

バックエンド推進部門における  
原子力施設の廃止措置及び  
放射性廃棄物処理処分に係る技術開発の進捗  
—平成19年度—

Present Status of Technology Development on Decommissioning and  
Waste Management in Nuclear Cycle Backend Directorate  
- Progress in 2007 -

(編) 技術開発成果編集委員会  
(Ed.) Editorial Committee of R&D Results

バックエンド推進部門  
Nuclear Cycle Backend Directorate

July 2008

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2008

バックエンド推進部門における原子力施設の廃止措置及び  
放射性廃棄物処理処分に係る技術開発の進捗 -平成 19 年度-

日本原子力研究開発機構  
バックエンド推進部門バックエンド技術開発ユニット  
(編) 技術開発成果編集委員会\*

(2008 年 6 月 12 日受理)

使命を終了した原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分は重要な課題であり、安全を十分に確保した上でこれらの対策を合理的に進める必要がある。そのためには、技術の開発・改良、適切な適用が重要であり、原子力機構においては、バックエンド推進部門及び研究拠点が一体となって、必要な技術開発を進めている。バックエンド推進部門の技術開発ユニットでは、主に機構全体に共通する課題を取り上げ、研究開発を進めてきた。技術開発の課題は主に費用低減の観点から選択し、廃止措置計画の検討・評価のための計算機システム、超臨界に二酸化炭素による除染技術、か焼処理技術、放射能の簡易迅速測定技術、廃棄物の放射能特性の評価などが含まれる。本報告書は技術開発ユニットが進める技術開発の概要、平成 19 年度までの進捗等についてまとめたものである。

---

原子力科学研究所 (駐在) : 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

\*編集委員 : 柳原敏 (委員長)、石神努、高橋邦明、船橋英之、中島幹雄、木原伸二

Present Status of Technology Development on Decommissioning and Waste Management in  
Nuclear Cycle Backend Directorate -Progress in 2007-

(Ed.) Editorial Committee of R&D Results\*

Nuclear Cycle Backend Technology Development Unit  
Nuclear Cycle Backend Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura Naka-gun Ibaraki-ken

(Received June 12, 2008)

It is an important issue to take measures against the matters on decommissioning of retired nuclear facilities and management of low-level radioactive waste arising from research activities, and the measures must be taken with rational way by ensuring the safety. As the development, improvement and proper deployment of technologies will be key factors, a technology development program is under way in Nuclear Cycle Backend Directorate taking account of these matters in cooperation with research and development institutes/centers in Japan Atomic Energy Agency. The technology development items are selected from the viewpoint of cost reduction; these include the development of computer systems for planning and evaluation of decommissioning programs, calcination method for pretreatment of waste for disposal, supercritical CO<sub>2</sub> fluid leaching method for decontamination, rapid and simplified radiation measurement, evaluation of radioactive characteristics of waste and so on. This report describes outline and progress of the technology development program conducted in FY2007 by the research and development unit.

Keywords: Decommissioning, Radioactive Waste, Radioactive Waste Treatment, Waste Disposal, Calcination-treatment, Supercritical CO<sub>2</sub> Fluid Leaching, Radiation Measurement, Radioactive Waste Management System

---

\* Editorial committee members; Satoshi Yanagihara(head), Tsutomu Ishigami, Kuniaki Takahashi, Hideyuki Funabashi, Mikio Nakashima, Shinji Kihara

目 次

1. はじめに-----	1
2. バックエンド対策における研究開発の位置付け-----	2
3. 原子力施設の廃止措置に関する技術開発-----	4
3. 1 廃止措置エンジニアリングシステム-----	4
3. 2 クリアランスレベル検認評価システム-----	10
4. 放射性廃棄物処理に関する技術開発-----	21
4. 1 か焼処理技術-----	21
4. 2 超臨界二酸化炭素除染技術-----	23
4. 3 硝酸分解技術開発-----	25
4. 4 廃棄物管理システム-----	27
5. 放射性廃棄物処分にに関する技術開発-----	32
5. 1 放射能測定法の簡易・迅速化技術-----	32
5. 2 R I・研究所等廃棄物の処分に必要な放射能データの評価-----	37
5. 3 ウラン廃棄物処分に係る検討-----	40
6. まとめ-----	50
謝辞-----	51
参考文献-----	51
付録1：主要拠点各施設における廃止措置技術開発の状況-----	53
付録2：国際協力-----	54

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Role of technology development in decommissioning and waste management process	2
3. Technology development on decommissioning nuclear facilities .....	4
3.1 Engineering system for decommissioning .....	4
3.2 Clearance level verification/evaluation system .....	10
4. Technology development on waste treatment .....	21
4.1 Treatment by calcination .....	21
4.2 Supercritical carbon dioxide fluid leaching method .....	23
4.3 Nitrate-ion degradation method .....	25
4.4 Radioactive waste management system .....	27
5. Technology development on waste disposal .....	32
5.1 Simplified and quick radio-activities measurement method .....	32
5.2 Evaluation on radio-activities of radio-isotope/research originated waste .....	37
5.3 Study on uranium waste disposal .....	40
6. Summary .....	50
Acknowledgement .....	51
References .....	51
Appendix 1 Decommissioning technology development in research and development	
Institutes / centers of JAEA .....	53
Appendix 2 International cooperation .....	54

図表一覧

表の一覧

- 表 5.1 多重 $\gamma$ 線測定法による検出限界値の比較 ( $^{60}\text{Co}$  との濃度比)
- 表 5.2 放射能インベントリ調査結果から得られた簡易型、コンクリートピット型処分における安全評価上重要核種 (暫定結果)

図の一覧

- 図 2.1 放射性廃棄物の処理フローと技術開発の位置づけ
  
- 図 3.1 廃止措置エンジニアリングシステムの構成
- 図 3.2 施設特性データベースの初期画面
- 図 3.3 換算係数の確認・設定画面 (例)
- 図 3.4 廃止措置エンジニアリングシステムにおける管理データ収集の考え方
- 図 3.5 実績データベースにおけるデータ新規登録画面 (一部)
- 図 3.6 7施設に対する費用の内訳割合
- 図 3.7 作業人工数について評価結果と実績データの比較
- 図 3.8 クリアランスレベル検認評価システムの構成と機能の概要
- 図 3.9 クリアランスレベル検認作業におけるクリアランスレベル検認評価システムの位置づけ
- 図 3.10 核種組成比/平均放射能濃度評価の初期画面
- 図 3.11 事前調査データの確認画面
- 図 3.12 Anderson-Darlinng 検定による対数正規性の判定画面
  
- 図 4.1 還元剤を内包した AOT/イソオクタン逆ミセルへの  $\text{CeO}_2$  溶解試験
- 図 4.2 硝酸イオンの分解速度に及ぼす金属組成の影響
- 図 4.3 フロー方式硝酸イオン分解装置の概要
- 図 4.4 膜分離試験装置の概略図
- 図 4.5 廃棄物管理システム H19 年度開発実績
  
- 図 5.1 要素技術開発により構成した溶融固化体試料分析の基本フロー
- 図 5.2  $\alpha$  核種自動化学分離装置の概要
- 図 5.3 ランタノイド錯体の電気泳動図
- 図 5.4 回転電場偏向型質量分析装置
- 図 5.5 重要核種選定方法の概要
- 図 5.6 廃棄物グループ毎に係る廃棄体の合理的な放射能評価方法の構築に係る方針
- 図 5.7 混合廃棄物に係る廃棄体の合理的な放射能評価方法の構築に係る方針
- 図 5.8 セメント及びアスファルト固化体における放射能の相関図の例

- 図 5.9 JRR-3 起源の放射性廃棄物における放射能の相関図の例
- 図 5.10 セメント均質固化体に係る一軸圧縮強度の測定
- 図 5.11 岩盤空洞内トレンチ処分概念
- 図 5.12 被ばく線量評価結果
- 図 5.13 パラメータの入力条件の違いによる被ばく線量経時変化の差異

## 1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）における原子力の研究開発を円滑に進めるためには、使命を終了した原子力施設を計画に従って安全かつ経済的に廃止措置することが、また、放射性廃棄物を安全かつ効率的に処理処分して放射性廃棄物の発生者責任を果たすことが重要な課題である。このため、原子力機構の主要なミッションの一つとして、自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に係る事項やそれらを合理的に進める上で必要となる研究開発が中期目標・中期計画に掲げられ、研究開発部門の一つであるバックエンド推進部門及び各拠点（研究所、事業所など）がその任務を遂行している。

合理的なバックエンド対策には、原子力施設の運転や廃止措置で発生する放射性廃棄物を最終的に処分するまでの道筋を明らかにしておくことが重要であり、そのために必要な、制度・基準などの整備も技術開発などと同様に重要である。中でも、原子力機構が所有する放射性廃棄物の処分場の整備は主要な課題である。平成 20 年 6 月には、原子力機構法が改正されて、研究施設等廃棄物（RI・研究所等廃棄物）の処分が原子力機構の業務に位置付けられ、また、処分に必要な費用の積み立てなどに係る事項も明記されることとなった。今後、国による処分の安全規制・基準の検討等を踏まえ、放射性廃棄物の処理（廃棄体化）や処分に必要となる施設の設計・建設を進め、放射性廃棄物の処理処分を計画的に実施することになる。

バックエンド対策に必要な技術については、原子力機構の中期計画<sup>(1)</sup>に「安全確保はもちろんのこと、コスト低減が重要であるから、合理的な廃止措置や放射性廃棄物の処理・処分に必要な技術開発を実施する」と記述されており、バックエンド推進部門では技術開発ユニット（廃止措置技術開発グループ、廃棄物確認技術開発グループ、廃棄物処理技術開発グループ、廃棄物処分技術開発グループ）を設けて、費用低減の観点からバックエンド対策に係る幾つかの技術開発を進めている。

これらの技術開発は、原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物の処理及び放射性廃棄物の処分に関するものに分類出来る。原子力施設の廃止措置に関しては、現在、比較的小規模施設の解体・廃止措置が進行していること、将来は大型施設の廃止措置が予定されていることなどを考慮して、これまでの経験およびこれからの作業の知見を有効に活用することを目的として、廃止措置計画の検討を支援する計算機システム（廃止措置エンジニアリングシステム）、廃止措置において重要な検討項目であるクリアランスの実施を支援する計算機システム（クリアランスレベル検認評価システム）の開発を進めている。また、放射性廃棄物の処理に関しては、放射性廃棄物の処分形態を考慮して廃棄物量の低減や費用低減を目指した処理技術及び放射性廃棄物にかかる情報の統一的な管理等を目的とした放射性廃棄物管理システムの開発を進めている。放射性廃棄物処分に関しては、処分を合理的に実施するための放射性廃棄物の情報の取得や評価などに関する技術及び放射能の簡易・迅速評価を目的とした技術開発などを進めている。

他方、原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物の処理処分に係る課題は、原子力施設を所有する各国が抱える課題でもある。このため、バックエンド推進部門では、フランス、韓国、ベルギーなどと協力協定を取り決め、バックエンド対策に係る様々な課題について情報交換を進めている。これらの情報交換から得られた廃止措置や放射性廃棄物処理処分に係る知見や技術開発成果は、原子力機構のバックエンド対策に有効に活用する予定である。

本報告書は、バックエンド推進部門が実施する技術開発を中心として、平成 19 年度までの成果等をまとめたものである。

## 2. バックエンド対策における研究開発の位置付け

バックエンド対策の費用を可能な範囲で低減するためには、放射性廃棄物処理処分や廃止措置を効率的に実施するための既存技術の改良・組合せ、また、計画検討および実施に必要な各種データの収集・整備などが重要になる。また、合理的にバックエンド対策を進めるためには、放射性廃棄物の発生から処分までの道筋を付けることが重要であるとともに、これまでの経験を反映した、無駄のない計画を策定することも重要である。そこで、放射性廃棄物の発生から最終処分にいたる道筋を明らかにするとともに、その流れの中で、費用低減に必要な技術開発課題を選択し、技術開発を進めている。図2.1は放射性廃棄物の発生から処分に至る道筋と技術開発の位置付けを示したものである。以下に技術開発の概略及び進捗を記す。

### 原子力施設の廃止措置に係る技術開発

廃止措置を経済的に進めるためには、その計画作成段階における十分な検討が必要であるとの知見に基づいて、計画検討を有効に実施するための廃止措置エンジニアリングシステムの開発を進めている。また、既に制度化されたクリアランス<sup>1</sup>の実施には、クリアランス計画の国による認可が必要であることから、クリアランス計画の検討を支援し、また、予備的な放射能測定などに適用することを目的としてクリアランスレベル検認評価システムの開発を進めている。平成 19 年までに、各々について試作版を作成し、廃止措置エンジニアリングシステムの一部を用いた廃止措置計画の評価などを開始した。なお、廃止措置が必要な施設が存在する拠点(原子力科学研究所、原子炉廃止措置研究開発センター、人形峠環境技術センター)では、それぞれの廃止措置施設の解体作業に必要な技術開発(付録 1 参照)を進めている。

### 放射性廃棄物処理に係る技術開発

原子力機構に貯蔵され、また、今後発生する廃棄物には、 $\beta \cdot \gamma$ 線を放出する核種を多

<sup>1</sup>原子炉施設等の解体などにおいて、放射性廃棄物として扱う必要がないものについては産業廃棄物や有価物として解体施設から搬出することが出来る制度

く含むもの、ウラン核種を多く含むもの、TRU 核種を多く含むもの、様々な種類の放射性廃棄物がある。これらの各々に関して、合理的な処分を可能するため、放射性廃棄物の安定化など処分に適した形態に処理（廃棄体化）すること、処分容器中の内容物特性を明確にすること、廃棄物処理処分費用の低減を図ることなどが重要である。このような背景の下、廃棄物処理処分費用の低減に向けた処理技術開発として、超臨界二酸化炭素除染技術、硝酸分解技術、今後必要となる TRU 廃棄物等の処分にに向けた処理施設の整備に係る技術開発として、か焼処理技術開発を進めた。さらに、廃棄体に係るデータ（例えば、核種毎の放射能、物理的・化学的特性）を十分に整備しておくことが求められていることから放射性廃棄物データのトレーサビリティを確保するための廃棄物管理システムの開発及び関連するデータの取得を進めた。

放射性廃棄物処分に係る技術開発

放射性廃棄物の処分に際しては、廃棄物に含まれる放射性核種とその濃度についての十分なデータの収集・評価が必要である。また、ウラン廃棄物処分場の建設は今後の課題であり、その操業にかかる計画も十分に考慮した上で、設計が必要となる。このような背景の下、廃棄物中の放射能濃度を合理的に評価するため、核種毎に迅速測定するための放射能測定の簡易・迅速化技術の開発、スケーリングファクター法適用の可能性を検討する放射能データの評価を進め、放射能測定の簡易・迅速化については、要素技術開発により大幅な測定時間の短縮の見通しが得られている。また、ウラン廃棄物に関して処分の安全性や合理的な余裕深度処分概念の成立性を評価するウラン廃棄物処分に係る検討等を進めた。

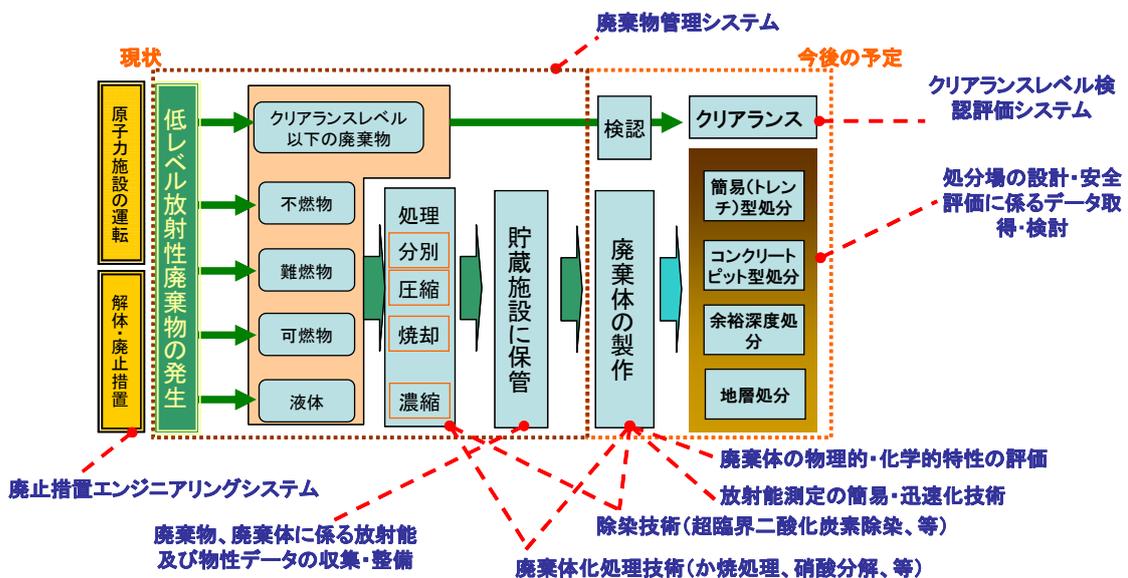


図 2.1 放射性廃棄物の処理フローと技術開発の位置づけ

### 3. 原子力施設の廃止措置に関する技術開発

#### 3.1 廃止措置エンジニアリングシステム

##### (1) 開発の目的

原子力機構が保有する多数の原子力施設の廃止措置を計画的かつ効率的に進めて費用低減を図るためには、廃止措置の経験情報や得られた知見が有用である。このためには、これらの情報をデータベース化するとともに、分析することにより解体に要する作業人工数等のプロジェクト管理データ（管理データ）を予測する評価システムを整備することが有効である。旧日本原子力研究所（旧原研）及び旧核燃料サイクル開発機構（旧サイクル機構）では、それぞれ廃止措置に関するデータベース及び評価システムを整備してきたが、両法人の統合に伴い、効率性の観点からこれらのシステムを統合し原子力機構全体で共通に利用する技術として整備することが必要である。

そこで、廃止措置計画の検討に有用な情報及び支援ツールを提供し、原子力機構における合理的な廃止措置の推進に資することを目的に、既存のデータベースと評価システムを統合した廃止措置エンジニアリングシステムの開発を進めている。

##### (2) 開発の概要

廃止措置エンジニアリングシステムの開発では、廃止措置の検討に必要な情報、システムの構成・機能、及びシステムの運用方法について検討し、以下の考え方で開発を進めている。

- 旧原研と旧サイクル機構が整備してきた廃止措置に関するデータベースを基にして、廃止措置の検討に必要なデータ項目を抽出するとともに、重複するデータ項目があれば、1つの項目に統一する。また、同定されたデータ項目のデータ収集を効率的に行うために、原子力機構全体にわたる標準的なデータ収集項目を策定する。
- 廃止措置計画の検討に必要な種々のデータ（解体工事にかかる人工数、発生廃棄物量、廃止措置費用等）を算出する機能を整備する。また、利用しやすい評価システムとするために、廃止措置エンジニアリングシステムを、データベースと評価システムから構成し、両者間のインターフェースを整備する。さらに、システムの整備に当たっては、開発費用を抑制するために既存のデータベースと評価システムを活用する。
- ハードウェア（サーバ機器）をバックエンド推進部門に置き、原子力機構内のイントラネットを活用して原子力機構全体で情報の共有化を図りシステムの効率的な運用を行う。

廃止措置エンジニアリングシステムの全体構成を図 3.1 に示す。本システムは、データベースと評価システムから構成される。評価システムは、廃止措置計画の検討に有用な情報

を作成する機能を実現するために、次の計算プログラムから構成される。

管理データ評価プログラム： 廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物量、解体に要する作業人工数、廃止措置費用等の管理データを評価する。入力項目は、解体シナリオ、物量データ（機器重量、建屋除染面積等）、機器汚染データ、空間線量当量率等である。計算モデルは、機器重量と作業人工数との相関式で表された評価式等である。効率的な廃止措置の計画を策定するためには、解体廃棄物量や解体に要する作業人工数等を予め把握することが必要であり、このプログラムから得られる情報は、詳細な廃止措置計画の検討に活用できる。

被ばく評価プログラム： 廃止措置期間中に解体作業等に伴い施設外へ放出される放射性物質による周辺住民の被ばく線量及び解体作業に伴う放射線業務従事者の被ばく線量を評価する。入力項目は、放射能インベントリ、構造物・機器の物量データ、解体シナリオ、切断工法、空間線量当量率、及び気象データ等である。切断作業に伴い機器から飛散する放射性物質の環境放出までの移行や貯蔵施設に保管される解体廃棄物による直接線やスカイシャインによる被ばく線量評価のモデルが考慮される。廃止措置が安全に実施されることを計画段階で評価し確認しておくことが必要であり、得られる情報は、廃止措置における安全性の評価に活用できる。

残存放射能インベントリ評価プログラム： 原子炉施設において施設内に残存している放射化放射能インベントリを評価する。入力項目は、原子炉の運転履歴情報、機器・構造物の幾何学的配置、材料組成等である。放射化計算では、初めに炉心及び周辺での中性子束とエネルギースペクトルを計算し、次にその結果に基づき、運転履歴に沿った放射性核種の生成及び停止後の冷却時間に依存した放射性壊変の計算を行う。放射能インベントリの情報は、汚染分布に応じた解体工法の選定やクリアランス対象物を含む放射性廃棄物のレベル区分を行うための物量データの評価に活用できる。

簡易費用評価プログラム： 種々の原子力施設を対象に廃止措置に要する費用を、簡易評価モデルを用いて評価する。入力項目は、機器物量、施設の延床面積や管理区域面積等の施設に関する一般的な物量データである。管理データ評価プログラムを用いて廃止措置費用を詳細に評価することが可能であるが、多数の施設の費用を迅速に評価する必要がある場合、あるいは、詳細な物量データの入手が困難な場合、この簡易費用評価プログラムが有用となる。このプログラムは、中長期にわたる多数の施設の概略的な廃止措置計画(例；長期資金計画)の検討に活用できる。

廃止措置に関するデータベースは、データの種類に応じて次の 3 つのデータベースから構成される。

施設特性データベース： 原子力機構が保有する原子力施設の特徴及び履歴等の情報と、評価システムの入力データ等の作成に必要なデータを格納するものであり、施設情報デー

タ、機器データ、解体実績データ等が含まれる。施設情報データ及び機器データは管理データ評価、被ばく評価、放射能インベントリ評価、簡易費用評価の各プログラムの入力データの作成に利用されるものであり、各施設の設備・機器に関する情報が含まれる。解体実績データは管理データ評価及び簡易費用評価における評価式の作成・改良に利用されるものであり、廃止措置に要した人工数、作業員被ばく線量、廃棄物発生量のデータが含まれる。

廃止措置関連情報データベース： 各国の廃止措置プロジェクト情報、規制・基準等の情報、廃止措置に係る除染・解体の技術情報が含まれる。

文献情報データベース： 廃止措置に関する種々の報告書等の情報が含まれる。

廃止措置エンジニアリングシステムの開発では、システム設計を行い、それに基づき、システム構築を進めるとともに、評価モデルの改良、廃止措置関連データの評価、及びユーザーインターフェースの改良を進める。評価モデルの改良では、原子力機構が有する種々の原子力施設の廃止措置に関する管理データの評価の精度向上を図るために、拠点での解体実績データを収集・分析し、評価モデルの改良・拡充を行う。廃止措置関連データの評価では、廃止措置計画の検討に役立てるために、あるいは評価モデルの検証を行うために、廃止措置対象施設の管理データ等を廃止措置シナリオや物量データを用いて計算する。ユーザーインターフェースの改良では、本システムの利用性向上を図るため、物量データ、放射線関連データ等をデータベースから転送し、評価プログラムの入力データを自動作成する機能、また、画面を通じて入力データの登録・編集を行う機能を整備する。

### (3) 開発の進捗

平成 18 年度までに、廃止措置に係る既存のデータベースと管理データ評価プログラムを調査し、廃止措置エンジニアリングシステムの機能及び構成について検討するとともにシステムの概念設計を行った。また、廃止措置に係る解体作業実績データの収集方法、データベースのデータ項目と管理データ評価プログラムの入力項目の関連性及び管理データ評価プログラムへの入力に係るユーザーインターフェースについて検討を行った。

平成 19 年度は、18 年度の概念設計に基づき廃止措置エンジニアリングシステムを試作するとともに、拠点での廃止措置に係る管理データを効率よく収集するためにデータの収集項目と収集方法を検討し、その結果を施設特性データベースへ反映した。また、原子力科学研究所で廃止措置が進められている施設を対象に解体作業人工数等の管理データを評価した。

#### 1) 廃止措置エンジニアリングシステムの試作

廃止措置エンジニアリングシステムを構成する管理データ評価プログラム (COSMARD-v) の改良、施設特性データベースの整備、及び簡易費用評価プログラムの

作成を行った。各項目の実施内容は次の通りである。

#### ① 管理データ評価プログラム (COSMARD-v) の改良

管理データ評価プログラムは、機器重量等の物量データ、解体手順、作業パターンモデル（予め単位作業の組合せを設定した計算式）、及び単位作業モデル（基本となる作業、例えば、準備、解体、片付けなど、に対して人工数などの計算式を設定した計算モデル）等を入力とし、評価式に基づき解体作業などに係る人工数等の管理データを評価するものであり、原子炉施設である JPDR の廃止措置実績データに基づき開発された COSMARD<sup>(2),(3)</sup> をベースとしている。今後、原子炉施設を含む種々の施設に適用していくためには、施設に依存する単位作業モデル、パターン作業モデルを記述した定義ファイルを施設分類に応じて整備する必要がある。また、COSMARD では、入力データを直接入力ファイルに書き込む方式となっており、入力データ作成に多大な労力を要すること、そして、一般のユーザがその入力フォーマットを理解するのは容易でなく管理データ計算モデルの情報（例；解体工法ごとの機器重量と作業人工数の間の換算係数）の確認や換算係数等の設定が容易でないこと、が利用上の問題であった。

そこで、管理データ評価プログラムについて以下の改良を行った。

定義ファイルの整備：13 種類の施設分類（原子炉施設(大型)、原子炉施設(小型)、ウラン取扱施設、MOX 関連施設、再処理施設、βγ 取扱施設、TRU 取扱施設、ホットラボ、加速器施設、第 1 種実験室施設、第 2 種管理区域施設等、貯蔵施設、倉庫）それぞれに対して適用される解体方法を検討し、COSMARD のモデルを基に単位作業定義ファイル、及びパターン作業定義ファイルを試作した。

#### 入力データ作成支援機能の整備

管理データ評価プログラムの入力データには、解体対象物に対する解体手順に関するものと、物量等の施設情報に関するものが含まれる。これら入力データの作成作業の労力を軽減するために入力データ作成支援機能を整備した。このうち、施設情報に関する入力データの入力データ作成支援機能については、次項の「施設特性データベースの整備」で述べ、ここでは、解体手順に関する入力データ作成支援機能について述べる。

管理データ評価プログラムにおける解体手順に関するモデルは次の通りである。解体手順を、機器解体、建屋除染、建屋測定、建屋解体等から構成し、各項目を、準備、切断収納、及び、後処理に関する各パターン作業の組み合わせとする。そして、各パターン作業を、複数の単位作業の組み合わせとする。この解体手順に関する入力データ作成支援機能は次のとおりである。ユーザが、上に挙げた 13 の施設分類の中から評価対象とする施設の施設分類を画面から選択すると、それに対するデフォルトの解体手順の入力データが表示される。そこで、ユーザはそれを編集することで評価対象施設の入力データを作成することができる。

#### 管理データ計算モデルの設定・確認機能の作成

管理データ計算モデルの情報を確認するとともに換算係数等を設定するための作業を軽減するために、人工数、作業被ばく線量、解体廃棄物量、二次廃棄物量、収納容器数等についての計算式に含まれる各種のパラメータ値を画面上で確認・設定する機能を作成した。

## ② 施設特性データベースの整備

本データベースは、原子力機構が保有する原子力施設の特徴及び履歴等の情報と、評価システムの入力データ等の作成に必要なデータを格納するデータベースである。旧原研と旧サイクル機構でそれぞれ整備してきたデータベースを統合するために、平成18年度の概念設計に基づきデータベースを試作した。本データベースの初期画面を図3.2に示す。本データベースは、大きく施設情報データベースと実績データベースから構成され、また施設情報に係るCOSMARD-v用の入力データを作成する機能を有している。

施設情報データベースでは、拠点、施設、建屋、部屋、機器の階層構造をもつ一覧表示画面からそれぞれの情報を検索表示することができる。各項目をクリックすることにより、データ一覧が表示される。その一覧画面で「新規登録」または各データ項目に対する「更新」を押すと次画面に移行し、データの登録または当該データ項目についてのデータ編集(更新、削除)が可能である。

実績データベースは、拠点における解体作業等に関する管理データを格納するものである。各拠点から管理データを収集する方法やデータの収集項目を検討し本データベースを試作した。詳細については、次項の「2) 管理データの収集項目と収集方法の検討」で述べる。

COSMARD-vの施設情報に係る入力データを作成する機能は、施設特性データベースに含まれる情報の中からCOSMARD-vに必要なデータを抽出しCOSMARD-vで使用する物量データベース、作業環境データベース等でのデータ形式に再構築するものである。施設特性データベースの初期画面(図3.2)において、「COSMARD用出力データ」の下にある「データ作成」を通じて実行することができる。

## ③ 簡易費用評価プログラムの作成

原子力機構のように多数の施設を保有する機関では、多数の施設を対象に中長期にわたる廃止措置計画(長期資金計画)を検討する必要がある。その際、現時点では施設及び解体計画等に関する詳細な情報が得られない場合でも、廃止措置費用を定量的に推定することが必要となる。そこで、限られた施設情報、例えば、施設の延床面積や管理区域面積等の施設一般の情報しか得られない場合に、廃止措置に要する人工数や費用を簡易かつ迅速に評価する手法を検討し<sup>(4)</sup>、それに基づき簡易費用評価プログラムを作成した。

廃止措置費用項目は、(財)エネルギー総合研究所での廃止措置費用の試算例<sup>(5)</sup>を参考に、解体前除染費、機器解体費、建屋除染費、確認測定費、建屋・構造物解体費(これらをまとめ

て解体作業費という)と調査・計画費、設備・資材費、作業管理費等の付随型費用の項目とした。

これらの費用算出の考え方は次の通りである。解体作業費は解体工法に依存し、また、解体工法は施設の種類の種類に依存する。そこで、施設を原子炉施設、核燃料サイクル施設、研究施設等に分類し、分類した施設種類と解体工法との関連付けを行った。各解体工法に対する作業費は、作業人工数と人件費単価の積とし、作業人工数は機器・構造物の重量等と換算係数との積とした。換算係数は、JPDR等の解体実績及び旧サイクル機構の再処理工場等で実施した改造工事等の経験に基づき作成した。また、機器・構造物の重量については、施設情報として入手可能な施設の延床面積や管理区域面積等と換算係数の積とした。付随型費用は、解体作業費の関数(簡単な場合は比例関係)とした。

簡易費用評価プログラムでは、施設情報、換算係数等の情報を画面を通じて確認・設定することが可能であり、また、廃止措置費用や解体廃棄物発生記録等の計算結果を年度展開したグラフとして表示できる。換算係数の確認・設定画面の例を図 3.3 に示す。

## 2) 管理データの収集項目と収集方法の検討

管理データは、作業工数に関連する作業管理データと発生する廃棄物に関連する廃棄物管理データに分類され、廃止措置作業を管理する上で重要な因子であるが、廃止措置エンジニアリングシステムの開発においても、作業人工数等の評価モデルを作成・改良する上での基礎データとなる。廃止措置エンジニアリングシステムにおける管理データ収集の考え方を図 3.4 に示す。廃止措置計画書の作成に有用な情報である人工数や廃止措置費用等(予測値)は、評価式に基づいて管理データ評価プログラムや簡易費用評価プログラムの出力として得られる。この評価式は、例えば、多数の解体作業における機器の重量とその解体に要した人工数といった管理データを分析して作成されるものである。この管理データは作業現場における作業管理日報、廃棄物記録票、二次廃棄物発生量が基になっているため、これらのデータ項目を、施設や機器に依らず共通で標準的なものとするのが、各拠点から管理データを収集する上で、また、その後の分析作業を行う上で効率的かつ重要である。そこで、管理データの収集項目および収集方法を検討し、各収集項目を記載しやすいように配置した作業管理日報及び廃棄物管理記録票を作成した。

この収集項目に基づき、施設特性データベースの中の実績データベースについて、実績データの一覧表示機能、及びデータの新規登録・更新・削除機能を作成した。実績データベースにおけるデータ新規登録画面(一部)を図 3.5 に示す。

## 3) 管理データの評価

原子力科学研究所で廃止措置を進めている施設を対象に簡易費用評価プログラムを用いて管理データを評価した。

評価の対象とした施設は、第 1 期中期計画中に廃止措置を終了する予定の高温ガス炉臨

界実験装置 (VHTRC)、同位体分離研究施設(以下、同位体分離研)、高性能トカマク開発試験装置 (JFT-2M)、冶金特別研究棟(以下、冶金特研)、再処理試験室、セラミック特別研究棟(以下、セラミック特研)、プルトニウム研究 2 棟 (以下、Pu 研 2 棟) の 7 施設である。JFT-2M を除く 6 施設については更地化までを、JFT-2M については管理区域解除までを評価対象とした。これらの施設のうち、セラミック特研及び Pu 研 2 棟では、管理区域解除までの解体作業が終了している。そこで、JPDR 等の解体実績に基づき作成した評価モデルの妥当性を検討するために、評価結果をこれらの実績データと比較した。

図 3.6 は、7 施設に対する費用の内訳割合を示したものである。ここに、セラミック特研に対する費用で規格化している。核燃料使用施設 (同位体分離研、Pu 研 2 棟、再処理試験室、セラミック特研、冶金特研) では、機器解体、建屋除染、確認測定、建屋解体の直接の解体作業に係る費用が全体の約 50%を占め、もっとも大きな寄与をしている。図 3.7 は、Pu 研 2 棟及びセラミック特研における管理区域解除までの作業人工数について、評価結果と実績データを比較したものである。評価結果は実績データと良い一致を示している。今後、他の施設に対しても本プログラムを適用し、評価モデルの妥当性を検討する予定である。

## 3.2 クリアランスレベル検認評価システム

### (1) 開発の目的

原子力機構が保有する試験研究施設の廃止措置に伴い多くの廃棄物や有価物が発生するが、放射性廃棄物の発生量を低減するためにはクリアランスが重要となる。しかし、クリアランスの実施には、クリアランス対象物の特性評価、検認の対象となる放射性核種の選定、検認測定とその評価、品質保証計画の作成など、クリアランスレベル検認のための一連の作業が必要であり、このためには事前の評価・検認が重要となり、多大な労力を要することが予想される。そこで、クリアランスに係る作業や計画検討を支援し作業の軽減と効率化を図ることを目的に、クリアランスレベル検認評価システムの開発を進めている。

### (2) 開発の概要

本システムの開発に当たり、クリアランスに必要な検認手順及びその手順の中でシステムに求められる各種の機能を検討し基本的な考え方をまとめた。以下にその基本的考え方を示す。

- 標準的な手順を基に全体の枠組みを作成し、施設依存性は個別に収集する放射能関連データで対応する。すなわち、原子炉施設におけるクリアランスについては、公開されている日本原子力学会標準<sup>6)</sup>参考に、その他の原子力施設については、実際の施設情報を参考にして、取得データ等に基づき手順の汎用化を図る。
- 効率的なクリアランスレベル検認を実施するために情報の共有化を図る。ここでは、

各拠点で得られた知見を取りまとめて共有のデータベースに登録するとともに、汎用性があり広く利用できる放射能換算係数等の共有化を図る。

- クリアランスレベル検認の一連の作業（測定・判断方法の計画、測定、クリアランスの評価等）を確実に実施することを支援するために、適用可能と考えられる測定方法、放射能換算係数等を選択肢で提示するとともに、判断基準や根拠・説明事項を提示する。

本システムの構成と主要な機能の概要を図 3.8 に示す。本システムは以下のプログラムで構成される。

評価対象核種選定プログラム： 対象物の推定放射能濃度を入力とし、汚染状況（推定放射能濃度）に応じた相対重要度（線量評価の観点から影響の大きな核種を抽出するための指標）を計算し、放射能濃度確認規則<sup>(4)</sup>に示された 33 核種の中から評価対象核種を選定する機能を持つ。評価対象核種の選定に活用できる。

核種組成比/平均放射能濃度評価プログラム： 系統等の施設領域の分類に応じた試料の分析結果（核種濃度）を入力データとし、対象物の汚染形態に応じて主要核種濃度と評価対象核種濃度の相関関係を確認し、核種組成比を計算する機能を持つ。対象物の汚染形態に応じた核種組成比分類及び核種組成比の評価等に活用できる。

シミュレーションプログラム： 評価対象核種の濃度・核種組成比・平均放射能濃度等の変動幅を入力とし、この変動幅等を考慮した評価対象核種の濃度の変動を計算し、核種組成比や平均放射能濃度の妥当性やクリアランス判断の裕度を評価する機能を持つ。クリアランス物をどの程度安全の裕度を持って判断できるかの検討に活用できる。

核種濃度評価プログラム： 検認測定結果(計数率)及び放射能換算係数を入力とし、検認測定方法（主要核種測定法、全  $\gamma$  線グループ測定法等）や核種濃度の評価方法（幾何平均値、算術平均値等）に応じて評価対象核種の濃度を計算する機能を持つ。実際に適用されるクリアランス検認測定システムの結果と比較し、対象物がクリアランスを満足していることの判断が妥当であることの確認等に活用できる。また、クリアランス検認測定システムとしての適用も可能である。

管理計画作成支援プログラム： 事前評価結果、測定・評価結果、及び保管・管理・搬出先の情報を入力とし、クリアランス判断の信頼性維持に必要な保管・管理・搬出等の品質管理計画の作成を支援する機能を持つ。

検認作業におけるクリアランスレベル検認評価システムの位置づけを図 3.9 に示す。上に挙げた 5 つのプログラムのうち、評価対象核種選定、核種組成比/平均放射能濃度評価及びシミュレーションのプログラムは、事前の評価、対象物の選定、測定・評価方法の設定というクリアランス計画の作成を支援する。核種濃度評価プログラムは、国による測定評価方法の認可後に事業者がクリアランス対象物の放射能を測定しクリアランス可能であるこ

とを評価する作業計画の検討、また、その実施を支援する。そして、品質管理計画作成支援プログラムは、対象物の保管・管理・搬出に関する品質管理計画の作成作業を支援する。

なお、クリアランスレベル検認評価システムの開発では、検認手順及び各種機能を検討し、システムの設計・作成を行うとともに、取得した放射能関連データを用いてシステムの検証作業を行い、その結果を反映してシステムの改良を進めることとしている。

### (3) 開発の進捗

平成 18 年度までに、システムの一部（評価対象核種選定プログラム、核種組成比/平均放射能濃度評価プログラム及び核種濃度評価プログラム）を試作した。また、JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリート(以下、JRR-3 コンクリート)の放射能測定データを取得するとともに、それを用いて試算を行った。

平成 19 年度は、18 年度に作成したプロトタイプシステムに基づいて原子炉施設に適用可能なクリアランスレベル検認評価システムを作成した。また、原子力機構がクリアランス対象物として認可申請している、JRR-3 コンクリートの放射能関連データ、及び将来クリアランスを予定している原子力船「むつ」の金属表面汚染データとコンクリート放射化汚染のデータを収集した。さらに、JRR-3 コンクリートの放射能関連データ等を用いてこのシステムを実行し、システムの機能確認を行った。

#### 1) システムの操作手順の確認

本システムの操作では、最初に「事前調査データの入力」として、核種組成比や平均放射能濃度を算出するための分析データの登録を行う。次に、前項で述べた各プログラム（評価対象核種選定、核種組成比/平均放射能濃度評価、シミュレーション、核種濃度評価、管理計画作成支援）を順次操作する。これらの操作に関して、問題なくプログラムが起動することを確認した。以下に、操作手順の例として、核種組成比/平均放射能濃度評価プログラムのユーザインターフェースとその操作方法について述べる。

#### ユーザインターフェース：核種組成比/平均放射能濃度評価プログラム

核種組成比/平均放射能濃度評価機能における初期画面を図 3.10 に示す。画面左側に表示されているフロー図は、本機能における作業の流れを示している。本評価は、①対象物分類の確認・変更、②事前調査データの確認、③放射能濃度評価方法の設定、及び④核種組成比/平均放射能濃度の算出から構成される。各々のボタンをクリックすることにより、対応するプログラム起動し、以下の計算が実施される。

##### ①対象物分類の設定・変更

評価対象核種の核種組成比や平均放射能濃度は、対象物の分類ごとに評価される。ここでは、「事前調査データの入力」で設定したグループ分類を確認する、また、必要に応じてグループの結合または分割を行う。

②事前調査データの設定

核種組成比や平均放射能濃度の算出のために、「事前調査データの入力」にて登録した採取試料がどの分類に属するか設定する。図 3.11 に基本画面を示す。ここで、「追加」ボタンは事前調査において採取した試料の追加を行い、「試料確認」ボタンでは、選択した試料の放射性核種濃度の確認を行う。

③放射能濃度評価方法の設定

核種ごとに放射能濃度評価方法の設定を行う。評価方法として、主要核種測定法、核種組成比法、平均放射能濃度法、あるいは評価対象外を選択する。

④核種組成比／平均放射能濃度の評価

グループ毎の核種組成比もしくは平均放射能濃度の評価を行う。図 3.12 に、サンプルデータを用いたときの Anderson-Darling 検定による対数正規性の判定画面を示す。

上記プログラムの中、「④核種組成比／平均放射能濃度の評価」におけるグループ毎の核種組成比の評価に関する詳細を以下に示す。

- 相関関係の検討： 主要核種と評価対象核種との間に相関関係が成立するかの検討を行う。相関係数を計算し、原子力学会標準に示された手法に従い相関関係の有無を判断する。
- 対数正規性の検討： 核種組成比の対数正規性の検討を行う。この検討のために、対数正規性確率グラフの作成、Anderson-Darling 検定、及び D'Agostino-Pearson 検定の方法を利用できる。対数正規性確率グラフの作成では、「グラフ作成」ボタンを押すことによりグラフ作成用のデータが作成される。データを対数正規確率紙にプロットし、プロット点が直線になれば対数正規分布に従うといえる。このプロット点がどの程度直線に近いかは目視によって判断される。統計的検定による D'Agostino-Pearson 検定と Anderson-Darling 検定では、それぞれ 20、8 以上のサンプル数が必要とされている。
- 核種組成比の算出： 相関性と対数正規性があると確認されたグループ分類の核種に対して、核種組成比を算出する。算出方法として、幾何平均または算術平均を選択する。
- 対象物分類の検討： 対象物のグループ分類の要否を検討する。原子力学会標準に示してある方法に従い、施設グループによる分類、及び、系統又は対象物による分類が必要か否かを分散分析検定（F 検定）の方法を用いて評価する。
- 核種組成比／平均放射能濃度の設定： これまで設定した核種組成比や分類結果を基に、最終的な核種組成比または平均放射能濃度を確認する。

クリアランスレベル検認評価システムは、この検認作業に必要な作業手順とデータの処

理方法をユーザに分りやすい形で提示し、効率的な検認作業に資するものである。今後、本システムの検証作業を行い、その結果等に基づき本システムの改良を図る予定である。

## 2) 放射能関連データの収集

### JRR-3コンクリートに係る放射能関連データ

JRR-3 コンクリートの中で放射能レベルがきわめて低いものは、原子力科学研究所(原科研)の放射性廃棄物処理場の保管廃棄施設・NL のピットに保管されている。原科研ではこのコンクリートをクリアランスするために、事前調査として、放射化により生成する核種の放射能濃度を算出するとともに、二次的な汚染による放射能濃度を計算及びサンプル調査により算出している。こうして得られた放射能濃度データに基づき評価対象核種として、放射化汚染については  $^{154}\text{Eu}$  と  $^{60}\text{Co}$  を、また、二次汚染については  $^3\text{H}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、及び  $^{137}\text{Cs}$  を選択している。バックエンド推進部門では、クリアランスレベル検認評価システムの機能確認を行うために、この放射能関連データを収集整理し、システムに入力した。

### 原子力船「むつ」に係る放射能関連データ

原子力船「むつ」における二次遮蔽体コンクリートの放射化放射エネルギーを計算コードを用いて算出するとともに、原子炉機械室等の解体に伴って発生した金属くずから放射線測定試料を採取し放射能測定を実施した。

放射化放射エネルギーの算出では、原子炉周辺の中性子束を二次元Sn輸送計算コードDORTで計算し、その結果と「むつ」の運転履歴及び主要構造物の構造材の元素組成比を入力として放射能生成消滅計算コードORIGEN-Sを用いて計算を行った。その結果、運転停止後14年の時点で、各核種のクリアランスレベルに対する比で支配的な核種は、コンクリートでは $^{152}\text{Eu}$  と $^{60}\text{Co}$ 、鉄筋では $^{60}\text{Co}$ であること、また、放射能濃度はクリアランスレベルに比べてかなり低い(数桁)ことが分った。

金属くずについては、固体廃棄物貯蔵施設に保管してある $1\text{m}^3$ 鋼製容器から配管(廃棄物処理系等、吐出/バント・ドレン系統、体積制御系統、薬品添加系統、制御棒駆動装置封水系統、サンプリング系統)を取り出し、グリーンハウス内で切断し、約 $2\text{cm} \times 2\text{cm}$ の大きさの試料を採取した。採取した資料の中から15個の試料について、Ge半導体検出器を用いて文部科学省令第49号に示されたクリアランス対象核種(ただし、 $^{55}\text{Fe}$ と $^{129}\text{I}$ はGe半導体検出器では測定できないため対象外とした)の放射能濃度を評価した。その結果、全ての試料で $^{60}\text{Co}$ のみが検出され、その表面密度は $3.4 \times 10^{-2} \sim 3.3 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^2$ の範囲であった。今後、さらに核種分析等を行い、その結果に基づき評価対象核種に対する放射性核種組成比の評価を行う必要がある。

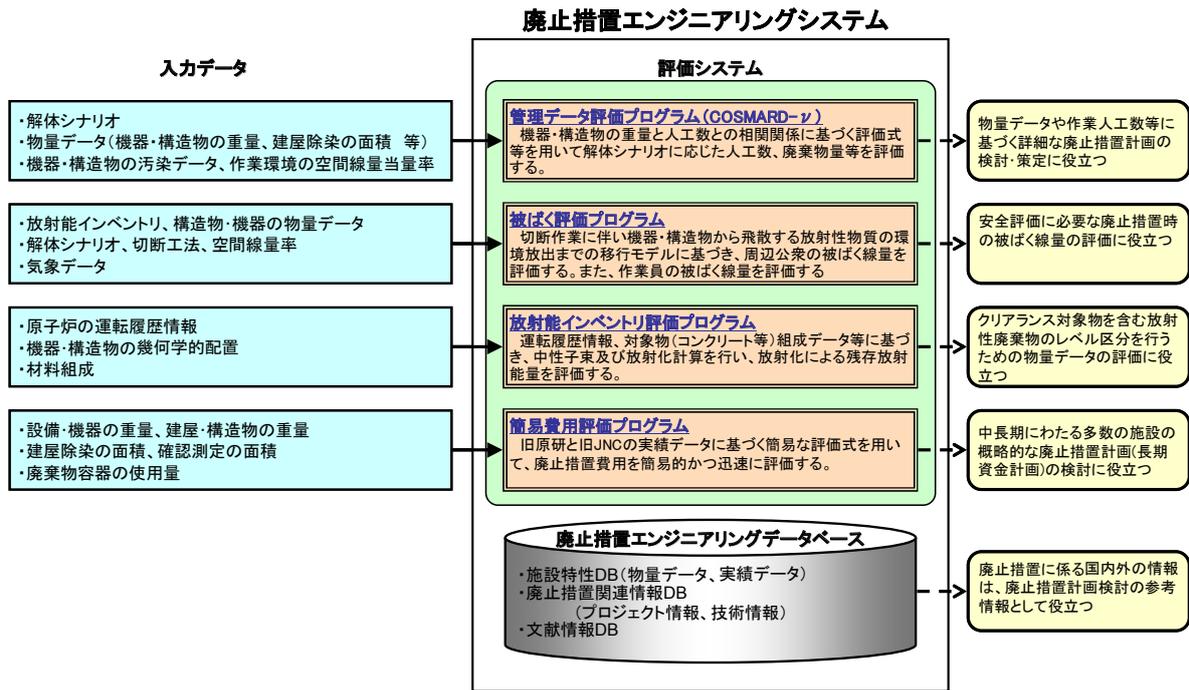


図 3.1 廃止措置エンジニアリングシステムの構成



図 3.2 施設特性データベースの初期画面

原子力施設廃止費用簡易評価システム

費用評価係数・作業効率の設定

係数項目: 4 機器解体費

コメント: \_\_\_\_\_

費用項目	係数	単位
▶ 4.1 一般解体Ⅰ (汚染無)	5.6	人・日/ton
4.2 一般解体Ⅱ (β γ/U系)	15.1	人・日/ton
4.3 一般解体Ⅲ (TRU系)	36	人・日/ton
4.4 重装備解体Ⅰ (原子炉施設:高β γ機...)	546.7	人・日/ton
4.5 重装備解体Ⅱ (原子炉施設:高線量機...)	56	人・日/ton
4.6 重装備解体Ⅰ (原子炉施設:高線量機...)	546.7	人・日/ton
4.7 重装備解体Ⅱ (原子炉施設:低線量機...)	56	人・日/ton
4.8 ライニング撤去	45	人・日/ton
4.9 遠心分離機解体	7.6	人・日/ton
4.10 グローブボックス(大型)	286.5	人・日/ton
4.11 グローブボックス(小型)	159.8	人・日/ton
4.12 加速器(ブロック状)	0.23	人・日/ton
4.13 セル内ロボット解体	413.8	人・日/ton
4.14 遠隔解体(水中)	92.3	人・日/ton
4.15 遠隔解体(気中)	251.1	人・日/ton

図 3.3 換算係数の確認・設定画面 (例)

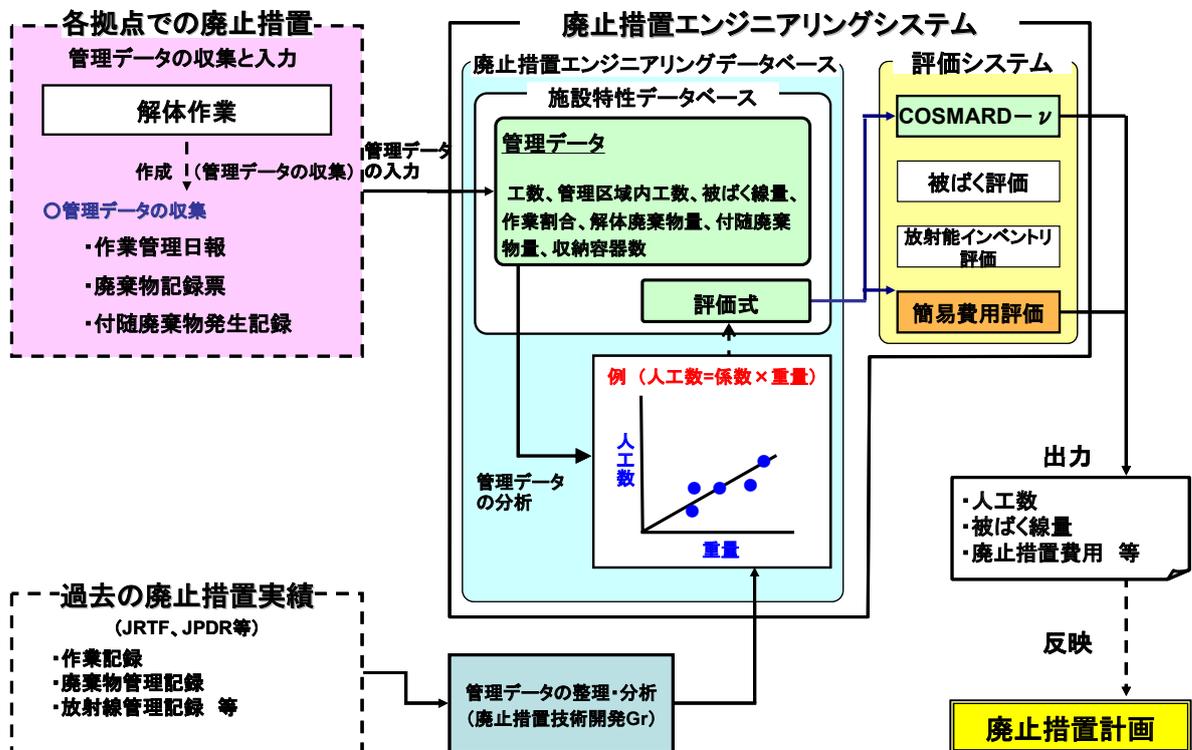


図 3.4 廃止措置エンジニアリングシステムにおける管理データ収集の考え方

### 実績情報

[一覧へ戻る](#) 登録

---

**拠点**

\* 拠点名称:

---

**建屋**

\* 建屋名称:

大分類:  小分類:

---

**実績**

フロアコード:

エリア:

\* 作業件名:

担当課室:

施工業者:

作業時期:  ~  (西暦年) (yyyy/mm/dd)

実作業日数:  日

契約金額:  千円

作業人工数:

監督者:	<input type="text"/> 人・日	放射線管理員:	<input type="text"/> 人・日
作業員:	<input type="text"/> 人・日	技術指導員:	<input type="text"/> 人・日
クレーンマン:	<input type="text"/> 人・日	その他1:	<input type="text"/> 人・日
その他2:	<input type="text"/> 人・日	その他3:	<input type="text"/> 人・日
総計:	<input type="text"/> 人・日		

作業被ばく線量:

外部被ばく

作業累積:  人・mSv 個人最大:  mSv

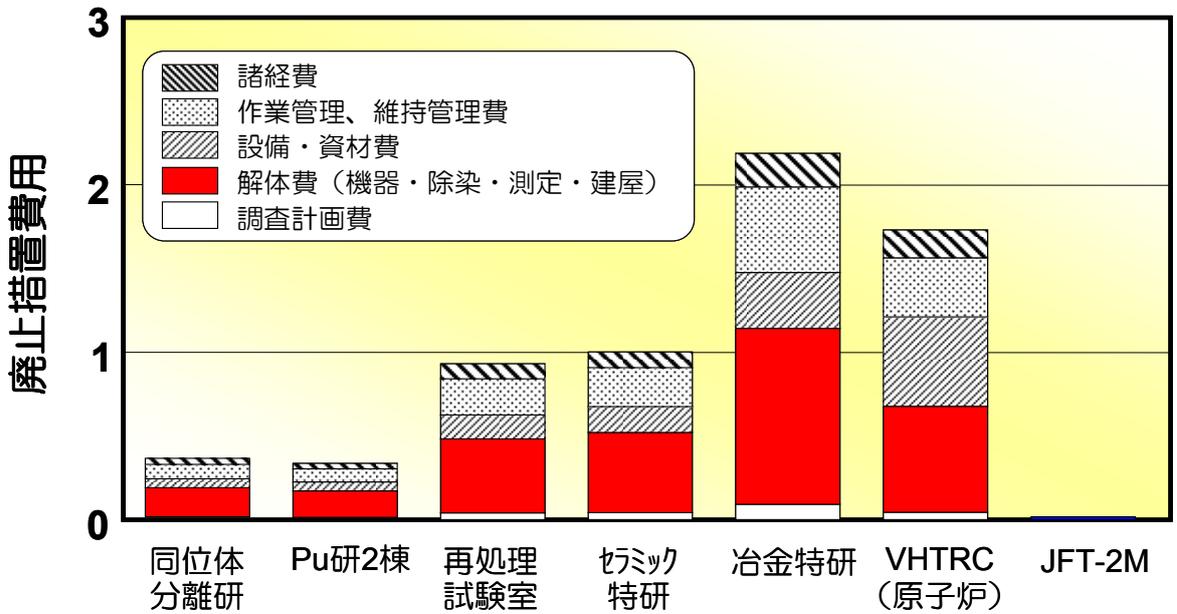
内部被ばく

作業累積:  人・mSv 個人最大:  mSv

廃棄物発生量:

金属類

図 3.5 実績データベースにおけるデータ新規登録画面 (一部)



(セラミック特研に対する費用 (2.65 億円) で規格化)

図 3.6 7施設に対する費用の内訳割合

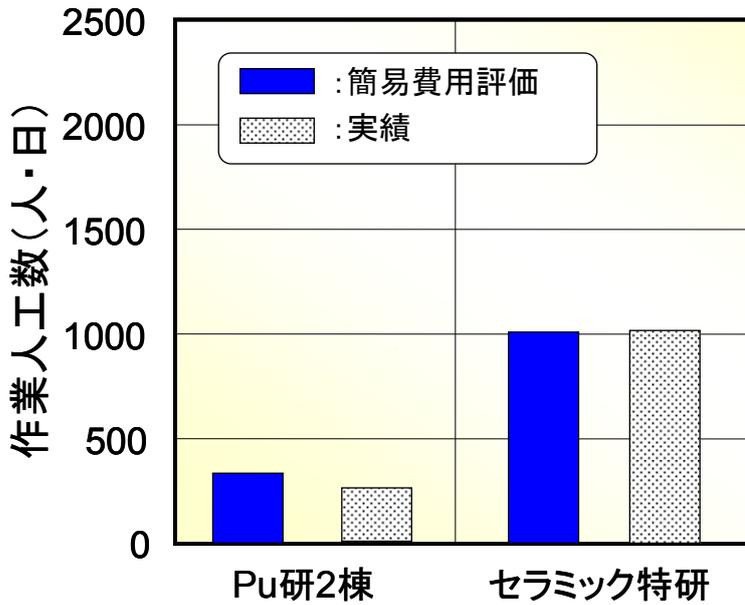


図 3.7 作業人工数について評価結果と実績データの比較

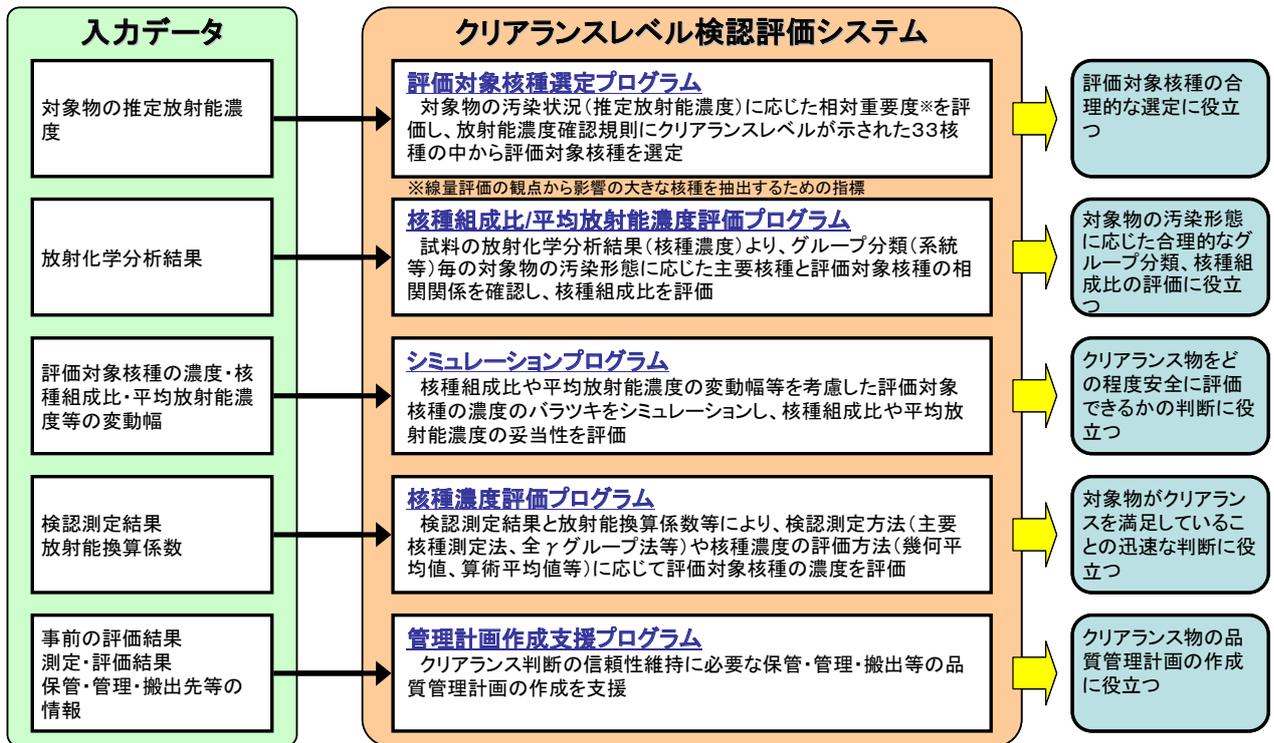


図 3.8 クリアランスレベル検認評価システムの構成と機能の概要

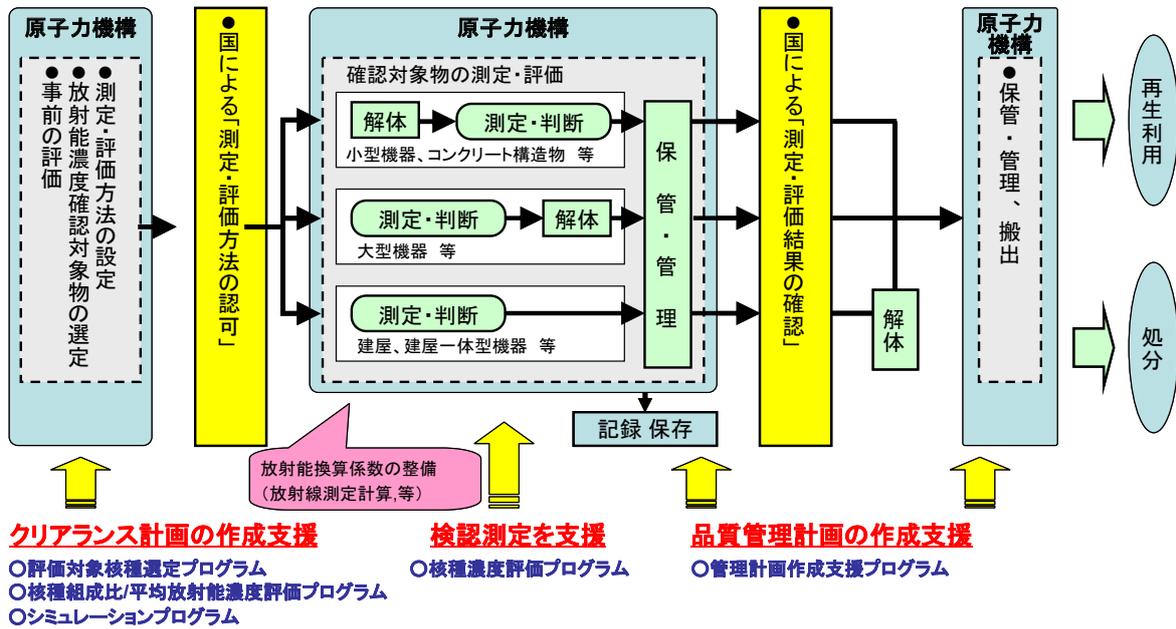


図 3.9 クリアランスレベル検認作業におけるクリアランスレベル検認評価システムの位置づけ



図 3.10 核種組成比/平均放射能濃度評価の初期画面

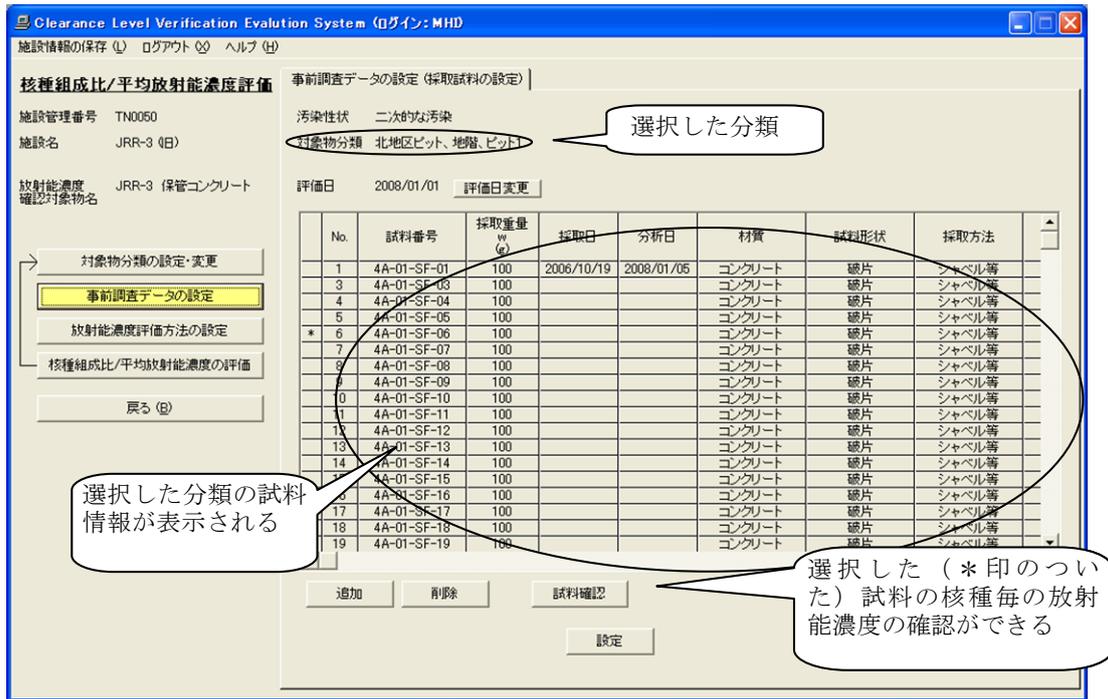


図 3.11 事前調査データの確認画面

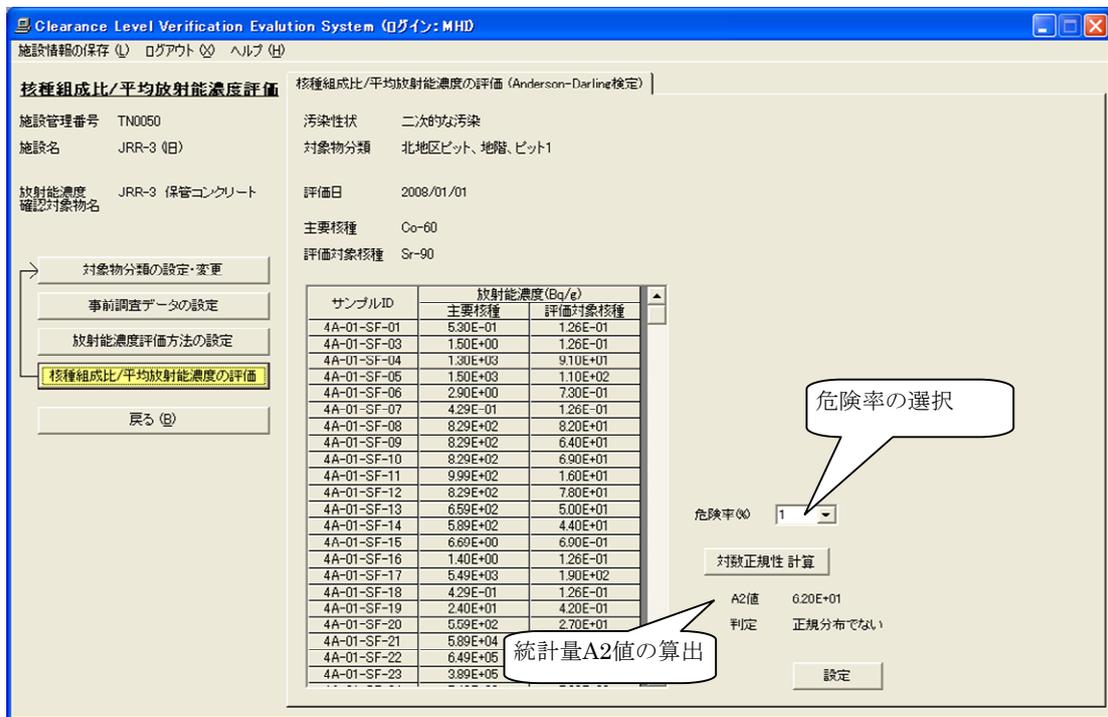


図 3.12 Anderson-Darling 検定による対数正規性の判定画面

## 4. 放射性廃棄物処理に関する技術開発

### 4.1 か焼処理技術<sup>2</sup>

#### (1) 開発の目的

MOX 燃料加工施設や再処理施設のグローブボックスやセルから発生する TRU 廃棄物は、プルトニウム等の TRU 核種を含んでいることから、プルトニウム等の飛散や漏洩による汚染を防止するため、常に密封状態での管理が要求されている。そこで、それらのグローブボックスやセルから廃棄物を出す際には、廃棄物を布又はキムタオル等で養生した上に塩化ビニル等の梱包材で多重に密封した状態で排出している。これらの廃棄物はビニルバッグ等で覆われているため、外見からは中の廃棄物の形状や性状を確かめることができない。そして、可燃物や一部の有機物、アルミニウムなどはそのまま処分することができないことから、廃棄物処理を行うためには、先ず廃棄物を梱包している塩化ビニルや養生材を廃棄物から分離し、廃棄物を材質に応じて区分する必要がある。TRU 廃棄物进行处理する場合は、これらの作業をグローブボックスやセルで行わなければならない、作業効率が悪いことから多くの人工数を必要とし、処理施設の操業費の増大をもたらすことになる。

梱包材や養生材を廃棄物（ここでは不燃物を想定）から分離する主な手法としては、機械的手法と熱的手法が考えられる。なお、化学的手法は二次廃棄物の問題があることから検討対象外とした。機械的手法は、梱包材等を切断粉碎し、比重差、磁性などを使って廃棄物から分離する方法であり、一般廃棄物の分野では一般的な方法である。模擬廃棄物を使った試験的検討を行ったが、設備が大きくなりグローブボックス等に設置するにはあまり適していないこと、現状の技術では十分な分離が困難であることから、機械的手法は TRU 廃棄物には適さない。一方、熱的手法は、梱包材等を加熱し、熱分解によりガス化して廃棄物から分離するとともに、梱包材等は無機化处理する方法である。さらに、加熱温度を適切にコントロールすることにより処分上有害であるアルミニウム、鉛などの低融点金属を分離できる可能性も有している。

そこで、TRU 廃棄物の廃棄体化处理において、梱包材や養生材を廃棄物から分離する前処理技術として、手選別による分離よりも低コストで実施できる技術を開発することを目的に技術開発を進めている。

#### (2) 開発の概要

種々の材質の廃棄物が複雑な条件で混在している実際の処理状況で、有機物やアルミニウム等を後工程に影響を与えないレベルで分離できる処理条件を見出し、設備化することを目的として、模擬廃棄物の処理試験、エンジニアリングデータ取得のための基礎試験等を実施している。これまでに実施した試験により得られた主要な結果は以下の通りである。

---

<sup>2</sup>本技術開発は、TRU 廃棄物を保管管理している核燃料サイクル工学研究所の環境技術管理部に委託する形で、平成 16 年度から実施している。

- 有機物については、か焼処理を行うことによって金属から除去することが可能である。
- か焼処理によって鉄系の金属とアルミニウムを分離することが可能であるが、HEPA フィルタからのアルミニウムの分離除去については課題がある。
- セシウムとコバルトに関する移動挙動に関しては、静的状態において、コバルトの残存率は約 90%、セシウムの残存率は 500℃では約 90%、700℃では 15～35%になる。
- 塩化亜鉛及び塩化鉛の煙道内への付着に関しては、温度の上昇に伴って塩化亜鉛及び塩化鉛の付着量が増加し、特に融点を超えると付着量が著しく増加する。

### (3) 開発の進捗

#### HEPA フィルタのか焼試験

これまで実施してきた HEPA フィルタのか焼試験では、温度をパラメータとした試験を実施しておらず、アルミニウムセパレータを分離できる条件を見出せていなかったことから、アルミニウムセパレータを固定している接着剤の熱分解特性を調べるとともに、加熱温度をパラメータとした HEPA フィルタのか焼試験を行い、アルミニウムセパレータの分離特性を調べた。接着剤については、HEPA フィルタの固定に使用されているエポキシ系、ウレタン系、シリコン系のすべての接着剤が 600℃、2 時間の処理で熱分解することを確認した。HEPA フィルタの処理においては、金属枠の HEPA フィルタは、400℃以上に加熱することによりアルミニウムを容易に分離することができたが、木枠のものについては、木枠から染み出したタールによってアルミニウムセパレータとフィルタが固着して分離が難しくなることが明らかになった。

#### 亜鉛の除去

溶融処理を行う廃棄物の突沸を防ぐため除去が必要な亜鉛については、これまで定量的なデータを取得していなかったことから、亜鉛めっき板を用いた基礎処理試験を行い、除去に必要な処理条件を確認した。亜鉛の融点(419.5℃)に近い 450～550℃では除去が困難であり、2 時間程度のか焼処理で亜鉛を除去するためには、亜鉛の蒸気圧が十分高くなる 650℃以上に加熱することが必要であることが明らかになった。また、亜鉛めっき板の重なり合った面からの亜鉛の除去は難しく、処理中は揺動等により重なり合いを防ぐ必要があることが示された。

#### か焼処理設備の検討

平成 16 年度より実施してきた試験で得られたデータを基に Pu 系不燃性廃棄物の開梱及び低融点金属の分離を行うか焼処理設備の検討を行い、回転ケージと水冷壁から構成されるロータリーキルン及びアルミニウム磁選機（渦流選別）によるか焼分別処理システム、X 線検査装置と X 線 CT 装置の組み合わせによるスプレー缶等の加熱禁止廃棄物の検出・除去システム、スクレーパーによる排ガス系配管の塩化亜鉛による閉塞防止機構等から構成

される処理システムを提案し、その経済性を評価するとともに、今後の実用化に向けた技術的課題の整理及びその解決方法の検討を行った。今回提案した処理システムと手選別との経済性の比較については、設備コスト、運転コストともに大きな差はない結果となった。技術課題のうちアルミニウムと鉛の分離・回収については、水冷壁ロータリーキルンとアルミニウム磁選機の採用により可能になると考えられるが、水冷壁ロータリーキルンは実機の運転実績がないことから、計算機シミュレーションによる炉内挙動の推定、実規模の装置によるモックアップ試験が必要となる。なお、排ガス系配管の閉塞防止については、一般廃棄物焼却炉で使用されているスクレーパー等を採用することとする。また、火災、爆発防止のためのスプレー缶等の検出については、X線CT装置では時間がかかることから、空港等で爆薬、プラスチック爆弾等の有機物の検出に使用されている後方散乱 X 線検査装置の適用が考えられる。

## 4.2 超臨界二酸化炭素除染技術

### (1) 開発の目的

原子力利用における資源利用効率の向上、環境負荷の低減の観点から、今後、GNEP (Global Nuclear Energy Partnership) や GEN-IV (Generation IV Nuclear Power Systems) などに代表される高速炉サイクルシステムが原子力利用において重要な位置を占めることが予想されている。高速炉サイクルシステムから発生する廃棄物は、使用済燃料の再処理やMOX燃料加工に伴って発生する廃棄物と同様に、プルトニウム等の長半減期核種を多く含んでいる。放射性廃棄物の処理処分に関しては、その放射能濃度に応じて適切に区分し、区分に応じた処理処分を行うことが原則となっており、一般的に放射性核種の半減期が長く放射能濃度が高い程、その影響が超長期にわたって有意に継続するため、地層処分のようにバリア性能が高い処分を行う必要があり、処分コストが高くなる。

そのため、放射性廃棄物に付着している放射性核種を取り除き、廃棄物の処分区分の引き下げや処分物の低減を行うための除染技術の重要性が高まり、特に、MOX燃料加工や金属燃料サイクルのように乾式システムに対応した、乾式の除染技術の必要性が高まると予想される。

一方、原子力機構では超臨界二酸化炭素を使った除染技術の研究実績を有している。また、ウランに対して乾式で高効率の除染ができる技術の開発に成功しており、二次廃棄物発生量が少なく、有用な除染技術であることを実証してきた<sup>(8)</sup>。

そこで、これまで有効な乾式除染法がなかった MOX 燃料加工や再処理の転換工程から発生する放射性廃棄物の処理処分費用の低減を目的として、超臨界二酸化炭素によるアクチノイドの除染技術の研究開発を進めている。

### (2) 開発の概要

これまでに、超臨界二酸化炭素を分離媒体として用いる金属分離法が、ウラン酸化物(UO<sub>2</sub>、

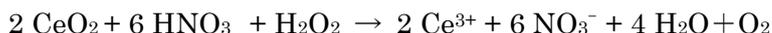
U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)で汚染した廃棄物、特に圧縮処理された使用済み HEPA フィルタのような複雑な構造を有する廃棄物の除染法として、有用であることを実証してきた。現在は、TRU 廃棄物、特に二酸化プルトニウム(PuO<sub>2</sub>)で汚染された廃棄物の除染法として同法を適用するための研究開発を実施している。PuO<sub>2</sub>は UO<sub>2</sub> と比べ化学的に安定な化合物であり、除染の基本となる PuO<sub>2</sub> の超臨界二酸化炭素への溶解に関して、ウラン廃棄物の除染において採用した反応系(抽出剤)では、PuO<sub>2</sub> を超臨界二酸化炭素中に溶解することはできない。そこで、本研究開発では、超臨界二酸化炭素中に界面活性剤を溶解することによって、PuO<sub>2</sub> の溶解に必要な複数の試薬を含む逆ミセルを形成させる手法を採用し、PuO<sub>2</sub> の超臨界二酸化炭素への溶解研究を進めた。

これまでの研究により、ペルオキシ二硫酸イオンと銀イオンを組み合わせた酸化剤を含む希硫酸溶液と抽出剤としてオクチルフェニル-N,N-ジイソブチルカルバモイルメチルリン酸を含む逆ミセルを形成することにより、PuO<sub>2</sub> を超臨界二酸化炭素中に溶解できることが示唆されている<sup>9)</sup>。

また、PuO<sub>2</sub> を逆ミセル/SF-CO<sub>2</sub> 中に溶解する反応を、系統的かつ詳細に理解するために溶解反応をいくつかの素反応に分け、PuO<sub>2</sub> の代替物質として二酸化セリウム(CeO<sub>2</sub>)を用い、個々の反応を調べた。CeO<sub>2</sub> の水溶液中への還元溶解反応を調べるため、5種類の還元剤(過酸化水素、ヒドラジン、ホルムアルデヒド、ギ酸、2価鉄イオン)を用い、60°Cに加熱した6 M 塩酸溶液へのCeO<sub>2</sub> の溶解を検討したところ、過酸化水素のみがCeO<sub>2</sub> を溶解できた。酸性溶液中でのこれら還元剤の還元能力(酸化還元電位に基づく)はヒドラジン>ギ酸>ホルムアルデヒド>過酸化水素の順であり、還元剤の還元能力のみではCeO<sub>2</sub> を溶解できないことがわかった。

### (3) 開発の進捗

昨年度に引き続き、CeO<sub>2</sub> の水溶液中への還元溶解反応を調べた。硝酸(HNO<sub>3</sub>)+過酸化水素(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)系で溶解試験を行った。代表的な溶解試験の条件と試験手順は、60°Cに加熱した10 mlの1 M HNO<sub>3</sub>に2 mlの30% H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>水溶液を加えた溶液を用意し、そこにCeO<sub>2</sub>を100 mg添加するというものであり、その結果、すぐに非常に細かい泡が発生し、CeO<sub>2</sub>が徐々に溶解した。発泡は次第に収束し、2時間以内でほぼ全量のCeO<sub>2</sub>が溶解した。このように条件を変えて行なった試験の結果、次式に従ってCeO<sub>2</sub>が還元溶解されることがわかった。



この反応式から考えると添加するH<sub>2</sub>O<sub>2</sub>量は溶解させるCeO<sub>2</sub>の1/2でよい。しかし、数時間以内で溶解反応を終了させるという現実的な反応速度を得るにはCeの20~30倍当量のH<sub>2</sub>O<sub>2</sub>が必要であることがわかった。加えて、硝酸濃度が1 Mよりも薄くなると反応速度が低下してしまうことや、溶液量を10倍にすれば、硝酸濃度は0.1 Mまで薄くできるこ

とななどの情報を得た。さらに、試験温度を変化させて試験を行なった結果、60℃では2時間以内にCeO<sub>2</sub>が完全に溶解した条件でも、温度を20℃とすると、少なくとも溶解に12時間以上かかることがわかった。また、今回の試験条件では攪拌子による溶液の攪拌の有無はCeO<sub>2</sub>の溶解にほとんど影響がないことが明らかになった。これは攪拌子を用いた強制的な攪拌がなくても、水浴加熱による溶液の自然対流と、反応による酸素の発泡のために溶液がある程度攪拌されていたためと考えられる。

続いて、超臨界二酸化炭素の代替として選択した非極性の有機溶媒であるイソオクタン中に界面活性剤AOTを用いて逆ミセルを形成させ、その内核水相にHNO<sub>3</sub>+H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>を含有させてCeO<sub>2</sub>の溶解試験を行った(図4.1)。水溶液中への溶解工程を経ることなく、直接CeO<sub>2</sub>を逆ミセル/有機溶媒に還元溶解することに成功した。

### 4.3 硝酸分解技術開発

#### (1) 開発の目的

原子力機構の再処理施設では、その再処理プロセスにピューレックス法を採用しており、溶媒洗浄等に伴う硝酸塩を含む廃液や余剰硝酸が廃棄物として発生する。これらの硝酸塩を含んだ廃棄物は蒸発濃縮して、濃縮廃液とした後、アスファルト固化体として固化してきたが、今後はスラリ固化体(セメント固化体)として固化する方針である。しかしながら、廃棄物に含まれる硝酸成分は、処分環境において地下水中に硝酸イオンとして溶出し、地下水を酸性雰囲気にして他の廃棄物の腐食を早めたり、核種の地下水中の移行挙動を変化させたりする。また、硝酸性窒素は、環境に有害な影響を与えるとして環境基準に濃度基準が定められた物質であり、河川水などに含まれる硝酸性窒素の濃度は環境基準の規制を受けている。

現在の軽水炉再処理施設ではピューレックス法を採用しており、ソルトフリー化など施設から発生する硝酸塩廃液の低減化が進められているものの、原理上ゼロにすることは不可能である。また、現在研究開発が進められている高速炉サイクルシステムにおける再処理技術も、硝酸を利用した再処理方法が中心となっており、将来の高速炉サイクル時代においても硝酸塩廃棄物が発生することが予想される。

そこで、再処理廃棄物の処分コストの低減と処分時の環境負荷の低減を目的として、再処理施設から発生する濃縮廃液に含まれる硝酸を除去するために、硝酸イオンの分解及び硝酸塩の分離に係る研究開発を行っている。

#### (2) 開発の概要

ここでの技術開発は、高濃度硝酸塩溶液に適用できること、脱硝によって生じる二次廃棄物の発生量が少ないこと、設備費・ランニングコストが小さいこと、装置の設置規模が小さいことなどを目標とするとともに、脱硝技術としての早期成立の可能性が高いことにも重点を置いている。技術開発に先立ち、既存の脱硝技術を調査した。これらの中から、

上記要件を満たすことができる可能性の高い硝酸分解技術として、貴金属触媒と還元剤を用いる硝酸イオンの化学的還元分解除去法を選択し、平成18年度より技術開発を開始した。平成18年度は、高濃度硝酸塩溶液への適用性評価試験として、CuとPdあるいはPtを含む4種類の触媒と還元剤（ヒドラジン）を用いて、4 M硝酸ナトリウム溶液中の硝酸イオンを分解した。検討したすべての触媒において、99%以上の硝酸イオンを分解でき、同法が高濃度硝酸塩溶液の脱硝法として有用であることを確認した。さらに、触媒量や還元剤量が硝酸イオンの分解効率に及ぼす影響を調べ、今回検討したそれぞれの触媒に対する触媒及び還元剤の必要量に関するデータを整備した。課題として、硝酸イオンの一部が高度に還元されて副生成物としてアンモニアが生じること、分解操作を繰り返すことによって触媒の性能が低下することなどがわかった。

また、次世代の脱硝技術として、硝酸塩の回収・再利用を視野に入れた硝酸塩の膜分離法の開発を、平成19年度から経済産業省の公募研究として開始した。

### (3) 開発の進捗

化学的還元分解法： 触媒中の金属（Pd と Cu）組成や担体（炭素、TiO<sub>2</sub>、CeO<sub>2</sub>、Ga<sub>2</sub>O<sub>3</sub>）が異なる種々の触媒を作製し、金属組成や担体と硝酸イオンの分解性能との関係を調べた。触媒中の金属組成と硝酸イオンの分解速度の関係を調べた結果の一例を図 4.2 に示す。硝酸イオンの分解効率が Pd と Cu の組成比に大きく依存し、触媒金属中の Cu の割合が約 0.5 の時に硝酸イオンの分解速度が最大となること、及び担体の種類が硝酸イオンの分解効率に大きく影響し、担体に Ga<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を用いたときに最も硝酸イオンの分解速度が速いことなどを明らかにした。これらの結果から、硝酸イオンの分解メカニズムを考察した。

触媒を詰めたカラムに硝酸ナトリウムとヒドラジン(還元剤)の混合溶液を連続的に通じるフロー方式による硝酸イオンの分解方法に関して、混合溶液の還元剤量、流速、触媒の量などをパラメータとした試験を実施した。装置の概略を図 4.3 に示す。フロー方式によっても従来のバッチ方式と同様に硝酸イオンを効率的に分解できることを確認した。

膜分離法： ナトリウムイオンを選択的に透過するセラミック製の陽イオン交換膜（Ceramatec 社製 NaSICON 膜 NAS-GY）と 1 価陰イオンを選択的に透過する有機性の陰イオン交換膜（アストム社製ネオセプタ ACS）を用いて、放射性廃液から硝酸イオンを硝酸として、ナトリウムイオンを水酸化ナトリウムとして分離回収する方法の開発を開始した。電気透析による硝酸塩分離の概要を図 4.4 に示す。平成 19 年度は、両イオン交換膜のそれぞれの性能確認試験を実施し、両イオン交換膜とも、ナトリウム及び硝酸イオンをそれぞれ高い電流効率で透過できることを確認した。また、イオンの膜透過速度に及ぼす、電流密度、塩濃度、温度などの実験因子の影響を調べ、検討した範囲でこれらの因子は膜透過効率に大きく影響を与えないことを明らかにした。

#### 4.4 廃棄物管理システム

##### (1) 開発の目的

原子力機構では放射性廃棄物を約 35 万本（200 リットルドラム缶換算、平成 19 年度末）保有する一方で、平成 18 年 9 月に科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力分野の研究開発に関する委員会により取り纏められた「RI・研究所等廃棄物作業部会報告書－RI・研究所等廃棄物（浅地中処分相当）処分の実現に向けた取り組みについて－」では、RI・研究所等廃棄物の処分事業の推進と、廃棄物処理・処分に係る技術開発への寄与について言及されており、まさに廃棄物の発生から処理、処分までのライフサイクルに係る重要な役割を求められる原子力機関となった。現在、これらの廃棄物は各拠点において安全に保管管理されているが、今後の処分事業の具現化に沿って計画的に廃棄物処理を行い、順次処分する計画である。

放射性廃棄物を処分する際には、法令に基づき、その廃棄物の品質が処分に係る各種技術基準を満足する必要がある。これらの基準を満足することを証明する方法としては、廃棄物そのものを測定するなど、直接的な方法以外に、廃棄物の発生段階や処理段階などの間接的情報から証明する事項もある。このためにも、適切な廃棄物の管理と処理を行うとともに、それらに関連するデータを適切に管理する必要がある。

このため原子力機構では、将来の処分に向けて、廃棄物の発生から処理、保管、確認に係る廃棄物データの追跡性を確保し、統一的に管理できるようにすることを目的に廃棄物管理システムの開発を行っている。

##### (2) 開発の概要

廃棄物データの取得は、廃棄物の管理方法（区分方法、保管方法、処理方法など）に依存する。原子力機構内では廃棄物管理の方法が各拠点により異なっており、大きく廃棄物に含まれる放射性核種の性状（ $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ ）及び濃度（高、低）で廃棄物を区分管理している拠点と、原子炉等規制法の事業区分（原子炉、再処理、核燃料物質等の使用など）等で区分管理している拠点に分けられる。さらに、拠点毎に発生する廃棄物の特徴に応じて廃棄物管理が行われてきているため、現在管理されている廃棄物データは拠点により種類や内容が異なっていると同時に、廃棄物データをデータベース化している拠点もあれば紙台帳で管理している拠点もある。

このため、廃棄物管理システムの開発は、システムを用いて管理する廃棄物情報（データ項目、項目に登録する内容）自体の整備並びに廃棄物データを保管するデータベース及び集積したデータの解析等機能の開発からなる廃棄物管理システムの構築に大別される。廃棄物情報の整備に関しては、将来の処分時の廃棄物確認に必要となる廃棄物データと、今後の処理処分の具現化に向けた検討や制度化検討の際に参考とされる廃棄物データなど、統一的に管理すべき廃棄物データの抽出及び整理を行い、管理システムに登録すべきデータ項目と登録するデータの内容を決定した上で、不足している各種廃棄物データを順次整

備していく。また、廃棄物管理システムの構築に関しては、各拠点で持っている資源（既存の廃棄物データベース）を有効に活用しつつ、原子力機構全体として統一的にデータを取り扱えるようにするためのシステム構築を図る。

平成 18 年度までは、各拠点データベース並びに廃棄体確認、制度化検討等からのニーズについて調査を実施し、IAEA による廃棄物データ管理システム要件を参考に、当該廃棄物管理システムで管理すべき廃棄物情報について整理を実施するとともに、システム構成の概念検討を実施した。

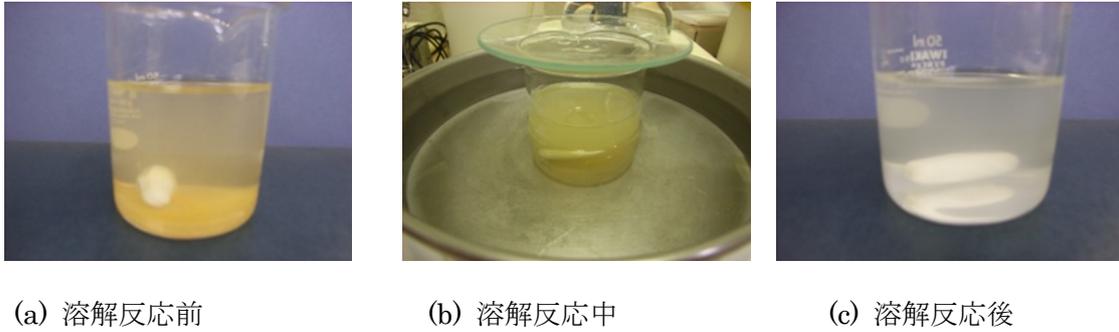
### (3) 開発の進捗

廃棄物情報の整備については、昨年度までに抽出・整理した管理すべき廃棄物情報に対して、各拠点の廃棄物管理の実態に併せた管理すべきデータや不足データの実態把握のため、各拠点の廃棄物管理の現状と管理されている廃棄物データの調査を開始するとともに、順次調査結果を精査している。また、現在各拠点では被ばく管理上重要な核種の放射能データについてはおおむね管理されているものの、処分に係る検討に必要な核種の放射能データが管理されていない。このためこれらデータを整備すべく、今年度は再処理施設の廃棄物を対象に、容器形状、重量、内容物の性状、発生場所、発生時期、表面線量率などの既存の廃棄物データから核種別放射エネルギーを算出するための換算・補正手法を開発した。併せて、各拠点で管理している廃棄物データベースのデータを、整備中のデータベースシステムに移行する作業を開始した。

廃棄物管理システムの構築のうちデータベースの開発については、原子力機構で保管されている放射性廃棄物のうち約 40%を有し、廃棄物の発生から廃棄体化までの工程が一通り確立していることから原子力科学研究所を対象として、モデルデータベースの開発を同研究所バックエンド技術部放射性廃棄物管理技術課への委託作業として実施した。当該モデルデータベースでは、

- 既存の PC 及びネットワーク環境において使用可能
- 汎用 RDBMS 採用による機能拡張性
- 炉規法等に定められる電磁的記録として電子承認対応
- 現場における廃棄物管理に必要なデータも一括管理
- 廃棄物情報整備で管理すべきデータとして抽出・整理された事項を全て記録可能
- 廃棄物データ品質保障のため管理テーブルとは別個のデータ操作テーブルを設置

などの特徴を有している。また解析機能の開発については、データ操作テーブルにアクセスし、各種必要な情報を検索、抽出、出力可能で、既存のネットワーク環境上の任意の PC にインストールすることにより、どこからでも操作可能なプログラムを作成した。

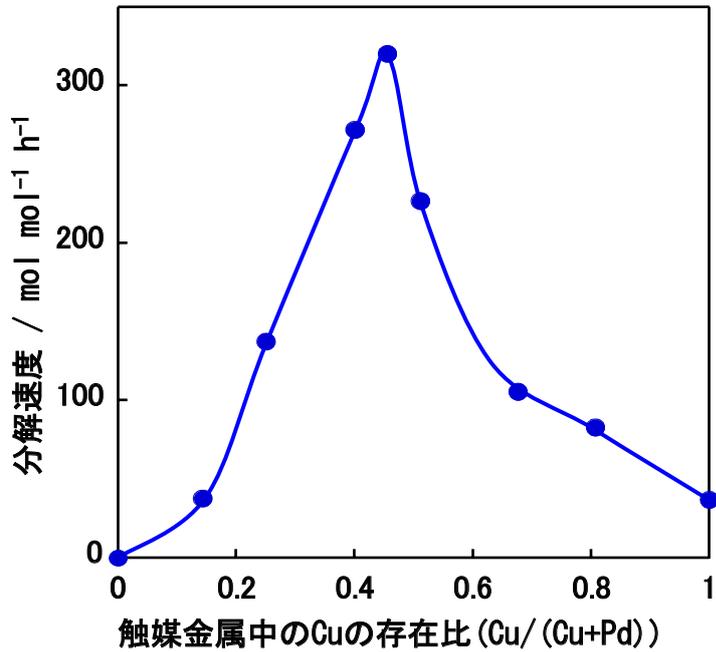


(a) 溶解反応前

(b) 溶解反応中

(c) 溶解反応後

図 4.1 還元剤を内包した AOT/イソオクタン逆ミセルへの  $\text{CeO}_2$  溶解試験



反応溶液 0.5 M  $\text{NaNO}_3$  100 mL  
 還元剤  $\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$  4mL  
 触媒 Pd-Cu/炭素粉末

図 4.2 硝酸イオンの分解速度に及ぼす金属組成の影響

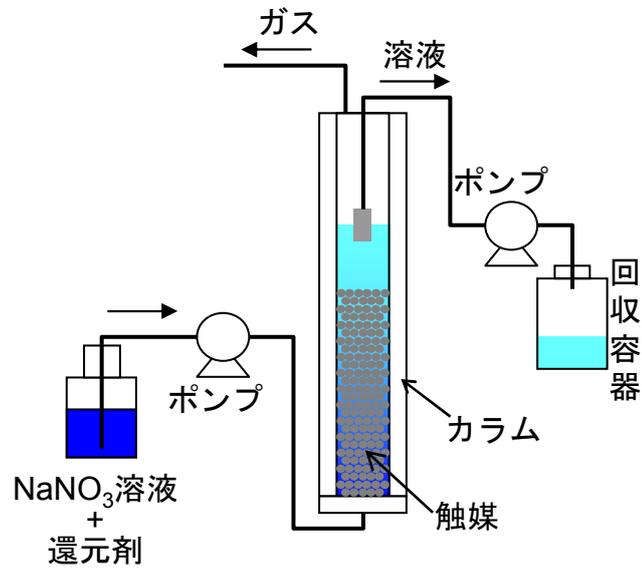


図 4.3 フロー方式硝酸イオン分解装置の概要

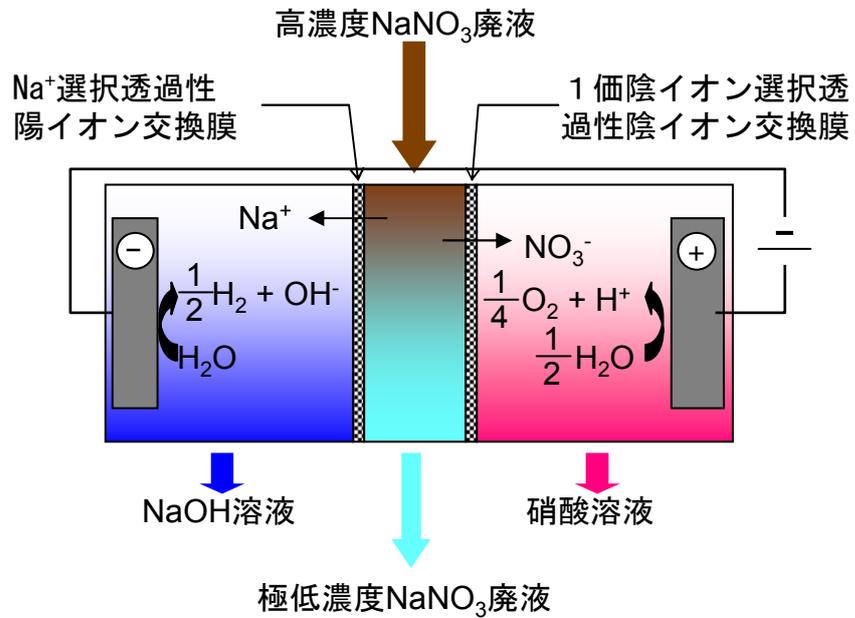


図 4.4 膜分離試験装置の概略図

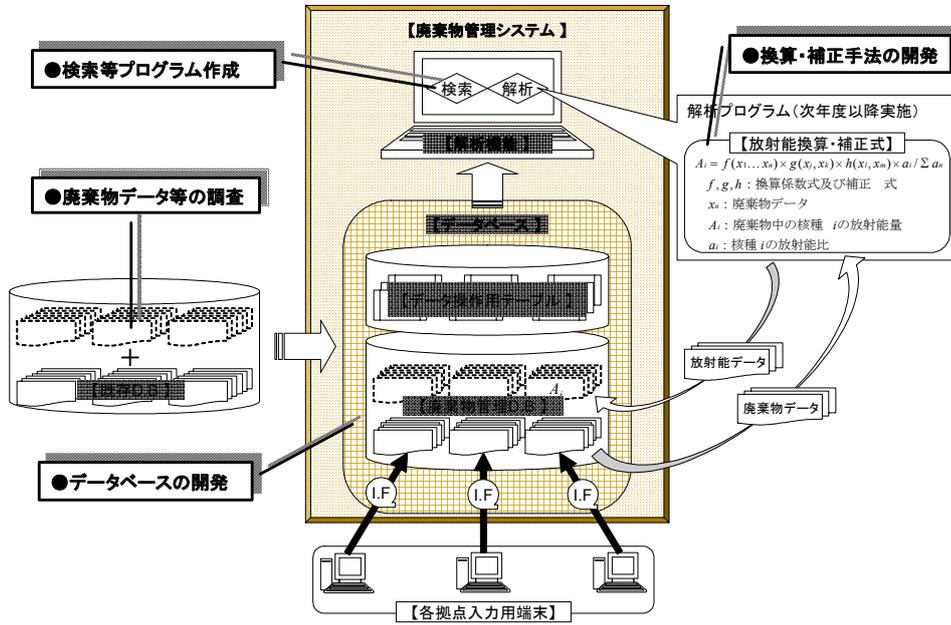


図4.5 廃棄物管理システムH19年度開発実績

## 5. 放射性廃棄物処分に関する技術開発

### 5.1 放射能測定法の簡易・迅速化技術

#### (1) 開発の目的

廃棄体の合理的な放射能確認方法の確立に必要な放射性核種濃度データの収集のために、多くの放射能汚染試料や廃棄物試料を効率よく分析する方法を定め、定常的な分析体制を確立することを目的に、放射能測定法の簡易・迅速化技術開発を進めている。これまで環境放射能分析等で行われている方法は、煩雑な放射化学分離を精密に行う精度の高い分析法であるが、時間と労力を費やすので、試料が多い場合はその費用は膨大である。しかしながら、放射性廃棄物の放射能濃度は環境試料よりも高く、必要な分析精度も必ずしも厳しくはないことから、従来法に替わって簡易で迅速な分析法を開発することにより、分析に掛かる費用の大幅な削減が期待される。

#### (2) 開発の概要

原子力科学研究所、大洗研究開発センターの廃棄物を対象として抽出された処分時の安全評価上の重要核種等29核種について、簡易・迅速法の開発を進めた。平成18年度までは要素技術開発として、試料の前処理法、 $\gamma$ 線放出核種の高効率測定法、 $\alpha$ ・ $\beta$ 核種の放射化学分離の簡易・迅速化、長寿命核種に対する質量分析法の適用、の各テーマについて開発を進めた。開発結果の概要は以下の通りである。

- 試料の前処理法の開発：高減容処理施設で製作される熔融固化体の分析試料の溶解にマイクロ波加熱法を適用する方法を確立した。
- $\gamma$ 線放出核種の高効率測定法の開発：逆同時・同時計数法を組み合わせた多重 $\gamma$ 線測定装置を原子力基礎工学部門の協力を得て構築し、高効率測定による測定時間の短縮化を図った。
- $\alpha$ ・ $\beta$ 核種の放射化学分離の簡易・迅速化技術開発：複雑で長時間を要するイオン交換分離等の従来法に代わり、近年注目されている固相抽出剤を主体とする $\alpha$ ・ $\beta$ 核種の分離スキームを構築した。
- 長寿命核種に対する質量分析法の開発：共鳴電離質量分析法(RIMS)による $^{41}\text{Ca}$ 、加速器質量分析法(AMS)による $^{129}\text{I}$ の分析法を検討し、試料調製法、検出方法の改良により、分析時間の短縮化を図った。

以上の要素技術開発により構築した熔融固化体試料分析の基本フローを図5.1に示す。平成19年度は、要素技術開発で得られた分析法を模擬試料及び実試料に適用し、既存分析法との比較によりその妥当性を検証するとともに、 $\alpha$ 核種自動分離システム、多重 $\gamma$ 線測定

装置、回転電場偏向型共鳴電離質量分析装置(REFD-RIMS)の整備と有効性の確認等、簡易・迅速分析法の開発を継続した。平成20年度には引き続き簡易・迅速法の妥当性検証を進めるとともに、分析指針を作成することとしている。平成21年度以降は開発した簡易・迅速分析法を放射能汚染試料や廃棄物試料の分析に適用して放射性核種濃度データの収集を進め、処分に向けた廃棄体の合理的な放射能確認方法の確立を目指す。

### (3) 開発の進捗

#### 1) 非破壊 $\gamma$ 線測定法の高効率化(多重 $\gamma$ 線測定法<sup>3</sup>)

多重 $\gamma$ 線測定装置は、逆同時・同時 $\gamma$ 線測定法を組み合わせ、非破壊 $\gamma$ 線測定の高感度化を達成するための測定装置である。本測定装置は各4台のGe検出器およびコンプトンサプレッサー用ガード検出器(BGO検出器)から構成され、コンプトン散乱に起因するバックグラウンド計数を低減するとともに、試料から同時放出される $\gamma$ 線の同時測定を行う。これにより、従来のGe検出器のみによる測定法と比較して、バックグラウンド計数を大幅に低減することが可能となった。昨年度は、測定装置を整備し、<sup>94</sup>Nbに対する本測定法の適用性を調べ、検出限界の改善効果を明らかにした。

本年度は、<sup>108m</sup>Ag、<sup>133</sup>Ba、<sup>152</sup>Eu、<sup>166m</sup>Hoに対する検出限界を評価するため、RI標準溶液を添加して作製した模擬廃棄物試料に対して本測定法を適用した。このうち検出限界の改善効果の最も高かった<sup>108m</sup>Agについては、<sup>60</sup>Coを100 kBq含む試料において、<sup>108m</sup>Agの検出限界値(測定時間:2日)は従来法と比較して3.5倍の改善効果が得られた(表5.1)。これは、<sup>108m</sup>Ag/<sup>60</sup>Coの放射能比にすると、 $7 \times 10^{-5}$ まで測定可能であることを示している。また、同じ検出限界値を得るための測定時間に換算すると、1/12に短縮されたことになり、放射能測定迅速化に有効であることを示すことが出来た。

#### 2) 放射化学分離の簡易・迅速化

##### ①簡易・迅速分離法の適用性検証

##### 実廃棄物試料の分析

$\alpha$ ・ $\beta$ 核種簡易・迅速分析法については、濃縮廃液試料、JRR-3の改造工事で発生した金属配管試料、海底土標準物質(Certified Reference Material)等を用いた適用性確認試験を行った。本分析スキームにおいては、これらの分析試料に対して概ね60%以上の回収率が得られ、また海底土のような環境レベルの試料に対しても認証値とよく一致する定量値が得られた。さらに(財)日本分析センターにおいても同一試料の分析を従来法により実施し、定量値が一致することを確認した。これらの結果から開発した $\alpha$ ・ $\beta$ 核種簡易・迅速分析法が種々の廃棄物試料に適用出来ることが明らかとなった。

<sup>3</sup>本測定法の検討においては、原子力基礎工学部門 核工学・炉工学ユニット 核変換用核データ測定研究グループの協力を得て、技術開発を進めている。

### $^{14}\text{C}$ の分析

$^{14}\text{C}$ について、簡易・迅速分析法の確証試験で使用した溶融固化体模擬試料の $^{14}\text{C}$ 含有量の検証を行った。 $^{14}\text{C}$ 含有溶融固化体模擬試料は熱中性子照射による $^{14}\text{N}(\text{n}, \gamma)^{14}\text{C}$ 核反応を利用して $^{14}\text{C}$ を生成させることで作製していることから、熱中性子照射前の固化体の元素分析を行い、得られたN含有量、熱中性子束、照射時間から $^{14}\text{C}$ 生成量の計算値を求めた。計算から得られた $^{14}\text{C}$ 放射化量と簡易・迅速分析法の分析値はほぼ一致しており、簡易・迅速分析法において $^{14}\text{C}$ が定量的に分離されていることを確認できた。

### $^{36}\text{Cl}$ の分析

$^{36}\text{Cl}$ については、簡易迅速分析法の確証試験として、溶融固化体模擬試料を用いて検証を行った。溶融固化体模擬試料中の $^{36}\text{Cl}$ 含有量の計算値 $2.58\text{Bq/g}$ に対して、従来分析法では $2.63 \pm 0.08\text{Bq/g}$ が得られ、簡易迅速分析法では $2.68 \pm 0.08\text{Bq/g}$ となった。どちらの分析法についても分析値は計算値と良く一致しており、 $^{36}\text{Cl}$ 簡易迅速分析法の信頼性が実証できた。

### $^{59}\text{Ni}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ の分析

JRR-3 の改修工事で発生した金属廃棄物を対象に、 $^{59}\text{Ni}$  および  $^{63}\text{Ni}$  の分析を行った。分析対象試料の表面を硝酸等でエッチングした後、溶解液を定容し、その一部を分析に供した。供試料中の安定 Ni が約  $2\text{mg}$  となるように試料量を調整し、陰イオン交換樹脂に通液することにより Fe や Co を除去した。さらに、固相抽出樹脂 (Ni-Resin) を用いて Ni を選択的に抽出し、回収率を ICP-AES (誘導結合プラズマ原子発光分析装置) で測定するとともに、低エネルギー放射線検出器 (Ge-LEPS) と液体シンチレーションカウンターで  $^{59}\text{Ni}$  と  $^{63}\text{Ni}$  の放射能をそれぞれ測定した。 $^{59}\text{Ni}$  は通常、RI として入手が困難であるため、X 線エネルギーの近い  $^{55}\text{Fe}$  を用いて Ge-LEPS の効率校正を行った。また計算により、JRR-3 の運転期間と廃棄物の保管期間を考慮した  $^{59}\text{Ni}$  と  $^{63}\text{Ni}$  の放射能比を計算した。

10 試料の分析を行った結果、 $^{63}\text{Ni}$  は全ての試料について、 $^{59}\text{Ni}$  は 5 試料に対して定量値を得ることができた。分析結果から求めた  $^{63}\text{Ni}$  と  $^{59}\text{Ni}$  の放射能比は  $122 \pm 5$  であり、計算による予測値 138 と比較的よく一致した。発電所廃棄物に対する廃棄体確認では、 $^{59}\text{Ni}$  は理論計算により評価が行われているが、研究炉から発生した金属廃棄物においても同様の簡易な評価手法が適用できるものと考えられる。

### $^{79}\text{Se}$ の分析

$^{79}\text{Se}$  の半減期はこれまで、「 $<6.5 \times 10^4\text{y}$ 」が広く用いられてきたが、近年、半減期の再評価の結果、 $2.80 \times 10^5\text{y}$  や  $3.77 \times 10^5\text{y}$  などの値が報告されている<sup>(10),(11)</sup>。そこで、昨年度までに開発した分析法を用いて廃液試料中の  $^{79}\text{Se}$  を定量するとともに  $^{99}\text{Tc}$  の定量を行い、さらに計算により  $^{79}\text{Se}$  と  $^{99}\text{Tc}$  の生成量を求め、これらの結果から  $^{79}\text{Se}$  の半減期について考察を行った。分析に用いた廃液試料は、再処理特別研究棟で行われた JRR-3 使用済み燃料

の再処理試験により発生したものであり、燃焼度は 600MWd/t である。

計算により求めた廃液中の  $^{99}\text{Tc}/^{79}\text{Se}$  原子数比は 110 であり、放射化学分析により得られた  $^{79}\text{Se}$  の定量値に対して、 $2.80 \times 10^5\text{y}$  と  $3.77 \times 10^5\text{y}$  の半減期を仮定した場合の  $^{99}\text{Tc}/^{79}\text{Se}$  原子数比は、それぞれ  $104 \pm 18$  と  $77 \pm 14$  となった。本検討結果は、 $^{79}\text{Se}$  の半減期として報告されている  $2.80 \times 10^5\text{y}$  を支持するものであった。

## U、Th の分析

前年度までに開発した UTEVA レジンを用いる Th と U の化学分離において、試料溶液に F が含まれると Th が十分抽出されない場合があった。この場合には  $\text{HNO}_3$  濃度の増加や  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  または  $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3$  の添加により Th の抽出を向上させることが可能であった。本年度はこの現象を定量的に把握するために、Th 回収率の F 濃度依存性、及び  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  または  $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3$  の添加効果について調べた。試料の  $\text{HNO}_3$  濃度が高くなるに従って、100% の Th 回収率を得るためには HF 濃度を高くする必要があることが分かった。0.1 M HF を含む 1 M  $\text{HNO}_3$  溶液では  $1 \times 10^{-6}$  M の Th はほとんど UTEVA レジンに抽出されないが、これに 0.2M 以上の  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  を添加することで回収率はほぼ 100% に改善された。また、回収率の向上は  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  の方が  $\text{Fe}(\text{NO}_3)_3$  よりも高いことが分かった。以上の結果を踏まえて、実熔融固化体溶解試料等を分析する場合には、試料溶液を 3 M  $\text{HNO}_3$  - 0.5 M  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  溶液に調整することとした。

## ②自動分離システム

$\alpha$  線放出核種の分離において、これまではカラム詰めされた固体抽出剤を用い、重力滴下により分離試験を行ってきたが、まれに滴下速度が非常に遅くなる場合があった。また、分離操作の自動化を考えた場合、流速をコントロールできるシステムが望まれた。そこで、送液ポンプを用いて試料や溶出液などを通液するシステムを構築することとし、流速が重力滴下の場合の 5 倍程度となっても十分な分離性能を示し、且つ溶液が枯れてもチャネリングの心配がないと報じられているカートリッジタイプの固体抽出剤を用いる自動分離システムを製作した (図 5.2)。このシステムでは溶液の導入や切替、溶出液の分画などの化学分離操作を自動で行うことが出来、一連の操作はすべてパソコンで制御することができる。システムの動作確認を行い、設定した流速や通液量が得られることを確認した。また、模擬熔融固化体の溶解液に適宜放射性核種を添加して調製した溶液を試料とし、UTEVA レジンを用いた U と Th の分離試験を行ったところ、カラムタイプとほぼ同等の分離結果が得られ、通液時間も約 5 分の 1 に短縮できた。さらに、Th と U の回収率は手動での分離操作の場合と同程度であることを確認した。

## ③キャピラリー電気泳動法による化学分離の簡易化

キャピラリー電気泳動法は、比較的簡易な装置を用いて少量の試料で高い分離能が得ら

れる分析方法であることから、様々な分野でイオン性物質の分析に利用されている。廃棄物試料中の放射性核種の分析に対して本法を適用することは、化学分離システムの簡易化に有効であり、二次廃棄物の発生量の低減が期待される。しかし、廃棄物試料では、放射化学分離の妨害となる金属イオン濃度が非常に高く、その種類も多いため、分離条件の詳細な検討が必要となる。

低レベル放射性廃棄物の処分に向けて、放射能測定が必要とされる核種のうち、ランタノイドである  $^{152}\text{Eu}$  と  $^{166\text{m}}\text{Ho}$  を分析対象として分離条件の基礎検討を行った。この結果、プレキャピラリー誘導体化試薬としてアミノベンジル EDTA を試料溶液に添加し、電気泳動を行うことにより、試料溶液中に高濃度の金属イオン ( $\text{Fe}$ 、 $\text{Al}$ 、 $\text{Ca}$ 、 $\text{Na}$  イオンなど) が多量に存在する条件でも、 $\text{Eu}$  と  $\text{Ho}$  を分離検出することが可能であることがわかった。

(図 5.3) これにより、廃棄物試料に対するキャピラリー電気泳動法の適用性を示すことができた。

### 3) 長寿命核種への質量分析法の適用

#### ①AMS による $^{129}\text{I}$ の分析

$^{129}\text{I}$  は核分裂生成物由来の長半減期核種(半減期： $1.57 \times 10^7$  年)である。これまでに、環境中の微量  $^{129}\text{I}$  を測定する手段として知られつつあった加速器質量分析法(AMS)を、廃棄物中の  $^{129}\text{I}$  測定に利用するための検討を行った。その結果、簡単な分離精製手段によって測定用ターゲットのヨウ化銀を調整する方法を確立し、実試料への適用を行うことができた<sup>(12)</sup>。一方、微量サンプル中の  $^{129}\text{I}$  を計測する場合、化学操作のために加える  $^{127}\text{I}$  の担体量を減らさなければならない。しかし、ヨウ化銀は沈殿法により回収するので、 $1\text{mg}$  以上の担体を必要とする。そこで、沈殿形成を用いない測定ターゲットの調製法を検討した。これは、サンプルから取り出したヨウ素をヨウ素分子( $\text{I}_2$ )に酸化して銀粉末の表面に吸着させる手法である。銀粉末への  $\text{I}_2$  の吸着は、銀粉末の製造法等により能力に大きな違いがあることを見だし、化学メッキ法を応用することでより性能の高い  $\text{I}_2$  吸着剤を作製することができた。これを用いて AMS 用測定ターゲットを作製し測定を行ったところ、 $0.2\text{mg}$  の担体から分析を実行することができることを実証した。

#### ②REFD-RIMS による $^{41}\text{Ca}$ の分析

$^{41}\text{Ca}$  は長半減期核種(半減期： $1.03 \times 10^5$  年)であり且つ低エネルギーの X 線のみを放出するため、放射線計測の難しい核種である。そこで、共鳴電離法により  $\text{Ca}$  を選択的にイオン化するとともに、 $\text{Ca}$  イオンを質量分析する RIMS 法を  $^{41}\text{Ca}$  の分析に適用することとし、新方式の質量分析装置の開発を行ってきた。この質量分析装置は、飛行時間型質量分析装置(TOF-MS)を基本に、これまでに開発した回転電場型偏向電極を組み込むことにより構成されている。TOF-MS では、同じ(電場)エネルギーを受けて飛行するイオンが質量に反比例した速度で検出器に届く原理を用いて「飛行時間→質量」により質量情報を得る。一方、

回転電場型偏向電極は通過するイオンのタイミングと速度により偏向角度が決定される。検出器に2次元検出器を用いると、イオンの到達位置を観測すれば「到達位置→質量」により質量の情報を取得できる<sup>(13)</sup>。平成19年度は、この装置をより高感度な装置にするために、独立行政法人 産業技術総合研究所(産総研)の協力を得てリフレクトロン型の TOF-MS を新たに設計・製作した。(図 5.4) 質量分解能はプロトタイプに比べ 6 倍以上であり、イオンの透過率も高いためより高感度な性能を有しており、1Bq/g の定量下限の性能を確保することを目指している。

#### 4) 溶融固化体標準試料の整備

コンクリートと酸化鉄の混合粉末に、 $\beta$ 線放出核種として $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  (各30Bq/g)、 $\gamma$ 線放出核種として $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{152}\text{Eu}$  (各100Bq/g) を添加して、坩堝に積めて1600°Cで溶融した。取り出した溶融固化体を粉砕して150 $\mu\text{m}$ に粒径調製を行い、攪拌して $\beta$ ・ $\gamma$ 線放出核種を含有する溶融固化体模擬試料を調製した。 $\beta$ ・ $\gamma$ 線放出核種の放射能濃度データを収集する際、この溶融固化体標準試料を用いることでデータの正確性の評価や分析精度の管理に役立てることができる。

## 5.2 RI・研究所等廃棄物の処分に必要な放射能データの評価

### (1) 開発の目的

現行の原子炉等規制法等においては、放射性廃棄物の浅地中埋設処分(コンクリートピット型及び簡易型)に当たって、処分対象の廃棄体一体毎に、法律で定める技術基準に適合していることについて、規制当局の確認を受けなければならないことが規定されている。この技術基準は、廃棄体の放射能に係る項目と放射能以外の廃棄体の性能(廃棄体の種類、固型化の方法、容器、固型化材料の仕様等。以下、「廃棄体性能」と言う。)に係る項目に大別される。

現在実施されている原子力発電所の廃棄体(発電所廃棄体)に係る確認においては、スケーリングファクタ(SF)法等の合理的な放射能評価方法、廃棄体性能に係る相関データ・式(一軸圧縮強度と超音波伝播速度等)の構築等により、技術基準に適合していることを簡便且つ迅速に証明している<sup>(14)</sup>。

近い将来に実施される予定の原子力機構の RI・研究所等廃棄物に係る廃棄体確認においても、合理的な放射性廃棄物処分を実施していくとの観点から、発電所廃棄体と同様に、廃棄体の放射能インベントリ及び廃棄体性能の評価を実施し、それらに基づいて、技術基準への適合性を簡便且つ迅速に証明しうる方法を開発・構築していく必要がある。

### (2) 開発の概要

#### 1) 重要核種の選定

RI・研究所等廃棄物には種々の核種が含まれているが、その処分事業の許可申請には、廃棄物埋設時における被ばく線量の寄与の大きい核種（重要核種）について、その総放射能及び最大放射能濃度を記載する必要がある、これらが廃棄体確認時の確認対象となる。以下に重要核種選定の手順を示す。また、図 5.5 に重要核種選定方法の概要を示す。

- 廃棄物を発生施設（原子炉、核燃、RI）、発生形態（運転、解体）、性状（コンクリート、金属、雑固体等）、汚染形態（放射化、二次汚染）毎に区分し、発生施設の運転状況、施設構成材料の元素組成等に係る記録調査・放射化計算等に基づいて核種組成を設定する。
- 核種組成と保管廃棄記録票の表面線量率、重量等から、核種毎の放射能・放射能濃度を廃棄物毎に求める。
- 廃棄物の性状に応じた処理方法の減重比（溶融、焼却処理による廃棄体化処理において処理前及び処理後の廃棄物重量の比）等から、廃棄体毎の核種別放射能濃度を求める。
- コンクリートピット型及び簡易型の処分形態に応じて、全埋設対象廃棄体の放射能濃度と埋設可能濃度限度（政令濃度上限値算出用の処分場を想定）から埋設時の被ばく線量を核種毎に算出し、最も大きい被ばく線量に対する対象核種が寄与する被ばく線量の比が 3 桁幅に入る核種を抽出し、重要核種とする。
- 放射化学分析・測定データの収集・評価結果を用いて記録調査・放射化計算等により設定した核種組成比を検証し補完する。

## 2) スケーリングファクター（SF）等の合理的な放射能評価方法の構築

上述した重要核種を対象として、放射化学分析・測定データを収集・評価し、以下の順番で SF 法等の合理的な放射能評価方法を構築する。この合理的な放射能評価方法の構築は、汚染源に基づいて廃棄物の分類が可能な場合と複数の廃棄物グループが混合しており汚染源に基づいた分類が出来ない場合（混合廃棄物）とに分けられる。この各々について以下のように方針を設定した。また、図 5.6 及び図 5.7 に放射能評価方法構築の概要を示す。

- 汚染源に基づいて分類した廃棄物グループ毎に、保管体及び今後発生する廃棄物を対象として放射化学分析・測定データの収集・評価を行い、必要に応じて発生施設の試験・研究内容等の発生源に係る調査データを組み合わせ、SF 法、平均放射能濃度法等の合理的な放射能評価方法を構築する。
- セメント固化体、アスファルト固化体、焼却灰等の複数の廃棄物グループが混合した廃棄物（混合廃棄物）について、当該廃棄物に係る放射化学分析・測定データの収集・評価を行うとともに、混合された廃棄物グループ毎の混合割合等を加味してその妥当性を確認しつつ、SF 法、平均放射能濃度法等の合理的な放射能評価方法を構築する。

### 3) 廃棄体の性能評価

廃棄体の性能評価は以下のように実施する。

- 実セメント固化廃棄体の製作時のバッチ毎に供試体を作製し、一軸圧縮強度及び超音波伝播速度の測定を行う。又は、模擬廃液を用いて模擬固化体（実規模又は供試体）を作製し、一軸圧縮強度及び超音波伝播速度の測定を行う。
- 固型化装置毎に、完成図書等に記載された設計条件、運転マニュアル、過去の運転日誌に基づく実際の運転条件等から運転範囲を設定し、その範囲の条件（主に境界条件）下で作製された既存均一固化体からコア供試体を採取し、密度、放射能等の測定を行う。
- ある充填条件（範囲）において作製された充填固化体は放射性廃棄物との一体化がなされ、容器内に有害な空隙が残っていないことを実証試験等で証明する。
- 廃棄体の容器が埋設された時に受ける荷重に対して圧壊せずに物理的健全性を維持していることを実証試験等で証明する。

### (3) 開発の進捗

#### 1) 重要核種の選定

原子力科学研究所、大洗研究開発センター等を対象に、主要試験研究炉に係る構成材料の元素組成、運転履歴等を精査し、これに基づいて再度の放射化計算及び再評価を進めた。また、照射後試験施設における照射済金属材料及び照射済燃料試料の組成及び照射履歴に係る記録調査・データの収集を行った。これらは、平成 60 年度までに発生する浅地中埋設処分対象の RI・研究所等廃棄物について、重要核種選定(表 5.2)のための基礎データとなるものであり、また、発生施設区分別の核種組成比の作成にも適用する予定である。

#### 2) SF 等の合理的な放射能評価方法の構築

平成 18 年度引き続き、比較的放射化学分析・測定操作の容易な蒸発濃縮液を対象として、放射化学分析・測定データの収集・評価を実施した(図 5.8)。

また、放射化学分析・測定データの収集・評価は、保管体数量、発電所廃棄体に係る合理的な放射能評価方法、混合廃棄物中における放射能の割合、試料採取及び放射化学分析・測定操作の容易さ等の観点から、図 5.7 に示す廃棄物グループの中で、原子炉施設から発生した廃棄物を優先することとした。この方針に基づき、JRR-3 の廃棄物に係る放射化学分析・測定データの収集・評価を実施するとともに、JPDR の廃棄物に係る放射能分析・測定用試料を汚染源、汚染レベル等を考慮して約 100 試料採取した。図 5.9 は、JRR-3 起源の放射性廃棄物における  $^{60}\text{Co}$  と  $^{59}\text{Ni}$  及び  $^{60}\text{Co}$  と  $^{63}\text{Ni}$  の相関を評価した結果である。

#### 3) 廃棄体の性能評価

一軸圧縮強度と超音波伝播速度との相関式を構築するため、原科研における実際のセメ

ント均質固化体作製工程で、容器に充填するセメント混合物の一部を供試体作製用として採取し、これに係る一軸圧縮強度の測定を開始した(図 5.10)。

### 5.3 ウラン廃棄物処分に係る検討

#### (1) 開発の目的

ウラン廃棄物は、その主要な汚染核種が長半減期のウランであり、また、廃棄体からの放射線の影響をほとんど考慮しないという特徴を持っている。

これまでの処分システムの検討においては、ウラン廃棄物以外の放射性廃棄物を対象とした検討は進められているものの、ウラン廃棄物については十分な検討が行われていないのが実状である。そこで、余裕深度処分対象のウラン廃棄物を対象に、ウランの特性や不確定なサイト条件を念頭においた処分における安全性の評価を行い、合理的な余裕深度処分概念の成立性について検討することを目的とする。

#### (2) 開発の概要

平成 18 年度までは、原子力安全委員会「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第 3 次中間報告）、平成 12 年 9 月」における原子炉廃棄物の余裕深度処分概念を基本ベースとして、ウラン廃棄物の余裕深度処分について人工バリアを設置しない合理的な処分概念の成立性の検討、長期的な化学環境の変化を考慮した線量評価、現段階でサイトが確定していないことによるパラメータの不確実性を考慮した包括的感度解析を実施した。平成 19 年度は、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）（平成 19 年 7 月、以下「安全規制の基本的考え方（中間報告）」という。）において示された、評価シナリオ区分、各シナリオ区分における評価の目的や評価上のめやす線量を参考としてウラン廃棄物の余裕深度処分におけるシナリオ設定の考え方を検討し、検討して設定したシナリオについて、予察的な被ばく線量評価を実施した。

#### (3) 開発の進捗

[平成 16 年度～平成 18 年度]： ウラン廃棄物の余裕深度処分について、低拡散層あるいは緩衝材を合理化する 3 つの処分概念を検討し、これらについて、概略的な経済性検討、安全性検討を行い合理化の可能性を確認した。次に、これらの 3 つの処分概念のうち最も合理的と考えられる岩盤空洞内トレンチ処分概念（図 5.11）について、『ウランは酸化環境で溶解度が高く移行しやすい』という特徴及び余裕深度処分の施設環境が長期的には還元環境から酸化環境へと変化する可能性を踏まえて、長期間にわたる化学環境の変化を考慮した被ばく線量評価を実施した。この場合でも検討の範囲内では一般公衆の被ばく線量は  $10 \mu\text{Sv/y}$  を下回ることを確認した。また、現段階ではサイトが不確定であることから、岩盤空洞内トレンチ処分概念においてサイト条件に係るいくつかの代表的な評価パラメータの

変動を考慮し、被ばく線量とパラメータの相関関係について検討した結果、被ばく線量と大きな相関関係にあるパラメータは、「施設近傍の地下水流速」及び「天然バリアにおけるウランの分配係数」であることがわかった。

[平成 19 年度]： 「安全規制の基本的考え方（中間報告）」に示された評価シナリオの考え方は、これまでの考え方と大きく異なっている。このため、今年度は「基本シナリオ」について、「安全規制の基本的考え方（中間報告）」に示されたシナリオ区分を参考として、将来起こることが確からしいと予見される一連の変化、隆起や海水準変動などに起因する長期的な地形の変化、気候変動などを考慮したシナリオ検討を行い、以下のシナリオを想定した。

- “温暖化-降水量増加” シナリオ
- “温暖化-海水準変動（海進）” シナリオ
- “寒冷化-降水量減少” シナリオ
- “寒冷化-海水準変動（海退）” シナリオ
- “造構運動-隆起・侵食” シナリオ

それぞれのシナリオについて、平成 18 年度までの検討結果から核種移行に有意な影響を与えるパラメータと考えられる、放射性核種の処分施設からの放出係数、天然バリアの分配係数、地下水流速(施設近傍及び施設近傍以外)、処分施設から河川までの距離について、パラメータ値の変動を考慮した被ばく線量評価を行った。評価の結果、“温暖化-降水量増加”シナリオや“温暖化-海水準変動（海進）”シナリオにおいては、放射性核種の流量の増加や天然バリアの塩水性環境への変化による一部の放射性核種の分配係数の減少により、最大被ばく線量が  $10 \mu \text{Sv/y}$  をやや上回るケースが確認された。また、“寒冷化-降水量減少”シナリオ、“寒冷化-海水準変動（海退）”シナリオにおいては、いずれも最大被ばく線量が  $10 \mu \text{Sv/y}$  を下回る結果となった。なお、本検討では、現段階でサイトが特定されていないことから、広範囲のサイト条件をカバーできるようにパラメータの変動度合いについて大きめの設定として解析を行っており、サイトが確定した段階で再度パラメータ設定を行って評価する必要がある（図 5.12）。また、“造構運動-隆起・侵食”シナリオでは、条件によっては  $10 \mu \text{Sv/y}$  を大きく上回ったが、パラメータを漸次的に変化させた評価では最大被ばく線量が  $10 \mu \text{Sv/y}$  を下回っており、パラメータの入力条件等の評価手法にも注意が必要であることが分かった（図 5.13）。

表 5.1 多重γ線測定法による検出限界値の比較 (60Co との濃度比)

	60Co	94Nb	108mAg	133Ba	152Eu	166mHo
多重γ線測定 (a)	1	1.1x10 <sup>-4</sup>	7.0x10 <sup>-5</sup>	1.4x10 <sup>-4</sup>	1.5x10 <sup>-4</sup>	1.4x10 <sup>-4</sup>
従来法 ※1 (b)	1	2.9x10 <sup>-4</sup>	2.5x10 <sup>-4</sup>	3.7x10 <sup>-4</sup>	4.0x10 <sup>-4</sup>	2.2x10 <sup>-4</sup>
改善効果 (b)/(a) 倍	-	2.7	3.5	2.7	2.6	1.5
代表核種組成 ※2 (放射化コンクリート)	1	5.0x10 <sup>-5</sup>	8.2x10 <sup>-5</sup>	2.4x10 <sup>-3</sup>	1.3	3.1x10 <sup>-5</sup>

試料の 60Co の放射能濃度 100 kBq/試料、測定時間 2 日

※1 Ge 検出器 1 台のみ (相対効率 23%)、鉛製の遮へい体内に設置して測定

※2 坂井ら、JAERI-Tech 2000-012 (2000)

表 5.2 放射能インベントリ調査結果から得られた簡易型、コンクリートピット型処分における安全評価上重要核種 (暫定結果)

核種	半減期 (年)	主要な放出放射線	簡易型埋設処分			コンクリートピット型埋設処分			重要核種	
			政令	原科研埋設施設	重要核種	政令	六ヶ所村埋設センター <sup>(*)2</sup>	重要核種		
1	H-3	1.23E+01	β	◎	◎	◎		◎	◎	
2	C-14	5.73E+03	β	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
3	Cl-36	3.00E+05	β		◎			◎	◎	
4	Ca-41	1.00E+05	X線	◎	◎		◎			
5	Ni-59	7.50E+04	X線				◎			
6	Co-60	5.27E+00	γ	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
7	Ni-63	1.00E+02	β	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
8	Se-79	6.50E+04	β					◎	◎	
9	Sr-90	2.80E+01	β	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
10	Nb-94	2.00E+04	γ				◎	◎	◎	
11	Tc-99	2.14E+05	β				◎	◎	◎	
12	Ag-108m	1.27E+02	γ			◎		◎	◎	
13	I-129	1.60E+07	X線				◎			
14	Cs-137	3.02E+01	γ	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
15	Eu-152	1.30E+01	γ	◎	◎	◎			◎	
16	Eu-154	8.50E+00	γ		◎	◎			◎	
17	Ho166m	1.20E+03	γ					◎	◎	
18	Np-237	2.14E+06	α					◎	◎	
19	Pu-238	8.77E+01	α			◎		◎	◎	
20	Pu-239	2.41E+04	α			◎		◎	◎	
21	Pu-240	6.57E+03	α			◎		◎	◎	
22	Pu-242	3.76E+05	α	◎	◎		◎	◎	◎	
23	Am-241	4.33E+02	α			◎	◎	◎	◎	
24	Am-242m <sup>(*)3</sup>	1.52E+02	β, α					◎	◎	
25	Am-243	7.37E+03	α					◎	◎	
26	Cm-244	1.81E+01	α			◎			◎	
				8+α	10+α	10+5	6+α	10+α	11+8	15+9

(\*1): 原科研及び大洗センターを対象として評価された重要核種。今後の見直しにより、結果が異なってくる可能性もある。Th、U相当廃棄物を除いている。

(\*2): 青森県六ヶ所村における日本原燃(株)の六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター

(\*3): Am-242mは、TRU核種であることから、全α核種の中で扱ったこととした。Am-242mの壊変はほとんどの割合でIT(核異性体遷移)であり、子孫核種がβ線(Am-242)、α線(Cm-242)を放出する。

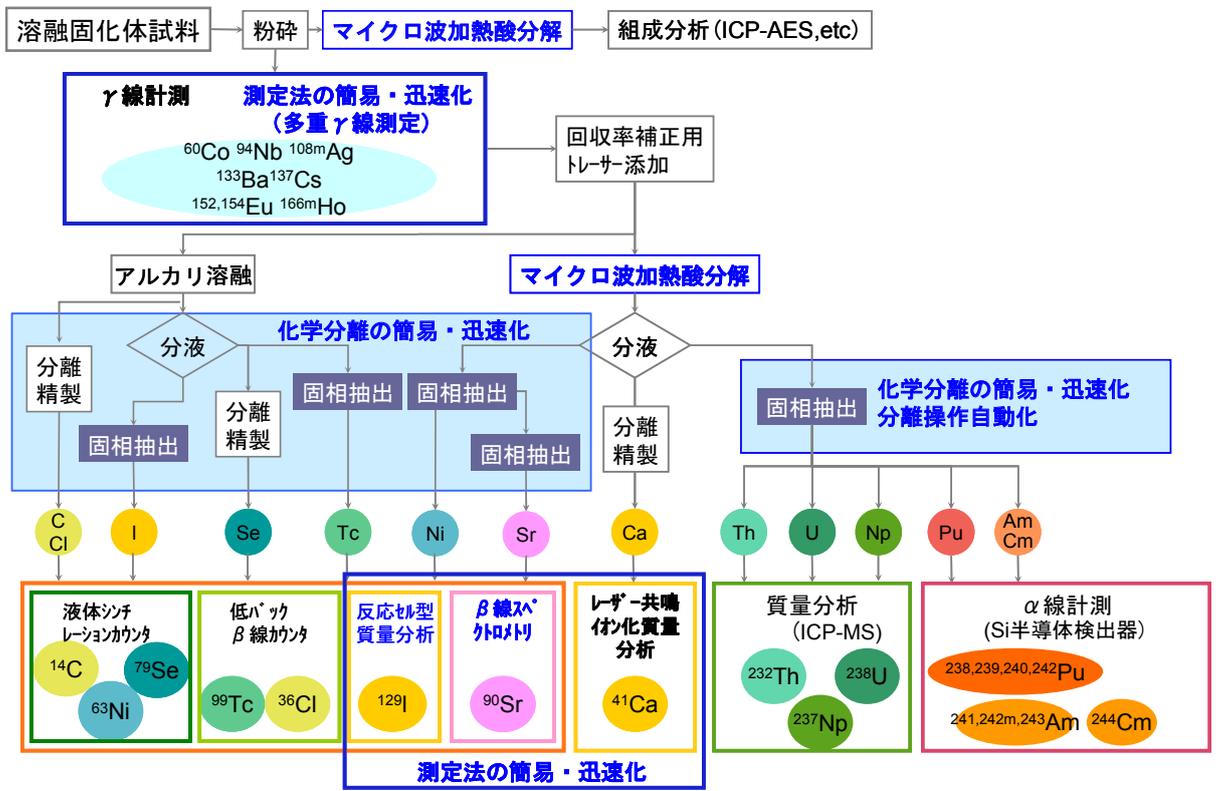


図 5.1 要素技術開発により構成した溶融固化体試料分析の基本フロー

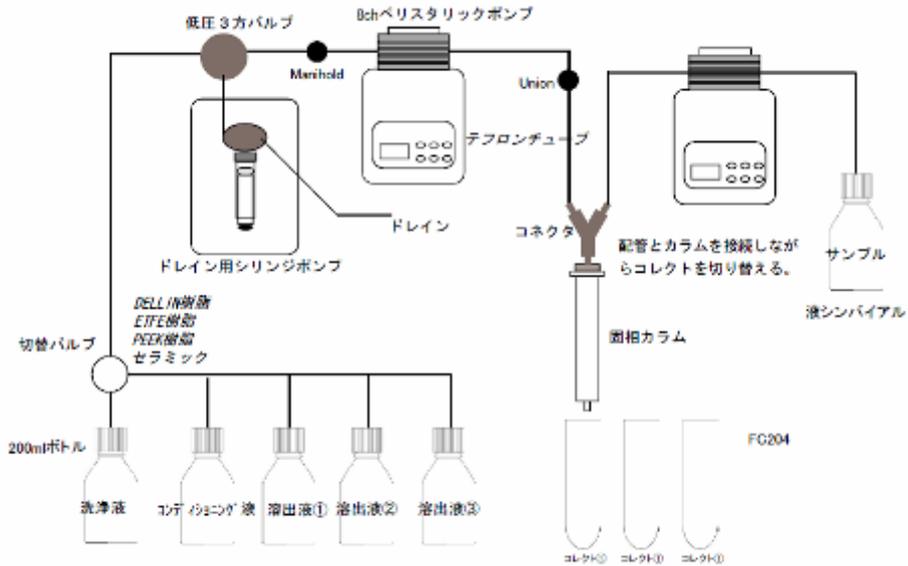
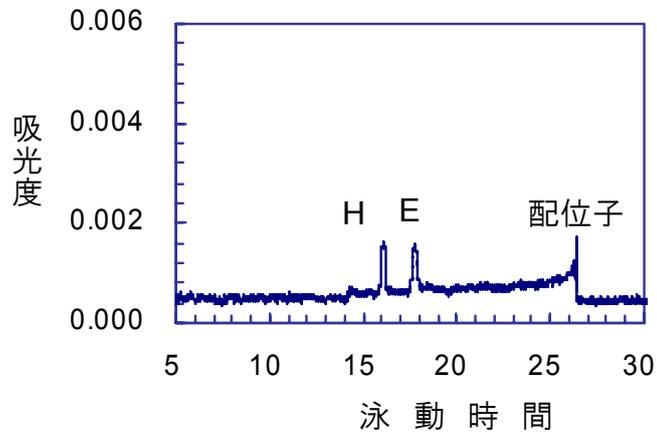


図 5.2 α核種自動化学分離装置の概要



キャピラリー：内径  $75\mu\text{m}$ 、全長 50 cm、有効長 43 cm  
 印加電圧：10 kV、測定波長：236 nm  
 試料溶液：Eu、Ho、Al、Fe、Ca 混合溶液  
 泳動液：ほう酸 20 mM、イミノ二酢酸 10 mM、ニトロロ三酢酸 1 mM (pH=12.4)

図 5.3 ランタノイド錯体の電気泳動図

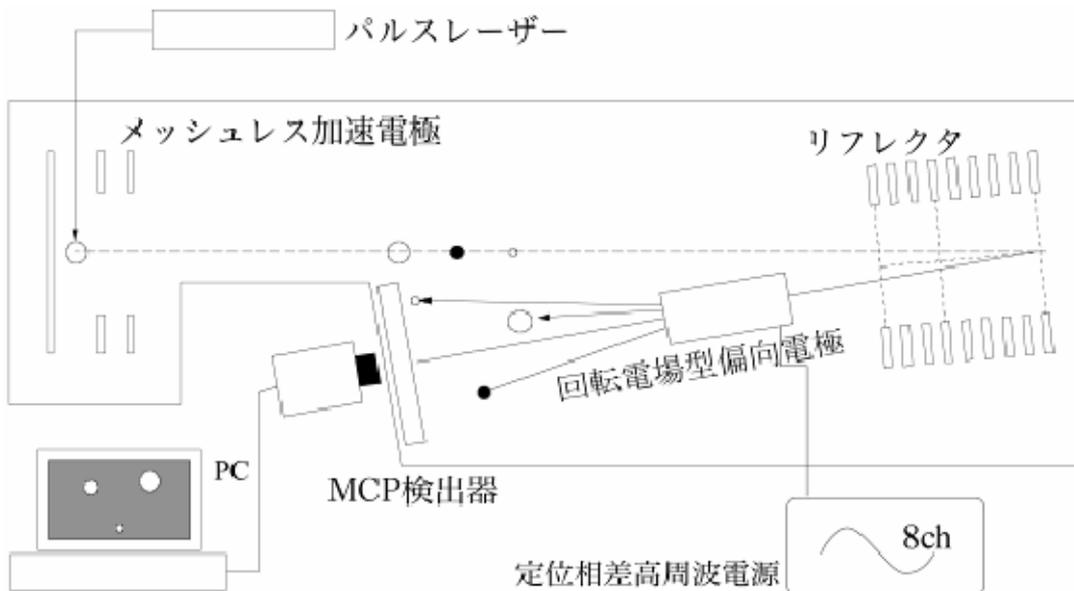


図 5.4 回転電場偏向型質量分析装置

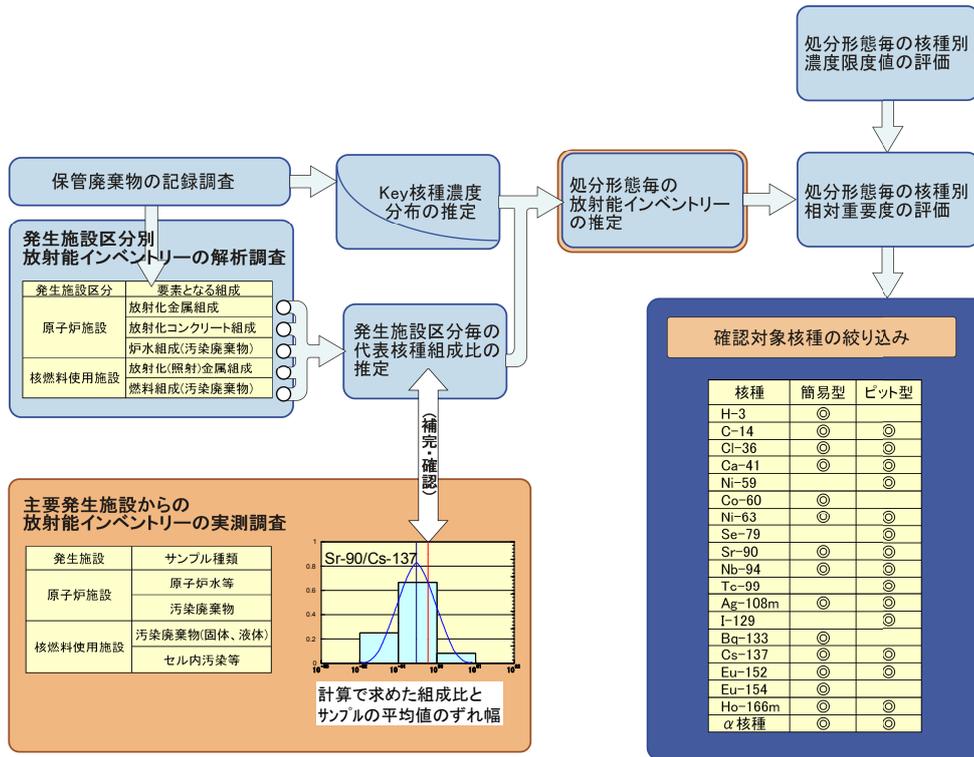


図 5.5 重要核種選定方法の概要

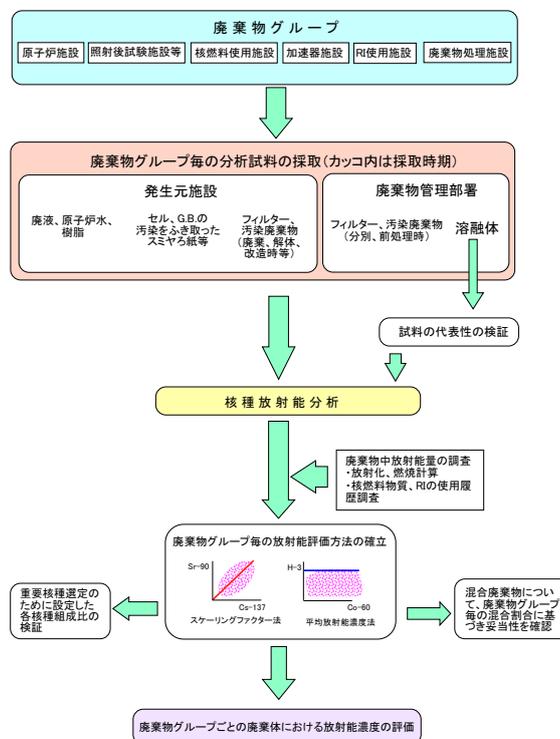


図 5.6 廃棄物グループ毎に係る廃棄体の合理的な放射能評価方法の構築に係る方針

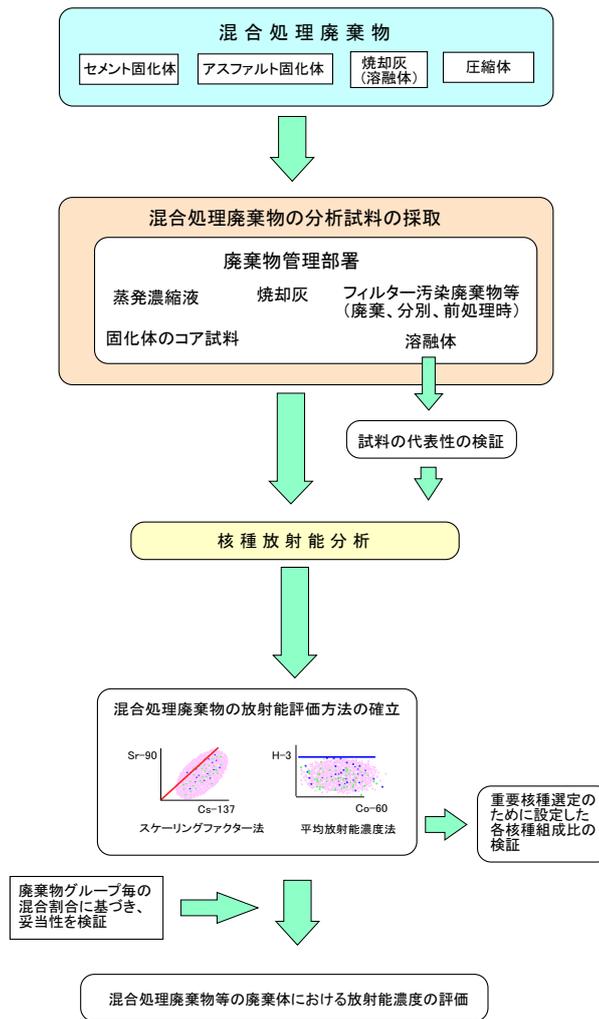


図 5.7 混合廃棄物に係る廃棄体の合理的な放射能評価方法の構築に係る方針

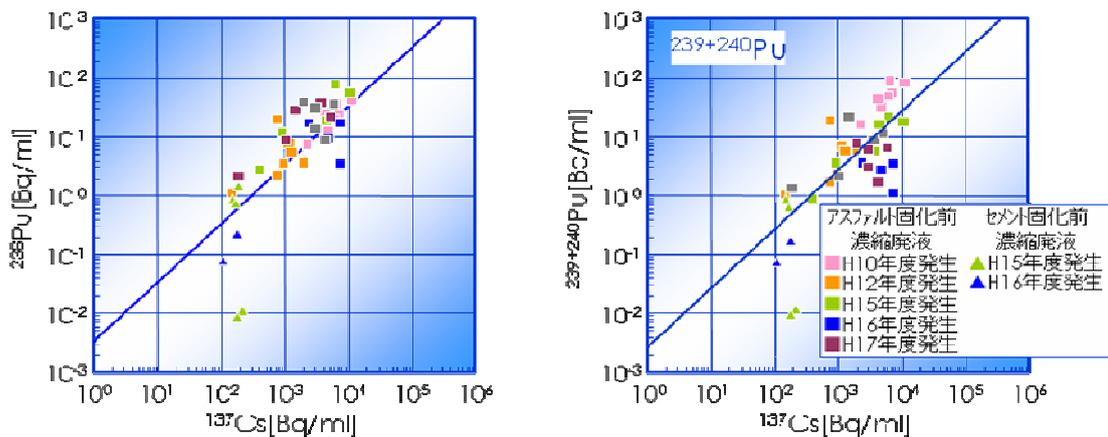


図 5.8 セメント及びアスファルト固化体における放射能の相関図の例

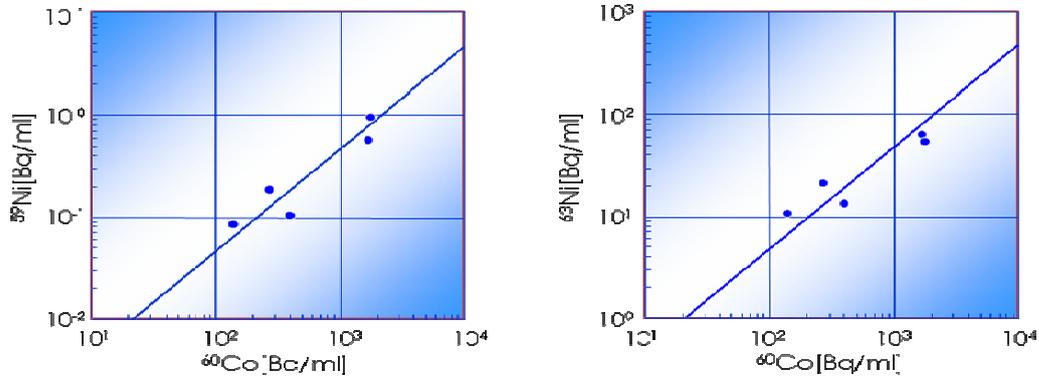


図 5.9 JRR-3 起源の放射性廃棄物における放射能の相関図の例



(1) 供試体作製用試料採取



(2) 供試体作製 (型枠への流し込み)



(3) 一軸圧縮強度測定用の供試体



(4) 一軸圧縮強度の測定

図 5.10 セメント均質固化体に係る一軸圧縮強度の測定

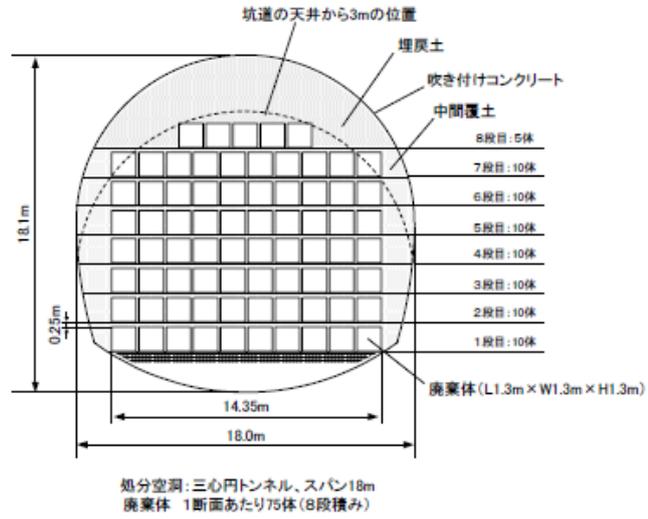


図 5.11 岩盤空洞内トレンチ処分概念

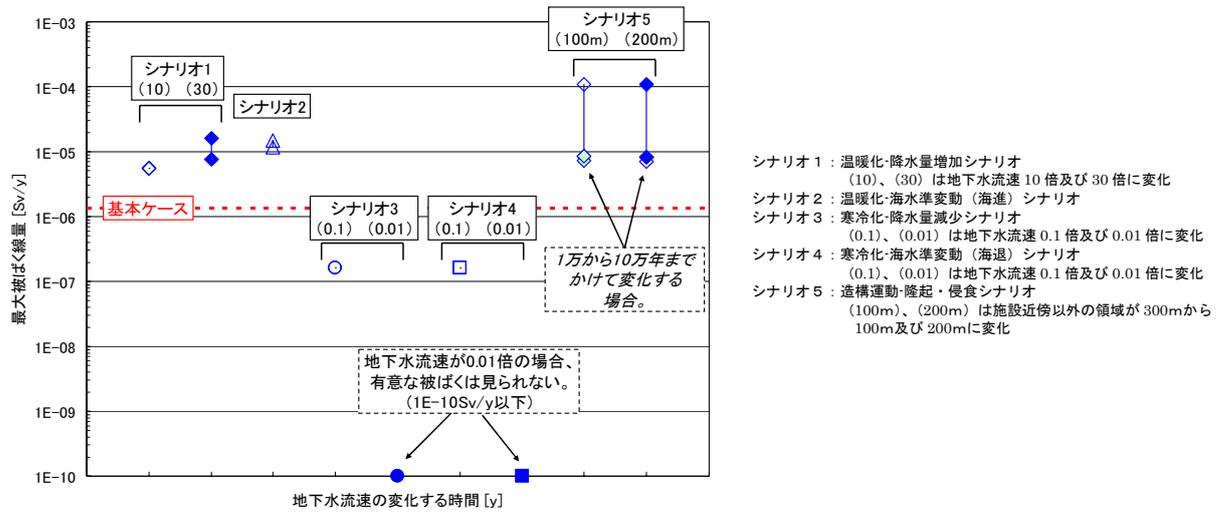


図 5.12 被ばく線量評価結果

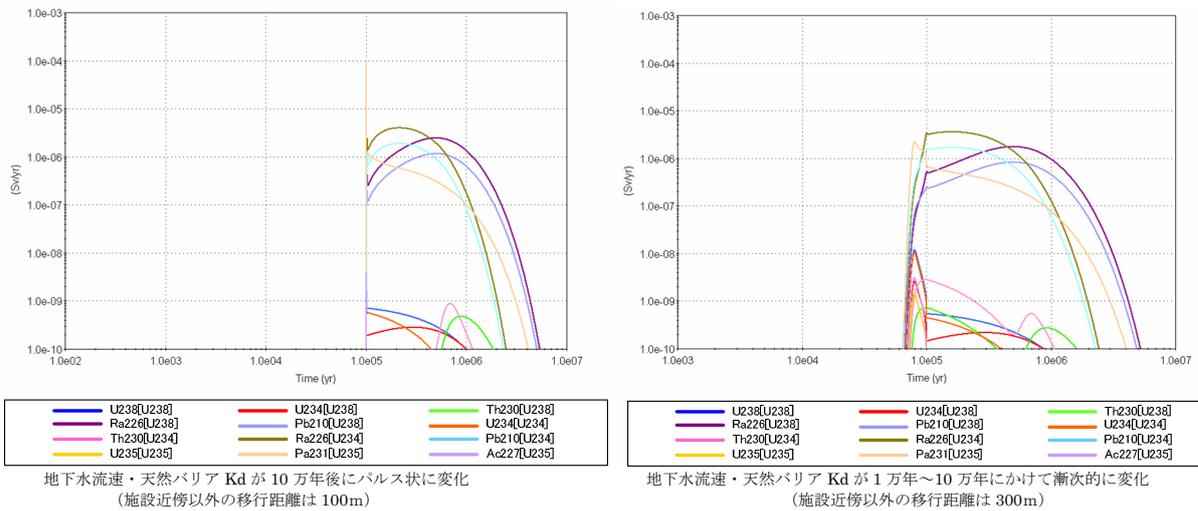


図 5.13 パラメータの入力条件の違いによる被ばく線量経時変化の差異

## 6. まとめ

バックエンド推進部門の技術開発ユニットでは、主に原子力機構全体に共通するバックエンド対策の課題を選択して技術開発を進めている。平成 19 年度までに進めた技術開発の進捗は以下の通りである。

### 原子力施設の廃止措置技術

これまでの経験・作業データ等を基本にして、廃止措置計画の立案・検討などを支援する計算機システム（廃止措置エンジニアリングシステム）の開発を進め、試作版を作成するとともに、その一部を適用して、原子力科学研究所で進められている廃止措置に関する評価を実施した。また、廃止措置に係る様々なデータの収集を継続した。さらに、原子力施設の解体、運転等を対象にして、クリアランス計画の検討等を支援する計算機システム（クリアランスレベル検認評価システム）の開発を進め、試作版を作成した。

### 放射性廃棄物の処理技術

か焼技術の開発については、これまでの成果をまとめ技術的課題の整理及びその解決方法の検討を行うとともに、実用化に向けたか焼処理システムの概念を検討した。超臨界二酸化炭素除染については  $\text{PuO}_2$  の代替物質として二酸化セリウム( $\text{CeO}_2$ )を用い、 $\text{CeO}_2$  の超臨界二酸化炭素への還元溶解反応を調べ、現実的な反応速度を得るには  $\text{Ce}$  の 20～30 倍当量の  $\text{H}_2\text{O}_2$  が必要であること等を明らかにした。硝酸分解については、種々の触媒を作製し、金属組成や担体と硝酸イオンの分解性能との関係を調べるとともに、イオンを選択的に透過する陽イオン交換膜と陰イオン交換膜を用いて、放射性廃液から硝酸イオンを硝酸として、ナトリウムイオンを水酸化ナトリウムとして分離回収する方法について検討した。放射性廃棄物管システムについては、原子力機構における廃棄物データの統合管理を目的として、廃棄物データの調査、放射性廃棄物管システムの開発を進め、原子力科学研究所を対象にしたモデルデータベースを作成した。

### 放射性廃棄物の処分技術

簡易迅速化測定技術については、これまでに開発した方法を用いて、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 $^{133}\text{Ba}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 、 $^{166\text{m}}\text{Ho}$  の検出限界を評価し、この結果、 $^{60}\text{Co}$  を 100 kBq 含む試料中の  $^{108\text{m}}\text{Ag}$  の検出限界値（測定時間：2 日）は従来法と比較して 3.5 倍の改善効果が得られること等を明らかにした。RI・研究所等廃棄物の処分に必要な放射能データの評価については、主に原子炉施設を対象として廃棄物の放射能特性に係る検討を進め、JRR-3 起源の放射性廃棄物における  $^{60}\text{Co}$  と  $^{59}\text{Ni}$  及び  $^{60}\text{Co}$  と  $^{63}\text{Ni}$  の相関等を評価した。ウラン廃棄物の処分可能性研究については、「安全規制の基本的考え方（中間報告）」に示されたシナリオ区分を参考として、将来起こることが確からしいと予見される一連の変化、隆起や海水準変動などに起因する長期的な地形の変化、気候変動などを考慮したシナリオを選定し、各々について被ばく評価を行い、その特徴を評価した。

謝 辞

本報告書の編集に当たり、バックエンド推進部門・技術開発ユニット（廃止措置技術開発 Gr.、廃棄物処理技術開発 Gr.、廃棄物確認技術開発 Gr.、廃棄物処分技術開発 Gr.）、埋設事業推進ユニット・設計技術 Gr.の諸氏には多くの労力や貴重な助言を頂きました。また、廃止措置の技術開発を進める拠点（原子力科学研究所、敦賀本部、人形峠環境開発センター）からも情報や助言を頂きました。関係各位に深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 独立行政法人 日本原子力研究開発機構，独立行政法人 日本原子力研究開発機構の中期目標を達成するための計画（中期計画）（平成17年10月1日～平成22年3月31日）、平成20年3月。
- (2) 柳原敏，荻原博仁：“原子炉デコミッション管理のための計算コードシステムの開発 I 管理データ計算プログラムの概要と取扱い説明”，JAERI-M 94-005 (1994)。
- (3) 大島総一郎，白石邦生，島田太郎，助川武則，柳原敏：“原子炉解体に係る廃止措置費用評価手法の検討 - COSMARDを用いた廃止措置費用の計算 -”，JAERI-Tech 2005-046 (2005)。
- (4) 白石邦生、立花光夫、石神努、富居博行：“原子力施設の廃止措置費用評価手法の検討”，JAEA-Technology 2007-057 (2007)。
- (5) “実用発電用原子炉廃止炉技術調査報告書 平成 9 年度”，(財)エネルギー総合工学研究所、(平成 10 年)。
- (6) “日本原子力学会標準 クリアランス判断方法:2005”，日本原子力学会 AESJ-SC-F005:2005 (2005)。
- (7) “試験研究の用に供する原子炉施設に係る放射能濃度についての確認等に関する規則 (平成十七年十一月三十日文部科学省令第四十九号)，(2005)。
- (8) Y.Meguro, O.Tomioka, K.Takahashi, R.Wada, S.Yamamoto, R.Fukuzato, : “Application of Supercritical Fluid Extraction to Metal Separation in the Field of Nuclear Technology”, Proceedings of the 8th International Symposium on Supercritical Fluids, ISSF2006, Kyoto (2006)。
- (9) 富岡修，下条晃司郎，長縄弘親，目黒義弘，高橋邦明：“有機溶媒中逆ミセルへの二酸化プルトニウムの溶解”，日本原子力学会 2006年 秋の大会，G30，2006年9月28日，北海道大学，(2006)。
- (10) H. Ming, J. Songsheng, J. Shan, et al., : “Measurement of the half-life of <sup>79</sup>Se with

- (10) H. Ming, J. Songsheng, J. Shan, et al., : “Measurement of the half-life of  $^{79}\text{Se}$  with PX-AMS”, *Nucl. Instr. and Meth. B*, 194, pp.393-398 (2002).
- (11) P. Bienvenu, P. Cassette, G. Andreoletti, et al., : “A new determination of  $^{79}\text{Se}$  half-life”, *Appl. Radia. Isoto.*, 65, pp.355-364 (2007).
- (12) 片山淳, 亀尾裕, 中島幹雄, : “加速器質量分析法を利用する放射性廃棄物中の $^{129}\text{I}$ の分析”, *RADIOISOTOPES*, 56, pp.787-793 (2007).
- (13) 片山淳, 古川勝敏, 渡辺和男, : “飛行時間型質量分析計への画像検出法導入による同位体比測定におけるダイナミックレンジの向上”, *分析化学*, 52, 461 (2003).
- (14) “平成 18 年度低レベル放射性揮発物等の埋設確認等に関する調査報告書”, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 07 基廃報-0003, (平成 19 年).

## 付録1 主要拠点各施設における廃止措置技術開発の状況

原子炉廃止措置研究開発センター

「ふげん」の廃止措置に必要な技術開発については、原子炉本体の解体工法の検討として、圧力管集合体等の炉心構造切断技術の一候補であるアブレイシブウォータージェット技術について、構造を模擬した試験体を用いて切断試験を行い、切断速度と研掃材供給量の関係を検討し、二次廃棄物となる研掃材の供給量を最適化する条件を明らかにした。また、目視による監視が困難と考えられる混濁した水中での切断時に、音響や振動によって切断状態を監視する方法について、試験により見通しを得た。さらに、水中での炉心部解体に係る水封性の検討を進めた。

人形峠環境技術センター

人形峠・ウラン濃縮関連施設等の廃止措置に必要な技術開発については、集合型遠心機に関するIF<sub>7</sub>ガスを用いた乾式除染試験について、原型プラント第2運転単位の系統除染試験を終了した。この除染方法により遠心分離機の主要部品についてウラン濃度を数Bq/g程度まで除染可能であることを実証した。湿式除染試験については、乾式除染後の集合型遠心分離機を対象に希硫酸による化学除染試験を実施し、遠心分離機の主要部品について、目標レベルである0.1Bq/g以下まで除染が可能であることを確認した。

原子力科学研究所

再処理特別研究棟を用いた再処理施設に係る廃止措置技術の研究開発については、廃液貯槽(LV-2)の一括撤去を終了し、被ばくデータの解析、及び、一括撤去に係る作業分析を行った。また、廃液貯槽(LV-1)室内の汚染状況及び機器配置状況の調査を行い、LV-1の解体方法の詳細等を検討した。

## 付録 2 国際協力

原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分に関する技術開発は、先進諸国で実施されている。原子力機構では、資源の有効活用の観点から、フランス原子力庁（CEA）、韓国原子力研究所（KAERI）、及びベルギー原子力研究センター（SCK・CEN）とそれぞれ2国間の協力を進め、各機関での情報を収集し技術の有効利用を図っている。平成19年度は、CEA、KAERI、及びSCK・CENとの技術情報交換会議を開催した。

CEA/JAEA 技術情報交換会議

JAEA と CEA との間に締結された原子力の包括的協力協定に基づき、平成19年10月15-19日にCEAのマルクールサイト及びグルノーブルサイトにおいて、特定協力課題（STC）3.1「解体と廃止措置」及びSTC3.2「廃棄物処理技術」に関する合同の情報交換会議を開催した。

本会議では、①廃止措置及び廃棄物管理の全体概要、②廃止措置プロジェクト、③廃止措置技術開発、④廃棄物処理技術開発について両機関から研究の現状を紹介した。また、CEAで廃止措置を進めている再処理施設UP1及び研究炉Siloe、Melusine、ならびに解体・除染技術開発及び廃棄物処理技術開発に関する施設を視察した。

## (1) 廃止措置及び廃棄物管理の全体概要

JAEA からわが国における原子力施設の現状、廃止措置に係る法・規制の枠組み、JAEAでの廃止措置の経験、廃棄物の管理・処分の現状と取り組み状況及び今後の計画等について紹介した。

CEAからは、フランスにおける廃止措置上の課題、廃止措置プロジェクト、CEAにおける廃止措置にかかる組織体制及び廃棄物管理への取り組み状況の概要が紹介された。

## (2) 廃止措置プロジェクト

JAEA から JAEA における廃止措置の実施状況について第1期中期計画の内容、及びふげん発電所における廃止措置準備状況を紹介した。

CEAからは、再処理施設APM、UP1、高速増殖炉Phenix、Rapsodieの廃止措置プロジェクト、及び研究炉Siloe、Melusineを含むグルノーブルサイトにおける廃止措置プロジェクトの紹介があった。UP1プロジェクトでは、施設の除染・解体（D&D）と中間貯蔵施設内廃棄物の再取り出しと再パッケージ化（RCD）のプログラムが進行中であり、D&Dを2025年、RCDを2040年までに終了する計画である。グルノーブルサイトでは、研究炉(3基)、研究施設(1施設)、及び廃棄物管理施設(2施設)の6の施設の廃止措置を2012年までに終了する計画である。

## (3) 廃止措置技術開発

JAEA から廃止措置エンジニアリングシステムの開発の現状と簡易費用評価手法による試算、また、クリアランスレベル検認評価システムの開発の現状、JRR-3の改造工事に

伴って発生したコンクリートのクリアランスの実施状況等について紹介した。

CEA からは、廃止措置に係るインベントリ（物量、放射エネルギー等）の評価及びそれに関するプロジェクトリスク、廃止措置費用評価手法、測定技術（ホットスポット検出のためのガンマイメーキング、最終サーベイのためのガンマスペクトロスコーピィ、サンプリングに関する統計的扱い、及び測定を組み合わせた）の紹介があった。最終サーベイでの測定サンプリング法は統計的手法に基づいており、全数測定とサンプリング測定の比較からその有効性が示された。

#### (4) 廃棄物処理技術開発

JAEA から JAEA における廃棄物の保管状況と処理施設について、また、熱処理による前処理・分別技術の開発状況、アスファルト固化体の地層処分における課題と処理への取り組み状況について、さらに、人形峠環境技術センターにおけるバーコードを用いた廃棄物の管理システム、遠心機の金属表面のフッ素化合物を  $\text{IF}_7$  ガス及び硫酸を用いて除染する除染技術について紹介した。

CEA からは、カダラッシュ研究所での廃棄物管理の状況、泡やゲルを用いた表面除染技術、界面活性剤と超臨界二酸化炭素を用いた除染技術、フロー方式の超臨界水による廃樹脂の分解装置の開発状況、セメント固化に関する方法論的アプローチ、アスファルト固化体のスエリング挙動に関する評価方法と対策の検討状況についての紹介があった。

#### (5) 施設視察

廃止措置施設の視察では、マルクールサイトにおいて、廃止措置中の再処理施設 UP1、及び技術開発として遠隔解体装置 Maestro、及び除染(泡除染、ゲル除染)装置等、また、グルノーブルサイトにおいて廃止措置中の研究炉 Siloe と Melusine を視察した。

UP1 では、配管からの漏洩により高レベルに汚染したフィルタ室内のフィルタ(28 基)の解体(すでに終了、BROKK 装置を用いた遠隔操作)用の制御室、グローブボックス解体跡等を視察した。グルノーブルサイトでは、グリーンハウス内で作業員数人が BROKK を用いてコンクリートはつり作業を行っていた。また、解体廃棄物が正しく分別されているかのチェック作業が行われており、QA 上有効なシステムと思われる。Maestro は、CEA がサイバネティック社と 10 年にわたり開発してきたパイラテラル方式のマニピュレータである。CEA がグローブボックス等の金属表面の除染技術として開発を行っているゲル除染技術の特徴は、除染剤を含んだゲルを金属表面にはけ又はスプレー等で塗布し、乾燥すると、放射性核種が媒体のシリコン等に取り込まれ、掃除機等で簡単に除去できるというものであり、有効な除染方法と思われる。

#### KAERI/JAEA 技術情報交換会議

JAEA と KAERI との間に締結された「原子力の平和利用分野における研究協力計画」に基づき、平成 19 年 11 月 2-6 日に、ふげん発電所及び原子力科学研究所において廃止措置技術に関する情報交換会議を開催した。

本会議では、①廃止措置と廃棄物管理に関する全体概要、②廃止措置プロジェクト、③廃止措置技術、④プロジェクト管理、⑤放射能測定と評価、及び⑥廃棄物管理について、両機関から研究の現状を紹介した。また、KAERI 訪問団は、ふげん発電所及び高減容処理

施設を視察した。

(1) 廃止措置と廃棄物管理に関する全体概要

JAEA から、JAEA における廃止措置の実施状況について第 1 期中期計画の内容、廃止措置技術の概要、及び JAEA における廃棄物の保管状況と処理施設について紹介した。

KAERI からは、KAERI の研究活動と組織改正に伴う新組織について紹介があった。

(2) 廃止措置プロジェクト

JAEA から、ふげん発電所における廃止措置計画、再処理特別研究棟における廃止措置の実施状況、及び人形峠環境技術センターにおける廃止措置活動を紹介した。

KAERI からは、研究炉 KRR-1&2 及びウラン転換施設 UCP における廃止措置の進捗状況について紹介があった。KRR-1&2 の廃止措置は、1997 年に開始され、2008 年に終了の予定である。最終的には、放射能除染を行い建屋及びサイトを解放して、KEPCO に返却する。UCP の廃止措置期間は、2001～2009 年とし、放射性物質を全て取り除き、建屋を再利用(制限無し)することとしている。

(3) 廃止措置技術

JAEA から、ふげん発電所の原子炉部の解体に関して AWJ 技術による切断方法の検討、及び人形峠環境技術センターにおけるバーコードを用いた廃棄物の管理システム、遠心機の金属表面のフッ素化合物を IF<sub>7</sub> ガス及び硫酸を用いて除染する除染技術について紹介した。

KAERI からは、配管内部の α 汚染、β 汚染を同時にリアルタイムで直接測定可能な測定器の開発状況、及び金属廃棄物の熔融除染についての試験結果、熔融施設等についての紹介があった。熔融試験により、アルミニウムの場合、Co-60 は最大で約 75% がスラグ相に取り込まれ、Cs-137 のほとんどはインゴット相から除かれスラグ相とダスト相に移動すること、スチールの場合、Co-60 はインゴット相に残り均一に分布し、Cs-137 はインゴット相からほとんど除去されスラグ相とダスト相に移動すること、が示された。

(4) プロジェクト管理

JAEA から、廃止措置エンジニアリングシステムの開発の現状と簡易費用評価手法による試算結果を紹介した。

KAERI からは、廃止措置情報管理システム DECOMMIS 及び解体作業人工数に係る実績データとその分析結果の紹介があった。KAERI では、人工数の管理、時間を要する解体作業への作業量の分配、新規契約、新規プロジェクトの人工数の推定、に関するデータを 2005 年から収集し、このデータを分析して、作業項目ごとに予め予想した作業人工数と実際の人工数との比較・検討を進めている。

(5) 放射能測定と評価

JAEA から、クリアランスレベル検認評価システムの開発の現状、JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスの実施状況等について紹介した。

KAERI からは、KRR-2 のサイト解放のための測定技術について紹介があった。サイト解放にかかる放射線サーベイの手順は、米国で開発された MARSSIM に基づき、サイトの履歴評価、スコopingサーベイ、特性評価サーベイ、復旧活動支援サーベイ、及び最終サーベイ、としている。サイト解放に係わる被ばく線量評価では、米国で開発された計算コード RESRAD を用いて、解放基準に対応する DCGL(誘導放射能基準レベル) の検討を進めている。

#### (6) 廃棄物管理

JAEA から、浅地中処分対象の廃棄体に係る技術基準、非核燃料サイクル施設から発生する廃棄体に対して種々の核種の放射能濃度の迅速で有効な評価手法、及び、再処理施設から発生する硝酸塩を含む廃液に対する硝酸塩除去技術を紹介した。

KAERI からは、B 核種の放射能濃度評価方法に対する SF 法の適用、UCP から発生するウラン汚染金属に対する化学除染、ラグーンのスラッジに対する熱的及びバイオ処理による硝酸塩スラッジの除染、処分施設の現状について紹介があった。KAERI では、KRR-2 の生体遮蔽体コンクリートの放射性核種とその濃度分布を決めるために、難測定核種の H-3、C-14、Fe-55、Ni-63、Sr-90 等を対象にスケーリングファクター (SF) 法の適用を検討している。UCP におけるウラン汚染金属(ステンレス鋼)に対して、超音波及び蒸気を用いた化学除染を実施している。除染後の  $\alpha$  汚染の測定方法については、 $\alpha$  スペクトロスコピーによる方法と  $\gamma$  スペクトロスコピーによる方法を比較し、 $\gamma$  スペクトロスコピーによる方法は安全側の結果を与えることから、クリアランス確認測定に対して  $\gamma$  スペクトロスコピーによる方法が利用可能としている。低・中レベル放射性廃棄物の処分場の整備状況については、2005 年 12 月に最終処分場サイトが慶州に決定、2006 年 1 月に設計開始、2007 年 12 月から建設開始、そして 2009 年 12 月に建設終了予定との説明があった。

#### SCK・CEN/JAEA 技術情報交換会議

平成 18 年度に JAEA とベルギー原子力研究センター (SCK・CEN) との間に締結された「原子力研究開発に関する協力取決め」に基づき、平成 19 年 10 月 22-23 日に SCK/CEN のモルサイトにおいて特定協力課題「廃止措置と解体」に関する第 1 回目の情報交換会議を開催した。

本会議では、①廃止措置と廃棄物管理に関する全体概要、②廃止措置プロジェクト、③安全評価手法、④廃止措置にかかるデータベース・評価システム、⑤クリアランスレベル検認評価手法、及び⑥アスファルト固化技術について、両機関から研究の現状を紹介した。また、SCK・CEN で廃止措置を進めている研究炉 BR3 を視察した。

#### (1) 廃止措置と廃棄物管理に関する全体概要

JAEA から、JAEA の組織・活動、廃止措置及び廃棄物の管理・処分の現状と取り組み状況等を紹介した。

SCK・CEN からは、SCK・CEN の組織・活動、研究炉、廃止措置及び廃棄物管理の全体概要が紹介された。

(2) 廃止措置プロジェクト

JAEA から JAEA における廃止措置実施の状況について JPDR の廃止措置経験、第 1 期中期計画の廃止措置計画等を紹介した。

SCK・CEN からは、研究炉 BR3 の廃止措置プロジェクトの紹介があった。1989 年から廃止措置が開始され、これまでに 1 次系、炉内構造物等の解体、SG や加圧器の化学除染 (MEDOC プロセス) とその切断、コンクリートの解体と汚染部位の除去が行われた。高線量域の解体では、CEA の Maestro と高圧水ジェット切断 (HPWJC) 装置を組み合わせ解体がなされた。現在、中性子遮蔽タンクの解体が行われている。

(3) 安全評価手法

JAEA から廃止措置時の公衆及び作業員に対する被ばく線量評価コード DecDose を紹介した。

SCK・CEN からは、BR3 解体作業時の作業員被ばくに関わる安全評価について、解体時の作業員被ばく評価ツール VISIPLAN3D 等の紹介があった。VISIPLAN3D を用いて、機器撤去の順番を変化させて解析を行い、最小の被ばく量となる作業シナリオの検討を行っている。

(4) 廃止措置にかかるデータベース・評価システム

JAEA から廃止措置エンジニアリングシステムの開発の現状と簡易費用評価手法による試算結果を紹介した。

SCK・CEN からは、インベントリ評価、費用評価、廃棄物管理等のサブシステムから構成される廃止措置管理システムの紹介があった。費用評価では、廃止措置だけでなく処理・処分まで一括して扱えるシステムを開発している点が注目される。データには、BR3 での実績データを用いている。

(5) クリアランスレベル検認評価手法

JAEA からクリアランスレベル検認評価システムの開発の現状、JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスの実施状況等について紹介した。

SCK・CEN からは、BR3 廃止措置プロジェクトにおけるクリアランス活動について紹介があった。SCK・CEN では費用低減を考慮して、解体物を除染してなるべくクリアランスする方針である。

(6) アスファルト固化技術

JAEA からアスファルト固化体の地層処分時の安全評価の概要と模擬アスファルト固化体を用いた凍結粉砕・水浸出による硝酸塩の除去試験の結果を紹介した。

SCK・CEN からは、アスファルト固化体をマルテン、水溶性塩及びアスファルテンに分離し、マルテンは焼却、水溶性塩は硝酸分解、アスファルテンを圧縮固化する処理方法等について紹介があった。アスファルテンの圧縮固化体の浸出速度がガラス固化体のそれより 10 倍程度高い結果を得ている点が注目される。

(7) 施設視察

廃止措置中の BR3 について、炉心構造物や圧力容器上部・下部ヘッド切断のための HPWJC 装置とその制御室、蒸気発生器や圧力容器切断用のダイヤモンドカッター、数十センチのコンクリート床はつり跡、20kg 単位(金属)のクリアランス検認測定装置等を視察した。本解体作業には、約 40 人が従事し、既存の確立した解体工法をベースに解体作業を進めている。

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質量の) 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率	(数の) 1	1

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	エクスト	y

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(a)</sup>	rad		m <sup>2</sup> ・m <sup>-1</sup> =1 <sup>(b)</sup>
立体角	ステラジアン <sup>(a)</sup>	sr <sup>(c)</sup>		m <sup>2</sup> ・m <sup>-2</sup> =1 <sup>(b)</sup>
周波数	ヘルツ	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>
電荷, 電気量	クーロン	C		s <sup>2</sup> ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>4</sup> ・A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>3</sup> ・A <sup>2</sup>
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(d)</sup>	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd・sr <sup>(c)</sup>	m <sup>2</sup> ・m <sup>-2</sup> ・cd=cd
(放射性核種の) 放射能	ベクレル	Bq	1m/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> ・m <sup>-4</sup> ・cd=m <sup>-2</sup> ・cd
吸収線量, 質量エネルギー	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> ・s <sup>-2</sup>
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	シーベルト	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> ・s <sup>-2</sup>

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときにいくつかの用例は表4に示されている。  
 (b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。  
 (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。  
 (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメント	ニュートンメートル	N・m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m <sup>2</sup> ・m <sup>-1</sup> ・s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> ・m <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・K <sup>-1</sup>
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg・K)	m <sup>2</sup> ・s <sup>-2</sup> ・K <sup>-1</sup>
質量エネルギー (比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> ・s <sup>-2</sup> ・K <sup>-1</sup>
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> ・A <sup>-1</sup>
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> ・s <sup>2</sup> ・A
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> ・s <sup>2</sup> ・A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>-3</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>4</sup> ・A <sup>2</sup>
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・mol <sup>-1</sup>
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-2</sup> ・K <sup>-1</sup> ・mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> ・s <sup>2</sup> ・A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> ・s <sup>-3</sup>
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> ・m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> ・sr)	m <sup>2</sup> ・m <sup>-2</sup> ・kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup> =kg <sup>-1</sup> ・s <sup>-3</sup>

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	''	1''=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	l, L	1l=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1t=10 <sup>3</sup> kg
ネーパ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2) ln10 (Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1eV=1.60217733(49)×10 <sup>-19</sup> J
統一原子質量単位	u	1u=1.6605402(10)×10 <sup>-27</sup> kg
天文単位	ua	1ua=1.49597870691(30)×10 <sup>11</sup> m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1海里=1852m
ノット		1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1a=1 dam <sup>2</sup> =10 <sup>2</sup> m <sup>2</sup>
ヘクタール	ha	1ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
バール	bar	1bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 <sup>5</sup> Pa
オングストローム	Å	1Å=0.1nm=10 <sup>-10</sup> m
バイン	b	1b=100fm <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm <sup>2</sup> =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St =1cm <sup>2</sup> /s=10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> /s
ガウス	G	1 G ≙10 <sup>4</sup> T
エルステッド	Oe	1 Oe ≙(1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx ≙10 <sup>-8</sup> Wb
スチルブ	sb	1 sb =1cd/cm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> cd/m <sup>2</sup>
ホト	ph	1 ph=10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal =1cm/s <sup>2</sup> =10 <sup>-2</sup> m/s <sup>2</sup>

表10. 国際単位系に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
X線単位		1X unit=1.002×10 <sup>-4</sup> nm
ガンマ	γ	1γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 <sup>-26</sup> W・m <sup>-2</sup> ・Hz <sup>-1</sup>
フェルミ	fm	1 fermi=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1 metric carat = 200 mg = 2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ =1μm=10 <sup>-6</sup> m

