

バックエンド週末基礎講座 地層処分研究の概要について

山口正秋*1

本講演では、1970年代から進められてきたわが国の地層処分研究の枠組みとその経緯について概説した。2020年には事業主体による文献調査が開始され、今後は地層処分の基盤技術として工学技術や長期安全性の評価により焦点が当たると考えられる。そこで本講演では、研究開発分野のうち工学技術および地層処分システムの性能評価の研究開発の概要を中心に、具体的な評価手法を解説した。さらに、最近の研究事例として隆起・侵食影響評価の高度化にむけた取り組みについて紹介した。

Keywords: 地層処分, 工学技術, 性能評価

This presentation outlined the framework and background of Japan's geological disposal research that has been underway since the 1970s, and outlined research and development on the engineering technology of geological disposal and the performance assessment of geological disposal systems in the research and development fields. Specific assessment methods used in both R&D fields and recent research topics were also explained.

Keywords: geological disposal, repository design and engineering technology, performance assessment

1 地層処分における安全確保の考え方

原子力発電で使用した使用済燃料を再処理する「核燃料サイクル」を基本方針とするわが国では、再処理の過程で発生する高レベル放射性廃液をガラス固化したガラス固化体と、再処理施設および MOX 燃料加工施設の操業・解体等により発生する TRU 廃棄物の一部が地層処分の対象となる。

このような放射性廃棄物の放射能レベルが低下するには数万年を超える長い時間がかかるため、その間、人が近づかないようにする必要がある。地層処分システムは、人間の関与を必要としないシステムであり、安定な地質環境に適切に工学的対策を施すことによって、地質環境が本来有する隔離性と多重の対策（天然の地層+人工バリア）による閉じ込めにより安全性を確保することが想定されている。このようなシステムを Fig.1 に示す。こうした多重バリアシステムにより、処分後長期において放射性物質を閉じ込めることが可能とされ、人間環境への影響を小さく抑えることが期待されている。

わが国における地層処分技術に関する研究開発は、1976年の原子力委員会報告「放射性廃棄物対策について」を受けて本格化し、動力炉・核燃料開発事業団（現日本原子力研究開発機構）を中核的な研究開発機関として研究開発が進められた。1999年には「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 - 地層処分研究開発第2次取りまとめ-」（以下、第2次取りまとめ）[1]が公表され、これを技術的拠り所として2000年に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が制定され、実施主体である原子力発電環境整備機構（NUMO）が設立された。その後は「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」等に表示された役割分担に沿って、国および関係研究機関等におい

て処分事業を支える基盤研究が着実に進められている。



Fig.1 Basic concept of geological disposal system

地層処分における安全性は、処分場閉鎖前の安全性（操業安全性）と、処分場閉鎖後の安全性（長期安全性）に分けられる。前者の操業安全性については、処分場の建設、操業、閉鎖～事業終了までの数十年から数百年程度の期間を対象としている。一方後者の長期安全性については、適切なサイト選定と工学的な対策の実施、およびこれらによって構成される処分システムの長期性能を評価することによって確認される。この評価は人類がかつて経験したことの無い長期間を対象とするものであり、地層処分の安全性を特徴づけるものである。

2 工学技術

2.1 工学技術の目的・概要

地層処分の工学技術の目的は、安全性を実現するための信頼性の高い人工バリアならびに処分施設的设计要件を提示するとともに、それらが現実的な工学技術によって合理的

Brief introduction to research on geological disposal of high-level radioactive waste by Masaaki YAMAGUCHI (yamaguchi.masaaki@jaea.go.jp)

*1 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4-33

本稿は、日本原子力学会バックエンド部会 2021 年度バックエンド週末基礎講座における講演内容に加筆したものである。

に構築できることを示すこととされている[2]。第2次取りまとめでは、この目標に対して、わが国の長期的な安定性を備えた幅広い地質環境を考慮しつつ、人工バリアや処分施設の設計要件を示すとともに、これらに基づいた設計検討が行われた[1]。これには、人工バリアおよび処分場の設計、人工バリア埋設後の健全性評価、処分場の建設、操業、閉鎖、管理などの研究開発要素が含まれている。人工バリア埋設後の健全性評価とは、再冠水時の人工バリア挙動の評価、構造力学安定性の評価、ニアフィールドの耐震安定性の評価、ガス移行挙動の評価、緩衝材の岩盤内侵挙動の評価など、埋設後に起こる現象に対して人工バリアが閉鎖後に所期の性能を発揮できるかどうかを評価することを指している。以下に、工学技術についての研究の例として、人工バリアを構成するオーバーパックの設計方法について解説する。

第2次取りまとめにおいて提示されている人工バリアは、ガラス固化体とガラス固化体を格納する金属製のオーバーパック、オーバーパックと岩盤の間に充填される緩衝材から構成されている[1]。オーバーパックには、耐食性や耐圧性、放射線遮蔽性、製作/施工性、経済性などの設計要件が求められる。そのため、腐食試験等の室内試験の結果や、試作による製作性/施工性の検討、周囲の岩盤物性等のデータなどに基づいて、それらの要件を満たすことができるように設計される。Fig.2に、炭素鋼オーバーパックの厚さの検討フローを例として示す。

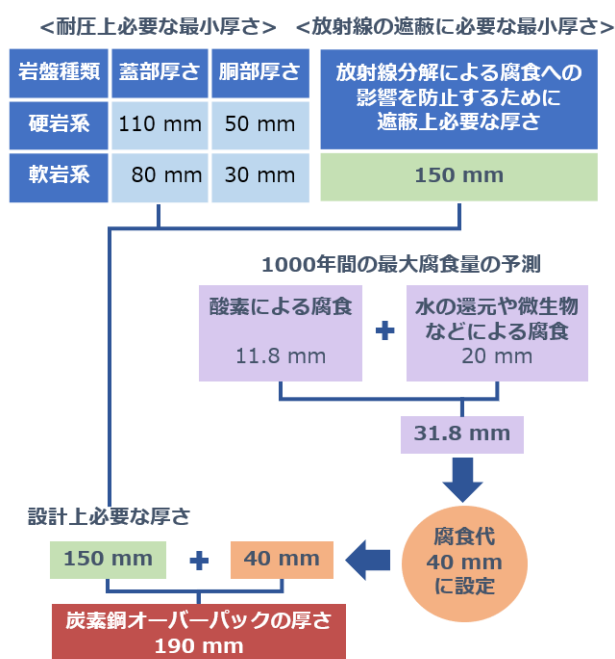


Fig.2 Flow to design thickness of an overpack

オーバーパックは、地下水静水圧や緩衝材の圧密反力など、オーバーパックに作用する外圧に耐えられるように設計する必要がある。地下1,000 mの深さの処分場を想定した場合、外力に対する耐圧上必要な最小厚さは、最も厚いケースで110 mmと計算される。また、ガラス固化体からの放射線が引き起こす水の放射線分解によって発生する酸化性化学種が、オーバーパックの腐食に有意な影響を及ぼ

さないように、遮蔽上必要な厚さを確保する必要がある。この最小厚さは150 mmと計算される。これらの値を比較し、放射線遮蔽上必要な厚さである150 mmを最小限確保すれば、耐圧上必要な厚さも満足することができる。さらに、オーバーパックの厚さには、オーバーパックの設計耐用年数として見込まれている1,000年の間の腐食量を考慮する必要がある。1,000年間のオーバーパック腐食量は、処分場建設・操業時に緩衝材などに取り込まれた酸素による腐食と、酸素が消費された後の水の還元などによる腐食をあわせて31.8 mmと計算される。第2次取りまとめにおいては、裕度を考慮して腐食代を40 mmと設定し、150 mmにこれを加えた190 mmが炭素鋼オーバーパックの厚さとして設定されている。

2.2 地下研究施設の役割と原位置試験

地層処分技術の確立に向けては、設計した処分場や人工バリアを実際に施工することが可能であること、また、施工後に予定されている性能が発揮されることを検証していく必要がある。そのため、地下研究施設を建設し、実際の地質環境における人工バリアの適用性確認等を通じた、地層処分技術の検証が行われている。

日本原子力研究開発機構の幌延深地層研究センターでは、人工バリア性能の検証に向けて、深度350 mの調査坑道において、ガラス固化体の代わりにヒーターを内蔵した模擬オーバーパックと緩衝材からなる実物大の人工バリアを設置してその性能を確認する実験を行っている。この人工バリア性能確認試験の目的は、①第2次取りまとめで示した処分概念が実際の地下で構築できることの実証、②人工バリアや埋め戻し材の設計・施工手法の適用性確認、および③熱-水-応力-化学連成挙動に関わるデータの取得である[3]。平成26年度から人工バリア性能確認試験が開始されており、令和4年3月現在、温度、湿度、圧力等のモニタリングが継続して行われているところである。

3 性能評価

3.1 性能評価の目的・概要

地層処分の安全性を評価するためには、数万年以上に及ぶ非常に長期の時間スケールを考慮することが必要である。そのため、従来の工学システムのように試験的に地層処分システムを構築して安全性を直接確認することが不可能である。このことから、地層処分システムの長期的な変化を表現するシナリオを構築し、そのシナリオを定量的に評価するためのモデルを開発して、予測解析により安全性を間接的に確認する手法が用いられる。

3.2 長期安全性の確認

第2次取りまとめでは、「安定な地質環境に性能に余裕を持たせた人工バリアを含む多重バリアシステムを構築する」というわが国の処分概念に基づいて具体化した地層処分システムを対象として、わが国の幅広い地質環境条件やそれに応じた処分場の設計に対して閉鎖後の長期安全性の評価を試みている。第2次取りまとめにおける性能評価で

考慮された基本シナリオについて以下に記述する。地層処分システムでは、処分後数十年で緩衝材が地下水により飽和し、オーバーパックの腐食が進行する。それと同時に、ガラス固化体中の放射性核種の崩壊が進み、数百年後にはガラス固化体の発熱量が低下する。処分後千年以降には、オーバーパックが腐食により機械的に破損し、ガラス固化体中の放射性核種と地下水が接触して核種が地下水中に溶解する。溶解した核種は、緩衝材および岩盤中を移行して、生活圏に到達する。第2次取りまとめにおいては、生活圏まで到達した放射性核種による被ばく線量はレファレンスケースで最大0.005 μSv/年と予測されている[1]。

4 隆起・侵食影響評価の高度化にむけた取り組み

第2次取りまとめでの一般的な地質環境条件を対象とした検討に対し、性能評価手法の高度化・詳細化や具体的な地質環境条件への対応にむけたさまざまな取り組みが行われている(たとえば[4,5])。性能評価においては、長期の予測の不確実性を適切に考慮するために、地質環境の長期的変動やシステムの長期変遷の蓋然性を考慮しつつ評価できるようにしていくことが必要である。ここではわが国において幅広い地域で確認される天然現象である隆起・侵食について、その評価手法の高度化に向けた最近の取り組みの一部を紹介する。

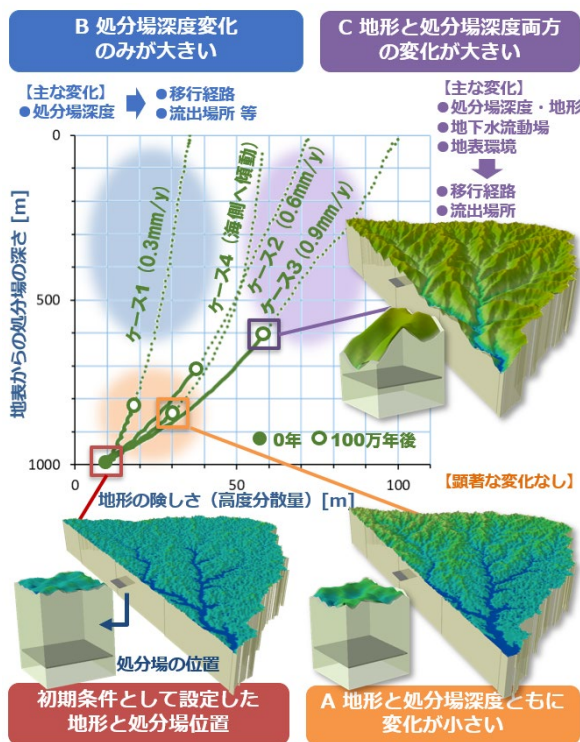


Fig.3 Example calculated topographical and repository depth change using the developed tool

隆起と侵食によって地形や処分場深度が変化すると、それらは地表への物理的な接近以外に、地下水流動場の変化を介して処分場から地表への核種の移行挙動や移行経路、地表への流出場所等に影響を及ぼすことが想定される。ここで、地形や処分場深度の変化は、評価の対象となる場所

の条件、たとえば初期条件としての地形や処分場位置、隆起速度等に依存するため、それらの組み合わせによってどのような変化が顕在化するのかが異なり、それらが性能評価にどのように影響するのかが異なることになる。そこで、隆起・侵食による地形および処分場深度の時間変化を、初期の地形、隆起速度やその分布、初期の処分場の位置等の条件を変えて迅速に計算できる地形・処分場深度変遷解析ツールを構築し[6]、複数の隆起速度の設定(ケース1~4)に対して、地形変化と処分場深度変化を計算した(Fig.3)。例えば、Fig.3に例示したように、地形変化と処分場深度変化の両方が顕著な場合(C)は、処分場深度の変化に加えて、地形変化に起因する地下水流動場の変化、さらには地表環境の変化として標高の変化による植生等の変化、起伏や傾斜に依存する河川の流出特性の変化、それによる河川水量の変化などを介した性能評価への影響が生じる可能性がある。一方、地形変化が顕著でなく、処分場深度変化のみが顕著な場合(B)では、地下水流動や地表水の流動への直接的な影響は限定的と考えられるものの、地下水流動には深度依存性もあることから、深度が変化することで処分場を起点とする核種移行経路やそこでの地下水流速が変化するほか、それによって地表への流出場所(GBI)が変化し、考慮すべき河川の希釈水量等も変化するなどを介した影響が考えられる。一方、地形変化と処分場深度変化とのいずれも顕著でない場合(A)では、核種移行経路や地下水流速、希釈水量等の変化は限定的となり、性能評価への影響も小さくなると考えられる。

地形・処分場深度変遷解析ツールをさまざまな場所の条件に適用して地形と処分場深度の時間変化を計算し、それらが上記の(A)~(C)のどのパターンに近いかを推定することで、隆起・侵食の影響を考慮する際に着目すべき地形や隆起速度等の条件、また特定の条件を対象とした際に重要となる性能評価での影響の波及先等についての見通しを得ることもつながることが期待される。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル開発機構: わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性-地層処分研究開発第2次取りまとめ- 総論レポート. JNC TN140099-020, 核燃料サイクル開発機構 (1999).
- [2] 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会: 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. (1997).
- [3] 中山雅, 大野宏和: 幌延深地層研究計画における人工バリア性能確認試験; 350 m 調査坑道における人工バリアの設置および坑道の埋め戻し. JAEA-Research 2019-007, 日本原子力研究開発機構 (2019).
- [4] 日本原子力研究開発機構: 平成 29 年度 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 処分システム評価確証技術開発 5 か年成果報告書. (2018).
- [5] 牧野仁史 他: 地質環境の調査から物質移行解析にいたる一連の調査・解析技術; 2つの深地層の研究施設計画の地上からの調査研究段階(第1段階)における地質環

境情報に基づく検討. JNC TN1400 2005-021, 核燃料サイクル開発機構 (2005).

- [6] 山口正秋 他: 地層処分における隆起・侵食影響評価のための地形・処分場深度変遷解析ツールの開発. 原子力バックエンド研究, **27-2**, pp.72-82 (2020).