

RANDEC

July 2014 No. 97

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター



“ウランのふる里” 人形峠環境技術センターの使命

(独) 日本原子力研究開発機構

人形峠環境技術センター

所長 竹中 信吾

なぜ人形峠が“ウランのふる里”と呼ばれるのか。私達の世代で、原子力の研究・開発に携わってこられた方々には周知のことではありますが、意外にも、次代を担う若い世代の皆さんのなかには「え、何ですか?」と言われる方も少なからずいらっしゃるようです。

日本の原子力平和利用のスタートは、昭和29年3月に原子力研究開発予算が国会に提出された時とされており、この時の予算は、ウラン235にちなみ、2億3,500万円でした。これと時を同じくして、当時の通商産業省工業技術院地質調査所が国内のウラン探鉱を始めたところ、翌、昭和30年11月に人形峠(岡山・鳥取県境)でウラン鉱床の露頭が発見されました。さらに、同年12月19日には原子力基本法成立、昭和31年の「原子力開発利用長期基本計画」策定により、本格的な研究・開発が進められた結果、約10年の時を経て昭和41年10月26日に東海村に建設された実験炉(JPDR)で初めての発電が行われました。

一方、人形峠の地ではその後、半世紀あまりにわたって、ウラン探鉱、ウラン採鉱、ウラン転換、ウラン濃縮という、ウラン燃料加工を除く、原子力のフロントエンドの全ての

研究・開発で中心的な役割を担ってきました。

このような経緯から人形峠は“ウランのふる里”と呼ばれることとなりました。勿論、このような長期にわたって、この場所で研究・開発を行うことができたのは、地元鏡野町(旧上齋原村)や三朝町をはじめとした行政や地域住民の方々のご理解とご協力の賜物であり、研究・開発成果と併せて、私達、人形峠環境技術センターが誇ることができる掛替えの無い財産であります。

現在、人形峠環境技術センターでは、これまでの研究・開発に使用してきた施設の解体を中心とした廃止措置(バックエンド対策)に取り組んでいるところですが、これらを通じて、バックエンド対策の奥深さを改めて感じているところです。私達の行くべき先には、まさに、バックエンドのフロンティアが広がっていることは間違いありません。無論、私達は、このフロンティアに果敢に挑戦していかなければなりませんし、そのことが“ウランのふる里”で研究・開発を行ってきた人形峠環境技術センターの果たすべき役割でもあり、ふる里再生への道でもありと考えています。

RANDECニュース目次

第97号 (2014年7月)

巻頭言 “ウランのふる里” 人形峠環境技術センターの使命 (独) 日本原子力研究開発機構 人形峠環境技術センター 所長 竹中 信吾	
平成26年度 事業計画の概要	1
	企 画 部
RANDECの事業・活動に関する近況報告	
1. 菊池理事長 自民党の放射性廃棄物小委員会にてヒアリング.....	3
	廃棄物処理事業推進部 鈴木 康夫
2. ふくしまFM「暮らしと放射線」.....	4
	専 務 理 事 濫 谷 進
外部機関の活動状況紹介	
1. 荏原製作所の使用済みイオン交換樹脂処理技術.....	6
	株式会社 荏原製作所 原子力技術室 石山 祐二
2. 除染現場で発生した問題が示す天然核種認識の重要性と合理的な基準のあり方.....	9
	株式会社日本遮蔽技研 平山 貴浩
海外技術情報	
1. ガス拡散プラント建屋の除染・解体に係わる教訓.....	12
	企 画 部 菊 池 孝
2. 米国ハンフォードの核物質生産炉の「中間安全貯蔵」による廃止措置.....	15
	専 務 理 事 濫 谷 進
3. 英国バークレー発電所の使用済熱交換器の再利用経験.....	19
	パートナーズ・ネットワーク会員 三田 敏男
4. 英国廃止措置施設の燃料貯蔵プールのガンマ線画像測定と有効性.....	22
	廃棄物処理事業推進部 泉田 龍男
5. 有機廃棄物の処理.....	26
	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最新情報.....	30
	東海事務所 榎戸 裕二
その他 (総務関連記事)	35

平成26年度 事業計画の概要

企 画 部

平成26年3月20日に開催された理事会で承認された「平成26年度事業計画」について、その概要を紹介します。

基本方針

公益財団法人 原子力バックエンド推進センターは、昨年度に引き続き、主たる事業である研究施設等廃棄物の処理処分に関する事業と、原子力バックエンドに関する調査研究及び成果普及に係る事業として、原子力施設のデコミッショニングに関する調査研究及び福島環境回復に係る技術支援を進めます。これらの事業推進に当たっては、関係機関等との連携、受託等を積極的に進め、また、事業運営の一層の適正化・効率化に努めていきます。

事業計画（概要）

I. 研究施設等廃棄物の処理処分に関する事業

1. 研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業

昨年度に立案した2ヵ年計画に基づき、研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業に係る資金収支計画の検討、大学・民間等が保有する廃棄物データの整備、ウラン計測技術の評価、その他、各設備の設計検討等を行います。

本事業を進めるに当たっては、主要な廃棄物発生事業者との検討会や(独)日本原子力研究開発機構（原子力機構）及び(公財)日本アイソトープ協会（RI協会）との連絡協議会等を通じ、協力・連携を図っていきます。

2. 研究施設等廃棄物の処理処分の立地に関する調査等

国あるいは原子力機構が行う安全規制基準及び立地選定基準等の整備への協力や集荷・保管・処理施設の立地手順の策定等を行います。

II. 原子力バックエンドに関する調査研究に関する事業

1. 原子力施設のデコミッショニングに関する調査研究

世界各国の廃止措置に係る技術的動向の調査を行い、廃止措置実績データベースの拡充と整備を進めます。また、廃止措置の安全規制に関して、諸外国の最新の動向及び実施事例の調査を行うとともに、日本原子力学会及び規制機関の取りまとめへの協力を行います。

さらに、「ふげん」等の原子力発電所や核燃料取扱い施設などの国内の廃止措置活動に係る技術支援を行います。特に、東電福島第一原子力発電所の事故炉の廃止措置に係る公募事業等への応募を行い、廃止措置技術の活用を図っていきます。

2. 福島環境回復に関する技術支援

除染技術や汚染された土壌・廃棄物の減容技術の実用化に向け、公益法人、民間企業、大学等が実施する実証試験、基礎試験、環境

放射線測定等に対して技術支援を行います。

Ⅲ. 原子力バックエンドに関する成果普及等に関する事業

1. 技術情報の提供・普及

「RANDECニュース」及び「デコミッショニング技報」の発行、廃棄物処理事業に関するホームページの改訂、パンフレットの作成、報告会の開催等により成果の普及を図ります。

2. 人材の養成

「デコミッショニング技術講座」の開催によりデコミッショニング及び放射性廃棄物の処理処分等の最新動向について講演し、この分野の人材養成を図ります。また、放射性廃棄物管理に係る団体の研修・講習会等へ講師を派遣し、放射線・放射性物質取扱いに係る人材の育成に貢献していきます。

事業計画の詳細及び予算書をウェブサイトで記載していますのでご覧ください。

(<http://www.randec.or.jp>)



RANDECの事業・活動に関する近況報告

1. 菊池理事長 自民党の放射性廃棄物小委員会にてヒアリング

廃棄物処理事業推進部 鈴木 康夫

自由民主党の政務調査会 資源・エネルギー戦略調査会 放射性廃棄物処分に関する小委員会より、「低レベル放射性廃棄物処分の現状と課題」について当センターよりヒアリングを行いたいとの要請を受け、平成26年6月3日、当センター菊池理事長が出席しRANDECの活動状況について報告し、提言を行った。

本小委員会では、「放射性廃棄物処分を安全に責任を持って実現するために、政府に対して提言を行う」ことを目的として、本年1月以来全15回にわたり、三原朝彦議員(衆)、穴見陽一議員(衆)、山本拓議員(衆)、宮路和明議員(衆)を議長に、各専門機関からのヒアリングを行った。RANDECは、我が国の放射性廃棄物、処理に向けたRANDECの取組経緯、処分の実施計画(JAEA殿)について説明し、また、埋設処分施設の早期立地、民間・大学等の負担軽減のための処理事業の早期開始、及び我が国のバックエンド事業全体のきちんとした対応を国に要請するようお願いした。各議員との質疑応答の中で、大学・民間等の研究施設等廃棄物の処理・処分の早期実現の重要性がご理解され、また、その公益事業を支える資金確保を国も含めて真剣に考えていくべきことが認識された。

本小委員会は、放射性廃棄物全体についての提言を取り纏めた^(※)。低レベル放射性廃棄物に関しては、(1)廃棄物分類の名称や定義に関して国民に分かりやすい在り方とすること、(2)発電由来以外の放射性廃棄物は、多様な廃棄物が、担当省庁が異なる規制法の対象となっていることに鑑み、一元的な方針のもと、合理的な安全基準に基づき管理、処理、処分が行えるよう、法改正も視野に明確な方

針の提示、安全基準の整備をすること、(3)余裕深度処分、ウラン廃棄物等の未整備の安全基準の整備、合理的な処分に向けた規制法令を所管する関係省庁の間での検討、調整をすること、(4)余裕深度処分の調査研究、処分方法確立の加速、(5)研究施設等廃棄物の埋設施設の立地選定作業の早期推進、それが円滑に進むような国の支援、(6)「エネルギー基本計画(平成26年4月11日閣議決定)」を踏まえた原子力政策全体についての早急な見直し、が提言されている。



(※)RANDECの説明資料及び小委員会の最終取り纏めは、下記よりご覧いただくことができます。

(https://www.jimin.jp/policy/policy_topics/energy/)

2. ふくしまFM「暮らしと放射線」

専務理事 瀧谷 進

「過剰な恐怖心から拒否するのでもなく、無条件で是認するのでもなく、原発事故が発生した福島県だからこそ、放射線への正しい知識を伝えたい。」

この思いに共感する企業・機関・団体からの協賛を得て、平成26年4月からエフエム福島（ふくしまFM）によるFMラジオ番組「暮らしと放射線」の放送が開始された。これから9月までの半年間、月4回、計24回シリーズの放送予定である。原子力バックエンド推進センターは、番組の構想段階から企画に携わってきた。

東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所の事故の発生から3年が経過したが、福島県の人口は未だ減少を続けているのが現実である。目に見えない放射能や放射線被ばくへの不安が払拭できないため、これから母親になろうとする女性を含め、子供と母親その家族などが、県外への移住という選択をしているためである。震災・事故直後に県外へ避難した方々においても同様に、帰還しても安全という確信が持てずにいるものと思われる。

その一方で、県内に留まって、震災前と同様の生活を送っている方々のなかには、原発や放射能・放射線被ばくに対する意識が薄らいでいるように見受けられる人も増えている。

それは辛い過去の出来事として忘れ去りたい心理なのか、風化が進んでいるのか判断が難しいところではあるが、過剰な恐怖心も、無防備な鈍感さも、決して喜ばしいことではない。

放射線を怖がり過ぎてはいけなし、放射線を侮ってもいけない。放射線の影響は受け

る量によって大きく異なってくる。正しい知識を持って、正しく対処することが肝要である。

事実は事実として福島県民に原子力や放射線に関する情報を伝達し、正しい知識を習得していただき、子供たちが生活する上で影響が少ないと判断することができれば、帰還を促進し、震災復興や地域振興に貢献できるであろう。こうした理念に基づいて「暮らしと放射線」の番組企画は生まれた。

企画当初は5分の枠であったが各方面から予想外に多くの協賛と支援が得られた結果、10分枠に拡大され、内容的にも充実した番組にすることが可能となった。

各週ごとにテーマを設定し（テーマによっては複数週にわたる）、そのテーマにおける専門家・当事者がアナウンサーの問いかけに分かり易く答えていく対話形式で番組は進行する。テーマについても放射能・放射線の話から発展し、以下のように原子力全般にわたるものとなった。（テーマは変更されることもあり得る。）

テーマA：原子力施設の現状は!?

東京電力福島第一原子力発電所の事故発生後の国内の原子力施設の現状

テーマB：放射能・放射線について

暮らしのなかで存在する放射能・放射線

テーマC：放射線の人体への影響は!?

放射線の健康影響、食品の基準など

テーマD：除染について

除染の現状や仮置き場、中間貯蔵施設、環境問題など

テーマE：エネルギー政策について

日本のエネルギー政策や安全規制の状況、

世界各国での原子力の事情、放射性廃棄物の処分

テーマF：廃炉作業/その他

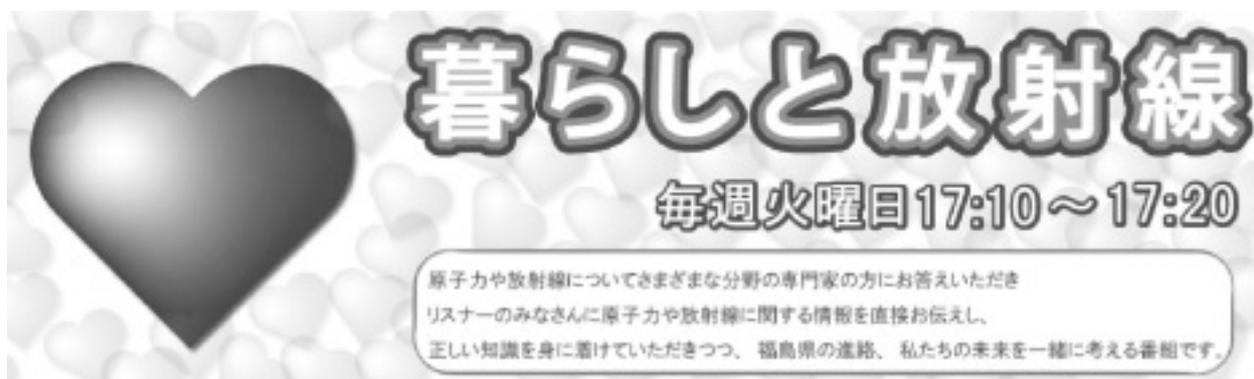
廃炉作業の計画、現状、最新技術開発の紹介の他、国や大学、研究機関などの活動や現状

この稿が刊行される頃には、24回シリーズのうちの半数以上がすでに放送済みであるが、これからの放送分はもちろんのこと過去分についても、ふくしまFMのホームページの「暮らしと放射線」コーナーのポッドキャストで配信されているので、合わせてお聴き頂ければ幸いである。

原子力災害の発生から此の方、放射能や放射線そしてその人体への影響に関しては、幾多の講説が多く媒体を通じて世に流布されてきた。その一端を担ってきた者としては、いわゆる風聞・巷説の類は、健全な社会知の形成過程において淘汰されつつあるものと捉

えていた。しかしながら、「暮らしと放射線」の放送が始まって間もなくのこと、小学館発行のビッグコミックスピリッツの人気連載漫画「美味しんぼ」での虚偽的表現を巡っての原作者や出版社の暴論ともいえる主張、そしてそれを支持するがごときの一部メディアの論調には、啞然とするとともに筆者の考えが甘いことを思い知らされた。科学的根拠のない即ち因果関係の検証されない事実は、真実ではない。このことは「言論・表現の自由」以前の問題であろうと思う。

図らずも「美味しんぼ」騒動と放送時期が重なることとなった「暮らしと放射線」、ここで展開される放射能・放射線に係わる多面的な知見や知識が、誤った風評を正し、健全な社会知としてさらに普及し定着する一助となることを願ってやまないのは番組関係者一同の共通の思いである。



暮らしと放射線
毎週火曜日17:10～17:20

原子力や放射線についてさまざまな分野の専門家の方にお答えいただき
リスナーのみなさんに原子力や放射線に関する情報を直接お伝えし、
正しい知識を身に付けていただきつつ、福島県の進路、私たちの未来を一緒に考える番組です。

「ふくしまFMのウェブサイト (<http://www.fmf.co.jp/pc/kurashi/>)」より

外部機関の活動状況紹介

1. 荏原製作所の使用済みイオン交換樹脂処理技術

株式会社 荏原製作所
原子力技術室 石山 祐二

1. 会社概要

荏原は、1912年にポンプメーカーとして創業し、2012年11月に100周年を迎え、風水力事業、環境事業、精密・電子事業の三つの事業をグローバルに展開している。

原子力関連施設へも各種ポンプのほかに、各種水処理・廃棄物処理装置等を納入しており、水処理装置から発生する使用済みのイオン交換樹脂（以下、廃樹脂と記載）の処理技術についても、1980年台から開発を手がけ、装置を製品化している。

2. 技術開発の経緯

イオン交換樹脂は、スチレンとジビニルベンゼンの共重合体であるが、化学的に非常に安定で、40～70%の水分を含んでいることもあり難燃性物質として取り扱われ、原子力発電所内には廃樹脂として多くが貯蔵されたままになっている。例えば、110万kW級BWR型原子力発電プラントでは、1基当たり約70m³の粒状イオン交換樹脂を使用しており、運転による性能低下に伴い廃樹脂として発生する。

このため、廃樹脂の効率的な処理は、原子力発電所運用上解決すべき課題の一つとされている。

荏原は、この課題に対して減容効果の高い焼却処理に着眼し、当初はマイクロ波加熱利用の専焼システムを開発し、その後コンセプトを専焼から既設焼却炉での処理に変更して、石油ワックスでの廃樹脂固化処理システ

ムを開発し、製品化している。

3. 廃樹脂固化処理システム

3.1 着眼点

廃樹脂は、難燃性であると共に小粒径や粉末状の樹脂であり、直接焼却するためには、そのフィード機構を備えた高温タイプの特殊な焼却炉が必要となる。

現在、各原子力発電所では、廃樹脂を可燃性廃棄物に少量混入することで焼却処理しているが、現在の保管量を処理できる状況に至っていないとのことである。

荏原のシステムは、廃樹脂を可燃性の石油ワックスと混錬固化し、自燃可能な固化体とするシステムであり、本システムで製造する固化体は発熱量が高く、他の可燃性廃棄物との混合なしに焼却でき、各発電所の既設焼却炉でも大量処理することが可能になる。

3.2 システム概要

廃樹脂に、バインダとして比較的安価で安定供給可能な石油ワックスと、焼却時に発生するSO_x低減のための消石灰、連続成型固化を容易にするための安定化剤を加える。これらを混合機で混合した後、押出成型機にて連続的に混錬・押出成型して固化体とする。この固化体は棒状に成型されるが、ハンドリングを考慮し出口で適当な長さに切断することとしている。図1に本システムの処理ブロックフローを示す。

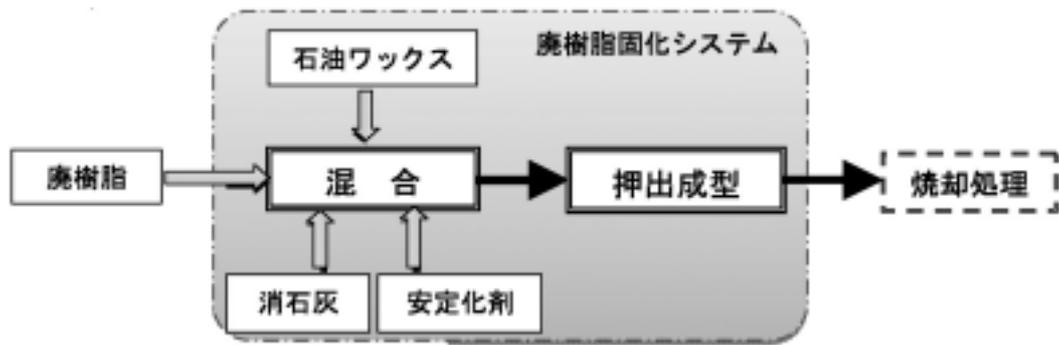


図1 処理ブロックフロー図

3.3 主な装置の詳細

(1) 混合機

混合機では、廃樹脂に顆粒状の石油ワックス、消石灰、安定化剤を一定割合で加え、バッチ運転で機械的に混合処理する。焼却時の排ガス中のSO_x低減のために添加する消石灰は、大気中の水蒸気を吸収すると固化体成型時に処理に影響を与えることが確認されているため、吸湿対策として混合機内は窒素ガス置換を行っている。

(2) 押出成型機

混合機からの原料は入口部のスクリーフィーダーでオーガ部に定量供給し、オーガ部では混合原料が溶解しないように冷却しながらスクリーューで混錬圧縮し、ダイス部でワックス成分を加熱溶解しながら連続的に押

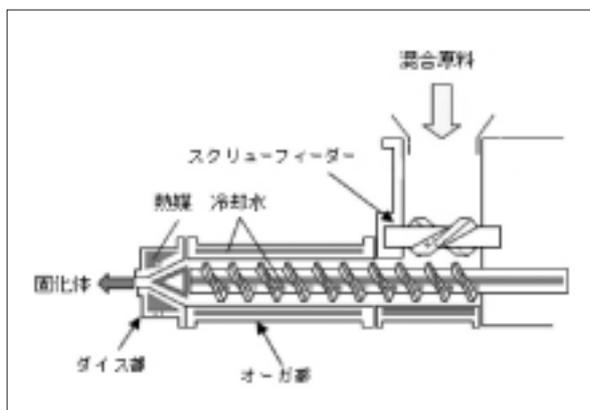


図2 押出成型機の内部イメージ図

出し、均質な固化体を成型する装置である。

図2に押出成型機の内部イメージを、図3に固化体製造中の試験装置の写真を示す。

(3) その他

以上の2装置以外に、各原料を受け入れるタンク類、温度コントロール用の冷水及び熱媒の供給機、棒状成型された固化体を切断するカッター等で構成される。

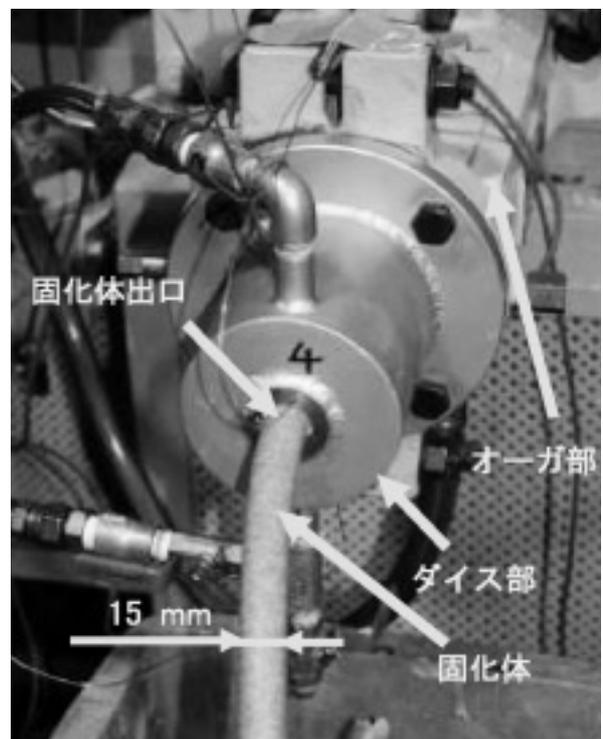


図3 試験装置の写真

4. 固化体の製造

本システムで製造する固化体の形状（特に径）は、装置の製造容量に応じて設定するが、その取扱性を考慮し、 ϕ 10～30mm程度としている。図3の試験装置では、固化体径は ϕ 15mmであり、この装置での固化体製造能力は20kg/hである。

固化体原料の混合割合は、廃樹脂：石油ワックス＝3：2で、これが全体の約90wt%、残り10wt%が消石灰と安定化剤で、1kgの廃樹脂が約1.8kgの固化体に成型される。

模擬廃樹脂を使った試験装置での連続確認試験では、1日あたり約260kgの廃樹脂を処理し、480kgの固化体を製造した。

5. 固化体の焼却

本システムで製造した固化体の熱量は約6,000kcal/kgで、社内の試験設備や既設の焼却炉で模擬廃樹脂を用いて製造した固化体の焼却試験を行い、専焼でも他の可燃物との混合焼却でも問題なく焼却可能であることを確

認した。

本固化体を単独焼却したケースでも、自燃状態で600～800℃の燃焼温度の維持ができ、排ガス中のSO_xガス濃度は基準値以下で、ダイオキシン等の有害ガスの発生もなく、また焼却処理での減容率・減重量率は共に90%以上であった。

6. まとめ

廃樹脂をワックス固化することで、取扱性が向上でき、既設焼却設備での焼却処理が可能であることが確認できており、本システムの適用により発電所内に貯蔵された廃樹脂量の減容に役立つものと考えている。

本ワックス固化技術は、廃樹脂の処理だけではなく、原子力関連施設で減容できずに保管しているその他の難燃性廃棄物の焼却処理にも応用が可能と考えており、装置のシンプル化やそれぞれの廃棄物に適した装置開発を進め、その展開を図っていきたい。

参考文献

- 1) 出水丈志，他，“放射性廃樹脂処理法の開発，” FAPIG誌，No.174，(2007-2)。
- 2) 出水丈志，他，“原子力発電所の可燃性雑固体廃棄物焼却炉における使用済樹脂焼却効率向上の検討，” FAPIG誌，No.182，(2011-2)。

2. 除染現場で発生した問題が示す天然核種認識の重要性と合理的な基準のあり方

株式会社日本遮蔽技研 平山 貴浩

1. (株)日本遮蔽技研について

当社は平成22年、工場やガソリンスタンド等跡地の土壤汚染分析や対策をコンサルタントし、よみがえらせることを目的に組成されました。

しかし、始業してまもなく東日本大震災に起因する原子力災害がおきました。環境中に放出された放射性物質対策に業態を切り替え、放射線遮へい技術を核とし、計測・分析分野を含めたソリューション提供を行い、現場（オンサイト）での問題解決にあたっております。サーベイメータで使用するコリメータをはじめ、焼却可能な放射線遮へい保管・運搬資材、GPS搭載3層同時計測器、高バックグラウンド対応スペクトロメータ、空中・地中・水中放射線計測器など、開発分野は多岐に及び、その自動化を実現しております。

また、それらすべての製品を、Made in FUKUSHIMAの理念を掲げ、多くの専門家と地元企業協力の下に、福島県内で設計・製造する業態を推進しております。福島の復興と産業創造に微力ながら寄与し、東電の福島第一原子力発電所の廃炉に貢献するとともに、原子力利用文明に貢献することが、当社の使命と考えております。

2. 汚染状況重点調査地域内の表土除染プロセス

最近の除染現場でおきている事象と原因解明の過程と、その重要性を紹介できればと思います。

園庭や道路側面・法面等土壤の除染は、次のプロセスで行われます。

①除染前の線量計測→表土除去作業→②工

中の線量計測(効果確認)→新しい土砂等による表土戻し→③施工完了後の線量計測
線量計測は、空間線量率計測と表面密度の汚染計測両方が行われます。その際、表面計測に関してはコリメータを使用すると、地表面以外からのバックグラウンドをカットして計測できるので、除染効率が明確になります。

3. 低減後上昇する計測値

除染は清掃と異なり作業後の美観はもとより、放射線の低減率、すなわち除染効果が重要となります。完了した除染現場は、放置されていた以前の状況に比べると見違えるように美しくなります。しかし、安心して暮らせる放射線量になることが目的です。新しい山砂などを利用して表土を埋め戻すので、誰もが安心してその美しい環境に住むことができます。

現場の計測において、通常は①>②>③と計測値が変化していたのが、①>②<③という計測値を示す事象が3度発生し、作業が中断する、という問題が発生しました。無論施工も正しく行われています。しかし、その計測値から再施工が行われる事になりました。

再施工が行われ、新たに敷かれた埋め戻し用の土砂がすき取られ、再度、新たに埋め戻しがなされました。再施工後の完了計測値③は、最初の完了計測値③よりも低下することを誰もが期待します。しかし③≒③という結果でした。施工した業者はもちろん、自治体の除染担当者も、頭を抱える事となりました。

4. 調査計測と分析

原因究明のため、現場の再々計測や採取さ

れた土砂の分析の依頼を受け、現場での測定やサンプル採取を行いました。当社では、日立アロカメディカル社製サーベイメータTCS172Bの計数率を活用して、放射線がどの方向から強く来ているのか、水平方向、垂直方向とも測定することができる回転式コーンメータ、EARTHSHIELD® Model-KS（写真1）という製品があります。



写真1 EARTHSHIELD® Model-KSの外観

この装置を現場に持ち込み測定し、平均値を取りました。水平方向は均一な計数率を示しました。しかし、垂直方向においては、地方向が2倍近く高い計数率を示しました（図1）。これは、面的な除染が成功しても、まだ地方向に放射性物質が残っている事を示します。

サンプル採取した土壌をGe半導体検出器によるγ線スペクトロメトリー測定を行いました。埋め戻しに使用した土壌の中には、天然に存在する核種が多数含まれていました。Th-228, 231, 234, Ra-226, Te-129, Pb-212, 214, Ac-228, Pa-234m, Tl-206, 208, Bi-214,

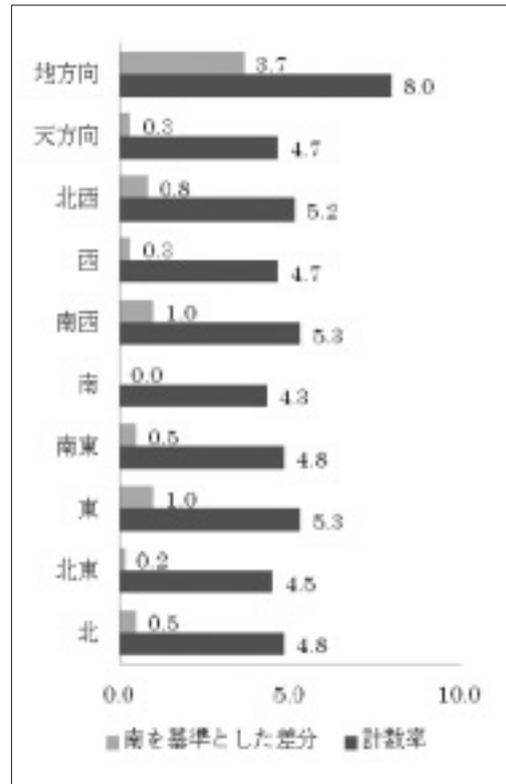


図1 EARTHSHIELD® Model-KSによる計測

K-40等でした。Cs-137も微量ながら存在することがわかりました。

5. 天然核種や過去の地上核実験由来物質に対する知見の重要性

新たに埋め戻しに使用した土砂により、汚染土壌をすき取っただけの状態よりも、空間線量が上昇しました。埋め戻しに利用した土砂の中に、様々な核種が自然に含まれていたという事から、それが新たに埋め戻した際に線量が上昇した理由なのではないか、という推論がなされ、この現場を除染した施工のあらぬ嫌疑は、一応の解決をしました。

しかし、私たちが標準的なサーベイメータで確認しうる計測方法で、バックグラウンドとは「何を測定しているのか」、すなわち、測定している線量とは何か、もっと認識しておくべき事があるのではないかとこの根本的なテーマが生まれました。

土壌には、天然核種として、K-40、ウラン

系列核種、トリウム系列核種があり、大小の差はあるものの必ず含まれています。また、過去の大気圏内核実験の名残であるCs-137も含まれることがあります。それにもかかわらず、日本の土壤中の天然核種濃度に関する統計的な報告は極めて少ないのが実情です。国内の土壤中の天然核種濃度に係る研究としては鈴木敦雄氏（参考文献1）、河村浩史氏（参考文献2）等のものがあります。国際的な調査報告としては国連科学委員会（UNSCEAR）2000年報告があるが、それによれば、人は年間2.4mSv、そのうち地殻から平均0.5mSvの被ばくを受けています。場所によっては国際的に決められている公衆の一人当たりの年間の最大被ばく線量である1mSv（福島第一原発事故由来の放射性物質に係る除染特別措置法の除染対象としては0.23 μ Sv/h）を自然の放射能によって超える場所や土壌も世界的には少なくない。

天然核種を正確に定量するためには、どうしてもGe検出器を用いる必要があります。その理由は、天然核種は、様々なエネルギーの γ 線を放出するため、NaI検出器などでは、そのピークの分離が困難であるからです。一例をとっても、609 keVの γ 線を放出するBi-214とCs-134の604 keVの分離はGe半導体検出器以外では不可能です。Ge検出器以外でCs-134の定量を行う場合は、常にBi-214の妨害を念頭に置くことが重要になります。

なお、正確に福島第一原子力発電所の事故由来のCs-137の濃度を定量するためには、Cs-134とCs-137の比から推定することが必要になります。

参考文献

- 1) 鈴木敦雄、「日本のコンクリート材料中放射核種濃度に関する研究」、名古屋大学大学院工学研究科2000年度博士論文 2001年3月
- 2) 河村浩史、他、「静岡県環境放射線（全国表層土壌資料の各種分析—第3報—）」平成22年度放射能分析確認調査技術検討会、東京国際フォーラム、平成23年3月11日。

除染現場においても、天然核種に加え、事故以前に存在した過去の大気圏内核実験由来のCs-137が存在することを念頭におくことが、二度手間の防止に重要な要素となると考えます。

除染の現場において、今回のように、懸念される再施工が今後も発生する可能性があります。2011年以前の過去の大気圏内核実験の影響であるCs-137に加え、バックグラウンドとして存在する天然核種を正しく認識することが、目指すべき合理的な除染後の線量基準を考える際に重要になるのではないかと思います。天然核種等と過去の地上核実験で、環境中に放出されたCs-137は、2011年の事故以前から放射性物質として身近に存在しそれがどの程度だったのかという理解が必要です。

また、今後中間貯蔵等の問題で、受け入れ基準等を濃度（Bq/kg）で管理する議論がなされていますが、これも同様に天然核種をどのように認識しておくかという観点で、サーベイメータや γ 線スペクトロメトリー検査装置で運び込まれるフレコンバック等を計測する際の誤差について、その許容範囲を定める上で一度しっかりした議論を行い、物流に支障を来さない、実用的なコンセンサス＝基準をいずれかの場で議論して欲しいと考えます。

最後になりますが、本稿作成にあたり、貴重な資料と知見をいただきました、工学博士鈴木敦雄氏（キャンベラジャパン株式会社カスタムソリューション事業部ソリューションマネージャ）に、心より敬意と感謝を申し上げます。

海外技術情報

1. ガス拡散プラント建屋の除染・解体に係わる教訓

企画部 菊池 孝

東テネシーテクノロジーパーク (ETTP) は、米国における濃縮ウラン製造用の5つの旧ガス拡散プラント（高濃縮ウラン用：K-25, K-27、低濃縮ウラン用：K-29, K-31, K-33）のサイトであり、設備はウランとテクネチウムで汚染されていた。これらの建屋の除染・解体を通じて、事前特性評価、化学的洗浄、建屋の構造劣化対応、廃棄物の物流管理、特定核燃料物質や機微情報設備の問題の管理などの重要性に関する教訓が得られている¹⁾。

1. 施設概要

上記の旧ガス拡散プラントは1940年代から建設が進められ、マンハッタン計画の一部として核兵器製造用の高濃縮ウランを、後には民生用の原子力発電計画のための低濃縮ウランの供給を行った。後者の建屋は、再利用を見越して1997年から2007年までに設備が撤去されたが、高濃縮ウラン用の建屋では、大部分の施設が1960年代に停止して以来、そのままになっており、一部は1970年代後半まで使われていた。

プラントの停止に先立って設備の化学洗浄が行われたのはわずかであり、汚染源は主としてウランと、また、回収ウランの濃縮に起因する少量のテクネチウム(Tc)である。また、PCB、水銀及びアスベストでも汚染されていた。URS|CH2Mオークリッジ有限責任会社(UCOR)は、DOEに代わってこれらの除染・解体及び環境修復を終えつつあるが、得られた教訓は、他のウラン濃縮施設における今後の除染・解体計画に有益なものとなる。

2. 特性評価

UCORは、サンプリング、非破壊分析やプロセス知識を用いてK-25及びK-27のプロセス建屋の特性評価を行ってきたが、この経験

が装置や配管などの処分場所や方法を決定する上で不可欠なものとなる。これはまた、放射線及び労働衛生管理、環境への汚染放出防止、核的臨界安全の確保にも必要となる。

UCORは、K-25建屋のTcエリアにおけるTc汚染に関する評価データを構築し、これにより、旧ネバダ核実験場にあるネバダ国家安全保障施設Nevada National Security Site (NNS)での処分を基本としていた廃棄物を、そのままNNSでの処分が必要なもの、オークリッジにあるEnvironmental Management Waste Management Facility (EMWMF)でオンサイト処分されるものに分けることができ、かなりのコスト削減となった。

3. 化学洗浄

K-25建屋のうちの一部の設備だけが、停止に先立ち化学的洗浄が施されたが、他の4つの建屋はその対象とならなかったため、保有核燃料物質や放出の可能性が高いフッ化水素(HF)の除去が必要となった。

大量のウラン堆積物（例えば、350g以上のU-235）が存在すると除染・解体がかなり複雑になる。ほとんどが六フッ化ウラン(UF₆)の加水分解生成物のフッ化ウラニル(UO₂F₂)であり、特に水が浸透してくるような場所で

は臨界の問題を引き起こす。UF₆の加水分解の副産物であるHFの存在も同じように問題となる。大量のウラン堆積物を除去することにより臨界が起こり得ない（criticality incredible）状態を確保しなければならない。また、プロセス装置や配管に湿った空気を吹き込んで、水蒸気と残ったUF₆とを反応させ、HFを排気する作業も必要となる。

ウラン堆積物除去の技術は数十年にわたるガス拡散プラントの運転経験に基づくものであり、例えば、三フッ化塩素（ClF₃）とフッ素（F₂）の混合物が、UO₂F₂の除去に使用された。これらは、ポーツマス・ガス拡散プラントやイギリスでのカーペンハースト・ガス拡散プラントにおけるウラン堆積物除去でも使用されてきた。

4. 建屋構造の劣化

監視や保守に努めてきたにもかかわらず、これら施設の構造劣化がかなり起きてしまっている。K-25建屋では、構造的劣化の多くは水の侵入や凍結・解凍の繰り返しによってもたらされ、ひびが入ったり、鉄筋がむき出しになったり、場所によっては床沈降などが起きた。このため、修復・補強、荷重制限などが必要になり、費用及び時間がかかり、除染作業の能率に影響が生じた。

このため、UCORは、EMWMFの受け入れ基準を満たさないような配管は、オレンジ色にペンキを塗り、建物と一緒に解体する目印とすることになっている。

これにより、細断し、容器への充填後にNNSSで処分を行うものの仕分けが容易になり、現地での配管の撤去作業が極力減ることになるため、構造劣化に伴う安全性の改善とコスト削減につながる。

5. 廃棄物処分

解体デブリは特性評価データに基づき、オンサイトおよびオフサイト処分されることになっているが、大量の廃棄物を仕分け、容器へ充填し、輸送することは、作業上及び物流上の大きな挑戦である。オークリッジでは、オンサイトのEMWMF廃棄施設と専用運搬道路の設置により、廃棄物の輸送・処分に大きな利益をもたらした。過去の16ヶ月間で、K-25施設の除染・解体により発生した解体デブリとプロセス配管を、EMWMFにトラック14,400台分（約82,000m³）の輸送を安全に行った。さらに、NNSSに対しては、200回近いプロセス機器の輸送が行われた。効率的で念入りの物流計画が廃棄物管理のキーとなるものであった。また、「作業をしながら充填（pack as you go）」という思想を採用し、解体デブリを発生とほとんど同時に容器に充填することにより、解体作業への障害や廃棄物の複数の取扱い作業を引き起こすような、大量の解体デブリが蓄積することを回避した。

また、3つの低濃縮ウラン建屋の装置の撤去前にEMWMF廃棄施設の建設が始まっていれば、大型機器の細断作業や輸送コストの増加は避けられたというのが教訓であった。

6. セキュリティ

セキュリティのレベルは、特定核燃料物質の量と機微情報設備に指定された装置の両方から決まるものであり、様々なプロジェクトグループ間の実効的な計画が不可欠であった。1つの事例は、除染・解体作業、特性評価及びセキュリティグループ間の協力であり、それにより特定核燃料物質を含む物品を希望通りの処理速度で処理できるようになった。

また、教訓としては、セキュリティ確保上のコスト削減方法を選定するに当たって、ライフサイクルの影響を考慮することであり、

例えば、特定核燃料物質を含むいくつかの物品が、セキュリティ確保のコストを抑えるため過去10年間にわたって大きなコンクリートの塊に収納されていたが、UCORはかなりのコストと作業員への潜在的なリスクという代

償を払ってこれらのコンクリートの塊を処理しなければならなかった。まず、初めにこれらの物品の最終処分を考慮すれば、もっと別の効率的な戦略がとれたはずである。



図1 建屋構造の劣化



図2 オンサイト処分場EMWFM

参考文献

- 1) James D. Kopotic, et al., “Lessons-Learned from D&D Activities at the Five Gaseous Diffusion Buildings (K-25, K-27, K-29, K-31 and K-33) East Tennessee Technology Park, Oak Ridge,” WM 2013 Conference, February 24-28, 2013.

2. 米国ハンフォードの核物質生産炉の「中間安全貯蔵」による廃止措置

専務理事 濫谷 進

先号までに、廃止措置の最終状態の一形態として「遮蔽隔離 (Entombment)」方式について、IAEA顧問チームでの調査検討の論議及びその実例として「遮蔽隔離」方式を採用した米国サバンナリバーサイトのPu生産炉の原位置廃止措置 (In Situ Decommissioning : ISD) を紹介した。本号では、「遮蔽隔離」と密接に関連する一方式として、米ハンフォードサイトのPu生産炉に対し採用された「中間安全貯蔵 (Interim Safety Storage : ISS)」の廃止措置について紹介する¹⁾。

1. ISSの状況

米国エネルギー省 (DOE) のハンフォード (HF) サイトの9基のPu生産炉施設 (B, C, D, DR, F, H, KE, KW, N) は、2068年まで「中間安全貯蔵」(ISS)される。ISSに関する環境影響報告 (Environmental Impact Statement : EIS) は1993年に終了し、最終確認された時点から75年間の貯蔵が行われる。この間、原子炉を取り囲む「安全貯蔵格納施設 (Safe Storage Enclosure : SSE) の内部の温度と水位を遠隔監視することと5年毎のSSE内部の目視点検を行うことになっている。安全貯蔵期間が終了後、原子炉は取出されHFサイトの処分場へ埋設される。

75年の貯蔵期間中に、放射性物質 (主にCo-60とCs-137) は減衰し、原子炉の処分作業での被ばく線量は低減される。原子炉9基のうち6基にSSEが構築され、現在ISSされている。

N原子炉を除く8基のISS措置は、公開審議の後、Pu生産炉8基の廃止措置に関する決定記録 (Record of Decision : ROD) で公表された。最初のISSは1998年に完了し、2012年7月に最後のN原子炉のISSが完了した。N原子炉はこれまでで最大のSSE事業であった。

生産炉の炉心の重量は8,100~11,000 tある。貯蔵期間終了後に炉心の撤去や原子炉建屋の解体、コロンビア川の河岸からHFサイ

トの処分場への輸送行われる。

2005年には、WCH社 (Washington Closure Hanford) がRCC (River Corridor Closure) 契約事業の監理会社としてDOEから指定され、契約内容にはN原子炉の補助施設の停止措置、除染、解体撤去等の指導的役割が含まれた。

先行するSSE事業の教訓は、その後の生産炉のSSE事業に反映され、残る原子炉3基のSSE事業に道を開く助けになる。

2. 規制の取組みとISSの評価

ISSに係わる一連の規制文書としては、対象となる原子炉の取扱いに係わる作業計画確認と評価に伴って以下の主要な文書が制定された。

- ・原子炉8基の最終EIS (1992)²⁾
- ・原子炉8基の最終EISとROD (1993)³⁾
- ・N原子炉に対する技術及びコスト評価、その対応に関する覚書 (2005)

上記の規制文書では原子炉の取扱いに関して以下の5つの選択肢を評価している。

- (1) 遅延一括撤去を伴う安全貯蔵
- (2) 手を加えない、巡視点検 (S&M) のみ継続
- (3) 即時一括撤去
- (4) 遅延解体撤去を伴う安全貯蔵
- (5) 原位置廃止措置

「即時解体撤去」の選択肢は、高コスト、高

被ばく線量ため、詳細には分析されなかった。

選択肢(2)と(5)は、多くから支持されたが、炉心がコロンビア川河岸から撤去されないため選択されなかった。選択肢(3)は大半から支持されたが、炉心の貯蔵が何ら重大な環境リスクを与えないことから、また、選択肢(4)は一括撤去に比べて被ばく線量が大きく、コスト高なため除外された。選択肢(1)が、長期の巡視点検が必要なため選択肢(3)より幾分コスト高であるが、環境的に好ましいことから採用された。

75年という中間貯蔵期間は、Co-60の崩壊を基に評価された。この期間はRODが発行された1993年に始まり、SSEの完了時期に拘わらず、すべての原子炉に適用される。炉心の撤去は2068年に開始し、12.5年を要すると予想され、すべての炉心の撤去が完了する時期は2080年頃になる。

3. ISSの実績と得られた教訓

ISSのためのEISとRODの終了後、炉心を安全貯蔵条件を満たす作業が開始された。環境保護局(EPA)、DOE、ワシントン州環境局の3者間で法的拘束力を持つSSE完了時期に関する協定が締結された。

以下に、各原子炉のSSEに係わる解体や設計、建設から得られた教訓も記載する。

①C原子炉(1998)

C原子炉は、最初にISSされた原子炉で、炉心回りの解体、SSEの構築等の技術実証事業であった。分割した下請け契約によりSSEの設計を技術的に確固たるものにした。コンクリート切断や、コアリング、放射線サーベイに係わる新しい機器・装置、新技術の採用に契約発注された。他の契約では、建設会社に建屋の部分解体撤去、SSE構造の構築が発注された。これらは並行して契約された。原

子炉建屋の解体撤去作業は、SSE建設契約作業と建屋の一部が近接・重複する作業によって並行的に行われたが、工程が遅延しコストが増大し、非効率的であった。

SSEの設計では、原子炉建屋の既存の構造鋼材の撤去が求められ、新しい構造鋼材が据付けられた。

直接雇用作業による原子炉建屋の不要部分の解体撤去の完了を含むこの事業からの教訓は、下請け企業によるSSE構築の開始に先行して、設計変更費用を最小限にし、設計において可能な限り既存の構造鋼材を利用することである。

これらの経験を活かすため、一つ以上の原子炉SSEを合わせて契約することが推奨された(図1)。



図1 C原子炉SSE

②DR原子炉(2002)とF原子炉(2003)

この2原子炉の作業計画には、C原子炉のSSEからの教訓が取り入れられ、一つの契約にされた。DR原子炉のSSEの構築中に遭遇した数々の設計上の問題には解決策が見いだされ、F原子炉のSSEにおいても活かされた。契約者は契約で提示された概念設計を使ってSSEを設計したが、建設契約者は多々ある屋根頂と棟線から構築上の非効率性に悩

まされた。より単純なSSE設計が構築可能性の観点から望まれた（図2）。



図2 DR原子炉SSE

③D原子炉（2004）

新規会社がD原子炉のSSEの設計と建設の契約を行い、多くの課題に直面したが、DR原子炉とF原子炉に活かした教訓を確認・検証することとなった。SSE設計・建設の契約に先立って、解体撤去作業が施設側で実施されたため、近接作業に伴う作業の遅延はなかった。SEE設計では屋根頂の数が削減され、構築性を単純化した（図3）。



図3 D原子炉SSE

④H原子炉（2005）

H原子炉の契約は、DRとF原子炉のSSE建設と同じ会社を取り、それらの設計や建設経験の教訓が反映された。SSEの設計では、最小限の屋根頂と詳細調整で単純な直線形状を実現するために、新鋼材、屋根ふき材、壁板材の量を増量した。このため材料費は増加したが、単純な建築によりそれを相殺する以上の労務費削減となった（図4）。



図4 H原子炉SSE（建設中の様子）

⑤N原子炉と109-N 建屋（2012年）

先行の原子炉のSSEは、他のHFサイトの主要契約者によって建設されてきたが、WCH社の責任は、危険物質の除去、建屋解体、N原子炉と蒸気建屋のSSEの建設であった。N原子炉のSSEの作業計画は、危険物質の除去と原子炉建屋の不要部分の解体撤去に関するすべての作業にDavis Bacon条例を適用することが決定された時点で、大幅に改訂され、下請け会社に発注された。SSEは、N原子炉建屋とN蒸気建屋との2つの分離した屋根セクションから構成された。

N原子炉建屋の解体撤去では、100,204tの廃材が発生、建屋敷面積は7,947m²から2,016m²に減少した。N蒸気建屋の解体撤去

では、廃材発生量は33,241t、建屋敷面積は8,415m²から5,052m²に減少した。

⑥N原子炉のISS施設の改造

構造上の改造が実施され、燃料貯蔵池や補助建屋、炉心構造物周りの遮へい壁の外側のN原子炉建屋の大部分が撤去された。加えて、109-N建屋は蒸気発生器室までが撤去された。この部屋は室内の放射線レベルが高いこと、原子炉建屋との共有壁を有するため構造的健全性の観点から残置された。原子炉加圧器とその周囲壁はSSEの一部として原



図5 N原子炉と109-N建屋SSE

置に残され、また、新しい屋根が設置され、109-N建屋の主屋根の上部まで拡張された。新規の鋼製屋根が残置される既存のコンクリート遮へい壁の上に張られた(図5)。

4. まとめ

HFサイトには、さらにISSの対象となる3原子炉が存在している。3施設のうちB原子炉のISSは、博物館として保存する作業が進められているため、遅延している。KEとKW原子炉に対するSSEは、ISS事業の完成度をさらに高いレベルにする。これらの原子炉の解体作業は先行する6施設と同様になるが、SSEの設計では、原子炉建屋の既存のコンクリート上部への構造物構築の代わりに、原子炉建屋をカプセル化する鋼製構造物が受け入れられるであろう。HFサイトにおけるISS事業の完了に向けては、建屋の解体撤去とSSEの建設の両方に下請け会社を使用した教訓が反映されるとともに新しい教訓を得ていくことになる。

参考文献

- 1) Daryl L. Schilperoort, et. al., “Interim Safe Storage of Plutonium Production Reactors at the US DOE Hanford Site,” WM2013 Conference, February 24-28, 2013.
- 2) DOE, 1992, “Final Environmental Impact Statement Decommissioning of Eight Surplus Production Reactor at the Hanford Site, Richland, Washington,” DOE/EIS-0119F, U.S. Department of Energy, Washington, D.C.
- 3) 58 FR 48509, 1993, “Record of Decision; Decommissioning of Eight Surplus Production Reactor at the Hanford Site, Richland, WA,” Volume 58, pp. 48509 - 58513.

3. 英国バークレー発電所の使用済熱交換器の再利用経験

パートナーズ・ネットワーク会員 三田 敏男

英国初の商用炉バークレー発電所は27年間の運転寿命を終え、2079年のサイト解放に向けて解体廃止措置が行われている。そのランドマークの一つとして、バークレー熱交換器プロジェクト^{1), 2)}が発足し、廃棄された熱交換器のスウェーデンへの輸送、再利用のための放射性廃棄物の処理が行われている。これらの処理により全重量の95%が除染されフリーリリースでき、再溶融されて一般市場で再利用される。

1. バークレー発電所の現状と計画

バークレー原子力発電所は、英国初の商用発電炉で、2基の炭酸ガス冷却型の発電炉(グロス16.0万kW/基のマグノックス型炉(図1))があり、1962年に運転を開始し、1989年に経済性を理由に27年間の運転寿命を終えた。

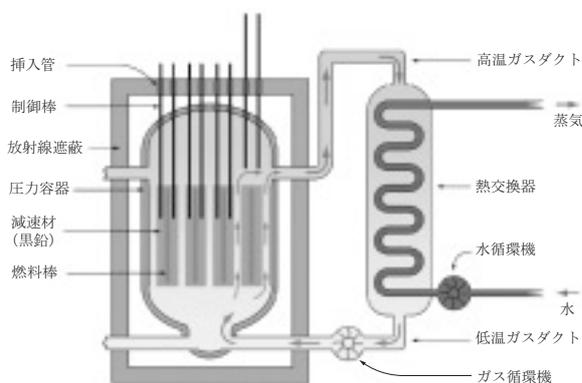


図1 原子炉の概略図

その廃止措置方式は、約60年間の安全貯蔵期間の後に解体廃止措置を実施する安全貯蔵一解体撤去方式であり、次の3段階に区分して実施される³⁾。

- ①安全貯蔵準備段階
- ②安全貯蔵
- ③最終サイト解放

1992年までにすべての燃料の取出しが完了し、サイトから搬出され、1993年から両原子

炉の主冷却系の解体が始まり、1995年にタービンホールのような構造物が解体され、2001年に冷却プールが解体された。2010年には2基の原子炉建屋は安全貯蔵状態になった。また、原子炉建屋外部に縦置き熱交換器は、1997年に水平状態に移動され(図2)、安全貯蔵中は横置き保管されていた。これらの熱交換器は、2013年3月までにリサイクルのためバークレイサイトから全て搬出された。



図2 熱交換器の取り外し横置き作業

本サイトは、現在、全面積の約40% (11ヘクタール)の部分解放が実施されている。今後は、安全貯蔵準備段階と安全貯蔵がそれぞれ2021年と2070年までに終了し、2079年にサイト全体を解放する計画である⁴⁾。

2. 熱交換器のスウェーデンへの輸送

熱交換器は両原子炉に各8基備えられ、各基は厚さ28.6mm、直径5.33m、全長21.34m、重量311tで、重量の内訳は、压力容器91t、支持構造物30t、配管ボックス33t、高圧過熱側配管16t、低圧過熱側配管13t、蒸発器・エノコマイザー配管100t、その他(はしご、配管等)28tである。

熱交換器の内面の配管や鋼鉄構造などは放射性ガスにより汚染され、主な放射性核種は、H-3、C-14、Co-60であり、熱交換器1基あたりの平均放射エネルギーは35.5GBqであった。これは114MBq/tに相当し、英国基準の低レベル放射性廃棄物に区分される。1997年の压力容器内のβ線量率は50μSv/h、γ線量率は20μSv/hで、α線による汚染は観測され



図3 熱交換器のバークレー港への輸送



図4 スウェーデンへの海上輸送

なかった。なお、熱交換器の水側や水蒸気側の配管の汚染は観測されなかった。

1995年に1基の熱交換器はサイト内で減容と放射性廃棄物の処理が行われたが、経済性等の観点から残りの15基についてはオフサイトでの処理が採用された。2012年3月に最初の5基の熱交換器がスウェーデンに海上輸送され、2013年3月までに全ての熱交換器が輸送された(図3、4)。輸送中の汚染密度は、制限値(外表面:0.4Bq/cm²(α線)、4Bq/cm²(β、γ線))以下であった。熱交換器の表面から1m離れた距離での線量率の平均は1~3μSv/h、最高値3.1μSv/hあり、表面近くでは8~50μSv/hが観測された。

3. 放射性廃棄物の処理と再利用

今回の輸送、廃棄物処理はスウェーデン・スタズビック社が請け負った⁵⁾。スタズビック社は1990年代中頃から、国内外のBWRの熱交換器のような大型構造物の処理を開始し、重量物の取扱いや輸送、大型構造物の切断技術、減容と放射性廃棄物の処理の経験を豊富に蓄積している。

海上輸送された熱交換器はスタズビック社の処理設備で表面除染の後に金属溶融された。図5に処理設備内での熱交換器の切断解体写真を示す。

溶融インゴットのクリアランスを達成するために、溶融前に熱交換器の内部はブラスト処理で除染された。金属溶融処理中に溶融金属からサンプルを採り、測定と評価のため社内の放射線測定研究所に送られ、その結果に基づいて溶融インゴットのクリアランスが可能か判断された。これらの処理により全重量の95%(最高96%)が除染され、フリーリリースでき、残りの5%(溶融過程でのスラグ、切断やブラスト時の残留物、換気システムの塵など)が2次廃棄物として残された。各熱



図5 処理設備内で熱交換器の切断解体

交換器の処理中の作業員の被ばく量（1.5ヶ月）は約8人・mSvであった。

処理された熱交換器の2次廃棄物は英国に返却されるが、2次廃棄物の平均重量は1基あたり16.5tで、54本のドラム缶（約11m³）に相当する。なお、溶融インゴットはスタズビック社の所有となり、再溶融されて鉄鋼業界に売却し、新たな鉄鋼製品として一般市場で再利用される。

4. まとめ

パークレー熱交換器プロジェクトは英国で初めて実施されたが、スウェーデンへの海上輸送、放射性廃棄物処理と再利用は、サイト内で実施されるより短時間にスムーズに成し遂げられた。本プロジェクトにより効果的な減容・除染がなされ、全重量の96%（最高値）はフリーリリースが可能となった。これは、ステークホルダー（顧客、投資家、規制当局、契約者等）間の継続した連携体制が早期に構築できたことが重要であったと報告されている。

参考文献

- 1) Bo Wirendal, et al., “Berkeley Boiler Project,” Studsvik Symposium, April, 2014.
- 2) Bo Wirendal, et al., “Studies, Transport and Treatment Concept for Boilers from the Berkeley NPP,” Radwaste Solutions, January-March, 2014.
- 3) “Berkeley starts 60-year wait,” Nuclear Engineering International, 9 May, 2011.
- 4) <http://www.magnoxsites.co.uk/site/berkeley/>.
- 5) 川妻伸二, 他, “スウェーデン・スタズビック社における金属廃棄物の溶融除染とフリーリリース,” デコッミッション技報, 第33号, p.67-74, 2006年3月.

4. 英国廃止措置施設の燃料貯蔵プールのガンマ線画像測定と有効性

廃棄物処理事業推進部 泉田 龍男

ガンマ線画像測定装置が、英国のブラッドウェルマグノックス発電所で燃料貯蔵プールの放射線測定に使用されており、廃止措置が加速している現在も継続されている。この装置を用いる目的は、既の実施された通常の放射線測定の結果を検証し、コアサンプリング測定の妥当性を評価することにある。ガンマ線画像測定では、ガンマ線線量率の上昇を引き起こす放射線源の位置を正確に示し、加えて、これらのホットスポットがCs-137かCo-60かを特定できる。ガンマ線画像測定は、ラドスキャン (RadScan) 社製のシステムが使われており、燃料プールのふちの歩行通路に設置して測定している。このプール表面全体のガンマ線画像は、被ばくを最小にすると同時に廃止措置におけるALARP (リスクを合理的に達成可能な限り最小化する) 原則に貢献している¹⁾。

1. はじめに

1990年代中頃から、ガンマ線画像測定装置が原子力産業分野、特に廃止措置を行っている施設で広く使用されるようになった。この測定装置は、ガンマ線の発生源となっている施設内の汚染分布が写真画像上に放射線強度に応じた色調表示の重ね合わせで提供される。このガンマ線画像測定は、セラフィールド再処理施設をはじめ、世界中の運転中の原子力施設や廃止措置中の施設等に広く使用されてきている。

本論文で紹介する燃料貯蔵プールの特性評価は、バブコックインターナショナル社から提供されているラドスキャン社製ガンマ線画像測定器を用いて実施された。

この装置は、小型のタングステンでコリメートされたNaIガンマ線検出装置がベースとなっており、上下左右に動く台にセットされている。この測定器はタングステンにより強くコリメートされた狭隘な視野を自動的にスキャンして、全体の視野の上に上書きして表示する。

図1に例を示す。これは、現在廃止措置を実施中のブラッドウェルマグノックス発電所

のボイラー内表面のCo-60による汚染スポットを示している。ボイラーの一部分から強い放射線が出ていることが画像中央の白い部分に示されているが、これはボイラー内部の線源によるものとみられる。このシステムでは、分光学的情報と位置情報両者を計測・記録できる。このため定量分析を可能にし、また加えて色調による定性的な表現も可能になる。

ブラッドウェルマグノックス発電所には、2つの燃料貯蔵プールがある (北プール、南プール)。このプールは、セラフィールド再処理工場へ輸送する前の一時貯蔵として使用された。この燃料貯蔵プールには、中央隔室と2つのエンド隔室及び2つのトンネルがあり、トンネルは原子炉とエンド隔室をつないでいる。燃料貯蔵プールは、中央隔室を除いて燃料はなく、水も抜かれて乾いた状態にある。

主要な燃料貯蔵プールの残存放射線量率は、0.1～2 mSv/hである。2つの主要プールの寸法は幅6.7m、深さ6.0m、長さ30mである。ラドスキャン社製のガンマ線画像測定装置を貯蔵プールサイドの歩行通路上に設置して、燃料貯蔵プール内を測定した。測定装置

の設置地点の線量率は約 $10\ \mu\text{Sv/h}$ である。測定は、各プールごとに歩行通路上の4地点からプール内の床、壁を自動スキャンで実施された。

2. 通常の放射線測定

ガンマ線画像測定の前に、プール内をサーベイメータで人力により通常の放射線測定が実施された。測定はプールの床から約50cmの高さの地点をコリメータなしの全方位からのガンマ線を計測するサーベイメータで行われた。計測の地点は縦・横1.5m間隔とし、長さ方向で26地点、横方向で5地点、合計130地点である。

放射線線量率は $130\sim 1,800\ \mu\text{Sv/h}$ の範囲にあり、130メッシュの線量率マップが作られた。しかし、このマップでは、サーベイメータがコリメートされていないため、測定地点で計測されたガンマ線がどこから発生しているのか特定できない。すなわち、汚染箇所を特定することができない。また、貯蔵プールの端の部分では、隣の貯蔵プールからの影響を除くことが出来ないという問題もある。

3. ガンマ線画像測定の結果

ガンマ線画像測定装置は、プール脇の歩行通路に設置され、約80m離れたワークステーションとケーブルでつながれている。画像測定は最初に南プール、そのあとに北プールで実施された。

図2に北プールでの測定例を示す。通常のカメラ撮影の画像上に、ガンマ線画像撮影により得られたガンマ線強度（カウント数）を重ねて色調表示している。これは、タングステンでコリメートした視野からのガンマ線のカウント数を色調表示しているもので、図2の北プールの壁の汚染部分（ホットスポット）

から放射されているガンマ線を示している。図左下の2か所の部分が最も強度が強く、汚染度が高い。ホットスポットからのガンマ線のエネルギー分布解析が可能で、汚染核種の同定ができる。図2の汚染核種はCs-137が大部分であり、Co-60汚染が一部に存在することが分かった。また、ホットスポットは貯蔵プールの施工継ぎ目付近に存在し、プール上部の喫水線に沿って汚染部分が生じていることも分かる。ホットスポットの原因となっている核種は、Co-60単独によるものが1ヶ所で、その存在量は $490\pm 30\text{MBq}$ 、残りのホットスポットはすべてCs-137によるもので $8\pm 2\text{GMBq}$ であった。

4. 北プールと南プールの比較

北プールと南プールでまったく同様の測定を実施し、汚染状況の違いを比較した。

図3に南プールの測定結果を示す。左方向の中央隔室に向かって汚染部分が広がっているが、北プールで見られた喫水線に沿ったCs-137による汚染分布は全く見られなかった。主要な汚染部分は図中央部に示されたホットスポットであるが、核種はCs-137とCo-60の混合であり、放射エネルギーはほぼ同等であった。コアサンプリングによる採取部分はこのホットスポット部分ではないことも明らかになった。

この2つの燃料貯蔵プールのガンマ線画像測定により、両者の違いが上記のように明らかになったが、共通するのは、燃料貯蔵を実施中に存在した燃料ラックを支えるレール部分には汚染が無いことが分かった。

5. おわりに

燃料貯蔵プールの汚染調査に、ラドスキャン社製ガンマ線画像装置を使用した場合の実例が紹介された。従来のサーベイメータやコ

アサンプリングによる破壊的な手法に比べて、下記の利点があり、原子力施設の廃止措置に極めて有効な測定技術となっている。

- ①汚染部分（ホットスポット）を一目瞭然に表示できる。
- ②低線量の位置に測定装置を設置して自動サーベイするので被ばく量を低減できる。
- ③ホットスポットの核種を同定できる。

ラドスキャン社製の測定装置は、NaI放射線検出器をタンゲステンコリメータで遮蔽を実施すると同時に、ガンマ線の入射視野を狭隘化して測定するもので、8 mの距離で50cmの視野になっている。その分、ガンマ線のカ

ウント数が全方位測定に比較して少ないために測定時間を長くすると同時に、ワークステーションによる解析が必要で、測定装置が高額となっている。

最近ではわが国でも、コリメータと半導体検出器を適用したより高性能なガンマ線画像測定装置（ガンマカメラ）が開発され、東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置及び周辺地域の除染活動に使用され始めている。今回のラドスキャン社製の装置に比較してより高性能になっていると考えられるので、広く適用することを期待したい。

参考文献

- 1) K. Hughes and T. Shaw, “The Role of Gamma-ray Imaging in Performing Radiological Characterisation at the Magnox Storage Ponds at the Bradwell Decommissioning Site,” WM 2013 Conference, February 24-28, 2013.

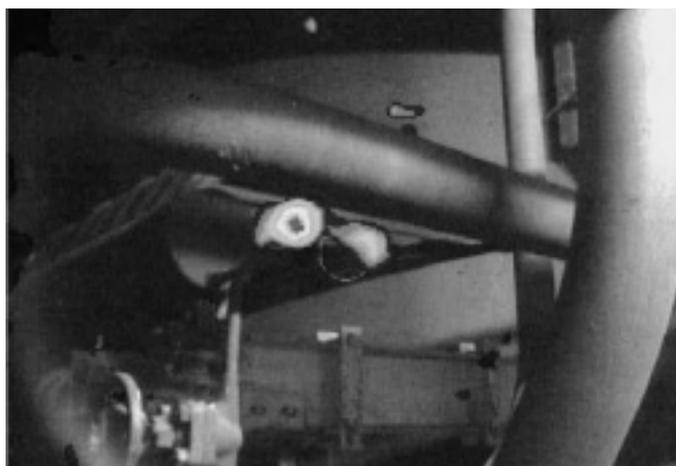


図1 ガンマ線画像の測定事例

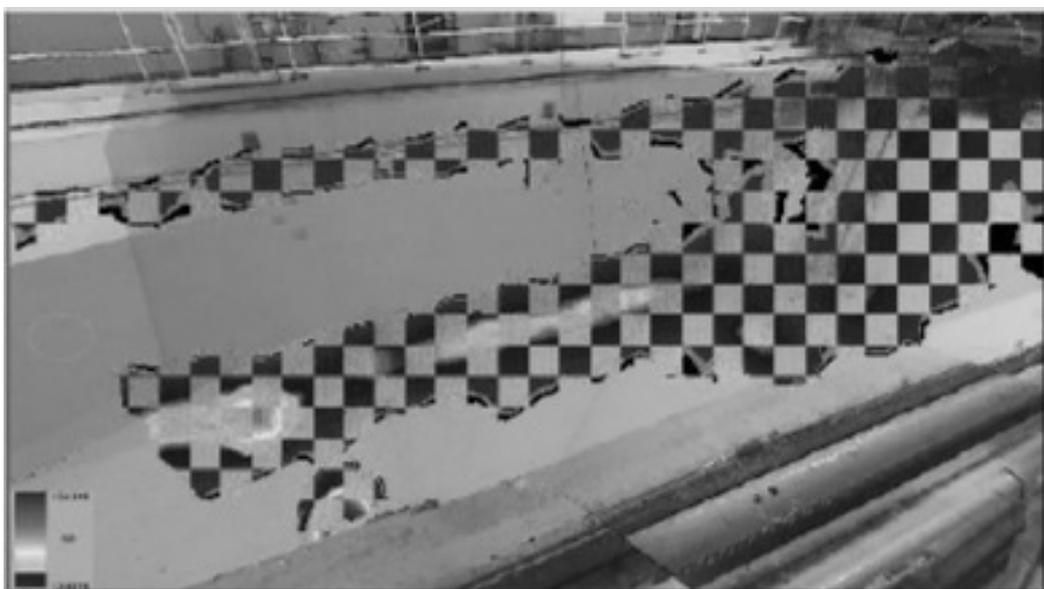


図2 北プール壁の汚染スポット画像

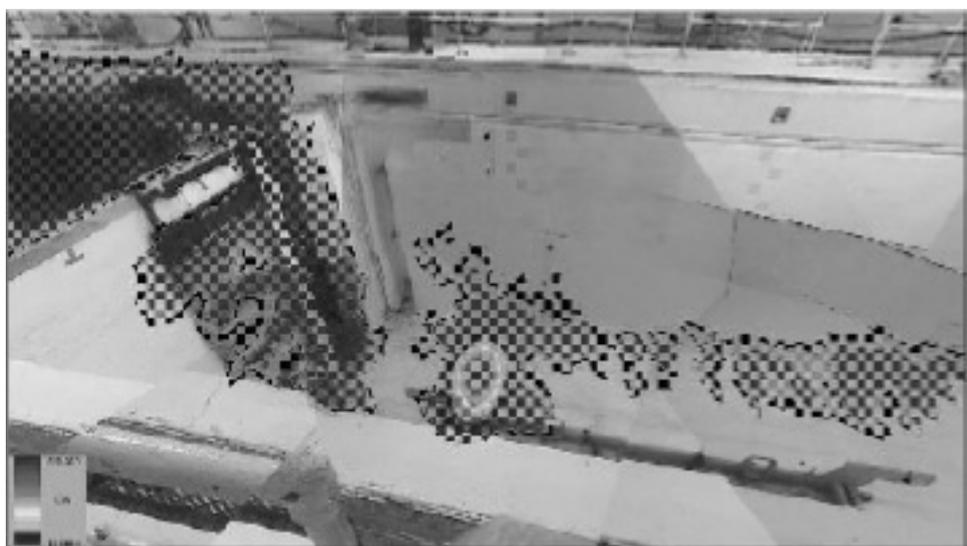


図3 南プール壁の汚染スポット画像

5. 有機廃棄物の処理

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

英国Arvia社は、放射性液体有機廃棄物の処理のために電気化学的な酸化技術を保有している。このプロセスはODC (Organic Destruction Cell) と称し、有機物水溶液・乳濁液中で有機物を吸着させ、沈降させた有機物/吸着剤の有機物を電気化学的に分解し、放射性核種の大部分を水相側に移す。このODCプロセスは比較的低い運用コストで提供し、2次廃棄物の発生を最小限にするという点で興味深い。本報告¹⁾では、吸着剤の性質、主要核種ごとの除去実績を述べており、参考になるとと思われる。

1. はじめに

液体有機廃棄物の大量焼却が容易にできることはよく知られており、放射性有機廃棄物の焼却は英国の廃棄物管理プログラム全体の基本的処理経路となる。各焼却炉は、処理することができる放射性廃棄物の量を環境庁から制限されている。通常 α 線の制限に比べて、 β および γ 線の制限はそれほど厳しくない。そのため α 線有機廃棄物の焼却コストは高く、焼却時間が長くなる。さらに、焼却炉は処理中に他の α 線放射廃棄物を受け入れることができない。

Arvia社のODCプロセスは、高 α 線廃棄物処理を容易にするので、焼却炉の「専有期間」を最小限に抑え、より多くの他の低レベル廃棄物を焼却できる。

このプロセスの開発はパイロットスケールを終え、現在、Magnox社のTrawsfynyddにおいて2,000Lの油処理のためのフルスケールプラント設計の完了段階に来ている。放射能汚染された有機物には、例えばフッ素系オイル、キレート剤 (EDTA) および溶剤 (無臭灯油) がある。各有機物の物理的・化学的特性はプロセスの動作に影響を与えるが、Arvia社は広範囲な有機物に対して最適な処理パラメータを把握しており、サービスを提供できる。

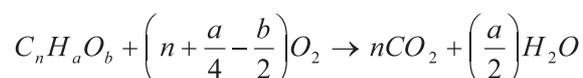
2. プロセス

ODCプロセスは吸着と電気化学的酸化を基本原理とし、バッチまたは連続で処理が可能である。

まず、第一段階は吸着であり、Arvia社独自の吸着剤 Nyex を有機性廃棄物水溶液・乳濁液にさらし、溶液中の有機成分を吸着剤表面に吸着させる。

第二段階は分離で、吸着剤は2つの給電装置の間に、重力により沈降し層を形成する。この段階での駆動力は吸着材の比重が最重要となる。

第三段階は吸着剤の再生であり、形成された沈降層に電流を流し、再生を開始する。吸着剤は3次元電極として作用し、吸着剤と有機物界面での電子移動により、次式に従って有機物が酸化される。



電気化学的酸化における平均消費電力は、有機物水溶液 1 L 当たり 42.5 kWh であり、有機物に含まれた放射性核種の大部分は水相に移る。この水相 (処理後排水) は常用の排水処理を経て放流でき、また、吸着有機物の酸化分解後の吸着剤は再利用できる。

3. 吸着剤の性質

有機物の挙動に影響を与える重要な因子は吸着剤の吸着能力であり、これは吸着剤の特性と有機物の特性との相互作用により関連付けられる (図1)。

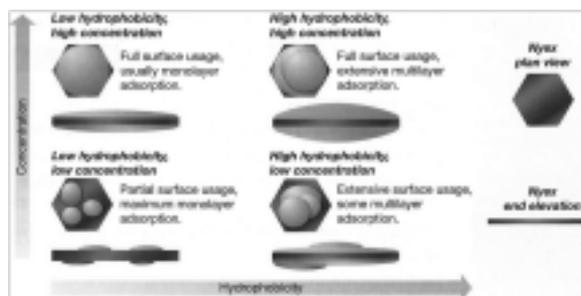


図1 粒子の疎水性に対する吸着容量依存性

吸着剤は、高い電導性および高い比重を有する非多孔性グラファイト系材料であり、薄片の一様なグラファイトシート層で構成されている (図2)。基底面は疎水性であり、官能基の疎な分布とグラフェンと同様の電子構造をもっている。平面を横切る十分な電子移動度があるので、この構造は吸着剤の導電率に寄与する。その端面は表面に官能基の密な分布があり、親水性である。フレーク形状によ

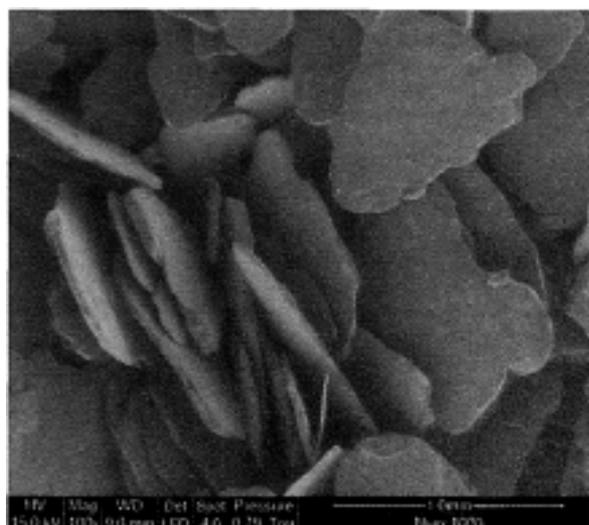


図2 Nyx吸着剤粒子のSEM像

り、疎水性基底面の大きい表面積と、親水性端面の小さい面積をもつ。そのため、吸着剤は全体として疎水性であり、それが有機物との相互作用における主要な要因になる。

(1) 高い疎水性有機物の場合

有機物に高い疎水性がある場合、Nyx上の多層吸着につながり有機物の吸着を増やす。この多層吸着は、吸着剤に単分子層を形成している有機分子と、有機物の自己会合により、その程度は溶液中の有機物濃度に依存する。

吸着剤の電気化学的再生を安定させるには、それが分散させた溶液よりも高い嵩密度を持っている必要がある。有機物の比重は水より小さく、吸着剤は水より大きい。有機物／吸着剤で有機物成分が多くなると嵩密度は小さくなり、沈降効率を低下させるが、これは吸着剤上の有機物の多層吸着の制御により緩和できる。

(2) 低い疎水性有機物の場合

低疎水性有機物の場合は、Nyx上の吸着相は単層になる傾向がある。低疎水性の有機物の水溶液濃度が高くなると、吸着量は増加するが、自己会合および多層被覆は観察されない。

電気化学的特性と組み合わせた、吸着剤と有機物の相互作用挙動を理解することは、運転費用を最小限にするためのODC動作パラメータの最適化につながる。

(3) 電気化学的影響力

電気化学的性能の効率は、酸化機構に関連している。多くの酸化メカニズムの内、基本的に影響を与えるメカニズムは、間接酸化と直接酸化である。

間接酸化は、溶液中の酸化還元反応で形成された水性種への曝露によって溶解／懸濁有機物が酸化される。間接酸化は、酸化種と有機物の会合に依存するので直接酸化よりも効率が低く、その発生は溶液中の有機物濃度に

依存し、高濃度ほど高くなる。

直接酸化は、有機物と吸着剤の界面での電子の移動による。吸着床が二つの給電装置との間に形成されると、十分な電子移動を提供し、その最小電流抵抗の経路はこの境界に位置する。吸着剤上に吸着された有機物濃度が高いと、直接酸化の発生可能性が高くなる。

ODCシステム内での間接酸化と直接酸化の比率は、溶液中の有機物濃度と吸着剤上の有機物量に依存している。その結果、吸着に対する異なる有機物傾向、および処理廃棄物の開始組成の差は、処理の全体効率に影響を与える。この事実を緩和するために、吸着、分離、再生の各段階での時間は、各々独立した廃棄物の流れの複雑さに応じて調整される。

4. プロセス効率の維持

高疎水性の高濃度溶液の有機物では直接酸化が有利になる。より低い濃度であっても直接酸化が有利なので、再生サイクルの時間は吸着によって制限されない。

低疎水性の低濃度有機物では、吸着剤上に未吸着区域が存在し、単層になる濃度までは吸着され易い。この場合、再生および吸着サイクルの時間は可能な限り直接酸化を維持するように操作することができる。

バッチプロセスは、水中の有機物の高濃度処理、または、より長い再生時間が必要とされる有機物のために使用される。一方、連続プロセスは、再生時間が短く、低濃度もしくは微量有機物のために適用される。

5. 実験結果

成功した研究室規模やパイロット規模の試験に続き、実証規模装置での試験が Trawsfynydd Magnoxの廃炉サイトでLLWとILWの放射性油を使用して実施された(表1)。その結果、油の99%以上が30mL/hrの速度で

表1 チタン試験装置のパラメータ

Unit	Electrode number	Electrode size	Electrode construction	Nyex mass	Volume oil/water emulsion	Volume catholyte (0.3% NaCl)	Current density (mA/cm ²)
Titan	18 (3 banks of 6)	500	Carbon (Si-pole)	80	210	100	10

除去し、分解された。

試験で使用されるオイルの基準分析結果より、ILW油(JN54)の分析ではAm-241(γ)/Am-241(α)が一定であり、均質であることを示す。Cs-137を除いて、主要核種の濃度は以前の分析結果と良好な関係がある。この油(JN54)の1,249mL、1,249mLおよび1,252mLを各々添加したT104、T105およびT106について、試験を行った。処理後の上澄み液とNyex間の放射能分布について、フィンガープリント法で処理油に起因する放射能を計算した評価法Aと直接観測された評価法Bによる結果を表2に要約した。

表2 処理後の上澄み液とNyex間の分布

Nuclide	Titan ID	% distribution relative to fingerprint inferred option activity (A)		% Observed activity distribution (B)	
		Supernate phase	Nyex solid phase	Supernate phase	Nyex solid phase
H-3	T104	1213	392	77	20
	T105	478	277	63	37
	T106	204	82	71	20
Co-60	T104	99	0	100	0
	T105	91	10	90	10
	T106	87	19	82	18
Eu-154	T104	124	10	90	10
	T105	113	14	89	11
	T106	100	17	86	14
Eu-155	T104	64	8	89	11
	T105	99	7	91	9
	T106	86	9	88	12
Sr-90	T104	100	20	82	18
	T105	104	14	88	12
	T106	97	17	86	14
Cs-137	T104	261	215	60	37
	T105	209	210	56	44
	T106	215	186	57	43
Am-241 (gamma)	T104	71	11	87	13
	T105	76	9	89	11
	T106	76	12	87	13
Am-241 (alpha)	T104	76	12	87	13
	T105	80	10	89	11
	T106	84	13	87	13
Pu-238/240	T104	54	9	86	14
	T105	57	3	96	4
	T106	37	10	79	21
Pu-239	T104	54	9	86	14
	T105	57	2	97	3
	T106	40	11	76	22

両評価の相関関係は、放射化生成物とSr-90については高く、これらの全放射性核種の80～90%は上澄み相に、10～20%は固体Nyex相に、分配されている。

しかし、H-3、Cs-137、プルトニウムの α 同位体（Pu-238 およびPu-239/240）に対する両評価の結果はばらついている。

トリチウムについては、明らかに評価法Bの信頼性が高く、H-3の70%が上澄み相に、30%が固形Nyex相に分配されている。このことは、Nyex相のトリチウムが微量の有機的に結合したトリチウム化種と関連があることを示唆する。トリチウムは油のインベントリの少量成分（Nyex放射能は実測0.4～0.9Bq/g）であることに留意すべきであり、これらの結果は小規模なテスト結果と一致している²⁾。

アクチニド系列に関しては、特別な注意が必要である。 γ と α 分析によって評価されたAm-241の分布は、両評価とも上澄み相で90%とNyex相で10%を、一貫性をもって示す。これは全てのAm-241が考慮されていることを示唆する。

ILWの試験(T106)後に回収された電極板の γ 線分析は明らかに、Am-241とCs-137汚

染を示す。これを考慮して、最終的なAm-241のガンマ線分光分析測定値から得られる2次廃棄物の分布を表3示す。

表3 2次廃棄物の分布

Table 4 Secondary waste distribution assessment in sample T106				
	Am-241 A	Am-241 B	Cs-137 A	Cs-137 B
Supernatant phase (electrolyte + catholyte)	70	70	215	42
Nyex solid phase	12	10	106	33
Electrode	22	20	127	25

A: Observed % radionuclide activity distribution relative to the calculated added radioactivity inferred from the GAU fingerprint for the processed ILW oil
B: Observed % radionuclide distribution

評価法Aは明らかにCs-137についてILW油特有の不均一性を示し、評価法BのCs-137分布がより信頼性が高いと考えられる。したがって全体の分布の中で、Nyex吸着剤と炭素電極床から残りの割合(42%)を、上澄み液(電解液+陰極液)相に関連付けしている。

6. 結論

ODCプロセスを用いて廃炉サイトでLLWとILWの放射性油の処理を実証規模で処理試験を実施した。Cs-137など一部の核種を除いて、乳化油の99.9%以上が除去され、上澄み液相に放射性核種の大部分（通常は80～90%）が移動した。

参考文献

- 1) Alex Adams and Nigel Brown, "Treating Organic Waste," Nuclear Engineering International, 42-45, October, 2013.
- 2) N.W. Brown, D.A. Wickenden, and E. P. L. Roberts, "On-site Destruction of Radioactive Oily Wastes Using Adsorption Coupled with Electrochemical Regeneration," WM2012 Conference, February 26 - March 1, 2012.

世界の原子力発電所の廃止措置最新情報

東海事務所 榎戸 裕二

2014年2月から6月末までの期間に世界で新たに運転停止された発電プラントはない。ドイツのE.ON社は3月にGrafenfeld発電所(PWR, 134万5千kW)を2011年6月の原子力法で許可された運転停止時期である2015年末より7か月前の同年5月に恒久運転停止すると発表した。核燃料税の負担をなくすための措置としている。なお、この発電所は運転開始から34年足らずで廃止措置されることになった。国内の原子力機構「ふげん」、原子力発電東海発電所、中部電力浜岡発電所1、2号機の廃止措置活動はこの間予定通り進められている。世界の運転停止した発電炉は2014年6月末現在で152基である。詳細は下表のとおりである。

表 世界の原子力発電所廃止措置情報一覧 (2014年5月現在)

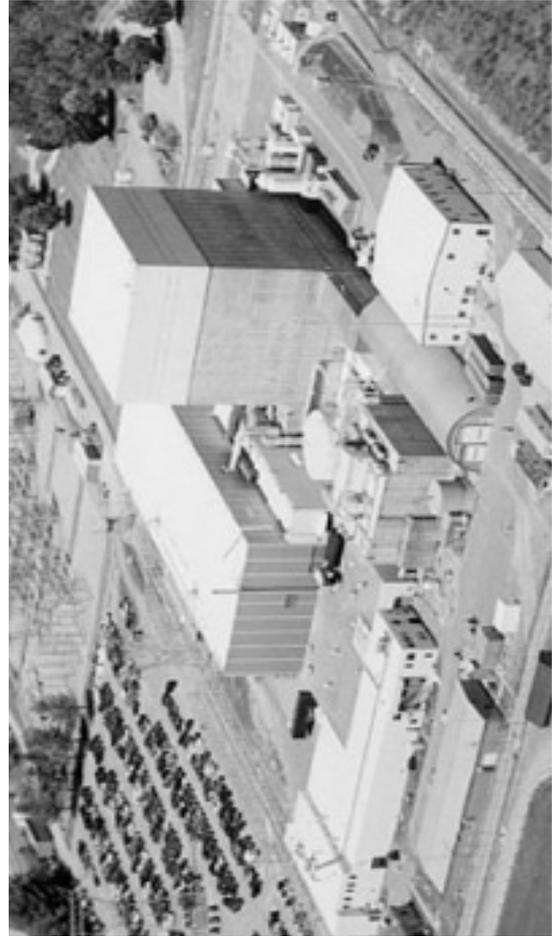
No.	国	施設名	運転期間	電気出力 (ゲロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置 現状	廃止措置完了 (予定)時期
1	アルメニア	アルメニア-1	1977/10/06~1989/02/25	408MW	PWR	未定	計画検討中	2048年
2	ベルギー	BR-3	1962/10/10~1987/06/30	12MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
3		コスロドイ-1	1974/10/28~2002/12/31	440MW	PWR			
4	ブルガリア	コスロドイ-2	1975/11/10~2002/12/31	440MW	PWR			
5		コスロドイ-3	1981/01/20~2006/12/31	440MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	未定
6		コスロドイ-4	1982/06/20~2006/12/31	440MW	PWR			
7		ダグラスポイント	1968/09/26~1984/05/04	218MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
8		ジェンティリ-1	1972/05/01~1977/06/01	266MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	
9	カナダ	ジェンティリ-2	1982/12/04~2102/12/14	675MW	PHWR	未定	未定	未定
10	6基	ロフトンNDP-2	1962/10/01~1987/08/01	20MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	
11		ピッカリング-A2	1971/10/06~2007/05/28	542MW	PHWR	未定	未定	
12		ピッカリング-A3	1972/05/03~2008/10/31	542MW	PHWR	未定	未定	
13		ビュージェイ-1	1972/07/01~1994/05/27	540MW	GCR	安全貯蔵	解体計画作成中	2028年
14		ショーン-A	1967/04/15~1991/10/30	320MW	PWR	安全貯蔵後	圧力容器解体 (2014年~)	2019年
15		シノン-A1	1964/02/01~1973/04/16	80MW	GCR	安全貯蔵中	安全貯蔵中	2027年
16		シノン-A2	1965/02/24~1985/06/14	230MW	GCR	安全貯蔵	部分解放済 (ステージII)	2026年
17		シノン-A3	1966/08/04~1990/06/15	480MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
18	フランス	マルクール-G2	1959/04/22~1980/02/02	43MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (Cの処分開設待)	未定
19	12基	マルクール-G3	1960/04/04~1984/06/20	43MW	GCR	安全貯蔵		
20		モンダレー-EL4	1968/06/01~1985/07/31	75MW	HWGCR	安全貯蔵	原子炉解体準備中	2025年
21		サンローラン-A1	1969/06/01~1990/04/18	500MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	2032年
22		サンローラン-A2	1971/11/01~1992/05/27	530MW	GCR	安全貯蔵		2028年
23		スーパーフェニックス	1986/12/01~1998/12/31	1241MW	FBR	即時解体	Na処理継続	2026年
24		フェニックス	1974/07/14~2010/02/01	142MW	FBR	即時解体	「最終運転停止段階」で燃料撤去	2023年
25	ドイツ	グライフスハルト-1	1974/07/02~1990/02/14	440MW	PWR			
26	27基	グライフスハルト-2	1975/04/14~1990/02/14	440MW	PWR	即時解体	解体中、サイトの部分解放済	2014年
27		グライフスハルト-3	1978/05/01~1990/02/28	440MW	PWR	即時解体		

No.	国	施設名	運転期間	電気出力 (ゲロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置 現況	廃止措置完了 (予定) 時期
28		グライフスバルト-4	1979/11/01～1990/07/22	440MW	PWR	即時解体	解体中、サイトの部分解放済	2014年
29		グライフスバルト-5	1989/11/01～1989/11/24	440MW	PWR	即時解体	解体中、サイトの部分解放済	2014年
30		グロスヴェルツハイム(HDR)	1970/07/02～1971/04/20	25MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1998年完了
31		グンドレミゲン(KRB-A)	1967/04/12～1977/01/13	250MW	BWR	即時解体	設備・機器の解体撤去(建家残存)	2006年完了
32		AVR実験炉	1969/05/09～1988/12/31	15MW	HTGR	即時解体	設備・設備の解体撤去済	2013年
33		カールVAK	1962/02/01～1985/11/25	16MW	BWR	安全貯蔵	サイト解放済	2010年
34		カールスルーヘ-KNK-II	1979/03/03～1991/08/23	20MW	LMFBR	即時解体	解体中	2019年
35		カールスルーエ-MZFR	1966/12/19～1984/05/03	57MW	PHWR	即時解体	解体中	2016年
36		リングゲン(KWL)	1968/10/01～1979/01/05	268MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2013年までの25年間)	2013年解体予定
37		ミュルハイム・ケールリッヒ	1987/08/01～1988/09/09	1302MW	PWR	即時解体	解体中	2014年
38		ニダーアイヒバッハ(KKN)	1973/01/01～1974/07/21	106MW	HWGCR	即時解体	解体及びサイト解放済	1995年完了
39	ドイツ	ラインスベルグ	1966/10/11～1990/06/01	70MW	PWR	即時解体	解体中	2012年
40	27基	シュターデ	1972/05/19～2003/11/14	672MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
41		THTR-300	1987/06/01～1988/04/20	308MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2027年までの30年間)	2015年
42		ヴェルグッセン	1975/11/11～1994/08/26	670MW	BWR	即時解体	解体中	2014年
43		オピリッヒハイム	1969/03/31～2005/05/11	357MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
44		ビブリスA	1974/08/25～2011/08/06	1167MW	PWR	未定	未定	未定
45		ビブリスB	1976/04/25～2011/08/06	1240MW	PWR	未定	未定	未定
46		ブルンスビュッテル	1976/07/13～2011/08/06	771MW	BWR	未定	未定	2028年
47		イザール1	1977/12/03～2011/08/06	878MW	BWR	未定	未定	未定
48		クリュンメル	1983/09/28～2011/08/06	1346MW	BWR	未定	未定	未定
49		ネッカーヴェストハイム1	1976/06/03～2011/08/06	785MW	PWR	未定	未定	未定
50		フィリップスベルグ1	1979/05/05～2011/08/06	890MW	BWR	未定	未定	未定
51		ウンターヴェエーザー	1978/09/29～2011/08/06	1345MW	PWR	未定	未定	未定
52		カオロン	1981/12/01～1990/07/01	882MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2016年
53		ガリグリアーノ	1964/06/01～1982/03/01	160MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2022年
54		ラティナー	1964/01/01～1987/12/01	160MW	GCR	安全貯蔵	解体中	2035年
55		トリノ・ヴェルチェッレセ	1965/01/01～1990/07/01	270MW	PWR	即時解体	解体中	2014年
56		動力試験炉(JPDR)	1963/10/26～1976/03/18	13MW	BWR	即時解体	建物解体撤去、サイト解放済	1996年完了
57		東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166MW	GCR	即時解体	解体中	2020年
58		「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165MW	HWLWR	即時解体	解体中	2033年
59	日本	浜岡発電所1号機	1976/03/17～2009/01/30	540MW	BWR	即時解体	解体準備中	2036年
60	11基	浜岡発電所2号機	1987/11/29～2009/01/30	840MW	BWR	即時解体	解体準備中	
61		福島第一1号機	1970/11/17～2011/05/20	460MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備開始	2040年～50年目標
62		福島第一2号機	1973/12/24～2011/05/20	784MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備開始	2040年～50年目標
63		福島第一3号機	1974/10/26～2011/05/20	784MW	BWR	未定	ロードマップに基づき事前準備開始	2040年～50年目標
64		福島第一4号機	1978/02/24～2011/05/20	784MW	BWR	未定	事前準備開始(使用済燃料撤去作業中)	2040年～50年目標

No.	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 現況	廃止措置完了 (予定) 時期
65	日本 11基	福島第一5号機	1977/09/22～2013/12/18	784MW	BWR	未定	未定	未定
66		福島第一6号機	1979/05/04～2013/12/18	1100MW	BWR	未定	未定	未定
67	カザフスタン	BN-350	1973/07/16～1999/04/22	90MW	FBR	安全貯蔵	廃止措置計画準備中	2075年頃
68	リトアニア	イグナリア-1	1983/12/31～2004/12/31	1300MW	LWGR	未定	運転停止	未定
69		イグナリア-2	1987/08/20～2009/12/31	1300MW	LWGR			
70	オランダ	ドーナテバルト	1969/03/26～1997/03/26	60MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降
71	ロシア	ベロヤルスク-1	1964/04/26～1983/01/01	108MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	不明
72		ベロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160MW	LWGR			
73		ノボボロネジ-1	1964/12/31～1984/02/16	210MW	PWR			
74		ノボボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365MW	PWR			
75	スロバキア	オブニンスクAPS-1	1954/12/01～2002/04/29	6MW	LWGR	安全貯蔵	燃料除去後博物館化された。	不明
76		ボフニチェ-A1	1972/12/25～1977/02/22	143MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
77	スロバキア	ボフニチェ-V1-1	1980/04/01～2006/12/31	440MW	PWR	即時解体	安全貯蔵準備中	2025年
78		ボフニチェ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440MW	PWR			
79	スペイン	パンデロス-1	1972/05/06～1989/10/19	500MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2028年以降
80		ホセ・カブレラ-1	1968/07/14～2006/04/30	150MW	PWR	安全貯蔵	廃止措置準備中	2016年
81		サンタマリアアデルガローニャ	1971/03/02～2013/07/31	466MW	BWR	未定	未定	未定
82		オゲスタ	1964/05/01～1974/06/02	10MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	2040年頃
83	スウェーデン	バーセベック-1	1975/07/01～1999/11/30	615MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備(2007～2022)、 解体(2023年～)	2029年
84		バーセベック-2	1977/03/21～2005/05/31	615MW	BWR			
85	スイス	ルーセン	1968/01/29～1969/01/21	6MW	HWGCR	安全貯蔵後	解体しサイト解放済	1994年完了
86	ウクライナ	チェルノブイル-1	1978/05/27～1996/11/30	1000MW	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)
87		チェルノブイル-2	1978/05/28～1991/10/11	1000MW	LWGR			
88		チェルノブイル-3	1982/08/27～2000/12/15	1000MW	LWGR			
89		チェルノブイル-4	1984/03/26～1986/04/26	1000MW	LWGR			
90	イギリス 29基	パークレ-1	1962/06/12～1989/03/31	166MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2006年～2013年)	2079年まで安全貯蔵 後解体
91		パークレ-2	1962/10/20～1988/10/26	166MW	GCR			
92		ブラッドウエル-1	1962/07/01～2002/03/31	146MW	GCR			
93		ブラッドウエル-2	1962/11/12～2002/03/30	146MW	GCR			
94		コールドーホール-1	1956/10/01～2003/03/31	60MW	GCR			
95		コールドーホール-2	1957/02/01～2003/03/31	60MW	GCR			
96		コールドーホール-3	1958/05/01～2003/03/31	60MW	GCR			
97		コールドーホール-4	1959/04/01～2003/03/31	60MW	GCR			
98		ハンターストン-A1	1964/02/05～1990/03/30	173MW	GCR			
99		ハンターストン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173MW	GCR			
100	英国	ヒンクレーポイント-A1	1965/03/30～2000/05/23	267MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中(2004年～2014年)	80年間(2095年まで) 安全貯蔵後解体
101		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267MW	GCR			

No.	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 現況	廃止措置完了 (予定) 時期
102	イギリス 29基	オールドベリー A1	1967/11/07～2012/02/29	230MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2013年～2027年)	2101年終了予定
103		オールドベリー A2	1968/04/06～2011/06/30	230MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2013年～2027年)	2101年終了予定
104		トロースフイニッド-1	1965/03/24～1991/02/06	236MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (1995年～2012年)	2088年まで安全貯蔵 後解体
105		トロースフイニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	236MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2009年～2017年)	2102年まで安全貯蔵 後解体
106		サイズウェル-A1	1966/03/25～2006/12/31	245MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2009年～2017年)	2102年まで安全貯蔵 後解体
107		サイズウェル-A2	1966/09/15～2006/12/31	245MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2009年～2017年)	2102年まで安全貯蔵 後解体
108		ダンジネス-A1	1965/10/28～2006/12/31	230MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2011年～2018年)	2116年まで安全貯蔵 後解体、2128年にサ イト解放予定
109		ダンジネス-A2	1965/12/30～2006/12/31	230MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2011年～2018年)	1～3号機と同じ 2101年終了予定
110		チャペルクロス-1	1959/03/01～2004/06/29	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2014年～2027年)	2024年
111		チャペルクロス-2	1959/03/01～2004/06/29	60MW	GCR	即時解体	解体中	2024年
112		チャペルクロス-3	1959/03/01～2004/06/29	60MW	GCR	即時解体	解体中	2024年
113		チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60MW	GCR	解体へ変更	解体中	2035年
114		ウイルファラー-2	1971/6/21～2012/04/25	550MW	GCR	解体へ変更	解体中 (2015年完了予定)	2042年へ変更
115		ドンレー DFR	1962/10/01～1977/03/01	14MW	FBR	即時解体	サイト解放済	2007年完了
116		ドンレー PFR	1976/07/01～1994/03/31	250MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2019年完了予定
117		ウインズケール WAGR	1963/02/01～1981/04/03	36MW	GCR	安全貯蔵	不明	不明
118		ウインフリス SCHWR	1968/01/01～1990/09/11	100MW	HWLR	安全貯蔵	不明	不明
119		ビッグロックポイント	1965/11/01～1997/08/29	71MW	BWR	即時解体	サイト解放済	2007年完了
120	GE バレントス	1957/10/19～1963/12/09	24MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2019年完了予定	
121	クリスタルリバー-3	1977/03/13～2013/02/05	890MW	PWR	安全貯蔵	不明	不明	
122	CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19MW	HWLR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了	
123	ドレスデン-1	1960/07/04～1978/10/31	207MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (2007年～2027年)	2036年完了予定	
124	エルクリバー	1964/07/01～1968/02/01	24MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1974年完了	
125	エンリコ・フェルミ-1	1966/08/05～1972/09/22	65MW	FBR	安全貯蔵	解体中	2012年予定	
126	EBR-II	1965/01/01～1994/09/01	20MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定	
127	ハンフォードN原子炉	1966/04/01～1988/02/01	860MW	LWGR	安全貯蔵	ISS(圃化)方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体	
128	フォート・セント・ブレイン	1979/07/01～1989/08/29	342MW	HTGR	即時解体	サイト解放済	1997年完了	
129	ハダムネック (C・Y)	1968/01/01～1996/12/05	603MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2007年完了	
130	ハーラム	1963/11/01～1964/09/01	84MW	その他	遮へい・隔離	隔離中 (100年以上)	1969年完了	
131	フィンボルト・ベイ-3	1963/08/01～1976/07/02	65MW	BWR	安全貯蔵後	解体中	2015年完了予定	
132	インデアアン・ポイント-1	1962/10/01～1974/10/31	277MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (～2013年)	2026年完了予定	
133	ラクロス	1969/11/07～1987/04/30	53MW	BWR	安全貯蔵	解体予定	2026年完了予定	
134	メイランキー	1972/12/28～1997/08/01	900MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2005年完了	
135	ミルストーン-1	1971/03/01～1998/07/01	684MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定	
136	パスファインダー	1966/07/02～1967/10/01	66MW	BWR	安全貯蔵	サイト解放済	2007年完了	
137	ピーチポトム-1	1967/06/01～1974/11/01	42MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2034年以降予定	

No.	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
138	アメリカ 34基	ピッカー	1963/11/01～1966/01/01	12MW	その他	遮へい、隔離	隔離中（放射能減衰に120年以上）	1969年完了
139		プエルトリコ ボーナス	1965/09/01～1968/06/01	18MW	BWR	遮へい、隔離	隔離中（放射能減衰に120年以上）	1970年完了
140		ランチョセコ-1	1975/04/17～1989/06/07	917MW	PWR	即時解体	許認可解除（建物残存）	2009年完了
141		サンオノフレ-1	1968/01/01～1992/11/30	456MW	PWR	即時解体	解体完了（2,3号機と同時に許可終了）	2030年完了予定
142		サンオノフレ-2	1982/09/20～2013/06/12	1127MW	PWR	未定	未定	未定
143		サンオノフレ-3	1983/09/25～2013/06/13	1128MW	PWR	未定	未定	未定
144		シッピングポート	1957/12/02～1982/10/01	60MW	PWR	即時解体	サイト解放済	1989年完了
145		シヨナーハム	運転開始しないで閉鎖	880MW	BWR	即時解体	解体済	1995年完了
146		スリーマイルアイランド-2	1978/12/30～1979/03/28	959MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中（1号機同時解体）	2036年完了予定
147		トロージャン	1976/05/20～1992/11/09	1155MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2005年完了
148		ヤンキーロー	1961/07/01～1991/10/01	180MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2007年完了
149		ザイオン-1	1973/12/31～1998/02/13	1085MW	PWR	安全貯蔵	解体準備中	2020年完了予定
150		ザイオン-2	1973/12/31～1998/02/13	1085MW	PWR	安全貯蔵	解体準備中	2020年完了予定
151		サクストン	1967/03/01～1972/05/01	3MW	PWR	安全貯蔵	サイト解放済	2005年完了
152	キウウォーニー	1974/6/16～2013/05/07	595MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵（C&M）準備	2073年完了予定	
	ドイツ	バーモンドヤンキー	1972/09/20～2014/秋	635MW	BWR	安全貯蔵	未定	未定
		グラウフェンエルト	1981/12/30～2015/05/未	1345MW	PWR	未定	未定	未定



バーモンドヤンキー発電所（アメリカ）



グラウフェンエルト発電所（ドイツ）

委員会等参加報告

前報告から平成26年5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
原子力デコミッション ニング研究会	平成25年度第8～10回研究会	濫谷 進	1月24日、2月28日、 3月20日
原子力安全基盤機構	第22回廃止措置検討会 (最終回)	榎戸 裕二	2月7日
文部科学省	研究施設等廃棄物作業部会	濫谷 進	2月17日
環境管理センター	廃棄物処理施設の解体・整備に おける事故由来放射性物質対策 検討会(第1回)	濫谷 進	2月21日
エネルギー総合工学 研究所	21世紀の原子力発電炉廃棄措置 のあり方に関する調査検討委員会	榎戸 裕二	3月10日
日本原子力研究開発 機構	ふげん廃止措置技術専門委員会 (オブザーバ参加)	榎戸 裕二	3月13日
環境管理センター	廃棄物処理施設の解体・整備に おける事故由来放射性物質対策 検討会(第2回)	濫谷 進	3月17日
日本環境衛生センター	福島環境再生事務所職員研修	濫谷 進	4月8日
原子力デコミッション ニング研究会	平成26年度第1～2回研究会	濫谷 進	4月17日～18日、 5月23日

総務部から

1. 理事会及び評議員会の開催

- (1) 第2回理事会が平成26年3月20日に当センターにおいて開催され、平成26年度事業計画・平成26年度予算について審議され、原案通り承認された。
- (2) 第3回理事会及び第2回評議員会がそれぞれ平成26年6月4日、平成26年6月19日に当センターにおいて開催され、平成25年度事業報告・決算報告並びに定款の変更等について審議され、原案通り承認された。

2. 人事異動

○評議員

新任(6月19日付)

三橋 偉司

(東京都市大学 原子力研究所長)

退任(5月26日付)

松本 哲男

江里口 誠

退任(6月26日付)

井澤 睦雄

久米 雄二

第27回「原子力施設デコミッショニング技術講座」 ご 案 内

当センター主催の第27回「原子力施設デコミッショニング技術講座」を以下の通り開催します。皆様のご参加をお待ちしております。詳細につきましては追ってご案内申し上げます。

開催日時：平成26年10月31日(金) 10時30分～17時00分
開催場所：東京都港区赤坂1-9-13 三会堂ビル9階 石垣記念ホール

第26回「報告と講演の会」 ご 案 内

当センター主催の第26回「報告と講演の会」を以下の通り開催します。当センターの事業報告をさせて頂くとともに、特別講演等を予定しております。詳細につきましては追ってご案内させていただきます。皆様奮ってのご来場をお待ち申し上げます。

開催日時：平成27年1月23日(金) 午後
開催場所：東京都港区赤坂1-9-13 三会堂ビル9階 石垣記念ホール

©RANDECニュース 第97号

発行日：平成26年7月30日

編集・発行者：公益財団法人 原子力バックエンド推進センター
〒319-1107 茨城県那珂郡東海村豊白一丁目3-37
Tel. 029-283-3010
Fax. 029-287-0022

ホームページ：<http://www.randec.or.jp/>

E-mail：decomi@randec.or.jp

本誌からの引用・複写は、当センターの許諾を受けて下さい。