

RANDEC

Nov.2010 No.86

ニュース

(財)原子力研究バックエンド推進センター



原子力研究施設のバックエンド完結への期待

株式会社日立製作所 執行役常務

電力システム社 原子力担当CEO

丸 彰

近年、エネルギー資源および地球温暖化ガス対策の観点から原子力エネルギーが見直され、世界各国で原子力発電所の建設が計画されている。我が国の軽水炉発電技術は、半世紀前に米国から導入され、今では世界トップレベルに到達したと自負している。そして現在、この原子力発電技術の海外展開が官民一体となり推進されているのは、ご承知の通りである。

今日、原子力技術立国として我が国が世界に貢献できるのも、戦後間もない原子力黎明期において大学や研究機関および民間における原子力研究施設（研究炉、核燃施設、RI施設など）で幅広い研究を実施したお陰であることを忘れてはならない。弊社においても、川崎市王禅寺に日立教育訓練用原子炉（HTR）を設置し、炉特性や遮へいの研究、安全性に関わる種々の実験、原子力技術者の教育訓練、更に国内初の脳腫瘍治療照射などを実施した。HTRは、当初の研究目的を達成

し1975年に原子炉運転を停止し、運転および一次解体で発生した放射性廃棄物をその後35年間に亘り管理している。これは原子力研究施設で発生した低レベル廃棄物の処分場が決まらなかったことによる。

2008年の原子力機構法改正により、原子力研究施設で発生した廃棄物の処分およびデコミッションング等のバックエンド完結の見通しが得られつつある。即ち、原子力研究施設で発生した廃棄物は、独立行政法人日本原子力研究開発機構が処分の実施主体となること決定し、着実な推進が開始された所である。処分場に持ち込む廃棄物の作成に際し、大学や民間が自前の廃棄物処理施設を持つことは経済的に負担が大きすぎ現実的ではないと考える。現在、財団法人原子力研究バックエンド推進センターが研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理を合理的に実施する為の物流システム事業化を検討しており、事業の早期実現化を期待するものである。

RANDECニュース目次

第86号 (2010年11月)

巻頭言 「原子力研究施設のバックエンド完結への期待」

(株) 日立製作所
執行役常務 丸 彰

RANDECの事業に関する近況報告

1. 平成22年度廃棄物事業推進協力会総会の開催 1
企画部
2. 原子力学会標準「ウラン取扱施設のクリアランスの判断方法」作成の協力 2
技術開発部
3. パートナース・ネットワーク会員制度発足 3
総務部
4. 廃止措置規制データ等の収集とWEBベースのシステム開発 4
情報管理部

外部機関の活動状況紹介

1. 日本核燃料開発 (株) における原子炉燃料・材料の研究開発 5
日本核燃料開発 (株)

海外技術情報

1. 研究炉FRJ-1 が跡形もなく消える 7
技術開発部 宮本 喜晟
2. 廃止措置では建物の基礎構造物は完全撤去すべきか否か! 11
情報管理部 榎戸 裕二
3. 米国の商用低レベル廃棄物処分において将来許されうる? 「混合」 15
立地推進部 石堂 昭夫
4. 中性子計測法によるTRU廃棄物中プルトニウムの定量 18
パートナース・ネットワーク会員 藤井 正昭
5. 原子力発電所の廃止措置情報 21
情報管理部 榎戸 裕二

- 委員会等参加報告 26
- 総務部から 26

RANDECの事業に関する近況報告

1. 平成22年度廃棄物事業推進協力会総会の開催

企画部

平成22年度廃棄物事業推進協力会（以下、「協力会」という。）の総会が平成22年7月14日に開催されました。協力会は、平成13年より我が国におけるRI・研究所等の廃棄物の処理・処分事業（以下、「廃棄物事業」という。）の円滑な推進に資するために、廃棄物事業に関する当財団の諸活動等に協力、支援を頂くとともに、所要の情報交換を図ることを目的として設置され、活動を続けてきております。

総会では、当財団の菊池理事長の開催の挨拶に引き続き、日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」）埋設事業推進センターのセンター長大澤正秀様から、一昨年、法律改正により低レベル放射性廃棄物の埋設処分事業の実施主体となった「原子力機構」が、国の基本方針を受けて実施計画に基づき埋設処

分施設の概念設計、立地基準及び立地手順の策定等を進めている状況や今後の予定等が報告されました。

当財団からは、「大学・民間等廃棄物の物流システム事業化の検討状況について」と題して「原子力機構」の埋設処分事業の進捗を踏まえ、森専務理事より平成20年度から進めてきました大学・民間等の研究施設廃棄物の集荷・保管・処理等の物流システム事業化の概要報告を行い、清水物流システム事業化準備室設備準備部次長より事業シミュレーション、処理設備システム、核種濃度データ整備方策、情報発信状況などを詳細に報告した。

また、併せて当財団の平成21年度事業報告及び平成22年度事業計画についても報告しました。

総会には、39社57名という多くの方々の参加があり、熱心な意見交換が交わされました。また、総会に引続いて行われた懇親会では協力会員相互の交流が図られました。

今後とも皆様方の一層のご支援、ご協力宜しくお願い致します。以上



写真「埋設処分事業の進捗状況」について報告される原子力機構大澤埋設事業推進センター長

2. 原子力学会標準「ウラン取扱施設のクリアランスの判断方法」 作成の協力

技術開発部

クリアランスの判断方法について、既に「クリアランスの判断方法：2005」（以下、炉標準）が日本原子力学会から発行されている。しかし、原子炉施設から発生する資材を対象としていることから、燃料加工施設から発生するウラン系の核種で汚染された資材等への適用は難しい。

このため、平成19年5月より、日本原子力学会標準委員会・原子燃料サイクル専門部会・ウラン・TRU取扱施設クリアランスレベル検認分科会において、ウラン又はTRUで汚染した資材を対象とする標準の検討が続けられてきた。

当財団も研究機関の一員として当初から参加し、制定に向けて協力してきている。

この程、ウラン取扱施設についての標準案が同分科会でまとめられ、原子燃料サイクル専門部会に報告されたので、その概要を簡単に紹介する。

1. 対象とする施設、クリアランス対象物

この標準の判断方法の基準となるクリアランスレベルは、原子力安全委員会報告「ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて」（平成21年10月1日）（以下、安全委報告）に負っている。この中で、主たるウラン取扱施設として、日本原子力研究開発機構、燃料加工事業者、日本原燃の施設が取り上げられ、この施設から発生する金属のクリアランスレベルが報告されている。

従って、この標準の適用施設は、上記施設の他、専らウラン核種のみを取扱う施設及び相対重要度3桁以内となる核種がU-232、U-234、

U-235、U-236、U-238のウラン5核種に限られる施設となる。

また、クリアランス対象物は金属に限られる。

2. 評価対象核種の選定

評価対象核種として、U-232、U-234、U-235、U-236、U-238の5核種全てを選定する考え方と炉標準の考え方を取り入れて核種を絞ることを認める考え方で議論があったが、評価対象核種が少なく、測定・評価に要する時間に大きな差はないこと、より安全側の判断となることから、前者の考え方に落ち着いた。

3. 評価単位の設定方法

1回の測定で取扱う範囲を一つの評価単位とするが、複数の測定単位で汚染性状が類似している場合には、まとめて一つの評価単位とすることができる。

また、放射能濃度は表面密度で測定する場合が多いので、その場合の評価単位の設定例が示されている。

4. 放射能濃度を測定する方法

ウラン核種の放射能濃度評価に際して必要な放射線機器の選定、校正、測定及び評価について、それぞれ方法を定めている。また、直接測定できない核種についてもその濃度を評価する方法を定めている。

ここで配分評価法を新たに採用していることが特徴となっている。これは、全 α 線量を計測し、その値と施設で取扱った燃料組成データを組み合わせることによって、核種濃

度を評価する方法である。

5. クリアランスの判断方法

評価対象核種の平均放射能濃度(D)をクリアランスレベル(C)で除した値の総和 Σ (D/C)が1以下であること。

6. 今後のスケジュール等

この案は、更に原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会で審議された後、公衆審査に付され、最終案が定まることになる。

標準制定後、ウラン・TRU取扱施設クリアランスレベル検認分科会では、TRU取扱施設におけるクリアランスの判断方法について取り組むこととしている。

3. パートナース・ネットワーク会員制度発足

総務部

当財団は、わが国の原子力研究開発のバックエンド関連に特化して、原子力施設の廃止措置及び低レベル放射性廃棄物処理処分が確実に進められるように、平成元年より役職員を中心に調査研究の事業を進めて参りました。また、大学・民間等の研究施設や原子力発電施設の廃止措置が本格化する中で、廃止措置に係る技術継承及び人材の確保が重要となっております。当財団では、原子力施設の廃止措置分野の優秀な人材と連携して、新たに「パートナース・ネットワーク会員」制度を本年7月に発足させました。

本制度は、当財団が進める調査研究に賛同し、一緒に活動をしていただき、わが国の原子力開発の進展に貢献できる方で、バックエンド関連の知識及び知見を有し、自宅で活動

を行なうことができる方を公募いたしました。応募いただいた方を当財団にて厳正に審査をさせていただき、平成22年度は12名の方に会員になっていただきました。

なお、会員の方は、当財団の報告書等の自由な閲覧、「報告と講演の会」への出席、当財団よりRANDECニュース及びデコミッションング技報の送付、会員交流会への参加ができます。

もう既に業務に参加いただいている方もいらっしゃるかもしれませんが、今後とも会員の方々には、これまで培った貴重な知見及び経験を活かしていただき、情報発信等していただけるよう制度の維持・整備にも努めていく所存です。

4. 廃止措置規制データ等の収集とWEBベースのシステム開発

情報管理部

当財団は、2004年度にそれまでの廃止措置に係わる国内外の原子力発電所、核燃料サイクル施設、研究用原子炉の情報、放射性廃棄物処分場に係る情報及び主要国の法規制・制度等を調査し、廃止措置情報データベースを作成した。それをスタンドアローン形式でCD-ROMに収納したうえで、廃止措置に係わる技術者、管理・監督者他に使用して頂いた。このデータベースはわが国唯一のもので大変よい評価を頂いた。その後、廃止措置プロジェクトがさらに進捗すると同時に、わが国でも、旧原研のJPDRに引続き、(独)日本原子力研究開発機構(原子力機構と略す)の新型転換炉ふげん、原電(株)の東海発電所が進み、昨年11からは中部電力(株)の浜岡発電所の1、2号機の廃止措置が開始されに至った。原子力機構の人形峠のウラン転換、濃縮プラントの廃止措置や放射性廃棄物の処分とクリアランスの安全規制も明確になって

きている。

この状況の中で、当センターは昨年(独)原子力安全基盤機構から業務受注し、米国、英国等の主要7カ国の安全規制制度(法令や指針等)と国別情報、原子力発電所(124基)及び再処理プラント等核燃料サイクル施設(11施設)の活動状況、使用済燃料乾式貯蔵保管及び放射性廃棄物管理動向、廃止措置技術の適用実績、等、一連の廃止措置規制に係わるデータ収集を行うとともに、収集したデータを体系しインターネットを用いた利用が将来的に可能となるデータベース用WEBアプリケーションのシステム開発を行った。

下図にWEBベースの廃止措置情報データベースの起動画面を示す。本システムは、進捗する廃止措置関連情報を適宜増大かつ更新でき、複数の同時アクセスが可能な汎用性ある廃止措置のデータベースとしての活用が期待されている。



図1 廃止措置規制制度情報データベースの起動画面

外部機関の活動状況紹介

日本核燃料開発(株)における原子炉燃料・材料の研究開発

日本核燃料開発(株)

取締役 横田 憲克

1. 会社概要

当社は、昭和47年2月に、株式会社東芝と株式会社日立製作所との共同出資により、両社の核燃料の研究・開発部門を統合し、人材・施設を有効に活用し、原子力発電の開発・推進に寄与することを目的に設立されました。

2. 事業概要

当社では、放射線管理区域が設定されているホットラボ施設とウランラボ施設の2施設において、商用炉、試験炉、等で照射された燃料・構造材料ならびに未照射ウランを用い、以下の研究開発を行っています。

- (1) 原子炉燃料の研究・開発
- (2) 原子炉構造材料の研究・開発
- (3) 照射後試験技術の開発
- (4) 照射済み燃料・材料の輸送



写真1 日本核燃料開発(株)の外観

3. 研究施設・設備

3.1 ホットラボ施設

ホットラボ施設では、照射済みの核燃料物

質および放射性同位元素 (RI) を取扱い、照射後試験を行います。

(1) 燃料貯蔵・検査プール

使用済み燃料をプール内に受入れ・貯蔵するとともに、燃料棒全長の外観観察、寸法測定、等を行います。

(2) ホットセル

ホットセルは、コンクリートで遮蔽されたコンクリートセル、鉄で遮蔽された鉄セルの2種類があります。

コンクリートセルは、6つのセルから構成され、燃料集合体の解体、燃料棒の非破壊検査、試験片の切断、燃料被覆管・構造材料の強度、等を調べます。

鉄セルは、6つのセルから構成され、金相観察、シャルピー試験、軽水炉冷却系を模擬した高温・高圧水環境下でのき裂進展試験、等を行います。

(3) 分析設備



写真2 ホットラボの操作室内での作業

セル外には、試験片を微細に加工する集

束イオンビーム加工装置 (FIB)、ナノレベルで微細組織を観察する透過型電子顕微鏡 (FE-TEM)、走査型電子顕微鏡 (FE-SEM)、等が設置され、照射による燃料・構造材料の変化を調べます。

3.2 ウランラボ施設

ウランラボ施設では、未照射の核燃料物質 (濃縮ウラン) を取扱い、燃料ペレットの製作、性能評価、確認試験を行います。

(1) 粉末処理室

粉末処理室では、燃料ペレットの原料のウラン粉末を混合・調合します。

(2) 成型焼結室

成型焼結室では、ウラン粉末をプレス機で成型し、焼結炉で焼結し、 UO_2 ペレットを製作します。

(3) 物性測定設備

UO_2 ペレットの熱的、機械的、化学的特性を熱天秤、引張試験、組成分析、等により求め、製作した燃料ペレットの性能を調べます。

4. 研究開発

4.1 原子炉燃料の研究・開発

原子力発電所で使用された燃料の照射後試験を行い、燃料ペレット、被覆管の健全性の確認試験を行っています。さらに、経済性向上および高燃焼度を目指した燃料ペレットや被覆管の開発を進めています。

4.2 原子炉構造材料の研究・開発

原子力発電所で使用された構造材料の照射後試験を行い、機器の健全性の確認や裕度評価を行っています。近年の原子力発電所の高経年化に備え、耐応力腐食割れ性、き裂進展速度、破壊靱性値、等の規格・基準・指針に必要なデータを取得しています。

4.3 照射後試験技術の開発

照射後試験では、商用炉、試験炉、等から

受入れた燃料・構造材料を試験片に加工し、試験を行います。試験片の加工は、セル内に据付けた切断機、フライス、旋盤、等を用い、遠隔操作により行います。

セル内試験では、試験目的に応じ、試験装置を製作し、セル内に据付け、遠隔操作により試験を行います。

4.4 照射済み燃料・材料の輸送

試験研究に用いる照射済み燃料・構造材料の輸送業務を行っています。

照射済み燃料は、当社で所有する輸送容器を用い、原子力発電所から当社へ輸送します。少量の照射済み燃料・構造材料は、小型の輸送容器を用い、国内および海外との輸送を行っています。

5. 放射線管理・廃棄物管理

5.1 放射線管理

放射線業務従事者の被ばく管理は、ALARAの精神に則り、社内で開発した被ばく管理システムを用いて、リアルタイムでの個人被ばく量、作業計画・作業場所毎の被ばく量を把握し、被ばく低減を進めています。

5.2 廃棄物管理

環境負荷低減の観点から管理区域内の作業に伴って発生する廃棄物量を低減するために、廃棄を考慮した試験装置の製作、除染し易い表面処理や養生、物量の少ない除染資材の採用、等の活動を進めています。

6. まとめ

これまで、原子力発電所で使用された燃料・金属材料の照射後試験を通して、原子力発電の安全性の向上に貢献して参りました。今後とも、安全を最優先に研究開発を進め、わが国の原子力の平和利用に貢献してゆきたいと考えます。

海外技術情報

1. 研究炉 FRJ-1 が跡形もなく消える

技術開発部 宮本 喜晟

ユーリッヒ研究所の研究炉FRJ-1 (Forschungsreaktor Jülich-1 : 10MWt) の廃止措置が2009年末に完了し、サイトは緑地化された。WM2010会議において、足掛け15年に及ぶ廃止措置活動の全容が報告された¹⁾。本稿では、その概要及び主要な廃止措置経験を紹介する。

1. 概要

FRJ-1 (別名、MERLIN) は1962年に運転を開始し、照射実験、特に材料工学の分野に使われた。この研究炉は、軽水減速・スイミングプール型原子炉で、最大熱中性子束 1.1×10^{14} 、直径30mで高さ28mの原子炉建家に収納されていた。

23年間の運転後、1985年に恒久運転停止し、燃料要素は炉心から取り除かれ、また、実験装置の大部分が解体された。10年間の停止後、解体作業が1995年に始まり、サイトが回復された2009年末に完了した。

解体作業は、空気冷却システムの解体、ループシステムと残った実験設備の解体、原子炉内構造物の解体の撤去、原子炉建家の除染、原子炉建家のクリアランス、原子炉建家の通常の解体、補助建家のクリアランスの主に8ステップに分けられた。

ドイツでは、それまで廃止措置の経験がなく、手さぐりで解体作業を行い、問題が起これば、一つひとつ解決策を見つける必要があった。特に、原子炉建家等のクリアランス測定のほか、遠隔操作に関連した技術で、炉内構造物と原子炉ブロックのような高放射化した機器や構造物の解体には、特別な挑戦が必要であった。これらの課題は正確な計画と専門家の参加によって克服された。正味14年間の解体期間中に、事故も許容以上の被ばく

がなかった点は特筆すべきことである。

2. 原子炉解体の経緯

原子力法に基づき4段階の部分的な許認可の範囲で、以下の主な解体段階に従って、サイトの緑地化のための原子炉解体がなされた。

1995：空気冷却システムの解体

1997-1998：ループシステムと残留実験設備の解体

2000-2001：炉内構造物の撤去

2001-2003：原子炉ブロックの解体

2004-2007：原子炉建家の除染

2007：原子炉建家のクリアランス測定とクリアランス

2008：原子炉建家の在来方法での解体

2009：補助建家のクリアランス測定とクリアランス及び在来方法による解体

3. 解体作業の主要な見どころ

(1) 炉内構造物の撤去

炉内構造物は2つのカテゴリーに分けることができる。ひとつは、原子炉タンクの水面下に設けられた原子炉タンク内部構造物で、主に炉心を収容するのに使用された。他方は、原子炉ブロックに設けられたビームチューブ内部構造物で、最初に撤去された。

原子炉タンク内部構造物は、炉心支持板、炉心収納ボックス、フローチャンネルと中性子

束ブリッジを含み、およそ150本のステンレス製ねじを使用して組み立てられたアルミニウム製構造物であった。この構造物を撤去するための前提条件は高レベルの廃棄物の最小化で、数桁異なる放射化レベルのため、アルミニウムと鋼の分離が主要な目標であった。

このねじ部は、深さ6mの水面下で視線と直角に取付けられたマイナスねじで、作業が非常に困難な構造で、何十年も水中にあったので、腐食したアルミニウムと鋼の結合部のねじの緩め方に問題があった。これらのねじの取り外しには遠隔、水面下で行われなければならないので、以下の特別な工具を設計し、作業が行われた：

- －ねじまわし装置（図1と図2を参照）
- －固着したねじ結合部の研削装置
- －水面下で使用する改良型ソー装置

原子炉を恒久運転停止し、ビームチューブから実験挿入物を取り除いた後、炉心からの直接の放射能に対する防護として遮へいプラグが設置されていた。この遮へいプラグ（アルミニウム製）とビームチューブ（ステンレス製）が固着しており、取り外すために、試行錯誤が行われた。異なった膨張係数を利用する最初の試みは、まず、窒素によって冷凍されたステンレス鋼のプラグを使ったが、冷却が足りずに失敗した。そこで、遮へいプラグの加熱を試みることに決め、酸素ランスを使った。この方法によって非常にうまく取り外すことができた。

(2) 原子炉ブロックの解体

原子炉ブロックは原子炉プラントの中央構造物で、全体の高さはおよそ11m、平行面の間隔が5.65mの八角形である（図3）。このブロックは生体遮へいとして、炉心領域はおおよそ1.80m厚さで4.2t/m³密度の重コンクリートでできており、上部領域でおよそ1m、

密度が2.35t/m³のコンクリートであった。また、これらの外側と内側に異なった厚さ（12～25mm）の鋼製ライナーによって囲まれていた。原子炉ブロックの下部には、熱遮へい体が用意され、この遮へい体は厚さ100mmのアルミナ被覆鉛部品から成り立っていた。原子炉ブロック内部の中央には、最大壁厚13mmのアルミニウム製原子炉タンクが設けられていた。

生体遮へいの解体に利用できる解体機器は、電気油圧駆動の遠隔操作ができるショベルローダーを利用することが決められた。コンクリート、鋼、アルミニウム、鉛の構造物の解体には、このショベルローダーは万能の解体機器であることが証明された（図4）。

この他に、特殊な解体としては、炉心位置のレベルで原子炉ブロック内に取り付けられていた10本の照射試験用水平ビームチューブの取り外しであった。この水平ビームチューブは、アルミニウム、鋼と鉛で構成されており、さらに冷却パイプによって囲まれていた。そのために、新たに取り外し装置を製作し、使用することによって、作業員への被ばくを最小限にすることができた。

原子炉ブロックの解体には、重コンクリートを粉砕する必要がある。その際、コンクリートのダストが発生し、汚染が広がる可能性が考えられたため、原子炉ブロック全体を覆いで包み、12,000m³/hの2つの換気システムによって換気された。さらに、加湿装置を使って、コンクリート構造物解体の間に汚染ダクトの広がりを阻止した。この解体では、騒音レベルは最高120dB以上に達した。

この解体作業は、2001年10月に開始しれ2003年12月に終了した。

(3) 原子炉建家の除染とクリアランス

原子炉建家は主循環水との接触に係る構造のために、鉄筋構造物に沿ってCs-137の浸入

している個所が発見されたので、コンクリート約500m³を解体する必要があった。建家のクリアランスのために、10万点以上の測定とこれらの3万点の文書作成が必要であった。特に、高さが28mの原子炉ドームのクリアランス測定は難しく、持ち上げプラットフォームに十分な高さがなかったため、自重23tの吊り上げ足場を10t天井クレーンの橋上に設置されなければならなかった。

クリアランスが終了した後、原子炉建家は2007年11月に原子力と放射線防護に関する法律から解除された。

(4) 原子炉建家の通常の解体

上記(3)の作業の結果、原子炉建家は放射線防護令第29条の無条件クリアランスが可能となり、規制解除により通常の建物の解体方法により解体された。

4. 主要なデータ

(1) 解体構造物の物量

原子炉建家解体開始から、主にコンクリー

ト、粗石、鋼、鉛とアルミニウムが材料全体で約1万tが発生し、約9千tがクリアランスされた。また、付属建家もクリアランス測定の後に、付属物建物は通常の方法で解体され、約8,500tの物量が発生した。

(2) 放射能と集団線量

解体された構造物の全放射エネルギーは約 1.06×10^{16} Bq、集団線量は54mSvである。このうち、原子炉ブロックの解体時の集団線量は40mSvである。

(3) 時間とコスト

解体作業の開始から原子炉サイト跡の檜の木を植樹までの期間は約13年間で、汚染除去等の準備期間を入れると、正味14年の期間である。

解体プロジェクトの全コストは、約3千ユーロ(33億円)、年間では50万ユーロ(プロジェクト開始時)から350万ユーロ(原子炉ブロック解体時)の間に分布した。

参考文献

- 1) B. Stahn, R. Printz, et al., "Research Reactor FRJ-1 (MERLIN) Disappears Almost Without Trace - Review of the Ups and Downs of Reactor Dismantling - 10453," WM 2010 Conference, March 7-11, 2010, Phoenix, AZ.



図1 原子炉タンク内のねじ緩め作業



図2 ビデオスコープで見たねじ緩め



図3 解体前の原子炉ブロック



図4 ショベルローダーによる解体

2. 廃止措置では建物の基礎構造物は完全撤去すべきか否か！ —ドイツの廃止措置の事例—

情報管理部 榎戸 裕二

原子力施設を廃止措置する場合、その最終目標は建物と敷地を原子力の規制から解放し何の制限もなくそれらを再利用することが国際的に推奨されている。グリーンフィールド（GFと略す：緑地とか更地）と呼ばれるように地上に何も残さず自然公園とか工業施設等の新たな敷地として利用するケースが次第に増えている。GFでは地下の構造物の有無は定義されない。規制から解除する前に是が非でも地下の基礎は撤去すべきなのか、残存を許す場合、規制解除に適合する地下の基礎構造物にはいかなる証拠を準備すればよいのか、ドイツでもまだ議論が続いている。これまでのGFを実現した廃止措置事例と現在行っている状況について述べる¹⁾。

1. 放射線防護令と問題点

ドイツでは、規制から解除される物資、建物及び敷地に対する定量的な要件（クリアランス要件）はRPO法（放射線防護法）第29条で規定され、その中に、引き続き使用する建物の瓦礫、掘削された土壌、敷地、また解体を伴う建物の無制限解放を念頭にした場合の要件が含まれている。RPOは建っている建物のクリアランスを念頭にしたものである。建物の解体後には測定は不要である。建物の測定条件が整わない場合のみ、解体後の瓦礫に対しクリアランス測定がなされる。

廃止措置の最終状態において地下建物（地下室、基礎構造、地下配管、タンク、敷地内の深溝、道路や線路などの交通インフラの土台）のクリアランス基準が保たれていることをどのようにして証明するかが問題となっている。この目的のためには、疑われる汚染（経路）及びその他の危険性を示しかつ関係しそうな被ばくシナリオを決めなければならない。さらに、適切なクリアランス測定計画を決め、撤去完了までの論理上、経理上の要件を満たさなければならない。現在、放射線学上のクリアランスレベルを確認する際に、ベースとして制限付利用に対しどこに境界を

置くか、また規制解除後に所定の制限付利用がなされていることをどのように確認するか検討されている。既存の施設・履歴以外の放射線学的な履歴・記録は存在しておらず、廃止措置計画の中にも記述されてない。廃止措置の最後の段階での地下構造物の放射線学的及び施設状況の評価には、建設運転の履歴の文書が極めて重要であり、また廃止措置完了後に敷地の状況を記録し文書化することが重要な要素である。2009年の新しい廃止措置指針²⁾では、許認可施設の解体完了後に、敷地の状態及びクリアランス基準、使用した測定方法、敷地に残るすべての構造物と敷地に対する結果を文書化し規制当局に提出するようにした。

2. 廃止措置における地下構造物の残存または撤去事例（表1参照）

(1) HDR Grosswelzheim発電所

プラントは1年半程度で運転停止したため放射能の総インベントリーは小さく（ $3.0 \times 10^2 \text{GBq}$ ）であった。建物及び敷地のクリアランスレベルはIRPOに基づき線量拘束値 $10 \mu \text{Sv/y}$ に基づき導出され、運転者の測定に加えバイエルン州環境保護局が確認測定を実施し

た。プラントは完全に解体されたが深さ8.5mより下部の建物基盤は残されたまま敷地は解放された。建物ピットは解体した建物の瓦礫で埋め戻した。なお、規制解除はされたが敷地は隣接のVAK原子力発電所と同じフェンスで囲まれている。

(2) KKN Niederaichbach発電所

この発電所の建物と敷地全体の無制限解放は、個々の規制解除された建物全体が一体化されたものである。KKNは大型の発電所としてGF化した世界で最初のものである。地下5mより下の原子炉建屋と使用済燃料貯蔵建屋の底基盤は地下に残存するが、その他の建物の基盤と地下配管は解体された。3万3千m³のコンクリートは埋め戻しと道路に使用された。

(3) KGR Greifswald発電所

現在、170haの敷地のうち、56%に当たる95haの規制解除が完了し、写真1のように非原子力のエネルギープラントの建設が進められている。KRGのクリアランス対象核種は「10%ルール」から、Co-60とCs-137の2核種となった。プラントの場所は運転履歴を考慮し、「汚染あり」、「汚染の嫌疑あり」及び「汚染なし」に3分類された。地下構造物は、通常は撤去し規制解除される。「汚染あり」の場合は、「100%」のクリアランス測定を実施する。輸送レールを引続き使用する場合は運転履歴を考慮しレール、枕木及び敷石を「その場ガンマスペクトロメトリー」により評価する。撤去の場合は「その場測定」あるいは解体後にレールと枕木のクリアランス測定を行うが、敷石は撤去し、新しい表面の「その場ガンマスペクトロメトリー」を行う。屋外の排水トレンチ（運転時承認された放射線濃度の廃液を流した。）の撤去も堆積物の除去作

業、トレンチ撤去、周辺土壌の掘削撤去が行われた。KGRでは発電所建物の撤去は今後実施されるが、地下構造物は残るか撤去かについては記載されていない。

(4) KKR Rheinsberg発電所(写真2-1～2-3)

KKRでは、発電所の固体及び液体の廃棄物貯蔵施設(ALfR-Solid及びALfR-Liquid)の地下構造物が撤去されつつある。ALfR-Solidの地下室及びALfR-Liquidの地下ポンドのコンクリート表面が平坦でないこと及び汚染の浸透があり、建っている状態でのクリアランス測定ができないため、クリアランス測定はコンクリート瓦礫に対して行った。解体は構造物の底基盤を含むものであった。建物の場所は別途測定計画を立て掘削面より3m下まで調査される。掘削された3万km³の土壌は放射能濃度1Bq/g以下で解放され埋戻しに使われる。埋戻された表面は別の場所の材料で覆う。ALfR-Solid施設の解体は完了し、底基盤の撤去後に埋め戻され、敷地の回復は完了した。ALfR-Liquidではコンクリートの40%を解体した。底基盤の撤去と完全な敷地回復が2009～2012年に計画されている³⁾。

(5) VKTA Research Site Dresden-Rossendorf

屋外の敷地の地下7mに原子炉から廃棄物と廃液の貯蔵に使われた固体及び液体廃棄物貯蔵構造物があるが、地下配管からの廃液のリークのため表面のみならず、そのかなり下部まで土壌が汚染されている。VKTAのGRC(地下回復構想)は、クリアランスの後に地下構造物が残存する場所では、再利用法の決定の基準として、適合するクリアランス値を有する個々のケースについての手法を述べており、今後50年に亘り研究サイトの不可欠な部分を残す回復された敷地の制限付利用も選択できる。ただ、放射性廃水や固体廃棄物の減

衰貯蔵容器が対象であればこの構想は理解され地下コンクリート構造物は残存できたし、放射線学的目標は達成されたが、通常の毒性物質がバリアとして使用されそれが地下水に危険が及ぶため、ポンド構造物の完全な撤去を行う必要であった。このため、数千立方メートルの土壌を掘削し、埋戻し用にクリアランス測定したため計画の遅延とコスト高となった。

3. 廃止措置事例からの知見

これまでの経験では、予期せぬクラックや漏洩及び接近不可などの理由から地下構造物の放射線学的状況は掘削するまで評価できないようである。

従って、地下構造物の放射性物質の存在や分布状況は極めて重要なことである。廃止措置においては放射性物質の浸透している土壌の除去、解放後の再汚染防止、汚染拡散防止のために解体中は建屋ハウジングの設置が必

要である。遅滞なく規制解除するためには先行測定及び管理測定から事前評価を行い、最終クリアランス測定を行うべきである。環境汚染物質（毒性物質、他）の分析も必要である。制限付解放に対し特定の敷地条件（自然保護エリア、研究用敷地、工業用地）がその判断に考慮された事例がある。この事例と制限付利用を規制解除後にどのように確認するかが今後の分類に必要な重要な問題である。

地下構造物を完全に撤去することも地下に廃棄しておくことも、どちらもドイツでは実績がある。決定には、それぞれの周囲の状況により、敷地の放射線、環境及び地質状況と共に施設の運転履歴を考慮しなければならない。地中に残す場合は構造物とその下に横たわる土壌が所定のレベルまでの汚染で留まっていることを証明しなければならない。そのため必要以上の努力や環境汚染が付きまとう場合には、地下構造物の完全な撤去が好ましい。

表1 ドイツにおける廃止措置したプラント(代表例)の最終状態と地下構造物の残存状況

名称	仕様	運転期間	廃止措置目標	解除時期	地下構造物の残存
HDR発電所	25MW(BWR)	1969～1971	GF、サイト解放	1998	建物底基盤の残存
KKN発電所	106MW(GCR)	1972～1975	GF、サイト解放	1995	建物底基盤の残存
KGR発電所	440MW(WWER)	1973～1989	GF、サイト解放	2012(予定)	測定・解放後撤去
VKTA研究所	研究炉、廃棄物	各CLを適用し	サイト制限付解放を意図したが		毒性物質残存により撤去
KKR発電所	70MW(WWER)	1966～1990	GF、サイト解放	2012(予定)	廃棄物施設では撤去

(CL：クリアランス)

参考文献

- 1) L. Weil and B. Rehs, "Must Foundation Structure be completely Removed or Can they Remain in the Ground — Examples from German Decommissioning Practice," , IAEA Symposium on Release of Radioactive Materials from Regulatory Requirements, 21-23 September 2009, Wiesbaden, Germany
- 2) Leitfaden zur Stilllegung zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlageteilen nach §7 Atomgesetz (Decommissioning Guideline), 「原子力法第7条に基づく原子力施設又はその一部の安全貯蔵と解体のための廃止措置指針」、2009年6月24日～26日の原子力エネルギー連邦州委員会会議における決定—本委員会—
- 3) H. Gurgow, "Rückbau des Endlagers für flüssige radioaktive Abfälle, -ALfR-flüssig- im KKR Rheinsberg, 「Rheinsberg原子力発電所の液体廃棄物貯蔵施設“ALfR-flüssig”の解体」” Proc. of Conf.. KONTEC 2009, 15-19 April 2009, Dresden, Germany



写真1 KGR敷地の規制解除後の再利用



写真2-1 ALfR-Solid建物撤去とハウジング



写真2-2 ALfR-Solid地下構造物撤去後の掘削跡



写真2-3 ALfR-Liquidの地下構造物

3. 米国の商用低レベル廃棄物処分において将来許されうる？「混合」 — 「混ぜる」べきか「混ぜざる」べきか—

立地推進部 石堂 昭夫

フェニックスで開かれた2010年Waste Management Conferenceのいくつかのセッションで、LLWのクラス区分を変える目的での「混合」が議論された。混合が可能になれば、特にclass Bあるいはclass Cだったものがclass Aに変更され、よってclass Aしか受け入れていないが合衆国全土の発生者に対して開かれているユタ州のClive処分場への処分が可能になる。特に、そのセッションの一つ、「Blending U.S. Commercial Low-Level Waste to Modify Its Class to Disposal: Risk Informed or Deregulation」における議論を紹介する。

NRCのLarry CamperとDOE Christine Gellesの議長の下で討論が行われ、NRCをはじめ関係企業等が、「混合」について支持、反対の立場から発言をおこなった¹⁾。

1. 規制の視点

「混合」については、昨年夏、関係者から見解を求められたことから、NRCで注目されるようになり、廃棄物処理の選択肢として「混合」に関する長官への報告書を作成中という。

NRCは、非放射性物質で増量される「希釈」と、増量のない「混合」を区分して定義している。「混合」は、規則ではなく指針に反映させる方向でNRC内での検討がなされている。

規則では、濃度によって廃棄物の分類が定められているが、濃度は取扱の過程で変化しうる。事実、規則における廃棄物分類表は、特に、不慮の進入からの防護を目的とする処分場の設計に関係しており、従業員の安全と公衆の安全等々に関係していない。

NRCの指針は廃棄物の「処分」か「貯蔵」で矛盾があるが、「混合」の長所の一つとしては、「貯蔵」より「処分」にまわる廃棄物が増加するだろうということである。

技術的には、処分サイトの放射能レベルは、「混合」によって増加すると見られている。

現在、Class Aの廃棄物はClass Aの可能処分量よりも十分下回っているが、「混合」ができるようになると、その限界まで達する恐れがある。したがって、NRCは、現在、より「混合」を認めるか、「混合」をより厳しく規制するかを検討中である。

2. 市場の視点

NRCの方針によって企業同士が対立することはほとんどないが、廃棄物の「混合」に関してはそれが起こっている。ユタ州のCliveでClass AのLLW処分施設を有しているEnergy Solutions(以下ES)は、自らのサイトがより多くの発生者から処分場として選択され処分量が増えるであろうことから、「混合」を支持している。Waste Control Specialists (WCS) は、テキサス・コンパクトのため、そしていずれはこの州間協定に属さない発生者へも開かれることになる処分場を建設中であり、すべてのClassの処分ライセンスを持つ施設であるため、その施設への処分量を確保するために「混合」に反対の立場である²⁾。

ESは、「混合」の実例として原発からの液状レジンをClass Aとして処分する為の処理について紹介した。「混合」では構成物質ではなく濃度が変化する。「混合」は総合的な廃棄物

管理の戦略の一部であり、それによって被バク量が低減する。そのためALARAプログラムの一部をなし、また作業上の合理化が可能となり、また以前存在しなかったような処分の道筋が開かれる。

実際には、「混合」可能なレジンはごく限られている。合衆国内で毎年発生する18,000立方ftのClass BとClass Cの廃棄物のうち約半分が処理され「混合」され得る。「混合」によって廃棄物の区分が変更される、それゆえ脱水、圧密、固化、熱処理などの処理プロセスの多用化の可能性を秘める。もし、人体への影響と安全性を懸念するなら、無期限の廃棄物の貯蔵施設による被バク量は増大するし、廃棄物処分場への発送より廃棄物処理施設への発送は被曝が低減する。

これに対し、WCSは次のように主張した。Class A区分の処分可能量は、規則を満足させるには不足している。Part61の侵入者防護は廃棄物区分とは分けて示されるべきだ。そして、規則が遵守されていることを示すためにサイト固有の性能評価がなされるべきである。WCSはClass Cの限界あるいはそれに近い廃棄物を受け入れるためにライセンスの改正を必要とするだろう。「希釈」はいくつかの長年にわたる廃棄物管理原則に反しており、Class BとClass Cの廃棄物に対する解決策を提供しない。それによって処分条件を回避するという危険な方向へ徐々に変化する。

国内のLLW廃棄物コンパクトは、「混合」は新しい処分場の開発を阻害すると考えている。ユタ州知事と環境保護局は処分につながる手段としてはこれに反対し、またテキサス州法はこれを禁じている。すなわち、州内では処分を目的とする当初の区分を保持しなければならない。

(ESは、現在の法律では、廃棄物は処分直前まで分類する必要はない、と指摘した。一

方、WCSは、たとえ処分するまで区分しなければならぬわけではないにせよ、大部分の発生者は処理をしようとするときに分類するのだからと述べた。)

3. その他の視点

サウスイースト・LLW・コンパクトの関係者は、現在承認されている「混合」の用例を示した。

- ・ The U.S. Environmental Protection Agency (EPA) は標準になるまで飲料水のブレンドを許可し推薦までしている。
- ・ 「混合」は油脂分野の処置において使用されている。
- ・ 「混合」は化学肥料の処分に使用されている。
- ・ DOEは超ウラン元素の廃棄物を輸送基準に適合させるため「混合」している。
- ・ DOEはまた、劣化ウランを高濃縮ウランと「混合」させ、商用燃料としている。
- ・ DOEは、ネバダ・テスト・サイトへの処分のため、U-233を劣化ウランと「混合」している。

「mixing」や「blending」は廃棄物の処理作業の数に応じて発生し、mixingは本質的に一括バッチの処理である。

4. これまでとこれから！

元NRCで現在Talisman International LLCの関係者は、「連邦政府がPart61の改訂を主導すべきこと、NRCとDOEによる全方位的な取組が必要であること、廃棄物の分類以外にも様々な案件が議論されるべきであること、新しい理事会のもと、たぶんNRCはこれを実行するための資金を得ることができるであろう。」と述べた。これに対して、Larry Camperは、「NRCの作業は廃棄物の分類のみならず、Part61のより精緻な検討へと発展し、たぶん、来年のこの会議の時点ではより多くの知見を得ることになるだろう。」と締めくくった。

参考文献

- 1) Nancy J. Zacha, “ ‘A report from Waste Management 2010’ organized by WM Symposia and held March 7-11, 2010, Phoenix, AZ.”, Radwaste Solutions May/June 2010
- 2) Rodney Baltzer, et.al., “WCS Receives a License for Two New LLW-Disposal Facilities in Texas - WCS' Path to National LLW Management Solutions - 9306”, WM2009 Conference, March 1 - 5, 2009, Phoenix, AZ.

表1 ドイツにおける廃止措置したプラント(代表例)の最終状態と地下構造物の残存状況

		米 国		日 本	
	class	廃棄物別	処分法	廃棄物別	処分法
LLRW	A	雑固体	浅地中処分 〔トレンチ〕	コンクリート	トレンチ処分
	B	イオン交換樹脂等	同上 (ピット)	雑固化体 均質固化体	ピット処分
	C	チャンネルボックス、制御棒等	5 m以上の地下 ピット侵入防止策	チャンネルボックス、制御棒、 炉内構造物	余裕深度処分
	GTCC	炉心近くの 炉内構造物	SFと共にサイト内 貯蔵、将来ユッカ マウンテンに処分	ハル・エンドピース	地層処分
HLRW		使用済燃料 (SF)		ガラス固化体	地層処分

4. 中性子計測法によるTRU廃棄物中プルトニウムの定量

パートナーズ・ネットワーク会員 藤井 正昭

英国で開発されたTRU廃棄物中プルトニウムの高感度非破壊測定法を紹介する。外部中性子発生装置等を使用しないパッシブ中性子測定法で、宇宙線に起因する中性子バックグラウンドを低減することにより、Pu-240実効質量0.5mgの検出限界を達成する見通しを得た。この検出限界は、200 lドラム缶で0.4GBq/tのオーダーに相当する。

1. 廃棄物中のプルトニウム測定

核分裂性物質を非破壊で測定する場合、高感度を得るためには外部中性子源を使用するアクティブ法が一般的であるがU-235が混在する場合のPu汚染物測定には適さない。参考文献¹⁾を基に以下で紹介する測定法はパッシブ法でデータ処理法と検出器構成の改良によりBGを低減しPu-240実効質量の検出限界を低減したものである。

Puの測定には自発核分裂により放出される複数個の中性子を対で測定する同時計数法が採用される。測定の検出限界に影響する要因としては、統計誤差とBGがある。BGとしては、測定対象試料自体や環境からの γ 線、宇宙線等がある。 γ 線に対しては、測定容器の遮へいや検出器の信号レベルの弁別により中性子の信号と区別できる。本報告では宇宙線に起因する中性子BGの低減を主体に開発された測定法を紹介する。

2. 性能評価

(1) 開発モデルの性能

開発された廃棄物（200lドラム缶）計測装置の外観を図1に示す。 γ 線BGを低減するために、廃棄物を収納する測定容器の外側には遮へいを設ける。さらに宇宙線を検出するためのプラスチックシンチレータを測定容器の上部に設けている。複数の中性子検出器が一定時間内に中性子を検出する事象である同

時計数を検出することにより核分裂起源の中性子を測定する。この同時計数には、宇宙線と設備構成物質との相互作用により発生した中性子や単発の中性子が偶発的に同時検出された計数も含まれる。さらに、中性子検出器の同時計数の内プラスチックシンチレータの信号と同時計数したものは宇宙線に起因するBGとして除去した中性子同時計数を測定する。これら2種類の同時計数値を共分散解析した結果から正味の中性子計数値を算出する。

測定容器は六角形で測定対象のドラム缶を囲む二重の同心円状に長さ1mのHe-3中性子カウンタを配置している。中性子の検出効率は25%である。宇宙線検出用のプラスチックシンチレータは、宇宙線の入射方向が上部が主体であることから測定容器の上部にのみ



図1 開発された廃棄物計測装置の外観

設置している。測定容器と周囲の構造物は宇宙線との相互作用を少なくするため極力低原子番号の材料を使用している。

宇宙線を検出したプラスチックシンチレータの信号から125 μ S以内の中性子同時計数は宇宙線起源のBGとしている。この時間は長すぎると中性子検出の不感時間が長くなり検出効率を下げることになる。Al, Fe, W, Pb等の材料を対象に実施した予備実験の結果から中性子検出器の宇宙線に起因する同時計数を検出するに必要最短の時間に設定したものである。表1に開発モデルでのPu-240実効質量の検出限界を示す。

廃棄物の種類として、プラスチック、金属、コンクリートの3種類を選定した。検出限界値は、BG補正の違いによる3種類を示した。空ドラム缶によるBG補正は、試料測定の直前に空のドラム缶を測定しその計数値をBGとしたものである。開発モデルの実験結

果が今回の開発モデルによる結果である。廃棄物が高原子番号になるほど宇宙線起源のBGの影響が大きく、検出限界値は悪くなる。

宇宙線に起因するBG補正が適切であることを確認するためにPu試料を測定した結果を表2に示す。この結果から宇宙線起因のBGを補正した計数値はPu-240の質量に比例しており、BG補正が適切であることが確認できた。また、別の試験でプラスチックシンチレータの信号弁別用ディスクリミネータが γ 線や中性子線の影響を受けないレベルに設定されていることを確認している。

(2) 製品モデルの性能予測

開発モデルの試験結果をベースに、さらに厳密なBG補正をほどこしPuの検出限界を低減する製品モデルを計画している。製品モデルでは、He-3中性子検出器を1mから1.2mに長尺化することにより中性子の検出

表1 廃棄体計測装置のPu検出限界 (99%信頼度)

廃棄物	空ドラム缶でBG補正した結果		開発モデルによりBG補正した結果		製品モデルでの性能予測値	
	Pu(mg) ^{*1}	α (GB/t) ^{*2}	Pu(mg) ^{*1}	α (GB/t) ^{*2}	Pu(mg) ^{*1}	α (GB/t) ^{*2}
プラスチック (50kg)	2.27	2.04	1.58	1.42	0.36	0.33
金属 (120kg)	3.00	1.12	1.91	0.72	0.38	0.14
コンクリート (266kg)	2.83	0.48	1.85	0.31	0.43	0.07
鉛 (100kg)	9.65	4.34	4.89	2.20	0.88	0.40

* 1 : Pu240実効質量の検出限界値

* 2 : Pu240の割合を6%として換算したPuの α 放射能

表2 プルトニウム試料の測定結果

Pu質量 (g)	Pu-240質量 (g)	宇宙線BG補正無し of 計数 (cps)	宇宙線BG補正あり of 計数 (cps)
25	5.85	200.78 \pm 1.16	200.40 \pm 1.40
50	11.70	410.50 \pm 7.28	408.48 \pm 7.31
80	18.72	662.07 \pm 4.75	659.43 \pm 5.13

効率を25%から35%に向上する。また、宇宙線検出用のプラスチックシンチレータを測定容器の上部だけでなく側面にも配置し、検出効率を改善する。これらの対策を講じた場合の宇宙線に起因する中性子BGの除去割合は70%と見込まれ、Pu-240の検出限界は表1の製品性能予測欄に示すように廃棄物母材がプラスチック、コンクリート、金属等では0.5mgのレベルである。この検出限界値はTRU廃棄物に含まれる少量のPuを精度よく評価することによりTRU廃棄物を一律に処分するこら、処分するPu含有量に応じて適切な処分方式を選定する機会を与えるものである。

3. まとめ

本報告で紹介した廃棄体中Puの非破壊測定法は、英国セラフィールドで保管中のTR

U廃棄物の処分コスト低減を目的に開発されたものである。開発された測定法ではPuの自発核分裂により放出される複数個の中性子を同時計数する方式をベースに、測定容器に入射する宇宙線をプラスチックシンチレータで検出することにより、宇宙線に起因する中性子BGを低減した。これらの改良によりPu-240実効質量の検出限界を約0.5mgにまで低減できる見通しを得た。廃棄体のPu汚染密度では0.4GB/tのオーダに相当する。

本方式でTRU廃棄体中のPuを精度よく定量することにより、TRU廃棄物の内LLWとして処分できる割合が増えることが期待できる。この結果、英国での許容年間処分量の規制の下で従来の数倍のTRU廃棄物処分が実現でき、処分コストを低減できる見込みである。

参考文献

- 1) M.Willson, J.Rackham, and J.Sharpe, "TRU/LLW Segregation using Passive Neutron Coincidence Counting-10072," WM2010, March7-11,2010,Phoenix, AZ

5. 原子力発電所の廃止措置情報

情報管理部 榎戸 裕二

廃止措置の概況：

2010年3月以降、世界の原子力発電所で新たに運転停止し、廃止措置段階に至ったものはない。また、進行しているプロジェクトで大きなトラブルや工程の遅延についても報道されている限りはない。

この中で、ドイツでは、CDU/FDP連立政権が原子力発電のフェーズアウト政策からの転換とともれる運転中の17基（2基は長期運転停止中）の発電所の運転期間を平均12年延長することを決めた。

再生エネルギーのインフラ整備への方向性は全く不変としている。この寿命延長は財政難の政府をして核燃料税を新設する動きと重なり、また産業界との取引も取沙汰され、左派陣営から大きな抵抗にあっている。全ての原発が寿命延長に進むのか、廃止措置に向かうのかドイツでは原発利用は当面不安定な状態にある。

わが国では、日本原電敦賀1号機が平成21年度末での「運転停止」予定を変更し短期間ではあるが寿命延長に向け初めて舵を切った。また、本年6月には関西電力美浜1号機が10年以内の延長とそのリプレースの考えを公表し、敦賀1号機に続きわが国2機目の寿命延長を図ることになった。本稿では、寿命延長に関わる日・米の現況を含め下記の情報を紹介する。

表1 日本において運転年数が35年を超えた原子力発電所（2010年11月現在）

表2 米国の運転中の原子力発電所の寿命延長の動向（2009年3月）

表3 世界の原子力発電所廃止措置情報一覧（2010年2月現在）

表1 日本において運転年数が35年を超えた原子力発電所（2010年11月現在）

電力会社名	発電所名	運転開始年月	電気出力(万kW)	炉型	廃止措置予定
東京電力	福島第一1号機	1971年3月	46.0	BWR	未定
	福島第一2号機	1974年7月	78.4	BWR	未定
関西電力	美浜1号機	1970年11月	34.0	PWR	運転50年を超えず廃止措置(リプレース検討)
	美浜2号機	1972年7月	50.0	PWR	未定
	高浜1号機	1974年11月	72.6	PWR	未定
	高浜2号機	1975年11月	82.6	PWR	未定
中国電力	島根1号機	1974年3月	46.0	BWR	未定
九州電力	玄海1号機	1975年10月	55.9	PWR	未定
日本原電	敦賀1号機	1970年3月	35.7	BWR	運転46年で廃止措置(リプレース)予定

表2 米国の運転中の原子力発電所の寿命延長の動向（2009年3月）

全104基の許認可更新（法定期限40年→60年）手続き			
許認可期限	延長後の期限	基数	状況
2010年	2030年	7	申請中の1基含む
2015年	2035年	34	申請中の10基含む
2020年	2040年	15	申請中4基、未申請6基
2025年	2045年	26	申請中11基、未申請7基
2030年	2050年	18	申請中8基、未申請6基
2030年以降		4	
運転中のDresden発電所の2基（BWR）の寿命延長例			
原子炉	プラント現状	電気出力(万kW)	プラント運転許可履歴
1号機	78年/10月閉鎖	20.0	安全貯蔵中（07～27）、36年廃止措置完了予定
2号機	運転中	86.7	09/12失効、03/01申請、04/10許可、29/12新期限
3号機	運転中	86.7	11/01失効、03/01申請、04/10許可、31/01新期限

表3 世界の原子力発電所廃止措置情報一覧(2010年2月現在)

No	国	施設名	運転期間	電出力 (クワス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
1	アルメニア	アルメニア-1	1977/10/06~1989/02/25	408MW	PWR	未定	計画検計中	2048年
2	ベルギー	BR-3	1962/10/10~1987/06/30	12MW	PWR	即時解体	解体中	2011年
3		コズロドイ-1	1974/10/28~2002/12/31	440MW	PWR			
4	ブルガリア	コズロドイ-2	1975/11/10~2002/12/31	440MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	未定
5		コズロドイ-3	1981/01/20~2006/12/31	440MW	PWR			
6		コズロドイ-4	1982/06/20~2006/12/31	440MW	PWR			
7		ダグラスポイント	1968/09/26~1984/05/04	218MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
8	カナダ	ジェンティリ-1	1972/05/01~1977/06/01	266MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	未定
9		ロルフトンNDP-2	1962/10/01~1987/08/01	20MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	
10		ピュージェイ-1	1972/07/01~1994/05/27	540MW	GCR	安全貯蔵	解体計画作成中	2027年以前
11		ショー-A	1967/04/15~1991/10/30	320MW	PWR	安全貯蔵	圧力容器解体準備	2019年
12		シノン-A1	1964/02/01~1973/04/16	80MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2027年
13		シノン-A2	1965/02/24~1985/06/14	230MW	GCR	安全貯蔵	部分解放済(ステージII)	2026年
14		シノン-A3	1966/08/04~1990/06/15	480MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
15		マルクール-G2	1959/04/22~1980/02/02	43MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中(Cの処分場開設待)	未定
16	フランス	マルクール-G3	1960/04/04~1984/06/20	43MW	GCR	安全貯蔵		
17		モンダレー-EL4	1968/06/01~1985/07/31	75MW	HWGCR	安全貯蔵	原子炉解体準備中	2016年
18		サンローラン-A1	1969/06/01~1990/04/18	500MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	2032年
19		サンローラン-A2	1971/11/01~1992/05/27	530MW	GCR	安全貯蔵		2028年
20		スーパフェニックス	1986/12/01~1998/12/31	1241MW	FBR	即時解体	N a 処理継続	2026年
21		フェニックス	1974/07/14~2010/02/01	142MW	FBR	即時解体	「最終運転停止段階」で燃料撤去	2023年
22		グライズバルト-1	1974/07/02~1990/02/14	440MW	PWR			
23		グライズバルト-2	1975/04/14~1990/02/14	440MW	PWR			
24		グライズバルト-3	1978/05/01~1990/02/28	440MW	PWR	即時解体	解体中、サイトの部分解放済	2012年
25		グライズバルト-4	1979/11/01~1990/07/22	440MW	PWR			
26		グライズバルト-5	1989/11/01~1989/11/24	440MW	PWR			
27		グロスヴェルツハイム(HDR)	1970/07/02~1971/04/20	25MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1998年完了
28	ドイツ	グンドレミンゲン(KRB-A)	1967/04/12~1977/01/13	250MW	BWR	即時解体	設備・機器の解体撤去(建家残存)	2006年完了
29		AVR実験炉	1969/05/09~1988/12/31	15MW	HTGR	即時解体	設備・設備の解体撤去済	2013年
30		カールVAK	1962/02/01~1985/11/25	16MW	BWR	安全貯蔵	解体作業は完了	未定
31		カールスルーヘKNK-II	1979/03/03~1991/08/23	20MW	LMFBR	即時解体	解体中	2013年
32		カールスルーエMZFR	1966/12/19~1984/05/03	57MW	PHWR	即時解体	解体中	2011年
33		リンゲン(KWL)	1968/10/01~1979/01/05	268MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2013年までの25年間)	2013年解体予定
34		ミュルハイム・ケールリッヒ	1987/08/01~1988/09/09	1302MW	PWR	即時解体	解体中	2014年

No.	国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉 型	廃止措置 方 式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定) 時期
35		ニダーアエイヒバツハ (KKN)	1973/01/01~1974/07/21	106MW	HWGCR	即時解体	解体及びサイト解放済	1995年完了
36		ラインスベルグ	1966/10/11~1990/06/01	70MW	PWR	即時解体	解体中	2012年
37	ド イ ツ	シュターデ	1972/05/19~2003/11/14	672MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
38		THTR-300	1987/06/01~1988/04/20	308MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2027年までの30年間)	未定
39		ヴェルガッセン	1975/11/11~1994/08/26	670MW	BWR	即時解体	解体中	2014年
40		オピリッヒハイム	1969/03/31~2005/05/11	357MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
41		カオルソ	1981/12/01~1990/07/01	882MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2016年
42		ガリグリアーノ	1964/06/01~1982/03/01	160MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2015年
43	イ タ リ ア	ラティナー	1964/01/01~1987/12/01	160MW	GCR	安全貯蔵	解体中	2020年
44		トリノ・ヴェルチェレッセ	1965/01/01~1990/07/01	270MW	PWR	即時解体	解体中	2014年
45		動力試験炉 (JPDR)	1963/10/26~1976/03/18	13MW	BWR	即時解体	建物解体撤去、サイト解放済	1996年完了
46		東海発電所	1966/07/25~1998/03/31	166MW	GCR	即時解体	解体中	2017年
47	日 本	「ふげん」	1979/03/20~2003/03/29	165MW	HWLWR	即時解体	解体中	2028年
48		浜岡発電所1号機	1976/03/17~2009/01/30	540MW	BWR	即時解体	解体準備中	2036年
49		浜岡発電所2号機	1987/11/29~2009/01/30	840MW	BWR	即時解体	解体中	2028年
50	カザフスタン	BN-350	1973/07/16~1999/04/22	90MW	FBR	安全貯蔵	廃止措置計画準備中	2075年頃
51	リトアニア	イグナリア-1	1983/12/31~2004/12/31	1300MW	LWGR	未 定	運転停止	未定
52		イグナリア-2	1987/08/20~2009/12/31	1300MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降
53	オランダ	ドーテバルト	1969/03/26~1997/03/26	60MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	不明
54		ベロヤルスク-1	1964/04/26~1983/01/01	108MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	不明
55		ベロヤルスク-2	1969/12/01~1990/01/01	160MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	不明
56	ロ シ ア	ノボロネジ-1	1964/12/31~1984/02/16	210MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵終了し解体中	不明
57		ノボロネジ-2	1970/04/14~1990/08/29	365MW	PWR	安全貯蔵	燃料撤去後博物館化された。	不明
58		オブニスクAPS-1	1954/12/01~2002/04/29	6 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2057年頃
59		ボフニチエ-A1	1972/12/25~1977/02/22	143MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2062年頃
60	スロバキア	ボフニチエ-V1-1	1980/04/01~2006/12/31	440MW	PWR	即時解体	安全貯蔵準備中	2062年頃
61		ボフニチエ-V1-2	1981/01/01~2008/12/31	440MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2028年以降
62	ス ペ イ ン	パンデロス-1	1972/05/06~1989/10/19	500MW	GCR	安全貯蔵	廃止措置準備中	不明
63		ホセ・カブレラ-1	1968/07/14~2006/04/30	150MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	2040年頃
64		オグスタ	1964/05/01~1974/06/02	10MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	2020年頃解体開始
65	スウェーデン	バーセベック-1	1975/07/01~1999/11/30	615MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (SFR-2 処分場開設待)	2020年頃解体開始
66		バーセベック-2	1977/03/21~2005/05/31	615MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (2045年まで)	解体 敷地除染修復 (2046~2065年)
67		チェルノブイル-1	1978/05/27~1996/11/30	1000MW	LWGR	安全貯蔵		
68		チェルノブイル-2	1978/05/28~1991/10/11	1000MW	LWGR	安全貯蔵		
69	ウクライナ	チェルノブイル-3	1982/08/27~2000/12/15	1000MW	LWGR	安全貯蔵		
70		チェルノブイル-4	1984/03/26~1986/04/26	1000MW	LWGR	安全貯蔵		

No.	国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定) 時期
71	イギリス	パークレ-1	1962/06/12~1989/03/31	166MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2013年)	2074年まで安全貯蔵後解体
72		パークレ-2	1962/10/20~1988/10/26	166MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2015年)	80年間(2095年まで)安全貯蔵後解体
73		ブラッドウェル-1	1962/07/01~2002/03/31	146MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
74		ブラッドウェル-2	1962/11/12~2002/03/30	146MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
75		コールダーホール-1	1956/10/01~2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
76		コールダーホール-2	1957/02/01~2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
77		コールダーホール-3	1958/05/01~2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
78		コールダーホール-4	1959/04/01~2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
79		ハンターストン-A1	1964/02/05~1990/03/30	173MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(1995年~2016年)	65年間(2081年まで)安全貯蔵後解体
80		ハンターストン-A2	1964/07/01~1989/12/31	173MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(1995年~2016年)	65年間(2081年まで)安全貯蔵後解体
81		ヒンクレーポイント-A1	1965/03/30~2000/05/23	267MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2004年~2014年)	80年間(2095年まで)安全貯蔵後解体
82		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05~2000/05/23	267MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2004年~2014年)	80年間(2095年まで)安全貯蔵後解体
83		トロースフィニッド-1	1965/03/24~1991/02/06	23.6MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(1995年~2012年)	2088年まで安全貯蔵後解体
84		トロースフィニッド-2	1965/03/24~1991/02/04	23.6MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(1995年~2012年)	2088年まで安全貯蔵後解体
85		サイズウェル-A1	1966/03/25~2006/12/31	245MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2009年~2017年)	2102年まで安全貯蔵後解体
86		サイズウェル-A2	1966/09/15~2006/12/31	245MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2009年~2017年)	2102年まで安全貯蔵後解体
87		ダンジネス-A1	1965/10/28~2006/12/31	230MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2009年~2017年)	2102年まで安全貯蔵後解体
88		ダンジネス-A2	1965/12/30~2006/12/31	230MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2009年~2017年)	2102年まで安全貯蔵後解体
89		チャペルクロス-1	1959/03/01~2004/06/29	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2011年~2018年)	2116年まで安全貯蔵後解体、2128年サイト解放
90		チャペルクロス-2	1959/03/01~2004/06/29	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2011年~2018年)	2116年まで安全貯蔵後解体、2128年サイト解放
91		チャペルクロス-3	1959/03/01~2004/06/29	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2011年~2018年)	2116年まで安全貯蔵後解体、2128年サイト解放
92		チャペルクロス-4	1959/03/01~2004/06/29	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2011年~2018年)	2116年まで安全貯蔵後解体、2128年サイト解放
93		ドンレーDFR	1962/10/01~1977/03/01	14MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
94		ドンレーPFR	1976/07/01~1994/03/31	250MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
95		ウインズケールWAGR	1963/02/01~1981/04/03	36MW	GCR	解体へ変更	解体中	2028年
96		ウインプリスSGHWR	1968/01/01~1990/09/11	100MW	HWLWR	解体へ変更	解体中(2015年完了予定)	2042年へ変更
97		ビッグロックポイント	1965/11/01~1997/08/29	71MW	BWR	即時解体	サイト解放済	2007年完了
98		GEパレシトス	1957/10/19~1963/12/09	24MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2019年完了予定
99	CVTR	1963/12/18~1967/01/01	19MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了	
100	ドレスデン-1	1960/07/04~1978/10/31	207MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2007年~2027年)	2036年完了予定	
101	エルクリバー	1964/07/01~1968/02/01	24MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1974年完了	
102	エンリコ・フェルミ-1	1966/08/05~1972/09/22	65MW	FBR	安全貯蔵	解体中	2025年予定	
103	EBR-II	1965/01/01~1994/09/01	20MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定	
104	ハンフォードN原子炉	1966/04/01~1988/02/01	860MW	LWGR	安全貯蔵	ISS(臨化)方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体	
105	フォート・セント・ブレイン	1979/07/01~1989/08/29	342MW	HTGR	即時解体	サイト解放済	1997年完了	
106	ハダムネット(C・Y)	1968/01/01~1996/12/05	603MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2007年完了	

No.	国	施設名	運転期間	電氣出力 (クワロス)	炉型	廃止措置方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定) 時期
107		ハーラム	1963/11/01~1964/09/01	84MW	その他	遮へい隔離	隔離中(100年以上)	1969年完了
108		フンボルト・ベイ	1963/08/01~1976/07/02	65MW	BWR	安全貯蔵	解体準備中	2015年完了予定
109		インデアソン・ポイント-1	1962/10/01~1974/10/31	277MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(~2013年)	2026年完了予定
110		ラクロス	1969/11/07~1987/04/30	53MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2026年完了予定
111		メインヤンキー	1972/12/28~1997/08/01	900MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2005年完了
112		ミルストーン-1	1971/03/01~1998/07/01	684MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
113		パスファインダー	1966/07/02~1967/10/01	66MW	BWR	安全貯蔵	サイト解放済	2007年完了
114		ビーチボトム-1	1967/06/01~1974/11/01	42MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2034年以降予定
115		ピカー	1963/11/01~1966/01/01	12MW	その他	遮へい隔離	隔離中(放射能減衰に120年以上)	1969年完了
116	アメリカ	ブエルトリコ ボーナス	1965/09/01~1988/06/01	18MW	BWR	遮へい隔離	隔離中(放射能減衰に120年以上)	1970年完了
117		ランチョセコ-1	1975/04/17~1989/06/07	917MW	PWR	即時解体	許認可解除済(建物残存)	2009年完了
118		サンオノフレ-1	1968/01/01~1992/11/30	456MW	PWR	即時解体	解体中	2030年完了予定
119		シッピングポート	1957/12/02~1982/10/01	60MW	PWR	即時解体	サイト解放済	1989年完了
120		ショールーム	運転開始しないで閉鎖	880MW	BWR	即時解体	解体済	1995年完了
121		スリーマイルアイランド-2	1978/12/30~1979/03/28	959MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
122		トロージャン	1976/05/20~1992/11/09	1155MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2005年完了
123		ヤンキーロー	1961/07/01~1991/10/01	180MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2007年完了
124		ザイオン-1	1973/12/31~1998/02/13	1085MW	PWR	安全貯蔵	解体準備中	2018年完了予定
125		ザイオン-2	1973/12/31~1998/02/13	1085MW	PWR	安全貯蔵	解体準備中	2018年完了予定
126		サクストン	1967/03/01~1972/05/01	3 MW	PWR	安全貯蔵	サイト解放済	2005年完了

(1) 本表は、IAEA PRIS (Power Reactor Information System)、ANS Nuclear News及びNEI誌のWorld Nuclear Industry

Handbookに基づき当センターが国際会議、専門誌等からの情報を加え取り纏めたものです。

(2) 運転期間の記述のうち日付け(例1965/05/01)の01には出典に日付けが記載されていないものを含みます。

(3) 炉型は、PWR(加圧水型炉)、BWR(沸騰水型炉)、LWGR(軽水冷却型ガス炉)、HTGR(高温ガス炉)、HWLWR(重水減速軽水冷却炉)、FBR(高速炉)、GCR(黒鉛減速ガス炉)、HWGCR(重水冷却ガス炉)、PHWR(加圧水型重水炉；ヤンドウー炉)

(4) アメリカと旧ソ連には、冷戦終結に伴い運転停止した発電設備を有する生産炉が上記以外に20機程度あり、一部は廃止措置されていない。

委員会等参加報告

前報告から平成22年10月末までの外部機関委員会等への参加者は以下の通りである。

外部機関名	委員会等の名称	参加者氏名	開催日時
(社)日本原子力学会	ウラン・TRU取扱施設クリアランスレベル検認分科会	安念 外典	8月19日
	原子燃料サイクル専門部会		8月30日
	標準委員会		9月9日
(独)原子力安全基盤機構	廃止措置検討会 廃止措置情報交換会	榎戸 裕二	8月4日
	廃棄確認技術検討会	室井 正行	10月20日
(独)日本原子力研究開発機構	ふげん廃止措置技術専門委員会	安念 外典	9月14日

総務部から

1. 人事異動

○職員

採用（10月18日付）

物流システム事業化準備室 技術部 調査役

長谷川 安茂

©RANDECニュース 第86号

発行日：平成22年11月15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

〒319-1107 茨城県那珂郡東海村豊白一丁目3-37

Tel. 029-283-3010

Fax. 029-287-0022

ホームページ：<http://www.randec.or.jp/>

E-mail：decomi@randec.or.jp

本誌からの引用・複製は、同センターの許諾を受けて下さい。