

RANDEC

Mar., 2019 No. 111

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター



研究施設等廃棄物の集荷・処理・輸送事業の 早期実現への期待

(株) 日立製作所 原子力ビジネスユニット
原子力事業統括本部 原子力事業技術センタ
副センタ長 吉田 拓真

新宿から電車とバスに揺られ小一時間、川崎市麻生区王禅寺の深い緑に包まれて当社王禅寺センタの日立教育訓練用原子炉（HTR：Hitachi Training Reactor）がある。

HTRは、我が国の原子力黎明期において日立グループの総力を結集して設計・製作・建設・運転を実施した純国産研究炉であり、1961年12月25日に臨界に達した。HTRの最大の特徴は、発電用軽水炉の実用化に備え、 UO_2 ペレット燃料を採用したことであった。その後、国内初となる脳腫瘍治療照射の実施、延べ160名を超える研修生を受入れた教育・訓練実績など、様々な輝かしい成果をあげてきた。1975年2月、当初の目的を達成したため運転を停止し、同年6月に解体届を提出した。その後、1976年4月に主要部の解体を終了、2005年10月には使用済燃料の搬出も完了した。2017年9月には老朽化施設解体に関する廃止措置計画変更認可を得て、2018年10月、老朽化施設解体工事を終了した。2018年12月には、当社を含め多くの

原子力事業者が廃止措置方針を公開した。役目を終えた施設はそれぞれ廃止措置に取り組んでいく必要がある。

当社は今後、RANDECが推進している研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業が整備された時点で、保管中の廃棄物をRANDEC施設へ搬出し、最終的に、廃棄物は日本原子力研究開発機構が今後設置する埋設施設にて処分する予定である。研究施設等廃棄物処理処分の早期、かつ確実な推進は、事業者にとっては管理コストやリスクの低減に有益であり、地域住民にとっても放射線リスクに対して安心を提供するものである。

今後の廃止措置、及び廃棄物の安全かつ確実な保管、そしてその先の処理・処分の実現は、HTRにおける諸先輩方の輝かしい実績を引き継いだ私たちの責務であると考えている。

これら責務の遂行のため、原子力機構による埋設処分事業、及びRANDECにおける集荷・処理・輸送事業が早期に実現することを期待するものである。

RANDEC ニュース目次

第 111 号 (平成 31 年 3 月)

巻頭言 研究施設等廃棄物の集荷・処理・輸送事業の早期実現への期待

(株) 日立製作所 原子力ビジネスユニット原子力事業統括本部

原子力事業技術センタ 副センタ長 吉田 拓真

第 30 回報告と講演の会の開催.....	1
	総務部

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

国内外の研究炉等の廃止措置困難事例の調査について.....	3
	東海事務所 榎戸 裕二

外部機関の活動状況の紹介

1. 佐藤工業の放射性汚染土壌の減容化技術.....	4
	佐藤工業株式会社 多角化事業統括部 環境ソリューション事業ユニット 加藤 英幸
2. キャピラリーバリア地盤設計のための限界長の評価.....	6
	飛島建設株式会社 技術研究所 研究開発 G 第一研究室 室長 松元 和伸

バックエンド技術情報

1. BIM 法による英国地層処分の受入れ設備の設計.....	9
	企画部 梶谷 幹男
2. ドイツの原子力発電所におけるダブル除染.....	12
	専務理事 泉田 龍男
3. 米国 WIPP における TRU 廃棄物処分計画.....	16
	フェロー 澁谷 進
4. 大型機器の革新的廃止措置戦略.....	20
	廃棄物処理事業推進部 秋山 武康
5. 廃止措置中の有害物質の管理について (米国での事例)	23
	廃棄物処理事業推進部 鈴木 康夫

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報.....	26
	東海事務所 榎戸 裕二

その他

・委員会等参加報告.....	31
----------------	----

第 30 回 報告と講演の会の開催

総務部

平成 31 年 1 月 25 日(金)、東京都港区赤坂の三会堂ビル石垣記念ホールにおいて、当センターの第 30 回「報告と講演の会」を開催しました。当日は、100 名を超える皆様にご来場いただき、盛況に開催することができました。

初めに主催者を代表して菊池理事長から RANDEC は創立 30 周年の歴史がありますが、30 年目を私がやるとは夢にも思っておりませんでした。今は、厳しい状況ではありますが賛助会員の皆様のお陰で事業を進めており感謝申し上げます。

メインの事業は、国内約 100 社の廃棄物を預かって、処分するのが RANDEC の使命です。国会の法令審議の時の付帯事項にも書かれていますが、RANDEC の仕事を以て日本の放射性廃棄物の最後に終止符を打つというのが我々の仕事と、30 年を迎えて新たに決意しているところです。

また、今年こそ原子力の自主技術の開発というテーマで原子力の復活という声もりあがってくることに期待したいと思いますと挨拶を行いました。



文部科学省 研究開発局 原子力課
放射性廃棄物企画室長 有林 浩二様の挨拶

続いて、来賓としてご出席いただいた文部科学省放射性廃棄物企画室長 有林 浩二様からご挨拶をいただきました。

有林様から先ず初めにご列席の皆様には日頃より原子力行政にご支援ご協力を賜り御礼申し上げます。

今後多くの原子力施設の廃止措置が進む中で、RANDEC は原子力施設のデコミッション技術に関する調査研究とともに、原子力施設等の廃棄物の処理処分に向けた活動を実施されている。また、原子力施設の廃止措置に多くの実績のあり、引き続き関係機関と連絡して、今後増加が見込まれる原子力施設の廃止措置の円滑な実施に向けて貢献されるよう期待しておりますとご挨拶をいただきました。



日本原燃株式会社 代表取締役副社長
高瀬 賢三様の講演

次に特別講演に移り、日本原燃株式会社 代表取締役副社長 高瀬 賢三様に青森からわざわざお越しいただき、「六ヶ所原子燃料サイクル施設の現状と新規制基準適合性審査の状況等について」のご講演をいただきました。

まず初めに地元との関係において、従業員の63%が青森県出身者で2018年度新入社員の約75%の96名が県内出身者を採用している。また、地元企業への積極的な発注により、地域の活性化と地場産業の振興に貢献し、地域共生を重点において事業を進めていることの説明がありました。

その後、日本原燃㈱が進められている各施設の現状についてご説明いただきました。

また、従来の安全対策に加え、東京電力福島第一原子力発電所の事故等を踏まえた新規規制基準の適合性審査の状況についてご説明され、より高い水準の安全性を追求していることの説明がありました。

ご報告の終わりに、新規性基準への対応はもとより、安全を原点に戻って再確認し、自主的な安全性向上に向けた取り組みを継続するとともに、世界に誇れる安全なサイクル施設を目指して、全社をあげて取り組んでゆく姿勢が示されました。

休憩の後、当センターの事業報告に移り、最初に澁谷フェローより「平成30年度事業計画の進捗状況」と題し、平成30年度の事業計画の実施状況について報告しました。

次に、泉田専務理事より、「研究施設等廃棄物の処理事業への取り組み」と題し、これまで実施してきた廃棄物処理事業の事業内容、ウラン計測事業の計画、廃棄物処理事業の最新工程等について報告しました。

続いて、廃棄物処理事業推進部 鈴木課長より、トリウム廃棄物の共通的な放射能評価手法の検討などについて報告しました。

閉会にあたり、泉田理事からご来賓及びご来場の皆様方に謝辞を申し上げるとともに、今後、進展が期待される研究施設等廃棄物処理・処分事業に対するご協力とご支援をお願いして結びの挨拶としました。



第30回 報告と講演の会 会場

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

国内外の研究炉等の廃止措置困難事例の調査について

東海事務所 榎戸 裕二

平成 30 年度、当センターは原子力規制庁から受託した役務業務として、国内外の研究炉等（臨界実験装置を含む）の廃止措置困難事例について文献調査を実施した。これは、原子力規制庁が原子力施設の設計段階における廃止措置の考慮の具体例（IAEA SSG-47）に関し、研究炉等の設計、建設、運転、廃止措置段階での規制要求の検討の一環として調査しているものである。本調査では、古いものでは 1950 年代に運転されたものから現在までの研究炉等の廃止措置、施設解体の経験における想定外の困難な事象、トラブル事例等の情報収集及びその原因を検討・取りまとめた。

世界では、これまでに約 600 基の研究炉等が建設されているが、現在運転中のものを除き、運転・保守時や廃止措置活動時に作業を困難にした事例について国際会議の論文集や WEB での公開資料を調査し主要なものを選択した。調査には当センターの職員数名が 2 か月を要した。国内外の研究炉等の情報自体が発電炉に比し少なく、基本的に研究炉等の情報はかなり古いこと、たとえ公開されていても、成功事例はあるが困難事例を特に記載している文献となるとかなり限定されていた。結果的には、国内施設ではほぼ全数、海外施設では米国、ドイツ、フランス等の 13 か国について困難事例を選定できた。

一般的に、先進国では研究炉は比較的早い段階で廃止措置に着手し解体撤去されているが、その他の国では資金不足や廃棄物処理処

分施設の整備の遅延から（日本も同様）あまり進んでいない。

困難事例として、古い研究炉では想定を超える放射能の残存、AI 等の材料腐食やスラッジの沈着・固着、天井クレーンの容量不足が見られた。これらは、廃止措置の進捗を遅らせ経費の増大につながっているが、いわば、比較的単純な要因によるものが多く、今日の原子力施設では既に技術的にはほとんど対応された事例である。新しい事例では水中での熱切断による視界悪化例があるが、軽水炉の炉内構造物の水中切断工法では既に反映済みの困難事例もあった。

これらの困難事例の知見は、今後の我が国の研究炉等の新設、設備更新、プラント改造、保守管理の各段階での設計・施工の内容にも一部反映されるものと思われる。

今回の業務では、当センターのこれまでの廃止措置の調査研究により、原子力施設の廃止措置全般の情報を蓄積しており、研究炉等に関しても概ね情報ソースを把握していたために短時間で原子力規制庁の委託業務内容に的確に対応できた。今日の基本的な廃止措置技術の開発時期に当たる 2000 年前後の国際学会の論文には極めて有益なものが多く、各機関は技術の高度化と普及に努めたことが改めて分かった。

当センターの情報蓄積と調査実績をさらに関係各機関の業務に反映できるよう努めたい。

なお、本報告は原子力規制庁殿の了解を得て掲載するものである。

外部機関の活動状況の紹介

1. 佐藤工業の放射性汚染土壌の減容化技術

佐藤工業株式会社 多角化事業統括部

環境ソリューション事業ユニット 加藤 英幸

1. はじめに

東日本大震災に伴って発生した膨大な量の放射性汚染土壌の処分は長期的に大きな負担を伴うことから、環境省や中間貯蔵・環境安全事業株式会社(JESCO)を中心に負担低減策として減容化処理及び再生利用が検討されている。

減容化の方法としては熱処理や化学処理、分級処理等があるが、ここでは当社が保有する分級処理技術の概要と適用実績を紹介する。

2. 減容化技術の概要

放射性汚染土壌においては、セシウム等の放射性物質の大部分は粒径 0.075 mm 未満の細粒分に付着する。そこで、汚染土壌を洗浄・研磨・ふるい分け等により放射性物質を多く含む細粒分と、放射性物質をあまり含まない砂礫分に分級する。

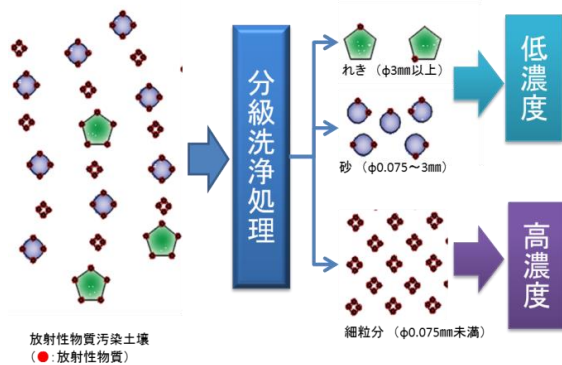


図 1 分級処理による減容化の原理

洗浄には当社開発技術の渦崩壊洗浄装置を使用する。本装置と分級装置等を組み合わせたシステムにより、放射性汚染土壌を高濃度の処理対象土と低濃度の再生利用可能土に仕分けることで減容化を実現する (図 1)。

3. 減容化技術の実績

当社の分級処理による減容化事業としては、これまでに 3 件の実績がある。

①平成 23 年度除染技術実証試験事業

福島県内で実施した減容化実証試験で、汚染土壌処理量は 18 t

②公共施設除染作業

福島県の自治体で実施した除染土壌に対する減容化事業で、処理量は 376 t

③路面清掃土砂処理業務委託

福島県内で実施した路面清掃土砂に対する減容化事業で、処理量は 296 t

これらの事業における減容化の効果を原土と脱水ケーキの比較で表すと、図 2 に示すように重量・体積とも 1/4~1/3 の減容効果となった。

分級処理システムの設備構成は個々の実施条件に応じて構築する必要があるが、一例として上記③の事業におけるフロー図及び状況写真を図 3 及び写真 1 に示す。



図2 分級処理による減容化の効果（重量・体積）

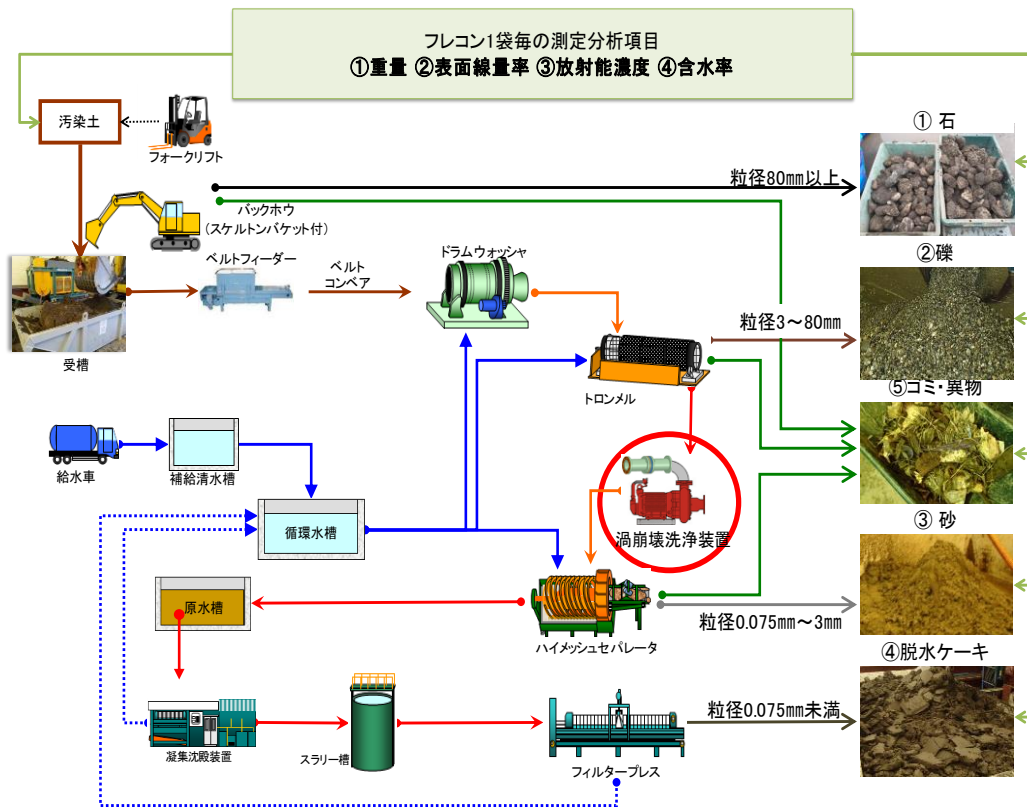


図3 分級処理フロー



写真1 分級処理プラント状況

4. おわりに

前述③の放射能汚染土壌減容化の取組みは、「住民合意を踏まえた道路維持管理に伴う放射性汚染土砂の環境影響低減プロジェクト」として平成28年度土木学会環境賞を受賞した。

今後も、関係諸機関や発注者と連携して、安全安心な社会の構築に貢献する所存である。

2. キャピラリーバリア地盤設計のための限界長の評価

飛島建設株式会社 技術研究所

研究開発 G 第一研究室 室長 松元 和伸

1. はじめに

表面張力による毛細管現象のことをキャピラリーといい、この細粒層と粗粒層の毛管力の差によって浸透に対するバリア(障壁)機能を持たせたものをキャピラリーバリア (CB) という。地表面から浸潤してきた水は (図 1 (b))、両層の土の保水特性などの相対的な違いにより境界面上部で遮断され (図 1 (c))、境界面が傾斜している (傾斜 CB 地盤) 場合には境界面に沿って流下していく (図 1 (d))。ただし、この境界面に沿って流下する不飽和流れは、地表面から降雨などによる浸潤水が供給されている場合、流下するにつれしだいに質量を増し、ある地点 (浸潤の始まった地点から、ここまでの水平距離を限界長という) で下層へ浸潤し始める (図 1 (e))。

この CB 機能を有効に発揮させ、限界長を制御することで CB 技術は、浸出水を抑制する降雨浸透制御技術としての活用が期待できるため、廃棄物処分場の覆土としての活用が考えられる。

今回、砂材と礫材からなる CB 地盤の土槽を用いた大型土槽実験及び数値シミュレーション

の事例を示し、CB 地盤の設計法の鍵となる限界長の評価¹⁾について紹介する。

2. CB 限界長推定式

CB 限界長に関しては、材料因子 (砂礫材の透水性、保水性)、構造因子 (層境界面の傾斜角度)、及び外部因子 (降雨強度) を基に、Ross²⁾、Steenhuis et al.³⁾ が限界長推定式を提案しているが、森井ら⁴⁾ は、Ross・Steenhuis et al.³⁾ の推定式による予測精度が高いことを報告している。地盤に浸透するフラックス (浸透量) q が、砂層の飽和透水係数 K_s に比べて十分に小さい場合、この限界長推定式は式(1)で示される。

$$L \leq \frac{K_s}{q} \tan \phi [\alpha^{-1} + (h_a - h_w)] \quad (1)$$

ここで、 L : CB 限界長、 q : 浸透するフラックス、 K_s : 砂材の飽和透水係数、 ϕ : 層境界面の傾斜角度、 h_a : 砂材の空気侵入値、 h_w : 礫材の水侵入値、 α : 砂材の不飽和透水係数 K を h (負の圧力水頭) の指数関数で近似した場合の係数である。

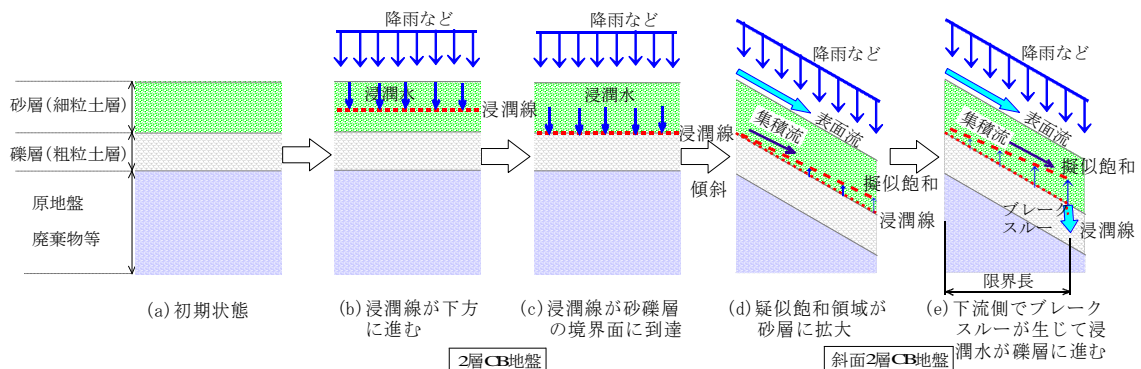


図 1 浸潤水の CB への不飽和浸透過程とブレックスルーの概念図

3. 大型土槽実験による限界長

(1) 大型土槽実験に用いた試料

大型土槽実験に用いた試料は、下部土層の試料（礫材）として珪砂 6-8 mm、上部土層の試料（砂材）として珪砂 6 号を用いた。なお、土層作成時の砂材は、最適含水比 ($w_{opt}=11.9\%$: 珪砂 6 号) に調整し、礫材は自然含水比 (0.5% 程度) の状態で用いた。また、土層作成時は、所定の乾燥密度 (締固め度 $D_c=90\%$) になるように締め固めている。

(2) CB 限界長を測定するための実験装置

写真 1 及び図 2 に、大型土槽と散水装置の概要を示す。大型土槽の大きさは、高さ 50 cm、奥行き 20 cm、幅 300 cm である。土槽底面部には、高さ 3 cm の仕切板と流出口を 10 cm 間隔に設け、ブレークスルーの位置を細かく測定できるようにした。大型土槽の上部には、散水装置として大型タンク (高さ 70 cm、奥行き 20 cm、幅 300 cm) を設け、下面に工業用注射針 (内径 0.3 mm) を 5 cm 間隔で配置し、土層表面に散水を直接与える方式を採用した。散水強度 (mm/h) は、水位制御用フロートを備えた予備タンク付大型タンク内の水位を所定の高さに保つことで制御している。

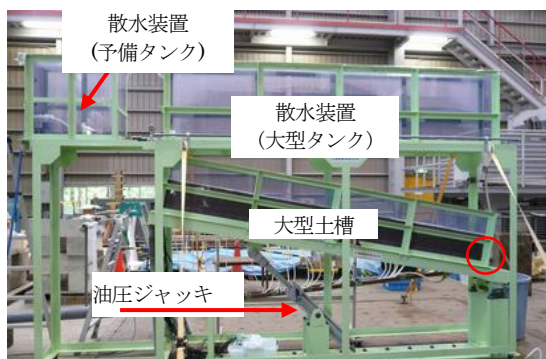


写真 1 大型土槽と散水装置の外観

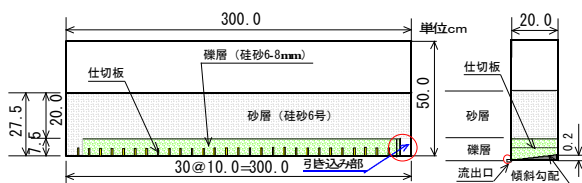


図 2 大型土槽の詳細図

(3) 実験ケース

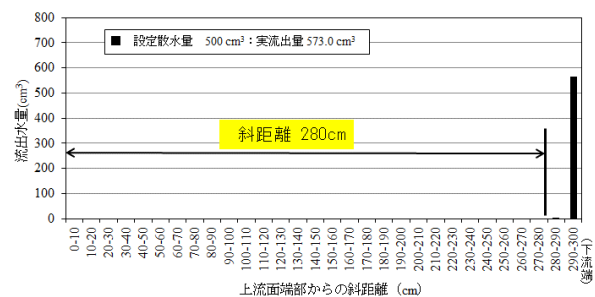
大型土槽を用いた実験ケースを表 1 に示す。土槽 (層境界面) の傾斜角度と設定散水強度の条件を組み合わせた計 6 ケースである。

表 1 CB の実験ケース

実験ケース名	土槽の傾斜角度 (degree)	設定散水強度 (mm/h)
ケース1	5.0	5
ケース2		10
ケース3		20
ケース4	10.0	5
ケース5		10
ケース6		20

(4) 実験結果

土槽の最上流部よりブレークスルーが生じた位置までの各斜距離を測定した。図 3 に一例を示す。なお、限界長は土槽の傾斜角度を基に、角度補正を行い水平距離に換算している。



ケース 4 (傾斜角 10 deg., 設定散水強度 5 mm/h)

図 3 実験土槽の底面部からの流出水量分布とブレークスルー位置までの斜距離

4. 数値シミュレーションによる CB 限界長

大型土槽実験の結果を数値シミュレーションによって再現し、限界長に着目することで、数値シミュレーションの適用性 (将来的な CB 地盤の設計法としての適用性) を評価する。なお、数値シミュレーションには、不飽和浸透解析コード (HYDRUS-2D) を用いた。

(1) 解析条件

数値シミュレーションにおける解析条件は、3 章の大型土槽実験と同様とした。解析は、大型土槽の 2 層地盤構造、土槽底部は仕切板 (高さ 3 cm、幅 0.5 cm、設置間隔 10 cm) をモデ

ル化(図4)した。解析ケースは、大型土槽実験と同様の6ケースである。

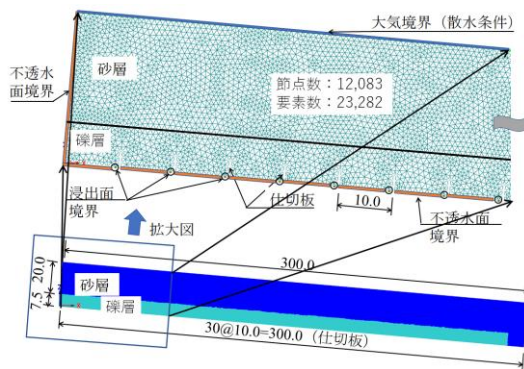


図4 解析モデルと境界条件

(2) 解析結果

ケース4の定常状態での体積含水率(水分量)分布図を図5に示す。上部砂層の層境界近傍の飽和体積含水率($\theta_s=0.43$)は飽和状態を示しており、流下しながら上部砂層がそれ以上の水分量を保持できなくなると、下部礫層へ浸潤水が降下浸透し始め、ブレイクスルーが生じる。その結果、下部礫層の体積含水率が残留体積含水率($\theta_r=0.002$)より大きな値を示すことになる。図中の体積含水率の青色部分が残留体積含水率の水分領域であり、この範囲が限界長を示していることになる。

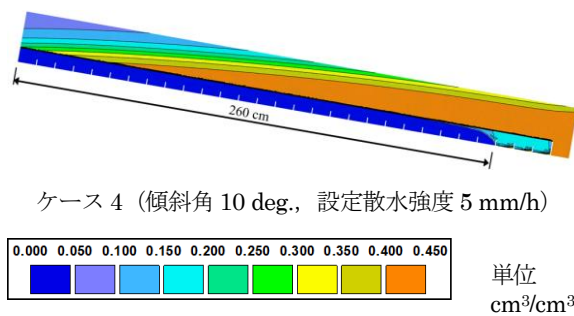


図5 体積含水率分布

5. CB 限界長の評価とまとめ

大型土槽実験で得られた限界長の測定値に対して、限界長推定式から得られる推定値とシミュレーションによる解析値との関係を図6に示す。

限界長の解析値は、測定値と比較して若干小さめの値を示しているが、3者は概ね一致した値を示していると考えられる。

限界長に着目することで、処分場の構造規模の決定、また、現地材料の使用判断も可能となり、処分場の設計・施工計画に繋がると考えられる。今後のCB技術の普及と廃棄物処分・保管技術の更なる進展に期待したい。

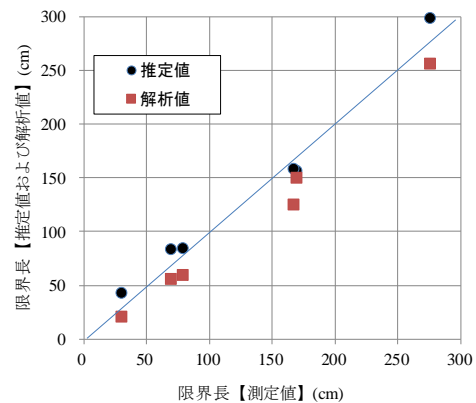


図6 限界長の比較図

参考文献

- 1) 松元和伸, 井上弘光, 小林 薫, 森井俊広, “キャピラリーバリア地盤設計のための数値シミュレーションによる限界長の評価,” 地盤工学ジャーナル, Vol. 13, No. 3, pp. 193-204 (2018).
- 2) B. Ross, “The Diversion Capacity Barriers, Water Resour.,” Res., 26(10), pp. 2625-2629 (1990).
- 3) T. S. Steenhuis, J. Y. Parlange and K.-J. Kung, “Comment on ‘The diversion capacity of capillary barriers’ by Benjamin Ross,” Water Resources Research, Vol. 27, No. 8, pp. 2155-2156 (1991).
- 4) 森井俊広, 竹下祐二, 井上光弘, 松本 智, “キャピラリー・バリア地盤における雨水浸潤挙動の現地計測と限界長の評価,” 農業土木学会論文集, No. 263, pp.91-97 (2009).

バックエンド技術情報

1. BIM 法による英国地層処分の受入れ設備の設計

企画部 梶谷 幹男

英国の地層処分施設（GDF）の設計に建設情報モデリング法（BIM: Building Information Modelling）を適用することは、非遮蔽型・中レベル廃棄物取扱いセルの設計（廃棄物の受入れ：荷捌き工程）へ改善成果をもたらす。英国原子力エネルギー協会（NEI）は、この仕事が如何に英国の放射性廃棄物の事業促進と環境浄化の改善及びサイクル経費の削減に寄与するかを学んだ¹⁾。

英国の放射性廃棄物

各種産業から放射性廃棄物が継続的に排出される。英国の放射性廃棄物管理政策は、2014年の地層処分実施令白書に従い、安全に放射性廃棄物の中間保管を経て、地層処分を行うことである。原子力廃止機関（NDA）傘下の放射性廃棄物管理機構（RWM）が地層処分施設（GDF: Geological disposal facility）

（図 1）への輸送や英国の高レベル放射性廃棄物の管理運営を行う。最近、廃棄物輸送や公共の合意形成、サイト選定、建設推進の枠組み作りに前進があった。さらに、廃棄物処分プロセスの受取り・取扱い工程や、処分施設への移送工程の設計に改善があった。非遮蔽型中レベル廃棄物（UILW）を内蔵する処分容器（DUs）は、GDF へ輸送され、標準輸送容器（SWTC）に収納されて地層処分工程へ回される。

地層処分場の受入れセルは、地下の遮蔽施設内で輸送容器から処分容器へ移され遠隔で操作される（図 2、図 3）。2016年にRWMは地層処分の概念設計を進めた。設計は地層環境（強靱な岩石、低強度岩石及び脱水系岩石）に関するものであった。

地層処分施設の受入れセルは、年間 2500

容器を受け入れる設計である。その後、24時間3交代勤務から2交代勤務へ変更している。施設の稼働後の24年間は、年間2300容器の受け入れ、その後44年間は、1500容器を受け入れる計画である。技術面はこれまでに実績のあるNDAで充実された所有技術（TRL）を活用している。

初期評価と簡潔化

GDFの受入れは、①輸送容器の受入れセルへの移送、②輸送容器から廃棄物を処分ユニットに移動、③処分ユニットを地下処分エリアへ据え付け、④輸送容器は再利用へ回すための移送プロセスがあり、これらを簡潔化した。例えば、輸送容器のオフガス圧と容器表面のオフガスモニタリングのプロセスの合理化である。また、既存施設の多くの実績から定めた放射線管理の14ステップの合理化を実現した。

全工程と最適化

システム・エンジニアリングを適用し、受入れセルの機能の詳細化を進めた。その内容は、以下のとおりである。

①最初は工程の運転者の要望をとりまとめ

②次に工程の取合い接点の必須機能の項目化・整理

③基本的要件を具体化し、プロジェクト目的を優先する工程設備の仕様決定

そのステップは、「開発課題の抽出」⇒「RWM の役割」⇒「工程簡潔化と設備絞り込み」を繰り返し、基本要件を明確化した。次に、設計要求事項実現の最適化設計を実施。これらの作業では、セラフィールド施設の封入・閉じ込め工程の遠隔操作、ヒューマン作業の実績を基盤情報に使った。具体的には、セラフィールドのボルト締めとボルト外し、マグノックス施設の容器封入技術などである。輸送容器はトンネル内の移送待ち台座に置かれ、ローラーシャッターを通過し、工程トンネルへ入ってゆく。そしてボルト外し工程を経て、遮蔽扉を通過し処分エリアへ移送され、12 トンクレーンが稼働する処分トランスファーエリアへ移る。ここで、廃棄体は処分ユニットに移し、最終処分プロセスへ移送され処分される。標準輸送容器は、帰路トンネルへ移送される。このプロセスを 3 次元映像、遠隔操作を可視化し。セル寸法と移送プロセス調整、台座長さの解析、全体の荷捌き空間を最適のゆとり空間調整などと合理化を進めた。

建設情報モデリング法の利用 (BIM)

建設情報には 3 次元映像も活用して設計段階の検討とその合理的改善や顧客の施設把握に役立つ BIM 法を使い、GDF 設計に大きな役割を果たしている。全ての設備と機器の仕様等をインプット・把握し、輸送容器受入れセルから処分エリアまで顧客の要請内容を十

分にくみ取り調整がされる。全ての 3 次元モデルを図面や映像に移し、総合的な設計検討を進める。例えば、主たる設備は勿論、詳細な補助設備なども含めて、新機器、取合い条件、素材、寸法、嵌め合い、許容公差まで BIM 法によって把握できる。継続的改善や更新などが可能で、顧客の要請を管理運営にまで反映もできる。また原子力安全解析書（設計認可申請）などのへの資料提供にも有益である。

結論

BIM 法は施設の設計合理化、詳細化、設計の更新・改善の整理ができ、アイデアの具体化や設計情報の管理運営にも役立つ。原子力の廃棄物の発生から輸送、処分施設内受入れ、多くのステップを経る処分エリアまでの工程運転、管理、施設保守まで情報の伝達交流に唯一の情報源として顧客の要請に対応できる。3 次元モデルの情報と映像は安全確保や専門家の原子力施設設計、運転経験や知見の情報基盤として使用できる。

- GDF の非遮蔽廃棄物を扱う工程の自動運転を可能とし、混雑が想定される仕分け工程台座の合理的使用方策の提供が期待される。
- 非遮蔽廃棄物受入れセルの技術的可能性を明らかにできる。標準的な産業設備を生かし、放射線環境の遠隔運転などの検討にも利用が可能である。
- GDF の保守管理、装置機器の更新など貴重な情報となり、GDF 全体プロジェクトの設備の効率的利用や活用に貢献でき経費節約の波及効果(経営改善)なども期待される。

参考文献

- 1) M. Farrer, et ali., “Engineering an Inlet,” RADWASTE MANAGEMAMENT, p. 30, Aug. (2018).
- 2) 原子力環境整備促進・資金管理センター, “諸外国の高レベル放射性廃棄物処分：英国。”

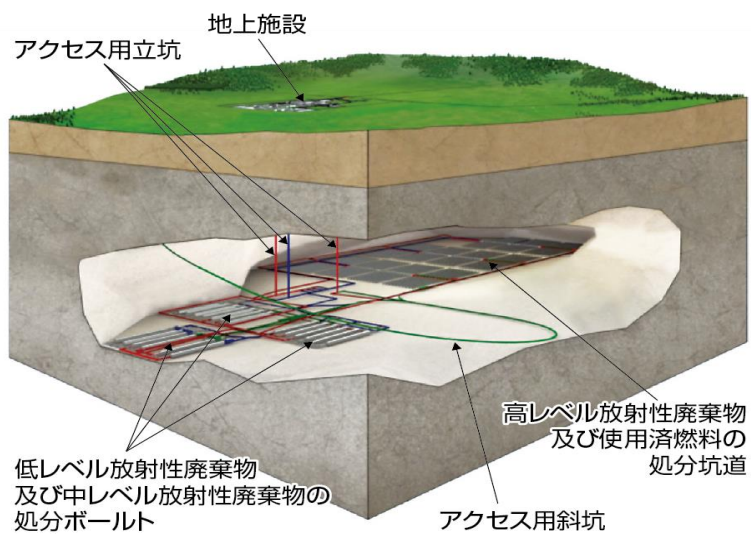


図1 英国地層処分施設：3次元模式図面²⁾

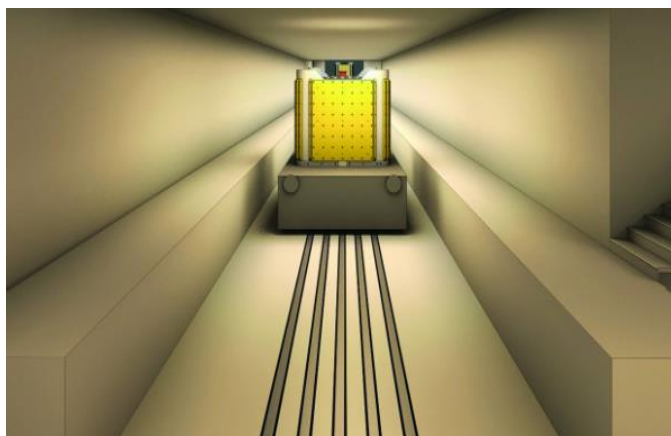


図2 トンネル内の標準輸送容器の台座での移送図¹⁾



図3 標準輸送容器の「ボルト外し」と「ボルト締め」工程¹⁾

2. ドイツの原子力発電所におけるダブル除染

専務理事 泉田 龍男

現在のドイツ原子力産業は、政府の原子力政策の影響を受けて冬の時代ともいえるが、2011年までは原子炉の寿命延長が計画され、全系統除染が積極的に実施されてきた。今回はこの時期に全系統除染を実施し、かつ、2016年の閉止後に再度除染を行ったグラーフエンラインフェルト発電所の事例を紹介する¹⁾。

1. はじめに

過去 20 年の間、ドイツの原子力産業は政治状況の変化に大きな影響を受けてきた。21世紀初頭、シュローダー首相の下での社会民主党と緑の党の連立政府が、2020年までに原子力発電の最終停止を決定した。また、2006年にはメルケル首相の新政府が原子力発電の段階的廃止を後退させ、再生可能エネルギーが確実に引き継ぐまでの時間に対応して、原子力発電所の運転寿命延長を推進した。

2010年末にドイツの原子炉の寿命を12年延長することが政府によって決定された。しかし、2011年の福島の大規模事故により、ドイツの原子力政策は一夜にして原子炉停止に逆転した。ドイツ原子力エネルギー法の第13回改訂により、8基の原子炉は運転許可を失って停止せねばならなかった。残りの9基の原子炉の最終停止は2022年末となった。

福島事故以前の運転寿命延長について検討している時期に、プレッセン電力会社は原子炉の改修工事に必要なプラントの全系統除染(FSD: Full System Decontamination)を実施することを決定し、グラーフエンラインフェルト発電所(KKG)とウンターベッサ発電所(KKU)で実施した。KKGの除染作業の実施と計画立案をAREVA社が受注し、2010年に実施された。また、KKGは運停止後の2016年に2回目のFSDを実施した。

KKGは1981年に送電開始しており、

KWUタイプの第3世代の4循環系を持つ発電量1,345 MWeのPWRである。また、FSDを2回行った世界で唯一の発電所である。

2. 放射線量低減の考え方

原子力プラントの放射線量率は、運転に伴う放射エネルギーの増加によって上昇する。放射エネルギーの増加は、構造材料、過去・現在の水の化学特性及びプラントの運転履歴に影響を受ける。これらの要素を考慮したうえで、放射線被ばく量を低減するための確実な計画が必要である。

AREVA社は運転中のBWRとPWRの持続可能な線量率低減方式(CSDR)を開発した。内容は以下である。

- ・現存する放射エネルギーを最小にする全系統除染(FSD)
- ・系統配管内面の金属地金表面に、新たに安定で汚染の無い酸化被膜の保護層を形成するプロセス
- ・金属の溶出と腐食を最小化する最新の水化学管理の適用。具体的には化学因子の最適化、減損酸化亜鉛の注入、微粒子の除去等がある。

KKGで実施したFSDは、主要系統と補助系統を同時実施する完全な全系統除染である。その際に、安定な非汚染保護膜の形勢プロセスと減損酸化亜鉛注入等の最新の水化学管理技術が適用された。

3. KKGでの1回目除染

(1) 除染方法

酸化還元化学除染 (CORD 法) の基本的なシステムである HP CORD UV 法が適用された。除染に際しては化学工程を制御する AREVA 社の AMDA 装置が使用されるが、これにより化学薬剤のサンプリング・注入・イオン交換樹脂洗浄・フィルター洗浄・紫外線 (UV) による除染液の分解を実施し、放射性廃棄物の最小化を図る。図1に除染対象の系統図を示す。

2010年にHP CORD UV法が3サイクル実施された。残留熱除去系(RHR)の系統10は、使用済み燃料プールの予備冷却施設として除外されたが、3サイクル終了後に単独で除染された。

(2) 結果

この除染での平均除染係数 (DF) は 60.5 であった。放射線量率は、蒸気発生器、主配管、加圧器とその接続配管の表面で 0.1 mSv/h 以下であった。

(3) 運転の再開

運転再開後の再汚染を防ぐために以下の水化学管理を厳密に実施した。強固な保護酸化膜が系統内面に生成することで、放射性物質が酸化被膜内に蓄積するのを防止する。

- ・プラント：亜臨界負荷運転
- ・熱上昇時の脱酸素： $O_2 < 0.1 \text{ ppm at } 170 \text{ }^\circ\text{C}$
- ・RHR 閉止後の水素添加開始：
Target $H_2 > 2 \text{ ppm at } 260 \text{ }^\circ\text{C}$
- ・リチウム濃度：
 $6.3 \pm 0.3 \text{ ppm Li at } 170 \text{ }^\circ\text{C}$
- ・亜鉛濃度： $5\text{-}15 \text{ ppb Zn at } 170 \text{ }^\circ\text{C}$

(4) 運転中の放射線量率の上昇

計画段階で、除染後のプラント運転による再汚染に基づく放射線量率のレベルを見積もっておく必要がある。KKG 運転初期のデー

タ、その後の亜鉛注入による線量率低減効果、姉妹プラントのデータ、除染未実施の制御棒や燃料集合体の影響等を考慮して、FSD 後の主系統の放射線量率は 0.2-1 mSv/h の範囲が現実的であると考えられた。

除染後最初のプラント停止時の主系統表面線量率の平均値が、実際の計測により 0.8 mSv/h となった。この数値は、図2に示すように 1983年のプラント運開から最初の停止時の数値の半分であり、2010年の除染前の30%であった。

FSD 後の数年間のプラント運転による再汚染は、1981年の初臨界からの数年間に比較してきわめて少なく、除染後の5年間の放射線量率上昇速度は 0.050 mSv/y であった。1 mSv/h に達するのは運転最終年の 2015 年であった。

(5) 被ばく量の低減

比較可能な高線量区域での保守作業による被ばく量及び累積被ばく量は 1/3 に減少した。また、FSD 実施後のプラント定期検査で 3,500 mSv、その後の水化学管理で 1,300 mSv の被ばく量低減が実現された。トータルでは、FSD 実施後の5年間で 6,400 mSv の被ばく量が低減された。

(6) 教訓

FSD の第一サイクルにおいて、予想以上の腐食生成物と放射能が除染対象機器の内面から溶出した。放射能は、低流速の区域と滞留区域に広がり、そこがプラント内での高放射線量区域となった。大規模な洗浄プロセスが実施されたことにより、その後の保守作業への影響が軽減されたが、このような状況は作業スケジュールに影響を与え、また廃棄物発生量が当初予定よりも増大することとなった。この期待せざる事態の結果を受け、その後の FSD 適用では化学薬剤の大規模な変更を行った。

4. KKG 再除染

(1) 経緯

プレッセン電力会社は、2015 年中旬に KKG の運用を停止することを決定した。ドイツの原子力プラントの今後の見通しと 2010 年の FSD の経験を基に、その後のデコミッショニングを考慮して 2016 年の第二四半期を目標に 2 回目の FSD を実施することを決定した。

2016 年の FSD 設計概念は 2010 年のものとはほぼ同様であるが、デコミッショニング作業に備えて最も効果的な除染を実施することが目標となる。そのために再生熱交換器を利用することで除染効果の最大化が図られた。

(2) 結果

Co-60 相当の放射能が総量で 2.8×10^{13} Bq、腐食生成物が総量で 190.2 kg が除染により除去され、廃棄物としてイオン交換樹脂 7.8 m³が発生した。また期待通りに亜鉛の大部分 (3.2 kg, 70 %) は第 1 サイクルで除去された。残りの 3 サイクルの間に 0.4 - 0.6 kg の亜鉛が除去された。

原子炉の機器周辺の放射線量率が 1/14 に減少し、最新の線量率はわずか $9 \mu\text{Sv/h}$ で

ある。再生熱交換器の利用による効果が明らかである。2010 年の除染後の放射線量率の平均値は 1.8 mSv/h であり、除染係数は 12.5 であった。2016 年の除染後の放射線量率の平均値は $11 \mu\text{Sv/h}$ であり、除染係数は 155 であった。

5. まとめ

ドイツのグラーフエンラインフェルト発電所(KKG)は、運転期間中に 2 度の全系統除染(FSD)を行った世界で唯一の原子炉である。2010 年に寿命延長のための除染が実施され、除染後の 6 年間、顕著な放射線量率の減少を実現した。原子炉の運停止段階に至った 2016 年には、その後のデコミッショニングの準備として FSD を行った

あとがき

今回紹介した CORD 法による原子力プラントの系統除染技術は、ドイツのシーメンス社が開発し、その後 AREVA 社が引き継いだ技術である。我が国においても PWR を中心に実績が多く、今後もデコミッショニングに向けた適用が活発になると予想される。

参考文献

1) Michael Fischer, Luis Sempere Belda, Christian Toopf, Volker Berger, Ralph Oster and Christian Volkmann, "Double decontamination," NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL, December 2017.

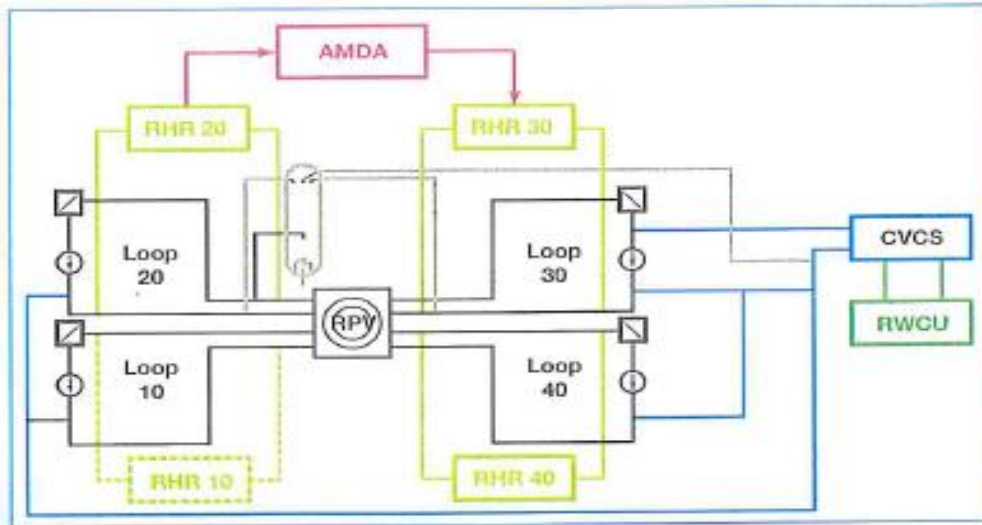


図1 KKG 発電所の除染区域と AMDA の接続



図2 KKG 発電所の線量率の推移

3. 米国 WIPP における TRU 廃棄物処分計画

フェロー 瀧谷 進

米国では、2014 年の事故により閉鎖されていた廃棄物隔離試験施設 (WIPP) が、新しい TRU 廃棄物管理計画のもとで、2017 年に操業が再開された。ここでは更新された計画の概要と WIPP の操業計画について報告する¹⁾。

1. 概要

2014 年の WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) の事故から 3 年が経ち、DOE の TRU プログラムにおいては、既存及び将来発生する TRU 廃棄物の処分に関する計画が更新され、WIPP は 2017 年に操業が再開された。

TRU 廃棄物管理計画 (NTWMP: National TRU Waste Management Plan) は、TRU 廃棄物を発生し貯蔵している DOE の複合軍事施設に対して DOE 処分場の必要性を示す統合計画であり、TRU 廃棄物を受入れ、処分する WIPP の容量能力に重点を置いている。WIPP は長期間の貯蔵が許可されていないため、WIPP の容量能力は、週当たりの搬入量で計画されており、処分のための受入れと定置の進み具合で決まってくる。そのため、搬入量は新しい WIPP の廃棄物受入れ基準 (WAC) と向こう 30 年にわたる埋設処分と廃棄体容積の将来計画によって制限される。

WIPP は DOE の TRU 廃棄物の処分に唯一の可能な処分場であるため、DOE は WIPP を 2050 年までの操業を可能にするために必要なライフサイクル計画を立てている。これは、WIPP は、残存する遺物的 TRU 及び DOE の国立研究所で継続的に発生する TRU 廃棄物の処分のため 2050 年まで継続するという計画となっている。加えて、WIPP が新たな廃棄物の処理プロセスにおいて、それらの処分地の選択肢として考慮される可能性もある。

TRU 廃棄物管理計画は、WIPP における TRU 廃棄物の処分について、短期及び長期の計画を反映するよう更新されてきた。短期の計画は、DOE の環境管理部及び政府核セキュリティ管理部の組織の中で、予算の将来展望や予算計画を促進、周知する統合的に使われる。最大の遺物的 TRU 廃棄物 (過去に発生し DOE サイトで保管されている) は、環境管理部によって所有、管理されている。そして、環境管理部は DOE サイトに TRU 廃棄物の管理に必要なリソースの総計を含む集約された予算要求を提出している。核セキュリティ管理部と DOE の科学部は、彼らの役割の一つとして、TRU 廃棄物の管理に資金提供しているし、核セキュリティ管理部は環境管理部の遺物 TRU 廃棄物が片付けられれば、やがては WIPP の主なユーザーになりえる。

2014 年の WIPP 操業停止の以前には、WIPP への処分が承認された少量の未処理分及び WIPP へ輸送直前の TRU 廃棄物が存在していた。操業停止から 3 年間で、DOE サイトは大量の TRU 廃棄物を保有することになり、25,000 コンテナにのぼっている。これには、接近取扱い (CH) TRU 廃棄物と遠隔取扱い (RH) TRU 廃棄物の 2 種類が含まれているが、RH 廃棄物容器の交換やその方法についての計画は、準備中でいまだ重要な計画として十分に考慮されてない。加えて、現在、WIPP の地下施設は部分的に放射能で汚

染されており、操業効率は 2014 年に比べて著しく落ちている。

大量の未処理分と WIPP の限られた処理効率のため、TRU 廃棄物管理計画の主点は WIPP の廃棄物定置効率と WIPP への輸送頻度に基づいて、各サイトからの TRU 廃棄物を選択し優先付けすることである。サイトの何箇所かは、WIPP への輸送の最優先となる重大な必要性を有しているが、それは他の未処理分の TRU 廃棄物保有サイトの必要性和調整されなければならない。TRU 廃棄物の保管と管理は、DOE にとって費用が掛かるが、すべての TRU 廃棄物の処分を最適化し、DOE の多大な予算を削減するために使われなければならない。

加えて、この計画は近い将来、TRU 廃棄物管理が環境管理部所掌から核セキュリティ管理部所掌になる可能性を示し、遺物 TRU 廃棄物が移送され、核セキュリティ管理部の TRU 廃棄物関連の任務が生ずるにつれ、DOE は TRU 廃棄物管理に対する主な責任の所在を決定しなければならなくなる。

2. 計画の内容

TRU 廃棄物管理計画の目的は、会計年度 2022 年までの統合的かつ柔軟な、TRU 廃棄物の処分に対する特定の計画を含む DOE の国家 TRU プログラム (NTP) 戦略を提供することにある。NTP のカールスバッド地方事務所は、DOE の複合施設において実施されている多様な TRU 廃棄物を片付ける努力を統合するよう DOE 本部と DOE 地方事務所の調整をとっている。これには、TRU 廃棄物の在庫調査や特性評価、承認、輸送、梱包、処分、技術的支援、規制対応窓口が含まれる。

新しい TRU 廃棄物管理計画は短期 (1-5 年) と長期 (5 年以上) から構成される。短期計画は、長期計画より詳細に示されている。

計画の内容は、以下の通りである。

- ・事故後に追加された新しい要求事項に関する重要点、新しい廃棄物受入れ基準の概要
- ・次の 10 年間の輸送頻度の予想 (週 2 回から 17 回の輸送に増加)
- ・埋設定置作業においては、汚染エリアから非汚染エリアへの移行
- ・新しい立て坑や換気系などの建設主要プロジェクト
- ・長期的には、WIPP 閉鎖 (2050 年) までの輸送頻度の予想
- ・受入れや処分に関する制約
- ・処分が計画されている TRU 廃棄物の在庫量の予測
- ・稼働中 TRU 廃棄物サイトの主要な計画との関与と複雑かつ広範なりソースの統合

加えて、RH-TRU 廃棄物について議論されている。RH-TRU 廃棄物が WIPP に再び処分可能になるまでに数年以上がかかるかもしれないため、CH レベルまで下げる遮へいパッケージが議論されている。

2017 年に再開した時、CH-TRU 廃棄物の操業だけが確立され、放射能汚染のため定置作業は非常に低調だった。RH-TRU 廃棄物は、ボーリング抗処分に要求されるキャスクで受け入れられることになろうが、新埋設区画が満杯になり RH に利用できるようになるまでは、操業はできないであろうとされている。

3. 管理と安全性確保の計画

総体的な計画は、2014 年の事故以前に承認されていた未処理分の 25,000 コンテナの片付けを調整し、各サイトの計画に整合するよう支援することとしている。将来においては、WIPP の操業を環境管理部から核セキュリティ管理部のような他の DOE 部署へすべて移

管する必要性があることを予想している。そして、次の30年数年間、効率的に操業を継続するには、主要なインフラの改善と取替えが予算化される必要があるとしている。

WIPPは2017年に再開し、再び輸送が始まったが、操業上の制約と要求項目は変化している。輸送の頻度は2014年の事故以前より少ない。WIPPでの処分効率は、放射能汚染と低い換気率のため、限られている。低換気率は、地下坑道の空気を地上環境に放出される前にHEPAフィルタを通さなければならないためである。また、WIPP承認プログラム(WCP)でのDOEの監視項目は新しいWACでは強化されている。

DOEは現在、改良されたAK^{注)}プロセス、AK概要報告書及び廃棄物の物流概要の様式をレビューし、承認している。DOEは実施に先立ち、DOE承認に必要となるWCP手順を増やし、また現在、WIPPの安全性に影響を及ぼし得る変更を慎重に見極めている。新しい発生者サイト技術レビュー(GSTR)プログラムが導入され、これはTRU廃棄物の梱包、処理、承認と管理を統制するDOEサイトの廃棄物管理プログラムとWCPプロセスのレビューである。レビューは、手順は必要かつ十分で手続きは適切であり、TRU廃棄物が輸送あるいは承認プログラムの再登録前にWIPP-WAC要求事項に合致していることを保証するために導入されること、また、WIPPへの輸送の前に不備が発見され是正されることを確実にするものである。

注) AK (Acceptable Knowledge): 廃棄物の特性評価における試料分析に対して、代替できる手法として、米国環境保護庁によって導入された。過去において実証され承認・認知された知見・経験・データなどを用いて評価する。

4. 埋設スペースの計画

17年間の操業後、WIPPのTRU埋設量は容積にして総収納量の50%、処分区画の総床スペースの65%である。そのため、認可されたTRU廃棄物量100%の処分にどれぐらいの追加の床スペースが必要であるかを決定するための計画が進行中で、新しい床スペースの将来の使用のための配置や構成が検討されている。埋設スペースの変更には、規制の認可が要求され、許可を得るのに2、3年かかるであろう。加えて、その追加のスペースの配置は再検討されることになり、変更が求められるかもしれない。

DOEは処分されるTRU廃棄物の物量の報告に使われた手法を評価し、より正確になるよう変更が要求されると判断した。TRU廃棄物の物量は、処分されるコンテナの外寸をベースに報告されているが、多くの場合それは処分される実際の廃棄物を正確には示していない。多くのTRU廃棄物コンテナは作業用コンテナ(すなわち、コンテナの健全性)に合致するよう二重化が要求されており、そしてそれは報告の廃棄物量を増加させるが、元のコンテナ内のTRU廃棄物の実際の量には変化はない。処分されるTRU廃棄物の物量への変更は規制の認可が必要となろう。

5. 輸送頻度の計画

2017年のWIPPへのTRU廃棄物輸送の再開に当たって、週あたりの輸送頻度は2輸送/週で始まり、2、3週間後には4輸送/週に増加された。年末までに、頻度は5~6輸送/週に増えた。これらの頻度は2014年に操業停止する以前の週20輸送以上と比べて低調である。しかしながら、事故によって新しい受入れ基準が確立され、WIPPは埋設施設内の放射能汚染によりTRU廃棄物の受け入れのための更手順を再整備しなければなら

なかった。そして、WIPP は操業再開と新しい手順が事故のリスクを低減するため、注意深く実行されるか、DOE による操業準備度評価を受けなければならなかった。新しい手順は効果的に実施されたので、受入れ頻度は増加した。輸送頻度は、埋設施設の汚染エリアで週 10 輸送までに増加するであろうと予想される。新しい埋設エリアが構築され、より効率的な処分のため認可されなければならないし、輸送頻度の増加が促進されなければならない。加えて、WIPP の埋設施設の換気系に対して大きな改善が計画されており、供用になればより効率的な操業が許可されるであろう。これらの改善で、輸送頻度は 2014 年以前の元の設計の 17 輸送／週に加速されるとしている。

6. 将来の計画

WIPP はすべての残存量と計画されている TRU 廃棄物を收容するよう 2050 年まで操業される計画である。各サイトにおける推定量はサイトのニーズと DOE の処分のために可能なリソースに基づいている。他のサイトや

廃棄物の種類は DOE が必要な認可を得て、追加されるかもしれない。

元の計画では WIPP は 2030 年までの操業であったので、DOE は 2050 年までの効率的な操業のため改善あるいは更新が必要な系統を決定するためインフラ設備の評価を行っている。これらの改善や更新は、操業への影響を最小に計画されるよう輸送計画に統合されるであろう。

おわりに

結論として、DOE は WIPP での TRU 廃棄物の処分の計画を継続し、TRU 廃棄物管理計画のような文書での計画及び複合施設のリソースの利用を計画するであろうし、計画は毎年決定される総合計画を反映するよう定期的に更新されるであろう。17 年間の WIPP 操業は、TRU 廃棄物の処分の必要性は年ごとに変化することを示している。在庫量見積りの変更や新しい廃棄物埋設容器の必要性、WIPP 埋設配置の潜在的な変化は、定期的な計画見直しに必要な項目の例である。

参考文献

- 1) J. R. Stroble, “National Plan for the Disposal of Existing and Future TRU Wastes,” WM2018 Conference, March 18-22, 2018, Phoenix Arizona, USA.



WIPP の地上及び地下施設の概念図

4. 大型機器の革新的廃止措置戦略

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

廃止措置プロジェクトでは、原子炉压力容器と蒸気発生器の解体は、重要で時間のかかる作業となる。NUKEM Technologies Engineering Servicesはこの最適化のために、原子炉压力容器をその場でまず粗く分割し、最終的な廃棄体の寸法及び放射能要件に適合するためにさらに後工程で細断する手法を用いている。同様のアプローチが蒸気発生器の解体にも使用され、2段階解体で最終的な廃棄体パッケージとする。その後、20フィートのコンテナに収納し、部材の90～95%を自由放出化することを目標に既存の除染施設へ出荷する。この方式は廃棄体要件を最適化でき、2ヶ所での同時解体によるリスク軽減と作業時間の最適化、廃棄体量の最少化ができる等のメリットがある¹⁾。

1. はじめに

廃止措置プロジェクトでは、内部構造物を含む原子炉压力容器と同様に蒸気発生器の解体は、重要で時間のかかる作業である。したがって、これらの作業を安全な方法で短縮できれば、廃止措置プロジェクトの効率が向上する。

原子炉压力容器の重量が大きいため、解体は通常その場で行われる。また、生体遮へい体内の空間が制限されるため、並行作業の可能性は限られる。野心的なスケジュールを達成するために、NUKEM Technologies Engineering Services（以下、NUKEM社）は、原子炉压力容器をその場でまず粗く分割し、最終的な廃棄体寸法及び放射線の要求に適合するために、さらに後工程で細断する方法を採用している。

2. 原子炉压力容器への取り組み

原子炉压力容器と周辺機器は、原発解体の中心となる構成要素である。それらは主に以下のものからなる（図1）。

(1) 原子炉压力容器

- ・原子炉压力容器のふた

- ・原子炉压力容器
- (2) 原子炉压力容器の周辺機器
 - ・ふた脱着装置
 - ・原子炉配管支持体
 - ・制御棒駆動ハウジングパイプ
 - ・強制循環ポンプ
 - ・原子炉压力容器の断熱材

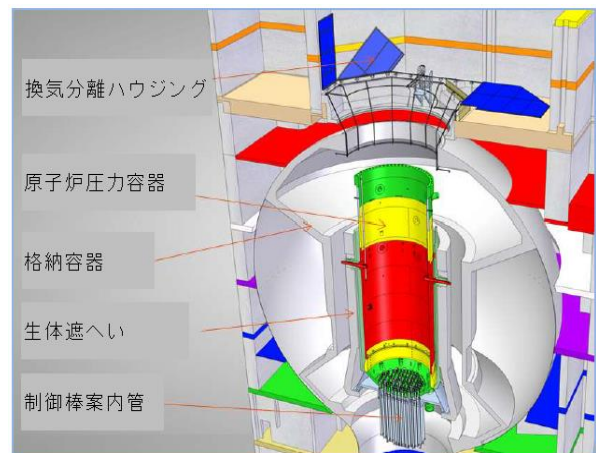


図1 原子炉压力容器系の切断例

原子炉压力容器とその周辺機器が解体されると、作業は原子炉压力容器本体と別途設置された最終的な細分化ステーション（後期切断工程）で並行して行われる。この初期解

体工程で、原子炉压力容器は設置場所で複数の部品に分割される。

初期解体工程は、熱切断工具を用いて行われる。プラズマ切断工具と比較して、より低い排出値、より厚い切断厚さ、及びより低い投資コストのために、自家炎カッターが選択された。熱切断工具は、原子炉压力容器の周りで熱切断工具を 360°動かし、原子炉压力容器と生体遮へいとの間のギャップに切断工具を配置することができる案内枠上に設置される。ステンレス鋼は自家炎切断によって切断できないので案内枠が使用され、切断は外側から内側に向かって行われる。熱切断ツールは最初に原子炉压力容器の鋼製壁を貫通し、金属溶融物の熱容量により内側のステンレス鋼製ライナを溶融する。機械的切断に必要な時間を短縮するために、分離方法としての熱切断が選択された。

このエリアには、汚染を防ぎ、切断プロセス中に発生するすべての煙と粒子を集めるための特別な保護装置も装備されている。したがって、切断領域は覆われ、空気は洗浄及び HEPA フィルターを通して原子炉建屋の原子力換気システムに導かれる。

各切断部分はガントリークレーンによって後期切断工程に移送され、より大きな部分が切断可能になり原子炉压力容器の切断長さを短くできる。原子炉压力容器の周りの切断工程が完了した後、案内枠は容器の次の切断域まで下げられ、このプロセスが繰り返される。

原位置における最初の切断から後期切断工程への大きな部品の移動は、原子炉における次の切断作業を即時開始可能にする。後期切断工程がすぐにその部品を受け取ることができるように、原位置での次の切断工程を編成することが重要である。したがって、初期解体工程と後期切断工程のさまざまな切断作

業を適切に管理することが不可欠である。後期切断工程は、完全に収容され部分的に遮へいされた作業場所で、次のもので構成されている。

- ・改良型産業用切断ロボット
- ・コンソールクレーン付き換気装置
- ・重荷重ターンテーブル
- ・フィルタリングシステム
- ・最終廃棄体の積込みステーション

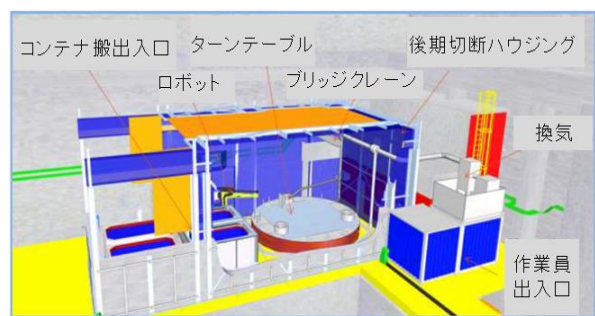


図 2 後期切断設備の例

後期切断工程の中核をなす改良型産業用ロボットは、人がいなくても遠隔操作によって大部分の細分化作業を行う。最終切断サイズは、放射線学的観点及び幾何学的観点に関して最終貯蔵容器の最適な包装を可能にするように設計され、最終廃棄体が必要最少限に抑えられる。さらにこの非常に柔軟な概念は、予期しない出来事に対して他の切断工程に大きな影響を与えることなく、さまざまな対応ができる。

遠隔制御の細分化技術と局所的な遮蔽対策との組み合わせにより、原子炉压力容器及び周辺機器の切断に水中解体は不要になる。切断手法は、熱切断（自家炎切断）及び機械的切断（ワイヤソー、サーベルソー及び弓のこ、油圧せん断、穴あけ及び研削装置）の両方を使用することができる。

後期切断工程の主な目的は、粗い部品をさらに切断し、それらをコンテナに収納し、そ

のコンテナを原子炉建屋から搬出することである。もし追加の対策が適用可能であれば、除染、溶融などによる放射性廃棄物量削減のために、材料をそれぞれの処理施設に移送した後に行う必要がある。

3. 蒸気発生器への取り組み

NUKEM 社は、蒸気発生器の解体にも原子炉圧力容器と同様な方法を採用している。

まず、蒸気発生器はその場で部分的に解体される。計画段階で、潜在的に放射化されている部分と汚染されている部分を分離するために、蒸気発生器がマッピングされる。

除染が可能なすべての部品は 20 フィートのコンテナに詰められ、表面除染のため、例えば高圧水又は研磨ブラストシステムがある既存の除染施設に搬出される。20 フィートコンテナに収納することで、原子炉圧力容器と同じ方法が使用される。

除染の目標は、材料の 90～95%の自由放出化であり、表面汚染材料の厳格な選択、及び表面除染のための効率的な方法によって達成できる。除染によって放射性廃棄物の発生量は削減され、適切な最終廃棄体パッケージと

なる。必要なすべての書類とともに顧客に返送される。

2 段階解体では、蒸気発生器のための特別な払出手段や輸送手段の必要性がなくなる。これにより設計及び許可期間が短縮され、安全性、スケジュール、及びコストに関連するリスクが軽減される。除染、測定、処理、及び梱包のための独自の能力を構築する代わりに、経験豊富な処理業者を使用することで、コストとスケジュールのリスクがさらに軽減される。

4. 結論

原子炉圧力容器又は蒸気発生器をその場で粗く分割し(初期解体工程)、移送後に後期切断工程で個々に設計されたサイズに切断することにより、放射線及び幾何学的な視点に関して最適な廃棄体化が可能になる。さらに 2 か所の解体場所で並行して操作することで、予期せぬ事態にも柔軟に対応できる。これにより、最適化された時間と最少量の廃棄体となる費用対効果の高い解決策が得られる。現在、このアプローチはドイツ国内の 2 つの異なるプロジェクトで実行されている。

参考文献

1) Klaus Büttner, Harald Bienia and Pascal Brüggemann, "Innovative Decommissioning Strategies for Large Components ," WM2018 Conference, March 18 – 22, 2018, Phoenix, Arizona, USA.

5. 廃止措置中の有害物質の管理について（米国での事例）

廃棄物処理事業推進部 鈴木 康夫

原子力発電所の廃止措置において、有害物質の管理は、放射性物質以上に複雑である場合があり、廃止措置のコストと工程に大きく影響し得る。有害物質の影響を最小限に抑えるためには、体系的なアプローチを開発し実行する必要がある。本稿では、米国の電力研究所（以下、EPRI）が示したガイダンスを要約した論文について紹介する¹⁾。

原子力発電所の廃止措置の歴史は、サイトの構造物、媒体（土壌、地下水、地表水、堆積物）に含有の「非放射性的有害物質」（以下、有害物質）が、廃止措置のコストと工程を左右する重大要因となり得ることを裏付けている。

有害物質の管理は、サイト特有の構造や媒体、適用される規制とそれが廃止措置計画に及ぼす影響、放射性物質管理との取り扱いによって複雑になる。

この問題に対応するために、EPRIは2017年に「廃止措置中における有害物質管理のためのガイダンス（"Guidance for Management of Hazardous Materials during Decommissioning," EPRI 3002010592）」という報告書（以下、EPRI指針）を取りまとめた。そこでは、廃止措置計画の早い段階での有害物質を特定、管理計画の策定、是正管理のためのオプション設定及びプラント解体計画との統合によって資金計画を設定できる枠組みを提供している。

廃止措置の過程で重大な影響のある有害物質は、PCB、アスベスト、鉛等の重金属、及び炭化水素であるが、その他多くの危険物が存在する可能性があり、適切な管理が必要となる。米国では、放射性物質の規制は政府によるが、有害物質の管理要件は、連邦及び州の自治体レベルの複数の規制関係者によって

決定される。

廃止措置では、建物や施設の解体（化学除染、アスベスト、地下貯蔵タンク、交換所等）や非放射性的環境媒体に有害物質の問題が発生する可能性がある。また、サイトのシステム・構造物・要素設備（SSC）の解体中に放射性物質と有害物質が混ざり合っ管理が困難になり、コストが増大する可能性がある。

廃止措置の計画策定にあたっては、放射性物質のみならず、有害物質についても、対象の特定、定量化、処理や管理のコスト評価が要求される。廃止措置の成功のためには、廃止措置に先立つサイト環境理解が求められる。また、予期しない潜在的な有害物質も考慮して、計画に組み込む必要がある。予期せぬ有害物質が発生した場合の廃止措置の範囲、予算、シーケンス及び期間への影響については、実際の実施においては、過小評価されがちであることを廃止措置での経験は物語っている。表1に有害物質の予想量と実際の発生量の一例を示す。

さて、EPRI指針の枠組みは、以下の(1)～(5)の要素で構成されている。

(1) 資源と計画：有害物質に対処するために必要となる規制要件、管理期間、物理資源及び組織構造の特定を以下のように行う。

- ・有害物質の利害関係者を意思決定に巻き込む規制の要約マトリックスの作成

表 1 有害物質の予想量と実際の発生量の事例

有害物質	媒体	発生場所	予想量 (m ³)	実際の発生量 (m ³)
PCB	堆積物	東側雨水排水路	395	232
		西側雨水排水路	15	277
PCB	土壌	プラント敷地	3,799	7,739
		埋立地	2,356	9,918
		その他	—	103
ダイオキシン	土壌	プラント敷地	211	228
石油	土壌	プラント敷地	115	654
鉛	土壌	プラント敷地	—	464
		その他	8	61
		合計体積		19,676

- ・上記意思決定を文書化し、意思疎通を図るためのサイト閉鎖計画の開発
- ・将来のサイト特性評価とアウトリーチ活動支援のためのインフラ等（物理・化学的特徴、地形、水域、排水路、法的敷地境界、文化資源やデリケートな動植物の生息環境、隣接地等）のマッピングとデータベースの構築

(2) サイト評価：SSC とサイト環境媒体の評価を以下のように行う。

- ・サイト評価開始時点では、連邦及び州の自治体の規制プログラムへの対応ができない可能性があるため、ASTM 規格の一つであるフェーズ I サイト評価（以下、I-ESA）を行う。これは公開記録のレビュー、現場の汚染検査及び従業員への確認等により汚染履歴を調べるものである。しかし、I-ESA では、環境放出状態に関する評価に限定されているため、認定産業衛生士による施設の初期検査に基づく SSC 建材の初期評価も含めなければならない。そこでは

特に鉛ベースの塗料、PCB 含有機器又はコーティング、水銀含有機器、またはアスベスト含有材料などの有害物質の識別に焦点をあてる必要がある。

- ・フェーズ II サイト評価（以下、II-ESA）では、客観的・科学的方法での有害物質の評価手順を示している。特に適用される規制基準と比較するための環境媒体（通常は室内空気、土壌、土壌ガス、地下水、地表水、堆積物）のサンプリングと分析の開発計画も含まれている。I-ESA 及び II-ESA によって有害物質の評価が行われたらコンプライアンス励行のために、連邦及び州に通知、指導を受けなければならない。

- ・サイト評価にあたってのツールとして、概念サイトモデル（以下、CSM）を用いる。CSM とは発生源、有害物質、移動経路と移動メカニズム、潜在的な受容体及び暴露経路に関する概念図の作成である。一例を図 1 に示す。

(3) リスク評価：一般的なデフォルト値、定

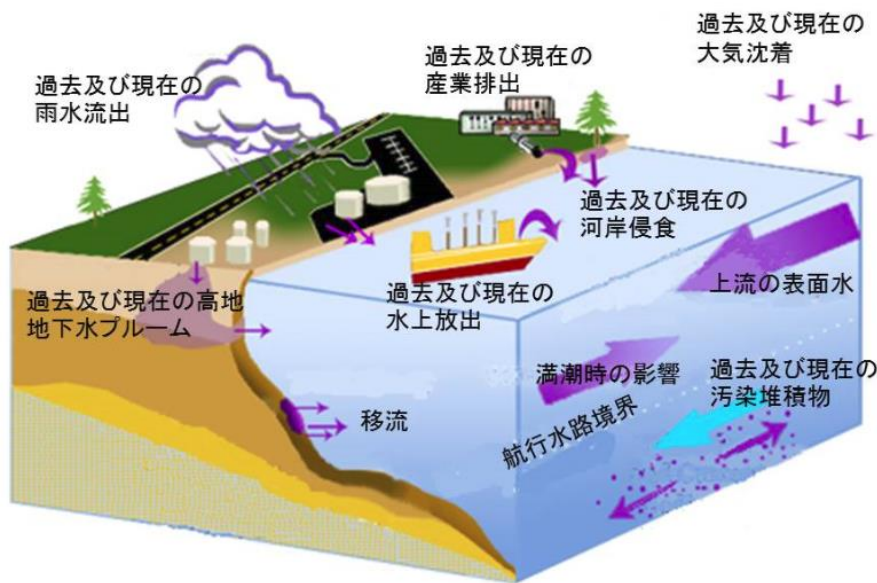


図1 概念サイトモデル (CSM) の例

量的リスク評価、及び必要に応じて、懸念のある放射性物質及び有害物質からのリスクの複合評価に基づいてサイトの浄化基準設定のために考慮すべき事項を抽出する。

(4) 修復技術と代替評価：有害物質の削減に使用される修復技術の評価と選択を以下のように行う。

サイト閉鎖要件を満たすためのリスク低減のための合理的な方法について、最先端技術から構成される修復技術スクリーニングマトリックス (http://frtr.gov/matrix2/top_page.html) を活用しつつ実現可能性、費用対効果のスクリーニングを行う。プラントで大量のPCB汚染土壌と堆積物が発生した例では、現場での熱脱着を含む革新的な技術を使用して土壌を減容した。

(5) 有害物質管理のための概念的アプローチ：有害物質管理を廃止措置の枠組みに組み

込むために、以下のような概念的アプローチが提示されている。

- ・概念的アプローチは、廃止に必要な項目の一連の計画立案、利害関係者への働きかけ、サイト評価、及び改善作業からなる。
- ・通常運転停止の5年前から上記(1)～(4)の検討を開始し、停止時に終了する。運転停止に先立ち、廃止措置作業と有害物質管理の効果的な統合を促進する。

おわりに

有害物質の管理は、放射性物質と実質的に同じである。サイト評価、利害関係者との対話、地下水モニタリング、及び概念的なサイトモデル開発等、必要な活動の多くを統合的に実施可能である。そのための鍵は、放射性物質及び有害物質の管理を協調させて、早期に計画することである。

参考文献

1) Richard McGrath and Richard Reid, “Management on Hazardous Materials During Decommissioning – 18310,” WM2018 Conference, March 18 – 22, 2018, Phoenix, Arizona, USA.

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報 (2019年1月末現在)

東海事務所 榎戸 裕二

東北電力は女川原子力発電所1号機(BWR:出力52.4万kW)の恒久運転停止を2018年10月18日に決定した。停止理由は同機の新基準への安全対策がスペースの関係で困難なことである。廃止措置費用は約419億円を見込む。一方、九州電力は運転40年を迎える玄海発電所2号機(PWR:出力55.9万kW)の廃炉を検討している。運転の経済性の評価が行われている。2019年1月末時点での日本の廃炉数は22基となった。海外では発電炉の新たな運転停止事例は報じられていない。この結果、世界の恒久運転停止した原発総数は173基となった。

国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
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
	BR-3	1962/10/10~1987/06/30	12 MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
ブルガリア	コスロドイ-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
	コスロドイ-2	1975/11/10~2002/12/31	440 MW				
	コスロドイ-3	1981/01/20~2006/12/31	440 MW				
	コスロドイ-4	1982/06/20~2006/12/31	440 MW				
カナダ 6基	ダグラスポイント	1968/09/26~1984/05/04	218 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
	ジェンテイル-1	1972/05/01~1977/06/01	266 MW	HVLWR	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- A	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	安全貯蔵から解体中	
	フランス 12基	マルクール-G2	1959/04/22~1980/02/02	43 MW	GCR	安全貯蔵	
マルクール-G3		1960/04/04~1984/06/20	43 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2025年
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	2032年
ドイツ 29基	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	2028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	2026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
	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
	グライフスバルト-3	1978/05/01~1990/02/28	440 MW	PWR	即時解体	廃止措置終了(建屋CL待ち)	2016年
	グライフスバルト-4	1979/11/01~1990/07/22	440 MW	PWR	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
グントレミンゲン(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	
グントレミンゲン(KRB-B)	1984/07/19~2017/12/31	1344 MW	BWR	未定	未定	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
ドイツ	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
	カーレル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
	ミュルハイム・ケールリッヒ	1987/08/01～1988/09/09	1302 MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
	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
	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
	ヴェルガッゼン	1975/11/11～1994/08/26	670 MW	BWR	即時解体	廃止措置済(廃棄物貯蔵中)	2015年
	オビリツヒハイム	1969/03/31～2005/05/11	357 MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
	ビブリスA	1974/08/25～2011/08/06	1167 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
	ビブリスB	1976/04/25～2011/08/06	1240 MW	PWR	即時解体	廃止措置中	未定
	ブルンスビューテル	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
	カオルン	1981/12/01～1990/07/01	882 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2016年
	ガリアーノ	1964/06/01～1982/03/01	160 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2022年
	ラティーナ	1964/01/01～1987/12/01	160 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2035年
	トリノ・ヴェルチエレツセ	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	廃止措置終了	1996年完了
	東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166 MW	GCR	即時解体	解体中	2020年
	「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165 MW	HWLWR	即時解体	解体中	2033年
	浜岡発電所1号機	1976/03/17～2009/01/30	540 MW	BWR	即時解体	廃止措置第二段階	2036年
	浜岡発電所2号機	1987/11/29～2009/01/30	840 MW	BWR	即時解体	廃止措置第二段階	2036年
	福島第一1号機	1970/11/17～2011/05/20	460 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標
	福島第一2号機	1973/12/24～2011/05/20	784 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標
	福島第一3号機	1974/10/26～2011/05/20	784 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標
福島第一4号機	1978/02/24～2011/05/20	784 MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備	2040年～50年目標	
福島第一5号機	1977/09/22～2014/01/31	784 MW	BWR	未定	事故炉の廃止措置技術実証用	未定	
福島第一6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100 MW	BWR	未定	未定	未定	
敦賀発電所1号機	1969/11/16～2015/04/27	357 MW	BWR	即時解体	廃止措置第一段階	2016～2039頃	
美浜発電所1号機	1970/08/08～2015/04/27	340 MW	PWR	即時解体	廃止措置第一段階	2016～2045頃	
美浜発電所2号機	1972/04/21～2015/04/27	500 MW	PWR	即時解体	廃止措置第一段階	2016～2045頃	
大飯発電所1号機	1979/03/27～2017/12/22	117.5MW	PWR	即時解体	廃止措置計画書提出	認可日～2048年頃	

国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期	
日本	大飯発電所2号機	1979/12/05～2017/12/22	117.5MW	PWR	即時解体	廃止措置計画書提出	認可日～2048年頃	
	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年頃	
	島根発電所1号機	1973/12/02～2015/04/30	460 MW	BWR	即時解体	廃止措置第一段階	～2045年頃	
	伊方発電所1号機	1977/09/30～2016/05/10	566 MW	PWR	即時解体	廃止措置第一段階	～2045年頃	
	伊方発電所2号機	1982/03/19～2018/05/23	566 MW	PWR	即時解体	廃止措置計画提出	～2058年頃	
	もんじゅ	1994/04/～2016/12/21	280 MW	FBR	即時解体	廃止措置中	～2047年頃	
	女川発電所1号機	1984/06/01～2018/10/25	524 MW	BWR	未定	廃止措置計画準備	未定	
	カザフスタン	BN-350	1973/07/16～1999/04/22	90 MW	FBR	安全貯蔵	廃止措置計画準備	～2075年頃
	韓国	古里1号機	1977/06/26～2017/07末	607 MW	PWR	即時解体	2022年頃から解体予定	未定
		イグナリア-1	1983/12/31～2004/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体	運転停止	未定
リトアニア	イグナリア-2	1987/08/20～2009/12/31	1300 MW	LWGR	即時解体		未定	
	ドーナパルト	1969/03/26～1997/03/26	60 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降	
ロシア	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	
	ペロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160 MW	LWGR	安全貯蔵		不明	
	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	
	ノボボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365 MW	PWR	安全貯蔵		不明	
	ノボボロネジ-3	1972/06/29～2016/12/25	385 MW	PWR	不明	不明	不明	
	オブニンスクAPS-1	1954/12/01～2002/04/22	6 MW	LWGR	安全貯蔵	燃料撤去後博物館化された。	不明	
	ボフニチエ-A1	1972/12/25～1977/02/22	143 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年	
	ボフニチエ-V1-1	1980/04/01～2006/12/31	440 MW	PWR	即時解体	解体中	2025年	
スロバキア	ボフニチエ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440 MW	PWR	即時解体		2025年	
	ハンデロス-1	1972/05/06～1989/10/19	500 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2035年	
スペイン	ホセ・カブレラ-1	1968/07/14～2006/04/30	150 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2016年	
	サンタマリアデルガロニヤ	1971/03/02～2013/07/31	466 MW	BWR	未定	未定	未定	
スウェーデン	オゲスタ	1964/05/01～1974/06/02	10 MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2040年頃	
	オスカーシヤム-1	1971/08/19～2017/06/19	492 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定	
	オスカーシヤム-2	1974/10/02～2016/12/22	661 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定	
	バーセバック-1	1975/07/01～1999/11/30	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	未定	
	バーセバック-2	1977/03/21～2005/05/31	615 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体へ移行	2029年完了	
スイス	ルーセン	1968/01/29～1969/01/21	6 MW	HWGCR	安全貯蔵	廃止措置終了	1994年完了	
	チェルノブイル-1	1978/05/27～1996/11/30	1000 MW	LWGR				
ウクライナ	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)	
	チェルノブイル-3	1982/08/27～2000/12/15	1000 MW	LWGR				
	チェルノブイル-4	1984/03/26～1986/04/26	1000 MW	LWGR				
	パークレー-1	1962/06/12～1989/03/31	166 MW	GCR				
イギリス (30基)	パークレー-2	1962/10/20～1988/10/26	166 MW	GCR				
	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～2021年)	2070年まで安全貯蔵、79年解体完了	
	ブラッドウェル-2	1962/11/12～2002/03/30	146 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年～2016年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了	
	コールダーホーホル-1	1956/10/01～2003/03/31	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年～2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体	
	コールダーホーホル-2	1957/02/01～2003/03/31	60 MW	GCR	安全貯蔵			

	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
113	イギリス	コールダーホール-3	1958/05/01～2003/03/31	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2006年～2026年)	80年の安全貯蔵期間後解体
114		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(1995年～2022年)	2071年まで安全貯蔵、80年解体完了
115		ハンターストーン-A1	1964/02/05～1990/03/30	173 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2004年～2025年)	2081年まで安全貯蔵、90年解体完了
116		ハンターストーン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2013年～2027年)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了
117		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(1995年～2016年)	2074年まで安全貯蔵、83年解体完了
118		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2027年)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了
119		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(2011年～2028年)	2085年まで安全貯蔵、95年解体完了
120		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(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了
121		トロースフィニッド-1	1965/03/24～1991/02/06	236 MW	GCR	安全貯蔵	解体中	2024年
122		トロースフィニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	236 MW	GCR	安全貯蔵	解体中	2024年
123		サイズウェル-A1	1966/03/25～2006/12/31	245 MW	GCR	安全貯蔵	解体中	2024年
124		サイズウェル-A2	1966/09/15～2006/12/31	245 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2027年)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了
125		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(2013年～2027年)	2088年まで安全貯蔵、97年解体完了
126		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～2027年)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了
127		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
128		チャペルクロス-2	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了
129	チャペルクロス-3	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
130	チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60 MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
131	ウイルファア-1	1971/01/24～2015/12/30	530 MW	GCR	即時解体	即時解体	2024年	
132	ウイルファア-2	1971/06/21～2012/04/25	550 MW	GCR	即時解体	即時解体	2024年	
133	ドンレーDFR	1962/10/01～1977/03/01	14 MW	FBR	即時解体	即時解体	2024年	
134	ドンレーPFR	1976/07/01～1994/03/31	250 MW	FBR	即時解体	即時解体	2024年	
135	ウインズケール WAGR	1963/02/01～1981/04/03	36 MW	GCR	即時解体	即時解体	2035年	
136	ウインプリス SGHWR	1968/01/01～1990/09/11	100 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2009年～2027年)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了	
137	ビッグロックポイント	1965/11/01～1997/08/29	71 MW	BWR	即時解体	安全貯蔵準備(2009年～2027年)	2087年まで安全貯蔵、97年解体完了	
138	GE バレシトス	1957/10/19～1963/12/09	24 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
139	クリスタルバー-3	1977/03/13～2013/02/20	890 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
140	CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19 MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
141	ドレスデン-1	1960/07/04～1978/10/31	207 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
142	エルクリバー	1964/07/01～1968/02/01	24 MW	BWR	即時解体	即時解体	2024年	
143	エンリコ・フェルミ-1	1966/08/05～1972/09/22	65 MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
144	EBR-II	1965/01/01～1994/09/01	20 MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
145	ハンフォードN原子炉	1966/04/01～1988/02/01	860 MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
146	フォート・セント・ブレイン	1979/07/01～1989/08/29	342 MW	HTGR	即時解体	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
147	ハダムネック(C・Y)	1968/01/01～1996/12/09	603 MW	PWR	即時解体	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
148	ハーラム	1963/11/01～1964/09/01	84 MW	その他	遮蔽隔離	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
149	フンボルト・ベイ-3	1963/08/01～1976/07/02	65 MW	BWR	即時解体	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	
150	インデアン・ポイント-1	1962/10/01～1974/10/31	277 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2015～2025)	2095年まで安全貯蔵、2101年解体完了	

国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期	
アメリカ	ラクロス	1969/11/07～1987/04/30	53 MW	BWR	即時解体	解体予定	2026年完了予定	
	メインヤンキー	1972/12/28～1996/12/06	900 MW	PWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	2005年完了	
	ミルストーン-1	1971/03/01～1988/07/21	684 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定	
	オイスタークリーク	1969/09/23～2018/10/31	680 MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備 (~2020)	2073年完了予定	
	パスファインダー	1966/07/02～1967/10/01	66 MW	BWR	安全貯蔵	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	
	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			
	サクストン	1967/03/01～1972/05/01	3 MW	PWR	安全貯蔵	サイト解放済	2005年完了	
キウオーニー	1974/6/16～2013/05/07	595 MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備	2073年完了予定		
バーモントヤンキー	1972/09/20～2014/12/29	635 MW	BWR	即時解体	即時解体	2026年完了		
フォートカルホーン	1973/09/26～2016/10/24	512 MW	PWR	安全貯蔵	2017年初頭廃止措置計画書提出	2076年頃解体完了		



米国 オイスタークリーク原子力発電所の全景 (CBS 2018年9月17日から)



東北電力女川原子力発電所1号機 (東北電力HPより)

委員会等参加報告

前報告から平成 31 年 1 月末までの外部機関委員会等への参加者は以下の通りである。

外部機関名	委員会等の名称	参加者氏名	開催日時
日本原子力学会	第 38 回 LLW 放射能評価分科会	泉田 龍男	11 月 5 日
原子力デコミッション ング研究会	平成 30 年度第 6 回定例研究会	澁谷 進	11 月 16 日
原子力デコミッション ング研究会	平成 30 年度第 7 回定例研究会	澁谷 進	12 月 14 日
原子力デコミッション ング研究会	主査会	澁谷 進	12 月 25 日
原子力デコミッション ング研究会	平成 30 年度第 8 回定例研究会	澁谷 進	1 月 18 日
原子力デコミッション ング研究会	運営委員会	澁谷 進	1 月 23 日

©RANDEC ニュース 第 111 号

発 行 日 : 平成 31 年 3 月 1 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。