

地層処分の工学技術および性能評価研究

石寺孝充*1

本講演では、地層処分の研究開発分野のうち、地層処分の工学技術および地層処分システムの性能評価についての研究開発の概要と、両研究開発分野において用いられている具体的な評価手法や、最近の研究事例について解説した。

Keywords: 地層処分, 工学技術, 性能評価

In this presentation, the author introduced an overview of the research and development on repository design and engineering technology and safety assessment on the geological disposal of radioactive waste as well as the examples of evaluation methods used in these R&Ds and recent studies.

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

1 地層処分の工学技術

1.1 工学技術の概要

地層処分の工学技術には、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分野が含まれている。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、ガス移行評価、緩衝材の岩盤内侵入挙動の評価など、埋設後に起こる現象に対して人工バリアの安全性能が維持され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。

我が国における地層処分の技術的信頼性について示した第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. 1 に、オーバーパックの厚さの検討フローを例として示す。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。外力に対する耐圧上必要な厚さは、最も厚いケースで 110mm 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が、オーバーパックの腐食に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。この厚さは 150mm 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 150mm を確保すれば、耐圧上必要な厚さも満足することができる。これに加えて、オーバーパックの設計耐用年数として見込まれている 1000 年の間の腐食量を、オーバーパックの厚さに加える必要がある。1000 年間のオーバーパック腐食量は、処分場建設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 31.8mm 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 40mm と設定し、150mm にこれを加えた 190mm がオーバーパックの厚さとして設定されている。

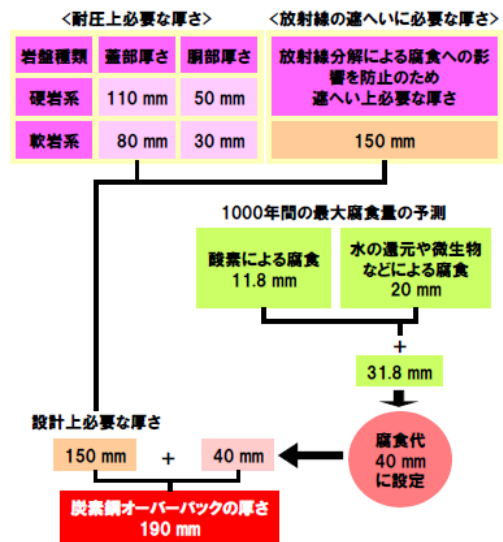


Fig. 1 Flow to design the thickness of an overpack

1.2 原位置での人工バリア性能確認試験

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、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、建設を通じた施工技術の確立と地下施設での研究開発により、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 350m の調査坑道において、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、実際に人工バリア等を設計し、地下で施工が可能であることを確認することと、設置後の人工バリアや周辺岩盤の変化を観測し、評価モデル等による予測の精度を検証することである。平成 27 年 11 月現在では、人工バリアの設置が終了し、温度、水分、応力、水質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。

Brief introduction of repository design and engineering technology, and safety assessment on the geological disposal of radioactive waste by Takamitsu ISHIDERA (ishidera.takamitsu@jaea.go.jp)

*1 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

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 2015 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。

2 地層処分システムの性能評価

2.1 地層処分の長期安全性の確認

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、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確認する手法が用いられる。安全評価に用いられる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温度が低下する。処分後千年以降には、オーバーパックが腐食により力学的に破損し、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、生物圏に到達する。第2次取りまとめにおいては、生物圏まで到達した放射性核種による被ばく線量は、最大で $0.005\mu\text{Sv}/\text{年}$ と予測されている[2]。

2.2 収着分配係数の設定と収着のモデル化

Fig. 2 に、放射性核種の移行プロセスの模式図を示す。ガラス固化体から溶解した核種は、緩衝材内部を拡散により移行し、岩石亀裂中を移流と分散によって移行する。その際、緩衝材中では緩衝材への収着により、岩石亀裂中では岩石マトリクス中への拡散、収着により核種の移行が遅延される。岩石亀裂中での核種の移行率は、亀裂内の地下水流速や亀裂の開口幅、岩石マトリクス中への核種の拡散係数、岩石に対する核種の収着分配係数などを入力パラメータとする核種移行方程式により計算される。そのため、入力パラメータの正確さが、核種移行率の算出精度に影響することとなる。

入力パラメータの設定例として、収着分配係数の評価手法について解説する。収着分配係数を取得する方法の一つとして、バッチ法収着試験が用いられる。バッチ法収着試験では、試験溶液と固相（岩石または緩衝材）を容器に入れ、そこへ放射性核種を添加する。放射性核種が固相へ収着すると、溶液中の核種濃度が低下するため、濃度低下量より固相に収着した核種量を求めることができる。収着分配係数は、液相中の核種濃度に対する固相中の核種濃度の比として求められる。このような実験的に求められた収着分配係数は、データベースにまとめられており、これまでに報告されている実測値に基づいて、パラメータとして入力する収着分配係数の値を設定することが可能となっている[3]。

収着分配係数は、地下水組成や収着対象となる岩石の種類などに依存して変動するパラメータである。しかしながら、想定されるすべての地下水条件および岩種に対し、収着分配係数の実測値を整備することは難しい。そのため、岩石に対する核種の収着メカニズムに基づいて収着挙動を評価するモデルを作成し、モデルによる収着分配係数の予

測も試みられている。モデルでは、鉱物中に1つまたは複数存在する放射性核種を収着する箇所（収着サイト）に対して、地下水中に存在する主なイオンと放射性核種との交換定数を整備する。対象とする岩石に含まれる鉱物種を同定および定量することにより、各鉱物中の収着サイトへの交換定数に基づいて、さまざまな地下水条件での分配係数を決定することが可能となる。これまでに、このような収着モデルによる収着分配係数の予測について、検討が行われてきている（例えば[4]）。

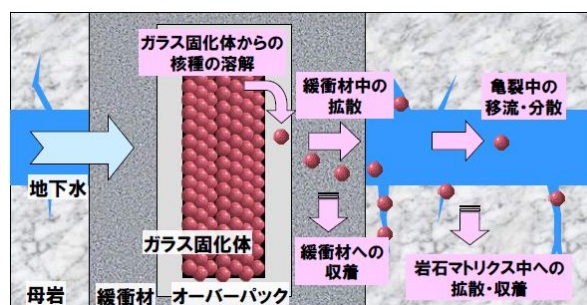


Fig. 2 Schematic view of radionuclides migration processes

2.3 核種移行に及ぼすコロイド影響の評価

核種移行に影響を及ぼす可能性のある現象の1つとして、地下水中に存在するコロイドがあげられる。コロイドが地層処分の安全性に及ぼす影響については、コロイドが存在することにより引き起こされる現象を考慮した解析を行い、その影響を考慮していない基本ケース（レファレンスケース）との比較が行われている。

コロイド影響を考慮した核種移行解析モデルでは、コロイドが岩石中にマトリクス拡散しないものと仮定して評価される。その場合、コロイドに収着した放射性核種のマトリクス拡散が阻害されるため、マトリクス拡散により移行が遅延される核種の割合が低下し、亀裂中の核種移行率が増加する。コロイド影響を考慮した安全評価の結果としては、放射性核種のコロイドへの収着分配係数と地下水中のコロイド濃度を保守的に高い値に設定して評価した結果でも、最終的な被ばく線量の増加は数倍程度であると見込まれている[2]。

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次取りまとめ一分冊2 地層処分の工学技術。JNC TN1400 99-022 (1999)。
- [2] 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次取りまとめ一分冊3 地層処分システムの安全評価。JNC TN1400 99-023 (1999)。
- [3] 日本原子力研究開発機構：地層処分安全評価のための核種の収着・拡散データベースシステムの開発。JAEA-Data/Code 2008-034 (2009)。
- [4] Tachi, Y., Yotsuji, K., Seida, Y. and Yui, M.: Diffusion and

sorption of Cs^+ , I^- and HTO in samples of the argillaceous Wakkanai Formation from the Horonobe URL, Japan: Clay-based modeling approach. *Geochim. Cosmochim. Acta* 75, 6742-6759 (2011).

