

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

藤原健壮*1

本講演では、わが国の地層処分研究の概要とその背景や経緯について説明した。また、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人工バリアの性能確認試験等を踏まえ解説した。さらに、最近の研究事例として熱力学データの選定に関する取り組みや考え方について紹介した。

Keywords: 地層処分, 工学技術, 性能評価, 熱力学データ

This presentation outlined the framework and background of Japan's geological disposal research, and outlined the engineering technology disposal and the performance assessment of geological disposal systems in the research and development fields. As a recent research topic, selection of thermodynamic data was introduced.

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

1 地層処分における安全確保の考え方

わが国では、地層処分対象となる放射性廃棄物として、使用済み燃料を再処理した後に発生する高レベル放射性廃液をガラス固化したものと再処理施設および MOX 燃料加工施設の操業や解体等により発生し、超ウラン元素を含む TRU 廃棄物が想定されている。

このような放射性廃棄物の放射エネルギーが天然ウラン並みに低下するには数万年を超える時間がかかるため、その人間から隔離する必要がある。放射性廃棄物を対象とする地層処分システムは隔離と閉じ込めを重視したシステムであり、地質環境が有する隔離性と人工バリアおよび天然の地層という多重の閉じ込め機能を有する。その概念を Fig.1 に示す。こうした多重の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なり、人間環境への影響を小さくすることが見込まれる。

この地層処分システムの安全性とは、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。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、および長期間の安全性の評価を対象としている。その点で多くの分野にまたがる研究が必要となり、地層処分に特有なものとして技術の成立性を考慮する必要がある。

地層処分システムに関する研究開発の経緯は 1976 年の原子力委員会で報告された「放射性廃棄物対策について」[1]を受けて本格化し、1999 年に「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）[2]が公表された。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、現在において「原

子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」等に示された役割分担に沿って、国及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 [2]

2 工学技術

2.1 工学技術の目的と概要

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の設計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に構築できることを示すこととされている[3]。第2次取りまとめを例にすると、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[2]。これには、人工バリアおよび処分場の設計、埋設後の人工バリア健全性評価、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。埋設後の人工バリア健全性評価とは、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

Brief introduction to research on geological disposal of high-level radioactive waste by Kenso, FUJIWARA (fujiwara.kenso@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 2022 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。

浸出挙動の評価など、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緩衝材の厚さの設定方法について解説する。緩衝材が厚くなるとオーバーパックに必要な耐圧厚さは薄くなる。緩衝材の厚さが硬岩系岩盤では30 cm、軟岩系岩盤では40 cm程度を境にオーバーパックに必要な耐圧厚さの変化は緩やかとなり、緩衝材の厚さが70 cm以上になるとその変化量はわずかとなることわかる。すなわち、緩衝材を厚くすると応力緩衝性は向上するものの、70 cm以上にしても性能は大きく向上しない。この結果を基にして緩衝材の設計を行い、先に挙げた要件を満たすことが確認されたことから、緩衝材の厚さは70 cmと決定された。

なお、オーバーパックの厚さは耐圧上必要となる厚さと放射線の遮蔽性に必要な厚さを考慮することで設計上必要な厚さを15 cmとし、さらに腐食代を4 cm加えることにより19 cmと決定されている。

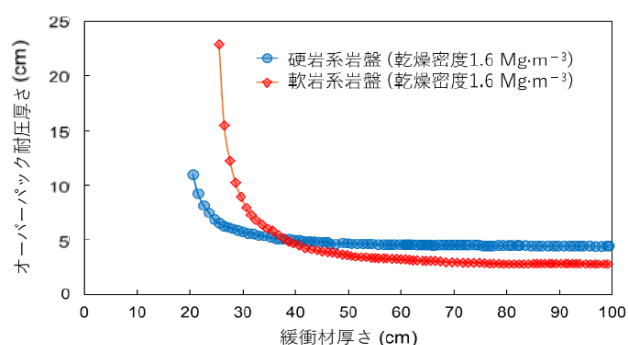


Fig.2 Relationship between the thickness of the buffer material and the pressure-resistant thickness of the overpack.

2.2 原位置での人工バリア性能確認試験

将来の処分施設の建設に向けて、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や、施工後に期待されている性能が発揮されることに対して、調査・予測・検証を行う必要がある。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、人工バリア性能の確認に向けて、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。このことにより、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が可能となる[4]。平成26年度から人工バリア性能確認試験が開始されている。令和2年度以降は、ガラス固化体設置直後の廃棄体の発熱過程に加えて、減熱過程を模擬した試験を開始している。令和5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 長期安全性の確認

地層処分の安全評価は数万年以上におよぶ非常に長期の時間スケールを考慮することから、一般的な工学システムのように試作品を用いて試験的にデータを蓄積し長期安全性を直接評価することは困難である。よって、地層処分システムの性能やそれに関連する特性・事象・プロセスを基にシナリオを構築し、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評価を行っている。

例えば第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安全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。地層処分後のガラス固化体は放射性核種の崩壊により熱を放出するが、短寿命核種の壊変に伴い、ガラス固化体の発熱量が低下する。処分後千年以降には、オーバーパックの腐食劣化による地下水の浸出により、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。地下水中に溶解した核種は、溶解度による沈殿や吸着などによる拡散をしながら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、安全評価に使用する様々な構成要素から参照とする要素を設定したレファレンスケースで最大0.005 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ と予測されている[2]。

3.2 熱力学データベースの整備

3.1章で示したように、地層処分システムの安全評価には、地下水や緩衝材間隙水中における放射性核種の溶存化学種や溶解度評価が必要である。その溶存化学種や溶解度は、熱力学データを用いて設定している。熱力学データとは、平衡定数やギブスの自由エネルギー等、物質の熱力学的性質を示す数値である。現在、地層処分システムの性能評価に必要なデータベースは世界的にもいくつか存在している。そのうち、代表的なデータベースは Nuclear Energy Agency (NEA) within Organization for Economic Co-Operation and Development (OECD) が放射性廃棄物管理のための熱力学データベースを取りまとめるために国際的な共同プロジェクトとして1984年に立ち上げたものがある[5]。現在14冊刊行されており、様々な元素の熱力学データが整備されている。一方、OECD/NEAのデータベースの設定においては基本的に実験で得られたデータに基づいており、そのうち研究者の査読を通して採用されているため、地層処分の性能評価にとって重要なデータであっても実験データの信頼性が低い場合は採用されていない。よって、海外の研究機関（スイスのPSI等）は放射性廃棄物管理の性能評価のための熱力学データベースを独自に開発し公開している。

日本においても日本原子力研究開発機構が1999年から熱力学データベースを開発しており[6]、2021年に最新版が更新されている[7]。2021年版においては、放射性核種溶解

挙動評価部分について、地球化学計算を包含する形で整備されている。また、標準状態における平衡定数のみならず、ギブス標準自由エネルギー変化等を追加することで、298.15 K 以外の温度における溶解挙動評価が実施できるように整備されている。

参考文献

- [1] 原子力委員会: 放射性廃棄物対策について. (1976)
- [2] 核燃料サイクル開発機構: JNC TN140099-021 (1999).
- [3] 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).
- [4] 中山雅, 大野宏和: JAEA-Research2019-007 (2019).
- [5] Östholts, E., Wanner, H.: TDB-0 - The NEA thermochemical data base project. OECD, available online at <http://www.oecd-nea.org/dbtdb/guidelines/tdb0new.pdf> (2000).
- [6] Yui, M., Azuma, J., Shibata, M.: JNC thermodynamic database for performance assessment of high-level radioactive waste disposal system. JNC TN8400 99-070, Japan Nuclear Cycle Development institute (JNC) (1999).
- [7] Kitamura, A.: Update of JAEA's Thermodynamic Database for solubility and speciation of radionuclides for performance assessment of geological disposal of high-level and TRU Wastes. JAEA-Data/Code 2020-020, JAEA (2021).