

RANDEC

July, 2020 No. 114

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター



原子燃料サイクルへの期待

電気事業連合会

原子力部長 中熊 哲弘

東日本大震災に端を発した東京電力福島第一原子力発電所の事故から9年余りを経て、原子力発電プラントでは新規規制基準への適合性審査を合格したプラントによる原子力エネルギーの供給が再開されてきました。発電プラントでは引き続き、再稼働したプラントの安全・安定運転の実績を着実に積み上げていくとともに、先行しているPWRに加え、BWRについても、一日も早く再稼働できるよう新規規制基準適合性審査に全力で対応しています。

その流れの中で、原子燃料サイクル施設の中核施設である六ヶ所再処理工場が、2014年に新規規制基準適合性審査への変更許可申請書を提出してから6年を超える期間の審査を経て、適合性審査の合格が目前となりました。

これは発電プラントと異なり、事業者自らが、臨界、蒸発乾固、水素爆発等の再処理施設特有の重大事故の洗い出しと、その対策を規制当局と議論するという、先例のない審査を超えた証であり、六ヶ所再処理工場の新規規制基準適合性審査が進捗していることは、原子燃料サイクルの特にバックエンドにおいて、大きな前進だと考えています。

今後、六ヶ所再処理工場は、安全審査で約束した内容に沿って、安全な再処理工場を作り上げる段階に移行します。

私たちが目指すのは、原子燃料サイクルの確立であり、「エネルギー基本計画」でも示されているように、エネルギー資源の乏しい日本にとって原子力発電プラントとともに再処理工場は、エネルギーセキュリティの観点からも必須の施設と考えています。

今後、30年、40年と安定して操業するためには、技術を伝承した若い人材が必要になってきます。そういう若い人材に対して、安全審査や、これからの詳細設計、設工認を通じて、しっかりと技術を伝承し、六ヶ所再処理工場の操業へ向けて進むことを期待します。

原子力バックエンド推進センターも、今後の最終処分進展に伴い、より多くの業務を推進していくこととなります。同じバックエンドを支える仲間として、私たちの知見を活かして頂けるところは活かし、学べるところは学ばせて頂きながら、日本のエネルギーセキュリティを支える一助としたいと考えています。

RANDEC ニュース目次

第 114 号 (令和 2 年 7 月)

巻頭言 原子燃料サイクルへの期待

電気事業連合会 原子力部長 中熊 哲弘

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

1. 諸外国の再処理施設における廃止措置事例の調査 1
技術開発部 渡士 克己
2. 原子力施設における放射性微粒子の性状等の調査 2
企画部 五十嵐 幸

外部機関の活動状況の紹介

ニュークリア・デベロップメント (株) の活動紹介

- 原子力施設廃止措置に向けた取り組み— 3
ニュークリア・デベロップメント (株)
研究部 次長 木野 健一郎

バックエンド技術情報

1. 欧州での炉内構造物の切断プロジェクトからの情報 6
廃棄物処理事業推進部 秋山 武康
2. 廃棄物放射能計測の方式と技術開発 10
泉田 龍男
3. AWJ 切断工法で発生する二次廃棄物分離プロセスの開発 13
企画部 五十嵐 幸
4. ウェストバレー再処理プラントにおけるガラス固化施設の解体 16
技術開発部 渡士 克己
5. 90 万 kW 級蒸気発生器の Oxyred Dur プロセスによる除染 20
企画部 金田 健一郎
6. 原位置における廃止措置に関する国際政府間協力 23
フェロー 澁谷 進

- 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	33
・総務部から	33
・本社事務所移転のご案内	34

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

1. 諸外国の再処理施設における廃止措置事例の調査

技術開発部 渡士 克己

令和元年度に、当センターは原子力規制庁からの請負により、諸外国の再処理施設における廃止措置事例の調査を実施し、調査結果を報告書として取りまとめた。

本調査では、(1) 廃止措置に関する困難事例・良好事例、(2) 原子力規制当局等からの指導・是正勧告、(3) その他不測の事態・コスト増・工程遅延の事例等について調査を行った。調査したプラントは AT1、APM、UP1 及び UP2-400 (以上フランス)、WAK (ドイツ)、B204、B205 及び Dounreay (図 1) (以上イギリス)、Eurochemic (ベルギー)、EUREX (イタリア)、West Valley 及び Barnwell (以上アメリカ) の 11 プラントである。

主な成果として、

- (1) 運転終了後に実施するリンス及び除染に係る試薬と除染方法の開発・使用実績、機器類・建物の解体経験、及び廃棄物処理・減容に係る困難事例・良好事例
- (2) 再処理施設の廃止措置が長期にわたること及びこの間の内外状況の変化により、各

種基準・規格へのバックフィット対応、事業者・地元自治体と規制機関との意思疎通等に起因する事例

- (3) 使用済み燃料プールからの漏水、予想外の Pu 汚染、高レベルタンクの想定外スラッジの存在、等によるコスト増・工程の大きな遅れ、が調査事例として摘出された。

操業が終了した再処理施設のうち廃止措置の終了したものが少数であり、大部分の再処理施設は現在廃止措置の段階にある。高レベル機器の廃止措置の技術が進歩しつつあること、我が国の廃止措置中の東海再処理施設や六ヶ所再処理施設の今後の運転において、機器の除染・取換え・廃止措置技術の代替案も含めた準備のために、ここで行ったような事例調査を今後も継続して実施することは有効であると思われる。

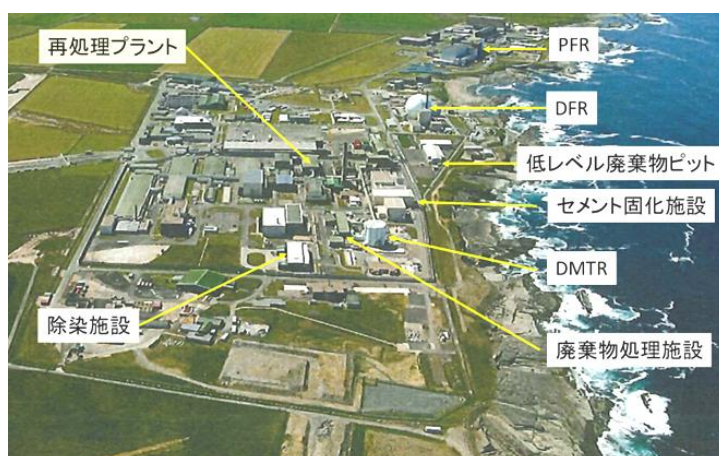


図 1 Dounreay サイトの再処理プラントの位置 (出典：C. Thomson, NEI, July 2016)

2. 原子力施設における放射性微粒子の性状等の調査

企画部 五十嵐 幸

1. はじめに

2011年にメルトダウンを起こした東京電力福島第一発電所（以下、1F）では、国が策定したロードマップに従って廃炉作業が進められている。燃料デブリは圧力容器や格納容器に存在し、回収に当たっては切断などの作業が必要である。燃料デブリの切断では放射性微粒子の飛散が考えられ、環境への漏洩対策のためにも微粒子の特性を知ることが重要である。しかし、1Fに存在する燃料デブリの情報は得られておらず、燃料デブリ回収作業で発生する微粒子挙動についても未知の部分が多い。

当センターは、燃料デブリを切断した時に発生する微粒子特性を推定する調査を実施した。特に、当センターがこれまでに蓄積した原子力施設のデコミッションに関わる情報を活用し、燃料デブリ微粒子に関わる情報を調査した。調査は、国内外の原子炉、ホット試験施設における解体や切断作業で発生する微粒子特性について行った。

2. 国内原子力施設調査

(1) 動力試験炉「JPDR」

旧日本原子力研究所の「JPDR」は、解体実地試験が1986年から1996年に実施された。解体では熱的切断法と機械的切断法が使用されていたので、切断方法毎の微粒子発生特性の調査を行った。

(2) 新型転換炉「ふげん」

「ふげん」は、2003年3月に運転を終了し、

廃止措置技術開発が開始された。廃止措置研究では複雑な炉心構造を持つ新型転換炉に適用可能な切断工法の選定が行われ、切断実験に伴う放射性微粒子の発生挙動を調べた。

(3) ホット試験施設

日本原子力研究開発機構（以下 JAEA）が開発を行った核燃料についての照射後試験は、JAEAの施設で実施されており、切断試験で発生した放射性微粒子の特徴、性状、飛散特性、などが測定されていた。

本調査は、大洗研究所の照射燃料試験施設について、燃料破壊試験時の微粒子情報や汚染した構造物の解体時の微粒子情報について行った。東海研究所については、ホットラボやMOX燃料を扱う施設を対象として調査を行った。

3. 海外原子力施設調査

海外調査は欧州と米国について行った。欧州については、原子力施設の廃止措置時に発生する放射性微粒子の挙動や1F燃料模擬デブリの切断実験で発生する微粒子特性に関わる文献を調査した。

米国については Argonne National Laboratory (ANL)を選び、ANLが実施している Molten Core Concrete Interaction 実験について調査した。

「本調査は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業補助金（燃料デブリの性状把握・分析技術の開発）」の業務の一環として実施した」

外部機関の活動状況の紹介

ニュークリア・デベロップメント(株)の活動紹介 ー原子力施設廃止措置に向けた取り組みー

ニュークリア・デベロップメント(株)

研究部 次長 木野 健一郎

1. はじめに

ニュークリア・デベロップメント株式会社(以下、「NDC」)は、三菱重工業株式会社(以下、「MHI」)グループの原子力関連研究・開発専門会社として、1990年(平成2年)に茨城県東海村に設立された会社です(図1)。NDCはMHIグループで唯一ホットセルを

所有する会社であり、使用済燃料のような高濃度の放射性試料から、環境放射能レベルに相当する極低濃度の放射性試料まで幅広い試料を取扱った多数の業務経験を有しています。

ここでは、NDCの事業展開の内、原子力施設の廃止措置に関連するバックエンド分野への取り組みについて紹介します。



図1 ニュークリア・デベロップメント(株)の外観*

2. 原子力施設の廃止措置と廃棄物処分区分

原子力施設の廃止措置時には様々な廃棄物が発生します。これらの廃棄物は、法令に定められた処分区分(表1)に応じて、適切に処分する必要があります。放射性廃棄物の処分区分は、主に廃棄物に含まれる放射性核種の種類とその濃度により区分されており、対象物の放射能濃度を評価するためのツール(放射化計算や核種移行挙動評価)の整備や

放射性核種の分析が重要になります。

表1 放射性廃棄物等の処分区分

放射性でない廃棄物(NR)	
クリアランス対象物	
放射性 廃棄物	放射能レベルの極めて低い廃棄物(L3)
	放射能レベルの比較的低い廃棄物(L2)
	放射能レベルの比較的高い廃棄物(L1)
	ウラン廃棄物
	超ウラン核種を含む放射性廃棄物(TRU廃棄物)
高レベル放射性廃棄物	

* <http://www.ndc-tokai.co.jp/>

3. NDCの発電所の廃止措置分野への取組み

原子力発電所の廃止措置では、炉内構造物等の極めて放射能濃度が高い放射性廃棄物から、原子炉建屋の構造壁等の殆ど放射性核種を含まない非放射性廃棄物まで、多種多様な廃棄物が発生します。廃止措置工事を効率的に進めるためには、施設の解体で発生する廃棄物の処分区分を適切に評価することが必要です。NDCでは、実試料中の放射性核種の放射能濃度分析を実施しており、MHIとの協力により、円滑な廃止措置工事の実現に向けた研究を推進しています。また、解体工事前の残留放射能を除去するための系統除染の効果を確認する等、放射性核種の分析技術を活かした技術開発も実施しています。

(1) 放射性核種の定量分析技術

放射性廃棄物処分で重要となる放射性核種の多くは、半減期が長く主としてβ線やα線を放出する核種です。これらの核種の放射能濃度を正確に求めるためには、化学的な前処理操作と多種の放射線測定機器が必要になります。

NDCでは、核燃料物質や放射性同位元素を含む試料に対して化学的な前処理により分析対象核種を精製する設備を運用しています(図2)。



図2 放射化学前処理設備の一部

ここで前処理した試料は、適切な放射線測定器(図3)により分析対象核種から放出されるα線、β線、γ線、及びX線等を測定して正確な放射能濃度を求めています。



図3 放射線測定器類の一部

これらの放射性核種の正確な定量分析は難易度が高く、その分析精度を確保し維持していくことはとても重要になります。そこでNDCでは、IAEAが主催しているProficiency test**に参加することで、自社の分析精度を確認し、分析技術の維持管理に努めています。

(2) 放射能レベルの比較的高い廃棄物(L1)

NDCでは、発電所の運転中に作業員が近づくことができない炉内構造物等、高放射性となる部位の放射能評価(主として中性子照射による放射性核種の生成量計算による評価)の精度を高めるための研究開発を実施しており、運転終了後の発電所の炉内構造物等から採取された試料をホットセル(図4)に受け入れて、様々な実験や分析に適用可能な試料を加工することが可能です。放射性核種の分析は、ホットセル内で細断や溶解した試料から、人が直接取り扱える程度の放射能レベルの試料量を分取して実施しています。

** <https://nucleus.iaea.org/sites/ReferenceMaterials/Pages/Interlaboratory-Studies.aspx>



図4 ホットセルオペレーションエリア

(3) 放射能レベルの比較的低い廃棄物 (L2)

運転中の原子力発電所で発生する放射能レベルの比較的低い廃棄物は、日本原燃(株)の低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて埋設処分が進められています。同センターの埋設処分では埋設する廃棄物について、 γ 線放出核種である Co-60 の他に主に β 線や低エネルギーの γ 線、X線、さらには α 線を放出する長半減期核種（いわゆる難測定核種）について放射能濃度を評価する必要があり、NDC では、発電所廃棄物試料について、これらの核種の定量分析、及び放射能濃度評価（スケーリングファクタ法***等）の妥当性検証に関する業務を実施しています。

(4) 放射能レベルの極めて低い廃棄物 (L3)

原子力施設の解体等で発生する極めて放射能レベルの低い廃棄物はトレンチ処分、さらに放射能レベルが低い廃棄物については、クリアランスや NR（放射性廃棄物でない廃棄物）としての処分対象になります。NDC では、これら極めて放射能濃度が低く、放射性核種の検出が難しい環境放射能レベルに近い試料の放射能分析も実施しています。

*** 非破壊測定が可能な Co-60 等の放射性核種濃度に、放射化学分析などにより予め設定した難測定核種濃度の相関比を掛け合わせて難測定核種の放射能濃度を評価する方法

(5) 放射能濃度評価へのフィードバック

NDC で実施した分析結果は、放射能評価結果との照合を通して、放射能濃度評価の妥当性確認に活用しています。また、原子力施設で廃棄物が発生する前の段階として、プラントのプロセス流体試料（冷却材や処理液等）の分析を実施することもあり、これらの結果を用いて放射能濃度評価におけるパラメータの最適化を実施しています。

実試料の分析結果との比較により精度を確認した MHI の放射能評価技術は、発電所廃止措置許認可に貢献しています。

4. まとめ

原子力施設の廃止措置では、発生する放射性廃棄物に含まれる放射性核種濃度評価が重要であり、その濃度を正確に求めるための放射化学分析には、専用設備や専門性の高い技術が必要になります。

NDC では、これまでの業務を通して、分析・評価に関し、多くの技術・知見を蓄積してきています。また、一般に広く普及している誘導結合プラズマ質量分析装置や、タンデム加速器を用いた加速器質量分析法等を用いた長半減期核種の高感度分析技術の開発を通して、これまでの放射線計測では到達できない極微量の放射性核種の分析技術の開発にも取り組んでいます。

放射性核種の分析・評価技術は東京電力福島第一原子力発電所を含む原子力発電所の廃止措置だけでなく、再処理施設や使用施設の廃止措置にも共通する技術であり、軽水炉以外の多くの原子力施設の廃止措置に貢献してきた実績があります。

NDC は今後も自社の技術を活かして、原子力施設の廃止措置や保全工事の円滑な推進に貢献していきたいと考えています。

バックエンド技術情報

1. 欧州での炉内構造物の切断プロジェクトからの情報

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

ウェスティングハウス（WH）は、原子炉の解体活動において重要なノウハウを蓄積してきた。炉内構造物の切断と収納のやり方は、学習された教訓と最良の手法を継続的にプロジェクトに組み込むことにより、向上している。WHはスペインの José Cabrera（ホセカブレラ）での最近の成功した経験に基づいて、現在、欧州で合計 13 基の原子炉解体契約を結んでいる。本報告書は、この内、進行中の切断プロジェクトの概要を示し、現場で実行されたプロジェクトからの教訓について説明しているで紹介する。

1. はじめに

WHは30年以上にわたり、プラズマアーク切断（PAC）、アブレイシブウォータージェット切断（AWJC）、金属分解加工（MDM）、機械的切断など、安全で信頼性の高い技術に基づいて原子炉内部を解体するいくつかの方法を開発してきた。近年、高度に照射された二次廃棄物の管理と処分のコストは上昇し続けている。WHは研磨法や熱法よりも機械的切削法を選択することで、切断戦略を合理化した。1999年以降、PWRとBWRの両方で機械的切断を広く使用し、そのプロセスは長年にわたって継続的に改善されてきた。切断装置は信頼性が高く、柔軟性があることが証明され、このことは困難なプロジェクトにとって非常に価値がある。

機械切断と収納プロジェクトの主な課題は、放射化の高い物質を放射化の低い物質から分離し、適切な容器に収納して廃棄することである。最適な切断技術の選択は、プロジェクトを成功させるために重要であり、廃棄コスト、プロジェクトスケジュール、使用可能な作業領域、安全性などの制約に依存する。最近のWHで選択された技術は、種々の切断装置（水圧式鋏盤、帯鋸、丸鋸）による機械切

断である。

高い放射線レベルとALARAにより、全ての切断機は遠隔制御され、個人の安全は現場作業での最優先事項である。事前のモックアップ訓練は、全ての手順を最適化するための非常に重要なステップであり、これにより現場で効率を最大化して、プロジェクトを予定どおりに完了できる。

2. 一般的なサイトの準備

プラント構成にも依るが、切断作業前には、例えば、改良土木工事、プールの完全性の確保、原子炉内部の特性評価、使用済み燃料ラックの回収、新しい作業架台の設置、補足的な水ろ過のような準備が必要になる。

原子炉内構造物の切断は、作業者を放射線から遮蔽するために水中で行われ、通常PWRの場合は原子炉キャビティ内で、BWRの場合は炉内構造物貯蔵プール（SPI）で行われる。

(1) Barsebäck 1でのSPIの利用

Barsebäck 1のSPIユニット（図1）は深さ約10mで、これは炉内構造物の切断や切断片をコンテナに収納するときに、作業員に十分な遮蔽を提供する。

数回の変更後、既存の作業架台と燃料交換機が切断作業の足場として使用され、2つの別個の足場から効率的な方法で並行して作業できる。原子炉ホールの床には、機材の保守及び除染エリアが設けられ、保守等を容易にする特別なサービススタンドが設置された。

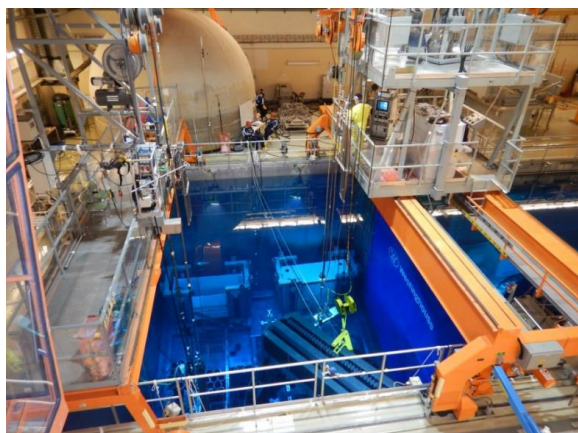


図1 炉内構造物貯蔵プール

(2) 廃棄物の収納

使用されている廃棄物コンテナは、収容廃棄物の放射能レベルとスウェーデンでの承認に応じて、内容積 5.4 m³から 7.5 m³と様々である。収納は切断作業機材を使用し、「湿式フード」システムを用いて SPI から取り出し、廃棄物コンテナに積み、現場の廃棄物中間貯蔵建屋に輸送される。

(3) Chooz A での構造変更

準備作業には、切断作業をより簡単かつ安全にするために、プラントの構造変更もある。

例えば、Chooz A では、原子炉の横穴の入口が拡大されて、原子炉の撤去後にいくつかの大型機器がアクセスできる (図 2)。他の重要な土木工事の変更は、元の蒸気発生器ピットがコンクリート板で密閉され、放射性物質取扱室の設置に必要なスペースが作成された。別の蒸気発生器ピットでも、将来の乾式切断及び保守作業場を設置するために密閉された。また、新しい電気室を持ち込み、新しい換気ダクトを設置するための作業を実施する必要

があった。原子炉キャビティ上部の状況を図 3 に示す。



図2 原子炉横穴入口の拡大

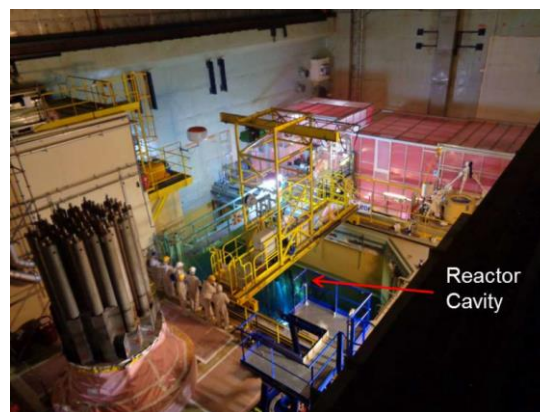


図3 原子炉キャビティ上部の状況

(4) Neckarwestheim I

Neckarwestheim I では、最初に燃料プールを利用できないので、搬送用の追加スペースを確保するために原子炉キャビティにカバーを取り付けた。これは切断作業用の追加の作業スペースとなり、また、切断片用バスケットを保管するスペースとなった。ここに、鋼構造物が原子炉压力容器のフランジに配置された (図 4)。この構造上の特徴の 1 つは、プールが水で満たされた状態で中央プレートを取り外して、原子炉容器から炉内構造物を段階的に取り外すことができることである。

さらに、作業手順の柔軟性を高め、切断作業を並行して実行できるように、追加のクレーン機能が必要であり、これは補助作業架台を追加することで達成された (図 5)。



図 4 カバー構造の設置



図 5 補助作業架台の設置

3. 事前のエンジニアリング作業

切断プロジェクトの最初の1年では、全工程での最良の戦略的技術とプロセスの決定に専念する。これには工学研究、設計作業、及び作業に必要な機材の製作が含まれる。詳細な3Dモデリングは、切断機材準備の基礎であり、放射性物質や収納の制約を考慮して機器を切断し廃棄物コンテナに処分する最適な戦略を決定する上で計り知れない支援になる(図6)。

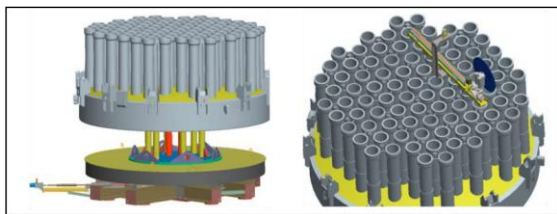


図 6 炉心シュラウドヘッドと炉心スプレー
スパージャーの切断計画 (Barsebäck 1-2)

4. 作業訓練

作業訓練は、スウェーデンのバステラスに

ある WH 試験施設で行われる。ここで炉内構造物の原寸大モックアップが製作される。モックアップ試験は機材の機能を検証し、現場での切断作業中のリスクを最小限に抑えるための重要なステップである。作業品質が顧客に承認されると、全ての機材は現場に輸送される。

5. 現場工事

現場の活動はできるだけ費用対効果を高くするために、切断及び収納計画に従うことが重要である。切断片の水中ガンマ特性は、収納計画の検証、及び輸送や最終廃棄物処分の制約を満たすために重要である。

炉内構造物は、圧力容器から1つずつ取り出され、混雑したプールでの切断作業を容易にする回転台に移される。回転台で、炉内構造物は丸鋸、帯鋸、剪断工具などの様々な切断工具で切断され、切断片は専用籠に入れられる。

(1) Barsebäck 1 の例

Barsebäck 1 では丸鋸切断技術によって蒸気乾燥機 (SD) を切断する (図 7)。SD の複雑な形状を切断するには、約 18 種類の丸鋸を使用する。SD の切断と同時に制御棒案内管 (CRGT) も切断される。CRGT は最初に丸鋸切断ステーションで 5 個に分割される。その内、2 個はチューブで、収納効率を上げるために穿孔機でさらに切断される。



図 7 CRGT と SD の同時切断

(2) Neckarwestheim I での例

場合によっては、炉内構造物の分解を容易にするために追加の機材を用意する必要がある。Neckarwestheim I では、稼働中のプラントのバッフルフォーマボルト交換プロジェクトで使用されている WH バッフルフォーマボルト遠隔操縦機を用いてバッフルプレートを分解した (図 8)。

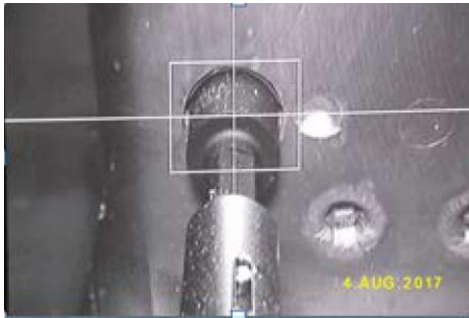


図 8 バッフルフォーマボルトの取外し

上部炉心バレルは、センターピラー型の帯鋸で切断された。切断戦略は、丸鋸で最初の水平カットを行い、次に帯鋸で垂直切断を続けた (図 9)。

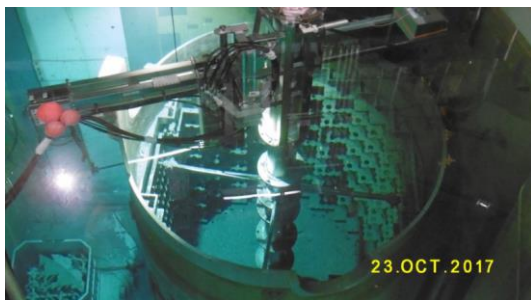


図 9 上部炉心バレルの切断

6. 機器の取り外しとプールの清掃

機械的な切断を使用すると最終的なプール

の清掃に大きな影響を与え、汚染の拡大による人体への被ばくを増加させる可能性がある。

切断屑は作業中に除去が行われているが、最終的なプールの洗浄は切断装置の除去後に行う。切断装置の洗浄は高圧水を用い、必要に応じて除染液で拭き取る。プールの底に溜まった切断屑を専用の浚渫機で取り除き、水中吸引装置で最終洗浄を行う。

7. 結論

Chooz A、Barsebäck 1、Neckarwestheim I、Philippsburg 1 での切断プロジェクトから得られた教訓を以下に示す。

- ・利用可能なプラントシステムとインフラに最適な解体シナリオの詳細調査
- ・古いプラントでの、土木工事、水ろ過システム、電源、空調システム、クレーン等のプラントの改造検討
- ・廃棄物管理の制約による専用装置の設置
- ・顧客とのコミュニケーション
- ・現場での切断作業のための 3D モデルに基づく詳細な切断及び収納計画
- ・プール内での良好な視認性を維持した炉内構造物の機械切断
- ・現場で再組み立て可能な機材の使用

これらの教訓は、WH が蓄積した過去の経験とともに、WH が現在進めているスロバキアの 2 基 (Bohunice V1-1、-2) 及びドイツの 6 基 (Unterweser、Grafenrheinfeld、Grohnde、Isar 1、Isar 2、Brokdorf) の一連の切断作業にも有効である。

参考文献

- 1) Joseph Boucau, Per Segerud, Bernhard Wiechers, “Feedback from Reactor Internals Segmentation Projects in Europe,” WM2019 Conference, March 3-7, 2019, Phoenix, Arizona, USA.

2. 廃棄物放射能計測の方式と技術開発

泉田 龍男

廃棄物又はそれを固化化した固化体中の比放射能を、200 ℓドラム缶外部からの計測によって測定する技術は、廃棄物のクラス分類や処分に際して必須の技術である。我が国をはじめ各国で種々の技術が開発されてきたが、今回 200 ℓドラム缶を 72 分割する独自の方式が提案¹⁾されているので以下に紹介する。

1. はじめに

廃棄物の取り扱いとその放射能評価は、原子力施設の運転及びデコミッショニングに不可欠な項目である。特に廃棄物の放射能評価は、廃棄物の輸送・貯蔵及びフリーリリースのようにそれぞれ異なる目的に必要なものであるが、中でも廃棄物のクラス分類は上記の全てのケースで必要である。放射能の規制値は、フリーリリースの基準やコンラッド貯蔵施設での中レベル廃棄物と高レベル廃棄物の区分に適用される。しかし、放射能評価の際には計測の不確かさ（誤差）があることを考慮する必要がある。ISO 11929 に従えば、これらの誤差は統計学、検出器の特性、測定系の幾何学特性及び廃棄物自身の密度等に由来する。

ISO 11929 の基準に従えば、廃棄物の放射能測定値は誤差の範囲の中で最大値を採用することになる。このことは、計測にかかる時間を長くして誤差を小さくするか、又は保守的に高い放射能値を選択することになる。しかし、保守的な高い放射能値を選択するのは、廃棄物の取り扱いコストをより高くすることになる。すなわち、廃棄物の放射能分類がより高いカテゴリーに分類されて、必要以上のコスト上昇を招くからである。

本論文の目的は、放射線計測の誤差を最小化する具体的な方法を得ることにあり、これは革新的な手法を適用することで実現可能で

ある。

2. 比放射能測定のための最新の廃棄物計測システム

廃棄物の比放射能を計測するには、以下のシステムが使われる。これは、単独又はそれ以上の高純度ゲルマニウム検出器（HPGe）から構成されており、検出器は廃棄物ドラム缶に近接して設置し、 γ 線のスペクトルを得る。通常これらのシステムでは、ドラム缶表面の線量率分布の情報も得る。最新の比放射能計測システムには、以下の二つの異なる方法がある。

- ・積分型比放射能測定
- ・分割型比放射能測定

積分方式では、HPGe 検出器は放射性廃棄物ドラム缶の全ての領域を視野に捉えて計測する。廃棄物ドラム缶は、ターンテーブル上で回転することによって、全ての面が HPGe 検出器の視野に捉えられる。ここでは、廃棄物固化体内部の固化剤と放射能が均質に分布していることを仮定しており、セメント固化体などに適用できる。したがって、固化体の固化剤が既知であれば、MCNP 法（モンテカルロ法）のような最先端のピーク効率校正モデル、又は基準線源の測定値をベースとしてモデルを構築できる。積分方式の計測走査（スキャン）は、廃棄物内部の固化剤及び放射能分布が均一の場合に適用可能である。

しかし、いつもこのように適用できるわけではなく、廃棄物内部に局所的なホットスポットがあれば、その影響により誤差が生じる。

廃棄体内部の固化化剤や廃棄物が均質に分布していない場合は、分割型 γ 線計測法が使われる。分割型 γ 線計測法では、単独又は複数の HPGe 検出器が使われ、その検出器はドラム缶に対して垂直方向に移動できるようになっている。これは分割断面ごとに計測を行って廃棄物ドラム缶全体をカバーできるようにするためである。放射線量率を比較することで、一断面層内のホットスポットが識別される。しかし、ドラム缶を回転させるために放射能に関する空間情報が失われる。分割型 γ 線計測法は、積分測定方式よりも正確ではあるが、やはり誤差を保守的に考慮する必要がある。

3. 最新の分割型 γ 線計測法 (ASGS 法)

最新の分割型 γ 線計測法 (ASGS 法) の原理は、廃棄物ドラム缶の単一断面層を測定するだけでなく、その断面層をさらに小領域(セグメント)に分割することにある。これは、固化体の幾何学的計測体系をさらに微細化することを意味する。200 lドラム缶が 12 分割された 6 層に微細化され、全部で 72 のセグメントに分割される。これは、1セグメントは 2.78 lの容積を持つことを意味する。したがって、200 lドラム缶の計測値は 72 個のスペクトルから構成されている。

ASGS 法では、通常分割型 γ 線計測法のシステムを大幅に設計変更する必要はないが、コリメータが必要である。これは検出器が特定のセグメントを視野に入れるために必要となるものである。このために、このコリメータを設置した検出器は、ドラム缶により接近して設置する必要がある。

計測データの解析については、72 のスペク

トルとピーク効率を計算評価すると同時に、近接するセグメントのピーク効率も考慮する必要がある、より困難となる。これは、近接のセグメントに存在するホットスポットからの γ 線を検出器が検知してしまうためである。この考え方によれば、全てのスペクトルは、計測対象外の他のセグメントからの影響を考慮して評価することになり、結局 72 × 72 の解析を実施する必要に至る。

上記のシステムでの計算時間は、通常の SGS 方式よりは増加するが、検出器が視野に入れているセグメントのピーク効率よりも 2 桁以上小さなピーク効率のセグメントを無視しても構わないという事実を考慮すれば短縮可能である。また、ピーク効率の評価に関しては技術革新が進んでおり、さらに計算時間の短縮を図ることができる。スペクトルの解析については、線形方程式で対応可能であり、通常の数学的方法により解を得ることができる。これにより、それぞれのセグメントの核種の比放射能が他のセグメント中のホットスポットを考慮した上で、評価することが可能となる。不均質性に基づく計測の誤差は、200 lドラム缶に代わって、単一のセグメント (2.78 l) に適用される。

4. ASGS 法の検討

アーヘン原子力トレーニング研究所 (AiNT) と共同で ASGS 法の適用性を検討してきたが、MCNP 法に基づく新たなピーク効率の計算モデルを開発した。それは非均質放射能分布でのピーク効率計算モデル (ECIAD) と呼ばれ、通常計算機で対応できる。

基準試験においては ECIAD 法と MCNP 法の結果はよく一致した。ECIAD 法を用いて、いくつか分割された廃棄物ドラム缶がモデル化されたが、比放射能は廃棄物ドラム缶内

部の放射能分布から再構成できることが分かった。しかし、ホットスポットがドラム缶の中央付近に偏在している場合は、放射能評価は難しくなる。この問題解決のためにいくつかの方式が検討され、結果として3つの分割片からなる放射状セグメントの採用がホットスポットの偏在化に適用できることわかった。その手法によりドラム缶中心付近に偏在したホットスポットも評価できるようになった。

5. 結論

ASGS システムは、それぞれのセグメントのスペクトルをその他のセグメントからの γ 線も考慮して解析することにより放射能を評価する革新的なシステムである。このシステムは、線源が偏在した非均質な対象にも適用でき、また、誤差も減少できる。これにより、より正確に廃棄物のクラス分類が可能

となるためコスト低減に寄与する。

放射状セグメントを用いるモデルは、現在は Eu-152 や Co-60 などの複数の γ 線を放出する核種にのみ適用可能なため、Cs-137 のような単一 γ 線のみを放出する核種に対しては修正が必要である。例えば、 γ 線の検出器の位置を変えた2か所の計測値を比較することで、線源の位置を特定できるようになる。

本方式のフィービリティスタディと概念検討終了後に、試作機を製作し実際の廃棄物ドラム缶を用いた試験で性能実証する予定である。

あとがき

本論文で紹介されている ASGS システムが 200 l ドラム缶に適用されるのは初めてと思われる。実廃棄物での性能実証に期待したい。

参考文献

- 1) M. Fritzsche, M. Durr, A. Havenith, H. Lange, D. Pasler, T. Hartmann, "Methods and Technologies for Waste Characterization," KONTEC 2019, March 27-29, 2019, Dresden, Germany.

3. AWJ 切断工法で発生する二次廃棄物分離プロセスの開発

企画部 五十嵐 幸

解体技術としての長所があるにもかかわらず、研磨材の混入が廃棄物を増やすため、経済的に不利と評価されている AWJ 工法の改良に関する論文を紹介する¹⁾。本論文では、放射化した原子炉鋼構造を AWJ 工法で切断したときの廃液から、鋼粒子を磁気フィルタによって分離し、研磨材の回収と再利用を進めることによって AWJ 工法の廃棄物量を低減する研究について述べている。

1. アブレイシブウォータージェット(AWJ)工法の特徴

(1) AWJ の長所と短所

原子力施設の解体に当たって重要なことは、放射化や汚染した構造材の切断時に発生する放射性物質の環境への拡散を防ぐことである。構造材の切断では、プラズマやレーザーによって熱的に切断する方法や高圧水に研磨材を混入して吹き付け切断する AWJ 等の機械的方法がある。AWJ はヘッドの小型化が容易、反力が小さい、導電性の有無に関わらず切断が可能、放射線防護とエアロゾルの飛散抑制に有効な水中切断が可能、という長所を持っているが、混入した研磨材が二次廃棄物量を増やすと言う短所も持っている。

(2) AWJ で発生する二次廃棄物

日本原子力研究開発機構 (JAEA) の「ふげん」の原子炉解体技術の研究では、圧力管構造が原因する狭隘部の解体が必要なことや Zr 合金切断時の発火防止を考慮して AWJ を候補の一つとしている。しかし、AWJ によって原子炉構造物を切断したときに発生する二次廃棄物量は JAEA の研究でプラズマ切断工法の数倍と評価されている²⁾。

紹介する研究は、AWJ によって鉄製構造材を切断したときの廃棄物から研削屑を分離し、さらに、研磨材を再利用することで廃棄物量

の低減を図った技術である。

2. MaSK システム

原子力発電所の解体において、中性子照射によって放射化された鋼材は、遠隔操作によって切断が行われる。放射化された鋼材の切断に AWJ を適用すると、研磨材粒子と放射能を持った研削屑の混合物が二次廃棄物として生成する。生成する放射性廃棄物全体の量は時として 2 倍以上に達する。AWJ は、技術的利点があるにもかかわらず、原子炉構造材の解体時の放射性廃棄物処理費用の増加が理由となって、経済的に不利と評価されている。

本論文は、原子炉鋼構造を AWJ 工法で切断した時に発生する廃液から研削屑である鋼粒子を磁気フィルタによって分離するとともに、研磨材の回収及び再利用を進めることによって AWJ 工法の二次廃棄物量を低減する研究について述べている。

研究プロジェクト名は「原子力施設の解体における二次廃棄物を最小限にするための細粒混合物の磁気分離」(以下、MaSK) で、当面の目標は小規模試験施設を製作し、試験することである。

鋼粒子の分離度を決定するために、王水を用いた酸抽出によって”ふるい”分離前後の鋼

の濃度を定量的に測定し、その後、誘導結合プラズマ（ICP）発光分光分析装置によって元素分析を行った。未処理の細粒混合物中の鉄の濃度は2%であった。代表的な粒度範囲の細粒混合物を電子顕微鏡で観察した。図1は、細粒混合物の走査型電子顕微鏡写真である。

同図で、研磨材粒子は灰色に、鋼粒子は明るく示されている。研磨材の一部は鋼の表面に衝突した衝撃で破砕するので、細粒混合物の粒度分布は広いものとなる。

細粒部分には研磨材粒子と小さな鋼片が混じっており、粗粒部分には損傷のない研磨材粒子と大きな鋼粒子が含まれている。

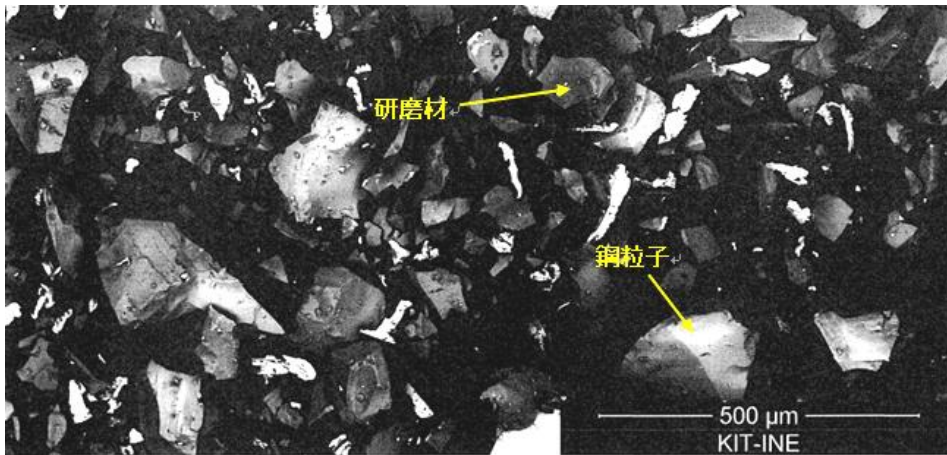


図1 細粒混合物の走査型電子顕微鏡写真

図2に、MaSK システムの主要な工程を示すが、MaSK システムでは、最初のステップで、湿式の”ふるい”分離と濾過によって、細粒分が分離される。2 番目のステップでは、磁気フィルタを使用して、粗粒部分に含まれる大きな鋼粒子を分離する。

図2の左の部分が第1ステップの湿式”ふるい”工程で、右側が第2ステップの磁気分離工程である。最初に、細粒混合物は湿式”ふるい”を通過し、細粒分が除去される。研磨材と鋼粒子の混合物は、”ふるい”へ供給する前に攪拌タンク内で懸濁化される。懸濁液はダイヤフラムポンプによって攪拌タンクから”ふるい”送られる。湿式”ふるい”は振動機を取り付けたゆるい”ふるい”である。”ふるい”を通過した細かい粒子は粒子フィルタに集められ、最終保管所へ送られる。一方、粗い物質は、

“ふるい”に残り、次のステップのために攪拌タンクへ戻される。”ふるい”のメッシュサイズは、別の切断プロセスに再利用できる粗い研磨材の粒子サイズ分布になる様に選択する必要がある。

次に、湿式”ふるい”で分離された粗い物質は、第2ステップの磁気分離工程において磁気フィルタを通る。粗い物質に残っている粒径の大きな鋼粒子は、磁気フィルタで分離される。磁気フィルタは、管内に挿入される永久磁石ロッドで構成されている。磁気フィルタの一例を図3に示す。

永久磁石で捕獲された鋼粒子は、永久磁石ロッドを抜いてから洗浄水によってすすぎ落され、最終保管所へ運ばれる。磁気フィルタで鋼粒子が分離された研磨材は、AWJ で再利用される。

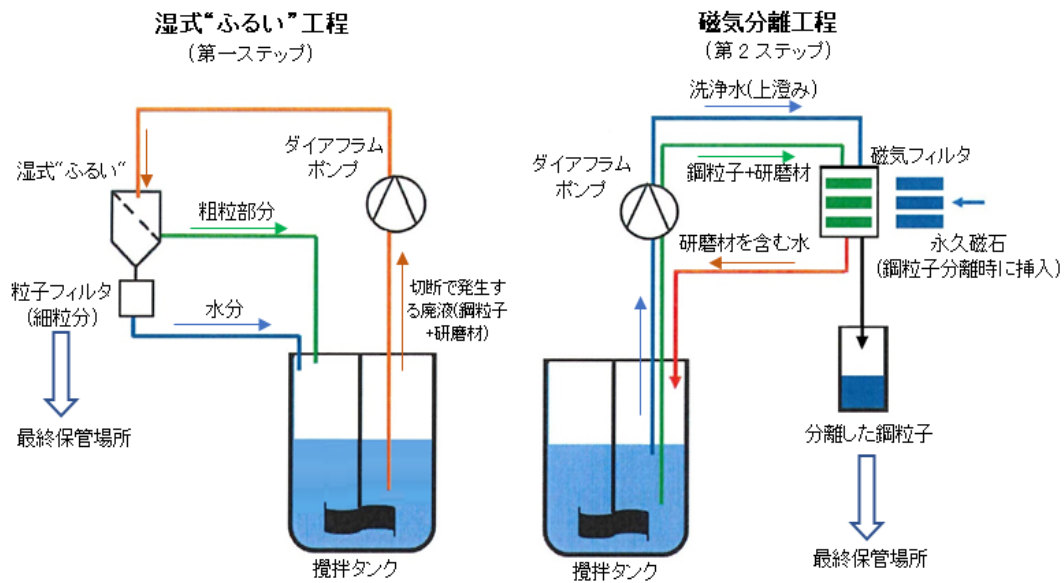


図2 鋼切削屑を分離する MaSK システムのプロセス



図3 磁気フィルタの例(エアシリンダにより永久磁石が引き出された状態)

3. まとめ

試験の結果、細粒混合物中の再利用可能な部分は 50w%以上であることが分かった。

MaSK システムは、廃棄物を分離し、さらに、研磨材の再利用を進めるものであり、二次廃棄物の発生量を大幅に減少することが出来る。

参考文献

- 1) A. Heneka., H. Geckeis, S. Gentes, et al., “Weiterentwicklung eines Separationsverfahrens zur Behandlung des Sekundärabfalls aus der Wasser-Abrasiv-Suspensions-Schneidtechnik,” KONTEC 2019, March 27-29, 2019, Dresden, Germany.
- 2) 中村保之, 岩井紘基, 他, “「ふげん」原子炉解体切断工法の選定,” JAEA-Technology 2015-045.

4. ウェストバレー再処理プラントにおけるガラス固化施設の解体

技術開発部 渡士 克己

ガラス固化処理施設は、2014年～2017年に除染などが行われた。この結果、2017年の終わりには、ガラス固化施設はコンクリート壁、SUSライニング壁、埋め込み配管、附属設備等が残されるだけの状態となった。これらの構築物が除染され、取り外して廃棄物容器に収納され、搬出された。2019年2月、ガラス固化施設の解体が終了した¹⁾。

1. ウェストバレー再処理プラントの概要²⁾

ウェストバレー実証プラント(WV)は、アメリカ合衆国ニューヨーク州アッシュフォードに建設され、1966年～1972年、Nuclear Fuel Services Company(NFS)によって運営されていた使用済核燃料を再処理する米国で唯一の民間商業施設であった。また、WVは、州認可処分場とNRC認可処分場としても使用されていた。WV敷地内の配置を図1に示す。

WVの最初の処理能力は1トン/日であった。1965年に燃料の受け入れを開始し、1966年4月から処理を開始した。工場の運転は1972年の初期まで継続された。その後、NFSは、バーンウェル再処理工場に対抗して3トン/日への処理能力増強と環境対策のための廃液処理工程強化を含む改造計画を立てた。

NFSは、これらの変更には1,500万ドルの費用がかかると予想したが、計画立案中に、米国原子力委員会から地震や竜巻対策、廃棄物管理に関連する新たな規制要件が提示され、NFSは、これらの新しい要件を満たす費用を見積もった。しかし、追加投資に対する電力会社の同意が得られなかったため、1976年NFSは計画を断念し、施設を閉鎖した。

WVは、最初の処理開始から停止までの6年間で軍用Pu生産炉からの379トン、軽水炉からの245トン、高濃縮U-Th炉からの17トンの合計641トンの燃料を処理した。

2013年、CH2M HILL BWXT West Valley, LLC(CHB)は、WVの除染と放射能安定化処理を開始した。CHBは、2020年までにPPの除染/解体を完了する予定である。



図1 WV再処理施設の鳥瞰写真²⁾

2. ガラス固化処理施設の解体

(1) 経緯

WV のガラス固化施設(VF)は、解体準備ができていた米国で唯一のガラス固化施設であり、994 m²の鉄筋コンクリート構造物の解体に先立って、2000年代初頭にプロセス機器の取り外しが行われ、2014～2017年に施設の除染が行われた。これらによって、建物解体前にほぼ全てのガラス固化プロセス機器が取り除かれ、埋込み配管は壁のできるだけ近くで切断され、最終的にはコンクリート壁と高さ6.7 mのステンレス鋼ライニングコンクリート壁になった。

高圧温水スプレーによるプロセスセルとクレーン保全室の表面洗浄及びピット内汚染除去水集積用の密閉セル内水分の蒸発速度の向上を目的とした大型ファン設置を行った。プロセスセルの貫通部及び埋込み配管は、発泡性フォームで密閉した。水分が蒸発した後、50 cm厚さでグラウト施行を行い、床の表面を保護した。この時点までの除染作業とグラウト塗布により、施設内の放射線量は30～60 mR/hrに減少した。2016年6月、作業員はセルに入って放射線調査データを取得し、建物解体の最終準備としてアクセス可能な全ての領域に設置されている機器への固定剤のスプレー塗布後、遠隔で除去できなかった機器を撤去した。

ガラス固化施設の解体作業では、屋外環境での重機の使用が含まれており、発生源の除去に重点を置いて、解体の準備、固定剤塗布による残留汚染の封鎖及び解体中の一時的な粉塵発生抑制を行った。空气中汚染の可能性を最小限に抑えるために、瓦礫は容量を最小限に抑え、スプレー散布が必須であった。

解体エリアの周囲に水管理用水路を設け、地表水とダスト抑制水を一時貯蔵タンクに收容した。收容水は、試料検査を行い、結果に従って分別処分した。解体管理区域内にリアルタイムの空気監視ステーションを設置し、空中のレベルの上昇が検出された場合に職員に警告した。現場の空気監視機能に加えて、16台の周囲空気サンプラーのネットワークを解体区域から約1.7 kmの距離に設け、WVを取り囲んだ。

解体廃棄物の車両への同時積載処分を実施し、進行中のクリーンアップと廃棄物輸送の工程を確立し、解体廃棄物の輸送体は、発生後できるだけ早く現場から搬出する計画とした。これらの手順が整い、WVは2017年9月11日に汚染されていないVFの外部アクセス通路の解体を開始した。2017年11月初旬までに、東と西のアクセス通路を解体し、VFのプロセスセルを露出させた。解体前のプロセスセルを図2に、2017年時点における解体中のプロセスセル外壁を図3に示す。



図2 ガラス固化施設(VF)のプロセスセル



図3 解体中のプロセスセル外壁

(2) 試料移送セルの取外し

試料移送セルは、プロセス内に配置され、ガラス固化中に試料採取され、試料は空気式移送システムによってプロセスプラントセル 3 階にある分析所に送られていた。セルは高レベルに汚染されており、解体は次の手順に拠った。

①最初に内部の汚染物質を固定し、次に除去可能な泡状物質でセルを満たしてセルを構造的に補強して取り外し、中のセルの破壊を防ぐ。

②次に、セルを周囲の鋼、コンクリート、その他の接続部から切り離し、そのまま持ち上げて、廃棄収容箱に梱包。

(3) 天井取付け冷却ユニット

1 台約 3 トンの天井取付け冷却ユニット 4 台が、ガラス固化セルの冷却に用いられていた。VF プロセスセル (PC) の天井から吊り下げられた冷却器最上部の水平面に付着した汚染にアクセスできないため、解体が進展して大気に開放されると大気汚染問題を引き起こした。冷却装置の解体前の準備では、高圧洗浄による除染を行ったが、領域によってはアクセスが悪く、セル天井と冷却器間の除染には無理があった。解体の準備中にスプレー固定剤による汚染物質の封鎖も試みられたが、冷却器とセル屋根間の隙間が限られていたため効果は限定的であった。冷却器解体前の 4 台の総線量の予測値は 2.10×10^6 dpm/100 cm² (α 線) 及び 2.57×10^8 dpm/100 cm² (β 線) であった。

取外し作業では、冷却器を持ち上げ、天井からボルトを外し、セルに降ろし、セルから引き出して梱包容器に収容した。冷却器を Herculite® (商品名) で包み、輸送/廃棄用に梱包した。

(4) 鉛ガラス遮蔽窓

PC には、6 つの鉛ガラス遮蔽窓が装備されていた。施設の解体に備えるために、解体前

に窓から鉍物油を排出し、解体前に窓の高温側と低温側に保護用の木製カバーを取り付けて、解体中にガラスが破損しないように保護した。その目的は、周辺のコンクリートを削り取って鉛ガラスを無傷で取り除き、鉛ガラスと解体破片が混ざり合って混合放射線廃棄物となることを避けることにある。図 4 にプロセスセルから遮蔽窓を取り外すために使用されている重機を示す。



図 4 取り外される鉛ガラス遮蔽窓

(5) 100 トン及び 60 トンの遮蔽扉

VF には、約 54 トンと 97 トンの鋼製遮蔽扉 2 台が装備されており、解体計画で最も重い機器であった。遮蔽扉 2 台の合計総放射能は 1.00×10^6 dpm/100 cm² (α 線) 及び 1.22×10^8 dpm/100 cm² (β 線) と事前評価されていた。

54 トンの遮蔽扉を取り外す前に、扉までのプロセスセルを解体し、解体破片の汚染エリアの床を取り除き、ドア用の敷設パッドを準備することであった。パッド上の不燃性サークルエリアの上に遮蔽扉を直立に置き、立ち上がった垂直位置から水平位置に下げられた。水平位置になると、酸素ランス熔断を使用し三分割にて寸法を縮小し、廃棄物収容箱に収容した。

クレーンを使用して 97 トン遮蔽扉の取外し準備をするために、遮蔽扉はクレーン保全

室のペントハウス上に一旦置かれ、所定の位置に下げられ、周辺固定物を除去した後、パッド上部に置かれた。その後、7 つに切断され、処分のために梱包された。

2018 年の夏半ばに遮蔽扉の撤去/分割を実施したが、現地は極端な暑さと高湿度の季節であり、作業は比較的涼しい日没後に行われた。

(6) 解体活動への気象条件の影響

WV 設置地域の気象は五大湖の影響を受けており、冬の吹雪、春と夏の暴風雨が恒例である。今回の解体期間全体を通じて、温度と厳しい気象条件の激し変動の影響を受けた。極寒の気温は、冬の間粉塵抑制用ポンプやホースの操作性に影響を与えた。

極度の寒さと暑さに加えて、この地域は解体中に異常降雨量を経験し、通常予想されるよりも解体汚染エリアに多くの水が入ったため、解体エリアの水処理用に追加の保水タンク、サンプリング及び管理条件を見直した。

(7) 取壊しの破片の管理とパッケージ化

解体廃棄物収納容器は 19 トン容量であったが、解体物破片の性質は解体初期から後期にかけて内容物は変化した。初期は低密度のものが多く、解体の進行に伴い大きな鋼片と金属サイディングを含む外殻材料が、また、高汚染領域の解体が進むにつれて廃棄物は瓦礫コンクリートと鉄筋で構成され、含まれる鋼板は少なくなった。

廃棄物の管理は、解体中の粉塵の最小化に

重点を置いたものであり、解体中に粉塵抑制水（スプレーミスト）を追加した。商業的に入手可能な生分解性液体コポリマー製品である Gorilla-Snot® は、空中汚染を制御するための粉塵抑制添加剤として使用された。冬の極寒時にはホース、ポンプ等が凍結しないように追加の添加剤が必要であった。

酢酸カリウムと非石油系の合成ダスト制御流体である Durasoil®（商品名）は、極寒期間にダスト抑制水への追加の添加剤として使用され、水噴霧装置のポンプは順調に稼働した。

粉塵抑制水と凍結防止添加剤が汚染防止に不可欠だったが、梱包後の廃棄物コンテナに過剰な液体をもたらす可能性がある。新しい添加剤が粉塵抑制水に導入されるときは常にテストを繰り返した。

3. まとめ

VF の解体は 2018 年 9 月下旬に終了し、廃棄物の梱包と処分は 2019 年の初めに完了する予定である。VF から約 415 個の廃棄物輸送体が積み込まれ、処分のために搬出された。この廃止措置の成功によって、放射線施設の屋外解体を安全に行えることが実証された。なお、2019 年 3 月、米国 Waste Management Symposia は CHB に対して、野外解体プロジェクト中に使用された独自の大気モニタリング手法に関する発表に Blue Ribbon 賞を授与した³⁾。

参考文献

- 1) D. Sullivan, et al., “Overcoming Technical Challenges During Demolition of the West Valley Vitrification Facility,” WM2019 Conference, March 3 – 7, 2019, Phoenix, Arizona, USA.
- 2) https://www.dec.ny.gov/docs/materials_minerals_pdf/westvalley2008.pdf
- 3) <https://www.energy.gov/em/articles/west-valley-contractor-receives-blue-ribbon-waste-management-symposia>

5. 90 万 kW 級蒸気発生器の Oxyred Dur プロセスによる除染

企画部 金田 健一郎

シャーロック・プロジェクトは、主要機器の寿命を 60 年に延長するための EDF の計画の一部であり、運転中の蒸気発生器の老朽化を予測するために、撤去された蒸気発生器の先進的な評価に関するものである。この蒸気発生器は、クリュアス原子力発電所から撤去されたものである。本プロジェクトの最初のステップは、撤去された蒸気発生器の除染であり、除染の目的は、蒸気発生器の切断及び一次系配管のサンプリングを容易にするために等価線量率を低減させることである。EDF の蒸気発生器の寿命延長の可否を決定するため、これらのサンプルに対して更なる解析が行われる予定であり、本プロジェクトは、現在基本設計の段階にある¹⁾。

クリュアスの蒸気発生器の除染に使用されたプロセスは、一次系の廃止措置の前の系統除染に活用される可能性がある。

1. 目的

除染の目的は、一次系配管から蒸気発生器の運転中に蓄積された 35 kg の汚染酸化物を除去することである。除染される表面積は、

3,300 本のインコネル 600TT 製伝熱管の約 4,700 m²である。除染係数の目標値は 300 で、最大廃液発生量は 50 m³を想定している。クリュアスの蒸気発生器の断面を、図 1 に示す。

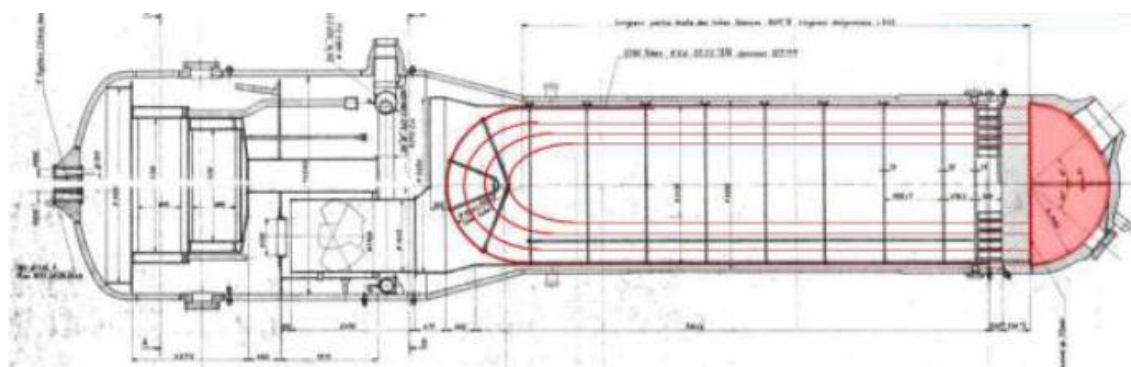


図 1 蒸気発生器の断面（赤で示した部分が除染対象）

2. Oxyred Dur プロセス

除染のために Orano 社によって開発された本プロセスは”Oxyred Dur”と呼ばれ、一次冷却系機器の除染のために EDF が開発した化学除染法であるプロセス（EMMAC）に基づいている。本プロセスは、酸化剤として過マンガン酸カリウム、還元剤としてアスコルビン酸を使用する。本プロセスは、旧式の蒸気発生器に使用されるが原子力発電所には使用

されず、停止期間中に使用される通常の EMMAC に比べて浸食が激しい。このプロセスは解体作業のみに使用されるので、無害性については実証されていない。過度で不可逆的な損傷を与えない除染係数を確認するため、小規模のモックアップ試験を行う予定である。Orano 社は、原子力発電所の停止期間中に系統の除染を行う EMMAC の開発及び実施で長い経験を有しており、フランス及び中国の

原子力発電所において 50 回以上の実績がある。

3. 除染プロセス

酸化工程で酸化層の一部を溶解する。この溶解工程では、クロム濃度が平衡に達した時点で終了したと判断される。EMMAC と同様に、酸化溶液は過マンガン酸カリウム (KMnO₄) 及び硝酸 (HNO₃) の 2 つの薬品を使用することに基づいている。目的は、主に鉄、ニッケル及びクロムからなる外層の酸化膜を溶解するため、低 pH の酸溶解液にすることである。溶解を促進するため、80°C で約 5 時間溶液を循環して行われる。クロム濃度が安定したら過マンガン酸カリウムを中和するためにアスコルビン酸を添加し、酸化を停止させる。還元過程ではアスコルビン酸を使用し、汚染物質である ⁶⁰Co の大部分を含み、蒸気発生器に生成された内層の第 2 酸化膜を溶解するため、硝酸を使用する。この過程では、溶液は約 3 時間循環される。Oxyred Dur サイクルでは、残留した化学薬品を除去するために、60°C の脱塩水で 30 分間洗浄が行われる。

4. 廃液処理

本プロセスでは、リサイクルすることにより 50 m³ の化学薬品及び放射性廃液が発生するのみである。これらの廃液は隣接するタンクに貯蔵され、減容するための処理が行われる。廃液処理技術は開発中であり、以下の工程からなる。

- ・イオン交換樹脂により金属イオンを吸着して廃液を除染する。
 - ・紫外線/H₂O₂ 分解反応に基づく先進的な酸化プロセスで、これはアスコルビン酸を CO₂ と H₂O に分解する。
- Oxyred Dur サイクルの後で廃液は、溶液

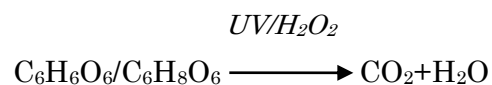
中の金属酸化物を除去し、放射能濃度を低減し、さらに、以後のサイクルのための酸を生成するため、陽イオン交換樹脂に通す。

イオン交換樹脂による廃液処理は、以下の除去を目的としている。

- ・放射性核種
- ・蒸気発生器の酸化物分解から生じる金属イオン (Fe²⁺、Ni²⁺、Cr³⁺、Co²⁺等)
- ・プロセスで使用された薬品から生じる陽イオン (Mn²⁺、K⁺)

シャーロック・プロジェクトの場合、8 m³ の使用済樹脂が発生すると見積もられた。

還元過程で使用されるアスコルビン酸はリサイクルできないため、Orano 社は過酸化水素水の触媒作用による紫外線を使った光化学反応に基づく先進的な酸化プロセス (UV/H₂O₂ プロセス) を使用することを提案した。主な反応式は、以下のとおりである。



5. 方法

Oxyred Dur プロセスには以下の機器が必要である。

- ・2 基の加熱設備 (600 kW)
- ・循環設備 (300 m³/h)
- ・化学準備設備
- ・貯蔵タンク
- ・遮蔽された廃イオン交換樹脂タンク
- ・UV/H₂O₂ プロセス
- ・換気設備
- ・脱塩設備

クリュアス原子力発電所では 3 基の蒸気発生器解体セルを有する建屋が建設されており、図 2 に示す Oxyred Dur プロセスが設置される予定である。

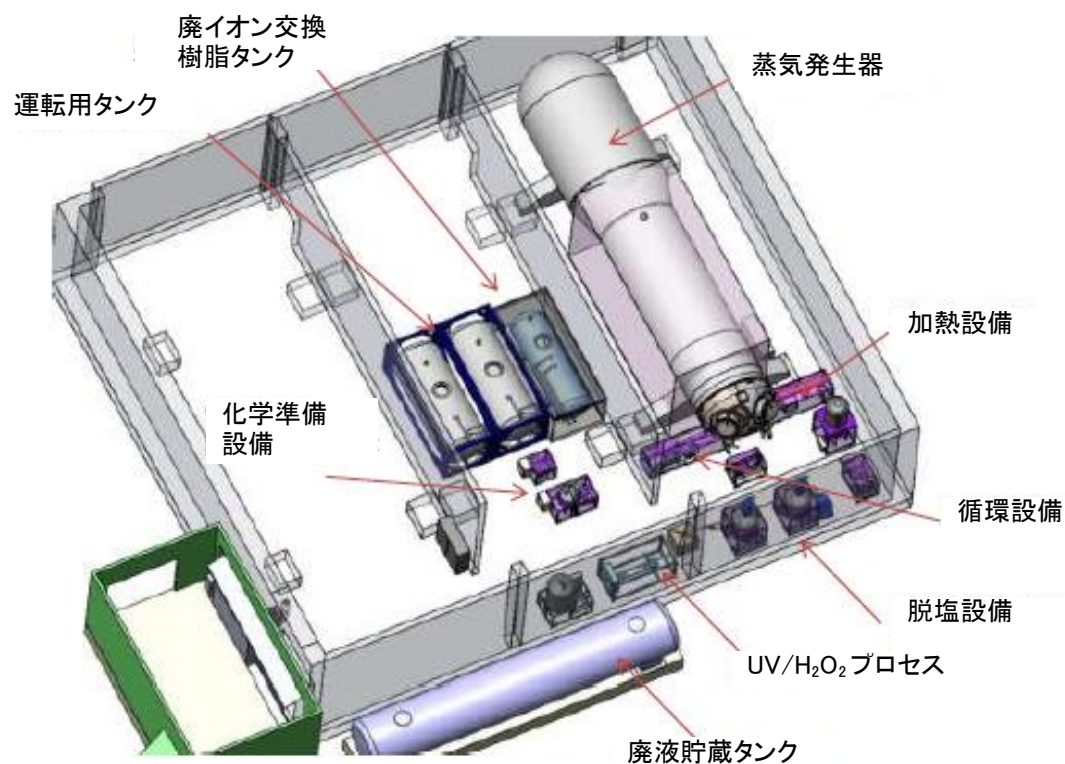


図2 建屋内の Oxyred Dur プロセスの配置

参考文献

- 1) Auguste CHANEAC, Abdeslam HINDI, Alexandre RAGOUILIAUX,
“Sherlock-Decontamination of a Steam Generator from a 900 MWe NPP using the
Oxyred Dur process,” KONTEC 2019, March 27-29, 2019, Dresden, Germany.

6. 原位置における廃止措置に関する国際政府間協力

フェロー 澁谷 進

原子力施設の廃止措置の戦略としては「即時解体」や「安全貯蔵 - 遅延解体」が世界的に認知されているが、近年の廃止措置を取り巻く情勢の変化の中で、これらの代替策として、原位置廃止措置 (ISD : In Situ Decommissioning) が特定の施設を廃止するための潜在的な方途として、いわゆるレガシー施設と呼ばれる施設を保有する国で検討されている。2017年12月に米国サバンナリバーサイトにおいて、米英加日の政府関係機関や規制機関、及びIAEAなどが参加して、ISDに関する技術情報交換会議が開催された¹⁾。ここでは、会議の目的や設置された作業部会での議論、今後の活動方針などについて紹介する。

1. はじめに

閉鎖された原子力施設の原位置での廃止措置 (ISD) は、IAEA によってコンクリートなどの構造的に長寿命の構築物の恒久的な「埋設」(entombment) と定義され、重大事故のような「例外的な状況」の施設においての解決策とされている²⁾。このアプローチは、過去には DOE の複数の施設に適用されている³⁾。他の国での ISD の適用は一般的ではないが、IAEA の ISD に対する唯一の「埋設」定義は、広く受け入れられているわけではない⁴⁾。

世界的に環境汚染対策の費用とスケジュールへの圧力が高まっていることを踏まえ、英国、カナダ、日本などでは、ISD の可能な形態の調査研究を進め、特定の施設の廃止措置戦略として、「安全貯蔵 - 遅延解体」あるいは「即時解体」の従来のアプローチの代わりになり得る潜在的な方途として検討している。

ISD の擁護者は、汚染された機器を解体撤去し、梱包してプラントサイトから廃棄施設へと輸送する必要性をなくし、当該サイト1か所に集約することで既存の敷地を最大限に活用できるため、作業従事者と一般公衆の両方に大きな安全上の利点を提供するだけでなく、政府にとっては費用とスケジュールの観

点で大きなメリットがあるとする。一方、懐疑者は、ISD 作業の終了後、サイトは実質的に長期廃棄物処分場となり、実際には長期処分に係る規制を回避する巧妙な手段でしかないと主張する。

この新たな廃止措置戦略における議論に対処するため、2017年12月にサバンナリバーサイトにおいて、米エネルギー省 (DOE)、カナダ原子力公社 (AECL)、英原子力廃止措置機関 (NDA)、日本原子力研究開発機構 (JAEA)、それらの国の規制機関、及びIAEAなどが一堂に会する政府間の技術情報交換会議が開催された。会議では、ISD に関するそれぞれの経験と課題を共有するとともに、IAEA や NRC を始めとする規制の ISD に対する組織的視点と立場について議論された。また、作業部会が立ち上げられ、以下の3主要分野で議論が継続された。

- ・ ISD の定義：ニーズ全体を包括するとともに「埋設」が唯一の定義ではないことを示す ISD 形態を特定して共有
- ・ 規制：ISD に伴う規制の関心事と課題を共有して議論
- ・ 比較・分析：ISD における情報公開と透明性のある意思決定をサポートする良好事例の情報を共有

2. 会議の目的とプロセス

会議における議論での論点は次のとおりである。

- ・サバンナリバーP&R 原子炉及びハンフォードU キャニオンのISD に対して、DOE が採用した技術や利害関係者対応、規制アプローチ
- ・これらの経験から得た教訓を共有、英国やカナダなどでのISD の計画に反映
- ・ISD に対するIAEA 及びNRC の立場の将来のISD 計画や活動への影響
- ・ISD 適用に当たっての主要な課題を特定、これらに対処するためのアプローチ
- ・直面するISD 計画における課題や制約、障害、教訓
- ・ISD に対して提起される課題と将来の可能性を強調する「見解書」の策定
- ・ISD の実践に関する国際的活動の展開に向けた取り組み

会議では、小グループ作業アプローチ方式により、ISD に関連する課題等を抽出、可能性のある解決方策、良好事例、及び教訓の特定が試みられた。

一連のグループ討議により目的を達成するために適切であると見なされた100を超える要因が抽出され、これらは、(1) 政治、(2) 経済、(3) 社会、(4) 技術、(5) 環境と安全（規制）、(6) 法律、の6分野に分類された。多くの場合、提起された要因はこれら6分野に横断的であり、問題解決のためには整合のとれた取り組みが必要になることが認められた。

3. 技術作業部会と国作業部会

特定された問題の解決策を開発するために、3つの技術作業部会を設置、それぞれの分担と目的、活動は、以下のとおり。

(1) ISD の定義部会（主に政治カテゴリーの問

題に対処)

○目的

・柔軟性を有し、ニーズ全体に対応できる促進的で実現性のある解決策

・ISD に関するIAEA の立場について議論

○主な活動

・ISD の定義／見解の策定

・定義の横断的考察

・IAEA の代替的な立場について議論

(2) 規制の対応部会（主に環境、安全、法的問題に対処するカテゴリ）

○目的

・規制の運用経験の共有

○主な活動

・規制関係検討コミュニティの構築

- コンプライアンスと執行

- 土地の利用

- 廃棄物管理／責任の包括的アプローチ（サイト全体）

- 費用／ALARA

- 規制プロセス（例：CERCLA または同等の法律）

- 意思決定とリスク評価の要因

- ISD への抵抗／受容を認識した革新的な規制（世界、国、州）

(3) 意思決定の指標部会（主に経済、社会、技術のカテゴリの問題に対処）

○目的

・情報を共有し、情報に基づく透明な意思決定を支援

○主な活動

・利害関係者に係る課題の経験共有

・費用／選択肢／最終状態に関する知見共有

・意思決定と取り組みに影響を与える要因とそれがISD の全体像（spectrum）のどこに因るのかを特定

技術作業部会に加えて、ISD を目指す「国」作業部会が設立され、各作業部会の代表者の会合において、統合された国の戦略を開発し、国固有の課題の対処に有用な知識と情報を収集した。

4. 作業部会の進捗状況と今後

2017年12月の会議以降、技術作業部会は4回、国作業部会は2回開催され、今後の作業部会活動の基礎となる多くの主要なテーマと項目が浮かび上がってきた。

- ・ ISD をテーマとする国際会議の開催
- ・ ISD に関する一貫した用語と定義：用語集の策定
- ・ ISD に必要なグラウトの配合基準
- ・ 他の国のアプローチとの整合性：利害関係者の反論への対処(特に国際的な良好事例との関連)
- ・ 利害関係者へのメッセージの策定と対応
- ・ ISD の全体像 (spectrum) の開発
- ・ ISD 解説書 (百科全書) の開発：タイムスケール、アプローチ、特性評価のレベル、不活性化/POCO (運転終了後の除染・浄化)、閉鎖前の放射能 (核種と量)、DOE での安全事例の開発
- ・ 費用の開示/見積もりの独立した評価
- ・ 施設リスト/施設マップ
- ・ 処分のための放射能 (核種と量) に関する IAEA ガイドラインの理解と要約/文書化
- ・ 米国と英国での処分の議論における利害関係者の関与から学んだ教訓
- ・ ISD の「適切な」安全ケースとは何か、ISD を他の選択肢より正当化するものは何か?
- ・ ISD に関する IAEA の立場と整合した対応の展開方法
- ・ ISD への支持支援、利害関係者の啓蒙な

どに有用な情報としてケーススタディの収集

- ・ ISD 施設の長期管理 (これは DOE のレガシー管理局の経験と結びつく可能性あり)

これらへ対処するため、利害関係者へ情報を提供する概説書及び利害関係者と対応する要員のためのガイダンスとして機能する「ISD 知見百科」の開発が提案されている。

さらに、12月の会議に参加したグループ間で、前向きな相互交流が生じた。

- ・ カナダの関係者が米ネブラスカ州ハラム原子力発電所*の ISD 廃止措置炉を視察
- ・ カナダと米テネシー州の規制当局が、ISD をより理解し、サウスカロライナ州の保健環境管理省と意思決定に関して議論するため、サバンナリバーサイトを視察 (カナダはホワイトシェル研究炉とロルフトン原型炉*の、テネシー州はオークリッジの溶融塩原子炉、付属構造物の ISD 計画を抱えている)
- ・ 英国の ISD 法案についての議論 (NDA サイトで ISD を検討オプションとする)
- ・ 安全事例やその他の文書の国家間での評価・分析
- ・ 英国のナラティブ・アプローチの開発における国際的関与

各作業部会における関心や課題などの多くが共通で横断的なため、現在の作業部会を、各国3人の代表者(規制機関、政府、実施機関)で構成する部会に統合する議論が進んでいる。特定分野で支援が必要な場合の連絡役、また、「ISD 百科全書」開発の運営委員会として機能させることも目的とする。

* 世界の原子力発電所の廃止措置最新情報を参照のこと

5. おわりに

原子力施設を保有する各国は、最も安全で、費用効果が高く、加速された方法で、閉鎖された（特にレガシー施設と呼ばれる）施設の廃止措置を達成する責任を負っている。ISDはそのアプローチの有力な候補であると認識されている。

米国では、複数の DOE 施設に ISD を適用してきている。一方、英国とカナダは、ISD は理にかなっており堅牢で安全に構築できる施設への適用が可能と考えている。

現在カナダでは、WR-1 と NPD 原子炉に

対する ISD 計画が進行中であるが、環境影響報告書に関する一般及び規制当局のコメントにより、予定のスケジュールに対して 18～24 か月遅れている。英国では、ISD を廃止措置オプションとする政府文書が発出され、議会で議論された後、2022～2023 年での法制化が期待されている。

これら米英加の 3 か国は、ISD に関する IAEA の現在の立場を認識しながら、利害関係者に受け入れられる ISD への規制的及び技術的アプローチを開発するため、協力を継続している。

参考文献

- 1) Laurie Judd, Ian Seed, and Paula James, “International Government Collaboration in ISD (In Situ Decommissioning/In Situ Disposal,” WM2019 Conference, March 3-7, 2019, Phoenix, Arizona, USA.
- 2) IAEA Safety Standards, “Decommissioning of Facilities,” No. GSR Part 6, Paragraph 1.10 (2014).
- 3) 澁谷 進, “2. 米国の原位置廃止措置 (ISD) の教訓,” RANDEC ニュース No. 99, (Feb. 2015).
- 4) 澁谷 進, “3. 「遮蔽隔離」は廃止措置として受け入れられる選択肢か?,” RANDEC ニュース No. 95, (Nov. 2013).

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報 (2020年5月末現在)

東海事務所 榎戸 裕二

原子力規制委員会は九州電力玄海発電所2号機(PWR:出力55.9万kW)の廃止措置計画を2020年3月18日に認可した。また、東北電力女川原子力発電所1号機(BWR:52.4万kW)の廃止措置計画についても同日付けで認可した。玄海2号機の廃止措置完了は2054年(廃止措置期間32年)、費用は365億円、女川1号機はそれぞれ2052年及び419億円とされている。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926 MW)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900 MW)が2019年12月30日に送電を停止し、恒久停止した。フランスの南東部に位置するフッセンハイム原子力発電所-1号機(PWR:92万kW)は、2020年2月に長期の運転中断後恒久運転停止した。この結果、世界の恒久運転停止した原発総数は2020年5月末で182基(台湾含む)となった。なお、前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
アルメニア ベルギー	アルメニア-1	1977/10/06~1989/02/25	408 MW	PWR	未定	計画検討中	2048年
	BR-3	1962/10/10~1987/06/30	12 MW	PWR	即時解体	解体中	2023年
	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
	コズロドイ-2	1975/11/10~2002/12/31	440 MW	PWR			
	コズロドイ-3	1981/01/20~2006/12/31	440 MW	PWR			
	コズロドイ-4	1982/06/20~2006/12/31	440 MW	PWR			
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	
	ロルフトンNDP-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	
	シノン-A2	1965/02/24~1985/06/14	230 MW	GCR	安全貯蔵	部分解放済(ステージII)	
	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	
	フランス (13基)	マルクール-G2	1959/04/22~1980/02/02	43 MW	GCR	安全貯蔵	
マルクール-G3		1960/04/04~1984/06/20	43 MW	GCR			
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
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	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2028年
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	即時解体	「最終運転停止段階」で燃料撤去	2045年以前
フッセンハイム-1		1977/10/07~2020/02/22	920MW	PWR	未定	未定	未定
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	即時解体	廃止措置終了(建屋CL待ち)	2016年
ドイツ (29基)	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

国	施設名	運転期間	電氣出力 (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	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
	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	即時解体	廃止措置終了	1998年
	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	未定	未定	未定
	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
	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
	カールスルーエKNK-II	1979/03/03～1991/08/23	20 MW	LMFBR	即時解体	解体中	2019年
	カールスルーエMZFR	1966/12/19～1984/05/03	57 MW	PHWR	即時解体	解体中	2016年
	リングゲン(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
	ミュレハイム・ケールリッヒ	1987/08/01～1988/09/09	1302 MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
	ニダーアヒェバツハ(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
	ビプリSA	1974/08/25～2011/08/06	1167 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
	ビプリSB	1976/04/25～2011/08/06	1240 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
	ブルンスビューテル	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
	ウンターヴェーザー	1978/09/29～2011/08/06	1345 MW	PWR	未定	未定	未定
	グラー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
	ガリアアーン	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
	動力試験炉(JPDR)	1963/10/26～1976/03/18	13 MW	BWR	即時解体	廃止措置完了	1996年完了
	東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166 MW	GCR	即時解体	廃止措置第二段階	2020年
	「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165 MW	HLLWR	即時解体	廃止措置第二段階	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

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
70	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
71	福島第一6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100 MW	BWR	未定		未定
72	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
73	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
74	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
75	大飯発電所1号機	1979/03/27～2017/12/22	117.5MW	PWR	即時解体	廃止措置計画書第一段階	～2048年頃
76	大飯発電所2号機	1979/12/05～2017/12/22	117.5MW	PWR	即時解体	廃止措置計画書第一段階	～2048年頃
77	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
78	玄海発電所2号機	1981/03/30～2019/04/09	559 MW	PWR	即時解体	廃止措置計画認可・開始	～2054年頃
79	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
80	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
81	伊方発電所2号機	1982/03/19～2018/05/23	566 MW	PWR	即時解体	廃止措置計画認可・開始	～2058年頃
82	もんじゅ	1994/04/～2016/12/21	280 MW	FBR	即時解体	廃止措置第一段階	～2047年頃
83	女川発電所1号機	1984/06/01～2018/12/21	524 MW	BWR	未定	廃止措置計画認可	～2052年頃
84	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
85	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
86	リトアニア 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
87	リトアニア イグナリア-2	1987/08/20～2009/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体		
88	ドーナテバルト ベロヤルスク-1	1969/03/26～1997/03/26	60 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降
89	ベロヤルスク-2	1964/04/26～1983/01/01	108 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	不明
90	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
91	ロシア ノボボロネジ-1	1964/12/31～1984/02/16	210 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
92	ロシア ノボボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	不明
93	ロシア ノボボロネジ-3	1972/06/29～2016/12/25	385 MW	PWR	不明	不明	不明
94	スロバキア オプニンスク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
95	スロバキア ボフニチエ-V1-1	1972/12/25～1977/02/22	143 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
96	スロバキア ボフニチエ-V1-2	1980/04/01～2006/12/31	440 MW	PWR	即時解体	解体中	2025年
97	ハンガリー ハンデロス-1	1981/01/01～2008/12/31	440 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵中	2035年
98	スペイン ホセ・カブレラ-1	1972/05/06～1989/10/19	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2035年
99	スペイン サンタマリアデルガロニヤ	1968/07/14～2006/04/30	150 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2016年
100	オーストラリア オゲスタ	1971/03/02～2013/07/31	466 MW	BWR	未定	未定	未定
101	オーストラリア オスカ-シヤム-1	1964/05/01～1974/06/02	10 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2040年頃
102	スウェーデン オスカ-シヤム-2	1971/08/19～2017/06/19	492 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
103	スウェーデン バーセベック-1	1974/10/02～2016/12/22	661 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
104	スウェーデン バーセベック-2	1975/07/01～1999/11/30	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
105	スウェーデン リングハルス-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
106	スイス ルーゼン	1975/08・17～2019/12/31	900 MW	BWR	即時解体	未定	未定
107	スイス ルーゼン	1968/01/29～1969/01/21	6 MW	HWGCR	安全貯蔵	廃止措置終了	1994年完了

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
ウクライナ	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(2045年まで)	解体、敷地除染修復
	チェルノブイール-2	1978/05/28～1991/10/11	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2045年まで)	解体、敷地除染修復 (2046～2065年)
	チェルノブイール-3	1982/08/27～2000/12/15	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2045年まで)	2070年まで安全貯蔵、79年解体完了
	チェルノブイール-4	1984/03/26～1986/04/26	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年～2021年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
	バークレ-1	1962/06/12～1989/03/31	166 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
	バークレ-2	1962/10/20～1988/10/26	166 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
	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～2026年)	2071年まで安全貯蔵、80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～2026年)	2081年まで安全貯蔵、90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)	2092年まで安全貯蔵、2101年解体完了
	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)	2074年まで安全貯蔵、83年解体完了
	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)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了
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)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了	
ハンターストン-A1	1964/02/05～1990/03/30	173 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(1995年～2022年)	2022年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
ハンターストン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173 Mw	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2004年～2027年)	2022年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
ヒンクレ-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)	2074年まで安全貯蔵、83年解体完了	
ヒンクレ-ポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2004年～2027年)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了	
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)	2022年まで安全貯蔵、2101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)	2022年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
トローズフィニッド-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	
トローズフィニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	236 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(1995年～2027年)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了	
サイズウエル-A1	1966/03/25～2006/12/31	245 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2027年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了	
サイズウエル-A2	1966/09/15～2006/12/31	245 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2027年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了	
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)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了	
ダンジネス-A2	1965/12/30～2006/12/31	230 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2025年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了	
チャペルクロス-1	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	即時解体	解体中	2022年	
チャペルクロス-2	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	即時解体	解体中	2026年	
チャペルクロス-3	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	即時解体	解体中	2023年	
チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	即時解体	解体中	2023年	
ウイルフア-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	
ウイルフア-2	1971/06/21～2012/04/25	550 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	
ドンレー-DFR	1962/10/01～1977/03/01	14 MW	FBR	即時解体	解体中	2022年	
ドンレー-PFR	1976/07/01～1994/03/31	250 MW	FBR	即時解体	解体中	2026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	2023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	

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
アメリカ (39基)	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	HVLWR	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	未定
	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
	フンボルト・ベイ-3	1963/08/01～1976/07/02	65 MW	BWR	即時解体	解体中	
	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)	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reek	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	サイト解放済	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
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(ISFSI及びLLW貯蔵のみ)	2009年完了	
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	
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	
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	
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	
ショーハム	運転せずに閉鎖	880 MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1995年完了	
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	
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	
トロージャン	1976/05/20～1992/11/09	1155 MW	PWR	即時解体	サイト解放済(ISFSI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(ISFSI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	
ピルグリム	1972/07/19～2019/05/31	711 MW	BWR	即時解体		2027年頃解体完了	
金山-1	1978/12/10～2018/12/05	630 MW	BWR	即時解体	解体中	2043年完了	
金山-2	1979/07/15～2019/7/16	630 MW	BWR	即時解体	解体中	2044年完了	
スウェーデン	リングハルス1号機	1974/10/～2020/12/30	916MW	BWR	即時解体	2020年運転停止予定	未定

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
---	-----	------	---------------	----	------------	--------	------------------



米国 ピルグリム 原子力発電所
(NS Energy HPより2020年4月)



フランス フッセンハイム原子力発電所

委員会等参加報告

平成令和2年1月から令和2年6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ンング研究会	令和元年度 第8回定例研究会	澁谷 進	令和2年 1月17日
原子力デコミッションング研究会	令和元年度 第9回定例研究会	澁谷 進	2月21日
日本原子力学会	LLW 放射能評価分科会	泉田 龍男	2月27日

総務部から

1. 令和元年事業報告及び決算報告について

例年、理事会及び評議員会において審議・承認されている事業報告及び決算報告について、令和元年度の事業報告及び決算報告については、新型コロナウイルスへの感染防止の観点から決議省略による理事会及び評議員会において承認されました。

2. 第33回原子力施設デコミッションング技術講座のご案内

日時：令和2年10月30日（金）

場所：石垣記念ホール（赤坂三会堂ビル）

詳細が決まりましたら、ホームページ等でご案内させていただきます。

3. 人事異動

○評議員会

新任（令和2年5月27日付け）

早田 敦（非常勤）

辞任（令和2年3月31日付け）

丹沢 富雄（非常勤）

退任（令和2年4月18日付け）

清水 成信（非常勤）

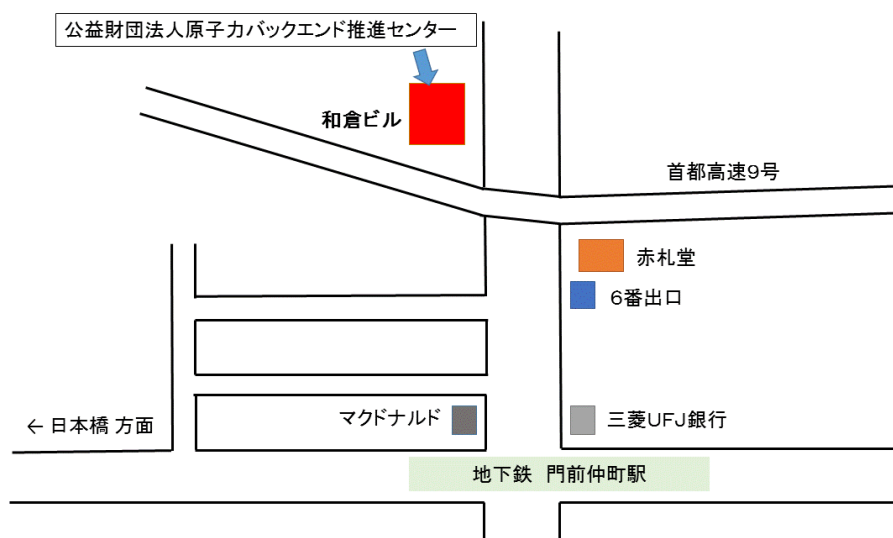
本社事務所移転のご案内

令和2年6月1日から本社事務所を下記に移転しました。

〒135-0033

東京都江東区深川1丁目1番5号 和倉ビル 4階

電話 03-6240-3531, FAX 03-6240-3537



©RANDEC ニュース 第 114 号

発 行 日 : 令和 2 年 7 月 10 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。