

# 地層処分の工学技術および性能評価研究

平野史生\*1

本講演では、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、使用済燃料直接処分に関する最新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, 直接処分, 処分後の臨界安全性

## 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、使用済燃料を再処理したのちに発生する高レベル放射性廃液をガラス固化したもの（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・解体等により発生し、超ウラン元素を含む TRU 廃棄物が想定されている。核燃料サイクルにより発生する廃棄物の概念を Fig.1 に示す。

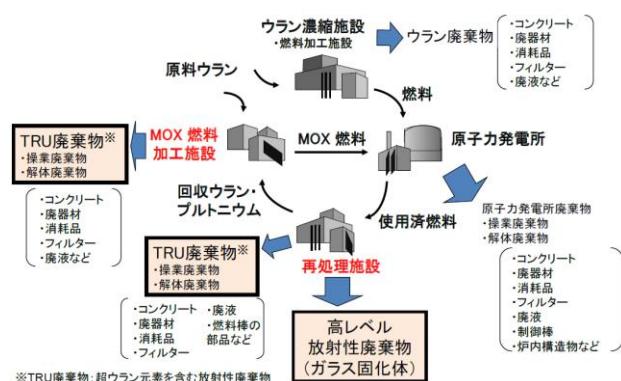


Fig.1 Simplified diagram showing the generation of radioactive waste in Japan ( [1]を参考に作成)

このような放射性廃棄物を対象とする地層処分システムとは、隔離・閉じ込めを重視したシステムである。すなわち、安定な地質環境に適切に工学的対策を施すことにより、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の概念をFig.2に示す。これにより、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、人間環境への影響は遠い将来においてきわめてわずかしは見込まれないと考えられている。

地層処分における安全性とは、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。操業安全性においては、処分場の建設、操業、閉鎖～事業終了までの数十年～約百年程度の期間を想定しており、他の原子力施設での放射線安全の確保に関する経験や、通常の土木工事等における一般労働安全の確保に関する経験を活用することが可能である。長期安全性においては、廃棄物を定置してから閉鎖後の数万年以上の長期にわたる期間を想定しており、適切なサイト選定、工学的対

策の実施、および、これらに基づく長期間の安全性の評価で構成される。これは、人類がかつて経験したことのない長期間を対象とするものであり、地層処分に特有なものとして考慮する必要がある。次節以降、2章においてガラス固化体の地層処分の長期安全性に関する工学技術の概要、および3章において性能評価の概要を述べる。また、4章において使用済燃料直接処分に関する最新の研究事例について解説する。

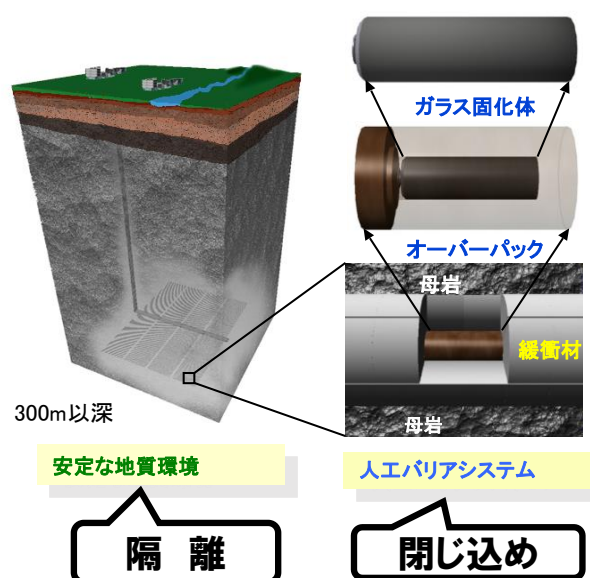


Fig.2 Basic concept of geological disposal system

## 2 地層処分の工学技術の概要

### 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の設計要件を提示すると共に、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[2]。「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）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の考え方や設計要件を示すと共に、これらに基づいた設計検討が行われた[3]。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、ガス移行評価、緩衝材の岩盤

Brief introduction of repository design and engineering technology, and safety assessment on the geological disposal of radioactive waste by Fumio HIRANO (hirano.fumio@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 2019 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。

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。

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収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[3]。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.3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。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110 mmと計算された。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150 mmと計算された。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1000年の間の腐食量を考慮する必要がある。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31.8 mmと計算された。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。

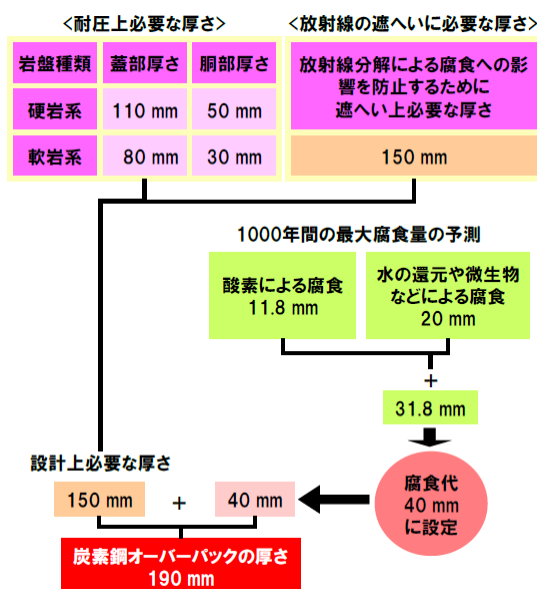


Fig.3 Flow to design the thickness of an Overpack

## 2.2 現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350 m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、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[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おり、令和2年4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 地層処分システムの性能評価の概要

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やそれに応じた処分場に対して安全性の評価を試みている。

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。

性能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  $\mu$  Sv/年と予測されている[3]。

## 4 使用済燃料の直接処分の研究事例

わが国では資源の有効利用やエネルギーセキュリティの観点から、原子力発電によって発生する使用済燃料については、全量を再処理し、発生する高レベル放射性廃液をガラス固化体として最終処分することを基本方針としている(Fig.1 参照)。しかしながら、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震(東日本大震災)やこれに起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所における原子力事故を契機として、わが国のエネルギーシステムをより

セキュリティ性の高いものとしていくことが課題とされており、今後の原子力政策の策定や燃料サイクルのシナリオの選択に柔軟性を与えるために、使用済燃料直接処分の技術的成立性についての検討を進めることが重要とされている[5]。

使用済燃料に含まれる放射性物質は、ガラス固化体と比較して、U, Pu およびそれらの娘核種を含むこと、核分裂生成物 (FP) の一部である希ガス (Xe, Kr) が燃料棒中に気体として存在すること、および、構造材中に放射化生成物を含むこと等の違いがあり、これらを踏まえて使用済燃料を直接処分することを想定した地層処分システムの設計・性能評価を行うことが必要である。また、処分施設および搬送／定置設備の設計においては、使用済燃料がガラス固化体と比較して長尺であり廃棄体重量も大きいことも考慮することが必要である。

上記に示した観点から抽出される使用済燃料の直接処分における特有の検討課題のひとつとして、処分後の臨界安全性の問題がある。地層中における臨界の概念を Fig.4 に示す。廃棄体を処分した後の臨界安全性の検討では、地下水、処分容器を構成する材料 (鉄等)、緩衝材および周辺岩盤が、中性子減速材および吸収材として作用することから、長期的な場の変遷によるこれらの物質の分布状態の変化を考慮することが重要となる。とくに、使用済燃料を収納する処分容器の設計においては、処分後において未臨界が維持されるように使用済燃料の収容体数を決定することが必要とされ、燃料・材料を構成する物質の分布状態の変化を保守的に想定した解析モデルによる臨界安全性が評価されている[5][6][7]。この評価では、地下水が処分容器内部に浸入して腐食が進展し、処分容器内部の構造が破損して、処分容器に収納されている複数の燃料集合体が1つの領域に集まって大きな燃料領域を形成することが仮定されており、きわめて保守的な (臨界になりやすい) 想定に基づく臨界解析モデルとなっている。このようなモデルの概念を Fig.5 に示す。また、処分容器の閉じ込め機能が失われ、核分裂性物質が周辺岩盤に放出して、局所的な蓄積が生じる場合の臨界安全性についても検討が行われている[8][9]。

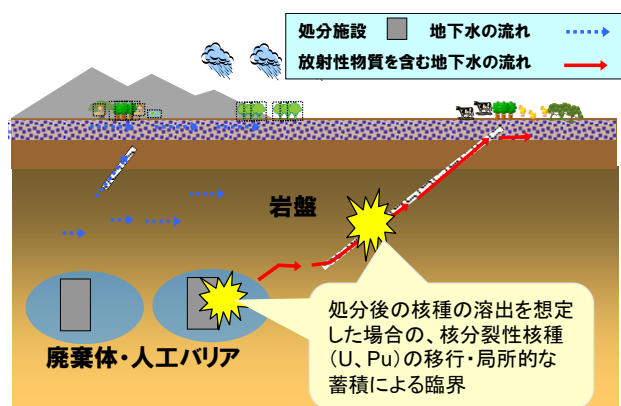


Fig.4 Concept of criticality after disposal

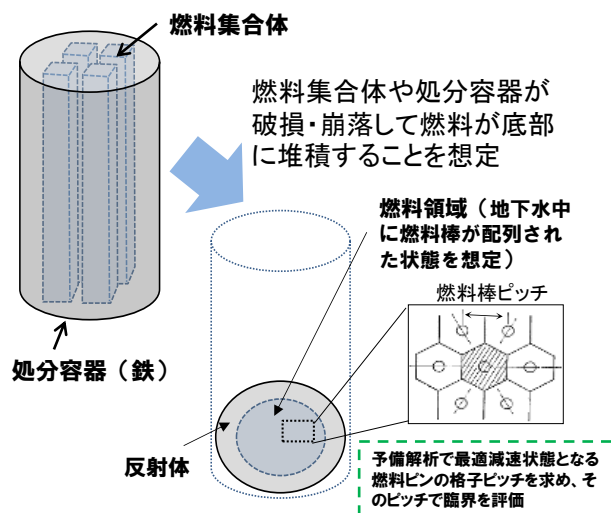


Fig.5 Concept of criticality calculation model conservatively assuming damage of the disposal container

## 参考文献

- [1] Japan Atomic Energy Agency, The Federation of Electric Power Companies of Japan: Second Progress Report on Research and Development for TRU Waste Disposal in Japan. JAEA-Review 2007-010, FEPC TRU-TR2-2007-01 (2007).
- [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] 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 TN1400 99-021 (1999).
- [4] 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-350m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(2019).
- [5] 日本原子力研究開発機構: わが国における使用済燃料の地層処分システムに関する概括的評価—直接処分第1次取りまとめ—. JAEA-Research 2015-016(2015).
- [6] 日本原子力研究開発機構: 平成26年度 地層処分技術調査等事業 使用済燃料直接処分技術開発報告書. (2015).
- [7] 日本原子力研究開発機構: 平成27年度 地層処分技術調査等事業 使用済燃料直接処分技術開発報告書. (2016).
- [8] Liu X., Ahn, J., Hirano F.: Conditions for criticality by uranium deposition in water-saturated geological formations. *Journal of Nuclear Science and Technology*, **52** (3), pp.416-425 (2015).
- [9] Atz, M., Salazar, A., Hirano, F., Fratoni, M., Ahn, J.: Assessment of the potential for criticality in the far field of a used nuclear fuel repository. *Annals of Nuclear Energy*, **124**, pp.28-38 (2019).