

# 第I部

## 原子燃料サイクルバックエンド研究の全体像

### 第1章

# 原子燃料サイクル バックエンド研究の 取組みについて

1-1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐる 我が国の動向 .....	8
1-1-1 放射性廃棄物処分対策	
1-1-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵	
1-2 電力中央研究所におけるバックエンド研究の 取組み .....	10
1-2-1 放射性廃棄物の処理・処分	
1-2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵	
1-2-3 電力中央研究所における基盤技術の開発	
1-2-4 電力中央研究所における国際研究協力	
1-2-5 本レビューの構成と内容	

## 1-1 原子燃料サイクルバックエンドをめぐる我が国の動向

21世紀に入ってこれまでの10年余りの間に、地球規模の温暖化への対策やエネルギー源の安定確保が世界的に重要な課題になっており、特に1990年比25%のCO<sub>2</sub>削減という先進国の中でも突出して高い目標を掲げている日本は、その実現に向けて実効性ある具体的方策を打出すことが国際的にも問われている。このため、エネルギー資源に乏しい我が国においては、低炭素社会の実現に向けて、太陽光、風力などの再生可能エネルギーの利用拡大を図りつつも、原子力発電を基幹電源としてベストミックスの考え方によるエネルギー安定確保を図っていく必要がある。これまでの「原子力政策大綱」<sup>1)</sup>(2005)や総合資源エネルギー調査会による「原子力立国計画」<sup>2)</sup>(2006)においては、2030年以降も総発電量の30～40%程度を原子力発電が担うこと、さらに、原子力発電所で運転した後の使用済燃料を再処理し、ウランやプルトニウムを取り出して使用するリサイクル路線を堅持することなど、我が国の基本方針が示されている。また、原子力発電所の安定した稼働を維持するには、放射性廃棄物の処理・処分を円滑に進めることが不可欠であり、原子燃料サイクルの柔軟性を確保する上では、使用済燃料の中間貯蔵を進めていくことも必要であるとされていた。しかしながら、2011年3月に起った未曾有の東日本大震災とそれにともなう大津波によって起こった東京電力福島第一原子力発電所事故により、原子力発電の今後については国レベルでの原子力利用政策の見直しが行われている。原子力利用政策の今後の方針転換によらず、放射性廃棄物の処分と使用済燃料貯蔵の技術は益々重要な位置づけをなすものであり、着実な技術開発が必要である。

### 1-1-1 放射性廃棄物処分対策<sup>3,4)</sup>

#### (1) 低レベル放射性廃棄物処分

原子力発電所の運転に伴って発生する低レベル放射性廃棄物の埋設処分については、低レベル濃縮廃液をセメントなどにより固化した均一固化体を対象とした第1号の埋設施設が1992年より、また、金属などの雑固体廃棄物を対象とした第2号の埋設施設が2000年より、そ

れぞれ日本原燃(株)(以下、日本原燃)により青森県六ヶ所村において順調に稼働している<sup>2)</sup>。

一方、今後新たに発生する低レベル放射性廃棄物としては、廃炉に伴う解体廃棄物の中で炉内構造物から出てくる放射能レベルがやや高い高 $\beta\gamma$ 廃棄物がある。これらの廃棄物は、50m以深のやや深い地中において、トンネル方式によるいわゆる余裕深度処分施設への処分が予定されており、その事業許可申請に向けた検討が電気事業や日本原燃において行われている。また、そのために、原子力安全委員会が安全評価の考え方<sup>5)</sup>の検討や安全審査指針の改定を進める一方、(社)日本原子力学会(以下、原子力学会)による民間規格<sup>6)</sup>やそれと連携した(社)土木学会(以下、土木学会)での技術報告書の取りまとめ・公表など<sup>7,8)</sup>が行われている。

我が国初めての商業用原子力発電所である日本原子力発電(株)(以下、日本原電)の東海発電所では、1998年に営業運転を停止し、2001年より廃止措置工事に着手している。今後、原子炉本体などの解体撤去が行われる予定であり、高 $\beta\gamma$ 廃棄物などが処分対象廃棄物として発生してくる。また、資源の有効活用の観点から、解体撤去により発生する廃棄物のうち、放射性物質でなく一般廃棄物としての扱いの可否を判断するための「クリアランス制度」が2005年に制定された。クリアランスレベルの判定基準は、国際原子力機関(以下、IAEA)の国際基準などを参考に10 $\mu$ Sv/yと定められている。この制度により、廃炉に伴う低レベル放射性廃棄物の発生量が大きく低減されることとなった。

#### (2) 高レベル放射性廃棄物処分

高レベル放射性廃棄物に関しては、我が国では、2000年に制定された「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律(以下、最終処分法)」<sup>9)</sup>により、再処理施設から発生するガラス固化体を対象として、地下300m以深の深い安定した地層中に処分することとされ、原子力発電環境整備機構(以下、原環機構あるいはNUMO)がその実施主体として設立された<sup>10)</sup>。また、当面の大きな課題である最終処分地の選定については、概要調査地区→精密調査地区→最終処分施設建設地の選定という3段階を経て行われる計画である。原環機構では、最初の段階にあたる文献調査に基づく概要調査地区選定調査の進め方や考慮事項などを公表するとともに、2002年12月

から、全国の市町村を対象に調査対象区域の公募を開始した。2007年1月に高知県東洋町から初めての応募がなされたものの、その後に取り消しがなされ、現時点まで応募がない状況が続いている。一方、地層処分技術の最近までの技術が信頼性向上がなされていることを技術報告書<sup>11)</sup>を取りまとめるとともに、福島第一原発事故を踏まえた地層処分事業の安全確保に関する総点検を追加して検討している。

### (3) TRU 廃棄物処分

2007年6月に改正された「最終処分法」<sup>9)</sup>により、高レベル放射性廃棄物の最終処分計画とその実施スケジュールが改定されたことに加えて、原子燃料のリサイクル工程である再処理やMOX燃料加工に伴って発生する「超ウラン核種を含む放射性廃棄物（通称「TRU廃棄物」あるいは「長半減期低発熱放射性廃棄物」ともいう）のうち、地層処分対象のTRU廃棄物も高レベル放射性廃棄物と同様に特定放射性廃棄物の対象とされ、原環機構が併せて処分の実施主体として事業化を推進することとなった。

なお、我が国の地層処分対象TRU廃棄物ならびに高レベル放射性廃棄物地層処分研究に関して、経済産業省資源エネルギー庁（以下、経産省エネ庁）の主導により、国の基盤研究開発の実施機関である（独）日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）、原環機構、電気事業連合会（以下、電事連）、および当研究所を含めた国内主要研究機関が参加する「地層処分基盤研究開発調整会議」において、国内における基盤研究開発の全体基本戦略と研究開発マップが検討されてきている<sup>12)</sup>。

### (4) ウラン廃棄物の処理処分

ウラン濃縮工場や原子燃料加工工場など、ウランを取り扱う原子力施設や研究・医療施設などからは、ウラン核種を含む低レベルの放射性廃棄物が発生する。これらは、ウラン廃棄物と呼ばれ、これまでに各事業所に保管されている。その量は2030年度末には、200リットルドラム缶換算で約27万本程度になるものと推定されている。原子力委員会による「ウラン廃棄物処理処分の基

本的考え方について」（2000年）<sup>13)</sup>において、ウラン廃棄物の特徴を踏まえ、除染、減容・安定などにより廃棄物の発生量を低減すること、クリアランスの導入による資源としての再利用、あるいは放射能濃度に応じた合理的な処分方法を検討していく方針が示されている。

## 1-1-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵

### (1) 使用済燃料の貯蔵技術

我が国で初めての民間再処理工場は、日本原燃により運転の準備が進められているが、当初計画の処理能力量に余裕がさほどないことや、今後のリサイクル路線の柔軟性を確保するなどの観点から、使用済燃料中間貯蔵施設の重要性がより一層増してきている。このような状況で、リサイクル燃料貯蔵（株）（以下、RFS）による、我が国初の使用済燃料中間貯蔵施設は、福島第一原発事故等の影響もあり、1年遅れの2013年10月に青森県むつ市での操業開始を目指し、2010年5月に事業許可を得て、建設が進められている。この他、中部電力（株）の浜岡原子力発電所においても、使用済燃料の乾式貯蔵が計画されている。

また、福島第1発電所内の共用プールにある使用済燃料は、金属キャスクによる乾式貯蔵が行われる計画である。

### (2) 使用済燃料等の輸送技術

我が国では、使用済燃料から再処理により分離されたプルトニウムをウランと混ぜて混合酸化物燃料（以下、MOX燃料）に加工し、これを軽水炉で再利用するプルサーマルを、2015年度までに16～18基の原子炉で行うことが電気事業の目標とされている<sup>14)</sup>。2009年5月に中部電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）の3社によりMOX燃料の輸送が行われた。また2010年に英国からの返還ガラス固化体の輸送も開始されている。

今後の原子力政策は不透明であるが、今後とも輸送技術の合理化や輸送事故リスクへの対応など、安全、安心の確保が望まれる。

<目標> バックエンド事業化・推進(+基準・指針・民間規格策定)への寄与

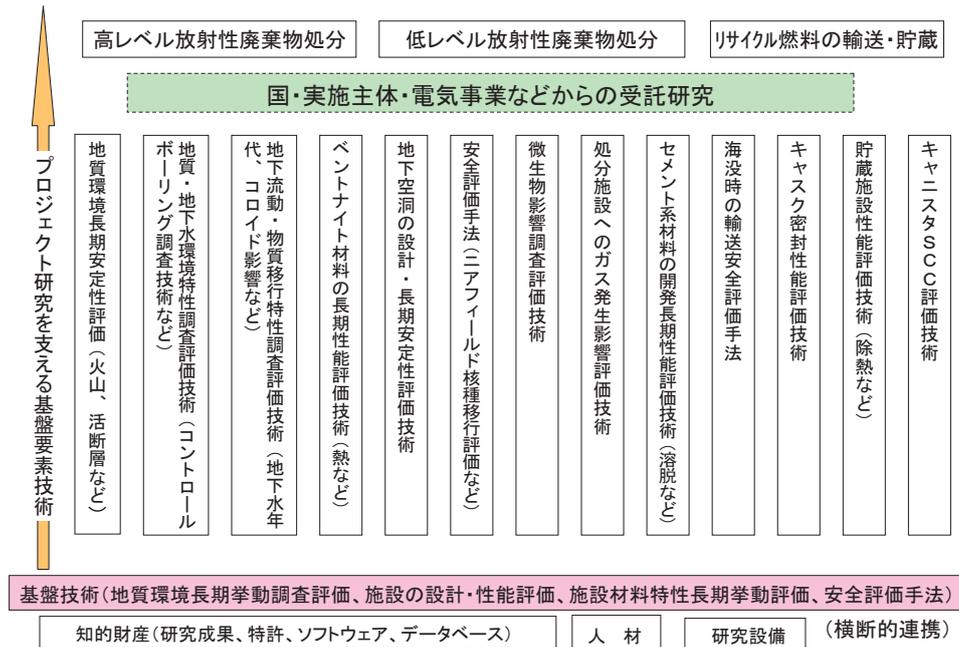


図1-2-1 電力中央研究所のバックエンド関連基盤技術と反映先

## 1-2 電力中央研究所におけるバックエンド研究の取組み<sup>4)</sup>

バックエンドを取り巻く環境の変化が大きい中、バックエンド事業推進における重要な課題解決のため、当研究所においては2012年まで3つのプロジェクト研究を推進してきた。

- ① リサイクル燃料の輸送・貯蔵
- ② 高レベル放射性廃棄物処分
- ③ 低レベル放射性廃棄物処分

TRU 廃棄物の地層処分は、高レベル放射性廃棄物処分プロジェクトの中で、それ以外の廃棄物処分は、低レベル放射性廃棄物処分プロジェクトの中に入れて研究を実施している。

なお、現在は、これらを統廃合して次の2つのプロジェクトとして、新たな研究体制での取り組みを開始している。

- ① 使用済燃料の長期貯蔵管理技術の開発
  - ② 放射性廃棄物処分の長期安全性評価技術の体系化
- これらの研究は、次のような目標を設定している。
- ・各バックエンド事業の円滑な推進の支援と将来展開に備えた技術の開発と確立
  - ・国による基準・指針や学協会による民間規格の策定

への協力と必要な技術開発の実施

また、放射線安全に大きく関係する放射性廃棄物処分システムの性能評価・安全評価の研究やそれらに関わるデータ取得、廃棄体検認に関する研究は、別途、プロジェクト研究「合理的放射線安全確保」を設定して実施している。

これらの各課題には技術的に共通するところが多いことから、所内の専門分野別研究所が連携して総合力を発揮できる体制をつくり、また、限られた研究資源を有効活用するため、外部機関と積極的に連携・協力し、研究を推進している(図1-2-1)。

以下では、当研究所におけるバックエンド技術に関わる最近の研究開発状況を紹介する。

### 1-2-1 放射性廃棄物の処理・処分

研究展開を図1-2-2に示す。

#### (1) 低レベル放射性廃棄物の処理・処分

低レベル放射性廃棄物の処分については、日本原燃が、コンクリートピット処分方式による第1号および第2号の浅地中処分施設を円滑に操業している。当研究所は、その円滑な操業を技術支援してきている。また、次期の

年	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013 (H25)	2014
低レベル廃棄物	目標	▲コンクリート処理処分施設設置運転開始(2号) △カブリスレバ#設定 △余裕深度処分施設の安全評価に関する基本的考え方(原子力安全委員会 中間報告) △余裕深度処分施設の安全評価に関する基本的考え方(案)(原子力安全委員会) ▽原子力学会標準「余裕深度処分の安全評価手法」 ▽土木学会技術報告書「余裕深度処分の安全評価における地下水シナリオに用いる核種移行評価パラメータ設定の考え方」 ▽土木学会技術報告書「余裕深度処分における地下施設的设计、品質管理および検査の考え方」													
	主な研究項目	セメント系材料の長期変質評価 セメント硬化体を用いたセメント水和物の溶脱現象の研究 セメント系人工バリア材料の溶脱変質過程の解明 地下水中炭酸水素イオンによるセメント系材料の溶脱抑制効果 セメント系材料の長期耐久性評価に向けた純水および地下水模擬溶液を用いた溶脱挙動の把握 セメント系材料と地下水の接触による2次鉱物生成メカニズムの把握 65°Cにおけるセメント系材料の熱変質試験 高温負荷による普通・低熱ボルトランドセメント硬化体の細孔構造変化とイオン拡散性および力学的物性への影響評価 低熱ボルトランドセメントの長期変質による拡散・分配係数への影響評価 セメント系材料の品質検査手法の開発 セメント系材料の非破壊技術の開発 セメント系材料の品質検査技術の開発 セメント系材料の養生方法の最適化と品質管理法の構築 ベントナイトの長期変質評価 海水の影響を考慮した各種ベントナイトの膨潤性の解明 スメクタイト溶解へのアルカリ溶液の種類の影響 高圧縮ベントナイトのアルカリ溶液影響評価 ベントナイト系材料の地化学反応による長期変質の解明 ベントナイト混合土の塩影響特性把握とその対策の検討 ベントナイト混合土の塩影響メカニズムの解明 ベントナイト系材料の諸特性評価手法の提案 ベントナイトのガス透気特性評価 高圧縮ベントナイトのガス透気メカニズムの解明と解析コードの構築 高圧縮ベントナイトガス透気特性評価の高精度化応力連成解析コードの開発 低配合ベントナイトガス透気特性評価と高精度化応力連成解析コードの開発													
	目標	高レベル放射性廃棄物処分手業支援(地点選定のための調査、評価技術の開発) △実施主体設立 △TRU廃棄物事業													
	主な研究項目	文献の基本的考え方 概要調査における調査技術・評価手法の体系化 概要調査における調査技術・評価手法の高度化および開発(地表からの調査技術、評価手法) 精密調査における調査技術・評価手法の高度化および開発(調査坑道内でのサイト特性調)													
TRU廃棄物	目標	△第1次TRUレポート取りまとめ(処分概念の検討) △第2次TRUレポート取りまとめ(併置処分概念の検討) △制度化 △実施主体設立 TRU廃棄物処分基本方策策定支援・地層処分対象分事業化支援													
	主な研究項目	TRU廃棄物処理処分技術開発(セメント系バリアの性能評価手法の開発とパラメータ取得、コロイド成分の影響評価) TRU廃棄物-HLW併置処理時の相互影響評価(セメント系材料と粘土系材料、岩との化学反応シミュレーション) 黄色ハッチ項目はTRU廃棄物の特化した研究項目 緑色ハッチ項目は放射性廃棄物に共通の研究項目 放射性廃棄物処分のソースターム評価研究(セメント系バリアの拡散抵抗性の評価、開発とパラメータ取得、コロイド成分の影響評価) セメント系バリア、ベントナイト系バリア材料の変質挙動解析手法の開発 長期の放射性廃棄物処分における不確実性評価研究(リスク論的安全評価手法の開発、放射性廃棄物処分手業の体系的な品質保証概念の構築・提案) 放射性廃棄物処分のリスクコミュニケーションに関する研究(HLW・TRU廃棄物処分のセーフティケースを対象としたステークホルダとの科学技術コミュニケーション)													
	目標	TRU廃棄物処分基本方策策定支援・地層処分対象分事業化支援													

図1-2-2 「放射性廃棄物処理・処分」の研究展開

埋設処分事業として、原子力発電所の運転や廃止措置・解体撤去に伴って発生する高 $\beta$ 廃棄物など、従来よりもやや放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物を主な対象とした余裕深度処分が計画されており、その事業の円滑な実施に向け、電気事業や日本原燃を技術的に支援している。特に、処分施設の設計・評価において必要となる処分場として想定される地化学環境条件下でのセメントやベントナイト系などの人工バリア材料の千~万年オーダーの長期性能（核種移行抑制機能である低透水性、低拡散性など）の信頼性や、地質・岩盤などの天然バリアの長期性能（核種移行抑制機能）の評価を進め、さらには、施設検査技術や長期の不確実性への対処のための品質保証体系の構築、確立を図っている。一方、国や学会において進められている低レベル放射性廃棄物処分施設の安全評価などに関わる基準・指針、あるいは民間規格の策定に協力している。

人工バリアの長期性能に関しては、処分環境条件下での長期耐久性試験（セメント系材料、ベントナイト系の変質）の結果から、セメント系材料の変質挙動（Caの溶脱あるいは溶出）は、二次鈹物の沈殿により抑制されることを明らかにした。また、それらの抑制効果を考慮できるように解析コードを高度化し、整備した<sup>15)</sup>。さらに、高圧縮ベントナイト系材料の透気メカニズムを考慮したガス移行解析手法を提案し、整備した。

また、当研究所の地質・地下水・水質・微生物などの調査技術を六ヶ所サイトの試験空洞に適用し、想定される処分施設設置深度付近では、安全性評価の観点から重要な還元性の環境が保たれていることなどを明らかにした。

一方、余裕深度処分に関する国の安全審査指針の改定に向けた検討が行われ<sup>5,16)</sup>、2010年8月に原子力安全委員会により改定された。それに連動して、原子力学会の民間規格や土木学会の技術報告書の取りまとめが行われ、その成果が公表されている。当研究所ではこれらの学会活動に参画し、特に、土木学会エネルギー委員会が2008年6月<sup>7)</sup>および2009年7月<sup>8)</sup>に取りまとめて公表した技術報告書の作成では、当研究所が中心的な役割を果たした。これらの成果は、原子力学会において策定された学会標準<sup>6)</sup>に反映されている。

さらに、低レベル放射性廃棄物処分をより合理的に行うための関連技術として、アークプラズマを低レベル放

射性雑固体廃棄物の減容処理に適用する技術を開発し、実用化した。また、減圧アーク（本レビュー5-2）を原子力施設廃棄物乾式表面除染技術として適用できる可能性を示した。さらに、廃炉に伴い大量に発生する炉内構造物などの大型廃棄体中の放射能濃度分布を、精度よく評価することのできる廃棄体内放射能評価システムを開発した。これらの技術は、搬出前検認技術としての活用が期待されている。

## (2) 高レベル放射性廃棄物地層処分

当研究所では、原環機構による高レベル放射性廃棄物および地層処分対象のTRU廃棄物の最終処分事業を技術的に支援するとともに、合理的な処分を行うための調査・設計・評価技術の開発、実用化を図っている。特に、処分事業のマイルストーンを考慮し、3段階のサイト選定のうち、当面の目標となる概要調査地区選定後の調査の円滑な実施、およびその後の精密調査地区選定の段階に向けての調査・評価手法の高度化と体系化を図る一方、最終処分施設建設地選定段階に備えて、必要となる調査・設計・評価手法に関わる技術開発を進めている。

これまでに、地質環境特性に関する実データに基づき、概要調査の具体的な実施方法について検討し、時系列的で総合的な調査・評価フローを構築し、提案した。また、原環機構との共同研究として、当研究所横須賀地区構内において、概要調査において用いられると想定される一連の調査技術、特に重要となるボーリング調査について、計画からボーリング掘削、調査と評価の手順に関する現場での適用性を評価し、取りまとめた。概要調査や精密調査などで用いるための基盤技術開発に関しては、経産省受託研究として、コントロールボーリング掘削調査技術（任意の方向と傾斜でボーリング掘削をしながら詳細な調査が可能な技術）の開発、改良、高度化と適用性実証試験を、北海道幌延地区に分布する大曲断層を挟む地域において実施している（JAEAとの共同研究）。地表踏査や地震探査の結果に基づいて設定した計画孔跡に沿って、長さ約950m、深さ450m、最終傾斜がほぼ水平となるボーリング掘削を2010年度に完了し、コントロールボーリング掘削調査技術が、概要調査や精密調査で十分に実用化できる見通しを示した<sup>15)</sup>。さらに、当研究所が保有する水理特性調査評価技術、地下水年代測定技術および地下水水質進化評価技術を組み合わせるこ

とにより、より精度の高い数100万年オーダーの地下水年代測定技術、地下水流動評価技術として高度化・体系化を図り、我が国の複雑な地質地下水環境条件へ適用するための実証研究を進めている（一部、経産省受託研究）。

一方、1991年より、当研究所は、スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社（SKB）のエスポ島地下研究施設における国際共同原位置試験研究に参加している。近年は、実規模の地下模擬処分施設の性能に関わる試験により、当研究所開発の解析コードの適用性の検証などを行っている。また、2008年より、スイス放射性廃棄物管理共同組合（NAGRA）のグリムゼル地下研における花崗岩を対象とした、「コロイドの形態と移動」に関する共同研究へ参加している。ここでは特に、経産省受託研究として、岩盤中トレーサ移行状況を精度よく評価する手法を開発・高度化するとともに、対象とする割れ目の性状を評価するためのラドン計測、音響を用いた断層写真計測技術や高粘性流体試験法などを適用し、割れ目系岩盤中の物質移行を評価するシステムとして体系化した。さらに、スイス・モンテリ地下研究施設における堆積岩を対象とした国際共同研究では、岩盤の異方性を考慮した応力測定法の適用・実証の研究などを行っている。このほか、東急建設（株）、横浜国立大学との共同研究により、堆積軟岩が分布する相模原の地下坑道内で、処分環境を模擬した原位置ヒーター試験を実施し、計測技術や物理探査による温度分布評価法などの高度化を行うとともに、加熱時の岩盤挙動の特性を把握した。

### (3) TRU 廃棄物処分

TRU 廃棄物処分に関わる研究は、1997年度から本格的に開始した。特に、TRU 廃棄物処分システム材料として重要視されているセメント材料を重点的に研究し、その長期変質挙動、核種収着挙動、コロイド発生と移行に関する実験と解析モデルの構築の両面から取り組み、研究成果をあげてきた<sup>17-23)</sup>。一方、我が国の TRU 廃棄物処分の概念検討、および高レベル廃棄物との併置処分も含めた処分技術の検討が、関係機関の共同作業として進められ、電事連と核燃料サイクル開発機構（現在の JAEA）によりそれぞれ、第一次 TRU レポート（2000年）<sup>24)</sup> および第二次 TRU レポート（2005年）<sup>25)</sup> とし取りまとめられた。当研究所はこれらのレポート取り

まとめ作業に協力し、研究成果の一部を同レポートに提供した。特に、セメント材料の長期変質挙動モデルとして当研究所が開発したセメント鉱物（カルシウムシリケート水和物）の溶解沈殿モデルが、また、コロイド挙動の評価には当研究所のセメントコロイドの安定性モデルが採用されることになった。その後、原子力委員会の長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会などで、当研究所の研究成果が検討され、議論された。

なお、TRU 廃棄物処分の技術的課題で、一部の当該廃棄物に特化したもの以外は、高レベル放射性廃棄物処分や低レベル放射性廃棄物処分に共通する部分が多い。そこで、2000年以降は、放射性廃棄物の種類や処分システム概念に共通する技術的課題に関する研究を継続している。

## 1-2-2 使用済燃料等の輸送・貯蔵

研究展開を図 1-2-3 に示す。

### (1) 使用済燃料の貯蔵技術

当研究所ではこの10年にわたり、金属キャスクやコンクリートキャスクによる乾式の使用済燃料中間貯蔵技術の確立に向け、落下衝撃、密封性、除熱性能などの研究を継続して実施してきた。それらの成果の多くは、国内外の学会標準や国際原子力機関（以下、IAEA）国際基準、あるいは国内の基準・指針などに反映されてきている。

近年では RFS が、青森県むつ市において、我が国初の金属キャスク方式による使用済燃料貯蔵施設である「リサイクル燃料備蓄センター」の2012年操業開始を目指した事業許可申請を行い、2010年5月に国の許可を得た。現在は、1年遅れでの2013年10月操業開始を目指して準備が進められている。

これまでに、金属キャスク貯蔵の安全性に関して航空機が貯蔵建屋に落下衝突した場合を想定した高速飛来物衝突時の試験を行い、結果の分析や数値解析による評価に基づいて、キャスクが十分な密封健全性を有することなどを確認した<sup>26)</sup>。

また、次世代型貯蔵方式として、使用済燃料をキャニスタと呼ばれる鋼製容器に収納した上で、それをコンクリート製キャスクに貯蔵する方式（コンクリートキャス

年	2000	2001	2002	2003 (H15)	2004	2005	2006	2007	2008 (H20)	2009	2010	2011	2012	2013 (H25)	2014
目 標	使用済燃料の発電所敷地内・敷地外貯蔵の技術基準策定支援・許認可支援														
	輸送物の事故時安全解析手法の開発と許認可支援														
主 な 研 究 項 目	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <b>コンクリートキャスク貯蔵に関する研究</b>                      [通常時・事故時除熱性、耐震性、コンクリート塩害・中性化・キャニスタ落下事故時構造健全性など] (SCC対策技術開発)                 </div>														
	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <b>金属キャスク貯蔵に関する研究</b> [耐震性、長期密封性、徐熱性]                 </div>														
	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <b>長期健全性に関する研究</b> [金属ガasket応力緩和試験など]                 </div>														
	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <b>輸送に関する研究</b> [事故時安全解析手法の開発と許認可支援、ゴムガasket経年劣化評価、緩衝体材料データベース構築]                 </div>														

図1-2-3 使用済燃料の輸送・貯蔵の研究展開

ク貯蔵)など、新しい貯蔵技術の実用化に向けて、下記のような要素研究、実証試験研究などを推進している。

キャニスタの長期密封性に関して、高耐食性キャニスタ材を対象とした応力腐食割れ(以下、SCC: Stress Corrosion Cracking)試験を行い、60年程度の貯蔵期間中にキャニスタ表面にSCCが発生する可能性は低いことを示した<sup>27)</sup>。さらに、コンクリートキャスクの地震時安定性については、実物大のコンクリートキャスク試験体を用いて、(独)防災科学技術研究所兵庫耐震工学研究センターの実大三次元震動破壊実験施設(E-ディフェンス)の大型振動台による試験を行った。この結果、固縛をしないコンクリートキャスクは、地震により揺れ、滑りや回転を伴う3次元的な応答を示すが、阪神大震災規模の地震でも転倒には至らないことを明らかにした。また、この試験結果から、キャスク内部に収納された使用済燃料集合体に発生する最大応答ひずみは弾性範囲内であることを示すとともに、地震時のキャスクの転倒評価指標と地震力に対する燃料集合体の応答評価手法の提案も行った<sup>26)</sup>。

(2) 使用済燃料等の輸送技術

使用済燃料や放射性廃棄物(返還放射性廃棄物を含む)の輸送に関する当研究所の研究は、おおむね10年ほど前までに技術的な検討は完了し、それまでの成果は、基準・指針や学会標準の策定と輸送事業の推進に反映させている。最近の状況として、我が国の原子力発電でプ

ルサーマルが開始されたことに呼応して、MOX燃料の輸送が開始されるとともに、海外からの返還放射性廃棄物(高レベル)の輸送についても、これまでの仏国に替わり英国からの海上輸送が始まっている。当研究所では、これらの海上輸送の安全性や事故時のキャスクの密封機能の健全性に関わる研究を推進し、継続して研究成果を基準・指針に反映させてきた。

現在は、今後の輸送量の増大などに備え、より合理的・経済的な輸送技術の確立に向けた技術開発を行っている。

1-2-3 電力中央研究所における基盤技術の開発

本レビュー1-2の冒頭で述べたように、当研究所は、バックエンド事業を支援するためのプロジェクト研究を重点的に推進している。これまで、低レベル(廃炉措置を含む)・高レベル放射性廃棄物処分、使用済燃料の輸送・貯蔵などのバックエンド研究を長く継続して実施してきており、この分野で総合的で豊富な技術蓄積を有している国内有数の研究機関である。

プロジェクト研究の推進においては、開発すべき技術課題の将来展開を見通した上で、限られた研究資源を有効に活用するとともに、総合力を発揮して目標を達成できるように、図1-2-1に示すような研究展開を図っている。この中で、開発を進めるべき基盤技術として、「地質環境長期挙動調査評価」、「施設の設計・性能評価」、

「施設材料特性長期挙動評価」、「安全評価手法」の4つを位置づけ、研究を進めている。以下に、それぞれの研究の主な内容と方向性をとりまとめた。

#### (1) 地質環境長期挙動調査評価

地震・断層、火山・火成活動、隆起・浸食、地形変動などの地質環境の長期安定性、および地質・岩盤・地下水・地化学などの地質環境特性に関する調査技術は、これまでの電力施設の立地調査などにより豊富な知見と技術蓄積があり、さらにこれらの技術を処分問題などに特有の超長期性を考慮し、最先端の技術に進化させてきている。例えば、地下水中に存在する $^3\text{He}$ 、 $^4\text{He}$ やClを用いた100万年オーダーの古い地下水年代を精度よく測定する技術やサンプリング技術などは、当研究所が独自に蓄積した技術をさらに高度化し、実用化したものである。

#### (2) 施設の設計・性能評価

使用済燃料の輸送・貯蔵に主に関わる技術として、落下衝撃、除熱性能、地震時安定性、金属材料腐食、および経年劣化・長期密封性などの試験・評価技術（実規模大を含む）は、バックエンド事業支援のために、当研究所が継承してきた技術をさらに開発・高度化したものである。また、処分施設関連では、地下空洞・地下処分施設の長期安定性評価技術などの開発・高度化を進めてきており、2009年度初めには超長期遠心载荷岩盤実験装置を導入している。この装置を利用することで、超長期にわたる廃棄体周辺の人工バリア、ニアフィールド岩盤の挙動を、時間を短縮して評価する実験を行うことが可能である。

#### (3) 施設材料特性長期挙動試験評価

処分施設材料として重要なベントナイト系やセメント系の材料に関しては、千年オーダーあるいはそれ以上の長期バリア性能を評価する必要性が高まってきている。このため、当研究所では、実際の処分環境の地化学条件などを考慮して、各種の長期挙動試験や評価手法の開発・高度化を進めている。処分施設の設計や評価において、不確実性や過度の保守性をできるだけ排除した合理的な処分方法を確立することを目標としている。

#### (4) 安全評価手法

当研究所では、これまでに使用済燃料などの海上輸送時の安全評価に必要な海洋大循環・環境影響評価手法を確立しており、今後増大する原子燃料・廃棄物の輸送時安全評価に対するこの手法の適用を図っている。一方、放射性廃棄物処分施設における人工バリアの長期挙動、処分施設周辺岩盤中の核種移行評価手法、および天然バリア中の地下水流動・物質移行評価手法については、国内外における地下研究施設などを活用した共同研究により、高度化と適用性の実証を進めている。さらにこれらの評価のもととなる核種収着モデル評価や人工バリア・天然バリア中での放射性核種移行評価技術、ならびにリスク論的考え方に基づく不確実性解析や線量評価の技術も高いレベルで保持している。

### 1-2-4 電力中央研究所における国際研究協力

当研究所は、放射性廃棄物処分および使用済燃料貯蔵に関する技術を確立するために、欧米において先行している技術・情報を吸収しつつ、また、国内では困難なフィールド試験や実規模実証試験などを行うため、海外の機関との共同研究や研究交流を積極的に推進している。表1-2-1に国際共同研究の一覧を示す。

### 1-2-5 本レビューの構成と内容

以上、電中研レビューNo.40「原子燃料サイクルバックエンドの確立に向けて」を刊行した2000年以降の約12年間のバックエンド研究の国内動向を見渡すとともに、その間の当研究所の技術開発の取り組み状況について概観した。

以降の各章で、研究内容の詳細を紹介する。本レビューの内容構成は、以下の通りである。

#### 第I部；原子燃料サイクルバックエンド研究の全体像

1章では、最近の約12年間の原子燃料サイクルバックエンド研究の概要を紹介する。

#### 第II部；放射性廃棄物処理・処分技術

低レベル・高レベルの放射性廃棄物処理・処分の課題解決のために共通する基盤研究の成果を紹介する。

放射性廃棄物処分施設は、核種移行抑制機能が要求されることから、低透水性や低拡散性の特徴を有するセメ

表 1-2-1 国際共同研究・研究協力一覧

共同研究／協力名称	相手機関	期間	実施概要
モンテリ国際共同研究プロジェクト	モンテリコンソーシアム (スイス)	2002～	高速道路の避難坑道を利用したモンテリサイトにおいて堆積岩 (オパリナスクレイ) を対象とした高レベル放射性廃棄物処分に関わる主としてサイト特性調査に参加している。
エスポ地下研究所 (HRL) 国際共同研究	スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社 (SKB)	1991～	エスポ HRL において地下約 450 m 程度の花崗岩 (結晶質岩) を対象とした高レベル放射性廃棄物地層処分に関わる原位置試験研究に参加している。近年では特に、熱・水・応力・化学の連成挙動に関わる試験・評価を行っている。
国際共同研究コロイド移行 (CFM) プロジェクト (スイス・グリムゼル地下研究所)	スイス放射性廃棄物管理共同組合 (NAGRA)	2008～2012	グリムゼルテストサイト (花崗岩) において、コロイドの発生メカニズムやコロイドが放射性核種の移行に与える影響について検討するための原位置実験に参加している。
バックエンド分野における研究協力協定	台湾原子力科学技術協会 (NuSTA)	2009～	放射性廃棄物の処理・処分や使用済燃料の輸送・貯蔵などバックエンド全体にわたる技術分野に関わる情報交換や研究協力を推進している。台湾核能研究所 (INER) も台湾側の協力機関で参加。
コンクリートキャスク (VSC-17) の経年変化に対する調査研究に関する日米共同研究	アイダホ国立研究所 (INL、米国)	2003～2007	コンクリートキャスクの経年変化に関する実測データを取得するため、アイダホ国立研究所において 15 年以上屋外で使用済燃料を実貯蔵実験中の VSC-17 型コンクリートキャスクを対象に、キャスク内外の表面状態や遮へい性能に関する実測試験を実施した。
ボルト貯蔵除熱解析に関する日仏共同研究	フランス原子力庁 (CEA、仏国)	2006～2008	キャニスタ貯蔵システムの除熱性能解析手法を確立するため、CEA が実施したボルト貯蔵体系のキャニスタ縮尺モデルの除熱試験データに対し、ベンチマーク解析を実施した。
高温コンクリート耐久性に関する日仏共同研究	フランス原子力庁 (CEA、仏国) フランス電力公社 (EDF、仏国)	2006～2011	キャニスタ貯蔵システムのコンクリート構造物の合理的な温度制限値を提案するため、CEA が保有するボルト貯蔵施設の実物大部分モデルの加熱試験 (80℃) を実施し、コンクリートの微視的構造物性が温度とともに変化する挙動に関わる試験・評価を行っている。
金属ガasket 応力緩和に関する日仏独共同研究	フランス原子力庁 (CEA、仏国) ドイツ原子力サービス会社 (GNS、独)	2009～2016	金属キャスクの密封性能に及ぼす経年変化の影響を評価するため、金属ガasket 被覆材の応力緩和特性とガasket の強度特性に関わる試験。評価を行っている。
ガasket 漏えい特性に関する日独共同研究	ドイツ連邦材料研究所 (BAM、独)	2010～2012	金属キャスクに使用される金属およびゴムガasket の経年変化評価に必要な物性データを取得するため、19 年間にわたり、高温状態で経年変化したガasket の分析・評価を行っている。
セメント系材料への TRU 核種の取着特性評価試験 (フェーズ 1～3)	旧 AEA テクノロジー社、Serco 社 (英国)	1997～2005	放射性廃棄物、とりわけ TRU 廃棄物の処分に固化材・充填材・構造材として使用される予定のセメント系材料による核種移行抑制効果の評価のため、セメント系材料への TRU 核種の取着データ、セメント硬化体中の拡散データ、セメントコロイドへの核種取着データなどを取得し、評価モデル開発に役立てた。
セメント系材料による放射性核種固定化の分野における協力 (フェーズ 1、フェーズ 2)	パウル・シェラー研究所 (スイス)	2000～2005	TRU 廃棄物の処分に固化材・充填材などに大量に使用される予定のセメント系材料について、放射性核種移行に対するバリア機能評価のためのデータ取得、機構解明を実施した。
経済協力開発機構／原子力機関「取着プロジェクト (フェーズ 2)」	経済協力開発機構／原子力機関 (OECD/NEA)	2000～2003	放射性核種取着メカニズムモデルの適用性を検討するため、参加 12 機関が共通の対象 (バリア材、取着放射性核種) に対して解析のベンチマークを実施し、モデルの妥当性や安全評価におけるモデルの位置づけについての共通認識を形成した。

ント系材料、ベントナイト系材料などのいわゆる人工バリアと、地盤や岩盤などの天然バリアで構成される。放射性廃棄物処分施設の設計に際しては、これらの天然バリア、人工バリアの核種移行抑制機能を精度よく評価し、放射性核種の移行挙動を計算して生物圏での被ばく線量を評価する安全評価が行われ、施設の安全性が担保される。当研究所では、これらの過程における種々の技術開発を進めてきている。

2章では、処分施設が建設される地盤の長期安定性の観点から、①地盤の隆起・浸食、火成活動、活断層・活褶曲の調査・評価技術、核種移行の媒体となる②地質・地下水の状況を把握するための調査・評価技術、処分施設を建設するために実施する地盤掘削による周辺地盤の変化を、③地下水を介して物理・化学的に調査する技術および④微生物影響の調査・評価技術について紹介する。

3章では、人工バリア候補材料の長期健全性に関わる技術として、①処分環境を考慮したベントナイト特性評価技術、②セメント系材料の長期耐久性試験・評価技術、③ベントナイト長期挙動試験評価技術、④処分場の品質管理技術、長期的な耐久性が期待できる⑤新しい人工バリア材料開発、および⑥地下空洞の長期安定性評価技術について紹介する。

4章では、安全評価で必要となる技術として、①放射性核種の挙動に影響する廃棄物固化体や人工バリアの長期的な変質挙動、②廃棄物固化体と人工バリアおよびその周辺岩盤を含むニアフィールド中での核種移行評価のためのデータ取得やモデル解析技術、さらには③評価が超長期に及ぶことに起因するデータやモデルの不確実性の取り扱いに関する技術について紹介する。

5章では、放射性廃棄物の減容に役立つバックエンド関連技術として、発生する低レベル放射性廃棄物の容積を極力減らすための①プラズマ溶融処理技術、②減圧アーク除染技術、原子炉の廃止措置に伴って大量に発生する大型放射性廃棄物の放射能濃度を検査・評価する③検認技術について紹介する。

### 第Ⅲ部；使用済燃料等の輸送・貯蔵技術

使用済燃料などの輸送・貯蔵に関する基盤研究の成果を紹介する。

高レベル放射性廃棄物の処分事業の現状に鑑みて、原子燃料サイクルの柔軟性を確保する観点から、使用済燃料などの貯蔵技術の重要性が増している。また、プル

サーマルが開始されたことなどから、放射性物質の輸送の一層の安全性の向上が求められている。これらに対応する輸送・貯蔵技術のさらなる合理化が焦眉の課題である。

6章、7章では、それぞれ金属キャスクおよびコンクリートキャスクを実用化するための設計要件である、金属キャスクの①密封性能の評価、②貯蔵施設の貯蔵時除熱性能の評価、③コンクリートキャスク用キャニスタのSCCの評価・対策、コンクリートキャスクの④地震時転倒安全性の評価、⑤遮へい性能の評価について紹介する。

8章では、キャスク貯蔵以外の貯蔵方法としてのトンネル貯蔵技術、ボルト貯蔵技術について紹介する。

貯蔵施設の安全性を確保するための遮へい性能や除熱性能評価では、使用済燃料の中に生成する核種の量を精度よく評価する必要がある。9章では、①核種生成量の評価精度向上方法、および②燃料棒の長期健全性評価技術について紹介する。

10章では、輸送安全性向上技術として、①緩衝体用木材の高温圧潰特性、②密封ゴムシールの耐久性、および③海上輸送時の仮想海没時の環境影響評価について紹介する。

### 第Ⅳ部；研究成果の活用と今後の展開

これまでの研究成果の活用例を紹介し、今後の展望をとりまとめる。

## 参考文献

### 1-1

- 1) 原子力委員会：原子力政策大綱、閣議決定、2005年。
- 2) 総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 原子力部会：原子力立国計画、2006年。
- 3) 河西 基：放射性廃棄物処分技術の展望と電力土木の役割、電力土木、No.343、2009年。
- 4) 河西 基：バックエンド事業の円滑な推進を支える使用済燃料輸送・貯蔵と放射性廃棄物処分にかかわる先端技術の開発、日本原子力学会誌、Vol.52、No.1、2010年。
- 5) 原子力安全委員会：低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方（中間報告）、2007年。
- 6) 日本原子力学会：日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法、AESJ-SC-F012-2008、2009年。
- 7) 土木学会 エネルギー委員会 低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に関する研究小委員会：余裕深度処分の安全評価における地下水シナリオに用いる核種移行評価パラメータ設定の考え方、2008年。
- 8) 土木学会 エネルギー委員会 低レベル放射性廃棄物の余

- 裕深度処分に関する研究小委員会：余裕深度処分における地下施設の設計、品質管理および検査の考え方、2009年.
- 9) 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律、平成12年法律第117号、2000年、2007年3月改正.
  - 10) 原子力発電環境整備機構：知ってほしい今、地層処分－放射性廃棄物の地層処分に向けた取り組み－、原環機構パンフレット、2009年.
  - 11) 原子力発電環境整備機構：地層処分事業の安全確保(2010年度版)－確かな技術による安全な地層処分の実現のために－(概要版) NUMO-TR-12-04、2012年
  - 12) 経済産業省資源エネルギー庁・(独)日本原子力研究開発機構：地層処分計画を支える技術基盤の継続的な強化－国の地層処分基盤研究開発の成果と今後の展開－、全電通ホール、2007年.
  - 13) 原子力安全委員会 原子力バックエンド対策専門部会：ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について、2000年.
  - 14) 電気事業連合会ホームページ.
  - 15) 地球工学研究所：我孫子地区 研究概要－2008年度研究成果－、pp.5-6、2009年6月.
  - 16) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会：低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に係る安全規制について、2008年.
  - 17) 藤田智成、杉山大輔、塚本政樹、横山速一：TRU廃棄物処分の化学的バリア性能に関する課題の調査、電力中央研究所調査報告 U97017、1997年8月.
  - 18) 杉山大輔：浸漬試験によるセメント材料の長期変成挙動に関する検討－試験条件、方法の検討－、電力中央研究所調査報告 U97019、1997年8月.
  - 19) 杉山大輔、藤田智成：熱変成によるセメントの核種収着性能の変化、電力中央研究所研究報告 U97106、1998年8月.
  - 20) 藤田智成、杉山大輔、S. W. Swanton：放射性廃棄物処分の性能評価に与えるコロイドの影響－セメント水和物からのコロイドの発生とその特性評価－、電力中央研究所研究報告 U99057、2000年5月.
  - 21) 杉山大輔、藤田智成、中西 潔：水との接触によるセメント水和物の化学的変質、電力中央研究所研究報告 U99044、2000年5月.
  - 22) 杉山大輔、藤田智成、中西 潔、J. A. Berry、S. J. Williams：セメント水和物へのアクチニド元素収着挙動の実験的検討、電力中央研究所研究報告 U99045、2000年5月.
  - 23) 塚本政樹、藤田智成：セメント系材料との相互作用による岩石および緩衝材の変質反応シミュレーション、電力中央研究所研究報告 U99046、2000年5月.
  - 24) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構共同作業チーム：TRU廃棄物処分概念検討書、JNC TY1400-2000-001、TRU TR-2000-001、2000年.
  - 25) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構：TRU廃棄物処分技術検討書－第2次 TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ－、JNC TY1400-2005-013、FEPC TRU TR2-2005-02、2005年.
  - 26) 電力中央研究所：原子力研究の主要な成果、2008年版、2009年1月、2009年版、2009年8月.
  - 27) 三枝利有他：中間貯蔵用キャニスタの耐食性評価－(1)応力腐食割れ評価手法の提案－、日本原子力学会2009年秋の大会、2009年.