JAEA-Review 2010-045



# 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 - <sup>平成 21 年度 -</sup>

Present Status of Technology Development on Decommissioning and Waste Management in Nuclear Cycle Backend Directorate - Progress in 2009 -

> (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 バックエンド技術開発ユニット

Nuclear Cycle Backend Technology Development Unit Nuclear Cycle Backend Directorate ncv 日本原子力研究開発機構

November 2010

Japan Atomic Energy Agency

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(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) 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, 2010

JAEA-Review 2010-045

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 21 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\*\*

(2010年8月5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原子力開発を進める上で 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、適切な技術の選択・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バックエンド対策の計画的遂行及び費用低減の観点から選択し、 廃止措置計画の検討・評価のための支援システム、超臨界二酸化炭素による除染技術、硝酸塩分 解技術、セメント固化処理技術、放射能の簡易迅速測定技術、廃棄物処分の安全性評価などが含 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21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:高橋邦明(委員長)、石神努、船橋英之、目黒義弘、立花光夫 JAEA-Review 2010-045

# Present Status of Technology Development on Decommissioning and Waste Management in Nuclear Cycle Backend Directorate -Progress in 2009-

(Ed.) Editorial Committee of R&D Results<sup>\*\*</sup>

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

(Received August 5, 2010)

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 operation of nuclear facilities, 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 viewpoints of systematic implementation of measures and cost reduction; these include the development of computer systems for planning and evaluation of decommissioning programs, supercritical  $CO_2$  fluid leaching method for decontamination, nitrate-ion degradation method, simple and rapid determination method for radioactivity of radioactive waste, safety assessment for waste disposal and so on. This report describes outline and progress of the technology development program conducted in FY2009 by the research and development unit.

Keywords: Decommissioning, Radioactive Waste, Radioactive Waste Treatment, Waste Disposal, Supercritical CO<sub>2</sub> Fluid Leaching, Nitrate-ion Degradation, Radiochemical Analysis, Radioactive Waste Management System

<sup>\*\*</sup>Editorial committee members; Kuniaki Takahashi (head), Tsutomu Ishigami, Hideyuki Funabashi, Yoshihiro Meguro, Mitsuo Tachibana

# 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.	施設	の廃止措置に関する技術開発	<b>5</b>
3.	1	廃止措置エンジニアリングシステム	<b>5</b>
3.	2	クリアランスレベル検認評価システム	8
4.	放射	性廃棄物処理に関する技術開発	21
4.	1	超臨界二酸化炭素除染技術開発	21
4.	2	硝酸分解技術開発	23
4.	3	セメント固化技術開発	29
4.	4	アスファルト固化体の特性評価試験	32
4.	5	廃棄物管理システム	34
5.	放射	性廃棄物処分に関する技術開発	43
5.	1	放射能測定法の簡易・迅速化技術開発	43
5.	2	研究施設等廃棄物の処分に必要な放射能データの評価	46
5.	3	ウラン廃棄物処分に係る検討	49
5.	4	余裕深度処分対象廃棄物の処分に係る検討・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	53
6.	まと	Ø	69
謝辞-			70
参考	文献		70
付録	1 :主	と要拠点各施設における廃止措置技術開発の状況	73
付録	2 : 国	国際協力	78

# JAEA-Review 2010-045

# Contents

1.	Intro	duction	1		
2.	Role	of technology development in decommissioning and waste management process	2		
3.	Tech	nology development on decommissioning nuclear facilities	5		
	3.1	Decommissioning engineering system	- 5		
	3.2	Clearance level verification evaluation system	8		
4.	Technology development on waste treatment				
	4.1	Supercritical carbon dioxide fluid leaching method	21		
	4.2	Nitrate-ion degradation method	-23		
	4.3	Cementation method	$\cdot 29$		
	4.4	Characterization of bituminized products	32		
	4.5	Radioactive waste management system	34		
5.	Technology development on waste disposal				
	5.1	Simple and rapid determination method	43		
	5.2	$Evaluation \ on \ radio \text{-}activities \ of \ radio \text{-}isotope/research \ originated \ waste \text{-}\cdots \text{-}$	46		
	5.3	Study on uranium waste disposal	49		
	5.4	Study on safety assessment for sub-surface disposal	53		
6.	Sum	mary	69		
Ac	knowl	edgement	70		
Re	ferenc	es	70		
Δn	nondi	x 1 Decommissioning technology development in research and development			
Αр	penui	Institutes / contors of JAFA	73		
۸n	nondi	2 International geomeration	10 79		
лμ	penui		10		

#### 図表一覧

表の一覧

- 表 3.1 汚染性状、汚染源ごとに選定された評価対象核種
- 表 3.2 選定された評価対象核種
- 表 5.1 <sup>129</sup>I の分析結果
- 表 5.2 放射能インベントリ調査結果から得られたピット・トレンチ処分における安全評価上重 要核種(予備評価結果)
- 表 5.3 「めやす」とシナリオ想定との関係

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 第 3,4 給水加熱器室の平面図
- 図 3.3 機器の解体撤去の作業フロー
- 図 3.4 既存の評価モデルによる計算結果と実績値の比較
- 図 3.5 片付け整理に係る作業領域面積と作業員人工数の関係
- 図 3.6 片付け整理に係る作業員人工数の改良した評価式
- 図 3.7 第 3,4 給水加熱器の撤去に係る人工数について既存の評価式と実績値の比較
- 図 3.8 第 3,4 給水加熱器の撤去の作業工程に対して構築した WBS の概略
- 図 3.9 第 3,4 給水加熱器の撤去に係る人工数について改良した評価式による計算結果と実績値の比較
- 図 3.10 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 3.11 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 3.12 測定単位の Co-60 濃度の評価結果
- 図 3.13 各評価単位の D/C 総和の計算結果
- 図 4.1 AOT/SF-CO2 逆ミセルへの Ce 溶解
- 図 4.2 試験に用いた界面活性剤
- 図 4.3 超臨界二酸化炭素への 0.1 wt%メチルオレンジ水溶液の溶解
- 図 4.4 触媒金属濃度と触媒寿命の関係
- 図 4.5 フロー試験装置の改造による脱硝率の向上
- 図 4.6 イオンの移動量と含水率の関係
- 図 4.7 硝酸ナトリウム膜分離試験装置の概要
- 図 4.8 ベンチスケール膜分離試験装置全体
- 図 4.9 炉底灰固化体の一軸圧縮強度

- 図 4.10 廃液固形物固化体の一軸圧縮強度
- 図 4.11 模擬アスファルト固化体の水浸漬試験における各種イオンの浸漬の実効拡散係数と浸漬 温度との関係
- 図 4.12 模擬アスファルト固化体中の NaNO3 含有率と Na イオンの実効拡散係数の関係
- 図 4.13 模擬固化体の膨潤前(左)と膨潤後(右)
- 図 4.14 廃棄物管理システム概念と平成 21 年度までの開発実績
- 図 5.1 要素技術開発により構築した廃棄物試料分析の基本フロー
- 図 5.2 焼却灰試料に対する溶解試験フロー
- 図 5.3 セメント固化体及び焼却灰試料に対する溶解操作フロー
- 図 5.4 反応ガス流量と FOM 値増加率との関係
- 図 5.5 <sup>129</sup>I の分析用試料容器と分離装置
- 図 5.6 重要核種選定方法の概要
- 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 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 5.9 JPDR 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 原科研のセメント均質固化体に係る一軸圧縮強度と超音波伝播速度の測定
- 図 5.11 本検討で設定した合理的な岩盤空洞内トレンチ処分概念
- 図 5.12 本検討で設定した処分坑道のレイアウト
- 図 5.13 「大開発土地利用シナリオ」における事象発生時の状態設定
- 図 5.14 「隆起・侵食シナリオ」における事象発生時の状態設定
- 図 5.15 余裕深度処分 安全評価シナリオ分類の概略(1/2)
- 図 5.16 余裕深度処分 安全評価シナリオ分類の概略(2/2)
- 図 5.17 地下水シナリオにおけるモデル化した処分施設の人工バリア及び岩盤(天然バリア)構成 と期待される性能

#### 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、研究開発の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、また、研究開発に伴って発生する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(センター、研究所 など)が連携してその任務を遂行している。

他方、平成20年6月には原子力機構法が改正されて、研究施設等廃棄物の処分が原子力 機構の業務に位置付けられるとともに、平成21年11月には原子力機構法に基づく埋設処 分業務の実施に関する計画の認可を受け、研究所等廃棄物の埋設施設の検討を本格的に開 始した。

合理的なバックエンド対策を進めるためには、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処分施設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。現在、国に よる処分の安全規制・基準の検討等が進められていることから、これらの検討結果を踏ま えるとともに処分計画との整合を取りつつ、放射性廃棄物の処理(廃棄体化)に必要とな る施設の設計・建設を計画的に進めているところである。

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、費用低減の観点及び確実な処理処 分の実現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、廃止措置の計画検討および評価を支援するシステム(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項目であるクリアランスの実施を支援するシス 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 るための放射性廃棄物の情報の評価などに関する技術、放射能の簡易・迅速評価を目的とした技術開発及びウラン廃棄物の処分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、国内のみならず 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、イギリス、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 21 年度の成 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・組合せを含めた技術開発、また、計画 検討および実施に必要となる各種データの収集・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、クリア ランス対象物の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 21 年度はそれぞれのシステムの運用試験を実施し、廃 止措置エンジニアリングシステムについては新型転換炉「ふげん」及び人形峠環境技術セ ンター製錬転換施設の解体に係る管理データの評価を、クリアランスレベル検認評価シス テムについては JRR-3 及び新型転換炉「ふげん」の放射能データを用いた機能確認並びに

<sup>&</sup>lt;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

原子力船「むつ」における放射能特性評価と評価対象核種の検討を行うとともに、必要な システム改良を行った。

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(原科研)、原子炉廃止措 置研究開発センター(ふげん)、人形峠環境技術センター(人形峠))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、β・γ線を放出する核種を多 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とするため、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、廃棄体の処分時の特性を明確 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、 硝酸分解技術及びセメント固化処理技術の開発を進めた。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 の開発進め、一部の拠点を対象にした運用試験を行うとともに、必要なシステム改良を行 った。

# 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関して、ウラン廃棄物についてはウランが自然環境中にも存在す ること及びウラン核種の半減期が長いなどの特殊性により、国の安全規制・基準の整備が 進んでいないことから、今後これらの検討が必要となる。このような背景の下、ウラン廃 棄物処分に関して、ウラン廃棄物の特徴を活かした合理的な余裕深度処分概念についての 安全性評価等の検討を進めた。

また、放射性廃棄物の埋設施設の設計及び実際の処分に際しては、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。廃棄物中に含ま れる放射性核種を迅速に分析するための放射能測定の簡易・迅速化技術の開発を進めると ともに、廃棄体の放射能濃度を合理的に評価するためスケーリングファクター法等の評価 方法の適用の検討を進めている。放射能測定の簡易・迅速化については、実サンプルへの 適用性、大幅な測定時間の短縮の見通しが得られている。



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. 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

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り、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、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 ることとした。

廃止措置エンジニアリングシステムは、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、各種の データベースと評価システムから構成される。

(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、廃止措置計画の検討に必要な種々のデ ータ(解体に要する作業人工数、廃棄物発生量、廃止措置費用等)を算出する機能、及び 廃止措置に関する種々の情報を格納したデータベースの整備を進めている。

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、評価シス テムとデータベースから構成される。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。

<u>管理データ評価プログラム</u>: 廃止措置時の設備・機器の解体に要する作業人工数、廃止 措置に伴って発生する放射性廃棄物量、廃止措置費用等の管理データを評価する<sup>(2)</sup>。この情 報は、詳細な廃止措置計画の検討に活用できる。

<u>被ばく評価プログラム</u>: 廃止措置期間中に解体作業等に伴い施設内へ放出された放射性 物質が施設内を移行した後、施設外の環境へ放出されることによる周辺住民の被ばく線量 を評価する。この情報は、廃止措置における安全性の評価に活用できる。

<u>残存放射能インベントリ評価プログラム</u>: 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<sup>(4)</sup>。この情報は、機器の汚染状況に応じた解体工法の選 定やクリアランス対象物を含む各放射能レベルに対する予想放射性廃棄物量の評価に活用 できる。

<u>簡易費用評価プログラム</u>: 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<sup>(5)</sup>。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。

<u>施設特性データベース</u>: 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施設情報、及び解体実績データを格納するも のである。施設情報には、各施設の設備・機器に関する重量等の物量データが含まれてお り、管理データ評価プログラムの入力データの作成に利用される。解体実績データには、 廃止措置に要した人工数、作業者被ばく線量、廃棄物発生量のデータが含まれており、管 理データ評価プログラムにおける評価式の検証と作成・改良に利用される。

<u>廃止措置関連情報データベース</u>: 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資料・報告書等の情報が含まれる。

(3) 開発の進捗

平成 17~20 年度

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インターフェースについて検討を行った。

平成19年度は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。

平成20年度は、システムの運用試験を開始した。その結果を踏まえて施設特性データベースの改良を行うとともに、本格的な廃止措置が開始された人形峠環境技術センター製錬転換施設を対象に一部の管理データの評価を行った。また、同施設及びJRR-2の施設情報を収集しデータベースへ格納した。

#### <u>平成 21 年度</u>

平成 21 年度は、新型転換炉「ふげん」における第 3、4 給水加熱器室内機器撤去、及び 製錬転換施設におけるコールドトラップ室内の機器撤去における作業人工数等の管理デー タの事前評価を行った。また、これらの機器撤去作業の実績データを分析し、評価モデル の改良・検証を行い、改良モデルの妥当性を確認した。

さらに、拠点と連携してこれら施設に加えて他の廃止措置施設(再処理特研、ホットラボ 施設、JRR-2、JT-60)の物量等の施設情報データ及び解体実績データ等の廃止措置関連情報

の収集整理を行った。

以下では、新型転換炉「ふげん」における第3,4 給水加熱器室内機器撤去作業の管理デー タの評価に関する検討結果について述べる。

1)新型転換炉「ふげん」の第3,4給水加熱器室内機器撤去作業における人工数の評価

既存の管理データ評価モデルは、原子炉施設である JPDR の解体で得られた実績データ の分析結果に基づいて作成されたものである。新型転換炉「ふげん」と JPDR は共に BWR 型であり類似しているが、規模の点で大きな相違がある。そこで、既存の管理データ評価 モデルの新型転換炉「ふげん」への適用可能性を検討するために、第3,4 給水加熱器室内機 器の解体撤去作業を対象に作業人工数を評価し、評価結果を実績値と比較検討した。その 検討結果に基づき、評価モデルの一部について改良を行った。

既存の評価モデルによる計算結果と実績値の比較

計算対象とした第3,4 給水加熱気室の平面図を図3.2 に示す。対象とした機器の数は108 で、その総重量は132.3 トンである。機器重量割合では主なものとして給水加熱器が全体の 44.8%、配管類(配管及び弁)が34.4%を占めており、残りはコンクリート基礎、保温材等で ある。

機器解体撤去の作業フローは、図 3.3 に示すように、準備工程、解体工程、及び後処理工 程から構成される。この作業フローに基づいて作業構成(WBS)を作成した。各作業項目 に対する作業人工数の評価式は、準備・後処理作業では面積(面積に応じて、30m<sup>2</sup>以下、 30-50m<sup>2</sup>、50m<sup>2</sup>以上の3段階に分類)に依存した定数であり、一方、解体工程では対象機 器の種類に応じて重量の1次式で表わされる。

作業の全工程及び各作業項目に係る作業員(実際の解体作業従事者)の人工数について、 既存の評価モデルによる計算結果と実績値の比較を図 3.4 に示す。これから、全工程の人工 数について計算結果は実績値の約 70%であることがわかる。また、両者の相違が大きい作 業項目は、準備工程では解体準備、解体工程では配管、サポート、及び給水加熱器の撤去、 そして後処理工程では片付け整理である。

実績データの分析と評価モデルの改良

計算結果と実績値とが異なった各作業項目について検討した。ここでは、準備・後処理工 程における片付け整理、及び解体工程における給水加熱器の撤去についての検討結果を述べ る。

一片付け整理作業

片付け整理に対する人工数の既存の評価式は、面積依存の係数で与えられる。この評価式 は、JPDR 解体実績データに基づくものであるが、JPDR とふげんでは施設規模が異なるこ とに着目した。施設規模が異なれば、対象となる作業領域の面積も異なることになる。JPDR では領域面積 100m<sup>2</sup>以下が主な対象となるため、50m<sup>2</sup>以上に対する係数を一律の値として いる。図 3.5 は、片付け整理に係る作業領域面積と作業員人工数の関係について、JPDR と ふげんのデータを示したものである。これから、第 3,4 給水加熱器室の実績値は、50m<sup>2</sup>の 作業領域面積に対して用いる定数と大きな相違があることがわかる。そこで、既存の評価式 を外挿して求めた評価式を図 3.6 に示す。改良した評価式は、実績値を再現することが分か る。

②給水加熱器撤去作業

第3,4 給水加熱器の撤去に係る人工数について、既存の評価式と新型転換炉「ふげん」の 実績値の比較を図3.7 に示す。これから、既存の評価式による計算結果(第3,4 給水加熱 器のそれぞれの重量30.9 トン,28.4 トンに対応する人工数)は実績値に比べてかなり大き いことが分かる。

評価モデルの検討に当たっては、対象とする作業内容をどの程度正しく WBS としてモデ ル化しているかということが重要である。そこで、既存の評価モデルで用いた WBS と実際 の作業内容を比較した。既存の評価モデルでは、機器を小さく切断(以下、この切断を細断 という)し、その細断片をドラム缶に収納するところまでの作業工程を対象としている。一 方、今回の第 3,4 給水加熱器撤去作業では、機器を 1 回(第 4 給水加熱器)または 2 回(第 3 給水加熱器)切断(以下、この切断を粗断という)し、粗断片を他の一次仮置場まで搬出し仮置 きする段階で作業を終了している。このように、評価モデルで対象とする作業内容と実際の 作業内容が異なっていた。また、この作業の中には、給水加熱器が設置されている「コンク リート基礎のはつり」、給水加熱器粗断後の「開口部の閉止」の作業のように既存の評価モデ ルでは対象としていない作業も含まれていた。

そこで、これらの相違を考慮して実際の作業内容に即した WBS を構築した。構築した WBSの概略を図 3.8 に示す。この WBS では、第 3,4 給水加熱器のそれぞれに対して粗断 が2回、1回行われる過程がモデル化されており、粗断回数に依存した人工数が得られるこ とになる。こうして、ここで対象とした給水加熱器の撤去作業の作業員人工数について、 切断回数と機器重量に依存した評価式を導出した。この評価式を用いた計算結果と実績値 の比較を図 3.9 に示す。計算結果は実績値をよく再現している。

3.2 クリアランスレベル検認評価システム

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し、 放射性廃棄物の発生量を低減する上でクリアランスが重要となる。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、品質管理計画の作成など、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・検討が重要となり、多大な労力を要する。そこで、クリ アランスに係る計画検討や作業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(CLEVES)の開発を進めている。

(2) 開発の概要

クリアランスレベル検認評価システムの開発では、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、それに基づきシステムの整備 を進めている。

本システムの構成と主要な機能の概要を図 3.10 に示す。本システムは以下のプログラムから構成される。

<u>評価対象核種選定プログラム</u>: 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>(7)</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。

<u>核種組成比/平均放射能濃度評価プログラム</u>: 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。

<u>シミュレーションプログラム</u>: 主要核種に係る測定結果、核種組成比、平均放射能濃度 等の変動幅を考慮した評価対象核種の濃度の変動を計算する機能を持つ。クリアランスの 判断にどの程度の安全裕度を考慮する必要があるかの検討に活用できる。

<u>核種濃度評価プログラム</u>: 検認測定方法や核種組成比の評価方法に応じて評価対象核種 の濃度を計算する機能を持つ。クリアランス判断の妥当性の確認に活用できる。

<u>管理計画作成支援プログラム</u>: 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 3.11 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各プログラムは、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。

(4) 開発の進捗

#### 平成 17~20 年度

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、それを用いて試計算を行った。

平成19年度は、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 (JRR-3 の改造に伴って発生したコンクリート)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。

平成 20 年度は、システムの運用試験を開始し、システムの改良を行うとともに、JRR-3 コンクリートの放射能関連データおよび新型転換炉「ふげん」における金属(以下、新型 転換炉「ふげん」金属)の放射能関連データを用いて、システムの機能確認を行った。ま た、JRR-3 コンクリート、ふげん金属の放射能関連データ、及び原子力船「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整理した。

#### 平成 21 年度

平成 21 年度は、JRR-3 コンクリートのクリアランス検認測定データ及び新型転換炉「ふ げん」金属の分析データをシステムに入力し、評価対象核種選定等に係る機能確認を行っ た。また、原子力船「むつ」の解体廃棄物に係る放射能関連データ(二次的汚染)の収集整理 を行うとともに、放射能特性を評価し、評価対象核種の検討を行った。

以下では、JRR-3 コンクリートの放射能データを用いた評価対象核種選定等に係る機能 確認、及びむつにおける放射能特性評価と評価対象核種の検討について述べる。

## 1)JRR-3 コンクリートの放射能データを用いた評価対象核種選定等に係る機能確認

JRR-3 コンクリートのクリアランスについては、平成 19 年 11 月に認可申請(平成 20 年 5 月一部補正申請)が行われ、平成 20 年 7 月に認可され、平成 21 年 4 月から測定評価が開始された。そして、保管廃棄施設 NL ピットのうち NL ピット 20 に保管されていたコンクリート約 400 トンの測定評価が終了し、平成 22 年 1 月に最初の確認申請が行われた。このクリアランス作業において取得した放射能データを用いて、評価対象核種選定及び放射能濃度評価に係る機能の確認を行った。

#### ①評価対象核種選定機能

評価対象核種の選定方法は次のとおりである。初めに、クリアランスの対象物の放射能 汚染について、汚染性状と必要に応じて汚染源ごとに各核種の放射能濃度を評価する。こ こに、汚染性状による汚染とは、放射化汚染と二次的な汚染のことである。汚染源ごとの 汚染とは、二次的な汚染をさらに核分裂生成物(FP)、腐食生成物(CP)、重水に起因した 汚染に分類したもの、及び、放射化汚染のことである。評価対象核種には、法律で定めら れている 33 核種の中から、次式の条件を満たす核種が選定される。

$$\sum_{i=1}^{n} (Di/Ci) / \sum_{j=1}^{33} (Dj/Cj) > 0.9$$
(3.1)

ここに、*i*, *j* は核種、*Di*, *Ci* はそれぞれ核種*i* の放射能濃度、クリアランスレベルである。 上式は、33 核種の中から *Di* / *Ci* の値の大きな核種を順に選定し、それら *Di* / *Ci* の和が *Dj* / *Cj* 総和に対して 90%以上になるまで選定されることを表わす。CLEVES では、汚染性状ごと に、あるいは汚染源ごとに上式を用いて評価対象核種を選定することができる。

表 3.1 に汚染性状、汚染源ごとに選定された評価対象核種を示す。汚染性状に基づく総合評価では、Co-60、Cs-137、Eu-152 が、また、汚染源に基づく個別評価では、H-3、Co-60、Sr-90、Cs-137、Eu-152 が選定された。

②放射能濃度評価機能

平成 20 年 4 月からの測定評価で得られた評価対象核種の放射能濃度を CLEVES に入力 し、放射能濃度に著しい偏りがないことの確認と、クリアランス判断に係る評価を行った。 評価対象核種は、H-3、Co-60、Cs-137、Eu-152 の 4 核種である。

放射能濃度に著しい偏りがないことの確認では、コンクリートがらの Co-60 の濃度を約 100kg の物量(以下、測定単位)ごとに測定し、各測定単位の濃度がクリアランスレベル 0.1Bq/g を越えないことを確認するものである<sup>(8)</sup>。NL ピット 20 に保管されているコンク リートの総量は約 400 トンである。従って、約 4000 の測定単位の測定が行われた。その結 果、90%以上の測定単位が検出限界値の濃度 0.003Bq/g 未満であった。検出限界値を超え た 347 個の測定単位の Co-60 濃度の評価結果を図 3.12 に示す。各測定単位の Co-60 濃度は クリアランスレベルより十分低く著しい偏りがないことが確認された。

クリアランスの判断は、コンクリートがら約1トンの対象物(以下、評価単位という)ごと にH-3、Co-60、Cs-137、Eu-152の4核種の放射能が測定評価され、次式が成立すること でなされる。

$$\sum_{i=1}^{4} \left( Di \,/\, Ci \right) \,\leq 1$$

(3.2)

ここに、*i* は評価対象核種を表わす。放射能濃度の評価では、ガンマ核種(Co-60、Cs-137、 Eu-152)については、10 個の測定単位それぞれから試料を1 個ずつ採取し、それらを混合 して各核種の放射能が測定された。また、H-3 については、10 個の測定単位それぞれから 試料を1 個ずつ採取し、それぞれを精製水に一定期間浸漬後、分取混合して測定が行われ た。各評価単位についての式(3.2)の左辺(以下、*D*/*C*総和)の計算結果を図 3.13 に示す。 各評価単位とも*D*/*C*総和は1に比べて十分小さく、また、評価単位間のばらつきも小さい ことがわかる。 2) 原子力船むつの解体廃棄物に係る放射能特性評価と評価対象核種選定の検討

原子力船むつ(以下、「むつ」という)では、これまでの解役工事に伴い、約3,100 トンの 放射性廃棄物が発生した。この廃棄物の中には、放射能レベルが極めて低く、クリアラン スの対象となるものが多く含まれている、ここでは、二次遮へい体外側の設備・機器を対象 に放射能特性評価と評価対象核種の検討を行った。

①放射能特性評価

二次遮へい体の外側は放射化の影響が無いため、放射能汚染は二次的な汚染に限定され る。二次的な汚染源は、腐食生成物や核分裂生成物を含む一次冷却水である。そこで、一 次冷却水から採取した2つの炉水クラッド(以下、炉水クラッド1、炉水クラッド2)につ いて推定放射能濃度を放射化計算により求めた。放射化計算の結果、照射時間が2252h(む つの総運転時間に相当する期間、炉水クラッドが炉心領域において照射されたものに相当) の場合、推定放射能濃度が最大となる核種は Co-58 であり、炉水クラッド1 では2.6× 10<sup>9</sup>Bq/g、炉水クラッド2 では2.5×10<sup>9</sup>Bq/g となった。放射能濃度の高い核種は、炉水ク ラッド1 では Co-58、Fe-55、Fe-59、Co-60、Mn-54、炉水クラッド2 では Co-58、Fe-55、 Co-60、Fe-59、Mn-54 の順となった。

②評価対象核種選定に係る検討

①で得られた33核種の放射能濃度をCLEVESの評価対象核種選定プログラムに入力し、 評価対象核種の検討を行った。

ここでは、評価日として原子炉停止からの経過時間をパラメータに、原子炉停止日、原子炉停止後1.5年、14年、30年、50年の5ケースを設定した。

式(3.2)の核種選定基準で得られた結果を表 3.2 に示す。これから、評価対象核種は核種の 壊変による減衰で評価日によって変化し、評価日が原子炉停止時では、Co-60、Mn-54、Co-58、 Zn-65 の 4 核種、評価日が原子炉停止後 1.5 年では、Co-60、Mn-54 の 2 核種、そして原子 炉停止後 15 年では Co-60 の 1 核種となることが分かる。

					(D/	/C)/Σ(D/C) [%]	
方法		個	総合評価				
汚染性状	一放射化汚染		二次的污染		<b>井</b> 斛从江池, 一次的江池		
汚染源		FP	СР	重水	瓜别1675采	二次的污染	
H-3	0.6			100	0.6		
Co-60	41.3		99.5		41.3	10.4	
Sr-90		5.8				5.4	
Cs-137		89.1				82.2	
Eu-152	52.0				52.0		
結果	H-3, Co-60, Sr-90, Cs-137, Eu-152				Co-60, Cs-1	37, Eu-152	

# 表 3.1 汚染性状、汚染源ごとに選定された評価対象核種

# 表 3.2 選定された評価対象核種

(D/C)/Σ(D/C) [%]

	停止日	停止後1.5年	<b>停止後</b> 14年	後30年	停止後50年
Co-60	43.4	79.8	99.9	99.6	95.8
Mn-54	26.0	17.3	-	-	-
Co-58	20.3	-	-	-	-
Zn-65	5.8	-	-	-	-
評価対象核種の 割合(%)	95.6	97.0	99.9	99.6	95.8



廃止措置エンジニアリングシステム

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 第 3,4 給水加熱器室の平面図



図 3.3 機器の解体撤去の作業フロー



図 3.4 既存の評価モデルによる計算結果と実績値の比較



図 3.5 片付け整理に係る作業領域面積と作業員人工数の関係



図 3.6 片付け整理に係る作業員人工数の改良した評価式



図 3.7 第 3,4 給水加熱器の撤去に係る人工数について既存の評価式と 実績値の比較



図 3.8 第 3,4 給水加熱器の撤去の作業工程に対して構築した WBS の概略



図 3.9 第 3,4 給水加熱器の撤去に係る人工数について改良した評価式 による計算結果と実績値の比較



図 3.10 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 3.11 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 3.12 測定単位の Co-60 濃度の評価結果



図 3.13 各評価単位の D/C 総和の計算結果

#### 4. 放射性廃棄物処理に関する技術開発

4.1 超臨界二酸化炭素除染技術開発

(1) 開発の目的

高速炉燃料サイクルシステムから発生する廃棄物は、プルトニウム等の長半減期核種を 多く含んでいる。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量の低減を行うための除染技術が重要であ り、特に、MOX燃料加工や金属燃料サイクルのような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。

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に適用可能な超臨界二酸化炭素によるアクチノイドの除染技術の実用 化を目的に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除染法が、ウラン酸化物(UO<sub>2</sub>、 U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)で汚染された廃棄物、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 造を有する廃棄物に対する除染法として、有用であることを実証してきた<sup>(9)</sup>。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に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、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ことができる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について研究を進めている。

ここではまず、PuO<sub>2</sub>を逆ミセル/超臨界二酸化炭素中に溶解する反応を、系統的かつ詳細 に理解するために PuO<sub>2</sub>の代替物質として二酸化セリウム(CeO<sub>2</sub>)を用いて、溶解反応を、1) CeO<sub>2</sub>と酸及び還元剤との反応、2) 有機溶媒及び超臨界二酸化炭素中における酸及び還元剤 含有逆ミセルの生成、3) CeO<sub>2</sub>の逆ミセル/有機溶媒への溶解、4) CeO<sub>2</sub>の逆ミセル/超臨界二 酸化炭素への溶解の4つの素反応に分けて調べ、PuO<sub>2</sub>を溶解するための条件を最適化する とともに、溶解メカニズムを解明する。PuO<sub>2</sub>の逆ミセル/超臨界二酸化炭素への溶解は、PuO<sub>2</sub> 中で4価であるプルトニウムを、反応性の高い3価に還元することによって達成する。CeO<sub>2</sub> 中のセリウムは PuO<sub>2</sub>と同じ4価であり、かつ反応性の高い3価に還元可能である。また、 化学反応に寄与する電子はプルトニウムと同様にf電子であることから、CeO<sub>2</sub>の化学反応 は PuO<sub>2</sub>と似通っていると予想される。そこで、CeO<sub>2</sub>を PuO<sub>2</sub>の代替物質として用いた。

さらに、金属分離媒体としての逆ミセル/超臨界二酸化炭素の汎用性を高めることを目的

に、超臨界二酸化炭素中での逆ミセルの挙動を調べ、超臨界二酸化炭素中の逆ミセルの安 定性に及ぼす界面活性剤や圧力の影響、及び超臨界二酸化炭素中に導入できる水や試薬の 量等を明らかにしている。

(3) 開発の進捗

平成 20 年度までの成果を以下に簡単にまとめる。CeO2の水溶液中への還元溶解反応を調 べるため、数種類の還元剤を用い、塩酸溶液への CeO2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。過酸化水素より還元能力の高い還元剤でも溶解できない場合 があることから、還元剤の還元能力のみでは CeO2 を溶解できないことがわかった。また、 硝酸(HNO3)+過酸化水素(H2O2)溶液中に、数時間以内で溶解させるためには、Ceの20~30 倍当量のH<sub>2</sub>O2が必要であることなどがわかった。次に、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ビス(2-エチルヘキシル)スル ホコハク酸ナトリウム(AOT)を用いて逆ミセルを形成させ、その内核水相にHNO3+H2O2 を含有させて CeO2の溶解試験を行った。その結果、例えば、反応温度を上げるにつれて溶 解速度は上昇し、333 K では2 時間で 99%以上の CeO2 を溶解させることができるなど、水 溶液中への溶解工程を経ることなく、直接 CeO2を逆ミセル/有機溶媒に還元溶解できること がわかった。また、逆ミセル中に H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>のみ、もしくは HNO<sub>3</sub>のみを含有させた場合には、 CeO2は全く溶解しなかった。このことから逆ミセルの内核水相内への CeO2の溶解は、まず H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>が CeO<sub>2</sub>表面の4価 Ceを還元して3価とし、次にその3価 Ceを HNO<sub>3</sub>が溶解すると いう素反応から成り立つと考えられる。PuO2も CeO2と同様に逆ミセル/有機溶媒中に溶解 できることを確認した。

平成 21 年度は、代替物として用いていたイソオクタンの代わりに実際に超臨界二酸化炭素 (SF-CO<sub>2</sub>)を用い、逆ミセルを形成させ、CeO<sub>2</sub>の溶解試験を行った。まず、HNO<sub>3</sub>と H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>を内包させた AOT/SF-CO<sub>2</sub>逆ミセル (Wo=17、[AOT]=32 mM)が生成できることを確認した。サファイア窓付きの耐圧容器に AOT エタノール溶液を入れ、その溶液に水相としてHNO<sub>3</sub>と H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>の混合水溶液を入れて撹拌し、そこに CO<sub>2</sub>を徐々に加圧注入して超臨界状態とした。耐圧容器のサファイア窓から目視で確認したところ、はじめは容器内下部で液体として存在していた AOT エタノール溶液が CO<sub>2</sub>を加圧注入することで、超臨界二酸化炭素中に溶解し、懸濁した不透明な一相となった。さらに加圧すると、313 K では 30 MPa 付近で無色透明になり、AOT/SF-CO<sub>2</sub>逆ミセル(すわなちマイクロエマルション)の生成が確認できた。また、反応温度を上げるにつれてマイクロエマルションが生成する圧力は上昇し、333 K の場合では 32 MPa 程度となった。次に 313 K、35 MPa で CeO<sub>2</sub>の溶解試験を行った。図 4.1 に CeO<sub>2</sub>の溶解量と反応時間の関係を示す。反応時間を長くすることで CeO<sub>2</sub>の溶解量は増大した。試験結果のバラツキが大きく、まだ溶解させることができる CeO<sub>2</sub>量も少ないが、今回の条件では 2 時間で約 0.4 mg の Ce を、逆ミセルを内包させた超臨界二酸化炭素中に溶解させることができた<sup>(10)</sup>。また、逆ミセル中に H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>のみ、もしくは HNO<sub>3</sub>のみを含有

させた場合には、CeO2は全く溶解しなかった。

さらに、超臨界二酸化炭素中での逆ミセルの挙動を調べた<sup>(11)</sup>。まず、逆ミセルの形成に 必要な界面活性剤の超臨界二酸化炭素への溶解について調べた。同じ疎水基を持つが親水 基の異なる 3 種の界面活性剤(図 4.2)を用いたところ、中性のテトラエチレングリコールモ ノドデシルエーテル(C12E4)は純粋な超臨界二酸化炭素へ溶解したが、陽イオン性の臭化 ドデシルトリメチルアンモニウム (DTAB) はモディファイアである F-ペンタノールなしで は溶解せず、陰イオン性のドデシル硫酸ナトリウム(SDS)は F-ペンタノールがあっても溶 解しなかった。そこで、30 MPa、318 K の超臨界二酸化炭素に 0.45 M の F-ペンタノールを 加え、そこへの水の溶解と逆ミセルの生成について C12E4 と DTAB で比較した。界面活性剤 の濃度を 0.02 M としたところ、DTAB では 0.37 M の水が溶解し、界面活性剤を加えない場 合(0.29 M)や同濃度の C<sub>12</sub>E4 を用いた場合(0.30 M)より高い溶解度を示した。これは、 C12E4とDTABによって水の溶解が向上するが、その水の存在状態に違いがあるためと考え られる。メチルオレンジは逆ミセルの内核水相に溶けるが超臨界二酸化炭素単体には溶け ないため、逆ミセルの生成を確認することができる。メチルオレンジ水溶液の溶解を試み たところ、DTAB の場合ではメチルオレンジの吸光スペクトルが観察されたが、C12E4およ び界面活性剤を加えない場合ではほとんど観察されなかった(図 4.3)。これは DTAB を用い た場合には逆ミセルが生成するが、C12E4 では生成しないことを意味している。これらから 超臨界二酸化炭素中での逆ミセルの生成には界面活性剤の親水基が大きく影響し、DTAB を 用いることで安定な逆ミセルを形成できることがわかった。

## 4.2 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、 溶媒洗浄等に伴って硝酸塩を含む廃液や余剰硝酸が廃棄物として発生する。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 再処理方法を中心に開発が進められている。そこでは、ソルトフリー化などによる硝酸塩 廃液の発生量低減化に向けた技術開発が行われており、発生量は低減されるものの硝酸塩 廃棄物は発生すると予想される。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、セメント等で固型化し処分する方針である。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する。溶出した硝酸イオ ンは、地下水を酸化性雰囲気にして核種の移行挙動を変化させたり、併置処分の際にガラ ス固化体のオーバーパックの腐食を早めたりする。また、環境中の硝酸イオン濃度は環境 基準により規制されている。

そこで、再処理廃棄物の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 開発(脱硝技術開発)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、上記要件を満たすこと ができる可能性の高い技術として、硝酸イオンの化学的還元分解法を選択し、平成18年度 より技術開発を開始した。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 に入れた硝酸塩の電気透析による膜分離と硝酸イオン分解技術を組み合わせた新しい脱硝 法の開発(膜分離・分解除去法)を、経済産業省の公募研究(TRU 廃棄物処分技術:硝 酸塩処理・処分技術高度化開発)として平成19年度から開始した。

1)化学的還元分解法

本法は、高濃度の硝酸ナトリウムを含む溶液中の硝酸イオンを、貴金属触媒(パラジウム-銅担持活性炭触媒)と還元剤(ヒドラジン)を用いて化学的に窒素ガスに還元分解することによって除去する方法である。本法における開発課題は、主に高性能触媒の開発および反応プロセスの開発の2つである。

触媒開発は、高い処理性能(反応速度)、生成化合物の制御性能(選択性)、長期間の使 用に耐える耐久性能の3つの性能を向上させること、および、処理費用の低減のために使用 済み触媒の再生技術を確立することを目的とする。触媒は触媒作用をもつ金属微粒子と、 これを保持する粉末などの担体で構成されるが、上記の性能を有する触媒の開発には、担 体種および触媒金属種の性質を考慮した上での選定と触媒構造の制御が重要となる。また、 硝酸イオン分解で発生する生成化合物の制御には、還元剤の種類を選定することも重要で ある。

反応プロセスの開発として、実規模装置のコンパクト化を目指し、フロー方式の還元分 解法の検討を進めている。フロー方式は、触媒を詰めて一定温度以上に保ったカラムに還 元剤と硝酸ナトリウムの混合溶液を一定の流速で導入することによって、硝酸イオンを分 解する方法であり、フロー方式でバッチ方式と同様な硝酸イオンの分解能力を得ることが できれば、装置規模を小さくすることが可能となる。

#### 2) 膜分離 · 分解除去法\*(12,13)

本法は、高濃度の硝酸ナトリウムを含む放射性廃液から、まずイオン交換膜を用いた電 気透析技術(膜分離技術)によって大半の硝酸ナトリウムを分離除去し、次いで還元分解 技術によって残存する硝酸イオンをほぼすべて取り除く方法である。これによって、放射 性廃液中の塩濃度を低減し、かつ硝酸イオンをほぼすべて除去した放射性廃液を得ること ができる。膜分離技術は、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

<sup>\*</sup>本研究は、経済産業省の公募事業「硝酸塩処理・処分技術高度化開発」の成果の一部である。

交換膜と1価陰イオンを選択的に透過するポリマー製の陰イオン交換膜を用いた電気透析 によって、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である。還元分解技術は硝酸イオンを還元分解することによっ て窒素ガスに変換し、溶液中から除去する方法である。

(3) 開発の進捗

1)化学的還元分解法

①触媒開発

平成 20 年度までは、パラジウム(Pd)と銅(Cu)を触媒金属とする種々の金属担持触媒を作 製し、これら触媒とヒドラジンを還元剤として用いる還元系が、高濃度の硝酸ナトリウム 溶液(~5 M)中の硝酸イオンを分解するために有望であることを明らかにしてきた。触媒 中の金属(Pd と Cu)組成や担体(活性炭、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、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、Pd と Cu のモル比が1:1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 に活性炭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。また、 同じ触媒を用いて硝酸イオンの分解操作を繰り返すと、触媒の性能が低下するため、耐久 性を向上させた触媒の開発を進めた。金属の種類、担持率、調製法などを変えて種々の触 媒を合成し、それらの耐久性を調べ、Pd と Cu を無電解還元法によって活性炭粉末上に担持 させた触媒に対し、この触媒を焼成する、もしくは、第3の金属として Ni を添加すること によって、触媒の耐久性が 2~3 倍向上することを見いだした。

平成21年度は、硝酸イオンの還元分解によって生成する窒素含有化合物の生成割合と反応条件との関係の検討、触媒を長時間使用した場合の性能劣化原因の解明と高耐久性触媒の開発、及び性能が劣化した触媒の再生技術の検討を行った。

硝酸イオンの分解において生成する窒素生成物は、主生成物として窒素ガス、副生成物 として亜酸化窒素およびアンモニアである。これら窒素化合物の生成選択性には、触媒の 金属比率と反応溶液中の硝酸イオン濃度/ヒドラジン濃度比が強く影響することを見出した。 触媒の金属比率がPd: Cu = 8:2から7:3の場合、窒素ガス選択率が90%を超え、副生成物 の生成を抑制できた。反応溶液中の硝酸イオン濃度/ヒドラジン濃度比が高い条件で反応を 進めると亜酸化窒素の生成が、硝酸イオン濃度/ヒドラジン濃度比が1付近となる条件では窒 素ガスの生成が、濃度比が小さい条件ではアンモニアの生成が増すことがわかった。

合成直後の触媒と性能が低下した触媒を分析し、性能低下の主な原因は、当初アモルフ アス状態で担体上に存在する触媒金属微粒子が、硝酸イオンの還元の際の反応熱によって 結晶化するためであることを明らかにした。従って、触媒の長寿命化・耐久性向上のため には、触媒金属にかかる反応熱を制御することが重要になる。反応条件制御および触媒改 良の両側面から触媒の耐久性の向上を検討した。1gの活性炭あたり0.7 mmol Pdと0.3 mmol Cuを担持させた触媒を用い、500 mLの6 M 硝酸ナトリウム溶液中の硝酸イオンの分解試験 を繰り返し実施し、99%の硝酸イオンを分解できた試験回数を触媒の寿命として求めた。こ こでは、試験に用いる触媒量を変えることによって、単位触媒あたりの反応熱を制御した。 触媒金属濃度を1g/Lとした場合、触媒寿命が4回であるのに対し、2g/Lでは19回を示し、単 位触媒金属あたり寿命が2.4倍程度延びた。次に、活性炭上への金属の担持率を変えること によって、単位触媒あたりの反応熱を制御した。図4.4に活性炭担体への金属担持率と触媒 寿命の関係を示す。担持率が1 mmol/gと3 mmol/gで触媒寿命が2回、2 mmol/gで4回となった。 これは、担持率を増すことによって単位金属あたり反応熱が減少して触媒寿命は延びるが、 一方で触媒金属の比表面積が減少することによって硝酸イオンの分解の反応速度が減少し、 触媒の劣化とともに所定時間内に硝酸イオンの分解が終了せず、見かけ上触媒寿命が減少 したと考えられる<sup>(14)</sup>。また、触媒調製時にPd及びCuの還元析出に用いる還元剤をホウ素系 からリン系に変えたところ、触媒の寿命が約2倍延びた。ホウ素及びリンはPd及びCuの析出 時に一部が触媒内に取り込まれる(15)。これが反応熱による触媒の結晶化速度に影響してい ると考えられる。金属微粒子を担体上に強く結合させる効果を持つ担体種を用いることに より、金属の結晶化(移動・再配置)の抑制を試みた。第2の担体として酸化マグネシウム を添加して触媒を作製したところ、触媒寿命が延びることを確認した。今後、添加量を最 適化することによって、さらなる長寿命化が期待できる。

また、性能が劣化した触媒の再生についても検討した。触媒の性能が劣化する際に、担体上の金属が剥離しないことが確認できているため、金属構造を使用前の状態に再構築する、すなわち結晶化した金属をもとのアモルファス状態に戻すことにより触媒性能が復活すると期待される。担体から一旦金属を溶出させ、再度担体上に析出させることによって触媒の再生を試みた。触媒金属の溶出に塩酸を用いた場合、Cu は容易に溶出できるが、Pdの溶出は困難であった。Pdの溶出には塩化物イオン濃度が重要であることがわかった。1 M塩酸と4 M塩化ナトリウムの混合溶液を溶解に用いたとき、Pdの溶出率が最大となった。PdとCuを溶出した後、還元剤を用いて金属を担体上に再析出させて触媒を調製した。このような触媒を用いて寿命試験を行ったところ、金属溶出時の塩化物イオン濃度が再生触媒の寿命に影響を与えることがわかった。現在、この現象の解明および再生手法の最適化を進めている。

②反応プロセスの開発

平成20年度までは、フロー方式による硝酸イオンの分解挙動を調べ、硝酸ナトリウム溶 液と還元剤の混合溶液中の還元剤量、流速、触媒の量などが分解効率に及ぼす影響を明ら かにした。実験条件を最適化することによって、硝酸イオンの分離効率を95%程度まで高め ることに成功し、また、同方式を採用することによって、実用化の際に設備規模を小さく できる見通しを得た。

平成 21 年度は、フロー方式の脱硝試験装置の改造を行った。従来の装置は、反応カラム内で触媒に対し十分な溶液が存在し、硝酸イオンの還元反応によって発生した窒素ガスに

よって、その溶液内の触媒が攪拌される構造であった。本年度は、このカラム内にフィル タの内蓋を設置し、触媒がカラム内にほぼ固定されるように改造した。5 M 硝酸ナトリウ ム溶液とヒドラジンの混合溶液を、種々の比率で調製し、触媒を詰めたカラム内に通液し、 硝酸イオンの分解を行った。ここでは0.7 mmol Pd-0.3 mmol Cu 担持活性炭触媒を用い、80 ℃ に保ったカラム内に 5 mL/min の流速で通液した。混合液中のヒドラジンと硝酸イオンの比 率と脱硝率の関係を、従来のカラムを用いた時の結果とともに図 4.5 に示す。新しい装置を 用いた場合、硝酸イオンの分解効率は向上し、バッチ方式と同様にフロー方式においても 99%以上の硝酸イオンを分解することができた。フロー方式が高濃度硝酸ナトリウム溶液中 の硝酸イオンの還元分解の方式として、技術的に成立することを確認することができた。 今後はフロー方式の還元分解における触媒寿命評価およびカラム形状や反応条件等の最適 化を行う。

## 膜分離・分解除去法

平成20年度までは、膜分離技術の開発にかかる基礎試験を中心に実施した。陰イオン及 び陽イオン交換膜のそれぞれの性能確認試験、対象イオンの選択透過性試験、耐久性試験 などを実施した<sup>(12,13)</sup>。NaSICON膜によってナトリウムイオンを高効率で分離できること、 カリウムイオン、セシウムイオン、ストロンチウムイオンから分離して選択的に膜透過で きること、同膜が高耐久性であること、硝酸イオン以外の陰イオンが共存してもナトリウ ムイオンの膜透過効率が影響を受けないこと等を確認した。また、NaSICON膜が接する陽 極側の溶液の液性が酸性になるとナトリウムイオンの膜透過が阻害されることがわかった。 他方、ネオセプタACS膜が硝酸イオンを高い電流効率で透過できること、硝酸イオンと同じ 1価陰イオンは高い透過率を示すが、2価及び3価の陰イオンの透過率が小さいこと、数 10 kGyの電子線やy線照射及び1,000時間の連続使用によって膜の性能が低下しないことな どがわかった。また、ネオセプタACS膜を用いて電気透析を継続すると、膜の陽極側の溶液 では硝酸が生成し、これが膜の陰極側、すなわち放射性廃液側に拡散透過することがわか った。これによって、放射性廃液の液性が酸性になるとともに、硝酸イオンの膜透過効率 が低下する。放射性廃液はNaSICON膜の陽極側に当たるので、放射性廃液の酸性化はナト リウムイオンの膜透過を阻害する。このような課題を考慮し、NaSICON膜を備えた電解セ ルとネオセプタACS膜を備えた電解セルを別々に備えたベンチスケールの膜分離試験装置 の概念設計を実施した。

平成 21 年度は、平成 20 年度に見いだされたネオセプタ ACS 膜を硝酸が拡散透過する現象を抑制するため、新しい陰イオン交換膜の開発に着手した。また、平成 20 年度に実施した概念設計に基づき、ベンチスケールの膜分離試験装置を作製し、その基本性能を確認した。加えて、膜分離によって大半の硝酸ナトリウムを分離除去した溶液中に残存する硝酸イオンを分解する方法を決定するため、硝酸イオンの分解方法の調査及び調査結果に基づいた分解試験装置の概念設計を実施した。

ネオセプタ ACS 膜を用いて電気透析によって陰極槽(硝酸ナトリウム含有廃液)から陽 極槽(硝酸)に硝酸イオンを膜透過分離する際、硝酸イオンの膜透過量に応じて陽極槽の 硝酸濃度が増加する。この硝酸が陰極槽に拡散透過することを抑える膜を作製するため、 種々の陰イオン交換膜を作製し、膜の物性と硝酸の拡散性能の関係を調べた。陰イオン交 換膜はポリビニルアルコール(PVA)とポリ塩化ジアリルジメチルアンモニウム

(PDADMAC) を混合し、支持膜上あるいは枠型内で成型した後、熱処理による物理的架 橋及びグルタルアルデヒド(GA)/塩化ナトリウム溶液による化学的架橋を行って作製した。 PDADMAC 混合率、GA 濃度、塩化ナトリウム濃度などを変えることによって、膜の含水率、 電荷密度、膜抵抗等を様々に制御した膜を作製することができた。約28 cm<sup>2</sup>の膜を、1 M 硝 酸溶液 300 mL と 5 M 硝酸ナトリウム溶液 300 mL の液槽の間に配置し、各溶液槽を攪拌 しながら6時間置き、拡散透過する硝酸及び硝酸ナトリウムの量を求めた。図4.6 に膜の含 水率と水素イオン及びナトリウムイオンの拡散透過量の関係を示す。含水率とこれらイオ ンの移動量には正の相関が観察され、膜の含水率が少ないほどイオンの拡散透過を抑制で きることがわかった。また、水素イオンとナトリウムイオンの移動量が異なり、拡散透過 性がイオン種によることがわかった。しかし今回作製した膜の硝酸の拡散量は、これまで 使用してきたネオセプタ ACS 膜よりも多く、今後さらなる検討が必要である。

昨年度実施した概念設計に基づき、ベンチスケールの膜分離試験装置を作製した。図4.7 にプロセスフロー図を、図4.8に完成した装置の写真を示す。試験装置は、ナトリウムイオ ンを分離する NaSICON 電解セル、硝酸イオンを分離するネオセプタ電解セル、電解セルに 電流を供給する整流器、両電解セルに硝酸ナトリウム溶液を供給する硝酸ナトリウム供給 タンクとポンプ、NaSICON 電解セルに水酸化ナトリウム溶液を供給する水酸化ナトリウム 回収タンクとポンプ、ネオセプタ電解セルに硝酸を供給する硝酸回収タンクとポンプ、電 解セルで発生する水素ガスを希釈する空気を送るコンプレッサー等からなる。本装置は、5 M 硝酸ナトリウム溶液 12 L 中の硝酸ナトリウムを 24 時間で 90%分離できる能力を備えて いる。硝酸ナトリウム溶液:2M、34L、水酸化ナトリウム溶液:1M、19L、硝酸溶液:1 M、27 L をそれぞれの溶液タンクに張り込み、電気透析を実施した。電解する前と電解し た後の溶液中の各イオンの濃度を測定した。硝酸ナトリウム溶液中のナトリウムイオン及 び硝酸イオンはともに減少し、電気透析によってイオンが移動したことが確認できた。ネ オセプタ電解セルの処理能力は、硝酸イオンの膜透過速度設計値 2.25 mol/h に対し 120~ 160%であった。前年度までの成果で述べたように、ネオセプタ電解セルの陽極側で生成し た硝酸が陰極側に拡散透過することによって硝酸イオンの膜透過効率が低下することが予 想されており、設計段階では効率を 50%として処理能力の設計値を決定している。今回の 結果は、予想よりも硝酸の拡散透過が少なかったことを示している。NaSICON 電解セルの 処理能力は、ナトリウムイオンの膜透過速度の設計値 2.25 mol/h に対して 2.3±0.8 mol/h であ り、設計通りの性能を満足していることを確認できた。現時点では、分析のための試料採 取場所や方法等に問題があり、正確な試験結果の解析ができていないため、今後装置のサ
ンプルポートの増設などの改良を行う予定である。

平成 21 年度から除去技術の後段である硝酸イオンの分解プロセスの技術開発を開始した。 硝酸イオンの分解技術は、数百 ppm 程度の低濃度の硝酸イオンに対し、農業の分野などに おいてすでに実用化されている技術である。本技術開発で分解の対象としている硝酸イオ ンの濃度は 0.5 M であり、一般利用されている分解技術の対象濃度よりは高いが、高濃度で はない。従って、比較的容易に従来の技術が適用可能であると考えられる。そこで、ここ では、新しい分解技術を開発するのではなく、これまでに技術開発されている硝酸イオン 分解技術の中から本目的に適する技術を選択し、その適用性について検討する。本年度は、 まず、既存の硝酸イオンの分解技術を調査し、その結果、より詳細に検討する対象技術と して、硝酸イオンを触媒と還元剤を用いて分解する化学的方法と微生物を用いて分解する 生物学的方法を選択した。この二つの方法について、同一仕様の条件でベンチスケール規 模の試験装置の概念設計を行った。概念設計においては、0.5 M 硝酸ナトリウム溶液 12 L 中の硝酸イオン濃度を 24 時間で 0.016 M (1000 ppm) になるまで分解できる性能を有する こととした。化学的還元分解法と生物学的還元分解法の概念設計を通して、それぞれの方 法の特色を比較検討した。初期段階における調査から、両技術とも本技術開発で必要な硝 酸イオンの分解能力は十分に有していると予想されている。両技術は、操作性、安全性、 メインテナンス、二次廃棄物の発生量を比較するとお互いにメリット、デメリットを有し ており、どちらかの方法が一方的に優れている状況にはない。将来の実現性に関しても、 今回評価し切れていない部分でそれぞれ大きな課題を抱えている。すなわち、化学的分解 法であれば触媒の寿命であり、生物学的手法であれば微生物の放射線耐性と汚泥の処理技 術である。そこで、今回は、本年度の検討の結果として将来的に実現できた場合に設備費、 装置規模、運転費の面でメリットが大きな生物学的還元分解法を採用し、現在の課題の検 討も含め、実用性の評価を今後実施することとした。

4.3 セメント固化技術開発

(1) 開発の目的

放射性廃棄物の処理において、セメント系材料はドラム缶をはじめとする処分容器に放 射性廃棄物を固型化する際の固型化材や充填材として使用されている。原子力機構の各研 究所から発生する焼却灰や工程廃液などの放射性廃棄物もセメント系材料を用いて固化体 とし、処分する計画である。このため、セメント固化設備のプロセス検討、設備設計、廃 棄体の品質管理及び埋設処分場の安全評価などにあたっては、廃棄物の固化特性などを十 分に把握しておくことが重要となる。この点で焼却灰などは、種々の放射性核種を含むほ か、多くの化学成分を含んでおり、これらの化学成分の中には固化を遅延させる成分や固 化体の健全性に影響を及ぼすものもがあるため、固化処理では、廃棄物の形状や粒径など の物理的な特徴に加えて含有成分の化学的な性質も考慮して適切な固化条件を設定しなけ ればならない。また、処分の観点からもセメント系材料は単なる固型化材としての利用だ けでなく、放射性核種の収着による移行抑制やその低透水性による放射性核種の拡散場の 確保など固化目的以外の機能も期待されている。

そこで、セメント固化が想定される種々の放射性廃棄物について、固化特性と固化体性 能を把握するため、平成 20 年度より固化試験を進めている。平成 20 年度及び 21 年度は、 焼却灰と硫酸ナトリウム廃液の固化試験を実施した。

# (2) 開発の概要

処分性能に優れた焼却灰等の廃棄物のセメント固化体を作製するためには、固化条件を 把握することが必要であり、廃棄物の特徴を踏まえながら、固化条件と固化特性との相関 や固化体性能との相関について調べることが重要である。焼却灰のセメント固化において は、焼却灰に含まれるセメント固化の遅延成分などは、その割合が炉底灰と飛灰とで異な ることから、焼却灰の種類によって固化特性が異なる可能性がある。また、硫酸ナトリウ ム廃液のセメント固化では、硫酸イオンがセメント鉱物や水和生成物と反応してエトリン ガイトを生成し、固化体の強度低下やひび割れなどを起こす可能性がある。

そこで、セメント固化試験では、まず廃棄物の種類や性質ごとに充填量や水セメント比 などの固化条件と硬化性、流動性、固化体強度などの固化特性との関係を整理する。また、 固化体の性能評価では、処分の際の環境負荷を抑える観点から、固化体の力学的耐久性の 向上を図るほか、セメント系材料の高 pH を利用した沈殿生成やセメント系材料への収着に よる放射性核種の移行遅延効果などが考えられるため、放射性核種の収着分配係数や微量 金属成分の溶出率等の基礎データを取得する。また、長期的には固化体の発生量を削減で きるような固型化材の開発も視野に試験を進める計画である。

(3) 開発の進捗

1)焼却灰のセメント固化試験

平成 20 年度の焼却灰の固化試験では、飛灰の基本的な固化特性について調べた。試験は、 模擬的に一般焼却炉の飛灰を用いて行い、固型化材、灰充填量等をパラメータに硬化日数 や固化体の一軸圧縮強度(以下「強度」という)等との関係を調べた。また、灰中に含ま れる固化遅延物質の硬化性に与える影響や固化体からの微量重金属成分の溶出率などを調 べた。試験結果の概要を以下に示す。また、平成 20 年度の試験結果の詳細は、 JAEA-Technology「焼却灰のセメント固化試験 I」を参照されたい<sup>(16)</sup>。

・高炉セメントは、灰の充填率を 40%にすると固化体の強度が、強度の目安とした「核 燃料物質等の埋設に関する措置等に係る技術的細目を定める告示値」1.47 N/mm<sup>2</sup>を下回 ったが、アーウィン系低アルカリ性セメントは 40% でも 1.47 N/mm<sup>2</sup>を超えた。

・灰の充填率を 30%とした普通ポルトランドセメント、高炉セメント、アーウィン系低 アルカリ性セメントの固化体は、いずれのセメントも強度が 1.47 N/mm<sup>2</sup>を超えた。

平成21年度の焼却灰の固化試験は、炉底灰の固化特性を調べた。飛灰と同様に一般焼却

炉の炉底灰を用い、固型化材及び灰充填量をパラメータに硬化日数や固化体強度との関係 を調べた。

固型化材には、普通ポルトランドセメント(以下「OPC」という)、高炉セメント(以下 「BB」という)、アーウィン系低アルカリ性セメント(以下「LAC」という)、ポゾラン系 低アルカリ性セメント(以下「HFSC」という)、水砕スラグ系セメント(以下「SC」という) を用いた。灰充填量は、OPC、BB、LACを使った固化試験は30%、40%、50%で試験し(水 /セメント(W/C)比 0.8 – 1)、HFSC 及び SC を使った固化試験は 40%で試験した(W/C 比1.2)。OPC、BB、LACは、全ての試験で翌日には硬化した。LACの固化体の強度は、灰 充填率が高いほど低くなる傾向を示したが、灰量を 50%充填した場合でも 1.47 N/mm<sup>2</sup>を超 える固化体が得られた(図 4.9)。しかし、28 日後の固化体に僅かな膨張が観察され、膨張 を引き起こす成分の存在や反応が存在することが示唆された。BB 及び OPC は、充填率と 強度との関係において LAC の固化体と違う傾向を示し、充填率が 40%と 50%の固化体では 1.47 N/mm<sup>2</sup>を超えたが、逆に充填率の低い 30%の固化体では強度が 1.47 N/mm<sup>2</sup>以下となっ た。OPC、BB ともに固化体鉱物層の定性結果で未水和のクリンカー鉱物が多く観察された ことから、水和反応が十分に進んでいなかったことが原因の一つと考えられるが、今後、 試験条件の見直しなどの改善が必要であることが分かった。また、OPC の固化体では、28 日後の固化体に膨張が観察されるとともに、7日後の強度に比べて28日後の強度が低くな る現象が見られた。OPCは、材令期間中(混練から28日間の固化期間)に固化体中に微細 なひび割れ等が生じることで 28 日後の強度が低くなったと推定されるが、平成 20 年度に 行った飛灰の固化試験でこのような現象は起きていないことから、灰の組成等に起因して 膨張性鉱物が生じひび割れ等が発生している可能性があり、膨張を引き起す成分調査や反 応について、今後、試験が必要であることが分かった。一方、HFSC 及び SC を使った固化 試験では、混練物は 28 日経過後も硬化が進まず強度も 1.47 N/mm<sup>2</sup>以下であった。

2)硫酸ナトリウム廃液(固形物)のセメント固化試験

平成 20 年度の硫酸ナトリウム廃液の固化試験では、一般試薬の硫酸ナトリウムを水に溶 解させた後、濃縮、乾燥させて固形物とし、これを模擬廃棄物とした。高炉セメントを固 型化材として模擬廃棄物を固化し、固形物の充填量等をパラメータに硬化日数や固化体強 度等との関係を調べた。混練物は、1日経過しても硬化せず、全ての試験条件(固形物充 填量 20~50%)で固化体に膨張現象が見られた。平成 20 年度の試験結果の詳細は、 JAEA-Technology「焼却灰のセメント固化試験 I」を参照されたい<sup>(16)</sup>。

平成 21 年度は、平成 20 年度の試験で膨張現象が発生したことから、混練温度及び養生 方法を変えて試験し、固型化材及び充填量等をパラメータに硬化日数と固化体強度との関 係を調べた。

固型化材には、OPC、BB、LAC を用いた。固形物の充填率は 30%、40%、50%で試験した。約 50 ℃の温水を用いて混練し、混練後は恒温槽内において 50 ℃で養生した。LAC を

使った固化試験では、固化体の膨張量が大きく圧縮強度の測定ができなかったが、OPC、 BBの固化体は、膨張現象もなく混練の翌日には硬化し、一軸圧縮強度は全ての試験条件で 10 N/mm<sup>2</sup>以上の強度が得られた(図 4.10)。

# 4.4 アスファルト固化体の特性評価試験

### (1) 開発の目的

原子力機構において 1982 年から 1997 年の間に、東海再処理施設において低レベル放射性 濃縮廃液がアスファルト固化処理された。現在、製造した約3万本のアスファルト固化体が 固化体貯蔵施設に保管されており、これらのアスファルト固化体について処分に向けた検討 が進められている。アスファルト固化体は、固化体中に含まれる放射性核種の濃度に応じて LAアスファルト固化体と MAアスファルト固化体に分類され、それぞれ余裕深度処分及び 地層処分に相当すると考えられている。今後アスファルト固化体の埋設処分を実施していく ためには、埋設時のアスファルト固化体の挙動を推定するための固化体の特性評価及び処分 性能評価試験を実施する必要がある。本試験では、模擬アスファルト固化体を作製し、アス ファルト固化体に影響を及ぼす地下水等の外的因子との物理的・化学的挙動を調査し、処分 性能を評価することを目的とする。

### (2) 開発の概要

地下環境下で起こりうるアスファルト固化体の物理・化学反応として以下の項目が懸念さ れている。1)地下水との接触による硝酸塩及び放射性核種の浸出、2)地下水の取り込みに よるアスファルト固化体の変形・膨潤、3)アスファルト固化体の放射線分解によるガス発 生、4)アスファルト固化体の化学的安定性。

これまでアスファルト固化体と水の接触における浸出・膨潤に関して、主にフランス及び ベルギーにおいて研究が進められてきた<sup>(17-21)</sup>。他方、原子力機構が保管するアスファルト 固化体における研究報告例は少ない<sup>(22,23)</sup>。そこで、本試験ではアスファルト固化体の特性評 価に資するため、アスファルトの種類、塩組成、塩濃度、塩粒径等が異なる種々の模擬固化 体を作製し、地下水との接触による固化体からの水溶性塩の浸出挙動及び変形・膨潤挙動、 放射線照射によるガス発生挙動、アスファルト及びその放射線分解生成物と硝酸塩との反応 などについて調査し、その処分性能を評価する。

(3) 開発の進捗

平成21年度は、模擬アスファルト固化体の作製、硝酸塩の水浸出試験を実施した。模擬 アスファルト固化体(以下、模擬固化体と略す)の作製には、ブローンアスファルト20/30 を用いた。模擬固化体は、低レベル放射性廃液の模擬廃液あるいは硝酸ナトリウム溶液を約 180℃に加熱したアスファルトに撹拌しながら投入する方法と、粒径を整えた硝酸ナトリウ ムの粉末を加熱したアスファルトに混ぜ込む方法によって調製した。 模擬廃液を用いて塩/アスファルト比が 45wt%/55wt%に調製した模擬固化体により、水浸 漬試験を行った。固化体の重量と水の体積の割合(固液比)及び固化体の比表面積/体積比 などの条件を変え、25 ℃において固化体からの種々のイオン(亜硝酸、硝酸、ナトリウム イオン)の浸出速度を求め、その結果からそれぞれのイオンの実効拡散係数を算出した。い ずれのイオンも概ね 10<sup>-12</sup> m<sup>2</sup>/s の実効拡散係数が得られた。水浸漬試験の温度を 5 ℃から 45 ℃に上げた場合、実効拡散係数は 10<sup>-13</sup> m<sup>2</sup>/s から 10<sup>-11</sup> m<sup>2</sup>/s に増加した。実効拡散係数と 水浸漬温度の関係を図 4.11 に示す。この拡散係数の温度依存性から求めた活性化エネルギ ーはどのイオンも約 54 kJ/mol であった。水浸漬において模擬固化体から浸出したイオンの 実効拡散係数及び活性化エネルギーはイオン種にほとんど依存していなかった。このことか ら、イオンの浸出における律速段階がイオンの拡散ではなく水の取り込みであると考えられ る。水の取り込みの活性化エネルギーは、アスファルト中に水が浸入するのに必要なエネル ギーを示している。実アスファルト固化体の調査が芳中らによって報告されている<sup>(22)</sup>。そ れによると、25 ℃における実効拡散係数は 5×10<sup>-13</sup> m<sup>2</sup>/s、活性化エネルギーは 51 kJ/mol で あった。実固化体の活性化エネルギーがほぼ等しいことから、実固化体の律速反応も模擬固 化体と等しく、水の取り込みにおける反応であるかもしれない。

塩濃度および塩粒径が異なる模擬固化体を作成し、硝酸イオンの浸出挙動を調べた。 NaNO<sub>3</sub>の含有率を10,25,40wt%、塩粒径を<38 µm,38~150 µm,150~500 µm となる模擬固化体を 作製した。模擬固化体から浸出する NaNO<sub>3</sub>の実効拡散係数を求め、その対数値を NaNO<sub>3</sub>の含有 率に対してプロットした結果を図 4.12 に示した。図中にはそれぞれの実効拡散係数を得た際の 塩粒径を示した。また NaNO<sub>3</sub> が 0wt%のところにアスファルト中の水の拡散係数<sup>(18)</sup>を示した。 NaNO<sub>3</sub>の実効拡散係数は、固化体中の NaNO<sub>3</sub>の含有率が増加するとともに増大し、実効拡散係 数の対数値と NaNO<sub>3</sub>含有率との間に正の比例関係が観察された。このことは NaNO<sub>3</sub>の実効拡散 係数が固化体中のアスファルトと NaNO<sub>3</sub> の割合によって決まることを示唆している。また、 NaNO<sub>3</sub>の含有率が小さくなると、NaNO<sub>3</sub>の拡散係数の値は、アスファルト中の水の拡散係数に 近い値となった。アスファルト中の NaNO<sub>3</sub>は、アスファルト中に浸入した水に NaNO<sub>3</sub>が溶解し、 水溶液として拡散していると予想されるため、この結果は妥当であると考えられる。今回、検討 した NaNO<sub>3</sub>の粒径による実効拡散係数の変化はまだ明確ではないが、含有率が拡散係数に及ぼ す影響よりも小さいことがわかった。

アスファルト固化体を水中に浸漬した場合、水浸漬後に数週間で固化体の膨潤が観測された(図4.13)。固化体の膨潤による変形は、その固化体からの塩の浸出率が増大するとともに増大することがわかった。また、その変形量は試料の重量にも依存しており、供試体サイズが大きい試料ほど変形量は増加した。膨潤圧測定用容器を作製し、膨潤応力の測定を継続している。膨潤圧を観測できている例<sup>(21)</sup>が報告されているにもかかわらず、本試験においては、膨潤圧は未だ検出されていない。今後、膨潤圧が検出できない原因の究明を継続する予定である。

4.5 廃棄物管理システム

(1) 開発の目的

放射性廃棄物を処分する際には、法令に基づき、廃棄物を埋設処分に適した形態(以下、 「廃棄体」という。)に加工し、そ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。 廃棄体がこれらの基準を満足することを証明する方法としては、廃棄体そのものを測定す 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管理データから間接的に 証明する方法もある。しかしこの方法では、使用するデータが正確であることや手法が妥 当であることを示すために、機器の校正記録、処理手順、各種試験記録など関連するデー タが求められる。円滑な処分の実施のためにも、このような広範なデータを確実に管理す る必要がある。一方で廃棄体化処理施設及び埋設処分施設の設計などでは、処理する廃棄 物の仕様並びに埋設処分する廃棄体の核種別放射能濃度、処分区分別の廃棄体量、廃棄体 の性状などの情報が必要となる。

そこで廃棄体の品質証明と、処理処分施設の設計などの各種検討へ精度の高い廃棄物情 報を的確に提供することを目的に、原子力機構のすべての廃棄物の発生から処理・処分に 係る廃棄物データとそれに付随するデータを、トレーサビリティーを有した状態で統一的 に管理するとともに、適切な形態へデータを加工できるようなシステム(以下、「廃棄物管 理システム」という。)の開発を行っている。なお、本開発は第1中期計画期間内に基本シ ステムの開発を終了することを目標にした。

(2) 開発の概要

原子力機構の廃棄物は、拠点によって管理方法が異なっており、取得しているデータ種 類、内容も拠点の状況に応じて様々である。データの一元的管理を行うためには、このよ うなデータを本システムで統一的に管理するようなデータの整理手法を確立する必要があ る。また、原子力機構の廃棄物は、具体的な処分先や、廃棄体化処理方法などについては、 現在検討段階であるため、廃棄体の品質保証に必要なデータが具体化されていない。この ため、まず、各拠点で管理されているデータの精査と、想定される廃棄体化処理方法と廃 棄体品質保証手法を設定し、本システムで管理するデータ項目と管理するデータの仕様を 明確化する。その上で、本システムで取り扱うデータや、本システムで提供する情報の特 徴(例えば、データ管理の期間、精度、求められるデータの品質等)などを考慮し、シス テムに要求される機能、システムの構成概念等を構築する。その後、これら検討結果を反 映したシステムを、処理処分に係る各種検討状況などを踏まえ、必要性、緊急性などの高 いパートから順次開発し、逐次展開を図っていくこととする。

(3) 開発の進捗

平成18年度までに、各拠点における廃棄物管理の実態と提供の対象とする廃棄物情報の 整理を行い、廃棄物管理システムで管理すべき廃棄物データの項目を、それぞれの管理機 能別に区分して整理した。また、開発する廃棄物管理システムの構成、各々の機能に要求 される事項、開発環境などの概念を構築した<sup>(24)</sup>。このうち、廃棄物管理システムの構成概 念は、大きく分けて4つの機能に区分される(図4.14)。まずは、廃棄体の品質を証明する ために必要な廃棄物データを、その履歴とデータ間の関連性を担保した形で管理する機能 (以下、「QA 管理機能」という。)と、各種検討に必要な情報のベースとなる廃棄物データ を管理する機能(以下、「OSIS 管理機能」という。)である。これらは取り扱うデータの性 質上、独立したデータベースとして開発する。また、残りの2つについては、これらデー タベースから、おのおの必要な情報となるようにデータを解析、リスト化や文書化するよ うな機能(以下それぞれ、「QA 解析機能」及び「OSIS 解析機能」という。)である。これ らは、データ自体の品質保証の確保、原子力機構の既存の資源の有効活用などの観点から、 Windows PC 上で動作するような個別のプログラムとして開発する。最終的には、原子力機 構のイントラネット上で、これらデータベースを構築したサーバ及び各プログラムを搭載 した PC をネットワークしたものが、廃棄物管理システムとなる。

その後、平成 20 年度までに本概念を基に開発に着手し、QA 管理機能のモデルとなるデ ータベースを、廃棄体化処理施設の具体化が最も進んでいる原子力科学研究所(原科研) を対象として作成するとともに、OSIS 管理機能としてデータベース環境を整備し、順次デ ータの登録を進めた。また、OSIS 解析機能として、廃棄物の履歴にも対応した検索プログ ラムを作成した。

さらに、処分の安全評価等に必要な核種の放射能データ整備を目的に、核燃料サイクル 工学研究所(核サ研)の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能量を算出す るための放射能解析手法を開発し、その手法をベースにした放射能解析プログラムを作成 した。また、本プログラムの評価結果である核種別の放射能等のデータをベースに、廃棄 体仕様や処分濃度上限値などを廃棄物ごとに設定し、当該廃棄物を廃棄体とした際の処分 区分や廃棄体物量を評価する廃棄体評価プログラムの作成も併せて実施した。また、これ らデータベースと作成したプログラムを搭載した PC をネットワーク化し、それぞれの動作 確認を実施した。廃棄物管理システムの概念と今年度までの開発実績について図 4.14 に示 す。

平成 21 年度は、平成 20 年度までに作成したデータベースについて、原科研を対象に試 験運用を実施するとともに、抽出された問題点の改良を実施した上で、平成 22 年度からの データベースの本格導入を目指した準備を進めた。また、OSIS 管理機能であるデータベー スについては、昨年度まで登録された原科研、核サ研、高速増殖炉研究開発センター(も んじゅ)、原子炉廃止措置研究開発センター(ふげん)及び人形峠環境技術センター(人形 峠)のデータについて不足部分のデータ拡充を行うとともに、作成したプログラムによる 核種別放射能等の評価を行い、そのデータ登録を行った。また、平成 20 年度に作成した放 射能解析プログラムについて、原科研、人形峠、並びに核サ研のうちウラン及び MOX 燃料 の取り扱い施設から発生する廃棄物を対象に、評価手法の検討を行い、その結果を反映し たプログラムの拡充を実施した。また、検索プログラムについても、本拡充に対応した改 良を実施した。なお、QA解析機能については、原子力機構廃棄物の処分先、廃棄体化処理 方法、廃棄体確認手法等について検討中であるため、その進捗に応じて整備することとし た。これにより、基本となる廃棄物管理システムの構築を終了した。今後は、各拠点にお ける廃棄物の評価とデータの拡充のため、それぞれの機能の拡張を進めていく計画である。



図 4.1 AOT/SF-CO2逆ミセルへの Ce 溶解 AOT/SF-CO2流体: 50 ml (Wo=17, [AOT]=32 mM), 逆ミセル中の水相量: 0.5 ml, 水相の組成 1.6 M H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> + 0.83 M HNO<sub>3</sub> 試験温度: 333 K, 圧力: 35 MPa



図 4.2 試験に用いた界面活性剤

DTAB: 臭化ドデシルトリメチルアンモニウム  $C_{12}E_4: テトラエチレングリコールモノドデシルエーテル$ SDS:ドデシル硫酸ナトリウム



1:界面活性剤無し、2:C12E4、3:DTAB

温度:45 ℃、圧力



反応液:6M NaNO3溶液 500 mL、

還元剤:ヒドラジン一水和物 200 mL



図 4.5 フロー試験装置の改造による脱硝率の向上
 1:改造前装置使用実験、2:改造後装置使用実験
 反応液: 5 M NaNO<sub>3</sub> 溶液 200 mL + N<sub>2</sub>H<sub>4</sub>·H<sub>2</sub>O 60, 65, or 70 mL
 触媒: 0.018 mmol Pd<sup>-</sup> 0.009 mmol Cu/g<sup>-</sup>AC (総 Pd 量: 0.2 g)
 流速: 2.5 mL/min、温度: 80 ℃.



●:Na<sup>+</sup>移動量.;□:H<sup>+</sup>移動量.



図 4.7 硝酸ナトリウム膜分離試験装置の概要



図 4.8 ベンチスケール膜分離試験装置全体



図 4.9 炉底灰固化体の一軸圧縮強度



図 4.10 廃液固形物固化体の一軸圧縮強度



図 4.11 模擬アスファルト固化体の水浸漬試験における各種イオンの浸漬の実効拡散係数 と浸漬温度との関係



図 4.12 模擬アスファルト固化体中の NaNO3 含有率と Na イオンの実効拡散係数の関係



図 4.13 模擬固化体の膨潤前(左)と膨潤後(右)



図4.14 廃棄物管理システム概念と平成21年度までの開発実績

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・迅速化技術開発

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能濃度データの収集においては、 多数の廃棄物試料を効率よく分析する必要がある。これまで放射性廃棄物を対象とした分 析には、環境放射能分析等で用いられる手法が適用されてきたが、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ため時間と労力を費やし、試料数が多い場合にはその 費用は膨大となる。このため従来法に替わる簡易で迅速な分析法(以下、簡易・迅速分析 法)を開発することにより、分析に係る費用と時間の大幅な削減を目指している。

### (2) 開発の概要

原子力科学研究所及び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・迅速分析法の開発を進めた。まず重要核 種等 29 核種に対する基本分析フローを作成し、このフローに対する要素技術として、マイ クロ波加熱法の適用による安全かつ効率的な試料前処理法、固相抽出剤の導入による二次 廃棄物量を低減した迅速なα・β核種分離法、多重γ線測定法を用いた高効率非破壊γ線 測定法等の開発を進めた。開発した個々の要素技術に基づく分析法は、日本分析センター との共同研究等を実施し、分析法としての信頼性を検証してきた。これらの結果に基づき、 重要核種等 29 核種に対する一連の系統的な簡易・迅速分析法を確立し、実廃棄物試料等を 用いた適用性検討試験を実施している。

(3) 開発の進捗

平成 18 年度までは要素技術として、試料前処理法、固相抽出剤を用いた α · β 線放出 核種の迅速分離法、高効率非破壊 γ 線測定法、長寿命核種に対する質量分析法の適用等の 各テーマについて開発を行ってきた。平成 19 及び 20 年度は、要素技術の開発により得ら れた分析法を、模擬及び実廃棄物試料等に適用し、その結果に基づく分析指針を作成した<sup>(25)</sup>。 これらの技術開発により構築した廃棄物試料に対する基本分析フローを図 5.1 に示す。

平成21年度は、主要な放射性廃棄物試料のうち、これまで適用性確認が未検討であった セメント固化体及び焼却灰試料を対象として試料前処理法の開発を行うとともに、これら の試料に対する分析指針の適用性を確認した。また、従来の加速器質量分析装置を用いる 129I分析法に替わる反応セル型質量分析装置を用いる129I簡易分析法の開発について検討し た。本開発成果の詳細な内容はJAEA-Technology 2010-016<sup>(26)</sup>に纏め、本年報にはその概 要を記述する。 1)セメント固化体及び焼却灰試料の前処理法

試料前処理法の検討においては、比較的放射能レベルの高い廃棄物試料の分析を想定して、密閉容器内での粉砕が可能な遊星型微粉砕機を用いることとし、セメント固化体及び 焼却灰試料に対する最適な粉砕条件について検討した。また Ca 成分を多く含むセメント固 化体及び焼却灰試料の溶解において問題となる不溶解性の CaF2 沈殿の生成を抑制した新 たな溶解操作フローの作成について検討した。

## 粉砕条件の検討

セメント固化体及び焼却灰試料は、粉砕容器(ステンレス製、容積 45 mℓ)に粉砕用ボール(ステンレス製、直径 15 mm)とともに入れ、遊星型微粉砕機を使用して粉砕を行った。 粉砕容器への試料投入量(5~15 g)、回転速度(200~600 rpm)、及び回転時間(1~5 分間)を変化させ、100メッシュ以下に粉砕された試料粉末量や粉砕容器内壁への試料の固着 状態等を目視にて確認し、最適な粉砕条件を決定した。

その結果、セメント固化体試料に対しては、試料の投入量は 10 g、粉砕 1 回あたりの回転時間は 3 分間、回転速度は 500 rpm に設定すれば効率よく粉砕できることがわかった。 焼却灰試料は、セメント固化体試料に比べもろい粉末状であったため、回転速度を低下させて 400 rpm とし、回転時間は 4 分間を基本条件に選択した。

### 溶解条件の検討

図5.2に示す溶解試験フローに基づき、焼却灰試料の溶解挙動を調べた。焼却灰試料の供 試量は1gとし、マイクロ波加熱装置と専用の高圧分解容器を用いて溶解を行った。本溶解 試験は、残さの発生を目視で観察しながら行い、発生した残さをメンブレンフィルタでろ 別した後、エネルギー分散型X線分析装置(EDX)を用いた成分分析により、残さ成分を同 定した。また残さに対するγ線放出核種分析を高純度ゲルマニウム半導体検出器により行 い、主要な放射性核種の試料溶解液への移行率を評価した。

図 5.2 に示す溶解試験フローに従って硝酸と塩酸を添加してマイクロ波加熱を行い、この ときに発生した残さ(1)の成分分析を行った結果、主成分はSiであり、焼却灰試料に含 まれていた Ca などの金属成分は、大部分がろ液(1)に抽出されていることがわかった。 Siを主成分とする残さは硝酸とフッ化水素酸を用いたマイクロ波加熱により大部分を分解 することができ、このときに発生する残さ(2)はTi及びAlであった。また残さ(3)の 主成分もTiであり、試料溶解後に実施する核種分析において問題となるものではないこと が確認できた。各残さに対して γ線放出核種分析を行った結果、主要な放射性核種の試料 溶解液への移行率は、99%以上であることがわかった。またセメント固化体試料に対して も同様の検討を実施した結果、主要な放射性核種の試料溶解液への移行率は、99%以上で あった。これらの検討結果に基づき、図 5.3 に示すセメント固化体及び焼却灰試料に対する 迅速かつ効率的な溶解操作フローを確立した。 2)セメント固化体及び焼却灰試料の核種分析

前項の検討結果に基づき作製したセメント固化体及び焼却灰試料の溶解液を分取し、γ 線放出核種(<sup>60</sup>Co、<sup>94</sup>Nb、<sup>108m</sup>Ag、<sup>134</sup>Cs、<sup>137</sup>Cs、<sup>133</sup>Ba、<sup>152</sup>Eu、<sup>154</sup>Eu、<sup>166m</sup>Ho)の定量を行っ た。またγ線放出核種分析結果から検出が可能と予想されたα・β線放出核種の分析試験 を実施した。59.63Ni及び90Srについては、分析指針に基づく核種分析を行った。また、分 析指針に示された Pu、Am、Cm 分析法に Np の分離操作を追加した分析フローにより、こ れらのα線核種の分析を行った。<sup>3</sup>H、<sup>14</sup>C、<sup>36</sup>Cl については、粉砕・均一化したセメント固 化体及び焼却灰試料をそのまま用いて、核種分析を行った。これらの核種分析においては、 分析対象核種の回収率や、共存核種によるコンタミネーションの有無を γ 線放出核種分析 や β 線スペクトル分析などにより確認した。その結果、セメント固化体及び焼却灰試料の 溶解液に含まれる <sup>63</sup>Ni、<sup>90</sup>Sr、Pu、Am、Cm の分析には、分析指針に示された簡易・迅速 分析法が基本的に適用可能であり、放射能測定において妨害となる核種は十分に分離され ていることを確認した。また、<sup>3</sup>H、<sup>14</sup>C、<sup>36</sup>Cl についても分析指針に示された簡易・迅速分 析法が基本的に適用可能であり、放射能測定において妨害となる核種は検出されなかった。 <sup>237</sup>Np の分離に関して、分析指針には <sup>237</sup>Np を単独で分離する方法が示されているが、本試 験により Pu、Am、Cm を分離した後の固相抽出樹脂から <sup>237</sup>Np を回収できることがわか った。今後、<sup>237</sup>Np の分離に関する詳細な検討を行い、α 線核種分析フローのさらなる改 良を進める予定である。また、実験室の許認可上の制約等で分析が行えなかった U、Th、 <sup>41</sup>Ca、<sup>79</sup>Se、<sup>99</sup>Tc についても、次年度以降に確認を行う予定である。

# 3)反応セル型質量分析装置を用いた 129I 簡易分析法

分析指針には加速器質量分析装置を用いる高感度な<sup>129</sup>I分析法が示されているが、この 分析においては測定用ターゲット試料を精密に作製することが必要であり、また装置の運 転スケジュールにより分析可能な試料数に制限が生じる。近年、反応ガスとの衝突・分離 機構を組み合わせた反応セル型質量分析装置(DRC-ICP-MS)が開発され、<sup>129</sup>Iの測定につい ても反応セルの活用により<sup>129</sup>Iの同重体である<sup>129</sup>Xeの計数値だけを低減させて、<sup>129</sup>Iの検 出限界を向上させる手法が報告されている<sup>(27,28)</sup>。そこで、DRC-ICP-MS を用いる<sup>129</sup>I 簡 易分析法を開発するため、反応セルへのガス導入条件の検討を行うとともに、セメント固 化体及び焼却灰試料への適用性を確認した。

# 反応セル条件の検討

DRC-ICP-MS に導入する反応ガスには、<sup>129</sup>I 測定への適用例<sup>(27,28)</sup>が報告されている O<sub>2</sub> 及び He と本試験に用いた DRC-ICP-MS の使用推奨ガスである CH<sub>4</sub>を用いた。反応セルへ のガス流量と<sup>129</sup>I の検出感度の関係を調べるため、ガス流量を O~3.0 mℓ/min の範囲で変 化させ、ブランク溶液と 0.96 ppb の <sup>129</sup>I (<sup>129</sup>I 標準溶液) に対する m/z=129 の計数値を測 定した。各種反応ガスの効果は、以下の式で定義される FOM(Figure of Merit)を指標とし て評価した。なお、FOM 値の増加は、基本的に検出感度の増加に対応している。

FOM =  $\frac{m/z = 129$ の実測計数率  $\sqrt{m/z = 129}$ のバックグラウンド計数率

反応ガス流量と FOM 値の増加率との関係を図 5.4 に示す。CH4 を用いた場合、ガス流量 が増加しても FOM 値の増加率は 1 以下であり、検出感度の向上は見られなかった。He に ついてはガス流量の増加とともに FOM 値が増加し、初期値よりも最大で 2.8 倍検出感度が 向上した。また、O2 では流量 0.6 mℓ/min 付近で FOM 値が最大となり、4.5 倍程度の検出 感度の向上が可能であることがわかった。このように検出感度が向上した理由は、<sup>129</sup>Xe<sup>+</sup> から O2 に電荷移動することにより <sup>129</sup>Xe の中性化が起こり、m/z=129 領域のバックグラウ ンド計数が低下したものと考えられる。<sup>(28)</sup>

# 適用性確認試験

最適化した DRC-ICP-MS の測定条件に基づき、セメント固化体及び焼却灰試料の<sup>129</sup>I分 析試験を行った。図 5.5 に示す<sup>129</sup>I の分析用試料容器と分離装置を用いてセメント固化体及 び焼却灰試料約 0.5 gを 900℃で 15 分間加熱することにより、I を分離した。この分離にお ける回収率は、各試料に I キャリアー(<sup>127</sup>I)を 0.5 µg 添加し、その回収量を測定すること により求めた。分析結果を表 5.1 に示す。何れの試料においても<sup>129</sup>I は検出限界値以下とな った。回収率が大きくばらつく結果となったが、これは試料を加熱した際に、石英管内壁 へI が吸着したことに起因するものと考えられる。回収率向上への対策としては、試料と I トラップまでの距離を短縮した石英管に変更することなどが考えられ、次年度、最適な石 英管の形状について検討を行う予定である。回収率の向上に関しては一部、検討課題も残 されているが、本法により基本的に 10<sup>-5</sup> Bq/g レベルまでの<sup>129</sup>I の分析が可能であることが わかった。

# 5.2 研究施設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、均質・均一固化体の一軸圧縮強度、容器及び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、一軸圧縮強度と超音波伝播速 度の相関式の構築等により、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。 近い将来に実施される予定の原子力機構の研究施設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・構築することを目的としている。

## (2) 開発の概要

1)重要核種の選定

研究施設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への寄与の大きい核種(重要核種)について、その総放射 能量及び最大放射能濃度を記載する必要があり、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 5.6 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、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 5.7 及び図 5.8 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て、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

平成 20 年度までに、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、運転履歴等の調査を実施した。また、照射後試験施設に おける昭和 62 年度から平成 17 年度までにおける照射済材料と照射済燃料の種類、元素組 成、照射履歴に係るデータ収集を実施した。

平成 21 年度においては、平成 20 年度までに収集したデータを基に、原科研の JRR-2、 JRR-3、JRR-3M、JRR-4、JPDR、燃料試験施設、ホットラボ及び再処理特研の廃棄物の 汚染源について、炉内構造物及び試験試料の燃焼・放射化計算等から核種組成比を評価す るとともに、別途評価したピット処分及びトレンチ処分の濃度上限値を基に、重要核種の 予備選定を実施し(表 5.2)、その結果を JAEA-Technology2010-021<sup>(29)</sup>として取り纏めた。

これは、平成 60 年度までに発生する浅地中埋設処分対象の研究施設等廃棄物について、 埋設事業許可申請に向けて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

これまで、図 5.7 に示す混合廃棄物のうち、分析・測定操作の比較的容易なセメント及び アスファルト固化対象の蒸発濃縮液について、放射化学分析・測定を実施してきた。平成 21 年度は、SF 法等の放射能評価方法の構築ための基礎資料として、平成 20 年度までに実 施した濃縮廃液の核種毎の放射化学分析結果を JAEA-Data/Code2009-023<sup>(30)</sup>として取り纏 めた。

発生施設毎の固体廃棄物の放射化学分析・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、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 5.8 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、平成 19 年度から JPDR の廃棄物に係る分析試料採 取、放射化学分析を実施し、核種毎の放射能量のデータ収集を行っている。平成 21 年度は、 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 230 試料を採取し、放射化学分析及び測定を行い、<sup>3</sup>H、<sup>14</sup>C、<sup>59</sup>Ni、<sup>60</sup>Co、<sup>63</sup>Ni、<sup>90</sup>Sr、<sup>94</sup>Nb、 <sup>99</sup>Tc、<sup>108m</sup>Ag、<sup>137</sup>Cs について合計 66 点のデータを得た。図 5.9 は、JPDR 起源の放射性廃 棄物の分析結果から、<sup>60</sup>Co と <sup>59</sup>Ni 及び <sup>63</sup>Ni の相関を評価した結果である。

## 3)廃棄体の性能評価

ー軸圧縮強度と超音波伝播速度との相関式を構築することを目的とし、平成 19 年度から 試験を開始している。、平成 20 年度までは、予備試験として、原科研及び大洗センターに おける実セメント混練作業工程において小規模供試体を作製し、一軸圧縮強度が、技術基 準である 15kg/cm<sup>2</sup>を上回ることを確認した。平成 21 年度においては、原科研における実 セメント混練充填作業工程において JIS 規格に基づいた供試体を 5 体作製し、これに係る 一軸圧縮強度の測定を実施するとともに、採取した供試体と同じセメント固化体のドラム 缶の超音波伝搬速度を測定した。材齢 29 日の一軸圧縮強度は 180kg/cm<sup>2</sup>~344kg/cm<sup>2</sup>であ り、超音波伝播速度は 200ℓ ドラム直径間で 163.4~164.4µs(単位時間換算で 3.5km/s)で あった(図 5.10)。

今後は、超音波伝播速度と一軸圧縮強度の測定を継続し、データが十分に取得された時 点で、これに係る相関式を評価する計画である。

# 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、処分時におい ては廃棄体からの放射線の影響をほとんど考慮しないでよ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、余裕深度処分が想定されるウラン廃棄物を対象に、ウランの特 性や一般的なサイト条件を念頭においた余裕深度処分における超長期的な安全性の評価を 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、ウラン廃棄物の余裕深度処分について、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、以下「第3次中間報告」という。)において原子炉廃棄物を対象に設定された余裕深度処分概念を基本として、人工バリアを設置しない合理的な処分概念の成立性の概略検討を行い、岩盤空洞内トレンチ処分概念が最も合理的であることが分かった。さらに、同概念に対して長期的な地下環境の変化を考慮した線量評価、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年度からは、岩盤空洞内トレンチ処分概念に対して、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、「安全規制中間報告」という。)において示された評価シナリオ区分の考え方を参考に、順次、基本シナリオ、変動シナリオ及び人為・稀頻度事象シナリオについて、シナリオ検討及び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年度の進捗状況

ウラン廃棄物の余裕深度処分について、岩盤空洞内にお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(コンクリートピット処分、モノリス処分、トレンチ処分)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、長期間にわたる地下環境の変化を考慮した地下水シナリオ について被ばく線量評価を実施し、検討の範囲内では一般公衆の被ばく線量は「第 3 次中 間報告」で示された基準とする線量である 10 µSv/y を下回ることを確認した。また、サイ トが不確定であることから、サイト条件に係るいくつかの代表的な評価パラメータについ て包括的感度解析を実施し、被ばく線量と相関関係が強いパラメータは、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~平成 21 年度の進捗状況

「安全規制中間報告」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り、リスク論的考え方を踏まえて、シナリオを基本シナリオ、変動シナリオ、人為・稀頻度事象シナリオに区分することが適当であるとされている。そこで、岩盤空洞内トレンチ処分概念について、平成19年度は基本シナリオ、平成20年度は変動シナリオ、平成21 年度は人為・稀頻度事象シナリオの検討を実施した。検討で設定した坑道のレイアウトを 図 5.12 に示す。

[平成 19年度及び平成 20年度]

評価シナリオ検討においては、長期の地形変化や気候変動を考慮し、「日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法:2008」(社団法人 日本原子力学会、平成21年5月、以下、「学会標準」という。)に示された「処分システムの可能性の高い状態は、原則として一つである。」との考え方及び「今後10万年間は寒冷化に向かう。」との知見から、基本シナリオとして、寒冷化・降水量減少シナリオを設定した。また、長期における処分環境の不確実性を考慮した事象変化を変動シナリオとして設定した。

これらの基本シナリオと変動シナリオについて、岩盤空洞内トレンチ処分概念における 被ばく線量評価を行った。長期にわたる被ばく線量評価にあたって考慮したパラメータの 変動は、基本シナリオでは寒冷化に伴う地下水流速の減少を考慮し、変動シナリオでは、 地下水流速や処分施設及び天然バリアの分配係数などの大きな変化や早期の変化を想定し た。評価の結果、基本シナリオにおける最大被ばく線量も、変動シナリオにおける最大被 ばく線量も、それぞれの「めやす」(基本シナリオ:10µSv/y、変動シナリオ:300µSv/y) を下回ることを確認した。

[平成 21 年度]

シナリオ検討

人為・稀頻度事象シナリオの設定は、「学会標準」、原子力安全委員会第二種廃棄物埋設 分科会(以下、「分科会」という。)の資料等を基に、人為事象シナリオとして、ボーリン グ孔放置シナリオ、ボーリングコア観察シナリオ、井戸水飲用シナリオ、処分施設貫通ト ンネル掘削シナリオ、処分施設近傍トンネル掘削シナリオ、大開発土地利用シナリオ及び 隆起・侵食シナリオを、稀頻度事象シナリオとして、大規模地震等の突発事象シナリオの計 8ケースの評価シナリオを選定した。評価シナリオの概要を以下に示す。

<u>ボーリング孔放置シナリオ</u>: 処分施設の廃棄体層にまで通じるボーリング孔を掘削する ことによって溶存酸素に富む降雨由来の地表水が処分施設に流入して地下水の移行経路の 化学的環境が変化すること、及びボーリング孔から処分施設内の汚染された地下水が天然 バリアを経由することなく帯水層中へ移行し河川に流出することによる被ばくの 2 ケース を想定。地表水及び汚染地下水が流出入するボーリング孔については、透水性の高い周囲 土壌により充填された場合と充填物が何もない場合を仮定した。

<u>ボーリングコア観察シナリオ</u>: 処分施設を貫通するボーリングが実施され、作業者が廃 棄体を含むボーリングコアを観察することによって発生する被ばくを想定。

<u>井戸水飲用シナリオ</u>: 飲用のための取水井戸が処分施設中に設置され、その井戸水を飲 用した場合の被ばくについて検討した。設置された1本の井戸には、処分坑道1本分の間 隙水が浸入することを想定。間隙水については、周囲地下水による希釈は考慮しないもの と仮定した。

<u>処分施設貫通トンネル掘削シナリオ</u>: トンネルが処分施設を貫通するように掘削される 場合に発生する作業者の被ばくを想定。

<u>処分施設近傍トンネル掘削シナリオ</u>: 処分施設近傍にトンネルが掘削され、処分施設内 の汚染した地下水が全量トンネルへ湧出し河川に排水される場合に発生する河川岸・河川 水利用者の被ばくを想定。排水については、物理的・化学的処理は行わず、そのまま排出 すると仮定した。

<u>大開発土地利用シナリオ</u>: 隆起・侵食等により処分施設が地表近傍に接近することが想 定される場合において、その場所で大規模な建設工事などが行われた場合に発生する作業 者の被ばくを想定。本評価シナリオにおいて、掘削範囲は処分施設全体を包絡(2本の処分 坑道とその間の非汚染土壌区間を含む範囲。図 5.13 参照。)するものとした条件を仮定し た。

<u>隆起・侵食シナリオ</u>: 処分施設が隆起及び侵食によって地表に接近した後に、その直上で 行われる建設作業及び居住によって発生する被ばくを想定。本評価シナリオにおいては、 図 5.14 に示すように、処分坑道がその形状を維持したまま地表に露呈し、周辺土壌との混 合希釈はない条件を仮定した。

<u>大規模地震等の突発事象シナリオ</u>: 地震及び断層活動により発生した亀裂が、処分施設 から生物圏まで連結した場合に発生する被ばくを想定。

### ②予察的な被ばく線量評価

人為・稀頻度事象シナリオは、具体的な処分サイトを特定していない本検討では、事象 の発生時期を予測することは困難であることから、過去の評価結果を参考に、処分施設内 のインベントリがウランの子孫核種によるビルドアップで増大が予想される、1 万年、10 万年及び 30 万年後を事象発生時期として仮定した。また、上記の評価シナリオでの処分施 設内のインベントリについては、事象発生時期までの子孫核種のビルドアップ、崩壊によ る減衰及び基本シナリオで設定した条件による地下水移行による処分施設からの核種の漏 洩を考慮するものとした。

評価の結果、本検討で設定した全ての評価シナリオは、「安全規制中間報告」に示された 人為・稀頻度事象シナリオの「めやす」(10mSv/y~100mSv/y)の上限値を下回ることを 確認した。

これまでの一連の検討は、「安全規制中間報告」を参考に実施してきたが、本検討の終了 後の平成22年4月1日に原子力安全委員会で了承された「余裕深度処分の管理期間終了以 後における安全評価に関する考え方」(以下、「安全評価に関する考え方」という。)では、 偶発的な人為事象の評価においては、周辺住民と、作業者などの特定の接近者個人に分け、 且つ、確からしい想定と不確かさを考慮した保守的な想定を行い評価する、との考え方が 示されている。同様に、稀頻度事象についても、この考え方が適用され、評価条件に応じた「めやす」が表 5.3 のように整理されている。

この「めやす」を参考にして、本検討の人為・稀頻度事象シナリオの評価結果を整理す ると、周辺住民を対象とした被ばく経路に区分されるボーリング孔放置シナリオ及び処分 施設近傍トンネル掘削シナリオ、作業者などの特定の接近者個人を対象とした被ばく経路 に区分されるボーリングコア観察シナリオ及び隆起・侵食シナリオ(作業者)、並びに稀頻 度事象シナリオに区分される大規模地震等の突発事象シナリオは、確からしい想定での「め やす」を下回った。

しかし、作業者などの特定の接近者個人を対象とした被ばく経路に区分される井戸水飲 用シナリオ、大開発土地利用シナリオ及び処分施設貫通トンネル掘削シナリオ並びに周辺 住民を対象とした被ばく経路に区分される隆起・侵食シナリオ(居住者)は、保守的な想 定での「めやす」は下回ったものの、確からしい想定での「めやす」を超える結果となっ た。

本検討は、具体的なサイトが特定されていないことから、既往文献を参考に一般的なサ イト条件を用いて評価を進めてきた。そのため、「安全評価に関する考え方」で示されてい る確からしい想定及び保守的な想定の設定が困難である。また、検討の参考とした「安全 規制中間報告」、「分科会資料」、「安全評価に関する考え方」等は、ウラン廃棄物を対象外 としている。

これらのことから、今後、ウラン廃棄物の余裕深度処分に係る議論が進み、ウランの特 徴を考慮した安全評価の考え方、評価条件の様式(処分システムの状態設定)等が明確に 示された時点で、改めて被ばく線量評価を行い、設定した合理的な余裕深度処分概念の成 立可能性を再検討することが必要と考えられる。

# 5.4 余裕深度処分対象廃棄物の処分に係る検討

(1) 開発の目的

平成 17 年 10 月に原子力委員会が策定した原子力政策大綱の中で、「放射性廃棄物の処 理・処分は、発生者や発生源によらず放射性廃棄物の性状に応じて一元的になされること が効率的かつ効果的である場合が少なくないことから、国はこれが可能となるように諸制 度を運用すべきであり、必要に応じて、このための更なる対応策を検討すべき」と述べら れており、原子力機構としても発生者や発生源によらない一元的な処分を推進していく方 針である。

上記の方針を踏まえ、原子力機構の余裕深度処分対象廃棄物(以下、「対象廃棄物」とい う。)の処分について、発生者や発生源によらない一元的な処分を検討するため、同種の廃 棄物の処分に係る安全評価を行い、処分に必要となる情報整備を進める必要がある。そこ で、安全評価作業に必要な被ばく線量評価ツールの整備及び各拠点から発生する対象廃棄 物を余裕深度処分した場合の予備的な被ばく線量評価を実施している。 (2) 開発の概要

平成 20 年度は、「日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法:2008」(以下、「学 会標準」という。)を参考に、「地下水シナリオ」及び「人為・稀頻度事象シナリオ」を対象 とした被ばく線量評価ツールを作製するとともに、作製したツールを用いて、平成 20 年度 時点で整理された対象廃棄物の情報を基に、予備的な被ばく線量評価作業を実施した。

平成 21 年度は、当時原子力安全委員会で審議中であった「余裕深度処分の管理期間終了 以後における安全評価に関する考え方について」(平成 22 年 4 月、原子力安全委員会了承、 以下、「安全評価に関する考え方」という。)に示された評価シナリオを含めるため、評価 ツールの改良を行うとともに、平成 21 年度時点の対象廃棄物の情報を反映し、予備的な被 ばく線量評価作業を継続した。

なお、ウラン廃棄物は「安全評価に関する考え方」における対象廃棄物から除外されて いるので、本検討においてもウラン以外の廃棄物を対象とした。

(3) 開発の進捗

1)評価ツールの改良

平成21年度は、余裕深度処分を対象として新たに取りまとめられた「安全評価に関する 考え方」に対応するため、原子力安全委員会第二種廃棄物埋設分科会における長期の安全 評価に係るシナリオ設定の考え方についての平成20年度当時の調査・審議経過の内容を基 に、評価ツールの改良を行った。また、改良にあたっては、「安全評価に関する考え方」の 中で示された評価シナリオ(「図5.15及び図5.16余裕深度処分安全評価シナリオ分類の概 略(1/2~2/2)」参照)のうち、第二種廃棄物埋設分科会における評価例を参考に、評価モ デルや評価パラメータが設定できるものに絞って評価ツールに反映した。図5.17に、評価 の基本となる地下水シナリオにおけるモデル化した処分施設の人工バリア及び岩盤(天然バ リア)構成と期待される性能を示す。

評価ツールの改良の対象とした評価シナリオについて、以下に概要を示す。

①人為事象シナリオにおける「大開発土地利用シナリオ」

このシナリオは、隆起・浸食・海水準変動に伴い埋設施設が地表付近に近接し、地表面 から埋設施設全体が掘削されるような土地利用によって、その建設作業者及びそこに居住 する住人等の被ばくを想定したシナリオである。埋設施設が地表付近に近接する時点にお ける埋設施設に残存する放射能量について、「地下水移行を考慮し、残存量を現実的に評価 する場合」と「評価時点まで地下水移行による核種漏えいが無いとして評価する場合」を 考慮した。

②人為事象シナリオにおける「トンネル掘削シナリオ」

このシナリオは、地下空間における掘削活動を想定し、掘削作業者及び周辺住民(掘削 ズリからの核種漏えいによる被ばく)等の被ばくを想定したシナリオである。

③埋設施設が地表付近に近接することが想定される期間における「地下水シナリオ(基本 シナリオ、変動シナリオ)」/「土地利用シナリオ(基本シナリオ、変動シナリオ)」

このシナリオは、隆起・浸食・海水準変動に伴い埋設施設が地表付近に近接したことを 想定した場合の「地下水シナリオ」及びその近接した埋設施設上で生活する人に対する被 ばくを評価する「土地利用シナリオ」である。なお、地表面に接近した埋設施設が、地表 面の風化帯に突入する速度(隆起速度)や降雨浸透水による風化帯中の垂直方向の核種濃 度分布、風化帯の地下水による核種移行について、不確かさの影響を確認することを目的 とし、基本シナリオ及び変動シナリオを想定した評価ができるよう考慮した。

2)予備的な被ばく線量評価

処分に必要となる情報整備を進めるため、各拠点から発生する対象廃棄物を余裕深度処 分した場合の予備的な被ばく線量評価作業を実施している。

以下に平成21年度の実施内容を示す。

①評価シナリオ毎の被ばく線量評価

評価の前提としては、平成21年度の対象廃棄物情報を基に、学会標準、第二種廃棄物埋 設分科会の評価例で用いられている埋設施設の想定や評価パラメータを基本とし、サイト に依存する以下のパラメータについては、3ケースを設定し、地下水シナリオ及び人為事 象シナリオについて被ばく線量評価を行った。

評価時点は、地下水シナリオ及び人為事象シナリオのうちのボーリングシナリオについ ては処分後の管理期間を 300 年と仮定してそれ以降、人為事象シナリオのうち土地利用シ ナリオやトンネル掘削シナリオでは埋設施設の認知性の喪失する時期を 10 万年と仮定して それ以降とした。

各ケースについては、サイトに依存するパラメータとして、施設深度が比較的深く、施 設浸入水量が「小」、核種の移行時間が「大」の組み合わせをケース1、施設深度が比較的 浅く、施設浸入水量が「大」、核種の移行時間が「大」の組み合わせをケース2、また、ケ ース1において影響物質によるバリア性能の低下を組み合わせたケースをケース3とした。 また、これらの各ケースは、長期的な気候変動として、氷期-間氷期サイクルから「寒冷 化」に向かうとした前提を基に、パラメータの時間的変動を考慮した。

「地下水シナリオ」を対象とした結果では、評価経路の重畳を考慮しない被ばく経路レベルの線量評価結果による比較において、サイト依存パラメータの違いによって、被ばく線量は最大で数十倍程度となることがわかった。また、支配的な被ばく経路は「水産物摂取」、支配核種はC-14であったが、バリア性能の低下を考慮したケース3では、I-129による被ばく線量への影響が上位となる被ばく経路が見られたことから、今後はI-129等被ばく線量への寄与割合の高い核種やそれら核種に対する評価パラメータの影響を検討していく。

また、「人為事象シナリオ」を対象とした結果では、最大被ばく線量を示したシナリオは 「トンネル掘削シナリオ」による建設作業者の被ばく経路で、最大被ばく線量は数十 *μ*  Sv/y~数 mSv/y 程度、支配核種は Nb-94 であった。本結果では、めやす線量を下回っているものの被ばく線量が数 mSv/y と高いケースが見られ、今後は埋設施設に残留するインベントリや各評価シナリオの様式化に関するパラメータの影響等を更に検討していく。

②廃棄物情報の不確かさによる被ばく線量への影響評価

廃棄物情報には不確かさ(廃棄物発生量、インベントリ等)が存在し、その影響が被ば く線量評価結果に対してどの程度あるかを評価することは、安全評価上重要である。

そこで平成 21 年度は、廃棄物から地下水への核種の放出形態(汚染核種は瞬時放出/放 射化金属中の核種は腐食による溶出)の一つである「放射化金属廃棄物の溶出率」に着目 し、平成 20 年度の廃棄物情報を基に原子力機構の各拠点から発生する放射化金属廃棄物の 全量を対象とした概略的な影響評価、及び廃止措置中である「ふげん」から発生する放射 化金属廃棄物のみを対象とした詳細な影響評価を実施した。

評価の前提としては、埋設施設の想定やサイトに依存するパラメータを含む評価パラメ ータは、学会標準、第二種廃棄物埋設分科会の評価例を基本とした。

各拠点から発生する放射化金属廃棄物全量を対象とした概略的な評価の結果、放射化金 属廃棄物の溶出率(代表的な材質、厚さの想定を基に仮定)を3桁程度の変動幅で仮定し 評価したところ、被ばく線量への影響は、埋設施設から漏えいする核種による被ばくを評 価対象とする「地下水シナリオ」及び埋設施設に残留する核種による被ばくを評価対象と する「土地利用シナリオ」に対して、数倍程度であることが分った。

ふげんの放射化物を対象にした評価においては、実際の廃棄物の材質や厚みを考慮して 溶出率を設定して評価した。また、概略評価において支配核種となった Nb-94 に対する人 エバリアの収着分配係数は、文献によって 0 から 1000 程度まで差があることから数 100 程度と仮定した。評価の結果、「地下水シナリオ」に対しては、放射化金属廃棄物全量を対 象とした概略的な評価とほぼ同様の傾向を示したが、「土地利用シナリオ」では、溶出率を 変えても被ばく線量への影響は殆ど見られなかった。これは、Nb-94 に対する人工バリア の収着分配係数を数 100 程度と設定したことにより、人工バリアに残留する核種量が溶出 率でなく人工バリアへの収着性によって決定されたことを示すものであり、溶出率による 被ばく線量への影響は人工バリアの収着分配係数に大きく依存することが分かった。

今後、溶出率に関する影響については、平成21年度に整理された廃棄物情報を使用して、 ふげん以外の放射化金属廃棄物や、放射化金属廃棄物と汚染廃棄物が混在すると考えられ る廃棄体を対象として、被ばく線量への影響やその時の支配核種を確認していく。

試 料	回収率(%)	定量値(Bq/g)
セメント固化体	86.3	$< 7  imes 10^{-5}$
炉底灰	13.1	$< 4 \times 10^{-4}$
飛灰	31.8	$< 2 \times 10^{-4}$

表 5.1 <sup>129</sup>I の分析結果

表 5.2 放射能インベントリ調査結果から得られたピット・トレンチ処分における安全評価 上重要核種(予備評価結果)

発生施設		原子炉廃棄物										照射後試験等廃棄物					
		JPDR		JRR-2		JRR-3		JRR-3M		JRR-4		ホットラボ		燃料試験施設		再処理特研	
4	処分施設	ピット*1	トレンチ*1	ピット*1	トレンチ*1	ピット*1	トレンチ*1	ピット*1	トレンチ*1	ピット*1	トレンチ*1	ピット*1	トレンチ*1	ピット*1	トレンチ*1	ピット*1	トレンチ*1
1	H-3		0	0	0	0	0	0	0	0	0		0		0		0
2	C-14	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
3	CI-36	0	0	0	0	0	0		0	0	0	0		0			
4	Ca-41		0	0				0	0	0						0	
5	Co-60		0		0		0		0		0		0		0		0
6	Ni-59	0		0				0				0		0		0	
7	Ni-63	0	0	0	0	0	0	0		0	0	0	0	0	0	0	
8	Sr-90	0	0	0	0	0	0		0		0	0	0	0	0	0	0
9	Zr-93													0			
10	Nb-94	0	0	0						0		0	0	0	0		
11	Mo-93	0	0	0								0		0			
12	Tc-99	0	0	0		0						0		0		0	
13	Ag-108m	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0					0	0
14	Sn-126											0		0			
15	I-129											O *4		O *4			
16	Ba-133				0				0								
17	Cs-137			0	0	0	0					0	0	0	0	0	0
18	Eu-152		0		0		0		0		0						
19	Eu-154		0		0		0		0		0		0		0		
20	Ho-166m	0	0	0						0							
21	U*2	0	0	0		0						0	0	0	0	0	0
22	α核種等*3	0	0	0		0	0					0	0	0	0	0	0
	重要核種	12	16	15	11	10	11	6	10	8	9	13	10	14	10	10	7
*1:	本欄に掲げる重要	核種は、各核種	重組成比で選定。	。 された重要核種	を網羅して示し	ている。					ĺ						
*2 :	天然に存在するU-	234,U-235,U	J-238のうち、14	核種でも重要核	8種となった場合	は、のとしている	5										
*3:	3: U-234、U-235、U-238を除くα核種について1核種でも重要核種となった場合は、Oとしている。U-233及びPu-241を含む。																

×4: I-129は、濃度上眼値報告書のサイクル廃棄物及び六ヶ所埋設センターにおいて、ビット処分の重要核種に選定されていることから、重要核種として選定する。

シ	ナリオ区分	「めやす」の考え方					
人為事象	围辺住民	確からしい想定:1mSv/年以下					
	<b>向</b> 边住氏	不確かさを考慮した保守的な想定:10mSv/年以下					
	株字の接近老田人	確からしい想定:10mSv/年以下					
	特定の接近有個八	不確かさを考慮した保守的な想定:100mSv/年以下					
稀頻度事象		基本的に 10mSv/年を超えず、また大きくても 100mSv/年以下であること					

表 5.3 「めやす」とシナリオ想定との関係



図5.1 要素技術開発により構築した廃棄物試料分析の基本フロー

# JAEA-Review 2010-045



図 5.2 焼却灰試料に対する溶解試験フロー

# JAEA-Review 2010-045



図 5.3 セメント固化体及び焼却灰試料に対する溶解操作フロー



図 5.4 反応ガス流量と FOM 値増加率との関係





-61-







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

# JAEA-Review 2010-045



図 5.8 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 5.9 JPDR 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 原科研のセメント均質固化体に係る一軸圧縮強度と超音波伝播速度の測定



廃棄体 1断面あたり75体(8段積み)

図 5.11 本検討で設定した合理的な岩盤空洞内トレンチ処分概念


図 5.12 本検討で設定した処分坑道のレイアウト



図 5.13 「大開発土地利用シナリオ」における事象発生時の状態設定



図 5.14 「隆起・侵食シナリオ」における事象発生時の状態設定

*****	安全評価上の シナリオ分類	時間段階に応じた状態数定の考え方(閉鎖後段階)					
版射性物質の移行離 路によるシナリオ分類		過渡的な期間	多重パリア機能に期待する期間	主に天然パリア機能に期待する期 間	埋設施設が地表付近に近接することが 想定される期間		
	基本シナリオ	多重パリアが計画したとおりの状態に確実に至 ることを示すための評価	基本地下水シナリオ	基本地下水シナリオ	基本地下水シナリオ		
****	変動シナリオ	初期施工状態の変動要因の評価	代表的な変動地下水シナリオ	代表的な変動地下水シナリオ	代表的な変動地下水シナリオ		
増トホンテリオ			パリアの機能一部裏失シナリオ	パリアの機能一部裏失シナリオ	代替変動地下水シナリオ		
					不確かさ安全裕度評価シナリオ		
	基本シナリオ	- 廃案体に閉じ込め性がない場合					
ガス移行シナリオ		基本ガス移行シナリオ	基本放射性ガス移行シナリオ	基本ガス移行シナリオ	(ラドン影響を別途評価)		
			基本水素ガス移行シナリオ	]			
	変動シナリオ	代表的な変動ガス移行シナリオ	変動放射性ガス移行シナリオ	代表的な変動ガス移行シナリ	(ラドン影響を別途評価)		
			変動水素ガス移行シナリオ	]			
· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	r						
世紀性物質の旅行経	安会課価上の		汚染域の利用可能性の	D観点から想定される状況			

放射性物質の移行経 路によるシナリオ分類	安全評価上の シナリオ分類	汚染域の利用可能性の観点から想定される状況					
		現状の土地利用	海水準変動に伴い利用可能となっ た土地の利用	埋設施設の下流域に再堆積した 土地の利用	埋設施設が地表付近に近接した際の土 地の利用		
土地利用シナリオ	基本シナリオ	基本土地利用シナリオ	基本土地利用シナリオ	基本土地利用シナリオ	基本土地利用シナリオ		
		代表的な変動土地利用シナリオ	代表的な変動土地利用シナリオ	代表的な変動土地利用シナリオ	代表的な変動土地利用シナリオ		
	工地利用27.97	変動シナリオ		パリアの機能一部喪失シナリオ	パリアの機能一部裏失シナリオ	代替変動土地利用シナリオ	
					不確かさ安全裕度評価シナリオ		

余裕深度処分 評価シナリオ分類の概略<sup>\*</sup> (基本シナリオ、変動シナリオ) (\*第21回原子力安全委員会資料第2-2号、「余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する考え方」より、該当箇所を簡略化して記載した)

図 5.15 余裕深度処分 安全評価シナリオ分類の概略(1/2)



 余裕深度処分 評価シナリオ分類の概略<sup>\*</sup>(稀頻度事象シナリオ、人為事象シナリオ)
 \*第21回原子力安全委員会資料第2-2号、余裕深度処分の管理期間終了以後における 安全評価に関する考え方」より、該当箇所を簡略化して記載した)

図 5.16 余裕深度処分 安全評価シナリオ分類の概略(2/2)



図 5.17 地下水シナリオにおけるモデル化した処分施設の人工バリア 及び岩盤(天然バリア)構成と期待される性能

## 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 21 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

これまでの廃止措置の経験・作業データ等を基本にして、廃止措置計画の計画・立案を 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)について開発を進め、新 型転換炉「ふげん」及び人形峠環境技術センター製錬転換施設の廃止措置作業おいて運用 試験を実施し、必要なシステム改良を行い、システム開発を終了した。

また、原子力施設を対象にして、クリアランスの計画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)についても開発を進め、JRR-3 及び新型転換炉 「ふげん」のクリアランス対象物データを用いた運用試験を実施し、必要なシステム改良 を行い、システム開発を終了した。

### 放射性廃棄物の処理技術

超臨界二酸化炭素除染については 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、 313 K、35 MPa で、逆ミセルを導入した超臨界二酸化炭素への溶解試験を実施し、2 時間 の溶解反応で約 0.4 mg の Ce を溶解させることができた。

硝酸分解については、Pd-Cu 系の触媒を用いた化学的還元分解法の研究として、触媒組 成及び製法と硝酸イオンの分解性能及び耐久性との関係を調べるとともに、劣化した触媒 の再生方法の検討を行った。また、膜分離法の研究として、ナトリウムイオンの選択透過 性を持った陽イオン交換膜及び陰イオン交換膜を組み込んだベンチスケールの膜分離試験 装置を作製し、硝酸分解試験を開始した。

セメント固化技術については、焼却灰及び硫酸ナトリウム廃液を対象に、セメント材料、 充填率、水-セメント比等の固化条件による固化特性及び固化体の強度、浸出特性への影 響を調べた。

放射性廃棄物管理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、放射性廃棄物管理システムの開発を進め、作成したモデルデータベースの試 験運用を原科研にて実施し、必要なシステムの改良を行い、基本システムの構築を終了し 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、適用性確認が未検討であったセメント固化体及び焼却 灰試料を対象とした試料前処理方法を開発し、この試料前処理方法を組み込んだ簡易迅速 化測定技術を用いて、原科研で発生したセメント固化体及び焼却灰の実廃棄物分析を行い、 本法の適用性を確認した。また、反応セル型質量分析装置を用いる<sup>129</sup>Iの簡易分析法の検討 を行い、本法により 10<sup>-5</sup> Bq/g レベルまでの <sup>129</sup>I の分析を可能とした。

研究施設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、主に原科研の研究施 設を対象として、廃棄物の汚染源について燃焼・放射化計算等から核種組成比を評価する とともに埋設処分における安全評価上重要な核種の予備選定を実施し、とりまとめた。

ウラン廃棄物の処分概念の研究については、「安全規制の基本的考え方(中間報告)」及 び「日本原子力学会標準 余裕深度処分の安全評価手法:2008」を参考として、平成 19 年 度に実施した処分概念の検討を基に、人為・稀頻度事象シナリオを設定し、予察的被ばく 評価を行い、その特徴を評価した。

余裕深度処分対象廃棄物の処分可能性研究については、「日本原子力学会標準 余裕深度 処分の安全評価手法:2008」及び原子力安全委員会の「余裕深度処分の管理期間終了以後に おける安全評価に関する考え方について」を参考に、「大開発土地利用シナリオ」、「トンネ ル掘削シナリオ」、埋設施設が地表付近に近接したことを想定した「地下水シナリオ」等の 評価ツールの改良を行い、機構の余裕深度処分対象廃棄物を対象に予察的な被ばく線量評 価を行って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.)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ニング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) "廃止措置工事環境影響評価ハンドブック(第3次版)", 財電力中央研究所(2007).
- (4) 助川武則,島田太郎,白石邦生,立花光夫,石神努:"原子炉施設廃止措置のための残 存放射能インベントリ評価コードシステム RADO", JAEA-Data/Code 2008-009 (2008).
- (5) 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).

- (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) "独立行政法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請書"[旧JRR-3の改造工事に伴って発生したコンクリートに係る放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請書],平成19年11月(平成20年5月 一部補正),独立行政法人日本原子力研究開発機構.
- (9) 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).
- (10) 富岡修, 目黒義弘: "超臨界二酸化炭素中の還元剤を内包した逆ミセルへの二酸化セリウムの溶解",日本原子力学会 2009 年 秋の大会,J50,2009 年 9 月 18 日,東北大学,(2009).
- (11) 倉橋健介,富岡修,目黒義弘,高橋邦明:"逆ミセルによる超臨界二酸化炭素への硝酸 塩水溶液の可溶化",日本化学工学会 41 回秋季大会,R120,2009 年 9 月 16 日,広島大 学,(2009).
- (12) 平成 19 年度地層処分技術調査等委託費TRU廃棄物処分技術硝酸塩処理・処分技術高度化開発報告書. http://www.enecho.meti.go.jp/rw/library/library05.html
- (13) 平成 20 年度地層処分技術調査等委託費TRU廃棄物処分技術硝酸塩処理・処分技術高度化開発報告書. http://www.enecho.meti.go.jp/rw/library/library05.html
- (14) 日本化学会編:"第5版実験化学講座25触媒化学,電気化学",丸善(2006).
- (15) 電気鍍金研究会編:"無電解めっき 基礎と応用",日刊工業新聞(1994).
- (16)川戸喜実, 富岡修, 高橋邦明, 目黒義弘, 坂本浩幸, 芳賀和子: "焼却灰のセメント固 化試験 I - 模擬焼却灰の基本的固化特性-", JAEA-Technology 2010-013 (2010).
- (17) J. Sercombe, B. Gwinner, C. Tiffreau, B. Simondi-Teisseire, F. Adenot, "Modelling of bituminized radioactive waste leaching. Part I: Constitutive equations", *Journal of Nuclear Materials*, **349**, pp. 96-106 (2006).
- (18) B. Gwinner, J. Sercombe, C. Tiffreau, B. Simondi-Teisseire, I. Felines, F. Adenot, "Modelling of bituminized radioactive waste leaching. Part II: Experimental validation", *Journal of Nuclear Materials*, **349**, pp. 107-118 (2006).
- (19) A. Sneyers, P. Van Iseghem, "The leaching behaviour of bituminized radioactive waste in the geologic disposal conditions of the boom clay formation", *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, **506**, pp. 565-573 (1998).

- (20) S. Nakayama, Y. Iida, T. Nagano, T. Akimoto, "Leaching behavior of a simulated bituminized radioactive waste form under deep geological conditions", *Journal of Nuclear Science and Technology*, **40**, pp. 227-237 (2003).
- (21) A. Marien, S. Smets, X. Li, E. Valcke, "Processes Related to the Water Uptake by EUROBITUM Bituminised Radioactive Waste: Theoretical Considerations and First Experimental Results", *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, **1107**, pp. 151-159 (2008).
- (22) 芳中一行, 高野祐吾, 木村之彦, 菅谷篤志, 鬼澤寿和:"アスファルト固化体等の浸 出試験", JAEA-Technology, 2008-063 (2008).
- (23) 飛田祐夫、古川登、村山保美、伊藤義之、石井照明、秋本文也、"アスファルト固化 体の浸漬試験(試験報告)", JNC TN8430 99-007 (1999).
- (24) 黒木亮一郎,伊藤史典,仲田久和,山本修次,高橋邦明: "廃棄物管理システムの開発
   I -廃棄物管理システムの概念検討-", JAEA-Technology 2009-016 (2009).
- (25) 亀尾裕,島田亜佐子,石森健一郎,他:"研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡 易・迅速分析法(分析指針)", JAEA-Technology 2009-051 (2009).
- (26) 石森健一郎, 原賀智子, 島田亜佐子, 他:"セメント固化体及び焼却灰試料の放射化学 分析と標準試料の作製", JAEA-Technology 2010-016 (2010).
- (27) G.C. Eiden, C.J. Barinaga, D.W. Koppenaal : "Beneficial ion/molecule reactions in elemental mass spectrometry", *Rapid Commun. Mass Spectrom.* **11**. 37 (1997).
- (28) A.V. Izmer, S.F. Boulyga, J.S. Becker : "Improvement of the detection limit for determination of <sup>129</sup>I in sediments by quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometer with collision cell", J. Anal. At. Spectrom., 18, 1339 (2003).
- (29) 坂井章浩,天澤弘也,仲田久和,他:"研究施設等廃棄物の埋設処分における安全評価 上重要核種の選定(その3)-RI・研究所等廃棄物に係る主要放射性廃棄物発生施設 毎の重要核種の予備評価-",JAEA-Technology 2010-021 (2010).
- (30) 星亜紀子, 亀尾裕, 片山淳, 他: "研究施設等から発生する均質・均一固化体に対する 放射化学分析", JAEA-Data/Code 2009-023 (2010).

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

原子炉廃止措置研究開発センターにおける「ふげん」の廃止措置に必要な技術開発のひ とつとして、原子炉本体の解体技術開発を実施してきている。

### (1) 原子炉本体の解体技術開発

水中における原子炉本体の遠隔解体に適用できる切断工法の検討に資するため、適用可 能と考えられる有力な切断工法として、アブレイシブウォータージェット切断、プラズマ 切断、レーザー切断、バンドソー切断の各技術を選定し、原子炉構造材である圧力管等の 水中切断試験を行い、解体工法の検討に必要な水中切断への適用性を確認するとともに、 切断能力等に係る各データの整備を進めてきている(付図1)。平成21年度は、熱的切断 であるレーザー切断と機械的切断であるバンドソー切断の各技術を対象に、スタンドオフ (切断ヘッドと切断対象物の間の距離)、切断速度等の適切な切断条件の設定及び工具の 耐久性等を確認するための試験を実施した。





(レーザー水中切断試験)





(バンドソー水中切断試験)

付図1 原子炉構造材の水中切断試験

また、原子炉本体の水中解体時における作業者の被ばく低減や作業計画の検討に資する ため、原子炉構造材である圧力管及びカランドリア管等を対象に、熱的切断(プラズマ切 断)及び機械的切断(アブレイシブウォータージェット切断)の各技術について水中切断 試験を実施し、カーフ幅(切断幅)や切断に伴い発生する粉じん等の基礎データを取得し た。付図 2(試験結果の一例)は、切断粉じんをフィルタで捕集することにより粉じんの気中 及び水中への移行率を測定した結果と既存の先行試験評価式を比較したものである。これ から、ステンレス鋼を対象とした既存の先行評価式は今回の試験結果よりも大きく、安全 側の評価を与えることが分かる。このため先行評価式を圧力管及びカランドリア管の材料 であるジルコニウム合金にも適用できることを確認した。



(試験装置)



付図2 原子炉構造材の水中切断時粉じん等挙動測定試験

# 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、製錬転換施設の解体を通じたエンジニアリングの確立、原型プラントの遠心機を対象とした IF7 ガスによる滞留ウラン回収(乾式除染)、遠心分離機を対象とした湿式除染技術の確立、スラッジ等の 操業廃棄物のウラン回収・廃棄体化等の検討及び乾式除染の基礎研究を行った。以下に、 各項目の平成 21 年度の実績を示す。

# (1) エンジニアリングの確立

製錬転換施設管理区域(8部屋)内装品約 89ton の解体・撤去を行い、ドラム缶及びメッシ ュコンテナに収納した(付図 3,4)。これらの作業の実績データを収集することにより、核燃 料サイクル施設廃止措置に要する人工数評価に必要な情報を取りまとめ、廃止措置技術開



付図3 解体前状況(水和転換室)

発グループが開発を行っている廃止措置エ ンジニアリングシステムに情報を提供する と共に、関連情報として、核燃料施設での解 体・撤去作業の標準作業手順設定に必要な WBSの設定を継続した。

また、解体に当たっては、γ線非破壊測定デー タから機器や配管内部の残留ウランを推定する と共に、滞留ウラン量を基に解体作業場所の空間 線量率を計算で求めた。さらに、これらの情報を 使って、解体作業前の除染の必要性などの手順・ 方法を詳細に分析し、安全かつ効率的な解体作業 ができるよう準備した。なお、これらの検討結果



は、前述した標準作業手順に反映した。 付図 4 解体後状況(水和転換室)

(2) 乾式除染の基礎研究(岡山大学との共同研究)

乾式除染のメカニズムを分子レベルで解明するための基礎となる鉄及び鉄表面に形成された UF4層と UF6との反応をシミュレーションするための準備として、UF6-UF6及び UF6-Fe間のポテンシャルモデルの構築と UF6-Fe及び UF6-UF4間の付着シミュレーション モデルを構築した。付図 5 にシミュレーション結果の一例として、鉄表面への UF6の物理 吸着状況を示す。この図で、白は鉄分子を表し、紫は UF6分子を表している。



(a) 0 step
 (b) 1000 step
 (c) 2800 step
 付図 5 鉄表面への UF6 物理吸着状況

(3) 湿式除染技術の確立

濃縮工学施設に保管中の遠心機の定常的な本格処理に備え、タイプが異なる 3 種類 (OP-1A、OP-1B、OP-2)の遠心機約 30 台の処理を行い、目標除染レベルに適合する 除染条件の確認(付表 1)と設備改善点を抽出し、超音波洗浄装置の改良など除染方法の効 率化を図った。また、作業者のスキルアップ及び技術の継承を図った。

更に、溶媒抽出法による除染廃液からのウラン除去試験を実施し、実装置へ適用するための改善点等を抽出した。

	処理条件						
部品名	硫酸(5wt%) 超音波	水超音波	ブラシ洗浄	ジェット洗浄	乾燥		
大形部品の例	時間:40分	時間:30分	—	3分	20分		
小形部品の例	時間:30分	時間:30分	時間:2分	2分24秒	20分		

付表1 湿式除染条件

【目標除染レベル】

- ・ ウラン重量濃度:≦0.05Bq/g
- 表面密度: 全α≦0.04Bq/cm<sup>2</sup>、全β≦0.4Bq/cm<sup>2</sup>
- (4) スラッジ等の廃棄体化・ウラン回収の検討

製錬転換施設の操業廃棄物である中和澱物等、約1,500tonのスラッジ類を合理的に処分 するための検討として、代表的なスラッジ6種類の溶解(塩酸及び硝酸)、沈澱(過酸化水素) 及びセメント混練試験を実施し、これらの知見を踏まえて、処分対象の廃棄体本数(200ℓド ラム缶)の推定を行った。

### 再処理特別研究棟

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、湿式 再処理試験で発生した高レベル廃液を貯留していた廃液貯槽(LV-1、LV-7)の解体準備と して、LV-1室内配管の撤去、LV-1冷却ジャケット内冷却水の回収及び昨年度回収したLV-1 内残留廃液の中和を行った(付図 6,7)。また、これらによって得られた作業工数、被ばく 線量、廃棄物発生量等の作業データの解析を行った。

本作業では1,312人・日の作業工数を要し、総集団線量は13.4人・mSvであった。放射 性固体廃棄物は3.3ton 発生し、そのうち解体廃棄物が1.1tonであり、付随廃棄物が2.3ton であった。また、放射性廃液として1.3m<sup>3</sup>を回収した。本作業では付随廃棄物として、可 燃性廃棄物がカートンボックス(20ℓ)で784個発生し、発生係数は0.60個/人・日であっ た。また、付随廃棄物として、不燃性廃棄物がドラム缶(200ℓ)で3本発生し、発生係数 は2.3×10<sup>-3</sup>本/人・日であった。これら付随廃棄物の大半は、タイベックスーツ、ゴム手袋、 オーバーシューズ等の防護装備であった。また、オーバーシューズの材質が、不燃物から 可燃物に変更されたことにより、可燃性廃棄物の発生係数は昨年に比べ25%上昇し、その 逆に付随廃棄物としての不燃性廃棄物の発生係数は半減した。

LV-1 室内配管の撤去は、4 室構造のグリーンハウス内にて、全面マスク、タイベックス ーツ装備で、パイプカッター及びバンドソーを用いて行った。LV-1 室内配管の撤去に係る 作業係数は 528 人・日/ton であった。また、配管の撤去作業では、汚染レベルの高いプロ セス配管等については、密封方式による配管の切り離しを行い、簡易フードを作製し、そ の内部で配管の細断をすることで、空気中放射能濃度の上昇を抑えるとともに、作業者の 防護装備を軽減することができた。

LV-1 冷却ジャケット内冷却水の回収には、ダイヤフラムポンプを用いた。冷却水を回収 することにより LV-1 室内線量が 20%上昇したが、線量の上昇が事前に予想されたため、冷 却水の回収を作業の後半にすることで、不要な被ばく量の上昇を抑えることができた。

昨年度回収した LV-1 内残留廃液の中和は、廃液中和用のグリーンハウス及びグローブボ ックスを用いて行った。密閉された状態で作業を行ったことにより、廃液の中和作業によ る空気中放射能濃度の上昇は無かった。



付図 6 LV-1 室内配管撤去前状況



付図 7 LV-1 室内配管撤去後状況

## 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、資源の有効利用の観点から、フランス原子力庁(CEA)、 韓国原子力研究所(KAERI)、ベルギー原子力研究センター(SCK・CEN)、及び英国原子 力廃止措置機構(NDA)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21年度には、CEA及びKAERIとそれぞれ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 21 年 10 月 5-9 日に CEA のマルクールサイトにおいて、特定協力課題 STC3.1「解体と廃止措置」及び STC3.2「廃棄物処理技術」に関する合同の技術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、JAEA 訪問団は、廃止措置・廃棄物処理に関する施設(再処理施設 UP1、解体・除 染・測定技術開発施設、溶融・焼却施設(Centraco)等)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、JAEA における廃止措置活動、廃止措置技術、廃棄物管理・処理技術の概要 を紹介した。

CEA からは、フランスにおける廃止措置の課題、停止中の施設、廃止措置技術開発、及 びマルクールセンターにおける組織構成、主要なプロジェクト、Gen. IV(第4世代原子力 発電システム)への取り組み状況、等について紹介があった。

廃止措置技術開発については、解体技術の改良を進めつつ技術開発を継続実施し、以前 断念した技術でも技術の進歩に応じて再調査し評価することとしている。また、これまで の経験から性能向上のための手法や知見が得られており、特定技術の開発を進めることと している。現在、除染、放射線特性評価、遠隔操作・切断解体、3次元シミュレーションに ついての技術開発を進めている。技術開発に関する産業界からのニーズとして、環境への 化学・放射線影響を低減するための廃液処理技術、グローブボックスやセル、FP 廃棄物の 貯蔵タンク、蒸気発生器、原子力発電所等のコンクリートの解体・除染技術、が挙げられ る。

廃棄物処理技術については、放射能レベルに応じて適切な処理技術を適用するという考 えで、極低レベルに対しては梱包(プラスチックバッグ、金属ラック、コンテナ)のみを、 低・中レベルに対しては焼却・セメント固化、圧縮・セメント固化、蒸発濃縮・セメント 固化、共沈ろ過・セメント/アスファルト固化を、高レベル廃液はガラス固化を行うことを 基本としている。この方針を踏まえ、有機物に対する超臨界水酸化処理、焼却処理、固型 化技術としてセメント固化、セラミックス固化、ガラス固化技術、並びに固化体の特性評 価技術、長期挙動のモデリング・シミュレーション技術の開発を行っている。

(2) 廃止措置プロジェクト

JAEA から、ふげん、人形峠環境技術センター(NECC)、及び原子力科学研究所における 廃止措置の実施状況を紹介した。

CEA からは、研究施設の廃止措置費用、各サイトで進められている各種施設の廃止措置 の現状について紹介があった。マルクールサイトでは、APM、UP1、Phenix、ガス炉 G2 とG3等の廃止措置が進められている。グルノーブルサイトでは研究炉、ホットラボ施設、 廃棄物管理施設の廃止措置が進められており、2012年を目処に終了する予定である。また、 フォントネオローズサイトでは放射化学研究施設、ホットラボ施設等の廃止措置が 2015年 終了を目標に進められている。

(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とクリアランスレベル検認評価システムの概要、ふげん廃止措置に係る管理データ(人工数)の評価、Pu第2開発室(PFFF)でのグローブボックス遠隔解体技術の検討、人形峠製錬転換施設及びふげんにおける技術開発の現状について紹介した。

CEA から、廃止措置費用評価手法、放射線測定、遠隔解体、3 次元シミュレーション、 レーザー切断の各技術について紹介があった。廃止措置費用を含む管理データの評価では、 施設に応じた評価モデルの作成とその検証が課題であり、CEA では 3 施設を対象にこの課 題への取り組みを開始している。また、CEA では施設の物量データ(設備・機器の重量等)の 詳細の度合が管理データの評価の精度に影響を及ぼすことから、評価に当たり物量データ をその詳細度に応じた 3 つのレベルに分けて取扱っている。遠隔解体技術については、フ オースフィードバックシステムを有する遠隔マニピュレータ MAESTRO システムの開発が 継続的に実施されている。システムの生産性試験及び APM やホットラボ施設で遠隔操作適 用試験を通じて改良が進められている。レーザー切断技術については、8kW の出力を有す る切断装置を用いて切断性能試験が行われており、その中でスチール板を 2 枚同時に切断 する場合のスチール板間距離と最大切断速度の関係についてのデータ取得も行われた。3 次 元の可視化が可能な 3 次元シミュレーション技術では、作業者が 3 次元映像を見ながらマ スターアームを操作し、スレーブアームの機器への接触感が得られる模擬性能も有してい る。

### (4) 廃棄物処理技術開発

JAEA から逆ミセルを導入した超臨界二酸化炭素によるプルトニウムの除染技術の開発 状況、パラジウムー銅触媒を用いた化学還元法による硝酸ナトリウム溶液中の硝酸イオン の分解技術の開発状況、アスファルト固化体の浸出挙動及び焼却灰のセメント固化技術の 開発状況等について紹介した。 CEA からは、界面活性剤を導入した超臨界二酸化炭素によるプルトニウムの除染技術の 開発状況、泡除染によるタンク内除染技術の開発状況、超臨界水酸化法によるイオン交換 樹脂の処理技術の開発状況、アスファルト固化体の長期評価研究の状況及び濃縮廃液のセ メント固化技術の開発状況について紹介があった。

## (5) 施設の視察

UP1 の視察では、作業員がプールに潜水し汚染レベルの高い金属をプラズマアークを用いて切断している状況が印象的であった。CEA に隣接する処理施設 Centraco は、フランス内の各施設からの低レベル廃棄物を集中的に集め、溶融・焼却処理し、処分場への搬出を行うセンターである。施設は規模が大きく十分な作業スペースを有し、効率的な運用が行われている。焼却設備はメインテナンス中であったが、炉の容積を大きくし中でのメインテナンス作業を容易にすることにより高稼働率を保っているとのとのことであった。溶融施設では、作業員が溶融炉からスラグをスコップで掬い上げ、溶けたスラグを設備の外の床に飛び散らせながら作業している状況を近くから見学することができ、印象的であった。

### KAERI/JAEA 技術情報交換会議

KAERI と JAEA との間に締結された「原子力の平和利用分野における協力のための取決め」に基づき、平成 21 年 9 月 8-11 日に、原子力科学研究所及び人形峠環境技術センターにおいて廃止措置分野における技術情報交換会議を開催した。

本会議では、① 廃止措置の全体概要、廃止措置プロジェクトとプロジェクト管理、②ク リアランスとサイト解放、③測定技術と廃棄物処理、④処分施設、の各テーマについて研 究の現状を紹介し議論を行った。また、KAERI 訪問団は、原子力科学研究所において高減 容処理施設とJRR-3 コンクリートのクリアランス作業の現場、及び人形峠環境技術センタ ーにおいてウラン濃縮原型プラントと製錬転換施設を視察した。

(1) 廃止措置の全体概要、廃止措置プロジェクト及びプロジェクト管理

JAEAから、原子力機構における廃止措置活動と技術開発の全体概要、ふげん、人形峠環 境技術センター、及び再処理特研における廃止措置プロジェクト、製錬転換施設の廃止措 置に係る実績データの収集システムと管理データの評価について紹介した。

KAERI からは、研究炉 KRR1&2、及びウラン転換施設(UCP)の廃止措置プロジェクトの現状、ウラン転換施設の溶媒抽出室の解体作業と管理データの評価、将来の廃止措置プロジェクト計画のための廃止措置情報の利用について紹介があった。

KRR1&2の廃止措置は1997-2008年に実施された。最終段階として、サイト解放のための放射線サーベイを実施している。廃止措置終了後は、KRR1の生体遮蔽体コンクリートの内部は残し、炉心を含むホールを展示室とする。サイト解放後は、韓国電力公社(KEPCO)に返却する。

UCP は、1992 年に運転を停止し、2001~2010 年の計画で廃止措置が進められている。 換気室を除く他の 26 室の解体を終了し、建屋表面の 80%を除染している。屋外廃液貯槽内 のスラッジの処理を終了し廃棄物容量を 70%減容している。終了後は、他の実験施設とし て建屋を再利用する。

ウラン転換施設の溶媒抽出室の解体作業では、タンク、ポンプ等を対象に直接解体作業 が行われた。建屋構造物の除染については、0.4Bq/g(α)を目標にしている。コンクリート への浸透汚染が深かった。また、想定外の土壌汚染が見つかり計画変更した。

将来の廃止措置プロジェクト計画のための廃止措置情報の利用では、KRR1&2 及び UCP の廃止措置で得られた、人工数、作業者被ばく線量、放射性廃棄物発生量の実績値の紹介 と、それに基づき、今後の廃止措置計画の検討に有用な管理データ等を評価するために、 機器、解体工法等ごとにデータを分類整理し、評価コード(DECOMMIS)として整備して いる状況が紹介された。

(2) クリアランスとサイト解放

JAEAから、原子力機構におけるクリアランスの計画検討及び実施作業を支援し作業の効率化を図るためのクリアランスレベル検認評価システムにおける評価対象核種の選定機能、 及び JRR-3 の改造工事に伴い発生したコンクリートに対するクリアランス作業の現状を紹介した。

KAERI からは、KRR1&2 の廃止措置に伴い発生した廃棄物のクリアランス、及び KRR1&2 サイトの解放について、紹介があった。

KRR2の生体遮蔽体について、放射性廃棄物の分類を行うために放射化部の特定、及び、 表面からの試料採取とコアボーリングによる試料採取に基づく濃度分布の作成を行ってい る。スケーリングファクター(SF)値の評価では、FP 核種については Cs-137 を、放射化核 種については Co-60 をキー核種としている。SF 値の決定方法では、対数回帰分析法が幾何 平均法より信頼度が高くなることが示された。クリアランスの基準は、個人線量を 10 µ Sv/y 未満、集団線量を 1 man・Sv/y 未満とし、種々の被ばく経路について線量評価を行ってい る。2004~2009 年の間でコンクリート約 1800 トンをクリアランスし、路盤材等に使用し ている。

KRR1&2 のサイト解放では、放射性廃棄物を全て撤去後にサイトと建屋を無条件で利用 することとしている。測定調査の手法には、米国の MARSSIM の手法を適用し、サイト解 放基準を 100 µ Sv/y としている。最終状態サーベイの結果、解放基準を満足することが確 認された。

(3) 測定技術と廃棄物処理

JAEA から、低レベル放射性廃棄物放射能の迅速測定技術、原子力機構における廃棄物処理技術開発の現状について紹介した。

KAERI からは本テーマについての発表はなかった。

(4) 処分場

韓国原子力エンジニアリング会社(KOPEC)から、韓国慶州の低・中レベル廃棄物処分 施設の建設の現状について紹介があった。 韓国水力原子力会社が慶州地区に建設を進めている低中レベル放射性廃棄物処分場は、 ウォルサン発電所に隣接しており、敷地面積は約  $2km^2$ である。廃棄物処分は第1フェーズ で 200 リットルドラム缶 10 万本とし、最終的に 80 万本を予定している。地下空洞型の処分 場であり、地下 80~130m に設置される 6 個のサイロに保管され、満杯後、通路及び出入 口は封鎖される。第1フェーズの建設期間は、2006 年 2 月~2009 年 12 月である。運転中 の公衆への被ばく線量の設計目標値を、通常運転時で 0.1mSv/y(ガイドライン:1.0 mSv/y)、 事故時で 0.5mSv/y(ガイドライン:5.0 mSv/y)としている。また閉鎖後は、通常時で 0.1mSv/y、 事故時で 10<sup>-6</sup> mSv/y、不慮の侵入時で 1.0 mSv/y としている。主な核種の放射能濃度の上 限値は、H-3:1.11×10<sup>6</sup>Bq/g, Co-60:3.70×10<sup>7</sup>Bq/g, Ni-63:1.11×10<sup>7</sup>Bq/g, Sr-90:7.40×10<sup>4</sup> Bq/g, Nb-94:1.11×10<sup>2</sup>Bq/g, Cs-137:1.11×10<sup>6</sup>Bq/g, 全 $\alpha$ :3.70×10<sup>3</sup>Bq/g である。

表 1. SI 基本単位				
甘大昌	SI 基本単位			
巫平里	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	А		
熱力学温度	ケルビン	Κ		
物質量	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
<sub>知力是</sub> SI 基本	5単位
和立重 名称	記号
面 積平方メートル	m <sup>2</sup>
体 積 立法メートル	m <sup>3</sup>
速 さ , 速 度 メートル毎秒	m/s
加速 度メートル毎秒毎秒	$m/s^2$
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>
面 積 密 度キログラム毎平方メ	$- \vdash \nu = kg/m^2$
比体積 立方メートル毎キロ	グラム m <sup>3</sup> /kg
電 流 密 度 アンペア毎平方メ・	$- h \mu A/m^2$
磁界の強さアンペア毎メート	ル A/m
量濃度(a),濃度モル毎立方メート	$\nu mol/m^3$
質量濃度 キログラム毎立法メ	ートル kg/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 <sup>(b)</sup> (数字の) 1	1
比 透 磁 率 (b) (数字の) 1	1

(a) 量濃度(amount concentration)は臨床化学の分野では物質濃度(substance concentration)ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

			SI 組立甲位	
組立量	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 鱼	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
· 協 方 立 体 鱼	ステラジア、/(b)	er <sup>(c)</sup>	1 (b)	$m^{2/m^2}$
周 波 数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	1	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	Ν		m kg s <sup>-2</sup>
压力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	$m^{-1} kg s^{-2}$
エネルギー,仕事,熱量	ジュール	J	N m	$m^2 kg s^2$
仕 事 率 , 工 率 , 放 射 束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷,電気量	クーロン	С		s A
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{-3} A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 2}$
コンダクタンス	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^{\cdot 2} A^{\cdot 1}$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m <sup>2</sup>	$\text{kg s}^{2}\text{A}^{1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^2 A^2$
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光東	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量,比エネルギー分与,	グレイ	Gv	J/kg	$m^2 s^{-2}$
カーマ				
線量当量,周辺線量当量,方向	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	$m^2 s^{2}$
性線量当量, 個人線量当量		2.		
酸素活性	カタール	kat		s <sup>1</sup> mol

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや コヒーレントではない。
 (b)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。 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である数字の1は明示されない。
 (c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性抜種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。
 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度で表すために使用される。
 (f)数単位を通の大きさは同一である。したがって、温度差や温度問隔を表す数値はとちらの単位で表しても同じである。
 (f)数単性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g)単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表4.単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

	S	I 組立単位	
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
表 面 張 九	コニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	$m m^{-1} s^{-1} = s^{-1}$
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	$rad/s^2$	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
熱容量,エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^2 K^1$
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 s^{-2}$
熱 伝 導 率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg 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 s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> sA
表 面 電 荷	f クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA
電 束 密 度 , 電 気 変 位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA
誘 電 率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^1$
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)	$m^2 kg s^2 K^1 mol^1$
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> sA
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{-3}$
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$
放 射 輝 度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表 5. SI 接頭語					
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
$10^{24}$	э 9	Y	$10^{-1}$	デシ	d
$10^{21}$	ゼタ	Z	$10^{-2}$	センチ	с
$10^{18}$	エクサ	Е	$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{15}$	ペタ	Р	$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{12}$	テラ	Т	$10^{-9}$	ナーノ	n
$10^{9}$	ギガ	G	$10^{-12}$	ピョ	р
$10^{6}$	メガ	Μ	$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{3}$	キロ	k	$10^{-18}$	アト	а
$10^{2}$	ヘクト	h	$10^{-21}$	ゼプト	z
$10^1$	デ カ	da	$10^{-24}$	ヨクト	У

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位				
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=86 400 s		
度	۰	1°=(п/180) rad		
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad		
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad		
ヘクタール	ha	1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>		
リットル	L, 1	1L=11=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>		
トン	t	$1t=10^{3}$ kg		

\_

表7.	SIに属さないが、	SIと併用される単位で、	SI 単位で
	キャトアルは	ジャートレートレート	

衣	衣される剱値が美歌的に待られるもの				
名称		記号	SI 単位で表される数値		
電子ボル	/	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J		
ダルト	$\sim$	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg		
統一原子質量	単位	u	1u=1 Da		
天 文 単	位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m		

	表8.SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位					
	名称		記号	SI 単位で表される数値		
バ	1	ル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa		
水銀	柱ミリメー	トル	mmHg	1mmHg=133.322Pa		
オン	グストロー	- 4	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m		
海		里	М	1 M=1852m		
バ	-	$\sim$	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-12</sup> cm)2=10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>		
1	ッ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s		
ネ	-	パ	Np			
ベ		N	В	↓ 51単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。		
デ	ジベ	N	dB -			

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位							
名称	記号	SI 単位で表される数値					
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	Р	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s					
ストークス	$\operatorname{St}$	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$					
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd} \text{ cm}^{-2} = 10^4 \text{ cd} \text{ m}^{-2}$					
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm <sup><math>-2</math></sup> 10 <sup>4</sup> lx					
ガル	Gal	$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm s}^{-2} = 10^{-2} \text{ ms}^{-2}$					
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$					
ガウス	G	$1 \text{ G} = 1 \text{Mx cm}^{-2} = 10^{-4} \text{T}$					
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe ≙ (10 <sup>3</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>					

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ▲ 」 は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例						
	3	名利	尓		記号	SI 単位で表される数値
キ	ユ		IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
$\scriptstyle  u$	ン	ŀ	ゲ	$\sim$	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				ド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
$\scriptstyle  u$				ム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フ	I		N	11		1フェルミ=1 fm=10-15m
メー	ートル	系	カラゞ	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
ŀ				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
力			IJ	ļ	cal	lcal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー)4.184J(「熱化学」カロリー)
Ξ	ク		П	$\sim$	μ	$1 \text{ u} = 1 \text{ um} = 10^{-6} \text{ m}$

この印刷物は再生紙を使用しています