

No.23

# デコミ ニュース

第23号

## 目次

1. 再処理特別研究棟(JRTF)の解体状況について … 1
2. カナダのホワイトシェル研究所における廃止措置計画 … 7
3. 廃棄物を効率的に分別するためのシステム開発 … 11
4. ホットセル・コンクリート構造物の効率的解体 … 15

(財)原子力研究バックエンド推進センター

RAINDIEC

# 1. 再処理特別研究棟(JRTF)の解体状況について

日本原子力研究所バックエンド技術部

核燃料施設解体技術室長 宮島 和俊

## 1. はじめに

再処理特別研究棟(以下「再処理特研」と称す。)では、核燃料取扱施設の解体技術の確立に資することを目的に、文部科学省からの電源開発促進対策特別会計に基づく委託事業として、再処理施設解体技術開発を平成2年度から開始し、平成8年度より再処理特研内の設備・機器を対象に解体実地試験を進めている。本再処理施設解体技術開発は、平成16年度に終了する計画である。

再処理特研は、昭和41年に我が国最初の工学規模の再処理試験施設として建設され、再処理試験設備の主要設備・機器が設置されている本体施設、再処理試験に伴って発生した廃液の貯留設備が設置されている廃液操作・貯蔵室及び廃液長期貯蔵施設の3施設から成っている。再処理特研の外観を図1に示す。本施設では、昭和43年3月から44年4月にかけてJRR-3の使用済み燃料(約600kg)を用いた再処理試験が行われたのち、昭和46年以降、再処理高度化研究等の核燃料使用施設として使用されてきた。平成2年度において、再処理試験において使用した燃料は、低燃焼度であるため放射線量及び放射能濃度は低く比較的取扱いやすいことから、核燃料取扱施設の解体技術確立の場として、再処理特研を利用することとなった。再処理特研の解体は、第1段階の解体技術調査、第2段階の解体技術開発及び第3段階の解体実地試験から成っている。

本報告においては、解体実地試験として、平成8年度から進めている再処理特研の設備・機器の解体作業について紹介する。

## 2. 再処理特研の設備・機器の解体作業

再処理特研の設備・機器の解体にあたっては、事前に解体対象区域について年度毎に放射能インベントリ測定を行い、適切な解体方法の検討等を行ったのち、核燃料物質の使用の変更許可を得て解体作業に着手している。解体対象設備・機器としては、再処理試験の溶解、抽出・分離工程用設備・機器を収納しているホットケープ、サブケープ、SRセル、未精製プルトニウム溶液の精製工程等の設備・機器を収納しているPuセル、工程管理分析等に使用された分析セル、大型廃液貯槽を設置しているLV-3～LV-6室並びにグローブボックス等の付帯設備とした。図2解体対象区域を示す。再処理再処理特研内の設備・機器類は、 $\alpha$ 核種で汚染しているため、汚染拡大防止用としてグリーンハウス(4室または2室)の設置及び内部被ばく防止用としてエアラインスーツの着用を基本とし、汚染状況等に応じて装備等の変更を行い、解体作業の効率化等を図っている。解体機器は、火気の発生の少ないバンドソー、チップソー等による機械的切断工法を主体とした。また、解体に伴って発生した放射性廃棄物のうち、 $\alpha$ 廃棄物は、ポリエチレン製内容器付200ℓステンレス製ドラム缶に、 $\beta$ ( $\gamma$ )廃棄物は200ℓドラム缶に封入した。以下に主な設備・機器の解体作業について述べる。

## 2.1 付帯設備の解体

再処理特研の設備・機器の解体においては、解体廃棄物及び資材等の一時置場を確保するため、乾式再処理試験に供したグローブボックス（8基：容積約0.2～9m<sup>3</sup>）、工程管理分析等に供したグローブボックス（5基：容積約3～7m<sup>3</sup>）等の付帯設備を主要設備・機器の解体に先立ち、解体した。

乾式再処理試験用グローブボックスの解体に要した作業人工数は約860人・日、放射性解体廃棄物量は、約5.6トンであった。また、工程管理分析用グローブボックスの解体に要した作業人工数は、約640人・日で、発生した解体放射性廃棄物量は、約1.1トンであった。

## 2.2 ホットケープ内設備・機器の解体

ホットケープ内（約4.6mW×4.8mL×10mH＋4.6mW×2.8mL×6mH：容積約300m<sup>3</sup>）には、燃料搬入装置、溶解槽、パルスカラム（3基）、蒸発缶等の湿式再処理試験の主要工程である溶解、抽出・分離工程用の機器類が収納されていた。これら設備・機器の主要諸元としては、最大表面汚染密度は、 $\alpha$ で約 $6 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup>、 $\beta$ （ $\gamma$ ）で約 $2 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup>、最大線量当量率は約380mSv/hであった。本セル内の機器類の撤去に当たっては、セル高さが10mと高所作業となるため、作業足場を5段設けて解体作業を行った。撤去した機器類のうち、機器は、約300mm角に、配管は、約500mm長さに細断し、ビニールで梱包したのち、グリーンハウスの搬出ポートを介して、廃棄物収納容器（200ℓドラム缶）に封入した。

ホットケープ内の設備機器の解体は、平成10～11年度の2年間で行われ、作業人工数は、約5,200人・日、解体に伴って発生した放射性廃棄物量は、約16トン、付随廃棄物量は、約13トンであった。

## 2.3 分析セルの解体

分析セルは、湿式再処理試験時には、工程管理分析用として、その後は燃焼率測定用として用いられた10基のセルから成っている。各セルの大きさは、約1.1mL×1.4mW×2.4mHで、鉄遮へい体及び鉛遮へい体に覆われたセル内にはインナーボックス（容積約1m<sup>3</sup>）が収納され、各セルは、セルコンベアで接続されていた。分析セルの汚染状況は、 $\alpha$ で約 $1 \times 10^2$  Bq/cm<sup>2</sup>、 $\beta$ （ $\gamma$ ）で約 $2 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup>、また、線量当量率は24mSv/hであった。本セルの解体においては、最大約3.5トンの遮へい体（鉄製）を取り扱う重量物取り扱い作業であるため、グリーンハウス内に鉄骨構造の架台を設置し、トロリー型チェーンブロックを取り付けるとともに、セル解体作業用グリーンハウスは鉄骨構造の移動型とした。解体作業にあたっては、作業スペースの関係から撤去したインナーボックス及びセルコンベアの細断並びに遮へい体の除染作業は、別の場所に設置したグリーンハウス内で実施し、作業の効率化を図った。

分析セルの解体作業は、平成12～13年度の2年間で行われ、作業人工数は約9,000人・日、解体に伴って発生した放射性廃棄物は約79トン、付随廃棄物は約33トンであった。分析セルの解体に伴う作業人工の内訳を図3に、分析セルの解体前後を写真1に示す。

## 2.4 Puセル内設備・機器の解体

Puセル（約3mW×5mL×6mH：容積約90m<sup>3</sup>）内には、未精製プルトニウム溶液を精製するための蒸発缶、ミキサーセトラ、臨界防止のためのスラブ型貯槽等が収納されていた。本セルは、ホットケープに比較して狭く、かつ重量が約200kg以下（鉄遮へい体を除く）の機器及び配管が密集して設置されていた。Puセル内の状況は、最大表面汚染密度は、 $\alpha$ で約 $5 \times 10^2$  Bq/cm<sup>2</sup>、 $\beta$ （ $\gamma$ ）で約1 Bq/cm<sup>2</sup>、最大線量当量率は、約30  $\mu$  Sv/hある。Puセル内機器の解体は、平成13年度から進めており、平成15年3月末に終了する予定である。

## 2.5 廃液長期貯蔵室 LV-3～LV-6 室内設備・機器の解体

廃液長期貯蔵室内LV-3～LV-6室内（12mW×6mL×4mH）には、再処理試験に伴って発生した廃液を貯留するための大型貯槽が設置されている。LV-3/LV-4貯槽は1.8m $\Phi$ ×4.5mL（SUS製：容量約10m<sup>3</sup>）、LV-5/LV-6は2.4m $\Phi$ ×4.5mL（SS製：容量約15m<sup>3</sup>）の大きさである。LV-3～LV-6室内の設備・機器の解体については、現在、LV-5/LV-6貯槽の解体を進めているところである。

以上、再処理特研の解体作業について述べた。引き続き再処理特研の設備・機器を対象に解体実地試験を進めるとともに、得られた各種解体作業データを分析し、解体作業効率、付随廃棄物の発生量等の特性評価及び知見の蓄積を図り、核燃料取扱施設の解体技術の確立に資する計画である。

## 参考文献

- 1) 三森武男、宮島和俊、“再処理特別研究棟の解体計画”デコミッションング技報、第12号、p49(1995)

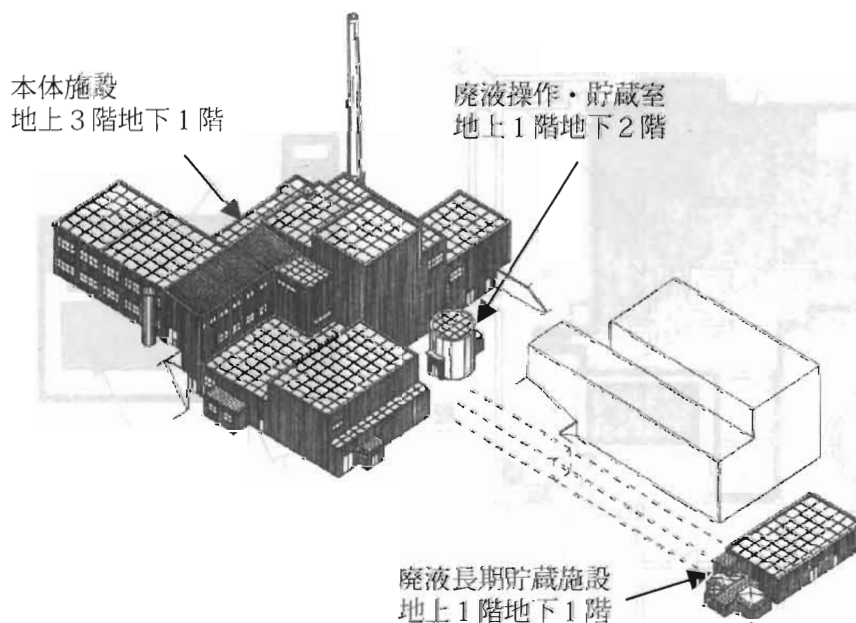


図1 再処理特別研究棟の外観

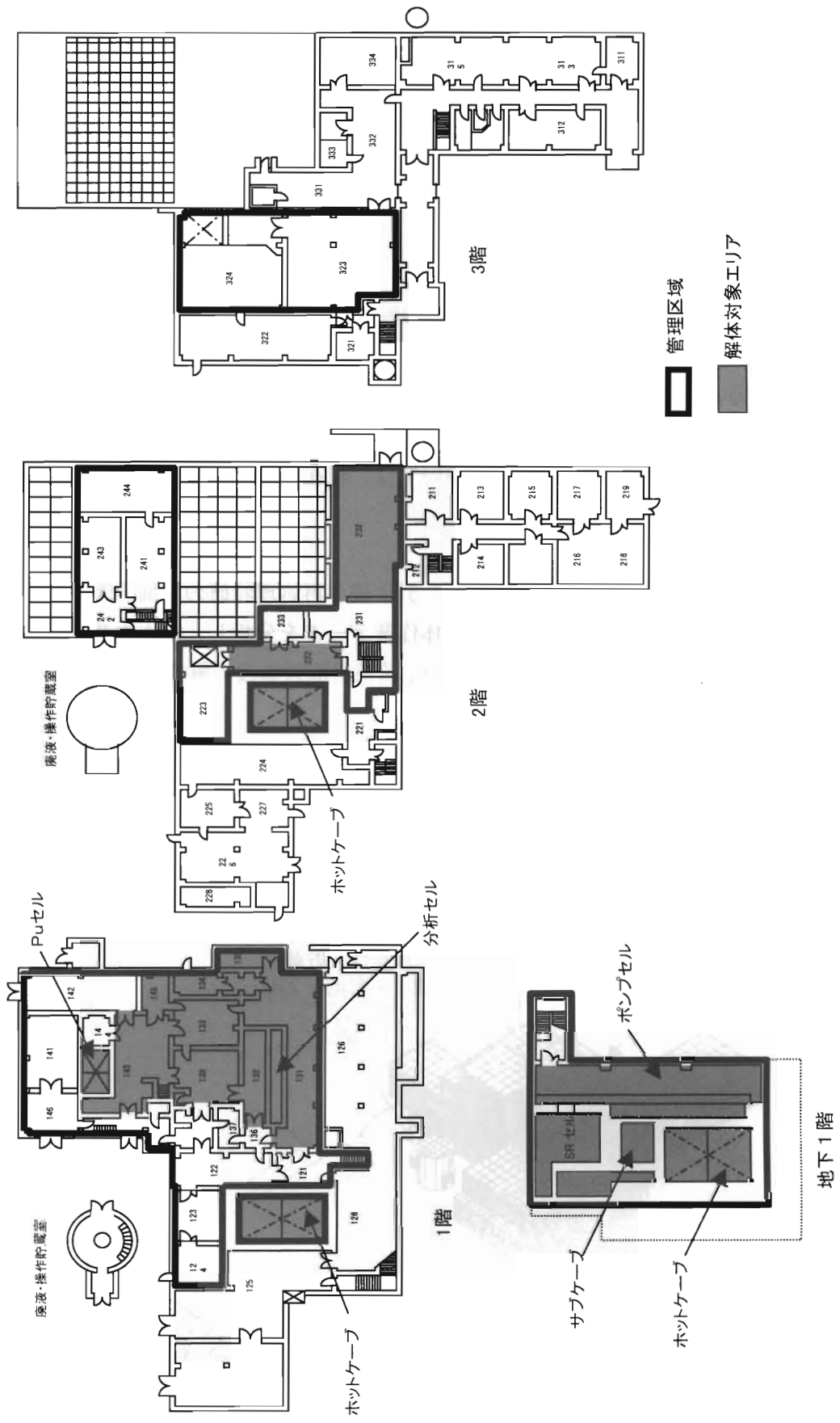


図2 再処理特別研究棟本施設内設備・機器の解体対象エリア

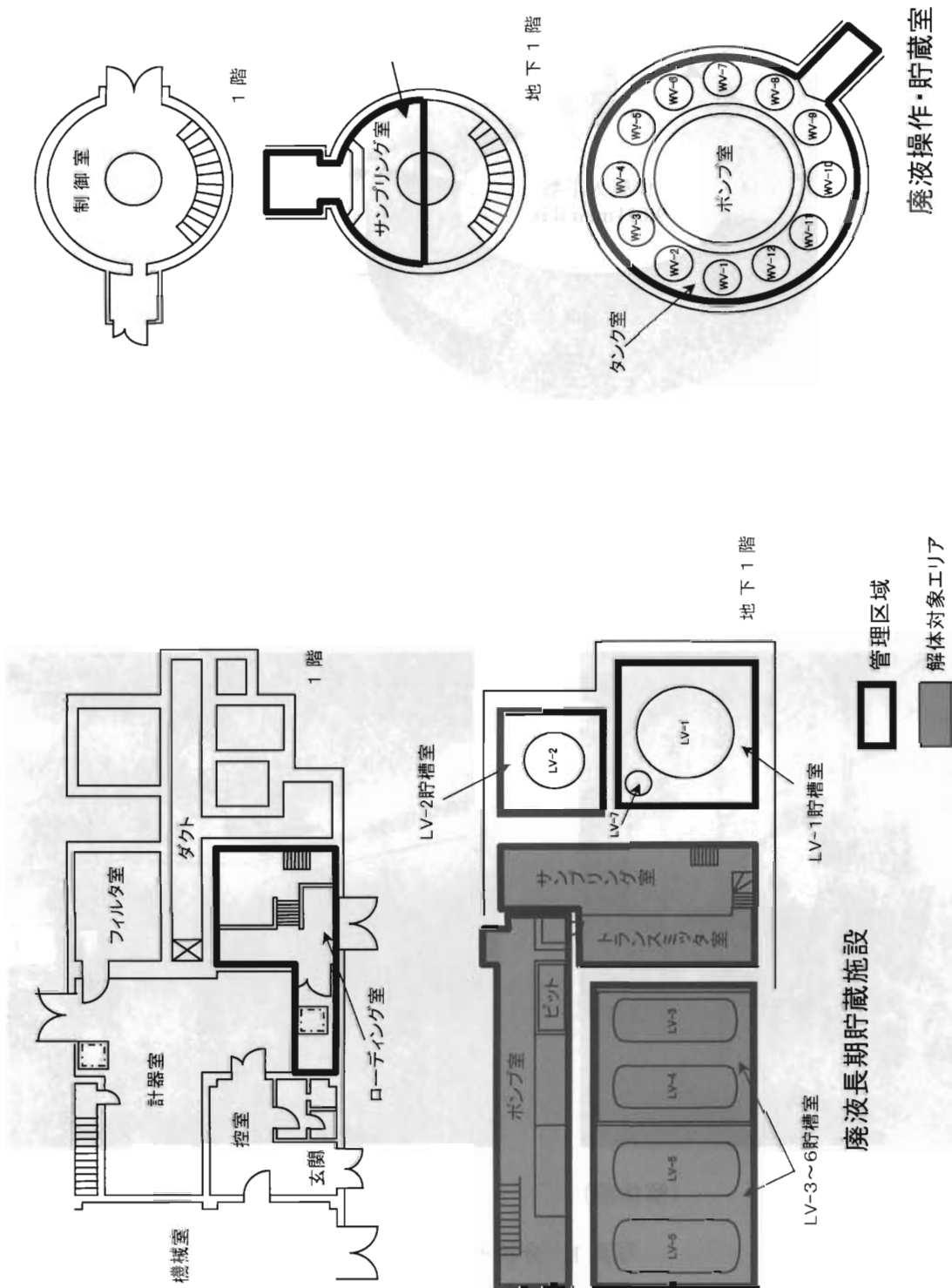


図3 廃液長期貯蔵施設及び廃液操作・貯蔵室内設備・機器の解体対象エリア

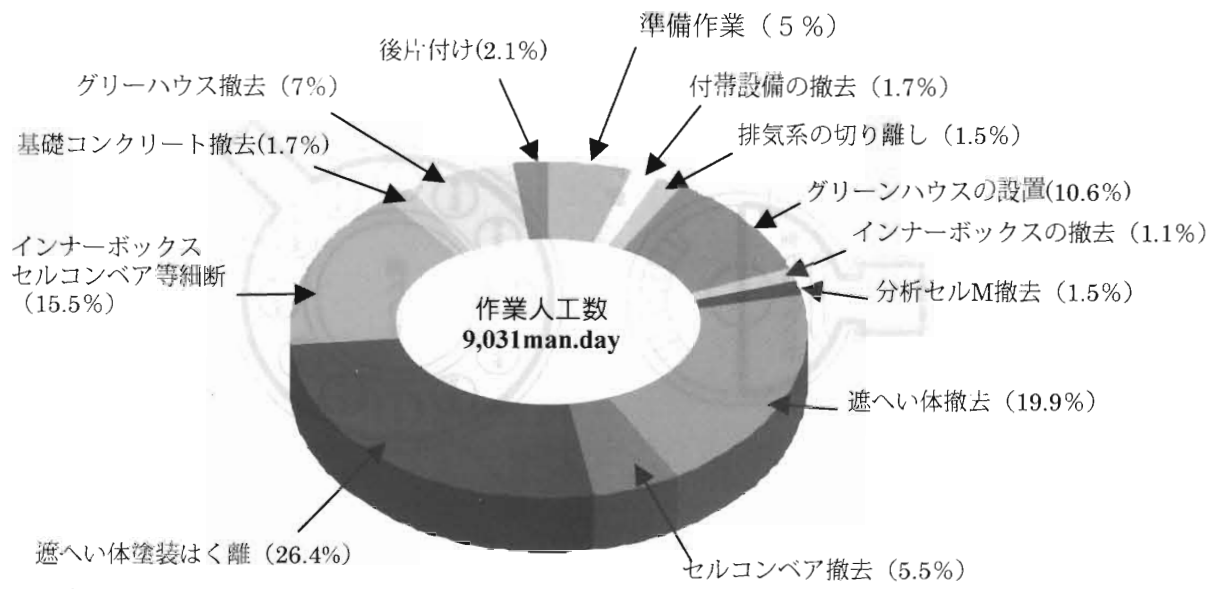
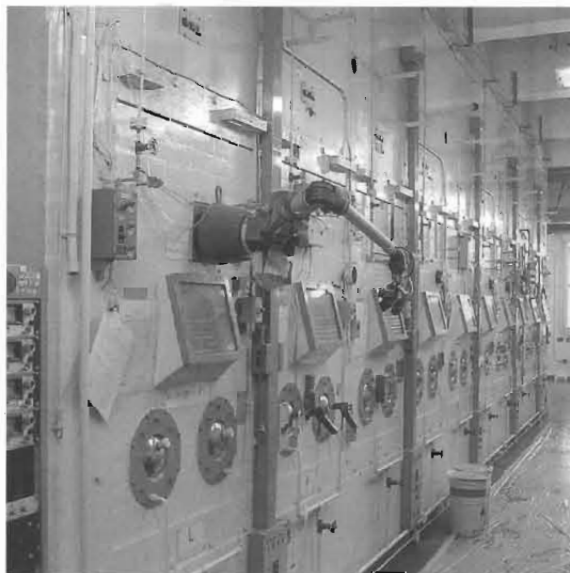


図4 分析セルの解体に伴う人口数の内訳



(解体前)



(解体後)

写真1 分析セル



## 2. カナダのホワイトシェル研究所における廃止措置計画

カナダにあるホワイトシェル研究所は1960年代にCANDU炉の研究開発のために設立された。この研究所には建屋、研究施設、原子炉等、多数の施設が存在する。1997年に主に財政上の理由から、カナダ原子力公社（AECL）はこのサイトにおける研究開発を中止し、廃止措置を行うことを決定した。これはカナダの原子力研究サイトでは最初の廃止措置となる。以来4年かけて、廃止措置の準備と計画活動を進めてきた。この計画の概要が論文として発表<sup>(1)、(2)</sup>されたので、紹介する。

### 1. 廃止措置プロジェクトについて

ホワイトシェル研究所は、カナダ中央部にあるウイニペグの東北東100kmにある原子力施設である。サイトはAECLの所有で、ウイニペグ川に隣接し、4,375haの広さがある。研究所は10の主な建物と多数の小規模サポート施設からなる。図1にサイトレイアウトを示す。廃棄物管理エリア（WMA）、コンクリート製キャニスタ貯蔵施設（CCSF）と大規模換気型燃焼試験施設（LSVCTF）が主施設の北東1kmにある。

ホワイトシェル研究所の廃止措置プロジェクトの範囲を明確にするため、サイトを汚染地区と非汚染地区に分けている。汚染地区では、原子力開発、運転、支援活動が行われ、放射能による汚染の可能性がある。なお、非汚染地区は廃止措置プロジェクトの対象外になっている。ホワイトシェル研究所の廃止措置計画は、汚染地区における全ての施設、建物を含んでいる（表1）。

表1 プロジェクトの主要対象施設

原子力施設	遮へい施設 バンデグラフ加速器 中性子発生器 放射性液体廃棄物処理センター ホワイトシェル原子炉 WR-1 コンクリート製キャニスタ貯蔵施設 廃棄物管理エリア
ラジオアイソトープ施設	放射性廃棄物貯蔵建屋、除染センター
一般施設	管理建屋、埋立地、下水池、埋設サービス、汚染された土地、管理区域、川底沈殿物を含むオフサイト汚染物

### 2. 廃止措置の戦略

ホワイトシェル研究所の廃止措置を行う前に、施設の運転停止作業が行われる。実際の廃止措置は、環境評価総合研究報告書（CSR）が認められるまで、行われない。CSRの準備と平行して実施される運転停止作業には約15ヶ月の期間が必要となる。廃止措置の最初の段階で行われる準備作業は次の通りである：



- 一施設の廃止措置計画書の作成と提出
- 一CSRの受理及び承認された詳細な廃止措置計画に基づき、段階1で廃止措置が指定された施設をサイト認可建屋へ移送することを確保
- 一残りの施設に対する認可要求事項の確認

廃止措置計画に平行して、ホワイトシェル研究所における研究施設の停止作業が進行中である。なお、現在、カナダには国の原子力廃棄物処分施設がなく、このような施設ができるまで、廃止措置活動は、原子力施設に対して安全なモニタリングとサーベイランス状態を維持することに限定される。

廃止措置は制度上の制限期間に従って3つの段階で計画される：

段階1（約5年）：廃止措置活動は、原子力及びアイソトープの建屋と施設を安全で、管理された暫定的終了状態にすることに限られる。

段階2（約10年）：全ての建物と施設に対する定期的なモニタリングとサーベイランスを行う。プロジェクト活動の大半はWMAに向けられる。モニタリングとサーベイランス並びに廃止措置プロジェクト活動が行われている期間に、暫定的なプロセス、処理、貯蔵施設が設置される。

段階3（約45年）：関係する規制上の要求を満たしながら、廃止措置活動によって、サイトを最終終了状態に持っていく。廃止措置活動のタイミングと順序は、処分施設の有効性及び構成物と建屋の状態によって決められる。

さらに、制度上の管理期間を設け、安全性評価で予測される方法によって現地で処分したもの（川の沈殿物及びLLWトレンチ）が管理されていることを実証し、放射能が許容レベル以下に減少するまで汚染地区に立ち入らないことを確認するために、制度上の管理活動が考えられる。ホワイトシェル研究所の管理期間は約200年になるものと予想される。

なお、このほか廃棄物処分施設の使用時期を仮定した3つの代替案も検討されている。

### 3. 廃止措置の計画

廃止措置の計画は上位の総括計画と実務レベルの実施計画からできている。

#### (1) 総括計画

総括計画は全体のプロセスをカバーしており、エンジニアリング、計画/予算、復旧、評価、技術、法規、品質保証、廃止措置に必要な作業活動を含んでいる。この計画書では、プロジェクトの利害関係者からの意見が考慮されている。利害関係者は、地元住民、規制当局、AECL、カナダ原子力安全委員会のほかに、海洋漁業省、天然資源省、保険省、西部経済多様化庁等である。

#### (2) 実務レベルの計画

実務レベルの計画は以下の5項目がある。

- ・プロジェクト内容の展開
- ・工学実施設計の展開
- ・被ばく基準の決定
- ・貯蔵中廃棄物と廃止措置時廃棄物の評価
- ・廃止措置時廃棄物の流れ、暫定処理、処分の経路（図2）

#### 4. 学んだ経験

廃止措置プロジェクトの開始以来4年間で、広範囲なプロジェクト計画の課題を整理し、対応してきたので、プロジェクト全体を明確にすることができた。また、科学技術、プロジェクトを実施する意志決定など、種々の観点から相当の努力が求められた。同じような廃止措置を計画する際に、下記のような課題の評価と経験が役立つことになる。

- ・安全、衛生並びに環境の観点をプロジェクト計画に取り込むには、規制当局との良い関係が役立つ。
- ・廃止措置プロジェクト計画では、従来の技術上の考察のほかに、地元や関係機関等の利害関係者との相互関係についてもよく考えるべきである。
- ・ホワイトシェル研究所の廃止措置計画の立案の際に、最も役立った手段は、研究所の廃止措置に要求される工学技術と他の活動を結びつける段階的な一連の文書化及びプロジェクトをスケジュール化する従来の技術を使用することであった。コストの合理化に加えて、これらの手段が、システム、人的資源レベル、新文書並びに予算の各項目を確認するのに有効である。例えば、計画作業では、工学技術、廃止措置保健物理、放射線防護、種々の契約、施設、並びに環境の専門家に対して必要性を確認するのに役立った。
- ・重要な実務レベル計画の作業は、早い時期に確認し、開始されるべきである。廃止措置を開始するためには多様な作業が要求される。最も重要な活動は、現実的なプロジェクト内容の展開である。これには、サイトサービスの再編、放射線サーベイ、解体・除染を含んでいる。
- ・廃棄物インベントリ及び廃棄物の流れ解析は、廃止措置計画の一部として実施される必要がある。廃棄物インベントリは、廃止措置中に発生するものとサイトに貯蔵されているものを含む。廃棄物の流れと処理の経路の確認と説明のために、フローチャートを用いると単純になる。
- ・重要な廃止措置の文書を確認し、これらの文書に寄与する作業は廃止措置プロセスの早期に開始すべきである。また、許認可の手続きは、要求される文書を確認する基になる。大きな廃止措置プロジェクトを計画する場合には、サイトを構成要素に分割することが重要である。例えば、ホワイトシェル研究所の計画は、サイト全体、原子力施設、アイソトープ施設に対して立案された。体系的な計画立案は、複雑な廃止措置文書を記述するために重要なものである。

(企画調査部 宮本 喜晟)

#### 参考文献

- 1) Daniel J. M. Grondin and Robert A. Helbrecht, "Decommissioning of a Nuclear Research Site in Canada: Application of the Federal EA Process," WM'02, Conference, February 24-28, Tucson, AZ (2002).
- 2) R. Ridgway, "Decommissioning Planning at Whiteshell Laboratories," Radwaste Solutions, November/December 2002.

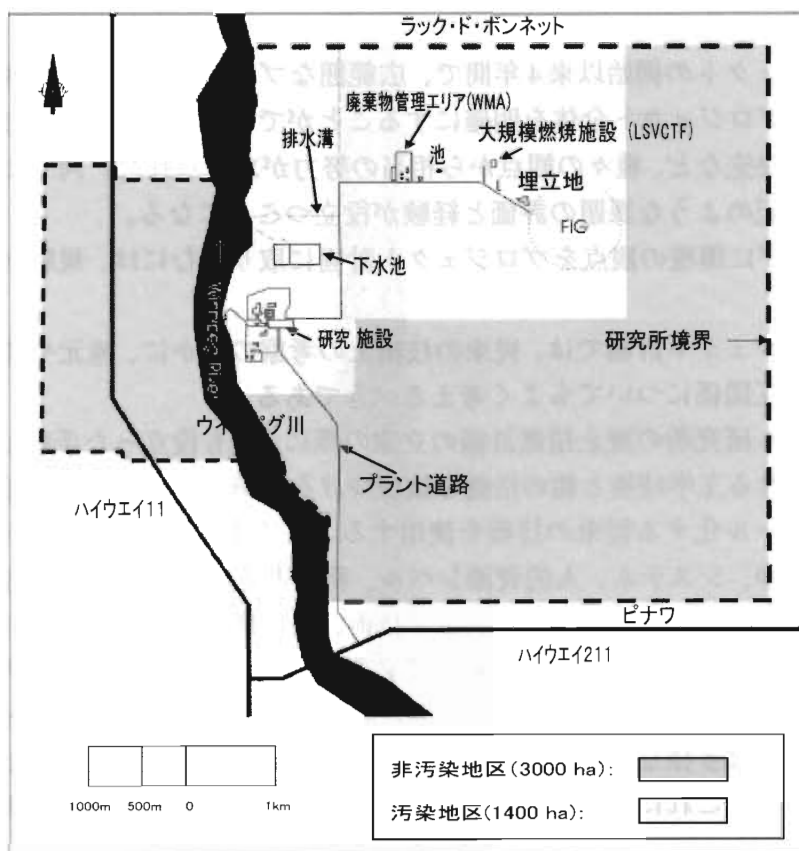


図1 ホワイトシェル研究所のレイアウト

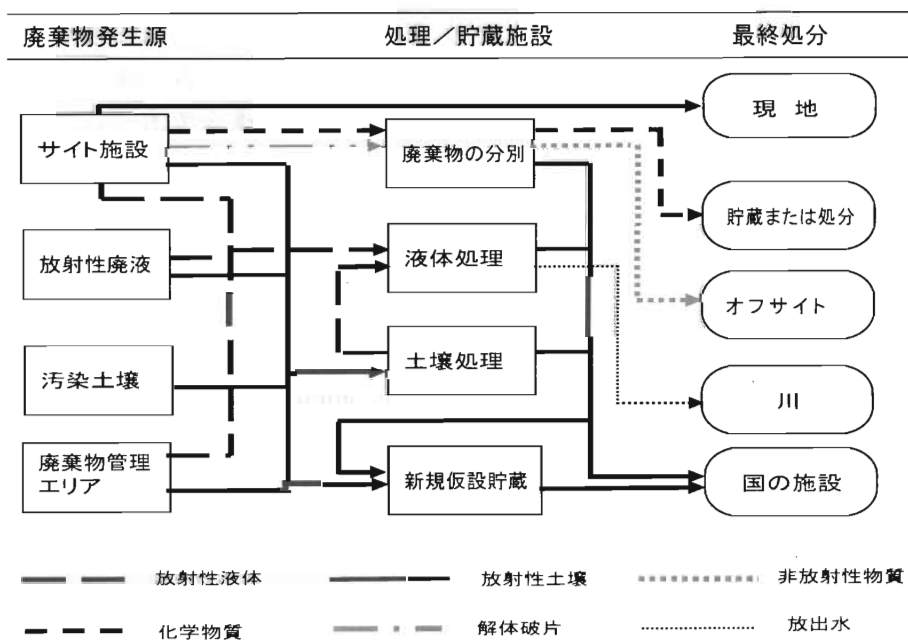


図2 廃棄物の流れと仮設埋設施設

### 3. 廃棄物を効率的に分別するためのシステム開発

#### 1. はじめに

1940年代世界的な最初の核兵器開発競争に伴い、数ヶ所の政府関係サイトで放射性廃棄物の蓄積が始まった。さらに冷戦時代には40年にわたって複合核兵器生産の副産物としての廃棄物が生産場所あるいは移送された他の場所で貯蔵されてきた。

発生廃棄物の大部分は、ウエス、衣類、工具、プラスチック容器といったなじみの深いものである。それらの中には主としてプルトニウムなどTRU核種で汚染されたものや洗浄溶媒など有害物質が含まれている。ここ数年間、これらTRU廃棄物をニューメキシコのWIPP地層処分場（Waste Isolation Pilot Plant）に永久的に処分する努力が国家規模で進められている。WIPPの受入れ基準は厳格であり、エアロゾルカンや液体を含むコンテナは、搬出前に選別してそれらを取り除いて再封入する必要がある。人手に頼る作業では、作業員にも環境にもリスクが避けられない。このリスクを少なくするため、DOEは有害物質取り扱いを安全に自動化する革新的技術の開発を奨励している。

INEEL（The Idaho National Engineering and Environmental Laboratory）では、これを受けて、放射性及び有害廃棄物の分別を自動化するHANDSS-55と呼ばれる新しい技術の実証を行っている。この技術はサウスカロライナにあるUSDOEのサバンナリバーサイト（以下SRS）で行われた環境修復事業で廃棄物を地層処分場へ送り出す際に採用された処理技術を改良したものである。

INEELで開発された分別装置は、これら廃棄物の取り扱いシステムのキーとなるものである。高濃度に汚染された混合廃棄物を自動的にかつ遠隔操作で分別する能力によって、通常のマニピュレーターを用いた作業の必要がなくなる。新技術の実証の結果、HANDSS55の導入により従事者被曝線量が減少し、生産性が向上する見通しが得られている。ここではその開発内容等について紹介する。

#### 2. 開発体制及び開発費の分担

SRS及び他のサイトの廃棄物の分別問題の解決に役立ち得ることから、DOEのOST（Environmental Management Office of Science and Technology）がこのプロジェクトの資金を提供した。

OSTから派遣されたプロジェクトマネージャーは、HANDSS-55モジュールの設計及び開発の指揮をとる。また、彼らはINEELがTRU廃棄物を安全に取り扱う洗練されたシステムと装置に関するエンジニアリング能力を有していることから、共同開発のパートナーとしてINEELを選んだ。

INEELは次のような機関と共同してあるいはサポートを受けてHANDSS-55の開発を行っている。すなわち、SRTC（Savannah River Technology Center）、パシフィックノースウエスト国立研究所、ウエスタンエンバイロメンタルテクノロジーオフィス、ニューメキシコ大学南カロライナ大学、及びインターナショナルオペレイティングエンジニアーズである。

個別のシステムモジュールの実証に続いて、DOEの国立エネルギー技術研究所ウエスタンエンバイロメンタルテクノロジーオフィスでHANDSS-55全体のシステムが実証される予定である。準備完了後、2005年までにはSRSに移送される。

INEELはSRSで必要となる技術開発を進めるため、追加的な民間協力関係を組んでいる。この協力関係は、VXテクノロジー社（カルガリーアルベルタ）、バレットテクノロジー（ボストン）、及びセラピド（ミシシッピスターリングハイツ）である。当初、INEELのプロジェクトのために必要な予算は、50万ドル以上と見積もられていた。議論の末、VXテクノロジー社は開発費用の分担に応じた。この寄付の結果、DOEの財政負担はトータルコストの半分以下となった。

### 3. モジュールの設計

HANDSS-55は4つの独立したモジュールからなっている。それらは、①システム統合と制御、②廃棄物の分別、③廃棄物の再封入及び④廃棄物減容処理の4つのモジュールである。これらのモジュールはそれぞれ独立しても使えるし、一緒にまとめて完全な廃棄物取り扱い及び分離システムとしても使える。

(1) システム統合と制御モジュールは、中央制御システムあるいは独立した制御モジュールで操作が可能である。メニュー形式のタッチスクリーン制御システムは単純で強力な使いやすい操作環境を提供する。制御のフォーマットは全自動あるいは手動モード双方で設定可能で柔軟な操作が可能である。さらに、システム統合と制御モジュールがあることによって全てのモジュールを一つの“継ぎ目のないシステム”として操作できる。操作システムは、タッチスクリーン、音声認識、及びジョイスティック操作の3つである。これら3つの方法で与えられた指令によって、特定の道具を装着したロットアームが廃棄物を見つけ、取り上げ、処理する。これらの機能全体によって、見る、推論する、ランダムな情報を統合すると言った人間の機能に匹敵する判断を行い、物理的な動作を行う。ここで使われている技術はたとえばBuck Rogersやスターウォーズで見られるようなものである。

(2) 廃棄物の分別モジュールは、リモートドラム、ライナー開封機及び分別台からなっている。リモートドラム、ライナー開封機は、55ガロンの金属ドラムと付属のポリエチレンライナーを開封し、ドラムの中身を分別テーブル上に広げる自動化されたシステムである。廃棄物分別ステーションは廃棄物を受け取り、WIPPの廃棄物受け入れ基準に合致するものであるか否かを識別するための目視検査を提供する。（図1参照）

このシステムは、INEELとVXテクノロジーが対象物の境界を識別するために共同開発した改良型Star Cam 3次元イメージシステムを用いている。それはテーブルの上に置かれた各々の廃棄物の形を図形及び等高線で示し、対象物の寸法、形状、他の対象物との関係等を識別する。（図2参照）

事前にプログラムを組まれたロボットシステムが決まった環境の中で決まった作業をするのとは異なり、このシステムはドラム缶が開封されるたびに異なる状況、条件の中で作業できるように設計されている。

未知の対象物を識別するために用いられている技術はユニークなもので、従来、多くのイメージングシステムで用いられている参照用ライブラリを用いて認識する方法とは異なる方法をとっている。廃棄物の分別では、十分に速く対象物を取り上げ、たとえそれが比較できる参照ライブラリにない場合でも識別できる能力が必須である。

作業者が取り除く対象物を特定し、システムを起動したら、INEELの開発したソフトウェアのアルゴリズムはシステムを作動させ、ロボットアームに装着すべきツールのある方向を定め、水平あるいは垂直に移動を開始する。(図3参照)

廃棄物はその後の個別の処理のため基準内の物と基準外との物に分類される。基準外と識別されたものは遠隔自動機器を用いて取り除かれる。処理工程から取り除かれた基準外のもはデータベースに記録を残し、最終的な別途の処理のため分別される。他の廃棄物は分類され重量を測定され処分用の記録を行う。

- (3) TRU廃棄物再封入モジュールは、表面汚染を避けるため他の廃棄物移送で一般的に用いられているリングを用いないSRTCで設計したバッグなしの移送ポートを用いている。このバッグなし移送装置は廃棄物を分別台の汚染された環境から新しい55ガロンドラムあるいは他の許可された輸送容器に移動する。放射性物質はバッグに入れられるか直接容器に入れられる。詰め込み工程の自動化は作業者、費用、被ばく量を低減する。
- (4) プロセス廃棄物減容モジュールは、使用済みの55ガロンドラムとライナーをせん断し、廃棄物を減容し処分をより効率化する。処理された55ガロンドラムと内張りは別の容器に収納され、低レベル廃棄物として処分されることとなろう。

#### 4. 今後の展開

DOE傘下の国立研究所は廃棄物の再封入を行わなければならない状況にあり、この技術のポテンシャルユーザーであると INEEL の技術者は話している。

これら INEEL 及び共同開発者によってなされた技術の成果は他の分野でも応用されている。例えばStar Camイメージング機器技術は病院でCATスキャン診断の結果の解析に応用されている。また、9月11日の同時多発テロの悲劇の現場のような場所での救護活動でも応用できると担当者は考えている。

この技術は種々の方面に発展していく可能性があるものとして注目され、航空宇宙局とベンチャ企業とで共同開発の計画もある。

(廃棄物事業本部 妹尾 宗明)

#### 参考文献

- 1) Reuel Smith, "HANDSS for Sorting Waste", Radwaste Solutions, November/December (2002).



図1 Zマストの先端に取り付けられたグリッパーが模擬廃棄物のバッグの位置を決め、空気作動のはさみがバッグの底を切断して分別台の上に中身を出す準備をしている。

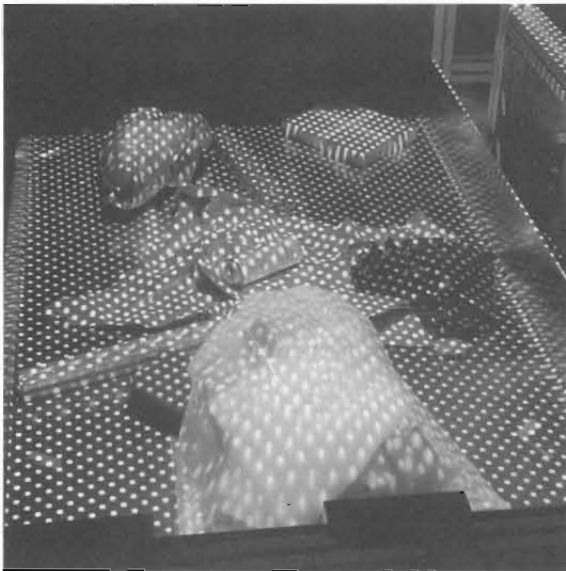


図2 分別台上の廃棄物の3次元プロファイルを得るため、廃棄物はステレオカメラとStar Camイメージングシステムから照射された光線配列で測定される。

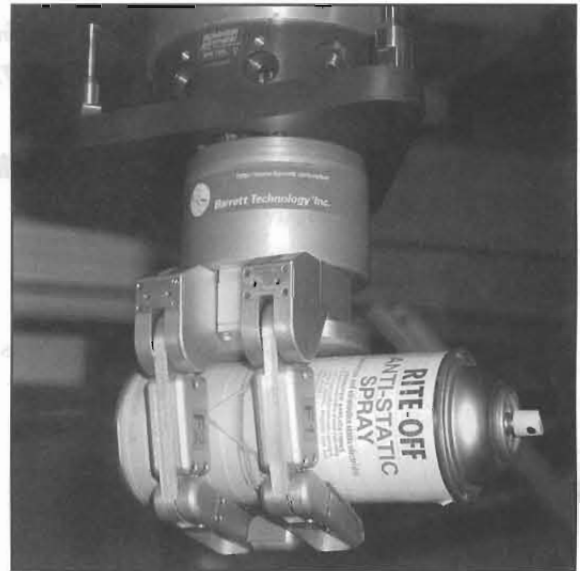


図3 3つ指グリッパがドラムを開封後、分別台の上から廃棄物を取り除いている場面のクローズアップ。



## 4. ホットセル・コンクリート構造物の効率的解体

原子力施設の解体においては、放射性廃棄物の量を低減し、解体費用を削減することが重要な課題の一つである。特に、施設解体においてはコンクリート廃棄物が大量に発生することから、放射性コンクリート廃棄物を減容することが重要である。ドイツのカールスルーエ原子力研究所がホットセルの解体<sup>1)</sup>で、汚染コンクリート廃棄物の除染を効率的に行い、放射性コンクリート廃棄物を低減しているのを紹介する。

### 1. 除染施設の概要

カールスルーエ原子力研究所で発生した放射性廃棄物は、同研究所内の除染施設（HDB：Central Decontamination Operation Department）において、「可能な限り多くの物を無制限再利用する」という方針の下に、処理処分がなされている。線量率が10mSv/h以下の不燃性低レベル放射性廃棄物は、同施設に搬入された後、分類され種々の設備を使用し除染が行われる。

除染方法としては汚染状況を考慮し、ワイヤーソーやバンドソーによる機械的除染、ブラスト除染、化学除染、ウォータージェット除染等が使い分けられている。ブラスト除染においては、ブラスト材としてスチールグリッドを使用している。搬入にあたっては、あらゆる形態で梱包されている廃棄物にも対応が可能で、大型クレーンが備えてあり重量156トンまで取り扱うことができる。作業室は、負圧に維持し、作業員はガス防護服を着用し作業を行っている。スラッジや化学廃液は、蒸留濃縮しセメント固化を行っている。

HDBで取り扱われる廃棄物の最大年間総重量は600トンで、処理された廃棄物の割合は、10%が放射性廃棄物、30%が溶融するスクラップ、60%が無制限に再使用できる資材となっている。

### 2. 無拘束解放測定

原子力機器や建屋等は、除染した後、規制当局による検認測定を受けクリアランスレベル基準値以下であることが確認されれば、放射性廃棄物の規制を受けることなく無拘束に解放される。

無拘束解放するための測定は、解放対象物の全表面をサーベイメータを使用し直接測定するとともに、サンプルを採取しγ線スペクトロメトリー測定を行い浸透汚染の無いことを確認する。バルブやケーブル等の複雑形状の廃棄物については、全表面測定ができないため測定用の収納容器やドラム缶に収納しクリアランス測定装置を用い全γ測定を実施する。

### 3. 汚染コンクリート構造物の処理

汚染コンクリートがHDBに搬入される以前に、それらコンクリートの分析を行うためサンプルが送付されてくる。その分析結果に基づき、以下の3つの処理方法が選択される。

- ・スチールグリッドを使用するブラスト除染
- ・ワイヤーソー等を使用して汚染部などを切断剥離
- ・パワーシャベルを使用し小さく破碎

ホイルなどに包みコンテナで運ばれてきた汚染コンクリートは、汚染レベルや表面線量率を確認するための測定が実施される。コンクリート構造物中に不具合箇所（ケーブル配管や換気系等）が含まれてなく、表面汚染密度が $\alpha$ 汚染で $0.5\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 $\beta$ 汚染で $5\text{Bq}/\text{cm}^2$ 以下であれば、前処理なしでスチールグリッドによるブラスト除染が実施される。ブラスト除染後(図1)、直接測定とサンプル採取による測定を行い、無拘束解放規準値以下であることを確認して無拘束解放される。

もし、コンクリート構造物がケーブル配管等を内蔵していたり、ブラスト除染を行うには表面線量率が高すぎる様な場合には、ブラスト除染ができるように、ワイヤーソー等を使用し、その不具合箇所を切り取るなどの前処理が行われる。除去された汚染廃棄物は、最終処分を行うのに適した容器に収納される。

コンクリート構造物中に多くの不具合箇所があり、それらをワイヤーソー等で切り離すことができない場合には、パワーシャベル(図2)を使用しコンクリートを10cm以下に小さく砕いて分離し、コンクリートを200ℓドラム缶に収納する。その後、200ℓドラム缶を測定し無拘束基準値以下であれば、コンクリートは非放射性廃棄物として処理される。

ケーブルについては無拘束解放測定ができないため、最終処分を行えるようにスーパーコンパクターで圧縮減容される。鉄筋については、無拘束解放測定を行い、無拘束基準値以下であれば非放射性廃棄物として処分される。その他の金属については、除染を目的とした溶融施設に搬出される。

#### 4. まとめ

ホットセルの解体では多量の汚染コンクリート構造物が発生することから、解体での主要な作業は、汚染部を除去し放射性廃棄物を減容することである。効率的な作業方法として、コンクリート中の不具合箇所が少ない場合にはワイヤーソー等を使用しその部分を切り離した後、スチールグリッドを使用しブラスト除染を行う。また、不具合箇所が多数ある場合には、コンクリート構造物を砕いて小さくし無拘束解放測定を実施し放射性廃棄物を減容している。これらの方法により、ホットセルのコンクリート構造物(図3)を図4に示す割合で効率的に減容処理している。これらの工法の特長は、汎用性のある機器で、簡単に行えることである。

(情報管理部 石川 広範)

#### 参考文献

- 1) A. Graf, U. Stutz, "Treatment of Concrete Bars from the Dismantling of Hot Cells", International Conference Safe Decommissioning for Nuclear Activities Contributed Papers (2002).



図1 ブラスト除染の終了したコンクリート  
構造物



図2 パワーシャベルによるコンクリート  
構造物の破碎

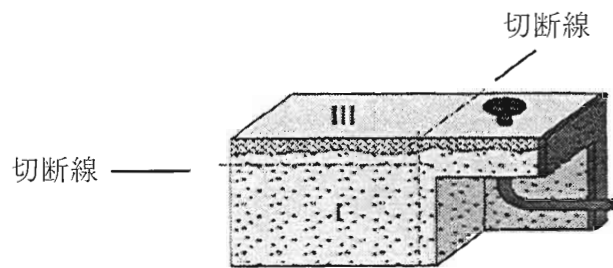


図3 処理前のコンクリート構造物

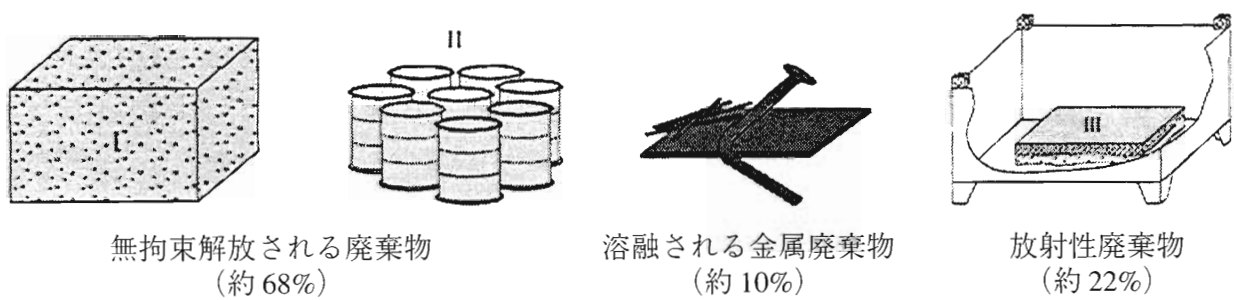


図4 処理後のコンクリート構造物

©デコミニュース 第23号

発行日 : 平成15年3月31日

編集・発行者: 財団法人 原子力研究バックエンド推進センター  
〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100  
Tel. 029-283-3010, 3011  
Fax. 029-287-0022

ホームページ: <http://www.randec.or.jp>

E-mail : [decomi@randec.or.jp](mailto:decomi@randec.or.jp)