

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

直接処分等代替処分技術高度化開発

代替処分オプションに係る調査研究に関  
する取りまとめ報告書

令和5年3月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

本報告書は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業として、国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構が実施した「地層処分技術調査等事業 使用済燃料直接処分技術開発（平成 25 年度～平成 26 年度）」、「地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発（平成 27 年度～平成 28 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 直接処分等代替処分技術開発（平成 29 年度）」および「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 直接処分等代替処分技術高度化開発（平成 30 年度～令和 4 年度）」の成果を取りまとめたものである。

## 目 次

目次	i
1. はじめに	1-1
1.1 直接処分等代替処分オプション研究の経緯	1-1
1.2 本報告書の位置づけ	1-1
1.3 本報告書の構成	1-2
2. 直接処分研究開発の成果の概要	2-1
2.1 使用済燃料直接処分の技術的基盤の整備に向けた課題	2-1
2.2 設計・工学技術	2-3
2.2.1 処分容器の設計	2-4
2.2.2 緩衝材の設計	2-9
2.2.3 地下施設の概念設計	2-13
2.2.4 搬送・定置設備の概念設計	2-16
2.2.5 地上施設の概念設計	2-19
2.2.6 保障措置・核セキュリティ対策	2-23
2.3 閉じ込め性能	2-26
2.3.1 人工バリア材料の閉じ込め性能	2-26
2.3.1.1 処分容器	2-27
2.3.1.2 緩衝材	2-32
2.3.2 使用済燃料集合体からの核種溶解挙動評価	2-37
2.4 直接処分の成立性の検討に向けた技術開発の成果と課題	2-42
2.4.1 直接処分の技術開発の成果	2-42
2.4.1.1 設計・工学技術	2-42
2.4.1.2 安全評価	2-45
2.4.2 直接処分の技術開発の課題	2-46
2.4.2.1 設計・工学技術	2-46
2.4.2.2 安全評価	2-48
3. その他の代替処分オプションの成果の概要	3-1
3.1 その他の代替処分オプションの検討	3-1
3.2 超深孔処分についての調査	3-3
3.2.1 超深孔処分に係る技術の調査	3-4
3.2.2 超深孔処分の実現性に係る検討	3-8
3.3 その他の代替処分オプションの成立に向けた検討の成果と課題	3-11
4. まとめ	4-1

## 目 次

図 2.2.1-1	廃棄体を横置き定置する場合の処分容器の断面寸法の例	2-4
図 2.3.1.1-1	純銅容器の長寿命を達成可能な環境条件の総合的な整理例	2-27
図 2.3.1.2-1	酸化性及び低酸素雰囲気中で銅と接触させた緩衝材試料の陽イオン交換容量 (CEC) の変化	2-32
図 2.3.1.2-2	カルボン酸とヨウ化物イオンの実効拡散係数の関係式	2-32
図 2.3.2-1	UO <sub>2</sub> の溶解速度に及ぼす炭酸濃度の影響	2-37
図 3.2.1-1	超深孔処分の考え方、背景、特徴、技術的課題の整理	3-4
図 3.2.2-1	孔壁の維持に着目したケーススタディ	3-8

## 表 目 次

表 1. 3-1	本事業で利用・引用する主な研究開発成果	1-3
表 2. 2. 2-1	緩衝材の設計検討で考慮した条件の組合せ	2-9
表 2. 2. 3-1	多様な条件の組み合わせによる地下施設の設計の評価の一例（硬岩系）	2-13
表 2. 2. 4-1	搬送・定置設備の実現可能性の整理結果例	2-16
表 2. 2. 5-1	溶接装置の候補技術の評価例	2-19
表 2. 2. 6-1	保障措置対策に適用可能な技術の整理結果	2-23
表 2. 3. 2-1	本事業で設定したわが国の安全評価における瞬時放出率設定値の一覧	2-37
表 2. 4-1	使用済燃料直接処分に関わる技術開発の成果と今後の課題との対応の概要	2-49
表 3. 3-1	その他の代替処分オプションに係る調査の成果と今後の課題との対応	3-12



## 1. はじめに

### 1.1 直接処分等代替処分オプション研究の経緯

特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（資源エネルギー庁，2015）において、「国及び関係研究機関は、幅広い選択肢を確保する観点から、使用済燃料の直接処分その他の処分方法に関する調査研究を推進するものとする。」となっている。日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）では、平成 25 年度から使用済燃料の直接処分に関する研究開発に着手した。そして、「地層処分基盤研究開発に関する全体計画【研究開発マップ】（平成 25 年度～平成 29 年度）」（地層処分基盤研究開発調整会議，2014）に示された使用済燃料の直接処分研究開発の計画と技術的取りまとめに関するマイルストーンを見据え、平成 27 年に、直接処分技術についての技術レベルと課題について検討した技術的取りまとめ報告書「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－」（日本原子力研究開発機構，2015a；以下「直接処分第 1 次取りまとめ」という）を公表した。

また、原子力機構では、資源エネルギー庁受託事業（以下、「受託事業」という）において、平成25年度から、使用済燃料の直接処分を中心とする代替処分オプションに関する調査研究を進めてきている。その内容は、主に直接処分第 1 次取りまとめにて抽出された使用済燃料の直接処分に特有の課題の解決に向けた研究開発と位置付けられる。また、使用済燃料の直接処分以外の代替処分オプションについても、平成27年度から調査研究が開始され、その内容は、直接処分以外のその他代替処分オプションについてのわが国の諸条件を考慮した場合の適用性・成立性の検討に向けた調査研究と位置付けられる。これらの調査研究は、「地層処分基盤研究開発に関する全体計画【研究開発マップ】（平成25年度～平成29年度）」（地層処分基盤研究開発調整会議，2014）および「地層処分基盤研究開発に関する全体計画（平成30年度～令和4年度）」（地層処分研究開発調整会議，2020）に示された方針に基づき進めている。

### 1.2 本報告書の位置づけ

直接処分第 1 次取りまとめ以降の調査研究の進展を示すことを目的として、受託事業などにおいて実施した調査研究の成果を、代替処分オプションの成立性の検討に資する最新の技術情報として整理するとともに、今後の課題を抽出し、「代替処分オプションに係る調査研究に関する取りまとめ報告書」（これ以降、「取りまとめ報告書」という）として取りまとめた。取りまとめ報告書においては、使用済燃料の直接処分およびそれ以外の代替処分オプションの成立性の評価に必要と考えられる技術開発の全体像を確認したうえで、これまでの受託事業などにおいて実施した調査研究の成果を、全体像の中での位置づけなどや反映先などを明確にしつつ、分かり易く示すことができるように工夫した。

なお、ここでは、「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－」（核燃料サイクル開発機構，1999；以下「H12 レポート」という）のような、わが国における処分の成立性の評価としての包括的な取りまとめは行わず、平成 25 年度から令和 4 年度にかけて実施した受託事業※などにおいて得られた調査研究の成果と、今後の調査研究で重要と考えられる課題を示すものとした。さらに、将来世代の幅広い選択肢を確保するために、平成 27 年度から令和 4 年度まで直接処分以外の代替処分概念

などに関する調査研究を行ってきており、そこで得られた成果や課題についても示すこととした。

※「地層処分技術調査等事業 使用済燃料直接処分技術開発（平成 25 年度～平成 26 年度）」、「地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発（平成 27 年度～平成 28 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 直接処分等代替処分技術開発（平成 29 年度）」および「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 直接処分等代替処分技術高度化開発（平成 30 年度～令和 4 年度）」  
（本報告書においては、上記に示した、平成 25 年度～平成 29 年度の事業をまとめて「先行事業」と呼び、平成 30 年度～令和 4 年度の事業を「本事業」と呼ぶものとする）

### 1.3 本報告書の構成

1 章では、直接処分等代替処分オプション研究の経緯や本報告書の位置づけを示した。2 章では、使用済燃料直接処分について、まず、2.1 節で直接処分の技術的基盤の整備に向けた課題の概要などを示し、そのうえでこれまでの受託事業などにおいて実施してきた個別の調査研究の成果および今後の課題を、2.2 節および 2.3 節で「設計・工学技術」および「閉じ込め性能」における技術開発項目ごとにそれぞれ示した。さらに、これら個別の調査研究の成果および今後の課題の整理に加えて、2.4 節において直接処分に係る技術開発の進展および今後の課題のポイントなどをまとめて提示した。3 章では、使用済燃料直接処分以外の代替処分オプションについて、まず 3.1 節でその他の代替処分オプションとして超深孔処分に着目した経緯などを示し、そのうえで超深孔処分に関する国内外の調査等の成果を 3.2 節で示した。さらに、これまでの成果と今後の検討に向けた課題を 3.3 節にまとめて示した。

また、1.2 節で示したように、本報告書においては、平成 25 年から令和 4 年度までの受託事業などにおいて実施した調査研究の成果を、全体像の中での位置づけや反映先などを明確にしつつ、分かり易く示すために、各技術開発項目の検討内容を簡潔に数ページでまとめるとともに、各項目の冒頭において、以下の①～④で構成される要約を示した。

- ① 調査研究の対象とした課題
- ② ①の課題に対応する調査研究の実施内容
- ③ 調査研究の成果の概要
- ④ 今後重要となる課題

なお、検討の詳細については、各年度の受託事業報告書（日本原子力研究開発機構，2014；2015b；2016；2017；2018a；2018b；2019；2020；2021；2022；2023）や関連する論文などを引用することでトレースできるようにしている（表 1.3-1 参照）。

表 1.3-1 本事業で利用・引用する主な研究開発成果

研究開発成果	略称
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－（核燃料サイクル開発機構, 1999a；1999b；1999c；1999d）	H12 レポート
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－（日本原子力研究開発機構, 2015a）	直接処分第1次取りまとめ
平成25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（日本原子力研究開発機構, 2014）	平成25年度の事業報告書
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（日本原子力研究開発機構, 2015b）	平成26年度の事業報告書
平成27年度地層処分技術調査等事業「直接処分等代替処分技術開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2016）	平成27年度の事業報告書
平成28年度地層処分技術調査等事業「直接処分等代替処分技術開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2017）	平成28年度の事業報告書
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「直接処分等代替処分技術開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2018a）	平成29年度の事業報告書
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「直接処分等代替処分技術開発」5か年取りまとめ報告書（日本原子力研究開発機構, 2018b）	5か年報告書
平成30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「直接処分等代替処分技術高度化開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2019）	平成30年度の事業報告書
平成31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「直接処分等代替処分技術高度化開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2020）	平成31年度の事業報告書
令和2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「直接処分等代替処分技術高度化開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2021）	令和2年度の事業報告書
令和3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「直接処分等代替処分技術高度化開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2022）	令和3年度の事業報告書
令和4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「直接処分等代替処分技術高度化開発」報告書（日本原子力研究開発機構, 2023）	令和4年度の事業報告書

【参考文献】

- 核燃料サイクル開発機構（1999a）：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 99-020.
- 核燃料サイクル開発機構（1999b）：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－ 分冊1 わが国の地質環境, JNC TN1400 99-021.
- 核燃料サイクル開発機構（1999c）：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－ 分冊2 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022.
- 核燃料サイクル開発機構（1999d）：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－, 分冊3 地層処分システムの安全評価, JNC TN1400 99-023.
- 日本原子力研究開発機構（2014）：平成25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.

- 日本原子力研究開発機構（2015a）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2015b）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2016）：平成 27 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処  
分技術開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2017）：平成 28 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処  
分技術開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2018a）：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 直接処分等代替処分技術開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2018b）：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 直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2019）：平成 30 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 直接処分等代替処分技術高度化開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2020）：平成 31 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 直接処分等代替処分技術高度化開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2021）：令和 2 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 直接処分等代替処分技術高度化開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2022）：令和 3 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 直接処分等代替処分技術高度化開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2023）：令和 4 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 直接処分等代替処分技術高度化開発 報告書.
- 資源エネルギー庁（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月  
22 日閣議決定），  
[https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku\\_gas/genshiryoku/pdf/012\\_s03\\_00.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/012_s03_00.pdf)（2023 年 3 月 27 日閲覧）.
- 地層処分研究開発調整会議（2014）：地層処分研究開発に関する全体計画【研究開発マップ】  
（平成25年度～平成29年度）.
- 地層処分研究開発調整会議（2020）：地層処分研究開発に関する全体計画（平成30年度～令和  
4年度），  
[https://www.meti.go.jp/shingikai/energy\\_environment/chiso\\_shobun/pdf/20200331\\_001.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/chiso_shobun/pdf/20200331_001.pdf)（2023 年 3 月 28 日閲覧）.

## 2. 直接処分研究開発の成果の概要

本章では、使用済燃料直接処分の技術開発の成果について示す。2.1 節では、直接処分の技術的基盤の整備に向けた課題の全体概要を示し、2.2 節と 2.3 節でそれぞれ、処分施設的设计・工学技術に関する検討および処分システムの閉じ込め性能に関する検討について技術開発などの成果や今後に向けた課題を示す。最後に、2.4 節において、これらの成果と直接処分のシステムの成立性の検討に向けて重要となる課題を総括する。

### 2.1 使用済燃料直接処分の技術的基盤の整備に向けた課題

直接処分第 1 次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015）では、代表的な地質環境特性と使用済燃料特性という限定された条件下での予備的検討を行い、多重バリアシステムを基本とした処分概念と安全確保の考え方や現状の技術レベルを示すことができた。また、直接処分の技術的基盤の整備に向けた課題を抽出・整理した。

上記の直接処分の技術的基盤の整備に向けた課題の整理においては、直接処分第 1 次取りまとめでは限定的であった前提条件や検討対象を、より包括的なものに拡張していく観点と、設計・安全評価の前提となる個別の現象理解、設計・安全評価手法の高度化といった詳細化の観点の両方が必要とされた（日本原子力研究開発機構，2015）。

これらについて、以下に代表的な課題を示す。

#### 直接処分第 1 次取りまとめにおける予備的な検討をより包括的なものとするためのもの

- 地質環境条件や使用済燃料の多様性といった前提条件の拡張
- 地質環境の長期的な変遷などの不確実性を考慮したシナリオ区分とそれに基づく体系的なシナリオの設定
- 様々な条件や制約などに対応するための多様な処分概念オプションの検討など

#### 使用済燃料に特有のもの

（設計・工学技術）

- 保障措置、核セキュリティの要件に対応した地下施設／設備の設計上の留意点の整理と設計への反映
- C-14 による総線量への影響を抑制するための、より長寿命な処分容器の設計
- 臨界安全性評価の考え方・手法の整備
- 廃棄体重量・形状および定置方式に対応した、搬送・定置設備、坑道、および地上設備の設計など

（安全評価）

- 使用済燃料（燃料および構造材）からの核種の浸出挙動、放射線影響、ガス影響などの直接処分に特有な現象についての理解の深化
- 使用済燃料の多様性や不確実性を考慮した評価モデルおよびパラメータの設定

また、上記に示した使用済燃料の直接処分に特有な課題に加えて、ガラス固化体や TRU 廃棄物と共通的な重要テーマも多い。以下に例を示す。

- 処分場レイアウト（隆起・侵食シナリオへの対応を見据えた処分パネルの多段化など）や処分方式（PEM方式の適用）などの処分概念オプションの選択肢の拡充
- 可逆性や回収可能性、モニタリングシステムなどを考慮した処分概念の検討
- 緩衝材の熱的制限を 100℃とすることの妥当性の検討
- セメントや処分容器材料の鉄などの材料との化学・力学的相互作用を含む緩衝材変質挙動評価の高度化と、それを核種移行解析モデルに反映した現実的な核種移行パラメータの設定、性能評価手法の開発
- コロイド・有機物・微生物の性能評価への影響評価手法の構築・高度化
- 地質環境の変遷に応じた生活圈評価手法の高度化

上記に示した課題のうち優先度の高いものへの対応として、設計・工学技術と閉鎖後長期の安全性の評価のそれぞれについて、直接処分第1次取りまとめ以降では、主に以下に示す調査研究を実施してきた。

#### （設計・工学技術）

- ✓ 多様な特性の使用済燃料や設計オプションを考慮した人工バリアおよびその他の地上／地下施設の設計仕様の検討に必要な特性やデータなどの取得と、それらに基づく技術的に成立し得る設計仕様の例示
- ✓ 処分容器への使用済燃料の収容体数の合理的な設定のための処分後の臨界安全評価手法の高度化に向けた検討
- ✓ 保障措置・核セキュリティ対策に必要な情報の調査

#### （安全評価）

- ✓ 処分容器の長寿命化に向けた検討の一環として、高耐食性候補材料に対して腐食挙動に影響を及ぼす因子（地下水中の硫化物濃度等）の検討や、その結果を踏まえた長寿命化の見通しの提示
- ✓ 使用済燃料からの核種放出挙動やその環境影響（地下水中の炭酸の影響等）の理解、溶解速度などの性能評価に必要なデータの整備
- ✓ 緩衝材の高耐食性材料との相互作用の理解とその性能評価への影響の程度の見通しの提示

2章では、これらの調査研究の成果および今後の検討で重要となる課題を示す。2.2節では設計・工学技術に関する検討の成果と課題を、2.3節では、安全評価の高度化に必要な、各々のバリアの閉じ込め性能に関する検討の成果と課題をそれぞれ示す。

#### 【参考文献】

日本原子力研究開発機構（2015）：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.

## 2.2 設計・工学技術

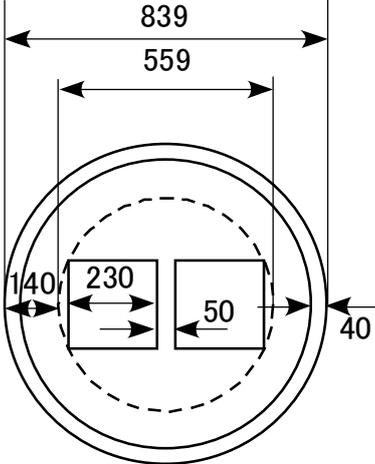
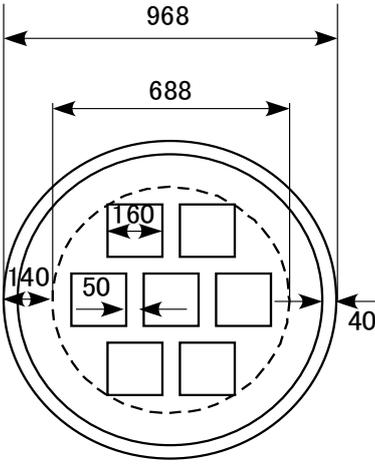
使用済燃料の直接処分のための処分施設の設計については、人工バリア（処分容器、緩衝材）およびその他の様々な処分施設要素（地下施設、地上施設など）が対象となる。これらの設計検討の多くには、高レベル放射性廃棄物地層処分での研究開発成果を参考・活用することが可能であるが、使用済燃料とガラス固化体との特性の違い（ウランやプルトニウムを含む、ガラス固化体に比べて処分容器が重く長尺であるなど）や、使用済燃料の多様性（ $UO_2$ ・MOX などの燃料種類の多様性や、燃焼度・濃縮度などの特性の多様性など）および不確実性などに起因する、使用済燃料の直接処分に特有の課題を考慮した検討が必要となる。また、わが国の幅広い地質環境条件やその長期的変遷への対応も考慮していく必要がある。

これらのことを踏まえた設計に関する検討内容（2.1 節に示した、直接処分第 1 次取りまとめ以降の調査研究のうち「設計・工学技術」に関するもの）を、次節以降に

- ・ 処分容器の設計（2.2.1 項）
- ・ 緩衝材の設計（2.2.2 項）
- ・ 地下施設の概念設計（2.2.3 項）
- ・ 搬送・定置設備の概念設計（2.2.4 項）
- ・ 地上施設の概念設計（2.2.5 項）
- ・ 保障措置・核セキュリティ対策（2.2.6 項）

として示す。

## 2.2.1 処分容器の設計

課題	研究開発の実施内容
<p>直接処分第1次取りまとめでは、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• PWR 使用済燃料を対象とする限定的な条件で技術的に成立し得る設計例を提示。</li> <li>• わが国に存在する炉型（PWR 又は BWR）、燃焼度、濃縮度などが異なる多様な使用済燃料を考慮した処分容器の設計や現実的な臨界安全評価モデルの構築などが課題。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 多様な使用済燃料に対応した処分容器の仕様を、臨界および遮蔽解析を行い検討するとともに、構造健全性や伝熱性などの点から、上記の仕様の適用性を確認。</li> <li>• 上記の検討で設定した使用済燃料収容体数の合理化に向けて、処分後の現実的な状態および配置の変化を取り入れた臨界安全評価手法を検討。</li> </ul>
<p>研究開発の成果の概要</p>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>• PWR および BWR 使用済燃料の特徴および多様性を考慮し、炭素鋼処分容器および純銅と炭素鋼から構成される複合処分容器について、わが国のジェネリックな地質環境で成立し得る処分容器の仕様例を提示し（図 2.2.1-1）、既存の技術を活用して、これらを設計できる見通しを示した。</li> <li>• 現実に起こり得る処分容器などの材料の状態および配置の変化を反映したモデルによる臨界安全評価により、上記で検討された処分容器の仕様より多くの使用済燃料を収容しても処分後の未臨界を維持できる見通しが示された。</li> </ul>	
<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>(a) PWR 使用済燃料（2 体収容可）</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>(b) BWR 使用済燃料（7 体収容可）</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 2.2.1-1 廃棄体を横置き定置する場合の処分容器の断面寸法の例 (日本原子力研究開発機構, 2018)</p>	
<p>今後の検討で重要となる課題</p>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 耐食層としての純銅以外の代替材料の適用性の検討なども踏まえた、材料に応じた必要厚さの設定や施工方法などの具体化とその実現性の提示。</li> <li>• 処分後の未臨界確保の確実性の向上に向けて、わが国に存在する使用済燃料の燃料組成のバリエーション（使用済燃料の種類、使用済燃料中の燃料組成の分布のパターンなど）を加味するなど、対象範囲を拡張する場合の未臨界の確保への影響の有無などの確認および未臨界確保のための対処方策の整理とその有効性の確認。</li> </ul>	

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

使用済燃料を封入する処分容器は、ガラス固化体の処分におけるオーバーパックに相当する人工バリア要素であり、一定期間の放射性核種の物理的な閉じ込めが基本的な要件として求められる。わが国では、炉型（PWR 又は BWR）、燃焼度、濃縮度などの異なる多様な使用済燃料が存在することから、これらの多様性を踏まえて、使用済燃料の仕様や条件に適合するように処分容器の設計を行うことが必要である。

直接処分第 1 次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015）では、U-235 初期濃縮度 4.5% で取り出し燃焼度 45 GWd MTU<sup>-1</sup> の PWR 使用済燃料を対象として、処分後の臨界安全性、遮蔽性、構造健全性、伝熱性などの観点から、設計要件（耐食性、耐圧性、遮蔽性、臨界安全性、製作性など）を満足する処分容器の仕様を例示した。一方、炉型（PWR 又は BWR）、燃焼度、濃縮度の異なる多様な使用済燃料への対応については今後の課題とされた。

このため、直接処分第 1 次取りまとめ以降では、これらの使用済燃料の多様性に留意しつつ、直接処分第 1 次取りまとめで設定した設計要件を満足する処分容器の仕様を検討した。

また、臨界安全性については、臨界が起り易い材料配置を敢えて想定した保守的な評価を行った結果、処分容器に収容できる使用済燃料の体数が著しく制限される評価結果となったことから、使用済燃料の収容可能体数を合理的に設定できるように、処分容器などの材料および配置の現実的な状態の変化を取り入れて臨界安全評価を行うための手法を検討した。

以下、処分容器の仕様検討と、現実的な臨界安全性の評価に関する検討の成果について述べる（詳細については、平成 26 年度の事業報告書 4.2.3 項、平成 27 年度～29 年度の事業報告書 3.2.2 項、5 か年取りまとめ報告書の 3.1 節および平成 30 年度～令和 4 年度の事業報告書 2.2 項を参照方）。

#### ・ 処分容器の仕様検討

PWR 使用済燃料と BWR 使用済燃料の特徴を考慮し、炭素鋼処分容器および純銅と炭素鋼から構成される複合処分容器を対象として、処分容器の仕様検討を行った。なお、純銅は、処分容器に数万年程度の閉じ込め性能を期待する場合の候補材料の一つである（2.3.1.1 項および 2.3.1.2 項を参照のこと）。検討の手順として、まず前提とする使用済燃料仕様を設定するとともに、直接処分第 1 次取りまとめで設定した設計要件のうち、特に、使用済燃料の多様性の影響が想定される、臨界安全性、遮蔽性などに着目して、これらを満足する処分容器の仕様などを検討した。さらに、構造健全性や伝熱性評価を実施し、耐圧強度上必要な厚さや、緩衝材の性能に影響を及ぼさない許容最高温度（100 °C）以下となる使用済燃料の最大収容体数を確認した。また、製作性や作業時の安全性や健全性についても確認した。これらの検討結果をもとに、処分容器の仕様を例示した。

臨界安全性については、直接処分第 1 次取りまとめで想定した、PWR 使用済燃料を収容した廃棄体を横置きに定置する場合に加えて、縦置き定置や BWR 使用済燃料も対象として、未臨界を維持できる処分容器への使用済燃料の収容体数を評価することを目的とする臨界解析を行った。これら評価では、臨界が起り易い燃料配置をあえて想定した過度に保守的なモデルを用いた。結果を以下に示す。

➤ 廃棄体を横置き定置する場合（円筒形モデルを使用）の使用済燃料の最大収容体数：

- ✓ PWR 使用済燃料 4 体（直接処分第 1 次取りまとめの評価結果）
- ✓ BWR 使用済燃料 12 体
- 廃棄体を豎置き定置する場合（球形モデルを使用）の使用済燃料の最大収容体数：
  - ✓ PWR 使用済燃料 1 体
  - ✓ BWR 使用済燃料 4 体

遮蔽性については、PWR および BWR 使用済燃料それぞれについて、代表的な濃縮度と燃焼度の条件（4.5%、45 GWd MTU<sup>-1</sup>）を対象として、最も吸収線量率が高くなる使用済燃料の収容体数および処分容器内配置条件において遮蔽解析を実施した。また、解析で求められた処分容器表面の吸収線量率をもとに、放射線分解生成物による腐食防止の観点から処分容器の必要最小厚さを 100 mm に設定した。さらに、この遮蔽厚さが高燃焼度（55 GWd MTU<sup>-1</sup>）の使用済燃料の場合においても十分であることを同様の手法により確認した（日本原子力研究開発機構，2018）。

構造健全性については、構造解析を行い、上記の 100 mm の遮蔽厚さを設定することで耐圧強度上必要となる板厚が確保できることを確認した（日本原子力研究開発機構，2018）。なお、ここでは腐食代（40 mm）を考慮していないため、これらの構造健全性に関する知見は炭素鋼処分容器および複合処分容器の両方に適用できる。

伝熱性については、人工バリアおよび周辺岩盤の熱解析を実施し、緩衝材の許容最高温度である 100 °C を満足する使用済燃料の最大収容体数は、周辺岩盤の物性値などにより変化するものの、概ね PWR 使用済燃料で 2 体、BWR 使用済燃料で 7 体程度であることを確認した（日本原子力研究開発機構，2018）。さらに、緩衝材の熱物性をより現実的に設定することや許容最高温度を緩和することにより、処分容器に使用済燃料をより多く収容できる可能性があることが示された。（日本原子力研究開発機構，2018）

製作性については、複合処分容器の二重構造に着目した製作上の課題として、使用済燃料収容後の温度変化により生じる内外層間の隙間の試算を行い、この隙間は外層の構造健全性に与える影響が大きいと考えられることから、内外層の密着度を高める組立方法の採用などの対策が望まれることが示された（日本原子力研究開発機構，2018）。

作業時の安全性・健全性については、作業における代表的な処分容器の落下事故事象を想定した場合、処分容器に収容した燃料被覆管の健全性が維持されることは期待できないことが示されたが、その対策として、処分容器上下部への緩衝体の設置や二重密封容器の適用などが例示された（日本原子力研究開発機構，2018）。

上記の検討結果を踏まえて設定した、使用済燃料の収容体数が最大となる断面寸法について、廃棄体を横置き定置する場合の例を図 2.2.1-1 に示す。なお、ここで示した処分容器の仕様においては、遮蔽性および構造健全性の観点で裕度を見込んだ板厚を設定していることから、今後、より薄い板厚を設定できる可能性があることが示された（日本原子力研究開発機構，2018）。

#### ・ 臨界安全性の現実的な評価に関する検討

上記の処分容器への使用済燃料の収容体数の評価における、臨界が起こり易い材料配置を

敢えて想定する過度に保守的な取扱いに対して、過度な保守性を排除した臨界安全評価手法の構築に向けた取り組みとして、まず、処分場閉鎖後の地下環境において現実に関り得る材料の状態および配置の変化が処分後の臨界の起こり易さにもたらす影響に着目した国内外の研究事例を調査した。調査により抽出された事例のうち、スウェーデン廃棄物核燃料・廃棄物管理会社（SKB）による、処分容器および燃料被覆管での腐食が臨界にもたらす影響に関する検討（Agrenius and Spahiu, 2016）に着目し、ガラス固化体の人工バリアシステムについて既往の研究で把握されている状態変遷に関する知見（例えば、日本原子力研究開発機構, 2016）も参考にしつつ、臨界安全評価で重要となり得る状態変遷および配置の変化を具体的に抽出して整理した。さらに、抽出された状態の変化のうち処分容器および燃料被覆管の腐食による、これらの材料および緩衝材の組成や密度の変化がもたらす影響に着目した臨界解析を行い、影響の程度や変化の傾向に関する情報として整理した。また、これらの材料の腐食による強度劣化などで変形や破壊が起こる可能性に着目した力学解析を行い、変形や破壊により臨界が起こり易い材料配置に変化することの現実的な可能性の有無を調査した。さらに、これらの検討結果から、処分後の現実的な状態の変化を取り入れた臨界評価モデルの候補を整理して臨界解析を行い、現実的な状態の変化を取り入れた臨界安全評価手法を例示した。これらの検討により、主に以下の知見を得た。

- ▶ 処分容器および燃料被覆管の腐食による、これらの材料および緩衝材の組成や密度の変化については軽微な影響にとどまる結果となった。他方、材料の腐食による強度劣化などで変形や破壊が起こる可能性については、使用済燃料収容スペース間の仕切り部の破断・崩落とそれによる収容スペースの一体化などにより臨界が起こりやすくなる可能性を否定できなかった。こうした材料配置を反映したモデルによる臨界安全評価が必要と考えられた。
- ▶ これらの検討結果に基づき、現実に関り得る状態および配置の変化を反映した臨界安全評価モデルの候補を構築して臨界解析を行ったところ、上記の「処分容器の仕様検討」の評価結果と比較して低い実効増倍率となり、PWR 使用済燃料を 4 体収容する場合でも、未臨界を維持できる見通しが示された。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ 処分容器の仕様検討では、設計の選択肢の拡充に向けた取り組みとして、耐食層としての純銅をはじめとする代替材料の適用性の検討などを踏まえて、材料に応じた耐食層の必要厚さの設定や施工方法などの具体化とその実現性の提示などを進めることが必要である。
- ・ 臨界安全性の現実的な評価に関する検討では、処分後の未臨界確保の現実性の向上に向けて、現実的な範囲で想定される燃料組成のバリエーション（使用済燃料の種類、使用済燃料中の燃料組成の分布のパターンなど）を加味するなど、対象範囲を拡張する場合の未臨界の確保への影響の有無などの確認および未臨界確保のための対処方策の整理とその有効性の確認などが必要である。

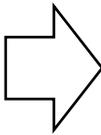
- ・ 腐食などによる材料の状態や配置の変化が生じる前の初期状態の体系を対象として、評価済み核データの種類や数値計算手法に由来する核種組成の不確かさ、軽水炉炉心での燃焼履歴および燃焼度分布の3つの不確かさについて、各々が実効増倍率に与える影響のデータがまとめられている（山本ほか，2015）が、本項で示した現実的な材料の状態や配置の変化を反映した評価では、これらの不確かさのデータが整備されていない。今後、これらの不確かさの低減に向けて、現実的な材料配置を想定したモデルで上記の不確かさのデータを整備し、これらを反映した評価を行うことが必要となる可能性がある。

なお、「処分容器の仕様検討」における遮蔽厚さの設定に必要な許容線量率について、現実的な設定の検討などが課題とされていたが（日本原子力研究開発機構，2018）、その後、ガラス固化体の処分におけるオーバーパックを対象として検討が進められており（例えば、原子力発電環境整備機構（2021））、それと同様の考え方や手法が適用できることから、ここでは今後の検討で重要となる課題には含めなかった。

#### 【参考文献】

- 原子力発電環境整備機構（2021）：包括的技術報告書：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイト選定に向けたセーフティーケースの構築－，付属書 4-11，NUMO-TR-20-03.
- Agrenius, L., Spahiu, K. (2016): Criticality effects of long-term changes in material compositions and geometry in disposal canisters, SKB, TR-16-06.
- 日本原子力研究開発機構（2015）：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略的評価－直接処分第1次取りまとめ－，JAEA-Research 2015-016.
- 日本原子力研究開発機構（2016）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2018）：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 直接処分等代替処分技術開発 5か年取りまとめ 報告書.
- 山本健士，秋江拓志，須山賢也，細山田龍二（2015）：使用済燃料直接処分の臨界安全評価－燃焼度クレジット評価のためのデータの整備－，JAEA-Technology 2015-019.

## 2.2.2 緩衝材の設計

課題		研究開発の実施内容				
直接処分第1次取りまとめでは、 <ul style="list-style-type: none"> <li>• PWRの使用済燃料2体を炭素鋼処分容器に収容した廃棄体を横置きで定置する場合など限定的な条件で技術的に成立し得る緩衝材の設計例を提示。</li> <li>• より幅広い条件(岩盤条件、定置方式など)に対応した緩衝材の設計が課題。</li> </ul>						
研究開発の成果の概要						
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 表2.2.2-1に示す条件に対し、緩衝材が応力緩衝性の設計要件を満足することを、処分容器の腐食膨張、岩盤のクリープ挙動などを考慮した力学解析で確認した。</li> <li>• 緩衝材の乾燥密度を高めを設定するなど特性を変えた場合の処分容器の支持性能は、直接処分第1次取りまとめで用いられた緩衝材仕様(乾燥密度1.6[Mg m<sup>-3</sup>]、ケイ砂混合率30[wt%])の場合と同程度となることを確認した。</li> </ul>						
表2.2.2-1 緩衝材の設計検討で考慮した条件の組合せ(日本原子力研究開発機構, 2018b)						
No.	緩衝材 <sup>※1</sup>	人工バリア 施工方式	処分容器	廃棄体 定置方式	岩盤	
0 <sup>※2</sup>	1.6 30	ブロック 方式	炭素鋼 処分容器	横置き	硬岩	
1				横置き	軟岩	
2				縦置き	軟岩	
3				縦置き	硬岩	
4			複合処 分容器	横置き	軟岩	
5				横置き	硬岩	
6				縦置き	軟岩	
7			PEM 方式	炭素鋼 処分容器	縦置き	軟岩
8		縦置き			硬岩	
9		1.8	ブロック 方式	炭素鋼 処分容器	縦置き	軟岩
10		30			縦置き	硬岩
11	1.8 50	ブロック 方式	炭素鋼 処分容器	縦置き	軟岩	
<sup>※1</sup> 上段:乾燥密度[Mg m <sup>-3</sup> ]、下段:ケイ砂混合率[wt%]、 <sup>※2</sup> 直接処分第1次取りまとめ						



今後の検討で重要となる課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 坑道や処分孔の掘削および処分容器の定置から緩衝材の再冠水までの過程も含めた設計の成立性の詳細な評価</li> <li>• 海水環境に処分場が存在する場合などの地質環境の特徴に応じた膨潤特性や透水性の低下などの緩衝材の基本特性の違いを反映した緩衝材の設計検討</li> </ul>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

緩衝材は人工バリアを構成する要素の一つである。使用済燃料の放射線量、形状、寸法、重量などの特徴に加えて、対象となる処分容器として炭素鋼処分容器および純銅と炭素鋼からなる複合処分容器、さらに、軟岩・硬岩の両岩盤条件、横置き・縦置きの内定置方式、およびブロック方式・PEM方式も考慮しつつ、バリア機能を発揮するために設定された緩衝材の設計要件を満たす設計を実施するための技術情報の整備が必要である。このため、緩衝材の設計検討として、緩衝材の設計要件のうち応力緩衝性（緩衝材の応力緩衝機能により処分容器および岩盤が破壊しない）に着目し、処分容器の腐食膨張、岩盤のクリープ挙動、処分容器の沈下を考慮した処分施設の力学挙動の解析により応力緩衝性を満足することを確認した。

以下、緩衝材の応力緩衝性に関する検討の成果について述べる（詳細については、平成26年度の事業報告書の4.2節、平成27～29年度の事業報告書の3.2節、5か年取りまとめ報告書の3.1節を参照方）。

直接処分第1次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015a）では、ガラス固化体を対象とするH12レポート（核燃料サイクル開発機構，1999）での緩衝材の仕様（乾燥密度 $1.6 \text{ Mg m}^{-3}$ 、ケイ砂混合率30%、厚さ70 cm）をレファレンス仕様の緩衝材として設定し、緩衝材の施工方式をブロック方式、PWRの使用済燃料集合体2体を炭素鋼処分容器に収容した廃棄体を横置きで定置し、岩盤として硬岩を対象とした処分施設の力学挙動の解析を行った。この結果、直接処分の場合でも、ガラス固化体を対象とするH12レポートと同様に、レファレンス仕様の緩衝材では緩衝材の設計要件が満足されることを確認した。他方、より幅広い条件（岩盤条件、定置方式など）に対応した緩衝材の設計に向けた技術情報の整備などについては今後の課題とされた。

直接処分第1次取りまとめ以降は、直接処分第1次取りまとめでは対象としていない人工バリア条件（PEM方式、複合処分容器、縦置き定置方式など）および岩盤条件の組合せを考慮した多様な条件（表2.2.2-1）を対象として処分施設の力学挙動の解析を行い、緩衝材の応力緩衝性の設計要件を満足するかを確認した（日本原子力研究開発機構，2018b）。ここで、緩衝材の応力緩衝性の評価では、処分容器に対する応力緩衝性および岩盤に対する応力緩衝性について評価し、処分容器の腐食膨張、岩盤のクリープ挙動、処分容器の沈下を考慮した解析により、緩衝材の応力緩衝機能によって処分容器および岩盤が破壊しないことを確認した。また、直接処分の廃棄体は、ガラス固化体と比べて長尺で重いため、処分容器の支持性能向上の観点から、乾燥密度やケイ砂混合率を変えた緩衝材も対象とし、応力緩衝性の設計要件の確認に加えて、処分容器の支持性能を向上できるかについても確認した（日本原子力研究開発機構，2015b；2016；2017；2018a）。なお、緩衝材の設計検討に必要な緩衝材の力学特性や複合処分容器の腐食層である純銅の腐食膨張パラメータについては、試験によりデータを取得し、処分施設の力学挙動の解析などに反映した（日本原子力研究開発機構，2016；2018a）。

これらの検討の結果、直接処分第1次取りまとめで対象としなかった定置方式や岩盤の条件でも、ブロック方式でのレファレンス仕様の緩衝材が応力緩衝性の要件を満足することを確認した（日本原子力研究開発機構，2015b；2016；2017）。また、PEM方式については、処分容器および岩盤の応力状態が破壊条件に至ることは確認されなかったものの、硬岩条件では岩盤が破壊条件に近い応力状態となる場合があると推定された（日本原子力研究開発機構，

2017; 2018a)。さらに、緩衝材の乾燥密度を  $1.8 \text{ Mg m}^{-3}$  とし、ケイ砂混合率として 30 wt%あるいは 50 wt%とした場合では、乾燥密度が高めに設定され、緩衝材の剛性が増加したために、レファレンス仕様と比べて緩衝材の応力緩衝機能が低下することが確認されたものの、緩衝材の応力緩衝性の設計要件は満足されることが確認された。また、処分容器の支持性能については、レファレンス仕様の場合と同程度であり、性能が向上する見通しは得られなかった（日本原子力研究開発機構，2018a）。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ これまでの検討では、緩衝材の初期状態を飽和状態と仮定するなどの簡易的な評価方法を用いた。しかしながら、緩衝材の力学挙動は応力履歴依存性を持つため、より現実的な緩衝材の応力緩衝性の評価には、坑道や処分孔の掘削および処分容器の定置から緩衝材の再冠水までの過程も考慮する必要がある。より現実的な緩衝材の設計検討や、本検討で用いたような簡易的な評価方法の妥当性の検証のためには、まずは過渡期に想定される緩衝材の不飽和状態から飽和状態への力学挙動を連続的に取扱うことができ、さらに処分容器の腐食膨張や岩盤のクリープ挙動といった材料間の力学的相互作用が取り扱える解析コードの開発を進める必要がある。
- ・ これまでの検討では、主に処分場が淡水環境に存在する場合を対象として設計検討を行ったが、今後さらに、海水環境に処分場が存在する場合などの地質環境の特徴に応じた膨潤特性や透水性の低下などの緩衝材の基本特性の違いを反映した、より現実的な緩衝材の設計の実施を可能としていくことが重要である。このため、現状では試験データが比較的少ない乾燥密度やケイ砂混合率の条件や海水条件での膨潤特性や透水性などの緩衝材の基本特性の実験データの取得と、それに基づく数理モデルのパラメータ値の整備が重要となる。

なお、直接処分の廃棄体は長尺で重いため、ガラス固化体の場合よりも廃棄体の沈下が懸念されることから、海水環境を想定した緩衝材の設計において対象とする緩衝材の仕様として、ガラス固化体の場合より乾燥密度の高い緩衝材仕様を適用することが考えられるものの、これまでの淡水系での検討をとおして、処分容器の支持性能は、ガラス固化体を想定した緩衝材仕様の場合と比べ、大きく改善する見通しが得られなかったことから、海水環境を想定する場合の緩衝材の設計検討においても、引き続き、ガラス固化体の場合の緩衝材仕様を基本とすればよいと考えられる。

#### 【参考文献】

- 核燃料サイクル開発機構（1999）：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 99-020.
- 日本原子力研究開発機構（2015a）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2015b）：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.

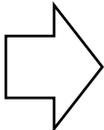
日本原子力研究開発機構（2016）：平成 27 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替  
処分技術開発報告書.

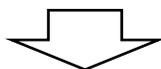
日本原子力研究開発機構（2017）：平成 28 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替  
処分技術開発報告書.

日本原子力研究開発機構（2018a）：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 直接処分等代替処分技術開発報告書.

日本原子力研究開発機構（2018b）：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 直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ報告書.

## 2.2.3 地下施設の概念設計

課題			研究開発の実施内容						
直接処分第1次取りまとめでは、 <ul style="list-style-type: none"> <li>坑道の設計要件を整理するとともに、廃棄体の横置き定置方式を対象とするなど限定的な条件で坑道の予備的な設計を実施。</li> <li>堆積岩や堅置き方式など、他の岩盤条件や定置方式に対応した坑道の設計などが課題。</li> </ul>									
研究開発の実施内容 <ul style="list-style-type: none"> <li>直接処分第1次取りまとめより幅広い条件を対象として、坑道の設計要件を満たす設計が可能であるかを確認するために以下を実施。               <ul style="list-style-type: none"> <li>坑道の設計の前提となる建設技術に関する知見の調査</li> <li>多様な条件の組み合わせにおける坑道の力学的安定性評価</li> <li>多様な条件の組み合わせを考慮した地下施設の設計の評価</li> </ul> </li> </ul>									
研究開発の成果の概要									
<ul style="list-style-type: none"> <li>地盤条件と人工バリアの施工や定置方式の多様な条件での空洞の力学的安定性の評価などを行うとともに、力学的安定性が確保される坑道離間距離での熱的影響を確認することで、ガラス固化体処分における技術を基礎とした考え方において坑道の概念が成立することが確認された。</li> <li>多様な条件の組み合わせに対して、上記の力学的安定性に加えて、回収性や経済性も含む複数の項目について評価を行った結果（表 2.2.3-1）、ガラス固化体処分においてこれまでに示された地下施設の設計に関する技術の適用性を見通しを得た。</li> </ul>									
表 2.2.3-1 多様な条件の組み合わせによる地下施設の設計の評価の一例（硬岩系） （日本原子力研究開発機構，2018a）									
組み合わせ			断面形状	地下施設の設計において考慮すべき項目					
地盤条件	施工方式	定置方式		掘削技術	力学的安定性	定置技術	安全性	回収性	経済性
硬岩系	ブロック方式	横置き	円形	○	◎	○	△	△	◎
		縦置き	馬蹄形	△	○	○	○	○	△
	PEM方式	横置き	円形	○	◎	○	△	△	◎
		縦置き	馬蹄形	△	○	○	○	○	△
凡例「◎」：特に適用性が高い、「○」：適用性が高い、「△」：適用性がある、「×」：適用性がない									



今後の検討で重要となる課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>掘削技術や定置技術などの最新動向を把握するとともに、これら最新の技術の直接処分システムへの適用性を確認し、適宜、設計に反映していくこと。</li> <li>人工バリアや搬送・定置設備の設計との連携について検討を進め、設計段階において設計の余裕しるを合理的に設定できるように検討を進めること。</li> </ul>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

直接処分では使用済燃料が処分容器に収容されたものが廃棄体となるが、ガラス固化体と比較して重量および寸法が大きいため、坑道の断面が大きく、力学的な安定性の面で不利となる。このため、ガラス固化体処分における技術や考え方の適用性の確認が必要となる。

直接処分第1次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015a）においては、坑道の設計要件を整理するとともに、結晶質岩系岩盤で廃棄体の横置き定置方式を対象とするなど限定的な条件で坑道の予備的な設計を行い、空洞の力学的安定性が確保されることを確認した。他方、堆積岩や縦置き方式など、他の岩盤条件や定置方式に対応した坑道の設計などについては今後の課題と考えられた。

直接処分第1次取りまとめ以降は、主に以下の項目を実施することにより、より幅広い条件を対象とする場合でも、直接処分第1次取りまとめにおいて示された坑道の設計要件を満たす設計が可能であることを確認した。

- ・ 坑道の設計の前提となる建設技術に関する知見の調査
- ・ 多様な条件の組み合わせにおける坑道の力学的安定性評価
- ・ 多様な条件の組み合わせにより構成される地下施設の設計の評価

以下、これらの検討の成果について述べる（詳細については、平成25年度の事業報告書の4.3節、平成26年度の事業報告書の4.2節、平成27～29年度の事業報告書3.3節および5か年取りまとめ報告書の3.2節を参照方）。

- ・ 坑道の設計の前提となる建設技術に関する知見の調査

適切に作業環境を維持しつつ地下施設を安全に建設するための建設技術の情報を調査した。具体的には、坑道が成立するための重要な要素である掘削技術および湧水対策技術のそれぞれについて、横坑・縦坑に適用可能な技術や建設段階および操業段階以降を対象とした湧水対策に関する知見を整理した。また、支保工技術について、人工バリアへの影響を考慮した適切な支保工を選定するため、低アルカリ性コンクリートを対象に配合の組み合わせを定めることにより力学特性の基本データを拡充し、それらの適用性を確認した（日本原子力研究開発機構，2016；2017）。

- ・ 多様な条件の組み合わせにおける坑道の力学的安定性評価

地盤条件（硬岩、軟岩）と人工バリアの各方式（施工方式：ブロック方式・PEM方式、定置方式：横置き定置方式・縦置き定置方式）の多様な組み合わせを設定した坑道の概念について、必要な空間と支保構造を予備的に設計し、設定した仕様に対し、空洞の力学的安定性の評価を行った。また、操業・物流に対する構造的な安全性を評価するため、荷重が最大となる軟岩系地盤における縦置き定置方式に関する底盤コンクリートの力学的安定性を評価した。これらの空洞の力学的安定性の評価結果より、対象とした全ての坑道における空洞の力学的安定性が確保されることを確認した（日本原子力研究開発機構，2014；2015b；2016）。

これらの検討結果から、多様な条件下において、ガラス固化体処分における技術を基礎と

した考え方において、坑道の概念が成立することが確認された。

- ・ 多様な条件の組み合わせを考慮した地下施設の設計の評価

上記の検討結果などに基づき、地盤条件、人工バリアの施工方式(ブロック方式、PEM方式)および廃棄体の定置方式(横置き定置方式、縦置き定置方式)の組み合わせに対して、地下施設の設計において考慮すべき項目(掘削技術の施工性や周辺岩盤への影響、空洞の力学的安定性、定置技術の作業の効率性、操業時の安全性、回収時の作業の効率性、経済性など)を横並びで比較することによる総合的な評価を実施した(日本原子力研究開発機構, 2018b)。評価結果の例を表 2.2.3-1 に示す。これらの評価結果は、ガラス固化体処分においてこれまでに示された地下施設の設計に関する技術が、使用済燃料の直接処分においても基本的に適用可能であることを支持する結果と言える。

以上の検討を通じて、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ 掘削技術や定置技術などの最新動向を把握するとともに、これら最新の技術の直接処分システムへの適用性を確認し、適宜、設計に反映していくこと。
- ・ 人工バリアや搬送・定置設備の設計との連携について検討を進め、設計段階において設計の余裕しるを合理的に設定できるように検討を進めること。

#### 【参考文献】

日本原子力研究開発機構(2014):平成25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.

日本原子力研究開発機構(2015a):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.

日本原子力研究開発機構(2015b):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.

日本原子力研究開発機構(2016):平成27年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発報告書.

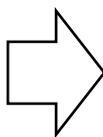
日本原子力研究開発機構(2017):平成28年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発報告書.

日本原子力研究開発機構(2018a):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 直接処分等代替処分技術開発報告書.

日本原子力研究開発機構(2018b):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 直接処分等代替処分技術開発 5か年取りまとめ報告書.

## 2.2.4 搬送・定置設備の概念設計

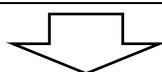
課題	研究開発の実施内容
<p>直接処分第1次取りまとめでは、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緩衝材ブロックとペレット充填を組み合わせた横置き定置方式に対して搬送・定置設備の概念設計を実施。</li> <li>使用済燃料の廃棄体形状や重量を考慮した、種々の定置方式や処分概念などに対応した搬送・定置設備の設計が課題。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>直接処分第1次取りまとめで扱わなかった人工バリアの定置方式や施工方式を対象とする搬送・定置設備の実現可能性を検討。</li> <li>-搬送・定置設備に関する最新技術の調査と具体化例の検討</li> <li>-多様な条件の組み合わせを考慮した搬送・定置設備の評価</li> </ul>



研究開発の成果の概要
<ul style="list-style-type: none"> <li>搬送・定置設備に係る最新技術の調査結果などを踏まえて、技術的難易度や経済性および残置物の有無などの幅広い観点から、廃棄体の定置方式（縦置き／横置き）や施工方式（ブロック方式／PEM方式）などの設計オプションに対して搬送・定置技術の評価を行い、結果を整理した（表2.2.4-1）。</li> <li>上記の整理の結果から、掘削土量比が小さく経済的観点での評価が高い技術については、技術的実現性に係る課題が多い傾向が認められた。また、現時点で経済面と技術面の双方のバランスが最も良い技術は、横置き定置かつ PEM方式に対応した、押し込み方式による搬送・定置設備である可能性があるなどの見通しを得た。</li> </ul>

**表 2.2.4-1 搬送・定置設備の実現可能性の整理結果例**  
(日本原子力研究開発機構, 2018) より一部抜粋

分類	設計因子	横置き			縦置き		
		ブロック	PEM		ブロック (単体)	PEM (単体)	PEM (複数体)
		片持ち吊り 下げ方式	押し込み方 式	吊り下げ 方式	吊り下げ 方式	吊り下げ 方式	吊り下げ方 式
搬送定置設備（✓解決すべき技術課題が残っている項目）	閉鎖後の安定性（残置物）						✓
	操業安全	放射線安全	✓			✓	
		一般労働安全					✓
	工学的成立性／品質保証	工程・効率	✓	✓			✓
		定置作業性	✓				✓
	技術開発の進展		✓			✓	✓
		地下環境適応性	✓	✓		✓	✓
	工学的信頼性	✓	✓				✓
	回収可能性	✓			✓		✓
	評価	処分坑道径を小さくできるが、原位置の人工バリア組立てが技術的に難しく、実現性に課題がある	処分坑道径を小さくできるが、操業時の効率や工学的信頼性などの点で実現性に課題がある	処分施設おの建設および操業の実現性は高いが、処分場の掘削土量は多くなる	処分施設おの建設および操業の実現性は高いが、処分場の掘削土量が多い	処分施設おの建設および操業の実現性は高いが、処分場の掘削土量が多い	処分場のフットプリント低減が期待できる。操業時の安全確保や回収などの技術的難易度が高く、実現性に課題あり



今後の検討で重要となる課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>搬送・定置技術に関する技術の最新動向を把握するとともに、これら最新の技術の直接処分システムへの適用性を確認し、適宜、設計に反映していくこと。</li> </ul>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

人工バリアを地上施設から処分坑道まで搬送し、定置を行う搬送・定置設備の設計では、処分場の地質環境条件や処分場概念、使用済燃料の条件、また、これらを前提として設計された処分容器および緩衝材から成る人工バリアの仕様、さらにはこれら人工バリアに対応する坑道の仕様などに基づき設計を進める必要がある。このため、これらの条件によって、搬送・定置設備に適用可能な技術も変わる可能性があり、それぞれの条件に応じて候補技術を抽出し、それら候補技術を基に具体的な設備設計を進めることが合理的である。なお、直接処分を対象とする搬送・定置設備の設計では、ガラス固化体と比較して廃棄体が長尺化・大重量化することや、廃棄体からの放射線量がガラス固化体とは異なることへの配慮も必要である。さらに、設備の異常・故障やメンテナンスなどの操業に関わる技術と安全性についても十分考慮する必要がある。

直接処分第1次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015a）では、緩衝材ブロックとペレット充填を組み合わせた横置き定置方式に対して搬送・定置設備の概念設計を行い、使用済燃料の直接処分に対応した搬送・定置設備の遠隔操作による運用が技術的に可能であることが示された。他方、使用済燃料の廃棄体形状や重量を考慮した、種々の岩盤や定置方式に対応した搬送定置設備の設計については今後の課題とされた。

直接処分第1次取りまとめ以降では、搬送・定置設備に関する最新技術を調査して結果を整理するとともに、その結果に基づき、直接処分第1次取りまとめで扱わなかった定置方式や人工バリアの施工方式を対象とする搬送・定置設備の実現可能性を評価した。以下、これらの検討の成果について述べる（詳細については、平成25年度の事業報告書の4.3.2項、平成26年度の事業報告書の4.2.4項、平成27～29年度の事業報告書3.4節および5か年報告書の3.3節を参照方）。

#### ・搬送・定置設備に関する最新技術の調査と実現可能性の評価

地下施設のアクセス坑道、連絡・主要坑道、処分坑道における搬送・定置設備を対象範囲として、搬送・定置設備を構成する装置、およびそれらの装置に求められる機能を整理した上で、それらの機能の実現のために適用可能と考えられる候補技術を抽出し、各技術の特徴や技術間の違いなどを、前提となる人工バリア条件や環境条件などに応じた適切な技術の選定に利用しやすい形で整理した（日本原子力研究開発機構，2015b）。この整理結果に基づき、人工バリアの施工方式および廃棄体の定置方式の組合せ、さらに縦置き方式、横置き方式以外の概念として回収可能性の観点で優位と考えられる CARE（CAvern REtrievable）方式（Masuda et al., 2006）も対象として、これらに対応する搬送・定置設備の実現可能性の評価を試みた（日本原子力研究開発機構，2014；2015b；2016；2017）。評価では残置物の有無、操業安全性（放射線安全を含む）、工学的成立性／品質保証、工学的信頼性、回収可能性を考慮した（表2.2.4-1）。なお、本検討は処分施設の工学的な観点に基づく評価に範囲を限定しており、処分場の安全性に対する評価は含まれておらず、今後検討が必要である。本評価結果を総括すると以下のとおりである。

- 専有面積や掘削土量比など経済面が優れた定置方式や定置技術については、搬送・定置設備の実現性に影響する重要な課題が多く存在する傾向がある。

- ▶ 現時点では、経済面と技術面において、バランスが良いのは、エアクションなどの押し込み方式の技術を用いた横置き PEM 方式の搬送・定置設備と考えられる。
- ▶ この横置きの PEM 方式に適応した押し込み式の搬送・定置装置は、国内のガラス固化体や海外のスウェーデンやフィンランドなどの直接処分において開発が進められており、すでに装置の試作や定置の実証試験も行われている。このように複数の国や機関で搬送・定置装置の候補として開発が進められていることも本方式の実現性の評価が高い理由となっている。

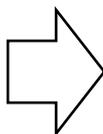
以上の検討から、今後の検討においても、引き続き、搬送・定置技術に関する技術の最新動向を把握するとともに、これら最新の技術の直接処分システムへの適用性を確認し、適宜、反映していくことが重要であると考えられる。

#### 【参考文献】

- 日本原子力研究開発機構（2014）：平成 25 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.
- 日本原子力研究開発機構（2015a）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2015b）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2016）：平成 27 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2017）：平成 28 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2018）：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 直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ 報告書.
- Masuda, S., Mc Kinley I. G., Kawamura, H., Neall, F.B. and Umeki, H. (2006) : Optimising repository design for the CARE concept, Proc. Int. High level Rad. Waste Manag. Conf., Las Vegas, USA.

## 2.2.5 地上施設の概念設計

課題	研究開発の実施内容
直接処分第1次取りまとめでは、 <ul style="list-style-type: none"> <li>封入設備の設計要件を設定した上で、ガラス固化体の処分技術に基づき、封入設備の概念設計を実施。</li> <li>処分容器材料や蓋構造、溶接・検査方法のオプションに対応した封入設備の設計が課題。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炭素鋼処分容器を対象とした封入設備について、直接処分第1次取りまとめで設定した設計要件を満足しうる設備の実現可能性の検討。</li> <li>複合処分容器について、溶接装置および検査装置の候補技術の抽出・整理と、それに基づく封入設備の実現可能性の検討。</li> <li>処分施設の他の構成要素と連携して地上施設の設計を進めることを可能とするために、これらの相互影響を整理。</li> </ul>



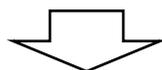
### 研究開発の成果の概要

- 炭素鋼処分容器を対象とした封入設備について、ガラス固化体の場合のオーバーパックにおける溶接技術や知見を活用することが可能と考えられた。
- 複合処分容器を対象とした封入設備については、溶接装置や検査装置の候補技術を抽出するとともに（溶接装置の候補技術の評価例を表2.2.5-1に示す）、適用が期待できる技術を整理した。

**表 2.2.5-1 溶接装置の候補技術の評価例（日本原子力研究開発機構，2018 から抜粋）**

有効性評価の項目 (設計因子)	溶接装置の溶接機能および検査装置の 検査機能の有効性評価の指標	技術オプション					
		TIG	MAG	MIG	電子ビーム溶接	レーザー溶接	摩擦攪拌溶接
人工バリアの長期安定性	廃棄体への熱や機械的な影響が小さい、またはないこと	△	△	△	△	△	○
一般労働安全	騒音振動、煙の発生が無いこと、または環境対策が可能なこと	○	△	○	○	○	△
工程	1セットの装置で1日当たり1体の作業ができること	△	○	○	○	×	○
溶接・検査作業性	平蓋構造に適應できること	○	○	×	○	△	○
	銅材の溶接・検査に適應できること	×	×	×	○	×	○
	φ839 mmの処分容器で、円柱方向に厚さ40 mmの純銅に対する溶接、必要な作業能力と持続力を有すること。	△	△	×	△	×	○
工学的信頼性	遠隔操作、自動運転が可能なこと	△	△	△	△	△	△
	廃棄体数の変更に対応できること	△	○	○	○	△	○
工学的信頼性	動力が停止した際にトラブルが発生する可能性がないこと、または対策が有ること	△	△	△	△	△	△

○：指標を満たすもの、△：条件付きで指標を満たすものの検証が必要なもの、×：指標を満たさないもの



### 今後の検討で重要となる課題

- 炭素鋼処分容器を対象とした封入設備については、処分容器の溶接部周辺の加熱処理による燃料被覆管の破損の可能性やそれによる長期安全性への影響に関する検討を進めること。
- 炭素鋼を純銅で覆う複合処分容器の場合を対象とした封入設備の実現性について、炭素鋼に比べて銅の溶接に関する知見が多くないことから、溶接品質や検査の信頼性などに関する技術の最新の動向を把握するとともに、これらの技術の直接処分システムへの適用性を確認し、適宜、設計に反映していくこと。

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

使用済燃料直接処分での地上施設は、使用済燃料を受入れ、必要な確認を行った上で処分容器への封入を行い、封入部の検査を経て地下施設への払出しを行うための施設である。これらの工程に対応する設備として、使用済燃料の受入れ設備、使用済燃料の一時保管設備、使用済燃料の処分容器への封入設備、封入した処分容器の検査設備、一時保管設備および払出し設備などが考えられる。

直接処分第1次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015a）では、炭素鋼処分容器を対象として、地上施設の重要設備である封入設備について、封入設備の設計要件を設定した上で、H12 レポート（核燃料サイクル開発機構，1999）で検討されたガラス固化体の処分技術を基にした条件において、封入設備の概念設計を実施した。この結果、TIG（Tungsten Inert Gas）溶接、MAG（Metal Active Gas）溶接および電子ビーム溶接による封入が炭素鋼製の処分容器に対して適用可能であること、検査技術については、超音波探傷法の適用が現実的であることが確認できた一方で、処分容器材料や蓋構造、溶接・検査方法のオプションに対応した封入設備の設計については今後の課題と考えられた。

直接処分第1次取りまとめ以降は、使用済燃料直接処分のための地上設備のうち核物質管理に関する設備および処分容器の封入設備以外の部分は、ガラス固化体の処分のために設計された施設（原子力発電環境整備機構，2011）と共通の技術が利用できる可能性が高いことから、炭素鋼処分容器に加えて純銅と炭素鋼からなる複合処分容器を対象として、処分容器の封入設備の溶接装置と検査装置の実現可能性を検討した。また、地上施設の設計を処分施設の他の構成要素（人工バリア、保障措置・核セキュリティなど）と連携して進めることを可能とするため、地上施設と処分施設の他の構成要素との相互影響について整理した。以下、これらの検討の成果について述べる（詳細については、平成25年度報告書の4.3.4項、平成26年度報告書の4.2.6項、平成28年度報告書の3.4節の(2)2）、5か年報告書の3.4節を参照方）。

#### ・封入設備の溶接装置の実現可能性の検討

ガラス固化体の処分におけるオーバーパックの封入設備を参考に、直接処分第1次取りまとめで設定した設計要件を満足しうる設備の実現可能性を検討した。

炭素鋼処分容器を対象とした封入設備については、放射線防護の観点から遠隔操作性を考慮したガラス固化体の場合のオーバーパックにおける溶接技術や知見を活用することが可能と考えられるものの、処分容器内の使用済燃料集合体の構造健全性について、使用済燃料集合体の処分容器への封入後に実施される、溶接部周辺への加熱処理により、水素化物再配向が生じることにより燃料被覆管の機械的特性が低下する可能性があると考えられたことから、燃料被覆管の破損の可能性やその影響などについて引き続き検討が必要であることが示された（日本原子力研究開発機構，2015b）。

炭素鋼を純銅で覆う複合処分容器については、封入設備に適用可能な技術オプションを対象に、作業性や工学的信頼性などの設計因子の観点から各技術オプションの特徴を整理した上で、適用可能な候補技術を抽出した（表2.2.5-1）。その結果、封入設備の溶接装置については電子ビーム溶接（EBW）と摩擦攪拌溶接（FSW）の2つについて適用が期待できる技術で

あると考えられた（日本原子力研究開発機構，2015b）。

- ・封入設備の検査装置の実現可能性の検討

候補技術として、フェーズドアレイ超音波探傷法、TOFD（飛行時間回折法）、クリーピングウェーブ法などを抽出し、これらの全てについて適用が期待できると評価された。ただし、純銅については炭素鋼に比べて知見が少ないため、溶接品質や検査の信頼性などについて、設計要件を満足することの検証を引き続き実施することが課題として挙げられた（日本原子力研究開発機構，2015b）。

- ・処分施設の他の構成要素との相互影響の整理

処分施設の他の構成要素との相互影響に着目した場合に、特徴比較の視点および具体的内容にどのような追加・更新が必要になるかについて、保障措置・核セキュリティとの関連性に着目した検討を試みた。その結果、封入設備の設計に影響する項目として、監視カメラなどの能力や設置位置、放射線モニタなどの能力や設置位置が特徴比較の視点として挙げられた。また、処分施設の設計フローについて、地上施設の設計を中心とした整備を試みた。その結果、処分容器溶接／検査室における封入設備の設計は、建屋の規模や付帯設備（空調設備・防災設備）と連携して実施されること、人工バリアの設計を反映することが明示された（日本原子力研究開発機構，2017）。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・炭素鋼処分容器を対象とした封入設備について、ガラス固化体の場合のオーバーパックにおける溶接技術や知見を活用することが可能と考えられるものの、処分容器への使用済燃料集合体の封入後に処分容器の蓋溶接部に残存すると想定される残留応力を低減することを目的として封入後に実施される、溶接部周辺の加熱処理の影響による燃料被覆管の破損の可能性やそれによる閉鎖後長期の安全性への影響などについて引き続き検討が必要である。
- ・炭素鋼を純銅で覆う複合処分容器の場合を対象とした封入設備の実現性について、炭素鋼に比べて銅の溶接に関する知見が多くないことから、溶接品質や検査の信頼性などに関する技術の最新の動向を把握するとともに、これらの技術の直接処分システムへの適用性を確認し、適宜、反映していくことが必要である。

### 【参考文献】

- 核燃料サイクル開発機構（1999）：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 99-020.
- 日本原子力研究開発機構（2015a）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2015b）：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.

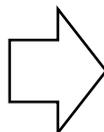
日本原子力研究開発機構（2017）：平成 28 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替  
処分技術開発報告書.

日本原子力研究開発機構（2018）：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 直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ報告書.

原子力発電環境整備機構（2011）：地層処分事業の安全確保（2010 年度版），NUMO-TR-11-  
01.

## 2.2.6 保障措置・核セキュリティ対策

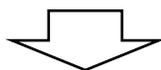
課題	研究開発の実施内容
<ul style="list-style-type: none"> <li>直接処分第1次取りまとめでは、使用済燃料の直接処分における保障措置と核セキュリティに対する考え方や国際的な動向について概要を提示。</li> <li>操業中および閉鎖後管理段階の保障措置ならびに核セキュリティ対策は使用済燃料の処分に特有な対策であり、効果的、効率的な方策を実施するには処分施設の設計段階から国際約束および国内規則を考慮した検討が重要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>国際機関や諸外国における使用済燃料の直接処分に係る保障措置および核セキュリティの考え方や、検討・開発されている技術の調査および適用可能性の検討。</li> </ul>



研究開発の成果の概要
<ul style="list-style-type: none"> <li>予想される処分施設の特徴に基づき、処分施設の保障措置に適用可能と考えられる技術を5つの区分に分けて整理した(表2.2.6-1)。その結果、処分施設の保障措置に適用可能な技術の開発が進められているが、確立されるまでには至っていないことが確認できた。</li> <li>核セキュリティ技術については、わが国の特徴を考慮して、処分施設に適用可能な核セキュリティ機器を整理すると共に、外部モニタリング技術として、人工衛星画像データや地震波の測定により違法な掘削などを検知できる可能性を確認した。</li> </ul>

**表 2.2.6-1 保障措置対策に適用可能な技術の整理結果  
(日本原子力研究開発機構, 2018)**

使用済燃料の非破壊検認技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>高エネルギーX線CT</li> <li>パッシブガンマ線トモグラフィ</li> <li>LCS-<math>\gamma</math>線による核共鳴蛍光法</li> <li>チェレンコフ光視認装置</li> <li>フォーク型検出器</li> </ul>
封じ込め・監視技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>保障措置用監視カメラ(NGSS)</li> <li>放射線モニター</li> <li>VACOSS 封印</li> <li>COBRA 封印</li> </ul>
使用済燃料の再検認技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>3Dレーザー形状測定</li> <li>溶接部フェーズドアレイ超音波探傷</li> <li>全<math>\gamma</math>線測定</li> </ul>
地下部分の設計情報検認技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>電磁波法(地中レーダー技術)</li> <li>3Dレーザースキャナー</li> <li>地震計による掘削振動のモニタリング</li> <li>映像監視システムによるモニタリング技術</li> </ul>
廃棄体の固有性確認技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶接部フェーズドアレイ超音波探傷</li> <li>電子タグ</li> </ul>



今後の検討で重要となる課題
<p>直接処分事業が進んでいる国では、今後、実施側だけでなく規制側の観点からの要求やそれに対応するための技術などが具体化し、それらに関する情報が得られることが期待されるため、引き続き国際的な動向や技術開発動向調査を継続していくことが効果的と考えられる。</p>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

使用済燃料の直接処分において、使用済燃料は処分施設の閉鎖後においても IAEA 保障措置の対象であり、核セキュリティ対策の対象ともなる。保障措置・核セキュリティに係る効果的・効率的な方策を実施するには処分施設の設計段階から国際約束および国内規則を考慮することが重要である。そのため、保障措置と核セキュリティについて、国際機関や諸外国の動向などを調査・分析したうえで、保障措置、核セキュリティの要件に対応した処分施設の設計概念や設置機器を検討した（日本原子力研究開発機構，2018；2019；2020；2021）。

以下、保障措置と核セキュリティに関するこれらの検討の成果について述べる（詳細については、平成 25 年度の事業報告書の 4.3.5 項、平成 26 年度の事業報告書の 4.2.7 項、平成 27～29 年度の事業報告書 3.1 節、5 か年取りまとめ報告書の 3.5 節および平成 30～令和 2 年度の事業報告書 4 章を参照方）。

#### ・保障措置

国際機関や諸外国における使用済燃料の直接処分に係る保障措置の考え方や検討・開発されている技術を調査し整理した結果（表 2.2.6-1）、処分施設の保障措置に適用可能な技術の開発が進められているが、すべての技術が確立されるまでには至っていないこと、さらに、保障措置技術は、施設や設備、工程などの設計と保障措置上の要求事項を考慮に入れて開発を進める必要があることから、直接処分施設の設計の具体化に合わせて更新していく必要があることなどを確認した（日本原子力研究開発機構，2018）。

また、直接処分した使用済燃料が回収される可能性があることも踏まえ、既存の超音波探傷試験データの解析、試験体を用いた探傷試験、および超音波探傷シミュレーション解析による探傷試験結果の再現性の確認などを行い、回収時に廃棄体の固有性の維持と廃棄体の未開封を確認するための技術としての超音波探傷技術の適用性（固有性確認に利用可能と考えられる処分容器溶接部に人工的に付与した特徴の読取・照合）を評価した。その結果、炭素鋼製の処分容器および純銅と炭素鋼からなる複合処分容器の双方に対して、超音波探傷技術が保障措置検認技術としての適用可能性があることが示唆された（日本原子力研究開発機構，2018）。

#### ・核セキュリティ

地層処分施設については岩盤自体が強固な核物質防護上の障壁となっているものの、坑道以外からの侵入の可能性を完全に否定することは困難であり、施設閉鎖後段階を考えた場合、脅威者が地盤を掘削して地下施設にアクセスする可能性も考える必要がある。これらを検知するために地層処分施設に適用する核セキュリティシステムおよびセキュリティ機器として、複数の人工衛星画像データを比較・整理することで違法な掘削などを検知する方法や、地震波の測定により坑道掘削振動をバックグラウンドノイズの中から検出・判別できる方法を検討し、外部モニタリング情報としてこれらの技術を適用できる可能性があることを確認した（日本原子力研究開発機構，2020）。

また、最近、問題として認識されつつある内部脅威者の監視に利用可能な技術として、内部脅威者である作業員の妨害破壊行為を目的とした通常業務からの逸脱を検知することが可能であると考えられる技術（カメレオンコード（株式会社シフト，2020）など）を調査した（日本原子力

研究開発機構，2020)。

直接処分事業が進んでいる国では、今後、実施側だけでなく規制側の観点からの要求やそれに対応するための技術などが具体化し、それらに関する情報が得られることが期待されるため、引き続き国際的な動向や技術開発動向調査を継続していくことが効果的と考えられる。

#### 【参考文献】

株式会社シフト（2020）：<https://www.shift-2005.co.jp/index.php> (2022年11月16日閲覧)。

日本原子力研究開発機構（2018）：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 直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ報告書。

日本原子力研究開発機構（2019）：平成 30 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書。

日本原子力研究開発機構（2020）：平成 31 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書。

日本原子力研究開発機構（2021）：令和 2 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書。

## 2.3 閉じ込め性能

使用済燃料の直接処分では、ガラス固化体とは異なる点として、処分対象となる使用済燃料の組成や発熱量などの特性が多様であることや、核種組成が異なり放射能が高いこと、さらに、総線量の支配核種が異なるためガラス固化体よりも長期の閉じ込め性能が必要となることなどを考慮して、処分システムの閉じ込め性能を評価することが重要である。

直接処分システムの閉じ込め性能の評価では、人工バリア材料や使用済燃料などのニアフィールド構成要素の状態や性能及びそれらの時間変遷に関わる現象について、それらに及ぼす諸因子の影響などを含めて、現象理解やモデル化を進めることにより、直接処分第1次取りまとめでは保守的に見積もってきた閉じ込め性能を、わが国の幅広い地質環境条件やその長期的変遷も考慮に入れつつ、より適正に評価していけるような手法の高度化が重要となる。

このことを踏まえ、人工バリアを構成する処分容器や緩衝材の閉じ込め性能の評価、ならびに使用済燃料からの核種放出挙動の評価にもとづき、必要となる閉じ込め性能を確保することが可能かを確認することが重要である。

これらの検討内容を、次節以降に

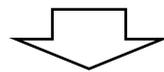
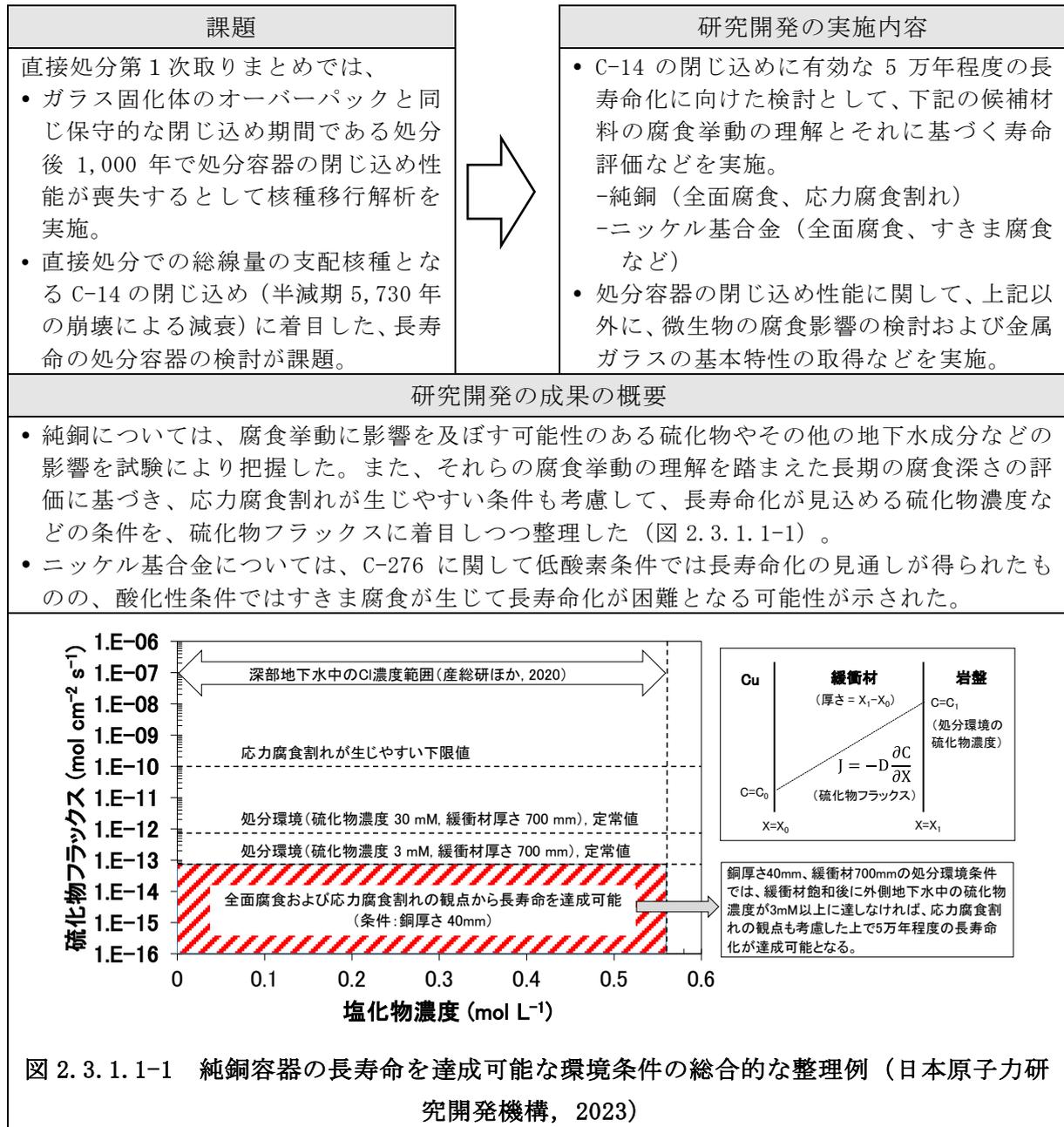
- 人工バリア材料の閉じ込め性能 (2.3.1項)
- 使用済燃料集合体からの核種溶解挙動評価 (2.3.2項)」

として示す。

### 2.3.1 人工バリア材料の閉じ込め性能

人工バリア材料の閉じ込め性能について、処分容器については、処分環境において高耐食性が期待される純銅およびそれ以外の候補材料についての腐食挙動評価等を行った。これらについては「処分容器 (2.3.1.1項)」に示す。緩衝材については、緩衝材中の核種移行特性や処分容器材料が緩衝材の変質に及ぼす影響の評価などを行った。以上については「緩衝材 (2.3.1.2項)」に示す。

### 2.3.1.1 処分容器



今後の検討で重要となる課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>純銅については、1年を超える長期試験を実施して、腐食速度が長期的に低下しうるかの確認や、腐食形態や割れ感受性が変わりうるかの確認を通して、純銅の適用が可能な硫化物や他の地下水成分などの条件の信頼性向上に関する知見の確認や拡充をすることが必要である。また、長寿命化の評価において処分環境の硫化物濃度をより現実的に設定する上では、掘削影響領域における硫酸塩還元菌などの挙動に関する知見についても拡充が必要である。</li> <li>純銅以外の候補材料については、ニッケル基合金などの候補材料となりうる高耐食性金属について低塩化物イオン濃度条件下での高耐食性金属のすきま腐食生起条件に関するデータや低酸素濃度下での耐食性と水素脆化の可能性などに関する知見を拡充して銅が適用できない可能性のある環境での代替材料の適用性を確認していくことが期待される。</li> </ul>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

使用済燃料直接処分での処分容器の閉じ込め性能については、直接処分第1次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015）では、ガラス固化体のオーバーパックと同様の保守的な閉じ込め期間として処分後1,000年で処分容器の閉じ込め性能が喪失するとして閉鎖後長期の安全評価の検討が行われたが、より現実的な、数万年程度の閉じ込め性能を確保することで、安全評価における線量支配核種の一つであるC-14（半減期5,730年）が処分容器内で十分に減衰することが期待できる。

このため、直接処分第1次取りまとめ以降は、数万年程度の閉じ込め性能が確保できる処分容器概念の検討の一環として、処分容器に高耐食性の材料を使用することを想定して腐食挙動に関する調査・検討を行った。なお、本検討では、幅広い地質環境条件や使用済燃料特性（熱、放射線等）の多様性などへの柔軟な対応をはかるとともに、将来的な選択肢の拡充を図る観点から、従来から提案されている候補材料である炭素鋼や純銅などに加え、それら以外で有効と考えられる材料も含め、より幅広い材料を対象として検討を行った。

以下において、種々の高耐食性材料の腐食挙動に関する検討の成果を示す（詳細については、平成25年度の事業報告書の3章、平成26年度の事業報告書の3.2.2項、平成27年度の事業報告書の2.2.2項、平成28～29年度報告書、5か年取りまとめ報告書の2.2.1項、平成30年度～令和4年度の2章を参照方）。

#### ・ 種々の高耐食性材料の腐食挙動に関する検討

還元性である処分環境において優れた耐食性を発揮しうることから従来から候補材料として提案されている銅について、純銅を対象として、低酸素濃度下での腐食挙動に影響の大きい代表的な環境因子の一つである硫化物が共存する環境に着目し、全面腐食を想定して長寿命化が見込める環境条件の整理のための試験などを行うとともに、局部腐食の一種である応力腐食割れの挙動を把握するための試験を行い、応力腐食割れが発生しうる環境条件を整理した。

全面腐食について、例えば、スウェーデンでは、想定している処分場付近の地下水組成の計測にもとづき、処分環境の硫化物濃度を $10^{-5}$  mol L<sup>-1</sup>以下に設定し、100万年を評価期間としたときの腐食深さは、最大でも数 mm程度になるとしている（SKB, 2006a ; 2006b）。一方、本検討では、わが国の地質環境条件を踏まえ、処分場で想定される硫化物濃度を最大で $10^{-2}$  mol L<sup>-1</sup>程度に設定し、幅広い酸化還元状態に対応した電気化学試験や硫化水素ガスを吹き込んだ溶液を用いた浸漬試験などを実施して、硫化物濃度に応じた腐食速度やその時間的な変化、また、共存する塩化物や緩衝材が腐食速度などに及ぼす影響を把握した。これらの試験結果から、硫化物濃度に比例して腐食速度が変化すること、共存する塩化物の濃度が銅腐食生成物で構成される皮膜の保護性に影響しつつも、皮膜が薄い段階では腐食速度に影響を及ぼしにくい可能性があること、緩衝材が共存することで硫化物による腐食への影響が緩和されることなどが明らかとなった。さらに、これらの結果に基づき、評価期間において腐食速度を一定とする保守的なモデルを設定して腐食深さの評価を行い、その結果にもとづき、5万年程度の長寿命化が可能な硫化物フラックスの条件は、銅厚さ40 mmの条件下では $7.5 \times 10^{-14}$  mol cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>以下であることが分かった。さらに、緩衝材厚さ700 mmを仮定するとこのよ

うな硫化物フラックスとなる硫化物濃度の条件は、3 mM以下であると評価される(図 2.3.1.1-1)。

応力腐食割れについては、共存する塩化物や緩衝材の影響にも着目しつつ、銅腐食生成物皮膜の影響を考慮できる U ベンド試験や、より短期間で応力腐食割れ感受性を評価できる SSRT 試験を実施するとともに、海外での研究に関する文献調査を実施した。その結果にもとづき、応力腐食割れが生じやすくなる硫化物フラックスの下限值は、 $10^{-10}$  mol cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup>である可能性が示唆された(図 2.3.1.1-1)。この下限値は、既往の報告(Salonen et al, 2021)と同じである。なお、緩衝材厚さ 700 mm、硫化物濃度を H12 レポートで示された 30 mM と仮定すると、処分環境での硫化物フラックスは  $7.5 \times 10^{-13}$  mol cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup> となり、応力腐食割れが生じやすくなる硫化物フラックスより 2 オーダー以上低いことから、処分環境における応力腐食割れの可能性は小さいと推定した。以上を踏まえ、全面腐食の観点も考慮すると、銅厚さ 40 mm、緩衝材 700 mm の条件では、硫化物濃度が 3 mM 以上に達しなければ 5 万年程度の長寿命化を達成できる可能性がある。また、アンモニア、アンモニウムイオンが存在する条件下では、低酸素条件かつ膨潤ベントナイト中での SSRT 試験において割れが確認されたものの、圧縮ベントナイト中の U ベンド試験では割れが確認されなかったことから、処分環境では応力腐食割れが起こりにくい可能性が示唆される(日本原子力研究開発機構, 2023)。

また、純銅以外の候補材料として、還元性、酸化性両環境に対し、優れた耐食性を有するニッケル基合金 C-276(吉田ほか, 1982)に着目し、すきま腐食の起こり易さを確認するための試験や、処分容器に求められる腐食代の厚さを評価するための浸漬試験・水素吸収試験などを行った。その結果、低酸素条件では腐食の進展がほとんど見られなかった。一方、酸化性条件では、従来から高耐食性の候補材料とされてきたチタンと比べてすきま腐食が生じにくいものの、試験溶液として Cl<sup>-</sup>濃度 1.5 M 以上の NaCl 溶液および人工海水([Cl<sup>-</sup>]=0.56 M)を用いた条件下ではすきま腐食が発生しうることが分かった。なお、すきま腐食が発生する Cl<sup>-</sup>濃度の下限値の評価は今後の課題である。

これらの検討の結果、純銅を処分容器材料とする場合において、長寿命を達成する上で満たすべき硫化物濃度の条件が明らかとなったことから、処分場の選定などにおいて硫化物濃度や硫酸イオン濃度に配慮することにより処分場の選択肢が限定的となるものの、長寿命化を達成できる見通しが得られた。また、ニッケル基合金 C-276 については、低酸素条件では長寿命化の見通しが得られたものの、酸化性条件では、海水相当以上の塩化物イオン濃度等の条件によってはすきま腐食が生じて長寿命化が困難となる可能性が示された(日本原子力研究開発機構, 2023)。

さらに、処分容器の閉じ込め性能に関するその他の検討として以下を実施した(詳細については、平成 25 年度の事業報告書の 3 章、平成 26 年度の事業報告書の 3.1.2 項、3.2.2 項、平成 27 年度の事業報告書の 2.1.2、2.2.2 項、平成 28~29 年度報告書、5 か年取りまとめ報告書の 2.1 節を参照方)。

- ・金属ガラス材料の適用性の検討

将来的な選択肢の拡充を図る観点から有効と考えられる新規材料として、金属ガラスを対

象に、検討対象とする合金を選定し（Fe 基、Ni 基、Zr 基、Cu 基）、それらを中心に物理化学的特性、溶射による施工性、耐食性の観点からの調査を行い、検討対象とした合金においては Ni 基合金が処分容器の候補材料として最も有望であることを確認した。なお、Ni 基合金について、処分容器への施工性についても一部検討を進め、数 mm を超える厚さの溶射膜形成が可能であることを確認した（日本原子力研究開発機構，2018）。

・微生物の腐食影響に関する検討

緩衝材中の微生物活性挙動と腐食影響を評価するために、炭素鋼腐食および圧縮ベントナイト内部における微生物増殖や代謝に関するデータを、微生物群集存在下かつ日本で検討されている緩衝材材料を対象として取得した。その結果、温度および乾燥密度が微生物活性にとって重要な因子であり、50 °C 以上の高温および高乾燥密度条件下で微生物活性が抑制されるが、乾燥密度が低い条件や大きい空隙が不均一に存在する場合は微生物による腐食が促進されることを示した。また、腐食に関連する微生物代謝は硫酸還元反応が主要であるが、メタン生成菌が炭素鋼表面にバイオフィルムを形成することで、直接的に炭素鋼腐食に関与している可能性が示唆され、バイオフィルムが形成されうる低温状態やマクロ空隙が存在する等の条件によってはメタン生成反応に伴う鉄腐食も生じることが示された（日本原子力研究開発機構，2018）。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ 純銅については、処分環境におけるより現実的な腐食速度などの評価に向けて、緩衝材中で1年を超える長期試験を実施して、腐食速度が長期的に低下しうるかの確認や、そのような長期試験後の試料を分析することで、腐食形態や割れ感受性が変わりうるかの確認を通して、純銅の適用が可能な硫化物や他の地下水成分などの条件の信頼性向上に関する知見の確認や拡充をすることが必要である。また、長寿命化の評価において、処分環境の硫化物濃度をより現実的に設定する上では、地下水に元来含まれる硫化物の濃度とともに、硫酸塩還元菌が硫化物濃度に及ぼす影響を考慮することも重要であることから、掘削影響領域における硫酸塩還元菌などの挙動に関する知見についても拡充が必要である。
- ・ 純銅以外の候補材料については、ニッケル基合金等の候補材料となりうる高耐食性金属について低塩化物イオン濃度条件下での高耐食性金属のすきま腐食生起条件に関するデータや低酸素濃度下での耐食性と水素脆化の可能性などに関する知見を拡充して、銅が適用できない可能性のある環境での代替材料の適用性を確認していくことが期待される。

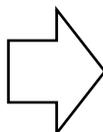
【参考文献】

日本原子力研究開発機構（2015）：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.

- 日本原子力研究開発機構（2018）：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 直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ 報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2023）：令和 4 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 産業技術総合研究所，原子力環境整備促進・資金管理センター，電力中央研究所（2020）：平成 31 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（沿岸部処分システム評価確証技術開発）成果報告書.
- Salonen T, Lamminmäki T, King F, Pastina B(2021): Status report of the finnish spent fuel geologic repository programme and ongoing corrosion studies. Materials and Corrosion. 2021;72:14-24.
- SKB (2006a) : Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar - a first evaluation. Main report of the SR-Can project., SKB TR-06-09.
- SKB (2006b) : Fuel and canister process report for the safety assessment of SR-Can., SKB TR 06-22.
- 吉田武司，滝沢与司夫，関根一郎（1982）：“最近の Hastelloy 合金の特性と用途”，防食技術，31，81-86.

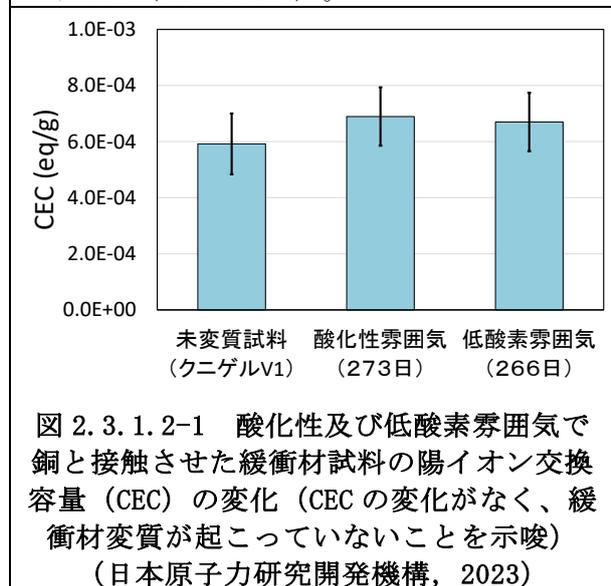
### 2.3.1.2 緩衝材

課題	研究開発の実施内容
<p>直接処分第1次取りまとめでは、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炭素鋼製の処分容器との相互作用による緩衝材の変質について、処分容器の近傍に限られることから安全評価の基本シナリオから除外。銅製処分容器との相互作用については言及されておらず、銅との相互作用による緩衝材変質挙動の評価が必要。</li> <li>緩衝材中での実効拡散係数は、核種の間隙水中での電荷に応じて設定。核種の化学形態に応じた実効拡散係数の設定が不十分。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>処分容器として純銅を用いる場合の銅と緩衝材の相互作用による緩衝材の変質などの影響評価</li> <li>安全評価上の最重要核種の一つである炭素（C-14）の緩衝材中での化学形態に応じた拡散挙動についての知見の取得</li> </ul>



#### 研究開発の成果の概要

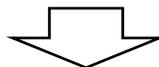
- 銅製処分容器の腐食に伴う緩衝材の変質について、変質試験により緩衝材中の鋳物の変質挙動などを調査し、短期試験の結果などからは緩衝材の変質は確認されなかった。また、試験結果の測定誤差等を元に、処分環境で想定される長期間後における緩衝材の変質量について評価した。
- 化学形態や分子量などの違いによる有機炭素（C-14）の実効拡散係数の変化を把握するため、低分子量の有機化合物の緩衝材中での透過拡散試験を実施して実効拡散係数を取得し、カルボン酸（酢酸、酪酸）の形態を取るC-14の実効拡散係数が、カルボン酸とヨウ化物イオンの自由水中の拡散係数の違い及びヨウ化物イオンの実効拡散係数を元に推測可能であることを示した（式2.3.1-1）。



$$D_e^C = \frac{D_0^C}{D_0^I} \cdot D_e^I \quad (\text{式 2.3.1-1})$$

$D_e^C$  : C-14(カルボン酸)の実効拡散係数  
 $D_0^C$  : C-14(カルボン酸)の自由水中の拡散係数  
 $D_e^I$  : ヨウ化物イオンの実効拡散係数  
 $D_0^I$  : ヨウ化物イオンの自由水中の拡散係数

図 2.3.1.2-2 カルボン酸とヨウ化物イオンの実効拡散係数の関係式 (カルボン酸の実効拡散係数はヨウ化物イオンの実効拡散係数をそれらの自由水中の拡散係数で補正して算出可能)



今後の検討で重要となる課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>銅と緩衝材の相互作用に関する天然の類似事例の調査などにより、室内試験などでは実施できない長期にわたる銅と緩衝材の接触により起こる現象の確認や銅と緩衝材の相互作用メカニズムの解明。</li> </ul>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

使用済燃料の直接処分における緩衝材の閉じ込め性能については、高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材性能の研究開発成果の多くを活用することが可能である。一方で、使用済燃料に特有な現象としては、直接処分において評価線量へ大きな影響を及ぼす有機炭素（C-14）の緩衝材中の移行挙動や、処分容器の長寿命化を目的として銅製処分容器を適用した場合の緩衝材性能への影響の評価などが課題として挙げられる。

以上のことを踏まえ、緩衝材の閉じ込め性能をより適正に評価することを目的とし、上記の課題についての調査を行った。

以下、緩衝材中での有機炭素（C-14）の核種移行挙動および銅と緩衝材の相互作用に関する検討の成果について述べる（詳細については、平成 27 年度の事業報告書の 2.2.2 項、平成 28～平成 29 年度の事業報告書および 5 か年報告書の 2.2.1 項、平成 30～令和 4 年度の事業報告書の 3.2 節を参照方）。

直接処分第 1 次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015a）では、緩衝材の閉じ込め性能について、高レベル放射性廃棄物地層処分での緩衝材の研究開発成果を活用し、緩衝材の仕様としてベントナイトとケイ砂の混合材料を圧縮したものを仮定し、また、緩衝材中の核種の実効拡散係数を各核種の支配的な溶存化学種の電荷を考慮して設定するなどして、シナリオ解析や核種移行解析などを試行した。これに対し、直接処分第 1 次取りまとめ以降は、人工バリア材の閉じ込め性能をより適正に評価するため、処分容器として純銅を用いることを想定した場合の銅と緩衝材の相互作用による緩衝材の変質などの影響と、これまでに調査例に乏しい緩衝材中での有機炭素（C-14）の移行挙動についての知見の取得を進めた。さらに、緩衝材についての将来的な選択肢の拡充を図る観点から、従来から提案されている候補材料以外で有効と考えられる材料（以下、「新規材料」という。）に関する調査を行った。

#### ・緩衝材中での有機炭素（C-14）の核種移行挙動

使用済燃料や放射化された金属材料中に含まれる C-14 は、人工バリアや岩盤への収着性が低いことから、使用済燃料の直接処分の安全評価において、被ばく線量に大きく寄与する核種となる可能性がある。直接処分第 1 次取りまとめでは、緩衝材中の C-14 の実効拡散係数の設定において、その化学形態を有機と無機に区別し、有機形態の C-14 は電氣的に中性な化学種として、無機形態の C-14 は陰イオンとして拡散すると想定し、それぞれに対して実効拡散係数を設定した（日本原子力研究開発機構，2015a）。直接処分第 1 次取りまとめ以降は、廃棄体から放出される有機形態および無機形態の C-14 のうち、拡散係数がほとんど報告されていない分子量の小さい有機形態の化合物を対象として、圧縮ベントナイトに対する透過拡散試験を実施し、化学形態や分子量などの違いによる C-14 の実効拡散係数の変化について把握した（日本原子力研究開発機構，2016；2017；2018a；2018b；Ishidera，2021）。

透過拡散試験は、ベントナイト試料としてモンモリロナイトを使用し、分子量の小さい有機化合物のトレーサーとして、C-14 で標識された酢酸（ $\text{CH}_3\text{COOH}$ ：分子量約 60）、酪酸（ $\text{C}_3\text{H}_7\text{COOH}$ ：分子量約 88）、ブタノール（ $\text{C}_4\text{H}_9\text{OH}$ ：分子量約 74）を使用した。圧縮ベントナイトの乾燥密度

は  $0.8 \text{ Mg m}^{-3}$  と  $1.4 \text{ Mg m}^{-3}$  とし、実効拡散係数の乾燥密度依存性を確認した。また、これらの有機化合物の拡散挙動と比較するため、酢酸および酪酸については同じ陰イオンの形態で拡散するヨウ化物イオンを、ブタノールについては同様に電氣的に中性な重水をトレーサーとして使用し、同条件で試験を実施した。その結果、圧縮ベントナイト中での酢酸および酪酸とヨウ化物イオンとの実効拡散係数の違いは、圧縮ベントナイトの乾燥密度によらず、各トレーサーの自由水中の拡散係数の違いにのみ起因していることが確認された。このことから、酢酸から酪酸の範囲の分子量を有するカルボン酸の圧縮ベントナイト中の実効拡散係数については、式 2.3.1-1 を使用することにより、ヨウ化物イオンの実効拡散係数と、カルボン酸とヨウ化物イオンの自由水中の拡散係数の違いから推測できることが分かった。一方、ブタノールの圧縮ベントナイト中の実効拡散係数は、重水との自由水中の拡散係数の違いより推測される値よりも低く、ブタノールと重水では異なる拡散メカニズムを考慮する必要があると推測された。しかしながら、重水の実効拡散係数から推測されるブタノールの実効拡散係数は、試験により得られた値よりも高くなることから、保守的な設定値として重水の実効拡散係数をブタノールの実効拡散係数の設定に活用することが可能であると考えられた。

$$D_e^C = \frac{D_0^C}{D_0^I} D_e^I \dots\dots\dots \text{式 2.3.1-1}$$

$D_e^C$  : カルボン酸の実効拡散係数                       $D_e^I$  : ヨウ化物イオンの実効拡散係数  
 $D_0^C$  : カルボン酸の自由水中の拡散係数             $D_0^I$  : ヨウ化物イオンの自由水中の拡散係数

・銅と緩衝材の相互作用

処分場環境においては、処分容器の周囲に緩衝材として圧縮ベントナイトが配置されることから、処分容器材料として純銅の適用性を評価する上では、銅処分容器の腐食反応に伴うベントナイトの変質についての検討が必要である。そのため、ベントナイトと銅を一定期間接触させ、銅の腐食に伴うベントナイトの変質挙動について調査した。

銅の腐食に伴うベントナイトの変質挙動についての概略的な調査として、緩衝材の主要構成鉱物であるモンモリロナイトを銅試験片と接触させ、接触面付近のモンモリロナイト中の元素分布を EPMA により観察し、鉱物の生成状況を推定した。試験条件は、低酸素雰囲気でも銅の腐食が進展すると考えられる硫化水素イオン共存下とした。試験の結果、銅試験片の腐食に伴って放出された Cu は硫化物の形態で概ね試験片との界面付近にとどまっていること、銅との相互作用により鉱物組成の変化を伴うようなモンモリロナイトの大きな変質が観察されないことを確認した（日本原子力研究開発機構，2016；2017；2018a；2018b）。

より広範な条件で変質挙動の調査を行うため、緩衝材の主要構成鉱物であるモンモリロナイトに加え、実際の処分において使用されるモンモリロナイト以外の鉱物を含有する粗製ベントナイト（クニゲル V1）を対象とし、環境条件として、処分直後に残存する酸素を考慮した酸化性条件と残存する酸素が消費された低酸素条件の両条件を対象として、銅の腐食に伴うベントナイトの変質挙動の時間的変遷を観察した。また、これらの条件に加え、PEM 容器の使用を考慮した鉄共存条件と、全炭酸濃度の高い地下水を考慮した条件においても試験を実

施し、これらが変質挙動に及ぼす影響について観察した。ベントナイトの変質挙動は、EPMA観察に加え、X線回折による変質鉱物の同定、陽イオン交換容量の変化量の測定などにより詳細に調査した。その結果、どの条件においても銅との相互作用による緩衝材中のモンモリロナイトの他鉱物への変質は観察されなかった。また、試験結果の誤差等を元に、処分環境において想定される長期間後に、銅製処分容器の腐食に伴って緩衝材が変質する可能性のある量について示した。(日本原子力研究開発機構, 2019; 2020; 2021; 2022; 2023)。

以上で述べた緩衝材中での有機炭素(C-14)の核種移行挙動に関する検討の成果から、カルボン酸の形態で存在するC-14の実効拡散係数は、ヨウ化物イオンの実効拡散係数より推測可能であるとの結果が得られた。銅と緩衝材の相互作用に関する検討では、試験により緩衝材の変質を調査した結果、銅との相互作用による緩衝材中のモンモリロナイトの他鉱物への変質は観察されなかった。また、試験結果の誤差等を元に、処分環境で想定される長期間後において緩衝材が変質する可能性のある量について示した。

その他、緩衝材の閉じ込め性能を将来的にさらに向上させるために、緩衝材の新規材料の調査を行った(詳細については、平成26年度の事業報告書の3.1.3項、平成27年度の事業報告書の2.1.3項、5か年報告書の2.1.3項を参照方)。

緩衝材についての将来的な選択肢の拡充を図る観点から、従来から提案されている候補材料(膨潤性や収着性に優れたベントナイトに、締固め性や熱伝導性の向上のためにケイ砂を混合させた材料)以外の有効と考えられる材料(以下、「新規材料」という。)に関する調査を行った。

ここで、緩衝材についての新規材料に期待する性能としては、人工バリアである緩衝材の収着性・熱伝導性に着目し、わが国および諸外国における研究開発動向の調査を行った。収着性については、使用済燃料直接処分の安全評価上支配核種となり、かつ、収着性に乏しいI-129に対する緩衝材の移行遅延性能の向上を課題として、還元条件下でI<sup>-</sup>に対して収着性を向上させる可能性のある材料の調査を実施した(日本原子力研究開発機構, 2015b)。また、熱伝導性については、処分場や処分容器の設計上の制約条件の緩和という観点から、緩衝材の熱伝導性の向上に関する国内外の事例を調査するとともに、熱伝導率を向上させる可能性のある添加材料オプションを選定し、その効果について予察的な検討を行った(日本原子力研究開発機構, 2016)。

その結果、I<sup>-</sup>に対して高い収着性を示す材料として化学収着性鉱物、活性炭、土壌有機物などが抽出された。ただし、緩衝材もしくは緩衝材への添加材料としての適用性を検討していくためには、酸化還元条件、pH、競合イオンなどの化学的環境条件が収着性に及ぼす影響や、添加材料そのものの長期的挙動に関する知見拡充が必要であることが示された。また、緩衝材の熱伝導率を向上できる可能性のある材料として、ケイ砂よりも熱伝導性に優れ、かつ比較的幅広い用途に用いられている炭化ケイ素とアルミナを選定し、緩衝材に添加した場合の効果について検討を行った。ベントナイトにアルミナおよび炭化ケイ素をそれぞれ30 mass%添加して熱伝導率を測定した結果、ケイ砂に比較して熱伝導率が最大25%程度向上した。ただし、既往のケイ砂混合の緩衝材であっても高密度化などの仕様変更により同程度の熱伝導率

の改善は可能と推察されることから、これら複数の可能性について、改善効果や経済的合理性も考慮して優位性を検討する必要性も示唆された。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ 銅と緩衝材の相互作用に関する天然の類似事例の調査など（例えば、長期間土壌中に埋蔵されていた銅遺物周辺の土壌の変質状況の分析など）により、室内試験などでは実施不可能なより長期にわたる銅と緩衝材の相互作用により起こる現象の確認やそのメカニズムの解明を進めていく必要がある。

### 【参考文献】

- 日本原子力研究開発機構（2015a）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2015b）：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.
- 日本原子力研究開発機構（2016）：平成27年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替  
処分技術開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2017）：平成28年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替  
処分技術開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2018a）：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 直接処分等代替処分技術開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2018b）：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 直接処分等代替処分技術開発5か年取りまとめ報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2019）：平成30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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2020）：平成31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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2021）：令和2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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2022）：令和3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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構（2023）：令和4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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- Ishidera, T. (2021) : Diffusion of acetic acid, butyric acid, and butanol in compacted  
montmorillonite, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry 330, pp. 149-  
158.

### 2.3.2 使用済燃料集合体からの核種溶解挙動評価

課題	研究開発の実施内容
<p>直接処分第1次取りまとめでは、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料からの放射性核種の溶出挙動（瞬時放出、長期溶解）について諸外国の安全評価における設定値を整理し、わが国の評価における設定値を諸外国の設定値の中から保守性を考慮して選定。</li> <li>わが国特有の地質環境条件や使用済燃料の多様性、また、それらの不確実性なども考慮したわが国独自のパラメータの設定と溶出メカニズムの理解が課題。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料からの核種の瞬時放出について、諸外国の設定値等を整理するとともに、瞬時放出特性を示す指標である核分裂生成ガス放出挙動に着目し、国内外の試験データの整理、燃料解析コードの活用により我が国の安全評価における設定値を提示。また、国内の使用済実燃料の浸漬試験から瞬時放出率を測定。</li> <li>使用済燃料の長期溶解速度について、わが国で想定される高い炭酸濃度の地下水における設定のため、諸外国の試験データを整理するとともに、UO<sub>2</sub>ペレットの溶解速度の炭酸濃度依存性を還元条件下で実験的に調査。</li> </ul>

#### 研究開発の成果の概要

- 諸外国の設定事例、国内外の試験データ、燃料解析コードによる解析などを活用し、使用済燃料からの核種の瞬時放出率について、わが国独自の設定値（推奨値と最大値）を提示（表2.3.2-1）。また、使用済実燃料を用いた大気雰囲気下での試験から、瞬時放出率設定値の妥当性を検証。
- 長期溶解速度を浸漬試験により測定する上で課題であったウランの再沈殿の影響を排除した試験手法を開発し、その試験手法を適用したUO<sub>2</sub>ペレットの浸漬試験（図2.3.2-1）により炭酸濃度依存性を考慮した長期溶解速度の暫定値を提示。

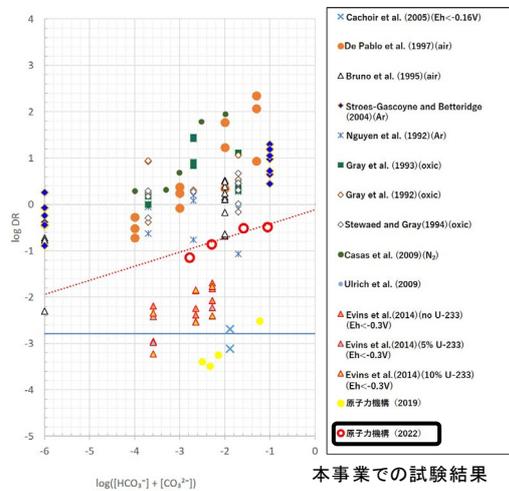


図 2.3.2-1 UO<sub>2</sub>の溶解速度に及ぼす炭酸濃度の影響  
(日本原子力研究開発機構, 2022)

表 2.3.2-1 本事業で設定したわが国の安全評価における瞬時放出率設定値の一覧  
(日本原子力研究開発機構, 2018)

核種	瞬時放出割合 (IRF) [%]		
	推奨値	最大値	
使用済燃料	<sup>36</sup> Cl	FGR 推奨値×3	FGR 最大値×3+3
	<sup>129</sup> I	FGR 推奨値×1	FGR 最大値×1+3
	<sup>135</sup> Cs	FGR 推奨値× (1/√3)	FGR 最大値× (1/√3)+3
	<sup>137</sup> Cs		
	<sup>14</sup> C	10	14 *1
	<sup>79</sup> Se	1.0	7.0 *1
	<sup>90</sup> Sr	1.0	4.0 *1
	<sup>96</sup> Tc	1.0	5.0 *1
	<sup>107</sup> Pd	1.0	5.0 *1
	<sup>126</sup> Sn	0.1	7.0 *1
構造材金属	<sup>14</sup> C	20	40 *1

\*1: 諸外国における IRF 設定のうち最も大きな値に 3%を加算

#### 今後の検討で重要となる課題

- より処分環境に近い低酸素条件での使用済実燃料からの放射性核種の瞬時放出率などの実測値の拡充。
- 炭酸濃度依存性を考慮した長期溶解速度について、より長期の浸漬試験などに基づく信頼性の高い設定値の提示と、その設定値の根拠となる長期溶解メカニズムの理解。

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

使用済燃料の直接処分における核種移行評価の結果は、使用済燃料からの放射性核種の溶出挙動の核種移行評価上の取扱い方に大きく影響される。核種の溶出挙動は、地下水に接触後すぐに放出される瞬時放出と、その後長期間にわたって使用済燃料のマトリックスの溶解に伴って溶出する長期溶解に分けられ、前者の瞬時放出を表すパラメータとして「瞬時放出率」(IRF [%] : Instant Release Fraction) が、後者の長期溶解を表すパラメータとして「長期溶解速度」(DR [ $y^{-1}$ ] : Dissolution Rate) が諸外国の評価で共通的に採用されている。ここでは、より現実的な直接処分の核種移行評価に向けて、処分環境における使用済燃料からの核種の溶出挙動についての理解を深めるとともに、わが国特有の地質環境条件や使用済燃料の多様性を考慮したパラメータの設定に向けた検討を行った。

以下において、使用済燃料からの核種の瞬時放出率と長期溶解速度に関するこれらの検討の成果について述べる（詳細については、平成 26 年度の事業報告書の 3.2.3 項、平成 27 年度の事業報告書の 2.2.3 項、平成 28～平成 29 年度の事業報告書および 5 か年報告書の 2.2.2 項、平成 30 年度～令和 4 年度の事業報告書の 3.1 節を参照方）。

#### ・使用済燃料からの瞬時放出

直接処分第 1 次取りまとめ（日本原子力研究開発機構，2015）においては、諸外国の性能評価などにおいて設定されている値を整理し、保守性を考慮した上で最適と思われる諸外国の設定値をわが国の評価における IRF として設定した。一方で、わが国特有の使用済燃料の特性や処分場環境に応じた IRF の設定を進めることが課題として挙げられた。そのため、直接処分第 1 次取りまとめ以降の研究開発として、諸外国の IRF の設定方法やその根拠となる文献の内容を整理するとともに、使用済燃料からの核種の瞬時放出特性を示す指標の一つである核分裂生成ガス放出率 (FGR:Fission Gas Release) に着目し、国内の使用済燃料の FGR に関する知見を得られる試験データを集約し、整理した（長田ほか，2016）。また、国内の使用済燃料の FGR に関する試験データが十分ではないことから、燃料解析コードを使用して様々な条件の使用済燃料に対する FGR を解析した。これらの結果に基づいて、わが国における直接処分の核種移行評価に用いるための IRF の推奨値と、国内使用済燃料の特性とその主要な不確実性などを考慮した上で取りうる IRF の最大値を決定した(表 2.3.2-1)(北村ほか，2020；日本原子力研究開発機構，2018)。さらに、IRF の実測値を拡充し、上記の IRF 設定値の信頼性を確認するため、わが国の地下水組成を考慮した全炭酸濃度の高い試験溶液に国内の使用済燃料を浸漬し、核種の溶出挙動から IRF を測定する試験を大気雰囲気下で実施した。その結果、試験により得られた IRF が上記の推奨値と概ね整合することを確認した（日本原子力研究開発機構，2020）。

#### ・使用済燃料からの長期溶解

直接処分第 1 次取りまとめにおいては、使用済燃料の溶解試験データや電気化学的モデルを用いた検討から設定されている諸外国の長期溶解速度の設定値を採用した。一方で、わが国での燃料溶解速度を評価するために考慮すべき主な特性として、使用済燃料の比  $\alpha$  放射能と使用済燃料に接する地下水・緩衝材間隙水の組成の 2 点が挙げられる。前者に関して、諸

外国では比 $\alpha$ 放射能が $10^{-1}$  MBq g $^{-1}$ 以上で燃料溶解速度が比 $\alpha$ 放射能と比例関係になると評価されている。しかし、わが国の使用済燃料に含まれる放射性核種のインベントリに基づき、処分1000年後のキャニスタ破損時に試算される比 $\alpha$ 放射能の値(約1 MBq g $^{-1}$ )においては、燃料溶解速度の設定値に及ぼす影響は小さいため、わが国で想定される処分システムでは比 $\alpha$ 放射能依存性は顕著ではないことが示された(Kitamura et al., 2016)。後者の、わが国の地下水・緩衝材間隙水の組成については、H12レポートにおけるモデル計算による炭酸濃度( $1.7 \times 10^{-2}$  mol dm $^{-3}$ )が諸外国で想定されている濃度( $10^{-3}$  mol dm $^{-3}$ )と比較して約1桁高いことに着目し、燃料溶解速度の炭酸濃度に対する依存性について諸外国の試験データの集約化を進めた(北村ほか, 2016)。また、燃料溶解速度の炭酸濃度依存性に関する試験データが十分でないことから、UO $_2$ ペレット試料などを用いて溶解速度の炭酸濃度依存性を還元条件下で実験的に調査した。調査においては、長期溶解速度を浸漬試験により測定する上で課題であったウランの再沈殿の影響を排除した試験手法を開発し、その試験手法を適用して溶解速度の炭酸濃度依存性を取得することにより(図2.3.2-1)、炭酸濃度を考慮した長期溶解速度の暫定値を提示した。また、溶解メカニズムについて検討するため、浸漬後のUO $_2$ ペレット試料の表面分析などを実施した(Kitamura et al., 2017; 日本原子力研究開発機構, 2019; 2020; McGrady et al., 2021)。

以上で述べた核種の瞬時放出に関する検討の成果から、わが国における直接処分の核種移行評価に用いるための瞬時放出率(IRF)の推奨値を提示するとともに、実燃料を用いた試験により得られたIRFが推奨値と概ね整合することを確認した。また、長期溶解に関する検討の成果から、炭酸濃度を考慮した長期溶解速度の暫定値を提示した(日本原子力研究開発機構, 2023)。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ 実測値が十分でない低酸素雰囲気での使用済実燃料を用いた試験により、実燃料からの放射性核種の瞬時放出率等に関する実測値を取得し、わが国における直接処分の核種移行評価に用いるための瞬時放出率(IRF)の妥当性について検証することが必要である。
- ・ 長期の浸漬試験による精度の高い長期溶解速度の測定や、表面分析等による得られた長期溶解速度の根拠を示すための溶解メカニズムの理解を通して、より信頼性の高い長期溶解速度を提示することが必要である。

#### 【参考文献】

- Bruno Jordi, Casas, I., Cera, E., de Pablo, J., Giménez, J., Torrero, M. E. (1995): Uranium (IV) Dioxide and Simfuel as Chemical Analogues of Nuclear Spent Fuel Matrix Dissolution. A Comparison of Dissolution Results in a Standard NaCl/NaHCO $_3$  Solution, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., 353, pp. 601-608.
- Cachoir, C., Carbol, P., Cobos-Sabate, J., Glatz, J. P., Grambow, B., Lemmens, K., Martínez-Esparza, A., Menecart, T., Ronchi, C., Rondinella, V. V., Serrano-Purroy, D., Spahiu, K., Wegen D., and Wiss, T. (2005): Effect of Alpha

- Irradiation Field on Long-Term Corrosion Rates of Spent Fuel, Contract No. FIKW-CT-2001-00192 SFS, European Commission, Deliverable D9.
- Casas, I., de Pablo, J., Clarens, F., Gimenez, J., Merino, J., Bruno, J., Martinez-Esparza, A. (2009): Combined effect of  $H_2O_2$  and  $HCO_3^-$  on  $UO_2(s)$  dissolution rates under anoxic conditions, *Radiochim. Acta* 97, pp. 485-490.
- De Pablo, J., I. Casas, Gimenez, J., Molera, M., Torrero, M. E. (1997): Effect of temperature and bicarbonate concentration on the kinetics of  $UO_2(s)$  dissolution under oxidizing Conditions, *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, 465, pp. 535-542.
- Gray, W. J., Leider, H. R., Steward, S. A. (1992): Parametric study of LWR spent fuel dissolution kinetics, *J. Nucl. Mater.*, 190, pp. 46-52.
- Gray, W. J., Thomas, L. E., Einziger R. E. (1993): Effects of Air Oxidation on the Dissolution Rate of LWR Spent Fuel, *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, 294, pp. 47-54.
- Kitamura, A., Akahori, K. (2017): Effect of carbonate concentration on the dissolution rates of  $UO_2$  and spent fuel; A Review, *Advances in Materials Science for Environmental and Energy Technologies*, 6, pp. 133-144.
- 北村暁, 赤堀邦晃, 長田正信 (2020): 使用済燃料直接処分における放射性核種の瞬時放出率設定手法の構築, *原子力バックエンド研究*, vol. 27, No. 2, pp. 83-93.
- 北村暁, 近沢孝弘, 赤堀邦晃, 舘幸男 (2016): 諸外国における使用済燃料直接処分のソースターム評価, 2; 使用済燃料および構造材の溶解速度評価, *原子力バックエンド研究*, vol. 23, No. 1, pp. 55-72.
- Kitamura, A., Takase, H., Metcalfe, R., Penfold, J. (2016): Effect of  $\alpha$ -radiation on a direct disposal system for spent nuclear fuel, Review of research into the effects of  $\alpha$ -radiation on the spent nuclear fuel in Europe and North America/ canisters and outside canisters, *Journal of Nuclear Science and Technology* 53(1), pp. 19-33.
- McGrady, J., Watanabe, M., Kumagai, Y., Kirishima, A., Akiyama, D., Kitamura, A., Kimuro, S. (2021): The kinetics and mechanism of  $H_2O_2$  decomposition at the  $U_3O_8$  surface in bicarbonate solution, *RSC Advances*, 11, pp. 28940-28948.
- 長田正信, 近沢孝弘, 赤堀邦晃, 北村暁, 舘幸男 (2016): 諸外国における使用済燃料直接処分のソースターム評価, 1; 使用済燃料および構造材からの瞬時放出率の評価, *原子力バックエンド研究*, vol. 23, No. 1, pp. 31-54.
- Nguyen, Son N., Weed, Homer C., Leider, Herman R., Stout, Ray B. (1992): Dissolution Kinetics of  $UO_2$ . I. Flow-Through tests on  $UO_{2.00}$  Pellets and Polycrystalline Schoepite Samples in Oxygenated, Carbonate/Bicarbonate Buffer Solutions at  $25^\circ C$ , *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, 257, pp. 339-344.
- 日本原子力研究開発機構 (2015): 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 技術報告書 JAEA-Research 2015-016.

- 日本原子力研究開発機構 (2018) : 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  
直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2019) : 平成 30 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 直接処分等代替処分技術高度化開発 報告書, 平成 31 年 3 月.
- 日本原子力研究開発機構 (2020) : 平成 31 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2021) : 令和 2 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2022) : 令和 3 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 直接処分等代替処分技術高度化開発 報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2023) : 令和 4 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- Evins, L. Z., Juhola, P. and Vähänen, M. (2014): REDUPP final report, Working Report  
2014-12, Posiva Oy.
- Steward, S A., Gray, W J. (1994); Comparison of uranium dissolution rates from spent  
fuel and uranium dioxide, Proc. 5th Annual Intl. High-Level Radioactive Waste  
Management Conference 4, 2602-2608.
- Stroes-Gascoyne, S., Garisto, F., Betteridge, J. S. (2004): The effects of alpha-  
radiolysis on UO<sub>2</sub> dissolution determined from batch experiments with <sup>238</sup>Pu-  
doped UO<sub>2</sub>, Mat. Res. Soc. Symp. Proc., 824, pp. 175-181.
- Ulrich, K.-U., Ilton, E. S., Veeramani, H., Sharp, J. O., Bernier-Latmani, R.,  
Schofield, E. J., Bargar, J. R. and Giammar, D. E. (2009): Comparative  
dissolution kinetics of biogenic and chemogenic uraninite under oxidizing  
conditions in the presence of carbonate, Geochim. Cosmochim. Acta, Vol.  
73, pp. 6065-6083.

## 2.4 直接処分の成立性の検討に向けた技術開発の成果と課題

地層処分の基本概念は、人間の生活圏から物理的に離れた地下深部の安定な地層中に廃棄物を埋設することにより、人間とその生活環境に有意な影響を及ぼさないようにするものである。この際、天然の地質環境のみに依存するのではなく、地質環境が本来有する隔離機能にいくつかの工学的対策を組み合わせ、放射性廃棄物が長期にわたって地下深部に閉じ込められるような多重バリアシステムを構築する。これにより、最終的に放射性物質が人間の生活環境に到達するまでに非常に長い時間がかかり、その間に放射能の大部分が減衰することで、将来の人類が受ける可能性のある放射線学的な影響を受け入れ可能な低いレベルに抑える。このような地層処分の基本的概念は、ガラス固化体、使用済燃料の違いを問わず共通の考え方である（日本原子力研究開発機構，2015；原子力発電環境整備機構，2021）。

地層処分システムを構築するにあたり、以下に示す3つの基本的な技術の開発が必要とされる（原子力発電環境整備機構，2021）。

- i. わが国において、処分場の設置に適した地質環境を選定する技術
- ii. 選定した地質環境に対し、所要の安全機能を有する処分場を設計する技術およびこれを実現するための工学技術
- iii. 設計した処分場の安全性を評価する技術

ここでは、ガラス固化体と使用済燃料の違いを考慮して、上記に示した3つの基本的な技術のうち、iiの「設計・工学技術」とiiiの「安全評価」について、わが国における使用済燃料を対象とする地層処分システムの成立性の検討に向けた技術開発の現状と今後取り組むべき課題を整理した結果を示す。直接処分に係る設計・工学技術および安全評価の技術開発の成果を2.4.1項に、直接処分に係る今後の技術開発で重要となると考えられる課題を2.4.2項にそれぞれ示す。また、本節で示す使用済燃料の直接処分に係る技術開発の成果と課題の整理結果を表2.4-1にまとめて示す。

### 2.4.1 直接処分の技術開発の成果

#### 2.4.1.1 設計・工学技術

直接処分システムの構成要素である「人工バリア」「処分坑道」「搬送・定置設備」「地上施設」を対象として、直接処分システムの成立性の検討に資する技術情報の整備などに関する検討を進めてきた。また、ウランおよびプルトニウムを含有する使用済燃料を直接処分するシステムに重要な設計・工学技術に関する検討として「保障措置・核セキュリティ」に関する検討を行った。これらの主な成果の概要を以下に示す。

#### 人工バリア（処分容器および緩衝材）

処分容器については、直接処分第1次取りまとめでは、わが国の地質環境や使用済燃料の限定的な条件で技術的に成立し得る設計例を提示したが、わが国に存在する軽水炉の炉型（PWR 又は BWR）、燃焼度、濃縮度などの異なる多様な使用済燃料を考慮した処分容器の設計

などが課題とされた。このため、このような燃料の多様性に対応した処分容器設計に資する情報の整備のため、臨界および遮蔽解析を行い、処分容器の仕様を検討するとともに、構造健全性、伝熱性などの点から、これらの適用限界などを検討した。その結果、PWRおよびBWR使用済燃料の特徴および多様性を考慮し、炭素鋼処分容器および純銅と炭素鋼から構成される複合処分容器について、わが国のジェネリックな地質環境で成立しうる処分容器の仕様例を提示し、既存の技術を活用して、これらを設計できる見通しを示すことができた。

処分容器内部における臨界安全性については、上記に示した設計仕様の検討で使用済燃料や処分容器などの状態や配置を保守的に設定したモデルによる臨界安全評価を行ったところ、縦置き定置方式の場合では、過度に保守的な球形のモデルで評価を行ったために未臨界を維持できる使用済燃料の収容体数が著しく制限されたことから（PWR使用済燃料で1体のみ収容可）、使用済燃料や処分容器などの腐食により現実に起こり得る状態や配置の変化を取り入れた評価モデルを構築して臨界解析などを行った。その結果、PWR使用済燃料を4体収容する場合でも未臨界を維持できる見通しを示すことができた。

緩衝材については、直接処分第1次取りまとめでは、わが国の地質環境や使用済燃料の限定的な条件で技術的に成立し得る設計例を提示し、より幅広い条件（岩盤条件、定置方式など）に対応した緩衝材の設計に向けた技術情報の整備などが課題とされた。このため、多様な人工バリア条件（PEM方式、複合処分容器、縦置き定置方式など）と岩盤条件を対象として、応力緩衝性に関する設計要件の充足性を確認するための力学解析を実施したところ、上記に示した幅広い人工バリア条件に対して、応力緩衝性の設計要件を満足することが確認できた。また、ガラス固化体より重い廃棄体への対応として、支持性能を向上させるために乾燥密度を増加させた緩衝材の仕様で応力緩衝性の設計要件を満足するかを確認するための力学解析を実施したところ、従来の密度（ $1.6 \text{ Mg m}^{-3}$ 程度）と比べて応力緩衝機能が低下するものの、設計要件を満たすことを確認できた。

## 処分坑道

直接処分第1次取りまとめでは、使用済燃料直接処分での坑道の設計要件を整理するとともに、代表的な地質環境特性（地盤条件）と使用済燃料特性を対象として坑道の予備的な設計を実施し、堆積岩や縦置き方式なども含めた、より幅広い岩盤条件や定置方式に対応した坑道の設計などが課題とされた。このため、より幅広い条件について坑道の設計要件を満たす設計が可能かを確認するために、地盤条件、人工バリアの施工方式（ブロック方式、PEM方式）および廃棄体の定置方式（横置き定置方式、縦置き定置方式）の組み合わせに対して、地下施設の設計において考慮すべき項目（掘削技術、空洞の力学的安定性、定置技術、安全性、回収性、経済性）を評価した。その結果、ガラス固化体処分においてこれまでに示された地下施設の設計に関する技術が、使用済燃料の直接処分においても基本的に適用可能であると考えられた。

## 搬送・定置設備

直接処分第1次取りまとめでは、緩衝材ブロックとペレット充填を組み合わせた横置き定置方式に対して搬送・定置設備の概念設計を実施した。一方、使用済燃料の廃棄体形状や重

量を考慮した種々の定置方式に対応した搬送・定置設備の設計については課題とされた。このため、より幅広い条件について搬送・定置設備の実現可能性を確認するため、豎置き方式、横置き方式および回収可能性の観点で優位と考えられる CARE 方式を対象として、残置物、操業安全性（放射線安全を含む）、工学的成立性／品質保証、工学的信頼性、回収可能性の各項目の評価を行った。その結果、経済面が優れた定置方式や定置の技術（例えば、廃棄体あたりの占有面積が小さい、あるいは、掘削土量比が小さいなど）については、搬送・定置設備の実現性に影響する課題が多く存在する傾向があることなどが示された。

### 地上施設

直接処分第 1 次取りまとめでは、炭素鋼処分容器を対象として、地上施設の重要設備である封入設備の設計要件を設定するとともに、主要な構成装置である溶接装置と検査装置の概念設計を行った。直接処分第 1 次取りまとめ以降では、純銅と炭素鋼から構成される複合処分容器も対象に含め、処分容器の封入設備の溶接装置と検査装置の実現可能性を検討し、溶接装置については電子ビーム溶接（ESW）や摩擦攪拌溶接（FSW）の 2 種類の適用性が期待できることが、検査装置についてはフェーズドアレイ超音波探傷法、TOFD（飛行時間回折法）、クリーニングウェーブ法等の適用性が期待できることなどが示された。

### 保障措置・核セキュリティ

直接処分第 1 次取りまとめでは、操業中および閉鎖後管理段階の保障措置ならびに核セキュリティ対策は具体的には考慮されていないが、課題として、使用済燃料の処分に特有な対策であり、効果的かつ効率的な方策を実施するには処分施設の設計段階からの国際約束および国内規則を考慮した検討が重要とされた。このため、国際機関や諸外国における使用済燃料の直接処分に係る保障措置の考え方や検討・開発されている技術を調査した。その結果、処分施設の保障措置に適用可能な技術の開発が進められているものの、全ての技術が確立されるまでには至っていないことがわかった。さらに、保障措置技術は、施設や設備、工程などの設計と保障措置上の要求事項を考慮に入れて開発を進める必要があることから、直接処分施設の設計の具体化に合わせて更新していく必要があることなどを確認した。また、核セキュリティ技術についても、検討・開発されている技術を調査し、例えば、最近、問題として認識されつつある内部脅威者の監視に利用可能な技術（カメレオンコードなど）の現状、また、外部モニタリング技術（人工衛星画像データ、地震波データなど）を活用して違法な掘削などを検知できる可能性があることなどが確認できた。

また、上記で示した設計・工学技術の調査研究の成果に加えて、長期にわたる事業の各段階において直接処分の処分システムの設計で必要となる情報を一元管理できる設計支援システムの検討（Sugita et al., 2016）を行い、システムのプロトタイプを構築して試験的運用等を行った。その結果、設計支援システムの基本的な機能が設計思想通りに機能することを確認するなどの成果を得た。

## 2.4.1.2 安全評価

直接処分第1次取りまとめでは、直接処分に関する技術開発で先行する諸外国の事例調査などを通じて、直接処分の安全評価に影響する現象の整理などを行い、これらに基づき、安全評価で扱うシナリオなどの検討を進めてきた。直接処分第1次取りまとめ以降では、ガラス固化体の処分とは異なる直接処分の特徴に検討対象を絞り、直接処分の人工バリア（処分容器、緩衝材）のそれぞれについて、それらの特徴が処分システムの閉鎖後長期の安全評価に及ぼす影響の評価手法の構築やデータの整備に関する検討を進めてきた。これらの成果を以下にまとめて示す。

### 使用済燃料からの核種溶解挙動評価

直接処分第1次取りまとめでは、わが国で想定される処分環境として、全炭酸濃度が諸外国より10倍程度高いこともありえることから、高炭酸濃度条件を考慮した溶出パラメータの設定が必要となる可能性などを含め、わが国での直接処分を想定した場合の溶出挙動の理解や取り扱いの設定が課題とされていた。このため、燃料集合体の長期溶解速度については、多様な溶液条件（pH、全炭酸濃度、など）での $UO_2$ などウラン酸化物の溶解速度や溶解度のデータを取得し、溶解速度に及ぼす諸条件の影響を明らかにするための取り組みや、固相の表面分析などによりウランの溶解挙動のメカニズムを考察し、長期溶解速度設定値の確認・更新のための取り組みを進めてきた。その結果、溶解速度の炭酸濃度依存性を確認し、炭酸濃度の関数として長期溶解速度の暫定値を提示できた。一方、燃料集合体からの瞬時放出率（IRF）については、使用済燃料からの核種の瞬時放出特性を示す指標の一つであるFPガス放出挙動に関する知見を得られる使用済燃料を用いた既往の試験データを集約し、整理した。このデータから、わが国における直接処分の核種移行評価に用いるためのIRFの推奨値と、国内使用済燃料の特性とその主要な不確実性を考慮した上で取りうる最大値を決定した。さらに、IRFの設定手法の高度化に向けて、わが国の地下水組成を考慮した試験溶液に国内の使用済実燃料を浸漬した試験を大気雰囲気下で実施して核種の溶出挙動からIRFを測定したところ、上記の推奨値や最大値は試験で得られたIRFの値と同程度かそれを上回る値であり、保守性の観点から妥当なものであることが示唆された。

### 人工バリアの閉じ込め性能

#### ・処分容器の閉じ込め性能に関する検討

直接処分第1次取りまとめの安全評価では、ガラス固化体のオーバーパックと同じ保守的な閉じ込め期間として、処分後1,000年で処分容器の閉じ込め性能が喪失するとして核種移行解析が実施された。今後の課題として、C-14（半減期5,730年）の閉じ込めによる線量をさらに低減できるように、より長寿命の処分容器など代替処分容器の検討（耐食層への炭素鋼以外の代替材料の適用）が重要とされた。このため、主に、C-14の閉じ込めに有効な5万年程度の長寿命化に向けた検討として、純銅の腐食挙動（全面腐食、応力腐食割れ）とニッケル基合金の腐食挙動（全面腐食、すきま腐食など）に着目して、候補材料としての適用性確認のための腐食試験などを実施した。その結果、純銅については、硫化物やその他の地下水成分などが腐食速度などに及ぼす影響を試験により把握した。また、腐食挙動を踏まえた

長期の腐食深さの評価にもとづき、長寿命化が見込める硫化物濃度などの条件を提示できた。ニッケル基合金については、処分環境を模擬した腐食試験にもとづき、処分後初期に想定される環境条件（酸化性）における塩化物イオンによるすきま腐食の発生可能性の評価、処分後長期において想定される環境条件（低酸素）における寿命の評価に必要な水素吸収量などのデータを提示できた。

#### ・緩衝材の閉じ込め性能に関する検討

直接処分第1次取りまとめでは、緩衝材中のC-14の移行挙動の把握や、銅の腐食に伴う緩衝材の変質挙動が安全評価に及ぼす影響の把握などが課題とされた。前者については、圧縮ベントナイト中の透過拡散試験を行い、使用済燃料や金属材料から放出されるC-14の化学形態の一つである分子量の小さいカルボン酸について、その圧縮ベントナイト中の実効拡散係数が未知であっても、自由水中の拡散係数が既知であれば、ヨウ化物イオンなどの他の陰イオンの実効拡散係数と自由水中の拡散係数の報告値を利用して設定可能であることなどを示すことができた。後者については、炭酸および鉄共存下での緩衝材の変質試験（銅紛カラム試験）を行った結果から、炭酸および鉄共存が変質挙動に影響を及ぼさないことが推測された。また、この結果に基づき、処分環境での長期間後の緩衝材の変質量を評価した。

さらに、上記で示した、使用済燃料と人工バリアの閉じ込め性能に関する調査研究の他に、処分場の位置の違い（内陸部／沿岸部、深度の違いなど）や廃棄体定置方式（廃棄体の縦置き／横置き）などの設計オプションの違いが処分システム全体の閉じ込め性能に与える影響に関する検討として、3次元物質移行解析等を実施して移行経路や核種移行率の違いを分析し、設計オプション間の違いが顕在化する条件の整理などを行った。また、直接処分における処分容器や緩衝材等の設計や閉じ込め性能の評価においては、使用済燃料のインベントリや発熱量等の特性が直接的に影響するため、わが国の商用原子炉から発生した使用済燃料の発生量や特性等に関する公開情報に基づくモデル計算を行い、使用済燃料の燃料タイプごとの発生量の推計を試みた（石谷ほか、2015）。

## 2.4.2 直接処分の技術開発の課題

### 2.4.2.1 設計・工学技術

2.2節において整理された技術課題のうち、今後のわが国での直接処分システムの成立性の検討に向けて重要性が高いと考えられる課題をまとめて以下に示す。なお、ガラス固化体やTRU廃棄物の処分システムの検討と共通の課題であり、その重要性がこれらの処分システムと同様と考えられるものについては、以下の記載からは除外した。また、保障措置・核セキュリティや地上施設的设计など、わが国特有の地質環境条件や使用済燃料特性には依存しにくく、海外等の成果がそのまま活用できる可能性が高い課題についても、以下の記載からは除外した。

#### 処分容器の仕様検討

- ・ 処分容器の設計仕様の選択肢を拡充できるように、銅以外の材料について、必要厚さの設定や施工方法の具体化およびその実現性の検討。

## 処分後の臨界安全評価

- 処分容器や緩衝材などの材料の現実的な状態の変化を取り入れた臨界安全評価としていくための、使用済燃料のバリエーションや燃料配置・反射体の状態などの対象範囲の拡張。
- 未臨界を維持するための方策（壊れにくい処分容器の採用や中性子吸収材を含むバリアシステムの採用など）の充実に図ることでの未臨界状態の確保の確実性の向上。

## 緩衝材の設計

- 海水環境に処分場が存在する場合などについて、地質環境の特徴に応じた膨潤特性や透水性の低下を反映したデータに基づき、ガラス固化体の場合の緩衝材仕様を基本として設計すること。

上記に示した、個々の項目の課題の整理結果を含め、今後、取り組みが必要と考えられる課題を以下に示す視点で再整理した。

- 直接処分に特有の課題への対応
  - 上記に示した処分後の臨界安全評価や緩衝材の設計に係る検討等に加えて、PEM 容器を採用する場合の揮発性ガスに由来する内圧上昇の影響の把握や、その影響を緩和するための工学的対策の検討など。
- より幅広い地質環境条件や設計オプションに対する処分システムの適用性の確認
  - 原子力発電環境整備機構 (NUMO) が公表した包括的技術報告書 (原子力発電環境整備機構, 2021) (これ以降、「包括的技術報告書」と呼ぶ) で設定した岩盤 (深成岩類、新第三紀堆積岩類、先進第三紀堆積岩類) を対象として、これまで検討してきた直接処分システムの工学技術の適用性の確認に向けて実施すべき事項の具体化など (情報収集などによる適用性の見通しの提示と、設計解析などによる実際の適用性確認が重要となる項目の抽出と実施など)。
  - 多様な重量やサイズの処分容器に対する緩衝材の安定性の検証等
- わが国の燃料の多様性に対する、これまで検討された処分システムの適用性の確認
  - 発熱率や  $\alpha$  放射能の大きな高燃焼度  $UO_2$  使用済燃料や MOX 使用済燃料の特徴に応じた、処分場配置・レイアウトの設定など
  - 発熱率や  $\alpha$  放射能の大きな高燃焼度  $UO_2$  使用済燃料や MOX 使用済燃料を含む多様な使用済燃料が処分された処分場を対象として、閉鎖後過渡期における THMC 連成現象を理解するとともに、人工バリアの成立性に対して問題となり得る因子の有無の確認など
- ガラス固化体の処分と共通的課題において直接処分特有の問題が生じる可能性の有無の確認など
  - 使用済燃料の回収可能性について、「2.2.3 地下施設の概念設計」で回収の適用性があると判断された施工方式 (ブロック方式 / PEM 方式) や定置方式 (堅置き / 横置き) などの組合せに対して、ガラス固化体の回収技術の適用性の把握や、直接処分特有の技術開発の必要性の有無の把握など。

## 2.4.2.2 安全評価

2.3 節において整理された技術課題のうち、今後のわが国での処分システムの成立性の検討に向けて重要となる課題をまとめて以下に示す。なお、2.4.2.1 項と同様に、ガラス固化体や TRU 廃棄物の処分システムの検討と共通の課題であり、その重要性がこれらの処分システムと同様と考えられるものについては、以下の記載からは除外した。

### 処分容器の長寿命化

- 純銅の腐食挙動について、硫化物や他の地下水成分などが純銅の腐食速度、腐食形態、割れ感受性などに及ぼす影響をより詳細に評価するとともに、長期の腐食深さに関するモデルの妥当性を評価するため、1年を超える長期試験やより高度な分析などにより、圧縮ベントナイト中での知見を拡充していくこと。また、処分環境の硫化物濃度を設定する上で、掘削影響領域における硫酸塩還元菌などによる地下水中の硫酸イオン還元挙動に関する知見を拡充すること。
- 純銅以外の材料の腐食挙動について、低酸素濃度や高硫化物濃度条件などの環境条件での腐食量評価などの実験的な検討を行い、銅が適用できない可能性のある環境での長期耐食性を有する技術オプションを整備すること。

### 緩衝材の閉じ込め性能

- 銅と緩衝材の相互作用に関する天然の類似事例の調査など（例えば、長期間土壌中に埋蔵されていた銅遺物周辺の土壌の変質状況の分析など）により、室内試験などでは実施不可能な、より長期にわたる銅と緩衝材の相互作用により起こる現象の確認やそのメカニズムの解明を進めること。

### 使用済燃料集合体からの核種溶解挙動評価

- 使用済燃料からの核種の放出挙動に関する検討について、より精度の高い直接処分の核種移行評価に向けて、諸外国の使用済燃料を使用した試験や評価モデルの調査を進めるとともに、わが国特有の高い炭酸濃度下における使用済燃料からの核種の溶出挙動に着目した試験研究を継続し、国内の使用済燃料からの核種溶出データの取得等に加えて、表面分析などにより使用済燃料の溶解挙動の理解を深め、評価モデルやパラメータ設定値の更新や妥当性の検証を行うこと。

上記に示した、個々の項目の課題の整理結果を含め、今後、取り組みが必要と考えられる課題を以下に示す視点で再整理した。

- 直接処分に特有の課題への対応
  - 上記に示した使用済燃料からの核種溶解の評価モデルやパラメータ設定に係る検討等に加えて、処分容器の長寿命化に伴う、I-129 に由来する突出した線量の出現や、使用済燃料に含まれる揮発性ガスによる内圧の上昇が核種移行に及ぼす影響の把握など。
- より幅広い地質環境条件に対するバリアの閉じ込め性能の把握とその安全評価への反映
  - 地下水中の硫化物濃度がより高い条件での処分容器の長寿命の見通しの確認など。

表 2.4-1 使用済燃料直接処分に関わる技術開発の成果と今後の課題との対応の概要

項目		直接処分第1次取りまとめでの成果	直接処分第1次取りまとめ以降の原子力機構における技術開発の現状（主な成果）	わが国での処分システムの成立性の検討に向けて今後重要な課題	
大項目	小項目				
設計・工学技術	地下施設 の設計	人工バリア（処分容器、緩衝材）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR使用済燃料や廃棄体の横置き定置方式を対象とするなど限定的な条件で、技術的に成立し得る設計例を提示。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・BWR 使用済燃料や PEM 方式などのオプションに対する設計検討を実施し、技術的に成立し得る設計例を提示。</li> <li>・現実的な材料の状態や配置を反映した臨界安全評価モデルと評価事例を示すことで、過度に保守的な仮定のために大きく制限されていた使用済燃料の収容体数を緩和できる見通しを提示。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・直接処分に特有の課題への対応（例えば、臨界安全評価手法での燃料などの対象範囲の拡張や、PEM 容器を採用する場合の使用済燃料に含まれる揮発性ガスによる内圧の上昇を緩和するための工学的対策の検討など）。</li> <li>・より幅広い地質環境条件や設計オプションに対する処分システムの適用性確認など（例えば、NUMO 包括的技術報告書の地質への対応、多様な処分容器仕様に対する緩衝材の安定性の検証など）。</li> <li>・わが国の燃料多様性に対する処分システムの適用性確認など（例えば、発熱率の大きな高燃焼度 UO<sub>2</sub> 使用済燃料や MOX 使用済燃料を含む多様な使用済燃料の処分場レイアウトの検討や処分場閉鎖後の過渡期における挙動の理解など）。</li> <li>・回収可能性技術の検討など、ガラス固化体の処分と共通的な課題において直接処分特有の問題が生じる可能性の有無の確認など。</li> </ul>
		処分坑道	<ul style="list-style-type: none"> <li>・坑道の設計要件を整理するとともに、横置き定置方式を対象とするなど限定的な条件で坑道の予備的な設計を実施。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定置方式（縦置き、横置き）や施工方式（ブロック、PEM）などのオプションに対する設計検討を実施し、技術的に成立し得る設計例を提示。</li> </ul>	
	搬送・定置設備の設計	<ul style="list-style-type: none"> <li>・横置き定置方式を対象に、搬送・定置設備および封入設備などの概念設計などを行い、処分場の建設・操業・閉鎖が現状の技術で実現できる見通しを提示。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定置方式（縦置き、横置き）や施工方式（ブロック、PEM）などのオプションに対する搬送・定置設備の実現可能性を評価。</li> <li>・溶接装置と検査装置の実現可能性を検討し、適用性が期待できる技術の例を提示。</li> </ul>		
	地上施設の設計				
	保障措置・核セキュリティ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料の直接処分における保障措置と核セキュリティに対する考え方や国際的な動向について概要を提示</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・先行する諸外国や国際機関の検討状況の調査・情報の整理などを通じて、技術開発の現状等を整理。</li> </ul>		
閉鎖前安全性の評価		検討対象とせず	検討対象とせず	ガラス固化体や TRU 廃棄物の処分システムでの評価の適用性の確認などを通じた、直接処分に特有の課題の洗い出し。	
閉鎖後長期 の安全性の 評価	閉鎖後長期 の安全性の 評価	シナリオ・解析ケース	<ul style="list-style-type: none"> <li>・先行する諸外国の事例の調査などを通じて、安全評価に影響する現象の整理などを行い、基本シナリオを提示。</li> </ul>	検討対象とせず	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガラス固化体や TRU 廃棄物の処分システムでの評価の適用性の確認などを通じた、直接処分に特有の課題の洗い出し。</li> <li>・直接処分に特有の課題への対応（例えば、緩衝材中での銅の腐食速度や腐食形態などに関する知見の拡充や、使用済燃料に含まれる揮発性ガスによる内圧の上昇が核種移行に及ぼす影響の確認など）。</li> <li>・より幅広い地質環境条件に対するバリアの閉じ込め性能の確認など（例えば、地下水中の硫化物濃度がより高い条件での処分容器の長寿命の見通し確認など）。</li> </ul>
		閉じ込め性能評価			
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料からの核種溶解</li> <li>・処分容器</li> <li>・緩衝材</li> <li>・多重バリア</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・先行する諸外国の事例の調査などを通じて、使用済燃料の溶解／核種の溶出や、放射線分解／放射線損傷などの安全機能に係る現象に関する知見を基本シナリオに反映する情報として整理。</li> <li>・基本シナリオを対象とする核種移行解析を行い、ソースタームの違いなどによる HLW との核種移行の違いを提示。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・長期溶解速度の全炭酸濃度依存性に関するデータなどを、ウランの浸漬試験などにより取得し、長期溶解速度の暫定値を提示。</li> <li>・実燃料の大気雰囲気下での浸漬試験の試行などにより、IRF の推奨値と最大値を提示。</li> <li>・地下水中の硫化物濃度を考慮した腐食モデルを構築し、数万年の長寿命が期待できる硫化物濃度などの条件を提示。</li> <li>・緩衝材の銅との相互作用による変質の影響について、緩衝材の変質試験の結果から、処分環境での長期間後の変質量を提示。</li> <li>・緩衝材中での有機炭素の拡散係数の設定に資する情報を整備。</li> <li>・定置方式（縦置き、横置き）など、複数の設計オプションの組合せを想定した物質移行解析などにより、設計オプション間の違いが顕在化する条件の整理などを実施。</li> </ul>	
		システム性能の総合的評価（シナリオ毎）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基本シナリオを対象として、リスク論的思考方に基づく予備的な安全評価を実施し、最大線量が 10 μSv y<sup>-1</sup> を下回る結果を提示。</li> </ul>	検討対象とせず	

### 【参考文献】

- 原子力発電環境整備機構（2021）：包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－，NUMO-TR-20-03.
- 石谷和己，柴田雅博，江橋健，若杉圭一郎，牧野仁史，蛭名貴憲（2015）：直接処分研究のための使用済燃料の多様性を考慮したモデルインベントリ評価，日本原子力学会，2015秋，予稿集 H46.
- 日本原子力研究開発機構（2015）：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.
- Sugita, Y., Kawaguchi, T., Hatanaka, K., Shimbo, H., Yamamura, M., Kobayashi, Y., Fujisawa, Y., Kobayashi, I. and Yabuki, N. (2016) : Development of a design support system for geological disposal using a CIM concept, ICCCB2016, pp.1173-1182.

### 3. その他の代替処分オプションの成果の概要

#### 3.1 その他の代替処分オプションの検討

わが国の高レベル放射性廃棄物などの特定放射性廃棄物の対策については、地層処分することとしている。また、その処分方法について「国及び関係研究機関は、幅広い選択肢を確保する観点から、使用済燃料の直接処分その他の処分方法に関する調査研究を推進するものとする。」（資源エネルギー庁，2015）とされている。本検討では使用済燃料の直接処分以外の代替処分オプションとして、放射性廃棄物 WG 中間とりまとめ（放射性廃棄物 WG，2014）に示されている代替処分概念（超深孔処分、岩石熔融処分、海洋底下処分、氷床処分、宇宙処分）および最終処分以外の方式（長期貯蔵や核種分離・変換）を対象に、過去の経緯や最新の検討状況を調査した（日本原子力研究開発機構，2016）。

このうち超深孔処分については、1957年以降、数十年にわたって検討され、1990年代以降は掘削技術の進歩を背景に、米国サンディア国立研究所（以下、SNL という）や英国シェフィールド大等を中心に超深孔処分に係る検討が活発に行われるようになった。とくに、2012～2017年にかけては米国エネルギー省傘下の SNL において、坑径 50 cm 程度の超深孔を鉛直方向に掘削し、深度 3,000～5,000 m 程度の地点に廃棄体を定置する処分概念が検討され、実規模の実証試験の実施も計画された（たとえば、Arnold et al., 2013）。その後、2017年に米国 SNL の実証試験の計画は中止されたものの、これまで中心に検討を進めてきた米国 SNL や英国シェフィールド大以外の国、機関でも超深孔処分や、より浅い深度（2,000 m 程度）のものを含む Deep Borehole Disposal（以下、DBD という）に係る検討が行われるようになり、米国の Deep Isolation 社における超深水平処分（坑径 50 cm 程度の超深孔を鉛直方向に掘削した後、地下深部で水平方向に向きを変えて掘削し、水平掘削孔の部分に廃棄体を定置する概念）（たとえば、Deep Isolation Inc, 2022）や、ノルウェー原子力廃止措置機関（NND）などによる斜坑処分（Fischer et al., 2020）のような新しい方法や、欧州の欧州放射性廃棄物処分場開発機構（ERDO）によるコスト評価、さらにはオーストラリア連邦科学産業研究機構（CSIRO）がオーストラリア原子力科学技術機構（ANSTO）や米国 SNL と共同で進める DBD の実証に向けたプロジェクト（たとえば、Mallants et al., 2020）などで検討が行われている。一方、超深孔処分以外のオプションについては、宇宙処分の実施に耐えるロケット技術の信頼性向上など、潜在的な課題を克服し得る技術の進展はみられなかった（日本原子力研究開発機構，2016）。

本検討では、その他の代替処分オプションとして超深孔処分に着目し、諸外国の先行検討事例における超深孔処分の考え方、背景、特徴、超深孔処分に関係する技術の現状、およびそれらに関する技術的課題を調査するとともに、超深孔処分の実施における最初の段階であり超深孔処分の成立の大前提となるものの国内外で実証された事例のない超深孔の掘削・維持に必要な技術等に着目し、わが国の地質環境条件等をふまえて超深孔の掘削・維持が可能な深度や条件についての見通しを得るためのケーススタディを実施した。これらの成果を 3.2 節に示す。また、これまでの成果と今後の検討に向けた課題をまとめて 3.3 節に示す。なお、本検討では上述の処分概念をすべて超深孔処分と呼ぶこととする。

## 【参考文献】

- Arnold, B.W. (2013) : Deep Borehole Disposal Research: Demonstration Site Selection Guidelines, Borehole Seals Design, and RD&D Needs, SANDIA report, SAND2013-9490P, 211p.
- 放射性廃棄物 WG (2014) : 放射性廃棄物 WG 中間とりまとめ 平成 26 年 5 月.
- 日本原子力研究開発機構 (2016) : 平成 27 年度地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発報告書.
- Deep Isolation Inc. (2022) : Deep Isolation 社公式 HP  
<https://www.deepisolation.com/>.
- Fischer, T., Engelhardt, H. J., Wanne, T. (2020) : Deep Borehole Disposal Concept, AINS - Civil Engineering, pp.158.
- Mallants, D., Bonano, E., Freeze, G., Brady, P., Sassani, D. (2020): Borehole Disposal Demonstration Project: Overview & Collaboration Opportunities, IAEA Coordinated Research Project "Standardised framework for borehole disposal", Webinar, Abstract from CSIRO.  
<https://publications.csiro.au/publications/publication/PIcsiro:EP208729/RI15/RT68> (閲覧日 : 2023 年 3 月 14 日).
- 資源エネルギー庁 (2015): 特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針 (平成 27 年 5 月 22 日閣議決).

### 3.2 超深孔処分についての調査

諸外国で検討が進められてきている超深孔処分を対象として、諸外国での考え方、特徴、検討の背景、最新の検討状況等についての調査、また、超深孔処分の実施に関連する技術等についての国内外での情報などの調査を実施してきた。さらに、超深孔処分の実現性に関して、超深孔処分の実施における最初の段階であり超深孔処分の成立の大前提となる超深孔の掘削・維持に必要な技術等に着目し、わが国の地質環境条件等をふまえて超深孔の掘削・維持が可能な深度や条件についての見通しを得るためのケーススタディを試みるなどを通じて、わが国における超深孔処分の適用性や成立性などに影響を与えうる因子の抽出やその影響の程度についての分析を行ってきた。これらの検討の成果を、それぞれ「超深孔処分に係る技術の調査（3.2.1項）」と「超深孔処分の実現性に係る検討（3.2.2項）」に示す。

### 3.2.1 超深孔処分に係る技術の調査

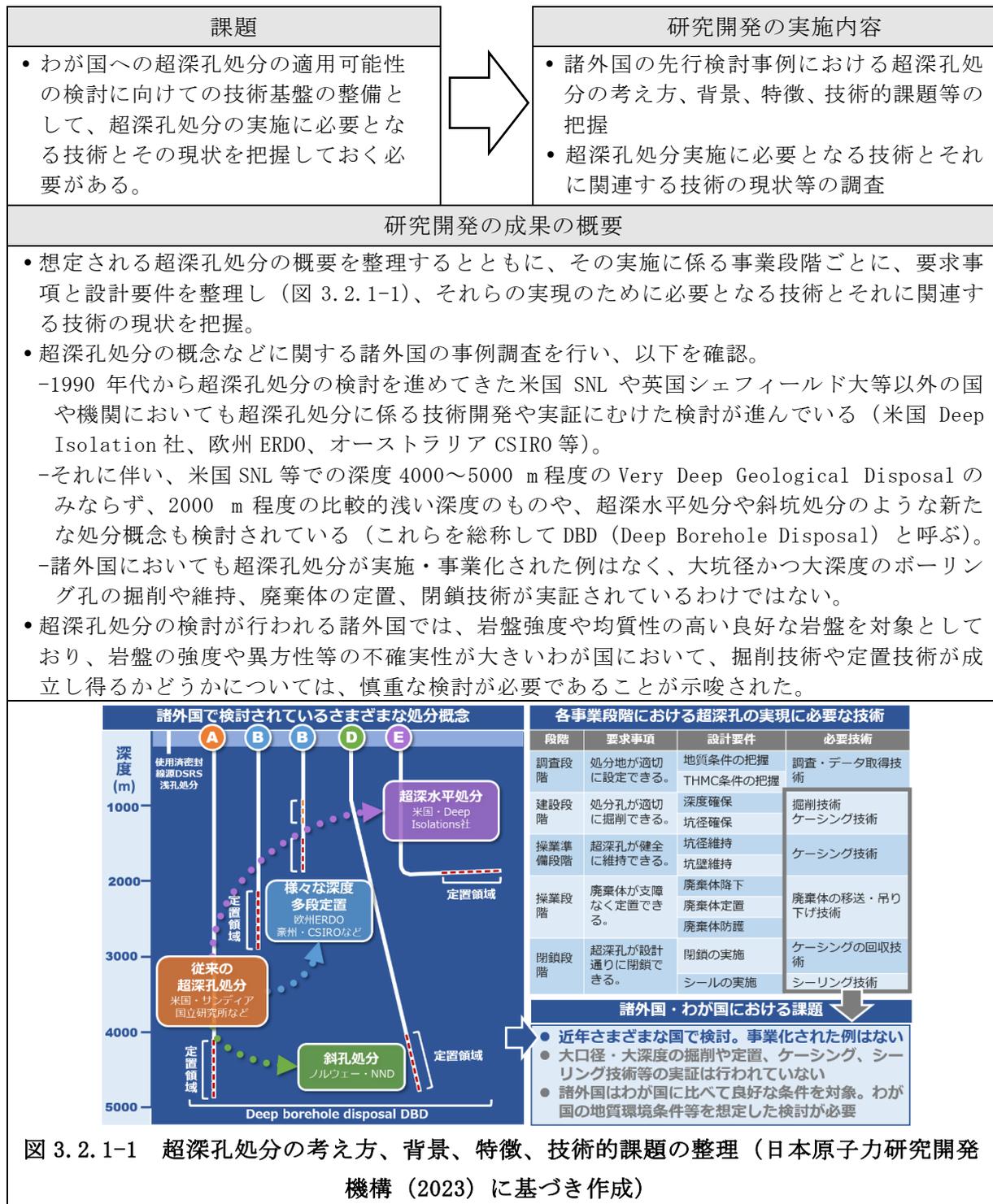


図 3.2.1-1 超深孔処分の考え方、背景、特徴、技術的課題の整理（日本原子力研究開発機構（2023）に基づき作成）

今後の検討で重要となる課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>これまで米国で検討されてきた深度 4000～5000 m 程度の鉛直孔を対象とした処分概念に加え、近年さまざまな深さや坑径のバリエーションが検討されており、今後はそれぞれに適用可能な掘削技術、定置技術、データ取得技術について、最新の技術動向を把握することが必要。</li> </ul>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

わが国での地質環境などの諸条件を考慮した場合における超深孔処分の実現性の検討に資するために、諸外国の先行検討事例における超深孔処分の考え方、背景、特徴、技術的課題を把握するとともに、超深孔処分実施に必要な技術とそれに関連する技術の現状等の調査を行った。

### 超深孔処分の考え方・技術的背景

これまで米国（SNL など）や英国（シェフィールド大など）では、深度 4000～5000m 程度の鉛直孔の下部に廃棄体を定置し、その上部をシーリングする処分概念が検討されてきた。一方、近年（概ね 2017 年以降）では、米国や英国で検討されてきた処分概念に加え、深度 1000 m 程度の比較的浅いものや、水平孔や斜孔、多段定置等の様々な処分概念が提案・検討されるようになっており、これらを総称して DBD と呼ばれるようになってきている（たとえば IFNEC(2020)など）。近年の動向として、米国で 2016 年に設立された Deep Isolation 社（たとえば Deep Isolation Inc, 2021）や、ノルウェーやデンマークなどの欧州の廃棄物インベントリの小さい 5 か国が共同で進める欧州放射性廃棄物処分場開発機構（ERDO）における研究プロジェクト（ERDO, 2022）、さらにオーストラリア連邦科学産業研究機構（CSIRO）がオーストラリア原子力科学技術機構（ANSTO）や米国サンディア国立研究所と共同で進める DBD の実証に向けたプロジェクト（たとえば、Mallants et al., 2020）等の新たな動きがある。さらに、IAEA や OECD-NEA といった国際機関においても、超深孔処分の代替オプションとしての適用性や、セーフティケースの構築に向けた検討や議論が始まっている。

### 掘削技術の現状

国内外の掘削実績に関する実績について調査した結果、超深部までの掘削実績は少なからずあるものの、坑径は 30 cm 以下であり、諸外国における超深孔処分の検討で想定されている径（例えば 50 cm 程度）については、5,000 m 程度の超深部まで掘削した事例はなく、掘削そのもの、さらに掘削後に想定される廃棄体の定置や、そのための孔の健全性維持において大きな技術的課題になることを確認した（日本原子力研究開発機構, 2017; 2018a; 2018b; 2020; 2021）。また、最近では、定置を考慮して 75 cm 程度の坑径を想定し、実績はないものの、この坑径で 2000 m 程度まで掘削可能との見解も示されている（Fischer et al., 2022）

### 地質環境調査技術・データ取得技術の現状

地質環境調査技術については、わが国での超深部の地質環境情報を、公開されている資料から収集した結果、地下深部の温度についてはデータが比較的多く得られているものの、温度以外の情報は限定的であり、揃っていないことを確認した（日本原子力研究開発機構, 2017; 2020）。また、探査手法については、まず物理探査技術を中心に調査を行い、物理探査で調査できる地質環境に係わる項目（例えば、結晶質岩・深成岩の上限面深度や規模と形状など）については、多くの項目で深度 3,000 m 以深でも調査可能であることが確認された（日本原子力研究開発機構, 2021）。また、他の探査手法（坑井内試験、物理検層、コア試験）を用いて、応力場や間隙水圧、岩石強度などを超深部において測定するための手法について調査を行い、

各手法で超深部において測定・推定可能であること、また複数の手法を用いる（調査結果を統合する）ことにより精度の高い測定・推定が可能になること、超深部においても複数の手法を用いる方法での調査実績があることなどを確認した（日本原子力研究開発機構，2022）。

設計・安全評価に係るデータ取得技術については、超深部の高温・高圧環境下でのデータ取得技術を中心に調査を実施した。まず、石油開発における高温・高圧環境についての考え方について調査した結果、使用する機器や素材の耐熱・耐圧性能による環境の区分の例（長縄，2013）によると、現段階において坑井内試験を実施できる温度・圧力環境は温度205℃以下、圧力138 MPa以下（以下、HP/HT環境という）までであると考えられた。そこで、海外での結晶質岩・深成岩、超深部、高温・高圧環境下における応力場測定および透水試験を実施した5つの事例に対して、使用する機器や素材の耐熱・耐圧性能による環境の区分の考え方を適用して整理した結果、応力場測定、透水試験の多くが、「HP/HT環境（温度205℃以下、圧力138 MPa以下）」に区分される温度・圧力環境において行われていることを確認した。このことから、結晶質岩・深成岩を対象とした超深部における高温・高圧環境下での坑井内試験については、現段階では、HP/HT環境であれば実現の可能性が高いことを確認した（日本原子力研究開発機構，2021）。

また、超深部環境下での核種移行特性のデータ取得やパラメータ設定について調査を行い、超深部の高温・高圧条件に対して核種移行パラメータを設定するための情報は現段階では存在しないか極めて限定的であり、高温・高圧下でのデータ取得や、これらのデータに起因する不確実性の取扱いなどの対応の具体化が今後の課題となることを確認した（日本原子力研究開発機構，2020）。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ 廃棄物が入る大坑径での超深部までの掘削実績は諸外国を含めて確認できていないため、わが国の地質環境への既存の掘削技術の適用性を確認することや、掘削を伴う技術的実証が必要。
- ・ わが国での超深部の地質環境情報や超深部環境下での核種移行パラメータの設定に資する情報など、現段階で情報が限られるものについては、情報収集を継続するとともに、感度解析などを通じた因子やパラメータの絞り込みなどの代替的な手法の適用性やデータに起因する不確実の取り扱いについても確認が必要。
- ・ 超深孔処分の操業準備段階以降において必要になる技術の調査や適用性の確認が必要。
- ・ 近年さまざまな深さや坑径のバリエーションが検討されており、今後はそれぞれに適用可能な掘削技術、定置技術、データ取得技術についても調査が必要。

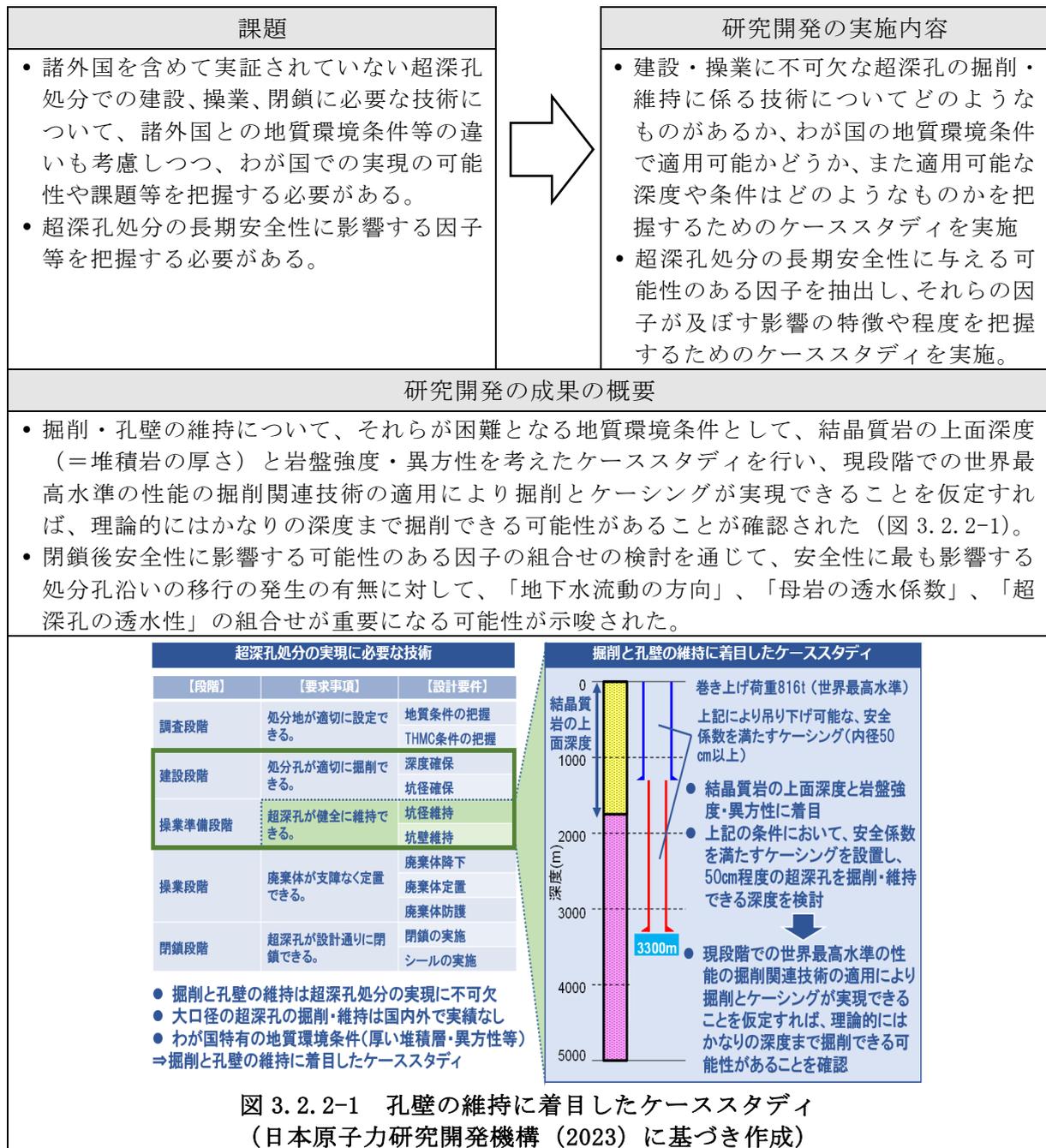
#### 【参考文献】

Deep Isolation Inc. (2021) : Deep Isolation - An introduction for policy-makers, WHITE PAPER.

ERDO (2022) : Boreholes as a permanent solution for national inventories of radioactive waste.

- 長縄成実 (2013) : 国際陸上科学掘削超高温地熱掘削プロジェクト JBBP の実現に向けた技術開発, 石油技術協会誌, vol. 78, no. 5, pp. 360-365.
- Fischer, T., Engelhardt, H. J., Mallants, D. (2022) : Methodology for Designing Deep Boreholes for Disposal of Radioactive Waste, WM2022 Conference, March 6 - 10, Phoenix, Arizona, USA.
- 日本原子力研究開発機構 (2017) : 平成 28 年度 地層処分技術調査等事業 直接処分等代替処分技術開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2018a) : 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 直接処分等代替処分技術開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2018b) : 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 直接処分等代替処分技術開発 5 か年取りまとめ報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2020) : 平成 31 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2021) : 令和 2 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2022) : 令和 3 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- 日本原子力研究開発機構 (2023) : 令和 4 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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.
- IFNEC (2020) “Understanding Deep Borehole Disposal Technology in the context of Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste Disposal: History, Status, Opportunities and Challenges”, webinar, November 2020.,  
[https://www.ifnec.org/ifnec/jcms/g\\_13596/webinar-understanding-deep-borehole-disposal-technology-in-the-context-of-spent-fuel-and-high-level-radioactive-waste-disposal-history-status-opportunities-and-challenges-november-4-and-5-2020](https://www.ifnec.org/ifnec/jcms/g_13596/webinar-understanding-deep-borehole-disposal-technology-in-the-context-of-spent-fuel-and-high-level-radioactive-waste-disposal-history-status-opportunities-and-challenges-november-4-and-5-2020) (2023年3月29日閲覧) .
- Mallants, D., Bonano, E., Freeze, G., Brady, P., Sassani, D. (2020) Borehole Disposal Demonstration Project: Overview & Collaboration Opportunities, IAEA Coordinated Research Project “Standardised framework for borehole disposal”, Webinar, 1-15 December. Abstract from CSIRO,  
<https://publications.csiro.au/publications/publication/PIcsiro:EP208729/RI15/RT68> (2023年3月29日閲覧) .

### 3.2.2 超深孔処分の実現性に係る検討



今後の検討で重要となる課題
<ul style="list-style-type: none"> <li>ケーススタディ（机上検討）の結果は、検討するために仮定した情報や考え方により変わり得るため、近年諸外国で検討されている深さや坑径のバリエーション、わが国で想定される廃棄体の仕様やインベントリ構成等も踏まえ、ケーススタディで想定する条件を拡充していくことが必要。</li> <li>超深孔処分の成立の可否は、建設段階～操業準備段階だけでなく廃棄物の定置や閉鎖に係る要件までが問題なく実現できることが不可欠であり、建設～操業～閉鎖で一連の要件が不整合なく実現できることを確認していくことが必要。</li> </ul>

前頁で示した要約の詳細について以下に示す。

わが国における超深孔処分の技術的実現性の見通しや課題・留意点を提示するために、これまでに調査した超深孔処分に係る関連技術の情報や、諸外国の超深孔処分の検討事例の情報などの調査・整理結果、および掘削実績などの情報が確認できない部分についてはケーススタディを実施して課題や留意点の分析・整理を実施した（詳細については、平成27～29年度の事業報告書5章および平成30～令和2年度事業報告書5章、令和3～4年度の事業報告書4章を参照のこと）。

- ・超深孔処分のための掘削技術の調査・分析

超深孔処分で想定される事業段階のうち、前半の調査段階、建設段階、操業準備段階を中心に、わが国の幅広い地質環境条件や超深孔の仕様を想定した掘削の技術的実現性について、孔の維持に着目したケーススタディを実施した（日本原子力研究開発機構, 2022 ; 2023）。ケーススタディでは、超深孔の掘削の可否に影響を与える因子を抽出・分析したうえで、結晶質岩上面深度と異方性応力場の2つの因子に絞り込み、それらを組み合わせてケーシング設置の可能性やその条件などを確認した。その結果、掘削可能深度はケーシング可能深度に依存すること、諸外国で実績のある技術を適用できると仮定すると、坑径50 cmの超深孔を深度3,000～4,000 m程度までケーシング設置により掘削できる可能性が示唆された（図3.2.2-1）。さらに、力学条件が良好な岩盤においては、裸孔で5,000 mまで掘削できる可能性が示唆された。ただし、このケーススタディは、掘削した孔の維持に着目した検討であり、孔の状態（ケーシングの有無、裸孔か否かなど）に応じた廃棄物の定置や閉鎖など、引き続き検討・確認すべき課題も多いと考えられる。

- ・閉鎖後安全性に影響する可能性のある因子の検討

わが国での超深部の地質環境情報や超深部環境下での核種移行パラメータの設定に資する情報など、現段階で情報が限られることを踏まえ、超深孔処分システム全体を考えた場合における、閉鎖後安全性に影響する可能性のある複数の因子の組合せなどを考慮した核種移行のパターン（核種移行経路や核種移行挙動などの違い）を整理した（日本原子力研究開発機構, 2019 ; 2021）。その結果、予察的な解析により、熱対流による核種移行については、わが国のように地下水流れが想定される場合には、熱対流よりも地下水流れによる核種移行が相対的に重要となることが示唆された。さらに、超深孔処分システム全体での核種移行のパターンを整理したうえで、予察的な解析により各移行パターンの発生の有無やその条件などを分析した結果、どの移行パターンが顕在化するかは「地下水流動の方向」、「母岩の透水係数」、「超深孔の透水性（含む、バリア機能の有無）」のバランスに依存する可能性が示唆された。

以上の検討を通じ、今後の検討で重要となる課題は以下である。

- ・ ケーススタディ（机上検討）の結果は、検討するために仮定した情報や考え方により変わり得るため、近年諸外国で検討されている深さや坑径のバリエーションや、わが国のインベントリ構成等も踏まえ、ケーススタディで想定する条件を拡充し、それらがケー

シング可能深度などの机上検討の結果にどのような影響を与えるのかを明らかにしていくことが重要になる。

- ・ 超深孔処分が成立するかどうかは、廃棄体を定置する深度や超深孔の坑径などの超深孔処分の仕様や、掘削装置の性能、応力異方性の有無、軟岩の厚さなどの地質環境条件によって大きく変わり得るため、建設段階～操業準備段階だけでなく廃棄物の定置や閉鎖に係る要件までが問題なく実現できることが不可欠であり、建設～操業～閉鎖での一連の要件が実現できることを要件間の関連も含めて確認していくことが必要。

#### 【参考文献】

日本原子力研究開発機構（2019）：平成30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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.

日本原子力研究開発機構（2021）：令和2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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.

日本原子力研究開発機構（2022）：令和3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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.

日本原子力研究開発機構（2023）：令和4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 直接処分等代替処分技術高度化開発報告書.

### 3.3 その他の代替処分オプションの成立に向けた検討の成果と課題

その他の代替処分オプションとして超深孔処分に着目し、わが国における超深孔処分の成立に向けた現時点での留意点や課題を明らかにした。超深孔処分は1950年代にその概念が提案されたものの、これまでに実施や事業化に至った例はない。一方1990年代以降は、掘削技術の進歩を背景に、米国サンディア国立研究所や英国シェフィールド大等を中心に超深孔処分に係る検討が活発に行われるようになった。とくに、2017年以降は、米国（Deep Isolation社）や欧州（ERDO、ノルウェーNND、ドイツBGEテクノロジー社）、オーストラリア（CSIRO、ANSTO）等、新たな国、機関でも超深孔処分に係る検討が行われるようになり、IAEAやOECD-NEAといった国際機関においても、将来検討し得る代替処分オプションの一つとして認識され、フィージビリティスタディやウェビナー等が実施されている。

本検討では、諸外国の先行検討事例における超深孔処分の考え方、背景、特徴、技術的課題を調査するとともに、国内外で実証された事例のない超深孔の掘削・維持に必要な技術等に着目し、わが国の地質環境条件等をふまえて超深孔の掘削・維持が可能な深度や条件についての見通しを得るためのケーススタディを実施し、わが国における超深孔処分の成立にむけた現時点での留意点や課題を明らかにした。わが国での超深孔処分の成立にむけた検討のうち、これまでに得られている成果と残された課題を表3.3-1に示すとともに、その概要を以下にまとめた。

#### 本検討で得られた主な成果

- 1990年代から米国SNL等で検討されてきた深度4,000～5,000 m程度の鉛直孔を対象としたものに加え、近年さまざまな国・機関で2,000 m程度の比較的浅い深度の処分概念や、水平孔や斜孔を対象とした処分概念が提案・検討されていることを確認。
- 超深孔処分が実施・事業化された例はなく、大坑径かつ大深度のボーリング孔の掘削や維持、廃棄体の定置、閉鎖技術が実証されているわけではないことを確認。
- 超深孔処分の検討が行われている諸外国では、岩盤強度や均質性の高い良好な岩盤を対象としており、岩盤の強度や異方性等の不確実性が大きいわが国において、掘削技術や定置技術が成立し得るかどうかについては、慎重な検討が必要になることが示唆された。
- 現段階での世界最高水準の性能の掘削関連技術の適用により掘削とケーシングが実現できることを仮定すれば、理論的にはかなりの深度まで掘削できる可能性があることをケーススタディにより確認した。

#### わが国における実現性の検討に向けて重要な課題

- ケーススタディの結果は、検討のために仮定した情報や考え方により変わり得るため、想定される超深孔の仕様（深さや坑径等）のバリエーションや、わが国で想定される廃棄体の仕様やインベントリ構成等も踏まえ、ケーススタディで想定する条件を拡充していくことが必要。
- 超深孔処分の成立の可否は、建設段階～操業準備段階だけでなく廃棄物の定置や閉鎖に係る要件までが問題なく実現できることが不可欠であり、建設～操業～閉鎖での一連の要件が不整合なく実現できることを確認していくことが必要

- わが国の地質環境条件や想定される廃棄体の仕様やインベントリ、想定される超深孔の仕様を踏まえた閉鎖後長期の核種移行への影響の可能性や課題を検討することが必要

表 3.3-1 その他の代替処分オプションに係る調査の成果と今後の課題との対応

項目	本検討で得られた主な成果		わが国における実現性の検討に向けて重要な課題
	諸外国の動向の調査	わが国における実現性	
超深孔処分の概念	<ul style="list-style-type: none"> <li>・近年さまざまな国・機関で検討され、これまでの深度 5,000 m 程度の鉛直孔の超深孔処分に加え、2,000 m 程度の比較的浅い深度のものを含むさまざまな超深孔処分の概念が検討されていることを確認</li> <li>・超深孔処分の実証や実施・事業化された国はない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・岩盤強度や均質性の高い良好な岩盤を対象とする諸外国に対し、岩盤の強度や異方性等の不確実性が大きいわが国において、掘削技術や定置技術が成立し得るかどうかにについては、慎重な検討が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・それぞれの処分概念に必要な掘削技術、定置技術、データ取得技術について、最新の技術動向の把握</li> </ul>
技術的課題	調査技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計、掘削、定置・閉鎖、性能評価に必要なデータのうち、超深孔相当深度の地下深部の温度についてはデータが比較的多く得られている。</li> <li>・その他の水理、力学、地下化学等のデータは限定的であるものの、適用可能な技術があることを確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計、掘削、定置・閉鎖、性能評価に必要なデータやその優先度の検討・それを踏まえた取得技術の確認</li> </ul>
	掘削技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大坑径かつ大深度のボーリング孔の掘削や維持、廃棄体の定置、閉鎖技術が実証されていないことを確認</li> <li>・先行している米国 SNL、DI 社等の事例検討においても、既存技術や今後の技術開発により実現可能と想定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・世界最高水準の性能の掘削関連技術の適用により掘削とケーシングが実現できることを仮定すれば、理論的にはかなりの深度まで掘削できる可能性があることをケーススタディにより確認</li> </ul>
	閉鎖・定置技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>・先行している米国 SNL、DI 社等において、定置やシーリングの比較的単純な好ましい状況を対象とした机上検討が行われていることを確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成立のために必要な要件や関連技術のリストアップ</li> </ul>
閉鎖後長期安全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>・先行している米国 SNL、DI 社の検討事例において核種移行評価、高温・高圧環境の核種移行パラメータの設定ができていないだけでなく重要な課題であることを確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・閉鎖後安全性に影響する可能性のある因子の組合せに着目した核種移行のパターンの整理の結果から、安全性に最も影響する処分孔沿いの移行の発生の有無に対して、「地下水流動の方向」、「母岩の透水係数」、「超深孔の透水性」の組合せが重要になる可能性を示唆。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・わが国で想定される地質環境条件や廃棄体の仕様やインベントリ、超深孔の仕様や各段階での適用技術などを踏まえた閉鎖後長期の核種移行への影響の可能性や課題の検討</li> </ul>

※DI社：Deep Isolation社の略

## 4. まとめ

### 使用済燃料直接処分

本取りまとめ報告書では、直接処分第1次取りまとめ以降の研究開発の進展を示した。

設計・工学技術に関する検討では、主に先行事業において、例えば、直接処分第1次取りまとめで対象とした PWR 使用済燃料に加えて、BWR 使用済燃料についても、処分後の未臨界を維持でき、閉鎖後過渡期の一定期間にわたって核種閉じ込めが可能な処分容器の設計・製作が可能であることの見通しを示した。また、緩衝材、坑道、搬送・定置装置等の処分システムの各構成要素についても、直接処分第1次取りまとめで対象とした横置き方式の場合だけでなく、廃棄体の重量・寸法が著しく大きくなる PEM 方式の場合でも、設計要件を満たす設計・施工が可能であることの見通しを示した。

閉鎖後長期の安全性の評価に関する検討では、先行事業から本事業を通じて、使用済燃料直接処分の核種移行評価で重要となる C-14（半減期約 5700 年）の処分容器による閉じ込め性に係る銅腐食挙動の硫化物濃度への依存性等の理解、銅の処分容器の腐食に伴う緩衝材変質についての腐食速度依存性の理解、C-14 の緩衝材中での移行挙動の理解に基づく拡散係数の推定方法の構築、使用済燃料からの核種の放出に係る長期溶解挙動の炭酸濃度への依存性や瞬時放出挙動の元素依存性等の理解等に係る検討を段階的に進め、使用済燃料直接処分の核種移行評価の高度化に向けた基盤情報を拡充した。

今後、わが国における直接処分の成立性の検討に向けて、特に、以下の取り組みを進めることが重要になると考えられる。

- ✓ 本事業及び先行事業においては、処分容器の遮へい厚さの検討や、燃料からの核種溶出挙動の理解に向けた取り組みなど、一部において燃焼度の違いの影響を含む検討が進められてきたものの、それ以外の検討では、直接処分第1次取りまとめと同様に、限定的な使用済燃料（PWR 使用済燃料、燃焼度 45GWd/MTU、初期濃縮度 4.5%）が対象とされた。他方、わが国で想定される使用済燃料は上記以外に多様なバリエーションが想定される。このため、今後、より幅広い使用済燃料条件を想定した直接処分システムの設計・工学技術および核種移行評価の検討が重要となる可能性がある。具体的には、例えば、使用済燃料のバリエーションに応じた処分容器への収容本数の変化の有無等について処分後の臨界安全性評価に基づく把握、UO<sub>2</sub> 使用済燃料条件のバリエーションや高発熱性の MOX 使用済燃料の想定が処分システムの設計・工学技術や核種移行評価にもたらす影響の把握等が重要となる可能性がある。
- ✓ 本事業及び先行事業においては、直接処分第1次取りまとめと同様に、H12 レポートにおける地質環境条件の設定を起点として検討が進められた。他方、原子力発電環境整備機構による「包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－」（以下、NUMO 包括的技術報告書という）では、H12 レポート以降の最新の科学的知見を集約した結果等にもとづき、複数の地質環境条件が設定され、それらの条件での設計・工学技術および核種移行評価の検討が行われている。このため、今後、NUMO 包括的技術報告書で設定された地質環境条件での直接処分や沿岸域での直接処分を想定する等、より幅広い地質環境条件を想定した

直接処分システムの設計・工学技術および核種移行評価について、既存のシステムの設定や核種移行評価技術等の適用性の確認（適用の可否、適用範囲等）、あるいはそのような条件を対象とした評価を可能とするために必要となる技術開発課題の具体化等が重要となる可能性がある。

さらに、わが国における直接処分の成立性の議論は、上記の取り組みやわが国での直接処分特有の課題への対応に重点を置きつつ、これら個別課題への対応とあわせて、設計・工学技術の実施で必要となる一連の課題のつながり、核種移行評価の実施で必要となる一連の課題のつながり、及びそれら設計・工学技術と核種移行評価とのつながりなど、より俯瞰的な視点で全体に留意しつつ進めていくことが重要となる。この際に着目する設計・工学技術や核種移行評価のそれぞれの全体像およびそれらをつなげた全体像としては、海外の先行事例及び NUMO 包括的技術報告書でのセーフティケースの考え方や構造を参考としていくことが有効となり得る。

#### 使用済燃料直接処分以外のその他代替処分オプション

使用済燃料直接処分以外のその他代替処分オプションとして超深孔処分を対象に、先行する諸外国の動向や関連技術の調査等を行ってきた。従前から米国や英国で検討されてきた、深度 4,000～5,000 m 程度の鉛直孔での超深孔処分に加えて、近年では 1,000～2,000 m 程度の比較的深度が浅い処分や、水平孔や斜孔および多段定置による超深孔処分についての検討事例があることを確認した。一方で、それら処分の実施で必要となる大坑径かつ大深度のボーリング孔を掘削し、それを維持するための技術や、ボーリング孔を掘削した後の廃棄体の定置や閉鎖のための技術については、先行する諸外国においても実証まではされておらず、諸外国での検討事例における掘削・定置、閉鎖の検討は既存技術等が適用できると仮定した場合の机上検討であり、超深孔処分のいずれにおいても事業化レベルまで進んでいる事例はないことが確認された。

なお、これらの諸外国における検討事例では、岩盤強度が高く均質であるなどの良好な岩盤を対象としていることが特徴としてあげられ、一方、わが国では岩盤強度の不確実性の幅が大きいことや異方性等が想定されることから、掘削技術や定置技術などの成立性について諸外国の検討事例に比してより慎重な検討が必要になる可能性が示唆された。

その一環として、わが国で想定される地質環境条件の特徴（岩盤強度の幅、異方性等）も考慮しつつ、まずは事業で想定される建設～操業～閉鎖の一連の段階の最初となる建設段階で重要となる達成可能な孔の深度や孔壁維持の可能性についての検討に着手した。地質環境条件、超深孔処分の仕様（深度、孔径等）、適用する掘削やケーシングの技術などのバリエーションとその組み合わせについてのケーススタディにより、世界最高水準の性能の掘削関連技術を適用することを想定すれば、理論的にはわが国で想定される地質環境条件の特徴（岩盤強度の幅、異方性等）のある程度の範囲においても深度 4,000 m 程度まで 50 cm 程度の坑径を維持できる可能性もあり得ることを示唆する知見が得られた。ただし、達成可能な深度や孔壁の状態については、想定する地質環境条件、超深孔処分の仕様、適用する技術の影響を強く受けることから、適用する技術の実証やその技術が対象とする地質環境条件への対応

性が重要であり、地質環境条件が複雑なわが国では特に慎重な検討が重要になると考えられる。

今後は、わが国の諸条件を考慮した場合の超深孔処分の成立性の可否や難易度についての具体的な見通しを得ることが重要になると考える。それに向けては、超深孔処分の成立性の可否や難易度の判断に密接に関係する因子の同定、及び可否や難易度に違いが生じる可能性のあるそれら因子の条件や組み合わせ等の具体化のため、特に、以下の取り組みを進めることが重要である。

- ✓ 建設段階、操業段階、閉鎖段階のそれぞれの段階での要件が満たされるかどうかを探索するためのケーススタディについて、そこで想定する条件を、超深孔処分の仕様（深さや坑径等）のバリエーション、適用可能性のある技術（既存技術、新規技術等）のバリエーション、わが国での超深孔処分の対象となりえる地質環境条件のバリエーション、わが国の廃棄物の種類や量及び核種インベントリのバリエーション等を踏まえて拡充していくこと。
- ✓ 上記ケーススタディを通じて、建設段階、操業段階、閉鎖段階のそれぞれの段階での要件が満たされる可能性のある因子の条件や組み合わせ等を具体化していくこと。また、ある要件が複数の段階に関係する場合で、かつ、その要件が満たすべき具体的な内容が段階間で異なる場合には、段階間でのコンフリクトの回避や低減のためにどのような注意や対策が必要になるか等についても確認していくこと。
- ✓ 想定する地質環境条件や廃棄物のインベントリ、及び超深孔処分の仕様や各段階で適用する技術などにより生じる可能性のある超深孔処分のシステムの特徴や状態変遷のリストアップ、さらにそれらの核種移行への影響の種類や程度についての具体的な評価事例の蓄積とそれに基づく影響が顕在化する可能性のある条件等の分析を進めるとともに、影響評価の信頼性向上や影響の回避・低減等に向けて取り組むべき課題の具体化を行うこと。