

No.20

# デコミ ニュース

第20号

## 目次

1. ドイツ原子力発電所の廃止措置費用の定期見直し ..... 1
2. スコットランド大学研究炉UTR-300の廃止措置の技術検討 ... 4
3. 廃止措置技術開発で安全性・経済性・作業工程を改善  
— USDOE環境修復計画での実践的戦略 — ..... 7
4. RASPIによる大型複合機器・構造物の安全な細断 ..... 10
5. サイト修復のための汚染土壌分別装置の開発 ..... 13

(財)原子力研究バックエンド推進センター

RANDIEC

# 1. ドイツ原子力発電所の廃止措置費用の定期見直し

## 1. はじめに

ドイツでは、原子力法により廃止措置について法的責務を所有者が負うことになっている。このため、電力会社は各々の状況に応じて、個々の施設について将来発生する廃止措置のための資金として、運転初期から25年間以上に亘り準備しなければならない。

廃止措置作業の実施には、ドイツ原子力法第7条により許認可を必要とすることから、廃止措置にあたっては運転許可証から廃止措置許可証に切り換える必要がある。図1に廃止措置に係る遅延解体の許認可の流れを示す。

廃止措置作業には、使用済燃料の撤去及び再処理、運転中廃棄物の処理、制御棒や中性子源等の可動炉内構造物の撤去、機器及び建屋の解体等に係わる作業が含まれる。

従って、廃止措置費用の算出は複雑なため、ドイツ電力会社の支援のもとで、NIS社が開発したSTILLKOコード<sup>1)</sup>(廃止措置コストの意味)を使用し廃止措置コストの定期的評価<sup>2)</sup>が行われており、その結果が報告されているので紹介する。なお、この評価コードは種々の原子力施設について、異なった前提条件下でも廃止措置コストの評価を行うことが可能である。

## 2. 廃止措置計画の立案

電力会社は、1976年に廃止措置に関する検討を開始し、1980年に参考PWRと参考BWRの廃止措置に関する基本的な報告書を出版した。この報告書は、新しい解体関連技術の進歩や許認可手続きの変更に伴い定期的に更新がなされており、ニーダーアイヒバッハ、グンドレミンゲン、ヴィルガッセン発電所等の解体経験も反映されている。

廃止措置計画は、プラントの放射能インベントリ量に基づいており、階層構造方式で作業を分類して作成されている。このコスト計算は、廃止措置作業項目抽出、廃止措置管理、廃棄物管理及び工期の4要素から構成されている。

また、解体シナリオとして、即時解体と30年安全貯蔵後解体(遅延解体)とを評価対象としている。前者では、運転期間中職員の有効活用やサイトを再使用できるなどのメリットがあるが、放射線防護措置や廃棄物発生量の増加等に伴いコスト増となる。後者では、機器・系統の除染と密閉、及び施設の維持管理などが必要であるが、放射線被ばくは低減される。

## 3. 廃棄物処理

原子力法第9a条では、廃止措置中に発生する解体廃棄物は、再使用するか最終処分場で処分することになっている。処分費は約210万円/m<sup>3</sup>(35,000DM)と見積もられ、これに梱包費用が加算されることから、除染による放射性廃棄物の削減と2次廃棄物量の抑制がコスト面からも重要である。なお、廃棄物の管理及び発生量は、クリアランスレベルに依存するものであり、クリアランスレベルの基準値が非常に大きい意味を持っている。現在、その法規制の見直しが進められている。

参考BWRを例にとり、解体で発生する物量を再使用廃棄物、最終処分廃棄物等に区分し図2に示す。図2に示すように解体物の総量は23万1千トンで、その内、建屋構造物が21万3千トンを占めている。最終処分場で処分される廃棄物は、二次廃棄物の240トンを含め5,240トンとなり、その占める割合は全物量の3%以下である。また、金属の再使用量が1万3千トンと算定されている。

#### 4. 廃止措置管理データ計算

廃止措置基金の計算を行うには、サイト特有の条件、廃止措置が先の将来に実施されること等により不透明な部分が多いが、ここでは廃止措置政策、廃止措置シナリオ等を現状に合わせて計算をしている。計算は、解体廃棄物量、廃棄物収納容器、必要人工数等をベースとして行い、その実施にあたっては、現存スタッフの活用、現存の技術指針に基づく作業手順、IAEAやECの国際基準の参酌等を考慮している。

計算結果として、コスト、作業員被ばく量、人工数、工期が出力される。コストは、人件費、特殊装置を含む装置購入費、許認可費、廃棄物処分費、サイト外での作業費（焼却費、溶融費等）、保険料に分類される。

コスト計算の結果、参考PWRの即時解体と遅延解体のコストは、それぞれ約340億円（305百万ユーロ）、約363億円となり、参考BWRでは、それぞれ約374億円、約407億円となった。参考BWRの遅延解体費の内訳は、図3のとおりである。

また、ドイツでは、1980年代初期に、廃止措置資金算出の線形累積モデルが合意された。この線形累積モデルを実状に合わせて毎年見直しを行い、廃止措置費用の増加分を定期的にかつ合理的に修正し、積立てることになっている。このモデルでは、25年以上経過すると、物価上昇分のみ考慮することになっている。図4に過去20年間の廃止措置費用の推移を示す。

（企画調査部 福村 信男）

#### 参考文献

- 1) J. Adler, and P. Petrash, "Decommissioning costs of light water nuclear power plants in Germany from 1977 to date," ISSN 1018-5593(1993).
- 2) P. Petrasch, R. Paul, and J-P. Luyten, "Management of liabilities for later decommissioning of nuclear facilities in Germany," IMechE International Conference on Nuclear Decom 2001, 49 (2001).

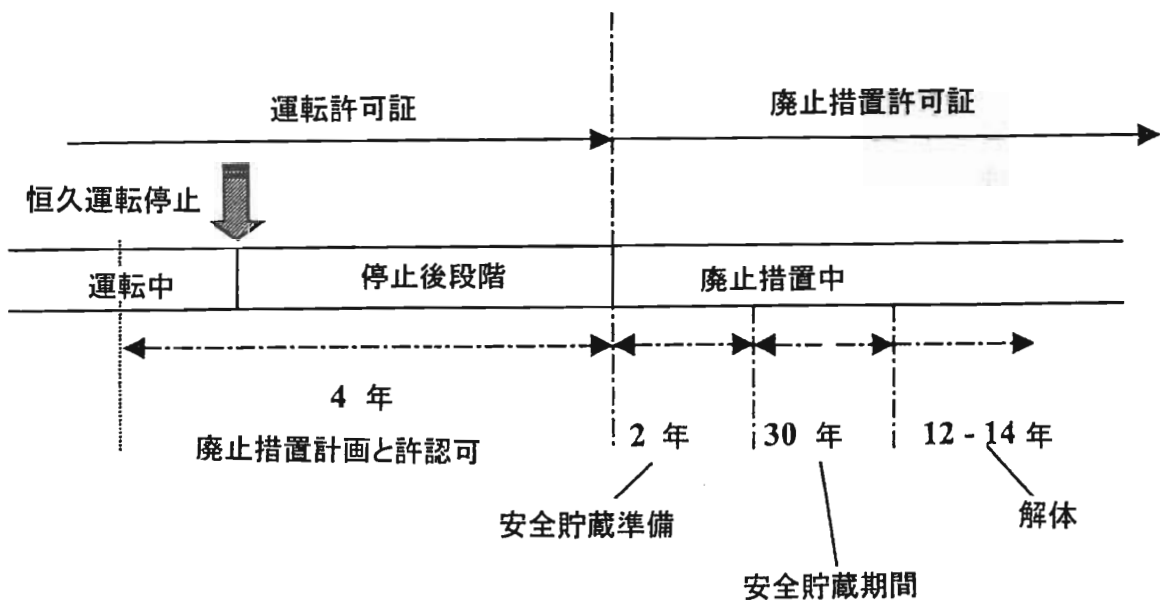


図1 遅延解体の許認可の流れ

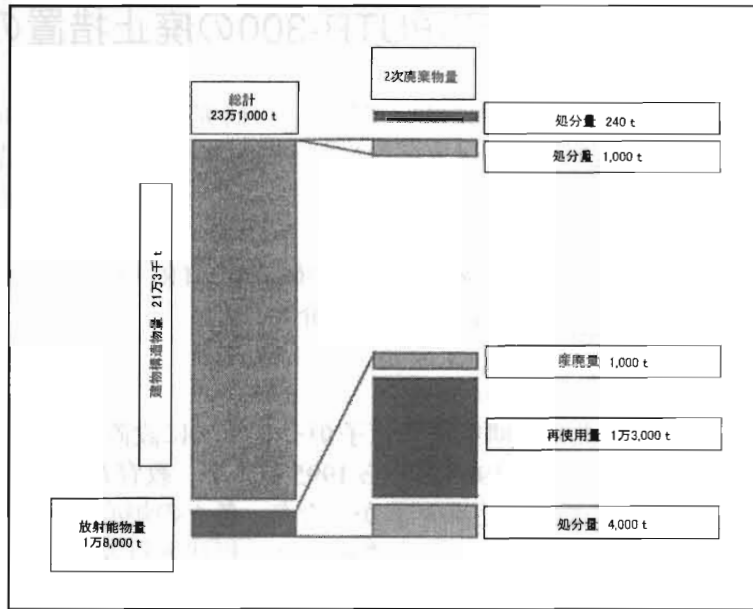


図2 解体物量収支

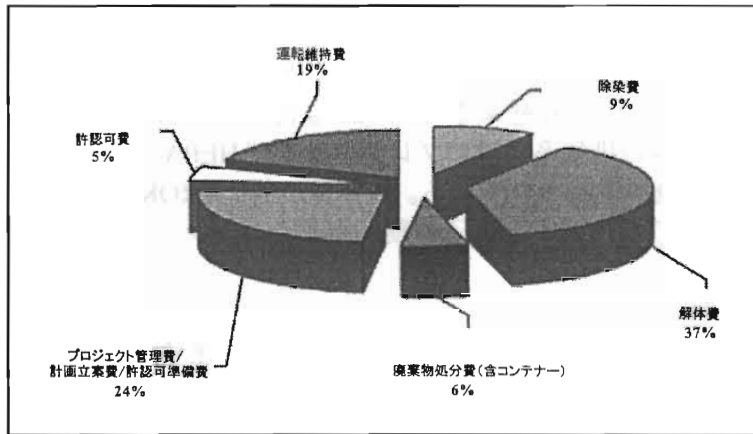


図3 参考BWRの遅延解体費内訳

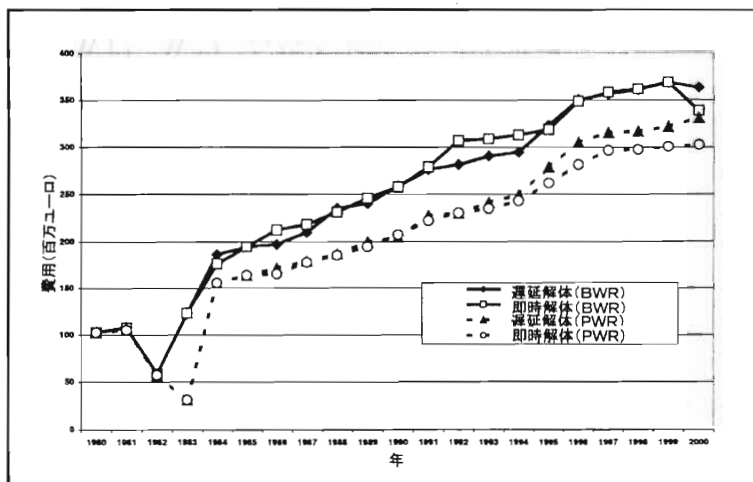


図4 過去20年間の廃止措置費用見積推移

## 2. スコットランド大学研究炉UTR-300の廃止措置の技術検討

かつて英国は、米国、ロシア、ドイツに続いて第4位の研究炉保有国で、36基の研究炉を有していたが、現在、廃止措置を完了したものが22基、恒久停止または廃止措置中が11基、運転中はわずかに3基に過ぎない<sup>1)</sup>。このように、英国では、研究炉の廃止措置が積極的に行われている。

ここでは、英国スコットランド大学の廃止措置中の研究炉UTR-300について、その解体方法、廃棄物処理及び放射能インベントリ評価について紹介する<sup>2)</sup>。

### 1. 原子炉構造

UTR-300は、スコットランド大学の研究及び原子炉センターに設置された出力300kWのアルゴノート型と呼ばれる研究炉であり、1963年から1995年まで、教育及び研究に供されてきた。この炉は、図1に示すように、2基の炉心タンクからなり、各々の炉心タンクは、スロットと呼ばれる6個の角柱からなり、各スロットには高濃縮ウラン板状燃料要素1体が装荷される。冷却水は軽水である。この炉心は、角柱構造の黒鉛反射体要素で囲まれている。反射体の相対する外側には、大型及び小型の熱中性子柱が各々1基設置されている。原子炉全体は、鉄筋コンクリートの生体遮へい体で囲まれている。

### 2. 解体方法

同炉は、1996年から周辺補助施設の解体に着手し、2000年から本格解体が開始された。原子炉本体の解体は、天井フレームより懸架されたポリ塩化ビニール製のテント内で行われる。このテントの給排気システムの排気系には、プレ、中間及びHEPAの各フィルタが設けられている。テント内はわずかに負圧維持されている。解体は、主にBROKK<sup>3)</sup> 330と呼ばれる遠隔操作マシンをCCTVカメラで操作して、原子炉制御室またはテント外部から行われる。

### 3. 放射性廃棄物の処分

発生する廃棄物は、無拘束解放廃棄物、低レベル放射性廃棄物(LLW)及び中レベル放射性廃棄物(ILW)である。無拘束解放廃棄物の処分は業者に委託して処分している。LLWはISOコンテナに梱包し、ドリッグ処分場に移送される。ILWはチャペルクロス型フラスコに梱包し、セラフィールド処分場で最終処分する計画である。

### 4. 放射性核種インベントリ評価

放射性廃棄物量低減のために、可能な限り、無拘束解放/LLW、LLW/ILWの各境界を精度よく区分する必要がある。さらに、所轄官庁の廃棄物撤去の許可を得るためにも、精度よい評価が要求される。この評価には、適切な試料採取計画が重要となる。

運転履歴は、年間11ヶ月、18時間/週として、最初の7年間は100kW、それ以降25年間は300kWで運転した。

#### 4.1 黒鉛

黒鉛からの主たる生成核種は<sup>14</sup>Cであり、これは<sup>13</sup>C (n,  $\gamma$ ) <sup>14</sup>C (1.37 $\times$ 10<sup>-3</sup>b)、<sup>17</sup>O (n,  $\alpha$ ) <sup>14</sup>C (0.24b)、<sup>14</sup>N (n, p) <sup>14</sup>C (1.8b)の各反応で発生する。炉心、大型及び小型熱中性子柱のそれぞれの計算による平均値は、0.9GBq、0.08GBq及び0.03GBq、合計約1GBqであった。これらの全質量は7.3トンであるため、LLWの上限値12GBq/トン十分に下回る値である。測定結果は、これより1.5倍から2倍程度高かった。これは、黒鉛を通過してくる空気、黒鉛中の湿分の放射化等が考えられ、この評価は難しい。

$^3\text{H}$ は、主として $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$  (940b) 反応で生じ、原子炉停止時の比放射能は、計算によると $^{14}\text{C}$ の100倍程度である。測定値は一般にはこれより小さかった ( $^3\text{H}$ 崩壊を考慮)。

試料の $\gamma$ 線スペクトロメトリーでは、 $^{60}\text{Co}$ および $^{152}\text{Eu}$ のみが測定された。これら2核種の放射能は各々約5GBqである。従って黒鉛の比放射能は、十分LLW制限値以内である。

## 4.2 コンクリート

生体遮蔽体は、約2.8m厚である。 $\gamma$ 線スペクトロメトリーによる放射性核種測定のためにコアボーリングにより試料採取した。測定された $\gamma$ 線放出核種は、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 及び $^{154}\text{Eu}$ のみであった。生成された放射能は、外面から約1.5m深さでは、無拘束解放値以下と評価された。ただし、Liの微量原子濃度は、全体で $^{152}\text{Eu}$ の濃度より数十倍の $^3\text{H}$ 放射能を生ずる。それ故、無拘束解放の境界が変わる可能性があるので、コンクリート中の $^3\text{H}$ 分析を行った。測定には、試料を加熱してガスを捕集する液体シンチレーション計測法及び浸出法を用いた。

床面から72cm、炉心のセンターラインから水平に36cm位置のコンクリート遮蔽体から採取された試料の結果を図2に示す。 $^3\text{H}$ の存在は、無拘束解放境界の外側に約0.5mまでシフトしており、 $^3\text{H}$ が半分になる距離(1/2距離)は他の生成放射能のそれ(約6.5cm)よりかなり大きい(約9cm)ものであった。また、 $^3\text{H}$ は、内面から約30cmの距離にピークを示した。これら結果は、 $^3\text{H}$ はほとんどトリチウム水状になっており、コンクリート内を移動して、その一般的なふるまいは内面から流れてくるコンクリート中の熱勾配と一致していることを示した(黒鉛最高温度は140°C)。Co及びEuのインベントリーは、測定結果と中性子束モデルおよびCoとEuの微量濃度想定値とを用いて評価した。この結果、コンクリート約130トン内には、十分に余裕のある評価として、 $^{152}\text{Eu}$ が330GBq、 $^{60}\text{Co}$ が110GBq及び $^3\text{H}$ が90GBq、 $^{55}\text{Fe}$ 及び $^{154}\text{Eu}$ はずっと少ない量であると評価された。

## 4.3 軟鋼

炉心、熱中性子柱支持ビーム、プラグ等の一部、コンクリート内の支持構造物等に軟鋼が使用されている。これら構成材について $^{55}\text{Fe}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 及び $^{59,63}\text{Ni}$ を評価した。Co及びNiは、軟鋼の微量組成元素であり、これらの濃度は材料によって異なる。このため、上蓋ブロック等から非放射性試料をとって質量分析計によって測定した。評価の結果、 $^{55}\text{Fe}$ と $^{60}\text{Co}$ の比放射能は、それぞれ $10^7$ - $10^6$ 及び $10^6$ - $10^5\text{Bq/g}$ の範囲にあり、約 $0.2\text{m}^3$ の体積を有する軟鋼構成材の原子炉停止時放射能は、 $^{55}\text{Fe}$ が約 $5 \times 10^{12}\text{Bq}$ 、 $^{60}\text{Co}$ が $2 \times 10^{11}\text{Bq}$ であり、ILW区分と評価した。

## 5. おわりに

極めて簡単な中性子束分布式と、慎重な試料採取計画による測定結果により、全ての放射能量を精度よく評価をすることができる。この放射能評価は、様々な廃棄物発生量の境界を安全側に区分ができるものと思われる。  
(企画調査部 中山 富佐雄)

## 参考文献

- 1) International Atomic Energy Agency Research Reactor database Web Site  
(<http://www.iaea.or.at/worldatom/rddb/>)
- 2) H. M. Banford, R. D. Scott, I. Robertson, and J. D. Allyson, "Aspects of Decommissioning the UTR-300 Reactor at the Scottish Universities Research and Reactor Center", IMechE International Conference on Nuclear Decom 2001, 303(2001).
- 3) "デコミッションングの新技术紹介", デコミニユース第15号, 5(2001年2月)



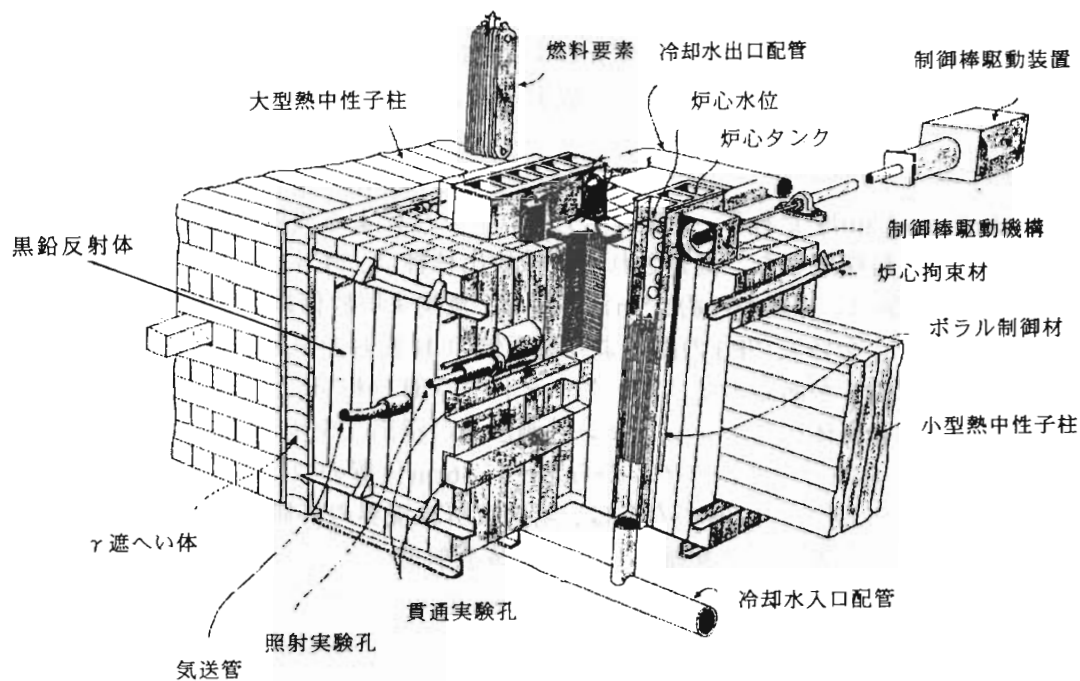


図1 UTR-300 炉心構造

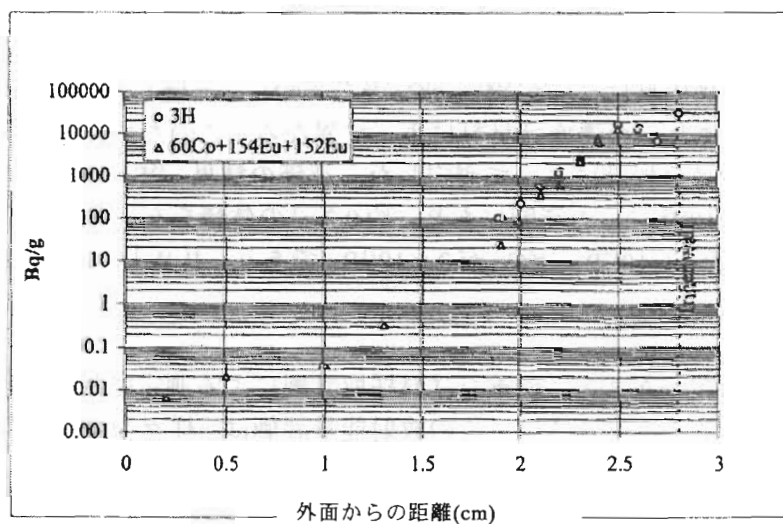


図2 生体遮へい体からの採取試料の $^3\text{H}$ および $\gamma$ 核種比放射能

注：生体遮へい内面から採取した試料は、放射線量が高すぎて、 $\gamma$ 核種測定ができなかった。

### 3. 廃止措置技術開発で安全性・経済性・作業工程を改善

— USDOE環境修復計画での実践的戦略 —

米国エネルギー省環境管理部門は1989年に核開発関連施設・サイトの放射能・化学・有害物質の浄化という環境修復事業を開始し、1997年までに60サイトを完了し、その後1998年より残る関連サイト113の内、2006年までの短期目標として43サイト、2070年までに他の10サイトの環境修復を完了するという国家的大事業を実施中である。この事業計画書は“Paths-to-Closure”（汚染の閉込め）と題するもので、大小353プロジェクトで構成され、1997年から2006年までの予算計画規模が570億ドルというものである。原計画見積もりを“Baselines”として、適宜に計画の効率化、低コスト化の見直しを行うこととし、その手段の一つが革新技術研究の実施と成果の活用策である。

この研究・技術開発戦略とは、5部門の“Deactivation and Decommissioning Focus Area”（DDFA）及び3部門“Crosscutting Programs”の実施、“Large-Scale Demonstration and Deployment Projects”（LSDDPs）及び“Accelerated Site Technology Deployment”（ASTD）による技術実証である。これらの活動により、新技術の実用規模での性能及び経済性が評価され、他のデコミッションングプロジェクトでの採用、民間への技術移転も積極的に推進している。

DDFAプロジェクトの4分野は、1) タンク、2) 浅地層中汚染、3) TRU及び混合廃棄物、4) 原子力材料で、Crosscutting Programsの4分野は、5) 特性測定、6) モニタリング及びセンサー技術、7) 高効率分離及びプロセス、8) ロボット技術である。DDFAの個別分野における技術開発の成果はこれまでに米国原子力学会部門誌（Radwaste Solutions）上で報告されてきている。その一部概略について本紙でも紹介されている。

本稿では最近の論文で特にデコミッションング工事に係る作業安全の向上のための開発技術の例<sup>2)</sup>の概要を紹介する。ここで、作業安全上の注意事項、即ち、通常保安及び放射線・有害物質対策に関する事項を列記すると、①梯子上での手作業器具の使用、②除染、破砕時の落下物、飛散物、③電気コード、送風ホース類の足の引っ掛け、⑤作業場の異常な雑音、⑥雰囲気中の放射能及び有害浮遊物、⑦電気系機器での感電、等々である。

実用化評価の対象となった安全向上対策としての主な新技術の開発目標は、

- ① 高所又は高放射線下での機器の遠隔操作
- ② 着衣時温度上昇を抑える冷却機構付き作業衣
- ③ 所要作業時間を短縮できる高作業効率器具
- ④ 雰囲気中浮遊及び飛散放射能を低減する HEPA 用高出力真空装置
- ⑤ 放射線量、体温及び他の診断項目
- ⑥ 安全な仮設電源などのユーティリティー

などである。これらに対応する DDFA プロジェクトの新技術・装置の具体的性能とその実用化効果を簡単に表1に記した。

以上のように DOE の核関連施設環境修復のための大事業は、単に“負の遺産”の後始末という意味のみならず、施設やサイトの他目的への再使用による“負の資産の利用”を目指している。そして、後始末のための技術開発を新技術の探索、実用化への技術実証・評価を体系的に追求している“挑戦”とみることができる。

(情報管理部 荒井 長利)



## 参考文献

- 1) “デコミッショニングの新技術紹介”, デコミニユース, No.15, 5(2001年)
- 2) S. Bossart, D. Blair, "Andro and Rosie and other Friends to D&D Workers, " Radwaste Solutions, Vol. 9[1], 16(2002)

表1 新技術・装置の具体的性能及び改善効果

○新技術名 ・特徴 及び ・実証試験成果	原計画への改善効果
○ 噴霧・剥離による除染法	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気中の浮遊放射能をスプレー噴射により表面に沈積させ、それを剥離することにより除去する。</li> <li>・ Pu 汚染 Perma-Con 建屋で空气中汚染を 1/1000 に減少できる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Perma-Con 建屋への作業者の立入の際の防護服の制作コストが削減できる(\$3000/日から\$200/日)。</li> <li>・ 作業員の汚染防止(作業安全)が向上。</li> </ul>
○ 水中遠隔特性測定システム(写真1)	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水中を自走する計測機(名称を Scallop)で、方位コンパス、深度計測機構、及び放射線センサーを搭載している。</li> <li>・ 研究炉2機での約 100m<sup>3</sup>の水チャンネル中動作確認。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 長尺ポールによる水中カメラ、線量モニター測定を回避できる。</li> <li>・ 自走測定器により作業員被ばく量の減少、及び測定個所の増加、測定情報の増加。</li> </ul>
○ 自走式電動ウルトラリフト(写真2)	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 超重量物の積上げ、積下ろし用の電気駆動の運転手操作の2輪運搬車。梃子機構により一人操作可能。最大搭載量約 700kg、最大移動高さ約 90cm。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大寸法及び重量物の移動、運搬用の壁撤去が不要になる。作業時安全確認等が軽微になる。</li> <li>・ 超重量物の移動時等での脊椎異常リスクの回避。</li> <li>・ 運搬物の損傷及び作業コストを減少できる。</li> </ul>
○ HEPA 用大型真空装置(写真3)	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ この装置自体は商品化されている VecLoader HEPA 真空装置であるが、これをダスト、飛散物の収集や断熱材アスベストの撤去に使用する。</li> <li>・ Fernald プラント 1 LSDDP の通路パネルの鉍物性繊維材料の除去で採用した。この場合、ホースは直径約 130cm、湿式サイクロン分離器、HEPA フィルター、集塵器及び高出力排気部から成る。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 従来、繊維状材料の剥離及び詰込みは作業員が手作業で実施していたので、新技術の採用で、作業環境の放射能汚染が著しく改善し、被ばく量が激減する。</li> </ul>
○ 移動式作業プラットフォーム(写真4)	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Rosie 製移動台車は約 150m の遠距離から無線により一人で運転できる。</li> <li>・ 実証試験として、約 1350kg の黒鉛ブロックを荷揚げした。また、高放射線下の炉本体頂部で黒鉛ブロック、鉛遮蔽体等の放射化機器約 2.5 トンを撤去するのに使用した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高放射線場での作業における作業の安全と効率が改善される。また、炉容器や黒鉛ブロックなどの撤去工事の際に、特殊な目視観察のためのアングル調整機構付きカメラの移動操作にも使える。</li> </ul>

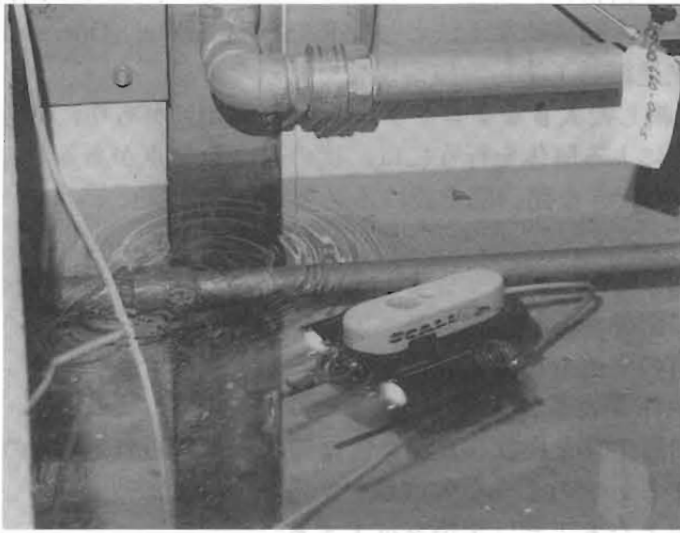


写真1 水中遠隔環境特性測定システム



写真2 自走式電動ウルトラリフト



写真3 HEPA用大型真空装置



写真4 移動式作業プラットフォーム

## 4. RASPによる大型複合機器・構造物の安全な細断

### 1. 技術開発の背景

ドイツのNUKEM社では、MOX燃料を含む核燃料製造施設のデコミッショニングのため、作業員の安全性を向上し、細断性能を向上させ、経済的な工法としてRASP (Remotely-Operated Advanced Segmentation Process：遠隔操作先進細断工法) の技術開発を行った。

MOX施設にはPuで汚染された設備を収納した大きなグローブボックス (GB) があり、現場で細断する必要がある。これを通常の人手による解体を行うには、次のような欠点がある。

- ・密封構造のGB内に作業員が入るための大きな開口部を設ける必要がある
- ・熱的切断工法は、汚染を飛散させる
- ・防護服を損傷させる鋭利なエッジが生ずる
- ・手持ち工具は、切断対象材質、形状に限界があり、作業員への負担が大きい
- ・工具に接近して作業するため、作業員の事故や被ばくの恐れがある
- ・安全防護具を着用するため、視認性や作業効率が悪い
- ・作業員は作業環境が変化する中で、切断工具を操作しながら安全確保が求められるGBの細断に遠隔技術を導入することを考えると次のような欠点が生ずる。
- ・グラインダー、プラズマのような高温となる工具は汚染を拡大する
- ・遠隔技術は、狭いスペースで作業するにはフレキシビリティに欠ける
- ・遠隔的に取り扱う細断工具は、常に複数の作業員による監視が必要
- ・遠隔システムは、その大きさと設置面積の点から使用できる場面が限定される
- ・遠隔工具で作業員の安全性が向上しても、コスト上昇と工期延長をもたらす。このため、技術開発の目標を以下のように設定した。
- ・作業員の安全性を向上させ、融通性のある技術であること
- ・大型機器の現場での細断が可能であること
- ・大型機器や収納機器を含めたGBを遠隔的に切断可能であること
- ・設置スペースが小さく、狭隘、高線量な場所で短時間に設置可能であること
- ・どのような材質、形状のものでも切断可能で、二次廃棄物が少ないこと
- ・切断時の温度が低く、可燃物の切断も可能であること
- ・切断方向が限定されないこと

### 2. RASPの概要

このような観点から適用可能な切断技術を検討し、乾式で熱を発生しない機械的切断法として、ハクソー、バンドソー、ワイヤーソーなどを検討した結果、通常エンドレスに循環させるワイヤーソーを往復動にして汚染拡大を小さくし、張力制御を容易にしたRASPを設計した。図1の概念図に示すように、2本のサポートに取り付けられた往復動治具によりワイヤーが往復作動し、往復動治具がサポートを相互に上下することにより、切断条件 (張力等) を制御する。このRASPは、制御にファジー論理を適用し、張力オーバーやワイヤーの絡まりが防止できる斬新な工法である。二つの往復動治具は圧空駆動方式を採用している。

本工法は、冷却水や潤滑油を使用しないので二次廃棄物が少なく、銅、錫、アルミニウム、黒鉛、樹脂、焼き入れしたボールベアリング、セラミックス、ガラス、アクリル酸ガラス、その他有機物の切断が可能である。唯一の欠点は切断速度が低いことである。

装置は、切断部と制御盤で構成され、制御盤は、管理区域外に設置して作業員が従事する時間は5%以下であり、複数台の装置を操作できる。

RASP工法は、微細粒子や放射性エアロゾルを発生させず、ルーズ汚染の拡大を最小限に抑えることができる。ワイヤーソーのストローク長が限定されているので、必要に応じて、真空系で微粒子を回収することが可能である。微粒子の回収には、シリコンゲルを充填したフレキシブルチューブやベルトを切断線に沿って取付けたり、GB内に発泡材を充填して内装機器を固定して切断する方法が採用できる。

小型GBを水平方向に切断中の写真を図2に、切断後の写真を図3に示す。

### 3. フロリダ国際大学における実証試験の結果

フロリダ国際大学の試験場で実際のデコミッション現場を模擬した切断試験が行われた。切断対象物には、GBとカイナー（ポリフッ化ビニリデン樹脂：白くて硬い）でライニングしたタンクを使用した。いずれも内側に鉛遮へい付きのステンレス鋼製で、アクリル酸ガラス窓が付いており、内装機器は発泡材で固定されている。切断試験結果を下表に示す。

切断対象物	肉厚	切断速度
グローブボックス	6mmSUS + 3mm 鉛遮へい	発泡材充填グローブリング部：83mm/hr 発泡材充填内装機器：35mm/hr グローブリングを避けてアクリル酸ガラス部：110mm/hr 平均切断速度：93mm/hr
カイナーライニング付きタンク	本体：6mmSUS + 3mm 鉛遮へい キャップフランジ：19mm	水平切断：61mm/hr 垂直切断：26mm/hr

ゲルベルトを付けて切断した時の鉛の空气中汚染濃度は、NIOSH7300サンプリング法で測定した結果、検出感度以下であった。また、騒音レベルは74dB～78dBであり、作業員の防護基準84dB以下であった。

### 4. RASPの特徴

ワイヤーの寿命は50時間以上あり、ワイヤーの交換頻度は7時間あるいはシフト毎程度であるが、フランジ部やGBリング部の切断時にワイヤーの挟み込みにより破断することがあった。そのような場合のワイヤーの交換は治具の使用により簡単に行え、自動交換システムも可能である。

RASPの利点は以下のとおりである。

- ・操作が容易であり、遠隔操作により作業員の負担、被ばくも小さくできる
- ・二次廃棄物であるワイヤー、乾式ゲルベルト、ダスト、エアロゾル量も少ない
- ・騒音も小さい
- ・切断物の温度も切断部から25mmの距離で22℃以下である
- ・ドライバー、プライヤー、配管、電線管等を有機発泡材で固定した状態で切断可能であり、切断中に切断片が飛散することを低減できる
- ・ベニヤ合板、排気ダクト、熱交換器、洗浄塔、タンク内構造物のついた貯槽等の切断にも適用可能である
- ・汚染の拡大も少なく、切断作業は作業員にも、環境にも安全である
- ・どのような方向にも、閉鎖環境であってもフレキシブルに対応できる
- ・RASP技術は安全で、経済的で、実用可能な工法である

(研究開発部 宮尾 英彦)

## 参考文献

- 1) S. Bossart, S. Rosenberger, H-U Arnold, M. J. Sanders, "The RASP-safe size reduction of heterogeneous objects," IMechE International Conference on Nuclear Decom 2001, 153 (2001)
- 2) S. Bossart, S. Rosenberger, H-U. Arnold, "Segmentation of heterogeneous objects," Proc. WM'01, Tucson, USA, Feb. 25-March 1, (2001).
- 3) F. W. Ledebriek, H.-U. Arnold, "Dismantling of Large Plutonium-Contaminated Glove Boxes," Proc. WM'99, Tucson, USA, Feb. 28-March 4, (1999).
- 4) C. Aponte, "Technology Assessment Program (TAP) Decontamination Technology Assessment Summary—Remotely-Operated Advanced Segmentation Process-RASP," Florida International University, June 2000.

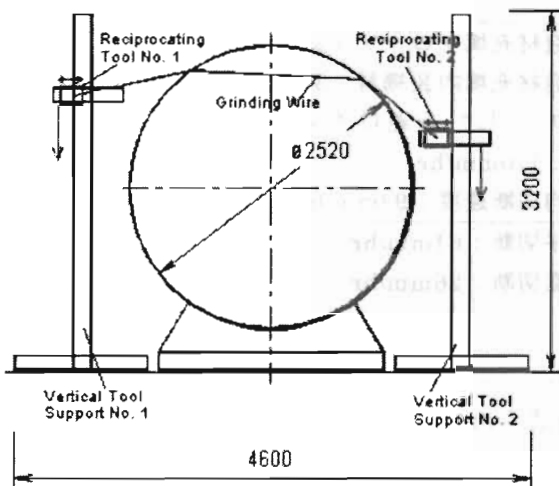


図1 RASPの概念図



図2 コールド試験におけるグローブボックス切断

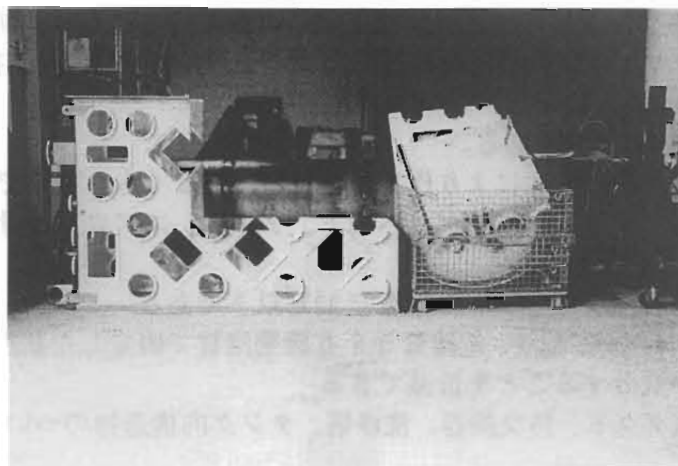


図3 コールド試験で切断したグローブボックス

## 5. サイト修復のための汚染土壌分別装置の開発

原子力施設サイトを無拘束解放するには、機器撤去、建家解体に引き続き解体跡地内の汚染土壌を撤去する必要がある。サイトの無拘束解放を効率的に行うため、ドイツのNUKEM社が開発を進めている汚染土壌と汚染していない土壌とを連続的に分別する装置<sup>1)</sup>について、その概要を紹介する。

### 1. 目的

NUKEM社は、ハナウのMTR燃料製造施設の除染、解体、サイトのクリーンアップ等を進めている。汚染は地下2mまで浸透しており、サイト修復には建家基礎部と土壌の撤去を行う必要があり、地中の汚染埋設配管にも留意する必要がある。サイト修復には、廃棄物量を最小にし、梱包、輸送、貯蔵等の費用を削減することが重要であることから、自動の汚染土壌分別装置の開発を行う。

### 2. 技術的アプローチ

汚染土壌等を放射性廃棄物、埋め戻し材及び無拘束解放資材に分別するため、連続的に放射能を測定し、土壌分別を行う装置を開発する。汚染土壌分別装置は、コンベアで移送中の土壌等の $\gamma$ 線スペクトロメトリー測定を行い、放射能レベルに応じて放射性廃棄物や埋め戻し材等に分別するシステムとする。

### 3. 放射能測定のための必要条件

放射能測定を効率的に実施するには、以下の条件を満足させる必要がある。なお、核燃料製造施設における主要な汚染土壌の放射性核種はU-234及びTh-232であり、それらの無拘束解放基準値はU-234が3.6mBq/g、Th-232が3.6mBq/gである。

- ① 1時間当たり50トン以上の測定が可能であること。
- ② 埋め戻しの受け入れ基準が保証され、土壌等の粒子サイズを50mm以下にできること。
- ③ 取扱い重量を測定できること。
- ④ コンベアで移送中の土壌等の厚さを100mmに調整できること。
- ⑤ ミキシング、ローディング、クラッシング等により、コンベアで移送中の土壌等の放射能を均一にすることができること。
- ⑥ 物質の移送を一定速度で行うことができること。

### 4. 汚染土壌分別装置の概要

土壌分別装置の概略図を図1に示す。これら輸送設備は、土木建築で一般的に使用されている実証済みのものを使用している。このシステムは、粉碎装置、粒子サイズ選別装置、移送コンベア、重量測定装置、放射線測定装置等で構成されている。

作業の流れは以下の通りである。

- ① 直径800mm以下にされた解体物や掘り起こされた土壌はクラッシャーに移送され、そこで直径80mm以下に粉碎され、粒子選別装置に送られる。直径50mm以上の物については、クラッシャーに戻され再度粉碎される。
- ② 粒子選別装置で分別された土壌等は、重量測定用コンベアに移送され1バッチが1トンになるよう重量測定を行った後、幅800mm、高さ100mmでコンベアにより放射線測定装置に送られる。



- ③放射線測定装置は、スキャナー、4つのゲルマニウム検出器、鉛遮へい体等で構成されている。検出器からの信号は、中央演算装置に送信されcpsからBq/gに変換される。
- ④測定終了後、中間コンベアやゲートコンベアを通し分別ゲートに移送され、放射能レベルに応じて無拘束解放土壌、埋め戻し用土壌及び放射性廃棄物に区分される。
- ⑤バッチ毎の放射能測定記録は集計され、最終記録として保存される。

核燃料製造施設の解体及びサイト修復で発生する約21,000トンのコンクリート及び土壌を放射能レベルに応じて分別するため、この汚染土壌分別装置を使用する予定で、すでに装置設計と測定の考え方については規制当局の許可を得ている。なお、最近検出された土壌中の有害化学物質及び処理後の貯蔵方法については見直しが進められている。現状では、汚染土壌は原子力施設の貯蔵施設に、その他のものは埋め立てに使用される可能性が高い。

この汚染土壌分別装置はサイト条件、法規制、廃棄物政策等を考慮して改良を加えることにより、他の種々の原子力施設サイトでも使用することが可能であり、顧客の要求に充分答えられるとしている。  
(情報管理部 石川 広範)

### 参考文献

- 1) B. G. Christ, K. Froschauer, and G. Simon, "Soil sorting gate equipment for remediation," IMechE International Conference on NUCLEAR Decom 2001, 369(2001).

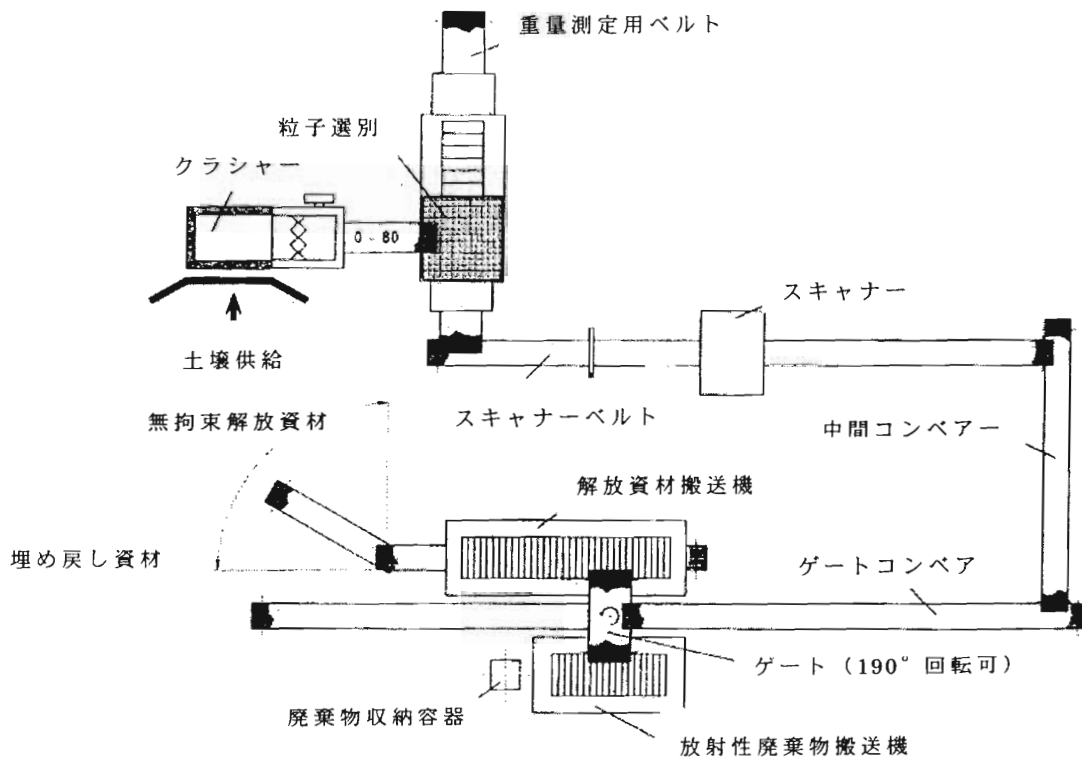


図1 汚染土壌分別装置の概念図

## 第 15 回海外調査団(欧州) 参加者募集のご案内

- (1) 期 間 平成 14 年 10 月 12 日(土) ～ 10 月 26 日(土) (15 日間)
- (2) 参加会議 IAEA デコミッションング会議
- 主 催 IAEA/ドイツ連邦政府 BfS(放射線防護局)
- 開催期間 10 月 14 日(月) ～ 10 月 18 日(金)
- 開催場所 ベルリン (ドイツ)
- 施設見学 グライフスヴァルト原子力発電所 (ドイツ)  
ヴェルガッセン原子力発電所 (ドイツ)  
ヴィスムートウラン鉱山および製錬所 (ドイツ)  
(いずれかを選択し参加の予定)
- (3) デコミッションング関連施設訪問 (予定)
- ① ポールシェラー ダイオリット研究炉 (スイス)
  - ② ZWILAG 放射性廃棄物中間貯蔵施設 (スイス)
  - ③ ロビーサ原子力発電所と地下処分施設 (フィンランド)

- ◎ 応募締め切り: 8 月 2 日(金) (定員 20 名)
- ◎ お申込み・お問合せは事務局までお願いいたします。

**Tel: 029-283-3010 Fax: 029-287-0022**

**E-mail: s-ikeda@randec.or.jp**

- ◎ 調査団事務局 いけだ さとし  
池田 諭志

### ◎ デコミニュース 第 20 号

発行日 : 平成 14 年 6 月 28 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)