

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および使用済燃料直接処分に関する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、ニアフィールドアプローチ、直接処分

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。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できるとされ、人間環境への影響は遠い将来において極めてわずかしか見込まれないと考えられている。

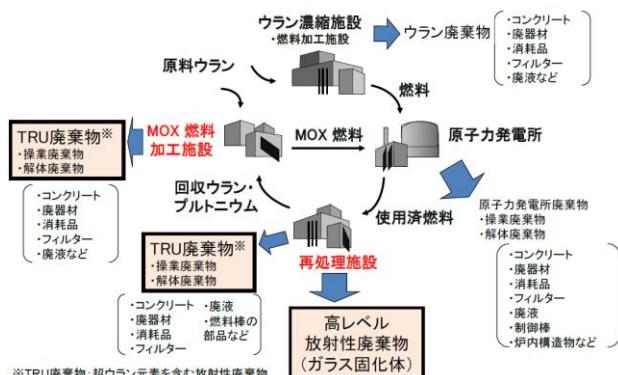


Fig. 1 Simplified diagram showing the generation of radioactive waste in Japan. ([1]を参考に作成)

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）とに分けられる。前者においては、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。後者においては、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

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松 4-33

本稿は、日本原子力学会バックエンド部会 2016 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。

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、後者の処分場閉鎖後の長期安全性に関する工学技術と安全評価の概要を述べる。

2 地層処分の工学技術

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（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。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。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 31.8mm 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 が炭素鋼オーバーパックの厚さとして設定されている。

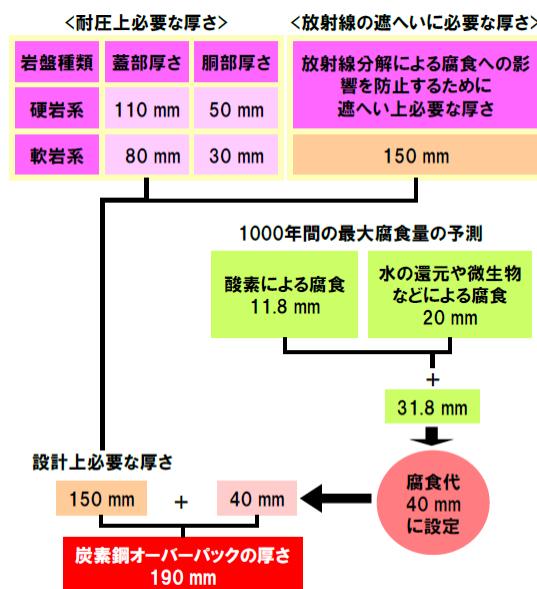


Fig. 2 Flow to design the thickness of an Overpack

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できる、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、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 28 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。

3 地層処分システムの性能評価（安全評価）

3.1 性能評価の目的・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安全評価を試みることにより、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適用性のある、信頼性の高い安全評価手法の開発等を行うことを目的としている。

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。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、最大で 0.005 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ と評価されている[3]。

3.2 ニアフィールド複合現象評価手法の高度化

上記に示した地下水シナリオの解析においては、広域にわたる地質環境条件を対象とした評価手法に比べて不確実性の影響を受けにくくし、地下水に対するシステム性能の評価の信頼性を高めることが必要とされる。このような観点から、第 2 次取りまとめでは、人工バリア近傍の比較的狭い領域の岩盤と人工バリアで構成される「ニアフィールド」の挙動に力点をおいて安全性を示す評価法（ニアフィールドアプローチ）が採用された。ここで、ニアフィールドとは、人工バリアと、その設置などにより影響を受けると考えられる人工バリア近傍の岩盤とを合わせた領域を指す。

地層処分対象となる放射性廃棄物のうち、特に、TRU 廃棄物の地層処分システムの場合は、緩衝材として使用されるベントナイト系材料や周辺岩盤と、支保工および廃棄体や坑道内部の埋戻し材として使用されるセメント系材料の間で多様な相互作用が生じ、これらが有機的に影響しあいながら全体として長期的な変質をもたらす。TRU 廃棄物の地層処分の概念を Fig. 3 に示す。この変質現象は、変質の促進あるいは抑制の正負のフィードバックループを内包する非線形の連成現象であるとされる[5]。こうした非線形的な挙動を示す現象の例として、廃棄体パッケージの容器や構造躯体に使用される金属材料の腐食膨張によって周囲のセメント系材料において引張応力が作用することにより、ひび割れが発生する現象があげられる[6]。個々のひび割れが連結して施設全体を貫通する場合には、ひび割れを流路として地下水が流れることによってひび割れ面からの Ca の

溶脱が起こると考えられる。これにより、割れ近傍の領域を中心に合成や強度が低下して材料全体の応力場の分布状態が変化することによって、新たなひび割れが発生する可能性が否定できない。この場合には、流入する地下水の量が増加し、Ca溶脱が促進されると考えられ、このような非線形現象を評価するためのモデル開発が進められている（例えば[7]）。

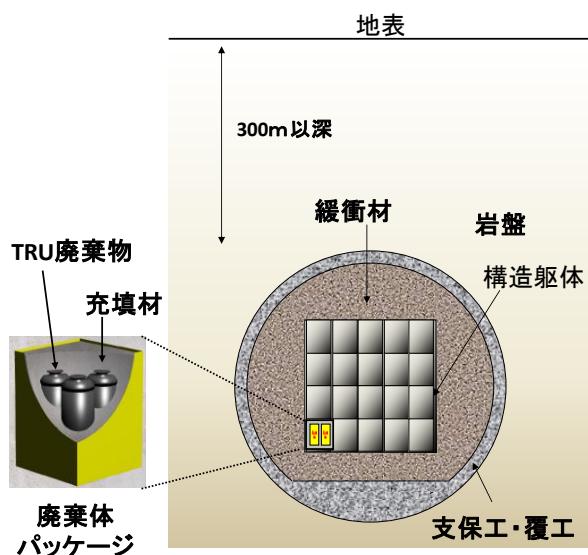


Fig. 3 Concept of geological disposal of TRU waste

4 使用済燃料の直接処分の研究

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、我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[8]。

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、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・安全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。特に、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[8][9][10]。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[11]。

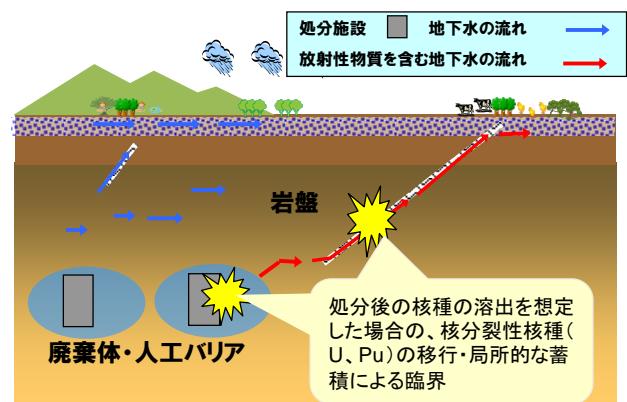


Fig. 4 Concept of criticality after disposal

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、中山真理子、小林正人：幌延深地層研究計画における人工バリア性能確認試験計測データ集(平成 27 年度), JAEA-Data/Code 2016-005(2016).
- [5] 電気事業連合会、核燃料サイクル開発機構：TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－、JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02(2005).
- [6] 独立行政法人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 セメント材料影響評価技術高度化開発－4 カ年研究成果の取りまとめ－報告書

(2014).

- [7] 国立研究開発法人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 処分システム評価確証技術開発報告書(2016).
- [8] 国立研究開発法人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説的評価－直接処分第 1 次取りまとめ－，JAEA-Research 2015-016(2015).
- [9] 国立研究開発法人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).
- [10] 国立研究開発法人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).
- [11] X. Liu, J. Ahn, F. Hirano: Conditions for criticality by uranium deposition in water-saturated geological formations, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 52, No. 3, 416–425(2015).