung H ₂ O	0	1962 ⁺⁺	1973		Stufe 2, 1974 [Stufe 3]
SCF (Sumitomo Critical Facility), Tokai, Ibaraki	Kritische Ein- richtung H ₂ O	0	1966 ⁺⁺	1970	1971	Stufe 3
MCF (Mitsubishi Critical Facility), Omiya, Saitama	Kritische Ein- richtung H ₂ O	0	1969 ⁺⁺	1973	1974	Stufe 3
JRR - 1 (Japan Research Reactor), Tokai, Ibaraki	Forschungsreaktor (SWR)	0	1957 ⁺⁺	1969		Stufe 2, 1969
HTR (Hitachi Training Reactor), Ozenji, Kanagawa	Schwimmbad- forschungsreaktor	0	1961 ⁺⁺	1975		Stufe 2, 1975
JPDR (Japan Power Demonstration Reactor), Tokai, Ibaraki	Demonstrations- anlage (SWR)	12,5 (90 ⁺)	1963	1976	[1989]	abgeschaltet [Stufe 3]
S C H W E D E N						
R 1 Stockholm	D ₂ O, Graphit	1 ⁺	1954	1970	1981 -1983	Stufe 3 (1983)
S C H W E I Z						
DIORIT EIR Würenlingen	HWR	30 ⁺ 0	1960 ⁺⁺	1977	in Arbeit	Beginn der Stilllegung
LUCENS Lucens	CO ₂ -gekühlt D ₂ O-modifiziert	8	1968 ⁺⁺	1969	1969 -1973	Stufe 2 [Stufe 3]
U S A						
HRE - 1 (Homogeneous Reactor Experiment), Oak Ridge, TN	Flüssigbrennstoff	1 ⁺	1952 ⁺⁺	1954	1954	Stufe 3
HRE - 2 (Homogeneous Reactor Experiment), Oak Ridge, TN	Flüssigbrennstoff	1 ⁺	1957 ⁺⁺			Stufe 3

Tab. 1.1: Angaben zu stillgelegten Kernreaktoren (Fortsetzung)

Name der Anlage und Standort	Reaktortyp	Elektrische Leistung (MW) (+: Thermische Leistung)	Jahr			Gegenwärtige Stilllegungs- stufe [geplant]
			Beginn der Stromerzeugung (++: Erste Kritikalität)	Endgültige Abschaltung	Stilllegung [geplant]	
ARE (Aircraft Reactor Experiment), Oak Ridge, TN	Flüssigbrennstoff	1 ⁺		1954	1955	Stufe 3
PM - 2 A (Portable Medium Power Plant), Greenland	DWR	10 ⁺	1960	1963	1964	Stufe 3
Hanford Production Reactors, Richland, WA	Graphit, H ₂ O	-	1944 1955	1965 1970		Stufe 1 1965-1971
CVTR (Carolina Virginia Tube Reactor) Parr, SC	D ₂ O-gekühlt und -moderiert, Druckröhren	65 ⁺	1962	1967		Stufe 1, 1968
Hallam Nuclear Power Facility Hallam, NB	Graphitmoderiert, natriumgekühlt	256 ⁺	1963	1964		Stufe 2, 1969
Piqua Nuclear Power Facility Piqua, OH	Organisch gekühlt und moderiert	45 ⁺	1963	1966		Stufe 2, 1969
BONUS (Boiling Nuclear Superheater Power Station), Ricon, PR	SWR (Nukleare Über- hitzung)	50 ⁺	1964	1967		Stufe 2, 1972
Walter Reed Research Reactor, Washington, D.C.	homogen	50 ⁺	1962 ⁺⁺	1971	1971	Stufe 3
Pathfinder Sioux Falls SD	SWR (Nukleare Über- hitzung)	190 ⁺	1964	1967		Stufe 1, 1972
B & W Lynchburg, VA	Schwimmbad	6 ⁺	1964	1971		Stufe 1, 1973
EBR - 1 (Experimental Fast Breeder Reactor), Scottsville, ID	Flüssigmetall gekühlt	-	1951 ⁺⁺	1963	1973	Stufe 3
Saxton Nuclear Experimental Facility, Saxton, PA	DWR	23 ⁺	1962	1972		Stufe 1, 1973
NS "Savannah" Charleston, SC	DWR	80	1962	1970		Stufe 1
SEFOR (Southwest Experimental Fast Oxide Reactor), Strickler, AR	Natriumgekühlt, schnell	20 ⁺	1969	1972		Stufe 1, 1973
Elk River Reactor Elk River, MN	SWR (Fossil überhitzt)	58 ⁺	1964	1968	1974	Stufe 3

Tab. 1.1: Angaben zu stillgelegten Kernreaktoren (Fortsetzung)

Name der Anlage und Standort	Reaktortyp	Elektrische Leistung (MW) (+: Thermische Leistung)	Jahr			Gegenwärtige Stillelegungs- stufe [geplant]
			Beginn der Stromerzeugung (++: Erste Kritikalität)	Endgültige Abschaltung	Stilllegung [geplant]	
ASTR (Aerospace Test Reactor), US Air Force, NARF Fort Worth, TX	-	10 ⁺	1951	1971	1974	Stufe 3
GTR (Ground Test Reactor), US Air Force, NARF Fort Worth, TX	-	10 ⁺	-	1972	1974	Stufe 3
RTA (Reactivity Test Assembly), US Air Force, NARF Fort Worth, TX	-	1 ⁺	-	1968	1974	Stufe 3
ENRICO FERMI - 1 Lagoona Beach, M 1	Brüter (schnell)	57	1963 ⁺⁺	1973		Stufe 1, 1975
PM - 3A (Portable Medium Power Plant), Antarctica	DWR	9 ⁺			1975	Stufe 3
HTR (Hanford Test Reactor), Richland, WA	Graphitmoderiert	0	1943 ⁺⁺		1977	Stufe 3
IRL (Industrial Reactor Laboratories Inc. Research Reactor), Plainsboro, NJ	Schwimmbad	5 ⁺	1958 ⁺	1975	1977	Stufe 3, teillbeseitigt
GE EVESR Alameda Co., CA	SWR (nukleare Überhitzung)	17 ⁺	1963 ⁺⁺	1967		Stufe 1
NASA Plumbrook, Sandusky, OH	Leichtwasser	100 ⁺	1963	1973		Stufe 1
Peach Bottom - 1 York Country, PA	HTGCR	40	1967	1974		Stufe 1
YBWR (Vallecitos Boiling Water Reactor) Alameda Co., CA	SWR	50 ⁺				Stufe 1
Westinghouse Test Reactor, Waltz Mills, PA	Tank	60 ⁺	1959 ⁺⁺	1962		Stufe 1
SRE (Sodium Reactor Experiment), Santa Susana, CA	Graphitmoderiert, natriumgekühlt	30 ⁺	1957 ⁺⁺	1964	1982 [1988]	Stufe 1 (1967-1976) Stufe 3 (1982)
Indian Point - 1 Buchanan, NY	DWR	257	1962	1974		Stufe 1, 1980 [Stufe 3]
Shipping Port Shipping Port, PA	DWR	72	1957	1982	1984	[Stufe 3]

Tab. 1.1: Angaben zu stillgelegten Kernreaktoren (Fortsetzung)

LWR	Leichtwasserreaktor
SWR	Siedewasserreaktor
DWR	Druckwasserreaktor

Für andere Reaktortypen wurden die in der angelsächsischen Literatur üblichen Abkürzungen verwendet, welche auch im deutschen Schrifttum gebräuchlich sind:

HWR	(Heavy-Water Reactor)	Schwerwasserreaktor
GCR	(Gas-Cooled Reactor)	Gasgekühlter Reaktor
AGCR	(Advanced Gas-Cooled Reactor)	Fortgeschrittener Gasgekühlter Reaktor
HTGCR	(High-Temperature Gas-Cooled Reactor)	Hochtemperaturreaktor
HWGCR	(Heavy-Water-Moderated Gas-Cooled Reactor)	Schwerwassermoderierter gasgekühlter Reaktor

Tab. 1.1: Angaben zu stillgelegten Kernreaktoren
(Erläuterung benutzter Abkürzungen)

Die große Mehrzahl endgültig abgeschalteter Anlagen sind Forschungs-, Test- oder Unterrichtsreaktoren kleiner Leistung. 36 Anlagen haben eine thermische Leistung unterhalb von 10 MW, 8 liegen zwischen 10 MW und 100 MW und 15 über 100 MW, wobei die deutschen Siedewasserreaktoren Lingen (KWL) und Gundremmingen I (KRB-I) mit über 700 MW_{th} diejenigen mit der größten Leistung sind. Stilllegungskonzepte liegen jedoch auch für die neueren Anlagen der höchsten Leistungsklasse (ca. 3500 MW_{th}) vor [Wa 82₁], [Do 78], [Sm 78], [Oa 80].

Tab. 1.2 enthält Häufigkeiten von Stilllegungsstufen, wobei zwischen bereits erreichten Stufen und erst in der Planung vorgesehenen unterschieden wurde. Dabei ist zu beachten, daß nicht alle Situationen, in denen sich die abgeschalteten Anlagen befinden, einer Stufe eindeutig zugeordnet werden können.

	STUFE 1	STUFE 2	STUFE 3
erreicht:	20	11	23
geplant:	0	3	16

Tab. 1.2: Häufigkeiten von Stilllegungsstufen der in Tab. 1.1 aufgelisteten Anlagen

Zur ersten Spalte ist zu bemerken, daß hier solche Anlagen als in Stufe 1 befindlich betrachtet wurden, die zwar endgültig abgeschaltet sind, bei denen aber die Herleitung des gesicherten Einschlusses noch nicht abgeschlossen bzw. genehmigt ist. Auffallend niedrig ist die Zahl der Planungen für Stilllegungsstufe 2. Der Trend geht offenbar dahin, entweder sofort zu beseitigen oder nach einer Wartezeit in Stufe 1 verzögert zu beseitigen.

Angaben über die voraussichtlich anfallenden endgültigen Abschaltungen von Kernkraftwerken in den kommenden Jahrzehnten für den Bereich der Europäischen Gemeinschaft nach [He 79] finden sich in Tab. 1.3.

	Außerbetriebsetzung von Reaktorblöcken		
	1981-1990	1991-2000	2001-2010
Gas-Graphit-Reaktoren und fortgeschrittene gasgekühlte Reaktoren	11	20	14
Leichtwasserreaktoren	3	7	37
Sonstige Typen	2	2	4
Insgesamt	16	29	55

Tab. 1.3: In der Europäischen Gemeinschaft bis zum Jahre 2010 stillzulegende Kernkraftwerke

Angesichts des mit dieser Zahl von Stilllegungen verbundenen Aufkommens radioaktiver Abfälle (siehe Kapitel 2) wird die Bedeutung eines langfristig sicheren Endlagers deutlich.

Zur Bewertung der Sicherheit eines solchen Lagers - hierfür ist die ehemalige Eisenerzgrube "Konrad" (siehe Kapitel 3) in Aussicht genommen - soll die vorliegende Arbeit einen Beitrag leisten.

1.3.2 Stilllegungserfahrungen in der Bundesrepublik Deutschland

Angaben über endgültig abgeschaltete Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland sind bereits in Tab. 1.1 enthalten. Die wichtigsten Merkmale dieser Stilllegungsabläufe werden im folgenden kurz zusammengefaßt.

1.3.2.1 Heißdampfreaktor Großwelzheim (HDR)

Bei dem 1970 in Betrieb gegangenen HDR handelt es sich um einen Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 23 MW. Wegen auftretender Brennelementschäden und Nicht-Weiterverfolgung der Baulinie wurde der Reaktor 1971 endgültig abgeschaltet und seine Stilllegung beschlossen. Von 1974 ab wurde die Anlage umgebaut, um Versuchszwecken im Rahmen eines vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) initiierten Sicherheitsforschungsprogramms zu dienen. Bei den Umbauten wurden die RDB-Einbauten demontiert und durch Versuchseinheiten ersetzt. Einige Kreisläufe wurden modifiziert [Ba 79]. Mit den Forschungsarbeiten in der Anlage wurde 1975 begonnen.

Der neue Verwendungszweck und der Anlagenzustand passen nicht ohne weiteres in das vorstehend beschriebene Klassifizierungsschema (Tab. 1.1).

1.3.2.2 Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN)

KKN wurde als CO₂-gekühlter und schwerwassermoderierter Druckröhrenreaktor für eine elektrische Leistung von 100 MW errichtet. Die erste Kritikalität wurde 1972 erreicht. Bereits in der Errichtungs- und mit Beginn der Betriebsphase wurde der Weiterbetrieb dieser Prototypanlage aus Wirtschaftlichkeitsgründen in Frage gestellt. Technische Probleme mit den Dampferzeugern und erwartete Nachrüstmaßnahmen sowie die inzwischen vorliegenden guten Erfahrungen mit Leichtwasserreaktoren führten zu dem Entschluß, die Anlage stillzulegen. Bis zur endgültigen Abschaltung am 31. Juli 1974 hatte KKN lediglich 18,3 effektive Volllasttage erreicht.

Als Stilllegungsvariante wurde der Einschluß aller verbleibenden Aktivität im Bereich des Containments der Anlage bestimmt (Stufe 2). Gegenüber der Herleitung eines Zustandes der Stufe 1 kommt man so in den Vorteil eines räumlich kleineren Überwachungsreichs. Zudem wird im Bereich der Lüftung Energie gespart.

Die Stilllegungsaktivitäten begannen mit dem Abtransport der Brennelemente, des schweren Wassers und der übrigen Betriebsmedien. Kontaminationsfreie Systeme außerhalb des Containments wurden beseitigt. Betrieblich kontaminierte Systeme außerhalb des Sicherheitseinschlusses wurden abgebaut und im Bereich des Containments eingelagert, wobei eine Verbreitung der Kontamination durch Fixierung und Einschluß (z.B. Zuschweißen von innen-seitig kontaminierten Rohren) ausgeschlossen wurde.

Schließlich wurden Lüftungs- und Abwassersysteme abgebaut und durch dem Zustand des gesicherten Einschlusses angemessene Systeme ersetzt. Insbesondere wird aus Gründen des Korrosionsschutzes die Luft im Bereich des Einschlusses trocken gehalten.

Planung und Genehmigung für die totale Beseitigung sind in einem sehr fortgeschrittenen Zustand. Sobald die Frage des Verbleibes der Abfälle zufriedenstellend geklärt ist, wird mit einer Genehmigung für die Abbrucharbeiten gerechnet.

Die Zeit für die Beseitigungsarbeiten ist mit 6 Jahren veranschlagt [LÖ 82].

Wegen der kurzen Betriebszeit der Anlage ist das Aktivitätsinventar vergleichsweise gering. Es besteht bei der Beseitigung von KKN somit die Möglichkeit, unter radiologisch - im Vergleich zu Anlagen höherer Leistung und längerer Betriebszeit - erleichterten Bedingungen Stilllegungstechniken zu erproben und Erfahrungen zu sammeln.

1.3.2.3 Kernkraftwerk Lingen (KWL)

KWL ist eine Demonstrationsanlage des Typs Siedewasserreaktor. Der Hauptwärmekreislauf ist zweikreisig. In zwei Dampferzeugern wurde der Dampf für die Turbine erzeugt, die somit im Gegensatz zu Siedewasserreaktoren moderner Bauart, die über einen direkten Hauptwärmekreislauf verfügen, nicht kontaminiert war.

Der im Reaktor erzeugte Dampf wurde fossil überhitzt. Der Betrieb des Überhitzers erfolgte zunächst mit schwerem Heizöl, später erfolgte ein Umbau auf Erdgasfeuerung. Der nukleare Anteil an der elektrischen Gesamtleistung von 250 MW betrug ca. 2/3.

Nach 9 Betriebsjahren wurde die Anlage im Jahre 1977 abgeschaltet, weil Schäden an den Dampferzeugern deren Austausch nötig machten. Dabei ergab sich, daß zur Anpassung an derzeit aktuelle Genehmigungsforderungen umfangreiche Nachrüstmaßnahmen hätten durchgeführt werden müssen. Aus wirtschaftlichen Erwägungen entschied sich der Betreiber 1979 für eine Stilllegung der Anlage.

Angestrebt wird für die Stilllegung zunächst die Stufe 1, der dann - nach derzeitigem Planungsstand - in rund 30 Jahren die totale Beseitigung folgen soll (Stufe 3).

Die Trennung von konventionellem und nuklearem Anlagenteil ist genehmigt. Der Abtransport der Brennelemente ist abgeschlossen. Das Genehmigungsverfahren zur Herleitung des gesicherten Einschlusses wird vorbereitet. Gleichzeitig werden verschiedene Arbeiten wie Umstellung der Lüftung, Dekontamination eines Flutwasserbehälters und Forschungsarbeiten zu Aktivierungen und Kontaminationen durchgeführt [Ga 81].

1.3.2.4 Kernkraftwerk Gundremmingen I (KRB-I)

Wie KWL wurde auch KRB-I als Demonstrationskernkraftwerk errichtet. Es handelte sich ebenfalls um einen Siedewasserreaktor, wobei jedoch im Reaktor erzeugter Dampf direkt der Turbine zugeführt wurde. Zusätzlich wurde das aufgeheizte Kühlmittel durch Dampferzeuger geleitet, wo Sekundärdampf entstand, der ebenfalls zur Turbine gelangte. Die elektrische Leistung der Anlage betrug - wie in Lingen - 250 MW. In der Betriebszeit von 1966 bis 1977 wurden 1.5 Milliarden kWh elektrischer Energie erzeugt. Die Anlage erreichte eine durchschnittliche Verfügbarkeit von 75 %.

Am 13. Januar 1977 kam es nach einem Kurzschluß im Netz zu einem Störfall, in dessen Verlauf die Anlage erheblich beschädigt wurde.

Die Betreiber des Kernkraftwerks beschlossen seine Stilllegung, da - ähnlich wie im Falle KWL - der aktuelle Genehmigungsstand umfangreiche Nachrüstmaßnahmen erforderte, die einen wirtschaftlichen Weiterbetrieb fraglich machten.

Vor der Entscheidung über die anzustrebende Stilllegungsvariante wurde eine gründliche Aufnahme des Ist-Zustandes der Anlage durchgeführt.

In der Phase der Konzeptprüfung zeichneten sich zwei Extremvarianten ab. Mit dem geringsten Aufwand verbunden wäre die Herleitung eines gesicherten Einschlusses innerhalb des bestehenden Kontrollbereichs, der das Maschinenhaus, das Reaktorgebäude und das Hilfsanlagengebäude umfaßt (Stufe 1). Ein Überführen der Anlage in die Stufe 2 würde sich durch Ausbau der Systeme und Dekontamination des Maschinenhauses ergeben. Dabei ist zwar mit umfangreicheren Arbeiten und höheren Kosten zu rechnen, man gewinnt jedoch zwei Vorteile: Zum ersten würde der räumliche Bereich des sicheren Einschlusses auf das Reaktor- und das Hilfsanlagengebäude verringert. Andererseits kann das bisherige Maschinenhaus in Verbindung mit den beiden neuen Blöcken, welche am gleichen Standort ihrer Vollendung entgegengehen, anderweitig genutzt werden. Der Umfang, in welchem die Freidekontamination von Einbauten und Komponenten im Maschinenhaus gelingt, entscheidet letztlich über die Durchführbarkeit dieser Variante. Die nicht freidekontaminierbaren Maschinenhaus-Einbauten sollen im Reaktor- oder Hilfsanlagengebäude Platz finden.

Nicht zuletzt wegen des erwarteten Erfahrungszugewinns bei der Freidekontamination entschied man sich für die zur Stufe 2 führenden Varianten. Die Arbeiten sind zur Zeit im Gange [Wa 82₂].

1.3.2.5 Das Kernenergieforschungsschiff OTTO HAHN

Die OTTO HAHN war das erste und bislang einzige europäische Kernenergieforschungsschiff. Seine Betriebsphase ging 1969 nach mehr als 10 Jahren seit der Indienststellung und nach 1,2 Mio zurückgelegten Seemeilen zu Ende.

Zum Antrieb des Schiffes diente ein Druckwasserreaktor mit einer thermischen Leistung von 38 MW. Der Primärkreis befindet sich bei dieser Baulinie komplett im Reaktordruckbehälter.

Der Kontrollbereich des Schiffes bestand aus drei Räumen, dem Reaktorraum mit RDB und Sicherheitseinschluß, einem Hilfsanlagenraum und dem Serviceraum mit dem in Beton gefaßten Servicebecken.

Ziel der 1980 begonnenen Stilllegungsarbeiten war die Beseitigung aller Radioaktivität an Bord, so daß der Kontrollbereichstatus aufgehoben und das Schiff einer konventionellen Wiederverwendung zugeführt werden konnte (Stufe 3). Während der Abbau- und Dekontaminationsarbeiten lag das Schiff im Hamburger Hafen. Abgabe von aufgearbeiteten Flüssigabfällen war nicht gestattet. Die an die Umgebung über den Luftpfad abgegebene Aktivitätsmenge war äußerst gering ($8 \cdot 10^4$ Bq).

Das nach der Entfernung der Brennelemente verbleibende Aktivitätsinventar belief sich auf rund 4×10^{15} Bq. Der Anteil der als Kontamination vorliegenden Aktivität (im folgenden - im Gegensatz zu der gebräuchlichen aber unkorrekten Bezeichnung "kontaminiertes Inventar" - als "Kontaminationsinventar" bezeichnet) war gering, so daß das gesamte Inventar praktisch durch die Aktivierung des Reaktorcores bestimmt wurde.

Der Reaktordruckbehälter wurde mit seinen Einbauten und seinem Abschirmtank unzerlegt zu Nachuntersuchungen in das Forschungszentrum Geesthacht abtransportiert, wobei das zu bewegendes Gesamtgewicht von 480 t den Einsatz eines Spezialkrans nötig machte.

Von den verbleibenden abzubauenen Massen konnten 370 t freidekontaminiert werden. Bei weiteren 260 t kontaminierten Materials gelang das nicht. Diese Materialien wurden in 400-l-Fässer und Spezialbehälter verpackt und, ebenfalls in Verbindung mit dem Nachuntersuchungsprogramm, in Geesthacht eingelagert.

Die Arbeiten zur Freidekontamination der Schiffsoberflächen waren langwierig und personalintensiv. Die von der zuständigen Genehmigungsbehörde vorgegebenen Freigabegrenzwerte von $0,37 \text{ Bq/cm}^2$ für die Kontamination und das 10^{-4} fache der Freigrenzen nach Strahlenschutzverordnung [Bu 76] pro Gramm (für Co-60: $3,7 \text{ Bq/g}$) für die spezifische Aktivität konnten häufig erst nach mehreren Dekontaminationsschritten erreicht werden. In der Strahlenschutzverordnung ist $0,37 \text{ Bq/cm}^2$ der Freigabegrenzwert für Gegenstände aus Kontrollbereichen ([Bu 76], Anlage IX).

Im Juni 1982 waren die Arbeiten beendet und die Freigabe des Schiffes erreicht [He 83].

1.3.2.6 Forschungsreaktor 2 (FR 2) des KfK

Der Forschungsreaktor FR 2 des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) war schwerwassergekühlt und -moderiert. Bei einer thermischen Leistung von 44 MW hatte der Reaktor bis zu seiner endgültigen Abschaltung im Jahre 1981 die bemerkenswert hohe Zahl von 16 effektiven Betriebsjahren absolviert.

Die Aktivierungen im kernnahen Bereich entsprechen in ihren massenspezifischen Werten denen eines modernen Leichtwasserreaktors nach Beendigung seiner Auslegungsbetriebszeit.

Im Auftrage des KfK wurde von der Kraftwerk Union AG (KWU) eine Detailplanung für die totale Beseitigung des Reaktors durchgeführt [Kr 83]. Über den Zeitpunkt der Beseitigung wurde bisher nicht entschieden.

Eine anderweitige Nutzung des Reaktorgebäudes ist grundsätzlich möglich, ohne daß der eigentliche Reaktor teilweise oder ganz beseitigt wird.

1.3.3 Beispiele für Stilllegungserfahrungen im Ausland

Aus der Vielzahl der in Tab. 1.3.1-1 angegebenen Reaktoren sollen drei Beispiele herausgegriffen werden, welche in besonderer Weise die vorstehend besprochenen deutschen Erfahrungen ergänzen.

1.3.3.1 Versuchskernkraftwerk Lucens (Schweiz)

Die Gesamtanlage des in Kavernenbauweise errichteten Kernkraftwerks Lucens war in drei unterirdischen Kammern angeordnet. Der Reaktor war ein schwerwassermoderierter und CO₂-gekühlter Druckröhrenreaktor mit einer thermischen Leistung von 30 MW.

Beim Wiederaufstart der Anlage am 21.1.1969 entstand ein Brand an einem Brennelement, dessen Druckröhre dabei zerstört wurde. Die Folge war ein Kühlmittelverluststörfall, der zur endgültigen Abschaltung der Anlage führte.

Der Leistungsbetrieb hatte erst im Jahre 1968 begonnen; nach ca. 200 Volllasttagen war die Anlage noch wenig aktiviert. Durch den Austritt von Radioaktivität in den beschädigten Moderator-tank und in die Kaverne wurden verschiedene Komponenten stärker kontaminiert.

Das ausgetretene Schwerwasser konnte gesammelt werden, wurde in Metallbehälter abgefüllt und später verkauft. Die den Störfall auslösenden Teile wurden geborgen und zur Untersuchung der Störfallursachen an das Eidgenössische Institut für Reaktorforschung (EIR) in Würenlingen gebracht.

Es wurden geeignete Werkzeuge zur fernbedienten Zerlegung von Brennelementen und Komponenten entwickelt. Die ausgebauten Komponenten werden - zum Teil in Stahlfässern verschlossen - auf dem Areal gelagert. Schwach kontaminierte Komponenten wurden im Oberteil der Kaverne einbetoniert.

Die Kavernen sind verschlossen, können jedoch inzwischen gefahrlos begangen und überwacht werden.

Für diese Stilllegungsarbeiten in einer Anlage nach einem schweren Störfall wurden 73 Mannjahre in einem Zeitraum von 4 1/2 Jahren aufgewendet. Die Kollektivdosis betrug lediglich 1,32 Mann-Sv, die höchste individuelle Jahresdosis betrug 23 mSv [Bu 82].

1.3.3.2 Die totale Beseitigung des Elk-River-Reactor (ERR) (USA)

Der Elk-River-Reactor, dessen Standort in der Nähe von Minneapolis im Staate Minnesota lag, war eine Demonstrationsanlage des Typs Siedewasserreaktor mit fossiler Überhitzung mit einer elektrischen Bruttoleistung von 32 MW.

In der Betriebsphase von 1963 bis 1968 wurden rund 3 Vollastjahre erreicht. In der Betriebsphase traten infolge interkristalliner Korrosion der austenitischen Rohrwerkstoffe Undichtigkeiten im Primärsystem auf. Der Betreiber verzichtete wegen der zu erwartenden hohen Reparaturkosten auf einen möglichen Weiterbetrieb der Anlage. Entsprechend einem Vertrag mit der Atomic Energy Commission (AEC), heute Nuclear Regulatory Commission (NRC), übernimmt diese Behörde die Finanzierung der Stilllegung.

Die in den Jahren 1972 bis 1974 durchgeführte totale Beseitigung des nuklearen Anlagenteils war weltweit die erste Demontage eines Kernkraftwerks, welches ausschließlich der kommerziellen Stromerzeugung diente.

Das Aktivitätsinventar war im Vergleich zu Anlagen moderner Bauart mit entsprechender Betriebszeit (siehe Kapitel 2) gering. Das Reaktordruckgefäß enthielt $4,4 \times 10^{13}$ Bq, das äußere thermische Schild $1,5 \times 10^{13}$ Bq und der Beton des biologischen Schildes $1,9 \times 10^{11}$ Bq.

Durch konsequente Einhaltung von Grundsätzen wie frühzeitiges Entfernen von stark strahlenden Teilen, weitgehend fernbediente und unter Wasser durchgeführte Zerlegung und Erprobung der Werk-

zeuge und Einüben der Arbeitsgänge an Attrappen konnte die Personalbelastung gering gehalten werden. Die Kollektivdosis betrug 0,75 Mann-Sv.

Beim Zerlegen des RDB und seiner Einbauten wurde als Werkzeugträger ein eigens entwickelter Manipulator eingesetzt, der in erster Linie Plasmabrenner und Autogenschneidbrenner trug. Der aktivierte Beton wurde durch in Bohrlöchern platzierte Ladungen abgesprengt [Un 74].

1.3.3.3 Boiling Nuclear Superheater Reactor (BONUS) (USA)

BONUS war ein Siedewasserreaktor mit nuklearer Überhitzung (der Überhitzerteil war im Druckbehälter angeordnet) mit einer elektrischen Bruttoleistung von 17 MW. In der Betriebsphase von 1964 bis 1967 wurden rund 5000 Vollaststunden erreicht. Die Stilllegung wurde wegen Schäden an den Überhitzerbrennelementen, Versprödung von Steuerstäben und Rißkorrosion an den Überhitzerrohren beschlossen.

Das Aktivitätsinventar war deutlich höher als beim Elk-River-Reactor. Im Reaktordruckgefäß, den Einbauten, dem Boilerteil und dem Überhitzerteil befanden sich nach Betriebsende rund 2.2×10^{15} Bq, im äußeren Neutronenschild 3.5×10^{12} Bq und im biologischen Schild 3.7×10^{10} Bq.

Schwerpunkte der Stilllegungsarbeiten waren die Dekontamination in einem Teil der Anlage, der in ein Museum umgewandelt und Besuchern zugänglich gemacht wurde, sowie Einschlußarbeiten von Komponenten innerhalb des biologischen Schildes und in einem Pumpenraum unterhalb der Reaktorgrube. Die Arbeiten waren innerhalb eines Jahres beendet.

Gemäß den behördlichen Auflagen muß der Einschluß für den Zeitraum von 140 Jahren gewährleistet sein. Es finden periodische Untersuchungen der gesamten Anlage statt [Ir 71].

Im Sinne der IAEA-Klassifikation (Unterkapitel 1.2) befindet sich die Anlage seitdem in der Stilllegungsstufe 2.

2. Das Aktivitätsinventar eines stillgelegten Leichtwasserreaktors

2.1 Mechanismen des Aktivitätsaufbaus in einem Leichtwasserreaktor

Abb. 2.1 zeigt schematisch die grundlegenden Kreisläufe mit den wichtigsten Komponenten des Druck- und Siedewasserreaktors.

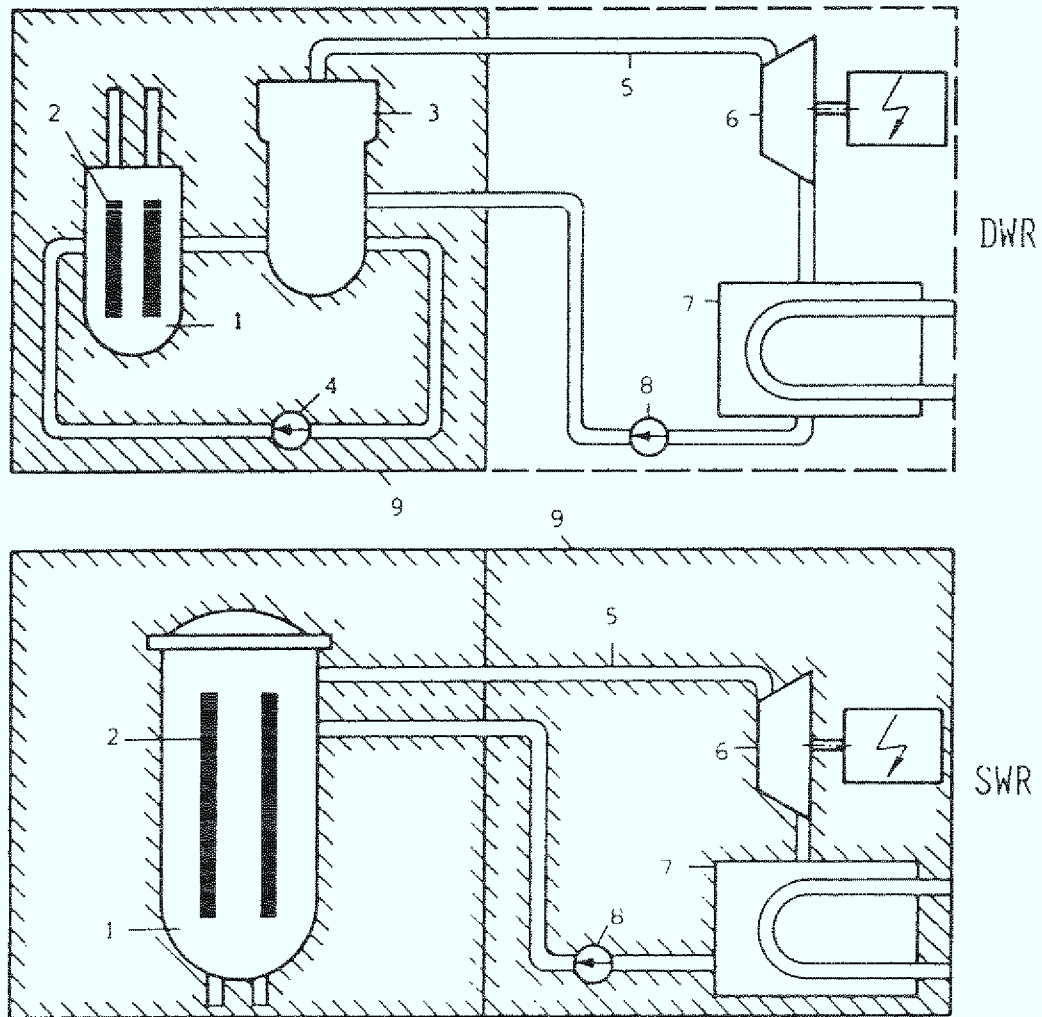
Beim Druckwasserreaktor entsteht der Dampf zum Antrieb der Turbine in einem Dampferzeuger. Der Wasser-Dampfkreislauf (Sekundärkreislauf) ist vom Primärkreislauf des unter Druck stehenden, nicht siedenden Kühlmittels, welches aus dem Druckbehälter die dort durch Spaltprozesse im Brennstoff entstehende Wärme abführt, durch das Wandmaterial der Dampferzeuger-Heizrohre getrennt.

Beim Siedewasserreaktor moderner Bauart entsteht der Dampf bereits im Reaktordruckbehälter und wird direkt auf die Turbine geleitet. Danach wird er kondensiert und dem Reaktor als Speisewasser wieder zugeführt. Damit ist der Hauptwärmekreislauf des Siedewasserreaktors geschlossen.

Die Quellen der Energieerzeugung im Leichtwasserreaktor sind durch thermische Neutronen ausgelöste Kernspaltungen im Brennstoff (UO_2). Dabei entstehen die sogenannten Spaltprodukte.

Außerhalb der Brennelemente können die Neutronen durch Kernreaktionen, in erster Linie durch (n, γ) -Prozesse, stabile Kerne im Kühlmittel oder in Strukturmaterialien zu instabilen Isotopen aktivieren, die als Aktivierungsprodukte bezeichnet werden.

Der räumliche Bereich, in dem diese Prozesse im Leichtwasserreaktor ablaufen, wird durch den räumlichen Verlauf des Neutronenflusses bestimmt. Für einen Druckwasserreaktor ist ein solcher Verlauf in Abb. 2.2 dargestellt. Man erkennt, daß außerhalb des Reaktorkerns (Core) der Neutronenfluß rasch um Größenordnungen abklingt. Genauere Untersuchungen (Anhang A) zeigen, daß die



DWR: Druckwasserreaktor

SWR: Siedewasserreaktor

- | | | |
|-----------------|----------------------|---------------------|
| 1 Reaktor | 4 Hauptkühlmittel- | 7 Kondensator |
| 2 Brennelemente | pumpe | 8 Speisewasserpumpe |
| 3 Dampferzeuger | 5 Frischdampfleitung | 9 Betonabschirmung |
| | 6 Turbine | |

Abb. 2.1: Hauptkreisläufe und -komponenten von Druck- und Siedewasserreaktor

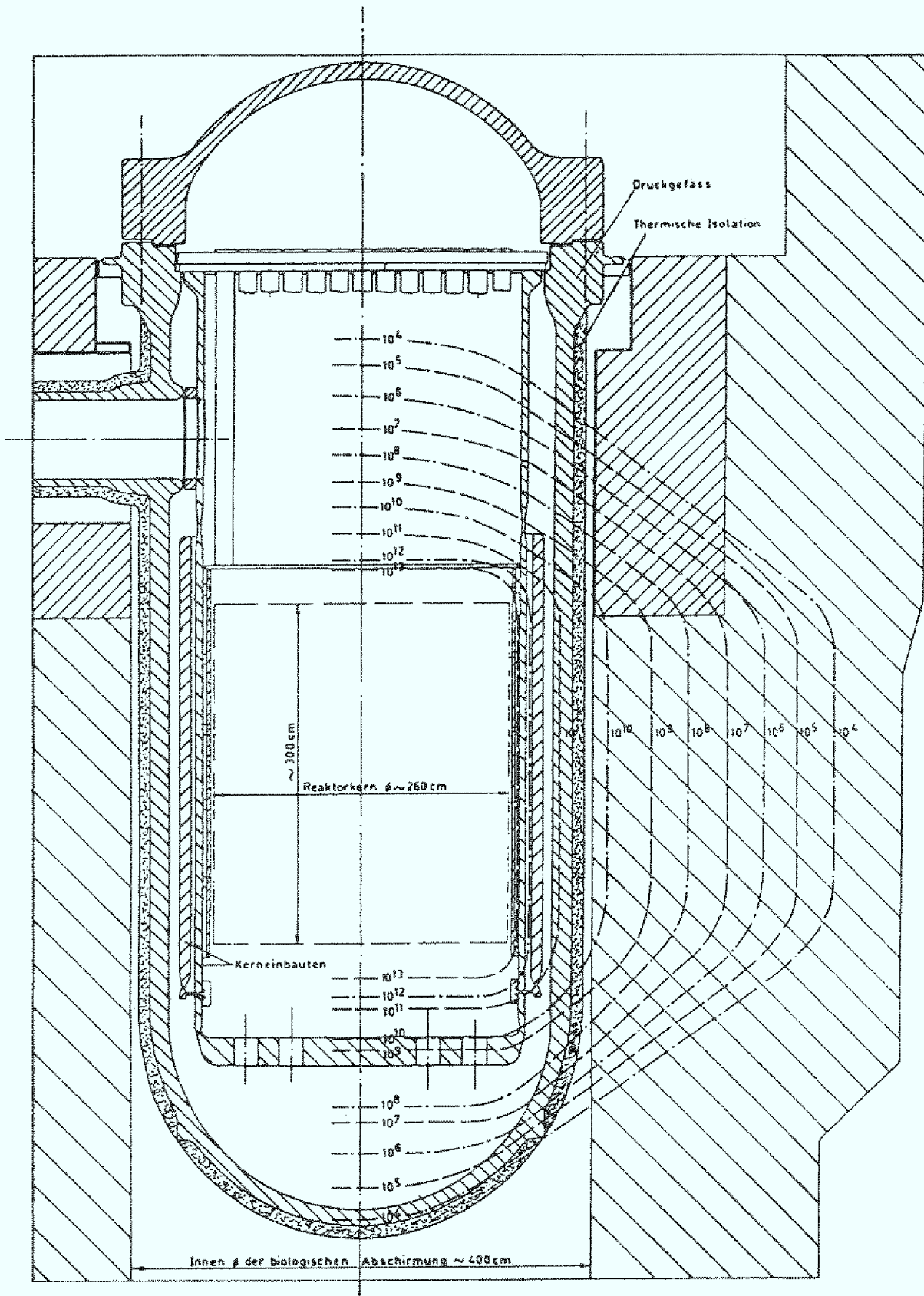


Abb. 2.2: Linien konstanten thermischen Flusses in einem Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 300 MW (nach [Fr 79])

große Mehrzahl der Aktivierungsprozesse tatsächlich im Bereich des Reaktorkerns und seiner nahen Umgebung stattfindet.

Das Kühlmittel enthält neben denen durch die Fahrweise des Reaktors bestimmten Zusätzen ("Wasserchemie") durch Korrosion von Reaktorwerkstoffen bedingte Fremdstoffe. Beim Durchgang durch den Reaktorkern und Ablagerung auf den Brennelementen können diese aktiviert werden (aktivierte Korrosionsprodukte). Andererseits können aktivierte Nuklide aus den Strukturmaterialien durch Korrosion in das Kühlmittel übertreten (korrodierte Aktivierungsprodukte).

Durch Leckagen in den Brennelementhüllen ist auch ein Übergang von Spaltprodukten in das Kühlmittel möglich.

Die beschriebenen Prozesse führen zu einer Anreicherung von Aktivität im Primärkühlmittel. Durch Ablagerung auf den Innenoberflächen des Primärkreises und der mit ihm verbundenen Hilfs- und Nebensysteme sowie durch Herausfilterung in den Reinigungssystemen wird diese Aktivität reduziert.

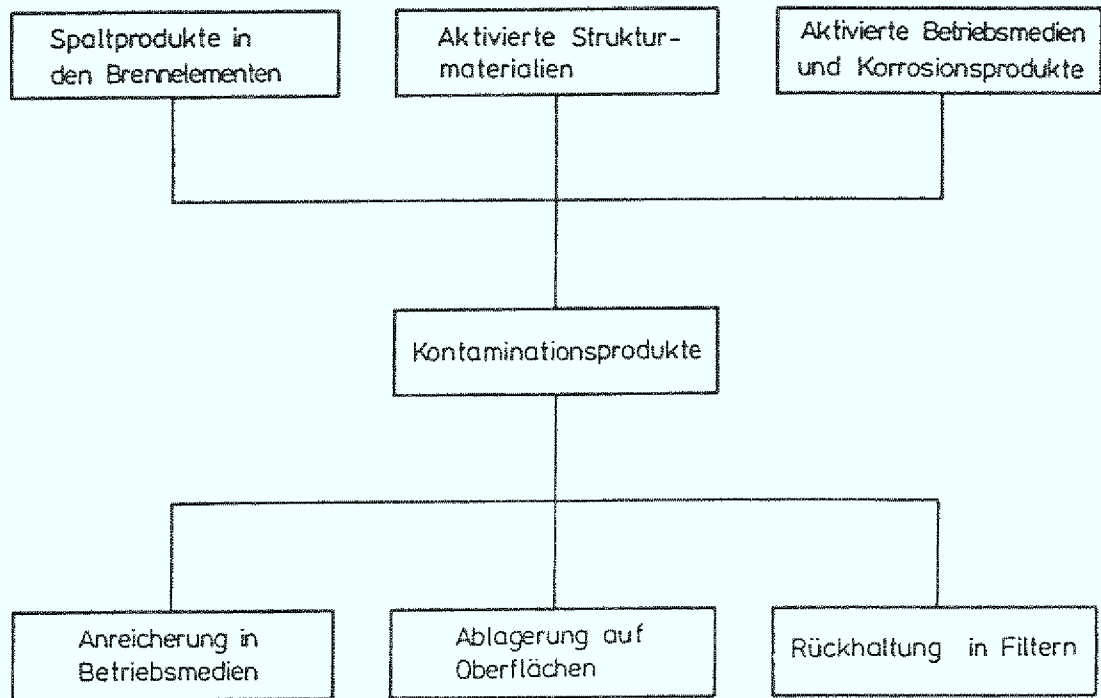
Durch die unvermeidlichen Leckagen der Systeme mit aktivitätsbefrachteten Medien werden die Spalt- und Aktivierungsprodukte in einem gewissen Umfang innerhalb der Anlage freigesetzt und führen zur Kontamination von Gebäudeoberflächen und Außenflächen von Systemen.

Man bezeichnet die Gesamtheit der in Form von Ablagerungen auf inneren und äußeren Systemoberflächen sowie auf Gebäudeoberflächen vorhandenen Aktivität als "kontaminiertes Inventar". Die Bezeichnung erscheint mißverständlich und sollte durch den Begriff "Kontaminationsinventar" ersetzt werden.

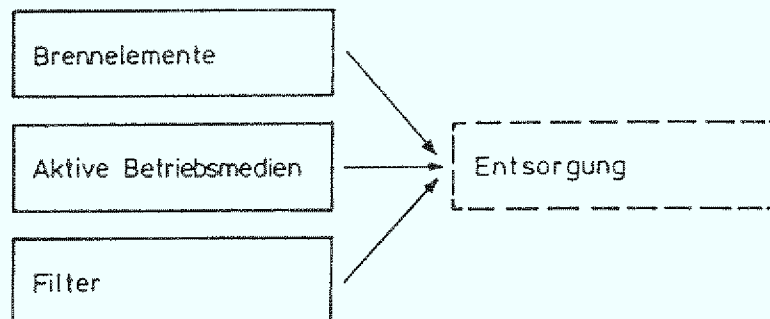
Die am Ort ihrer Entstehung in den kernnahen Strukturmaterialien verbleibenden Aktivierungsprodukte bilden das aktivierte Inventar.

Bei den noch im Rahmen der Betriebsgenehmigung durchführbaren Vorbereitungen auf die Stillegung (vergl. Kapitel 1) werden die

Gesamtinventar:



Vorbereitungen zur Stilllegung:



Inventar zu Beginn der Stilllegungsarbeiten:

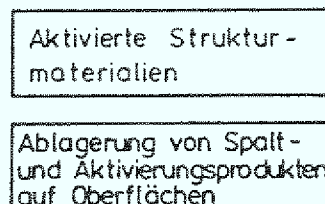


Abb. 2.3: Zusammensetzung des Aktivitätsinventars eines Leichtwasserreaktors in der Betriebsphase und seine Modifikation bis zum Beginn der Stilllegungsarbeiten

Brennelemente und im Verlaufe des Betriebs aktiv gewordene Medien sowie beladene Filter entsorgt.

Damit verbleiben in der stillzulegenden Anlage noch das aktivier- te Inventar und das Kontaminationsinventar, deren quantitative Bestimmung in den folgenden Unterkapiteln durchgeführt wird (vergl. Abb. 2.3).

2.2 Abschätzung des Kontaminationsinventars von Leichtwasser- reaktoren

Aus der Beschreibung der Mechanismen des Kontaminationsauf- baus in Unterkapitel 2.1 geht hervor, wie sich die abgelagerte Aktivität im Laufe der Betriebszeit aufbaut. Die Abb. 2.4 zeigt den Verlauf der kontaminationsbedingten Dosisleistung am Primärkreis des Kernkraftwerkes Gundremmingen I (KRB-I).

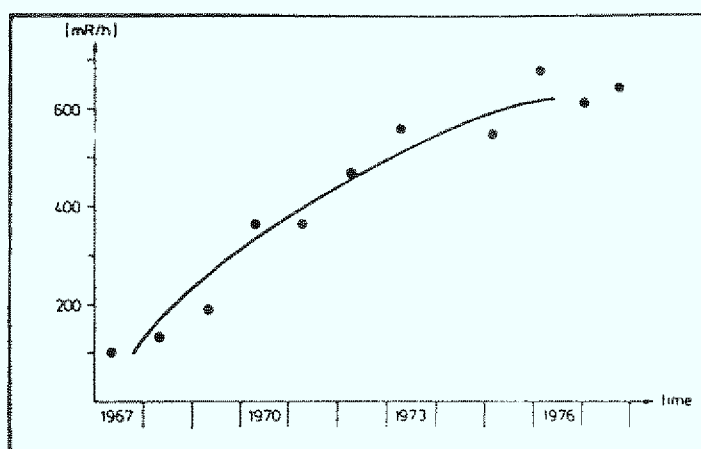


Abb. 2.4: Ortsdosisleistung am Primärkreis des Kernkraftwerks Gundremmingen I als Funktion der Betriebszeit (nach [Ei 79]) ($1 R = 8,96 \text{ mGy}$)

Nach 10 Jahren Betriebszeit verlangsamt sich der Anstieg, wobei die Abschätzung, wie sich die Kontamination bis zum Betriebsende und damit ggf. zum Beginn der Stilllegungsarbeiten weiterent- wickelt, mit Unsicherheiten behaftet ist.

Der gesamte Vorgang, der von der "Wasserchemie" und der

Fahrweise des Reaktors abhängt, aber auch von schwer vorhersagbaren Einflüssen wie Korrosion oder Schäden an Komponenten, entzieht sich der Berechenbarkeit. Man ist auf Schätzungen angewiesen, welche auf empirischen Daten in Anlagen mit einer möglichst langen Betriebszeit beruhen sowie auf realistische Extrapolationen dieser Werte bis zum Zeitpunkt der endgültigen Abschaltung.

Eine Untersuchung im Auftrage der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke (VDEW) geht bei der Abschätzung der stilllegungsrelevanten, langlebigen Kontamination ($T_H > 100$ d) von den Daten in Tab. 2.1 aus. Zugehörige Oberflächenwerte und Inventare sind in Tab. 2.2 zusammengefaßt. Bei den Flächenangaben handelt es sich zum Teil um in der Literatur angegebene Werte [Wa 82₁]*, Herstellerangaben [Kr 81] und eigene Schätzungen.

System oder Anlagenbereich	Kontamination (Bq/cm ²)	
	DWR	SWR
Reaktorkühlsystem		
primärwasserseitig	$3,7 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5$
primärdampfseitig	-	$3,7 \cdot 10^2$
speisewasserseitig	-	$3,7 \cdot 10^2$
Hilfsanlagen	$3,7 \cdot 10^4$	$3,7 \cdot 10^4$
Nukleares Lüftungssystem	$3,7 \cdot 10^1$	$3,7 \cdot 10^1$
Gebäudeoberflächen im Kontrollbereich	3,7	3,7

Tab. 2.1: Kontaminationen in verschiedenen Systemen und Anlagenbereichen von Leichtwasserreaktoren

Das Kontaminationsinventar eines Druckwasserreaktors ist höher als das eines Siedewasserreaktors, und, wie Abb. 2.1 zeigt, auf einen räumlich kleineren Bereich beschränkt. Der größte Teil be-

* Referenzanlagen: DWR Biblis A (1300 MW_e), SWR Brunsbüttel (805 MW_e)

findet sich in Form von Ablagerungen auf den Oberflächen der Heizrohrbündel der Dampferzeuger.

System oder Anlagenbereich	Fläche (m ²)		Inventar (Bq)	
	DWR	SWR	DWR	SWR
Reaktorkühlsystem primärwasserseitig	19.000	2.000	7E13	7.4E12
primärdampfseitig	-	20.000	-	7.4E10
speisewasserseitig	-	1.000	-	3.7E9
Hilfsanlagen	40.000	40.000	1.5E13	1.5E13
Nukleares Lüftungssystem	10.000	20.000	3.7E9	7.4E9
Gebäudeoberflächen im Kontrollbereich	144.000	163.000	5.3E9	6.0E9
Σ			8.5E13	2.2E13

Tab. 2.2: Oberflächen und Kontaminationsinventare für Systeme und Anlagenbereiche in Leichtwasserreaktoren

Die geringen Werte der Kontamination beim Siedewasserreaktor im Bereich des Frischdampfes und des Speisewassers gehen auf das "Abstreifen" von Radionukliden beim Phasenübergang Wasser-Dampf und auf die Kondensatreinigung zurück.

Eine Extrapolation der zusammengestellten Daten bis zum Zeitpunkt der endgültigen Abschaltung nach Ablauf der Auslegungsbetriebszeit von 40 Jahren muß der Tatsache Rechnung tragen, daß das Ansteigen der Kontamination in SWR rascher erfolgt als in DWR, bei denen nach rund 5 Betriebsjahren Sättigungstendenzen zu beobachten sind [Mü 83]. In amerikanischen Studien ([Sm 78], [Oa 80]) zur Stilllegung von LWR wird als ungünstigster Fall eine Verdreifachung der Kontamination bei beiden Reaktortypen von einem Zeitpunkt von 5 Betriebsjahren bis zum Betriebsende angenommen. In

der vorliegenden Arbeit wird für den Fall des Druckwasserreaktors von einer Verdoppelung und für den Siedewasserreaktor von einer Verdreifachung der Werte in Tab. 2.1 ausgegangen.

Das Leitnuklid in den Kontaminationen von Leichtwasserreaktoren ist Co-60. Neben einer großen Zahl weiterer Nuklide, welche aufgrund ihrer kurzen Halbwertszeit oder ihrer geringen Menge für die Zwecke dieser Untersuchung bedeutungslos sind, ist das Spaltprodukt Cs-137 von Wichtigkeit. Literaturangaben zum Verhältnis Co-60: Cs-137 in diesem Nuklidgemisch schwanken zwischen 10:1 und 1:1 [Wa 82₁]. Geht man von einem mittleren Verhältnis von 4:1 aus, kommt man zu den Kontaminationsinventaren in Tab. 2.3, welche im folgenden zugrundegelegt werden.

Nuklid	Kontaminationsinventar (Bq)	
	DWR	SWR
Co-60	1.36E14	5.28E13
Cs-137	3.40E13	1.32E13
	1.7E14	6.6E13

Tab. 2.3: Kontaminationsinventare von Leichtwasserreaktoren zu Beginn der Stilllegungsarbeiten

2.3 Das aktivierte Inventar von Leichtwasserreaktoren

Das Inventar an durch Kernreaktionen mit Neutronen in Komponenten und Strukturen eines Druckwasserreaktors erzeugter Aktivität wird im Anhang A ermittelt. Dort sind auch die grundlegenden physikalischen Zusammenhänge und die benötigten Daten über Neutronenflüsse, Reaktorkomponenten und Wirkungsquerschnitte tabelliert. Die Rechnung beschränkt sich auf die wesentlichen Nuklide und Komponenten. Fast die gesamte Aktivität befindet sich in den kernnahen Einbauten, 97 % in der Kernumfassung und 2,95 % im Kernbehälter. Das Gesamtinventar und sein Abklingverhalten eines 1300 MWe-Druckwasserreaktor sind in Abb. 2.5 dargestellt.

Die entsprechenden Resultate für einen 1300 MW_e-Siedewasserreaktor nach [Ge 82] gehen aus Abb. 2.6 hervor. Die ohne Zweifel wie beim Druckwasserreaktor vorhandenen Nuklide Cs-134, Eu-152 und insbesondere das langlebige Nb-94 (siehe Anhang A) wurden in [Ge 82] nicht betrachtet.

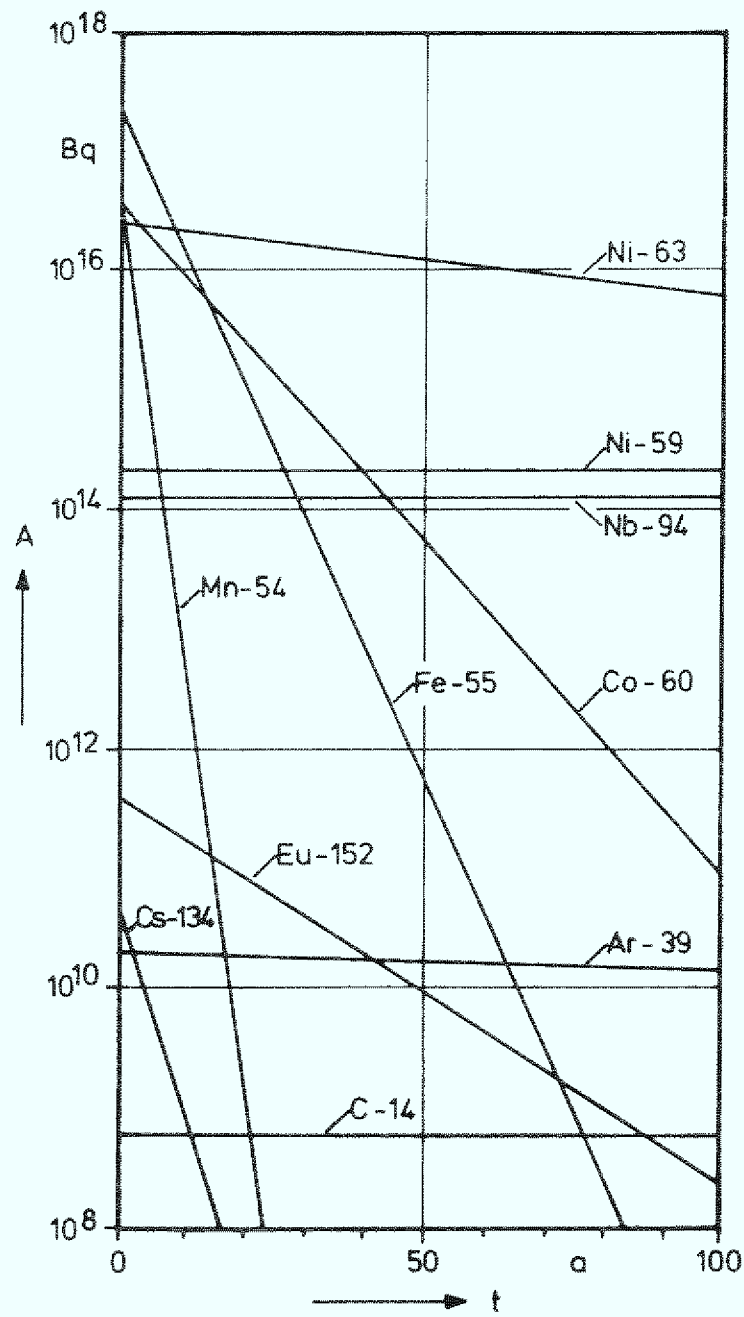


Abb. 2.5: Das aktivierte Inventar A eines DWR (1300 MW_e) und sein Abklingverhalten

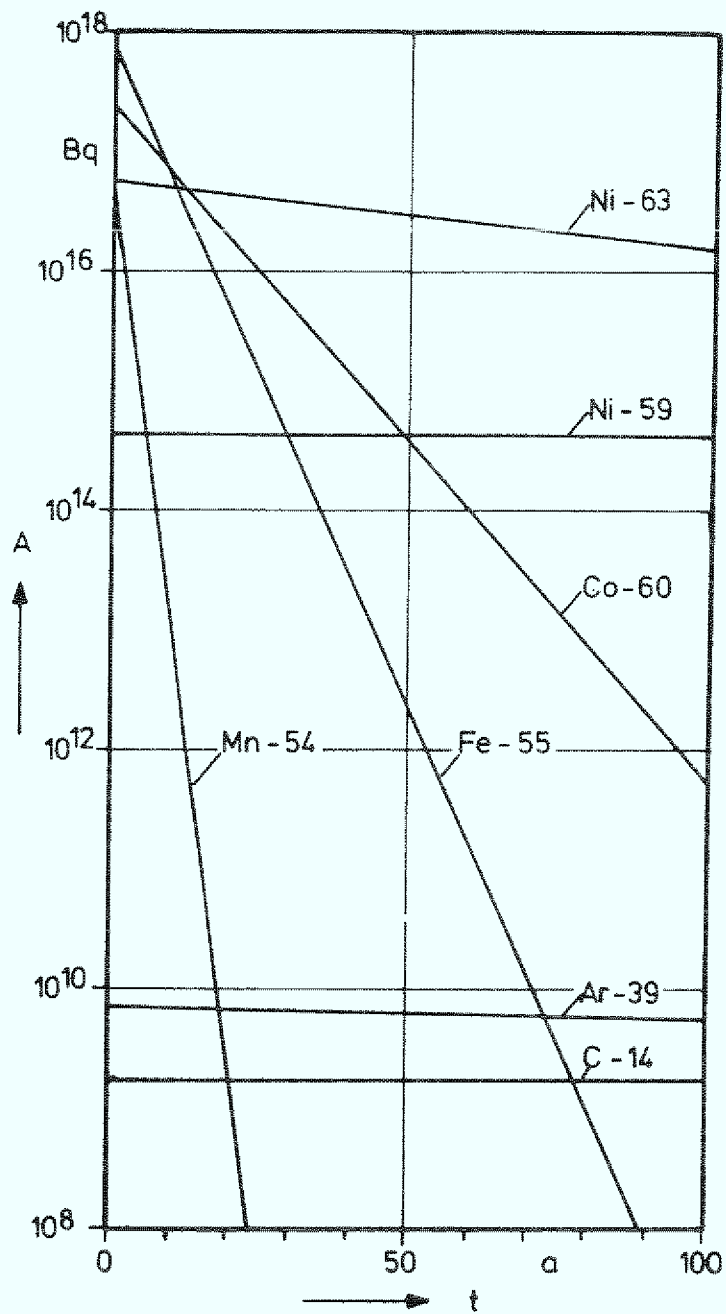


Abb. 2.6: Das aktivierte Inventar A eines SWR (1300 MW_e) und sein Abklingverhalten (nach [Ge 82])

3. Die Erzgrube "Konrad" als Lager für radioaktive Abfälle

Die vollständige oder teilweise Beseitigung eines Kernkraftwerkes setzt die Klärung der Frage nach dem Verbleib der anfallenden radioaktiven Abfälle voraus. Wegen der Langlebigkeit eines Teils der diese Abfälle charakterisierenden Radionuklide muß eine endgültige Lagerstätte den sicheren Einschluß dieser Aktivität über lange Zeiträume gewährleisten und einen Übergang der Radionuklide zur Biosphäre verhindern.

Die hohen Anforderungen an die Sicherheit eines solchen Endlagers werden mit großer Wahrscheinlichkeit von Tieflagerstätten in Salzstöcken, beispielsweise im Salzstock Gorleben, erfüllt. Entsprechende Untersuchungen werden im Rahmen des "Projekts Sicherheitsstudien Entsorgung" (PSE) durchgeführt [Le 81]. Einlagerungstechniken radioaktiver Abfälle wurden bereits zuvor im Salzbergwerk ASSE II erprobt [Ge 75], allerdings unter Beschränkung auf die Abfallkategorien LAW (Schwachaktiver Abfall bzw. Low-Active Waste) und MAW (Mittelaktiver Abfall bzw. Medium-Active Waste). Für feste Abfälle sind die Abfallkategorien durch die maximale Dosisleistung an der Oberfläche des verpackten Abfalls erklärt ($\dot{D} \leq 0.2 \text{ R/h} \rightarrow \text{LAW}$; $0.2 \text{ R/h} \leq \dot{D} \leq 2 \text{ R/h} \rightarrow \text{MAW}$) [De 77] ($1 \text{ R} = 8,96 \text{ mGy}$).

Der hochaktive Abfall (HAW - High-active Waste; $\dot{D} \geq 2 \text{ R/h}$), zu dem die verglaste Spaltproduktlösung gehört, welche bei der Wiederaufarbeitung anfällt, stellt ein höheres Gefährdungspotential dar als der volumenmäßig in viel größeren Mengen anfallende LAW. Dieser Umstand legt ein Endlagerkonzept nahe, welches in einem Salzstock MAW/HAW - Einlagerung vorsieht und davon getrennt die LAW-Lagerung in einem kostengünstigeren Endlager, welches möglicherweise die Sicherheitsanforderungen für die höheraktiven Abfallkategorien nicht in gleichem Maße erfüllt wie der Salzstock. Die Realisierung eines solchen Lagers für schwachradioaktive Abfälle ist in der Eisenerzgrube "Konrad" in Aussicht genommen.

3.1 Allgemeine Angaben zur Grube "Konrad"

3.1.1 Lagerstättenaufschluß

Bereits in den dreißiger Jahren dieses Jahrhunderts wurden eisenerzfündige Bohrungen in der weiteren Umgebung von Braunschweig niedergebracht. Abb. 3.1 zeigt das Verbreitungsgebiet und die Mächtigkeit des eisenerzhaltigen Korallenooliths im Gifhorner Trog.

Im Herbst 1943 kam es zu einem bedeutenden Fund bei Bleckenstedt, in unmittelbarer Nähe der inzwischen errichteten Salzgitterhütte. Nach dem zweiten Weltkrieg wurde die Erkundung durch zahlreiche niedergebrachte Bohrungen fortgesetzt, bis sich 1955 bei der Salzgitter-Erzbergbau AG die Pläne für einen Abbau des Erzes konkretisierten.

3.1.2 Errichtung und Betrieb der Schachtanlage "Konrad"

Bereits 1954 war gemeinsam von der Ilseder Hütte und der Salzgitter AG die Gewerkschaft "Konrad" auf der Grundlage des Eisenerzfeldes "Konrad" gegründet worden, welches sich im südlichen Teil des in Abb. 3.1 dargestellten Eisenerzgebietes befindet.

Das Abteufen des 1200 m tiefen Schachtes "Konrad 1" begann 1957 und war 1960 beendet. Der Erzlagerbereich reichte von 1150 m bis 1185 m. Das Erz wies eine außergewöhnlich geringe Feuchtigkeit auf. Der Schacht hatte eine lichte Weite von 7 m (Querschnittfläche 38.5 m²). Die Tagesförderung sollte 5000 t betragen. Ebenfalls 1960 war die Montage des Förderturms abgeschlossen.

Das Teufen des Schachts "Konrad 2", der der Seilfahrt und dem Einbringen des Spülgutes diente, war 1962 abgeschlossen.

"Konrad 2" ist zugleich ausziehender Wetterschacht.

Die Streckenauffahrung begann 1960 von Schacht 1 ausgehend auf der 1200 m-Sohle. Abb. 3.2 zeigt das Grubenfeld "Konrad". Die wesentliche Ausdehnung liegt südlich einer als "Bleckenstedter Sprung" bezeichneten Störung.

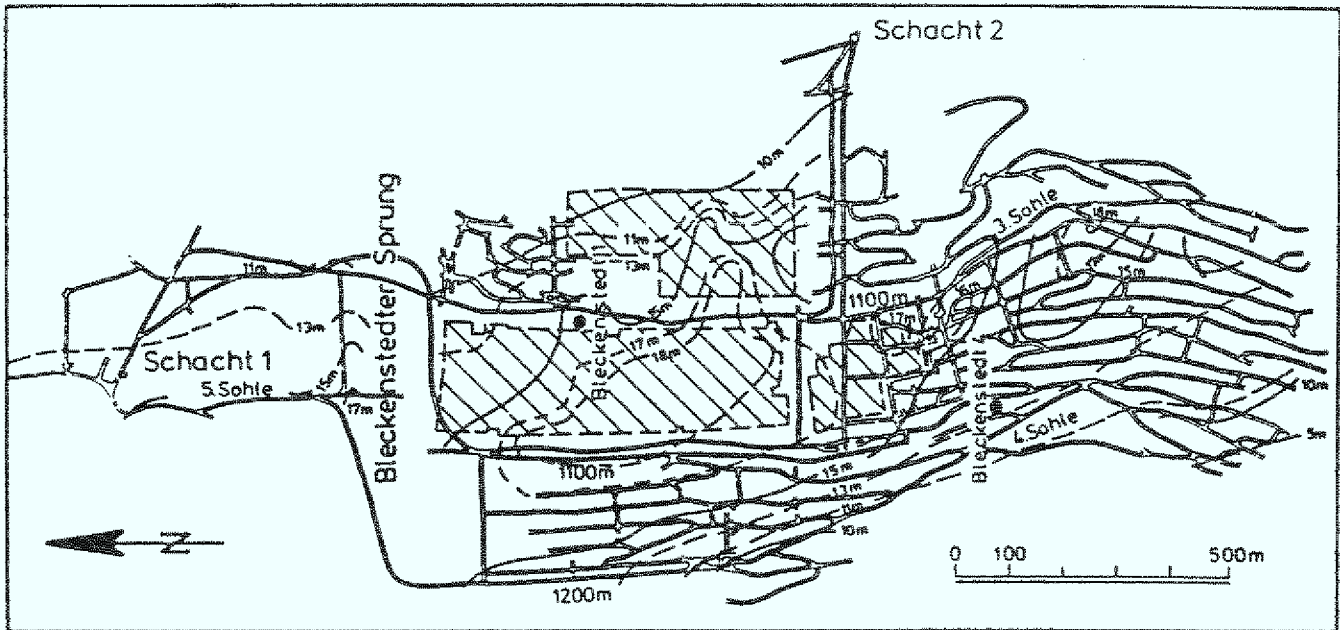


Abb. 3.2: Lagerhorizonte im Grubenfeld Konrad
Schraffierung: Abbauskammern mit Spülversatz
(nach [Ge 82])

3.1.3 Der Grubenbetrieb in "Konrad"

Durch den Streckenvortrieb begann die Erzförderung ebenfalls 1960, bis 1964 steigerte sich die Jahresfördermenge von rund 500 t auf 235000 t. Im gleichen Zeitraum stieg die Zahl der Beschäftigten von 145 auf 271 Mann. Der eigentliche Beginn des Abbaus lag 1965 mit 277000 Jahrestonnen und einer Belegschaft von 333 Mann. Durch eine Reihe technischer und betrieblicher Verbesserungen wurde die Fördermenge gesteigert und lag 1973 bei 707000 t (241 Beschäftigte).

Die anhaltende Rezession und die Konkurrenz durch ausländische, insbesondere schwedische Erze höherer Qualität führte 1976 zur Einstellung des Erzabbaus. Die gesamte geförderte Menge lag bei 6.6 Millionen t Eisenerz, wobei die Fe-Gehalte des in "Konrad" geförderten Erzes um 32 % variierten. Schätzungen des Gesamt-vorrats an Eisenerz liegen in der Größenordnung von 100 Millionen t.

Wegen der 1976 beginnenden Untersuchungen zur Eignung der Grube "Konrad" für die Endlagerung schwachradioaktiver Abfälle kam es nicht zu einer völligen Schließung des Betriebs.

3.2 Sicherheitsmerkmale

3.2.1 Forschungs- und Entwicklungsvorhaben

Nach ersten Voruntersuchungen begann 1977 das Institut für Tieflagerung (IfT) der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) mit der Durchführung von umfangreichen geowissenschaftlichen, bergtechnischen und kerntechnischen Untersuchungen, welche vom Bundesminister für Forschung und Technologie finanziert wurden.

Die Ergebnisse der Forschungsarbeiten wurden 1982 veröffentlicht [Ge 82]. Der sehr ausführliche Abschlußbericht enthält alle wesentlichen Erkenntnisse aus den F- und E-Arbeiten und die wichtigsten Daten des Standorts. Die Ergebnisse belegen die Eignung der Schachtanlage "Konrad" für die Endlagerung schwachradioaktiver Abfälle und von Stilllegungsabfällen. Die kerntechnische Sicherheit des Betriebs wird als erwiesen angesehen.

Der positive Abschluß dieser Untersuchungen führte 1982 zum Antrag auf Planfeststellung nach § 9b AtG [At 76] durch die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) beim zuständigen Niedersächsischen Minister für Bundesangelegenheiten.

Mit dem Beginn der Einlagerung von schwachradioaktiven Abfällen in der Grube "Konrad" kann für 1988 gerechnet werden.

3.2.2 Geologische und hydrogeologische Befunde

In Abb. 3.3 ist ein geologischer West-Ost-Schnitt durch die Lagerstätte "Konrad" dargestellt. Die erzführende Schicht des Korallenooliths ist durch überlagernde Kreideschichten abgedeckt. Die wenigen Störungszonen klingen in den Tonsteinen des Neokoms aus und sind nicht wasserführend. Die deckelartige Überlagerung der erzführenden Juraschichten durch die Kreideformationen bewirkt einen vollkommenen Tiefenabschluß. Das in Abb. 3.4 schematisch dargestellte System natürlicher geologischer Barrieren illustriert den hydrogeologischen Abschluß des Endlagers.

Das Feuchtepotential des Erzlagers und der Nachbargesteine ist äußerst gering. Die Grube ist extrem trocken. Die vorhandene Gebirgsfeuchte ist Millionen Jahre alt und steht mit Wasserhorizonten der Biosphäre nicht in nennenswerter Verbindung.

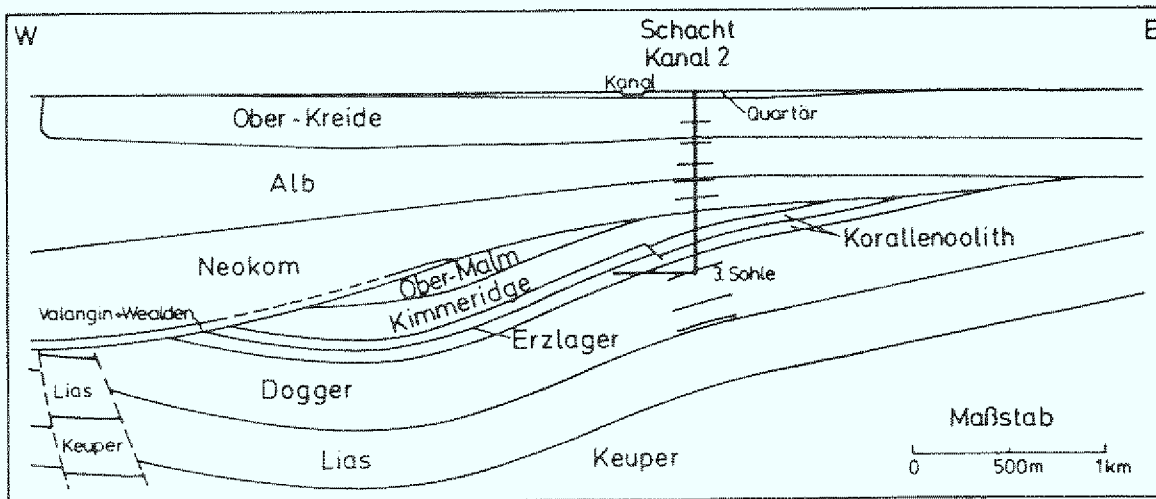


Abb. 3.3: Geologischer West-Ost-Schnitt durch die Lagerstätte "Konrad" (nach [Ge 82])

3.2.3 Gebirgsmechanische Standsicherheit

Die bergmännischen Erfahrungen aus der Zeit der Erschließung und des Betriebs der Lagerstätte sowie zahlreiche Untersuchungen im Rahmen der Eignungsprüfung haben gezeigt, daß die Errichtung standfester Endlagerkammern möglich ist. Bei Verwendung des erprobten Ankerausbaus und bei Einhaltung bestimmter Kammerprofile (Querschnitt = 40 m²) bleiben die zu erwartenden Hohlraumkonvergenzen minimal, so daß sich keine Gefährdung des Einlagerbetriebs ergibt.

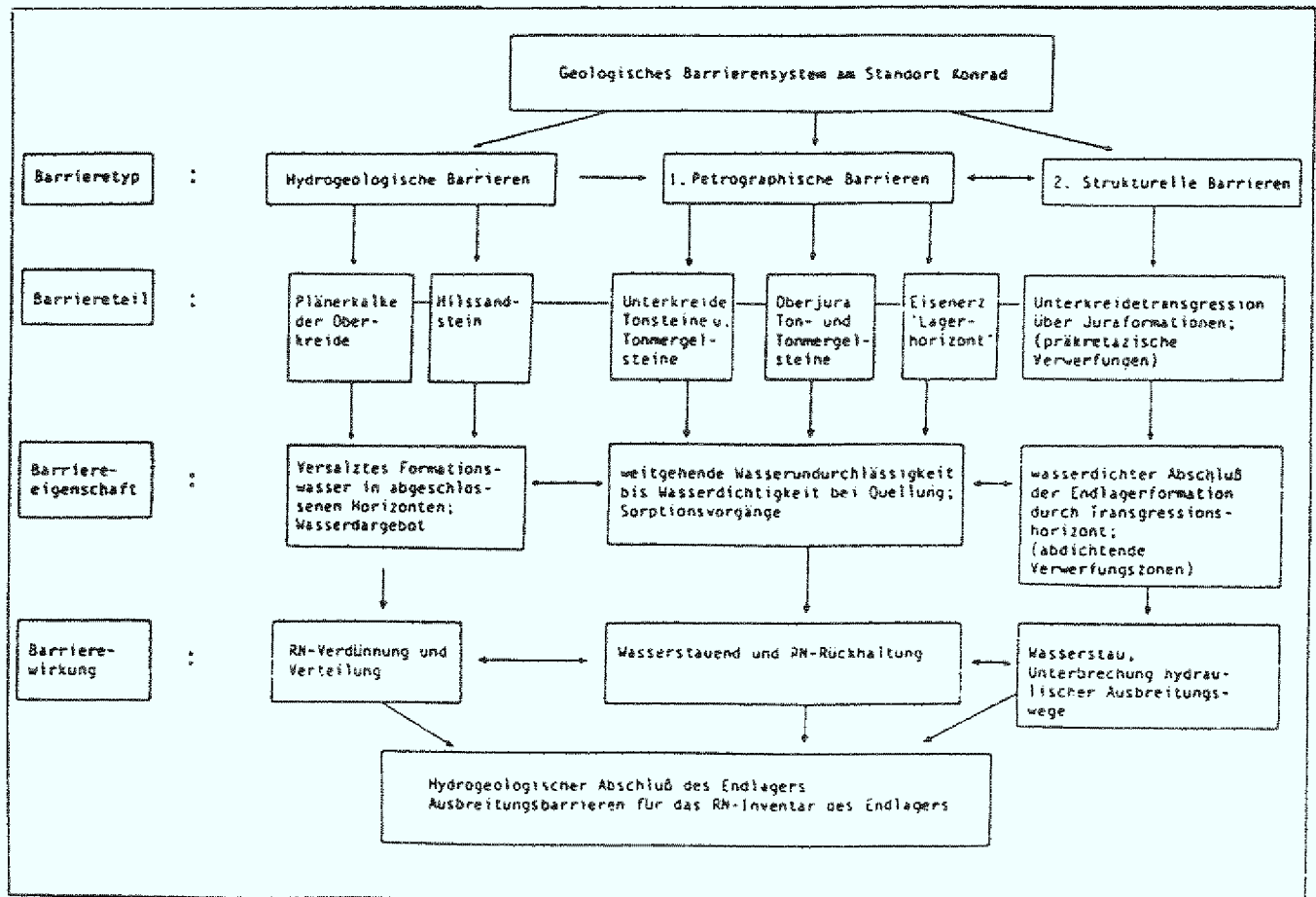


Abb. 3.4: System wirksamer natürlicher Barrieren für die Radionuklidausbreitung aus dem Endlagerbereich (nach [Ge 82])

Infolge günstiger Verformungseigenschaften der Gesteine kann das Entstehen größerer Risse als Folge der Streckenauffahrung und eines Wasserzulaufs durch diese Risse aus dem Deckgebirge ausgeschlossen werden. Diese Feststellung hat auch für die Nachbetriebsphase Gültigkeit.

3.2.4 Weitere Sicherheitsmerkmale

Der Raum des norddeutschen Tieflandes ist durch eine außergewöhnliche seismische Ruhe gekennzeichnet. Dies wurde durch entsprechende Untersuchungen [Ge 82] bestätigt. Abb. 3.5 gibt für den Zeitraum von 1000 bis 1981 eine Übersicht über bekannte Schadensbeben. Es liegen keine Hinweise auf eine langfristige Änderung der günstigen seismischen Verhältnisse vor. Erdbebenschäden sind somit nicht zu erwarten.

Jahr	Epizentrum oder Ort der Meldung
1323	Lüneburg
1410	Wittstock
1770	Alfhausen
1789	Plaue/Havel
1767	Rotenburg/Fulda
1346	Erfurt
	andernorts
1366	Mühlhausen
	andernorts
1553	Torgau/Leipzig
1711	Leipzig
1847	Eisfeld
1872	Posterstein
1894	Eisleben
1926	Stadtröda
1940	Krügershall*
1953	Heringen*
1958	Merkers*
1975	Sünna*

*) Gebirgsschläge

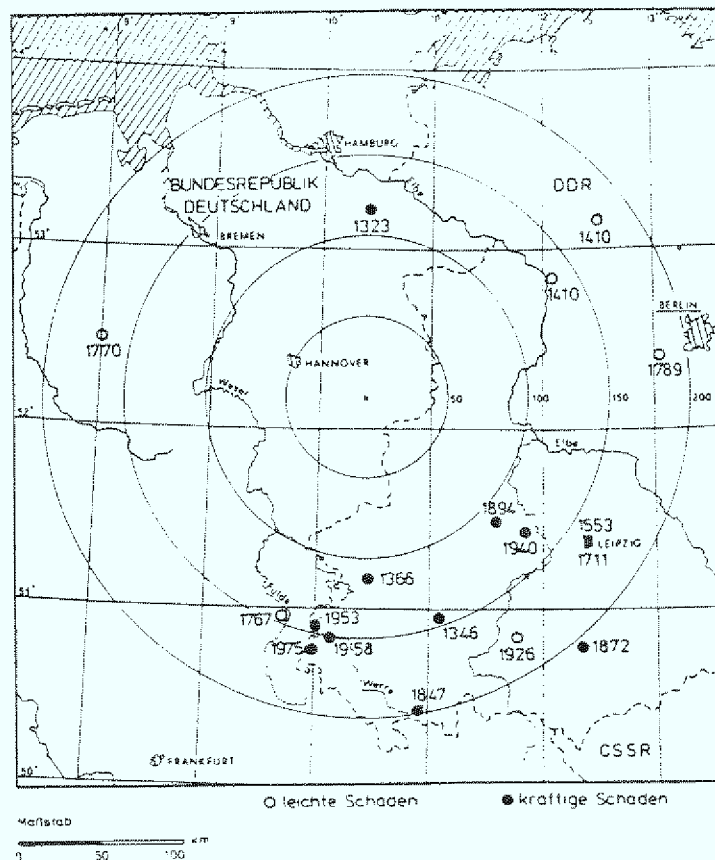


Abb. 3.5: Bekannte Schadensbeben und ihre Lage bis zu einer Entfernung von 200 km zum Standort "Konrad" für den Zeitraum 1000 bis 1981 (nach [Ge 82])

Ein weiterer wichtiger Sicherheitsfaktor ist die hohe Sorptionsfähigkeit für Radionuklide sowohl des erzhaltigen Gesteins, in dem die Endlagerkammern aufgefahren werden, als auch der diese überdeckenden Formationen. Die Sorption bewirkt eine Verlangsamung der Radionuklidmigration, so daß durch den radioaktiven Zerfall die Aktivitätskonzentrationen lange vor dem Erreichen der Biosphäre weit unter die Grenzen radiologischer Bedenklichkeit reduziert werden (vergleiche Kapitel 5). Ein Entweichen von Radionukliden durch das Deckgebirge ist daher nicht zu besorgen.

Da die Grube "Konrad" bereits seit rund zwanzig Jahren in Betrieb ist, liegen bereits Kenntnisse über Oberflächensenkungen im Bereich des Grubengeländes vor, die nach dem Stand von Mai 1981 in Abb. 3.6 dargestellt sind. Das Volumen des Senkungstrogs beträgt heute rund 1/3 des aufgefahrenen Hohlraums. Aufgrund bestehender bergmännischer Erfahrungen wird die Wahrscheinlichkeit, daß es durch die für ein Endlager aufzufahrenden Kammern zu Absenkungen mit Gebäudeschäden kommt, als äußerst gering beurteilt.

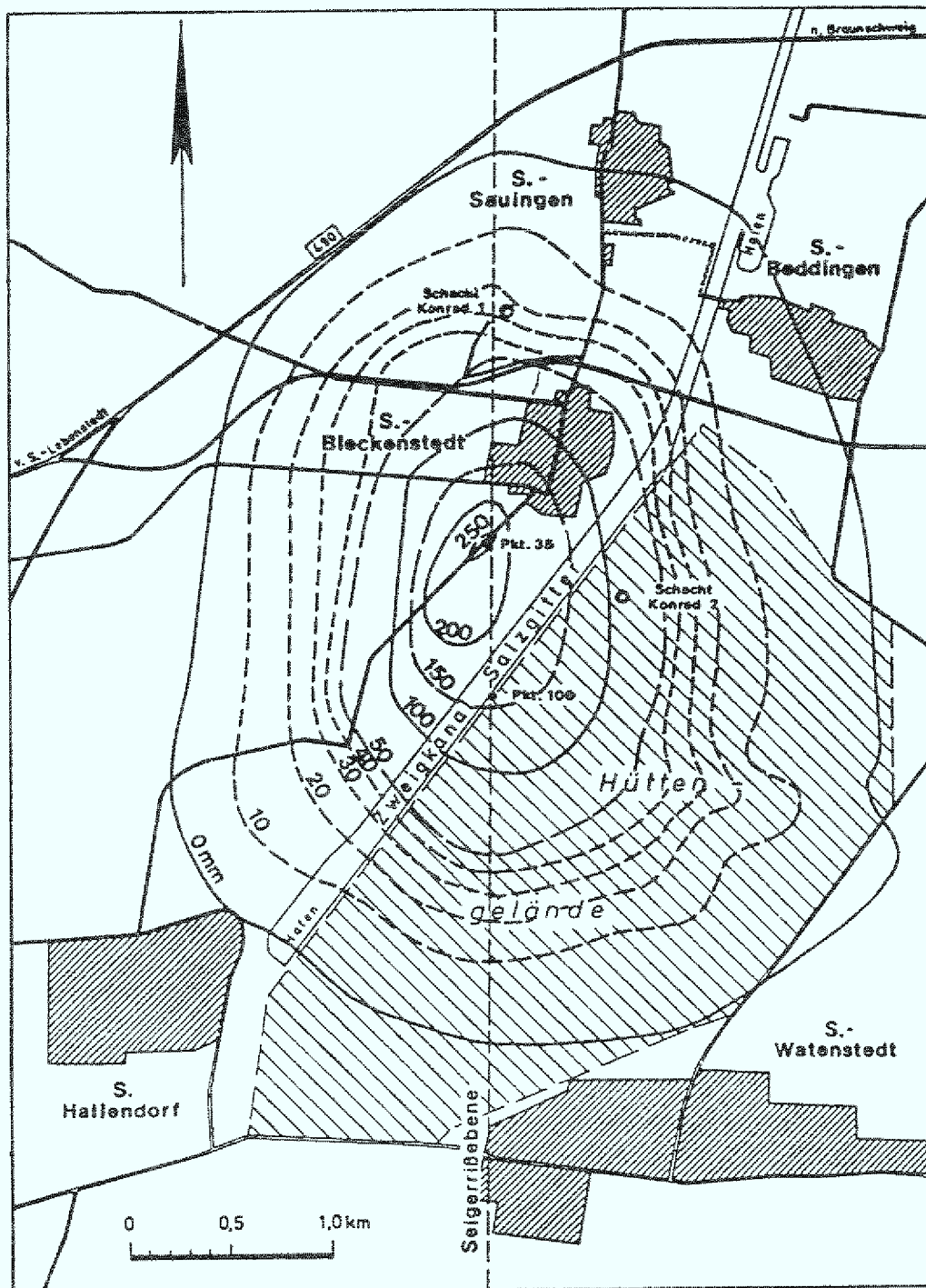


Abb. 3.6: Oberflächensenkung im Bereich der Schachanlage "Konrad" - Linien gleicher Senkung (mm) - Stand Mai 1981 (nach [Ge 82])

Bei den in der Grube umlaufenden Wässern handelt es sich nur um geringe Mengen. Ihren Mengenfluß und Nutzung zeigt schematisch Abb. 3.7. Wasserzuflüsse aus dem Gebirge gibt es bis auf wenige Tropfwasserstellen nicht.

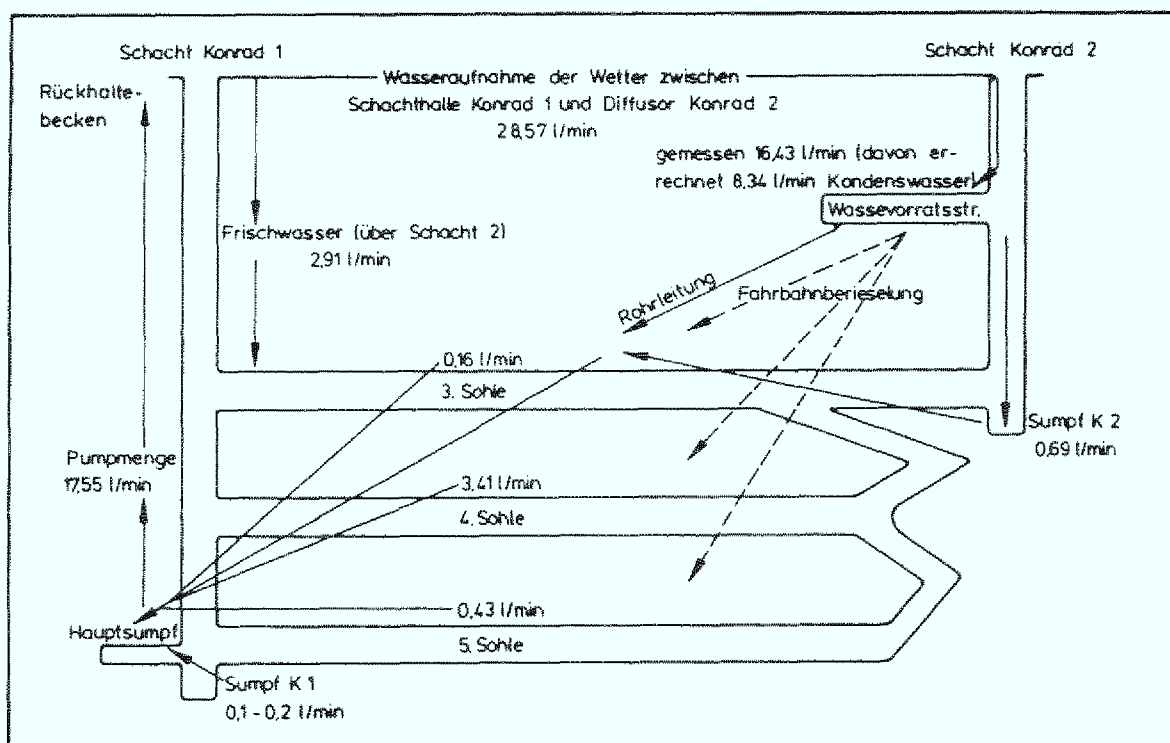


Abb. 3.7: Mengenfluß und Nutzung der in der Schachthanlage "Konrad" umlaufenden Grubenwässer. Die Zahlenangaben sind Durchschnittswerte vom März 1981.

4. Gebinde und Einlagerungstechniken

Im folgenden wird davon ausgegangen, daß die bei der Stilllegung eines Leichtwasserreaktors anfallenden Abfälle in konditionierter, verfestigter und verpackter Form zur Endlagerung abgeliefert werden. Dies deckt sich mit den Annahmen, welche der Eignungsprüfung für die Schachtanlage "Konrad" [Ge 82] zugrundegelegt wurden.

Grundsätzlich ist auch die direkte Einlagerung von Komponenten oder von Komponententeilen ohne Konditionierung oder Verpackung denkbar. Vorteile eines solchen Vorgehens wären eine Kosteneinsparung im Bereich der Stilllegungsarbeiten, möglicherweise auch eine Reduktion der Kollektivdosis.

Diesen Vorteilen stehen jedoch eine Reihe schwerwiegender Nachteile gegenüber. Der mengenmäßig größte Anteil der Abfälle besteht aus kontaminierten Komponenten. Bei deren Transport und Handhabung im Endlager ohne Verpackung ergäbe sich ein nicht unerhebliches Inkorporationsrisiko für das Personal. Aus Gründen der Minimierung der Strahlenbelastung des Personals durch äußere Bestrahlung müßte, wie auch bei den verpackten Abfällen, die maximale Dosisleistung in der Nähe der Abfallstücke begrenzt werden (≤ 2 mSv/h). Da andererseits aus Gründen der Wirtschaftlichkeit, insbesondere zur Einsparung von Endlagerungskosten angestrebt werden wird, einen beträchtlichen Teil der Metallmassen freizudekontaminieren [He 83], [Wa 82₁], bliebe nur ein relativ geringer Teil der anfallenden Metallteile für die unverpackte Einlagerung übrig. Neben dem erwähnten Inkorporationsrisiko verursachen diese in geometrisch unterschiedlicher Form vorkommenden Stücke - gegenüber genormten Gebindetypen - Komplikationen bei der Handhabung, Stapelung und anschließenden Verfüllung der Kammern. Im folgenden wird angesichts dieser schwerwiegenden Nachteile diese Form der Endlagerung nicht weiter betrachtet.

4.1 Konditionierung und Verpackung von Stilllegungsabfällen

Die Konditionierung von Rohabfällen zu endlagergerechten Gebinden umfaßt die Verfahrensschritte Kompaktierung, Fixierung und Verpackung. Ziel ist die Herstellung einer Abfallform, welche die erforderliche Sicherheit bei Handhabung, Transport und gegebenenfalls bei Zwischenlagerung garantiert.

Feste kompaktierbare Abfälle werden unter hohem Druck zu stabilen Blöcken zusammengepreßt ("Preßlinge"), welche dann in Fässer verpackt werden. Nicht kompaktierbare Abfälle werden in Abfallfässern mit einem Fixierungsmittel, in der Regel Zementleim, übergossen, welches anschließend aushärtet. Bei brennbaren Abfällen besteht die Möglichkeit der Volumenreduktion durch Verbrennung und anschließender Kompaktierung oder Fixierung.

Rohabfälle in flüssiger Form, insbesondere Dekowässer, werden in feste Form übergeführt. Die gebräuchlichsten Verfahrensschritte sind Eindampfen oder Zugabe von heißem Bitumen, wobei das Aushärten bei gleichzeitigem Verdampfen des Wassers erfolgt. Die beschriebenen Verfahrensschritte ändern die spezifische Aktivität des Abfalls und damit die Dosisleistung, welche - siehe Kapitel 3 - letztlich für die Einstufung des Gebindes in Abfallkategorien entscheidend ist.

Durch die geeignete Wahl des Gebindetyps, insbesondere durch die Dicke der Außenwand, kann die Dosisleistung reduziert werden.

Eine Normierung von Behältern für die Endlagerung ist bisher in endgültiger Form nicht erfolgt. Tab. 4.1 enthält Angaben über einen Satz denkbarer Abfallbehälter [En 80].

Bei der Versuchseinlagerung im ehemaligen Salzbergwerk "Asse" und im Rahmen des F + E-Programms in der Grube "Konrad" wurde nur mit Behältern der Typen B 1a, b und B 2a, b gearbeitet. Die höher aktivierten Stilllegungsabfälle sollten demgegenüber in Stahlgußbehältern des Typs B 6 verpackt werden, wobei die Wandstärke jeweils nach den Erfordernissen der Abschirmung zu wählen sein wird. Die übrigen Abfälle mit geringeren spezifischen Aktivitäten könnten auf die Behältertypen B 3, B 4 und B 5 verteilt werden.

Die Aufstellung in Tab. 4.2 gibt die mengenmäßige Verteilung der bei Stilllegungen von Leichtwasserreaktoren im Falle der sofortigen Beseitigung anfallenden Abfallmassen auf die verschiedenen Abfalltypen an.

Bezeichnung in der vorliegenden Arbeit	Beschreibung
B 1a, b	lack- oder epoxidharzbeschichtete 200 l- oder 400 l-Rollreifen- oder Rollsickenfässer
B 2a, b	verlorene Betonabschirmungen (VBA) aus armiertem Beton mit eingesetzten 200 l- oder 400 l-Rollreifen- oder Rollsickenfässern
B 3	lackbeschichtete Stahlblech-Behälter mit maximal ca. 3,3 m ³ Nutzvolumen und äußeren Abmessungen von 2,35 x 1,19 x 1,19 m
B 4	verlorene Kastenbetonbehälter mit ca. 2,5 m ³ Bruttovolumen
B 5.	Metall-Großbehälter mit variablen Abmessungen (Maximallänge und -breite 2,4 m, maximale Höhe 4 m) bei einem Höchstgewicht von 20 t ⁺ . Aus Gründen der Transportierbarkeit unter Tage muß mindestens eines dieser Maße < 2,0 m sein.
B 6	zylindrische Stahlgußbehälter mit Wandstärken von 70mm bis 290mm (Nutzvolumen 0,6 m ³ bis 2m ³)

+ Maximales Fördergewicht für den Schacht Konrad 1

Tab. 4.1: Beschreibung von Einlagerungsbehältern
(nach [En 80])

	Masse (Mg)	
	Biblis A	Brunsbüttel
Aktive Gesamtmasse	12500	17300
Aktiviert (MAW)	320	230
Aktiviert (LAW)	1080	1170
Kontaminiert (davon freidekontaminierbar)	11100 (6000)	15900 (10700)
Sekundärabfall	1800	1400

Tab. 4.2: Aufteilung der bei Stilllegung von Leichtwasserreaktoren anfallenden Abfallmassen für den Fall der sofortigen Beseitigung (nach [Wa 82₁])

Für eine Abschätzung der pro Reaktor einzulagernden Volumina wird davon ausgegangen, daß eine Verpackung gemäß den Angaben in Tab. 4.3 erfolgt. Die ermittelten Volumenwerte stimmen mit anderen vorliegenden Schätzungen gut überein ([Ge 82], [Au 80]).

Reaktortyp	Abfallklasse	Rohabfall- masse (MG)	Behälter- typ	Nutzmasse (Mg)	Behälter- volumen (m³)	Gebinde- zahl	Endlager- volumen (m³)
D W R (Biblis A)	Sekundär- abfall	1800	B 2 b	1	1,35	1800	2430
	Kontaminierte Massen	5100	B 3	5	3,3	1020	3366
	Aktivierete Massen (MAW)	320	B 6	1,9	2,7	170	459
	Aktivierete Massen (LAW)	1080	B 6	6,2	2,7	175	473
							6728
S W R (Brunsbüttel)	Aktivierete Massen (LAW)	1400	B 2 b	1	1,35	1400	1890
	Aktivierete Massen (LAW)	5200	B 3	5	3,3	1040	3432
	Aktivierete Massen (LAW)	230	B 6	1,9	2,7	120	324
	Aktivierete Massen (LAW)	1170	B 6	6,2	2,7	190	513
							6169

Tab. 4.3: Annahmen über die Verpackung der Stilllegungsabfälle von Leichtwasserreaktoren und einzulagernde Volumina (Vergl. Tab. 4.1 und Tab. 4.2)

4.2 Einlagerung

Die Einlagerung der Abfallgebinde ist in der Grube "Konrad" in Einlagerkammern vorgesehen, die im Eisenerz aufgefahren werden. Abb. 4.1 zeigt schematisch den Einlagerungsbetrieb. Neben der Verbringung der radioaktiven Abfälle geht, wenn auch nur in geringem Umfang, die Erzförderung wegen der erforderlichen Hohlraumauffahrung weiter. Die vorteilhafte verkehrsmäßige Anbindung des Bergwerks ist besonders hervorzuheben.

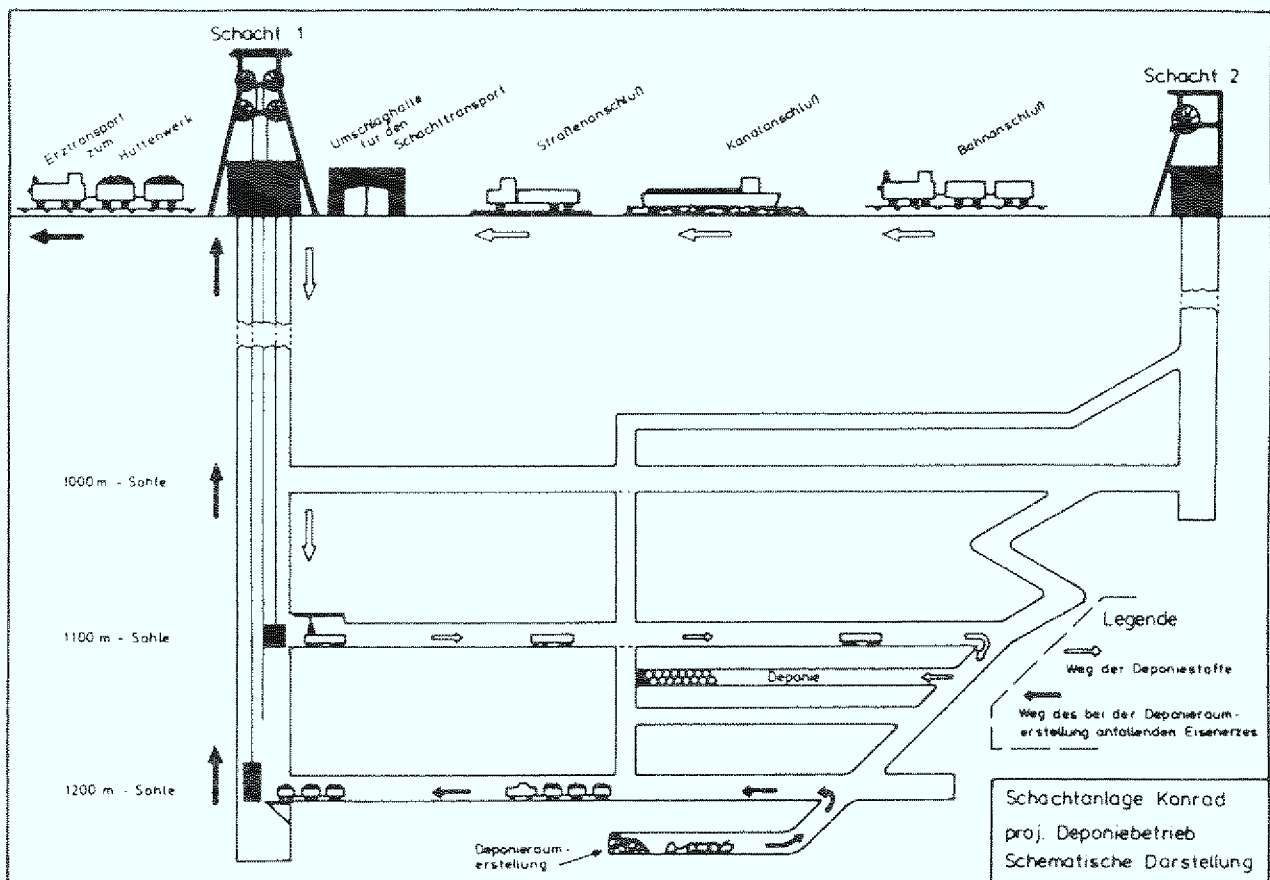


Abb. 4.1: Der Einlagerungsbetrieb in "Konrad"
(nach [Ge 82])

Bereits in einer frühen Phase der F + E-Arbeiten erwies sich ein bestimmtes Kammermodell als besonders vorteilhaft, dieses soll daher allen weiteren Betrachtungen der vorliegenden Arbeit zugrundegelegt werden. Es handelt sich um das in Abb. 4.2 gezeigte Kammerprofil mit einem Querschnitt von 40 m^2 . Die obere Hälfte des Profils wird durch Spreizhülsenanker und Maschen- draht gesichert. Die Summe der Vorteile bezüglich leichter Auffahrbarkeit, Standsicherheit, Einlagervolumen und guter Befahrbarkeit für den Einlagerbetrieb hat zu der Entscheidung geführt, der Eignungsprüfung dieses Konzept zugrundezulegen.



Abb. 4.2: Kammerprofil (Querschnitt 40 m^2) und Einlagerung von 400 l-Fässern in "Konrad"

(Foto*: Institut für Tieflagerung der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Neuherberg)

* Die Aufnahme wurden dankenswerterweise von Herrn Dr. K. Kühn (IfT) zur Verfügung gestellt

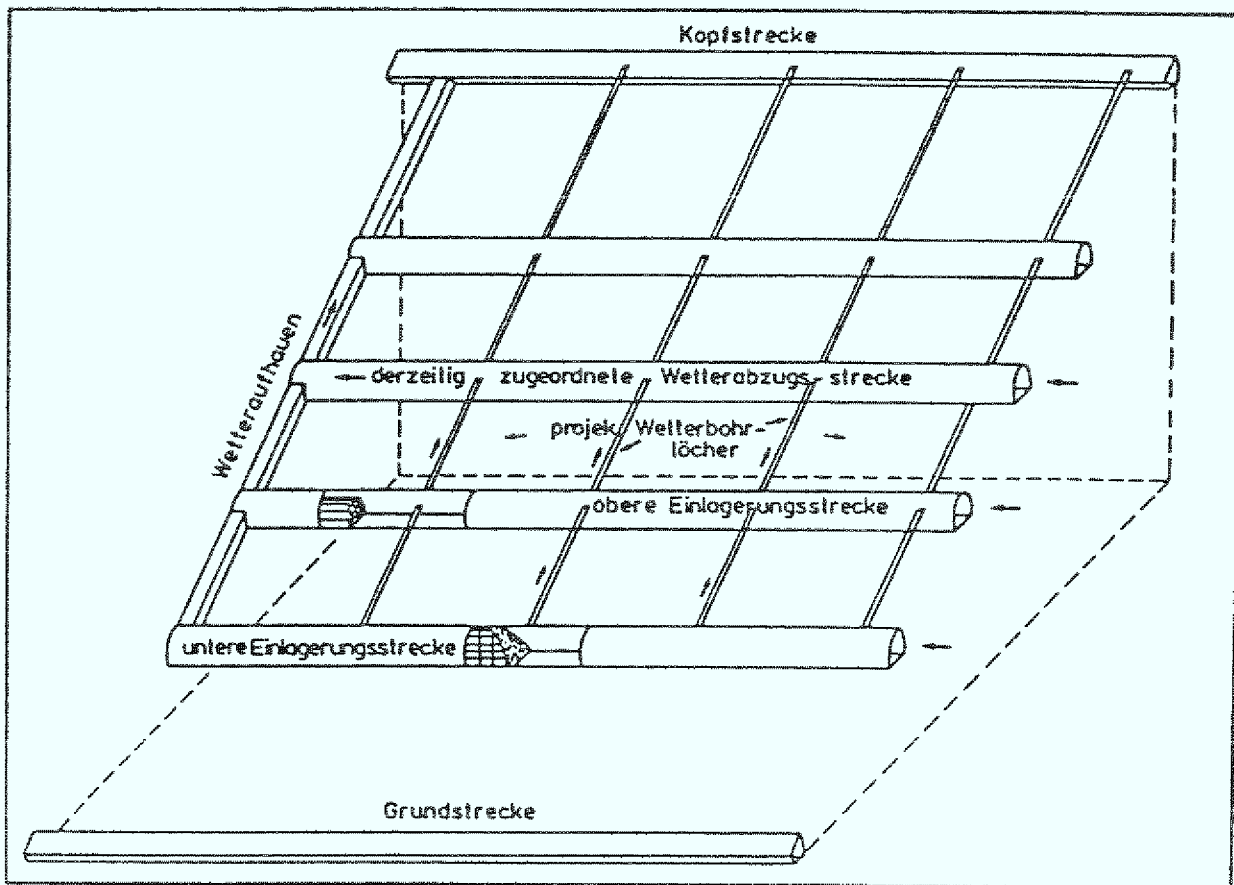


Abb. 4.3: Anordnung verschiedener Einlagerungsstrecken und Wetterabführung (nach [Ge 82])

Aus betrieblichen Gründen ist die gleichzeitige Benutzung verschiedener Einlagerungsstrecken von Vorteil. Detaillierter als in Abb. 4.1 ist dies in Abb. 4.3 dargestellt.

Aus Gründen der gebirgsmechanischen Standsicherheit werden die Hohlräume zwischen den Gebinden verfüllt. Nach Ende des Einlagerungsbetriebes, d.h. bei "Stilllegung" des Endlagers, werden auch die Schächte der Grube verfüllt.

Die Grube "Konrad" belegt nur einen kleinen Teil der Eisenerzvorräte im Gifhorner Trog (vergl. Abb. 3.1). Der größte Teil der Eisenerzvorräte, nach neueren Schätzungen 1.4 Milliarden Tonnen, bleibt für einen eventuellen späteren Abbau verfügbar.

4.3 Abschätzungen des einlagerbaren Volumens

Abb. 4.4 (nach [Ge 82]) zeigt die Feldesteile der Grube "Konrad", welche für die Einlagerung geeignet sind. Bei der Abschätzung der Volumina der auffahrbaren Hohlräume wurde vom vorstehend beschriebenen Kammerprofil ausgegangen. Für das auffahrbare Volumen im Feldesteil 7 werden circa 300 000 m³ geschätzt. Ein Füllfaktor von 0,6 für die Hohlräume erscheint realistisch. Damit stehen mehr als 600 000 m³ effektives Endlagervolumen zur Verfügung.

Tab. 4.4 enthält Angaben über Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland. Faßt man bereits stillgelegte Anlagen und solche in der Errichtungs- und Betriebsphase zusammen, so kommt man auf rund 20 Kernkraftwerke und ein Endlagervolumen von rund 130 000 m³, also etwa 20 % des in "Konrad" insgesamt zur Verfügung stehenden Rauminhalts.

Die Abschätzung des künftigen Aufkommens an schwachradioaktiven Abfällen aus dem Betrieb kerntechnischer Einrichtungen ist nur mit Einschränkung möglich. In [Ge 82] wird das einzulagernde Gesamtvolumen, welches bis zum Jahre 2000 anfällt, auf 100 000 bis 300 000 m³ geschätzt.

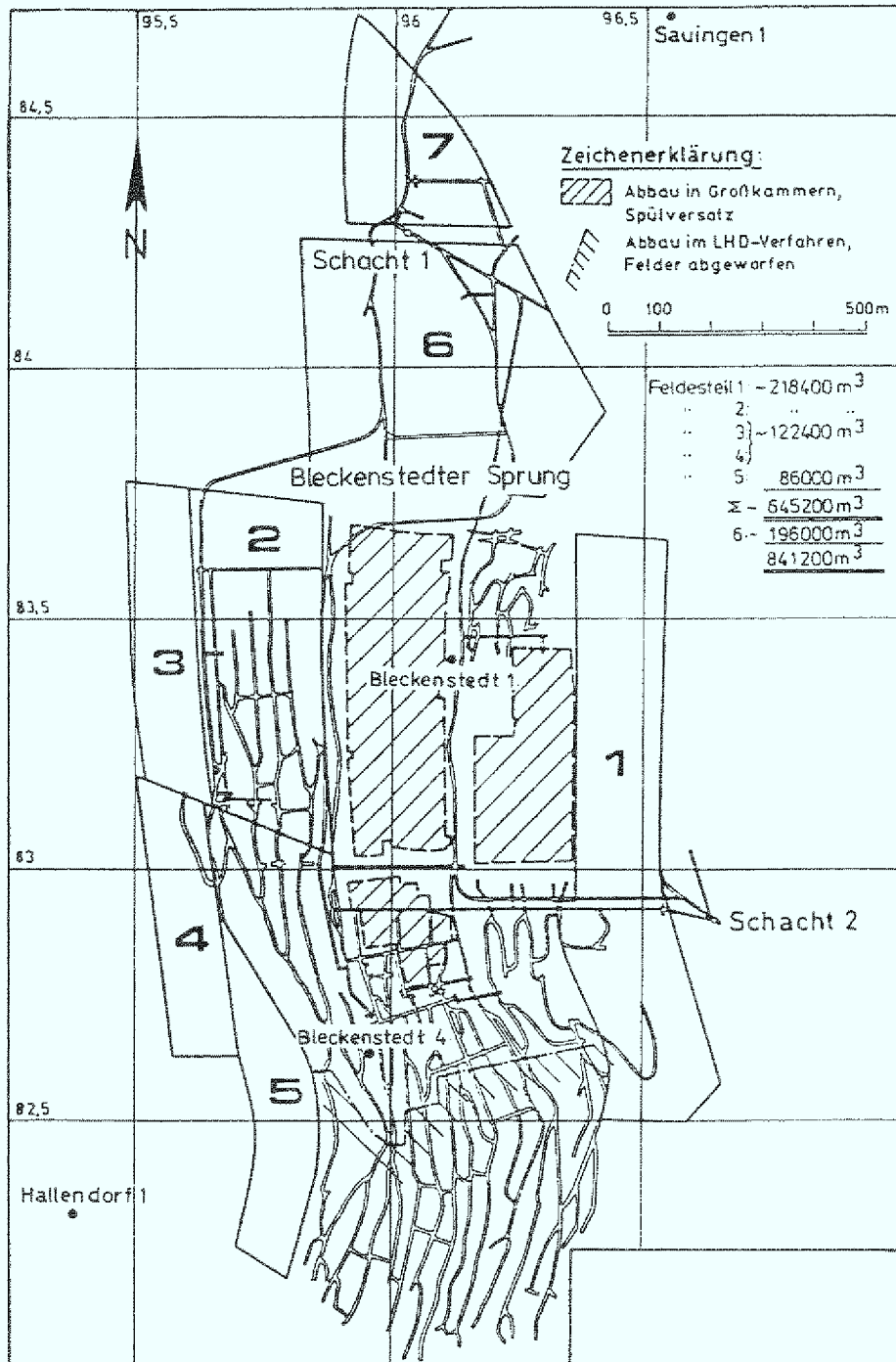


Abb. 4.4: Schematischer Grundriß mit den für die Endlagerung geeigneten Feldesteilen

Standort	Kurz- bezeichnung	Elektrische Leistung (brutto) (MW)	Typ	Zur Zeit
Obrigheim	KWO	345	DWR	B
Stade	KKS	662	DWR	B
Würgassen	KKW	670	SWR	B
Biblis	Biblis A	1204	DWR	B
Biblis	Biblis B	1300	DWR	B
Neckarwestheim	GKN I	855	DWR	B
Brunsbüttel	KKB	806	SWR	B
Ohu (Isar)	KKI	907	SWR	B
Esenshamm (Unter- weser)	KKU	1300	DWR	B
Philippsburg	KKP I	900	SWR	B
Grafenrheinfeld	KKG	1299	DWR	B
Krümmel	KKK	1316	SWR	B
Gundremmingen	KRB I	250	SWR	S
Lingen (Emsland)	KWL	268	SWR	S
Mülheim-Kärlich		1308	DWR	E
Gundremmingen	KRB II B/C	2 x 1310	SWR	E
Grohnde	KWG	1361	DWR	E
Brokdorf (Elbe)	KBR	1365	DWR	E
Philippsburg	KKP II	1394	DWR	E
Neckarwestheim	GKN II	1301	DWR	E
Ohu (Isar)	KKI-2	1350	DWR	E
Lingen (Emsland)	KKE	1301	DWR	E

S: endgültig abgeschaltet

B: in Betrieb

E: im Bau

Tab. 4.4: Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik
Deutschland
(Angaben zum Teil nach "Kernkraftwerke in der
Bundesrepublik Deutschland"; herausgegeben vom
Bundesminister des Innern, Stand: 1.12.83)

Stilllegungsabfälle werden in größeren Mengen erst nach dem Jahre 2000 anfallen. In welchem Umfang diese tatsächlich in "Konrad" endgelagert werden, hängt von der - nur mit beschränkter Sicherheit prognostizierbaren - Entwicklung der Menge der betrieblichen Abfälle und von den tatsächlich gewählten Stilllegungsverfahren ab. Entschließt man sich beispielsweise generell zu einer um 30 Jahre verzögerten Beseitigung, so würde - bei unterstelltem 30jährigen Betrieb - erst im Jahre 2034 mit der Demontage von Biblis A begonnen.

5. Störfallanalyse

5.1 Störfallszenarien

Bei Sicherheitsbetrachtungen für ein Endlager für radioaktive Abfälle unterscheidet man zweckmäßigerweise zwischen der Betriebsphase und der Nachbetriebsphase nach Schließung des Endlagers.

In der Betriebsphase, auf die zunächst eingegangen werden soll, entstehen beim obertägigen Betrieb, der die Annahme, Lagerung und die Vorbereitungen für die Verbringung der Abfallgebinde unter Tage umfaßt, Risiken, wie sie in ganz analoger Weise in anderen Lagern für radioaktive Abfälle, etwa bei den Landessammelstellen, bestehen. Für diesen Betriebsbereich liegen also übertragbare Erfahrungen vor. Besondere, standortspezifische Gefährdungen für das Endlagerpersonal und die Umgebungsbevölkerung bestehen nicht [Ge 82].

Mögliche Zwischenfälle beim Betrieb im Untertagebereich hingegen bedürfen einer besonderen Betrachtung, die im Rahmen der Eignungsprüfung durchgeführt wurde [Ge 82]. Folgenden Störfällen kommt unter gemeinsamer Berücksichtigung ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit und ihrer radiologischen Folgen besondere Bedeutung zu:

- Brand eines beladenen Transportfahrzeuges
- Absturz eines beladenen Förderkorbes

Unter Verwendung konservativer Annahmen bezüglich des Aktivitätsinventars der betroffenen Gebinde und der Freisetzungen wurden für die maßgebenden Expositionspfade Inhalation und Bodenstrahlung in [Ge 82] folgende Strahlenbelastungen ermittelt (Tab. 5.1 und Tab. 5.2).

Störfall "Fahrzeugbrand"			
Inhalations- dosis (mSv)	Knochen	Lunge	Ganzkörper
	5	0,17	0,17
Jahresdosis durch Boden- strahlung (mSv)			2 E -2
Störfall "Förderkorbabsturz"			
Inhalations- dosis (mSv)	Knochen	Lunge	Ganzkörper
	1,7 E -4	5 E -4	3,3 E -5
Jahresdosis durch Boden- strahlung (mSv)			5 E -4

Tab. 5.1: Strahlenbelastung für die Störfälle "Fahrzeugbrand" und "Förderkorbabsturz" auf dem Grubengelände (nach [Ge 82]) (1 mSv = 100 mrem)

Störfall "Fahrzeugbrand"			
Inhalations- dosis (mSv)	Knochen	Lunge	Ganzkörper
	0,3	0,01	8 E -3
Jahresdosis durch Boden- strahlung (mSv)			9 E -4
Störfall "Förderkorbabsturz"			
Inhalations- dosis (mSv)	Knochen	Lunge	Ganzkörper
	9 E -6	3 E -5	2 E -6
Jahresdosis durch Boden- strahlung (mSv)			3 E -5

Tab. 5.2: Strahlenbelastung der Umgebungsbevölkerung für die Störfälle "Fahrzeugbrand" und "Förderkorbabsturz" (nach [Ge 82]) (1 mSv = 100 mrem)

5.2 Der Störfall "Wassereinbruch"

Das Hauptaugenmerk der Diskussion in Öffentlichkeit und Fachkreisen richtet sich auf die Frage, ob die Rückhaltung der Radionuklide im Endlager über die langen Zeiträume bis zum Zerfall der Radionuklide unter die Grenzen radiologischer Bedenklichkeit gewährleistet ist.

Bereits in Kapitel 3 war das wirksame "Mehrbarrierensystem" (Abb. 3.4) zur Verhinderung unzulässiger Nuklidfreisetzungen in die Biosphäre erläutert worden. Eine Beeinträchtigung dieses mehrfachen Schutzsystems ist im Falle eines Kontaktes der Abfallgebinde mit Wasser möglich. Nach allen über die Grube "Konrad" vorliegenden Daten muß dieser Fall als extrem unwahrscheinlich angesehen werden. Dennoch ist eine detaillierte Analyse für den Störfall "Wassereinbruch" erforderlich. Im folgenden soll eine Methode zur quantitativen Behandlung bis hin zur radiologischen Bewertung der Störfallfolgen entwickelt werden. Das hier vorgeschlagene Konzept weicht dabei in wesentlichen Zügen von dem in der Eignungsprüfung [Ge 82] verwendeten ab.

Aus Abb. 5.1 geht hervor, auf welchen Wegen das durch die ausgelaugten Radionuklide kontaminierte Wasser zur Biosphäre gelangen kann. Auf Grund der Mächtigkeit und der Wasserundurchlässigkeit des Deckgebirges werden hier die Wege D (Deckgebirge) und D' (Schacht-Deckgebirge) ausgeschlossen. Da die zu betrachtenden Zeiträume des Störfallablaufs sehr lang sind (bis zu 100 000 a), kann man nicht ohne weiteres von den gegenwärtigen hydrogeologischen und wasserwirtschaftlichen Gegebenheiten des oberflächennahen Bereichs ausgehen. Daher wird vereinfachend angenommen, daß das Wasser mit der Maximalkonzentration an einem fiktiven "Entnahmeort" im Schacht, einige 100 m unter dem oberen Schachtende, direkt ohne weitere Verdünnung in ein Fließgewässer an der Oberfläche gelangt. Um die radiologischen Wirkungen nicht zu unterschätzen, wurde konservativerweise von einem kleinen Volumenstrom des Fließgewässers und einer relativ kurzen Einleitungszeit, in der die gesamte den "Entnahmeort" er-

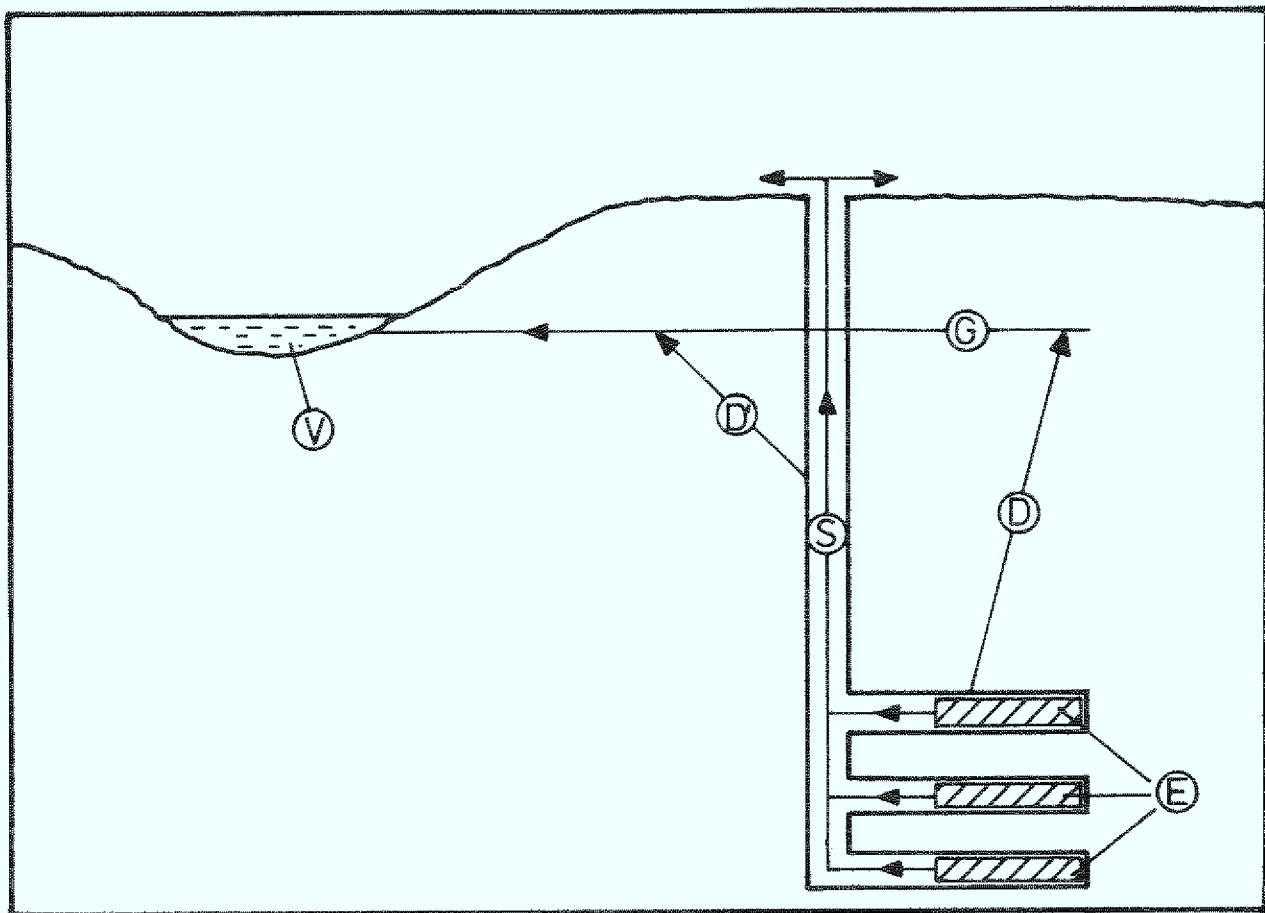


Abb. 5.1: Wege des kontaminierten Wassers aus den Einlagerkammern (E) über den Schacht (S) und das Deckgebirge (D, D') zur Biosphäre (Vorfluter (V) oder Grundwasserleiter (G))

reichende Aktivität in das Oberflächengewässer gelangt, ausgegangen. Die Dosen wurden nach der "Allgemeinen Berechnungsgrundlage" [Bu 79] mit nicht standortspezifischen Daten ermittelt (siehe Kap. 5.3).

Die Migration der Radionuklide mit dem Wasser durch das verfüllte Strecken-Schacht-System wird durch die Prozesse Konvektion, Diffusion, Dispersion und Sorption bestimmt. Die geohydrologischen Grundlagen dieser Phänomene und die Basis einer quantitativen Beschreibung der Nuklidausbreitung sind in Anhang B dargestellt. Der hier entscheidende Parameter ist der Verteilungskoeffizient K_d , welcher die Gleichgewichtsverteilung der Radionuklide zwischen Wasser- und Bodenphase bestimmt. Durch die Sorption im Boden wandern die Nuklide nicht mit der Wasserge-

schwindigkeit, sondern zum Teil bedeutend langsamer, so daß der radioaktive Zerfall die Aktivitätskonzentrationen vor dem Erreichen der Biosphäre stark reduzieren kann.

Die Ausbreitung der Radionuklide mit dem Grundwasser wird quantitativ nach folgender Gleichung beschrieben (siehe S. 114).

$$\dot{n} = \underline{v} \cdot (\hat{\underline{D}} \nabla n) - \hat{\underline{v}} \nabla n - \lambda n \quad (5.1)$$

Darin bedeuten

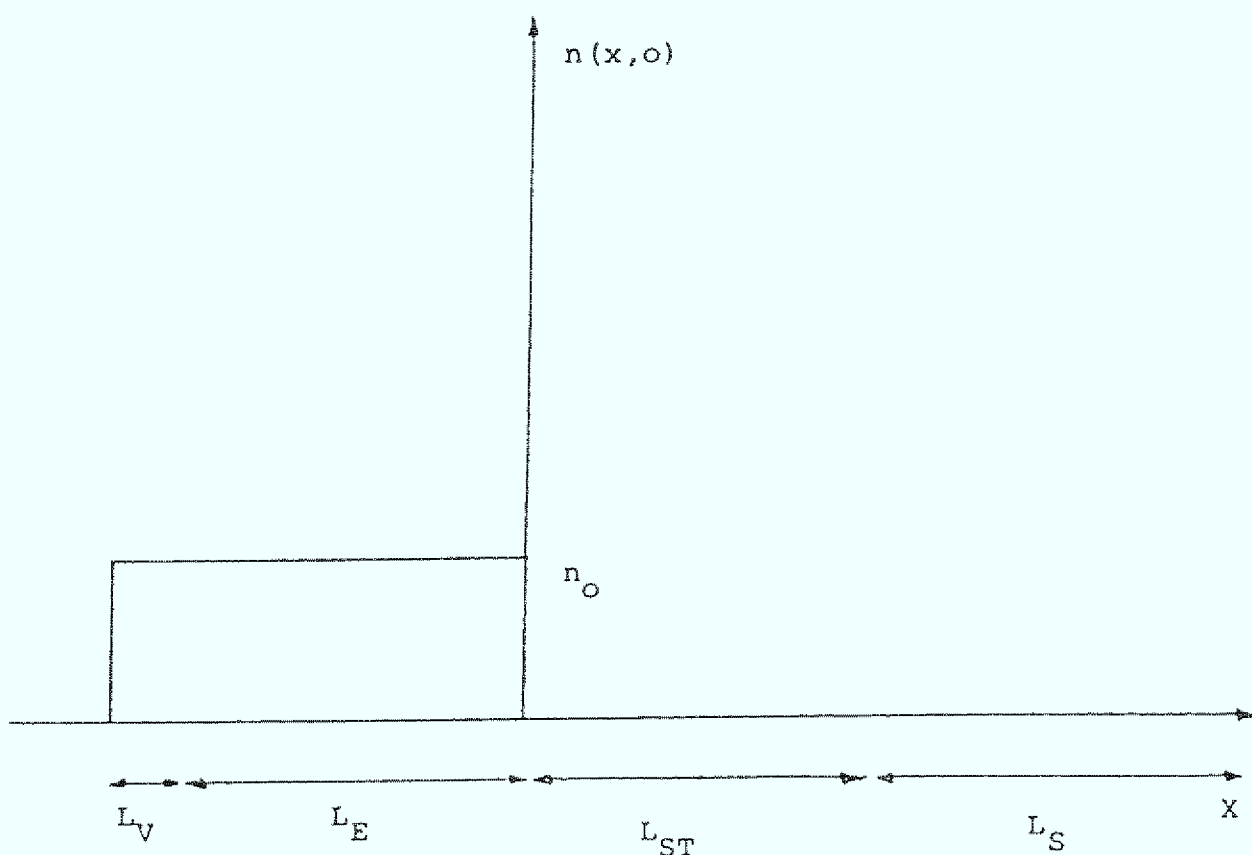
$$\hat{\underline{D}} = \frac{1}{1 + K_d \rho_B \hat{\epsilon}} \underline{D} \quad \hat{\underline{v}} = \frac{1}{1 + K_d \rho_B \hat{\epsilon}} \underline{v} \quad (5.2)$$

sowie im einzelnen

$\underline{D}$	hydrodynamischer Dispersionstensor des Systems Wasser/Boden
$\underline{v}$	Fließgeschwindigkeit des Grundwassers
$\hat{\epsilon}$	Porenziffer
ρ_B	Dichte des Bodens
K_d	nuklidspezifischer Verteilungskoeffizient
λ	radioaktive Zerfallskonstante
n	Anzahl der Radionuklide pro cm ³ Grundwasser.

Aus den Gleichungen (5.2) folgt, daß die durch den Verteilungskoeffizienten K_d charakterisierte Adsorption die diffuse und konvektive Ausbreitung der Radionuklide verlangsamt.

In der vorliegenden Arbeit wurde die Geometrie des Strecken-Schacht-Systems dahingehend vereinfacht, daß die Strecken wie eine eindimensionale Verlängerung des Schachtes behandelt werden (siehe Anhang C). Nimmt man eine homogene Verteilung über den Querschnitt dieses Schachtes an, so gelangt man zu einer eindimensionalen Beschreibung. Der endlichen



L_E : Länge des Einlagerungsgebiets

L_V : Verzögerungslänge

L_{ST} : Länge des Streckensystems

L_S : Schachtlänge

t_a : Auslaugzeit

$$L_V = \hat{v} \cdot t_a + \sqrt{2\hat{D} t_a}$$

Abb. 5.2: Anfangsbedingung für die Ausbreitung der Radionuklide im Schacht

Standzeit der Gebinde wurde durch eine geeignete Wahl der Anfangsbedingung Rechnung getragen. Es wurde - soweit möglich - auf im Rahmen der Eignungsprüfung [Ge 82] ermittelte Daten zurückgegriffen.

Für den eindimensionalen Fall ergibt sich als Lösung von Gl. (5.1) mit der Anfangsbedingung n_0 (siehe S. 122).

$$n(x,t) = n_0 e^{-\lambda t} \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{u_1}^{u_2} e^{-\frac{z^2}{2}} dz \quad (5.3)$$

mit

$$\begin{aligned} u_1 &= (x - \hat{v}t) / \sqrt{2\hat{D} t} \\ u_2 &= (x + L_E + L_V - \hat{v}t) / \sqrt{2\hat{D} t} \end{aligned} \quad (5.4)$$

Das Fehlerintegral kann mit ausreichender Genauigkeit nach der in Anhang C.3 hergeleiteten Näherung berechnet werden. Für die numerische Rechnung wird also die in Abb. 5.1 skizzierte Feldsituation wie in Abb. 5.3 dargestellt vereinfacht.

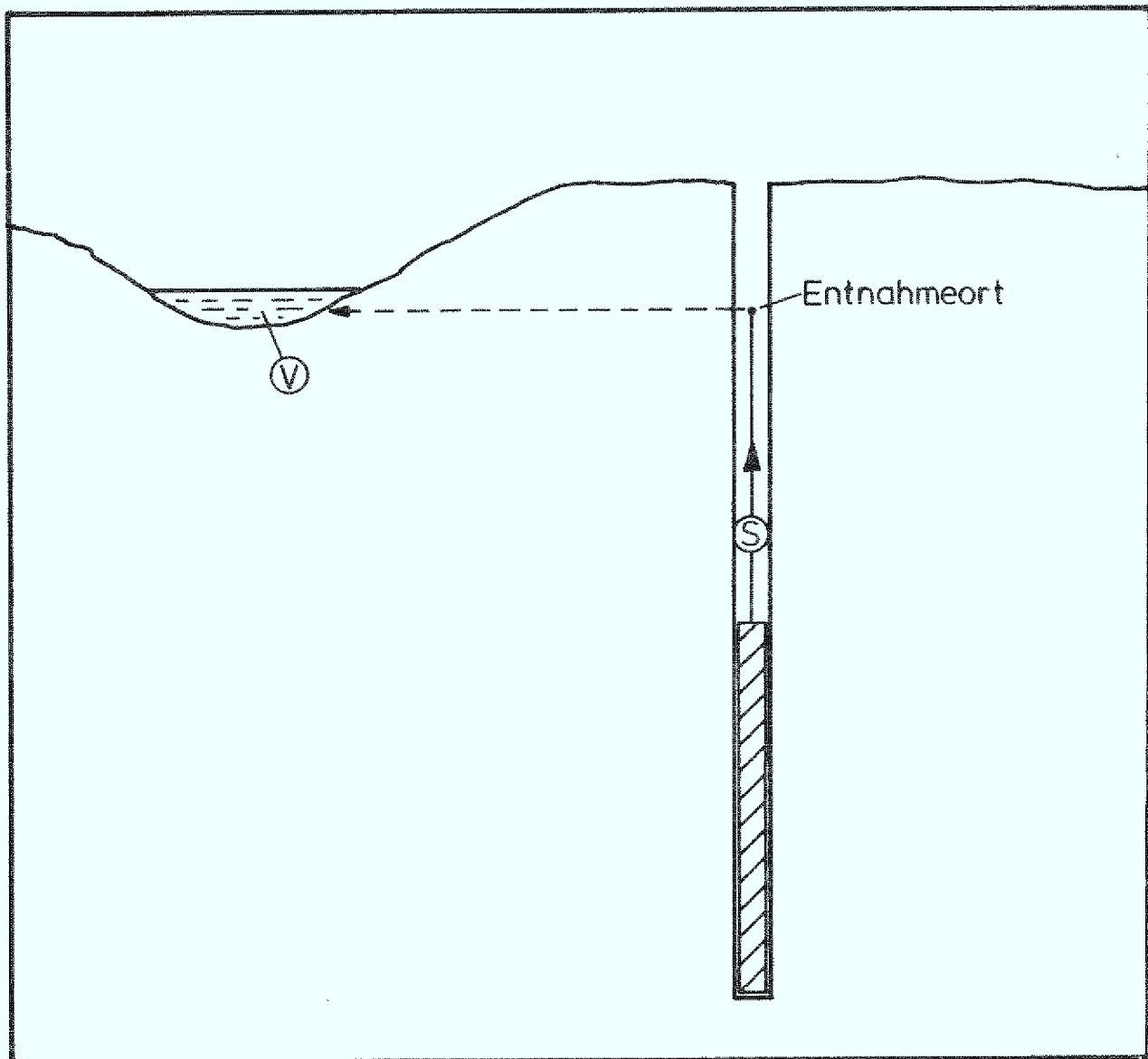


Abb. 5.3: Modellmäßige Vereinfachungen in der vorliegenden Arbeit gegenüber der in Abb. 5.1 skizzierten Feldsituation

5.3 Ermittlung der radiologischen Belastung der Bevölkerung für den Störfall "Wassereinbruch"

Das erläuterte Rechenmodell gestattet eine quantitative Beschreibung der Migration der im Verlaufe des Störfalls "Wassereinbruch" aus den Endlagergebinden ausgelaugten Radionuklide durch die Strecken über den Schacht zur Biosphäre. Eine Bewertung des Gefährdungspotentials dieser Nuklide kann durch einen Vergleich mit den nach der Strahlenschutzverordnung [Bu 76] maximal zulässigen Konzentrationen im Trinkwasser (MZK-Werte) vorgenommen werden [Ge 82], [Sc 79]. Das entspricht der Annahme, daß das Wasser aus dem Schacht direkt und ohne weitere Verdünnung als Trinkwasser genutzt wird.

Als realistischer muß gemäß Abb. 5.1 ein Kontakt der Schachtwässer mit dem Grundwasser angesehen werden. Mit dem Grundwasser gelangen die Radionuklide dann in einen Vorfluter. Die "Allgemeine Berechnungsgrundlage" [Bu 79] gestattet die Ermittlung der radiologischen Konsequenzen einer solchen Einleitung.

Es wird angenommen, daß es sich bei dem Vorfluter um ein kleineres Fließgewässer mit einem Volumenstrom von $10 \text{ m}^3/\text{s}$ (im Sommerhalbjahr $5 \text{ m}^3/\text{s}$) handelt.

Neben den bekannten Konservatismen dieser Berechnungsvorschrift wird weiterhin - pessimistischerweise - angenommen, daß beim Übergang vom Schacht in das Fließgewässer keine weitere Konzentrationsminderung - etwa durch Verdünnung mit nicht kontaminiertem Wasser oder rückhaltungsbedingten Zerfall - eintritt.

Die gesamte zum Entnahmeort transportierte Aktivität soll, unter Einschluß der mittransportierten Aktivität in der Bodenphase (vergleiche Anhang B), in einem Zeitraum von 50 Jahren in das Fließgewässer mit der Maximalkonzentration am Entnahmeort (Tab. C.4) eingeleitet werden. Da die sehr geringen Migrationsgeschwindigkeiten zu größeren Einleitungszeiträumen führen würden und mithin zu im Mittel kleineren Konzentrationen, führt auch diese Annahme zu einer Überschätzung der Strahlenexposition.

Nach einem Vorschlag von Mundschenk [Mu 83] wird auch der Expositionspfad "Aufenthalt auf ausgebaggertem Sediment" als Ergänzung zu den in der "Allgemeinen Berechnungsgrundlage" angegebenen Belastungspfaden betrachtet. Die zugehörige Dosis D_r (r ist Nuklidindex) berechnet sich nach

$$D_r = C_r^{\text{FLIESS}} \cdot T^{\text{SCH,W}} \cdot d_o \cdot t_A \cdot g_r \quad (5.6)$$

C_r^{FLIESS}	: Aktivitätskonzentration im Fließgewässer
$T^{\text{SCH,W}}$	: Konzentrationsfaktor Schwebstoff - Wasser $5 \cdot 10^3 \text{ l/kg}$
d_o	: Massenbelegung 100 kg/m^2
t_A	: Aufenthaltszeit 100 h
g_r	: Dosisfaktor (nach [Bu 79])

Für die vier Nuklide Ni-59, Ni-63, Nb-94 und Cs-137 sind in Tab. 5.1 die durch numerische Integration ermittelten Gesamtaktivitäten in der Wasser- und Bodenphase angegeben, welche den Entnahmeort erreicht haben. Die Forderung, daß die Einleitung in einem Zeitraum von 50 Jahren und mit der Maximalkonzentration der Wasserphase im Schacht erfolgt, legt den Volumenstrom $\dot{V}$ der Einleitung fest.

Die Gesamtaktivität der Nuklide Ni-63 und Nb-94 ist selbst bei einer eingelagerten Aktivität von 10^{21} Bq so gering, daß diese nicht weiter betrachtet zu werden brauchen. Es handelt sich um weniger als einen Zerfall pro Jahr.

Auch das Inventar an Cs-137 ist sehr gering. Die berechneten Jahresdosen durch Ni-59 und Cs-137 sind für eine eingelagerte Aktivitätsmenge von 10^{21} Bq in Tab. 5.2 und Tab. 5.3 angegeben. Man kann also davon ausgehen, daß die gesamte Strahlenexposition ausschließlich von Ni-59 hervorgerufen wird.

Nuklid	A_W (Bq)	A_B (Bq)	$\dot{V}$ (m ³ /s)
Ni-59	1,6 E 19	6,5 E 20	8,2 E -5
Ni-63	7,4 E -14	3,0 E -12	2,5 E -5
Nb-94	2,0 E -15	1,63 E -11	5,0 E -3
Cs-137	6,4 E - 5	5,2 E - 4	5,8 E -6

A_W : Gesamte zum Entnahmeort gelangte Aktivität in der Wasserphase

A_B : Gesamte zum Entnahmeort gelangte Aktivität in der Bodenphase

$$A_B = \frac{1-\epsilon}{\epsilon} K_b \rho_B A_W$$

T_E : Einleitungszeitraum (50 a)

$\dot{V}$: Volumenstrom der Einleitung in das Fließgewässer

$$\dot{V} = \frac{A_W + A_B}{C_m \rho_W T_E}$$

Tab. 5.1: Zum Entnahmeort transportierte Aktivität (Parametersatz 1) und Volumenstrom der Einleitung in das Fließgewässer (C_m nach Tab. C.4) bei einer angenommenen eingelagerten Aktivitätsmenge von 10^{21} Bq

Expositionspfad	Jahresdosis (mSv)		
	Knochen	Leber	Ganzkörper
Schwimmen	0	0	0
Bootfahren	0	0	0
Uferaufenthalt	0	0	0
Ausgebaggertes Sediment	0	0	0
Trinkwasser	1,90 E 5	3,12 E 4	1,60 E 4
Fischverzehr	8,46 E 5	1,37 E 5	7,11 E 4
Viehtränke: Milch	3,76 E 4	5,86 E 3	3,01 E 3
Viehtränke: Fleisch	1,29 E 4	2,12 E 3	1,09 E 3
Berechnung: Futter-Milch	2,90 E 5	4,73 E 4	2,43 E 4
Berechnung: Futter-Fleisch	1,04 E 5	1,70 E 4	8,79 E 3
Berechnung: Pflanze-Mensch	5,62 E 5	9,18 E 4	4,73 E 4
Summe über die Expositionspfade	2,04 E 6	3,33 E 5	1,71 E 5

Nuklid: Ni-59

Tab. 5.2: Jahresdosen für verschiedene Expositionspfade
(Angaben zur Nuklideinleitung siehe Tab. 5.1)
für eine eingelagerte Aktivitätsmenge von 1 E 21 Bq

Expositionspfad	Jahresdosis (mSv)		
	Knochen	Leber	Ganzkörper
Schwimmen	1,33 E -21	1,33 E -21	1,33 E -21
Bootfahren	6,68 E -21	6,68 E -21	6,68 E -21
Uferaufenthalt	7,86 E -18	7,86 E -18	7,86 E -18
Ausgebaggertes Sediment	2,51 E -18	2,51 E -18	2,51 E -18
Trinkwasser	6,62 E -19	8,29 E -19	3,70 E -19
Fischverzehr	2,94 E -17	3,68 E -17	1,63 E -17
Viehtränke: Milch	2,24 E -19	2,79 E -19	1,25 E -19
Viehtränke: Fleisch	2,54 E -19	3,17 E -19	1,42 E -19
Berechnung : Futter-Milch	1,86 E -18	2,34 E -18	1,04 E -18
Berechnung : Futter-Fleisch	2,12 E -18	2,66 E -18	1,18 E -18
Berechnung : Pflanze-Mensch	2,15 E -18	2,70 E -18	1,20 E -18
Summe über die Expositionspfade	4,69 E -17	5,64 E -17	3,10 E -17

Nuklid: Cs-137

Tab. 5.3: Jahresdosen für verschiedene Expositionspfade
(Angaben zur Nuklideinleitung siehe Tab. 5.1)
für eine eingelagerte Aktivitätsmenge von 1 E 21 Bq

Die vorliegende Arbeit untersucht schwerpunktmäßig die Langzeitsicherheit der Grube "Konrad" hinsichtlich der eingelagerten Stilllegungsabfälle. In Anhang D wurde mit der gleichen Methode ein Vergleich mit dem Gefährdungspotential von Nukliden aus betrieblichen Abfällen vorgenommen.

Sieht man von anlagenbedingten Differenzen im Aktivitätsinventar der Leichtwasserreaktoren ab, so entsprechen die 14 DWR und 9 SWR aus Tab. 4.4 mit den Angaben aus Tab. A.5 und Tab. A.7 sowie Tab. 2.3 den in Tab. 5.4 angegebenen Inventaren für die Nuklide Ni-59 und Cs-137.

Nuklid	Aktivität (Bq)
Ni 59	6,63 E 15
Cs-137	6,02 E 14

Tab. 5.4: Eingelagerte Gesamtaktivität für 14 DWR und 9 SWR für die bedeutsamen Nuklide Ni-59 und Cs-137

Damit ergeben sich nach Tab. 5.2 und Tab. 5.3 folgende Jahresdosen (Tab. 5.5).

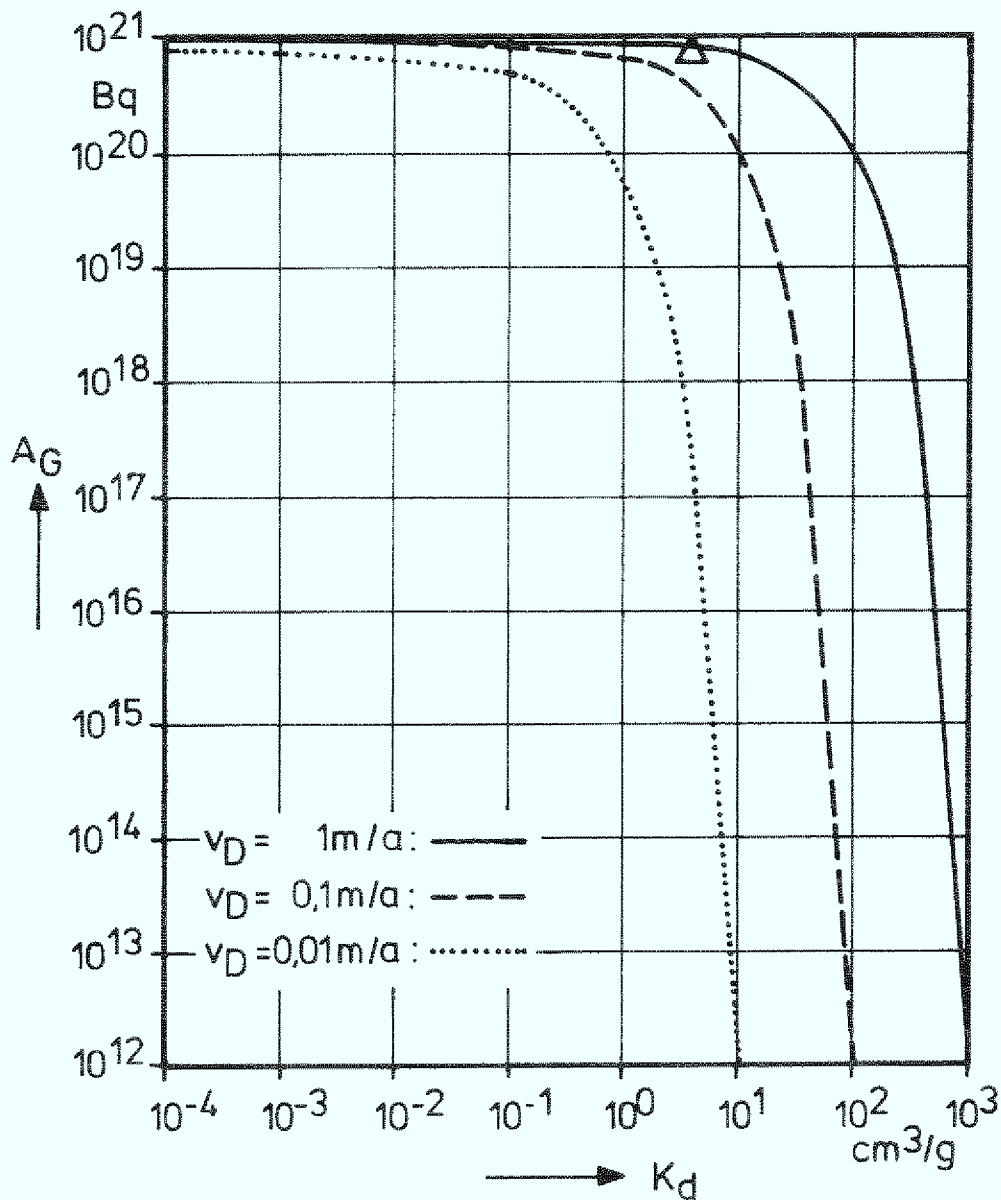
Störfall "Wassereinbruch"			
Nuklid	Jahresdosis (mSv)		
	Ganzkörper	Knochen	Leber
Ni-59	1,14	13,52	2,22
Cs-137	2 E -23	2 E -23	4 E -23

Tab. 5.5: Jahresdosen für die Umgebungsbevölkerung für den Störfall "Wassereinbruch" (1 mSv = 100 mrem) für die eingelagerten Inventare aus Tab. 5.4

Der erlaubte Maximalwert der Strahlenexposition in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage im bestimmungsgemäßen Betrieb beträgt für den Ganzkörper 0,3 mSv/a (§ 45, StrlSchV). Die hier für den Störfall "Wassereinbruch" berechneten Werte liegen in der gleichen Größenordnung.

5.4 Sensitivität der Ergebnisse gegen Parametervariation

In 5.3 wurde nachgewiesen, daß Ni-59 für den Störfall "Wassereinbruch" das kritische Nuklid ist. Vor einer Bewertung (Kap. 6) soll die Abhängigkeit der zum Entnahmeort transportierten Gesamtaktivität von den wichtigsten Parametern, dem Verteilungskoeffizienten K_d und der Darcygeschwindigkeit v_D , in Abb. 5.4 dargestellt werden. Die zum Entnahmeort transportierte Aktivität ist bei kleinerer Darcygeschwindigkeit als 1 m/a und größerem K_d -Wert als 5 cm^3/g wesentlich kleiner als in Tab. 5.1 angegeben.



Δ : ($K_d = 5 \text{ cm}^3/\text{g}$ / $v_D = 1 \text{ m/a}$)

Abb. 5.4: Abhängigkeit der zum Entnahmeort transportierten Ni-59 Gesamtaktivität A_G vom Verteilungskoeffizienten K_d (übrige Parameter wie in Tab. C.1 und Satz 1 aus Tab. C.2)

6. Zusammenfassung und Bewertung

Die vorliegende Arbeit untersucht die Zusammensetzung und Menge von Stilllegungsabfällen aus Leichtwasserreaktoren und schwerpunktmäßig die langfristige Sicherheit des Einschlusses dieser Abfälle im Falle einer Endlagerung in der ehemaligen Eisenerzgrube "Konrad".

Nach einer einleitenden Betrachtung über vorliegende Stille-gungserfahrungen und -konzepte wird im zweiten Kapitel das Aktivitätsinventar von Leichtwasserreaktoren neuerer Bauart zum Zeitpunkt ihrer endgültigen Abschaltung abgeschätzt. Fast die gesamte stilllegungsrelevante Aktivität eines LWR ist in wenigen kernnahen Einbauten konzentriert. Im Falle des DWR handelt es sich um Kernumfassung und Kernbehälter (Anhang A).

Die speziellen Gegebenheiten der möglichen Endlagerstätte "Konrad" sind im dritten Kapitel zusammengefaßt. Die große Mehrzahl der Angaben und Daten stammen aus der im Auftrage des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) durchgeführten Eignungsprüfung der Grube "Konrad" als Endlager für schwach-radioaktive Abfälle [Ge 82]. Auf der Basis einer Zusammenstellung möglicher Endlagergebinde und Einlagerungstechniken wird eine Abschätzung des benötigten Endlagervolumens vorgenommen.

Das Kernstück der vorliegenden Arbeit ist die Entwicklung eines Rechenmodells zur quantitativen Beschreibung des Störfalls "Wassereinbruch" im Endlager. Obwohl dieser Störfall nach allen vorliegenden Erkenntnissen über die Geohydrologie der Grube "Konrad" auch langfristig nach Stilllegung des Endlagers als extrem unwahrscheinlich anzusehen ist, erscheint - zur Abschätzung des Maximalrisikos - die Durchführung einer Störfallanalyse bis hin zur Ermittlung der radiologischen Umgebungsbelastung geboten.

Unter Berücksichtigung der grundlegenden chemischen und physikalischen Prozesse der Nuklidmigration (Anhang B) wird eine auf Grund der Mächtigkeit und Wasserundurchlässigkeit des Deckgebirges auf eine Ausbreitungsdimension beschränkte Trans-

portgleichung aufgestellt und gelöst (Anhang C), wobei auch die endliche Gebindestandzeit berücksichtigt wurde.

Die radiologischen Folgen werden mit Hilfe der "Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer" [Bu 79] ermittelt (Anhang D). Zusätzlich wurde nach einem Vorschlag von Mundschenk [Mu 83] der Expositionspfad "Aufenthalt auf ausgebaggertem Sediment" betrachtet. Die Verbindung zwischen der Nuklidmigration im Schacht und der unterstellten Einleitung in ein Oberflächengewässer kleinen Volumenstroms wird durch die konservative Annahme, daß die Einleitung mit der Maximalkonzentration an einem fiktiven "Entnahmeort" in der Nähe des oberen Schachtendes erfolgt, hergestellt. Dabei wird ein Einleitungszeitraum von 50 Jahren unterstellt, in welchem die gesamte zum "Entnahmeort" transportierte Aktivität in das Oberflächengewässer eintritt. Dadurch überschätzt man die Konzentration im Fließgewässer, denn die tatsächlichen Halbwertsbreiten der Konzentrationspeaks sind größer.

Die Resultate weisen unzweifelhaft Ni-59 als das kritische Nuklid aus. Das ebenfalls sehr langlebige Aktivierungsprodukt Nb-94 spielt keine Rolle, da es wesentlich besser im Boden sorbiert wird. Dadurch werden die Wanderzeiten zur Biosphäre entscheidend verlängert, so daß die Aktivität durch den radioaktiven Zerfall merklich reduziert wird.

Die berechneten Dosiswerte liegen über denen der für die in der Betriebsphase des Endlagers denkbaren Störfälle "Fahrzeugbrand" und "Förderkorbabsturz", andererseits liegen sie in der gleichen Größenordnung wie in zur Zeit gültigen Vorschriften erlaubte Maximalwerte in der Umgebung kerntechnischer Anlagen im Normalbetrieb. Angesichts der starken Konservatismen, welche den Berechnungen zugrundeliegen, stellen die Ergebnisse der vorliegenden Arbeit eine eindeutige Bestätigung der langfristigen Sicherheit der Umgebung der Grube "Konrad" im Falle der Endlagerung schwachradioaktiver Abfälle dar.

Die Anwendung der gleichen Methode auf kritische Nuklide aus betrieblichen Abfällen ergibt geringere Strahlenexpositionen als für Stilllegungsabfälle (s. Anhang D). Der durchgeführte Vergleich läßt also auch für betriebliche Abfälle im potentiellen Endlager "Konrad" den Schluß zu, daß diese Radionuklide ein akzeptables Risiko für die Biosphäre darstellen.

Im Rahmen der Eignungsprüfung wurden mit dem Computercode SWIFT Rechnungen zur Nuklidmigration durchgeführt. Der direkte Vergleich mit den dort erhaltenen Resultaten ergibt in wesentlichen Zügen sehr gute Übereinstimmung.

Die vorliegende Untersuchung geht in wichtigen Bereichen über die veröffentlichten Resultate der Eignungsprüfung hinaus. Das Nuklidspektrum der Stilllegungsabfälle wurde vollständiger erfaßt und insbesondere Ni-59 als das wichtigste Nuklid identifiziert. Durch die explizite Dosisberechnung erhält man eine realistischere Einschätzung des Gefährdungspotentials, als sie durch einen Vergleich maximaler Konzentrationswerte am oberen Schachtende mit den nach Strahlenschutzverordnung zulässigen Maximalwerten im Trinkwasser (MZK-Werte) möglich ist, auf den sich die Eignungsprüfung beschränkt.

Anhang A Aktiviertes Inventar von 1300 MW_e-Leichtwasser- reaktoren

A.1 Berechnung des aktivierten Inventars

Im Bereich des Neutronenflusses (vgl. Abb. 2.2), also im Reaktordruckbehälter mit seinen Einbauten und im biologischen Schild, kommt es durch Reaktionen stabiler Kerne der Struktur- und Komponentenmaterialien zur Bildung instabiler Isotope.

Ausgehend vom energieabhängigen Neutronenfluß $\phi(E)$ ergibt sich der zeitliche Verlauf der Kerndichte $n_{i,e}$ (i = Ordnungszahl, e = Neutronenzahl) infolge von Aktivierungs- und Zerfallsprozessen nach [Bo 82] aus

$$\begin{aligned} \frac{dn_{i,e}}{dt} : = n_{i,e} = & \sum_{j,k} n_{j,k} \int_0^{\infty} \sigma_{j,k \rightarrow i,e} \phi(E) dE \\ & + \sum_{j,k} \lambda_{j,k \rightarrow i,e} n_{j,k} - \lambda_{i,e} n_{i,e} \\ & - n_{i,e} \int_0^{\infty} (\sigma_{i,e}^c + \sigma_{i,e}^{c'}) \phi(E) dE \end{aligned} \quad (A.1)$$

$\sigma_{j,k \rightarrow i,e}$: Wirkungsquerschnitt des Nuklids j,k für die Entstehung des Nuklids i,e ; z.B. (n,λ) -, $(n,2n)$ - u.a. Reaktionen

$\lambda_{j,k \rightarrow i,e}$: Zerfallskonstante des Nuklids j,k in das Nuklid i,e

$\lambda_{i,e}$: Zerfallskonstante des Nuklids i,e

$\sigma_{i,e}^c$: Einfangwirkungsquerschnitt des Nuklids i,e ; energieabhängig

$\sigma_{i,e}^{c'}$: Inelastischer Streuwirkungsquerschnitt

Gleichung (A.1) stellt bei bekanntem Neutronenfluß $\phi(E)$ ein gekoppeltes, lineares Differentialgleichungssystem für die Kern-
dichten $n_{i,e}$ dar.

Im folgenden wird in erster Linie die Aktivierung eines stabilen Mutternuklids über einen (n,γ) -Prozeß zu einem instabilen Isotop von Bedeutung sein. Mit den Vereinfachungen

$$n_M = n_{i,e} \qquad n = n_{i,e+1} \qquad (A.2)$$

$$\begin{aligned} \lambda_{i,e} &= 0 \\ \lambda_{i,e+1} &= \lambda \end{aligned}$$

wird dann aus Gleichung (A.1)

$$\begin{aligned} \dot{n}_M &= n_M \int_0^{\infty} \sigma(E) \phi(E) dE \\ \dot{n} &= n_M \int_0^{\infty} \sigma(E) \phi(E) dE - \lambda n \end{aligned} \qquad (A.3)$$

Mit der Lösung

$$n_M(t) = n_M(0) e^{-\bar{\sigma} \phi t} \qquad (A.4)$$

$$n(t) = n_M(0) \frac{\bar{\sigma} \phi t}{\lambda - \bar{\sigma} \phi} (e^{-\bar{\sigma} \phi t} - e^{-\lambda t})$$

$$\phi = \int_0^{\infty} \phi(E) dE$$

$$\bar{\sigma} = \frac{1}{\phi} \int_0^{\infty} \sigma(E) \phi(E) dE$$

$\sigma(E)$ ist der energieabhängige Wirkungsquerschnitt für die (n,γ) -Reaktion. $\bar{\sigma}$ ist der flußgemittelte Wirkungsquerschnitt.

Häufig erweist sich eine Aufteilung des Energiebereichs in mehrere Energiegruppen als vorteilhaft. Besonders gebräuchlich ist eine Aufteilung in drei Gruppen

thermisch	(th)	$0 < E < 0.4\text{eV}$	
epithermisch	(epi)	$0.4\text{eV} < E < 1\text{ MeV}$	(A.5)
schnell	(s)	$1\text{MeV} < E$	

Sinngemäß rechnet man dann mit flußgemittelten Wirkungsquerschnitten für jede Gruppe, beispielsweise

$$\bar{\sigma}_{\text{th}} = \frac{\int_0^{0.4\text{eV}} \sigma(E) (\phi(E) / \phi_{\text{th}}) dE}{\int_0^{0.4\text{eV}} \phi(E) dE} \quad (\text{A.6})$$

Analog sind $\bar{\sigma}_{\text{epi}}$, ϕ_{epi} , $\bar{\sigma}_{\text{s}}$, ϕ_{s} zu bilden. Aus diesen Größen berechnet man dann wieder $\bar{\sigma}$ zu

$$\bar{\sigma} = \frac{\phi_{\text{th}}}{\phi} \bar{\sigma}_{\text{th}} + \frac{\phi_{\text{epi}}}{\phi} \bar{\sigma}_{\text{epi}} + \frac{\phi_{\text{s}}}{\phi} \bar{\sigma}_{\text{s}} \quad (\text{A.7})$$

$$\phi = \phi_{\text{th}} + \phi_{\text{epi}} + \phi_{\text{s}}$$

$\bar{\sigma}_{\text{th}}$ ist temperaturabhängig. Nach [Em 69] ergibt sich unter der Annahme eines Maxwellspektrums der Neutronen zur Temperatur T und eines $\frac{1}{v}$ - Verhaltens (v = Neutronengeschwindigkeit) des Absorptionsquerschnittes näherungsweise

$$\bar{\sigma}_{\text{th}}(T) = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma(kT_0) \sqrt{\frac{T_0}{T}} \quad (\text{A.8})$$

$$kT_0 = 0.025\text{ eV}$$

$$k = 8.61 \cdot 10^{-5} \text{ eV/}^\circ\text{K (Boltzmannkonstante)}$$

A.2 Wichtige Reaktionen und Aktivierungsprodukte

Tab. A.1 enthält Angaben über Aktivierungsprodukte, welche in Komponenten des Kernkraftwerks Gundremmingen I nachgewiesen wurden [Be 82]. Eine Liste der in [Fr 79] berechneten Aktivierungsprodukte für einen 350 MW_e-Druckwasserreaktor - er ähnelt hinsichtlich seiner Werkstoffe einem 1300 MW_e-Druckwasserreaktor vom Typ Biblis B - findet sich in Tab. A.2.

Die in der vorliegenden Untersuchung durchgeführte Ermittlung des aktivierten Inventars beschränkt sich gemäß der Zielsetzung dieser Arbeit auf Nuklide, welche durch hinreichend lange Lebensdauer (> 300 d) und durch einen nennenswerten Beitrag zum Gesamtinventar die mögliche Gefährdung der Umgebung des Endlagers bestimmen. Diese Nuklide sind in Tab. A.3 mit den Erzeugungsprozessen und Angaben über den radioaktiven Zerfall der Aktivierungsprodukte zusammengefaßt.

	Co-60 (Bq/g)	Mn-54 (Bq/g)	Ni-63 (Bq/g)	Cs-134 (Bq/g)	Eu-152 (Bq/g)
Speisewasserverteiler	$1,16 \cdot 10^3$	-	-	-	-
Kerbschlagprobe	$1,07 \cdot 10^6$	$2,25 \cdot 10^4$	$1,05 \cdot 10^5$	-	-
Eisendraht	-	$1,55 \cdot 10^4$	-	-	-
Nickeldraht	-	-	$1,25 \cdot 10^7$	-	-
Kupferdraht	$8,14 \cdot 10^4$	-	-	-	-
Beton des biologischen Schildes					
Abstand 7.5 cm	$4,44 \cdot 10^3$	-	-	$2,55 \cdot 10^3$	$4,44 \cdot 10^3$
10.0 cm	$1,14 \cdot 10^3$	-	$1,40 \cdot 10^{2*}$	$2,18 \cdot 10^2$	$2,88 \cdot 10^3$
32.0 cm	$4,81 \cdot 10^2$	-	-	$4,81 \cdot 10^1$	$1,07 \cdot 10^3$
Linier 68.0 cm	4,07	-	-	-	-

* Ca-45

Tab. A.1: Gemessene Konzentration von Aktivierungsprodukten im Kernkraftwerk Gundremmingen - I (nach [Be 82])

Reaktionsgleichung	Halbwertszeit (a)	$\frac{\Gamma}{\Gamma_{\text{Co-60}}}$	JAZ-Wert (Bq)
C-13 (n, γ) C-14	5.73 E3	-	1,4 E6
O-17 (n, α) C-14	5.73 E3	-	1,4 E6
K-39 (n, p) Ar-39	269	-	**
Fe-54 (n, γ) Fe-55	2.7	-	1,4 E6
Fe-54 (n, p) Mn-54	0.856	0,36	2,2 E5
Ni-58 (n, γ) Ni-59	8 E4	-	3,5 E5
Co-59 (n, γ) Co-60	5.27	1	6,0 E4
Ni-62 (n, γ) Ni-63	100	-	4,9 E4
Nb-93 (n, γ) Nb-94	2.03 E4	0,48	**
Cs-133 (n, γ) Cs-134	2.06	1,14	1,6 E5
Eu-151 (n, γ) Eu-152	13.33	0,53	1,4 E5

Γ : Dosisleistungskonstante

JAZ: Maximale Jahresaktivitätszufuhr (nach [Bu 76])

* Werte nur für γ -Strahler angegeben

** keine Angaben in [Bu 76]

*** Halbwertszeit, Dosisleistungskonstante und JAZ-Wert

Tab. A.3: Im folgenden betrachtete Aktivierungsprozesse und Charakterisierung der erzeugten Radionuklide

A.3 Ausgangsdaten für die Aktivierungsrechnungen

Abb. A.1 zeigt den radialen Flußverlauf in einem 1300 MW_e-Druckwasserreaktor vom Typ Biblis B [Kr 81]. Das rasche Abklingen des Flusses außerhalb der Kernumfassung bewirkt, daß sich fast das gesamte aktivierte Inventar in der Kernumfassung (97 %) und im Kernbehälter (2,95 %) befindet. Dementsprechend wurden einige wenige Komponenten zusätzlich in die Rechnung einbezogen, um die starke Variabilität der durch Aktivierung erzeugten spezifischen Aktivität zu verdeutlichen.

Die in Tab. A.4 zusammengefaßten Daten stammen aus Herstellerangaben [Kr 81]. Über die Flußdaten in Abb. A.1 für drei Neutronengruppen hinaus lagen noch detailliertere Rechnungen zum ortsabhängigen Neutronenspektrum vor [Ma 84], die ebenfalls vom Hersteller stammen.

Die Wirkungsquerschnitte für die Mehrzahl der wichtigen Aktivierungsreaktionen sind bei [Fa 78] für 25 Neutronenenergiegruppen dokumentiert. Ergänzende Daten wurden aus [Se 74], [Oa 80] und [Fr 79] entnommen. Die effektiven Wirkungsquerschnitte in Tab. A.4 a-g wurden nach dem in A.1 erläuterten Formalismus berechnet. Die Temperaturabhängigkeit gemäß Gleichung (A.8) wurde berücksichtigt.

Die unterstellte Betriebszeit entspricht 32 effektiven Volllastjahren.

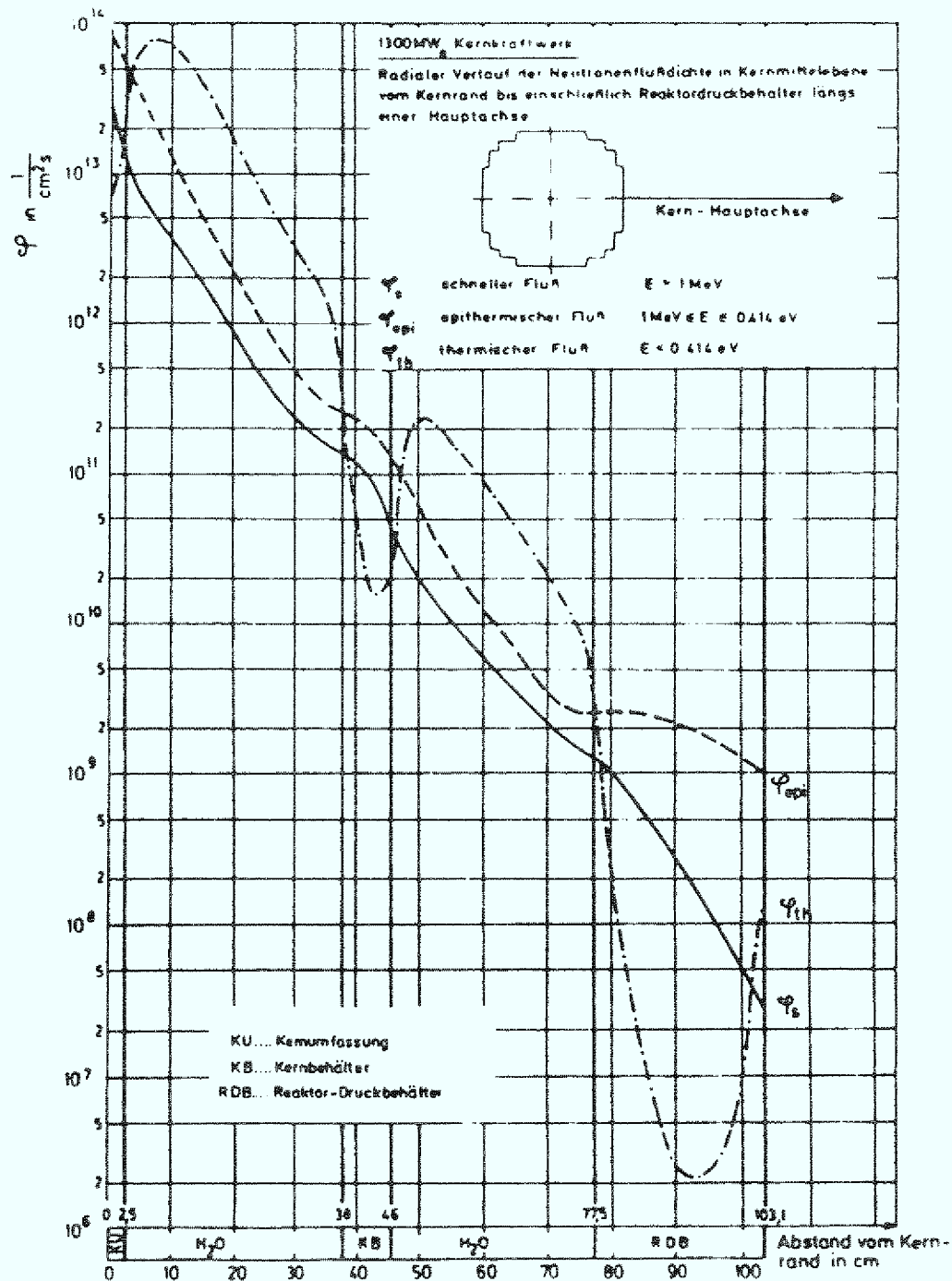


Abb. A.1 a: Radialer Verlauf des Neutronenflusses (drei Energiegruppen) in einem 1300 MW_e-Druckwasserreaktor (nach [Kr 81])

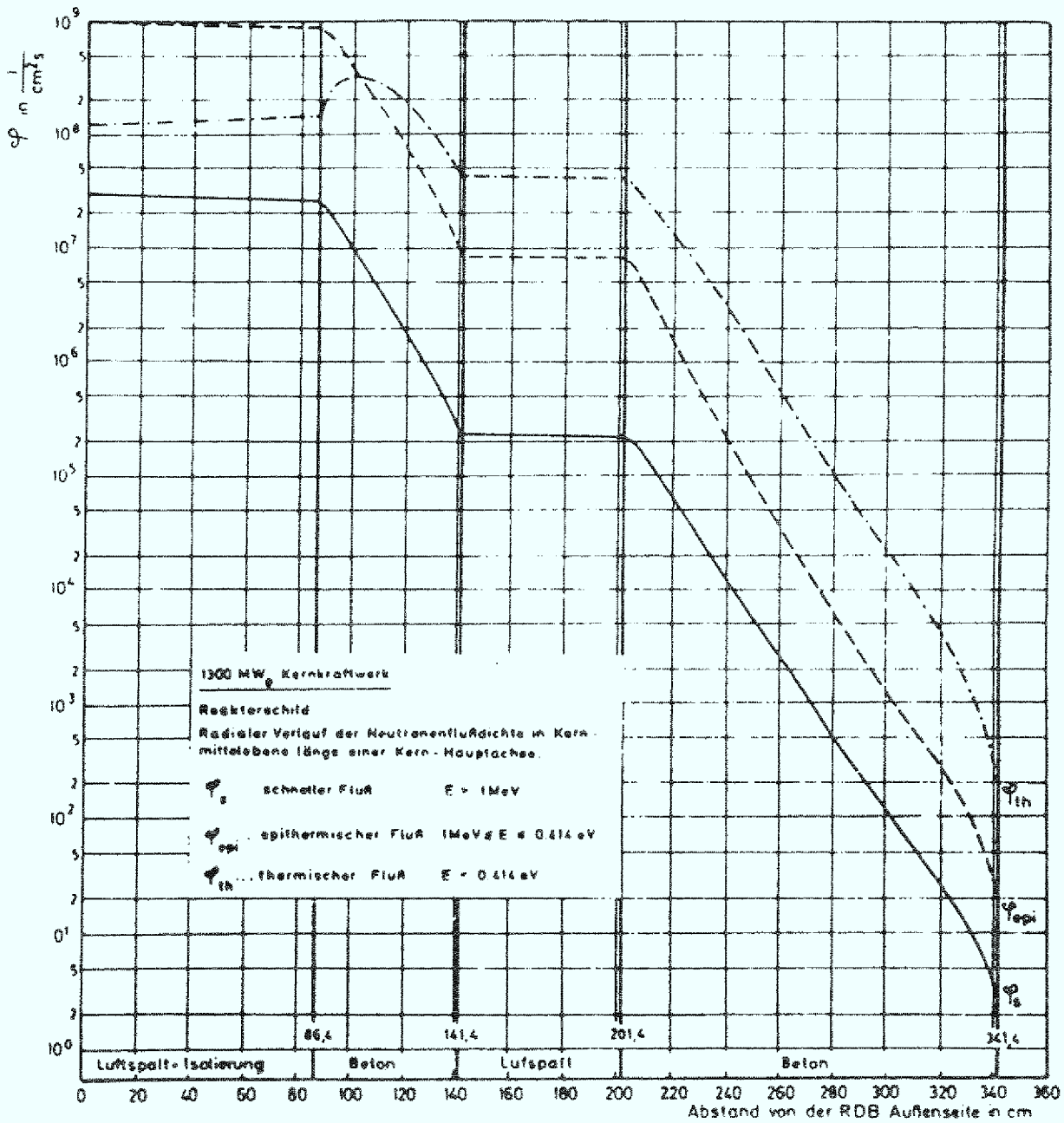


Abb. A.1 b: Radialer Verlauf des Neutronenflusses (drei Energiegruppen) in einem 1300 MW_e-Druckwasserreaktor (nach [Kr 81])

Komponente: Kernumfassung		Material : X 10 Cr Ni Nb 18 9		
		Dichte (g/cm ³): 7,96		
ϕ (1/cm ² s): 1,4 E 14		Masse (Mg) : 18,3		
Aktiviertes Nuklid	$\bar{\sigma}$ (barn)	Ausgangskonzentration des Mutternuklids (ppm)	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Gesamtaktivität (Bq)
Nb-94	0,95	8000	6,92 E 6	1,27 E 14
Co-60	6,66	800	3,60 E 9	3,59 E 16
Fe-55	0,19	39500	1,12 E 10	2,05 E 17
Mn-54	0,019	39500	1,12 E 9	2,05 E 16
Ni-59	0,46	68300	1,20 E 7	2,20 E 14
Ni-63	1,43	3590	1,23 E 9	2,25 E 16
C -14	9 E-5	11	22,9	4,19 E 8
			1,72 E 10	2,84 E 17

Tab. A.4 a: Daten zur Berechnung der Aktivierung der Kernumfassung und Ergebnisse

Komponente: Kernbehälter		Material : X 10 Cr Ni Nb 18 9		
		Dichte (g/cm ³): 7,96		
ϕ (1/cm ² s): 7 E 11		Masse (Mg) : 68,5		
Aktiviertes Nuklid	$\bar{\sigma}$ (barn)	Ausgangskonzentration des Mutternuklids (ppm)	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Gesamtaktivität (Bq)
Nb-94	0,53	8000	3,03 E 4	2,08 E 12
Co-60	5,63	800	3,09 E 7	2,12 E 15
Fe-55	0,25	39500	7,59 E 7	5,20 E 15
Mn-54	0,037	39500	1,16 E 7	7,95 E 14
Ni-59	0,52	68300	6,99 E 4	4,79 E 12
Ni-63	1,62	3590	7,69 E 6	5,27 E 14
C -14	1,29 E-4	11	0,16	1,10 E 7
			1,26 E 8	8,65 E 15

Tab. A.4 b: Daten zur Berechnung der Aktivierung des Kernbehälters und Ergebnisse

Komponente: RDB-Plattierung (Kernzone)		Material : X 10 Cr Ni Nb 19 9		
		Dichte (g/cm ³): 7,8		
ϕ (1/cm ² s): 1,8 E 10		Masse (Mg) : 3,5		
Aktiviertes Nuklid	$\bar{\sigma}$ (barn)	Ausgangskonzentration des Mutternuklids (ppm)	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Gesamtaktivität (Bq)
Nb-94	0,91	8000	912	3,19 E 9
Co-60	15,6	800	2,2 E 6	7,70 E 12
Fe-55	0,899	40000	7,05 E 6	2,47 E 13
Mn-54	0,011	40000	8,72 E 4	3,05 E 11
Ni-59	1,71	65000	5630	1,97 E 10
Ni-63	5,29	3500	6,3 E 5	2,20 E 12
			9,97 E 6	3,49 E 13

Tab. A.4 d: Daten zur Berechnung der Aktivierung der RDB-Plattierung und Ergebnisse

Komponente: Reaktordruckbehälter (Kernzone)		Material : 22 Ni Mo Cr 37		
		Dichte (g/cm³): 7,86		
ϕ (1/cm² s): 6,1 E 9		Masse (Mg) : 154		
Aktiviertes Nuklid	$\bar{\sigma}$ (barn)	Ausgangskonzentration des Mutternuklids (ppm)	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Gesamtaktivität (Bq)
Co-60	5,5	100	3,30 E 4	5,08 E 12
Fe-55	0,026	56260	9,80 E 4	1,51 E 13
Mn-54	0,011	56260	4,09 E 4	6,30 E 12
Ni-59	0,20	5640	19,36	2,98 E 9
Ni-63	0,61	310	2,18 E 3	3,36 E 11
			1,74 E 5	2,68 E 13

Tab. A.4 e: Daten zur Berechnung der Aktivierung des RDB und Ergebnisse

Komponente: Innenschild (Kernzone)		Material : Normalbeton		
		Dichte (g/cm ³): 2,3		
ϕ (1/cm ² s): 7,1 E 8		Masse (Mg) : 120		
Aktiviertes Nuklid	$\bar{\sigma}$ (barn)	Ausgangskonzentration des Mutternuklids (ppm)	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Gesamtaktivität (Bq)
Ar-39	1,41 E 2	12100	147,2	1,77 E 10
C -14	0,066	200	1,5	1,80 E 8
Eu-152	2591	0,5	2,93 E 3	3,52 E 11
Cs-134	7,46	10	236,7	2,84 E 10
			3315,4	3,98 E 11

Tab. A.4 f: Daten zur Berechnung der Aktivierung des Innenschildes und Ergebnisse

Komponente: Außenschild (die innersten 20 cm) (Kernzone)		Material : Beton		
		Dichte (g/cm³): 2,3		
ϕ (1/cm² s): 8 E 7		Masse (Mg) : 54,7		
Aktiviertes Nuklid	$\bar{\sigma}$ (barn)	Ausgangskonzentration des Mutternuklids (ppm)	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Gesamtaktivität (Bq)
Ar-39	1,25 E 2	12100	14,7	1,76 E 9
C -14	0,088	200	0,23	1,26 E 7
Eu-152	3443	0,5	439,7	2,41 E 10
Cs-134	9,92	10	35,5	1,94 E 9
			489,7	2,79 E 10

Tab. A.4 g: Daten zur Berechnung der Aktivierung des Außenschildes und Ergebnisse

Tab. A.5 faßt die Inventare der untersuchten Komponenten nuklidweise zusammen. Das so abgeschätzte, aktivierte Inventar des DWR, dessen prozentuale Verteilung auf die Komponenten in Tab. A.6 aufgelistet ist, bildet die Grundlage für die Bewertung der Gefährdung der Umgebung des Endlagers.

	C-14	Ar-39	Mn-54	Fe-55	Ni-59	Co-60	Ni-63	Nb-94	Cs-134	Eu-152
Kernumfassung	4,19E 8		2,05E16	2,05E17	2,2 E14	3,59E16	2,25E16	1,27E14		
Kernbehälter	1,1 E 7		7,95E14	5,2 E15	4,79E12	2,12E15	5,27E14	2,08E12		
Steuerstabführungsrohr (unteres Viertel)	2,48E 4		2,17E11	1,17E13	9,88E 9	3,62E12	1,16E12	1,46E 9		
RDB-Plattierung (Kernzone)			3,05E11	2,47E13	1,97E10	7,7 E12	2,2 E12	3,19E 9		
RDB (Kernzone)			6,3 E12	1,51E13	2,98E 9	5,08E12	3,36E11			
Innenschild (Kernzone)	1,8 E 8	1,77E10							2,84E10	3,52E11
Außenschild (innerste Schicht: 20 cm, Kernzone)	1,26E 7	1,76E 9							1,94E 9	2,41E10
	6,23E 8	1,95E10	2,13E16	2,10E17	2,25E14	3,80E16	2,30E16	1,29E14	3,03E10	3,76E11

Tab. A.5: Berechnete Aktivität relevanter Aktivierungsprodukte in Bq in Komponenten und Strukturen eines 1300 MW_e-Druckwasserreaktors

Komponente	Spezifische Aktivität (Bq/g)	Aktivitätsinventar (Bq)	Prozentualer Anteil am Gesamtinventar
Kernumfassung	1,72 E 10	2,84 E 17	97,028
Kernbehälter	1,26 E 8	8,65 E 15	2,95
RDB-Plattierung (Kernzone)	9,97 E 6	3,49 E 13	1,1 E-2
RDB (Kernzone)	1,75 E 5	2,68 E 13	9 E-3
Steuerstabführungsrohr (unteres Viertel)	5,49 E 6	1,67 E 13	6 E-3
Innenschild (Kernzone)	3,32 E 3	3,98 E 11	1,36 E-4
Außenschild innen (Höhe Kernzone - Dicke: 20 cm)	4,90 E 2	2,79 E 10	9,53 E-6
		2,927 E17	

Tab. A.6: Spezifische Aktivität, Aktivität und prozentualer Anteil am gesamten aktivierten Inventar in Komponenten und Strukturen eines 1300 MW_e-Druckwasserreaktors

A.4 Vergleich mit dem Siedewasserreaktor

Für einen SWR wird man wegen der Ähnlichkeit der eingesetzten Werkstoffe und, bei Reaktoren gleicher Leistung, der größenordnungsmäßigen Übereinstimmung des Neutronenflusses in den Bereichen hoher Aktivierung keine qualitativen Unterschiede im aktivierten Inventar zu einem DWR erwarten können. Dies wird durch das in [Ge 82] zugrundegelegte Inventar eines 1300 MW_e-SWR (Tab. A.7) bestätigt. Die dort unterstellte Betriebszeit beträgt indes nur 25 Jahre. Für einen direkten Vergleich mit den in der vorliegenden Arbeit durchgeführten Rechnungen (32 Jahre effektive Betriebszeit) hätte man die Aktivität der längerlebigen Nuklide um etwa 30 % zu erhöhen. Da Korrekturen in dieser Größenordnung für die später angestellten Betrachtungen fast bedeutungslos sind, wurde davon abgesehen.

Die Nuklide Nb-94 und Eu-152 werden in [Ge 82] nicht quantifiziert. Insbesondere das längerlebige Nb-94 sollte jedoch bei Sicherheitsbetrachtungen für ein Endlager in keinem Falle fehlen. Es wird in der vorliegenden Arbeit angemessen berücksichtigt.

Nuklid	Aktiviertes Inventar (Bq)	
	DWR	SWR
C-14	6,23 E 8	1,85 E 9
Ar-39	1,95 E 10	7,38 E 9
Mn-54	2,13 E 16	4,66 E 16
Fe-55	2,10 E 17	7,38 E 17
Ni-59	2,25 E 14	4,66 E 14
Co-60	3,80 E 16	2,33 E 17
Ni-63	2,30 E 16	5,86 E 16
Nb-94	1,29 E 14	n.b.
Cs-134	3,03 E 10	n.b.
Eu-152	3,76 E 11	n.b.

n.b.: nicht berechnet

Tab. A.7: Aktiviertes Inventar eines Druckwasserreaktors (1300 MW_e, 32 Jahre effektive Betriebszeit, vorliegende Arbeit) und eines Siedewasserreaktors (1300 MW_e, 25 Jahre effektive Betriebszeit [Ge 82])

Anhang B Geohydrologische Grundlagen

Wasserhaltige Bodenformationen stellen bei grober Betrachtung ein Gemisch aus drei Phasen dar: Boden, Luft und Wasser.

Bei Wirkung äußerer Kräfte kommt es zu einer Bewegung des Wassers durch Poren oder Klüfte des Bodens, die wegen der komplizierten Geometrie zu einem praktisch nicht vorhersagbaren Geschwindigkeitsfeld in der Flüssigkeit führt. Wenn man jedoch dieses Feld über ein Volumen mittelt, erhält man auf einer vergrößerten Skala ein mittleres Geschwindigkeitsfeld, dessen Verhalten eine vereinfachte Beschreibung zuläßt. Diese Prozedur zur Begründung der geohydrologischen Gleichungen findet man ausführlich bei Harada et al. [Ha 80], die Vorschläge dieser Mittelungsprozedur gehen zurück auf Whitaker [Wh 69] und Slattery [Sl 72]. Dabei ist zu unterscheiden zwischen der mittleren Geschwindigkeit in den Poren, der Porengeschwindigkeit (oder Abstandsgeschwindigkeit)

$$\underline{v}(\underline{r}, t)$$

und der Darcygeschwindigkeit (oder Filtergeschwindigkeit)

$$\underline{v}_D(\underline{r}, t)$$

welche das eine Einheitsfläche in der Sekunde durchsetzende Wasservolumen angibt.

Den Zusammenhang stellt die Porosität ϵ , das Verhältnis des Porenvolumens zum gesamten Volumen, her.

$$\underline{v}_D = \epsilon \underline{v} \quad (B.1)$$

Streng gilt dieser Zusammenhang nur, wenn das gesamte Porenvolumen für die Flüssigkeit erreichbar ist. Im Falle der Existenz abgeschlossener Poren ist ϵ durch die effektive Porosität, welche den Bruchteil des zugänglichen Porenvolumens angibt, zu ersetzen.

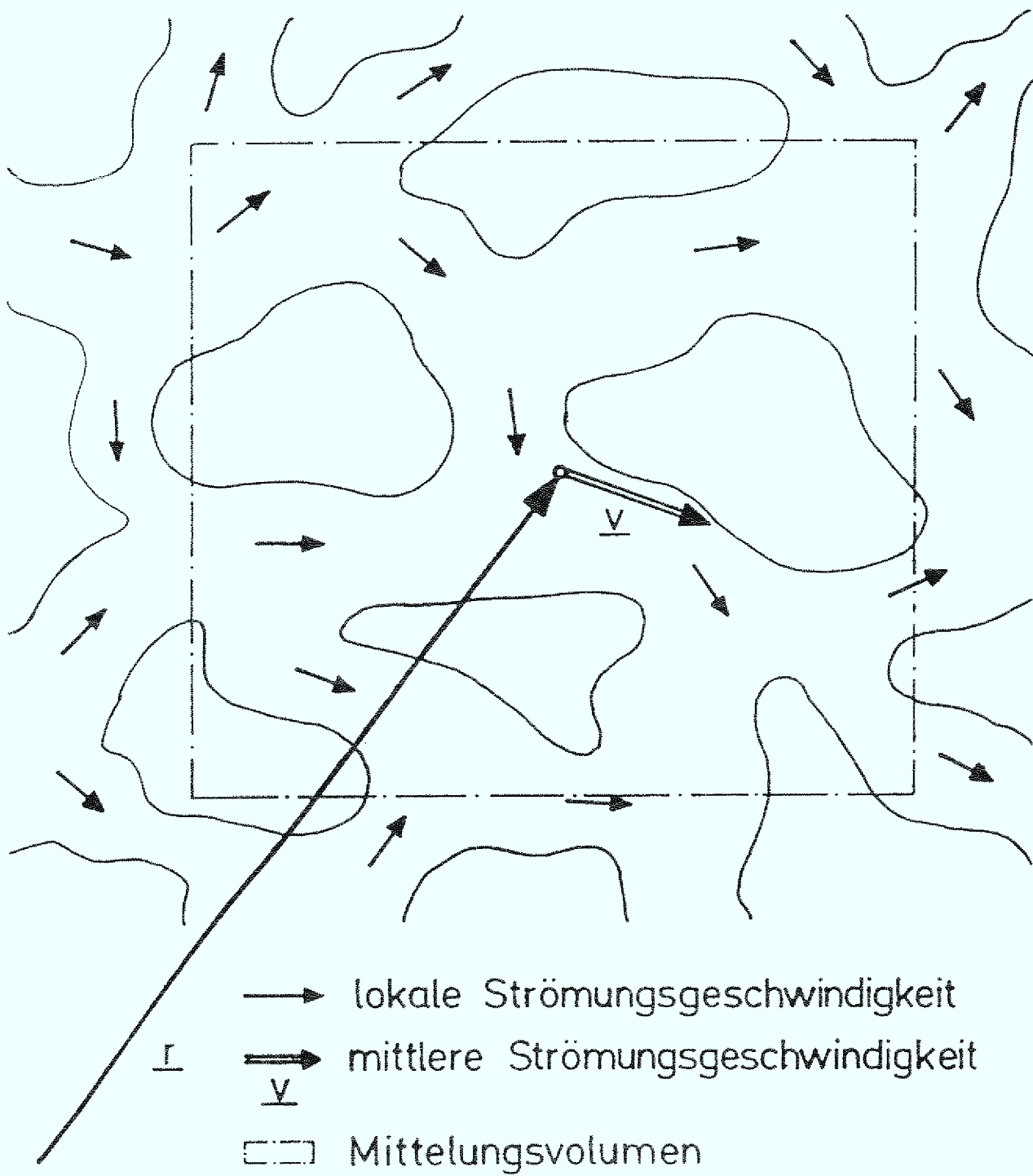


Abb. B.1: Lokales Strömungsfeld in den Bodenporen und mittlere Strömungsgeschwindigkeit

Ein mit dem Wasser transportierter Stoff kann auf verschiedene Weisen gekennzeichnet werden. Im folgenden bedeutet $n(\underline{r},t)$ die Anzahl von Teilchen einer Spezies pro cm^3 Wasser. Offensichtlich ist $\rho(\underline{r},t) = m \cdot n(\underline{r},t)$ die Masse des Radionuklids oder einer Verbindung pro cm^3 Wasser, falls m die Masse eines Teilchens ist.

Durch Multiplikation mit der Zerfallskonstanten des Radionuklids erhält man die Aktivitätskonzentration

$$C_v(\underline{r},t) = \lambda n(\underline{r},t) . \quad (\text{B.2})$$

In erster Linie ist die spezifische Aktivität in der Wasserphase von Interesse. Mit der Dichte des Wassers ρ_w berechnet man diese gemäß

$$C(\underline{r},t) = \lambda n(\underline{r},t) / \rho_w . \quad (\text{B.3})$$

Im folgenden werden die Prozesse erläutert, welche den raumzeitlichen Verlauf der spezifischen Aktivität bestimmen.

Dabei ist zu unterscheiden zwischen Transportmechanismen und lokalen Erzeugungs- und Vernichtungsvorgängen.

Die beschreibende Größe für Transportvorgänge zwischen benachbarten Volumenelementen ist die Stromdichte $\underline{j}(\underline{r},t)$. Wenn dF ein Flächenelement mit der Normalen $\hat{n}$ ist, so gibt $dF \underline{j}(\underline{r},t) \cdot \hat{n}$ die Zahl der Teilchen an, welche pro Zeiteinheit durch dF hindurchtreten.

Aus Gründen der Übersichtlichkeit wird die explizite Bezeichnung der Orts- und Zeitvariablen unterdrückt, wenn Mißverständnisse nicht zu befürchten sind.

Die Strömung oder Konvektion des Wassers geht einher mit einer Stromdichte des Kontaminanten von

$$\underline{j}_K = n \cdot \underline{v} \quad (\text{B.4})$$

Auch in einer ruhenden Flüssigkeit kommt es infolge von Konzentrationsunterschieden durch die thermische Bewegung der Schadstoffmoleküle zu Transportvorgängen, denen das Fick'sche Gesetz die Stromdichte

$$\underline{J}_{DF} = - D_M \underline{\nabla} n \quad (B.5)$$

zuordnet. D_M heißt molekularer Diffusionskoeffizient.

Der dritte Mechanismus ist charakteristisch für ein poröses Medium. Abb. B.2 zeigt das Schema eines Fließvorgangs durch Poren nach [Sc 79]. Durch die Verzweigungsprozesse der Stromfäden an den Knotenpunkten kommt es zu einer Ausbreitung senkrecht zur

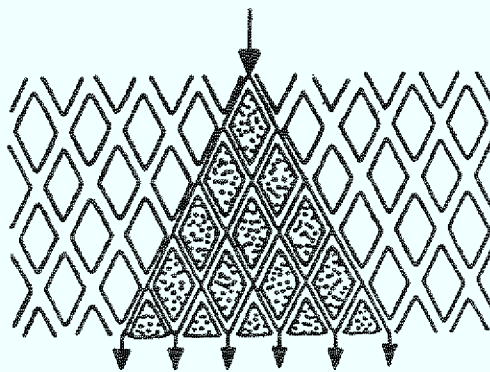


Abb. B.2: Schematische Darstellung des Mechanismus der transversalen Dispersion

Strömungsrichtung. Hier wurde jedoch ein sehr vereinfachtes Strömungsfeld unterstellt. Tatsächlich hat man auch kompliziertere Vorgänge, wie den in Abb. B.3 angedeuteten, zu berücksichtigen.

Man macht sich leicht klar, daß es auf solche Weise auch zu einer Verbreiterung eines Kontaminationspeaks in Strömungsrichtung kommen kann. Diese Prozesse der Dispersion haben mit der molekularen Diffusion gemeinsam, daß sie sich im Falle einer räumlich konstanten Dichte n nicht bemerkbar machen.

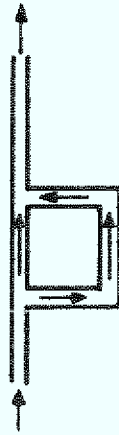


Abb. B.3: Schematische Darstellung des Mechanismus der longitudinalen Dispersion

In der Literatur [Be 72] findet sich folgender Ansatz, der vielfach übernommen wurde ([Ge 82], [Ha 80], [Pi 80], [Tr 78]).

$$\underline{j}_{DP} = - \underline{\tilde{D}} \cdot \underline{\nabla} n \quad (B.6)$$

$\underline{\tilde{D}}$ heißt Dispersionstensor. Seine Komponenten sind geschwindigkeitsabhängig.

$$(\underline{\tilde{D}})_{i,j} = a_T v \delta_{ij} + (a_L - a_T) \frac{v_i v_j}{v} \quad (B.7)$$

a_L , a_T heißen longitudinale bzw. transversale Dispersivität.

Die Bedeutung dieser Größen wird klar, wenn man $(\underline{\nabla} n)$ in Komponenten $(\underline{\nabla} n)_{||}$ parallel und $(\underline{\nabla} n)_{\perp}$ senkrecht zu $\underline{v}$ zerlegt. Dabei sei $\underline{v} = (v, 0, 0)$. Damit wird

$$\underline{\tilde{D}} = \begin{pmatrix} a_L v & 0 & 0 \\ 0 & a_T v & 0 \\ 0 & 0 & a_T v \end{pmatrix} \quad (B.8)$$

$$\begin{aligned} \underline{j}_{DP} &= - v \left(a_L \frac{\partial n}{\partial x}, a_T \frac{\partial n}{\partial y}, a_T \frac{\partial n}{\partial z} \right) \\ &= - v a_L (\underline{\nabla} n)_{||} + - v a_T (\underline{\nabla} n)_{\perp} \end{aligned} \quad (B.9)$$

Im Falle $a_L \neq a_T$ sind also in dem porösen Medium nicht mehr alle Richtungen gleichwertig, es ist anisotrop. Dies ist eine Folge

der Auszeichnung einer Richtung durch die Strömungsgeschwindigkeit.

Faßt man die Mechanismen der Konvektion, der molekularen Diffusion und der Dispersion zusammen, so ergibt sich für die Stromdichte

$$\underline{j} = n \underline{v} - \left(\underline{\tilde{D}} + D_M \cdot \underline{11} \right) \underline{\nabla} n \quad (\text{B.10})$$

Man bezeichnet auch

$$\underline{\tilde{D}} + D_M \cdot \underline{11} = \underline{D} \quad (\text{B.11})$$

als hydrodynamischen Diffusions-Dispersionstensor, der einen anisotropen Diffusionsvorgang beschreibt.

Die Konzentration kann sich lokal auch ohne Transport ändern. Im Fall von Radionukliden geschieht dies durch den radioaktiven Zerfall. Die zugehörige Zerfallsrate pro cm^3 Wasser ist bekanntlich

$$r_{\text{RZ}} = +\lambda n \quad (\text{B.12})$$

Der Boden ist in der Lage, im Wasser gelöste Stoffe der wässrigen Phase zu entziehen und auf seiner Oberfläche anzulagern (Adsorption). Der umgekehrte Prozeß der Desorption ist ebenfalls möglich und so kommt es in einem mit Wasser gesättigten Boden irgendwann zu einem Gleichgewicht, bei welchem der gelöste Stoff, im vorliegenden Fall ein Radionuklid, in bestimmter Weise auf die beiden Phasen verteilt ist. Die Menge des adsorbierten Anteils wird üblicherweise als Verhältnis q der adsorbierten Radionuklidmasse zur Bodenmasse angegeben. Der Verteilungskoeffizient K_d gibt den Gleichgewichtswert

$$K_d = \frac{q}{p} \quad (\text{B.13})$$

an, wobei p die Konzentration in g/ml im Wasser ist.

Weicht der Quotient q/p von diesem Wert ab, kommt es zu einer endlichen Adsorptionsrate r_{AD} .

Die zeitliche Änderung der Radionuklidkonzentration an einem festen Ort ist für ein quellfreies Medium die Summe aus der negativen Quellstärke der Stromdichte und den lokalen Erzeugungsraten.

$$\begin{aligned} \frac{\partial n(r,t)}{\partial t} &= \dot{n} = - \operatorname{div} \underline{j} - r_{RZ} + r_{AD} \\ &= - \operatorname{div}(n\underline{v} - \underline{D} \cdot \underline{\nabla} n) - \lambda n + r_{AD} \end{aligned} \quad (\text{B.14})$$

ρ_B sei die Dichte des Bodens. Dann ist $\rho_B q/m$ die Anzahl der pro cm^3 Boden absorbierten Atome. Entsprechend wird die zeitliche Änderung der Teilchenzahl im Volumen des Feststoffanteils

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho_B q/m) = -\lambda (\rho_B q/m) - \hat{\varepsilon}^{-1} \cdot r_{AD} \quad (\text{B.15})$$

gegeben. $\hat{\varepsilon}^{-1}$ ist das Volumenverhältnis Wasser/Boden. Mit der oben eingeführten Porosität ε gilt

$$\hat{\varepsilon} = \frac{1-\varepsilon}{\varepsilon} \quad (\text{B.16})$$

$\hat{\varepsilon}$ heißt Porenziffer.

Durch geeignete Zusammenfassung der Gleichungen (B.14) und (B.15) ergibt sich

$$\frac{\partial}{\partial t} (n + \hat{\varepsilon} \rho_B q/m) = -\lambda (n + \hat{\varepsilon} \rho_B q/m) - \operatorname{div} (n\underline{v} - \underline{D} \cdot \underline{\nabla} n) \quad (\text{B.17})$$

Die Größe der Komponenten von $\underline{v}$ und $\underline{D}$ bestimmen die Ausbreitungsgeschwindigkeit des Nuklids. Sind diese Vorgänge sehr langsam gegen die typischen Einstellzeiten des Adsorptionsgleichgewichts, besteht angenähert jederzeit Adsorptionsgleichgewicht [Be 72].

$$q \rho_B / m = K_d \frac{\rho}{m} \rho_B = K_d n \rho_B \quad (\text{B.18})$$

Unter diesen Annahmen ergibt sich, wenn man sich auf den Fall räumlich konstanter Größen $\underline{v}$, $\underline{D}$, ε , ρ_B und K_d beschränken und weiter fordern, daß diese von q und n nicht ab-

hängen.

$$(1+K_d \rho_B \hat{\epsilon}) \dot{n} = \underline{\underline{v}} (\underline{\underline{D}} \underline{\underline{\nabla}} n) - \underline{\underline{v}} \cdot \underline{\underline{\nabla}} n - \lambda n (1+K_d \rho_B \hat{\epsilon}) \quad (\text{B.19})$$

Die Radionuklide bewegen sich im Wasser unter dem Einfluß der Adsorption mit einer effektiven Geschwindigkeit und einem effektiven Diffusionstensor

$$\underline{\underline{\hat{D}}} = \frac{1}{1 + K_d \rho_B \hat{\epsilon}} \underline{\underline{D}} \quad \underline{\underline{\hat{v}}} = \frac{1}{1 + K_d \rho_B \hat{\epsilon}} \underline{\underline{v}} \quad (\text{B.20})$$

(m = Masse des Radionuklids; n m = ρ)

Bei gegebenen Rand- oder Anfangsbedingungen ergibt sich die raumzeitliche Verteilung der Radionuklidkonzentration aus

$$\dot{n} = \underline{\underline{v}} (\underline{\underline{\hat{D}}} \underline{\underline{\nabla}} n) - \underline{\underline{\hat{v}}} \underline{\underline{\nabla}} n - \lambda n \quad (\text{B.21})$$

Geht man aus von der Annahme des Adsorptionsgleichgewichts, also einer der wesentlichen Voraussetzungen für die Gültigkeit von (B.21), so ist diese auf die Anfangsverteilung zu übertragen.

Bringt man in ein Volumen V des Systems Boden - Wasser N_G Radionuklide ein, so verteilen sich diese nach

$$K_d = q/\rho \quad (\text{B.22})$$

auf das Wasservolumen ϵV und den festen Bestandteil des Bodens $(1-\epsilon)V$.

$$\rho = m \frac{N_w}{\epsilon V} = \frac{1}{K_d} \frac{m \cdot N_B}{(1-\epsilon)V \rho_B} \quad (\text{B.23})$$

$$N_w + N_B = N_G \quad (\text{B.24})$$

Gleichung (B.23) besagt

$$N_w \frac{1-\epsilon}{\epsilon} K_d \rho_B = N_B \quad (\text{B.25})$$

oder

$$N_w = \frac{N_G}{1 + \frac{1-\varepsilon}{\varepsilon} K_d \rho_B} \quad (\text{B.26})$$

Bei der Interpretation der Rechenergebnisse ist konsequenterweise zu beachten, daß die durch $n(\underline{r}, t)$ beschriebene Verteilung der Radionuklide im Grundwasser von einer im Boden adsorbierten Schadstoffmenge begleitet wird. Die Größe R

$$R = 1 + \hat{\varepsilon} \rho_B K_d \quad (\text{B.27})$$

heißt der Rückhaltefaktor. Er ist ein Maß für die Sorptionsfähigkeit des Bodens. Nach (B.26) gibt R^{-1} den Bruchteil der Nuklide in der Bodenwasserphase an. Die Gl. (B.20) zeigt, daß dies mit einer entsprechenden Verlangsamung der Transportvorgänge einhergeht.

Für Sicherheitsanalysen bedeutsam ist der Umstand, daß durch den verzögerten Transport der radioaktive Zerfall die Aktivitätskonzentrationen im Wasser unter Umständen beachtlich reduzieren kann [SC 79].

Die Gl. (B.21) reduziert sich im eindimensionalen Fall auf

$$\dot{n} = \hat{D} \frac{\partial^2}{\partial x^2} n - \hat{v} \frac{\partial}{\partial x} n - \lambda n \quad (\text{B.28})$$

Diese Gleichung hat die Grundlösung oder Green'sche Funktion [Ha 80].

$$n_G(x, t) = \frac{1}{\sqrt{4\pi\hat{D}t}} \exp \left\{ - (x - \hat{v}t)^2 / 4\hat{D}t - \lambda t \right\} \quad (\text{B.29})$$

$$n_G(x, 0) = \delta(x) \quad (\text{B.30})$$

Daraus läßt sich durch lineare Überlagerung die Lösung zu einer gegebenen Anfangsverteilung $n(x, 0)$ gewinnen.

$$\begin{aligned}
 n(x,t) &= \int_{-\infty}^{+\infty} dx' n(x',0) n_G(x-x',t) \\
 &= \int_{-\infty}^{+\infty} dx' n(x',0) \frac{1}{\sqrt{4\pi\hat{D}t}} \exp \{-\lambda t - (x-x'-\hat{v}t)^2/4\hat{D}t\}
 \end{aligned}
 \tag{B.31}$$

Bei der Herleitung von (B.21) wurden die gemachten Voraussetzungen sehr kurz angesprochen. Einige wichtige Punkte sollen nun ausführlicher erläutert werden.

Die Betrachtungen bleiben zunächst auf eine Veränderliche, die Nuklidkonzentration eines Isotops, beschränkt. Eine genauere Rechnung muß weitere thermodynamische und geochemische Variablen berücksichtigen, etwa Temperatur, Druck, Geschwindigkeitsfeld und Konzentration weiterer Substanzen sowie die Möglichkeit räumlicher und zeitlicher Inhomogenitäten. Man gelangt so zu Sätzen von gekoppelten partiellen Differentialgleichungen, deren Lösung nur noch mit großem numerischen Aufwand möglich ist ([Be 72], [Bü 79], [Ha 80]).

Am Beispiel einiger empirischer Befunde soll der Grad der gemachten Vereinfachungen verdeutlicht werden. Der Verteilungskoeffizient hängt von zahlreichen anderen Variablen ab, unter anderem von der inneren Oberfläche des Feststoffes, dem pH-Wert, der Konzentration des adsorbierten Elements, der Fremdionenkonzentration in der Lösung und der Temperatur. Die Abb. B.4 zeigt die Abhängigkeit des Verteilungskoeffizienten für Strontium und Cäsium von der Konzentration des adsorbierten Elements in der Lösung. In Abb. B.5 ist die Abhängigkeit des K_d -Werts vom pH-Wert für drei Bodenarten dargestellt. Bei einer solchen Nichtlinearität würde die lineare Überlagerung in Gl. (B.31) nicht korrekt sein.

Theoretische Ansätze für nichtlineare Adsorptionsisothermen sind [Gu 74] die Freundlich-Isotherme

$$q = a_1 \cdot c^k \quad (B.32)$$

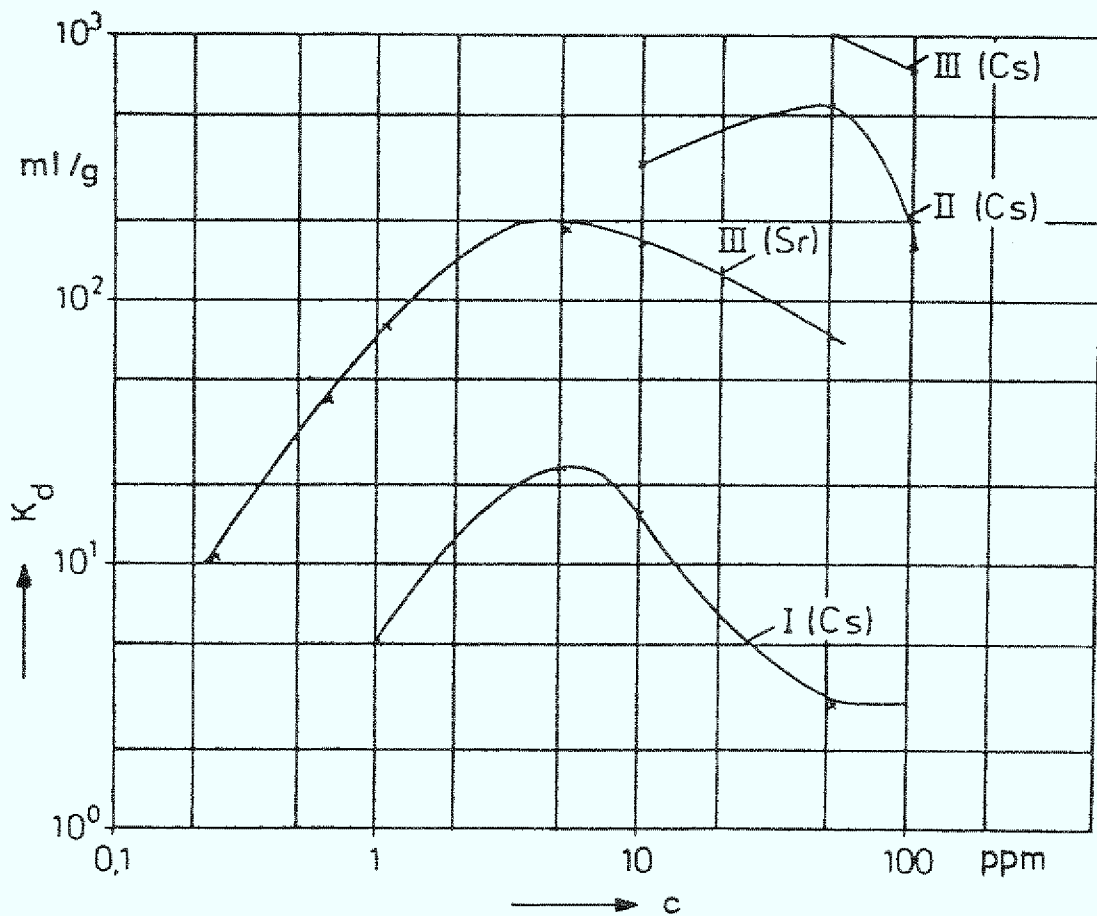


Abb. B.4: Verteilungskoeffizient als Funktion der Konzentration des adsorbierten Elements in der Wasserphase für verschiedene Böden nach [Sc 79]
(I: Sandboden; II, III: tonige Böden)

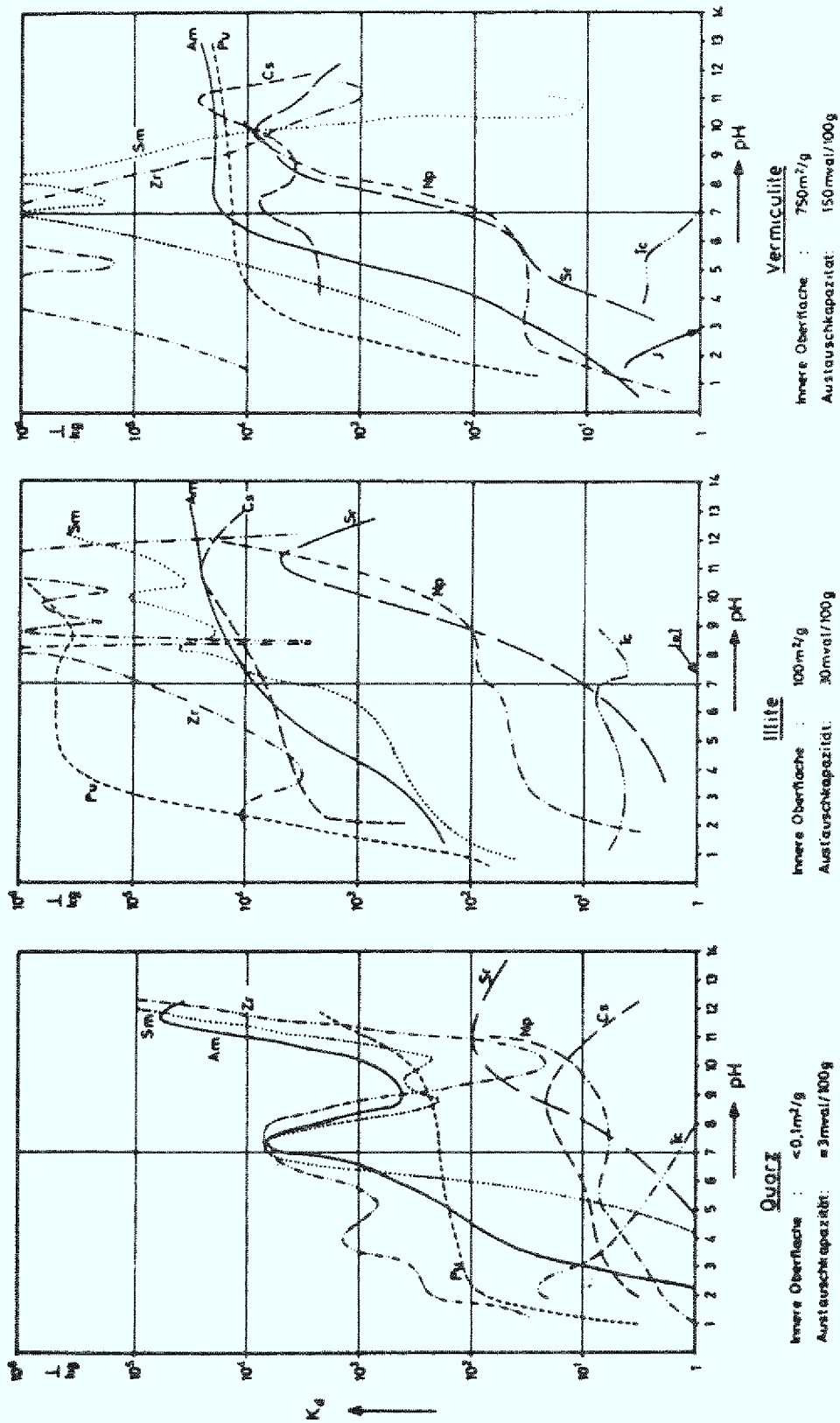


Abb. B.5: Verteilungskoeffizienten für verschiedene Elemente und Mineralien in Abhängigkeit vom pH-Wert nach [Ro 79], siehe [Bo 82]

oder nach Langmuir [Sc 79]

$$q = \frac{a_2}{1 + a_3 \rho} \quad \rho \quad (B.33)$$

Ebenso finden sich andere Hypothesen für die Geschwindigkeitsabhängigkeit der Dispersionsgrößen [Sc 81], [Ba 67], etwa für Koeffizienten der longitudinalen Dispersion

$$\log \tilde{D}_L = \log v - 1 \quad (B.34)$$

Noch weiter von den getroffenen Annahmen entfernt ist eine Situation, in welcher es durch Einbau der Radionuklide in Komplexverbindungen zur Mobilisierung der Nuklide kommen kann [Me 78], d.h. es wird gar nicht mehr adsorbiert.

Dennoch kann eine vereinfachte Modellrechnung auf der Basis von Gl. (B.21) für Mittelwerte recht gute Ergebnisse liefern. Sie hat den unbestreitbaren Vorteil der leichteren Handhabbarkeit. Die Konsequenzen der gemachten Vereinfachungen lassen sich durch Parametervariation auffangen.

Alle Parametersätze führen zu Ergebnissen, deren Gesamtheit einen Bereich umfaßt, in dem der korrekte Wert liegt, falls die gemachten Änderungen der Parameter den Vereinfachungen sinnvoll Rechnung tragen.

So kann man sicher zu einer Abschätzung der Größenordnung der Gefährdung der Biosphäre durch ein Endlager gelangen. Eine Einstufung der Nuklide nach ihrer Gefährlichkeit ist ebenfalls möglich. Darüber hinaus kann eine Bewertung der Eingangsgrößen nach der entsprechenden Sensitivität des Endergebnisses vorgenommen werden.

C.2 Wahl der Modellparameter und Ergebnisse

Mit (C.6) steht ein expliziter Ausdruck zur Ermittlung der Radionuklidkonzentration entlang des Transportweges und zu allen Zeiten $t \geq 0$ zur Verfügung.

Daten zur Diffusionsrechnung für die Gegebenheiten in der Grube "Konrad" sind in [Ge 82] gestellt, s. Tab. C.1:

Porosität	ϵ	0.2	
Dichte des Verfüllmaterials	ρ_B	2.04 g/cm ³	
Dichte des Wassers	ρ_W	1.12 g/cm ³	
Lagerausdehnung	L_E	500	m
Entfernung Lager - Schacht	L_{ST}	500	m
Schachtlänge	L_S	1200	m
Schachtquerschnitt	F	40	m ²
Molekulare Diffusionskonst.	D_M	$5 \cdot 10^{-3}$	m ² /a
Auslaugzeit	T	100	a

Tab. C.1: Festlegung von Parametern des Modells für die weiteren Rechnungen

Die Festlegung einiger weiterer, sehr wichtiger Größen auf einen festen Zahlenwert erscheint angesichts großer Vorhersage-
ungewißheiten nicht zweckmäßig. Stattdessen wird mit zwei Parametersätzen (Tab. C.2) die Konzentrationsverteilung berechnet. Der erste Satz (Index 1) ist sehr konservativ gewählt, der zweite (Index 2) enthält realistischere Werte, welche aber immer noch - in Verbindung mit dem Ausbreitungsmodell (C.6) - das Gefährdungspotential für die Biosphäre eher überschätzen.

Verteilungskoeffizient	K_{d1}	K_{d2}
Inventar	$A_1 = A_G$	$A_2 = A_G/100$
Entnahmeort	$x_1 = 1300 \text{ m}$	$x_2 = 1700 \text{ m}$
Darcygeschwindigkeit	$v_{D1} = 1 \text{ m/a}$	$v_{D2} = 0.1 \text{ m/a}$
Dispersivität	$a_{L1} = 1 \text{ m}$	$a_{L2} = 10 \text{ m}$

Tab. C.2: Festlegung von Parametern (2 Sätze) für die weiteren Rechnungen
(K_{d1} , K_{d2} , A_G siehe Tab. C.3)

Die Annahme, daß das gesamte Inventar A_G während des Störfalls ausgelaugt und schachtaufwärts transportiert wird, ist mit Sicherheit pessimistisch. Fast das gesamte Inventar (vgl. Anhang A) ist fester Bestandteil von Edelstahlkomponenten, die gegen Auslaugung bzw. Korrosion sehr resistent sind. Da bei den Demontearbeiten jedoch ein bestimmter Teil dieses Abfalls, nach Angaben über Fugenbreiten [Ma 80] rund 1 %, als Fugenmaterial anfällt, welches als leichter auslaugbar angesehen werden muß, erscheint der Wert $A_G/100$ in Parametersatz 2 (Tab. C.2) gerechtfertigt. Der angesetzte Variationsbereich des Entnahmeorts, d.h. des Kontaktpunktes mit dem Grundwasser, entspricht der Ungewißheit über die Anordnung der Gebinde in dem ausgedehnten Grubenbereich und über den Ort des angenommenen Kontaktes mit dem Grundwasser (vgl. Abb.5.1). Die angesetzten Werte für die Darcygeschwindigkeiten und Dispersivitäten entsprechen typischen Werten für Tiefengewässer [Ge 82].

Die nuklidspezifisch gewählten Werte für K_{d1} und K_{d2} sind in Tab. C.3 aufgeführt. Die Daten stammen aus der Literatur [Ge 82], [Sc 79], [Oz 81]. Generell ist die Vorhersage von K_d -Werten für Feldsituationen aus Labormessungen ebenso problematisch wie die Übertragbarkeit von einer Feldsituation auf eine andere. Da jedoch bei Schließung des Endlagerbergwerks die Möglichkeit einer geeigneten Schachtverfüllung besteht, sollten für die kritischen Nuklide höhere Werte erreichbar sein.

Die Rechnungen wurden für jedes Nuklid getrennt durchgeführt. Dabei wurde zunächst ein für alle Nuklide gleiches Inventar A_G von 10^{21} Bq angesetzt. Bereits die in Tab. C.4 angegebenen Werte der Konzentrationsmaxima zeigen, daß die Nuklide Mn-54, Fe-55, Co-60, Cs-134 und Eu-152 keine Gefährdung der Umgebung bewirken, da die angenommene Aktivität A_G so gewählt ist, daß sie über der Gesamtaktivität jedes einzelnen Nuklids liegt, selbst wenn man von 20 eingelagerten LWR ausgeht (vgl. Tab. A.6 und Tab. 4.4). Zum Vergleich kann die maximal zulässige Konzentration im Wasser (MZK-Wert) des Sr-90, eines besonders radiotoxischen Nuklids, herangezogen werden. Sie beträgt $7,84 \text{ E-4 Bq/g}$.

Nuklid	K_{d1} (cm ³ /g)	K_{d2} (cm ³ /g)
Mn-54	1	6
Fe-55	8	80
Ni-59	5	50
Co-60	50	500
Ni-63	5	50
Nb-94	1000	10000
Cs-134	1	10
Cs-137	1	10
Eu-152	5	50

Tab. C.3: Nuklidspezifische K_d -Werte für die weiteren Rechnungen ($A_G = 10^{21}$ Bq)

Die ermittelten Ergebnisse würden es erlauben, bereits jetzt die Nuklide Ni-63, Nb-94 und Cs-137 außer acht zu lassen. Da ein echter Vergleich des Gefährdungspotentials der verschiedenen Nuklide erst auf der Basis einer radioökologischen Analyse ihrer Wirkung in der Biosphäre möglich ist, werden diese Nuklide in der Betrachtung belassen.

Nuklid	T_m (a)	C_m (Bq/kg)
Mn-54	920	3,7 E-450
Fe-55	4500	1,4 E-785
Ni-59	12200	4,6 E 12
Co-60	16120	7,7 E-1581
Ni-63	9900	7,1 E-20
Nb-94	1920000	1,9 E-21
Cs-134	1280	2,5 E-230
Cs-137	2240	5,7 E-11
Eu-152	6310	1,5 E-173

T_m : Zeitpunkt des Maximums der spezifischen Aktivität
am Entnahmeort

C_m : Maximalwert der spezifischen Aktivität

A_G : 1 E 21 Bq

Tab. C.4: Konzentrationsmaxima am Entnahmeort (Parametersatz 1)
für ein eingelagertes Aktivitätsinventar von 1 E 21 Bq

In jedem Fall zeichnet sich Ni-59 bereits jetzt als das kritische Nuklid ab.

Die Tab.C.5 zeigt für vier Nuklide die Auswirkungen des Übergangs vom Parametersatz 1 auf den Parametersatz 2 auf die Konzentrationsmaxima. Durch die realistischere Einschätzung, insbesondere der sensitiven Größen K_d und Darcygeschwindigkeit, ergeben sich deutlich niedrigere Konzentrationswerte.

Nuklid	C_{m2} / C_{m1}
Ni-59	6 E - 8
Ni-63	< 1 E -30
Nb-94	< 1 E -30
Cs-137	< 1 E -30

Tab. C.5: Verhältnis der Maximalkonzentration für vier relevante Nuklide für die Parametersätze 1 und 2 (siehe Tab. C.2)

Die Abbildungen C.2 bis C.5 schließlich zeigen die Konzentrationsverläufe am Entnahmeort, welche - wie auch die Konzentrationsmaxima - nach Gleichung (C.7) berechnet wurden.

Die Nuklide Ar-39 und C-14 wurden wegen ihres geringen Anteils am Gesamtinventar nicht berücksichtigt (vergl. Abb. 2.5 und Abb. 2.6).

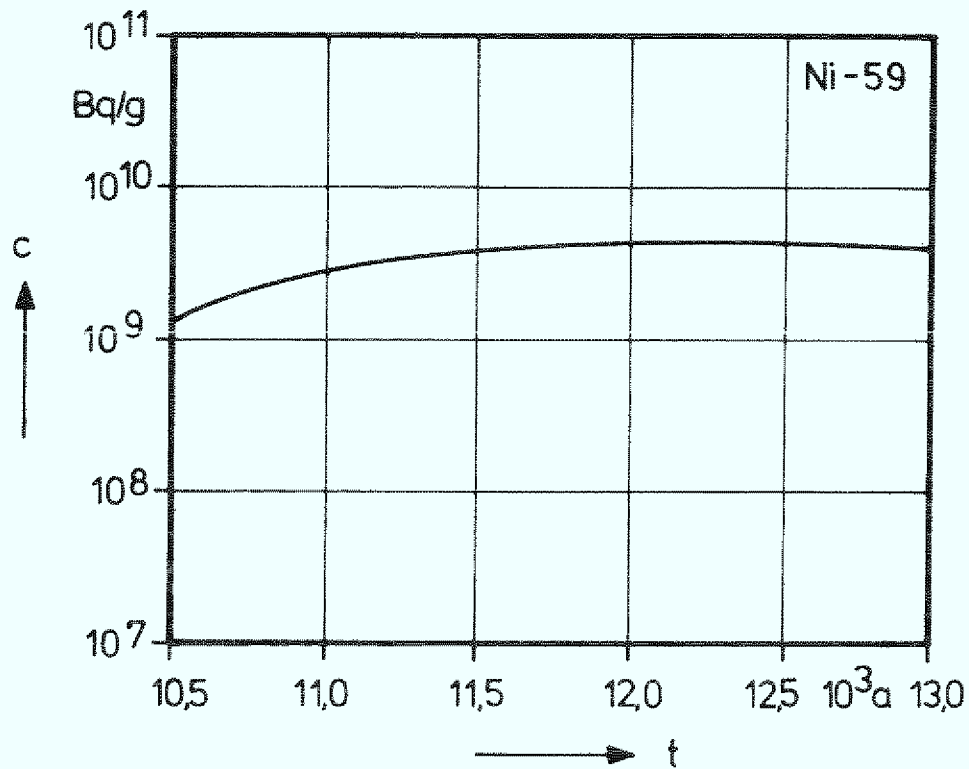


Abb. C.2: Verlauf der spezifischen Aktivität C im Schachtwasser am Entnahmeort über der Zeit t (Parametersatz 1) für ein eingelagertes Aktivitätsinventar von $1 \text{ E } 21 \text{ Bq}$

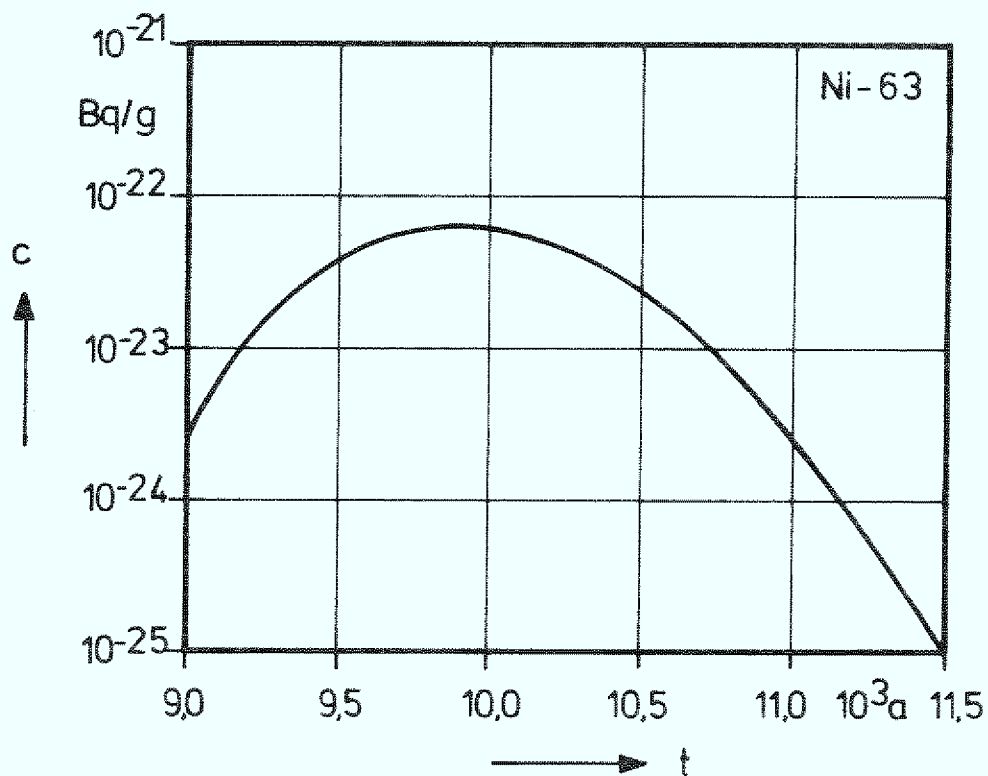


Abb. C.3: Verlauf der spezifischen Aktivität C im Schachtwasser am Entnahmeort über der Zeit t (Parametersatz 1) für ein eingelagertes Aktivitätsinventar von $1 \text{ E } 21 \text{ Bq}$

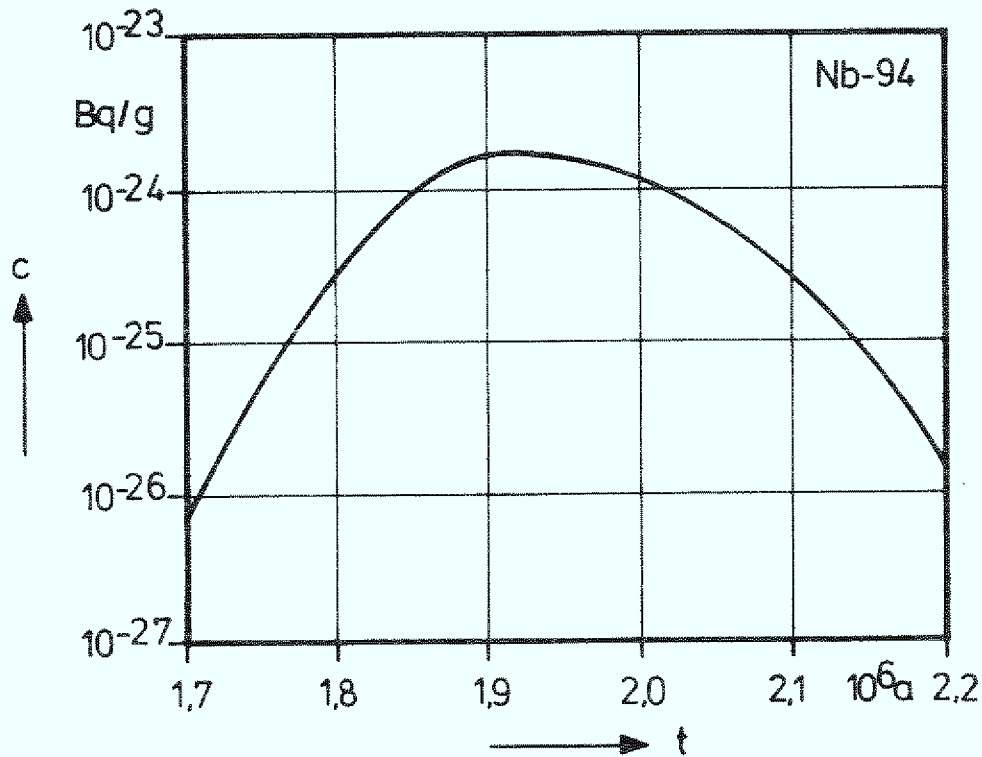


Abb. C.4: Verlauf der spezifischen Aktivität C im Schachtwasser am Entnahmeort über der Zeit t (Parametersatz 1) für ein eingelagertes Aktivitätsinventar von $1 \text{ E } 21 \text{ Bq}$

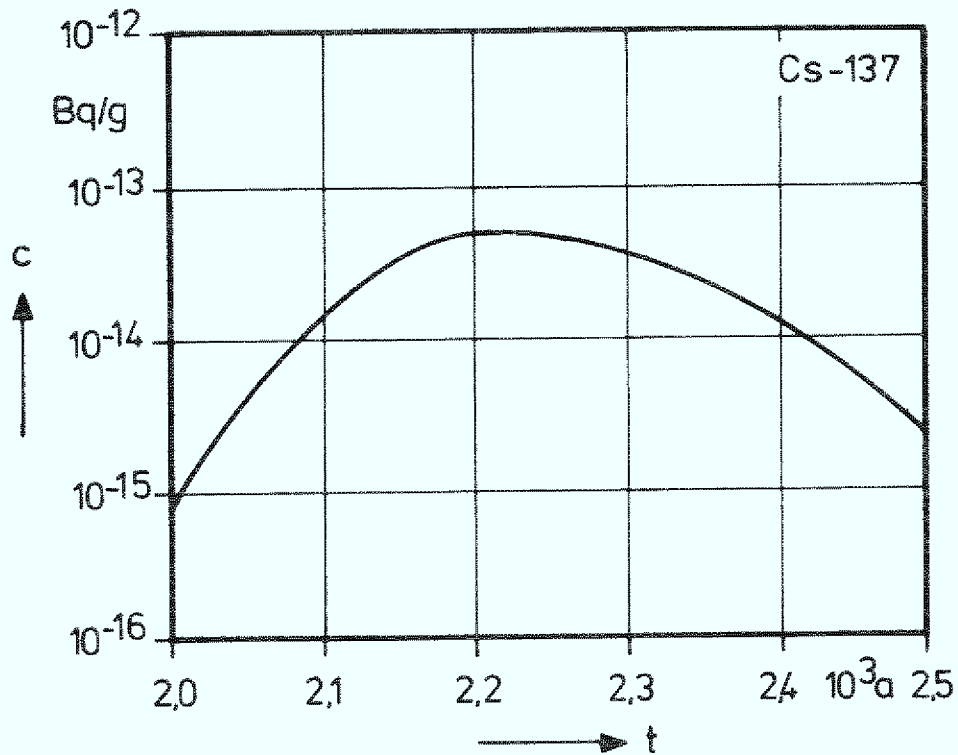


Abb. C.5: Verlauf der spezifischen Aktivität C im Schachtwasser am Entnahmeort über der Zeit t (Parametersatz 1) für ein eingelagertes Aktivitätsinventar von $1 \text{ E } 21 \text{ Bq}$

C.3 Herleitung und Überprüfung einer Näherung für das

$$\text{Fehlerintegral } \phi(z) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^z e^{-\frac{u^2}{2}} du$$

Für $\phi(z)$ wird der in Gleichung (C.7) angegebene Näherungsausdruck hergeleitet, welcher für alle Werte des Arguments $\phi(z)$ mit einem Fehler von wenigen Prozent zu berechnen gestattet.

Das Fehlerintegral ist in der Literatur zur mathematischen Statistik vielfach tabelliert ([Be 69], [Kr 70]). In der dem Autor zugänglichen Literatur waren die Werte auf das Intervall $|z| \leq 5$ beschränkt. In den betrachteten Modellen wird $\phi(z)$ jedoch auch für sehr große Argumente benötigt. Darüber hinaus ergäbe sich beim Arbeiten mit Tabellen die Notwendigkeit der Interpolation. Insgesamt erscheint die Verwendung einer hinreichend genauen Näherung vorteilhaft.

Zunächst werden einige exakte Resultate zusammengestellt. Es gilt [Kr 70]

$$\begin{aligned} \phi(-\infty) &= 0 \\ \phi(0) &= \frac{1}{2} \\ \phi(\infty) &= 1 \end{aligned} \tag{C.10}$$

Differenzieren ergibt

$$\frac{d\phi}{dz} = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{z^2}{2}} \tag{C.11}$$

und somit folgt

$$\frac{d}{dz} (\phi(z) + \phi(-z)) = 0 \tag{C.12}$$

und unter Berücksichtigung von Gleichung (C.10)

$$\phi(z) + \phi(-z) = 1 \tag{C.13}$$

Für große negative z fällt $\phi(z)$ wegen des raschen Abfalls des Integranden stark ab. Daher betrachtet man die Hilfsfunktion

$$H(z) : = e^{z^2/2} \phi(z) \quad (C.14)$$

von der im Bereich $-\infty \leq z \leq 0$ eine weniger starke Veränderlichkeit erwartet wird.

Durch die Variablentransformation

$$S = \frac{1}{1 + |z|} \quad (C.15)$$

wird das Intervall $-\infty \leq z \leq 0$ auf das endliche Intervall $0 \leq S \leq 1$ abgebildet.

Dort gilt

$$H(z) = H\left(1 - \frac{1}{S}\right) \quad (C.16)$$

Diese Funktion wird im Intervall $0 \leq S \leq 1$ durch ein Polynom vierten Grades approximiert.

$$\tilde{H}(S) = \sum_{k=0}^4 h_k S^k \quad (C.17)$$

Die Koeffizienten h_k werden so bestimmt, daß $\tilde{H}(0)$, $\frac{d\tilde{H}}{dS}(0)$, $\frac{d^2\tilde{H}}{dS^2}(0)$, $\tilde{H}(1)$, $\frac{d\tilde{H}}{dS}(1)$ mit den exakten Werten übereinstimmen.

Diese Forderungen führen wegen (C.10) und (C.14) zu

$$H(0) = \tilde{H}(1) = \frac{1}{2} \quad (C.18)$$

und wegen

$$\begin{aligned} \frac{d}{dS} H\left(1 - \frac{1}{S}\right) &= \frac{dH}{dz} \cdot \frac{1}{S^2} \\ &= \left(zH(z) + \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \right) \frac{1}{S^2} \end{aligned} \quad (C.19)$$

folgt

$$\frac{dH}{dS}(1) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \quad (C.20)$$

Nun werden die Bedingungen bei $S = 0$ ($z = -\infty$) ausgewertet.

$$\begin{aligned} H(z) &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^z e^{\frac{1}{2} (z^2 - u^2)} du \\ &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^z e^{\frac{1}{2} (z-u)(z+u)} du \\ &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_0^{\infty} e^{\frac{1}{2} u' (2z - u')} du' \end{aligned} \quad (C.21)$$

Dabei wurde $u' = z - u$ substituiert. Im Bereich $z \leq 0$ gilt

$$H(z) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_0^{\infty} e^{-u (|z|+1)} e^u - \frac{1}{2} u^2 du \quad (C.22)$$

Wegen

$$\int_0^{\infty} e^{-u (|z|+1)} \frac{1}{u} du = \frac{1}{(1 + |z|)^{1+1}} \int_0^{\infty} e^{-u} \frac{1}{u} du \quad (C.23)$$

und unter Berücksichtigung der Taylorentwicklung für die Exponentialfunktion

$$e^y - \frac{1}{2} y^2 = 1 + y + 0 (y^2) \quad (C.24)$$

sowie der Integralwerte [Br 81]

$$\int_0^{\infty} e^{-y} dy = 1 \quad (C.25)$$

$$\int_0^{\infty} ye^{-y} dy = 1$$

folgt aus (C.22)

$$\begin{aligned} H &= \frac{1}{1 + |z|} \cdot \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_0^{\infty} e^{-y} dy \\ &+ \left(\frac{1}{1 + |z|} \right)^2 \cdot \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_0^{\infty} ye^{-y} dy \\ &+ 0 \left(\left(\frac{1}{1 + |z|} \right)^3 \right) \\ &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} s + \frac{1}{\sqrt{2\pi}} s^2 + 0(s^3) \end{aligned} \quad (C.26)$$

und somit

$$\begin{aligned} \tilde{H}(0) &= 0 = h_0 \\ \frac{d\tilde{H}}{ds}(0) &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} = h_1 \\ \frac{d^2\tilde{H}}{ds^2}(0) &= \frac{1}{\sqrt{2\pi}} = h_2 \cdot 2 \end{aligned} \quad (C.27)$$

Die Forderung (C.18) ergibt ein lineares inhomogenes Gleichgewichtssystem für die noch unbestimmten h_3 und h_4 .

$$\frac{2}{\sqrt{2\pi}} + 3 h_3 + 4 h_4 = 0 \quad (C.28)$$

$$\frac{2}{\sqrt{2\pi}} + h_3 + h_4 = \frac{1}{2}$$

mit der Lösung

$$h_3 = - 0.39365 \quad (C.29)$$

$$h_4 = 0.09577$$

Zu einer weiteren Verbesserung der Näherung wurde noch der Zusatzterm

$$0.18149 \cdot s^3 (1-s)^2$$

zu $\tilde{H}(S)$ hinzugefügt. Die spezielle S-Abhängigkeit sichert, daß $\tilde{H}(S)$ nach wie vor die vorgeschriebenen Bedingungen am Rande des Intervalls $[0,1]$ erfüllt. Der Vorfaktor wurde so gewählt, daß bei $Z=-1$ ($S = \frac{1}{2}$) der Wert von $\tilde{H}(S)$ mit dem numerisch berechneten [Be 69] (siehe Tab. C.6) übereinstimmt.

Damit hat man für den Bereich $-\infty \leq z \leq 0$ folgende Näherung erhalten

$$\begin{aligned} \phi(z) \approx \tilde{\phi}(z) = e^{-\frac{z^2}{2}} \{ & \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \frac{1}{1+|z|} \\ & + \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \left(\frac{1}{1+|z|}\right)^2 \\ & - 0.39365 \left(\frac{1}{1+|z|}\right)^3 \\ & + 0.09577 \left(\frac{1}{1+|z|}\right)^4 \\ & + 0.18149 \left(\frac{1}{1+|z|}\right)^3 \left(1 - \frac{1}{1+|z|}\right)^2 \} \end{aligned} \quad (C.30)$$

Durch Anwendung von (C.13) erhält man eine Fortsetzung in den positiven Bereich.

$$z > 0: \quad \tilde{\phi}(z) = 1 - \tilde{\phi}(-z) \quad (\text{C.31})$$

Tab. C.6 zeigt den Vergleich numerisch ermittelter Werte [Be 69] für $\phi(z)$ mit der Näherung $\tilde{\phi}(z)$. Der Fehler liegt durchweg unter 1 %. Das Abnehmen des Fehlers von -3 zu größeren negativen Werten hin setzt sich weiter fort, da man ja asymptotisch für $z \rightarrow -\infty$ die führenden drei Terme in $S = 1/(1+|z|)$ exakt bestimmt hat.

z	$\phi(z)$	$\tilde{\phi}(z)$	$\Delta \%$
- 4.9	4.792 E-7	4.759 E-7	0.69
- 4.5	3.398 E-6	3.373 E-6	0.74
- 4.0	3.167 E-5	3.143 E-5	0.76
- 3.5	2.326 E-4	2.307 E-4	0.83
- 3.0	1.350 E-3	1.338 E-3	0.89
- 2.5	6.210 E-3	6.158 E-3	0.84
- 2.0	2.275 E-2	2.259 E-2	0.70
- 1.5	6.681 E-2	6.650 E-2	0.46
- 1.0	1.587 E-1	1.587 E-1	0.00
- 0.5	3.085 E-1	3.102 E-1	0.55
0	5.000 E-1	5.000 E-1	0.00
- 0.1	4.602 E-1	4.608 E-1	0.13
- 0.2	4.207 E-1	4.222 E-1	0.36
- 0.3	3.821 E-1	3.840 E-1	0.50
- 0.4	3.446 E-1	3.465 E-1	0.55

Tab. C.6: Vergleich der Näherung $\tilde{\phi}(z)$ nach (C.30) mit numerisch berechneten Werten $\phi(z)$ und der prozentuale Fehler Δ

Das wird durch einen weiteren Test bestätigt.

Exakt gilt

$$\frac{d\phi(z)}{dz} = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-z^2/2} \quad (C.32)$$

Die Näherung $\tilde{\phi}(z)$ ergibt abgeleitet

$$\frac{d\tilde{\phi}(z)}{dz} = e^{-z^2/2} \left(\frac{dH(z)}{dz} - zH(z) \right) \quad (C.33)$$

Das legt eine Untersuchung von

$$T(z) = \tilde{\phi}'(z) / \phi'(z) = \left(\frac{dH(z)}{dz} - zH(z) \right) / \left(\frac{1}{\sqrt{2\pi}} \right) \quad (C.34)$$

als Test für die Qualität der Approximation nahe (Tab. C.7).

Der Fehler beträgt maximal wenige Prozent. Asymptotisch wird die Näherung immer besser.

Die Qualität der Näherung überträgt sich vermöge der exakten Relation (C.13) auf den positiven Bereich.

Für die Zwecke dieser Untersuchung ist ein Fehler im Bereich von 1 % vollkommen zu vernachlässigen, da einige der entscheidenden Eingangsparameter mit weitaus größeren Unsicherheiten behaftet sind.

-z	$\tilde{\phi}'(z) / \phi'(z)$
1 E-05	1.00003031
1 E-04	.999974843
1 E-03	.999425169
.01	.994405851
.1	.975893244
.2	.983491031
.3	.995186034
.4	1.00407589
.5	1.00934303
.6	1.01172002
.7	1.01212622
.8	1.01131182
.9	1.00981156
1	1.00798151
2	.994285346
3	.991512041
4	.992013381
5	.993130536
6	.994212229
7	.995125382
8	.995868151
9	.996467813
10	.996953538
100	.99994967
1000	.999999471
10000	.999999995

Tab. C.7: Vergleich der Ableitung von $\phi(z)$ mit der der Näherungsfunktion $\tilde{\phi}(z)$

Anhang D: Vergleich mit Nukliden aus betrieblichen Abfällen

Da in der Grube "Konrad" auch schwachaktive Abfälle aus dem Betrieb kerntechnischer Einrichtungen zur Einlagerung vorgesehen sind, wurden diese im Rahmen der Eignungsprüfung ebenfalls untersucht [Ge 82]. Dabei stellten sich zwei Nuklide, welche in den Stilllegungsabfällen nicht auftreten, als bedeutsam heraus, nämlich Np-237 wegen der großen Halbwertszeit und Sr-90, das nur in sehr geringen Mengen im Boden sorbiert wird.

Um einen direkten Vergleich mit den Nukliden aus den Stilllegungsabfällen durchführen zu können, wurde mit den Parametern aus Tab. C.1 gerechnet, die übrigen damit noch nicht festgelegten Daten sind in Tab. D.1 angegeben (zum Teil nach [Ge 82]).

Nuklid	Np-237	Sr-90
Halbwertszeit (a)	2,14 E 6	28,6
K_d (cm ³ /g)	5	0
Eingelager- tes Inventar (Bq)	4,61 E 11	2,65 E 14
a_L (m)	1	1
v_D (m/a)	1	
Entnahmeort x (m)	1300	

Tab. D.1: Eingabedaten für die Berechnung des Konzentrationsverlaufs am Entnahmeort für Nuklide aus betrieblichen Abfällen

Tab. E.2 enthält die nach der in Anhang C erläuterten Methode ermittelten Ergebnisse über die zum Entnahmeort transportierte Aktivität. Unterstellt man wie in Kap. 5.3 eine 50 Jahre dauernde Einleitung in das Fließgewässer mit der Konzentration C_m , so erhält man die Einleitungsdaten und die Jahresdosen in Tab. D.3 und Tab. D.4.

Nuklid	T_m (a)	C_m (Bq/g)	A_W (Bq)	A_B (Bq)
Np-237	13000	2,34	1,1 E 10	4,5 E 11
Sr-90	270	34,36	6,5 E 10	0

T_m : Zeitpunkt des Konzentrationsmaximums am Entnahmeort

C_m : Maximalkonzentration

A_W : Gesamte zum Entnahmeort transportierte Aktivität
in der Wasserphase

A_B : Gesamte zum Entnahmeort transportierte Aktivität
in der Bodenphase

Tab. D.2: Nuklidtransport zum Entnahmeort für die
Nuklide Np-237 und Sr-90

Die berechneten Werte für die Umgebungsbelastung sind niedrig und liegen noch unter den zur Zeit gültigen Werten für kern-technische Anlagen im Normalbetrieb. Insbesondere liegen die Dosiswerte unter den Werten, welche sich für das kritische Nuklid aus den Stilllegungsabfällen, Ni-59, ergeben hatten (Tab. 5.4).

Allgemein gilt für die durchgeführte Betrachtung der betrieblichen Abfälle und ihres Gefährdungspotentials für die Umgebung des Endlagers das bereits in Kapitel 6 Ausgeführte: Das in der vorliegenden Arbeit verwendete Modell ist konservativ. Die Wahl der Parameter zur Nuklidmigration, die Annahmen über die Auslaugung der Radionuklide und die Einleitung in das

Expositionspfad	Jahresdosis (mSv)		
	Knochen	Leber	Ganzkörper
Schwimmen	0	0	0
Bootfahren	0	0	0
Uferaufenthalt	0	0	0
Ausgebaggertes Sediment	0	0	0
Trinkwasser	8,40 E -3	6,58 E -4	4,41 E -4
Fischverzehr	3,72 E -3	2,92 E -4	1,95 E -4
Viehtränke: Milch	1,18 E -6	9,26 E -8	6,20 E -8
Viehtränke: Fleisch	2,15 E -5	1,68 E -6	1,13 E -6
Beregnung : Futter- Milch	8,44 E -6	6,61 E -7	4,43 E -7
Beregnung : Futter- Fleisch	1,53 E -6	1,20 E -5	8,05 E -6
Beregnung : Pflanze- Mensch	1,91 E -2	1,50 E -3	1,00 E -3
Summe über die Expositionspfade	3,14 E -2	2,46 E -3	1,65 E -3

Nuklid: Np-237

Aktivität 9,22 E 9 Bq/a

Einleitung:

Volumenstrom 1,1 E-4 m³/a

Tab. D.3: Jahresdosen für verschiedene Expositionspfade im Falle der Einleitung von kontaminierten Schachtwässern in ein Oberflächengewässer

Expositionspfad	Jahresdosis (mSv)		
	Knochen	Leber	Ganzkörper
Schwimmen	1,06 E -7	1,06 E -7	1,06 E -7
Bootfahren	5,31 E -7	5,31 E -7	5,31 E -7
Uferaufenthalt	0	0	0
Ausgebaggertes Sediment	0	0	0
Trinkwasser	9,40 E -3	8,81 E -4	8,81 E -4
Fischverzehr	1,25 E -2	1,17 E -3	1,17 E -3
Viehtränke: Milch	5,29 E -4	4,95 E -5	4,95 E -5
Viehtränke: Fleisch	7,21 E -5	6,75 E -6	6,75 E -6
Berechnung : Futter-Milch	1,07 E -2	1,01 E -3	1,01 E -3
Berechnung : Futter-Fleisch	1,46 E -3	1,37 E -4	1,37 E -4
Berechnung : Pflanze-Mensch	1,10 E -1	1,03 E -2	1,03 E -2
Summe über die Expositionspfade	1,45 E -1	1,36 E -2	1,36 E -2

Nuklid: Sr-90

Aktivität 1,3 E 9 Bq/a

Einleitung:

Volumenstrom 1,1 E-6 m³/a

Tab. D.4: Jahresdosen für verschiedene Expositionspfade im Falle der Einleitung von kontaminierten Schachtwässern in ein Oberflächengewässer

Oberflächengewässer mit der Maximalkonzentration am "Entnahmeort" im Schacht innerhalb von nur 50 Jahren sind so pessimistisch, daß sie die radiologischen Konsequenzen des ohnehin äußerst unwahrscheinlichen Störfalls "Wassereinbruch" stark überschätzen. Die Konservatismen der "Allgemeinen Berechnungsgrundlage", welche zur Dosisermittlung herangezogen wurden, sind hinreichend bekannt.

Insgesamt kommt man also auch für betriebliche Abfälle zu dem Ergebnis, daß die Grube "Konrad" als Endlager für schwachradioaktive Abfälle langfristig ausreichende Sicherheit bietet.

Abschließend wird ein Vergleich der in der vorliegenden Arbeit herangezogenen mathematischen Beschreibung mit Methoden und Ergebnissen der Eignungsprüfung [Ge 82] durchgeführt.

Die Rechnungen wurden mit dem Rechenprogramm SWIFT (Simulator for Waste Injection Flow and Transport) durchgeführt. Dieser Code berechnet die Darcy-Strömung einer Einphasen-Flüssigkeit in einem porösen Medium, den Transport von Energie durch Konvektion und Wärmeleitung sowie den Transport gelöster Stoffe durch Konvektion, hydrodynamische Dispersion und Diffusion. Bei der Beschreibung der Ausbreitung gelöster Radionuklide können radioaktiver Zerfall, Sorption sowie entstehende Tochterelemente berücksichtigt werden.

In [Ge 82] wird bei einem Teil der vorgenommenen und dokumentierten Rechnungen die in Abb. D.1 skizzierte Geometrie zugrundegelegt.

Die Berechnungen wurden eindimensional bezüglich der Schachttiefe für eine Säule aus 120 untereinander liegenden Blöcken mit je 10 m Höhe durchgeführt. Der Querschnitt der Blöcke wurde als quadratisch mit den Abmessungen 1 x 1 m angenommen.

Für den Zeitpunkt $t = 0$ wurde festgelegt, daß sich das Radionuklidinventar im untersten Block (Nr. 120) der betrachteten Säule befindet und in einem Zeitraum von 100 Jahren mit kon-

stanter Geschwindigkeit vollständig ausgelaugt wird. Entsprechend den vereinfachten Annahmen wird ein homogenes Ausbreitungsmedium im Schacht angenommen, das in etwa einer permeablen Kiesschüttung mit salinarem Wasser entspricht.

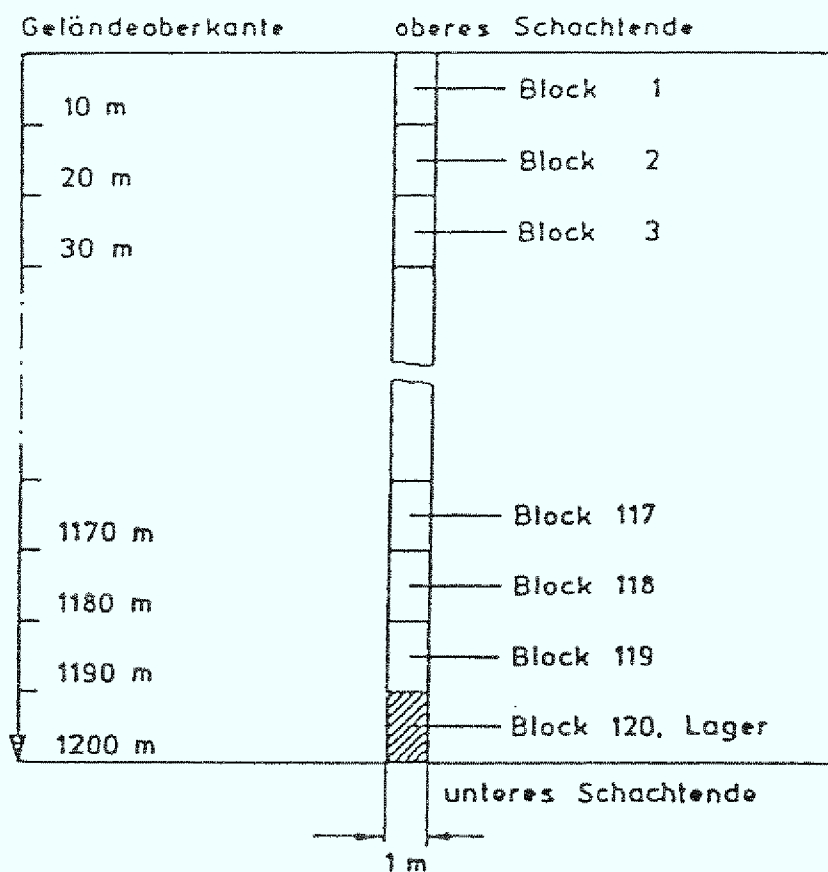


Abb. D.1: Einteilung des Schachtes in finite Elemente für numerische Rechnungen zur Nuklidmigration nach [Ge 82]

Tab. E.4 enthält vier Datensätze, jeweils zwei für die Nuklide Np-237 und Sr-90.

Setzt man in Gleichung (C.1)

$$\begin{aligned} L_E &= 10 \text{ m} \\ L_{ST} &= 0 \text{ m} \end{aligned} \quad (E.1)$$

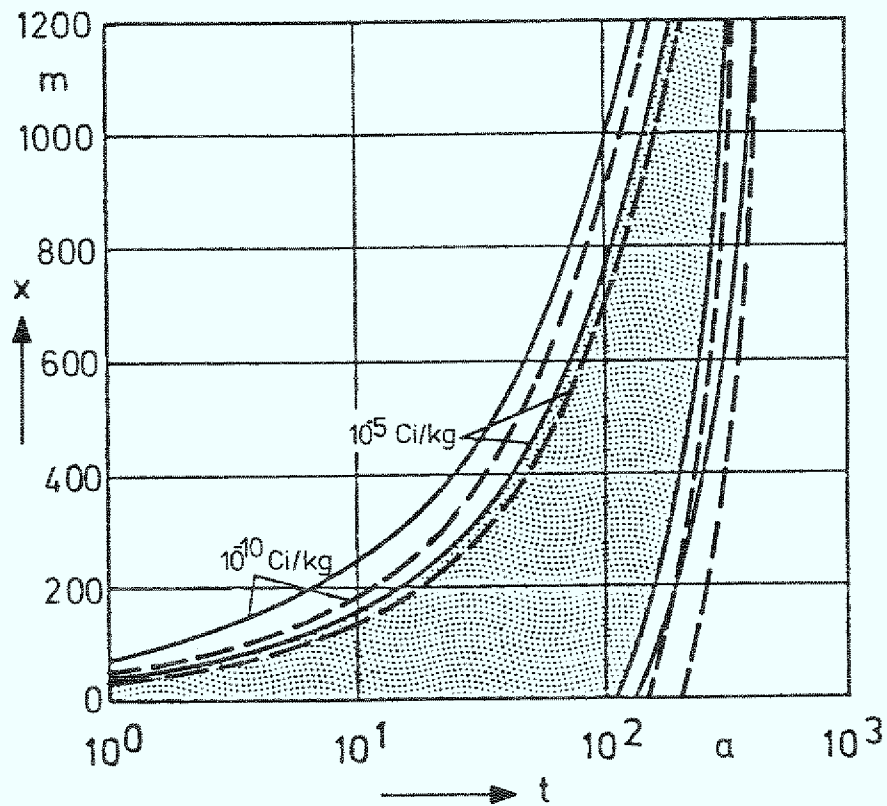
so kann man mit dem in Anhang C entwickelten Modell unter Verwendung der gleichen Parameter (Tab. D.5) eine von [Ge 82] unabhängige Rechnung durchführen und die Ergebnisse für einen Vergleich verwenden. In Form von Höhenlinien gleicher Konzen-

tration in einem Ort-Zeit-Diagramm sind die Resultate in den Abb. D.2 bis Abb. D.5 dargestellt.

Parameter	Np-237	Sr-90
K_d (cm ³ /g)	5	0
a_L (m)	5	5
Eingelagertes Inventar (Bq)	4,61 E 11	2,65 E 14
v_D (m/a)	1 0,1	1 0,1

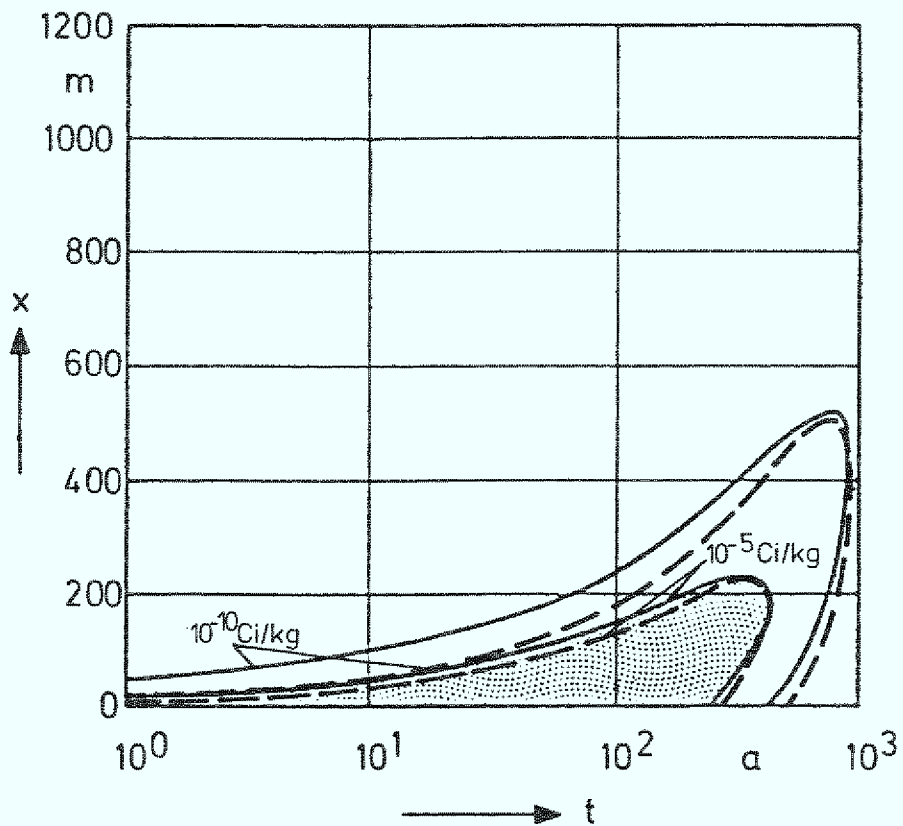
Tab. D.5: Daten zur Nuklidmigration von Np-237 und Sr-90 vom unteren Schachtende zur Geländeoberkante - übrige Parameter wie in Tab. C.1

Für kleine Abstände vom Schachtende und kleine Zeiten machen sich die Unterschiede in den Modellen und in der Rechenweise bemerkbar. Für größere Zeiten und in der Nähe des oberen Schachtendes wird die Übereinstimmung immer besser, so daß man für die Vorhersage des Konzentrationsmaximums eine gute Übereinstimmung erwarten kann. Der direkte Vergleich der Maximalwerte ist nicht möglich, da die Maximalwerte in [Ge 82] - unverständlicherweise - nicht angegeben sind.



Nuklid	: Sr-90	$v_D = 1$ m/a
$x = 0$	: unteres Schachtende	— [Ge 82]
$x = 1200$	: oberes Schachtende	---- vorliegende Arbeit

Abb. D.2: Höhenlinien konstanter spezifischer Aktivität
im Schachtwasser ($1 \text{ Ci/kg} = 3,7 \text{ E } 7 \text{ Bq/g}$)
- Parameter nach Tab. D.4 und Tab. C.1



Nuklid	: Sr-90	$v_D = 0.1$ m/a
$x = 0$	: unteres Schachtende	— [Ge 82]
$x = 1200$	: oberes Schachtende	---- vorliegende Arbeit

Abb. D.3: Höhenlinien konstanter spezifischer Aktivität im Schachtwasser ($1 \text{ Ci/kg} = 3,7 \cdot 10^7 \text{ Bq/g}$)

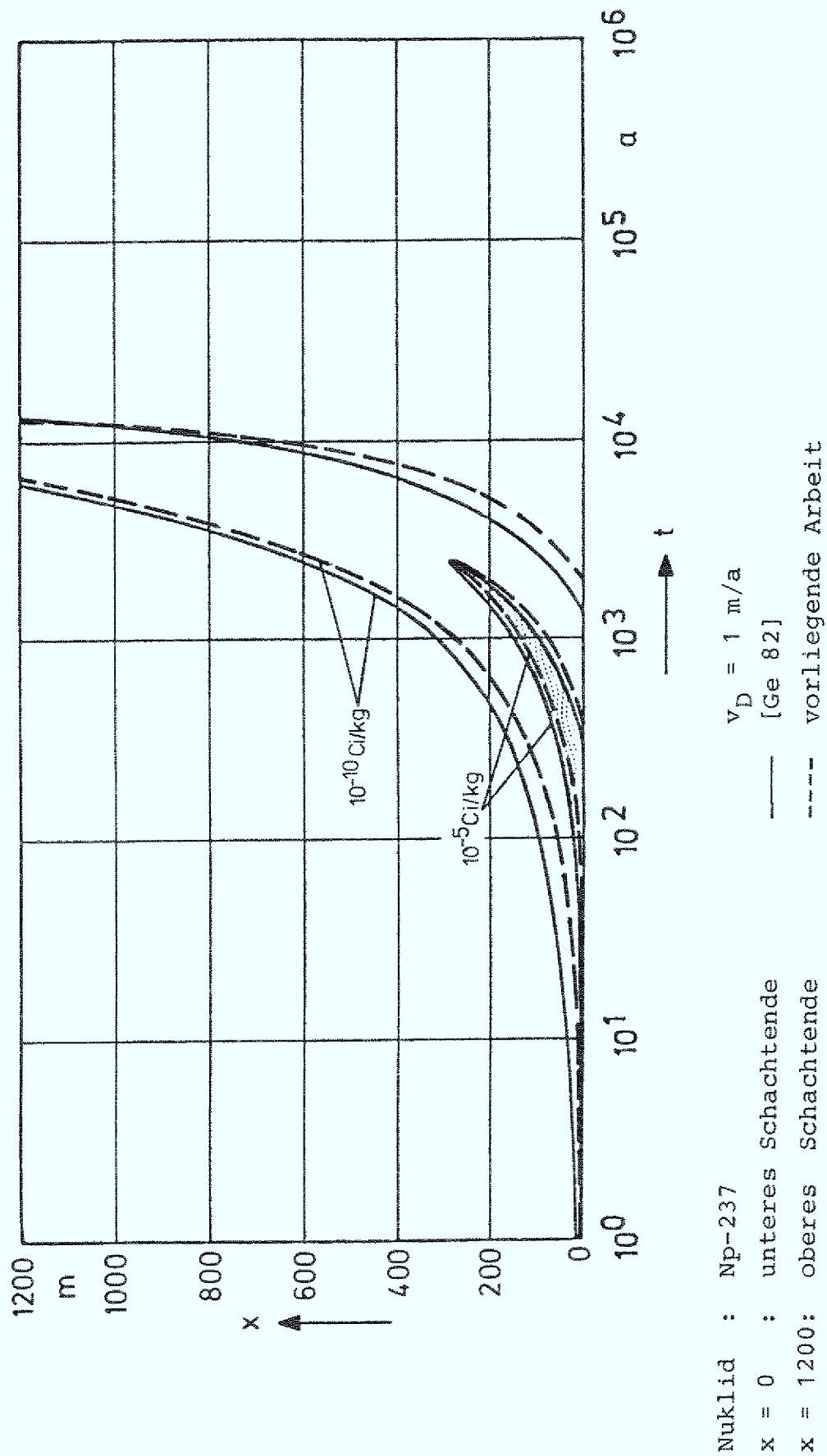
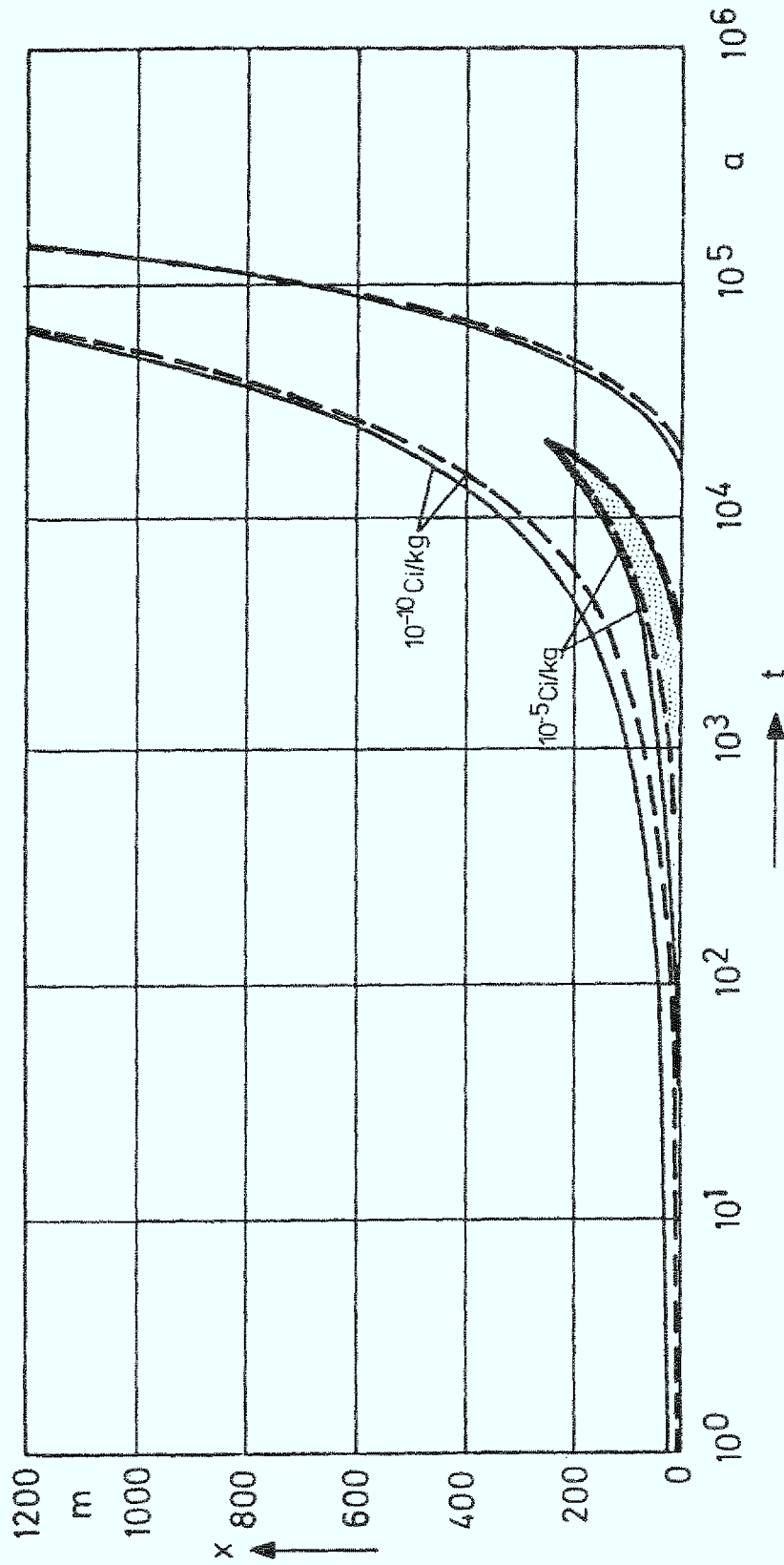


Abb. D.4: Höhenlinien konstanter spezifischer Aktivität im Schachtwasser (in Ci/kg = $3,7 \cdot 10^7 \text{ Bq/g}$)



Nuklid : Np-237

$v_D = 0,1$ m/a

$x = 0$: unteres Schachtende

— [Ge 82]

$x = 1200$: oberes Schachtende

--- vorliegende Arbeit

Abb. D.5: Höhenlinien konstanter spezifischer Aktivität im Schachtwasser
(in Ci/kg = $3,7 \cdot 10^7$ Bq/g)

Verzeichnis der physikalischen Größen und ihrer
Symbole

$\underline{r} = (x, y, z)$	Ortsvektor
t	Zeit
$\underline{v}$	Porengeschwindigkeit (oder Abstandsgeschwindigkeit)
$\underline{v}_D$	Darcygeschwindigkeit
ϵ	Porosität
λ	Zerfallskonstante
n	Anzahl der Teilchen eines Schadstoffes im cm^3 Wasser
ρ	Masse eines Schadstoffes im cm^3 Wasser
m	Masse eines Schadstoff- teilchens
C_v	Aktivität pro cm^3 Wasser
C	Aktivität pro g Wasser (spezifische Aktivität)
ρ_w	Dichte des Wassers
ρ_B	Dichte des Bodens
$\underline{j}$	Stromdichte
D_M	molekulare Diffusions- konstante

$\underline{\underline{\tilde{D}}}$	Dispersionstensor
a_T, a_L	transversale, longitudinale Dispersivität
r_{RZ}	radioaktive Zerfallsrate
K_d	Verteilungskoeffizient
q	Masse des Adsorbats/Bodenmasse
$\underline{\underline{D}}$	hydrodynamischer Diffusions- Dispersionstensor
r_{AD}	Adsorptionsrate
$\hat{\epsilon}$	Porenziffer
$\underline{\underline{\hat{v}}}$	effektive Strömungsgeschwindig- keit
$\underline{\underline{\hat{D}}}$	effektiver Diffusionstensor
R	Rückhaltefaktor

LITERATURVERZEICHNIS

- [At 76] Gesetz über die friedliche Verwendung der Kern-
energie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atom-
gesetz) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I, S. 814),
in der Fassung der Neubekanntmachung vom 31. Okt. 1976
- [Au 80] AULER, J., BREWITZ, W., REICHENBURGER, H.:

Waste Management Requirements to be Taken into
Account in the Design of Nuclear Facilities in View
of their Decommissioning

Proc. NEA Specialist Meeting, Paris (1980)
- [Ba 67] BAETSLE, L.H.:

Computational Methods for the Prediction of
Underground Movement of Radionuclides

Nuclear Safety 8, (6) (1967)
- [Ba 79] BAUMANN, J., KAUSCH, S., PALMOWSKI, J.:

Strahlenschutz bei Backfitting-Maßnahmen und
Demontagearbeiten im Strahlenschutzbereich kern-
technischer Anlagen

Jahrestagung des Fachverbandes Strahlenschutz,
Köln (1979)
- [Be 69] BEAUCHAMP, J.J.:

Lecture Series in Statistics and Probability

ORNL-4347 (1969)

- [Be 72] BEAR, J.:
Dynamics of Fluids in Porous Media
New York: Elsevier (1972)
- [Be 82] BERGEMANN L., STANG, W., AULER, I., LÖRCHER, G.:
Neutron Activation of Reactor Pressure Vessel and
Biological Shield of the Decommissioned Gundremmin-
gen Unit A Nuclear Power Station
International Decommissioning Symposium, Proceedings,
Seattle (1982)
- [Bo 82] BONKA, H.:
Strahlenexposition durch radioaktive Emissionen aus
kerntechnischen Anlagen im Normalbetrieb
Verlag TÜV Rheinland, Köln (1982)
- [Br 81] BRONSTEIN-SEMENDJAJEW:
Taschenbuch der Mathematik
Verlag Harri Deutsch, Zürich und Frankfurt/Main
(1981)
- [Bü 79] BÜTOW, E., GÜLKER, M.:
Modell zur Berechnung der Ausbreitung von Radio-
nukliden im Grundwasser
Projekt SICHERHEITSSTUDIEN ENTSORGUNG (PSE)
(BMFT-KWA 1527) (1979)
- [Bu 76] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ioni-
sierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung -
StrlSchV) (1976)
Bundesgesetzblatt Teil I, Nr. 125 (1976)

- [Em 69] EMENDÖRFER, D., HÖCKER, K.H.:
Theorie der Kernreaktoren
Bibliographisches Institut, Mannheim (1969)
- [En 80] ENGELMANN, H.J. et al.:
Concepts for Packing of Radioactive Wastes Generated
by Decommissioning of Nuclear Power Reactors
Proc. Int. Symp. on Packaging and Transportation of
Radioactive Materials, Berlin (1980)
- [Fa 78] FARINELLI, U. et al.:
Some Experience and Study on Decommissioning
Performed in Italy
Conference on Decommissioning of Nuclear
Facilities, Proceedings, Wien (1978)
- [Fr 79] FRANCIONI, W., MEGARITIS, G., KOEHLER, P.:
Stillegung von Kernkraftwerken
Anfall von aktiviertem Material aus dem Bereich
des Reaktorkerns bei der Entsorgung eines still-
gelegten Druckwasserreaktors
EIR-Bericht 368, Mai (1979)
- [Ga 81] GALLENBERGER, W., HARBECKE, W.:
The Safe Enclosure in Decommissioning Nuclear Power
Stations
Atomkernenerg. Kerntech. 39 2 (1981)
- [Ge 75] GESELLSCHAFT FÜR STRAHLEN- UND UMWELTFORSCHUNG:
Bedingungen für die Versuchseinlagerung von mittel-
radioaktiven Abfällen im Salzbergwerk ASSE
München (1975)

- [Ge 82] GESELLSCHAFT FÜR STRAHLEN- UND UMWELTFORSCHUNG mbH
(München):
Eignungsprüfung der Schachtanlage Konrad für die
Endlagerung radioaktiver Abfälle
(Abschlußbericht in 2 Bänden) (BMFT-KWA 1324 6) (1982)
- [Gu 74] GUPTA, S.P., GREENKORN, R.A.:
Determination of Dispersion and Nonlinear Adsorption
Parameter for Flow in Porous Media
Water Resources Research 10 (Nr. 4) (1974)
- [Ha 80] HARADA, M., et al.:
Migration of Radionuclides through Sorbing Media
Analytical Solutions - I
Lawrence Berkeley Laboratory Report LBL-10500 (1980)
- [He 79] HELLER, H., MAY, H.:
Stilllegung von Kernkraftwerken - Sicherheitstechnische Aspekte
Bericht der Gesellschaft für Reaktorsicherheit,
Köln GRS-S-31 (1979)
- [He 83] HENNING, K.:
Strahlenschutzaspekte bei der Stilllegung des Kern-
energie-Forschungsschiffes Otto Hahn
Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz
Aachen (1983)
- [Ho 82] HOLMGREN, P., KARKER, S.:
Dismantling of the R1 Reactor, Stockholm
International Decommissioning Symposium, Proceedings,
Seattle (1982)

- [In 83] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA):
Decommissioning of Nuclear Facilities: Decontamination, Disassembly and Waste Management
Technical Report Series Nr. 230, Wien (1983)
- [Ir 69] IRIARTE, M., FRAGOSO, J.H.:
Decommissioning of Bonus Nuclear Superheat Power Station
Transactions of the American Nuclear Society 12 (1969)
- [Ki 82] KITTINGER, W.D., UREDA, B.F., CONNER, C.C.:
Lessons Learned in Decommissioning the Sodium Reactor Experiment
International Decommissioning Symposium, Proceedings, Seattle (1982)
- [Ko 75] KOLBE, H.:
Schichtfolgen im Oberjura-Eisenerz-Aufschlußgebiet der Schachanlage Konrad der Salzgitter Erzbergbau AG
Mitt. Geol. Paläont. Inst. Univ. Hamburg 44 (1975)
- [Kr 70] KREYSZIG, E.:
Statistische Methoden und ihre Anwendungen
Vandenhoeck & Ruprecht, Göttingen (1970)
- [Kr 81] KRAFTWERK UNION AG (KWU):
Sicherheitsbericht Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor, elektrische Leistung 1300 MW
(standortneutrale Beschreibung)
(1981)

- [Kr 83] KRAFTWERK UNION AG (KWU):
Präsentation zum Abschluß der Planungsarbeiten zur
Beseitigung des Reaktorblocks des Forschungsreaktors
2 (FR 2)
Veranstalter: Kernforschungszentrum Karlsruhe,
Hauptabteilung Ingenieurtechnik, Febr. (1983)
- [Le 81] LEVI, H.W., et al. (Hrsg.):
Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung
(Zusammenfassender Zwischenbericht)
(1981)
- [Lö 82] LÖSCHHORN, U., GALLENBERGER, W.:
Safe Containment of the Niederaichbach Nuclear
Power Station
Proceedings of the International Decommissioning
Symposium, Seattle (1982)
- [Ma 76] MANION, W.J., LAGUARDIA, T.S.:
An Engineering Evaluation of Nuclear Power Reactor
Decommissioning Alternatives
Atomic Industrial Forum, Inc., (1976)
- [Ma 84] MAY, O.K. (KRAFTWERK UNION AG):
Persönliche Mitteilung (1984)
- [Me 78] MEANS, J.L. et al.:
Migration of Radioactive Wastes - Radionuclide
Mobilization by Complexing Agents
Sci. 200, (1477-1481) (1978)

- [Mü 83] MÜLLER, W.:
Optimierung des Strahlenschutzes am Beispiel
tätigkeitsbezogener Dosen
GRS-Fachgespräch: Auswertung von Betriebserfahrung
in Kernkraftwerken, München (1983)
- [Mu 83] MUNDSCHENK, H.:
Über Auswirkungen des Kernwaffenversuchs der
Volksrepublik China vom 16.10.1980 im Bereich der
Bundeswasserstraßen
Deutsche gewässerkundliche Mitteilungen 27 (1983)
- [Oa 80] OAK, H.D. et al.:
Technology, Safety and Costs of Decommissioning a
Reference Boiling Water Reactor Power Station
Battelle Pacific Northwest, NUREG/CR-0672 (1980)
- [Oz 81] OZTUNALI, O.I. et al.:
Data Base for Radioactive Waste Management
NUREG/CR-1759 Vol.3 (1981)
- [Pi 80] PIGFORD, T.H. et al.:
Migration of Radionuclides through Sorbing Media
Analytical Solutions - II
Lawrence Berkeley Laboratory Report, LBL-11616 (1980)
- [Ro 79] ROCHON, J., RANCON, D., GOURMEL, J.P.:
Recherches en laboratoire sur la retention et le
transfer de produits de fission et de transuraniens
dans des milieux poreux
IAEA-SM-243/155 (1979)

- [Sc 79] SCHWARZER, K.:
Radionuklidtransport im Boden
Jül-1572 (1979)
- [Sc 81] SCHWARZER, K., THELEN, J.:
Ermittlung der Konsequenzen bei Leckage eines Tanks
mit hochkonzentrierten Radionuklidlösungen und Ein-
dringen der radioaktiven Lösung in den Boden
Jül-Spez-134, Nov. (1981)
- [Se 74] SEELMANN-EGGEBERT, W., PFENNIG, G., MÜNZEL, W.:
Nuklidkarte
Kernforschungszentrum Karlsruhe (1974)
- [Sl 72] SLATTERY, J.C.:
Momentum, Energy and Mass Transfer in Continua
McGraw-Hill (1972)
- [Sm 78] SMITH, R.I. et al.:
Technology, Safety and Costs of Decommissioning a
Reference Pressurized Water Reactor Power Station
Battelle Pacific Northwest, NUREG/CR-0130 (1978)
- [TR 78] TRAVIS, C.C.:
Mathematical Description of Adsorption and Trans-
port of Reactive Solutes in Soil: A Review of
Selected Literature
ORNL-5403 (1978)
- [Un 74] UNITED POWER ASSOCIATION, Elk River, Minnesota:
Final Elk River Program Report
Coo-651-93 (1974)

- [Wh 69] WHITAKER, S.:
Advances in the Theory of Fluid Motion in Porous
Media
Ind. Eng. Chem. 61, 14 (1969)
- [Wa 82₁] WATZEL, G.V.P. et al.:
Stilllegung von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik
Deutschland nach Ende ihrer Einsatzdauer
Fortschrittsberichte der VDI-Zeitschriften, Reihe 15
Nr. 18, (1982)
- [Wa 82₂] WATZEL, G.V.P., STANG, G.:
Decommissioning of Unit A of the Nuclear Power Plant
Gundremmingen and its Conversion to a Condition of
Protective Storage
International Decommissioning Symposium, Proceedings,
Seattle (1982)

