

RANDEC

Nov, 2018 No. 110

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター



研究施設等廃棄物の処理処分の 早期実現を望む

三菱マテリアル株式会社

環境・エネルギー事業本部

エネルギー事業部長 松野 芳夫

ここ数年、異常気象による深刻な被害が続いたこともあり、気候変動問題への関心が高まっている。2030 年度に 26%削減という中期目標や 2050 年に 80%削減という長期的目標の実現には、ゼロエミッション電源の導入拡大は必須である。世界で最も厳しい水準の新規制基準を満たした日本の原子力発電は、経済的なベース電源として、CO₂削減への大きな貢献が期待されて然るべきであるが、未だ、国民からの応援の声は乏しい。信頼回復の途上にあるという認識を持ち、真摯な対応を継続していく必要があるが、批判の一つに、HLW 処分の目途がつかず、「トイレなきマンション」と言われる状況が長く続いているというものがある。

当社は 1954 年頃からウランを使用した原子力関係の研究開発をさいたま市で開始し、その後 1984 年に原子力関係の研究開発の場を那珂市に移した。1999 年から、さいたま市の試験研究施設の解体撤去、汚染土壌の回収を進め、発生した廃棄物は敷地内に設けた地下保管庫で管理している。また、那珂市の施設では毎年

廃棄物が発生しており、保管庫の容量を気にしながらの管理が続いている。

こうした廃棄物は保管場所以外の処分場で最終処分されると地元の皆様には説明しているが、「保管はいつまで?」、「国の動きは?」というご質問を頂くことが多い。HLW とは性格は異なるが「廃棄物の処分の道が無い」と見られる点では同じであろう。研究施設等廃棄物は様々な場所で発生・保管管理されており、こうした批判を放置すれば、原子力に対する不信感が色々な所で醸成されてしまうことも危惧される。

また、保管容量の制約から研究開発活動が制約されるようなことがあってはならない。原子力技術はわが国の大きな強みであり、国の将来のためには研究開発の推進が欠かせない。

日本原子力研究開発機構による立地活動が平成 33 年度までに計画どおりに進むことを強く望むとともに、平成 41 年度の操業開始に向けた諸課題の解決には RANDEC の取り組みに期待するところ大である。

RANDEC ニュース目次

第 110 号 (平成 30 年 11 月)

巻頭言 研究施設等廃棄物の処理処分の早期実現を望む

三菱マテリアル株式会社 環境・エネルギー事業本部
エネルギー事業部長 松野 芳夫

廃棄体に関する検討状況について	1
	廃棄物処理事業推進部
第 31 回原子力施設デコミッションング技術講座の開催	2
	東海事務所 情報管理部
RANDEC の事業・活動に関する近況報告	
1. 平成 30 年度福島県除染業務講習会への講師派遣	5
	企画部・総務部
2. 燃料輸送キャスクの廃止措置に係る海外事例の情報調査	6
	東海事務所 榎戸 裕二
外部機関の活動状況の紹介	
サブマリンクリーナー工法によるセシウム除去について	8
	大石建設株式会社 環境技術部 部長 末永 茂則
バックエンド技術情報	
1. 米国のクラス C を超える低レベル放射性廃棄物処分の進展	11
	フェロー 澁谷 進
2. 金属の腐食による中レベル廃棄体の劣化	14
	専務理事 泉田 龍男
3. フランスの短寿命・低中レベル廃棄物管理計画	18
	廃棄物処理事業推進部 秋山 武康
4. BWR 炉内上部機器の除染と減容	21
	企画部 梶谷 幹男
5. 研究施設等廃棄物の受入基準の整備状況と課題について	25
	廃棄物処理事業推進部 鈴木 康夫

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報	27
	東海事務所 榎戸 裕二

その他

・委員会等参加報告	32
・総務部から（理事会及び評議員会の開催状況、人事異動）	33

廃棄体に関する検討状況について

廃棄物処理事業推進部

研究施設等廃棄物の埋設事業の推進を図るために、平成 19 年度以来、(国研) 日本原子力研究開発機構、(公社) 日本アイソトープ協会及び当センターは協力協定を結び、研究施設等廃棄物連絡協議会(以下、三者協)においてさまざまな意見交換を行ってきている。また、平成 25 年度以降は、三者協の下に廃棄体検討ワーキンググループ(以下、廃棄体 WG)が設置され、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、下記項目に関する検討を行ってきた。

- (1) 廃棄体製作に係る検討項目
 - ① 放射能インベントリ評価
 - ② 生活環境影響物質(有害物質)
 - ③ 廃棄体性能仕様
 - ④ 廃棄体化処理手法
- (2) 品質保証に係る検討項目
 - ① 廃棄物発生及び保管における品質保証
 - ② 廃棄体製作における品質保証
 - ③ 廃棄体確認における品質保証
- (3) 廃棄体確認等に係る検討項目
 - ① 合理的な放射能評価手法

- ② 廃棄体性能に係る評価手法
- (4) 廃棄体輸送に係る検討項目
 - ① 輸送設備
 - ② 輸送方法
- (5) 埋設事業等の許可申請に係る検討項目
 - ① 廃棄体の種類及び物量評価
 - ② 重要核種(申請核種)の選定
 - ③ 多重規制に係る許認可申請

直近では、埋設事業における廃棄体受入基準についての情報交換や中深度処分等に係る規制基準等の策定の動向の確認などを行っている。

諸般の事情による工程等への影響はあったものの、地道な検討の継続に基づき、埋設処分事業は着実に進んでいると考える。

当センターとしては、大学・民間等の研究施設の皆様のご協力・ご支援の下、各事業所で保有されている研究施設等廃棄物の確実な処理・処分に向けて、引き続き三者協等を通じた埋設事業への積極的な協力を行っていきたいと考えている。

第 31 回原子力施設デコミッションング技術講座の開催

東海事務所 情報管理部

当センター主催の第 31 回原子力施設デコミッションング技術講座が去る 10 月 25 日（木）東京・赤坂三会堂ビル石垣記念ホールで開催されました。今年の講座では、東京電力の石川様及び福井工大の来馬教授の 2 件の特別講演を行いました。発電所の廃止措置に関しては、東海発電所と敦賀 1 号機、ふげん及びもんじゅの計 4 機の活動の現状と今後の計画についての講演がありました。さらに、国内の研究炉の廃止措置の実績及び本年 6 月に廃止措置計画の認可を受けたばかりの東海再処理施設の廃止措置計画について講演頂きました。

今年の講座には 74 名の方が参加され各講演では活発な質疑・応答がなされ多くの参加者が最後まで熱心に講座を拝聴されていました。各講演の概要を下記にて紹介します。

最初の特別講演は、東京電力福島第一廃炉推進カンパニーの石川真澄部長代理が「福島第一原子力発電所の現状と中長期計画の概要」と題して講演されました。中長期ロードマップの4分野の現状については、まず、汚染水対策の分野では、「汚染源を取り除く」、「汚染源に水を近づけない」、「汚染水を漏らさない」の原則に基づき、汚染水の浄化、凍土方式による陸側遮水壁の運転、汚染貯留タンクの工事等を行っている。次に、使用済燃料プールからの燃料取り出しの分野では、3号機のオペフロの整備、1号機のオペフロの瓦礫状況の詳細調査、2号機のオペフロの遠隔ロボットによる線量やダストの詳細調査などの説明があり、3号機は本年11月に取出しを開始予定することが示された。燃料デブリの取出しの分野では、各機の格納容器内の状況調査が継続され、燃料デブリ等の堆積物の性状等確認、各取出し工法の実現性の評価、放射線遮蔽及び放射性ダスト飛散抑制方法の調査検討を積極的に進めている。さらに、廃棄物管理分野では、廃棄物の適正管理に向け焼却、切断設備の増強、廃棄物貯蔵設備の建設を進めていること、作業者の1日当たりの従事者数は16

年度末の6100名から本年6月には4200名に減少し着実な実績が積み重ねられていること等が紹介されました。

次に、「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」について日本原電廃止措置プロジェクト推進室の立松篤室長代理から講演がありました。東海発電所では、No. 2 熱交換器に続き、No. 1 熱交換器本体の解体が昨年6月終了し、No. 3 とNo. 4を2019年度までに終了する予定である。これと同時に東海発電所は原子炉領域安全貯蔵期間を終了し、新たに「原子炉領域の解体撤去（原子炉本体等解体含む）」を開始する。これまでの使用済燃料冷却池の解体撤去、タービン発電機等の機器撤去、ダクト撤去、熱交換器解体撤去工事等の今後の発電炉の廃止措置活動に反映できる数々の実績が紹介されました。また、東海発電所では、クリアランス可能なものを除くL3廃棄物のサイト内処分方法が示され、50年間の制度的管理により安全性の実証を図る。なお、東海発電所の廃止措置完了は2025年頃となっている。一方、敦賀発電所1号機に関しては、廃止措置の工程、BWR

型炉の汚染上の特徴、放射性廃棄物の処理方針、施設特性調査と廃止措置計画策定との関連、放射性廃棄物のレベルと量、原子炉本体解体準備、原子炉本体解体及び建屋解体の計画内容等が紹介された。原発の廃止措置では、L3廃棄物の限定再利用の制度化や廃炉の進展に伴うリスクの段階的な減少に対応する合理的廃止措置に向けて、廃炉組織と要員の育成、規制合理化、処分施設の迅速な整備推進への事業者としての期待が示された。

原子力機構 新型転換炉ふげん 廃止措置部の手塚将志マネージャー副主幹は「ふげんの廃止措置状況と今後の計画」について講演されました。本年5月に廃止措置計画を変更し、完了時期は変更せずに、使用済燃料の搬出先を東海再処理施設から海外に変更したこと、廃止措置段階が平成29年度までの「重水系・ヘリウムシステムの汚染除去期間」から新たな期間5年の第2段階「原子炉周辺設備解体撤去期間」に入り、大きな技術的成果が得られた点を強調された。重水の取出しと安全管理、汚染機器設備の解体工法と適用工具の優劣（コスト含む）により、今後の原子炉周辺及び最終的には原子炉本体設備の解体に重要な知見が得られた。今後は重水・ヘリウム系解体撤去、原子炉領域解体に向けた炉上部解体用水プールの設置等慎重な作業が計画されており、原子炉領域の解体撤去の4段階の手順も動画にて紹介された。実際の製作・据付けに際しては敦賀市内に設置した「スマデコ」（福井スマートデコミッションング技術実証拠点）でモックアップ行う計画である。

次に、「東海再処理施設の廃止措置計画の概要」について原子力機構再処理廃止措置技術開発センターの田口克也技術主幹が講演されました。再処理施設の歴史と役割及び実績に

ついて、また、六ヶ所原燃の再処理施設に技術移転されたこと、廃止措置に至った経緯を紹介し、再処理プラントのリスクに鑑みた廃止措置計画認可申請上の特徴から放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題として安全・確実に実施するための施設の高経年化対策と再処理施設の安全性の向上対策を重点課題としている。廃止措置は「1. 解体準備期間」、「2. 機器解体期間」及び「3. 管理区域解除期間」の3つの段階的取り組みがなされ、ガラス固化処理を含む主要施設の廃止には約30年、その管理区域の解除は50～60年後、低レベル廃棄物処理関連施設の廃止が60～70年後で、全施設の管理区域解除は概ね70年後を予定している。廃止措置費用は約7,700億円、廃棄物発生量は71,000トンである。当面の廃止措置活動はガラス固化技術開発施設でのガラス固化、高放射性廃棄物の取出し/再貯蔵、低放射性廃液のセメント固化を最優先し、核燃料物質は随時施設外へ搬出する等、慎重な作業、対応が求められると講演を締め括られました。

「大学民間の研究用原子炉の廃止措置について」の立教大学原子力研究所 丹沢富雄保安監督者の講演では、国内研究炉の現状の総括的レビューを行うとともに、研究炉が日本の原子力開発に建設、研究、人材育成の面で貢献してきたこと、旧原子力安全委員会決定の指針「原子力施設解体に係る安全確保の基本的考え方」及び「廃止措置計画」（旧廃止措置届）の基本ひな型の先行的な廃止措置の実施とその規制の在り方等、規制・指針、制度等の確立に寄与したことが紹介されました。また、立教大学炉を例にとり、廃止措置の基本シナリオ策定から基本計画作成、廃止措置計画の認可、廃止措置の実施及び完了までの過程が説明されました。第一段階では原子炉

の運転機能の停止及び運転に必要な各種設備・機器の機能確保や使用済燃料を米国に引き渡している。第2段階では、廃棄施設、放射線管理施設、原子炉格納施設は維持管理し炉内構造物等の撤去及び施設内保管したこと、機能停止機器設備の解体撤去又は保管、原子炉タンク、生体遮蔽コンクリート等は据え付け状態で保管し、放射性固体廃棄物は原子炉室内で保管管理している。第3段階として、今後、解体撤去詳細計画の立案、原子炉タンク、生体遮蔽コンクリート等の解体撤去、放射性廃棄物の事業所外搬出を行う。これまでの各実績を写真等で示され、立教大学炉は、現在、縮小された管理区域を持つ「静的施設」として管理されていることが紹介された。

原子力機構 敦賀廃止措置実証本部 廃止措置推進室の戸沢克弘技術 GL の「もんじゅ使用済燃料取出し作業の概要とポイント」についての講演では、まず、もんじゅ廃止措置は完了を2047年として、その間を4段階に分ける。第一段階では、燃料取出し作業を最優先で進めることとし、炉心装荷の370体と炉外燃料貯蔵施設（EVST）貯蔵の160体（合計530体）を取出しNa洗浄して燃料プールへ移送を開始したこと、また、汚染分布評価を開始した。さらに、使用済燃料やNaの処理処分方法に係る計画の検討を行い、次の廃止措置計画に反映して変更認可を受けることとした。第一段階の工程は、2018年度にEVSTの100体を取出し、Na洗浄を経てプールへ移送し、2019年度は炉心から燃料を取出しEVSTに貯蔵し、その後洗浄しプールへ移送する。2022年に全数の取出しを完了する。燃料の取出しに関しては、運転時の実績では5体/日であったが、今後合理化を図り10体/日を目指す。講演では燃料取出し準備の状況も紹介された。作業体制の拡充や燃料取

扱設備の周到な点検、総合機能試験実施状況、作業手順書整備等の入念なチェックがされている。また、準備作業中にも各種の不具合が発生しその対応が図られた。10月初旬までに24体の燃料体取出しを終了しており、本年度予定の100体の取出し及び2022年までの全数取出しに向けて計画の推進に当たっている。

最後の講演は、特別講演として福井工業大学工学部 原子力技術応用工学科 来馬克実教授から「もんじゅの廃止措置とこれからの福井の地域共生について」と題し講演を頂きました。トラブルの相次いでもんじゅは県民に夢の原子炉の実現を地元で約束しながらその成果を見ないまま断念した国の判断を地元、県民の多くは理解できていない。これまで福井が国の要請を了承した理由は、もんじゅや国の真摯な要請を受け入れてきたこと、また、県民全体の理解のためには国家プロジェクトの誘致等の県民益の確保が必要であったことなどがある。2005年のナトリウム漏えい対策等の改造工事前の事前了解に当たり、福井はエネルギー開発拠点化構想を策定した。今回のもんじゅ廃止措置に伴う国の施策として新しい研究炉建設構想が検討されている。老朽化により廃止される研究炉に代わり新しい試験研究炉の整備が原子力界長年の課題である。福井がアジアの原子力人材育成の拠点となり、中京、関西、福井エリアの産業振興につながる研究開発拠点を目指すには必要なプロジェクトである。3年以内に建設着手を地元は期待すると述べ、講演の最後に福井工大における原子力・放射線技術者育成の方針や内容について紹介されました。

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

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

1. 平成 30 年度福島県除染業務講習会への講師派遣

企画部・総務部

今から約 8 年前の東京電力福島第一原子力発電所の事故によって放出された事故由来の放射性物質による環境汚染への対処として、福島県では事故直後より、除染の推進に向けた体制整備に係る多くの事業を展開してきた。その中で、これまで未経験の除染に携わる事業者等の育成を目的とした、除染業務講習会の開催及び当センターからの講師派遣については RANDEC ニュース 108 号に詳報している。

平成 30 年度も昨年度に引き続き、除染業務従事者を対象とした業務従事者コース、除染業務の現場指揮・監督者を対象とした現場監督者コース、そして市町村が発注する除染業務を県からの委託を受けて監理する監理者を対象とした業務管理者コースが開催される運びとなり、当センターでは、昨年度と同様に後者の 2 コースに講師を派遣した。

現場監督者コースは、講習会場を郡山市と福島市において計 2 回、業務監理者コースもそれと同様に計 2 回開催された。募集人数はそれぞれ 100 名と少なかったものの多くの事業者などが参加され、丸 1 日に及ぶ密度の濃い講習にも拘らず最後まで熱心に聴講されていた。

講義の内容は例年通り、現場監督者コースでは実際の除染作業に即した、作業の方法、業務従事者の配置や指揮の方法、異常時における措置など、業務監理者コースでは業務遂

行に当たって必須である、除染関係ガイドライン、除染業務に係る技術指針、除染に係る品質管理などである。その中で、今年度は春先より例年にない猛暑が続いていたため、現場監督者コースの異常時における処置では、これまでも増して熱中症の予防対策や対処方法について力点を置いた講習となった。



講習会の様子（業務監理者コース）

福島県では、今年 3 月に市町村除染地域の面的除染が終了したことを県の除染対策課の HP で報告し、9 月には「福島県における除染等の取組み」としてこれまでの取組みの経緯や実績等を発表している。このように除染事業は区切りを迎え、除染業務講習会も今年度が最後となるが、復旧・復興活動はこれからも規模を大きくして継続するものと思われる。当センターとしても微力ながらも、機会があればこれらの活動の支援に今後とも取り組んで行くつもりである。

2. 燃料輸送キャスクの廃止措置に係る海外事例の情報調査

東海事務所 榎戸 裕二

平成 29 年度、当センターは国内軽水炉で使用された燃料輸送キャスク（以下、「キャスク」）の廃止措置技術調査の一環として、欧米諸国における廃止措置の事例について文献調査を行った。

使用済燃料（以下、「燃料」）は原子炉型や燃料タイプによって異なる構造・仕様のキャスクにて原子炉建屋内の使用済燃料貯蔵プール（以下、「貯蔵プール」）から再処理工場、湿式保管施設、一部は乾式貯蔵施設に運ばれ保管される。キャスク自体は基本的には放射能化していないが、プールでの取扱いや燃料輸送中に燃料体から剥がれた高線量の金属酸化物等によってキャスク内外が汚染されており、廃止措置では、まず、キャスク内外のこれらの汚染源の除去が求められる。

調査の結果、各国の放射性廃棄物政策の相違がキャスクの廃止措置戦略に影響していることが分かった。ドイツでは、1300 基以上の GNS 社製の CASTOR 型の輸送/貯蔵の二重目的のキャスクがあり、全欧州にまたがって今後も増え続けている。キャスクの廃止措置の手順は、解体前除染、解体、除染（切削、切断）、クリアランス、部材再利用であり、これまで 2 事例が報告された。全長 6 m、直径 2 m、重量約 80 t のキャスクでは大型施設で円筒状に 3 分割して、さらに汚染部を機械的に切削除去している。クリアランス基準は放射線防護法（RPO 法）第 29 条を適用し、例えば Co-60 では、0.1/0.6 Bq/g（無制限/条件付解放基準）であり、実績では本体金属の 99% が再利用された（図 1）¹⁾。

英国では、日本やドイツ等と英国間の燃料

輸送に使用されたキャスク、試験・研究炉、マグノックス炉、AGR 炉等で使用されたキャスクが Sellafield や発電所サイトに保管されている。Sellafield には、これらのキャスクの除染とメンテナンスを行う施設もある（図 2）²⁾。

英国では多種のキャスクが鉛、アルミニウム等の有害廃棄物を含んでおり、構造も汚染状況も複雑でそのままでの処分はできない。膨大な数量のキャスクの廃止措置戦略は決定していないが、本音は経済性からむやみに解体せず低レベル処分場 Drigg でピット処分（コンクリート固め）することである。除染して VLLW として産廃処分することも選択肢とされている。

フランスでは、TNI 社のキャスクが数千基作られている。同国では、原子力施設の廃棄物は原子力施設以外では利用できないことから、キャスク部材の行先は低レベル廃棄物処分場（Aube）のみである。一部、鉛やアルミニウム等は除去し、原子力施設で再利用する。

解体する場合には、部材は VLLW（Morvilliers）基準と LLW（Aube）基準のいずれかで埋設する。除染して VLLW とするのが経済的かどうかの判断にゆだねられる。

一方、米国はキャスクの解体実績は公式にはない、キャスクが対象となる A クラス及び B クラスの放射性廃棄物で区分される埋設処分場が実在にしていることが背景にある。関心事は、DOE の INEL（アイダホ国立研究所）では、キャスクに使われている有用金属として鉛の回収を目的とした試験解体が行われた。除去された鉛には汚染はなかった。キャスク

から鉛を回収することはキャスクの直接処分において不可欠な有害物である鉛を除去することであり、鉛を使用しているキャスクの直接処分にとって重要な意味を持つ。

燃料輸送キャスクの廃止措置事例の実績か

ら欧米でのキャスクの廃止措置（処分含む）の費用は単体の場合、50 t～100 tクラスで50万～100万€（\$）が実績であった。現在の価格で110～130万円/tといえる。



図1 無条件開放された（再利用）CASTOR®S1 キャスクの部材¹⁾

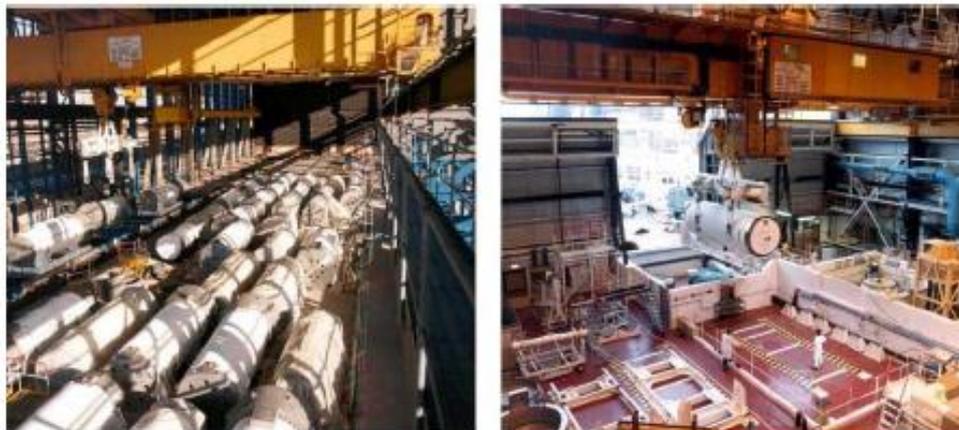


図2 Sellafield のキャスク区分保管（左）とメンテナンス施設（右）²⁾

参考文献

- 1) Philips Diekmann and Andre Herring, “Experience from Dismantling, Decontamination and Release of Thick-Walled Casks and Containers,” Kontec 2017, March 2017, Dresden Germany.
- 2) G. Jones and D. McWilliam, “Maintenance Policies, Experience and Facilities Employed by BNFL for its Spent Fuel Transport Flask Fleet,” IAEA-TECDOC-1532, P. 112.

外部機関の活動状況の紹介

サブマリンクリーナー工法によるセシウムの除去について

大石建設株式会社

環境技術部 部長 末永 茂則

1. はじめに

当社は、昭和 8 年に創立し、今年で創立 85 周年を迎えます。

長年、港湾漁港の建設に携わってきました。この海洋技術を生かし、平成 14 年より海域環境の修復技術の研究を進めてきました。平成 16 年には、長崎大学と共同で「海底の掃除機」サブマリンクリーナーを開発し、公共事業での施工実績^①を上げています。

ここでは、サブマリンクリーナー工法の概要及び最近の港湾での施工例とため池でのセシウム除去の施工例を紹介します。

2. サブマリンクリーナー工法の開発経緯

近年漁港整備が進み、港内静穏度の向上に反比例し、港内外の海水交換度が著しく低下してきています。結果として生活廃水含有等の有害物の港内堆積が進み、その濃縮されたものが浮泥化し港内はもとより、港外への悪影響が顕在化してきている事例が多くあります。さらに、昭和 30 年代後半から船舶・漁業活動使用の有機スズ化合物（環境ホルモン）の海域残存問題もあります。

上記課題解決には不良物の除去・処分が最も有効ですが、その除去は海底表層部のせいぜい 10 cm が対象となり、浮泥も含む海底面剥層浚渫技術は、従来技術ではその除去土砂の処理も含め、有効的なものは少ないのが実情でした。これらを解決すべく二次拡散の無い薄層浚渫工法であるサブマリンクリーナー工法の開発を行いました。

3. サブマリンクリーナー工法の特徴

サブマリンクリーナー工法は、サブマリンクリーナー本体を吊棒で吊下げ海底に設置し、海底の底質を表層から厚み約 25 cm をジェットでかき混ぜ、舞い上がった細かいシルトだけをサンドポンプで吸い上げて、底質を厚み約 10 cm 除去できる新技術です。

海底のシルトには、硫化物、重金属、プランクトンのシスト（休眠細胞）等が付着しやすく、このシルトだけを吸い上げることにより海底の掃除に繋がります（図 1）

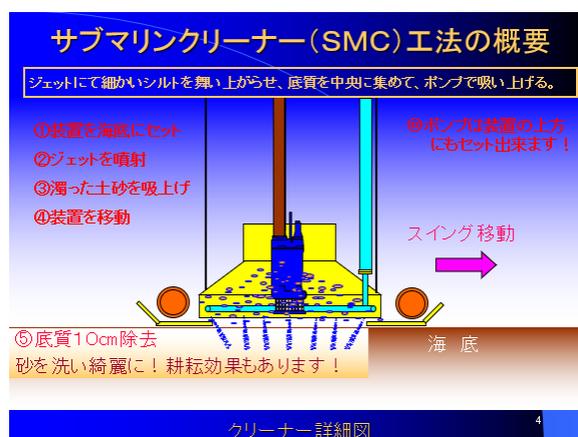


図 1 サブマリンクリーナー工法の概要

従来の技術との大きな違いは、密閉吸引式という特徴により、施工中に海が濁らないため、養殖場の真横でも安心して施工ができる点にあります。

サブマリンクリーナーは、用途により 3 つの種類があります。一つ目は、浮泥及びシルトの除去を行うことができるラージクリーナー（図 2）、二つ目は、濁らずに浚渫ができる

ミドルクリーナー（図 3）、三つ目は、陸上の小さな池でも施工でき、2tトラックで運搬可能なスモールクリーナーです（図 4）。



図 2 ラージクリーナー



図 3 ミドルクリーナー



図 4 スモールクリーナー



図 5 博多港での施工状況

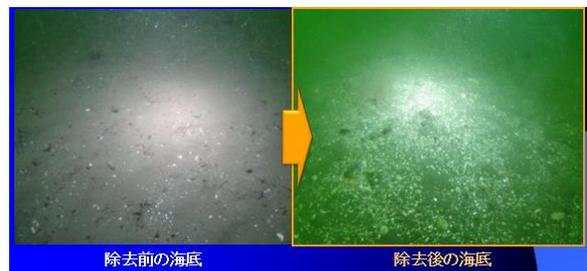


図 6 除去前と除去後の海底

4. サマリソクリナー工法の実績

(1) 漁場の浮泥除去の施工実績

平成 21 年度に国土交通省発注の博多港浮泥除去工事にて、漁場 80,000 m²の海底の表層に堆積した浮泥の除去を行いました（図 5）。浮泥及び海底に堆積したシルトを除去することにより、シルトに付着した重金属、硫化物等を吸い上げることができます。

図 6 には、施工前と施工後の海底の様子を示しましたが、シルトがきれいに除去されているのが良く分かります。

(2) 赤潮の原因であるプランクトンのシスト（休眠細胞）除去の施工実績

平成 21 年に有明海・八代海で主にプランクトンであるシャットネラが原因と思われる養殖被害が約 33 億円発生し、平成 22 年には約 53 億円に被害が拡大しました。現在の赤潮対策は、赤潮が養殖近海で発生すると赤潮対策として餌止め、養殖筏の移動等の処置をとっています。

近年、赤潮の原因であるシャットネラのシスト（休眠細胞）の分布が解るようになり、特定の海域にシストが海底の表層 3 cm に高密度で分布しているところがあります。この海域のシストを除去することにより湾全体のシスト密度を下げ、赤潮の発生を抑える対策が効果的であると考えられます。

サマリソクリナーによる施工の効果は、全体でシャットネラのシストを 82%除去しました。その後の赤潮による被害は認められませんでした（表 1）。

表 1 シスト除去の施工実績

地域	除去面積	除去数(推定)	除去率
脇崎地区	23,000 m ²	1,089 億固体	85%
伊唐地区	22,000 m ²	1,256 億固体	80%
全 体	45,000 m ²	2,345 億固体	82%

(3) ため池のセシウム除去の施工実績

山に降り積もったセシウムは、降雨等により河川を流れ、やがて農業用ため池等の水底に堆積されます。大雨等によりため池の底泥が攪拌されて耕作地に流出する危険もあります。また、底泥に住む微生物を魚が食べて再汚染されることも考えられます。ため池等の底泥のセシウムの除去には、ため池の水を抜いて底泥を削り取り除去する方法といわゆる浚渫により底泥を吸い上げ堆積したセシウムを除去する方法が考えられます。

当社のサブマリנקリーナー工法は、海底の約 3 cm に堆積した重金属等を除去するために開発されたもので、汚染物質の除去時には、二次拡散せずに（水を濁らせずに）除去できるところに大きな利点があります。この工法で施工することにより大きな砂、石等を水底に残置したまま、浮泥部分のみを除去することができ、処理を行う土砂の減容化につながります。

平成 24 年に福島県川内村のため池にてセシウムの除去実証実験を行いました（図 7、図 8）。ため池は、面積約 600 m² 小さな池で底泥の表層部分に最大約 5,000 Bq/kg、浮泥層に最大約 12,000 Bq/kg の高濃度で存在することが確認されていました。総放射エネルギーは、約 6,500 万 Bq と推定されました。なお、サブマリנקリーナーで水底に堆積したセシウムを底質とともに陸上に揚泥しました。

この実証実験により除去したセシウムを含む底泥は、約 50 t（乾泥）となり、総除去放射エネルギーは、5,700 万 Bq でした。除去率は 88%

で、高い除去効果が確認できました。



図 7 ため池での施工状況



図 8 ため池での施工状況

5. おわりに

現在、東北は震災から徐々に復興していますが、セシウムの除染に関しては、まだ長い時間を要するものと思われます。陸上の除染には目途が立ちましたが、今後はため池、ダム、河川、海洋と除染の範囲も広範囲になってくると思われます。これらの場所の水底のセシウムの除染に、当社のサブマリנקリーナー工法が少しでもお役に立てれば幸いです。

1) 施工実績

- ①平成 21 年度：博多港浮泥除去工事（国土交通省九州地方整備局 博多港湾・空港整備事務所 発注）
- ②平成 23 年度：赤潮対策底質改善実証工事（鹿児島県 発注）
- ③平成 26 年度：玉ノ浦港海岸自然災害防止工事（長崎県 五島振興局 発注）
- ④平成 29 年度：中城湾港（泡瀬地区）浚渫工事（沖縄県 中部土木事務所 発注）

バックエンド技術情報

1. 米国のクラス C を超える低レベル放射性廃棄物処分の進展

フェロー 澁谷 進

昨年 11 月に、米国エネルギー省 (DOE) は、課題となっていたクラス C を超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物 (以下、GTCC 廃棄物) 及び GTCC 類似廃棄物の処分について、米議会に報告書を提出した。連邦法では、連邦政府が GTCC 廃棄物の処分について責任を有することが規定されており、DOE 長官は GTCC 廃棄物の処分に関する最終決定を行う前に、処分に係る報告書を議会に諮るとのエネルギー政策条例 (2005 年) による法的要求に従ったものである。ここでは、報告書の提出までの経緯とその概要、今後の方向性について概説する¹⁾。なお、米国における放射性廃棄物の区分などについては、参考文献²⁾などを参照のこと。

1. これまでの経緯

DOE は、2016 年 2 月に GTCC 廃棄物 / GTCC 類似廃棄物の処分のための最終環境影響評価書 (Final-EIS) を公表した (DOE/EIS-0375)。これは、想定される物量の GTCC 廃棄物 / GTCC 類似廃棄物の処分方策に対して、造成・建設や運営、長期間の管理に伴う環境影響を評価したものである。

現時点では、GTCC 廃棄物の処分施設は存在していない。また、DOE が保有する GTCC 類似廃棄物 (低レベル放射性廃棄物と非軍事 TRU を含む) は、確定した処分への道筋は存在しないが、GTCC 廃棄物と同等な性状を有するので、この廃棄物と共通の処分方法が適用できると考えられる。

2. 廃棄物の推定物量

Final-EIS で推定された GTCC 廃棄物 / GTCC 類似廃棄物の、2008 年現在及び 2083 年までの総物量は、約 12,000 m³ (420,000 ft³) で放射エネルギーは 160 MCi である。物量の約 75% は GTCC 廃棄物、残りは GTCC 類似廃棄物である。

内容物は 3 種類に分類でき、①放射化金

属；これは商業原子力施設の廃止措置から大量に発生する、②密封線源、③その他の廃棄物；これには汚染した装置類やデブリ、スクラップ金属、フィルタ、樹脂、土壌、固化スラッジが含まれる。

Final-EIS の分析では、これら 3 種類の廃棄物は発生特性に応じて 2 つのグループに分けられた。グループ 1 は、既に貯蔵されているか商業用原子炉施設などの運転中施設から発生する廃棄物 (現在運転中のプラントは、20 年運転延長の認可更新を仮定)。グループ 1 の物量は 5,300 m³ (190,000 ft³)、放射エネルギーは 110 MCi になると見積られ、放射エネルギーは主に現在運転中の原子力発電所の廃止措置からのものである。

グループ 2 は、まだ稼働していない計画中の施設などから発生すると見込まれる廃棄物からなる。これらには、DOE の事業及び電気事業者など民間企業体による新規の原子力発電所数の見込みが含まれる。グループ 2 の推定物量は 6,400 m³ (230,000 ft³)、放射エネルギーは 49 MCi である。その放射エネルギーは主に、計画中の新しい商業用原子力発電所の廃止措置から発生する。

3. 処分方策の選択肢

DOE は Final-EIS で、GTCC 廃棄物／GTCC 類似廃棄物の処分方法と処分サイトの広範な評価を行った。処分方法の選択肢は、以下の 5 ケース：1) GTCC 廃棄物は NRC の要求事項に従って、また、GTCC 類似廃棄物は DOE と州の要求事項に従って、現在の保管と管理を継続、2) 新設の中深度ボーリング坑処分、3) 新設の強化型浅池中トレンチ処分、4) 新設の高グレードの地下坑施設処分、5) WIPP 地層埋設処分。

処分サイトとしては、一般的商業用処分地が、NRC の指定する領域 I～IV に従って米国を 4 地域に分割する地域的アプローチに基づいて評価された。一般的な商業用処分地が評価されたのは、GTCC 廃棄物／GTCC 類似廃棄物の処分の合理的な方策と考えられるためである。DOE のサイトでは、ハンフォードサイトなど管轄下の 5 施設サイト及びニューメキシコ州の廃棄物離隔試験施設 (WIPP) とその周辺地が評価された。

4. 推奨される処分方策

GTCC 廃棄物／GTCC 類似廃棄物の適切な処分方策の検討において、DOE は環境影響評価書ドラフト (DOE/EIS-037S-D) で記載された健康リスク、輸送、文化資源、原住民関係についてのパブリックコメントを考慮した。加えて、DOE は安全保障と廃棄物発生の見込み時期を考慮した。

多様な条件 (放射性核種、物理的条件、発生源：商業施設／DOE 施設) の下で解析されたが、適切と選定された処分選択肢は一つに限られず、一般的な商業用施設での地上埋設処分及び WIPP 地層埋設とされた。これらの中に DOE の他のサイトは含まれていない。WIPP での廃棄物定置のフル操業は 2021 年までは期待できないので、DOE は最初に一般的な商業用施設での処分を考えているが、

現在の商業用サイトで採用されているような 3 つの地上処分に適切なものはないとされた。

Final-EIS での解析は、DOE に全ての廃棄物を処分できる可能性がある適切な処分方策を確定するために必要な情報を提供した。2005 年のエネルギー政策法案に従えば、DOE は、どの処分方策に決定する前に議会の対応を待たなくてはならない。

5. 費用評価 (表 1)

Final-EIS で示された費用評価は概念的であり、DOE のガイダンス 413. 3-21 (改訂 1) 「コスト評価ガイド」に従えば、その精度は、-20% から +50% である。Final-EIS で指摘されているように、評価された総費用 (施設建設費と運営費) は、3 億ドルから 6.2 億ドル (2016 年価格) の範囲である。WIPP 地層埋設に対しては、約 6.9 億ドルである。WIPP 地層埋設の運営費は他の方策により高い。なぜなら、一般的に、地層埋設におけるスタッフ／作業員や廃棄物取扱い、安全性、装置類、インフラ、保守、ユーティリティ、監査、法的要求事項が、浅池中処分方策より格段に複雑であるからである。

これらの費用評価では、廃棄物施設の許認可、容器詰め、輸送、閉鎖後の作業にかかる費用は含まれていない。処分方策に関する決定がなされれば、特定サイト固有の総費用の評価が始まることになる。

6. 処分費用の賦課金方策

低レベル放射性廃棄物政策 (1985 年改正、3(b)(3)(E)) では、DOE に「放射性廃棄物を発生する受益者が、廃棄物の処分にかかる適切な全費用を負担することを確実にする方策」を明らかにすることを要求している。

【最新の賦課金評価と廃棄物発生オプションによる徴収】

これは、核廃棄物政策条例 (NWPA) に基

づく核廃棄物基金の方式と同様で、GTCC 廃棄物の処分費用の全額をカバーする賦課金を徴収する制度を設立する。発生者は廃棄物が発生した時点で基金に支払うことになる。

NWPA の下では、商業原子力発電所の使用済燃料の処分に対する基金は、連邦政府の使用済燃料／高レベル廃棄物の処分に掛かる契約的義務との交換支払として、民間の原子力発電所によって発電され売却される電力に掛かる賦課金の評価を通して徴収される。1983 年 4 月 7 日から 2014 年 5 月 16 日までに、原子力発電による電力の消費者は、核廃棄物基金賦課金の妥当性の長官決定に基づいて、発電量 kW 当たり 0.1 セントの賦課金を基金に払い込んでいる。

【廃棄物受領課金方法】

この方法では、料金は廃棄物が処分のために引き渡される時点で、発生者へ評価査定される。この方法は、クラス A、B、C の低レベル放射性廃棄物に対する商業用処分サイトに採用されている方式と同様である。発生者は、性状や容器詰め、輸送、処分に対する費用を負担する。これにより具体的な廃棄物の物流に対して比較的大きな確実性を持つため、DOE はこの方法を推奨している。

料金は、処分される廃棄物の物量に基づくコア課金が基礎で、適切な割増し課金に加わる。コア課金は、立方メートル（立方フィート）単位の物量料金に基づく、廃棄物コンテナ単位であり、保管場所からの搬出と処分施設への輸送の費用、輸送ごとの処分施設から保管場所へのからのコンテナ返却の費用、必要な場合の輸送ごとの除染費用そして放射性廃棄物の処分費用が含まれる。割増し課金は、Ci 数単位やコンテナ単位の放射線量強度の段階的放射能課金を含むであろう。

7. 今後の方向性

DOE が考える適切な処分方策は、Fina-EIS の中で評価された処分方策の中で、費用が効果的で、かつ安全、安全保障を満たす処分方策になるであろう。適切な処分方策は、一般的な商業用地上処分施設及び／あるいは WIPP の地層埋設での処分である。DOE が最終的な結論を出し、GTCC 廃棄物／GTCC 類似廃棄物の処分に関する記録を公表できるように議会の動きが求められる。GTCC 廃棄物／GTCC 類似廃棄物の処分に向けて、DOE は議会とともに最善の道を決定的よう努力することになる。

表 1 GTCC 廃棄物／GTCC 類似廃棄物の処分費用（*百万ドル、**ドル）

処分方法	建設費*	運営費*	総費用*	費用/m ³ **	費用/ft ³ **
中深度ボーリング坑	250	140	400	33,330	940
強化型浅池中トレンチ	110	190	300	25,000	710
高グレード地下坑	430	190	620	51,670	1,460
WIPP 地層埋設	17	670	690	57,500	1,630

参考文献

- 1) “DOE Report to Congress on GTCC Waste Disposal Alternatives,” Radwaste Solutions, Spring 2018, ANS, pp. 52-55.
- 2) “放射性廃棄物ハンドブック (平成 29 年度版),” 原子力環境整備促進・資金管理センター, pp. II-2-1- II-2-8 (平成 29 年 9 月) .

2. 金属の腐食による中レベル廃棄体の劣化

専務理事 泉田 龍男

イギリスの放射性廃棄物の中には、中レベルの金属廃棄物（ILW）をステンレス製ドラム缶に収納してセメントグラウト材注入により封入固化しているものがある。セラフィールドの貯蔵施設で最近実施された検査によると、貯蔵されているドラム缶の一部が、かなりの変形を生じており、長期間の安全性に危惧をもたらしている。これらの劣化は、ドラム缶内部の金属の腐食により生じる多量の可燃性物質の発生により生じたものと考えられ、その原因究明のための検討がなされた。本論文¹⁾では、有限要素モデルによる内容物の健全性評価及び腐食を加速したサンプルのX線断層撮影により、グラウト材と金属の健全性を検討したので、その概要を報告する。

1. はじめに

中レベル廃棄物（ILW）は、主に燃料の脱被覆工程に由来する金属部品から構成されている。マグノックスと呼ばれるマグネシウムとアルミニウムの合金が被覆材に使用されており、これがILWの主要構成物である。イギリスのILWの処理方法は、ステンレス製の500ℓのドラム缶（もしくは3m³の角型容器）に廃棄物を収納し、その後にグラウト材を注入する。グラウト材は高炉スラグ（BFS）と通常のポルトランドセメント（OPC）の混合物である。加えて、マグノックスには燃料の処理工程（被覆材の分離工程）で生じる金属ウランの破片が付着していることが予想される。ILWドラム缶はセラフィールドにある施設で貯蔵されてきたが、イギリスの地層処分施設（GDF）が1日も早く立地できる日を待っている。

ごく最近、セラフィールドで貯蔵されているILWドラム缶の形態の調査が行われた。これによれば、貯蔵期間中にILW内部に生じた体積膨張を原因とするILWドラム缶の機械的劣化が明らかとなった。体積膨張は、ドラム缶内部での金属腐食の進展によると考えら

れた。例えば、ドラム缶内のマグノックスとウラン汚染物がグラウト材中の細孔水と反応すると予想された。

2. 調査検討に際しての技術的問題点

体積膨張はドラム缶内での腐食生成物の発生量に依存して増大し、それはグラウト材や金属に高い圧力を与える。その圧力は、グラウト材の割れや金属の断裂を引き起こす可能性がある。グラウト材は、金属廃棄物を取り囲むように均質な結合を形成するように設計されており、そのためドラム缶内全体に充填されている。しかし、ドラム缶内の内容物の体積膨張による高い圧力が引き起こされると、この均質なグラウト材の結合が大きく影響を受ける。もし亀裂が生じれば、腐食生成物がドラム缶内を低エネルギーにもかかわらず移動することになる。

腐食生成物には、水素化ウラン（UH₃）のような発火性の物質の可能性がある。これは酸素と触れると激しく燃焼する。加えて、グラウト材に加わる圧力が増大すれば、ドラム缶内の金属廃棄物のステンレス製の内張り材にも影響を与え、腐食が更に増大することが

ある。また、限界圧力に達すれば金属破壊が生じることは簡単に理解できる。このようなシナリオでは、放射性物質の環境への放出がすぐに想像できる。本論文では、上記のような複雑な工学的問題の解決に向け、例えば、以下のような疑問に対して、

- ・グラウト材は腐食に耐えられるか？
- ・金属内張り材の破壊シナリオにはどのようなものがあるか？
- ・ILW ドラム缶内で腐食生成物はどんな挙動をとるのか？それらは移動する
のか？

突破口を開くことを試みている。

3. 技術的検討とその方法

技術的検証のために、実際の ILW ドラム缶に接近することは不可能である。また、金属腐食による劣化を観測可能な同一規模の模擬システムを製作するためには、多大な時間がかかり極めて困難であり、他の方法の検討が必要である。

有限要素法モデル (FE モデル) は、外部からの荷重や体積膨張の増大等に対する構造解析に有効である。特に、実スケールでの実験が困難な場合に有効である。ここでは、3次元 FE モデルが使用された。このモデル評価による結果は、実廃棄物と直接的に比較できるものではないが、どのような因子がドラム缶内容物の機械的な劣化に影響を与えるのか (ILW ドラム缶内の内容物の体積膨張など)、というような定性的なアプローチを可能とする。

3次元 FE (3D FE) モデルでは、実際の状態に対して誤差を含んだ結果が得られるので、ほとんどの場合は関連する実験と一緒に実施するのが基本となっている。ここでは小規模模擬物が準備され、金属ウランが廃物中の金属廃棄物として模擬された。金属ウランは水

素と反応して腐食するのでこれを用いた。金属ウランを、グラウト材中に沈め (小さなステンレス製容器中にウランとグラウト材を入れる)、人工的な腐食加速環境に曝す。腐食の加速はウランと重水素の化学反応を利用するもので、特別に設計された重水素ガスを供給するリグを用いる。このサンプルの調査には、X線断層撮影を使用し、この小規模な模擬 ILW の内部を撮影する。これにより、グラウト材と金属の損傷を評価する。

4. 有限要素モデルの結果評価

有限要素モデルで用いた形状は、実際の ILW ドラム缶を単純化したものが使われた。基本的に、1枚の金属円盤で金属廃棄物を模擬し、グラウト材中の位置をパラメータとして評価した。体積膨張は、「熱的類推手法」によりシミュレーションした。

コンクリート損傷塑性モデル (CDP) が、荷重負荷時 (金属円盤の体積膨張) のグラウト材の挙動評価に適用された。このモデルはコンクリートやグラウト材の評価に広く使用されているものである。ステンレス鋼の評価には、弾塑性モデルと3ステージモデルが適用された。

FE モデルによる評価では、比較的早期の腐食段階でグラウト材に亀裂が生じる結果となった。これは、ほんの少しの量の体積膨張による引張り応力でグラウト材に亀裂が生じることを意味している。金属に対しては、塑性変形が始まる時点を表す金属降伏の開始が体積膨張の極大値で生じることが分かった。しかし、金属降伏後に起る焼き入れ硬化の影響で、破碎は生じないことが分かった。

5. X線断層撮影による検討

実験装置は、イギリスのシンクロトロン施設である DLS (Diamond Light Source) に

設置した。ウランを封入したサンプルを適切な条件で腐食させた後に、X線断層撮影（XRT）を実施した。腐食のためのガス制御リグとXRTスキャン装置を図1に示す。

図2に示した黒、青、赤で示した枠線は、XRTで使用された3種類のカメラの視界を示す。最も大きな視界はサンプルを広域に捉えることができるが解像度が悪くなる。また、図2には実施したサンプルに対する腐食の開始と完了までの経路を示している。5段階の腐食サイクルが実施された。縦軸の腐食割合は、各々のサイクル終了時のサンプルによる重水素の取り込み量によって計算評価された。

サンプルのXRT撮影により、腐食には2つの形態があることが分かった。一つは表面腐食、二つ目はクレータ腐食である。表面腐食では、腐食層が最初にウラン表面に現れて、それが重水素を供給している間に均一に厚くなっていく。クレータ腐食は、ウラン表面に不規則な位置にクレータを作っていく。そのクレータは腐食サイクルが進むにつれて内部に拡大していく。図3に腐食例を示す断層撮影像を示す。

グラウト材についても亀裂が生じるかどうかを評価するために、ウラン腐食が大幅に進んだサンプルの断層撮影を実施した。直方体のグラウト材の中心にウランを埋め込んだサンプルを使用し、そのXRT断層撮影によりグラウト材中の亀裂の有無を評価した。結果は、腐食の進行による体積膨張にグラウト材は対応できず、亀裂の発生が容易に生じることが分かった。ウラン腐食が2%以下という限られた量の体積膨張であっても、グラウト材にダメージを与えるのに十分であることが分かった。加えて、腐食生成物が新しい亀裂を通じて移動することも観察された。

ウラン腐食とグラウト材の劣化が、視野は

小さいが高分解能の画像とその他の広角視野の画像の両者を使って検討された。これによれば、サンプル全体に亀裂のネットワークができていたが、金属の変形は観測されなかった。

6. 結論

腐食加速環境下でのILWドラム缶模擬システムのふるまいを検討するために、実験的検討とモデル計算の両者が実施された。

FEモデルも実験の結果も、グラウト材は廃棄物と一体的な結合を形成するという条件を満足できないことが分かった。グラウト材には亀裂が発生し、それは腐食の程度が低い段階でも伝搬していく。ほんの少しの体積膨張でもグラウト材にダメージを与える。金属は、腐食が大きく進んでも顕著な変形等を起さない。しかし、今回の実験条件はウランの腐食を加速する条件で設定したものであるが、実際のILWドラム缶の実条件とは大きく異なる。今回の結果を実条件に外挿する場合は、慎重に対応すべきである。

7. あとがき

マグノックス燃料の被覆材(マグノックス)がセメントグラウト材を注入して固型化されていることは本論文で初めて知ったが、このILWの劣化対策はなかなか困難に思われる。今回の検討ではウランの腐食加速を重水素投入(専用リグ製作)で実施しているが、実環境での腐食が同様かどうかは明らかでない。ウランを腐食させる水素がどこから来るのか?マグノックスのMg及びAlがグラウト材中のアルカリ環境下で腐食すれば発生すると思われるが、これも本論文中では記述がない。今後の検討に期待したい。

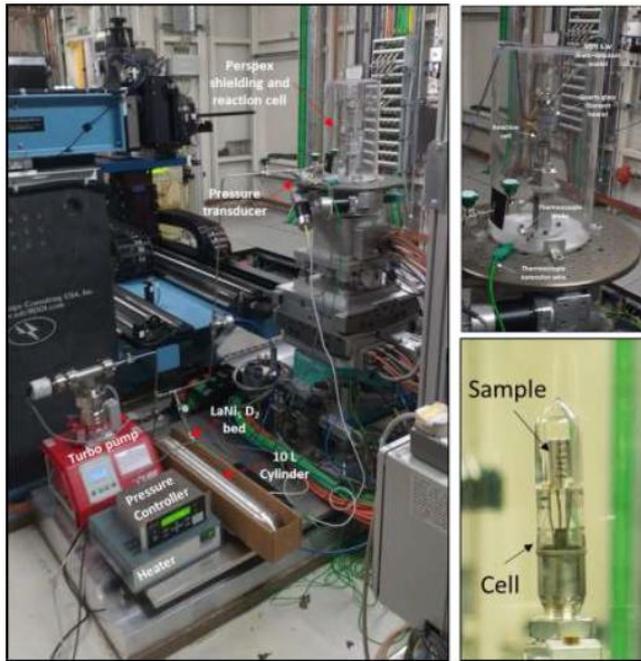


図1 XRT 断層撮影システムと腐食加速模擬サンプル

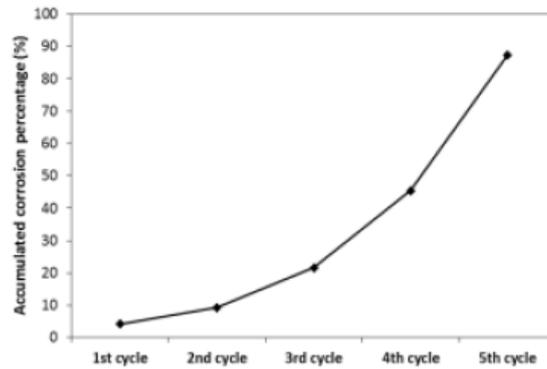
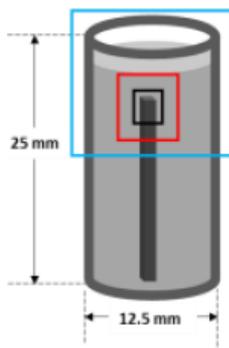


図2 XRT 測定視野 (左図) と模擬サンプルの腐食加速サイクルと腐食割合 (右図)

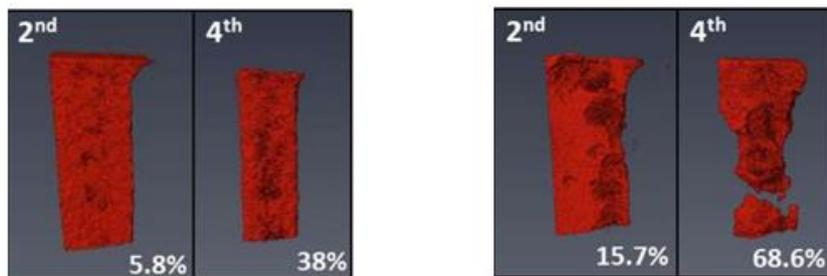


図3 ウランの腐食の事例 (左図:表面腐食、右図:クレータ腐食)

参考文献

- 1) C. Paraskevoulakos and T. B. Scott, "Degradation of ILW Drums Due to Internal Metallic Corrosion," WM2018 Conference, March 18-22, 2018, Phoenix, Arizona, USA.

3. フランスの短寿命・低中レベル廃棄物管理計画

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

短寿命・低中レベル廃棄物（LISLW）の処分は、フランスで初めて操業された。Manche 処分施設から Aube 処分施設への連続的な操業により、量、廃棄物と廃棄体の種類において安定した操業が達成された。放射性廃棄物管理機関（ANDRA）は Aube 処分施設を 25 年運用後、トリウム廃棄物及び廃炉廃棄物の発生による新たなニーズと問題に対して、廃棄物管理計画をどのように更新できるかを評価しようとしている。

1. はじめに

Manche 施設と Aube 施設は、LISLW が主要な処分対象となり、この管理のために重要な開発がなされている。今後数年間で施設の解体がより活発になり、LISLW が増加するため、ANDRA は 2015 年に極低レベル廃棄物（VLLW）のために、変化に応じて LISLW の管理計画を定期的に更新することにした。

2. Manche 処分施設

本施設は 1969 年より廃棄体 50 万 m³以上を処分した後、1994 年に操業を停止した。

地下処分は主に操作上の理由から考慮されず、コンクリートスラブ上に廃棄体を設置した。次いで放射性核種に対して、機械的特性と閉じ込め特性の両方が長期間維持される廃棄体にするを目的に、セメント固化が選択された。これは現在もフランスの LISLW 処分技術の基盤になっている。

3. Aube 処理施設（1992 年より）

本施設は、Manche 処分施設の経験を反映して、以下の機材に基づく。

- どのような流出物でも収集する管理された地下回廊を備えたスラブ（平板）
- 各地下室を区切る鉄筋コンクリート壁
- 封じ込めがセメント材依存の廃棄体
- 雨水浸入防止用の移動可能な屋根

• 圧縮ツールとセメント固化ツール

セメントマトリックスの性能が高いほど封じ込め性が向上したが、放射性核種放出の監視が優先された。単純な地質構成による移動の評価と、効果的な監視網の確立を提供する特定された出口の存在により、サイトが選定された。Aube 処分施設は、水層排水ゾーンを含む砂層に建設されている。砂の下では粘土層が深い帯水層に到達する可能性のある汚染を防ぎ、砂層の帯水層は処分場境界の川に流入する。

4. 廃棄物処分経過

図 1 に、Manche 施設と Aube 施設で処分された廃棄物量を示す。1980 年代末から、放射性廃棄物の発生を削減する適切な管理による廃棄物処分量に急激な低下が見られる。1999 年の CENTRACO 焼却施設と 2003 年の VLLW 処分施設により、Aube 施設の年間処分量は 1.5 万 m³以下に抑えられた。

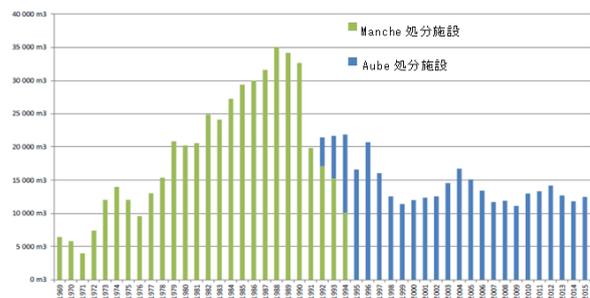


図 1 Manche と Aube 施設での廃棄物処分量

5. Aube 施設における廃棄物の管理

(1) 廃棄物容量の飽和

年間処分量の推移を図 2 に示す。現在の原子炉の解体は最終的に Aube の認可容量 100 万 m³ を飽和させるが、この飽和は 2050 年以前には発生しない。その間に容量最適化プロセスに取り組み、LISLW の廃棄物を見極められる。残りの廃棄物量は 75 万 m³、残存容量は 65 万 m³ であり、高密度化の努力が必要である。いくつかの容量の大きい解体作業の延期や高密度化のため、Aube 処分施設は今世紀の終わりまで運用可能である可能性が高い。

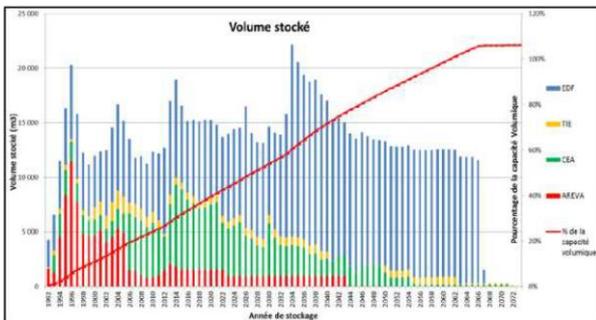


図 2 Aube 処分施設の処分量と処分容量割合

(2) 放射線容量

短寿命放射性核種（半減期 30 年未満）については、300 年の監視期間の確保により、放射線容量は充分処分する廃棄物量を収容できる。現在までのトリチウム処分量は 52 TBq であるが、許可容量は 3700 TBq である。この量は主に CEA と ITER プロジェクトによって既に発生が予想されている。発生した全ての廃棄物を処理するために、50 年の放射線崩壊から論理的に許容されるべきである。しかし、放射性廃棄物（廃液中に 5 GBq /年）とその環境への足跡の制限に関連して、ANDRA はトリチウム廃棄物の処分容量を需要よりもずっと低い値に制限した。

図 3 は、Aube 処理施設で処分されたトリチウム量を示す。1994 年のピークは放射線発

光板の処分に相当し、2004 年のピークは、Bugey 黒鉛炉(UNGG)からの黒鉛廃棄物の処分に対応する。2000 年代初頭から 50 Bq/l 程度のトリチウムの痕跡がピエゾメーターで検出されている。ANDRA の目標は、環境への足跡を 100 Bq/l 以下に制限することである。トリチウムを含む廃棄物の管理手法を特定し、自然環境における希釈を制限することは、重要な目標である。

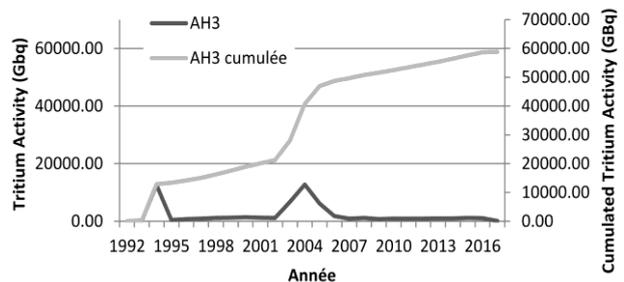


図 3 Aube 処分施設のトリチウム処分量

(3) 長寿命放射性核種の問題

LISLW の管理に絞っていても、Aube 処分施設は一定の量の長寿命放射性核種を受け入れる。監視段階（300 年）後に直接放射線量に影響するので、これらの放射性核種は累積放射能の閾値が定義される。

図 4 に示されるように、2006 年に処分された Bugey UNGG 廃棄物によって許可容量を完全に使用された Cl-36 を除いて、他の長期放射性核種はかなりの残存容量がある。将来の解体作業では長寿命核種を含む廃棄物が発生するが、現在の Aube 施設の能力は Ca-41 や Mo-93 のように十分ではない可能性がある。したがって、特定の核種をよりよく評価する検討が行われているが、その測定は困難である可能性がある。この種の放射性核種については、Aube 施設の監視は 300 年を超えないものとし、長寿命放射性廃棄物の管理のためにその他の施設が開発される。

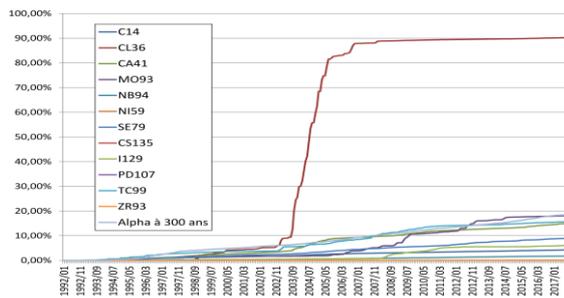


図 4 長寿命放射性核種の認可容量に対する寄与

6. 技術的及び産業化への最適ルート

1992 年以来、処分設備及び手法に関する新技術が Aube 処分施設で実施されている。例えば、2004 年から 2014 年の間に原子力発電所の原子炉容器 55 基を交換することで、ANDRA は大きな機器を処分するための特別な構造物を設置した。

強調すべき目標は、廃棄物発生サイトでの作業と廃棄物の標準化に関することである。最近の SOCODEI 社の Marcoule サイトへの投資は、特に将来の解体を考慮して LISLW 管理の産業化を目指している。同社の CENTRACO 焼却・熔融プラントの利用も増加すると考えられる。長期的に計画されている限り LISLW に特化したこの管理方法の継続は、量の削減と処分効率の向上により、新たな最適化につながる。これらの性能は、放射性核種の閉じ込めだけでなく、廃棄物の化学組成に応じて時間とともに劣化する可能性のある物質の物理化学的特性の持続可能性にも関係している。

これは、新しい廃棄物の収納マトリックスを開発し、無酸素腐食プロセスに関連する水素の発生制限を目指す反応性金属 (Mg、Al、Zn など) の研究が目的である。汚染された土

参考文献

- 1) Frederic Legée, Michel Dutzer and Patrick Landais, “French Industrial Management Plan for Low and Intermediate Short-lived Wastes (LISLW),” WM2018 Conference, March 18 – 22, 2018, Phoenix, Arizona, USA.

壌管理には、新しい収納容器が必要になる。どの産業投資がそのような目的（超圧縮、ガラス化、熔融、焼却）に関連するのかを特定するためには、技術的な位置付けが必要になる。さらに放射性廃棄物に存在する有害な化学成分（アスベスト、水銀、鉛など）には特に注意が払われる。分散・移動の長期的な管理は、実施された研究または非放射性有害廃棄物の処分のために実施された技術との一貫性で分析される。

最終的に、ANDRA の品質管理戦略は、2016 年の廃棄体管理設備の設置など、Aube 処分施設に大きな投資をもたらした。この設置により、廃棄体から移動するトリチウムの測定が可能になる。この分野では、特に廃棄体の破壊試験を制限することを目指した技術開発に追加的な努力がなされるべきである。

7. 結論

ANDRA が放射性廃棄物管理計画を作成するために実施した分析の目的は、技術的及び組織的な観点から処分施設だけでなく、LISLW の発生から処分までの全体的な廃棄物管理経路を最適化するために、可能性のある傾向または最適化を目指した補完的な研究を特定することであった。この計画は、廃棄物管理戦略を改善するために、廃棄物発生者との共通のツールであることを意図した。それは、規制当局と省庁、ANDRA、廃棄物発生者及び利害関係者によって推進された、放射性廃棄物の国家管理計画から導き出された戦略について一貫性をもって定期的に見直すべきである。

4. BWR 炉内上部機器の除染と減容

企画部 梶谷 幹男

BWR の炉心上部の気水分離器や蒸気乾燥器等は炉心から離れ中性子照射の影響は少なく、放射能付着物 (Co, Mn) が多く、汚染源は剥離可能なものと表面の酸化物の剥離できない両者からなる。これらの炉内上部機器は重量に比べ容積が大で複雑な形状で、切断や容器への充填に時間と経費を要するが、汚染許容レベルまで除染し、減容する効果への期待は大きい。フランス電力会社 (EDF) 傘下の Cyclife 社が行った除染と減衰の解析結果、化学除染が有効である。実寸規模のプラント除染実験の結果及びアレバ社の原子力発電所 (AREVA NP) と他社プラントでの実績を報告する¹⁾。

概要

原子炉の廃止措置では、多種・大量の廃棄物を発生し、多様な工程が必要である。特に、炉内上部機器は、素材が薄く体積が大きいため、減容しない場合には処分に過大な容積を占めるが、遮蔽対策や遠隔操作を除けば手動・作業でも実施される効率的な減容法は溶解である。しかも、溶解した金属組織中に核種を均質に閉じ込めることができる。

EDF のグループは、ヨーロッパに 3 か所の廃棄物処理施設を有する。フランスにある SOCODEI 社の放射性廃棄物集中処理センター (CENTRACO) には、有機系廃棄物の焼却と金属 3,500 t を溶解し、原子力施設内で再利用している。ここでは 20,000 Bq/g の β γ 核種汚染物の受入れ処理ができる。スエーデンの施設は、年間 5,000 t 溶解の許可を持ち、主たる目的はクリアランスであり減容処理も可能である。溶解金属は 1,000 Bq/g になるまで濃度管理が実施される。スエーデンとフランスの施設は、30 m 長さ、400 t 重量までの汚染された大型機器を取り扱うことができる。英国では低レベル汚染物を十分に分離・分別し、機器除染を行いクリアランスする前に再利用することに重点を置いている。

フランスの Cyclife 溶解施設では、中レベル汚染物を取扱い可能な放射能レベルにまで除染することを目的としている。受入れ可能な放射能汚染量は、切断や溶解を実施する作業員の許容被ばく線量を考慮した後に決められている。このように機器除染は工程作業員の総被ばく量を低く管理する視点から必須である。

圧力容器内の放射能

BWR 圧力容器内の放射能分布は炉心からの距離に依存している。したがって、炉内構造物の放射化レベルは高い。一方、炉心下部と炉心上部は付着物で汚染されている。

ドイツの BWR (Würgassen 原子炉) では、圧力容器の上部機器は、予測以上の量を最終的に切断・溶解し、クリアランスされた。気水分離器と蒸気乾燥器は高濃度に表面汚染されていた。気水分離器の重量は原子炉圧力容器 (含む炉内構造物) の約 2%、蒸気乾燥器の重量は約 5% である。気水分離器の放射能量は圧力容器全体の約 0.08%、また、蒸気乾燥器は約 0.025% であり、この機器の放射化は計測器では感知できないほど低いレベルであった。

除染実験

除染実験は、1980年前半に設置され、ほぼ10年間運転した気水分離器の構成部品を使って実施した。実験は1990年代に行い成果は今日でも十分に有益である。実験は3ステップで、①実験室規模のビーカー実験、②小規模プール実験、③汚染・放射化を調べる浸漬実験からなる。ただし、部品Aは中性子減衰タンクからの湿り蒸気を気水分離するため1984年に設置している。他の部品としては、蒸気発生器と炉心シュラウド構造体と結合させるタイロッド部品B及び気水分離器上部の中華帽子状の部品Cである。これは小規模プールでの浸漬実験に使用する。これらの

3部品の重量、放射能量、最大放射線量率を表1に示す。部品Aは下部シュラウドに近い物と上部シュラウドから離れた部品とを採用し実験を進めた。部品Aは化学除染と機械除染を共に実施し、 10^2 Bq/gのレベルまで汚染が下がった。これらの部品は王水に浸漬し表面の汚染物は全て取り除き、重量を測定した。シュラウド下部側の試料は155 Bq/g、シュラウド上部側試料は約70 Bq/gであった。部品Cは気水分離器の上部側に配置され少量の放射能(数 Bq/g)であった。

なお、最近の事例として、ドイツのKrümmel原子力発電所の蒸気乾燥器では、除染係数48の結果が出ている。

表1 実験に使用した部品

	重量 (kg)	放射能量 (GBq)	最大線量率 (mSv/h)
部品A (蒸気中)	75	2.6	13
部品B (炉心側面)	15	30	31.9
部品C (低線量域)	3	24.3 kBq/g	1

切断と輸送

炉内構造物は嵩張っており、輸送・取扱い作業では重量より寸法が重要因子である。例えばOskarshamn 1 (473 MWe)の蒸気乾燥器は1979年に交換され、35年間保管の後、Cyclifeへ移送し、2015年に切断・溶解された。輸送時の容積は110 m³ (4.6 m直径×5.7 m高さ)、外容器のサイズは径が約7 m、高さ6.5 mであった。到着時の収納容器に入った蒸気乾燥器が図1に示す。容器や養生物を除いた蒸気乾燥器の重量は30 tであった。

Oskarshamn 1の使用済蒸気乾燥器の輸送状況、大型機器の処理、取扱い、海上輸送においてCyclifeスウェーデン施設と同様にStudsvik工業港湾で数十年の実績でもトラブルの発生はない。発送地区も受入地区も大型機器を発電所サイトで切断・分断して部材

を輸送するよりも合理的である。良い除染効果を出すには切断・分解にやり方がある。大型分解品は大型であるほど好都合である。

Cyclifeの施設

Cyclifeでは、目標レベルまで除染し、その後、溶解しやすい細片に切断する。機器除染は原子炉の一次系全体の除染と同時期に実施することが好ましい。圧力容器内での機器の除染には計り知れない利点がある。保管で減衰するものは別として圧力容器内の機器類の取扱いや輸送等は厄介であり、圧力容器内除染は効果が大きい。廃炉段階の除染と運転管理段階のそれでは異なる廃棄物が排出される。除染を実施する前に廃棄物特性を明らかにし、処分が可能な廃棄物であることの判断をする。



図1 Oskarshamn 1の使用済蒸気乾燥器の輸送状況

さらに、考慮すべきことは除染から出る廃棄物量で、また、廃棄物処理工程で如何に処分廃棄物の容量を減らすかが重要となる。

炉内機器の切断には、冷温法で帯鋸法やワイヤロープ切断法があり、高温法はアーク・トーチかプラズマ切断方法がある。

溶解には、金属がクリアランスできるまで管理し実施される。Cyclifeの金属処理施設では数千 Bq/g になるまで溶解を行い、従業員の許容被ばく線量以下レベルに達するまで管理されている。フランスのSOCODEI社では、受入れ放射能レベルが 20,000 Bq/g で、施設・受入れ機材の置き場・配置や金属の遠隔取扱いで対策を施している。

減容

溶解減容率は機器の嵩密度で決まる。また、溶解金属を上手く処分容器に収納するかが重要である。また、溶解後の鑄造塊の取扱いでは、廃棄体の放射エネルギーを正確に決定すること

が重要である。鑄造塊が高密度であれば処分容器のコスト節約となる。処分容器はコストが高く、途中で中間保管が入れば無視できないコスト増に繋がる。除染で出るスラグは、金属表面の酸化物が中心組成で少量でもある。スウェーデンの低レベル放射性廃棄物処分場（SFR）では、短半減期核種を含有する溶解プロセスの残渣物、インゴット・スラグ・塵埃は処分可能である。

除染プロセスの廃棄物は多量の放射能を含有している。これらは炉運転期間の放射性廃棄物と同様に取り扱わなければならない。Oskarshamn 1 の使用済蒸気乾燥器はCyclifeに運び込まれて2015年に処理されたが、廃棄物処理工程の諸データを表2に示す。輸送時の収納容器は別として機器の総減容率は50倍~20倍の範囲であった。減容率は、どのように鑄造塊インゴットが最終処分できるかで決まってくる。

表 2 蒸気乾燥器の処理前と処理後の容積比較

	体積 (m ³)	減容率****
蒸気乾燥器の真体積	110	約 20
蒸気発生器の輸送容器体積	250	約 50
鑄造塊	3.2-4*	
スラッグ・塵埃・他	1.4	
梱包材料	1.4** (<0.1***)	

*どのような収納方法かで大きく変動する、**主たるものは可燃廃棄物

梱包材料の焼却から出た二次廃棄物容積、*梱包材料の焼却も考慮した値

課題とその対応

Cyclife 社の評価によれば、BWR 炉内上部機器の除染と溶解を組み合わせ、解体・切断の前に既存の原子炉圧力容器を使う除染作業が最も効果的である。AREVA NP 社で実施された除染方法は、Oskarshamn 1 の減衰待ち中間保管と比べ殆ど同等の方法である。どの方法を選ぶかに先立ち、除染廃棄物の評価に加えて、処分に最終的措置を加えた後の体積はどの程度か、また、除染残渣物の処分に他にどのような課題があるかなど幾つか検討が必要である。どんな除染方法が最善の方法であるか判断する上で最終的かつ総合的な判断基準は ALARA/ALARP 方法（注：社会的、経済的要因を考慮し、合理的に達成可能な限り低く

押さえる方法）ある。

除染と溶解の組み合わせる方法は、従来の水中切断法で細片に切断して廃棄物容器に入れて処分する場合よりも有益である。すなわち、BWR の炉内上部機器は溶解で大きな減容率が得られる（20~50 の減容率）。したがって、処分へ大幅な減容ができると既存の埋設サイトが使用できる。また、中間保管が不用のため、中間保管の収納容器も不要で、鑄造塊の放射性核種の均質な固溶分布も有利である。ただし、処分体積と除染の残渣物コストの加算が必要になる。

なお、同じ方法は PWR のケースでも有益であるが、PWR では炉内構造部の溶解による体積減少はそれほど大きくはない。

参考文献

- 1) Maria Lindberg, Arne Larsson, Christophe Maufrais and Lionel Thevenet, “Decontamination and Melting of Reactor Upper Internals,” WM2018 Conference, March 18 – 22, 2018, Phoenix, Arizona, USA.

5. 研究施設等廃棄物の受入基準の整備状況と課題について

廃棄物処理事業推進部 鈴木 康夫

最近の注目論文として、“研究施設等廃棄物の埋設事業における廃棄体受入基準の整備状況と課題”についてご紹介したい。本論文¹⁾は、日本原子力研究開発機構が、平成20年に研究施設等廃棄物の埋設事業の実施主体となって以来、埋設施設の概念設計とともに実施してきた廃棄体受入れにあたっての技術的検討の整備状況と課題の現況について報告しており、研究施設等廃棄物の埋設処分を考えるすべての事業者に関わる非常に重要なものである。

本論文では、現在、埋設施設の受入基準として、埋設施設の立地環境条件が確定しない現段階でも設定可能な廃棄体要件については、すでに整備されており、解説がなされている。また、立地環境条件が確定した後設定する受入基準として、申請核種とその核種毎の最大放射能濃度、廃棄体の空隙率、廃棄体1体あたりに含有可能な化学物質の濃度があるが、これらの基準については、埋設施設の具体的な設置場所確定後に所要の環境調査及び埋設施設の設計に基づき受入基準が確定されることとなるが、一般的な立地環境条件における予備的な検討を進めていることが説明されている。また、研究施設等廃棄物の発生者が、放射性廃棄物を適切に処理し、廃棄体等とするために必要な取組みも紹介されている。

研究施設等廃棄物の埋設処分にあたっては、いわゆる原子炉等規制法、放射線障害防止法や医療関連等の多岐にわたる法律の安全規制で要求される技術基準に適合する廃棄体又はコンクリート等廃棄物（以下、廃棄体等）となるよう、放射性廃棄物の物理化学的な性状、核種組成等を考慮して適切に処理をするとともに、放射能濃度の評価が求められる。

本論文の埋設施設の設計（原文2.1節、以下、「原文」は略す）に関し、ピット埋設施設、

素掘りのトレンチ施設、付加機能型トレンチ埋設施設の仕様について述べた後、それぞれの埋設施設に受入れ可能な対象廃棄体等の種類を示している（2.2節）。(1)ピッチ埋設施設では、施設の運転・解体に伴って発生する廃棄物に対して、200ℓドラム缶に収納の充填固化体（金属、雑固体等）及び均質・均一固化体（液体）、約1m³の鋼製角型容器（金属、雑固体等）、容器に収納困難な有姿廃棄物、(2)素掘りのトレンチ埋設施設では、フレキシブルコンテナ、鋼製角型容器、容器に収納困難な有姿廃棄物、(3)付加機能型トレンチ埋設施設では、200ℓドラムの充填固化体及び均質・均一固化体が想定されている。

さらに、廃棄体種類ごとに受入基準が示されている。例えば、充填固化体の受入基準としては、10項目があり、①申請核種と核種毎の最大放射能濃度、②容器及び固型化材の仕様、③廃棄物との一体的な充填、④耐埋設荷重、⑤表面線量当量率（容器表面）、⑥表面汚染密度（容器表面）、⑦著しい破損、⑧整理番号及び標識、⑨有害な空隙、⑩健全性を損なう物質の有無となっている。このうち、②～⑧の廃棄体製作上の要件となる容器及び固型化材料の仕様、一体的な充填、耐埋設荷重に関する受入基準はすでに整備され、根拠資料が公開されている旨説明されている。一方、

①、⑨、⑩については、埋設施設を設置する立地場所の地下水流速や地盤の間隙率等の環境条件、それを反映した施設設計及び廃棄体中の核種組成等に依存するため、それらの確定後に決定する計画であり現在検討中の課題であるが、一般的な立地環境条件に基づき予備的な評価がなされている。

廃棄体等受入基準の課題としては、(1) 申請核種とその核種毎の最大放射能濃度 (3.1～3.3 節)、(2) 内部空隙 (4.1～4.3 節)、(3) 健全性を損なう化学物質 (5.1～5.3 節) があり、これらへの対応方針の検討が実用発電用原子炉と研究施設等廃棄物の特徴の違いを踏まえながら行われている。例えば、(1) については、実用発電用原子炉では放射性廃棄物の核種組成や生成期限が比較的一様であるため、埋設施設の被ばく評価上重要な核種も統一でき、最大放射能濃度の評価にあたっては、上記の一様性や廃棄物量の多さからスクレーンングファクタ法や平均放射能濃度法等の適用が合理的である。一方、研究施設等廃棄物においては、試験研究用原子炉から医療関連施設等と発生施設が多岐にわたり、発生施設に共通的な重要核種の選定が容易ではなく、また個々の施設規模が比較的小さく、廃棄物発生量が少ない施設が多い。このため、個々の施設毎に多数の放射化学分析を行うのは現実的ではなく、施設種類を考慮した合理的な放射能評価方法の確立が課題となっている。さらに、廃棄体等の放射能濃度の決定には非破壊測定が必要となるが、トレンチ処分を対象とした鋼製角型容器やフレキシブルコンテナを

使用した廃棄体等への対応が課題である。

最後に、発生者側の対応 (6 章) としては、現在、廃棄体等の製作要件についてはすでに整備済みであり、標準的な手順書が公開されているため、研究施設等廃棄物の発生者側で、所定仕様の容器の購入、固体状廃棄物の分別作業、処分不適応物の除去、容器への充填収納 (ただし、空隙の充填については、立地環境条件が確定しないため、固型化等を行わずに保管が望ましい) を開始することが可能であるとしている。

また、分別作業の過程で、発生者においては、自身の廃棄物の放射能濃度評価方法を検討するため、当該廃棄物を代表する放射化学分析用の試料を採取することが重要であり、採取時に記録すべき項目の標準的な様式が公開されていることが述べられている。

一般的立地環境条件下での重要核種の事例が公開されていること、発生者側としては当該核種を参考にして自身の廃棄物の核種毎の放射能濃度を評価していく必要があること、有害な化学物質の観点からは、発生施設での使用実績の調査が必要であること、廃棄体等に多量に含まれる場合には所定の方法により含有可能濃度の評価が必要になることが述べられている。

また、将来廃止措置を行う施設については、あらかじめ上記の項目に留意しながら計画を立てていくことの重要性が示されている。

研究施設等廃棄物の発生者事業者各位には、ぜひとも本論文をご一読願いたい。

参考文献

- 1) 仲田久和, 天澤弘也, 出雲沙理, 岡田翔太, 坂井章浩, “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の整備状況と課題,” デコミッションング技報, 第 58 号, p. 24-37 (2018).

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報 (2018年10月末現在)

東海事務所 榎戸 裕二

四国電力は3月に廃炉を決定した伊方発電所2号機(PWR;出力56.6万kW)の廃止措置計画書を10月10日に原子力規制委員会に提出した。廃炉の期間は40年、費用は約400億円を見込む。10月末時点での日本の廃炉数は21基となった。米国のオイスタークリークは当初の予定を早め、2018年9月17日に恒久運転停止した。この結果、世界の恒久運転停止した原発総数は172基となった。本報告ではドイツ及び日本の廃炉情報の更新を行っています。

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	
アルメニア ベルギー	アルメニア BR-3	1977/10/06~1989/02/25	408 MW	PWR	未定	計画検討中	2048年	
	コズロドイ-1	1962/10/10~1987/06/30	12 MW	PWR	即時解体	解体中	2020年	
	コズロドイ-2	1974/10/28~2002/12/31	440 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵(20年)解体中	2035年	
	コズロドイ-3	1975/11/10~2002/12/31	440 MW					
	コズロドイ-4	1981/01/20~2006/12/31	440 MW					
	コズロドイ-5	1982/06/20~2006/12/31	440 MW					
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	
	ジェンテイル-1	1972/05/01~1977/06/01	266 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵中		
	ジェンテイル-2	1982/12/04~2012/12/14	675 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備		
	ロルフトNDRP-2	1962/10/01~1987/08/01	20 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備		
	ピッカリング-A2	1971/10/06~2007/05/28	542 MW	PHWR	安全貯蔵	停止中		
	ピッカリング-A3	1972/05/03~2008/10/31	542 MW	PHWR	安全貯蔵	停止中		
	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		
	シヨ-ア	1967/04/15~1991/10/30	320 MW	PWR	安全貯蔵	解体中(2014年~)		
	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		2028年
	シノン-A2	1965/02/24~1985/06/14	230 MW	GCR				
	シノン-A3	1966/08/04~1990/06/15	480 MW	GCR				
	フランス 12基	マルクール-G2	1959/04/22~1980/02/02	43 MW	GCR	安全貯蔵		安全貯蔵中(Cの処分場開設待)
マルクール-G3		1960/04/04~1984/06/20	43 MW	GCR				
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	2025年	
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	
サンローラン-A2		1971/11/01~1992/05/27	530 MW	GCR				
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	
フェニックス		1974/07/14~2010/02/01	142 MW	FBR				
ドイツ 29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
		グライフスバルト-2	1975/04/14~1990/02/14	440 MW	PWR			
		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
	グライフスバルト-4	1979/11/01~1990/07/22	440 MW	PWR				
	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	
	グロスヴェルツハイム(HDR)	1970/07/02~1971/04/20	25 MW	BWR				
	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	
	グンドレミンゲン(KRB-B)	1984/07/19~2017/12/31	1344 MW	BWR				
	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	

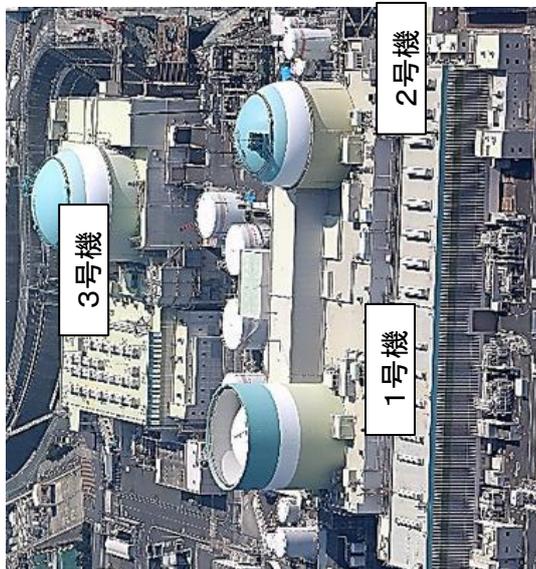
国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
ドイツ	カールVAK	1962/02/01～1985/11/25	16 MW	BWR	安全貯蔵	廃止措置終了	2010年
	カールスル-エKNK-II	1979/03/03～1991/08/23	20 MW	LMFBR	即時解体	解体中	2019年
	カールスル-エMZFR	1966/12/19～1984/05/03	57 MW	PHWR	即時解体	解体中	2016年
	リンゲン(KWL)	1968/10/01～1979/01/05	268 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2013年迄の25年間)	解体予定
	ミュンヘンハイム・ケールリッヒ	1987/08/01～1988/09/09	1302 MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
	ニダーアハイバツハ(KKN)	1973/01/01～1974/07/21	106 MW	HWGCR	即時解体	廃止措置終了	1995年完了
	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
	シュターデ	1972/05/19～2003/11/14	672 MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
	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
	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
	オベリッヒハイム	1969/03/31～2005/05/11	357 MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
	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
	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
	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
	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
	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
	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
	フリッツスブルグ1	1979/05/05～2011/08/06	890 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	未定
	ウンターヴェーザー	1978/09/29～2011/08/06	1345 MW	PWR	未定	未定	未定
	グラ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
	カオルン	1981/12/01～1990/07/01	882 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2016年
	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
	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
	トリノ・ヴェルチエレッツェ	1965/01/01～1990/07/01	270 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵から解体中	2014年
	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
	東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166 MW	GCR	即時解体	解体中	2020年
	「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165 MW	HWLWR	即時解体	解体中	2033年
	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
	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
	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
	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
	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
	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
	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
福島第一-6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100 MW	BWR	未定	未定	未定	
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	
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	
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	
大飯発電所1号機	1979/03/27～2017/12/22	117.5MW	PWR	未定	廃炉決定	未定	
大飯発電所2号機	1979/12/05～2017/12/22	117.5MW	PWR	未定	廃炉決定	未定	
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	

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
日本	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
	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
	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
	もんじゅ	1994/04/～2016/12/21	280 MW	FBR	即時解体	廃止措置中	～2047年頃
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
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
	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
リトアニア	イグナリア-2	1987/08/20～2009/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体	安全貯蔵中	2045年以降
	ドーナバルト	1969/03/26～1997/03/26	60 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	不明
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
	ベロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	不明
	ノボロノネジ-1	1964/12/31～1984/02/16	210 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
	ノボロノネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
スロバキア	ノボロノネジ-3	1972/06/29～2016/12/25	385 MW	PWR	不明	不明	不明
	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
	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
	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
スペイン	ボフニチエ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440 MW	PWR	即時解体	解体中	2025年
	ハンデロス-1	1972/05/06～1989/10/19	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2035年
	ホセ・カブレラ-1	1968/07/14～2006/04/30	150 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2016年
	サンタマリアデルガロニヤ	1971/03/02～2013/07/31	466 MW	BWR	未定	未定	未定
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
	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
	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
	バーセバック-1	1975/07/01～1999/11/30	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
スイス	バーセバック-2	1977/03/21～2005/05/31	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体へ移行	2029年完了
	ルーセン	1968/01/29～1969/01/21	6 MW	HWGCR	安全貯蔵	廃止措置終了	1994年完了
	チェルノブイール-1	1978/05/27～1996/11/30	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2040年頃
	チェルノブイール-2	1978/05/28～1991/10/11	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
ウクライナ	チェルノブイール-3	1982/08/27～2000/12/15	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
	チェルノブイール-4	1984/03/26～1986/04/26	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体へ移行	2029年完了
	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
	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
イギリス (30基)	ブラッドウェル-1	1962/07/01～2002/03/31	146 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年～2016年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
	ブラッドウェル-2	1962/11/12～2002/03/30	146 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年～2016年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
	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
	コールダーホール-2	1957/02/01～2003/03/31	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
ハンターston	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
	コールダーホール-4	1959/04/01～2003/03/31	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
	ハンターston-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
	ハンターston-A2	1964/07/01～1989/12/31	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

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
イギリス	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～2025年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了
	ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267 MW	GCR			
	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)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了
	オールドベリー A2	1968/04/06～2011/06/30	230 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2013年～2027年)	2074年まで安全貯蔵、83年解体完了
	トロースフイニッド-1	1965/03/24～1991/02/06	236 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(1995年～2016年)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了
	トロースフイニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	236 MW	GCR			
	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)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了
	サイズウェル-A2	1966/09/15～2006/12/31	245 MW	GCR			
	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～2027年)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了
	ダンジネス-A2	1965/12/30～2006/12/31	230 MW	GCR			
	チャペルクロス-1	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
	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
	チャペルクロス-3	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
	チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR			
	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(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了
	ウイルファア-2	1971/06/21～2012/04/25	550 MW	GCR			
	ドンレーDFR	1962/10/01～1977/03/01	14 MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
	ドンレーPFR	1976/07/01～1994/03/31	250 MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
	ウインズケール WAGR	1963/02/01～1981/04/03	36 MW	GCR	即時解体	解体中	2035年
	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
	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
	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
	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
	CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19 MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了
	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
	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
	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	
	EBR-II	1965/01/01～1994/09/01	20 MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
	ハンフォードN原子炉	1966/04/01～1988/02/01	860 MW	LWGR	安全貯蔵	ISS(嬗化)方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体
	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
	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
	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
	ファンボルト・ペイ-3	1963/08/01～1976/07/02	65 MW	BWR	即時解体	解体中	
インデアンプォイント-1	1962/10/01～1974/10/31	277 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(～2013年)	2026年完了	
ラクロス	1969/11/07～1987/04/30	53 MW	BWR	即時解体	解体予定	2026年完了予定	
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のみ)	2005年完了	
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	
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	
パスファインダー	1966/07/02～1967/10/01	66 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵済	2007年完了	
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	

アメリカ
(37基)

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
	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
	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
	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(SFSI及びLLW貯蔵のみ)	2009年完了
	サンオフレー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
	サンオフレー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
	サンオフレー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
	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
	シヨーハム	運転せずに閉鎖	880 MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1995年完了
アメリカ	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
	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(SFSIのみ)	2005年完了
	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(SFSIのみ)	2007年完了
	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
	ザイオン-2	1973/12/31～1996/09/19	1085 MW	PWR	即時解体	解体中	2020年完了予定
	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
	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年完了予定
	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
	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



四国電力
伊方原子力発電所
(朝日新聞デジタル
2017年3月27日より)



米国 オイスタークリーク原子力発電所の全景(CBS 2018年9月17日)

委員会等参加報告

前報告から平成 30 年 10 月末までの外部機関委員会等への参加者は以下の通りである。

外部機関名	委員会等の名称	参加者氏名	開催日時
日本原子力学会 標準委員会	標準委員会基盤応用・廃炉技術専門 部会 第 50 回廃止措置分科会	梶谷 幹男	7 月 18 日
原子力デコミッショ ニング研究会	平成 30 年度第 4 回研究会	澁谷 進	7 月 20 日
原子力デコミッショ ニング研究会	主査会	澁谷 進	8 月 8 日
日本原子力学会	LLW 放射能評価分科会	泉田 龍男	8 月 24 日
日本原子力学会 標準委員会	標準委員会基盤応用・廃炉技術専門 部会 第 51 回廃止措置分科会	梶谷 幹男	9 月 19 日
原子力デコミッショ ニング研究会	平成 30 年度第 5 回研究会	澁谷 進	9 月 21 日
日本原子力研究開発 機構	第 11 回廃棄体検討 WG	泉田 龍男 秋山 武康 鈴木 康夫	10 月 11 日
日本原子力学会	廃止措置フォローアップ M	梶谷 幹男	10 月 18 日

総務部から

1. 理事会及び評議員会の開催状況

(理事会開催状況)

第 21 回 理事会 (書面による)

(1) 決議の日：平成 30 年 7 月 13 日

(2) 議題

① 評議員の選任について

(評議員会開催状況)

第 14 回 評議員会 (書面による)

(1) 決議の日：平成 30 年 7 月 25 日

(2) 議題

① 評議員の選任について

2. 人事異動

○評議員

新任 (平成 30 年 7 月 25 日付)

吉田 拓真 (非常勤)

退任 (平成 30 年 7 月 2 日付)

峯 雅夫 (非常勤)

新任 (平成 30 年 7 月 25 日付)

植竹 明人 (非常勤)

退任 (平成 30 年 7 月 2 日付)

佐藤 克哉 (非常勤)

©RANDEC ニュース 第 110 号

発 行 日 : 平成 30 年 11 月 30 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。