

RANDEC

Nov.2011 No.89

ニュース

（財）原子力研究バックエンド推進センター



研究施設等廃棄物の処理・処分への期待

旭化成株式会社

常務執行役員 山添 勝彦

平成20年に「独立行政法人日本原子力研究開発機構法」（以下、「原子力機構法」）が改正され、これにより原子力機構を含め国内の大学、研究機関、民間企業等で発生する、もしくは過去発生した多種多様な低レベル放射性廃棄物の埋設処分実施主体を原子力機構とする事が明確に位置付けられました。すなわち、従来は保管するしか手立てがなかったものを埋設処分出来る道筋がつけられた事で、大学・事業者等にとっては大きな光明となっています。

弊社は約20年前にイオン交換法によるウラン濃縮研究を終了しましたが、その際研究施設で発生した廃棄物を保管しています。保管にあたっては、日常点検、行政・地区等への報告などで問題の無いことを常に確認していますが、東日本大震災を考慮し自然災害への対応見直しを再検討中です。また、何世代にも亘って確実に継承させる為、後継者の育

成、教育が重要であり、弊社だけでなく民間、大学などの保管者は常にこれらに対して細心の注意を払っていかねばなりません。

また、埋設処分を行うには、重要な前工程が必要になります。それは埋設のために、廃棄物を適切な形態に加工する、いわゆる「処理」工程です。今回、RANDECがこの「処理」の事業主体として種々の検討を開始されましたが、今後は、改正原子力機構法のもと処理・処分が速やかに実行されることで、国内に分散された形で保管されている低レベル廃棄物が一ヶ所に集中され、適切な「処理」を通し、より安全かつ安心な「埋設処分」が可能となります。

RANDECにおかれては、是非とも関係官庁・行政との協力を得て処理事業の早期実現にご尽力頂けることを期待しております。

最後に、今回の東日本大震災で被災された皆様の一日も早い復興を祈念致します。

RANDECニュース目次

第89号 (2011年11月)

巻頭言 研究施設等廃棄物の処理・処分への期待

旭化成株式会社
常務執行役員 山添 勝彦

第24回原子力施設デコミッションング技術講座の開催 1

情報管理部

解説 「放射性物質汚染対処特措法」について 4

専務理事 森 久起

RANDECの事業、活動に関する近況報告

1. 平成23年度廃棄物事業推進協力会総会の開催について 5

企画部

2. 研究施設等廃棄物の物流システム事業状況ご説明会 6

物流システム事業準備室 事業計画部

3. 平成22年度 廃止措置終了確認に関する調査 7

情報管理部

4. 米国リッチランド低レベル処分場への調査協力 8

技術開発部

海外技術情報

1. 放射性可燃物の焼却設備運転実績 9

東海事務所長 安念 外典

2. ベルゴニュークリアーのMOX施設の廃止措置現状 13

パートナーズ・ネットワーク会員 梶谷 幹男

3. セメント系材料を用いたサバンナリバー炉の原位置デコミッションング 16

物流システム事業準備室 事業計画部 泉田 龍男

4. 英国セラフィールド廃棄物サイロの廃止措置 20

物流システム事業準備室 設備準備部 秋山 武康

5. 原子力発電所の廃止措置最新情報 23

情報管理部 榎戸 裕二

委員会参加報告 28

総務部から 29

第24回原子力施設デコミッションング技術講座の開催

情報管理部

第24回原子力施設デコミッションング技術講座が平成23年10月27日東京赤坂三会堂ビルで開催されました。今年の講座では、東日本大震災、特に未曾有の原子力事故の影響を受けた福島の方々とその地域への支援活動、汚染状況調査や除染等環境回復への活動、さらには福島第一原子力発電所の安定的収束について同じ事故レベル7のチェルノブイリ原子力発電所における安全確保活動の最新情報の紹介等を中心に講座を企画しました。昨年とほぼ同数の約80名の参加を頂き成功裏に開催することができました。以下に、各ご講演の概要を紹介します。

最初の講演では、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）の福島支援本部の白鳥次長が3月11日の大震災発生後直ちにJAEAが原子力災害特別法に基づく指定公共機関として対策本部を設置し、国や自治体への支援を開始したこと、発電所の事故収束と発電所外の環境修復に向けた中長期的課題対応のために5月6日に福島支援本部を設置し、さらに8月30日には福島市に事務所を設置し、以来JAEAの人材、機材、機能を総動員し国（原子力安全委員会含む）、自治体、東京電力の要請に応じて活動を行っていることが報告されました。さらに、被災者の方々への健康相談や内部被ばく測定、環境モニタリングとSPEEDI適用、事故関連解析・評価、国内外機関への協力対応、また、発電所事故収束への支援では、長期の安定冷却への技術検討支援、中長期的な廃止措置への課題検討、不足している放射線管理要員の教育・研修、汚染分布詳細マップの作成、除染マニュアル、Cs除去技術開発試験を実施している、こと等が紹介されました。

第2の講演は、チェルノブイリ原子力発電所4号炉の事故について、旧ソ連が4号炉の安全確保を図った石棺（Sarcophagus）の現在の内・外部の状態と安全上の課題について、

また、石棺の安定化のための発電所サイトの「環境安全状態への移行に係わる国際共同作業」（新シェルター建設）の経緯と現状について、ドイツのPlejades GmbHのCEOであるモリトー氏をお招きしてお話し頂いた。氏は、EUのチームの責任者として今日まで指導的役割を果たされている。4号炉では、燃料の多くが放出したが約4割が石棺内にまだ残留し不安定な化学物質となっていること、原子炉建屋は大きく損壊し構造強度を有していないこと、作業性が極めて悪く、かつ燃料を含む高い放射能に晒されていること等から、通常の廃止措置のシナリオは適用できず、建屋と作業者の安全が確保できないため、蒲鉾型シェルター（ドーム）で4号炉全体を覆い密閉した上で、シェルターに備えた遠隔重機により解体、廃棄物回収する方法を考案した、とのことである。氏は先週サイトを視察し、シェルター建設現場、完成した使用済燃料中間貯蔵施設、固体並びに液体廃棄物処理施設及び廃棄物貯蔵施設を視察された時の様子を事故の特徴とともに参加者にも分かりやすく説明されました。

東京大学大学院の森口祐一教授の特別講演では、資源の効率的利用により高い生産性をあげ持続可能な経済社会を実現するという、

「循環型社会」の中での「社会経済システム」における循環と「自然環境」における循環の相互的な係わりについて図を用いてまず説明され、その環境科学的研究の進め方のポイントを示されました。「循環型社会」のさらなる取り組みを進めようとしている中で発生した東日本大震災と福島第一原子力発電所の事故は対応困難な廃棄物処理問題を発生させた。岩手、宮城、福島で瓦礫発生量は津波で運ばれた堆積物を含めると4～5千万トンと推定されるが、再生利用を含め既存の10分類に分別され処理・処分される。その完了は環境省のマスタープランでは平成25年となる、との予定が示された。重要なことは、放射性物質で汚染した廃棄物に関しては、本来の「社会経済システム」に入れてはならない放射性物質が大量に入り込み、放射性物質の「循環」が生じた結果、「循環型社会」が目指す物質循環とはかけ離れたものとなってしまったことである。現在、これに対応するため放射性物質汚染対処特措法ができ、従来、法体系になかった一般環境中の放射性物質の枠組みが整備された。土壌汚染、産廃処理上での汚染、焼却灰の放射能、又NIMBY*の問題、市民の協力の必要等難題が山積している、こと等生々しい現実のご紹介がありました。

次に、日本原燃(株)(以下、「JNFL」)六ヶ所ウラン濃縮工場における金属胴遠心機等のクリアランス計画について日本原燃の小島濃縮計画部長から講演を頂きました。同濃縮工場の概要、機器設備の廃止措置に至った経緯、操業を行いながら遠心機を交換・更新すること、更新に伴いこれまでの運転廃棄物及び解体に伴い発生する主に金属廃棄物の処理方法(処理設備の整備含む)が示されました。現在、濃縮度の異なるウランが付着している部材のクリアランス値の算出、遠心機に付着

するウラン化合物の回収方法、2万トン以上の金属廃棄物の保管計画、遠心機の分解・分別、除染(化学、物理、溶融)技術、放射能測定手法、国による確認及び再利用方法等の詳細検討が行われ、2020年頃から本格的に解体・除染、クリアランスを行うことにしていることが報告されました。

引き続き注目技術2件の紹介に入り、まず、新潟県長岡市に本社のあるマコー(株)殿から「デコミッショニングにおける解体・除染技術の可能性」という題目で一般産業、特に自動車産業で多用されている同社のウェットブラスト除染技術(洗浄、研磨、研削を同時に行う)について講演頂きました。技術の原理、内容、各種材料に対する除染性能試験結果と実績、システム構成及び装置概要等の詳細な紹介がなされました。現在、適用範囲を大型対象物及び小型対象物の大量処理へ拡大させ、同時に自動化、省力化を進めていること、「ふげん」の廃止措置において除染技術として適用されていることが紹介されました。本技術は廃止措置、特に福島第一の廃炉においては汚染された機器表面の有効な除染技術として発展させることが可能と思われる。

二つ目の注目技術は大阪府のエスアールジータカミヤ(株)殿から「デコミッショニングにおける仮設設備・機材の活用について」というテーマで講演頂きました。建設用仮設機材・環境機材の開発・販売・レンタル等を事業内容とする同社は、次世代の架設機材、環境機材への挑戦として、架設工事の安全性・省力化・作業効率及び防災・災害復旧、環境対策用に新たな仮設設備の開発に取り組んでいる。例として、昇降装置を備えたユニット式の重量支柱、移動式足場、機器搬送可能な吊足場、法面工事足場自在設計皮膜ドーム、水囊型簡易膨張ダムシステム等の適

用実績が紹介されました。これらは、原子力施設内外で建物の養生や解体・修理作業、解体撤去や据え付け作業、簡易作業エリアの設置、仮設防水堰としての利用が可能であること、が示されました。

次に、当財団安念東海事務所長が先般制定されたウランの取扱施設におけるクリアランス制度について、これまでの経緯、技術的背景、ウランの特徴等も含めて説明致しました。主としてウランに汚染された金属廃棄物について制度化が図られたこと、ウラン系廃棄物と原子炉廃棄物との相違、発生量と種類、クリアランス判断のフロー、クリアランス確認手続きの基本的な方法と内容の説明をした後、わが国では主にJAEAの人形峠やJNFLの濃縮プラントの他、全13施設が主な廃棄物の汚染源であること、クリアランス実施上の留意点、特に評価単位の設定、放射能濃度の決定法、各測定機器と測定方法の特徴、クリアランス判断方法について学会標準等も含め最新の情報を紹介しました。

最後に、当財団の物流システム事業準備室の室井技術部長から、平成20年から22年度の3カ年間の研究施設等廃棄物の物流システム事業化準備に引き続き、本年度から2年の予定で進める物流システム事業準備の業務の内容が紹介されました。この2年では、事業計画と立地活動を中心に物流システム拠点設備の詳細検討及び拠点の立地の適地調査を進めること、埋設施設での廃棄体の適合性評価には放射能情報の整備が必要で研究炉、ホットラボ、使用施設での核種濃度評価手法の整備を進めること、また、ウランの定量方法の開発を継続し、数Bq/gのレベルでの精度の確立を目指す。その他、放射能以外の一般情報も膨大であり、廃棄物の発生から埋設までの履歴管理を可能とするデータベースシステムの整備を図る予定である、ことが示された。

最後に当たり、本講座のために貴重な資料を準備頂いた講師の方々に御礼申し上げます。

*NIMBY：Not In My Back Yard

(自分の裏庭にはあって欲しくない!)

解説 「放射性物質汚染対処特措法」について

専務理事 森 久起
(環境省 環境回復検討会委員)

この特措法は、正式には、「平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法」という長い名前の法律です。議員立法によって、8月26日に衆参両院において成立し、来年1月1日に施行させることとなっています。未曾有の災害と事故に見舞われている方々の安全を確保し、不安を払い、避難されている15万人余の住民の方々の早期の帰宅を実現させることができるようにスピード感を持って対処することが求められています。

この法律の特徴は、

- 1) 国には原子力政策を推進してきた社会的責任がある。
- 2) 福島県のみならず、汚染されている都道府県も法律の対象となる。
- 3) 環境省が、主管省庁として、汚染対処基本方針と基準を策定する。
- 4) 災害廃棄物（瓦礫等）のうち、汚染されたものは国の責任で処理する。
- 5) 汚染土壌等の除染は汚染が著しい地域は国が、それ以外の地域は自治体が、実施計画を策定して除染等を実施する。
- 6) 汚染廃棄物等の処理処分に必要な施設

は国が整備する。

- 7) 国は費用の財政措置を実施し、原子力損害賠償法により東電が負担する。
であります。

環境省では、災害廃棄物に対しては災害廃棄物安全評価検討委員会で、除染等に対しては環境回復検討会で、或いは合同検討会で、除染地域の指定基準、除染基準、除染土壌等の収集・輸送・保管・処分に関する基準、基本方針について審議検討を重ねています。環境回復検討会には、当財団より森が参画し、原子力と環境とを繋ぎ、わが国の総力を結集して対処するように貢献しています。

10月17日には、基本方針骨子案がパブコメにかけられ、11月11日に閣議決定がなされました。来年1月以降は、今年度3次補正、24年度以降の予算を用いながら除染や瓦礫処理が行なわれます。

それまでの間は、23年度2次補正予算を用いて、福島県下12市町村を対象としたモデル事業が行なわれます。

福島県に限らず、千葉県、栃木県なども含めた広範な地域に渡っていることから、様々な分野の方々が参画して、スピード感を持って行なうことによって、被災地域のコミュニティ維持を図っていく必要があります。

RANDECの事業・活動に関する近況報告

1. 平成23年度廃棄物事業推進協力会総会の開催について

企画部

平成23年度廃棄物事業推進協力会（以下、「協力会」という。）の総会が平成23年7月29日に開催されました。協力会は平成13年より我が国におけるRI・研究所等の廃棄物の処理・処分事業（以下、「廃棄物事業」という。）の円滑な推進に資するために廃棄物事業に関する当財団法人の諸活動等にご協力、ご支援を頂くとともに、所要の情報交換を図ることを目的として設置し、活動を続けてきております。



開会挨拶をする菊池三郎会長

総会では、協力会会長である当財団の菊池理事長の開催の挨拶に引き続き、日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」）埋設事業推進センターのセンター長大澤正秀様から、平成20年度の法律改正により低レベル放射性廃棄物の埋設処分事業の実施主体となった「原子力機構」が、国の基本方針を受けて

平成22年度の実実施計画に基づき実施した「研究施設等廃棄物埋設事業の進捗状況」の主な内容として、埋設施設の概念設計、立地基準及び立地手順の策定、総費用の精査、輸送・処理に関する計画等の取り組み状況が報告されました。

当財団からは大学・民間等廃棄物の物流システム事業の準備状況について、「原子力機構」の埋設処分事業の進捗を踏まえ、鈴木物流システム準備室課長より平成20年度から進めてきました大学・民間等の研究施設廃棄物の集荷・保管・処理等の物流システム事業化調査の総括報告と共に、23及び24年度の2年間で行う予定の物流システム事業準備として、事業計画策定、設備準備検討、処理施設設計のための廃棄物データ整備、管理運営体制等について報告を行いました。

また福島第一原子力発電所事故に対する当財団の活動として、健康相談ホットラインへの参加、福島環境回復プラン提案等知見の活用、マスコミへの情報提供等についても報告しました。

総会には、37社51名という多くの方々の参加があり、熱心な意見交換が交わされました。また総会に引続いて行われた懇親会では協力会員相互の交流が図られました。

今後とも皆様方の一層のご支援、ご協力宜しくお願い致します。

2. 研究施設等廃棄物の物流システム事業状況ご説明会

物流システム事業準備室 事業計画部

RANDECでは、大学・民間等の廃棄物を対象に、廃棄物を集荷、開梱・分別して埋設用廃棄体の製作を行う事業化（物流システム事業）の調査を平成20年度から進めてきました。この調査結果に基づき、事業主体として事業の準備を平成23年度から開始いたしました。今回、研究施設等廃棄物を保有する大学・民間等の事業者の皆様へ、RANDECが事業主体として事業準備を開始すること、具体的な事業準備内容と今後の計画、等をご説明するとともに事業者の皆様からご意見を頂く「研究施設等廃棄物の物流システム事業状況ご説明会」を開催いたしました。平成23年8月31日に廃棄物発生事業者47社、57名のご参加を頂きました。RANDECより、

- ①事業開始準備について
- ②今後の準備計画

- ③文科省委託事業「低レベル放射性廃棄物の放射能濃度評価方法の開発」
- ④廃棄物データ調査の状況と今後の計画
- ⑤研究施設等廃棄物の処理委託の確認についてご説明いたしました。特に処理委託の確認については、今後の物流システム事業を進める上での根幹となることをご説明しご回答を頂くことと致しました。113事業者にご案内し、現時点で回答91社、内62社から処理委託意志の回答を頂いております。

今回は、物流システム事業に対する発生事業者からの期待と同時に福島事故の影響を心配する意見が多く出された説明会でした。今後も発生事業者の皆様への説明会を継続し、情報発信に努めて参ります。



「研究施設等廃棄物の物流システム事業状況ご説明会」の状況

3. 平成22年度 廃止措置終了確認に関する調査

情報管理部

原子力発電所等の廃止措置終了確認に係る規制制度の検討が国の廃止措置安全小委員会において行われてきたが、今後は、サイト解放の技術基準やガイドラインの策定が必要となっている。このため海外諸国の規制制度、とりわけ、廃止措置実績のあるドイツについて具体的な情報が求められている。このため本調査では、(1) 3つの主要国際機関(EURATOM、OECD/NEA、IAEA)や海外諸国のサイト解放規制の体系と最新動向調査、(2) ドイツのサイト解放の実例調査、(3) ドイツのサイト解放に関する解析手法の調査、を行った。以下に得られた成果の概要を記す。

(1) 多くの国が、IAEA等の国際機関のクリアランス及びサイト解放の技術報告に基づく安全指針等の基準を自国の規制に取り込み、国際的に整合性を持つ規制・指針等の作成・遵守を図っている。原子力先進国では、独自の規制体系を持つが、基本的には現実的なサイト解放の数値レベルを目指している。

(2) ドイツでは、サイトの解放を直接的に規定する法律、省令、規則は無い。サイト解放は土地のクリアランスとされ放射線防護令が規定する。そのレベル(安全基準)は $10\mu\text{Sv/y}$ である。2010年10月までに、4基の原子力発電所(HDR:グロスヴェルツハイム、KRB-A:グンドレミンゲン、KKN:ニーダーライヒバッハ及びVAK:カールバック)の規制解除とKGR(グライフスヴァルト)サイトの部分解放が実現した。ドイツでは、サイトの「無拘束解放」が基本であるが、「制限付解放」の議論もある。国際機関の推奨する安全基準($300\mu\text{Sv/y}$)も排除していない。

(3) 安全基準である $10\mu\text{Sv/y}$ の導出に関しては、主にドイツのSR2711文書(「原子力施設の廃止措置—原子力サイト地面のクリアランス—SR2711計画に対する最終報告書」2000

年11月11日改定)及びアメリカのANLのRESRADに関する当該文書を参考にドイツのシナリオとその条件、計算式等を調査した。基本的にANLで作成され、国際機関でも使用されているRESRADコードをドイツも使用しサイト解放レベルの導出が行われている。

本調査から主要国を含め多くの海外諸国では自国の廃止措置規制及び安全基準を決める際には、IAEA等の国際的な安全規制にかかわるガイドラインや推奨文書との整合性を図りつつ、被ばくシナリオの選定では、国情に応じた対応を図ろうとしている。ドイツの廃止措置終了に係わる活動の実績と情報を中心とするこれらの調査結果は、わが国の今後のサイト解放に係る規制、技術基準や指針の策定検討に資するものである。

本報告は、平成22年度 独立行政法人 原子力安全基盤機構殿の委託業務として(財)原子力研究バックエンド推進センターが実施した調査の成果の一部を機構殿の許可を得て紹介するものである。

4. 米国リッチランド低レベル処分場への調査協力

技術開発部

新金属協会殿が中心となって、ウラン核種で汚染した廃棄物の処分の実態調査を目的として、米国の低レベル放射性廃棄物処分場の一つであるリッチランド処分場を訪問した。

処分場を含む同地域はDOEが原子力開発研究の拠点として利用してきた場所であり、原子力炉、再処理施設等の原子力施設が数多く設置されている。既に中止又は廃止された施設も数多い。同地域(約586mile²(約1517km²))に居住することは認められていない。入るにも許可が必要になる。そのほぼ中央に、今回訪問する処分場がある。

当処分場は、ワシントン州がDOEから借地し、それをUS Ecology社に運営させているものである。当該処分場には、コンパクト州である11州(オレゴン、ワシントン、アイダホ、モンタナ、ワイオミング、ユタ、アラスカ、ハワイ、ネバダ、コロラド、ニューメキシコ)からの低レベル廃棄物、50州からのNARM廃棄物、NRC又はDOEの免除廃棄物、NORM廃棄物、TENORM廃棄物が受け入れられている。

トレンチ処分地は盛土になっているだろうと想像していたのだが、全く平地であって他と区別ができない。バスでその上を走って来たと言われても気がつかなかった。

廃棄物は、事業者から持ち込まれた順でトレンチに置いていくためか、整然と種類毎に分別した様子はない、自由に置いてあるという印象である。標識、色、形状も指定されていない。唯、容器全体が丈夫なものは下に配置し、そうでないものは上に置くという原則があり、廃棄物の内容によってどちらかに分けている。

この処分場に、燃料加工工場からのウラン

廃棄物の他、少量の金属ウラン等も処分されているとのことである。ウランに係る規制として、U238及びU234について総量規制^{注1}が、U233、U235については臨界を防止するために容器1個ごとの濃度規制がある^{注2}。

これらの規制を守るために、受け入れ時の検査としては、外表面からの放射線サーベイと、抜き取り率1/10での開梱検査のみであるとのことである。契約先と信頼関係にあるから、契約で確認しておけば十分であるとの説明であった。不心得者の存在や人はミスを犯すこと等、契約から外れるケースを想定せず、契約遵守を前提として実施方法を決定するところは、さすが契約社会のことはある。因みに、過去には不心得者がいたそうである。しかし、だからと言って、やり方は変えない。国民性だろうか。

総量規制の話のついでに、U238の処分実績を聞くと、約1500Ciに達しており、残りは100Ciとの返事がきた。日本でのウラン廃棄物の処分検討はまだされていないが、仮に1Bq/gの汚染廃棄物を10万トン処分することを考えると、約2.7Ciの線量に相当するので、その500倍以上の量が既に埋設されていることになる。しかし、過去に問題になったことはないとのことである。

米国と日本では、気象、水理、地質、評価シナリオ等の様々な違いによることではあるが、処分事情の違いを改めて認識した次第である。

注1：総量規制値 U238：1547.7Ci、U234：335.4Ci

注2：濃度規制値 U233：200g以下、U235：350g以下

海外技術情報

1. 放射性可燃物の焼却設備運転実績

東海事務所長 安念 外典

ドイツカールスルーエ研究所の除染センター（HDB）は研究所内外で発生する低レベル放射性廃棄物を処理する重要な廃棄物管理施設である。処理設備には、3基の可燃性廃棄物焼却設備を保有し、これまで165,000時間の運転、約47,000m³の焼却実績（固体および液体可燃物）がある。焼却処理は放射性廃棄物を減容する上で有力な処理法と考えられており、今後も各種類の可燃性廃棄物の増大が予想されることから、その処理方策検討の一助として、十分な実績を有するHDB施設の焼却設備の経験を紹介する。

1. 焼却設備の運転実績

HDBは、1971年、研究所の原子力、生物、医学等のすべての分野から発生する放射性固体可燃物、連邦州の放射性固体可燃物を焼却するための設備を設置した。新たに、1988年液体可燃物焼却設備を設置し運転を開始した。更に、1989年 α 線放出核種で汚染した固体可燃物の設備を就役させた。

その後、可燃物の減少と連邦放出管理法第17の条例による要求事項によって、2基の設備が1996年に停止され解体された。このため、3基目の設備で、 α 汚染、 β 汚染を問わず、固体、液体の両方の焼却ができるように、1995年～1997年に改造を行ない現在に至っている。設備は週5日で3シフト、1年につきおよそ40週間運転される。

これまで、この設備は常に最高水準の技術を維持してきており、1997年以後、2,155トンの固体可燃物及び液体可燃物を処理し、運転時間45,000h、47.9kg/hの平均スループットを出している。

2. 焼却設備の仕様

この設備のプロセス技術について、以下に説明する（図1参考）。

設備は、次のサブシステムで構成される。固体可燃物の焼却 / 液体可燃物の焼却 / 燃焼ガスの浄化 / 灰の除去 / 流動床乾燥機 / 放出監視モニター

1) 固体可燃物の焼却

200ℓのドラム缶または他の容器に入った可燃物が焼却設備の供給ユニットに輸送される。そこで、開梱して回転ボックスの下に置き、装置にドッキングされる。回転ボックスが120度回転し、内容物をベルトコンベヤーに載せて仕分けボックスに移される。大きな金属物や液体の充填容器がないかをチェックし、更に他のベルトコンベヤーに移して非可燃性の可燃物を選り分ける。その後、可燃物はスライド装置で上方に輸送されて炉に落とされる。

供給プロセスは、後燃焼室の酸素供給量と炉内温度によって調整されている。炉床温度を均一とするために、蒸気が空気に加えられる。炉床で発生する燃焼ガスは、炉上部の第二空気の給気によって、ほとんど完全に燃焼される。焼却を完全にするために、一定時間経過後に炉の上部から純酸素を注入することができる。

後燃焼室で未燃焼粒子あるいは燃焼中に炉

内で生じた安定化有機化合物を燃焼する。また、天然ガスの補助バーナによって、連邦放出管理法第17条によって要求される850°C以上の燃焼温度に常に維持される。

燃焼ガス中のNO_x濃度の削減及び冷却のため、還元剤である尿素溶液をミネラルを完全に除去した水と混合させ、後燃焼室の低部の位置から注入される。

炉と後燃焼室内の空気は、HEPAフィルタを通してブロワーによる吸い込みによるもので、炉と後燃焼室のバーナにも作用する。炉と後燃焼室の負圧は、5～10のmbarの間で変動する。

焼却における放射能除去ファクターは、10⁷～10⁸です。(可燃物の放射能 / 排気空気の放射能)

2) 液体可燃物の焼却

液体可燃物は移動容器で焼却設備の貯蔵容器へ移される。分析後、1バッチ当たり300ℓ～800ℓで焼却される。この時、最低温度は、供給量にもよるが850°C～1,100°Cとなっている。可燃物をポンプでバーナ先端部に送り、空気スプレーで後燃焼室内に散布する方式で完全に焼却する。

固体可燃物と液体可燃物は、同時に焼却することができるようになっている。

3) 燃焼ガスの浄化

最初に、燃焼ガスはホット・サイクロンを通過し、そこで粗い塵が除去される。

次いでベンチュリスクラバーによるクエンチ作用によって、下流の燃焼ガス温度が低下し、塵、HCl、重金属等が分離し、ある程度浄化される。

更に、スイッチで切り替えができる2台の液体サイクロン、ポンプと2台の液体フィルタによって、汚泥をベンチュリスクラバーから連続的にまたは断続的に取り除くことができる。塩が付加されたスクラバー水は取り出

され、流動床乾燥機の貯蔵容器の1つに排出される。

2番目のスクラバーによって、連邦放出管理法第17条の規制値内に入るまでに浄化される(SO₂を除去する)。スクラバー水の温度は、冷却装置の熱交換器で低減させるようになっている。塩が添加されたスクラバー水は、取り出して、流動床乾燥機の貯蔵容器の1つに排出される。

スクラバーを出た湿潤な燃焼ガスがフィルタに通る時に適正になるようにスクラバー下流にエアロゾル集塵器が設置されている。

10kVの高電圧によって、燃焼ガス中の粒子とエアロゾルが電荷を帯び(コロナによるチャージ)、それから接地のあるセパレーターで分けられる。この集塵器で、10～1,000nmの大きさのものを分離することができる。

温度が下流部で露点以下となるのを防ぐために、燃焼ガスを熱い空気と混合ノズルを介して混合させるが、電気加熱器で熱することができる。

プレフィルタ後段に位置するHEPAフィルタは最後の物質分離を目的とし、分離効率はおおよそ99.95%である。

システムの負圧は、主ブロワーで維持される。これによって、燃焼ガスをダイオキシン・フィルタ(燃焼ガス浄化システムの最後の構成要素)へ送る。ダイオキシン・フィルタは吸着物質で満たされており、フィルタ内を均一な温度分布とするために、暖房された室内に設置されている。クロス向流の原則に基づき、発生したダイオキシンとフランがこのフィルタで除去される。そのうえ、SO₂、HCl、HFの放出が最小となる。その後、浄化された燃焼ガスは、高さ70mのスタックを通して放出される。

4) 灰の除去

焼却で発生した灰は、クーラーを介して、1日につき3回取り出され、更に冷却のために除熱ボックスに置かれる。それから、圧縮用ドラムにバッチで移されるが、除熱ボックスで一酸化炭素または炭化水素ガスをチェックする。

後燃焼室とホットガスサイクロンからの灰は、1週につき1回、除熱ボックスにバッチで移される。

圧縮前の減容率はおおよそ80~90である(焼却前の可燃物の容積/灰容積)。圧縮用ドラムは、LLW廃棄設備の高圧圧縮システムへ持って行き、おおよそ15,000kNで圧縮される。これによって、減容率はおおよそ150となる(焼却前の可燃物の容積/製品容量)。

以上から、おおよそ7,000kg、56m³の可燃物は焼却によって、2つの圧縮されたドラムの容量となる。

5) 流動床乾燥機

排出されたスクラバー水に水酸化ナトリウム溶液を加えてpHを高め、流動床乾燥機に送られ噴霧される。噴霧された水が蒸発して、溶融塩が一定の粒度になった後にふるい分けで取り出す。流動床を通ったオフガスは、炉に送られ、焼却空気の一部に代わる。

おおよそ7,000kg、56m³の焼却することにより、その燃焼ガスの浄化後には、2m³の汚染洗浄水が発生する。また、流動床乾燥機で汚染洗浄水を乾燥させた後には、0.2m³、240kgの塩類ができる(200ℓドラム缶1本)。

これより、灰用ドラム缶と合わせて最終的な処分廃棄物量は7,000kg当たり0.6m³となる。

6) 放出監視

エアロゾルと核種について、その年間許容値に対して、過去10年間の公式測定値の平均は、エアロゾル/約0.005%、βエアロゾル/約0.01%、H-3/約3.03%、ヨウ素(I125、I129、

I131)/約0.002%、C14/約2.64%である。

この10年間に放出された汚染物質の平均放出濃度は、年間許容放出濃度に対して、塵/約3.4%、HCl/約4.0%、SO₂/約2.6%、CO/約17.2%、NO_x/約39.5%、C合計/約7.4%。

加えて、独立機関による年1回の分析での10年間の平均濃度値は、許容値に対して、それぞれポリ塩化ジベンゾダイオキシンとポリ塩化ジベンゾフラン/約4%、重金属(SM)/約4%、水銀/6%、カドミウムとタリウム/約8%、無機のフッ化物/約1.8%である。

3. 工場の改修と拡張

焼却設備運転の経験は、プロセスの最適化、運転コストを削減するのに役立つ。これまでの主な改修と拡張は、以下の通り。

- ・ダイオキシン・フィルタの交換
- ・エアロゾル沈殿器の導入
- ・耐火性ライナーの交換
- ・バーナランス設備の導入(酸素を送る配管)
- ・燃焼ガス浄化システムの更新

4. 特別の廃棄物処理

これまでに、特別な手続きを取って焼却した物質には下記がある。

- ・小型ナトリウム冷却原子炉施設(KNK)からの液体NaK
- ・カールスルーエ・トリウム研究所(TLK)からのグラファイト・タイル
- ・イオン交換樹脂

5. 展望

今後、2025年までの運転のために、以下の設備を更新又は新設したいとしている。

- ・再現試験が容易なフェイルセーフで且つ汎用性の高いロジックを持つ制御管理システムの更新。
- ・炉運転と独立して、スクラバーの運転がで

きるように、最初のスクラバーの上流に、流動床乾燥機の排気ラインを接続する。

- ・二次廃棄物の発生量を最小とするために、新たな二段階エアロゾル・セパレーターを設置する。これにより、HEPAフィルタの総数をさらに減らすことができる。

- ・コスト最小化のため、焼却と独立して運転できるように流動床乾燥機を設置する。これによって、燃焼ガススクラバーからの二次廃棄物、LLW蒸発工程からの濃縮された二次廃棄物を集めて処置することができる。(中期目標)。

参考文献

[1] R. Müller, L. Dörr, A. Roth, “Incineration of Radioactive Residues, HDB Operation Results” , International Symposium, KONTEC 2011

[2] F. Dirks and R. Müller “Further Development of the Incineration Plant for Alpha-Contaminated Solid Burnable Residues”, International Incineration Conference, May 1995, Bellevue, Washington, USA

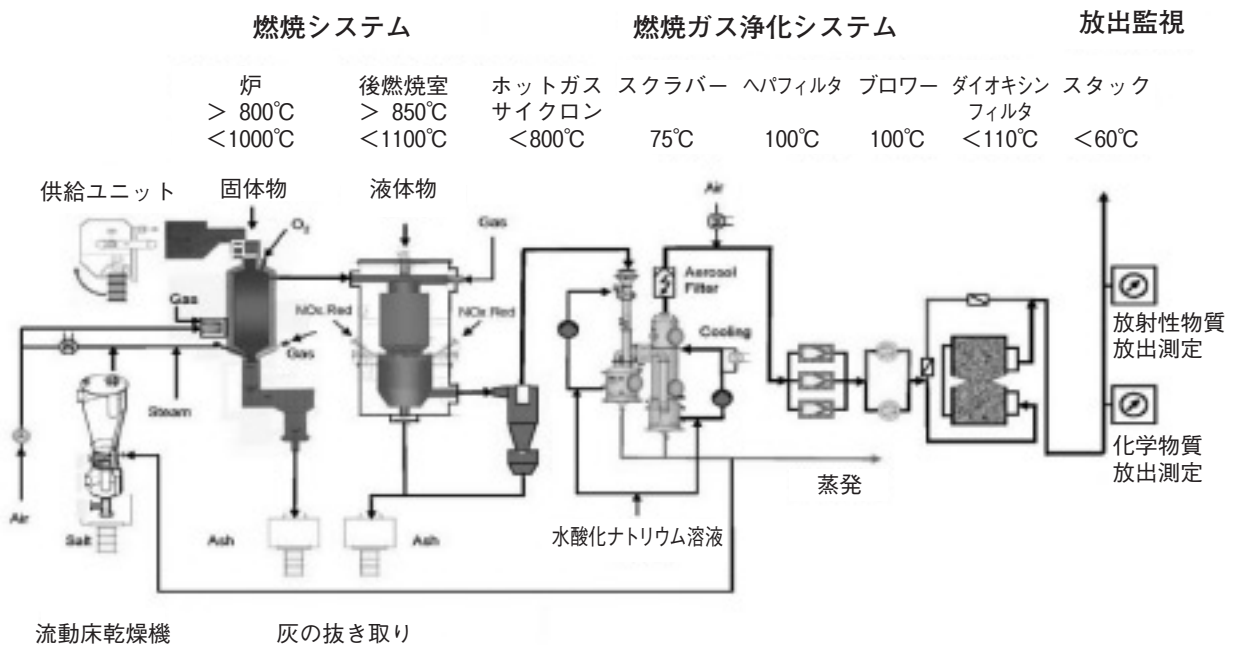


図1 焼却設備概要

2. ベルゴニュークリアのMOX施設の廃止措置現状

パートナーズ・ネットワーク会員 梶谷 幹男

ベルゴニュークリアMOX施設（以後、「BNMOX」）は1980年代半ばに商業運転に移行した。20年間に亘り35 tのPuを軽水炉燃料に加工した。日本のMOX利用の遅延等から2005年に工場の閉鎖を決定した。この施設の廃止措置の課題は、170個のグローブボックス(GB)の解体にあり、その解体では、① α 閉じ込め技術、②冷温・乾燥切断技術、③被ばく防止・遮蔽グローブテント技術、④200リットルドラム缶へ α 廃棄物充填と中間貯蔵施設への輸送、⑤臨界・火災・落下等の一般安全管理が、重要である。以下に、BNMOX施設の現状を紹介する。

1. 概要

BNMOX施設は1階に、 $0.5\text{m}^3\sim 15\text{m}^3$ のGBがあり一部2階に及ぶ。残留核燃料を排出し、洗浄運転と除染を行う。核物質組成は、 $^{238}\text{Pu}:3.2$ 、 $^{239}\text{Pu}:50.2$ 、 $^{240}\text{Pu}:26.9$ 、 $^{241}\text{Pu}:7.6$ 、 $^{242}\text{Pu}:8.6(\%)$ であった。NIRAS/ONDRAF（ベルギー放射性廃棄物・濃縮核分裂性物質管理機関）が廃棄物処理・中間貯蔵・最終処分の所管である。放射性廃棄物には、NIRAS/ONDRAFの仕様があり、物理化学的形態や放射能特性の資料が必要である。さらに中間貯蔵と最終処分の前にBELGOPROCESS (BP) で処理される。NIRAS/ONDRAFの α 廃棄物の濃度分類は、①A1X $<40\text{MBq}/\text{m}^3$ 、②A2X、 $40\sim 4000\text{MBq}/\text{m}^3$ 、③A3X $>4000\text{MBq}/\text{m}^3$ となっている。BN(ベルゴニュークリア)はベルギー連邦原子力管理庁(AFCN-FANC)から許可証を取得し、IAEAとEURATOMが保証措置を担当する。

2. 物量の概要

放射性汚染物の物量評価、放射線計測とサンプリング試料の測定を行い、土壌や構造材料の計測も実施した。物量は170基のGBとGB内機器類及び建屋等である。物量は一次廃棄物と除染に伴う2次廃棄物の合計であ

る。無拘束開放レベル(1104t)、(A1Xレベル: 88m^3 、91t)(A2Xレベル: 94m^3 、90t)(A3Xレベル: 315m^3 、207t)が物量である。これらは廃棄物中間貯蔵施設へ送る。

3. 解体方法

解体作業は ^{241}Am のビルドアップの増大を考慮し、出来るだけ速やかに進める。利用可能な物質は回収し、GBと機器類は除染する。廃棄物選別、減容、区分分けを行う。特殊物は除き、GB解体は施設内で実施しドラム缶に梱包・充填する。廃棄物管理や安全管理の監督官庁と良好な関係も重要となる。一次放射性廃棄物と二次放射性廃棄物のデータ解析の詳細さが後工程の廃棄物管理の効率を上げる。

4. プロセス

部分解体物と非汚染物の排出⇒GBの周辺部解体とドラム缶の仮置きスペース確保⇒機器類の調達(非破壊検査用機器、寸法短尺化切断装置)⇒「グローブテント」据付け、工程毎の作業スペース準備⇒GB内機器類を撤去・テント内へ移動・廃棄用グローブテント内でGB解体⇒床・階段・証明・ダクトの撤去⇒既存換気系のバックアップ仮設・建屋内換気系の設置⇒部屋の除染(床覆いカバーシート撤

去、壁覆い物撤去、天井削り除染)⇒建屋ロビーの全ての機器撤去⇒GB・建屋空調・フィルターシステム解体⇒仮設の廃棄物処理設備と非破壊検査装置撤去⇒建屋と敷地の無条件開放⇒未処理廃棄物の充填ドラム缶をBP施設へ輸送する。

5. 具体的方法

①機器撤去前に工程内残留物除去のクリーニング運転⇒閉じ込めシステムを維持・GB排気系運転・重量異形状寸法の設置機器以外は全て解体撤去、②連結グローブボックスや物品排出用グローブ利用、道具と持込み物品のバッグイン・バッグアウト用のバッグポート使用、③GBを工具と手作業で解体し200Lドラム缶に詰込む。さらに、有機物、プラスチック、金属、アルミニウムと分類⇒異形状GBはPVC製ベローズを連結しラインから分離⇒PVCは溶着技術でGB分離、④分離GBは汚染なしのクリーンな解体用グローブテントへ移送⇒テントにグローブと窓があり、GB切断・解体⇒テント内は負圧で警報やフィルターシステム、⑤200Lドラム缶へPVCを使いバッグイン・バッグアウト法でPVC溶着封入⇒テント内の汚染はニスで塗封⇒テント膜はロール巻き・廃棄物ドラム缶に入れる。このフローで作業が実施されている。

6. 切断技術

プラズマ切断、グラインダー切断、電動鋸歯切断、ニッパ切断を比較した。固定治具の使用・未使用、処理速度、汚染拡大リスク、火災リスク、作業操作性を比較評価して、電動鋸歯切断とニッパ切断を選定した。GBの特徴は5mm厚板の溶接殻構造、窓パネルは5mm厚板締付け構造、約10%のGB構造は底板厚が10~30mm厚の殻構造付きタイプである。多くのGBは鋸歯とニッパで解体可能で

ある。廃棄用グローブテント方式と低温切断方法が最良の方法である。準備段階において廃止措置経験の実績・管理当局へ情報提供可能。実績を安全管理と許認可対応へ活用。専門企業と報奨金払戻し契約、並列の業務実施・工程調整・管理ノウハウ等を評価して施設解体に活用した。

7. 進捗状況

廃止措置は特殊業務で、BNの本来業務・内容とは異なる。許認可の遅延を避けるため実績ある企業との早期の契約が有益である。

- ・STUDVIK GmbH&Co. KG (D)
- ・BELGOPROCESS&SCK/CEN (B)
- ・TECNUBELN. V. (B)

これら3社合弁事業体と契約した。従事者の技術研修・教育訓練⇒グローブボックスの解体⇒施設構造物の解体⇒建物と敷地の無条件解放(2014年)の計画である。

8. 安全対策

安全対策は3段階からなる。レベル1：契約先の決定(専門技術能力の企業選定)、レベル2：従事者教育と訓練(トレーニングセンター、新規参加者への教育助言、継続的な作業ルールの小区画化・分室化)、継続的な訓練、レベル3：業務組織と解体実務(GB内機器類の撤去、作業開始)・被ばく防護(遮蔽パネルの使用)さらに訓練センター内で次の項目を研修する。①核物質なし環境で模擬作業訓練、②GB作業訓練、③放射線の防護装備類の使用訓練、④GB内への物品搬入・バッグインアウト訓練、⑤PVCプラスチックとバッグの溶着訓練、⑥廃棄物ドラム缶の据付け・充填作業と分離移送の訓練、⑦装備解体用テントの設営、⑧GB作業とテント内の作業:鋸歯切断とニッパ-作業、⑨GBとテントの組立訓練、⑩解体技術の実務訓練)等である。

(ボールミル混合設備と焼結炉の模型解体実務訓練)

9. 放射線防護と安全確保

①放射線防護： ^{241}Am から生じる α 線被ばくと、 (α, n) 反応の中性子被ばくが課題。グローブテントと作業者の間に遮蔽パネルを置く。解体作業前に被ばく線量率を測定し、追加遮蔽の必要の有無を調査する。②リスク解析：臨界回避が重要である。全臨界質量が805g以下で少量であり、作業中は簡潔な臨界防止のルールを定める。③火災防止：油圧系統の油や工程使用の $(\text{Ar}+\text{H}_2)$ ガスなどの可燃性物質は解体作業の開始前に完全撤去する。テントシートは火災が伝播しない素材使用。電源やコード類はGB内で使わない。解体作業に高熱装置は使用しない。解体作業開始前にGB内電気系統は遮断。④作業フロー：整理整頓、避難パス、消防機器の位置や指示・表示類は完備。⑤テント内火災検知システム：局所アラーム系統に連結する。火災抑制機能（消化器等）を準備する。⑥閉込め機構の喪失対策：閉込めシステムはグローブテントと連結した深負圧・HEPAフィルターグローブボックス換気空調系で維持され

ている。テント破損の場合も通常排気フローを維持し汚染が拡散しない構造である。バキュームブレイカーバルブがテント内に過剰な負圧が働くと外気を入れて緩和する。⑧テント内の汚染の固着：GBの切断後、水性ニス塗布してテント内表面に汚染を固定、安全を維持しテント使用を継続する。

10. 業務進捗状況

解体作業の開始後2年経過し、2011年1月2日管理区域内での人身事故ゼロ、核物質関係の事故ゼロ、個人年間被ばく線量は12mSv以下で法令遵守、従業員移動数割合は10%以下である。業務の進捗率はGB解体～30%、70t金属スクラップを溶融処理した。

あとがき

- ①独のMOX施設廃止の経験を生かして γ 線と中性子測定が残留インベントリーの詳細な評価をしている。
- ②許認可・臨界防止・火災防止・遮蔽管理・教育訓練等のMOX施設廃止措置の実施経験を持つ企業と契約して合理的な実務を推進している。

参考文献

- 1) Jean-Marie Cuchet, et al. "Safety Optimization during the Dismantling of the MOX Facility of Belgonucleaire (BN) in Dessel Belgium.", KONTEC 2011. April 2011, Dresden
- 2) "Release of Materials during the Decommissioning of the Belgonucleaire Dessel MOX Fuel Fabrication Plant" ICONE17-75782, July 12, 2009, Brussel

3. セメント系材料を用いたサバンナリバー炉の原位置デコミッションング

物流システム事業準備室 事業計画部 泉田 龍男

米国エネルギー省（DOE）では、初期の目的を終了した原子炉、核種の分離施設、貯蔵施設等を原位置でデコミッションング（in-situ decommissioning：ISDと略）する構想がある。ISDとは、原子炉容器や主要な建屋、貯水施設等を解体せずにセメント等の充填材を注入して、構造的にも放射能隔離的にも安定化しようとするものである。サバンナリバー原子炉施設では、このISDプロジェクトが進行しており、充填材として約20万立法メートルが必要とされている。充填材は施設の沈下、水の浸透を防ぐと同時に汚染物を隔離できるように設計されるが、これらを達成するために各種のセメント系充填材が検討開発されたので、以下に紹介する。尚、このプロジェクトは、包括的環境対処・補償・責任法（Comprehensive Environmental Response, Compensations and Liability Act（CERCLA））に基づいて実施されており、実施費用は、米国回復・再投資法（the American Recovery and Reinvestment Act（ARRA））に基づいて提供されている。

1. はじめに

サバンナリバー施設（SRS）は核物質を生産する目的で、1950年代初頭に建設され、軍用の特殊核物質は5つの原子炉で生産された。R原子炉は、1953年12月に臨界となり、軍用の要求が減少する1964年までに断続的に運転された。停止後燃料を撤去し、閉止された。P原子炉は、1954年2月に臨界となり、1988年に安全上の改造のために長期停止となったが、再開せず1991年に燃料を撤去した後閉止された。PとRの両原子炉は、原位置デコミッションング（ISD）を最終形態とする包括的環境対処・補償・責任法（CERCLA）での環境回復活動を実施することとなった。ISDプロセスは以下から構成される。

- ・ 解体貯蔵施設からの排水
- ・ 低位置構造物と原子炉容器へのセメント系グラウト材の充填
- ・ 水溜り防止のために水平屋根上への収縮補償鉄筋コンクリート板設置
- ・ ガントリークレーン撤去
- ・ 排気塔解体

- ・ 解体貯蔵施設の地上部構造物の解体
 - ・ 解体貯蔵施設と原子炉容器上部への収縮補償コンクリート蓋の設置
 - ・ 建屋出入り口及び開口部などの鉄筋コンクリートによる閉止
- サバンナリバーサイトの原子炉は、構造的に強固であり、完全な解体は不要と判断された。また、P及びR原子炉施設のグラウト材充填と施設撤去のコスト評価により、グラウト材充填を行うISDが採用された。ISDは以下の要件を目標とする。
- ・ 作業員の放射線被ばくと有害物からの影響を防ぐ
 - ・ 放射性物質と有害物の外部への移行を基準値以下にする
 - ・ 動物などの侵入者の放射線被ばくと有害物の影響を防ぐ

2. 低位置施設のISD

大量の低位置の空間や部屋を充填するために3種類のグラウト材が開発された。これらは、サバンナリバー国立研究所で開発された

もので、ブリージング水がなく高流動性の性能を持っている。ポルトランドセメントとフライアッシュの混合物であり、①大量充填用、②制限された充填用、③水中充填用に使用された。表1にこれらの成分を示す。これらのグラウト材製造用に2つのコンクリート製造プラントがPとR原子炉施設のISD用にPエリア内に設置された。図1に設置されたコンクリートプラントの写真と運搬用のポンプトラックを示す。これらの施設及び運搬機材により、低位置施設（ほぼ地上部より低位の施設）にグラウト材が注入充填された。図2にグラウト充填の状況写真を示す。

3. 原子炉容器のISD

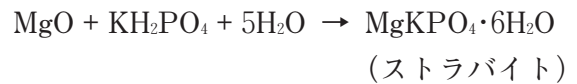
P及びR原子炉の原子炉容器は、直径4.9m、高さ4.8mのSUS304鋼で作られている。底部と塔頂部は高さがそれぞれ1.2m、1mの管板で閉じられており、塔頂部管板は高さ0.6mのプレナムでカバーされている。この原子炉容器の外周部は、厚さ0.6mの鋼鉄製の熱遮蔽殻が設置されており、さらにこれの外部は厚さ3mの鉄筋コンクリートの生体遮蔽で覆われている。

前節に示した低位置施設のISDで使用したグラウト材がこの原子炉容器に適用できれば合理的であるが、炉内に多数の機器が存在するという内部構造の問題以外に以下の課題があった。P及びR原子炉の双方とも原子炉容器内にアルミニウム製の機器が多数存在することである。アルミニウムは、セメント等のアルカリ性成分と腐食反応が生じ、水素ガスを発生するため、安全上発火限界濃度を超える可能性があるかどうかの評価が必要となる。評価の結果、R原子炉容器は、低位置施設で使用されたポルトランドセメントを主成分としたグラウト材でも、水素発生量は発火限界濃度の60%以下であり、これを使用でき

る。一方、P原子炉はアルミニウムの量が多く使用できないことが分かった。安全上、グラウト材のPHを10.8以下にする必要があり、新しいグラウト材を開発することとなった。水素発生は、アルミニウムの腐食反応以外にも、放射線による水分解反応によっても生じるがこの発生量は発火限界濃度に対しては無視し得る。

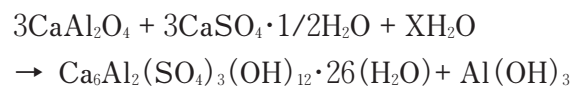
上記の評価の結果、R原子炉容器には低位置施設への充填用に開発されたポルトランドセメント系のグラウト材が使用された。P原子炉容器に対しては、以下に示す2種類の低アルカリ性グラウト材が検討された。

①マグネシウム・カリウムリン酸充填材



上式に示すように、酸化マグネシウムとモノリン酸カリウムの混合粉末が主成分であり、これが水和反応によりストラバイトと呼ばれる鉱物性の物質に固型化するものである。アルゴン国立研究所(ANL)と共同で開発された。開発にあたっては、安定な混合剤粉末(砂、フライアッシュ等)の選定や、グラウト材及びこれとの接触水のPH等が検討評価され、スケールアップ試験まで実施したが最終的に採用されなかった。

②アルミン酸カルシウム-硫酸カルシウムセメント



このグラウト材は、上記に示すアルミン酸カルシウムと硫酸カルシウムの混合物の水和反応により固型化するものである。グラウト材の最適成分決定のために、アルミン酸カルシウム、硫酸カルシウム、添加剤のフライアッシュ、砂、水、減水剤等の各成分の配合割合が検討された。検討にあたっては、セメントスラリー及び固型化後の細孔内水のP

H、流動性、発熱性等が測定された。最終的に水/セメント比が1.41と1.24の2種類の成分を決定し、実機 1/4 スケールのモックアップ試験で実用性を確認した。

③ P原子炉容器へのグラウト材充填

2010年11月にアルミン酸一硫酸カルシウムグラウト材がP原子炉容器内に注入された。2つのパドルミキサーが設置され、プレミックスの充填材粉末と水をミキサーで混練し、混練後のグラウト材をポンプで原子炉容器上部まで移送して注入した。

4. 結論

サバンナリバー P 及び R 原子炉施設の原位置

置デコミッションングが実行中であるが、これらの施設の低位置施設には145,265m³のグラウト材が注入された。I S Dプロセスを完成するには、さらに191,140m³のグラウト材が必要である。

グラウト材は、ポルトランドセメントとフライアッシュの混合物を主成分としたものを開発した。

原子炉容器に対しては、R原子炉容器は上記のグラウト材が適用されたが、P原子炉容器に対しては、低アルカリ性のアルミン酸カルシウム一硫酸カルシウムセメントが開発・適用された。

参考文献

- 1) C.A.Langton, D.B.Stefanko, M.G.Serrato, J.K.Blankenship, W.B.Griffin, J.T.Long, J.T.Waymer, D.Matheny and D.Singh, "Use of Cementitious Materials for SRS Reactor Facility In-Situ Decommissioning-11620" WN2011 Conference, February 27-March 3, 2011 Phoenenix, AZ

表1 低位置施設のグラウト材成分組成

Material (kg / m ³) (lbs / yd ³)	Congested Dry Area Placements	Uncongested Dry Area Placements		Underwater Placements
	PR-ZB-FF	PR-ZB-FF-8	PR-ZB-FF-8-D	PR-UZB-FF-8
Portland Cement Type III	89 (150)	89 (150)	89 (150)	89 (150)
Fly Ash Class F (ASTM C-618)	297 (500)	297 (500)	297 (500)	297 (500)
Sand (quartz) (ASTM C-33)	1375 (2318)	1097 (1850)	1097 (1850)	1097 (1850)
Gravel (granite) No. 8	0	475 (800)	475 (800)	475 (800)
Water (kg / m ³) (lb / cu yd) (gal / cu yd)	311 (525) (63)	262 (441) (53)	247 (416) (50)	205 (346) (41.5)
Polycarboxylate polymer HRWR max. (L / m ³) (fl. oz / cu yd)	0.46* (120)*	0.30* (79)*	0.30* (79)*	0.26** (68)**
VMA (g / m ³) (g / cu yd)	360W (275)W	360W (275)W	262D (200)D	0



図1 コンクリートプラントと運搬ポンプ車

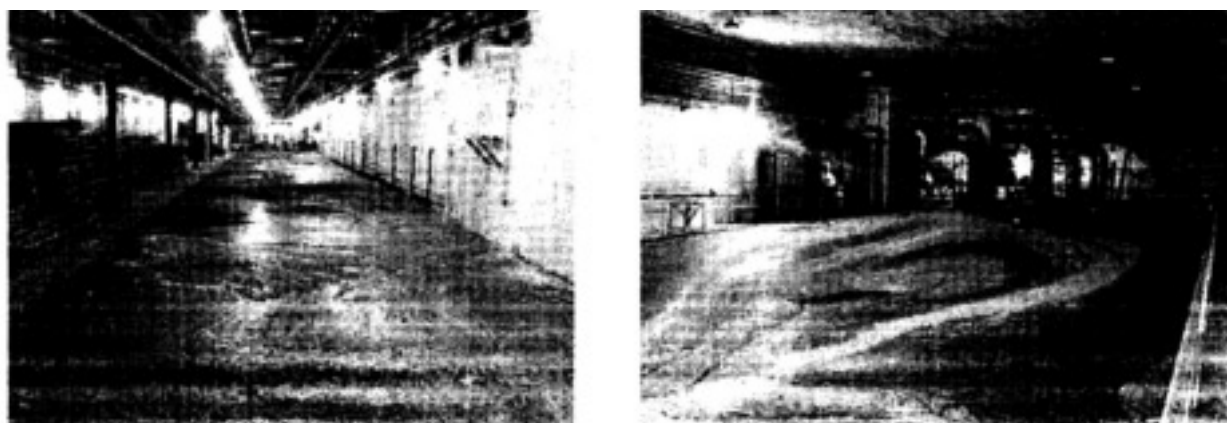


図2 R原子炉D&Eカナル(左)、P原子炉熱交換ピットのグラウト材充填状況

4. 英国セラフィールド廃棄物サイロの廃止措置

物流システム準備室 設備準備部 秋山 武康

60年を経過した英セラフィールドの廃棄物サイロの廃止措置は、設計時に廃棄を考慮していないこと、施設の追加・停止・転用などでレイアウトが入り組んでいることなどから、サイロの解体が進んでいなかった。最近、経営の刷新、新しい技術の採用、評価手法の導入で解体作業に進捗が出てきた。修復施設の設計・設置を2017年半ばまでに完成する予定で、現在修復モジュール用基礎工事が完了し上部構造の建設が始まっている。

新しい技術の採用とその技術に応じた適切なリスク評価、更にリスクのバランスをとって進めることが特に有効である。

セラフィールド

北西イングランドのセラフィールドに英国最大の核関連施設があるが、60年前の施設であり、最古の建物の解体は複雑になる。サイトは従来の建物の隣に構築する空き場所がなく、不十分な措置や貯蔵施設が既存の廃棄物に利用されている。中間レベル廃棄物貯蔵サイロの解体プロジェクトは、こうした全ての問題に直面した。

燃料被覆管サイロ（PFCS）は、従来の建物の中心部にあり、1950年に臨界になりプルトニウムを生産した Windscale 黒鉛炉で使用された燃料の脱被覆に起因する固形廃棄物を受け入れるために、PFCサイロが1950年に建てられた。

Windscale工場は英国の核抑止力のために急遽建設され、当時設計や建物の規制はなかった。PFCサイロは、カナダの穀物サイロに基づいて設計され、当時の工学標準で建設された。サイロは、低燃焼度燃料の脱被覆から中級レベルの廃棄物の貯蔵を意図していたことが知られている。サイロは1952年から1965年をメインに、1968年まで運転された。また初期のマグノックス炉からの廃棄物保管にも使われた。

手入れとメンテナンスの準備

規制要件の増加に伴い、核の封じ込めと安全な廃棄物貯蔵を改善するために二つの重要なアップグレードが、1970年代と1980年代に行われた。さらに近隣工場での外部線量率を低減するため、建物に遮蔽が追加された。1980年代の2番目の変更は、火災検知、及びサイロ各区画の上下部の両方へアルゴンガスを注入できる消防システムへの適合であった。

最近では、サイロは修復作業構築プログラムの対象となっている。構造体は、将来の修復時の負荷にあうまで、炭素繊維のストラップで補強される。壁はアルゴン機密を強化するためシール材で被覆された。

廃棄物（特にウラン水素化物）の反応性^{注1}が、サイロを空にし建物を撤去する意思決定を導いた。しかし廃棄物の修復施設が構築されるまで、老サイロを空にするめどはたなかった。

1996年までにBNFL（英国核燃料会社：施設を所有し管理する）は、サイロを改装すること及び廃棄物の回収と処理施設を建設するプログラムを計画し、サイロの撤去を許可した。その後15年間、財務と安全規制の2つの制約により計画が遅れ、作業が進捗したのは新しいセラフィールド社経営陣になったこの

1年である。

解体の加速

Paul Nichol PFCS施設課長は、「我々の現在の戦略は、材料を取り出し、それを保存することです。我々は、サイロをそのままにしておく余裕はない。サイロは古い構造物であり、安全性の観点から適格だといえない。我々は最善を尽くしているが、それは耐え難いリスクであり、現代の基準を満たしていない。」と説明する。

廃棄物修復の計画を通じて主要なブレースルーは、サイトにおける機械のリスク評価上の戦略的な変化から来ている。Graham Young PCFS運転課長は、「クレーンのための古い方法論はリフト用クレーンを360度方向評価することだが、新しい方法論ではリフトが使われる範囲についてリスク評価する。」と言い、この結果事務処理は大幅に短縮された。

Paul Nicholは、リスクのバランスをとる新しいサイトの哲学を説明した。当初の計画ではクレーン落下の危険性のためクレーンを使用せずに構築することだったが、“適切に設置されて、適切に管理されたクレーンは転倒しない”と判断しクレーン使用のリスクバランスをとることができる。

装備の追加

廃棄物の修復施設は、新しい鉄筋コンクリート支持構造物で構成される。サイロから構造的に独立しているが隣接しているモジュールで構成され、多くのモジュールがボルトで固定される。

サイロは2列で、各々5つの内壁で区切られ、12区画になっている。修復施設はサイロの側面全体をカバーし、建物に沿って移動することができるモジュラー構造が使用され、

その結果、安く迅速に製作でき撤去も安くなる。各区画のドアはサイロの構造体にボルトで固定され、サイロの面に対してシールされる。修復モジュールはこれにドッキングし、廃棄物回収中のサイロ内アルゴン不活性雰囲気保持する。

一旦接続されると、クラムシェル型バケットを保持する伸縮ブームはサイロの側に新しい穴から配置される。ブームは延長し、バケットは材料を持ち上げるために巻き下され、荷積み後巻き上げられる。ブームは折りたたまれ、180度回転し、ホイスト用吹き抜けの中を、廃棄物の特性評価モジュールに向けて再びバケットを下ろす。

廃棄物は、ロボットアームを使用してテーブルの上に分散される。特性評価が完了すると、ロボットアームが待機中の3 m³の貯蔵箱に廃棄物を押し込み、その箱は蓋をしたステーションに移動させられ、排出される(図1参照)。すべての操作は、ロボットや遠隔操作機器によって行われる。

廃棄物修復施設の設計・設置は、実際の撤去と回収を開始する予定の2017年半ばまでに完成する予定である。2011年4月時点で、修復モジュール用コンクリート基礎のスラブが完成され、コンクリート上部構造のシェルの建設が始まっている。(この構造体を構築するために、準備、詳細設計、施工の3フェーズとして、6年間に120~150百万ポンド(144~180億円)の契約を結んだ。)

注1) サイロの不活性化

サイロでの関心事は、湿気や酸素欠乏雰囲気下でウラン金属の腐食により生成される自然発火性水素化ウランであり、1990年代にサイロの不活性化を実施した。

不活性ガスとしてアルゴンが選ばれ、還元(水素化)防止と酸化(燃焼)防止のため、酸

素濃度レベルは約 8 ppm以上、2 %以下に制御され、サイロは安全に管理される。

さらに従来サイロから外部への漏れを防ぐために系内は負圧に調整していたが、微陽圧運転システムを採用し、使用アルゴンの保持期間を 5 日間と大幅に延長した。

参考文献

- 1) Penny Hitchin, “Old meets new.”, Nuclear Engineering International July 2011



(a) 1982年の全景写真



(b) セラフィールドの現在

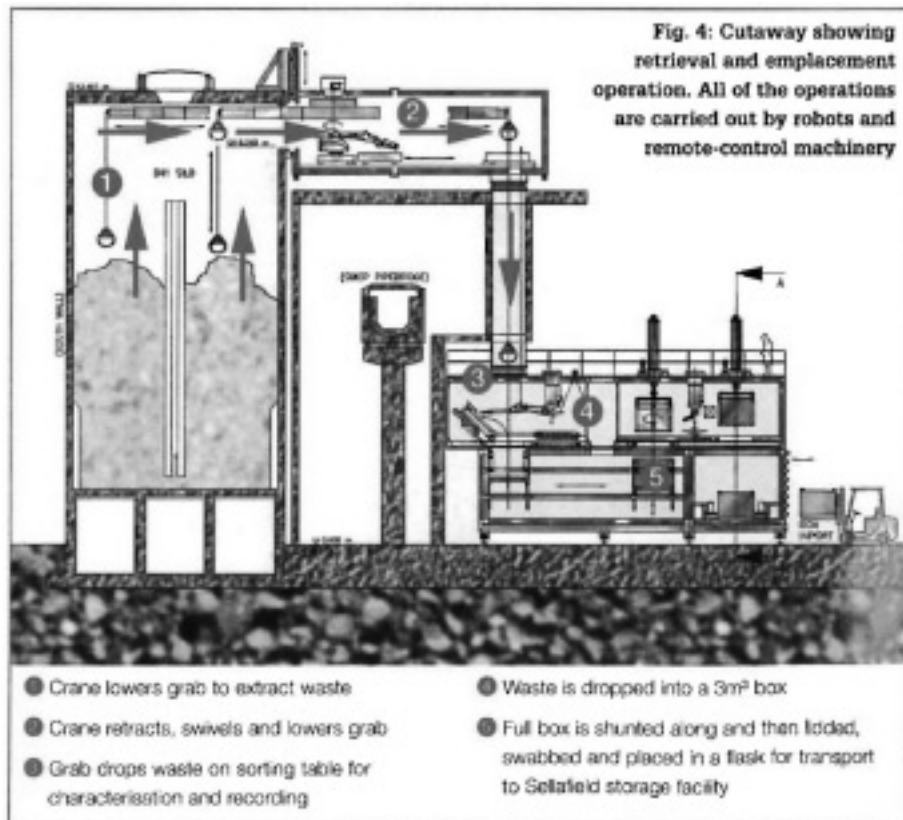


図1 サイロと修復施設(全体概要)

5. 原子力発電所の廃止措置情報

情報管理部 榎戸 裕二

廃止措置の概況：

2011年5月20日の東京電力福島第一原子力発電所1～4号機の恒久運転停止の発表以降、英国ではOldbury A2炉、ドイツではBrunsbüttel発電所他7機の恒久運転停止が発表された。

Oldbury A2は計画的停止であり、ドイツの8機は事故停止中のものも含め原子力発電からの全面撤退を決めたドイツの大統領令による第一段階の措置である。これらの原子炉の運転停止よりIAEAのPRISによれば世界で139機が停止したことになる。なお、運転中の発電炉は433機、長期の運転停止中は5基、建設中は65機とされる。表2に新たに恒久運転停止となった英・独の発電炉を英国及びドイツの国欄に示す。因みにドイツではPWR、BWRそれぞれ4機である。

表1 日本において運転年数が35年を超えた原子力発電所（2011年10月現在）

表2 世界の原子力発電所廃止措置情報一覧（2011年10月現在）

表1 日本において運転年数が35年を超えた原子力発電所（2011年5月現在）

電力会社名	発電所名	運転開始年月	電気出力(万kW)	炉型	廃止措置予定
東京電力	福島第一1号機	1971年3月	46.0	BWR	東電廃止措置決定
	福島第一2号機	1974年7月	78.4	BWR	東電廃止措置決定
関西電力	美浜1号機	1970年11月	34.0	PWR	運転50年を超えず廃止措置（リプレース）
	美浜2号機	1972年7月	50.0	PWR	未定
	高浜1号機	1974年11月	72.6	PWR	未定
	高浜2号機	1975年11月	82.6	PWR	未定
中国電力	島根1号機	1974年3月	46.0	BWR	未定
九州電力	玄海1号機	1975年10月	55.9	PWR	未定
日本原電	敦賀1号機	1970年3月	35.7	BWR	運転46年で廃止措置（リプレース）



計画停止措置により2011年6月30日恒久運転停止した英国のOldbury A2発電所 (GCR) (Magnox Ltd HPより)



大統領令により2011年8月6日に恒久運転停止したドイツのKrümmel発電所 (Wikipediaより)

表2 世界の原子力発電所廃止措置情報一覧（2011年10月現在）

No.	国	施設名	運転期間	電気出力 (ダラス)	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	2011年	
3	ブルガリア	コスロドイ-1	1974/10/28～2002/12/31	440MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	未定	
4		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				
6		コスロドイ-4	1982/06/20～2006/12/31	440MW	PWR				
7		ダヴラスポイント	1968/09/26～1984/05/04	218MW	PHWR				
8		ジェンテイリ-1	1972/05/01～1977/06/01	266MW	HVLWR				
9	カナダ	ロルトンNDP-2	1962/10/01～1987/08/01	20MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	未定	
10		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	2027年以前	
11		ジョー-A	1967/04/15～1991/10/30	320MW	PWR	安全貯蔵	圧力容器解体準備	2019年	
12		シノン-A1	1964/02/01～1973/04/16	80MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2027年	
13		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	
14		シノン-A3	1966/08/04～1990/06/15	480MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年	
15		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の処分場開設待)	未定
16			マルクール-G3	1960/04/04～1984/06/20	43MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
17			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	2016年
18			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
19	サンローラン-A2		1971/11/01～1992/05/27	530MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備作業中	2028年	
20	スーパフェニックス		1986/12/01～1998/12/31	1241MW	FBR	即時解体	Na処理継続	2026年	
21	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	
22	グライースバルト-1		1974/07/02～1990/02/14	440MW	PWR				
23	グライースバルト-2	1975/04/14～1990/02/14	440MW	PWR					
24	グライースバルト-3	1978/05/01～1990/02/28	440MW	PWR	即時解体	解体中、サイトの部分解放済	2012年		
25	グライースバルト-4	1979/11/01～1990/07/22	440MW	PWR					
26	グライースバルト-5	1989/11/01～1989/11/24	440MW	PWR					
27	ドイツ	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	
28		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	
29		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	
30		カールVAK	1962/02/01～1985/11/25	16MW	BWR	安全貯蔵	解体作業は完了	未定	
31		カールスルーヘKNK-II	1979/03/03～1991/08/23	20MW	LMFBR	即時解体	解体中	2013年	
32		カールスルーエMZFR	1966/12/19～1984/05/03	57MW	PHWR	即時解体	解体中	2011年	
33		リンゲン(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	
34		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	

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
35		ニダーアアイヒバツハ (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
36		ラインスベルグ	1966/10/11～1990/06/01	70MW	PWR	即時解体	解体中	2012年
37		シュターデ	1972/05/19～2003/11/14	672MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
38		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)	未定
39		ヴェルガッセン	1975/11/11～1994/08/26	670MW	BWR	即時解体	解体中	2014年
40		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
41	ドイツ	ビブリスA	1974/08/25～2011/08/06	1167MW	PWR	未定	未定	未定
42		ビブリスB	1976/04/25～2011/08/06	1240MW	PWR	未定	未定	未定
43		ブルンスビュッテル	1976/07/13～2011/08/06	771MW	BWR	未定	未定	未定
44		イザール1	1977/12/03～2011/08/06	878MW	BWR	未定	未定	未定
45		クリュンメル	1983/09/28～2011/08/06	1346MW	BWR	未定	未定	未定
46		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
47		フィリップスベルグ1	1979/05/05～2011/08/06	890MW	BWR	未定	未定	未定
48		ウンターヴェエーザー	1978/09/29～2011/08/06	1345MW	PWR	未定	未定	未定
49		カオロン	1981/12/01～1990/07/01	882MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2016年
50	イタリア	ガリグリアーノ	1964/06/01～1982/03/01	160MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2015年
51		ラティナーナ	1964/01/01～1987/12/01	160MW	GCR	安全貯蔵	解体中	2020年
52		トリノ・ヴェルチェッレ	1965/01/01～1990/07/01	270MW	PWR	即時解体	解体中	2014年
53		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
54		東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166MW	GCR	即時解体	解体中	2017年
55		「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165MW	HWLWR	即時解体	解体中	2028年
56		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
57	日本	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	
58		福島第一1号機	1970/11/17～2011/05/20	460MW	BWR	未定	未定	
59		福島第一2号機	1973/12/24～2011/05/20	784MW	BWR	未定	未定	
60		福島第一3号機	1974/10/26～2011/05/20	784MW	BWR	未定	未定	
61		福島第一4号機	1978/02/24～2011/05/20	784MW	BWR	未定	未定	
62	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
63	リトアニア	イグナリアー1	1983/12/31～2004/12/31	1300MW	LWGR	未定	運転停止	未定
64		イグナリアー2	1987/08/20～2009/12/31	1300MW	LWGR	未定	未定	
65	オランダ	ドーテバルト	1969/03/26～1997/03/26	60MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降
66		ペロヤルスク-1	1964/04/26～1983/01/01	108MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	不明
67		ペロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	不明
68	ロシア	ノボボロネジ-1	1964/12/31～1984/02/16	210MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵終了し解体中	不明
69		ノボボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵終了し解体中	不明
70		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

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
71	スロバキア	ボフニチェ-A1	1972/12/25～1977/02/22	143MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2057年頃
72		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	2062年頃
73		ボフニチェ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440MW	PWR			
74	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
75		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	不明
76	スウェーデン	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
77		バーセベック-1	1975/07/01～1999/11/30	615MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (SFR-2 処分場開設待)	2020年頃解体開始
78		バーセベック-2	1977/03/21～2005/05/31	615MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体しサイト解放済み	
79		ルーセン	1968/01/29～1969/01/21	6 MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中 (2045年まで)	解体、敷地除染修復 (2046～2065年)
80	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)
81		チェルノブイル-2	1978/05/28～1991/10/11	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)
82		チェルノブイル-3	1982/08/27～2000/12/15	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)
83		チェルノブイル-4	1984/03/26～1986/04/26	1000MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2013年)	2074年まで安全貯蔵 後解体
84		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～2015年)	80年間(2095年まで) 安全貯蔵後解体
85	パークレ-2	1962/10/20～1988/10/26	166MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2026年)	80年の安全貯蔵期間 後解体	
86	イギリス	ブラッドウェル-1	1962/07/01～2002/03/31	146MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2015年)	80年の安全貯蔵期間 後解体
87		ブラッドウェル-2	1962/11/12～2002/03/30	146MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2015年)	80年の安全貯蔵期間 後解体
88		コールドハール-1	1956/10/01～2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2026年)	80年の安全貯蔵期間 後解体
89		コールドハール-2	1957/02/01～2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2026年)	80年の安全貯蔵期間 後解体
90		コールドハール-3	1958/05/01～2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2026年)	80年の安全貯蔵期間 後解体
91		コールドハール-4	1959/04/01～2003/03/31	60MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (2006年～2026年)	80年の安全貯蔵期間 後解体
92		ハンターストン-A1	1964/02/05～1990/03/30	173MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中 (1995年～2016年)	65年間(2081年まで) 安全貯蔵後解体
93		ハンターストン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173Mw	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
94		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
95		ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	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
96	オールドベリー-A2	1968/04/06～2011/06/30	217MW	GCR	未定	未定	未定	
97	トローズフイニッド-1	1965/03/24～1991/02/06	23.6MW	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	
98	トローズフイニッド-2	1965/03/24～1991/02/04	23.6MW	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	
99	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	
100	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	
101	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 (2009年～2017年)	2102年まで安全貯蔵 後解体	
102	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 (2009年～2017年)	2102年まで安全貯蔵 後解体	
103	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 (2011年～2018年)	2116年まで安全貯蔵 後解体、2128年サイ ト解放	
104	チャペルクロス-2	1959/03/01～2004/06/29	60MW	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年サイ ト解放	
105	チャペルクロス-3	1959/03/01～2004/06/29	60MW	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年サイ ト解放	
106	チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60MW	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年サイ ト解放	

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
107	イギリス	ドンレー DFR	1962/10/01～1977/03/01	14MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
108		ドンレー PFR	1976/07/01～1994/03/31	250MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
109		ウインズケール WAGR	1963/02/01～1981/04/03	36MW	GCR	解体へ変更	解体中	2028年
110		ウインプリス SGHWR	1968/01/01～1990/09/11	100MW	HWLWR	解体へ変更	解体中 (2015年完了予定)	2042年へ変更
111		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
112		GEハレシトス	1957/10/19～1963/12/09	24MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2019年完了予定
113		CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了
114		ドレズデン-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
115		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
116		エンロコ・フェルミ-1	1966/08/05～1972/09/22	65MW	FBR	安全貯蔵	解体中	2025年予定
117		EBR-II	1965/01/01～1994/09/01	20MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定
118		ハンフォードN原子炉	1966/04/01～1988/02/01	860MW	LWGR	安全貯蔵	ISS (蘭化) 方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体
119		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
120		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	2007年完了
121	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	
122	フンボルト・ベイ	1963/08/01～1976/07/02	65MW	BWR	安全貯蔵	解体準備中	2015年完了予定	
123	インデアン・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	
124	ラクロス	1969/11/07～1987/04/30	53MW	BWR	安全貯蔵	解体中	2026年完了予定	
125	アメリカ	メインヤンキー	1972/12/28～1997/08/01	900MW	PWR	即時解体	サイト解放済	2005年完了
126		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
127		パプアニューギニア	1966/07/02～1967/10/01	66MW	BWR	安全貯蔵	サイト解放済	2007年完了
128		ピーチボトム-1	1967/06/01～1974/11/01	42MW	HTGR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2034年以降予定
129		ピカー	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
130		プエルトトリコ 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
131		ランチョセコ-1	1975/04/17～1989/06/07	917MW	PWR	即時解体	語認可解除 (建物残存)	2009年完了
132		サンオノフレ-1	1968/01/01～1992/11/30	456MW	PWR	即時解体	解体中	2030年完了予定
133		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
134		ショールーム	運転開始しないで閉鎖	880MW	BWR	即時解体	解体済	1995年完了
135	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	未定	
136	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	
137	ヤンキーロー	1961/07/01～1991/10/01	180MW	PWR	即時解体	サイト解放	2007年完了	
138	ザイオン-1	1973/12/31～1998/02/13	1085MW	PWR	安全貯蔵	解体準備中	2018年完了予定	
139	ザイオン-2	1973/12/31～1998/02/13	1085MW	PWR	安全貯蔵	解体準備中	2018年完了予定	
140	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	

委員会等参加報告

前報告から平成23年11月10日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
(独)原子力安全基盤機構 (JNES)	放射性廃棄物国際基準検討会	泉田 龍男	8月8日
(独)原子力安全基盤機構 (JNES)	第17回廃止措置検討会	榎戸 裕二	10月25日
環境省	環境回復検討会	森 久起	9月14日 9月27日 10月10日
一般社団法人 日本下水道施設業協会主催	第7回公開講座(講演) 「放射性廃棄物の観点からの下水汚泥処理処分の課題」	森 久起	7月15日
千葉県柏市主催	一般廃棄物の焼却処理施設に係る放射性物質を含む焼却灰等の取扱いに関する研修会(講演) 「8000Bq/kgを超える焼却灰の保管作業従事者へのアドバイス」	森 久起	8月19日
公益社団法人 日本下水道管路管理業協会主催	平成23年度「関東支部 세미나」(講演) 「放射性廃棄物の観点から下水道管路維持の課題」	森 久起	10月27日
環境新聞社・全国環境ビジネス企業連合会主催	環境ビジネスセミナー(講演) 「放射能汚染対策の現状と今後の展望」	森 久起	11月4日
廃棄物資源循環学会主催	研究発表会(講演) 「放射性物質を含む廃棄物の対応と課題」	森 久起	11月4日

総務部から

1. 人事異動

○職員

採用（10月1日付）

参事・企画部長

澁谷 進

異動（10月1日）

解兼務（企画部長）

武田 準一

退職（10月14日付）

物流システム事業準備室 技術部調査役

長谷川安茂

©RANDECニュース 第89号

発行日：平成23年11月21日

編集・発行者：財団法人 原子力研究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、同センターの許諾を受けて下さい。