

# RANDEC

## ニュース

財原子力施設デコミッションング研究協会会報 1991・3 No. 8

### 製鉄業と解体廃棄物再利用

新日本製鐵株式會社

エンジニアリング事業本部

機械・プラント事業部

田 窪 之 泰



昨年はケンブリッジ大のホーキング博士が来日し、最先端の宇宙論が紹介された。この宇宙は、ビッグバンに始まり、ビッグクランチにより終わるとか、ビッグバンの前にもビッグクランチの後にも時間はないという時空の考え方を興味深く感じました。特に、宇宙の始まりは物質が何もなく、エネルギーの揺らぎのみがある状態からクォークが生まれ、これが融合して核子ができ、さらに核融合を起こして、この宇宙が出来たという点は、核融合の最終生物が「鉄」であることを考え合わせると、我々製鉄業に携わる者として、感慨深いものがありました。

振返ってこの地球を見つめると、東欧・ソ連の改革・中東問題等の動きとともに、環境問題がクローズアップされてきています。製鉄業では鉄のリサイクル（スクラップの再利用）のみならず、スラグを利用してセメントやコンクリート骨材を製造してきており、積極的に環境問題に取り組んで

きています。

もう一つの環境問題とされる原子力施設の廃棄物について、特に将来発生するであろう解体廃棄物の処理・処分を考えてみると、原子力施設は「鉄とコンクリートの塊」と言ってよいものであり、製鉄業の技術を十分に生かして、この問題に対処していくことが重要であります。有効、安全な解体廃棄物の再利用技術の確立は、CO<sub>2</sub>などの地球環境問題と放射能などの地域環境問題を同時に解決する手段となるでしょう。

最近、解体廃棄物の再利用に関する研究開発が日本原子力研究所を中心に進められており、基礎的なデータが採られ始めています。この貴重なデータを生かして、原子力分野で培われた原子力に関する技術と製鉄業で培われた鉄鋼と有効再利用の技術を融合させ、RANDECを拠点として、解体廃棄物再利用技術の開発が、より効果的に、より安全に進められることを期待してやみません。

# 処分廃棄物の放射能測定

日本原子力研究所 東海研究所

保健物理部 南 賢太郎

## 1. はじめに

低レベル放射性廃棄物を埋設処分するときは、これを容器に入れて固化し、原子炉等規制法施行令第13条の九号に示されるトン当りの放射能濃度限度を下まわる値で、埋設の事業に関する規則により廃棄物埋設確認申請を行うことになっている。この場合、同規則第8条二号イに基づき、廃棄体の放射能濃度が申請書に記載した放射性物質の種類毎の最大放射能濃度を超えないことを確認しなければならない。但し、ここで云う放射能濃度は、ドラム缶などの廃棄体容器当りの平均放射能濃度の測定・評価と解釈されている。

廃棄体の内均一固化体の放射能濃度確認技術として、有効な手法の一つに破壊分析法がある。この破壊分析法は精度が高いが分析に時間を要するとともに専門的技術者を要する。また、サンプリング時に誤差を伴うこともある。このような事情から、より簡単で能率化を図れる非破壊分析法の開発が鋭意進められている。非破壊分析法の主流は対象核種の崩壊に伴う $\gamma$ 線を利用するもので、通称パッシブ分析法とも呼ばれている。

以下、パッシブ分析法に基づく放射能レベル確認装置の現状についてのべる。

## 2. 装置に用いる検出器の特徴

放射性核種の崩壊に伴い放出される $\gamma$ 線の測定に有効な検出器はNaI (Tl) とGeである。両者とも $\gamma$ 線のエネルギー分析が可能であり核種分析を行うことができる。NaI (Tl) (3"  $\Phi$  × 3" ) 検出器の $\gamma$ 線エネルギー分解能は $^{137}\text{Cs}$ に対して10%程度で有り、核種分析能力は悪い。これに対してGe検出器の $\gamma$ 線エネルギー分解能は非常に優れており、核種分析を詳細に行うことが可能である。

NaI (Tl) (3"  $\Phi$  × 3" ) 検出器の平行入射 $\gamma$ 線に対する光電ピーク効率は非常に高く、 $^{137}\text{Cs}$ の $\gamma$ 線 (662keV) に対して約50%である。しかし、エネルギー分解能が悪いため、分析すべき光電ピークのチャンネル幅を広く取る必要がある。チャン

ネル幅を広く取るとバックグラウンドも増加するので検出限度は低下する。相対効率20~25%程度のGe検出器の光電ピーク効率は10%で、これはNaI (Tl) 検出器よりも悪いが、Ge検出器の分解能が優れているので分析すべき光電ピークのチャンネル幅を非常に狭くすることができる。そこで、光電ピーク領域のバックグラウンドが非常に少なくなるので検出限界は改善される。

以上の理由により、3"  $\Phi$  × 3" NaI (Tl) 検出器と相対効率20~25%のGe検出器の検出感度を比較すると両者はほぼ等しくなる。但し、NaI (Tl) 検出器は、核種分解能力が悪いので、長期間保管された廃棄物で核種がある程度限定されていることが必要である。これに対し、Ge検出器のエネルギー分解能は良好であり、核種が多く含まれる短期保管廃棄物の分析測定にも有効である。

維持管理面より両者を比較するとNaI (Tl) 検出器は利得変化の防止のため、検出器温度を一定 (約30°Cに保つ必要がある。このため検出器に恒温槽を付加する必要がある。これに対し、Ge検出器は液体窒素で冷却する必要がある。

経済的側面より両者を比較するとNaI (Tl) 検出器の価格はGe検出器の約1/5である。

## 3. 廃棄体の放射性核種

原子力発電所の廃棄体中に含まれる放射性核種は主に原子炉構成材の腐食生成物及び燃料被覆管の不純物ウランと燃料破損部などに起因する核分裂生成物である。廃棄体を10年間保管した場合、前者に係る主な放射性核種は $^{55}\text{Fe}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 及び $^{63}\text{Ni}$ 程度であると推定される。また、後者に係る主な放射性核種は $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ 、 $^{134}\text{Cs}$ 及び $^{137}\text{Cs}$ で、その他として $^{106}\text{Ru}$ - $^{106}\text{Rh}$ 、 $^{125}\text{Sb}$ 、 $^{147}\text{Pm}$ 、 $^{151}\text{Sm}$ 、 $^{154}\text{Eu}$ 及びアクチノイド核種などが僅かに含まれていると推定される (なお、解体廃棄物としての原子炉生体遮蔽コンクリート中には $^{152}\text{Eu}$ や $^{60}\text{Co}$ が含まれる。) 以上に加え、冷却材の中性子照射により生成した $^3\text{H}$ 及び $^{14}\text{C}$ なども僅かに含まれている。このように10

年経過した廃棄体中に含まれる放射性核種は非常に限定されており廃棄体の $\gamma$ 線エネルギースペクトルを調べた場合、 $^{60}\text{Co}$ や $^{137}\text{Cs}$ が顕著に現れると思われる。 $^{59}\text{Fe}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 及び $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Y}$ は軌道電子捕獲や $\beta$ 線放出核種であり $\gamma$ 線測定で放射能を判定できないが前者の $^{60}\text{Co}$ や $^{137}\text{Cs}$ と随伴関係にある。従って廃棄体製作に先立って廃液等の分析又は破壊分析等を行っておけば $^{60}\text{Co}$ や $^{137}\text{Cs}$ の放射能よりこれらの核種の放射能は評価できるものである。 $^3\text{H}$ や $^{14}\text{C}$ は、 $^{60}\text{Co}$ や $^{137}\text{Cs}$ と随伴関係はないが、発電プラントの運転履歴や破壊分析又は廃棄体製作時に廃棄体に含まれる放射能を評価しておくことにより評価が行える。

#### 4. 廃棄体の種類と測定に及ぼす問題点

廃棄体には均一固化体と不均一固化体（雑固体）がある。均一固化体は主に廃液処理時に製作される廃棄体でありマトリックス材としてセメント、ビチューメン及びプラスチックが使用されている。廃棄体の密度は1.2～2.0程度である。また、廃棄体の容積は200ℓで形状はドラム缶である。

均一固化体は放射能分布も廃棄体全体に渡って均一であると推定される。そこで、均一固化体の放射能濃度は廃棄体の放射能と重量を測定できれば容易に確認できる。これに対して不均一固化体の放射能濃度を測定評価することは多少困難である。雑固体で圧縮減容処理された廃棄体であっても重量測定と放射能測定により均一固化体と同様に平均放射能濃度を求めることができる。この場合、放射能分布は不均一であっても廃棄体を回転させて測定することにより放射能測定の精度を向上させることが肝要である。

図1にドラム缶を試料容器とする廃棄物測定装置の例を示す。本装置は、廃棄体中に不均一分散する放射能の位置による測定時の幾何学的効率の均一化を図るため、測定時間中に廃棄体を回転させている。

廃棄体ドラム缶に水を満たし、点線源を入れ、これをドラム缶の中心より内壁へ移動させたとき、本装置のGe検出器で得られた測定値の変化を調べた結果を図2及び図3に示す。これらの図で、横軸は図1に示すように点線源をドラム缶の中心より75mmピッチで内壁へ移動させて測定した時の各点の距離である。縦軸は中央面及び下端面に

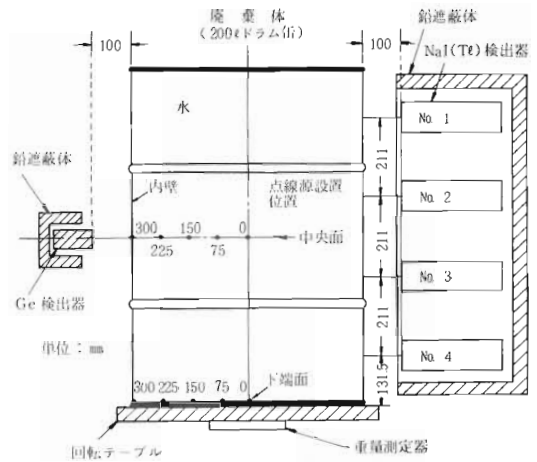


図1 放射能レベル確認装置の測定部構造例

において、点線源をドラム缶の中心にセットしたときに得られたGe検出器の計数値を規格化し、その他の位置における計数値の比として示したものである。図2の $^{60}\text{Co}$ の場合、線源が中央面内壁にある場合は中心にある場合よりも約3.5倍よくなり、また、図3より $^{137}\text{Cs}$ の場合はこの感度差は $^{60}\text{Co}$ の場合よりも更に大きく約5.5倍となる。このような実験等により雑固体の放射能は、 $^{60}\text{Co}$ 及び $^{137}\text{Cs}$ 線源の場合、均一固化体の計数効率を用いて密度補正を行い放射能評価を行うと、ドラム缶の中心部に分布する放射能をファクター1/3程度で過少評価し、ドラム缶内壁部に分布する放射能をファクター1.4程度で過大評価することが分かっている。

ドラム缶の下端面に点線源をセットして測定し

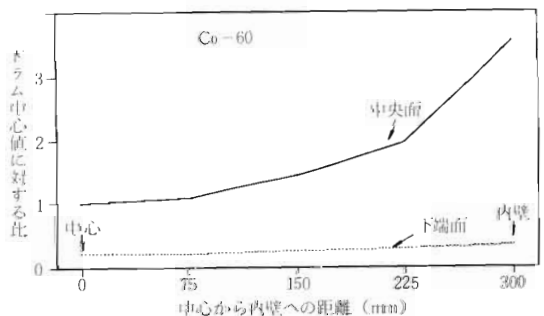


図2 水を満たしたドラム缶に点線源を入れ、線源位置を変化させ、かつ、ドラム缶を回転させながら測定した場合の中心値に対する計数応答比

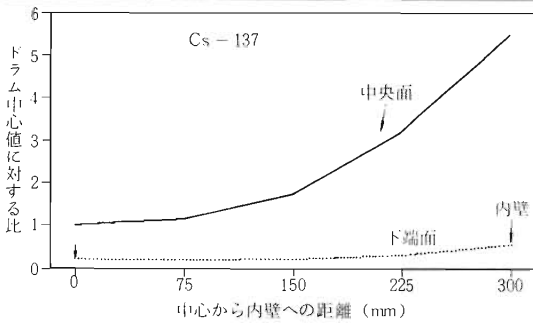


図3 水を満したドラム缶に点線源を入れ、線源位置を変化させ、かつ、ドラム缶を回転させながら測定した場合の中心値に対する計数応答比

た場合には、検出器と線源の距離が遠くなるので回転しても幾何学的効率は大きく変わることはないが、計数効率は非常に低下する。したがって、放射能レベル確認装置の設計にあたっては以上のことを考慮し、測定廃棄体を回転させて測定し、かつ、上下へ移動させて測定するなどの工夫を行うことが重要な問題点となる。

### 5. 放射能レベル確認装置の設計条件

埋設時における廃棄体の放射能レベルの確認は前章で述べたように主に $^{60}\text{Co}$ と $^{137}\text{Cs}$ の $\gamma$ 線測定により実施できる。したがって、放射能レベル確認装置の設計における第1の条件はこれらの $\gamma$ 線エネルギースペクトルの分析ができることである。この場合、核種がほぼ限定されているのでNaI(Tl)検出器も有効に活用できる。なお、Ge検出器はNaI(Tl)検出器の補助として詳細な核種分析の必要が発生したときのために本装置に付加する。第2は廃棄体の測定能力である。廃棄体の重量は250~450kgあり、重量物である。この大型で重量物の廃棄体を能率的に測定するためには、廃棄体の縦又は横方面を一度に測定できるように検出器の感度面を大きくすることである。このことにより、廃棄体を複雑に動かして測定する手間が省けるので測定能力の向上が図られる。第3は均一固化体の放射能濃度の均一性の確認及び均一固化体の検出効率の平均化を図るため、測定中に廃棄体を回転させることである。第4は測定中に他の廃棄体(測定待機中の廃棄体又は測定終了廃棄体)からの $\gamma$ 線の影響を受けないように測定中の廃棄体を遮蔽すると共に、測定前廃棄体及び測定済み廃棄体は本装置より自動的に離れるように

しておくことである。第5は検出限界の推定計算である。因みに、NaI(Tl)(3"Φ×3")検出器4個を図1のように容積200ℓの廃棄体上部より下方に向け縦1列にNo.1、No.2、No.3及びNo.4のように配置した放射能レベル確認装置の検出限界計算例を図4に示す。密度2のコンクリート均一固化体で300keV以上の $\gamma$ 線を放出している廃棄体であれば600秒測定で約 $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/g}$  ( $1.1 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ )の放射能密度が測定できることが分かる。第6は本装置の校正方法を設計段階より明らかにしておくことである。

放射能レベル確認装置の設計製作に当たっては、以上の点を考慮すると共に事業者が行った廃棄体の放射能濃度決定法及び評価手法を明らかにすることが大切である。

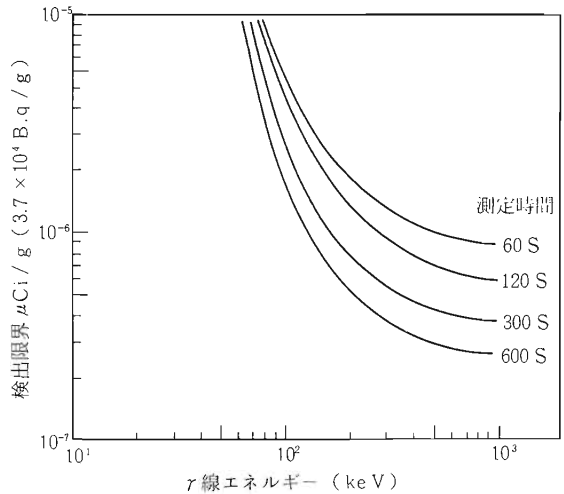


図4 200ℓ廃棄体(セメント均一固化体、密度2)に対する検出限界計算例

### 6. 校正方法

廃棄体の放射能評価は、国の放射能標準とトレーサビリティを保つ必要である。このため、標準放射能を注入した校正用模擬廃棄体標準線源が製作される。これは、標準放射能をセメント、ビチューメン及びプラスチックなどの固化材と共に練り込み製作されている。また、実際の廃棄体に近似させて製作した容器に密度調整のためガラスビーズやプラスチックペレット等を充填し、これに放射性溶液を注入して製作する模擬廃棄体標準線源もある。この模擬廃棄体標準線源製作手法では、放射性溶液を交換することによりいろいろな核種の模

擬廃棄体標準線源の製作が可能である。このようにして製作された模擬廃棄体標準線源を用いて放射能レベル確認装置の校正が行われる。

## 7. おわりに

埋設廃棄体の最大放射能濃度は事業者が申請書に記載して認可を受けることになっている。

これまでに開発された放射能レベル確認装置は、容積200ℓ、密度2の廃棄体で<sup>60</sup>Coに対する検出限界は、10分間測定で $10^{-6} \sim 5 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/g}$  ( $3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/g} \sim 1.9 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ ) 程度である。したがって、今後事業者が申請すると思われる放射能濃度の下限値は十分に満足しており、実用に供しうる技術段階に達していると考えられる。むしろ高濃度の測定に対処する方法を今後検討しておく必要がある。また、近い将来に許可されるであろう

法的に無拘束な極低レベル廃棄物の放射能レベルの確認についても上記の検出限界を有しておれば対応が可能ではないかと期待している。

## 参考文献

- 1) 松田泰彦、村田 徹、田村俊幸、佐野 明：核燃料非破壊分析装置の現状、日本原子力学会誌 Vol.19、No.1、(1977)。
- 2) 篠原伸夫、岡下 宏：使用済燃料放射能及び放出熱の経年変化(1)、JAERI-memo 9409、1981。
- 3) 公開特許公報(平2-284100)：模擬ドラム缶標準線源。
- 4) 富井格三：原子炉施設デコミッションングの動向、RANDECニュースNo.1(1989)。

# プルトニウム施設の解体撤去技術

動燃事業団東海事業所 プルトニウム燃料工場転換課

嘉代 甲子男

## 1. はじめに

動燃事業団の東海事業所には、昭和42年にプルトニウム燃料第1開発室が建設されて以来、プルトニウム燃料第2、第3開発室及びプルトニウム転換技術開発施設等が建設され、各種の核燃料技術に関する開発が進められている。

これらプルトニウム取扱い施設では、取扱う物質の性質上、グローブボックス内に設備を設置するため研究開発テーマの終了あるいは設備の老朽化による設備更新にはグローブボックス及びグローブボックス内に設置した機器(以下「グローブボックス等」)の解体撤去が必要となる。動燃事業団では、昭和47年から解体撤去を実施してきている。

以下に、動燃事業団で実施されてきた解体撤去の実績、解体撤去技術及びプルトニウム取扱い施設の解体撤去技術の動向について述べる。

## 2. プルトニウム取扱い施設の解体撤去の特徴

プルトニウム取扱い施設の解体撤去の特徴は、原子炉のデコミッションングと比較すると次の事項が挙げられる。

1) 解体撤去の対象は、基本的には、施設全体を

一括撤去するのでなく、グローブボックス等が主であり、これが1つのユニットとなる。

- 2) グローブボックス内面及び内装設備がプルトニウム粉末で汚染されているため、嚴重な内部被ばく対策として包蔵性管理が必要となる。
- 3) グローブボックス等の構造、形状、材質が多様であるため除染、解体では広範囲な技術が必要となる。
- 4) グローブボックス等を構成する材料は、放射化されていない。

## 3. 解体撤去の実績

動燃事業団におけるプルトニウム取扱い施設において実施した解体撤去実績の内の主要なものを表1に示す。

動燃事業団では、昭和47年にプルトニウム燃料第1開発室のグローブボックスのパネルが劣化したため、パネルを交換したのが最初である。その後、プルトニウム燃料第2開発室における本格的なプルトニウムの取扱いに伴って、グローブボックス全体が解体撤去されるようになってきた。

表1 主要なグローブボックス解体撤去の実施例

実施年度	設置場所	グローブボックスの容積 (m <sup>3</sup> )	期間 (月)
昭和52年	第1開発室 R4室	4	2
昭和53年	第2開発室 F104室	89	8
昭和54年	第1開発室 R125室	65	11
昭和55年	第2開発室 A104室	47	9
昭和58年	第2開発室 A104室	69	11
昭和61年	第2開発室 C101室	12	2
昭和63年	第2開発室 F104室	107	13
平成1年	第2開発室 A103室	18	5

#### 4. 解体撤去の方法

##### 4.1 グローブボックスの構造

グローブボックスは、プルトニウム等の物質を環境に漏洩させないために設けているもので図1に示すように、ステンレス鋼からなるグローブボックス本体、内部を観察するためのパネル、パネルに取りつけられ作業者が作業するためのグローブ、グローブボックスへの空気を取り入れ、排気のための給気口及び排気口等、物品を搬入するための物品搬入ポート等からなる。

グローブボックスは、製作時にその漏洩率が所定の値以下になることを確認し、使用時には換気により内部が $-20 \sim -30 \text{ mmH}_2\text{O}$ の負圧になるように管理されている。

通常、グローブボックスの寸法は、高さと同横が1mの整数倍で、奥行きは1mで設計される。

本体のステンレス鋼板の厚さは、5～6mmで、パネルは透明アクリル樹脂あるいは透明塩化ビニール樹脂である。

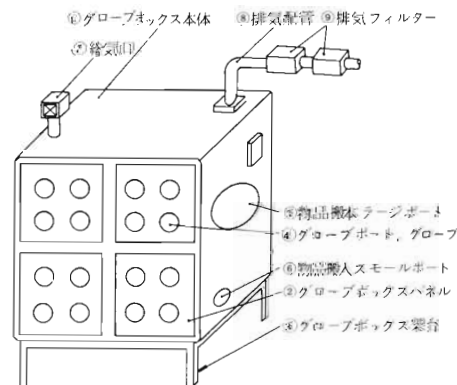


図1 グローブボックスの概要

##### 4.2 解体撤去の工程

グローブボックスの解体撤去は、図2に示すように大別すると機器内残留プルトニウム等核物質の回収及び搬出、室内不要物品の搬出等の準備作業、グローブボックス内の除染作業、グローブボックス及び機器等の解体作業及び解体後の室内の現状復帰等の仕上げ作業の順で行われる。

これらの作業は、プルトニウム等核物質の包蔵性を確保しながら行われる。

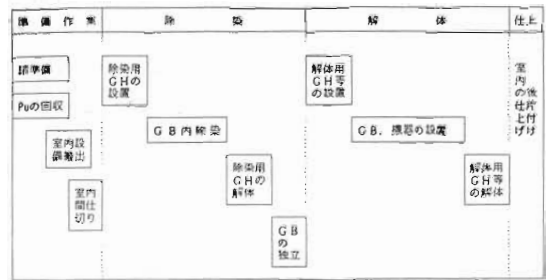


図2 グローブボックスの解体撤去の工程

##### 4.3 包蔵性の確保

解体撤去するグローブボックスは、除染作業の終了時までには使用中のグローブボックスと同じく常時 $-20 \sim -30 \text{ mmH}_2\text{O}$ 程度の負圧が確保されている。

除染作業の終了時には、グローブボックス内面にペイントを塗布し、残留汚染を固定することにより、グローブボックス内の換排気を停止する。

除染作業のグリーンハウスは、グローブボックスの使用経歴や解体撤去の規模等により、必要な場合に設置する。

グローブボックス解体撤去時の包蔵性は図3及

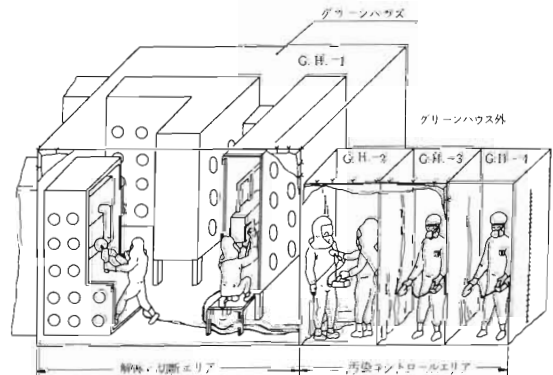


図3 グリーンハウスの概要

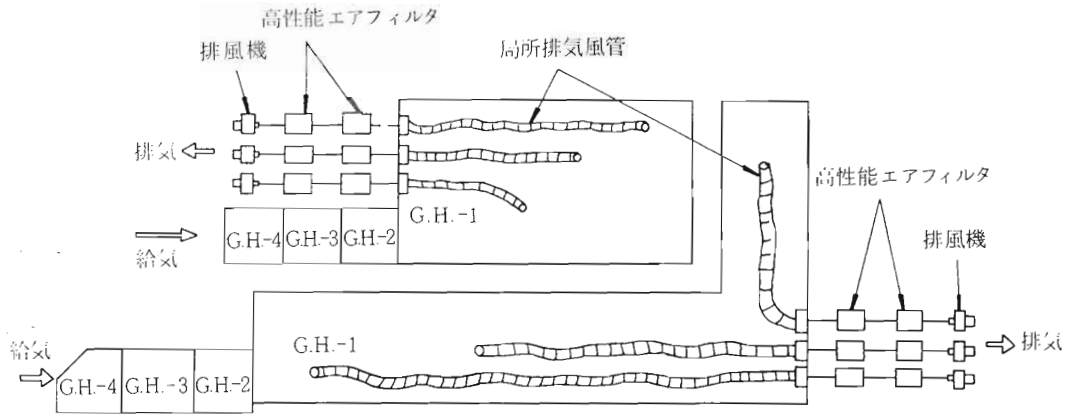


図4 グリーンハウス及び付属機器の配置

び図4に示すようなグリーンハウス及び附属の排気設備を設けて確保する。解体グリーンハウスは、防災シート又は酢酸ビニール等の樹脂シートで製作し、工事用仮設架台に固定する。必要に応じ、内部観察用の窓も設置する。

解体用グリーンハウスは図4に示したようにGH-1、GH-2、GH-3、及びGH-4に区分され、GH-1には、グリーンハウス内の換気と負圧（数mmH<sub>2</sub>O程度）維持のため、高性能エアフィルター2段と排風機からなる排気設備が接続されている。

グリーンハウス内への給気はGH-4から入り、順にGH-1へと導入され、それぞれの間仕切り部には中性能エアフィルター等が設けられる。

#### 4.4 除染技術

解体撤去前のグローブボックス内の除染は、解体時のグリーンハウス内の空気中プルトニウム濃度をエアラインスーツ等で作業できるレベルまで下げるために実施する。

動燃事業団では、市販のRIクリーナーやシュウ酸、クエン酸などを浸み込ませた布で除染する拭き取り除染法を主に実施してきたが、最近の事例では、図5に示すように、湿った紙タオルでグローブボックス内部を拭いたのち、塗膜剥離除染法で除染して、除染係数が10<sup>4</sup>オーダー得られている。

除染法の選定にあたっては、グローブボックスの使用経歴や残存汚染のレベル等に応じて選択あるいは組み合わせで除染を実施している。

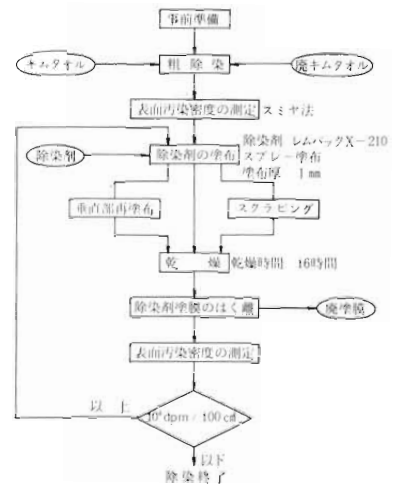


図5 塗膜はく離除染法の手順

#### 4.5 解体撤去技術

グローブボックス等の解体は、プルトニウム等核物質から内部被ばくを防止するためにエアラインスーツを着装した作業員がグリーンハウス内へ入室し、切断解体工具を使用して直接作業を行っている。

グローブボックス等の解体手順は図6に示すように、まずパネルを取り外した後グローブボックス本体の天井板、側面板の順で切断解体してから内装設備の解体を行う。

大きな内装設備については、解体の効率化を図るためにグリーンハウス内に細断場所を別途設置し、専用の機器で切断する。その後、グローブボックス底板、架台等の解体を行う。

各部分の切断解体工具を表2に示す。

切断解体物は、種類別に分類し、切断面等を養生した後、コンテナまたはカートンボックスに収納して保管廃棄する。

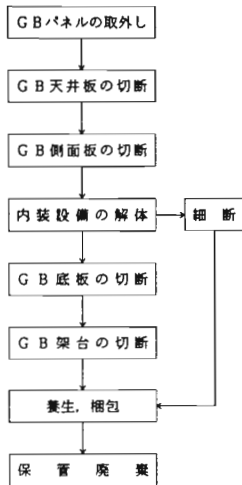


図6 グローブボックス等の解体手順

表2 使用する切断解体工具

切断部分	切断解体工具
GB本体	・電動ニブラ ・ローターバンドソー
内装設備	・ローターバンドソー ・セーパーソー ・ジスクグラインダー
細断場所	・高速カッター

#### 4.6 放射線管理

グローブボックス等の放射線モニタリングは、外部被ばくの低減、内部被ばくゼロを目標とし、空气中プルトニウム濃度、表面密度、線量当量率について測定点を設けて測定する。一般的な測定点を図7に示す。

測定点については、作業の進捗状況により位置を変更、作業場所での放射線状況を迅速に把握する。

#### 5. グローブボックス解体撤去技術開発の動向

以上に述べたようにプルトニウム施設におけるグローブボックスの解体撤去技術はすでに実用化のレベルに達しているが、今後、安全性の向上、経済性の向上及び廃棄物発生量の低減に向かって、以下のような技術開発が必要であると考えられる。

- (1) 防護具の改良
- (2) 鋼材の高速・遠隔切断装置の開発
- (3) グローブボックス内除染法の開発
- (4) 鋼材等の小型細断機の開発
- (5) 効率的な廃棄物収納方法及び容器の開発

さらに、廃棄物発生量の低減を図るため、グローブボックス全体を解体することなく不要なあるいは老朽化した機器を撤去し、新しい機器を設置できるように概念のグローブボックスシステムの開発も実施していく必要がある。

また、将来の建物ごとの解体に備え、建物の床、壁等のプルトニウム汚染確認技術の確立も必要であろう。

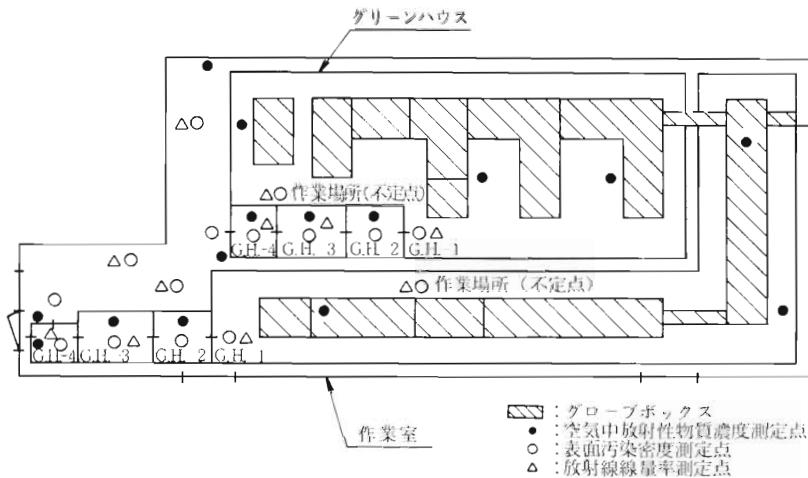


図7 グローブボックス解体撤去時の放射線管理点



# SHIPPING PORT のデコミッションにおける 解体工数と解体費用

日本原子力研究所 動力試験炉部

解体計画管理課 石川 広 範

米国 SHIPPING PORT 原子力発電所の解体工事は、General Electric 社が主請負契約者となり、Westinghouse 社が技術的サポートを行うという体制で進められ、解体跡地は規制なしに使用できる状態で、DOE から土地所有者の電力会社に返還された。この工事期間中における最終報告書が作成されたので、その内の解体工数と解体費用について紹介する。

## 1. 解体工数

主請負契約者は1984年5月にSHIPPING PORT・サイトに事務所を開設し、解体計画書、解体手順書、作業員の人員計画等の解体準備を行った後、1985年9月から工事を開始した。解体工事は17の項目に分類され、その各項目毎に、作業手順、必要設備機器、安全防止対策、工程等を記した仕様書が作成された。

解体工事手順は、断熱材として使用されたアスベストの撤去→放射性、非放射性機器・配管の撤去→建家除染→管理区域の解除→建家解体の手順で行われ、実際の作業に要した期間は1985年9月から1989年7月までの46ヶ月間である。その間における解体工事の進捗率と解体従事者数との関係を図1に示す。同図は解体従事者を主請負契約者の管理者、解体工事支援者及び解体工事従事者の3つの職種に区分し、会計年度末のデータを基に作成したものである。工事の最盛期である1985年から1987年にかけては毎日、トータルで170~240人で作業が進められた。工事全体を通して、一般建築物の解体と比較し解体工事従事者に対する解体工事支援者の割合が多くなっており、最盛期には、常時70~80人の解体工事支援者が解体工事をサポートしていた。図2に解体工事支援者の内訳を示す。同図に示すように、安全、環境評価等も含めた広範囲な業務を担当している放射線管理が33%と多く、警備14%、資材調達12%と続いている。以上のように、SHIPPING PORT 原子力発電所の解体においては、技術的検討、

安全性評価、工事管理等に従事する解体工事支援者の割合が多いことが示された。

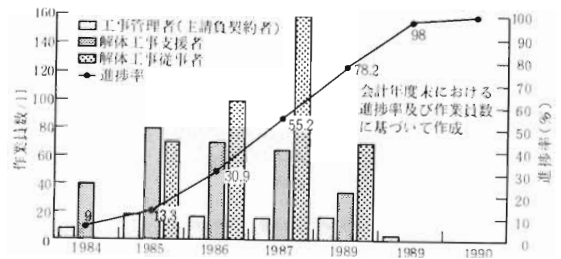


図1 解体工事の進捗率に対する解体従事者数

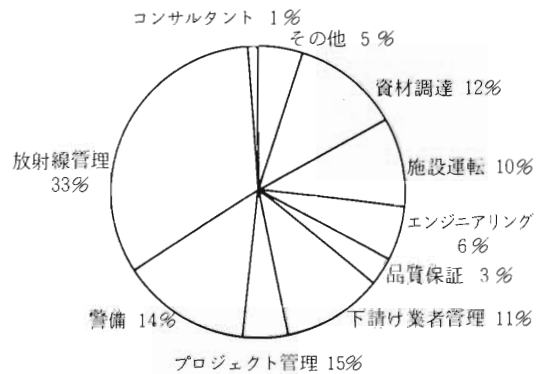


図2 解体工事支援者の内訳

## 2. 解体費用

プロジェクトの総費用は、見積り段階では、98.3百万ドルと評価されたが、実際の解体費用は予定より7.0百万ドル少ない91.3百万ドルで完了した。解体に当たっては、現状技術を用いて実施したので、解体技術開発費用は不要であった。表1にSHIPPING PORT 発電所の解体費用の内訳を示す。

原子炉施設内には多量の放射能が残存しており、この放射能を有する構造物を安全かつ経済的に解体する必要がある。そのため実際の解体工事費に比較し、主請負契約者に対する技術的支援や原子

表1 シッピングポート発電所解体費用内訳

作業項目	作業内容	コスト(単位:十萬ドル)
計画段階におけるエンジニアリング費	シッピングポート原子炉発電所と解体のための工法、除染方法等の調査・検討及び解体計画書の作成	61 (7%)
プロジェクト管理費	Westinghouse社による技術的支援、独立した機関による確認調査、一括撤去に関する安全評価等	106 (12%)
サイト管理	主請負契約者による工事管理	68 (7%)
解体工事サポート及びサービス	主請負契約者による技術的検討、プロジェクト管理、警備、放射線管理、一般器材の提供等	235 (26%)
施設の運転等	エンジニアリング、固体及び液体廃棄物管理、施設の運転、ユーティリティー費等	85 (9%)
解体工事	解体準備、機器の解体除染、建家解体、解体廃棄物の輸送等	286 (31%)
主請負契約者報酬等	主請負契約者本社経費、主請負契約者報酬	70 (8%)
その他	その他の経費	2 (0.2%)
合計	プロジェクト総費用	913 (100%)

炉一括撤去のための安全評価などからなるプロジェクト管理費、主請負契約者による技術的検討、安全性の評価等を含む解体工事サポート費の占める割合が大きくなっている。

総費用の31%を占める解体工事費用を作業別に分類し、図3の円のグラフに示す。また、その

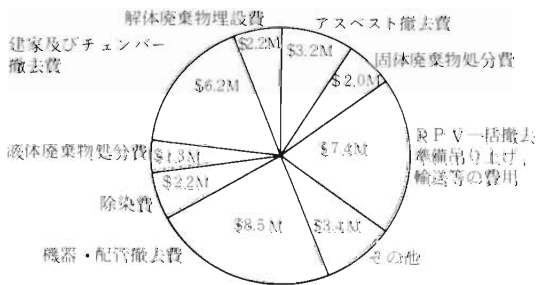


図3 解体工事費用内訳

各解体工事費用に含まれる作業は以下の通りである。

- ・アスベストの撤去費：配管・機器の断熱材としてアスベストが使用されており、このアスベストの撤去は前面マスクを着用するなど、厳しい作業管理の下に実施された。

- ・固体廃棄物の処分費：汚染配管や機器は鋼製容器、木箱等に収納した後、ハンフォードの処分場に埋設処分された。なお、基準値以下の金属廃棄物はスクラップとして売却処分された。
- ・原子炉圧力容器 (RPV) の撤去費：一括撤去のための準備作業、RPV吊上のためのリフティングデバイスの設置、ハンフォード埋設処分場までの長距離輸送等の作業が含まれている。
- ・機器・配管の撤去費：鋼材の切断には、主にガス切断が用いられ、ステンレス鋼の切断にはプラズマトーチが使用された。加熱器、蒸気発生器等の大型機器は一体で撤去され、開口部を閉止した後、埋設処分された。
- ・除染費：コンクリート除染には、スカブラー（機械的にコンクリート表面を砕き除去する方法）が使用され、金属表面除染には、バキュームブラスト（研磨材を混入した高压空気を吹き付け表面を剥離する方法）が使用された。また、タンク類、機器類等の除染には、水ジェットが使用された。
- ・液体廃棄物の処分費：液体廃棄物はろ過システムにより放射性核種を取り除かれ、稀釈された後オハイオ川に放流された。なお、放射能レベルの高い水、スラッジ等はセメント固化された。
- ・建家解体費：この作業には原子炉圧力容器等を格納するスティール・チェンバーの撤去が含まれている。コンクリート構造物の解体は、主にモンケン工法、ジャイアントブレーカなど通常の建築物解体に用いられる工法で行われ、地下1mまで撤去された。なお、コンクリート廃材は解体跡地の埋め戻しに使用された。
- ・埋設処分費：米国政府所有のハンフォードの処分場に放射性廃棄物を埋設処分するための費用である。炉内構造物は原子炉圧力容器の中に入れられたまま埋設処分されたので、遮へい容器費用が削減されている。

シッピングポート原子炉圧力容器の一括撤去方式の採用に当たっては、分割撤去方式との比較検討が行われ、コスト低減（4百万ドル）、工期短縮（1年）、被曝低減（150 man・rem）等にメリットがあるとして、一括撤去方式が選択されたが、実際に、このプロジェクトを通し、これらの点についての効果が確認された。

# 北米調査団随行を終えて

RANDEC 研究開発部部长 青山 功

RANDECが昨年9月から10月に派遣した北米調査団については、東団長による印象記が既に前号に掲載された。此处では同団に事務局として参画した立場からの感想を記してみたい。

## 1. 準備について

まず訪問する原子力施設として、アメリカのDOE施設とカナダのAECL施設について候補を挙げ、現地の事情に明るい原研と動燃の方々に相談に乗って貰った。その中には問い合わせの結果、「廃止措置が終わり、現地工事事務所も引き払われ、何もない」との回答で、別の候補を慌てて探す羽目になったこともあった。

次に問題だったのは、中心であるSPECTRUM'90国際会議を挟んで施設訪問する際の日程作りだった。効率的な施設訪問の順番は、一筆書きの原則ですぐに決まるが、施設間の移動に要する時間の見積りが一番難しかった。殆どの施設が田舎の町外れにあるため、ローカル便の乗り継ぎになる。ローカル便の時刻表は、搭乗月の前月にならないとハッキリしない。それで、問題の施設を以前訪問したことのある経験者にも相談したが、この問題は、いくら経験者でも判らない。

やっとできた日程表をUS-DOEのW.E.Murphie氏に送った。同氏は早速我々の訪問希望施設に打診してくれることになったが、DOEの訪問申請用紙(IA-473)の提出が先決で、訪問日の8週間前と強調して書かれていた。第一番目の施設への訪問日から逆算すると、8週間前は8月第一週になる。この時は6月下旬だったので、早速参加募集の案内を行い、締切を7月末日とした。またDOEへの最初の手紙の後で、国際会議の開催日が数日繰り上がり、慌てさせられた事もあった。

締切日ちかくにMurphie氏からFAXが入り、大体は希望にそえるが、WIPPについては「希望訪問日は施設の都合が悪い、希望日より2日早くなら訪問を受け入れる」とあった。弱ったのは、WIPPの訪問日を繰り上げた場合、別の施設を回れないと日程に穴が開き、また国際会議開催中に

ORGDP、RAPIC両施設訪問が入っていることだった。

一方、カナダからは訪問は受け入れるとのことと、日程と訪問者名が宿題になっていた。アメリカの後にカナダは訪問するので、Murphie氏からの返事との関連で、前記の問題も決心して、アメリカとカナダへ回答した。第1表に示す日程表は、こんな事情でできた。出発前には参加者による3回の会合を開き、会議のセッション別及び訪問施設別の担当を決め、また各施設に関係した文献を担当の方々に配付して、質問状を作成してもらうなどの準備も進めた。

第1表 原子力施設デコミッションング北米調査団日程表

日	行程	備考
9月25日(火)	△コース XXXXXXXXXXXX	
9月26日(水)	XXXXXXXXXXXX	
9月27日(木)	成田出発	移動日
9月28日(金)	BMI-PNL訪問② (Richland, WA.)	ORNL-WTF訪問② Waste Treatment Facilities (Oak Ridge, TN.)
9月29日(土)	移動日	
9月30日(日)	参加登録	SPECTRUM'90 (Knoxville, TN.)
10月1日(月)	国際会議	
10月2日(火)	国際会議	ORNL訪問② (Oak Ridge, TN.) & ORGDP & RAPIC
10月3日(水)	移動日	
10月4日(木)	移動日	ANL-EBWR (Argonne, IL.)
10月5日(金)	移動日	ANL-PFF訪問② (Argonne, IL.)
10月6日(土)	移動日	WVDP訪問② West Valley Nuclear Services (West Valley, NY.)
10月7日(日)	移動日	
10月8日(月)	移動日	
10月9日(火)	移動日	GENTILLY-1② (Trois Rivieres, Quebec.)
10月10日(水)	移動日	原子力管理委員会(AECB)訪問② (Ottawa, Ontario)
10月11日(木)	帰国	トロント(Ontario) 出発 成田到着

注) ①内の数字は、施設訪問時の団員数を示す。

## 2. 出発から帰国まで

A班はPNLを、B班はWIPP、ORNLを訪問したあと、Knoxvilleで合流した。ここでは、国際会

議への参加やORGRP、RAPICへの訪問を行った。Knoxvilleの在るTennessee州は、気候が温暖で東京の初秋の気候に近かったから全員これまでの疲れを癒せたのは幸いだった。

国際会議は、15か国326名(第2表参照)の参加と、約140件の発表があり、盛会であった。ただ会期中の2日間(3日と4日)が施設訪問及び移動日に重なった為、全てのセッションへの出席ができなかったのが残念である。

会議は、第3表のように19の技術セッションと1つの総合セッションから構成された。S-2(再処理)が、最も多くの国からの発表があり、T-1(使用済燃料輸送経験と計画)も含めて、この分野への各国の関心の深さを伺うことができた。R-2とR-3は、除染とデコミッショニングであるが、15件の発表中5件が日本からのもので、通商産業省が原子力工学試験センターに委託した商用発電炉のデコミッショニング確認試験の中間報告であった。

第2表 SPECTRUM '90国際会議の国別参加者数

国名	人数	百分率%
1. 米国	215	66
2. 日本	46	14
3. 英国	16	5
4. 仏国	11	3.4
4. 独国	11	3.4
5. 加国	7	2.2
6. スエーデン	4	1.2
6. ベルギー	4	1.2
7. 台湾	3	0.9
8. 中国	2	0.6
8. ソ連	2	0.6
8. オランダ	2	0.6
9. オーストリ	1	0.3
9. 伊国	1	0.3
9. 韓国	1	0.3
合計 15か国	326名	

放射性廃棄物、有害廃棄物ひいては産業廃棄物へと、環境への関心が高まっている。筆者は以前から電解2価の銀イオン $Ag^{++}$ による難溶性 $PuO_2$ の溶解について興味を持っていたが[桜井聡らの予備試験(日本原子力学会誌、31、(11)1243-1250、(1989))]、この会議ではフランス、イギリス、アメリカから同様の手法による有機廃棄物の分解処

理等に関して、幾つかの興味のある発表があった。

10月5日は、A班はChicagoからANLを訪問し、デコミッショニング中のEBWR他を視察し、B班はNew York州のWVDPを訪問した。それからCANADAに移動し、10月9日19名がQuebecからGENTILLY-1を、残り2名がOttawaの原子力管理委員会(AECB)を訪問した。

第3表 SPECTRUM '90国際会議のセッション別発表件数

セッション	発表国	件数
J-1 (廃棄物管理の政策)	米6, 独2	8
J-2 (放射性廃棄物の処理と保管)	米2, 英3, 仏1	6
J-3 (混合及び有害廃棄物)	米5, 独1	6
J-4 (地質学的処分)	米4, 独2, スエーデン1	7
L-1 (クラスC以上の廃棄物)	米7, 加1	8
L-2 (TRU廃棄物)	米6, 英1, 仏1, 中1	9
L-3 (試験と地域修復)	米5, 英1, 日1, 台1	8
L-4 (地域内放射線モニタリング)	米6, 英1, 独1	8
L-5 (廃棄物の減量化)	米4, 英1, 独1, 台1, 韓1	8
R-1 (規制と訓練面での品質管理)	米7	7
R-2 (除染とデコミッショニング)	米3, 英3, 日1, 加1	8
R-3 (除染とデコミッショニング)	日4, 仏2, 伊1	7
R-4 (環境容認を示すための技術)	米7	7
S-1 (使用済燃料)	米7, 独1	8
S-2 (再処理)	独2, 米1, 英1, 日1, 仏1, スエーデン1, 欧1	8
S-3 (高レベル廃棄物)	米5, 日1, 仏1, ベルギー1	8
T-1 (使用済燃料輸送経験と計画)	米3, 英1, 仏1, スエーデン1	6
T-2 (使用済燃料輸送システムと機器開発)	米6	6
W-1 (廃棄物処分場の運転経験)	米6	6
P-1 (総合セッション)	米2, IAEA1	3
		合計 142件

出発前にDOEのMurphie氏とAECLのRene Lajoie氏には、各施設への訪問は、10時~16時としたい、旨連絡しておいた。Lajoie氏からは折り返しのFAXで、9時~15時とするのが適当と、帰りの交通事情を考慮しての返事を貰っていた。Murphie氏からは、「各施設共に調整が済んでいる、念のため各施設のコンタクトの名前と電話番号を記すが、連絡の必要はない」とあり、時間は書かれていなかった。私はB班に随行したが、9月25日成田からの機中では、翌日のWIPP訪問時刻が気掛かりで仕方がなかった。Carlsbadのモテルからの連各で”翌日の訪問は8時からでWIPPからバスが迎えに来てくれることになった”と聞

いたときは本当にほっとした。

翌日 TRU 廃棄物の深地層永久処分実験場で、地下 2,150 ft. の施設に降りたときには、文献を読んで想像するのは異なる”正に百聞は一見にしかず”であった。案内に当たってくれた男性 1 名、女性 2 名は、PA の専門家と言えるほど博識であり、地下の施設内を電気自動車を運転し、熱心に説明してくれた。

この訪問時刻の心配病は、この後も施設訪問毎に襲って来た。訪問時刻が決まると、ホテルから施設までのバスでの所要時間を聞いて、朝食の時刻、出発の時刻を団員に連絡する。翌日、無事ホテルを出発するが、意外にも交通ラッシュでスムーズに走らない、間に合うのかしらとバスの車中ではイライラしっぱなしになる。New York 州 Buffalo のモートルから West Valley の WVDP を訪問したときが一番ひどかった。距離は約 40 マイルなので、交通ラッシュを考慮しても、1 時間あれば充分と踏んだが、バスの運転手が途中で道を間違えてしまい、3 か所のガソリンスタンドに寄って道を聞く始末で、1 時間半以上かかって到着したときには、もう皆ぐったりしてしまっていた。だが玄関で、コンタクトの Ms. J. Purritt が笑顔で出迎えてくれたときには、それまでの心配も忘れて、”遙々とやって来て良かった”と思った。

### 3. 帰国後

帰国後 3 回、会合を開いて調査団報告書の作成を行った。構成は以下の通りである。

まえがき	-----	団長
調査団の概要	-----	事務局
国際会議		
概要	-----	事務局
セッション別各発表紹介	-----	担当
施設訪問		
各施設での調査	-----	担当
あとがき	-----	事務局
入手資料	-----	事務局
提供資料	-----	事務局

第 2 回目に会合後、全原稿を整理してみると、いかにも堅いとの印象を免れないと思った。そこで、”あとがき”の項のまえに、”北米紀行”の項を挿入することにし、A 班の安藤隆一氏と B 班の角谷核二郎氏に急遽執筆をお願いした。

出来上がった 280 ページの報告書を手にする、昨年春からの苦勞が報われた気持ちになってしまふ。調査団の施設訪問について、ご援助を頂いた原研・動力試験炉部の藤木室長、動燃カナダの芝山社長には、とくにお礼を申しあげたい。また、アメリカとカナダの施設訪問先で示して頂いた親切にも、感謝の念で一杯である。

## 海外調査報告

RANDEC 参事 島田 隆

昨秋、カナダのチョークリバー研究所及び米国の電力研究所 (EPRI) を訪問する機会を得たので、その折の見聞の一端を紹介する。

### 1. チョークリバー研究所での見聞

チョークリバー研究所では、密閉管理中の Nuclear Power Demonstrator (NPD) を見学した。

チョークリバー研究所は、オタワ市の西、約 200 km のオタワ川南岸の過疎地に位置している。NPD はチョークリバー原子力研究所から、更にオタワ川を西方に約 50 km 遡った場所に立地している。NPD は、CANDU 炉の原型炉 (25 MWe) で 25 年間運転後、1978 年に炉停止、1989 年に一部の設

備・機器解体等の処置を終了、現在、密閉管理中である。

カナダにおける廃止措置政策は、原子炉停止後数十年間密閉管理して放射能の減衰を待ってから解体するのが最も安全かつ経済的との理由で、SWS (Shut down with Survival) を基本的な考え方としている。そこで、1. 炉を Shut down 2. 燃料の撤去 3. 排水 4. Hazard の除去 5. 大気、土地及び人に対する危険の除去、の処置を実施することとし、ダグラスポイント及び NPD においては放射能を有する部分は密閉管理し、非放射性的部分は部分的撤去を実施した。

NPDの解体廃棄物はチョークリバー研究所に移送し、貯蔵している。NPDのデコミッションングは、格納容器外の設備・機器の撤去を中心に実施し、非汚染の一般機器類は売却し、買手の負担で撤去させ、デコミッションングコストの逓減を図ったとのことである。その故か、タービン建家の二次系配管類は残存していたが、ポンプや盤の大部分は撤去されていた。タービンは、ローターは撤去されていたが、ステータ（コイルのみ）は経時劣化による特性変化測定のために残してあった。格納容器の貫通配管（内部は非汚染）は壁の所で切断し、セメントで封鎖し、ペイントでマークが付けてあった。給排気系及び照明は維持されている。

現在、NPDは無人数化されているが、サイトのフェンスにはプラントを囲むようにITVを、フェンス自体には外部からの侵入者発見用としてVibration Sensorを設置して監視している（野性動物による作動が多いとのこと）。

スタック・モニターからの信号は無線でチョークリバー研究所に送り常時監視するとともに、定期点検によりサイトの安全確認を実施している。

なお、監視官庁による安全確認として、半年に1回の立入り検査を受けているとのことであった。

## RANDEC

# 第2回「報告と講演の会」を開催

当協会が主催する第2回「報告と講演の会」が11月8日午後1時30分から東京都内の富国生命ビル28階大会議室において開催されました。

此の催しは、昨年に引き続き協会の定例行事として行われたもので、協会の事業活動、今後の具体的計画等を賛助会員の皆様に直接ご報告致すとともに、デコミッションング技術開発の動向、将来の計画等につき、一層理解を深めて頂くための講演を併せて行ったものであります。

当日ご参加頂いた方々は、受付で確認致した数は134名でありました。

会は先ず当協会の村田理事長より主催者挨拶を

## 2. 米国電力研究所（EPRI）での見聞

米国では、デコミッションングより寿命延長を図ろうとする考えが強く、Plant Life Extension (PLE) 計画推進に重点を置いている。

EPRIの予算においても、PLEには4 million \$を計上し、機器を更新して原子炉の寿命を延ばし（60年～80年）、その後、放射能の減衰を待つ（約40年）解体するという計画を検討している。

原子力発電所は、機器の5%は定期的に修理されているので、残り95%を更新すれば大幅な寿命延長ができるが、このためには原子炉圧力容器及び蒸気発生機も更新が必要となる。原子炉圧力容器は照射脆化により寿命が制限されるが、それはアーニングにより回復できる。しかし、照射脆化及び回復の効果には原子炉圧力容器製作時の溶接材の不純物量が大きく影響するので、その評価と改善が必要であるとしている。

蒸気発生機（直径約5m、長さ約30m、重量約700トン）は取り外し、土地のコンクリート遮蔽建家内に保管する事を検討している。

なお、現在、PWR、BWRそれぞれ1基づつについて、原子炉圧力容器の溶接不純物について再評価を行い、20年の寿命延長を申請準備中とのことである。

平成2年11月8日 13時30分～17時

行い、次いで新谷専務理事より平成元年度事業報告及び平成2年度事業計画、デコミッションングに関する情勢、今後の計画と新規試験研究テーマ等に関して報告がなされた。

この報告の中で、平成元年度の主な事業項目について、「試験研究・調査」について（解体技術）（解体廃棄物）（技術情報管理）（安全規制）の4テーマで11項目の受託調査（委託元：科学技術庁、原研、動燃）及び自主調査を実施して成果を得たこと、また主要なものは2年度以降も継続して実施していることが説明された。

平成2年度は、当初予算額では前年比約20%

の増加に止まったが、事業は順調に進捗し、幾つかのテーマで成果をあげている。また今年度から（普及啓発）に関して「原子力施設の廃止措置」を主題とする広報資料（PA用ビデオ、パンフレット）の作成を計画している旨説明があった。

デコミッションに関する最近の諸情勢では、国際的にはOECD/NEA「デコミッションに関する科学技術情報交換協力協定」が延長され、第2期協力協定がスタート（1990.9.から5ヶ年間）参加プロジェクトが新規に2施設追加、計19施設されたこと。IAEAのD&D協力研究計画の第2期（1989.12.から4年間）が進められていること等が説明され、また我が国の方針即ち原子力委員会決定（昭和57年、\*62年）に対応した当協会としての考え方、今後の主な計画と新規試験研究テーマ等についての説明とその進め方等について協会の考え方を披瀝しました。

その後4人の講師の方々により、それぞれの専門の立場から、デコミッションについての講演がありました。

科学庁・原子力バックエンド推進室長干場静夫氏は、国としてのデコミッションへの対応、原子炉の廃止措置に関する基本的考え方を説明の後、国の施策の展開の方向、即ち

- ① 廃止措置技術開発及び成果の活用の推進
- ② 解体廃棄物対策の確立
- ③ 国際協力の推進
- ④ 制度面（資金、安全規制等）での対応

の4点についてその具体的な構想を示された。

特に今後の技術の高度化、技術情報の収積等に関して具体的に項目を挙げてRANDECへの強い期待を表明された。

東大の石樽教授は、除染技術を中心にデコミッション技術の話題をレビューされ、IAEA、US・DOEのD&Dプログラムの概括的紹介、US-NRCのBRC（Below Regulator Concern '90）の考え方等のトピックスを折り込みながら、解体前、解体中、解体後それぞれの除染技術に関するポイントを説明された。特に今後の課題として、現在のJPDRで開発された要素技術を将来の商用炉解体に繋ぐ（サイズの問題など未だギャップが

ある）開発努力、廃棄物の合理的処分（無条件開放等）に関する規制面の整備、再利用の問題にどう対応するか（PA含めて）、等々の重要な目標を示された。

動燃団の大和氏（環境技術開発推進本部次長）からは、動燃団におけるデコミッションの技術開発と今後の計画について、核燃料サイクルの開発は原子燃料公社時代を含めて30年以上の経験と、それに伴う施設の経年化対策（機器設備の更新、改修等）及びデコミッションの技術経験を有すること、今後更にその数が増え、また大型施設が対象になると予想されたため、安全で合理的な技術の開発が必要である。特に核燃料施設では、供用期間中の機器設備の解体撤去・更新が中心となる。このため、安全性、廃棄物発生量の低減、廃棄物の区分管理、経済性の4点を基本的考え方にして、大洗工学センター（WDF）を中心に開発を進めている。また、再処理工場、MOX燃料工場等大型施設等において種々の実績が有り、それに伴う技術開発も成果を挙げているとの講演があった。

原研の横田氏（動力試験炉部次長）は、JPDR解体実地試験の現状として、アークソー切断装置による原子炉圧力容器の切断解体を中心に講演された。先ず圧力容器接続配管の切断を、成形爆薬、ディスクカッター等の工法で行い、その後アークソーにより圧力容器胴部を水中切断し、容器下鏡部は線量当量が低い事もあって、直接ガス切断を行った。水中切断は容器の周辺機器配管等の切断撤去の後、水封用円筒容器を設置して行ったが、切断は予定通り極めて効率的に実施出来た。

従来、原子力分野でのアークソー使用経験では数kA程度の小型機であったが、今回は大型化して20～40kA、ブレード径約1mとした。このためブレード材質、回転数、ベアリング部の発熱対策、制御性能各種の改良を行い、約250mm厚さの鋼材を円滑に切断することが出来た事を、スライドを交えて説明した。

この横田氏の講演をもって全日程を終了し、盛会の内に閉会した。

## 事務局から

## JPDR Now

### ◎ 原子力施設デコミッションング技術講座 (第二回) を開催。

協会では、昨年実施した技術講座が好評であったことから、今年度も第2回を行うことに致しました。今回は、前年の受講者のご指摘に鑑み、特にご要望のあった「解体工法・機器」及び「汚染除去技術」の2講義の時間を多く取り、また動燃のデコミッションング技術開発の中心となっているWDF（大洗工学センター廃棄物前処理施設）の宮尾課長に講義をお願いする等、より充実したものとなりました。詳細は、既に会員各社に別便にてご案内致しましたが、皆様ふるってご参加下さるよう再度お知らせ致します。

### ◎ 原子力施設デコミッションング 北米調査団報告書 刊行さる

昨秋、当協会が企画、実施した北米調査団の報告書が出来上がりました。

調査団は東邦夫（京大）団長以下20名、9/30～10/4、Knoxville T.N.で開かれたSPECTRUM'90国際会議に参加し、その前後の期間にA、B2班に分かれてPNL(Hanford)、WIPP(Carlsbad)、ORNL(WTF、RAPIC)、ORGEF(Oak Ridge)、ANL(EBWR、PFF)、WVDP、AECL(AECB、Gentilly-1)の各施設を調査したものであります。報告書はSPECTRUM'90国際会議の各セッションの発表の概要、各施設の状況、調査内容等を盛り込んだもので、最新且つ重要な情報を満載しております。

購入ご希望の方は事務局までお申し込み下さい。

B5版	280頁		
頒布価格：	賛助会員	1部	6,000円
	会員以外	1部	8,000円

JPDRの解体実地試験は、1月末現在生体遮蔽体の解体作業のうち機械的切断作業を計画通り終了、装置の分解撤去の準備に掛かっています。

装置の撤去作業は2月初旬から開始され、下旬には終了の予定だそうです。

この作業は順調に進捗し、生体遮蔽体のペDESTAL部分の上半部を全周にわたって切断しました。切断されたブロックは、燃料建屋に移送し、収納容器に合わせて細断する予定だそうです。

ペDESTAL部分下半部は、水ジェット切断工法により解体されますが、この装置は2月末に格納容器内に搬入、3月末迄に組立を完了して、実作業は次年度からの予定だそうです。

その他の作業では、主復水器（タービン建屋）が1月末解体を終り、1月中旬から一部平行してコンデンサーの解体に掛かり、3月末終了の予定で作業を進めています。



写真 生体遮蔽体機械的切断の状況

### ◎ RANDECニュース

発行日：平成3年2月20日

編集 発行者：

（財）原子力施設デコミッションング研究協会  
〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100  
Tel. 0292-83-3010, 3011 Fax. 0292-87-0022