

地層処分研究開発報告会(第4回) 予稿集

期 日 平成8年12月3日(火)10:00~16:30
会 場 サンケイホール(サンケイ会館 5階)

主催 動力炉・核燃料開発事業団
後援 科学技術庁、通商産業省資源エネルギー庁
協力 日本原子力研究所、財団法人電力中央研究所等

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 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, Japan

動力炉・核燃料開発事業団

(Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) 1996

報告会開催にあたって



理事長 近藤 俊幸

我が国はエネルギー資源に恵まれていないため、エネルギー源の確保を海外からの輸入に依存していますが、エネルギーの安定確保を図るという観点からは原子力政策を基本としており、限りあるウラン資源の利用効率を高めるため核燃料サイクルの確立に向けた技術開発を着実に進めています。

一方、高レベル放射性廃棄物を始めとする放射性廃棄物の処理処分対策が、世界の原子力利用国が共通して抱えている最も重要な課題となっております。国内においては、昨年1月から東海事業所のガラス固化技術開発施設でガラス固化が始まり、また、昨年4月にはフランスから初めてガラス固化体が返還される等、高レベル放射性廃棄物の本格発生時代を迎え、高レベル放射性廃棄物対策への関心が一層高まっています。

原子力委員会では、原子力バックエンド対策専門部会場で地層処分研究開発計画の策定が進められています。更に、高レベル放射性廃棄物処分懇談会では地層処分の円滑な実施への具体的取組に向けた国民の理解と納得が得られるよう、社会的・経済的な側面を含めた幅広い検討が進められています。

このような状況の中、原子力委員会の御方針に基づき動燃事業団は、核燃料サイクルの確立に向けた種々の事業計画の中でも高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発を特に重要なプロジェクトと位置付け、研究開発の中核推進機関として国内外の関係機関の協力を頂きつつ、積極的に取り組んでまいりました。具体的には我が国における地層処分の技術的信頼性をお示しするため、今後さらに研究開発体制の強化を図り、2000年前までに第2次技術報告書を取りまとめ、国に報告させていただき、国による評価がなされることとなっておりますが、このような評価を通して地層処分の安全性に対する国民的な理解と信頼の醸成、処分の実施主体が行う処分予定地の選定及び将来の安全基準の策定等に資する技術的拠り所としてお役立て頂くことを目標とさせて頂きたいと考えております。

地層処分問題は、技術面のみならず社会的な側面も重要であり、研究開発の推進においても透明性の確保と社会的な理解の増進に努め、広くご意見を頂きながら進めることが肝要であると考えています。このため事業団として、地層処分研究開発報告会を毎年開催するとともに、懇談会、シンポジウム、研究現場の見学等を通じて研究開発の進捗状況や成果を関係各界を始め一般の方々にも広く伝え、ご意見を伺う機会を増やして参りたいと考えています。また、関係機関の連携を密にするとの観点から、本年より本報告会のご後援を科学技術庁、通商産業省資源エネルギー庁より、また、ご協力を日本原子力研究所、電力中央研究所等関係機関よりいただいております。なお、貯蔵工学センターを計画しております幌延町をはじめとして、研究活動に大変お世話になっております各地域の皆様には、本報告会にも多数ご出席を賜わる等日頃からのご理解ご支援に対し厚く御礼申し上げます。

とりわけ、地層処分研究開発の基盤となります地層科学研究につきましては、従来から、地域社会の皆様の方々の力強いご支援を頂戴し着実に成果を挙げてまいりました。今般、超深地層研究所の岐阜県瑞浪市内事業団用地への設置に際しましても、力強いご支援を賜っておりますことに、この場をお借りして厚く御礼申し上げます。

今後とも地層処分研究開発の中核推進機関としての役割を果たすべく努力を傾注してまいる所存であり、一層の幅広いご指導、ご鞭撻をお願い申し上げます。

目 次

報告会開催にあたって

理事長 近藤 俊幸

1. 開会セッション

- 1.1 「高レベル放射性廃棄物処分への取り組みについて」 1
科学技術庁 原子力局 廃棄物政策課長 有本 建男
- 1.2 「各機関における地層処分研究開発への取り組み」
- (1) 「日本原子力研究所における地層処分に関連する研究の概要」 3
日本原子力研究所 環境安全研究部 部長 川上 泰
- (2) 「地質調査所における地層処分研究開発への取り組み」 15
工業技術院 地質調査所 環境地質部 部長 小出 仁
- (3) 「電力中央研究所における地層処分研究開発への取り組み」 25
(財)電力中央研究所 我孫子研究所 所長代理 福田佐登志
- 1.3 「第2次取りまとめに向けた研究開発への取り組み」 39
環境技術開発推進本部 副本部長 増田 純男

2. 技術セッション

- 2.1 「地層処分で考えるべき自然現象」 51
環境技術開発推進本部 地層科学研究グループ主幹 武田 精悦
- 2.2 「地層処分における工学技術」 65
環境技術開発推進本部 処分研究グループ 主幹 原 啓二
- 2.3 「地層処分における予測手法」 81
東海事業所 環境技術開発部 地層処分開発室長 石川 博久

3. 特別セッション

- 3.1 「Experiences in the Site Characterization Program at Yucca Mountain」 97
Dr. Ardyth M. Simmons
Staff Scientist/Project Manager
Earth Sciences Division, Lawrence Berkeley National Laboratory

- ◆ Appendix. パネル・機器展示リスト 123

1. 開会セッション

1.1 高レベル放射性廃棄物処分への取り組みについて

科学技術庁原子力局
廃棄物政策課長
有本建男

1. はじめに

放射性廃棄物の処理処分は、原子力開発利用を進めていく上で避けては通れない重要な課題であり、原子力発電による便益を享受する現世代として責任ある対応をしていくことが重要である。中でも、高レベル放射性廃棄物の処分については、その処分に向けた取り組みへの関心が高まっており、原子力に関する国民各界各層の多様な意見を今後の原子力政策に反映させるために設置された原子力政策円卓会議における議論においても、早期にその確立を求める意見が強く出された。

2. 処分に向けた取り組み

高レベル放射性廃棄物については、長期間にわたって人間環境に影響を及ぼさないようにするとの観点から、深い安定した地層中に処分することが国際的に共通な考え方となっており、各国とも、このための研究に取り組んでいるところである。我が国においても、高レベル放射性廃棄物は、ガラス固化により安定な形態とし、30年から50年程度の間冷却のための貯蔵を行った後、地下深い地層中に安全に処分、いわゆる地層処分することを基本方針としている。

処分に向けた取り組みについては、原子力長期計画に示されたスケジュールである2000年を目安とした実施主体の設立、2030年代から遅くとも2040年代半ばまでを目途とした操業開始に向け、現在その具体化を鋭意進めている。

(1) 原子力委員会における取り組み

原子力委員会は、昨年9月、地層処分に向けた取り組みを強化していく旨の決定を行い、処分に向けた国民の理解と納得が得られるよう、社会的・経済的側面を含め、幅広い検討を進める「高レベル放射性廃棄物処分懇談会」と、処分に関する研究開発計画の策定等の技術的事項等について調査審議を行う「原子力バックエンド対策専門部会」を設置した。

このうち、懇談会においては、環境、法律、経済をはじめ、消費者及び一般廃棄物等様々な分野、立場の専門家に参加を頂いて、処分の円滑な実施への具体的な取り組みに向けた国民の理解と納得が得られるよう実施主体の在り方、処分に必要な資金の確保、法制度等高レベル放射性廃棄物処分の進め方についての検討を進めている。

今後は、更に議論を深め、来年夏頃を目安に懇談会の進捗状況を取りまとめて公表し、国民の

意見を聞くこととしており、更に、これらを踏まえた検討の後、懇談会としての意見を取りまとめる予定である。

一方、専門部会においては、今後国民の信頼を得つつ処分事業を適時的確に進めていくためには技術的な信頼性や拠り所を明らかにすることが必要との観点から、今後の高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の在り方に関し、設置以来鋭意検討を進めている。11月に開催された第7回会合において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報告書案を取りまとめ、現在これを公開している。今後、国民から集まった意見は同専門部会において検討されることとなっている。

(2) 研究開発への取り組み

地層処分の研究開発については、2000年前までに地層処分の技術的信頼性を明らかにするという目標に向けて、現在、動力炉・核燃料開発事業団を中核機関として、研究開発予算を大幅に増額させる等強力に推進している。

(3) 高レベル事業推進準備会（SHP）における取り組み

平成5年5月に国、電気事業者、動力炉・核燃料開発事業団の3者により構成される高レベル放射性廃棄物対策推進協議会の下に設置された高レベル事業推進準備会(SHP)においては、2000年を目安とした実施主体の設立を目指し、調査・研究を進めてきており、本年5月には中間取りまとめとして、事業化計画、実施主体、事業資金、地域との共生、国民的理解の促進等の項目について基礎的検討の成果を取りまとめた。

今後、同準備会は、処分懇談会等における議論を反映しつつ、さらに調査・研究を進め、具体的方策について取りまとめを行うこととしている。

3. 今後の取り組みについて

この様に、現在、高レベル放射性廃棄物の処分に係る検討を精力的に進めているところである。今後、これらの取り組みを有機的に連携、加速し、2000年を目安に処分事業の実施主体を設立する等処分の実施に向けて着実に具体化していくこととしているが、その際、議論を深めることにより、これを国民の皆様の前にわかりやすい形で明らかにすることにより、国民の皆様の幅広い理解を得ながら進めて参りたい。

1.2 各機関における地層処分研究開発への取り組み

(1) 日本原子力研究所における地層処分に関連する研究の概要

日本原子力研究所
環境安全研究部
川上 泰

1. はじめに

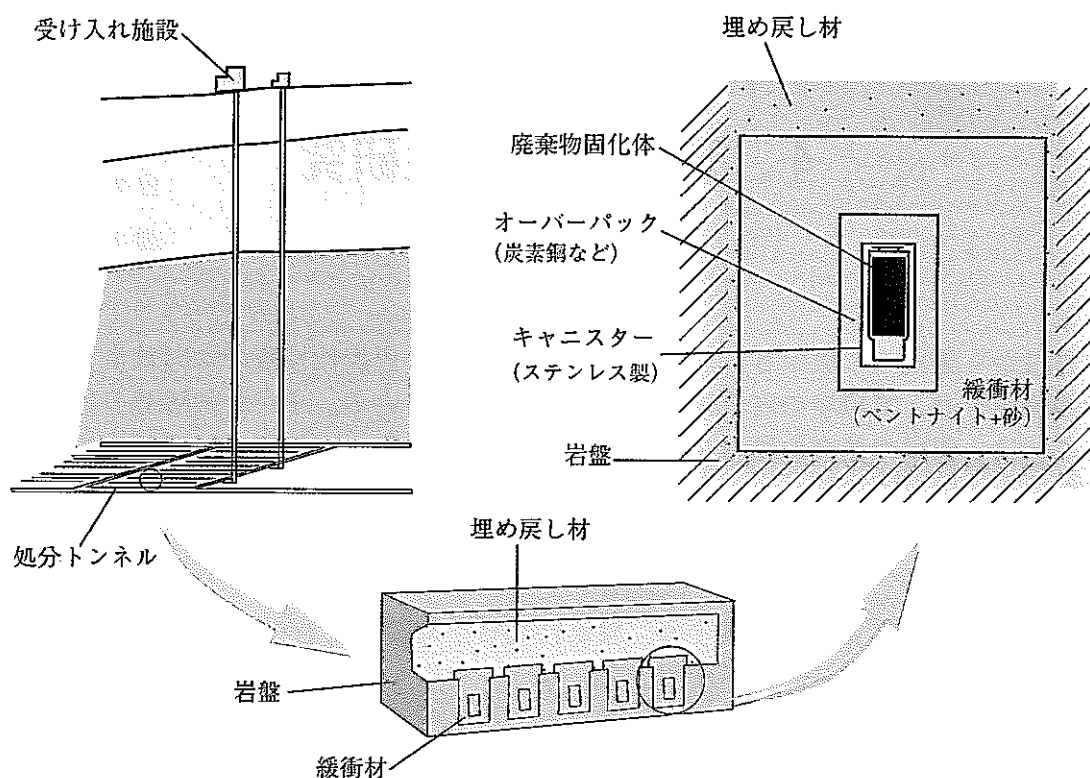
原子力施設から環境中に放出される放射性物質の影響評価を通して環境の安全確保と保全を図ることは、国民の健康の維持及び原子力の利用に関する国民の理解を得る上で必須の課題となっている。

環境放射線に関する安全性研究では、放射性物質が環境中においてさまざまな経路を通して人間に影響を及ぼすまでの動きを明らかにし、その影響を評価するために必要な研究を広い分野にわたって進めている。これらの成果は、各種放射性廃棄物の処理処分の安全評価手法の確立及び安全評価の実現に大きく寄与している。また、原子力施設周辺の放射線及び放射能の監視活動や環境影響評価に活用されるとともに、国の環境安全関連の指針、基準等の整備に役立てられている。

2. 放射性廃棄物の処理処分

放射性廃棄物は、将来の長期間にわたって人間の健康及び環境に影響を与えないように処分されなければならない。処分場に埋設される放射性廃棄物は、固化体をはじめとした幾重もの人工バリア及び天然バリアにより放射性物質の漏出が抑制され、地下水が容易に浸入できないような方法で埋設される。有望な処分法のひとつが廃棄物を地中深く埋設する地層処分である。その概念を図-1に示す。

原研では、安定な廃棄物固化体の開発や固化体中の放射性核種の非破壊測定手法の開発を行っている。また、地層処分後、固化体から放射性物質が地下水に移行する場合の地下水等との反応や地下水における移行挙動を化学的、地球化学的に明らかにする研究を進めている。さらに、地下水流動や放射性物質の移行を予測する研究等に取り組んでいる。ここでは、高レベル廃棄物の地層処分研究に係わる研究の概要を述べる。



図一 高レベル放射性廃棄物の深地層処分概念図

3. 廃棄物固化体と緩衝材・充填材

ガラス等で固化された放射性廃棄物は、地下の処分場に埋設され、その周囲は緩衝材や充填材で囲まれている。このため、固化体や緩衝材等の人工バリア材が放射性核種を閉じ込める性能の評価研究を行うとともに、より性能の優れた固化体を開発する研究を進めている。

(1) 廃棄物固化体

① ガラス固化体の浸出試験

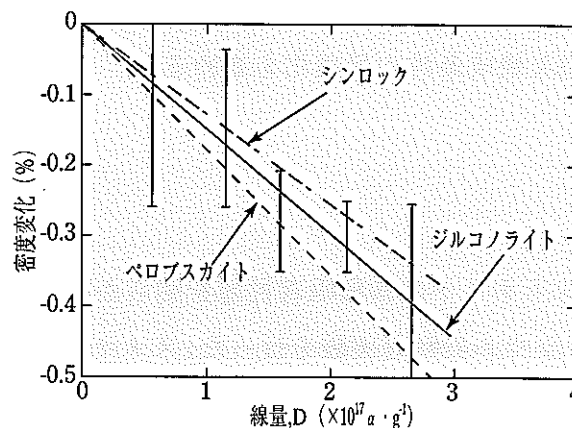
人工バリア材の一つであるオーバーパックは、腐食するとマグネタイトを生成する。このマグネタイトが固化体の浸出に与える影響を調べるため、模擬ガラス固化体を用いて90℃、110日間の静的浸出試験を実施した。ガラス固化体の主成分のひとつであるナトリウム等の可溶性元素の浸出液中の濃度は、マグネタイトが共存しない場合に比べて約3倍の値となった。一方、同様にガラス固化体の主成分であるケイ素の濃度については差は見られなかった。ガラス中の各元素は、ケイ素と共に均一に溶解し、ケイ素はマグネタイトへ吸着する。このため溶液中のケイ素濃度が減少し、この減少分を補うようにガラスの溶解が促進される。その結果として、ナトリウム等の可溶性元素の濃度は増加するが、ケイ素濃度は変化しない。つまり、マグネタイトが共存すると、ガラス固化体の浸出はケイ素の溶解反応と吸着反応の影響の下で進行する。以上の結果により、ガラス固化体の浸出は処分環境下におけるマグネタイト等の共存物質の存在によって大き

く影響されることが示唆された。

② セラミック固化体の開発

高レベル放射性廃液及びその群分離によって生ずる高濃度TRU廃棄物の固化体の開発のため、シンロック（人工岩石）の性能評価並びにイットリア安定化ジルコニア(YSZ)及びアルミナベースセラミック固化体等の研究開発を進めている。

シンロック固化体の研究については、固化体中に含まれる放射性物質の長期にわたる α 崩壊による放射線損傷の影響を構成鉱物の視点から明らかにすることを目的とした。 α 核種の母相であるジルコノライト相に注目し、短半減期の ^{244}Cm を添加した同相試料、 $\text{Ca}_{0.975}(\text{Cm},\text{Pu})_{0.025}\text{ZrAl}_{0.025}\text{Ti}_{1.975}\text{O}_7$ を作製し、 α 崩壊の線量増加に伴う密度の変化を水置換法により定期的に測定した。試料中の ^{244}Cm の比放射能は $2.0 \times 10^{10}\text{Bq/g}$ であった。測定した線量範囲では、 α 崩壊の線量増加に伴ってジルコノライト相の密度はほぼ直線的に減少しており、 2.7×10^{17} α 崩壊/gの線量で0.4%の密度減少が測定された（図-2）。これは、同相が α 核種含有相であることを裏付けている。



ジルコノライトの密度変化量はこれまで得られたペロプスカイト及びシンロックの密度変化と比較すると、両者の中間に位置していることがわかる。

図-2 α 線量の増加に伴うジルコノライトの密度変化

イットリア安定化ジルコニア(YSZ)及びアルミナベースセラミック固化体の開発に関する研究では、直径20mmの試料を作製し、密度測定及び走査型電子顕微鏡(SEM)による表面観察を行った。密度測定の結果、YSZでは理論密度の96.7%を示すことがわかった。SEM観察からこの試料の結晶形状は多面体の球状を示しており、結晶粒の成長が顕著であることがわかった。この顕著な粒成長がYSZの緻密さの原因であるものと考えられる。一方、アルミナを主成分とする固化体中では、アルミナベースセラミック固化体に含まれるマグネットプランバイト相の形成量の増加に従って密度が低下していることが明らかとなった。SEM観察の結果、同相の結晶粒は盤

状であることがわかり、これは結晶系が六方晶であるために異方的な粒成長をした結果であると考えられる。つまり、高密度のアルミナ固化体の作製のためには同相の形成を抑制する必要があることが示唆される。同様に、YSZ-アルミナ複合体を母材とする固化体についても、同相が形成されるために高密度の試料の作製は困難であることが推測される。これまでに行われてきたセラミック固化体候補材の相安定性、化学的耐久性及び結晶成長と密度との関係を総合的に評価した結果、3種類の材料のうちYSZ固化体が高濃度TRU廃棄物固化体として最も優れていることがわかった。

今後は ^{237}Np 及び ^{241}Am を添加したYSZ固化体を作製し特性試験を行う。このため、燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)において電気炉、ホットプレス、雰囲気調整装置、オフガス処理装置等を整備した。

セラミック固化体に関する研究では、この他固化体の高密度化に密接に関係する焼結過程をコンピューターシミュレーションによって「結晶粒子の成長」、「気孔と粒界の相互作用」及び「気孔体積の収縮」の側面から解析する試みに取り組んでいる。「結晶粒子の成長」については結晶粒子の成長過程がグラフィック表示で視覚的に観察できることになり、結晶粒子の直径や辺数等の変化を容易に解析できるようにした。今後、「気孔と粒界の相互作用」と「気孔体積の収縮」についても検討し、総合的な焼成条件の最適化を進める。

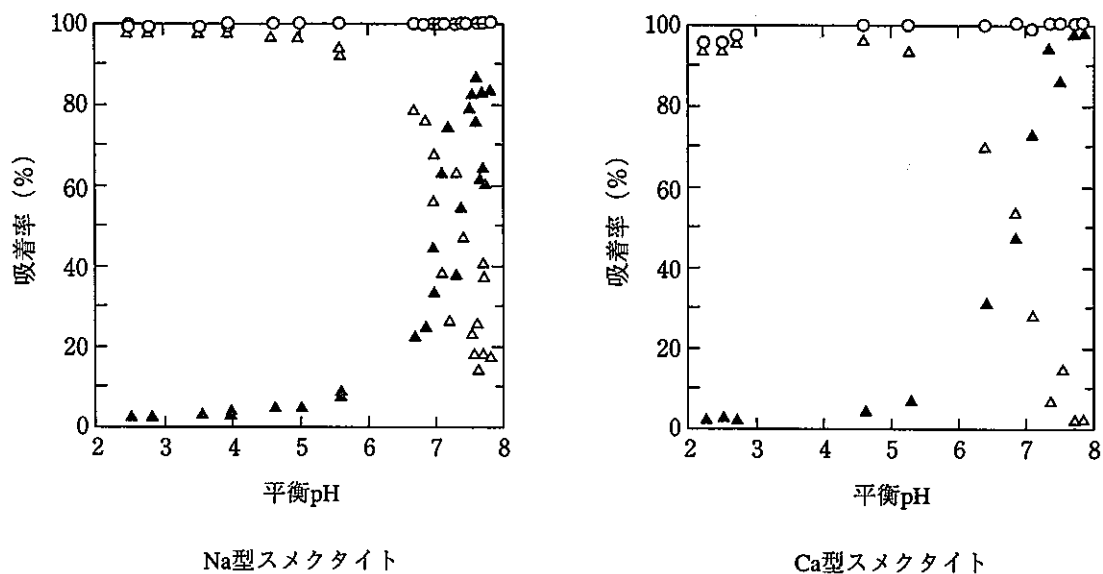
(2) 充填材、緩衝材

① 緩衝材の特性試験

緩衝材の候補であるベントナイトの核種吸着性能を明らかにするため、その主成分であるスメクタイトに対するアメリカシウムの吸着実験を行った。スメクタイト中の交換性陽イオンがアメリカシウムの吸着に及ぼす影響を調べるため、あらかじめスメクタイトの交換性陽イオンを Na^+ または Ca^{2+} ですべて置き換え(Na型及びCa型スメクタイト)、実験を行った。アメリカシウムのスメクタイトへの吸着率と溶液の平衡pHとの関係を図-3に示す。

実験の結果、pH2～8の範囲で、アメリカシウムはNa型及びCa型スメクタイトに100%近く吸着した。また、スメクタイトへ吸着したアメリカシウムは、pH 2～5の範囲では、アルカリ金属イオンと交換可能であった。このpH域では、アメリカシウムは陽イオン形態の Am^{3+} となるため、 Am^{3+} はスメクタイトにイオン交換的に吸着すると考えられる。pH5～7の中性付近では、一部がアルカリ金属イオンで脱離可能であった。この領域では、アメリカシウムは水酸化錯体や炭酸錯体になることが知られており、アメリカシウムはイオン交換と異なるメカニズムで吸着していると考えられる。pH7～8の範囲では、アルカリ金属イオンで脱離不可能であった。

このことから、中性領域では陽イオン形態のアメリカシウム Am^{3+} 、アメリカシウム水酸化物及び炭酸錯体が共存するため、アメリカシウムの吸着形態としてはイオン交換によるものとそれとは異なるものが共存すると考えられる。



○：Amの全吸着率（％）
 △：1M KClで脱離可能な形態で吸着したAm（％）
 ▲：1M KClで脱離不可能な形態で吸着したAm（％）

pH 2～5の範囲では、アメリシウムはイオン交換的に吸着することがわかる。pH 7～8では、アメリシウムはイオン交換と異なるメカニズムで吸着されると考えられる。pH 5～7の範囲では、アメリシウムの2つの異なる吸着メカニズム（イオン交換的吸着形態とそれとは異なる吸着形態）が共存することが示唆される。

図－3 アメリシウムのスメクタイトへの吸着と平衡 pH との関係

② 充填材の特性試験

充填材であるモルタルについて、健全なものと中性化（劣化）したものに対する無機形及び有機形¹⁴Cの浸出・吸着特性試験を実施した。その結果、健全なモルタルでは、無機形¹⁴Cはセメント成分中のカルシウムと難溶性のカルサイトを形成するため、低浸出性かつ高吸着性を示すことがわかった。また中性化したモルタルに対しては、水酸化カルシウムの減少のため吸着率がやや落ちることがわかった。一方、有機形¹⁴Cはその化学形やモルタルの中性化の有無に関わらずほとんど吸着しないことが明らかになった。これらの実験から得られた成果をもとに、モルタルの劣化等を考慮に入れた¹⁴Cの人工バリア中の移行量を推算できる計算プログラムを作成した。

4. 放射性廃棄物処分の地球化学

地層中におけるTRU核種の挙動を解明するために、各種土壌中における移行、各種土壌への吸着特性に関する研究を行うとともに、岩石あるいは地層処分後に形成される鉄鉱物の核種保持機能に関する研究を行っている。

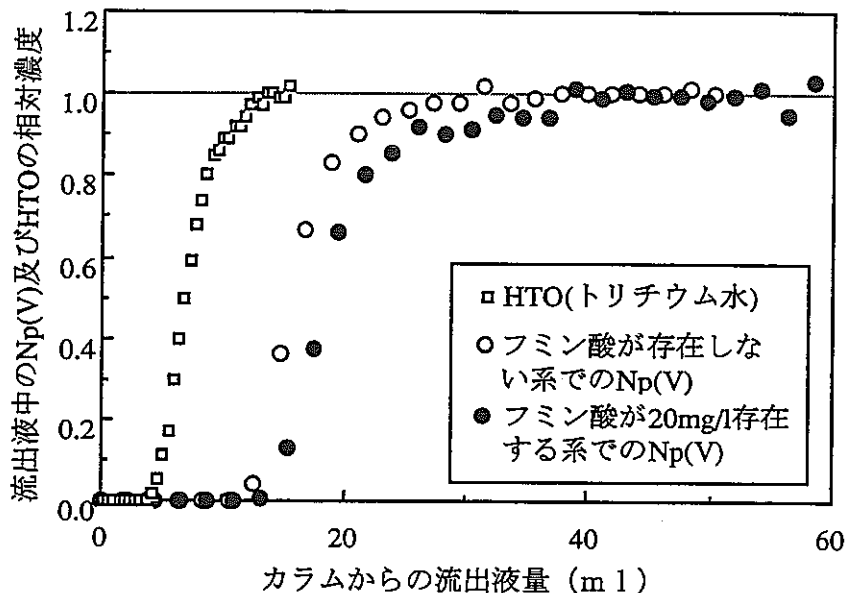
(1) 放射性核種の土壌への吸着

① ^{14}C の土壌への吸着

地表付近で採取した7種類の土壌について、無機形 ^{14}C ($\text{Na}_2^{14}\text{CO}_3$ を使用)及び有機形 ^{14}C ($\text{CH}_3^{14}\text{COONa}$ を使用)の吸着に及ぼすpHと共存イオンの影響を実験的に検討した。pHの影響に関する結果は、概ね中性付近に吸着のピークが観察され、各土壌とも ^{14}C イオン($\text{H}^{14}\text{CO}_3^-$ 、 $\text{CH}_3^{14}\text{COO}^-$ 等)と OH^- イオンとの競争吸着に基づく吸着モデルが適用できると考えられた。一方、 ^{14}C とその他の陰イオン種との関係は、塩素イオン及び硫酸イオンは ^{14}C の吸着にほとんど影響しないが、リン酸イオン及び炭酸イオンが共存すると ^{14}C の吸着を減少させることがわかった。処分場周辺の地下水の組成を考慮すると ^{14}C イオンは比較的土壌に吸着されやすいことが推測される。

② TRU核種の土壌への吸着

土壌中に含まれる有機物の一種であるフミン酸が Np(V) の移動に与える影響(遅延効果)について検討した。図-4に砂質土壌カラムからの Np(V) の流出状況を示す。フミン酸の Np(V) に対する遅延効果は、 Np(V) を吸着したフミン酸が砂質土壌に吸着され、見かけの吸着量が増加して Np(V) の移動が遅れたものと推定され、別に実施した吸着実験の結果とも一致するものであった。



条件：カラム直径25mm×長さ25mm、流量0.2ml/分
空隙率0.4、pH5.5

フミン酸が存在しない場合、 Np(V) は砂質土壌に吸着するため、水のトレーサーとして加えたHTOに比べて、移動が遅れる。フミン酸が存在する場合には、フミン酸自身が砂質土壌へ吸着し、この吸着したフミン酸へさらに Np(V) が吸着するため、 Np(V) の移動がより遅れる。

図-4 Np(V) の砂質土壌カラム中の移動に及ぼすフミン酸の影響

また、地表付近で採取した土壌及び堆積岩について ^{238}Pu の吸着・脱離特性を検討した結果、一度吸着された ^{238}Pu は脱離されにくいことがわかった。これは、鉄やマンガンの水酸化物や酸化物と化学的に結合しているためと推測される。

③ 深地層中における TRU 核種の移行

深地下の還元的な環境における TRU 核種の地下水中移行を実証的に捉えるため、カナダ原子力公社 (AEC L) と協力研究を実施している。

地下深部において岩盤中の亀裂部を通る放射性核種の挙動を調べるため、結晶質岩中に天然に存在する亀裂帯の一部を含んだ 1m 立方程度の岩盤試料を、地下 240m にある実験坑道壁面から採取した。その際、深地下条件を保持するため岩石間隙水の蒸発及び鉱物の酸化等がないよう留意するとともに、対象とする亀裂が開かないようステンレスバンドによる固縛を行った。

④ 鉄鉱物結晶化の速度論的研究

処分場周辺の岩石亀裂内においてオーバーバックの腐食や含鉄鉱物の変質により生じた大量の鉄化合物は、放射性核種を吸着したり結晶内に取り込んだりして移行を遅延・阻止すると考えられる。生成直後の鉄鉱物は大部分が非晶質相として存在するが、長期にわたってはより結晶性の高い鉱物へ緩やかに変化していくと推測される。TRU 核種は非晶質の水酸化鉄には容易に取り込まれるものの、鉄に比べてイオン半径が大きいためにその後の結晶化の過程において再び結晶からはじき出されることが懸念される。本研究の目的は、このような現象を室内実験により定量化し、鉄と放射性核種の共沈・結晶化の速度論的研究を行うものである。これまで、鉄鉱物の結晶化速度を求める手法として測色法を検討し、環境条件や共存物質の結晶化速度に及ぼす影響を調べてきた。

7年度は、鉄鉱物の結晶化速度に影響する環境条件としてイオン強度を取り上げた。平行して、TRU 核種と類似の化学的挙動を示すとされるランタニド元素のうち、ネオジムについて鉄との共沈・結晶化実験を実施した。その結果、共存物質を含まない系の結晶化は、わずか数日で終了してしまう迅速な反応であること、イオン強度が低くなるほど結晶化速度は大きくなる傾向があることを見いだした。また、鉄鉱物の格子定数はネオジムの有無に関わらず一定であることから、ネオジムは結晶格子中に取り込まれず非晶質相に存在していると推測した。今後はランタニド元素と鉄の共沈・結晶化速度を求め、他元素を取り込んだ非晶質水酸化鉄の長期的な安定性について検討する。

⑤ 岩石内におけるイオンの拡散の研究

花崗岩のような岩盤中では、放射性物質を含んだ地下水は亀裂の中を流れるが、放射性物質は岩盤内の微小な間隙の中へも拡散する。これは極めて遅々とした現象であるが、放射性物質の移行に対する遅延機構として重要な役割を果たす。本研究の目的は、花崗岩中のさまざまなイオンの拡散現象を調べることにある。拡散現象を理論的に理解するためには、微小な間隙の正確な定量化が重要であるため、水飽和法により全間隙率を精密に求め、水銀圧入法により間隙の大き

さを測定するとともに岩石試料のSEM 観察も行った。一方、微小な間隙内の水の中をイオンが拡散する（細孔内拡散）のに加えて、間隙の壁に吸着されたイオンも壁をつたうように拡散する可能性があり（表面拡散）、これを確かめる実験を行っている。

⑥ アクチニド元素の溶解度への炭酸イオンの影響

アクチニド元素の深地下水での化学的形態や性質には、地表のような酸素が多量に存在する条件下とはかなり異なるものがある。本研究の目的は、アクチニド元素の溶解度に与える炭酸イオンの影響を検討することにある。実験の結果、 Na_2CO_3 濃度が $1\text{mol}/\ell$ 以上のように高くない限り、 Np(IV) の溶解度は顕著には高くならなかった。これは、アクチニド元素のうち Th(IV) と U(IV) の既存データと概ね一致するが、より低い炭酸イオン濃度で溶解度は高い Pu(IV) とは明らかに異なる結果である。

5. ナチュラルアナログと地下水の動き

地層処分後の地質環境下における放射性核種の挙動を予測することを目的とし、ナチュラルアナログ研究を進めている。さらに、地層処分の安全評価に役立てるため、長期的な地下水流動の予測及び手法の確立を進めている。

(1) ナチュラルアナログ

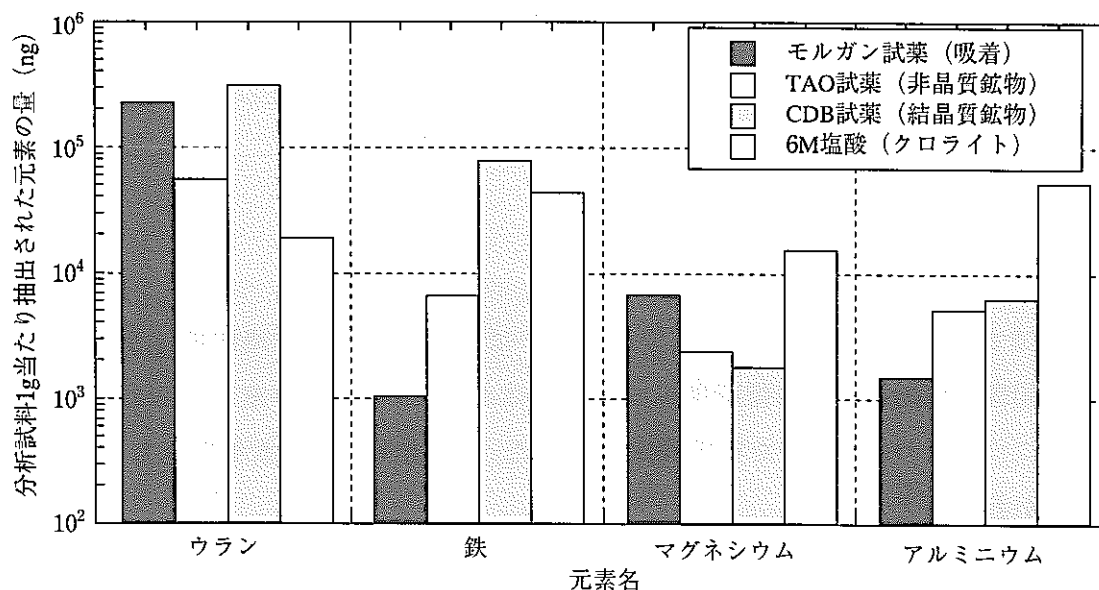
オーストラリアのクンガラ・ウラン鉱床、ガボン共和国のオクロ・ウラン鉱床及び国内のウラン鉱床周辺を対象にして、ウラン系列核種や希土類元素の移行に関する研究を進めている。

① クンガラ・ウラン鉱床

クンガラ・ウラン鉱床は、16億年前に一次ウラン鉱床が生成され、その後、地下水により運ばれたと考えられる二次ウラン鉱床が生成されている場所である。このウラン鉱床周辺において核種の移行挙動及び鉱物化機構を解明することは、放射性廃棄物処分における超長期間にわたる核種の移行予測に重要な示唆が得られるものと期待される。このため、OECD/NEAの主催する国際協力研究として、平成7年1月から開始された第二期プロジェクトに参加し、アナログ研究を進めている。平成7年度は、現地において採取した岩石試料について、選択的抽出法によりウランを含む鉱物を同定するとともに透過型電子顕微鏡(TEM)観察から微小領域のウランの挙動を調べた。

選択的抽出法で得られた各抽出試薬溶液中の元素量を図-5に示す。ウランは結晶質鉄鉱物中に最も多く、次に鉱物表面に吸着していることがわかった。ウランが、結晶質鉄鉱物中に最も多く存在することは、CDB 試薬溶液による鉄の溶出量とも合致する。クロライト及びカオリナイト等を構成するマグネシウムあるいはアルミニウムが溶出する試薬溶液によるウランの溶出量が少ないことから、ウランがこれら鉱物に取り込まれている可能性は小さいことがわかった。また、TEM 観察から、ウランは鉄鉱物の組織の中に存在することがわかった。さらに、ウランが

鉍物(サレアイト)として鉄鉍物の一部を核に数十nmの大きさに成長していることも確認した。これらの結果から、ウランの移行挙動はミクロスケールで生じているウランの鉍物化により支配されていることがわかった。



モルガン試薬：鉍物表面に吸着している元素
 TAO試薬：非晶質な鉍物及びマンガン鉍物に取り込まれている元素
 CDB試薬：結晶質鉄鉍物に取り込まれている元素
 6M塩酸：石英を除く鉍物に取り込まれている元素
 *ウランを除く元素の定量は、ホット試験室WASTEF課の協力を得て実施した。

図-5 異なる抽出試薬により DDH4 ホールの深さ 21m の岩石試料から溶出した元素の量。各試薬溶液と抽出される元素との関係

一方、岩石試料近傍の地下水中のウラン濃度は数十 ppb であり、熱力学定数を用いた予測ではウラン鉍物は生成されないはずである。また、サレアイト構成元素のリン酸、マグネシウム濃度及びウラン濃度を地下水の100倍に設定しても、ウラン鉍物は生成しないことがわかった。これらの結果から、鉄鉍物表面に吸着したウランは、鉄鉍物の触媒作用により鉍物化したものと推定した。

② オクロ・ウラン鉍床

ガボン共和国のオクロ・ウラン鉍床は、20億年前に鉍床が生成され、約数十万年間天然の原子炉として活動が確認されている場所である。この鉍床周辺において、核分裂生成核種や TRU 核種の挙動を明らかにする研究を進めている。これにより、超長期間にわたって地層が核種の移行を阻止する能力を有することや遅延させる機能を有することが立証されるものと期待される。

平成7年度は、採取した岩石試料の核分裂生成核種の濃度を質量分析計により分析し、核分裂反応により生成したと想定される核種量と試料中に保持されている量を比較した。その結果、希土類及び白金族元素は移行せずに保持されていること並びにアルカリ金属及びアルカリ土類金属イオンは生成量の10%が保持されていることがわかった。

③ 国内のウラン鉱床

国内の岩石試料を採取し、岩石中希土類元素とウランの濃度を放射化分析法により求めた。その結果、風化度の異なる花崗岩では、ランタン等の軽希土類元素とウランの濃度に正の相関が見出された。一方、イッテルビウム等の重希土類元素との間には相関は見いだされなかった。これらの結果から、試料中のウランは花崗岩の風化過程において、希土類元素の化学的性質の違いにより分別されたものと推測された。

(2) 深層地下水の移動

① 地下水の年代

地下水に含まれる酸素、水素の安定同位体あるいは ^3H 、 ^{14}C 等の環境同位体を用いて、流動する地下水の起源、流動経路、滞留時間等の解明をはかっている。7年度は、ある扇状地の基盤岩中の地下水について ^{14}C を用いた年代測定を行った。その結果、地下水年代として3000～6000年であることがわかった。

② 地下水の水理

亀裂性岩盤においては、岩盤中の亀裂が水理に重要な役割を果たしており、岩盤亀裂の調査技術として、地下断面を可視化するジオトモグラフィの基礎的研究を進めている。比抵抗トモグラフィを3次元的に模擬した物理モデル実験を行い、その結果にもとづいてトモグラフィ解析を行い、その分解能についての検討を進めた。

6. 放射性核種移行の予測

深地層処分の安全評価手法

高レベル放射性廃棄物の深地層処分に係る安全評価手法については、決定論的安全評価手法及び確率論的安全評価手法の開発を進めている。

決定論的評価では、安全評価パラメータである溶解度が地下水中の元素の化学形態に依存し変化するため、実測された地下水組成をもとに、ウラン、ネプツニウム、セレンの溶解度と主要な化学形を地球化学コード(EQ3/6)により解析した。還元性環境における各元素の溶解度と主要な化学形の解析結果を表-1に示す。溶解度は、それを決定する固相の種類によって異なるので、還元性環境で安定と考えられるいくつかの固相に対して解析を行った。この結果、ウランは設定する固相によって約5桁も溶解度が異なること、セレンは還元性の地下水組成の影響を受け変動することがわかった。これにより、還元性環境においてはウランとネプツニウムの化学形はともに4価の水酸化物と推定され、セレンは $\text{Se}(-\text{II})$ の化学形が支配的であると考えられる。また、分配係数についても元素の化学形態の影響が考えられるため、公開された分配係数データをもとに化学形と分配係数との相関を調べている。

確率論的評価では、システム化した確率論的安全評価コードシステムGSRW-PSAの機能を検

証するため、崩壊系列を持つ4n-1系列核種を対象に、人工バリア12個、天然バリア15個のパラメータについて、LHS(Latin Hypercube Sampling)法によるサンプリング及びモンテカルロ計算を行い、パラメータの重要度を評価した。その結果、パラメータの重要度は、天然バリアの均質岩体中の地下水流速、移行距離、遅延係数、人工バリア中の核種の溶解度の順であった。(表-2)。これはパラメータの分布特性を考慮すると、決定論的感度解析結果と整合性のある結果であり、本計算コードシステムの数学的な妥当性を確認することができた。

表-1 還元性環境における溶解度と化学形の解析結果

元素	ウラン	ネプツニウム	セレン
溶解度 mol/l 固相の種類	4×10^{-5} (constant) U ⁴⁺ の水酸化物	8×10^{-9} (constant) Np ⁴⁺ の水酸化物	$3 \times 10^{-8} \sim 8 \times 10^{-5}$ Se(solid)
	4×10^{-10} (constant) U ⁴⁺ の酸化物	3×10^{-10} (constant) Np ⁴⁺ の酸化物	$4 \times 10^{-10} \sim 9 \times 10^{-7}$ FeSe ₂
化学形	U(OH) ₄ ⁰	Np(OH) ₄ ⁰	HSe ⁻

- ・各元素に対して還元性環境で安定と考えられる固相を2種類設定した。
- ・地下水組成のpHは6.8から10.3、酸化還元電位(Eh)は-200から-435mVの範囲。

表-2 確率論的手法による人工及び天然バリア主要パラメータの重要度

パラメータ	重要度 (PRCC)	最小値~最大値 最小値、最頻値	分布型
天然バリア地下水流速 (m/y)	0.840	0.01~1	対数正規
天然バリア移行距離 (m)	-0.669	100~500	正規
天然バリア分配係数 (m ³ /kg)	-0.425	0.1、5.0	対数正規
核種溶解度 (mol/l)	0.308	$10^{-10} \sim 10^{-8}$	対数一様
天然バリア分散長 (m)	0.191	10~50	正規
緩衝材中拡散係数 (m ² /s)	0.180	$10^{-11} \sim 10^{-9}$	対数正規
緩衝材の間隙率 (-)	0.172	0.1~0.5	正規
緩衝材厚さ (m)	-0.0998	0.0~1.5	一様
緩衝材中分配係数 (m ³ /kg)	0.0194	0.1、1.0	対数正規

- ・天然バリア出口（生態圏入口）におけるNp-237の最大濃度に対する重要度。
- ・PRCC：Partial Rank Correlation Coefficient,この絶対値が大きいほど重要度が高い（～0.1以下は重要度が低い）。負の値は、パラメータ値が増加すると濃度が低下することを意味する。
- ・花崗岩層中に処分場が建設されると仮定。

1.2 各機関における地層処分研究開発への取り組み

(2) 地質調査所における地層処分研究開発への取り組み

工業技術院地質調査所

小 出 仁

1. はじめに

地質調査所は明治初期に国土の地質調査を目的に設立され、100年以上の歴史を持つ国立の地球科学総合研究機関である。従来は資源調査が主な応用分野であったが、現在では立地・災害軽減・環境保全関係の環境地質分野に比重が移りつつある。原子力関係でも、まず核原料資源の探査(地質調査所鉱床部核原料資源課,1959,岡野,1982)から参加し、現在では重点研究分野として原子力施設の地盤耐震性と放射性廃棄物地層処分に関する研究を行っている(小出,1996)。

近年、地球環境問題への関心が高まっている。地球を、たった一台だけで、救命艇さえ持たない孤立した宇宙船として意識すると、環境問題の意義を捉えやすくなる。宇宙船地球号には、パイロットも整備士もいない。しかし、かけがえのない地球であるから、船体を常に点検し、必要なら補修する整備士が必要である。環境地質学は、宇宙船地球号の船体を監視し、どう整備すべきかを知ることを目指している。ところが、地球は生きていて、常に変化している。したがって、環境地質学では、地質環境の変動を知り、その将来の変動を予測することが重要になる。地圏には過去の環境変動の情報が保持され、未来予測の鍵になる(小出,1992)。

表一 日本人1人あたり1年間に処分する廃棄物量

CO ₂		約 9500kg (容積約 5000 立方メートル)
産業廃棄物	最終処分	約 700kg (総排出量約 4 トン)
一般廃棄物		約 400kg
低レベル放射性廃棄物		約 0.085kg
高レベル放射性廃棄物		約 0.003kg

地球環境問題はゴミ問題であるともいわれる。現在の人類の文明を支えるもっとも大きなエネルギー源が化石燃料であり、それに続くエネルギー源が原子力である。2大エネルギー源から、廃棄物の両横綱といえるCO₂と放射性廃棄物が排出され、その対策が全人類の課題になっている。しかし、両者は全く性格が異なり、CO₂は毒性は低い量が膨大であり、放射性廃棄物はごく少量だが毒性が高い(表一)。これらの究極的な廃棄物はリサイクルは困難であり、可能な

限りリサイクルしても、どうしても処分しなければならない廃棄物が残る。廃棄物の元は、地下から掘り出した資源であるから、地下へ戻すのはもっとも自然な解決法と思える（小出,1995,図-1）。しかし、掘り出した天然の物質とは、廃棄物は同じではなく変化させられている。廃棄物を自然に戻すには、廃棄物が自然の中でどのような挙動をするか慎重に検討する必要がある。

2. CO₂の帯水層貯留

地球環境問題では、気圏・水圏の汚染が問題になっている。地圏に関する問題は、ローカル性が高いのが特徴である。しかし、地圏内で汚染を拡大し、気圏・水圏との相互作用をする媒体に成る地下水・地下ガスが存

在する。地下の流体は火山噴火・地震・地すべり等の自然災害の原因や拡大要因にもなり、自然環境の変動に関わっている。地下水・地下ガスは、固体である地圏内で汚染を拡大し、気圏・水圏との相互作用をする媒体に成る。しかし、地下深部では、岩石の自重により高圧になり、空隙が潰れるため岩石の透水性が低下し、地下水や地下ガスが極端に動きにくくなる。特に粘土質の地層は流体を閉じこめる効果がある。堆積盆地の地下深部には、粘土質の不透水層に遮られて、数万年から数百万年も閉じこめられた化石水が存在することが多い。化石水は高濃度の塩水になっているため、水資源として利用価値がほとんどない。しかし、しばしばメタンを溶解している。そこで、CO₂を化石水を含む帯水層に圧入し、代わりにメタンを回収する研究をしている（図-2）。凍土ができる状況に近いくらい低温な地域や、海底化の低温の堆積層中では、CO₂ハイドレートが形成されるため、CO₂がほとんど完全に帯水層中に閉じこめられる（小出,1995）。したがって、低温の帯水層はほぼ完璧なCO₂貯留空間になる（図-3）。

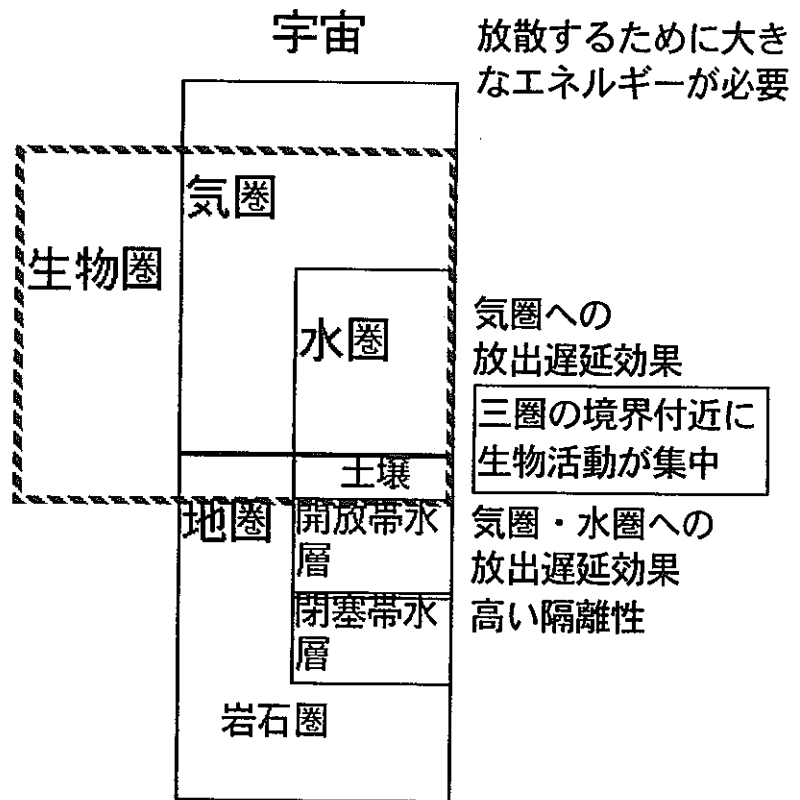


図-1 廃棄物処分の場の問題

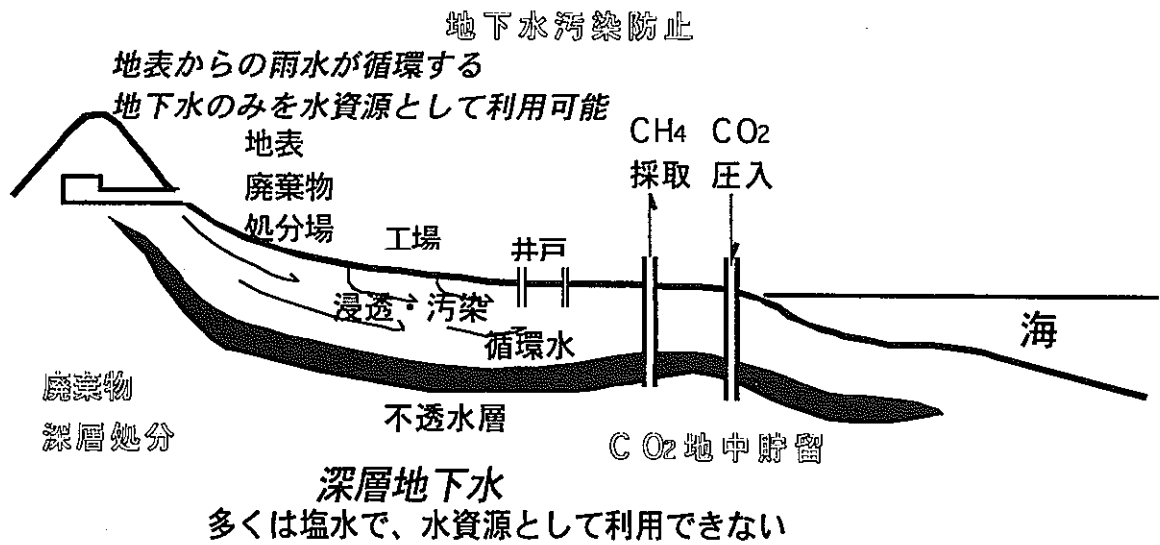


図-2 不透水層下への廃棄物処分

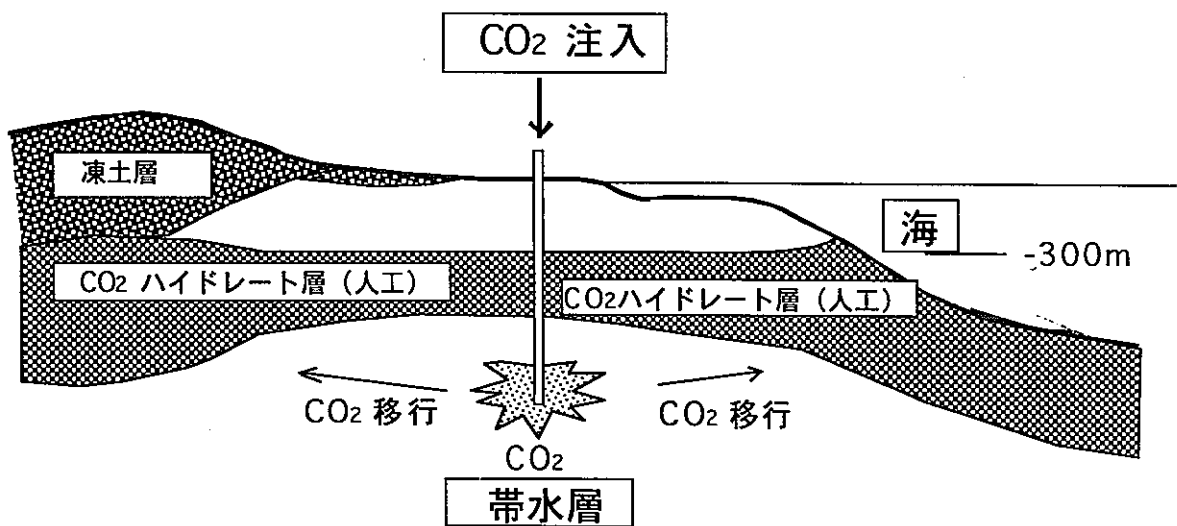


図-3 CO₂ハイドレートによる地中封入

CO₂の場合、それ自身の性質により、地中に封じ込められることもあり、寒冷地や海底下で長期の地中貯留ができる。したがって、環境保全のためのコストを負担することに合意ができれば、化石燃料を使いながら地球温暖化を防止することは可能である。

3. 高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究

高レベル放射性廃棄物は、毒性は極めて高く、しかも数万年にわたり毒性が残る。しかし、量はごく僅かであることがCO₂問題に比較して救いである。このため、何重にも厳重なバリアを設置して、丁寧な埋設方法を採用できる。しかし、数千年以上の長期に亘っては、やはり天然の

岩盤自体の隔離性能に期待することになる。地質調査所では、昭和60(1985)年に「高レベル放射性廃棄物の深層隔離に関する地質学的研究」により、放射性廃棄物対策関係の研究を開始し、以後放射性廃棄物地層処分(地質処分とも言う)の長期安全性について研究している(小出,1996)。

高レベル放射性廃棄物は量が少ないので、処分地は一カ所で当分間に合う。しかし、数万年も封じ込める必要があるから、処分地の選定は慎重にかつ科学的に厳密に実施しなければならない。処分の実施には、その前提として(1)日本に於ける放射性廃棄物処分の安全性が、専門家から一般に至る様々な立場の人々に受け入れられ、(2)候補地を絞り込むための科学的に妥当な根拠が成立している必要がある。そのためには放射性廃棄物処分の長期安全性を評価できるまで日本の地質環境の調査が進んでいて、(1)日本にも長期にわたり安定な地域が存在する事と(2)そのような地域で地下水の流れが遅く、核種の移動が十分に小さい事が示されていなければならない。

日本の放射性廃棄物処分に関する研究開発は、動力炉核燃料事業団を中核として進められているが、地質調査所は日本唯一の国立地球科学総合研究機関としての立場から地層処分について研究を進めている。そのため、地質調査所は、地殻の長期安定性と地下水の特性・挙動に重点を置いて科学的な基礎研究を実施している。現在実施している高レベル放射性廃棄物の地層処分関係の研究は、国立機関原子力試験研究(廃棄物安全研究)の中で実施している下記の2テーマである。

「高レベル放射性廃棄物地層処分に関する地殻変動および低確率天然事象の研究」

(平成6年度～平成10年度)

日本列島は、地殻変動・巨大噴火等、サイトをとりまく地球環境が大きく変化し得るような活断を続けている場所であるため、サイト近傍では、長期にわたる地球環境の変化が、地下水環境を乱さない程度に安定であることを、確かめる必要がある。

本研究では、高レベル放射性廃棄物の地層処分のため、サイトの長期的な地球環境の安定性を評価する手法を開発する。ここでは、地球環境の主要変動因子として、広域な地殻変動と巨大火山噴火を取り上げ、以下の研究を行う。

- 1) 地殻変動量の長期予測手法：地殻変動、地震、活断層の推移、断層の発達・移行をもたらす、力学的な機構を明らかにし、これをもとに、数千年以上にわたる長期的な地殻変動予測を行う。このため、地殻変動・断層運動を引き起こす要因となる、上部～下部地殻の温度圧力条件に対応した、高温・高封圧下(最高温度300℃、最高封圧5Kb)での岩石の摩擦及び変形構成則を、実験から明らかにする。得られた構成則をもとに、力学的な構成モデルを作成し、地球科学的に推定される力学的な境界条件と測地・地質学的な調査をもとに与えられる初期条件、地形変化にともなう侵食速度推定等から、長期・広域的な地殻変動を予測する。
- 2) 火山活動の影響評価法：巨大噴火の発生頻度を含めた、火山の活動史を明らかにし、これをもとに、処分サイトへの火山活動の影響について未来予測手法の開発を行う。このため、野外観測による事例研究と、火山碎屑物の年代測定から、詳細な火山活動の時空変化を解明す

る。火山活動史を解くキーとなる火山砕屑物の年代測定を精度高く行うために、火山砕屑物を対象とした、新しい年代測定法を開発する。

「高レベル放射性廃棄物の地層処分に係わる地層物質による地下水質変化に関する地球化学的研究」(平成8年度～平成12年度)

地層中における放射性核種の移行現象は核種の地下水への溶解度に依存し、その溶解度は地下水の水質(酸化還元電位(Eh)・水素イオン濃度(pH)・陰イオン濃度等)により大きく変化する。本研究では、各種地層において地下水の水質を決定する重要な表土・風化変質帯・岩石について、地層物質-水反応を実験手法とフィールドでの調査・分析により究明し、地層物質による地下水の水質変化を解明する。

これまでの研究により、地層中の非晶質物質が岩石-水反応に重要な役割を果たしていることを明らかにした。そのため、非晶質を重要因子とした地層物質-水の溶解・沈殿の反応速度論的解析を重点とする。一方、地下水の水質分析においては、各地層ごとに、地層中における一連の水質変化をモデル化し予測することを図り、以下の研究を行う。

1) 反応実験による地層物質が水質に与える影響評価の研究

地層物質と水との反応実験を行い、溶解及び沈殿反応の速度定数を決定する。複数の温度で求めた速度定数から活性化エネルギーを計算して、すべての温度における速度定数の一般式を導く。これは地層物質が地下水の性質に与える影響を評価するための基礎データとなる。

2) フィールド調査による地層物質と地下水の水質との関連性の研究

わが国によく現れる地質・岩石の典型的なものについて、モデルフィールドを設定し地層物質と地下水の関連性を研究する。具体的には、“硬岩”として花崗岩・変成岩地域、“軟岩”として堆積岩地域、さらにウラン鉱床地域のモデルフィールドにおいて、地表水・各レベルの地下水及び土壌・風化物・変質鉱物・岩石等の地層物質を採取し、これを分析して両者の関連性を解析する。

3) 地層中における水質変化のモデル化

上記の反応実験及びフィールド調査・分析のデータを総合解析して、地層条件に応じた一連の水質変化のモデル化を図る。

さらに平成9年度から原子力特研新規課題(廃棄物安全研究)として、

「地層処分場近傍域から広域にわたる流体の移動・拡散機構解明に関する実証的研究」(平成9年度～平成13年度)

を開始することになっている。この研究では、地下数100M以深に想定される高レベル放射性廃棄物地層処分場周辺域を対象とした核種移行に及ぼす深部地質環境下における近傍域及び広域レベルの影響因子に関する実証的研究を行い、我が国の地質特性に応じた深部地質環境モデルの構

築を計りながら、高レベル放射性廃棄物処分環境の高精度な評価手法を確立する。更に、地震動などの揺れが地下深部の流体挙動にどのような影響を与えるかについても考慮した評価を行う。

地層処分は地下1000 m程度を想定しており、深部地質環境下における物質移行を含めた流体移動機構の解明は極めて重要である。不均質な地質構造および断裂系の発達に要約される日本の深部地質環境下における流体移動機構については未知の部分が多く残されており、高精度な水理地質モデルの構築が緊急の課題となっている。特に、微小・微細割れ目を伴う深部の飽和帯・不飽和帯間の流体移動について、実験室レベルにおける基礎的データを取得し、また広域水理地質シミュレーションを通して、実現象の理解および予測に資する水理地質モデルを構築する。

4. 地下環境の多様性と変動の速さ

放射性廃棄物を地下深部の岩盤中に封入することは、現在および近い将来に私達が利用できる技術範囲で、もっとも安全確実な処分方法であることは確かといえる。しかし、なお、問題がまったくないわけではない。それは、地球には未知の要素がまだ多く残されていることである。特に、日本列島はプレート境界に近く、大部分がいわゆる変動帯に入る。そのため、大陸地域に比べて、地殻変動が激しく、断層も多い。地震や火山活動・地熱活動等の問題があり、地殻変動のために破碎岩・風化岩・変質岩・堆積性軟岩が多いという特徴がある。また、多雨で地形が急なため、地下水が豊富で流れが速い。

ただし、これらは一般的な特徴であり、狭い日本列島内でも場所による地下の環境の違いは大きい。例えば、火山の分布は偏っていて、プレートの沈み込む海溝と火山フロントの間にはまったく存在せず、火山フロントの陸側付近に集中する。活断層も、地域による偏在が著しく、やはり、火山フロントと海溝の間に活断層がほとんど無い地域がある(図-4)。火山フロントのやや海溝側に活断層フロントがあると考えられる。

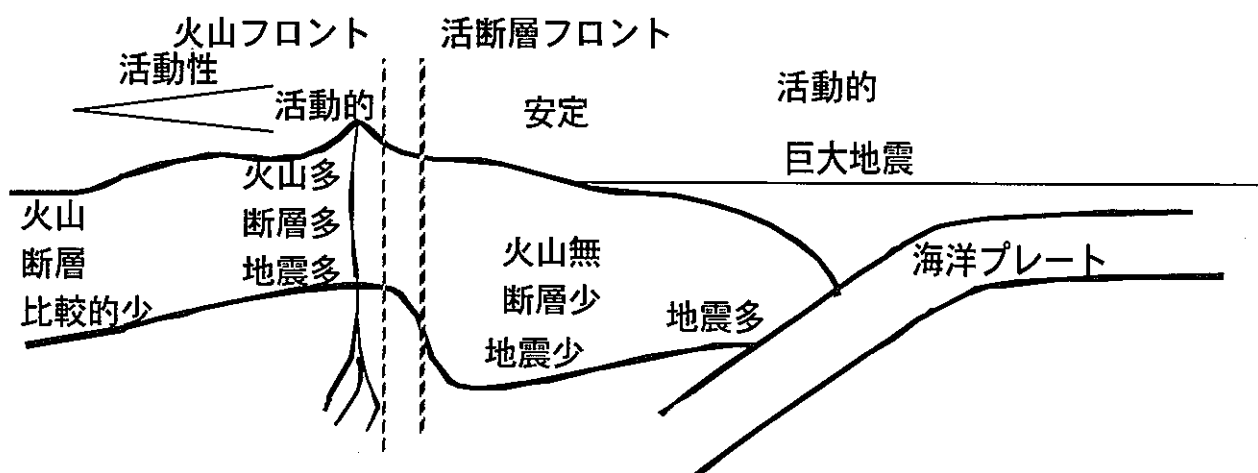


図-4 島弧地域における地殻変動の集中域と安定域の分布概念図

地下は、一般に深くなるほど圧力も温度も上昇する。地下十数キロメートル程度までは岩石の強度は増大するが、それ以上深くなると温度上昇の効果により岩石が流動的になって急に強度が小さくなる深さがある。このような軟化深度は温度によって決まるため、地温勾配の小さい地域では深く、地温勾配の大きい地域では浅い。火山フロントの付近では地下深部からのマグマの上昇により地下の温度が高く軟化深度が浅いので、剛性の高い地殻の厚さが極めて薄い。それに対して、火山フロントより海溝側では、プレートの潜り込みの効果もあって地温勾配が小さいため、軟化深度が深く、したがって厚い剛性地殻が存在する。このため、変形が剛性地殻の薄い火山フロント付近に集中するので、火山フロント付近で地殻変動が激しく、火山フロントと海溝の間の剛性地殻の厚い地域は安定している。地震はほとんど剛性地殻内で発生する。

地殻の隆起の激しい地域も、プレート境界と火山フロント付近にあり、日本アルプスのように、現在も急峻な山地になっている。しかし、もっとも隆起の激しい地域でも、隆起の速さは、平均すればせいぜい年間数mm程度である。地下水の汲み上げすぎのために急速に地盤沈下している地区もあるが、局地的な表層の現象にすぎない。プレートの相互作用の影響を直接的に受けるような地域を除くと、ほとんどの地域の地殻の隆起あるいは沈降速度は、年間1mm以内であり、多くの地域ではこれよりはるかに遅い変動しかしていない。

活動の激しいA級活断層でも、年間数mm程度の平均変位速度である。A級以上の活動度を持つ活断層はプレート境界付近・火山フロント付近と中央構造線沿いに集中しているので、他の地域の大部分の活断層のずれの平均の速さは年間1mmよりずっと小さい。一般的な傾向として、日本列島は大陸に比べて地質条件が悪いとはいっても、特定のサイト同志の比較では一概に悪いとは言えない。しかし、大きな活断層や活火山の近傍では、局地的に激しい隆起や沈降あるいは地下水の以上変動が起きる可能性があり、そのような場所を避ける必要がある。

活断層や火山がまったく前触れ無しに忽然として出現することはあり得ない。活断層や火山は数万年以上の寿命を持っていて、長い歴史を経て次第に大きく発展してくる。「ローマは一朝にしてならず」である。自然は複雑であるが、決してでたらめではなく、ある程度の規則性を持っている。活断層の発達に規則性を知ることにより、活断層が進展する方向を知ることが出来る(図-5)。そのため活断層や火山の発達に規則性の研究を進めている。

日本は自然条件が厳しいので、外国の研究成果は利用できないという主張があるが、諸外国の研究開発の成果が日本にまったく活用できないわけではない。ただし、たとえば、堆積岩は長期の間に圧密・続成作用により岩石化が進むので、一般に古い堆積岩ほど強度が高くなるが、日本の堆積岩は同時代の海外の堆積岩よりはるかに強度が高いことが多い。これは地殻変動や地熱により岩石化が速く進行したためであろう。このような違いを理解した上で、自然条件や社会条件にあわせた独自の対応が要求される。根本的には、日本の地下がどうなっていて、何が起きているかを詳細に知り、さらに将来何が起きるかを予測することが、長期にわたって安全な処分施設を作るための前提である。放射性廃棄物処分のためには、処分施設周辺の岩盤は詳細に調査しな

けれどもならないが、長期にわたる未来の予測をするためには広域のデータが必要になる。現在は、むしろ精度は多少粗くても広範な研究を行なって、地下の多様性や変動の範囲を知ることが重要である。

地球に直接関係した仕事をしている私共は、自然の複雑さ・地球の偉大さを常に思い知らされている。したがって、地球環境保全と一口に言っても、その実現は容易ではないことが判る。安易な開発や対策は副作用を伴う危険がある。しかし、既に人間は自然をかなり破壊しているし、また、自然を変えなければ生存できないようになっている。廃棄物を処分しても、あるいはまだ処分していなくて、廃棄物とも呼ばれていなくても、潜在的に有害な物質として存在していれば、早急にできるだけ安全な状態になるよう対策をとらなければならない。放射性廃棄物は既に存在しているし、CO₂も多量に大気中に放出されている。放置しておくことは最悪の選択であることだけは確かである。地球の置かれている状況を総合的に判断して、最善の(少なくとも最悪ではない)対策は何かを提案することが地球科学に求められている。

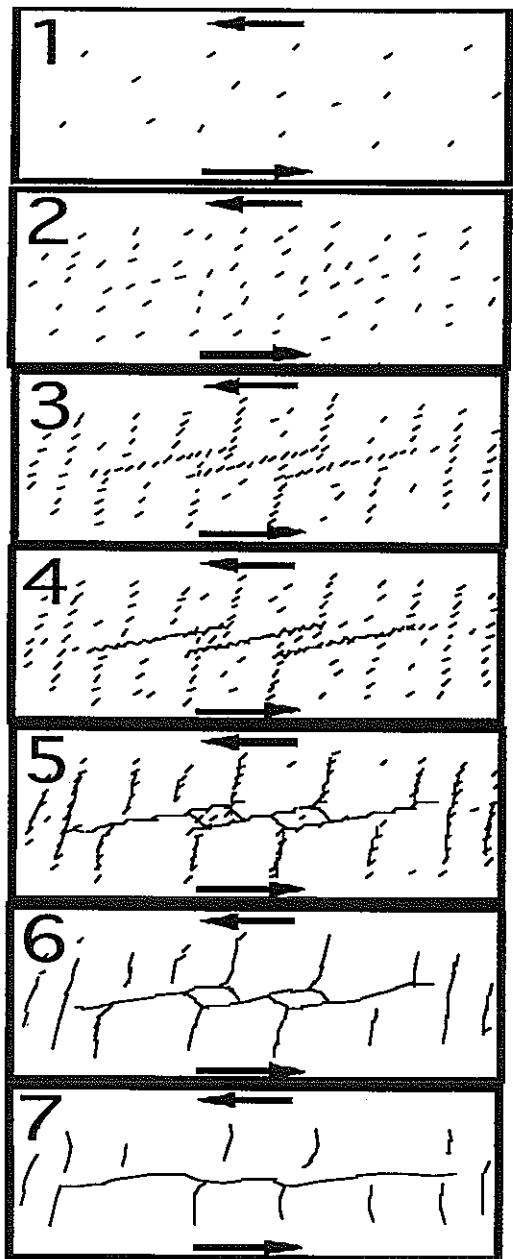


図-5 断層の発達段階(小出ら、1979)

1. 微小割れ目期、2. 幼年期、3. 少年期、
4. 青年期、5. 壮年期、6. 老年年期、
7. クリープ期、

文 献

岡野武雄(1982):地質調査所における鉍床の調査研究(戦後の活動),地質ニュース, 337,100-114.

小出 仁(1992):放射性廃棄物地層処分と地質長期未来予測,地質ニュース, 449,51-54.

小出 仁(1995):環境鉍山に関する提言,地質ニュース,486,40-44.

小出 仁(1996):,原子力地球科学研究プロジェクトチーム,地質ニュース,500,51-52.

地質調査所鉍床部核原料資源課(1959):放射性鉍物鉍床調査の現況,地質ニュース,55,1-6.

また、下記のように地質ニュースや月報の特集号、研究発表会等で成果を発表している。

- ・平成3年3月 地質ニュース第439号特集：地層処分
- ・平成3年5月 地質調査所月報第42巻第5号特集：放射性廃棄物の深層隔離(その1)
- ・平成3年7月 地質調査所月報第42巻第6/7号特集：放射性廃棄物の深層隔離(その2)
- ・平成4年9月4日～5日 第29回万国地質学会議ワークショップ「廃棄物処分と地質学」
- ・平成7年6月12日 第8回地質調査所研究講演会「放射性廃棄物処分と地質環境」(東京)
- ・平成8年3月 地質ニュース第499号より「放射性廃棄物と地質環境」特集中

1.2 各機関における地層処分研究開発への取り組み

(3) 電力中央研究所における地層処分研究開発への取り組み

(財) 電力中央研究所 我孫子研究所

所長代理 福田 佐登志

1. はじめに

1994年6月に改訂された「原子力の研究・開発及び利用に関する長期計画」等において、高レベル放射性廃棄物の処分については、2000年に処分実施主体を設立し、2030年代から遅くとも2040年代半ばまでには地層処分を開始し、そのための研究開発面については動燃事業団を中核として推進することとし、廃棄物発生者である電気事業においても応分の役割を果たす必要があるとの国の方針が示されている。

電力中央研究所においては、このような電気事業の立場より、当面の重要課題であるサイト選定や合理的な処分方策の立案に必要な技術開発を鋭意進めてきており、当研究所の研究開発への取り組み状況の概要について以下に述べる。

2. 地層処分研究開発への取り組み方針

(1) 電気事業の取り組み方針

電気事業は、廃棄物発生者として、また処分費用を負担する立場より、サイト選定とその後の処分の実施を円滑に推進すること、および安全性はもとより経済性も十分に考慮した合理的な処分技術を確立することに焦点を当て、国の地層処分計画に協力するために主として次のような研究開発を積極的に推進している。

- 1) サイト選定に必要な地質環境の長期安定性評価技術
- 2) 合理的な処分施設の設計・建設技術
- 3) 処分事業内容と処分実施方策

(2) 電力中央研究所の取り組み方針

当研究所においては、電気事業の中央研究機関として電気事業の取り組んでいる上述の技術開発に対して緊密な連携・協力を行いつつ、さらに関係研究機関とも密接な連携を図り、高レベル廃棄物地層処分の実現に向けて、次のような課題に関する研究開発を重点的に実施している。

- 1) 処分の安全性を評価するための処分施設のバリア性能評価手法（安全評価手法）
- 2) 処分地の選定などを行うための地質地下水環境特性および地質環境の長期安定性に関する調査・評価技術
- 3) 合理的な地層処分を行うための処分技術・システム

すなわち、今後実施主体が推進する処分予定地の選定、処分サイトの特性調査、処分施設の設計・建設などの事業を遅滞なく進められるように、上記のような研究を通じてサイト特性の調査・評価手法の体系化や合理的処分施設等について提案して行くことを考えている。

(3) 研究協力について

当研究所は、電気事業の中央研究機関として上述のような研究開発を積極的に推進するにあたって、外部機関との協力関係が極めて重要と考えており、これまでも日本原子力研究所、動燃事業団、原子力環境整備センター、高レベル事業推進準備会などとの定期的な協議を重ねるとともに、日本原子力研究所とは高レベル廃棄物の処分研究を含め広範囲な研究協力に関し協定を締結している。一方、海外との協力としては、過去にガラス固化体の浸出性に関する国際共同試験JSSプロジェクト（日本、スイス、スウェーデンの3国共同）やECラウンドロビンテスト（ヨーロッパ共同体委員会主催）に参加し貴重な成果を得ている。また最近ではスウェーデンのスタズビックマテリアル社とのオーバーパック腐食生成物の核種保持機能に関する共同研究を実施したり、同じくSKB（スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社）がエスポ島で実施しているHRL（ハードロック地下研究施設）での国際原位置試験研究に動燃事業団とともに参加し研究員の派遣も行ってきている。

当研究所としては、地層処分に関する国内での中核研究機関である動燃事業団との研究協力関係を一層強化する一方、海外との研究協力関係もさらに発展させるなど、国家プロジェクトとしてわが国の総合力の結集を必要としている処分事業の推進に向けて多方面の関係機関との連携をさらに密にして行きたいと考えている。

3. 主な研究開発状況

これまで実施してきた当研究所（電気事業として実施しているものも含む）における主要な研究開発状況を以下に述べる。

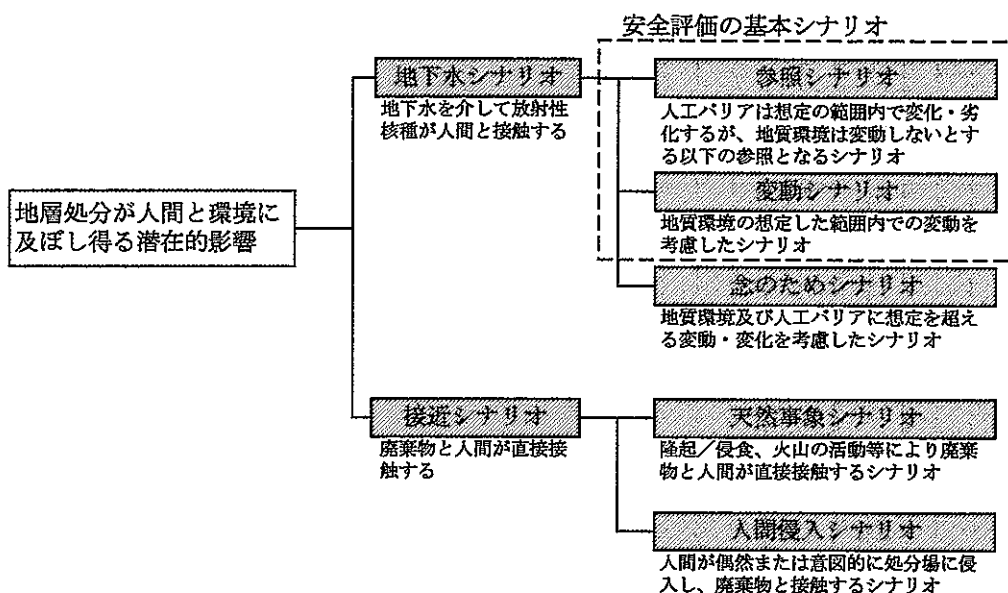
(1) 処分施設のバリア性能評価手法（安全評価手法）

1) 地層処分施設の安全評価シナリオ

地層処分施設の安全評価のシナリオに関する検討は国内外で検討がなされてきているが、図-1は当研究所で検討している例を示したものである。一般的に、地下水が移行媒体と考えられるところから地下水シナリオが安全評価上の”基本シナリオ”と考えられており、さらにそれと対比する形で人間が偶然あるいは意図的に侵入したり、想定を超える天然事象により施設や廃棄物が地表付近に出てくるいわゆる接近シナリオが考えられている。地下水シナリオにおいて、長年にわたる地質環境の変動（隆起・沈降など）についても現状の知見に照らして通常想定される範囲の変動をある程度考慮した（ここでは変動シナリオと定義）ものは、基本シナリオの中に含め

る必要があると考える。一方、想定範囲を超える地質環境の変動は”念のためシナリオ”としての位置づけで評価を行うことが妥当と考える。

このような安全評価のシナリオに関しては、適切な分類をどのようにするか、またその分け方や安全評価上の基準値の目安はどのように設定するか、あるいは長期の予測の信頼性との関係において評価期間の設定は如何に考えるべきかなどを考慮して体系化した考えを提案したいと考えている。また、安全評価シナリオの構築においては、安全確保の基本的な考え方とともに、今後さらに国内のみならず国際的にもより深い議論を踏まえたコンセンサスを得つつ、なおかつわが国の実状に適合したあり方を確立して行く必要があり、処分の実現に向けて一般の信頼感を得ることができる安全評価シナリオの考え方を提案して行きたい。



注) 地質環境・・・「外部環境」の代替表現として用いており、地質、水理、気候等を幅広く含んだものと定義する。

図一 1 性能評価及び安全評価の評価シナリオ体系の例

2) 処分施設のバリア性能評価手法の開発

① 天然バリア性能評価手法

ボーリング調査や各種物理探査、透水試験などの地質地下水環境の調査結果に基づき、割れ目系岩盤をモデル化する手法を開発した。また、これに基づき種々の岩盤の割れ目特性や解析目的等に応じて、岩盤中の地下水流動と核種移行を詳細に解析できる次のような天然バリア性能評価コードを開発した(表一1)。

- ・割れ目系岩盤内の地下水の流れを評価するコード
- ・岩盤内の熱との連成を考慮した地下水の流れを評価するコード
- ・割れ目系岩盤や地盤中の放射性核種の移行を評価するコード

- ・天然バリアシステム全体における核種の移行を簡易に解析し、被曝線量を評価する総合安全評価コード

表－１ 電中研のバリア性能評価コードの構成

	要素	コード名	内容
天然バリア	地下水流動	GMF (FEGM)	割れ目系岩盤内の地下水の流れ等を評価する
	熱～地下水	CHGR	岩盤内の熱を考慮した地下水の流れ等を評価する
	核種移行	RMF (FERM)	割れ目系岩盤や地盤中の放射性核種の移動等を評価する
	被曝線量	FORADO	食物連鎖等による被曝線量を評価する
人工バリア	ガラス固化体	STRAG 4	ガラス固化体中の核種の移動等を評価する
	オーバーパック	CRANP	オーバーパックの腐食速度等を評価する
	埋戻し材	GESPER	埋戻し材中の核種の移動等を評価する
	人工バリア性能簡易評価	RAPRAN	人工バリア全体の性能を簡易に評価する

② 人工バリア性能評価手法

ガラス固化体とそれを納める金属容器(オーバーハック)および緩衝材等で構成される人工バリア中の核種の溶出・移行を解析できる性能評価コードを開発した(表－1)。核種がオーバーパック腐食生成物に吸着される過程については、詳細な核種吸着挙動解析法を開発するとともに(図－2)、酸化雰囲気での処分環境条件下での長半減期核種(TRU)の吸着データを実験で取得し、以下の評価コードに組み込んだ。さらに、入力データのばらつきを考慮して評価結果を解釈できるよう、不確実性解析手法を開発した(図－3)。

- ・ガラス固化体の長期溶解挙動を評価するコード
- ・オーバーパックの腐食速度等を評価するコード
- ・緩衝材(ベントナイト等)及び埋め戻し材中の核種の移行を評価するコード
- ・人工バリアシステム全体における核種の移行を簡易に評価するコード

RAPRANの解析

人工バリアからの核種の漏洩挙動

仮定1

腐食寿命は CRANP の解析よりも保守的に千年

仮定4

地下水による希釈で濃度0 最大放出速度を与える

仮定2

オーバーパックは完全に腐食し黒サビ化

仮定3

ガラス固化体の溶解速度は STRAG4 の結果

オーバーパック腐食層

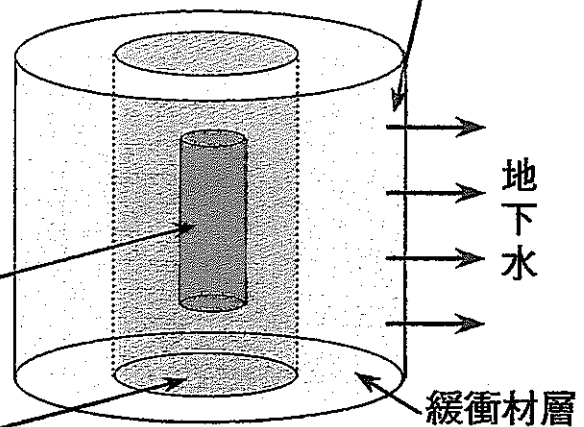
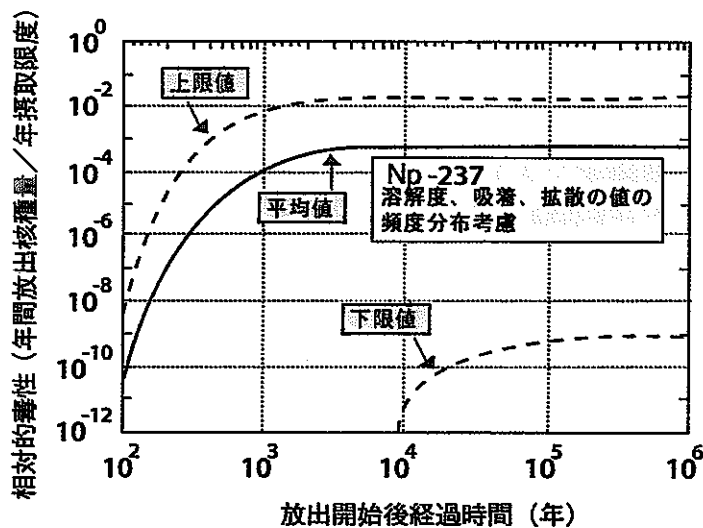


図-2 人工バリア性能簡易評価モデル(RAPRAM)の概念図



ネプツニウム237の種々のパラメータの分布を考慮した場合の厚み30cmの緩衝材からの放出挙動(相対的毒性の時間変化)

図-3 不確実性解析コードによる試算結果の例

③ 開発した各種評価手法の妥当性については、スウェーデンSKB社とのHRL国際共同原位試験研究などに適用し、基本的に十分な精度で評価できることを実証した（図-4）。

④ 今後、上述のバリア性能評価手法を用いて実施する処分施設の安全評価に関するケーススタディを通して、処分サイト選定に必要な地質環境条件の要件を示して行く。

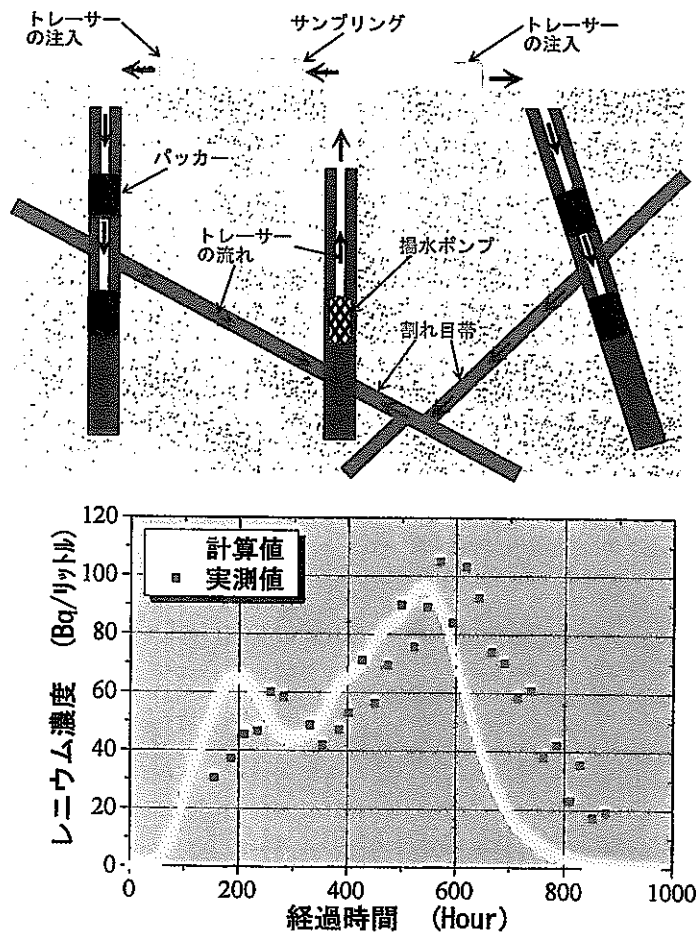
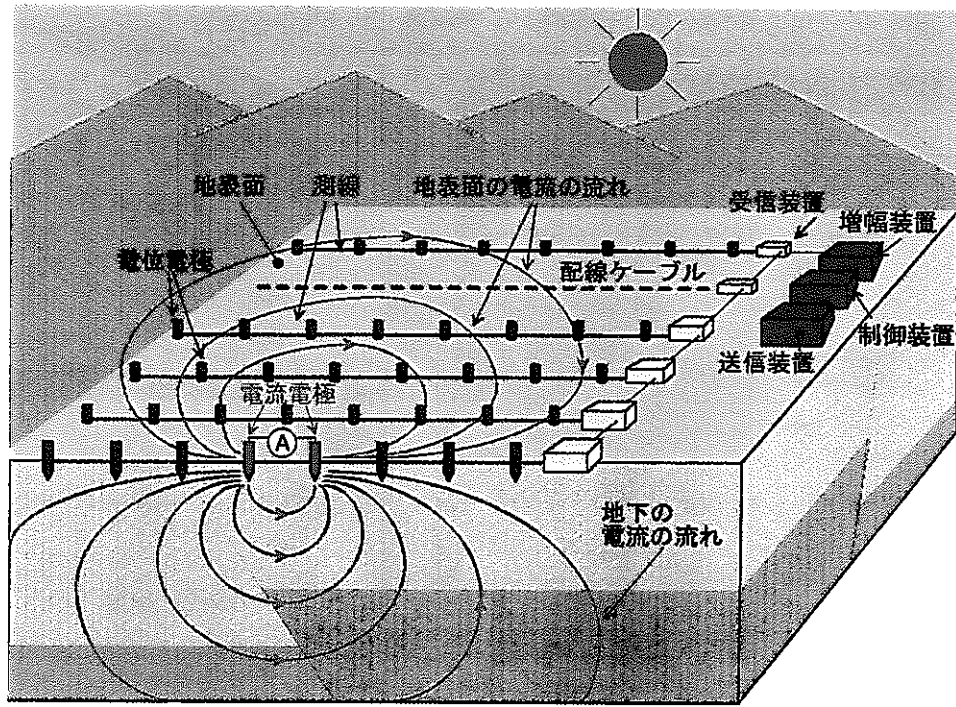


図-4 HRLにおける長期揚水・トレーサー移行試験への地下水流動・核種移行解析コード(FEGM/FERM)の適用例

(2) 地質地下水環境特性および地質環境長期安定性に関する調査・評価技術の開発

1) 地質・地盤調査法の開発

2000 m深さまで計測可能なボアホールテレビカメラによるボーリング孔壁観察装置等を利用した深部地下の詳細調査法や断層破碎帯等の地質構造評価手法により2000 m深さを立体的に評価する手法を開発するとともに、地表面から数百 m深さまでの地質構造を立体的で精度良くとらえることのできる物理探査法の一つとして3次元高密度電気探査法を開発し、概ね実用化の目途を得た（図-5）。

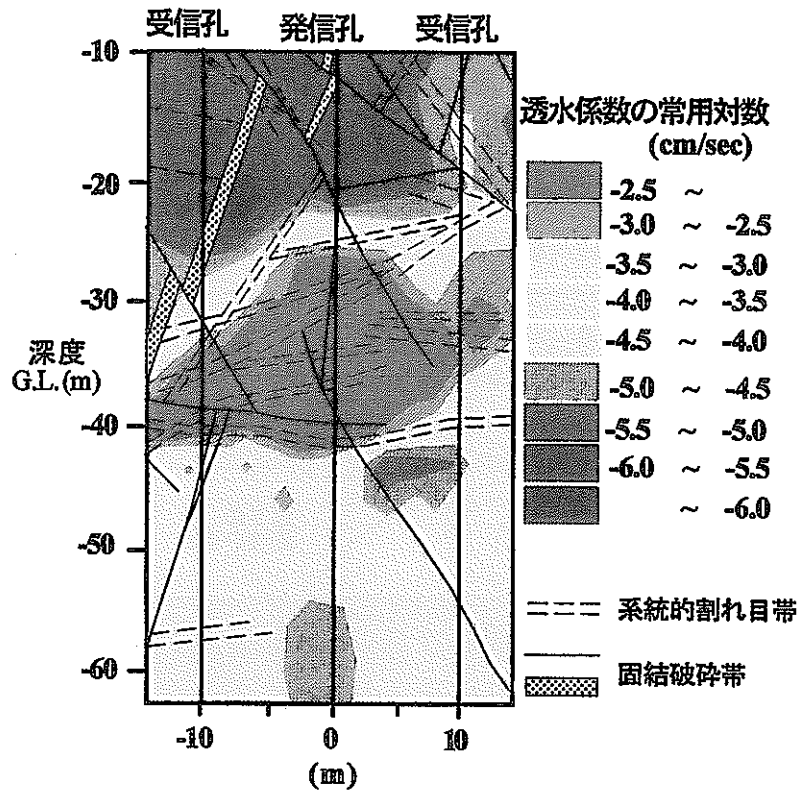


〔三次元高密度電気探査法のイメージ〕

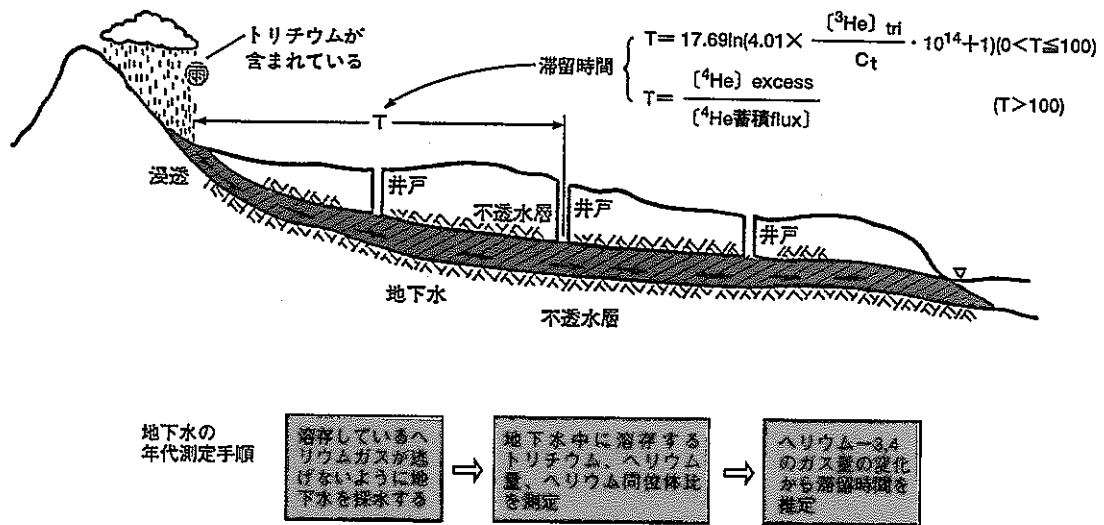
図一五 地表面からの3次元地質構造探査法の概念図

2) 地下水調査法の開発

ボーリング孔等を利用して、従来の測定深度レベルよりもさらに深部における低透水岩盤の空間分布特性の測定法〔単孔式、多孔間式〕(図一六)、当所独自の方式によるトリチウム、ヘリウム-3, 4などの同位体を利用した広域地下水流動・地下水年代測定法および地下約1000 mまでの深さにおいて年間10cm程度オーダーの局所的な地下水の微流速と流向を単一ボーリング孔で測る計測器を開発し、既に実用段階に達している(図一七)。



図一六 孔間透水試験による透水係数空間分布の推定結果例



図一七 溶存He法による地下水年代決定

3) 深部地質環境の特性評価

数百m級のボーリング孔を利用して地下深部花崗岩に発達する割れ目分布や透水性に関する調査を行い、地下深部に関する多くの知見を得ている（図-6）。

4) 地質環境の長期安定性評価

地質環境の長期安定性に関わる要因としては、地殻変動（隆起・沈降、断層運動、地震活動など）、火成活動、海水準変化などが特に重要であり、長期的な予測手法の確立に向けて調査・研究を進めており、これまでに隆起・沈降に関しては過去十数万年間の内陸部を含む隆起・沈降評価手法を開発し、万年オーダーの予測について見通しを得てきている（図-8）。今後さらに過去にさかのぼって変動特性を明らかにし長期予測精度の向上を図るとともに、火成活動や地震の地下水影響などについてもデータの蓄積と評価法の開発を進めて行く。

以上の調査・評価技術ならびにその他の既存技術を取りまとめ、処分候補地や処分予定地の各段階に応じた調査・評価法の体系化を図って行く。

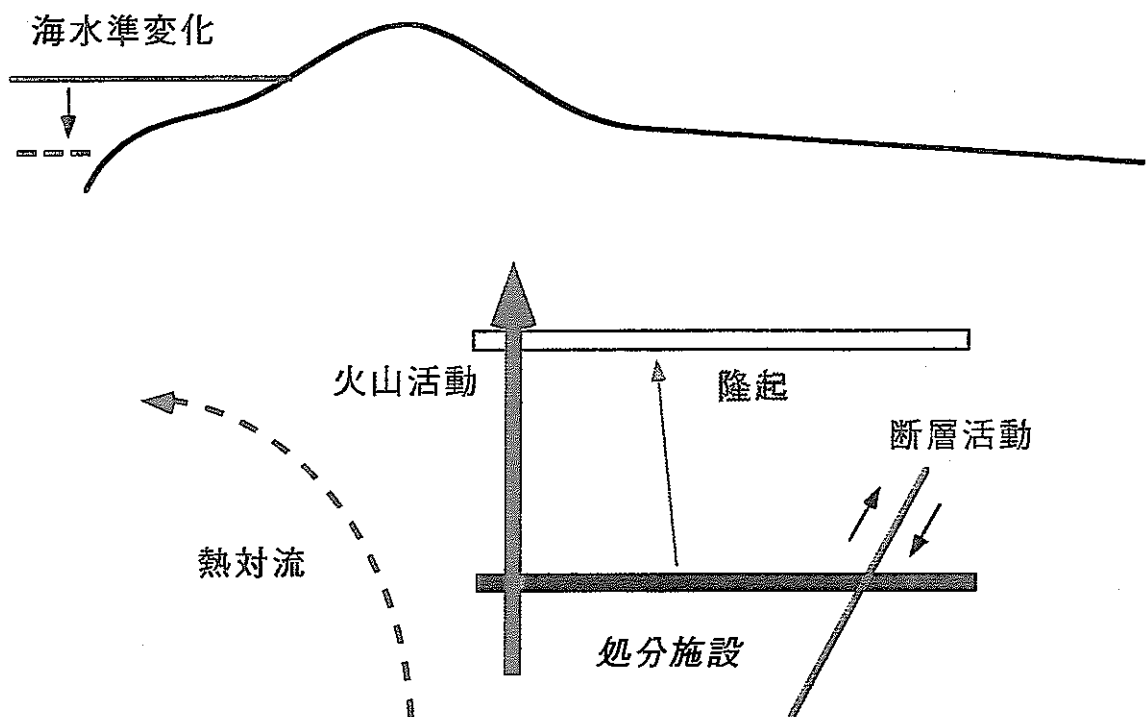


図-8 地質環境の長期的安定性に影響を与える主な地質要因

(3) 合理的な処分技術・システム

1) 深部岩盤空洞の安定性評価

20数地点の水力地下発電所空洞等における岩盤の力学的調査、空洞の挙動実測等の成果を利用して、空洞掘削に伴う地下空洞の安定性評価法を開発し、適用性を確認した。

2) 処分サイトの地震影響評価

地下処分場閉鎖前の地下空洞の耐震性評価および処分場閉鎖後の長期にわたる天然バリアに与える地震影響評価に資するため、約15年前から地下発電所空洞、鉾山空洞等での地震観測を実施してきており、地下における地震の大きさは地表の1/2程度に減少するなどの特性が明らかとなってきた。また、これらの地震特性に対する地下空洞の耐震設計法の整備を進めている。

3) 人工バリアの設計と製作

① 人工バリアの役割と仕様

人工バリアは一般的に、放射性物質を化学的に安定なガラスの中に溶かし込んでステンレス製容器(キャニスター)の中に固めたガラス固化体、それを密閉収納して地下水への溶け出しを抑制するオーバーパック容器(炭素鋼など)、さらにそれらの廃棄体容器を処分孔に定置する際に容器を包み込む緩衝材(高圧縮ベントナイトなどを用い、その材料特有の膨潤性により緻密な構造を保持して地下水の流れを極めて小さいものとし、またその高い吸着性により核種の遅延効果も期待される)によって基本的に構成される(図-9)。

人工バリア機能におけるそれぞれの役割分担をより明確にし、合理的な仕様の考え方を提案して行く。

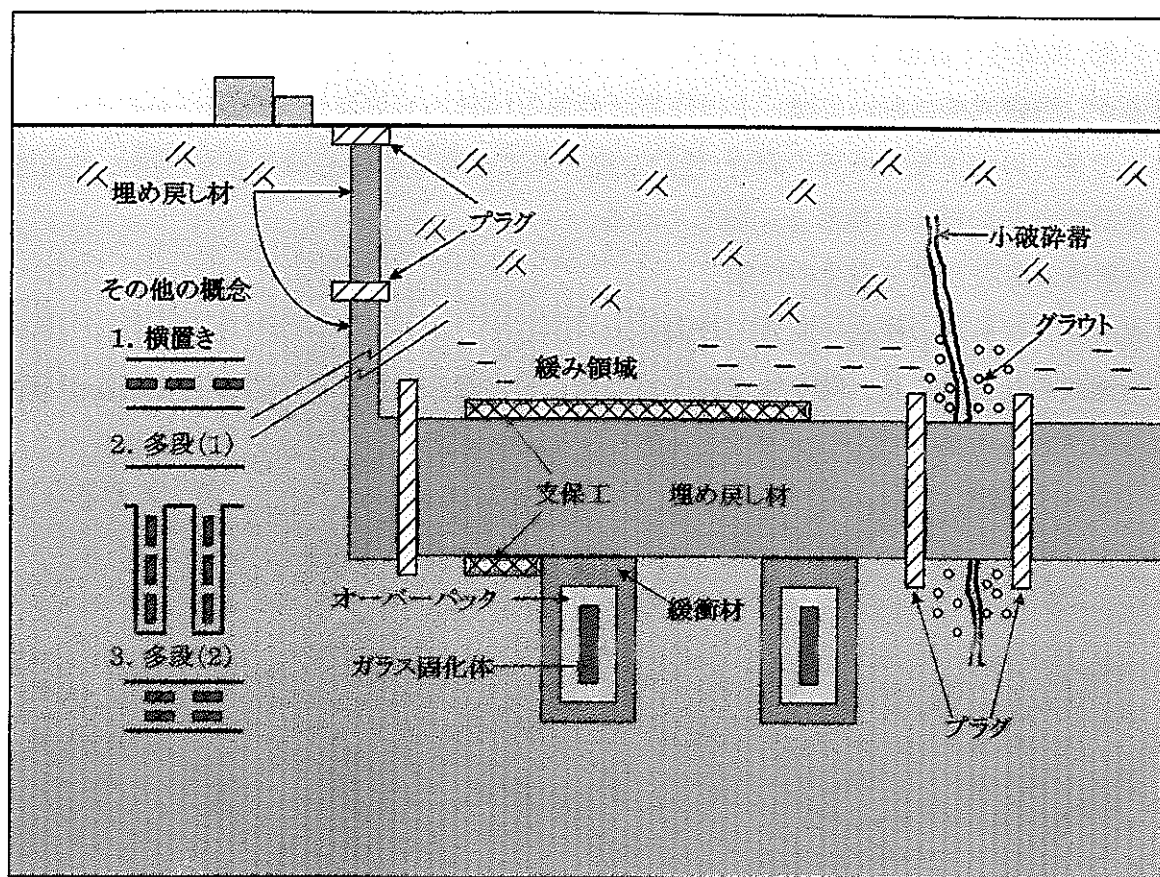
② オーバーパックの設計・製作と長期安定性

オーバーパックは、耐圧性、気密性、水密性、耐食性などの性能を有していることが必要であり、またその長期的な安定性が設計上において重要である。さらに、ハンドリングも十分に考慮した設計をするとともに、製作にあたっては溶接などにおいて欠陥が生じないような製作技術の確立を目指した検討を進めている。

③ 緩衝材の設計・製作と長期安定性

緩衝材は、膨潤性、低透水性、吸着性などの特性を有していることが重要である。これらの基本的な特性とその力学的・水理学的・化学的な長期安定性について、処分環境条件に応じた評価を行うとともに、ハンドリングも考慮した設計・製作技術の確立を目指した検討を進めている。

以上、これまでの人工バリアに関する検討においては、主として個々の材料特性に関するデータの蓄積と概念設計的検討を進めてきた。今後は、処分システムを考慮した長期的な安定性などに焦点を当てて検討を進めて行く。



図一 9 処分施設と人工バリアの概念図

4) 地下施設の設計・建設

① 処分施設の配置

地下処分施設の配置計画に関しては、サイトの地質地下水環境条件に基づく性能評価上の観点（廃棄体定置間隔については発生熱による周辺ベントナイトへの影響等）および施設全体の機能（物流ルート、換気・排水ルートや搬送機械性能、操業管理、閉鎖手順、閉鎖後管理など）を考慮した工程の評価を行い、それに基づいた施設配置の詳細計画について検討を進めている。

② 立杭・斜坑、処分坑道の設計・建設

地下施設の設計と建設は処分サイトの地質環境条件によってかなり異ってくる。我が国に多く存在する結晶質岩系と堆積岩系のいずれの岩種にも設計・建設が可能となるような技術的検討を実施している。一般に、結晶質岩の場合には強度的に空洞が1000 m程度の深度でも十分に自立すると考えられるが、割れ目等が比較的多く存在し、透水性の評価において多少難しい要素がある。これに対し、堆積岩の場合には、一般的に割れ目が少なく、透水性が低いというバリア性能評価上で有利な要素を有している一方、強度的にやや弱く、数百 m 以深では支保工を必要とする可能性があるなどのマイナス要因もある。支保工を用いる場合における処分施設の長期的な性能評価の面などを考慮し、閉鎖時における支保工撤去の是非、および材料・構造の面での開発・改

良の可能性を検討している。

この他、廃棄体を縦置きにするか横置きにするかによっても処分場の規模などに大きな差異が生じるが、当研究所においては、主に性能評価あるいはハンドリングの観点から考慮をしつつ、これまで多くの地下発電所等の調査・建設で培われてきた技術的蓄積などを活用して合理的な設計・建設のための種々の検討を実施している。

5) 廃棄体の埋設と処分施設の閉鎖

① 廃棄体、緩衝材の搬送・定置・埋設

処分施設の操業時には、廃棄体や緩衝材の搬送・定置・埋設を安全に行うことが重要であり、これらの工程を考慮したハンドリング・施工の方法や装置などを整備していく必要がある(図-10)。これらの操業に関わる技術は、縦置きにするか横置きにするかによってもかなり異なったものとなるので、安全で合理的な施工性を考慮した多方面からの検討を行っている。

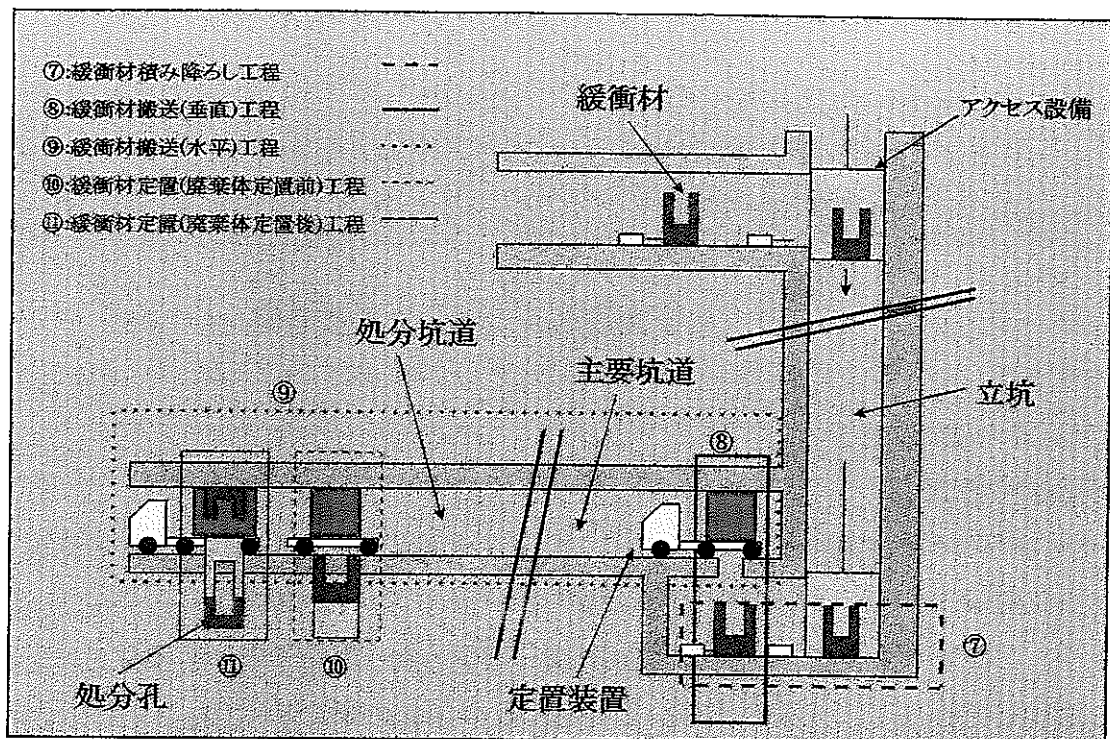


図-10 処分施設と廃棄体定置作業工程の概念例

② 地下処分施設の閉鎖

地下処分施設の閉鎖にあたっては、処分坑道、立坑などを埋め戻し材によって埋め戻すことが基本となるが、必要に応じて適当な箇所にプラグがなされたり、また空洞掘削時において破砕体や湧水が多い箇所が発見された場合にはグラウトがなされることが十分に考えられる。これらの部材については性能評価上どのように評価するかを考慮して処分システムとしての役割を明確にしておく必要があり、廃棄体を縦置きにするか横置きにするかの違いやハンドリングあるいは閉

鎖後管理などについても十分に考慮した適切な閉鎖のあり方を検討している。

4. 事業化に向けての今後の課題

これまでの研究を通じ、処分事業化に向けて当面の最も重要な課題となってきたのはサイト選定をいかにスムーズに実施できるかということである。このためには、わが国における安全確保の基本的な考え方やサイト選定の技術的な拠り所となる適切な基準・指針などが早期に整備されることが不可欠と考える。また、わが国において本格的な地下研究施設が一刻も早く建設されることを期待するとともに、併せて処分技術の実証を図る場として国内の既存空洞や海外の地下研究施設をさらに積極的に有効活用し、処分の円滑実施に向けてより具体的な方策を構築して行くことも重要と考える。

以上、当研究所においては、高レベル廃棄物処分の円滑な実施に向けて、今後とも国の進める研究開発に対して電気事業の立場よりさらに積極的に協力して行きたいと考える。

1.3 第2次取りまとめに向けた研究開発への取り組み

動力炉・核燃料開発事業団
環境技術開発推進本部
副本部長 増田 純男

1. 地層処分の概念と研究開発のねらい

日本における地層処分の概念は、安定な地層を選び人工バリアと天然バリアを組み合わせた多重バリアシステムにより、高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体を長期間にわたり生活圏から隔離することによって、人間に放射線の影響を与えないようにすることである（図-1）。研究開発のねらいは、わが国の地層処分概念が安全性と技術的合理性を有することを科学的、技術的に明らかにすることである。これらの研究開発成果は、また、将来実施される地層処分事業の技術的拠り所となる。

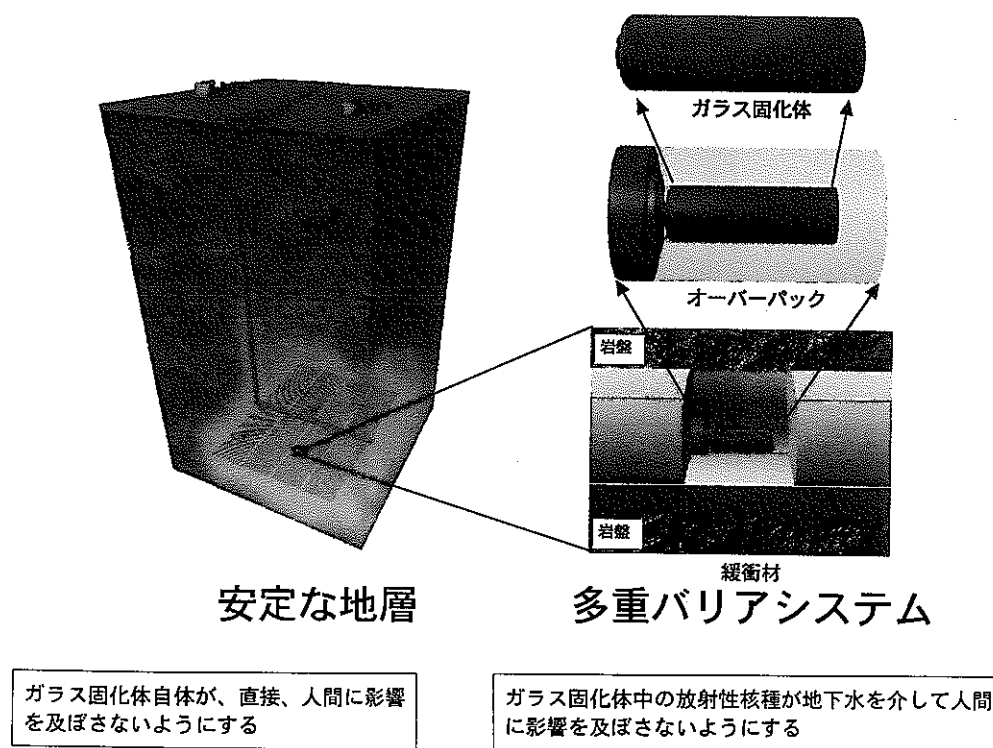


図-1 日本における地層処分の概念

地層処分の安全性を評価するためには、まず高レベル放射性廃棄物を閉じ込めておく周りの地層の長期的な安定性を明らかにする必要がある。このため、火山活動や地震等の様々な自然現象が処分した廃棄体に影響を及ぼさないような、長期的に安定な地層の存在を確認する必要がある。また、地下水によって人工バリアの機能が喪失して、やがて放射性廃棄物が溶け出すと想定しても、人間の生活環境に到達するまでの間に放射能が減衰することにより、人間に影響を及ぼす心

配がないことを確認する必要がある。

さらに、地層処分に必要な技術として、地層と地下水を調査する技術を開発するとともに、地下深部の岩盤中に処分場を建設して廃棄体を処分孔に定置していくため、人工バリアを設計、製作する技術や処分施設を建設・閉鎖する技術を開発する必要がある。

動燃事業団は、原子力委員会により、国の重要プロジェクトである地層処分研究開発の中核推進機関と位置づけられ、2000年前までに研究開発成果を取りまとめること（第2次取りまとめ）とされている。これに従い、地質環境条件の調査研究、処分技術の研究開発、性能評価研究とそれらの基盤となる地層科学研究の成果に基づき(図-2)、第1次取りまとめで見通しが得られたニアフィールド(人工バリアとその近傍の地層)における核種閉じ込め性能を中心とする安全確保のしくみが妥当であることを高い信頼性をもって示すことを第2次取りまとめの目標としている。

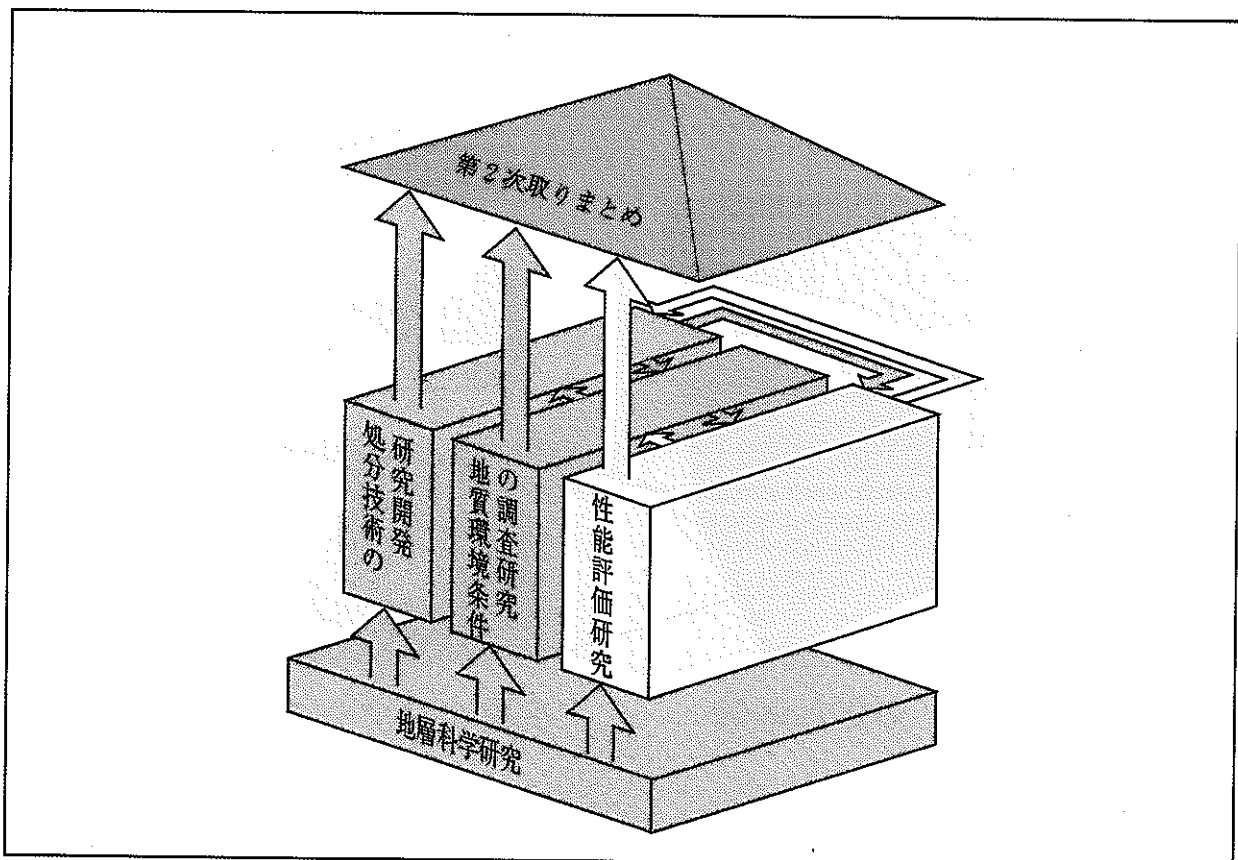


図-2 地層処分研究開発の構成

2. 研究開発の管理

第2次取りまとめに向けて、地層処分研究開発とその基盤となる地層科学研究等における、多岐にわたる研究分野の専門的知見を活用するとともに、これらの関連分野の研究開発成果を有機的に統合していく必要がある。このため、広範な学術分野における知見・情報、様々な分野の専門

家、研究施設・設備及び資金を長期的展望のもとに時宜を得て適切に研究開発に集約していく必要があり、国際協力を含めた関係機関との協力により、研究の資源と基盤を有効に活用することとしている。また、成果を公表し、専門家の評価を受けるとともに、関係機関の成果と意見を取り込むための機会を設定することにより、信頼性の高い成果を効率的に取りまとめる。



地層処分基盤研究施設（ENTRY）で開催された地層処分研究開発情報交換会 INTEGRATE'96 の様子



動燃本社で開催された AECL/PNC 協力会議の様子

1.で述べたねらいや第2次取りまとめという目標に向かって、上記の考え方に基づいて研究開発を推進するため、動燃事業団の研究基盤を活用すべきものと、国内の他機関の研究基盤を活用すべきもの、さらに国際協力を推進すべきものというように、それぞれの特徴を考慮して研究開発の個々の分野にうまく適合させて進めることが合理的と考えている（表-1）。

表-1 動燃事業団と関係機関において活用すべき研究基盤など

動燃事業団の研究基盤を活用すべきもの	国内の他機関の研究基盤を活用すべきもの	国際協力を推進すべきもの
(イ) 国内外の情報の集約に基づく総合性能評価手法の構築 (ロ) 性能評価データベースの構築 (ハ) 地層処分に特有な研究設備の整備とそれを利用した研究開発（放射性核種を用いた試験施設（C P F、プルトニウム燃料開発施設、B棟、地層処分放射化学研究施設(計画)、及び地層処分基盤研究施設） (ニ) 地層処分研究開発の基盤となる地層科学研究の実施と成果の活用（東濃鉱山、釜石鉱山、超深地層研究所計画等）	(イ) 構造地質学、火山学、地震学/土壌物理、水理学、地球化学、岩盤力学/溶液化学、電気化学、計算科学/等の高度の学術研究領域（大学、国研等） (ロ) 材料工学、土木技術等の産業工学領域（民間等）	(イ) 海外の地下研究施設の活用 (ロ) 現象の理解に対する科学的基盤の確立 (ハ) 各国の地層処分概念における安全確保の考え方の比較検討

また、個別の研究成果は、専門領域に応じて適切な内外学会誌等に発表し、研究論文として評価を受けるようにしている。さらに、第2次取りまとめにあたっては、権威ある国内外の専門家の評価を受けるとともに、表-2に示すような報告会、シンポジウム、ワークショップ、委員会

を通じて関係機関の研究成果、意見等を、適切に反映することとする。

これらの研究開発のための手段を、各研究分野の連携を十分に考慮しつつ、課題毎に適切に活用することに留意する。

表一 2 動燃事業団が主催する報告会、シンポジウム、ワークショップ、委員会

成果報告会	シンポジウム・ワークショップ	委員会
<ul style="list-style-type: none"> ・地層処分研究開発報告会 (年1回開催：平成8年度で第4回目) ・地層処分研究開発情報交換会 "INTEGRATE" (年1回開催：平成8年度で第3回目) ・地層科学研究成果報告会 (年1回開催：平成8年度で第10回目) 	<ul style="list-style-type: none"> ・地層処分研究開発国際ワークショップ (平成5年11月開催) ・釜石原位置試験国際シンポジウム (平成5年11月開催) ・ENTRYワークショップ (平成8年5月開催) ・トピカルワークショップ (適宜、専門領域毎に開催) 	<ul style="list-style-type: none"> ・地層処分研究開発懇談会 ・地層科学研究検討会 <ul style="list-style-type: none"> ・隆起・沈降検討部会 ・地震・断層検討部会 ・火山検討部会 ・シナリオ検討会

3. 地層処分研究開発の展開

3-1 第2次取りまとめに向けた研究開発の進め方

原子力委員会は第1次取りまとめに対し、「地層処分の安全確保を図っていく上での技術的可能性が明らかにされた」と評価し、第2次取りまとめにおいては、我が国に存在する幅広い地質環境条件を想定して、「地層処分の技術的信頼性を明らかにすること」を目標として設定した。

第1次取りまとめでは、地質環境に関する既存の文献データを体系的に整理し、また人工バリアの製作や処分施設の施工において現状技術が適用できる見通しを得、さらに多重バリアシステムの基本性能を例示的に評価した。

また、第1次取りまとめの評価を通じて、以降の研究開発課題が示された。これに基づき、第2次取りまとめに向けた研究開発課題を各研究分野ごとに整理すると以下ようになる。

- ・地質環境の長期安定性に関し、事例研究の成果に基づき火山や地震等の自然現象の影響を評価すること。(地質環境条件の調査研究)
- ・人工バリア周辺のニアフィールドの地質環境特性に関し、地下深部における実測データに基づき情報を整備すること。(地質環境条件の調査研究)
- ・工学規模の試験等に基づいて、信頼性の高い人工バリアの製作、施工技術を開発し、その品質管理手法を提示すること。(処分技術の研究開発)
- ・我が国の幅広い地質環境を考慮して処分施設の合理的仕様例を提示し、その施工のための技術を開発すること。(処分技術の研究開発)
- ・地層処分の安全性を評価する上で重要と考えられる現象をシナリオとして記述し、これに対して信頼性の高いモデルを構案し、さらに精度の高いデータをモデルに適用して解析することにより、ニアフィールドにおける放射性物質の閉じ込め性能を定量的に評価すること。(性能評価研究)

第2次取りまとめに向けた研究開発では、これらの研究課題を、2.に示した考え方を基本として、それぞれの内容に応じて以下のように具体的に展開しているところである(表-3)。

表-3 地層処分研究開発及び地層科学研究の実施内容と研究基盤及び関係機関との協力

研究実施内容	動燃事業団の研究基盤	国内協力	国際協力
<p>【地質環境条件の調査研究】</p> <p>(1) 地質環境の長期安定性</p> <ul style="list-style-type: none"> 隆起・沈降・侵食の規模・速度・地域性・規則性・機構に関する情報の整備 断層の活動特性、地質環境への影響の範囲と程度、地震による地下水等への影響に関する情報の整備 火山活動の規模・地域性・時間的変遷・機構、地熱系の分布・熱源、地質環境へ影響等に関する情報の整備 気候・海水準変動の形態・規模・侵食・地下水流動等への影響に関する情報の整備 <p>(2) ニアフィールド地質環境の特性</p> <ul style="list-style-type: none"> 岩石の性質・分布・連続性、断層破砕帯の特性等に関する情報の整備 地下水の産量、岩盤の透水性・動水勾配の分布等、深部地下水の流束に関する情報の整備 深部地下水の化学組成・酸化還元電位等、地下水の起源・岩石との反応等に基づく水質形成機構に関する情報の整備 深部岩盤の物性・力学性、応力分布、坑道掘削等による深部岩盤への影響に関する情報の整備 深部岩盤の空隙構造・鉱物学的特徴、物質移動の経路・模式、吸着・遅延能力に関する情報の整備 ウラン鉱床等における物質移動等の特性と変遷に関する、ナチュラルアナログの観点からの情報の整備 	<ul style="list-style-type: none"> 地層科学研究の成果の活用 地層科学研究の成果の活用、既存文献やレポートの活用 東濃ウラン鉱床 	<ul style="list-style-type: none"> 地質調査所(以下地調) 地調、電力中央研究所(以下電中研)、民間企業等 原研、地調 	<ul style="list-style-type: none"> C E A
<p>【処分技術の研究開発】</p> <p>(1) 人工バリア</p> <ul style="list-style-type: none"> 人工バリアの設計手法(構造解析、熱解析、遮断性等)の開発と仕様(チタンや鋼の複合オーバーバック等)の検討 人工バリアの製作・施工技術の開発と品質管理手法の検討 人工バリア健全性(構造力学安定性、耐震安定性等)の検討 <p>(2) 処分施設</p> <ul style="list-style-type: none"> 処分施設の設計手法(空洞安定性等の解析)・建設(立坑や処分坑道等)技術の検討 操業(処分坑道への定置等)・閉鎖(施工技術等)に関わる要素技術の開発 処分施設の設計・建設・操業・閉鎖の全体スケジュールの検討 処分システム全体の経済性の検討 	<ul style="list-style-type: none"> 地層処分基盤研究施設 原位置試験、BigBen 地層処分基盤研究施設 地層処分基盤研究施設、既存坑道調査 地層処分基盤研究施設 	<ul style="list-style-type: none"> 大学、民間企業 防災科学技術研究所、民間企業 大学、民間企業 	<ul style="list-style-type: none"> Design 7-97117 A E C L
<p>【性能評価研究】</p> <p>(1) シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> シナリオ要因リストの作成と関連情報のデータベース化 シナリオ要因間相互関係の把握と性能評価シナリオの明確化 <p>(2) モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> ニアフィールド環境(水理、地下水水質、物質移動、岩盤力学)モデルの開発 人工バリア性状変化(オーバーバック材料の腐食、ベントナイトの変質等)モデルの開発 ニアフィールドにおける物質移動(放射性核種、ガス、コロイド等)モデルの開発 主要な地質構造要素における水理・物質移動モデルの開発 <p>(3) データ</p> <ul style="list-style-type: none"> ガラス(長期溶解速度、放射性元素の溶解度に関する熱力学データ) 緩衝材(クリーブ、核種の拡散・分配係数、ベントナイト鉱物に関する熱力学データ等) 岩石(核種の拡散・分配係数等) オーバーバック(長期腐食速度、銅及びチタンの局部腐食発生条件) ニアフィールド周辺地層・岩体(核種の拡散・分配係数、亀裂特性、鉱物に関する熱力学データ等) <p>(4) 総合性能評価</p> <ul style="list-style-type: none"> 全体システム性能評価(ニアフィールド、ファーフィールド、生物圏) 感度解析・不確実性解析の実施 コードの検証、性能評価解析支援システムの構築等 	<ul style="list-style-type: none"> 地層処分基盤研究施設 地層処分基盤研究施設 BigBen、原位置試験 地層処分基盤研究施設、CPF、761-04 燃料開発施設、B棟、放射化学研究施設(計画中) 地層処分基盤研究施設 CPF、761-04 燃料開発施設 地層処分放射化学研究施設、既存坑道調査 地層処分基盤研究施設 	<ul style="list-style-type: none"> 大学、民間企業 大学、民間企業 大学、核食防衛協会、東北工研、民間企業 民間企業 原研、民間企業 原研、電中研、民間企業 	<ul style="list-style-type: none"> Mt. Terri(70219)、DECOVALGX等 ABAT CBA、GAMBIT LBL、Nagra、GEOTRAP PNNL PNNL、ABAT NEA/PAAG、BIONASS、Crystalline-club
<p>【地層科学研究】</p> <p>(1) 深部地質環境の特性に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 結晶質岩系、堆積岩系を対象とした深度1000m程度までの地質構造、地下水の流動・地球化学、岩盤の力学、岩盤中での物質移動、坑道掘削等による影響に関する調査研究 <p>(2) 調査技術・機器の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> 地下水調査技術、物理探査手法の開発による技術的基盤の確立 フィールド試験を通じた調査手法・機器の適用性の検討、得られたデータの品質の確認、調査解析システムの確立 <p>(3) 地質環境の長期安定性に関する研究</p> <ul style="list-style-type: none"> 天然現象(隆起・沈降・侵食、地震・断層活動、火成活動、気候・海水準変動等)の規模・地域性・規則性等に関する研究 天然現象が地質環境へ与える影響に関する研究 	<ul style="list-style-type: none"> 東濃鉱山及びその周辺地域、釜石鉱山、超深地層研究所(計画中) 東濃鉱山及びその周辺地域、釜石鉱山、超深地層研究所 事例研究 釜石鉱山 	<ul style="list-style-type: none"> 原研、資源研、大学、民間企業 地調、大学、民間企業 地調、大学、民間企業 地調、大学、民間企業 	<ul style="list-style-type: none"> NAGRA、BGS SKB DOE

3-2 地質環境条件の調査研究

3-1 で示した課題に対し、わが国の地質環境条件の理解を深めるためには、地層科学研究で得られる実測データの蓄積に基づく情報の整備が不可欠であり、第1次取りまとめ以降、特に力を注いでいる。

(1) 地質環境の長期安定性

地質環境の長期安定性に関わる自然現象として具体的には、火山や活断層及び地震の活動のように突然起こるものと、地面の隆起とそれに続く侵食や、氷期-間氷期等の気候の変化のようにゆっくりと変化するものがある。

これらのさまざまな自然現象について、過去にどのように生じたかを調べるとともに、将来の影響の範囲を予測し、影響の及ばないような安定な地域が存在することを確認するため、第1次取りまとめ以降、地層科学研究を拡充し、全国を概観して事例研究を進めている。このため、地質調査所が実施したわが国におけるさまざまな自然現象の幅広い調査結果や、国内の専門家の意見を適切に反映し、これらの成果に基づき地層処分の観点から情報として取りまとめを行っている。

(2) ニアフィールド地質環境の特性

地下深部へのボーリングや既存坑道の利用を含め、ニアフィールド地質環境の特性に関する測定手法及び機器の開発には、多額の費用と人的資源及び地下施設の活用が不可欠である。第1次取りまとめ以降、研究開発のための手段を最適に利用すべく共同研究領域の拡大を図っており、特に諸外国における地下研究所等の地下施設を研究開発の場として活用することを重視している。

ニアフィールド地質環境の特性として、具体的には地下深部の地下水の流動及び化学的性質、岩盤の応力や割れ目の分布等が挙げられる。地層科学研究として実施されている東濃鉦山や釜石鉦山の既存坑道等を利用した試験研究、及び、東濃鉦山周辺における深度 1,000m に及ぶボーリング調査等の成果を活用して、これらの特性に関する実測データの整備を進めている。また、東濃鉦山や釜石鉦山での試験研究を通じて、これらの特性をボーリング孔等を利用して計測するための装置や、地下の割れ目分布等を調べるためのレーダー等を利用した探査技術を主体とする調査技術の整備を進めている。

また、国際共同研究により、地層科学研究の一環として諸外国における地下研究所等の地下施設を利用して、これらの測定手法及び機器の開発を行っている。地下施設としては、結晶質岩を対象として、スウェーデンのエスポ島の地下研究所である H R L (地下水流動調査手法の開発)、スイスのグリムゼル岩盤試験場 (岩盤中の物質移動経路調査手法の開発) を、また堆積岩を対象として、スイスのテリー山中の既存トンネル (地下水流動機構に関する研究、地下水の化学的性質の調査手法の開発) を活用している。さらに、地層科学研究として実施されている日本原子力

研究所との共同研究により、東濃鉱山を利用して、岩盤中における物質移動の指標となる元素の分析手法に関する開発を行っている。

以上の研究により、地層処分の研究開発への基盤となる情報として重要な地下水の流動や化学的性質に関するデータが得られつつあり、これらのデータを解釈するためのモデルの開発に反映させているところである。

3-3 処分技術の研究開発

3-1 で示した課題に対し、人工バリアの設計・製作・施工に関する信頼性の高い技術を開発し、幅広い地質環境条件を考慮して処分施設の具体的仕様例を示すため、地下環境における工学技術の適用性を確かめることが重要である。このため、第1次取りまとめ以降、地層科学研究を通じて得られる情報を整理することにより、深部岩盤の諸特性を把握し、人工バリア及び処分施設に関する工学規模での研究開発を進めている。また、処分施設の具体的仕様例を示すための幅広い地質環境条件に関する情報については、3-2(2)において整備され、これが反映されつつある。

これらの研究開発では、試験体の規模に応じて、東海事業所の地層処分基盤研究施設等の、地上における地下を模擬した条件でのモックアップ試験を行うほか、既存鉱山や海外における地下施設を研究開発の場として活用するため、関係機関との協力を推進する。

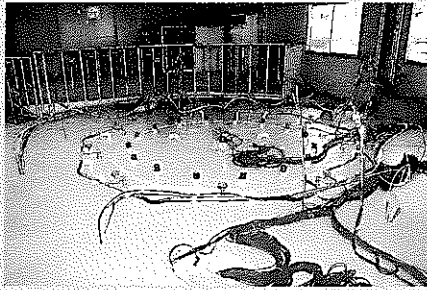
(1) 人工バリア

信頼性の高いオーバーパックスの開発のため、材料として第1次取りまとめで検討した炭素鋼以外にチタン、銅を用いた複合オーバーパックスの開発を行っている。また人工バリアに関する工学規模の試験として、実物大のオーバーパックスやベントナイトブロックの試作を行うとともに、原位試験から得られる情報を活用して、人工バリアの施工技術とその品質管理手法の開発を行っている。さらに、防災科学技術研究所との共同研究により人工バリアの振動試験を実施しており、地震に対する人工バリアの健全性の確認を行っている。

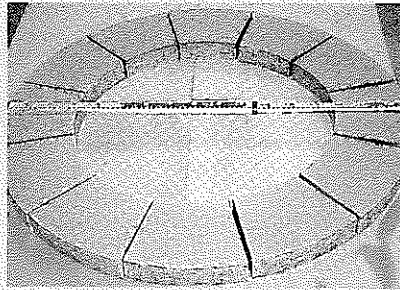
(2) 処分施設

処分施設の設計施工の技術開発として、地層科学研究の成果として得られる東濃鉱山、釜石鉱山における坑道掘削の影響に関する情報に基づき、掘削技術に関する評価を行っている。また、カナダとの国際共同研究により、地下研究所（URL）を活用して、坑道の埋め戻し技術開発のための試験を行っている。

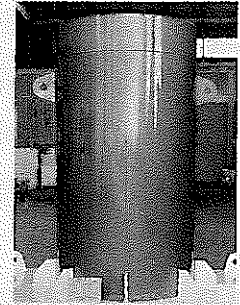
以上の進め方により、地質環境の特性に関する測定手法及び機器の開発と併せて、地層処分を実施するための拠り所となる技術の開発を進めているところである。また、人工バリアや処分施設の品質管理や健全性に関する知見は、性能評価研究におけるシナリオの検討に反映されている。



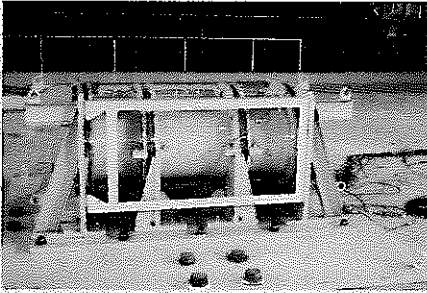
緩衝材大型試験設備



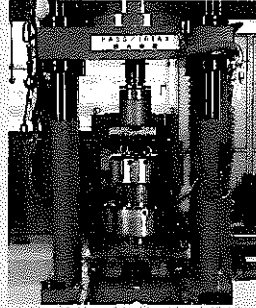
圧縮ベントナイトブロック成形例



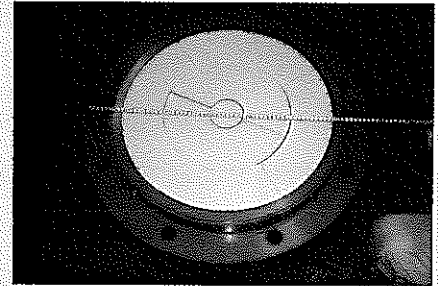
炭素鋼オーバーバック試作例



人工バリア振動実験
(防災科学研究所との共同研究)



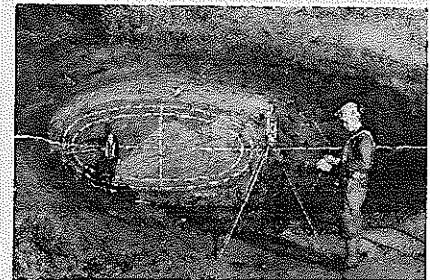
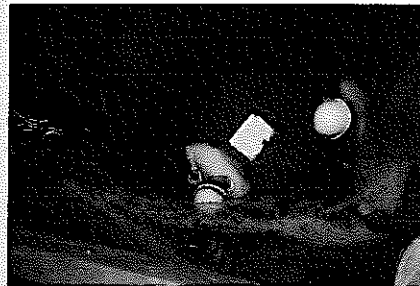
三軸圧縮試験設備
(地層処分基盤研究施設)



ベントナイトブロックのプラグ透水試験
(鹿島建設技術研究所；委託研究)



原位置における粘土充填の様子
(釜石原位置試験より)



原位置における埋め戻し技術開発
(AECLとの共同研究；カナダAECL地下
研究施設；トンネル掘削中)

3-4 性能評価研究

3-1 で示した課題に対し、第2次取りまとめの性能評価で取り扱うべき事象、特性やプロセスをシナリオとして記述し、その設定根拠を明確にし、信頼性の高いニアフィールド性能評価モデル及びデータベースを開発する必要がある。性能評価で考慮すべき現象は多岐にわたり、解析に必要なデータの種類も多く、さらに評価対象となる放射性の元素は20を越える。このため、多くの関係機関との協力を得て、モデル開発のための現象の理解に対する科学的知見の充実を図るとともに、データ取得のためには、広く内外の研究の場と人的資源を活用する必要がある。また、モデルの妥当性やデータの信頼性について専門家の評価を受けるための機会や、関係機関の成果と意見を適切に反映し、統合するための機会を設定することが不可欠であり、以下のように研究開発を進めている。

(1) シナリオ

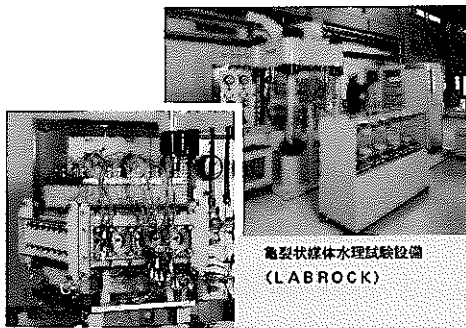
3-2、3-3 から得られる知見を含め、性能評価で取り扱うべき要因を整理し、設定根拠を明らかにしつつシナリオとして取りまとめ、シナリオに沿った解析の手順を明らかにするためには、幅広い分野の専門家の知見の反映が必要となる。このため、諸外国における性能評価シナリオとの比較検討を行うとともに、国内の各分野の専門家の参加によるシナリオ検討会の開催により広く意見を取り込みつつ、第2次取りまとめの性能評価のためのシナリオの開発を行っている。

(2) モデル

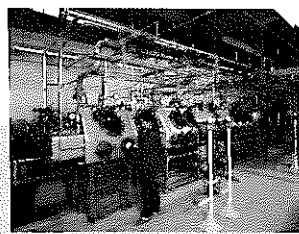
ニアフィールドに焦点を当てた信頼性の高いモデルを開発するためには、ニアフィールドにおける条件やさまざまな現象を技術的に再現した室内試験により、現象の理解に対する科学的基盤を確立するとともに、3-2(2)から得られる地質環境データとの連携を強化することにより、モデルの妥当性について評価を行うことが特に重要である。

第1次取りまとめ以降、地層処分基盤研究施設におけるプロジェクトの推進と拡張を図ることにより、ニアフィールドにおいて考慮すべき諸現象のモデルを開発している。また、国際共同研究の促進を図っており、米国パシフィックノースウエスト国立研究所（PNNL）や英国AEAテクノロジー（AEAT）と、緩衝材に対する核種収着機構の解明に関する研究を行うとともに、米国カリフォルニア大学バークレー校（UCB）と緩衝材の長期挙動に関する研究を行っている。併せて、国際共同プロジェクトに積極的に参加しており、Intravalでは、地層中の水理・核種移行現象に関わるモデルの妥当性を評価するとともに、DECOVALEX、VALUCLAYでは、それぞれ岩盤と緩衝材を対象として、熱・水・応力連成モデルの開発及びその妥当性の評価を行っている。また、GAMBITでは、緩衝材中のガス移行モデルの開発を行っている。

地質環境データとの連携の例として、ニアフィールド岩盤中の核種移行に関し、第1次取りまとめのモデルと、観察に基づくリアルなモデルとの比較を行っている。具体的には、既存鉱山の亀裂の観察から得られる情報に基づき構築された物質移動モデルと、岩石試料に対する室内での分析データを用いて、原位置での物質移動を評価する研究を米国ローレンスバークレー国立研究所（LBNL）と共同で行っている。またフランス原子力庁（CEA）との共同研究により、地下水中のコロイドの移動に関する研究を行っている。



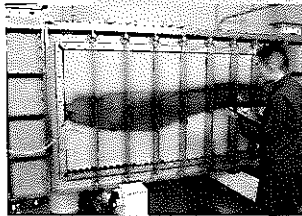
電型状媒体水理試験設備 (LABROCK)



化学平衡反応試験設備 (EDAS)



ニアフィールド物質移動試験設備 (IMAGE-MASTRA)



多孔質媒体水理試験設備 (MACRO)



地層処分基盤研究施設



地下水水質形成過程試験設備 (IMAGE-GEOCHEM)



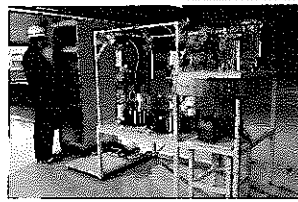
水素ガス移行挙動試験設備 (HYDROGEN)



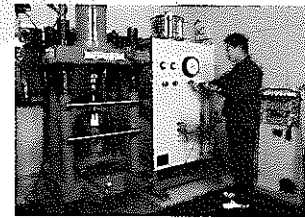
性能評価解析室



熱-水-応力連成試験設備 (COUPLE)



緩衝材流出挙動試験設備 (BENTFLOW)



緩衝材力学試験設備 (TRIAX)

(3) データ

信頼性の高いデータベースの開発のためには、処分条件下での測定に基づくデータを整備するとともに、専門家によるレビューを受けることによるデータの品質保証が不可欠となる。

第1次取りまとめ以降、東海事業所の高レベル放射性物質試験施設 (CPF)、B棟、Pu燃料開発施設等の放射性物質取扱施設や地層処分基盤研究施設の活用、日本原子力研究所との共同研究により、熱力学データ、収着・拡散データ等の整備に力を注いでいる。併せて、国際共同研究の促進を図っており、PNNLと主要核種の熱力学データの取得及びその妥当性の評価を行うとともに、PNNLやAEATと、緩衝材や岩石鉱物に対する核種収着データの取得に関する研究を行っている。

また、データベースの品質保証として、熱力学データベース、収着・拡散データベースに関し、国内外の専門家によるレビューを実施している。併せて、国際的な品質保証を実施しているOECD/NEAの熱力学データベース (TDB) プロジェクトの成果を適宜取り込んでいる。

さらに、より効率的なデータ取得を目指すため、新規施設として地層処分放射化学研究施設 (QUALITY) の建設を予定しており、国内専門家によるレビューを受けつつ試験研究を進めている。

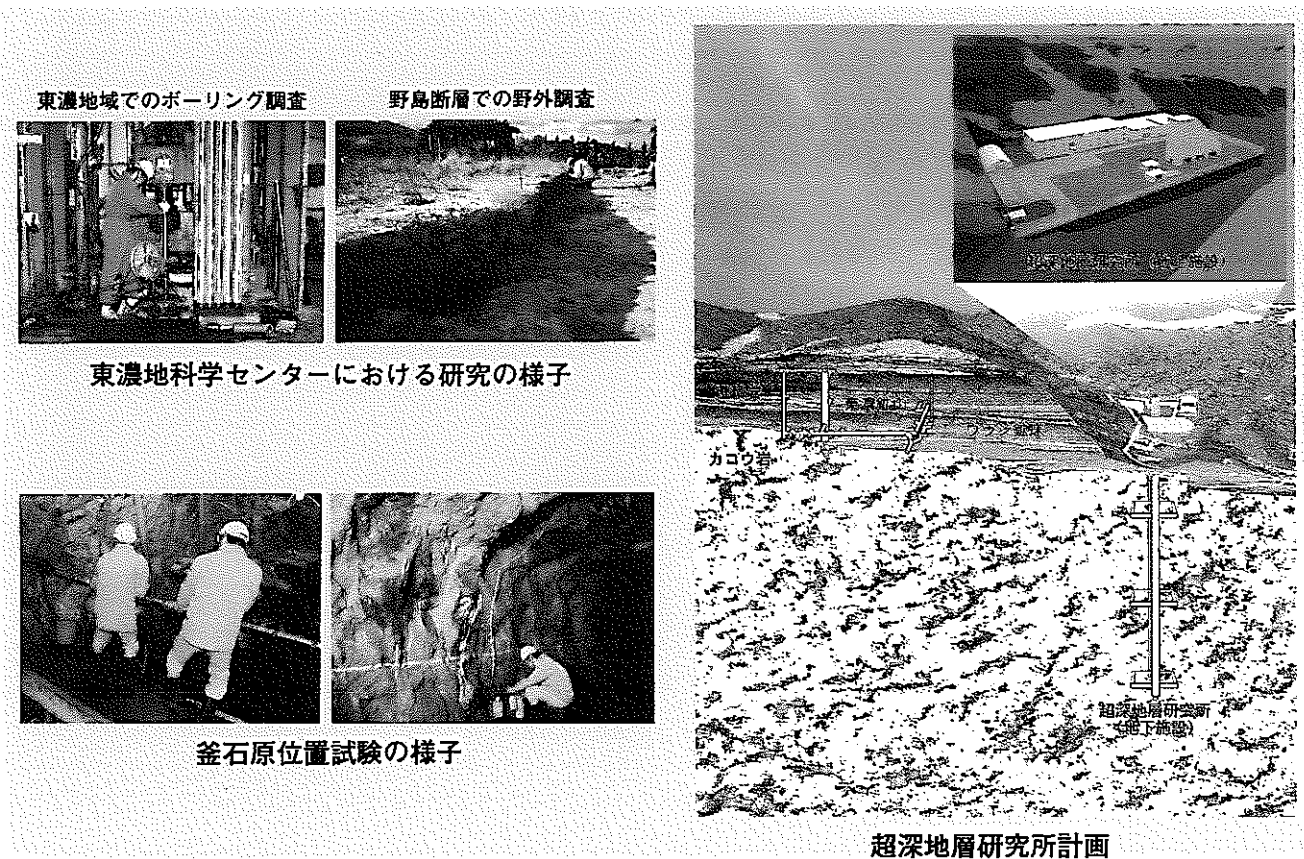
(4) 総合性能評価

これらの多岐にわたる情報の統合化を図るため、幅広い分野の国内の専門家の参加を得て、地層処分研究開発情報交換会を定例会合として開催している。また、性能評価により地層処分概念の安全性に関する結論が妥当であることを確認する上で、諸外国の地層処分概念に基づく性能評価の手法や結果・結論と比較を行うことは極めて重要であり、スイス（Nagra）、スウェーデン（SKB）、フィンランド（POSIVA）、カナダ（AECL）、日本（動燃事業団）の5カ国によるワークショップに参加し、第1次取りまとめと各国の総合性能評価に関する比較検討を行っている。さらに、新たに国際共同プロジェクトBIOMASSに参加し、生物圏における核種移行及び被ばく評価のためのモデル・評価手法の開発を行っている。

4. 地層科学研究

地層処分研究開発の基盤となる研究として、東濃鉱山とその周辺地域及び釜石鉱山並びに海外の地下施設を活用して地層科学研究を実施している。この研究によって得られる深部地質環境に関する科学的知見は、3.で示した地質環境条件の調査研究や処分技術の研究開発及び性能評価研究に反映される。

地層科学研究を一層拡充するため進める超深地層研究所計画は、第2次取りまとめ以降本格化することになるが、第2次取りまとめまでの期間においても、地表からの調査予測研究を通し深部地質環境に関する情報を取得していく。



5. 結 び

以上のように、第2次取りまとめに向けた重要課題に対し、動力炉・核燃料開発事業団は中核推進機関として、効率的かつ信頼性の高い研究開発を推進するため、各研究分野の連携を十分にとりつつ、関係機関からの協力を得て研究開発のための手段を駆使し、情報の統合化を進めることにより、研究開発の最適化を図っている。また、定例の報告会として開催している地層処分研究開発報告会において、以上の取り組みに基づく地層処分研究開発及びその基盤となる地層科学研究の進捗状況を、時宜を得て公表している。

2. 技術セッション

2.1 地層処分で考えるべき自然現象

環境技術開発推進本部

地層科学研究グループ

主 幹 武田 精悦

1. はじめに

日本における大きな自然的特徴は、地下水が普遍的に存在することと、他の国の地域に比べて地殻変動が激しいことが挙げられる。特に我が国の地層処分概念に基づく地層処分研究開発においては、深部地下水の動きや性質、岩盤の性質について普遍的な性質を明らかにすること、および活断層、火山等の地殻変動についての知見を深めることが重要と考えられる。

地下水は地下の岩盤中を動くため、地下水の挙動を考察する上で、岩盤と地下水の相互作用を無視するわけにはいかない。したがって、現在の地下深部の状況がどうなっているかを知るためには、岩盤や地下水の性質およびそれらの間の関係を知ることが必要である。また、地下深部の状況が時間と共にどう変化するかを知る上で地殻変動が地下にどのような影響を与えるかを知ることが重要な課題でもある。

動燃事業団はこのような地下深部の研究を、地層処分研究開発の基盤となる地層科学研究として進めている。その中で、岩盤・地下水の性質を対象とした研究を地質環境の特性に関する研究、地殻変動と地下深部の岩盤・地下水との関係に着目した地質環境の長期安定性に関する研究として進め、併せて、それらに所要の調査技術および機器の開発を鋭意進めている。

ここでは、これら地層科学研究の現状について報告する。

2. 地質環境の特性に関する研究

本研究では、我が国の地質環境を理解するために、地質構造／地下水流動／地球化学／物質移行／岩盤力学の各分野における研究と、これらに必要な調査技術開発が進められている。研究は、岐阜県東濃鉱山とその周辺の地域、および岩手県釜石鉱山において行っている。

(1) 東濃鉱山およびその周辺地域における調査研究

東濃鉱山は岐阜県東濃地域にあるウラン鉱山である。東濃鉱山周辺の地質は花崗岩類を基盤とし、層厚 150m 程度の新第三紀の堆積岩がこれを覆う構造をなしている。同鉱山周辺では、ウラン探査や学術的な研究による地質学的知見が蓄積されている。また、立坑から地下百数十 m までのウラン鉱床を胚胎する堆積岩へのアクセスが容易である（図-1）。動燃事業団では東濃鉱山およびその周辺地域において、地下水の水理と地球化学、地下水によるウランなどの物質移行および坑道掘削が周囲の地質環境に与える影響について調査研究を進めている。

地下水の水理に関する試験研究では、地表から地下深部までの信頼性の高い水理データの蓄積、水理地質構造モデルの構築、地下水流動解析手法の検討ならびにモデルの検証のための調査や観測を実施している。平成6年度に深度1,000mまで測定可能な水理試験装置が完成した。試験的に深度1,000mにおける花崗岩の透水係数を測定し、健岩部で 10^{-8} cm/sec、割れ目部で $10^{-5} \sim 10^{-6}$ cm/secという値が得られている。仮に岩盤の平均的な透水係数を 10^{-7} cm/secとすると、このような岩盤中を動く地下水の速度（ダルシー速度）は動水勾配が1（1 m離れた地点との地下水位の差が1 m）の場合でも年間数cm程度となる。東濃地域を例とした三次元地下水流動解析によると、地下500m以深での動水勾配は0.04未満であることから、地下深部における地下水の動きが非常に遅いと考えられる。東濃鉱山周辺で実施されている長期間隙水圧観測の結果から、観測領域内に存在する断層（逆断層）が遮水壁的な役割を果していることが示されている。地下水流動解析手法に関しては、岩盤中での透水係数分布の推定および地下水流動のモデル化について主に検討を行っている。岩盤の透水係数分布を推定するために、岩盤が本来有する不均質性を可能な限り表現できる補完手法として、物理検層データおよびフラクタル理論を応用した方法を開発し、実際の堆積岩に適用して、その妥当性について検討した（図-2）。また、花崗岩中の地下水流動のモデル化に関しては、Don-Chan (Donen-Channelling)モデルを開発し、釜石鉱山での試験結果をもとにその妥当性を検討した。今後は新たに開発された1,000m対応の水理試験装置を用いて、深度1,000mまでの調査を進め、岩盤や断層・破碎帯などの透水性およびその深度依存性や異方性、動水勾配などのデータを蓄積していく。また、花崗岩中の地下水流動のモデル化手法や透水係数分布の推定法の開発についても、実際の調査・解析と並行して実施していく。

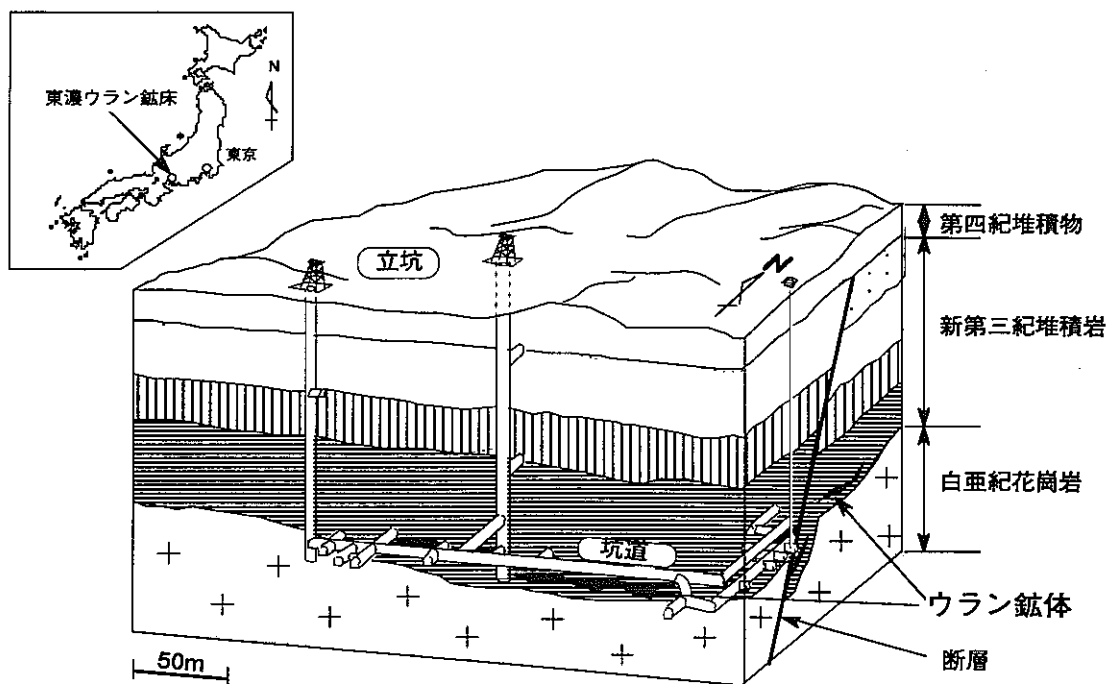
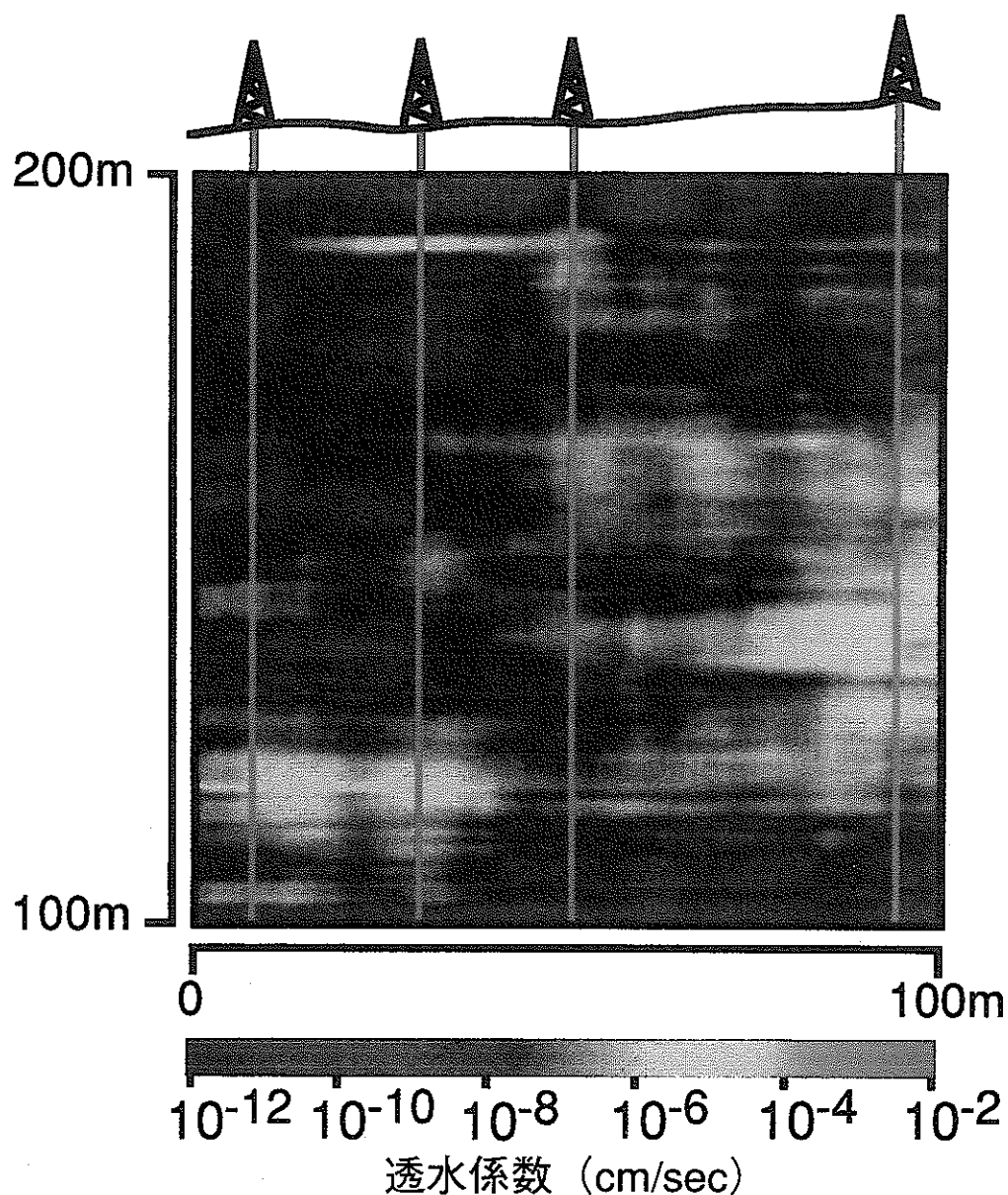


図-1 東濃ウラン鉱床の地質概要



この図は、4本のボーリング孔の透水係数データからフラクタル理論を応用した補完方法（MACRO-AFFINITY）を用いて対象領域内の透水係数の2次元分布を推定した結果である。対象とした地層の水平方向の堆積構造が透水係数の分布として表現されている。

図-2 フラクタル理論を用いた透水係数の推定

地下水の地球化学については、地下水の年代、起源および地球化学的性質の三次元的な分布を把握し、水質形成モデルの妥当性を確かめるために、地下深部に試錐孔を掘削し、その中で採水と測定を実施している。堆積岩中の地下水組成のほとんどはNa-HCO₃型を示し、pHは地表から深部に行くにしたがって、中性からアルカリ性へと変化し、還元環境であることが分かった。酸素・水素安定同位体比の分析結果から地下水は降水起源と考えられ、また、炭素の放射性同位体による年代測定から、堆積岩基底部の地下水の年代は少なくとも1万年以上であることがわかっている。また、地球化学平衡モデルに基づいた解析によって得られた地下水のpH、酸化還元電

位及びイオン濃度の値と、実測値がかなり良い一致を示すことが明らかになった。花崗岩中の地下水については、深度840 mにおいて採水・分析を行った結果、この地点の地下水は弱アルカリ性のNa-HCO₃型の組成を示すことが明らかになった。また、試錐孔から採取した岩石中の構成鉱物と地下水間の地球化学平衡モデルに基づいた解析から、地下水の水質は岩石中の斜長石などの鉱物と反応により形成されていることが推定されている。

一方、地下深部における物質の挙動を明らかにするため、ウラン鉱床とその周辺の堆積岩を対象として、天然ウランの保持に関する研究および天然ウラン系列核種の地下水による移行と遅延に関する研究を継続している。その結果、ウランは還元環境下で濃集し、ウランの移行・濃集には岩石の鉱物・化学組成のみならず地下水の動きが大きく影響していることが分かった。また坑道から掘削した試錐孔の調査により、堆積岩中の小さな割れ目沿いに選択的にウランが濃集していることなどの知見が得られた(図-3)。今後は、これらの移行経路中のウランの移行現象や収着現象のモデル化・定量化などを進める。

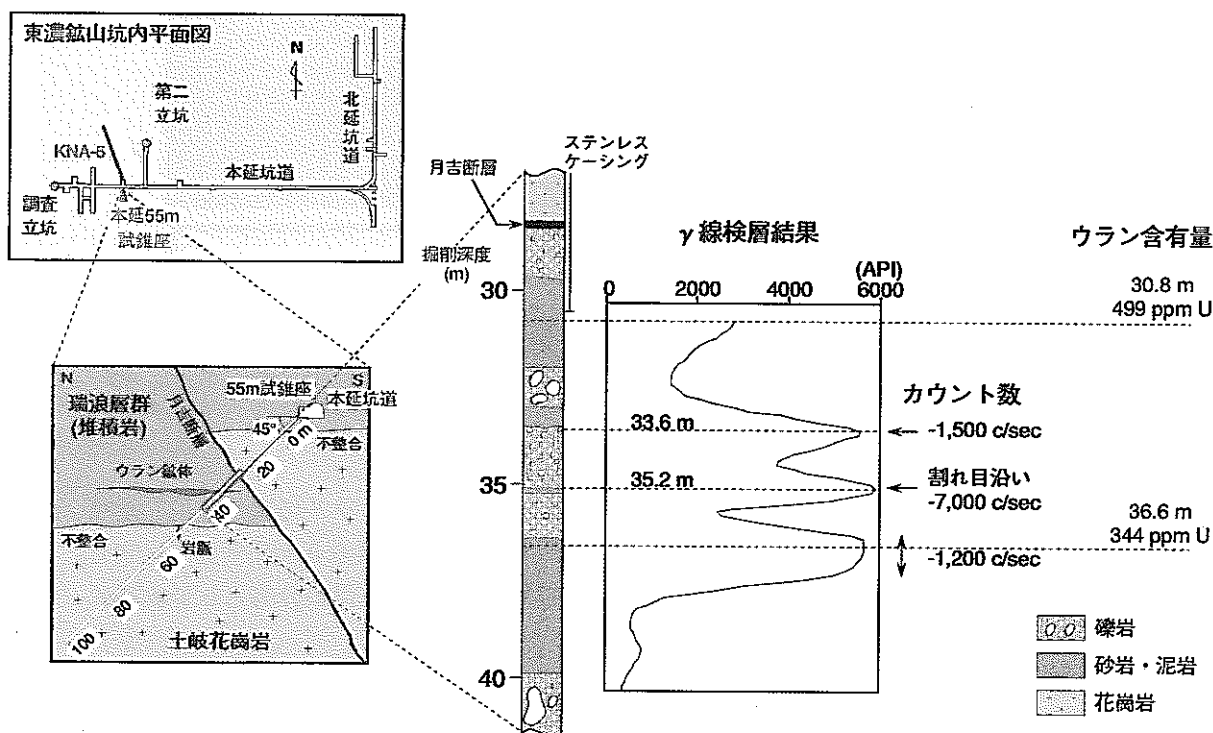


図-3 東濃鉦山坑道からの試錐孔を用いたナチュラルアナログ研究

坑道の掘削が坑道周辺の岩盤や地下水に与える影響を把握するため、掘削影響試験を実施している。この試験では、最初に掘削前の岩盤の状態を把握して、坑道を掘削した場合の影響を予測し、その後に坑道を掘削して地質環境の変化を把握し、予測の妥当性を検証するという一連の調査研究を行う。立坑掘削影響試験では、堆積岩中に内径6 m、深さ150 mの立坑を掘削し、周辺の岩盤において様々な計測をした後、約6年にわたる長期観測を継続している。この結果、掘

削時の発破により岩盤が損傷を受ける範囲は坑道壁面から1 m程度であることや、立坑周辺における間隙水圧の変化は立坑を中心とした半径約100 m程度の広がりがあることが確認されている。また、堆積岩への影響について発破掘削工法と比較するため、平成7年度は機械（ブームヘッダー）により水平坑道を掘削するとともに掘削中の調査を実施し、さらに平成8年度は掘削後の調査を実施している。掘削中の調査で得られたデータの一例として、坑道掘削時の堆積岩における振動測定結果を示す（図-4）。その結果、機械掘削時に計測された坑道周辺岩盤内の最大加速度は、発破掘削時に比べて3オーダー程度小さい値が得られた。今後はこれら一連のデータを解析して、掘削工法の違いによる影響領域の違いを評価していく予定である。また、長期にわたる岩盤の変形や、間隙水圧の変化を把握するため、引続き長期モニタリングを継続していく。

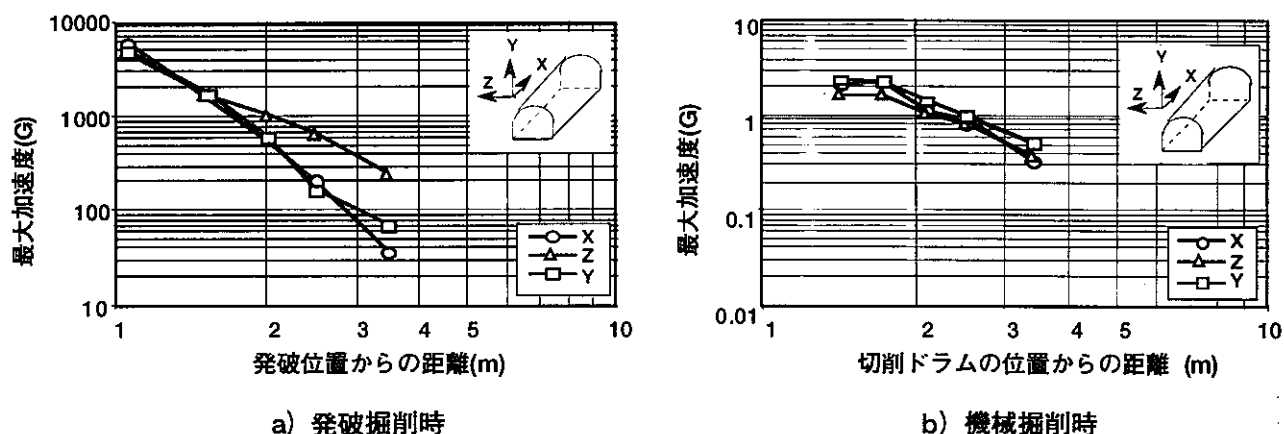


図-4 機械による坑道掘削時の振動測定結果例

(2) 釜石鉱山における調査研究

釜石鉱山は、岩手県釜石市にある花崗岩類を母岩とする鉄・銅鉱山である（図-5）。動燃事業団は昭和63年から、同鉱山の海拔550mレベルにある坑道（地表下約300m）を利用して、花崗岩を対象とした試験研究を実施してきた。

最初の5年間（第1フェーズ）では、花崗岩や地下水の性質を明らかにすることと現有の調査試験技術の適用性を確認することを目的として、試験研究を行った。その結果、花崗岩の強度等の物性、初期応力状態、岩盤の透水性、地下水が割れ目内の特定の経路を選択的に移行するチャネリング現象、深部地下水の水質や物理化学的性質、岩盤内に充填したベントナイト粘土の原位置での膨張挙動に関する知見などが得られた。また、坑道掘削が岩盤や地下水に与える影響の調査では、岩盤の透水係数や物性の変化は坑道壁面から1 m程度であることが判明した。また、これらの調査研究の過程を通じて、坑道周辺での地下水流動や坑道掘削に伴う周辺岩盤の変形挙動等のモデル化手法の有効性を確認した。

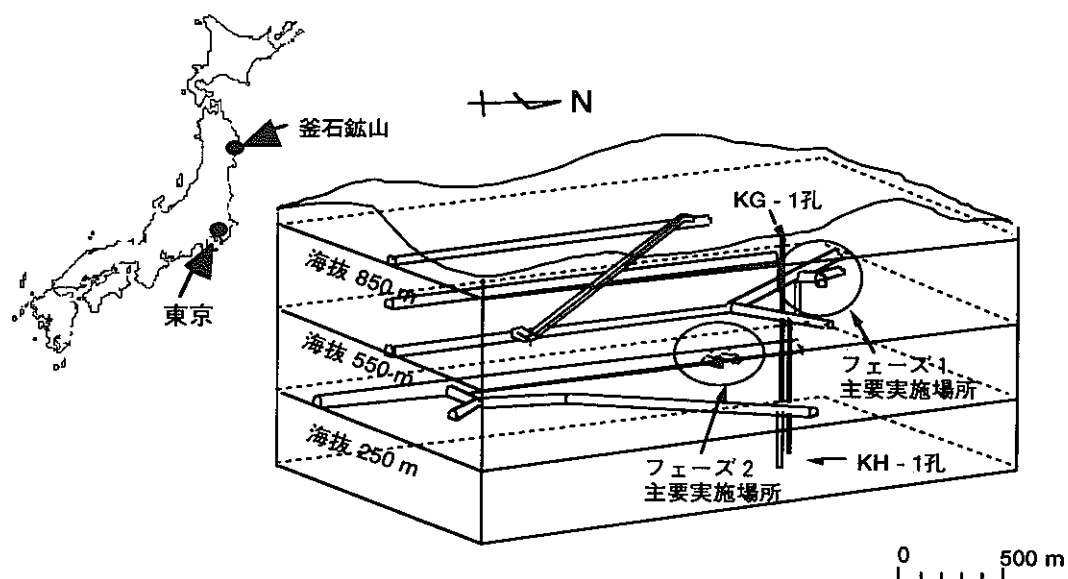


図-5 釜石鉱山坑道図

平成5年度からは、岩盤や地下水の性質の深度による違いを明らかにすることと、坑道掘削影響領域の詳細を明らかにすることを目的とした5年間の研究計画を策定し、第2フェーズとして、以下の内容の調査研究を実施している。

地質構造、物性や応力分布、地下水の水理や地球化学的性質の把握のため、断層・破碎帯・割れ目帯の調査、初期応力測定、透水試験、降水量・気温・坑道湧水量・間隙水圧モニタリング調査等を継続実施している。これまでの透水試験結果では、割れ目の集中部の透水係数が $10^{-5} \sim 10^{-8} \text{cm/sec}$ オーダー、健岩部の透水係数は 10^{-8}cm/sec オーダー以下であり、深度変化による影響より割れ目の有無による影響の方が大きいことがわかった。また、応力分布については、最小主応力がほぼ土被り圧に等しいこと、最大主応力の方向は深度によらずほぼ南北方向であることなどの結果が得られた。

坑道掘削が地下深部の地質環境に与える影響を把握するため、釜石鉱山250mレベル坑道において、既存坑道周辺の掘削影響領域の評価、新規坑道掘削による調査研究のため計測用坑道の掘削と予備調査（AE測定、振動測定、Packer-extensometerによる亀裂変位・間隙水圧測定）を実施した。現在、試験坑道（ $3.5\text{m} \times 3.5\text{m} \times 37\text{m}$ ）掘削中の調査および既存坑道周辺の酸化還元状態の調査等を行っている。既存坑道周りの調査では、弾性波探査（屈折法、トモグラフィ）や孔内載荷試験結果から、第1フェーズの結果と同様に坑道壁面から1m内は岩盤物性の低下した領域が存在する可能性があることがわかった。また、地下深部で還元状態の地下水が存在することを確認するとともに、坑道壁面から2m付近の地下水中の溶存酸素濃度は、坑道壁面から湧出する地下水（4～8 ppm）に比べ0.3ppmと非常に低いことがわかった。

結晶質岩中の地下水の動きとそれによる物質移行現象の研究として、これまでに収着・マトリックス拡散、移流・分散に関する試験などを行っている。これまで移流・分散に関する試験の

一環として実施してきた水理調査（流量検層、間隙水圧測定）では、試験の対象となる透水性割れ目の候補を幾つか抽出するとともに、試験領域内での水圧分布が一樣ではなく水圧の異なるいくつかの領域に区分されることがわかった。

人工バリアの研究では、これまでに粘土材料を用いたグラウト技術の適用試験、粘土充填・熱負荷試験用の試験孔（直径 1.7 m、深さ 5 m）掘削を実施している。この結果、岩盤中の地下水の動きを遅くするのに、粘土系グラウトが有効であることが分かった。粘土充填・熱負荷試験については、現在掘削された試験孔に粘土（ベントナイト）の充填および各種センサー、ヒーター設置作業を行っている。

なお、釜石鉱山では、地質環境の長期安定性に関する研究の一環として、地震に関する研究を行っているが、これについては後述する。

(3) 深部地質環境の調査技術開発

事業団では、深部地質環境の調査に必要な技術および機器の開発として、以下の技術開発に取り組んでいる。

割れ目や割れ目帯の位置、規模、透水性を把握するために必要な技術としてハイドロフォン V S P 調査法（図-6）の開発を、工業技術院地質調査所との共同研究として実施中である。これまでの結果から、この調査法によって透水性の大きい割れ目帯を検出することができる可能性のあることが示された。また、レーダー・比抵抗トモグラフィー法等の物理探査法の解析手法の開発も継続している。

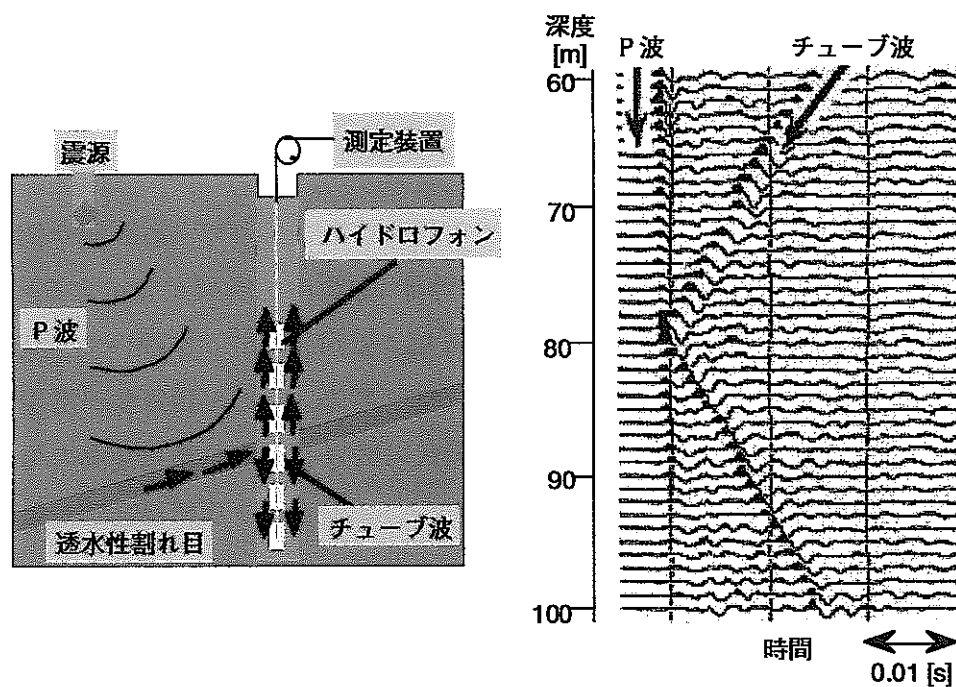


図-6 ハイドロフォン V S P 調査の概念及び取得データの例

水理学的研究に必要な調査技術・機器については、平成6年度に深度1000mまでの難透水性岩盤を対象にした水理試験装置を実用化した。更に試験時間の短縮化を図るため、試験を行う閉鎖区間体積を小さくする新たな試験方法を考案し、調査深度が深くなっても精度の良い効率的な調査が可能となる見通しを得た。

地球化学的研究に必要な調査技術・機器については、平成6年度に深度1000mまでの地下水を被圧不活性状態(大気と全く接触させずに地下の水圧を保持した状態)で採取するとともに採水区内の地下水の物理化学パラメーター(pH、電気伝導度、酸化還元電位、硫化物イオン濃度、水温)を測定できる機能を備えた機器を実用化した。

力学的研究に必要な調査技術・機器については、掘削影響領域を把握するため坑道周辺の岩盤の緩み領域の間隙水圧と透水係数が測定できる装置を実用化し、東濃鉱山や釜石鉱山で使用している。

3. 地質環境の長期安定性に関する研究

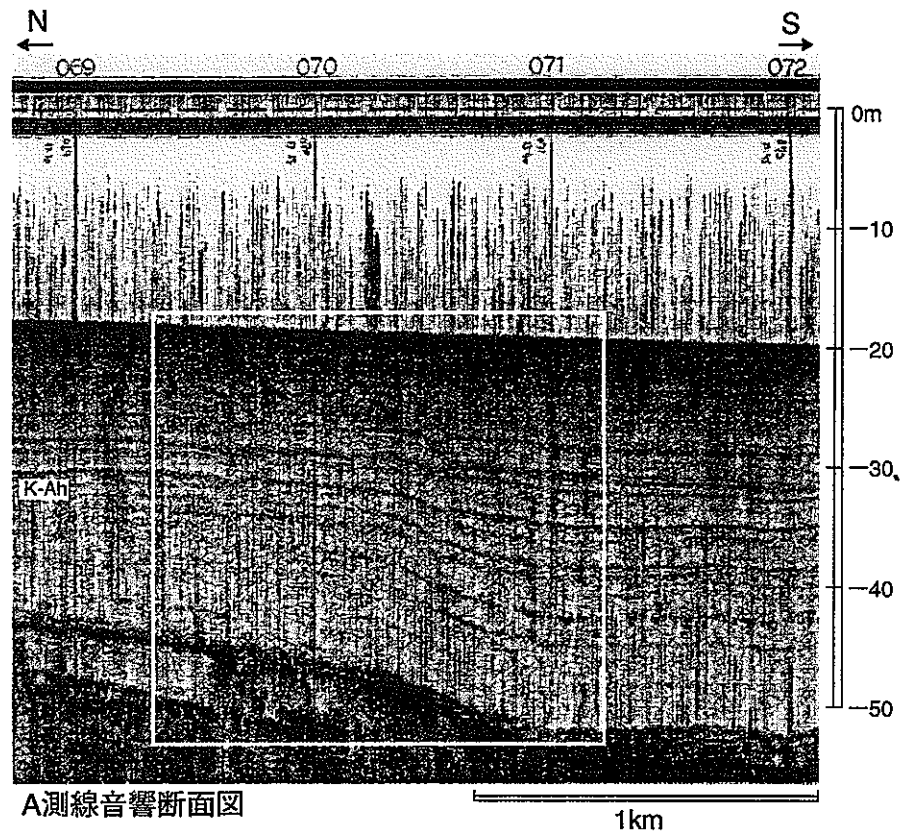
事業団では地質環境の長期安定性に関連する重要な天然事象として、断層運動/地震、火山活動、隆起・沈降運動/侵食作用、気候・海水準変動について研究を進めている。本研究の目的は、これら天然事象がいつ、どこで、どの規模で発生するかを予知することではなく、将来にわたりそれらの事象が発生する地域と、発生した場合に想定される最大規模の変化幅を示すことである。将来予測の手法としては、過去に生じた変化を将来に外挿することを基本とした研究を進めることが重要である。そのためには、天然事象の過去の履歴を精度良く把握する必要があり、現在その分布、発生年代、活動規模などを全国規模で取りまとめるとともに、各事象による影響範囲を明らかにするための事例研究を実施している。

(1) 断層運動/地震に関する研究

日本列島の陸域に分布する第四紀断層は2000本程度存在しており(活断層研究会編, 1991)、その多くは、平野-丘陵-山地の境界をなす活断層帯(複数の活断層が並走する)を形成している。断層運動は、一部の例外(例えば、松代地震断層; 松田, 1967)を除いて、既存の活断層が再活動したものである。しかし、活断層帯の近傍では、将来、新たな活運動が出現する可能性も考えられ、千屋断層系や富士山南西麓断層系では時代の経過とともに断層運動の場が移動したことが知られている(松田ほか, 1980、Yamazaki, 1992)。このような断層運動の場の移動が考えられる活断層帯(約35)を抽出するとともに個々の断層系の時間的・空間的な変遷を把握するための事例研究を実施中である。

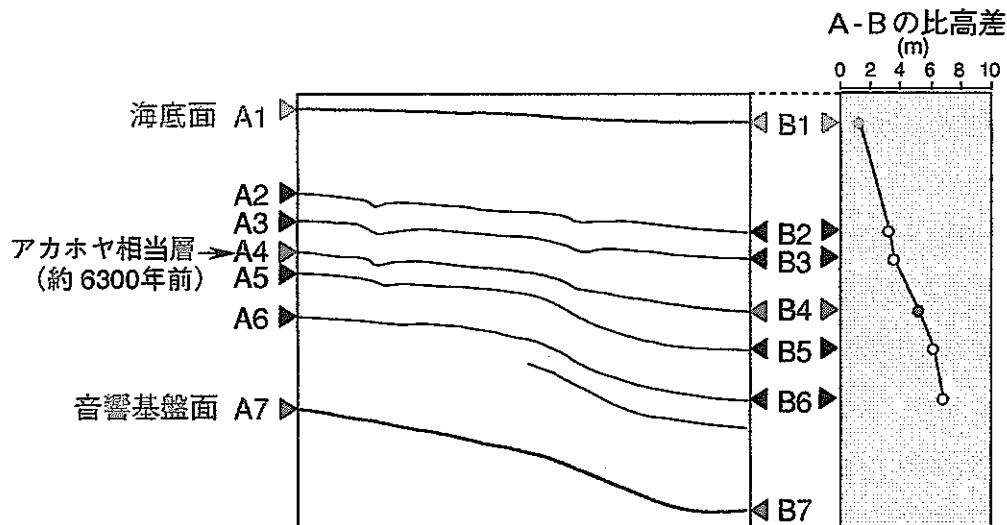
断層の活動年代、変位量、地下形態および破碎帯規模の把握や伏在活断層の確認を行う場合には、その地域や地質状況等に応じた各種調査手法の最適な組み合わせによる現地調査が必要となる。陸域-海域にわたる調査技術を確立するため大学との協力を進めながら、ソノプローブを用

いた海域音波探査とピストンコアリングの組み合わせによる海底堆積物の変形構造の調査(図一7)や三次元反射法地震探査手法を用いた断層地下形態の調査を実施し(伊藤ほか, 1996)、その有効性を示した。さらに、活断層周辺の地質状況を広域的、概括的に把握するための調査手法として、空中探査手法の適用性を検討した。



(a) 地層の撓曲

海底音波探査から、表層海底堆積物(海底下約30m)中に地層の撓み(撓曲構造)が確認でき、この変形構造から、地下に伏在する活断層の存在を推定することができた。



(b) 連続する地層(図(a))の比高差

地層の屈曲部を境として地層の比高差に累積性が認められ、地下に活断層の存在が推定される。(活断層の6300年以降の累積変位量から平均変位速度は0.8mm/年と見積もられた。)

図一7 物理探査手法による海底下の活断層調査

岩手県釜石鉱山では、地震が深部の地下水に及ぼす長期的な影響を把握することを目的として、地震観測および地下水圧、水質観測を継続している。これまでの観測結果として、地震による最大加速度は、地下730 m地点では地表の約 $1/2 \sim 1/4$ になること、地震に伴い地下水圧、水質が、一時的に変化し、それが短時間で元にもどることや降雨の影響などによる年間の変動幅に比べてその変化量は小さいという知見が得られてる。また、東濃鉱山周辺の地表からの試錐孔における地下水位の長期観測でも地震の発生に伴って地下水位が一時的に変化し、時間と共にまた元にもどるといったことが観測された。

一方、1995年兵庫県南部地震に伴う地下水の水位、湧水、水温、水質等の変化に関する情報については、学会やシンポジウムなどの場で報告がなされてきた。しかし、詳細な調査の結果、地震前後における地下水位や水質、湧水量などの変化に関する信頼性の高い連続観測データは限られていることが判明した。また、地震の際に地表に出現した野島断層沿いでは、数カ所で新たな湧き水が生じた。断層沿いでこの現象が認められたことから、これは地震の震動によるものではなく、断層運動に起因していると考えられる。なお、これらの湧水のほとんどは2ヶ月後には停止したことが確認されている。

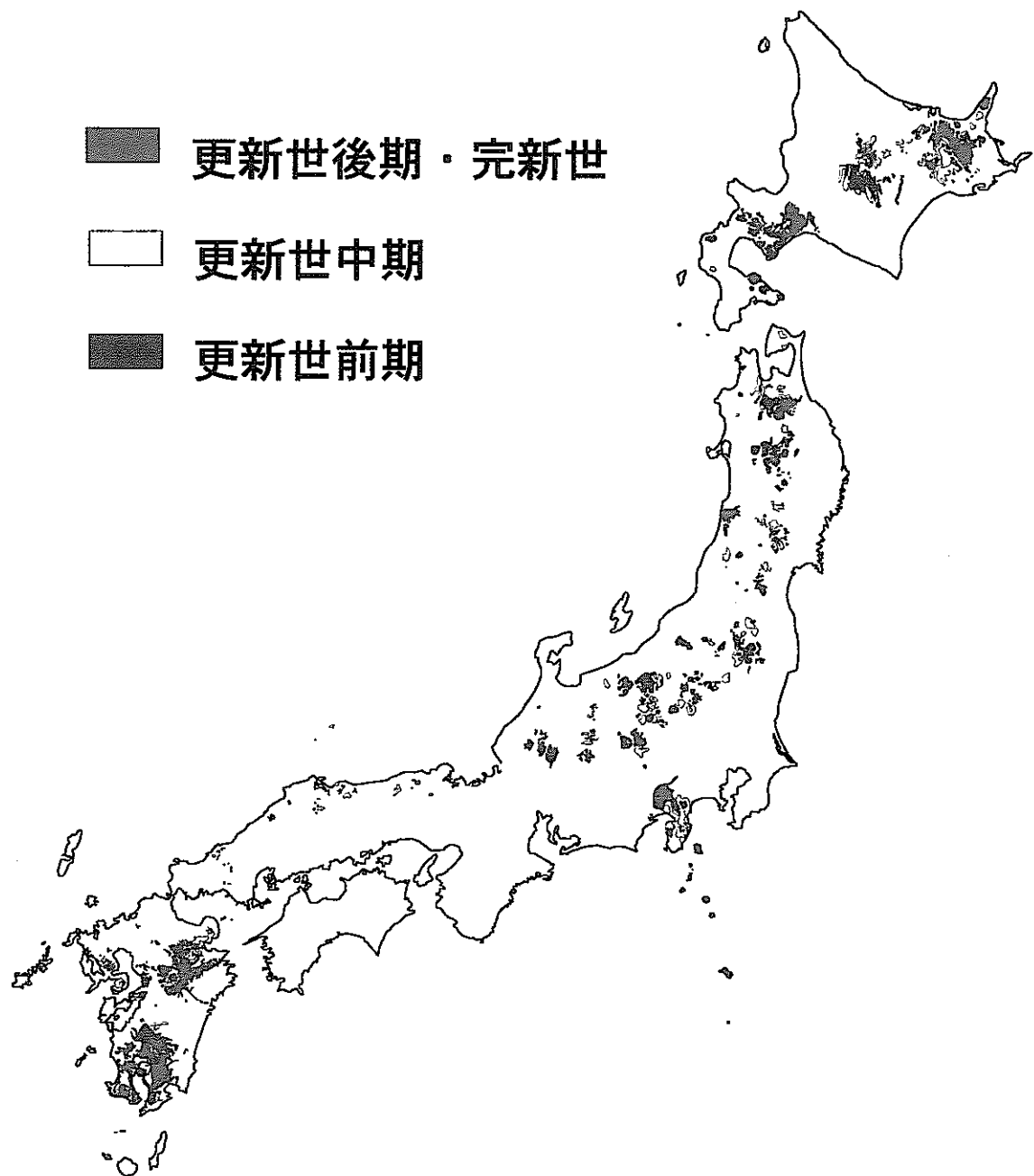
(2) 火山活動に関する研究

日本列島において第四紀以降に活動した火山は200を越え、現在も多くの火山が活動中である。将来におけるマグマの上昇・噴火による地質環境への影響を知るためには、現在活動している火山を考慮するだけでなく、活動を中止している火山の再活動や新たな火山活動が発生する可能性のある地域とその活動規模も把握しておく必要がある。

東北日本弧における火山活動の場は、第三紀後期から現在まで、大局的には火山フロントを境として、その位置は大きく変化していないことが示されている（たとえば大口ほか，1989）。現在の火山フロントの西側に位置する火山は、遍在して分布するのではなく、数個から数十個の成層火山と0～数個の大カルデラ火山からなるクラスターを成して分布する。これらは、後期中新世～鮮新世のカルデラのクラスター（佐藤・吉田，1993）とほぼ対応し、現在の火山分布の大枠が後期中新世に形成されたことを示している。

また、第四紀以降の火山活動の変遷については、火山噴出物の分布からある程度推定できるが（図-8）、より詳細を把握するためには、さらに火山噴出物の年代値に関する新たなデータの取得が必要である。近年、K-Ar年代測定法が進歩し、100万年より若い火山岩類についても年代測定が可能となったため、それらも含めて東北日本弧に分布する火山岩類の試料についてK-Ar年代測定法による年代測定を実施した。その結果、鮮新世の火山活動は約350万年前に終了し、第四紀後期（50万年前）に再び活動したことが明らかとなった。したがって、東北日本では300万年間にわたる火山活動の休止期間が存在したことになる。この地域では漸新世～中新世の火山活動でも数100万年単位の休止期間が見い出されており（大口ほか，1995）、火山活動は新生代を

通じて断続的だった可能性がある。このことは、第四紀後期に火山が出現した場所は、以前にも火山活動があったこと、すなわち火山の活動の場には長期にわたる地域性があることを示唆するものと考えられる。



図一八 東北日本における第四紀以降の火山噴出物の分布

地下に賦存する熱源が周辺の地質環境にどの程度の影響を及ぼすかを明らかにするためには、熱源の規模とそれに伴う地熱地帯の広がり把握する必要がある。このため、既存の坑井での温度検層データを用いて日本列島の地下2,000m程度までの地温勾配図を作成した。これによると、一般には地温勾配が10℃/100m以上の地域には第四紀火山が分布することが、一方奥尻、吉野など第四紀火山が存在していないところにも高い地温勾配地域が存在することが明らかになっ

た。これについては今後さらに検討が必要である。また地温勾配が $5^{\circ}\text{C}/100\text{m}$ 以上の地域は東北日本に広く存在し、新第三系の分布とほぼ一致する。

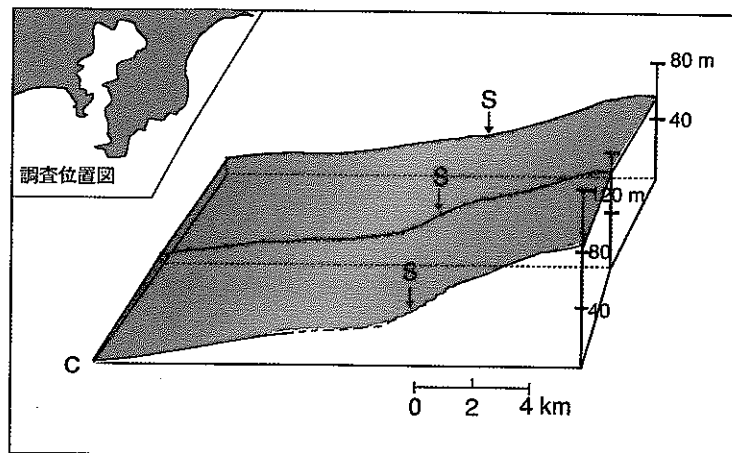
(3) 隆起・沈降運動／侵食作用に関する研究

日本列島は、現在も地域により隆起したり沈降しているが、その傾向は第四紀中期（約50～100万年前）以降大きく変化していないことが、地層や地形の特徴などから推定されている（The Research Group for Quaternary Tectonic Map, 1973）。このような変動の原因はプレートの沈み込みなどに起因すると考えられ、長期間にわたって変動が累積したのは、プレートの配置や運動様式が大きく変化しなかったためと考えられている。

内陸部において、第四紀の累積隆起量が大きい地域は、日本列島の脊梁をなす山岳地帯であり、その量はこれらの地域で過去100万年間に数百m以上に達することが分かっている（The Research Group for Quaternary Tectonic Map, 1973）。しかし、内陸部の隆起速度の詳細な変遷については、地層や地形面の保存状態が悪いことや年代値のデータが不十分なことのため、十分には明らかにされていない。比較的データが豊富な過去約15万年間については、日高山脈周辺が50m前後、関東・中部地方が30～100m程度、四国や紀伊半島が20～40m程度隆起したことが明らかとなっている（吉山・柳田, 1995）。

平野と周辺の海岸の多くは、第四紀中期に、それまでの沈降傾向から隆起傾向に転じたことが、段丘や地層の分布から知られている。日本各地の海岸段丘の高度を調査により、過去約12万年間の隆起量は一般に数十m以下であり、100m以上隆起した地域はプレート境界に面した半島の先端部や島に限られることが分かっている（Ota et al., 1992）。

第四紀の地殻変動の履歴をさらに精度良く把握するためには、変動速度や変動範囲の解析法を確立する必要がある。このため、隆起速度が最も大きい地域の一つである房総半島を例に、堆積相を利用した海岸部の隆起運動の解析法の検討を行っている（図-9）。



海浜堆積物の高度から地盤隆起量の三次元分布を求めた。図は、C点を不動点とした場合の相対的な隆起量を示す。南東部が相対的に大きく隆起し、北西に傾動している。傾斜変換点Sより東側では隆起量が多い。

図-9 房総半島北部地域の最近12.5万年間の地盤隆起量

また、地形変化の予測に必要な侵食速度を求めるため、十勝平野周辺、鈴鹿山脈周辺および宮崎平野周辺の3地域を対象とした解析を行った。その結果、過去の12万年間の平均の侵食量は、3.6～10.8mと推定され、侵食速度は段丘形成直後には大きく、その後時間とともに減少することや、隆起量が大きいほど侵食量も大きくなることが分かった。なお、過去12万年間の平均の侵食量は隆起量の1割程度であった。

(4) 気候・海水準変動に関する研究

将来の気候・海水準変動に伴う侵食速度や地下水涵養量などの変動幅を予測するため、第四紀における気候・海水準変動の大きさや規則性に関する資料の解析を行っている。深海底堆積物の酸素同位体比や海岸段丘の研究によると、第四紀を通じた海面の高さは、約70万年前以降、約10万年周期で上昇・下降を繰り返してきたことが知られている。データの豊富な過去25万年間では、海水準は現在比+6 m～-130mの間で変動したことが明らかにされている（たとえばChapell and Shackleton, 1986）。海水準は最も低い状態から、1万数千年かかって最高位に達し、その後、約10万年かかって再び最低位に達する。日本周辺の海水準は最近の地質時代では5～6千年前に最高位に達し、（たとえばChapell, 1994）、現在比0m～+5mと推定されている（Umitsu, 1991）。日本列島における第四紀の気温および降水量の変動は、主に花粉化石や氷河地形の分布から推定されており（たとえばOno, 1984）、比較的データの豊富な日本海側に関しては、平均気温は約2万年前の現在比-8℃から次第に上昇し、約6千年前には現在比+2～3℃に達したとされる。

4. おわりに

以上のように東濃鉾山およびその周辺地域と釜石鉾山での試験研究を中心とした地層科学研究は着実に進展しているが、さらにその研究の一層の拡充を図るために、岐阜県瑞浪市において結晶質岩を主体とした超深地層研究所計画を進めていく考えである。また、事業団が北海道幌延町に計画している貯蔵センター内に予定されている、堆積岩を対象とした深地層試験場の活用も目指していく考えである。これらの地下深部の研究施設は、わが国における地下深部について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を進めるとともに、それを最大限に活用することによって、表層から地下深部までの岩石や地下水に関する包括的なデータの取得に努めていく。これらの施設から得られるデータは、深部地質環境条件として重要な特性などの正確な把握や地層処分システムの性能評価モデルの信頼性向上などの研究開発の基盤としても活用できるものである。

地層科学研究をより着実に推進していくには、各分野の研究について広く関係者の理解が必要であり、そのため関連する分野の専門家の参加を得て幅広い視野から調和のとれた研究開発を透明性をもって進め、成果を積み上げて行くことが大切である。したがって、今後も各種委員会等を活用して、専門家の指導を仰ぎつつ研究開発を進めていく方針である。

引用文献

- Chapell, J. and Shackleton, N. J. (1986) : Oxygen isotopes and sea level, *Nature*, 324, pp. 137-140.
- Chapell, J. (1994) : Upper Quaternary sea levels, coral terraces, oxygen isotopes and deep-sea temperature, *地学雑誌*, 103, pp. 828-840.
- 伊藤谷生・中田友之・河村知徳・津村紀子・石丸恒存・井川 猛・太田陽一 (1996) : 3次元反射法地震探査による淡路島北淡町小倉地域の野島断層の地下構造調査. 地球惑星科学連合会1996年合同大会予稿集, p39.
- 活断層研究会 (1991) : 新編日本の活断層. 東京大学出版会.
- 松田時彦(1967) : 松代地震断層の地質学的性質. 地震研究所彙報
- 松田時彦, 山崎晴雄, 中田 高, 今泉俊文 (1980) : 1886年陸羽地震の地震断層, *地震研究所報*, 第55巻, pp.795-855.
- Ono, Y. (1984) : Late glacial paleoclimate reconstructed from glacial periglacial landforms in Japan, *Geogr. Rev. Japan*, 578, pp. 87-100.
- 大口健志, 吉田武義, 大上和良 (1989) : 東北本州弧における新生代火山活動域の変遷, *地質学論集*, 32, pp. 431-455.
- 大口健志, 林 信太郎, 小林紀彦, 板谷鉄丸, 吉田武義 (1995) : 男鹿半島・門前層下部 (鮮新統), 潜岩・加茂溶岩部層の K-Ar 年代, *地質学論集*, 44, pp. 39-54.
- Ota, Y., Koike, K., Omura, A. and Miyauchi, T. (1992) : Last interglacial shore-line map of Japan.
- 佐藤比呂志, 吉田武義 (1993) : 東北日本の新生代大規模陥没カルデラの形成とテクトニクス, *月刊地球*, 15, pp. 721-724.
- The Research Group for Quaternary Tectonic Map (1973) : Explanatory text of the Quaternary tectonic map of Japan, National Research Center for Disaster Prevention, Tokyo, pp. 1167.
- Umitsu, M. (1991) : Holocene sea-level changes and coastal evolution in Japan, *第四紀研究*, 30, pp. 187-196.
- Yamazaki, H. (1992) : Tectonics of a plate collision along the northern margin of Izu Peninsula, Central Japan, *Bulletin of the Geological Survey of Japan*, 43(10), pp.603-657.
- 吉山 昭, 柳田 誠 (1995) : 河成地形面の比高分布からみた地殻変動, *地学雑誌*, 104,6, pp. 809-826.

2.2 地層処分における工学技術

環境技術開発推進本部

処分研究グループ

主幹 原 啓 二

1. はじめに

地層処分研究開発の第2次取りまとめに向け、人工バリアとその周辺岩盤（ニアフィールド）により放射性廃棄物を長期にわたって閉じ込め得ることを定量的に明らかにし、地層処分の技術的信頼性を示していくためには、ニアフィールド性能的信頼性の高い評価において必要となる深部地質環境の実測値に基づく把握に加え、それらを考慮して、期待される性能を確保し得る人工バリア及び処分施設の合理的な仕様を明らかにし、それらが現状の工学技術により十分な信頼性をもって構築できることを示していくことも重要な課題の一つである。

これまでの処分技術の研究開発により、人工バリアの設計・製作等の人工バリア技術及び処分施設の設計・施工等の要素技術については、現状技術が適用できる見通しが得られている。動燃事業団では、現在、これらの工学技術的信頼性の向上を図るため、人工バリアに関する大型試験等を中心とした処分技術の研究開発を進めているところである。

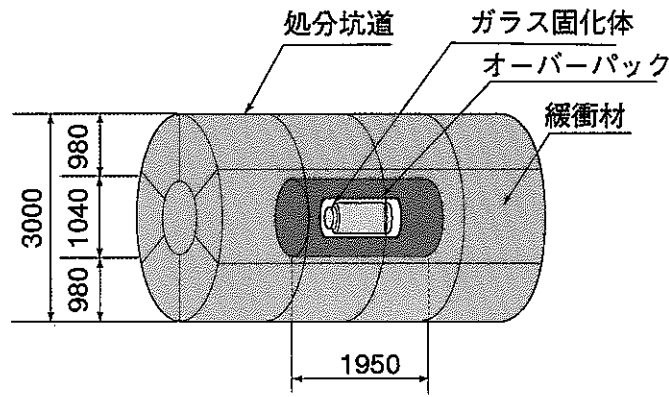
ここでは、現在までに得られている地層処分の工学技術に関する知見及び今後の研究開発の取組みについて報告する。

2. 人工バリア技術

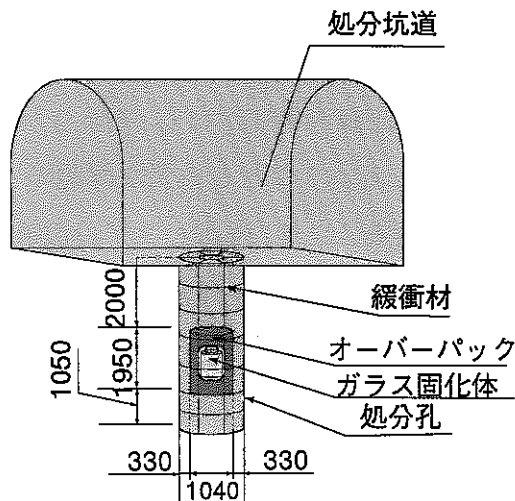
人工バリアは、ガラス固化体、オーバーパック及び緩衝材から構成される。ガラス固化体は、放射線に強く、化学的に安定で地下水に溶けにくく、放射性核種をガラスの成分の一部として固定し、長期にわたって安定に閉じ込めておく性質をもっている。

オーバーパックは、ガラス固化体中の放射能が充分減衰するまでの期間、地下水がガラス固化体と接触することを抑止し、放射性核種を物理的に閉じ込めておく役割を有している。緩衝材は、地下水の流れを抑制するとともに、放射性核種を吸着し、その移行を長期にわたって抑制する役割を有している。

我が国においては、地質環境条件が複雑であること等から人工バリアに大きな役割が期待されており、これらの期待される性能を十分発揮し得る信頼性の高い人工バリア技術を構築していくことが重要である。図-1にこれまでの研究成果に基づく人工バリアの仕様例を示す。



(a) 坑道横置方式



(b) 処分孔縦置方式

単位 (mm)

図-1 人工バリアの仕様例

(1) オーバーパック

オーバーパックの材料としては、耐食性、耐圧強度、製作性、還元環境維持等の観点から、炭素鋼を第1候補材料として、深部地質環境条件下における耐食性の研究、オーバーパックの設計研究、試作評価等を進めてきた。写真-1に炭素鋼オーバーパックの試作例を示す。この炭素鋼オーバーパックについては、ガラス固化体中の放射能が十分減衰し、固化体からの発熱や放射線の人工バリア周辺への影響を考慮する必要がなくなるまでの約1000年の期間、放射性核種を物理的に閉じ込めることを目標としており、これまでの腐食試験の結果等から保守的に評価された1000年間の腐食量約30mmに基づいて、腐食しろを50mmとし、さらに深度1000mの地圧に対する耐圧強度を評価して、肉厚を300mmとしている。現在、オーバーパックの技術的信頼性の一層の向上を図るため、オーバーパック材料の詳細な耐食性の評価研究、溶接技術開発等を進める一方、炭素鋼の腐食に伴う水素ガスの発生を回避し、より長寿命化を図る等の観点から、チタンや銅のオーバーパックの研究開発を進めている。

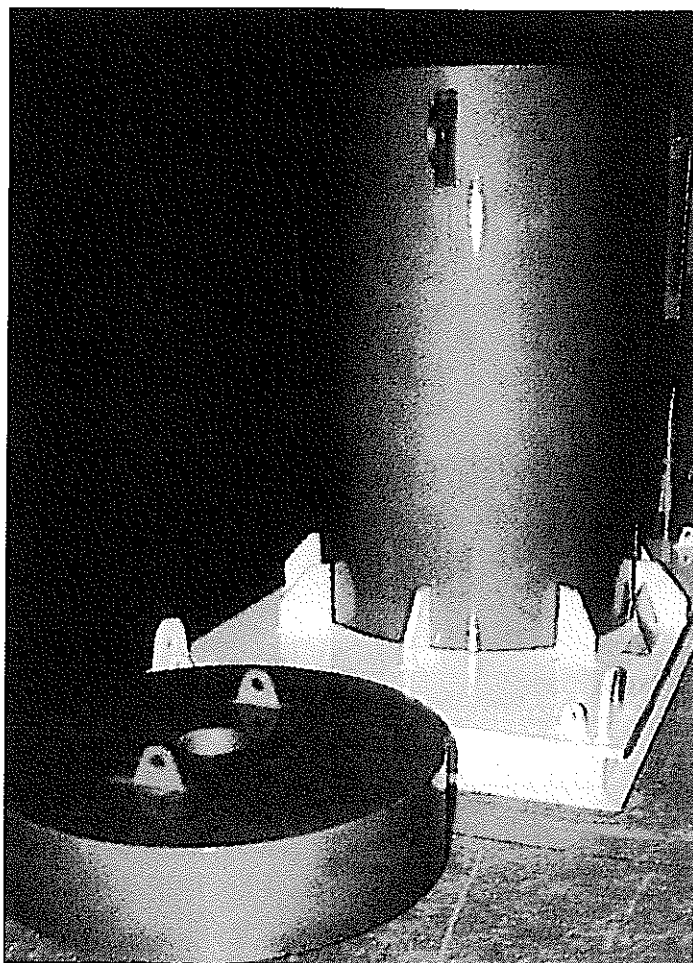


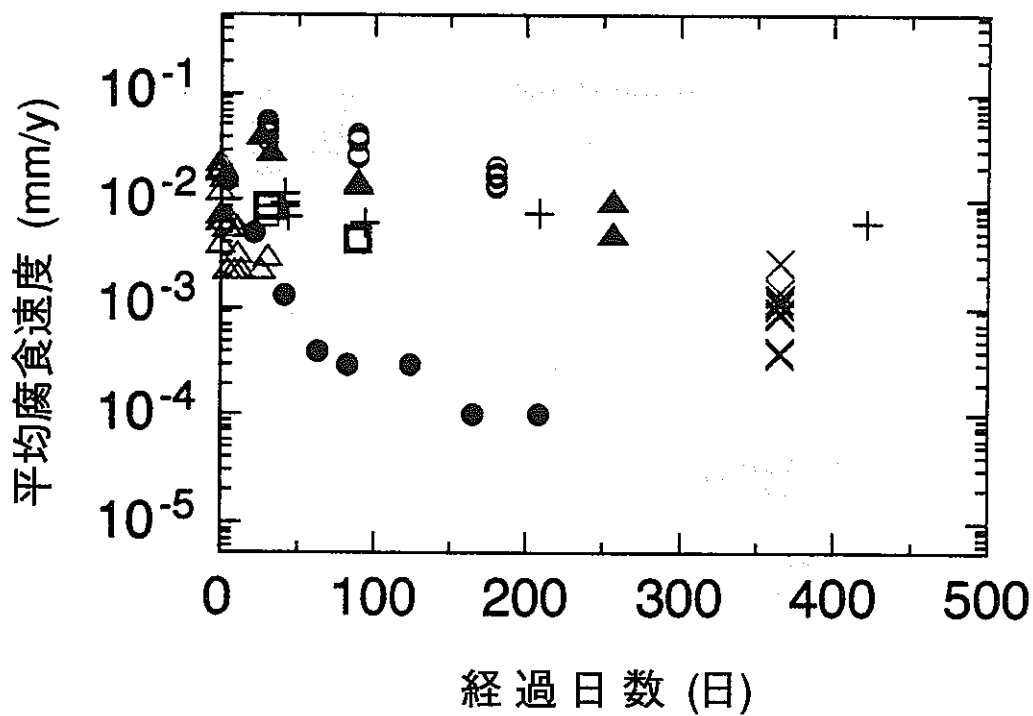
写真-1 炭素鋼オーバーパックスの試作例

① オーバーパックスの耐食性の研究

炭素鋼については、現在、ベントナイト共存下等での腐食試験及び腐食モデルの開発改良等を行っており、処分環境下における全面腐食速度の詳細評価及び、他の腐食形態として生起する可能性のある孔食、応力腐食割れ、マクロセル腐食等の局部腐食の生起条件やその進展速度等の評価研究を進めている。処分環境下での炭素鋼の腐食は、処分場の建設時の侵入酸素による寄与は小さく、還元環境下での水素発生型の腐食が支配することが分かっており、その腐食速度については、これまで0.02mm/年という保守的な実験値を用いて評価してきたが、現在さらに小さな試験結果も得られており(図-2)、炭素鋼オーバーパックスにはより長期の耐久性が期待できる。

高耐食性のチタンについては、局部腐食の生起条件の評価が重要であることから、現在再不動態化法によるすきま腐食に関する試験研究を進めている。また、銅については考古学的出土品によるナチュラルアナログ研究例(約1mm/1000年)等から優れた耐食性を有していることが分かっており、室内での腐食試験と合わせて耐食性の評価研究を進めているところである。

これらの耐食性の評価研究と並行して、厚板の溶接技術開発及び品質管理手法の検討も進めている。



凡 例

▲ : Nagra (地下水, 90°C)	△ : 本田ほか (80°C, 1991)
⊕ : Harwell (海水, 90°C)	○ : 谷口ほか (海水, 80°C, 1996)
● : SKB (地下水, 50°C)	□ : 谷口ほか (地下水, 80°C, 1996)
	× : 谷口ほか (クローズド・システム, 80°C, 1996)

図-2 炭素鋼の腐食速度の試験結果

② チタン、銅のオーバーパックスの設計研究

チタンは高価であること、銅は構造強度が小さいことから、これらの材料を用いてオーバーパックスを製作する場合には、その内側に炭素鋼製の耐圧層等を設けた二層構造のオーバーパックスの開発が必要であるため、現在、これらの複合オーバーパックスの設計研究を進めている。図-3にチタンの複合オーバーパックスの試設計例を示す。諸外国においても、このような複合オーバーパックスの検討が進められているが、このような二層構造容器の事例が少ないことから、今後、実規模大の複合オーバーパックスの試作等を通じて、製作加工性、品質等に関する評価を進める予定である。

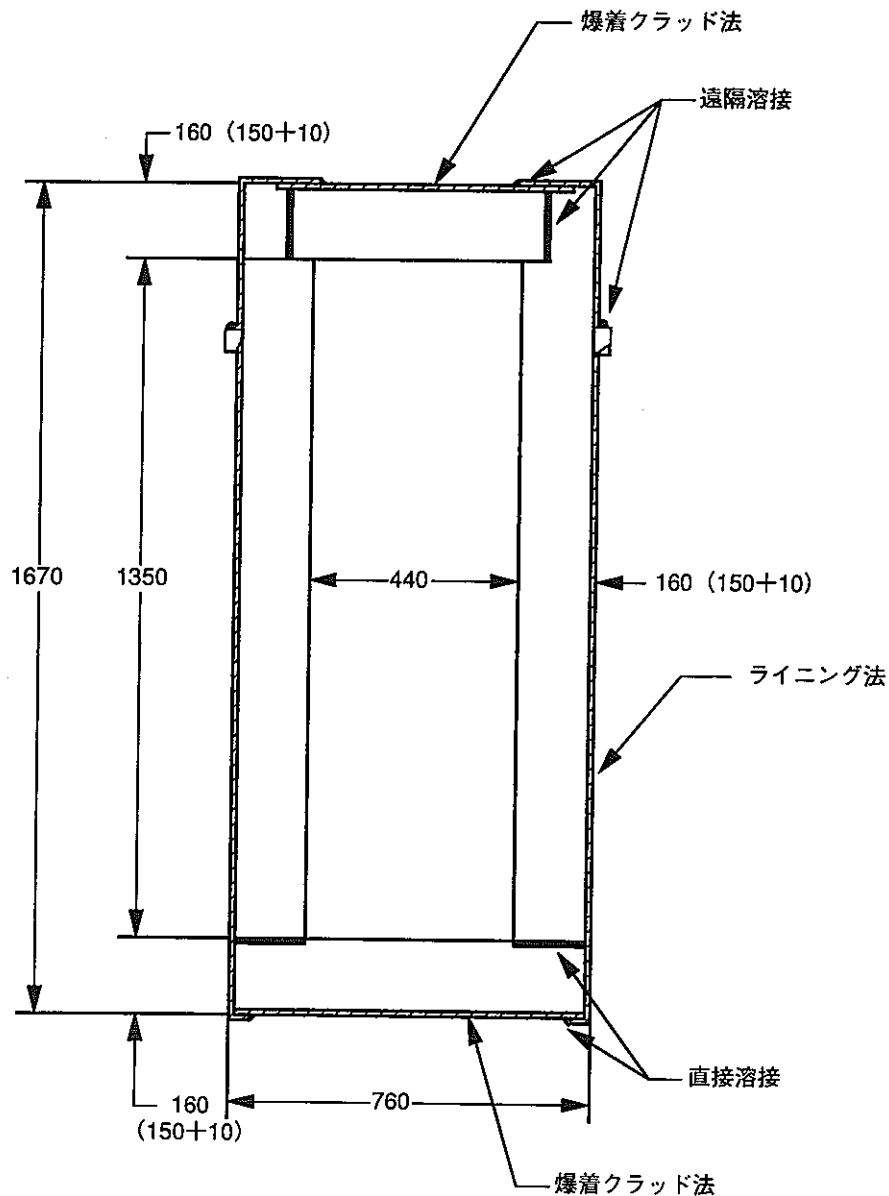


図-3 複合オーバーパックの試設計例

(2) 緩衝材

緩衝材については、地下水に対する止水性、放射性核種の移行を抑制する機能、地下水に対する化学的緩衝性、熱伝導性、オーバーパック支持耐力、応力緩衝性等が要求される(図-4)ことから、低透水性、高膨潤性、高吸着性、可塑性等の性質を持つ天然のベントナイト粘土を有力な候補材として、その物理的、化学的特性や施工特性等に関する研究を進めてきた。その結果、適切な密度に圧縮したベントナイトは、緩衝材に要求される性能を確保し得ること、また、約100℃以下では熱変質も無視でき、長期の安定性が期待できる見通しが得られている。

現在、これらの知見を確かなものとするため、ベントナイトの物理的、化学的特性に関する詳細データの取得、大型試験等による緩衝材の施工技術とその品質・性能の確認並びに人工バリアの長期健全性の評価研究等を進めている。

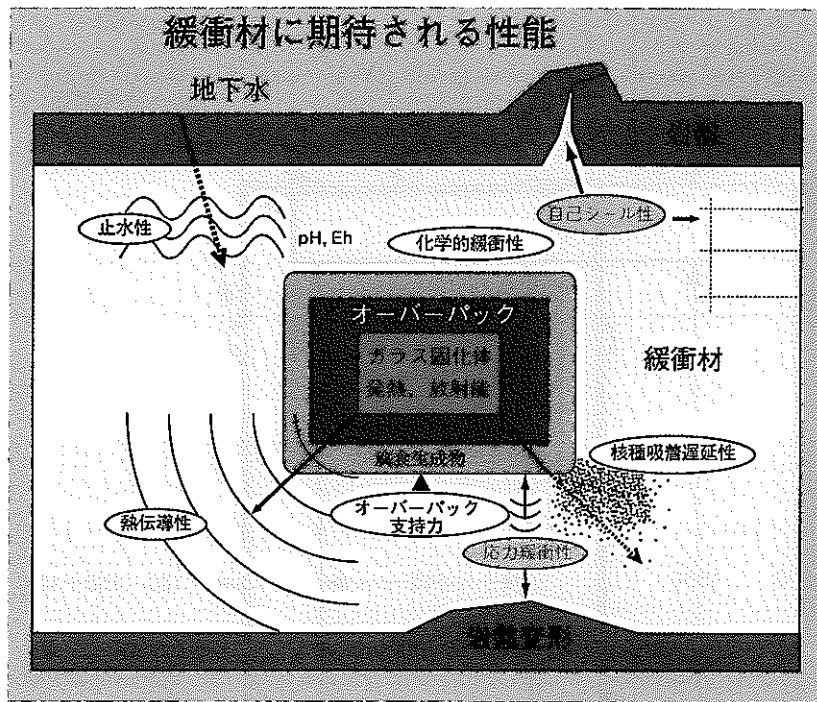


図-4 緩衝材に要求される機能

① ベントナイト特性データの取得

緩衝材への地下水の浸潤挙動は、オーバーバックの腐食評価等において重要であることから、ガラス固化体の発熱による人工バリアの温度変化を考慮した浸潤特性を評価する必要がある。

これまでに不飽和のベントナイト中の水分の移動は液状水と水蒸気の二相移動の形態をとることが分かってきている。また、水分移動の駆動力として重要な、ベントナイト中の間隙水のエネルギー状態を表す水分特性曲線(図-5)や水分拡散係数(図-6)等に関する詳細なデータが得られている。

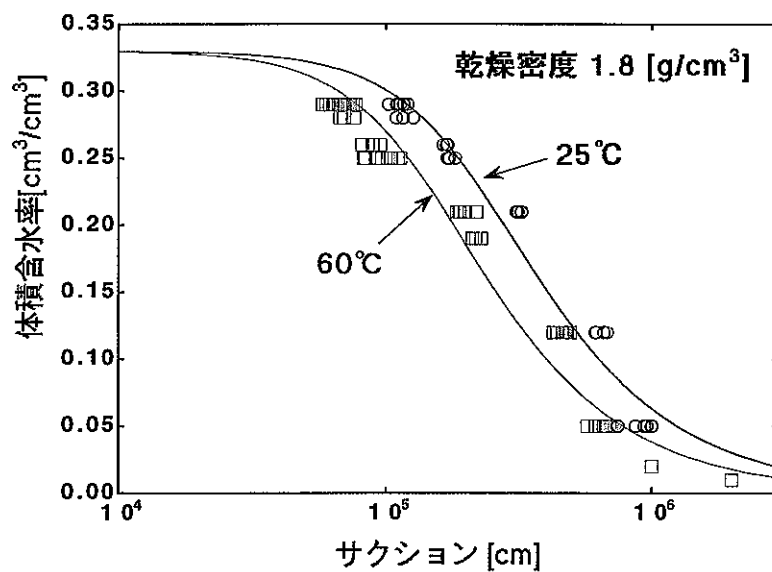


図-5 水分特性曲線 (温度による変化)

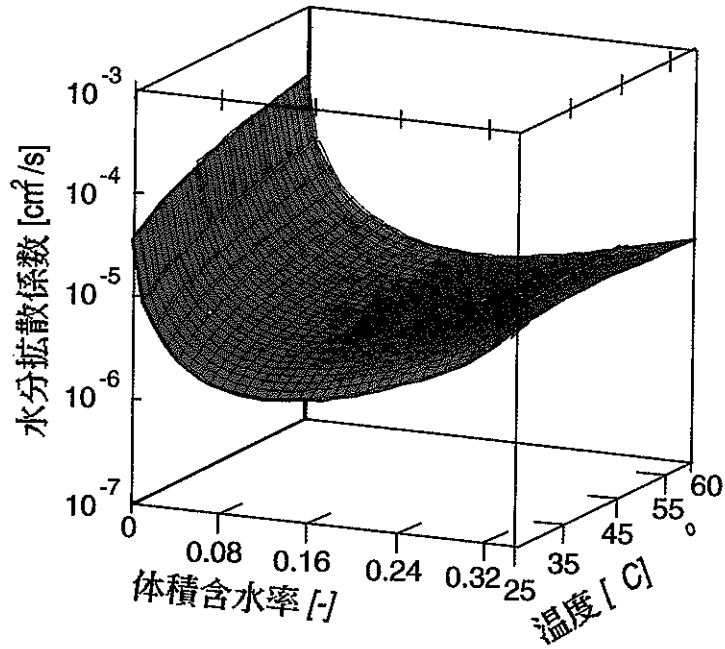


図-6 水分拡散係数と体積含水率、温度との関係

水で飽和した後のベントナイト中の水の移動特性を評価するための透水係数については、現在までに、乾燥密度やケイ砂の混合比、温度等をパラメータとして、広範な条件でのデータが得られている。今後はさらに間隙水の化学的影響の評価を行う予定である。

また、人工バリアの構造力学的安定性を評価する上で重要な圧縮ベントナイトの力学特性を把握するため、現在、圧密・クリープ試験や三軸圧縮試験を実施している。これまでに、圧縮ベントナイトの力学的挙動は基本的には通常の土壌と同様な傾向を示すことが分かってきている。今後、種々の条件で試験を行い、圧縮ベントナイトの粘弾塑性挙動を把握する考えである。

ベントナイトの鉱物組成は、地下水に対する化学的緩衝性や化学的安定性等を評価する上で基本的な特性値であることから、これまでに、微量成分を含む厳密な分析を行っている。表-1に分析結果を示す。試料としたベントナイトには、珪酸鉱物として、石英よりも玉髄が量的に卓越していること、斜長石は灰曹長石が半数以上を占め、他に中性長石と極微量の曹灰長石が含まれること等の特徴が明らかになっている。

表-1 ベントナイト（クニゲルV1）の鉱物組織

スメクタイト	46~49	方解石	2.1~2.6
石英	0.5~0.7	苦灰石	2.0~2.8
玉髄	37~38	方沸石	3.0~3.5
斜長石	2.7~5.5	黄鉄鉱	0.5~0.7

ベントナイトの化学的安定性については、主要鉱物であるスメクタイトのイライト化が性能評価の観点から重要である。これまでの研究により、人工バリアの温度の経時変化を考慮したイライト化率の解析により、初期の比較的温度の高い期間を除くとイライト化変質速度は小さく、緩衝材の性能を損なうようなイライト化は起こらないと評価されている。また、オーバーパックとの接触により、スメクタイトが鉄型に変化することが想定されるが、この現象については、ベントナイト鉱山の鋼製支保周辺の変質状態の研究等を進めているところである。

② 緩衝材の施工技術開発

現在、緩衝材の候補素材として、市販の粉状ベントナイトに加えて粒状のベントナイトについても検討を進めている。粒状ベントナイトは締め固め特性に優れており、粉末に比べ、施工上有利な材料であることから、この粒状ベントナイトの圧縮成型体についても材料特性データを取得中である。粉状ベントナイトの場合と比べ、浸潤特性、透水特性、熱伝導性については、ほぼ同じ性能を有しているとのデータが得られている。

また、粉状ベントナイト、粒状ベントナイトおよびベントナイトにケイ砂を混合した混合材料を対象として、実験室規模や緩衝材大型試験設備を用いた工学規模での種々の締め固め試験を行っている。いずれの材料も十分な締め固めエネルギーを加えれば、緩衝材としての標準的な乾燥密度1.8g/cm³程度の圧縮成型体が見通しが得られている。現在、地層科学研究の一環として釜石鉱山において進められている粘土充填・熱負荷試験(図-7)を通じて原位置での施工性の評価確認を行っているところである。

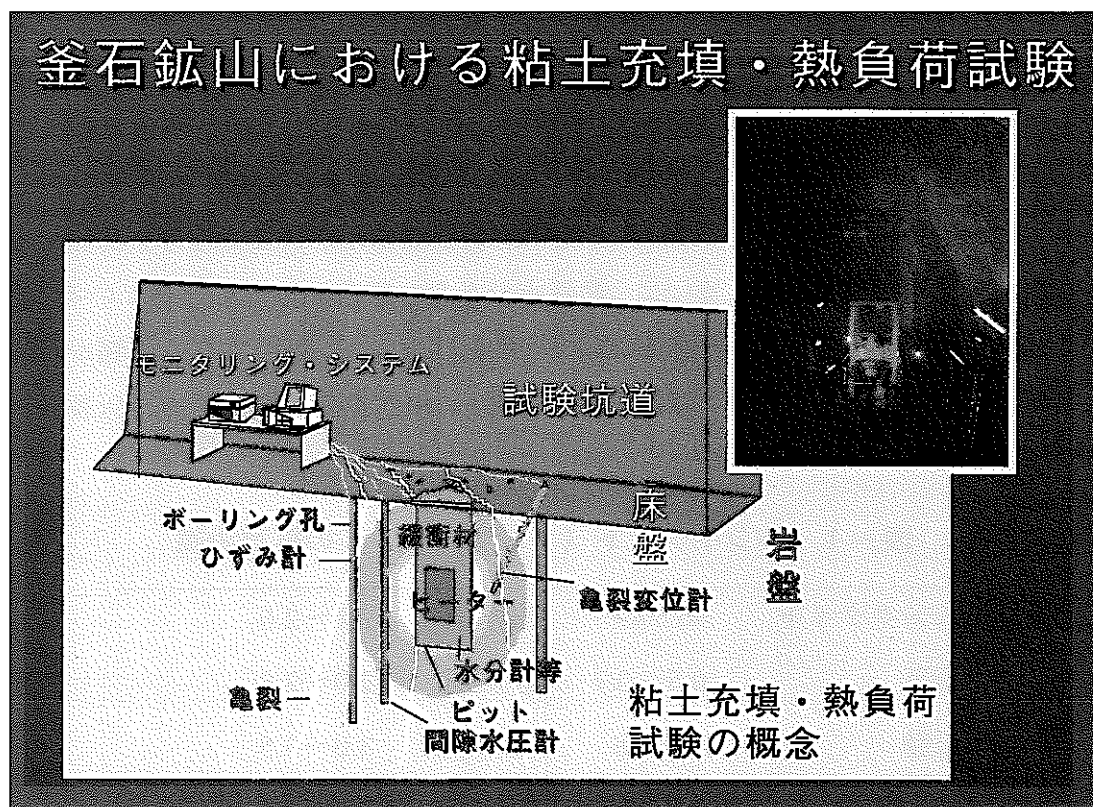


図-7 釜石鉱山における粘土充填・熱負荷試験

③ 人工バリアの健全性評価

人工バリア及び周辺岩盤においては、ガラス固化体の発熱、地温の影響、地下水の浸潤にともなうベントナイトの膨潤圧の発生、地圧の作用等様々な現象が複合的に作用するため、人工バリアの健全性を評価するための基礎情報である人工バリア周辺の温度、水分分布、応力状態を把握するためには、熱-水-応力連成解析評価が必要となる。この連成現象に関しては、現在までに、解析手法の開発と並行して、大型の室内試験を進めてきた。図-8に緩衝材大型試験設備による試験結果と解析結果を示す。両者はほぼ一致しており、解析手法の妥当性が確認されつつある。現在、釜石鉱山において進められている粘土充填・熱負荷試験のデータを基に、本連成モデルの原位置での適用性の評価を進めるとともに、連成モデルの開発確認に関する国際共同研究DECOVALEXやVALUCLAYプロジェクトにも積極的に参画して、モデルの妥当性の評価を進めているところである。

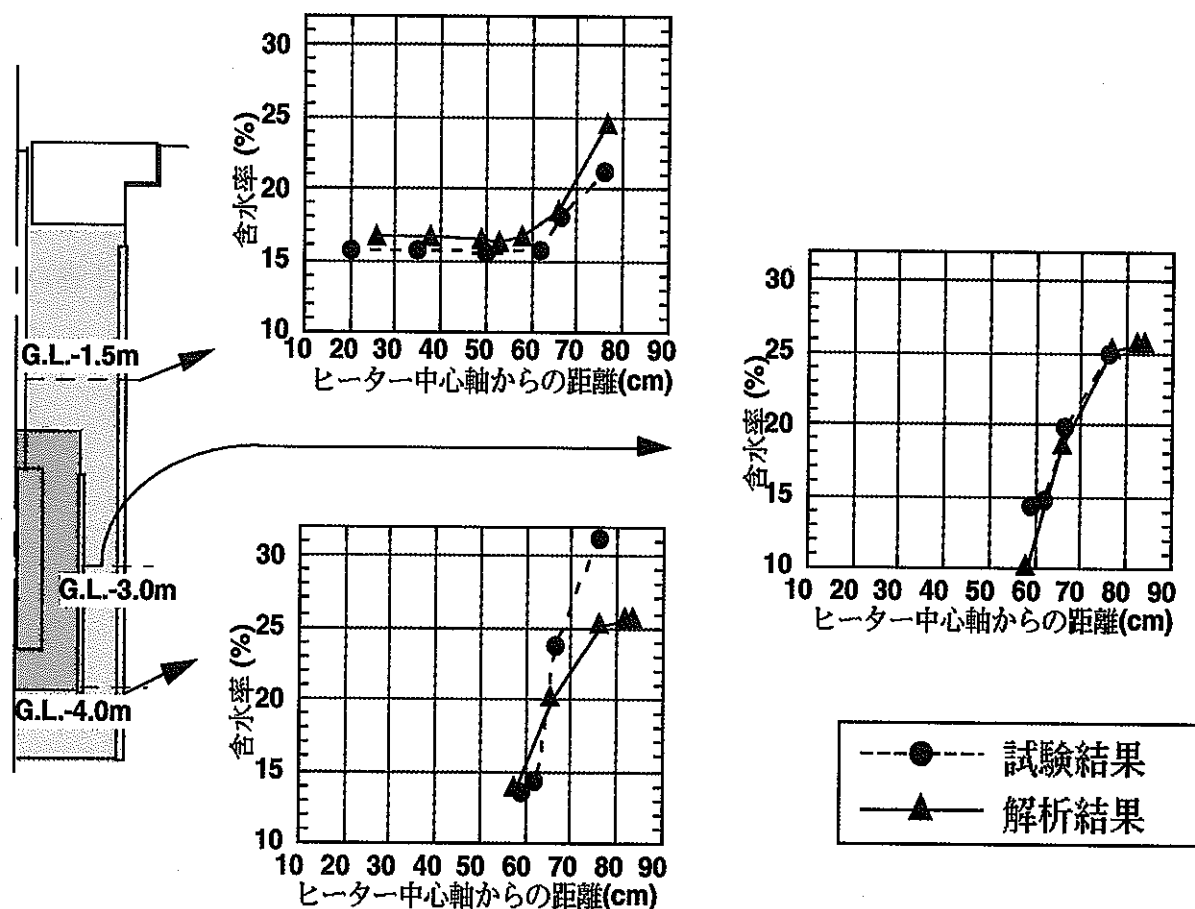


図-8 緩衝材大型試験設備による熱-水-応力連成試験結果と解析結果

また、地下水の流れに対する緩衝材の長期的安定性を評価するため、処分孔から周辺岩盤亀裂への緩衝材の流出挙動に関する試験を実施して。緩衝材の亀裂への侵入距離の亀裂開口幅依存性(図-9)や侵食の限界流速が分かってきており、安定性の評価の見通しが得られつつある。

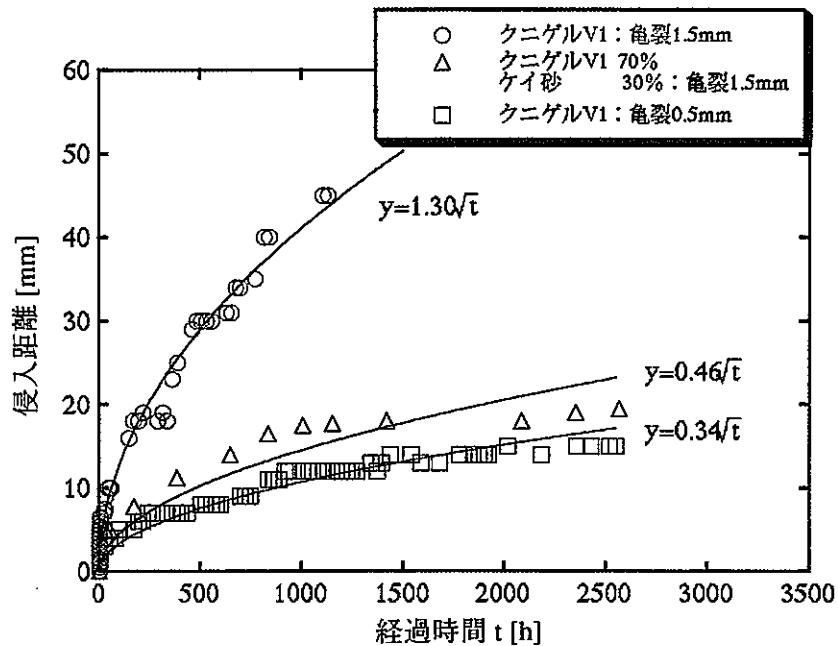


図-9 緩衝材の亀裂への侵入距離の経時変化（静水試験）

さらに、炭素鋼オーバーパックの還元環境における腐食により発生する水素ガスの人工バリアの構造安定性に及ぼす影響を評価するため、緩衝材中の水素ガスの移行挙動に関する室内試験を実施している。図-10に試験結果の一例を示す。水素ガスは緩衝材の膨潤圧と同じ程度の圧力になった段階で、ベントナイト中を通気することが確認されている。また、ベントナイト中のガス移行モデル開発に関する国際共同研究GAMBITにも積極的に参画し、モデルの開発を進めているところである。

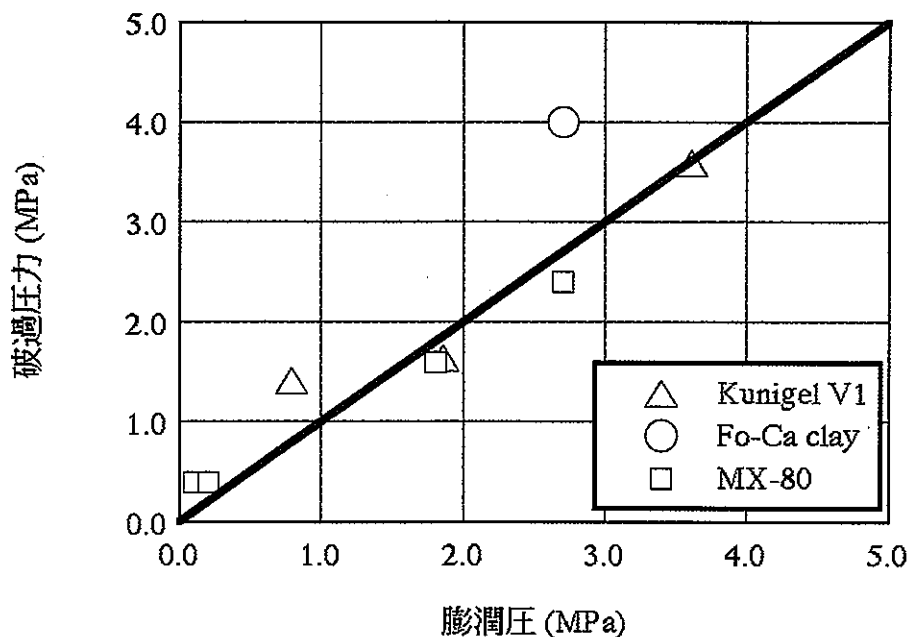


図-10 圧縮ベントナイト中の水素ガスの破過圧力と膨潤圧の関係

人工バリアの健全性については、さらに耐震安定性を評価するため、現在、防災科学技術研究所との共同研究として、1/5スケールの人工バリア模擬振動試験を実施している（図-11）。現

在までに、振動によりオーバーパックが緩衝材中を移動することなく、オーバーパックと緩衝材は一体となって挙動することが確認されている。また、並行して、解析モデルの開発も行っており、解析結果と試験結果はほぼ一致するという結果が得られている。

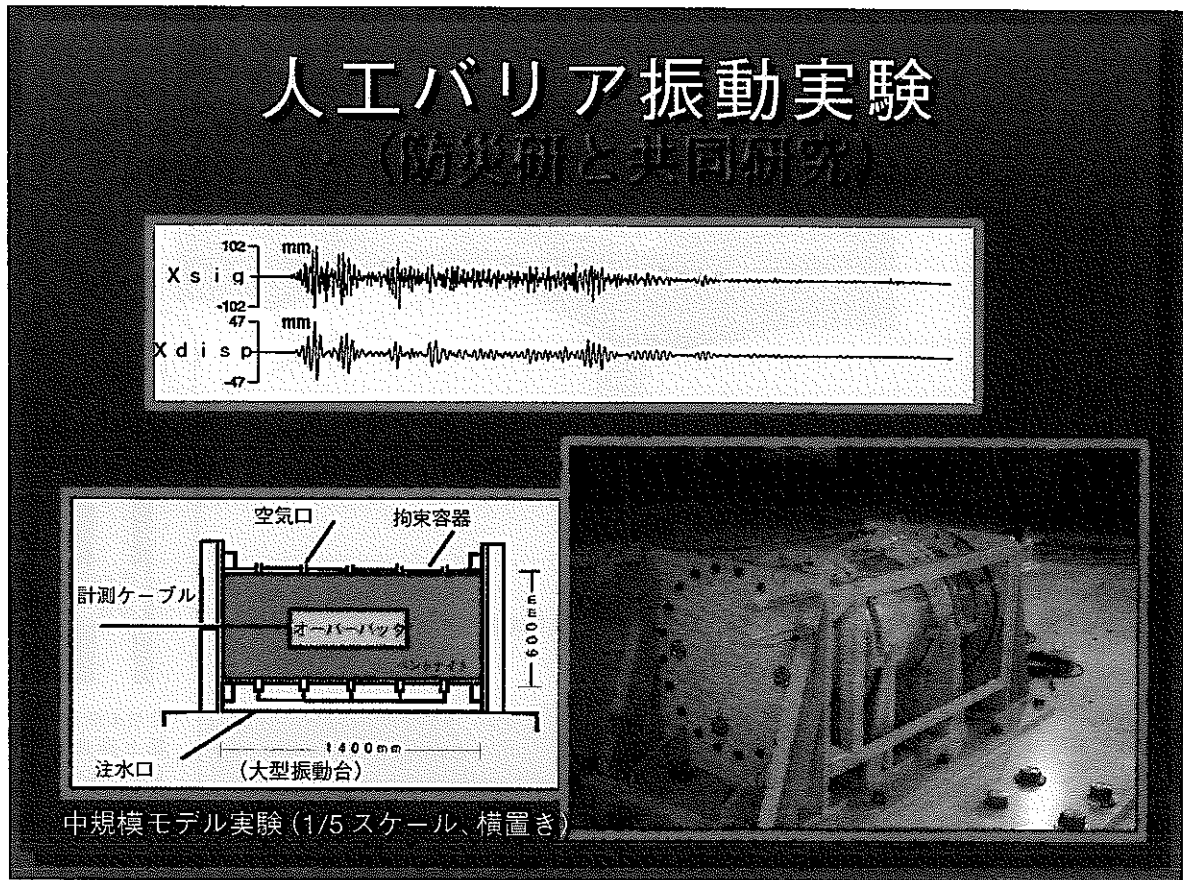


図-11 人工バリア模擬振動試験

3. 処分施設の設計・施工等の要素技術

処分施設は、ガラス固化体の受入れ、検査、オーバーパックへの封入等を行う地上施設と人工バリアを地下深部に設置する地下施設並びにその間の素材等の搬入のためのアクセス行動、連絡行動等から構成される（図-12）。

地下施設は、空洞の安定性やガラス固化体からの発熱の影響を評価し、建設、操業、埋め戻し等の施工手順、地質構造等を考慮して設計される。地下施設の建設、操業においては、深部地質環境を極力乱さないようにすること、掘削した空洞は地下水や放射性核種移行の卓越流路にならないように適切に埋め戻すこと等が重要である。

現在、空洞安定性や熱的安定性等の評価手法を含む処分施設の設計手法の開発、坑道掘削影響評価、埋め戻し技術等に関する研究開発を進めており、これらの成果を基に、処分施設の合理的な仕様、施工技術、全体工程、経済性等の評価を行うこととしている。

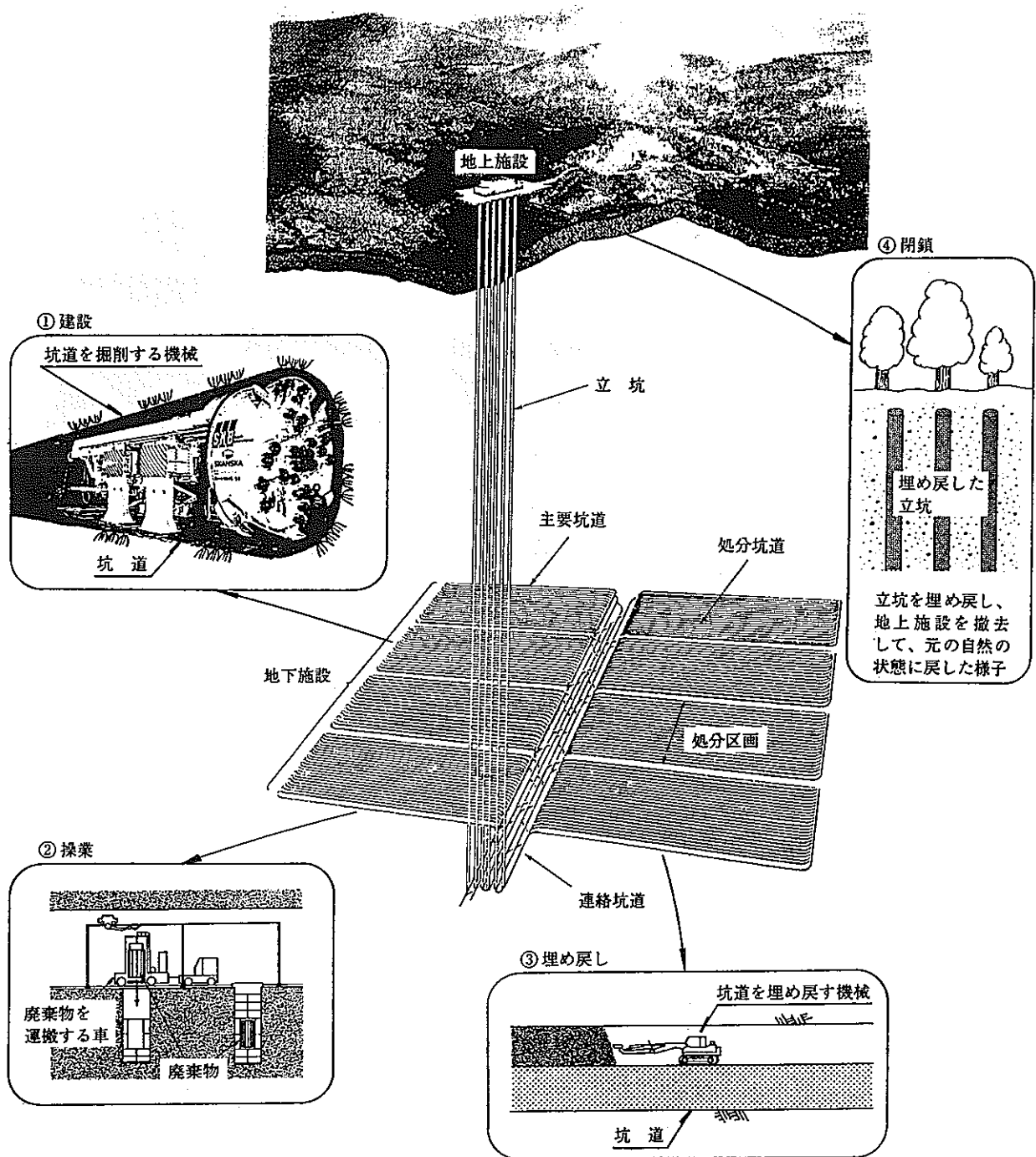


図-12 処分場の概念図

(1) 処分施設の設計手法の開発

空洞安定性の評価手法については、現在、既存のトンネルを対象とした事例解析を行っている。現在までに、北陸北線の鍋立山トンネルと北海道縦貫自動車道嵐山トンネルの解析を実施した。図-13に解析結果と現場での計測結果を比較した一例を示すが、解析結果は計測結果と概ね一致しており、解析手法の妥当性が確認されつつある。

また、処分場のレイアウトを設計する際には、処分場の温度分布の評価が重要となる。これまでに、廃棄体埋設密度や廃棄体の発熱量をパラメータとした感度解析を行っており、埋設密度としては、約100 m³本程度必要であるという結果となっている。現在、熱-水-応力連成解析を実施し、この埋設密度の詳細な評価を進めているところである。

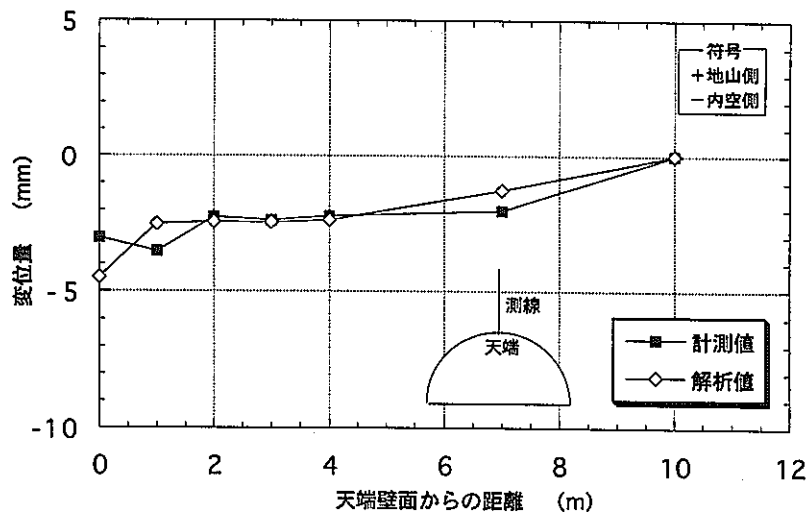


図-13 地中変位分布の解析結果と計測結果の比較 (嵐山トンネル)

(2) 掘削影響評価

深部地質環境を極力乱さないという観点から、坑道の掘削が岩盤に及ぼす影響を評価しておくことが重要である。現在、地層科学研究の一環として、東濃鉱山や釜石鉱山において掘削影響試験が行われている(図-14)。これらの試験では、発破工法や機械掘削工法による掘削の影響が調査されており、現在までのところ、力学的、水理的な影響を及ぼす範囲は坑道壁面から1 m程度であるという知見が得られている。

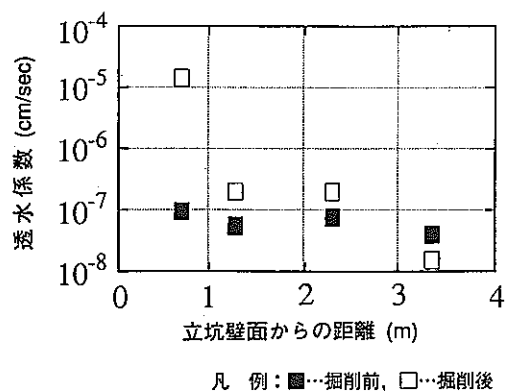


図-14 立坑における掘削試験結果 (水理試験結果)

(3) 埋戻し技術開発

現在坑道の埋戻し材料の物性試験を進める一方、カナダ AECL との共同研究として、坑道のシーリング性能試験を進めている。

この試験では、高性能コンクリートによるカナダ側のシーリング概念と粘土系材料による日本側のシーリング概念を並行して評価する計画になっている。図-15 に試験の概念図を示す。現在、試験坑道の掘削が進められており、来年度にシーリング材の施工を行い、シーリング性能試験を開始する予定である。

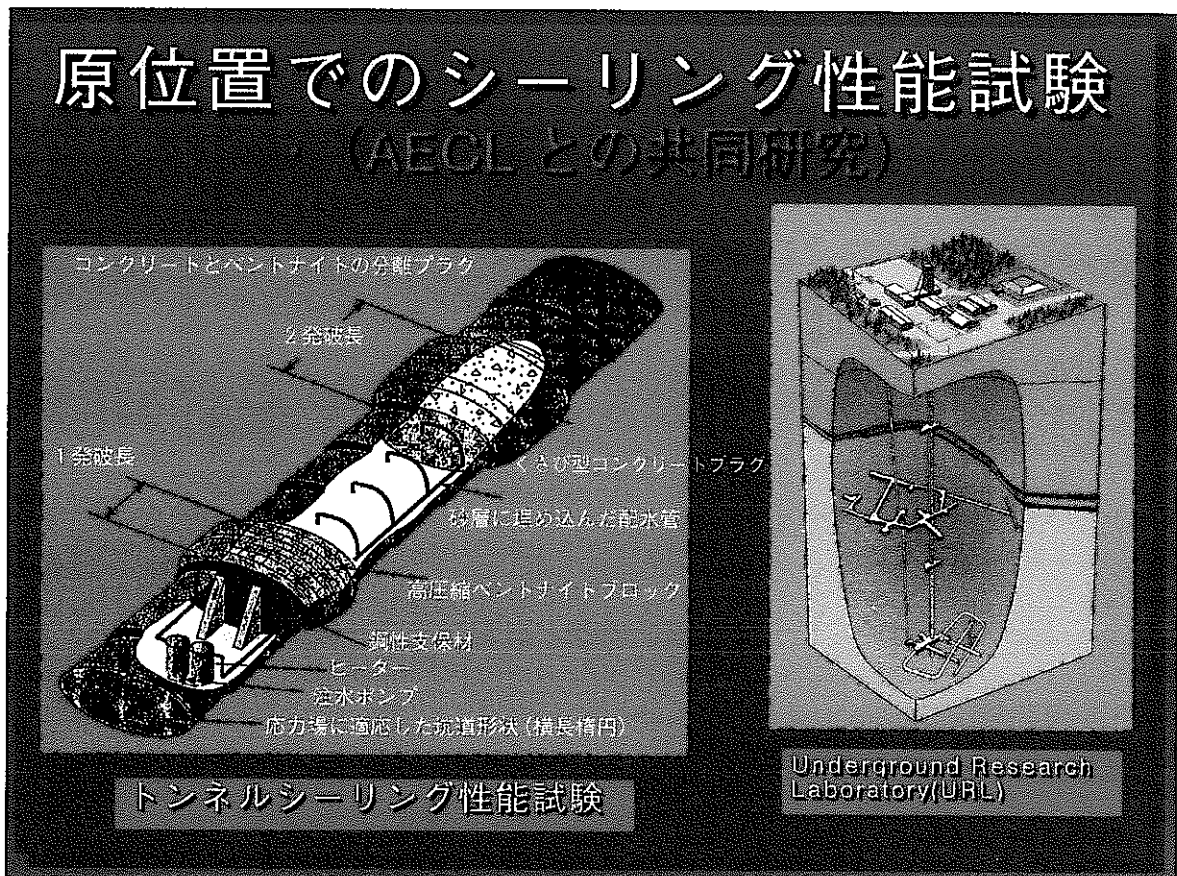
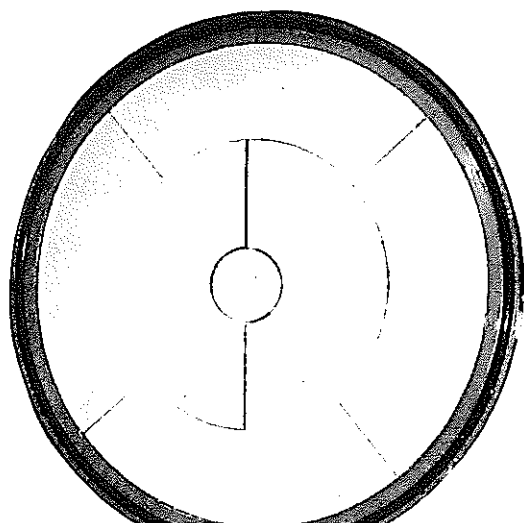
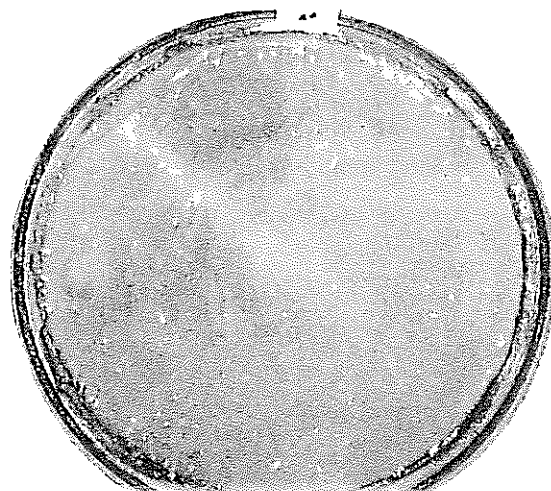


図-15 カナダ AECL の URL におけるシーリング性能試験の概念図

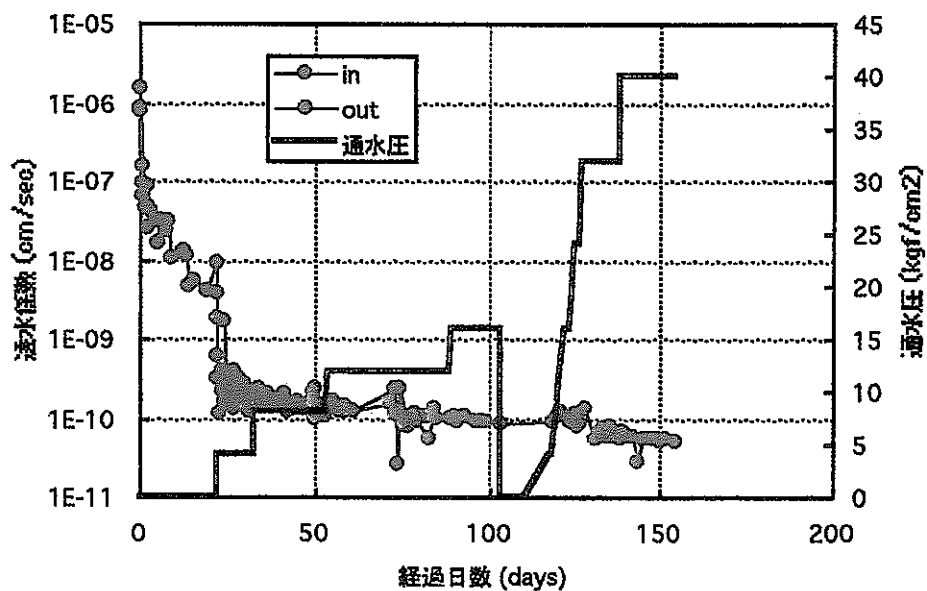
また、その予備試験として、ベントナイトブロックを用いた室内プラグ透水試験 (図-16) を実施している。これまでの試験結果から、飽和後の膨潤圧と透水係数に及ぼすブロックの隙間の影響はほとんどないことが分かっており、ベントナイトの自己シール性が確認されつつある。



(a) 試験前の圧縮ベントナイト・ブロックのセット状況



(b) 試験後の圧縮ベントナイト・ブロックの状態



(c) 透水係数と経過日数の関係

図-16 圧縮ベントナイトブロックのプラグ透水試験結果の一例

4. おわりに

以上、地層処分における工学技術に関する研究開発の現状を紹介した。地層処分研究開発の第2次取りまとめの目標である地層処分の技術的信頼性を示していく上で重要な、人工バリア材料の特性に関する信頼性の高いデータの取得や、大型試験等による人工バリア技術の品質・性能等の確認、長期健全性の評価等が着実に進んでいる。今後は地層処分の技術的信頼性の向上を念頭において、これらの工学技術の体系化、品質管理手法や経済性等の評価を進めていく考えである。

2.3 地層処分における予測手法

東海事業所
環境技術開発部
地層処分開発室
石川博久

1. はじめに

原子力エネルギーを利用することによって発生する高レベル放射性廃棄物は、高い放射能を有していることを特徴としているが、その放射能は、図-1に示すように廃棄物の発生から数百年の間に、主に半減期の比較的短い核分裂生成物の崩壊によって急激に減少し、以後は長期間にわたってアクチニド元素などのもつ低いレベルの放射能が減衰しつつも残ることになる。

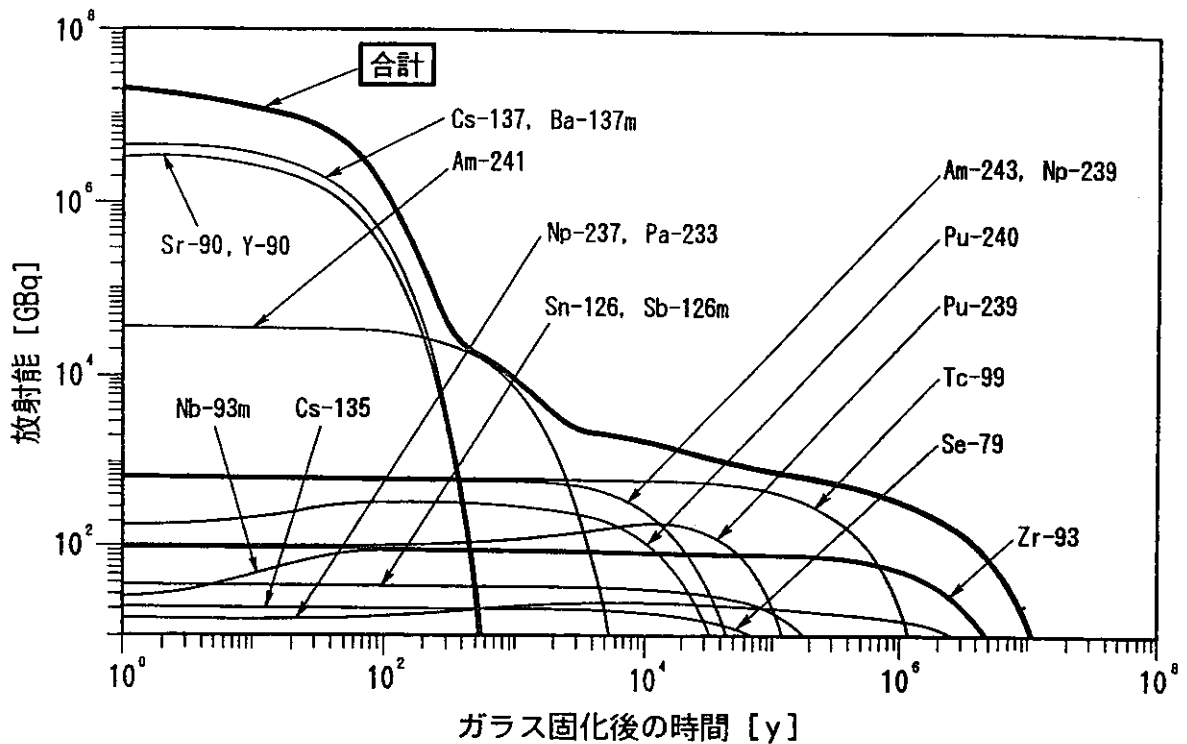


図-1 ガラス固化体1本あたりの放射能の時間変化の計算例

地層処分は、このような特徴を有する高レベル放射性廃棄物を、人工の防護系（人工バリア）と天然の地層とを組み合わせた多重バリアシステムによって人間とその環境から長期間にわたって安全に隔離しようとするものである。高レベル放射性廃棄物を地層中に処分するにあたり、通常の工学システムの場合と大きく異なるのは、

- 1) 人間とその環境に影響を与える可能性のある期間として極めて長い時間を考慮しなければならないこと、

2) 天然の地層という不均質で大きな空間領域を検討の対象として含むこと、の2点である。このため、通常の工学プラントで行われているように、設計に基づいて試験的にプラントを造り、実際に動かしながら改良を加えることによって安全性を確認していくという直接的な方法を用いることができない。

このように地層処分では実際にそれを行ってみて結果として安全性を確認するのではなく、高レベル放射性廃棄物を地層処分した場合にそれが人間に及ぼす影響を予め評価しておく。すなわち、地層処分による影響の予測を行うことになる。予測は、適切な数式で表したモデルと必要なデータを用いて人間への影響について計算を行うことによってなされる。その結果を安全性の基準と比較することにより、安全性を確保するものかどうかの判断を行うことが可能となる。このため、地層処分を実施するか否かは、その安全性の判断に確信がもてることが重要であり、これには信頼性の高い予測手法の枠組みを構築することが必要となる。

ここでの予測とは、地層処分による将来の人間への影響を正しく言いあてることではなく、安全性を判断する材料を提供するためのものであり、したがって、予測があたることが信頼性が高いということではない。予測に際して、安全性を判断するという目的から対象となる現象が考慮され、その予測過程に対して充分議論がつくされているかどうか重要なのである。

2. 予測手法の信頼性

2.1 地層処分における予測手法

予測を行うには、まず地層処分の安全性に関わるケースをいろいろと想定してみる。これをシナリオという。その際、対象とする処分場を取りまく地質環境の情報（たとえば、岩種や地下水の起源など）や、これに対応して作られる処分場のデザイン（たとえば、処分場の深さや大きさなど）に基づいて、地層処分の安全性に関わる機能がどのようなものであるかを把握しておく。

次に、個々のシナリオが生じた場合、どの程度の危険が人間に対して及ぶかの見積もりを行う。このために、人間への影響の程度を定量的に算出するための道具が必要となり、その道具として、数式で表したモデルとこれに必要なデータが用いられる。個々のモデルに対応して、計算機プログラムを開発するとともに、計算に必要なデータについては、実験室での測定から得られたものや、フィールドでの観察や試験から得られたものが使用される。

2.2 信頼性向上のための要件

地層処分における予測についての信頼性を高めるためには、

- ・ シナリオでは、処分した高レベル放射性廃棄物が人間に影響を及ぼすと考えられるケースをまれなく想定されていること、
- ・ モデルでは、個々のシナリオを構成する現象に対応して、これまで得られている科学的な知識を適切に取り込んで数式化されていること、もし対象とする現象が十分にわかっている

- ない場合には数式化にあたって人間への影響の程度が大きくなるように設定されていること、また、計算機プログラムについては、モデルの数式を正しく解いているものであること、
- ・ 計算に使用するデータは、モデルに対応して適切に設定されていること、管理された実験や注意深い観察によって科学的に十分に正しいことが保証されているものか、あるいはそれが十分にわかっていない場合には人間への影響の結果が大きくなるように設定されていること、
 - ・ これらの一連の手順や計算が正しく実行されていること、
- 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。

このため、次のような方法をとることが重要である。

- ・ シナリオについては、さまざまな学問領域の専門家との議論を通じ、これまで知られているあらゆる科学的知識を駆使して、見落としや重複がないように可能性のあるものすべてを明らかにする。また、異なる分野の専門家同士のコミュニケーションを促進するためにも首尾一貫した作成手順を採用するとともに、その手順に従い作成に至った経緯や採用した根拠などを明記しておくことにより、第三者が見ても確認できるような客観性のあるものとする。
- ・ モデルは、シナリオで考慮される現象を適切に表現していることが重要であるため、室内での実験あるいは屋外での観察や試験から得られた結果に基づいて作成する。特にモデルの対象と類似した現象が自然界に存在している場合には、その過去から現在までの履歴を調査（ナチュラルアナログ）し、長期間の予測への適用性を検討することも有効な手段の一つである。
- ・ 計算機プログラムについては、解析解や同じ問題に対する別の計算機プログラムの結果と比較することによってモデルの数式が正しく解かれていることを確認するとともに、計算結果と実験や観察などの情報とを比較することによって、そのモデルが対象とする現象を確かに表現しているものであることを示しておく。
- ・ 計算に使用するデータについては、モデルの対象とする現象が実際に起こる条件（たとえば、実際の地下深部）を十分に考慮した実験や観察などから得られたものを採用するとともに、専門家に諮ることによって科学的な裏付けを保證することにより、データの質を高める。
- ・ シナリオ作成から解析の実施に至る一連の予測手法に対して包括的な品質管理方法を作成することによって、計算や実験などに携わる担当者の誤りをなくすとともに、再現性のあるものとする。

3. 予測手法の信頼性向上のための研究

上述したように、信頼性の高い予測を行うためには、さまざまな分野の専門家の意見を反映しながら科学的根拠に基づいたシナリオを作成し、科学的に正しいかあるいは人間への影響が過少に見積もられないようなモデルやデータを採用していることを示していくことが重要である。また、これら個々の要素の信頼性を高めていくうえでは、一連の手順に従って実際に予測を行い、それによって得られる経験と結果を踏まえ、どこに力点をおくべきかを明らかにしたうえで、シナリオやモデルの改良、新しいデータの取得などを行って再び予測を行い、これらの予測結果を相互に比較しながら、予測手法の信頼性を向上させていくという反復過程が重要である。

事業団では、すでに第1次取りまとめを報告書として公開し、その経験をもとに第2次取りまとめに向け、我が国における地層処分の技術的信頼性を示すことを目標に掲げて、予測手法の信頼性を高めるための研究開発を鋭意進めているところである。

3.1 一連の手順による予測—第1次取りまとめ（H3報告書）

第1次取りまとめにおいては、その時点で最も信頼性の高い予測を行うように配慮された。

シナリオについては、抜け落ちがないよう体系的に考えるため、地層処分による人間への影響の仕方から、まず二つのタイプに分類している（図-2）。一つは、地下深部に処分した高レベル放射性廃棄物と人間環境との物理的な距離が接近することにより、直接的な影響が及ぶと想定したシナリオ（接近シナリオ）であり、もう一つは、地下水によって長期間のうちに廃棄物を格納した容器（オーバーパック）が徐々に劣化し、ついには閉じ込められていた放射性核種が地下水に溶出を始め、人工バリアや地層を経て人間環境に運ばれるという想定に基づいた地下水シナリオである。

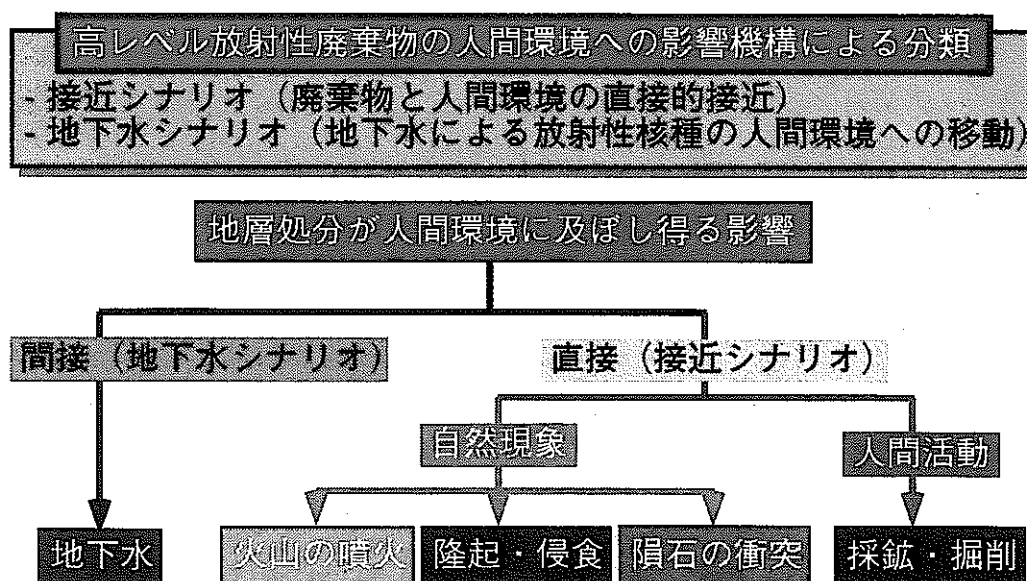


図-2 シナリオの分類

接近シナリオに関連する現象については火山の噴火や隆起・侵食などが考えられるが、これらは地域性や規則性があることが、地層科学研究の成果から明らかにされつつあり、このような現象の影響が及ばないような安定な地域を選定できる見込みが得られている。

地下水シナリオについては、これに関連する個々の現象に対してモデルを作成し、これらをまとめて安全性を解析するための体系化を行った(図-3)。この体系では、まず、対象とする処分場を取りまく地質環境として、我が国の地層と地下水が有する特徴を考慮しながら、地下水の水質形成と地下水の動きに関するモデル化が行われている。次に、これら地下水の水質や動きが処分場に及ぼす影響を勘案しながら、処分場を構成する人工バリア内で生じると考えられるふるまいを予測するためのモデルを作成した。人工バリアのふるまいを予測するモデルには、ガラス固化体から発生する熱の伝わり方、緩衝材に流入する地下水の動き、緩衝材が膨潤して発生する応力、地下水と緩衝材との化学的相互作用などのモデル群と、これらによって定まる人工バリア内の環境の下でのガラス固化体の溶解、オーバーパックの腐食及び緩衝材での放射性核種の動きを記述するためのモデル群が含まれる。人工バリアから地層中に浸出してきた放射性核種については、地層に吸着したり地層中で分散や希釈する効果に基づき、我が国の地層と地下水が有する特徴を踏まえながらモデル化を行った。

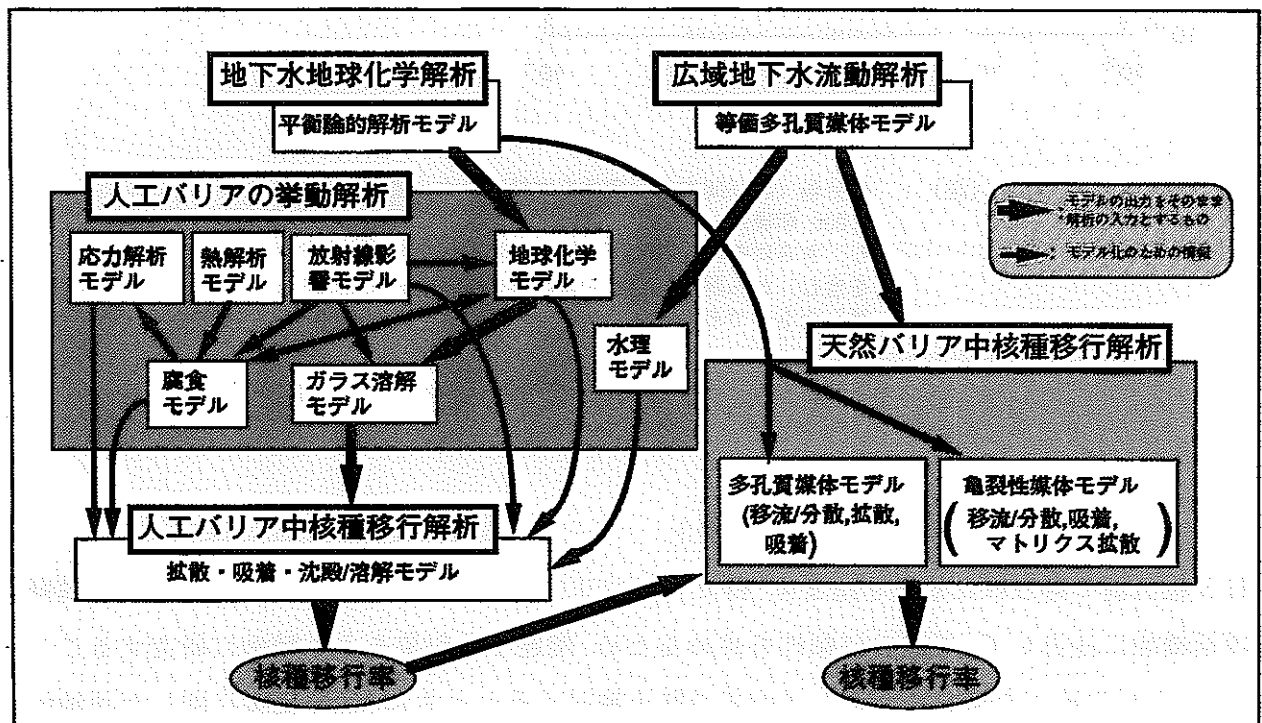
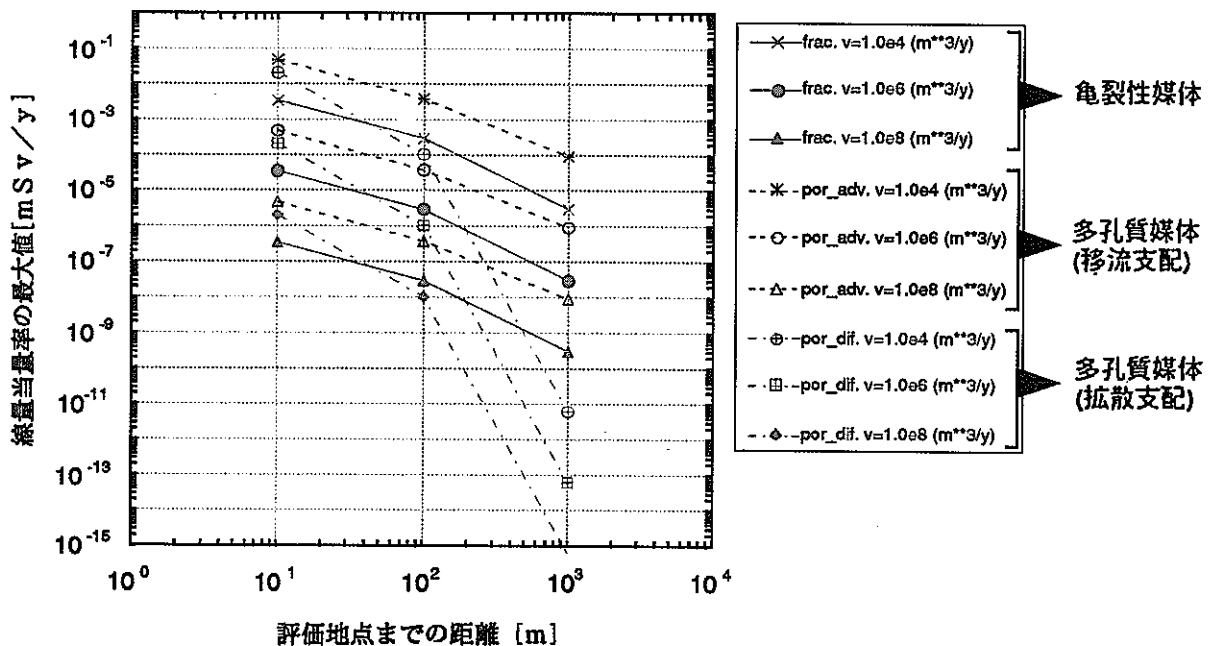


図-3 地下水シナリオに対するモデルの体系

これらモデル群とこれまでの科学的知見に基づいて設定したデータとを用いて、予測解析(H3報告書)を行った。地下水の動きが遅く適切な地球化学的条件を備えた核種移行遅延機能を十分に有する地層であれば、人工バリアとその近傍の地層(ニアフィールド)によって、人間への

影響を抑えることができる見通しが示された(図-4)。さらに、これらシナリオ、モデル、データおよび解析結果を、諸外国で実施された同様の予測結果と比較することにより、ここで構築した予測手法の基本的な枠組みに対する信頼性を確認することが可能となった。

H3報告書における予測の実施により、ニアフィールドの核種移行遅延機能についての予測手法の信頼性を高めることが、地層処分の長期的安全性を示していくうえで重要であることが明らかとなった。



(注) : 処分場(40,000本の廃棄体を埋設)のすべての廃棄体が1,000年後に一度に閉じ込め性能を喪失したものと仮定し、さらにそれぞれの廃棄体が埋設された場所(緩衝材を含む)から評価地点までの距離をすべて一定として計算したものである。

図-4 地下水シナリオに関する線量評価の例

3.2 ニアフィールド性能の予測の信頼性向上

H3報告書で得られた知見を踏まえ、特に人工バリアと人工バリア近傍の地層が有する核種移行遅延機能に注目して、予測の信頼性を高めるため、関連する現象をより精緻に研究することによって、上記で述べたモデルやデータの妥当性を検討するとともに、より現実に即した評価体系に向けての改良を進めている。

(1) 人工バリア性能の予測

H3報告書では、人工バリア性能をモデル化するにあたり、時間的、空間的に変動する要因やモデル化が難しいと考えられるいくつかの現象については、結果が危険側に計算されるというこ

とを検討したうえで、これをモデルに含めないで評価を行った。このため、個々の現象についてのより現実性の高い詳細な検討を行うことによって、より信頼性の高いモデルを作成していくことが重要である。

(a) モデルの信頼性の向上

緩衝材中の核種移行に関しては、緩衝材中での放射性核種の同位体の空間分布に基づいて、それぞれの核種に溶解度を割りあてることや、緩衝材中を移行する途上での沈殿現象を取り込むといった詳細なモデル開発を行った（図-5）。また、人工バリアから周囲の地層への核種移行については、H3報告書では緩衝材の外側濃度をゼロとして周囲の地層の移動抵抗を考慮せずに核種移行を評価したが、人工バリアから周囲の地層までを連続して解析を行った。その結果を図-6に示す。さらに、複数の固化体から地層へ移行した核種が互いに干渉することを考え、上流側の影響が下流側の固化体からの核種移行に与える影響を解析したところ、図-7に示すようになり、干渉の結果下流側の固化体からの移行率は抑えられることがわかった。これらの結果、より詳細なモデルによる解析結果は、H3報告書に比べて低い核種移行率を示している。したがって、より現実的なモデルを用いることにより、さらに、人工バリアの性能は高いということ信頼性をもって示すことができつつある。

沈殿と同位体存在比による溶解度分割を考慮した緩衝材中の核種移行評価モデル

$$R_i \frac{\partial C_i}{\partial t} = D_{pi} \left(\frac{\partial^2 C_i}{\partial r^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial C_i}{\partial r} \right) - \lambda_i R_i C_i + \lambda_{i-1} R_{i-1} C_{i-1} - k_i (C_i - C_i^*) U(C_i - C_i^*, P_i) \quad (1)$$

$$dP_i / dt = k_i (C_i - C_i^*) U(C_i - C_i^*, P_i) - \lambda_i P_i + \lambda_{i-1} P_{i-1} \quad (2)$$

$$R_i = 1 + (1 - \epsilon) \rho k d_i / \epsilon \quad (3)$$

$$I_j(t, r) = C_j(t, r) / \sum C_j(t, r) \quad (\text{同位体存在比}) \quad (4)$$

$$C_i^*(t, r) = C_i^* I_j(t, r) \quad (\text{溶解度分割}) \quad (5)$$

$$U(C_i - C_i^*, P_i) = \begin{cases} 1 & (C_i - C_i^* > 0 \text{ or } P_i > 0) \\ 0 & (C_i - C_i^* \leq 0 \text{ and } P_i = 0) \end{cases} \quad (\text{沈殿の評価式}) \quad (6)$$

モデル	沈殿	溶解度分割		溶解度分割1: ガラス固化体表面でのみ考慮
		無し	1	
モデル1	○	○		
モデル2	○		○	
モデル3	○			○
モデル4	×	○		
モデル5	×			○

(なお、モデル1がH3報告書で用いたモデルである)

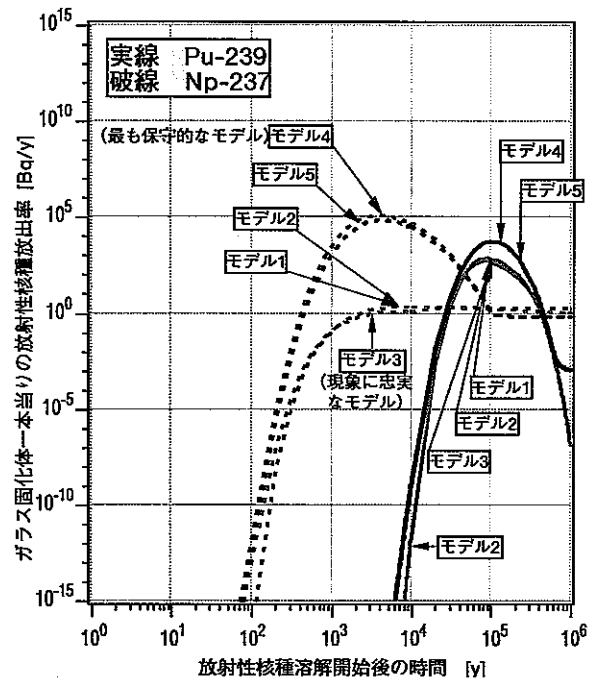
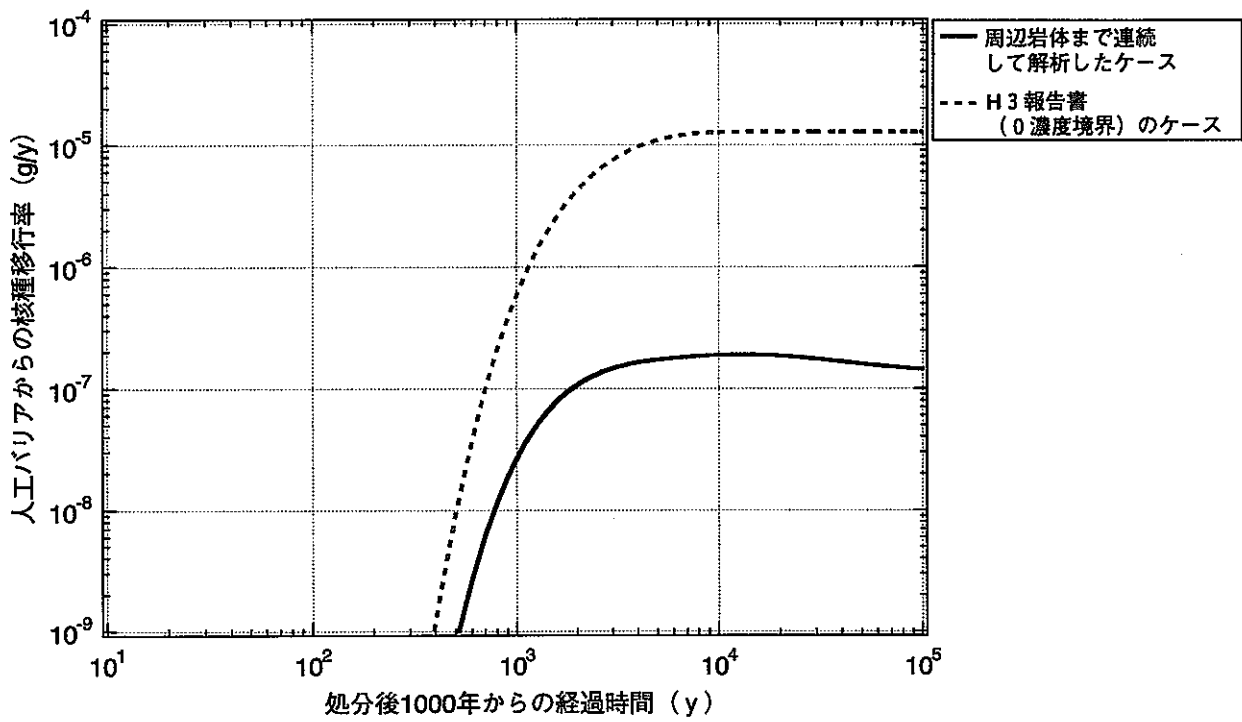
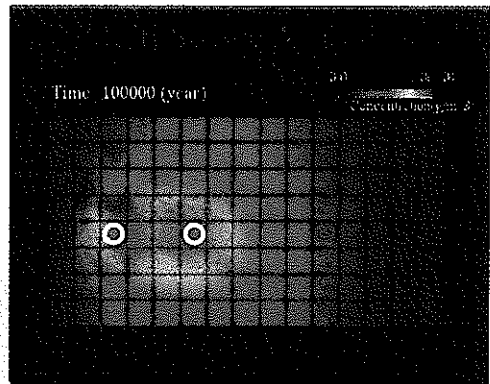
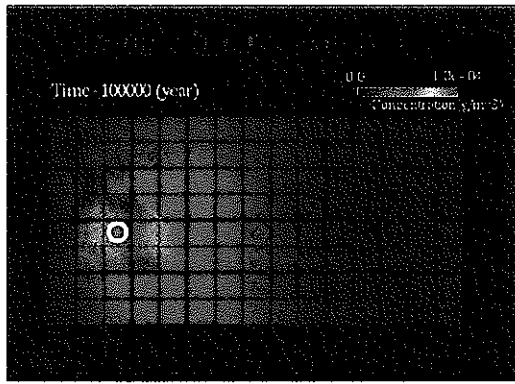


図-5 緩衝材中の核種移行に対する沈殿と溶解度分割の影響



人工バリアからの核種移行率の時間変化 (廃棄体数：1)
 - 人工バリア周辺岩体の影響 -

図-6 人工バリアからの核種移行率の解析例
 (H3 報告書での解析と周辺岩体まで連続した解析との比較)



解析対象領域：30m×16m×1m
空間分割：2m×2m×1m

○：廃棄体位置

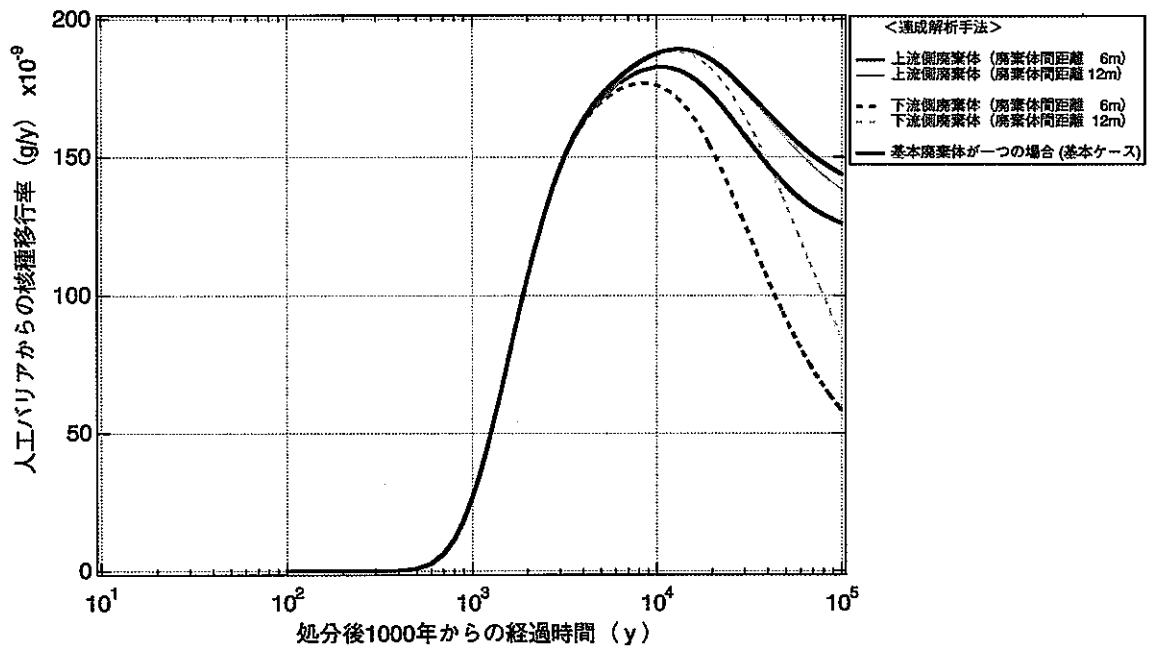
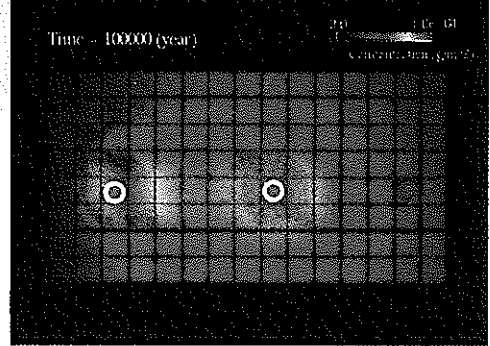
●：下流側廃棄体から10m下流側の位置

左上：基本ケース

右上：廃棄体間距離 6m ケース (連成解析)

右下：廃棄体間距離 12m ケース (連成解析)

10万年後の岩体中の濃度プロファイル

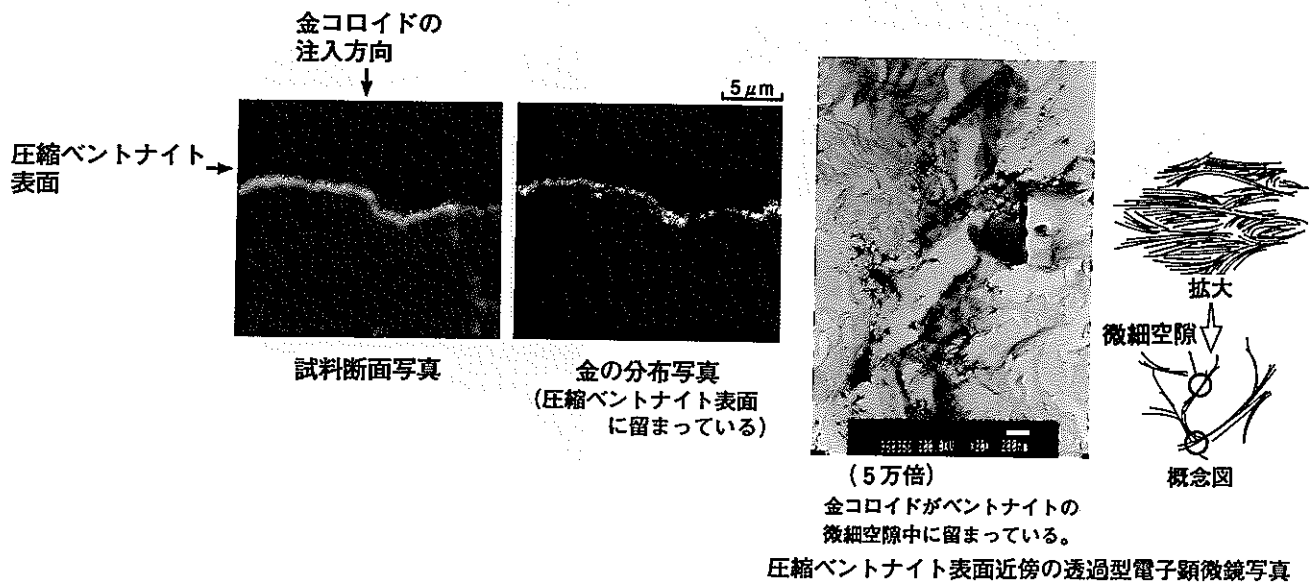


人工バリアからの核種移行率の時間変化 (廃棄体数：2)

- 複数固化体の影響 -

図-7 複数の固化体を考慮した核種移行の解析例
(周辺岩体まで連続して解析したケース)

また、H3 報告書で用いたモデルでは、コロイドは緩衝材を通過せず、したがって核種がコロイドに収着して移行することは生じないと仮定してきたが、このことを実験的に確かめる研究を行い、これまでの結果からこの仮定が妥当なものであることが示されている（図-8）。



EPMAによる圧縮ベントナイト中の金コロイドの観察結果

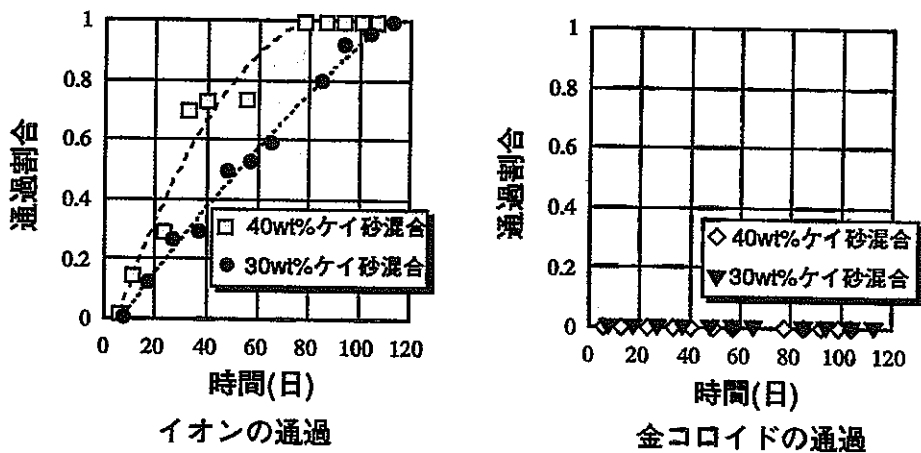
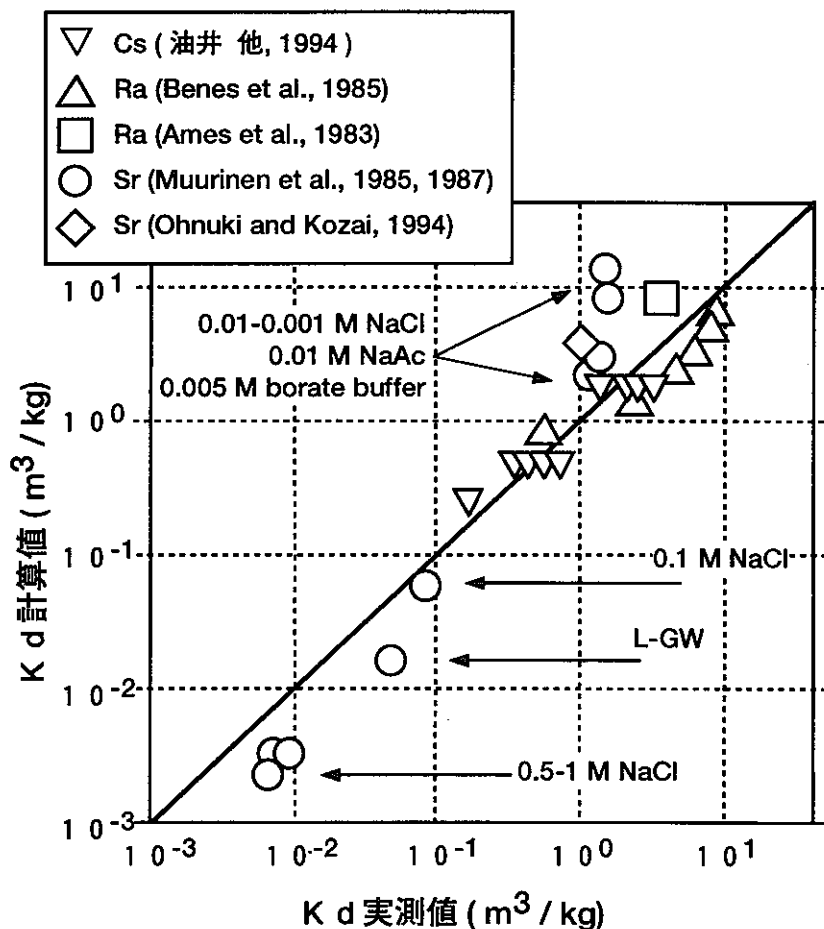


図-8 圧縮ベントナイト中のイオン及びコロイドの挙動
(ベントナイトとケイ砂混合物の密度 1.0g/cm³、イオンの種類は Au³⁺)

(b) データの信頼性の向上

核種移行の問題に関連するデータとして重要なものに、核種と緩衝材や岩との収着を表す分配係数がある。この値が大きいほど、核種は緩衝材や岩に取り込まれやすく、安全上好ましいことになる。核種の収着には種々のメカニズムが含まれ、これを実験的に得られた値である分配係数によって表現する場合、不確かさが大きいことが指摘されていた。そのため、安全評価上は過度に小さな値を用いる場合もあった。そこで、核種が緩衝材と行うイオン交換や緩衝材の表面で錯体を形成するといった、よりメカニズムに即したモデルを考えることにより核種の収着現象の説明を試みた。このようなモデルにより、いくつかの核種については、これまでの実験的に得られ

た分配係数による核種の収着現象の取扱いが妥当であることを説明することができた(図-9)。

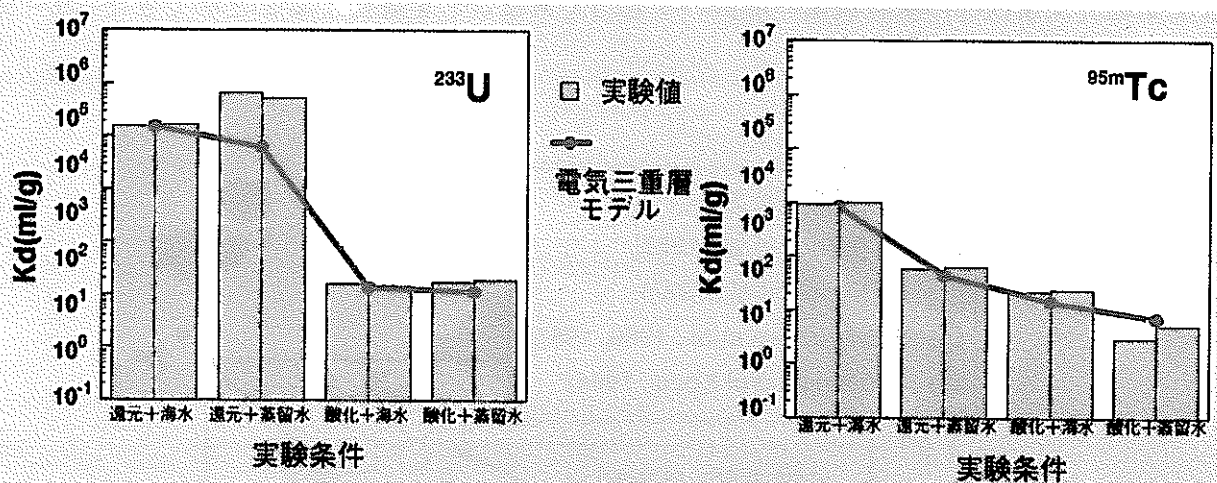


(・ Ra, Srのイオン交換平衡定数は、Fletcher and Sposito(1989).)
 (・ Csのイオン交換定数は、油井他(1994)を適用。

(なお図中の実線は、実測値と計算値の一致を示している)

図-9 イオン交換モデルによる実測値と計算値の比較
 (油井他、1994, Ochs et al., 1996)

また、計算に用いるデータの信頼性の向上に関しては、地下深部の条件を十分に模擬した条件で核種の分配係数(図-10)や腐食速度の測定を行い、H3報告書で用いたデータが人間への影響を危険側に評価しているものであることを確かめると同時に、これらのより現実的なデータを用いることにより、安全性はさらに高いものとなることが示されつつある。

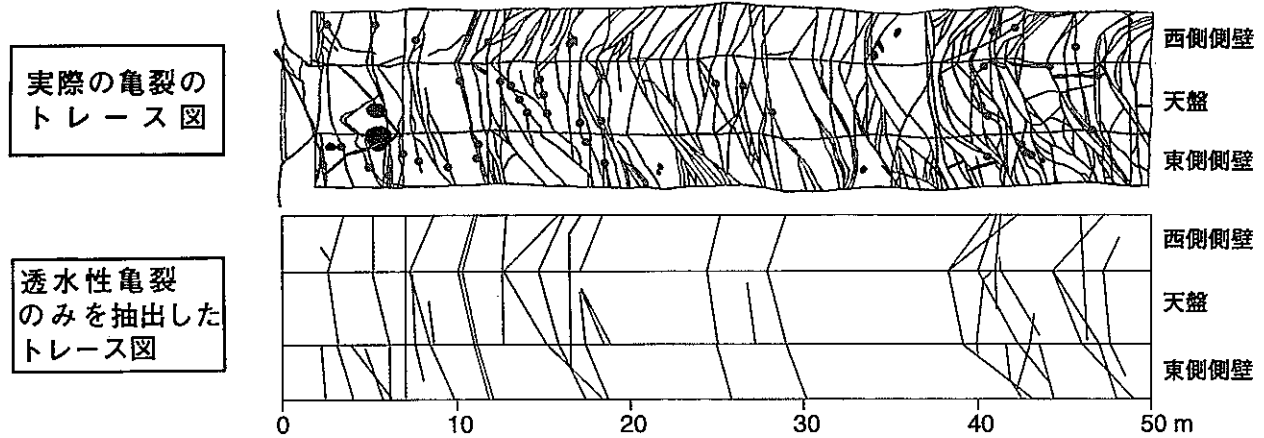


U, Tcのベントナイトへの吸着
 →酸化還元条件に依存
 →表面錯体モデルによる評価が可能

図-10 ベントナイトに対するU, Tcの吸着挙動

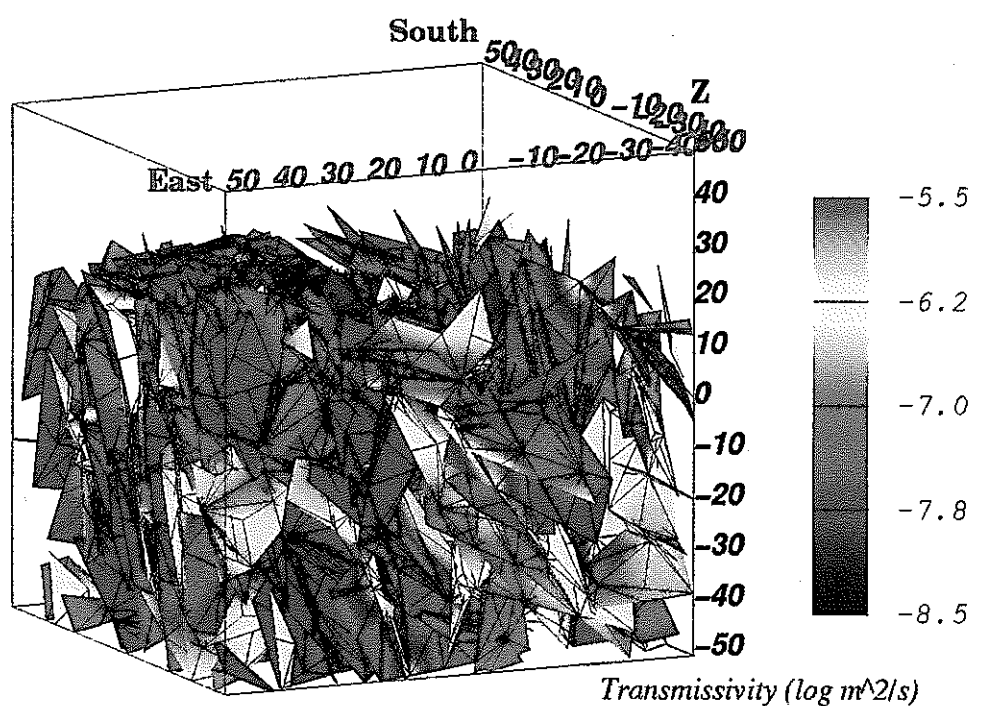
(2) 人工バリア近傍の地層中の地下水の流れと核種移行のモデル

地層が有する核種移行遅延機能については、核種が移行する経路となる地質構造を表すモデルの開発が必要である。地質構造は複雑であり不均質である。H3報告書で用いた地層中の核種移行モデルは、実際に観察される岩体の空隙構造から主要な特徴だけを抽出した簡単なモデルであった。地質構造の不均質性を扱うためのモデルとしては、亀裂ネットワークモデル(図-11)やフラクタルモデル等があり、これらを適用することによって、より詳細に地下水の動きや核種移行に関する現実性の高いモデルを開発することが可能と考えられる。また、このようなモデルを適用するにあたっては、実際の亀裂の空隙の観察により、現実に即した空隙構造のモデル化(図-12)を進めることが信頼性を高めるうえで重要である。



坑道壁面における透水性亀裂の分布

↓ 透水性亀裂のトレース図に基づいて亀裂を発生



亀裂ネットワークモデルの一例

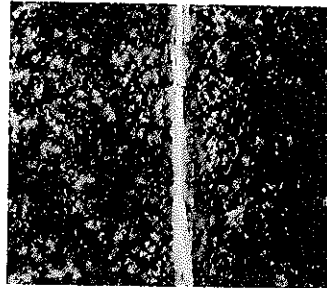
図-11 地質構造の不均質性を扱うための亀裂ネットワークモデル

H 3 報告書での岩体の
空隙構造のモデル化

実際の観察による岩体の
空隙構造のモデル化

物質移動メカニズムに
基づく簡略化された
モデルの作成

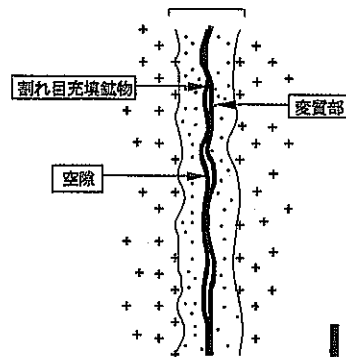
単一割れ目+変質帯



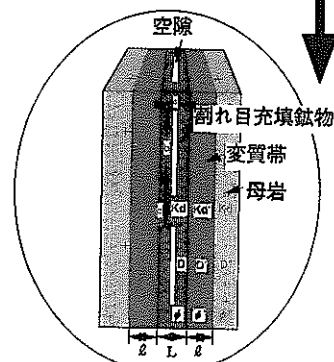
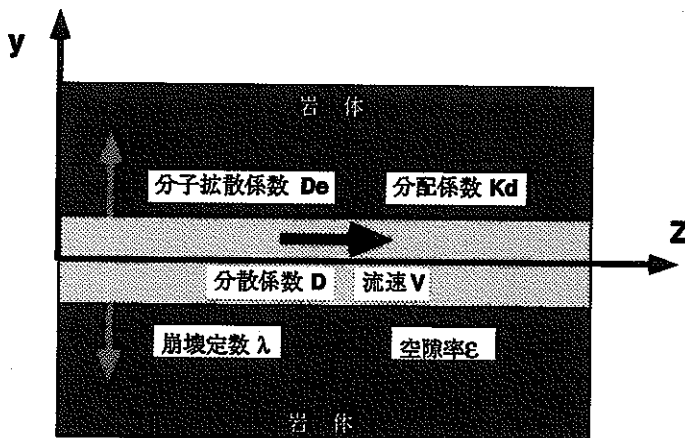
実際の亀裂

4cm

単一割れ目+変質帯
(~20mm)



観察による
スケッチ



物質移動のメカニズム
を考慮したモデル化

$5 < L$ (充填鉱物幅) $< 150\text{mm}$
 $3 < \ell$ (変質幅) $< 200\text{mm}$

Kd:分配係数 a:空隙幅
D:拡散係数 b:長さ
 ϕ :空隙率 c:隣り合う空隙との距離

図-12 亀裂を有する岩体中の核種移行の概念モデル

4. おわりに

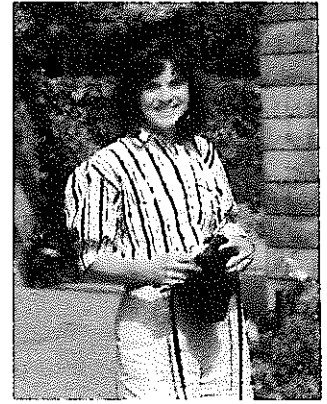
地層処分における予測手法の信頼性を高めて行くためには、最新の研究成果をとり入れてより現象に即したシナリオ、モデル、データを用意するとともに、不確かさの残る点については、人間への影響の程度を過少に見積もらないように配慮することが重要である。また、シナリオ、モデル、データの変更に応じて予測を繰り返し行い、以前の予測と相互に比較することによって、予測手法全体の信頼性を高めていくことが極めて重要である。このような観点から研究を進め、有益な研究成果を示すことができた。その結果、今後より現実的なモデルの開発や品質の保証されたデータの取得を行えば、さらに地層処分の安全性を信頼性をもって高めることが可能であるとの見通しが得られたとすることができる。

3. 特別セッション

3.1 Experiences in the Site Characterization Program at Yucca Mountain, Nevada, U.S.A.

A.M. Simmons

Earth Sciences Division
Lawrence Berkeley National Laboratory
Berkeley, CA 94720



1. Introduction

The United States Department of Energy (DOE) high-level radioactive waste disposal program is investigating a site at Yucca Mountain, Nevada to determine whether it is a suitable location for the development of a deep mined geologic repository. The high-level waste repository would be designed for emplacement of spent fuel from civilian reactors and a limited amount of vitrified, reprocessed waste from defense programs. The U.S. does not reprocess spent fuel.

The U. S. is unique among nations that are investigating disposal options for high-level nuclear waste in that it is the only country that is studying the suitability of a single site for a waste repository. All other nations are characterizing the behavior of natural systems in various geologic settings that would not be used as eventual disposal sites. When the U.S. program began nearly twenty years ago, the national policy called for more than one repository and consequently the site selection process was intended to characterize numerous sites. In 1987, however, Congress declared that site characterization would be confined to the Yucca Mountain site and the second repository concept was abandoned.

Recently much progress has been gained in understanding how the Yucca Mountain site would perform over time frames representing present geologic, hydrologic, and climatic conditions. At the same time changes have taken place in national policy and regulations that have driven changes in the civilian radioactive waste program. This has caused the Yucca Mountain Project to streamline and refocus its approach in order to bring the program into alignment with the direction received from the Administration and Congress, and with current knowledge about the site and repository design. The revised program defines three objectives that will maintain momentum toward a national decision on the geologic disposal option:

- update the regulatory framework in 1997 for evaluating the suitability of Yucca Mountain;
- complete a Viability Assessment in 1998;
- recommend the repository site to the President in 2001 if the site is suitable, and submit a license application to the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) in 2002.

2. Recent Changes in Program

2.1 Viability Assessment

The current program is structured around a series of major products leading to an eventual license application. One of the most visible major products in the near term is a Viability Assessment to be completed in 1998. The purpose of the Viability Assessment is to provide policy makers with an integrated view of a repository system, its estimated performance capabilities, and the associated cost and schedule. If policy makers accept and endorse that assessment, it is anticipated that resources will be committed to ensure continued progress toward the license application. The Viability Assessment has four components:

1. Design of critical parts of the repository, waste packages, and engineered barrier system;
2. Total System Performance Assessment (TSPA) that incorporates current knowledge of natural features, processes, and responses at Yucca Mountain, and that evaluates the long-term performance of the total natural and engineered system. TSPA will also identify areas where significant uncertainties exist and, where possible, the means to reduce these uncertainties for the license application or as part of a performance confirmation program;
3. Total System Life-Cycle Cost estimate for the construction, operation, and closure of the repository; and
4. Licensing Plan to lay out tests, design activities, or other actions needed to complete an initial license application for submittal to the NRC.

2.2 Recommendation to the President in 2001 if the site is suitable and submit LA in 2002

Following the Viability Assessment, a Project Integrated Safety Assessment (PISA) will be prepared to integrate technical elements of the program. This document will describe and integrate information on site conditions, repository and waste package design, and performance assessment. The document will be provided to the NRC in 1999 for review as one basis for its preliminary comments on the sufficiency of information on the site and design. The PISA will be used as the starting point for development of the license application.

2.3 Regulatory Framework

The Nuclear Waste Policy Act of 1982 set forth an integrated plan for disposal of commercially-generated spent fuel and high-level wastes from military reprocessing. The Act established responsibilities, schedules, and a funding mechanism whereby users of nuclear power would pay for disposal of the generated wastes. Under the Act, DOE was assigned responsibility for management of the civilian high-level waste program, the NRC was assigned responsibility for approving or disapproving a license to construct a repository and amendments to construct, operate, and close it, and the U.S. Environmental Protection Agency (EPA) was assigned responsibility for promulgation of generally applicable standards for protection of the environment from offsite repository releases of radioactive material. The EPA promulgated a standard that was later remanded, in which the post-closure behavior of a repository would be judged against total cumulative releases at the end of a 10,000 year period. The NRC regulations, which had already been written to implement the EPA release standards, address the concepts of multiple barriers and defense in depth, placing specific requirements for post-closure performance of the repository on components of both the engineered and natural subsystems.

The regulatory framework developed after enactment of the Nuclear Waste Policy Act in 1982 was heavily influenced by the initial requirement of the Act to screen a number of candidate repository sites and select the most promising sites for further study. The 1987 amendment to the Act subsequently directed the DOE to evaluate only a single specific site, Yucca Mountain (see Figure 1). The Energy Policy Act of 1992 requires the EPA, based upon findings of a study conducted by the National Academy of Sciences (National Research Council, 1995), to develop a site-specific radiation protection standard for a repository at Yucca Mountain. These standards are to prescribe the maximum annual effective dose equivalent to individual members of the public. The EPA is currently in the process of developing a new compliance standard for the Yucca Mountain site that addresses these recommendations. This requirement signals a broad

change to the regulatory framework for repository development, shifting it from a generic to a site-specific basis for evaluation and decision-making. The Energy Policy Act also directs the NRC to revise its licensing requirements to be consistent with the site-specific standard. To respond to the policy changes, and supported by increased understanding of the Yucca Mountain site, DOE will revise its own siting guidelines in 1997. The revised guidelines will capture the relevant attributes of the site and rely on the radiation protection standard for Yucca Mountain as the ultimate criterion of site suitability for the evaluation of post-closure system performance.

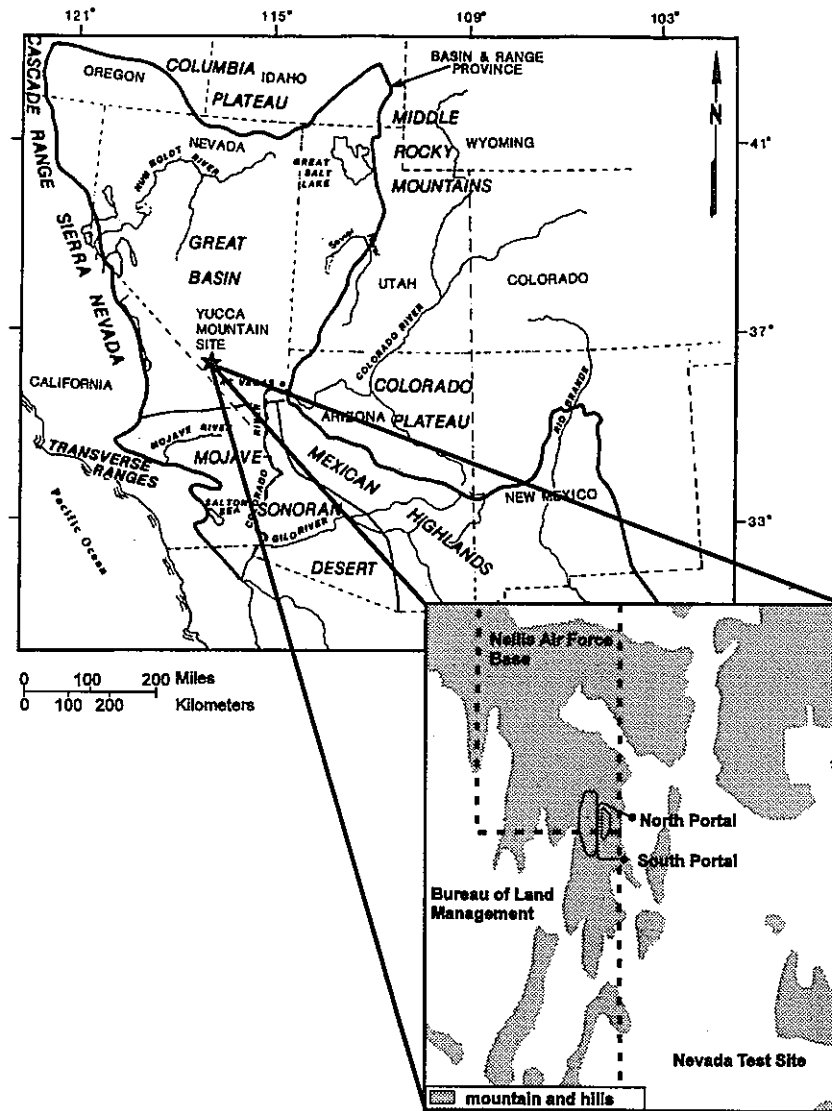


Figure 1.

Location map for Great Basin physiographic province and Yucca Mountain Site. (from Dyer and Voegelé, 1996).

2.4 Storage

The issue of where to store high-level nuclear waste until a repository is licensed has not been resolved. DOE is legally obligated to accept waste in 1998, but feels it should not be required to do so in the absence of a repository. In the meantime, storage legislation is pending in Congress, but the Administration is opposed to it in the absence of a sited repository. During 1996 DOE developed a revised strategy that will enable it to acquire the capability to accept, store, and transport spent nuclear fuel as rapidly and efficiently as possible when a Federal storage or disposal facility becomes available. In the near-term, it will concentrate on two major activities: 1) developing a market-driven waste acceptance, storage, and transportation approach that relies on the private sector for implementation; and 2) conducting non-site-specific design and engineering analyses for an interim storage facility to reduce facility licensing time, if such a facility is authorized (Dreyfus, 1996). Under the approach discussed, private industry would provide equipment and services for delivering spent fuel to an interim storage facility or repository.

3. Waste Containment and Isolation Strategy

In addition to new site characterization information and analyses capable of evaluating total system performance, other developments, such as updated repository and waste package conceptual designs, and considerations related to the change from a release standard to a dose- or health-based standard, with an as-yet unspecified regulatory time frame, have contributed to the need to refine the strategy for evaluating waste containment and isolation.

In the absence of a definitive compliance standard for geologic disposal, the U.S. Department of Energy is defining waste containment and isolation independently of specific compliance measures. Waste containment has been defined as the near-complete containment of radionuclides by waste packages for several thousands of years (TRW, 1996a). Isolation has been defined as an acceptable dose to a member of the public living near the site. Quantitative dose modeling results will be used to evaluate compliance with applicable standards, with greater attention paid to evaluating potential doses for the first ten thousand years. However, calculations will be carried out over longer times in order to provide qualitative insight into peak dose potential, and to support system enhancement studies.

The updated strategy maintains reliance on both engineered and natural barriers in a multi-barrier concept. It takes advantage of the natural barriers which include the aridity of the site, the unsaturated character of the host rock, its geochemical setting, and the deep regional water table as important to determining the future rate at which radionuclides may be released into the environment, when containment by waste packages is eventually lost.

Main points of the strategy are agreed upon but the DOE is completing details of defining long-term information needs and tests needed to implement them. The larger technical questions identified in recent total system performance assessments as key to evaluating performance of the engineered and natural barrier systems are related to the following attributes of the system (TRW, 1996a):

1. Rate of water seepage into the repository;
2. Integrity of waste packages (containment);
3. Rate of release of radionuclides from waste in the breached waste packages;
4. Radionuclide transport through engineered barriers and natural barriers; and
5. Dilution in the groundwater below the repository.

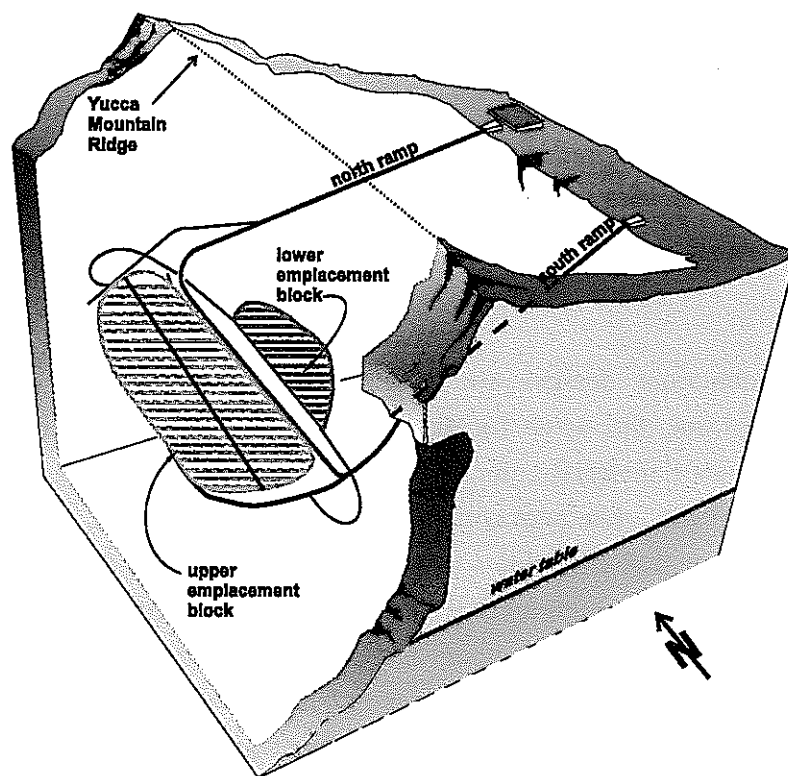


Figure 2.

Subsurface of potential repository showing upper and lower emplacement blocks. Repository area consists of about 250 km of drifts, most of which will be used for emplacing waste packages (from TRW, 1996b).

The current repository conceptual design assumes a relatively high emplacement density of 83 metric tons of initial heavy metal (MTU) per acre. The resulting emplacement scheme divides the subsurface facilities into two sets of waste emplacement drifts called blocks (see Fig. 2). The subsurface layout of the repository would be comprised of two inclined access ramps, two vertical ventilation shafts, and essentially flat-lying main and waste emplacement drifts. In this concept the emplacement drifts would be spaced at 22.5 meters and emplacement drifts would range from about 250 meters to about 600 meters in length. The upper block would cover about 324 hectares, and could accommodate about 11,000 waste packages. The lower block would cover about 69 hectares, and could

accommodate up to 2,400 additional waste packages (TRW, 1996b). A total of about 12,000 waste packages are expected to be emplaced (McKenzie et al., 1996).

The waste container is expected to function as the principal barrier to the release of radionuclides from the engineered barrier system. The barrier will be designed to provide substantially complete containment of the waste for at least the time that heat and radiation emitted by the wastes are at their peak. This occurs early in the post-closure time frame, encompassing the period of approximately 300-1000 years following closure.

The current container designs are deliberately robust in a dry environment and are intended to confine the waste for thousands of years. The dual wall design uses a corrosion-allowance material outer layer and a corrosion-resistant material inner layer to form the walls of the waste packages (TRW, 1996b) (see Fig. 3). Conceptual designs have been developed for fuel assemblies that have been shipped to the repository in containers (canistered and defense high-level waste disposal containers) that can be placed into an overpack for subsequent emplacement for disposal in the repository. Conceptual designs also have been developed for fuel assemblies that arrive in a shipping container (uncanistered) and must be repackaged for subsequent emplacement for disposal in the repository. The waste packages would be mounted on rail cars that would be positioned on rails within the emplacement drift. Once waste packages are in position, no human entry into that emplacement drift would be allowed under normal conditions.

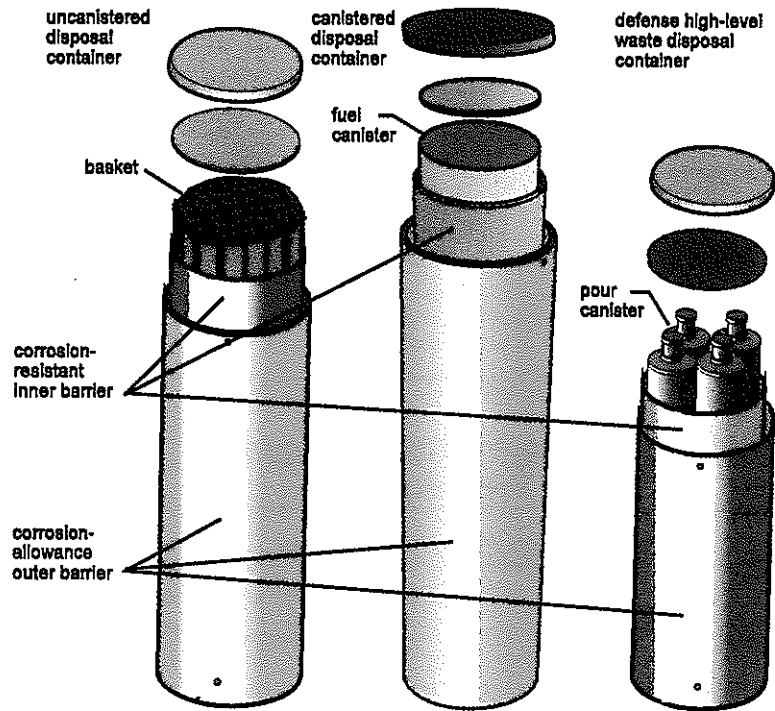


Figure 3.

Conceptual design characteristics for disposal canisters (from TRW, 1996b).

Heat from the waste packages is expected to keep the rock immediately around the emplacement drift relatively dry for hundreds of years, which should reduce the corrosion rate of the waste packages. The air gap between the container and the host rock will be maintained under current plans, instead of using backfill. The air gap is expected to contribute to limiting the release of radionuclides. Because percolation rates into drifts are expected to be low, and because most water is expected to be tightly confined in the rock matrix, little water should cross this air gap. Limited water movement in fractures is possible; however, the amount of water that could potentially contact the containers is expected to be a small fraction of that contained in the rock. As the waste packages and emplacement drifts eventually cool, water could begin to seep back toward the waste packages, especially along fractures.

The physical arrangement in which waste packages would be placed underground will have an impact on the environmental conditions in the emplacement drifts. After emplacement, heat will raise the temperature of the drift rock walls (see Figure 4; Witherspoon et al., 1996). The emplacement drift diameter is 5 to 5.5 meters. The spacing between the emplacement drifts and the spacing between waste packages within emplacement drifts will determine how hot the drift environment and surrounding rock will become.

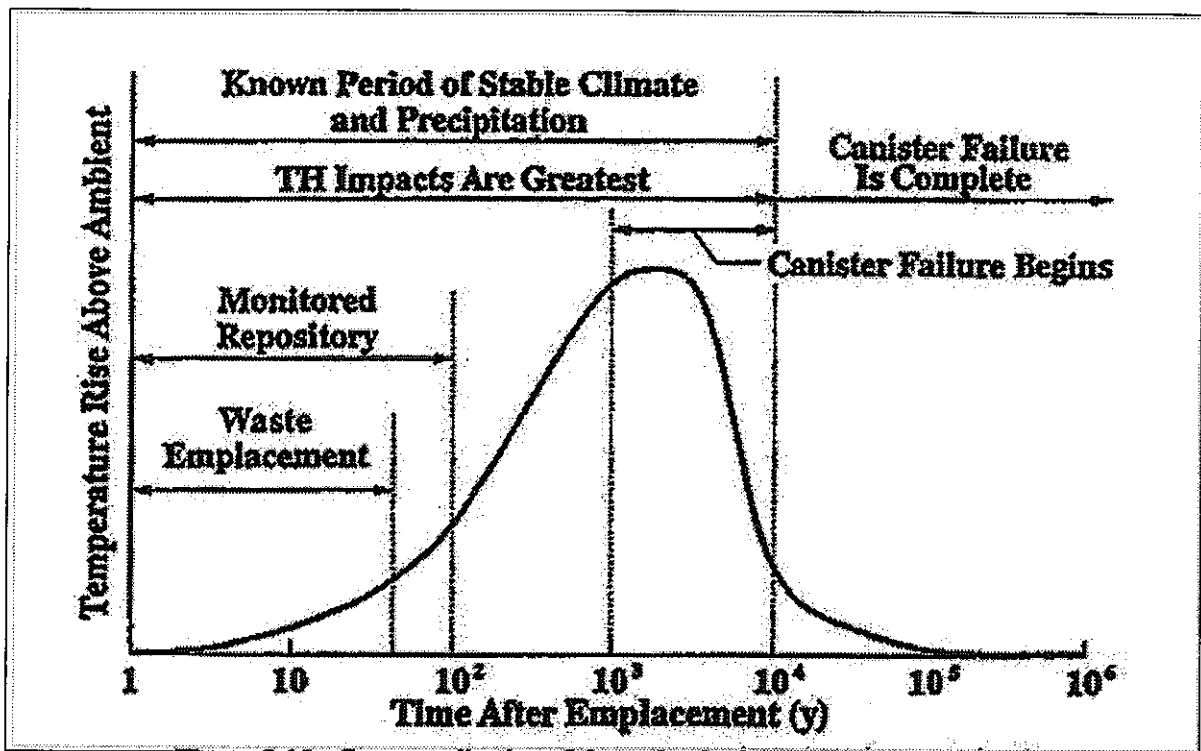


Figure 4.

Conceptualization of thermal pulse at various time periods in operation of repository (from Witherspoon et al., 1996).

Each combination of drift and waste package spacing and waste package heat output will result in a different overall thermal load. Corresponding temperatures will cause various changes in conditions of the repository rock mass and its water content, which can affect waste package performance (Buscheck and Nitao, 1995). A high thermal load may drive moisture away from the canisters for significant periods of time. Conversely, temperature

changes could lead to potentially irreversible changes in the hydrologic and geochemical properties of zeolite minerals in the rock mass. These changes are being investigated by both field and laboratory testing and by the use of computer modeling techniques. A repository design goal to keep wall rock temperatures below 200°C was established (TRW, 1996b). The current conceptual repository design uses a relatively high thermal loading (83 MTU/acre) that results in maximum emplacement drift wall temperatures of approximately 155°C at about 40 to 60 years after emplacement, if no ventilation is supplied to the drift after emplacement is completed (McKenzie et al., 1996). Because this strategy is sensitive to disruptive processes and events, especially those that could modify the dry character of the site, such as climate changes and processes or events that could enhance infiltration, predictions are being made of performance under wetter conditions.

Heater tests in the Exploratory Studies Facility (ESF), ranging in scale up to room size, will be conducted over the next several years to investigate coupled thermal-mechanical-hydrological-geochemical processes, moisture movement, mechanical effects, and near-field effects. The large-scale experiments are being complemented by laboratory tests on coupled processes and by natural analogue studies of geothermal processes. An intermediate-scale test involves a free-standing block of fractured, welded tuff, 3 meters by 3 meters by 4.5 meters in dimensions, which will serve as a prototype to the underground tests. This Large Block Test will be heated for five months until a temperature of 135°C is reached. The block will be instrumented to observe the extent of dry-out and redistribution of moisture and gas within it during the heating and six-month cooldown periods.

A single-element heater test is underway in the ESF that entails a 12-month heating period followed by a 12-month cooling period. This test is primarily focused on measuring thermomechanical coupled effects. It consists of placing a long heater rod in a horizontal hole so that a significant volume of rock can be heated to 200°C. A larger, longer-term drift-scale test will focus on determining the distribution of temperature, moisture, stress, and displacement in the near-field environment and associated rock-water interactions. This test will begin in December 1996 and is to have an 18-month heating period followed by a cooling period extending to 2001.

4. Knowledge Gained from Site Characterization at Yucca Mountain (Slide)

Surface-based drilling and mapping have been ongoing at Yucca Mountain for more than a decade. Since 1993, with construction of the ESF, testing under *in situ* conditions in the mountain has been underway. These tests have greatly increased understanding of natural conditions at the site. For one thing, a more sophisticated understanding of flow in the unsaturated zone has been achieved. Secondly, it has been observed that faults underground in the ESF could be correlated with those at the surface, but their expression at repository depth is less significant than expected. In addition, the ESF seems to be dry, even when corrections are made for ventilation. No weeping fractures or boreholes have been detected. Furthermore, no major unexpected conditions have been encountered.

The ESF is a 24-foot diameter tunnel that ramps down to the horizon of the repository beneath Yucca Mountain and back to the surface over a distance of approximately 5 miles. It was constructed by a tunnel boring machine. As of August 1996, 3.8 miles of tunnel had been excavated. Completion of the tunnel is expected by March 1997. The ESF is an underground laboratory in which hydrologic, pneumatic, and hydrochemistry tests are conducted in alcoves. The entire length of the ESF is mapped in detail to understand rock character, fracture networks, heterogeneities, mineralization, and to make other detailed observations. Heater tests, as explained above, will be conducted at two scales in an ESF alcove. Tests of percolation flux and possibly transport are planned for future years. If Yucca Mountain is chosen as the site for a repository, the ESF would become part of the repository, so disturbance of natural conditions must be minimized.

In order to understand more about advances in understanding the Yucca Mountain site, a few words should be said about its geologic setting, hydrologic characteristics, of both the unsaturated and saturated zones, and the potential for radionuclides to be retarded in that setting.

4.1 Geologic Setting

Yucca Mountain is a ridge located in the southwestern United States, in the Southern Great Basin of the Basin and Range tectonic province (see Figure 1). The Basin and Range province is characterized by regularly spaced subparallel mountain ranges separated by alluvial basins formed by extensional faulting. The overall geology of the province can be described as a late Precambrian and Paleozoic continental margin assemblage that has been complexly deformed by late Paleozoic and Mesozoic orogenies (Dyer and Voegele, 1996). Western portions of the province are broadly overlain by Cenozoic volcanic rocks. The physiography is largely a product of the most recent phase

of extensional deformation, predominantly occurring 12.5-11.5 million years ago but continuing to the present (Carr, 1984).

The regional climate of the southern Great Basin is typically hot and semi-arid. Alluvial basins are characterized by low rainfall, high evapotranspiration, ephemeral streams, and closed hydrologic systems, in which drainage is internal to the basins. The unsaturated zone is thick, such that a repository would be situated approximately 300-350 meters below the crest of Yucca Mountain and at a distance of approximately 300-350 meters above the regional groundwater table. These characteristics, as well as low population density in the Yucca Mountain area and proximity to secured government lands, were reasons for selection of Yucca Mountain for site characterization.

The Yucca Mountain site is comprised of a series of alternating layers of welded and non-welded silicic airfall and ash flow tuffs that erupted from the Timber Mountain caldera and other calderas approximately 14-10 million years ago. The non-welded tuffs underlying the proposed repository horizon contain layers that have been extensively zeolitized during post-eruptive hydrothermal alteration (Broxton et al., 1989; see Figure 5). Yucca Mountain is one of a series of north-northeast trending ridges of east-dipping units bounded by west-dipping, high-angle normal faults (Day et al., 1996). Alluvial fill in valleys separating the volcanic ridges is up to several kilometers thick in places (Scott and Bonk, 1984). Paleozoic carbonates were contacted at 1200 meters depth in one drillhole (Fridrich et al., 1994).

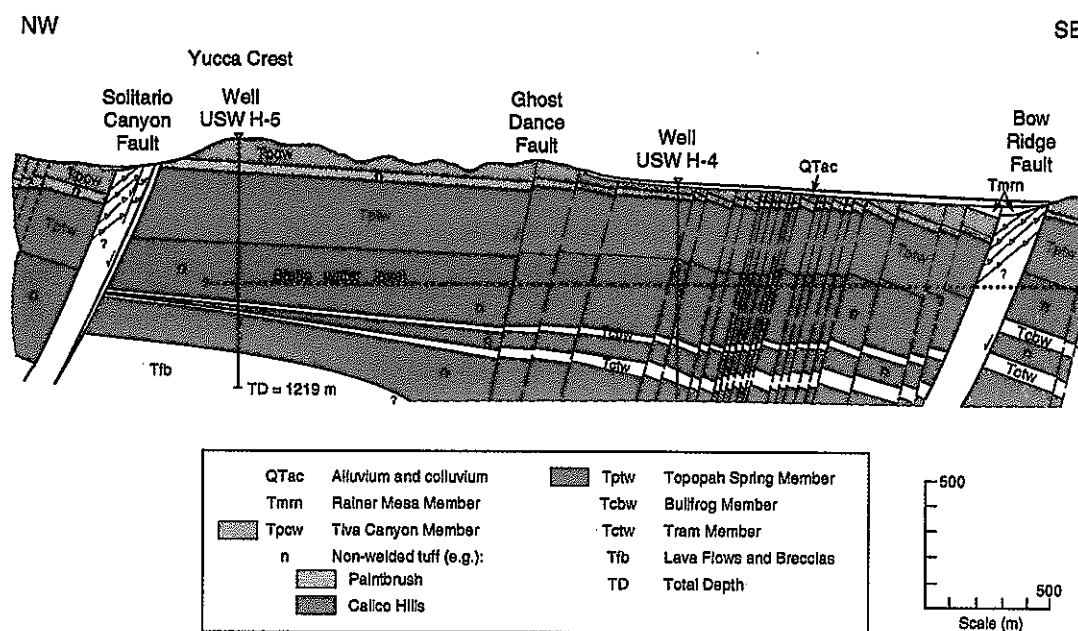


Figure 5

Stratigraphic cross-section of Yucca Mountain. Repository horizon would be located in the Topopah Spring Member (Tptw).

Minor basaltic volcanism has occurred within a kilometer of Yucca Mountain in the form of seven small cinder cones and minor flows. Basalts are younger than the rhyolitic tuffs, and erupted during several intervals, with flows ranging from 4-6 million years in age, cones in Crater Flat to the west of Yucca Mountain of about 1 million years in age, and the youngest activity at Lathrop Wells, just south of Yucca Mountain, having K-Ar ages of several eruptions ranging from 100,000 years down to 10,000 years in age (Crowe et al., 1995).

4.2 Hydrologic Setting of Unsaturated Zone

Yucca Mountain is located in an arid region of the southwestern United States where rainfall averages about 15 cm per year. The water table in the vicinity of the Yucca Mountain site is deep, approximately 700 meters below the crest. Placing a repository at a depth of approximately 200-300 meters below the surface would leave a distance of several hundred meters between the repository and the water table. The repository would thus be in unsaturated rocks, with water held in place by capillary forces. The welded tuff matrix is relatively impermeable; however, the rocks are fractured and will transmit water if there is a sufficient source. The non-welded tuffs are porous and permeable; however,

they tend to form capillary barriers at contacts with the welded tuff units and transmit significant quantities of water only when fully saturated. The repository would be located in a thick welded layer, overlain by a non-welded layer with a welded caprock. Conceptually, this combination should be effective in limiting the amount of water that could eventually reach the emplaced wastes.

Until recently the conceptual model of flow in the unsaturated zone assumed a variable infiltration of 0-5 mm per year, low percolation flux through the repository horizon, a lateral flow at the top of non-welded tuffs above the repository horizon, and faults that act as drains of water from the matrix (Montazer and Wilson, 1984). Data suggest that matrix percolation flux to the repository region is small. Increased collection of data and its use in calibration of the unsaturated zone model have modified the conceptual model in some significant ways that are presently undergoing further analyses (Bodvarsson and Bandurraga, 1996). Components of the revised conceptual model include new estimates of percolation flux at the repository horizon, lateral flow component, the role of faults and other features as drains and as fast flow pathways, the relative amount of fracture/matrix interaction, and incorporation of perched water data (see Fig. 6). Major data sources include temperature, environmental isotopes, fracture coatings, infiltration measurements, moisture tension and saturation data, pneumatic data, and perched water data.

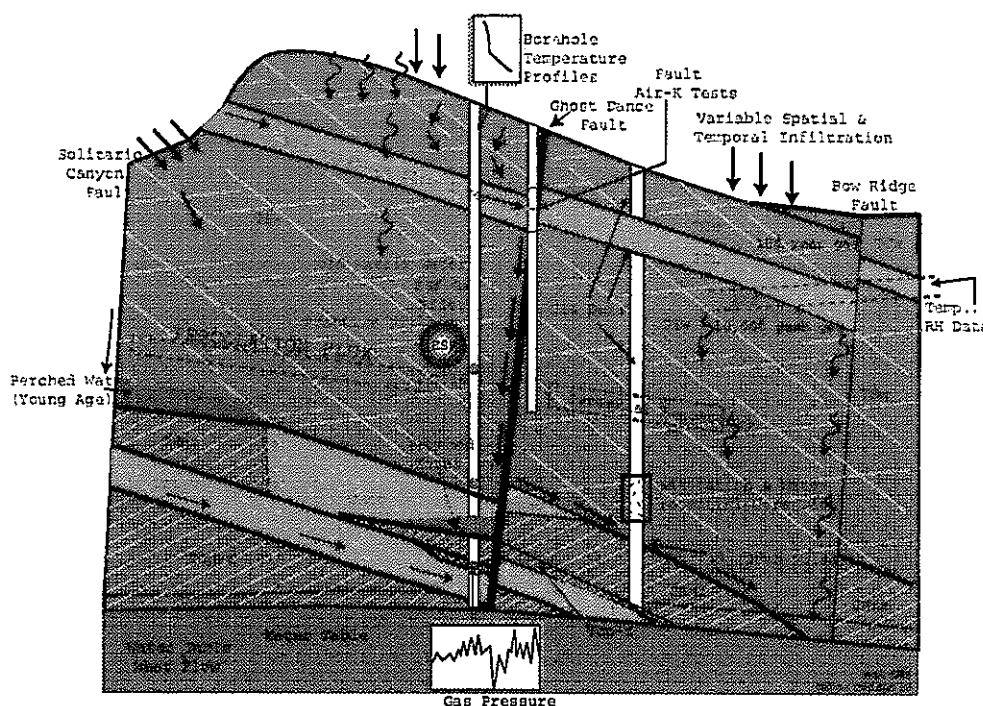


Figure 6.

Data and processes defining the conceptual UZ flow model.

The evolved conceptual model of unsaturated zone flow has refined the understanding of certain parameters and processes. First, infiltration is more variable and higher than previously thought (Flint et al., 1996). Higher estimates of percolation flux at the repository horizon (1-10 mm per year) are thus derived (Bodvarsson and Bandurraga, 1996). Lateral flow above the repository horizon seems to be less than anticipated, but may be important below the repository. Fast flow pathways along fractures and faults also play a significant role in unsaturated zone flow.

Infiltration is spatially variable due to variations in soil cover and topography. It is also temporally variable due to the nature of the storm events that supply the precipitation (Hevesi et al., 1994). If a significant thickness of alluvium overlies the fractured volcanic rock, an infiltration pulse will not penetrate to the volcanics because of attenuation of the

pulse by storage in the alluvium. Therefore, infiltration is high on side slopes and ridge tops where outcrops are exposed and fracture flow into the volcanics can be initiated (Flint and Flint, 1994). New analyses of factors affecting infiltration, along with detailed sampling, indicate that infiltration varies from almost zero to 15 mm per year over the repository area of Yucca Mountain, but may go as high as 25 mm per year in other parts of the mountain (Flint et al., 1996).

Until recently it was widely believed that a capillary barrier existed between the welded Tiva Canyon tuff and the underlying non-welded Paintbrush Tuff above the repository horizon which prevented infiltrated water from reaching the Paintbrush Tuff (Moyer et al., 1995). Moisture was thought to be diverted laterally through fractures in the Tiva, following the dip of geologic formations until intercepting a fault or fracture which would provide an avenue for downward flow. This requires the existence of a sharp and laterally continuous contact between the Tiva and the Paintbrush and also that they have contrasting hydrologic characteristics. Recent studies in the ESF have shown that the contact can be gradational, and that numerous small faults with minor offsets interrupt the contact's lateral continuity. Therefore, lateral diversion of flow at the Tiva/Paintbrush contact is not as pronounced as would be predicted. The correlation of temperature and infiltration maps corroborates that there is little lateral flow above the repository horizon (Bodvarsson and Bandurraga, 1996).

Pneumatic data collected in the ESF have increased understanding of the role of faults in unsaturated zone flow, but uncertainty remains in the manner in which hydrologic properties vary with structural style from unit to unit. Analyses conducted in modeling flow in the unsaturated zone (Bodvarsson and Bandurraga, 1996) showed that faults influence flow differently depending on depth; locally they may drain water from the matrix, and this occurs increasingly with depth.

Greater uncertainty exists at present in understanding patterns of flow below the repository horizon. Perched water bodies were found below the repository horizon in a number of boreholes and these suggest complex flow patterns from repository depth to the water table. Concentrations of major ions in perched water differ from those of pore water, indicating little interaction with the matrix. $\delta^{18}\text{O}$ and δD isotopes indicate apparent residence times of 7000 years, which is within the range of ^{14}C ages of perched water (Yang et al., 1996). Isotope data in a number of boreholes indicate that lateral flow in the Calico Hills unit below the repository horizon may redistribute water. Major ion data indicate young water with depth, which suggests the presence of fast pathways at depth.

4.3 Percolation Flux Estimates and Radionuclide Transport in the Unsaturated Zone

Secondary minerals precipitated from descending solutions may form a surrogate for past flux and incorporate information on the times of deposition and isotopic signatures of waters from which they precipitated. Low-temperature calcite and opal are common coatings in fractures and cavities found in the repository horizon of the ESF (Peterman and Paces, 1996). Both minerals are directly datable by ^{14}C and uranium-series methods. Outermost surfaces exhibit a heterogeneous distribution of ages between 16,000-400,000 thousand years, indicating non-uniform flux over this time frame. Data from outermost and deeper layers indicate slow and relatively constant rates of long-term deposition on the order of 1×10^{-6} mm/yr (Peterman and Paces, 1996). Strontium isotopic compositions indicate little interaction between percolating fracture water and pore water, but uranium isotopic compositions indicate interaction between descending water and tuff or opal-coated fracture surfaces.

^{36}Cl are being used to date pore-water samples collected in the ESF and from boreholes. Elevated levels of ^{36}Cl were found in some samples collected from the ESF. With the recognition that the possible existence of preferential flow paths could allow more rapid water movement than matrix flow, a comprehensive sampling program was undertaken with samples collected systematically along the length of the tunnel and also at locations defined by features such as faults and discrete fractures. All of the systematic samples and most of the feature-specific samples contained background levels of naturally-produced ^{36}Cl that indicate groundwater ages of several thousands to several hundreds of thousands of years, consistent with results of other studies (Fabryka-Martin et al., 1996). Higher concentrations of ^{36}Cl were detected, however, in some of the samples collected at five locations, all of which are associated with faults or with discrete fractures in the rock (see Fig. 7). The concentrations were high enough (1500×10^{-15} or more) to indicate that a small amount of water containing ^{36}Cl generated by atmospheric testing of nuclear weapons has traveled from the surface in less than 50 years. ^{36}Cl levels above background appear to represent more rapid flow of water along preferential pathways. The isotope data suggest variable interaction between descending waters and the rock matrix near structural features. Additional samples are being collected and analyzed for ^{36}Cl and other environmental isotopes (e.g., ^{99}Tc and ^{129}I) to confirm the results and to provide information on new areas of the ESF, including the Ghost Dance fault. Additional modeling studies will be performed to evaluate the ^{36}Cl data as they relate to understanding of hydrologic processes at Yucca Mountain and conclusions about repository performance.

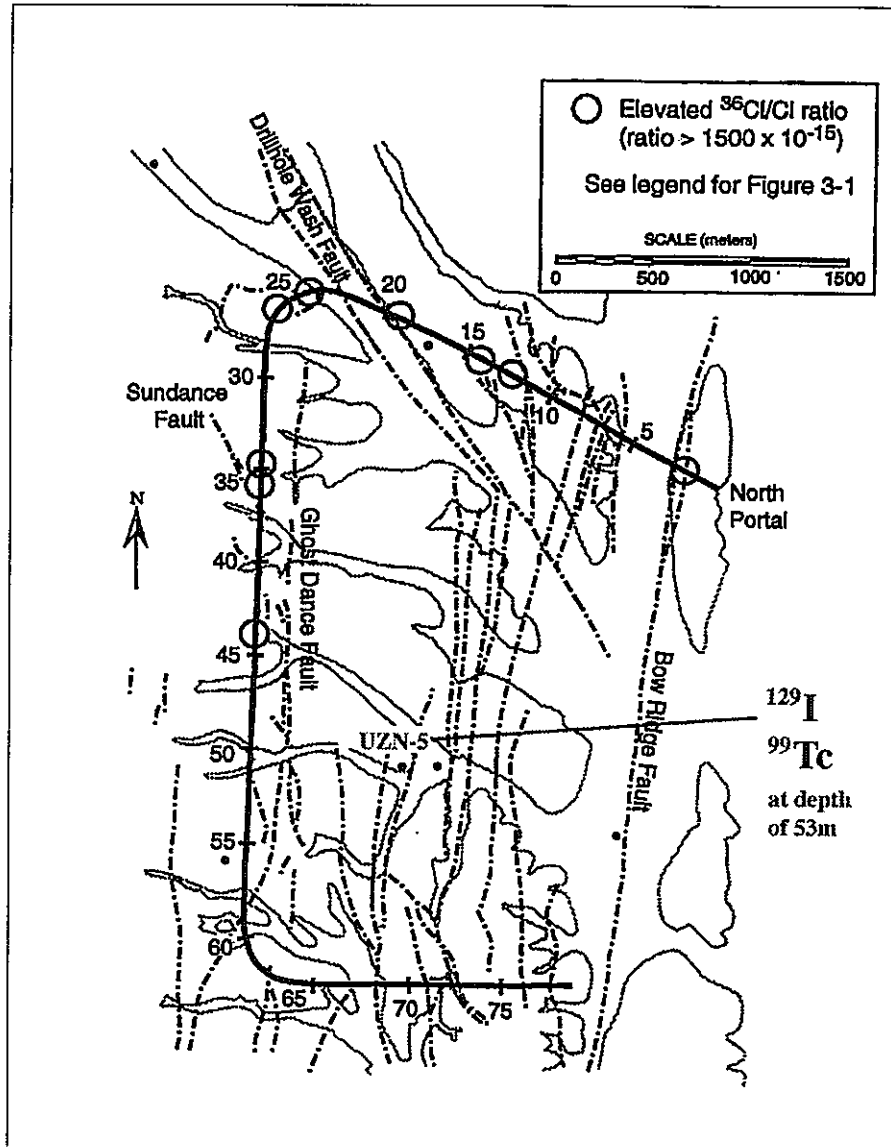


Figure 7.

Map of locations of bomb-pulse ^{36}Cl at repository horizon. (Fabryka-Martin et al., 1996)

Based on environmental isotope evidence of fast flow pathways, the project must ask whether retardation of radionuclides can be expected along these pathways in the unsaturated zone. Conceptual models of radionuclide retardation are based on sorption of Np, Am, Pu, and U in the rock matrix or on diffusion. Neptunium, which is of greatest concern to performance due to its long half-life, relatively high solubility in oxidizing waters of Yucca Mountain and large inventory, is estimated to have a sorption coefficient of 2.5 in zeolites of Yucca Mountain (Robinson et al., 1995). If the potential exists for

lateral diversion of flow at the top of the zeolite horizon in the Calico Hills unit, as is suggested by the unsaturated flow model (Bodvarsson and Bandurraga, 1996), then radionuclides may bypass the sorbing zeolites. Experimental work (Rundberg, 1994), combined with detailed mineralogical analysis of drill cores, indicates that clay minerals lining fractures in the repository horizon and above occur in sufficient volume and have high enough sorption coefficients to retard Np, if flow velocities allow adequate time for sorption to occur in fractures. These hypotheses must be investigated further.

4.4 Flow and Transport in the Saturated Zone

An understanding of flow in the saturated zone is less mature than in the unsaturated zone because until recently emphasis in site characterization has been placed on studying the unsaturated zone. The DOE strategy for waste containment and isolation now relies on dilution of radionuclides in the saturated zone as one of its attributes, with the result that greater understanding of flow patterns and the potential for mixing in the saturated zone are needed.

The flow pattern in tuffs of the saturated zone is generally from north to south into the Amargosa Desert near Death Valley (Czarnecki, 1987). The hydraulic gradient in the saturated tuffs across most of Yucca Mountain is nearly horizontal, on the order of 0.0001 (Fridrich et al., 1994). The geothermal gradient plays an important role in saturated zone flow because it causes fluid density contrasts that may enhance mixing. Major faults may also be significant in causing upwelling and mixing of flow between lithologic units (Cohen et al., 1996). Finally, the influence of the Paleozoic carbonate aquifer beneath Yucca Mountain tuffs needs to be understood. Results are now being interpreted from a tracer complex located southeast of Yucca Mountain in the saturated zone (Reimus, 1996). In 1997 a detailed model of saturated zone flow is being developed that will incorporate all of the important components mentioned above at a scale that will allow resolution of their sensitivity in the model. Results of this model will be used to design a second hydrologic testing complex south of Yucca Mountain, which has the objective of building confidence in understanding saturated zone flow and perhaps transport patterns during the period of performance confirmation.

4.5 Disruptive Events

Among the disruptive event scenarios that must be considered for performance assessment are those of volcanic and seismic hazards, both of which are of concern in the Basin and Range, where heat flow is higher than normal and earthquakes occur. An earthquake caused damage to a building near Yucca Mountain in 1992, but no damage was detected in tunnels at the Nevada Test Site. The project is conducting a probabilistic

seismic hazard assessment that will be completed in 1997. Last year an independent external expert elicitation on probabilistic volcanic hazards affirmed the project position on the low (on the order of 10^{-8} per year) probability of a volcanic event penetrating the repository. The probability of human intrusion into the repository is considered very low because of the low potential for exploration of natural resources near Yucca Mountain. Climate-change scenarios are also being examined in performance assessments. A change to wetter conditions during the thermal period could change predictions of dryout time (Wilson et al., 1996).

5. Plans for Future Work

Field data collection will be completed by the end of 1997. Additional data collection is planned, however, to reduce risk for the Viability Assessment in 1998. Other underground tests underway or planned include continued study of the Ghost Dance fault (a major fault that runs through the repository), tests of infiltration flux, percolation flux, radionuclide transport, continued sampling of fracture coatings and isotopic analyses, and construction tests which examine excavation methods and measure the response of ground support systems. Surface-based testing may include a well to characterize the large hydraulic gradient or other features that may be important to flow in the saturated zone. Limited laboratory testing of thermomechanical and thermochemical properties will continue. As these studies progress, models of flow, transport, and the behavior of coupled processes in the near-field will be refined.

Because of enhanced understanding of site conditions, the DOE has continued to refine its strategy for evaluating the site's ability to contain and isolate waste. This has made it possible to focus the remaining work scope needed to support a Viability Assessment, as well as the subsequent evaluation of site suitability and preparation of a license application for submittal to the NRC. By 1998 DOE will have assembled and analyzed the wealth of scientific data and updated its assessment of the performance of a repository at Yucca Mountain. It will also have developed a repository design and assessed the technical and economic feasibility of constructing the repository, all as part of the PISA. Additional testing will be undertaken in the ESF in 1999, including the first stage of a drift-scale heater test. The next phase of repository design will also have been completed by 1999. If the repository appears to be viable based on assessment of this information, DOE will complete the work necessary to determine the site's suitability and, if suitable, to

make a formal recommendatoion of the site to the President of the United States in 2001 and submit a license application to the NRC by 2002.

6. Conclusions

Significant progress has been made in the characterization of Yucca Mountain as a potential site for a mined geologic repository. Observations of the natural system and site data collected since 1978 suggest that the site is robust and that numerical models and calculations will be able to bound many of the uncertainties for radiological safety evaluations, leading to enhanced confidence in site performance. No major unexpected conditions have been encountered; tunneling and testing are confirming the hypotheses on site conditions described in the 1988 Site Characterization Plan. Recent performance assessments have led to increased confidence that a Yucca Mountain repository would contain and isolate radioactive waste and would meet a reasonable EPA standard. Disruptive events, such as volcanism or seismicity, are considered unlikely to impact performance adversely.

The attributes of Yucca Mountain that made it technically attractive nearly twenty years ago continue to be the foundation of the strategy for long-term waste containment and isolation. The technical strengths of the Yucca Mountain site depend on limited water available to contact the wastes and a corresponding high potential for waste isolation. Today the U.S. regulatory approach to long-term compliance is uncertain; whereas the NRC regulations are in place, the EPA standards for disposal safety are remanded. The National Academy of Sciences recommendation that the U.S. adopt a dose-based standard for postclosure compliance for a repository has raised issues relative to the regulatory time frame, dose and risk, definition of the reference biosphere, human intrusion, and the quantitative treatment of natural processes and events.

Although the Yucca Mountain site remains technically attractive because of its potential to isolate wastes, a significant concern is the ability to bring to closure a regulatory proceeding that could have to deal with unprecedented time frames in the context of regulation. The potential for a dose-based geologic disposal standard that could introduce a need to rely on dilution in a closed hydrologic basin takes the U.S. high-level waste program full circle back to original promulgation of the EPA standards for geologic disposal. The extent to which it can be demonstrated that the Yucca Mountain site can comply with an evolving regulation is a significant concern. Deliberation of these

issues is expected to be lengthy and intense, and fundamental re-evaluation of the U.S. approach to long-term compliance can be anticipated.

References

- Bodvarsson, G.S., and T.M. Bandurraga, eds., Development and calibration of the three-dimensional site-scale unsaturated zone model of Yucca Mountain, Nevada, Yucca Mountain Project Milestone OB02, , LBNL Report 39315, Lawrence Berkeley National Laboratory, Berkeley, CA, 1996.
- Broxton, D.E., R.G. Warren, F.M. Byers, and R.B. Scott, Chemical and mineralogical trends within the Timber Mountain-Oasis Valley Caldera Complex, Nevada: evidence for multiple cycles of chemical evolution in a long-lived magma system, *J. Geophysical Research* 94, pp. 5961-5985, 1989.
- Buscheck, T.A. and J.J. Nitao, Repository-scale models of thermal-hydrological behavior, presented at the Thermohydrologic Modeling and Testing Program Peer Review, Second Meeting, Las Vegas , Nevada, August 21-24, 1995.
- Carr, W.J., Volcano-tectonic setting of Yucca Mountain and Crater Flat, southwestern Nevada, in Carr, M.D., and J.C. Yount, eds., *Geologic and hydrologic investigations of a potential nuclear waste disposal site at Yucca Mountain, southern Nevada: U.S. Geological Survey Bulletin 1790*, pp. 35-51, 1984.
- Cohen, A., A. Simmons, and K. Karasaki, Outline of the sub-site-scale three-dimensional saturated zone flow model of Yucca Mountain, Nevada, Yucca Mountain Project Level 4 Milestone Letter Report, 1996.
- Crowe, B., F. Perry, J. Geissman, L. McFadden, S. Wells, M. Murrell, J. Poths, G.A. Valentine, L. Bowker, and K. Finnegan, Status of volcanism studies for the Yucca Mountain Site Characterization Project, Los Alamos Report LA-12908-MS, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, 1995.
- Czarnecki, J.B., Characterization of the subregional ground-water flow system at Yucca Mountain and vicinity, Nevada-California, *Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle*, v. 13(1-4), pp. 51-61, 1989.

- Day, W.C., C.J. Potter, D.S. Sweetkind, and R.P. Dickerson, Bedrock geologic map of the central block area, Yucca Mountain, Nevada, U.S. Geological Survey Preliminary Map (not for distribution), mapping through 4/26 (in review), 1996.
- Dreyfus, D. A., Status of the Civilian Radioactive Waste Management Program: Presentation to the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Sept. 4, 1996.
- Dyer, J.R., and Voegelé, M.D., High-level radioactive waste management in the United States: Background and Status: 1996, in Witherspoon, P.A., ed., Geologic Problems in Radioactive Waste Isolation: Second Worldwide Review, Report LBNL-38915, Lawrence Berkeley National Laboratory, Berkeley, CA, 270 pp., 1996.
- Fabryka-Martin, J.T., P.R. Dixon, S Levy, B. Liu, H.J. Turin, and A.V. Wolfsberg, Systematic sampling for chlorine-36 in the Exploratory Studies Facility, LA-CST-TIP-96-001, Milestone 3783AD, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, 61 pp., 1996.
- Flint, A.L., L.E. Flint, and J.A. Hevesi, Shallow infiltration processes in arid watersheds at Yucca Mountain, Nevada, in Proceedings of the Fifth International Conference on High-Level Radioactive Waste Management, Las Vegas, NV, May 22-26, pp. 2315-2312, American Nuclear Society, La Grange, Park Illinois, 1994.
- Flint, A.L., J.A. Hevesi, and L.E. Flint, Conceptual and numerical model of infiltration for the Yucca Mountain area, Nevada, U.S. Geological Survey Water Resources Investigation Report 96-xxxx (in review), 1996.
- Fridrich, C.J., W.W. Dudley, Jr., and J.S. Stuckless, Hydrogeologic analysis of the saturated zone groundwater system under Yucca Mountain, Nevada, Journal of Hydrology 154, pp. 133-168, 1994.
- Hevesi, J.A., A.L. Flint, and L.E. Flint, Verification of a one-dimensional model for predicting shallow infiltration at Yucca Mountain, in Proceedings of the Fifth International Conference on High-Level Radioactive Waste Management, Las Vegas, NV, May 22-26, pp. 2323-2332, American Nuclear Society, La Grange, Park Illinois, 1994.
- McKenzie, D.G. III, K.K. Bhattacharyya, and A. Segrest, Conceptual subsurface facility design for a high-level nuclear waste repository at Yucca Mountain, 37th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management, July 1996.
- Montazer, P. and W.E. Wilson, Conceptual hydrologic model of flow in the unsaturated zone, Yucca Mountain, Nevada: U.S. Geological Survey Water Resources Investigation Report 84-4345, 55 pp., 1984.

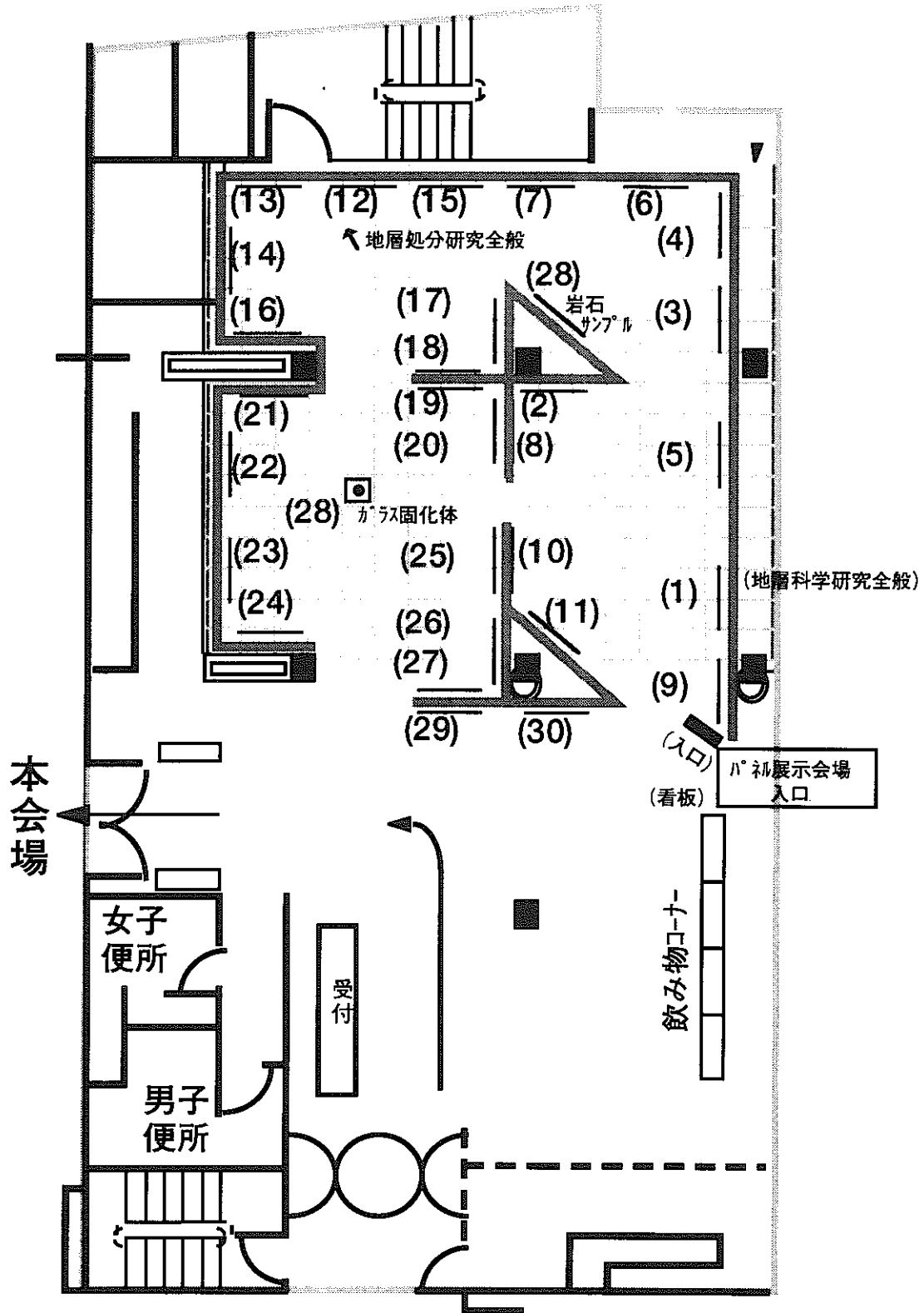
Experiences in the Site-Characterization Program at Yucca Mountain

- Moyer, T.C., J.K. Geslin, and L.E. Flint, Stratigraphic relations and hydrologic properties of the Paintbrush Tuff (PTn) nonwelded hydrologic unit, Yucca Mountain, Nevada: U.S. Geological Survey Open-File Report 95-397, 164 pp., 1995.
- National Research Council, Technical Bases for Yucca Mountain Standards, Committee on Technical Bases for Yucca Mountain Standards, Board on Radioactive Waste Management, U.S. National Academy of Sciences, National Academy Press, 1995.
- Peterman Z.E. and J.D. Paces, Paleohydrology - age control from U-series and ¹⁴C dating of calcite and opal in the ESF, presentation to the U.S. Nuclear Waste Technical Review Board, Denver, Colorado, July 9-10, 1996.
- Reimus, P.W., Predictions of tracer transport in interwell tracer tests at the C-hole complex, Yucca Mountain Milestone Report 4077, Los Alamos Report LA-13160-MS, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, 54 pp., 1996.
- Robinson, B.A., A.V. Wolfsberg, H.S. Viswanathan, C.W. Gable, G.A. Zyvoloski, and H. J. Turin, Modeling of flow, radionuclide transport, and environmental isotope distributions in the unsaturated zone at Yucca Mountain, YMP Milestone 3672, 1996.
- Rundberg, R.A., Sorption experiments applied to goethite and other Yucca Mountain minerals, Presentation to Technical Advisory Committee for NAGRA/DOE agreement, Berkeley, CA, December 1-2, 1994.
- Scott, R.B., and J. Bonk, Preliminary geologic map of Yucca Mountain, Nye County, Nevada, with geologic sections: U.S. Geological Survey Open-File Report 84-494, 9 pp., map scale 1:12,000, 1984.
- TRW Environmental Safety Systems, Strategy for focused evaluation of waste containment and isolation at Yucca Mountain Site, close-out draft, March 18, 1996 (a).
- TRW, Environmental Safety Systems, Mined Geologic Disposal System Advanced Conceptual Design Report, Rev. 00, 1996 (b).
- Wilson, M.D., TSPA Insights into impacts of climate and chlorine-36, presentation to the U.S. Nuclear Waste Technical Review Board, Denver, Colorado, July 9-10, 1996.
- Witherspoon, P.A., R.A. Freeze, F. S. Kulacki, J. N. Moore, F. W., Schwartz, Y. C. Yortsos, Peer Review Report on Thermohydrologic Modeling and Testing Program, Yucca Mountain Site Scale Characterization Project, 89pp., 1996.

Yang, I.C., G.W. Rattray, and P. Yu, Interpretations of chemical and isotopic data from boreholes in the unsaturated zone at Yucca Mountain, Nevada, U.S. Geological Survey Water Resources Investigations Report 96-4058, 58+ pp., 1996.

Apendix

パネル・機器展示リスト



パネル・機器展示会場

パネル・機器展示リスト

番号	展示担当	タイトル	展示種別	委託等
(1)	動燃事業団	地層科学研究全般	パネル	
(2)	動燃事業団	地質環境の長期安定性に関する研究 —断層運動・地震に関する研究 —火山活動に関する研究 —隆起・沈降・侵食に関する研究 —気候・海水準変動に関する研究	パネル	
(3)	動燃事業団	地下水流動解析手法の開発	パネル	
(4)	動燃事業団	東濃地域における地質環境中の地下水の地球化学・物質移動に関する研究	パネル	
(5)	動燃事業団	調査技術・調査機器の開発及び1000m採水装置、 検層ユニット展示	パネル+機器	
(6)	動燃事業団	超深地層研究所計画	パネル	
(7)	動燃事業団	釜石原位置試験(その1) —釜石鉱山における深部地質環境特性の把握 —掘削影響領域の掘削工法依存性について —花崗岩における物質移行に関する研究 —地震に伴う地下水の水圧の変化例	パネル	
(8)	地質調査所	ハイドロフォンVSP調査技術の開発	パネル	共同研究
(9)		長期岩盤挙動研究 —低応力レベル長期クリープ試験装置の開発 —顕微鏡観察下での応力緩和試験装置の開発	パネル	委託研究
(10)	清水建設	Pac-Exの現場適用試験及びPac-Ex(計測器)の展示	パネル+機器	委託研究
(11)	大成建設	東濃鉱山における機械掘削影響試験	パネル	委託研究
(12)	動燃事業団	地層処分研究開発の構成	パネル	
(13)	動燃事業団	人工バリアの長期挙動に関するナチュラルアナログ研究	パネル	
(14)	動燃事業団	核種移行データベースの整備	パネル	
(15)	動燃事業団	釜石原位置試験(その2) —花崗岩中における水理・物質移行特性調査研究 —粘土充填・熱負荷試験	パネル	
(16)	動燃事業団	性能評価モデルの開発	パネル	
(17)	動燃事業団	ENTRY II期設備	パネル	
(18)	防災科学技術研究所	人工バリアシステムの振動挙動に関する研究	パネル	共同研究
(19)	東北工業技術研究所	スメクタイトの機能に及ぼす電荷の影響	パネル	共同研究
(20)	日揮	不均質多孔質媒体中の物質移動解析手法に関する研究	パネル	委託研究
(21)	三菱マテリアル	圧密ベントナイト中での実効拡散係数の評価	パネル	委託研究
(22)	石川島播磨重工業	地層処分システムにおける微生物の影響について	パネル	委託研究
(23)	間組	緩衝材における熱-水-応力連成モデルの開発及び ベントナイトブロックの展示	パネル+機器	委託研究
(24)	大林組	亀裂性媒体水理試験設備LABROCKによる水理試験研究	パネル	委託研究
(25)	鹿島建設	原位置試験(釜石鉱山)におけるグラウト技術の適用試験	パネル	委託研究
(26)	コベルコ科研	低溶存酸素濃度下における炭素鋼の腐食挙動の実験的検討	パネル	委託研究
(27)	京都大学(東教授)	ガラス固化体の浸出挙動に及ぼすフミン酸の影響	パネル	委託研究
	東京大学(勝村教授)	塩素オキシ酸水溶液の放射線効果		
	東京大学(田中教授)	石英からのカオリナイト粒子脱離に及ぼすpHとイオン強度の影響		
	東北大学(杉本教授)	ベントナイト接触水中における炭素鋼の不動態化と脱不動態化		
(28)	科学技術庁 動燃事業団	—模擬固化体 —岩石サンプル(堆積岩,結晶質岩大型ブロック)	機器	
(29)	動燃事業団	協力機関名一覧	パネル	
(30)	動燃事業団	地層処分研究開発における国際協力	パネル	