

Radwaste and Decommissioning Center

RANDEC

Jan., 2020 No. 113

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター



理事長就任にあたってのご挨拶

(公財) 原子力バックエンド推進センター

理事長 泉田 龍男

令和元年6月に開催された理事会及び評議員会の決議により、菊池三郎前理事長からバトンを受けて泉田が新たに理事長に就任いたしました。

菊池三郎前理事長は、約13年間にわたって(公財)原子力バックエンド推進センター(RANDEC)を経営され、研究施設等廃棄物事業の立ち上げ準備、福島復興等に関するコンサルタント業務等に尽力されました。特に、日本原子力研究開発機構(原子力機構)、中央官庁、政界、電力関係者との幅広い交流に関しては余人に代えがたいものでありました。これまでの労に深く感謝申し上げます。

RANDECが推進する事業は、定款に記載の以下の4つの事業であります。

1. 研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業
2. 原子力バックエンドに係る調査研究
3. 原子力バックエンドに係る成果等の普及
4. 上記の業務遂行で蓄積されたノウハウ・知識の活用によるコンサルティング

これらの事業を公益的に推進することにより、我が国の科学技術及びエネルギー事業の振興に寄与していきたいと考えております。

特に、研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業は、RANDECの基幹事業であります。平成23年3月の東日本大震災とその後の東京電力福島第一原子力発電所の事故により原子力機構の廃棄物処分施設の立地活動が停滞を余儀なくされております。国策としての原子力施設の安全対策の強化という大方針により、発電所や再処理施設等の安全審査の見直しが行われている環境下では、新規の立地に対して候補となる地域の対応も慎重にならざるを得ないという状況が続いています。しかしながら、廃棄物処分施設は国益にかなう事業であり、必要不可欠な施設ですので、必ずや地域からの協力を得られるものと確信しています。

廃棄物処理事業は、大学・民間等の廃棄物発生事業者からの事業化の期待を大きく受けておりますが、上記のように原子力環境の大きな変動要因により大幅な遅延を余儀なくされております。本計画を継続していくためには、廃棄物発生事業者からのご支援が不可欠となっておりますので、今後ともご支援をお願い致します。

RANDEC ニュース目次

第 113 号（令和 2 年 1 月）

巻頭言 理事長就任にあたってのご挨拶

（公財）原子力バックエンド推進センター

理事長 泉田 龍男

第 32 回 原子力施設デコミッショニング技術講座の開催 1

情報管理部

原子力科学技術委員会・原子力バックエンド作業部会 4

廃棄物処理事業推進部

三者協及び廃棄体検討ワーキンググループの開催状況 6

廃棄物処理事業推進部

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

福島環境回復・復興に関わる講習会への講師派遣 7

企画部・総務部

外部機関の活動状況の紹介

日揮の原子力バックエンド分野における活動と技術開発 9

日揮株式会社 プロジェクトソリューション本部

チーフエンジニア 椋木 敦

バックエンド技術情報

1. 米国原子力発電所の低中レベル廃棄物管理の進歩 12

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

2. バーセベック 2 号機の原子炉内機器遠隔切断からの教訓 16

泉田 龍男

3. ユーロケミック再処理プラントにおける廃液貯蔵タンクの遠隔除染技術 19

技術開発部 渡士 克己

4. ドイツ再処理実証試験施設（WAK）の解体（高レベル放射性廃液施設の解体経験） 23

企画部 梶谷 幹男

5. 米国 TRU 廃棄物処分における廃棄体減容と低コスト化への方策	27
東海事務所 榎戸 裕二	
世界の原子力発電所の廃止措置最新情報	30
東海事務所 榎戸 裕二	
その他	
・委員会等参加報告	36
・総務部から（人事異動）	36

第 32 回 原子力施設デコミッショニング技術講座の開催

情報管理部

当センターは原子力施設の廃止措置技術の普及・啓発のため、標記の技術講座を毎年開催しています。32 回目を迎えた今回は特別講演として東京電力の福島第一原子力発電所における廃炉作業の現状について東京電力 HD（株）からご講演頂いたほか、発電所の廃止措置、発電所廃棄物及び研究施設等廃棄物の処分技術など 9 つの講演を行いました、各分野の専門家や廃止措置活動に携わっている技術者から現場の状況と今後の動向が示されました。当日は悪天候の中、多くの方々のご参加を頂き、活発な質疑・応答も行われて成功裏に講座を開催することができました。以下に、各講演の概要をまとめます。

特別講演では、福島第一廃炉推進カンパニーのプロジェクト計画部高橋正憲部長代理が廃炉に向けた中長期計画の 4 分野の作業の進捗と最新の状況について話されました。まず、汚染水対策の分野では、汚染水の浄化（汚染源の除去）や地下水流入対策の効果が上がり 4 年前に比し 1/3 程度に汚染は低減したこと、2020 年までに原子炉建屋外の建屋滞留水を除去できる見通しが立ったことを述べられた。燃料取り出しの分野では、1、2 号機での燃料取り出し準備を鋭意進めていること、3 号機では 19 年 4 月から取り出しを開始し 20 年度中の完了を予定している。燃料デブリ取り出しの分野では、1～3 号機の格納容器内の状況把握に努め燃料デブリ取り出し工法の実現性評価検討を続けていること、冠水方法が有効と考えられるが気中取出し工法の検討も行っておりその際のダスト飛散等の課題も調査している。廃棄物対策等の分野では、固体廃棄物を対象として当面 10 年間の廃棄物保管計画を策定し、サイトの利用計画や廃棄物の減容、処分方法もスコープに入れて処理施設の整備も行うとしている。最後に、サイトで日々働く作業者は 2015 年 3 月のピーク時から 19 年 8 月で半数の約 3,600 人に減少し作

業者の被ばくも低減され、作業環境も大きく改善されていることが紹介されました。

次に、日本原電（株）が手掛ける東海発電所及び敦賀発電所 1 号機の廃炉の取り組みについて立松篤廃止措置推進室長代理が講演されました。東海発電所については、これまでの廃止措置活動をレビューした後、No. 2 交換器に引き続き、No. 1 についても解体完了し、残る No. 3 と No. 4 の解体を進めている。固体廃棄物の発生と処分については、クリアランス可能なものを除く L3 廃棄物の 50 年間のサイト内処分方法が示された。廃止措置完了予定が 2030 年として従来より 5 年程度伸延（「原子炉安全貯蔵期間」の 5 年延長）するとのことである。一方、敦賀 1 号機に関しては 2017 年 2 月の廃止措置計画認可後の活動内容を紹介されました。廃止措置工程、BWR 炉の汚染の特徴、施設特性調査結果と廃止措置計画策定の関わり、発生する放射性廃棄物の量と区分、今後の規制等との関与に関してリスクの段階的減少に対応する「段階的アプローチ」の導入等の考え方を紹介されました。

原子力機構の「ふげん」の廃止措置に関しては、計画管理課中村保之マネージャーから講演を頂きました。ふげんの廃止措置の経緯と現状を紹介した後、今般認可された廃止措置計画変更と対応する設備の合理的運用について具体的がなされ、ふげんの廃止措置開始から 10 年以上を経て現状では不要となる設備の維持に係るリスクの低減を図る目的で行った今回の変更申請の認可により、プール水の除熱設備（海水系含む）はバックアップも含め不要となる。外部電源容量の見直し（275 kV → 77 kV）等である。それに伴う定期点検項目の削減が図られた。一方、重要なことは老朽化したインフラ、設備の補修や交換、新規設置等も廃止措置活動の基盤機能の維持・管理に必要であり、実施するとのことである。最終的な廃止措置完了の時期については変更なく令和 15～16 年頃としている。

発電所廃棄物の埋設処分の安全確保に関して戸田建設（株）の関口高志課長（現、日本原燃）からその方策について学会等での技術検討を踏まえ六ヶ所埋設センターをイメージして説明されました。同時に低レベル廃棄物（LLW）に関する処分先進国フィンランドの方策の特徴について説明されました。処分場の安全機能について、その確保の方法について、操業中（埋設作業中）のみならず300年後など長期的保管中の安全性の確保、処分のリスクに対してALARA、BATのルール適用について手順と相関性を説明されました。フィンランドの方策の特徴は一つのサイトに中低レベル廃棄物を一括処分し、人工バリアの役割が比較的小さいことである。反面、線量拘束値は日本より小さいが、発生確率や長期の核種放出量を指標としており、結果的に日本と同じ程度の安全評価となっていること、処分場の管理主体が国か事業者かの制度的な相

異も見られるとのポイントを示されました。

発電所以外の放射性廃棄物処分に関しては、原子力機構埋設事業センターの仲田久和副主任が講演されました。規制法改正で埋設事業者が廃棄体の受入れ基準を定め、運用することになる。機構は埋設事業許可を受けた後に受入れ基準を保安規定に定め原子力規制委員会の認可を受けることになるため機構は本検討を行った。一つは、固体廃棄物の固形化に係る基準、廃棄体内の空隙に係る基準、廃棄体の耐埋設加重に係る基準、埋設核種毎の最大放射能に係る受入れ基準及び廃棄物埋設処分地の安全機能を損なう恐れのある物質等に係る受入れ基準の各項目について検討結果が示された。一方、当センター三田敏男調査役からはウラン・トリウムを含む廃棄物の廃棄体としての放射能評価手法の開発内容について報告した。具体的には、既にドラム缶内のウランの非破壊高精度測定法として「等価モデル法」があるが、それを天然放射性元素トリウムに適用した成果についてまとめました。

次に、「どこに向かうのか、我が国の核燃料サイクル政策」と題して河田東海夫元核燃料サイクル開発機構理事の講演では、日本の核燃料サイクルの在り方、その中心に位置する Pu 利用の考え方、取るべき政策について紹介がありました。脱炭素社会、化石燃料の長期見通し、エネルギー自給率、再生エネルギーへの賦課金の急激な増大等に直面する日本のエネルギーとしては、「一定規模の」原子力発電が現実的であり、課題はあるが再処理、Pu 利用が基本となる。核燃料サイクル否定論の論点は、技術的妥当性や客観的分析を外れておりのことを説明された。また、再処理せず使用済燃料を直接処分する場合の課題は極めて大きく、日本での選択は

不可能とさえいえること、主要な原子力利用国で再処理路線から撤退したのは米国のみであること（カーター大統領命令）を力説されました。最後に、持続可能な原子力の実現に向けては、既に地上に累積するウランとプルトニウムだけで（新規ウラン資源や濃縮も不要）超長期の発電が可能であること、MA リサイクルにより高レベル廃棄物処分が可能となれば処分場負担軽減も可能であることを示された。

最後の講演は「国内外の原発の廃止措置の現状と今後の展望について」と題し当センターの渋谷進フェローが報告しました。はじめに、当センターがまとめた世界にける30年以上にわたる発電炉の廃止措置活動から学んだこと（Lesson Learned）を説明しました。廃炉の動向に関しては、米国、英国、フランス及びドイツの状況を、また、日本に関しては、東電福島第一発電所事故以降に廃炉となった

原発を含め20基程度が同時に廃止措置活動を進めた場合の廃棄物処分やクリアランス等に対する合理的枠組みや制度整備が遅れており現状に危機感を抱く人が多い。いわば、本来の廃炉の円滑な推進に必要な社会的カルチャーの未熟性が我が国では顕在化していることが示された。今後は、欧米の廃炉先進国の経験や困難・良い事例を基に効率的作業、規制機関との対話、放射性廃棄物管理、地域住民との信頼関係の構築を念頭に事前の計画、最終状態の事前の策定が廃止措置の成功の基盤であることを認識して行動する必要がある、と結びました。

今回の技術講座に際し、最新のデータや情報を綺麗なスライドで紹介された各講演者の方々に感謝いたします。また、各講演に最後まで真剣に拝聴され活発な議論にご参加頂いたことに主催者としてお礼申し上げます。来年も同時期に開催する予定です。

第32回 デコミッションング技術講座のプログラム（敬称略）

＜特別講演＞ 福島第一原子力発電所における廃炉作業の現状	高橋 正憲
1. 東海発電所及び敦賀発電所1号機における廃止措置の取組み	立松 篤
2. 「ふげん」の廃止措置状況と設備維持管理方法の見直しについて	中村 保之
3. 我が国における低レベル放射性廃棄物処分の安全確保の考え方と 北欧フィンランドとの比較	関口 高志
4. 原子力発電所以外の放射性廃棄物処分検討の概要	
① 研究施設等廃棄物の埋設事業における廃棄体の受入基準について	仲田 久和
② ウラン・トリウムを含む廃棄物の放射能評価手法の検討	三田 敏男
5. どこに向かうのか、我が国の核燃料サイクル政策	河田 東海夫
6. 国内外の原子力発電所の廃止措置現状と今後の展望	渋谷 進

原子力科学技術委員会・原子力バックエンド作業部会

廃棄物処理事業推進部

平成 30 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画において、多様な社会的要請の高まりを見据えた原子力関連技術のイノベーションの方針が謳われた。これを受け、原子力科学技術委員会は、研究開発や基盤、人材育成に係る課題に対して一体的・総合的に検討する必要があること、また、原子力研究開発機構（JAEA）における約 70 年間の廃止措置等、バックエンド対策は大きな課題であるとの認識のもと、効果的に課題への対応を検討するため、原子力科学技術委員会に設置する作業部会の見直し・大括り化を行った。

バックエンド関係では、これまでの「原子力施設廃止措置等作業部会」及び「研究施設等廃棄物作業部会」が、「原子力バックエンド作業部会¹⁾」に統合された。全体としては 7 作業部会が 3 作業部会に整理されている。

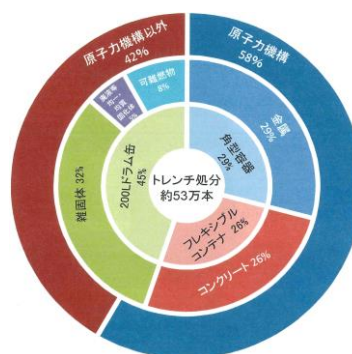
新生の原子力バックエンド作業部会（以下、作業部会）には、当センターからも委員 1 名が任命され、第 1 回は、令和元年 8 月 19 日に、第 2 回が 12 月 4 日に開催された。以下に、簡単に報告する²⁾。

1) 第 1 回作業部会

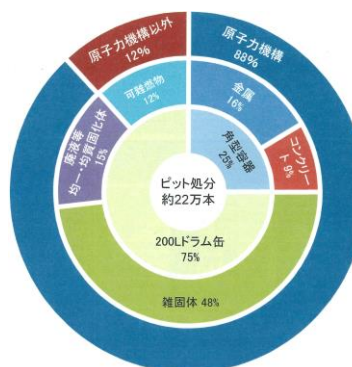
会議冒頭に、今回の作業部会統合に至った経緯、新生作業部会の委員構成などが事務局より報告された。議題としては、第 1 回目と云うことであり、旧作業部会のこれまでの活動の概要が紹介された後、JAEA からのバックエンド関連の最近の動向、廃棄物の埋設処分業務の実施状況が報告され、それに基づき、質疑応答・討議がなされた。

特記としては、バックエンド対策のマネジ

メント強化のため、バックエンド統括本部を新設し指揮系統の一本化を図ったこと、また、統括本部に企画部及び埋設事業センターを設けたこと。また、原子炉等規制法に基づき、原子力事業者等により廃止措置実施方針が公表されたことを受けて実施した廃棄物量調査の結果及び規制基準の改正方向を勘案して、埋設処分対象の廃棄体物量等の見直し、それに伴う総事業費の再検討を行ったことが挙げられる。下図に見直された廃棄体物量を示す（トレンチ処分約 53 万本、ピット処分約 22 万本）。



トレンチ処分



ピット処分

2) 第2回作業部会

議題として、JAEAにおける廃棄体処理の加速に向けた取り組み及び旧廃止措置等作業部会の中間まとめを踏まえたJAEAの取り組み状況、が取り上げられた。

前者は、第二種廃棄物埋設事業規則等の改正により、これまで仕様規定として定められていた廃棄体（固型化材料や容器等）や埋設施設に関する告示が廃止され、多種多様な性状の放射性廃棄物に柔軟に対応できる廃棄体等の製作及び埋設施設の設置が可能となることを受け、既に廃棄体化された廃棄物を対象に、処理及び処分プロセスを最適化し、処理の加速やコストの大幅な低減を目指す対策検討の取り組みの報告である。JAEAでは、以下の3点を検討課題とし、これまで複数回にわたり原子力規制委員会原子力機構バックエンド対策監視チームにおいて議論を実施している³⁾。

- ・可燃物の分別除去作業を不要又は軽減する対策
- ・有害物等の分別除去作業を不要又は軽減する対策
- ・放射能濃度評価に必要なサンプル分析作業を軽減する対策

これらの取り組みは、今後廃棄体化される予定の廃棄物にも波及する可能性も考えられるため、しっかりと取り組んで行くことを希望したい。

次の議題では、中間まとめでの提言等のうち「事業管理・マネジメント全般」に対する検討状況について報告された。

短期的視点として、

- [A] 研究開発とは分離した目標管理の検討
 - [B] JAEA内における研究開発部門と廃止措置部門の段階的分離の検討
 - [C] 複数年契約の試行的導入等の外注先企業との契約方法の見直し
- 中長期的視点として、
- [D] 現行の中長期計画期間を超える長期の目標設定、事業管理の枠組みの整備
 - [E] 廃止措置等で発生する放射性廃棄物処理、管理、処分の在り方の検討
 - [F] 廃止措置等に携わる人材確保対策の実施
 - [G] 複数年契約の試行的取組を踏まえたインセンティブ契約の在り方の検討

の7点について、質疑応答・討議がなされた。

議論のベースとなる共通的な問題認識は、現行の原子力機構法に基づく業務の中では、廃止措置等は研究開発業務の附帯業務とされ、研究開発関連業務と一体的に実施されていることある。世界の経験からすれば、廃止措置の安全かつ円滑・合理的な推進には、研究開発あるいは生産事業・行為とは独立した廃止措置実施体制の構築、いわゆる廃止措置マインドの醸成などが教訓として得られており、討議はこれらの点に集中した。

以上、簡単に作業部会における議論・検討状況を報告したが、当センターの立場からは、バックエンドの上流（廃止措置）と下流（廃棄物処理処分）が抱える相互に関連する課題が、同じ土俵の上で検討・議論されることで、研究施設等廃棄物の処分事業の加速化が図られることを期待したい。

1) 正式名称は、科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会 原子力バックエンド作業部会

2) 詳細は、以下の文部科学省ホームページを参照のこと

http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/099/index.htm

3) 原子力機構バックエンド対策監視チームのホームページを参照のこと

https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jaea_backend/index.html

三者協及び廃棄体検討ワーキンググループの開催状況

廃棄物処理事業推進部

1. 研究所等廃棄物連絡協議会（三者協）

三者協は、日本原子力研究開発機構（原子力機構）、日本アイソトープ協会及び当センターの三者で構成され、原子力機構が進める研究施設等廃棄物の埋設事業の進め方、事業計画、技術事項や廃棄物の集荷・貯蔵・処理の計画等について情報・意見交換を行い、処分事業の円滑な推進を図るものです。

令和元年 8 月 7 日に第 18 回三者協が開催された。議題は、①埋設処分業務の実施状況、②廃棄体検討 WG の実施状況、であった。①は炉規法関連の法改正に伴い、原子力施設の廃止措置に伴い発生する解体廃棄物量も含めた廃止措置実施方針を作成し公表することが義務づけられたことに伴う埋設処分対象見込み量の調査とその結果に対する施設の再検討や事業計画の変更等であり、②は第 13 回廃棄体検討 WG での結果報告であった。

2. 廃棄体検討ワーキンググループ

廃棄体検討ワーキンググループ（廃棄体検討 WG）は、平成 25 年度以降、三者協の下に設置され、廃棄体化処理を円滑に行い、着実に埋設処分を進めていくための検討を行っている。

(1) 第 13 回廃棄体検討 WG

7 月 30 日に開催され、①原子力規制委員会の原子力機構に関わる監視チームの再編で新設された原子力機構バックエンド対策監視チームが、「廃棄物処理の加速に向けた検討」を原子力機構に求めたことに対して、「廃棄物の合理的処理処分方策の基本的考え方」を検討している状況*、②「ピット処分及びトレンチ処分に係る規則等の改正」（当時パブリックコメント中）**の概要、についての説明等であった。

(2) 第 14 回廃棄体検討 WG

11 月 26 日に開催され、①文科省の原子力バックエンド作業部会（第 2 回）に関わる「原子力機構における廃棄物処理の加速に向けた検討状況」及び②「ピット処分及びトレンチ処分に係る規則等の改正概要」（当時パブリックコメント集計を完了した段階）**、についての報告とともに情報交換があった。

* その後、9 月 26 日に監視チームへの第 2 回目の検討状況報告があり、年内に報告書作成の予定である。

** 令和元年 7 月 18 日にパブリックコメントを開始し、12 月 5 日に原子力規制委員会規則第五号として公布された。

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

福島環境回復・復興に関わる講習会への講師派遣

企画部・総務部

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一原子力発電所（以下、T1F）の事故によっては広範囲に及ぶ環境汚染が発生した。直後から環境汚染の回復のための除染や除染等から生ずる放射性廃棄物への対策が開始され、その従事者養成のための各種の講習会が計画的に開催されてきた。当センターは、当初より講習会のテキスト作成や講師派遣などで、これらの活動に協力してきた。講習会の内容や開催実績、当センターの協力の詳細については、RANDEC ニュース No. 108（2018 年 2 月）において報告されている。

T1F 事故から 7 年後の平成 30 年 3 月に、環境省は、平成 29 年 3 月末に面的除染が概ね完了、多くの地域で避難指示が解除されたこと、また、平成 30 年 3 月までに、帰還困難区域を除き、すべての地域で面的除染が完了したことを踏まえ、除染事業の実施で得られた経験、知見、教訓を整理し、「東京電力福島第一原子力発電所事故により放出された放射性物質汚染の除染事業誌」（除染事業誌）を同年 3 月 23 日に公表した。また、福島県は、県内の帰還困難区域を除く全ての面的除染が、平成 30 年 3 月 19 日に終了したことを公表した（「市町村除染の取組み」平成 30 年 3 月）。

以上の状況により、福島県主催による除染等業務講習会は、令和元年度における業務従事者コース 2 回、現場監督者コース及び業務監理者コースそれぞれ 1 回の開催をもって終了することとなった。当センターでは、従来通り後者 2 コースの講習会に講師を派遣した。

現場監督者コースでは、講義 1 日のプログラム構成で、作業方法の決定と業務従事者の配置、除染等業務従事者に対する指揮の方法、異常時における措置等について講義した。



現場監督者コースの講習会

業務監理者コースは、同様に講義 1 日のプログラム構成で、放射性物質汚染対処特別措置法や関係ガイドライン、除染電離則、除染業務に係る技術指針に依って、市町村の行政支援に必要な基本的項目を始め、データ管理や除染等管理の流れ、放射線安全対策など実務事項について講義した。



業務監理者コースの講習会

いずれのコースにおいても、前述のように汚染状況重点調査区域における面的除染の終了を受け、講義内容には、現在計画的に進められている仮置き除去土壌の中間貯蔵施設への搬入の状況や仮置場所等の原状回復の状況などが盛り込まれた。

両コースのこれまでの実施期間、修了者の実績を下表に示す。

コース名	実施期間	修了者数
現場監督者	H24～R1	4,276名
業務監理者	H24～H25 H27～R1	2,265名

除染等業務講習会は、今年度で終了するが、これまでの当センターの活動が、福島県内における除染技術や放射線管理技術に関する人材基盤の整備や効率的な除染の実施による環境回復進展の一助になったとすれば幸いである。

一方、(公財)日本産業廃棄物処理振興センターが主催する、「放射性物質汚染廃棄物の処理に関する講習会」は、平成 23 年度から平成 30 年度までに福島県の主要市町村において年 2～3 回、計 18 回開催され、のべ約 1,000 名の受講者を数えている。今年度も開催は 1 回であるが実施された。

汚染レベルが 8,000 Bq/kg 以下の廃棄物(特定一般廃棄物または特定産業廃棄物)に

ついては、廃棄物処理法に基づいて、市町村や事業者等あるいはそれらから委託を受けた廃棄物処理業者等が処理することになる。このため、本講習会は、市町村又は事業者等から処理を受託して収集・運搬や処分を行う廃棄物処理業者等を主な対象として、特措法及び関係法令や関係ガイドライン等に基づき、放射性物質とその人体や環境への影響に関する基礎知識、放射性物質汚染廃棄物の処理に関する安全衛生管理に係る知識等について、幅広く理解してもらうことを目的に開催されている。



放射性廃棄物の処理に関する講習会

以上、これまでの 8 年間にわたる福島環境回復・復興に向けた講習会について概観した。講習会の開催に関しては大きな区切りを迎えたが、福島における復旧・復興活動はこれからも規模を大きくして継続する。当センターとしても微力ながらも、今後とも支援に取り組んで行く所存です。

外部機関の活動状況の紹介

日揮の原子力バックエンド分野における活動と技術開発

日揮株式会社 プロジェクトソリューション本部

チーフエンジニア 椋木 敦

1. 概要

日揮グループは、2019年10月にグループ経営体制の変更を実施し、持株会社体制へと移行した。これにより、日揮株式会社は、グループ全体の戦略立案及び事業会社の統括管理等を担う持株会社「日揮ホールディングス株式会社」となり、これまで取り組んできた事業のうち、海外オイル・ガス分野及び海外インフラ分野のプラント・施設のEPC(Engineering, Procurement, Construction)事業は「日揮グローバル株式会社」が遂行し、国内EPC事業は「日揮株式会社」(以下、日揮)が取り組むこととなった。

原子力分野を担当する「原子力ソリューション部」は、「日揮株式会社」の「プロジェクトソリューション本部」に所属する。

日揮は、使用済核燃料の再処理工場、原子力発電所の放射性廃棄物処理施設及び放射性廃棄物処分施設等の核燃料サイクル施設の設計・建設を通して我が国の原子力利用に貢献するとともに、東京電力福島第一原子力発電所の事故からの復興にも貢献しているが、今回はバックエンド分野を中心に実績と取り組みを紹介する。

2. 主要な業務及び実績

(1) 使用済燃料の再処理工場建設

日揮は、東海村の再処理施設をフランスSGN社と共同で設計・建設・試運転を実施した。また、低レベル系の廃液処理・貯蔵施設、アスファルト固化技術開発施設、高レベル廃

液貯蔵施設及び固体廃棄物貯蔵庫等、多くの施設を建設した実績を有するとともに、再処理工場の運転、保守にかかる作業経験を有している。

青森県六ヶ所村の再処理工場では、アクティブギャラリー(主に機器と機器を結ぶ配管が多数設置される配管分岐室)配管工事と高レベル濃縮廃液貯槽設備工事の実績を有する。

また、ガラス固化溶解炉の模擬試験、遠隔保守・解体設備試験及び運転訓練を行うことを目的としたガラス固化技術開発施設が2013年に完工されたが、日揮は機械、電気、付帯設備の設計・調達・建設役務を担当した(図1)。



図1 ガラス固化技術開発施設

(2) 原子力発電所から発生する放射性廃棄物処理設備

日揮は、原子力発電所から発生する放射性廃棄物を対象に多くの処理技術を有しており、①ろ過装置、②セメント固化、アスファルト固化並びにプラスチック固化等の固化装置並

びに③高温焼却炉を納入するとともに、④廃棄物処理施設を設計・建設した実績がある。

また、原子力発電所から日本原燃㈱の六ヶ所埋設センターに廃棄体を搬出するための搬出検査装置の納入実績も有する。

原子力発電所に保管されている高線量樹脂の処理法として、湿式分解法を開発中である。本処理方法では、鉄触媒存在下 H_2O_2 を作用させることで樹脂の有機成分を 99.9%以上酸化分解することができ、パイロット規模の分解試験及び実廃棄物を使用した実証試験も実施している（図 2）。

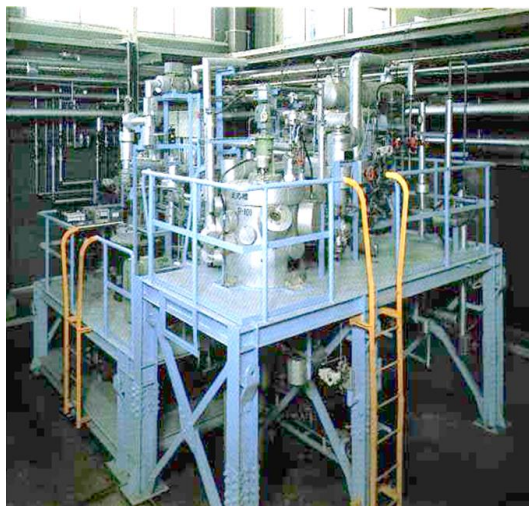


図 2 使用済樹脂分解パイロット試験装置

最近、放射性廃棄物の新固型化材料として、

ジオポリマーが注目されている。日揮も 2015 年から、ジオポリマーを使用した固型化技術の開発に着手した。基礎試験を通し、従来のセメントに比較して Cs 等の放射性物質の保持性能に優れること、結晶水（構造水）がないことから、水の放射線分解による水素発生を抑制できることを確認しており、実機化に向けた検討を進めている。

(3) 放射性廃棄物処分及び原子力施設廃止措置におけるソリューションの提供

原子力発電所や再処理施設等の放射性物質を取り扱う事業者にとって、廃止措置及び放射性廃棄物の管理（処理・処分）は、重要、かつ、喫緊の課題である。

日揮では、放射性廃棄物の処理施設、処分施設及び再処理施設の設計・建設等で培った知見・経験に基づき、放射性廃棄物処理・処分、原子力施設の廃止措置及び福島復興に関するソリューションサービスを展開している。

(a) 廃棄物特性評価・技術基準に関する技術支援

原子力発電所及び再処理施設の操業と解体時に発生する廃棄物の放射能評価、特性解析及び技術基準にかかわる検討、海外再処理廃棄物の仕様承認等において、技術面から事業者を支援している（図 3）。

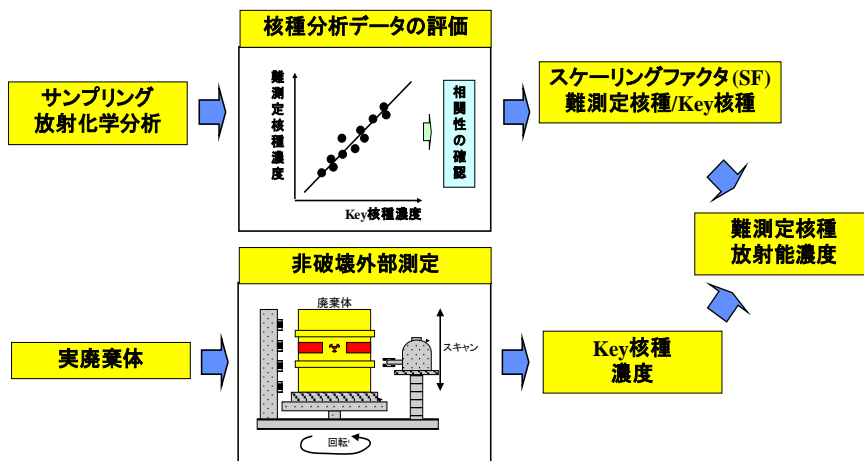


図 3 廃棄体放射能濃度決定方法の概要

(b) 日本原子力学会の学会標準に関する技術支援

日本原子力学会標準委員会は、原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、学会標準を発刊している。日揮は、学会原案を作成する各種分科会、専門部会及び標準委員会に参加し、これらの作成に貢献している。

(c) 低レベル放射性廃棄物処分に関する技術支援

放射性廃棄物埋設施設の基本要件検討をはじめ、廃棄体技術基準作成、事業許可申請の支援及び安全評価等を通じて、放射性廃棄物の処分に関する国内外の深い知見と経験を蓄積しており、放射性廃棄物処分に関する幅広い技術支援を実施している。

(4) 地層処分に関する技術支援

地層処分対象である高レベル放射性廃棄物（HLW）及び TRU 廃棄物等の施設概念、廃棄体閉じ込め技術、人工バリアの設計・ハンドリング技術及び安全性の検討を通じて、地層処分に関する研究開発に貢献している。

HLW については、人工バリアの特性試験、設計・製作及び実証試験を実施しており、機械装置として人工バリアの搬送定置装置の設計・製作、埋め戻し充填装置及び人工バリア回収装置の設計検討等を実施している（図 4）。



図 4 幌延実証試験施設（緩衝材定置装置）

TRU 廃棄物については、地層処分の安全評価において重要な放射性核種の一つである I-129 の長期閉じ込め技術として BPI ガラス固化技術を開発中である（図 5）。

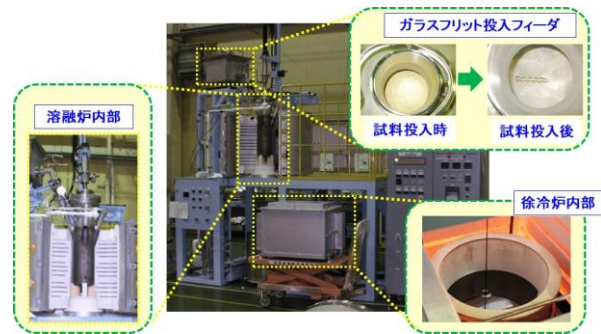


図 5 BPI ガラスパイロット試験装置

3. 研究開発施設

1984 年に茨城県大洗町に設立した技術研究所は、工学規模の実験を実施する研究設備と放射性同位元素（RI）を使用できる管理区域を有し、放射性廃棄物処理・処分関連技術の実証、実用化及び廃止措置に関わる R&D に取り組んでいる（図 6）。



図 6 大洗技術研究所の全景

バックエンド技術情報

1. 米国原子力発電所の低中レベル廃棄物管理の進歩

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

米国で毎年埋設されている商用原子力発電所（NPP）からの低中レベル廃棄物（L/ILW）の量は、前世紀の最後の 20 年間で劇的に減少した。廃棄物量は乾燥廃棄物（DAW）とウェット廃棄物の両方で、また、PWR と BWR とともに廃棄量が減少した。この埋設処分量削減の主な原動力は処分費用の増加であり、今世紀のバルク処分施設の出現は低レベル廃棄物の埋設費削減につながった。米国の規制緩和された電力市場に対応して NPP 運転費をさらに削減する努力は、処分費の削減と相まって、廃棄物量の削減とリサイクルへの意欲をそいだ。一方、廃棄物の最小化は引き続き費用効果が高いままである。本報告¹⁾は、米国での廃棄物削減の経緯をレビューし、NPP の現状について説明しているので、紹介する。

1. はじめに

1980 年には米国で 3 か所の L/ILW 処分場が稼働していた。3 サイトのうち、1990 年代まで、1 つのサイトは北西部のみにサービスを提供し、別のサイトはクラス A 廃棄物に制限されていた。このため、1980 年から 1998 年にかけて埋設処分費用が増加していた。

これらの埋設処分費用は主に処分量に基づくため、処分量削減が主要なコスト管理手段となった。図 1 と 2 に PWR と BWR の年間平均処分量の変化を示す。

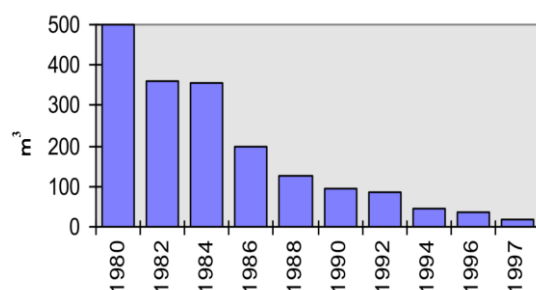


図 1 PWR 1 基当たりの処分 L/ILW 量

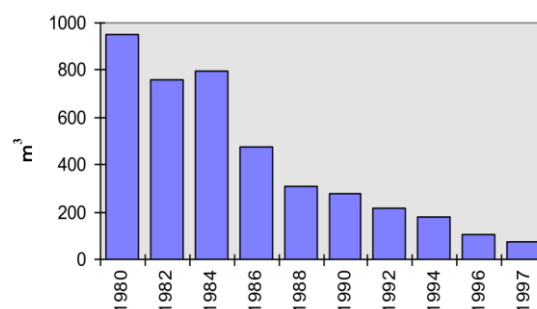


図 2 BWR 1 基当たりの処分 L/ILW 量

2. DAW 削減の段階

(1) 初期の DAW の削減

DAW を減らす最初の手段は、汚染物質からのクリーンな材料の分離と金属廃棄物の除染であり、放射線管理区域（RCA）への包装材の持ち込みを制限することが 1980 年代の最初の一步であった。"Green is clean"プログラムがほとんどの NPP で確立された。RCA の広い領域が調査され、緑色容器に収集された廃棄物は、調査後 9 割程度がクリーンとして放出され、DAW 埋設量を最大 50%削減し

た。この間、金属廃棄物は除染され、自由に放出された。

米国で最初のオフサイト商業廃棄物処理施設は、金属除染専用であった。1980年代には、多くの NPP がスリーマイル島事故対応で、燃料プールの再構築を図ったため、大量の金属廃棄物が発生した。

(2) プラスチック廃棄物の処理

米国の発電所には、防護服の洗濯に関する規定があり、表面汚染区域（CSA）で着用した布製カバーオール、ゴム手袋、ブーツは洗濯され、再利用された。一方、汚染防止のために、多くの使い捨てプラスチックが使用された。使い捨てプラスチックを梱包するために圧縮機が導入され、オフサイト超圧縮サービスも有効であった。圧縮梱包よりも焼却が低コストのため、塩ビ等の使用を制限した。

(3) DAW の最小化

DAW のオフサイト処理サービスは廃棄物処理量を大幅に削減したが、NPP コストを大幅には削減しなかった。1990年代のコスト削減の圧力により、NPP 経営者は廃棄物発生源の調査と発生済み廃棄物の処理業の取得を余儀なくされた。調査の結果、使い捨ての汚染物資が洗濯や再利用可能なものへ変換された。

この DAW の最小化は、米国の廃棄物量を削減するプロセスの後半で達成された。図 3 に DAW 削減の進化段階を示す。

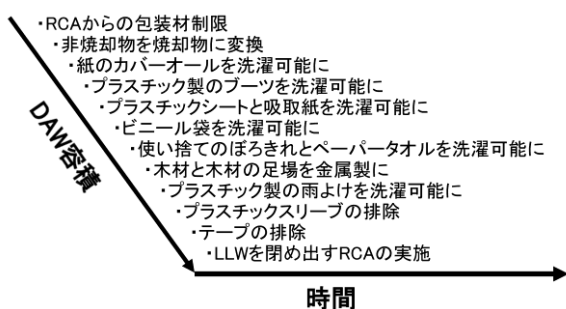


図 3 原子力プラントの
材料管理技術の進化

DAW 削減の主な要因は、NPP 全体の運転コストを削減し、収益を増加させようとする経済的な動機であり、DAW 最小化の主要な手段は使い捨ての汚染防止用品の使用制限であった。燃料交換による停止期間の短縮は、収益増加とコスト削減を達成する優れた方法であり、DAW の生成も少なくなる。この停止期間は、10 年前の 50～60 日から 30 日あまりに減少している。

米国で廃棄物量削減が非常に成功したため、原子力発電運転協会（INPO）は廃棄物処理量を性能指標とすることをやめた。今世紀ではどの程度の廃棄物処理を追求するかは経営判断になった。

米国における DAW 削減の歴史をレビューする他の国にとっての利点は、焼却可能な製品代替の段階を省略できることである。洗濯可能なアイテムの広範囲な使用に直接移行し、不必要な使い捨て汚染管理アイテムの使用を排除することにより、かなりの労力とコストを節約できる。

(4) 2000 年以降の DAW 管理

NPP 管理者は、発生する廃棄物量を削減するために、米国内で選択できる多くのオフサイト処理オプションがある。これを支援するため、電力研究所（EPRI）はコンピュータソフトウェアコードを開発した。このコードは、廃棄物処理オプションの経済分析を実行でき、廃棄物処理業者や処分場料金の評価用ビジネスツールとしても機能する。

今世紀、米国の乾燥地域に大量処分施設が出現したことにより、低レベル廃棄物の処分料金はコンテナ化処分施設料金の約 3 分の 1 に削減された。この結果、廃棄物の圧縮や焼却の意欲をそいだ。

また、EPRI は INPO が LLW 量の追跡を停止した空白を埋めるために、今世紀の NPP で発生した年間 DAW 量の追跡を開始した。

2008年以降、米国の平均年間DAW発生量は、BWRで70～100 ton、PWRで40～60 tonとなった。

3. ウェット廃棄物削減の段階

(1) 初期のウェット廃棄物削減

ウェット廃棄物処理量も同じ期間に削減された。最初は、使用済み樹脂のセメント固化を停止し、代わりにこの廃棄物を高性能容器で脱水することにより、ウェット廃棄物処理量が減少した。液体廃棄物の蒸発は、多くのNPPでろ過及びイオン交換システムに置き換えられた。

(2) イオン交換の改善

1980年代後半の選択的イオン交換媒体、ポリマー添加、分離層の使用により、放射性廃棄物処理システムでのイオン交換媒体の処理能力が大幅に向上し、使用済み処理媒体の量が減少した（図4）。

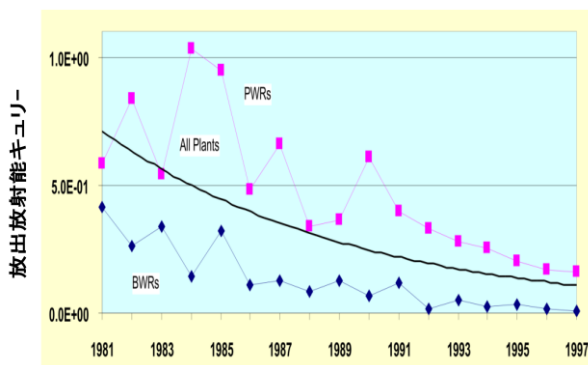


図4 原子炉から排出される水系混合廃棄物

放射性廃棄物処理システムへの液体投入量の削減も追求され、ウェット廃棄物量削減の取り組みは、ウェット廃棄物のオフサイト処理サービスの出現前に実施された。

(3) ウェット廃棄物の乾燥

放射性廃棄物蒸発器を運転し続けた NPP のいくつかは、1980年代半ばに廃棄物乾燥機を追加して濃縮物を粉末化したり、セメント

固化とビチューメン廃棄物を結合することにより、これらのユニットを増強した。オフサイトの蒸発サービスは、1990年代に米国で利用可能になった。

(4) 樹脂の熱分解

1990年代に、オフサイト処理業者でのウェット廃棄物の熱分解が米国で利用可能になった。この多くは、復水浄化及び放射性廃棄物処理システムからの低レベル樹脂に焦点を合わせていた。熱分解により、使用済み樹脂の埋設量を1/30に減らすことができる。多くのNPPは、現在、これらのオフサイト処理サービスを利用している。

(5) 改善されたるろ過

ろ過を改善することにより、さらにウェット廃棄物の削減が達成された。プレコートフィルターでは最小限のプレコートが適用され、実行時間の改善と廃棄物プレコート量が削減される。多くの廃棄物処理システムでは、層状炭素媒体フィルターベッドが使用され、イオン交換ベッドの上流のプレフィルターとして機能するだけでなく、イオン交換媒体を汚す可能性のある有機物も除去できる。

1990年代に、遠隔操作のシールドせん断機を使用した高活性カートリッジフィルターが採用され、このフィルターの廃棄量を1/4に減らすことができる。

(6) ウェット廃棄物削減の現段階

ウェット廃棄物削減に関して膜技術の適用が見られる。固体分離を改善するために、逆浸透膜又は限外フィルターの装置を設置している。膜分離の装置からの流出水はイオン交換床に送られ、排水全体の水質が改善される。

米国では高レベル樹脂は脱水され、2012年開設の処分場では高品質容器を必要としない。中低レベル樹脂も脱水され、多くのNPPではオフサイト熱処理により樹脂量を減らしている。コストを更に削減するために、複数

の発電所で樹脂削減の取り組みが実施されている。

今世紀、米国ではオフサイトフィルターの破砕とセメント固化が利用可能になったことにより、廃棄物量の削減だけでなく、低コストのクラス A 廃棄物が作られる。

DAW の管理と同様に、米国ではウェット廃棄物処理に多くのオプションがあり、EPRI の開発したソフトウェアコードがウェット廃棄物処理の評価等に使える。

4. 廃棄物の特性化

米国でのクラス B 及び C 廃棄物の処分料金はクラス A 廃棄物の 10 倍であるため、高レベル放射性廃棄物量を削減する大きな動機付けになる。

廃棄物の特性付けが過度に保守的であることは、非常に費用がかかることになる。過去のデータやスケールファクターの利用から、より詳細なデータを取得できる。この詳細データから、より正確な核種の放射濃度を得て、典型的には廃棄物クラスを低くすることができ、廃棄コストが削減される。

5. 結論

米国で埋設されている NPP からの L/ILW の量は、前世紀の最後の 20 年間で劇的に減少した。廃棄物量を削減するために、最小化手段（廃棄物の生成を回避するプロセス）と容積削減手段（生成された廃棄物の容積を低減する処理プロセス）の両方が採用されてい

る。

廃棄コストの増加は、米国の廃棄物削減の主な推進力となっている。規制緩和された電力市場に対応するために、全体の NPP 運転コストをさらに削減するという最近の圧力により、更なる廃棄物の削減がもたらされた。図 5 に設備利用率と年間 L/ILW 廃棄量の関係を示すが、設備利用率を高めることと廃棄物処理量の削減は関係が深い。自明であるが、燃料交換の期間が短くなると、収益が増加し、廃棄物の発生も少なくなる。

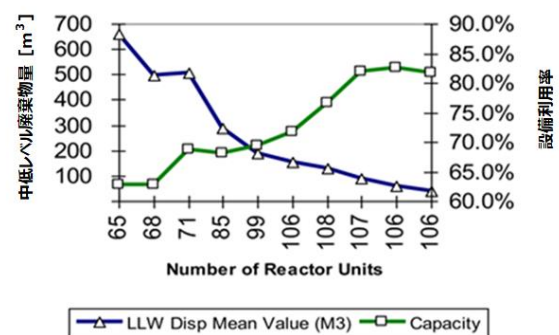


図 5 年間 LILW 廃棄物量と設備利用率

低中レベル廃棄物の処分費用は、そのような処分場を制限したいという一般の要望に基づいて高くなる。この高い処分コストは、廃棄物最小化の実践、廃棄物処理技術の著しい進歩、廃棄物管理の競争激化につながる。したがって、成熟した市場では、利己的な目に見えない手が、公益的な、低中レベル廃棄物を含むあらゆる種類の無駄を排除するよう努めている。

参考文献

- 1) C. C. Miller, “Progress in L/ILW Management at Operating NPP in the USA,” WM2019 Conference, March 3–7, 2019, Phoenix, Arizona, USA.

2. バーセベック 2 号機の原子炉内機器遠隔切断からの教訓

泉田 龍男

スウェーデンのバーセベック 1 & 2 号機は、原子炉の廃止措置が進行しており、原子炉内機器の解体も進められている。この作業はウエスチングハウス社が受注して進められており、バーセベック 2 号機での実施例が報告¹⁾されているので紹介する。

1. はじめに

ウエスチングハウス社は、バーセベック発電会社からバーセベック原子力発電所 1 & 2 号機の原子炉压力容器内部の全ての機器の解体切断を請け負った。この発電所は、ABB 社が設計した沸騰水型原子炉 (615 MW×2 基) であり、スウェーデン南部のマルモから 30 km に位置する。

1 号機は 1999 年 11 月に永久停止し、2 号機は 2005 年 5 月に運転停止した。バーセベック発電所は、スウェーデンで解体される最初の商業用原子炉である。本報では、2 号機サイトでの作業実施状況について報告する。

2. 作業範囲

ウエスチングハウス社の受注範囲は、炉内機器の水中切断と解体、事前検討と必要な機器の製作と許認可、切断物の廃棄物容器への移送、廃棄物容器のハンドリング、切断屑の捕捉及び切断作業中の水を清澄に保つためのフィルターシステム、さらには原子炉内機器のサンプリング (約 70 サンプル) である。

バーセベック 1 & 2 号機で切断されるべき炉内機器は以下である。

- ・ 蒸気乾燥器
- ・ 気水分離機
- ・ 炉心シュラウドカバー
- ・ 上部格子板
- ・ 炉心シュラウド

- ・ 底部炉心シュラウド
- ・ 試験サンプル用移送管
- ・ 給水スパージャー
- ・ 炉心スプレースパージャー集合体
- ・ 炉心スプレー管
- ・ ホウ素注入管
- ・ 制御棒案内管
- ・ 燃料チャンネル
- ・ 中性子検出器案内管
- ・ 計装用プラグ

これらの解体作業は 2016 年に開始された。

3. 施設内の物流

バーセベック 2 号機の原子炉キャビティは炉内機器貯蔵用プール (SPI) に近接している。そのため、このプールが切断作業の実施場所として選択された。このプールは、作業時における機器操作者の放射線遮蔽に十分な深さを有している。切断機器のメンテナンス、修理及び除染用のスペースは、原子炉フロアーに設けられた。そこには、修理とオーバーホールを容易に実行できる特別なスタンドが設けられた。

廃棄物収納コンテナには、内容積 5.4 m³ と 7.5 m³ の容器が使用された。これらは廃棄物の放射能レベルに応じたものであり、スウェーデンでの廃棄物収納プロセスとして承認されたものである。廃棄物の収納は、切断に使用されたハンドリング装置が用いられた。

切断片が容器内で満杯になると、廃棄物容器に移してプール内から撤去される。これは施設内の中間貯蔵建屋に移送される。

切断作業開始前に以下の養生が実施された。重量物の制御不能な落下事故によるプール内張りの破損リスクを低減するために、鉄製の防御版が床面に設置された。また、原子炉プールへの破片の侵入を防ぐために異物混入防止用障壁が設けられた。

4. 原子炉内機器の切断

原子炉内から抜き取った機器は、貯蔵用プール内の回転テーブルに1個ずつ静置した後に、多種類の切断機器で切断される。切断機器はディスクソー、バンドソー、せん断機器などである。切断片はバスケットもしくはコンテナに収納される。

蒸気乾燥器（SD）の切断には、スエーデンやフィンランドでの実施経験に基づきディスクソーが使用されたが、複雑な形状に対応するために種々の設置機器が検討された。工程短縮のために、SDと制御棒案内管（CRGT）が並行して切断された。CRGTは最初ディスクソーで5分割した後、減容のためにパンチングマシンで縦方向に切断される。図1にCRGTとSDの切断と収納の状況を示す。

CRGTとSDの作業終了後に、気水分離器と連結した原子炉シュラウドカバー（CSC）が原子炉から移送される。気水分離器が分解された後に、CSCが工作機械用スタンドとともにターンテーブル上に設置される。このスタンド上にCSCを設置して切断作業を行うが、その前にノズル管が切断除去される。ノズル管の切断終了後に、CSCは炉心スプレーシステム（CSS）を受け入れるために上下反転された。この重量物の反転作業は困難な作業であった。CSCとCSSはバンドソーとせん断機器で切断された。

5. 廃棄物管理

初期の事前検討時に想定した種々のデータは、切断作業中に採取した多くのサンプルデータで検証された。サンプルの分析データと初期の想定データが比較され、初期の計画が適正であることを確認した。切断物は適切な廃棄物コンテナに収納される。図3に原子炉建屋から移動している廃棄物コンテナの状況を示す。

現在の時点でバーセベック2号機の炉内機器全てが切断され、総計2176個の切断片が収納された。切断長は約1,500 mに及ぶ。

6. 切断用機器の撤去とプールの清掃

切断作業で生じる切断屑は、それぞれの作業中に除去が行われているが、最終的なSPIのクリーニングは、切断機器がSPIから撤去された後に実施された。切断用機器は、高圧水洗浄で行われた。必要があれば、除染剤で拭き取られる。プールの底に堆積した切断屑の塊は、特殊なスコップ状の工具で除去され、最終的なクリーニングは水中での吸引装置を用いて実施された。

バーセベック2号機で使用された切断用等の切断機器はコンテナに収納してバーセベック1号機に運ばれて、2018年1月から同様の作業に使われる。

7. 結論

バーセベック2号機での厳しいプロジェクトから多くの教訓が得られた。最も重要な教訓を以下に記す。

- ・顧客との良きコミュニケーションが、良き支援をもたらし、信頼が増大する。
- ・3-Dモデルに基づく詳細な切断計画と収納計画が、実際の切断作業を円滑に進めるために必要である。
- ・炉内機器の切断には機械的な切断が有

効であり、プール内の視界が良く維持された。

- ・サイトで再組立て可能なフレキシブルな工作機械が非常に有効である。

ウェスチングハウス社は、ドイツとスウェー

デンで精力的に炉内機器の解体切断業務を実施している。これらのプロジェクトでは、ディスクソーを中心とした機械的切断が多用され、成功裏に進捗している模様。

我が国もこれから原子炉解体が開始されるが、きわめて参考になる事例と思われる。

参考文献

- 1) T. Dahl, P. Segerud and J. Boucau, “Lessons Learned from the Remote Reactor Vessel Internals Segmentation at Barsebäck 2,” WM 2018 Conference, March 18 - 22, 2018, Phoenix, Arizona, USA.

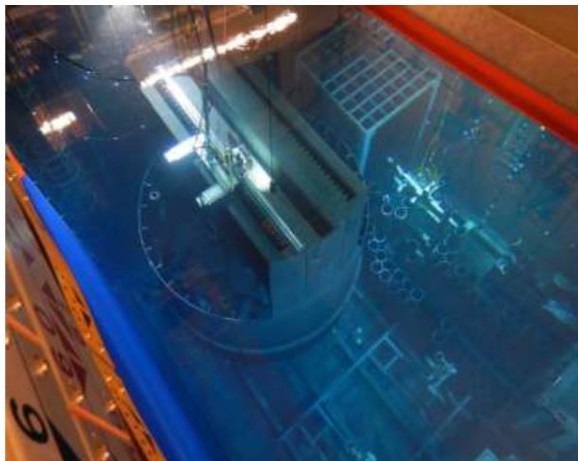


図 1 蒸気乾燥器（SD）と制御棒案内管（CRGT）の同時切断作業

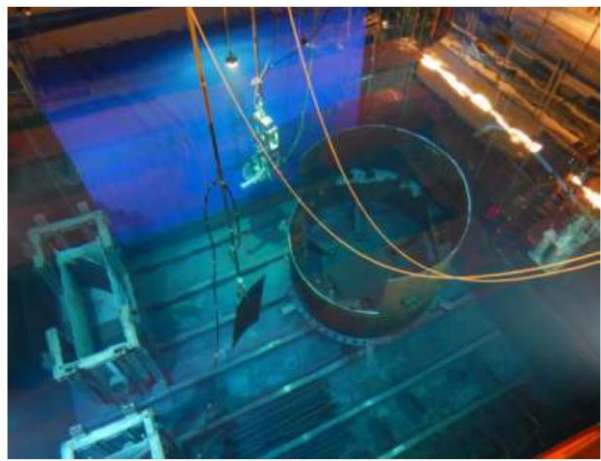


図 2 炉心シュラウドの切断作業



図 3 廃棄物容器の移送状況

3. ユーロケミック再処理プラントにおける 廃液貯蔵タンクの遠隔除染技術

技術開発部 渡士 克己

ユーロケミック（Eurochemic）再処理プラントでは、発電用原子炉の燃料の処理から高レベル廃液約 50 m³、研究炉燃料から約 850 m³の廃液が発生し、それぞれ横置きタンク 2 基及び縦置きタンク 1 基に貯蔵されていた。これらのタンクが設置されているセルの線量率は高く、汚染されたセル壁・タンク表面、及びタンク内に放射性堆積物が存在するため、廃止措置を可能とする除染技術の調査と選定が必要となった。これらのタンクの遠隔除染装置が報告¹⁾されたので、紹介する。

1. ユーロケミックの概要

ユーロケミック再処理プラントは、欧州 13 か国で構成する合弁会社が所有・運転していたが、1974 年末に運転を停止し、1978 年にベルギー政府へプラントの所有権の移管が決定された。その後、ONDRAF/NIRAS（ベルギー放射性廃棄物・濃縮核分裂性物質管理機関）に管理が引き継がれた。ONDRAF/NIRAS は独立した子会社の民間企業としてベルゴプロセス社を設立し、プラントの維持、廃棄物の処理、貯蔵等の業務を行うようにし、1986 年末に廃止措置が決定された。

ユーロケミックで生じた核分裂生成物の溶液が 1986 年にガラス固化されるまで、3 つのタンクに貯蔵されてきた。105X と 122X のセルにある高レベル液体放射性廃棄物の貯蔵に使用されていたこれらのタンク（図 1）は、1980 年代に処理液のガラス固化後に洗浄した。しかし、これらの容器には、塩の形で放射性物質の残留物がまだかなり含まれており、貯蔵容器から残留物を除去する必要があった。残留物除去後、除染され、その後廃棄された。

1986 年から 1992 年にかけて行われたユーロケミックのタンクの化学的洗浄は成功裏に終了したが、線量率はまだ高く、事前の遠隔

除染なしでは広範囲の生体遮蔽を必要とした。

除染技術の特徴として、汚染表面積が広いこと、大量の固体不溶性沈殿物の存在、タンク及びセルには除染や解体のための設備の設置がないこと、さらに、放射性残留物質に関する情報には限界があったことが挙げられる。

ベルゴプロセス社と ONDRAF/NIRAS は、廃棄物の物量最小化に重点を置き、廃棄物処理の合理化のために、下記項目を掲げた。

- ・放射性核種の拡散を最小限に抑える
- ・放射性廃棄物の生成を最小限に抑える
- ・有価部品のリサイクルと再利用の最適化
- ・処理技術選定による放射性廃棄物量低減

1992 年に、一層の効率的な化学的除染方法がないことから、費用便益評価に基づいて化学的除染の中止が決定された。他のタンクの除染経験から、高圧水噴射は、廃棄物の量を最小限に抑えながら金属表面から放射性汚染物質を除去するのに非常に効果的であることが示されたことを受け、この方法の採用が決まった。

2. 除染技術の選択

高圧水噴射による湿式除染では、高圧水を貯蔵タンクの壁に噴射して、放射性粒子を除

去し、水に再懸濁させる。生成された液体排出物を汲み上げて放射性粒子は収集される。

高圧噴射が最適手法であるが、全ての残留物の除去・収集のためには、機械的除染方法も取り入れる必要がある。放射能レベルを下げるができないセルの一部の除染や、貯蔵タンクの壁から汚染粒子を除去する目的で機械的除染が使われた。機械的除染で除去された固形廃棄物は、収集し容器に収容された。

化学的除染や機械的除染の後、タンクの放射能レベルがまだ高すぎて作業に取り掛かれないときには、ゲルを用いた化学的方法によって除染した。

全ての除染作業では、専用に設計・製作された昇降装置を用いて、遠隔制御によって必要な種々の工具等をタンクに入れることができた。操作と監視は、操作室及び監視室から行った。

3. 複雑な環境に適合させるシナリオ

現場環境は複雑であり、実際の除染作業を念頭に、手段を複数準備した。主要な手順を下に記す。

- ・ 介入セルの構築及び貯蔵タンクへのアクセス穴に関する準備作業
- ・ タンク（優先的に2つの縦置きタンク）の遠隔除染をまず行い、内部配管及び機器を撤去した。除染中に生成されたる過液を再循環するため、予備の保管タンクを準備した。
- ・ 縦置きタンクの除染
- ・ 貯蔵タンクの実際の廃止措置

4. 汎用性の高い作業エリアの設計

最初の技術的課題は、作業領域を準備することであった。実際、操作員が作業しているタンクセルの上の格納容器（介入セル）の建設に加えて、この介入セルからタンクへの気

密アクセスが必要であり、複雑なエリアを通過する必要がある。

介入セルが構築されると、タンクセルコンクリートの最適な場所にアクセス穴を開けた。その後、これらの穴への保護シャフトを設置し、挿入機器の配置期間中コンクリートが汚染されるのを防いだ。

準備期間中の技術的な課題は、種々の配管やエアダクトがタンク上部のスペースを横切っており、タンク上部へのアクセスが遮断されており、配管とエアダクトを切断する必要があったことである。これらの一部は継続して使用する必要があり、シールして切断する必要があった。タンク上部へのアクセスを開く作業は、遠隔起動装置を用いて、介入セルで作業員が行った（図2）。

タンク上部へのアクセス道が開くと、シャフトがアクセス穴に挿入され、掘削機を使用して、壁に開口部を作成する。

タンク容量が大きく、除染作業の選択肢の拡大、挿入機器の大きさ制限への柔軟性確保から、縦置きタンク上部に二つのアクセス穴が作成され（中央穴と1つの補助穴）、横置きタンクでは、その中央、東側、西側に各々1つの穴を準備した（図3）。

さらに、操作の柔軟性を考慮して、セルの配置を考えた。すなわち、機器の保管エリア、各アクセス穴上の遠隔制御昇降装置、エアロック、トランスファー扉、出し入れを可能にする気密トランスファーシステムなどの考慮や、操作員、機器、固形廃棄物や試料の出口が検討課題であった。すべての介入セルにカメラと窓を設置し、制御室とセル外の両方から操作を監視できるようにした。

生体遮蔽はセル壁及び機器（シャフトとそのシールド）に機能を持たせ、操作員による介入セルでの作業を可能とした。

5. 機器セットの選定

機器設計の技術的課題は、作業実施可能な高さの確保、アクセス穴に挿入する装置の大きさなど、さまざまな妥協点を見つけることであった。

このため、道具を持ち上げて操作する前提で製作された装置類は伸縮マストで作られている。タンクの底に到達するのに十分な長さ、あらゆる方向にさまざまな装置を持ち上げて操作できるロボット腕（図 4 及び図 5）を採用した。これによって、タンク内のほぼどこでも除染装置を使用できる。

6. 貯蔵タンク内部配管の切断

タンク内には、取り外さなければならないタンクドームから吊り下げられた配管、主に冷却コイルが含まれている。縦置きタンクでは、配管は約 10 m の高さに吊るされており、セル内での人間の手作業が複雑になる。タンク内の配管を除去すると、除染の効率が向上するので、横置きタンクでは高さが制限されているが、タンク内部の配管も撤去した。縦置きタンクでは、切削工具をロボット腕で直接持ち上げて処理することができないため、これらの配管を取り外すのは簡単ではない。専用の吊り下げ装置を開発して対応した。

水平容器の場合、配管切断操作はロボット腕で直接持ち上げて操作できるので、相対的に軽い切断装置で実行可能であり、吊り下げ装置は水平容器では使用されなかった。

貯蔵タンクの高圧水噴射による除染作業に使用される主な機器は、位置を固定してあらゆる方向に 360° の高圧水による除染が可能な多方向稼働洗浄ヘッドである。ヘッド

には 2 つの回転式噴射ノズルが装備されており、ウインチ（図 6）によってタンクに挿入される。流量 300 ℓ/min、1.000 bar の水圧は、3.5 m の距離から表面を処理するのに最も効率的であった。

これに加えて、ロボット腕に取り付けられた一方向高圧ジェットノズルを用いて、例えばホットスポットが見つかった場所など、一部の表面を局所的に処理することが可能である。この二次的なノズルには、300 bar の圧力と 80 ℓ/min の流量の水が供給される。

生成される液体排出物は、いくつかのハイドロサイクロンを使用してポンプで送られ、ろ過される。縦置きタンクの大きさから、ポンピングはカスタムポンプで行われる。高圧噴射によって生成される排水の量は 250 m³ 未満と推定された。

湿式除染後、ブラッシングなどの追加の機械的除染が行われた。その後、残留物を収集し、バスケットなどでタンクから排出された。

7. まとめ

事前の調査研究によって高圧水噴射が最適な除染技術として選択され、使用した結果、その機能が実証された。しかし、機械的除染で補完し、タンク内の残留物を収集し、湿式除染では十分に除染できない箇所を処理する必要のあることが分かった。調査・研究中に、縦置きタンクの内部配管の遠隔切断技術の準備が必要であることが分かった。

得られた経験として、除染の進行に応じて最適な手順を提供できるのは操作員の分析と専門知識のみであることが明らかとなった。

参考文献

1) Bart Eerdekens, Pierre van der Heyden, Willem Notelteir, Marnix Braekeveldt and Gunter Van Zaelen, “Remote Decontamination of the Storage Vessels in Building 105X and 122X at the Belgoprocess Site,” KONTEC 2017-0006.

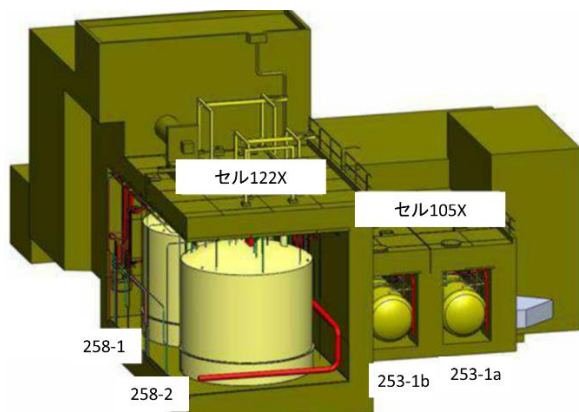


図 1 除染する貯蔵タンク

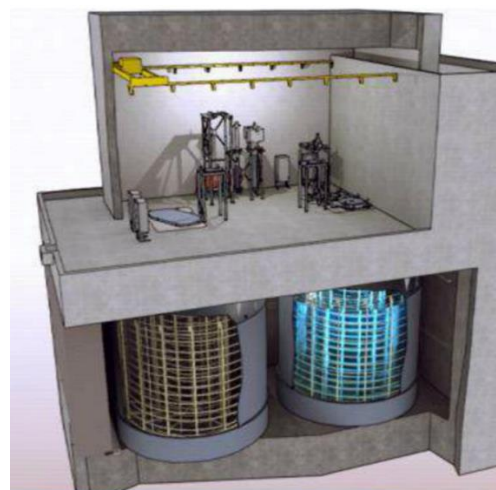


図 2 タンク上部の介入セル

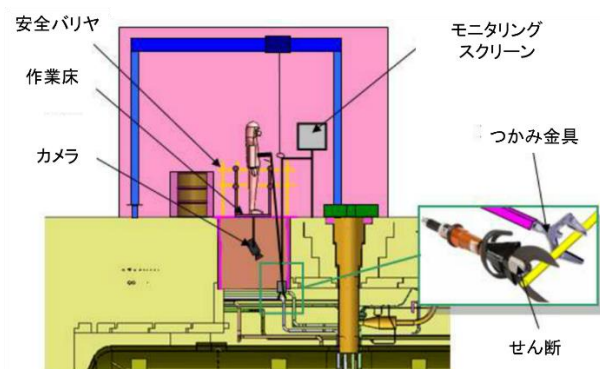


図 3 横置きタンクへのアクセス穴

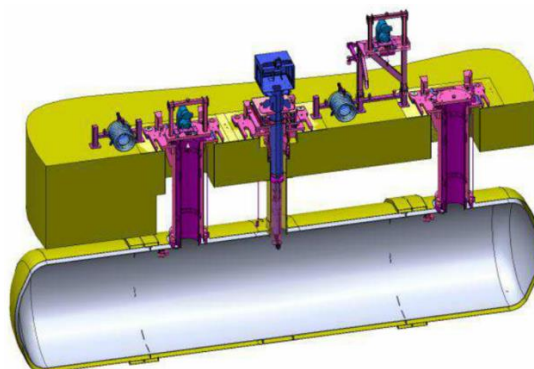


図 4 タンク上部の配管切断

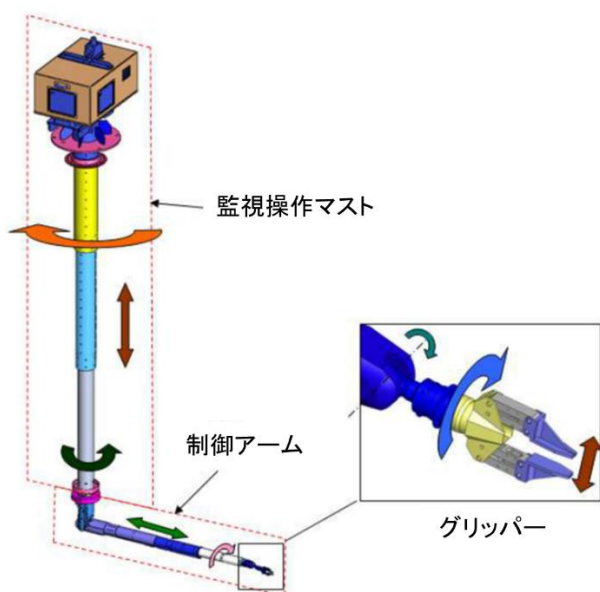


図 5 器具操作用装置

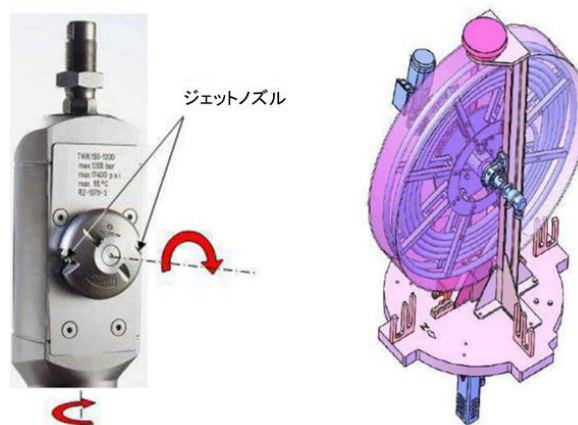


図 6 洗浄ヘッドとウインチ

4. ドイツ再処理実証試験施設（WAK）の解体 （高レベル放射性廃液施設の解体経験）

企画部 梶谷 幹男

ドイツ再処理実証試験施設（WAK）は、カールスルーエ原子力工学研究所（KfK 後に FZK）に 1971 年建設開始、約 20 年間の稼働後、1991 年から解体を実施している。現在、最終段階の跡地の緑地化に向けて進行中である¹⁾。ドイツ連邦政府の政策変更等により施設活用の変遷を経ているが、多くの技術的解体実績を蓄積しており、その概要を報告する。

1. はじめに

WAK 施設は 1967 年に FZK 敷地に燃焼度 20,000～25,000 MWd/tU の使用済燃料を年間 35 t 処理する規模で計画された。この施設は、1971 年に建設を開始し 4 年後に稼働した。20 年間に研究炉用燃料、6 基の発電炉用燃料を 208 t（HM）再処理し、1991 年 6 月に操業を終了した。WAK は、ドイツ再処理会社（DWK）が経営を、また、WAK-BG が施設運転を担当し、総括責任は FZK が担った。この施設には、高レベル廃液の貯蔵建屋

（HWL）と貯蔵・蒸発建屋（LAVA）があり、LAVA の 2 基のタンクには、60 m³ の高レベル廃液が貯蔵されていた（図 1）。この廃液の放射能インベントリは約 8×10¹⁷ Bq あり、これらの廃液をガラス固化する必要があった。そのために、新たにガラス固化設備（VEK）を設置し、処理を行った。WAK 施設の解体は増設した VEK を含めて、表 1 に示すように 6 ステップの計画で、1991 年から開始し、当初は 2005 年に終了し、2009 年には緑地化される予定であった。

表 1 解体ステップ 1～6 とその内容^{3)、4)}

解体ステップ（実施時期）	概 要
ステップ 1（1991～1994）	・保守・点検作業軽減のため、不要な補助設備の解体
ステップ 2（1995～1999）	・接近可能なエリアのプロセス装置の手動・遠隔による解体
ステップ 3（2000～2016）	<ul style="list-style-type: none"> ・主要処理建屋にあるプロセス・補助設備の解体 ・主な部屋・セルの除染と管理区域の解除 ・主要プロセス建屋から高レベル廃液貯蔵施設の分離 ・高レベル廃液分析のため、90 t 遮へいの新マニプレーターを LAVA 建屋に設置 ・残留した高レベル廃液固化のため、ガラス固化設備（VEK）を設置・稼働
ステップ 4（2010～2011）	・高レベル廃液固化後に、高レベル廃液を含む建屋（HWL と LAVA）及び VEK の規制解除
ステップ 5（2008～2019 予定）	<ul style="list-style-type: none"> ・手動・遠隔による HWL、LAVA、VEK の解体 ・全ての部屋とセルの除染と管理区域の解除
ステップ 6（2019～2023 予定）	・全ての設備・建屋の解体撤去と緑地化

2. 許認可について

今回の解体ステップ5の許認可はドイツ連邦政府から2011年12月に得られた。本工程は高レベル廃液を含む建屋（HWLとLAVA）

とVEKを含む施設の解体が中心である。

LAVAにある3基の高汚染セルL3、L4、L5の遠隔自動解体工事が大きな課題であった（図1、表2）。

表2 解体設備の実測放射線量率（L3、L4、L5セル実測値）¹⁾

設備・機器名	セル番号	最大線量率 (Sv/h)	高中低の 線量区分
タンク	L3	70	高レベル
通常タンク	L3、L4、L5	1	高レベル
廃液移送配管	L4	0.4	中レベル
オフガス移送管	L3、L4、L5	0.2	中レベル
オフガスクラバー	L5	0.1	低レベル
蒸発缶	L4	0.001	低レベル

3. 特殊作業と放射線管理

- 1) セル上部からの垂直遠隔解体工法により高レベル線量域で遮蔽ボックスに人が入っての手動解体作業、汚染機器の撤去、排気系設備機器の撤去等を実施した。
- 2) 最初に高レベル廃液の貯蔵建屋にクレーンホールの確保と自由作業空間を確保した。
- 3) 中央制御室に遠隔監視用のビデオ装置を複数設置した。また、クレーン設置とともに遠隔解体用のマスターコントロールロボット装置を整備した（図2、図3）。
- 4) 4基の遮蔽セル及びVEKガラス溶解炉のオフガス排気系や後工程まで使用する換気空調設備は、高線量汚染系統であり解体工事が難題であった。拡散する二次汚染散防止の対策も重要であった。

4. 解体工事の実態

- 1) WAK解体工事は6ステップで実施され、コスト予定は3300MDKであった。解体方

法は①遠隔自動解体、②半遠隔自動解体、③手動解体の3方法である。作業環境は0.5 mSv/h以下の空間線量率を維持し、年間許容線量は20 mSv/y以下を厳守した。実績は許容値の1/5の4 mSv/y・人に留まった。

2) 事前の①遠隔自動機器使用・モックアップ機器訓練、②詳細な作業内容を計画し担当者の習熟度向上、が重要となる。③解体用治具使用、金属部品切断は機械切断法、せん断切断法、金属板切断機法の利用の組み合わせ、熱切断方法は使用が限定された。

④汚染 80 mmφ配管の遠隔切断には油圧せん断機を使用している。

3) 処理工程の建屋には、①高線量域で解体作業に垂直型遠隔装置（ロボット）を設置、②セルホール内の床に3 m高クレーンの設置、③50/5 kg型ホイスト・自由度8の双腕型マニプレーターを設置、④切断には油圧せん断機を使用、⑤除染にはダイヤモンド・ディスク・グラインダ、ハックスナーを使用、⑥セル水平型遠隔解体法の機器

やクローラ型削岩機も使用。

4) 作業チームは、①大型マニプレーター担当技術者、②監視カメラ 2 台以上の運用・道具類担当調整者、③クレーン運転・廃棄物ドラム缶移送・廃棄物収納と移送担当技術者の 3 名で構成した。

5) 廃棄物量

廃棄物の概要は固体廃棄物 55,000 t、液体廃棄物 3,200 m³、ガラス固化キャニスタ 130 本、雑固体廃棄物 75,000 t が発生廃棄物であった³⁾、⁴⁾。

5. むすび

解体工事の遂行には当初の計画内容の充実が重要である。

廃止措置開始前に実施すべき項目は、①施設の総放射能インベントリの把握。②最大放射線量率の測定・区域把握、線量マップ解析。③解体終了時までオフガス系の換気・空調機能の持続的な運転。④遠隔機器等の開発・活用によるモックアップ実証訓練を実施し技能習熟を行う。⑤廃棄物等の貯蔵保管施設を確保。⑥放射線サービス部門は未解体施設へ移す。



図 1 WAK 施設の解体ステップ 5 の解体建屋 (HWL と LAVA)²⁾



(a) 電動マニプレーターシステム



(b) 遠隔解体設備機器（垂直型遠隔装置作動中）

図 2 解体装置の例¹⁾



(a) 遠隔自動解体装置



(b) カメラ監視・制御モニター

図 3 監視カメラシステム組み込みの遠隔解体作動映像³⁾

参考文献

- 1) Volker Engelbrecht, Daniel Friedrich, et al., "Dismantling of HLLW Process Installations of the German Reprocessing Facility (WAK) – Progress and First Experiences in Hot Application of Remote Techniques," WM2017 Conference, March 5-9 2017, Phoenix, AZ.
- 2) K. J. Birringer, J. Fleish, et al., "Concept for Dismantling the HLLW Treatment Facility on the Former WAK Reprocessing Site," WM'07, Feb. 25-March 1, 2007, Tucson, AZ.
- 3) Klaus Heger, Karl Josef Birringer, et al., "Lessons Learned with the Dismantling of the Karlsruhe Reprocessing Plant WAK," IDS 2000, June 13-16, 2000, Knoxville, TN,.
- 4) J. Dux, Beata Eisenmann, et al., "Decommissioning and Dismantling of Prototype Reactors and Fuel Cycle Facilities at the German Karlsruhe Site – Progress and New Challenges," WM2010 Conference, March 7-11, 2010, Phenix, AZ.

5. 米国 TRU 廃棄物処分における廃棄体減容と低コスト化への方策

東海事務所 榎戸 裕二

TRU 核種を含む廃棄物は“PVC（塩化ビニール）バッグ等で密封”し、安全な内容器と必要に応じて遮蔽機能を有する外側容器に収納し、基本的には中レベル廃棄物として浅地中処分とは別に地層処分場に埋設される。現在、欧米では、TRU 廃棄物も含め、中レベル廃棄物処分場の設計・建設が進められているが、米国の DOE 所管の WIPP 処分場では既に TRU 廃棄物を受け入れている。WIPP 処分場では、現時点で収容能力 176,000 m³ の半分以上が埋設され、その大半を占める PVC バッグで密封された CH (Contact Handled: 遠隔操作を必要としない) 廃棄物に代わる、新規の密封方式による処分場の早期の満杯を回避する代替技術の開発・適用が提案¹⁾されているので以下にその概要を述べる。

1. はじめに

WIPP 処分場 (Waste Isolation Pilot Plant) の TRU 廃棄物とは、原子番号 92 以上で α 線放出核種を含む半減期 20 年以上の 100 nCi/g 以上の放射能の廃棄物をいう。現在、CH 廃棄物は予定領域の 96% を占め、RH 廃棄物 (Remote Handled: 遠隔操作する) は 4% に過ぎない。一方、“PVC バッグアウト”方式は産業界で経験のある確実な方法ではあるが、内部被ばく防止上の防護服、マスクの着用を必要とし作業中のニアミスはよく起こり、また、作業員の被ばくは無視できないため、作業には熟練者が従事することになっている。このため、LANL (ロスアラモス) 研究所がバッグのない TRU 廃棄物移動システムの検討を始め、国の輸送基準や処分場の安全要件に適合したうえで、WIPP へのドラム缶数量の極小化の実現を図った。なお、我が国でも原子力研究開発機構等の TRU 核種を扱う施設では TRU 廃棄物には PVC バッグが用いられている。

2. CRL 社製の RTP の構造と廃棄物コンテナの装脱着手順

図 1 に CRL 社 (Central Research Laboratories) の開発した RTP (Rapid Transfer Port: 迅速移送ポート) による TRU 廃棄物コンテナの GB (グローブボックス) 壁面ポートへの取り付け、取り外し及び GB 内のダブルドアの動作方式を示す。

- ① ダブルドアの一枚を廃棄物コンテナのフランジ内に持つコンテナ (空又は廃棄物装荷) を壁面ポートに取り付け、ハンドルで固定する。
- ② 外部操作でコンテナのフランジ部のダブルカバーは GB 内部のポートドアに移動したダブルカバー内の一枚と一体になりコンテナから引き離されて GB 内に引き込まれる (コンテナと GB は行き来可能となり内容物の装脱着が可能)。
- ③ GB 内のダブルドアを手動で閉める (蓋をする)、外部からダブルドアを切り離す操作 (レバー操作) で切り離す。
- ④ コンテナ側のダブルドア一枚がコンテナのフランジ部に固定し、コンテナの密封性が担保される。ポートは別の一枚のダブルドアで密封性が確保される。
- ⑤ 最後にコンテナを GB から脱着する。

3. WIPP 輸送及び処分用 200 ℓドラム缶への 収納

対象となる TRU 廃棄物は、民間施設と軍施設から今後施設解体で発生する多量の廃棄物に加え、WIPP の CH 及び RH 廃棄物の受入れ基準が絶えず変更されることに伴い詰め替えを必要とする多くのものがある。DOE ではこれらの廃棄物を 200 ℓドラム缶に高密度で充填しドラム缶の発生量の大幅な低減を図る。図 2 には、GB で集められ処理された TRU 廃棄物を装荷したコンテナの内容物をドラム缶に収納する方法を示す。GB から取り出された廃棄物は GB 床に定置されたダブルドア用フランジが取り付けられた 200 ℓドラム缶に収納する。ドラム缶の脱着は作業員 1 名で 3 分ほど実施できるため、時間短縮と線源から近距離の手作業でできる本方法では ALALA 指針に従った最小線量率での作業ができる。LANL の経験では、バッグ等を使用しない TRU 廃棄体への変更によって少なくとも 20% の廃棄物容量の低減ができている。

4. CRL 社製廃棄物ドラム缶輸送システム (WDTS) の安全性について

ドラム缶内壁のライニングは、内部の密封性を効果的に保つ唯一の層である。ドラム缶の蓋となる部分には気体の拡散性の高い HEPA ベントフィルターが取り付けられてい

る (図 3)。廃棄体に求められる要件は、ドラム缶ライニングの密閉性、ライニングには高い水素の拡散係数を有することであり、バッグアウトした廃棄物を収納したドラム缶以上に大部分の廃棄物に対して可燃性ガスの蓄積を回避できる能力がある。また、ドラム缶のライニングが有機物質であっても廃棄体を最大の崩壊熱限度及び核分裂性物の最大等価質量のまでの廃棄物量を収納しても廃棄体要件が確保される。このように Pu-238 に汚染された大型の有機物質、デブリ廃棄物、核分裂性物質のドラム缶内濃度を最大にできるため WIPP に送るドラム缶数の低減が可能となる。

5. 費用と効果

LANL の評価では、WIPP ドラム缶の廃棄体製造、廃棄体確認等のコスト (設備費は除く) は \$13,000 である。CRL 社のフィルター付ドラム缶コスト、従来の PVC バッグアウト費用が約 \$180 に対して、\$1,200 でありかなり高価ではある。しかし、WDTS において使用されるドラム缶のコストは高価であるが、WIPP で検査、輸送、廃棄体確認費用も含めドラム缶数を大きく削減できること及び WIPP 施設を拡張しない分のコスト減をも考慮すれば、本法の費用低減効果は極めて大きい。これまで DOE などにおいて WIPP 処分場拡張のコスト評価がされていないのはこのためである。

参考文献

- 1) S.D. Chunglo and P. Carson, "WIPP Space Faces TRU Waste Disposal Limits: The Volume Reducin Solution," WM 2018, March 18-22, 2018, Phenix, Arizona.

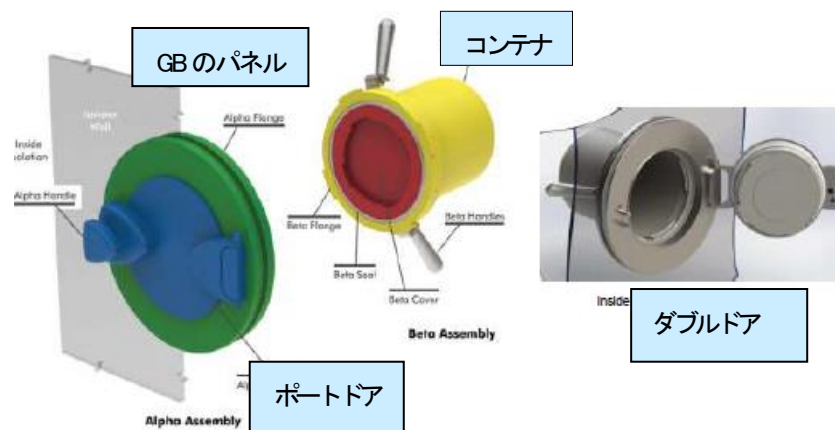


図 1 Rapid Transfer Port (迅速移送ポート) の概念図

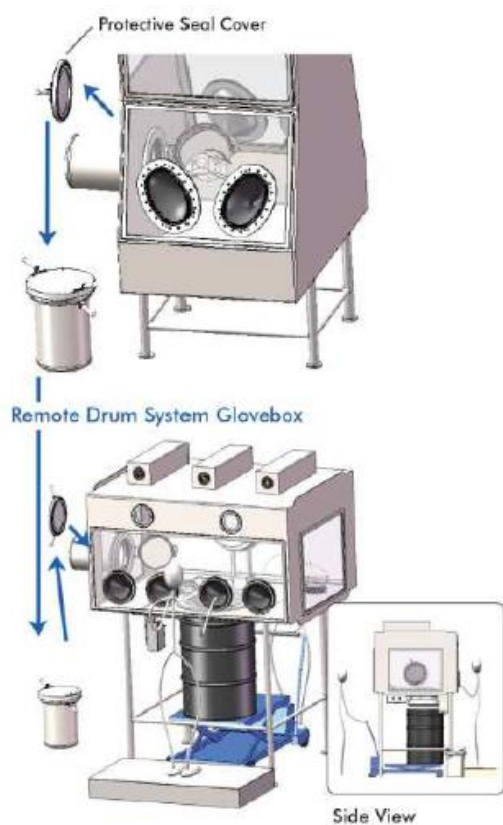


図 3 WDTS (TRU 廃棄物ドラム缶輸送システム) の概念図

図 2 廃棄物コンテナの取扱いイメージ

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報 (2019年11月末現在)

東海事務所 榎戸 裕二

九州電力は玄海発電所2号機 (PWR: 出力55.9万kW) の廃炉を2019年2月に決定し、4月廃止措置計画書を原子力規制庁に提出した。新基準への適合が敷地スペースの関係で難しく運転継続の経済性等を総合的に判断した結果とされる。東北電力女川原子力発電所1号機の廃止措置計画書は2019年7月提出された。女川1号機の廃止措置費用は約419億円、玄海2号機は約355億円である。2019年11月末時点での日本の廃炉数は23基となった。海外では、米国のTMI-1号機 (PWR: 出力926MW) が2019年9月20日に、また、スウェーデンのリングハル発電所-2号機 (PWR: 出力900MW) が2019年12月17日に恒久運転停止する予定となっている。この結果、世界の恒久運転停止した原発総数は11月末現在で178基 (台湾含む) となった。なお、今報告から台湾の廃止措置プラント情報を追加する。

	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	解体中	2020年
3	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	2035年
4		コズロドイ-2	1975/11/10～2002/12/31	440 MW	PWR			
5		コズロドイ-3	1981/01/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
6		コズロドイ-4	1982/06/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
7	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
8		ジェンティリ-1	1972/05/01～1977/06/01	266 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
9		ジェンティリ-2	1982/12/04～2012/12/14	675 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	
10		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	
11		ピッカリング-A2	1971/10/06～2007/05/28	542 MW	PHWR	安全貯蔵	停止中	
12		ピッカリング-A3	1972/05/03～2008/10/31	542 MW	PHWR	安全貯蔵	停止中	
13		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	
14		ショ-ーA	1967/04/15～1991/10/30	320 MW	PWR	安全貯蔵	解体中 (2014年～)	
15	フランス 12基	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	2019年
16		シノン-A2	1965/02/24～1985/06/14	230 MW	GCR		部分解放済 (ステージII)	2027年
17		シノン-A3	1966/08/04～1990/06/15	480 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中から解体中	2026年
18		マルケール-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)	未定
19		マルケール-G3	1960/04/04～1984/06/20	43 MW	GCR			
20		モンダレー-EL4	1968/06/01～1985/07/31	75 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2025年
21		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
22		サンローラン-A2	1971/11/01～1992/05/27	530 MW	GCR		安全貯蔵から解体中	2028年
23	ドイツ 29基	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
24		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年以前
25		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
26		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
27		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
28		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
29		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
30		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

	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
31	ドイツ	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
32		グンドレミンゲン(KRB-B)	1984/07/19～2017/12/31	1344 MW	BWR	未定	未定	未定
33		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	2013年
34		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
35		カールスルーエKNK-II	1979/03/03～1991/08/23	20 MW	LMFBR	即時解体	解体中	2019年
36		カールスルーエMZFR	1966/12/19～1984/05/03	57 MW	PHWR	即時解体	解体中	2016年
37		リンゲン(KWL)	1968/10/01～1979/01/05	268 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2013年迄の25年間)	解体予定
38		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	解体中	2015年
39		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
40		ラインスベルグ	1966/10/11～1990/06/01	70 MW	PWR	即時解体	解体中	2016年
41		シュターデ	1972/05/19～2003/11/14	672 MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
42		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)	2015年
43		ヴェルガッゼン	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
44		オビリッヒハイム	1969/03/31～2005/05/11	357 MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
45		ビブリスA	1974/08/25～2011/08/06	1167 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
46		ビブリスB	1976/04/25～2011/08/06	1240 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
47		ブルンスビュッテル	1976/07/13～2011/08/06	771 MW	BWR	即時解体	廃止措置計画認可	2028年
48		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
49		クリュンメル	1983/09/28～2011/08/06	1346 MW	BWR	即時解体	廃止措置計画認可	未定
50		ネッカー・ヴァーストハイム1	1976/06/03～2011/08/06	785 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
51		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
52		ウンター・ヴェーザー	1978/09/29～2011/08/06	1345 MW	PWR	未定	未定	未定
53		グラウフェンラインフェルト	1981/12/30～2015/06/27	1345 MW	PWR	未定	未定	未定
54	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	2016年
55		ガリアーノ	1964/06/01～1982/03/01	160 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2022年
56		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
57		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	2014年
58	日本 23基	動力試験炉(JPDR)	1963/10/26～1976/03/18	13 MW	BWR	即時解体	廃止措置終了	1996年完了
59		東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166 MW	GCR	即時解体	解体中	2020年
60		「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165 MW	HWLWR	即時解体	解体中	2033年
61		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
62		浜岡発電所2号機	1987/11/29～2009/01/30	840 MW	BWR	即時解体		
63		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
64		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
65		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
66		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
67		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
68		福島第一6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100 MW	BWR	未定		未定
69		敦賀発電所1号機	1969/11/16～2015/04/27	357 MW	BWR	即時解体	廃止措置第一段階	2016～2039頃
70		美浜発電所1号機	1970/08/08～2015/04/27	340 MW	PWR	即時解体	廃止措置第一段階	2016～2045頃
71		美浜発電所2号機	1972/04/21～2015/04/27	500 MW	PWR	即時解体	廃止措置第一段階	2016～2045頃

	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	大飯発電所1号機	1979/03/27～2017/12/22	117.5MW	PWR	即時解体	廃止措置計画書提出	認可日～2048年頃
73		大飯発電所2号機	1979/12/05～2017/12/22	117.5MW	PWR	即時解体	廃止措置計画書提出	認可日～2048年頃
74		玄海発電所1号機	1975/02/14～2015/04/27	559 MW	PWR	即時解体	廃止措置第一段階	2016～2044頃
75		玄海発電所2号機	1981/03/30～2019/04/09	559 MW	PWR	未定	廃止措置計画準備	未定
76		島根発電所1号機	1973/12/02～2015/04/30	460 MW	BWR	即時解体	廃止措置第一段階	～2045年頃
77		伊方発電所1号機	1977/09/30～2016/05/10	566 MW	PWR	即時解体	廃止措置第一段階	～2045年頃
78		伊方発電所2号機	1982/03/19～2018/05/23	566 MW	PWR	即時解体	廃止措置計画提出	～2058年頃
79		もんじゅ	1994/04/～2016/12/21	280 MW	FBR	即時解体	廃止措置中	～2047年頃
80	カザフスタン	女川発電所1号機	1984/06/01～2018/12/21	524 MW	BWR	未定	廃止措置計画準備	未定
81		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
82	韓国	古里1号機	1977/06/26～2017/07末	607 MW	PWR	即時解体	2022年頃から解体予定	未定
83		イグナリア-1	1983/12/31～2004/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体	運転停止	未定
84	リトアニア	イグナリナ-2	1987/08/20～2009/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体	安全貯蔵中	2045年以降
85		ドーテバルト	1969/03/26～1997/03/26	60 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	不明
86	ロシア	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
87		ベロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
88		ノボロネジ-1	1964/12/31～1984/02/16	210 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
89		ノボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
90		ノボロネジ-3	1972/06/29～2016/12/25	385 MW	PWR	不明	不明	不明
91		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
92	スロバキア	ボフニチエ-A1	1972/12/25～1977/02/22	143 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
93		ボフニチエ-V1-1	1980/04/01～2006/12/31	440 MW	PWR	即時解体	解体中	2025年
94		ボフニチエ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2035年
95		バンデロス-1	1972/05/06～1989/10/19	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2016年
96	スペイン	ホセ・ガブレラ-1	1968/07/14～2006/04/30	150 MW	PWR	安全貯蔵	未定	未定
97		サンタマリアデルガロニャ	1971/03/02～2013/07/31	466 MW	BWR	未定	安全貯蔵から解体へ移行	2029年完了
98	スウェーデン	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
99		オスカーシヤム-1	1971/08/19～2017/06/19	492 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
100		オスカーシヤム-2	1974/10/02～2016/12/22	661 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
101		バーセベック-1	1975/07/01～1999/11/30	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵	2029年完了
102	スイス	バーセベック-2	1977/03/21～2005/05/31	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵	1994年完了
103		リングハルス-2	1975/05～	900 MW	BWR	即時解体	廃止措置終了	1994年完了
104	ウクライナ	ルーセン	1968/01/29～1969/01/21	6 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2040年頃
105		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	解体、敷地除染修復 (2046～2065年)
106	イギリス	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)	2070年まで安全貯蔵、79年解体完了
107		チェルノブイル-3	1982/08/27～2000/12/15	1000 MW	LWGR	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
108	イギリス	チェルノブイル-4	1984/03/26～1986/04/26	1000 MW	LWGR	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
109		バークレー-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
110		バークレー-2	1962/10/20～1988/10/26	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

	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
111	イギリス (40基)	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
112		ブラッドウェル-2	1962/11/12～2002/03/30	146 MW	GCR			
113		コールドハーロー-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
114		コールドハーロー-2	1957/02/01～2003/03/31	60 MW	GCR			
115		コールドハーロー-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
116		コールドハーロー-4	1959/04/01～2003/03/31	60 MW	GCR			
117		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
118		ハンターストーン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173 Mw	GCR			
119		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
120		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267 MW	GCR			
121		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
122		オールドベリー A2	1968/04/06～2011/06/30	230 MW	GCR	安全貯蔵		
123		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
124		トロースフィニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	236 MW	GCR			
125		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
126		サイズウェル-A2	1966/09/15～2006/12/31	245 MW	GCR			
127		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
128		ダンジネス-A2	1965/12/30～2006/12/31	230 MW	GCR			
129		チャペルクロス-1	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
130		チャペルクロス-2	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
131		チャペルクロス-3	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
132		チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
133		ウイルファア-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
134		ウイルファア-2	1971/06/21～2012/04/25	550 MW	GCR			
135		ドンレーDFR	1962/10/01～1977/03/01	14 MW	FBR	即時解体	解体中	2022年
136		ドンレーPFR	1976/07/01～1994/03/31	250 MW	FBR	即時解体	解体中	2026年
137		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
138		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
139	アメリカ (38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のみ)	2007年完了
140		GE バレントス	1957/10/19～1963/12/09	24 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2019年完了
141		クリスタルリバー-3	1977/03/13～2013/02/20	890 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2076年
142		CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19 MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了
143		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年完了
144		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
145		エンリコ・フェルミ-1	1966/08/05～1972/09/22	65 MW	FBR	安全貯蔵	解体中	
146		EBR-II	1965/01/01～1994/09/01	20 MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
147		ハンフォードN原子炉	1966/04/01～1988/02/01	860 MW	LWGR	安全貯蔵	ISS(蘭化)方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体

	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
148	アメリカ	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のみ)	1997年完了
149		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のみ)	2007年完了
150		ハーラム	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
151		ファンボルト・ベイ-3	1963/08/01～1976/07/02	65 MW	BWR	即時解体	解体中	
152		インデアン・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 解体予定)	2026年完了
153		ラクロス	1969/11/07～1987/04/30	53 MW	BWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	2026年完了予定
154		メインヤンキー	1972/12/28～1996/12/06	900 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵中	2005年完了
155		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	未定
156		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年完了予定
157		パスファインダー	1966/07/02～1967/10/01	66 MW	BWR	安全貯蔵	サイト解放済	2007年完了
158		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年以降予定
159		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
160		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
161		ランチョセコ-1	1975/04/17～1989/06/07	917 MW	PWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSI及びLLW貯蔵のみ)	2009年完了
162		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)	2030年完了
163		サンオノフレ-2	1982/09/20～2013/06/12	1127 MW	PWR	即時解体	PSDAR (廃止 措置計画書) 提出	2034年完了
164		サンオノフレ-3	1983/09/25～2013/06/13	1128 MW	PWR	即時解体	PSDAR (廃止 措置計画書) 提出	2034年完了
165		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
166	台湾	ショ-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
167		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年完了予定
168		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
169		トロ-ジャン	1976/05/20～1992/11/09	1155 MW	PWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	2005年完了
170		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のみ)	2007年完了
171		ザイオン-1	1973/12/31～1997/02/21	1085 MW	PWR	即時解体	解体中	2020年完了予定
172		ザイオン-2	1973/12/31～1996/09/19	1085 MW	PWR	即時解体		
173		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
174		キウオーニ-1	1974/6/16～2013/05/07	595 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2073年完了予定
175		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	2026年完了
176	スウェーデン	フォートカルボーン	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
177		金山-1	1978/12/10～2018/12/05	630 MW	BWR	即時解体	解体中	2043年完了
178		金山-2	1979/07/15～2019/7/16	630 MW	BWR	即時解体	解体中	2044年完了
179		リングガハルス1号機	1974/10/～	916MW	BWR	即時解体	2020年運転停止予定	未定



Three Mile Island 原子力発電所
1号機(右)と2号機(左), (2010年)



東北電力女川原子力発電所
2018年10月 毎日新聞より

委員会等参加報告

前報告から令和元年 12 月までの外部機関委員会等への参加者は以下の通りである。

外部機関名	委員会等の名称	参加者氏名	開催日時
原子力デコミッショニング研究会	第 3 回～7 回定例研究会	澁谷 進	令和元年 6 月 21 日 7 月 19 日 9 月 20 日 11 月 16 日 12 月 20 日
文部科学省・原子力科学技術委員会	原子力バックエンド作業部会(第 1 回)	澁谷 進	8 月 19 日
経産省・資源エネルギー庁	基盤研究事業中間評価検討会(第 1 回)	澁谷 進	11 月 25 日
文部科学省・原子力科学技術委員会	原子力バックエンド作業部会(第 2 回)	澁谷 進	12 月 4 日

総務部から

1. 人事異動

○評議員

新任（令和元年 11 月 1 日付）
井尻 裕二（非常勤）

退任（令和元年 10 月 31 日付）
今村 聡（非常勤）

○職員

退職（令和元年 9 月 30 日付）
廃棄物処理事業推進部課長 鈴木 康夫

©RANDEC ニュース 第 113 号

発 行 日：令和 2 年 1 月 24 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

〒319-1107 茨城県那珂郡東海村豊白一丁目 3-37

Tel: 029-283-3010

Fax: 029-287-0022

ホームページ： <http://www.randec.or.jp/>

E-mail : decomi@randec.or.jp

本誌からの引用・複写は、当センターの許諾を受けて下さい。