

環境保全対策

1. 低レベル放射性廃棄物の管理

1.1 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実施している。

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。

1.2 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。

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

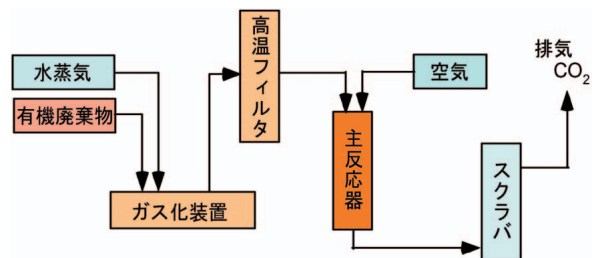


図2 水蒸気改質処理装置の概念図

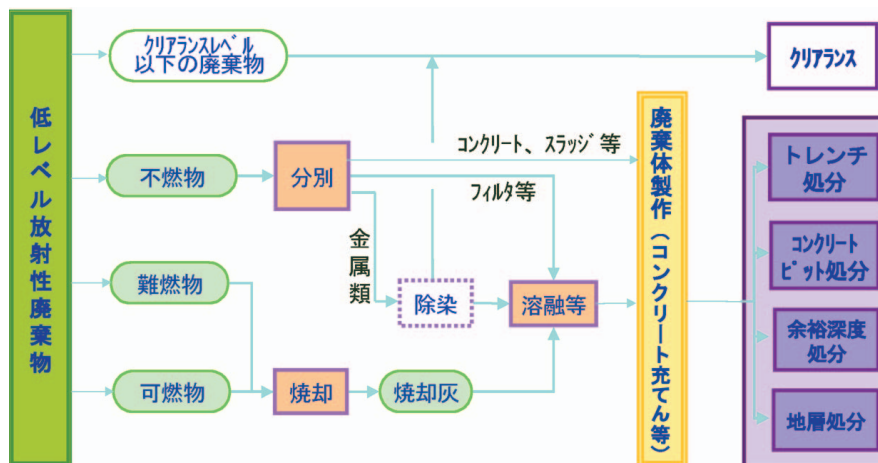


図1 基本的な廃棄物処理処分フロー

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, 二酸化炭素は大気に放出される。また, 気体状の放射性物質はスクラバにより除去される。

2003年度は, 2002年度に設置したコールド実証試験装置によりコールド分解処理試験を実施し, 処理温度, フィルタ, スクラバ等の特性について評価する。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を改造し, 管理区域に移設する。これまでに, 構成機器の性能確認等のコールド実証試験準備を継続して行うとともに, ホット仕様への改造及び管理区域への設置に係る検討を継続して実施した。

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。

1.3 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本年度の研究を継続した。本年度は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, モデルの検証研究を行っている。本研究の一環として実施している有機物の低酸素高アルカリ環境下での分解挙動試験について日本原子力学会2003年秋の大会(2003年9月24~26日)において発表した。写真1に個別現象を解明するための実験を実施している雰囲気制御グローブボックスを示す。

(2) 処分システムの長期安定性

二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モデルの検証 / 高度化を行い, プロトタイプシ



写真1 個別現象を解析するための実験を実施している雰囲気制御グローブボックス

テムの信頼性 / 精度の向上を図るための研究を継続して実施するとともに, これまでの成果を日本原子力学会2003年秋の大会(2003年9月24~26日)において発表した。(図3参照)

(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)を継続して実施している。本年度は, 結晶質岩盤にTRU廃棄物を地層処分する場合の一連の評価を行い, 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を行い, 地質環境条件, 設計条件に基づくスクリーニングにより,

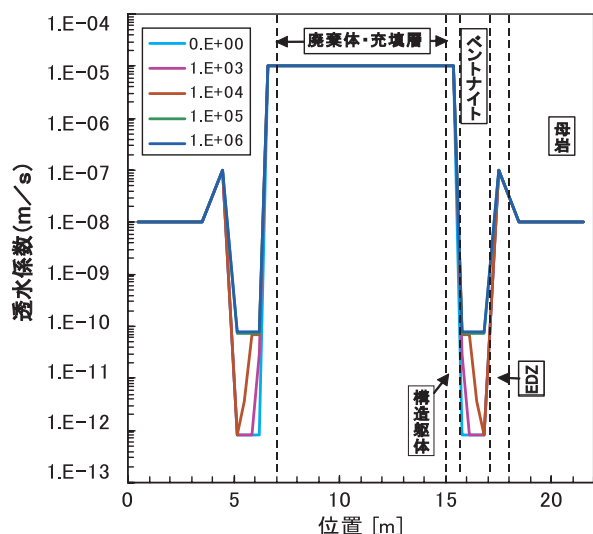


図3 施設中心を通る水平断面上の時刻0~100万年後の透水係数分布 (タイムステップ100年)

現実的な条件下において処分が安全に成立する条件の抽出を試みる。そのため、解析に用いる入力データの整理等を行った。

(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。これまで淡水系模擬地下水におけるこの銅マトリックス固化体の浸出特性の評価を行ってきた。本年度は、海水系模擬地下水における浸出挙動について評価している。

1.4 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を終了し、試験データの整理を行った。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（図4）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連続Na注入試験を実施した。

1.5 放射性廃棄物管理

大洗工学センター内の核燃料物質使用施設（照射燃料集合体試験施設、照射燃料試験室、照射材料試験施設）で発生する大型固体廃棄物及び高線量固体廃棄物は、日本原子力研究所と共同で設立した廃棄物管理施設に送られ、安全に処理・保管されている。そこに送られる廃棄物のうち、廃棄物管理施設で直接処理することが困難な、大型の固体廃棄物（TRU 元素等で汚染された試験機器や遠隔操作設備等）については、固体廃棄物前処理施設（WDF）を用いて、廃棄物の取り扱いを容易にするための除染、解体、切断等による減容化処理を行っている。また、高速実験炉「常陽」とその附属施設及び核燃料物質使用施設から発生する放射性廃液については、原研の廃棄物管理施設への移送基準を適合させるために、「常陽」廃棄物処理施設（JWTF）を用いて蒸発濃縮処理等により放射性物質濃度を低減している。

固体廃棄物前処理施設（WDF）については、核燃料物質使用施設から受け入れた高及び低線量固体廃棄物の処理を行い、廃棄物管理施設へ搬出した。また、電気設備、換排気設備、廃液処理装置の定期自主検査を実施した。「常陽」廃棄物処理施設（JWTF）については、「常陽」及び核燃料物質使用施設から受入れた放射性廃液の処理を行い、移

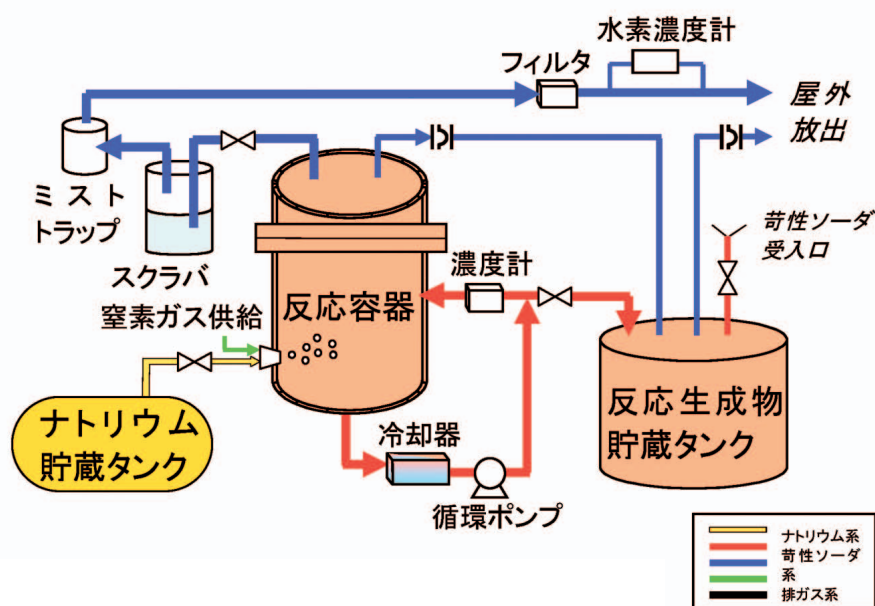


図4 ナトリウム転換基礎試験装置構成図

送基準を満足させ、廃棄物管理施設へ搬出した。
また、換気設備の定期自主検査を実施した。

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を進めている。

2.1 「ふげん」の廃止措置

「新型転換炉の研究開発」の章に記載。

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）についてFMEA手法を用いて10月以降の解体作業に関する安全評価・対策を実施した。

2.3 遠心機処理技術開発

パイロットプラント遠心機及び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“DECMAN”を開発している。

解体技術開発として、配管の放射能インベントリを試計算と実機（旧廃棄物処理建家）を比較し計算結果の妥当性を確認するとともに、除染技術の調査とその選定作業を進めている。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（DECMAN）を用いて解体作業の事前評価のため今後解体が予定される施設（DCA、WDFの焼却炉）データの入力作業に着手した。

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2参照）。また、廃止措置の概略を図5に示す。

表2 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	

2003年度は、表3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着手した。

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3 固体廃棄物処理技術開発施設(LEDf)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(LEDf)	合理化設計	基本設計	基本設計	詳細設計
(1) 内装設計		(内装基本設計)	(内装設備選定)	
(2) 建家設計			基本設計	実施設計