

RANDEC

Oct. 2025 No.123

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター

AI 時代における持続可能な原子力利用に向けて

電気事業連合会 専務理事
中西 英夫

近年、日本の原子力発電をめぐる環境には、明るい兆しが見られます。とりわけ、2024年11月には東北電力女川原子力発電所2号機が、東日本大震災以降で初めて沸騰水型軽水炉として運転を再開し、復興とエネルギー政策の両面で大きな節目を迎えました。続いて同年12月には、中国電力島根原子力発電所2号機も再稼働を果たし、さらに2025年7月には北海道電力泊原子力発電所3号機の設置変更許可が得られるなど、各地で着実な進展がみられます。こうした動向は、電力の安定供給と脱炭素化の両立を目指す中で、原子力発電の役割が改めて評価されていることを示しています。

国際的に見ても、生成AIの普及や大規模データセンターの拡張を背景に電力需要は急増しており、安定性と低炭素を兼ね備える原子力が再び注目を集めています。欧米やアジア諸国では、発電所の新設や運転期間延長が進められ、小型モジュール炉(SMR)など次世代炉の研究開発も加速しています。こうした潮流は、原子力発電が社会基盤技術として引

き続き重要な役割を担うことを示しており、その存在感は一層高まっています。

もっとも、原子力の活用を持続的に進めるには課題も少なくありません。人材の確保・育成や長期的なサプライチェーンの維持・拡充は不可欠であり、これは国際的にも共通する課題です。産官学が一体となって取り組み、技術と経験を確実に次世代へと継承していく不断の努力が求められます。

特に、放射性廃棄物の処理・処分は、原子力の持続可能な利用を社会に定着させる上で避けて通れない最重要課題です。その解決には、科学的知見に基づく長期的かつ安定的な事業推進が欠かせません。AI時代を支える安定電源へと結び付けるため、原子力バックエンド推進センター(RANDEC)の果たす役割は今後一段と重要性を増します。着実な取り組みの積み重ねが社会的信頼を醸成し、長年にわたる課題解決へと結実することを期待しています。

RANDEC ニュース 目次

第123号（令和7年9月）

巻頭言：AI 時代における持続可能な原子力利用に向けて

電気事業連合会 専務理事 中西 英夫

評議員会及び理事会の開催	1
	総務部
原子力科学技術委員会「第10回原子力バックエンド作業部会」	2
	廃棄物処理事業推進部
第22回廃棄体検討WG会合	3
	廃棄物処理事業推進部
バックエンド技術情報	
1. 低・中レベル放射性廃棄物処分に対するセルロースの影響	4
	理事長 泉田 龍男
2. スペイン・José Cabrera、スロバキア・Bohunice V 廃止措置完了へ	7
	フェロー 澁谷 進
3. 容器内ガラス固化法によるALPS処理で発生する二次廃棄物の安定化研究	17
	企画部 五十嵐 幸
4. 持続可能な英国廃棄物管理のための統合的意思決定	27
	廃棄物処理事業推進部 秋山武康
世界の原子力発電所の廃止措置の最新情報	34
	フェロー 澁谷 進
その他	40
・委員会等参加報告	
・総務部から（人事異動、他）	

評議員会及び理事会の開催について

総務部

令和7年度の理事会及び評議員会の開催状況について、下記の通りTV会議及び書面による決議にて審議されました。

令和6年度事業報告及び決算報告について第48回理事会および第32回評議員会にて承認決議されました。また、今回の評議員会終了後に評議員、理事及び監事の任期が終了するため新評議員、理事及び監事の選任が審議事項となり、次のとおり選任されました。なお、理事長については第49回理事会（書面による決議）にて泉田龍男（代表理事）が選任されました。

選任された評議員（敬称略）

池田 泰久、 石村 毅
植竹 明人、 大越 実
大橋 泰裕、 佐藤 勇
中島 一宗、 中西 英夫
吉田 拓真

選任された理事（敬称略）

泉田 龍男、 大塚 康介
小澤 隆、 佐々木 良一
澤田 祥平、 西村 護達

選任された監事（敬称略）

柳澤 信一郎

理事会及び評議員会が以下のように開催されましたので、報告します。

（理事会開催状況）

第48回 理事会（TV会議）

- (1) 決議の日：令和7年6月2日
- (2) 議題

[審議案件]

- ①令和6年度事業報告について
- ②令和6年度決算報告について
- ③令和6年度内閣府定期報告について
- ④第32回評議員会の開催について
- ⑤新評議員、新理事及び新監事候補者の推薦について

（評議員会開催状況）

第32回 評議員会（TV会議）

- (1) 決議の日：令和7年6月18日
- (2) 議題

[審議案件]

- ①令和6年度事業報告について
- ②令和6年度決算報告について
- ③新評議員、新理事及び新監事の選任について

第49回 理事会（書面決議）

- (1) 決議の日：令和7年6月18日
- (2) 議題

[審議案件]

- ①代表理事（理事長）選定について
- ②役員報酬について

原子力バックエンド作業部会

廃棄物処理事業推進部

1. はじめに

文部科学省 科学技術・学術審議会 『研究計画・評価分科会』の『原子力科学技術委員会』に設置された『原子力バックエンド作業部会』の第10回作業部会が令和7年7月24日に開催された。

なお、本作業部会は、「廃止措置に移行する原子力施設が増加する中で、研究機関等が保有する原子力施設の廃止措置等について、安全を確保しつつ、廃止措置や放射性廃棄物の処理・処分等を着実にを行うための方策について調査検討を行う」としている。

2. 第10回作業部会の議題

第10回原子力バックエンド (BE) 作業部会の議題は以下であった。

- ①第13期原子力 BE 作業部会について
- ②第13期原子力 BE 作業部会の検討事項について
- ③原子力機構の廃止措置について
- ④研究施設等廃棄物埋設事業について
- ⑤その他

3. BE 作業部会の検討事項

今13期原子力 BE 作業部会の検討事項は、第12期作業部会における取り組むべき「5つの重点施策」として整理された以下の項目、

- ①新試験研究炉の開発・整備の推進

②次世代革新炉の開発及び安全性向上に資する技術基盤等の整備強化

③廃止措置を含むバックエンド対策の抜本的強化

- ・施設維持管理費の削減や事故・トラブルのリスク低減を念頭に効率的な廃止措置の計画
- ・原子力施設の廃止措置や埋設処分業務を円滑に実施するための方策
- ・少量核燃料物質の集約化・安定化に関する取組の方針

④原子力科学技術に関する研究・人材基盤の強化

⑤東京電力福島第一原子発電所事故への対応

及び、第13期原子力科学技術委員会からのコメント等によるとされている。

4. 原子力機構の廃止措置

原子力機構から、BE 全体像・組織、廃止措置・廃棄体化や技術開発の進捗状況、施設中長期計画の改定結果、等の説明があり、もんじゅ及びふげんの廃止措置の状況、東海再処理施設の概況についても説明があった。

5. 研究施設等廃棄物埋設事業

原子力機構から、埋設事業の概況、実施計画の変更経緯、埋設事業に関する広報活動、及び技術検討状況の報告があった。

第22回廃棄体検討WG会合

廃棄物処理事業推進部

廃棄体検討ワーキンググループ（以下、廃棄体検討WG）は、日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）、日本アイソトープ協会、RANDECの三者で構成される研究施設等廃棄物連絡協議会の下に設置され、研究施設等廃棄物の廃棄体化処理を円滑に行い埋設処分事業を着実に進めるための検討を行っている。

第22回廃棄体検討WGが令和7年4月2日に開催された(TV会議)ので、その結果を報告する。

議題は、JAEAから①廃棄体の受入基準等の検討状況、②廃棄体製作に係る基準類整備の検討状況、等の説明である。

(1) 廃棄体の受入基準等の検討

廃棄体受入基準の検討状況として、JAEAより要領書を目標に作成中の放射能インベントリ評価の考え方(案)について、1章(共通的な考え

方)、5章(ウラン取扱施設)、8章(RI使用施設)について、現状の記載内容の説明があり、意見交換を行った。

今後、記録等に基づくデータを共有し密に意見交換して、規制側への説明に耐えうるデータを揃えるために実現可能な評価方法と達成に向けたスケジュールを検討していくこととなった。

(2) 廃棄体製作に係る基準類整備の検討

廃棄体製作に係る基準類整備の検討状況として、JAEAの廃棄体製作に係る基準類の検討状況と体制について、令和4年度より廃棄体製作基準検討委員会を設置し、ふげんの廃棄物を事例として整備し、外部有識者などの意見を聴きながら課題の抽出や今後の対応検討を進めていることの紹介があった。

バックエンド技術情報

1. 低・中レベル放射性廃棄物処分に対するセルロースの影響

理事長 泉田龍男

低・中レベル放射性廃棄物中の紙類やフィルター類の主要成分であるセルロースが、埋設処分施設の安全評価に悪影響を与えることが知られている。これは、セルロースが処分施設の環境下で化学分解し、その分解物が放射性核種の漏洩を加速するためと考えられている。今回紹介するのは、そのセルロースによる廃棄物処分に対する影響を、文献や各国のバックエンド関係者などからの取材などにより、世界的にどのように評価検討されているのかを概括した論文である。各国の対応がさまざまであり、我が国の位置づけが明確になり、興味深い。

1. はじめに

セルロースは、原子力発電所の運転や廃止措置で発生する低・中レベル放射性廃棄物(LILW)中の有機物の主要な構成成分である。また、発電所以外からの放射性廃棄物も同様である。セルロースが分解されるとイソサッカリン酸(ISA)を生成する。これは有機錯体化合物であり、放射性核種の移動を加速する。特に高 PH 環境(PH10.5-12.5)で顕著になる。セルロースの分解メカニズムや核種の移動への影響に関する研究が実施されてきたが、その成果が規制や廃棄物埋設施設の受け入れ基準もしくは廃棄物発生者に対する指導などへの反映は限定的である。セルロースに対する各国の対応は、埋設施設への数量制限を課す国もあれば、セルロースを含む廃棄物の焼却を要求する国もあり、甚だ違いがある。

以下に示す観点に従って、文献調査及び取材に散り組んだ。

- ・ 処分施設内での放射性核種の移動に関

してのセルロース (ISA) の役割

- ・ セルロースに影響を受けやすい核種
特に米国などで数量規制されているもの
- ・ セルロース分解と処分形態（例えば地層埋設や浅地層埋設など）との関連
- ・ セルロース分解と廃棄物容器との関連
- ・ セルロース分解と廃棄物の種類との関連
- ・ セルロースを含む廃棄物に対する米国やその他の国での制限や規制
- ・ LILW 中のセルロースの検出もしくは定量化のための方法
- ・ LILW 中のセルロースによる影響を予防又は緩和するための方法
- ・ セルロースを含む廃棄物の運用経験

2. 背景と現状

セルロースの分解生成物に起因する放射性核種の移動性の増大による廃棄物処分への影響については、1980年代末頃から研究対象となってきた。その頃の初期の研究では以下のことが認識されていた。

- ①廃棄物中のセルロースの分解によって放射性核種の溶解度が上昇し、それは処分施設の許容線量限度を超える程の影響を与える。
- ②アルカリ性環境とセルロース分解は大きい相関がある。最も懸念すべき放射性核種はアクチノイドとランタノイドである。特に ISA とセルロース分解物は、Eu-152、Th-234 及び Ni-63 の収着に悪影響を及ぼす。

セルロース分解の影響に関する研究は続けられてきたが、米国 EPRI(Electric Power Research Institute)のメンバーフィードバックによれば、研究の成果は廃棄物処理処分産業全体には十分浸透しなかったことが示されている。いくつかの国では、セルロースを含む廃棄物の処分施設への数量制限が公表されているが、多くの規制当局は、処分施設の受け入れ基準にセルロースの数量制限の適否の検討を実施していない。

3. 方法、結果、検討

査読付き文献、米国とその他の国の規制、廃棄物処分施設の受け入れ基準及び EPRI メンバーへの取材が、セルロースの影響を明らかにするためと、発電所の廃棄物管理者による運用上の配慮事項などを明らかにするために実施された。以下の国々での対応が、EPRI のメンバー取材もしくはこれまでの調査などで明らかになった。それは、ベルギー、チェコ、フィンランド、ドイツ、日本、韓国、スロバキア、スペイン、スウェーデン、スイス、UAE、イギリス、USA である。

セメントに基づいた処分形態（廃棄物のセメント固化など）とセルロース分解には

明らかな相関がある。それはセメントによる生じた高 PH 環境に起因する。この問題をさらに複雑にしているのは、セルロースの分解物が放射線に照射されると分解速度がさらに高まるという問題がある。

今回の調査の中で、セルロース分解に関しての産業界の対応は見当たらなかった。

セルロースを処分するに際して数量制限を課す処分施設があることは注目に値する。そこでは、放射性核種の移動に関してセルロース分解による影響を予測評価（計算もしくはモデル化）している。その後の研究では、セルロースの分解生成物は必ずしも廃棄物施設の安全性を損ねるものではないことも示された。しかし、EPRI の取材及び文献調査に基づく、評価結果に基づいてセルロースの数量制限を不要とする技術的正当性を示す証拠は見当たらなかった。逆にセルロースの数量制限の例が見つかった。

①スウェーデンの数量制限

0-3.6E+05kg cellulose/caisson

②ベルギーの数量制限

100kg/400L package

③米 Nevada National Security Site

水素/U-235 比 50 以下

セルロースによる影響を受ける廃棄物は、繊維状物質、防護服のような紙製品、ぼろきれ、ペーパータオル、原子力発電所で使用されているいくつかのフィルター類であることが明らかにされている。セルロースの検知及び数量化の方法は存在するが、高価で大きな労力を要するものとして評価されている。問題をさらに複雑化する要因に、廃棄物中に含まれるセルロースはしばしば異種混合物であり、それが代表的なサンプル

ル選択を難しくしている。セルロースの検出技術の開発は継続しており、中でも最も注目すべき技術は、ラマン分光と画像認識を活用して定量化する技術である。

セルロースを含む廃棄物に対して最も一般的でコスト効果の高い技術は焼却方式である。しかし、焼却方式は多くの国では環境放出制限のために許可されていない。これはこの方式に対する社会的・政治的ポリシーの違いによる。

しかし、いくつかの国々では（スロバキアなど）セルロースを含む廃棄物の焼却が要求されている。また、可溶性の防護服（OREX）が従来の綿や紙材による防護服に置き換えることが検討されている。

微生物によるセルロース分解の可能性も研究されている。微生物によるセルロース分解は局所的な酸性化を生じ、それがアルカリ環境と戦うので ISA 生成をより緩和する。そのため、微生物の存在下では、セルロースの分解速度の減少が期待される。

4. 結論

系統的で確かな文献調査と取材が、廃棄物埋設施設に影響を与える可能性のあるセルロースに関して実施された。原子力プラントの廃棄物管理者に対して既存のガイダンスについて問い合わせたが、そのようなガイダンスは存在しなかった。

セルロース分解とセメントを基礎とした処分形態（セメント固化など）では、両者

に明確な相関が存在する。それはセメントによって生じる高アルカリ環境に起因する。

セルロースにより影響を受ける廃棄物は、繊維、防護服のような製品に紙が含まれるもの、ぼろきれ、ペーパータオル及び原子力プラントで使用されているいくつかのフィルターである。セルロースの検出法及び定量化法は存在するが、高価であり、大きな労力を必要と評価されている。しかし、更なる研究は続けられている。セルロースを含む廃棄物に対して最も一般的でコスト効果の高い技術は焼却方式である。しかし、焼却方式は多くの国では環境放出制限のために許可されていない。これはこの方式に対する社会的・政治的ポリシーの違いによる。

5. あとがき

わが国でも低レベル廃棄物の埋設処分の検討時にセルロースが問題となった。発電所廃棄物の低レベル処分施設はセメントグラウト材によりアルカリ環境となるためであるが、結局発電所で固化化する前にすべて取り除くこととなった。

現在検討が進められている研究施設等廃棄物については、ピット埋設とトレンチ埋設が計画されているが、セルロースへの対応については、より合理的で的確な対応が期待される。

参考文献

1. Darcy Campbell, "Impact of Cellulose on Low and Intermediate Level Waste", Waste Management 2024 Conference, -March10-14 ,2024, Phoenix, Arizona, USA

2. スペイン・José Cabrera、スロバキア・Bohunice V1 廃止措置完了へ

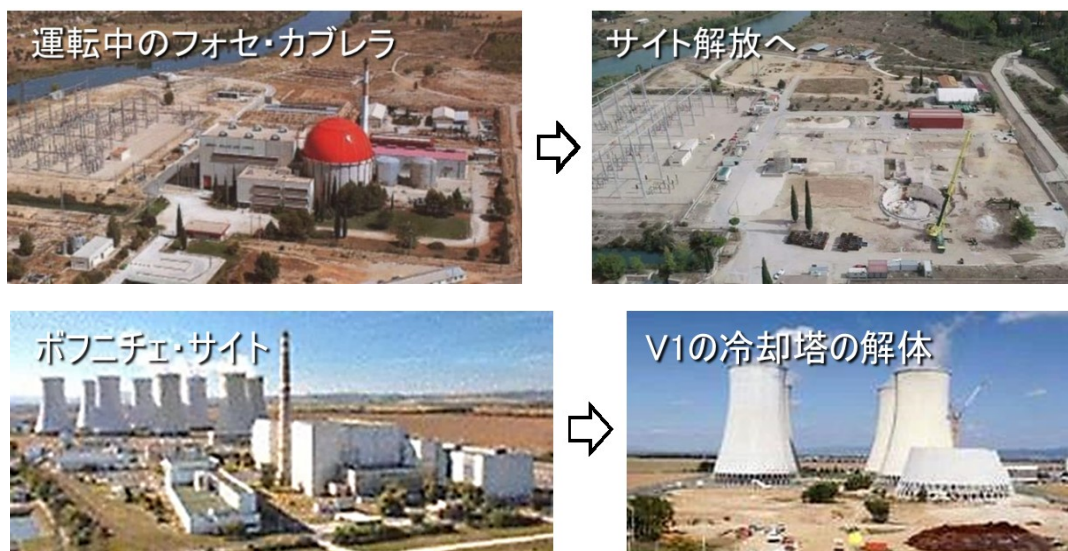
フェロー 澁谷 進

2023年5月15日から19日にかけて、ウィーンで開催されたIAEA廃止措置国際会議において、スペインのJosé Cabrera(ホセ・カブレラ)およびスロバキアのBohunice(ボフニチェ)V1の廃止措置完了が間近との報告がなされた。^{1),2)} これまで廃止措置完了を経験した国は、アメリカ、ドイツ、日本の3か国だけであったが、これにスペイン、スロバキアの2か国が加わることになる。

スペインではこれまで10基の原子力発電プラントが建設され、現在そのうち3基が廃止措置段階にあるが、ホセ・カブレラが廃止措置完了の最初のプラントになる。

一方、スロバキアでは1958年以来、原子炉8基が建設されたがすべて旧ソ連製で、うち3基が廃止措置中である。最初の発電プラントであるボフニチェA1は重水減速ガス冷却炉(1977年の事故により閉鎖)で、他の2基、ボフニチェV1(1、2号機)は、電気出力440MWeの加圧水炉VVER-440/V230である。同国の廃止措置には欧州復興開発銀行(EBRD)から資金支援がなされている。現在稼働中及び建設中の原子炉は、やはり旧ソ連製VVER-440の改良型モデルV231で、ボフニチェではV2(3、4号機)が稼働中である。

ここでは、読者にもなじみの薄いと思われるボフニチェV1の廃止措置について紹介する。



1. ボフニチェ V1 原子力発電所

ボフニチェ V1 (VVER-440/V230 2 基) は 1972 年に建設が開始され、1 号機と 2 号機は、それぞれ 1972 年、1980 年に初

送電、1980 年、1981 年に運用を開始し、2006 年、2008 年に運用を終了した。加圧水炉として原理的には西側と同様であるが、構造的には、水平型蒸気発生器の 6

基構成、大容量加圧器、六角燃料集合体、圧力容器の底部に計装用貫通穴がないなどが異なっている。また、基本設計では

格納容器がないなど、EU の安全基準を満たしていない。図 1 に、プラントの断面図と原子炉 1 次冷却系の概略図を示す。

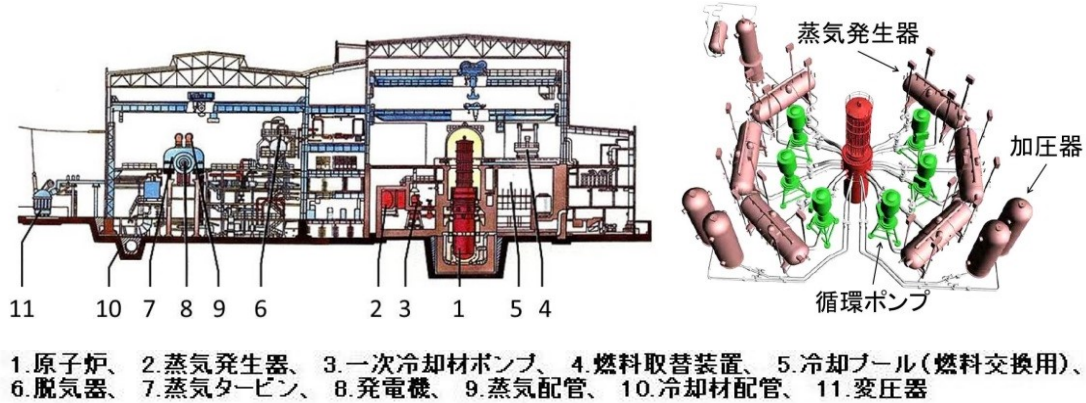


図 1 VVER-440/V230 のプラント構成と原子炉 1 次冷却系

2. 閉鎖までの経緯

スロバキアの 2004 年欧州連合 (EU) 加盟の前提条件として、ボフニチェ V1 の早期停止が求められた。当初、スロバキア政府も旧ソ連製プラントには安全性に欠陥があると認識しており、同発電所の閉鎖を約束した。閉鎖日は 2000 年とされていたが、東欧の原子力産業界は、旧ソ連製プラントに対する 1991 年以降の緊急時炉心冷却系の交換や制御系の近代化など大規模な改修により安全性は向上、EU の安全基準に適合し、運転継続は可能と主張した。2000 年に実施された同発電所への IAEA ミッションでも、「IAEA が以前に特定したすべての安全問題が適切に対処された」と報告された。しかし EU は運転継続を認めず、最終的には、1 号機を 2006 年に、2 号機を 2008 年に閉鎖することで合意された。

3. 廃止措置プロジェクト

ボフニチェ V1 の原子炉容器等の解体撤去作業の発注者は原子力発電所解体会社 (JAVYS) で、ウェスティングハウス (WH) とスロバキア企業 VUJE とのプロジェクトコンソーシアムが受注した。WH にとっては、欧州で初めてとなる VVER -440/V-230 原子力発電所の廃止措置事業であるとともに、これまでで最大の解体プロジェクトとなる。^{注1)}

図 2 に、廃止措置スケジュールを示すが、2012 年から廃止措置に向けた準備が始まり、第 I 段階、第 II 段階の二つのフェーズで進められ、2022 年 7 月末までに原子炉施設の全面解体が完了した。敷地内に残っている機器やシステムは 2025 年までに解体・処理され、その後、発電所の建物は解体撤去され、2027 年までにサイトの再利用のためサイト解放される予定である。

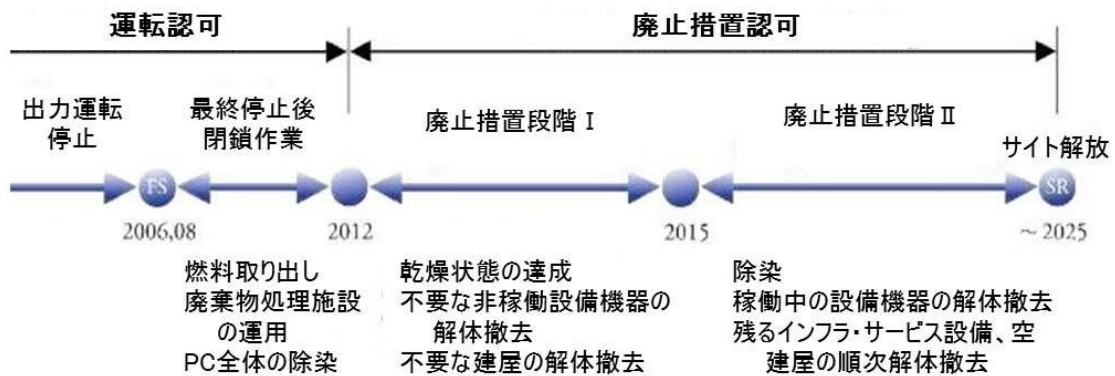


図2 ボフニチェ V1 廃止措置スケジュール

3.1 廃止措置戦略と解体計画

解体撤去作業の範囲は、一次系回路（蒸気発生器、主循環ポンプ、主遮断弁、一次系配管、加圧器、気泡タンクを含む）及び原子炉容器と原子炉内部構造物、補助系統・機器、炉下部の環状貯水槽などで、期間は5年間である。また、解体で発生した建屋コンクリートを含む放射化・放射能汚染廃棄物の処理も作業範囲である。解体廃棄物の物量は、約10,000トン（クリアランス物3,800トン、二次廃棄物479トンを含む）、それらのパッケージの数は20,000に上る。

廃止措置戦略としてはEUへの早期加盟を前提に、「即時解体」（運転終了からサイト解放まで約20年）とし、契約締結にあたっては、廃止措置の各作業に関する実績のある専門知識に加え、厳しいスケジュールを守りつつ、革新的な計画立案とそれを達成すること、そして最高水準の安全基準を満たすことが要求された。

実施すべきは、新たなツール、機器、手順を開発し、サイトを整備し、9,500トンの放射能汚染された設備機器から発生する廃棄物の除染、解体、分割、梱包な

どを行うことであり、これらの作業量を厳しいスケジュールでこなすため、WHプロジェクトチームは、以下のような斬新な技術戦略をとった。

3.1-1 高線量機器の湿式切断作業場の設置

原子炉ホールに2基のプールを新設し、それぞれに2基の作業ブリッジを設置(図3にプール設置の様子、図4に対象の高線量機器を示す)。既存のプールは、部品や作業廃棄物を効率的な分割やALARA要件を満たすには小さすぎるため、蒸気発生器を撤去して、湿式切断作業場として大型プール2基を建設した。高レベル放射線から作業員を遮蔽できる水深で、高放射性部品と廃棄物の解体、分割、梱包を同時に行うことができる。

各プールの作業ブリッジでは、4人の作業員チームが同時に作業でき、作業員は、切断ツール操作・ハンドリングシステムを使用して、切断と梱包を遠隔操作、水中カメラを使用して遠隔操作されたツールを観察し、そのライブ映像は作業ブリッジのスクリーンに投影される。

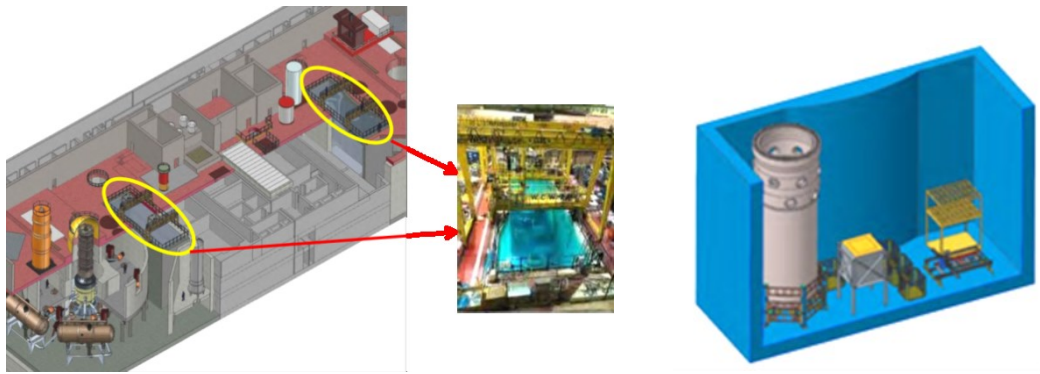


図3 原子炉ホールに2基の新プール設置

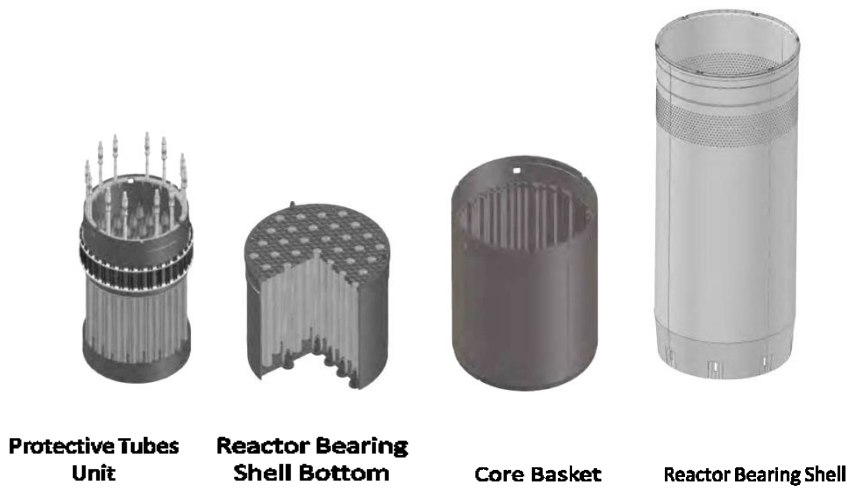


図4 プール内で細断される高線量機器

3.1-2 汚染機器の乾式切断作業場の設置

原子炉建屋内の設けた乾式切断作業場2か所において、一次配管や主循環ポンプ、主入口弁、大型補助機器を個別に切断した。効率性の向上とプロセスの迅速化を図るため、乾式切断作業も分離し、原子炉建屋の他に、タービン建屋にも、タービン発電機等を撤去したあとに、乾式切断作業場と仮置き場を設置し、蒸気発生器を移動し細断を実施した(図5に切断場所を示す)。

これらの乾式切断作業場では、一次系の残りの大型機器(主冷却ポンプ、主遮断弁、一次冷却管)に加え、ケーブルト

レイ、弁、冷却器などの補助システム機器の切断に使用された。

原子炉保護蓋、原子炉容器上部ブロック、加圧器、気泡タンクなど、その他の大型機器は、乾式切削工具を用いて現場で切断された。



図5 蒸気発生器の乾式切断場所

3.1-3 詳細な3次元(3D)モデリングの利用³⁾

新規の取り組みとして、**図6**に示す3Dモデリングを使用し、プラントの改造設計や切断作業用の先進的なツールの設計、パッケージングを考慮した詳細かつ最適な細断戦略が計画された。

放射化コンポーネントである原子炉容器(RV)と内部機器(RVI)の細断作業には、基本ツールとして、35年以上の経験と多数の契約実績を持つWHの実績あるツールが用いられ、切断装置が対象物や切断計画に合わせて設計された。**図7**に代表的な切断ツールを

示す。

WHが湿式切断の戦略として機械切断を選択したのは、ガス、エアロゾル、乱流、および大量の二次廃棄物を発生しないためで、同社は欧州各地の多くのプラントで機械切断を非常に効果的に使用してきた。主なツールとして、遠隔操作のディスク・ソー、バンド・ソー、および剪断機を採用した。

乾式切断では、一部の部品を現場で細断し、従来の乾式切断技術(ダイヤモンドワイヤ・ソー、熱切断工具、バンド・ソー)が、原子力産業の特定の要件を満たすように設計された。



図6 解体対象部品を含む3Dモデルとプールの設置計画図

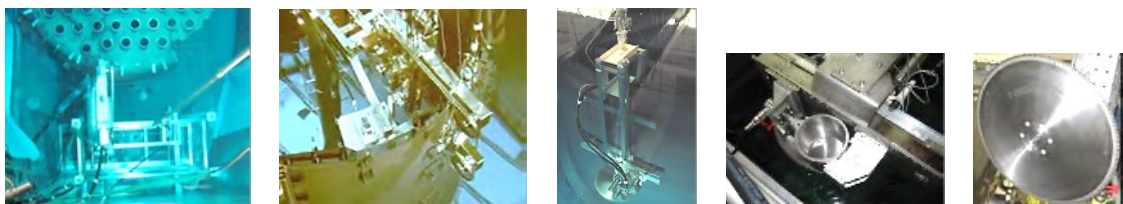


図7 切断ツール(バンド・ソーとディスク・ソー)

3.1-4 高線量細断片のパッケージングの最適化

3Dモデリングにより、廃棄物容器と分別工程が計画された。廃棄物処理においては、切断された細断片を所定のサイズの廃棄物容器に収める必要があるため、分別は不可欠なステップである。

放射化された細断片を水中で、内寸約1.3×1.3×1.3立方メートルの金属製バスケットに積み込んだ後、スロバキア共和国の法律^{注3)}に基づき、輸送および処分が認可されているファイバーコンクリート製コンテナに收容される(必要なら鉛遮へい追加)。**図8**に、バスケットとコンテ

ナの 3D モデルを示す。
 に一次切断した後、二次細断し繊維強化
 コンクリート容器 (FCC) に細断片を収
 納する。この作業ステップでは、RPV1
 基の一次切断と二次細断で、細断片は合
 計 184 個となるとされたが、プロセス全
 体を最適化し、FCC の数を最小限に抑え
 るために、3D モデリングによる計画で細
 断片の数は 114 個にまで減らされた。図
 9 に、最適切断計画を示す。

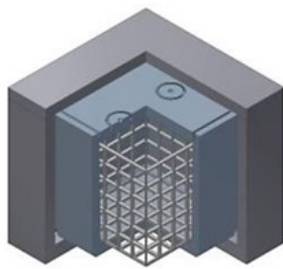


図 8 ファイバーコンクリート製容器と
 内部のバスケットの 3D モデル

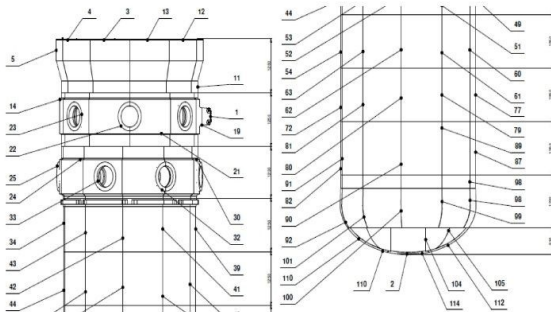


図 9 3D モデリングによる最適切断計画

原子炉圧力容器 (RPV) は、リング状
3.2 SCALE6 コードによる解析 ⁴⁾

輸送・保管上の制限を満たしつつ、
 RPV 細断片を基本容器または遮蔽 FCC
 容器に分配し、容器の数を最小限に抑え
 るために、RPV 細断片は重量、放射能に
 基づいて分類され、SCALE6 コード注 2)
 による放射線量の解析評価のための形状
 が選定された。

3.2-1 細断片の分類

① 重量に基づく分類

114 個の細断片の重量は 46~3,547kg
 の範囲であるが、FCC 容器 1 個あたり
 の最大積載量は 10,780kg である。こ
 の制限を考慮し、1,000kg 以下、1,000
 ~2,000kg、2,000~3,000kg、3,000kg
 以上の 4 段階に分類

② 放射能に基づく分類

各細断片の放射能に基づき、 $1.0E+8Bq$
 から $1.0E+12Bq$ まで 5 段階に分類

③ 解析評価のための代表細断片

生じた 114 個の細断片は、その代表的
 な形状、重量、放射能に基づき、図 9
 に示す 4 タイプに分類

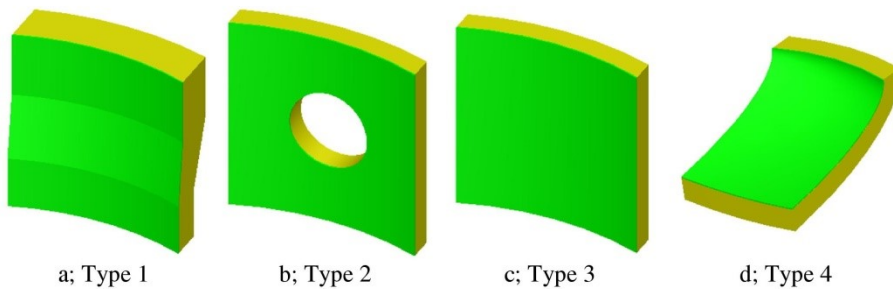


図 9 解析評価のための細断片の分類

3.2-2 FCC の放射線量解析評価

上記のように分類された細断片の FCC への収納（基本的に 1FCC に 4 細断片）について、**図 10** に示す細断片配列について、自己遮へいも考慮して、SCALE6 コードを用いて放射線量が解析された。評価結果も合わせて示す。自己遮へいの解析では、RPV 細断片を FCC に配置する

最も効果的な方法は、それらをすべて一列に並べることであることが指摘された。この配置のみが、線量率の均一な分布を確保できる。

その結果、収納容器の必要数の推定値は、基本 FCC21 個と遮へい FCC8 個となり、当初の実施計画から **2 FCC** の改善となり、かなりの経済的節約となった。

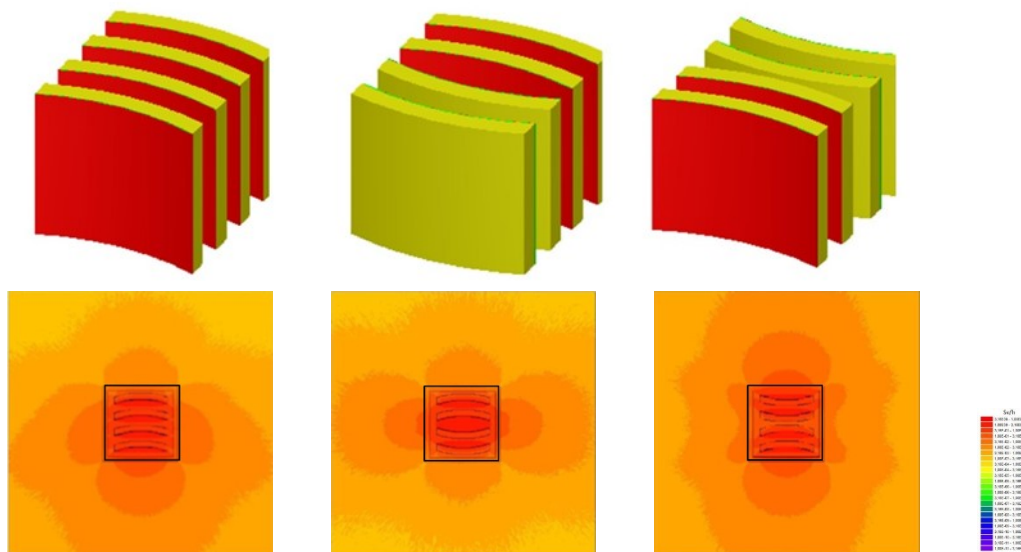


図 10 細断片の各配列（上図：赤面は高放射線面）
解析結果（下図：FCC 上面の線量率分布）

4. 現場作業の様子

以下では、各ホールでの作業の様子を紹介する。（3.1-1、3.1-2 参照）

4.1 原子炉ホール

前述のように、原子炉ホールでは、2 つの水中作業用のプールと気中作業用の作業場が設けられた。プールでは、RPV、

RVI などの放射化高線量機器が遠隔操作により湿式切断が行われた。その他の 1 次系周辺機器は乾式切断作業場で、手作業で気中切断された。**図 11** に、原子炉ホールの作業場の状況を示す。以下、**図 12** から **図 15** に原子炉建屋／原子炉ホールでの作業の様子を紹介する。

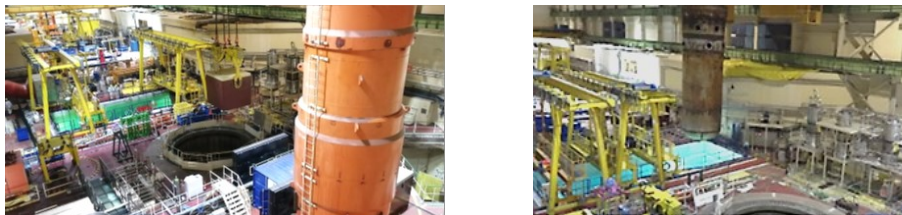


図 11 原子炉ホールの状況（右手前の橙色の機器は燃料交換機）

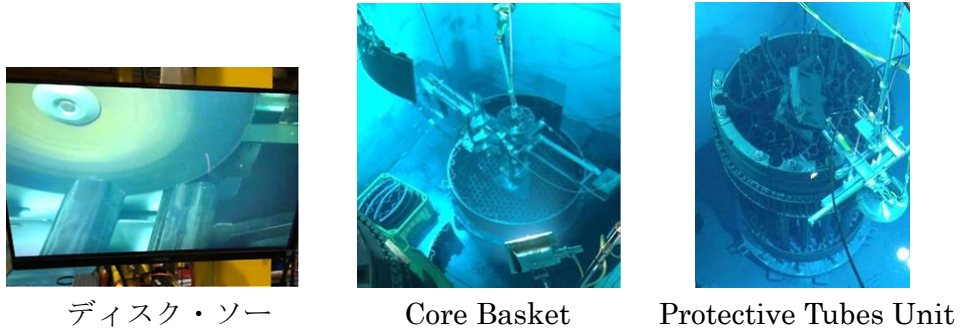


図 12 水中での切断作業の様子

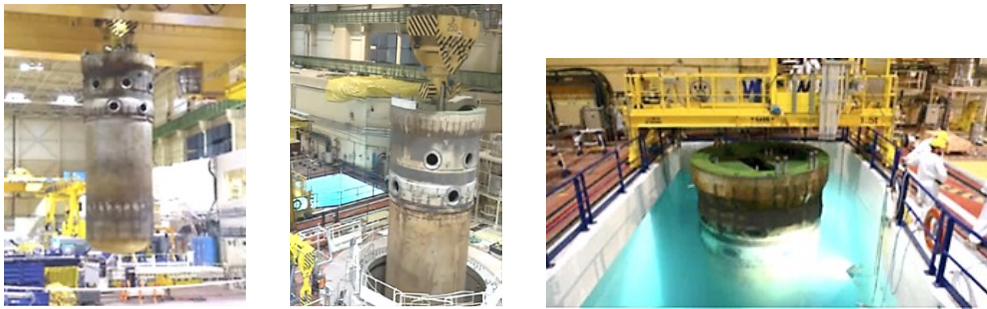


図 13 RPV の炉心室からの吊り出し→湿式切断プールへの移動



図 14 湿式切断プール上でのバンド・ソーによる RPV の切断



図 15 原子炉設備撤去後の炉心室、環状貯水槽の解体

4.2 タービンホール

タービンホールには、蒸気発生器を細断するための仮置き場と乾式切断作業場が設置された。原子炉ホール開口部からの SG の取り出し（回収）、タービンホー

ルへの搬送、仮置き場への SG の搬送、仮置き状態を図 16 に示す。

蒸気発生器の外筒の一次切断にはフライス盤、二次切断には熱的切断が用いられた。

また、蒸気発生器細管の切断には、二次切断用切断ディスクおよび油圧式せん断機が、集塵機には大型バンド・ソーが用

いられた。図 17 に切断作業場と切断作業の様子を示す。



図 16 蒸気発生器の原子炉建屋からタービン建屋の仮置き場への移送

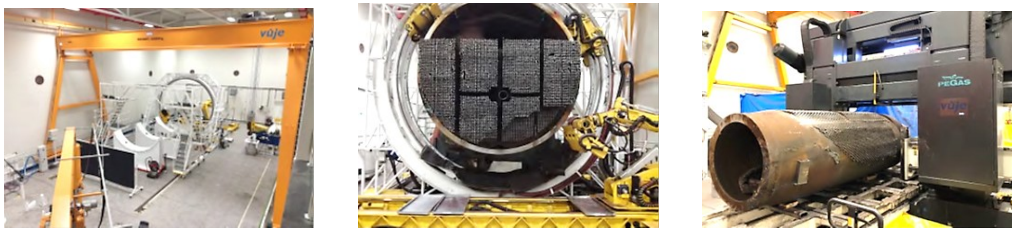


図 17 切断作業場と切断作業

5. まとめ

ボフニチェ V1 の廃止措置プロジェクトは、VVER-440/V230 プラントの最初で完全なプロジェクトとなった。その成功は、多分に、3D モデリングや SCALE6 コードを活用した革新的で詳細かつ厳密な、後工程の廃棄物処理を考慮して立案された廃止措置・解体撤去計画によるものである。廃止措置において、調査を含めた準備段階における詳細な分析評価に基づく計画立案の重要性を示している。

乾式切断作業と湿式切断作業を分離する戦略では、原子炉ホールに作業ブリッジを備えた新しいプールの建設、原子炉建屋とタービン建屋の新しい乾式切断作業場の設置が安全性の向上と計画策定の面で大きなメリットをもたらした。

IAEA の 2023 年の廃止措置に関する報告書でも、「スロバキア、原子力発電所廃止措置の世界的な模範を示す」⁵⁾ と賛美されている。

注釈

- *1: WH は、別途契約に基づき、原子炉容器および原子炉内構造物を除く一次系システム全体の化学除染を事前に実施している。これにより、一次系の放射能は許容レベルまで低減され、作業員は乾式切断方法と手動工具を安全に使用できた。
- *2: SCALE (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) は、1980 年に ORNL で開発された「核燃料施設の臨界・遮蔽・熱安全解析コードシステム」で、現在は SCALE6 まで開発されている。

*3 : スロバキアの放射性物質輸送基準

1. 輸送パッケージの外表面線量率が輸送中に 2mSv/h を超えないこと。
2. 輸送パッケージから 2m の距離における線量率が輸送中に 0.1mSv/h を超えないこと。
3. 一体型放射性廃棄物貯蔵施設において、輸送パッケージの外表面における線量率が 10mSv/h を超えないこと

参考文献

- 1) Sofia Luque, et.al. “Jose Cabrera NPP Decommissioning Past, Present and Lessons”, International Conference on Nuclear Decommissioning, 15-19 May 2023, IAEA, Vienna, Austria
- 2) Joseph Boucau, et.al. “Successful Dismantling of The Bohunice V1 Reactor Coolant System”, International Conference on Nuclear Decommissioning, 15-19 May 2023, IAEA, Vienna, Austria
- 3) Joseph Boucau & Tomáš Klein, “Innovative D&D at Bohunice V1”, Nuclear Engineering International, February 2019
- 4) Štefan Čerba, et.al. “Decommissioning of Activated Fragments of the Jaslovské Bohunice V1 NPP VVER-440 Pressure Vessel”, International Conference Nuclear Energy for New Europe, NENE, 2021
- 5) Michael Amdi Madsen, “Slovakia sets global example for nuclear power plant decommissioning”, Nuclear Decommissioning, IAEA Bulletin, April 2023,

3. 容器内ガラス固化法による ALPS 処理で発生する

二次廃棄物の安定化研究

企画部 五十嵐 幸

東京電力福島第一発電所は、燃料デブリに接触し汚染した原子炉冷却水、原子炉建屋に流入し放射性物質と接触して汚染した水、などから放射性核種を除去し、海洋放出を可能とするための水処理をおこなっている。水処理システムには、2011年6月から緊急的に導入された放射性核種除去システム(AREVA)、2011年8月から導入されたSARRY (Simplified Active Water Retrieve and Recovery System)、そして、2013年3月に導入されたALPS (Advanced Liquid Processing System) があり、処理によってスラリー状の二次廃棄物が発生している。2018年5月の段階で貯蔵されている二次廃棄物の量はAREVA由来が37m³、増設部を含むALPS由来が3542m³、そして、蒸発濃縮装置からの68m³である¹⁾。現在貯蔵されている二次廃棄物は放射能レベルが高く、化学的に不安定であるため長期貯蔵や処分を目指した安定化処理のためにセメント固化やガラス固化が検討された。しかし、セメント固化法の場合、セメント内の水や有機物が放射線を受けて分解しガスを発生するためコンクリートマトリックスのひび割れや劣化、貯蔵容器の内圧上昇、放射性核種の漏洩リスク増加、などが懸念される。ガラス固化法の場合、ガラスマトリックスは強固で安定であるが、高温処理に伴う放射性Csの揮発が起こる。日本原子力研究開発機構(JAEA)は、この問題に対処するためCsの沸点(671℃)よりも低い温度で固化できるアパタイトセラミック固化体の研究を進めている¹⁾。一方、VNSFS(Veolia Nuclear Solutions subsidiary companies Federal Services)とKurion Japanは経済産業省の廃炉・汚染水対策事業の補助を受け、米国PNNL (Pacific Northwest National Laboratory)が開発したGeoMelt®ガラス固化技術をALPS二次廃棄物のガラス固化に適用する研究を行っている。ここではALPS廃棄物のガラス固化処理に関する研究を紹介する²⁾。

1. ALPSで発生する二次廃棄物

ALPSの運転に伴って発生するスラリー状の二次廃棄物には、処理水が大気中のCO₂を吸収することで生成する炭酸イオン(CO₃²⁻)が処理水中の金属イオン(Ca²⁺やMg²⁺など)と反応して生成する不溶性の炭酸塩が含まれる。更に、ALPSにはNaOHを使って中和や沈殿を行う工程があり、pHが上昇すると処理水中の炭酸イオン(CO₃²⁻)の

存在比率が増え、炭酸塩の沈殿が増加する。表1はAREVA、ALPS、蒸発濃縮装置、から生成する二次廃棄物の主要成分、核種濃度、発生量などを示している¹⁾。表1に示したALPS水処理の二次廃棄物に炭酸塩スラリーの他に鉄共沈スラリーが含まれているのは、ALPSの前処理で鉄共沈処理を行っているためであるが、発生量は炭酸塩スラリーの方が多。

表 1. 1F の水処理二次廃棄物¹⁾

発生元 (別称)	内容物、主要成分	代表的な核種濃度	発生量※	貯蔵形態・保管場所
除染装置 (AREVA)	BaSO ₄ (66 %) フェロシアン化物	⁹⁰ Sr : 約 3×10 ⁸ Bq/cm ³	37 m ³	プロセス主建屋造粒固化 体貯槽 D (標高 8.5 m)
既設多核種除去装置 (既設 ALPS)	鉄共沈スラリー : Fe(OH)・H ₂ O(75 %)	⁹⁰ Sr : 約 1×10 ⁶ Bq/cm ³	HIC386 基 1,008 m ³	高性能容器 (HIC) セシウム吸着塔一時保管 施設 (第二施設、第三 施設) (標高>30 m)
	炭酸塩スラリー :		HIC971 基 2,535 m ³	
増設多核種除去装置 (増設 ALPS)	CaCO ₃ , Mg(OH) ₂	⁹⁰ Sr : 約 4×10 ⁷ Bq/cm ³	HIC1,121 基 2,926 m ³	
蒸発濃縮装置 (エバポ)	炭酸塩スラリー CaMg(CO ₃) ₂	⁹⁰ Sr : 約 1×10 ⁷ Bq/cm ³	68 m ³	横置きタンク (完成型) H2 西 (標高>30 m)

現在、ALPS で発生するこれらのスラリーは、高信頼性容器(以下、HIC)に収納し保管されているが、水の放射線分解による水素の生成、HIC の放射線劣化が原因する放射性廃水の漏洩、などのリスクが存在する。このため、東京電力はスラリーの水分含有率を下げるため脱水処理の研究を行っている。「加圧圧搾ろ過処理」はその一つである。脱水したスラリーの様子を図 1 に示す。

一をガラス固化することによって長期間の貯蔵が可能な高い安定性を得ることとしている。

2. 炭酸塩スラリーのガラス固化研究

PNNL が開発した GeoMelt[®] ガラス固化法は、使い捨ての耐火物容器内でガラス固化を行うジュール加熱式の熔融技術である。本法の耐火物容器はガラス熔融容器としても使われるため、再利用されずに保管されるので、ガラス固化設備で懸念される耐火物損耗の問題は無い。脱水された模擬 ALPS 炭酸塩スラリー (以下、ALPS 炭酸塩脱水物) を用いて GeoMelt[®] の適用研究が行われた。研究は 2023 年まで実施されたが、ベンチスケール、エンジニアリングスケールと、段階を追って進められた。

ALPS 炭酸塩脱水物の処理を難かしくしているのは、脱水物が非常に硬く、粘着性もあるため、貯蔵容器から容易に取り出せない性質を有するからである。

もちろん、貯蔵容器内の ALPS 炭酸塩脱水物は、容器への注水と水洗によって取り出すことは可能であるが、水を用いるため大量の放射性排水を生成してしまう。そのため、本研究では、ALPS 炭酸塩脱水物を容器から取り出さず、収納した容器ごと処理することを目標とした。



図 1. 脱水した炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリー³⁾

しかし、スラリーを脱水しただけでは長期間の保管に十分耐えるとは言い難く、長期間安定的に保管出来るガラス固化などの安定化処理が必要である。ここで紹介する研究の目的は、脱水された ALPS 炭酸塩スラリ

ガラス固化に必要な材料として Kurion 製の KUR-EH (Kurion Engineered Hershelite) と添加剤 (Al₂O₃、B₂O₃、SiO₂ など) の混合物 (以下、添加剤混合物) が用いられた。実験の結果、ALPS 炭酸塩脱水物と KUR-EH の併用はガラス固化の効率化に効果のあることが分かった。試験では、¹³⁷Cs と ⁹⁰Sr の代替として非放射性試薬を添加した。

ベンチスケールとエンジニアリングスケールの試験の結果、ALPS 炭酸塩脱水物と鋼製廃棄物容器の同時処理が可能であることが判った。実験ではガラス溶融工程において気化しオフガス中に排出される Cs と Sr の排出量が評価された。製造したガラス固化体のサンプルは PNNL において浸出試験に供された。浸出試験は ASTM C1220 に組み込まれた MCC-1 (Materials Characterization Center Test 1) に準拠して実施され、結果は日本の放射性廃棄物ガラス規格と比較された。GeoMelt® は、米国エネルギー省 (DOE) が、試験炉の廃止措置に伴って発生する鋼製製品 (ドラム缶、容器、バルブ、配管、ポットなど) と、反応性金属を含む特殊な廃棄物処理に使用している⁴⁾、炭酸塩を容器ごとガラス固化する方法の実現性は高いと考えられた。2023 年度は、ALPS 廃棄物を充填した鋼製容器のままガラス固化する方法の適応性を確認するため、模擬材料を使った試験が行われた。

3. GeoMelt®ガラス化法による

ALPS 廃棄物処理プロセス

3.1 プロセスの特徴

GeoMelt®ガラス化技術は、放射性廃棄物の安定化を目的として米国 PNNL によって開発された。この技術は、使い捨ての耐火

物容器内で廃棄物の溶融を行うバッチ式廃棄物処理プロセスである。

廃棄物は、ガラス形成物質と混合され、耐火物容器内に装荷され、挿入されたグラフアイト電極によるジュール加熱で溶融される。最初のバッチが溶融し始めると体積が減少するので、追加の廃棄物を投入してガラス化プロセスを継続する。溶融物が既定の量に達すると、加熱が止められ、溶融ガラスは冷却されて耐火物容器ごとのガラス固化体になる。

ガラス固化体は不活性で、密度が高く安定している。ガラスは液体を含まず化学的に安定であるため、スラリーや ALPS 炭酸塩脱水物の様に放射線分解による水素ガスの発生や臨界への懸念はない。放射性核種はガラスネットワーク内に閉じ込められており、水と接触したとしても浸出することはない。

図 2 に示されているシステムは、非放射性物質を用いた可能性確認試験および研究開発に使用された。

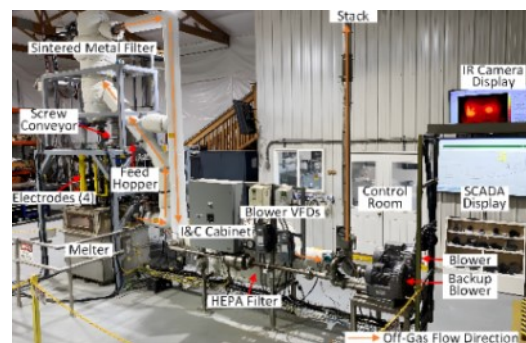


図 2. GeoMelt® エンジニアリングスケールシステム

このシステムの主な構成は、耐火物容器、電極および電極駆動装置、溶融電源、およびオフガス処理システムである。

オフガス処理システムは、焼結金属フィルターによる一次ろ過と、HEPA フィルター

で構成されている。プロセス全体はブロワーによって負圧に維持される。外気は吸気バルブから溶融炉に導入され、インライン電気ヒーターで予熱される。

オフガスは断熱された配管を經由してオフガス処理システムを通過後、スタックから大気中に排出される。

3.2 ベンチスケールとエンジニアリングスケール試験

以下において模擬 ALPS 炭酸塩脱水物(以下、模擬炭酸塩脱水物) ガラス固化の実証試験として実施したベンチスケールとエンジニアリングスケール溶融試験について述べる。

3.2.1 ベンチスケール試験

ベンチスケール試験の目的は、1) ALPS 炭酸塩廃棄物と鋼製 ALPS 廃棄物容器(以下、廃棄物容器)を同時に処理するプロセスの実証、2) ガラス固化処理で水蒸気爆発が起きないことの実証、3) 電極の短絡回避と短絡からの回復のための電極位置制御方法の実証、であった。試験に使用した模擬炭酸塩脱水物には約 30wt%の水分が含まれている。溶融物内の鋼製廃棄物容器成分との接触による短絡回避と回復は、可動電極位置の調整操作(電極を上げる自動操作)によって行われる。

ベンチスケール試験の耐火物容器寸法は、内寸で 228mm 四方、高さ 228mm である。ベンチスケール試験では、2.34 kg の模擬炭酸塩脱水物を 152.4mm 四方、高さ 99.1mm の鋼鉄製の小型廃棄物容器に装荷し、溶融した。鋼製の小型廃棄物容器は、東京電力が計画している廃棄物容器(2m 四方、高さ 1.5m)の縮小版である。

ベンチスケールでの耐火物容器、廃棄物を装荷した容器、そして電極初期位置を図 3 に示

す。小型廃棄物容器を設置した耐火物容器は、エンジニアリングスケール溶融炉を用いての溶融試験に供された。

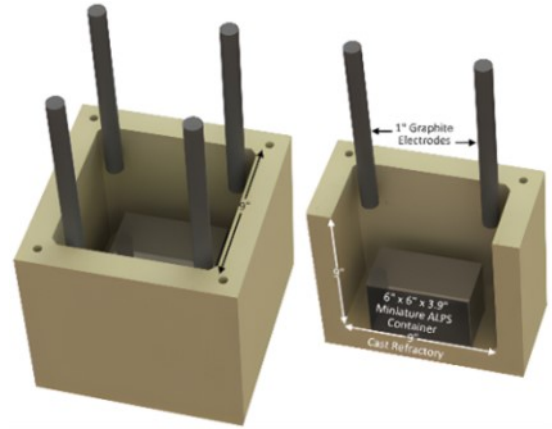


図 3. 小型廃棄物容器とベンチスケール耐火物容器

最初のバッチが溶融し体積減少が起きた時、添加剤混合物が固定電極を溶融ガラス内に維持するように溶融炉に供給した。溶融が進行し、鋼製の小型廃棄物容器が溶融し始めると、溶融金属の下降に追従するように電極高さを定期的に調整した。水蒸気爆発は発生しなかった。

3.2.2 エンジニアリングスケール試験 (Melt13)

(1) 溶融試験

耐火物容器内に置かれた廃棄物容器は、添加剤混合物 6.17kg で被覆された。混合物の融点は鉄の融点を越える 1550℃となるように PNNL が調合したものである。

ベンチスケール試験と同様に、溶融状態に応じ追加の添加剤混合物が体積減少を補い、かつ固定電極を溶融ガラス内にとどまる様に溶融炉に供給された。鋼製の容器が溶融し始めると、溶融金属の下降に追従するように電極高さが定期的に調整された。4 時間後、溶融金属による短絡が発生し、電

源が遮断された。短絡と同時に全電極は一旦 6.35mm 上昇し、短絡状態から脱すると通電が再開された。水蒸気爆発はなかった。

図 4 は添加剤混合物、鋼製廃棄物容器、珪砂などを装荷したエンジニアリングスケール試験装置である。

鋼製廃棄物容器は 355.6mm 四方、高さ 266.7mm で 35kg の模擬炭酸塩脱水物が装荷されている。¹³⁷Cs と ⁹⁰Sr を模擬するため、非放射性の Cs と Sr を添加した。SrCO₃ は模擬炭酸塩脱水物を容器に装填する際に添加され、CsCl は水溶液として添加剤混合物に混入された。蓋は高温シール材で鋼製廃棄物容器に接着され、通気のための穴があげられている。容器の上には、5kg の珪砂が厚さ 3.8mm の厚さに乗せられている。珪砂の融点は 1,710°C である。この層の目的は、溶融しない珪砂を容器の上部に置くことで溶融物の動きを停滞させ、比較的厚い溶融層を形成し、体積減少が発生しても電極がガラス内に浸漬し続ける様にするためである。珪砂の上部には添加剤混合物が乗せられている (図 4 参照)。

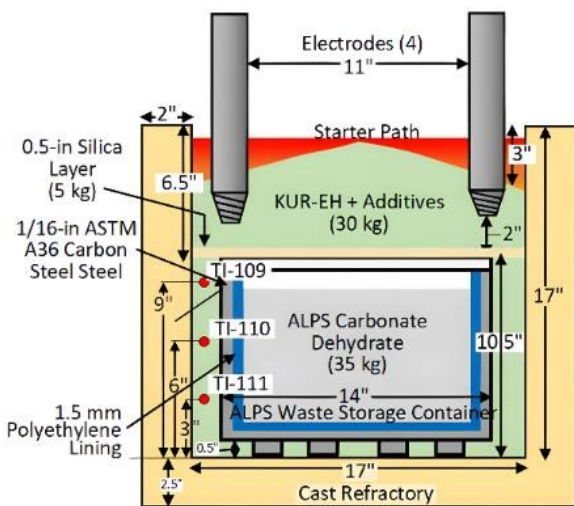


図 4. エンジニアリングスケール試験装置

熱電対が様々な高さに設置され、鋼製廃

棄物容器が溶融する時の状態を観測した。図 5 に Melt13 (13 回目の溶融試験) における電力と電極高さの測定結果を示す。電力供給開始後 3 時間に添加剤混合物が追加されている。

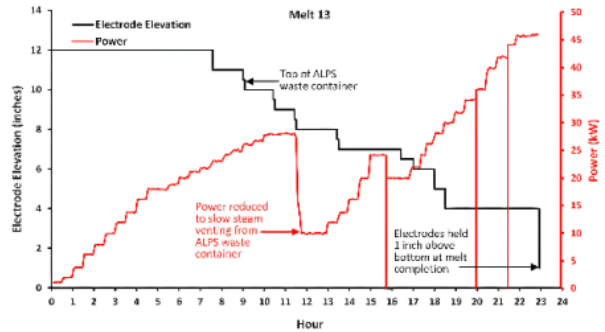


図 5. 電力推移と電極操作

24 時間で計 75kg の添加剤混合物が供給された。約 11 時間後、溶融体表面に乱流を引き起こしていた廃棄物容器からの蒸気発生を少なくするため、供給する電力を下げた。その 1 時間後に電力供給が再開された。溶融炉内の様々な高さで測定された温度に基づき、電極はほぼ一定の時間間隔で下げられた。図 5 の 16, 20, 21 時間の 3 本の縦線は、短絡の起こったことを示している。短絡が発生すると、電源の回路保護が作動し、電極をわずかに (6.35mm) 上昇させてからリセットされる。

電極の位置と溶融温度から廃棄物容器の溶融状況は推定できる。加熱は赤外線カメラで観察しながら進め、耐火物容器内部の全てが溶融した時点で終了した。Melt13 試験終了時、電極の位置は耐火物容器の底から 25.4mm の高さであった。加熱中すべての熱電対は 1500°C 以上を示していた。最高温度は 1621°C であった。

図 6 は、試験中の赤外線画像を示している。画像中央の暗い部分が未溶解の原料堆積物である。図 6 の 23.00 時間の画像は、

溶解炉に投入されたすべての原料が溶融したことを示している。

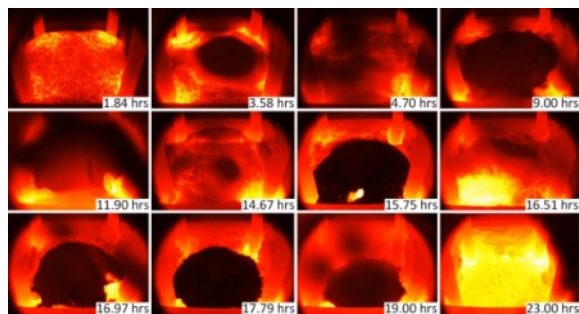


図 6. 溶融状態の赤外線画像

図 7 は、エンジニアリングスケール試験 (Melt13) で模擬炭酸塩が廃棄物容器に充填されている様子 (左上) と、鋼製廃棄物容器が溶解炉に装荷されている様子 (右上) を示している。鋼製廃棄物容器は溶解炉容積の 40%以上を占めていた。

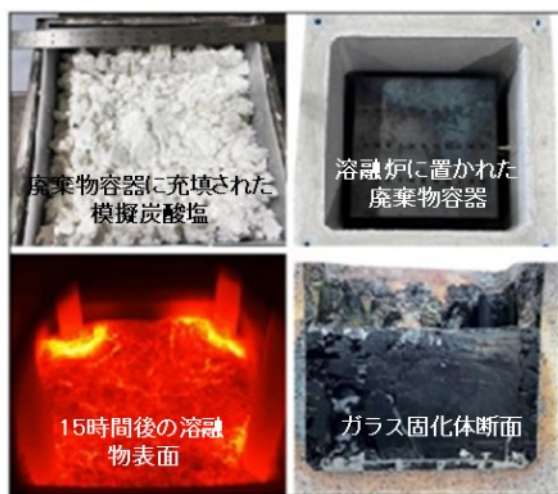


図 7. エンジニアリングスケール試験

図 7 の左下の図は加熱開始から 15 時間後の溶融物表面を示し、右下の図は冷却後に耐火物容器ごと切断したガラス固化体の断面を示している。底部に見えるのは、鋼製廃棄物容器が溶融して生成したスラグである。

(2) 排ガスサンプリング試験

溶解炉の排ガス中の Cs、Sr、および濾過性粒子状物質 (FPM: Filterable Particulate Matter) の排出量を測定するため、溶解炉の排ガスサンプリングを行った。サンプリング場所は、溶解炉出口から焼結金属フィルター (以下、SMF: Sintered Metal Filter) に至る排ガス配管で、サンプリングは 6 回行った (Run1~6)。結果を表 2 に示す。表から明らかなように Sr の放出率は、溶解工程全体を通じて非常に低かった。これは、Sr が揮発性元素ではないためである。Cs の放出率は溶融の最初の 4 時間は低かったが、Run 5 で増加した (8.170E-4g/s)。

表 2. 排気筒サンプリング試験結果

	Stack Sample Run						
	1	2	3	4	5	6	Continuous
Start Time	6:00	10:03	14:09	18:28	22:46	5:03	6:00
Stop Time	10:00	14:03	18:09	22:39	5:00	6:03	5:00
Duration (seconds)	14,400	14,400	14,400	15,060	22,440	3,600	82,800
Cs (g/s)	1.000E-05	5.700E-05	2.540E-04	1.790E-04	8.170E-04	3.110E-05	2.510E-04
Sr (g/s)	1.010E-07	1.010E-06	1.090E-06	1.030E-06	1.770E-06	2.840E-07	7.990E-07
Particulate (g/s)	0.00315	0.00818	0.03260	0.01510	0.07680	0.00313	0.02520

原因は、溶融炉プレナムの温度が上昇して乾燥雰囲気となったため、と考えられた。溶融炉プレナム温度は、溶融のほとんどの期間を通して 100℃ 未満に止まっていた。この状態はほぼ連続的な原料の供給によって厚いコールド-キャップが維持されるためであり、最後の供給物が溶融してコールド-キャップが消失するまで続いた。厚いコールド-キャップは、溶融物から揮発した Cs が再凝縮する場所となっている。

(3) ガラス中の Cs および Sr の残留率

ガラス中の Cs と Sr の残留率分析は、L. L. Petkus らによって示された方法⁵⁾で行った。ガラス中の残留率 (vi) は、原料の i 番目の成分のうちガラスに残留する割合であり、除染係数 (DFi) は i 番目の成分の投入量と排出量の比である。投入量は溶融炉に投入された Cs と Sr の質量で、Cs の平均濃度から算出した。排出量は、排気系に排出される量である。 vi と DFi の関係は以下のとおりである。

$$vi = 1 - \frac{1}{DFi} \times 100 \quad \dots \dots (1)$$

$$DFi = \frac{\text{input mass}}{\text{output mass}} \quad \dots \dots (2)$$

Sr は元々 KUR-EH にも存在しているので、評価に使用した Sr の質量は供給試料中の Sr 質量(平均値)を模擬炭酸塩の Sr に加算したものである。評価した溶融後ガラス中の Cs と Sr の残留率を3つのシナリオ毎に表 3 に示す。

表 3. Cs と Sr の保持シナリオと残留率

		Cs (%)	Sr (%)
Scenario A	Primary Retention	62.10	99.97
Scenario B	SMF Recycle	90.05	100.00
Scenario C	SMF Efficiency	99.98	100.05

シナリオ A は、Cs のリサイクルをしない場合である。Cs と Sr の DF は、式 2 を使い、入力質量と出力質量から計算した。出力質量は、連続運転中に測定された Cs と Sr の放出率に試験時間を乗じて求めている。また、溶融炉フードの内面および溶融炉出口からスタックサンプリングポートまでの排気管の一部に付着した Cs と Sr の質量も評価に加えた。シナリオ A での残留率は、Sr が 99.97wt%、Cs が 62.10wt%であった。

シナリオ B は SMF で捕捉された 15.48g の Cs をリサイクルした場合である。SMF で捕捉した Cs を溶融炉にリサイクルすることで、Cs 排出量は大幅に減少する。

SMF の Cs の捕捉効率は 2021 年度に実施した Mel t9 から Mel t12 の試験で測定されており、最大捕捉効率は Mel t9 における 99.98%であった。

シナリオ C は、SMF の捕捉効率を改善した結果として示した。最終的に SMF で捕捉された Cs はすべてガラス固化体にリサイクルされるため、シナリオ C でのガラス中の Cs 残留率は 99.98~100.0%、Sr は実質的に 100.0%であった。12 回実施した溶融試験における Cs のガラス内の残留率は平均で 96.08%、最大で 99.94 wt% であった。

一方、Mel t13 の Cs 排出量は特に高かったが、これは、溶融が廃棄物容器より上の位置で始まったため、Cs を捕捉するコールドキャップの厚さを維持出来なかったことと、廃棄物容器を溶かすのに余分な時間がかかったことが原因していると思われる。12 回実施した試験の溶融処理速度平均は

13.0 kg/時であったが、Melt13 の処理速度は 6.7 kg/時であった。排出率が同じなら溶融時間の長いほど、多くの Cs が排出されるので、Cs 排出量が比較的多かった理由は溶融時間が長かったためと考えられる。もう 1 つの可能性は、模擬炭酸塩の塩化物含有量が高かったことである。塩化物は試料の製造時に混入した物であるが、実際の ALPS の廃棄物処理工程における塩化物混入の懸念は無い。

(4) ガラスの均質性

ガラス固化体の均質性を調べるため、Melt13 固化体から 12 個の試料を採取し、Cs と Sr の分析を行った。結果を図 8 に示すが、Cs と Sr の分布は均一であると言える。従って、実際の福島廃棄物を処理した時、ガラス固化体の線量分布は均一なものになると期待される。

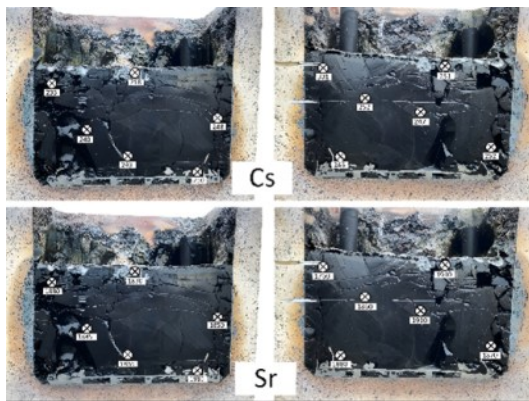


図 8. Melt13 ガラス中の Cs と Sr 濃度測定

(5) 浸出特性

Melt13 ガラスについて PNNL において浸出試験が ASTM C1220 (Standard Test Method for Static Leach Testing of Components of Glass Waste Forms by the MCC-1 Method) ⁶⁾ に準拠して実施された。

溶液に浸出した元素 i の質量が決定できれば、式(3)を用いて、元素 i についてのガラスの正規化質量減少量 (NLi: Normalized Mass Loss) が計算できる。

$$NLi = \frac{mi}{s \times fi} \quad \dots \dots (3)$$

ここで、

S : 溶液に曝されたガラスの面積 (m²)

fi : ガラス中の元素 i の質量分率

mi : 溶液中に浸出した i 元素の質量 (g)

NL_i を評価する場合、トレーサー元素を選ぶ必要がある。一般に、ケイ酸塩ガラスの典型的なトレーサーには B や Na などが使われるが、ここでは、Na を使用した。

Na をトレーサーとしたときの正規化質量減少量を NL_{Na} と記す。7 日、14 日、28 日間隔の Melt13 ガラスの浸出試験結果を、1) 以前に実施された浸出試験結果、2) 日本と米国の高レベル廃棄物 (HLW) 参照ガラス (米国 : EA ガラス、日本 : P0798) とともに図 9 に示した。

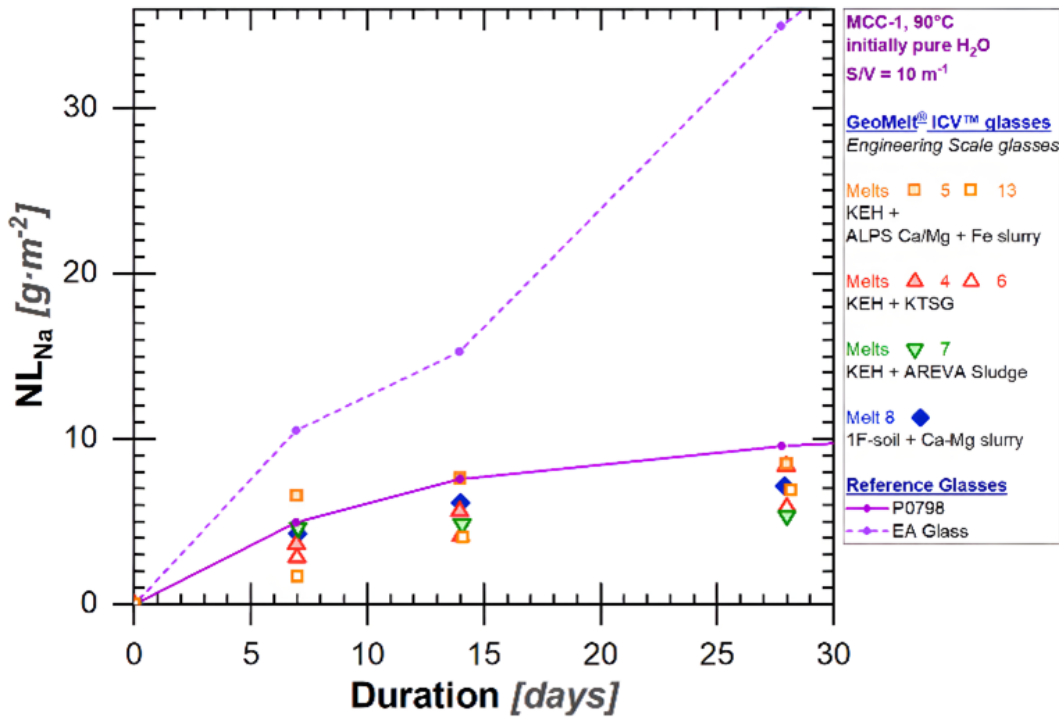


図9. 7, 14, 28 日間の Melt13 ガラスと参照ガラスの浸漬試験結果

浸漬 28 日の Melt13 ガラスの NL_{Na} は、P0798 ガラスと同等かそれよりも低い値を示しており、日本での処分基準に適合する可能性の高い事を示していた。

4. 結果

ALPS 二次廃棄物を模擬した炭酸塩脱水物を鋼製廃棄物容器と共に熔融しガラス固化体とする実験をベンチスケールとエンジニアリングスケールで実施した。鋼製の廃棄物容器を含むガラス固化法の確認、電極コントロール法の確認、排気成分の評価、処理シナリオと Cs と Sr の残留率評価、ガラス固化体中の Cs と Sr 濃度分布評価を行った。

Melt13 では、SMF を用いることで排気系に流れた Cs の殆どは捕捉できた。Cs をトラップした SMF を熔融炉に戻すことで Cs

の 99.98%がガラスにリサイクルされ、結果としてスタックからの放出は抑えられた。

Melt13 ガラスの均質性と浸出試験結果は非常に良い結果を示した。Melt13 ガラスは MCC-1 試験の結果、日本の HLW 参照ガラス (P0798) よりも低い正規化質量減少量を示し、日本での処分に適合できる可能性が高い事を示していた。

次の段階の試験も行われた Melt14 では 200.91 鋼製ドラム缶に収納した模擬炭酸塩脱水物の熔融試験を行った。エンジニアリングスケール熔融炉を用いた。Cs 排出量は、Melt13 に比べ大幅に増加した。これは主にドラム缶が熔融炉容積の 40%以上を占めたことが原因して、ドラム缶上部に厚いコールドキャップを維持できなかったためと考えている。

参考文献

- 1) JAEA-Review 2022-076, "アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿系廃棄物の安定固化技術の開発", 東京工業大学, 2022.3
- 2) Kevin Finucane¹ et al., "An Innovative Approach for the Treatment of Fukushima ALPS Dehydrate by GeoMelt® In Container Vitrification (ICV)TM", WM2024 Conference, March 10 – 14, 2024, Phoenix, Arizona, USA
- 3) 東京電力, 特定原子力施設監視・評価検討会 (第 88 回) 資料 1-2-1), "スラリー安定化処理に向けた設計について", 2021.2.22. より抜粋
- 4) R.E. Mitchell et al., "Treatment of Problematic Reactive Metal Wastes Using the GeoMelt In-Container Vitrification (ICV) Process", WM2023 Conference, Phoenix, Arizona, February 26-March 2, 2023.
- 5) L.L Petkus et al., "Component Partitioning between Glass and Off-gas Streams in Low-Activity Waste Melters", prepared by Bechtel National, Inc. for the U.S. Department of Energy Office of River Protection, Rev. 0, December 4, 2012.
- 6) ASTM International, Test Method for Static Leaching of Monolithic Waste Forms for Disposal of Radioactive Waste, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA, 2021. <https://doi.org/10.1520/C1220-21>.

4. 持続可能な英国廃棄物管理のための統合的意思決定

廃棄物処理事業推進部 秋山武康

核廃棄物サービス (NWS) は、英国の原子力産業から発生する全廃棄物について、最適化された廃棄物ライフサイクルというビジョンを実現するため、一連の国家戦略廃棄物研究の開発を主導している。本稿¹⁾では、この複数年にわたるプロジェクト²⁾、³⁾の第一段階への概要を述べ、主要な利点と初期の知見に焦点を当てており、その概要を報告する。

1. はじめに

核廃棄物サービス (NWS) は、英国原子力廃止措置庁 (NDA) グループの一員として、英国の原子力廃止措置プログラムから生じる放射性廃棄物と非放射性廃棄物の安全かつ持続可能な管理を確保する取り組みを主導している。

NWS は、核廃棄物をより早く、より永続的に安全なものにすることで、人々と地球にとってプラスの遺産を築くことに勤めている。一部の歴史的廃棄物については、人々と環境を長期にわたって保護するために、安全で確実かつ迅速な処分を最優先に考えている。その他の物質については、最近の英国「放射性物質管理および原子力廃止措置政策」により、廃棄物の発生を防止し、最小化の機会が強化された。この政策では、持続可能性と廃棄物管理階層の適用がより重視されている。

低レベル放射性廃棄物のライフサイクル管理に関する国家的方針の成功を踏まえ、NWS は現在、廃棄物発生者および規制当局と連携し、このアプローチを英国放射性廃棄物インベントリ (UK RWI) に含まれる 1,324 種類の廃棄物ストリームと 445 万 m³ の廃棄物、及び廃止措置と解体活動から発

生する大量の非放射性廃棄物にまで拡大する共同作業を主導している。

2. NDA 放射性廃棄物戦略

NDA 放射性廃棄物戦略は、英国固体低レベル放射性廃棄物戦略の実施を通じて得られた成果を基に、NDA グループ全体で発生するすべての放射性廃棄物の管理にリスク情報に基づいた統合的なアプローチを採用し、実行可能な場合には廃棄物管理階層を適用する機会としている。この統合廃棄物管理アプローチは、2021 年に公表された NDA 戦略 IV でさらに強化され、「現在および将来にわたって人々と環境を保護し、政府の政策に準拠し、費用対効果の高い方法で廃棄物が管理されることを確保する」という目標を設定している

2024 年版「放射性物質管理および原子力廃止措置政策」は、人々と環境にとって最良の結果を確実にするために、リスク情報に基づいたアプローチを採用し、廃棄物管理階層を適用する必要性を概説している。改訂された政策では、持続可能性への重点がより強化され、英国の原子力産業は、廃棄物管理に伴う環境への影響を低減し、温室効果ガスの排出を最小限に抑えることで、ネ

ットゼロ達成にどのように貢献しているかを示すことが求められている。

英国では、放射性廃棄物は、閾値に対する放射性組成と発熱量に基づき、低レベル廃棄物 (LLW)、中レベル廃棄物 (ILW)、高レベル廃棄物 (HLW) に分類されている。しかし、新政策では、これら3つの廃棄物分類全体にわたって最適な解決策を検討する、

リスク情報に基づいたアプローチの枠組みが構築されている。英国 RWI は、現在存在する廃棄物と核物質、そして原子力発電所の廃止措置によって2125年まで発生する廃棄物と核物質のスナップショットを提供している。現在の総インベントリは445万 m³である (図1)。

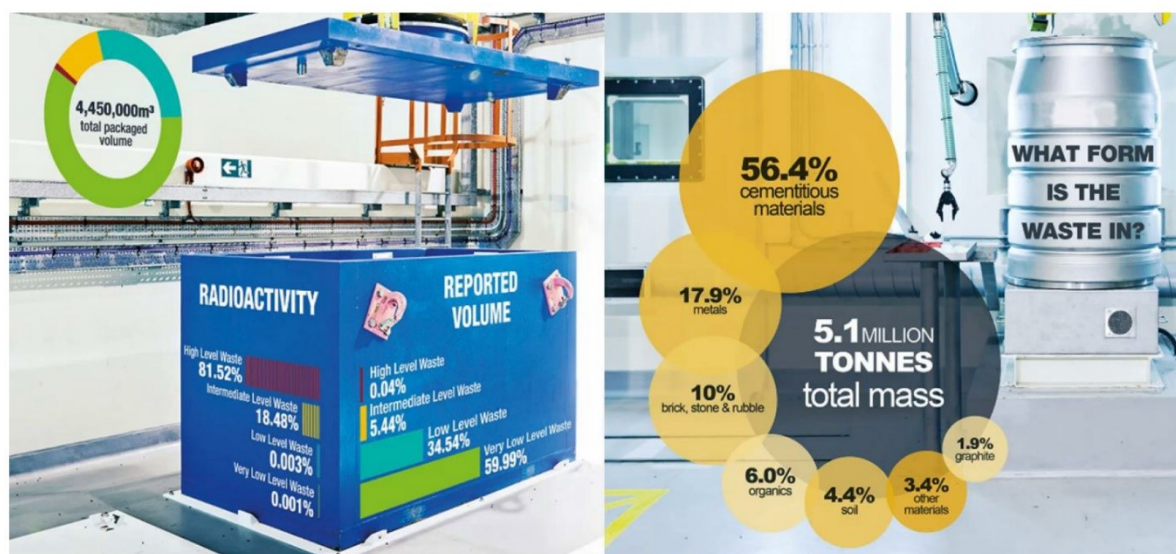


図1. 廃棄物分類と物質タイプ別の英国放射性廃棄物インベントリ

3. 国家低レベル放射性廃棄物プログラム

国家低レベル放射性廃棄物プログラムは、英国の固形低レベル放射性廃棄物戦略の実施を主導し、英国の廃棄物発生者に対して戦略的な枠組み、ガイダンス、および指針を提供するために設立された。国家低レベル廃棄物プログラムの重要な要素は、主要な低レベル廃棄物カテゴリーの管理のための最適化された国家戦略を特定することでした。これには、イングランドおよびウェールズにおける一連の国家戦略的な利用可能な最善の技術 (BAT) とスコットランドにおける最善の実行可能な手段 (BPM) の研究の開発と維持が含まれる。

- ・軟質固体有機廃棄物国家戦略 BAT
- ・金属廃棄物国家戦略 BAT
- ・土壌、コンクリート、瓦礫、粒状物質 (SCRAG) 国家戦略 BAT
- ・LAW アスベストおよびアスベスト含有廃棄物ゲート B (推奨オプション) 研究

NWS、規制当局、廃棄物発生者、サプライチェーンパートナーの協力で、これら4つの統合された国家BAT/BPM研究の適用により、2009年の低レベル廃棄物の98%が処分され2%が転用されていた傾向が、2023年には98%が転用され2%が処分される傾向へ逆転した。(図2参照)。

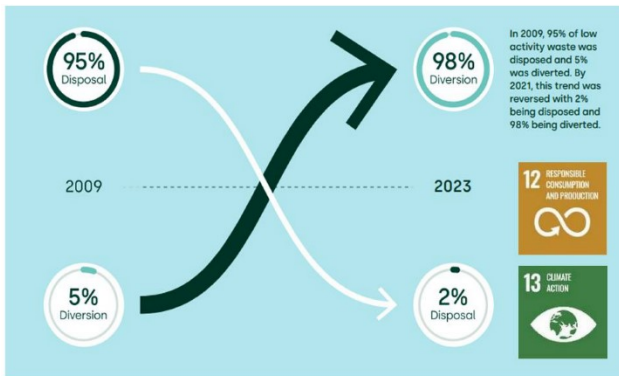


図 2. 英国 LLWR における 2009 年の処分から 2023 年の転用への転換

NDA グループは、現在原子力産業で発生する廃棄物全体の約 60～80%を占める従来の解体廃棄物（以下、「管理廃棄物」）についても、約 95%の転換率を達成している。

核廃棄物サービス（NWS）の設立以来、国家低レベル放射性廃棄物プログラムは統合廃棄物管理ポートフォリオ（IWMP）と統合され、放射性廃棄物の全範囲にわたり始めから終わりまで廃棄物管理の最適化が図られている。IWMP は、NDA グループ全体にわたる協働的なアプローチであり、統合廃棄物管理を促進し、障壁を取り除き、価値に基づく意思決定を促進する。IWMP を通じて、国および NDA の廃棄物戦略を実施し、新たな廃棄物管理能力を開発する作業が実施される。これにより廃止措置費用の約 30%を占めると推定される廃棄物管理コストの削減が図られる。

NWS は NDA グループを代表して、戦略的国家低レベル放射性廃棄物 BAT/BPM の立場を担い、業界全体の協力体制を構築し、より広範な廃棄物の種類を対象とした戦略的国家 BAT/BPM 事例集を開発している。

その目的は以下のとおり。

- ① NDA 放射性廃棄物戦略を制定し、廃棄物のライフサイクル全体にわたる持続

可能な統合廃棄物管理を推進することにより、新政策および英国管理廃棄物戦略の要件を満たす。

- ② 廃棄物管理に関する一貫した推奨方針を策定し、廃棄物発生者と規制当局の意思決定を支援する。
- ③ IWMP による廃止措置を加速し、英国納税者への価値向上と環境的利益の実現を図る。
- ④ リスク情報に基づいたアプローチの採用によって生じる機会を活用するために必要な文化的変化を支援・促進する。

最終的には、これにより NDA グループ全体にわたる統合的な意思決定環境が整備され、廃棄物主導型かつ廃棄物情報に基づいた廃止措置に関する意思決定が可能になる。

4. 既存の国家廃棄物研究の概要

既存の国家廃棄物研究は、以下の主要な量の多い低レベル廃棄物（LLW）を対象としている。

- ・ 金属廃棄物
- ・ 土壌、コンクリート、瓦礫、粒状物質
- ・ 軟質固形有機廃棄物
- ・ 低レベル放射性廃棄物、アスベスト及びアスベスト含有廃棄物

これらの研究は、廃棄物発生者によって各々の種類の廃棄物に関する意思決定の参考として広く活用され、2016 年英国低レベル放射性廃棄物戦略の策定において重要な役割を果たした。

これらの研究の構成は、以下である。

- ① 範囲決定

研究の目的、枠組み、選択肢策定プロセスに関する共通理解の構築を目的とする。プロジェクトチームが研究の目的、範囲、背景を概説した範囲決定文書を作

成し、研究パラメータの明確化と精緻化に焦点を当てた利害関係者との協議を実施する。

② 選択枝の策定と初期評価

包括的な代替処理の選択枝を幅広く提示する。この段階では、包括的な選択枝の候補リストを作成し、研究範囲の設定時に合意された基準に照らして選別し、廃棄物管理に有意義な利益をもたらす可能性のある選択枝のみが本評価に進めるようにする。

③ 主要評価とワークショップ

管理選択枝の候補リストを作成し、それらを技術的に評価し、設定された評価基準に照らして評価する。最初は机上で実施し、その後、大規模な関係者ワークショップで検討と議論のために提示した。評価には多基準意思決定分析手法を採用

し、異なる代表的な廃棄物サブ集団ごとに選択枝を比較評価する「サブ評価」を用いて、廃棄物の種類ごとに異なる考慮事項や優先順位を捉える。

各国家廃棄物研究の目的は、戦略オプションに関する一般的な選好を特定し、サイト固有の研究の枠組みに対してその正当性と根拠を示すことである。各サイトの管理者が具体的な法的及び規制上の責任を負うことを踏まえ、各サイトの特定の廃棄物の管理オプションを定義することが目的ではないと明記されている。この「位置付け」は、既存の国家戦略 BAT/BPM 研究の策定における「範囲決定」段階において、関係者との協議の中で合意された。図3は、金属廃棄物に関する国家廃棄物研究から抜粋したこれらの研究例を示す。

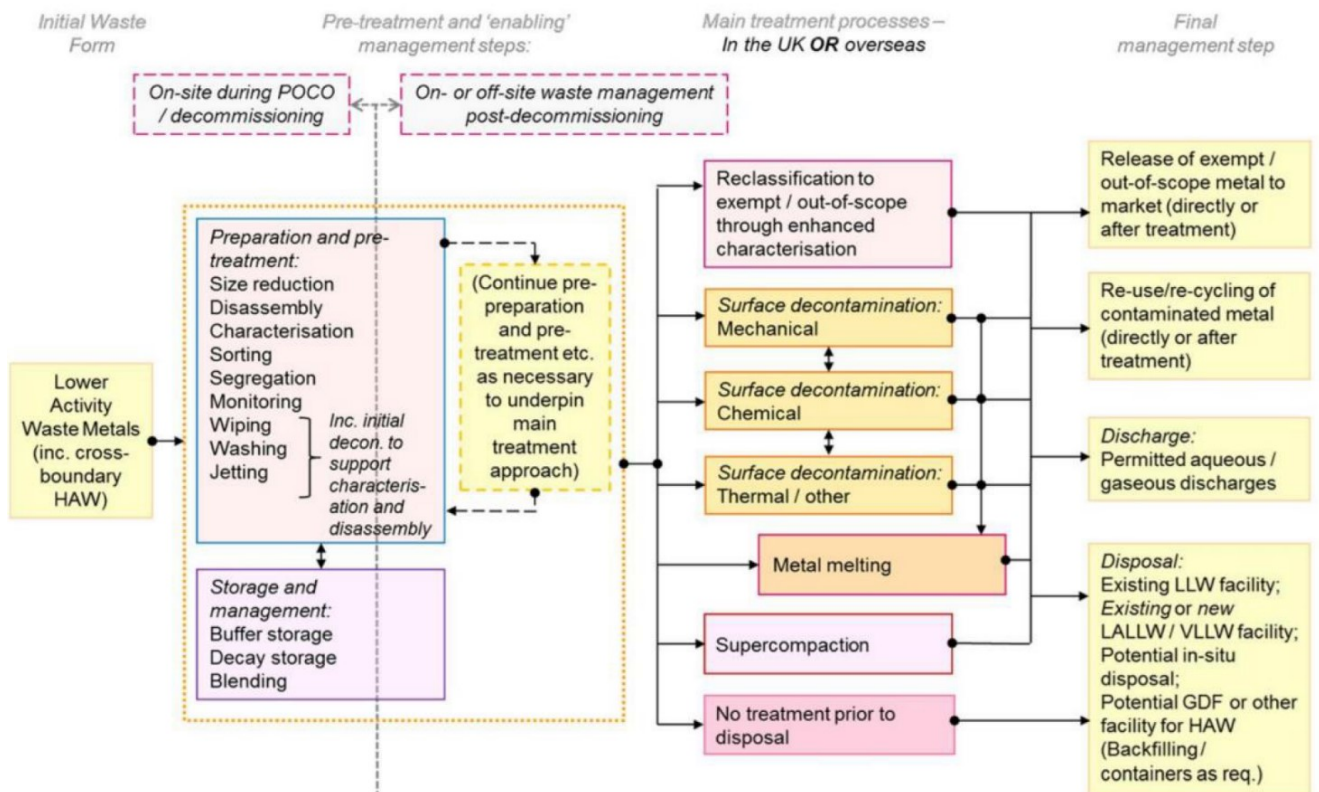


図3. 低レベル放射性金属廃棄物管理のための戦略的ポートフォリオと選択枝の階層構造の概要

2022年には、3つの国家戦略廃棄物研究の定期レビューが実施された。この作業には、研究の机上レビューと、廃棄物発生者であるセラフィールド社とマグノックス社（現NRS:原子力復旧サービス）、そしてLLWリポジトリ社（現NWS）を対象とした利害関係者との協議が含まれていた。利害関係者との協議の目的は、現在の国家戦略廃棄物研究の根拠と結論に影響を与え得る変更点に関する見解を収集することだった。この協議では、一連の国家戦略BATがどのように使用されているかについて、以下のフィードバックが得られた。

- ・ 既存の金属廃棄物に関する国家BAT研究は、廃棄物発生者によって自社のBAT研究への重要な入力情報として一般的に使用されている。
- ・ 軟質固形有機廃棄物に関するBATは、廃棄物発生者が自社の廃棄物ストリームのBATを定義する際の重要な参考資料として一般的に使用・適用されている。
- ・ 国家戦略BATの導入により、焼却処理をサービスとして利用する業界が増え、廃棄物発生組織の大多数にとって焼却が「通常業務」となった。

5. 研究体系の拡充と発展に向けた概要とアプローチ

英国の原子力産業から発生するすべての廃棄物について、望ましい汎用管理オプションを特定する国家戦略廃棄物研究（National Strategic Waste Studies）を拡充することが、この目標です。

2024年に改訂された英国の「放射性物質管理および原子力廃止措置政策」の導入に伴い、原子力産業は文化的および技術的に大きな変化を遂げている。これは、リスク情報に基づいたアプローチを採用する機会をもたら

し、最適化された廃棄物管理を通じて、人々と環境の両方にとってより良い結果につながる可能性がある。

廃棄物発生者がこのアプローチを採用できるよう支援することは、特に高レベル放射性廃棄物（中レベル放射性廃棄物を含む）において大きな文化的転換を意味するため、非常に重要である。既存の枠組みを全廃棄物活動に拡大し他の種類の廃棄物も含めることで、研究はこの文化的および技術的変革の過程で、再び業界を支援することができる。これらの研究は、廃棄物発生者に処分の代替案に関する情報を提供し、事例研究を提供し、ライフサイクル全体にわたる管理戦略の最適化を確実にする。

既存の国家戦略廃棄物BAT/BPMの策定には、広範な関与と合意形成が必要であり、これらは成果への信頼を構築し、廃棄物発生者による採用を確実にする上で不可欠である。利害関係者の関与は、このプロジェクトの成功の鍵となる。この拡張された研究群が廃棄物発生者に最大の価値をもたらす方法を理解することは、重点分野と優先順位を決定する上で重要である。

最初のステップは、国家戦略統合廃棄物BAT/BPM研究群の開発ロードマップを作成することです。これは2つの段階に分かれている。

①段階1：発見段階

初期の机上レビューと利害関係者の関与を組み合わせることで、実施ロードマップの策定に必要な全ての「技術要件」を明確化し裏付けを行う。

②段階2：ロードマップ策定

段階1の成果を活用し、ロードマップと実施計画（便益マッピング、スケジュール、概略コストおよびリソース要件、利害関係者管理・コミュニケーション計画、

リスク／不確実性登録簿と緩和計画、相互依存関係マップを含む)を作成する。

NWSは、サプライチェーンパートナーの利害関係者との協議に関する豊富な経験と、既存の研究シリーズの開発におけるこれまでの関与を活用し、本プロジェクトを推進する。

6. 機会

これまでに実施された利害関係者との協議を通じて、いくつかの機会が特定されており、プロジェクトの進展に伴い、これらを更に発展させていく。

①高放射能廃棄物 (HAW) へのリスク情報活用アプローチの適用支援

NDAの2019年放射性廃棄物戦略では、特定のHAWの管理に関する現在の標準的な方法(カプセル化と処分)が、特定の廃棄物に対して必ずしも最適化されていない可能性がある。廃棄物発生者がリスク情報活用アプローチを採用できるように、これらの廃棄物研究は必要な技術的および文化的変革の両面を支援する。

②管理廃棄物管理の最適化

現在、NDAグループが排出する廃棄物の60~80%が管理廃棄物である。これらの廃棄物の大部分は処分されることなく管理されているが、これらの有効活用により経済的および環境的な機会を実現できる可能性がある。この達成には、新たなシステム、プロセス、そして文化的な変革が必要となる。BAT/BPMを管理廃棄物に適用する法的義務はないが、これらの研究を管理廃棄物まで拡大することで、持続可能な廃棄物管理へのより協調的なアプローチが促進され、より良い経済的および環境的成果の向上が期待できる。環境の持続可能性とコスト

のバランスを最適化する解決策をいかに実現するかは、継続的な利害関係者参画を通じて答えを出すべき重要な課題である。

7. 今後の展望

利害関係者の関与は、このプロジェクトの成功に不可欠である。現在進行中の第一段階の目的は、拡大された一連の戦略的国家廃棄物研究が英国にとって最大の価値をもたらす方法をより深く理解することにある。この関与には、廃棄物発生者、政策立案者、規制当局など、20を超える利害関係者グループが参加する。

このプロジェクトの成果は、既存の研究群を更に発展させ、廃棄物管理の改善を通じて経済的および環境的利益を促進するかを明確に示すロードマップとなる。

8. 結論

NWSは、英国の原子力産業全体の廃棄物管理を最適化するために、国家戦略的廃棄物研究の開発を主導している。放射性廃棄物管理の環境影響を軽減するには、BAT(最善利用技術)の適用が不可欠である。本プログラムは、低レベル放射性廃棄物(LLW)の管理方法を変革したBAT事例の成功を基に、全ての放射性廃棄物および非放射性廃棄物にこの手法を拡大することを目指している。

「英国の放射性物質管理及び原子力発電所の廃止措置に関する政策」の2024年改訂では、リスク情報に基づいたアプローチと持続可能性のより一層の組み込みが強調され、環境影響と温室効果ガスの排出削減を目指している。原子力産業から発生する全ての廃棄物を対象とした戦略的国家BAT/BPM手法の開発は、統合的な廃棄物管理を推進することでこれらの要件を満たすことを目指している。

BAT/BPM 手法の拡大による利点には、環境持続可能性の向上、廃棄物管理コストの削減、そして文化的な変化の促進などが挙げられ、最適化された BAT/BPM 手法が国家基準に導入される見込みである。

本稿では、この複数年にわたるプロジェク

トの第一段階の概要を示し、主要な利点と初期の知見に焦点を当てた。この取り組みが、英国の原子力産業から発生する全廃棄物の持続可能な管理の大幅な改善につながることを期待している。

参考文献

- 1) Daniel Bunn , Rob Ward, Dr. Lisa Maxwell and Paul Tuohy, "Integrated Decision-Making for Sustainability UK Waste Management – 25190" , WM2025 Conference, March 9-13, 2025, Phoenix, Arizona
- 2) Rob Ward, "Impact Conscious, Future Focused: A Strategy for Sustainable Radioactive Waste Management in the UK 24251" , WM2024 Conference, March 10–14, 2024, Phoenix, Arizona, USA
- 3) Nicole Towler, Dr. Naomi Mawby, Claire Gallery-Strong, "UK Integrated Waste Management Programme - Driving Sustainability into Radioactive Waste Management - 23079" , WM2023 Conference, February 26 - March 2, 2023, Phoenix, Arizona, USA

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報 (2025年9月末現在)

今期は、恒久閉鎖したプラントはなかった。一方、廃止措置に移行したプラントの運転再開では、米国で、パリセーズが2025年8月25日に運転フェーズに復帰し、スリーマイル・アイランド1号機(TMI-1)が2027年に、デュアン・アーノルドは2028年第4四半期の運転再開を目指している。パリセーズはこのリストから削除となる。

廃止措置が完了したプラントは、2025年にスペインのホセ・カブレラ、ほぼ完了がスロバキアのボフニチェ-V1-1、2であった。

、	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
1	アルメニア	アルメニア-1	1977/10/06～1989/02/25	408 MW	PWR	未定	計画検討中	2048年
2	ベルギー	BR-3	1962/10/10～1987/06/30	12 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2023年
3		ドゥール-1	1975/02/15～2025/02/14	454 MW	PWR	即時解体	燃料取出し準備中	不明
4		ドゥール-3	1982/10/01～2022/09/23	1056 MW	PWR	即時解体	燃料取出し中	不明
5		ティアンジュ-2	1983/06/01～2023/01/31	1055 MW	PWR	即時解体	燃料取出し中	
6		ブルガリア	コズロドイ-1	1974/10/28～2002/12/31	440 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵(20年)解体中
7	コズロドイ-2		1975/11/10～2002/12/31	440 MW	PWR			
8	コズロドイ-3		1981/01/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
9	コズロドイ-4		1982/06/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
10	カナダ (6基)	ダグラスポイント	1968/09/26～1984/05/04	218 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
11		ジャンティイ-1	1972/05/01～1977/06/01	266 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
12		ジャンティイ-2	1982/12/04～2012/12/14	675 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	
13		ロルフトンNDP-2	1962/10/01～1987/08/01	20 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	
14		ピッカリング-A1	1971/04/04～2024/10/01	542 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	
15		ピッカリング-A2	1971/10/06～2007/05/28	542 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
16		ピッカリング-A3	1972/05/03～2008/10/31	542 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
17		ピッカリング-A4	1973/05/21～2024/12/31	542 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	
18	フランス (14基)	ビュージェイ-1	1972/07/01～1994/05/27	540 MW	GCR	安全貯蔵	解体計画作成中	2028年
19		ショー-A	1967/04/15～1991/10/30	320 MW	PWR	安全貯蔵	解体中(2014年～)→サイト修復	2022年
20		シノン-A1	1964/02/01～1973/04/16	80 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2027年
21		シノン-A2	1965/02/24～1985/06/14	230 MW	GCR		部分解放済(ステージⅡ)	2026年
22		シノン-A3	1966/08/04～1990/06/15	480 MW	GCR		安全貯蔵中から解体中	2033年
23		マルクール-G2	1959/04/22～1980/02/02	43 MW	GCR		安全貯蔵	安全貯蔵中(Cの処分場開設待)
24		マルクール-G3	1960/04/04～1984/06/20	43 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2025年
25		モンダレ-EL4	1968/06/01～1985/07/31	75 MW	HWGCR			
26		サンローラン-A1	1969/06/01～1990/04/18	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2032年
27		サンローラン-A2	1971/11/01～1992/05/27	530 MW	GCR			2028年
28		スーパフェニックス	1986/12/01～1998/12/31	1241 MW	FBR	即時解体	解体中(Na処理継続)	2026年
29		フェニックス	1974/07/14～2010/02/01	142 MW	FBR	即時解体	「最終運転停止段階」で燃料撤去	～2045年
30		フッセンハイム-1	1977/04/26～2020/02/22	920MW	PWR	即時解体	燃料撤去+解体で18年	2038年
31			フッセンハイム-2	1977/10/07～2020/06/29	920MW			

、	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
32	ドイツ (36基)	グライフスバルト-1	1974/07/02~1990/02/14	440 MW	PWR	即時解体	廃止措置終了(建屋CL待ち)	2016年
33		グライフスバルト-2	1975/04/14~1990/02/14	440 MW	PWR	即時解体	廃止措置終了(建屋CL待ち)	2016年
34		グライフスバルト-3	1978/05/01~1990/02/28	440 MW	PWR	即時解体	廃止措置終了(建屋CL待ち)	2016年
35		グライフスバルト-4	1979/11/01~1990/07/22	440 MW	PWR	即時解体	廃止措置終了(建屋CL待ち)	2016年
36		グライフスバルト-5	1989/11/01~1989/11/24	440 MW	PWR	即時解体	廃止措置終了(建屋CL待ち)	2016年
37		ブロクドルフ	1986/12/22~2021/12/31	1480 MW	PWR	即時解体	廃止措置準備中	
36		グロスヴェルツハイム(HDR)	1970/07/02~1971/04/20	25 MW	BWR	即時解体	廃止措置終了	1998年完了
37		グンドレミンゲン(KRB-A)	1967/04/12~1977/01/13	250 MW	BWR	即時解体	設備・機器の解体撤去(建家残存)	2006年完了
38		グンドレミンゲン(KRB-B)	1984/07/19~2017/12/31	1344 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	未定
41		グンドレミンゲン(KRB-C)	1985/01/18~2021/12/31	1344 MW	BWR	即時解体	廃止措置準備中	未定
42		AVR実験炉	1969/05/09~1988/12/31	15 MW	HTGR	即時解体	設備・設備の解体撤去済	未定
43		カールVAK	1962/02/01~1985/11/25	16 MW	BWR	安全貯蔵	廃止措置終了	2010年完了
44		カールスルーエKNK- II	1979/03/03~1991/08/23	20 MW	LMFBR	即時解体	廃止措置中	~2025年
45		カールスルーエMZFR	1966/12/19~1984/05/03	57 MW	PHWR	即時解体	廃止措置中	~2025年
46		リンゲン(KWL)	1968/10/01~1979/01/05	268 MW	BWR	安全貯蔵	遅延解体(2015年から解体開始)	未定
47		ミュルハイム・ケールリッヒ	1987/08/01~1988/09/09	1302 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	~2029年
48		ニダーアイヒバッハ(KKN)	1973/01/01~1974/07/21	106 MW	HWGCR	即時解体	廃止措置終了	1995年完了
49		ラインスベルグ	1966/10/11~1990/06/01	70 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	~2025年
50		シュターデ	1972/05/19~2003/11/14	672 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2023年
51		THTR-300	1987/06/01~1988/04/20	308 MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2027年迄の30年間)	未定
52		ヴェルガッセン	1975/11/11~1994/08/26	670 MW	BWR	即時解体	廃止措置済(廃棄物貯蔵中)	2015年
53		オビリッヒハイム	1969/03/31~2005/05/11	357 MW	PWR	即時解体	廃止措置中(第4ステージ)	~2025年
54		ビブリスA	1974/08/25~2011/08/06	1167 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2032年
55		ビブリスB	1976/04/25~2011/08/06	1240 MW	PWR			
56		グローンデ	1985/02/01~2021/12/31	1430 MW	PWR	即時解体	2023年末廃止措置許可発給	2037年完了
57		ブルンスビュッテル	1976/07/13~2011/08/06	771 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	2028年
58		イザール-1	1977/12/03~2011/08/06	878 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	未定
59		イザール-2	1988/04/09~2023/04/15	1485 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
60		クリュンメル	1983/09/28~2011/08/06	1346 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	~2039年
61		ネッカーヴェストハイム-1	1976/06/03~2011/08/06	785 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
62		ネッカーヴェストハイム-2	1989/04/15~2023/04/15	1400 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
63		フィリップスブルグ-1	1979/05/05~2011/08/06	890 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	未定
64		フィリップスブルグ-2	1985/04/ ~2019/12/31	1468MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
65		ウンターヴェーザー	1978/09/29~2011/08/06	1345 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2031年
66		グラーフラインフェルト	1981/12/30~2015/06/27	1345 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
67		エムスラント	1988/06/20~2023/04/15	1406 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
68	イタリア	カオルソ	1981/12/01~1990/07/01	882 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2031年
69		ガリリアーノ	1964/06/01~1982/03/01	160 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2028~2032年
70		ラティーナ	1964/01/01~1987/12/01	160 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2035年
71		トリノ・ヴェルチェッセ	1965/01/01~1990/07/01	270 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵から解体中	2028~2032年

、	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
72	日本 (27基)	動力試験炉(JPDR)	1963/10/26～1976/03/18	13 MW	BWR	即時解体	廃止措置完了	1996年完了
73		東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166 MW	GCR	即時解体	廃止措置第二段階	2030年
74		「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165 MW	HWLWR	即時解体	廃止措置第二段階	2040年
75		浜岡発電所1号機	1976/03/17～2009/01/30	540 MW	BWR	即時解体	廃止措置第二段階	2036年
76		浜岡発電所2号機	1987/11/29～2009/01/30	840 MW	BWR	即時解体	廃止措置第二段階	2036年
77		福島第一1号機	1970/11/17～2011/05/20	460 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標
78		福島第一2号機	1973/12/24～2011/05/20	784 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標
79		福島第一3号機	1974/10/26～2011/05/20	784 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標
80		福島第一4号機	1978/02/24～2011/05/20	784 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標
81		福島第一5号機	1977/09/22～2014/01/31	784 MW	BWR	未定	事故炉の廃止措置技術実証用	未定
82		福島第一6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100 MW	BWR	未定		
83		福島第二1号機	1979/05/04～2019/09/30	1100MW	BWR	遅延解体	解体工事準備段階(汚染調査) 原子炉安全貯蔵(20年間)	2065年度
84		福島第二2号機	1984/02/03～2019/09/30	1101MW	BWR	遅延解体		
85		福島第二3号機	1985/06/21～2019/09/30	1102MW	BWR	遅延解体		
86		福島第二4号機	1987/08/25～2019/09/30	1103MW	BWR	遅延解体		
87		敦賀発電所1号機	1969/11/16～2015/04/27	357 MW	BWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2039年
88		美浜発電所1号機	1970/08/08～2015/04/27	340 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2045年
89		美浜発電所2号機	1972/04/21～2015/04/27	500 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	
90		大飯発電所1号機	1979/03/27～2017/12/22	117.5MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2048年
91		大飯発電所2号機	1979/12/05～2017/12/22	117.5MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	
92		玄海発電所1号機	1975/02/14～2015/04/27	559 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2054年
93		玄海発電所2号機	1981/03/30～2019/04/09	559 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	
94		島根発電所1号機	1973/12/02～2015/04/30	460 MW	BWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2045年
95		伊方発電所1号機	1977/09/30～2016/05/10	566 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2056年
96		伊方発電所2号機	1982/03/19～2018/05/23	566 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2059年
97		もんじゅ	1994/04/～2016/12/21	280 MW	FBR	遅延解体	廃止措置第一段階	2047年
98		女川発電所1号機	1984/06/01～2018/12/21	524 MW	BWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2053年
99	カザフスタン	BN-350	1973/07/16～1999/04/22	90 MW	FBR	安全貯蔵	廃止措置計画準備	～2075年頃
100	韓国	古里1号機	1978/04/29～2017/06/18	607 MW	PWR	即時解体	2022年頃から解体予定	2033年
101		月城1号機	1983/04/22～2019/12/24	683MW	PHWR	即時解体	廃止措置中	2035年
102	リトアニア	イグナリアー1	1983/12/31～2004/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体	最終状態(Brown State)	2038年
103		イグナリアー2	1987/08/20～2009/12/31	1300 MW	LWGR			
104	オランダ	ドーテバルト	1969/03/26～1997/03/26	60 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降
105	パキスタン	カラチー1	1972/12/07～2021/08/01	100 MW	PHWR	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
106	ロシア (11基)	ベロヤルスクー1	1964/04/26～1983/01/01	108 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	不明
107		ベロヤルスクー2	1969/12/01～1990/01/01	160 MW	LWGR			
108		ノボボロネジー1	1964/12/31～1984/02/16	210 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
109		ノボボロネジー2	1970/04/14～1990/08/29	365 MW	PWR			
110		ノボボロネジー3	1972/06/29～2016/12/25	385 MW	PWR			
111		オブニンスクAPS-1	1954/12/01～2002/04/29	6 MW	LWGR	安全貯蔵	燃料撤去後博物館化された。	不明

、	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
112	ロシア (11基)	ビルビノ-1	1974/01/12~2019/01/14	12 MW	LWGR	不明	不明	不明
113		クルスク-1	1977/10/12~2021/12/19	1000 MW	RBMK	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
114		クルスク-2	1979/08/17~2024/01/31	1000 MW	RBMK	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
115		レニングラード-1	1970/03/01~2018/12/21	925 MW	RBMK	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
116		レニングラード-2	1970/06/01~2020/11/10	925 MW	RBMK	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
117	スロバキア	ボフニチェ-A1	1972/12/25~1977/02/22	143 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
118		ボフニチェ-V1-1	1980/04/01~2006/12/31	440 MW	PWR	即時解体	2024年解体撤去完了	2027年
119		ボフニチェ-V1-2	1981/01/01~2008/12/31	440 MW	PWR			
120	スペイン	バンデロス-1	1972/05/06~1989/10/19	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2035年
121		ホセ・カブレラ-1	1968/07/14~2006/04/30	150 MW	PWR	安全貯蔵	解体終了、敷地解放	2025年完了
122		サンタマリアデルガロニャ	1971/03/02~2013/07/31	466 MW	BWR	未定	未定	未定
123	スウェーデン (7基)	オゲスタ	1964/05/01~1974/06/02	10 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2040年頃
124		オスカーシャム-1	1971/08/19~2017/06/19	492 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
125		オスカーシャム-2	1974/10/02~2016/12/22	661 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
126		バーセベック-1	1975/07/01~1999/11/30	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体へ移行	2029年
127		バーセベック-2	1977/03/21~2005/05/31	615 MW	BWR			
128	リングハルス-1	1974/10/~2020/12/30	916 MW	BWR	即時解体	廃止措置中(本格解体準備中)	~2033年	
129	リングハルス-2	1975/08・17~2019/12/31	900 MW	BWR	即時解体			
130	スイス	ルーセン	1968/01/29~1969/12/20	6 MW	HWGCR	安全貯蔵	廃止措置終了	1994年完了
131		ミュレベルグ	1971/01/01~2019/12/30	380 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	2034年
132	ウクライナ	チェルノブイル-1	1978/05/27~1996/11/30	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2045年まで)	解体、敷地除染修復
133		チェルノブイル-2	1978/05/28~1991/10/11	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2045年まで)	解体、敷地除染修復 (2046~2065年)
134		チェルノブイル-3	1982/08/27~2000/12/15	1000 MW	LWGR			
135		チェルノブイル-4	1984/03/26~1986/04/26	1000 MW	LWGR			
136	イギリス (36基)	パークレー-1	1962/06/12~1989/03/31	166 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年~2021年)	2070年まで安全貯蔵、79年解体完了
137		パークレー-2	1962/10/20~1988/10/26	166 MW	GCR			
138		ブラッドウェル-1	1962/07/01~2002/03/31	146 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵(2018年~2085年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
139		ブラッドウェル-2	1962/11/12~2002/03/30	146 MW	GCR			
140		コールドーホール-1	1956/10/01~2003/03/31	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
141		コールドーホール-2	1957/02/01~2003/03/31	60 MW	GCR			
142		コールドーホール-3	1958/05/01~2003/03/31	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年~2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
143		コールドーホール-4	1959/04/01~2003/03/31	60 MW	GCR			
144		ハンターストーン-A1	1964/02/05~1990/03/30	173 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(1995年~2022年)	2071年まで安全貯蔵、80年解体完了
145		ハンターストーン-A2	1964/07/01~1989/12/31	173 Mw	GCR			
146		ハンターストーン-B1	1976/02/07~2021/11/26	644 MW	GCR	安全貯蔵	燃料取出し(2022年~2026年)	~2100年安全貯蔵
147		ハンターストーン-B2	1977/04/01~2022/01/07	644 MW	GCR			
148		ヒンクレーポイント-A1	1965/03/30~2000/05/23	267 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2004年~2027年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了
149		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05~2000/05/23	267 MW	GCR			
150		ヒンクレーポイント-B1	1978/10/02~2022/08/01	655 MW	GCR	安全貯蔵	燃料取出し(2022年~2026年)	~2100年安全貯蔵
151	ヒンクレーポイント-B2	1976/09/27~2022/07/06	655 MW	GCR				

、	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
152	イギリス (36基)	オールドベリー-A1	1967/11/07~2012/02/29	230 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2013年~2027年)	2092年まで安全貯蔵、2101年解体完了
153		オールドベリー-A2	1968/04/06~2011/06/30	230 MW	GCR			
154		トロースフィニッド-1	1965/03/24~1991/02/06	236 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(1995年~2027年)	2074年まで安全貯蔵、83年解体完了
155		トロースフィニッド-2	1965/03/24~1991/02/04	236 MW	GCR			
156		サイズウェル-A1	1966/03/25~2006/12/31	245 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年~2027年)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了
157		サイズウェル-A2	1966/09/15~2006/12/31	245 MW	GCR			
158		ダンジネス-A1	1965/10/28~2006/12/31	230 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年~2025年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了
159		ダンジネス-A2	1965/12/30~2006/12/31	230 MW	GCR			
160		ダンジネス-B1	1985/04/01~2021/06/07	615 MW	GCR	安全貯蔵	燃料取出し(2021年~2029年)	~2100年安全貯蔵
161		ダンジネス-B2	1989/04/01~2021/06/07	615 MW	GCR			
162		チャペルクロス-1	1959/03/01~2004/06/29	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2011年~2028年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
163		チャペルクロス-2	1959/03/01~2004/06/29	60 MW	GCR			
164		チャペルクロス-3	1959/03/01~2004/06/29	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2011年~2028年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
165		チャペルクロス-4	1959/03/01~2004/06/29	60 MW	GCR			
166		ウイルファー-1	1971/01/24~2015/12/30	530 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015~2026)	2096年まで安全貯蔵 2105年解体完了
167		ウイルファー-2	1971/06/21~2012/04/25	550 MW	GCR			
168		ドンレーDFR	1962/10/01~1977/03/01	14 MW	FBR	即時解体	解体中	2022年
169		ドンレーPFR	1976/07/01~1994/03/31	250 MW	FBR	即時解体	解体中	2026年
170		ウインズケール WAGR	1963/02/01~1981/04/03	36 MW	GCR	即時解体	解体中	2023年
171	ウインフリス SGHWR	1968/01/01~1990/09/11	100 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2042年	
172	アメリカ (42基)	ビッグロックポイント	1965/11/01~1997/08/29	71 MW	BWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI未)	2007年完了
173		GE バレシトス	1957/10/19~1963/12/09	24 MW	BWR	遅延解体	2023年末RPV一体撤去	
174		クリスタルリバー-3	1977/03/13~2013/02/20	890 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵⇒(2019)即時解体	2076年⇒2027年
175		CVTR	1963/12/18~1967/01/01	19 MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了
176		ドレスデン-1	1960/07/04~1978/10/31	207 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2007年~2027年)	2036年
177		エルクリバー	1964/07/01~1968/02/01	24 MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1974年完了
178		エンリコ・フェルミ-1	1966/08/05~1972/09/22	65 MW	FBR	安全貯蔵	2011年解体中断、安全貯蔵中	未定
179		EBR-II	1965/01/01~1994/09/01	20 MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中(原子炉遮へい隔離)	未定
180		ハンフォードN原子炉	1966/04/01~1988/02/01	860 MW	LWGR	安全貯蔵	ISS(鹵化)方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体
181		フォート・セント・ブレイン	1979/07/01~1989/08/29	342 MW	HTGR	即時解体	サイト解放済(ISFSI未)	1997年完了
182		ハダムネック(C・Y)	1968/01/01~1996/12/09	603 MW	PWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI未)	2007年完了
183		ハラム	1963/11/01~1964/09/01	84 MW	その他	遮蔽隔離	隔離中(100年以上)	1969年完了
184		フンボルト・ベイ-3	1963/08/01~1976/07/02	65 MW	BWR	即時解体	サイト解放済	2021年完了
185		インディアン・ポイント-1	1962/10/01~1974/10/31	277 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(~2013年)	2026年
186		インディアン・ポイント-2	1974/08/01~2020/04/30	1067 MW	PWR	即時解体	廃止措置準備中	2033年
187		インディアン・ポイント-3	1976/08/30~2021/04/30	1085 MW	PWR	即時解体	廃止措置準備中	2030年代半ば
188		ラクロス	1969/11/07~1987/04/30	53 MW	BWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI未)	2023年2月完了
189		メインヤンキー	1972/12/28~1996/12/06	900 MW	PWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI未)	2005年完了
190		ミルストーン-1	1971/03/01~1988/07/21	684 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(~2048年)	未定
191		オイスタークリーク	1969/09/23~2018/10/31	680 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(~2020)	2073年
192	パリセーズ	1977/04/01~2022/05/20	850 MW	PWR	即時解体	SF乾式貯蔵移送(2022~2025年)	2041年(再稼働申請中)	

、	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
193	アメリカ (42基)	ピーチボトム-1	1967/06/01～1974/11/01	42 MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2034年以降
194		ピカー	1963/11/01～1966/01/01	12 MW	その他	遮蔽隔離	隔離中(放射能減衰に120年以上)	1969年完了
195		プエルトリコ ボーナス	1965/09/01～1968/06/01	18 MW	BWR	遮蔽隔離	隔離中(放射能減衰に120年以上)	1970年完了
196		ランチョセコー1	1975/04/17～1989/06/07	917 MW	PWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI及びLLW貯蔵未)	2009年完了
197		サンオノフレ-1	1968/01/01～1992/11/30	456 MW	PWR	即時解体	解体完了(2, 3号機と同時に許可終了)	2028年
198		サンオノフレ-2	1982/09/20～2013/06/12	1127 MW	PWR	即時解体	解体中	2028年
199		サンオノフレ-3	1983/09/25～2013/06/13	1128 MW	PWR	即時解体	解体中	2028年
200		シッピングポート	1957/12/02～1982/10/01	60 MW	PWR	即時解体	サイト解放済	1989年完了
201		ショーハム	運転せずに閉鎖	880 MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1995年完了
202		スリーマイルアイランド-1	1974/09/02～2019/09.30	926 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2074年頃解体開始
203		スリーマイルアイランド-2	1978/12/30～1979/03/28	959 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(1号機同時解体)	2036年
204		トロージャン	1976/05/20～1992/11/09	1155 MW	PWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI未)	2005年完了
205		ヤンキーロー	1961/07/01～1991/10/01	180 MW	PWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI未)	2007年完了
206		ザイオン-1	1973/12/31～1997/02/21	1085 MW	PWR	即時解体	サイト無制限解放完了	2023年11月
207		ザイオン-2	1973/12/31～1996/09/19	1085 MW	PWR			廃止措置終了
208		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
209		キウォーニー	1974/6/16～2013/05/07	595 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2073年
210		バーモントヤンキー	1972/09/20～2014/12/29	635 MW	BWR	即時解体	即時解体(2022年12月炉心解体完了)	2026年
211		フォートカルホーン	1973/09/26～2016/10/24	512 MW	PWR	安全貯蔵	2017年初頭廃止措置計画書提出	2076年頃解体完了
212		ピルグリム	1972/07/19～2019/05/31	711 MW	BWR	即時解体	廃止措置準備中	2027年頃解体完了
213		デュアン・アーノルド	1975/02/01～2020/10/12	624 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2080年
214	台湾	金山-1	1978/12/10～2018/12/05	630 MW	BWR	即時解体	解体中(SFの乾式貯蔵へ移行中)	2043年
215		金山-2	1979/07/15～2019/7/16	630 MW	BWR	即時解体	解体中(SFの乾式貯蔵へ移行中)	2044年
216		國聖-1	1981/12/28～2021/07/02	1027 MW	BWR	即時解体	解体中(SFの乾式貯蔵へ移行中)	2046年
217		國聖-2	1983/03/16～2023/03/14	1027 MW	BWR	即時解体	解体中(SFの乾式貯蔵へ移行中)	2049年
218		馬鞍山-1	1984/07/27～2024/07/28	951 MW	PWR	即時解体	解体準備	2050年



運転フェーズ復

アメリカ パリセーズ
(Holtec Internatnal)



サイト解放

スペイン ホセ・カブレラ
(ENRESA)



冷却塔の解体撤

スロバキア ポフニチV1
(JAVYS)

委員会等参加報告

令和7年4月から令和7年8月末までの間

外部機関名	委員会等の名称	参加者氏名	開催日時
原子力デコミッション ニング研究会	令和7年度 第1回～第6回研究会	澁谷 進	R7年4月24,25日 ～R7年9月19日
	令和7年度 第1回主査会		R7年5月9日
	令和7年度 第2回主査会		R7年6月12日
日本原子力学会	令和7年度 LLW 放射能評価分 科会 第1回	泉田 龍男	R7年6月25日

総務部から

1. 人事異動

(以下 敬称略、令和7年6月18日付)

○理事

新任

佐々木 良一 (非常勤)、澤田 祥平 (非常勤)、西村 護達 (非常勤)

重任

泉田 龍男 (常勤)、大塚 康介 (非常勤)、小澤 隆 (非常勤)

任期満了

佐藤 清 (非常勤)、中島 一宗 (非常勤)、吉田 拓真 (非常勤)

○監事

重任

柳澤 信一郎

○評議員

新任

大橋 泰裕、中島 一宗、吉田 拓真

重任

池田 泰久、石村 毅、植竹 明人、大越 実、佐藤 勇、中西 英夫

任期満了

今塚 善勝、佐々木 良一、谷口 優

以上

©RANDEC ニュース 第 123 号

発 行 日 : 令和 7 年 9 月 3 0 日

編集・発行者 : 公益財団法人 原子力バックエンド推進センター
〒135-0033 東京都江東区深川 1 丁目 1 番 5 号
和倉ビル 4 階

Tel : 03-6240-3531

Fax : 03-6240-3537

ホームページ : <http://www.randec.or.jp/>

E-mail : randecnews@randec.or.jp

本誌からの引用・複写は、当センターの許諾を受けて下さい。