

JAERI - M
87-124

低レベル放射性廃棄物浅地層処分の
総合安全評価に関する部分モデルの開発(II)
人工バリア核種漏洩モデル (ENBAR)

1987年8月

松鶴 秀夫・黒沢 直弘・鈴木 篤之*

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1987

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 榎高野高速印刷

低レベル放射性廃棄物浅地層処分の
総合安全評価に関する部分モデルの開発 (II)
人工バリア核種漏洩モデル (ENBAR)

日本原子力研究所東海研究所環境安全研究部
松鶴 秀夫・黒沢 直弘・鈴木 篤之*

(1987年7月23日受理)

天然バリアにおける放射性核種の移行に関するソースタームを評価するため、人工バリアからの放射性核種の放出をシミュレートするモデル(人工バリア核種漏洩モデル ENBAR)を開発した。ここで想定した系は、廃棄体(固化体と容器)が処分施設としてのコンクリートピット内の充填材中に埋設されるというものである。本モデルは次のようなモジュールから構成されている。

- 地表面及びピット内部での水収支
- 固化体からの核種浸出と容器腐食を連成した廃棄体からの放射性核種の浸出
- ピットへの水の浸入及びピットからの水の漏出を評価するためのピットの破損
- 充填材中の核種移行
- 処分施設からの核種漏洩率

本モデルは計算手順等が簡易であり、且つ人工バリアの各要素を取り扱うことが可能であるとの利点がある。また、処分施設の性能及びソースタームを比較的少数の主要パラメータを用いて容易に評価できる。

Development of Partial Models of Comprehensive Safety Assessment Model
for Shallow Land Disposal of Low Level Radioactive Wastes (II)
Simulation Model for the Release of Radionuclides from an Engineered Barrier
(ENBAR)

Hideo MATSUZURU, Naohiro KUROSAWA and Atuyuki SUZUKI*

Department of Environmental Safety Research

Tokai Research Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 23, 1987)

Simulation model (ENBAR) for release of radionuclides from an engineered barrier has been developed to evaluate the source term for subsequent migration of radionuclides in and through a natural barrier. The system postulated here is that a waste package (waste form and container) is placed, together with backfill materials, into a concrete pit as a disposal facility which is constructed near subsurface. The model includes following modules;

- Water balances on the ground surface and in a concrete pit.
- Leaching of radionuclides from a waste package, by convolution of the leaching of radionuclides from a waste form and the corrosion of a container.
- Breakage of the pit for estimating the amounts of water penetrating into the pit and leaking from the pit.
- Migration of radionuclides in and through backfill materials.
- Release of radionuclides from the pit.

The main advantages of the ENBAR are its simplicity of operation and presentation while still allowing comprehensive evaluation of each element of an engineered barrier to be treated. The performance and source term of the facility might be readily estimated with relatively few key parameters to define the problem.

* Tokyo University

Keywords: Low Level Waste, Shallow Land Disposal, Engineered Barrier,
Source Term, Mathematical Simulation Model, Safety Assessment,
Concrete Pit, Waste Form, Container, Backfill Materials

目 次

1. 緒 言	1
2. モデルの構成と基本的範囲	2
2.1 処分施設	2
2.2 廃棄体とその処分モード	3
2.3 処分施設への水の侵入	3
2.4 容器の腐食	4
2.5 固化体からの放射性核種の浸出	5
2.6 放射性核種の充填材中移行	6
2.7 処分施設からの放射性核種の漏洩	7
3. 数学モデル	8
3.1 処分施設の定義	8
3.2 水収支	8
3.3 ドラム缶の腐食	11
3.4 固化体からの放射性核種の浸出比	11
3.5 廃棄体からの浸出率	12
3.6 充填材中移行モデル	13
3.7 処分施設からの核種漏洩量	15
4. 計算コード	16
5. 試算結果	18
5.1 入力パラメータの設定	18
5.2 計算結果	21
6. 総 括	37
謝 辞	38
参考文献	38
付 録	39

Contents

1. Introduction	1
2. Structure and scope of the model	2
2.1 Disposal Facility	2
2.2 Waste package and disposal mode	3
2.3 Penetration of water into a disposal facility	3
2.4 Corrosion of a container	4
2.5 Leaching of radionuclides from a waste form	5
2.6 Migration of Radionuclides in backfill materials	6
2.7 Release of radionuclides from a disposal facility	7
3. Mathematical model	8
3.1 Definition of a disposal facility	8
3.2 Water balance	8
3.3 Corrosion of a container	11
3.4 Leaching ratio of radionuclides from a waste form	11
3.5 Leaching rate of waste package	12
3.6 Migration model in backfill materials	13
3.7 Release of radionuclides from a disposal facility	15
4. Calculation code	16
5. Results of calculation	18
5.1 Selection of input parameters	18
5.2 Results	21
6. Conclusions	37
Acknowledgement	38
References	38
Appendix	39

1. 緒 言

低レベル放射性廃棄物の浅地層処分に関する安全評価においては、種々のシナリオが用いられている。この内、処分された廃棄物から漏洩した放射性核種が主として地下水によって人間の生活環境に輸送される事象を取り扱う地下水シナリオでは、浅地層に処分された放射性廃棄物が何等かの原因で降雨浸透水または地下水と接触して、廃棄物に含まれる放射性核種が浸出し、更に施設から漏洩し、地表面または浅地層中を移行し、地下水または表面水によって人間の生活環境に輸送され、生態系を経て最終的に人間に被曝を与える全ての被曝経路を取り扱う。したがって、このシナリオでは、放射性核種の移行過程に対応して、人工バリア核種漏洩モデル、天然バリア核種移行モデル及び一般環境中核種移行モデルの3種類を組合せて、処分に伴う周辺住民への被曝影響が評価される。

我が国における低レベル放射性廃棄物の当面の処分方式の1つとして、人工バリア付きの浅地層処分が検討されている。この場合、処分された廃棄物に含まれる放射性核種の環境中移行に対する第1番目のバリアは、固化体（または固形化体）、容器、充填材、処分施設構造物（コンクリートピット）等から構成される人工バリアである。したがって、人工バリア核種漏洩モデルは、この人工バリアにおける放射性核種の挙動をシミュレートし、人工バリアの周辺地層（天然バリア）への放射性核種の移行量を評価することを目的としている。このためには、処分施設からの周辺地層への放射性核種の移行量を、処分施設に具備される各種のバリア効果を適切に反映させて定量化する必要がある。

放射性核種が施設から漏洩する過程には、処分施設コンクリート壁のひび割れや劣化、処分施設内への水の浸透、ドラム缶容器の腐食、廃棄物からの放射性核種の浸出、充填材中での放射性核種の拡散移行、及び処分施設底部からの通気層土壌中への放射性核種の漏出といった物理的・化学的事象が含まれる。

上記の諸事象を正確にシミュレートするためには、各事象の物理的・化学的機構を解明し、且つ計算に必要なパラメータを取得しなければならない。これらの解明及び取得は、全部ではないにしても困難であり、現状では詳細なモデル化に必要な知見は必ずしも十分には得られていない。例えば、コンクリートピットへの水の浸透に関しては、健全部の評価は可能であるが、ひびわれ等によって破損した部分の評価は、破損モードを長期的に予測できる手法が世界的にも確立していないので困難である。したがって、本モデルでは、これらの事象を簡略化した数学モデルで表現することに努めた。

本研究では、人工バリアとして有効に機能すると期待される種々の要素を、妥当な範囲で簡略化した数学的モデルで表現し、それらを人工バリア内における核種の移行経路にしたがって一連の流れの中に組み込むことにより、総合的な人工バリアモデルを作成した。さらに、計算コードの特性を把握し、且つ処分施設からの漏洩量に顕著な影響を与える可能性のあるパラメータを抽出するため、パラメータの感度解析を行った。

2. モデルの構成と基本的範囲

人工バリア核種漏洩モデルは下記の要素から構成されている。

- ① 処分施設の定義
- ② 処分施設の水収支
- ③ 容器の腐食
- ④ 固化体からの核種浸出
- ⑤ 廃棄体からの核種放出
- ⑥ 充填材中核種移行
- ⑦ 処分施設からの核種漏洩

人工バリア核種漏洩モデルの作成に際して、放射性核種の処分施設からの漏洩に介在する要素及び事象について、以下に述べるような仮定を置いた。

2.1 処分施設

放射性廃棄物処分施設としてはコンクリート製の単一ピットを想定し、形状は直方体で地中に設置されているものとする。この処分施設は、放射性核種の漏洩の原因となる欠損が検出された場合に、施設の補修が義務付けられる期間においては健全性を保ち、人工バリアとしてのとじ込め効果を有効に発揮するものとする。施設の補修を義務付ける期間については必ずしも明確にされていないが、長期にわたってこの期間を継続することは現実的でない。実際の計算ではこの期間は任意に選択できるが、ここではこの期間の標準値として5年間を設定する。

上記の期間が終了したある想定時点に上部、下部コンクリートの破損が発生し、破損の最大値に達するまで、時間に対して直線的に破損が進行するものと仮定する。ここでは、コンクリート壁の経年的破損率を適切な根拠に基づいて与えることが問題となっている。すなわち、コンクリートピットに関して、水の浸透の原因となる事象は、コンクリートが劣化していない時期では、ひびわれが支配的なものと考えられる。コンクリートが劣化するような長期的な範囲では、ひびわれ以外に劣化による透水性の低下も支配的な因子となることが予想される。しかし、現状ではいずれの事象（ひびわれの発生確率とひびわれ幅、ならびに劣化モードと透水係数の増加傾向）に関しては、評価に十分な実験的データは得られていない。

米国原子力規制委員会の評価モデルでは⁽¹⁾、透水性の低い処分施設の場合に施設内への透水速度を、降雨の多いサイトに関して30 mm/yとしている。この透水速度から、年間降雨量約1400 mm/yの条件（蒸発散と表面流失を補正した実効透水速度は約250 mm/y）を仮定したサイトでの上部カバーの破損率は約0.12（30/250）と評価される。一方、英国放射線防護庁のモデルでは⁽²⁾、透水係数が 10^{-8} m/sから最終的（500年後）には初期の透水係数の20倍、すなわち、 5×10^{-7} m/sに増加するとしている。この場合トレンチ内の透水速度は100 mm/yとなる。

ここで用いられる破損率は、パラメータとして値を任意に設定できるが、試算では、初期破損率の標準値を0.006（0.12/20）とし、最終的な破損率の標準値を0.12に設定する。

2.2 廃棄体とその処分モード

処分される低レベル放射性廃棄物として軽水炉の運転廃棄物を想定するが、本モデルでは、他の核燃料サイクルからの低レベル放射性廃棄物についても同様に評価できるものと考えられる。軽水炉の運転廃棄物の内、蒸発缶濃縮廃液、イオン交換樹脂（粒状及び粉末状）、焼却灰等は、適当な固化材（例えば、セメント、アスファルト、プラスチック等）と混合することにより、巨視的に見て均一な固化体とすることが可能である。一方、いわゆる雑固体廃棄物（金属片、コンクリート片等）は、適切な減容処理（切断、圧縮、溶融等）が施された後、適切な方法で安定化され容器に封入されることになる。また、可燃性廃棄物は処分の対象から除外されるものと仮定する。

我が国において低レベル放射性廃棄物がどのようにパッケージ化されているか、また将来どのようなパッケージが用いられるかについては、一部を除いて必ずしも明確でないので、ここでは考えられるいくつかの例を想定する。

- ①パッケージⅠ：ドラム缶詰め均一固化廃棄体。
- ②パッケージⅡ：ライナー付きドラム缶に均一固化物を封入したものの。
- ③パッケージⅢ：固化されない廃棄物、圧縮された廃棄物または造粒廃棄物等（以下 Loose Waste と呼ぶ）をライナー付きドラム缶に入れ、内部をセメントミルク等で完全に充填したものの。
- ④パッケージⅣ：ドラム缶に loose waste を収納し、セメントミルク等で空隙を完全に充填したものの。
- ⑤パッケージⅤ：ドラム缶より厚い金属製容器に loose waste を収納したものの。
- ⑥パッケージⅥ：ドラム缶より厚い金属製容器に loose waste を収納し、空隙をセメントミルク等で完全に充填したものの。
- ⑦パッケージⅦ：コンクリート製容器に loose waste を収納したものの。
- ⑧パッケージⅧ：コンクリート製容器に loose waste を収納し、空隙をセメントミルク等で完全に充填したものの。

本モデルでは廃棄体として、上記の各種パッケージの内、当面の処分対象として検討されているドラム缶詰め均一固化体パッケージを想定する。

処分施設と廃棄体との容積比を与えるために、ピット閉鎖時点での総処分ドラム缶本数（ピット収納可能廃棄体総数）が、始めに与えられているものとする。しかし、実際の廃棄体の処分は複数年次に渡って実施できるものとする。例えば、第一年次に総処分ドラム缶本数の $1/2$ の放射エネルギーを、第二年次にその $1/4$ を、第三年次にさらにその $1/4$ を処分するといった実際の操業状態を想定した処分方法について評価できるものとする。

2.3 処分施設への水の侵入

処分施設内部へ浸透する可能性のある水として、降雨浸透水と地下水が考えられる。施設が飽和層に設置される場合は両者を考慮する必要があるが、不飽和層に設置される場合は主としてピット上部

からの降雨浸透水のみを考慮すれば十分である。ここでは、施設が不飽和層に設置されると仮定し、降雨浸透水のみを想定した。

処分施設が飽和層に設置される場合、施設への水の浸透経路の想定との関連もあるが、上部からの降雨浸透水、並びに横壁と下部からの地下水浸透の両者を考慮しなければならない。このことは、同時に、ピット内部からの汚染水の漏洩経路として、上部、下部及び横壁の3種類を想定することを意味する。このような現象を解析するためには、3次元の数値シミュレーションが必要となり、解析手法が大幅に複雑なものとなる。さらに、現状ではこのようなシミュレーションに必要な実験データが存在しないので、モデル化する意味が殆どないと判断される。

処分施設の不飽和層設置を仮定した場合でも、ピット内部に蓄積した汚染水の漏洩経路として、上部、下部及び横壁の3種類が想定される。しかし、上述の理由から横壁からの漏洩はないものと仮定した。

ピットの上部コンクリートが破損しない限り水のピット内部への浸入現象は起こらないものと仮定する。上部コンクリートが破損するとひび割れ等の破損部を通して雨水の浸透が始り、ピット内は水の飽和状態（または一定の水分率）になるものとする。浸透量は上部の破損率、上部の面積及び透水速度の積で与えられる。この浸透現象は瞬時に起こるものとし、徐々に飽和に達するような過渡現象については評価しない。これは、過渡的な浸透現象を解析するためには単純な解析解の利用が困難となり、複雑な数値解析法を利用する必要がでてくるためである。

ピットへの降雨水は上部カバーの破損部分からのみ浸透し、健全部分からの水の浸透はないものと仮定した。これは、ピット上部のコンクリート製カバーの厚さが50 cm程度とかなり厚く、且つ、健全なコンクリートの透水係数は $10^{-13} \sim 10^{-9} \text{ cm/s}^{(3)}$ と低いため、健全部分からの浸透は破損部からのものに比べて無視できると判断したためである。

ピット下部の破損率の値が上部より高い場合、ピット下部からの汚染水の漏洩が支配的となるが、逆の場合は、ピット下部からの漏洩と同時にピット上部からの汚染水の溢れ出しが起こると仮定する。但し、施設上部からの溢れ出しは次のような場合のみ生ずると仮定した。

- ① 処分施設が透水性の低い地層に設置される。
- ② 処分施設に透水性の低い材料が用いられる。

これらの仮定は米国原子力規制委員会の安全評価モデル⁽¹⁾でも採用されている。なお、ピット内部に蓄積した水が上部にまで達したことを確実に検知する手段が備えられ、且つ、蓄積水がなんらかの方法で排除されることが制度的に保証される期間では、この事象は除外できると考えられる。

2.4 容器の腐食

容器が健全であれば内部の固化体等は施設内部に浸透した水と接触せず、放射性核種の浸出は起こらないと仮定した。放射性核種の浸出は、容器としてのドラム缶の腐食により、内部の固化体が浸透水と接触することにより開始されると想定した。ここでは、容器の腐食による接液面積の増加を評価する。ドラム缶の腐食は、廃棄物がドラム缶に封入された時点から進行するものとする。すなわち、ピット格納時点には既にドラム缶の腐食が発生しているといった問題も処理できるようにするものとする。

2.5 固体化からの放射性核種の浸出

ここで想定した評価対象である均一固化廃棄体については、各種の環境条件において固化体からの放射性核種の浸出挙動を解明するための試験研究が多く行われ、定量的な知見が蓄積されてきた⁽⁴⁾⁻⁽¹¹⁾。さらに、浸出挙動を表現するための数学モデルも数多く提案されてきた。数学モデルに関しては、浸出挙動をより正確に表現しようとする比較的複雑なものから取扱いを簡便なものとするを目的とした簡略化されたものまであり、適切なモデルの選定が課題となっている。

一方、不均一廃棄体については、モデル化に必要な実証的試験研究データはほとんど得られていない。これらについては、各種材料についての既存の研究成果を参考にして、不確実な点に関しては安全側の仮定を置くとの基本的方針に従って、適切な工学的判断に基づくモデル化が課題となっている。この種の廃棄体に関しては、前述のように、ここでは評価対象とはしなかったが、オプションとして採用した放出率モデルでを用いて評価を行なうことが可能である。

均一固化廃棄体について浸出挙動を正確に表現するためには、浸出過程を構成する複雑な物理的及び化学的素過程 (elementary process) をそれぞれ総合化した速度式を導く必要がある。現在、比較的単純な素過程を考慮した速度式が提案されているが、厳密な速度論的研究に基づく素過程の同定は行われていないので、必ずしも十分なものではない。このような比較的単純な速度式を用いる場合でも、拡散係数以外に、例えば一次反応速度定数、表面濃度減少係数等のパラメータが必要となる。しかし、今までに蓄積された浸出データは、殆どが拡散のみを考慮した速度式または経験式を用いて解析がなされているので、パラメータとして経験的定数 (浸出率) または拡散係数のみが得られている。低レベル放射性廃棄物の浅地層処分に関する安全評価モデルでは、地下水移行シナリオを例に取っても、固化体からの放射性核種の浸出以外に人工バリアについては、容器の腐食または劣化による固化体が水と接触する面積の増加速度、充填材中での放射性核種の移行速度、コンクリートピットを通しての放射性核種の漏洩速度など、天然バリアについては、地層中における放射性核種の移行速度、生態系における放射性核種の移行挙動、被曝評価等多くの要素がある。したがって、安全評価モデルの構成要素における全体的バランスを考慮し、ここでは最も一般的でかつ物理的解釈が明瞭な内部拡散のみを考慮した物質輸送理論に基づく速度式を用いることにする。

固化体の浸出データ (拡散係数) は、水中浸漬の条件で求められたものであり、この値に処分条件の補正を加える必要がある場合も想定される。例えば、ピット内部の飽和度が1以下の場合、ならびにピット内での水の流れが遅く、固化体が接する水の放射性核種濃度が近似的に0と置けない場合、期待される拡散係数は浸出試験で求められたものより低くなることが想定される。しかし、これらの効果に関する実験的データは現状では得られていないので、ここではこれらの補正は行わないこととした。

固化されない廃棄物 (雑固体廃棄物) または固化されたものでも廃棄物が土壌等と均一混合が期待される処分方法では、放出モデルとして、

- ① 分配係数法
- ② 放出率法 (分配係数と関連したもの)
- ③ 放出率法 (定数)

の3種類のオプションが考えられている。①と②は本質的に同じもので、主として処分場の土壌に対する放射性核種の分配係数に支配されるものであり、処分施設を不飽和土壌層とみなしていることに

等しい。土壌について代表的な物性（吸着特性）が想定される場合は、この手法を一般的な安全評価に利用できる。一方、処分場の土壌に特有な分配係数を用いる場合はサイトに特有な安全評価ができることになる。本モデルでは、実際の計算に際して、放出率の値を任意に選択できるようにした。

2.6 放射性核種の充填材中移行

廃棄体は、処分施設（コンクリートピット）内に充填材と共に埋設されると仮定した。充填材は周辺の天然土壌または人工的なものが利用されると想定されるが、ここでは周辺土壌が利用されると仮定した。しかし、実際の計算では充填材に関するパラメータを任意に選択できる。充填材の核種移行遅延効果を評価する際には、廃棄体と充填材の比が問題となる。すなわち、充填材の割合が極端に低い場合、実際には充填材の核種移行遅延効果は十分には期待できない。

充填材中における放射性核種の移行（migration）は移流（advection）、拡散（dispersion）、保持（retention）、及び放射能崩壊に支配される。移流は浸透水の平均流速により放射性核種が移動する現象であり、水流速度が移流を支配する因子である。浸透水の水頭ポテンシャルが減少する方向に向う水の移動は、主として水頭圧差、空隙率、及び透水係数に依存する。拡散は分子拡散（molecular diffusion）と流体力学的拡散（hydrodynamic dispersion）との複合現象である。分子拡散は水の流れがない条件でも起こり得る。流体力学的拡散は浸透水の平均流速からの局所的流速の偏差によって生ずる。拡散によって放射性核種は混合され、さらに水流方向に移行する。保持は放射性核種と地層物質との間で起こる全ての相互作用を意味する。例えば、下記のような機構が考えられる。

- ① 可逆的イオン交換吸着
- ② 物理的吸着
- ③ 不動性水（immobile water）への分子拡散
- ④ ろ過
- ⑤ 沈殿／溶解
- ⑥ 凝集

従来、モデルにおいて基本的保持現象は特に分離されず、それら全体の効果は分配係数（ K_d 、土壌に保持された放射エネルギー／水に残留した放射エネルギー）によって経験的に表されてきた。 K_d を用いるということは、特定の化学形の放射性核種が他の核種に独立に移行し、且つ、保持現象が迅速に進行する可逆的過程であるとの仮定が成立しているということの意味する。 K_d のみで保持現象を表現しようとするならば、保持現象の複雑さとそれらの間の相互作用を考慮して、 K_d 値の選択には注意を払う必要がある。複雑な問題を避けるためには、評価対象地層におけるフィールド試験によって測定された値を用いることが望ましいと考えられている。

一方、可能性のある保持現象の全てを確認し正確にモデル化しようとする、評価に必要なデータと計算時間は膨大なものとなる。特に、放射性核種の化学形、化学反応、選択的イオン交換等の取扱が複雑なものとなる。さらに、このアプローチを採用すると、下記の情報が必要となる。

- ① EH、pH及び地層における水の地球化学的平衡
- ② 地層の地質、鉱物学的データ
- ③ 膨大な化学反応定数

④ 上記パラメータの地域的変動

ここでは、モデルをできるだけ単純化するとの観点から、放射性核種の地層構成物質による保持現象を分配係数のみによって表現する方法を採用し、充填材中の放射性核種の移行に関しては、飽和層に適用されている通常の水収支-核種収支から導かれる物質輸送方程式を用いる。

2.7 処分施設からの放射性核種の漏洩

下部コンクリートにひび割れ等の破損がある場合には、ピット底部の破損部分からのみ地層中へ放射性核種が漏出するものとする。しかし、下部コンクリートに破損が発生しない場合、放射性核種がオーバーフロー水と共にピット周辺の表層土壤中へ漏出する現象が起こるものとする。下部コンクリートに破損の発生が見られても、それが上部コンクリートのひび割れ等の破損に比べ相対的に小さく、ピット内部への浸入水の全水量がピット底部から流失しない時にも、オーバーフローによピット周辺表層土壤中への放射性核種の漏出現象が起こるものとする。

3. 数 学 モ デ ル

3.1 処分施設の定義

処分施設に関するパラメータを下記のように定義する。

ドラム缶容器 (廃棄体) 半径	R_D	m
ドラム缶高さ	H_D	m
ドラム缶総数	N_D	本
ピット有効深さ	H_P	m
ピット横方向長さ	L_P	m
ピット縦方向長さ	W_P	m
ピット全容積	V_P	m^3
$V_P = L_P \cdot W_P \cdot H_P$		
ピット内ドラム缶全容積	V_D	m^3
$V_D = \pi R_D^2 \cdot H_D \cdot N_D$		
充填材と接触するドラム缶表面積	S_D	m^2
$S_D = 2 \pi R_D \cdot H_D \cdot N_D$		
ピット内で充填材の占める容積	V_B	m^3
$V_B = V_P - V_D$		
ピット底部で充填材の占める面積	S_B	m^2
$S_B = V_B / H_P$		

3.2 水収支

処分施設上部の地表面における水収支に関する諸量を下記のように定義する。

平年降水量	P	m/y
平年蒸発散量	E	m/y
表面流出係数	S	

ピット上部コンクリート蓋に関する諸量は下記のように定義する。

破損時透水速度	v_T	m/y
初期破損時間	t_{T_1}	y
最終破損時間	t_{T_2}	y
初期破損率	d_{T_1}	
最終破損率	d_{T_2}	

$$\text{但し, } t_{T_1} \leq t \text{ の時, } v_T = (1 - S) \cdot (P - E) \quad (1)$$

$$t_{T_1} > t \text{ の時, } v_T = 0.0 \quad (2)$$

ピット下部コンクリート壁に関する諸量は下記のように定義する。

破損時透水速度	v_B	m/y
初期破損時間	t_{B1}	y
最終破損時間	t_{B2}	y
初期破損率	d_{B1}	
最終破損率	d_{B2}	

但し、 $v_B = v_T$ とする。 (3)

水のピット内への侵入については、管理的期間（補修効果が期待できる期間）の終了時点を t_1 とすると、 $t_1 \leq t_{T1}$ を満足する t_{T1} 以後に開始されるとする。

ピット上部コンクリート蓋の時間 t における破損率を次式で与える。

$$t_1 < t_{T1} \quad , \quad d_T(t) = 0.0 \quad (4)$$

$$t_{T1} \leq t \leq t_{T2} \quad , \quad d_T(t) = (d_{T1} - d_{T2}) / (t_{T1} - t_{T2}) \cdot (t - t_{T1}) + d_{T1} \quad (5)$$

$$t_{T2} < t \quad , \quad d_T(t) = d_{T2} \quad (6)$$

同様にして、ピット底部コンクリート壁の時間 t における破損率を次式で与える（Fig. 1 参照）。

$$t_1 < t_{B1} \quad , \quad d_B(t) = 0.0 \quad (7)$$

$$t_{B1} \leq t \leq t_{B2} \quad , \quad d_B(t) = (d_{B1} - d_{B2}) / (t_{B1} - t_{B2}) \cdot (t - t_{B1}) + d_{B1} \quad (8)$$

$$t_{B2} < t \quad , \quad d_B(t) = d_{B2} \quad (9)$$

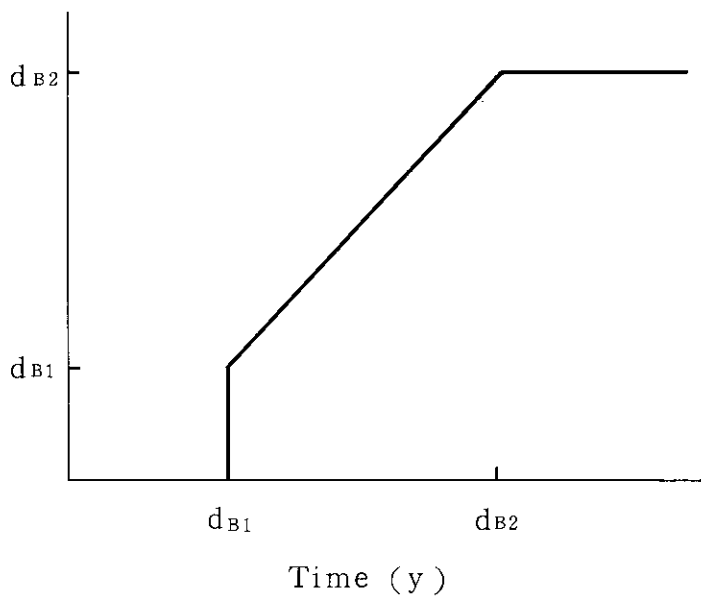


Fig.1 Degradation mode of the top and bottom of the disposal facility

ピットへの浸透水量率 J_{IN} (m^3/y) は透水速度, ピット上部蓋の面積及び破損率の積で与える。

$$J_{in} = v_T \cdot L_P \cdot W_P \cdot d_T(t) \quad (10)$$

ピット底部からの流出水量率 J_{out} (m^3/y) を同様に次式で与える。

$$d_T(t) > d_B(t) \text{ の時, } J_{out} = v_B \cdot L_P \cdot W_P \cdot d_B(t) \quad (11)$$

$$d_T(t) \leq d_B(t) \text{ の時 } J_{out} = J_{in} \quad (12)$$

オーバーフロー水量率 J_{over} (m^3/y) は次式で与えられる。

$$J_{over} = J_{in} - J_{out} \quad (13)$$

ピット内水の飽和度 θ については, 次のように定める。

$$d_T(t) > d_B(t) \text{ の時, } \theta = 1.0$$

$$d_T(t) \leq d_B(t) \text{ の時 } \theta = \theta_0 \leq 1.0$$

但し, 水分飽和度 θ_0 はパラメータとして入力する。

なお, ピット内部の水収支に関する概念を下図に示す。

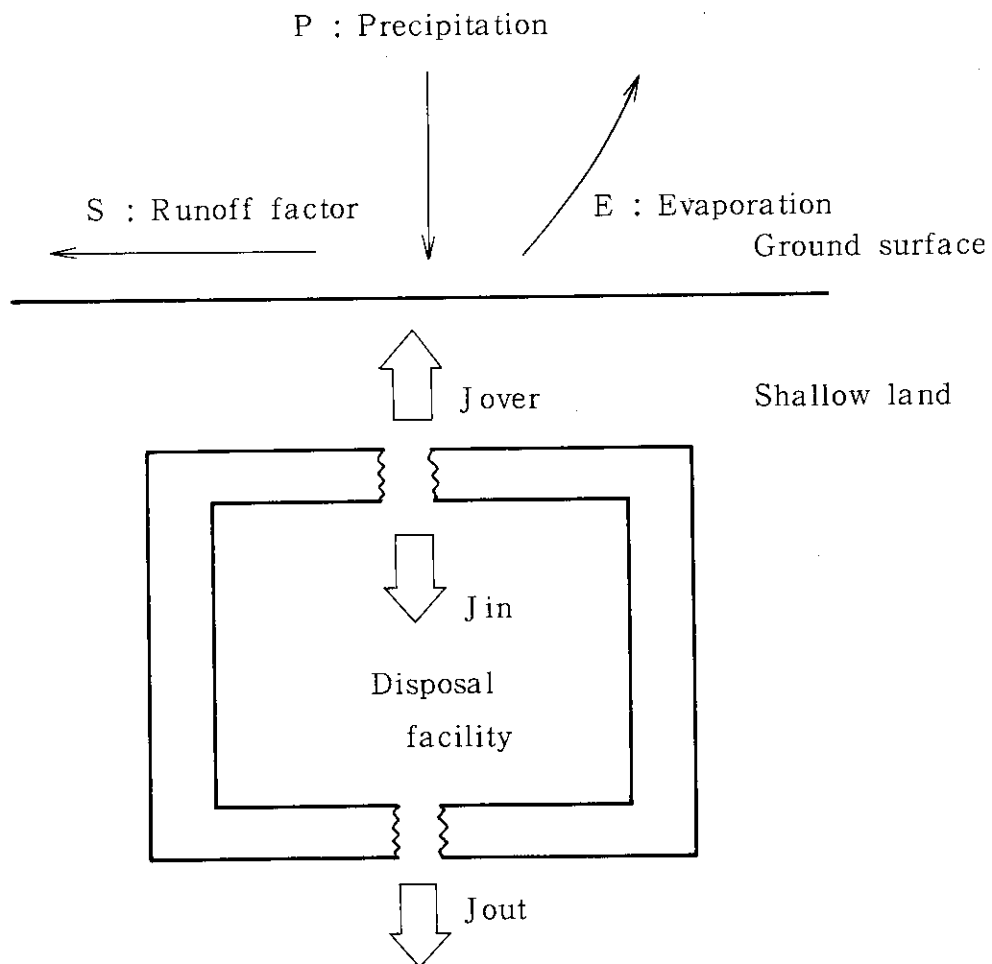


Fig.2 Conceptual representation of the water balance

3.3 ドラム缶の腐食

ドラム缶の腐食度（接液面積比） $C_R(t)$ ，次のロジスティック関数で与える。

$$C_R(t) = \exp(\alpha + \beta t) / [1 + \exp(\alpha + \beta t)] \quad (14)$$

但し， α ， β は次の入力データにより決定する。

観測時間 (y)	腐食度
t_{R1}	$C_R(t_{R1})$
t_{R2}	$C_R(t_{R2})$

腐食は，施設処分の以前から ($t < 0$) 進行しているものとする。典型的な接液面積比-時間曲線の例を下図に示す。

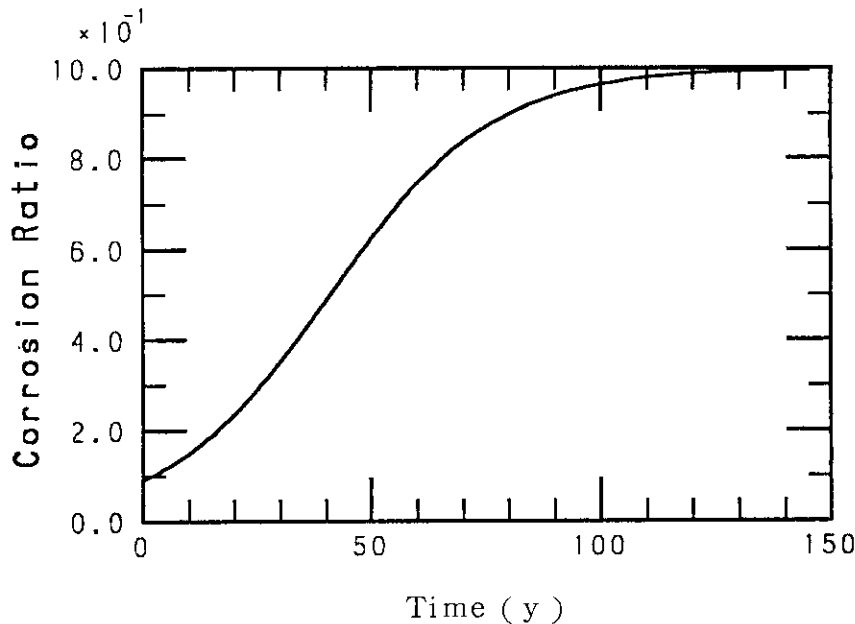


Fig.3 Time dependent of exposed surface area of a drum

3.4 固化体からの放射性核種の浸出比

容器に封入される廃棄物として，ここでは均一固化体を想定した。この固化体からの放射性核種の浸出過程は，固化体内部の拡散または固化体と液相との間に形成される拡散2重層内での拡散に律速されると仮定して，物質輸送理論に基づく速度式が提案され浸出挙動の解析に用いられてきた。固化体の幾何学的形状，初期条件及び境界条件によってそれぞれ異なる速度式が得られる。ここでは，その中から国際原子力機関が提案した半無限平板拡散源モデルから導かれる速度式⁽¹²⁾を採用する。

この半無限媒体拡散源モデルでは，浸出系を巨視的に見て放射性核種が均一に分散している半無限の固化体マトリックスとそれが浸漬されている無限で均一組成を有する液相とから成っていると仮定する。この場合微小要素における物質収支は次式で与えられる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} \quad (15)$$

ここで、 C : 拡散物質の濃度,

D_w : 拡散係数。

初期及び境界条件は,

$$\begin{aligned} t = 0, \quad \infty > x > 0, \quad C = C_0, \\ t = 0, \quad x < 0, \quad C = 0, \\ t > 0, \quad x = 0, \quad C = 0. \end{aligned}$$

ここで、 C_0 : 拡散物質の初期濃度。

上記の諸条件のもとで(15)式の解は次式で与えられる。

$$C = C_0 \operatorname{erfc} \{ x / 2 (D_w t)^{1/2} \} \quad (16)$$

時間 t の間に単位表面から移動する拡散物質の量 (Q) は次式で与えられる。

$$Q = 2 C_0 (D_w t / \pi)^{1/2} \quad (17)$$

この場合、体積 (V : m^3) 表面積 (S : m^2) の固化体からの時間 t (y) における積算浸出比 (f) は次式で与えられる。

$$f = 2 (S/V) (D_w t / \pi)^{1/2} \quad (18)$$

ここで、 f : 積算浸出比,

但し、拡散係数 D_w (m^2/y) は入力で与える。

浸出率モデルでは、 t_z 間に全量が漏洩するとし、浸出比を次式で与える。

$$f(t) = 1 / t_z \quad (t \leq t_z) \quad (19)$$

$$f(t) = 1 \quad (t > t_z) \quad (20)$$

なお、全ての計算方法について、次式が満足されるものとする。

$$f(t) \leq 1$$

(18)式では評価時間が長くなると、拡散係数が比較的大きい場合、原理的に積算浸出比が1を越えることが想定されるので、この条件を設定した。

3.5 廃棄体からの浸出率

廃棄体が j 番目の処分ピットに埋設された時点を $t_{wj}(y)$ とし、ピット上部に破損が生じた時点を $t_{T1}(y)$ とした時、時間 t_{T1} から t までに廃棄体からの放射性核種の積算浸出比 (f_{1j}) は、固化体からの浸出とドラム缶の腐食による接液面積増加の両過程を Convolution することにより与えられる。

$$\begin{aligned} f_{1j}(t) = & \int_{t_{T1}}^t f(t-t') d/dt' C_R(t'-t_{wj}) dt' \\ & + f(t-t_{T1}) \cdot C_R(t_{T1}-t_{wj}) \end{aligned} \quad (21)$$

ここで、右辺第2項はピット上部が破損する以前に容器の腐食による固化体の接液部分からの浸出比の寄与を示している。

j番目のピットに処分された廃棄体中の初期放射性核種含有量を Q_{0j} (C_i) とすると、浸出を考えない時の t 時間経過後の減衰〔崩壊定数： λ (y^{-1})〕を考慮して、全ピットからの浸出量 $L(t)$ [(C_i/y)] は次式で与えられる。

$$\begin{aligned}
 L(t) &= \sum_{j=1}^J Q_{0j} \cdot \exp\{-\lambda(t-t_{wj})\} \cdot \frac{d}{dt} f_{1j}(t) \quad (22) \\
 &= \sum_{j=1}^J Q_{0j} \cdot \exp\{-\lambda(t-t_{wj})\} \cdot \\
 &\quad \left[\int_{t_{T1}}^t \frac{df(t-t')}{dt} \frac{dC_R(t'-t_{wj})}{dt'} dt' \right. \\
 &\quad \left. + \frac{df(t-t_{T1})}{dt} C_R(t_{T1}-t_{wj}) \right]
 \end{aligned}$$

ここで、上式の数値計算のために、時間 t' について、時間 t_{T1} (t_1) から t (t_N) までの間を n 個の微小時間間隔 (Δt) に分割する。この時、 t_N から $t_N + \Delta t$ までの微小時間の間に浸出する量 [$L(t_N) \Delta t : C_i$] は次式で与えられる。

$$\begin{aligned}
 L(t_N) \Delta t &= \sum_{j=1}^J Q_{0j} \cdot \exp\{-\lambda(t_N-t_{wj})\} \cdot \\
 &\quad \sum_{n=1}^N [\{ f(t_N+\Delta t-t_n) - f(t_N-t_n) \} \cdot \\
 &\quad \{ C_R(t_n-t_{wj}) - C_R(t_{n-1}-t_{wj}) \}] \quad (23)
 \end{aligned}$$

ここでは、簡単のため、 $C_R(t_0-t_{wi}) = 0$ とし、 $\Delta t = 1/12(y)$ とした。

3.6 充填材中移行モデル

処分ピット内の核種の移行の支配方程式は、核種の移流、拡散、土壌への吸着及び現衰を考慮した物質輸送方程式の解析解で与える。なお、土壌と放射性核種の相互作用に起因する移行遅延効果は、土壌による放射性核種の保持機構としてイオン交換吸着を想定し、分配係数で表現する。

土壌と放射性核種の相互作用の物理的・化学的機構には、イオン交換吸着、物理的吸着、逡過、析出(沈殿)、凝集、不動水への分子拡散等が含まれる。しかし、これらの機構の全てを確認し、適切な速度式を導出し、且つ計算に必要な速度パラメータを入手するためには、今後さらに研究を進める

但し,

$$X_N = \frac{1}{\sqrt{4\pi D_{F,N} t/R}} \exp \left\{ -\frac{(Z - v_{F,N} t/R)^2}{4 D_{F,N} t/R} - \lambda t \right\} \quad (28)$$

$$v_{F,N} = J_{in,N} / \epsilon S_B \theta \quad (29)$$

ここで, $C(Z, t)$: 水中放射性核種濃度 (Ci/m^3),

$D_{F,N}$: 拡散係数 (m^2/y),

$$D_{F,N} = D_s \cdot v_{F,N} + D_m, \quad (30)$$

$v_{F,N}$: 時刻 t_N における充填材中透水速度 (m/y),

$J_{in,N}$: 時刻 t_N におけるピット内への浸透水量 (m^3/y)。

(27)式の積分から次式が得られる。

$$C(Z, t) = \sum_{N=1}^M \frac{L(t_N) (t_{N+1} - t_N)}{2H_P S_B \epsilon \theta R} \exp \{ -\lambda (t - t_N) \} \\ \times \left\{ \operatorname{erfc} \left\{ \frac{Z - H_P - \frac{v_{F,N}}{R} (t - t_N)}{\sqrt{\frac{4D_{F,N} (t - t_N)}{R}}} \right\} \right. \\ \left. - \operatorname{erfc} \left\{ \frac{Z - \frac{v_{F,N}}{R} (t - t_N)}{\sqrt{\frac{4D_{F,N} (t - t_N)}{R}}} \right\} \right\} \quad (31)$$

3.7 処分施設からの核種漏洩量

前項の移行方程式の解を $C(t, Z)$ とすれば, 処分施設から地層中へ放出される放射性核種量 $I(t)$; Ci/y は次式で与えられる。

$$I(t) = J_{out} \cdot C(t, H_P) \quad (32)$$

なお, オーバーフロー水による地表面への漏洩量は $O(t)$; Ci/y 次式で与えられる。

$$O(t) = J_{over} \cdot C(t, Z_0) \quad (33)$$

ここで, Z_0 は平均濃度を与える深さとする。

本基本モデル案では均一固体化を評価対象としたので, 上記のモデルを採用したが, 雑固体のよう

な不均質廃棄体では、廃棄体の漏洩量を定量化することが困難な場合があるため、充填材、廃棄体、及び水との間に放射性核種の分配平衡が成立っていると仮定した平衡論的モデルが提案されている。このモデルでは、次式で直接ピット底部における放射性核種濃度が与えられる。

$$C_p(t, i) = R_c(i) \cdot C_w(t, i) \tag{34}$$

ここで、 $C_p(t, i)$: ピット下部における核種 i の水中濃度 (C_i/m^3) ,

$R_c(i)$: 核種 i の放出係数,

$C_w(t, i)$: 廃棄体中の核種 i の濃度 (C_i/m^3) 。

施設からの核種の漏洩量は次式で与えられる。

$$R_p(t, i) = Q_p \cdot C_p(t, i) \tag{35}$$

ここで、 $R_p(t, i)$: 施設からの核種 i の漏洩量 (C_i/y) ,

Q_p : 施設からの流出水量 (m^3/y) 。

4. 計 算 コ ー ド

計算コード (ENBAR : Simulation Code for the Release of Radionuclides from an Engineered Barrier) のプログラムフローを下記に示す。

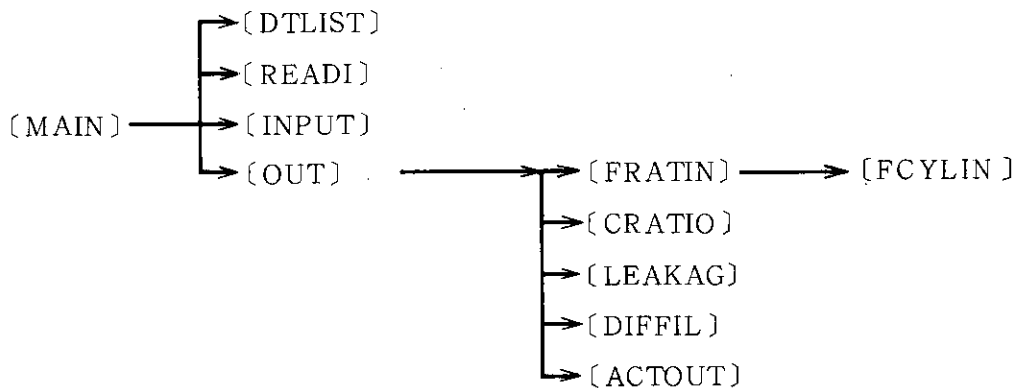


Fig.4 Program flow of ENBAR

以下に主要なモジュールを説明する。

(1) MAIN

メインプログラムとして、全体の計算の流れを制御する。

(2) READI

入力データを読み込み、入力データを出力する。

[引数] IR : 入力データの出力機番号

(3) INPUT

指定された IR より入力データを読み取り、各 COMMON にデータを収納する。

な不均質廃棄体では、廃棄体の漏洩量を定量化することが困難な場合があるため、充填材、廃棄体、及び水との間に放射性核種の分配平衡が成立っていると仮定した平衡論的モデルが提案されている。このモデルでは、次式で直接ピット底部における放射性核種濃度が与えられる。

$$C_p(t, i) = R_c(i) \cdot C_w(t, i) \quad (34)$$

ここで、 $C_p(t, i)$: ピット下部における核種 i の水中濃度 (C_i/m^3) ,

$R_c(i)$: 核種 i の放出係数,

$C_w(t, i)$: 廃棄体中の核種 i の濃度 (C_i/m^3) 。

施設からの核種の漏洩量は次式で与えられる。

$$R_p(t, i) = Q_p \cdot C_p(t, i) \quad (35)$$

ここで、 $R_p(t, i)$: 施設からの核種 i の漏洩量 (C_i/y) ,

Q_p : 施設からの流出水量 (m^3/y) 。

4. 計 算 コ ー ド

計算コード (ENBAR : Simulation Code for the Release of Radionuclides from an Engineered Barrier) のプログラムフローを下記に示す。

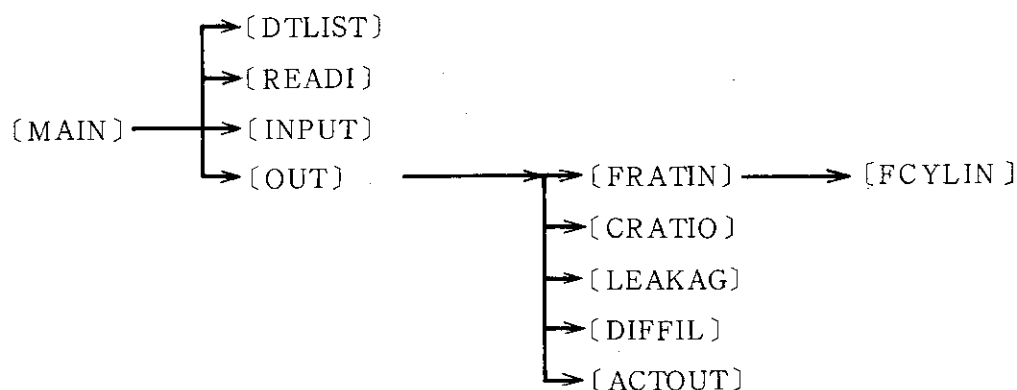


Fig.4 Program flow of ENBAR

以下に主要なモジュールを説明する。

(1) MAIN

メインプログラムとして、全体の計算の流れを制御する。

(2) READI

入力データを読み込み、入力データを出力する。

[引数] IR : 入力データの出力機番号

(3) INPUT

指定された IR より入力データを読み取り、各 COMMON にデータを収納する。

[引数] IR : 入力データの出力機番号

(4) OUT

データの出力及び水収支以降の主要計算の流れと計算結果の出力を制御する。

(5) FRATIO, FCYLIN

IEQ = 1, 3 の場合, 固化体からの浸出比を FRATIO で計算し, IEQ = 2 の時浸出比計算は FCYLIN で実行される。

[引数] F : 固化体からの浸出比

TN : 浸出評価時間 (y)

NTN : 評価時間のステップ数

IEQ : 浸出比計算方法オプション

IEQ = 1 : 半無限拡散源モデル

IEQ = 2 : 有限シリンダー拡散源モデル

IEQ = 3 : 放出率モデル

RO : 固化体の半径 (m)

HO : 固化体の高さ (m)

DW : 固化体からの浸出に関する実効拡散係数 (m^2/y)

TZ : 固化体中に含まれる核種の全量が浸出するまでの時間 (y)

(6) CRATIO

ドラム缶の腐食による接液面積比を計算する。

[引数] CR (i, j) : 接液面積比

TN (i) : 評価時間 (y)

NTN : 評価時間のステップ数

TWJ (j) : ピット j における処分時間 (y)

NJ : 処分時間ステップ

LNT : NTN の最大値

LJ : NJ の最大値

CR 1, CR 2 : 時間 T1 (y) 及び T2 (y) における接液面積比 (実験値)

(7) LEAKAG

廃棄体からの放射性核種の浸出率 (C_i/y) を計算する。

[引数] ALEKAG (i) : 廃棄体からの浸出率 (C_i/y)

F (i) : 固化体からの浸出比

CR (i, j) : 接液面積比

TN (i) : 評価時間 (y)

NTN : 評価時間のステップ数

TWJ (j) : ピット j における処分時間 (y)

NJ : 処分時間ステップ

LNT : NTN の最大値

ALAMDA : 崩壊定数 (y^{-1})

QJ (j) : ピット j への処分放射能量

(8) DIFFIL

一次元拡散移行方程式を用いて、処分ピット内の各深さにおける水中放射性核種濃度を計算する。

[引数] CN	: 深さ Z における水中放射性核種濃度 (C_i / m^3)
Z	: 処分ピットの評価深さ (m)
T	: 観測時間 (y)
TN	: 評価時間 (y)
ALAMDA	: 崩壊定数 (y^{-1})
ALEKAG	: 廃棄体からの浸出率 (C_i / y)
VNF	: 充填材中の透水速度 (m/y)
RNF	: 遅延係数
DNF	: 充填材中の核種拡散係数 (m^2 / y)
HP	: 処分ピットの深さ (m)
SB	: 処分ピットの実効底面積 (m^2)
EPS	: 充填材の空隙率
THETAN	: 水分飽和度

(9) ACTOUT

ピット上部及び下部からの放射能漏洩量を計算する。

[引数] ACTB	: ピット底部からの放射能漏洩率 (C_i / y)
ACTO	: ピット上部からのオーバーフローによる放射能漏洩率 (C_i / y)
AJIN (i)	: ピット内浸透水率 (m^3 / y)
AJOUT (i)	: ピット底部からの流出水率 (m^3 / y)
CN	: 深さ Z における水中放射性核種濃度 (C_i / m^3)
T	: 観測時間 (y)
TN	: 評価時間 (y)
NTN	: 評価時間のステップ数

上記主要なサブルーチンプログラムを別添に示す。

5. 試算結果

5.1 入力パラメータの設定

前述のモデルの基本的範囲での諸仮定、仮想的処分場（我が国の本州北部の某地）の環境条件等に基づき、試算のための入力データとして下記の値を選定した。

(1) 処分施設

ドラム缶容器半径	R_D (m) : 0.283
ドラム缶高さ	H_D (m) : 0.830
ドラム缶総数	N_D (本) : 2,500

(8) DIFFIL

一次元拡散移行方程式を用いて、処分ピット内の各深さにおける水中放射性核種濃度を計算する。

[引数] CN	: 深さ Z における水中放射性核種濃度 (C_i / m^3)
Z	: 処分ピットの評価深さ (m)
T	: 観測時間 (y)
TN	: 評価時間 (y)
ALAMDA	: 崩壊定数 (y^{-1})
ALEKAG	: 廃棄体からの浸出率 (C_i / y)
VNF	: 充填材中の透水速度 (m/y)
RNF	: 遅延係数
DNF	: 充填材中の核種拡散係数 (m^2 / y)
HP	: 処分ピットの深さ (m)
SB	: 処分ピットの実効底面積 (m^2)
EPS	: 充填材の空隙率
THE TAN	: 水分飽和度

(9) ACTOUT

ピット上部及び下部からの放射能漏洩量を計算する。

[引数] ACTB	: ピット底部からの放射能漏洩率 (C_i / y)
ACTO	: ピット上部からのオーバーフローによる放射能漏洩率 (C_i / y)
AJIN (i)	: ピット内浸透水率 (m^3 / y)
AJOUT (i)	: ピット底部からの流出水率 (m^3 / y)
CN	: 深さ Z における水中放射性核種濃度 (C_i / m^3)
T	: 観測時間 (y)
TN	: 評価時間 (y)
NTN	: 評価時間のステップ数

上記主要なサブルーチンプログラムを別添に示す。

5. 試算結果

5.1 入力パラメータの設定

前述のモデルの基本的範囲での諸仮定、仮想的処分場（我が国の本州北部の某地）の環境条件等に基づき、試算のための入力データとして下記の値を選定した。

(1) 処分施設

ドラム缶容器半径	R_D (m) : 0.283
ドラム缶高さ	H_D (m) : 0.830
ドラム缶総数	N_D (本) : 2,500

ピット有効深さ $H_P : 5.0$
 ピット横方向長さ $L_P : 20.0$
 ピット縦方向長さ $W_P : 100.0$

ピット全容積 $V_P : 1.0 \times 10^4$
 ピット内ドラム缶全容積 $V_D : 5.24 \times 10^3$
 ドラム缶全表面積 $S_D : 1.983 (1本当り) \times 2,500$
 充填材の占める容積 $V_B : 1.00 \times 10^3$
 底部での充填材の面積 $S_B : 9.52 \times 10^2$

(2) 気象条件

気象庁で測定され、公表されている降雨量は降雨と降雪の和であり、この値の平均値 ($1419\text{mm}/\text{y}$) を採用した。蒸発散量は当該仮想的処分場周辺では測定値が得られないので、本州北部での平均値、 $625\text{mm}/\text{y}$ を採用した。表面流失係数は地表面の地形に特有であり、一般性は必ずしもないが、ここでは日本の地形に一般的な 0.7 を採用する。

月	年平均月別降雨量 (mm)	年平均月別蒸発散量 (mm)
1	120	18.9
2	38	15.9
3	50	44.6
4	83	9.8
5	88	74.9
6	131	28.0
7	95	76.4
8	334	104.5
9	179	131.7
10	87	95.4
11	130	14.4
12	84	8.3

(3) コンクリートの破損率

ピット上部コンクリート蓋に関する諸量は下記のように仮定する。

透水速度 v_T (m/y) : 気象データから計算する,

初期破損時間 t_{T1} (y) : 5

最終破損時間 t_{T2} (y) : 300

初期破損率 d_{T1} : 0.006 (中央値),

最終破損率 d_{T2} : 0.12 (中央値),

但し, $t_{T1} \leq t$ の時, $v_T = (1-S) \cdot (P-E)$

$t_{T1} > t$ の時, $v_T = 0.0$

ピット下部コンクリート壁に関する諸量は下記のように仮定する。

破損時透水速度	v_B (m/y) :	$v_B = v_T$ とする,
初期破損時間	t_{B1} (y) :	5
最終破損時間	t_{B2} (y) :	300
初期破損率	d_{B1} :	0.006 (中央値),
最終破損率	d_{B2} :	0.12 (中央値)。

(4) 固化体の浸出性

均一固化体としてセメント固化体を想定し、拡散モデルにおける実効拡散係数 (m^2/y) を下記のように仮定する。なお、ここでは、簡単のため、評価期間中に固化体の浸出性を高めるような劣化は生じないと仮定する。

D_w (Cs-137)	:	3.6×10^{-6} (中央値),
D_w (Sr-90)	:	3.6×10^{-8} (中央値),
D_w (Co-60)	:	3.6×10^{-11} (中央値)。

(5) 充填材の物性及び浸透水解析パラメータ

関連するパラメータを下記のように仮定する。

充填材空隙率	ϵ :	0.5
充填材密度	ρ (kg/m ³) :	1.6
分配係数	K_d (ml/g) :	K_d (Cs-137) : 1.00×10^3 (中央値), K_d (Sr-90) : 50 (中央値), K_d (Co-60) : 100 (中央値),
標準拡散係数	D_s (m) :	0.02 (中央値)
分子拡散係数	D_m (m ² /y) :	6×10^{-3} (屈曲度を4とした時の値),
飽和度	θ :	1。

(6) ドラム缶の腐食パラメータ

α と β の値を下記のように仮定する。

α :	-2.296,
β :	0.05617。

(7) 放射能データ

半減期 : $t_{1/2}$ (Cs-137) :	30.2 y,
$t_{1/2}$ (Sr-90) :	28.5 y,
$t_{1/2}$ (Co-60) :	5.27 y。

処分量 : 単一ピットに最初の1年に 10^6 Ci。

5.2 計算結果

(1) 固化体からの積算浸出比

ドラム缶がない場合の200ℓセメント固化体からの放射性核種の積算浸出比を求めた結果をFig. 5 (^{137}Cs), Fig. 6 (^{90}Sr), 及び Fig. 7 (^{60}Co) にそれぞれ示す。ここで、浸出に関する実効拡散係数は次の値を用いた。

$$D_w(\text{Cs-137}) : 3.6 \times 10^{-5}, 3.6 \times 10^{-8}, 3.6 \times 10^{-7},$$

$$D_w(\text{Sr-90}) : 3.6 \times 10^{-8}, 3.6 \times 10^{-9}$$

$$D_w(\text{Co-60}) : 3.6 \times 10^{-10}, 3.6 \times 10^{-11}, 3.6 \times 10^{-12}。$$

固化体からの放射性核種の浸出量計算の段階では、崩壊による補正は加えないので、固化体からの積算浸出比は固化体の浸出に関する放射性核種の実効拡散係数にのみ依存することになる。すなわち、Figs. 5～7までに示した浸出曲線は、実効拡散係数 3.6×10^{-5} から $3.6 \times 10^{-12} \text{ m}^2/\text{y}$ までの範囲をカバーしている。各拡散係数に対応する300年後における積算浸出比の値をTable 1に掲げる。

Table 1 Cumulative fractions leached from a cement waste form at 300 years depending on the apparent diffusion coefficients

Diffusion coefficient (m^2/y)	Cumulative leaching fraction at 300y
3.6×10^{-5}	7.6×10^{-1}
3.6×10^{-6}	3.2×10^{-1}
3.6×10^{-7}	1.1×10^{-1}
3.6×10^{-8}	3.5×10^{-2}
3.6×10^{-9}	1.1×10^{-2}
3.6×10^{-10}	3.5×10^{-3}
3.6×10^{-11}	1.1×10^{-3}
3.6×10^{-12}	3.5×10^{-4}

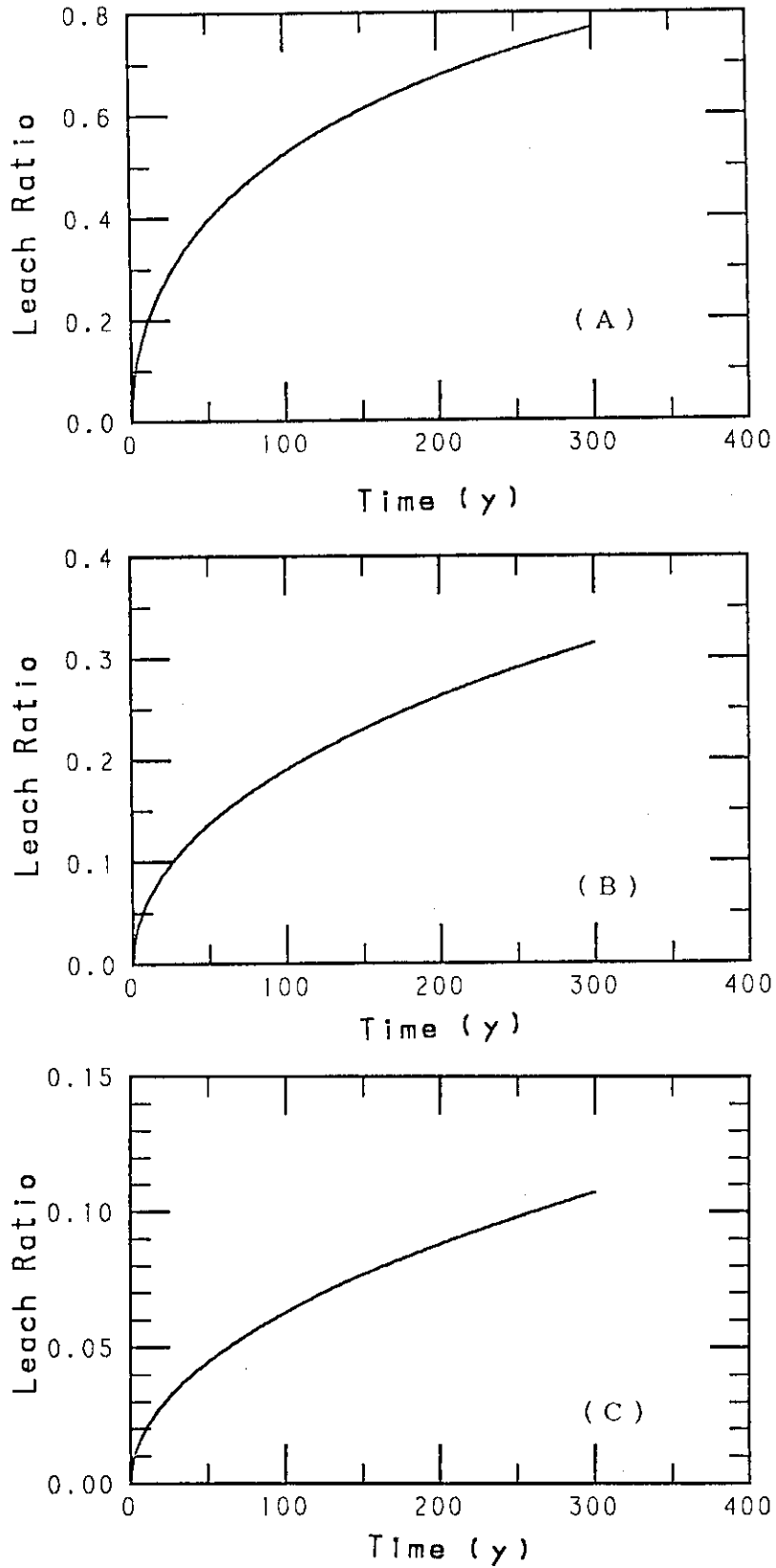


Fig. 5 Cumulative fractions of ^{137}Cs leached from a cement waste form
 Diffusion coefficient (m^2/y) : 3.6×10^{-5} (A) , 3.6×10^{-6} (B)
 3.6×10^{-7} (C)

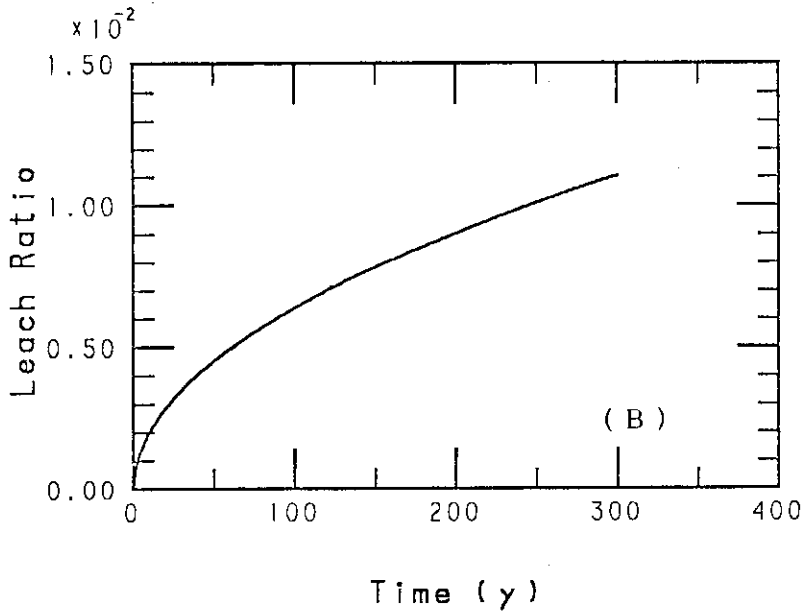
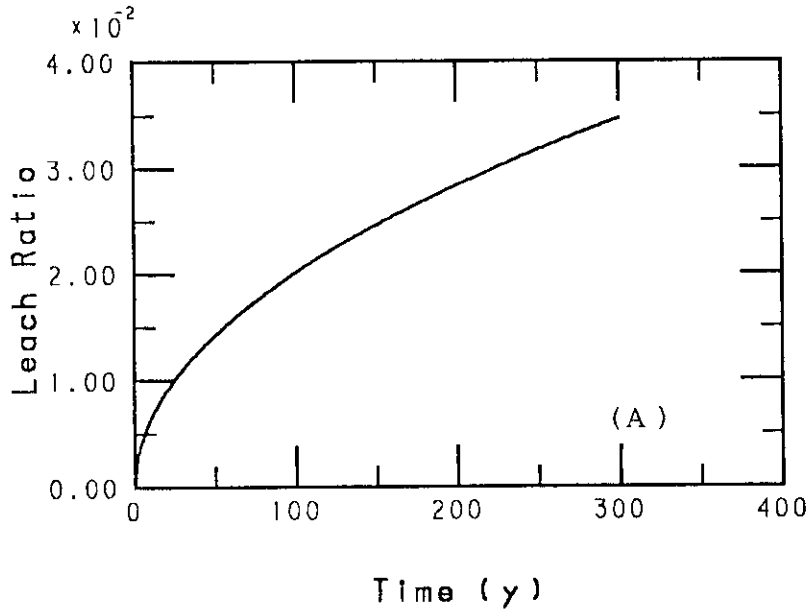


Fig. 6 Cumulative fractions of ^{90}Sr leached from a cement waste form
 Diffusion coefficient (m^2/y) : 3.6×10^{-9} (A) , 3.6×10^{-10} (B)

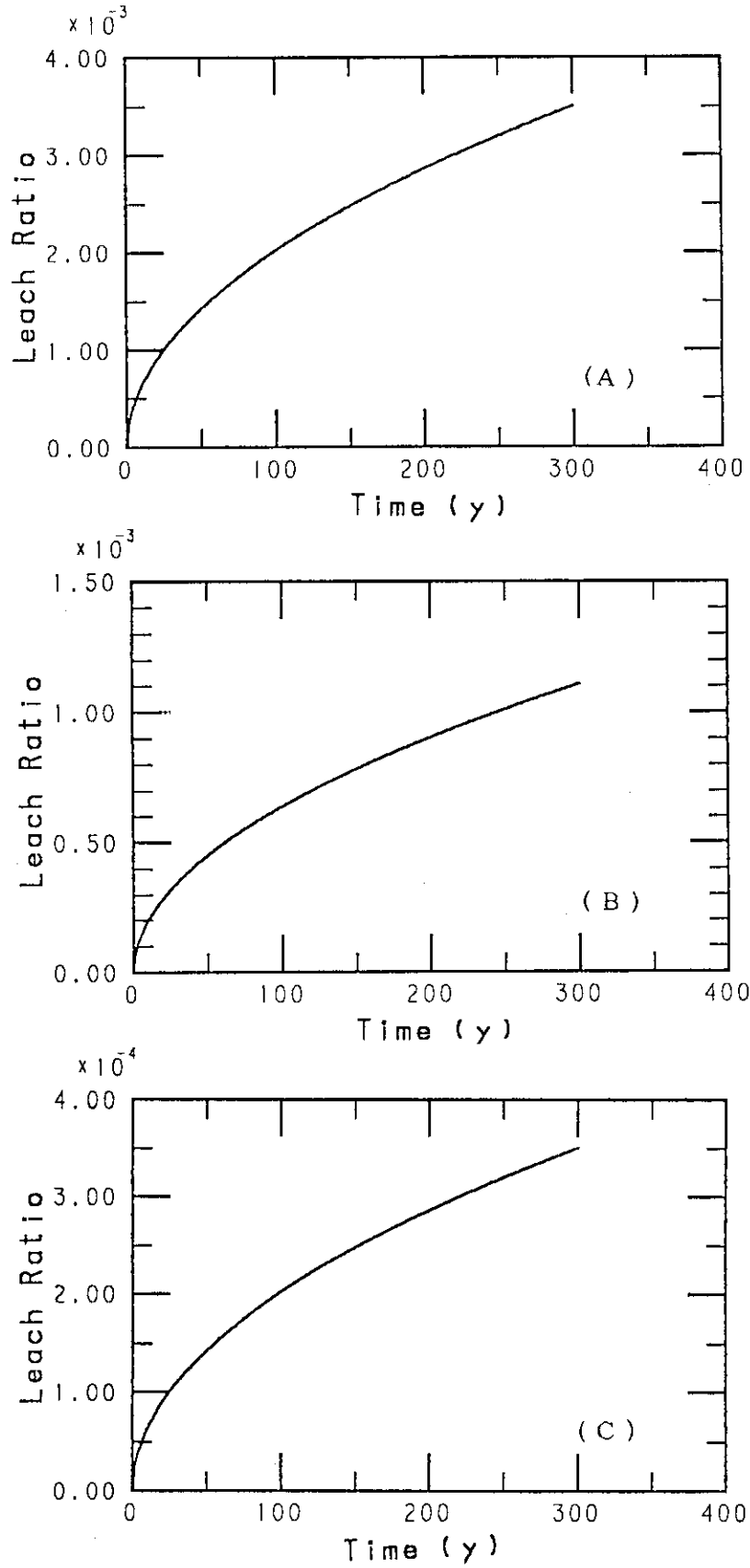


Fig. 7 Cumulative fractions of ^{60}Co leached from a cement waste form
 Diffusion coefficient (m^2/y) : 3.6×10^{-10} (A) , 3.6×10^{-11} (B)
 3.6×10^{-12} (C)

(2) 廃棄体パッケージからの核種浸出率 (C_i / y)

セメント固化体が封入された200ℓドラム缶パッケージからの浸出率 (C_i / y)を求めた結果を Fig. 8 (a : ^{137}Cs , b : ^{90}Sr , c : ^{60}Co) に示す。ここで、浸出に関する実効拡散係数はそれぞれの核種の中央値 (5.1 参照) を用いた。また、図中に示した、A - tm は廃棄体処分前の貯蔵中に既にドラム缶の腐食が進み、固化体のその露出部からの浸出を表現するものであり、B - tm は処分後の腐食の進行に伴い増加する露出部分からの浸出を示すものであり、両者の総計を Total で示す。なお、処分前の露出面積比は Fig. 3 に与えた。

初期は、いずれの核種も A - tm からの寄与が支配的であるが、評価開始後約10年以降において B - tm が支配的となる。年間の浸出量 (C_i / y) の対数値は時間に対して直線的に減少している。

(3) コンクリートピットの上部及び下部の破損率と漏洩水量の関係

種々の破損率を仮定し、漏洩水量を計算した結果の一例を Fig. 9 (ケース1) と Fig. 10 (ケース2) に示す。破損率として下記の値を選択した。

ケース1 : 上部からの溢れ出し (オーバーフロー) がない場合として、ピット上部及び下部の破損率、破損開始時間及び最終破損時間は 5.1 (3) に設定した値を用いた。

ケース2 : 上部からの溢れ出しがある場合を想定して、下記の諸量を仮定した。

(ピット上部)	初期破損時間	t_{T1} (y) : 5
	最終破損時間	t_{T2} (y) : 300
	初期破損率	d_{T1} : 0.006
	最終破損率	d_{T2} : 0.12
(ピット下部)	初期破損時間	t_{B1} (y) : 5
	最終破損時間	t_{B2} (y) : 300
	初期破損率	d_{B1} : 0.004
	最終破損率	d_{B2} : 0.080

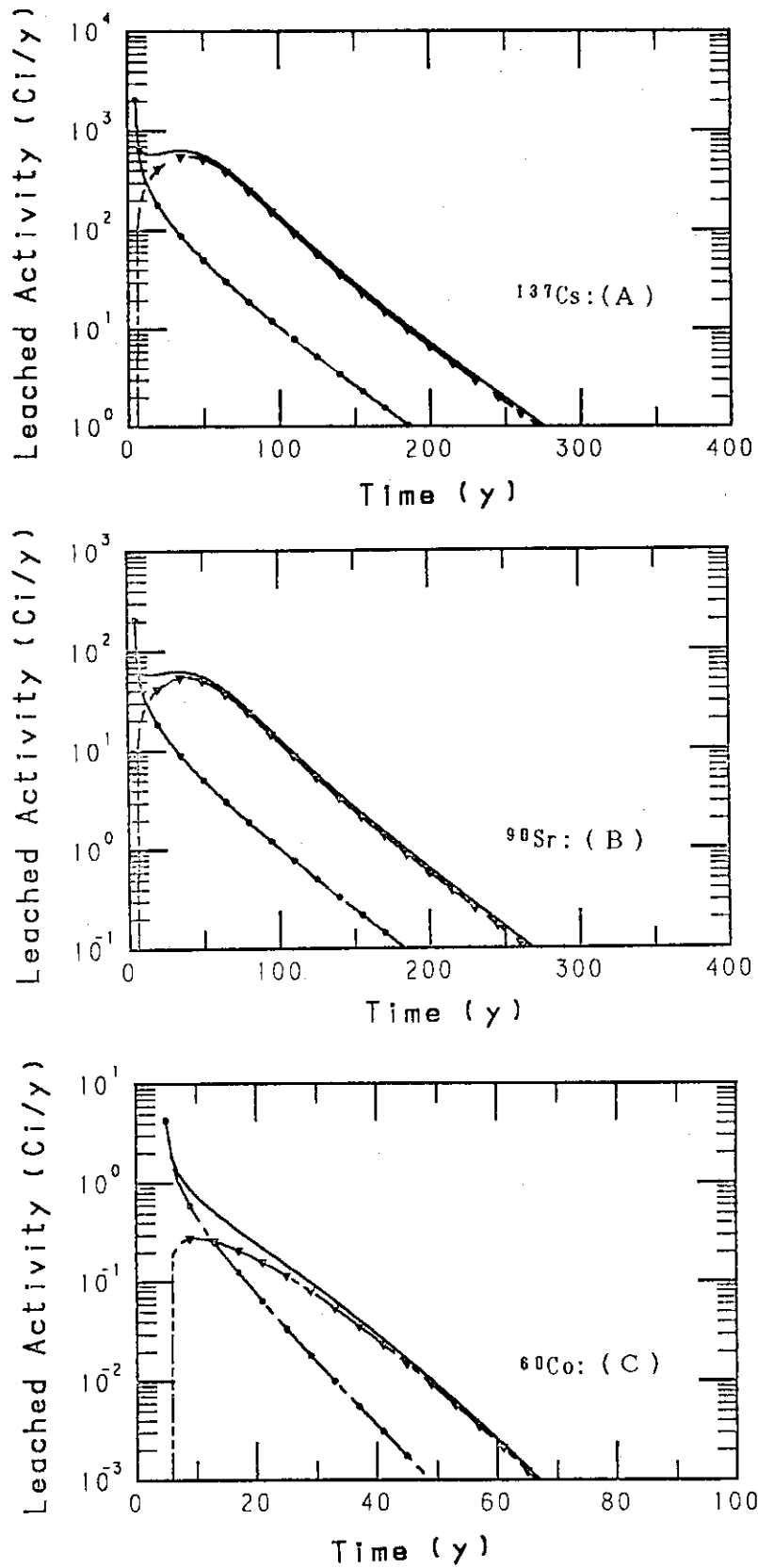


Fig. 8 Leaching rate of ^{137}Cs , ^{90}Sr and ^{60}Co from a waste package
 ^{137}Cs : (A) , ^{90}Sr : (B) , ^{60}Co : (C)

— Total
 -●- A-tm
 -▲- B-tm

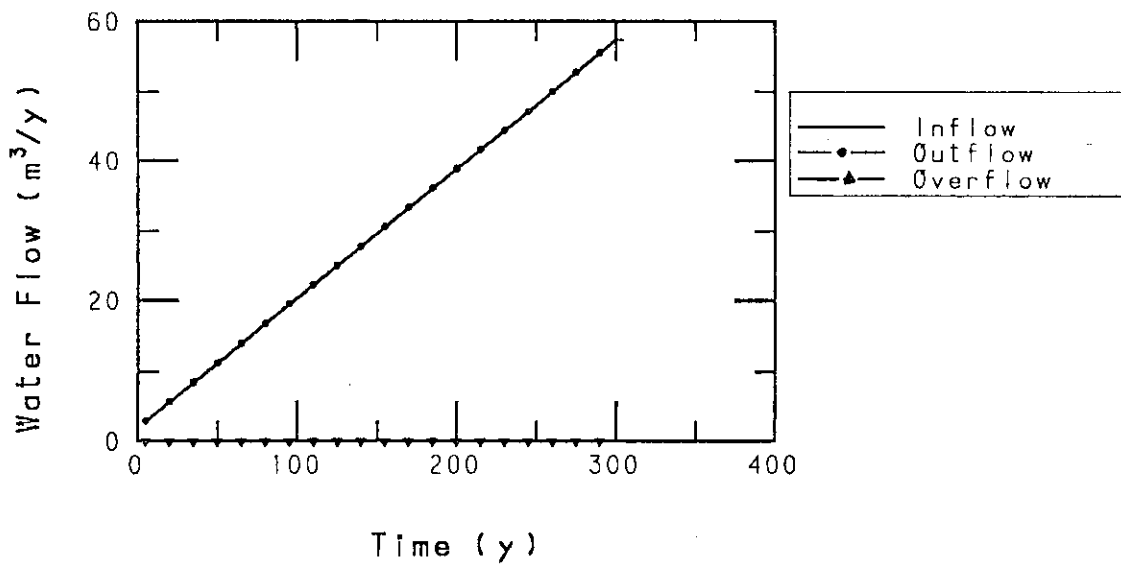
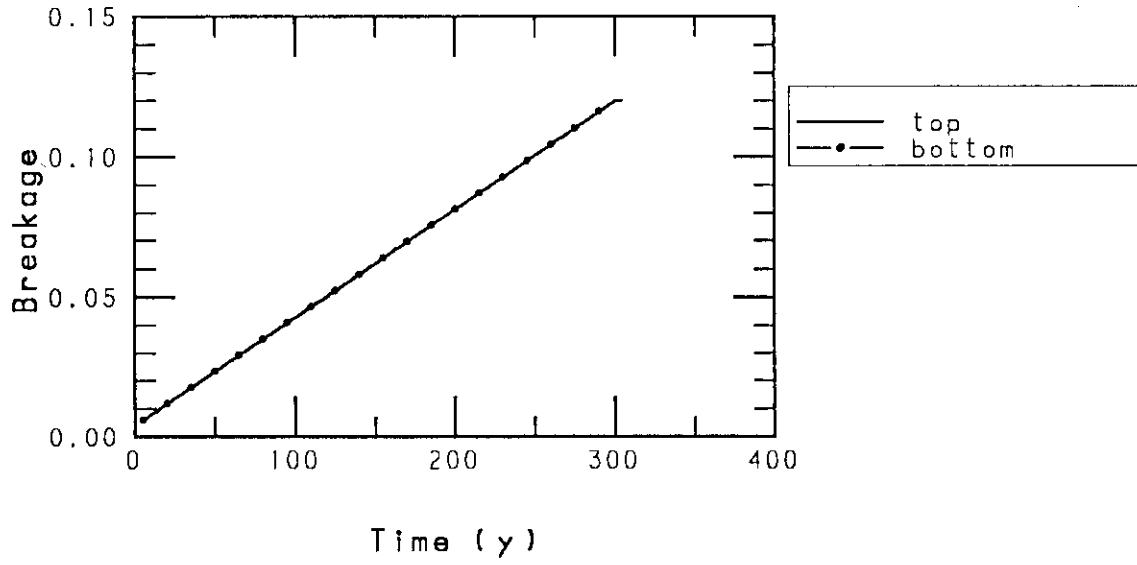


Fig. 9 Relationship between break ratio of pit walls and water flow rate in a pit (Case 1: no over flow)

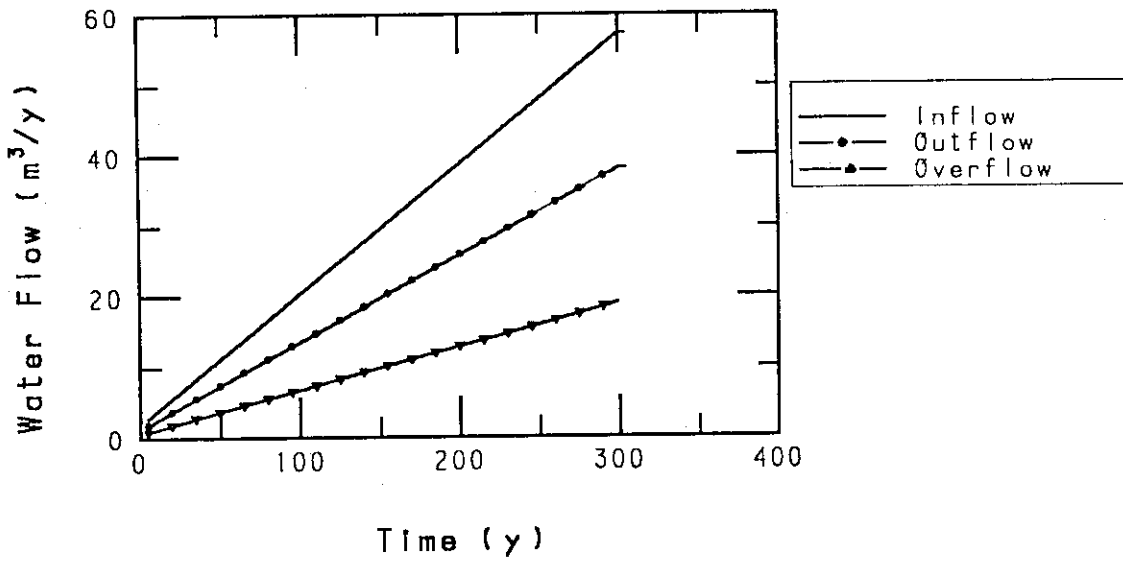
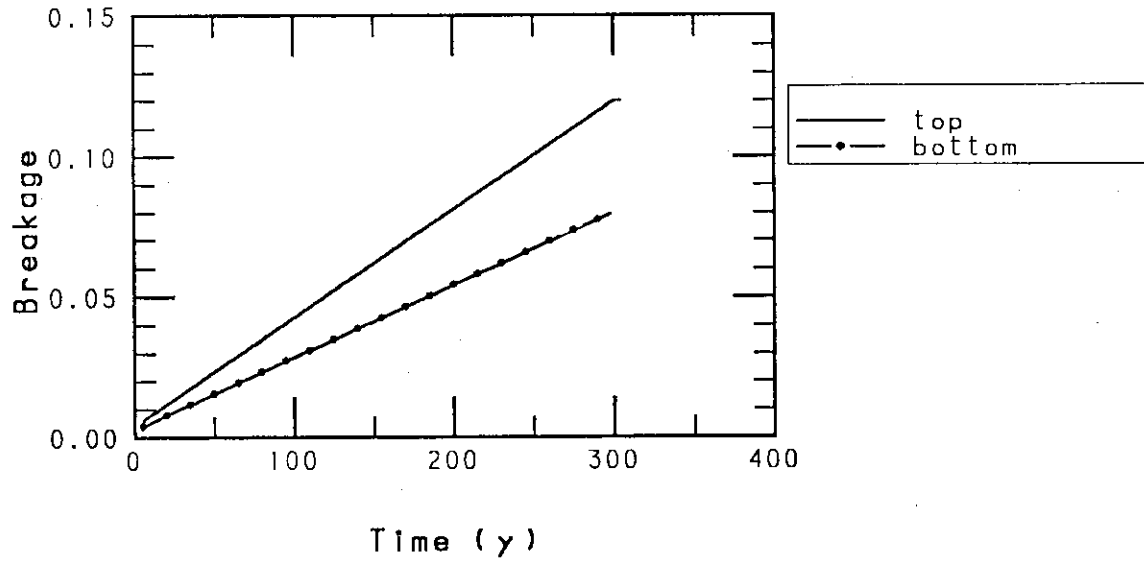


Fig. 10 Relationship between break ratio of pit walls and water flow rate in a pit (Case 2: over flow)

(4) 施設からの放射性核種の漏洩量と浸出に関する拡散係数の関係

固化体からの浸出に関する実効拡散係数を変化させて計算した場合の、施設の底部からの核種漏洩量の結果の1例を Fig. 11 (^{137}Cs), Fig. 12 (^{90}Sr) 及び Fig. 13 (^{60}Co) に示す。施設の破損率及び破損時間、ならびに核種の分配係数は 5.1(5)で設定した値を採用した。実効拡散係数は 5.2(1)で設定した値を用いた。

^{137}Cs の漏洩量は 75 年前後で最大値となり、漏洩量の対数値は時間に対して直線的に減少している。 ^{60}Co の場合、最大値は 10 年前後に表れている。

漏洩量に対する実効拡散係数の影響を検討するため、崩壊のない核種を想定し、実効拡散係数を $3.6 \times 10^{-5} \sim 3.6 \times 10^{-12} \text{ m}^2/\text{y}$ の範囲で変化させ 300 年後の漏洩量を求めた結果を Table 2 に掲げる。但し、分配係数は 100 ml/g と仮定し、他の条件は 5.1 で指定した値とする。

Table 2 Leak rate as a function of apparent diffusion coefficient
(No decay case)

Diffusion coefficient (m^2/y)	Leak rate at 300y (Ci/y)
3.6×10^{-5}	1.9×10^2
3.6×10^{-6}	8.3×10
3.6×10^{-7}	2.9×10
3.6×10^{-8}	9.6
3.6×10^{-9}	3.0
3.6×10^{-10}	9.7×10^{-1}
3.6×10^{-11}	3.1×10^{-1}
3.6×10^{-12}	9.7×10^{-2}

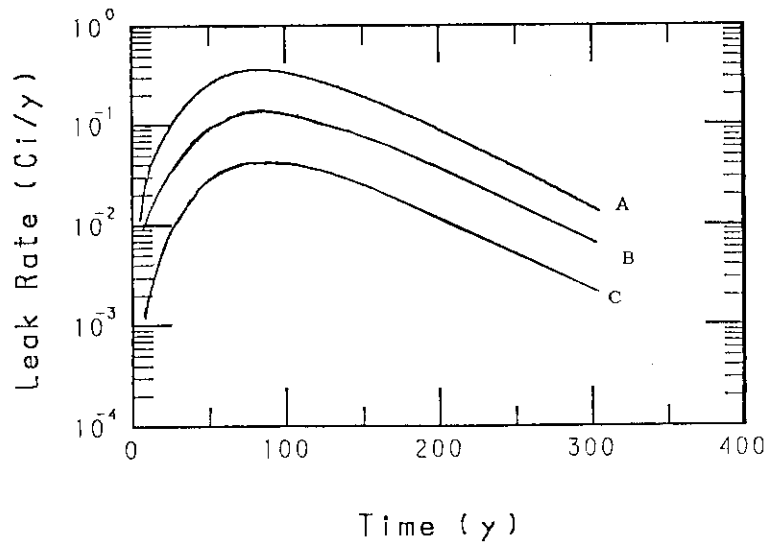


Fig. 11 Leak rate of ^{137}Cs as a function of apparent diffusion coefficients
 $D_w (\text{m}^2/\text{y}) : 3.6 \times 10^{-5} (\text{A}) , 3.6 \times 10^{-6} (\text{B}) , 3.6 \times 10^{-7} (\text{C})$

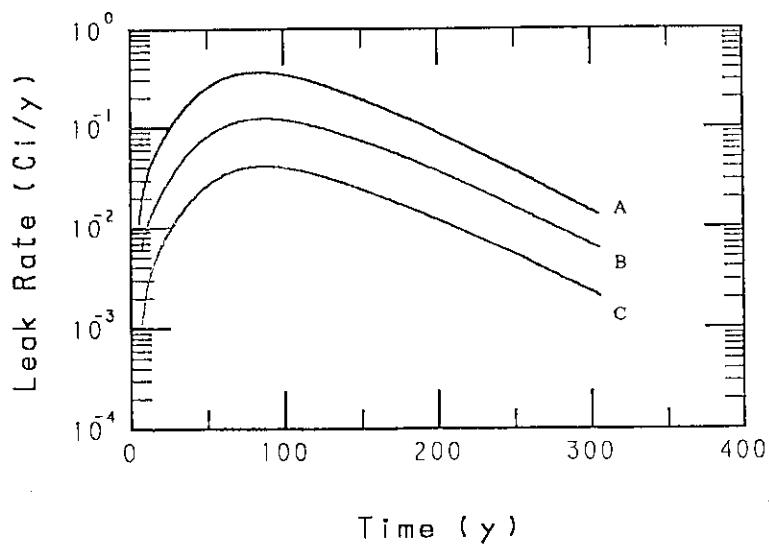


Fig. 12 Leak rate of ^{90}Sr as a function of apparent diffusion coefficients
 D_w (m^2/y) : 3.6×10^{-7} (A) , 3.6×10^{-8} (B) , 3.6×10^{-9} (C)

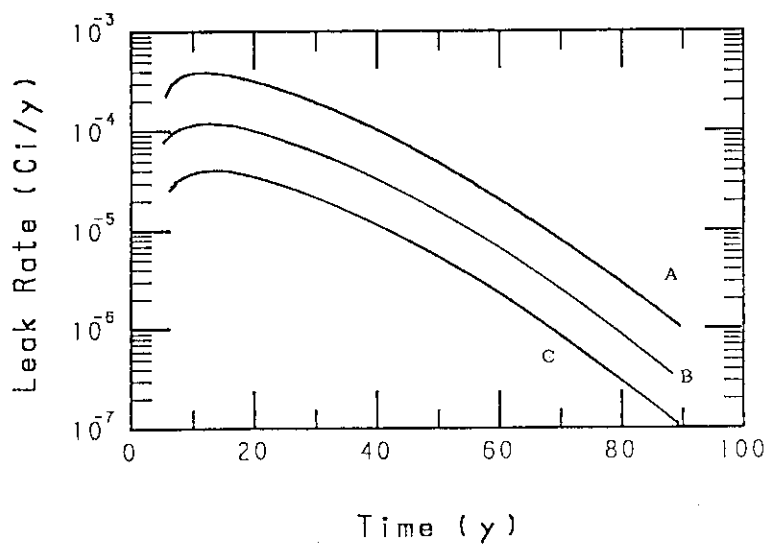


Fig. 13 Leak rate of ^{60}Co as a function of apparent diffusion coefficients
 D_w (m^2/y) : 3.6×10^{-10} (A) , 3.6×10^{-11} (B) , 3.6×10^{-12} (C)

次に、 ^{60}Co を想定して上記の計算を行なった結果を下表に示す。

Table 3 Leak rate as a function of apparent diffusion coefficient
(Decay case, half life : 5.27 y)

Diffusion coefficient (m^2/y)	Leak rate at 300y (Ci/y)
3.6×10^{-5}	8.9×10^{-16}
3.6×10^{-6}	3.9×10^{-16}
3.6×10^{-7}	1.4×10^{-16}
3.6×10^{-8}	4.4×10^{-17}
3.6×10^{-9}	1.4×10^{-17}
3.6×10^{-10}	4.5×10^{-18}
3.6×10^{-11}	1.4×10^{-18}
3.6×10^{-12}	4.5×10^{-19}

上記の各試算のいずれの場合も、実効拡散係数が $3.6 \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{y}$ の時の漏洩量を除いて、漏洩量は浸出に関する実効拡散係数の平方根に比例している。

(5) 漏洩量と分配係数の関係

充填材中での核種の分配係数 (K_d , ml/g) を変化させて計算した場合の、施設からの核種漏洩量の結果の1例を Fig. 14 (^{137}Cs) と Fig. 15 (^{60}Co) に示す。施設の破損率及び破損時間、ならびに浸出に関する実効拡散係数は 5.1(4) に設定した値を採用した。分配係数は下記の値を設定した (分配係数が中央値の場合は Fig. 8 に示した)。

$$K_d (\text{Cs}-137) : 500, 2000,$$

$$K_d (\text{Co}-60) : 50, 200。$$

次に、減衰のない仮想的な放射性核種について、分配係数を 25 から 2000 まで変化させ、300 年後における漏洩量に対する分配係数の影響の程度を調べた。計算結果を Table 4 に示す。なお、実効拡散係数は $3.6 \times 10^{-8} \text{ m}^2/\text{y}$ とし、他のパラメータはそれぞれの設定値 (5.1) とした。

Table 4 Relationship between leak rate and distribution coefficient
(No decay case)

Distribution coefficient (ml/g)	Leak rate at 300y (Ci/y)
25	2.5×10^{-2}
50	1.2×10^{-2}
100	6.0×10^{-3}
200	2.7×10^{-3}
500	9.7×10^{-4}
1000	4.4×10^{-4}
2000	2.0×10^{-4}

次に, ^{90}Sr を想定して上記の計算を行なった結果を下表に示す。

Table 5 Relationship between leak rate and distribution coefficient
(Decay case, half life : 30.5 y)

Distribution coefficient (ml/g)	Leak rate at 300y (Ci/y)
25	4.0×10
50	2.0×10
100	9.6
200	4.4
500	1.6
1000	7.1×10^{-1}
2000	3.3×10^{-1}

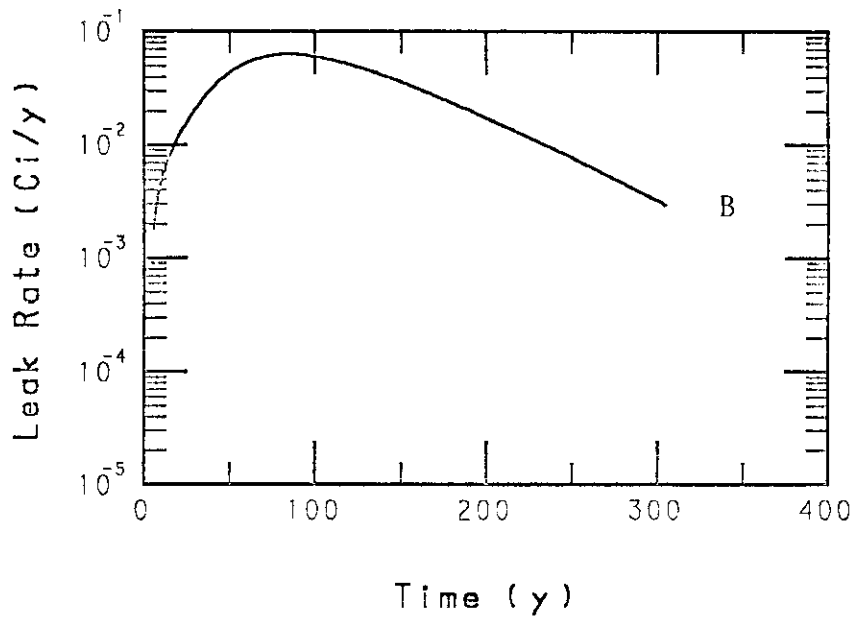
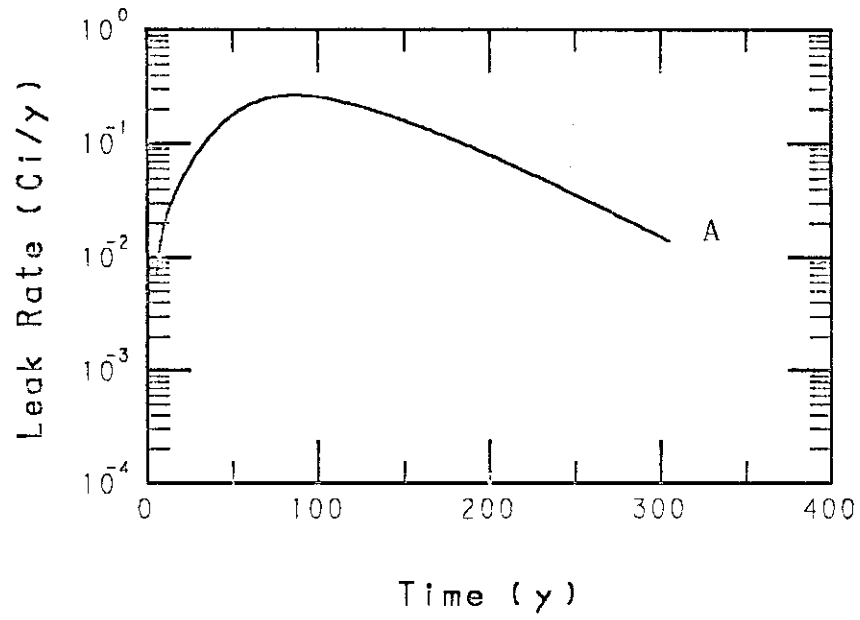


Fig. 14 Distribution coefficient dependence of leak rate of ^{137}Cs
 $K_d (\text{ml/g}) : 500 (\text{A}) , 2000 (\text{B})$

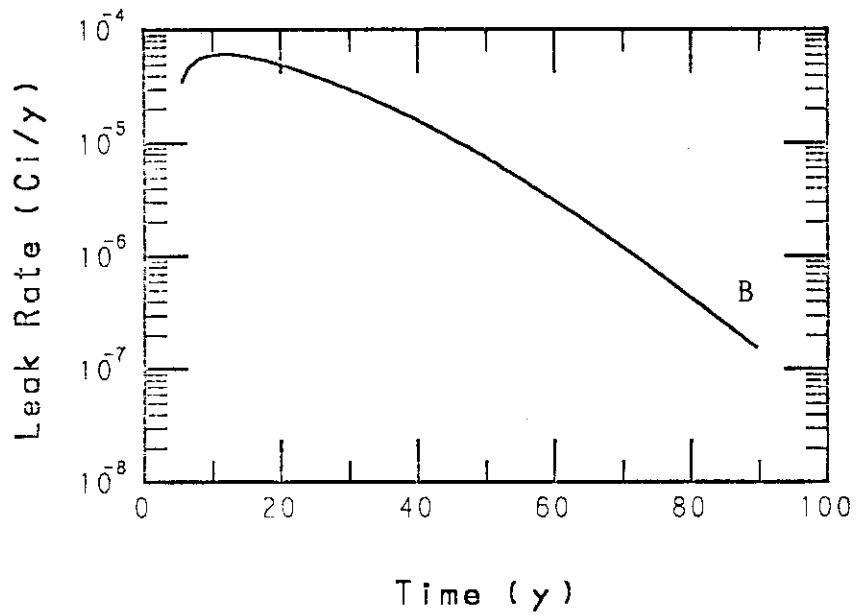
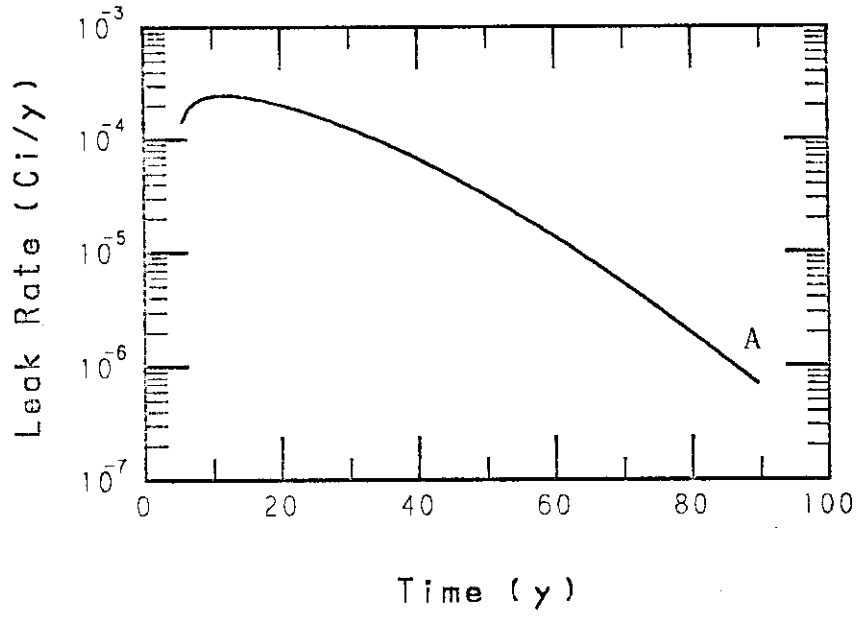


Fig. 15 Distribution coefficient dependence of leak rate of ^{60}Co
 $K_d (\text{ml/g}) : 50 (\text{A}) , 200 (\text{B})$

上記の各試算のいずれの場合も、漏洩量は分配係数に逆比例している。

(6) 施設からの放射性核種の漏洩と破損率の関係

処分施設の破損率（ピット上部及び底部の破損率は同一とした）を下記のように変化させて、ピット下部からの漏出水の放射性核種（ ^{90}Sr ）濃度を求めた。但し、他のパラメータは5.1で設定した値を用いた。

ケース	初期破損率	最終破損率
1	0.003	0.06
2	0.006	0.12
3	0.012	0.24
4	0.024	0.048

しかし、いずれのケースも漏出水中の放射性核種濃度の顕著な変化は見られなかった。以下に、この理由について考察する。ピット下部からの漏洩水、すなわちピット下部における水中の放射性核種濃度は、(31)式で与えられる。この式の左辺第1項は破損率に依存しない。第2項及び第3項には、破損率に依存する水流速度（ v_{FN} ）と拡散係数（ D_{FN} ）が含まれている。しかし、ケース1から4について、それぞれの水流速度（ v_{FN} ）と拡散係数（ D_{FN} ）の値を第2項及び第3項に代入すると、誤差関数の特性からいずれのケースともほぼ同じ値となる。上記のことから、ここで採用した核種のパラメータの値の範囲では、破損率を顕著に変化させても濃度は変化しないことが理解される。一方、(32)式で定義される施設からの漏洩量（ピット下部における濃度と漏洩水量の積）については、当然のことながら、破損率に直線的に比例している結果が得られた。

(7) 施設からの放射性核種の漏洩と充填材中拡散係数の関係

充填材中の放射性核種の拡散係数は(30)式で定義される。関連するパラメータの内、分子拡散係数は拡散媒体の屈曲度と水溶液中での拡散係数によって定まるものであり、透水速度は破損率と降雨浸透速度によって定まる。しかし、流外力学的拡散に起因する核種の濃度分布の広がり程度を示す標準拡散係数は実験室規模での測定値と野外実験での測定値とでかなり異なっている。ここでは、 ^{90}Sr を例にとり、標準拡散係数を0.002 mから2 mまで変化させ、300年後における漏洩量とピット底部における放射性核種濃度に対する影響を調べた。計算結果をTable 6に示す。

Table 6 Standard diffusion coefficient (D_s) dependence of the concentration of radionuclides at the bottom of a pit

D_s (m)	Conc. at 300y (Ci/m^3)
2×10^{-3}	5.4×10^{-4}
2×10^{-2}	5.3×10^{-4}
2×10^{-1}	4.5×10^{-4}
2	3.4×10^{-4}

本試算の条件下では、標準拡散係数を4桁増加させても、ピット底部における水中の核種濃度は40%程度減少するのみであり、核種濃度と標準拡散係数との相関性は低いと判断される。

6. 総 括

低レベル放射性廃棄物の浅地層処分に係る安全評価モデルの部分的モデルの一部として、地下水シナリオのソースタームを評価するため、人工バリア核種漏洩モデル (Simulation model for release of radionuclides from an engineered barrier : ENBAR) を開発し、そのコードの特性評価としての試計算を実施した。

人工バリアの構成要素として、処分施設 (コンクリートピット)、廃棄体 (固化体、容器 (ドラム缶))、及び充填材を想定した。各要素について、放射性核種の施設からの放出に関連する事象として、下記のことをモデル化した。

- ① 処分施設：施設内水収支、施設の破損、施設からの放射性核種の漏洩
- ② 固化体：放射性核種の浸出
- ③ 容器：腐食による固化体の接液面積
- ④ 充填材：放射性核種の移流、拡散、保持

さらに、地表面における降雨水の収支をモデル化した。

上記の各要素に関するモデルを総合化して ENBAR を作成した。これらのモデル化に際しては、評価結果が妥当な範囲で安全側になること、ならびに事象を合理的な範囲で簡略化することに留意した。ここでは、モデルが複雑となり計算に必要なパラメータが入手できなくなること、さらに計算時間が膨大となることを避けるため、全ての事象を実際に起こるであろうように正確にシミュレートするという立場は採用していない。

ENBAR の特性を評価するため、入力パラメータを広範囲に変化させ、種々の試計算を実施した。その結果、下記のことになった。

- ① 固化体からの放射性核種の浸出比は、固化体中での核種の実効拡散係数の平方根に比例して増加する。
- ② 廃棄体からの核種の浸出率 (C_i/y) は、核種の崩壊定数、実効拡散係数 (平方根に比例)、容器の腐食による接液面積 (比例) に依存する。
- ③ 処分施設からの漏洩パターンは、施設上部及び底部の破損モードに依存し、上部破損率が底部破損率を上回ると、上部からの溢れ出し (Over flow) が生ずる。
- ④ 処分施設からの核種の漏洩率 (C_i/y) は、廃棄体からの浸出率が同一の条件では、施設の破損率 (比例)、充填材中での核種の分配係数 (比例) と拡散係数 (影響の程度は小さい) に依存する。

したがって、本モデルでの重要なパラメータは処分施設の破損率と破損モード、固化体中での実効拡散係数、容器の腐食、ならびに充填材中での分配係数と拡散係数であると判断される。

謝 辞

本報告書を作成するに際し種々の御助言を賜った低レベル放射性廃棄物処理処分研究室長和達嘉樹博士及び環境安全研究部 前田頌課長に感謝する。

参 考 文 献

- (1) USNRC : Update of Part 61 Impact Analysis Methodology, NUREG/CR-4370 (1986) .
- (2) Pinner, A.V. et al.: An Assessment of the Radiological Protection Aspects of Shallow Land Burial of Radioactive Wastes, NRPB-R161 (1984).
- (3) Powers, T.C., Copeland, L.E. et al.: Permiability of Portland Cement Paste, AIC Proceedings, Vol. 51.
- (4) Matsuzuru, H. et al.: Health Phys., 32, 529 (1977).
- (5) Matsuzuru, H. et al.: Atomkernenergie, 29, 287 (1977).
- (6) Matsuzuru, H. et al.: Ann. Nucl. Energy, 4, 465 (1977).
- (7) Matsuzuru, H. et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 15, 296 (1978).
- (8) Matsuzuru, H. et al.: Nucl. Sci. Eng., 80, 14 (1982).
- (9) Atkinson, A. et al/: The Mechanism of Leaching from some Cement-Based Nuclear Waste Form, WERE-R 10809 (1983).
- (10) Cronney, S.T. : Leachability of Radionuclides from Cement Solidified Forms Produced at Operating Nuclear Power Plants, NUREG/CR-4181 (1985).
- (11) OECD/NEA : Review of the Continued Suitability of the Dumping Site for Radioactive Waste in the North-East Atlantic, (1985).
- (12) IAEA: Technical Report Series No. 82 (1968).

謝 辞

本報告書を作成するに際し種々の御助言を賜った低レベル放射性廃棄物処理処分研究室長和達嘉樹博士及び環境安全研究部 前田頌課長に感謝する。

参 考 文 献

- (1) USNRC : Update of Part 61 Impact Analysis Methodology, NUREG/CR-4370 (1986) .
- (2) Pinner, A.V. et al.: An Assessment of the Radiological Protection Aspects of Shallow Land Burial of Radioactive Wastes, NRPB-R161 (1984).
- (3) Powers, T.C., Copeland, L.E. et al.: Permiability of Portland Cement Paste, AIC Proceedings, Vol. 51.
- (4) Matsuzuru, H. et al.: Health Phys., 32, 529 (1977).
- (5) Matsuzuru, H. et al.: Atomkernenergie, 29, 287 (1977).
- (6) Matsuzuru, H. et al.: Ann. Nucl. Energy, 4, 465 (1977).
- (7) Matsuzuru, H. et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 15, 296 (1978).
- (8) Matsuzuru, H. et al.: Nucl. Sci. Eng., 80, 14 (1982).
- (9) Atkinson, A. et al/: The Mechanism of Leaching from some Cement-Based Nuclear Waste Form, WERE-R 10809 (1983).
- (10) Croney, S.T. : Leachability of Radionuclides from Cement Solidified Forms Produced at Operating Nuclear Power Plants, NUREG/CR-4181 (1985).
- (11) OECD/NEA : Review of the Continued Suitability of the Dumping Site for Radioactive Waste in the North-East Atlantic, (1985).
- (12) IAEA: Technical Report Series No. 82 (1968).

付録

```

000001 C* INPUT
000002 C*****
000003 C*
000004 C* << INPUT >>
000005 C* GEOMETRIC PARAMETER
000006 C* RO : RADIUS OF DRUM (M)
000007 C* HO : HEIGHT OF DRUM (M)
000008 C* NO : TOTAL NUMBER OF DRUM
000009 C* HP : EFFECTIVE DEPTH OF PIT (M)
000010 C* WP : WIDTH OF PIT (M)
000011 C* ALP : LENGTH OF PIT (M)
000012 C*
000013 C* BROU:DENSITY OF BACKFILL MATERIAL(G/CM3)
000014 C* DROU:DENSITY OF WASTE IN DRUM(G/CM3)
000015 C* PMAS:NET MASS OF PIT MATERIAL (G)
000016 C*
000017 C* WATER BALANCE
000018 C* P : PRECIPITATION (M/Y)
000019 C* E : EVAPOTRANSPIRATION (M)
000020 C* S : OVER FLOW COEFFICIENT
000021 C*
000022 C* TOP CONCRETE CONDITION
000023 C* TT1 : INITIAL BREAK TIME (Y)
000024 C* TT2 : FINAL BREAK TIME (Y)
000025 C* DT1 : INITIAL BREAK RATIO
000026 C* DT2 : FINAL BREAK RATIO
000027 C*
000028 C* BOTTOM CONCRETE CONDITION
000029 C* TB1 : INITIAL BREAK TIME (Y)
000030 C* TB2 : FINAL BREAK TIME (Y)
000031 C* DB1 : INITIAL BREAK RATIO
000032 C* DB2 : FINAL BREAK RATIO
000033 C* AK : CORRECTION FACTOR
000034 C*
000035 C* INNER PIT CONDITION
000036 C* EPS : POROSITY OF BACKFILL MATERIAL
000037 C* RHO : DENSITY OF BACKFILL MATERIAL(G/CC)
000038 C* THETAO : SATURATION FACTOR
000039 C*
000040 C* CORROSION RATIO OF DRUM CAN
000041 C* TR1 : TIME (Y)
000042 C* TR2 : TIME (Y)
000043 C* CR1 : CORROSION RATIO
000044 C* CR2 : CORROSION RATIO
000045 C*
000046 C* DIFFUSION COEFFICIENT AND TZ IN DRUM (M2/Y OR Y)
000047 C* DW : DIFFUSION COEFFICIENT
000048 C* TZ : CONSTANT FOR UNIFORM LEAKAGE
000049 C*
000050 C* NUCLED DATA
000051 C* HLT : HALF LIFE TIME (Y)
000052 C* AKD : DISTRIBUTION COEFFICIENT (CC/G)
000053 C* DFI : STANDARD DIFFUSION COEFFICIENT (M)
000054 C* DFO : MOLECULAR DIFFUSION COEFFICIENT (M2/Y)
000055 C*
000056 C* COMPUTATION CONDITION
000057 C* TL : LEACH DURATION TIME (Y)
000058 C* NTO : NUMBER OF NTOD
000059 C* NTOD : NUMBER OF OBSERVATION TIME DIVISION
000060 C* TOD : OBSERVATION TIME DIVISION (Y)
000061 C*****

```

```

000011 C*ENBAR
000012 C*****
000013 C*
000014 C* <<PROGRAM ENBAR>>
000015 C* SIMULATION MODEL FOR THE RELEASE OF RADIONUCLIDES FROM
000016 C* AN ENGINEERED BARRIER
000017 C*****
000018 C* PARAMETER ( LLL = 450 , MMM = 450 , JJJ = 10 , IZ=30 )
000019 C* <PARAMETER DEFINITION>
000020 C* LLL : TIME STEPS NUMBERS
000021 C* MMM : TIME STEPS NUMBERS
000022 C* JJJ :
000023 C* IZ : HP DIVIDE NUMBERS
000024 C*
000025 C* DIMENSION TR(LLL) , AJIN(LLL) , AJOUT(LLL) , AJOR(LLL) , THETA(LLL)
000026 C* DIMENSION F(LLL) , CR(LLL,JJJ) , ALEAKG(LLL) , CN(LLL) , ACTLK(LLL)
000027 C* & , TD(MMM) , VFN(LLL) , CRG(LLL) , REN(LLL) , DFN(LLL)
000028 C* & , ACTB(MMM) , ACTD(MMM) , CBC(MMM) , CZ(MMM) , CNZ(LLL)
000029 C* & , AINT(LLL) , BINT(LLL) , QGQ(LLL) , GSL(LLL) ,
000030 C* & , QWTR(LLL) , ACTIV(LLL) , ZI(IZ) , CTZ(IZ,LLL) ,
000031 C* & , CTZZ(LLL,IZ)
000032 C* DIMENSION X(LLL,3) , Y(LLL,3) , XX(MMM,3) , YY(MMM,3)
000033 C*
000034 C* COMMON /NXOO/ BROU , DROU , PMAS
000035 C* COMMON /GPOO/ RO,HO,NO,HP,WP,ALP,VD,VP,SD,VB,SB
000036 C* COMMON /WB00/ PP(12) , EE(12) , S,PC(12) , E(12)
000037 C* COMMON /CCOO/ TT1,TT2,DT1,DT2,TB1,TB2,DB1,DB2,AK
000038 C* COMMON /PI100/ EPS,PHO,THETAO
000039 C* COMMON /DROO/ TR1,TR2,CR1,CR2,IEG,DW,TZ,ALPHA,BETA
000040 C* COMMON /NUCOO/ HLT,AKD,DFI,DFO,ALAMDA,DF
000041 C* COMMON /TLOO/ TL,NTD,NTOD(10),TOD(11)
000042 C* CHARACTER UNIT*1,NUCLID*6,ZTTL*30,TITLE*60
000043 C* COMMON /JUNOO/ UNIT,NUCLID
000044 C* COMMON /QWOO/ TWJ(10),GJ(10),MJ
000045 C* COMMON /DIMOO/ TN,LTN,LJ , NTMAX
000046 C* COMMON /OPTOO/ IOPT(50)
000047 C*
000048 C* TITLE='SAMPLE RUN
000049 C* LTN = LLL
000050 C* NTMAX = MMM
000051 C* LJ = JJJ
000052 C*
000053 C* IR=1
000054 C* CALL DTLIST
000055 C* CALL READI(IR)
000056 C*
000057 C*
000058 C*
000059 C* NLOOP = 0
000060 C* 5 CONTINUE
000061 C* CALL INPUT(IR,ICNTL,NLOOP,ZTTL)
000062 C* IF(ICNTL.EQ.1) STOP , '*** UNIT OF H-L-T. INVALID ***'
000063 C* IF(NLOOP.NE.0) GO TO 20
000064 C* CALL TABLE1
000065 C* CALL TABLE2 ( LTN , NTN , TN , AJIN , AJOUT , THETA )
000066 C* 20 CONTINUE
000067 C* WRITE(6, '(3X,*,* IN MAIN NLOOP',I5)') NLOOP
000068 C* CALL OUT ( LTN , NTN , LJ , TN , AJIN , AJOUT , THETA ,
000069 C* & , F , ALEAKG , CN , ACTLK , VFN , CR , RFN ,
000070 C* & , DFN , CNZ , CR , NTMAX , ACTB , ACTD , CB , CZ ,
000071 C* & , TO , X , Y , XX , YY , NNTD , AINT , BINT ,
000072 C* & , QGQ , GSL , QWTR , , ACTIV , ZI , IZ , CTZ ,
000073 C* & , CTZZ,ZTTL
000074 C* ***
000075 C* NLOOP = NLOOP + 1
000076 C* DO 10 MNN = 1 , NNTD
000077 C* AJOR(MNN) = AJIN(MNN) - AJOUT(MNN)
000078 C* 10 CONTINUE

```



```

000111 SB = VB/HP
000112 BRQU= RHO
000113 PMAS=(VD*DROU + VB*(1-EPS)*BRQU)*1.0E+06
000114 C
000115 C PRECIPITATION & EVAPORATION CONVERT ==> METER / YEAR
000116 C
000117 IF(IOPT(30).EQ.1) THEN
000118 P(1) = 0.0
000119 E(1) = 0.0
000120 DO 10 I= 1 ,12
000121 P(I) =PP(I) * 1.0E-3 + P(1)
000122 E(I) =EE(I) * 1.0E-3 + E(1)
000123 CONTINUE
000124 ELSE
000125 DO 50 I=1,12
000126 P(I)=PP(I) * 12.0 * 1.0E-3
000127 E(I)=EE(I) * 12.0 * 1.0E-3
000128 CONTINUE
000129 ENDIF
000130 C
000131 C COEFFICIENT OF CORRSION FUNCTION SET
000132 C
000133 C1 = -ALOG(1/CR1-1)
000134 C2 = -ALOG(1/CR2-1)
000135 B = (C2-C1)/(TR2-TR1)
000136 A = C1-B*TR1
000137 ALPHA = A
000138 BETA = B
000139 C
000140 C NUCLIDE DEPENDENT DATA READ
000141 C
000142 C 5 CONTINUE
000143 READ(IR,*(ABO)',END=9999) LINE
000144 C
000145 C --- NEW PROBLEM CALCULATION ---
000146 C
000147 IF(LINE(1:8).EQ.' ') THEN
000148 NLOOP = 0
000149 GO TO 1
000150 ENDIF
000151 C
000152 C -----
000153 C
000154 READ(LINE,*,END=9999) NUCLID,HLT,UNIT,AKD,DF1,DF0 , DW
000155 IF(UNIT.EQ.'M') GO TO 100
000156 IF(UNIT.EQ.'H') GO TO 110
000157 IF(UNIT.EQ.'D') GO TO 120
000158 IF(UNIT.EQ.'Y') GO TO 130
000159 WRITE(6,200)
000160 200 FORMAT(' **ERROR--->UNIT OF HALF LIFE TIME')
000161 ICNTL=1
000162 RETURN
000163 100 HLT=HLT/60
000164 110 HLT=HLT/24
000165 120 HLT=HLT*12/YEAR
000166 130 ALAMDA = ALDG(2.0) /HLT
000167 RETURN
000168 9999 CONTINUE
000169 STOP ' *** INPUT DATA END DETECTED # NORMAL END *** '
000170 END

000062 SUBROUTINE INPUT(IR,ICNTL,NLOOP,ZTTL)
000063 COMMON /NX00/ BROU , DROU , PMAS
000064 COMMON /GP00/ RO,HO,NO,HP,WP,ALP,VD,VP,SD,VB,SB
000065 COMMON /WB00/ PP(12),EE(12),S,P(12),E(12)
000066 COMMON /CC00/ TT1,TT2,DT1,DT2,TB1,TB2,DB1,DB2,AK
000067 COMMON /PI00/ EPS,RHO,THETA0
000068 COMMON /DR00/ TR1,TR2,CR1,CR2,IEQ,DW,TZ,ALPHA,BETA
000069 COMMON /NUC00/ HLT,AKD,DF1,DF0,ALAMDA,DF
000070 COMMON /TL00/ TL,NT0,NTOD(10),TOD(11)
000071 CHARACTER UNIT*1,NUCLID*6,LINEX*80
000072 COMMON /UN00/ UNIT,NUCLID
000073 COMMON /QW00/ TWJ(10),QJ(10),NJ
000074 COMMON /TI00/ TN(361),AJIN(361),AJOUT(361),THETA(361),NTN,LTN,LJ
000075 COMMON /DIM00/ NTN,LTN,LJ, NTRMAX
000076 COMMON /YEAR00/ YEAR
000077 COMMON /Z00/ ZCONC
000078 COMMON /OPT00/ IOPT(30)
000079 CHARACTER*30 ZTTL
000080 DATA PI /3.141592/
000081 YEAR = 365.0
000082 C
000083 C INITIAL PARAMETER READ
000084 C
000085 C 1 CONTINUE
000086 IF(NLOOP.NE.0) GO TO 5
000087 READ(IR,*,END=9999) (IOPT(II),II=1,30)
000088 C
000089 READ(IR,*) ZTTL
000090 READ(IR,*) RO,HO,NO,HP,WP,ALP, DROU
000091 READ(IR,*) PP,EE,S
000092 READ(IR,*) TT1,TT2,DT1,DT2,TB1,TB2,DB1,DB2,AK
000093 READ(IR,*) EPS,RHO,THETA0
000094 READ(IR,*) TR1,TR2,CR1,CR2,IEQ, TZ
000095 READ(IR,*) TL
000096 READ(IR,*) NTO , (NTOD(I),I=1,NTO) , (TOD(I),I=1,NTO+1)
000097 READ(IR,*) NJ , (TWJ(I),QJ(I),I=1,NJ)
000098 READ(IR,*) ZCONC
000099 C
000100 C BASIC FACTOR SET
000101 C
000102 C
000103 C RO = RO/2
000104 VD = PI*RO*RO*HO*NO
000105 VP = HP*WP*ALP
000106 SD = 2*PI*RO*(RO+HO)
000107 C*****
000108 C VB = VP-VD
000109 C VB = VP*0.1
000110 C*****

```

```

C* ACTOUT
C*
C* << ACTOUT >>
C*
C* LEAKING OUT OF RADIOACTIVITY FROM PIT
C* ARGUMENTS
C* INPUT
C* AJIN : IN-COMMING WATER THROUGH TOP CONCRETE(M3/Y)
C* AJOUT : OUT-GOING WATER THROUGH BOTTOM CONCRETE(M3/Y)
C* TN : TIME MESH BOUNDARIES(Y)
C* ACTLK : DIFFUSION LEAKAGE TERM(CI/Y) NOT USED
C* CN : CONCENTRATION OF ACTIVITY(CI/M3)
C* T : TIME OBSERVED(Y)
C* NTN : NUMBER OF TIME MESH BOUNDARIES
C*
C*
C* OUTPUT
C* ACTB : OUT-GOING RADIOACTIVITY THROUGH BOTTOM CONCRETE(CI/Y)*
C* ACTO : OVER-FLOW RADIOACTIVITY(CI/Y) *
C*
C* SUBROUTINE ACTOUT(ACTB,ACTO,AJINT,AJIN,AJOUT,
& DIMENSION AJIN(NTN),TN(NTN),ACTLK(NTN),CN(NTN) )
NTN1 = NTN-1
ACTB = 0
ACTO = 0
ACTLK(1)= 0
DO 200 I=1,NTN1
IF(TN(I).GE.T) GO TO 300
C
IF(AJINT .EQ.0.0) GO TO 200
C
C
C ACTB = ACTB+(AJOUTT/AJINT)*( ACTLK(I) + AJIN(I) * CN(I) )
C ACTB = ACTB+(AJOUTT/AJINT)* AJIN(I) * CN(I)
C
C AJOVER = AJINT - AJOUTT
C IF(AJOVER.LE.0.0) GO TO 200
C
C ACTO = ACTO+(AJOVER/AJINT) * ( ACTLK(I)+AJIN(I) * CN(I) )
C ACTO = ACTO+(AJOVER/AJINT) * AJIN(I) * CN(I)
C
C
C 200 CONTINUE
C 300 CONTINUE
IF(ACTB.LT.0.0) THEN
ACTB = 0.0
ENDIF
IF(ACTO.LT.0.0) THEN
ACTO = 0.0
ENDIF
RETURN
END

```

```

C* CRATIO
C*
C* << CRATIO >>
C*
C* CORROSION RATIO CR(T)
C* ARGUMENTS
C* INPUT
C* TN : TIME MESH BOUNDARY (Y)
C* NTN : NUMBER OF TIME MESH BOUNDARY
C* TWJ : TIME WHEN WASTE IS DISPOSED
C* NJ : NUMBER OF DISPOSAL
C* LTN : DIMENSION OF TN
C* LJ : DIMENSION OF TWJ
C* CR1 : CORROSION RATIO AT THE TIME T1
C* CR2 : CORROSION RATIO AT THE TIME T2
C*
C* OUTPUT
C* CR : CORROSION RATIO
C*
C* SUBROUTINE CRATIO(CR,TN,NTN,TWJ,NJ,LTN,LJ,CR1,CR2,T1,T2 , IEQ )
DIMENSION CR(LTN,LJ),TN(NTN),TWJ(NJ),LTN(LJ),TWJ(NJ)
C1 = -ALOG(1/CR1-1)
C2 = -ALOG(1/CR2-1)
B = (C2-C1)/(T2-T1)
A = C1-B*T1
DO 200 J=1,NJ
DO 200 I=1,NTN
IF(IEQ.EQ.3) THEN
CR(I,J) = 1.0
ELSE
T = TN(I)-TWJ(J)
CR(I,J) = 1/(1+EXP(-(A+B*T)))
ENDIF
ENDIF
RETURN
END
200 CONTINUE

```

```

C*FRATIO
C*****
C* << FRATIO >>
C*
C* LEAKAGE RATIO F(T)
C*
C* ARGUMENT
C* INPUT
C* TN : TIME MESH BOUNDARY (Y)
C* NTN : NUMBER OF TIME MESH BOUNDARY
C* IEQ : EQUATION NUMBER
C* RO : RADIUS OF DRUM CANS (M)
C* HO : HEIGHT OF DRUM CANS (M)
C* DW : DIFFUSION COEFFICIENT (M2/S)
C* TZ : CONSTANT (Y)
C* OUTPUT
C* F : LEACHING RATIO
C*****
SUBROUTINE FRATIO(F,TN,NTN,IEQ,RO,HO,DW,TZ)
DIMENSION F(NTN),TN(NTN)
C*****
DATA PI/3.1415926/
F(1)=0
GO TO (100,200,300),IEQ
100 CONTINUE
SO = 2*PI*RO*(RO+HO)
VO = PI*RO*RO*HO
A = 2*(SO/VO)*SQRT(DW/PI)
DO 120 I=2,NTN
T=TN(I)-TN(1)
120 F(I) = A*SQRT(T)
GO TO 900
200 CONTINUE
DO 220 I=2,NTN
T=TN(I)-TN(1)
CALL FCYLIN(F(I),T,RO,HO,DW)
220 CONTINUE
GO TO 900
300 CONTINUE
DO 320 I=2,NTN
T=TN(I)-TN(1)
IF(T.LT.TZ) GO TO 310
F(I) = 1
GO TO 320
310 F(I) = T/TZ
320 CONTINUE
900 CONTINUE
RETURN
END
C*DIFFIL
C*****
C* << DIFFIL >>
C*
C* ONE-DIMENSIONAL MIGRATION IN BACKFILL MATERIAL
C*
C* CN : PARTIAL CONCENTRATION (CI/M3)
C* Z : DISTANCE FROM THE TOP OF PIT(M)
C* T : TIME OBSERVED (Y)
C*
C* TN : TIME MESH BOUNDARY (Y)
C* ALAMDA : DECAY CONSTANT (1/Y)
C* ALEAKG : AMOUNT OF RADIOACTIVITY LEACHED FROM A PACKAGE (CI)
C* VFN : WATER VELOCITY (M/Y)
C* RFN : RETARDATION FACTOR
C* DFN : DIFFUSION COEFFICIENT (M2/S)
C* HP : PIT HEIGHT (M)
C* SB : EFFECTIVE CROSS SECTION OF PIT (M2)
C* EPS : VACANT SPACE RATIO
C* THETAN : DEGREE OF SATURATION
C*****
SUBROUTINE DIFFIL(CN,Z,T,ALAMDA,ALEAKG,VFN,RFN,DFN,HP,SB,EPS,
& THETAN)
REAL*8 DD1,DD2
DATA PI/3.1415926/
DT = T-TN
VRT = VFN*DT/RFN
IF(DT.LT.0.04) THEN
CN = 0.0
ELSE
SDRT = SQRT(4*DFN*DT/RFN)
DD1 = (Z-HP-VRT)/SDRT
DD2 = (Z-VRT)/SDRT
HPS = HP*SB*EPS*THETAN * 2
CN = (ALEAKG/HPS) /RFN *(DERFC(DD1)-DERFC(DD2))*EXP(-ALAMDA*DT)
ENDIF
RETURN
END

```

```

C* LEAK2
C*****
C* << LEAKAG >>
C*
C* LEACHING RATE FROM WSATE PACKAGE
C*
C* ARGUMENTS
C* INPUT
C* F : LEACHING RATIO
C* CR : CORROSION RATIO
C* TN : TIME MESH BOUNDARY(Y)
C* NTN : NUMBER OF TIME MESH BOUNDARIES
C* TWJ : TIME WHEN WASTE IS DISPOSED OF (Y)
C* NJ : NUMBER OF TWJ
C* LTN : DIMENSION OF TN
C* LJ : DIMENSION OF TWJ
C* ALAMDA : DECAY CONSTANTS(1/Y)
C* QJ : AMOUNT OF RADIOACTIVITY DISPOSED AT THE TIME TWJ(CI)*
C* OUTPUT
C* ALEKAG : AMOUNT OF RADIOACTIVITY LEACHED FROM PACKAGE (CI) *
C*****
C* SUBROUTINE LEAKAG(ALEKAG,F,CR,TN,NTN,TWJ,NJ,LTN,LJ,ALAMDA,QJ,
& AINT ,BINT )
& DIMENSION ALEKAG(NTN),F(NTN),CR(LTN,LJ),TN(NTN),TWJ(NJ),QJ(NJ),
& AINT (NTN),BINT(NTN)
      NTN1 = NTN-1
      DO 400 I=1,NTN1
        ALK = 0
        AALK = 0
        BBLK = 0
        DO 300 J=1,NJ
          ASFC = (F(I+1)-F(I))*CR(1,J)
          BSFC = 0
          IF(I.EQ.1) GO TO 250
          DO 200 K=2,I
            I2 = I-K+2
            I1 = I2-1
            BSFC = BSFC+(F(I2)-F(I1))*(CR(K,J)-CR(K-1,J))
          200 CONTINUE
        250 CONTINUE

        AALK = AALK+ASFC*QJ(J) *EXP(-ALAMDA*(TN(I)-TWJ(J)))
        BBLK = BBLK+BSFC*QJ(J) *EXP(-ALAMDA*(TN(I)-TWJ(J)))
        ALK = ALK +(ASFC+BSFC)*QJ(J)*EXP(-ALAMDA*(TN(I)-TWJ(J)))
      300 CONTINUE
      AINT (I) = AALK
      BINT (I) = BBLK
      ALEKAG(I) = ALK
    400 CONTINUE
      RETURN
      END

```