原子力施設から発生する放射性廃棄物の処分研究*

Research on Geological Disposal of Radioactive Wastes

Generated from Nuclear Fuel Cycle

原 啓 二**

HARA Keiji

Abstract Current status of research on geological disposal of radioactive wastes is described briefly, mainly focused on fluid flow and mass transport phenomena such as nuclide migration in geological media, colloid transportation, hydro-thermal-mechanical coupled process, moisture migration through clay, bentonite extrusion and erosion, long-term rock creep deformation.

Keywords: Geological disposal, radioactive waste, hydrology, mass transportation, fluid flow.

1. はじめに

文明の発展や人口の急激な増加に伴い、人類が使用するエネルギーは急激に増加してきており、また、そのエネルギー源も水力、火力、原子力等と多様化してきている。現在、我が国における電力の約 1/3 は、原子力で賄われており、今ではなくてはならない重要なエネルギー源の一つになっている。

原子力発電では、ウラン等の核分裂エネルギーを利用するため、石炭、石油等の化石燃料を燃焼させる火力発電と違って、地球温暖化をもたらすような二酸化炭素の放出がなく、その点では環境に優しいエネルギー源とも言われている。

しかし、このような原子力の利用においては、放射性廃棄物が発生する。原子力発電所から出てくる使用済燃料の中には、ウランの核分裂に伴い生成した様々な放射性核種（核分裂生成物）やウランの中性子吸収により新たに生成したプルトニウム等の核燃料物質等が含まれている。

小資源国の我が国では、この使用済燃料を再処

理し、燃え残ったウランや新たに生成したプルトニウムを取り出して再び燃料として利用する核燃料サイクル路線を基本方針としている。再処理工程でウランとプルトニウムを取り出した後に残った核分裂生成物等を含む放射性の廃液（高レベル放射性廃液）は、化学的に安定なガラスで固化し（ガラス固化体）、30 年から 50 年間冷却のための貯蔵を行い、その後、地下深部の安定な地層中に埋設（地層処分）することとしている[1]。

使用済燃料 1 トンから、ガラス固化体約 1 本（約 400 kg）の高レベル放射性廃棄物が発生するが、これは 10 万世帯の家庭が 1 年間に使う電気を原子力で発電した場合に相当するもので、例えば、この電気を石油火力発電で賄うとした場合の廃棄物発生量（CO₂等のガス約 17 万トン、スス約 800 トン）に比べて非常に少ないものとなっている[2]。ちなみに我が国では、1998 年 9 月時点で、原子炉内で燃焼している核燃料を含めると合計約 17,460 トンの使用済燃料が発生しており、これはガラス固化体約 12,600 本に相当する[3]。

* 1999.10.23 受付

** 核燃料サイクル開発機構2000年レポートチームTRU共同事務所

〒705-0004 東京都港区新橋2-13-6 中井ビル 5 F TEL(03)3503-9631 FAX(03)3503-8280

E-mail: haratru@mb.infoweb.ne.jp

現在、英国や仏国なども同じような核燃料サイクル路線をとっているが、米国やスウェーデンなどでは、使用済燃料はそのまま高レベル放射性廃棄物として直接処分するというワンスルー路線をとっている。

再処理施設からは、ガラス固化体のような高レベル放射性廃棄物の他に、使用済燃料被覆管の断片等の圧縮体や化学処理工程から発生する低レベル放射性廃液のアスファルト固化体等、低レベル放射性廃棄物も付随的に発生する。また、原子力発電施設からも使用済燃料の他に、施設の運転に伴い、濃縮廃液や雑固体廃棄物等のセメント固化体等、低レベル放射性廃棄物が発生している。この他にも、放射性物質を使用する様々な研究施設からも低レベル放射性廃棄物が発生している。また、将来これらの施設の解体に伴っても様々な低レベル放射性廃棄物が発生することから、これらの放射性廃棄物を適切に区分し、それぞれの特性を考慮して安全に処理処分していくことが重要な課題となっている（Fig.1, Table 1）。

原子力発電所の運転に伴い発生している低レベル放射性廃棄物は、含まれる放射性核種の濃度が低く、その半減期も短いため、300 年程度で問題とならないレベルまで減衰することから、制度的管理を前提とした浅地中処分により安全を確保することが可能とされ、既に日本原燃（株）の六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて処分が実施されている。

一方、高レベル放射性廃棄物のように、含まれる放射性核種の濃度が高く、アクチニド等の長寿命の核種を多く含む廃棄物は、1 万年、10 万年といった超長期にわたって人間の生活環境から安全に隔離しておく必要がある。その方法としては、地層処分、海洋底下処分、氷床処分、宇宙処分等が考えられるが、この中でも地層処分が最も合理的かつ実現性の高い方法と考えられ、1950 年代から国際的に研究開発が進められて来ている。これらの研究成果については、いずれの国も、これまで繰り返し包括的な評価報告書として取りまとめている[4], [5], [6]。

我が国でも、平成 3 年度に動力炉・核燃料開発事業団（現核燃料サイクル開発機構）により、研究成果の第 1 次取りまとめが行われ、我が国における地層処分の技術的可能性が示されている[7]。

現在、その後の研究成果を合わせて、本年末を

Fig.1 Radioactive wastes generated from nuclear fuel cycle

Table 1 Types of radioactive wastes

廃棄物の種類	発 生 源	主な廃棄物 (処理前の形態)	累積保管量* 及び保管場所
高レベル 放射性廃棄物	再処理施設	再処理により使用済燃料から分離された高レベル放射性廃液	(10年) サイクル機構：(ガラス固化体) 62本 ：(高レベル放射性 廃液)約500m³ ：(未処理使用済 燃料)約96トン 日本原燃：(ガラス固化体) 128本 海外再処理へ搬出された使用済燃料：約6千7百トン 原子力発電所：(使用済燃料等 約8千トン)
TRU 廃 棄物	再処理施設及 FMOX 燃料 加工施設	濃縮廃液、雑固体廃棄物、被覆管、イオン交換樹脂、フィルタ、等	(9年) サイクル機構：約8万4千本 海外再処理に伴うTRU核種を含む放射性廃棄物は、今後日本に返還される予定 (数量及び時期については現在事業者間で調整中)
低レ ベル放 射性 廃棄物	発電所 廃棄物	原子力発電所の運転及び解体 ：(運転廃棄物) 濃縮廃液、雑固体廃棄物、制御棒、イオン交換樹脂、等 ：(解体廃棄物) コンクリート、原子炉容器、炉内構造物、配管等の金属、等	(10年) 原子力発電所 ：約50万本 日本原燃六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターに受入済み：約11万2千本
ウラン 廃棄物	ウランの転換・成型加工・濃縮等	焼却灰、雑固体廃棄物、フィルタ、等	(9年) 民間燃料加工工場 ：約3万7千本 日本原燃：約 2千本 サイクル機構：約3万8千本
R I ・研 究所等 廃棄物	試験研究炉を設置、核燃料物質等を使用している研究所等及び放射性同位元素等の使用施設等	R I 廃棄物 ：プラスチック、紙、フィルタ、金属、コンクリート、密封罐、等 研究所等廃棄物 ：廃液、雑固体廃棄物	(9年) R I 廃棄物 R I 協会：約 7万2千本 原研：約 3万3千本 研究所等廃棄物 原研：約13万8千本 サイクル機構：約14万 本 その他：約 2万7千本

*累積保管量は平成(9年)、(10年)現在
*本数は200 t ドラム換算値(ガラス固化体を除く。)

((財) 原子力環境整備センター：放射性廃棄物 Pocket Book 1999 より)

目処に、地層処分技術の信頼性について第2次取りまとめが進められている[8]。また、来年早々には、地層処分事業に関する法案が国会で審議される段階に来ている。

ここでは、上記の地層処分研究開発の中で取り扱われてきた地層処分の安全性を評価する上で考慮すべき様々な現象の中で、特に物質移動現象に関する研究を中心にその現状を紹介する。

2. 地層処分の概念

地層処分という概念は、放射性廃棄物中の長寿命核種の半減期に対して、比較的長期にわたって安定に存在し続けている地質という障壁を利用して放射性廃棄物を隔離することにより、将来のいかなる時点においても人間やその生活環境に影響を及ぼさないようにするという考え方に基いている。

一般的に地下深部は地下水の流れが緩慢で、また、核種が比較的溶解しにくい還元環境であり、かつ岩石鉱物が核種を吸着し、その移行を抑制する性能を有している。また、地下深部は地表に比べて、氷河活動、浸食作用等の天然事象や人間の活動による影響を受けにくく、人間の継続した関与なしでも廃棄物を長期にわたって安全に隔離しておくことが期待出来る。

地層処分の安全確保において重要なことは、安定な地層を選定することにより、放射性廃棄物が火成活動、地震／断層、隆起／浸食等により直接人間に接近し影響を及ぼすこと（接近シナリオ）を回避すると同時に、廃棄物から溶出した放射性核種が地下水を介して生物圏に到達し人間に影響を及ぼすこと（地下水シナリオ）がないようにすることである。そのための安全確保の仕組みとして、人工的に設けられる多層の安全防護系（人工バリア）と種々の安全防護機能を本来的に備えている地層（天然バリア）を組み合わせた多重バリアシステムが検討されて来ている（Fig.2）[2]。

我が国で検討されている人工バリアは、ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材から構成される。ガラス固化体は地下水に溶けにくい特性を有し、放射性核種の地下水への溶出を抑制する機能を有している。オーバーパックはガラス固化体中の放射性核種が十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こめておく機能を有している。こ

の閉じ込め期間としては、短半減期核種が減衰し、崩壊熱が問題とならない程度となるまでの1000年程度が一つの目安とされている。

緩衝材は低透水性を有し、地下水の移動を抑制するとともに、放射性核種を吸着して、その移行を遅延させる機能を有している。候補材料としては、水分を吸収して膨潤する等の特性を持つ天然のベントナイト粘土が考えられている。このベントナイト緩衝材には、地下水に対する化学的緩衝性や外部応力に対する物理的緩衝性なども期待されている。

Fig.2 Concept of geological disposal

3. 地層処分研究開発の概要と特徴

我が国の地層処分研究開発は、サイトを特定せずに、我が国において広く安全な地層処分が可能であることを示すことを当面の目標として、これまで我が国の地質環境とその長期安定性を把握するための「地質環境条件の調査研究」及び人工バリア及び処分施設の設計・施工に関する「処分技術の研究開発」並びに地層処分システムの長期的性能を明らかにするための「性能評価研究」の3つの分野に重点をおいて進められてきている[2]。

地層処分システムの性能評価では、極めて長期にわたる現象を取り扱うこと、また、天然の地層という不均質で大きな空間領域を対象とする点で通常の工学システムの場合と異なり、評価結果を直接経験的に実証することが出来ないため、信頼性の高い予測手法を確立する必要がある。そのためには、処分システムの長期挙動に関するシナリオを網羅的に抽出するとともに、現象に出来るだけ忠実なモデルや信頼性の高いデータを基に、地質環境の不均質性や現象の時間推移の予測に伴う不確実性に対して十分な保守性を見込んで解析を

行うことが重要となる。

この場合、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（ナチュラアナログ）には、その過去から現在までの履歴を調査し、長期予測手法の適用性等を確認することも有効な手段の一つである。

例えば、オクロの天然原子炉は、地層中の核種移行挙動について、自然が行った総合的な試験という意味でナチュラアナログの代表とされている。そこでは、天然の原子炉によって生成された放射性核種が、地下で長期間どのように挙動したかを直接観察することが出来る。この調査結果では、長半減期のアクチニドが長い時間が経過したにもかかわらず発生場所からほとんど移動しなかったことが分かっている[10]。我が国でも、東濃のウラン鉱床で天然の放射性核種の地下での動きを研究しており、ナチュラアナログとして貴重な情報が得られている[9]、[13]。このような点が地層処分研究開発の特徴とも言える。

4. 地層処分研究開発における物質移動の研究例

地下水シナリオに対する多重バリアシステムの核種閉じ込め性能を評価するために、これまで Fig.3 に示すような解析モデル体系が整備されて来ている[9]。

ここでは、まず、人工バリア周辺岩盤中の地下

水流動、水質モデル及び岩盤力学モデルにより、地質環境条件が与えられる。次にこれを境界条件として、人工バリア内の力学、水理、化学条件等が解析され、これらの解析によって与えられる環境条件下で、オーバーパックの腐食、ガラス固化体からの核種の溶出、緩衝材中の核種移行が解析され、人工バリアからの核種の移行率が評価される。この移行率を基に天然バリア中の核種の移行が解析され、最後に地下水の利用形態や食物連鎖等を考慮した生物圏モデルにより人間への線量影響が評価される。

本項では、これらの様々な個別現象に関する研究のうち、物質移動現象に係わる研究例をいくつか紹介する。

4. 1 水理物質移行

水理物質移行は、多重バリアシステムの性能評価の基本となる部分であり、これまで様々なモデル開発が進められてきた。通常の工学システムでは、液体やその中の溶質移動については、既に詳細に理論化され、様々な分野で応用されているが、地層処分の分野では、天然の地層という不均質で大きな空間領域を対象とすることから、一般的に地下水流動と溶質の移動は、マクロな簡略化モデルで表現される[4]、[5]、[6]、[7]、[8]。

Fig.3 Model chain for performance analysis

地層は多孔質媒体あるいは亀裂性媒体で扱われるが、多孔質媒体では地下水流動はダルシー則で近似され、溶質の移動はその平均流速を用いた移流・分散モデルで近似される。ここで、溶質の岩石鉱物への吸着は保守的に可逆的な線形吸着モデルで近似される。

一方、亀裂性媒体では、亀裂は簡易な平行平板モデルで近似され、その中の地下水流動は、貯留則あるいは三乗則で近似され、溶質の移動はその亀裂内平均流速を用いた移流・分散モデルと健岩部へのマトリックス拡散モデルで近似される。この場合も、溶質の吸着は亀裂表面及びマトリックス中での線形吸着モデルで表現される。

いずれも、媒体中のミクロな流速分布に起因する溶質の分散効果は拡散係数を分散長というパラメータで補正することで表現するのが特徴である。この分散長については、いろいろな媒体で実験的に調べられているが、移行距離に大きく依存することが知られており[11]、このパラメータをどのように設定するかが課題でもある。

しかし、本分野では、不均質で大きな空間領域を対象とするため、このようなマクロな移流・分散モデルが現在でも一般的に活用されている。勿論、地層の不均質性をどのように解析モデルに取り込むかについては、様々な努力が続けられている。

例えば、不均質な多孔質媒体中の物質移行については、フラクタル理論を適用して、室内実験で透水係数の不均質場を造り、水理トレーサ試験を行い、地層の不均質性に起因する分散長を実験的に把握する研究が進められている[9]。

また、亀裂性媒体については、亀裂ネットワークモデルの開発適用が進められている。これは、原位置で得られる計測データから、亀裂特性を表現する各種パラメータの母集団を確率密度関数で与えて、統計的に亀裂ネットワークを発生させ、不均質な亀裂媒体中の水理物質移行を解析するものである (Fig.4) [12], [13]。

以上は、我が国のように地下水が飽和状態にあることを前提とした飽和浸透流と溶質移行モデルであるが、米国の高レベル放射性廃棄物処分場の候補地となっているユッカ・マウンティンは不飽和帯にあることから、そこでは気液二相流モデルを基本とした不飽和浸透流・物質移行モデルが開発適用されている[6]。

Fig.4 Fracture network modeling system

4. 2 コロイドの移行

一方、地下水中の放射性核種は、コロイド粒子となって移行する場合もあるため、コロイドの生成移行に関する研究も進められている。

コロイドの移行については、移流・拡散モデルにイオン-コロイド-固相間の相互作用とフィルトレーション効果を考慮したモデルが提案されており、それによれば、核種移行が加速される場合もあること (Fig.5) [9]から、今後一層の研究が望まれている。

Fig.5 Conceptual model of colloid transportation

4. 3 熱-水-応力連成現象

先にも述べたように我が国では地下水が飽和状態にあることを想定しているが、処分場の建設、作業時には周辺岩盤に不飽和領域ができ、この不飽和領域は、処分場の坑道が埋め戻された後、徐々に地下水の浸入によって元の飽和状態に戻ると考えられている。

このプロセスを本分野では再冠水と言うが、この処分初期の再冠水過程では、人工バリア及び周辺岩盤において、廃棄体からの放熱、緩衝材への地下水の浸潤と膨潤圧の発生、岩盤中の地下水流動変化及び地圧の作用などが複合した、いわゆる連成現象が進行する。この現象を把握することは、処分場の熱設計及びオーバーパックの腐食環境条件や長期予測の初期条件を与える上で重要であることから、熱-水-応力連成現象のモデル開発が進められて来ている。

現状の連成モデルは、基本的に熱移動については、フーリエの式を用いたエネルギー保存則、水の流れと応力・変形については Biot の圧密方程式にデュアル・ノイマン型式が用いられている。緩衝材の候補材料となっているベントナイト粘土は、水分を吸入して膨潤するという性質を有しており、拘束下では膨潤圧を発生するため、この膨潤特性についてもモデル化が進められている[14]。

また、これらのモデルを検証するため、実規模大の室内人工バリア試験 (Fig.6) や原位置試験 (Fig.7) も実施され、それらの試験結果と解析結果の比較検討 (Fig.8) 等が進められている[9], [13]。

Fig.6 Full scale engineered barrier experiment

Fig.7 In-site T-H-M coupled process experiment in Kamaishi mine.

Fig.8 Moisture distribution in bentonite buffer obtained from the full scale engineered barrier experiment

4. 4 緩衝材中の水分移動

土中の水は、水分ポテンシャル勾配に沿って水蒸気と液状水の二相で移動すると考察されている[15]が、両者を明確に分けて取り扱うことが難しいことから、再冠水時の不飽和ベントナイト緩衝材への地下水の浸潤は両者を合わせた見かけの水分拡散係数を用いた拡散モデルで取り扱われる例が多い。しかし、このような簡易モデルでは、熱や応力との連成現象を定式化することが難しいことから、不飽和ベントナイト中の水分移動に対して、水蒸気と液状水の二相流モデルの開発適用が進められている。

不飽和ベントナイトの水分拡散係数は体積含水率に依存して変化し、ある体積含水率で最小値を

持つ谷型の分布を示し、また、この分布は温度や密度に依存して変化する (Fig.9) [16]。この結果は、低含水領域では水蒸気移動が、高含水領域では液状水移動が卓越するものとして、前者に Philip and de Vries の式、後者に Darcy の式を適用した理論計算で説明が出来ることが示されており、前項の熱-水-応力連成モデルに組み込まれている。

Fig.9 Water diffusivity of unsaturated bentonite

4. 5 ガスの移行

オーバパックの候補材料となっている炭素鋼等は、地下の還元環境下で水素発生型の腐食をするため、発生した水素ガスが緩衝材や周辺岩盤中をどのように移行するかなどについても研究が進められている[9]。

この分野では、現状、多孔質媒体に対して開発された気液二相流モデルが適用されているが、可塑性のベントナイト緩衝材中にはガスの卓越移行経路が形成されることが知られており、また、地層の不均質性を考慮した評価が重要なことから、毛管流路や亀裂媒体等の不連続体モデルの開発が国際的にも精力的に進められている[17]。

4. 6 ベントナイト緩衝材の流出挙動

ベントナイト緩衝材は、水分の浸潤に伴って膨潤することから、周辺岩盤中の亀裂に浸入、その先端部でゲル化して長期的には流出するというシナリオも考えられるため、このような現象についても、様々な条件下での実験的研究が進められている (Fig.10) [9]。

この静水系での実験では、亀裂中へのベントナイト流出距離は時間の平方根に比例し、単純な拡散挙動を示す (Fig.11)。また、流水系の実験で浸食現象が起こる最小限界流速値も観測されており、現在それらのモデル開発が進められている。

Fig.10 Bentonite flow out experiment

Fig.11 Results of bentonite flow out experiment

4. 7 岩盤の長期クリープ変形

地層の褶曲に見られるように、岩盤も万年、億年のオーダーの超長期間では、少しずつ変形するが、これも一種の流動現象と考えることもできる。

坑道の長期クリープ変形は、人工バリアの構造的安定性に影響を与える可能性があるため、そのモデル化研究も進められている。岩盤クリープを記述するモデルは多く提案されているが、現在は、非線形マックスウェルモデルに相当するコンプライアンス可変型構成式[18]を適用した評価が行われている[8]。今後、ナチュラルアナログなどによるモデル検証や理論的補完が望まれるところである。

5. まとめ

地層処分研究開発の分野で、物質移動現象に関する最近の研究例を紹介した。この分野は、超長期の時間枠と地層という不均質で大きな空間領域を対象とするため、マクロとミクロなモデルを適切に組み合わせて行くことが重要である。その点で、今後、流体理論や最近の分子動力学等の研究分野との融合が望まれるところである。

参考文献

[1] 原子力委員会：原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画、1994。

[2] 動力炉・核燃料開発事業団：地層処分研究開発の概要、PNC TN 1410 97-016,1997。
 [3] 通産省資源エネルギー庁：原子力発電便覧'97 年版、1997。
 [4] Nagra : Kristallin-I Safety Assessment Report, Nagra, NTB93-22,1994。
 [5] SKB : SKB91-Final Disposal of Spent Nuclear Fuel, SKB TR 92-20,1992。
 [6] US DOE : Viability Assessment of a Repository at Yucca Mountain-Total System Performance Assessment, DOE/RW-0508,1998。
 [7] 動力炉・核燃料開発事業団：高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書、PNC TN 1410 92-081,1992。
 [8] 核燃料サイクル開発機構：地層処分研究開発第2次取りまとめ第2ドラフト、JNC TN 1400 99-006, 1999。
 [9] 動力炉・核燃料開発事業団：地層処分研究開発の現状、PNC TN 1410 96-071,1996。
 [10] 山川念：オクロ天然原子炉、最近の調査結果と高レベル放射性廃棄物地層処分についての意義、日本原子力学会 Vol.35, No.11, P.978-984, 1993。
 [11] L.W.Gelhar : Applications of Stochastic Models to Transport in Fractured Rocks, SKB TR 87-05, 1987。
 [12] 内田雅大、澤田淳：亀裂ネットワーク水理物質移行モデルの開発、動燃技法、No.90, P.74-82, 1994。
 [13] 動力炉・核燃料開発事業団：動燃技法、No.85, 1993。
 [14] 千々松正和：膨潤応力を考慮した熱-水-応力連成解析、土木学会第50回年次学術講演会講演概要集第3部(A)、P.26-27, 1995。
 [15] 中野政詩：土の物質移動学、東京大学出版会、1991。
 [16] 竹内真司、原啓二、中野政詩：圧縮ベントナイトの水分特性曲線及び水分拡散係数と水の移動形態、地盤工学会論文報告集、Vol.35, No.3, P.129-137, 1995。
 [17] W.R.Rodwel : Mechanisms and Modeling of Gas Migration from Deep Radioactive Waste Repositories, NSS/R250, P.86, 1993。
 [18] 大久保誠介他：非線形粘弾性モデルによる坑道変形のシミュレーション、日本鉱業会誌、Vol. 103, P. 293-296, 1987。