

No.26

デコミ ニュース

第26号

目次

1. 可搬型コンクリートサンプリング
及び放射能汚染プロファイリング技術 … 1
- "TRUIPRO"を用いたトリチウム及び γ 線放出核種の測定 -
2. メインヤンキー原発デコミッションング最終段階に入る … 4
3. 炉内構造物の機械的切断による細分化の経験 … 8
4. WAK再処理プラントにおける
高レベル廃液貯蔵タンクの解体概念 … 12
5. KRR-2のホットセルと実験室の廃止措置による廃棄物の管理 … 15
6. ビルガッセン原子力発電所における
解体金属スクラップのリサイクル … 19

(財)原子力研究バックエンド推進センター

RAINDIEC

1. 可搬型コンクリートサンプリング及び放射能汚染プロファイリング技術

— “TRUPRO”を用いたトリチウム及び γ 線放出核種の測定 —

はじめに

原子力施設のデコミッションングにおいて発生する膨大な量の建屋のコンクリートは、放射性汚染コンクリートと非汚染コンクリートに区分して処分される。従って、非汚染、汚染を正確に区分することは、経済的に重要な課題である。特にトリチウム汚染のある建屋の解体には、トリチウムの特性上、コンクリート中に浸透し、場合によっては基礎部まで浸透して地盤に至ることも考えられる。

しかし従来、試料採取(サンプリング)及びトリチウム測定には長時間を要し、この結果から建屋の放射能汚染分布を作成することはかなり時間のかかる繁雑な作業となる。また、解体作業員に解体区域の汚染状況を把握させ、安全作業を行わせることも重要なことである。従って、サンプリング及びトリチウム測定を短時間で行うことが可能であれば、経済性、作業の効率化、作業員の汚染認識を効果的に図ることが可能となる。

ここでは、これらの要求を満足させるサンプリング、測定、プロファイリング技術についてトリチウムを対象に紹介する。また、この技術を実際に適用した例についても紹介する。なお、この技術は γ 線測定技術と組み合わせて、 γ 放射能汚染プロファイリングにも使用されるので、これについても紹介する。

1. サンプリング、測定技術の概要¹⁾

この技術は、New Millennium Nuclear Technologies (NMNT) が特許を有する可搬型コンクリートサンプリング及びプロファイリング技術“TRUPRO”と呼ばれるものである。“TRUPRO”は、炭化タングステン超硬合金を用いたドリル・バイトと中空軸のサンプリング機能を有するヘッド及び真空ポンプを用いたサンプル回収ユニットからなる。まず、コンクリートをドリル・ヘッドのハンマーアクションで穿孔して、微粉末になったコンクリートを、真空ポンプを用いてサンプル回収ユニットへ連続回収する。この回収ユニットは、回収されたサンプルがクロスコンタミしないように特殊な2段の真空サンプル回収ユニットからなっている。微粉末のサンプルはよく混ざり合っているため、どこからサンプリングしても対象コンクリートの代表サンプルと見なすことができる。サンプルのトリチウム測定は可搬型シンチレーション計測システムを用いて、 γ 線測定はガンマ・スペクトロメーターで行う。測定結果は、建屋図面に縮小されてインプットされ、この点を拡大することによって深さ方向の放射能分布が示される。これによって容易に非放射性と放射性廃棄物を区分することができる。

2. 適用例

2.1 Mound プラントにおけるトリチウム測定^{2), 3), 4)}

米国のオハイオ州にある Mound プラントは、核兵器等の研究開発のために使用されてきたが、冷戦終結により米国エネルギー省(DOE)は1989年にこれを閉鎖した。トリチウム、核物質等は1997年までに他のDOE施設へ移転を完了しており、2015年までにサイト開放を目指している。このプログラムでは132の建屋が対象となる。

このような多数の建屋の中にはトリチウムで汚染されたものもあり、建屋のコンクリートや土壌のトリチウム・プロファイルを短時間のうちに精度よく作成するために、SW-13/1Bと呼ばれる区域を“TRUPRO”を用いて測定した。“TRUPRO”の写真を図1に示す。

20箇所のサンプリング点を選定して、この内15箇所について深さ4インチ(10.2cm)穿孔して、1インチ(2.54cm)毎に1サンプルを採取し、トリチウムを測定した。測定は各1インチ深さ毎の微粉末を0.1から0.25g秤量して、これを2mlの蒸留水と2mlの液体シンチレーション・カクテルと混合して、可搬型のシンチレーション・カウンターで行った。3箇所についてはサンプリング中に散逸するトリチウム測定を行った。散逸トリチウムは、トリチウム水の形で採取され液体シンチレーション・カウンターにより測定された。この結果からサンプリング中に大気中に放出されるトリチウムは14から28パーセントであった。測定結果は前述したようにプロファイリング化された。1インチ区間のサンプリング時間は10秒である。サンプリング開始から分析完了まで、1サンプル当たり20分で完了した。また、サンプルはNaI検出器を用いたγ線スペクトロメトリーで測定され、γ線プロファイリングが作成された。この区域における“TRUPRO”によるサンプリング深さは40インチ(102cm)以上であった。トレンチの排水受け(サンプ)の穿孔及びサンプリングの概念と、この場所の深さ5(12.7cm)から35インチ(88.9cm)までのプロファイリングの例を図2に示す。

2.2 OWRでの⁶⁰Co及びトリチウムの測定^{5),6)}

OWR (Omega West Reactor)は、Los Alamos 国立研究所の熱出力8,000kW、軽水減速・冷却の研究用原子炉であり、1956年7月に臨界に達し、1992年11月に閉鎖された。この原子炉施設において“TRUPRO”を用いてトリチウム及び⁶⁰Coの測定を行い、建屋のプロファイリングを作成した。

6インチ(15.2cm)を穿孔してサンプルを回収するまで2分間であった。トリチウムはMoundと同様にして10分間計測された。サンプリング開始から分析完了まで、1サンプル当たり20分であった。校正チェックは、校正サンプルを用いて10サンプル毎に行われた。⁶⁰CoもMoundと同様な方法で測定された。これらの作業に要した日数は、24箇所のサンプリングに2名(うち1名は放管員)で2日間、分析に1名で2日間であった。

トリチウムについては、測定限界値から 1.61×10^4 Bq/g(深さ12インチ(30.5cm)から36インチ(91.4cm)の合計値)の範囲であった。⁶⁰Coの放射能は測定限界値から5.91Bq/g(深さ0から24インチ(61cm)の土壌の合計)の範囲であった。

3. おわりに

“TRUPRO”によって、大量のコンクリートや土壌の放射能汚染のプロファイリングを短時間のうちに行う技術が確立され、米国の原子力施設のリデコミッショニングにおいて使用されている。この技術によって、廃棄物区分が簡単に行うことができることによるコスト低減、作業の迅速化、作業員の安全性が確保され大きな効果を発揮している。

(情報管理部 中山富佐雄)

参考文献

- 1) New Millennium Nuclear Technologies Capability Statement (Web Site).
- 2) "Mound Plant", U.S. Department of Energy (Web Site).
- 3) S. Aggarwal, G. Charters, and D. Thacker, "Concrete Contamination Profiling Technology," Radwaste Solutions 43, (July/August 2003).
- 4) S. Aggarwal, G. Charters, and D. Thacker, "Advanced Sampling and Analysis of Tritium Facilities, SW-13/1B Building at Mound Plant using TRUPRO," (Web Site) (January, 2003).
- 5) S. Aggarwal, G. Charters, "Concrete Slab and Bio-shield Sampling, Characterization, and Analysis Using The TRUPRO Advanced Sampling and Analysis System at Omega West Reactor Los Alamos National Laboratory," (Web Site).
- 6) "OWR, Omega West Reactor," Research Reactor Database (Web Site).

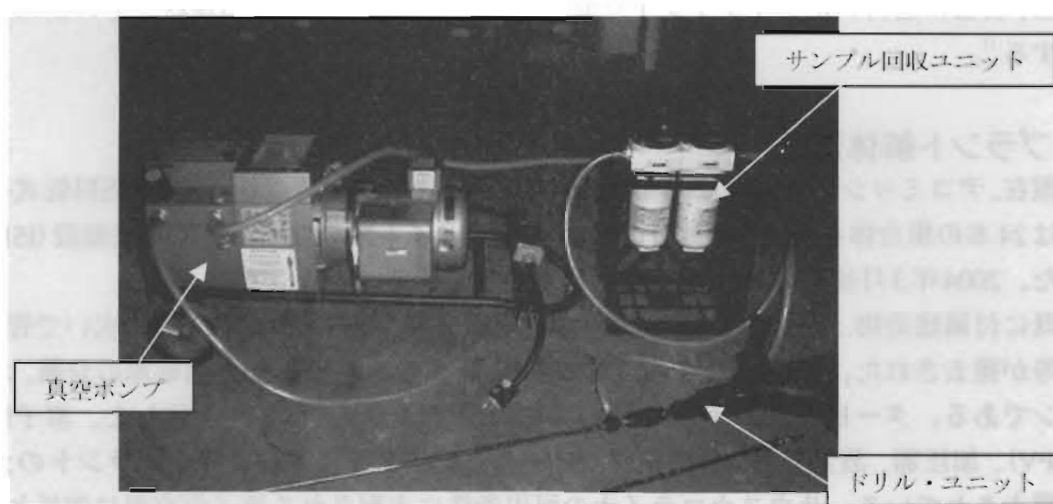


図1 TRUPRO全体写真

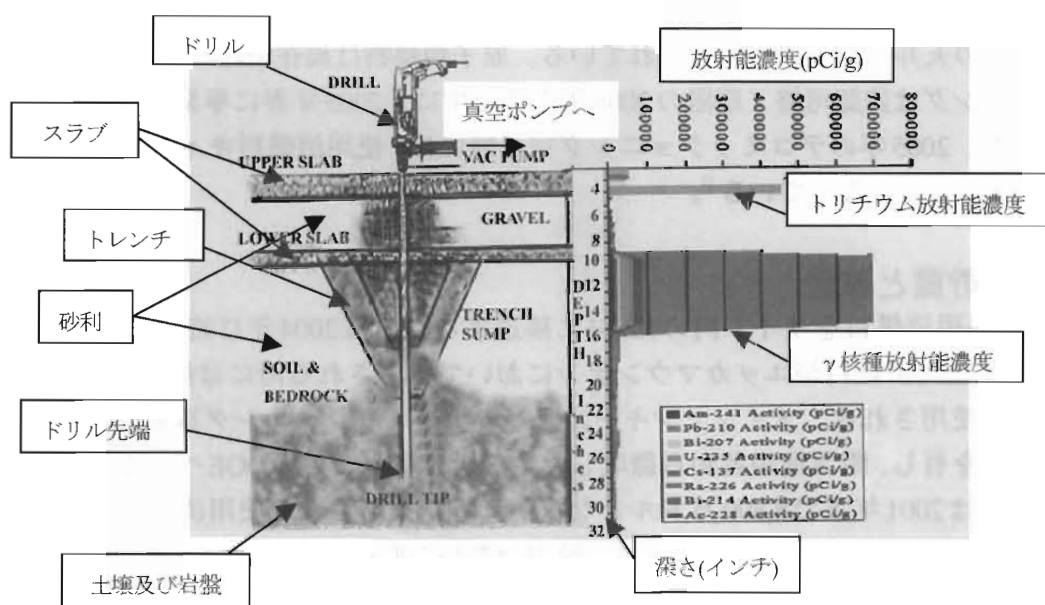


図2 サンプルング概念(左)と放射線プロファイリング

2. メインヤンキー原発デコミッショニング最終段階に入る

米国メイン州唯一の原子力発電所、メインヤンキー発電所は1972年の運転開始時点から1996年12月運転停止までの約25年間に、米国で最も安価な電力(2.5セント/kWh)を供給し、州の電力消費の20%を賄っていた。際立ったトラブルはなかったが、NRCの基準を満たさない幾つかの技術的問題をクリアするには膨大な改造費がかかることから、廃止することが決定され、その廃止措置方式として「即時解体」を選択し、2005年を目標にデコミッショニングが開始された。

本誌でも、その計画と進捗に関しては第2号、第10号及び第18号においてデコミッショニングの進捗の概要を紹介してきた。また、当センターの「廃止措置データベース」により、プラントの仕様や廃止措置の技術的な内容につき賛助会員を中心に情報提供を行って来た。本報告では、終盤に近付いたメインヤンキー原発のデコミッショニングの現状とその結果の概要を紹介する¹⁾。

1. プラント解体活動

現在、デコミッショニングは83% (2003年12月)まで進んでおり、使用済燃料乾式キャスク(1体は24本の集合体を収納)60体分のうち46体をサイト内の使用済燃料貯蔵施設(ISFSI)へ移動した。2004年3月初旬には60体全部の移動が完了する。

既に付属建造物、例えば発電機建物、重油貯蔵建物、監視塔が解体され、次いで管理棟、変電所等が撤去された。その他の作業の主なもの、プラント機器運転用電源の分離、水系のドレインである。タービン建物は2001年11月に爆破法により大部分を解体した。原子炉圧力容器(RPV)、加圧器、蒸気発生器、ポンプ、モーター及びタービンのようなプラントの大型構造物も撤去されている。サウスカロライナの河川条件に支配される原子炉容器は例外としても、全ての大型構造物は安全にサイトから搬送された。配管、ケーブル、バルブ、ポンプ類のいわゆる「必需品」の撤去に続いて、建物設備の残存表面や建造物は解体の除染された。2002年12月には原子炉建物の天井クレーンが撤去されている。原子炉建物は現在壁のみの空洞となった。デコミッショニングは許認可終了期限の2008年を待たずに、2005年春に事業を完了予定で進んでいる。また、2005年のデコミッショニング完了時には、使用済燃料キャスク収納施設以外は全て撤去することになっている¹⁾。

2. 使用済燃料貯蔵と基金

約1,400体の使用済燃料をサイト内のISFSIに移送する作業は2004年に終了するが、ISFSI施設は2023年に使用済燃料がユッカマウンテンにおいて処分される時には撤去され、サイトは他の目的に再使用される。メインヤンキーは正規のデコミッショニング基金とは別の使用済燃料保障基金を有し、電気使用者から徴収した金が処分費用としてDOEへの支払いに向けられる。その額は2001年末で8,800万ドルとなるが、既にDOE施設で使用済燃料の処分費用として直接DOEに6,220万ドルを払った。又、使用済燃料の貯蔵にともないメイン州に対しても毎年100万ドルを州の関連機関の経費として支払っている^{1), 2)}。

3. 原子炉圧力容器の河川輸送

メインヤンキーのデコミッションングから発生した大型構造物(蒸気発生器及び加圧器)は既にサバンナ川を利用した河川運搬により処分場まで運搬されているが、2003年7月にプラント中の最大の構造物である原子炉圧力容器(RPV)を1200マイル下流のバーンウエル低レベル処分場での埋設のため輸送された。これにより、デコミッションングの重要な通過点を越えた。RPVは2002年9月に原子炉建屋から撤去され搬送台車に載せられたままサイト内で保管されていた。日照りで水嵩が減り河川輸送ができないため、水位の上昇を待っていたが、今年の第一四半期の本格的な雨により艇による河川運搬が5月にはできるようになった。RPV廃棄体の総重量は1,175トンである。

写真1はメインヤンキーサイトからサバンナ川の艇に移されるRPV廃棄体、写真2は河川運搬中の廃棄体、写真3はトレンチに定置された埋設前のRPV廃棄体の状況である³⁾。

4. サイトの修復

サイトの修復の第一歩は、サイト内の危険物及び放射性物質がどの場所で使用されたかを確認することであり、このため運転記録、漏洩記録、放射線事故、危険物の使用記録の調査及び元従業員の聞き取りを行うとともに、25年間のサーベイ記録やサンプリング及び化学物質のこぼれデータを調査した。

第2段階は、サイト修復の範囲を決めることで、放射性物質の場所、放射能レベル及び危険物質の場所の同定を行った。1997年10月から1998年4月にかけてGTS DURATEK社が平地と森林部分をサーベイし、プラント表面の24,000点をサーベイし、地面、建物、設備及び周辺から8,500点のサンプルを採取した。この結果は9巻に及び、Wiscasset公立図書館及びメイン州立図書館で閲覧できる。

第3段階は解体である。プラントの緩衝区域とされる800エーカーは既に浄化された。プラントのある数エーカーの場所の復帰作業では、建物基礎の除染が必要である。ここでは地表で10 mrem/年及び地下水に対しては4mrem/年レベルまでの復旧を図る。

最後の段階として、LTP (License Termination Plan)を提出する。メインヤンキーはNRCのサイト解放規準に合うサイト解放を行うためのステップを記述した計画書を提出する。浄化は将来に渡り農民がNRC規制値年間最大25 mrem以下の線量で済むようなレベルまで行わねばならない。平均



写真1 サイトを離れる原子炉圧力容器



写真2 サバンナ川を移動中の艇



写真3 バーンウエル処分場トレンチに定置された原子炉容器廃棄体

的には、米国の個人は年間被ばく線量約360 mremを受けている。メインヤンキーは2000年1月にはNRCにLTPを提出すると同時に、利害関係者への同意を得るべく活動を開始した。住民の要望等から年間被ばく線量は地面に対しては10 mrem/年、地下水では4 mrem/年に減少された。これが最終的にメイン州の規制値とする法律ができた。LTPの改定第3版が2002年10月に提出された。一方、NRCの規制解除のためには、LTPの放射線規準を実証するFSS (the Final Status Survey)を行う。メインヤンキーでは、多省庁間放射線監視及びサイト調査マニアル(MARSSIM)等にある指針を用いてFSSは実施される。NRCは許認可を停止する前にNRC又は他の独立法人によるFSSの確認を行うが、FSS計画はLTPの一部となっている。

5. 非放射性廃棄物の評価

デコミッショニング廃棄物の45%は非放射性物質である。大部分はコンクリートで、鉄道により州外の埋立地に搬出された。ポンプ、バルブ、鋼材、配管等の金属、がらくた及び、紙、ボール紙や水銀電球などの再利用物資もある。化学物質、水銀、鉛、溶剤、塩化フッ素材、PPCBなどの危険物質と汚染土壌、さらに、建築材と解体物資もある。アスベストは82,000ft³が撤去され、その半分は放射性である。非放射性アスベストはメイン州内及びニューハンプシャー州の特殊廃棄物処分施設で処分された。非放射性廃棄物の処分には多くの規制が適用され、基本的には一般産業の解体と同様に行われる。

6. 放射性廃棄物の評価

デコミッショニングにおいては、廃棄物全体の55%に当たる約6万トンの低レベル廃棄物の発生が見込まれる。放射性廃棄物はA,B,Cの各クラスに分類され、クラスCが照射材や炉内構造物などで、浅地中処分される最も高いレベルのものである。クラスBはフィルターや樹脂、クラスAは最もレベルは低い放射性廃棄物の大部分を占める廃棄物である。低レベルに属するものとして、汚染金属、コンクリート、土壌、及びRPV、蒸気発生器、加圧器及び循環ポンプなどの蒸気供給系の機器がある。プラント運転時と同様にNRCの厳格な規則に従って処分場あるいは仕分け場に移動するために梱包される。デコミッショニングに伴う液体廃棄物は処理されて許可された経路により放出される。メインヤンキーにはRPVの内部パーツに若干量のGTCC (Greater Than Class C) 廃棄物があり、切断・撤去の後、4つのキャスクに収納しISFSIに貯蔵されている。

7. プラント解体コスト

CMP社(Central Maine Power Company)の分析によれば、2023年までのプラントデコミッショニング費用は5億4100万ドル(1998年)である。このうち使用済燃料のサイト内貯蔵には1億3400万ドルが見積もられる。メインヤンキーは現在約2億ドルの準備金を持っている。デコミッショニングコストの大半は人件費と廃棄物の輸送と処分である。燃料の処分ルートが確立されていないので、サイト内貯蔵費も加算され電気利用者から徴収する必要がある。資金の調達法としてはFERD (Federal Energy Regulatory Commission) との間で年間総額3,360万ドル(2,680万ドルがデコミッショニング費用、680万ドルが使用済燃料の貯蔵施設の操業費)調達することがメインヤンキーとの間で合意された。

8. まとめ

米国で、経済性と廃棄物処分のタイミング等をよく検討し、当初の予定から殆どずれない作業が行われたメインヤンキー発電所のデコミッショニングは現在及び近い将来デコミッショニング事業が展開される日本においては極めて示唆に富む内容を有するものと思われる。今後、実績が種々の場所で報告されると思われるが、その報告を注意深くウォッチする必要がある。

(情報管理部 榎戸 裕二)

参考文献

- 1) “Plant Dismantlement” <http://www.maine Yankee.com/dismantle/>
- 2) “A Utility’s Perspective on State Involvement in Spent Fuel Storage,” Trans. ANS Annual Meeting, San Diego, California June 1-5, 798 (2003).
- 3) Eric Howes, “Safe at Last at Barnwell” Radwaste Solutions Sept/Oct 38 (2003).

3. 炉内構造物の機械的切断による細分化の経験

沸騰水型原子炉(BWR)の炉心シュラウドのひび割れのため、東京電力(株)福島第1原子力発電所の2、3号機で炉心シュラウドの取替が行われたほか、スウェーデンのフォルスマルクの1、2号機でも実施されている^{1),2)}。ここでは、スウェーデンのバステラスにあるウエスチングハウス社が行った取替済炉心シュラウド等の炉内構造物を保管容器に入れるため、機械的切断による細分化を行った報告が発表されたので³⁾、紹介する。

1. 機械的切断による細分化技術の開発

ウエスチングハウス社は、過去数年間にわたり炉内構造物の切断技術の研究開発を行ってきた。以下に示す複数の技術試験が水中技術センターで行われ、結果が評価された。

- 水ジェット切断
- プラズマ切断
- バンドソー(帯鋸)による切断
- せん断(大バサミ)による切断
- 放電加工切断(EDM)等

これらのなかで、安全性、コスト、清浄さ、信頼性を考慮すると、バンドソーやせん断による機械的切断が最も優れていることがわかった。すなわち、切断により発生する2次廃棄物は、プール床に重力で落ちる切断片であり、比較的拾いやすい。また、切断装置の使用によって、プール水の放射能汚染や空気中に拡散しやすいガス状物質を発生しない利点があり、マイクロサイズの粒子発生は無視できるので、水の清浄度に問題はなく、作業期間中にわたって水中の視野は維持される。さらに、機械的切断は既存の方法で、プロセスの制御が容易であり、安価で操作訓練も早くできる。

2. フォルスマルク原子炉における炉内構造物の細分化

ストックホルムの北100 kmにあるフォルスマルク原子力発電所にある3基のうちの2基において、2000年夏の停止期間中に炉心シュラウドと上部炉心支持グリッドを取替え、2000年8月から2001年2月まで通常運転期間に燃料交換のプールの1つを使って切断を行った。切断による細分化は通常運転中、1日に1シフト(週5日)、2人×12週で終了した。この12週間の内訳は、炉心支持グリッドの切断に2週間、炉心シュラウドに9週間、装置取扱洗浄に1週間であった。

(1) 炉心支持グリッドの切断

炉心支持グリッドの切断には、グリッドの8 mm厚さの棒をせん断する特別な機械が使われた(図1)。この機械は切断速度が早く、全く2次廃棄物を出さなかった。この機械の歯を研ぐ前に、炉心グリッドを約340個に細分化した。

(2) 炉心シュラウドと炉心支持グリッドリングの切断

バンドソーを使って、炉心シュラウドと炉心支持グリッドリングの切断を行った。この鋸は、架台のコーナーにローラを取付けている。このローラには事前に引張力を調整できる鋸の歯が付けられており、また、鋸は水平と垂直方向で作動できるように、鋸の歯が90°回転するよう

になっている。

この鋸の切断速度は毎分60 mmで、水ジェットやプラズマ切断より多少遅いが、一般的に、切断時間は装置の取扱が大半であるので、この欠点の影響は決定的にはならない。

プラントの通常運転中に細分化が行われ、時間がクリティカルにはならなかった。上に述べると、水の純化や放射性エアロゾル放出などの2次廃棄物の除去の必要がないので、有効な作動時間を切断のみに使うことができた。

炉心シュラウドを切断する前に、EDMを使ってシュラウドに孔をあけた。これは、最初の垂直方向の切断を行った後に鋸の歯を90°回転するためである。炉心シュラウドを切断する位置に対応して、孔をあけた。したがって、最初の垂直切断の後、鋸の歯を孔にまわし、引続いて水平方向の切断を行った(図2)。

切断片は長さ3 m、高さと幅が1 mの保管容器に入れられた。炉心シュラウド切断片と切りくずを含む保管容器は、各プラントで12個であり、中間貯蔵のための燃料取扱プールに保管された。

(3) 2次廃棄物とプールの洗浄度

機械的切断により発生する切断片は容易に集めやすく、プール内では清浄装置で切りくずを除去できるので、作業期間中の水の清浄度が落ちることがなく、鮮明度が保たれた。

清浄装置は、中サイズ以上の粒子を分離する水中使用の標準真空クリーナ及びクリーナ出口に真空クリーナから抜けてくる小さな粒子を捕らえるための水中サイクロンからできている(図3)。切りくずは遠隔でシールできるステンレス製の廃棄物ドラムに集められる。部品全ては標準品である。発生した切りくずは予想より少なく、各プラントからは、約200リットルの量の切りくずが発生したのみであった。細分化終了後のプールの洗浄は約3日で済ませた。

また、炉室の線量率は、切断作業中に変化はなく、正常運転レベルであつた。結局、全ての作業員の被ばく線量率は、炉室のバックグラウンドからのものであつた。

3. オスカーシャム原子炉の炉内構造物の細分化

オスカーシャム原子炉は、スウェーデンにある4基の1つであり、スウェーデンの南バルティック海に面している場所にある。2003年に原子炉停止中にオスカーシャム1号機の炉心シュラウドヘッドの取替えと取替えた炉心シュラウドのヘッドの切断による細分化を決めた。加えて、昨年取替えた炉内構造物を切断することを決め、サイトでの切断を2003年から2004年の冬にかけて行うことを計画している。この作業で使われる装置は、フォルスマルクの細分化作業で使われた装置と方法の改良されたものである。

(1) 炉心シュラウドヘッドの切断(CSH)

最初のステップは汽水分離器ノズルの切断である。標準パイプ切断道具が内径からの切出しに使われる。内径固定した水圧シリンダーが水圧装置に固定される。

ノズルの切断は、2段階でなされた。最初は、上部切断が各パイプの上端の下200 mmなされた。それから、切断道具がノズルの残りを切断するために、炉心シュラウドヘッドに近づけて装着される。炉心シュラウドヘッドの細分化を簡単にするために、汽水分離器ノズルを除去してから上下を逆にして、CSHを回転台に乗せるCSHを回転台に乗せて回したときに、炉心スプレイとホウ素系が切断される。最後に、CSHのドームを切断するため、CSHの各種形状の細分化が出来るよう切断台が設計され、標準バンドソーのまわりに設けられる(図4)。

(2) サイト作業

サイト作業が通常の作業時間中に実施されるように計画された。切断すべき多数の炉内構造物に関して切断プールの空間が狭いことだけが困難なことである。

このプロジェクトは現在(2002年12月)設計中であり、最初の新しい改良した装置の試験が2003年3月に予定される。

4. 将来の可能性

今後、炉内構造物の切断のために効率的な方法や装置の需要が見込まれる。ウエスチング社は、多方面で適用できる装置の製作に取り組んでいる。この仕事の目的は、新しいプロジェクトに必要な作業を最小化し、また、細分化プロジェクトにおけるコストと時間の減少を図ることである。

さらに、切断中に水に出てくる2次廃棄物を減少させるために、切断点近くで局所的な吸い込み装置の取付けや2次廃棄物の発生に影響を与える切断パラメータと鋸の歯の形式等について、さらなる開発が行われる。

5. 結論

フォルスマルクの1号機と2号機の細分化プロジェクトは機械的切断により達成された良い例である。炉内構造物の細分化の機械的切断は、水ジェットやプラズマによる切断に比較して、取扱いが容易で少量の残留物のみが発生する技術であることが実証された。オスカーシャムの細分化プロジェクトは、炉内構造物を切断するウエスチングハウス社の開発した方法は競争力があり、魅力的であることが認められた。また、このプロジェクトは方法と装置についてさらなる開発と改良の機会を与えた。ウエスチングハウス社は、炉内構造物の細分化について先導的な役割を担い、重要な成長が望める事業と考えている。

選定された技術の経験は以下のような理由に対して満足できるものである。

- 十分な機能と信頼される装置
- 限られた作業力による効率的な運転
- 運転中のプール水の透明さ
- プール水の放射能の拡散防止
- 炉室内の空気汚染がないこと
- 切断作業からの2次廃棄物が容易に集められること
- 低い被ばく量

(参事 宮本 喜晟)

参考文献

- 1) 山下裕宣、“シュラウド等炉内構造物の取替工事、”デコミ技報、No. 20、2(1999).
- 2) “国内外のシュラウド等炉内構造物の取替え、”デコミニュース、第9号、7(1999).
- 3) R. Carlson, G. Hedin, “Experience with Mechanical Segmentation of Reactor Internals,” KON-TEC, 138(2003).

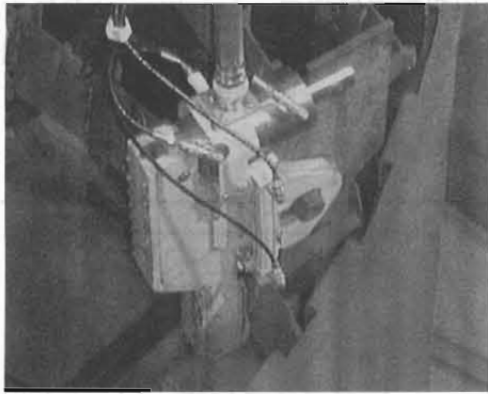


図1 炉心支持グリッドの切断装置

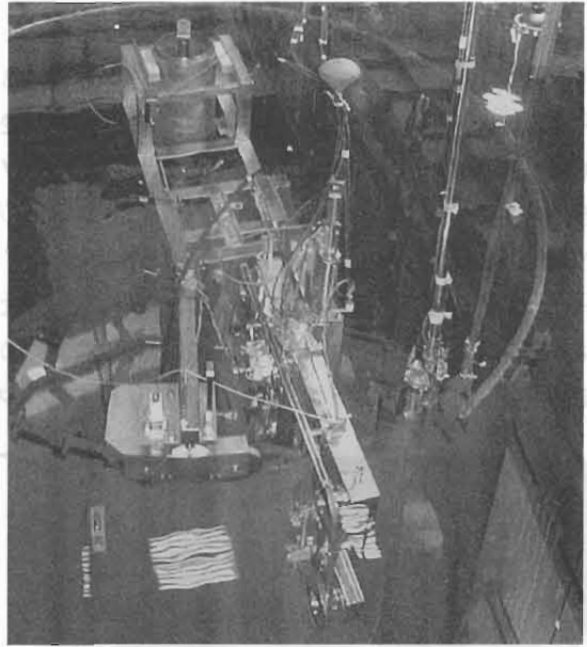


図2 炉心シュラウドの切断状況



図3 水の清浄装置

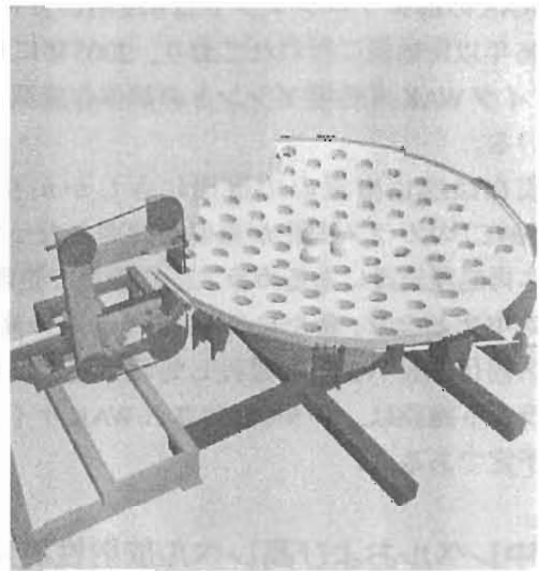


図4 炉心シュラウドと切断台の概念

4. WAK再処理プラントにおける高レベル廃液貯蔵タンクの解体概念

はじめに

本報告では、WAK再処理プラントにおける高レベル放射性廃液貯蔵タンクの解体につき、昨年ベルリンで開催された国際会議(KONTEC 2003)での発表内容²⁾等を参考に紹介する。

WAK再処理プラントは、ドイツ(旧西ドイツ)で最初の再処理パイロットプラントとして1967年にカールスルーエ原子力研究センター内に建設され、1971年に稼働した。WAK再処理プラントは、Wackersdorfに建設が予定されていた商用規模再処理プラント用のR&D施設であったが、1989年のWackersdorfの建設中止により、20年のホット運転の後、1991年に閉鎖された。このプラントは使用済燃料再処理設備のあるプロセス建屋と貯蔵建屋の二つの主要部分に分けられる。プラントの全景を写真1に、プラントの配置図を図1に示す。



写真1 WAK再処理プラントの全景

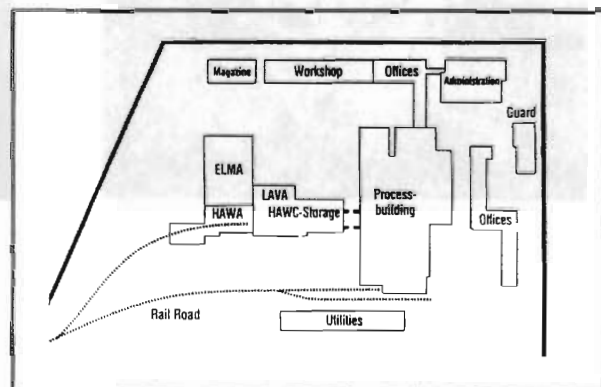


図1 WAK再処理プラントの配置図

WAKの解体プロジェクトは6段階に分けて進められている。プロセス建屋の解体作業は1996年以降順調に行われており、2005年に建屋の管理区域解除によって終了する予定である。「ドイツWAK再処理プラントの解体作業概況」については、すでにデコミニュース¹⁾で紹介している。

現在は廃止措置の中盤期にさしかかり、WAKに貯蔵されている高レベル放射性廃液(HAWC)のガラス固化が重要な課題となっている。当初の計画では、ベルギーのベルゴプロセス再処理施設にあるガラス固化施設で処理する予定であったが、輸送の問題等によりこの計画は中止となり、新たにWAKサイト内の高レベル放射性廃液貯蔵建屋(LAVA)に隣接してガラス固化施設(VEK)を建設し処理することとなっている。このガラス固化施設と残る再処理プラント施設は、すべて解体されWAKサイトは2010年にグリーンフィールドの状態に回復される予定である。

1. 中レベルおよび高レベル放射性廃液貯蔵タンク

貯蔵建屋には5基の中レベル放射性廃液貯蔵タンク(このうち2基は約45m³の容量)があり、運転時から残っている廃液の総放射能は約1E11Bqである。また、2基(容量75m³、厚さ約10mm、タンク当りの最大放射能貯蔵量2.5E15Bq)のステンレス製の高レベル放射性廃液貯蔵タンクがある。(図2)

あとで高レベル放射性廃液の貯蔵と蒸発処理のために建てられた貯蔵建屋(LAVA,約50m×30m)には、運転中に発生した約60m³の高レベル放射性廃液が2基(容量83m³)の冷却されたタンク内に貯留されている。貯蔵タンクは厚さ約12mmのステンレス製で、タンク内の廃液を除去した後の放射能は約1E13Bqと予想されている。

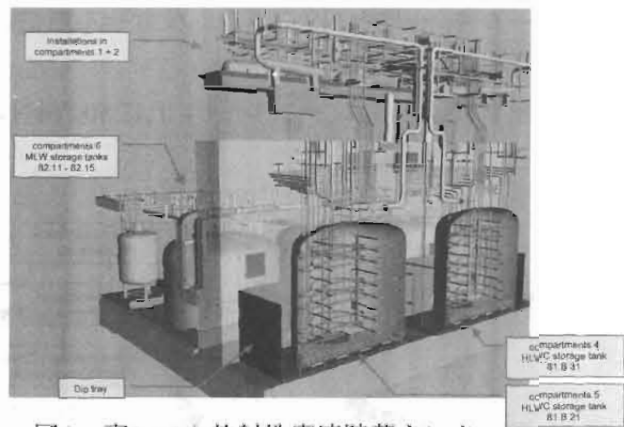


図2 高レベル放射性廃液貯蔵タンク

2. 南側付属建屋を利用した解体概念

高レベル放射性廃液(HLWC)貯蔵タンク

の遠隔解体概念が策定されている。貯蔵エリアの廃止措置の実施は、HLWCのガラス固化、LAVAの廃液貯槽を洗浄した後に可能となる。

WAKのデコミッションングは、局所線量率、対象物表面線量率により解体手法基準を定め、解体は遠隔、半遠隔、手動の3方法で行っている。局所線量率が0.5mSv/hr以下、対象物表面線量率2mSv/hr以下のエリアについては手動による解体で行われる。

解体に要する時間と現在の線量率を勘案すると、9基のタンクの解体は遠隔で実施しなければならない。これらの貯蔵タンク

は、いずれも狭い区切られた室やセルに設置され、厚いコンクリート壁で閉じられており、アクセスできる空間や、補修や解体のための補助設備がないので、まずアクセスを確保しなければならない。タンクの建屋内配置や経済性などから水平の接近が最も望ましい方法であり、新しく南側に付属建屋(図3)を設けることによって実施可能となる。

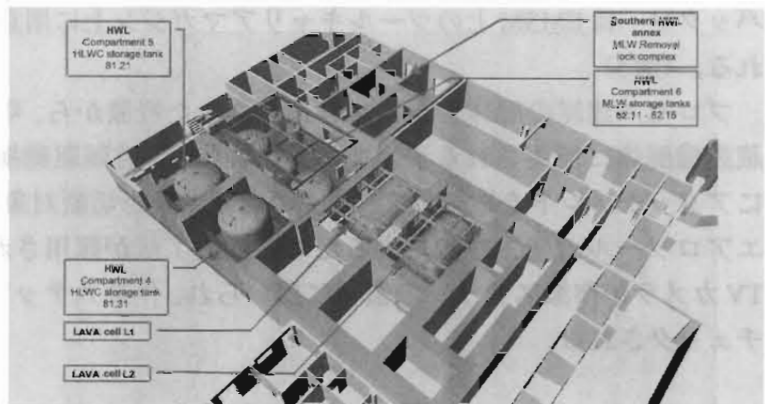


図3 南側付属建屋も含めた高レベル放射性廃液貯蔵建屋

南側付属建屋の構造には、二重構造のトランスファーエリア、高線量ドラム缶の測定場所を有し、遠隔操作装置や大型機器を搬出入、作業員の放射線防護、遠隔操作の制御装置やユーティリティー室の確保が可能であるような特徴を持たせてある。最初に中レベル放射性廃液貯蔵タンクを、その後高レベル放射性廃液貯蔵タンクを遠隔で順次解体していく。

3. 遠隔解体技術

プロセス建屋のセルの解体作業において、2つのタイプの遠隔解体技術を開発した。一つは水平接近できるセルに対し、クローラー型パワーツールキャリアで接近し水平解体する技術、他は垂直接近できるセルに対し、クレーンで支えられた二つの電動アームスレーブマニピュレータにより接近し垂直解体する技術である。

水平解体では、通常のクローラー掘削機であるBrokk150Eが、アーム用に7自由度を持つパ

ワーツールキャリアに改造され、水力せん断機とハックソーあるいは高速グラインダが装備された。(図4)

垂直解体では、クレーンレール上に50/5kNホイストのついたモノブリッジガントリーク

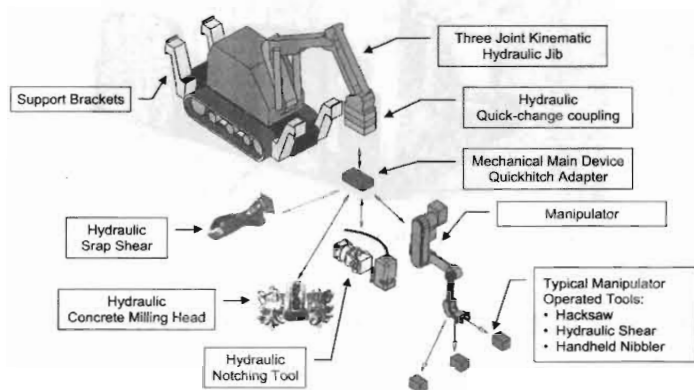


図4 水平接近型遠隔解体装置

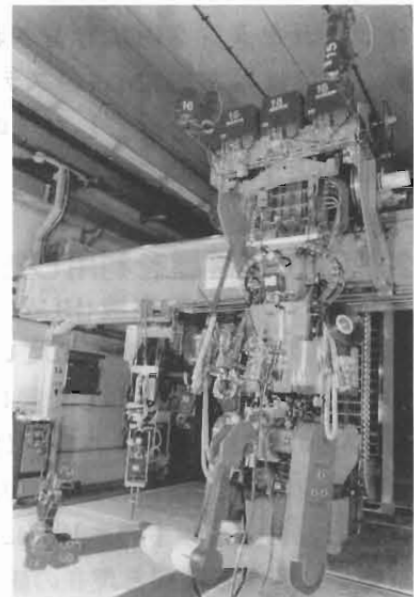


図5 垂直接近型遠隔解体装置

レーンを設置し、このホイストが、8自由度の電動式マスタースレーブマニピュレータ(EMSM)用のプラットフォームを運ぶ。工具類、水力せん断機、ダイヤモンドディスクグラインダ、ハックソーはEMSM上のツールキャリアマガジン上に用意される。(図5)

プロセス建屋の解体作業により蓄積された経験から、中型の水平遠隔解体技術がHLWC貯蔵設備解体に使用される予定である。解体は、遠隔駆動操作で掘削機のアーム部分の先端部にアタッチメントを取付けて、種々の切断工具を切断対象物に応じて適宜使用して行われる。エアロゾルの発生を防止するため機械的工法が採用されている。また、解体時には多くのTVカメラが作業ステップの監視に用いられ、作業ステップは3D CADのシミュレーションでチェックされる。

4. まとめ

我が国の東海再処理施設は、1977年にホット試験を開始して以来25周年を迎え、累積処理量も1000トンを超え、その役割も節目の時を迎えている。高燃焼度燃料や軽水炉使用済MOX燃料等の再処理技術の実証等を行う運転計画であるが、いずれ再処理施設の廃止措置が必要となる。廃止措置においては、汚染の閉込めなどの課題もあり、大型機器の更新・補修などの経験に加え、海外での実績や教訓を踏まえた技術開発も重要であると考えられる。

(技術開発部 池田 諭志)

参考文献

- 1) 財原子力研究バックエンド推進センター, デコミニュース, No.11, p10-11 (2000年3月).
- 2) K.-J.Birringer et al., "Technical Concept for Remote Dismantling of the Storage Tanks for High-level Liquid Waste at the Karlsruhe Reprocessing Plant (WAK)," KONTEC 2003, Berlin, Germany, Mar.19-21, 2003, (2003).

5. KRR-2のホットセルと実験室の廃止措置による廃棄物の管理

韓国の研究炉KRR-1とKRR-2が閉鎖・廃止されることとなり、敷地と施設を制限のない用途に開放することを目的に、1997年から廃止措置のプロジェクトが進められている。その第一段階としてKRR-2のホットセルと実験室が2002年末までに解体された。このプロジェクトの概要が発表されたので¹⁾、紹介する。

1. 概要

韓国の研究炉KRR-1とKRR-2はそれぞれ1962年と1972年に建設され、運転を開始した。KRR-1はTRIGA Mark-IIタイプであり、燃料には濃縮度20%のウランが使用された固定炉心を持つプール型原子炉である。KRR-2はTRIGA Mark-IIIタイプで、濃縮度70%のウランが燃料として使用された可動炉心を持つプール型原子炉である。

KRR-1とKRR-2の廃止は1996年に決定した。その理由は、施設が老朽化したこと、周辺地域の都市化で原子炉の近くに住民が増加したこと、さらに、規制が強化されたことで施設の改修や運転再開に多大な費用がかかるためである。このほか、新しい研究炉HANAROが1995年に運転を開始したことがあげられる。KRR-1,2と同じ敷地にあった韓国原子力研究所(KAERI)も約20年前にテジョンに移転し、この敷地と施設はすでに韓国電力株式会社(KEPCO)に売却されている。なお、すべての資産がKEPCOに移ったが、廃止の責任はKAERIにあることが韓国原子力法に規定されている。

廃止プロジェクトの重要な戦略には、放射性廃棄物の発生量を最小限に抑える、次の廃止プロジェクトに向けて技術開発・教育をする、技術を移行するためにKAERI以外の企業にプロジェクトを公開するなどがある。

プロジェクトのスケジュールを表1に示す。

表1 KRR-1、2廃止プロジェクトのスケジュール

期間	廃止作業
1997年1月～1998年11月	廃止措置における計画と設計
1998年12月～2000年11月	認可
2001年1月～2001年7月	準備作業
2001年8月～2002年12月	KRR-2ホットセルと実験室の解体
2003年1月～2004年12月	KRR-2の炉室解体
2005年～2007年	KRR-1の炉室とその周辺施設の解体
～2008年	残留放射能の測定と最終評価

2. ホットセルと実験室

KRR-1の建屋には炉室と6つの実験室が、KRR-2の建屋には炉室とコンクリート製ホットセルが2、鉛ホットセルが10、ホットラボが12ある。KRR-2のホットセルと実験室では、Tc-99mやI-131溶液が鉛ホットセルで精製され韓国の病院に供給され、また、放射線源のIr-192や

Co-60がコンクリート製ホットセルで非破壊検査用に精製されていた。

12のホットラボのうち4つは放射性物質が取り扱われていなかったために汚染されておらず、従業員のロッカールームや解体に必要な機材や道具の保管スペースに利用された。実験室内にはガラスや金属製の器具が多数あるほか、湿式フード、テーブル、ホットシンク、給水または廃棄物排出用パイプなどの実験用備品が多数あった。備品の殆どが汚染されておらず、汚染されているものがあってもベータ・ガンマ汚染物質で最大汚染値が $0.372\text{Bq}/\text{cm}^2$ と高レベルではなかった。

3. 解体作業

2000年11月に韓国の規制機関であるKINS（韓国原子力安全技術院）によって廃止計画が承認されてから2001年8月に解体作業が開始されるまでの間に、詳細な解体作業の工程の計画・再検討等の準備作業が行われた。

実験に使われていた実験室内の全ての器具や備品を廃棄物管理の手順に従ってノコギリ、はさみ、カッターなどで小さなサイズにして取り除かれた。その後、天井や壁、床が除染紙、移動式吸引掃除機、大型・小型のスクャブラー、グラインダーなどを使って除染され、作業後表面の汚染度が検査され、除染が十分でなかった場合には除染作業が繰り返された。

鉛ホットセルの解体作業では、まず、パイプが外され、それから後方のドア、ガラス窓、最後にコンクリート構造が取り除かれた。コンクリート切断にはドリルが使用された。ホットセルに残っていたものや解体作業で発生した放射性金属廃棄物は紙によって除染され、さらに化学的・電気化学的な除染を行うまで132号室に保管された。コンクリート廃棄物もまた検査され、汚染が確認された場合は手拭きやはつりによって外層が除去された。切断の際の粉塵も収集され、放射性廃棄物として取り扱われた。除染作業中には、汚染物質の拡散を防ぐために換気システムと可動吸引装置の両方が使われた。

コンクリート製ホットセルについては、機材を全て取り除き、内部表面を除染した。コンクリート構造やガラス窓、マニピュレータは、炉心解体時に放射性の高い試料の取扱いなどで必要となる可能性があるため、残された。セル内に未知の放射性物質があるかもしれないことや窓ガラスの褐色化のため、ガンマカメラや遠隔操作カメラによって放射性物質の確認が行われた。その後、キャスクに放射性物質が詰められ、テジョンのHANAROのホットセルに送られた。全ての放射性物質を除去した後、放射線の線量率は激減し、ホットセル内部の壁は浄化された。

4. 廃棄物管理

このプロジェクトでは、固体廃棄物は図1に示すように分類された。まず、最初のグループ“非放射性”のものは、一般の産業廃棄場に送られる。“放射性”か“非放射性”かの分類基準は、認可された検出器によって検出可能な最低限の放射能レベルである。2つ目のグループは放射性廃棄物であり、その物理的性質から200リットルドラム缶または 4 m^3 の容器に入れられ、解体後にKRR-2の炉室に一時貯蔵され、最終的に国の中央処分場に送られる。3つ目はいわゆる“放出可能”であり、廃棄物の放射能が検出限界よりは高く平均で $0.4\text{ Bq}/\text{g}$ 未満のものがこのグループに分類される。しかし、この $0.4\text{ Bq}/\text{g}$ の値は韓国のクリアランスレベルではないので、3つ目のグループに分類されても自由に処分することは出来ず、テジョンのKAERIの敷地に保管されることになる。将来、処分ルートに関するシナリオが設定され、個人の被ばく線量率な

ど環境に及ぼす影響が評価されれば、廃棄物は所定のルートで取り扱われる。

処分場に送られる放射性廃棄物を最小限に抑えるため、図1のルート(3)を通る廃棄物の量を削減する必要がある。そのために除染と汚染物質拡散抑制という2つの大原則が採用された。廃棄物が放射性でありかつ除去可能であると判断された場合、非放射性または放出可能と分類出来るまで除染、測定、評価が繰り返された。

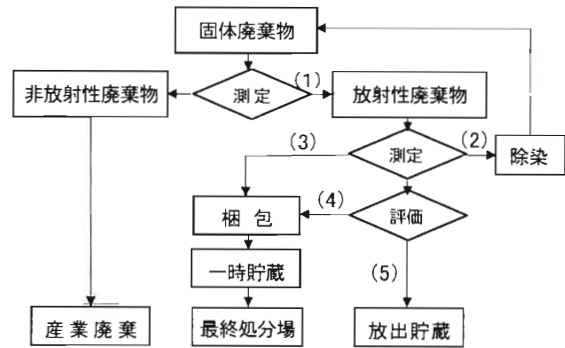


図1 KRR-1、2解体による放射性廃棄物の分類

この方法はコンクリート廃棄物に非常に効果

的であったが、形状が複雑で表面が容易に除去出来ない金属廃棄物には向いていなかった。金属廃棄物は実験室で保管されており、さらに化学的・電気化学的な除染が行われる。汚染物質の拡散防止のため、コンクリートを切断するのにも冷却用の水を必要としないドリルが使用されたが、切断時の粉塵を効果的に収集する必要があったので可動吸引装置が用いられた。

鉛ホットセルを解体した際に発生した廃棄物の量を表2に示す。表では、後部下アのような無垢の鉄やセル天井の鋼板などが、大量で容易に除染出来るものまたは非放射性的のものとして分類されている。レンガ状の鉛は塗装されていたので非放射性であり、テジョンのホットセルで再利用するために保管された。

表2 鉛ホットセル解体時の廃棄物量とコンクリート廃棄物の分類

材質	量(kg)							
バルクの鋼鉄	8,010	<table border="1"> <tr> <td>放射性</td> <td>189</td> </tr> <tr> <td>放出可能</td> <td>1,851</td> </tr> <tr> <td>非放射性</td> <td>21,974</td> </tr> </table>	放射性	189	放出可能	1,851	非放射性	21,974
放射性	189							
放出可能	1,851							
非放射性	21,974							
鉛	9,492							
コンクリート	24,013							
鋼鉄	389							
その他	784							

放射性に分類された廃棄物を表3に示す。合計で24トンのコンクリート廃棄物が発生したが、このうち除染時に収集された粉塵

189kgだけが0.4 Bq/gまたは0.4Bq/cm²という基準値によって放射性に分類された。これはビニール袋に詰めて保管され、放射性核種ごとの放射能を分析した後、4 m³の容器に移される。検出された最大汚染値は1.748 Bq/gであった。そして1851 kgが放出可能と分類された。コンクリート廃棄物内の個々の放射性核種が分析されたが、検出されたのはCo-60、Cs-137、Cs-134だけであった。

表3 鉛ホットセル解体時の放射性廃棄物処理計画

物質	最大汚染値 (Bq/g)	処理計画
鉛ガラスの内部表面	0.93	放射性廃棄物として分類 ドラム缶に詰める
ガラス製品	0.52	''
トンク、ピンセット	0.49	個別に解体 さらなる除染のために保管
底面のプレート	1.21	さらなる除染のために保管
その他(消耗品を含む)	未測定	放射性廃棄物として分類 ドラム缶に詰める

5. 鉛ホットセル解体作業の評価

鉛ホットセルの解体は2001年10月から2002年5月にかけて行われた。KAERIや他の企業から毎日保健物理関係者4名、作業員6名、専門家3名、監督者2名が廃止措置に立ち合った。勤務時間を1日8時間、1ヶ月30日(休日を含む)として、解体には合計669人日を要した。図2に見られるように放射線防護、コンクリートの解体、その他で増員が必要だったことが分かる。この増員は試料が多量にあったこと、非常に少量の放射能まで測定しなければならなかったために残存汚染物質の測定・評価に時間がかかったことによる。これによってプロジェクト戦略の1つである放射性廃棄物の最小化を達成出来た。コンクリート廃棄物ドラム缶140個に入れる予定であったが、ドラム缶1個使って放射性に分類された189kgを入れたのみで、この管理費用が40～85%削減出来ることになる。

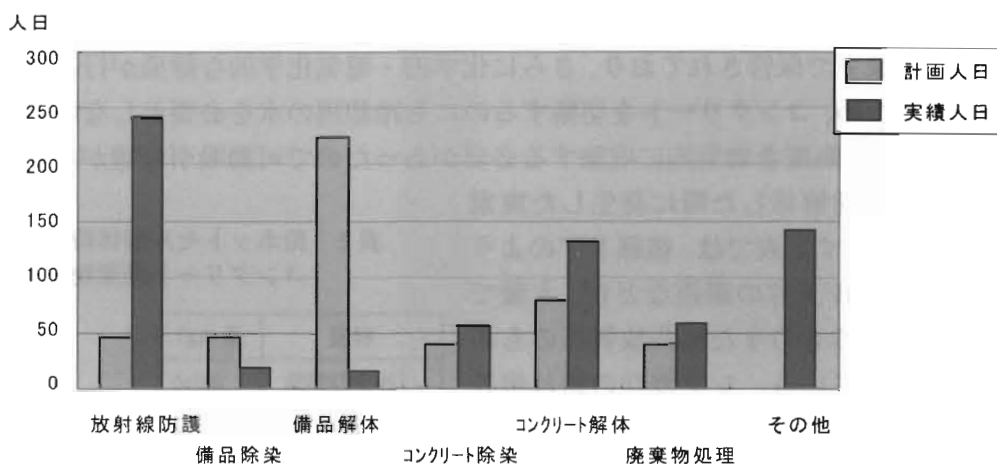


図2 鉛のホットセルの廃止プロジェクトにおける各作業に要した人日

6. まとめ

韓国の実験炉KRR-1、2の廃止プロジェクトの第一段階として、KRR-2のホットセルと実験室が解体された。実験室に関しては、実験に使用されたすべての機材や備品が廃棄物管理手順に従って解体・除去され、天井・壁・床は十分に除染されるまで作業が繰り返された。ホットセルは全て解体された。ホットセル内に残っていたものまたは解体時に発生した放射性金属廃棄物は除染紙によって除染され、さらに化学的・電気化学的な方法で除染されるために保管された。コンクリート廃棄物もまた測定され、汚染されていた場合は手動かはつりによって外層を除去した。

廃止措置の際に生じた廃棄物は非放射性、放出可能、放射性の3つのグループに分類された。非放射性廃棄物は産業廃棄物処分場に、放出可能な廃棄物は環境に与える影響や周囲への各線量率の評価が行われた後に、処分される。放射性廃棄物はドラム缶や容器に詰められており、KRR-2の炉室で保管された後、韓国水力・原子力株式会社によって計画されている低中レベル放射性廃棄物用中央処分場に送られる予定である。

(技術開発部 妹尾 宗明)

参考文献

- 1) J. H. Park, S. K. Park and U.S. Chung, "Management of Wastes from Decommissioning of Hot Cells and Laboratories of KRR-2," KONTEC 2003, 605 (2003).

6. ビルガッセン原子力発電所における解体金属スクラップのリサイクル

はじめに

廃止措置から発生する廃棄物の再利用方策は、欧米では既に実用化されている。本資料では、ドイツのビルガッセン原子力発電所(KWW:BWR 電気出力67.0万kW、運転期間1971年～1995年)における解体撤去及び解体金属スクラップの解放の状況等¹⁾を紹介する。

ドイツのクリアランスに関する法律は、以前のAM9626という法律に代わり、2001年7月20日に連邦法である放射線防護法が制定され、全てのクリアランスレベルが定められた(StrlSchV第29条、添付資料III、表1)²⁾。ごく僅かな汚染または放射化された物質は、このクリアランスレベルを満たすことが証明されるならば、それらは非放射性物質として解放された後、使用、除去、所有または第三者に転送しても良いとしている。

KWWでは、スウェーデンのStudsvik RadWaste AB (SRW)に金属溶融処理を依頼している。スウェーデンでは、当事者間の取り決めにより、リサイクルの限界値以下であれば、スウェーデン内で売却が可能である。さらに、最大20年間の減衰期間を考慮した貯蔵後に線量が下がればリサイクルが可能である。

1. 概要

KWWは、1995年に廃止措置が決定され、施設解体は1997年4月から開始された。発電所は、輸送準備ホール等の一部建屋を除いて、2008年には完全に解体される計画である。

現在(2002年12月31日)までに、約9,500トンの機器(金属スクラップ、ケーブル、絶縁材等)が解体され、処分された。さらに、解体時に発生した放射性廃棄物は、焼却処理や圧縮処理が行われた。

多くの解体物は、放射線防護法第29条に基づく解放計画に従って試験や測定が行われ、その後、スクラップ業者や埋設業者に引き渡される。解体物の約30%については、主に分解部品の一部で、その形状と汚染及び放射化のためにこの処分方法が採用できなかった。

2. 処分概念/基本原則

金属解体物に関するKWWの処分概念は、5年間にわたる解体と経済的評価の結果に基づき、以下を主な原則としている。

- (1) 放射性廃棄物は、放射線的、経済的に正当化できる限り、放射性廃棄物にはしない。
- (2) 除染と測定が許すなら、無制限の解放が最も適切な処分方法である。
- (3) 除染や測定が出来ない機材の無制限解放かリサイクルを目的として、溶融除染のため他の許可業者に引き渡すことは、無制限解放に向けた次の最適な処分方法である。

3. KWWにおける解体手順

KWWにおける解体業務とそれに伴うすべての処分プロセス業務のため、解体物のサンプリングによる放射線状況の調査を行った。

放射性核種分布は、個々のサンプル中にあるそれぞれの核種比の平均値を基に、処分物とするための「溶融除染のための他の除染業者への引き渡し」で決定した方法で計算した。

設備は分解した後、KWWにおいてスチールグリッドブラスト除染を行う。これは、溶融会社の受入許容基準の確認、減衰期間を考慮した貯蔵後に想定される返送の回避、操作中・輸送中の汚染拡大防止等のためである。解体物は、その後の溶融のため細断を行う。

4. 溶融のため引渡される資材の放射能強度の決定

格子状ボックス内の資材の放射能強度の測定は、4つの広領域プラスチック検出器から構成された大容量測定装置を用い、 ^{60}Co をキー核種とし、CCM法(Coコインシデンス法)による測定により決定される。その他の放射性核種の強度は、その相関から決定される。

主要コンポーネントの総放射エネルギーは、汚染している表面あるいは母材の放射化部から代表的なボーリングサンプルの結果を考慮し、さらに、既知放射性核種の分布による線量率測定と遮蔽計算から総放射エネルギーを決定する。



写真1 処理施設が設置されたタービンホール



写真2 格子状ボックスに収納された解体物

5. スウェーデンへの輸入申請及び輸送

KWWから溶融処理を行うSRWへの輸送にあたり、スウェーデンに輸入される全ての放射性廃棄物に関して、スウェーデン放射線防護局(SSI)に申請し、認可を受けなければならない。その基準は、表面汚染スクラップの平均比放射能は最大15Bq/g、放射化スクラップの平均比放射能は最大100Bq/gとしている。

SRWは、この認可に基づき、輸入の通知(輸送日、物量、核種毎の比放射能と総放射エネルギー)をSSIにしなければならない。

スウェーデンへのスクラップの輸送は、20ftコンテナで行われ、主要なコンポーネントも引渡される。輸出には、連邦経済輸出管理局への通告が必要である。輸送には、トラック及びフェリー航路が使用され、重量物の場合には、SRWの事業専用港を用いることが可能である。



写真3 高圧タービンハウジングの輸送

6. SRWにおける処理(分類、除染、溶融、放射能測定)

溶融対象物を事前に分類、除染を行うことは、溶融体が溶融後あるいは20年間迄の減衰期間を考慮した貯蔵後に直ちに解放できるという良い面を持っている。また、溶融時のスラグ、ダ

ストの発生を低減している。

除染は、種々の研磨剤を用いた方法が使用できる。最も多く使用されているスチールグリッド研磨では、長さ2.1 m、直径1.5 m、最大重量1.5トンまでの部品が自動的に処理できる。前処理により、溶融廃棄物の減容効果は高い。2000年では、570トンの解体物が溶融され、結果的に5トンの溶融放射性廃棄物、重量で1%以下となった。パイプ部が汚染している熱交換器では、全ての個別のパイプが種々の研磨剤(スチールグリッド、金剛砂、ガラス粒)を用いて、内部から除染される。総重量62トンある6基の熱交換器は、 β γ 汚染物としてこの方法で処理され、スウェーデンで行った除染、分解、溶融処理の結果、総計約4トンの廃棄物が発生した。処理後の全てのインゴットが、解放に回された。

SRWでは、3.5トンの溶融能力を持つ2基の中周波数誘導炉が使用され、全ての機材が前処理後に溶融される。鋼材の他には、Al、Cu、真鍮も溶融することができる。1基の炉には、約6個分のインゴットを装荷でき、インゴットは個別番号で検索できる。

前処理及び溶融から発生する廃棄物は、圧縮用ドラム缶に詰められ、ドラムスキャナーで γ スペクトル分析後、KWWに送られる。

全ての溶融バッチから3個のサンプルが採取され、測定用、WKKでのチェック用及び保管に供される。放射線量決定のため、SRWの試験室で α 放射能と γ 放射能が検査される。また、低エネルギー β 放射体(^{63}Ni 、 ^{55}Fe 、 ^{90}Sr)の測定は、外部試験室にて行われる。KWWからのデータは、事前の試験の結果、核種量の測定値と計算値が例外なくよく一致したため、SSIは、KWWで決定した核種量をベースに計算で求めた申告値を認めている。



写真4 溶融施設

7. 解放

スウェーデンにおいては、比放射エネルギーが以下(1)を満足するならば、インゴットの無制限解放を行うことができる。さらに、SSIへの特別な申請として、リサイクルのため以下(2)の比放射エネルギーを持つインゴットを指定した溶融会社に引き渡すことが可能である。

(1) $\beta/\gamma < 0.5 \text{ Bq/g}$

$\alpha < 0.1 \text{ Bq/g}$

(2) $\beta/\gamma < 1 \text{ Bq/g}$

$\alpha < 0.1 \text{ Bq/g}$

また、資材の引渡しから20年以内にこれらの値を達成するようなインゴットは、SSIとの協定に基づき、SRW内で減衰期間を考慮した貯蔵を行い、その後、製鉄工場や鋳造工場のようなリサイクル施設に持ち込むことも可能である。

KWWまたはSRWにおける特別な前処理により、2002年12月末現在で受け取った2,506 dのうちの71%が、既に解放されている。残りの29%は、様々な減衰期間を考慮した貯蔵の後、概ね2008年までに解放することができる。現在までにKWWへの返送を要求されたインゴット

表1 これまでに撤去された金属スクラップの内訳
解体された金属量 : 7,600 トン

KWW による無制限解放	54%
SRW による今までの解放	23%
SRW での減衰貯蔵	10%
Siempelkamp 社での溶融処理	1%
放射性廃棄物	12%

(2002年12月31日現在)

はない。

KWWからの資材を解放する場合、いわゆる Dok.4.1³⁾と呼ばれる他の承認権保有者への放射性残滓の権利の委譲に関する規定に従う。SRWへの権利の委譲は、スウェーデン検査当局がデミニミス概念の遵守を保証する形をもって実行されている。

8. KWWへの廃棄物の返送

圧縮ドラム缶に収納された廃棄物の返送は、IP2輸送物として20ft ISO標準コンテナで行われる。一般的に、その放射能強度は100Bq/gを超えるため、ドイツへの輸入に関しては、放射性廃棄物処分の規則(AtAV)に応じた承認が適用される。

廃棄物は、KWWの高圧縮機で圧縮され、圧縮体は、輸送準備ホールで梱包、保管される。

9. 成果及び展望

これまでにリサイクルされた2,500トン以上の解体スクラップの経験から、価値ある成果を簡単に以下に記す。

- 適切な前処理が、好結果を出す：今まで引渡したインゴットで返却された物はない。
- SSIへの申請から輸入承認までの手続き期間は、標準的な資材の場合で、およそ1ヶ月程度であるが、汚染や放射化したような例外的な場合には、1年以上となる。
- 格子状ボックスは、溶融施設及びKWWで使用されたが、これにより線量計算が容易になり、さらに、取扱いが容易なため、作業員の被ばく線量を低減した。
- 認可手順には多くの規制当局や専門家、その他の機関が非常に複雑に関連しており、作業者と支援会社は、認可及び確認の制約により、その対応と証拠書類作成に高い出費を伴った。
- スウェーデンとドイツの規制当局間には、何年かの真剣な付き合いにより、大きな信頼関係が生まれ、協力体制が築かれた。

今後の展開としては、順次、炉心近傍にある設備等への解体が増加して行く。これは放射化物の増加を意味しているが、ここで記載した方法により、さらに少なくともコンクリート構造物内の鉄筋、原子炉浄化システム、低圧タービン羽根等の500トンのスクラップが処分されることになる。

(技術開発部 浅見 知宏)

参考文献

- 1) Jörg Viermann, et.al., " Recycling of scrap metal from the deconstruction of the Würgassen nuclear power plant", Conditioning of Radioactive Operational & Decommissioning waste (KONTEC 2003), Berlin, Germany, March 19-21, 2003.
- 2) Verordnung über den Schutz vor Schaden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung-StrlSchg V) Vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714).
- 3) Abbau des Kernkraftwerkes Würgassen (KWW), Phase 3, KWW-GEN-97-2; DOK.4.1, Teil des Genehmigungsantrags.

ご案内

第 15 回原子力施設デコミッションング技術講座

当センター主催の第 15 回「原子力施設デコミッションング技術講座」を以下の通り開催いたします。皆様のご参加をお待ちいたしております。



1. 開催日時：平成 16 年 2 月 6 日(金) 10:00~17:25
2. 開催場所：石垣記念ホール（東京赤坂三会堂ビル 9F）
3. プログラム
 - 1) 低レベル放射性廃棄物の処理・処分の基本的考え方と今後の展望
埼玉工業大学 先端科学研究所教授 石博顯吉 氏
 - 2) 東海発電所の廃止措置の現状とポイント
日本原子力発電(株) 廃止措置プロジェクト推進室長 佐藤忠道 氏
 - 3) RI・研究所等廃棄物処分施設の検討と課題
(財)原子力研究バックエンド推進センター常務理事 石黒秀治
 - 4) 新型転換炉ふげん発電所廃止措置の準備の概要
核燃料サイクル開発機構 新型転換炉ふげん発電所 環境技術開発室長 井口幸弘 氏
 - 5) JRR-2 の解体と廃棄物管理
日本原子力研究所 東海研究所 原子炉解体技術課長 中野正弘 氏
 - 6) 医療用小型サイクロトロン解体撤去
兵庫県立姫路循環器病センター 放射線科 放射線技師 石本 剛 氏
 - 7) 放射性廃棄物の輸送における課題と現状
原燃輸送(株) マネージャー 笹尾正士 氏
 - 8) クリアランスとその検認技術開発
(財)電力中央研究所 狛江研究所 上席研究員 服部隆利 氏
4. お申込み・お問合せ：
(財)原子力研究バックエンド推進センター 東海事務所
Tel：029-283-3010 Fax：029-287-0022 E-mail：decomi@randec.or.jp

©デコミニュース 第26号

発行日：平成 15 年 12 月 26 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