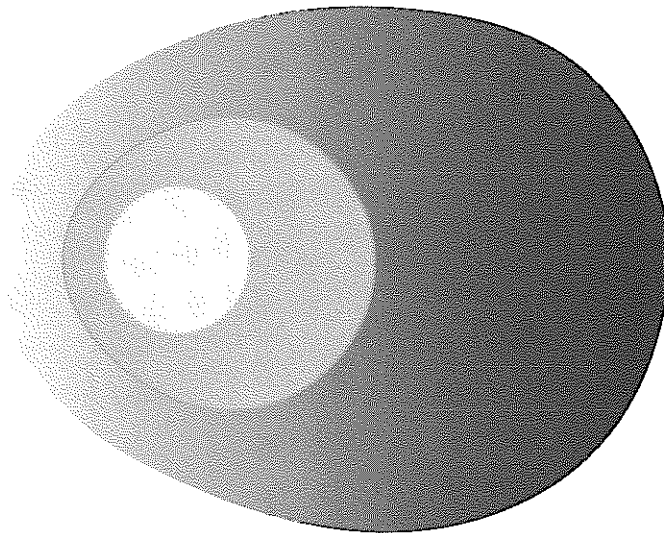


地層処分研究開発報告会（第5回）

[第2次取りまとめの進捗状況と今後の計画]

予 稿 集



期 日 平成10年9月8日(火) 13:00～17:00
会 場 国立教育会館・虎ノ門ホール

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107-8445 東京都港区赤坂 1－9－13

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to : Technical Evaluation and Patent Office, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo 107-8445, Japan.

動力炉・核燃料開発事業団

(Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) 1998

ご挨拶



理事長 都 甲 泰 正

高レベル放射性廃棄物の処分は、原子力の開発利用を進める上で避けて通れない問題として、研究開発を含め、その処分対策は国民的な喫緊の課題であります。

我が国における高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発においては、その進捗状況を適切な時期に取りまとめ、研究開発の到達度を明確にしていくとの原子力委員会の方針に基づき、動燃事業団は、2000年前までに研究開発成果の取りまとめ（「第2次取りまとめ」）を行い、これを公表することとしております。

「第2次取りまとめ」は、我が国における地層処分技術の信頼性を明らかにすることを目標としており、地層処分研究開発に対する専門家の幅広いご理解と、ご支持は、国民の皆様の地層処分技術に対する信頼の基礎となるものであります。

現在、動燃事業団は、地層処分研究開発の中核推進機関として、関係研究機関等のご協力を得て、「第2次取りまとめ」の報告書作成作業を進めているところであります。

今般、その進捗状況を中心に皆様にご報告し、ご意見を伺うことが重要と考え、この度の報告会を開催することといたしました。

私ども動燃事業団は、今回の報告会を手始めとして、「第2次取りまとめ」が社会で広くご活用いただけるものとなるよう、引き続き、取りまとめの作業と、技術情報の普及に努めるべく決意を新たにしております。

今後とも、関係者の皆様のご協力と、ご指導、ご鞭撻を賜りますようお願い申し上げます。

目 次

ご 挨 拶

理事長 都甲 泰正

1. 第2次取りまとめの考え方と進め方	1
---------------------------	---

環境技術開発推進本部 副本部長 増田 純男

2. 関連研究機関との研究協力	9
-----------------------	---

常葉学園富士短期大学 学 長 徳山 明

3. 地層処分の観点からみた日本の地質環境	15
-----------------------------	----

環境技術開発推進本部 総括主任研究員 山川 稔

4. 地層処分概念と安全性	29
---------------------	----

環境技術開発推進本部 統合化グループ主幹 梅木 博之

5. 諸外国の研究開発状況	51
---------------------	----

東海事業所 環境技術開発部 処分システム解析室 国際特別研究員 Erik K Webb

第2次取りまとめの考え方と進め方

環境技術開発推進本部

副本部長 増田純男

1. はじめに

動力炉・核燃料開発事業団（以下、動燃事業団）は、平成9年4月に公表された原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会報告書「高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方について」（以下、専門部会報告書）を指針とし、関連する研究機関等の協力を得つつ、地層処分に関わる研究開発を様々な分野において進めてきている。研究開発の全体目標は「わが国における地層処分の技術的信頼性」を示すことにあり、その成果については西暦2000年前までに技術報告書（以下、第2次取りまとめ）として、国に提出しその評価を仰ぐこととされている。

このたび、これまでの研究開発の成果を統合して第2次取りまとめの文脈を整理した最初の草案として第1ドラフトを作成した。第1ドラフトは、地層処分に関連する領域の専門家の方々から忌憚のない指摘や議論を頂き、第2次取りまとめに向けた研究開発が専門部会報告書に沿って進んでいることを確かめ、今後の展開に資することを目的とするものである。

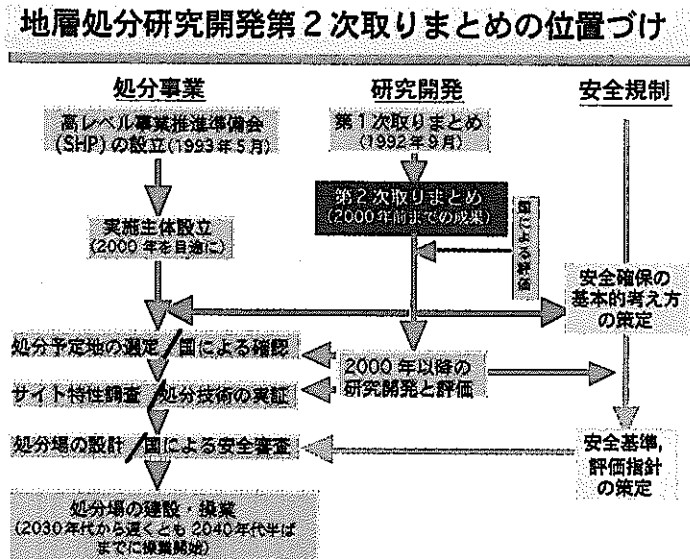
ここでは、国の高レベル放射性廃棄物の処分計画における第2次取りまとめの位置づけと専門部会報告書に示された第2次取りまとめの指針を紹介した後、それに応えるための第2次取りまとめの考え方と進め方を示し、第1ドラフトの概要について述べる。

2. 第2次取りまとめの位置づけ

わが国の地層処分計画は、高レベル放射性廃棄物の処分事業について、西暦2000年を目安に実施主体を設立し、その後処分予定地の選定、サイト特性調査と処分技術の実証、必要な法制度と安全審査、処分場の建設などを進め、2030年代から遅くとも2040年代半ばまでを目途に操業を開始することとされている。地層処分研究開発の中核推進機関として位置づけられている動燃事業団は、西暦2000年前までに自らの成果及び関係機関の関連する研究開発などの成果を取りまとめ、公表するとともに、国はその報告を受けてわが国における地層処分の技術的信頼性などを評価することとしている（図-1）。

研究開発を進める中で、動燃事業団は平成4年に第1次取りまとめ（平成4年9月、動燃事業団「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書-平成3年度-」）により、地層処分の技術的有効性に関する総合的評価を行い、わが国における地層処分の安全確保を図っていく上での技術的可能性を明らかにした。

第2次取りまとめは、第1次取りまとめの成果を受けて処分の技術的信頼性を示し、国による評価を経て、処分事業を進める上での処分予定地の選定、安全基準の策定の技術的拠り所を与えるとともに、2000年以降の研究開発を具体化する上で極めて重要なものと位置づけられている。



3. 専門部会報告書の内容

専門部会報告書は、第2次取りまとめの目標として、

- 1) 地層処分の技術的信頼性を示し、
- 2) 処分事業を進める上での処分予定地の選定、安全基準の策定の技術的拠り所を与える、

ことを挙げ、

- 3) 今後の研究開発の進め方と第2次取りまとめの透明性の確保と評価の考え方について述べている。

図-2 に示すように、専門部会報告書は2部から構成され、第1部は6章からなっており、地層処分をわが国に適用していくにあたっての基本的考え方と第2次取りまとめに盛り込まれるべき事項が示されている。第2部は4章からなり、第2次取りまとめに向けて実施すべき技術的重点課題が示されている。

第2次取りまとめに向けた研究開発を進めるうえでは、「地質環境条件の調査研究」、「処分技術の研究開発」、「性能評価研究」の3つの研究開発分野に総合的に取り組み、また3つの研究開発分野のそれぞれの基盤となる深部地質環境の科学的研究についてもこれを着実に進めることが肝要であるとしている。また国民の理解と信頼を得つつ透明性をもって研究開発を進めるため、その進捗に応じて成果を積極的に公表するとともに国際的なレビューを受け、その結果を第2次取りまとめ報告書とともに国に報告することが示されている。さらに、動燃事業団を中核として関係研究機

関が適切な役割分担と協力の下、第2次取りまとめに向けた協力を一層強化し、総力を挙げて研究開発を進める必要があることが強調されている。

原子力バックエンド対策専門部会報告書
「高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方について」
(平成9年4月)

はじめに
第1部 基本的考え方
第1章 概説
第2章 地質環境の長期安定性
第3章 地層処分システムの安全評価
第4章 処分場の管理
第5章 処分予定地の選定と安全基準の策定に資する技術的拠り所
第6章 第2次取りまとめに対する透明性の確保と評価の考え方
第2部 第2次取りまとめにあたっての技術的重点課題
第1章 第2次取りまとめに向けた研究開発のあり方
第2章 地層処分研究開発の重点課題
第3章 深部地質環境の科学的研究の重点課題
第4章 研究開発の進め方

図-2 原子力バックエンド対策専門部会報告書の構成

4. 第2次取りまとめへの取り組み

(1)地層処分の技術的信頼性について

上述したとおり、専門部会報告書が定めた第2次取りまとめの目標は、「わが国における地層処分の技術的信頼性を示すこと」、処分事業を進める際に必要な処分予定地の選定ならびに安全基準の策定の技術的拠り所を示すことである。

動燃事業団では、第2次取りまとめにあたり、わが国における地層処分の技術的信頼性とは、

「高レベル放射性廃棄物を地層処分するための、実現可能でかつ合理性をもった対策技術を明らかにするとともに、そのような技術によって地層処分の安全性が確保されることを科学的に証明すること」

と理解し、専門部会報告書で明らかにされた研究開発項目を網羅的に取り扱い、課題に応えていくため、図-3に示す3つの研究開発目標を設定した。

研究開発目標1：地層処分システムの設置に適した地質環境がわが国にも存在することを示す（サイト選定の可能性の提示）
長期間にわたって安定で、人工バリアが設計通りに性能を発揮できる環境を与え、天然バリアの機能を確保できる地質環境条件を提示する。
研究開発目標2：現時点で適用が可能な工学的技術によって、人工バリア及び処分施設が合理的に構築できることを示す（地層処分の工学技術の提示）
技術的、経済的に無理なく人工バリアや処分施設を設計、施工し、その品質を保証する。サイト選定の可能性と合わせて「安定な地層に多重バリアシステムを構築する」という、わが国における現実的な地層処分概念を提示する。
研究開発目標3：ニアフィールドを中心とする地層処分システムの性能を十分な信頼性をもって評価できることを示す（地層処分システムの長期安全性の提示）
提示された地層処分概念の長期安全性を科学的根拠をもって判断するための情報を整備する。

図-3 第2次取りまとめに向けた研究開発目標

研究開発目標 1 については、地層処分研究開発の 3 つの分野のうち「地質環境条件の調査研究」によって地層処分の観点から重要な地質環境条件を明らかにし、処分場の設計や性能評価研究への入力情報として整備することが重要である。研究開発目標 2 については、「処分技術の研究開発」によって、与えられた地質環境に適した人工バリアの仕様や処分場のレイアウトを示し、地層処分の工学的実現性を示すことが重要である。また、研究開発目標 3 については、「性能評価研究」において、与えられた地質環境条件や人工バリア仕様、処分場レイアウトに基づいて構築される地層処分システムについて、その性能を評価することによって地層処分システムの長期安全性を示していくことが重要である。

これら 3 分野の個々の研究開発の成果は、データ、モデル、知見などの形で、あるいは技術そのものとして各分野間で双方向にやりとりされ、その結果がそれぞれの分野の中にフィードバックされることにより、必要に応じて研究開発を反復しながら全体目標に照らして総合的な評価に耐える形で取りまとめられていく。

一方、これら 3 つの分野にとって共通の基盤となる深部地質環境の科学研究（地層科学研究）としては、地質環境の長期安定性に関する研究や鉱山など既存の地下施設を利用した研究を進めていく。

(2) 処分予定地の選定と安全基準策定に資する技術的拠り所について

研究開発目標 1～3 に対応して、「地質環境条件の調査研究」の成果に基づき整備される処分予定地選定の要件やサイト特性調査技術、「処分技術の研究開発」の成果として得られる人工バリア及び処分施設の設計施工要件、「性能評価研究」において検討される安全指標、評価の時間枠、地層処分システムの安全評価上の要件、安全評価手法とデータベースなどから、処分予定地の選定や安全基準策定の技術的拠り所を示していくことが可能である。

(3) 研究開発の透明性の確保と研究協力について

地層処分の理解と研究開発の成果に対する信頼を得るためには、地層処分研究開発の成果をわかりやすく公表することが重要であり、専門部会報告書に求められている地層処分の技術的成果だけでなく、研究開発の経緯や地層処分の背景となる情報や基礎知識についても必要な範囲で資料を取りまとめたいと考えている。また、研究開発の透明性を確保するために、ドラフト段階から第 2 次取りまとめの文脈と個々の研究開発成果の技術的な解釈について広く専門家の議論を求め、これを適宜取り込んで最終的な報告書を完成するという進め方をとることが適切と考えている。

国の総力をあげて第 2 次取りまとめに取り組むため、日本原子力研究所、地質調査所、防災科学技術研究所、電力中央研究所、原子力環境整備センター、高レベル事業推進準備会、電気事業連合会、大学及び動燃事業団の専門家による「地層処分研究開発協議会」が平成 9 年 9 月に発足した。さらに同協議会のもとに検討部会とタスクフ

ォースが設置され、月2回程度の頻度で個別課題について詳細な技術的検討を行い、その成果を研究開発に反映している（図-4）。このような活動については、本予稿集の「関連研究機関との研究協力」で具体的に紹介されている。

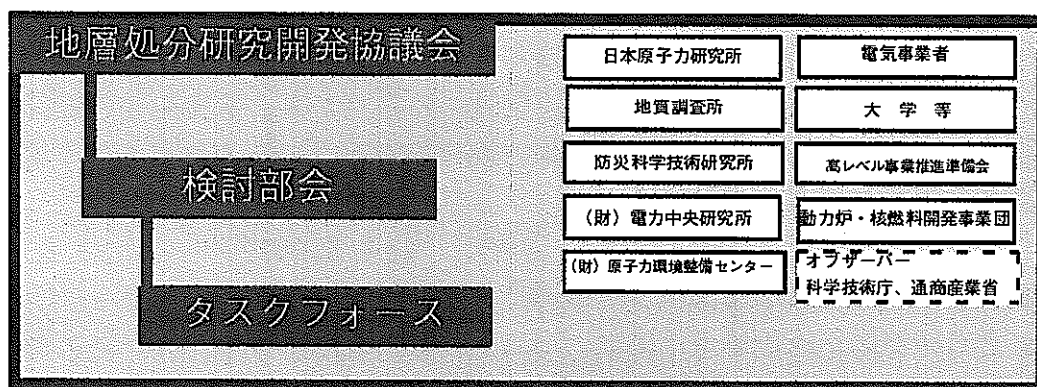


図-4 地層処分研究開発協議会の体制

専門部会報告書に示されている第2次取りまとめの国際レビューへの対応としては、第2次取りまとめの英語版の作成を行う必要があり、動燃事業団の国際特別研究員の協力を得るとともに、国際共同研究の枠組みを活用して個別課題ごとに適宜海外の専門家によるレビューを行っている。

(4) 第2次取りまとめ報告書の構成案

専門部会報告書に示された個々の課題に対応する研究開発項目を、過不足なく網羅的に取り扱うと同時に、第2次取りまとめの目標に応えることができるようにそれら個々の研究開発の成果を適切に統合するという二つの観点から、第2次取りまとめの全体像を示すため、その報告書の構成案を図-5のように考えている。

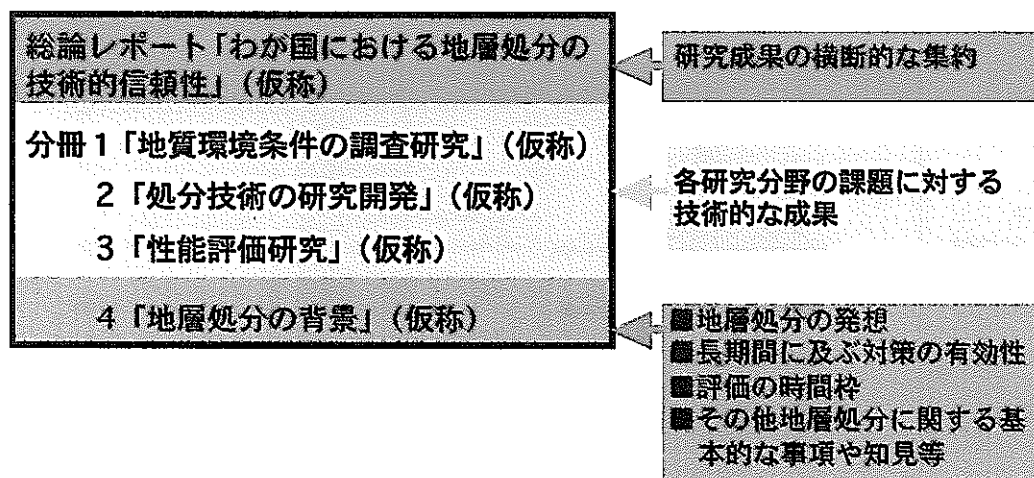


図-5 第2次取りまとめの構成案

総論レポートは、個々の研究開発成果を集約し、第2次取りまとめの目標に対して総合的に応えるためのものであり、主に専門部会報告書第1部に対応したものである。

また分冊1～3は、それぞれ専門部会報告書に示された地層処分の3つの研究開発分野、「地質環境条件の調査研究」（仮称）、「処分技術の研究開発」（仮称）及び「性能評価研究」（仮称）における個々の研究開発課題に対する研究成果をまとめるものである。これによって総論レポートの内容を支える詳細な技術的根拠を明示し、国際レビューと国の評価の際の専門的な参考資料とする。分冊4「地層処分の背景」（仮称）は、第2次取りまとめの内容の理解を促進する観点から、研究開発の経緯や地層処分の背景となる情報や原子力発電や放射性廃棄物対策といった周辺情報や必要な基礎知識を取りまとめるものである。

(5) 第2次取りまとめの作業スケジュール

これまでの研究開発の成果を中間的に整理し、専門家による検討のための第1ドラフトの作成に続き、第1ドラフトを素材とした指摘や議論を踏まえ、図-6に示すスケジュールにより、平成11年春頃を目処として第2ドラフトとして総論レポートを作成するとともに、3つの研究開発分野に対応する分冊1～3を準備する予定である。第2ドラフトについては、第1ドラフトと同様に国内の専門家の方々のレビューを受けるとともに、英語版を準備し国際的なレビューを受ける計画である。これらのレビューの結果、及び今後新たに得られる研究開発の成果を踏まえて総論レポート及び3つの分冊を、西暦2000年前までに完成させるとともに、背景情報に関する分冊を組み合わせ、一式の情報パッケージとしていく方針である。報告書の作成と併行して、これらの情報に対する理解の促進のため、素材や媒体の整備を図っていくこととしている。

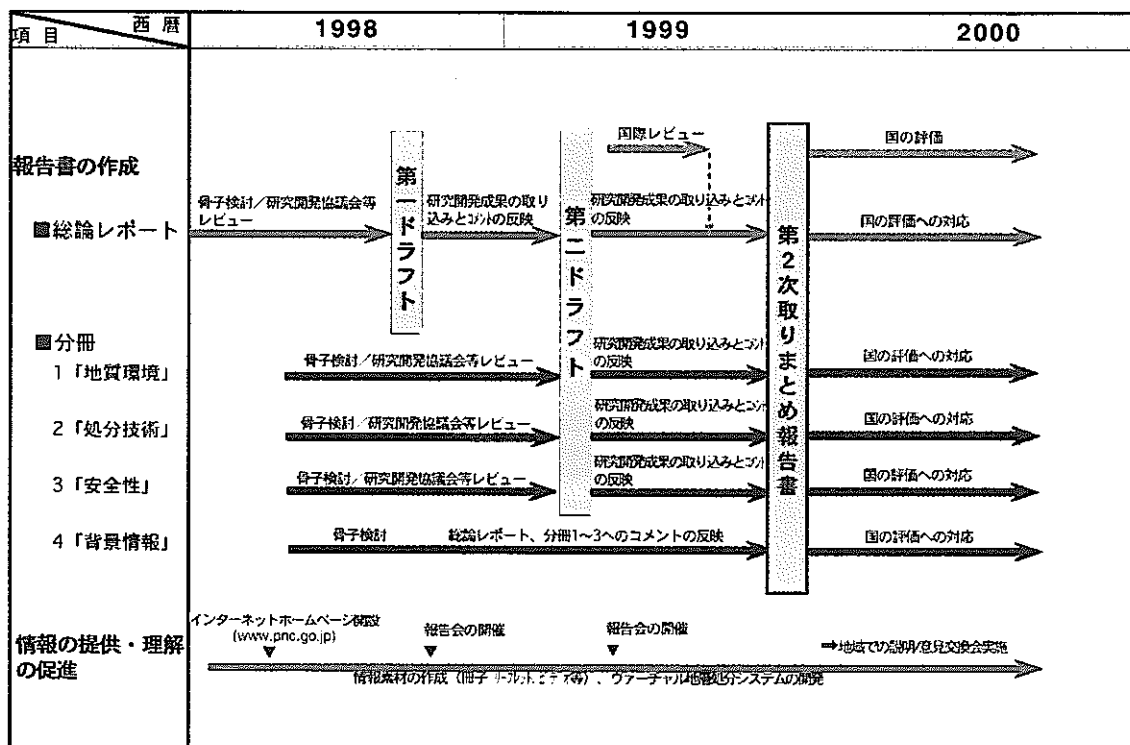


図-6 第2次取りまとめの作業スケジュール

5. 第2次取りまとめ第1ドラフト

第1ドラフトの作成にあたっては、専門部会報告書に示された個々の課題に対する研究開発の成果を統合し、第2次取りまとめの全体目標に照らした検討に資することを目指した。しかしながら中間的に整理したものであることから、研究開発の進捗度によっては専門部会報告書に示された課題に応え切れていない箇所がある。これらの箇所については、現時点における成果をもとに全体目標に対しどれだけのことが言えるかということを、今後の見通しとともに示すことを旨とした。

第1ドラフトの個々の技術的成果については、本予稿集の「地層処分の観点から見たわが国の地質環境」「地層処分概念と安全性」で具体的に述べられるが、全体として「わが国における地層処分の技術的信頼性」に対して、これまで以下のような成果が得られている。

- ・わが国は火山活動や断層活動などの天然現象が活発で複雑な地質環境を有するものの、これらの天然現象の活動履歴や地質環境への影響を理解することにより、処分場の立地に適した安定な地質環境を見い出すことが可能と考えられる。
- ・また処分場の設計や性能評価にとって重要な地下深部の地質環境特性に関する情報が実測値等に基づいて整備されつつあり、地下深部は一般に化学的に還元性で、地下水の動きも小さく、地層処分にとって好ましい条件を有すると考えられる。
- ・わが国の幅広い地質環境を対象として、性能に余裕を持たせた人工バリアを中心としたニアフィールド性能に焦点をあてた処分概念を確立してきた。処分場の詳細な設計は将来処分予定地が選定された段階でそのサイトの地質環境条件に基づいて行われるが、ここでは人工バリアについて地質環境のバリエーションを考慮したうえで合理的かつ現実的な設計を例示し、処分場の建設、操業および閉鎖に関する基本的な技術について提示を試みた。
- ・このような処分場の仕様例と地下深部の地質環境特性をもとに、総合的な性能評価を行うためのシナリオを明らかにするとともにモデルやデータベースの基本型を作成し、体系的な評価手法を構築した。これらを用いた評価により、諸外国の安全基準などを参照し、提示した処分システムが基本的には安全であることを示した。
- ・地層処分の実施に向けた次の段階で最も重要な課題は、適切なサイトをいかに選定するかである。このため処分予定地選定のための技術的な検討を進めることにより、サイト選定の要件や調査手法に関する技術的基盤について第2ドラフトまでにまとめる予定である。

以上から、わが国において高レベル放射性廃棄物の地層処分を実施することは技術的に可能であり、信頼性の高いものであることが示されつつある。

6. まとめ

第1ドラフトの内容について専門部会報告書に示された研究開発目標と対比しつつ技術的に吟味することにより、残された課題を明確にし今後の研究開発の集中化を図っていくことが重要である。また各方面からのご意見やご批判を研究開発に反映していくことにより、第2次取りまとめをより信頼性の高いものとする必要がある。このため、第1ドラフトに寄せられる意見等を勘案し、今後、地層処分研究開発協議会及び検討部会において関連機関との研究協力を図りながら、新たに得られる研究開発成果も含めて改訂を行い第2次取りまとめを進めていくつもりである。

第2次取りまとめにおいて、2000年までの研究開発成果の総括を行い、21世紀に向けたわが国の高レベル放射性廃棄物対策の展望を示すことにより、2000年以降の研究開発が地層処分の実施に向けどうあるべきかを考察し、地下深部の学術的研究に寄与できる開かれた研究の場として整備される深地層の研究施設の計画にも反映させるとともに、処分事業及び安全規制の技術的拠り所となるように取りまとめていく所存である。

関連研究機関との研究協力

常葉学園富士短期大学

学長 徳山 明

1. 地層処分研究開発協議会及び検討部会の発足

平成9年4月15日に原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会が公表した報告書「高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方について」（以下、専門部会報告書という）では、地層処分研究開発の第2次取りまとめ（以下、第2次取りまとめという）の目標と盛り込むべき内容や、研究開発の重点課題が明らかにされている。また、研究開発の進め方について述べ、地層処分研究開発には、多くの人材、資金と期間を必要とすることから、動力炉・核燃料開発事業団（以下、動燃事業団という）を研究開発の中核的推進機関として、関係研究機関が密接な協力の下に、効率的にこれを推進することが重要としている。このため、各関係研究機関の成果を共有し、第2次取りまとめに向けた協力を一層推進強化するための委員会の設置を求めている。

これを受け、第2次取りまとめに向けてわが国の総力をあげて取り組むため、日本原子力研究所、地質調査所、防災科学技術研究所、電力中央研究所、原子力環境整備センター、高レベル事業推進準備会、電気事業連合会、大学及び動燃事業団の専門家による「地層処分研究開発協議会」が平成9年9月に発足した。さらに第2次取りまとめへの関係研究機関の成果の取り込みと内容の技術的な調整、レビューを行うことを目的に、平成10年2月25日から同協議会のもとに検討部会が活動を開始した。ここでは、これまでの検討部会の活動を振り返って紹介する。

2. これまでの検討部会の活動

第2次取りまとめに関しては、専門部会報告書において、国際的な専門家によるレビューを踏まえ、西暦2000年前までに国に提出し、その評価を仰ぐこととされている。このため、マイルストーンを適切に設定して、研究集約作業を着実に進めることが重要である。検討部会では、第2次取りまとめ第1ドラフトの作成を最初のマイルストーンとして作業を行うこととした。第1ドラフトは、第2次取りまとめに向けたこれまでの研究開発成果を中間的に整理し、専門家による検討に供するための作業用資料である。第1ドラフトについては検討部会において総括的な議論が行われ、さらに、検討部会メンバーからなるタスクフォースが設置されて、個別の技術的課題に関する集中的な検討が進められた。図-1に示すように、これまでに6回の検討部会と適宜タスクフォースが開催されている。

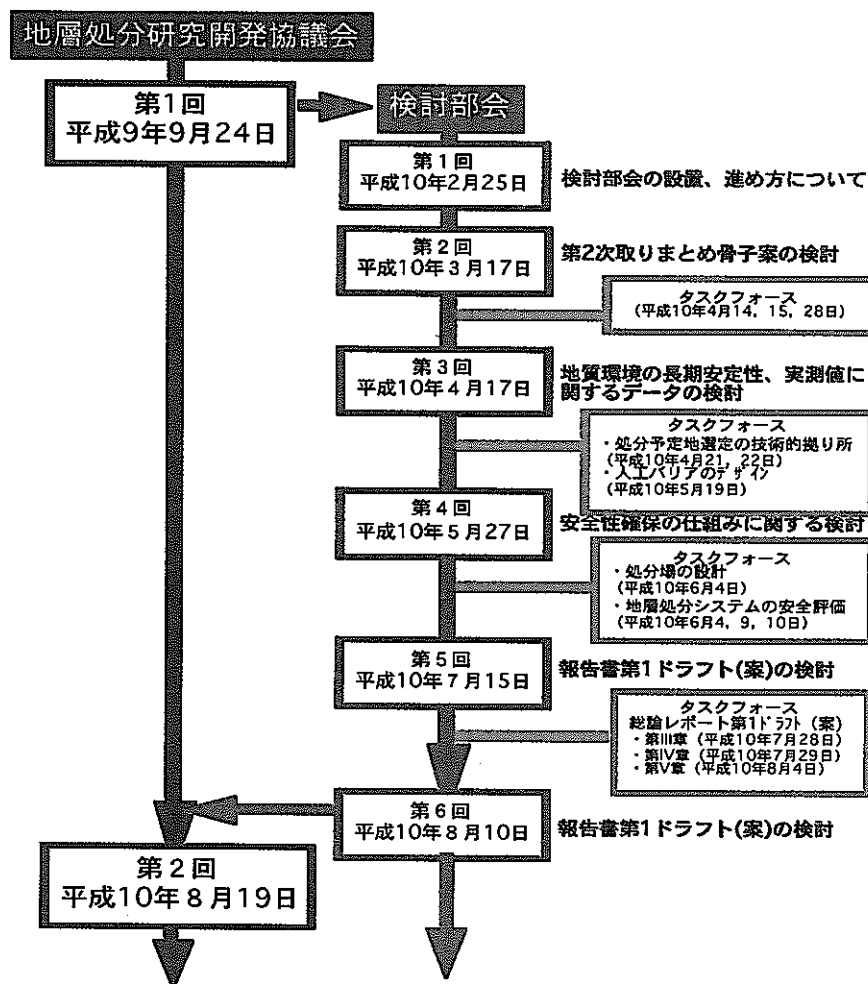


図-1 地層処分研究開発協議会／検討部会の活動経緯

3. 検討部会における作業の進め方

検討部会における作業では、議論の材料を動燃事業団から提示いただき、これに対して各機関からコメントや関連情報を提出いただいて対応を検討した後、修正・確認を行うという進め方がとられた。第2次取りまとめ第1ドラフトに関わる作業は、大きく次の2つのステップで行われた。

- ー第1ドラフト骨子案に関する検討
- ー上記検討を踏まえた第1ドラフト案に関する検討

まず動燃事業団より第1ドラフトの骨子案が示された。第1ドラフト骨子案は、第1ドラフトにおける論旨をまとめたものであり、主要な3つの研究開発分野である「地質環境条件の調査研究」「処分技術の研究開発」「性能評価研究」における成果として、専門部会報告書に沿って、第1ドラフトでどこまで応えようとしているかが

示されたものである。この骨子案についてまず検討することにより、第1ドラフトの方向性を確認しつつ、不足している点や強化すべき点について、検討部会やタスクフォースにおいて集中的に議論し、関係研究機関の成果を適切に取り込むように配慮された。骨子案の検討に基づいて動燃事業団により第1ドラフト案が作成され、検討部会やタスクフォースで検討した内容が適切に盛り込まれているかどうかを確認された。

第1回検討部会において骨子案が提出され、第2回の検討部会において各関係機関からコメントがもち寄せられた。それを基に特に議論を行うべきものとして、処分予定地選定の技術的拠り所、処分場の設計、地層処分システムの安全評価をとりあげ、第3回、第4回検討部会とその前後に開催されたタスクフォースにおいて踏み込んだ議論を行った。これらを勘案して、第1ドラフト案が提出され、第5回、第6回の検討部会とタスクフォースにおいて、その内容について詳細な検討が行われた。骨子案や第1ドラフト案の内容に対する検討では、各機関の役割や専門性を活かし、第1ドラフトの各章ごとに概略以下のような分担で積極的な対応をしていただき、全体的に過不足なく効果的にこれを行うことができた。

●第Ⅰ章：高レベル放射性廃棄物対策の考え方と進め方

全関係研究機関

●第Ⅱ章「地層処分の概念と安全確保の考え方」

全関係研究機関

●第Ⅲ章「わが国の地質環境」

主に、大学、地質調査所、電気事業連合会、電力中央研究所

●第Ⅳ章「地層処分の工学技術」

主に、大学、防災科学技術研究所、電気事業連合会、電力中央研究所、高レベル事業推進準備会

●第Ⅴ章「地層処分システムの安全評価」

主に、大学、日本原子力研究所、電気事業連合会、電力中央研究所、原子力環境整備センター

●第Ⅵ章「処分予定地選定と安全基準策定に資する技術的検討」

主に、大学、日本原子力研究所、電気事業連合会、電力中央研究所、高レベル事業推進準備会、原子力環境整備センター

以下に第1ドラフト作成作業における議論のポイントについてまとめる。

4. 議論のポイント

前述したように検討部会での議論においては、いくつかの主要なポイントを抽出し、これらについては集中的に検討を行った。これまでに取り扱った主要な課題は以下のとおりである。

①地層処分に影響を及ぼす可能性のある天然現象の将来予測の考え方

専門部会報告書では、以下の点を明らかにするよう求めている。

- ・天然現象の中で、地震・断層活動、火山・火成活動などの急激な現象については、これまで長期にわたり限られた地域で起こっており、活動と活動範囲の移動は規則的に推移しているため、その影響を受けない地域の地下深部に処分施設を設置することが可能であること
- ・隆起・沈降・侵食、気候・海水準変動などの緩慢・広域的現象については、その変化の規則性が過去の地質学的記録から類推できるため、長期にわたりこれらの影響や範囲を推定することが可能であること

これらの点については、以下に留意して検討を行った。

- ・上記のような地層処分に影響を及ぼす可能性のある天然現象についての事例研究の具体的成果とこれらの成果をどのように地層処分の信頼性に反映しようとしているのかを明示し、変動帯にあるわが国においても、地層処分に適する安定な地質環境が存在することを示すこと
- ・天然現象による地層処分システムへの影響の回避の考え方について明らかにすること

議論の結果、考慮すべき天然現象の特徴を踏まえ、事例研究から過去の地質学的記録の情報量と時間スケールの関係を整理し、それに基づいてそれぞれの天然現象ごとに将来予測の考え方を示すという方向性が確認された。

②深部地質環境の特性に関する実測値の整理

専門部会報告書では、わが国の地質学的特徴を考慮して、実測値から得られる知見に基づき、地質環境についてのより充実した情報の取りまとめを行うこととし、深度1,000m程度までの地質環境を対象に、ニアフィールド特性として重要な地質環境特性に関する情報の充実・整理を進めていく必要があるとしている。

このため、人工バリアの設置環境として重要な地質環境の特性（地質構造、地下水流動、地下水の地球化学、岩盤力学などに関する特性）や、天然バリアとして重要な地質環境の特性（地下水移行経路とそれに沿った地球化学特性など）について、地下深部の地質環境を対象にこれまで取得された実測値を含めたデータの全体像を具体的に示すことに留意して検討を行った。

東濃地域や釜石鉱山を中心として得られた地下深部の実測データについて、考慮すべきわが国の地質環境を幅広くとらえ、分類・整理することにより、設計や性能評価との関連を明らかにしつつ基本データとしてまとめることとなった。

③処分予定地選定の要件を明らかにするための考え方、各選定段階ごとの調査内容と手法に関する整理

専門部会報告書では、処分予定地の選定にあたっては、地質環境のどのような特性に着目するのか、処分予定地の選定後のサイト特性調査において、何をどのように調

べるのかが明らかにされている必要があるとして、第2次取りまとめにおいて、処分予定地選定の要件の明確化に関する事項、サイト特性調査に関する事項について盛り込むことを求めている。

これについて検討部会の議論においては、第2次取りまとめで求められている処分予定地選定の技術的拠り所として、候補地、予定地、処分地選定の各段階ごとの調査手法と調査項目について明らかにすることに留意した。

この結果、候補地選定段階と予定地選定段階における以下の要件を定性的に示すことが重要であるという結論に至った。

- ・候補地の選定段階：

文献調査を主体とした、安定な地質環境であることを検討するための要件を示す。

- ・処分予定地選定段階：

現地調査を行うことを考慮したうえで、地層処分システムの建設・施工性や性能にとって重要な地質環境特性に関する要件を示す。

④人工バリアと処分施設の設計の考え方

専門部会報告書に應えるため、わが国の幅広い地質環境を考慮した合理的で柔軟な設計の考え方を明らかにすることに留意して検討を行った。

また、性能評価との関連性、経済的合理性の観点にも配慮し、設計要件設定の考え方とこれに基づく設計例を示すこととした。

⑤FEPリストと安全評価シナリオの考え方

専門部会報告書では、地層処分システムの将来のふるまいに関し、種々の可能性を想定し、安全評価上考慮すべき要因を列挙（FEPリストの作成）して、安全評価上のシナリオの設定とその根拠の明示を行うことを求めている。

これについて検討部会で議論された点は、安全評価解析において考慮する地層処分システムの設定と、それに基づく安全評価シナリオや解析ケースの設定がFEPとの関係で明らかになるよう留意すべきということであった。

特に複数の解析ケースの比較のためのベースとなるレファレンスケースとそれ以外の解析ケースの設定の考え方について明確に示すということが重要との認識で一致した。

⑥性能評価モデルとデータの信頼性を示す根拠

専門部会報告書では、適切に設定されたシナリオに沿った解析を信頼性をもって行うことができるよう、個々のモデルの妥当性を高めていくため、室内などでの試験研究成果に基づき対象とする現象を的確に把握し、モデルの妥当性を示すことを求めている。併せて、解析に用いるデータの信頼性を確保しつつ、解析に必要な基本的なデータの充実・整備とデータベースの拡充を図ることを求めている。

検討部会では、この点について、性能評価におけるモデル、データの信頼性を示す

ための根拠として、東濃地域と釜石鉱山における地下深部での実測データの充実や実験室規模から動燃事業団の地層処分基盤研究施設を利用した工学規模までの室内試験ならびに既存の坑道などを利用したフィールドでの試験やナチュラルアナログ研究に基づく成果との関係を明確にすることが重要であり、それが明らかになるよう第1ドラフトをまとめるべきとの結論を得た。

これらの成果に基づき、モデルとデータについては、対象となる現象に即して設定することとし、その信頼性の根拠を示すこととした。

5. 今後の進め方

3., 4.に示した作業を通じて、第2次取りまとめ第1ドラフトとして得られた技術的成果については、本予稿集の「地層処分の観点から見たわが国の地質環境」「地層処分概念と安全性」で具体的に述べられる。第1ドラフトは、先に述べたように第2次取りまとめに向けたこれまでの研究開発成果を中間的に整理し、専門家による検討のために準備した作業用資料であり、未確定の記述やデータ、試算が多く含まれている。この点を御勘案いただいたうえで様々な分野の研究者、技術者の方々に、活発な御議論をいただければと考えている。

今後第2次取りまとめに向け、第1ドラフトに寄せられる御意見を反映して、総論レポートと3つの主要研究開発分野に対応する3つの分冊が用意されることとなっている。このため、検討部会やタスクフォースを通じてさらに詳細な検討を行い、残された課題に対処していくことにしている。また、第2次取りまとめの内容を専門家以外の一般の方々にもわかりやすく伝えるための資料の作成についても検討を行っていく予定である。地層処分研究開発協議会及び検討部会を通じた関係研究機関の密接な連携を維持し、国際レビュー用の第2ドラフトの作成や国に提出する第2次取りまとめ報告書の作成に向け、引き続き取り組んでいくこととなっている。

地層処分に関する研究は、これまで、それぞれの研究機関が独自の目標を設定して進められてきたが、この度の検討部会では、それぞれが最新の研究成果を持ち寄り、率直な意見を交わし、第2次取りまとめに向けて真摯な議論を行うことができた。地層処分研究開発協議会の設置により、すべての関係研究機関の公的な研究交流の場が作られたことは、今後の斯界研究協力の一層の進展にはずみをつけることとなり、特筆すべき成果であったと思われる。前後19回に及ぶこの検討部会での真摯な討論を通して、研究者どうしの個人レベルの緊密な協力関係が生まれたことはとりわけ重要なことであり、この協力体制が第2次取りまとめはもとより、今後の地層処分研究開発に向けて関連研究の叡知を結集させる礎となることと確信し、まとめとする。

地層処分の観点からみた日本の地質環境

環境技術開発推進本部

総括主任研究員 山川 稔

1. はじめに

わが国は、太平洋を取り囲む変動帯に位置し、大陸諸国に比べて地殻変動、地震活動、火山活動などがより活発である。わが国における地層処分の安全性を科学的・技術的に明らかにする上でまず求められることは、それらの天然現象による地質環境への影響を考慮しても、地層処分の観点から将来にわたって、1) 廃棄物を人間の生活環境から物理的に隔離し、2) 人工バリアや処分施設に適した設置環境を与え、3) 天然バリアとしての働きが期待できる地質環境が存在することを提示することである。

2. 地層処分とわが国の地質環境条件

1) 地層処分にとって重要な地質環境条件

地質環境が地層処分で期待される役割を果たすためには、地層処分の場として長期にわたって十分に安定であること（地質環境の長期安定性）、と人工バリアの設置環境および天然バリアとして、岩盤や地下水の性質（地質環境の特性）が適切であることが求められる。

地質環境の長期安定性に関しては、地下深部の地質環境に影響を及ぼす可能性のある天然現象に着目し、それらの特徴や影響の程度を把握することが重要である。処分予定地の選定に際しては、地質環境に急激な、あるいは緩慢ではあるが累積的な、変化をもたらす様々な天然現象によって、多重バリアシステムの性能が著しく損なわれることのないような場所と深度を選ぶことを前提とする（図-1 (A)）。

その上で、地層処分の観点から人工バリアなどの設置環境として重要な岩盤の熱や力学に関する性質および地下水の動きや化学的性質に注目することが必要である。また、天然バリアの機能としては、これらに加えて、岩盤中での地下水を媒体とする物質の移動や遅延に関与する性質が重要となる（図-1 (B)）。地層処分の実施に際しては、これらの地質環境の条件を十分に把握した上で、これに応じて人工バリアや処分施設を設計・施工することにより、多重バリアシステムとしての最適化が図られる。

2) わが国の地質環境の特徴

上述したように、火山活動や地震・断層活動、地殻変動などが活発であることが日本列島の第一の特徴である。この特徴は日本列島を構成する地形や地質にも現われている。山地が多く起伏に富む地形、数多くの火山とその噴出物の広い分布、種々の地層や岩体からなる地質などは、活発な天然現象を背景としたわが国の地質環境の特徴である。また、比較的温暖な気候や豊富な降水量、周囲を海に囲まれた島国といった

地理的条件も、地層処分の安全確保において重要な地下水の動きや性質を理解する上で留意すべき重要な特徴といえる。

地層処分の観点からわが国の地質環境をとらえる際には、このような日本列島の特徴を十分に認識して置く必要がある。

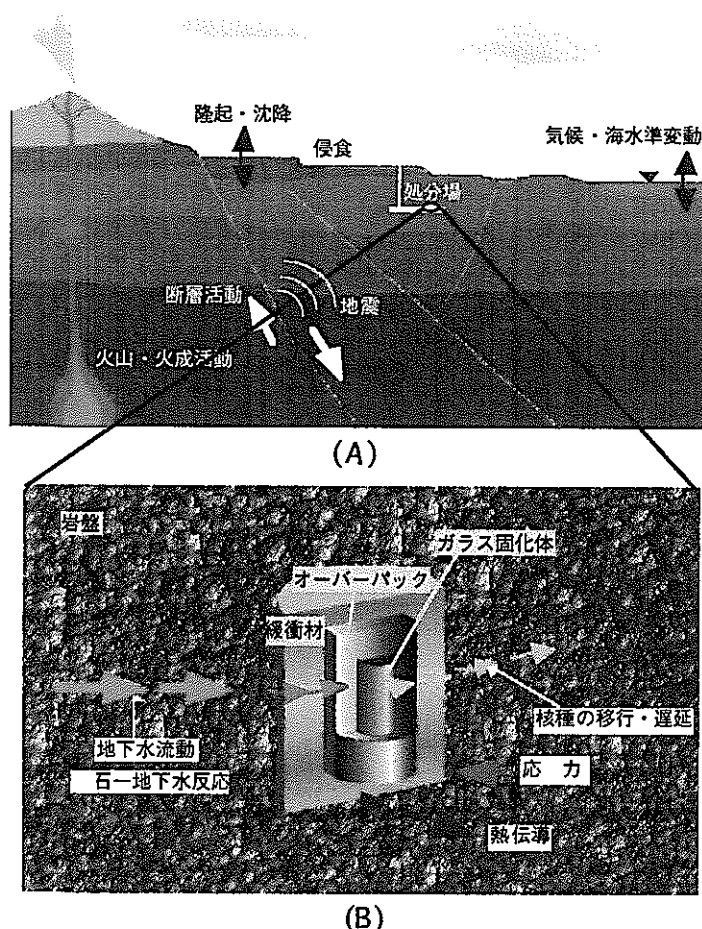


図-1 地層処分において考慮すべき天然現象(A)と岩盤および地下水の特性(B)

3) 地質環境条件の調査研究

地層処分の研究開発においては、対象とする地域や岩石の種類を特定せずに幅広く進めることが従来からの国の方針となっている。

これを踏まえ、事業団では、わが国の岩石および地下水の性質や主要な天然現象の特徴などに関するデータを広く整備する観点から、地球科学の各分野に蓄積されている情報の収集と吟味を進めている。ただし、既存の情報の多くは地層処分研究の観点から十分な質と量をそなえたものではなく、地下深部の地質環境の特性、とくに深部地下水の動きや水質、あるいは岩盤中での物質の移動に関する精度の高い情報は限られている。このため、地下深部の地質環境に関する理解を深めていくことを目標に、地層処分研究開発の基盤となる「地層科学研究」(図-2)の一環として、岐阜県の東濃地域および岩手県の釜石鉱山において、地下坑道やボーリングなどを利用した研究

を総合的に実施している。

また、地層科学研究のもうひとつの柱である地質環境の長期安定性に関する研究として、わが国における各天然現象の活動の特徴や地質環境への影響などを把握するため、それぞれ代表的な地域での事例研究を進めている。

なお、地層科学研究は、わが国の地質環境に関する一般的な知見の整備や調査技術の確立を目指して進めており、処分候補地の選定のための調査とは明確に区分される。地層科学研究で得られた成果は、地層処分研究開発全般の基盤となるとともに、広く地球科学の発展に寄与することが期待される。

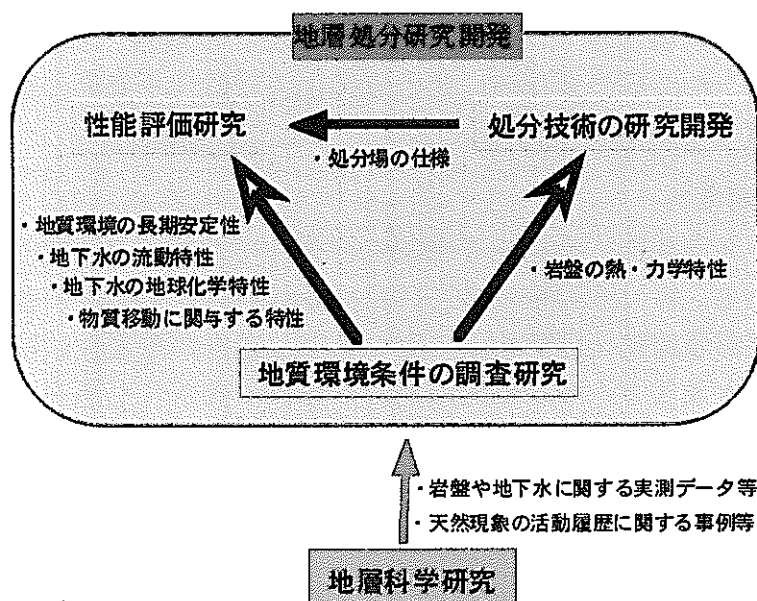


図-2 地層処分研究開発と地層科学研究

3. わが国における地質環境の長期安定性

1) 地質環境の長期安定性に影響を及ぼす天然現象

地質環境に影響をもたらす天然現象としては、火山活動のように突発的に起こる現象と、広域的な地盤の隆起・沈降のように比較的ゆっくりと進む現象がある。前者は岩盤の破壊をもたらす可能性があるため、地層処分においては、そのようなことが起こらない場所を選ぶことが重要となる。このような現象としては、火山活動のほかに地震・断層活動があげられる。一方、後者は緩やかな現象であるが、長期間にわたって累積するため、変動規模やその影響を時間スケールとの関係で把握することが必要となる。このような現象としては、隆起・沈降のほか、河川等による侵食や地球規模での気候・海水準変動がある。

このような観点から、わが国における地質環境の長期安定性に関連する重要な天然現象について、諸外国の例などを参照しつつ検討し、①地震・断層活動、②火山・火成活動、③隆起・沈降・侵食、④気候・海水準変動を抽出した。

地質環境の長期安定性にとって重要なこれらの天然現象については、これまでの地球科学の分野に多くの研究成果が蓄積されているため、第1次取りまとめ（動燃事業

団、1992)においては、それらの中から参考とすべき情報や知見を抽出・整理し、各天然現象のわが国における特徴についての概略を取りまとめた。その結果、わが国における天然現象の発生の仕方にはそれぞれ規則性が認められ、これに基づき将来の変化を検討し得るとの見通しが得られた。

第1次取りまとめ以降は、「地質環境の長期安定性を期待できる地域がわが国にも十分に存在する」ことを具体的に示すことを目標に、関連分野における最近の学術的研究に基づく知見の整理や、野外調査や年代測定を主体とする事例研究等を通じて、過去から現在までの天然現象の活動履歴に関する情報の整備を進めている。また、得られた情報をもとに各天然現象の規則性（周期性、継続性、地域性、変動規模など）を明らかにし、これに基づき将来における発生の可能性や変動の規模および地質環境への影響を検討している。

2) 将来予測の考え方

将来における天然現象の活動を予測的に評価するための基本的な手法は、過去を踏まえた外挿である。各天然現象の過去における活動様式や変動の規模あるいはそれらの時間的・空間的な変化を理解することにより、過去から現在に継続する変化の延長として将来の姿が類推される。現在の地質や地形に残された過去の天然現象の活動履歴を追跡していけば、過去から現在までの変化の中に規則性や一定の傾向を見いだすことができ、これに基づき将来における天然現象の発生の可能性や変動の規模などを推測することは可能である。その際、各天然現象の活動の規模や様式などが時代や地域によって異なることを十分に認識し、適切な時間スケールと空間スケールでとらえることが重要である。

過去数十万年程度については、活動の痕跡が比較的良好に現在の地形や地質に残されていることが多く、正確な年代を得ることも可能である。

また、わが国における地震・断層活動、火山・火成活動および隆起・沈降運動は、日本列島を取り巻く4つのプレートの衝突や沈み込みなどに関連して起こっているが、それらのプレートの配置や運動様式をみても、過去数十万年程度の間、ほぼ定常的な状態を保っているといえる。したがって、日本列島の大部分については「過去数十万年程度の間における活動様式や変動傾向が、今後も十万年程度は同じように継続する」とみなして評価することが妥当と考えられる。

3) 安定な地質環境の存在

地質環境の長期安定性に影響を及ぼす可能性のある天然現象については、現象の種類や地域によって得られる情報の量や精度に違いはあるものの、これまでの調査研究により概ね過去数十万年程度まで遡って、発生の場所や変動規模を追跡することができる。また、天然現象によっては、過去数十万年程度よりも古い時代における活動の特徴や傾向を推定することが可能である。これらの結果に基づき、地層処分にとって十分に安定な地質環境がわが国に存在することが示される。

各天然現象について現在までに得られた主な知見を以下にまとめる。

①地震・断層活動

地震・断層活動による地層処分システムへの影響としては、岩盤の変位や破断・破碎とこれに伴う地下水の移行経路の形成、および地震動による岩盤や地下水の性質の変化などが想定される。このうち、岩盤の破断・破碎等に関しては、活断層（過去数十万年間に繰り返し活動し、将来も活動する可能性のある断層）の分布や周辺岩盤の性状を把握することにより、地層処分の観点から重大な影響を被る可能性のある範囲を避ける必要がある。

わが国に分布する活断層は多くの場合、近接する活断層や活褶曲によって構成される活断層帯として把握されている。このような活断層帯が起こす最大の地震規模やズレの量は、その長さから推定することが可能である（松田，1998）。主な地震・断層活動は既存の活断層帯で繰り返し起こっており（図-3），地震・断層活動をもたらす地殻応力場は概ね数十万年程度安定して持続してきたとみなすことができる。このことから、十万年程度の将来については、現在までの活動の継続として、地震・断層活動を評価することが可能と考えられる。一部の逆断層帯では、過去にその幅が拡大した例があるが、その拡大範囲は数 km 程度と推定される。なお、伏在活断層についても、活断層帯というスケールでその存在を推定できるものが多く、個々の地域については地下構造調査によって確認することが可能である。

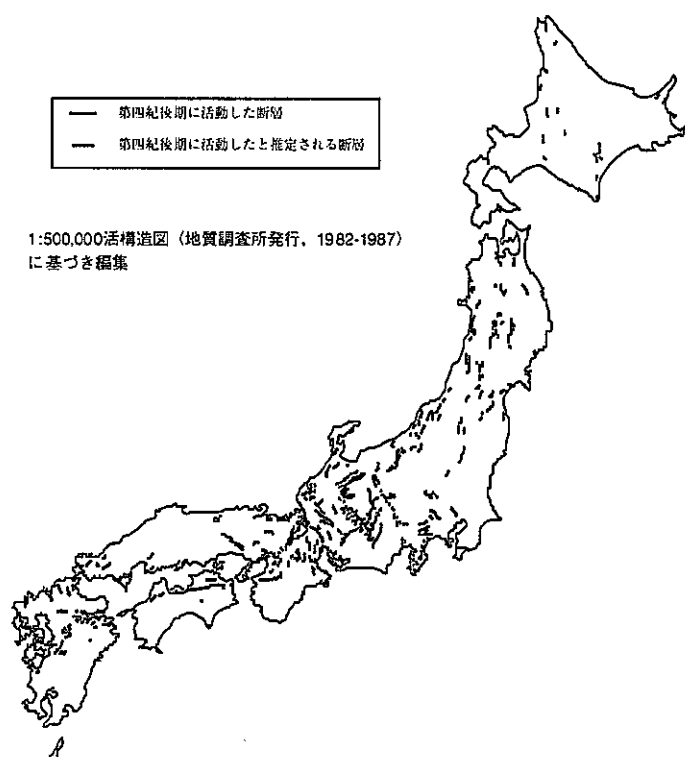


図-3 活断層の分布と活動年代

断層活動によって岩盤が破断・破碎される領域（断層破碎帯）の幅は、大規模な活断層でも数百 m 程度であり、広域的な変位による影響は破碎帯から数 km 以内との例

がある。地層処分においては、個々の活断層について、このような影響の程度や範囲を評価し、人工バリア・処分施設の設計および性能評価に反映する必要がある。また、断層活動による地下水への影響に関しては、上記の力学的な影響範囲を越えて、著しい水理学的および地球化学的な変化が生じるとは考え難く、また、短期間で回復するという観測結果もあることから、長期的には活動していない断層とほぼ同様と考えられる。

一方、地震動による深部地質環境への影響は小さいと考えられるが、処分場の設計においては、予想される最大の地震動を考慮する必要がある。

なお、地域によって活動性や活動様式が異なるため、地震・断層活動の評価においては、地域の特徴を十分に考慮する必要がある。

②火山・火成活動

火山・火成活動による地層処分システムへの影響としては、マグマの貫入・噴出による破壊や地表への放出、マグマからの放熱や地下水への熱水・火山ガスの混入などが想定される。これらの現象、とくにマグマの貫入・噴出などについては、地層処分の観点から地域を適切に選定することにより、避けるべきと考えられる。そのためには、将来に火山活動が起こりそうな場所を把握することが必要である。

わが国における火山・火成活動は、プレートの配置やその沈み込み角度等に支配された顕著な偏在性を有する。第四紀（約 170 万年前～現在）の火山は、太平洋プレートの沈み込みに対応した東日本火山帯とフィリピン海プレートに対応する西日本火山帯とに大きく二分され、それぞれ海溝に沿って帯状配列している。また、「第四紀火山カタログ」（第四紀火山カタログ ワーキンググループ 編，準備中）によると、第四紀の火山においては、その活動の場に大きな変化は認められず、限定された地域内において新たな火山の形成を含む活動が繰り返されている（図-4）。したがって、十万年程度の将来については、このような火山地域における数十万年～百数十万年程度の時間的・空間的变化に基づき、将来の活動域を評価することが可能と考えられる。ただし、現在、海底の拡大や新たなプレートの沈み込みなどを生じている可能性がある地域については、それらの変化や影響をさらに検討する必要がある。なお、第四紀よりも古い時代の火山噴出物の分布によれば、過去数百万年以上にわたって、日本列島における大局的な火山活動の場は大きく変わっていないと考えられる。

なお、火山地域やその周辺では、地下に存在するマグマや高温岩体からの熱による地温の上昇や揮発成分の混入による地下水の水質変化などが認められる。全国の地温勾配図（矢野ほか，印刷中）やいくつかの火山地域での事例研究によれば、そのような影響が及ぶ範囲は、火山の噴出中心から数十 km 程度までと考えられる。

以上のことから、処分場と現在の火山や火山地域との間に適切な距離を確保することにより、火山活動による重大な影響は避けうると考えられる。

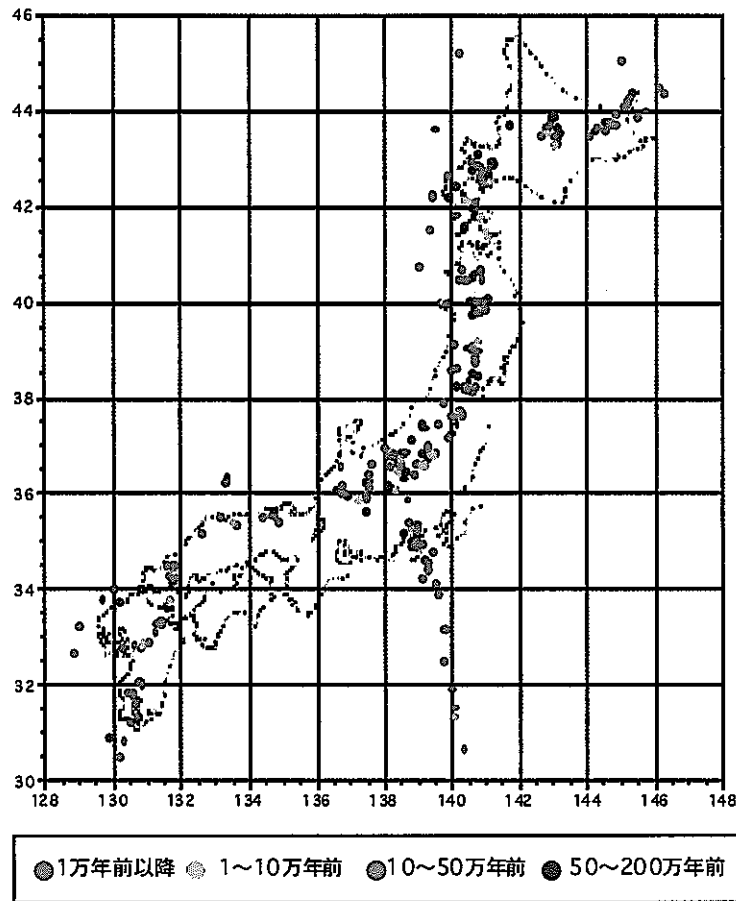


図-4 日本列島における第四紀の火山の分布と最新の活動年代

③隆起・沈降・侵食

隆起・沈降・侵食による地層処分システムへの影響としては、隆起・侵食の継続による処分場の露出がまず想定される。これについては、隆起・侵食の規模や速度を地域別に把握し、地層処分の観点から変動の激しい地域を避けるべきと考えられる。また、露出には至らなくても、時間の経過とともに処分場の深度や地表部の状況は変化するが、それらの影響は、予想される隆起・侵食の程度を考慮して十分な深度を設定することにより、限定できると考えられる。

隆起・沈降運動は、時間の経過とともに累積していく現象であり、日本列島における山地や平野の形成は、広域的な隆起や沈降が長期にわたって継続した結果とみなすことができる。日本列島における隆起・沈降は、主にプレート運動に起因する地殻応力場に対応した地域ごとに一定の変動様式をもつ（貝塚・鎮西編，1995；太田，1996）。このような変動の傾向は、地域差はあるものの、少なくとも過去数十万年を通じて継続しており、今後も同様に継続すると考えられる。したがって、十万年程度の将来については、地域ごとの特徴を踏まえて過去の変動を外挿することにより、想定すべき変動量を設定することが可能である。外挿によって推定される隆起・沈降の速度は、一部の高山や半島先端部を除く多くの地域で、50～100m/10 万年未満である。

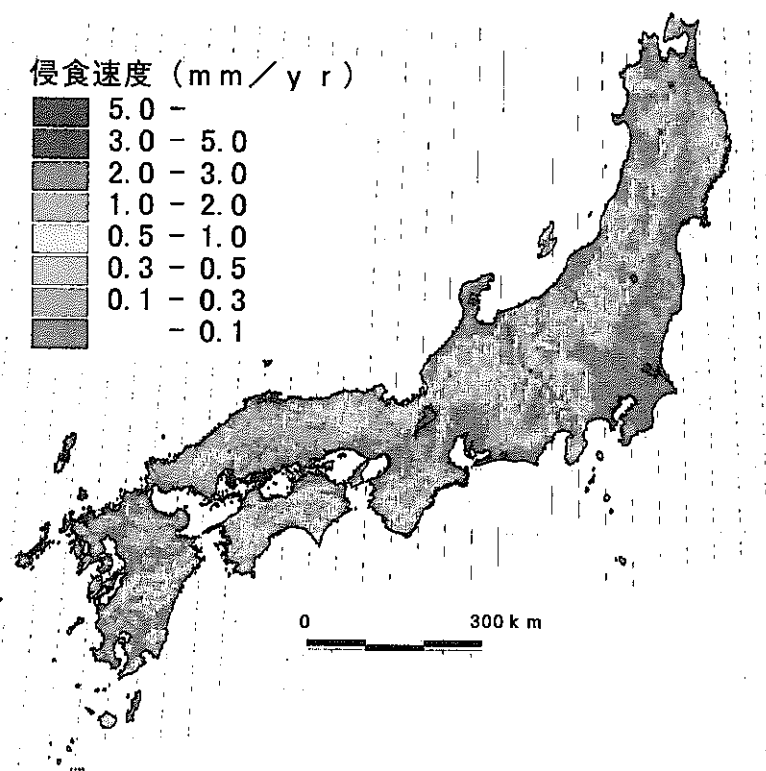


図-5 基準高度分散量より算定した侵食速度の分布（北海道は現在作成中）

一方、侵食に関しては、ダムの堆砂量から推定される流域の平均的な侵食速度は、流域の地形起伏の強さと高い相関を持つことが知られている（Ohmori, 1978）。全国 82 箇所のダム流域での調査結果から両者の関係式を求め、これをもとに地形起伏に関する数値情報から全国規模で侵食速度を計算した（図-5）。これによれば、侵食速度は、山地の中心部では 1 mm/y を越えるところも多いが、丘陵や平野の大部分は 0.5 mm/y 以下である。これらの結果は、沖積層や段丘を刻む谷の体積などから推定される過去 1 万～10 万年間の平均的な侵食速度とも調和する。

なお、河川においては、氷期・間氷期の気候変動に対応して河床の侵食（下刻）と埋積を繰り返しつつ、次第に谷底が削られていく。全国 13 箇所の河川の例では、過去数十万年間の下刻速度は河川ごとにほぼ一定（ $20 \sim 70 \text{ m/10 万年}$ ）で、その地域の隆起速度を反映していると考えられている（高木ほか, 1998）。ただし、一部の高山では下刻が 200 m/10 万年 に達する地域も認められている。

以上のように、隆起・沈降・侵食については、個々の地域における変動量が概ね推定できるため、一部の高山地域や半島先端部など変動の著しい地域を避けた上で、予想される影響（土被りの変化や傾斜の変化など）を考慮して、処分場の設計や性能評価に取り込むことが可能である。

④気候・海水準変動

気候・海水準変動による地層処分システムへの影響としては、表層での水収支や海水準の変動に伴う地下水の流動や水質の変化および侵食速度の変化が想定される。また、氷期には気温低下によって形成される山岳氷河や凍結・凍土の影響が考えられる。

気候・海水準変動については、過去数十万年以上にわたって、地球規模での周期的な氷期-間氷期サイクルが確認されており、その間、海水準は現在に比べて+数 m ~ 一百数十 m の範囲内にあったことが、酸素同位体比の変動や海岸段丘の高度などから解析されている（例えば Shackleton, 1987 ; Chappell, 1994）。

日本列島周辺においても、最終氷期最盛期の約 2 万年前頃には海面が現在より 120m 前後低く、その後、急激に上昇して、約 6 千年前に現在比 0 ~ +5 m に達したとされている（Umitsu, 1991）。また、年平均気温については、約 2 万年前の現在比 -8℃ から次第に上昇し、約 6 千年前に現在比 +2 ~ +3℃ に達したと推定される（動燃事業団, 1996）。年降水量については、氷期には現在の 5 ~ 7 割程度に減少したことが、花粉化石や氷河地形などのデータから推定されている（動燃事業団, 1996）。

現在は間氷期のピークを少し過ぎた時期にあり、氷期-間氷期サイクルにしたがえば、今後十万年程度の間は氷期に向かって次第に寒冷化し、海水準は低下していくと予想される。寒冷化に伴う影響として、永久凍土や凍結割れ目の発達が想定されるが、日本列島においては、その分布は一部の高山や北海道に限定されると考えられる。

以上のように、気候・海水準変動については、将来に想定される変化の幅を設定できるため、その影響を解析的に評価することが可能である。

4. わが国における地下深部の地質環境の特性

1) 多重バリアシステムにとって重要な地質環境の特性

多重バリアシステムにおいて、地質環境には、人工バリアにとって適切な設置環境を提供するとともに、それ自体が天然バリアとして機能することが期待される。人工バリアの性能にとっては、地質環境中での物質の溶解や運搬を左右する地下水の流動と地球化学に関する特性が重要であり、オーバーパックの腐食やガラスおよび核種の溶解を抑制する観点からは、地下水の性質が還元的でその動きが遅いことなどが好ましい条件となる。また、人工バリアの設計・施工にとっては、岩盤の熱および力学に関する特性が重要であり、地下空洞の安定性や温度環境を維持する観点からは、場としての地温や地圧が低く異方性が少ないこと、および岩盤自体の熱伝導性が良く強度や変形性が高いことなどが好ましい条件となる。一方、天然バリアの機能にとっては、岩盤中における地下水を媒体とした物質の移動や遅延に関する特性が重要である。

以上のことから、多重バリアシステムにとって重要な地質環境特性として、①地下水の流動特性、②地下水の地球化学特性、③岩盤の熱・力学特性、④岩盤中での物質移動特性が挙げられる。

第1次取りまとめにおいては、わが国における地質環境の特性を理解する上での基礎的な情報として、地質・地質構造、地形、岩石、地下水、地下資源などに関する既存の知見を取りまとめた。また、土木工学等の分野に蓄積された文献を調査することにより、地下水の水質や岩盤の物性等に関するデータを整理した。

第1次取りまとめ以降は、地下深部のデータが不足しているとの国の評価を踏まえ、関係分野における最新の文献データの整備を継続する一方、東濃地域および釜石鉱山での地層科学研究を拡充することにより、必要な調査技術・手法の開発を進めるとともに、地下坑道やボーリングを利用した調査試験に基づく実測データの蓄積を図っている。

2) 地下深部の地質環境の一般的な特性

多重バリアシステムにとって重要な地質環境特性については、これまでの調査研究により、わが国における一般的な傾向を概略的に把握するとともに、それらに基づき、人工バリアの設置環境や天然バリアとしての機能を検討しようとの見通しを得た。

地下深部の地質環境の特性について、これまでに得られた主な知見を以下にまとめる。

①地下水の流動特性

岩盤中に含まれる地下水の動きは、主に動水勾配と岩盤自体の透水性に支配されている。このうち、動水勾配は地形に強く依存するが、均質な地下深部の岩盤中では、局所的な地形の影響が少ないため、地表付近に比べて動水勾配は緩やかになる（例えば木下ほか，1993）。また、深度が深くなるにしたがって地圧が大きくなるため、一般に岩石の固結度や密度も増し、岩盤の透水性も地表付近に比べて小さくなると考えられる。

地下深部の動水勾配について、現状では実測データの蓄積がないため、全国各地の井戸データを解析することにより地表付近の動水勾配の値を求め、地形との関係で整理した。その結果、地表付近の動水勾配は地形勾配に強く支配されており、低地（0.008）、台地（0.016）、丘陵地（0.035）、山地（0.061）の順に大きくなることが確認された（カッコ内の数字は、各地形ごとに得られたデータの平均値）。

なお、東濃地域における地下水流動解析および深層ボーリングでの実測データによっても、地下深部の動水勾配は地表付近に比べて小さくなる傾向にあることが確認されている。

一方、岩盤の透水性については、土木工学等の分野に蓄積されている文献データを収集し、岩種ごとにデータを整理するとともに、東濃地域および釜石鉱山で得られた地下深部についての実測データと比較・検討した。その結果、割れ目集中帯や破碎帯を除く地下深部の岩盤の平均的な透水係数は、 $10^{-9} \sim 10^{-8}$ m/s オーダーを中心に、 $10^{-12} \sim 10^{-6}$ m/s オーダーの幅を有することが示された。

②地下水の地球化学特性

地下水の水質は、起源となった水の性質とその水と岩石との相互作用によって形成される。わが国においては、海岸付近では海水起源の地下水、火山地域ではマグマ起源の地下水の存在が考えられる。これらは、降水起源の地下水に比べて一般に溶存成分の濃度が高い。なお、安定な地質環境の観点から、火山や地熱地域を回避することにより、マグマ起源の地下水の影響は排除できると考えられる。

降水起源の地下水においては、滞留中における土壌や岩石との反応が水質形成の主要プロセスであり、主な反応としては、溶解・沈殿やイオン交換などがある。したがって、地下水の起源や母岩の鉱物組成がわかれば、これに基づいて、化学平衡論により地下水の水質をある程度推定することは可能である。このような観点から、地下水の地球化学特性に関しては、水質だけでなく、その起源・年代や母岩の鉱物・化学的な性質などに関する情報とあわせて検討していくことが重要である。

降水を起源とする地下水については、東濃地域や釜石鉱山での地層科学研究を通じて得られた実測データに基づき、その地球化学特性を把握するとともに、水-岩石反応試験や化学平衡論による理論計算とあわせて水質形成機構を検討した（図-6）。

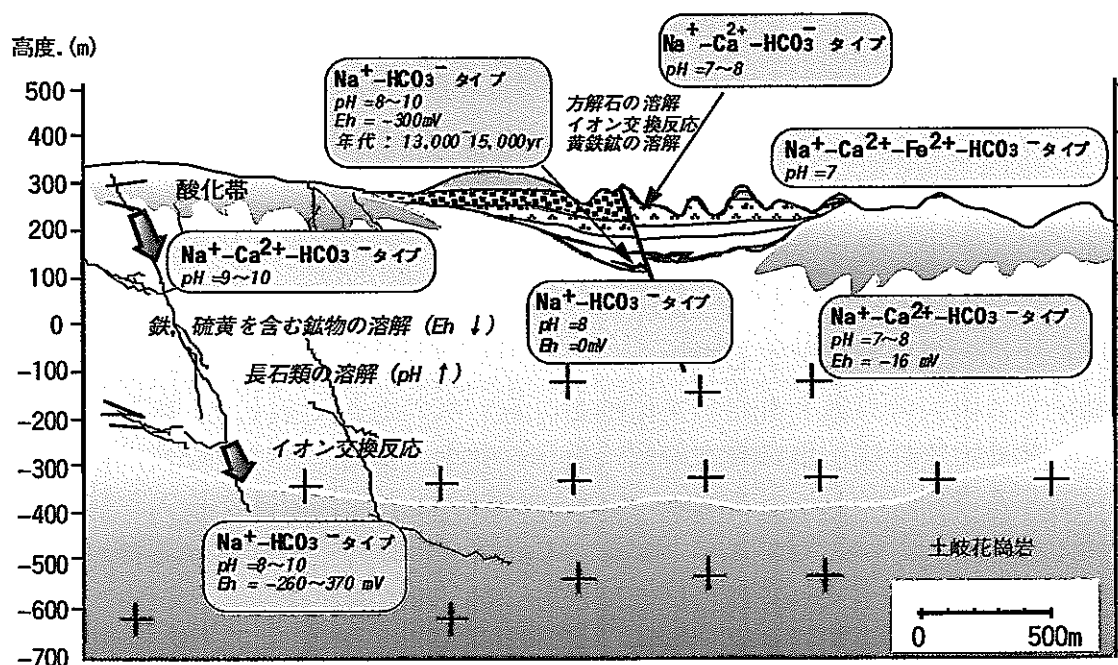


図-6 東濃地域における深部地下水の地球化学的性質

その結果、降水を起源とする地下水の水質形成に寄与する主要な反応として、長石類や方解石の溶解、粘土鉱物と地下水とのイオン交換反応などがあり (Iwatsuki & Yoshida, 1998 (in press)), これらの反応により地下水の水質は、地表付近で Na^+ , Ca^{2+} および HCO_3^- に富み、地下深部にいくにしたがって Na^+ と HCO_3^- に富むようになることが確認された。また、堆積岩においては、硫黄の化学種の酸化還元反応や微生物による有機物の分解反応などにより、地下水は弱アルカリ性かつ還元的になることが示されている。同様に、花崗岩においても鉄や硫黄の化学種の酸化・還元反応などによ

り、弱アルカリ性で還元的になることが確認されている。

一方、海水を起源とする地下水については、情報が限られているものの、炭田地域などでの研究事例から、地下深部での水質は $\text{Na}^+ - \text{Cl}^-$ に富み、一般に微生物による有機物の分解や硫黄の化学種の酸化還元反応により、還元状態にあると考え得ることが示されている（亀井，1997）。

③岩盤の熱・力学的な特性

岩盤の熱・力学特性は、場としての特性（地温や応力の状態）と岩石自体の物性（熱伝導率や強度など）に分けられる。

岩石の主要な物性については、土木工学等の分野に蓄積されている最新の文献データを収集するとともに、東濃地域および釜石鉱山での地層科学研究によって得られた実測データとあわせて、岩種ごとに整理した。

地温については、地温勾配の全国分布（矢野ほか，印刷中）に基づき、火山地域以外では概ね $2^\circ\text{C}/100\text{m} \sim 5^\circ\text{C}/100\text{m}$ の範囲にあることが確認された。

また、初期応力に関しては、文献データを収集するとともに、東濃地域および釜石鉱山での実測例との比較・検討を行い、地下深部での鉛直応力はほぼ土かぶり圧に等しく、鉛直応力と水平応力との比は地下浅部ではばらつくものの、深度が深くなるにしたがって1に近くなる傾向が確認された（Matsui et al., 1997）。

なお、東濃鉱山および釜石鉱山において、坑道掘削前後における岩盤物性の変化等が観測されており、坑道の掘削によって周辺の岩盤の特性が変化する範囲は、坑道壁面から1m程度であることが確認されている。

④岩盤中での物質移動に関する特性

岩盤中での物質の移動をもたらす原動力は地下水の動きであるが、物質の移動を詳細にとらえるためには、単に動水勾配に沿った動き（移流）だけでなく、物質が岩石中へ拡散する現象（マトリクス拡散）や物質が鉱物の表面に収着するような現象にも注目する必要がある。したがって、岩盤中での物質移動特性を理解するためには、主要な移行経路となる地質構造要素に着目して、その物理的な構造と化学的な性質の双方について検討することが重要である。

移行経路となる地質構造要素に関しては、従来より多くの鉱山やトンネルにおいて観察されているように、結晶質岩のような緻密な岩盤では、岩盤中に発達した割れ目のネットワーク構造が支配的な移行経路となるが、大きな割れ目が発達しにくい新しい堆積岩では、粒子間の空隙や粒子中の微小割れ目などが主要な移行経路となることだが、東濃鉱山および釜石鉱山における詳細な観察や試験研究によって確認されている（Yoshida, 1994）。また、割れ目表面から数 cm 程度までマトリクス拡散現象が生じていることが観察されている。

一方、化学的な性質としては、移行経路に存在する粘土鉱物および雲母や黄鉄鉱な

どの鉄含有鉱物は、石英、長石類、方解石などに比べて、物質を収着する能力が高いことが確認されている。

なお、東濃ウラン鉱床を対象としたナチュラルアナログ研究において、天然ウランは、黄鉄鉱などの鉱物粒子中の微小割れ目、雲母鉱物のへき開、炭質物の表面や粘土鉱物が充填した空隙中に、保持・固定されていることが観察されている (Yoshida et al., 1994)。

5. まとめ

地質環境の長期安定性に影響を及ぼす可能性のある天然現象については、現象の種類や地域によって得られる情報の量や精度に違いはあるものの、概ね過去数十万年程度まで遡って、発生の場所や変動の規模を追跡することができた。これらの結果に基づき、地層処分にとって安定な地質環境が存在していることが示されるものと考えられる。すなわち、火山活動や断層活動のように偏在性が強い現象や局所的な現象については、活動の場が限定できることから、そこから十分に離すことにより影響を回避することが可能であり、一方、隆起・沈降・侵食および気候・海水準変動については、変動の速度や幅が推定できることから、それを外挿することによって将来の変化やその影響を評価することが可能である。

一方、多重バリアシステムにとって重要な岩盤や地下水の性質に関しては、実測データの取得に重点を置いて情報の整備を進めてきた。これに基づき、人工バリアや処分施設の設計・施工および多重バリアシステムの性能を検討することが可能である。また、深部地質環境の一般的な特性として、地下深部の地下水は還元的で動きが遅いため、人工バリアの劣化や放射性物質の溶解・移動が抑制されること、岩盤中ではマトリクス拡散や収着により、地下水を媒体とした物質の移動が遅延されること、などが確認された。

以上のような情報や知見は、わが国における地層処分システムの技術的な実現性や安全性の検討に反映されるとともに、西暦 2000 年を目処に設立される処分事業の実施主体が行う処分予定地選定の技術的な拠り所となるものである。

今後は、第2次取りまとめに向けて、地層科学研究の成果や関連する地球科学の分野における最新の知見をさらに活用することにより、天然現象の活動履歴やその影響に関する事例および地下深部の地下水や岩盤に関する実測データの充実に図っていききたい。

参考文献

- 太田陽子 (1996) : 最終間氷期の海岸線に関する諸問題, 変化する日本の海岸 (小池, 太田編), pp.69-99, 古今書院.
- 貝塚爽平ほか編 (1995) : 新版日本の自然 2 日本の山.
- 活断層研究会編 (1991) : 新編日本の活断層.
- 亀井玄人 (1997) : ベントナイトに包まれた廃棄物ガラスのナチュラルアナログ, PNC TN 8410 97-035.
- 木下直人, 安部透, 竹村友之, 横本誠一 (1993) : 原位置透水試験によるトンネル周辺岩盤の水理特性の調査, 第 25 回岩盤シンポジウム講演論文集, pp.481-485.
- 第四紀火山カタログ ワーキンググループ編 (準備中) : 第四紀火山カタログ.
- 高木俊男, 藤原治, 小沢昭男 (1998) : Ma-p001 河成地形の高度分布から推定した氷期・間氷期を通じた下刻速度の変遷, 1998 年地球惑星科学関連学会合同大会予稿集. p.230.
- 地質調査所 (1982-1987) : 1:500,000 活構造図.
- 動燃事業団 (1992) : 高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書—平成 3 年度—, 「第 2 章 地質環境条件の調査研究」, PNC TN1410 92-081.
- 動燃事業団 (1996) : 地層処分開発の現状 (平成 8 年度), PNC TN1410 96-071.
- 増田耕一, 阿部彩子 (1996) : 第四紀の気候変動 (住ほか編), 岩波講座地球惑星科学 11 気候変動論, pp.103-156, 岩波書店.
- 松田時彦 (1998) : 活断層からの長期地震予測の現状—糸魚川-静岡構造線活断層系を例にして—, 地震, 50, pp.23-33.
- 矢野雄策ほか (1998) : 坑井データによる日本列島の地温勾配分布図 (印刷中).
- Chappell, J. (1994) : Upper Quaternary Sea Levels, Coral Terraces, Oxygen Isotopes and Deep-sea Temperatures, Jour. Geogr., 103(7), pp.828-840.
- Iwatsuki, T. and Yoshida, H., (1998) : Water Chemistry and Mineralogy of Fracture Systems in the Basement Granite in the Tono Uranium Mine Area, Gifu-prefecture, Central Japan, Geochemical Journal (in press).
- Matsui, H., Sato, T., Sugihara, K. and Nakamura, N. (1997) : Comparizon of the Results of Stress Measurements Determined by Various Methods at the Kamaishi Mine, Proc. 2nd Inter. Symp. Rock Stress, pp.95-100.
- Ohmori, H. (1978) : Relief Structure of the Japanese Mountains and Their Stages in Geomorphic Development, Bull. Dep. Geogr., Univ. Tokyo, 10, pp.31-85.
- Shackleton, N.J. (1987) : Oxygen Isotope, Ice Volume and Sea Level, Quaternary Science Reviews, Vol.6, pp.183-190.
- Umitsu, H. (1991) : Holocene Sea - level Changes and Coastal Evolution in Japan, The Quaternary Research, Vol.30 (2), pp.187-196.
- Yoshida, H. (1994) : Relation between U-series Nuclide Migration and Microstructural properties of Sedimentary Rocks, Vol.9, pp.479-490.
- Yoshida, H., Kodama, K. and Ota, K. (1994) : Role of Microscopic Flow-paths on Nuclide Migration in Sedimentary rocks, A Case Study from the Tono Uranium Deposit, Central Japan, Radiochimica Acta, 66/67, pp.505-511.

地層処分概念と安全性

環境技術開発推進本部

統合化グループ

主幹 梅木博之

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物の地層処分の技術的可能性については、1950年代に米国において岩塩層を対象とした検討（National Research Council, 1957）が開始され、特に1970年代に入ってから原子力の利用を高レベル放射性廃棄物の処分の可否と強く関連させて問題とする世論が世界的に高まったことを受けて、本格的かつ組織的な研究開発が進められた（例えば ERDA, 1976; Bredehoeft, et al., 1978; The American Physical Society, 1978; National Research Council, 1983）。このような研究開発によって固められてきた地層処分の概念は、次のようなものである。

- 地層処分に要求される地質環境の条件を満たすものであれば、どのような地層であっても地層処分の候補として検討の対象になり得る
- 地層処分に要求される廃棄物を隔離する性能は、天然の地質環境のみに依存するのではなく、それを工学的対策と組み合わせた1つのシステム、すなわち地層処分システム全体により達成される（システムズアプローチ）
- 地層処分システムの性能が長期にわたり満足できるものか否かについて、合理的、科学的な評価を厳密に行う必要がある（安全評価）

システムズアプローチの考え方に従って多重バリアの概念が示され、今日国際的に共有されている地層処分の技術面での骨格が確立された。

ここでは、まず地層処分の基本的考え方である多重バリア概念に基づくわが国の地層処分概念と安全確保の考え方について説明したい。次に、原子力バックエンド対策専門部会によって示された指針（原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会、1997；以下、専門部会報告書）に従い、このような地層処分概念を念頭に、動力炉・核燃料開発事業団（以下、動燃事業団）が関係機関の協力を得ながら進めてきた研究開発成果に基づいて、地層処分における工学的な対策はどのように行われるのか、また適切に選定された地質環境と工学的な対策によって構築される地層処分システムの安全性はどのように評価されるのかについて述べることとする。

2. 多重バリアの概念

多重バリアの概念は、地層処分の安全性を確かなものとするための基本となる考え方であり、各国の地層処分概念に取り入れられている。処分された放射性廃棄物は人工の構造物と天然の地層からなる多重の障壁（バリア）によって人間環境から隔離さ

れることになる。このような何重もの障壁による、放射性核種の隔離、保持系が多重バリアシステムである。このうち工学的に施された対策が人工バリアであり、人工バリアには安定な形態をもつ廃棄物固化体、廃棄物を格納する容器（オーバーパック）、地下に埋設する際にオーバーパックと地層の間に充填される物質（緩衝材）が含まれる。地層自体のもつ放射性核種の隔離、保持機能は天然バリアあるいは地層バリアと呼ばれる¹。

地層処分の多重バリアシステムにおいて重要なことは、個々のバリアが異なる機能を同時に発揮するとともに、バリア同士が完全に独立して機能しているのではないということである。後述するように、例えば、緩衝材は放射性核種を廃棄物固化体表面で溶解度に抑えるような機能を持つと同時に、放射性核種の移行を吸着によって遅延する。また、人工バリアが設計された機能を発揮するためには、それを可能とするような地質環境の条件が整っていることが必要である。他方、人工バリアによって放射性核種の放出を確実に抑え、天然バリアはそれをさらに確かなものとする。このようなバリア相互のシナジー効果がシステムズアプローチの本質である。原子炉の安全性における多重防護の考え方では、種々のバリアが完全に独立して機能することが求められており、この点地層処分の多重バリアの概念と異なっている。

地層処分システムは、選定される処分サイトの地質環境とそれに対応して設計される工学的な対策によって特徴づけられる。地層処分にとって適切な条件を満たす範囲で地質環境を選ぶことができるという自由度、システム全体が安全性を確保できるように人工バリアを設計することができるという自由度があるので、地層処分システムには種々のバリエーションを考えることができる（Neall, et al., 1994）。地質環境や核燃料サイクルの考え方等は、各国で異なっており、それぞれの国情に応じた地層処分システムの開発が進められている。

3. わが国の地層処分概念

わが国における地層処分概念は、諸外国と同様、多重バリアの概念に基づくものであるが、変動帯に位置するという地質学的条件を念頭において、特に地質環境の長期的な安定性に配慮したものであることが必要である。また、現在進めている研究開発では、わが国の幅広い地質環境を考慮した概念の検討を行っており、この観点からは地質環境の幅に対応して性能に余裕を持たせた人工バリアを考えておくことが合理的である。これによって、分散効果や吸着能力など地層のもつ放射性核種の移行に対するバリア機能への負担を軽減し、将来のサイト選定において対象とし得る地質環境の幅を広くすることが期待できる。また、人工バリアと異なり天然の地層は設計したものではないので、サイトが決まるまでは勿論、サイトが決まったとしても、空隙構

¹ 一般に「人工バリア」という語は、このような工学的対策による機能ばかりでなく、障壁物自体を指して用いられる。どちらを意味するかは文脈から判断できると考えられるので、ここでは特に区別しないで用いている。「天然バリア」あるいは「地層バリア」についても、地層そのものを表わして用いられている場合がある。ここでは、場を示す場合には「地層」、「地質環境」を用い、機能を表わす場合には「天然バリア」を用いることとした。

造や鉱物学的分布に関する空間的不均質性により、放射性核種の移行経路のモデル化には本来的に不確実性が伴う。人工バリアの性能に余裕を持たせることによって、このような不確実性への対応を容易にすることも可能であると考えられる。

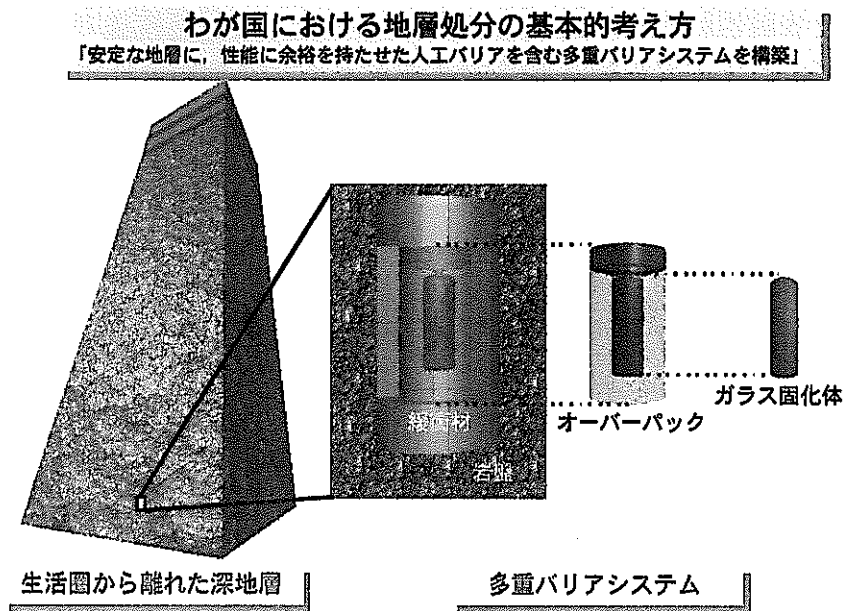


図-1 わが国の地層処分概念

従って現在のわが国の地層処分概念は、図-1に示すように「安定な地質環境に、性能に余裕を持たせた人工バリアを含む多重バリアシステムを構築する」ものであるといえる。将来、処分サイトが決まった段階では、そのサイトの地質環境を考慮して、安全面、経済面から最適な人工バリアが決定される。

性能に余裕をもたせた人工バリアを概念に取り込み、それに応じて地層処分システムの性能評価では、地下水による核種移行に対して人工バリアとその周辺の岩盤がもつバリア機能にとくに焦点をあてるとというのが、ニアフィールドアプローチの考えである。この考えは第1次取りまとめ（動燃事業団，1992）によって示されたものであり、第1次取りまとめの公表とほぼ同じ時期にスウェーデン（SKB，1992）、フィンランド（Vieno, et al., 1992）、スイス（Nagra, 1994）、カナダ（AECL, 1994）から公表された性能評価報告書においても、ニアフィールドの有する性能が地層処分の安全性に対して重要な役割を果たすことが指摘されている。特に日本やスイスは、他の国々に比して地質環境が複雑であり、地層処分概念を考える上でニアフィールドアプローチは理にかなったものといえる（梅木，1994）。

上述したような地層処分概念に基づいて構築される地層処分システムには、次のような安全機能が期待できる。

- ・ 深部の安定な地層は、人工バリアを物理的に保護するとともに、地下水が還元性を有し、その動きが遅いことによって、人工バリアの機能を発揮させるような環境を提供する。
- ・ ガラス固化体は、放射性核種をガラス質の形態に閉じ込め地下水へ溶出することを

抑える。

- ・オーバーパックは、ガラス固化体と地下水の接触を一定期間阻止する。
- ・緩衝材は周囲からの地下水の浸透やその中での流れを制限し、さらにガラス固化体から溶解した放射性核種を収着することによって、放射性核種の移動を抑制する。
- ・地質環境中では、地下水の動きが緩慢であるうえ、放射性核種は岩石に収着することによって移動が抑制される。また、地質環境中の複雑な空隙構造によって地下水中の放射性核種はいろいろな方向に分散し、次第に希釈される。

このような安全機能が確保されれば、放射性核種が生物圏に到達するまでには長い時間を要し、この間に放射能は減衰、希釈されるため、人間やその環境に有意な影響が及ばないように安全に廃棄物を処分することができる。

4. 安全確保の考え方

以上に述べた地層処分概念によれば、安全を確保するための対策は次のようになる。

- －地層処分の観点から適切な地質環境を選定すること（サイト選定）
- －人工バリアを合理的に設計、施工すること（工学的対策）
- －構築された地層処分システムの安全性を確認すること（安全評価）

1) サイト選定

地層処分による安全性の確保という観点からのサイト選定の意味は、まず処分システムの性能に著しい影響を及ぼす可能性のある場所を避けることである。わが国は変動帯に位置しており、特にこの観点から適切なサイトを選定することは重要である。このため、関連する天然現象（例えば、火山・火成活動、断層運動、著しい隆起・侵食など）の活動履歴や地質環境への影響についての理解に基づいて安定な地質環境の要件を明らかにする。地震に関しては一般に地下深部では地表に比して影響は小さく、処分場を適切に設計することにより、安全上充分受け入れることのできる程度にその影響を低減することが可能である。将来の人間活動によって処分場システムが破壊されないように、利用される可能性のある天然資源が存在する地域についてもサイトとして選定されないようにする。

また、長期間のうちにオーバーパックが劣化し、ガラス固化体中の放射性物質が地下水に溶解して人間環境に影響を及ぼすという可能性に対して、できるだけ好ましい地質環境を選定することが重要である。一般的にはこのための条件として、

- －人工バリアの健全性と放射性核種の移動抑制機能が保証されるような岩盤の力学的安定性と、地下水の流束が小さく pH は中性からアルカリ性で化学的に還元性であること
- －地質媒体が放射性核種の移行に関して大きな遅延性能を有すること
- －処分場から人間環境までの地下水の移行経路が長く、移行経路に沿った希釈分散効果が大きいこと

が挙げられる。地層処分にとって適切な地質環境を選定することや、わが国の地下深

部の地質環境特性に関連する科学的知見については、本予稿集の「地層処分の観点からみた日本の地質環境」に紹介されている。

2) 工学的対策

処分場の設計は、現実的な技術により経済的に合理的なレベルで実現できるものである必要がある。また実際の製作、施工にあたっては、厳密な品質管理／品質保証により人工バリアや処分施設に工学的な欠陥が生じないようにすることが必要である。

これらの工学的な対策に関しては次章で具体的に論ずる。

3) 安全評価

地層処分システムの安全評価においては、前提として安全指標や安全基準、あるいは評価期間に関する指針が必要である。これらについて専門部会報告書では、研究開発を進める上での考え方を次のように示している。

- －諸外国の指針や基準、国際機関によって提案されている考え方を参照する。
- －地層処分の安全評価の指標として放射線量を基本とする。
- －評価期間に関する時間スケールについては特に限定せず、現在の人々との対比において人間への影響が最大となる時期やその期間がわかるように評価を行っておく。
- －上述した安全評価の時間スケールにおいて将来の人間環境の予測の困難さを考慮し、長期については天然の放射線レベルに有意な影響のないことを確認するため補完的な解析結果を併せて示す。

このような前提にたつて高い信頼性をもって安全性を確認するための体系的な手法を確立することが必要である。これについては6章で述べる。

5. 地層処分の工学技術

地層処分にとって適切な地質環境が選定された後、その場所に処分場を建設し、人工的な安全対策を施してガラス固化体を埋設する。ここでは、地層処分を実現するための工学技術について述べる。選定された地質環境と人工バリアによって、地層処分システムが構築されることになる。

1) 処分場の構成－人工バリアと処分施設

地層処分場は、人工バリアと処分施設から構成される。人工バリアは、放射性廃棄物を長期間安全に人間環境から隔離するための多重バリアシステムの一部をなす。また処分施設は、廃棄体を含む物流の安全な経路を提供できる施設として、処分場の建設・操業・閉鎖に要求される機能に関連する。

人工バリアは図-1に示したように、ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材から構成される。これらの安全機能については、3章で述べたとおりである。このような人工バリア概念によってガラス固化体を定置埋設するためのレイアウトは、基本的に図-2に示すような4つの方式に整理することができる。例えば、①処分坑道横置き方式は処分坑道形状が単純な円形であるため、空洞安定性の観点からは有利である。一方、

④処分孔縦置き方式は、廃棄体や緩衝材の定置性等の操業性に優れている。定置の方式は実際に処分サイトが決定されれば、その地質環境条件に応じて、①～④の組合せも含め柔軟に選ぶことができる。

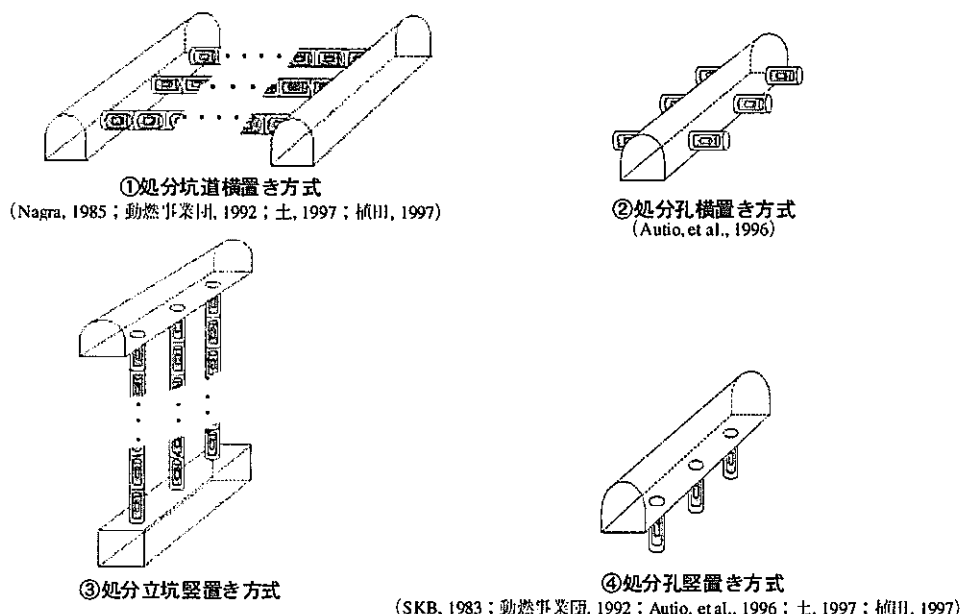


図-2 定置レイアウトのバリエーション

処分施設は、ガラス固化体を受入れて検査し、オーバーパックに封入（オーバーパックに封入されたガラス固化体を以下では廃棄体という）した後、それを地下深部に搬送するための地上施設と、廃棄体を定置するために地下深部に建設される地下施設から構成される。地下施設は、地上と地下の施設を結ぶアクセス坑道、廃棄体を定置する処分坑道、処分坑道を取り囲む主要坑道と主要坑道間を結ぶ連絡坑道等から構成される（図-3）。

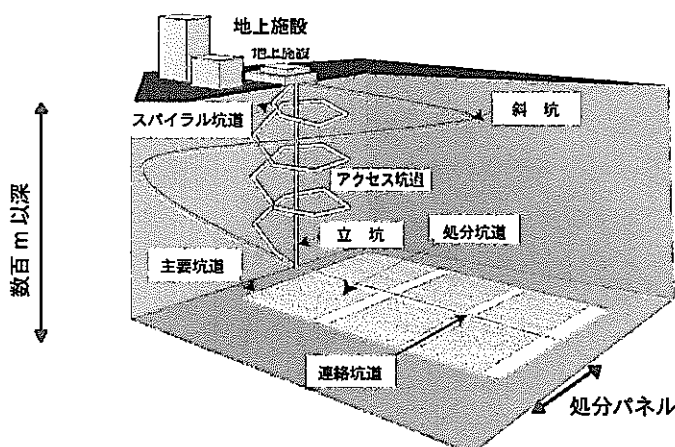


図-3 地下施設の構成

地上から地下施設へのアクセス方法は、物流手段にエレベータを用いる立坑方式と、車両・鉄道を用いる斜坑方式（斜坑あるいはスパイラル坑道）に大別される。処分サイトの地質環境条件や敷地条件等によって、これらのうち最適な方式が選定される。

処分パネルは廃棄体を定置する処分坑道とそれを取り囲む主要坑道からなる。パネ

ルレイアウトは、敷地形状、断層位置や地下水流動条件等の地質環境条件及び地形条件等を考慮して決められる。また、廃棄体を処分する領域をいくつかの独立したパネルに分割することにより、建設、操業、坑道の埋め戻し（閉鎖）という主要な作業が並行して独立に実施でき、また断層等の地質構造要素に対応して柔軟にレイアウトすることが可能となる。

2) 処分場の設計

地層処分に必要となる工学技術に関しては、安全性を実現するための信頼性の高い人工バリア並びに処分施設の仕様を提示するとともに、これらが現実的な工学技術によって合理的に構築できることを示すことが必要である。

このため、わが国の幅広い地質環境を考慮しつつ、人工バリアや処分施設に求められる機能に対応した設計要件を明らかにし、第1次取りまとめ以降の研究開発により蓄積されてきたより現実的なデータや信頼性の高い設計解析手法を適用して設計を試み、具体的に人工バリアと処分施設の仕様を検討している。

幅広い地質環境を考慮して、合理的な人工バリアや処分施設の設計、施工方法に関する技術的な検討を行っておくことにより、将来選定される処分場サイトについてもそのサイトの特徴に応じてそれらの設計、施工を行うことが基本的に可能であり、そのための基盤が与えられていることを示すことができる。そこで、設計・施工検討で必要となる岩盤物性値について、文献等をもとに広く収集したデータの幅を検討し、それらが地下深部の物性を表現していると考えてよいことを東濃地域・釜石鉱山での実測値によって確認するとともに、この岩盤物性値の幅に対して柔軟に設計・施工が可能であることを提示するという方法を採用している。

(1) 人工バリアの設計

ここでは、オーバーパック及び緩衝材の設計を試行した結果を説明し、仕様を示す。

オーバーパック

オーバーパックに要求される機能は、所定の期間にわたりガラス固化体が地下水と接触することを防ぐことである。このためオーバーパックには気密性・水密性、耐食性、耐圧性、耐放射線性、放射線しゃへい性、耐熱性が求められる。また技術的に実現するためには、製작성や操業時の取扱いが可能であることが求められる。

オーバーパックの材料としては、既に第1次取りまとめにおいて第一候補として考えられた炭素鋼を中心として検討を続けている。ガラス固化体を物理的に閉じ込める期間すなわちオーバーパックの設計耐用年数を、第1次取りまとめにおける設計条件と同様に、ガラス固化体の放射能が減衰し発熱が十分低くなる期間として1,000年間に設定した。この設計耐用年数に対し、耐食性及び耐圧性等に関する検討によって仕様を示すことができる。

耐食性の検討では、酸素による腐食、水の還元による腐食及びバクテリアによる腐食について、1,000年間の腐食深さを個々に評価し、その結果を合算して耐食性に必

要な厚さを求めるという設計の考え方を採用した。これは第1次取りまとめと同様であるが、図-4に示すように処分環境を考慮した腐食の実験データが充実し、信頼性が向上している。これらから、1000年間の腐食深さは25.6mmと推定され、必要な腐食代を40mmに設定している。

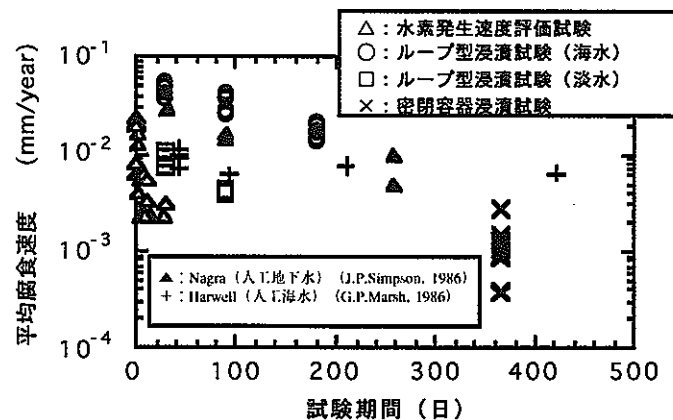


図-4 低溶存酸素濃度条件下での炭素鋼の平均腐食速度（谷口ほか，1996）

耐圧性の観点からは、オーバーパックには地下水圧、地圧、オーバーパックの腐食生成物により発生する緩衝材の圧密反力等が作用すると考えて検討を行っている。この検討において重要となる地圧については、東濃地域や釜石鉱山において実測されたデータにより、これまで文献等によって蓄積されていたデータの信頼性が向上し、より現実的な設定が可能となっている（図-5）。

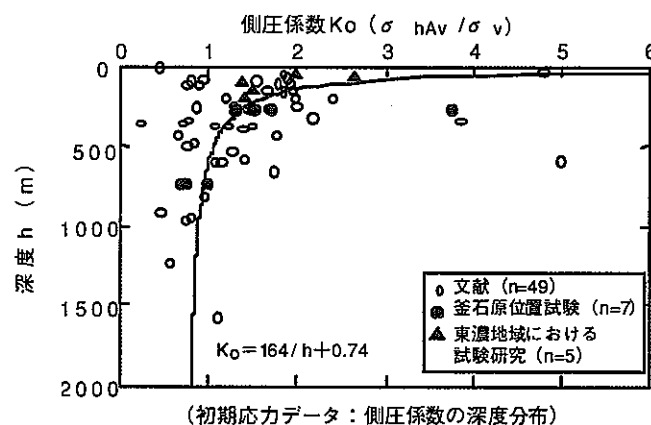


図-5 耐圧強度計算に用いたデータの一部（側圧係数の深度分布）

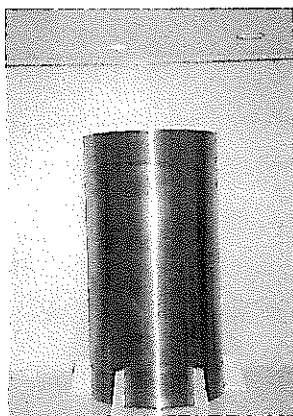
例えば地下1000mの硬岩系岩盤、500mの軟岩系岩盤では、作用外圧はそれぞれ11MPa、16MPa程度となる。この作用外圧に対する強度計算を行った結果、必要厚さは、硬岩系に対し蓋部；110mm、胴部；50mm、また軟岩系に対し蓋部；130mm、胴部；70mmとなった。これは、第1次取りまとめで計算された値に比較して1/2程度となっている。

厚さが薄くなってくると、オーバーパックを透過する放射線が引き起こす水の放射線分解によって生成される酸化剤の量が増大することから、これが腐食に及ぼす影響について設計上検討を行っておく必要がある。このため厚さをパラメータとして、オーバーパック表面での放射線分解による酸化剤の供給速度を求め、これまでの知見に基づいて炭素鋼の局部腐食の進展に関する概略評価を行っている。これによれば、局部腐食を防止するのに必要な厚さは約 150mm と推定されている。

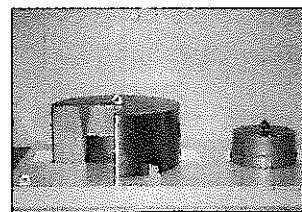
以上の検討から、放射線による影響を考慮した必要厚さ 150mm に腐食代 40mm を加えることによって、硬岩系岩盤、軟岩系岩盤ともオーバーパックの厚さとして 190mm が設定される。これは第 1 次取りまとめにおける仕様例に比して約 30% の厚さ減である。放射線による影響の評価については、まだ十分な知見が得られていない点もあり、今後の研究開発の進捗によってはさらに厚さを低減できる可能性がある。

炭素鋼オーバーパックの製作性については、厚板の溶接技術に関する検討を進め、試作を通じて、遠隔自動化が比較的容易で高品質の溶接が可能な電子ビーム溶接が有望な溶接方法であることを確認している。

より長寿命化を図る等の観点から、内側に強度部材として炭素鋼を、外側には耐食性の優れたチタンを被覆する複合構造のオーバーパックについて、実規模大の試作（図-6）を行い、チタンの被覆方法は現状技術で十分対応可能であることを確認している。今後さらに製作性やコスト等の観点からの検討を加え、より合理的な被覆方法の検討を行う。またチタンと同様に耐食性に優れた銅を被覆するオーバーパックについても、今後試作を通じて製作性の評価を行っていく予定である。



銅部



蓋及び溶接部断面

図-6 チタン-炭素鋼複合オーバーパックの試作例

緩衝材

緩衝材には長期安全性確保の観点から、放射性核種の移動を抑制するための収着性、低透水性、コロイド移行阻止機能、還元性維持機能等が、施工性の観点からは締め固め特性等が要求される。また、自己シール機能を発揮するための膨潤性が求められ、応力緩衝性、耐震安定性も期待される。人工バリアの温度が過度に高くないように熱伝導性が良いことも特性として重要である。

第1次取りまとめでは、緩衝材にベントナイトのみを用いて、上記機能を満たすような人工バリアを設計できることが示されているが、ケイ砂を混合することによっていくつかの機能を向上できる可能性があり、また経済的にも有利となる。そこで、ケイ砂混合率と乾燥密度によって緩衝材の特性がどのように変化するかを検討した結果、求められる機能を満たすことができる範囲は図-7 のようになった。

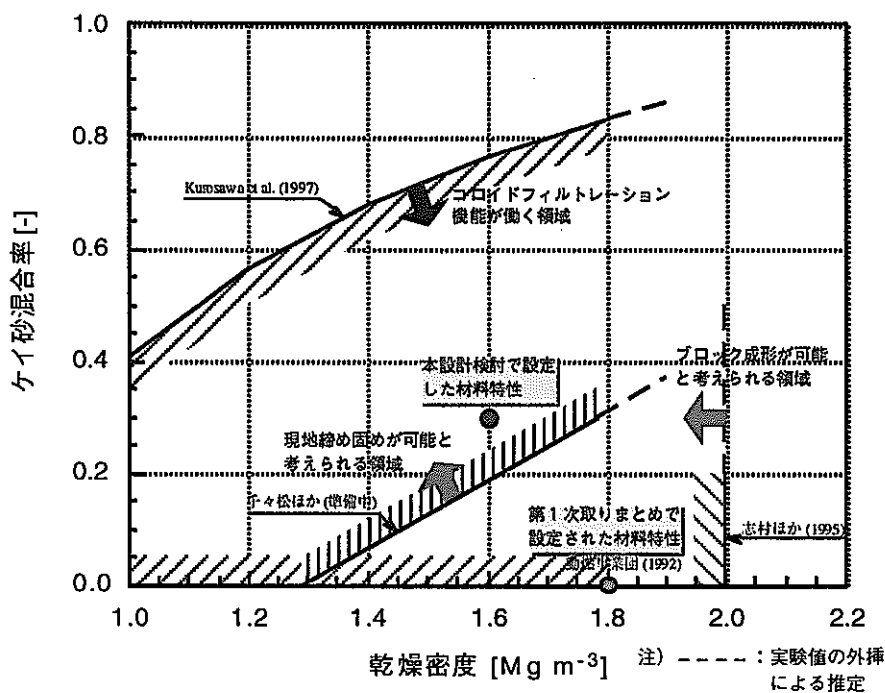


図-7 緩衝材特性とケイ砂混合率及び乾燥密度との関係

例えば、緩衝材の施工法として現地締め固め方式とブロック方式、両方を行うことができるように混合率を考えると、ベントナイト 70%とケイ砂 30%混合、乾燥密度 1.6 Mg m^{-3} の仕様を設定することが可能である。この場合、透水係数は $4.5 \times 10^{-13} \text{ m s}^{-1}$ 程度と極めて小さい値を示し、緩衝材中での放射性核種の移動が拡散支配となるのに十分な低透水性を有している（松本ほか，1997）。また熱伝導性に関しても、自然含水比 10%程度においては、第1次取りまとめで設定したベントナイト 100%，乾燥密度 1.8 Mg m^{-3} の場合とほぼ同等の値を示していることが確認されている。

緩衝材の厚さについては、核種移行遅延機能、応力緩衝機能等を考慮する必要がある。設計にあたっては、まず応力緩衝機能について、オーバーパックの腐食生成物の影響を考えた。腐食生成物の発生に伴う緩衝材の圧密反力はオーバーパック自身にも作用し、その大きさは緩衝材の厚さに依存する。この圧密反力からオーバーパックの耐圧厚さと緩衝材厚さの関係を導いて、この関係からオーバーパックへの応力緩衝性の効果が期待できる緩衝材の厚さを検討することができる。この点が第1次取りまとめとは異なる設計の考え方である。この考え方によれば、緩衝材の厚さは 70cm 程度以下とすることができるが、放射性核種の移行に関して性能に余裕を見込み、70cm と設定している。第1次取りまとめに示された仕様例に比して、緩衝材の厚さもオーバーパック同様、約 30%減となる。

以上に述べた緩衝材の設計仕様に対し、実際に現地において締固める方式とブロックを定置する方式の2つを施工法の対象として試験を行ったところ、いずれの施工方法も技術的に実用可能との見通しが得られている。今後の課題として、締固め方式については、遠隔操作が可能で高い締固めエネルギーを有する施工速度の速い大型締固め機械の開発、ブロック方式については、ブロックの製作・施工性に関する実規模レベルでの確認が挙げられる。

人工バリアの仕様

オーバーパックと緩衝材の設計検討に基づく人工バリアの仕様例を図-8に示す。第1次取りまとめでの仕様例に比べ、オーバーパック、緩衝材とも厚さが約30%低減されている。

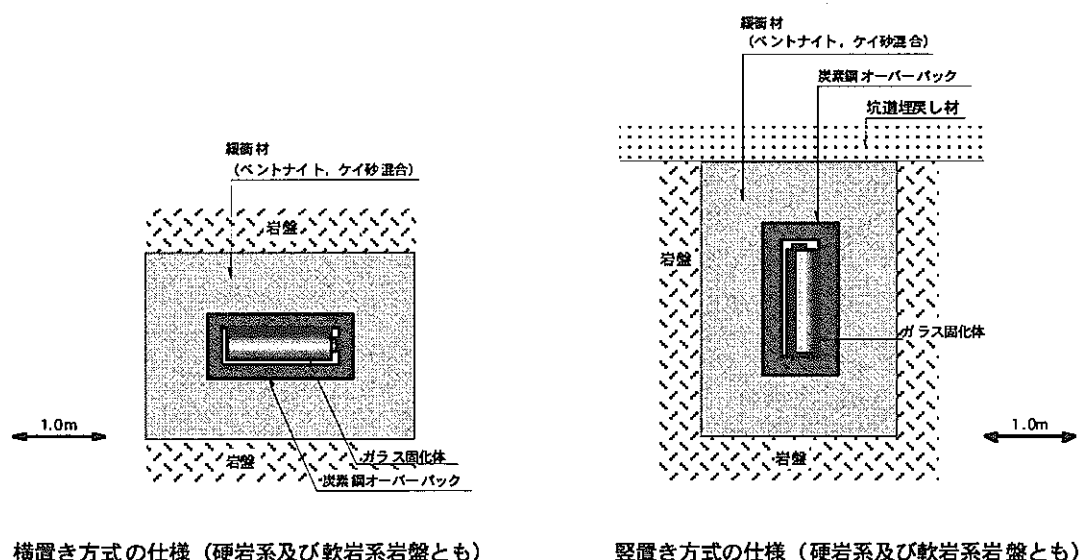


図-8 人工バリアの仕様例

(2) 処分施設の設計

処分施設については、地下施設に関連して処分坑道の空洞安定性評価、処分坑道離間距離および廃棄体ピッチの検討を行っている。

空洞安定性評価

坑道の空洞安定性評価に関しては、より信頼性の高い岩盤物性データに基づき弾塑性理論解を用いて深度と支保工厚の関係を検討し、現実的なコンクリート支保工厚を考慮して合理的に施工できる深度の目安を得ている。これによると、硬岩系岩盤では解析上 1,500m 以深であっても基本的に無支保で掘削できること、軟岩系岩盤では現実的な支保の成立性を考慮すると、一軸圧縮強度 15MPa 相当の岩盤の場合、深度 500m まで合理的な施工が可能であることが確認できた。今後、2次元有限要素法を用いた解析を行い、より詳細な検討を行う予定である。

処分坑道離間距離および廃棄体ピッチの検討

地下施設の規模は、廃棄体1本当たりの専有面積と埋設する廃棄体本数の積により

概略見積もることができる。地下施設規模を小さくし経済的にも有利とするためには、廃棄体専有面積を小さくし、処分坑道総延長を短くすることが望ましい。第1次取りまとめでは、このような合理化については検討されていなかったが、これを実施するために、まず隣接する空洞の力学的相互影響を考慮して処分坑道離間距離を設定し、次に離間距離と廃棄体ピッチをパラメータとした熱解析を行って、緩衝材の熱変質を防ぎ、経済的にも有利となる離間距離と廃棄体ピッチの組み合わせを検討するという設計の手順を考えた。

硬岩系岩盤の処分坑道横置き方式を例にとり、この方法に基づいて、坑道の総延長や経済性を勘案しつつ処分坑道離間距離と廃棄体ピッチを設定すると、廃棄体専有面積は $49\text{m}^2/\text{本}$ 、処分坑道離間距離は 15.54m 、廃棄体ピッチは 3.13m となる。埋設する廃棄体の中間貯蔵期間を 50 年、総数を 40,000 本とすると、深度 $1,000\text{m}$ の場合、地下施設全体の規模は約 2km^2 程度の広さとなり、処分坑道の総延長は 130km 程度と概略見積もることができる。今後さらに詳細な検討を進め、処分施設のレイアウトを示していく予定である。

3) 処分場の建設、操業、閉鎖と処分場の管理

建設工法については、作業能率、作業安全性、大深度 ($500\text{m}\sim 1,000\text{m}$) に対する技術的信頼性、地質変化への適応性、地山へ与える影響及び経済性等の観点から総合的に検討を行っている。基本的に現状のトンネルや地下空洞の建設技術を適用または準用することが可能である。

処分場の操業では、地上施設でガラス固化体を受入れ、オーバーパックに封入し、アクセス坑道において廃棄体や緩衝材の地下施設への搬送を行い、地下施設において廃棄体や緩衝材を搬送・定置する一連の作業が行われる。これらの作業は基本的にすべて遠隔操作によることを前提としており、遠隔操作技術の適用可能性について見通しが示されている。図-9 に、処分坑道横置き方式の廃棄体及び緩衝材の定置作業の概念を提示する。

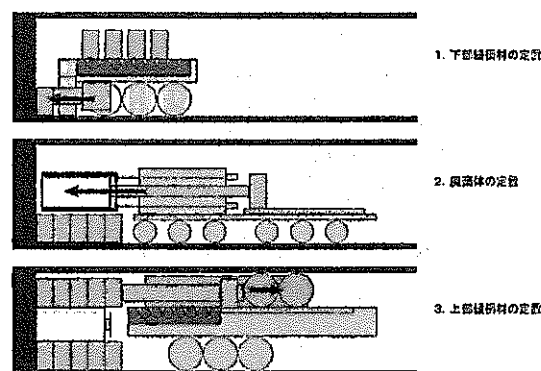


図-9 処分坑道横置き方式の遠隔操作による定置作業の概念図

処分場建設のために掘削された空洞等は、埋め戻し等によって適切に充填される。

埋め戻し材料としては、坑道等の掘削に伴って発生する大量のずり（岩盤の破片）の利用を基本とし、ケイ砂及びベントナイトとの混合材を用いる。ほぼ水平に展開される坑道や斜坑における埋め戻しは、図-10 に示すように坑道下半分が振動ローラーによって締め固められる。上半分については、斜めに敷きならすかまたは吹付けた後、振動締め固めが行われる。これらの施工方法は实际的であり適用性も高いものと考えている。

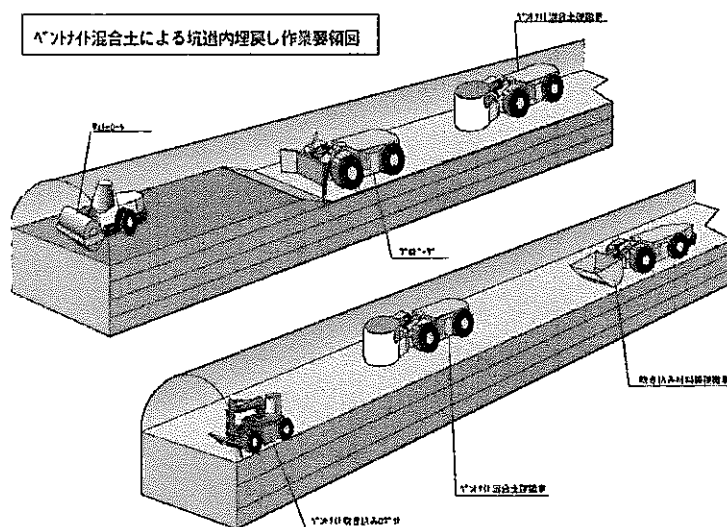


図-10 坑道内埋め戻し作業概念

処分場の管理については、閉鎖（処分場の埋め戻し）を完了して、人間の監視を解くための判断に必要と考えられる技術的な情報を整えておくことを目的に検討を進めている。この観点からは、閉鎖後の地層処分システムの長期的な安全性を示すベースとなる性能評価モデルに与える初期条件や境界条件等について、それらが適切なものであることを閉鎖の完了までに確認しておくことが重要と考えられる。

情報の取得にあたっては、処分サイトに擾乱を与えないようにするため、調査孔の数や計測項目は最小限のものとし、例えばサイト特性調査で掘削されたボーリング孔を利用することによって新たな試錐は行わない等の配慮が必要である。今後、計測方法等について体系的なシステムを検討していく必要があると考えられる。

6. 地層処分システムの安全評価

地層処分の安全評価が、通常の工学システムの場合と異なるのは、

－極めて長い時間枠を考慮しなければならないこと、

－天然の地層という不均質で大きな空間領域を有するシステム要素を含むこと、

の2点である。このため従来の工学的アプローチのように、設計に基づいて試験的に全体システムを構築し、これを実際に機能させて安全性を実証するという直接的な方法を採用することができない。これが地層処分の安全評価に見られる特徴的な課題である。

この課題に対するアプローチとして確立されてきた一般的な方法論は図-11 に示すとおりである（OECD/NEA, 1991）。

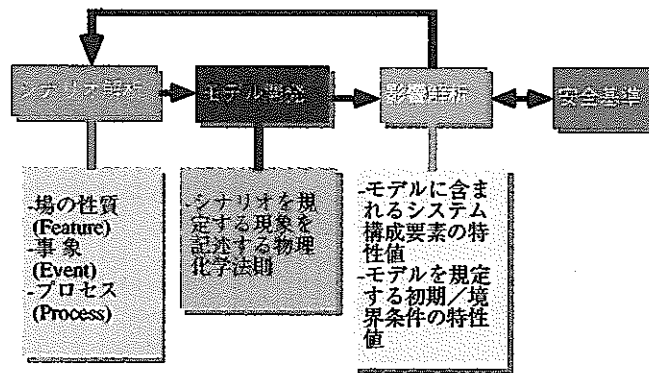


図-11 安全評価の一般的方法論

まず地層処分の安全性能に影響を及ぼすと考えられる種々の現象を考慮して、システムの将来のふるまいに関するシナリオを描く。次にシナリオに従ってシステムの長期的な挙動を表現するための数学モデルの開発と必要なデータの整備が行われる。最後にモデルとデータを用いた予測解析を行ってシステムの性能を推定した後、これを与えられた指針や基準と比較してシステムの安全性を判定する。このように、シナリオに基づくモデル予測によってシステムの安全性を示すことから、地層処分の安全性は間接的に実証されるといわれる（OECD/NEA, 1983）。安全評価の結果が妥当なものとして受け入れられるためには、シナリオは過不足なく定義されているか、評価の目的に照らして個々のモデルやデータは十分に検証²、確証³されているか、これらを組み合わせたシステム全体の解析の手順や数値計算は正しく実行されているかといった点が綿密に検討されていることを示す必要がある。

ここでは、わが国の幅広い地質環境を考慮して地層処分の観点から適切に選定した地質環境と、それに応じて前章に示したような方法で合理的に設計した人工バリアとによって構成される地層処分システムに対し、これら一連の作業がどのように進められているかを紹介する。まず専門部会報告書に従って、ニアフィールドを中心とした安全性能を十分な信頼性をもって評価するために開発した安全評価手法について述べ、続いてそれを用いた評価解析を実施し、地層処分システムの安全性について論ずる。

安全評価解析においては、想定される地層処分システムの将来挙動を、安全評価上十分に記述するシナリオに対応して、解析ケースが通常複数設定される。これらの解析ケースを体系的に取り扱うために、まず複数の解析ケースの中から一つを選んでレファレンスケースとして設定し、これに対して解析モデルやデータを整備しておき、他の解析ケースは、レファレンスケースのモデルやデータを変更することで対応できるようにしている。レファレンスケースは、

² 検証：計算コードが対象となるモデルに合わせて正しく作成されているかどうか、他のコードとの比較を通じて正しい結果が得られることの確認

³ 確証：モデルを用いて得られる結果が適切に対象となる現象を表わしているかどうか、実験結果などと比較することによる確認

- －地層処分システムのオプション（処分場のデザインのオプションと考慮すべき地質環境条件の組合せ）の中から1つの地層処分システムを選び、
- －シナリオにおいては、将来の天然現象や人間活動が処分場の地質環境条件に擾乱を与えず、かつ工学的対策は十分に管理されていて設計どおり所期の機能を発揮すると考え、
- －これに基づいて、安全評価解析のためのモデルの仮定を設定した後、数学モデルを作成するとともに、計算に必要なデータセットを用意する、

ことにより設定されるものとした。レファレンスケースの対象となる地層処分システム、モデル、データをそれぞれ、レファレンス地層処分システム、レファレンスモデル、レファレンスデータということにする。以下、レファレンス地層処分システムの設定とこれを出発点とするシナリオの作成、レファレンスモデル及びデータ、これらを用いた解析例について順を追って紹介する。

1) レファレンス地層処分システムの設定

わが国で考慮すべき地質環境条件（本予稿集の「地層処分の観点からみた日本の地質環境」参照）と、5章で示した人工バリア仕様を基に、レファレンス地層処分システムを表-1のとおり設定した。

表-1 レファレンス地層処分システムの概要

レファレンス地質環境	地形：平野 地下水：降水系高 pH 型 岩石：結晶質岩（酸性岩）
レファレンスデザイン	【人工バリア】 ガラス固化体：モデルガラス固化体 オーバーパック：炭素鋼（厚さ 19cm） 緩衝材：ベントナイト 70% ケイ砂 30wt%の混合材料（厚さ 70cm） 【処分施設】 処分場の深度：1,000m 処分本数：40,000 本

2) シナリオの作成と解析ケース

レファレンス地層処分システムを対象として安全評価上考慮すべきシナリオを検討した。シナリオの作成にあたっては、一般的な方法論（OECD/NEA, 1991）に従って、まず地層処分のレファレンス地層処分システムの安全性能に影響を及ぼすと考えられる FEP（シナリオの構成要素となる特質(Features)、事象(Events)およびプロセス(Processes)をその頭文字からとって表現したもの）を抽出する。次にそれぞれの FEP の内容を検討するとともに、FEP 間の関係を明らかにして、最終的にシナリオとして結び付ける。

FEP の抽出には、国際的な議論により作成された一般的な FEP リスト（OECD/NEA, 1992；OECD/NEA, 1997）や専門家の科学的判断を参考とし、見落としがないように十分な注意を払っている。ここで、まず考えられる FEP をすべて抽出し、安全評価の解析では考慮する必要のないものを明らかにしていくという検討の過程が追跡できるようにしておくことが重要である。安全評価の解析上考慮する必要のない FEP を除

くために用いた視点は、次のとおりである。

- ①適切なサイトが選定されることによって、地層処分システムの性能に有意な影響を及ぼすと考えられる必要がないと判断される FEP
- ②処分場の設計／品質管理により、地層処分システムの性能に有意な影響を及ぼすと考えられる必要がないと判断される FEP
- ③発生頻度が極めて小さい FEP
- ④地層処分システムへの影響が無視できるほど小さいものであることが論証可能な FEP

安全評価上考慮すべきシナリオは、専門部会報告書に従えば、廃棄物と人間との物理的距離が接近することによって人間環境に影響が及ぶシナリオ（接近シナリオ）と、地下水により放射性物質が人間環境に運ばれるシナリオ（地下水シナリオ）とに分類される。このうち接近シナリオを引き起こす可能性のある FEP は①～③の観点で、安全評価の解析対象から除外される。①～④として除かれなかった FEP は何らかの形で地下水シナリオに関係するものである。

地下水シナリオのバリエーションの検討に合わせて、レファレンスケース以外の解析ケースを、以下のように分類して設定している。これによって、将来の様々な状態を考慮して地層処分システムの安全性を検討し、評価の信頼性を高めて、安全性の検討にぬかりがないように留意している。

- ・レファレンスケースに対して、別のモデル仮定、あるいはデータの不確実性を考慮する解析ケース（代替モデル／データ不確実性ケース）
- ・レファレンスケースに対して、他の地層処分システムに関する特徴を考慮する解析ケース（代替システムケース）
- ・レファレンスケースに対して、天然現象の影響、処分場のデザインに関する初期欠陥の影響、将来の人間活動の影響を考慮する解析ケース（変動ケース）

3) モデル開発とデータベース

まずレファレンスケースに対応して安全評価解析を実施するための基本的なモデル体系を開発した。レファレンスケースに対応する概念モデルは、図-12 に示すようなものである。

放射性核種移行に関わる主要プロセスを定量的に評価するためのツールとしては、これまでに人工バリア中核種移行解析コード MESHNOTE、3次元亀裂ネットワーク中核種移行解析コード LTG、生物圏評価コード AMBER と、これらの解析コードの入力となるデータの整備を進めてきた。人工バリア中の核種移行解析では、オーバーパック破損後におけるガラス固化体からの核種溶出および緩衝材中での核種の移行を計算する。天然バリア中の核種移行解析では、人工バリア中の核種移行の解析結果として求められる緩衝材外側からの核種放出率を入力として、岩盤中での核種の移行について計算を行う。これらの解析に必要な初期条件や境界条件は、地球化学プロセス

あるいは水理プロセスに関する解析コード（地球化学解析コード PHREEQE／PHREEQE-C や 3 次元亀裂ネットワーク中水理解析コード FracMan など）によって行われる計算に基づいて設定される。生物圏に関する評価解析は、天然バリアを経て地表の環境に至る放射性核種のフラックスを、線量に換算するために行われる。

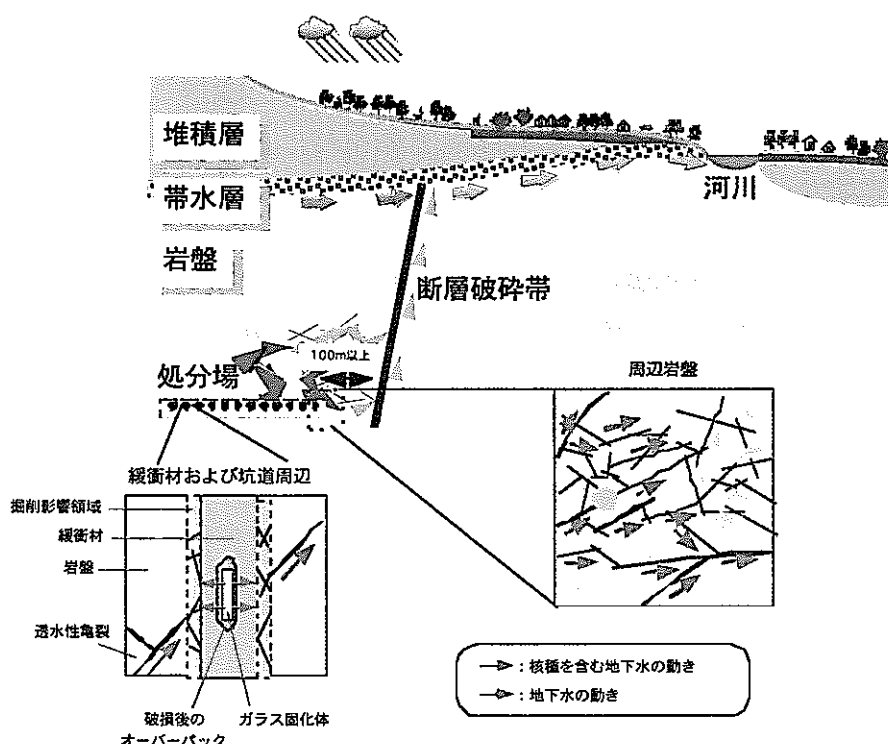


図-12 地下水シナリオレファレンスケースとモデル概念

人工バリア中の核種移行解析については、第1次取りまとめ以降、緩衝材中での核種の溶解や収着に関するデータの充実や、核種移行プロセスや境界条件をより現実的かつ詳細に取り扱うモデルの整備を図ることにより、信頼性の高い計算を行うことが可能となっている。モデルについては、特にガラス溶解挙動および同位体共存下での沈殿／溶解を現象に即して扱うことができるようにするとともに、周辺母岩での地下水流れを境界条件として取り込むことができるようにした。

また、天然バリア中の核種移行解析については、各種室内試験、釜石鉾山や東濃地域におけるフィールド調査試験により得られた知見を、地質環境特性に関する安全評価用データに反映させるとともに、不均質な地質構造を考慮した解析手法を用いることによって、天然バリア性能の評価の信頼性を向上させている。地質構造の不均質性の取り扱いについては、亀裂性岩盤に対して亀裂ネットワークモデルを、亀裂が少なく亀裂内の流れよりも粒子間隙内の流れが支配的となるような新第三紀堆積岩に対しては不均質連続体モデルを用いた解析手法を適用している。

生物圏の評価解析では、レファレンスバイオスフィアの概念 (IAEA, 1996) を基に、わが国の地表環境の特徴を考慮しながら将来の人間の生活環境や様式に関する計算上の仮定を合理的に設定してモデルを作成し、種々の被ばく経路を想定した評価を行

うことを可能とした。

人工バリア中の核種移行と天然バリア中の核種移行についてのモデル開発およびデータの設定にあたっては、以下のような方法で妥当性、信頼性の確認を行っている。

- ・解析で想定する地層処分システムの条件に対応する実測値やナチュラルアナログデータを勘案した現実的な評価データの設定
- ・室内試験やフィールド試験によるモデルの適用性の確認
- ・解析解や他のモデルを用いた計算結果との比較によるモデルの検証
- ・諸外国の安全評価報告書のデータ、モデルおよび評価結果との比較

4) レファレンスケース以外の解析ケースの取り扱い

レファレンスケース以外の解析ケースについても今後段階的に解析を行っていくことにしているが、その際の基本的な考え方は次のとおりである。

代替モデル／データ不確実性ケースについては、概念モデルの仮定に関し、例えばレファレンスケースにおける保守的な仮定を、より現実的な仮定に置き換えることが可能かどうかについて検討を進め、これに基づく評価を行う。また、データの不確実性に関しては、例えば、レファレンス地質環境条件の範囲内での物質移動特性等に関するパラメータの不確実性を考慮した評価を行う。

また代替システムケースについては、レファレンスケース以外の地質環境条件（地形、岩石、地下水）あるいは処分場のデザイン（複合オーバーパック、他の廃棄体定置方式など）に対して、それらの特徴を考慮して評価を行う。

変動ケースに関しては、3つの影響についてそれぞれ以下のような評価を行う。

① 天然現象の影響

天然現象の影響については、地質環境が安定とみなせる条件が成立しないことを仮に想定して地層処分システムの安全性について例示的に検討を行うため、天然現象による影響を考慮したシナリオを作成し、評価を行うこととする。例えば、火山／火成活動については熱水対流系の発生、温度分布あるいは水質の変化を考慮した評価を行うことが考えられる。

② 工学的対策に関する初期欠陥の影響

品質保証に基づき、人工バリア、処分施設の製作・施工に関わる欠陥は防止できるかあるいは性能評価上その影響が無視できると考えられるが、地層処分システムの安全性についてより確実に示すため、初期欠陥がある場合を想定してシナリオを作成し、評価を行う。

③ 将来の人間活動の影響

諸外国の考え方（OECD/NEA, 1995）や評価例を参考に人間侵入シナリオを設定し、例示的な評価を行う。

5) 地層処分システムの安全評価

レファレンスケースについて、一連の核種移行解析を試行した結果を図-13に示す。一本のガラス固化体に対して計算を行う上記基本モデル体系は、地層処分の全体的な安全性を考える際には、処分場全体での地下水の動きや、個々のガラス固化体から溶出した放射性核種を含む地下水が相互に干渉することにより放射性核種の溶出・移行が抑制されるという効果などを考慮して現実的に適用されなければならない。例えば、人工バリアから断層破碎帯までの放射性核種の移行距離は、処分場全体での地下水の動きを考慮すると、それぞれのガラス固化体に対して一律同じものではなく、流れの上流側に位置するガラス固化体に対しては移行距離が長くなり、岩盤によるより大きなバリア効果を期待できる。今後、このような点を勘案してより現実的な処分システム全体性能を評価する解析フレームを示すこととするが、仮にガラス固化体を40,000本処分することを想定した処分場に対して、一本のガラス固化体についての上記結果を40,000倍するという過度に保守的な試算を行っても、最大の線量は年間 $1\ \mu\text{Sv}$ を下回っていることがわかる。

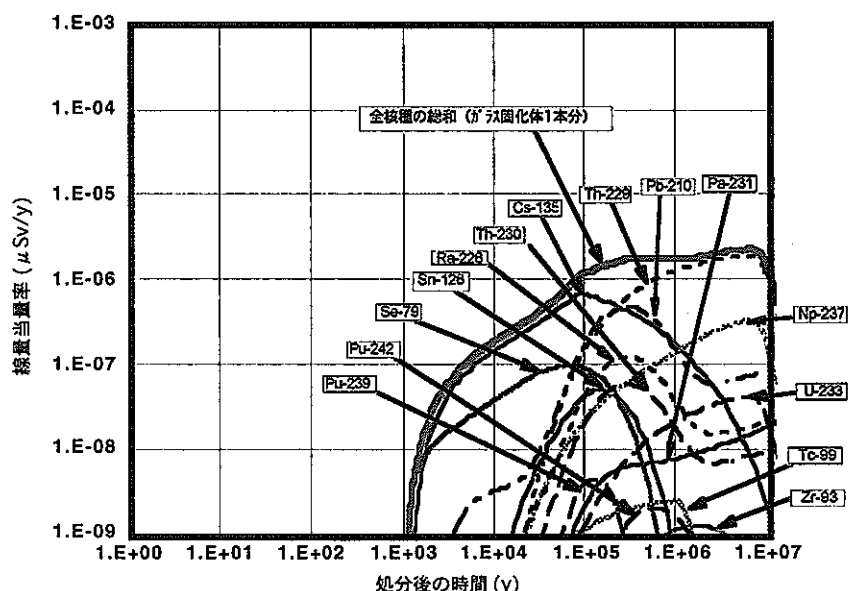


図-13 線量評価の例（ガラス固化体1本あたり）
（人工バリアから断層破碎帯までの移行距離を100mに設定）

7. まとめ

本稿では、わが国の地層処分概念について説明し、それに基づいた工学的な対策と地層処分システムの安全評価の方法と評価例を示した。これまでの成果は以下のよう

にまとめることができる。

地層処分の工学技術に関しては、
一わが国の地質環境を考慮して、新たに取得された現実的な設計データや改良された信頼性の高い設計解析手法を用いた、合理的で地質環境の幅に対して柔軟性のある設計手法を構築することが可能であり、これを用いた人工バリアの仕様例は、第1次取りまとめに示された仕様例に比べ、オーバーパック、緩衝材とも、厚さ

を約 30 %低減できた。また、必要な性能を維持しつつ、緩衝材にはケイ砂を混合することによって経済的な合理性を高めることができる、
－処分場の建設、廃棄体の定置（操業）、坑道の埋め戻し（閉鎖）技術に関しては、現状技術あるいは近い将来実現可能と考えられる技術に基づき、現実的な施工が可能である、

との見通しを得ている。

地層処分システムの安全評価に関しては、

－包括的なシナリオの検討、より現象に即したモデルや現実的なデータによって構築される地層処分システムの安全評価手法によって、ニアフィールドを中心とした地層処分システムの安全機能を信頼性をもって評価することができる、
－レファレンスケースの解析の結果に基づけば、わが国の地層処分システムが長期的に安全である、

との見通しを得ている。

これらによって、わが国において高レベル放射性廃棄物地層処分を実施する上での技術的な基盤が信頼性をもって示されつつあるといえることができる。

今後、それぞれの研究開発において述べた課題に対応し、第 2 次取りまとめの目標を達成するよう、関係諸機関の御協力をいただきながら研究開発を継続していく計画である。

参考文献

AECL (1994) : Environmental Impact Statement on the Concept for Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste.

The American Physical Society (1978) : Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management (APS Report), Rev. Modern Phys., 50.

Autio,J., Saanio,T., Tolppanen,P., Raiko,H., Vieno,T. and Salo,J.-P. (1996): Assessment of Alternative Disposal Concepts, POSIVA-96-12.

Bredenhoeft, J.D, et al. (1978) : Geologic Disposal of High-level Radioactive Wastes - Earth Science Perspectives, Geological Survey Circular #779, U.S. Geological Survey.

千々松正和ほか (準備中): 緩衝材の製作・施工, 動燃技術資料.

動燃事業団 (1992): 高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書 -平成 3 年度-, PNC TN1410 92-081.

ERDA (1976) : Alternatives for managing wastes from reactor and post-fission operations in the LWR fuel cycle, ERDA-76-43.

原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会 (1997): 高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方について.

IAEA (1996): International Programme on Biosphere Modelling and Assessment Methods (BIOMASS) Themes for a New Co-ordinated Research Programme on Environmental Model Testing and Improvement. Theme 1: Radioactive Waste Disposal, Theme 2: Environmental Releases, Theme 3: Biospheric Processes, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.

Kurosawa,S., Yui,M. and Yoshikawa,H. (1997): Experimental Study of Colloid Filtration by Compacted Bentonite, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., Vol.465, Materials Research Society, pp.963-970.

松本一浩, 菅野 毅, 藤田朝雄, 鈴木英明 (1997): 緩衝材の飽和透水特性, PNC TN8410 97-296.

Nagra (1994) : Kristallin-I, Safety Assessment Report, NTB 93-22.

National Research Council (1957) : The Disposal of Radioactive Waste on Land, National Academy of Sciences - National Research Council, NAS-519.

National Research Council (1983) : A Study of the Isolation System for Geologic Disposal of Radioactive Wastes, Waste Isolation Systems Panel, Board on Radioactive Waste Management, Commission on Physical Sciences, Mathematics, and Resources, National Research Council, National Academy Press, Washington, D.C.

Neall, F.(ed.), Baertschi, P., McKinley, I.G., Smith, P.A., Sumerling, T.J. and Umeki, H. (1994) : Kristallin-I, Results in Perspective, NTB 93-23.

OECD/NEA (1983) : Long-term Management of High-level Radioactive Waste, The Meaning of a Demonstration.

OECD/NEA (1991) : Review of Safety Assessment Methods, Disposal of Radioactive Waste, A Report of the Performance Assessment Advisory of the Radioactive Waste Management

Committee.

OECD/NEA (1992) : Systematic Approaches to Scenario Development : A Report of the NEA Working Group on the Identification and Selection of Scenarios for Performance Assessment of Radioactive Waste Disposal.

OECD/NEA (1995) : Future Human Actions at Disposal Sites, A Report of the NEA Working Group on Assessment of Future Human Actions at Radioactive Waste Disposal Sites.

OECD/NEA (1997) : Safety Assessment of Radioactive Waste Repositories - Systematic Approaches to Scenario Development - An International Database of Features, Events and Processes. Draft Report (24/6/1997) of the NEA Working Group on Development of a Database of Features, Events and Processes Relevant to the Assessment of Post-Closure Safety of Radioactive Waste Repositories.

志村 聡, 赤坂秀成, 山中裕美子, 朝野英一, 川上 進, 二宮伸雄, 加藤一行 (1995): 冷間等方圧プレスによる一体型緩衝材の試作研究 (その4) - まとめと実規模緩衝材成形の可能性 -, 日本原子力学会 1995 秋の大会, H75, p651.

SKB (1992) : SKB 91, Final Disposal of Spent Fuel, Importance of the Bedrock for Safety, SKB TR 92-20.

谷口直樹, 本田 明, 石川博久, 藤原和雄 (1996) : 低溶存酸素濃度下における炭素鋼オーバーパックスの腐食速度の実験的検討, 第 43 回腐食防食討論会講演集 A-303.

土 宏之 (1997): 処分施設における廃棄体定置・ハンドリングの検討, 地層処分研究情報交換会 (INTEGRATE '97) 報告書, 動燃事業団, PNC TN1100 97-004.

植田浩義 (1997): 緩衝材の設計方法と設計例, 地層処分研究情報交換会 (INTEGRATE '97) 報告書, 動燃事業団, PNC TN1100 97-004.

梅木博之 (1994) : スイス Nagra Kristallin-I と動燃 H 3 レポートの比較, 放射性廃棄物研究, Vol.1, No.1, pp.13 - 20.

Vieno, T., Hautajärvi, A., Koskinen, L. and Nordman, H. (1992) : TVO-92 Safety Analysis of Spent Fuel Disposal, YJT-92-33E.

深地層処分概念の検討

―― 各国の研究開発プログラム及び安全性評価アプローチの比較 ――

東海事業所 環境技術開発部
処分システム解析室 国際特別研究員
(米国サンディア国立研究所)

Erik K. Webb

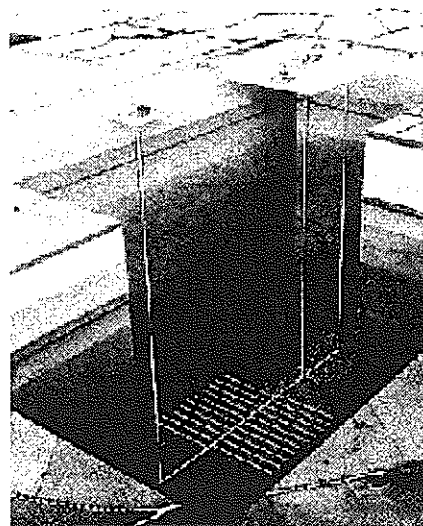
高レベル廃棄物の処分のオプションは？

処分方法に関して現在世界で得られているコンセンサスとは？

日本は、1995 年に他の 14 ヶ国及び 4 つの国際機関（CEC, IAEA, OECD 及び NEA）の代表者の参画のもと開催された「長寿命核種を含んだ放射性廃棄物の管理に係わる最新のアプローチに関する国際的レビュー」に参加している。このレビューでは、科学技術的な観点のもとより倫理的な視点も含め、幅広い範囲からの議論が行われた。

この中で合意された見解は、安定した深地層中に多重の固有のバリア機能を有するシステム概念により、長寿命核種を含んだ放射性廃棄物の処分が実行可能であり、このような概念は要求される安全性と倫理性とを示しうる、と結論されている。（NEA、1995）。

このような深地層処分概念は、必要とされる隔離のレベルを提供することが可能であるとともに、場合によっては、廃棄物の再取り出しが可能な手法であり、さらには他の多くの有毒な化学製品の処分にも適用しうる。そして深地層処分概念は、自然の放射性物質を含む鉱物が地中に閉じ込められていることにも符合するものである。また深地層処分は経済的にも合理的なアプローチといえることができる。

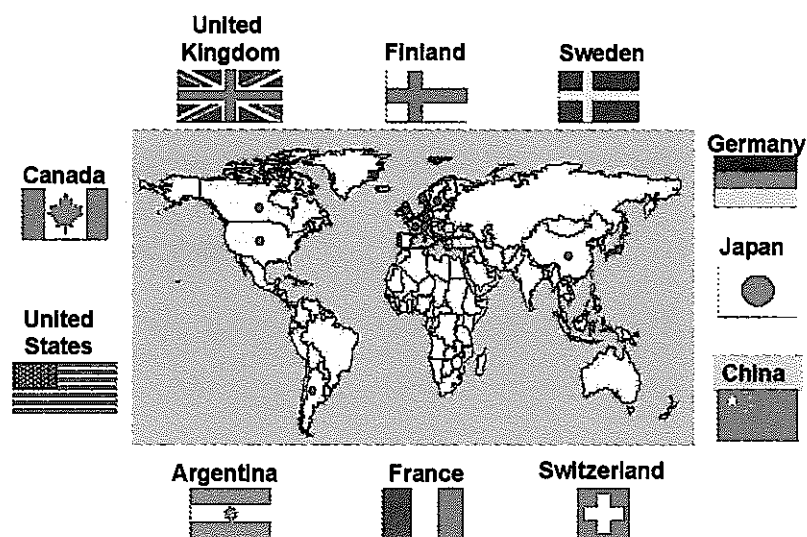


フランス ANDRA における
深地層処分概念

どのように、我々がこの結論に達したか？

1957 年の米国調査諮問委員会（National Research Council）での地層処分の検討（NRC、1957）をはじめとして、最近の OECD/NEA のレポート（NEA、1995）に至るまで、これまでに多くの廃棄物管理の方法のオプションが検討されてきている。オプションの中には、消滅処理、宇宙処分、氷床下処分、海洋底下処分、地中への放射性廃液注入、岩熔融を伴った超深地層への処分などが含まれる。しかしながらこれらオプションには、それぞれ何らかの理由により深地層処分より劣っていると判断されている（AECL、1996）。

将来的にこれらのオプションの内に実行可能となるものがあつた場合には各国の高レベル廃棄物処分プログラムの方向性が変わりうることも考えられるが、それでもやはり、我々は現時点において最善オプションを追求しなければならない。



消滅処理

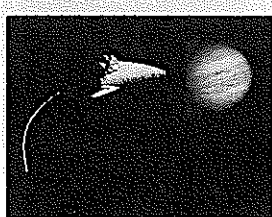
消滅処理とは、主に長寿命の放射性核種に対して、中性子、高いエネルギー粒子等を当てることによって、半減期を短縮、もしくは安定核種に核変換するプロセスをいう。本プロセスは、再処理工程において高レベル放射性廃液から長寿命核種を分離する工程と組み合わせられることにより、高レベル廃棄物中から長寿命核種の含有量を減らすことが可能となる。しかしながら、このような分離回収プロセスでは、新たに二次的な低レベル廃棄物が発生することを考えておくことが重要である。すなわちそれら二次廃棄物は、いずれ適当な処分場に処分されることが求められる。

消滅処理に関する研究が進んでいる一方、本概念が安全性に係わる付加的な効果を提供しないこと、さらには経済的な効果は期待できないことが評価されている (Croff et al, 1980; IAEA, 1982; Kawarada, 1992; Ramsdott et al., 1992; Lefevre et al., 1993)。



Transmutation

宇宙処分



Disposal in Space

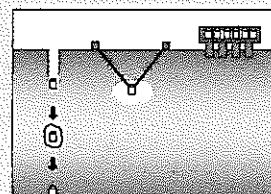
最も放射能濃度の高い高レベル廃棄物のみを宇宙空間に処分するとしても、既に発生している高レベル廃棄物の容量と重量を考慮すると、本概念は非現実的なオプションであると結論される (Rice and Priest, 1981)。

さらに予期しないシャトルの喪失や放射性物質分散の可能性による重大な影響を否定できない (AECL, 1996)。

氷床処分

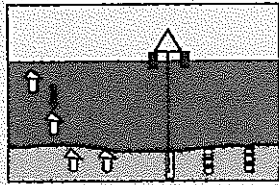
高レベル放射性廃棄物の持つ熱が氷を溶かしながら垂直なシャフトを形成し、氷床に廃棄物を隔離する氷床処分は、あたかも実行可能な概念に思える (DOE, 1980)。しかしながら、現地までの廃棄物の輸送や安全性評価については、未だ大きな課題を残している。

さらに本概念を適用できる場所が、世界的にデンマークに統治されているグリーンランド、および国際条約により保護されている南極大陸の2ヶ所に限られていることから、本処分方法を採用することは政治的な観点からも困難であると言えることができる。



Disposal in Ice Sheets

海洋底下処分



Deep Ocean Disposal

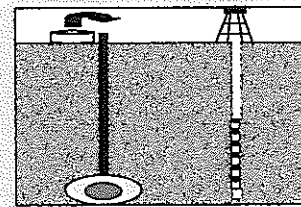
海洋底下の堆積層内に掘削あるいは自然落下により廃棄物を設置させる処分方法は、サイトの地質が安定で、生物学的及び鉱物的資源の存在がほとんどの認められない条件が伴えば、いくつかの利点を有する概念であると考えられている (Hill et al., 1988 ; NEA SWG, 1988)。これらの利点には、海水による膨大な希釈効果と堆積層内での核種の小さい拡散係数及び強い収着挙動が含まれている。

しかしながら、本アプローチは国際的な規制や取り決めが未整備であること、さらには放射性廃棄物の海洋処分を禁じたロンドン条約による制約の点から考えると、現在のところ実行可能な概念ではない。

地中への放射性廃液注入

放射性の廃液を直接地中に注入する処分方法は、これまでに非放射性廃棄物や、おそらく旧ソ連における高レベル放射性廃液の処分オプションとして適用されてきたものである。

一方で注入された放射性廃液が浸透しうる様な高い透水性を有する地層は、石油などの資源や水資源と密接に関連している可能性があることから、本概念は採用し難い。さらに注入の後の核種の長期的な分散挙動が大きな不確実性を持つことについても重要な課題である (AECL, 1996)。

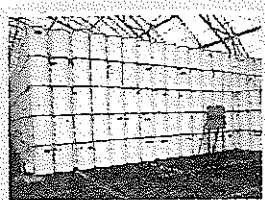


Liquid Injection or
Deep Borehole Disposal

岩溶解を伴った超深層への処分

一般に考えられている深地層処分よりも深い超深層に掘削した穴の中に高レベル放射性廃棄物を設置する概念は、高い地熱と廃棄物からの発熱により周辺の岩が溶解し、廃棄物周囲を取り囲み、封じ込められることを期待している。しかしながら本オプションは、いわゆる深地層処分に比べて実質的な経済性の負担が大きいと見積もられている (Juhlin and Sandstedt, 1989 ; Cadelli et al., 1988 ; Byalko, 1991 ; AECL, 1996)。

暫定貯蔵



Indefinite Storage

将来、より良い廃棄物管理法あるいは処分法が出現することを前提として、廃棄物を暫定的に貯蔵する方法が提案されてきている。このアプローチは、社会的なシステムが継続的に安定に保たれることを前提としており、また長期的な管理責任を将来の世代に負わせることとなる。

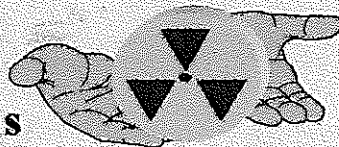
本オプションの下では、現在の世代は、将来の世代が管理責任を維持できる様に技術、資源及び機会を提供する責任を持つ。世代間にこれらを確実に受け渡していくことは可能ではあっても、その保証は難しい。この様に世代間に常に責任を受け渡していくことを求める概念は、倫理的ではないと判断されている (AECL, 1996)。

深地層処分はなぜ倫理的なアプローチと言えるのか？

倫理性を持った廃棄物管理のアプローチには、現存する様々な社会リソースの適切な配分とともに、将来の世代に対して不必要なリスクと負担を残さない配慮が必要である。すなわち、将来の人間社会と環境の双方に与えるリスクを最小限に押さえることが求められる。

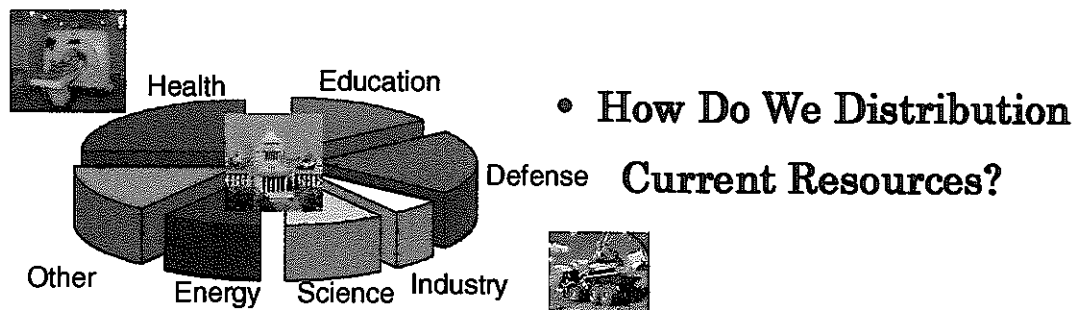
従って、将来に長期的な監視や責任を要求する様な概念は避けるべきであり、さらには現在から将

• What Legacy Do We
Leave Future Generations



来にかけてリスクを同等のレベルに維持しうる概念であることが重要である。

一方、現世代に対しては、廃棄物管理方法の決定に関して公共の議論と科学技術の進展に対して開かれた姿勢を保つことが必要である。これにより社会は、廃棄物管理に係わる現有するリソースの適切な配分を考慮することが可能となる。



深地層処分は、二つの主な倫理的観点に合致する。

最初の観点とは、長期的な隔離とリスク低減とを提供する多重防護の機能が、地層等が有する固有の特性を利用していることによりもたらされることから、将来世代に対して継続的な管理責任を求める必要はないことである。また、深地層処分の概念は、ある将来の時点において実用可能な代替する廃棄物管理・処分方法が適用されることについて、将来の世代に対して制限を与えるものではない。すなわち深地層処分は将来の代替法の選択を否定するものではない。

第二の観点とは、深地層処分がサイト選定、地質環境調査、建設及び操業に至るまで段階的に展開されることから、これら各段階において、その時々世代が最適なリソースの配分と幅広い公衆の参画について、議論の機会を持つことができる。日本あるいは他のいくつかの国は、現在、深地層処分に係わる重要な決定に対して、公衆が参画するための機会を準備している状況にある。

重要な警告

過去から現在にかけての原子力開発利用の結果として、既に放射性廃棄物が存在している事実を無視してはならない。すなわち廃棄物管理に係わる問題は、原子力エネルギーの将来に関係なく直面すべき問題である。

廃棄物管理の目的とは、倫理的にも安全性の観点からも受容可能なレベルを将来にわたって維持できる方法により、放射性廃棄物を管理することである（NEA, 1995）。一方で、代替する処分概念もしくは未だ論議されていないオプションが、将来実行可能になる可能性も否定はできない。

したがって廃棄物処分プログラムが進展する段階に応じて、定期的に廃棄物処分に係わる総括的なレビューを行っていくことは非常に重要であると指摘できる。

深地層処分は、他の工学的システムと何が異なっているのか？

処分手業の段階として考えられている、サイト選定、地質特性調査、施設設計・建設、及び操業・完成の各段階における地域からの受容を獲得すること及び産業安全や労働者安全に係わる予防措置を実施することなど多くの点については、他の大型建設プロジェクト等の一般的事業の推進方策との差違はない。

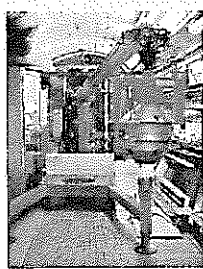
しかしながら放射性廃棄物の処分手業は、他の一般的な建設プロジェクトとの間に、以下に挙げる明らかな違いが存在している。

- 考慮すべき時間軸が長期間に及ぶため、処分概念に係わる全ての試験を行うこと、及びパイロットスケールの研究によって安全性に係わる全ての完全な証明を獲得することは不可能である。
- 日本はもとより世界的にも、このような施設の建設の経験が乏しい。
- 超長期にわたる放射性安全を確保しうることを、施設の建設が開始される前までに示さなければならない。

どのように処分概念を評価できるのか？

深地層処分概念とは、核種移行に対するバリア機能の全て、すなわち人工バリアと地層バリアからなる多重バリアシステムの構成を総称している。各国の深地層処分概念は基本的に類似している一方で、対象となる地層の違いや工学バリア設計の若干の違いが確認できることから、厳密には各国の処分概念は異なっていると言いうことができる。しかしながら、いずれかの国においてひとたび高レベル廃棄物問題を確実に解決する最も高い可能性として、その国独自の深地層処分概念が採用された場合においても、その他の各国が検討した処分概念が否定されることはなく、むしろ深地層処分が最も有望な高レベル廃棄物処分方法の候補として受け入れられていく方向に導かれるものと考えられる。

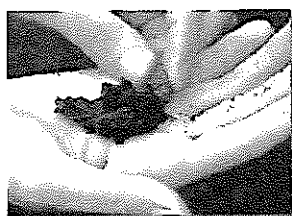
地層処分に係わる重大な課題は、このような概念の差違ではなく、10,000～10,000,000年間にも及ぶ超長期間におけるシステムの性能を、評価しなければならないことである。この深地層処分概念の評価のために我々は2種類のアプローチを進めている。



• Can't Perform Long-Term Tests But Must Estimate Long-Term Safety - Safety Case

ひとつは長期的な時間フレームで生じうると考えられる主たるプロセスに関して短期的（週単位から年単位）な実験により評価する方法であり、もうひとつの方法は長期間にわたって自然界に生じている類似した現象を観察する方法である。

短期的な実験によるアプローチは、深地層における様々な環境条件を実験条件として調整できる一方、自然の条件を全て完全に模擬することは困難である。本法による最も重要な問題は、実際にその処分場の近傍で起こりうる事象の時間よりもはるかに短い時間フレームで実験は行われるということに起因する。



第二のアプローチは、自然界での類似現象（ナチュラル・アナログ）を利用することである。本方法は、長期的なプロセスを評価する有益な手段であると認識されているが、処分システムにて生じる諸現象の正確なレプリカを自然界の中で見つけることは難しい。さらにこれらが過去長期間にわたり経過してきた化学的、物理的及び温度的条件について、我々は完全に解明することはできない。したがって、ナチュラル・アナログにて得られる結果は、整備された室内試験やフィールド試験で得られる様な確実な情報とは性質が異なっている。

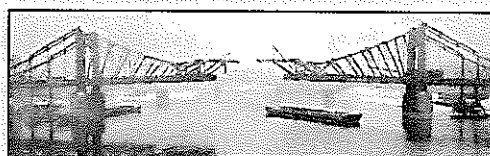
以上の様に、深地層処分の対象となるような長期的でかつ条件がコントロールされた実験が不可能であること、また同時にナチュラル・アナログの例から超長期の完全な情報を得られないことを考慮すると、処分場の建設の前に処分概念の全てについて完全なテストを行うことはできないと言いうことができる。従って、常に、予測と判断について、幾分かの不確実性を考慮することが求められる。

どうしたら深地層の超長期に係わるシステムの経験を明らかにできるのか？

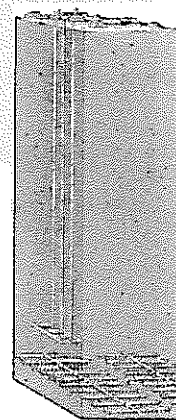
前述の様に、深地層処分場の建設は現有する多くの建設プロジェクトとの類似性を有し、このような類似点に関しては、既に多くの実際的な経験を有していると言いうことができる。例えば、深い地層における鉱業分野、非常に高い耐久性を要求する設備の建設、コンテナやロボットに係わる技術分野は、

既に多くの経験を一般産業界において蓄積している。

しかしながら以下に挙げるいくつかの点については、従来の一般産業界において関心がなかったか、もしくはほとんど類似の経験がなかった新しいタイプの分野である。



verses



- 深地下における詳細な水理調査技術
- 掘削壁周囲の岩盤をほとんど乱すことのない掘削技術
- 大重量で大きな金属製コンテナを、遠隔技術にて、正確に運搬・設置する技術
- 湿潤した深地層の環境下で、コンテナの周囲に分厚い粘土材料を正確に設置する技術
- 数千年間に及ぶ劣化や機能低下を考慮した品質確認技術

これらの新たな分野に対応するためには、まさしく新たな技術を開拓して、処分概念の設計、予備的な建設及び所要の評価・調査を進めていくことが求められる。このとき、深地層に設けた原位置における研究を進めていくことが最も望ましい研究アプローチであると考えられる。

長期的に放射線学的安全性を表す方法 —セーフティ・ケースとは？—

セーフティ・ケースの定義

地層処分概念に係わる包括的な解析と付随する記述とを総称して「セーフティ・ケース」と呼んでいる。考慮される検討範囲、内容の詳細度と包括性は、処分研究開発あるいは事業プログラムの段階、政治的な関心、研究開発のレベルに大きく関係している。

セーフティ・ケースの記述については、おそらく以下の内容を含むことが必要であろう。

- 政治的、技術的、他の制約を含む解析範囲の議論
- 廃棄物管理に関する概念の基礎的な記述
- 廃棄物の発生源、性状、発生量予測の概要
- 輸送の問題
- 現在及び将来の廃棄物の貯蔵
- 処分場の設計
- 工学的な品質管理を含む処分概念の基準
- 既存の知識の記述と不確実性を含む地質学的な成立条件
- 操業、閉鎖管理及びその他の基準

スコープ

セーフティ・ケースの記述のスコープは、また2つの疑問に対して極めて敏感である。第1に安全基準の枠組みは何か？ 第2に、明確な地域を想定しているか？

日本の場合、処分サイトを現段階において特定していない。原子力委員会のガイドライン（JAEC、1997）は、現在の2000年レポートにおけるセーフティ・ケースの解析の枠組みを示している。サイトを特定している他の国においては、個々の解析の内容は、そのまま安全規制上の体系の一部として位置づけられるかもしれない。

結果として2000年レポートにおける解析では、幅広い地質環境条件を考慮しなければならない。従って、可能性のある条件について幅広く考慮しなければならない。すなわち、ここでは特定のサイトにおける地質環境条件に基づく工学的な設計、あるいはその他の“全て”の条件を考慮することはできない。しかしながら将来、サイトが選定されることにより、より包括的な解析は可能となる。

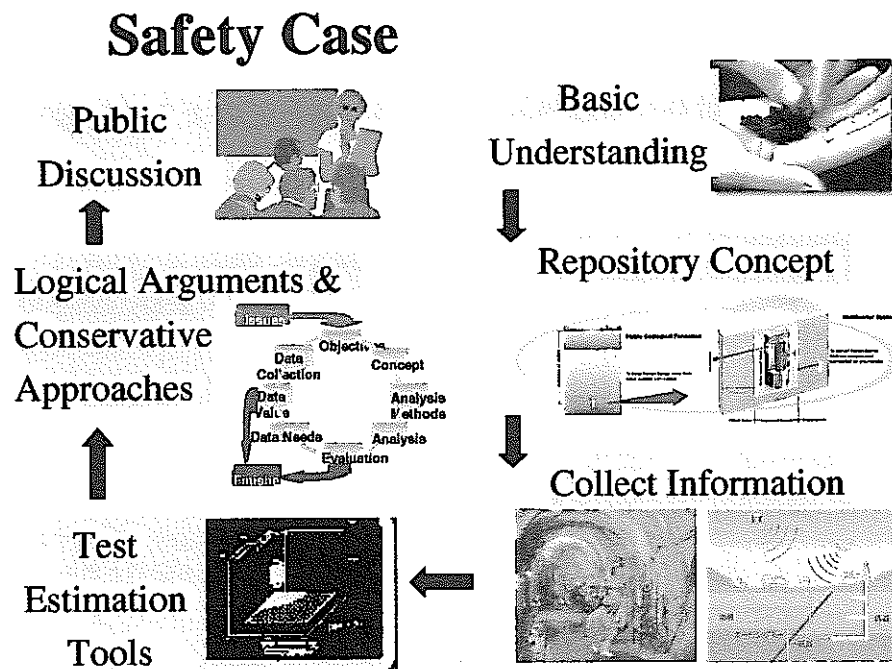
目 標

セイフティ・ケースにおける解析の目標は、現在の知識水準を基礎にして、現段階においてより良い判断を行うための材料を提供することである。加えてセイフティ・ケースにおいて、少なくとも確信できる範囲ならびに今後解明すべき範囲を明確にすることにより、解析の信頼性を示すことが可能となる。セイフティ・ケースが超長期にわたる問題を絶対論的な感覚で“予測”するのではないことについて、理解を獲得することが重要である。深地層処分に係るテストを行う代わりに、整備したデータと論理的な議論により構築されるセイフティ・ケースが信頼性を提供し、その結果としてより良い判断を促進できる。

構 成

セイフティ・ケースの以下の内容により構成されている。

- 公衆の理解、規制、問題の社会への結合
- 廃棄物管理と処分場概念の作成
- 専門家の判断、数量的なモデル、解析コードを用いたシステムの安全性の記述についての能力
- 安全な条件を提供しうるサイトであるかどうかの評価
- 最重要な問題が何かを明らかにするためのシステム
- 技術のレビューと公衆の議論に資する情報の提供



また、セイフティ・ケースの信頼性は以下によって向上する。

- 考慮されたプロセスの基本的理解の獲得
- 基本概念の構築
- プロセスのより直接的な証拠の収集
- プロセスを適切に表現するための解析コードの開発
- 論理的な議論の記載もしくは保守的なアプローチの採用
- 公衆との最近の議論の状況

どのように難しさと不確実性の議論を行うか？

比較的慎重に段階的に進展する処分研究及び事業のアプローチは、時間スケール、経験レベル、さらには含まれている放射エネルギーに係わる情報など、地層処分に係る重要な問題についての理解を段階的に促進していくものと考えられる。

このような段階的進展において実施すべきことを以下に挙げると、

- 1) 処分場で生じそうなプロセスを評価するために、コントロールされた実験を計画する。また、ナチュラルアナログを進める。
- 2) 工学的なテスト、建設及び設計のテストのために地下研究施設（URL）を、精密な条件で建設する。
- 3) 概念と論理を説明する評価の一連の内容（すなわちセイフティ・ケース）を示す。
- 4) 定期的に公開する報告書（H3 及び 2000 年レポート）と連携して、公衆、政府、及び学際分野に対して本重要課題の議論参加を可能とする情報を提供する。

この様に慎重かつ段階的に進めていくアプローチは、関連する技術の進捗状況、及び本資料の冒頭に記述した廃棄物管理の方法を再評価するための時間的余裕を提供することにつながる。

さらに、本分野に係わる経験、実験、データベース等について、関連する全ての国と国際的なグループが協力し、知見の共有化を図っていくことは極めて重要である。

日本の深地層処分プログラムを諸外国の例とどのように比較すべきか？

環境の相違

各国の深地層処分プログラムは、規制の枠組み、サイト選定及び許認可の進捗状況、サイトオプションの有無、文化的側面等について、異なった環境のもとで進められていることを認識しておく必要がある。従って、日本の地層処分プログラムと諸外国の例の比較にあたっては、技術的な観点のみならず、これら環境の差を理解すべきである。

規制の枠組み

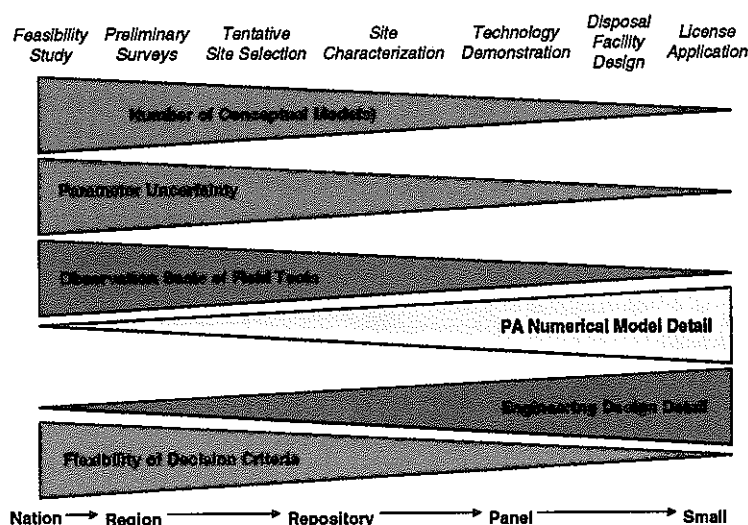
日本では、現在のところ高レベル放射性廃棄物地層処分の長期安全評価に関する規制法は制定されていない。そのため、国際的に認められた IAEA の基準を長期的な安全評価の拠り所としている。

一方、諸外国の規制においては、基準自体に加えて、基準が決定されたプロセスについても示されている。基準には人間の健康、生態系、天然資源、従事者の健康等を防護するための考え方、さらには被ばくの期間と全体評価期間（少なくとも 10,000 年以上）が記述される。

研究の進捗段階

各国の地層処分プログラムにおける第 2 の相違点は研究の進捗状況である。

後述のように、現在、日本、カナダ、フランスにおいてはフィージビリティ・スタディや概念の検討段階にあり、中国、フィンランド、スウェーデン、スイス、イギリスではサイト選定、もしくはサイト調査段階にある。また、ドイツや米国の様に処分場の建設、許認可、操業の段階にある国もある。研究の進捗段階は概念モデルの開発、不確実性、原位置調査、性能評価、処分場設計、品質管理等のレベルを表すものであり、比較を行う上での有効な指標である。



サイトオプションの有無

地層処分プログラムにおける評価をサイトを特定して行うか、サイトを特定せずに行うかは決定的に重要な意味をもつ。

サイトを特定して評価を行う場合には、実測データに基づく評価が可能である。サイトを特定しないで評価を行う場合にはサイト特有の情報を論理的に一般化する必要が生じる。

文化の相違

各国の国民は放射性廃棄物の問題に対して、ほぼ同様に、提案されている処分方法は安全か？処分場は自分の家の近くにできるのではないか？短期的あるいは長期的な影響はどうか？という様な高い関心を示している。しかしながら一方、実施体制、規制機関の位置付け、国の意思決定における一般国民の意見の採り入れ方、自然環境に対する価値観等に関しては、国によって様々である。このことから、「正しい決定」は国によって判断が異なる可能性もある。

各国のスケジュール

ほとんどの深地層処分を開発している国においては、以下の様なプロセスにて、深地層処分に関わるプログラムを進めているのが一般的である（NEA、1995）。

- 概念検討と技術開発
- サイトのスクリーニングと選定
- 許認可のための地表と地下の詳細なサイト特性調査と設計
- 施設の建設
- 操業、及び
- 最後のシーリング、撤去及び閉鎖

処分場が最終的に受けられる前の、この長いプログラムの進捗の段階において、公的な調査、規制監督と社会の議論のための時間が提供される。ほとんどの国で、長期的な廃棄物管理計画の中で、低中レベル及び高レベル放射性廃棄物の処分がそれぞれ関連性を持ちながら検討されている。従って、高レベル廃棄物の処分だけに言及してスケジュールを論じることは本来十分ではないが、本章では、現在進められている各国の高レベル廃棄物の地層処分に関わるプログラムについての概要をまとめておく。

なお、海洋投棄の国際的な禁止を受けいれた 1983 年から、地層処分を進めている多くの国において、プログラムが推進されてきていることが確認できる（Royal Society、1994）。

日本



概括的な性能評価と処分概念の検討は、高レベル廃棄物処分の課題を解決することの必要性を示した原子力委員会の報告書に基づき、1976 年から開始された。このとき動力炉・核燃料開発事業団が本研究開発における中核的な研究開発組織となっている。

1989 年に、原子力委員会は研究開発プログラムに係わる 3 つの主要な内容（地質環境条件の調査研究、処分技術、性能評価）を規定した。処分概念とその安全性に関する最初の報告書（H3 レポート）は 1992 年に発表された。第 2 の報告書は 2000 年に示される計画である（JAEC、1997）。

候補地、予定地及び処分地に係わるサイト選定については、2000 年に設立予定の実施主体により開始される。

サイトの特性調査と許認可の取得に関しては、候補地が 2010 年に選定され、その後詳細な特性調査が開始される計画である。

処分場の建設については、サイト特性調査に引き続き行われる。

操業と閉鎖に関しては、2030 年から 2040 年の間までに操業を開始することが考えられている。

アルゼンチン



概括的な性能評価と処分概念の検討は、1980 年から、地層構造の調査及びいくつかの工学的研究によって開始された。基本的な処分概念については、1987 年頃に提示されている。（De Micheli et al、1987）。

候補地、予定地及び処分地に係わるサイト選定に関しても 1980 年から開始され、1990 年に Sierra del Medio が詳細な調査のための候補地として選ばれるまで行われた。

サイトの特性調査と許認可の取得は、Sierra del Medio サイトの選定から開始され、今日まで継続されている。

処分場の建設は、2005～2010 年と予想されている。

操業と閉鎖に関しては、操業が 2010～2015 年の間で開始し、閉鎖は 60 年以上操業した後の 2070 年頃に行われると予測されている（Palacios et al、1991）。

カナダ



概括的な性能評価と処分概念の検討に関しては、カナダ政府のもと、1978 年よりカナダ原子力公社（AECL）を主体として開始された。政府は 1981 年に、処分概念が充分に開発されて受け入れられるまで、サイトの選定は開始しないということを決定した。本プログラムの一部として、1986 年から Whiteshell Laboratory 原位置研究施設が設置された。

1994 年に環境影響評価書（Environmental Impact Statement：EIS）が作成され、現在レビューが行われているところである。本書の内容が受け入れられたならば、その後サイト選定が開始されることとなる（AECL、1996）。

候補地、予定地及び処分地に係わるサイト選定、サイトの特性調査と許認可の取得、及び処分場の建設については未定であるが、操業については 2025 年頃が予定されている。

中国



概括的な性能評価と処分概念の検討は、1970 年代の終わりから開始されている。公式には 1985 年における専門委員会により開始された。1986 年から初期の技術的準備期間が始まり、1995 年に終了した（Wang and Xu、1997）。

候補地、予定地及び処分地に係わるサイト選定は、1996 年から開始して 2010 年に完了する予定で、この間を地層研究段階と呼んでいる。

サイトの特性調査と許認可の取得は、地下の研究施設の建設も含み、2011 年から開始し、2025 年まで継続される予定である。

処分場の建設は、設計を含めて 2025～2050 年と予定されている。
操業と閉鎖については、決定していない。

フィンランド



概括的な性能評価と処分概念の検討は、フィールド調査が可能な地域の評価をはじめとして 1983 年から開始された。1983 年には、使用済燃料の処分場を開発するための計画が政策にて示された。本政策は、スウェーデンのプログラムと似たものであり、低・中レベル廃棄物のための 2 つの浅地中処分プログラムについての基本的な情報についても盛り込まれている。また、1985 年に予備的な概念報告書が提出され、政府の所管官庁に受け入れられた (Witherspoon, 1991)。

候補地、予定地及び処分地に係わるサイト選定については、1987 年から 5 つの場所で基本的な調査が開始され、1992 年 (TV092 報告書) に 3 種類のサイトがさらに調査対象に選定されて終了した。これら 3 つのサイトの調査は、2000 年に提出される P/T/V2000 報告書により完了される予定である。

サイトの特性調査と許認可の取得は 2000 年頃に開始する予定である。

処分場の建設は、現在、2010 年頃の開始が予定されており、操業は 2020 年頃の開始と推測されている。

フランス



概括的な性能評価と処分概念の検討に関しては、1970 年代から開始され、1987 年に詳細な調査対象として 4 つのサイトが選定された。その後一時プログラムの進展が停止していたが、政府は 1991 年に、地域の自発的なプログラムを盛り込んだサイトの調査と開発に係わる計画を決定した。報告書については 2006 年に公表されることと計画されているが、他の処分プログラムに関する計画については白紙の状態である。

ドイツ



概括的な性能評価と処分概念の検討については、中レベル処分場を対象として、Asse 岩塩鉱山の調査により 1960 年代半ばに開始された。Konrad 鉄鉱山の基本的な調査は、1975 年から開始している。Morsleben 岩塩鉱山の調査は、1960 年代から始まった。調査は Asse の施設において今日まで継続されている。

候補地、予定地及び処分地に係わるサイト選定は、1960 年代の基礎的な調査から始まった。Gorleben サイトは、1979 年に選定された。

サイトの特性調査と許認可の取得及び処分場の建設は、1979 年の Gorleben の岩塩ドームから開始し、2008 年に完了する予定である。

操業と閉鎖については、十分に決定されてない。

スウェーデン



概括的な性能評価と処分概念の検討は、1975 年頃から開始された。このときスウェーデン政府は、国内の原子力エネルギープログラムを続けるためには、廃棄物処分の計画が不可欠であると規定している。以来、1977 年の KBS1、1978 年の KBS2、1983 年の KBS3 の各報告書が公表されており、研究開発計画に関するレビューについては 1986 年、1989 年、1992 年、1995 年に行われ、さらに 1998 年にも計画されている。研究は、Stripa と Aspo の 2 つの原位置試験施設を含め 10 ヶ所の地域において、地表からと深地層における調査研究等が進められている (Royal Society, 1994; Backblom 及び Ahlstrom, 1991)。

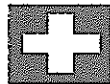
候補地、予定地及び処分地に係るサイト選定は、前項の研究開発等とほとんど同時に開始された。基本的な解析は 10 ヶ所のサイトのほとんどが適切であることを示している。しかしながら現在、政治的、社会的要因が考慮され、地域からの「ボランティア」サイトを探している状況である。近い将来に 1 ヶ所に絞られた後に、サイト特定調査が開始すると考えられている。

サイトの特性調査と許認可の取得は、候補サイトが決定次第、直ちに特性調査が開始され、2004 年頃に EIS が準備される。

処分場の建設と操業は、2 つの段階を経て進められる計画である。第 1 段階では廃棄物の 10%以内で試験的な処分が実行され、2008 年頃から開始予定である。第 1 段階の評価を行った後に、残り約 90%の廃棄物の受け入れが第 2 段階として 2020 年から開始される計画である。

閉鎖は 2050 年に予定されている。

スイス



概括的な性能評価と処分概念の検討は、放射性廃棄物処分組合（NAGRA）の設立によって 1972 年から開始され、原子炉の許認可において放射性廃棄物の最終処分のための管理計画の立証を求める 1978 年の政府規定により、本プログラムが推進されている。処分に係るフィージビリティ研究の成果として、1985 年に Project Gewähr が、そして 1994 年には Krystalline I の両報告書が公表されている（Royal Society, 1994 ; McCombie and Thury, 1991）。

候補地、予定地及び処分地に係るサイト選定については、前項の概括的な性能評価における構成要素の多くに含まれており、Krystalline I は、結晶岩におけるサイト選定の開始として見る事ができる。2000 年頃に報告書（Project Entsorgungsnachweis）の提出を通じて、サイトが選定される予定である。

サイトの特性調査と許認可の取得、処分場の建設は 2000 年頃に開始する予定である。

操業は 2020～2030 年の間に開始する予定である。

イギリス



概括的な性能評価と処分概念の検討は、環境汚染に係わる王立委員会による報告書「Flowers Report」（Cmnd 6618, 1976）により、70 年代の初めから開始されたオプションには海洋底下処分も含まれた調査が行われた。スコットランドの Altnabreac での掘削は 1979 年に開始されたが、1981 年に地元の反対によって調査は中止された。他のヨーロッパ諸国との協力のもとで進められてきた高レベル廃棄物の深地層処分に関する研究は、1987 年まで続けられたが、その後、ガラス固化された高レベル廃棄物ならびに使用済燃料のいずれを対象とした研究開発も進められていない。

一方、中レベル廃棄物の深地層処分に関する研究開発については、環境汚染王立委員会による報告書（Cmnd 6820, 1977）が示された後に 1977 年から開始され、現在も継続して進められている。NIREX（Nuclear Industry Radioactive Waste Execution organization）は、主に LLW と ILW の処分を目的として 1982 年に設立された。サイトの選定は直ちに開始され、1987 年には 3 つの処分概念が提示された。1988 年に行われた評価では、ひとつの概念への絞り込みの方向性を示している。（Royal Society, 1994）

候補地、予定地及び処分地に係るサイト選定については、Nirex の設立後直ちに開始された。最初の調査対象サイトは 1983 年に提示されたが、反対により Nirex は ILW 及び LLW とも各 3 ヶ所に調査対象を広げた。いくつかの政策転換の後、経済的観点から LLW と ILW の両処分施設を同一サイトに建設することが決定された。1989 年には、Nirex は Sellafield と Dounreay の 2 つのサイト調査を開始した。

サイトの特性調査と許認可の取得は、1991 年に Sellafield に絞り込まれ、1994 年に Nirex は、本サイトに地下研究施設を建設するための許認可申請書を地元当局に提出したが、受理されなかった。本件についての Nirex から議会への申請は 1994 年及び 1995 年に提出された後、レビューを受けたが、1997 年 3 月に拒否されている。この地下研究施設は、さらなる特性

調査に不可欠であると考えられている。現在、その「前進の道」は、再びレビューの元にある。(www.nirex.co.uk より)
処分場の建設、操業と閉鎖については未定である。

アメリカ合衆国



概括的な性能評価と処分概念の検討は、US 国立科学アカデミーが処分オプションのレビューを開始した 1955 年から開始している。続いて 1957 年には基本的な評価が始められたことを報告している。1982 年に放射性廃棄物法 (Nuclear Waste Policy Act) が基本的な概念を明示し、サイト選定と調査プロセスが開始された。(Brocoum and Van Camp, 1991)

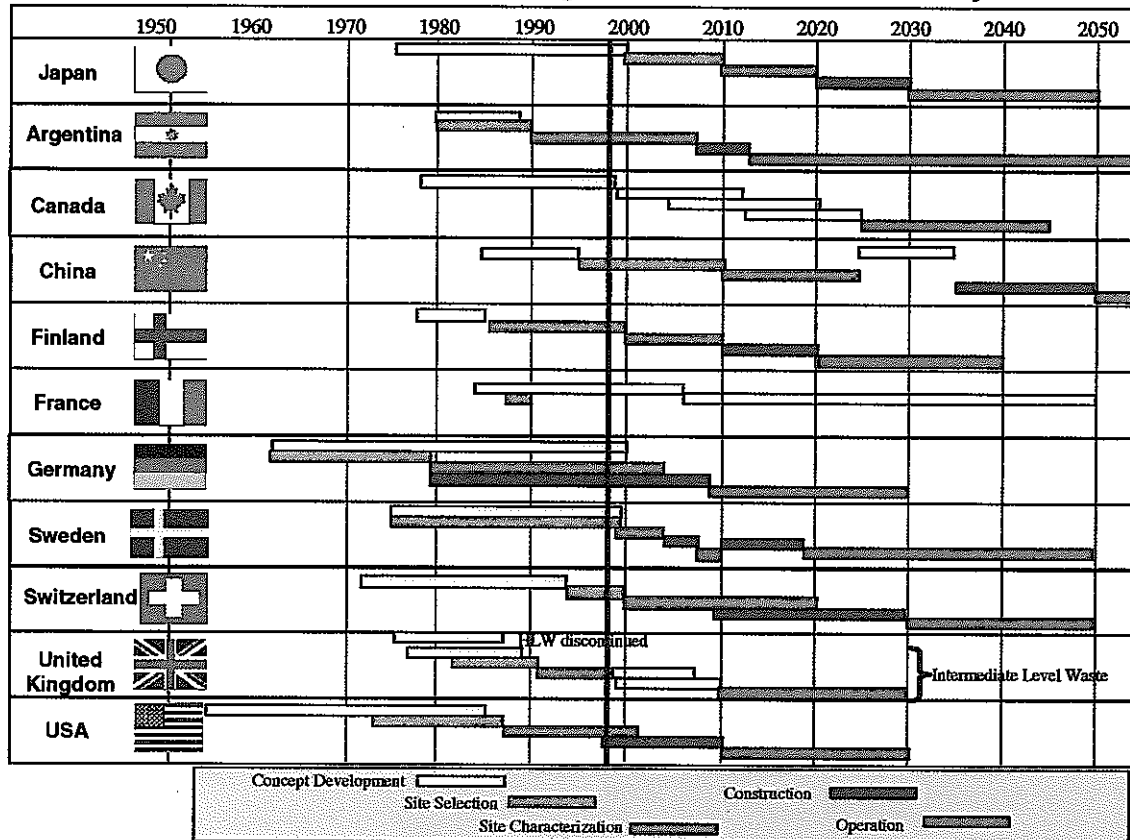
候補地、予定地及び処分地に係るサイト選定は、1973 年の初めに 10 の予備的なサイトを対象として開始された。この内 3 つの主な場所が 1983 年に絞り込まれた。米国議会がサイト特性調査を 1 ヶ所 (1987 年のネバダ Yucca Mountain) に絞り込むと決定したときに、これらの 3 ヶ所のサイトにおける研究は、依然進行中であった。

サイトの特性調査と許認可の取得に関しては、1987 年の議会によるネバダ Yucca Mountain に絞り込む決定によりサイト特性調査段階が開始したものの、80 年代の終わりから 90 年代初めにかけて、ネバダ州と国の討論による様々な法律的な問題により停止させられた。Yucca Mountain の選択によって、許認可申請書の一部となる総合的なシステムの性能評価解析 (Total System Performance Assessments : TSPAs) は、1991 年、1993 年と 1995 年に行われた。セイフティ・ケースの記述と類似したリスク評価は、1998 年に行われことになっている。特性調査は完了し、2001 年から 2002 年にかけて許認可申請書を提出することになっている。

建設は、2004 年から 2005 年に更新された許認可申請書を提出し、その後 2008 年頃に開始する。

操業は現在、2010 年から 2011 年から始まる予定である。

International HLW Programs - Phases of Activity



各国のスケジュールの比較

世界の各国の高レベル放射性廃棄物の処分に係る研究や開発計画は、ほとんど 1970 年代半ばから 1980 年代にかけて開始したことが確認できる。これらのプログラムは、高レベル放射性廃棄物の海洋処分を排除する国際的な協定により大きく推進され、深地層処分が主要な処分のオプションとなってきた。

1980 年代初めから現在まで、ほとんどの国は、フィージビリティ・スタディと初期のサイト選定活動を行ってきた。

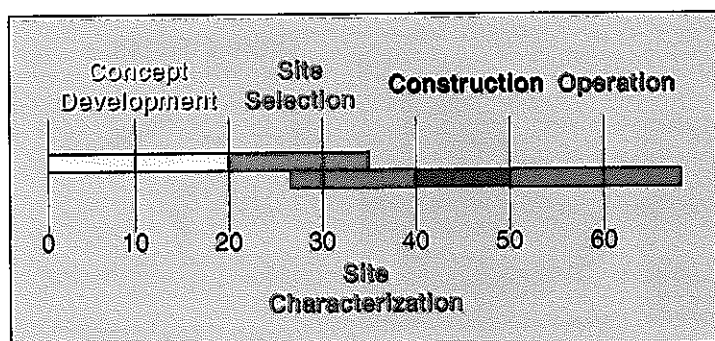
公衆からの反対は、イギリス、フランス及びカナダではプログラムそのものの見直しにまで影響し、スウェーデンやスイスなど多くの国ではより慎重なプログラムの遂行を求めている。

ドイツとアメリカ合衆国の両国は、既に候補となる処分場サイトを選定し、現在、処分場の設計やサイト調査等の段階である。ドイツとアメリカ両国と他国との基本的な差は、国際的に本分野の研究プログラムが開始された約 10 から 15 年前にさかのぼる 1950 年代の終わりと 1960 年代初めにかけて研究プログラムが開始されたことである。また、これら両国は、既にかかなりのコストを投資してきている。

現時点において稼働した高レベル放射性廃棄物処分場がいずれの国にも存在しないので、プログラムの開始から実際の処分場が廃棄物を受け入れるまでの平均時間を考えることは困難である。しながら、下表にまとめた現在の各国のスケジュールから、おおよそ以下の様に推測することはできる。

Nation	Start of R&D for HLW	Years from Start to Opening of Repository
Japan	70's	50-55
Argentina	80's	35
Canada	70's	50
China	80's	65
Finland	70's	45
France	80's	Unknown but not < 35
Germany	60's	50
Sweden	70's	30 for trial, 45 for full
Switzerland	70's	60
United Kingdom	70's	30 for no fixed plan at present
United States	50's	55
Average	70's	approximately 50 years

この概括的な分析によると日本の処分プログラムは、1970 年代に開始した各国の処分プログラムと同じ段階的な進展を図るとともに、その期間についても各国と同様に 50 年規模で慎重に進めていく計画である。

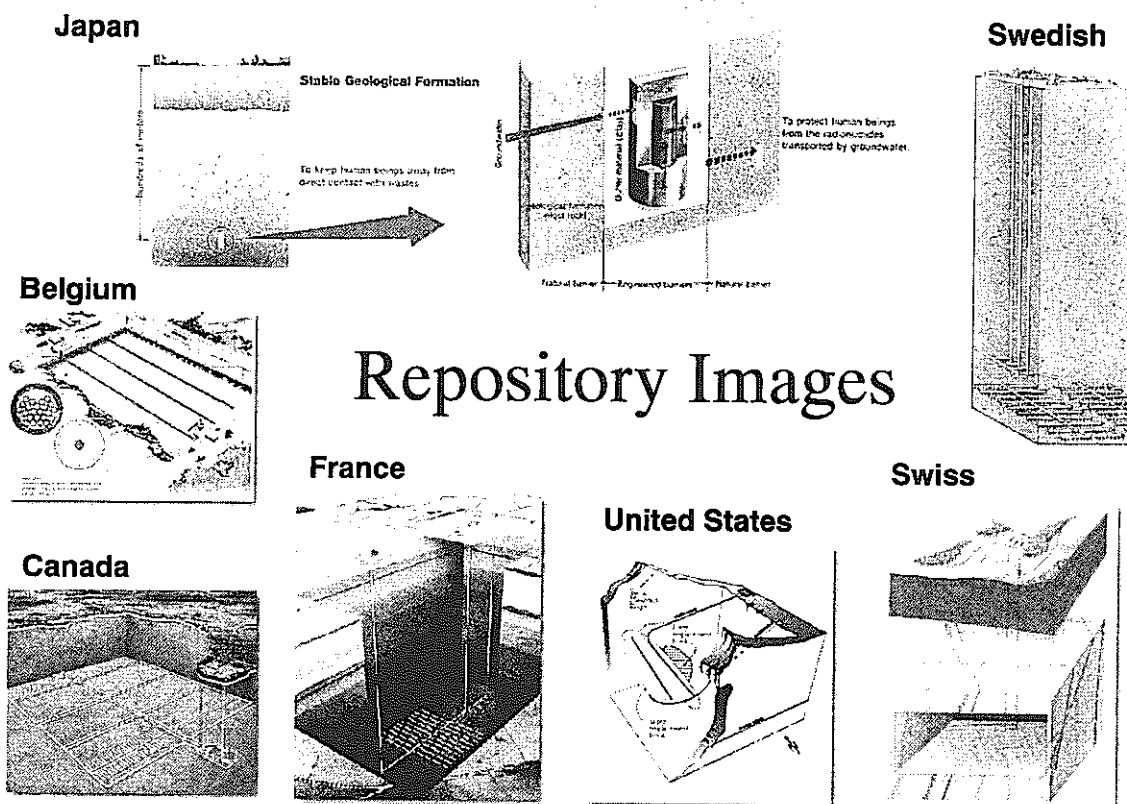


処分に係わる段階的アプローチ

安全性の確率もしくはセイフティ・ケースを支えるための計画的なアプローチは、各国ともプログラムの検討段階で論議され、改善されてきている。この基本的なアプローチは、以下の内容により構成されている。

- 1) 長期的な処分の安全性を考える上で考慮すべき懸念を網羅的にリストアップするとともに、これらのリストアップされた内容について、Features, Events and Processes (FEPs) と呼ばれる具体的な研究課題の中に整理・体系化する。
- 2) ひとつもしくは複数の想定された地質環境条件に基づく、ひとつないし複数の概念設計の提案。
- 3) より広範囲な地層、地球化学及び工学的な性能評価に係わるデータは、フィールドと研究室での研究によって整備される。
- 4) これらの FEPs、設計研究、基盤的データ収集の結果は、地層処分のフィージビリティを示すための安全評価として統合化される。(H3 及び 2000 年レポート)
- 5) 基本的な処分概念が幅広く公衆に受け入れられた場合、サイト選定と詳細な特性調査研究を含む第 2 段階が開始される。
- 6) サイト選定は、種々の処分場の安全性、労働者の安全性、輸送の安全性と経済性評価等からなる技術的な作業により行われるか、もしくは最低限の安全性の必要条件に合致した複数のボランティアサイトに委ねられた政治的作業により行われる。
- 7) ひとたびサイトが選定されると、既存情報の確認と処分施設の設計と許認可に係わる準備を目的として、詳細な研究が開始されることとなる。この段階においては、サイトにおける地下研究施設の建設と詳細な原位置試験が行われる。
- 8) この詳細なデータを基にして、許認可の申請書が規制当局に提出される。
- 9) 許認可が得られた後に処分場の建設が開始される。このとき、大規模な処分場が建設されるか、試験的実施のため小規模な建設となるかについては各国の計画に基づく。

- 10) 施設が建設され、許認可を完全に取得した後、廃棄物の設置が開始される。
- 11) 廃棄物の設置の期間は、一般的に長期間に及ぶと予測されている。
- 12) 設置の後、短期的モニタリングが継続され、処分場は密閉されて閉鎖される（NEA、1995）。



処分場の概念

Country	Waste Type	Emplacement	Rock Type	Subsurface or URL
Argentina	HLW		Crystalline	
Belgium	HLW and Used Fuel	Inclined boreholes or horizontal tunnels	Plastic Clay	Mol Mine
Canada	Used Fuel	Holes drilled from cavern	Plutonic rock of Canadian Shield	Lac Du Bonnet URL
China	HLW		Crystalline	
Finland	Used Fuel	Holes drilled from drifts	Crystalline Basement	TVO research tunnel URL
France	HLW	Cavern and drifts	---	
Germany	HLW and Used Fuel	Borehole drilled from cavern Horizontal drifts	Salt Dome	Asse Salt Mine, Gorleben Site
India	HLW		Granite / Gneiss	

Italy	HLW and Used Fuel		Plastic Clay	
Japan	HLW	Horizontal drifts	Crystalline or Sedimentary	Tono, Kamaishi Mizunami Horonobe
Netherlands	HLW	Boreholes drilled from cavern,	Salt	
Spain	Used Fuel and HLW		Crystalline or clay	
Sweden	Used Fuel	Horizontal tunnels and vertical boreholes.	Crystalline Basement	Stripa, Aspo
Switzerland	HLW and Used Fuel	Horizontal tunnels	Granite or Clay	Grimsel, Mt. Terri
United Kingdom	HLW and Used Fuel	Cavern	---	
United States	HLW	Boreholes drilled from floor or horizontal drifts.	Welded Tuff	Yucca Mountain investigation drift.

日本の高レベル廃棄物処分場の概念は、深地層の結晶質岩もしくは低透水性堆積岩の中に設けられた水平トンネル内に、ガラス固化された高レベル廃棄物を定置するもので、スイスの概念と非常に似ている。また、両国とも深地層における研究施設計画を進めている。他のかなり類似した計画は、スウェーデン、カナダ、アルゼンチン、スペインとおそらく中国にも見ることができる。

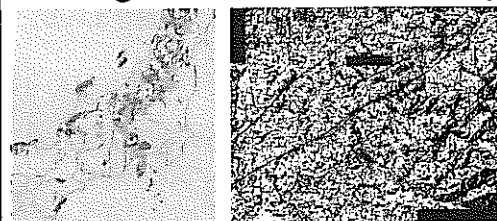
セーフティ・ケースの相違

世界のプログラムの中には、それぞれ長期的な安全解析に影響を与える重要かつ明確な相違点が確認できる。最新の報告書である 2000 年レポートでは、これらの相違点を考慮しておかなければならない。

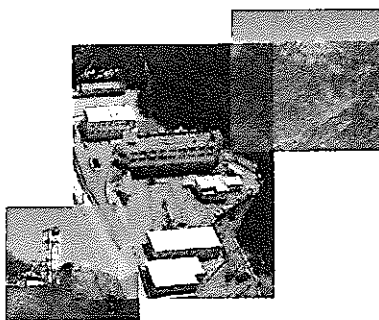
地層の安定性と母岩のオプション

地層環境の安定性は、地下深部の処分場の長期的評価における主たる要件となっている。カナダにおける幅広い盾状地、中国の深地層、スウェーデンの花崗岩の様に比較的安定した深部の地層環境を有しているいくつかの国がある。一方、スイスや日本の様に比較的活動的な地層を持った国もある。従って、日本の地層処分プログラムのの中では、地下深部における地層の安定性に係わる研究の重要度が大きい。高レベル廃棄物処分に係わるプログラムの中で、変動帯に位置する地層の条件を考慮した深地層処分のセーフティ・ケースを示すことは、日本の大きな挑戦である。また、関連する深地層の安定性に関する研究は、世界をリードする日本の研究領域である (US NWTB、1994)。

Geologic Host Rock Stability



サイト特性と一般的評価

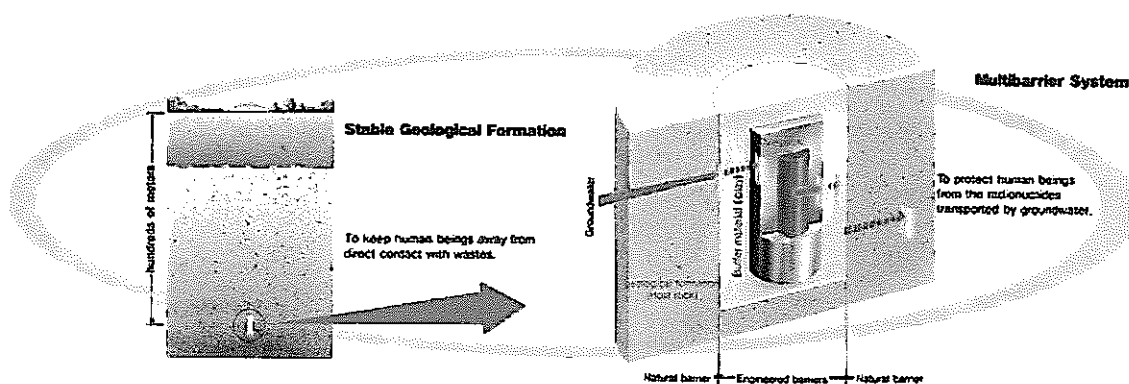


上述したように、特定のサイトが存在することは、いくつかのサイトの地質環境条件から求められたジェネリックなデータを基に導出された処分概念のフィージビリティを評価するセーフティ・ケースに対して、明確なサイト情報に基づく詳細な設計を基本とすることが可能であり、いくつかの点については実際の評価に基づく適切な安全性を示すことができ

るなど、セイフティ・ケースそのものの性質に相違が認められる。現在の 2000 年レポートでの解析は、前者のカテゴリーである。サイト選定段階における将来的な日本の解析は後者のカテゴリーとなるであろう。サイトを選定しないアプローチにおいて困難なことは、利用するデータ量が膨大となることにある。サイトを選定している場合には、詳細に設計された構造もしくは提案された工学的な設計について実際にテストすることができる。しかし、日本では国内の可能性ある地質環境に基づき、それぞれについて詳細に情報を整備することは不可能である。

その結果として日本では、地質環境条件に関する点は一般的に幅広く、非常に多くの不確実性が含まれている一方で、処分場の工学的構造に関する点については極めて詳細に検討され、不確実性を小さくしている。動力炉・核燃料開発事業団では、この様に広範囲な地層環境条件の中で適切な安全を提供するための非常にロバストに設計された工学システムを構築する考えに焦点を絞っている。将来、明確なサイトが選ばれ、より詳細なデータが利用できる場合には、サイト特性に応じた最適な設計により、現在のロバストな人工バリアの軽減化を図ることが考えられる。

EBS もしくは天然バリアの信頼性



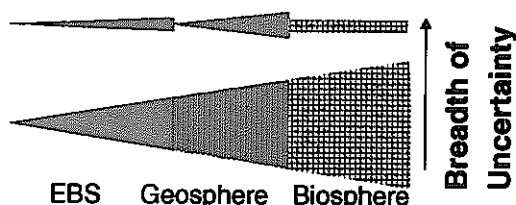
天然バリアとしての地層が有する不確実性は、全体のシステム安全性に対して、人工バリアシステムへの強い信頼性を期待することとなる。現在の日本状況においては、この方法は有効なアプローチである。しかしながら、処分システム全体のコストを合理的なレベルまで低減するためには、天然バリアに対しても長期的な信頼性を期待することが賢明と考えることができる。

現在の日本の概念は、安定した地層環境を前提とした多重の安全バリアシステムに基づいている。この概念には以下の内容が含まれる。

1. 火山活動や活断層の活動のような壊滅的な自然の事象は、サイトの選定により避けることができる。
2. 利用可能な天然資源の地域性を決定することは、人間侵入の危険性を減らすことができる。
3. 高放射能の短半減期核種は、それらが減衰するまでオーバーパックで完全に隔離することができるため、これら核種と地下水の接触は防ぐことができる。
4. 高放射能の長半減期核種は、人工バリア及び処分場近傍の地層（ニアフィールド）により、核種の溶解度の制限とベントナイト緩衝材中での拡散バリアによって放出が抑制される。
5. 地層中での核種の遅延と減衰は、緩衝材から制限されて放出される放射性核種をさらに制限し、人間と環境に及ぼす影響を低減する。

解析のアプローチ（確率論と決定論）

人間への長期的な放射線学影響を評価するための安全の数値解析は、大きく2つの異なる方法で行われている。最初のアプローチは 2000



年レポートで使用されているものであるが「決定論的」手法と呼ばれている。このアプローチは、代表する解析と代表するパラメータ値とをそれぞれ単独に選ぶことによって評価のフレームを構築し、最良の評価を実施する。感度解析においては、重大なプロセスとパラメータを確認するために、この決定論的手法を適用することができる。しかしながら、感度解析は、安全を成立させる見込みや可能性を明確には評価できない。実際、決定論的な手法は、将来のある時点での明かりのスイッチの ON、OFF を推測するようなものである。すなわち、その観点からは完全に正しいか完全に間違っているかである。このアプローチの利点は、計算のアプローチ自体はもとより、データと結果との関係がより理解できることにある。

一方、「確率論的」手法は、決定論的手法と同様の基本の計算ツールを使うが、潜在的なパラメータ条件とパラメータ値の範囲を越える推測の大きな組み合わせを構築する。本アプローチによる評価は、既存のデータの中に存在する確実性のレベルを表現することにある。もし、解析において、大きなパーセンテージで安全基準を越える評価結果が示されれば、1) そのサイトが安全ではないか、2) よい決定を下すために利用できる情報が充分でない、ことを示している。これらのケースのいずれにおいても、公衆は、現在の解析では、許可を与えるために十分な信頼が示されていないということを知ることができる。これにより、追加のデータが収集されることにより、セーフティ・ケースは改善し、不確実性は減少することが明らかになる。

これは、セーフティ・ケースを開発している組織に対しても、処分場が安全なことを示すより良好な方法、より良好に防護しうる性能評価のアプローチを示す可能性がある。また答えに関係なく、このアプローチは、責任を有する当事者に対して、現存する不確実性を正当化することを強いることとなる。

このアプローチの利点は、評価の中で確実なことと不確実なことを明確に伝達できることである。欠点は、この解析を実行するためにはかなり多くの仕事を必要とし、全ての意思決定者にどのように評価されたかを完全に伝えることが難しいことである。

動力炉・核燃料開発事業団の現在のアプローチは、主に決定論的なアプローチを採用してきているが、最近、不確実性型の確率論的手法についても評価が開始された。

日本の成果

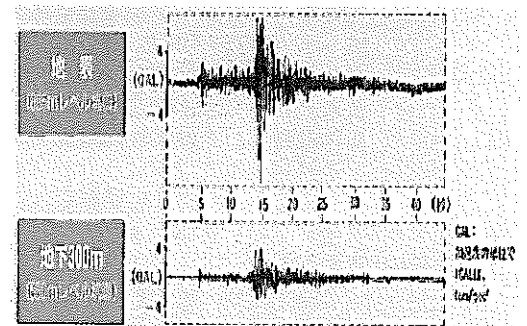
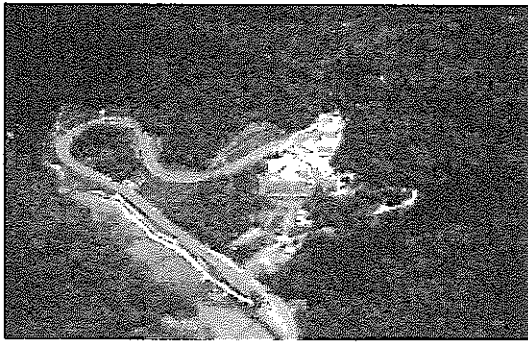
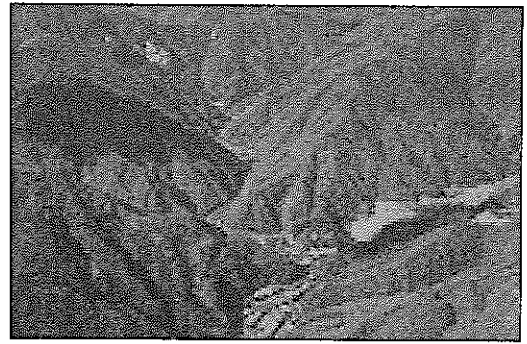
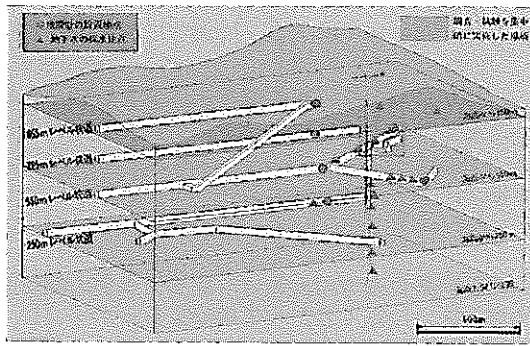
日本は、いくつかの方向から類がない安全評価のアプローチを採用している。これらの独自性は、日本が最先端の技術を駆使しているところの現れである。研究開発の中には世界クラスのアクティビティが多数認められる。

以下にこの中から3つのハイライトを述べる。

深地層の地震の影響評価

一つの重要な側面は、日本が変動帯に位置することから、比較的活動的な地層条件を持っている中で、将来の処分場のために安定な地層を見つける試みにある。従って、断層、地震の頻度や強さの地域性、また将来の処分場の深度における地震活動の潜在的な影響を理解することに大きな努力が払われてきている。この成果が、世界クラスの研究活動の一つとして国際的な組織により認められている (US NWTRB, 1994)。

研究例としては、地震活動を感知するセンサーの配置と釜石鉱山での長期的のデータ収集である。地震活動のセンサは、地下水圧と化学環境の変化を評価するため長い期間連続的にモニターされた。これにより、将来の処分場が設置される様な深度では地震の加速レベルが大いに減少されることが証明された。



釜石での亀裂岩系の評価と亀裂ネットワーク (DFN) コンピュータシミュレーションモデルの開発

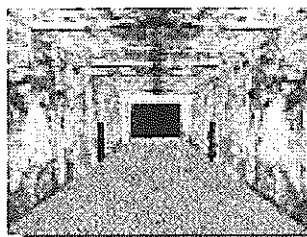
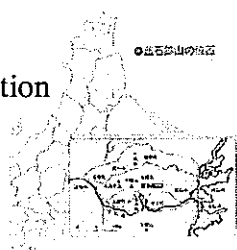
いくつかの国際的なプログラムでは、高レベル廃棄物処分場の候補場所として亀裂性の結晶質岩を選択してきており、亀裂中の水の流れと放射性核種の移行について評価を行っている。しかし、動力炉・核燃料開発事業団では、原位置の空間での亀裂の特性をテストするプログラム及び個々の亀裂に関する観察情報に基づき、さらに進んだ方法を開発してきている。

亀裂の観察、圧力テストや釜石鉱山でのトレーサー試験は世界的な研究レベルである。本件に係わる工学的な実験設備である LABROCK、NETBLOCK は世界にも例がない。

原位置のデータを評価し、離散的な亀裂ネットワークをシミュレートするための FRACMAN/LTG コードは、世界でも最も強力な解析コードである。

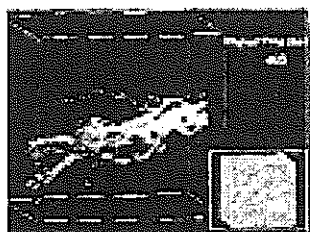
これらの成果は世界的に認められ、現在のセーフティ・ケースの評価に強い基盤を与える。しかしながら、これらの解析ツールの価値について、多少の批判的なコメントも存在することも事実である。本解析コードは、明確なサイトに適用された場合に最も価値が示される。

Field
Investigation

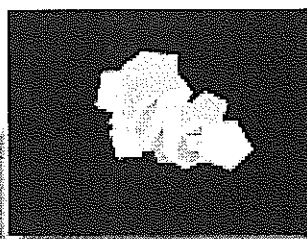
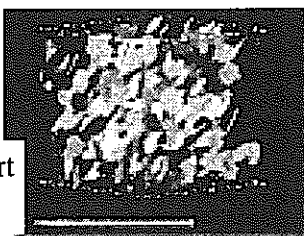


Mapping &
Visualization

Discrete Fracture Systems



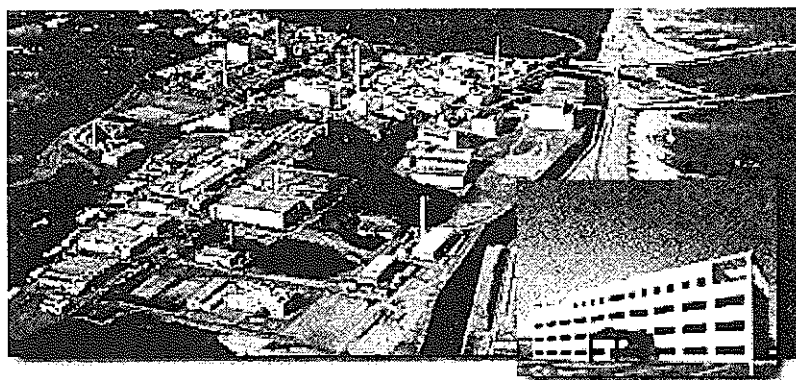
Radionuclide Transport
Numerical Modeling



Discrete Fracture
Numerical Modeling

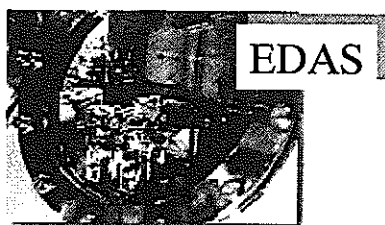
東海エントリー施設での詳細な *Larger-Than-Bench-Scale* の実験

エントリー施設は、世界でも例がない。各国の多くの組織は、サイトを特定した地下研究施設を開発し、限られた特定プロセスに関しての室内研究を行っている。ほとんどのケースで実行される実験の物理的なスケールは mm から cm の間である。一方、東海村のエントリーでの実験能力は、cm から m オーダーと大きい。さらにこれらの実験は、基本的に統合化されていて、従って複雑になっている。これは、性能評価の結果の解釈に関連した一連の挑戦的な研究群である。いくつかの実験については、適切な制御を行うにはあまりにも複雑過ぎている。それにもかかわらず、プロセスを統合する研究努力は、世界で最も先駆的なものである (McKinley and Smith, 1996)。



EXPERIMENT NAME	INVESTIGATION TYPE
EBS Mechanical	
BENTFLOW	Extrusion of bentonite in artificial fractures
BENTFLOW-II	Extension of BENTFLOW to natural fractures
CERT	Stress corrosion cracking tests
COUPLE	Thermal – mechanical processes in the near field
CREEP	Creep of bentonite under tri-axial stress

EBS Flow and Transport	
CLUE	Flow in an artificial, unsaturated porous media
COLLOID	Transport of colloids in fractured rock.
HYDROGEN	Hydrogen migration through bentonite
HYDROGEN-II	High pressure version of HYDROGEN
Chemical Interactions	
EDAS	Chemical interaction of solid/water/solutes in batch experiments
EDAS-II	High temperature version of EDAS
GEOFRONT	Controlled atmosphere version of IMAGE-GEOCHEM
IMAGE-GEOCHEM	Rock/Water chemical reaction studies in columns
IMAGE-MASTRA	Solute transport at the near-field/far-field interface
Geosphere Migration	
MACRO	Flow and transport in heterogeneous porous media
MACRO-II	Saline water interface version of MACRO
LABROCK	Flow in simple rock fractures under in-situ pressures.
NETBLOCK	Flow and transport in a fracture network.



EDAS

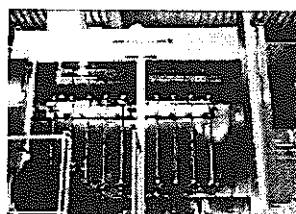


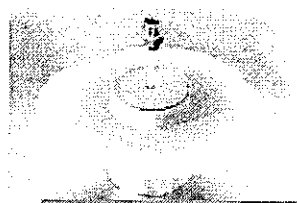
IMAGE-GEOCHEM



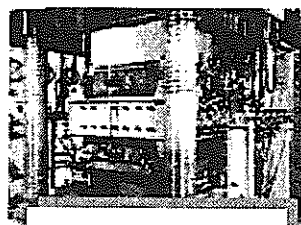
Corrosion



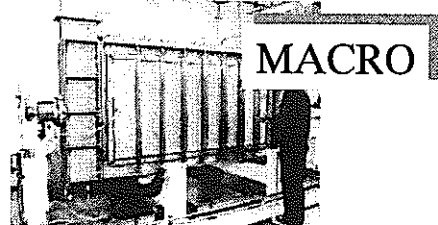
EDAS



BENTFLOW



NETBLOCK



MACRO

日本の挑戦

日本が立ち向かっている挑戦は、大部分において他の国際プログラムが直面しているものと同様である。日本は、処分場サイトの地質学的安定性と人口密度に関していくつかの固有の難題に直面している一方、これらは克服できないものではない。主要な挑戦は、原子力機関－経済開発協力機構（OECD/NEA）のワーキンググループによって特定されたものである（OECD/NEA、1997）。

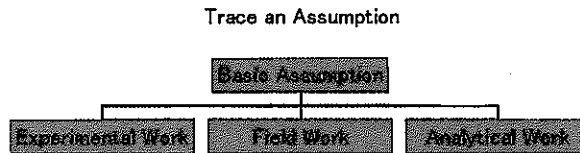
挑戦すべき領域は以下の様に列挙できる。

1. 高度な追跡性と透明性
2. サイト特性調査と性能評価の統合
3. 空間的および時間的変動性と不確実性の高度な取扱い
4. 基本的な物理的および化学的プロセスの理解の向上

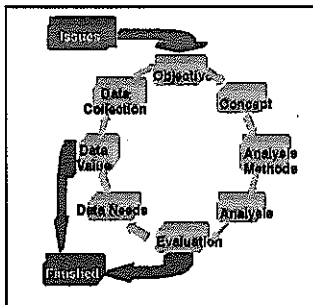
追跡性と透明性

追跡性とは、「なされた決定と仮定、および所定の結果に到達する際に用いられたモデルとデータの明白で完全な記録」である。透明性とは、「なぜその結果がそのようであるのか」を外部

のオブザーバーが理解できるための情報を提供することである (OECD/NEA, 1997, p.9)。追跡性は、「どのように解析がなされたのか?」という質問に十分に答えられることに例えられ、一方、透明性は「なぜこの結果をもっているのか?」という質問に対する答えである。最近の安全評価における種々のプログラムでは、これら二つについて非常によくなされているか、むしろ乏しいかのどちらかであった (ABCL, 1994; NAGRA, 1994; NRC, 1995; PNC, 1992; SKB, 1991; SKI, 1996; USDOE, 1996; Vieno et al., 1992)。



サイト特性調査と安全評価の統合



日本は、実際のサイト選定とサイト特性調査の段階に移行していく。この段階において、長期間の安全性と建設コストを明らかにする上で最も大きな大きな重要事項、及びほとんど不確かな課題に対してサイトにおける研究を行うことがますます重要になってくるだろう。サイト特性調査、性能評価、工学的設計およびコスト解析を統合するプロセスは、まさにちょうど世界的に開発されてきているところであるが、これらの多大な成果が一方で複雑であるため、統合化そのものを困難にしている。にもかかわらず、統合することによって、最大の安全性、社会、人間の健康および環境に対してできるだけ最小のコストでの最強のデザインを与えるための最適化手法を示すことができる。

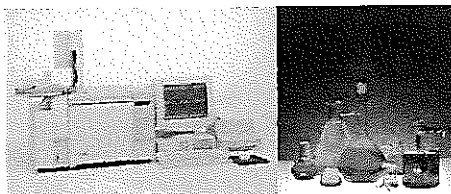
空間的および時間的変動性と不確実性

OECD/NEA のレポートでは、安全評価の中で明らかにされ、かつ包含すべき以下の3つの主要な不確実性の内容を確認している。

- 1) 熱的、水理学的、機械的および化学的特性に対する岩盤の不均質性を単純化あるいは理想化したモデルを用いることに起因する不確実性あるいは過誤
- 2) 重大なバリアに関連するような地質学的システムの長期間の安定性と予測性に関する不確実性
- 3) シナリオの完全性あるいは代替概念モデルの存在に起因する定量化できない不確実性



基本的な物理的および化学的プロセス



大抵の物理的および化学的プロセスの結果あるいは効果については、基本的に理解されている。しかし、我々はしばしばプロセスに対する基本的理解が乏しく、そして、たとえあっても、環境の変化が完全にこれらの効果を逆にする可能性を否定できない。例えば、われわれは、センチメートルとそれより大きいスケールで固体の表面へさまざまな個々の放射性核種の吸着することを代表さ

せるためのモデルを開発してきた。しかしながら実際の原子スケールプロセスは、未だ不確実である。さらに自然のシステムは、物質、表面および核種の不均質な配置から構成されている。これら多くの変動要素の複雑な相互作用もまた、さらなる研究の必要性を示唆している。これらプロセスの基礎的理解の進展は、不必要な概念モデルの排除を可能とするとともに既存の理論と推察の実証につながる。

日本の役割

- 将来の安全性解析と同様に、2000 年レポートの内容の品質と透明性は如何に示されるか？
- サイト選定、サイト特性調査、及び他の解析をどのように統合するのか？
- われわれは、空間・時間的不均質性、不確実性および安定性を試験し、シミュレートする手法の開発を継続すべきか？
- 日本は、基本的プロセスの理解を継続して進めることに貢献していくのか？

これらの領域を発展させる上での日本の役割は、まさに 20 世紀から 21 世紀の変わり目において行われる決定に大きく依存している。

結 論

1. 地層処分は高レベル廃棄物処分に対して現状での最良のオプションである。将来の世代に負担をかけないように、最小のコストで現状の問題を解決することは倫理性にもかなっている。しかしながら、われわれは将来における他のオプションに対してオープンでなければならない。
2. 高レベル廃棄物処分場の安全性解析は、完全な処分システムを実行する前に安全性を示さなければならないという点で、他の大規模な工学的活動とは異なる。その上、工学技術の品質をテストできるが、そのような長期の時間スケールにわたって完全なシステムをテストすることはできない。これらのシステムに対するわれわれの解析「セーフティ・ケース」は、詳細な研究、計算、そしてわれわれの現状の決定に信頼を与えるのに用いられる論理的議論から構成される。セーフティケースの結果は、解析の背景、規制体系と要求、特定サイトの存在の有無などに関連する論理のプロセスに関係がある。
3. 安全性解析は絶対的な未来の予測ではなく、長期の時間枠にわたる処分場の挙動についての信頼性を示す方法である。境界条件の評価、解析ツールの構築と検証、論理的説明の設定などによって安全性の信頼性が与えられる。そのプロセスには、問題に対するこれらの境界の理解、概念の構築、最も重要な問題を見いだすこと、システムの安全性を示すための高い能力の開発、およびこれらの条件を満足するサイトを見いだすことが必要である。すべての段階で、われわれは、できる最良の決定をすることと現状の不確実性を取り扱うことに努めている。
4. 絶対的には将来を予測できないため、以下の様なアプローチを採用している。A) 段階的なアプローチ（調査し、試験し、一連の評価レポートを発展させる）を用いる。B) 公開の場で情報を議論し、公衆を含めた議論の機会を与える。C) 日本と国際的なグループを含むすべての機関と密接に研究し、共通の経験や実験などを利用する。
5. 日本の高レベル廃棄物処分プログラムは、世界中で同様な状況にある高レベル廃棄物処分プログラムで用いられているスケジュール及びアプローチ双方とも符合している。
6. 日本の基本的な処分場概念は、同様の地質学的特性と廃棄物の特性を持つ他の国で検討されているものに類似している。

7. 日本には多くの世界的に最先端の研究活動がある。同時に、日本と他の各国は、追跡性と透明性の向上、サイト特性調査と安全評価（性能評価）との統合、空間・時間的変動の取扱いの高度化、不確実性の取扱い、および基本的な物理・化学的プロセスの理解の向上を含む共通の研究分野に挑戦している。

（翻訳：動力炉・核燃料開発事業団 環境技術開発推進本部 塩月 正雄）

参考文献

- AECL, 1994, Environmental Impact Statement on the Concept of Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste, Atomic Energy of Canada Limited, AECL-10711, COG-93-1, 1994.
- AECL, 1996, An International Comparison of Disposal Concepts and Post-closure Assessments for Nuclear Fuel Waste Disposal, Atomic Energy Canada Limited, Whiteshell Laboratories, TR-M-43, 254 p.
- Backblom, G. and P-E Ahlstrom, 1991, Swedish program for disposal of radioactive waste - site characterization for high-level waste repository, in: P.A. Witherspoon (ed.) Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: A World Wide Review, Proceedings of Workshop W3B, 28th International Geological Congress, Washington, D.C., July 15-16, 1989. Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBL-29703, CONF-8907218, p. 117-126.
- Broucom, S.J. and S.G. Van Camp, 1991, Site characterization activities to investigate major geologic uncertainties at the potential high-level radioactive waste repository, Yucca Mountain, Nevada, in: P.A. Witherspoon (ed.) Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: A World Wide Review, Proceedings of Workshop W3B, 28th International Geological Congress, Washington, D.C., July 15-16, 1989. Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBL-29703, CONF-8907218, p. 165-189.
- Byalko, A.V., 1991, A possibility for HLW disposal in very deep boreholes. In Sombret, C.G. (ed.) Scientific Basis for Nuclear Waste Management XV, MRS Symposium Proceedings, v. 257, p. 737-742.
- Cadelli, N., G. Cottone, S. Orlowski, G. Bertozzi, F. Girardi and A. Saltelli, 1988, PAGIS: Performance Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive Waste. Summary, CEC Nuclear Science and Technology Report EUR 11775 EN.
- Cmnd 6618, 1976, Royal Commission on Environmental Pollution (chairman Sir Brian Flowers), Sixth Report, Nuclear Power and Environment, London: HMSO.
- Croff, A.G. J.O. Blomeke and B.C. Finney, 1980, Actinide Partitioning-Transmutation Program Final Report. I: Overall assessment. Oak Ridge National Laboratory Report, ORNL-5566.
- DOE, 1980, final Environmental Impact Statement. Management of commercially generated radioactive wastes. US Department of Energy Report DOE/EIS-0046F (Volume 1), Office of Nuclear Waste Management, Department of Energy, Washington D.C.
- Hill, M.D. et al., 1988, PAGIS - Performance Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive Waste. Volume 4: Disposal in the Sub-seabed, CEC Nuclear Science and Technology Report EUR 11779 EN.
- Hirose, K., M. Uchida and S. Takeda, 1991, Review of geological problems on radioactive waste isolation in Japan, in: P.A. Witherspoon (ed.) Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: A World Wide Review, Proceedings of Workshop W3B, 28th International Geological Congress, Washington, D.C., July 15-16, 1989. Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBL-29703, CONF-8907218, p. 93-101.
- IAEA, 1982, Evaluation of Actinide Partitioning and Transmutation. International Atomic Energy Agency Document STI/DOC/10/214, Vienna.
- JAEC, 1997, Guidelines on Research and Development Relating to Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Advisory Committee on Nuclear Fuel Cycle Backend Policy, Atomic Energy Commission of Japan, April 15, 1997, English, 52 p.

- Juhlin, C. and H. Sandstedt, 1989, Storage of Nuclear Waste in Very Deep Boreholes: Feasibility Study and Assessment of Economic Potential. Part I: Geological Considerations. Part II: Overall Facility Plan and Cost Analysis. SKB Technical Report TR-89-39, Stockholm.
- Kawarada, S., 1992, The OMEGA programme in Japan: A base for international cooperation, An overview of Japan's programme in transmutation and partitioning. In IAEA Bulletin 34(3), p. 35-37.
- Lefevre, J., G. Baudin and M. Salvatores, 1993, Partitioning and transmutation of long-lived radionuclides. In SAFEWASTE'93, Safe Management and Disposal of Nuclear Waste Proceedings of an International Conference, Avignon, France, 1993, v. 1, p. 416-429.
- McCombie, C. and M. Thury, 1991, Swiss HLW programme: Status and key issues, in: P.A. Witherspoon (ed.) Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: A World Wide Review, Proceedings of Workshop W3B, 28th International Geological Congress, Washington, D.C., July 15-16, 1989. Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBL-29703, CONF-8907218, p. 127 - 133.
- McKinley and P. Smith, 1996, A Review of the ENTRY-II Programme, PNC PB9702 96-001, 51 p.
- NAGRA, 1994, Kristallin-I Safety Assessment Report; Nagra Technical Report NTB 93-22, 1994.
- NAS, 1983, A study of the Isolation System for Geologic Disposal of Radioactive Wastes, Waste Isolation Systems Panel, Board on Radioactive Waste Management, Commission on Physical Sciences, Mathematics, and Resources, National Research Council, National Academy Press, Washington DC, 1983, 345 p. Panel Chairman – Thomas H. Pigford, University of California Berkeley.
- OECD/NEA, 1995, The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal of Long-Lived Radionuclide Wastes: A Collective Opinion of the Radioactive Waste Management Committee of the OECD Nuclear Energy Agency, 16 p. (Australia, Austria, Belgium, Canada, Finland, France, Germany, Ireland, Italy, Japan, Spain, Sweden, Switzerland, United Kingdom, United States, CEC, IAEA, OECD, NEA)
- OECD/NEA, 1997, Lessons Learnt from Ten Performance Assessment Studies, Working group on Integrated Performance Assessments of Deep Repositories, Nuclear Energy Agency – Organisation for Economic Co-Operation and Development, 129 p.
- NEA SWG, 1988, Feasibility of Disposal of High-level Radioactive Waste into the Seabed. Volume 1: Overview of Research and Conclusions. Report of the NEA Seabed Working Group, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- NRC, 1995, NRC Iterative Performance Assessment Phase 2: Development of Capabilities for Review of a Performance Assessment for a High-Level Waste Repository, 1995.
- PNC, 1992, Research and Development on Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste, First Progress Report, PNC TN1410 93-059, 1993.
- Palacios, E. N. Ciallella and E. Petratis, 1991, Argentine project for the final disposal of high-level radioactive waste, in: P.A. Witherspoon (ed.) Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: A World Wide Review, Proceedings of Workshop W3B, 28th International Geological Congress, Washington, D.C., July 15-16, 1989. Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBL-29703, CONF-8907218, p. 3-9.
- Ramspott, L.D., J.S. Choi, W. Halsey, A. Pasternak, T. Cotton, J. Burns, A. McCabe, W. Colglazier and W.W.L. Lee, 1992, Impacts of New Developments in Partitioning and Transmutation on the Disposal of High-Level Nuclear Waste in a Mined Geological Repository. Lawrence Livermore National Laboratory Report, UCRL ID-109203.
- Royal Society, 1994, Disposal of Radioactive Wastes in Deep Repositories, Report of a Royal Society Study Group, Carlton House Terrace, London, 194 p.
- Ryhanen, V., 1991, Geological disposal of radioactive wastes in Finland, in: P.A. Witherspoon (ed.) Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: A World Wide Review, Proceedings of Workshop W3B, 28th International Geological Congress, Washington, D.C., July 15-16, 1989. Lawrence Berkeley National Laboratory Report LBL-29703, CONF-8907218, p. 45-49.
- SKB, 1991, Final Disposal of Spent Nuclear Fuel: Importance of the Bedrock for Safety, SKB Technical Report 92-20, The Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., 1992.
- SKI, 1996, SKI SITE-94 Deep Repository Performance Assessment Project, SKI Report 96:36, Swedish Nuclear Power Inspectorate, December 1996.
- USDOE, 1995, Total System Performance Assessment – 1995: An Evaluation of the Potential Yucca Mountain Repository, B 0000000-01717-2200-00136, Rev. 01, TRW Environmental Safety Systems, Las Vegas, Nevada, 1995.

- USDOE, 1996, Title 40 CFR 191 Compliance Certification Application, DOE/CAO-1996-2184, October 1996.
- USNWTRB, 1994, Report to the U.S. Congress and the Secretary of Energy: 1994 Findings and Recommendations, Ch 5. Observations from the Board's Trip to Japan, p. 63-72 and appendix I, 11 p.
- Vieno, T., A. Hautajarvi, L. Koskinen, H. Nordman, 1992, TVO-92 Safety Analysis of Spent Fuel Disposal, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies, Report YJT-92-33E.
- Wang, J. and G. Xu, 1997, Deep geological disposal of radioactive waste in China, 3rd Seminar on Radioactive Waste Management in Asia, Nov 10-14, 1997, Beijing, P.R. China. 5p.