

No.24

# デコミ ニュース

第24号

## 目次

1. デコミッションングでの無拘束解放基準に関する米国での動き … 1
2. EBR-II はどのようにして残留ナトリウムを安定化処理したか  
— 米国の実験用高速炉EBR-IIの安全貯蔵 — … 5
3. オーブ処分場での線源処分用試作容器 …………… 9
4. 韓国における中・低放射性廃棄物のガラス固化 ……… 13
5. トロージャン及びサンオノフレ発電プラントにおける  
コンクリート構造物の解体 … 18

RAINDOEC

(財)原子力研究バックエンド推進センター

# 1. デコミッションングでの無拘束解放基準に関する米国での動き

## はじめに

21世紀に入り、地球温暖化対策等原子力の必要性はますます重要となってきた。日本でも、平成15年4月現在、商用発電所だけでも52基が稼働しており、原子力利用先進国のひとつとなっているが、将来、これらの施設の使命が終了した場合、当然、デコミッションング（以下、デコミ）等の処置が必要となってくる。現時点では、日本原子力発電株式会社東海発電所が廃止措置に着手（平成13年12月）、核燃料サイクル開発機構の「ふげん」も廃炉が決まり、本格的なデコミが始まろうとしている。

デコミを実施する場合の検討事項としては、解体中の安全確保、放射性廃棄物の処分場の確保、解体費用の確保等多くの課題が存在する。

ここでは、その中で原子力施設のデコミを行う場合、安全性とコスト等に大きく影響するサイト及び固体廃棄物の無拘束解放基準に関する米国での最近の動きを紹介する。

## 1. 米国のデコミのコストについて

米国では、1960年代以来、70以上の様々な原子炉が解体されており、多くの経験を有している。現在稼働中のすべての原子炉をデコミする場合のコストとしては、約400億ドル程度と見積もられているが、2000年3月までに、すでに約300億ドルが手当てされている。しかし、この金額には、放射性廃棄物ではない構造物の処分あるいはサイト復旧のコストは含まれていないため、最終的に、サイトを解放してグリーンフィールド状態への回復を目指した場合、実際は、このコストも負担しなければならないことには注意が必要である。

国立科学アカデミー（NAS）の見積もりをベースに試算した場合、米国内のすべての原子力発電所からのコンクリートと金属の処分費は、45億ドルから117億ドル程度の費用がかかることになる。もし、ごく低い放射能レベルの廃棄物は産業廃棄物処分場に送ることができるように規則が改正されるなら、コンクリートと金属の処分コストは、3億ドルから10億ドルまでに低減されるとの試算もある。

従って、処分を実施する場合、無拘束解放基準はデコミ全体のコストに大きな影響を与えることになることと認識されている。

## 2. 規制の歴史と現状及び不整合

米国での規制関係の動きとしては、固体廃棄物の無拘束解放を行うための規制の枠組は、規制ガイド（Regulatory Guide）1.86（米国原子力委員会、1974）が広く利用されている。この規制ガイドでは、固体廃棄物及び汚染されたサイトのリリースのためのクリアランス方法は、表面汚染の基準を使用していた。この基準は、種々の放射性核種、天然及び濃縮ウラン、超ウラン、核分裂性物質を含む種々の放射性核種に対して、受容可能表面汚染レベルとして、平均5,000 dpm/100 cm<sup>2</sup>であるが、この値は線量基準（dose based）ではないという課題を有していた。

一方、線量をベースとした基準で、デコミ分野における最も重要なものの一つとしては、NRCによる1997年の『認可終了規則』の制定がある。これは、デコミされたサイトを無制限解放するために、25 mrem/年の線量限度を、決定グループに設定（10CFR20.1402）し、加えて、残存

放射能が合理的に達成可能な限り低く（ALARA）抑えるとしたものであり、廃止措置が終了して、運転認可も終了するという一括型の規制解除方法となっている。

1999年に、NRCは、固体廃棄物の解放のための規則の検討を開始したが、原子力産業界が賛成したのに対して、市民団体あるいは金属及びコンクリート産業界からは、残留放射能を持っている可能性があるものをリサイクルすることに反対であった。

NASと全米研究協会は、2002年3月に、「小型の検出器を用いて、すべてのアクセス可能な範囲をサーベイする」との報告を取りまとめたが、原子炉所有者が実際に行ってきた「解放は、検知できないことの立証」の実態に比べ、効率的ではないとされた。

米国規格協会（ANSI）も、装置、材料と施設のクリアランスに、表面及び物体内放射能標準の両方を備えた基準ANSI/HPS N13.12（1999年10月）を提唱した。その基準は、線量判定基準として1 mrem/年を使用しており、そして表面での基準は過去のものと同様であったが、この基準は、まだ、承認されてはいない。

国際面では、国際原子力機関（IAEA）と欧州委員会（EC）は、1 mrem/年（10  $\mu$ Sv/年）の線量ベースの評価基準を確立している。重要なガイドとしては、IAEA-TECDOC-855（1996年）、安全シリーズNo.111-p-1.1（1992年）、安全シリーズNo.89（1988年）及びECの放射線防護122（2001年）、放射線防護113（2000年）、放射線防護89（1998年）がある。IAEAでは、「規制免除」と「クリアランス」の概念を用いており、1 mrem/年の線量は、クリアランスについての基準としている。

以上の種々の基準が制定、検討されているが、これらの間には整合性がない。例えば、NUREG-1640でのCo-60（1 mrem/年の線量判定基準）の0.04 Bq/gの値に対して、EC及びIAEAでの基準値では、すべての金属のクリアランス基準値は、1 Bq/g（ドイツでは0.6 Bq/g）であり、25倍以上の開きがある。その他、表面線量の基準でも、Co-60に対しては、ECの5,000 dpm/100 cm<sup>2</sup>の値に対してNUREG-1640では280 dpm/100 cm<sup>2</sup>であり、ANSI/HPS N13.12基準の値は、6,000 dpm/100 cm<sup>2</sup>である。

このように、国内でも国際間でも、解放基準の間に差異があるため、何百万トンの金属を輸出入することになれば、国々間の基準の相違が廃棄物のリサイクルと再利用において問題となってくる。

### 3. 現在のデコミ後の放射性廃棄物の処分方法の選択

下記はバルク廃棄物の処分のための米国での実行可能な選択肢である。

1. 放射性廃棄物としてバルク材料を処分
2. 利用可能な国の認可を受けての処分

現在のLLW（低レベル放射性廃棄物）処分のためのコストは、1立方フィート当たり100ドル～500ドルの範囲であり、受け入れ先は3箇所のみである（Barnwell:サウスカロライナ、Hanford:ワシントン、Envirocare:ユタ）。

Hanfordサイトは、ノースウエストとロッキーマウンテンのコンパクト（州間連合共同体）だけからの廃棄物の受け取りに限定しており、国の原子力発電所から発生するLLWの大部分がBarnwellサイトにおいて処分され、処分費は2000年の平均コストで235ドル/ft<sup>3</sup>であった。ただし、Barnwell処分場は、2008年までに、すべての加盟していないコンパクトの廃棄物の段階的受け入れ廃止に制限されようとしている。

Envirocare サイトは、それがどのようなタイプの廃棄物でも受け取ることができる認可を持っているが、たいていの原子炉が国の東とそして中西部の部分に位置していることから、輸送コスト問題を抱えている。もしデコミからのバルク廃棄物すべてが放射性廃棄物として取り扱われるなら、輸送と処分に関するコストは、大部分のデコミプロジェクトにとってひどく高くつくことになる。

#### 4. ANS によるバルク廃棄物処分の流れの提案

今までの状況から、バルク廃棄物の処分問題とリサイクルの問題を分離することが検討されている。なぜなら、処分は、「社会からの永久撤去を提供」し、リサイクルは、「社会との物質的な接触を前提」とする違いがあるためである。

米国原子力学会の Special Committee on Site Cleanup and Restoration Standards (SCRS) は、処分オプションに焦点を合わせて、バルク廃棄物処分の流れを提唱している (図1を参照)。

バルク廃棄物処分の流れとしては、第一ステップとして、床等の詳細な表面汚染測定を実施し、その結果を診断基準と比較する。結果が診断基準を満たさないなら、除染が実施される。結果が基準を満たしているなら、施設は解体される。廃棄物は、バルク測定システムの基準に従って切断され、検知器は、1 mrem/年の体積汚染限度の基準を満たしているかどうかチェックし、合格であれば廃棄物は解放されて、産業廃棄物処分場に送られる。

もし、体積汚染限度の基準を満たさないなら、それは分離されて、そして再度調査される。そして基準を満たしている部分はバルク測定システムを通過させる。廃棄物が再調査で不可になると2つのオプションがある。一つは、それを放射性廃棄物として取り扱って、そして LLW 処分施設に送るか、あるいはそれ以上の処理のために、それを処理施設に送ることになる。

このようなシステムの目的は、プラント起源の探知可能な放射能汚染廃棄物が放出されないということに対処するためである。

現在のもう一つの矛盾としては、自然に発生している放射性物質 (NORM) あるいは人為的

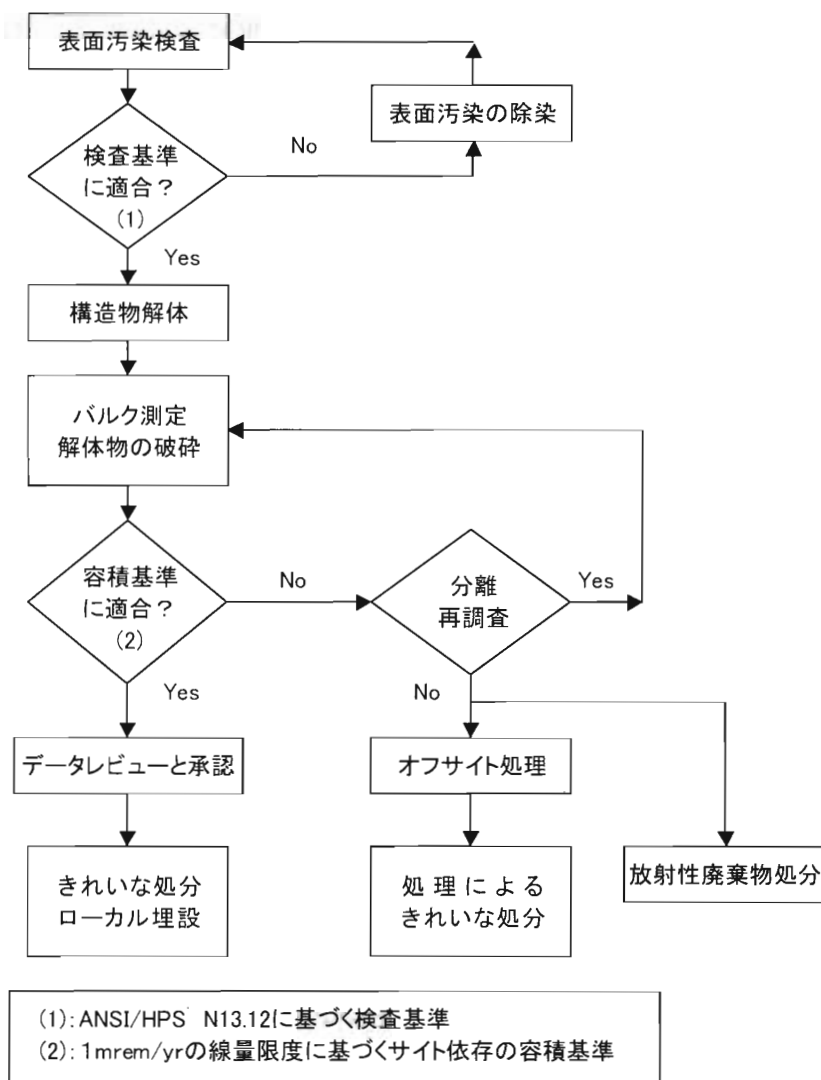


図1 デコミからのバルク廃棄物処分の流れの提案

に濃度が高められた天然放射性物質 (TENORM) の基準は、一般には、より高い規制基準となっていることである。

従って、このバルク廃棄物処分の流れを提唱する意味は、LLWとしてバルク廃棄物を取り扱うことは、最初の選択肢ではなく、最後の選択とすべきであるということである。

## 5. コンセンサスの構築と期待

クリアランス問題は現在検討が続けられているが、以下の点での国内外のコンセンサスを構築することが大切である。

- ・国内の共通標準の作成
- ・リサイクル問題と処分問題との分離
- ・種々のアプローチの費用対効果評価
- ・線量ベースの基準
- ・国際基準との整合性
- ・合理的な基礎としての 1 mrem/年
- ・ドラフト NUREG-1640 での解析での過度に保守的な仮説の修正
- ・NORM/TENORM レベルとの比較

そして、将来は、現在の試算では全体廃止コストの相当な部分を占めるバルク廃棄物の処分の問題は、放射線学的な危険の問題ではなく、どちらかと言えば、それは規制の欠如の問題と思われる。ANSI/HPS N13.12はNRCが採用に関与してできた既存の国家の標準であり、それは1 mrem/年 (10  $\mu$ Sv/年) の線量評価基準としており、クリアランスレベルを得る合理的な基準であると思われる。そして、この基準は国際的に受け入れられる評価基準でもある。今後、1つの国内基準にまとめるべく、政府機関間の合意を図っていくことが必要である。

## 6. まとめ

日本においても、本格的な廃止措置に移行する等、本格的なデコミが始まろうとしている現在、デコミを実施する場合の検討事項としては、安全性とコストに大きく影響する無拘束解放等の基準に関連して、米国での最近の動きを紹介した。この米国での動きは、自国内及び国際間での整合性のある基準を制定する努力が継続されており、今後の日本国内での基準作成の検討に際しても、その動向に留意しつつ検討を進めることが大切であると思われる。

(廃棄物事業本部 松田 健二)

## 参考文献

- 1) Jas Devgun, "Eluding Consensus" Radwaste Solutions, January/February (2003).

## 2. EBR-II はどのようにして残留ナトリウムを安定化処理したか

— 米国の実験用高速炉 EBR-II の安全貯蔵 —

### はじめに

ナトリウムを冷却材に使用した高速炉は、恒久停止した後、一次及び二次系冷却材ナトリウムを抜取るが、抜取った後も系内にはなおナトリウムが残留する。これは、原子炉容器壁、配管類に付着したり、抜取りできなかった部位にナトリウム溜まりとして残留する。フランスの高速炉スーパーフェニックスの原子炉容器の評価では、全表面に膜状となって付着しており、この膜の最大厚さは、垂直壁で  $30\ \mu\text{m}$ 、水平面で  $1\ \text{mm}$  と報告されている<sup>1)</sup>。

ナトリウムは化学的に活性であるため、残留するナトリウムは、原子炉解体時はもとより、原子炉安全貯蔵中もそのままの状態にしておくことは安全上問題がある。このため、何らかの方法で安定なナトリウム化合物に転換する必要がある。各国の恒久停止した高速炉は、この方法を検討あるいは実験しているが、米国のアルゴンヌ国立研究所-西にある高速実験炉 EBR-II は、独自に開発した方法により、残留ナトリウムを安定化処理して、2001 年に安全貯蔵に入った。この経緯についてはデコミニュース No.21 で紹介したが<sup>2)</sup>、今回は EBR-II が行った残留ナトリウムの安定化処理方法について紹介する。

### 1. 残留ナトリウム安定化に用いられている一般的方法<sup>3)</sup>

残留ナトリウムとは、保守やデコミッショニング作業のためにナトリウム系からナトリウムを抜取った後に残留したナトリウムと定義される。残留ナトリウムは、垂直壁面では薄い皮膜として、容器底、エルボ、水平配管等ではナトリウム溜まりとして残留する。この残留ナトリウムは、安全貯蔵中の安全性確保のために、あるいはデコミッショニング活動を開始するために除去あるいは安定化処理する必要がある。

現在、残留ナトリウムの安全対策として一般的に用いられている方法は、蒸気と窒素を用いて化学的に安定化させた後、水洗浄によって除去する方法である。蒸気は残留ナトリウムを水酸化ナトリウム (NaOH) に変換するために用いられる。一方、窒素は反応によって発生する水素を希釈するために、及び処理中の系内に空気が混入することを防止するために用いられる。一度ナトリウム金属が水酸化ナトリウムに転換されてしまうと、水酸化ナトリウムは水素爆発の危険性がなくなり、安全に水による洗浄を行うことができる。蒸気と窒素を用いる技術は、一般的に工業界において残留ナトリウム除去に用いられており、また原子力分野においても用いられてきた。

これらの方法は残留ナトリウムの安定化に有効ではあるが、この両方の技術には二つの固有の欠点がある。第一の欠点は残留ナトリウム上の水酸化ナトリウム溶液層の厚さがおよそ  $1\ \text{cm}$  を超えると、反応中の温度と圧力が不安定になることである。

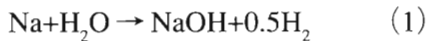
第二の不都合は、水酸化ナトリウムの濃縮溶液の生成である。濃縮された水酸化ナトリウム溶液は設備を腐食させ、作業者を危険にさらす。このため、水酸化ナトリウム溶液を中和する方法がとられるが、これは中和プロセスに費用がかかることに加えて、廃棄物発生量を増加させることになる。

## 2. ナトリウム安定化処理のための実験<sup>3)</sup>

以上に述べた残留ナトリウムの安定化技術の代替案として、EBR-IIは反応中の温度と圧力が安定しており、中和による廃棄物発生の不要な残留ナトリウム安定化技術を開発した。これは、蒸気と窒素を使用して残留ナトリウムを水酸化ナトリウムに転換する一般的な安定化技術とは異なって、湿り二酸化炭素を用いて、常温常圧状態で残留ナトリウムを固体の重炭酸ナトリウムに転換する技術である。

この安定化プロセスは研究室実験で行われ、この結果を基に、EBR-IIの一次及び二次ナトリウム系内の残留ナトリウムの安定化に応用された。

ナトリウム金属は、二酸化炭素と水と反応して重炭酸ナトリウムあるいは炭酸ナトリウムを形成するが、室温ではこの反応は進行しない。一方、二酸化炭素は、室温において水酸化ナトリウムと反応して重炭酸ナトリウムを形成する。このため、湿り二酸化炭素を用いる方法では、まず、金属ナトリウムと水との反応で水酸化ナトリウムが形成され、次に水酸化ナトリウムが二酸化炭素と反応して重炭酸ナトリウムが形成される。即ち



実験結果では、形成された重炭酸ナトリウムの層はポーラスであって、水及び二酸化炭素をナトリウム金属の下層まで透過させる。

目的とする安定化プロセスのためには、ナトリウム金属のほとんど全てが重炭酸ナトリウムに転換されることが望ましい。(1)によって生成された水酸化ナトリウムの全ては、高い二酸化炭素濃度であれば、(2)式によって直ぐに重炭酸ナトリウムに転換される。安定化プロセスは環境温度で行われるので、重炭酸ナトリウムが炭酸ナトリウムに変化することはないと思われる。

(1)及び(2)式の反応を確認するために、ナトリウム金属と湿り二酸化炭素を反応させる実験を行った。この実験装置を図1に示す。

ポンベから供給される二酸化炭素は、水が入っている水カラムを通過することによって湿り二酸化炭素となる。この湿り二酸化炭素は、ナトリウム試験体がセットされている試験チャンバーに供給される。ここで、(1)及び(2)式に示された反応が起こる。

水カラムは長さ243 cm、直径9.53 cmの透明なアクリル製パイプでできている。試験チャンバーは炭素鋼で作られ、直径約59 cm、高さ約62 cmであり、初期体積は0.171 m<sup>3</sup>であった。

それぞれ寸法の異なる耐熱ガラス性の試料容器10個が用意された。これらの容器は内径1.95 cmから6.51 cm、高さ1.27 cmから10.2 cmの大きさであった。これらの試料容器に熔融ナトリウムが注入され、冷却された。

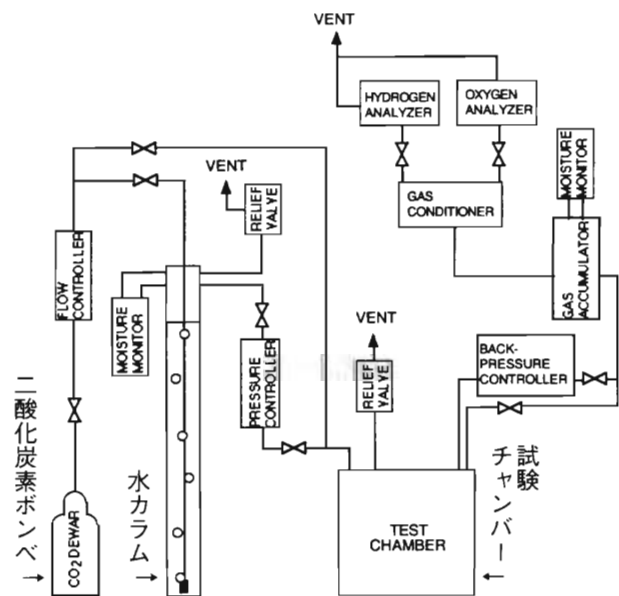


図1 ナトリウム安定化実験装置



ナトリウムは、1個の容器を除き容器高さ一杯に満たされた。1個の容器のみは容器高さ37.5 cmに対して22.9 cmまで注入された。これら試料容器は、試験チャンバー内にセットされた。各試料は33日から219日間、湿り二酸化炭素にさらされた。

試験試料は定期的にチャンバーから取出されて、反応しないナトリウムの厚さ、反応層の厚さ、及び試料容器のクラック発生等の異常の有無が検査された。試験期間中測定された温度、圧力に大きな変化は認められなかった。また、水素濃度が発火限度を超えることもなかった。

ナトリウムの反応層は白色で機械的に脆い物質であり、分析の結果、重炭酸ナトリウムであることが確認された。試料は一つを除いて、容器一杯にナトリウムが満たされたため、反応生成物は容器外に溢れでた。反応生成物があふれ出た試料の一例を図2に示す。一つの試料のみ、ナトリウム上部と容器上面まで14.6 cmの空隙があったため、反応層の厚さを計測することができた。この試料によると、ナトリウム厚さ1 cmに対して約5 cmの反応層が形成されたことになる。この5倍の体積膨張の原因は、ナトリウムが重炭酸ナトリウムに変化したことによる体積の増加のほか、重炭酸ナトリウム中にボイドが形成されることによる体積の増加の両者による。

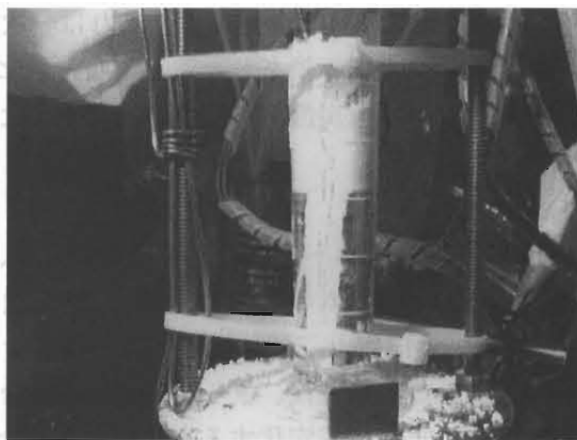


図2 90日試験後の試験試料の例

容器上部及びあふれ出た白色物質が反応生成物である重炭酸ナトリウム。容器下部の物質は未反応の金属ナトリウム。

### 3. EBR- IIにおける残留ナトリウム処理への応用

以上に述べたナトリウムの安定化方法が、EBR- IIの残留ナトリウムの安定化処理に用いられた。EBR- IIでは、まず、二次ナトリウム系に残留している約400リットルのナトリウムを、湿り二酸化炭素によって安定化させ、次にこの経験を基に一次ナトリウム系に残留している約1,100リットルのナトリウムを安定化させることとした。

二次ナトリウム系はこの安定化処理のために、二酸化炭素を供給する弁類の取付け、ガス排気のためのベントラインの取付け、水素モニター、酸素モニター等の設置の改造が行われた。二次系残留ナトリウムの安定化処理は135日で完了した。安定化処理後、残留ナトリウム溜まりの2箇所に孔を開けて検査した結果、重炭酸ナトリウム層の深さは12～13 cmであった。この結果から、深さ3 cmのナトリウムが重炭酸ナトリウムに転換されたものと評価された。分析の結果、100%重炭酸ナトリウムであった。また、転換されたナトリウム量は、 $190 \pm 15$  kgと評価された。

二次系残留ナトリウムの安定化処理経験が成功したことから、次に一次系残留ナトリウムが同様な方法で処理された。安定化処理のために、一次ナトリウム系にベントライン及び水素モニター、酸素モニター等の計装類が取付けられた。安定化処理は55日で完了した。測定された水素濃度の積分値から転換されたナトリウム量を評価すると約 $290 \pm 20$  kgであったが、消費水量から評価すると約 $170 \pm 15$  kgであったため、保守的な評価として後者の値が重炭酸ナトリウ



ムに転換されたものと推定した。これは一次系タンク全表面のナトリウム層の厚さ約1 cmが重炭酸ナトリウムに転換されたことになる。ビデオカメラによる観察の結果、白色の物質層が確認され、これは重炭酸ナトリウム層であると考えられた。

## おわりに

EBR-Ⅱの残留ナトリウム処理については、デコミニュースNo.21において紹介したが、この時は残留ナトリウムの処理を、湿り二酸化炭素及び蒸気と窒素の混合気体によって行ったと紹介した。今回、湿り二酸化炭素による残留ナトリウム処理の具体的方法について紹介することができた。この処理後、さらに安定化されないで残留したナトリウムについて、蒸気と窒素の混合気体によって安定化する方法がとられたものと思われる。この方法では、重炭酸ナトリウム層がポーラスであるため、容易にナトリウム層に到達して反応が進むものと思われる。また、この方法で生成される水酸化ナトリウムは、既に形成されている重炭酸ナトリウムによるアルカリ度の調整効果により、アルカリ腐食の問題も緩和されるものと思われるので有望な方法である。

今後、EBR-Ⅱで行われたこの方法に関する情報を入手して、本ニュースで紹介する機会があるものと考えている。  
(情報管理部 中山 富佐雄)

## 参考文献

- 1) G. Rodriguez and O. Gastaldi "Sodium Carbonation Process Development in a view of Treatment of the Primary Circuit of Liquid Metal Fast Reactor in Decommissioning Phase", ASME 2001 (Oct. 2001).
- 2) “高速実験炉EBR-Ⅱのナトリウム処理が成功裡に終了”、デコミニュース第21号(2002年10月).
- 3) Steven R. Sherman, S. Paul Henslee, et al. "Unique Process for Deactivation of Residual Sodium in LMFBR Systems", Spectrum 2002 (Aug, 2002).

### 3. オープル処分場での線源処分用試作容器

#### はじめに

我が国においては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、原子炉等規制法）の下で設置された原子力施設から発生する低レベル放射性廃棄物については法令整備が順次進められている。このうち、原子炉施設（実用発電用原子炉及び試験研究の用に供する原子炉）から発生する低レベル放射性廃棄物については、既に具体的な埋設基準が定められ、日本原燃株式会社が原子力発電所から発生した低レベル放射性廃棄物の処分を実施している。一方、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下、障害防止法）等の下で設置された施設から発生する放射性廃棄物（RI廃棄物）の埋設処分に関しては法令整備が必要な状況である。このRI廃棄物のうち、主要な廃棄物は非密封のRIの使用に伴い発生する廃棄物であるが、少量ながらも密封線源の扱いについても検討が必要である。そこで、ここでは将来の我が国における密封線源の処分の検討への参考とすべく、フランスのオープル処分場で行われる予定の密封線源の処分に関する検討について紹介する。

フランスでの医療及び工業利用による放射線源（数Bqから数 $10^{15}$ Bq：図1）は、使用後10年経過すると線源ディーラーや製造元（フランス原子力庁CEA、CIS Bio International）に返却することとなっており、25年間回収してCEA Saclayに保管されている線源は約115,000個となっている。フランスでは、低レベル放射性廃棄物処分場としてオープル処分場が操業しているが、密封線源の処分は除かれていたため、CEAと放射性廃棄物管理庁（ANDRA）が交渉を重ね低レベルの半減期5.3年以下の使用済線源について処分を行うことで合意した。オープル処分場は線源の処分のためには設計されていなかったため、規制当局は線源処分に対する安全性の実証をANDRAに要求し、CEAはANDRAの仕様を満たす処分容器の製作を行うこととした。本報告では、処分用容器の試作品の製作、種々の試験計画及び容器に入れる線源の識別作業等についてまとめた。

#### 1. 処分対象線源

CEAとANDRAの協定では、オープル処分場で処分できる線源としては半減期5.3年以下の $\beta\gamma$ 線、純 $\beta$ 線、純X線のための密封線源であり、 $\alpha$ 及び中性子放射体は禁止されている。試作容器に入れる10種類（ $^{22}\text{Na}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{55}\text{Fe}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{65}\text{Zn}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{144}\text{Ce}$ 、 $^{147}\text{Pm}$ 、 $^{204}\text{Tl}$ ）の放射性核種が指定され、容器中の全放射能は2つのクライテリアにより規制されている。

- ・ 個々の放射性核種の最大放射能の制限
- ・ 容器中の放射性元素の非均一性を  $\sum \frac{a_i}{A_i} \leq 1$  により制限

ここで、 $i$ は放射性核種、 $a_i$ は容器中にありと記録された放射性核種の放射能、 $A_i$ は容器毎に入れられる放射性核種の最大値、を示す。

規制当局は、短半減期線源を一般的な契約により受け入れて処分する前に、原型容器の製作を要求し、この容器に入れる線源としてCEA等で保管されている線源のデータベース等から995個の線源を選び試作容器の試験に使用することとした。

## 2. 処分用容器

### 2.1 内部容器

線源用の処分用容器は既にANDRAに認可され従来から使用されている容器を基にしている。200 Lドラム缶に100 Lドラム缶を入れ、2つのドラム缶の隙間は予め固化して埋めている(図2)。この容器に線源を適切に配分するための内部容器が製作された(図3a)。この内部容器は、5つの垂直ネジと水平の格子からなり、ネジの底部は底板に溶接されている。線源は、放射性核種毎の放射能の管理を容易にするため、放射性核種毎に容器(円筒状の箱(線源の形に応じて1 L又は4 L)及び小さいキャスク、ここでは以下「線源容器」)に入れて、内部容器に入れられる。線源容器は2つの格子によって保持され、格子の間隔は線源容器に合わせて調整できるようになっている。また、格子の強度の確保とともに、線源容器が内部容器内で保持される役目を果たすように格子の中心に十字型の拡張子が溶接されている。また、最終的にモルタルで充填する際にモルタルの流れを良くするため、異なる高さに入れた線源容器の位置は45度ずらして配置されている。さらに取り扱いのため輪が中央のネジに付けられた。更に、内部容器は、ドラム缶に入りかつ固化の際に動かないようにドラム缶との間に若干の隙間を有する大きさにしている(図3b)。

### 2.2 線源の梱包

ANDRAは、処分容器中の線源の正確な位置とドラム缶内の放射能の分布が分かることを要求している。そのため、線源は上記で述べたように線源容器に入れられ、内部容器の中の予め決めた位置に入れるようにしている。作業者の被ばく管理のため、放射能が無視できない線源は鉛容器又は鉛製の小さいキャスクに入れられ、さらに、鉛容器は1 Lの線源容器に入れられる。遮へいが不必要な線源はビニール袋に入れられ(図4a)、1 L又は4 Lの線源容器に入れられる。鉛容器又は小キャスクが要求される線源は最初にアルミニウム製の小さなチューブに入れられる。アルミニウムチューブはビニールのフィルムで梱包されアルミニウムとモルタルの化学反応が生じないようにしている(図4b)。

### 2.3 固化

ANDRAの放射性廃棄物に対する一般的な要求は、容器中の空隙を可能な限り少なくすることであり、コンクリート中に固化することである。このため、線源を入れたビニール袋(人間の手で内部の空気をなるべく抜くように平らにしておく)、鉛容器、キャスクは閉じたまま線源容器に入れられるが、線源容器自体の蓋は開けたままドラム缶に入れて固化し、モルタルで内部を充填できるようにしている(図4b)。また、内部容器の格子の大きさは固化中に線源や袋が落ちないように、かつ固化がきちんとできるように最適化されている。モルタルはドラム缶の上まで入れられ、上蓋の中心まで正確に詰められる。

## 3. 固化試験

ANDRAにより最終容器の充填率は最低97%に達しなければならないとされている。このため、原型容器(ドラム缶)の中の線源と線源容器の分布、充填率を保証するための試験が計画されている。放射性線源は、プラスチックディスク、金属ナット、金属皿で模擬するとともに、上2段に1 Lの線源容器、下段に4 Lの線源容器(模擬線源で満たした物)を入れた内部容器を

組み立てる。これを実際と同じ工程によりモルタルで固化し、2週間養生後、ドラム缶を半分に切断して以下をチェックする予定である。

- ・ 容器が正しく充填されているか
- ・ 線源容器の最終位置と汚染
- ・ 袋及び線源容器がでていなかどうか
- ・ 固化中のモルタルの上方への浮力による内部容器の浮き上がり。

#### 4. 995 個の線源の識別

1999年にCEAにおいて995個の線源がリストアップされ、最初のステップは試作容器に入れる線源の識別であった。このリストは、CEAが所有し、使用した全ての線源についての情報を収納しているデータベース内の最新データを元に作成された。

2番目のステップは、それぞれの線源の関係書類（校正保証書、規制局の許可、専門家評価、製造所・使用者・規制当局からのメールとFAX、写真、最後の漏洩試験、輸送記録、CEAの収集の申告書）の収集・整理がなされた。これは、個々の線源の放射能が校正保証書により保証されなければならないとANDRAとの協定に規定されていることによるものである。このような調査の結果、使用者へ販売された全線源は保証書を付けられているが、まだ校正保証書を持っているのは10%未満であった。

3番目のステップは、保管された線源から試作容器用の線源を選ぶことである。233個の線源はINB72（CEA）の110,000個の線源から選び、426個の線源をDIMRI（CEA）の4,000個の線源から選ぶことになる。INB72に線源が集められ、ANDRAに輸送されることになる。

原型容器用の線源の90%は校正保証書とともに供給されず、INB72は放射線源をまだ定量できないため、線源の定量・保証する有機的な組織体制を計画している。この方針に従って、校正保証書が無い線源は、元々の紛失した文書に代わって、公式の測定保証を付けて供給される予定である。

#### 5. まとめ

今後の予定としては、容器の全放射能の評価を容易にするために放射性核種毎の線源のソート、原型容器の作成、固化試験、全ての情報追跡を有する原型容器の完全な関係書類の構築、許可の取得、オーブ処分場への原型容器の輸送である。

今後、我が国において障害防止法における具体的な廃棄体の基準としては、既存の原子炉等炉規法の廃棄体の基準を参考とすることとなると推定されるが、使用済線源の処分計画が具体化する場合には、本報告で示されたような使用済線源処分容器の安全要件とその適合性等について検討しておくことも必要であると考えられる。  
(廃棄物事業本部 坂本 義昭)

#### 参考文献

- 1) Robbe Marie-France, et al., "Prototype of Source Package to Dispose of in the Aube Repository", ICONE11-36429(2003).

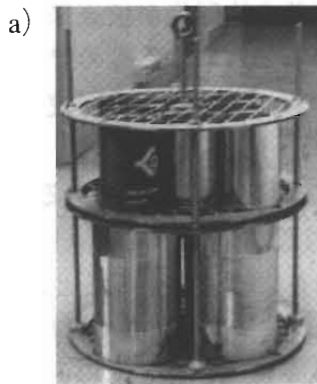


図1 放射線源の例

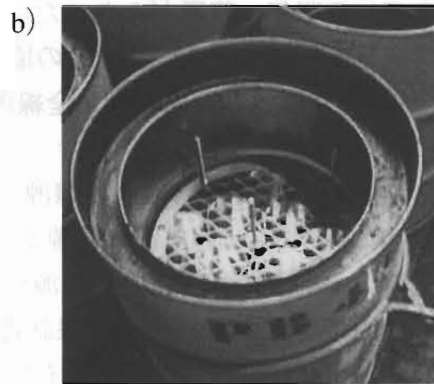


図2 処分用ドラム缶

200 Lドラム缶内に100 Lドラム缶を  
入れ、隙間を固化したものを。



a)



b)

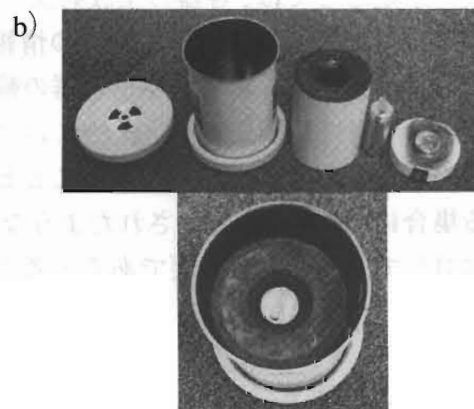
図3 ドラム缶内に入れる内部容器と内部の様子

a)：内部容器と線源容器を入れた様子。

b)：ドラム缶内の内部容器と線源容器の様子。最終的にこのままモルタルで固化される。



a)



b)

図4 処分用の線源容器の様子

a)：遮蔽の必要が無い場合。ビニール袋に入れられ、内部に空気が残らないように封される。

b)：遮蔽の必要がある場合：上の写真は鉛容器のセット（右から二番目が線源を入れるアルミ容器、三番目が遮蔽用鉛容器）であり、下の写真は最終的に組立てた線源容器。

## 4. 韓国における中・低放射性廃棄物のガラス固化

### はじめに

韓国にある4箇所の原子力発電所では、いずれも近い将来、中・低放射性廃棄物（Low-and Intermediate-Level radioactive Waste : LILW）の貯蔵施設が満杯状態となる状況である（表1）。発電所の所有者である韓国水力・原子力発電会社（Korea Hydro & Nuclear Power : KHNP）では、LILWの処理技術としてコールドクルーシブル溶融炉（Cold Crucible Melter : CCM）およびプラズマ溶融炉（Plasma Torch Melter : PTM）に着目し、パイロット規模の試験施設を建設して各種の廃棄物のガラス固化試験を行なった。試験の成果は、2007年に運転開始予定の商用施設に反映されることとなっている。この試験及び計画の概要が論文として発表<sup>1)</sup>されたので紹介する。

表1 放射性廃棄物の貯蔵状況（2002年8月現在、200ℓドラム缶換算）

場 所	貯蔵能力(本)	累積貯蔵量(本)	満杯時期(推定)
古里 (Kori)	50,200	32,216	2014年
霊光 (Yonggwang)	23,300	10,450	2011年
蔚珍 (Ulchin)	17,400	11,770	2008年
月城 (Wolsong)	9,000	5,682	2009年
合 計	99,900	60,118	

### 1. 韓国におけるガラス固化技術開発経緯

韓国においては、LILWは高圧縮、乾燥、固化処理の後、サイト内の廃棄物貯蔵施設に保管されているが、表1に示す通り貯蔵施設はほとんど満杯状態である。このため、2008年までに処分施設が開設されない場合、今後の操業にて発生する廃棄物を受け入れるためサイト内の貯蔵能力を増強するか貯蔵する廃棄物を減容する必要がある。KHNPの原子力環境技術研究所（Nuclear Environment Technology Institute : NETEC）では、LILWを対象とした様々な処理技術について調査・検討を行ない、廃棄物の減容効果および処理後の安定性が高く、かつ、韓国内の原子力発電所にて発生する全ての廃棄物を処理することができる最有望技術として、ガラス固化技術を選定した。

1994年から1995年にかけて設計研究を行ない、実験室規模によるガラス固化技術のLILW処理への適用性評価試験、高減容性を達成するための革新的な高温技術の調査およびこれらの技術的・経済的観点からの比較・評価を行なった。この結果、可燃性廃棄物のガラス化と不燃性廃棄物の溶融のため、それぞれCCMおよびPTMにオフガス処理システム（Off-Gas Treatment System : OGTS）を組み合わせた技術が選定された。1996年7月には、パイロット規模のCCMを使用したLILWのガラス固化技術開発を行なうため、SGN社及びMobisの支援により国際共同研究開発計画がスタートした。1998年に終了した第1段階では、CCMによるLILW処理の最適化とOGTSの設計が行なわれた。1999年9月に終了した第2段階では、ガラス固化施設のパイロットプラントを設計してDaejeonに建設した。このパイロットガラス固化施設は1999年10月に運転を開始し、可能な限り商用プラントを模擬したパイロット試験を行い、信頼性と高い生産性を実証した。韓国におけるLILWのガラス固化技術開発工程を図1に示す。

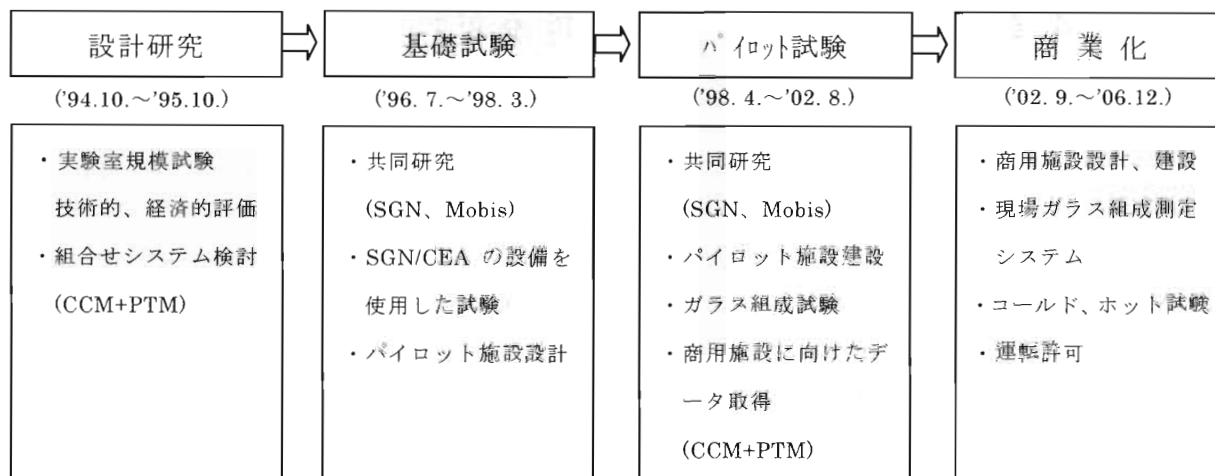


図1 韓国におけるガラス固化技術開発ステップ

## 2. パイロットガラス固化施設の概要と試験結果

パイロットガラス固化施設は、供給システム、300 kWのCCM、200 kWのPTMおよびOGTSで構成されている(図2)。供給システムはガラス原料供給系(1系統)と廃棄物供給系(2系統)で構成されている。CCMは外部の高周波発生装置にて直接誘導加熱される水冷式の高周波溶融炉であり、得られる高温によりガラスが溶融し可燃物は熱分解される。CCMは主に溶融炉本体、上部チャンバー、酸素供給システム、ガラス抽出システム、水冷却システム、高周波発生装置で構成されている(写真1、2)。PTMは電源装置、水冷却システム、プラズマガス供給システム、廃棄物供給システム、上部及び下部チャンバー並びに制御システムで構成されており(写真3)、上部チャンバーにはプラズマトーチ、廃棄物供給フィーダー及びオフガス出口が接続されている。OGTMはCCMおよびPTMの両方からのオフガスを処理しており、配管冷却装置、高温セラミックフィルター、二次燃焼チャンバー、ベンチュリ・4段充填式スクラバー、HEPAフィルター、選択的触媒還元装置および関連設備や制御システム等で構成されている。

パイロットガラス固化施設では、廃棄物処理時の運転特性把握、得られた固化体の健全性確認および排気塔における規制対象ガス濃度の確認等のため、模擬の放射性乾燥廃棄物(dry active waste)、イオン交換樹脂、ゼオライト、コンクリート、金属スクラップ及び使用済フィルター等の原子力施設ら発生する全ての廃棄物を対象として、CCMを使用して合計59回、PTMを使用して合計21回のパイロット試験を行ない良好な結果が得られた(表2)。また、種々の廃棄物中に含まれる無機物質のガラスへの添加範囲に関する検討、CCMの運転に適した溶融ガラスの粘度や電気伝導に関するコンピューターコードによる評価と試験による確認等が行われた。試験にて製造されたガラス固化体の浸出率は米国にて放射性廃棄物のガラス固化のアセスメントに使用される標準ガラスより低く、圧縮強度は原子力規制委員会の要求値である500 psiの90倍以上高い値であった。更に、パイロットガラス固化施設の運転経験から、商用ガラス固化施設の安全性および経済性の評価ならびにCCMの形状、溶融ガラスの熱特性および電磁場の効果等を含むシミュレーションコードの開発が行なわれた。



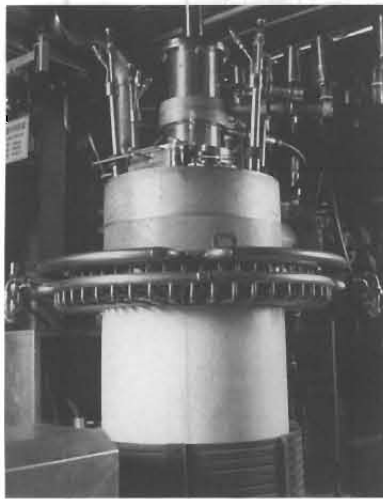


写真1 CCMの外観

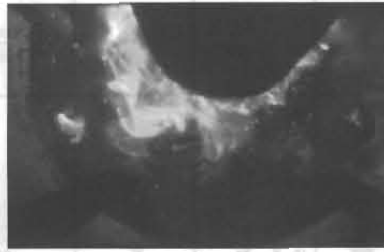


写真2 CCMの内部

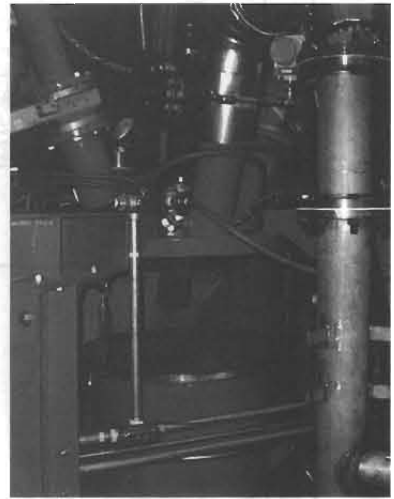


写真3 PTMの外観

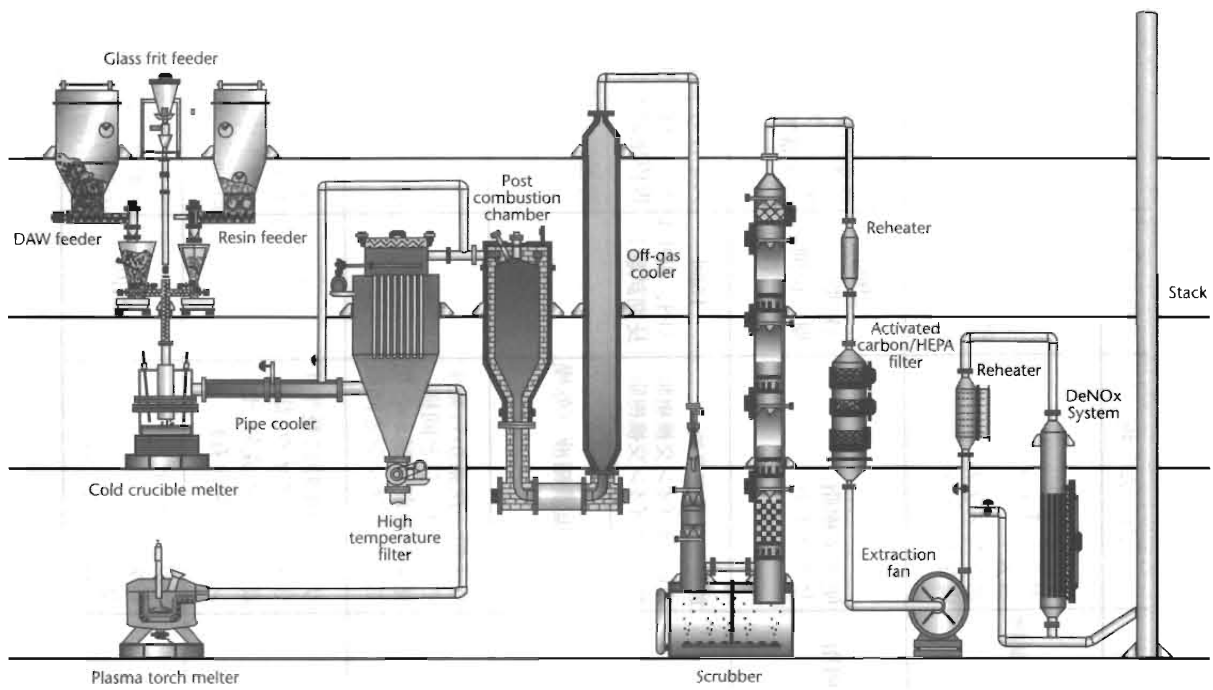


図2 供給システム、CCM、PTM、OGTS によるパイロット規模ガラス固化施設

表2 パイロロットガラス固化施設における廃棄物処理試験状況

No	試験装置	対象廃棄物名	内容物	試験回数	主要試験目的	主な確認事項及び成果	減容比	備考
1	CCM	放射性乾燥廃棄物	セルロース ポリエチレン ゴム ポリエステル 塩化ビニール	8回 (内、1回は PVCを20% 含有)	焼却、ガラス溶解および オフガス発生特性確認 ダイオキシンの除去	放射性乾燥廃棄物と過剰酸素の最 適供給割合 ガラス溶解の制御は容易 固化体は均質で第2層を形成せず オフガス処理システムにて処理後 の有害ガスの放出濃度は規制限度 以下	90以上	ダイオキシン濃度は 許可限度の1/300以 下
2	CCM	イオン交換樹脂	使用済樹脂 ゼオライト	29回 (短期、中 期、長期試 験を含む)	廃棄物供給割合、酸素過剰 量、ガラス溶解温度、洗浄 塔流量等の最適化	ガラス固化体の安定性、浸出性を 確認した結果、均質なガラス固化 体を得られた オフガス処理システムにて処理後 の有害ガスの放出濃度は規制限度 以下	21~35	イオン交換樹脂供給 時に発生する危険な オフガスはオフガス 処理システムにて完 全に処理
3	CCM	混合廃棄物	放射性乾燥廃棄物 高レベルイオン交換樹脂 低レベルイオン交換樹脂	15回 (内、3回は 長期試験)	パイロット規模施設のシス テムの健全性を評価し商用 規模施設をシミュレート	廃棄物供給時にガラス溶解面にお ける滞留は発生せず ガラス溶解温度とガラス組成は安 定	33, 74, 84	
4	CCM	ホウ酸塩濃縮液	ホウ酸塩濃縮液 (乾燥 ペレット)	—	溶融炉内における溶解およ びダスト発生特性の分析に よるガラス固化条件の最適 化	最適溶解温度および炉内圧	約8	
5	CCM	スラッジスラリー	原子炉一次系から発生 するスラッジと同様 廃棄物処理建屋から発 生するスラッジと同様	—	スラリー供給割合のガラス 組成への影響を確認	スラリーの最適供給割合	約8	CCMへの供給を容 易にするため、ス ラッジに水を加えて スラリー状に処理
6	CCM	ダスト	ガラス固化時に発生す るダスト(イオウ、炭 素、ガラスの成分、セ シウム等を含有)	—	ダストからのイオウの除去 方法の確立 ダスト中のセシウムの揮発 評価	ダスト中セシウムの90%以上が ガラス組成に混入 固化体は第2層を形成せず	—	ダスト中のイオウが 溶融ガラス中で高伝 導性の硫酸塩層を形 成するのを防止する ため、活性炭をダ スト中に添加
7	PTM	不燃性廃棄物	コンクリート 土壌 ガラス 金属スクラップ	21回	プラズマトーチの運転モー ド特性の評価、PTMへの熱 の移行モデルの試験、セシ ウムの揮発等	—	平均3	

— : 特に記載なし (紹介者注)

### 3. 最初のLILW 処理商用ガラス固化施設

韓国においては、LILWの問題をCCMやPTMを用いたガラス固化技術にて解決することとしており、次のステップでは、IAEAの支援により、蔚珍サイトの放射性廃棄物処理建屋内に商用のLILWガラス固化施設が建設される予定である。施設に設置されるCCMとPTMの能力はそれぞれ300kWと500kWである。

ガラス固化施設の設計は2003年にスタートし、2005年半ばまでに建設を終了、2007年に商業運転の予定である。施設の設計、建設、運転と並行して、LILWガラス固化体用標準キャニスターの開発、現場におけるガラス組成測定システムの開発、改良型CCMシミュレーションコードの開発等のR&Dが行なわれる予定である。図3に、設計、建設、運転および商用LILWガラス固化施設の試験や関連R&Dを含む商業化マイルストーンを示す。

商用LILWガラス固化施設は、1,000MWeのPWR6基にて発生する全てのLILWをガラス固化する十分な能力を有しているものと期待されており、ガラス固化技術は廃棄物処分場の安全性を高めるだけでなく、韓国の更なる原子力発電計画に大きく寄与するものと期待されている。

(技術開発部 武田 啓二)

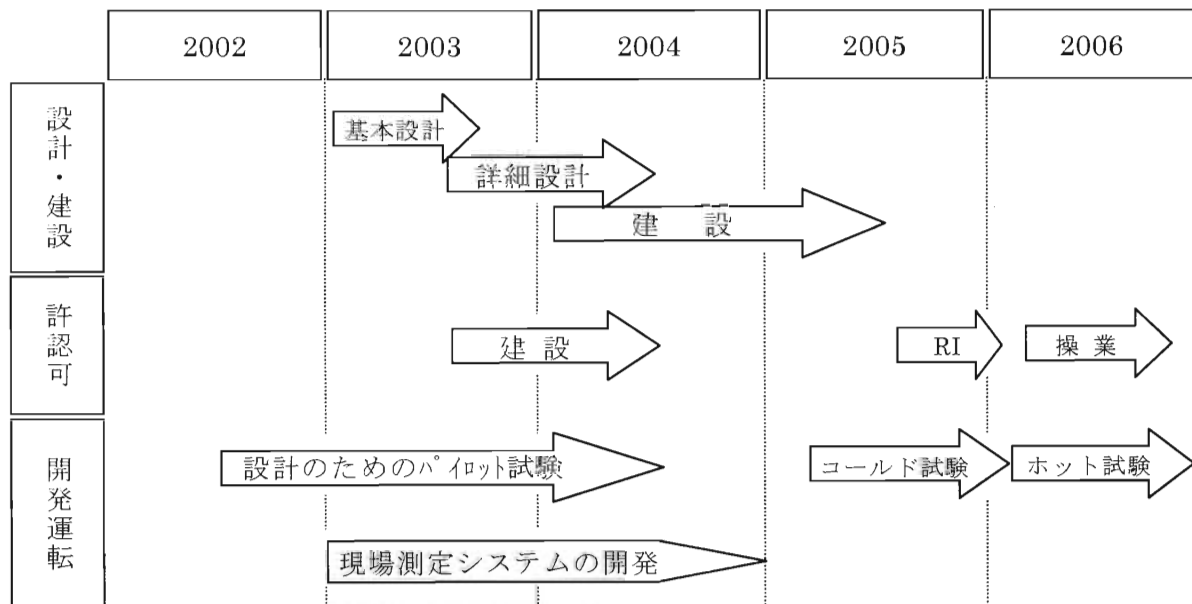


図3 商用LILWガラス固化のマイルストーン

#### 参考文献

- 1) Myung-Jae Song, "The vitrified solution", Nuclear Engineering International, Feb.(2003).

## 5. トロージャン及びサンオノフレ発電プラントにおける コンクリート構造物の解体

Trojan 発電プラントでは、クレーンで吊った作業用プラットフォームの上に、キャタピラー付きの重機を乗せ、遠隔操作で原子炉建屋内の頑強なコンクリート構造物を効率良く解体した。また、サンオノフレ発電プラントにおけるコンクリート構造物の解体では、解体機器の改良、二次汚染防止対策、粉塵の飛散防止対策等を行い、安全で経済的な方法で解体を実施した。

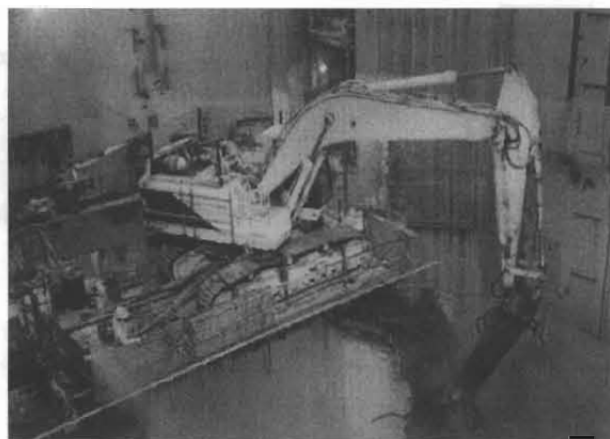
cr/x environmental services 社が両発電プラントのコンクリート構造物の解体で得た知見<sup>1)</sup>を紹介する。

### 1. トロージャン原子炉建屋コンクリート構造物の解体

同構造物の解体では、ポークレーンで吊った作業用プラットフォームに遠隔操作システム搭載のキャタピラー付き改造重機を乗せ、任意の位置に作業用プラットフォームを移動し、油圧ハンマーや油圧せん断機等を使用して原子炉キャビティやコンクリート構造物の解体を実施した。

解体作業に先がけ、作業用プラットフォームに乗せた重機の安定化を図るため、重機の垂直アームで動かないよう固定し安全を確保してから、機器等を駆動させるためのプログラミングを実施した。作業用プラットフォームは、重機を乗せて構造物の真上、構造壁の上部、原子炉キャビティ床、原子炉建屋床等の種々の位置から安全に使用できるよう製作されており、掘削機や油圧ハンマーの衝撃を効率的に吸収できる構造になっている。また、掘削機システムは放射線環境下で安全に長時間継続して使用できるように、エンジンの吸気系及び排気系の改良、長期使用可能な潤滑剤の使用、冷却系の改良、放射線環境下での作業時間短縮のための遠隔操作機器の搭載など様々な改善が図られた。

この解体では建屋ライニングを除き、全てのコンクリート片は 1 ft<sup>3</sup> 以下に、鋼構造物は幅 2 インチ、長さ 5 インチ以下に細断された。この解体で原子炉キャビティから 10,000 ft<sup>3</sup> の放射化物質が、その他の原子炉建屋内部構造物から 130,000 ft<sup>3</sup> の汚染廃棄物が撤去された。



ポークレーンで吊った作業用プラットフォームを用いた原子炉建屋コンクリート構造物の解体

## 2. サンオノフレ1号機管理棟の解体

管理棟内には、汚染された多数の化学実験室が含まれていることから、それらの汚染個所を除染したのち、建屋の解体の覆いをせずに開放した状態で実施した。汚染の無い建屋の解体で発生したコンクリート破片は、化学実験室を壊す前に全て解体エリアから撤去された。汚染の恐れのある個所の解体では、汚染の拡散を防止するための改良を加えた掘削機を使用し、汚染が拡散していないことを放射線モニターで確認しながら解体を実施した。

また、化学実験室の解体では、油圧ハンマーや油圧せん断機に霧吹き装置を取り付けダストの発生を低減させた。霧吹き装置は、水圧を低く抑え、解体個所に噴霧状にして吹きつけることにより、解体で発生するダストの飛散を効率良く防止できる構造になっている。この装置は、使用水量が少なく、水が効率良く解体物に吸収されることから水の後始末の必要もなく、市販のダスト防止用スプレー装置よりも有効であった。

化学実験室の解体で発生した汚染コンクリート破片は、処分規準に適合できるよう粉碎し、UtahのEnvirocare site処分場へ搬出した。解体コンクリートの粉碎にあたっては、屋外で重機を使用して放射線のモニタリングをしながら実施した。作業終了後の放射線管理者による周辺区域の放射線測定でも、二次汚染がないことが確認された。なお、ケーブルについては、アスベストが含有していると見なし有害物質として処分した。

解体終了後の跡地に使用済燃料の中間貯蔵施設を建設するために、汚染土壌の撤去、コンクリート基礎部の撤去、埋め立て及び整地を行い、これらの工事は9ヶ月で完了した。大型機器を使用し、少人数で作業を行うことにより、無駄を省き効率良く作業を実施した。

(情報管理部 石川 広範)

### 参考文献

- 1) Demolition of structures by rubbleization at Trojan nuclear plant and San Onofre nuclear generating station unit 1, (Spectrum 2002, Nevada, USA, August 4-8, 2002).



管理棟の解体コンクリートの粉碎



解体跡地の整地

# 欧州調査団のご案内

- (1) 期 間 平成 15 年 9 月 20 日 (土) ～ 10 月 4 日 (土)
- (2) 団 長 中野 政詩  
農学博士、東京大学名誉教授、日本学会議会員
- (3) 参加会議 ICEM'03 (放射性廃棄物管理と環境修復国際会議)  
主 催 ASME 他  
開催期間 9 月 21 日 (日) ～ 9 月 26 日 (金)  
開催場所 イギリス オックスフォード  
テクニカルツアー A. ハーヴェルサイト、ニレックス社等  
B. セラフィールド、ウィンズケール  
C. パークレイ原子力発電所  
上記 A, B, C コースから希望施設を選択
- (4) 施設訪問 (予定)
- ① オルキルト放射性廃棄物地下処分場 (フィンランド)
  - ② ドコバニ使用済燃料中間貯蔵施設、放射性廃棄物処分場 (チェコ)
  - ③ A-1 炉、ボフニチェ放射性廃棄物処理施設、モホフェチェ放射性廃棄物処分場 (スロバキア)

◎ 応募締切：7 月 31 日 (木) (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。

調査団事務局

(財) 原子力研究バックエンド推進センター

廃棄物事業本部

松田 健二

Tel : 03-3591-3091

Fax : 03-3591-3177

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

デコミッションング技術本部

武田 啓二

Tel : 029-283-3010

Fax : 029-287-0022

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

詳細につきましては、後日ご案内申し上げます

© デコミニュース 第 24 号

発行日 : 平成 15 年 6 月 30 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)