

RANDEC

Sep. 2022 No.117

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター

安全確保のために必要な「人と人との関係性」の大切さ

旭化成株式会社 執行役員

製造統括本部長 中島 一宗

工場を運営する上で最優先されるべきは、安全・安定操業です。安全は事業継続の基盤であり、会社が成長していくための投資です。その安全確保のために必要なことは何か？最近鑑賞した「Fukushima50」という映画から、全てが事実ではないかもしれませんが、私の思うことを述べさせていただきます。

一つは、「安全基盤の強化」。基盤といっても規則・技術・設計思想等々あるが、映画の内容が事実に即しているかは別として、技術面から考えれば、原発がメルトダウンに至った最大の原因は、津波の大きさの想定ミスではなく、原子炉の冷却を維持し爆発を回避するための非常用発電機・安全設備及びその操作系の防水・複数重層防護化や、それら機能の周知徹底、そして実機による非常時対応訓練等々ができていなかったというリスクマネジメントの脆弱性であったのではないだろうか。「想定外」という言葉は、正常性バイアスからくるリスク見積もりの甘さであり、工場を運営する者として学び、考え直さなくては

いけないと感じました。

二つ目は「人と人との関係性」。事故当時、作業員が第1原発の中でどんな戦いをしたか知られていませんが、実際には大勢の作業員が、生命の危険を冒して戦っていた。なぜ家族もいるだろう作業員達が、原子炉建屋の中に突入できたのか？それは、彼らが「第1原発所長だった吉田さん（故人）となら」と思っていたのではないのでしょうか。社会的使命もあったとは思いますが、ただ、吉田さんのようなリーダーから命令を受けるかどうかで、各自の決断に大きな違いが出ることを感じました。

安全確保には、確証の得た技術やルールも必要ですが、人と人との関係性が良好・親密であること。そのためには、COVID-19で採りにくくなった、またZ世代等との世代間ギャップを埋める対話が大きなポイントであり、安全確保の根幹ではないのでしょうか。それこそが安全文化構築の第一歩だと私は考えます。

RANDEC ニュース 目次

第 117 号 (令和 4 年 9 月)

巻頭言：安全確保のために必要な「人と人との関係性」の大切さ

旭化成株式会社 執行役員 製造統括本部長 中島 一宗

理事会及び評議員会の開催.....	1
	総務部
原子力科学技術委員会「原子力バックエンド作業部会」.....	2
	廃棄物処理事業推進部
RANDEC の事業・活動に関する近況報告	
1. 第 18 回廃棄体検討 WG 会合.....	6
	廃棄物処理事業推進部
外部機関の活動状況の紹介	
1. 建設技術と重機を駆使し、高難易度の工事を施工.....	7
	重村善三産業株式会社 代表取締役 重村 善三
バックエンド技術情報	
1. 米国使用済み燃料の中間貯蔵施設に関する感度研究.....	11
	理事長 泉田 龍男
2. 核燃料サイクルにおける小型モジュール炉のバックエンド.....	16
	フェロー 澁谷 進
3. 廃炉に適用するステンレス鋼とジルカロイ-2板の水中レーザー切断法の最適化.....	23
	企画部 五十嵐 幸
4. 英国セラフィールドでの POCO 規制戦略について.....	28
	廃棄物処理事業推進部 秋山武康
世界の原子力発電所の廃止措置の最新情報	32
	フェロー 澁谷 進
その他.....	38
・委員会等参加報告	
・総務部から (人事異動、他)	

評議員会及び理事会の開催について

総務部

令和3年度後半及び令和4年度前半とも評議員会及び理事会の開催状況については新型コロナウイルス感染症の拡大防止の観点から「TV会議」及び「決議省略」にて当該

提案が審議され、令和3年度事業報告及び決算報告について第39回理事会（令和4年6月2日開催）及び第27回評議員会（令和4年6月20日開催）にて承認可決されました。

その他、理事会及び評議員会が以下の通りに開催され、審議・承認されました。

（理事会開催状況）

第38回 理事会（TV会議）

- (1) 決議の日：令和4年3月24日
- (2) 議題
 - ①令和4年度事業計画について
 - ②令和4年度予算について
 - ③第26回評議員会招集の件

第39回 理事会（TV会議）

- (1) 決議の日：令和4年6月2日
- (2) 議題
 - ①令和3年度事業報告について
 - ②令和3年度決算報告について
 - ③令和3年度内閣府定期報告について
 - ④第27回評議員会招集の件

（評議員会開催状況）

第26回 評議員会（書面にて）

- (1) 決議の日：令和4年3月30日
- (2) 議題
 - ①理事の選任について

第27回 評議員会（TV会議）

- (1) 決議の日：令和3年6月20日
- (2) 議題
 - ①令和3年度事業報告について
 - ②令和3年度決算報告について

原子力科学技術委員会「原子力バックエンド作業部会」

廃棄物処理事業推進部

1. はじめに

文部科学省主催の「原子力バックエンド作業部会」（以下、当作業部会）の第4回会合¹⁾が、令和3年12月10日に開催された。今回の主な議題は、(1) 原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）の次期中長期目標・計画の検討状況について、(2) 第3期中長期目標期間における埋設事業の実施状況について、である。

議題(1)のJAEAの中長期目標・計画の改定（第4期中長期目標期間）に関しては、「原子力研究開発・基盤・人材育成作業部会」において、原子力規制委員会や原子力関係の民間団体・機関などのステークホルダーから意見が聴取され、以下の5つの重点分野ごとに提言・要望として取りまとめられていた。

【重点分野1】安全性向上等の革新的技術開発によるカーボンニュートラルへの貢献

【重点分野2】原子力科学技術に係る多様な研究開発の推進による、イノベーションの創出

【重点分野3】産業界や大学等と連携して我が国全体の研究開発や人材育成に貢献するために必要なプラットフォーム機能の充実

【重点分野4】東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた基礎基盤研究

【重点分野5】保有する施設の廃止措置及び研究施設等廃棄物の埋設処分等バックエンド対策に係る取組の着実な推進
一方、当作業部会では第3回作業部会²⁾

（令和3年7月5日）において、主に原子力バックエンドに係る「重点分野5」について課題や対策・施策等を議論し、提言等を取りまとめ「国立研究開発法人原子力研究開発機構の次期中長期・計画の策定に向けた提言」³⁾として公表した。

これらの提言・要望等は、最終的に文部科学省および経済産業省、原子力規制委員会のクレジットにより、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が達成すべき業務運営に関する目標（中長期目標）」⁴⁾に取りまとめられ交付された（令和4年2月28日）。

以下では、議題(1)については、研究施設等廃棄物埋設事業（以下、「研廃事業」）に関して記載する。

2. 議題(1) 次期中長期目標・計画の検討状況について

上記「中長期目標」の案が提示され、研廃事業に係る目標に関しては、「6. 安全を最優先とした持続的なバックエンド対策の着実な推進、(1) 廃止措置・放射性廃棄物処理処分の計画的遂行と技術開発」の項において、『… 機構が実施することとなっている、研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物の埋設事業については、社会情勢等を考慮した上で、適宜、工程等を見直し、埋設事業の実現に向けた具体的対策として立地対策、廃棄体受入基準整備等を推進することにより、着実に実施する。… 加えて、利用実態のない核燃料物質の集約管理に関する関係行政機関における検討に協

力・貢献する。』と、既存の研廃の埋設処分のみならず、将来的に利用実態のない核燃料物質の集約管理の検討への取組みにも言及されている。

当作業部会においても記載内容については異存なく、了承された。JAEAは、この中長期目標を受け、第3期中長期計画目標期間における実績を基に、次期・第4期中長期目標期間における研廃事業に係る具体的計画の年度展開を策定することになる。

3. 議題 (2) 第3期中長期目標期間における埋設事業の実施状況

第3期中長期目標期間（平成27年～令和3年）における埋設事業の主要実施項目は(図1参照)、

a. 埋設事業計画の策定：工程等の策定

- b. 立地に向けた対応：埋設処分施設の設置に必要な取組み
- c. 埋設施設設計・安全評価等：基本設計に向けた技術的検討
- d. 廃棄体の放射能濃度評価方法の構築：基本設計に向けた技術的検討、廃棄体の輸送等に係る調整
- e. 廃棄体受入基準の検討：基本設計に向けた技術的検討、廃棄体の輸送等に係る調整
- f. 廃棄物発生事業者等との調整：廃棄体の輸送等に係る調整
- g. 広報活動への取り組みと情報発信：埋設処分施設の設置に必要な取組み
- h. 安全規制制度整備への協力：基本設計に向けた技術的検討

H27(2015)	H28(2016)	H29(2017)	H30(2018)	R1(2019)	R2(2020)	R3(2021)	
(1)埋設事業計画の策定(①工程等を策定 p.11-14)、(2)立地に向けた対応(②埋設処分施設の設置に必要な取組 p.15-22) 立地基準及び立地手順の策定 機構が定める立地基準の策定 埋設事業工程検討 機構内外の廃棄体物量調査の実施 事業対象物量を60万本から75万本に変更施設設計及び事業費等の見直し 産廃処分の公共圏与立地事例調査 立地基準に基づく評価方法の検討							立地推進 事業計画 環境 調査 基本 設計 安全 評価 詳細 設計 事業 許可 申請
(3)埋設施設設計・安全評価等(③基本設計に向けた技術的検討 p.23-28) トレンチ処分の遮水層の検討 3次元地下水流動解析手法の検討 事業用地内における埋設施設設置場所の選定方法の検討 可燃物の埋設処分方法の検討 地下水流動解析及び評価方法からビット処分及びトレンチ処分の安全評価手法検討							
(4)廃棄体の放射能濃度評価方法の構築(③基本設計に向けた技術的検討、④廃棄体の輸送等に係る調整 p.29-31) 照射後試験施設廃棄物の放射能濃度評価手法の検討 試験研究炉の実廃棄物の放射化学分析 複数の試験研究炉に共通SF法等検討 実廃棄物の分析結果と放射化計算結果の比較 検討に基づく放射能濃度評価手法取りまとめ モンテカルロ法も含めた放射化計算方法の検討と放射能濃度評価手順書の作成							
(5)廃棄体受入基準の検討(③基本設計に向けた技術的検討、④廃棄体の輸送等に係る調整 p.32-39) 廃棄体の内部空隙及び固型化方法の検討 処分の耐埋設荷重の基準の検討 砂充填時の廃棄物の収納条件等の検討 受入基準検討状況を機構内外に説明 環境影響物質の埋設の検討 ビット及びトレンチ処分に対する220核種の基準線量相当濃度の試算 廃棄体落下解析に基づく飛散率の検討 砂充填試験による砂充填方法の検討							
(6)廃棄物発生事業者等との調整(④廃棄体の輸送等に係る調整 p.40-42) 機構外廃棄物発生者との情報交換:RI協会、RANDEC :発生者Gr.会合(試験研究炉設置者) :廃棄体物量調査(H30年度)							
(7)広報活動への取り組みと情報発信(②埋設処分施設の設置に必要な取組 p.43-47)							
安全規制制度整備への協力(③基本設計に向けた技術的検討 p.51-53) 安全規制制度に係る技術検討及び海外事例調査について原子力規制庁への安全性説明及び情報提供 RI法から炉規法へ委託廃棄可能とする制度策定への対応 法令対象廃棄物拡大仕様規定から性能規定への改正対応 ウラン廃棄物浅地中処分の安全確保方策及び基準案への対応							

図1. 第3期中長期計画期間中の主要実施項目

現在想定されている埋設事業の全体工程において、各実施項目と事業進展に当

たって最も重要なキーとなる立地対応業務との関連を図2に示す。現状において

は、具体的な立地活動には至っていないため、主要実施項目においても、立地基準・手順の策定や安全評価手法、廃棄体

受入れ基準の検討、廃棄体物量見直し・性状調査などの業務に留まっている。

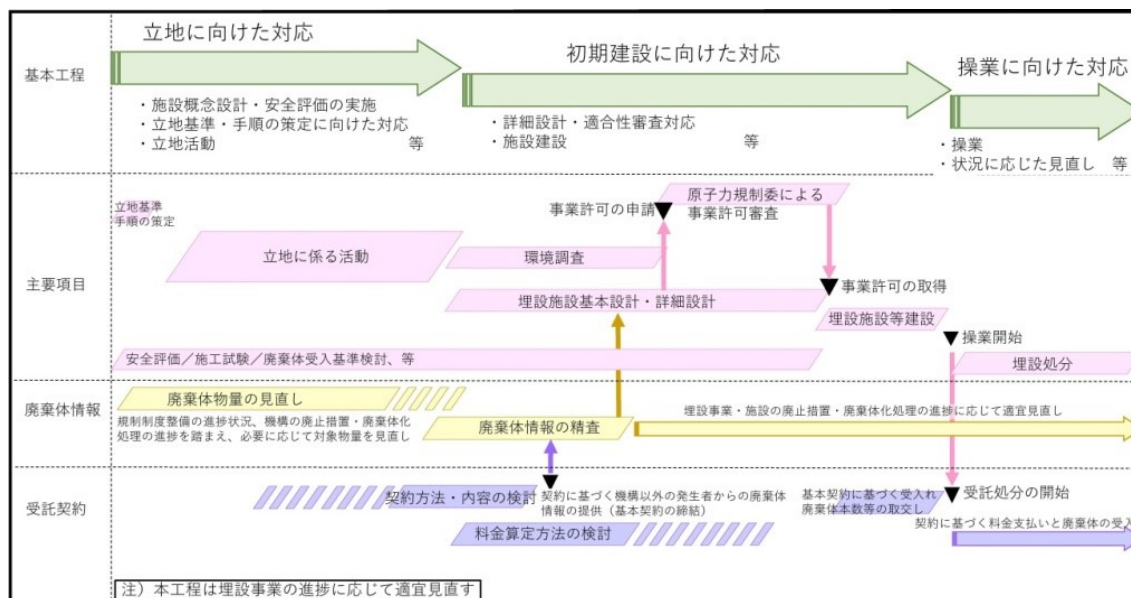


図 2. 埋設事業の全体工程

以上の状況を踏まえて、JAEA は、「IAEA 及び作業部会の提言を受けて、次期中長期計画においては、基本設計に向けた技術的検討、廃棄体の受入基準の検討を継続し、これまでの成果とあわせて safety cases*1 の構築を進める。」とし、第 4 期中長期目標期間(令和 4 年～10 年)における事業計画を策定中である。現時点では、図 3 に示すように主要な実施項目では、「継続して実施・検討を継続」との表現に留まっているが、今後、主務大臣から指示される中長期目標・計画の達成のため IAEA・ARTEMIS レビューの助言*2 や科学技術学術審議会作業部会の提言も踏まえて、第 4 期中長期目標期間で

は、以下について検討を行うとしている。

- ・社会情勢等を考慮した上で、適宜、埋設事業の工程の見直しを行う。
- ・埋設施設の設置に向けた立地活動を進める。
- ・埋設施設の基本設計に向けた技術検討等（これまでの成果の体系的な整理による safety cases の構築）を進める。
- ・廃棄物発生者の着実な廃棄体製作の推進への支援に向けた廃棄体受入基準整備を進める。
- ・埋設処分に向けた理解促進のための活動を、関係機関等の協力の下で進める。

以上

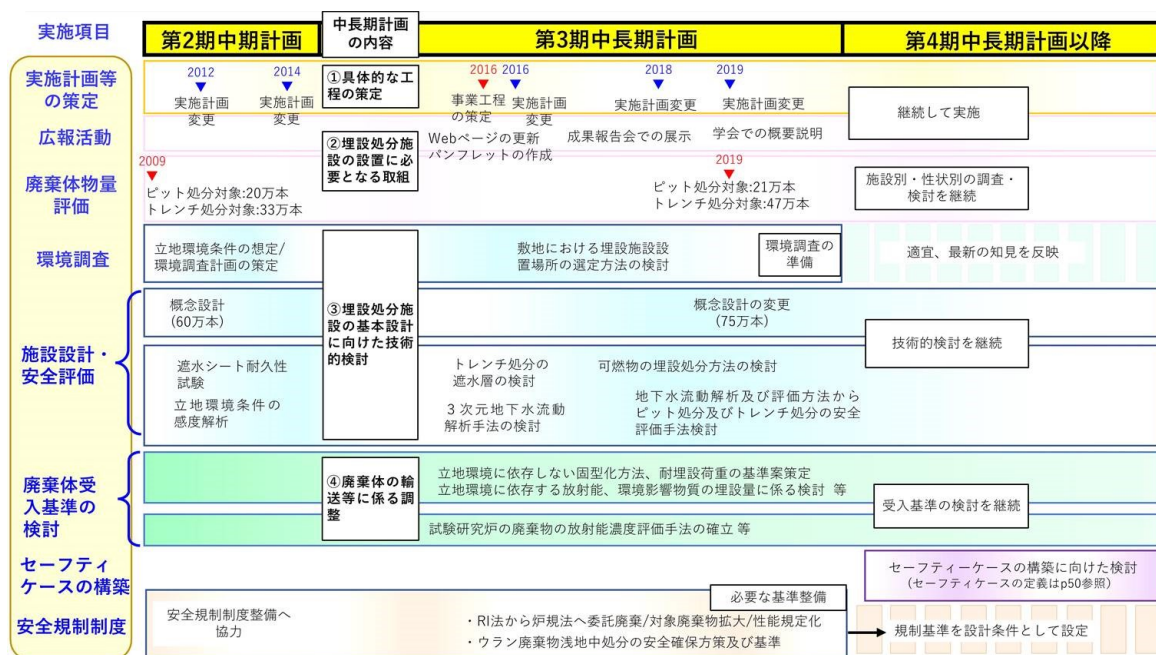


図3. 埋設事業の全体工程

*1: IAEA 安全用語集 (IAEA safety glossary) によれば、「safety cases」とは、ある施設または活動の安全を裏付ける論拠および証拠の総体で、これには安全評価の結果及びこれらの結果に対する信頼性に関する表明が含まれる。日本語訳としては「安全文書」が当てられている。

*2: IAEA-ARTEMIS レビューでの埋設事業に関する主な助言

助言5: JAEA は、現在の7年毎のインベントリについて、定期的かつより高頻度に更新するための体系的なプロセスの導入を検討する必要がある。

助言6: JAEA は、(処分施設整備の) プロセスを適時に進めるために、一般的なサイトの概念設計に向けて、また、継続的な改善イニシアチブの一貫として、L2 および L3 処分施設の safety cases の更なる改善を検討する必要がある。

参考

- 1) 原子力バックエンド作業部会第4回, 文部科学省 ;
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/099/gijiroku/1421692.htm
- 2) 原子力バックエンド作業部会第3回, 文部科学省 ;
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/099/shiryo/1423067_00004.htm
- 3) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の次期中長期目標・計画の策定に向けた提言,
https://www.mext.go.jp/content/210719-mxt_genshi-000016941_01.pdf
- 4) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が達成すべき 業務運営に関する目標 (中長期目標), 令和4年2月28日, 文部科学省, 経済産業省, 原子力規制委員会
https://www.meti.go.jp/intro/koueki_houjin/downloadfiles/ai_04_32.pdf

第18回廃棄体検討WG会合

廃棄物処理事業推進部

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

第17回廃棄体検討WGが令和3年11月10日に、第18回廃棄体検討WGが令和4年3月23日に開催された（TV会議）。今回、第18回廃棄体検討WGの結果を報告する。

議題は、①廃棄体の受入基準の検討状況、②RI廃棄物の集荷と処理について、③今後の廃棄体検討WGの進め方、等である。

(1) 廃棄体の受入基準の検討状況

規制要求である「埋設地内に有害な空隙がないこと」に対応するため、JAEAで角型容器にコンクリート等廃棄物を収納し、砂充填試験を継続的に実施している。この結果を踏まえて作成した受入基準案及び製作手順案の紹介があった。今後、「この手順書を参考に所有する廃棄物の種類に応じた模擬廃棄物を設定し、実機にて性能確認を行う必要がある」とされている。

- 1) 砂充填受入基準設定用の試験実施状況
廃棄体の受入基準及び作製方法を設定

することが必要であり、角型容器への砂充填試験による砂充填方法の検討などを実施中である。その試験方法、試験装置、試験結果（加振時間と空隙率）について説明があった。

- 2) 角型容器に収納したコンクリート等廃棄物の措置手順（案）

上記の結果を踏まえ作成した、角型容器に収納したコンクリート等廃棄物の措置手順案の報告があった。

- 3) コンクリート等廃棄物（砂を加振充填する場合）に係る受入基準（案）

上記の結果を踏まえ、コンクリート等廃棄物（砂を加振充填する場合）に係る受入基準案の報告があった。

(2) RI廃棄物の集荷と処理について

RI協会より、RI廃棄物の集荷と処理の現状について説明があった。

(3) 今後の廃棄体検討WGの進め方

JAEAより、廃棄物の埋設処分までの規制対応スケジュールの中で廃棄物発生者が準備する必要がある文書類並びに処理処分に係る基準類の整備状況について説明があり、処理・処分に関する要望事項等について議論があった。

外部機関の活動状況の紹介

1. 建設技術と重機を駆使し、高難易度の工事を施工

重村善三産業株式会社
代表取締役 重村 善三

1. はじめに

重村善三産業株式会社は、長崎県佐世保市に本社を置き、主に公共工事関連の土木・建設工事、鋼構造物工事、解体工事などを幅広く手掛け、現在九州電力（株）をはじめ、各電力会社等の工事等を請け負っている製造から建設、土木の総合産業企業です。

弊社の概要を下記に示します。

- ・社名：重村善三産業株式会社
- ・代表取締役：重村善三
- ・本社事業所：長崎県佐世保市皆瀬町 388 番地
- ・東京事務所：東京都新宿区新宿 5 丁目 17-1 大洋堂ビル 3 階
- ・松浦営業所：長崎県松浦市志佐町白浜免 193 番地
- ・設立：昭和 55 年 1 月
- ・資本金：1 億円
- ・取引先：公共事業、九州電力（株）様、西日本プラント様、三菱重工業様、IHI 様、日本通運重機様他、各電力会社等協力企業様
- ・（公財）原子力バックエンド推進センター 賛助会員

2. 施工実施例

1989 年 6 月に営業運転を開始した九州電力（株）松浦発電所 1 号機（出力 70 万キロ

ワット、初の海外炭専焼火力として建設）のタービン建屋工事、ボイラ・ダクト製作及び据付工事、石炭灰有効利用設備工事、2019 年 12 月に営業運転を開始した 2 号機（出力 100 万キロワット、単機では日本最大規模の出力）の増設工事（写真右上）、鹿児島川内発電所のろ過水貯蔵タンクの工場製作及び現地建設工事など全国の発電所関連工事を手掛けています。



また、弊社では、創業当初から浮き桟橋や連絡橋の工事に携わっています。造船業では、船舶ハッチカバーの設計製作技術では日本のパイオニアとも言われており、海外の造船会社にも多く寄与し、韓国現代工業（株）や佐世保重工業（株）など有名企業に技術指導を行うほどの技術力と人材を確保しています。



さらに全国でも数台しかない超大型クローラークレーンをはじめ、大型クレーンや重機を複数所有し、それらを正確に操る操縦士も確保しており、大規模工事の受注環境が整っていることが弊社の大きな強みとなっております。他社との差別化に繋がっています。



電源開発(株)松浦発電所
スタック・リクレーマ組立、据付工事

3. 建設技術と重機を駆使し、高難易度の工事を施工

原子力発電所の建設工事においては、建屋の中で稼働する機械設備が大規模なものが多く、建屋の建設が5~6割ほど終わった時点で設備を建屋の中に据付け、また建設を再開するという高難易度の工事が要求されます。このときに活躍するのが弊社の所有する種々の大型クレーンです。



九州電力(株)松浦発電所
ボイラ、ダクト製作工事

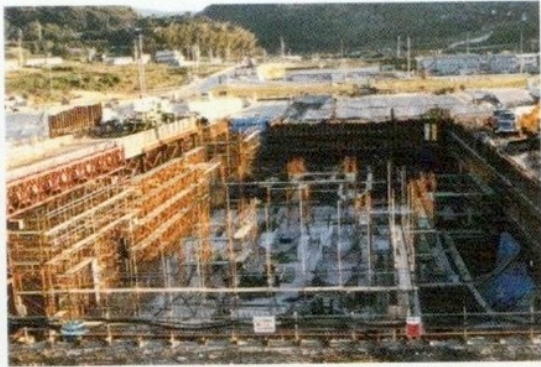
九州電力(株)松浦発電所では、ボイラとダクトの製作から据付までを行った実績を持っています。最大幅10m高さ20mを越えるボイラとダクトを組み立てる作業には、高所の作業を安定して行える超大型クローラークレーンが欠かせない存在となります。

さらに、完成したものを上空に吊り上げ、ミリ単位で計算しながら、設計された場所に据付ける作業においては、何台ものクレーンが微調整を繰り返しながらの協働が必要とされる、操縦士の高い技術を駆使して行う作業となります(写真下)。他社の追従を許さない弊社の誇る技術力です。



九州電力(株)松浦発電所
ボイラ、ダクト据付工事

また、松浦発電所のタービン建屋基礎工事(写真下)においては、建物の強度を上げるためD50-2という直径50mmを超える太径鉄筋を採用し、それを現場で圧力と熱を加えて接合する圧接という方法で組み立てを行いました。

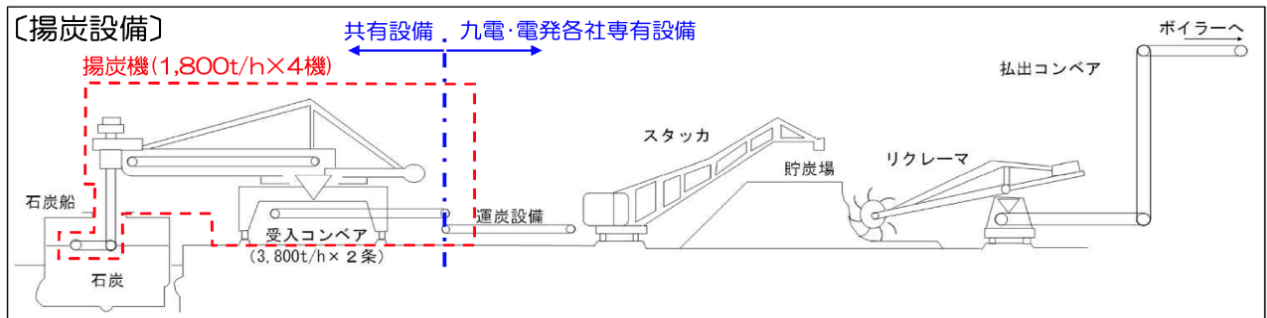


九州電力(株)松浦発電所
タービン建屋基礎工事

圧接は、非常に高い技術を要する作業であり、圧接技量資格などが必要となります。弊社では、造船業において高い溶接技術を有しており、それを応用することで手掛け

ることができます。また、太径鉄筋の設置はクレーンを複数台同時に稼働させ、効率良く行うことができます。

一方で、運転開始から45年が経過し、設備の高経年化により2019年4月30日に廃止された長崎県佐世保市の相浦発電所の解体工事をはじめ、東京電力(株)福島原子力発電所など全国の廃止発電所の解体も行っています。相浦発電所では、40mの高さまで作業できる破砕機により、専門作業員による安全かつ迅速な解体作業を進めています。今後は、遠隔装置や自動制御システムなどの導入も行いながらさらなる効率化と安全性の強化を図っていきます。



4. 施工後のメンテナンス

現在は、九州電力(株)及びJ-POWER(株)の松浦発電所内で稼働する揚炭設備のメンテナンスも手掛けています。

揚炭設備は、岸壁上に設置された石炭船より石炭を荷揚げするための揚炭機とコンベアで構成されており(上図:九州電力株式会社提供)、揚炭された石炭は、受入コンベアから九州電力(株)とJ-POWER(株)各社の運炭・積付設備を経由して貯炭場へ搬送されます。

十数トンの石炭を各施設へ運ぶコンベアは摩耗が激しく、こまめに点検を行い、必要に応じて交換を行なっています。(右の写真:九州電力株式会社提供)

さらに船から石炭をすくいあげる揚炭機(アンローダ)は、海風を直接受ける岸壁に設置されているため、台風などの強風での故

障などが過去にあったことから入念な点検作業を行なっています。さらに、風や波の影響で不規則に揺れる船から石炭を下ろす、繊細な作業が必要となる重機であることから、細かい部品まで全てばらしてメンテナンスを行います。特に電力消費の多い夏場は、故障での稼働ストップが社会的損失にも繋がりがねないため、専門知識を持った技術者が丹念に点検を行っています。



また、原発構内の延長道路工事なども行なっています。道幅 7m の道路を 1500m 延長する大規模工事で、地下にある取水路と放水路も同時に延長を行いました（下の写真）。弊社の土木建設技術を活かし、掘削から排水管の設置、地盤の補強、道路の舗装まで 2 カ月の期間で完成させることができました。



電源開発(株)松浦発電所
構内道路工事 延長1,500m

電源開発(株)松浦発電所
構内道路工事 延長1,500m

5. 次世代への技術継承

原子力関連の工事は、非常に高い技術を要する専門的なものとなります。この技術を次世代へ継承するため、作業員の積極的な採用も行っています。現場でベテラン作業員に付いて技術を学ぶ他、技術者研修にも積極的に参加。ベテランの技術を継承しながら、日々進歩する新技術も積極的に学び取り入れながら、さらに精度の高い施工を行って参ります。

6. 社会貢献事業にも着手

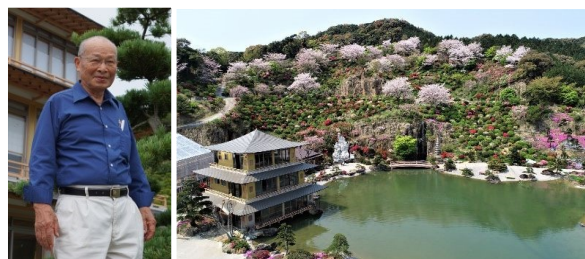
弊社では地域貢献事業の一環として、「佐世保花園（させぼかえん）」の設計から造園、運営を行なっています。1 万 2000 坪の広大な敷地に、約 5 万株の牡丹をはじめ、100 本を超えるしだれ桜、梅、600 本のサツキ、2000 本のダリア、バラ、600 本のツツジなど、色とりどりの花や松などを植え、地域の方々が年中愛でることができるようになりました。（牡丹が開花している 4 月 5 月以外は無料で入場できます）



特殊技術を用いて接木を行うしだれ桜、皆が笑顔になれるようにと七福神の石像、金閣寺をイメージした華やかな和風建築、美しい三重塔、錦鯉が泳ぐ人口池などを整備。

花園造りは 20 数年前に遡り、社員の慰安のため、自宅の庭に桜やツツジを植えて花見を楽しんでいたところ、近所の人が大勢訪れるようになり、こんなに喜ばれるのならと一念発起。山林 3 万坪を購入し、そのうちの 1 万 2000 坪を切り開きました。

山林を購入し、一から切り拓く工程は多くの労力と年月がかかりましたが、何の後ろ盾もない自分が会社を興し、85 年間たくさんの人たちとのご縁、繋がりの中で生きてこられた、社会や地域への恩返しと思っています。



7. おわりに

今後は、全国の電力を安定供給が継続できるよう、さらに技術力を強化し、発電所関連工事やメンテナンスに注力をする他、並行してアメリカ・コバンタ社シーマス方式発電プラント構造を学びに実際に渡米し、未来の次世代エネルギーとしてのゴミ発電所の開発計画も進めていきます。

バックエンド技術情報

1. 米国使用済み燃料の中間貯蔵施設に関する感度研究

理事長 泉田龍男

米国では、再処理を実施せずに使用済み燃料が原子炉施設に保管されている。この使用済み燃料は、数か所の乾式中間貯蔵施設に輸送・保管され、その後に地層処分施設に輸送される計画である。本論文では、この将来計画に対して中間貯蔵施設への輸送速度、中間貯蔵施設及び地層処分施設の開始日時、使用済み燃料輸送用キャニスター及び輸送方式をパラメータとした感度解析を実施している。これにより、合理的な中間貯蔵施設の容量・輸送速度・輸送用キャニスター等の設計検討に必要な基礎データを得ている。

1. はじめに

これまでの米国の商業用原子炉で発生した使用済み燃料は、発電所サイト内の燃料プール (SFPS) と乾式燃料貯蔵設備 (ISFSIs) で保管されている。また、いくつかの集中管理も提案されている。例えば、単独もしくは複数の中間貯蔵施設 (ISFs) 内に多数の ISFSIs を設置して使用済み燃料 (SNF) を安全に保管するなどである。

本研究では、モデリングに用いた前提条件その結果、想定した前提条件に対応したシナリオを満たすために必要な ISF の保管容量と期間、鉄道輸送の方式、SNF を商業施設から撤去する際の全体的影響を評価できた本報告は技術論文であり、使用済み燃料の契約の問題や 10CFR Part961 にある使用済み燃料や高レベル廃棄物の標準契約に定められた義務に関して考慮していない。例えば、標準契約の条項に存在する複数の集合容器に入った使用済み燃料は廃棄体として受け入れられず、契約変更の合意が必要である。

本論文の中で広範囲な議論や提言などは、標準契約の条項に矛盾しているものがある。標準契約はこの分野の関係者が負うべき義務

により解析結果がどのように変化するかを検討した。また特に IFS の運用方法に関しては、全体の廃棄物管理体制と必要となる輸送数量に大きな影響を与える。単独もしくは複数の中間貯蔵施設 (ISFs) での使用済み燃料 (SNF) の年間受取数量 (受取速度) に関する種々の前提条件がモデルとして設定された。加えて、ISF と地層での処分 (MGR) 開始日時も前提条件とした。他には、標準的な輸送・貯蔵・処分 (STAD) の適用も前提条件とした。を統括しているものであるが、本論文はこれらの変更・改正等を求めるものではない。

本論文は、DOE が実施する将来の決定をサポートするための技術的な業務である。

2. 前提条件

今回の目的は、モデル内の前提条件により解析結果がどのように変化するかを検討することにある。特にこれらは ISF の運用方法に大きく関わっており、それらは廃棄物管理の全体像と、必要とされる輸送資源に大きな影響を与える。また、本解析では ISF と MGR の受け入れ速度と運用開始日の変動の影響と標準的なキャニスターの使用による影響、及

び廃棄物管理の時間による影響が調べられた。以下の条件は全てのシナリオに共通する。

- ・ ISF は、MGR が SNF を受け入れたときに SNF の新たな受け入れを停止する。
- ・ MGR は、ISF よりも原子炉施設からの受け入れを優先する。

本研究では既存の研究とは異なり、施設からの SNF の移設速度を単純なステップ関数とする。言い換えれば ISF もしくは MGR での SNF の受け入れ速度は運用開始年にゼロから 100% になると仮定する。全てのシナリオにおいて、一番古い燃料(OFF)に対しては一番新しい燃料(YFF)よりも優先的に対応する。

他の前提条件としては、「The Commercial Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste Inventory Report, Rev.6」が使用済み燃料(SNF)の物量評価に使用された。現在運転中原子炉の大部分は、直近に停止せず、更なる寿命延長もせずに 60 年間運転すると仮定した。また新しい原子炉の運転開始も想定しない（最近運転開始した Vogtle 3 and Vogtle 4 原子炉を例外とする）。また既に閉止した原子炉と、閉止日を予告している原子炉は除く。2030 年以前は全ての SNF が、商業用原子炉で現在実施されている乾式貯蔵システムで保管され続ける。現在の原子炉では、ボルト締めのカスクと溶接密封式のキャニスターが使われており、これが継続して使用される。2030 年になるとほとんどのシナリオにおいては、全ての原子炉施設において二重目的キャニスター(DPCs)に変換される。これ以外のシナリオでは、標準的なキャニスター(STADs)、すなわち PWR の燃料集合体であれば 21 体、BWR であれば 44 体が収納できるキャニスターが 2030 年に発電所に導入開始となる。そのキャニスターを運転中の発電所もしくは閉鎖した発電所から移送する速度は、発電所内の原子炉の個数、発電所の電力計画などに左右される。また、PWR で

あるか BWR であるかによっても影響される。全ての原子炉施設の使用済み燃料プール(SFPs)は、原子炉からの最後の燃料取り出し後 5 年間プール内に静置する。5 年経過後にプール内の SNF は、乾式キャニスターの熱限界を超えない限りキャニスターに装荷する。乾式キャニスターに装荷された SNF からの熱放出は、キャニスターの熱限界以内とする。

輸送に関連した前提条件は以下である。発電所内にある全てのキャニスターとカスクは輸送可能である。特に、全てのキャニスター及びカスクについて、法令上の輸送証明なしでも一時的に ISF もしくは貯蔵施設に輸送できる。OFF への優先割り当てに関しては、OFF の燃料集合体に合わせたカスク寸法にすることとした。これにより、カスクの一部に空きが生じる結果となる。鉄道が SNF 輸送に使用されることとした。鉄道車両は、50 年間運用後に償却される。

今回のシステム解析でコストと輸送機材を評価するために、ISF は仮想的な場所に設置することとした。これは既に C.Brent et al により”Waste management 2017”で検討されている。全ての SNF は現在発電所で実施されている貯蔵方式と同様の方式で ISF にて保管される。

3. シナリオ

今回の評価シナリオを表 1 に示す。500、250、200 or 50 キャニスターが 1 年間に SFS に輸送されるシナリオとした。これにより SFS への輸送速度の影響を評価する。例えば 50 キャニスターの輸送(SFS へ 1 年間の輸送速度)では、運用開始した MGR へは年間 200 キャニスターが輸送される。同様の評価が以前にも行われているが、今回の評価では輸送に要する往復時間と標準化した輸送、キャニスターの老朽化と廃棄処分(STADs)も考慮した。

表1 今回の使用した前提条件と評価シナリオ

TABLE I: Modeled Scenarios

Scenario Number	Annual Receipt Rate		ISF opening date	MGR opening date
	ISF	MGR		
1	500 DPCs	500 DPCs	2030	2050
2	250 DPCs	250 DPCs	2030	2050
3	200 DPCs	200 DPCs	2030	2050
4	50 DPCs	200 DPCs	2030	2050
5	200 DPCs	200 DPCs	2030	2040
6			2030	2060
7			2040	2060
8	233 STADs	~3,000 MTHM	2030	2050
9	233 STADs, 67 DPCs	~3,000 MTHM	2030	2050
10	350 STADs, 200 DPCs	~3,000 MTHM	2030	2050

4. 結果

①輸送速度の影響

SNF による発電所からの燃料キャスク受け取り速度を変えた場合に、発電所からの燃料払い出しがどのように変化するかを検討した。図1に燃料払い出しが完了した発電所を縦軸にして示す。ベースラインケースは200キャスクを1年間に輸送するケースである。予想通り、SNF 輸送速度が速いほど発電所からの払い出し完了施設が増加する。500キャスク/年では2050年に90%の施設が払い出し

完了となる。200キャスク/年では42%、50キャスク/年では10%である。ここで気づくのは、ある時点でSNFの受入速度が輸送の問題点ではなく、発電所サイトでの燃料発生量が限界点になる。これは500キャスク/年のケースで、85%の段階で生じる。

図2はISFでのSNFの貯蔵量の変化を示す。これによれば、ISFでの受け取り速度が速いほどISFの必要容量が増大する。500キャスク/年では、約125,000トンであるが200キャスク/年ではその半分である。

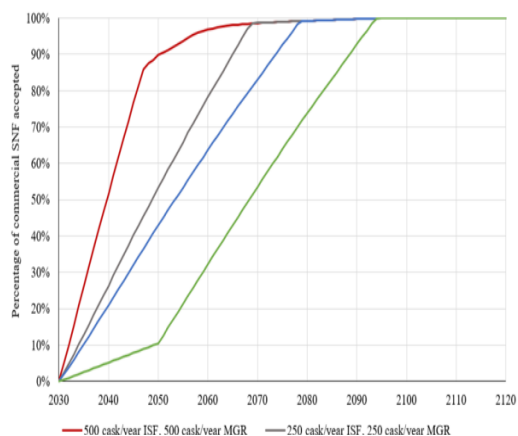


図1 SNF 払出施設と移送速度

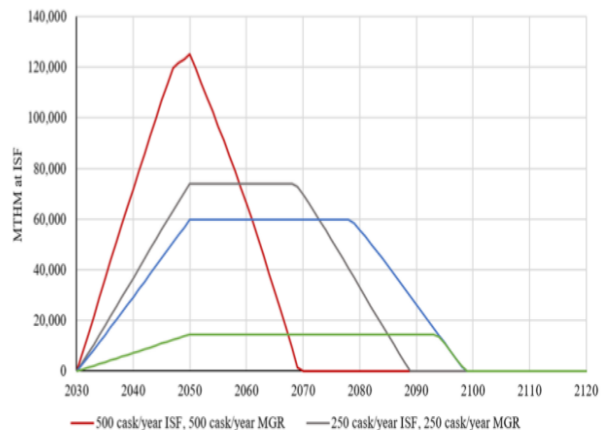


図2 ISF での SNF 貯蔵量

②輸送用キャスクと鉄道の検討

検討の結果を表 2 に示す。鉄道輸送では、キャスク輸送車両、緩衝用車両、警護用車両

が必要であり、500 キャスク/年の例では、キャスク車両 40、緩衝用車両 16、警護用車両 8 の合計 64 車両が必要となる。

表 2 鉄道車両と輸送キャスクの評価

TABLE II: Estimated Number of Needed Railcars and Transportation Casks

Scenario #	1	2	3	4
ISF receipt rate (casks/yr)	500	250	200	50
ISF receipt rate (approx. MTHM/yr)	7,500	3,750	3,000	750
Cask cars for ISF	40	22	16	5
Buffer cars for ISF	16	12	10	6
Escort cars for ISF	8	6	5	3
Total railcars for ISF	64	40	31	14
Transportation casks for ISF	85	56	51	42

③ISF と MGR の 10 年遅延

図 3 に ISF と MGR が 10 年遅延した場合の発電所での燃料払出状況を示す。比較のために ISF を 20 年運用した事例と比べているが、10 年の遅れが最終的に 20 年の遅延を生じることがわかる。

・233 STDs/年(2000 トン)、67 DPCs/年(1000 トン)

・350 STDs/年(2000 トン)、200 DPCs/年(3000 トン)

図 4 に上記の各ケースにおける施設からの輸送開始した施設割合（実線）とその後の払出完了施設の割合（破線）を示す。輸送速度が速いほど発電所の払出は早くなる。輸送開始の実線同士の変化割合に比較して、その後の払出完了の破線の同士の違いが著しい。

④標準的なキャニスターの適用

標準的なキャニスター(STADs)と二重目的キャニスター(DPCs)が混在したケースについて検討した。

・233 STDs/年(2000 トン)、0 DPCs/年

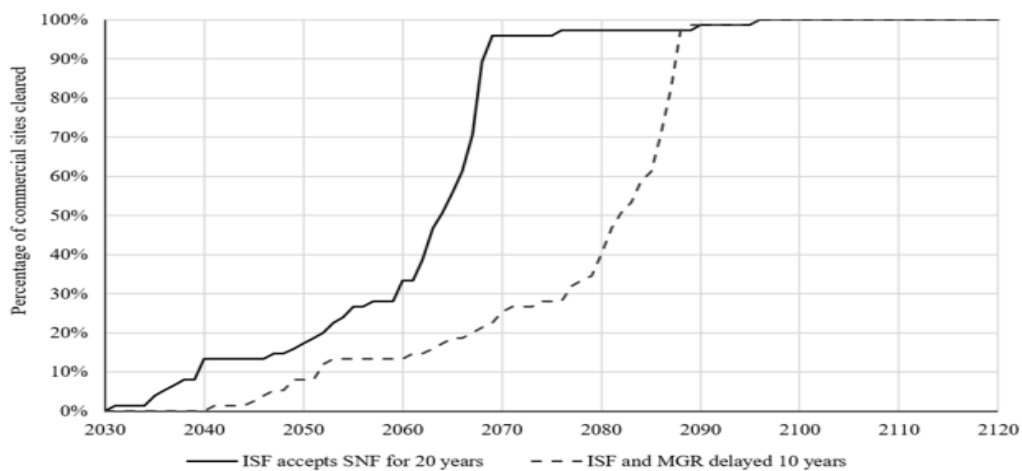


図 3 ISF と MGR の 10 年遅延の影響

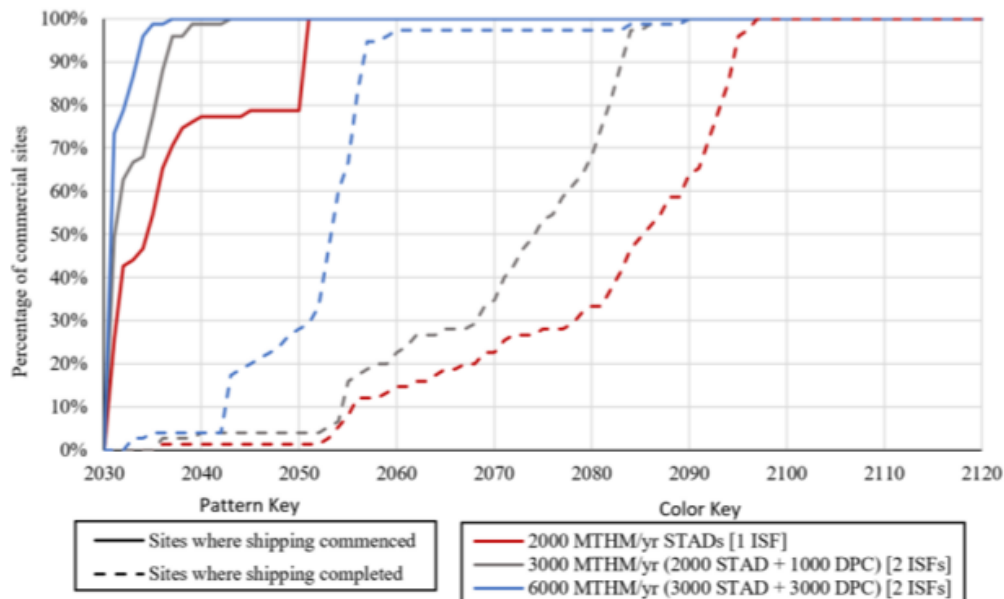


図4 標準的なキャニスター(STADs)適用の影響

5. 結論

本研究では、中間貯蔵施設 (ISF) の燃料受け入れ速度やその他の前提条件の変化による ISF の必要貯蔵容量への影響を中心に評価した。それは、燃料受け入れ速度を 500、250、200、50 キャニスター/年のケースで評価すると同時に ISF と MGR の遅延効果、標準的なキャニスターの適用についても評価した。

これによる知見としては、発電所の早期のクリーニング (SNF の払出) の実現は、SNF の輸送速度の拡大、すなわち中間貯蔵施設 (ISF) の容量拡大、輸送機器などへの投資とトレードオフである。ISF の建設については、段階的な施設拡大方式が過剰な容量の建設を防ぐことになる。

参考文献

1. R.A.Joseph III, R.M.Cumberland and R.L.Howard , “Sensitivity Study on Potential Interim Storage Facility Capacities for US Spent Nuclear Fuel-21053 ” ,WM2021 , March 7-11,2021,Phoenix,Arizona,USA

2. 核燃料サイクルにおける小型モジュール炉のバック エンド

フェロー 澁谷 進

近年、世界的な脱炭素・カーボンニュートラルの潮流の中で、原子力においては、脱炭素は言わずもがな、既存の軽水炉に比べ安全性やコスト、セキュリティにおいて優れているという主張から小型モジュール炉 (SMR : Small Modular Reactor)*¹ が注目を集め、70 を超える様々な炉型の SMR が研究開発されてきている。最近では、設計から安全審査を経て型式認証を取得し、建設を待つだけというケースもある。我が国でも、日本を代表する 3 大原子力メーカーが独自の SMR を開発している。SMR では、使用済燃料 (SNF) と高レベル廃棄物 (HLW) を含め、放射性廃棄物の発生量が削減され、その管理と処理処分の負担も軽減されるとされている³⁾。一方で最近、Lindsay M. Kralla らは、核燃料サイクルのバックエンドに対する SMR の影響に焦点を当て、放射性廃棄物の発生から処分までの「流れ」を分析・評価した⁴⁾。それによれば、SMR は従来設計の大型軽水炉に比べ、放射性廃棄物の発生量が多く、その化学的・物理的反応性も高いという、上の主張とは真逆の結果が得られたとしている。本稿では、そのなかで低中レベル廃棄物 (LILW) に関する論考を紹介し、SNF と HLW については次の機会に譲る。

1. 概要

SMR に関して、放射性廃棄物の「流れ」を分析した研究は著しく少ないなか、L. M. Kralla らはエネルギー等価体積、(放射) 化学、崩壊熱、および高、中、低レベル廃棄物の同位体組成を指標とし「流れ」の観点から、3 つの異なる SMR (NS 社一体型 PWR 160MWt、T 社 Na 冷却高速炉 FBR 30MWt、TE 社一体型熔融塩炉 MSR 400MWt) を選定し、既存の WH 社 PWR 3,400MWt と比較した。結果は、水冷却、熔融塩冷却、および Na 冷却 SMR の順に、管理と廃棄が必要な放射性廃棄物の量が 2 ~ 30 倍に増加することを示した (図 1)。

過剰な廃棄物量は、SMR の小型炉心からの中性子漏洩を防ぐための反射体、および/または化学反応性の高い燃料や冷却材の使用に帰される。

当研究では、70 余の SMR のうち 3 炉型だけに焦点を当てているが、中性子漏洩の増加は小型の炉心に本質的に共通する物理現象であることから、ほとんどの SMR が放射性廃棄物中の主要放射性核種の生成、管理、最終処分に関して従来設計の軽水炉より劣っていることを示唆している。また放射性廃棄物量の増加と化学的複雑さは、廃棄物の保管、パッケージ化、および地層処分に追加の負担をかけ、安全面でも不利であり、地層処分施設のセイフティ・ケース (safety case : 安全文書)*² の開発に明らかな利点を提供しない。

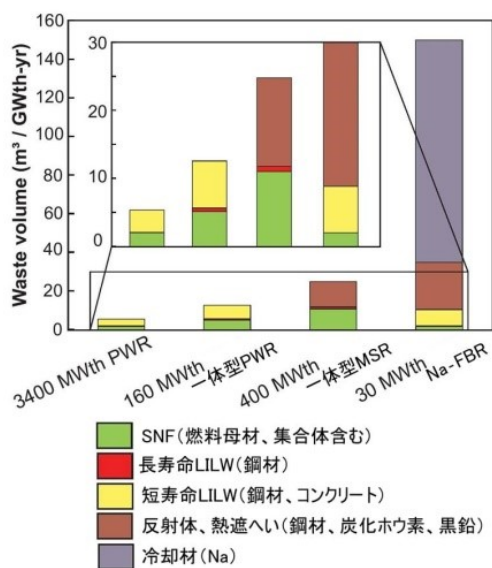


図1：各原子炉の廃棄物発生量の比較

2. 評価方法

L. M. Kralla らは、SMR と既存の軽水炉から発生する放射性廃棄物量を比較するため定量的評価を行っている。各 SMR の構造や燃料組成など、評価に必要となる物理化学的、核的データは、N 社一体型 PWR については米国原子力規制委員会（NRC）に提出された型式認証の申請書に記載の仕様から、また、T 社 Na 冷却高速炉は同様に事前認可申請書から、TE 社一体型熔融塩炉については、公表されている設計仕様や特許出願資料から採用している。これらのデータ（必要な場合推定も含む）を基に、原子炉物理や中性子輸送理論、放射化学などの基本原理に則り、ボトム・アップ手法により SMR のバックエンド分析を行った。

評価指標は、エネルギー等価値として比較される。例えば、SNF の場合は、熱出力、炉心体積および燃料の炉心滞在年数からエネルギー等価 SNF 量として、

「m³/GWth-y」単位で求められている。同様に LILW の発生量についても、発生源である炉心構造物・コンポーネント、冷却

材・減速材について、それぞれに体積、寿命および交換要年数を考慮して、同じ単位のエネルギー等価量で与えられる。

3. SMR の中性子工学

原子炉の稼働には、核分裂の連鎖反応を維持する必要があるが、核分裂で発生した中性子（2～3 個）は近傍に存在する物質による吸収や炉心系外への漏洩により損失する。このため原子炉は連鎖反応を維持する余剰な中性子を確保するように設計されている（中性子の「経済性」という）。吸収には核燃料中に豊富に存在する ^{238}U や ^{232}Th の寄与が大きく、これにより新しい核分裂物質が生成される。また、炉内中性子は燃料集合体を取り巻く炉内構造物を、炉心系外へ漏洩した中性子は压力容器などのコンポーネントを放射化し、LILW を生成する。したがって、SNF および関連する廃棄物の最終的な組成は、燃料の初期組成、燃料の物理的設計、燃焼度、および原子炉の構造材料の種類に依存することになる。

中性子の漏洩確率は、原子炉の寸法と中性子拡散距離の関数であり、後者は、炉心内の燃料、冷却材、減速材、および構造材料の中性子散乱特性によって決定され、同様な燃料-冷却材-減速材の組み合わせを使用する原子炉では同じになる。したがって、SMR の中性子漏洩確率は、同様のタイプの大型原子炉よりも大きくなる。

中性子漏洩はわずかな増加でも、原子炉および/または燃料の設計変更によって補償されない限り、炉心の臨界度と出力に大きな影響を及ぼし、燃料の燃焼度の低下につながる。その補償対策（中性子経済の改善）としては、

- ・初期の ^{235}U または ^{239}Pu が、>5wt% に濃

縮／富化された燃料を使用

- ・漏洩中性子の一部を炉心に戻すための中性子反射体の導入
- ・中性子減速材を無くすか、水ではなく黒鉛を使用

が考えられ、SMR 設計のほとんどはこれらの対策の1つまたは全てを組み込んでおり、結果的にSMRのSNF/HLWとLILWの体積発生量の増加および処理・処分（地層）への好ましくない影響（化学的・物理的反応性）をもたらす主要因となる。

4. エネルギー等価量の算出

SNFのエネルギー等価量は、アクティブ炉心の容積を熱出力と燃料の炉心滞留年数の積で除して計算される ($m^3/GW_{th}\cdot yr$)。SMRの長寿命及び短寿命LILW量は、原子炉圧力容器及びその他の炉心近傍機器（通常、中空円筒）や冷却材の設計仕様から計算される。評価対象の3つのSMRの原子炉構造の概略を図2に示す。

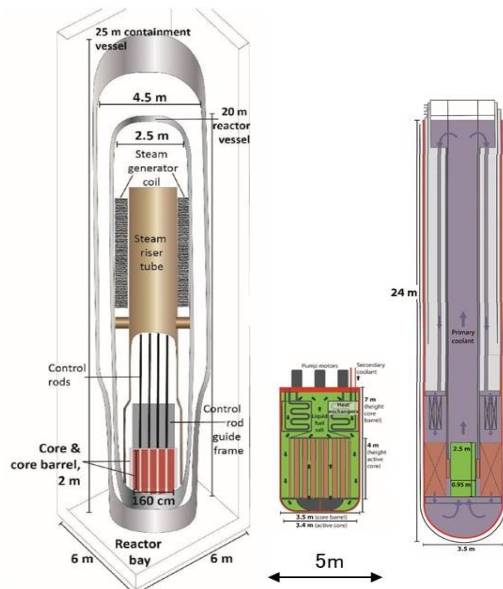


図2: 評価対象のSMRの概略図(同縮尺)
左から一体型PWR、一体型溶融塩炉、Na冷却高速炉

4.1 WH社大型PWR

大型PWRのエネルギー等価SNF量は、次のように求められる。

炉心容積は、アクティブ炉心の高さ、則ち、燃料棒の長さ4.27mと炉心直径3.04m (WH社、2011)から計算され、 $31 m^3$ 。熱出力は3,400MW_{th}、燃料の炉心滞在年数は4.5年。したがって、エネルギー等価SNF量は、

$$\frac{31 m^3}{3.4 GW_{th} \times 4.5 years} = 2 m^3 / GW_{th} \cdot year$$

で与えられる。

LILWについては、中性子フルエンス $>10^{21} n/cm^2$ に曝される炉心近傍機器は、NRCが定義する長寿命LILWまたは超クラスCに相当するレベルまで放射化される。一方、熱遮へいと圧力容器を含む、アクティブ炉心の端から25cm以上離れたコンポーネントは、長寿命LILW放射化レベルに達しないとされた⁵⁾。

4.2 NS社SMR一体型PWR

NS社一体型PWR (160MW_{th}; NS社、2020)では炉心には、短尺の燃料集合体(長さ約2m)が37体装荷される。炉心容積 $4.87 m^3$ (半径0.88m、高さ2m)、熱出力160MW_{th}、燃料炉心滞在年数6年の場合、エネルギー等価SNF量は $5.1 m^3/GW_{th}\cdot y$ となる。

廃止措置によって発生する可能性のある長寿命LILWの体積は、炉心容器と圧力容器は、燃料集合体と同じ高さ2.4mの中空円筒とし、中性子反射体の体積は、実円半径0.88mの面積からアクティブ炉心の面積 $1.7m^2$ を差し引き、反射体高さ2.3mを乗じることにより算出。炉心支持板の厚さは大型PWRと同程度としている。合計す

ると、一体型 PWR の場合、圧力容器が長寿命 LILW レベルに達するまで原子炉稼働するかどうかによって不確実性が生じ、 2.7 m^3 ($0.29 \text{ m}^3/\text{GWth}\cdot\text{y}$) または 5.1 m^3 ($0.53 \text{ m}^3/\text{GWth}\cdot\text{y}$) の長寿命 LILW を生成することになる。

短寿命の LILW は、中性子で放射化される圧力容器と格納容器からの鋼材、一次冷却材中の放射性核種によって汚染される炉心上部の 20 m 以上の高さの領域が主体で

あると予想される。また、格納容器は、燃料交換停止中の一次冷却材の放出により汚染される。結果的に、圧力容器と格納容器は、それぞれ 17 m^3 と 43 m^3 の短寿命 LILW を生成し、これは $6.9 \text{ m}^3/\text{GWth}\cdot\text{y}$ に相当する。

大型 PWR と SMR 一体型 PWR の炉心廻りのコンポーネントの概略図および発生する LILW の様相を図 3 に示す。

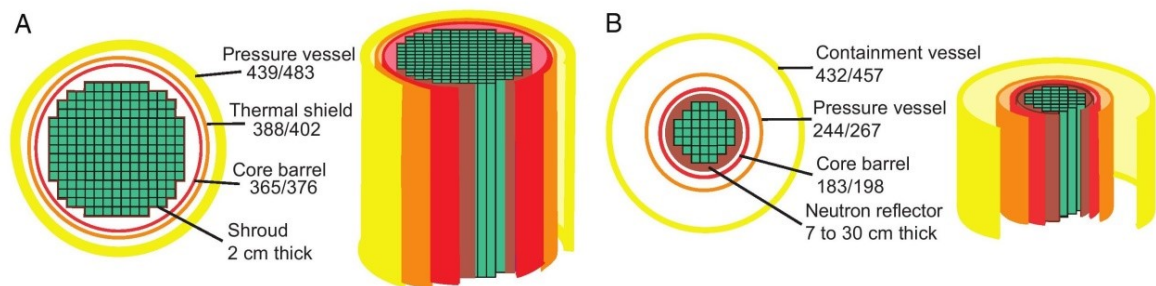


図 3：大型 PWR 3,400MWt (A) と一体型 PWR 160MWt (B) の炉心概略図（同縮尺）
 図中、黄は短寿命 LILW を赤と茶は長寿命 LILW、橙は両者間の不確実性を示す。

4.3 T 社 Na 冷却高速炉

T 社 Na 高速炉のエネルギー等価 SNF 量は、次のように求められる。

アクティブ炉心の直径と高さはそれぞれ 0.95 m と 2.5 m であり、炉心容積は 1.77 m^3 。燃料の炉心滞在年数を 30 年とし、排出される燃料のエネルギー等価体積は、次のようになる。

$$\frac{1.77 \text{ m}^3}{0.030 \text{ GW}_{th} \times 30 \text{ years}} = 2.0 \text{ m}^3/(\text{GW}_{th} \cdot \text{year})$$

反射体及び遮へい体については、中性子放射化により長寿命な LILW となることを想定。その体積は、原子炉容器の直径 3.5 m と炉心高さ 2.5 m から計算される体積 24 m^3 から、アクティブ炉心 1.77 m^3 を差し引いた値となる。反射体及び遮へい体の寿命は、燃料の滞在年数 (30

年) と同程度とすると、エネルギー等価 LILW 量は、

$$\frac{(24.0 - 1.77) \text{ m}^3}{0.030 \text{ GW}_{th} \times 30 \text{ years}} = 24.7 \text{ m}^3/(\text{GW}_{th} \cdot \text{year})$$

で与えられる。

短寿命 LILW については、厚さ 2.5 cm の円筒の外径を 3.5 m とした以外は、上記と同じ寸法を用いて推定。原子炉容器の寿命が 30 年とされていることから、体積 6.5 m^3 をエネルギー換算すると $7.3 \text{ m}^3/\text{GWth}\cdot\text{y}$ となる。原子炉容器は、反射体および遮へい体により中性子放射化が抑制されるが、Na1 次冷却材に含まれる放射性核種により汚染される可能性があるため、短寿命 LILW に分類されている。

1 次冷却材の Na の体積は事前認可申

請書には記載されておらず、ここでは、Naが原子炉容器(高さ24m、直径3.5m)の炉心上部の全容積を占めると仮定して算出。さらに、冷却材の寿命は発電所の稼働寿命60年に近い(30年後の2回目の燃料装荷炉心にNa冷却材を再使用)と想定すると、Naのエネルギー等価量は、

$$\frac{\left[24 \cdot \pi \cdot \left(\frac{3.5}{2}\right)^2 - 24.1\right] m^3}{0.030 GW_{th} \times 60 years} = 115 m^3 / (GW_{th} \cdot year)$$

となる。

4.4 TE社一体型熔融塩炉(MSR)

MSRは、水冷却炉やNa冷却炉とは異なり、液体燃料が容器全体に流れ、黒鉛減速材・反射材も含まれている。そのため、T社一体型MSR400MWthの黒鉛減速材の体積は、アクティブ炉心(直径3.4m、高さ4m)の全容量37m³を占めると仮定して算出。液体燃料の体積は、原子炉容器全体(直径3.5m、高さ7m→67m³)から37m³を差し引き、31m³に。燃料と黒鉛の寿命は7年なので、エネルギー等価量はそれぞれ11m³/GWth-yおよび13m³/GWth-yと算定される。

原子炉容器の寿命も同様に7年であり、外径3.55m、内径3.5m、高さ7mから、原子炉容器から発生する長寿命LILWのエネルギー等価量は1.0m³/GWth-yとなる。

5. LILW管理と処分

以上見てきたように、SMRは大型PWRよりも大きなエネルギー等価量のLILWを発生させる。このうち短寿命LILWは、浅地中処分場(深さ30m未満)への処分に適しているかもしれない。一方、中性子で放射化された長寿命のLILWは、処分場の操業期間と地質学的

なタイムスケールの両方で放射線被ばくを緩和しなければならず、管理がより複雑になる。一般的に、放射化した軽水炉の構造材、特に鋼の放射化生成物である⁶⁰Co(t_{1/2}=5.3y)からの放射線から作業員の被ばくを制限する必要性もあり、LILWの管理・処分費用は廃止措置費用の約20%に上る。SMRはエネルギー的に等価な軽水炉よりも10倍以上の中性子放射化鋼を生成するうえ、放射性Naと熔融塩冷却材を化学的に処理する必要性が生じるため、廃止措置に関連する費用と被ばくリスクを大幅に増加させる可能性がある。⁶⁰Coが崩壊した後も、長寿命の⁵⁹Ni、⁶³Ni、¹⁴C、⁹⁴Nb、および⁹³Moの放射能は、放射化した軽水炉機器の地層処分を必要とするほど十分に高いままである。これらの同位体の化学的性質や地中での移動性は、処分場の人工バリアの設計を制約するとともに、処分場からの将来の線量に大きく寄与することが示唆されている。SMRとLWRの放射化学組成が似ているため、エネルギー等価核種インベントリーと同様に、SMR廃棄物の方が線量が高くなる可能性がある。照射黒鉛や熔融塩、Na冷却材の核種インベントリーを制約することに焦点を当てた研究はほとんどないため、これらの廃棄物の将来の線量影響は不明なままである。

6. 結論

3つの異なるSMRの放射性廃棄物の「流れ」分析は、既存の大型PWRと比較して、SNF、長寿命LILW、および短寿命LILWのエネルギー等価体積をそれぞれ最大5.5、30、および35倍増加させることを示している。この結果は、先進SMRの開発者が主張している廃棄物削

減のメリットとは対照的である。さらに重要なことに、SMR 廃棄物の「流れ」は、既存の原子炉とは化学的に大きな違いがあり、熔融塩および Na 冷却 SMR は、腐食性および自然発火性の高い燃料と冷却材を使用し、水または他の貯蔵材料と接触したときに発熱化学反応または臨界の影響を受けやすく、直接的な地質学的処分には不適切である。したがって、大量の反応性 SMR 廃棄物は、処分の前に処理、調整、および適切にパッケージ化する必要がある、これらのプロセスは、核燃料サイクルのバックエンドに多大な費用を必要とするうえ、おそらく放射線被ばくと核分裂性物質の流出経路を増大させるため、長期的な安全性・セキュリティに明らかな利益をもたらすことはない。

種々の SMR 設計のうち 3 炉型を分析したが、この結果は、小さい炉心では中性子漏洩が増長されるという基本的な物理現象に基づいている。したがって、ほ

とんどの SMR 設計は、放射性廃棄物の処理や処分活動に重大な正味の不利益をもたらす。

7. おわりに

我が国でも、世界的な原子力イノベーションの時流のなかで、原子力発電の新たな社会的価値を再定義し、炉型開発に係る道筋を示すため、令和 4 年 4 月に総合エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会の下に「革新炉ワーキンググループ」が設置された⁶⁾。ここでは、SMR の開発を始め、核燃料サイクルにおけるフロントエンド側からの検討が中心になるが、『バックエンドプロセスを起点とした核燃料サイクルの高度化と将来の原子力利用シナリオの定量的な分析が必要』との問題提起もなされており、上部委員会である原子力小委員会も含め、今後の議論の進展に期待したい。

注釈

- *1) SMR : IAEA の定義¹⁾ では、電気出力が 300MWe 以下の先進的原子炉であり、
- ・ Small : 物理的に従来の原子炉のサイズの何分の一か
 - ・ Modular : システムとコンポーネントを工場で組み立て、ユニットとして設置場所に輸送
 - ・ Reactors : 核分裂を利用して熱を発生させ、エネルギーを生成
- である。

IAEA-ARIS(Advanced Reactors Information System)や SMR-Book-2020²⁾ によれば、現在 SMR の設計を推進しているベンダーの数は 70 を超え、原子炉の形式も重/軽水冷却炉(水上型含む)、高温ガス炉、高速炉(液体金属/Na/ガス冷却)、熔融塩炉と多岐にわたる。

- *2) 「safety case」とは、ある施設または活動の安全を裏付ける論拠および証拠の総体で、これには安全評価の結果及びこれらの結果に対する信頼性に関する表明が含まれる。日本語訳としては「安全文書」が当てられている。

参考文献

- 1) <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-are-small-modular-reactors-smrs>
- 2) <https://aris.iaea.org/sites/SMR.html>、
https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf
- 3) R. Wigeland et al., “Nuclear Fuel Cycle Evaluation and Screening—Final Report: Appendix C, Evaluation Criteria and Metrics” (Rep. INL/EXT-14-31465 FCRD-FCO-2014-000106, Idaho National Laboratory, 2014).
- 4) Lindsay M. Kralla et al., “Nuclear waste from small modular reactors”, University of Pennsylvania, Philadelphia, PA; received June 26, 2021
- 5) A. Mancini, et al., “Greater-Than-Class-C Low-Level Radioactive Waste Characterization”, Rep. DOE/LLW-114A-3, Idaho National Engineering Laboratory, 1994.
- 6) https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/index.html

3. 廃炉に適用するステンレス鋼とジルカロイ-2板の水中レーザー切断法の最適化

企画部 五十嵐 幸

廃炉作業で発生する汚染された部材の切断は、安全上の理由から主に水中で行われるが、熱的切断法を採用した場合、熔融部から発生する微粒子が水中に移行して二次廃棄物となる。二次廃棄物は、分離・回収できるが、それには追加のコストが必要である。レーザー切断法は、切断速度が速い、切断時の反力が小さい、切断ヘッドが小型化できる、などの特徴から多用される傾向にある。

本研究は、二次廃棄物低減を目的としたもので、SUS304 とジルカロイ-2 板材の水中におけるレーザー切断実験を行い、熔融部分をドロスとして固定する切断条件を重量損失量の測定によって評価したものである。

1. 試験

1.1 設備

図1に1m³の水タンクと3軸調整が可能な位置決めシステムを含む試験設備を示す。レーザーは、最大出力4kWのYb:YAGレーザー(波長1030nm)である。光学系は、焦点距離200mmのコリメータと焦点レンズである。

光学系の比率を1:1としたので、焦点のレーザー直径はファイバーの直径と同じ200 μ mとなった。アシストガスは、レーザービームと同軸に注入した。試験片寸法は20^wx200^l(mm)であるが、板厚は様々である。切断実験はライプニッツ大学(LZH と略す)の施設で行った。水深は最大4mである。

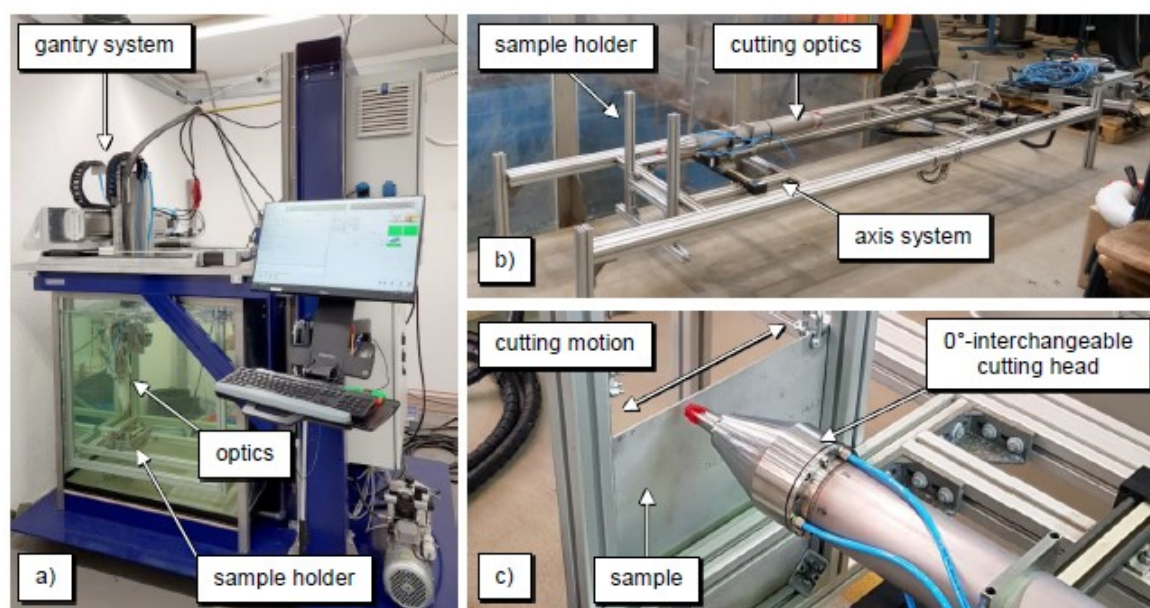


図1. 試験装置

a) LZHの試験装置、b)軸調整システム、c)板厚3mmの試験片と切断光学系の設置例

1.2 方法

切断試験範囲を表 1 に示す。これまでの研究[1]で、重量損失 m は切断速度 v と線形関係にあることが判っている。重量損失 m

は切断速度 v が 0.3~0.9m/min の範囲で大きくなると減少していた。本研究では、切断速度 v を 0.9m/min 一定として切断を行った。

表 1. 厚さ 3mm の SUS304 に適用された切断試験条件 (切断速度 v は 0.9m/min 一定)

Factor	P_L	Q	d_n	ϕ_n
Range of tested values	2 - 4 kW	50 - 150 l/min	5 - 10 mm	1.4 / 1.7 / 2.0 mm

P_L : レーザ出力、Q: ガス流量、 d_n : ノズル距離、 ϕ_n : ノズル直径

最初、レーザの焦点位置は試験片の表面とした。切断試験は 5 回の繰り返しを含む 40 回行った。試験は、厚さ 6mm、15mm の SUS304 板(論文では AISI304 と記されているが、ここでは SUS304 と記す)と 3mm 厚の Zry-2 板について行った。

140L/min における結果である。

50L/min の条件でレーザ出力が高、ノズル距離が短、ノズル直径が大の時、重量損失 m は 5g/m 未満になると予測できた。

一方、レーザ出力 P_L 、ノズル距離 d_n 、およびノズル直径 ϕ_n が重量損失 m に与える影響は小さかった。

ガス流量 Q が 140L/min になるとレーザ出力 P_L とノズル距離 d_n は重量損失 m の予測線図を大きく変化させた。図 2b から明らかなように 140L/min のガス流量において重量損失 m を小さくするためには、低いレーザ出力 P_L と大きなノズル距離 d_n を選ぶ必要があった。

図 3 は、ガス流量を変えて SUS304 を切断した時の切断部と切断断面写真である。ガス流量 Q が 30L/min の時に重量損失 m が小さかったのは、切断面が示すように熔融した部分が試験片の裏側にドロスとして付着したためである(図 3a)。この時、カーフ幅は比較的大きかったが、水中に移行した 2 次廃棄物の量はわずかであった。

ガス流量 Q を 140L/min とすると、カーフ幅と、付着したドロスの量が変わった(図 3b)。

1.3 実験室規模での試験

厚さ 3mm の SUS304 切断試験結果に最小二乗法を適用してモデル化を試みた(図 2)。

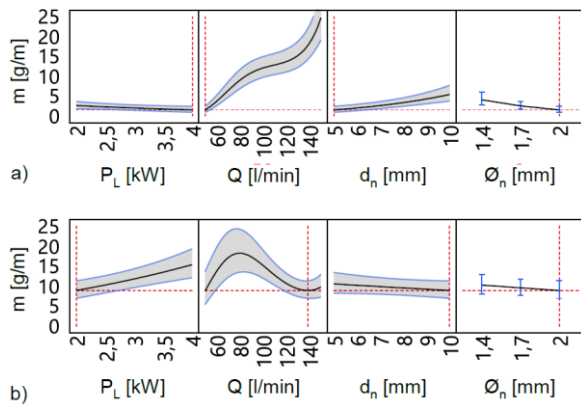


図 2. 重量損失 m に関するパラメータ設定 (赤い破線) と予測

a) $Q=50\text{L/min}$ 、 b) $Q=140\text{L/min}$ 、

図 2a は、ガス流量 Q が 50L/min、図 2b は、

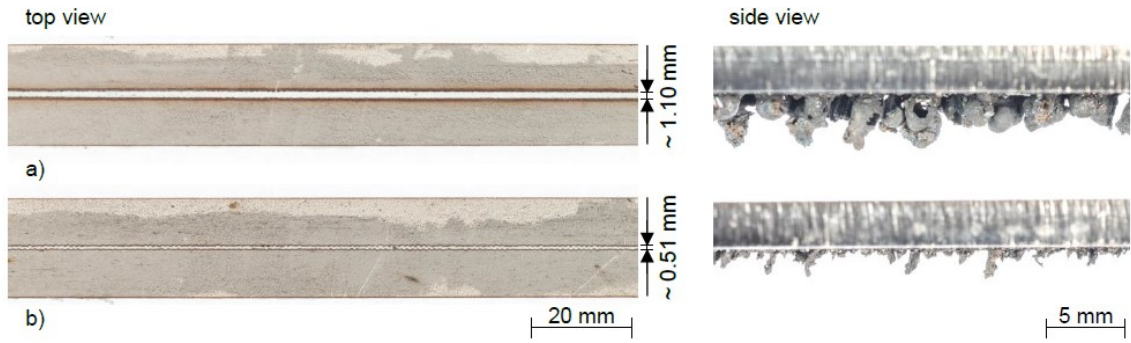


図 3. ガス流量 Q を変えて SUS304 を切断した時の切断部と切断断面
a) 30L/min、b) 140L/min

厚さ 3mm の Zry-2 切断試験結果を図 4a に示す。図 4a には重量損失 m が小さくなる切断条件が 2 つあった。それは、ガス流量 Q の低い条件と高い条件であった。

図 4a は、重量損失 m の最大値が、ガス流量 90L/min の時に得られたことを示していた。図から明らかなように切断速度の影響

はほとんどなかった。カーフ幅は切断速度にもよるが、約 2.4~3.0 mm と SUS304 に比べ大きかった。図 4b と 4c には、切断速度 v が 0.6 m/min、ガス流量 Q が 30 と 150L/min で切断した時の切断部とドロスの様子である。

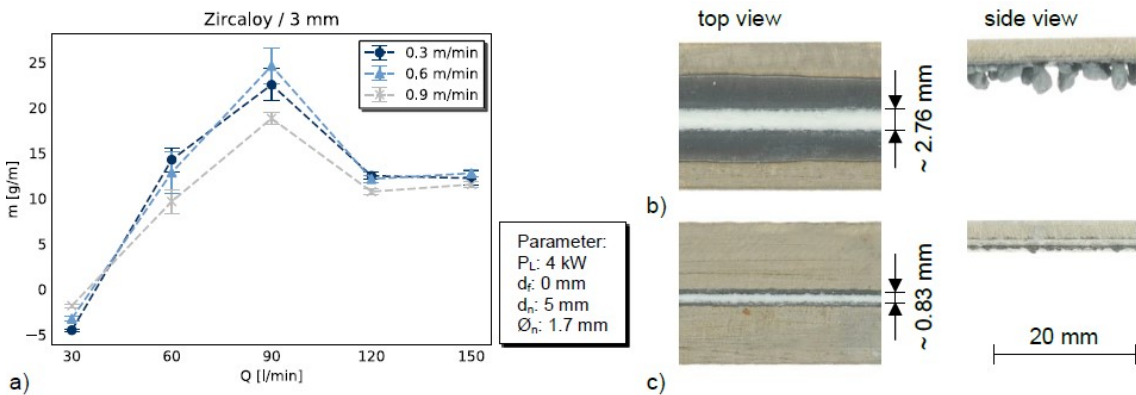


図 4. Zry-2 の切断試験における重量損失 m 、そして切断部と切断部断面
a) 厚さ 3mm の Zyr-2 で、切断速度 v とガス流量 Q を変化させた時の重量損失 m
b) 30L/min で切断した時の切断部と切断部断面
c) 150L/min で切断した時の切断部と切断部断面

切断時、カーフ体積の一部は酸化されてドロスとして切断部に残るが(図 4b, c)、一部は水中に放出され、重量損失となる。図 5 は 6mm と 15mm の SUS 板を切断した時の重量損失 m をいくつかのパラメータに

ついて示したものである。なお、レーザの焦点位置は厚板については試験片の中央とした。すなわち、板厚 6mm については、-3mm、板厚 15mm については-7.5mm とした。パラメータは図 5 の下に示した。

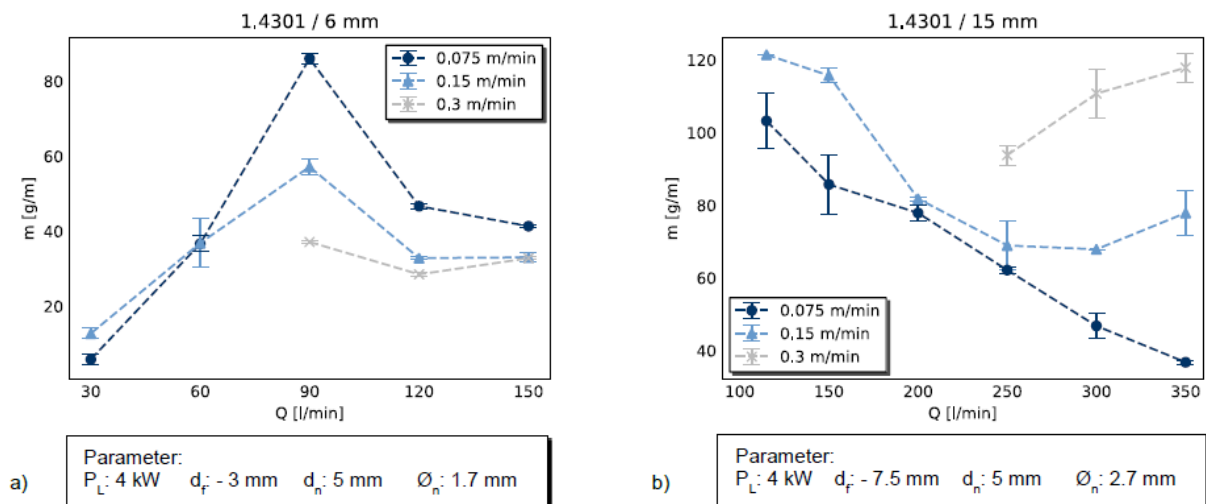


図5. ガス流量による SUS304 の重量損失 m 変化

a) 板厚 6mm、b) 板厚 15mm

図5aのグラフは板厚6mmの切断試験結果である。重量損失 m の低下が、ガス流量範囲内の2か所で起こっていた。1つは低ガス流量領域にあり、もう1つは高ガス流量領域にあった。単位切断距離(m)当たりの重量損失 m の最小量は、ガス流量 Q が30L/min、切断速度 v が0.075m/minの時に得られ、約5.8g/mであった。切断した試験片にはドロスが大量に付着していた。

図5bは板厚15mmの切断試験結果である。重量損失 m はガス流量が多いほど減少する傾向があり、板厚が小さい場合と特性が異なっている。切断速度が速いと、ガス流量が大きい範囲で重量損失が大きくなっていた。最小の重量損失 m は切断速度が小さく、ガス流量が大きい条件で得られており、約36g/mであった。

切断後の目視検査は、低い切断速度で切断された試験片が、350L/minの大きなガス流量を使用してもドロスの蓄積が大量であることを示していた。

切断特性が変化する理由は、切断に適切な単位長さあたりのエネルギー量が存在することと、厚板の切断で生成する溶融物の量が薄板に比べ多いためである。

2. 従来の切断方法との重量損失 m の比較

レーザ切断法で発生する二次廃棄物の量を従来の切断方法である帯鋸切断とWAS切断(water abrasive suspension cutting、以下、WAS)で発生する二次廃棄物の量を比較した。結果を表2に示す。

切り刃の厚さが1.5mmの帯鋸の場合、切断部の体積と切粉となったステンレス鋼の密度(7.9g/cm³)から単位長さ当たりの重量損失 g/m が計算できる。WAS切断で発生する二次廃棄物は、切断で発生する切粉に研磨剤 Q_{abrasive} が加わる。

この条件で、二次廃棄物の発生量を比較した。但し、帯鋸の切断速度は比較がしやすい様にレーザ切断と同じ0.9 m/minとした。

表 2. SUS304 を水中切断したときに発生する二次廃棄物の量の比較
(帯鋸と WAS の値は、理論計算)

Thickness (1.4301)	Process	Secondary waste (approx.)
3 mm	laser cutting	1.6 - 2.4 g/m [12]
	band saw (1.5 mm width)	35.5 g/m
	WAS ($Q_{\text{abrasive}} \approx 0.4 - 1 \text{ kg/min}$, $v = 0.9 \text{ m/min}$) [15, 16]	470-1130 g/m
6 mm	laser cutting	5.8 g/m
	band saw (1.5 mm width)	70 g/m
	WAS ($Q_{\text{abrasive}} \approx 0.4 - 1 \text{ kg/min}$, $v = 0.9 \text{ m/min}$) [15, 16]	500-1160 g/m
15 mm	laser cutting	36 g/m
	band saw (1.5 mm width)	177.75 g/m
	WAS ($Q_{\text{abrasive}} \approx 0.4 - 1 \text{ kg/min}$, $v = 0.9 \text{ m/min}$) [15, 16]	560-1230 g/m

表 2 から明らかなように、切断で発生する二次廃棄物の量は、レーザ<帯鋸<WAS となった。特に WAS の二次廃棄物量が大きいのは、研磨材が二次廃棄物に加わるためである。

5. 結論

本研究によって、板厚 3 mm の SUS304 をレーザで切断する時に発生する二次廃棄物の量に関する情報が得られた。同じ板厚の Zry-2 の切断、そして重量損失量 m の評価を目的とした板厚 6mm と 15mm の SUS 板切断試験が行われた。重量損失量 m が低減できれば、二次廃棄物の発生を減らし、周囲の水の汚染も最小限に抑えることができる。板厚 3mm と 6mm の切断試験では、切断ガス流量 Q を約 30L/min と 140L/min 以上とした結果、高いガス流量を用いた時の重量損失 m が最小になった。

切断ガスの流量が多いと切断部に付着するドロスが少ない切断面になるが、ガスの

流量が少ないとその逆になった。後者の場合、熔融部がドロスとなって付着するため、重量損失量 m は著しく小さくなる。

帯鋸切断や WAS などの従来の切断方法と比較すると、レーザ切断では厚さ 3 mm の SUS304 板を切断するとき、重量損失が最大 95% 低下する利点がある。Zry-2 の切断でも同様であった。

板厚 6mm の SUS304 切断では、ガス流量を調整すると、重量損失 m を小さくすることが可能であり、6g/m 未満を達成できた。これは、帯鋸と比較しても約 92% 低い二次廃棄物発生量であった。

本研究で使用したレーザ出力は 4kW 一定であったので、切断状況は板厚に従って変化した。板厚 15 mm の SUS304 切断の場合、低い切断速度と高いガス流量を使用することで、重量損失を最小にすることが出来た。この時の重量損失は、単位切断長あたり、約 36g/m となった。これは、帯鋸に比べ 80% 低い結果であった。

参考文献

[1] J. Leschke, B. Emde, J. Hermsdorf, S. Kaierle and L. Overmeyer, "Controlling the kerf properties of underwater laser cutting of stainless steel with 3 mm thickness using an Yb:YAG laser source in nuclear decommissioning processes," *Procedia CIRP*, vol. 94, pp. 493-498, 2020.

4. 英国セラフィールドでの POCO 規制戦略について

廃棄物処理事業推進部 秋山武康

セラフィールドの酸化燃料再処理工場（THORP）は 2018 年 11 月に使用済み核燃料の最終的な操業を終了した。マグノックス再処理施設（MRF）も、2020 年（その後、2022 年に延びる）に操業終了予定である。本報告¹⁾では、英国 ONR によるセラフィールドサイトでの POCO 活動に対する規制戦略の開発と実施について、更にこの規制戦略が POCO への移行とその後の廃止措置を受ける原子力施設にどのように適用されるかについて概説する。英国に於ける廃止措置についてはレビュー²⁾に詳しい。

1. はじめに

原子力施設は、設計・試運転・運転・廃止までのライフサイクル全体を通して安全な方法で管理されなければならない。運転寿命を迎えた原子力施設の停止について、運転からの移行は安全で効率的な廃止措置を可能にする上で重要な役割を果たす。この移行が最適に管理されない場合、回避できた混乱が発生する可能性がある。

この移行段階の基本的な目的は、放射線障害の除去により、プラントを廃止措置に適した状態にすることである。設置システム、既存の廃棄物処理ルート、およびプラントと設備に知識と経験を持つ主要な運転スタッフを最大限に活用するために、運転寿命の終わりに施設のインベントリを迅速に削減することは大きな利点がある。

英国では、この移行は一般に POCO（Post Operational Clean Out：運転後除染）と呼ばれ、全体的な廃止措置戦略の一部として認識されている。POCO の計画と準備が、発生する放射性廃棄物の適切な管理を可能にし、POCO 終了後の廃止措置段階との整合性を確保するために不可欠である。英国の原子力規制局（ONR）は、原子力安全、輸

送、およびセキュリティの規制当局であり、POCO を引き受ける施設許可会社を監視して以下の保証を取得している。

- ・ POCO 活動は、安全かつ強力な戦略に基づいて実施
- ・ POCO 終了時の危険とリスクは合理的に実行可能な範囲で縮小
- ・ 発生する廃棄物は適切に管理

英国の規制制度は、非規範的であると特徴付けられ、一般的な法的義務と高レベルの目標がサイトライセンス会社（SLC）に課せられる。法的義務をどのように遂行するかは、主に SLC が決定し正当化する。これにより、安全正当化のための包括的な要件に対して、柔軟性と革新的な取り組みが可能になる。

2. セラフィールドの状況

イングランド北西部に位置するセラフィールドサイトは、1940 年代後半からプルトニウムの生産を開始し、世界初の民間原子力発電所であるカルダーホールの運用を含む核活動を行ってきた。セラフィールドでの原子力に関する責任は現在、原子力廃止措置機構（NDA）にあり、SLC であるセラ

フィールド社（SL）が管理している。

セラフィールドでの活動は過去 70 年間で大幅に変化したが、現在の主要な活動には、核燃料の再処理、放射性廃棄物の管理、廃止措置が含まれる。

セラフィールドの広く複雑なサイトを廃止するという課題は重要であり、施設間の相互依存のために、施設がサービスを終了する順序を管理する必要がある。多くの施設は 40 年以上前のものであり、廃炉を考慮した設計をされておらず、プラントの状態とインベントリに関して重大な不確実性がよくある。SL はサイトを除染する使命を安全かつ効率的に完了できるように、これら全ての要素を管理する必要がある。

3. SL の POCO 活動

セラフィールドの原子力施設の大部分を廃止するための SL の戦略は、再処理工場と支援インフラストラクチャに適用される解体の延期に基づく。POCO は、各施設が操業終了後すぐに開始され、最終的な廃止措置前の長期間の監視と保守（S&M）いわゆる安全貯蔵期間に続く。施設の複雑さと優先順位によっては、POCO の直後に解体を開始する場合がある。

SL は、以前の POCO の貧弱な基準が今日の特定の歴史的施設で高いリスクを生み出す一因であることを認め、これに対処するために POCO 中央グループを設立した。その主な目的は、セラフィールドでの将来の POCO を、THORP、MRF、およびそれらのサポート施設に重点を置いて、関連する実務をより適切に整合させることである。

これを達成するために、POCO 中央グループは、SL の手法を英国および海外のサイトと比較評価し、技術調査や計画の改善を実施し、新しいサイト全体の「取り決め」

を開発した。これにより、操業終了間近の施設を支援・監督するための知識の中心として機能している。

中央グループは、セラフィールドで今後 10 年以内と予想される全施設の POCO 年表を作成した。これはプログラムの変更による相互依存施設への影響を適切に考慮できる能力を備えており、以下の 3 チームで運営されている。

① POCO の準備支援

POCO のサイト全体の取り決め（POCO の計画、準備、および提供の手順とプロセスを含む）の設定、取り決め適用手引きの準備、コンプライアンスの内部保証。

② POCO の提供

施設の運転から移行時に、POCO による適切な管理、資材、および安全コンプライアンスの維持。

③ POCO の将来機能

既存技術による施設の POCO の終了状態が不十分と予想される場合に備えた技術的解決策の特定と開発。

SL の取り決めでは、施設の複雑さを考慮した手順で、POCO 活動を計画・準備・提供の 3 段階に分けている。THORP は「先導し、学ぶ」施設であり、SL は進歩的取り決めを試験し、情報を提供する機会を得た。

この取り決めでは、各施設のライフサイクル全体にわたってリスクを実行可能な限り低く削減するために、目標とする暫定状態または POCO の終了状態を明確に定義する必要がある。取り決めは又 POCO 中に発生すると予想される危険の漸進的な除去により運用上の適切なレビューを必要とし、これは S&M または解体のための新しい安全ケースの提出に至る。

SL は、POCO の取り決めに対する各施設の進捗状況を把握し十分な情報に基づいた

判断を下せるように内部保証システムを開発した。これには施設が S&M に入る前の準備状況のレビューが含まれる。さまざまなレベルの保証が、施設自体（自己評価）、POCO 準備支援チーム、および SL の原子力情報と独立監視の内部規制者によって、POCO 年表に従って実施される。

SL は、アレバ社（現在のオラノ社）との産業共同事業プログラムを通じてフランスの再処理施設の POCO を検討し、相互サイト訪問やアレバ社からの出向者受け入れなどで、実践レベルの知識伝達を受けた。POCO の成功に大きな影響を与える重点領域として、終了状態の定義、廃棄物管理、特性評価、および労働文化などが特定された。

4. セラフィールドでの ONR の規制戦略

セラフィールドは、存在するリスク、および危険の規模と性質により、英国で最も厳しく規制されているサイトの 1 つである。ONR の SL に対する規制は全体として、以下の結果の確保を目指している。

- ・サイト全体で危険とリスクの低減加速
- ・SLC の法定義務遵守、現場の危険から労働者と一般市民が保護されていることへの証拠に基づく信頼
- ・ONR の規制手順が適切で、効果的であるという利害関係者の信頼

上記の目的を確保するために、ONR はセラフィールドで一連の統合処置計画を提供し、サイト全体の主要施設と支援システムのコンプライアンス状況と適切性を判断する。セラフィールドの規模と複雑さのために、サイトの特定の領域を担当もしくは特定の活動を許可する検査官のチームが配置された。各検査官は、SL が実施する予定の活動に関連する危険性とリスクを考慮した年次処置計画を作成する責任がある。

効果的な POCO の提供は主にリスク削減活動であるため、ONR は同等の規制監視が維持されながら、関連する規制の負担を最小限に抑える機会を慎重に検討した。そのため ONR は、POCO における検査の範囲と頻度について標準化目標を設定していないし、POCO 関連の活動が他の既存の処置を通じて適切なレベルの規制監督を受けている場合に不必要な重複を避けるように注意を払っている。

ONR は、この状況で効率的かつ効果的な規制を達成するための最も効果的なメカニズムは、POCO 規制に関するセラフィールド専用戦略の開発と結論付けた。戦略は、ONR に以下の処置計画策定のための正当な根拠を提供するために開発された。

- ・SL の POCO の戦略と計画は、ONR の優先事項と互換性があり、包括的で、十分な情報に基づいており、一貫性があり、サイト全体で統合されている。
- ・SL の手法は、関連実務と他の場所での教訓を考慮に入れている。
- ・SL は、運転から POCO へ、その後の S & M への移行を通じて、適切な安全事例と知識管理を維持・実施する。
- ・SL は、問題のある廃棄物の発生を回避し、プラント依存関係を考慮した機能的な廃棄物ルートを維持して、POCO 中の廃棄物を適切に管理する。
- ・操業終了間近のプラントは、POCO 参入準備を適切に行い、迅速に実施する。
- ・S&M から最終的な廃止措置までの残りのリスクと課題が極力削減されることを確認する。

さらに ONR 規制戦略の開発では次の主要な原則が適用された。

- ・最大の危険とリスクを対象にすることで、ONR の効率を最大化

- ・透明性と一貫性（英国の法律と ONR の原子力施設の安全性評価原則を含む）
- ・ ONR の期待に沿った SL の内部挑戦機能の開発支援
- ・ 国内環境規制当局との共同作業
- ・ 関連実務のベンチマークとしての国際基準、ガイダンス等の認識。

戦略の開発は、ONR と仏原子力安全規制当局（ASN）との間の POCO に焦点を当てた二国間相互作用を介したベンチマークによってさらに情報が提供された。

この戦略では、SL の内部保証機能の監視を含む、POCO のすべての側面で ONR が SL とどのようにやり取りするかについても概説し、関連する ONR 検査官が効果的に連携できるように特定の要素に責任を割り当てる。この戦略は主要な利害関係者と共有され、採用手順の透明性が確保される。

ONR は、戦略の実施により安全性評価原則（SAP）に規定され技術評価ガイド（TAG）を支援するように、原子力安全に関する確立された規制上の期待に合わせた対応を提供できるようになった。ONR はさらに、英国の SLC が現在および将来の放射線リスクから人々を保護することを期待している。

ONR は、特に THORP で適用されている「先導し、学ぶ」哲学に照らして、SL がさらに進歩するにつれて、戦略をレビューする必要があることを認識しており、POCO への移行を完全に完了した時点で戦略を更新する予定である。この場合、目標の POCO

終了状態を達成するために必要とされる新規手法と除染技術の規制を検討する可能性がある。

5. 結論

ONR はセラフィールドでの POCO 活動を規制するために、調停に一貫性があり、的を絞り、釣り合いが取れ、また必要に応じて SL 自身の保証活動から得られた情報を考慮できる調整された戦略を開発した。この戦略は主要な利害関係者と共有され、ONR の規制に公開性と透明性を提供する。

セラフィールドの主要な再処理施設の POCO に関する継続的な計画と準備に関して、これまでの戦略の実施により、SL が法的義務を果たしているという確信が ONR にもたらされた。ただし、SL は POCO の提供において依然として課題に直面している。特に現在の技術が期待された POCO の終了状態を満たさず、外国の力や新技術を適用する必要がある場合はなおさらである。

これまでに明らかになったのは、相互依存施設の運用終了日、POCO の開始前の施設とそのインベントリの特性評価、操業停止後の人々の移行の管理、などの重要な領域が大きく関連しているということです

ONR は、THORP が POCO を開始した後、その戦略をレビューする予定である。レビュープロセスでは、それまでに学んだ累積的な経験と教訓が考慮される。

参考文献

- 1) K. Chandler and P.J. Hudson ,“Development of a Regulatory Strategy for Post Operational Clean Out Activities at Sellafield Limited Nuclear Licensed Site - 20273 ”, WM2020 Conference, March 8-12, 2020, Phoenix, Arizona, USA
- 2) 宮坂 靖彦、澁谷 進、榎戸 裕二、「諸外国の発電炉の廃止措置戦略及び実績 第4回 英国の主要な廃炉プロジェクトの概況と特徴」デコミッションング技報, 62, 47-66 (2020) .

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報（2022年9月現在）

我が国においては、2021年4月に廃止措置計画が認可された東京電力福島第二原子力発電所1～4号機以降、恒久閉鎖したプラントは発生していない。海外では、2021年11月末から2022年9月末までに、ロシアでクルスク1、アメリカでパリセーズ、ドイツで3基（プロクドルフ、グローンデ、グンドレミンゲンC）、さらにイギリスでは4基（ハンターston B1&2、ヒンクリーポイントB1&2）の計9基が運転終了に至っている。

ドイツでは、運転中の残り3基も2022年末までには運転終了の予定であるが、昨今の状況下で運転延長の議論が再燃している。また、イギリスではAGRの減速材・黒鉛ブロックの亀裂進展などにより、AGRの運転終了時期を前倒し、2021年に炉内機器の不具合により恒久閉鎖したダンジネスB（2基）を含めて、2028年までには全14基が閉鎖される予定である。アメリカでは、廃止措置会社ホルテック・インターナショナル社がエンタジー社からパリセーズNPPのライセンス移管、施設の売受を受け2041年までに廃止措置を完了する計画である。

一方、スペインのホセ・カブレラ、フランスのショーAでは、解体撤去が終了し、敷地解放のための最終サーベイを実施中である。

	国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
1	アルメニア	アルメニア-1	1977/10/06～1989/02/25	408 MW	PWR	未定	計画検討中	2048年
2	ベルギー	BR-3	1962/10/10～1987/06/30	12 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2023年
3	ブルガリア	コズロドイ-1	1974/10/28～2002/12/31	440 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵(20年)解体中	2035年
4		コズロドイ-2	1975/11/10～2002/12/31	440 MW	PWR			
5		コズロドイ-3	1981/01/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
6		コズロドイ-4	1982/06/20～2006/12/31	440 MW	PWR			
7	カナダ (6基)	ダグラスポイント	1968/09/26～1984/05/04	218 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
8		ジェンティリ-1	1972/05/01～1977/06/01	266 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
9		ジェンティリ-2	1982/12/04～2012/12/14	675 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	
10		ロルフトンNDP-2	1962/10/01～1987/08/01	20 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	
11		ピッカリング-A2	1971/10/06～2007/05/28	542 MW	PHWR	安全貯蔵	停止中	
12		ピッカリング-A3	1972/05/03～2008/10/31	542 MW	PHWR	安全貯蔵	停止中	
13	フランス (14基)	ビュージェイ-1	1972/07/01～1994/05/27	540 MW	GCR	安全貯蔵	解体計画作成中	2028年
14		ショー-A	1967/04/15～1991/10/30	320 MW	PWR	安全貯蔵	解体中(2014年～)→サイト修復	2022年
15		シノン-A1	1964/02/01～1973/04/16	80 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2027年
16		シノン-A2	1965/02/24～1985/06/14	230 MW	GCR		部分解放済(ステージⅡ)	2026年
17		シノン-A3	1966/08/04～1990/06/15	480 MW	GCR		安全貯蔵中から解体中	2033年
18		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)
19		マルクール-G3	1960/04/04～1984/06/20	43 MW	GCR			
20		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
21		サンローラン-A1	1969/06/01～1990/04/18	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2032年
22		サンローラン-A2	1971/11/01～1992/05/27	530 MW	GCR			2028年
23		スーパフェニックス	1986/12/01～1998/12/31	1241 MW	FBR	即時解体	解体中(Na処理継続)	2026年
24		フェニックス	1974/07/14～2010/02/01	142 MW	FBR	即時解体	「最終運転停止段階」で燃料撤去	～2045年
25		フッセンハイム-1	1977/04/26～2020/02/22	920MW	PWR	即時解体	燃料撤去+解体で18年	2038年
26		フッセンハイム-2	1977/10/07～2020/06/29	920MW	PWR			
27	ドイツ (33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
28		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

	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	
29	ドイツ (33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	
30		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	
31		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	
32		ブロクドルフ	1986/12/22～2021/12/31	1480 MW	PWR	即時解体	廃止措置準備中		
33		グロスヴェルツハイム(HDR)	1970/07/02～1971/04/20	25 MW	BWR	即時解体	廃止措置終了	1998年完了	
34		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	
35		グンドレミンゲン(KRB-B)	1984/07/19～2017/12/31	1344 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	未定	
36		グンドレミンゲン(KRB-C)	1985/01/18～2021/12/31	1344 MW	BWR	即時解体	廃止措置準備中	未定	
37		AVR実験炉	1969/05/09～1988/12/31	15 MW	HTGR	即時解体	設備・設備の解体撤去済	未定	
38		カールVAK	1962/02/01～1985/11/25	16 MW	BWR	安全貯蔵	廃止措置終了	2010年完了	
39		カールスルーエKNK-Ⅱ	1979/03/03～1991/08/23	20 MW	LMFBR	即時解体	廃止措置中	～2025年	
40		カールスルーエMZFR	1966/12/19～1984/05/03	57 MW	PHWR	即時解体	廃止措置中	～2025年	
41		リンゲン(KWL)	1968/10/01～1979/01/05	268 MW	BWR	安全貯蔵	遅延解体(2015年から解体開始)	未定	
42		ミュルハイム・ケールリッヒ	1987/08/01～1988/09/09	1302 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	～2029年	
43		ニダーアイヒバッハ(KKN)	1973/01/01～1974/07/21	106 MW	HWGCR	即時解体	廃止措置終了	1995年完了	
44		ラインスベルグ	1966/10/11～1990/06/01	70 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	～2025年	
45		シュターデ	1972/05/19～2003/11/14	672 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2023年	
46		THTR-300	1987/06/01～1988/04/20	308 MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2027年迄の30年間)	未定	
47		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	
48		オビリッヒハイム	1969/03/31～2005/05/11	357 MW	PWR	即時解体	廃止措置中(第4ステージ)	～2025年	
49		ビブリスA	1974/08/25～2011/08/06	1167 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2032年	
50		ビブリスB	1976/04/25～2011/08/06	1240 MW	PWR				
51		グローンデ	1985/02/01～2021/12/31	1430 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵(2022年～2026年)	未定	
52		ブルンスビューッテル	1976/07/13～2011/08/06	771 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	2028年	
53		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	
54		クリュンメル	1983/09/28～2011/08/06	1346 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	～2035年	
55		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	
56		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	
57		フィリップスブルグ-2	1985/04/ ～2019/12/31	1468MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定	
58		ウンターヴェーザー	1978/09/29～2011/08/06	1345 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	2031年	
59		グラーフエンラインフェルト	1981/12/30～2015/06/27	1345 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定	
60		イタリア	カオルソ	1981/12/01～1990/07/01	882 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2031年
61			ガリリアーノ	1964/06/01～1982/03/01	160 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2028～2032年
62	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	
63	トリノ・ヴェルチェッゼ		1965/01/01～1990/07/01	270 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵から解体中	2028～2032年	
64	日本 (27基)	動力試験炉(JPDR)	1963/10/26～1976/03/18	13 MW	BWR	即時解体	廃止措置完了	1996年完了	
65		東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166 MW	GCR	即時解体	廃止措置第二段階	2030年	
66		「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165 MW	HWLWR	即時解体	廃止措置第二段階	2040年	
67		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	
68		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	
69	福島第一号機	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		

	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	日本 (27基)	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
71		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
72		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
73		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
74		福島第一6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100 MW	BWR	未定		
75		福島第二1号機	1979/05/04～2019/09/30	1100MW	BWR	遅延解体	解体工事準備段階(汚染調査) 原子炉安全貯蔵(20年間)	2065年度
76		福島第二2号機	1984/02/03～2019/09/30	1101MW	BWR	遅延解体		
77		福島第二3号機	1985/06/21～2019/09/30	1102MW	BWR	遅延解体		
78		福島第二4号機	1987/08/25～2019/09/30	1103MW	BWR	遅延解体		
79		敦賀発電所1号機	1969/11/16～2015/04/27	357 MW	BWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2039年
80		美浜発電所1号機	1970/08/08～2015/04/27	340 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2045年
81		美浜発電所2号機	1972/04/21～2015/04/27	500 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	
82		大飯発電所1号機	1979/03/27～2017/12/22	117.5MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2048年
83		大飯発電所2号機	1979/12/05～2017/12/22	117.5MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	
84		玄海発電所1号機	1975/02/14～2015/04/27	559 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2054年
85		玄海発電所2号機	1981/03/30～2019/04/09	559 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	
86		島根発電所1号機	1973/12/02～2015/04/30	460 MW	BWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2045年
87		伊方発電所1号機	1977/09/30～2016/05/10	566 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2056年
88		伊方発電所2号機	1982/03/19～2018/05/23	566 MW	PWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2059年
89		もんじゅ	1994/04/～2016/12/21	280 MW	FBR	遅延解体	廃止措置第一段階	2047年
90	女川発電所1号機	1984/06/01～2018/12/21	524 MW	BWR	遅延解体	廃止措置第一段階	2053年	
91	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
92	韓国	古里1号機	1978/04/29～2017/06/18	607 MW	PWR	即時解体	2022年頃から解体予定	2033年
93		月城1号機	1983/04/22～2019/12/24	683MW	PHWR	即時解体	廃止措置中	2035年
94	リトアニア	イグナリア-1	1983/12/31～2004/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体	最終状態(Brown State)	2038年
95		イグナリア-2	1987/08/20～2009/12/31	1300 MW	LWGR			
96	オランダ	ドーテバルト	1969/03/26～1997/03/26	60 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降
97	ロシア (10基)	ペロヤルスク-1	1964/04/26～1983/01/01	108 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	不明
98		ペロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160 MW	LWGR			
99		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
100		ノボボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365 MW	PWR			
101		ノボボロネジ-3	1972/06/29～2016/12/25	385 MW	PWR	不明	不明	不明
102		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
103		ビルビノ-1	1974/01/12～2019/01/14	12 MW	LWGR	不明	不明	不明
104		クルスク-1	1977/10/12～2021/12/19	1000 MW	RBMK	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
105		レニングラード-1	1970/03/01～2018/12/21	925 MW	RBMK	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
106		レニングラード-2	1970/06/01～2020/11/10	925 MW	RBMK	遅延解体	安全貯蔵準備	不明
107	スロバキア	ボフニチェ-A1	1972/12/25～1977/02/22	143 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
108		ボフニチェ-V1-1	1980/04/01～2006/12/31	440 MW	PWR	即時解体	2022年原子炉解体撤去完了	2027年
109		ボフニチェ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440 MW	PWR			

	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
110	スペイン	バンデロス-1	1972/05/06～1989/10/19	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2035年
111		ホセ・カブレラ-1	1968/07/14～2006/04/30	150 MW	PWR	安全貯蔵	解体終了、敷地最終サーベイ中	2022年
112		サンタマリアデルガロニャ	1971/03/02～2013/07/31	466 MW	BWR	未定	未定	未定
113	スウェーデン (7基)	オゲスタ	1964/05/01～1974/06/02	10 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2040年頃
114		オスカーシャム-1	1971/08/19～2017/06/19	492 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
115		オスカーシャム-2	1974/10/02～2016/12/22	661 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定
116		バーセベック-1	1975/07/01～1999/11/30	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体へ移行	2029年
117		バーセベック-2	1977/03/21～2005/05/31	615 MW	BWR			
118		リングハルス-1	1974/10/～2020/12/30	916 MW	BWR	即時解体	廃止措置中(本格解体準備中)	～2033年
119		リングハルス-2	1975/08・17～2019/12/31	900 MW	BWR	即時解体		
120	スイス	ルーセン	1968/01/29～1969/12/20	6 MW	HWGCR	安全貯蔵	廃止措置終了	1994年完了
121		ミュレベルグ	1971/01/01～2019/12/30	380 MW	BWR	即時解体	廃止措置中	2034年
122	ウクライナ	チェルノブイル-1	1978/05/27～1996/11/30	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2045年まで)	解体、敷地除染修復
123		チェルノブイル-2	1978/05/28～1991/10/11	1000 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2045年まで)	解体、敷地除染修復 (2046～2065年)
124		チェルノブイル-3	1982/08/27～2000/12/15	1000 MW	LWGR			
125		チェルノブイル-4	1984/03/26～1986/04/26	1000 MW	LWGR			
126	イギリス (36基)	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
127		バークレー-2	1962/10/20～1988/10/26	166 MW	GCR			
128		ブラッドウェル-1	1962/07/01～2002/03/31	146 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵(2018年～2085年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
129		ブラッドウェル-2	1962/11/12～2002/03/30	146 MW	GCR			
130		コールドハーホール-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
131		コールドハーホール-2	1957/02/01～2003/03/31	60 MW	GCR			
132		コールドハーホール-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
133		コールドハーホール-4	1959/04/01～2003/03/31	60 MW	GCR			
134		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)	2071年まで安全貯蔵、80年解体完了
135		ハンターストン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173 Mw	GCR			
136		ハンターストン-B1	1976/02/07～2021/11/26	644 MW	GCR	安全貯蔵	燃料取出し(2022年～2026年)	～2100年安全貯蔵
137		ハンターストン-B2	1977/04/01～2022/01/07	644 MW	GCR			
138		ヒンクレーポイント-A1	1965/03/30～2000/05/23	267 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2004年～2027年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了
139		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267 MW	GCR			
140		ヒンクレーポイント-B1	1978/10/02～2022/08/01	655 MW	GCR	安全貯蔵	燃料取出し(2022年～2026年)	～2100年安全貯蔵
141		ヒンクレーポイント-B2	1976/09/27～2022/07/06	655 MW	GCR			
142		オールドベリー-A1	1967/11/07～2012/02/29	230 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2013年～2027年)	2092年まで安全貯蔵、2101年解体完了
143		オールドベリー-A2	1968/04/06～2011/06/30	230 MW	GCR			
144		トロースフィニッド-1	1965/03/24～1991/02/06	236 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(1995年～2027年)	2074年まで安全貯蔵、83年解体完了
145		トロースフィニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	236 MW	GCR			
146		サイズウェル-A1	1966/03/25～2006/12/31	245 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2027年)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了
147		サイズウェル-A2	1966/09/15～2006/12/31	245 MW	GCR			
148		ダンジネス-A1	1965/10/28～2006/12/31	230 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2025年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了
149		ダンジネス-A2	1965/12/30～2006/12/31	230 MW	GCR			

	国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期	
150	イギリス (36基)	ダンジネス-B1	1985/04/01～2021/06/07	615 MW	GCR	安全貯蔵	燃料取出し(2021年～2029年)	～2100年安全貯蔵	
151		ダンジネス-B2	1989/04/01～2021/06/07	615 MW	GCR				
152		チャペルクロス-1	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2011年～2028年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了	
153		チャペルクロス-2	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR				
154		チャペルクロス-3	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR				
155		チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR				
156		ウイルファー-1	1971/01/24～2015/12/30	530 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2026)	2096年まで安全貯蔵 2105年解体完了	
157		ウイルファー-2	1971/06/21～2012/04/25	550 MW	GCR				
158		ドンレーDFR	1962/10/01～1977/03/01	14 MW	FBR	即時解体	解体中	2022年	
159		ドンレーPFR	1976/07/01～1994/03/31	250 MW	FBR	即時解体	解体中	2026年	
160		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	
161		ウインフリス SGHWR	1968/01/01～1990/09/11	100 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2042年	
162		アメリカ (40基)	ビッグロックポイント	1965/11/01～1997/08/29	71 MW	BWR	即時解体	サイト解放済(ISFSIのみ)	2007年完了
163			GE バレシトス	1957/10/19～1963/12/09	24 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2019年完了
164			クリスタルリバー-3	1977/03/13～2013/02/20	890 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵⇒(2019)即時解体	2076年⇒2027年
165			CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19 MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了
166	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	
167	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	
168	エンリコ・フェルミ-1		1966/08/05～1972/09/22	65 MW	FBR	安全貯蔵	2011年解体中断、安全貯蔵中	未定	
169	EBR-II		1965/01/01～1994/09/01	20 MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中(原子炉遮へい隔離)	未定	
170	ハンフォードN原子炉		1966/04/01～1988/02/01	860 MW	LWGR	安全貯蔵	ISS(鹼化)方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体	
171	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	
172	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	
173	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	
174	フンボルト・ベイ-3		1963/08/01～1976/07/02	65 MW	BWR	即時解体	サイト解放済	2021年完了	
175	インディアン・ポイント-1		1962/10/01～1974/10/31	277 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(～2013年)	2026年	
176	インディアン・ポイント-2		1974/08/01～2020/04/30	1067 MW	PWR	即時解体	廃止措置準備中	2033年	
177	インディアン・ポイント-3		1976/08/30～2021/04/30	1085 MW	PWR	即時解体	廃止措置準備中	2030年代半ば	
178	ラクロス		1969/11/07～1987/04/30	53 MW	BWR	即時解体	解体予定	2026年	
179	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	
180	ミルストーン-1		1971/03/01～1988/07/21	684 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(～2048年)	未定	
181	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	
182	パリセーズ		1977/04/01～2022/05/20	850 MW	PWR	即時解体	SF乾式貯蔵移送(2022～2025年)	2041年	
183	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	
184	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	
185	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	
186	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		
187	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		
188	サンオノフレ-1	1968/01/01～1992/11/30	456 MW	PWR	即時解体	解体完了(2, 3号機と同時に許可終了)	2028年		
189	サンオノフレ-2	1982/09/20～2013/06/12	1127 MW	PWR	即時解体	解体中	2028年		
190	サンオノフレ-3	1983/09/25～2013/06/13	1128 MW	PWR	即時解体	解体中	2028年		

	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
191	アメリカ (40基)	SHIPPINGポート	1957/12/02～1982/10/01	60 MW	PWR	即時解体	サイト解放済	1989年完了
192		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
193		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
194		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
195		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
196		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
197		ザイオン-1	1973/12/31～1997/02/21	1085 MW	PWR	即時解体	サイト一部解放	2020年完了
198		ザイオン-2	1973/12/31～1996/09/19	1085 MW	PWR			
199		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
200		キウォーニー	1974/6/16～2013/05/07	595 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2073年
201		バーマントヤンキー	1972/09/20～2014/12/29	635 MW	BWR	即時解体	即時解体	2026年
202		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
203		ピルグリム	1972/07/19～2019/05/31	711 MW	BWR	即時解体	廃止措置準備中	2027年頃解体完了
204		デュアン・アーノルド	1975/02/01～2020/10/12	624 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2080年
205	台湾	金山-1	1978/12/10～2018/12/05	630 MW	BWR	即時解体	解体中	2043年
206		金山-2	1979/07/15～2019/7/16	630 MW	BWR	即時解体	解体中	2044年
207		國聖-1	1981/12/28～2021/07/02	1027 MW	BWR	即時解体	廃止措置計画申請中	2046年



ロシア クルスク原子力発電所



アメリカ パリセーズ原子力発電

委員会等参加報告

令和3年12月から令和4年9月末までの間

外部機関名	委員会等の名称	参加者氏名	開催日時
原子力デコミッション ニング研究会	令和3、4年度 運営委員会 主査会	澁谷 進	R3年12月24日 ～R4年9月9日
	令和3年度 第7～10回研究会		R2年12月12日 ～R4年3月17日
	令和4年度 第1～6回研究会		R4年4月21日 ～9月16日
文部科学省・原子力 科学技術委員会	原子力バックエンド作業部会 (第4回)	澁谷 進	R3年12月10日
NBCR 対策推進機構	放射線テロ・災害及び核テロ・ 災害対策担当者養成講習会	澁谷 進	R4年9月25日
日本原子力学会	LLW 放射能評価分科会	泉田 龍男	R4年3月29日 R4年7月21日

総務部から

1. 人事異動

○理事会

就任（令和4年4月1日付）

辞任（令和4年3月31日付）

中島 一宗（非常勤）

川瀬 正嗣（非常勤）

2. 令和3年度「報告と講演の会」に代わるご報告について

新型コロナウイルス感染防止の観点から「令和3年度報告と講演の会」をやむなく中止することといたしました。このため、令和3年度 RANDEC の活動状況について皆様にご報告させていただきたく、ホームページに同報告書を掲載しています。ご一読のほどよろしくお願いいたします。

©RANDEC ニュース 第 117 号

発 行 日 : 令和 4 年 9 月 2 8 日

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

Tel : 03-6240-3531

Fax : 03-6240-3537

ホームページ : <http://www.randec.or.jp/>

E-mail : randecnews@randec.or.jp

本誌からの引用・複写は、当センターの許諾を受けて下さい。