

No.13

デコミ ニュース

第13号

目次

1. ドイツにおけるデコミッションングの近況
— 民間核燃料4施設の廃止措置 — … 1
2. 英国ウインズケール・パイル炉の解体 …… 5
3. ドイツ、グンドレミンゲン原子力発電所の廃止措置
— 汚染ケーブル及びコンクリートの
清浄分別による大幅なコスト節減 — … 9
4. トロージャン発電所における
汚染大型タンクの解体撤去 … 15

RAANDTEC

(財)原子力施設デコミッションング研究協会

1. ドイツにおけるデコミッションの近況

— 民間核燃料4施設の廃止措置 —

ドイツでは、原子力発電所、再処理工場等の廃止措置を進める一方で、民間の核燃料施設においても廃止措置が精力的に行われている。シーメンス社は、廃棄物管理国際会議（Waste Management-2000）において同社所有のハナウに建設されたウラン燃料およびMOX燃料加工施設の廃止措置を行うとともに、カールシュタインにあるウラン燃料製造施設およびホットセルを含めて4施設の廃止措置を同時に報告しているため、その概要を紹介する。

1. 廃止措置スケジュールと予定コスト

4施設の廃止措置スケジュールを図1に示す。

カールシュタインのウラン燃料製造施設は、4施設の先陣を切って廃止措置を開始し、6年後の1999年3月末に原子力法の適用を解除され完了した。敷地は非原子力利用建物として開放されている。

ハナウのウラン燃料製造施設は1995年3月に操業停止した後、設備とシステムの除染を行い、公開ヒアリングを経て1999年6月に付属システムの解体許可および特定建屋の除染と解体の許可が初めて得られた。2000年2月にはその他の建物の解体許可を得て作業が進められている。建屋基礎の解体と敷地の除染を対象とする第3の許可は2000年半ばになる予定である。

ハナウのMOX燃料製造施設の洗浄は、1997年10月から開始して現在も洗浄作業中である。すでに、 PuO_2 やMOXの形態で550kgのプルトニウムを英仏に輸送したが、未だに加工処理する燃料が残っており、その処理は2001年半ばまでかかる。2000年3月に事実上の廃止措置作業に係わる第2段階目の公開ヒアリングがあり、最初の部分的な許可は2000年12月に得られる予定である。

カールシュタインのホットセルの廃止措置は、他の燃料製造施設とは異なった計画となっている。それは、高線量のために全ての作業を遠隔操作で行う必要があり、マニプレータが使用できない場所はロボットを開発してから解体した。現在の予定では、ホットセル内と接続配管を含む建物除染を2002年半ばまで継続する。引続き汚染測定を行い、2003年に施設の開放を行う予定である。なお、残留燃料の処置について、ウラン燃料はドイツ国内外のシーメンス社の燃料施設に搬出する。MOX燃料製造施設のプルトニウムは、長期貯蔵及び輸送に見合った形態、例えば、Cogema、BNFLなどの受入規準に合った仕様で搬出する。

廃止措置コストに関しては、4施設全体でMOX施設の除染費を除き、概略14億マルク（約730億円）と見積もられている。MOX施設の除染の許認可に係る費用は、1,100万マルク（5億7千万円）、そのうち、9百万マルク（4億7千万円）は検査機関が規定した検査費であり、残りの2百万マルク（1億円）は許認可申請経費となっている。

2. 核燃料施設の許認可経緯

ドイツの原子力法は、原子力施設の設置と廃止措置との間に明確な区分を設けていないため、許認可文書の解釈や計画遂行に当たり、合意達成までに大変な手間がかかる。特に、測定と汚染の確認を含めた除染目標と放出の許容限界を決めることが難しい。

原子力施設の廃止措置においては、「原子力の許認可要件」が重要ではなく、非原子力分野の建物等に係わる規則や水の廃棄物管理法令が優先されることが重要である。許認可申請書の提出から許可までの期間は、公開ヒアリングを当局が必要とした場合で1年半であった。

3. カールシュタインのウラン燃料製造施設の廃止措置

カールシュタイン燃料製造施設は1966年建設され、ウランおよびガドリニウム添加燃料を製造してきたが、1994/95年に操業停止した。この間 UO_2 を3,000トン加工し、87万本の燃料要素を製造した。廃止措置作業では、天井および壁構造物に対して UO_2 粉末の浸透深さの2倍に相当する5mm厚さまで、表面からニードル銃を用いて汚染を除去した。

鉄鋼表面の塗装は薬品を用いて剥がすか、ブラスト法によって除去し、床の覆いは完全に除去した。建屋内に設置してあるクラック、アンカーボルト、電気端子のくぼみ、コンクリー伸縮継手については、個々に取外して、それらを取り除いた形状の2倍の深さ及び広さの範囲を除去した。

汚染物の解放のための測定と複雑形状または大表面構造物の汚染確認のため、広面積カウンター(0.5m×1m)を用いた新計測システムを考案した。このシステムは、当局了解のもとで使用し、1m奥の建屋の収縮継手の汚染を測定できるものであった。壁や天井、床の汚染確認には、 γ スペクトロメトリー法によるin-situ測定法も認められた。これは一度に5m²の面積を20～50mmの深さまで検出できるものである。これは原子炉施設の γ 放出核種の検出に従来から使用されているが、核燃料施設の汚染検査に使われたのは初めてである。この技術を認めさせるのに手間がかかったが、結局は汚染確認に要する時間を大幅に節約することができた。

4. ハナウのウラン燃料製造施設の廃止措置

ハナウのウラン燃料製造施設では、1969年から1995年までに1万3千トンの UO_2 から5百万本の燃料要素を製造した。この施設は1995年3月に停止し、除染作業の期間に種々の形態のウランと製造された核物質約700トン进行他のサイトに搬出した。

製造開始当初から運転停止までの期間、残留した製造核物質のほかにウラン汚染の洗浄廃液、スラッジなどの中間生成物が残った。これらは、施設運転中には浄化設備によって処理できたが、現在、浄化設備が利用できないため、これらはすべて放射性廃棄物として処分することになった。

大型のプレス器、ペレット研摩装置、焼結炉、ペレット充填機および試験装置は洗浄して、ブラジルとアルゼンチンにある同社の燃料製造施設へ再利用のため搬出する。一方、大半の製造機器は洗浄・解体・切断して、200Lドラム缶に収納する。当局は、この廃止措置で解体を行うため申請を14ステップに区分し許認可を出した。

建物内の汚染と放射能レベルを特定するために、処理量、加工法、ウランの化学形態、取扱技術に関する運転履歴を洗い出し、 UF_6 や UO_2 の散逸によって施設内部に影響を与えた事故や建屋構造物内の放射能浸透深さのデータを調査した。

新規適用技術としては、カールシュタインのウラン施設でも使われたin-situ γ スペクトロメトリーであるが、これを建屋構造物の解放のための測定、碎石コンテナおよび部品材料を廃棄するための1m³のプラスチック容器(big bag)に適用した。この測定器を導入したことによって、建屋の壁、天井、床などの浄化作業が早くなり、コストも低減した。

すなわち、表面汚染がある場合、従来は第1段階として表面から3～5mm深さまで削って新層を出し、第2段階として新層部の汚染確認のため、さらにその面を削り汚染測定を行っていた。しかし、この測定法の採用によって、第2段階の削り作業等が省略でき、その場の測定のみで新層の汚染検査ができることになった。この方法は感度も高いので、無拘束解放限界を測定する場合のデータの信頼性が高く、3～5mm深さのみならず、50mmの浸透深さも測定可能であった。

5. ハナウの MOX 燃料製造施設の廃止措置

MOX加工施設（以前の ALKEM GmbH）では、カールスルーエにおいて1965年から累計8.5トンのプルトニウムから2万6千本の燃料要素を製造した。商用MOX燃料製造施設の廃止措置では、直接適用できる経験は他から得ることができないため、施設運転中に自らが30年以上におよぶ保守、補修、交換作業から得た各種装置やグローブボックスの解体経験を役立てることとなった。

機器やグローブボックスは減容し、既存の機器を用いて処理し、200Lドラム缶に収納する。新技術としては、グローブボックス内の汚染を固定するのにプラスチック泡を吹きつけ固定させるものなどがある。

グローブボックスの解体作業を開始する前に、これまでにどの程度まで除染され、核燃料物質がグローブボックスや装置の中に在るのか無いのか、どこにあるのか、を確認する必要がある。この確認は、廃棄物容器がプルトニウムの制限値を守っていることを保証するものとなる。ちなみに、核分裂性物質の制限量は200Lドラム缶あたり50g、グローブボックス100Lあたり50g、最終廃棄用5.4m³容器あたり300gである。

滞留プルトニウム量は、BNFLが本目的のために開発した廃止措置用のin-situプルトニウムインベントリーモニター（DISPIM）で測定することを決定した。中性子カウンターをグローブボックス面に列状に並べ、信号をデータ収集装置に取り込み、測定評価する。Ge検出器の同時測定によって決定した同位体比をもとに、内部のプルトニウム量とホットスポット量およびその位置を決め結果は3次元で表示される。

6. カールシュタインのホットセルの廃止措置

ホットセル内部には、20年以上にわたって運転してきた期間に、使用された各種の装置や工具が残っており、線量が10Sv/hかそれ以上の廃棄物もある。機器の解体や除染には、別の管理区域内にある部屋で、人が立ち入って作業する。

運転期間中に、地下の液体廃棄物からAm-241が漏出しているので、このエリアはかなりの放射能レベルとなっている。汚染機器の解体期間には、Am-241を含む放射能が大気に放出されるため、吸引器や防護スーツが必要である。排水ドレイン、排気中および建屋構造物の汚染は大きな問題であり、計画的かつ確実な除染とin-situ γ 線測定のような測定技術が必要である。

地下の汚染液による壁の浸透汚染が深いので、放出される放射線リスクを考えると、除染作業は構造物の全体に及ぶことになろう。現在、主に行っている作業はセルと建物の除染であり、それを2002年半ばまでに実施する予定である。従って、これが終わらないと解体作業は開始できない。

7. むすび

厳しい許認可論議の末に実施しているドイツの核燃料施設廃止措置の経験は技術的にも貴重なものである。自国に留まらず、これらの経験をロシアの兵器解体に伴う余剰プルトニウムを利用するMOX燃料製造への支援等に役立たせることが期待されている。今後、より詳細な報告が迅速に行われることが望まれる。

8. 参考文献

H.Rupar, R.Baumann, P.Faber, M.Ruhbaum, and H.Schmitto : "The End of and Era-Decommissioning four German Fuel Cycle Facilities", Radwaste Solution May/June(2000)28

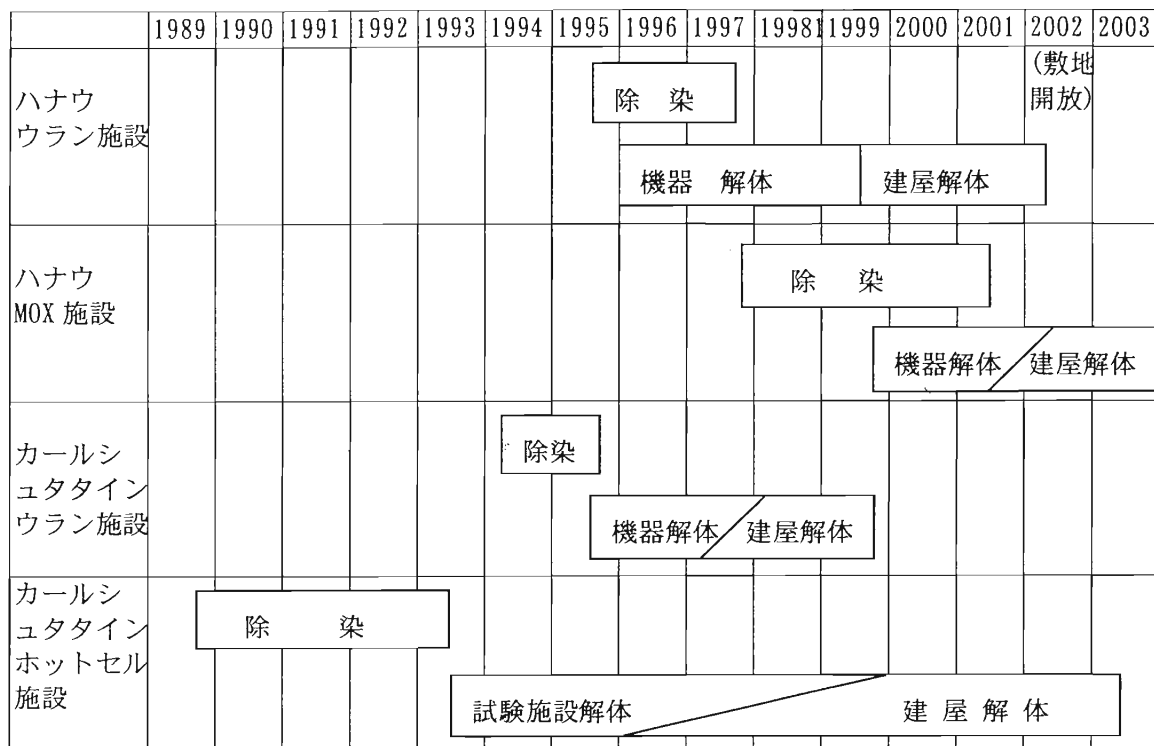


図1 核燃料サイクル4施設の廃止措置スケジュール

2. 英国ウインズケール・パイル炉の解体

1. はじめに

ウインズケール・パイル1号炉（Windscale pile 1）は、1957年に火災を起こし、停止した出力180MWの空気冷却黒鉛減速型の原子炉である。事故後、密閉管理状態に置かれていたが、1980年から炉心内部の調査を開始し、1990年からは潜在的な危険を無くすための第1フェーズの解体作業が進められた。炉心内部には破損燃料が残されており、炉心周囲は高レベルに汚染されていることから、調査や解体作業は遠隔操作機器を使用し行われた。

1999年7月に第1フェーズの解体工事が成功裏に終了したので、遠隔解体作業を中心にその概要を紹介する。

2. 施設概要

パイル1号炉は空気冷却黒鉛減速型の原子炉で、炉心は直系15m、長さ8mの円筒状のグラファイトで3,444本の燃料チャンネル及び909本のアイソトープ・チャンネルで構成されている。炉心は、燃料180トン（72,000カートリッジ）が装荷されており、16本の停止用の制御棒と24本の水平制御棒で構成される。原子炉の冷却は、ブロー室から空気ダクトを介して供給される空気により行われ、排気はフィルターを通し排気筒から放出される。使用済み燃料は、水ダクトを通し燃料貯蔵ポンドに搬出される（図1参照）。

ウインズケール・パイル1号炉は、プルトニウムの生産を目的に1950年～1957年まで運転され、1957年の火災で運転を永久停止した。この火災により約20%の炉心が影響を受け、隣接して建設されたパイル2号炉（1号炉と同タイプ）も安全上に問題があるとの理由により永久停止された。

1958年～1961年にかけてパイル1号炉周囲の除染が行われ、パイル2号炉の燃料とパイル1号炉の損傷していない燃料は搬出された。制御棒は完全に挿入した状態にし、制御棒駆動機構は取り外された。

3. 第1フェーズの解体作業

第1フェーズの解体作業の大きな目的は、原子炉や管理区域を隔離や遮へいを行い安全に管理を行えるようにすることである。ウインズケール・パイル炉の潜在的危険性をなくすため、遠隔操作機器の開発、既存機器の改良などを行いながら1990年から解体が進められてきた。これらの作業には、①広範囲な放射線測定や調査、②汚染を起こし易い水ダクト、空気ダクト等の隔離作業、③汚染された炉心の密閉作業、④換気装置の設置、⑤炉

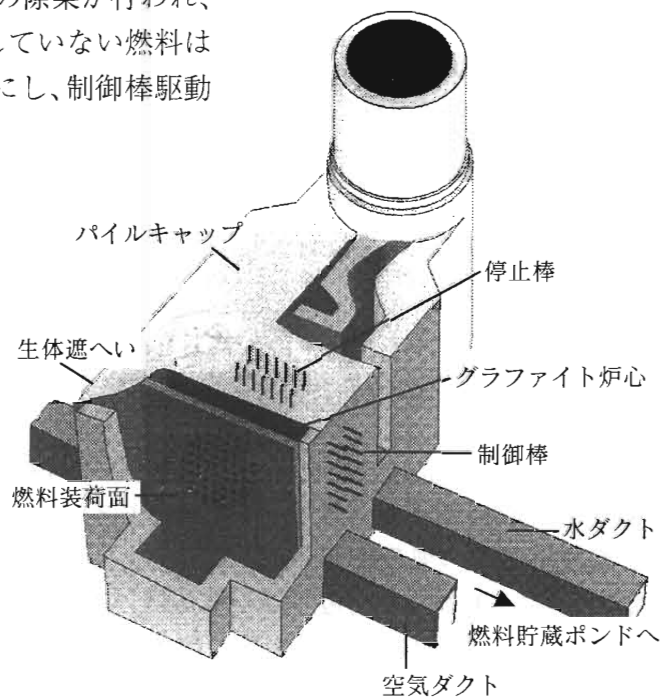


図1 原子炉の構造概要図

心状況監視システムの設置、⑥ホイスト、クレーン等の修復、⑦将来のウインズケール・パイル炉の安全管理に関する検討などの作業が含まれた。これら作業の中から高度の技術を要した空気ダクト及び水ダクトの隔離作業を紹介する。

(1) 空気ダクトの隔離作業と回収作業

高度に汚染した空気ダクトを密閉するため、空気ダクト内に隔離板が取り付けられた。ダクト壁と隔離板の隙間が予想以上にあったことから隙間をシールするのにゴムチューブが使用された。ゴムチューブの取付けにあたっては、取付け時にチューブ内を負圧にして隙間に挿入し、取付け後に負圧を解除する方法でシールされた。また、空気ダクト内は、放射線量率が高く、燃料要素や残がい等が残存している。従って、それらの回収には遠隔操作台車に5つのマニピュレータを装備したCyclopsと呼ばれるロボットが使用された。このロボットは、真空掃除機を使用して破片や微粒子を収集する機能及び燃料要素等を回収し遮へい付き収納容器に収納する機能を有している。写真1にRyclops ロボットを示す。

(2) 水ダクトの隔離作業と回収作業

第1フェーズの作業のうち最も難しく、かつ時間を要した作業は、使用済み燃料を貯蔵ポンドに搬出するための水ダクト内の水抜き及び貯蔵ポンドの隔離作業であった。これらの作業は、水ダクト内部の放射線測定等の調査、耐震性のある防水性隔離壁の設計・製作・据付及び水ダクト内部の燃料要素、残がい、スラッジ等の撤去、ダクト内部の表面除染等であった。

水ダクトの内部調査は特殊作業であることから、沖合での潜水作業で広範囲な作業経験を有するRumic社と契約を結び、水中で走行可能な遠隔操作車両(Hyball)などを使用して、燃料要素の存在位置、スラッジ濃度、放射線レベル等の内部の状況確認を行った。Hyballを水ダクト内への進水の様子及び隔離板の取付け作業の様子を各々写真2及び3に示す。

また、水ダクト内の燃料、スラッジ、残がい等の回収には、水中で走行可能な遠隔操作車両(Norman:写真-4参照)を開発し、回収作業を実施した。この遠隔操作車両は、水ダクト内を排水した後、空気中で使用できるように改造し、水ジェットを使用したダクト内壁の除染にも使用された。

この回収作業で8m³のスラッジ、210個の燃料要素及び261個のアイストープ・カートリッジが回収された。

パイル炉の第1フェーズの解体は、作業期間にほぼ9年を要し、1999年7月に成功裏に終了した。これらの作業において遠隔操作台車やマニピュレータを使用した作業は2,000時間に及んだ。

なお、炉心には、約6,700個の破損している燃料要素と1,700個のアイストープ・カートリッジが残されており、第2フェーズで炉心を解体・撤去し、深地層処分に適した形態にするまでの処理作業が行われる。

パイル炉の炉心周辺設備の解体は、火災で破損した燃料により高度に汚染されているので、この点で他の原子炉施設の解体と大きく異なり、炉心周り以外でも数多くの遠隔操作機器が使用されている。同炉の解体は、原子炉施設の解体だけでなく核燃料施設等の解体にも参考になる技術が数多く含まれており、注目すべき解体プロジェクトの一つである。

<参考文献>

- (1) Remote control, The first phase of decommissioning of the Windscale piles, Nuclear Engineering International, July 2000
- (2) Decommissioning of Windscale Piles 1, International Conference on Nuclear Decommissioning's 98

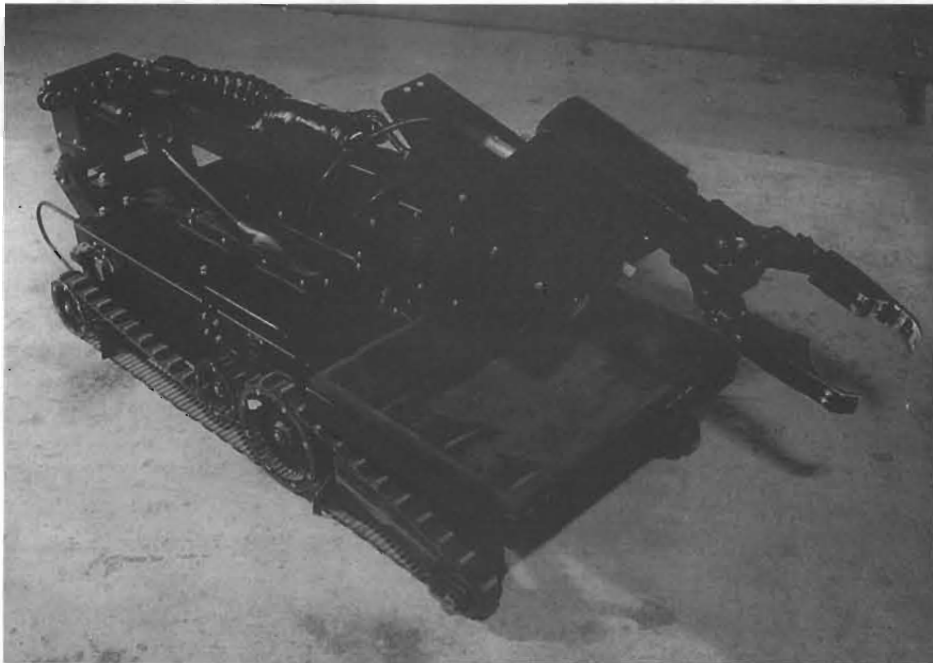


写真1 空気ダクト内の清掃に使用されたロボット (Cyclops)

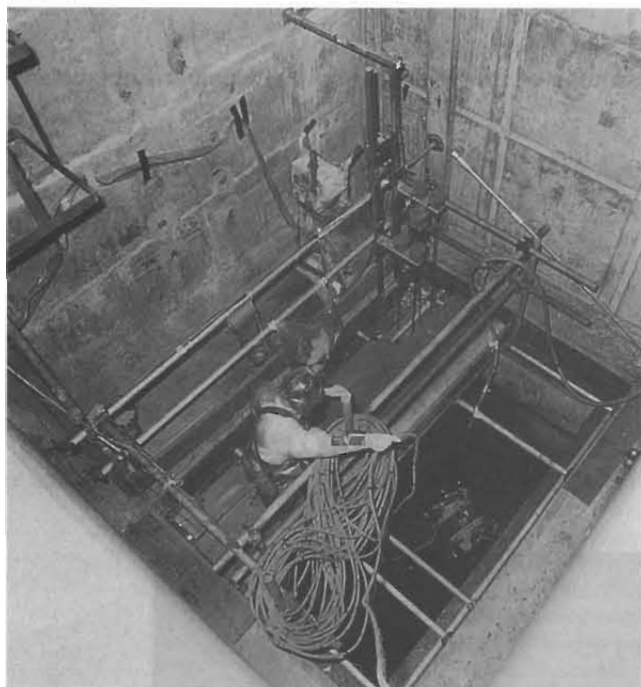


写真2 遠隔操作車両 (Hayball) の
水ダクト内への吊り下ろし

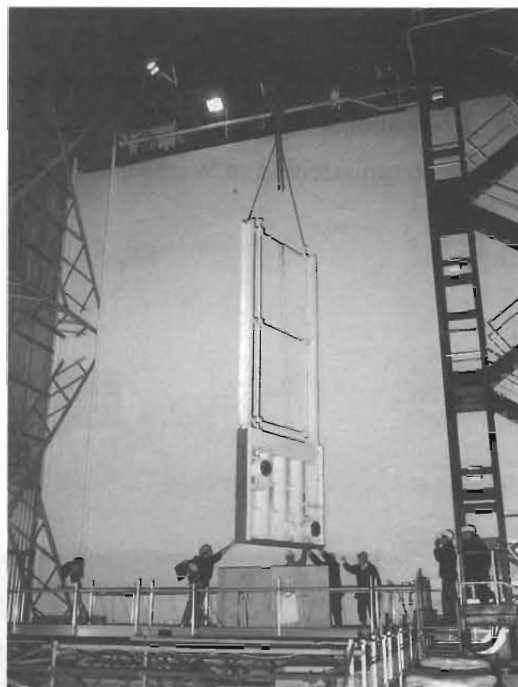


写真3 水ダクト隔離板の取付け作業

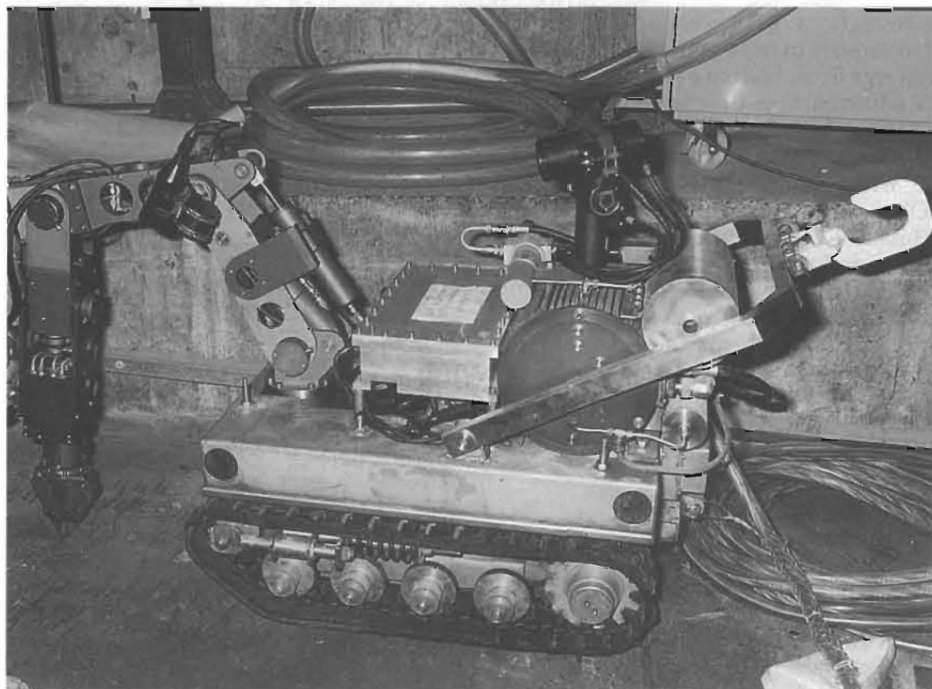


写真4 水ダクト内の燃料、スラッジ等の回収に使用されたロボット
(Norman) 吊り下ろす

3. ドイツ、グンドレミンゲン原子力発電所の廃止措置

— 汚染ケーブル及びコンクリートの清浄分別による大幅なコスト節減 —

1. 概要

ドイツで最初の商用沸騰水型原子炉であるグンドレミンゲン原子力発電所 A 号炉 (Kernkraftwerk RWE-Bayernwer, unit A: 以後 KRB-A と呼称) は、1966 年に運転を開始し、1977 年の事故により閉鎖された。KRB-A の改造経費が、あまりにもコスト高になると予想されたため、1980 年に廃止措置が決定された。廃止措置は 1983 年に開始され、現在は最終段階にあり、過去 17 年間の廃止措置作業中に、多数の技術が開発・実証されてきた。

廃止措置に利用すべき技術は、プラントの解体コストを最小にするための総合評価によって決められた¹⁾。安全で経済的な解体技術を最優先に利用するため、多数の調査研究が首尾一貫して行われた。それ以来、(1) 除染技術の利用と (2) 極低レベルの汚染物質を環境に対して無制限解放のための測定とによって、放射性廃棄物低減化に関して広範囲の経験を積み重ねてきている。

廃棄物低減化技術の 1 つが汚染ケーブルとコンクリートの細断及び無制限解放である。細断は汚染廃棄物と非汚染廃棄物とを分離するための効率的な方法であり、実証済みのものである。

以下は、これら 2 つの技術—汚染ケーブルとコンクリートの細断と無制限解放に関する報告である。KRB-A で開発されたこれらの技術は重要なコスト節減と廃棄物量低減をもたらした。処分経費の増加に伴って、これらと同様に他の放射性廃棄物の処分量低減技術は一層重要になるであろう。

2. ケーブルの再利用

原子力発電所の改造、保守及び廃止措置を行う場合には、相当量のケーブルスクラップが発生する。

KRB における開発目標は、非汚染物質 (銅) と汚染物質 (絶縁材) とを剥離することであった。このような研究は、特別な処理を必要としないなら、プロジェクトコストを節減できるであろう²⁾。KRB は次の技術によって大部分のケーブルの無制限解放をすることができた。

全てのケーブルは、解体作業中に約 1m の長さに切断して、収納容器に保管した。その後、これらのケーブル切断片は、ルーズ汚染を除去するために表面を拭きとった。最終的に、ケーブル切断片は、新しく開発した「ケーブル剥離機」を使って処理した。ケーブル剥離機の原理を図 1 に示す。

ケーブル剥離機は、ケーブルスクラップを装填するコンベヤーと前段シュレッダーと 5 ~ 3mm の小片に切断するための数本の刃からなるシュレッダーから構成される。これらの小片は、銅から絶縁材料を分離するため、振動分離装置へ送る。両方の廃棄物は、標準タイプの 200ℓ ドラムに収納する。

ケーブル剥離処理の結果、100% の銅と処理した約 65% の絶縁材は、ドイツの法令に基づいて、汚染されることなく、再利用のために無制限解放された (図 2 参照)。初期ケーブルスクラップのうちの 74% が、その後無制限解放された。絶縁材のうち 8% が、無制限解放限度の状態にあるので、正規の埋立て地に処分された。処理されたケーブルスクラップ (プラスチック製絶

縁材とダスト)の18%のみが汚染廃棄物として処理され、最終貯蔵のために残された。高純度の銅は再利用のために、電解精製銅の溶融業者へ売却された。このような売却収入は解体コストの低減に寄与する。ケーブル剥離装置と完成までの技術は、民間企業と共同してKRB-Aによって開発され、現在、特許を申請中である。

3. コンクリートの再利用

コンクリートを全 γ 線用測定装置を用いて測定、評価するためには、試料形状を小さくする必要がある。このような目的を満たすために、30Bq/g以上の汚染レベルのコンクリート破片をより小さい破片に破碎できるコンクリート破碎機が開発された。この装置の原理を図3に示す。

コンクリート破片はコンベヤーで破碎機の中に充てんされ、鉄スクラップ(例えば、外装品やアンカーボルト)のようなコンクリート以外の物は検知され、除去される。「破碎歯」付きの2つのローラーによって、測定に必要な大きさまで破碎される。このプロセスで発生するダストは分離され、200ℓドラム内に集められる。直径数cmオーダの粒状コンクリートは、他の200ℓドラム内に別途集められる。その後、無制限解放のための測定が行われる。

予備テストにより、最大放射エネルギーはダストと関連のあることがわかった。一般的に、粒状コンクリートは、無制限解放のために洗浄された。1Bq/gより高い許容解放制限値を使えば、このような粒状コンクリートは正規の埋立て地に直接処分することができる。

4. 無制限解放測定

無制限再使用として、極低濃度の汚染物質の大量解放のためには、適切、かつ簡易で、時間を節約できる測定装置と測定方法を開発することが必要である。KRBは2つのケース(①輪郭の明確な表面を有する物質、②不定形表面を有する物質)について研究した。

輪郭の明確な表面を有する全ての物質に対しては、市販のガスフロー型表面検出器を使って、表面の100%測定を行う。測定値は直接電子計算機のデータベースに転送され、ほぼリアルタイムで評価される。KRB-Aが開発した特別プログラム³⁾は測定時間約5秒、検出限界0.1Bq/cm²でプラントのCo-60を測定できる。

不定形表面を有する物質(例えば、表面測定が不可能な破碎コンクリートやケーブル)に対して、KRBは全 γ 線測定用のプラスチックシンチレーション検出器あるいは、核種測定用の純ゲルマニウム検出器を使用する。ドイツでは表1に示す制限値が定められている⁴⁾。

表2はケーブル及びコンクリート廃棄物の分類と各分類毎の重量と百分率を示す。ケーブルの場合、初期材料97Mgの内、19%だけが最終貯蔵に保管すべき汚染廃棄物となる。コンクリートの場合、初期材料160Mgの内、放射性廃棄物の14%だけが汚染廃棄物となる。

表3はケーブル及びコンクリート廃棄物の分類と放射能に基づいた百分率を示す。表2と表3を比較すると、この両材料の処理方法が、一種の除染であることは明確である。ケーブルの場合、フィルターダストはケーブル全重量の13%を占めており、ケーブル全放射能の48%を含んでいる。コンクリートダストの場合、コンクリート全重量の1%だけが、全放射能の69%を含んでいる。

図4は無制限解放と放射性廃棄物として貯蔵する場合のコスト相対分布を示す。同図から、無制限解放に要するコストが、処分の場合と比較して、約半分になることを証明している。この

ように、無制限解放は、経費節減と中間貯蔵施設のスペース節減に対して、より良い選択肢である。すべての測定結果は、ドイツの公的機関の無作為検査によって確認される。もし、測定方法とより低い検出限界が実証されるなら、その公的機関は対象物の無制限解放のために許可証を公表するであろう。

5. 結論

KRB-Aの廃止措置中に得られた経験により、物量低減とコスト節減に有効な解体技術の可能性と実現性を明確にした。これらの技術は、合理的な経済条件で、環境への放射能の放出と二次廃棄物量の最小化を図って容易に適用できる。

以上、記述したように、ケーブルとコンクリートの処理プロセスの有効利用により、さらに経済的な廃止措置プロジェクト推進のために新しい方法を提示した。すなわち、これらの技術は環境に優しいばかりでなく、大幅なコスト節減をもたらす。

参考文献

L.Bergemann & L.Rosenberger : High cost savings due to separation of clean from contaminated concrete and cables, Waste Management, '00; Tucson, (Arizona) , March 2000.

引用文献

- 1) W.Stang, A.Fischer : Großtechnische Anwendung von optimierten Trenn-, Dekontaminations- und Säurebehandlungsverfahren EUR 14402 (DE) , 1993.
- 2) N.Eickelpasch, W.Stang, H.Steiner : Waste Minimization and Scrap Recycling during Decommissioning Work of the KRB Nuclear Power Plant, Unit A Spectrum '92, Boise (Idaho) 1 August 1992.
- 3) L.Bergemann : Measuring methods for the free release of steel and other material from nuclear power plant as non-radiocontaminated material, Waste Management, '92; Tucson, (Arizona) , March 1992.
- 4) SSK-Recommendation : Freigabe von Materialien, Gebäuden und Bodenflächen mit geringfügiger Restaktivität aus anzeige- und genehmigungspflichtigen Umgang Bundesanzeiger, 193 vom 15. 10.98

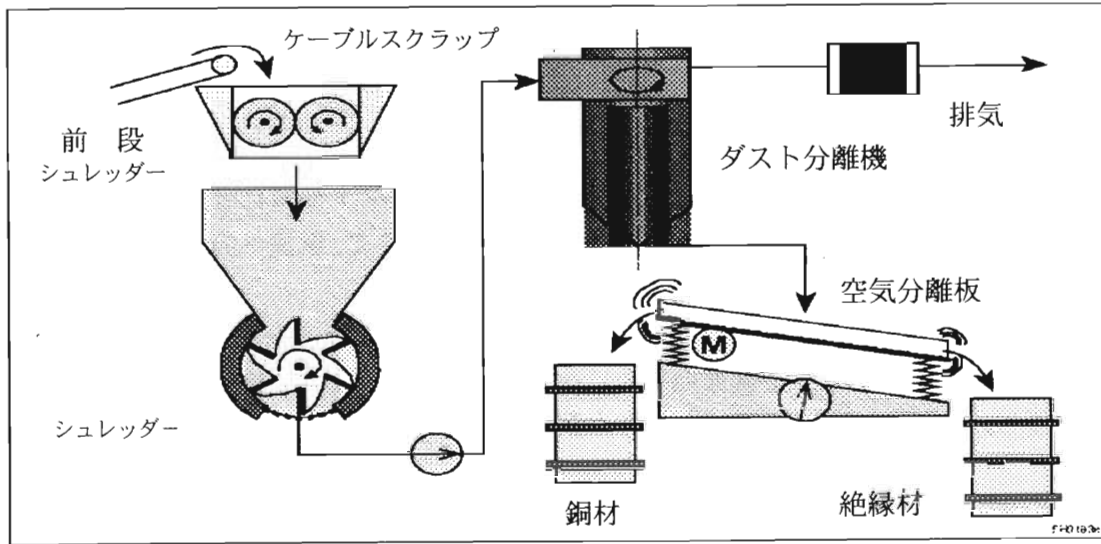


図1 ケーブル剥離機の原理

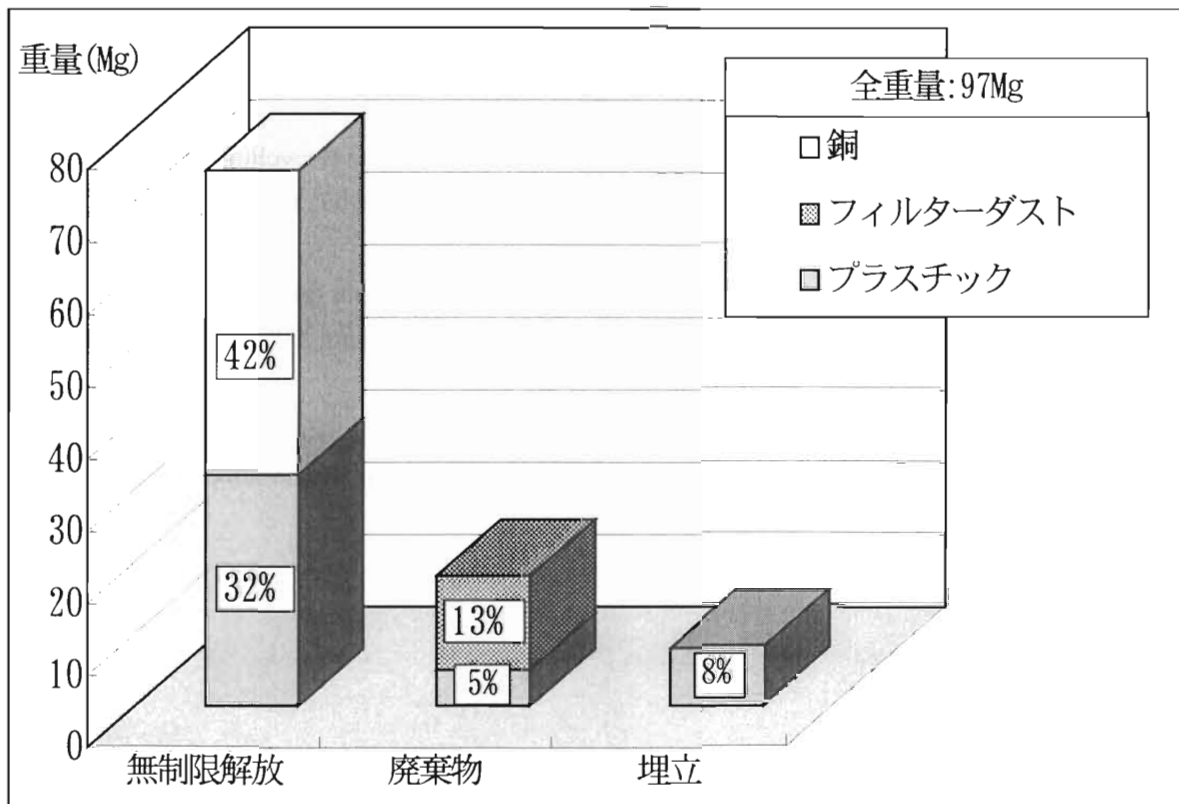


図2 ケーブル剥離試験の結果

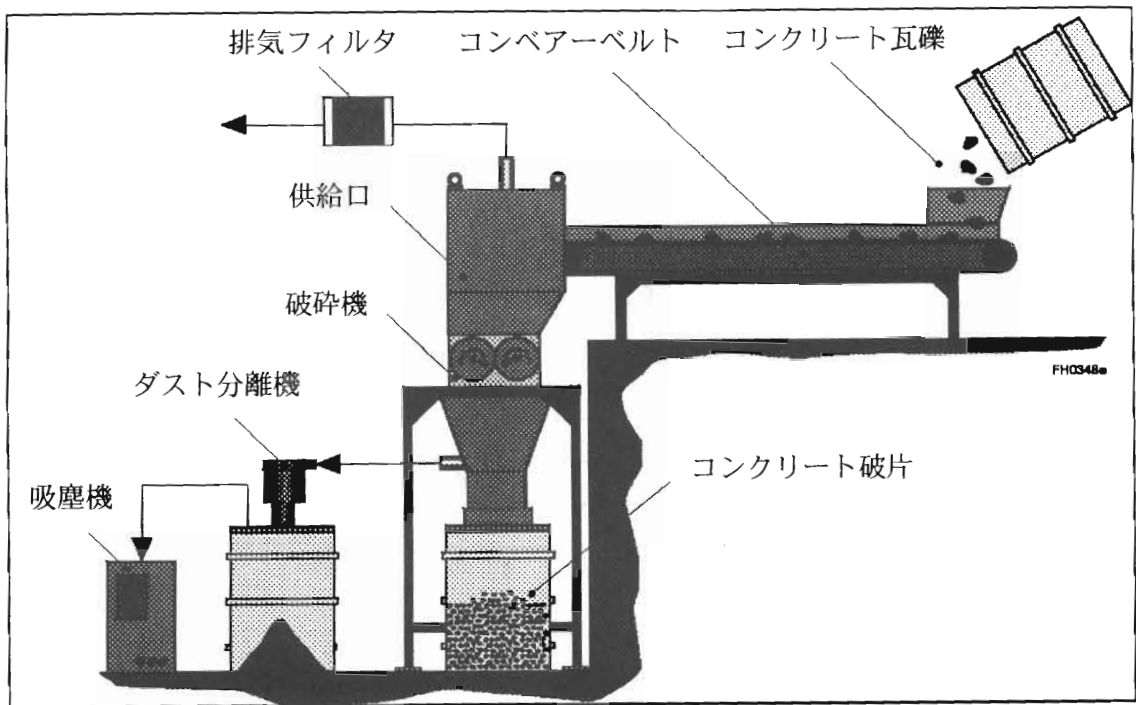


図3 コンクリート破碎機の原理

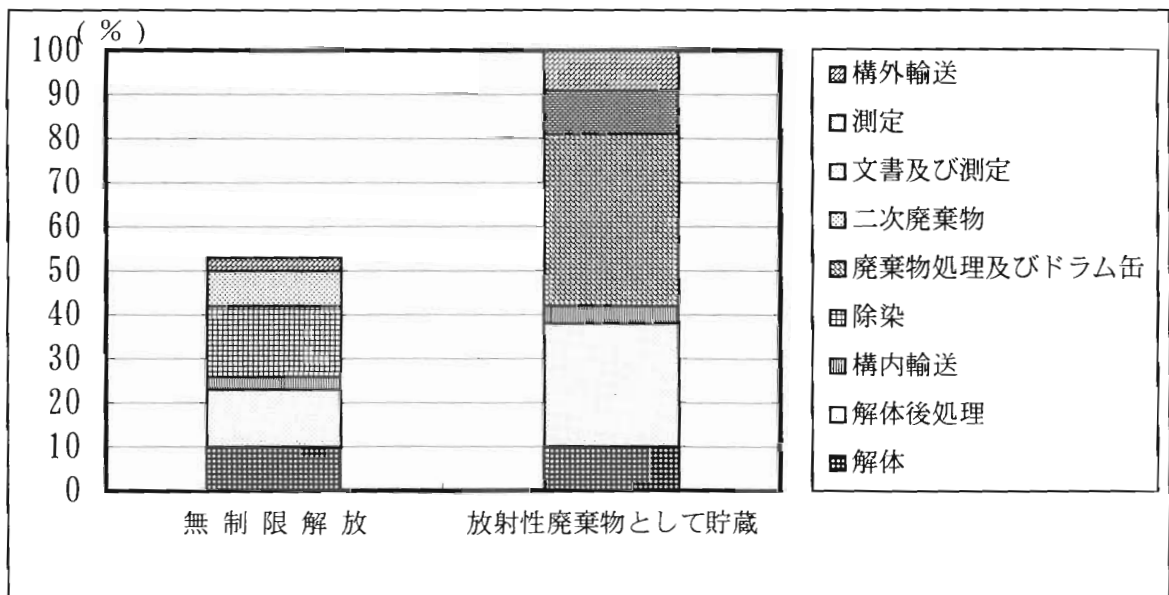


図4 コスト比較

表1 ドイツにおける放射能制限値

核種	無制限解放 [Bq/g]	制限解放 [Bq/g]
Co-60	<0.1	<4
Cs-137	<0.5	<10

表2 重量と百分率分布

	無制限解放		制限解放		汚染廃棄物	
	[Mg]	[%]	[Mg]	[%]	[Mg]	[%]
ケーブル:銅	40.5	42%	0.0	-	0.0	-
ケーブル:絶縁物	31.2	32%	8.0	8%	5.4	6%
ケーブル:フィルタダスト	0.0	-	0.0	-	12.2	13%
コンクリト瓦礫	89.9	56%	47.5	30%	21.5	13%
コンクリトダスト	0.0	-	0.0	-	1.2	1%

表3 放射能と百分率分布

	無制限解放		制限解放		汚染廃棄物	
	[Bq]	[%]	[Bq]	[%]	[Bq]	[%]
ケーブル:銅	1.4E+07	5.0%	0.0	-	0.0	-
ケーブル:絶縁物	1.1E+07	3.9%	6.1E+07	22.1%	5.8E+07	21.2%
ケーブル:フィルタダスト	0.0	-	0.0	-	1.3E+08	47.9%
コンクリト瓦礫	3.1E+07	2.5%	1.8E+08	14.7%	1.6E+08	13.3%
コンクリトダスト	0.0	-	0.0	-	8.5E+07	69.4%

4. トロージャン発電所における汚染大型タンクの解体撤去

1. 概要

最近、トロージャン発電所では、汚染した大型タンクの解体撤去作業を終了した。これらの作業は多くの困難があり、非常に複雑であったが、新しい解体工法、切断技術、除染技術、放射線管理を採用し、成功裡に終了した。この概要をトロージャン発電所のデコミニユースの続報として紹介する。

トロージャン発電所（電気出力117万kw）は1993年5月に経済性を理由に永久停止し、1994年から施設の解体作業が行われている。大型機器（4基の蒸気発生器、加圧器）は1995年11月に、さらに1999年8月には原子炉容器の一括撤去が終了した。これら主要機器の撤去作業の他に、汚染した大型タンクの解体撤去もその特殊性からトロージャン発電所の廃止措置では重要なプロジェクトである。

本発電所の大型タンク類には表1に示すような大型タンクがあり、各タンクの設置場所、アクセス方法、内部汚染状況等の固有の特性を表2示す。

表1 解体撤去された汚染大型タンクの仕様

項目	ホウ酸貯蔵タンク (BAST)	化学体積制御系ホールドアップタンク (HUT)	廃棄物処理系受入れタンク (CWRT)	ホウ酸注入タンク (BIT)	1次冷却水貯蔵タンク (PWST)	燃料交換水貯蔵タンク (RWST)
高さ	10.4m	12.2m	8.6m	4.2m	12.8m	14m
外径	3.6m	5.4m	3m	1.4m	9m	13.2m
体積	92m ³	242 m ³	58 m ³	3 m ³	768 m ³	1,660 m ³
重量	16.3t	14.5t	5t	12.9t	14.5t	34.1t
基数	2	3	2	1	1	1
肉厚	1.3cm	0.5～0.6cm	0.6cm	胴：10cm ヘッド：5cm	0.2cm	0.2～0.6cm
材質	SUS板(上部全外周に塗装したCS製板が溶接)	SUS板	SUS板	CS(1/8inSUSの内張り)	SUS板	SUS板

これらタンクの解体撤去作業を複雑にしている要因は、

- (1) 接近性、作業性：多くの場合タンク類は遮へい等の観点から狭い場所で、アクセスルートが限られていること (BAST、HUT、CWRT、BIT)
- (2) 内部汚染：タンク内部は汚染しており、遠隔解体または除染が必要なこと
- (3) 屋外設置：タンクの中には屋外設置のものもあり (PWST、RWST)、解体期間中の汚染拡大防止策が必要であること
- (4) 形状：タンクは大物であり、高所作業等安全対策が必要であること
- (5) タンクの肉厚等：タンクの中には約10cmと肉厚のもの (BIT)、有害物質 (鉛) を含んだ塗料で塗装しているもの (BAST) 等特別の切断法が必要であることである。

これらの諸条件をクリアするため、タンクを専用装置で吊下げてタンク下部から切断解体する“Bottom Up”工法、材料にあった切断技術、汚染状況に応じた除染方法及び作業現場に適切な放射線防護手法を採用している。

2. BottomUp 工法

BottomUp工法とは大型タンクを解体する場合にタンクを底部で切断し、タンク本体を専用装置で吊下げ、タンク下部から高さ1.2～1.5m間隔で円筒状に切断して、撤去する解体工法である。切断・撤去が進むに伴い、タンク本体は下の方へ降ろされてくるので、作業はタンク基礎レベルの固定した場所で行うことができる。

タンクの吊下げにおいて屋内の場合は、天井またはタンク室の上の部屋の床に穴を開けて滑車、ウィンチ等を使って行い、屋外の場合はタンク周辺に支柱を立て、吊下げる方法が取られた(写真1、2)。

最初に切離されたタンク底部の汚染が多い場合には、被ばく低減の観点から作業の最初に撤去される(HUT、CWRT)。汚染の無い場合には、基礎コンクリートの2次汚染を防止するため、切断時のスラグ等の受け皿に使われた。

3. 切断・除染技術

タンク切断には、最も一般的なプラズマトーチが使用されたが(写真3)、厚肉(10cm)のBITには酸素-プロパントーチ、塗装された部分(有害物質の鉛を含む)はドリル等の機械的方法が採用された。またプラスチック内張りの苛性ソーダタンクでは空気作動ニブラーも使用された。

タンク全体が汚染したHUTはDFD^{*1}浸漬除染法で行われた。DF=3.5(目標DF=15)であったが、23人・remの被ばく低減が達成された。また、CWRT、RWSTでは底部にスラッジと残留水があり、これらは解体前に除去され洗浄された。

4. 放射線防護

解体作業中の汚染拡大を防止するため、屋内の切断作業ではタンクに可搬型HEPAフィルター付の換気装置が設置され、タンク内を負圧に保つ方法が取られた。屋外タンクの切断作業では、シートで作業区域を密閉し、同じ換気装置で内部を負圧に保つ方法が採用された(写真3)。

RWSTのように大型のタンクでは、コスト低減のため作業区域を密閉するのにタンク全体をテントで覆うのではなく、タンク基礎部分の作業区域のみをドーナツ状に密閉した。屋外の場合、換気装置の排気は格納建屋に導き、モニタリングして問題の無いことを確認した。

また、剥れ易い汚染(ルーズコンタミ)に対しては、タンク内表面に薄くラテックスペイントをスプレーし、固定させることによって汚染の拡大防止が図られた。

*1 DFD 除染法

DFD(Decontamination For Decommissioning)法は解体前の系統除染に適用する目的でEPRIが開発した廃止措置専用の除染法である。フッ化ホウ素酸、過マンガン酸カリ等を除染剤として使用し、米国ビックロックポイント発電所(平均DF=27)、メインヤンキー発電所(平均DF=32)に適用して良好な結果を得ている。

切断片は、1.2m×1.8mの低レベル廃棄物容器に収納するため、0.9m×1.5mの大きさに切断された。また、大物が通過できるアクセスルートが、屋内には無いため、建屋壁に必要な大きさの開口部を設け、廃棄物容器の搬出入が行われた。

今回、一連の汚染大型タンクの解体撤去作業において、「Bottom Up」工法を採用することによって、作業用の仮設構築物を最少にできたこと及び作業期間を短縮できたことから大きな経費節減となった。またHEPA フィルター換気装置の採用、ラテックスペイントによるルーズコンタミの固定、屋外タンクの解体において作業用密閉テントを2重にする等の対策を施した結果、環境への放射性物質の放出を防止することができた。

参考文献：

1. B.D.Clark, R.M.Lewis, “From the Bottom Up : Tank Removed at Trojan” , Radwaste Solutions, March/April 2000, p22-31
2. デコミニユース No.2, p6-8, 1998 年 1 月
3. デコミニユース No.6, p4-5, 1998 年 11 月
4. デコミニユース No.10, p10-12, 1999 年 10 月
5. デコミッションング技報 No.19, p62-68, 1998 年 12 月



写真1 PWSTの解体撤去作業
(吊下げ用の支柱を設置している。)

写真2 PWSTの解体撤去作業
(解体作業の約2/3が終了した。外側の吊り下げ用支柱及び作業用の密閉テントが見える。)

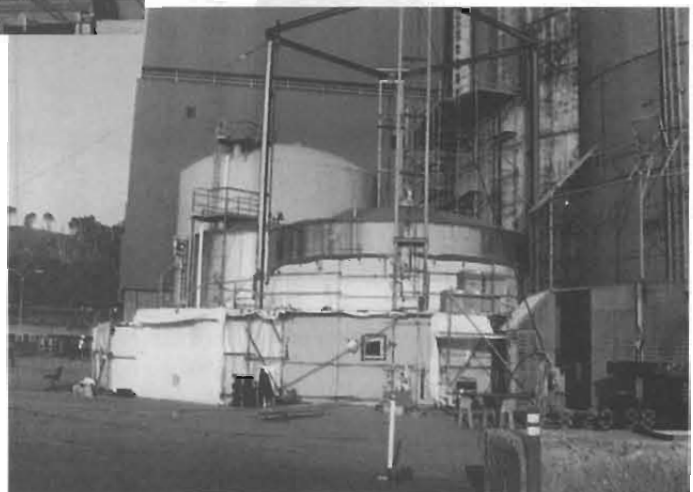




写真3 CWTRの解体撤去作業〔左〕タンクを吊り下げている。下部は既に切断撤去された。〔右〕上部ドーム部の細断。
 プラズマトーチを使用。手前に壁開口部も見える。



表2 解体撤去された汚染大型タンクの特徴

項目	ホウ酸貯蔵タンク (BAST)	化学体積制御系 ホールドアップタンク (HUT)	廃棄物処理系 受入れタンク (CWRT)	ホウ酸注入タンク (BIT)	1次冷却水貯蔵タンク (PWST)	燃料交換水貯蔵タンク (RWST)
場所	地上6.3mの隅の隅に隔離された場所に設置。	タンク室外壁：0.83m, 各タンク間壁：0.45m。	補助建屋 1.5mの高さ	地上7.5m。クレーン、ホイストでのアクセスは不可	屋外設置	屋外設置
アクセス	梯子及び階段。クレーン使用不可。	天井の0.9m角のコンクリートアラガのみ。タンク室へは梯子。	地上6.3mの扉とアラガから。タンク室へは梯子。	約0.9m幅の通路のみ。		
大きさ等	狭い場所に設置。	狭い場所に設置。タンク室は6.6m四方で、壁とタンクの間は0.6m。	非常に狭い場所に設置。	タンクの肉厚は10cmと厚い。	タンクは非常に大きい。内部に鋼製の補強用のフロアリングがある。	非常に大きいタンクで、高さはPWSTとほぼ同じ。外径は1.5倍
内部汚染等	両方のタンク上部の溶接板は鉛ペリスの塗料で塗装。	高汚染：数 mRad/h(スミア) 線量率：30～50mrem/h	タンクの底に放射性スラッジが残っている。線量率：1～2R/h。	高汚染：数 mRad/h(スミア)	低汚染：約 25dpm (100 cm ²)。高レベルのトリチウムを含む。	タンクの底は汚染。タンク外側で数 mrem/hの線量率。

デコミニュース 第13号

発行日 平成12年9月29日

発行 財団法人 原子力施設デコミッションング研究協会

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川 821-100

電話：029-283-3010 Fax.：029-287-0022

ホームページ：<http://www1.sphere.ne.jp/randec/>

