

No.21

# デコミ ニュース

第21号

## 目次

1. 廃止措置のコスト評価法PRICEの手法と性能 … 1
2. ウェストバレー再処理施設の  
除染と解体(Phase-I)が最終段階へ … 5
3. 高速実験炉EBR-IIのナトリウム処理が成功裏に終了 … 8
4. ハーウェルの照射燃料試験施設・セルの解体実績 … 12

(財)原子力研究バックエンド推進センター

RAINDIEC

# 1. 廃止措置のコスト評価法PRICEの手法と性能

## 1. はじめに

英国原子力公社(UKAEA)では、9年以上にわたり廃止措置コスト評価の公式的な方法を開発してきた。この評価法PRICEは、コンピュータに基づくシステムであり、システムの中心は包括的な廃止措置活動に要求される情報を含んだ知識ベースである。このシステムは、プロジェクトを階層的な構成に分解し、階層の最下位のレベルからの積み上げによってコストを評価する。ここでは、PRICEの手法と性能について紹介する。

## 2. PRICE 評価のプロセス

### 2.1 レベルアプローチ

PRICEシステムから算出されるコストの信頼性は、以下の項目によって決まる。

- ・システムへ入力するプロジェクト特定データの量と質
- ・PRICE知識ベースの精度

後者の知識ベースは原子力及び一般産業界を通して得られた複数の情報源からのデータからなる。

コスト評価は、廃止措置プロジェクトの全期間における種々の段階でコスト評価を行うことができ、下記に示す3つの評価カテゴリーに分けることができる。

#### (1) 予備 PRICE コスト評価

これは最も簡単なPRICE評価の形式であり、コスト評価の基本的なレベルが要求され、プロジェクトの予備計画研究支援のために使われる。このレベルでは、同種活動のグループ化、主なコスト因子の確定、評価プロセス期間中の概算値の算定ができる。このレベルでの評価はプロジェクトの規模に応じた最小限のコスト項目から成り立ち、実際には、20コスト項目が代表的に採用される。このコスト評価は不確かさが±50%程度と見込まれる。

#### (2) 中間 PRICE コスト評価

中間PRICEコスト評価は、プロジェクトの計画・開始時研究の実施の一部として算出される。このレベルでは、施設に対して正確な測定を含んだより厳密な算出が行われる必要がある。このレベルの評価では評価項目が予備PRICEコスト評価の5倍になり、評価の不確かさは、詳細な評価及び有効な情報の改良により約±30%になる。

#### (3) 詳細 PRICE コスト評価

このレベルは、出資組織がプロジェクトを認めるような提案のために行われる。この評価は、定義された作業範囲に基づくべきであり、施設情報は、複雑な調査及びデータ収集に基づく必要がある。このレベルでの評価は、中間PRICEコスト評価の改良を意味し、コスト項目の改良または項目追加の必要がありえる。このレベルでの評価の不確かさは、約±15~20%になる。

## 1.2 評価プロセス

PRICE評価コストの算出には、以下に示す4つのステップがある。

## ステップー1 評価の性能

PRICE 評価の性能は以下により保証される：

- ・適切な資格と経験を持つ人によって準備されること
- ・適切な裏付けがあること
- ・一貫性があること
- ・正確で慣れた方法で算出すること
- ・評価プロセスでは最良をつくり、適切な監督、チェック、受け入れプロセスを含むことを示す監査追跡を持つこと。

## ステップー2 評価範囲と条件

UKAEA の責任管理者 (RM) は PRICE 評価者に評価の目的及び採用する詳細度レベルを明確にすべきである。また、RM は評価の範囲を調べ、あらゆるプロジェクト、サイトまたは関連する条件を知らねばならない、これらは評価プロセスの一部として行われる必要がある。

## ステップー3 情報の収集

評価を行う前に、評価者は RM または代表者と相談して、評価者が評価プロセス期間中にアクセス及び使用する下記のような主な情報源を確認しなければならない。

- ・専用情報、すなわちプロジェクトの予備計画研究または廃止措置計画
- ・施設及びプラントの図面
- ・安全対策、HP 調査及び事故記録等
- ・雇用者及び旧雇用者の面接
- ・予備訪問

## ステップー4 評価の実施

**原理** PRICE システムは廃棄物管理を含む全ての廃止措置活動に適用できる。評価はコード化されたライブラリーから項目を選定することにより確定される。標準ライブラリー項目は、タスクの複雑さや放射線管理条件といったプロジェクト固有の因子を適用することによって定義される。ライブラリー項目とプロジェクト固有データを組み合わせることによって、PRICE 知識ベースから特定の‘標準 (ノルム)’ 値を検索できることになる。この‘標準’ 値は、特定の作業項目に対して確定され、評価された作業単位人・日当りで示す。適切に見積もった人・日との積から、活動のコストが評価できる。

また、廃棄物管理の作業に対する‘標準’ 値は測定された廃棄物の処理、梱包、管理活動、さらに、関連する国の廃棄物管理機関により決められたコスト基準に従って、最終処分費用が算出される。

**構造** システムは大小のプロジェクトに対して適用でき、採用される階層的アプローチは、プロジェクトの全期間にわたり、‘エリア’ 及び ‘ステージ’ に関するコストを確認することを可能とする。システムに使われている階層的構造を図1に示す。この構造は、プロジェクトを確定した作業の階層構造 (WBS) に類似に作られており、それゆえ、他のプロジェクト管理システムに合った情報レベルを準備することができる。

階層の最下位レベルは、‘コンポーネント’ であり、コストはこのレベルに依存する。最近

のシステムのデータベースには、ユーザによって選択できる33の使用可能な標準コンポーネントが作られている。コンポーネントの選択には、コストに影響する2つの因子：‘タスク形式’及び‘複雑さ’を考慮する必要がある。大半のコンポーネントに対して3つのタスク形式（M-防護最小作業、C-複雑な手作業、R-遠隔作業）が用意されており、これらを図2に示す。

施設データ収集、編集及び入力 ステップ-3の実施により集められた情報は、適切な形式に編集され、PRICE データベースに入力される。

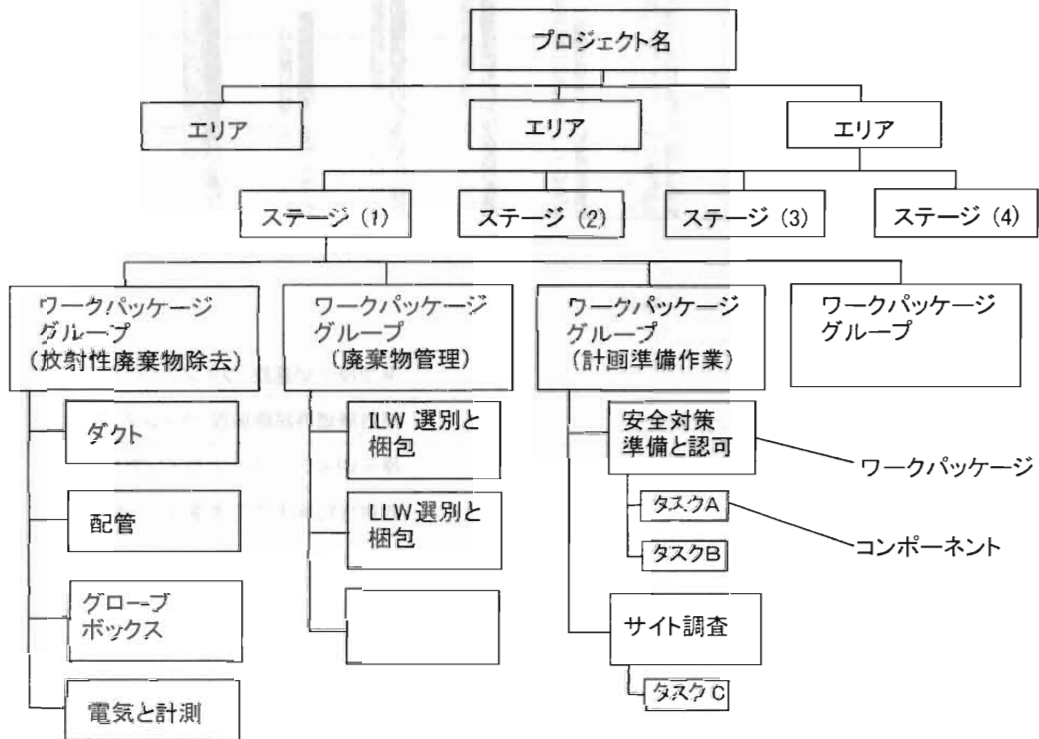


図1 PRICEの作業の階層構造



M - 防護最小作業

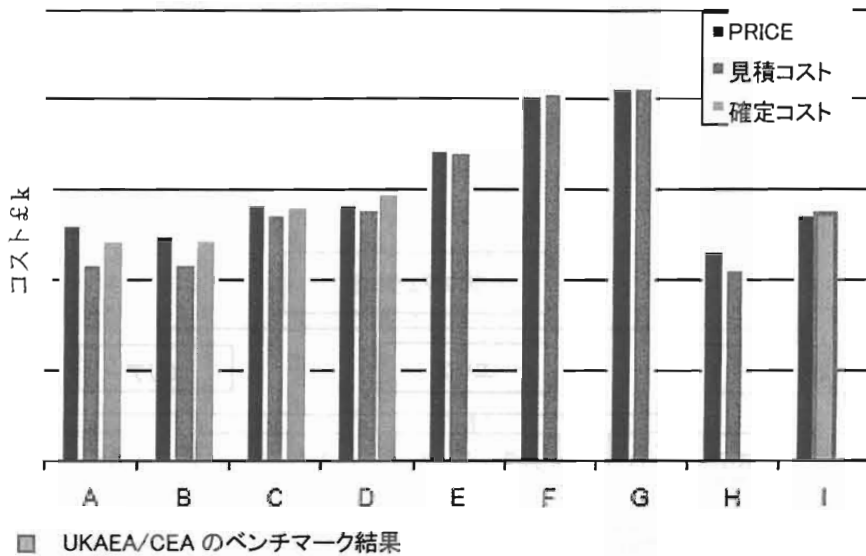
C - 複雑な手作業

R - 遠隔作業

図2 タスク形式

### 3. 性能

PRICE評価の性能を調べるために、代表的な施設を例に見積りコスト及び確定コストと比較した結果を図3に示す。



施設記号	施設名	E	原型原子炉施設(ウインフリス)
A	ベリリウム取扱施設(ハーウエル)	F	照射済燃料試験施設(ウインフリス)
B	低レベル放射性廃棄物焼却炉(ハーウエル)	G	原子炉スラッジタンク(ウインフリス)
C	汚染固定台(ウインフリス)	H	放射性物質汚染洗濯場(ハーウエル)
D	α核種ラボ(ウインフリス)	I	プルトニウムホットセル(CEA 施設)

図3 PRICEの性能例

### 4. 使用例と今後の計画

UKAEAは、原子力施設の廃止措置コスト評価の精度を高め、また、ケンブリッジ郊外のカラムにあるJET核融合実験施設の廃止措置コストを算出するために、PRICEを使用してきた。現在、PRICEは、45施設、金額にして£275M (US\$400M)の廃止措置作業に対して使われている。さらに、カナダ原子力公社、デンマークの国立リソ研究所を含む外国の機関でもこのシステムが使用されている。最近、システムは英国原子燃料会社によって標準化され、アルダーマストンの英国核兵器研究所の廃止措置計画に使用する試みについて議論されている。

これらのコスト算出を通して得られる経験を、常に、PRICE知識ベースにフィードバックし、精度のほか、異なる施設への柔軟な適用ができるように改良される予定である。

(企画調査部 宮本 喜晟)

### 参考文献

- 1) R. Manning, J. Gilmour, "Decommissioning Cost Estimating the PRICE Approach," WM '02 Conference, Tucson, AZ, February 24(2002).
- 2) UKAEA Web Site (<http://www.ukaea.org.uk/contract/contract/bull27/wide2.html>).

## 2. ウェストバレー再処理施設の除染と解体(Phase-I)が最終段階へ

### 1. はじめに

米国・ウェストバレー再処理施設は米国で唯一の商用再処理施設で、そのデコミッションングに係わる実証プロジェクト（West Valley Demonstration project, WVDP）が1980年に開始して以来22年を経過し、旧再処理関連施設の除染と解体作業（Decontamination and Dismantling）（Phase-I）が2002年現在、成功裏に最終段階を迎えている。

ニューヨーク州バッファロー市の南に位置するウェストバレー再処理工場は、ニュークリアフュエルサービス社（Nuclear Fuel Service, NFS）の所有で1966年から1972年まで運転され、使用済燃料合計641トン（Pu生産炉用379トン、軽水炉用245トン、高濃縮U-Th炉用17トン）を処理した。その後一部設備の改造工事とそのための除染と解体を実施したが、1977年に運転停止した。この再処理運転により約60万ガロン（約2300m<sup>3</sup>）の高レベル放射性（HLW）廃液を発生し、地下タンクに貯蔵していた。

1982年以來の種々の工事プロジェクトが進捗し、特に、ガラス固化設備（Vitrification Facility, VF）の運転により2001年末までに99.7%のHLW処理を完了した。

この商用再処理施設の本格的デコミッションングは、その先行的実績例として重要であり、今後の我が国の再処理施設のデコミッションング基本計画の検討のために有益な情報源と考えられる。WVDPの進捗に関しては、当RANDECの広報誌により、JNCの財津氏らにより1990年頃までの主化学プロセスセルを中心とした除染・解体作業実績<sup>1)</sup>が紹介されてきた。

本稿では、Waste Management 2002 シンポジウムにおいて発表されたプロジェクトの全体経過<sup>2)</sup>を中心として、関連する主な除染解体活動の実績を紹介する。

### 2. WVDP の概要

ウェストバレー再処理施設（写真1参照）のサイト220エーカーの浄化を目的とするWVDPは、1980年に成立したWVDP法により、米国DOE、ニューヨーク州エネルギー公社（NYSERDA）がそれぞれ90%、10%を出資し、ウェストバレーニュークリアサービス社（WVNFS）が工事契約者となり、工事計画等の許認可を得て1982年から開始された。HLW関連設備の除染、解体のための技術開発、設備設計・建設・運転などが実施されてきた。

このプロジェクトは主として次の5つの活動目標がある。

- ① HLWのガラス固化処理
- ② HLWの永久処分用容器の開発
- ③ 廃棄体の連邦処分場への輸送
- ④ LLW及びTRU廃棄物の処理処分
- ⑤ タンク類、装置類及び関連した資材等のNRC指定基準に適合する除染と解体

これまでに最初の2つの活動目標が達成された。即ち、

- 1) 主再処理設備のセルの除染の後、再利用した。
- 2) ガラス固化設備（Vitrification Facility, VF）を設計、建設、試験し、運転により2001年までにHLWの99.7%を処理し、263体のガラス固化体容器に納めた。

### 3. 主要な D&D の作業結果

#### 3.1 ガラス固化処理<sup>2)</sup>

ガラス固化処理装置は最初にコールド試験的な段階を経て、溶融炉など大半の設備の更新と運転制御設備、オフガス系設備やタンク貯蔵施設との輸送設備類の設置を含めて、本格運転用の装置として1995年に完成した。そして十分な点検と準備作業を経て1996年6月にホット運転を開始した。米国内ではWestinghouse サバンナリバーサイトに継ぐ2番目のガラス固化施設である。

現在までの運転によりHLW（セシウム、ストロンチウムとそれらの娘核種放射能）の99.7%の処理を完了し、263体のホウ珪酸ガラス固化体とした。この装置の運転実績では、初年度の稼働率が約75%、処理速度が35kg/hr、遮へい能力が0.1mrem/hr未満、容器の高さ充填率が91%、など設計値を凌ぐ性能を達成した。

#### 3.2 HLW 貯蔵タンクの除染<sup>3)</sup>

タンク内の除染の難題は、内部に複雑な支持構造物があることで、このために遠隔操作型機器（ビデオカメラ付き攪拌機）挿入システムを180度対向に2台設置し、これによりタンク壁、支柱、底部補強物などを洗浄し、約75%の表面除染が可能となった。この他にも研磨試料採取器、Cs-137汚染マップ測定用ガンマ線カメラなどの新装置を開発利用した。

#### 3.3 ヘッドエンドセルのD&D<sup>4)</sup>

使用済燃料の最初の機械処理用セルには運転時の残骸物があり放射能レベルは100~200R/hr（ホットスポットで2,000R/hr）であった。セル内の装置類の遠隔操作解体に先だて、4つの15トン重量のセル窓の改装を行うこととし、脱着、研削、研磨、再装着を経て更新を2000年に完了した。この工事では最初は20日を要したが、学習効果により最後には7日に短縮された。これにより内部機器の取り出しが可能となり、2000年9月からD&Dの本格作業が開始された。

#### 3.4 グローブボックスのD&D<sup>5)</sup>

硝酸Pu溶液取り扱いグローブボックスは長さ18ft、高さ16ft、巾4ftで、アルファ汚染が $30 \times 10^6 \text{dpm} / 100 \text{cm}^2$ であり、作業者の安全のために浮遊化防止策として、ポリマーで噴霧処理した後、表面を固着剤でコートした。こうした前処理に続いて、狭い作業スペースでの作業方法の工夫を凝らしての解体を行い、廃棄物の特殊容器への収納を完了した。

以上の他、残存使用済燃料の最終処分場（ネバダ州、WIPP）へ鉄道輸送する容器の製作と認可手続きを完了した<sup>6) 7)</sup>。また、その使用済燃料プールの除染を潜水作業にて行っている<sup>8)</sup>。

さらに、現在、HLWタンクの除染とVFの停止準備に係わる作業を集中的に行っている。また、高汚染レベルの大型器具機器類を最終処分用に減容処理と梱包を行うための遠隔操作処理設備を建設中である。合わせて、DOEとNYSERDAは最終浄化オプションの協議に入っており、最終廃止措置又は長期管理環境影響評価書の作成を予定している。

（情報管理部 荒井 長利）

## 参考文献

- 1) 財津知久、飛田祐夫、“ウェストバレー再処理工場のデコミッショニング”、デコミッショニング技法、第4号、p.17 (1991)。
- 2) T.J.Jackson, S.A.MacVean, K.A.Szlis, “Progress on Clean Up the Only Commercial Nuclear Reprocessing Facility to Operate in the United State,” WM '02 Conference, Tucson, AZ, (2002)。
- 3) J.Drake, C.McMahon, D. Meess, “High-Level Waste Tank Cleaning and Field Characterization at the West Valley Demonstration Project,” *ibid.*
- 4) J.Drake, K.Schneider, J. Choroser, S.Chase, “Decontamination of the Head End Cells at the West Valley Demonstration Project,” *ibid.*
- 5) D.Gorden, “Decontamination, Dismantling and Packaging of a Plutonium- Contaminated Glove Box, West Valley Demonstration Project,” *ibid.*
- 6) J. Jablonski, A. Al-Daouk, “Achieving Readiness for the Largest Commercial Cross-Country Shipment of Spent Nuclear Fuel in the U.S.,” *ibid.*
- 7) J.Jackson, “A West Valley Milestones-Achieving Certification to Ship Waste to the Nevada Site,” *ibid.*
- 8) J.Szlis, “Calling In the Pool Guys ; Decontamination of a Spent-Fuel Storage Pool, Radwaste Solution,” July / August p.21 (2002)。

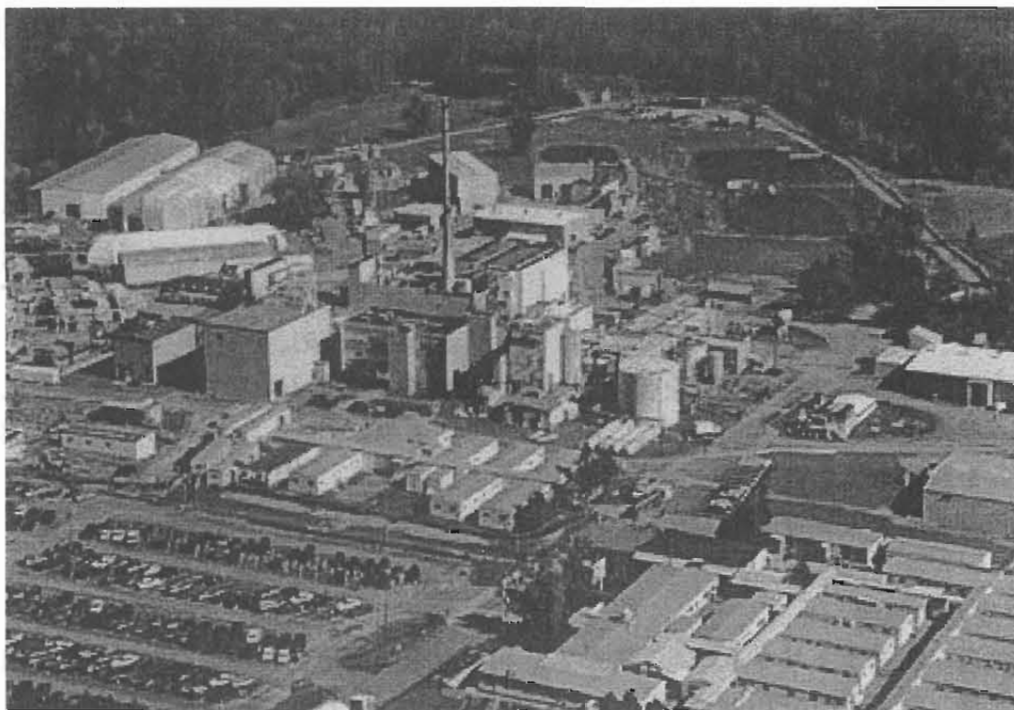


写真1 ウェストバレー再処理施設の全景



### 3. 高速実験炉EBR-IIのナトリウム処理が成功裏に終了

#### 1. はじめに

世界で発電を行った高速増殖炉（以下、高速炉という）は、実験炉、原型炉、実証炉として13基が稼働して、現在8基が停止、5基が稼働または休止中である。停止した高速炉のうち米国のEBR-I（熱出力1.2MW、電気出力0.2MW）のみがデコミッショニングを完了している。その他の停止高速炉は、解体中のドイツのKNK-II（熱出力58MW、電気出力20MW）を除いて、安全貯蔵を目指して活動中である。高速炉の安全貯蔵のためには、冷却材として使用された化学的に活性な液体金属（ナトリウム又はNaK）を原子炉から抜取って安定化処理すること及び炉内に残留した液体金属を不動態化する必要がある。これらの技術は確立しておらず、各炉では技術開発を行いながら安全貯蔵対策を進めている。これが軽水冷却炉、ガス冷却炉等のデコミッショニングと大きく異なる点である。ここでは、これらの処置を完了して、今年始めに安全貯蔵状態に入った米国のEBR-IIのナトリウム処理を中心に、安全貯蔵に移行するためのデコミッショニング活動について紹介する。

#### 2. ナトリウムの抜取りと処理・処分

EBR-IIは、アルゴンヌ国立研究所-西（ANL-W）に建設された熱出力62.5MW、電気出力19.5MWのナトリウム冷却、プール型の実験用高速炉である。同炉は米国エネルギー省の高速炉全体プログラムの終結指令に従って、1994年9月に恒久停止した。ナトリウム保有量は一次系で約325m<sup>3</sup>、二次系で約50m<sup>3</sup>である。この他、停止時クーラーに使用されるNaKを2m<sup>3</sup>有している。抜取られたナトリウムは、同研究所にあるナトリウム処理施設（SPF）に送られ、ここで水酸化ナトリウムに転換される。

##### 2.1 ナトリウムの抜取り

原子炉一次系タンクからのナトリウム抜取りは、同タンクに二重管方式のリニア・インダクション・ポンプ（ALIP）を挿入して、ナトリウムを吸い上げて二次系ナトリウム・ドレイン・タンク（SSDT）に移送する。抜取り工程中のナトリウムは、一次系ポンプの運転と浸漬型のヒーターにより、175℃に維持されるが、ナトリウム・レベルが低下してくるとポンプが使用できなくなり、また、ヒーターの加熱効率は低下する。このため、原子炉一次系タンクと遮へいタンクとの間の空隙部に高温空気を循環させる補助加熱システムを設置して、抜取り工程中のナトリウム温度を175℃に維持した。こうしてALIPにより、タンクの底から約1cmの深さまでナトリウムを抜取ること成功した。ナトリウム・レベルは、背圧式液面計及びビデオによる観察システムを用いて確認された<sup>1) 2)</sup>。

##### 2.2 ナトリウムの処理

抜取られた一次系ナトリウムは、二次系ナトリウム系に使用されていたSSDTを経由してナトリウム処理プラント（SPF）へ移送される。SPFは、ナトリウムを水酸化ナトリウムに転換する施設であり、実験用高速炉“フェルミ-1”のナトリウムを50wt%の水酸化ナトリウムに転換して、ハンフォードサイトの再処理法であるピューレックス・プロセスの中和剤に使用する予定であった。しかし、この計画は中止されたため、SPFは使用されないままになっていた<sup>3)</sup>。

EBR-Ⅱの停止に伴い、当初ANLはこの施設を利用して、EBR-Ⅱから抜取ったナトリウムを、水酸化ナトリウムに転換し、さらに炭酸ナトリウムに転換することを検討していた<sup>4)</sup>。これはナトリウムが放射性物質であることと、転換された水酸化ナトリウムが危険物であるために混合廃棄物とされるので、最終処分には適していないと判断していたためである。しかし、炭酸ナトリウムに転換する工程において、ノズルの目詰まり、炭酸ナトリウムの粉末汚染等の問題があり、この方法は不採用となり、水酸化ナトリウムの形態での処分を検討することになった<sup>3)</sup>。

EBR-ⅡからSPFまで約300mのステンレス鋼製の配管が敷設され、この配管は蒸気で加熱された。この配管を通してSPFに移送されたナトリウムは、ナトリウム貯留タンク、デイ・タンクを経由してニッケル製反応槽に注入される。この反応槽には50wt%水酸化ナトリウムが充填されており、ここに注入されたナトリウムは、反応と水の蒸発によって70wt%まで濃縮される。別なノズルから水を注入して、この濃度における水酸化ナトリウム水溶液の飽和沸騰温度185℃を維持することによって、物理的に70wt%の水酸化ナトリウム水溶液が生成される。なお、NaKはナトリウムと一緒にSPFで処理された<sup>2)</sup>。

EBR-ⅡとSPFの位置関係を図1に、この間に敷設されたナトリウム移送配管を図2に、またSPFフロー・ダイアグラムを図3に示す<sup>2)</sup>。

### 2.3 ナトリウムの処分

生成された水酸化ナトリウム溶液は適切に濃度調整され、特別に製作された269ℓの角形ドラム缶にポンプで充填される。これを約65℃以下に冷却すると固化体となる。このドラム缶は約2.3mmのポリエチレンがライニングされている。これらのドラム缶の処分に際しては、処分場の効率的な占有空間を考慮して、これらドラム缶4基を1パレットとする1グループにする。これらを、アイダホ国立技術環境研究所にある放射性廃棄物管理施設で埋設処分することを検討している<sup>2)</sup>。

### 3. 残留ナトリウムの安定化処理

一次系及び二次系からナトリウムをドレインした後に、系内のナトリウム溜りや膜状のナトリウムが残留する。これらは一次系タンク内に1,200ℓ以下、補助システムに375ℓ、中間熱交換器に150ℓあると評価された。これらのナトリウムは、原子炉の貯蔵期間中に爆発の危険性がないように、安定した化合物にするいわゆる不動態化する必要がある。

EBR-Ⅱにおいては、残留ナトリウムの塗表面を炭酸ナトリウムか重炭酸ナトリウムの不動態化層にすることを検討した。これは、湿り炭酸ガスを系内に送り込んで、発生した水素はベントしてしまう方法である。この方法では、5cmを超える深さまでのナトリウムと反応させることが可能とされているが、現在、残留ナトリウムがどの位の深さまで反応するかを調査しているところである。さらにANLは、現在、蒸気と窒素の混合気体が、不動態化された炭酸塩層をどの程度浸透してナトリウムと反応するかを実験している。もしこれが成功すれば、不動態化されないで残された深い位置にあるナトリウムを安定させる方法として使用されることが期待される<sup>1) 2)</sup>。

#### 4. 安全貯蔵のための活動

ナトリウムの抜取り、残留ナトリウムの不動態化処理を行った後、EBR-II原子炉施設は安全貯蔵される。一次系システムは、各種シャフト、プラグ等必要箇所が隔離のため密封される。炭酸ガス注入装置1基が、必要に応じて使用できるように、一次系タンク上に保持される。予期せぬナトリウム反応が発生していないことを確認するため、水素がモニターされている。

二次系ナトリウムは、現在、不動態化処理を行っているところであり、完了した時点で反応層深さが評価される。なお不動態化されないで残留したナトリウムは、水をフラッシュして除去し、次に湿り窒素を用いて反応させることを検討している。

原子炉施設の安全貯蔵準備のため、今後不要となる設備等の撤去、休止作業が行われるが、これらは、ナトリウムの安全対策を除いては、一般の原子炉とほぼ同じ安全貯蔵対策である。

#### おわりに

高速炉に冷却材として使用されているナトリウムは化学的に活性であり、爆発の危険性がある。このため、高速炉は、ナトリウムが漏れ難い構造を有している。これは、高速炉の廃止措置において、ナトリウムを原子炉から抜取ることが難しいことを意味している。また、抜取ったナトリウムを貯蔵あるいは廃棄するために、安定したナトリウム化合物に転換する必要がある。さらに、原子炉内には抜取ることができないナトリウムが残留する。原子炉安全貯蔵期間中、これら残留ナトリウムの爆発の危険性を除くため、安定した化合物にするいわゆる不動態化処理が必要である。

EBR-IIはナトリウムの抜取りを終了して、抜取ったナトリウムの安定化処理を2001年3月に計画より早く、かつ予算内で成功裡に完了した。

なお、当センターがANLより入手した最新の情報によれば、残留ナトリウムの不動態化処理が完了して、安全貯蔵のために必要箇所の密封、隔離が行われ、既に安全貯蔵状態に入っている。

(企画調査部 中山富佐雄)

#### 参考文献

- 1) John A. Michelbacher, Carl E. Baily, Daniel K. Baird, "Shutdown and Closure of the Experimental Breeder Reactor- II ," 10<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, April (2002).
- 2) Mary D. McDermott, Charles D. Griffin, Daniel K. Baird, "Completion of Experimental Breeder Reactor- II Sodium Processing at Argonne National Laboratory," 10<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, April (2002).
- 3) J.A.Michelbacher, O.K.Earle, D.F.Pfannenstiel, P.B.Wells, "Liquid Metal Reactor Deactivation as Applied to the Experimental Breeder Reactor- II ," 2nd Topical Meeting on Decommissioning, Decontamination & Reutilization of Commercial & Government Facilities, Sept. (1999).
- 4) S.D.Herrmann, H.W.Bushman, R.A.Washburn, "Conversion of Elemental Sodium Carbonate at Argonne National Laboratory," Transactions of the American Nuclear Society (1995).

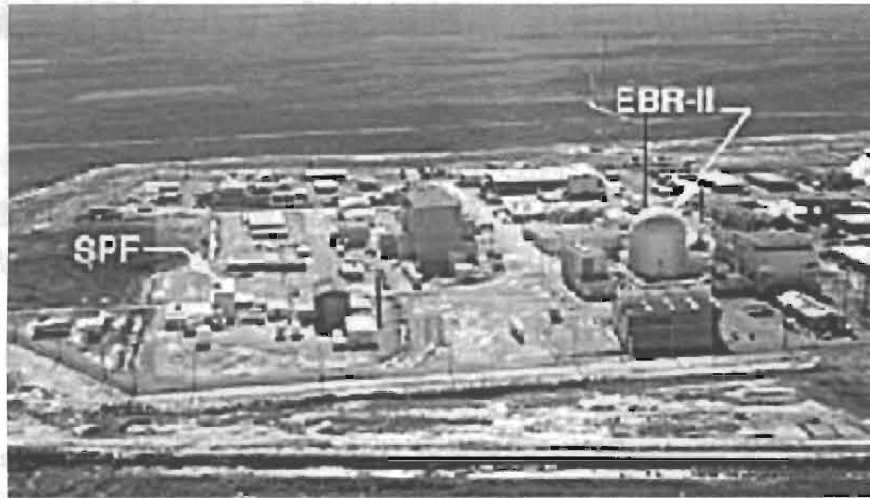


図1 EBR-IIとナトリウム処理プラント (SPF)



図2 EBR-IIとSPF間のナトリウム移送配管 (長さ約300m)

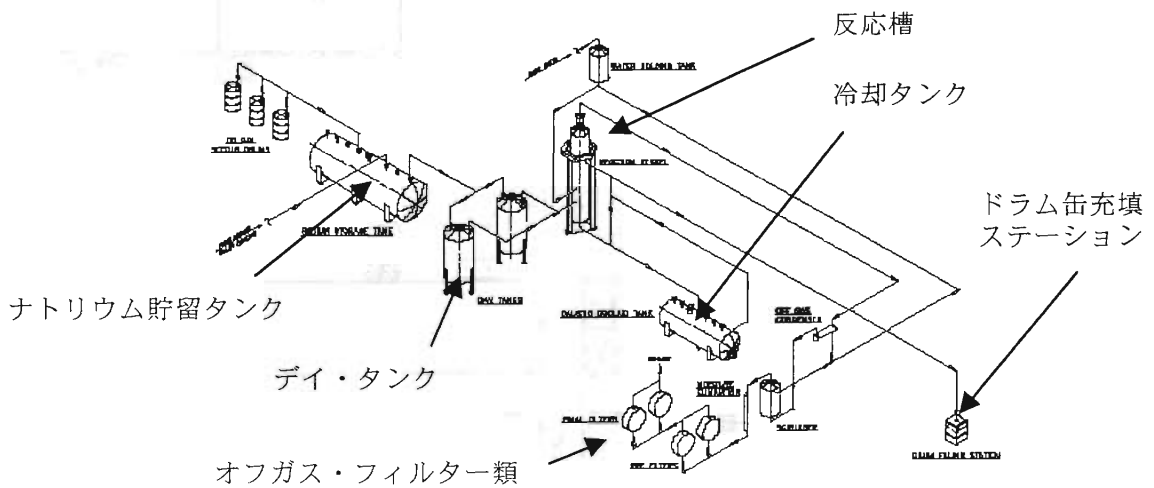


図3 SPF フロー・ダイアグラム

## 4. ハーウェルの照射燃料試験施設・セルの解体実績

### 1. はじめに

照射燃料や高放射化物等を取り扱う高度に汚染されたセルの解体は、放射線量率が高い上に、 $\alpha$ 核種も含まれることから外部被ばくと内部被ばくの両方の被ばく防止に充分注意する必要がある。一般には、外部被ばく防止対策としてはセル内部の除染、遠隔操作機器の使用等に対応し、内部被ばく防止対策としては、前面マスクやエアラインスーツの着用等で対処している。

実際の解体で、これらの被ばく防止対策がどのようになされているか、また、セル解体で発生する多量の鉛の取り扱いをどのようにしているかは大変興味深いものである。

英国のハーウェルにある照射燃料等の試験施設（HPIEF：Harwell Post Irradiation Examination Facility）で、高度に汚染されたセルの解体<sup>1)</sup>が行われたので、その除染方法、安全対策、得られた知見等について紹介する。

### 2. 施設概要及び経緯

同施設は平屋建て構造で、内部には鉛遮へいセルが30セル、コンクリートセルが3セル、貯蔵施設等が収納されている。その内11セルは連結されており、照射燃料や高放射化された試料をセル間を移動して実験できるようになっている。その他のセルは独立した構造になっており、実験に応じて適宜使用した（図1参照）。

同施設は1989年に停止し1990年から解体を開始しており、ステージ3<sup>2)</sup>の解体撤去まで実施される。解体は大きく分けて3つのフェーズに区分され、第1フェーズでは機器及び危険物を撤去し1996年に終了した。第2フェーズでは除染などの建屋解体の準備を、第3フェーズではグリーンフィールドにするための解体を実施する。

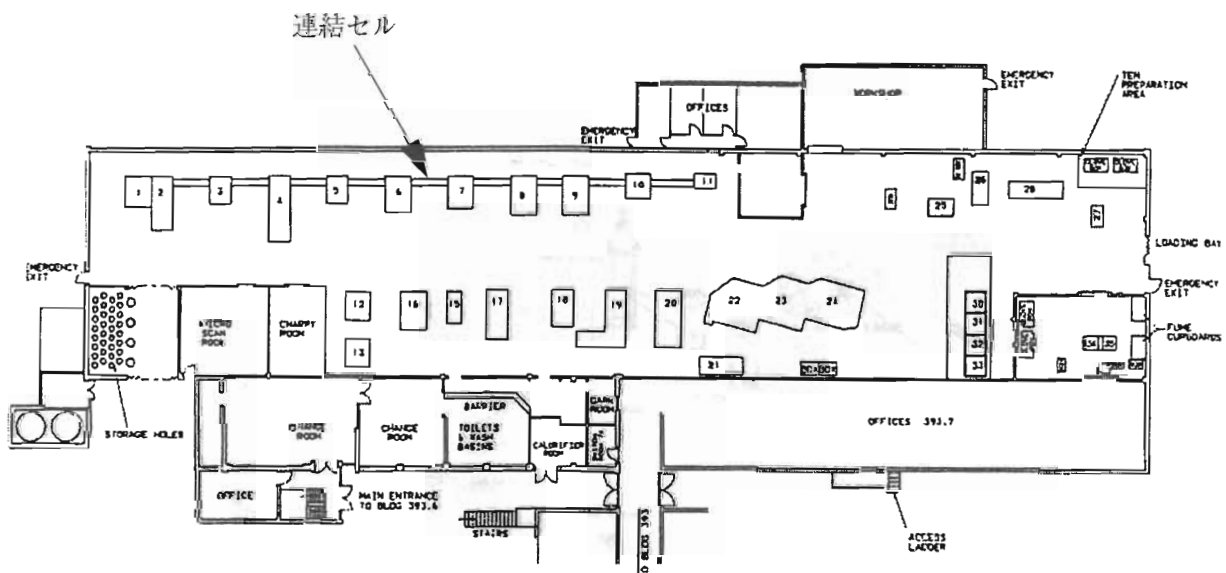


図1 HPIEF（照射燃料試験施設）建屋平面図

### 3. 除染及び解体方法

解体は、除染範囲を明確にするために汚染状況、施設構造等に関する保管記録の調査から開始した。セル内部の除染にあたっては、セル内部にある既存設備の利用、新たな工具の製作等により遠隔で除染を実施した。除染方法としては、グリット・ブラスト、グラインダー、手持ちの研磨用工具等を使用し、表面線量率が $1\text{mSv/h}$ 程度になるまで除染を行った。残存汚染については、スプレイ式の固着材を使用し汚染の拡大を防止した。

表面にある鉛遮へいブロックを撤去しても差し支えなくなるまで除染作業を繰り返し行い、鉛遮へいブロックを撤去した後、インナー・コンテインメント・ボックスを細断や減容を行うため、モジュールタイプのコンテインメントに搬出した。そこで低レベル放射性廃棄物として処分するため、ニブラーやレシプロソーを用いて細断を行い $1/3\sim 1/4$ に減容した。図2に鉛遮へいセルの鉛遮へい撤去前と撤去後を示す。

除染中は、遠隔操作可能な放射線測定器をセル内に搬入し、汚染レベルや線量率の測定を継続して実施した。除染で発生した廃棄物は、遠隔操作機器を使用し放射性廃棄物処理施設に搬出した。

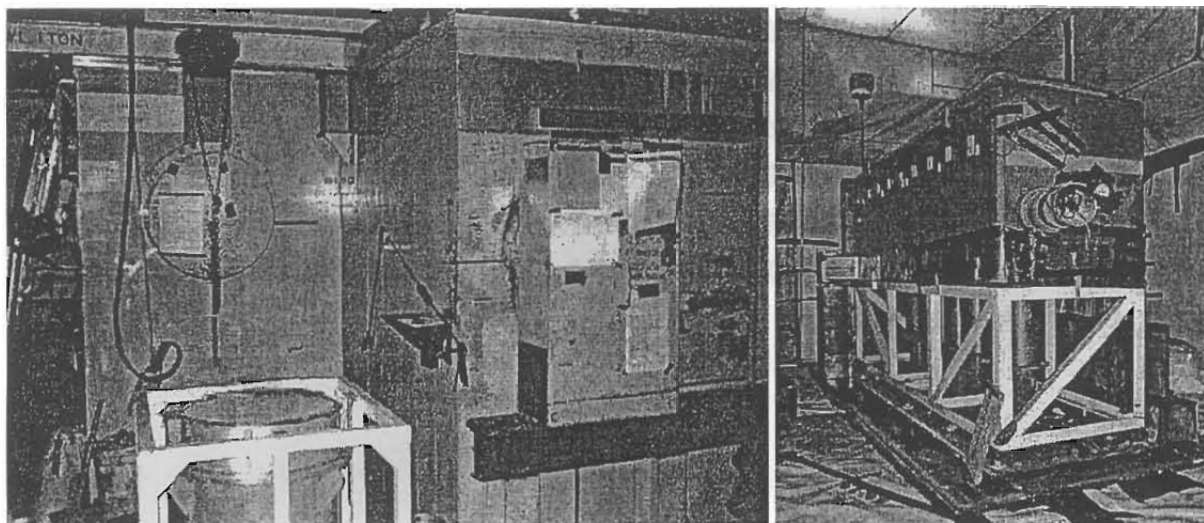


図2 鉛遮へいセル（表面の鉛遮へいの撤去前と撤去後）

### 4. 廃棄物管理

この解体プロジェクトから発生する多量の廃棄物は、①中レベル放射性廃棄物（使用済燃料の破片、高放射化金属、除染で発生した高汚染二次廃棄物等の $\beta\cdot\gamma$ 廃棄物で $12\text{GBq/ton}$ 以上、 $\alpha$ 廃棄物については $4\text{GBq/ton}$ 以上の廃棄物）、②低レベル放射性廃棄物（切断後のコンテインメント・ボックス、解体や除染で発生した二次廃棄物等の $0.4\text{Bq/g}$ 以上で、中レベル放射性廃棄物より低い廃棄物）及び③クリアランスレベル以下の廃棄物に区分された。この解体における年度毎の発生廃棄物量は、中レベル放射性廃棄物が $0.1\text{m}^3$ 未満、圧縮減容可能な低レベル放射性廃棄物が $50\text{m}^3$ 未満、圧縮できない低レベル放射性廃棄物が $25\text{m}^3$ 未満、無拘束解放廃棄物が $65\text{m}^3$ 未満であった。

廃棄物区分にあたっては、セルを運転期間中のプロセスによって区分し、各エリアからサンプルを採取し、放射化学分析を行った。各エリアに残存する放射性核種を明確にし、そのエリアから搬出する廃棄物の管理の効率化を図った。

## 5. 鉛除染

このセル解体で生じる大量の放射性廃棄物の一つが鉛であることから、UKAEA（英国原子力公社）とNNC社は共同で鉛を無拘束解放するための除染法の開発を行った。鉛遮へい体の解体にあたっては、最初に全ての鉛ブロックの汚染測定を実施した。汚染のない鉛ブロックとして区分した鉛ブロックは、クリアランスするため再度検認測定を実施した。汚染した鉛ブロックは、汚染レベル等を考慮し除染処理施設に搬出した。

この施設解体では、400tonの鉛を汚染されていない鉛として区分し、約250tonの鉛を無拘束に再使用や再利用できるように除染した。この除染で発生した二次廃棄物は約15m<sup>3</sup>で、その廃棄物の内、削り取った鉛部分はほんの僅かであった。

## 6. 作業員の被ばく評価

セル内には高レベルの核分裂生成物や放射化物が存在していることから、外部及び内部の両被ばくを防止するため嚴重な防護措置が必要であった。個々の作業に対する被ばく線量を削減するため、過去の汚染履歴調査、放射能インベントリ測定、作業環境の放射線測定等に基づく検討を実施した。作業期間中も継続して被ばく線量を評価し、予測被ばく量を超えることのないよう被ばく管理を行った。防護措置は、主にHEPAフィルタ付きの仮設テント、仮設遮へい、エアラインスーツの着用等により実施した。一例として、セル解体における被ばく予測線量と実績被ばく線量を図3に示す。

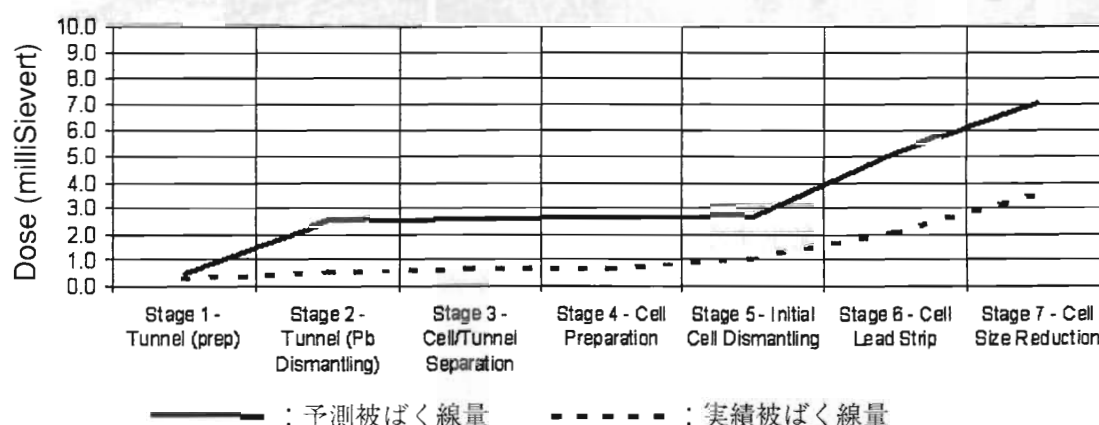


図3 解体作業における予測被ばく線量と実績被ばく線量

## 7. 得られた知見

1997～2002年間にかけ実施された解体は順調に進捗し、多くの知見が得られているのでその一部を紹介する。

- (1) 連結セルの除染において一部のセルは改良工具等を使用し除染を行ったが、鉛遮へいを撤去し、モジュール・コンテイメントで細断可能なレベルまで除染を行うことができなかった。種々の検討の結果、広い作業エリアを持ち、遠隔操作作業の可能なコンクリートセル内に鉛遮へいセルを搬入し、そこで除染を実施した。コンクリートセル内には、遠隔操作機器、マスタースリーブ・マニピュレータ、グリット・ブラスト装置等が収納されており、これらを修理し鉛遮へいを撤去できるレベルまで除染を行った後、モジュール・コンテイメントにセルを移送し解体を実施した。
- (2) 解体作業では短期間に多量の廃棄物が発生し、サイト内の廃棄物保管施設では収納できなくなる恐れがあるため、廃棄物の発生量を考慮した解体スケジュール作成が重要である。
- (3) 解体期間中には予想外の事象が発生するので、それらに安全に効率的に対処して行くためには、作業方法や安全対策について柔軟に対応し、最新技術の適用など考慮して行くことが大切である。また、解体方法は、解体実施者、規制当局、請負業者等のあらゆる関係者の理解が得られ方法で行うことが大切である。

(情報管理部 石川 広範)

## 参考文献

- 1) Michael Calloway and Brian Ensor, "Decommissioning of an active cell line at UKAEA Harwell," IBC Decommissioning and Radioactive Waste Management 2002.
- 2) "Decommissioning of nuclear facilities other than reactors," Technical report series no.386, IAEA, p.34, (1998).





## 「2002年海外調査団(欧州)」の報告

原子力調査団は、去る10月12日から10月26日までドイツで開催されたIAEAデコミッショニング会議への参加およびデコミッショニング実施中の施設の調査を行い、情報収集をして参りました。

近々、多くの新鮮で有益な情報を掲載する「報告書」を発行する予定です。ご期待下さい。

©デコミニュース 第21号

発行日 : 平成14年10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)