

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、1つの施設でMOX系廃棄物、再処理系廃棄物及びウラン系廃棄物を統合して処理するための方法並びにそこで製作する廃棄体の確認方法の検討を実施した。

また、廃棄物データの精度向上に向けた取り組みを継続している。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、焼却処理が困難なフッ素系廃油、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、水、二酸化炭素等に完全分解する技術であり、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600℃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

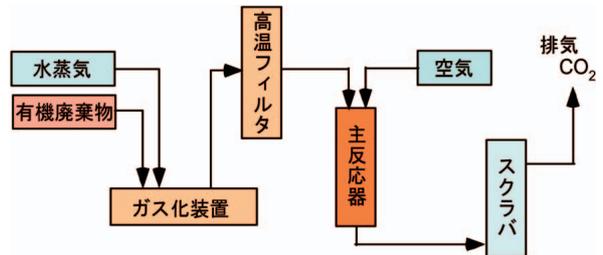


図2 水蒸気改質処理装置の概念

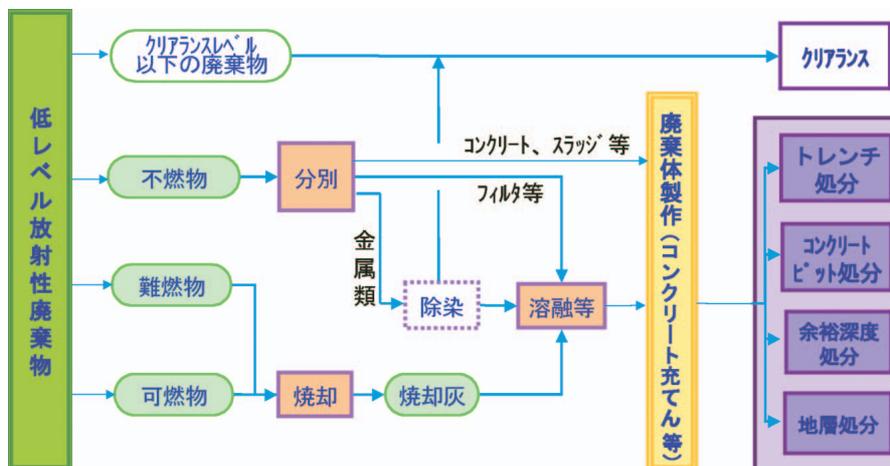


図1 基本的な廃棄物処理処分フロー

のはガス化装置において残渣として回収される。また、粒子状のものは高温フィルタにより回収される。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回収され、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回収される。

2002年度は2001年度までに実施した概念設計に基づくコールド実証試験装置の設計・製作を行い、2003年2月に工学試験棟(コールド施設)に設置した(写真1参照)。

また、本試験装置を用い、以下の処理性能を確認した。

- ・ 試料：鉍物油70wt% フッ素系油30wt%混合油
- ・ 処理能力：3 kg/h
- ・ 分解率：100%
- ・ 有害ガスの環境放出濃度：(表1参照)

2003年度は、本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



写真1 水蒸気改質処理試験装置

表1 環境放出濃度測定結果(排気中)

測定項目	規制値	測定値
CO	100ppm	53ppm
NOx	250ppm	140ppm
HF	3 ppm	0.5ppm
HCl	700mg/Nm ³	1.0mg/Nm ³

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。2004年度以降は、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。

(2) 溶融除染技術開発

放射性金属廃棄物を対象とした処理技術として、溶融除染技術開発を実施している。

これまでに、ウランを用い工学規模(周波数1kHz、定格出力250kW、溶湯量約40L)での溶融除染試験を行い、溶融後の固化体中のウラン濃度分析を行った(図3参照)。その結果、金属相中のウラン濃度は1.0~2.2ppmとなった。この濃度は天然ウラン濃度に換算すると、0.02~0.05Bq/gに相当する。この濃度は、土中のウラン濃度(～1ppm)を下回る濃度である。一方、スラグ中のウラン濃度は、12,000~14,000ppmとなった。

また、除染後の金属とスラグを分離する出湯方法について検討し、写真2に示すように、炉底よ

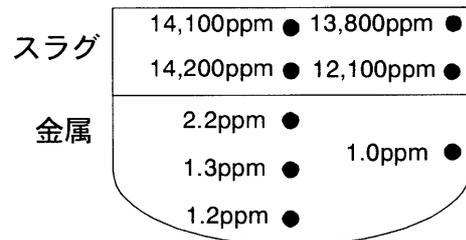


図3 分析サンプル採取位置と分析結果



固化体インゴット1 (捨て湯)

固化体インゴット2 (金属相)



固化体インゴット3 (金属相)

固化体インゴット4 (金属相+スラグ相)

写真2 出湯後の固化体

り複数のるつばに溶湯を出湯する分割出湯方式が適用できることを確認した。

分割出湯による工学規模試験を行った結果、それぞれの金属固化体中のウラン濃度は1.4~2.1ppm程度（天然ウラン換算で約0.03~0.05Bq/g）であり、想定したクリアランスレベル（0.1Bq/g）以下となることを確認した。また、分割出湯を行った場合、スラグと金属の分離が容易であり、溶融除染システムに有効であることを確認した。

これらの結果を、日本原子力学会2003年春の年会（2003年3月27日~29日）において発表した。

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、硝酸塩の変遷や金属腐食、微生物の高アルカリへの順応性及び微生物影響評価モデルに関する研究について、2002年度の計画に従い予定通りの研究を実施した。硝酸塩の影響、有機物の分解挙動、ヨウ素の岩石中での透過拡散試験の成果に関して、日本原子力学会2003年春の年会（2003年3月27日~29日）において発表した。

(2) 処分システムの長期安定性

低レベル放射性廃棄物処分システムの長期的な性能を評価することを目的とした、バリア材料の力学的変遷及び水理場の変遷に係わるデータ取得並びにモデル構築に関する検討について、2002年度の計画に従い予定通りの研究を実施した。

(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特性の把握、重要度分類及び処分システムの成立条件の明確化を可能とする手法の高度化に関する研究を2002年度の計画に従い予定通り実施した。また、TRU廃棄物の処分に起因して起こる様々な現象に関する現状の知見等を整理した処分時のシナリオ作成を継続している。

(4) 処分材料の高度化

セメント系材料による高pH浸出液の影響を抑制する有効な手段と成りうる低アルカリ性コンクリートの長期的変質特性/実用性を検討するため、鉄筋の腐食挙動評価やベントナイト/岩石への影響評価に関する研究について、2002年度の計

画に従い予定通りの研究を実施した。

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。

今年度は、大型ナトリウム機器に適用可能と考えられる密閉蒸気洗浄法について、ナトリウム洗浄特性に影響を及ぼすと考えられる各種因子（ナトリウムの相状態（固相、液相）や温度、湿度等）の効果を明確にする試験研究及びナトリウム処理技術開発に関しては、大量のナトリウムを化学的に安定な化合物に変換するための反応に関する現象把握、影響を与える各種因子を把握するための試験研究を実施する計画で進めている。また、放射性ナトリウム化合物の長期保管を可能とするための保管用固化体の構造健全性、最終生成量、コストについての調査等の試験研究を進めている。

ナトリウム洗浄技術開発については、クレビス部の洗浄の進展性を確認するための試験に着手した。また、次年度実施予定のキャリアガスに炭酸ガスを用いる試験の準備を開始した。ナトリウム処理技術開発においては、連続ナトリウムの注入状況を把握するため、水を用いての観察試験に着手した。放射性ナトリウム化合物の固体化技術開発では、これまでの成果を取りまとめ、原子力学会春の年会上に報告した。

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 α 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 α 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、廃液処理装置の保守点検及び空気圧縮機の更新工事を完了した。「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、移送基準を満足させ、廃棄物管理施設へ搬出した。また、廃棄物処理施設の定期自主検査を行った。

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について本年度予定分（HFフッ化工程等）の解体工事を終了した。

2.3 遠心機処理技術開発

電力との共同研究契約に基づき、集合型遠心機（DOP 2要素機）の処理試験を実施した。また、パイロットプラント遠心機の処理試験を実施した。

2.4 解体エンジニアリングシステムの構築

製錬転換施設湿式設備の解体で得られた廃棄物量、コスト、人工等データの解析・評価を行うとともに解体エンジニアリングシステム（プロトタイプ）の構築を進めた。

また、解体エンジニアリングシステムなどのセンター施設廃止措置及び放射性廃棄物処理に関する技術開発に関して研究開発課題評価委員会で検討された。

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“DEC MAN”を開発している。

解体技術開発については、旧廃棄物処理建家を対象とし、中和槽等の汚染状況を把握するために、撤去済み配管を用いた除染試験を実施した。デコミッションング評価システム“DEC MAN”の開発では、廃棄物処理費用の評価機能の追加と検証計算を実施した。

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4に示す。

現在、第1段階の廃止措置に係る作業として、原子炉起動用及び実験用中性子源を取り外し、RI協会（社団法人 日本アイソトープ協会）へ引き渡しを終えた。

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。

鉱山施設の恒久的措置に関して、措置基本計画

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	

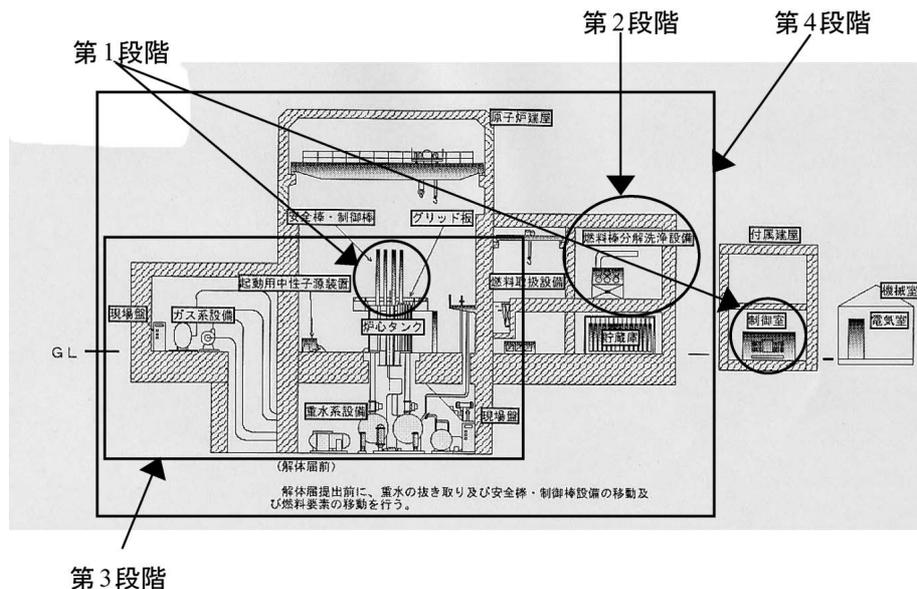


図4 DCA廃止措置概略図

の外部への説明などを継続した。

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、露天探掘場跡地、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 低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.2 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。

4.3 第2ウラン系廃棄物貯蔵施設（第2UWSF）

(1) 施設の目的

現在、東海事業所（使用施設）のウラン系廃棄物については既存の第1～第6廃棄物倉庫、ウラン系廃棄物貯蔵施設（UWSF）等に保管しているが、第1～第6廃棄物倉庫については、老朽化により早急な更新が必要となっている。

また、旧廃棄物屋外貯蔵ピット取出し工事及び閉鎖措置工事で発生した廃棄物については、そのほとんどをプルトニウム燃料第三開発室ATR棟及びウラン系廃棄物倉庫（旧廃棄物屋外貯蔵ピット作業建家）へ一時保管しており、移動先の確保が必要である。そこで、これらの廃棄物に加えて今後発生するウラン系廃棄物の保管を行うため、新たに貯蔵施設を建設するものである。

(2) 施設の概要

本施設ではドラム缶、コンテナ等に封入されたウラン系固体廃棄物を受け入れ、フォークリフト

等で搬送保管する。保管能力は200ℓドラム缶換算で約30,000本である。また、廃棄物保全の観点から、点検等により廃棄物保管容器に腐食等が発見された場合、新しい容器に詰め替えることができるようにする。

1) 建家規模

構造：鉄骨鉄筋コンクリート造

階数：地上4階

建築面積：約2,600m²

(延床面積：約10,400m²)

2) 主要設備

搬送・点検設備、換気空調設備、電気設備、放射線管理設備、詰替設備、非破壊検査設備他

(3) 進捗状況

建家工事は2003年1月に竣工した。また、放射線管理設備、詰替設備等の内装設備についても2月に整備を完了した。

4.4 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。

[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。

2002年度は、表3の計画に基づき、2001年度まで

に実施した施設建設費の大幅な低減と施設機能高度化を目的とした合理化設計を踏まえ、高線量α廃棄物を優先した内装設備処理プロセスの最終選定、保守・安全設計の見直しなどの内装設備の基本設計を行った。また、内装設備基本設計成果を受けて、建家、電気、換気空調設備の基本設計を行った。

内装設備の基本設計については、LEDF合理化設計Ⅱにおいて明らかになった課題及び問題点の検討結果について、内装設備基本設計(部屋配置、処理プロセス、物流計画等)へ反映した具体的な設計仕様により、部屋配置、建屋計画、設備計画を行った。また、これら検討結果、基本設計仕様の報告書をまとめた。

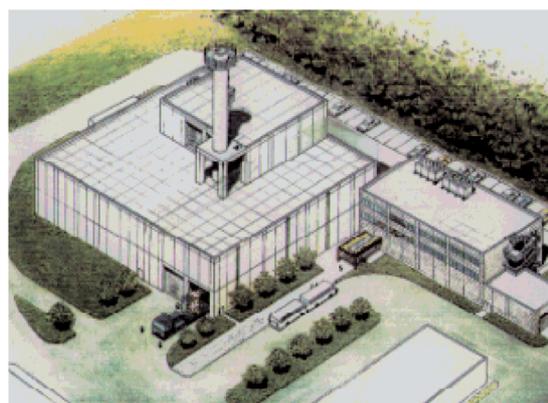


図5 LEDFの処理フロー及び建家概念

本社：経営企画本部
バックエンド推進部
技術展開部 設計建設課
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