

RANDEC

Mar. 2026 No.124

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター

廃炉プロジェクトの推進に向けて

鹿島建設株式会社

原子力部 廃炉プロジェクト室長 澤田祥平

第 7 次エネルギー基本計画で掲げられた「原子力の最大限活用」を進めるためには、原子力の長期的利用に向けて古い炉の新型炉への更新が必要であり、これに繋がる廃炉や放射性廃棄物の処分を含めたバックエンドプロセスの加速化が不可欠となります。そのためにも国内の廃炉プロジェクトが順調に進捗することが必要であることから、近年、廃炉推進に向けた動きが加速しております。放射線レベルの高い原子炉本体の解体については、2025 年 10 月に、電力共通課題への対応策の検討と合理的な解体工法の構築を目的としたパイロットプロジェクトが、使用済燃料再処理・廃炉推進機構 (NuRO) 主導で始動しました。この結果は浜岡原子力発電所 2 号機に適用される予定です。廃炉で発生するクリアランス廃棄物については、福井県で金属の集中処理事業が進められており、今年 2 月に国内で初めてクリアランス金属を加工した鉄筋が公共工事に活用されました。

廃炉では、汚染レベルに応じて区分して解体を行うことで放射性廃棄物の発生量を最小化することが重要です。当社は、国内初の原子力炉の廃止措置となる JPDR (日本原子力研

究所動力試験炉) の解体に携わるとともに、技術継承を図りながら、建屋の区分解体工法やコンクリートの表面汚染分離工法などの技術開発に継続的に取り組んでおり、今後の効率的な廃炉推進に向けた準備を進めております。

放射性廃棄物の最小化とともに、廃炉の着実な進捗のカギとなるのが、解体に伴い発生する廃棄物を、順次適切な場所に一時保管しながら廃炉作業を進める「廃棄物のフロー」を適切に維持していくことです。これら廃棄物の最終的な行き先は、放射性廃棄物では最終処分、クリアランス廃棄物ではフリーリリースであり、実現するにはいずれも、広く社会からの理解を得ることが不可欠です。

こうした中、RANDEC は、研究施設等放射性廃棄物の集荷・保管・処理事業並びに廃炉や廃棄物処理処分に係る調査研究とその成果の普及活動を基幹事業として進めており、その役割は今後ますます重要になります。RANDEC の活動が、原子力バックエンドに関する社会の理解促進に繋がることを期待しております。

RANDEC ニュース 目次

第 124 号（令和 8 年 3 月）

巻頭言：廃炉プロジェクトの推進に向けて

鹿島建設株式会社 原子力部 廃炉プロジェクト室長 澤田 祥平

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 11 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

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

1. 第 36 回原子力施設デコミッショニング技術講座の開催	3
	総務部

バックエンド技術情報

1. フランスにおける低レベル廃棄物の焼却	4
	理事長 泉田 龍男

2. スペイン・José Cabrera 廃止措置完了へ	8
	フェロー 澁谷 進

3. LLW 廃棄物の処分受入に関する仏国の特例管理	17
	廃棄物処理事業推進部 長谷川 信

4. カールスルーエ再処理工場における高線量率 HAWC 貯蔵タンクの解体および廃棄に関する 最初の経験	22
	企画部 五十嵐 幸

5. 小型モジュール炉の廃棄物管理	30
	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	39
	フェロー 澁谷 進

その他	46
・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きまして、下記の通り対面による決議及び書面による決議にて審議されました。

第50回理事会および第33回評議員会にお

いて理事の交代に係る後任者の選任決議が書面によって執り行われました。また、令和8年度事業計画及び予算について第51回理事会にて承認可決されました。

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50回 理事会（書面決議）

(1) 決議の日：令和7年12月1日

(2) 議題

[審議案件]

①理事の後任の選任について

(評議員会開催状況)

第33回 評議員会（書面決議）

(1) 決議の日：令和7年12月8日

(2) 議題

[審議案件]

①理事の後任の選任について

第51回 理事会

(1) 決議の日：令和8年3月12日

(2) 議題

[審議案件]

①令和8年度事業計画について

②令和8年度予算について

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』傘下の『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11回作業部会が令和8年2月24日に開催された。

2. 第11回作業部会の議題

第11回作業部会の議題は以下である。

- ① 廃止措置を含めたバックエンド対策の取組の方向性（文部科学省）
- ② 原子力機構の廃止措置について
- ③ 研究施設等廃棄物埋設事業について
- ④ JPDR 埋設施設の廃止措置計画申請について
- ⑤ その他

3. 廃止措置を含めた BE 対策取組の方向性

JAEA の主要施設以外の施設の廃止措置を計画的かつ効率的に進めていくための仕組みの整備（資金確保方策の推進）が課題とされたことを受けて、令和6年度補正で補助金を新設し、原子力施設廃止措置促進事業を開始し廃止措置作業の早期着手や国庫債務負担行為による作業期間の短縮等を実現する。また令和7年に施設中長期計画を改定し、当初目的が終了した施設の活用を図るよう、施設分類を見直す、とした。

具体的には、主要施設以外の施設の廃止措置の計画的・効率的推進や「バック

エンド技術開発ロードマップ」に基づく技術開発等を推進し、廃止措置の着実な推進を図る。

さらに、JAEA の保有する施設の廃止措置に関する計画、高速増殖原型炉もんじゅ・新型転換炉原型炉ふげん・東海再処理施設の廃止措置、バックエンド対策（研究施設等廃棄物埋設事業等）の促進、について説明があった。

4. 原子力機構の廃止措置

①原子力機構の BE 対策、②廃止措置の合理化に向けた取り組み、③廃止措置の知見等の共有と展開に係わる取り組み、④廃止措置の実施における課題認識と今後の取り組み、について報告があり、更にふげん及びもんじゅにおけるトラブル事象の紹介があった。

5. 研究施設等廃棄物埋設事業

①埋設事業の概要、②技術検討（廃棄物受け入れ基準の整備、基本設計に向けた検討）状況、③埋設事業に関する広報活動、の報告があった。

6. JPDR 埋設施設の廃止措置計画申請

動力試験炉（JPDR）の解体により発生した廃棄物の内、放射能レベルが極めて低いコンクリート等廃棄物を埋設した施設について、埋設事業許可に基づく管理期間（埋設作業終了後29年間）を経て、廃止措置計画認可申請を申請した（2025.11.06）。

第 36 回原子力施設デコミッショニング技術講座の開催

総務部

当センター主催の「第 36 回原子力施設デコミッショニング技術講座」が去る 1 月 28 日（水）東京・BDK 会議室にて、原子力施設デコミッショニングに関する人材育成の一環として同業務に携わる方々を対象に対面形式で技術講座が開催されました。本年の講座に参加された 20 名の聴講者は、最後まで熱心にご講演を拝聴し、講演後は活発な質疑応答に参加されておりました。



今回の講演では、特別講演として、国際廃炉研究開発機構（IRID）理事長 山内豊明殿より、「福島第一廃炉にかかる研究成果と今後の課題/期待」をテーマとしてご講演いただきました。IRID は、将来必要となる廃炉技術の基盤強化以外にも緊急課題である福島第一原子力発電所の廃炉技術開発に力を入れています。講演では 1 号機、2 号機、3 号機格納容器の状況についての説明がありました。ミュオン粒子による燃料デブリ位置測定を行い、各号機の炉心には密度の高い物質は確認されなかった事が説明されました。ロボットを使った格納容器内部の調査結果が報告されました。そして、1 号機のペデスタル内壁でのコンクリートの消失、2 号機ペデスタル底に落下した集合体ハンドル、3 号機ペデスタル内の砂状、小石状、そして塊状の

デブリの存在を確認したことの説明頂きました。

続けて、(株)ムロオシステムズ 海外事業部 NUKEM 事業担当 担当部長 入江則和殿より「ドイツ・NUKEM社の原子炉容器の解体等について」をテーマとしてご講演いただきました。圧力容器の現場での切断実績を詳細な写真での説明がありました。圧力容器の切断を補助する吊り上げ装置、スラグ収集トレイ、切断ガイド装置、そしてターンテーブルなどを写真を用いて説明いただきました。

最後に、日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 BE 資源・処分システム開発部 次長 曾根智之殿より、「日本原子力研究開発機構における研究開発施設の廃止措置等の取り組みについて」をテーマとしてご講演いただきました。JAEA が保有する施設には古く小規模な施設が多く、記録が不確実な施設も存在しています。更に、JAEA の特徴として、研究炉、核物質使用施設、RI 使用施設など、様々な汚染源についての対応が必要で、廃止措置手順や廃棄物対策が複雑な事の説明がありました。



本講座を盛大に開催できましたことをご講演者と参加者の皆様に御礼申し上げます。

バックエンド技術情報

1. フランスにおける低レベル廃棄物の焼却

理事長 泉田龍男

フランス原子力庁（CEA）の Valuduc 施設は 1957 年創業で、固体廃棄物の焼却処理を 24 年間実施している。焼却対象の廃棄物は、 α 線放出核種で汚染された有機廃棄物である。この焼却処理により、減量と減容及び廃棄物の安定化が可能になる。この焼却炉は、3 つの直列工程（前処理、熱分解、排ガス処理）から構成されている。また、焼却炉は、焼却運転とメンテナンスを組み合わせるよう設計されている。焼却の運転回数は臨海リスクを避けるために、設備内で処理中の核種数量に制限値が設けられている。

1. はじめに

すべての原子力産業の常として、Valudec 原子力研究センターにおいてもプラスチック、イオン交換樹脂などの固体廃棄物や液体廃棄物が発生する。CEA は適切な技術開発を行い、ヨーロッパで唯一の低レベル廃棄物（LLW）の焼却炉を建設した。 α 核種で汚染された有機の固体廃棄物のほとんどがこの専用焼却炉で処理可能である。

原子力発電施設やその研究施設では、種々雑多の LLW が発生する。我が国や米国などでは、これらの内可燃性廃棄物や液体は焼却炉で処理するのが通常である。しかし、欧州では焼却処理がほぼ実施されていない。環境への排ガス放出が懸念されているためと思われる。しかし、フランスにおいては、処理容量が小さいながらも焼却施設が建設され、20 年以上も運転されていることが本論文で紹介されているので、以下に報告する。

2. 焼却設備の説明

2.1 廃棄物

焼却対象の廃棄物の平均組成を重量パーセントで以下に示す。

- ・ 55% : 塩化ビニル、ポリエチレン、ポ

ロプロピレン、エチレンビニル
アセテート

- ・ 35% : ラテックス、ネオプレン
- ・ 10% : セルロース

2.2 工程

1996 年から 1998 年にコールド試験を行った後に 1999 年 3 月に実廃棄物の焼却が開始された。処理速度 3.5 kg/h の焼却工程とメンテナンス工程の組み合わせで設計されており、有機性の廃棄物が 1/30 に減量及び減容され、不活性ガスに変換される。全システムがグローブボックス内に組み込まれ、3 階の建屋内に設置された。焼却炉は、3 つの直列な工程で構成されている。前処理工程、熱分解工程及び排ガス処理工程である。

2.3 廃棄物の前処理

前処理の役割は廃棄物の焼却を加速することにある。図 1 にそれぞれのステップを示す。運転者は最初に廃棄物容器が汚染されていないことを確認した後に X 線検査により大型金属の有無を確認する。必要によっては、金属の回収を行う。廃棄物はその後に破砕機により細分化され、貯蔵所にて均質化される。

破砕機と貯蔵所では爆発の危険回避のために窒素ガスが供給される。

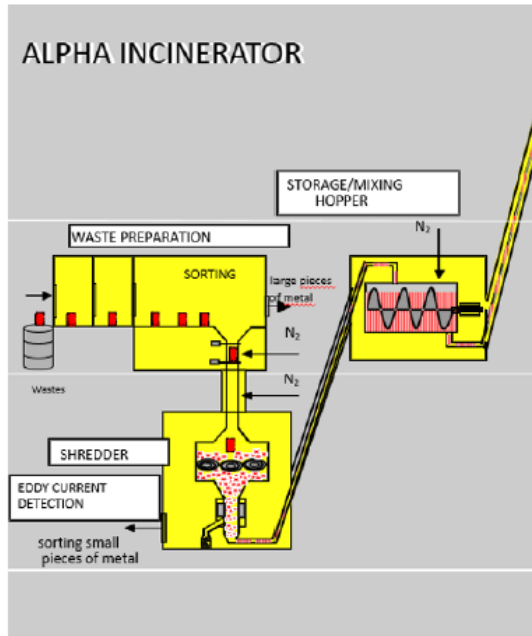


図1 廃棄物前処理工程の概要

2.4 熱分解

破砕された廃棄物はコンベアーで次のステップに移動する。自動充電サイクルが最小2kgで起動し、最大7kgに達すれば停止する。その後に破砕廃棄物は熱分解炉に投入される。熱分解炉では、有機排ガスと固体残留物ができる。固体残留物はピッチと呼ばれ、主にカーボンから構成される。ここでの熱分解炉は、550度の加熱下に置かれた回転シリンダーである。空気と窒素の混合気体が供給される。廃棄物の熱分解炉での滞在時間は10分間である。

ピッチは次の焼成炉で灰になるまで焼却され、放射性核種は初期の99%が灰中に残存する。この熱分解炉と焼成炉は同じようなデザインであるが、機器の大きさと運転条件が異なる。焼成炉は温度900℃でピッチの滞在時間は2時間、酸素過剰の空気が燃焼加速のために注入される。最後に、加熱分解炉と焼成炉の排ガスは後燃焼炉に送られる。後燃焼

炉は2つの部屋から構成される。最初の部屋では、混合と熱抵抗加熱の助けを借りて950℃でガスを点火する。2つ目の部屋では1100℃の温度でガスが燃焼する。両部屋には、自動調整により一定の事前加熱した500-600℃の空気が送られる。

廃棄物の焼却過程で腐食性の塩化亜鉛($ZnCl_2$)が生成する。この温度での配管を維持するための腐食限界を知るために、標識(トレーサー)が使われた。図2に熱分解炉の概要を示す。

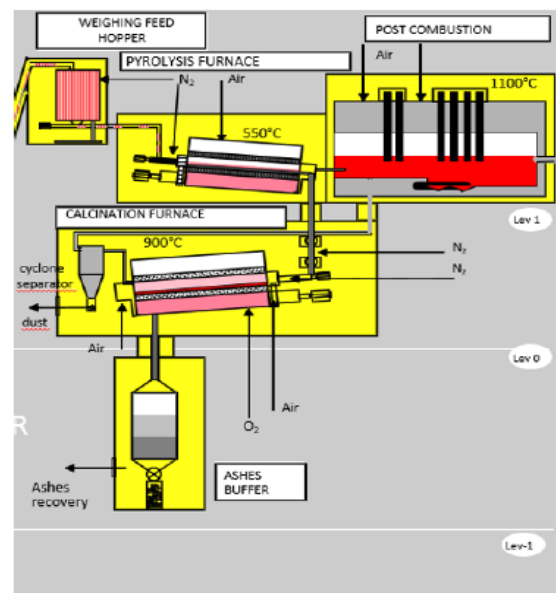


図2 熱分解炉の概要

2.5 排ガス処理

排ガス処理は環境対策と安全上の問題で不可欠である。排ガス処理ステップを図3に示す。最初のステップではガス温度を1100℃から165℃に下げる。まず2重の水冷却ジャケットを持つ垂直管により1100℃から450℃に下げる。それから350 Nm³/hの低温空気による希釈で165℃まで下げる。次に排ガスの物理的な事前分別が、最終のHEPAフィルター濾過の際の目詰まり防止のために必要である。この事前分別は4本チューブの2セットからなる静電フィルターで実施する。50-90 kVの高電圧で気体中の粒子をイオ

ン化し、そのイオン化粒子を対極の静電フィルターに沈着させる。その後に HEPA フィルターにより、放射性核種の封じ込めを行う。排ガスは 2 段階の HEPA フィルターで濾される。1 段階はグローブボックス内に設置された HEPA フィルター、2 段階はグローブボックス外の HEPA フィルターである。最後に塩

酸の中和プロセスによる化学的浄化が行われる。水酸化カルシウムの粉末と処理前の排ガスが反応器内で混合され、その後に排気筒に放出される。水酸化カルシウムと塩化カルシウムの混合物はバグフィルターで回収される。浄化ガス中の塩酸濃度は環境基準に従って厳密に計測評価される。

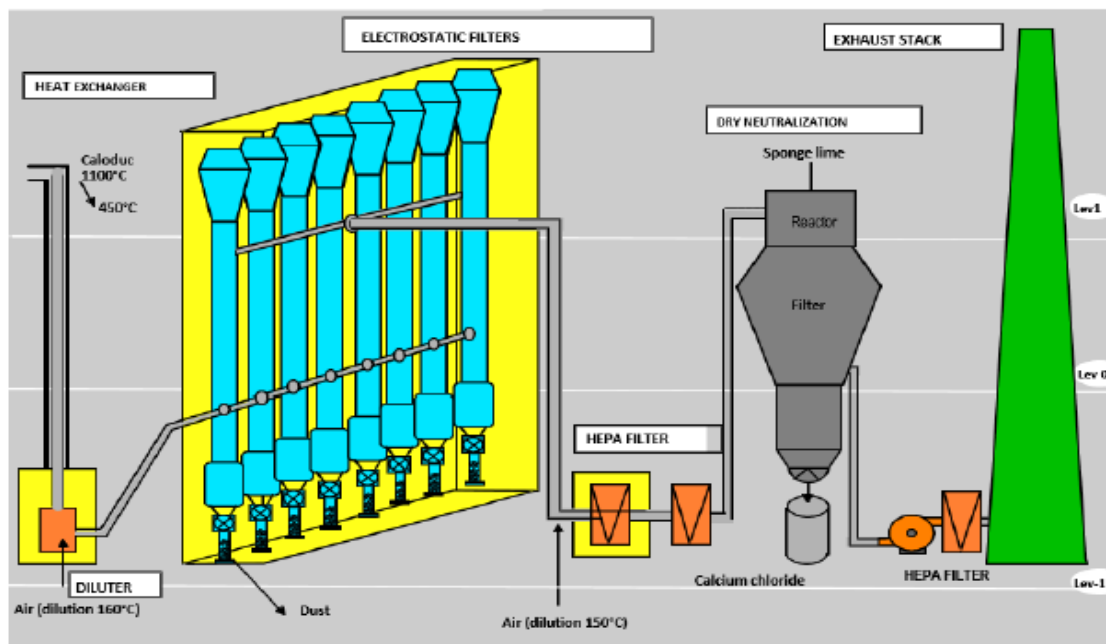


図3 排ガス処理ステップの概要

2.6 臨界リスク

臨界反応は核分裂の連鎖反応のため制御困難である。そのため、焼却の実施回数と廃棄物の投入速度が制限される。これにより機器内に残存する核種数量を制限することで臨界のリスクを回避する。機器内の残存量は、投入量と排出量の差分の計算から継続的にまとめられる。そのため、計測の誤差も考慮して、焼却運転後には機器の排水及び洗浄によって残存量をゼロにしておく必要がある。機器内の残存量がないことの検査が必須である。

2.7 将来のステップ

機器の保全管理は、老朽化した機器の維持と新たな廃棄物への対応のためには必須なプロセスである。CEA ではプログラム可能なロジック制御盤の更新と樹脂の焼却プロセスを検討中である。また、熱分解装置と焼成装置のリプレースを実施中である。

2.8 イオン交換樹脂の燃焼

CEA は、2011 年以来イオン交換樹脂の焼却量拡大を検討してきた。グローブボックス内に設置する専用の機器が設計・制作された。それは液体廃棄物と固体廃棄物を並行して熱

分解炉に投入できる。液体廃棄物は、約 20wt%のイオン交換樹脂を 750 g/h で投入できる。図 4 にイオン交換樹脂の投入プロセスを示す。

フィーズビリティー試験が CEA マルクール施設で行われ、2027 年頃に実廃棄物の処理が実施される予定である。

3. 結論

Valduc 施設では、施設内で発生する α 汚染

固体廃棄物を処理するために焼却炉を設置した。これによる焼却処理で、減量・減容・安定化を可能にした。しかし、臨界制限のために運転回数の制限と機器洗浄の時間が必要である。また、機器の寿命延長と新たな廃棄物への適用のために機器の保守管理が最重要である。これに従って、本焼却設備は機器の更新中であり、これによりイオン交換樹脂の焼却処理も可能になる予定である。

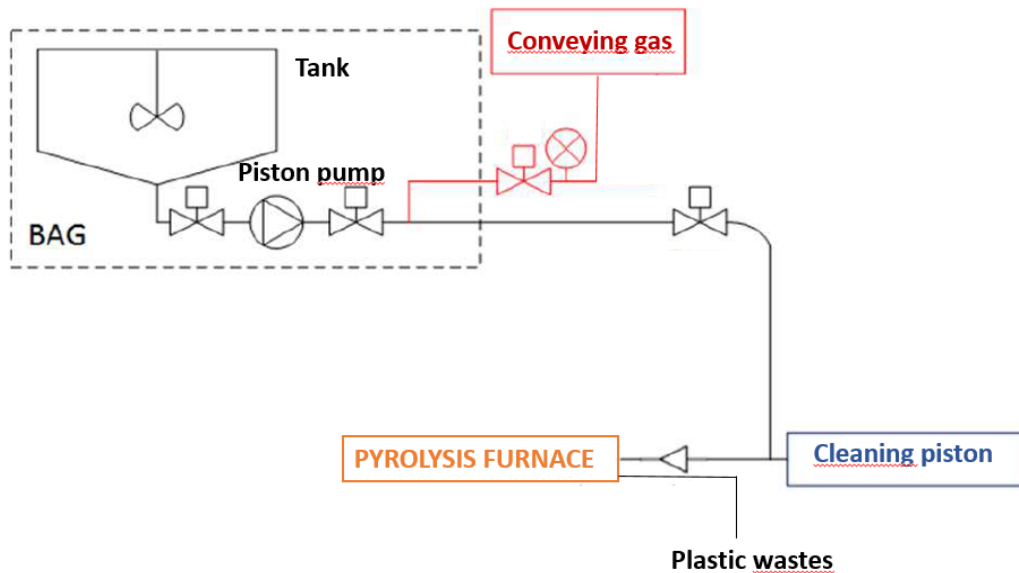


図 4 イオン交換樹脂の投入プロセス。

参考文献

1. Chloe Guiguet, Gregory Maitrehenry, and Pierre Le Goff, “ Operating an incinerator of Low-Level Waste(LLW)”, Waste Management 2025 Conference,- March9-13 ,2025, Phoenix, Arizona, USA

2. スペイン・José Cabrera 廃止措置完了へ

フェロー 澁谷 進

IAEA ウィーンで、2023 年 5 月 15 日から 19 日にかけて開催された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（ボフニツェ）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 カ国が加わるようになった。

前号 RANDEC ニュース 123 号では、ボフニツェ V1 の廃止措置を紹介したが、続いて本稿ではホセ・カブレラについて報告する。

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てきており、現在そのうち 3 基（ホセ・カブレラ、バンデロス 1 号、サンタマリアデルガロニャ）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。

図 1 に、困難な除染・解体撤去（D&D）作業の対象であり、かつ主な放射性廃棄物の発生源となる格納容器（CV : Containment Vessel）内の一次系、原子炉圧力容器（RPV : Reactor Pressure Vessel）、原子炉内部構造物（RVI : Reactor Vessel Internals）を示す。

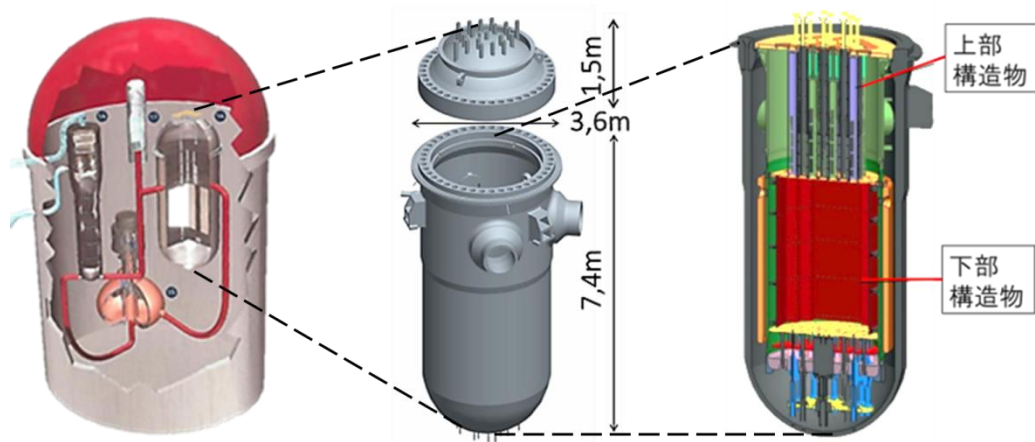


図 1 格納容器内一次系（左）、原子炉圧力容器（中）、原子炉内部構造物（右）

1. ホセ・カブレラ原子力発電所

スペイン中央部のグアダラハラ州アルモナシド・デ・ゾリタ市に立地するホセ・カブレラ原子力発電所（別名：Zorita ゾリタ PWR : 141MWe、1969.08.13 運開）は、37 年に及ぶ運転の後 2006 年 4 月 30 日に恒久停止した。2006 年から 2009 年にかけて、施設

運営者（Union Fenosa ; ユニオン・フェノサ）の責任の下で D&D 作業のための準備活動が実施された。その後、2010 年に所有権は ENRESA³⁾（エンレサ；放射性廃棄物管理公社）に移管され、即時解体方式で D&D 作業が開始された。当初の計画（図 2）では 2021 年には敷地解放の予定であったが、若干遅延して

いる。本稿の末尾に、これまでの廃止措置活動の経過を記す。

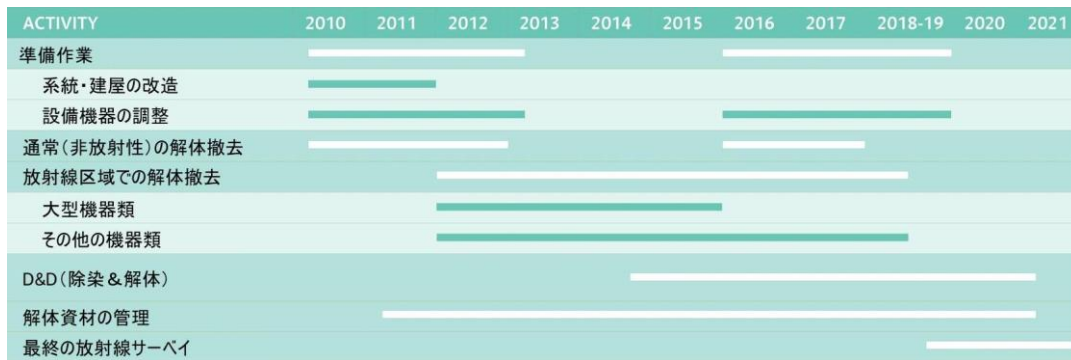


図 2 当初の廃止措置計画

2. 事前の計画と作業

廃止措置戦略の検討は運転終了の3年前から始められており、停止後2006年から2009年にかけて施設運営者の責任の下で実施された活動は、主に使用済燃料の管理と運転中廃棄物の調整・処理で

ある。使用済燃料管理では、原子炉からの取出し・キャスクへの収納、サイト内に設置された中間貯蔵場（ISFSI：独立型使用済燃料貯蔵施設）へのキャスクの定置が実施された。（図3）



図 3 使用済燃料の取出し；キャスクへの装荷、ISFSI への移送、定置

解体前の活動が完了し、2010年2月11日の閣僚の認可を受けた後、ホセ・カブレラの所有権は、D&D計画の実施のためにエンレサに移管された。

2006年の閉鎖に伴い、エンレサは廃止措置の規制文書の草案作成を開始した。プロジェクト中に実施される活動とその詳細は並行して立案された。エンレサは、廃止措置プロジェクトを、敷地の完全な解放と結果として得られる資機材の適切な管理を目的とした産業プロセス

として想定しており、タスクは以下から成るとした。

- ・非放射性設備機器の解体撤去
- ・放射性設備機器の除染・解体撤去
- ・建屋の除染と解体
- ・敷地の環境回復

また、ホセ・カブレラの解体・廃炉計画は、関係する労働者の安全と一般市民と環境の保護を優先し、すべての活動は、従来の産業に共通する職業リスクと放射線固有の職業リスクの両方を考慮し

て、厳格な計画と厳格な管理の対象となる。

3. 準備活動（タービン発電設備の解体撤去と廃棄物取扱い建屋への改修）

2010年から2011年にかけての初期段階では、プラントの設備機器と補助施設の一部を解体に関連する活動に利用可能

に機能させる必要があり、最も重要で大きかりな作業は、タービン建屋内の機器を解体撤去し、格納容器建屋建屋からの廃棄物の処理と一時保管のための新しい解体補助建屋に改造することであった。

図4にタービン発電設備の解体撤去と廃棄物取扱い施設への改修、図5に廃棄物処理のために設置された装置類を示す。



図4 タービン建屋の改修：タービン発電設備、解体撤去作業、廃棄物保管場所



図5 乾式除染装置、Ge 半導体分析装置、クリアランスモニター

4. 放射性設備機器の除染・解体撤去

格納容器建屋棟内にあるプラントの一次系の設備機器の解体に関連する活動は、このプロジェクトを以前の他の解体プロジェクトとは一線を画して、水中でのRVIとRPVの切断・細断は、最も複雑な活動の1つであった。これらの作業は、遠隔操作のバンドソーやディスクカッター等の切削工具を使用して、以前の使用済燃料プールで行われた。（図6に切断の様子を示す。）これらの行為のユニークな性質により、技術コミュニティ

の関心が高まっている。国内外の多くの機関や企業がこの施設を訪れ、この取り組みの進捗状況を直接目撃している。

RPVが撤去された後、炉心廻りの放射化したコンクリート生体遮へい体が切削された。（図7）

同様に、一次系の残りの主要コンポーネント（蒸気発生器、主循環ポンプ、加圧器）も切り離され、細断され、同時に、格納容器建屋棟と補助棟のさまざまな領域から使用しない不要な放射性設備機器とシステムが撤去された。

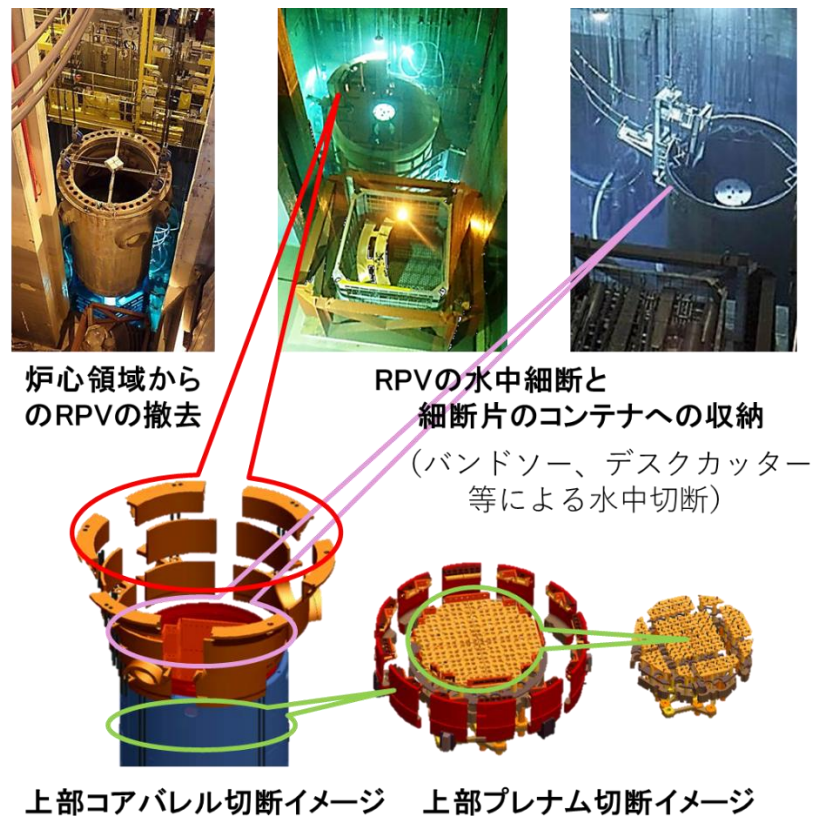


図6 使用済燃料プールでのRPVとRVIの切断の様⁴⁻⁶⁾

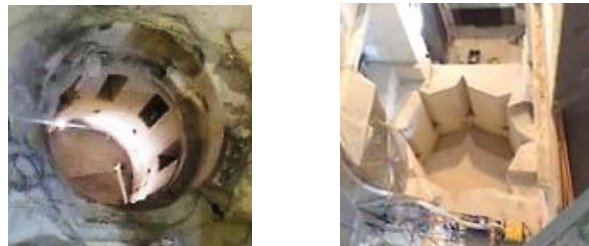


図7 放射化したコンクリート生体遮へい体の切削；切削前（左）、切削後（右）

5. 排気塔（スタック）および格納容器建屋の解体撤去

廃止措置の最終段階に入り、2019年から2020年にかけて、スタックと格納容器建屋が解体撤去された。スタックの高さは60メートル、空中で12の断片に切断され、さらに地上で細断された。

（図8）

格納容器建屋は、内部の放射線サーベ

イ（高所はドローンを利用）と除染が実施され（図9）、格納容器建屋の解体は2019年11月に始まり、直径8メートル、厚さ16ミリメートル、重さ5.2トンの格納容器建屋ドームの最初の部分、トップドームが切断され、撤去された。その後ドームは順次切断され、最終的に297個に細断された。続いて、格納容器建屋の撤去と建屋が解体撤去された。

(図 10)

2022 年 6 月には、タービン建屋(高さ 30 メートル、鉄筋コンクリート製)の撤去が完了し、続いて 2023 年 9 月の格納容器建屋の撤去により、現場の撤去作業が完了した。

これにより、敷地の今後の解放が可能になる。現在、ほぼ敷地が復旧しており、近く解放される。したがって、スペインは原子力発電所の廃炉を完了した 4 番目の国となる。



図 8 排気塔の解体撤去、左は最上部の撤去作業



図 9 ドローンによるサーベイと除染作業

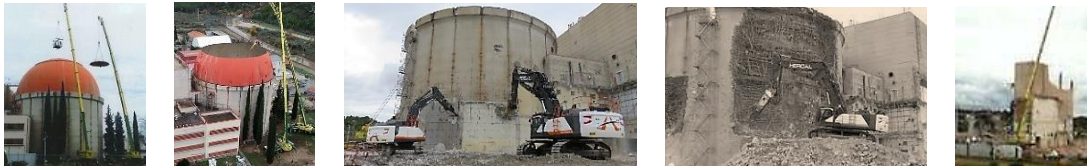


図 10 格納容器建屋の解体撤去；トップドームの撤去から、建屋の最終解体まで

6. 敷地の特性評価および土壌の除染浄化

敷地を解放するためには、敷地の放射能特性評価*2を行い、放射能汚染の状況を把握し、汚染があれば解放基準*3を満たすよう除染浄化しなければならない。ホセ・カブレラでは、発電所の建設から現在までの運転情報（運転中の事故、流出、漏洩など）および D&D 作業で実施された施設内や部分的な敷地の測定など

に基づいて、汚染の可能性が高い区域を同定し、可能性が高いものから、クラス 1 (赤)、クラス 2 (黄色)、クラス 3 (青)、影響を受けない (緑) に分類した上で、放射能測定が実施された。図 11 に、放射能測定に使われた資機材を示す。



図 11 敷地の特性評価：地表面(オートバイ・手押し)、地中(右)の放射能測定

敷地修復のための除染浄化は、汚染土壌からの汚染物質の除去と処理で、これは敷地内に建設された土壌除染浄化施設および土壌分級設備(図 12)で実施され、土壌のさまざまな粒径画分を水洗いによって除染し、その後、最も多くの汚染物質を保持する微細画分(シルト粘土)が粗い画分(砂利砂)から分離された。

一方で、格納容器建屋の完全な解体撤去後に残った空隙を埋めるために、合計 9,500 m³ の選別された土壌が使用され

た。これには 850 台のトラックの積み下ろしが含まれていたという。埋め戻し作業中に、対応する湿度、密度、圧縮度のテストが実施され、満足のいく結果が得られたとのこと。図 13 に埋め戻し作業の経過を示す。

これらのプロセスは、スペインの原子力安全評議会によって承認された修復計画に則って実行され、解放される土壌に残留放射能がないことが保証される。最終段階では、敷地を所有者に返還することを目的として、廃止措置の宣言を申請する前に、敷地の清掃と最終特性評価が行われる。図 14 に、運転中のサイト情景と廃止措置完了後のグリーンフィールドとして解放(2027 年末～2028 年初頭を予定)の情景を示す。



図 12 土壌の除染浄化；作業イメージ、土壌の線量測定、除染浄化施設、分級設備



図 13 格納容器建屋跡地の埋め戻しの経過



図 14 運転中のサイトと廃止措置完了後の敷地解放(イメージ)

7. 解体資材・廃棄物の管理

D&D 作業から発生する資材等の管理は、廃止措置のあらゆる段階に関わる重要な活動であり、その焦点は、廃棄物の分別とリサイクルを促進することにより、処理が必要な廃棄物の量を最適化することに向けられる。

ホセ・カブレラの廃止措置プロジェクトでは、期間中に約 10 万 4,000 t の資材・廃材が発生し、そのうち約 4,000 t が放射性廃棄物として分類された。図

15 に放射性廃棄物の処理の流れを示した。原子炉周辺からは約 40 t の高レベルおよび約 360 t の中レベル廃棄物が発生し、高レベルはキャスクに収納され、使用済燃料と同様に ISFSI に定置された。極低レベル、低レベルおよび中レベル廃棄物は、定期的にエルカブルル処分施設に送られた。約 10 万トンの非放射性の解体資材・廃棄物等は、関連する特定の処理工場に送られリサイクルされている。

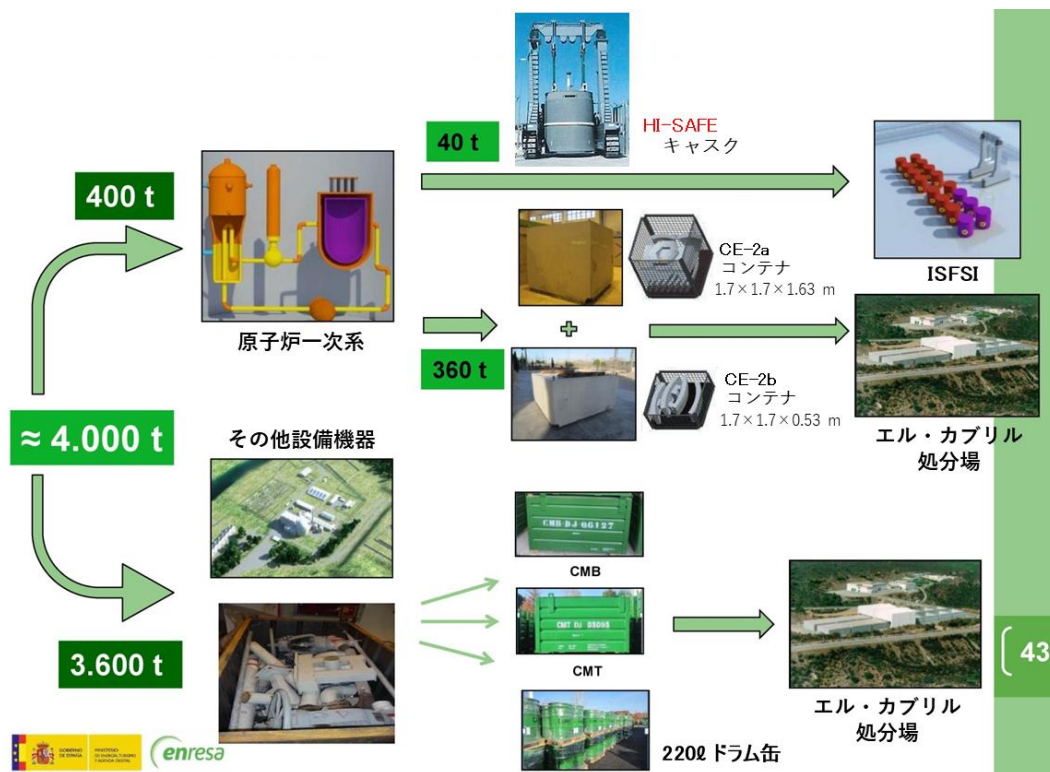


図 15 放射性廃棄物の処理の流れ

8. 教訓

ホセ・カブレラの廃止措置を通して、今後の廃止措置プロジェクトに活かすべき以下の教訓が得られたとする。

- ・段階的な廃止措置では段階が進むにつれリスクが変化（低減）するため、規制はリスクに見合った、目的に合致し

たものであるべきである。（リスクベース規制）

- ・廃止措置における所有権移転には、知識、記録、手順、および作業員の問題を移管するための関係者間の確固たる合意が必要である。文書は明確で包括的、かつ追跡可能でなければならない

い。

- プロジェクトマネジメントは、プロセス全体を監督し、リソースを管理し、スケジュールと予算（予期せぬ課題を含む）の遵守を確保する必要がある、事業者と規制当局間の調整と計画は不可欠である。計画の失敗は失敗を計画することと同じ。
- 環境への配慮は重要な要素、環境への汚染物質の放出の可能性を最小限に抑えることは、長期的な持続可能性を確保するために不可欠である。また、敷地の制限解放の場合の長期的・継続的な監視、保守、および組織的管理も同様に重要である。
- 過去の成功例と失敗例の両方から学ぶことで、貴重な洞察、ベストプラクティス、そして将来の廃止措置の取り組みを改善するための教訓が得られる。
- 継続的改善の文化：廃止戦略の有効性

を定期的に評価し、新しいテクノロジーとベストプラクティスを採用し、以前のプロジェクトから学んだ教訓を取り入れることで、将来の廃止の取り組みを強化できる。

9. 課題

一方、残る課題としては、使用済燃料のキャスクでのサイト内 ISFSI での貯蔵は、集中型使用済燃料貯蔵施設（または類似の代替施設）が利用可能になるまで（期間は不確定）、サイト内に留まるため、その間、キャスクの安全な環境をどのように維持管理するか、土地の工業利用にも影響する。また、ライセンスの終了許可後に土地利用の変更が必要になった場合の対応方法や制度的管理に関する資金と責任を明確に定義する必要がある。

【廃止措置活動の経過】

- 2003 ENRESA、プラントの解体に関する基本戦略分析を提出
- 2006 ENRESA、原子力安全会議に予備解体計画を提出、工業省は 2006 年 4 月 20 日に閉鎖を承認した。使用済燃料管理と解体前の準備作業を開始
- 2008 ENRESA、解体の許可を申請
- 2009 原子力安全審議会の承認、使用済燃料のキャスクへの収容と敷地内の中間貯蔵施設（ISFSI）への定置
- 2010 2010 年 2 月 1 日、産業観光貿易省は、除染・解体撤去（D&D）段階の開始のために、Union Fenosa から ENRESA への所有権の移転を承認。通常区域の設備機器の解体、タービン建屋の改装を開始*1
- 2011 放射線領域での D&D 開始
- 2012 原子炉内部構造物（RVI）の水中細断の開始、補助建屋において炉心からの最初の廃棄物で収納容器のコンディショニング
- 2013 RVI の細断が完了、原子炉圧力容器（RPV）から撤去。RVI の細断片と運転中廃棄物をコンテナ・キャスクへ収納し中間貯蔵場で保管。蒸気発生器の解体撤去開始、また、原子炉容器蓋の水中切断を開始

- 2014 RVI 撤去後の RPV を、燃料プール内に移送、水中での切断開始
- 2015 RPV の細断完了 (112 切断片に細断)、蒸気発生器の解体完了。原子炉エリア
および補助エリアの設備機器の解体完了。放射性コンクリートの除去と RPV
キャビティ、格納容器建屋、補助建屋における除染の開始
- 2016 原子炉生体遮蔽体の解体撤去と建屋の除染、土壌浄化施設の設置と試験
- 2017 建屋の除染
- 2018 建屋の除染、排気塔の解体撤去。最終的な放射線領域の解体撤去
- 2019～2022 建屋の解放、除染、解体、掘削
- 2022～2023 修復計画
- 2023～ 最終的な敷地の放射線特評価 → 敷地解放 (2027 年末～2028 年初頭の予定)

注釈

- *1 : 2010 年、ウェスチングハウス社が、原子炉容器内部の解体契約を獲得、2013 年
には原子炉圧力容器を解体する別の契約が結ばれた。
- *2 : 特性評価 : 施設内の放射性物質の量、分布、核種を事前に調査・把握すること。
- *3 : 基本的な線量基準 : 無制限解放では、土壌残留放射能による敷地全体への線量制
限は 0.1 mSv/年、残存する建物や構造物等からの残留放射能による線量制限は
0.01 mSv/年 (クリアランスレベル)

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) ENRESA Home Page (<https://www.enresa.es/esp/>)
- 4) Per Segerud, Per Lundén, Experiences from José Cabrera RV segmentation project, KONTEC 2015.
- 5) Per Segerud, Joseph Boucau, ” Feedback From José Cabrera Plant Decommissioning Project” - 14272
- 6) WM2014 Conference, March 2-6, 2014, Phoenix, Arizona, USA

3. LLW 廃棄物の処分受入に関する仏国の特例管理

廃棄物処理事業推進部 長谷川 信

仏国の ANDRA が運営するオーブ処分場で処分される低レベル放射性廃棄物 (LLW) は、選別、処理、調整、梱包に関する廃棄体の受入基準を満足する必要がある。しかし、一部の廃棄体については受入基準を満たさない場合があり、その場合は ANDRA の特例申請で廃棄体を処分できる可能性がある。

1. オーブ処分場

1.1 概要

オーブ処分場は、仏国における低・中レベル廃棄物を処分する処分場である (図 1)。1992 年に操業を開始し、100 万 m³ の廃棄物処分が許可されている。低・中レベル廃棄物の発生元は、主に原子力発電所からであるが、研究機関、病

院、大学等からも発生する。また、廃棄物は主に操業廃棄物で、保守作業で汚染された機器、工具等の廃棄物も含まれる。これら廃棄物は主に短寿命放射性核種であるが、極微量ではあるが長寿命放射性核種も含まれる場合がある。



図 1. 仏国のオーブ処分場

1.2 安全の原則

オーブ処分場は、仏国の規制により 2 つの基本的な安全目標を遵守しなければならない。

- ・人と環境の将来に渡る防護
- ・300 年間の監視 (放射能が十分に減衰し自然放射能レベルに近づく期間)

これに関連して、放射性廃棄物のインベントリ制限及び放射性核種の将来影響を、物質的管理及び組織的管理で行う必要がある。特に、数百年間に渡って放射性核種及び有害物質を隔離するために、水の拡散リスク

の評価を行う必要がある。

オーブ処分場では、3 つのバリアによって廃棄物を隔離している。第一バリア (廃棄体) は廃棄体の物理的特性、第二バリア (構造物) は廃棄体の処分構造物 (スラブ、充填材等)、第三バリア (地質媒体) は処分施設が位置する地質層である。地質層は、第一バリア及び第二バリアが機能不全になった場合、放射能を外部へ移動することを制御する役割を果たす。特に、廃棄体と構造物の隔離性能が劣化すると考えられる管理段階以降に、重要な役割を担う。また、第

一バリアの廃棄体は、処分施設の操業段階及び管理段階において、安全上重要な役割を果たす。

2. 廃棄体受入れ及び特例申請

2.1 廃棄体受入れ

処分施設の安全性を確保するためには、各種の操業条件を遵守する必要がある。これらの操業条件は処分施設の運転及び長期に渡る安全確保のために必要である。この操業条件により、オーブ処分場の規制要件及び規制当局の規制要件を遵守することになる。また、操業条件は、短寿命放射性廃棄物を処分する安全規則に従って、技術基準が規定されている。例えば、施設の放射能限度、廃棄体ごとの比放射能限度等の要件である。

オーブ処分場は、安全評価により以下を含む操業条件が規定されている。

- ・長期に渡る状態変化を考慮した施設の通常操業シナリオ
- ・性能低下した廃棄体が存在する可能性を考慮した操業シナリオ

ANDRA は、オーブ処分場で廃棄体を処分するために受入仕様を定めており、その要件は基本的に図2に示す条件による。

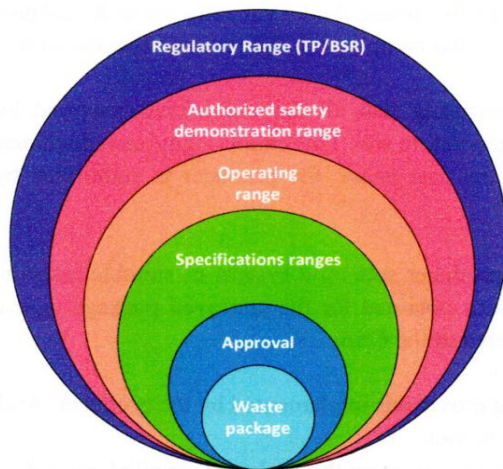


図2. オーブ処分場の受入れ要件

技術基準は、オーブ処分場で処分できる廃棄体の設計・製作に関連しており、物理化学的特性、比放射能、封じ込め特性、機械的強度、処分容器の寸法等、の技術要件が含まれている。廃棄体の受入れにはこの技術要件を満足し、適合することを保証する必要がある、このプロセスを「承認」という。

2.2 受入れ管理

廃棄体の製作者は、廃棄体の種類ごとに承認申請を提出する必要がある。承認プロセスは、ANDRA が定めた廃棄体受入基準に沿って、オーブ処分場で満たすべき要件を保証するものである。承認プロセスは、2つから成り立っている。一つは、製造される廃棄体の品質であり、廃棄体の要件を特定する。製作者はこれらの要件をどのように適合させているか示す必要がある。また、製作者は廃棄物の固化及び特性評価に関する以外に、要件の適合を試験結果からも示している。これを受け、ANDRA は製作者の要求仕様について技術的検証を行う。二つ目は、製作者が定めた条件が廃棄体の製作現場で正しく運用されていることを確認するため、ANDRA による現場と文書の確認がある。

この承認プロセスにより、ANDRA は製作者の廃棄体の受入れを許可する。製作者はこの承認により、オーブ処分場の遵守事項を保証することになり、そのための適切な品質管理と品質保証システムの運用が必要になる。ANDRA は製作者が実施する品質管理に加え、処分場へ納入する廃棄体の抜き取り検査、製作者の製作施設の検査を行い、廃棄体の品質を保証している。

2.3 特例申請の手続き

廃棄体の製作において、廃棄体が物理化学的特性、処理プロセス、処理施設の安全要件の技術基準を満たされない場合がある。この不適合は、製作者自身の品質管理プロセスで確認する場合と、ANDRA の検査プログラムで確認する場合がある。これらの不適合としては、コンクリート廃棄物容器の欠陥（亀裂、損傷等）、禁止廃棄物の含有等がある。この場合には、製作者は承認又は技術仕様に適合しない廃棄体について例外的な承認を受け、受入及び処分を可能にする特例申請を行うことができる。製作者は不適合廃棄体について製作状況や確認された不適合を明確にして、ANDRA に申請書を提出することになる。

2.4 特例申請の審査プロセス

ANDRA の特例審査では、不適合廃棄体の受け入れで施設が受ける影響と操業に対する影響について評価する。製作者から提供された情報に基づき、ANDRA が施設への安全性と操業影響について評価する。

まず、不適合廃棄物の特性が処分施設の操業段階及び閉鎖後段階で考慮される安全評価と比較して、処分施設に与える安全影響解析（必要に応じて、追加の安全解析、影響評価等）を実施する。さらに、施設操業への影響について操業チームと連携して評価する。不適合廃棄物の受け入れに対しては、組織的又は技術的対応が必要な場合がある。ANDRA は、不適合が以下のいずれかに関係するかを評価する。

(1) 承認範囲外であるが、技術仕様範囲内である場合

この場合は、受け入れに関して、承認プロセスで定めた範囲への特例が必要である。

(2) 技術仕様範囲外であるが、運用範囲内である場合

この場合は、簡易または一般的な審査を受けることになる。また、施設の標準的運用で定めた安全管理に影響する可能性があるため、特例申請では安全の専門家と施設運用の管理者と共同で審査し、通常運用範囲との検証を行い、廃棄体受け入れのための具体的な措置を講ずる。

(3) 運用範囲外であるが、認可範囲内である場合

この場合は、運用安全に影響を与える不適合であるが、影響は安全評価で認可された運用範囲となる。この特例審査は、認可された安全評価の範囲内について検証するために、ANDRA は専門家委員会を開催して評価する。

(4) 認可範囲外である場合

この場合は、原則特例は困難である。もし、不適合廃棄体がオーブ処分場の認可範囲外であるにもかかわらず、ANDRA が安全に受け入れ可能と判断した場合には、仏国原子力安全局に裏付けとなる文書を添えて申請する。処分施設で既に処分された場合は、不適合廃棄体の安全性への影響を評価するため、特別な安全解析を行う必要がある。特例申請の許可の有無によっては、関連する技術基準の見直し等を行う必要がある。

2.5 特例申請の実施例

廃棄体の受け入れに関する特例申請の実施例を、以下に紹介する。

(1) 耐久性コンクリート容器の損傷

オーブ処分場では、一部の廃棄体は特定構造物で保管するために、耐久性のあるコ

ンクリート容器が使われる。この廃棄体の封じ込め性能はコンクリート外面形状と厚さによって保証され、また技術仕様によって処分場でのハンドリング作業を保証している（図3）。

しかし、製作された廃棄体は、機械的衝撃や製造上の欠陥により損傷する場合がある。この不適合は、この欠陥状況に応じて評価される。図4に、損傷状況の事例を示す。

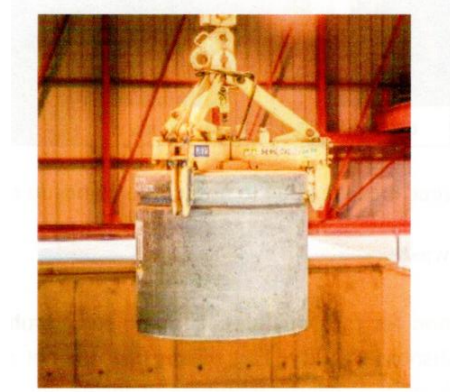


図3．ハンドリング作業中のコンクリート容器



図4．コンクリート容器における不適合つながる損傷事例。

① ケース1

損傷状況は軽微で、外部寸法は受入条件の許容公差内である。そのため、廃棄体は特別な措置無しで受け入れ、処分することが可能となる。

② ケース2

損傷状況は廃棄体の把持部分であるため、操作時に廃棄体の落下を起こす可能性がある。しかし、このケースについては損傷の深さから損傷が運用範囲内であり、廃棄体の封じ込め特性にも影響しない。廃棄体は、例外的な運用措置（欠陥部分にはグリップを付けない等）を講ずる条件で、受け入れは可能となる。

③ ケース3

損傷領域は大きいですが、位置から見て廃棄体のハンドリングに影響を及ぼすことはない。但し、深さによっては封じ込め性能を劣化させる可能性があるが、損傷部分の厚さが不適合廃棄体の封じ込め機能に支障がない限り、受け入れは可能となる。

④ ケース4

損傷領域は封じ込め要件に対して非常に深刻で、認可範囲を超えている。従って、廃棄体の封じ込め特性に関する不適合はオーブ処分場では認められず、現状のままでの処分は不可能である。そのため、廃棄体の封じ込め機能を新たに確保するため、金属製容器等によりリコンディショニングが必要である。

(2) 廃棄物中の自由水の含有

放射性核種を移動させる自由水は、処分施設の技術要件として含有することを認めていない。そのため、製作者は、ANDRA に納入する廃棄体に自由水が含有していないことを保証しなければならない。仏国原子力安全局から特別な特例が得られない限り、オーブ処分場で処分はできない。

(3) 経験のフィードバック

特例申請は、ANDRA とって知識蓄積と具体評価を実施する良い機会となり、技術仕様の更新、安全評価やその関連文書の見直しを行うとともに、必要に応じて追加研究等も必要となる。この特例措置の評価は、

安全分野における経験の蓄積となり、今後の安全レビューに向けて重要な位置づけとなる。

3. 結論

ANDRA の特例申請は、廃棄体の受け入れ基準を満たさない廃棄体を、オーブ処分場で処分することを可能にしている。この特例申請は、処分施設の操業段階及び閉鎖後段階における安全性の影響評価に関係するため、必要に応じて追加の安全研究が必要である。この特例申請の経験を通して、ANDRA の関連文書を変更や場合によっては安全評価の改訂を行うことになる。

参考文献

- 1) Maxime BURGIO, Jérôme ROBIN, "Derogation Management for Waste Acceptance Criteria at the French LLW Surface Disposal- 22262", WM2022 Conference, March 6-10, 2022, Phoenix, Arizona, USA

4. カールスルーエ再処理施設における高線量率 HAWC 貯蔵タンクの解体および廃棄に関する最初の経験

企画部 五十嵐 幸

ドイツのカールスルーエ再処理施設 (Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH : KTE) は、1971 年から 1990 年末まで運転され、約 200 トンの使用済燃料を再処理した。回収されたプルトニウムは、燃料製造に再利用された。KTE で使用された再処理プロセスは PUREX 法であり、再処理によって発生し濃縮された高レベル放射性廃液 (High Active Waste Concentrate : HAWC) は敷地内に設置した 2 基の貯蔵タンクに一時的に保管された。

1990 年末、KTE の廃止措置が開始され、HAWC とその他の廃液は 2010 年 11 月までに敷地内に新たに設置されたガラス固化処理施設 (VEK) で 140 体のガラス固化体にされた。これらは 5 基の CASTOR®型キャスクに収められ、2011 年 2 月にグライフスヴァルト (Greifswald) の北部中間貯蔵施設へ移送された。

残された HAWC 貯蔵タンクは全長 7m、直径 4m の大きさで、容量は約 83 m³、残留放射能は約 1.5×10^{15} Bq、局所的な最大被ばく線量率は 400 Sv/h であった。2023 年、HAWC 貯蔵タンクの解体が始まった。タンクは残渣などにより線量率が高かったため、すべてのハンドリングと解体作業はマスター・スレーブ型マニピュレータを用いた遠隔操作により行われた。” Waste Management 2024” では、HAWC 貯蔵タンクの解体と高放射性残渣の取り扱いが報告されている¹⁾。ここでは、HAWC 貯蔵タンク解体に関する報告を紹介する。

1. はじめに

1970 年代から 1990 年代にかけてカールスルーエ再処理施設 (KTE) では使用済燃料の再処理が行われていた。回収されたプルトニウムは核燃料サイクルへと戻され再利用された。KTE が採用した再処理プロセスは PUREX 法であり、その過程で高レベル液体放射性廃棄物 (High Active Waste Concentrate : HAWC) が発生する。KTE が稼働中、HAWC は 2 基の貯蔵タンクに一時的に保管されていた。当初、HAWC のガラス固化はベルギーモル研究所のガラス固化設備 PAMERA で処理する計画であったが、輸送上の問題によって中止²⁾されたため、

KTE の敷地内にガラス固化施設を建設し、対処する事になった。

2010 年、HAWC は新設されたカールスルーエガラス固化施設 (Vitrification Facility Karlsruhe : VEK) においてガラス固化体にされた (図 1)。ガラス固化体は、まず、123 本製造された。その後、洗浄廃液などのガラス固化も行われ、最終的に 140 本のガラス固化体が造られた。ガラス固化体は、2011 年にグライフスヴァルト (Greifswald) の北部中間貯蔵施設 (Interim Storage Nord) へ輸送された。

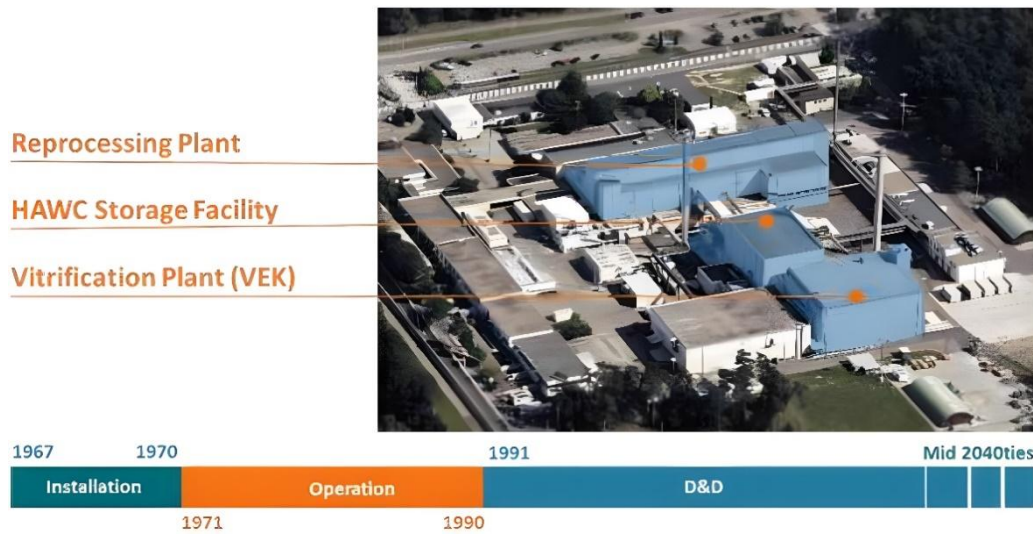


図 1 KTE 再処理施設の航空写真 ¹⁾

2023 年、高レベル廃液を排出した後の HAWC 貯蔵タンク（以下、HAWC タンク）の解体が開始された。HAWC タンクは容量約 83 m³、全長約 7 m、直径 4 m の大きさで（図 2）、残留放射能は約 1.5×10^{15} Bq と高く、解体は遠隔操作により行われた ¹⁾、³⁾。

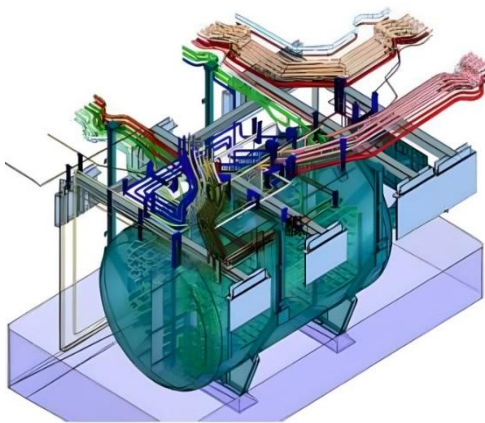


図 2 周辺設備と内部冷却コイルを含む HAWC タンク

内視鏡を用いた目視検査により、HAWC タンク内部、特に底部には図 3 に示すように運転終了後に行った HAWC タンク内部洗浄で生成したと考えられる約 40～80 kg の固

体残渣物が確認された ¹⁾。同時に実施された線量率測定で、この固体残渣物が HAWC タンク放射能の大部分を占めている事、局所的な最大被ばく線量率は約 400 Sv/h である事などが明らかとなった。



図 3 HAWC タンク底部の残渣物

以下において、KTE の HAWC タンク解体計画および解体により発生する廃棄物の処分戦略について述べるとともに、タンク解体プロセスから得られた知見を紹介する。

タンク解体の計画段階における主要な課

題の一つは、最終処分に向けての申告のために、廃棄物中の核種組成を代表性のある形で把握できるサンプリング方法の策定であった。さらに、残渣物を安全に取り扱い、中間貯蔵に適した長期安定な廃棄物形態へと転換できる、柔軟かつ信頼性の高い包装（パッケージング）概念の開発も必要であった。

廃棄物容器の放射エネルギーは、コンラッド最終処分場に関する当局の規定に従って決定しなければならない。また、HAWC タンク内残渣物が飛散や移動を起こしやすい物性であることから、汚染拡散の可能性を検知・防止するための放射線防護対策を講じる必要があった。例えば、解体区域内の遠隔作業場所は、緊急対応や保守作業のため

に常時立ち入り可能であること、飛散物の主排気系への移行を防止すること等が求められた。

次に、HAWC タンク解体計画および解体により発生する廃棄物の処分と HAWC タンク解体によって得られた知見を報告する。

2. HAWC タンクの解体

2.1 解体作業室と HAWC タンク内残渣物の分析

図 4 と図 5 は VEK における 2 基の HAWC タンク位置とタンク解体のためのアクセス口を示している^{4)・5)}。遠隔解体に使用した機器は作業室とした Room 6 に置かれ、Room 6 の開口部から HAWC タンクに接近し解体を行った。

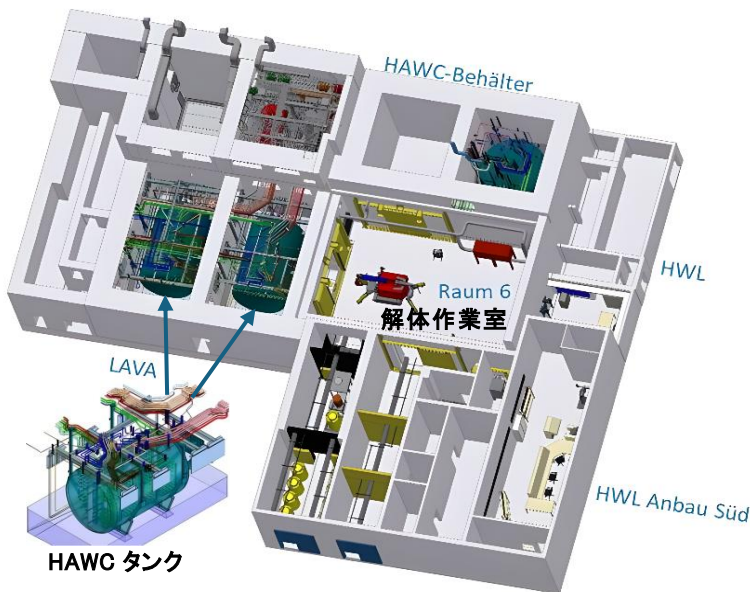


図 4 VEK の HAWC タンクと解体作業室(原図を加工)^{4)・5)}



View on the HAWC storage tank

図 5 解体作業室から見た HAWC タンク^{4)・5)}

HAWC タンク解体により発生する廃棄物を区分するためには、線量率の高いタンク内の固体残渣物の核種組成情報が不可欠である。このため、解体計画策定の初期段階から残渣物のサンプリングが計画された。

残渣物の状態に合わせた遠隔サンプリング計画である。サンプリングツールの製作も含めた計画では、実施前に監督当局および最終処分場運営者の双方に対して計画を提示し承認を得た。

計画に基づき HAWC タンク底部の 3 か所とタンク内部 1 か所から約 60 g の残渣物を回収した。この量は分析に必要な量を十分に上回っており、サンプリングの代表性は確保できた。回収した残渣物は、ボールミルに類似した装置（直径 19 mm 鋼球を 4 個入れた密閉鋼管を回転させる）で粉碎・混合された。約 50 μ l の空間を持つサンプルスタンプを粉碎後の粉末に押し込むことによって、約 100 mg の分析試料を作製した。図 6 は残渣物を押し込んだサンプルスタンプである。

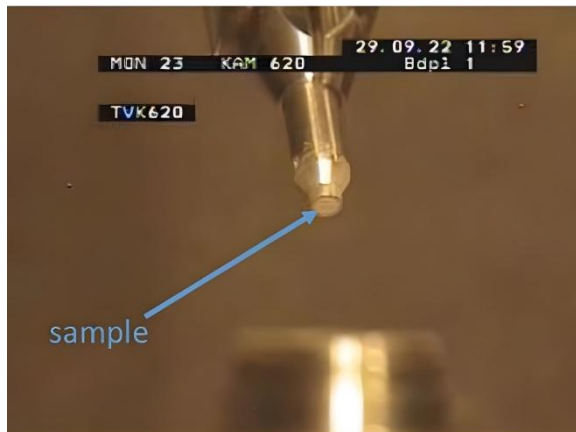


図 6 サンプルスタンプの約 100 mg のサンプル

サンプルは、KTE の中レベル放射性廃棄物（ILW）分析ラボで化学溶解され、イオン交換法によって ^{137}Cs が除去された。得られた低レベル放射性溶液について放射化学分析を行った。分析結果を図 7 に示す⁵⁾。

すべてのサンプリングおよび分析作業は、マスター・スレーブ型マニピュレータを用いて行った。分析結果は、HAWC タンク解体の全工程を通じて発生する各種廃棄物の放射線学的申告に用いられ、廃棄物区分に反映された。HAWC タンク解体で発生する廃棄物の処分戦略と得られた経験を報

告する。

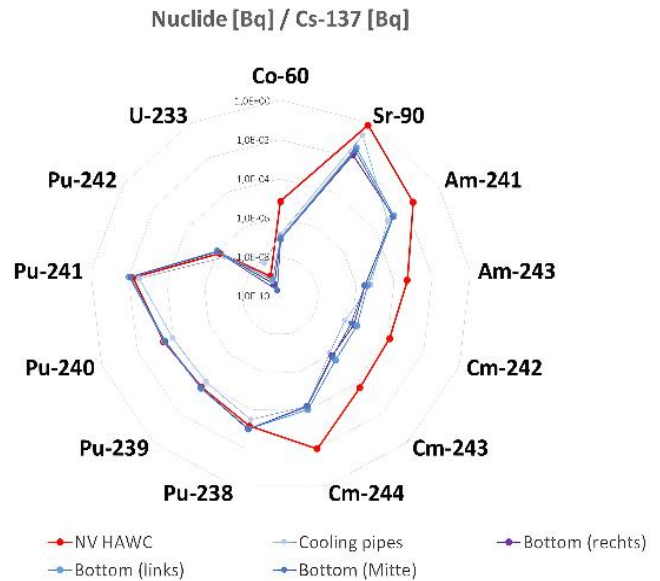


図 7 残渣物の放射能分析(^{137}Cs : 2E +12 Bq)⁴⁾

2.2 金属廃棄物

HAWC タンクの解体作業で発生する主な廃棄物は金属廃棄物である。タンク本体、タンクの内部構造物および周辺設備を構成するすべての金属部材は、廃棄物容器に収納するため、30 cm 以下に切断された。これらの切片はドラム缶エアロック内で 200 L 廃棄物ドラム缶に装荷され、密閉された。その後、ドラム缶の線量率が、測定ステーションにおいてドラム缶を回転させながら異なる高さに配置された 5 台のプロープを用いて測定された。測定された線量率と遮蔽係数から廃棄物ドラム缶の放射エネルギーが計算された。その他の金属廃棄物は KTE の廃棄物部門において圧縮処理され、圧縮ペレットとして 200 L のドラム缶に収納された。

2.3 タンク内残渣物

第二の廃棄物区分は、高い線量率の主因であるタンク内残渣物である。残渣物は放

射能が高い粉体であるため、開放状態での取扱いは可能な限り制限する必要がある。そのため、残渣物のパッケージングはタンクの解体工程の中で実施され、最終処分場の仕様を満たす安定な廃棄物形態へと転換された。KTE で開発されたパッケージング方法は、複数の小型ステンレス鋼製充填容器に残渣物粉末を充填し、それらを輸送容器にまとめる方法である。様々な放射エネルギーを有する充填容器が複数組み合わせられることで、取扱いおよび最終処分における放射線学的閾値を最大限有効に活用することが可能となる。具体的には、充填容器を6個ずつ輸送容器にまとめ、更に1本のドラムに輸送容器を3体ずつ収納する方法であり、取扱いおよび最終処分における放射線学的閾値管理が容易になった。この方法であれば、中間貯蔵段階においても汚染拡散のリスクを伴う開封を行うことなく、充填容器の再組み合わせが可能である。

2.4 充填容器の放射能測定装置

充填容器の放射能を測定する装置が特別に設計された。この装置には最大 300 Sv/h まで測定可能な高線量率プローブが備えられており、充填容器のまま測定できる。(図 8)。装置は、周辺からの放射線の影響を防ぐため、鉛タイルによって遮蔽されている。充填容器は上部から挿入される。

プローブと充填容器内の残渣物との幾何学的配置は、線量率および遮蔽計算によりモデル化され、得られた線量率—放射能換算係数を用いて、充填容器の放射エネルギーを算出した。

汚染拡散の可能性が高いこと、貯蔵タンクの放射線環境が厳しくて遠隔操作を必要

とすること、などを考慮し、特別な解体準備と放射線防護対策が導入された。その中には、作業領域への遮蔽ビデオカメラの設置、線量率および空气中放射エネルギー濃度を測定する放射線測定装置の設置、そしてスミア試験による汚染検査の実施などが含まれた。

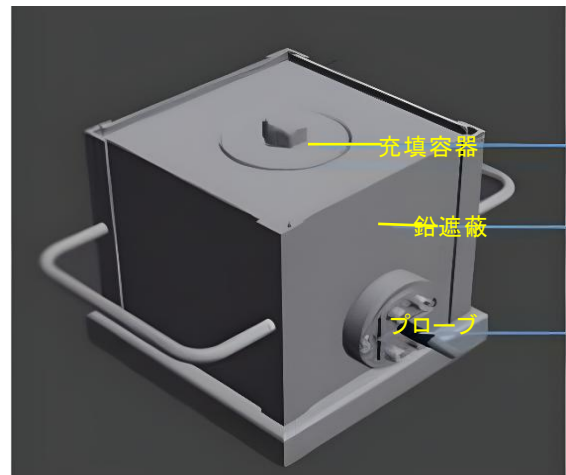


図 8 遮蔽付き充填容器放射能測定装置
(原図を加工)^{1),4)}

これらの対策により、解体区域および作業区域における放射線状況を継続的に監視することが可能となり、汚染拡散が発生した場合にも迅速な封じ込めと除染対応が可能となった。さらに、オフガス系は、作業区域内にプレフィルタ段を追加するように改修された。このプレフィルタにより、空气中に飛散した粒子の大部分が捕集され、主排気系への移行を防止できた。プレフィルタ段のフィルタは遠隔操作で交換可能であり、仮にフィルタの線量率が限界レベルに達した場合にも対応できる設計である。使用済みフィルタは廃棄物ドラムに圧縮して処理することが可能である。

2.5 HAWC タンク本体の解体

HAWC タンクの最初の切断作業は、2022 年 9 月に実施された。アングルグラインダーを遠隔操作してタンクの外殻に開口部を設け、内部へのアクセスを可能にした。その後に行われたタンク内部の検査では、内部構造物である冷却コイルに付着した残渣物と、タンク底部の乾燥した黄色の残渣物が確認された（図 3、図 9）。タンク内での視界を遮っていた冷却コイルは、金属用のこぎり、アングルグラインダー、そして油圧カッターを用いて切断し、撤去された。すべての解体作業は残渣物の飛散を避けるため、特に慎重に実施された。

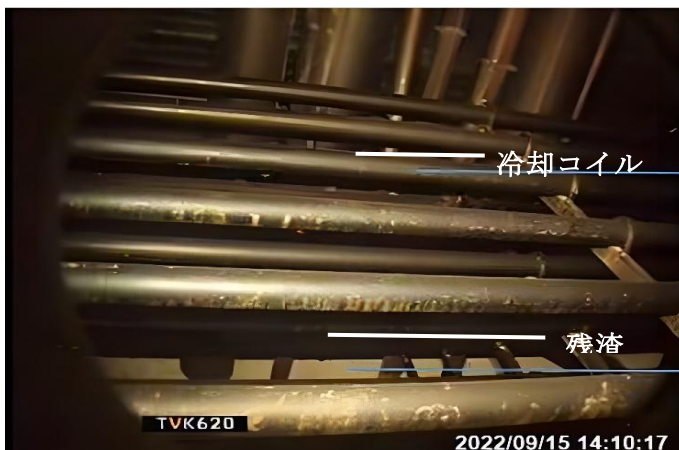


図 9 遮蔽型カメラによる HAWC タンク内部の様子
(原図を加工) ①, ④, ⑤

(残渣物は冷却コイル上にわずかに付着、タンク底部に大量に存在)

HAWC タンクの線量率測定の結果、最大の被ばく線量率は約 400 Sv/h に達することが明らかとなった。タンクの内部構造物を

除去した後、あらかじめ定めたサンプリング手順に従って残渣物 4 試料を採取し、鉛遮蔽ドラム缶に収納して分析のため KTE の中レベル放射性廃棄物分析ラボへ搬送した（2.1 を参照）。試料の重量は約 100 mg であり、その表面線量率は約 370 mSv/h であった。試料分析の結果、放射線分布は均一であり、また、再処理工場運転過程に由来する核種組成と整合していることが分かった。

タンク底の残渣物は、HAWC タンク解体と並行して回収された。残渣物は機械的方法で回収され、粉砕された後、容量約 200 mL、充填可能残渣物重量約 300 g の充填容器に収められた。残渣物全量を収容するためには、この充填容器が約 130～270 個必要となる見込みである。図 8 の測定装置による線量率測定後、最大 6 個の充填容器が輸送容器に収納され、輸送容器 3 個が 200 L のコンクリート遮蔽ドラム缶 1 体に装荷された（図 10）。ドラム缶は廃棄物部門へ搬送され、最終処分場コンラッドが利用可能となるまで中間貯蔵される。

これまでの解体作業でタンクの金属部材約 2 トンが切り出され、処理のため廃棄物部門へ搬送された。ドラム缶の表面線量率は 1 mSv/h～7 Sv/h の範囲であった。放射線防護対策は有効であることが実証されており、これまでのところ顕著な汚染拡散は検出されておらず、主排気系のフィルタを交換する必要も生じていない。

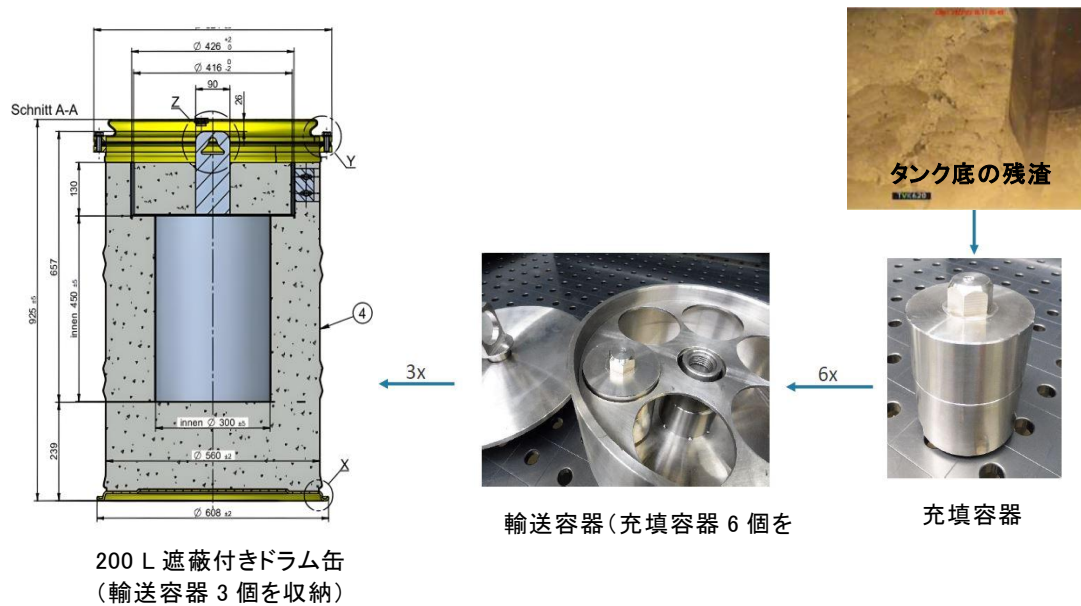


図 10 残渣物のパッケージング(原図を加工)^{1)、4)}
(充填容器を 6 個輸送容器に収納し、3 個の輸送容器を遮蔽付きドラム缶に収納する)

3. 結論

KTE において高線量率を有する HAWC 貯蔵タンクの解体が開始されたことは、歴史的とも言える重要な節目である。しかし、その実現には事前に詳細かつ綿密な解体計画と廃棄物処分計画の作成が必要であった。最大 400 Sv/h に達する厳しい放射線環境、ならびに高い局所線量率の原因であるタンク底残渣物の汚染拡散リスクに対処するため、排気系へのプレフィルタ段の導入などの解体および放射線防護対策が講じられ、これらの対策はいずれも有効であることが確認された。

廃棄物の放射線学的申告のために、代表性のあるサンプリング方法が検討され、成功裏に実施された。分析の結果、貯蔵タンク内の残渣物が放射線的に均一に分布していること、ならびに再処理施設の運転過程から予測される核種組成と一致していることなどが明らかとなった。すべての解体およびサンプリング作業は、マスター・スレ

ーブ型マニピュレータによって実施される必要があったので、遠隔操作専用の工具や装置が特別に設計・製作された。

残渣物が高い放射能を有する事から、可能な限り早期に安全な取扱いや貯蔵が可能な長期安定型の廃棄物へと転換する必要があった。このため、基本単位として容量約 200 mL の充填容器を用いる柔軟かつ信頼性の高いパッケージング方法が開発された。充填容器の放射線量は、最大 300 Sv/h まで測定可能なプローブと鉛遮蔽を備えた特製の測定装置による線量率測定と、その幾何学的配置のモデリングに基づいて決定された。

本論文で示したサンプリングやパッケージング方法の開発経験は、他の高線量率および高い汚染拡散の可能性を有する廃止措置プロジェクトにおける解体・処分上の課題に対しても、有益な知見を与えるであろうことを期待する。

参考文献

- 1) WM2024 Conference Proceedings, March 10 - 14, 2024, Phoenix, Arizona, USA,
First Experiences of the Dismantling and Disposal of high dose rate HAWC Storage
Tanks of KTE
Dr. Sebastian Bahl, Christoph Troelenberg, and Dr. Bernhard Wiechers
- 2) RANDEC デコミニュース No.11 2000 年 3 月、p.10
- 3) RANDEC デコミニュース No.26 2003 年 12 月、p.12
- 4) WM2024 Conference Presentation, "First Experiences of the Dismantling and
Disposal of high dose rate HAWC Storage Tanks of KTE", Dr. Sebastian Bahl
- 5) C. TROELENBERG and S. BAHL, "Anschnitt und Beprobung der HAWC-Lagerbehälter
in der KTE- Die Geheimnisse der Büchse der Pandora | Opening and sampling of the
HAWC storage tanks in the KTE - Secrets of the pandora' s box" , KONTEC 2023,
Dresden (2023)

5. 小型モジュール炉の廃棄物管理

廃棄物処理事業推進部 秋山武康

安全で信頼性が高く、カーボンフリーなエネルギーへのニーズから、近年エネルギー市場には様々な新型小型モジュール炉（SMR）が登場している。原子力発電所は、ほぼカーボンニュートラルな電力を継続的に安全に供給することができるが、その建設期間と初期投資額の高さは常に建設を阻む要因となっている。そのため複数の企業が SMR の設計を開発してきた。現在 SMR 設計者の主な関心は原子炉建屋の設計とその主要システムにある。発生する廃棄物を分析する場合、使用済み燃料に関する一般的な情報は入手可能²⁾だが、運転中に SMR から発生する廃棄物ストリームに関する情報は限られている。

本報¹⁾では、SMR 運転中の放射性廃棄物の処理についての調査結果、廃棄物処理設計者である Framatome 社の見解等が述べられているので、報告する。

1. はじめに

IAEA は、SMR の定義を 1 基あたり最大 300MW(e)の出力を持つ先進的な原子炉としている。これは、従来の原子炉の発電能力の約 3 分の 1 に相当する。大量の低炭素電力を生産できる SMR は、小型、モジュール式の原子炉という特徴を備えている。

小型原子炉は 1960 年代から運転されている。大型原子力発電所の設計・運転が一段落した今、世界中で SMR への関心が再び高まっている。その理由として、SMR は初期投資が少なく、モジュール化コンセプト

（事前に製造されたシステムと構成部品を現場に送り、最終組み立てを行う方式）を活用することで建設時間を短縮できる点にある。

これまで設計者は原子力発電所とその主要システムの開発に注力してきた。操業廃棄物処理システムの重要性はしばしば過小評価されてきたが、新発電所の運転開始前に操業廃棄物に対する解決策を用意してお

く必要がある。廃棄物問題は設計や試運転の最終段階でクリティカルパスとなる傾向があり、最適ではない解決策を採用せざるを得なくなる可能性がある。こうした事態を防ぐため、Framatome 社は設計者の意識向上に努めている。そのため現状を分析し、革新的な設計によって生成される操業廃棄物を処理するための解決策の使用状況を検証し、必要に応じて新しいシステムを開発するための R&D プロジェクトを 2024 年 2 月に開始した。

2. 設計分析

最初のステップは、入手可能なデータを調査するための文献調査である。80 種類の設計を調査し、その中から以下の 5 種類の原子炉を選定した。

- ・加圧水型原子炉（PWR）：軽水炉に属する。PWR は安全性と信頼性が実証されている既存の設計を発展させたものであり、70 年間の運転経験を活かした設

計である。運転圧力は約 150 バール、運転温度は 280～320℃である。

- ・ **沸騰水型原子炉 (BWR)** : 軽水炉に属する。PWR と同様に、実証済みの設計である。運転圧力は約 75 バール、運転温度は 285℃である。
- ・ **高温ガス炉 (HTGR)** : ガス冷却型原子炉に属する。炉心はブロック型またはペブルベッド型で、減速材には黒鉛を使用する。ブロック型は主に英国(Magnox)で導入され、ペブルベッド型は中国で導入されている。

・ **溶融塩炉 (MSR)** : 溶融塩と核分裂性物質の混合物を冷却材として使用する原子炉である。中性子スペクトルは設計に応じて熱中性子または高速中性子のいずれかになる。大気圧、約 700℃で運転される。

・ **鉛高速炉 (LFR)** : 溶融鉛または鉛ビスマス共晶塩で冷却される高速炉である。大気圧、500～600℃で運転される。

上記の 5 種類の原子炉を分析することで、幅広い設計を網羅し、知識ピラミッド (図 1) を構築することができた。

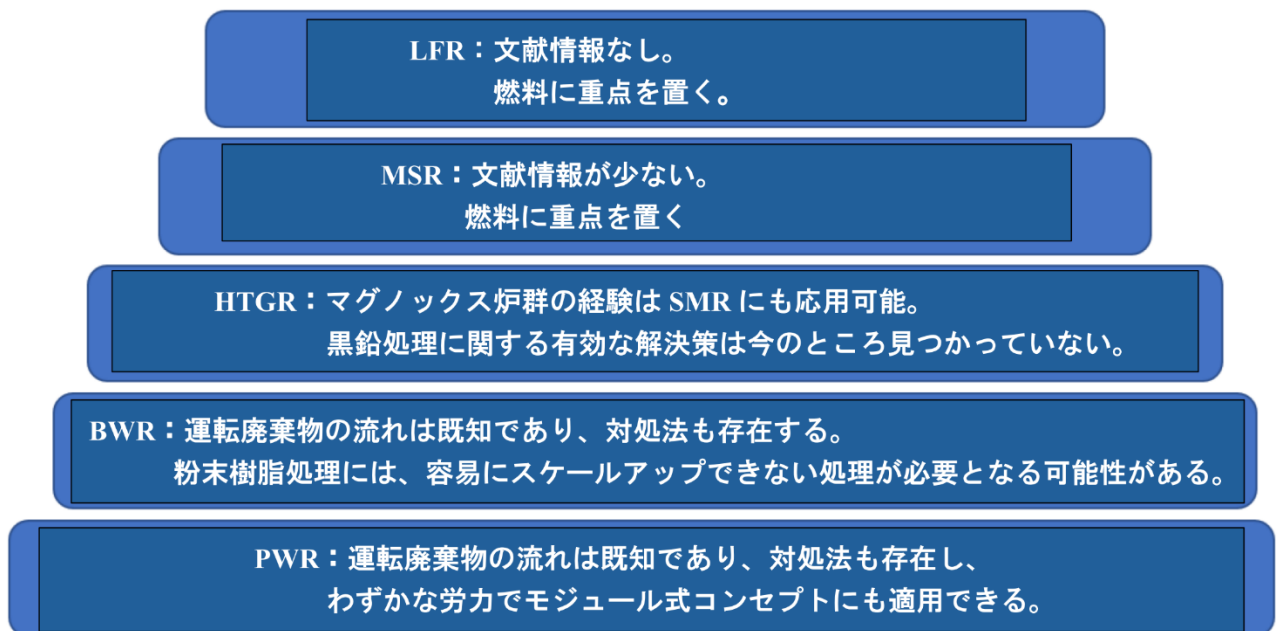


図 1 知識のピラミッド

ピラミッドの底辺には、PWR と BWR がある。これらの原子炉型式では運転中の廃棄物の流れはよく知られており、解決策もある。これらの解決策は様々な取り組みによってモジュール構成に適応できる。

HTGR は英国のマグノックス炉の経験から恩恵を受けることができるが、照射済み黒鉛の取り扱いでは、今のところ実行可能な解決策は見つからない。

ピラミッドの頂点には MSR と LFR があ

る。これらについては、操業廃棄物とその取り扱いに関する文献で有用な情報を見つけられなかった。限られた情報はあ

る。選択された原子炉型式は、以下の 4 つのカテゴリーに分類される (表 1 参照)。

- ・ 運転中のプラント
- ・ 建設中のプラント
- ・ 認可申請中の設計
- ・ まだ設計段階のプロジェクト

表1 分析された SMR 設計一覧
— プラントの状況³⁾ —

SMR設計	原子炉 タイプ	稼働中	建設中	許認可 取得中	設計段階の プロジェクト
HTR- PM (China)	HTGR	レ			
KLT-40 (Russia)	PWR	レ			
BREST-OD-300 (Russia)	LFR		レ		
ACPI00 (China)	PWR		レ		
TMSR-LF1 (China)	MSR		レ		
NuScale VOYGR SMR	PWR			レ	
SMR-300 (USA)	PWR			レ	
Rolls Royce SMR (UK)	PWR			レ	
Westinghouse	LFR				レ
NUWARD (France)	PWR				レ
NEWCLEO (Italy)	LFR				レ
Holtec SMR-300	BWR				レ

本研究開発プロジェクトは、原子炉の種類に応じて、以下の2つのアプローチを採用する。

- 水冷却炉への既存技術の適用
- 非水冷却炉および高速炉向けの革新的解決策の開発

3. 既存技術の適用

次のステップは、ケーススタディを実施し、複数の設計のうち少なくとも1つを詳細に分析することになる。

廃棄物管理戦略は、SMR の設計段階から最終処分前の廃棄物の最小化を目指し、放射性廃棄物の除染、減容、調整の容易さを考慮し、廃棄物階層原則（削減、再利用、リサイクル、回収、処分）に従うべきである。

SMR の運転、修理・保守、そして廃止措置から生じる廃棄物の処理技術の選択は、以下の項目に基づくべきである。

- 放射性廃棄物の体積を最小限に削減。
- 既存または将来予想される専用処分場の廃棄物受入基準を満足。
- 将来の専用廃棄物処理ルートが確保で

きない廃棄物は発生させない。

- 異なるモジュールコンセプトから生じる廃棄物について、その量と種類、及び処理目的（リサイクル・再利用、分別、除染、不活性化、包装、再分類）に対応する処理の柔軟性。
- SMR プラント向けに選択された処理技術の拡張性（モジュール数）。
- 廃棄物梱包は標準化された輸送方法に対応できるもの。

廃棄物管理技術を適用する SMR モジュール数に応じて、集中型のアプローチが検討される。集中型アプローチでは、放射性廃棄物は発生源で分離・収集・梱包された後、廃棄物は専用の廃棄物管理センターに輸送される。これにより少量の廃棄物をより経済的に処理でき、より良い結果が得られる可能性がある。

SMR のコンパクトな設計と新しいタイプの材料・部品の採用により、必要な廃棄物管理システムに新たな課題が生じる可能性があり、既存の廃棄物処理解決策ポートフォリオを活用し、潜在的なギャップや特有の課題を特定する。

4. 軽水炉向けの既存処理解決策と SMR への適応に関する説明

軽水炉（PWR 及び BWR）には、廃棄物処理および調整のための様々な解決策が存在し、研究開発プロジェクトの基盤となる。

- 固形廃棄物処理（選別、乾燥、圧縮）は、廃棄物の選別・下流工程への準備・減容を目的とする。
- 液体廃棄物処理（蒸発、ろ過、遠心分離、乾燥）は、液体廃棄物の調整準備として減容を目的とする。
- 樹脂処理（脱水乾燥、有機物分解用の化学処理または熱処理、減容のための圧縮）。

- ・処理（セメント固化、グラウト充填、アスファルト固化、乾燥）は、廃棄物を最終形態での固定化を目的とする。

廃棄物受入基準に応じて、廃棄物ストリームの管理には様々な方法の可能性がある。そうでない場合には、不活性で固定化された廃棄物パッケージが好ましい解決策となる。

既存廃棄物処理解決策は上記の廃棄物ストリームに適合する可能性があるが、サイズやモジュール性など、若干の調整が必要になる可能性がある。これらの原子炉タイプの将来のニーズを満たすために、解決策の可能な変更内容を明確にする必要がある。

(1) 固形廃棄物処理

原子力発電所の管理区域に収集される固形廃棄物は、材質、大きさ、物理的・化学的状態、放射能の点で多様である。処分方法やさらなる除染・放出プロセスの可能性に応じて分類でき、例えば以下の分類になる。

- ・可燃性放射性廃棄物
- ・圧縮性放射性廃棄物
- ・不燃性・非圧縮性放射性廃棄物

1,000MW の軽水炉プラントにおける固形廃棄物グループのおおよその量、組成、及び特性を、表 2 にまとめた。

表 2 1,000MW の軽水炉における固形廃棄物のおおよその量

固形廃棄物の種類	主な構成要素	概算量 [m ³]	推奨処理方法
可燃性廃棄物	紙、プラスチック、木材、布、ゴム	130~170	ビニール袋またはドラム缶に収集・焼却処理
圧縮性廃棄物	シール材、小型機械部品、電線、ケーブル、電球などのガラス製品、細い管、粉塵などの小さなコンクリート片	35~45	ドラム缶収集、破碎・圧縮処理
不燃性・非圧縮性廃棄物	その他の摩耗部品、大型機械部品、機械・電気設備、支持構造物、プラットフォーム、厚肉部品、大型コンクリート部品	1~3	ドラム缶収集、遠隔手動分別。追加処理なし

原子力発電所では、固形廃棄物は廃棄物発生源で収集された後、選別ボックス、圧縮機、またはシュレッダーに搬送され、さらに処理される。

圧縮機は、収集された圧縮性廃棄物及び可燃性廃棄物の減容化に使用される。廃棄物は通常 200 リットルドラムに充填される。次に圧縮機のラム(くい打ち機)が廃棄物を圧縮する。圧縮機のサイズは、廃棄物の量よりもドラムの種類に大きく左右され、経済的には複数の SMR ユニットに対応できる本格的な圧縮機を建設することが望ましい。

シュレッダーは、収集された圧縮性廃棄物

及び可燃性廃棄物の減容化に使用され、紙・金属・プラスチックなど様々な材料に使用できる。既に様々な構成とサイズのシュレッダーが存在し、廃棄物発生源で使える小型シュレッダーを設計することも考えられる。

焼却の利点は容積を大幅に削減できるが、大量の二酸化炭素を排出する。当初目標の一つが脱炭素化であるため、固形廃棄物の処理には他の方法を採用することが賢明である。代替案としては、放射性廃棄物と非放射性廃棄物を分離したり、放射性廃棄物を可能な限り早期に除染できる、新たな固形廃棄物処理システムの設計が挙げられる。これにより世

界の廃棄物発生量を削減し、ひいては固形廃棄物処理システムの規模を縮小することができる。

上記の技術は通常バッチモードで稼働するので、収集された廃棄物は SMR 施設に保管し移動式システムを用いてバッチ処理することもできるし、集中処理施設への輸送も可能である。

(2) 液体廃棄物処理

管理区域内で発生した廃水は全て液体廃棄物処理・貯蔵システムに送られる。軽水炉では、廃水は放射能と化学組成に応じて3つの異なるグループに集められる。これは処理方法とリサイクルの可能性に応じて、廃水をグループ分けする考え方に基づいている。

廃水には様々な不純物が含まれ、除去する必要がある。不純物は以下に分類できる。

- 全有機炭素 (TOC) : 水中の有機物含有量。主に排出基準により低減する必要があるが、最終廃棄物中の含有量も低く抑える必要がある。
- 全浮遊物質 (TSS) : 溶解していない固形物の総量。主に腐食生成物で構成され、鉛核種は Co-60。
- 全溶解固形物 (TDS) : 溶解している固形物の総量。放射性不純物は主に核分裂生成物で構成され、鉛核種は Cs-137。

廃水には、硫酸塩、ホウ素などの不活性不純物が多量に存在する場合がある。1,000MW の軽水炉から発生する廃水の概算量、組成、特性は表3に示す。廃水の最大量は停止中に発生し、通常運転時と比較して最大5倍に達する可能性がある。

表3 1,000MW 軽水炉における液体廃棄物のおおよその量

廃水の発生源	概算量[m ³ 日] (通常/最大)	TOC	TSS	TDS	ホウ素
サンプ	2/50		レ	レ	レ
高温実験室	1/3		レ	レ	レ
除染	2/5		レ	レ	レ
燃料プール	0/70		レ	レ	レ
サンプリング	1/3		レ	レ	レ
洗濯室	5/15	レ	レ	レ	
シャワー室・洗面所	8/20	レ	レ	レ	
冷却水処理	6/70		レ	レ	レ

高 TSS 含有廃水进行处理する有効な方法は、遠心分離である。多くの場合、デカンタとセパレータで構成される遠心分離装置は、主に未溶解の放射性汚染物質と非放射性粒子を含む放射性廃水の除染・浄化に役立つ。除染係数は最大 100 である。

蒸発プロセスでは、一方では溶解固形物と不溶解固形物を除去して留出液中の含有量を最小限に抑え、他方では通常の技術を使用して蒸発器底部の残りの廃棄物（蒸発濃縮物）を全固形物の約 25～30%重量まで濃縮できる。蒸発は、1つのステップで両方の目標（放射性物質と化学物質の排出量を低く抑え、残留廃棄物の量を減らして高濃度にする）を達成できる唯一の処理施設である。予想される除染係数は $10^3 \sim 10^4$ になる。原子力産業向けの小型蒸発器は既に設計されている。そのサイズの拡大は必ずしも経済的ではないが、実行可能である。また複数の SMR ユニットの供給できる本格的な蒸発器を建造することが望ましい場合もある。

原子力発電所では、一次冷却材の放射能汚染水の浄化に IEX 樹脂が使用されている。原子力発電所の廃水処理システムに導入されている IEX 樹脂は、デッドエンドろ過・クロスフローろ過・遠心分離・蒸発といった他の処理方法と組み合わせることでのみ、放射能汚染水の浄化を実現する。IEX 樹脂の効率は、廃水の成分と濃度によって制限される。

- IEX 樹脂の能力が急速に低下するのを防ぐため、処理する廃水は溶解塩分濃度を低く抑える必要がある。
- 浮遊物質は IEX 樹脂の詰まりの原因となるため、前処理 (ろ過) によって浮遊物質を最小限に抑える必要がある。
- 有機物も避けるか、少量に抑える必要がある。そうでなければ IEX 樹脂の詰まりや汚れが起こり、処理能力が低下する。

IEX 樹脂システムは、SMR プラントの稼働中の廃水処理のニーズに合わせて容易に拡張できる。

(3) イオン交換樹脂処理

IEX 樹脂は、主に廃水や冷却水の浄化に使用される。用途に応じて、その物理的形状は粒状または粉末状であり、粉末樹脂は浄水用の機械式フィルターとして機能するキャンドルフィルターによく使用される。

再生が不可能な場合、IEX 樹脂は容積を縮小するために、以下の一連の処理を受ける。

- デカンテーション
- ろ過
- 乾燥
- 遠心分離
- 焼却
- 湿式燃焼および化学分解

容積縮小後、セメント固化・アスファルト化・重合の調整処理を行うことができる。

代替案として、IEX 樹脂のいわゆる液化はポリマーマトリックスを破壊し、優れた均質化を可能にし⁴⁾、元の廃棄物と比較してはるかに高いレベルでの混合が可能になり、中間貯蔵または最終貯蔵における廃棄物の容積を大幅に削減できる。Framatome 社は、最終調整前の使用済み IEX 樹脂の化学処理プロセスを開発した。実証試験の成功後、ドイツ・カールシュタインの自社施設において、SMR

プラントの完全機能システムとして想定される準工業規模のパイロットプラントを設計、製造、稼働させた。このシステムは移動式としても設計可能で、複数の SMR ユニットにサービスを提供することが可能である。

(4) 処理

液体廃棄物と樹脂の容積を減らした後、最終処分場への準備として固化される。軽水炉で処理すべき典型的な廃棄物量を表 4 に示す。

表 4 1,000MW 軽水炉における固化対象廃棄物のおおよその量

廃水の発生源	年間概算量 [m ³ /年]	推奨処理方法
蒸発器濃縮液(PWR)	20	セメント化、アスファルト化、ドラム乾燥
蒸発器濃縮液(BWR)	15	セメント化、アスファルト化、ドラム乾燥
スラッジ	2	セメント化、アスファルト化、ドラム乾燥
使用済み樹脂(PWR)	3	セメント化、アスファルト化、ドラム乾燥
使用済み粒状樹脂(BWR)	10	セメント化、アスファルト化、液化、ドラム乾燥
使用済み粉末樹脂(BWR)	20	セメント化、アスファルト化、液化、ドラム乾燥
フィルターカートリッジ	10	グラウト注入

セメント固化システムは最も一般的であり、2つのタイプに分けられる。

- ドラム内混合
- 連続流混合

選択された技術に関わらず、セメント固化システムの処理量は約 10 ドラム/日である。従って単一の SMR ではセメント固化システムをフル稼働させることができない。選択肢として、処理期間中は移動式システムを使用することもできる。

アスファルト固化システムは、液体廃棄物処理システムで発生する蒸発濃縮物とスラッジ・原子力発電所の管理区域内にある冷却材浄化システムと燃料プール浄化システム

で発生する使用済み樹脂を、アスファルトに均一に包埋することで、耐浸出性に優れた固体ブロックを形成して処理する⁵⁾。このシステムは拡張可能だが、廃棄物量が少ない場合には経済的に合理的ではない。更にアスファルト固化廃棄物は、有機物含有量が高く可燃性が高いため、長期安定性に疑問がある。

ドラム内乾燥システムは、PWR または BWR のいずれの原子炉でも、発電所の管理区域内にある液体廃棄物処理システムで発生した蒸発濃縮物・スラッジ・使用済み樹脂を乾燥できる。廃棄物の種類は、国の要件に応じて、ドラム内乾燥システムで個別処理も、まとめて処理もできる。また要件に基づいて処理に使用する容器の種類を決定する必要がある。ドラム内乾燥は移動式システムまたは小型システムとして設計できるが、SMR より低稼働率である。1つのシステムで複数のユニットを処理するか、必要な場合にのみ発電所に接続された外部システムの使用が最善である。

5. 軽水炉以外の既存の処理解決策の説明と SMR への適応

Na 冷却炉には、フランスのフェニックス炉およびスーパーフェニックス炉の経験を生かせる。Framatome 社は、フランス原子力委員会 (CEA) が開発した Na 破壊プロセス (NOAH) を稼働させている。NOAH プロセスは、大量の Na を破壊できる唯一の工業規模で稼働しているプロセスである⁶⁾。

鉛冷却炉の設計者は、鉛化学制御システムとカバーガス補助システムの設計において課題を抱えることになる。鉛化学制御システムは、鉛を精製し、酸素濃度を低く維持するために必要である。カバーガス補助システムは、一次系を覆うガス (通常は Ar) を精製するために使用される。液体鉛は表面汚染の可

能性があり、機器の遠隔洗浄が保守及び廃止措置中に使用され、処理が必要となる二次廃棄物が発生する⁷⁾。

溶融塩炉の廃棄物及び廃水管理戦略に関する詳細な分析⁸⁾は示されているが、燃料とその核分裂生成物からの廃棄物ストリームに重点が置かれており、運転中の廃棄物ストリームについては詳細が示されていない。

高温ガス炉は高温ヘリウムで冷却され、通常は様々な形状のグラファイトで減速される。中国で開発された HTR-10 のヘリウム精製システムの詳細は⁹⁾に記載されている。これは、主にカートリッジフィルター、酸化銅床、分子ふるい吸着器、低温吸着器、ダイヤフラムコンプレッサーで構成され、さらに水分分離器が備えた事故後冷却器を含む。これらのコンポーネントは一般的に使用されており、システムサイズを縮小できる可能性がある。しかし放射性グラファイトの取り扱いはいまだ未解決の問題である。

6. 新たな廃棄物処理のための革新的解決策の開発

潜在的な廃棄物受入れ状況に応じて 原子炉の設計に関わらず、廃棄物処理と廃止措置に関する世界的な経験から、関連するインベントリー (在庫) につながる正確な物理的・放射化学的特性評価が、物質、廃棄物、及び解体活動を成功裏に管理するための鍵となる。

非水冷却炉および高速炉は、燃料サイクルを完結させ、高レベル廃棄物の寿命を短縮するために不可欠である。しかし持続可能性を実現するためには、これらのタイプの原子炉が処理解決策なしに新たな廃棄物ストリームを生成しないことが不可欠である。新たな廃棄物ストリームの発生が予想される場合は、早い段階でそれらの可能な処理解決策を検討することが不可欠である。非水冷却炉の

廃棄物解決策を開発するために、設計者は以下のデータを提供する必要がある。

- ・物理的特性（種類、性質、サイズ、量）。
- ・一次冷却材の化学的特性。
- ・物質の寿命および廃棄物発生量の推定。
- ・予想される廃棄物処理解決策。
- ・廃棄物受入れ基準。

これらの情報により非水冷却炉及び高速炉に適した廃棄物処理解決策の主要な仕様と要件を定義できる。これらの解決策は、既存の解決策の更なる開発、あるいは革新的な方

法の探求となる可能性がある。

7. 廃棄物処理センター

廃棄物管理技術を適用する SMR モジュールの数に応じて、集中型アプローチが検討される可能性がある。このアプローチでは放射性廃棄物は発生源で分離、収集、梱包される。その後、廃棄物は専用の廃棄物管理センターに輸送され、最終処理と処理が行われる¹⁰⁾。このアプローチの長所と短所を表5にまとめた。

表5 集中型および分散型処理センター：長所と短所

特性	集中型廃棄物処理センター		分散型廃棄物処理センター	
	長所	短所	長所	短所
スペース	原子力発電所施設に廃棄物が集中	処理センターのために追加の用地が必要	SMR敷地内に廃棄物処理システムの設置スペースが少ない	保管スペースが必要
道路輸送		複数回の輸送によるリスク増加	公道での廃棄物輸送なし	
効率的な管理と制御	監視、管理、セキュリティ対策の強化			複数の施設の監視と規制がより困難になる可能性
費用対効果	費用対効果が高い可能性			費用がかさむ可能性
専門性	集中化により、安全な取り扱いと処分に必要な専門知識とリソースを集約可能			複数の施設を設置・維持には重複リソースが必要となり、全体的なコストが増加する可能性
脆弱性		単一の集中型施設は、事故、自然災害、または悪意のある活動の標的となる可能性	複数施設による冗長性の確保により、いずれかの施設が故障した場合の影響軽減	
世論	適切に管理された単一施設であれば、核廃棄物の拡散への懸念軽減の可能性			地域社会は核廃棄物施設設置に抵抗する可能性があり、遅延や課題が生じる可能性
大量廃棄物の管理	選定すべき施設は少数（または1か所）	大量核廃棄物の1か所集中による、保管や潜在的な環境影響に関する懸念	分散型施設は地域の環境条件に合わせて設計できるため、リスク軽減の可能性	許認可手続きが長期化する可能性

8. 結論

SMR 設計者の主な関心は原子炉建屋とその主要システムおよび構成要素の設計にあり、廃棄物の問題についてはごく限られた範囲を除いてほとんど考慮されていない可能性が高い。文献には、原子炉炉心および解体

時に発生する廃棄物の管理に特化したデータがいくつか存在するが、操業廃棄物とその処理に関する情報はほとんどない。

Framatome 社は今後数年間、研究開発プログラムを継続し、SMR設計者と連携して概念研究を実施し、廃棄物管理の明確な道筋を確

立する計画である。目標は各 SMR タイプの固有のニーズを理解し、それに合わせた解決策を開発することである。SMR の運転・修理・保守・その後の廃止措置から生じる廃棄物の処理技術は、減容化、既存の廃棄物受入基準の達成、廃棄物処理ルートを確保できない廃棄物の発生回避、様々なモジュール構成から生じる廃棄物処理への柔軟性、拡張性、輸送用包装の標準化といった概念に基づいて選定されるべきである。

廃棄物管理技術の対象となる SMR モジュールの数に応じた集中管理方式を採用することで、少量の廃棄物をより経済的に処理し、

より良い結果を得ることができる。

水冷却炉について、解決策は既に存在し、数十年にわたる運転経験から恩恵を受けることができる。非水冷却炉の廃棄物管理に関して依然として不確実性が存在する。廃棄物処理の解決策を開発するために、設計者は、想定される物理的・化学的特性、物質の種類と量、耐用年数、廃棄物受入基準に関するデータを提供する必要がある。

利用可能な解決策は多数存在するため、廃棄物処理技術の開発段階のできるだけ早期に、設計者の見解と要望を把握することが非常に重要である。

参考文献

- 1) Daniele David, Klaus Buettner, Gilles Collas, Celine Boulet, “Waste Management for Small Modular Reactors: "Trying to Understand the Problem"– 25399”, WM2025 Conference, March 9-13, 2025, Phoenix, Arizona
- 2) L.M. Krall, A. M. MacFarlane, R.C. Ewing, “Nuclear waste from small modular reactors”, March 2022
- 3) Small Modular Reactor Catalogue 2024, supplement to IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), Edition October 2024
- 4) K. Buettner, R. Lehr, I. Beinert-Mertens, T. Fishedick, W. Schuch, C. Boulet, “Successful Start of the SPRINT Project for Spent Resin Treatment, Waste Management Conference 2024 - Paper 24367, March 2024
- 5) C. Boulet, “Waste Guideline Design Report”, FGF_PESW-G-2011-en-0073_B_FIN, Internal Framatome Document, October 2013
- 6) E. de Magny, M. Berte, “Fast Reactors Bulk Sodium Coolant Disposal NOAH Process Application”, Framatome Direction Novatome
- 7) “Attachment 4 Demonstration lead cooled fast reactors details: Westinghouse lead-cooled fast reactor”, Westinghouse Electric Company LLC, March 2016
- 8) B.J. Riley, J. McFarlane, G. D. DelCul, J.D. Vienna, C.I. Contescu, C. W. Forsberg, “Molten salt reactor waste and effluent management strategies: a review”, February 2019
- 9) M.S. Yao, R.P. Wang, Z.Y. Liu, X.D. He, J. Li, The helium purification system of the HTR-10, February 2002
- 10) K. Buettner, A. Erim, D. Kerr, A. Larsson, M. Pieraccini, E. Zaccai, “Incorporating Lessons Learned from Nuclear Waste Management and Decommissioning in SMR Design”, Decommissioning Working Group ? World Nuclear Association, March 2024

RANDEC News 第124号 (2026年3月)
世界の原子力発電所の廃止措置最新情報 (2026年3月末現在)

今期では、ベルギーではドゥール2号機、ティアンジュ1号機が恒久停止し、稼働中はドゥール4号機、ティアンジュ3号機の2基のみとなった。ロシアでは極北に立地するビリビノ2、3、4号機が恒久停止し、ビリビノは全機閉鎖された。台湾においても、唯一稼働中であった馬鞍山2号機が予定通り(2025年5月)運転終了し、これで全6基が恒久閉鎖した。

、	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	燃料取出し中	不明
4		ドゥール-2	1975/12/01～2025/11/30	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	燃料取出し了	不明
5		ティアンジュ-1	1975/10/01～2025/10/01	1009 MW	PWR	即時解体	燃料取出し準備中	不明
6		ティアンジュ-2	1983/06/01～2023/01/31	1055 MW	PWR	即時解体	燃料取出し了	不明
7	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	2032年
8		コズロドイ-2	1975/11/10～2002/12/31	440 MW	PWR			
9		コズロドイ-3	1981/01/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
10		コズロドイ-4	1982/06/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
11	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
12		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	
13		ジャンティイ-2	1982/12/04～2012/12/14	675 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
14		ロルフトンNDP-2	1962/10/01～1987/08/01	20 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
15		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	
16		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	
17		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	
18		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	
19	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
20		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	20224年 遅延中
21		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	2040年以降
22		シノン-A2	1965/02/24～1985/06/14	230 MW	GCR		部分解放済(ステージⅡ)	
23		シノン-A3	1966/08/04～1990/06/15	480 MW	GCR		安全貯蔵中から解体中	
24		マルクール-G2	1959/04/22～1980/02/02	43 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中(処分場開設待)	未定
25		マルクール-G3	1960/04/04～1984/06/20	43 MW	GCR	安全貯蔵		
26		モンダレ-EL4	1968/06/01～1985/07/31	75 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2041年
27		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
28		サンローラン-A2	1971/11/01～1992/05/27	530 MW	GCR	安全貯蔵		2028年
29		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)	2034年
30		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
31		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
32		フッセンハイム-2	1977/10/07～2020/06/29	920MW	PWR			

RANDEC News 第124号 (2026年3月)

、	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
33	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
34		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
35		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
36		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
37		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
36		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	
37		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
38		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
39		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
42		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
43		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
44		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
45		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
46		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
47		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
48		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
49		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
50		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
51		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
52		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
53		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
54		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
55		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
56		ビブリスB	1976/04/25～2011/08/06	1240 MW	PWR			
57		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
58		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
59		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
60		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
61		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
62		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
63		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
64		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
65		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
66		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
67		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
68		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
69	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
70		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
71		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
72		トリノ・ヴェルチェレッセ	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

RANDEC News 第124号 (2026年3月)

、	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
73	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
74		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
75		「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
76		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
77		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
78		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
79		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
80		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
81		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
82		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
83		福島第一6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100 MW	BWR	未定		
84		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
85		福島第二2号機	1984/02/03～2019/09/30	1101MW	BWR	遅延解体		
86		福島第二3号機	1985/06/21～2019/09/30	1102MW	BWR	遅延解体		
87		福島第二4号機	1987/08/25～2019/09/30	1103MW	BWR	遅延解体		
88		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
89		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
90		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	
91		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
92		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	
93		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
94		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	
95		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
96		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
97		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
98		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
99		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
100	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
101	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
102		月城1号機	1983/04/22～2019/12/24	683MW	PHWR	即時解体	廃止措置中	2035年
103	リトアニア	イグナリナ-1	1983/12/31～2004/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体	最終状態(Brown State)	2038年
104		イグナリナ-2	1987/08/20～2009/12/31	1300 MW	LWGR			
105	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
106	パキスタン	カラチ-1	1972/12/07～2021/08/01	100 MW	PHWR	遅延解体	安全貯蔵準備	不明

RANDEC News 第124号 (2026年3月)

、	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
107	ロシア (11基)	ベロヤルスク-1	1964/04/26～1983/01/01	108 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	不明
108		ベロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160 MW	LWGR			
109		ノボボロネジ-1	1964/12/31～1984/02/16	210 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
110		ノボボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365 MW	PWR			
111		ノボボロネジ-3	1972/06/29～2016/12/25	385 MW	PWR	不明	不明	不明
112		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
112		ビリビノ-1	1974/01/12～2019/01/14	12 MW	LWGR	遅延解体	廃止措置第一段階	2054年以降
113		ビリビノ-2	1975/02/01～2025/11/30	12 MW	LWGR	即時解体	廃止措置計画準備	
114		ビリビノ-3	1976/02/01～2025/12/18	12 MW	LWGR	即時解体	廃止措置計画準備	
115		ビリビノ-4	1977/01/01～2025/12/29	12 MW	LWGR	即時解体	廃止措置計画準備	
116		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
117		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
118	スロバキア	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
119		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
120	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
121		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
122		ボフニチェ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440 MW	PWR			
123	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
124		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	2027年～2028年初頭
125		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
126	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
127		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
128		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
129		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
130		バーセベック-2	1977/03/21～2005/05/31	615 MW	BWR			
131		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
132		リングハルス-2	1975/08・17～2019/12/31	900 MW	BWR	即時解体		
133	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
134		ミューレベルグ	1971/01/01～2019/12/30	380 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	2034年
135	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
136		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)
137		チェルノブイル-3	1982/08/27～2000/12/15	1000 MW	LWGR			
138		チェルノブイル-4	1984/03/26～1986/04/26	1000 MW	LWGR			

RANDEC News 第124号 (2026年3月)

、	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
139	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
140		パークレー 2	1962/10/20～1988/10/26	166 MW	GCR			
141		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
142		ブラッドウェル-2	1962/11/12～2002/03/30	146 MW	GCR			
143		コールダーホール-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
144		コールダーホール-2	1957/02/01～2003/03/31	60 MW	GCR			
145		コールダーホール-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
146		コールダーホール-4	1959/04/01～2003/03/31	60 MW	GCR			
147		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
148		ハンターストーン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173 Mw	GCR			
149		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
150		ハンターストーン-B2	1977/04/01～2022/01/07	644 MW	GCR			
151		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
152		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267 MW	GCR			
153		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
154		ヒンクレーポイント-B2	1976/09/27～2022/07/06	655 MW	GCR			
155		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
156		オールドベリー-A2	1968/04/06～2011/06/30	230 MW	GCR			
157		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
158		トロースフィニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	236 MW	GCR			
159		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
160		サイズウェル-A2	1966/09/15～2006/12/31	245 MW	GCR			
161		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
162		ダンジネス-A2	1965/12/30～2006/12/31	230 MW	GCR			
163		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
164		ダンジネス-B2	1989/04/01～2021/06/07	615 MW	GCR			
165		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
166		チャペルクロス-2	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
167		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
168		チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
169		ウィルファー-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
170		ウィルファー-2	1971/06/21～2012/04/25	550 MW	GCR			
171		ドンレーDFR	1962/10/01～1977/03/01	14 MW	FBR	即時解体	解体中	2022年
172		ドンレーPFR	1976/07/01～1994/03/31	250 MW	FBR	即時解体	解体中	2026年
173		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
174		ウインプリス SGHWR	1968/01/01～1990/09/11	100 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2042年

RANDEC News 第124号 (2026年3月)

、	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
175	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
176		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	
177		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
178		CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19 MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了
179		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
180		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
181		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
182		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
183		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
184		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
185		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
186		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
187		フンボルト・ペイ-3	1963/08/01～1976/07/02	65 MW	BWR	即時解体	サイト解放済	2021年完了
188		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
189		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
190		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
191		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
192		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
193		ミルストン-1	1971/03/01～1988/07/21	684 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (～2048年)	未定
194		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
195		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)
196		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
197		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
198		プエルトリコ ポーナス	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
199		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
200		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
201		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
202		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
203		SHIPPING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
204		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
205		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
206		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
207		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
208		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
209		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
210		ザイオン-2	1973/12/31～1996/09/19	1085 MW	PWR			廃止措置終了
211		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
212		キウオーニー	1974/6/16～2013/05/07	595 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2073年
213		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
214		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
215		ビルグリム	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
216		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

、	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
217	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
218		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
219		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
220		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)	2048年
221		馬鞍山-1	1984/07/27～2024/07/28	951 MW	PWR	即時解体	解体準備	2049年
222		馬鞍山-2	1985/05/18～2025/05/18	951 MW	PWR	即時解体	解体準備	2050年



ベルギー ドウール
(from Electrabel)



ベルギー ティアンジュ
(from WNN)



ロシア ビリビノ
(ROSATOM)



台湾 馬鞍山馬鞍山
(台湾電力)

委員会等参加報告

令和7年9月から令和8年3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ニング研究会	令和7年度 第7回～第11回研究会	澁谷 進	R7年11月21日 ～R8年3月19日
	令和7年度 運営委員会		R8年1月23日

総務部から

1. 人事異動

(以下 敬称略、令和7年11月1日付)

○理事

就任

岡田 融 (非常勤)

辞任

大塚 康介 (非常勤)

©RANDEC ニュース 第 124 号

発 行 日 : 令和 8 年 3 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。