

7-5 直接処分

1. はじめに

わが国は、資源の有効利用やエネルギーセキュリティの観点から、原子力発電によって発生する使用済燃料を全量再処理し、それによって発生する高レベル放射性廃液をガラス固化体として最終処分することを基本方針としている。しかし、2011年3月に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を契機として、今後のわが国のエネルギーシステムをより安全性とセキュリティ性の高いものとしていくことが国家的な重要課題となっている。この重要課題を克服していくためには、エネルギーシステムの改革を大胆に進めていくことが不可避となっており、2014年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」において、核燃料サイクル政策については、引き続き従来の方針に従い再処理事業に取り組みながら、使用済燃料の貯蔵能力の拡大、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発等を進める方針が示されている。また、高レベル放射性廃棄物の最終処分に向けた取り組みの技術的強化のための方策として、地層処分の技術的信頼性について最新の科学的知見を定期的かつ継続的に評価・反映するとともに、幅広い選択肢を確保する観点から、直接処分など代替処分オプションに関する調査・研究を推進するとしている。このように、新たな原子力政策の策定や核燃料サイクルのシナリオの選択に柔軟性を与えるためにも、使用済燃料の直接処分の技術的成立性に向けての検討を進めることは、わが国の使用済燃料問題の解決に向けての重要な課題となっている。

本稿では、処分の観点から対象とする使用済燃料の特徴を整理するとともに、直接処分に関する諸外国の状況を概観し、わが国での直接処分に関する研究開発の取り組みの現状を解説する。

2. 処分の観点からの使用済燃料の特徴

わが国で稼働している発電用軽水炉には、加圧水型（PWR）と沸騰水型（BWR）の2つの炉型があり、これらの2つのタイプの炉で使用される燃料集合体は、形状、燃料被覆管等の構造材材料などに違いがある。それぞれの炉型及び燃料集合体についても、時代とともに改良が行われており、仕様の異なるいくつかのタイプの燃料が存在している¹⁾。発電効率を高めるための高燃焼度化を指向した改良も行われている。また、ウランと再処理で回収したプルトニウムを混合したMOX燃料を用いたプルサーマル計画も進められており、それぞれの炉においてMOX燃料の使用済燃料も発生している。このように、原子力発電により発生する使用済燃料は、再処理の工程

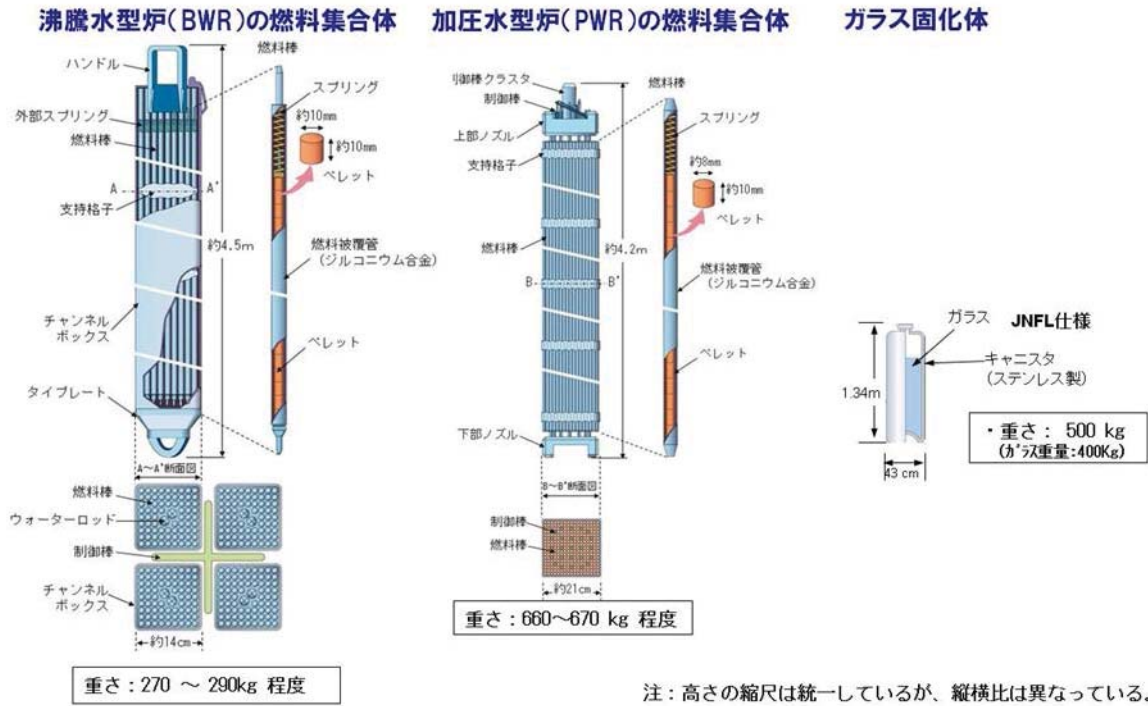
を経て作製されるガラス固化体に比べて、その特徴のばらつきや多様性の程度が大きい。したがって、直接処分においては、使用済燃料のこうした特徴を認識しつつその代表的な特性を把握し、ガラス固化体との違いを抽出し整理しておくことが重要である。なお、直接処分の場合は、使用済燃料そのものが高レベル放射性廃棄物として国際的に分類されている²⁾。このような観点から、以下に、ガラス固化体と発電用軽水炉の使用済燃料について、それぞれが含有する放射性物質や地層処分システム的设计・性能評価上の留意すべき特徴について比較整理した。第1図は、使用済燃料とガラス固化体の大きさと形状の比較を示している。

2.1 含有する放射性物質

- ・ ガラス固化体：核分裂生成物やアクチノイドなどの放射性核種が含有されているが、再処理工程を経て、燃料として再利用できるUとPuのほぼ全量が回収されており、揮発成分（H、C、I、Cl、希ガス）が取り除かれている。また、使用済燃料の被覆管等の構造材は、そのせん断時に混入するごく一部の微粉末を除き、除去されている。
- ・ 使用済燃料：放射性核種は燃料ペレット(UO₂)と構造材の両方に存在し、ガラス固化体に含まれる核種に加え、UとPu、それらの娘核種や揮発成分を含有する（第2図参照）。核分裂生成物の一部（Xe、Kr）は燃料棒中に気体状で存在し、燃料被覆管などの構造材は放射化生成物を含有している。

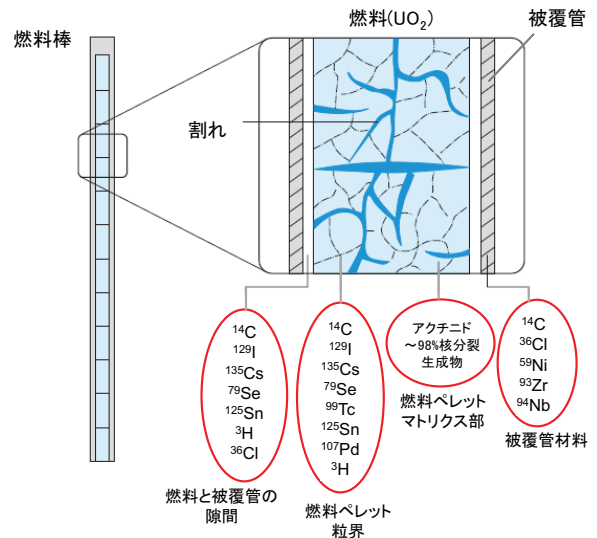
2.2 地層処分システム的设计・性能評価で留意すべき特徴

- ・ ガラス固化体：再処理工程から発生する高レベル放射性廃液には様々な燃料起源の廃液が均一に混合されていることから、出来上がるすべてのガラス固化体の特性はほぼ同一とみなすことができる。したがって、処分後の安全評価における地下水シナリオに沿った核種移行解析ではガラスの溶解に伴い核種が一様に調和的に溶出するとした取り扱いが可能となる。また、ガラス固化体の形状は円柱状であることから、幾何構造的には単純であり、形状のモデル化も行いやすい。
- ・ 使用済燃料：第2図に示すように、燃料部分において、一部の核種は、燃料と被覆管の隙間、燃料の割れ目、粒界に存在し、これらは、地下水と接触した際に速やかに溶出する成分（以下、「IRF: Instant Release Fraction」）となる。他の核種は、燃料ペレットマトリクス部に存在し、マトリクス部の溶解（放射線分解に

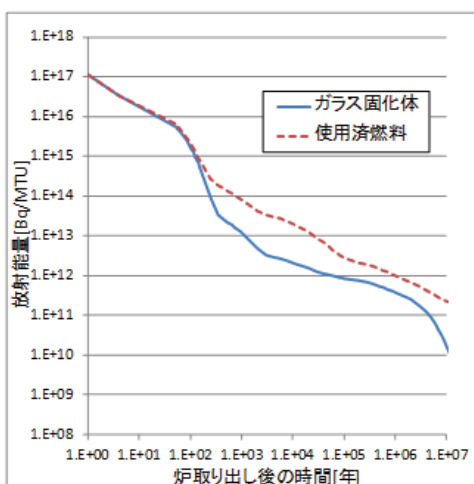


第1図 使用済燃料とガラス固化体の大きさと形状の比較
(電気事業連合会原子力エネルギー図面集，2013年度版による)

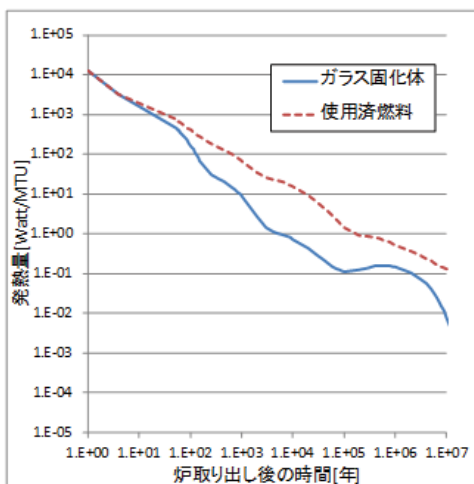
よる酸化溶解が主要なメカニズムと考えられているに伴い、溶出するとされている。構造材については、それを構成する金属中に存在する放射化生成物が金属の腐食に伴い溶出するとされている。しかし、ジルカロイ中の放射化生成物については、一部が表面の酸化被膜中に存在し比較的速やかに溶出することが知られている。放射エネルギーについては、PuやPuの崩壊により生成される娘核種の寄与により、100年以降、ガラス固化体に比べ、時間の経過に伴う減衰が小さい(第3図参照)。発熱量については、10年～1000年でPu-241の娘核種であるAm-241の寄与、1000年以降はPuやU崩壊の寄与が大きくなるため、ガラス固化体に比べ高くなる(第4図参照)。また、核分裂性物質を多く含むことから、使用済燃料集合体を収納する金属製容器内での臨界の可能性についての検討や保障措置・核セキュリティに係る諸制度の適用等についての検討も必要となる。ガラス固化体に比べα放射能が高いため、放射線分解の影響が大きい可能性があり、このための検討・評価も必要となる。さらに、各炉型に対する燃料集合体仕様には多様性があり、かつ燃料集合体毎の平均燃焼度と燃料集合体内での燃焼度分布に不均質性がある。使用済燃料集合体を収納する金属製容器については、収納する集合体の配置を本数に応じて検討する必要がある、ガラス固化体に比べて複雑な設計になる。



第2図 使用済燃料中の核種分布
(文献3) Fig.4.5-2に加筆)



第3図 モデル使用済燃料とモデルガラス固化体の放射能量の時間変化 (1 MTUあたり) 4)



第4図 モデル使用済燃料とモデルガラス固化体の発熱量の時間変化 (1MTUあたり) 4)

第1表 主要な計算条件

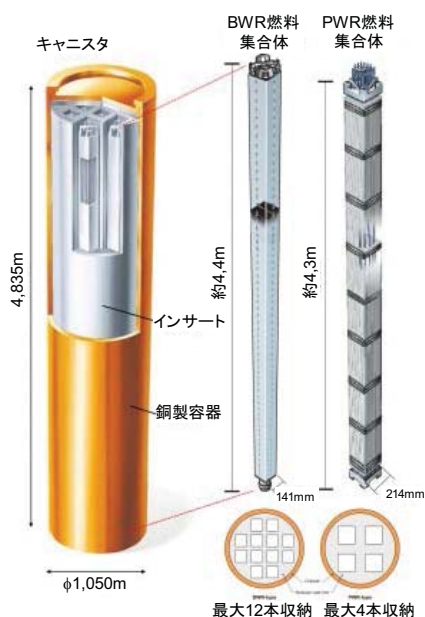
項目	設定値
燃料タイプ	PWR燃料
濃縮度	4.5%
燃焼度	45,000 MWD MTU ⁻¹
計算コード	ORIGEN 2.2 5)

第3図と第4図に示す使用済燃料とガラス固化体の単位ウラン質量当たりの放射能量及び発熱量の時間変化の計算には、第1表に示す使用済燃料の設定値等を用いた。なお、ガラス固化体については、高レベル放射性廃棄物に関する地層処分研究開発第2次取りまとめ(以下、「H12レポート」) 6)に示されているモデルガラス固化体と同等の設定となっている。計算に際しての燃料と構造材の組成については文献5)に示されている値を使用した。

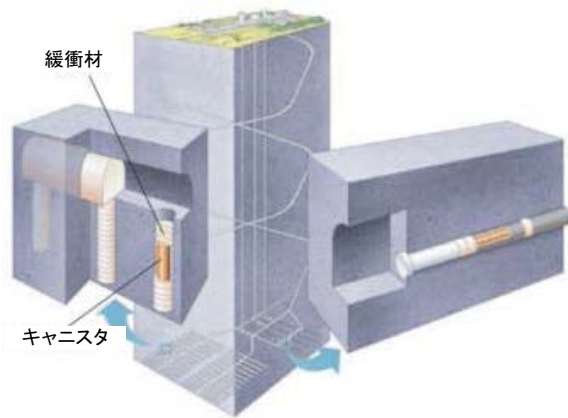
3. 諸外国における直接処分に係る計画

現在、原子力発電を行っている各国において、使用済燃料の全量再処理を基本としている国はわが国とフランスだけである。しかし、フランスでは、将来の電力及び原子力産業界が選択する可能性のあるシナリオを考慮するためとして、使用済燃料の直接処分についてもフィージビリティスタディを行っている⁷⁾。その他の国々では、使用済燃料を高レベル放射性廃棄物とみなしている。スイス、ドイツ等の一部のヨーロッパの国々は、過去にイギリス及びフランスへの委託などを含め、再処理を実施していたことから、ガラス固化体を保有しているが、各国とも2000年代に入ってから再処理を行わない方針としており、使用済燃料も処分対象の高レベル放射性廃棄物としている。スウェーデン、フィンランドは、使用済燃料のみを処分対象の高レベル放射性廃棄物としている^{8,9)}。処分事業の進展という観点からは、スウェーデン及びフィンランドにおいては、既に処分場建設予定地が選定され、処分場の建設許可申請が行われている。フランスにおいては、ビュール地下研究所の近傍の区域を候補サイトとして調査が進められている。

上記の国々のうち、例えば、スウェーデン及びフィンランドはどちらも結晶質岩(花崗岩)のサイトを対象として同様の処分概念での検討を行っている。第5図にスウェーデンのSKB社が検討している使用済燃料(PWRとBWR)を収納するキャニスタの設計例を示す¹⁰⁾。キャニスタは外側が銅製、内側が鋳鉄製の二重構造になっており、設計上、外側の銅製の部分は腐食に、内側の鋳鉄製の部分は外部からの応力に耐える役割をもち、数十万年以上の寿命が期待されている。



第5図 SKB社が検討している使用済燃料を収納するキャニスタの設計例¹⁰⁾



第6図 SKB社で検討された処分概念（KBS-3概念）¹⁰
 縦置き（KBS-3V、図左）と横置き（KBS-3H、図右）

キャニスタにPWR燃料集合体を4本収納する場合、封入後の重さは約26.8トン、BWR燃料集合体についてはチャンネルボックスを付けた状態で12本収納する場合、封入後の重さは約24.7トンになる。第6図はスウェーデンのSKB社が検討している処分概念であり、KBS-3概念と呼ばれている¹⁰。第6図の左側が縦置きの概念（KBS-3V）、右側が横置きの概念（KBS-3H）を示している。定置方法は、処分坑道の底面に処分孔を掘削し、廃棄体を縦置きにする方法（KBS-3V概念）をレファレンスデザインとしつつ、坑道に廃棄体を横置きするオプション（KBS-3H概念）も検討されている^{8,9}。横置きの場合には、キャニスタと緩衝材を一体としたスーパーコンテナと呼ばれる容器を処分坑道に定置する方法などを検討している¹¹。スイスやフランスでは、粘土岩を対象として処分場を検討しており、処分容器は鋼製で10,000年の容器寿命を想定した安全評価を行っている^{3,7}。いずれも、処分坑道に水平に廃棄体を定置する設計としている。フランスの設計では、アクセス坑道から水平に掘削される処分孔の周囲はスリーブと呼ばれる金属材料で覆われる設計となっている。

なお、地層処分に係る国際的な動向として可逆性と回収可能性についての議論がある。可逆性とは、原則として処分システムを実現していく間に行われる決定を元に戻すあるいは検討し直す能力を意味する。一方、回収可能性とは、原則として処分場に定置された廃棄物あるいは廃棄物パッケージ全体を取り出す能力を意味する。これらはいずれも将来社会の意思決定の尊重や地層処分システムの安全性に関する信頼性についての不測の事態への対応を可能にする仕組みを考慮しておくという課題に対するものとなっている¹²。

4. わが国における直接処分の検討

2005年10月に閣議決定された「原子力政策大綱」の策定にあたり、原子力委員会 新計画策定会議 技術検討小委員会において、核燃料サイクル政策の検討に資することを目的として、「基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書」（2004年11月）（以下、「コスト比較報告書」）が取りまとめられた。この中で、諸外国の例を参考に使用済燃料を対象とした地層処分施設の概略の設計と費用の試算が行われるとともに、安全性に関して、「H12レポート」と同様の評価体系でいくつかのケースを想定して核種移行解析と線量の推定が行われ、当時の諸外国で提案されている安全基準（ $0.1\sim 0.3 \text{ mSv y}^{-1}$ ）を下回る評価結果が示された。この線量評価の結果では、処分後1000年から数万年までC-14が、数万年以降はI-129が支配核種となり、最大値については、処分後5,000年～8,000年の間に $10^{-3} \text{ mSv y}^{-1}$ のオーダーであった。また、使用済燃料の直接処分を進めるにあたって、安全評価及び設計・施工上の検討すべき課題が以下のように抽出された。

A. 安全評価上の課題

- ① 評価上考慮するシナリオ
- ② 臨界回避・評価
- ③ 核種の瞬時溶出挙動と影響
- ④ UO_2 マトリクス溶解挙動とそれに伴う核種溶出挙動及びそれらの影響
- ⑤ 放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響
- ⑥ 廃棄体が大きくなることによる掘削影響領域の拡大等の挙動と影響
- ⑦ 移行挙動や移行特性

B. 設計・施工上の課題

- ① ガラス固化体に比べ、寸法、重量ともに大きくなることに対する処分坑道、処分孔、人工バリア仕様等の検討
- ② ガラス固化体に比べ、発熱量が大きくなることに対する処分場設計への影響評価
- ③ ガラス固化体に比べ放射線量が大きくなることに対する遮蔽対策
- ④ 放射線分解による酸化還元フロントに対する対策
- ⑤ 臨界を避けるための検討
- ⑥ 非収着性核種に対する被ばく低減化対策
- ⑦ 地上施設の詳細検討
- ⑧ 操業中及び閉鎖後管理段階の保障措置やテロ対策
- ⑨ 回収可能性の検討

上記の「コスト比較報告書」以降、使用済燃料の直接処分に関する研究開発は限定的な範囲でしか実施されて来なかったが、地層処分基盤研究開発調整会議により

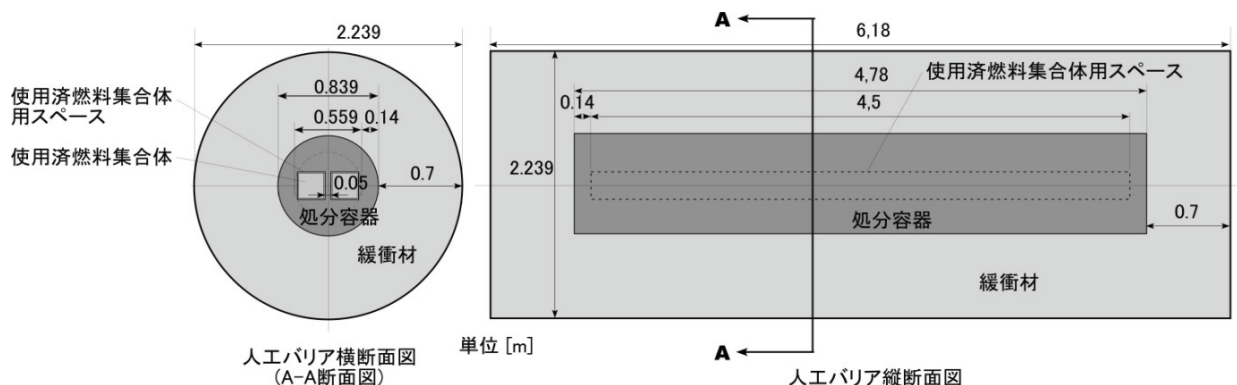
2013年3月に策定された「地層処分基盤研究開発に関する全体計画（平成25年度～平成29年度）」（以下、「全体計画」）において、国の地層処分基盤研究開発としてわが国における直接処分に関する研究開発が位置づけられ、2013年度より本格的な研究開発が開始された。「全体計画」においては、上記の「コスト比較報告書」で示された安全評価及び設計・施工上の課題を包含するかたちで、新たな課題設定がなされている。第2表に、「全体計画」に示された使用済燃料の直接処分に関する研究開発項目と課題をまとめた。併せて、「全体計画」の課題と「コスト比較報告書」で抽出された安全評価及び設計・施工上の課題との対応関係を整理した。

「全体計画」に基づき実施された経済産業省資源エネルギー庁の平成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）の成果⁴⁾の一例として、わが国における条件を考慮して得られた直接処分における人工バリアのレファレンス仕様を第7図に示す。この仕様は、「H12レポート」においてモデルガラス固化体の前提となっているPWR使用済燃料の特性とレファレンスケースの地質環境条件（岩種：花崗岩（結晶質岩）、地下水タイプ：降水起源の地下水）を前提条件とした予備的な設計検討により得られたものであり、PWR使用済燃料2体を封入した炭素鋼製の処分容器（外側鍛造部厚さ：0.14m、内側鋳造部直径：0.559m、長さ：4.78m）の周囲を厚さ0.7mの緩衝材（乾燥密度1.6Mg m⁻³、ケイ砂混合率30wt%）で覆うものとなっており、同一の処分坑道内での廃棄体のピッチは最小値6.18mと設定されている。この人工バリアの設計では、まず処分容器について、その設計に必要となる臨界解析、遮蔽解析、構造解析、腐食評価が行われ、使用済燃料集合体の収容体数、処分容器の材料・構造・寸法・形状が設定された。次に緩衝材について、「H12レポート」の緩衝材仕様に対して、処分容器との力学的相互作用を評価するための腐食膨張解析と沈下解析が行われ、岩盤の保護性能、廃棄体の支持性能及びコロイドフィルトレーションなどのその他の要求性能が確認され、その結果「H12レポート」の緩衝材

の仕様が使用済燃料の直接処分でも成立することが確認された。坑道の設計については、上記の手順により設定された人工バリアの仕様に基づき、坑道断面の寸法・形状が設定され、緩衝材の熱的制限、岩盤の空洞安定性上の制限を考慮し、掘削土量及びフットプリントの面積を指標として廃棄体ピッチ及び坑道離間距離が設定された。人工バリア設計の詳細については文献⁴⁾を参照されたい。

第2表 「全体計画」に示された研究開発項目と課題

研究開発項目		課題	「コスト比較報告書」の課題との対応
廃棄物データベース開発	インベントリデータ整備	使用済燃料に関する発熱量評価とインベントリ評価	
処分場の工学技術	処分場施設設計技術開発	直接処分に関する方策の検討	B⑧ B⑨
		設計技術開発 設計支援システム開発	B① B② B③ B⑦ B⑨ A⑥
	人工バリア概念の開発	使用済燃料の特徴を考慮した人工バリア概念の設定	B① B② B③ B⑤ B⑥
		人工バリア概念設定に資するデータの整備及び評価手法開発	B④
性能評価技術	性能評価モデル／データ整備	現象理解・モデル開発	A③ A④ A⑤
		データ整備・データベース開発	A⑦
	総合性能評価手法の開発	地質環境条件の設定 シナリオの開発 処分場周辺における臨界可能性評価 直接処分総合性能評価手法開発 直接処分に係る技術・知識・情報・データ等の知識ベース化	A① A② A⑥



第7図 人工バリアのレファレンス仕様⁴⁾

最後に、「全体計画」では、以下に示す研究開発成果の技術的取りまとめに関する5ヵ年のマイルストーンを設定しており、それまでの研究開発の進捗や成果、レビューなどを踏まえ、その後の課題や研究開発内容を柔軟に見直すこととされている。

(1) 当面の1ヵ年(2013年度迄を目処) :

使用済燃料の直接処分の実現可能性と課題を第1次取りまとめとして提示

(2) 当面の3ヵ年(2015年度迄を目処) :

使用済燃料の直接処分の技術的信頼性について第2次取りまとめ(レビュー版)として提示

(3) 当面の5ヵ年(2017年度迄を目処) :

上記の第2次取りまとめ(レビュー版)をベースとして、国内外の有識者によるレビュー等を経て、直接処分研究開発の第2次取りまとめ(最終版)を提示

「全体計画」に示されている使用済燃料の直接処分に関する研究開発と段階的な取りまとめについては、上記の5ヵ年のマイルストーンを見据え、日本原子力研究開発機構が中心となり、地層処分基盤研究調整会議の構成メンバーの協力を得ながら進められている。

5. まとめ

本稿では、わが国の使用済燃料直接処分の研究開発についての経緯、使用済燃料の特徴、諸外国における直接処分に係る計画、わが国における直接処分の検討状況について概説した。

本項を作成するにあたり、日本原子力研究開発機構が受託した経済産業省資源エネルギー庁平成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)の成果も一部活用した。また、経済産業省資源エネルギー庁と日本原子力研究開発機構の地層処分研究開発の研究者の方々から貴重なご助言をいただいた。ここに記して関係者の皆様への謝意を表します。

参考文献

- 1) 公益財団法人原子力安全研究協会、軽水炉燃料のふるまい、実務テキストシリーズNo.3(改訂第5版)(2013)。
- 2) IAEA, IAEA Safety Standards, Classification of Radioactive Waste for protecting people and the environment, General Safety Guide, No. GSG-1, (2008).
- 3) Nagra, Project Opalinus Clay: Safety report – demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste. Nagra technical report NTB-02-05(2002).
- 4) 日本原子力研究開発機構、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(2014).

- 5) Ludwig, S.B. and Renier, J.P., Standard and Extended-Burnup PWR and BWR Reactor Models for ORIGEN2 Computer Code, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-11018(1989).
- 6) 核燃料サイクル開発機構、わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—総論レポート、JNC TN1400-99-020(1999).
- 7) Andra, Dossier 2005, Andra research on the geological disposal of high-level long-lived radioactive waste, Results and perspectives, (2005).
- 8) SKB, Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project, Volume I, SKB Technical Report, SKB TR-11-01(2011).
- 9) Posiva, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012 -, POSIVA 2012-12, Posiva Oy, Olkiluoto, Finland (2012).
- 10) 経済産業省資源エネルギー庁、諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について、2014年版、2014年2月(2014).
- 11) SKB, KBS-3H Complementary studies, 2008 – 2010, SKB Technical Report, SKB TR-12-01 (2012).
- 12) OECD/NEA, Reversibility and Retrievability (R&R) for the Deep Disposal of High-Level Radioactive Waste and Spent Fuel, Final Report of the NEA R&R Project (2007-2011), NEA/RWM/R(2011)4.

日本原子力研究開発機構

畑中耕一郎

柴田 雅博

(2015年5月22日)