



## 環境保全技術開発

### 1. 処理処分技術開発

#### 1.1 低レベル放射性廃棄物の処理処分技術開発

サイクル機構から発生する低レベル放射性廃棄物について、安全性を確保しつつ合理的な処理処分を進めるため、以下の対応を図っている。

##### (1) 低レベル放射性廃棄物管理計画

2002年3月に取りまとめた低レベル放射性廃棄物管理プログラムに基づき、各施設から発生するそれぞれの廃棄物に対して、合理的に廃棄体を製作するための廃棄物の分別、処理、廃棄体としての確認の方法に関する検討を継続している。

合理的に廃棄体を製作する方法の1つとして、MOX系廃棄物、再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念検討を実施している。また、廃棄物データの精度向上に向けた取り組みとして、雑固体廃棄物に付着している核種の組成、放射能濃度のデータ取得を実施している。図1に基本的な廃棄物処理処分フローを示す。

##### (2) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

#### 1) 難処理有機廃棄物処理技術開発

サイクル機構では、焼却処理が困難な廃フッ素

油、廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処理技術評価を目的として、水蒸気改質処理(スチームリフォーミング)法による分解酸化処理技術開発を実施している。

この水蒸気改質処理法は、有機物を高温の水蒸気と混合することにより分解、ガス化し、次に空気と反応させて酸化させ、水、二酸化炭素等に完全分解・酸化する技術であり、焼却炉と比較して小型、単純構造のため腐食対策が容易、設備コストが低い、大気圧に対し負圧運転可能等の特徴を有している。図2に水蒸気改質処理装置の概念図を示す。

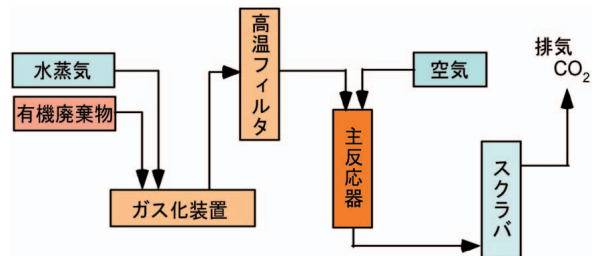


図2 水蒸気改質処理装置の概念図

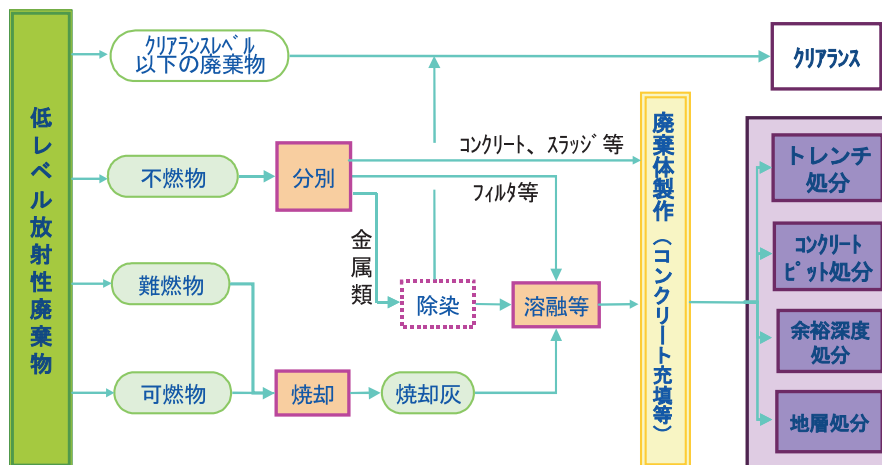


図1 基本的な廃棄物処理処分フロー

廃棄物は約650 に加熱したガス化装置内で水蒸気と接触し、低分子の有機化合物に分解し、ガス化する。ウラン等の放射性物質のうち固体のものはガス化装置において残渣として除去される。また、粒子状のものは高温フィルタにより除去される。分解ガスと気体状の放射性物質は高温フィルタを通過し、主反応器に導かれる。分解ガスは主反応器において高温の空気と反応し(約1,000 ), 水, 二酸化炭素, ハロゲン化水素等になる。分解ガス成分のうち、水, ハロゲン化水素等はスクラバにより除去され、二酸化炭素は大気放出される。また、気体状の放射性物質はスクラバにより除去される。

2002年度に設置したコールド実証試験装置により模擬廃棄物を用いたコールド分解処理試験を開始し、処理温度、フィルタ、スクラバ等の特性について評価を実施している。また、実廃棄物処理試験等のホット試験を行うため、本装置のホット仕様への改造及び管理区域への移設に係る検討を継続した。

2004年度以降は、改造後のホット実証試験装置を用いて、模擬廃棄物及び実廃棄物処理試験を実施していく予定である。

### (3) 低レベル放射性廃棄物 (TRU 廃棄物) の処分技術開発

1) 核種移行に係る個別現象モデル / データ整備  
セメント系材料の硝酸塩や硝酸塩変遷生成物による変質、硝酸塩やセメント系材料由来の高pHブルームによるベントナイト / 岩盤の長期変質への影響及び硝酸塩の変遷に関する2003年度の研究を継続し、処分システムに及ぼす硝酸塩の影響に関する研究成果を取りまとめるとともに、セメント系材料に起因する高pHブルームのベントナイト / 岩盤への影響については、モデルの確証研究を行っている。本研究成果は、CEA との協力協定に基づく専門家会議(2003年12月4日)及びNAGRA ワークショップ(2003年12月8～9日)において報告した(図3参照)。

#### 2) 処分システムの長期安定性

ニアフィールド水理場の長期的変遷評価システムの構築に関して、これまで実施してきた化学的変遷及び力学的変遷に関する試験結果等を用いた個別モデルの開発 / 確証を行い、これらを段階的にプロトタイプシステムに組み込み、システムの高度化を継続している。

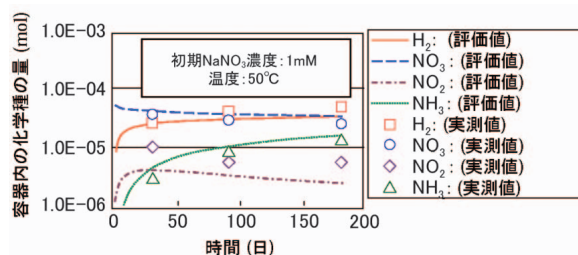


図3 個別現象評価モデルの一例  
(金属腐食に伴う硝酸イオンの化学的変遷モデルによる実験結果の解析例)

### 3) システム性能評価

処分システムの性能に関連するパラメータの相対的重要度及び処分システムが安全に成立するための十分条件の網羅的抽出に関する研究(包括的感度解析)を継続している。これまでに、次期TRU廃棄物処分技術の取りまとめに研究成果を反映させるため、インベントリーデータ等の最新データに基づいた入力パラメータの変動範囲に関する検討を実施した。

### 4) 処分材料の高度化

我が国では、TRU 廃棄物処分における支配核種のひとつである放射性ヨウ素について、長期保持性能を有する固化体の開発が行われており、その一つとして、サイクル機構の自主技術である銅マトリックス固化体が提案されている。2003年度は、この銅マトリックス固化体の海水系模擬地下水中における浸出挙動について評価している。

### (4) ナトリウム洗浄・処理技術の開発

ナトリウムを使用した原子炉施設等のメンテナンスや施設の廃止解体時等には、放射性物質を含むナトリウムが付着した機器、配管等が排出されるとともに、原子炉の冷却材として使われた多量の放射性ナトリウムが排出される。このため、安全かつ経済的に多量の放射性ナトリウムを処分する技術や機器の洗浄・除染を行う技術確立する必要があり、それらの技術開発に取り組んでいる。

ナトリウム洗浄技術開発については、機器等のクレビス部(すき間)を対象としたナトリウム洗浄処理試験データを整理し、報告書にまとめた。ナトリウム処理技術開発においては、ナトリウム転換基礎試験装置を用いて、苛性ソーダ水溶液中にナトリウムを連続注入する長時間ナトリウム注入試験のための設備改造を実施した。

## 2. 廃止措置技術開発

2001年度策定した5ヶ年計画に基づき、以下のとおり各事業所にて施設の廃止措置及び関連する技術開発を進めている。

### 2.1 「ふげん」の廃止措置

#### (1) 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、2003年3月29日をもって初臨界（1978年3月20日）以来約25年にわたる運転を終了し、6月27日より第18回定期検査を実施中である。廃止措置に向けた準備作業の一環として系統重水の回収作業を実施し、10月29日までに原子炉本体内の重水を原子炉補助建屋の貯槽に回収した。また、廃止措置準備作業時の被ばく低減等を目的として原子炉冷却系の系統化学除染を11月7日から12月15日にかけて実施し、当初目的の除染効果が得られたことを確認した。

2003年9月8日にはトリチウム除去装置建屋の1階（管理区域内）において火災警報が発報した。現場の状況を確認したところ、トリチウム除去装置吸着塔の出口に設置してある後置フィルタのケースが焦げ、室内に白煙が発生していたが、敦賀美方消防組合の消防隊により鎮火していることが確認された。原因はトリチウム除去装置の再起動の際に、再生加熱を終了した直後の吸着塔を選択して再起動したことにより、その後段に設置してある後置フィルタに高温空気が（約270℃）が流入してフィルタが焼損したものと推定された。対策としては、運転手順書の確認基準の具体的な記載、運転管理体制面でのチェック体制の改善、同装置の運転に関わる運転員の再教育・回復教育の実施、吸着塔選択に関するインターロック設備の追加などを実施することとした。

今後も引き続き安全管理の徹底を図りながら、第18回定期検査を実施するとともに、廃止措置準備作業等を実施していく。

1966年（昭和41年）、原子力委員会がATRを自主開発することを決定して以来、38年にわたった新型転換炉の開発は、2003年9月30日の国及び原子力委員会への開発業務の終了報告をもってその幕を閉じた。また、10月30日には、東京・虎ノ門にて国・地元・OB等の関係者約200人を集め、新型転換炉技術成果報告会を開催した（写真1）。

本報告会では、サイクル機構技報第20号別冊特集「ふげん」におけるプルトニウム利用実績と技

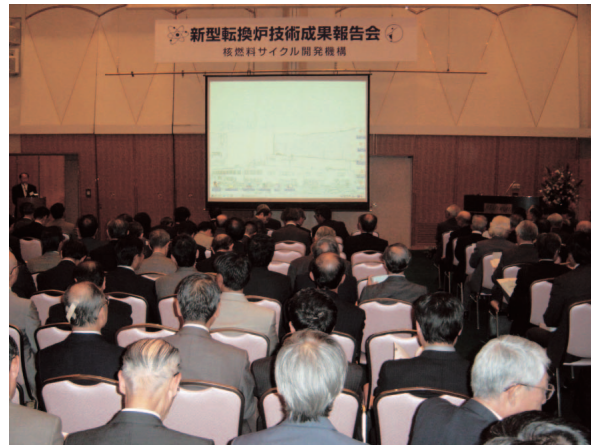


写真1 新型転換炉技術成果報告会

術開発成果）を編集刊行し配布した。

#### (2) 「ふげん」用燃料の処置

##### 1) 使用済燃料の搬出、輸送等

2003年12月末現在、「ふげん」の使用済燃料貯蔵プールには704体の使用済燃料を保管中である。

使用済燃料の輸送については、今後計画的に搬出していくこととしている。

また2004年1月中旬より2月末にはIAEAによるMOX燃料の再検認として使用済燃料貯蔵プールにおける貯蔵燃料の放射線測定を実施する予定である。

#### (3) 関連技術開発

##### 1) 照射後試験

「ふげん」で高燃焼度を達成したMOX燃料の照射特性を把握するため、日本原子力研究所東海研究所燃料試験棟（以下、原研という）及び核燃料サイクル開発機構大洗工学センターにて照射後試験を実施中である。本期間中は、大洗工学センターにおいて、燃料ペレット金相試験、及び燃料ペレット機器分析を行うとともに、原研において、マイクロ燃焼度測定、残留FPガス分析、ペレット熱拡散率測定、被覆管バースト試験及び被覆管水素分析を実施し、燃料ペレットのふるまいに関するデータを採取した。

##### 2) 高燃焼度MOX燃料の再処理特性研究

上記燃料の一部を利用し、将来の核燃料サイクルに必要な燃焼が進んだMOX燃料の再処理施設での溶解特性を把握するため、日本原子力研究所と共同で研究を進めている。本期間中は、今年度実施する溶解特性試験に必要なパラメータ調査を実施するとともに試験用試料の切断等、試験の



準備を開始した。

### 3) 課題評価

新型転換炉「ふげん」の開発について機構外の専門家から研究開発課題評価(事後評価)を受け、9月30日に評価結果を公開した。

### 4) 国際貢献

#### ①文部科学省原子力研究交流制度

2003年度同制度の計画に基づき、10月27日、中国より6名の研修生を受入れた。このうち1名は、予定されていた研修期間(2ヶ月)を終了し12月26日に帰国した。残りの5名については、2004年4月18日まで研修を継続する。同研修では、受入れ時に集合教育として机上研修(約2週間)を、引き続き各課に配属して、「ふげん」の担当者がOJTで指導する実務研修(約5ヶ月)を実施している。

同制度に基づく中国への講師の派遣については、11月9日～11月19日に本年度の第一次派遣団として3名を派遣した。また2月29日～3月10日には第二次派遣団として3名を派遣する予定である。

これまでの同制度に基づく研修生の受け入れ実績は2003年12月末現在累計で68名である。

### 5) 廃止措置準備

物量データベースの整備、廃止措置エンジニアリング支援システムの構築作業を継続して進めており、廃止措置計画評価システム(COSMARD)について日本原子力研究所と共同研究を継続している。

また、ノルウェーのエネルギー技術研究所(OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト)の協力を得て、最新の仮想現実・可視化技術等を適用した解体作業シミュレーションシステムの開発を継続しており、2003年度分の契約調印を10月14日に行った。

10月20日から24日にかけて、カナダで開催されたOECD/NEA廃止措置協力計画・技術交換会議に出席し、原子炉本体解体技術の検討状況及び解体作業シミュレーションシステムについて報告するとともに、海外の廃止措置状況についての情報収集を実施した。

そのほか、放射能インベントリ評価、重水系や炉心等の特有機器の解体手順、除染方法、廃棄物の処理方法等の調査、検討、試験を継続して実施している。

## 2.2 製錬転換施設の廃止措置

乾式設備のうちウラン転換試験設備の本年度予定の解体工事(F2転換・精製工程等)を10月から実施した。

## 2.3 ウラン濃縮施設の廃止措置

### (1) 原型プラント

第一運転単位(DOP 1)は2001年2月に、原料の供給を終了し、窒素ガスを封入し維持している。第二運転単位(DOP 2)については、1999年11月に、窒素ガスを封入し維持している。

### (2) 滞留ウラン除去・回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを除去・回収することを目的として、製錬転換施設においてフッ化ガス(フッ化ヨウ素)製造設備の運転を実施している。また、原型プラントDOP 2においては、滞留ウラン除去・回収試験を7月末まで実施した。その後は、次の滞留ウラン除去・回収試験の準備作業を実施している。

### (3) 遠心機処理技術開発

原型プラント遠心機の汚染部分を分離除去するための試験を実施した。

## 2.4 解体エンジニアリングシステムの構築

人形峠環境技術センター施設設備に関するデータベース化の業務を継続するとともに、解体エンジニアリングシステム(プロトタイプ)の構築として三次元CADとサブシステムとのリンク化を進めた。

また、センターのウラン系施設廃止措置計画策定に関する検討を継続した。

## 2.5 デコミッションング技術の開発

大洗工学センターにおいて解体が予定されている施設・設備(主に重水臨界実験装置、旧廃棄物処理建家)について、その特徴を考慮した解体技術の開発及び合理的な施設解体方法の検討を実施している。これらの検討ツールとして、施設内に設置された機器の情報(3次元位置、材質、放射線量等)を基に解体手順などを選択して、解体に必要なコスト、人員、工程、被ばく量等を算出し、解体計画の最適化を図るデコミッションング評価システム“DECAMAN”を開発している。

解体技術開発として、汚染状態を模擬する予備試験結果より、母材ごと汚染を除去する方法及び

試験計画の検討に着手した。また、解体技術評価手法デコミッションング評価システム(DEC-MAN)の機能向上を図った。

### 2.6 DCA 廃止措置

DCA(重水臨界実験装置)は、1969年の初臨界以来、新型転換炉開発のための研究開発を実施し、新型転換炉原型炉「ふげん」の設計、運転及び実証炉の設計に成果を反映し、所期の目的を達成した。その後、1995年から2000年にかけて未臨界度測定技術開発を目的とした研究開発を進め、臨界度モニター開発の見通しを得た。また、1991年より、毎年東京工業大学大学院生の実習の場としても利用され、2001年9月26日に32年間の運転を終了した。その後、2002年1月21日に国に解体届を提出し、廃止措置に着手した。

DCAの廃止措置は、原子炉機能を停止する第1段階(2001年度開始)、燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去する第2段階(2003年度開始)、原子炉本体を本格的に解体する第3段階(2008年頃開始)、そして原子炉建屋を解体する最終段階の第4段階(2013年頃開始)に分けて実施することを計画している(表1参照)。また、廃止措置の概略を図4に示す。

当該四半期においては、10月15日から燃料棒分解洗浄設備の解体作業を開始し、12月12日に終了した。また、12月19日に第32回施設定期検査に合格した。

### 3. 鉱山跡措置

鉱山保安法及び環境保全協定等に従い、構内及び構外の鉱山関連施設の維持・管理を継続した。

鉱さいの措置に関連して、スーパーサイフォンフィルタのろ過砂を用いたラジウム除去の実証試験を継続した。また、坑水処理に係る廃棄物発生

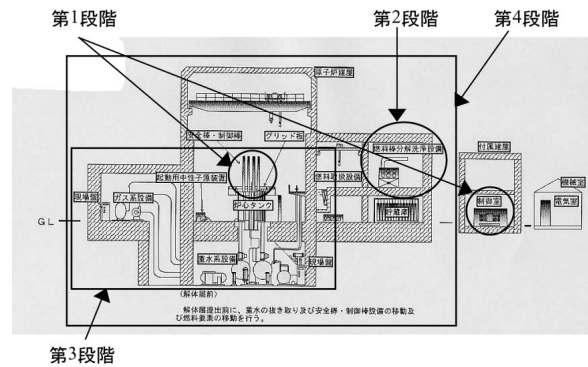


図4 DCA 廃止措置概略図

量の低減化に向けた水質調査及び処理の合理化に向けた基礎試験を継続した。鉱さい等の長期的な安定化方策及び安全性にかかわる評価に向けた検討を継続した。また、露天採掘場跡地、鉱さい堆積場周辺の地下水モニタリング及び測定技術開発等を継続した。

### 4. 関連施設の設計・建設

#### 4.1 低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

#### 4.2 固体廃棄物処理技術開発施設(LEDf)

大洗工学センターの高速実験炉「常陽」や照射後試験施設等で発生した放射性廃棄物は、固体廃棄物前処理施設(WDF)等で前処理した後に、日本原子力研究所大洗研究所の廃棄物管理施設で処理・保管を行っている。しかし、研究開発の進展等に伴い、廃棄物発生量の増大等の課題が顕在化している。そこで、廃棄物の高減容化、安定化に関する技術開発とその実証を図るとともに、照射試験等を円滑に推進するための固体廃棄物処理技術開発施設(LEDf)の建設を計画している。

表1 DCA 廃止措置計画

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
DCA 廃止措置		第1段階(原子炉の機能停止)				
			第2段階(燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去)			
			燃料棒分解洗浄設備の解体			
					解体工法解析評価	

### [ 施設の概要 ]

処理能力：約13トン/年

#### 建家規模

- ・構造：鉄筋コンクリート造

#### 処理フロー及び建家概念

- ・図5にLEDFの処理フローと建家の概念を示す。

2003年度は、表2の計画に基づき、2002年度までに実施した内装設備（部屋配置、処理プロセス、物流計画等）及び建屋の基本設計をより具体化するための基本設計を実施する。当該四半期においては、基本設計として内装設備、建屋・附帯設備の設計作業を継続した。



図5 固体廃棄物処理技術開発施設(LED F)鳥かん図

本社：経営企画本部  
バックエンド推進部  
東海：環境保全・研究開発センター  
大洗：開発調整室  
人形：環境保全技術開発部

表2 固体廃棄物処理技術開発施設(LED F)設計工程

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度
固体廃棄物処理技術開発施設(LED F)				
(1) 内装設計	合理化設計	基本設計	基本設計	詳細設計
(2) 建家設計		(内装基本設計)	(内装設備選定) 基本設計	実施設計