

Radwaste and Decommissioning Center

RANDEC

Dec. 2015 No. 101

ニュース

(公財) 原子力バックエンド推進センター



試験研究用原子炉施設のバックエンドへの期待

学校法人五島育英会 東京都市大学
原子力研究所 所長 三橋 偉司

試験研究用原子炉施設を含む原子力研究施設で、運転や廃止措置により発生する放射性廃棄物は日本原子力研究開発機構（JAEA）が処分主体となり、原子力バックエンド推進センター（RANDEC）が集荷、保管並びに処理を行う物流事業を実施されることとなっている。

東京都市大学（旧武蔵工業大学）原子力研究所（原研）には、最大熱出力 100 kW の TRIGA - II 型原子炉（武蔵工大炉）がある。武蔵工大炉は 1963 年に初臨界、1989 年まで放射化分析や炉物理の研究、医療照射並びに技術者育成のための全国大学共同利用施設として利用されてきた。長期停止の後、2004 年より廃止措置に着手し、米国に使用済燃料を輸送・返還し、使用しない施設・設備の機能停止措置を行った。近年、水を使用しないため、屋外の液体廃棄設備を解体撤去し、当該廃棄物処理場の敷地を管理区域から解除した。

現在、武蔵工大炉は工事のない静的状態にあり、運転で出た廃棄物並びに解体撤去物は

容器に収納し、機能停止した設備・機器は据付状態で保管し、安全管理を行っている。

一方、原研には放射性同位元素使用施設（RI 施設）もあり、職員及び学生・院生の種々の研究に利用している。

両施設は壁や扉一つで区分されるが、原子炉等規制法と放射線障害防止法により廃棄物は別取扱いで、RI 施設の廃棄物は日本アイソトープ協会の回収があるが、融通は利かない。

原研は周囲が高度経済成長期に急激に都市化された川崎市王禅寺地区のニュータウンに囲まれて位置する。ここ数年、地域住民を主な対象とした研究所公開「王禅寺オープンラボ」を行い、原子力・放射線並びに原研の安全性に理解が得られるよう活動している。

運転並びに廃止措置において、施設から放射性廃棄物という放射能インベントリをなくし、安全性が担保された場所で処理処分することは原子力利用の安全性上必須であり、RANDEC には JAEA とともにこれが実現されるよう大いに期待するものである。

RANDEC ニュース目次

第 101 号 (平成 27 年 11 月)

巻頭言 試験研究用原子炉施設のバックエンドへの期待

学校法人五島育英会 東京都市大学 原子力研究所 所長 三橋 偉司

韓国廃炉国際ワークショップ (IAEA 共催) について.....1

特別顧問 中島 一郎

第 28 回 原子力施設デコミッションング技術講座の開催.....2

情報管理部

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

1. 研究施設等廃棄物作業部会参加報告.....5

廃棄物処理事業推進部 泉田 龍男

2. 吸着剤による Cs 除去試験 (吸着性能の比較)6

企画部 梶谷 幹男

外部機関の活動状況の紹介

1. 安藤ハザマ 原子力分野での技術開発.....7

(株) 安藤・間 技術本部原子力部 雨宮 清

2. 国内外でエコマネジメントを展開する資源リサイクル企業..... 10

株式会社リーテム 陶山 純子

海外技術情報

1. MOX 燃料工場の Pu 汚染に関するクリアランス測定..... 14

企画部 菊池 孝

2. アブレッシブ水ジェット切断における研磨材分離方法..... 18

企画部 五十嵐 幸

3. 高性能セメント固化混合プロセスの開発..... 22

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

4. ホットセル内での混合廃棄物の分別..... 26

廃棄物処理事業推進部 泉田 龍男

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

・委員会等参加報告	35
・総務部から	35
・第 27 回「報告と講演の会」ご案内.....	36

韓国廃炉国際ワークショップ(IAEA 共催)について

特別顧問 中島 一郎

去る 9 月 10 日から 12 日にかけて、韓国ソウルの Hanyang (漢陽) 大学で開催された原子力施設の廃止措置の準備と管理に関する国際ワークショップに招待され参加したので、その概要を報告する。

(1) 歓迎挨拶、祝辞、及び基調講演

(9 月 10 日午前)

① 歓迎挨拶

主催者代表である Hanyang 大学の Kim, Yong-soo 学部長及び共催である IAEA の Hahn, Pil-soo 部長から、出席者への歓迎の挨拶があった。

② 祝辞

Chang, Soon-heug Handong 国際大学総長、Choi, Jong-bae 未来創造科学部 (文科省に相当) 副大臣、Jeong, Dong-hee 産業通商資源部 (経産省に相当) 局長から祝辞が述べられた。(Kori 1 号の 2017 年廃炉を控えて、廃止措置の国際ワークショップの開催が意義深いものであるとの内容)

③ 基調講演

John Rowat IAEA 部長 (廃止措置関連) が IAEA の廃止措置に関連する安全基準について、これまでの活動を詳しく説明した。さらに、IAEA が関係する 2016 年スペインで開催する廃止措置国際会議を紹介した。

Kim, Bum-nyun KHNP (韓国水力原子力発電会社) 副社長が韓国の廃止措置の現状と将来について、韓国の基本方針を述べた。また、廃止措置のロードマップを明確に説明し、廃止措置の観点 (廃棄物の最小化、解体のし易さ等) からの新しい原子力発電所の検討状況を紹介した。

(2) テクニカルセッション

10 日午後、11 日午前・午後とテクニカルセッションが続き、熱心な討議がなされた。

・韓国外からの発表は、各国の廃止措置の紹介 (ほとんどが原子炉で、そのほかベルギーから Dessel の MOX プラント*を発表)

・韓国からの発表は、Kori 1 号の廃止措置を想定したハード・ソフトの研究開発に関するものがほとんどであった。

(3) パネル討論

11 日の 17 時から、IAEA の John Rowat 氏が議長で韓国、米国、ドイツ、ベルギー、カナダ、日本が登壇。

先ず、Kori 1 号を 2017 年に停止して廃止措置に入るが、各国から留意すべき点についてコメント・アドバイスが求められた。また、各国に対して会場から質問が出され、活発なやりとりがなされた。次回の国際ワークショップは、Kori 1 号が停止する 2017 年が良いだろうとの意見がパネラーから多く出され、パネル討論は終了した。

(4) サイトツアー

9 月 12 日に KORAD (韓国放射性廃棄物管理公団) が操業している Wolsong (月城) の廃棄物処分施設のサイトツアーに参加した。本施設は 2014 年に操業を開始し、現在 10 万本のドラム缶収納の 6 つのサイロのうち、2 つのサイロに廃棄物ドラム缶を入れており、順調に計画を進めていた。

*本ニュースの海外技術情報 1. に関連情報を掲載

第28回 原子力施設デコミッショニング技術講座の開催

情報管理部

当センターは、第28回原子力施設デコミッショニング技術講座を10月30日（金）東京赤坂の三会堂ビル石垣記念ホールにて開催しました。特別講演として2件、廃止措置及び注目技術で6件の合計8件の講演が行われました。ご講演者は最新の情報を中心に各プロジェクトの進捗と課題及び今後の計画について紹介され、また、活発な質疑応答も行われ講座を成功裏に開催することができました。講座には、首都圏以外からも多数の方が参加され、東京電力福島第一原子力発電所廃炉活動の現状と今後の計画や周辺環境の回復について、また、国内の原子力発電所の廃止措置の広まりを受け、廃止措置及び放射性廃棄物の技術と動向について全国的に深い関心を持っておられることが分かりました。以下に、講演内容を簡単に紹介します。

特別講演Ⅰでは、東京電力（株）福島第一廃炉推進カンパニーの大沢高志部長から、ロードマップに従って進められている福島第一の廃炉活動について、汚染水中の多核種除去設備の投入やサイト内の除染により本年度末の敷地境界の線量を計画通り1 mSv/年以下となること、地下水バイパス、遮水壁の建設、高性能汚染水貯蔵タンクの設置により汚染水対応を計画的に進めていることが紹介されました。

続いて、損壊した1～3号機の使用済燃料プール内の燃料取出しについては、2017年度の取出し開始を目途に原子炉建屋上部等の整備を行っていること、原子炉内の燃料デブリ取出し準備、特に格納容器内の状況確認と燃料デブリ取出し工法の実現性評価をNDF（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）の支援を受けて行っていること、また、サイトの廃棄物管理状況や一日7000人の作業するサイト内の労働環境の改善が進んでいることなどの詳細な現状が説明されました。

特別講演Ⅱでは、NDFの加藤和之執行役員から福島第一の研究開発支援を担う機構の組

織・目的の説明があり、中長期的な福島第一のリスク低減に向け、具体的には、廃炉を行う上で重要な課題である燃料デブリ取出しと放射性廃棄物管理の研究開発を同機構が作成した「技術戦略プラン2015」に沿って実施されていること及びその基本的考え方と支援技術内容が説明されました。燃料デブリ撤去工法は格納容器内の冠水、冠水せずに気中で原子炉上部からアクセスする方法、気中で格納容器底部から横アクセスする3工法のシナリオに沿って技術的実現性を確認し、2021年からの取出しを図ることを説明された。また、廃棄物対策においてはIAEAの安全要件に基づき保管管理、処理処分方策検討及び必要な法整備を行っていくこと、これらの検討を進める当たり東京電力、IRID（国際廃炉研究開発機構）やJAEA（日本原子力研究開発機構）、大学・研究機関と連携し研究全体を最適化することなどが紹介されました。

原子力発電所の廃止措置プロジェクトに関する講演は3件あり、まず、日本原子力発電（株）荻込敏調査役から、東海発電所のこれまでの廃止措置実績と現在実施している中間

熱交換器の遠隔解体の実績について紹介があり、2基目の中間熱交換器は遠隔操作手法との技術比較のため遠隔手法を用いずに手動で行うことを説明されました。今後の原子炉領域の解体に向けた活動では、原子炉上部の厚さ約3 mの上部遮へい板の遠隔解体手法について調査研究を行っていることが紹介された。さらに、各過程で発生する低レベル廃棄物の管理方法、特にL3廃棄物のサイト内埋設事業申請、解体廃棄物のクリアランスの現状について説明されました。さらに、本年4月に廃炉を決めた敦賀1号機の廃止措置計画申請準備の概要説明がありました。

次に、JAEAの原子炉廃止措置研究開発センターの水井宏之技術開発課長代理は、ふげん発電所の廃止措置の進捗状況、タービン建屋の解体（約1000t）と部材のクリアランス設備増強作業を行うとともに、廃棄物量・人工数の実績データベースの拡充について紹介がありました。一方、炉心解体に向けた研究開発計画を検討していること、圧力管、カランドリ管、炉心タンク等の解体に向け線量評価用のサンプル採取方法や解体工法の検討及び工期短縮と2次廃棄物発生量の低減の観点から、切断工法はプラントの特徴からレーザ切断工法が選ばれたことが説明されました。

次に、本年4月に運転停止された美浜1、2号機の廃止措置準備について、6月に発足した関西電力（株）原子力事業本部廃止措置技術センターの藤井大士所長から紹介がありました。我が国のPWR型炉では初めてとなる美浜1号機は1970年11月の大阪万博で初めて「原子力」の灯をともして以来、同2号機とともにこれまで関西地区に電力供給し、両機は本年4月末に同時に運転停止となった。両機の運転停止は言わば計画外停止であった。廃止措置

計画はこれから周到な準備を行うこと、発電所と一体となって事業推進を図る組織作り、マニュアル等の見直し、使用済燃料の施設外への搬出計画の検討等を行う。さらに、廃止措置計画の策定検討、具体的には系統除染、汚染状況調査、廃止措置時の施設の維持管理、最適な解体計画を作成する。特に、廃棄物量の低減を目指しL1、L2、L3廃棄物の区分では余計なマージンを取らないように管理したい旨、説明がありました。

注目技術では、第一カッター興業（株）高杉浩部長から、「放射線管理区域内の無火気切断工法技術」として、ダイヤモンド工具、特に最近利用範囲が拡大しているダイヤモンドソーの原理、用途、種類、性能・寿命等の工学情報と現場での作業実績について詳細な説明がありました。既に、福島第一の廃炉現場で鋼材の遠隔自動切断技術、狹隘スペースでの高精度加工に適用していること等、廃止措置活動に利用できる技術であることが説明されました。

注目技術の2つ目として「放射性廃棄物微粒子を捕集するSRICSシステムとその可能性」が、（株）ピーシーエスの鈴木敏勝代表取締役から説明されました。これは廃棄物処理において亜臨界水（高温・高圧の水）により廃棄物を加水分解するもので有害物質がでない、効率的で処理対象が大きい等の優れた処理法であり、放射能汚染や環境汚染対策に多用されていること、福島県内の汚染土壌の浄化処理で効果を上げていること、汚染土壌や指定廃棄物の中間貯蔵施設の保管の前処理技術として在来技術に比肩する技術であることが紹介されました。

最後の講演として、中国新聞社山本洋子記者が「海外の原子力施設廃止措置と処分の取

材を通して」と題し紹介されました。昨年9月に欧州3ヶ国の関連原子力施設を訪問し、現地の住民感情の取材も含む現状と課題の記事が中国新聞に31回連載された内容について、講演されました。世界の廃炉動向のほか、英・独・仏の原子力政策、特に廃炉と廃棄物処分政策について説明されました。まず、英国は廃炉と新規原発の建設に舵を切り、中断はしたが処分場整備には積極的に動いていること、フランスはオランド政権の原発削減政策を打ち出しているが具体的施策はないこと、国を挙げての原子力事業の商業化と国民的なPRに躍起になっていることに言及されました。ドイツでは未だに廃炉を巡り国の政

策に対して電力界に不満があること、先の見えない地層処分場の立地にあつて、今後の廃炉の推進には使用済燃料の中間貯蔵施設が不可欠であること、この中で中低レベル処分場は2020年代初めには操業できる見通しとなったことを大きな進展として講演を結びました。

最後に、講師の皆様は各テーマともに広範囲かつ詳細な情報を簡潔できれいなスライドに纏められました。参加者は最後まで熱心にご聴講され、多くの新しい貴重な知見を習得されたのではないかと思います。講師の皆様には厚くお礼申し上げます。



第28回 原子力施設デコミショニング技術講座の会場の様子

RANDEC の事業・活動に関する近況報告

1. 研究施設等廃棄物作業部会参加報告

廃棄物処理事業推進部

平成 27 年 7 月 22 日に実施された、文部科学省原子力科学技術委員会「第 13 回研究施設等廃棄物作業部会」(以下作業部会)に参加し、RANDEC より大学・民間等の廃棄物処理事業の準備状況を説明したのでその概要を報告します。

本作業部会は、日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)が立地・建設を目指している研究施設等廃棄物の埋設処分事業の検討を中心に行っている委員会ですが、今回は原子力機構の「埋設処分事業の立地手順」の審議の他に、日本アイソトープ協会(以下、RI 協会)と RANDEC が進めている廃棄物処理事業の準備状況の説明も議題となりました。

研究施設等廃棄物は、文部科学省が所管している施設の廃棄物であるが、それは以下の 3 種類に分類されます。

- ①原子力機構が保管している核燃料廃棄物
- ②大学・民間会社等が保管している核燃料廃棄物
- ③研究施設や医療機関が使用している RI で汚染又は加速器などで放射化された放射化物

①の廃棄物は原子力機構が処理中、②は RANDEC が集荷し処理する事業を準備中、③は RI 協会が既に集荷し処理を実施中の状況です。国の方針として、原子力機構が進めている研究施設等廃棄物の埋設処分に際して対象となる全ての廃棄物を取りこぼしなく進

めるためには、上記①②③の廃棄物の処理を円滑に進めていく必要があります。

今回の作業部会では、上記の方針に基づき、原子力機構以外の廃棄物処理を行う RI 協会と RANDEC の廃棄物処理事業の進捗状況の説明も議題となりました。

RANDEC からは、①大学・民間等廃棄物の核種構成と数量、②事業準備のための組織変更、③処理事業施設の概要、④廃棄物処理プロセスを中心に説明しました。この説明に対し、作業部会の委員の方々から活発な質問及びコメントがありました。以下に主なものを示します。

- ・年間処理のドラム缶本数が 2,000 本で貯蔵倉庫が 3 万本であると貯蔵量が過大ではないか?
 - ・本処理施設の先行事例があるか?
 - ・施設の立地をどのように考えているか?
- 倉庫容量については、出来るだけ早く発生者から集荷すること優先している、先行事例については、発電所の雑固体廃棄物の処理施設を参考にしている、立地については、原子力機構の処分施設の近隣を予定していると回答し、ご理解を得られました。

今回の説明では、立地の回答にもあるが、処分施設の立地と連動して処理事業も立ち上げていくので、原子力機構の処分施設の建設を順調に進めていくことを切にお願いしました。

2. 吸着剤による Cs 除去試験（吸着性能の比較）

企画部 梶谷 幹男

東日本大震災に起因する東京電力福島第一原子力発電所の事故により、放射性物質を大量に放出し、広範囲の環境に放射能汚染を生じた。また、原子炉 3 基の燃料溶融により、原子炉内部にそれぞれ大量の放射性汚染物（燃料デブリを含む）が残されている。

事故から 5 年近く経過した現在も多くの機関が事故対応作業を継続中である。これまで環境に拡散した放射性物質の除染、汚染廃棄物の除去、廃棄物の焼却処理、原子炉サイト外では中間貯蔵施設への廃棄物輸送等の作業も進行中である。また、崩壊した原子炉の廃炉工法の検討も継続されている。

これらの作業において放射性物質を除去するための吸着資材等の準備、処理工程の確立等は極めて重要である。原子炉サイト外においても、拡散し汚染した廃棄物を集約し、凝縮し、処理し、具体的にどのように処分するかが重要となっている。これまでは焼却処理や、ゼオライト等による廃液浄化や、フェロシアン化鉄による吸着・凝集・沈殿処理等が中心であった。また今後、焼却灰からのセシウム分離処理等も現実的課題として存在する。

RANDEC には、これまでに森林除染、土壌除染対策、ため池底土対応策の支援要請等が持ち込まれ、関係者が叡智を絞って協力している。ここでは、RANDEC が担当した 2 種類のセシウム吸着剤の性能試験について紹介する。

1. 実験内容

天然鉱物や工事等から出る素材を原料とした 2 種類の吸着剤の吸着性能を実験した。

・吸着剤 I（粉末）：吸着対象元素をセシウ

ム（Cs）とストロンチウム（Sr）の 2 つとし、非放射性のものを購入して使用した。

・吸着剤 II（粉末及びペレット）：吸着対象元素を Cs と Sr に加え鉛やクロムなどの有害金属元素を対象とした。

2. 実験方法

対象元素を吸着・沈殿した吸着剤をろ過し、ろ液中の対象元素濃度を分析した。基礎データの取得を目的としたために、複数元素の共存系ではなく、1 種類の元素が溶解した溶液を試験対象とした。振とう時間は 2 分から 1 時間の 3 段階とした。ろ液中のイオン元素の分析には、フレイム光度法、プラズマ発光分光分析法を用いた。

3. 結果と考察

①セシウム元素の吸着を目的に調整した吸着剤 I は、セシウムに対して 99% 以上の良好な吸着率を、また、ストロンチウムは約 90% の吸着率を示した。

②吸着剤 II では、ペレット状のものに比べて粉末状のもの吸着率が高い傾向を示した。特に、有害金属イオンの吸着率の違いが大きかった。

③吸着剤の性能は、一般的に温度と pH が密接に影響すると想定されるが、それに加え、今回の性能試験で判明した吸着特性を踏まえ、複数のイオンが共存する溶液の浄化には、数段階の吸着浄化プロセスを設置することが有益である。

④今後は、災害現場へ実働装置を設置し、装置規模を拡大して試験操業と運転準備データへ移行することが必要である。

外部機関の活動状況の紹介

1. 安藤ハザマ 原子力分野での技術開発

株式会社 安藤・間

技術本部原子力部 雨宮 清

1. はじめに

株式会社 安藤・間（呼称、安藤ハザマ）が施工した関西電力黒部川第四ダムは 2013 年に竣工 50 年を迎えた。この年の 4 月、間組と安藤建設は合併し「安藤ハザマ」がスタートしました。間組はダムやトンネルといった大型の土木工事に実績を持ち、原子力分野では 1956 年の東海村日本原子力研究所の建設、1966 年の東京電力福島第一 1 号機以来、**General Contractor** として調査研究から設計施工にわたり、多くの事業に関わってきた。一方、安藤建設は、放射線利用施設、特に陽子線治療や BNCT（ホウ素中性子捕捉療法）といった最先端のがん治療施設の設計施工に実績を持つ。

当社原子力部は設立 35 年、5 年前につくばに拠点を移した。つくば研究所は TX 研究学園駅前であり、7 万平方メートルの敷地に本館と 8 つの実験棟、屋外実験場が設けられている。以下に安藤ハザマの原子力と福島復興に関わる技術開発を紹介します。



図 2 安藤ハザマつくば技術研究所



図 1 黒四ダム

左上は乗り込み時の黒部溪谷の様子（間組 HP）

2. 技術開発の概要

2.1 耐震試験

耐震指針の整備、設計地震動の見直しに伴い、加力実験、振動実験への要求はこれまでに大きく広がっている。特に大型三軸振動台では、原子力発電所や核燃料サイクルの各種機器の耐震試験を継続して実施している。

2.2 遮蔽設計

RI 実験施設では中性子と γ 線線源を保有し、遮蔽材の開発や遮蔽設計を行っている。

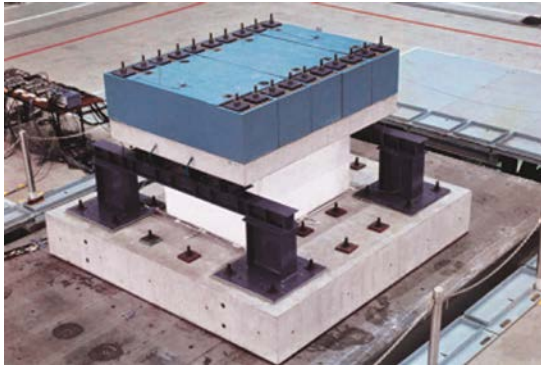


図3 大型三軸振動台
(最大積載重量 80tf, X:1G Y:3G Z:1G)

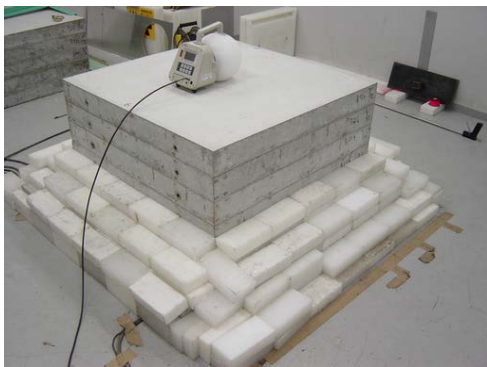


図4 中性子遮蔽コンクリートの試験

2.3 放射性廃棄物処分技術開発

放射性廃棄物処分の分野では、地下空洞の施工技術、人工バリアの試験と評価技術を中心に研究を進めてきた。特にベントナイト系詰め戻し材については処分事業の開始に対応すべく、施工の合理化も視野に開発を継続している。

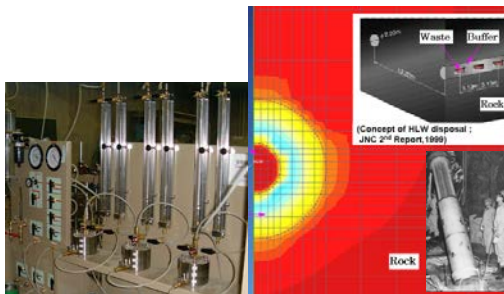


図5 ベントナイトの透水試験(左)と加熱による水分変化の解析(右)



図6 斜面へのベントナイトの吹きつけ

2.4 震災復興と除染

5年目を迎えた東日本大震災の被災地復興に向けての支援を継続している。主な事業には、藤沼ダムの再建¹、いわき市震災復興事業²がある。

除染に関しては、2011年末に除染モデル実証事業(JAEA)に参加して浪江町²地区の除染を行ったのを皮切りに、伊達市、田村市、いわき市、及び民間施設などの除染業務を進めた。現在は、浪江町でのモデル除染工事とこれに続く本格除染を担当している。ここでは、ガンマカメラによる放射線の「見える化」、除染効果の解析評価、GIS(地理情報システム)と組み合わせた除染データの管理システムなどの開発によって、現場の支援を行っている。

また、浪江町の減容化施設では、仮設焼却炉を建設し、対策地域内廃棄物や浪江町の除染作業で発生した可燃物の焼却と減容に協力している。同時に焼却灰の加振固化・減容技術の開発実証も行った。

¹ 福島県須賀川市の藤沼ダムは1949年竣工のアーチダムであるが、震災で決壊し死者7名、全壊家屋19棟という甚大な被害をもたらした。当社はこの復旧の盛土工事と環境保全対策工を担当している。

² 津波により被災した地区に、高台には宅地を低地部には防災緑地を構築する大型の土工を実施している。



図7 焼却灰の超流体工法による固化実証試験
(RANDEC ニュース、Jul. 2013, No. 94, p12-14)

中間貯蔵施設に関しては、分別・減容化技術に取り組んでいる。そのひとつは汚染土壌から有機物を分別除去する技術であり、特殊な乾式ふるい分別機を用いて、土壌中の有機物を効率的に除去する技術を開発した。

また、除染作業で生じる土壌の再利用促進のために、ポンプ循環式の土壌洗浄技術を開発している。ここでは、土壌から細粒分を除去することで放射能を 90%程度低減するデータが得られている。



図8 有機物分別試験（下図は装置内部回転翼）

最後に、福島県内のベントナイト鉱床の調査を、資源確保と地元振興の観点から、産業技術研究所と共同で開始した³。文献・現地調査と地表試料の分析から、開発の可能性を検討している。

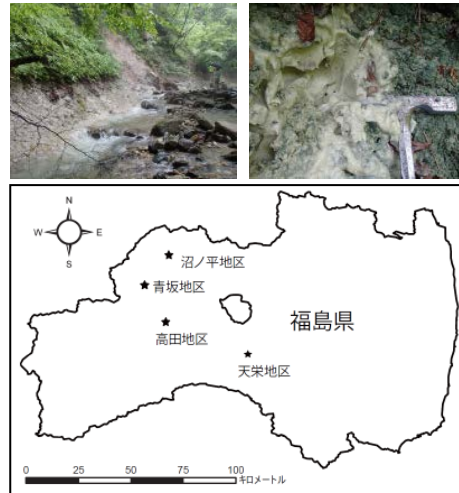


図9 福島県内のベントナイト鉱床の調査
(4地点) (三好他:「福島県に分布するベントナイト廃止鉱山周辺域の調査」,粘土科学, Vol. 53, No.3, 2015)

3. おわりに

当社は、原子力発電所の土木・建築工事の受注と平行して、放射性廃棄物処分の技術開発に社をあげて協力してきた。また、東日本大震災以来、除染や中間貯蔵施設の実現にむけ人材を投入している。今後も、RANDEC殿を初めとした関連機関と連携し、原子力とバックエンドの安全な事業推進にむけて貢献する所存である。

³ 福島県では過去にベントナイトが生産されていたが情報に乏しい。国内の既開発鉱床のベントナイト資源は徐々に枯渇する傾向にあるため、未開発鉱床の賦存状況の把握は将来の資源確保にとって重要である。

2. 国内外でエコマネジメントを展開する資源リサイクル企業

株式会社リーテム 陶山 純子

1. 会社概要

茨城県と東京都で金属リサイクルの先進的な取り組みを行っている株式会社リーテムは、1909（明治 42）年に水戸市で創業し、再資源化事業を開始した。

1993（平成 5）年に高性能特殊破碎選別ラインを導入後、リサイクルが難しいとされていた金属プラスチック複合材のリサイクルに成功した。1998（平成 10）年にはリーテムが事務局となって広域リサイクルネットワーク J・RIC を立上げ、全国規模での廃棄物再資源化体制を確立した。2005（平成 17）年には廃棄物の大量排出地に近く、物流面での優位性がある東京スーパーエコタウンに東京工場を建設し、処理能力を向上させた適正処理を行い、水戸工場と連携してゼロミッションを達成している。東京スーパーエコタウン内では、循環資源に関する企業間の協力により効率的なオペレーションが可能となっている。

2008（平成 20）年には、環境問題に関心を持たれる天皇陛下が東京工場を視察された。

国内外の行政・企業・教育機関・一般の見学者も積極的に受け入れている。

また、2013（平成 25）年 4 月に施行された小型家電リサイクル法に基づく認定事業者として一早く認められたリーテムは、自治体などが回収した使用済み小型家電を両工場受け入れ、金属回収のための中間処理を行っている。

時代と共に進化を続け、公的規格（環境マネジメント、情報セキュリティ、労働安全、リスク管理）を活用した独自の統合マネジメントシステム（RISM）を確立し、徹底したリスク管理と効率的な業務運営を実施。現在は OA・情報電気機器等の廃棄物を中心に、技術力とマネジメント力で事業を拡大し、単にリサイクル処理を行うだけでなく長年培ってきたノウハウを活かして、リサイクルマネジメントの請負やコンサルティング、環境教育、海外事業の展開にも積極的に取り組んでいる。

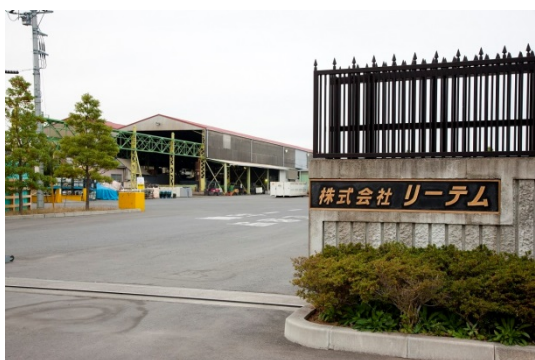


図 1 水戸工場



図 2 東京工場

2. リサイクル処理フロー

水戸と東京の両工場では、パソコンや複写

機などの OA 機器類から、自動販売機や ATM などの大型の電気機器類、また携帯電話やデ

デジタルカメラなどの小型家電まで、さまざまな金属系廃棄物を機械破碎・機械選別工程により処理を行い、鉄スクラップ、非鉄金属濃縮物などの製錬原料を生産している。工場に搬入された大量の廃棄物は、まず人の手で解体・選別を行い、バッテリーやフロンガスなどの有害物や危険物を取り除く。東京工場では高性能破碎設備で高速処理し、鉄と非鉄に破碎選別して、鉄は電炉メーカーへ、非鉄金属濃縮物は非鉄製錬事業者へ、その他の回収物はガス化溶融施設へ出荷しているが、非鉄金属濃縮物の多くは、水戸工場の高品位処理工程を通じて、金銀銅滓、ステンレス、アルミニウムなどさらに細かく選別される。全て

二次資源やエネルギー資源として活用され、ゼロ・エミッションを達成している。

この破碎・選別工程は、小型家電類に含まれる有用金属の選別・回収にも適している。小型家電類に含まれる金属は、これまで鉄とアルミ以外はほとんど回収されずに埋め立て処分されていたが、リーテムの処理工程を利用すれば金、銀、銅なども回収し、再資源化できる。リーテムは自治体との連携を積極的に進め、市民への周知活動や自治体保管場所からの運搬・中間処理・金属回収までの一貫管理によって、国内資源循環を実現している。

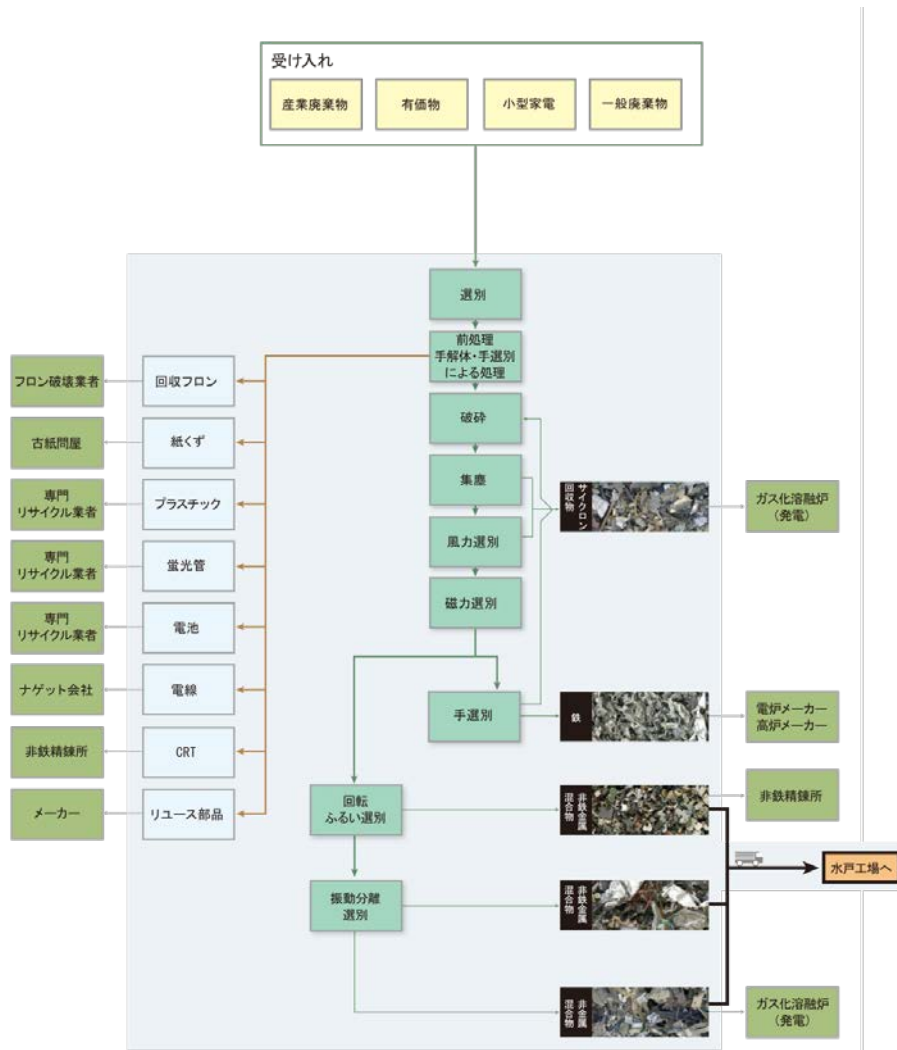


図3 東京工場の処理フロー

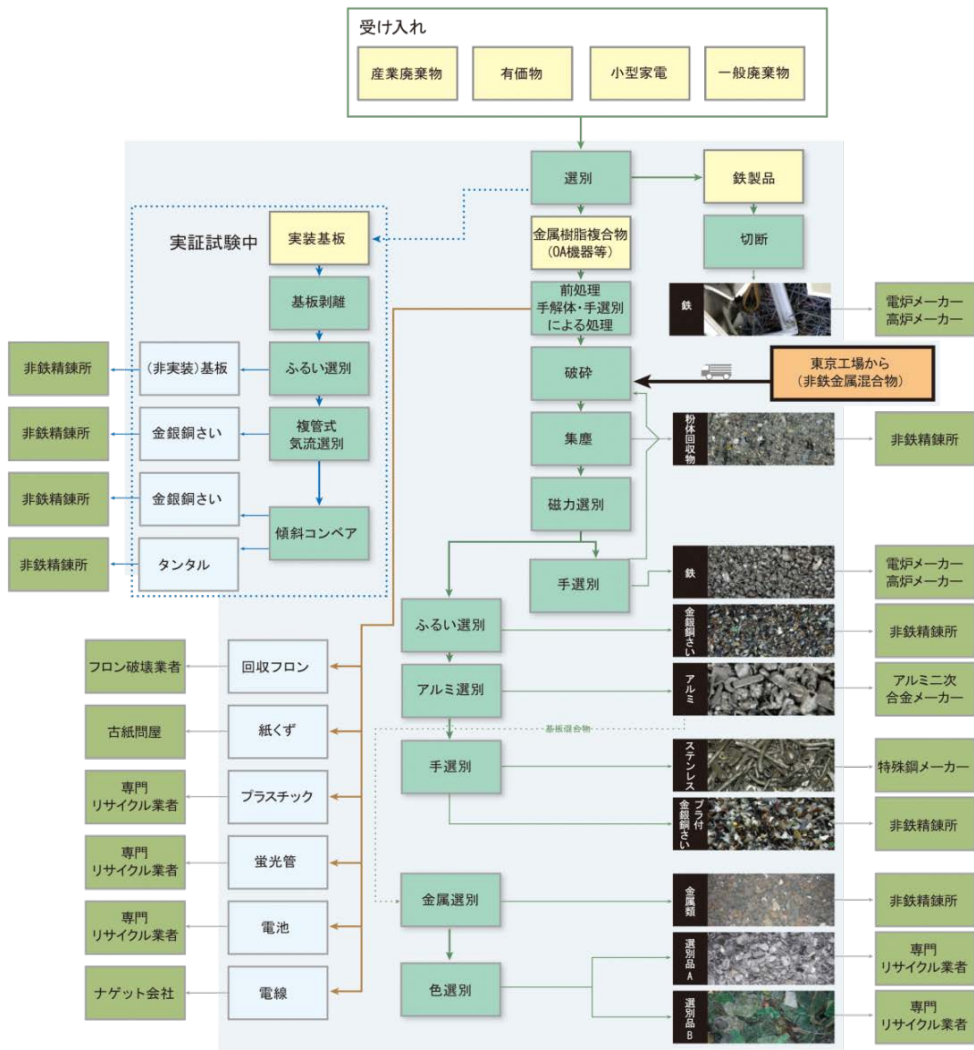


図 4 水戸工場の処理フロー

3. 原子力関連施設からの受け入れ

水戸工場では東海村に原子力施設が建設されはじめた 1960 年代初頭より、これらの施設から発生する管理区域外の金属スクラップや金属系廃棄物を受け入れ、リサイクルを行っている。リーテムでは、原子力施設からの発成品について運搬・受け入れ・処理・保管・出荷先などの作業手順のマニュアル化や工程管理を行った。また社内では放射能の基礎知識についての勉強会を行うなど、安全かつ透明性のあるリサイクル処理を実施している。

今後、原子力施設から大量に発生が予想さ

れる金属系のクリアランス品についても、長年にわたり培ってきた技術と経験をハードとソフトの両面で活かし、バックエンドでのリサイクル促進につなげたいと考えている。

4. 震災廃棄物の受け入れ

2011 (平成 23) 年 3 月に発生した東日本大震災による膨大な災害廃棄物を処理するため、東京都は同年 11 月から岩手県宮古市の災害廃棄物約 50 万トンの受け入れを開始し、リーテムの東京工場も処理作業をスタートさせた。受け入れに先立ち、リーテムは東京都と被災

地の要請を受け、被災地に滞在して搬出対象廃棄物の選別・分別方法の技術指導や効率的再資源化のためのアドバイスを行った。この技術とアドバイスをもとに、宮古市からの搬出時と東京都での受け入れ時に放射線測定が行われ、東京工場には安全性が担保された状態で災害廃棄物を搬入し適正に処理を行った。

リーテムでは社員の労働安全を第一に考え、同時にお客様への説明を明確に行うため、社

内で受け入れ基準を策定して、トップ自ら放射能汚染廃棄物の取扱いや安全性確保を全社員へ説明した。さらに放射線検知機による定点観測を実施して、工場における徹底した安全管理のもとで作業を行った。

また、水戸工場では、構内に保管場所を設置して茨城県茨城町の災害廃棄物を約 920 トン受け入れ、適正に保管管理することで、町の早期復旧に貢献した。



図 5 放射線検知機



図 6 ガイガーカウンター

5. 今後の展開

2015（平成 27）年より、『つくば国際戦略総合特区』のプロジェクトとして、リーテム、茨城県、産業技術総合研究所が中心機関となり、戦略的都市鉱山リサイクルシステムの実用化に向けた取り組みを始めた。今後 5 年間で高品位選別システムの開発などを行い、有用な金属資源の安定確保や効率的なリサイクル技術の開発を促す計画である。

また、海外への事業展開にも積極的に取り組んでいる。難しい課題も多いため、現地のニーズに合った事業を目指し活動している。持続可能な社会は、企業が行政や市民と一体

となって、域内で環境負荷の少ない経済活動を目指す考え方が重要である。「地域資源循環」を実現するために、環境に関する情報、技術、ノウハウを集積して地域全体の効率化を図る「エコセンター構想」をリーテムは提唱している。その一例として、2008（平成 20）年から中国天津の TEDA（天津経済技術開発区）で、国際協力や環境技術の展開、地域環境教育の拠点となるエコセンター設立の支援を行ってきた。

今後は国内外の企業や自治体と一緒にあって、先進的なモデル作りを進めていく方針である。

海外技術情報

1. MOX 燃料工場の Pu 汚染に関するクリアランス測定

企画部 菊池 孝

ベルゴニュークリア社の MOX 燃料工場の廃止措置のために貯蔵建屋の調査が行われたが、プルトニウム (Pu) が支配的な核種であるため、Am-241 のみがガンマ線スペクトロメトリにより測定可能であった。しかし、そのγ線エネルギーが低いことと検出されるクリアランスレベルが低いという課題があったため、その問題を解決して少量の放射能を検出できるようにする工夫が必要であった¹⁾。

1. はじめに

ベルゴニュークリアが所有するベルギー・デッセルにある MOX 燃料工場は、1976 年から 2006 年まで操業され、現在廃止措置が進められている²⁾。このうち、貯蔵建屋は密封燃料集合体の非破壊検査と貯蔵に使われただけであるため、建屋及び設備が汚染している可能性は非常に低かった。操業中は物や人の出入りに対する厳しい手続きが行われ、最重要場所では定常的なアルファ線管理用の測定が行われたのに加え、ごく少量の放射性物質の放出を伴うマイナー事象発生時においても、速やかな除染とその結果の測定及び記録などがきちんと行われてきた。

このような履歴から考えて、貯蔵建屋には汚染がないと考えるのが妥当であり、これを立証するため、ベルゴニュークリアは貯蔵建屋の調査計画を定め、VKTA (ロッセンドルフ放射線防護・分析・処分協会) とともにクリアランス測定を行った。

2. 調査方法

貯蔵建屋では乾燥した粒子状の形態でのみ汚染が出現するため、換気システム (吸引孔及び排気フィルター) のような過去にダストが蓄積した可能性のある場所やダストが蓄積

したことが判明している特定のエリアに調査計画が集中した。調査は主として、汚染モニター及び In-situ ガンマ線スペクトロメトリを用いた直接測定、並びに試料採取とそれに伴うラボでのガンマ線スペクトロメトリにより行われた。

Pu はガンマ線を放出せず、かつ同時にクリアランスレベルが低い核種で構成される核種ベクトル (核種組成) であることが測定上の妨げとなる (表 1 参照)。すなわち、Am-241 がガンマ線スペクトロメトリで測定できる唯一の核種であるが、当該核種ベクトルにおけるパーセンテージはわずかである。この理由によりガンマ線スペクトロメトリ (In-situ 及びラボ) の検出限界は、当該核種混合比から算出される 11.8 Bq/kg という Am-241 のクリアランスレベルを下回らなければならない。Am-241 のガンマ線エネルギー (59.5 keV) が低く、放射性粒子と検出器の間で吸収されやすいことから、そのような検出限界を得ることは実態として難題であり、測定条件を改善する必要があった。ラボのガンマ線スペクトロメトリでは VKTA の地下研究所 Felsenkeller での非常に低いバックグラウンド条件を用いた。

In-situ ガンマ線スペクトロメトリでは、高

純度ゲルマニウム検出器を鉛コリメータで遮蔽して使用し、さらに、測定対象物までの距離を小さくした。また、検出器の視野が対象物の全てをカバーするようにし、ひとつの放射性粒子がクリアランスの妨げになる可能性もあるので、それが測定対象物の最悪の場所に位置しているというシナリオが用いられた。また、検出器メーカーにより示されている全入射角の相対測定効率を線源を用いて再確認し、測定・校正ソフトウェアにより測定結果を計算することや、別のソフトウェアにより対象物や検出器位置のモデル化を行うことを通じて、計算される比放射能が過小評価されることがないようにパラメータが選定された。

3. 判定しきい値と検出限界

ISO11929 に従って、バックグラウンドの測定と測定手順の不確かさなどから判定しきい値 (decision threshold) が算出され、それ以上の全ての測定結果が真値として報告されることになる。同じく ISO11929 に記載されている手順に従って、判定しきい値に基づき検出限界 (detection limit) が算出される。この検出限界は判定しきい値の 2 倍以上である。検出限界が核種混合物中の放射性核種のクリアランスレベルの計算値以下になれば、その測定手順は適切なものと言えることになる。しかし、Pu が支配的な核種ベクトルの場合には、クリアランスレベルは非常に小さなものとなり、さらにそれより小さな検出限界に到達することは実態として難題である。

なお、この判定しきい値と検出限界の概念に関する入門書的な解説^{3),4)}が見受けられるので、それを参照されたい。それを概括すると、次のようになる。すなわち、判定しきい値とは、測定値が実際の検出を意味しているかどうかを判断する最低量である。バックグラウンドにおける測定値が標準偏差 σ の分布

を持つとき、汚染がないにもかかわらず汚染ありと判断する確率 (第一種過誤率) α が例えば 5% となるように判定しきい値を設定する場合には、判定しきい値は 1.645σ に相当する。一方、検出限界は十分な確かさで検出できる最低量として定義され、判定しきい値を十分上回る値に設定されるものである。判定しきい値との関連で汚染しているのに汚染していないと判断する確率 (第二種過誤率) が β となるように設定するとき、例えば $\alpha = \beta = 5\%$ である場合には、検出限界は判定しきい値 1.645σ の 2 倍である 3.29σ となり、良く見かける 3σ を検出限界とする考えと少し異なる (図 1)。

4. プレフィルターの測定例

上述の MOX 工場の貯蔵建屋に話を戻すと、過去に汚染ダストが蓄積した可能性がある場所の例としてプレフィルターが挙げられる。プレフィルターは貯蔵建屋の排気システムに用いられており、鉄板フレームと 2 枚の鉄線製グリッドに挟まれた 1 枚のガラスウール製マットで構成されている。

まず初めに、In-situ ガンマ線スペクトロメトリ検出器をプレフィルターの中央正面に置き (図 2)、検出器から最も離れた点に点線源があると想定した。コリメートした検出器の視野はプレフィルター全体をカバーし、一晚 (おおよそ 14 時間) 測定した。この In-situ 測定では、Am-241 に対する検出限界の算出値がクリアランスレベルを上回ってしまった。

第 2 の方法として、VKTA にプレフィルターを運んで検出限界の改善を図ることとした。ひとつの改善方法は測定時間を延長することであるが、すでに測定時間が比較的長かったことから、さらに効果的な方法として測定対象物と検出器との間の距離を短縮すること (距離を半分にすれば、検出限界をおおよそ

ファクター4 だけ低下させることができる) を選択した。測定は一晚 (約 14 時間) VKTA 施設内の建屋で行い、4 分割したフィルターを別々に測定した。しかし、期待に反して、検出限界の算出値 (表 2) は第一の方法の検出限界よりも高くなり、その原因はベルゴニュークリアの建屋と比べると VKTA の建設資材中の天然放射性核種 (K-40、Th-232、U-235 及び U-238 の壊変系列) によりバックグラウンドが高かったためである。

第 3 の方法は、測定対象物と測定器をクリアランスモニターの測定チャンバー内に納め、コンクリート建屋の資材からの放射線を遮へい (鉛 5 cm 及び鉄 1 cm) した。これにより、バックグラウンドがかなり低減し、クリアランスレベルよりも低い検出限界が得られた。

第 4 の方法は、プレフィルターを解体してガラスウール製のフィルターマットを取り出し、試料をガンマ線スペクトロメトリ用のマ

リネリピーカーに入れ、地下研究施設 Felsenkeller 内で低レベルガンマスペクトロメータを使って約 8 時間測定した。検出限界はクリアランスレベルよりもはるかに低いものであったが、この方法では、フィルター解体にかなりの労力がかかることなどの欠点がいくつか指摘されている。

5. 結論

ガンマ線スペクトロメトリを用いた In-situ 測定やラボでの分析では、いずれもがプレフィルターに Am-241 は検出されなかった。結論から言えば、Pu が支配的な核種ベクトルの場合にクリアランス測定のために In-situ ガンマ線スペクトロメトリを適用することは可能であるが、測定系を最適化することや、測定時間の延長及び十分に低いバックグラウンド条件が必要となる。

参考文献

- 1) Matthias Bothe, et al., "Plutonium dominated nuclear vectors – A difficult task for clearance measurements," KONTEC 2015, March 2015, Dresden.
- 2) 梶谷幹男, "ベルゴニュークリアーの MOX 施設の廃止措置の現状", RANDEC ニュース, 89, 13-15 (2011).
- 3) 上本道久, "検出限界と定量下限の考え方," ぶんせき, 2010 年 5 月号, 216-221 (2010).
- 4) 柚木彰, "放射線防護計測機器の工業標準化動向," Isotope News, 718, 34-37 (2014).

表 1 核種ベクトルとクリアランスレベルの計算値¹⁾

nuclide	nuclide vector	nuclide specific clearance level	derived clearance levels of the nuclide mixture	
		ARBIS [1]		
	activity-%	Bq/g	Bq/g	Bq/kg
Pu-238	5,99	0,1	0,0322	32,2
Pu-239	0,50	0,1	0,0027	2,7
Pu-240	0,87	0,1	0,0047	4,7
Pu-241	90,42	1	0,4856	485,6
Pu-242	0,004	0,1	0,000024	0,024
Am-241	2,21	0,1	0,0118	11,8
sum	100,00		0,5371	537,1

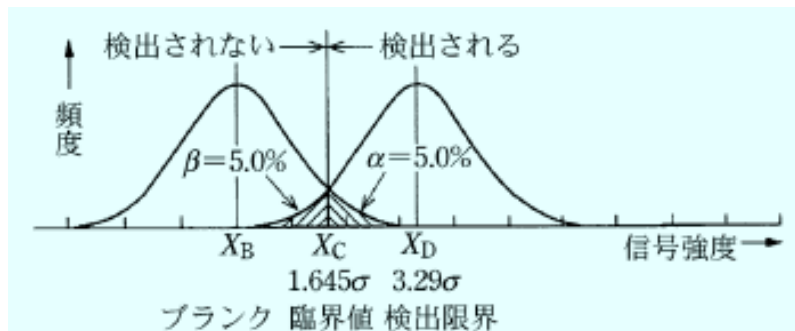


図1 判定しきい値と検出限界³⁾

(図中では判定しきい値が臨界値と表現されている)



図2 ベルゴニュークリアでの最初の測定方法¹⁾

表2 各手法における Am-241 の検出限界¹⁾

approach	gamma spectrometry method	location	object	distance	measurement time	detection limit
				cm	h	Bq/kg
derived clearance level						11,8
1	in-situ	storage building in Dessel	whole prefilter	43,0	14	16,3
2	in-situ	building in VKTA	quarter of prefilter	21,5	13,5	24,0
3	in-situ	in lead shielding	whole prefilter	43,0	16,5	6,1
4	laboratory	VKTA	2 half of glas wool	2,5	2 x 8,3	0,3

2. アブレッシブ水ジェット切断における研磨材分離方法

企画部 五十嵐 幸

水ジェット切断法は、廃止措置に係る原子炉構造物の切断において有望な技術と評価されている。特に研磨材を混入したアブレッシブ水ジェット切断法は切断能力が高く、原子炉圧力容器の切断にも有効である。しかし、切断に伴って発生する廃水には被切断物の鋼切削粉と研磨材屑が混入しており、これらの処理がアブレッシブ水ジェット切断法の問題点として認識されていた。ドイツのカールスルーエ研究所は、当該切断法改良の一環として、アブレッシブ水ジェット切断での廃水に混入する鋼切削粉と研磨材屑の分離・回収・処理の研究を進めているので、その研究を紹介する¹⁾。

1. はじめに

アブレッシブ水ジェット切断法が、原子炉圧力容器 (RPV) とその内部の放射性部品の切断に有効なことは既に実証されている。この方法の欠点は、切断で発生する放射性鋼屑を含有する廃水が大量に発生することである。そのため、この技術を使用する際の問題解決のため、切削時に発生する二次廃棄物処理の新しい方法が、ドイツ連邦教育研究省 (BMBF) によって調査されている。

研究主題は2つあり、それぞれ異なるアプローチで検討されている。第1は、カールスルーエ研究所 (KIT) における、二次廃棄物量を最小にするための分離プロセス研究と調査研究管理のための材料提供である。第2は、建築材料研究所 (IMB) とカールスルーエ材料科学技術研究所で行っている建屋構造のアブレッシブ水ジェット切断研究である。廃棄物は KONRAD 標準容器^注にコンクリート充填される。

基礎研究の段階ではアブレッシブ水ジェッ

ト切断実験のため、2種類のサンプルを AREVA 社が調製した。これらを用いた研究は、KIT で実施され、KONTEC 2013 で発表されている。

鋼切削粉や研磨材屑の分離に利用できる主要な特性が2つある。第1は研磨材粒子の沈降速度が粒度によって異なること、第2は鋼切削粉が持つ磁気特性で、強い磁気特性の利用によって鋼切削粉とステンレス鋼粉を分離することができる。この分離方法は、その後も実用化を目指して最適化されている。

2. 分離システム

開発された分離モジュールは放射能に対する配慮とともに汚染防止のため閉じ込め環境内に置く必要があり、システムは可能な限り単純で耐放性を持ち、メンテナンスを少なくする必要がある。さらに、適用性を確保するために分離モジュールは除染可能でなければならない。これは、その後の汚染除去及び洗浄を容易にするためであるが、一方では適応

注：ドイツ連邦放射線防護庁 (BfS) は、2008年1月17日、KONRAD 処分場 (非発熱性放射性廃棄物の地層処分場) 建設のための主操業計画がニーダーザクセン州鉱業・エネルギー・地質庁により許可されたと発表した。これによって、KONRAD 鉱山を低・中レベル放射性廃棄物処分場へ転換するための改造が可能となった。KONRAD 容器は、当該処分場へ搬入するための規格化した容器である (<http://www2.rwmc.or.jp/nf/?p=952>)。

したい分離技術を制限することにもつながる。

他の問題は電子部品の放射線の影響と閉じ込め環境からの漏えいリスクを低くして放射性物質の拡散を最小にしなければならないことである。これらは装置の分離性能に加え、安全性、信頼性などに関わるもので、分離プロセス開発での重要要因である。また放射線

防護の観点もあるので、これらについては、KITで実施された鋼切削粉と研磨材屑の混合物から金属粒子を磁気分離するプロトタイプユニット開発でも考慮されている。また、作業員の不必要な被ばくを避けるための開発も進められている。プロトタイプのプロセスを図1に示す。

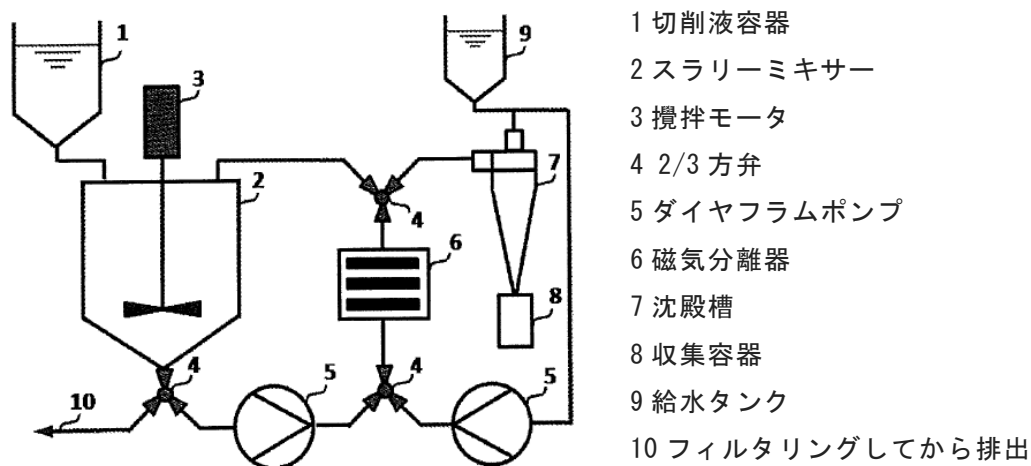


図1 鋼切削粉分離パイロットプラントのプロセスモジュール

このプロセスモジュールは切断工程で発生する廃水から研磨材屑と鋼切削粉を分離すること、水を放射線遮蔽に利用すること等を念頭に構成されている。

図1に示す磁気分離器は使い易く、単純な構造で、閉鎖系として使用することができる。フィルタ内部へは容易にアクセスできるので清掃も容易である。磁気分離器には4本の永久磁石が組み込まれている。フィルタの洗浄時は空気圧を用い磁石を抜き出す。空気圧で磁気ロッドを後退させた様子を図2に示す。

これらシステムを組んだプロトタイプの設備状況を図3に示す。磁気分離器の洗浄、切替弁作動、およびダイヤフラムポンプの駆動などには、遠隔操作の空気圧を用いている。現在もプロトタイプの改造は継続している。

このシステムはコントロールパネルによっ

て操作される。実験の目的は、実際の放射性廃棄物に適用できるシステムの開発である。今後行うべきことは、システムの改良を続けることと分離システムのアセンブリ化であり、そのためにシステムの最適化研究と動作パラメータの研究が継続されている。

3. 分離システムを組み込んだ全プロセス

シュツットガルト大学材料試験研究所(MPA)とIMBは協力して、二次廃棄物削減を目標としたコンクリート対応モジュールを組み込んだ実験を試みている。図4はその研究プロジェクトの全プロセスを例示している。

研磨材屑混合容器は鋼切削粉と研磨材屑の混合物が収納されている200ℓの容器である。この容器は混合物を供給するため、容器のフ

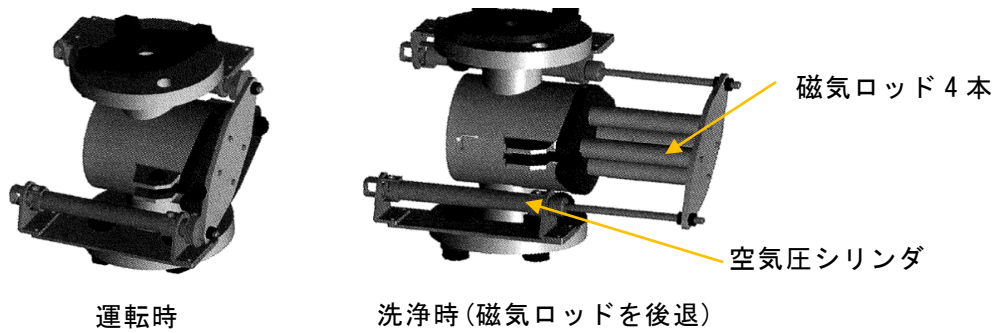


図2 磁気分離器洗浄時

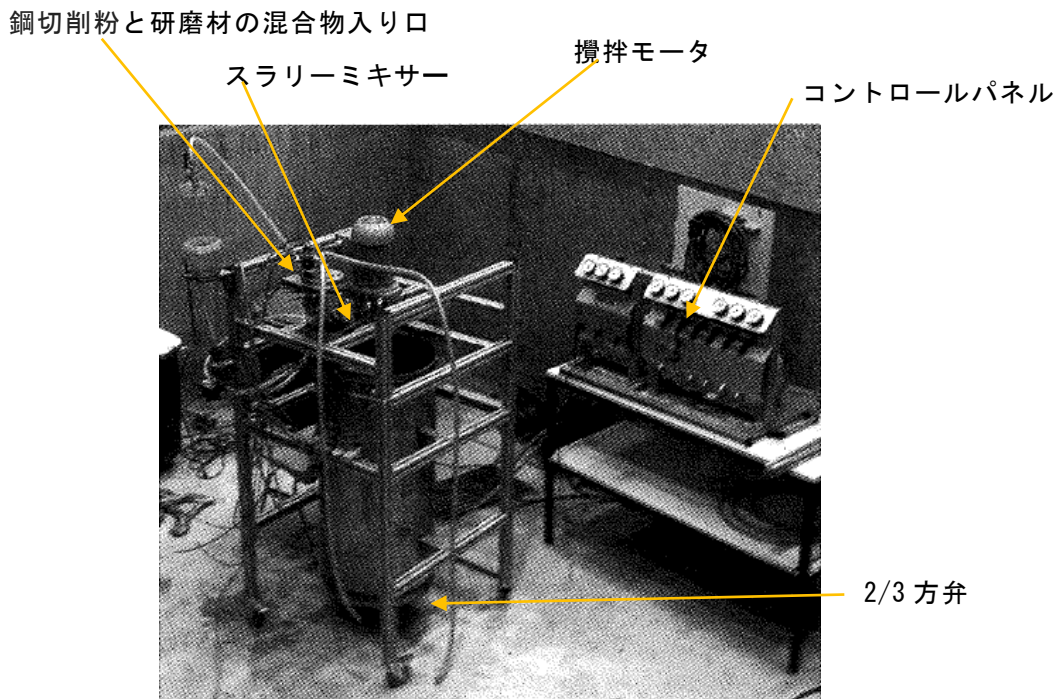


図3 プロトタイプの設定状況

ラッシング構造とともにシステムの最上部に配置される。また、研磨材屑混合容器は混合水と新鮮な水の両方を提供できる。

供給ステーションへの供給には、先に説明した図1の分離モジュールを使い、分離してから供給するか、2/3 方弁を経由して混合物のまま直接供給する方法がある。

連続運転を可能にするため、分離モジュール

は2台の磁気分離器を並列して使用する。分離モジュールからの排出と供給ステーションからの排出の両方が混合物の上澄み水を取り除くため、排水溜りに供給される。ここは、一時的な貯蔵ができるので、次のステップのためのバッファとして使用することができる。分離された切削粉と研磨材屑の混合物は2つ目の研究プロジェクトであるIMBにおける

コンクリート固化試験のため、コンクリートミキサーに供給される。コンクリートはそのまま KONRAD コンテナに充填される。KONRAD コンテナはコンクリート充填位置

の下に置く。一方、セメントサイロは実験室のスペース上の理由から、封じ込め構造の外側に置かれ、乾燥のために使われる。

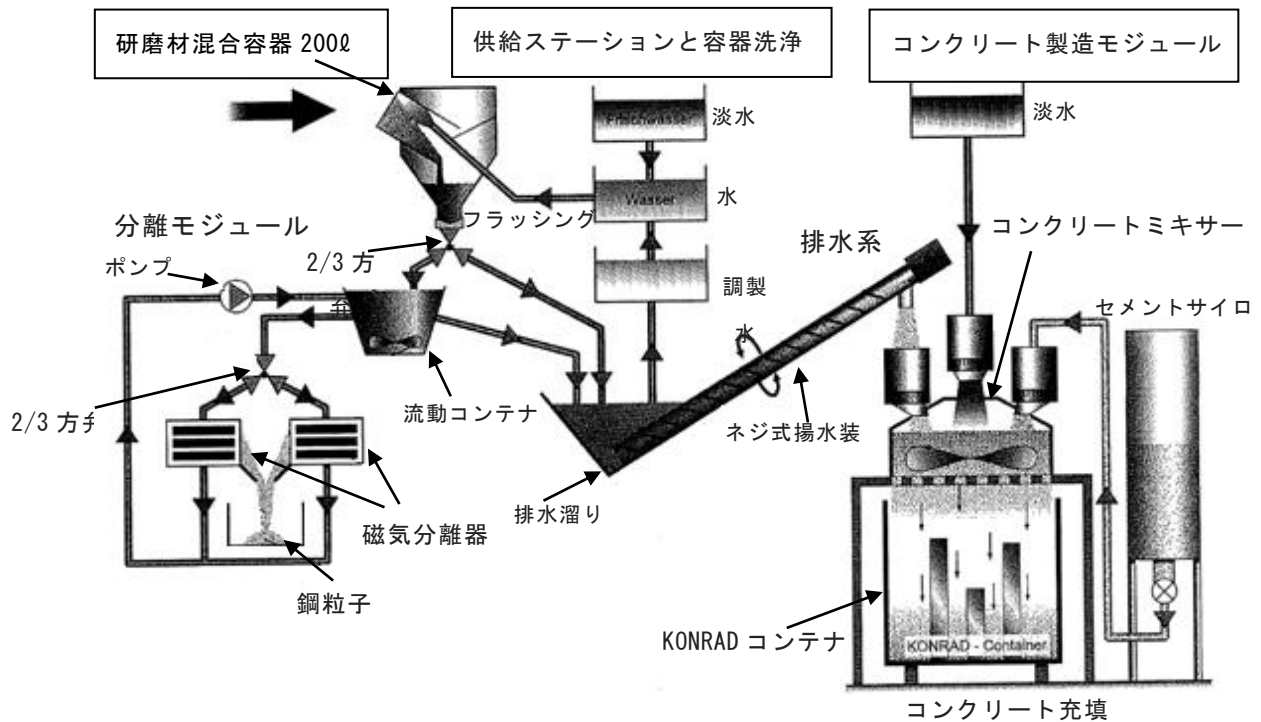


図 4 研究プロジェクトの全体プロセス

4. まとめ

アブレッシブ水ジェット切断法には適用上の問題がある。このため、KONRAD コンテナに収容する廃棄物の分離と混合について、2つの新しい方法が BMBF の資金によるプロジェクトの一環として取り込まれている。プロトタイプ分離プラントは、実質的な廃棄物の減少を目的とし、その焦点を汚染除去能力、

システムの小型化及び移動性確保、そして部品の信頼性向上においている。

一方、アブレッシブ水ジェット切断法における二次廃棄物の処理・処分は、分離した研磨材屑を KONRAD コンテナに充填するコンクリートに混合することで確実に実施できるので、アブレッシブ水ジェット切断技術の本質的な問題点はこの改良によって改善できる。

参考文献

1) Martin Brandauer, Jörg Starflinger, Sascha Gentes, "Entwicklung eines Separationsverfahrens zur Behandlung des Sekundärabfalls der Wasser-Abrasiv-Suspensions-Schneidtechnik," KONTEC 2015, Dresden, Germany, March 25 - 27 (2015).

3. 高性能セメント固化混合プロセスの開発

廃棄物処理事業推進部 秋山 武康

CEA（フランス原子力庁）の「中低レベル放射性廃棄物スラリーのセメント固化」プロジェクトで、EIRICH 社と CEA は原子力施設のためのフランスの安全規則に適合する高性能混合プロセスを開発した。2010 年から CEA が混合テストを行い、2012 年から EIRICH 社と CEA が共同でセメント固化用混合装置の開発を開始したもので、2016 年にマルクールの CEA サイトでプラント運転を開始する¹⁾。

本報では、この放射性廃棄物用の高性能セメント固化プロセスについて報告する。

1. はじめに

新しいセメント固化プロセスの目的は、年間約 600 m³の排水中の放射性元素を不溶化することにより生成スラリーを処理することである。2016 年に CEA マルクールセンターは古いアスファルトユニットを交換し、セメントに汚泥を固定化する新しい施設を稼働する。年間 10～15 回の運転で、各回 380 ℓ ドラム缶 10 本程度を製造する。

新しい中低レベル放射性廃棄物処理におけるセメントの使用による主な利点として、無機質マトリックスは熱反応を起こさず、300 年先まで安定性が良好である。最終生成物は、ANDRA（放射性廃棄物管理機関）の要求を満たす。

新しい混合技術に関する利点は、高粘性の混合物を処理できることである。混合材料の高い均質性によりセメントの欠陥やクラック形成が低減され、ANDRA の要求を満たし、さらに圧縮強度を向上できる。

EIRICH 社と CEA との共同開発の目的は、高性能な混合プロセスである。これは、最初に廃棄ドラム缶の高品質及び耐用年数によってセメント固化を最適化するだけでなく、限られたスペースでの自動化、冗長性、分解及び保全作業のような放射線環境基準を満たすものである。

開発中、CEA は原子力産業に対するノウハウ、特に原子力施設に対するフランスの安全規制を満たすために必要な要件について貢献している。EIRICH 社は、強力な混合技術のノウハウ、特にプロセス材料の幅広く、様々な多くの業界で長年の経験を通じて貢献している。両者の経験が、原子力施設での最適化された廃棄物のセメント固化を可能にした。

2. 強力な混合技術の原理と利点

(1) 混合技術の特徴

強力な混合技術は、他の混合技術に比べ 3 つの主要な特徴があり、生産されたプロセス材料の利点につながる。

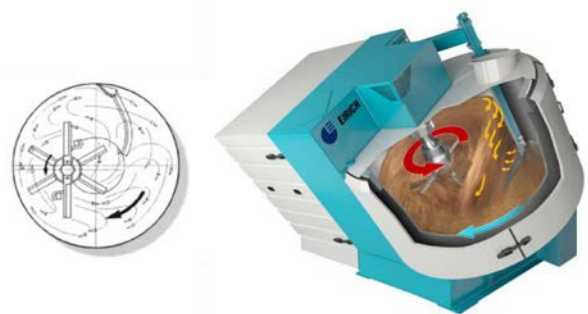


図1 強力な混合技術の原理

- ・ 必要な混合強度と高エネルギー入力を達成するために、混合プロセスは混合装置の

高速回転によって行われる。

- ・混合パンの回転によって、偏心配置の混合装置にプロセス材料の連続供給を保証する。
- ・底部と壁のスクレーパーは、材料流れに付加的攪拌を生成し、材料が蓄積するのを防止し、材料の排出を加速する。

(2) 混合技術の利点

強力な混合技術は、いくつかの利点を有する。

- ・特に均質性に優れた高品質混合物
- ・不合格材料の低減
- ・強力な混合による混合時間の削減
- ・原材料のより良い活用による添加剤量の低減
- ・エネルギー消費の削減

3. 高性能混合プロセスの開発

強力な混合技術に基づいて、CEA が新しいセメント固化プロセスを開発しており、実設備の 4 分の 1 スケールの実証設備で非放射性スラリーを用いて性能試験を行い、検証した。

スラリーを固定化するために、CEA は前もってセメントベースの配合処方を定義している。この配合処方は、非アルカリ反応性シリカ砂/セメント比を 0.67 とし、8%程度の乾燥スラリー及び可塑剤が添加され、主に以下の評価基準に適合するように定義された。

- ・混合材料の均質性
- ・内部温度の最小化
- ・24 時間ブリード水なし
- ・90 日間、8 MPa 以上の圧縮強度

バッチ当たり 150 ℓの混合が可能な EIRICH 社ミキサーを使った実証設備のおかげで、実機規模の容量 (380 ℓ缶相当) が 4 回の混合で生産された。

結果は、容器中心の最高温度が 47 時間で 79°C となり、24 時間ブリード水がなく、新鮮なモルタル密度は 1.83 で期待される結果に準拠し、機械的強度は常に 20 MPa を越える。最終的に容器の観察からは欠点を見いだせない。微視的なスケールでは、構造は容器全体と同様であり、セメント系マトリックスは、約 150 μm の汚泥塊を含む。

実証設備規模の試験での他の利点は、対応した容器を取得する際の各ステップの所要時間を設定できることである。

表 1 新たな混合工程の所要時間

step	operation	duration (min.)
1	Dosing cement	5
2	Dosing sand	5
3	Dry mixing	3
4	dosing sludge and plasticizer	15
5	Wet mixing	5
6	Discharging	5
7	Transfer of disposal drum	5
8	Cleaning	3
Total mixing cycle		46

4. 原子力産業の要求を考慮したミキサーの開発

以下に示す機能は、原子力産業のために最も重要であり、CEA プロジェクトにおけるこの種の用途のために開発されたことが明らかである。

ミキサーの容量は、放射性廃棄物のドラム缶容量に対応して 380 ℓ (650 kg 相当) に設定された。ミキサー全体は、統合された PLC 制御システムで自動化され、耐食性ステンレス鋼で作られる。制御系を含めてミキサー全体は、フランスの原子力発電所の安全規則を満たしている。

(1) ミキサーの気密性

ミキサーの気密性は重要な要件であり、ドアのない一体型混合パンが開発されている。本混合方式では、回転する混合パンと、混合パンの上端と上部カバーの間のシールを必要とする。このシールにより混合材料の漏れが最小限に低減される。

開発された方法は、二重リップシール構造と、シールを介した内向きの気流の組み合わせである。混合パンカバーを介して空気を吸引することによって、リップシール部を経た混合パンへの内向きの空気流を生成させる。混合パン外側にある低圧ケーシングには、気密もれの監視のために3つの検査窓が設置され、窓には放射線防護用の鉛カーテンが配置される。

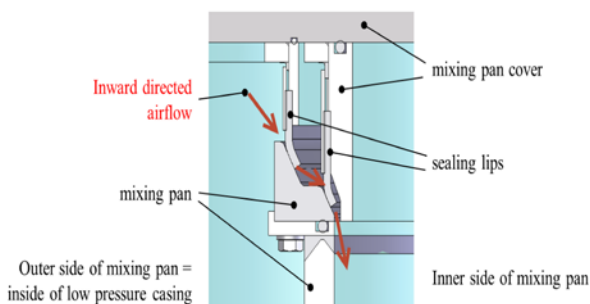


図2 混合パンカバーの二重リップシール

(2) ミキサーからの排出

プロセス材料と洗浄液を完全に排出するため、混合パンは円錐形の底部が採用されている。一方プロセス材料排出時の残留物を減らすために、壁と底部用のスクレーパーが混合パン内部表面から混合材料を除去する。他方底部用スクレーパーが排出孔に直接混合材料を運び、排出プロセスを加速することが、第2の重要な機能である。

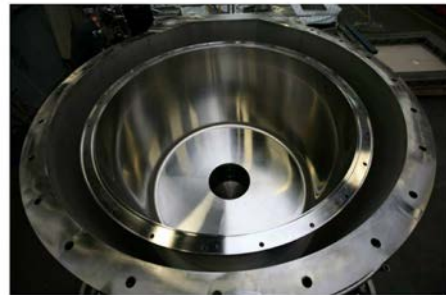


図3 低圧ケーシングに囲まれた円錐形底部と排出孔を持つ混合パン

混合パンの排出孔を通る材料の流れを制御するために傾斜センサが設置され、このセンサにより排出孔から廃棄ドラム缶への流量を適切に制御することが可能になる。

冗長性を確保するために、排出孔は2つの油圧シリンダを装備している。シリンダは、別々にまたは同時に作動でき、1つの油圧シリンダが故障しても、他のシリンダによってミキサーを空にできる。

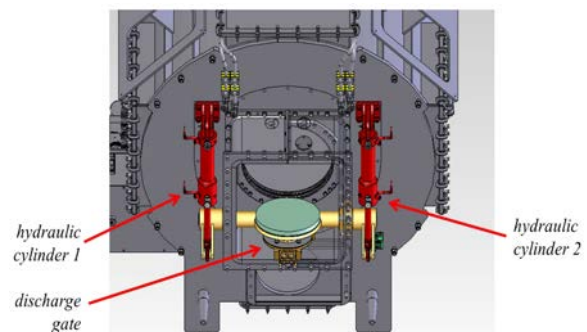


図4 傾斜センサを備えた油圧シリンダ

(3) ミキサーの洗浄

ミキサーの信頼性の高い機能を維持するために、効率的な洗浄システムが不可欠である。これにはプロセス材料と接触している部品の完全な洗浄を必要とするため、ミキサーの上部カバーに2個の回転洗浄ノズルが、ミキサーの出口に12個の洗浄ノズルが設置された。この洗浄システムは、各洗浄サイクルに水

180 ℓを使用して、10 MPa で動作する。ミキサーの内部でのセメント系材料の硬化を防止するために、ミキサーを定期的に清掃する必要がある。

(4) 計量システム

ミキサー底部に追加の計量システムは、2つの機能を実現できる。まず材料の投入が監視され、ミキサーへの過充填を回避できる。第2に、障害が発生した場合、ミキサー排出後のプロセス材料の残留可能性を監視できることである。

(5) 緊急時のメンテナンス

原子力産業のための重要な機能は、メンテナンス面にある。特にミキサーは構成部品を簡単に操作するため、2分割できるように開発された。緊急の場合、ミキサーはプロセス材料を保持したまま、完全に閉じた状態で架台から分離できる。駆動部（回転機、混合パン）または洗浄ノズルの障害時、これらの部品は保護袋の内部で完全に密閉された環境下で分解できる。

5. 結論

強力な混合技術（高速混合装置、回転混合パン、底部と壁のスクレーパー）の特性は、

原子力産業で使用できる混合プロセスにいくつかの利点をもたらす。

実証設備でテストすることにより、実験室で得られたセメントマトリックスの結果を検証可能にする。この混合技術に基づく新しいセメント固化プロセスは ANDRA の要件を満たす最終製品を造り出すことができる。

CEA との共同開発で EIRICH 社はフランスの安全規則に適合する原子力施設のための新しいミキサーを開発した。この「原子力ミキサー」は以下の特徴を有する。

- ・自動運転
- ・高气密性
- ・プロセス材料の完全な排出
- ・効率的な洗浄システム
- ・検査の窓
- ・プロセス材料の密閉された投入
- ・排出孔の位置モニタリング
- ・冗長構成要素、例えば油圧シリンダ
- ・統合された計量システム
- ・限られた空間での分解及び保全操作のための分離セクション
- ・緊急時の完全なミキサーの処分
- ・堅牢で安全な油圧システム

現在、開発された混合装置は製造・組立中である。

参考文献

- 1) Christoph Heynen, Christophe Jousset-Dubien, Thierry Ouvrier-Neyret, "Development of a Nuclear Mixing Process for High Performance Cementation – 15064," WM2015 Conference, March 15-19, 2015, Phoenix, Arizona, USA.

4. ホットセル内での混合廃棄物の分別

廃棄物処理事業推進部 泉田 龍男

これまで放射性廃棄物の放射能レベルによる分別は、無制限放出を目的としたクリアランス測定以外にはほとんど実施されていなかった。しかし、最近の放射線計測及び画像処理技術の発展により、放射線発生源の画像表示が可能になり、比較的放射能レベルの高い中レベル廃棄物 (ILW) や低レベル廃棄物 (LLW) を放射能の区分ごとに分別することが可能になってきている。オランダの研究炉 (HFR) で発生した古くからの放射性廃棄物を放射線の画像表示技術により、ホットセル内で分別するシステムが開発されている¹⁾ので紹介する。

1. はじめに

放射性廃棄物分別の目的は、中間貯蔵に要する貯蔵スペースを出来るだけ有効に活用するために、廃棄物の専有面積を最小にすることである。これまでクリアランスレベル近傍の低レベル廃棄物 (デコミッショニングにより発生するコンクリート等) に対しては既に実施されてきたが、グローブボックス内の廃棄物の分離についても適用が試みられている。核燃料や放射化物から発生する混合廃棄物のようなレベルの高い廃棄物に対しても仕分けを実施することが可能である。但しこの作業はホットセル内で実施する必要がある。

1961年に Petten に建設された高中性子束原子炉 (the High Flux Reactor, HFR) の運転に伴い放射性廃棄物が発生している。HFR は多くの材料の物性試験と燃料照射試験 (後に医療用アイソトープを製造) に使用された。この間の放射性廃棄物は、Petten 施設の廃棄物貯蔵施設 (WSF) に貯蔵されてきた。しかし、1981年にオランダ政府の方針が変更され、オランダの全ての廃棄物が中央組織によって集荷・処理・貯蔵することが求められた。このために、放射性廃棄物中央機構 COVRA (the national Central Organization for Radioactive Waste) が設立された。COVRA サイトには、中低レベル廃棄物 (LILW) 貯

蔵のための LOG 施設、高レベル廃棄物 (HLW) 貯蔵のための HABOG 施設が設けられている。

WSF の廃棄物が収納されたドラム缶は、輸送の基準や中長期的な貯蔵の要求事項を満足していないので、COVRA に輸送することが出来ない。現状の収納状態では、そのために、廃棄物の再収納が必要になる。HABOG での廃棄物専有面積を最小にすることとそれに付随する費用を最小にするために、WSF 内の廃棄物を放射能レベルの種類により分別することが決定された。HLWのみを HABOG に貯蔵し、その他の要求レベル以下の廃棄物を COVRA サイトにある LILW 施設 LOG に貯蔵する。

この分別のために原子力研究コンサルタントグループ NRG は Petten 施設内の古くからの廃棄物の放射能確認と分別を行うシステム HIRARCHI (High RAdiative Raw waste CHaracterization & Identification) を開発した。これは混合した廃棄物からのガンマ線を自動的に走査計測して、放射線強度に応じた放射線地図を製作する。この放射線地図は、廃棄物の受け入れレベルに対応した正確な分別と分離を可能にする。受け入れ放射能レベルの境界線は、輸送と COVRA の LOG 施設の受け入れレベルによって決められる。

2. 廃棄物プロジェクト

廃棄物プロジェクトは、Petten の WSF にある廃棄物を COVRA の廃棄物集中貯蔵施設に移設するために作られた。このプロジェクトでは、WSF から 1700 本のドラム缶を一本一本取り出し、分別・放射線計測・収納・セメント固化・再梱包・移送が実施される。

2007 年に必要な施設建設及びその他の作業が開始された。Petten の施設では、分別・放射能計測・再収納が実施され、廃棄物の超高压圧縮とセメント固化は既に設備を持っている海外の事業者へ委託される予定である。

この貯蔵のための廃棄物の再生プロセスを図 1 に示す。耐放射線性カメラによるドラム缶の画像検査が行われる。その後、高分解能なガンマ線測定装置 (VINISH) で放射能を評価する。ドラム缶は、ホットセル内で開缶され、4. で詳述する HIRARCHI 分別システムを使って内容物が分別及び分離される。廃棄物は 3 段階の放射能区分で分離される。下の 2 段階は、COVRA の LOG 施設で貯蔵する基準値以下の廃棄物である。最も低い放射能区分の廃棄物のみが梱包なしに COVRA に直接移送される。この区分の大部分の廃棄物は、長期貯蔵は必要なく、解放基準に達した時点で無制限放出される。この方法により、放射性廃棄物の物量を大幅に低減している。他の 2 つの区分の廃棄物は、専門の事業者へ送られ、超高压圧縮とセメント固化が実施される。この廃棄物はその後 MTR2 コンテナに入れて COVRA に戻され、将来の地層処分が実現されるまで貯蔵保管される。

3. 廃棄物の内容

Petten の WSF にある LLW 及び ILW は、1963~1998 年の期間に生じたものであり、基本的に 2 種類のタイプの内容物からなる。1 つは、中性子照射により放射化した鉄系材料

や非鉄系材料であり、解体した試験機器もしくは照射済みの燃料要素の構成部品や被覆材である。もう 1 つは、揮発性の Cs のような核分裂生成物や放射化金属により汚染された有機物 (プラスチック薄片やホイル、ティッシュペーパー、布、フィルター、布等) である。これに加えて、カプセル封入された放射線源もいくつか存在する。

4. 分別システム

分別システム HIRARCHI は、水平面上を移動可能な光学カメラの付いたガンマ線検出器と垂直に移動可能なテーブルから構成される。これはホットセル内に設置される。この全システムは車輪付きの架台に乗せられ、セルの内外への出し入れが可能である。廃棄物を分別するテーブルは、ホットセル窓の前方にスライド移動ができる。テーブル上に広げられた廃棄物に対して、ガンマ線検出器が X-Y 方向に走査計測し、その結果は分離区分に基づいてカラー表示され、検出器に装着されたカメラにより光学画像の上に投射表示される。この投射表示画像を同時表示 (isoplot) と呼ぶ。

図 2 に同時表示の例では、テーブル上の廃棄物の放射線分布を示している。左側の画像は、放射線分布を相対的に示しておりホットスポットの位置をクリアーに表示している。テーブル上の放射エネルギーは Co 換算で 5.7 GBq、最大の高線量スポットは近接線量で 2.7 Sv/h である。この廃棄物は ILW-high, ILW-low 及び LLW の 3 区分に分別される。同図の左画像のような相対分布画像は、この 3 区分に仕分けるために正確な定量分布画像に変換される。その例が同図の右側画像であるが、橙色と紫色が ILW-high、黄色が ILW-low 及び青色が LLW とバックグラウンドを示している。

図 3 は、実際の分別プロセスを示している。

最初の画像は、バックグラウンドレベルを差し引いた 3 つのレベルをカラー表示している。ILW-high が赤色、ILW-low が黄色、LLW が青色で表示されている。最初に赤色の廃棄物が ILW-high レベルの容器にテーブルから移され、次に新たな放射線計測を実施した結果が 2 段目の画像であり、黄色と青色の廃棄物のみが残っていることが確認できる。黄色の廃棄物が ILW-low レベルの容器に移される。再び新たな放射線計測を実施したものが 3 段目の画像であり、青色の廃棄物のみが残っていることを確認した後に、LLW レベル容器に青色廃棄物を移送する。

放射線計測の X-Y 方向の走査計測は、ILW-high の廃棄物を含む最初の計測では約 5 分であるが、その後の LLW 廃棄物のみの段階では 15 分を要する。走査分解能は 1 mm である。

廃棄物の分別操作を実施中において、廃棄物の収納用容器は重量の増大を常に計測監視する計測装置上に置かれている。外部の超高

圧圧縮やセメント固化を行う事業者への輸送基準を超えないことを監視する。収納限度の放射線量に達していなくとも輸送基準に達した段階で、収納容器は閉止され、新たな収納容器に交換される。

5. まとめ

ホットセル内での廃棄物の分離及び分別は、LLW と ILW 廃棄物を異なる廃棄物として再梱包することで、古くからの廃棄物を合理的に再区分できる可能性を示している。この方法により、廃棄物の大部分はより低い放射能区分の LLW に分別することが可能となる。

本プロジェクトにより、混合廃棄物の放射能識別や各種の処理操作について価値ある経験が集められている。これにはホットセル内での各種操作の習熟なども含まれる。

廃棄物の放射能に応じた分別は、ますます魅力的な技術になっている。NRG は、廃棄物の撤去や分別に関し、他の研究施設への協力が可能である。

参考文献

- 1) A. van Heek, R. Groothuis, B. Janssen, A. Metz and A. Wakker, "Sorting of mixed historical waste in a hot cell," KONTEC 2015, March 25-27, 2015, Dresden.

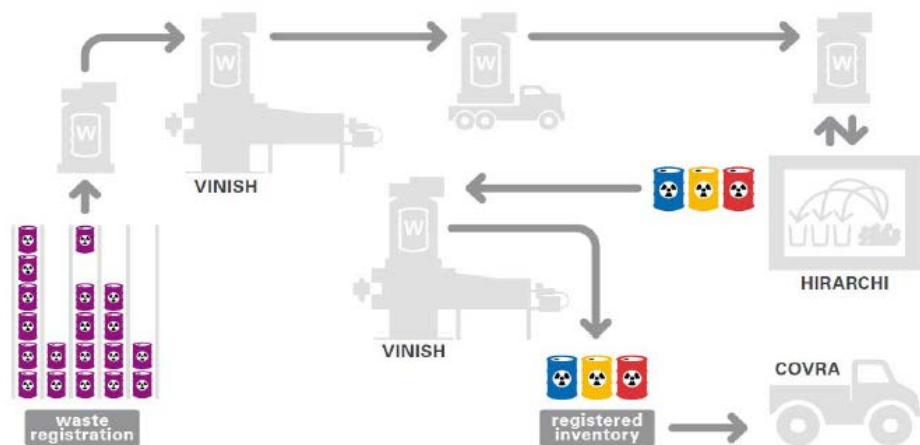


図 1 廃棄物の識別と分別システム

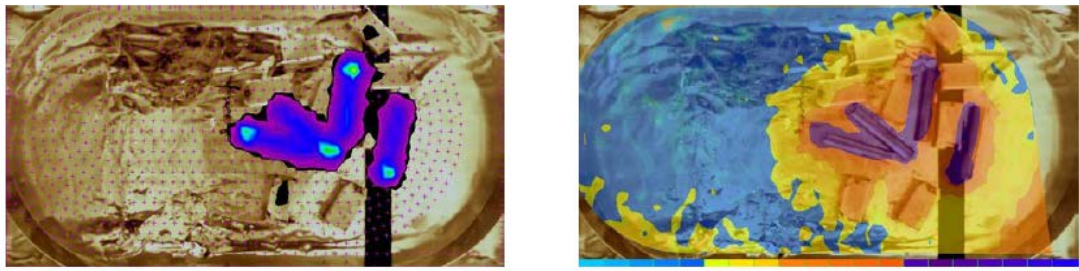


図 2 廃棄物と放射能分布の同時表示画像（右画像は相対表示、左は定量表示）

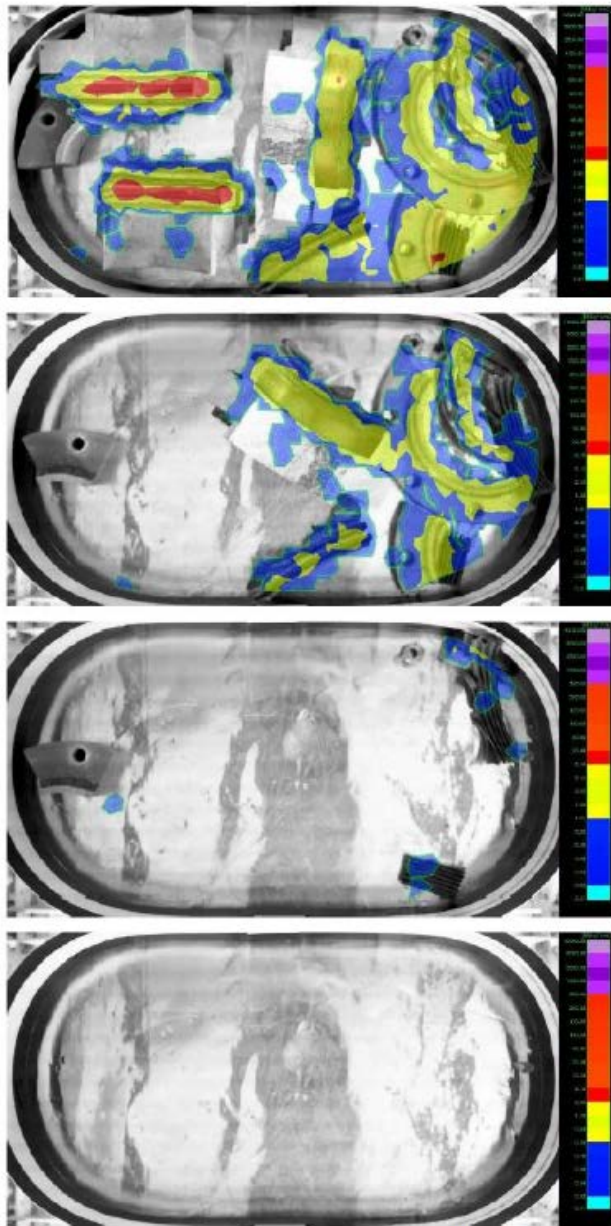


図 3 同時表示画像と分別プロセス

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

2015年6月から2015年11月の期間に国内では、日本原電東海発電所、原子力機構「ふげん」、中部電力浜岡発電所1、2号機の廃止措置活動は予定通り進められている。4月に原電敦賀1号機(BWR)、関西電力美浜発電所1、2号(PWR)、中国電力島根発電所1号機(BWR)及び九州電力玄海発電所1号機(PWR)の5機が恒久運転停止したが、更なる運転計画申請に向け準備中であるが、申請書の提出時期は未定である。2015年11月末現在で世界の運転停止した発電炉は159基である。この半年における基数に変化はない。本号では廃止措置方式、現状及び完了時期を更新した。

世界の原子力発電所廃止措置情報一覧 (2015年11月末現在)

国	施設名	運転期間	電氣出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
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
	BR-3	1962/10/10～1987/06/30	12MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
ブルガリア	コズロドイ-1	1974/10/28～2002/12/31	440MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵(20年)解体中	2035年
	コズロドイ-2	1975/11/10～2002/12/31	440MW	PWR			
	コズロドイ-3	1981/01/20～2006/12/31	440MW	PWR			
	コズロドイ-4	1982/06/20～2006/12/31	440MW	PWR			
カナダ 6基	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	未定
	ジェンテイル-1	1972/05/01～1977/06/01	266MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	
	ジェンテイル-2	1982/12/04～2012/12/14	675MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	
	ロルフトンNDP-2	1962/10/01～1987/08/01	20MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	
	ピッカリング-A2	1971/10/06～2007/05/28	542MW	PHWR	安全貯蔵	停止中	
	ピッカリング-A3	1972/05/03～2008/10/31	542MW	PHWR	安全貯蔵	停止中	
	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	
	シヨ-ア	1967/04/15～1991/10/30	320MW	PWR	安全貯蔵	解体中(2014年～)	
	シノン-A1	1964/02/01～1973/04/16	80MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	
	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)	
	シノン-A3	1966/08/04～1990/06/15	480MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中から解体中	
	フランス 12基	マルクール-G2	1959/04/22～1980/02/02	43MW	GCR	安全貯蔵	
マルクール-G3		1960/04/04～1984/06/20	43MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	
モンダレ-EL4		1968/06/01～1985/07/31	75MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	
サンローラン-A1		1969/06/01～1990/04/18	500MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	
サンローラン-A2	1971/11/01～1992/05/27	530MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2032年	
ス-パフェニックス	1986/12/01～1998/12/31	1241MW	FBR	即時解体	解体中(Na処理継続)	2028年	
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	2026年	
	グライフスバルト-1	1974/07/02～1990/02/14	440MW	PWR	即時解体	廃止措置終了	2016年
	グライフスバルト-2	1975/04/14～1990/02/14	440MW	PWR			
	グライフスバルト-3	1978/05/01～1990/02/28	440MW	PWR			
	グライフスバルト-4	1979/11/01～1990/07/22	440MW	PWR			

国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
ドイツ 27基	グラウフスバルト-5	1989/11/01～1989/11/24	440MW	PWR	即時解体	廃止措置終了	2016年
	グロスヴェルツハイム(HDR)	1970/07/02～1971/04/20	25MW	BWR	即時解体	廃止措置終了	1998年完了
	グンドレミンゲン(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
	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
	カールVAK	1962/02/01～1985/11/25	16MW	BWR	安全貯蔵	廃止措置終了	2010年
	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
	カールスルーヘIMZFR	1966/12/19～1984/05/03	57MW	PHWR	即時解体	解体中	2016年
	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)	解体予定
	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	2015年
	ニダーアイヒバッハ(KKN)	1973/01/01～1974/07/21	106MW	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	70MW	PWR	即時解体	解体中	2016年
	シュターデ	1972/05/19～2003/11/14	672MW	PWR	即時解体	解体中	2015年
	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
	ヴェルガッセン	1975/11/11～1994/08/26	670MW	BWR	即時解体	廃止措置済終了	2015年
	オビリッヒハイム	1969/03/31～2005/05/11	357MW	PWR	即時解体	解体中	2020年
	ビブリスA	1974/08/25～2011/08/06	1167MW	PWR	即時解体	許可申請中	未定
	ビブリスB	1976/04/25～2011/08/06	1240MW	PWR	即時解体	許可申請中	未定
	ブルンスビュッテル	1976/07/13～2011/08/06	771MW	BWR	即時解体	許可申請中	2028年
	イザール1	1977/12/03～2011/08/06	878MW	BWR	即時解体	許可申請中	未定
	クリュンメル	1983/09/28～2011/08/06	1346MW	BWR	即時解体	許可申請中	未定
	ネッカーヴェストハイム1	1976/06/03～2011/08/06	785MW	PWR	即時解体	許可申請中	未定
	フィリップスベルグ1	1979/05/05～2011/08/06	890MW	BWR	即時解体	許可申請中	未定
	ウンターヴェーザー	1978/09/29～2011/08/06	1345MW	PWR	未定	未定	未定
	カオルン	1981/12/01～1990/07/01	882MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2016年
	ガリグリアーノ	1964/06/01～1982/03/01	160MW	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	160MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵から解体中	2035年
	トリノ・ヴェルチエレッツェ	1965/01/01～1990/07/01	270MW	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	13MW	BWR	即時解体	廃止措置済終了	1996年完了
	東海発電所	1966/07/25～1998/03/31	166MW	GCR	即時解体	解体中	2020年
	「ふげん」	1979/03/20～2003/03/29	165MW	HWLWR	即時解体	解体中	2033年
	浜岡発電所1号機	1976/03/17～2009/01/30	540MW	BWR	即時解体	解体中	2036年
	浜岡発電所2号機	1987/11/29～2009/01/30	840MW	BWR	即時解体	解体中	2036年
	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
	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
	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
	福島第一4号機	1978/02/24～2011/05/20	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
	福島第一5号機	1977/09/22～2014/01/31	784MW	BWR	未定	事故炉の廃止措置技術実証に利用	未定
	福島第一6号機	1979/05/04～2014/01/31	1100MW	BWR	未定	事故炉の廃止措置技術実証に利用	未定
	敦賀発電所1号機	1969/11/16～2015/04/27	357MW	BWR	未定	廃止措置計画準備中	未定

国	施設名	運転期間	電氣出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
68	美浜発電所1号機	1970/08/08～2015/04/27	340MW	PWR	未定	廃止措置計画準備中	未定
69	美浜発電所2号機	1972/04/21～2015/04/27	500MW	PWR	未定	廃止措置計画準備中	未定
70	玄海原子力発電所1号機	1975/02/14～2015/04/27	559MW	PWR	未定	廃止措置計画準備中	未定
71	島根原子力発電所1号機	1973/12/02～2015/04/30	460MW	BWR	未定	廃止措置計画準備中	未定
72	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
73	リトアニア イグナリア-1	1983/12/31～2004/12/31	1300MW	LWGR	即時解体	運転停止	未定
74	イグナリナ-2	1987/08/20～2009/12/31	1300MW	LWGR			
75	オランダ ドーナバルト	1969/03/26～1997/03/26	60MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2045年以降
76	ベロヤルスク-1	1964/04/26～1983/01/01	108MW	LWGR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	不明
77	ベロヤルスク-2	1969/12/01～1990/01/01	160MW	LWGR	安全貯蔵		
78	ノボロネジ-1	1964/12/31～1984/02/16	210MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	不明
79	ノボロネジ-2	1970/04/14～1990/08/29	365MW	PWR	安全貯蔵		
80	オプニンスクAPS-1	1954/12/01～2002/04/29	6MW	LWGR	安全貯蔵	燃料撤去後博物館化された。	不明
81	ボフニチエ-A1	1972/12/25～1977/02/22	143MW	HWGCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2033年
82	ボフニチエ-V1-1	1980/04/01～2006/12/31	440MW	PWR	即時解体	解体中	2025年
83	ボフニチエ-V1-2	1981/01/01～2008/12/31	440MW	PWR			
84	バンデロス-1	1972/05/06～1989/10/19	500MW	GCR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2035年
85	ホセ・カブレラ-1	1968/07/14～2006/04/30	150MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2016年
86	サンタマリアデルガルゴ-ニヤ	1971/03/02～2013/07/31	466MW	BWR	未定	未定	未定
87	オゲスタ	1964/05/01～1974/06/02	10MW	PHWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2040年頃
88	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	安全貯蔵中(2007～2022)、 解体(2023年～)	2029年
89	バーセベック-2	1977/03/21～2005/05/31	615MW	BWR	安全貯蔵		
90	スイス ルーセン	1968/01/29～1969/01/21	6MW	HWGCR	安全貯蔵後	廃止措置終了	1994年完了
91	チェルノブイル-1	1978/05/27～1996/11/30	1000MW	LWGR			
92	ウクライナ 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)
93	チェルノブイル-3	1982/08/27～2000/12/15	1000MW	LWGR			
94	チェルノブイル-4	1984/03/26～1986/04/26	1000MW	LWGR			
95	バークレー-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
96	バークレー-2	1962/10/20～1988/10/26	166MW	GCR			
97	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年間(2095年まで) 安全貯蔵後解体
98	ブラッドウェル-2	1962/11/12～2002/03/30	146MW	GCR			
99	コールドハーホール-1	1956/10/01～2003/03/31	60MW	GCR			
100	コールドハーホール-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
101	コールドハーホール-3	1958/05/01～2003/03/31	60MW	GCR			
102	コールドハーホール-4	1959/04/01～2003/03/31	60MW	GCR			
103	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
104	ハンターストン-A2	1964/07/01～1989/12/31	173MW	GCR			
105	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
106	ヒンクレーポイント-A2	1965/05/05～2000/05/23	267MW	GCR			

国	施設名	運転期間	電気出力 (グロス)	炉型	廃止措置 方式	廃止措置現状	廃止措置完了 (予定)時期
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
	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
	トロースフィニッド-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
	トロースフィニッド-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
	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
	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
	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
	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
	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)	2101年終了予定
	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
	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
	チャペルクロス-4	1959/03/01～2004/06/29	60MW	GCR	即時解体	解体中	2024年
	ウイルファア-2	1971/6/21～2012/04/25	550MW	GCR	即時解体	解体中	2024年
	ドンレーDFR	1962/10/01～1977/03/01	14MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
	ドンレーPFR	1976/07/01～1994/03/31	250MW	FBR	即時解体	解体中	2024年
	ウインズケール WAGR	1963/02/01～1981/04/03	36MW	GCR	即時解体	解体中	2035年
	ウインプリス SGHWR	1968/01/01～1990/09/11	100MW	HWLWR	安全貯蔵	安全貯蔵後解体中	2042年
	ビッグロックポイント	1965/11/01～1997/08/29	71MW	BWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	2007年完了
	GEババレスト	1957/10/19～1963/12/09	24MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	2019年完了
	クリスタルリバー-3	1977/03/13～2013/02/20	890Mw	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵準備中	2076年
CVTR	1963/12/18～1967/01/01	19MW	HWLWR	安全貯蔵	サイト解放済	2009年完了	
ドレスデン-1	1960/07/04～1978/10/31	207MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(2007年～2027年)	2036年完了	
エルクリバー	1964/07/01～1968/02/01	24MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1974年完了	
エンリコ・フェルミ-1	1966/08/05～1972/09/22	65MW	FBR	安全貯蔵	解体中	2012年予定	
EBR-II	1965/01/01～1994/09/01	20MW	FBR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定	
ハンフォードN原子炉	1966/04/01～1988/02/01	860MW	LWGR	安全貯蔵	ISS(齎化)方式の安全貯蔵準備中	75年間ISS後解体	
フォート・セント・ブレイン	1979/07/01～1989/08/29	342MW	HTGR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	1997年完了	
ハダムネック(C・Y)	1968/01/01～1996/12/09	603MW	PWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	2007年完了	
ハーラム	1963/11/01～1964/09/01	84 MW	その他	遮へい隔離	隔離中(100年以上)	1969年完了	
ファンボルト・ベイ-3	1963/08/01～1976/07/02	65MW	BWR	即時解体	解体中	2015年完了予定	
インデアンプォイント-1	1962/10/01～1974/10/31	277MW	PWR	安全貯蔵	安全貯蔵中(～2013年)	2026年完了	
ラクロス	1969/11/07～1987/04/30	53MW	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	900MW	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	684MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵中	未定	
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	
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	
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	
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	
ランチョセコー-1	1975/04/17～1989/06/07	917MW	PWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSI及びLLW貯蔵のみ)	2009年完了	

アメリカ
35基

	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
146		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
147		サンオノフレ-2	1982/09/20～2013/06/12	1127MW	PWR	即時解体	PSDAR (廃止措置計画書)提出	2034年完了
148		サンオノフレ-3	1983/09/25～2013/06/13	1128MW	PWR	即時解体		
149		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
150		ショーハム	運転開始しないで閉鎖	880MW	BWR	即時解体	サイト解放済	1995年完了
151		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
152		トロージャン	1976/05/20～1992/11/09	1155MW	PWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	2005年完了
153		ヤンキーロー	1961/07/01～1991/10/01	180MW	PWR	即時解体	サイト解放済 (ISFSIのみ)	2007年完了
154		ザイオン-1	1973/12/31～1997/02/21	1085MW	PWR	即時解体	解体中	2020年完了予定
155		ザイオン-2	1973/12/31～1996/09/19	1085MW	PWR	即時解体		
156		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
157		キウオーニー	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
158		バーモントヤンキー	1972/09/20～2014/12/29	635MW	BWR	安全貯蔵	安全貯蔵 (C&M) 準備	2073年完了予定
159	ドイツ	グラーフエンフェルト	1981/12/30～2015/05/末	1345MW	PWR	未定	未定	未定
	韓国	コリ1号機	1977/06/26-2017/07末	608MW	PWR	即時解体	2022年頃から解体予定	未定

委員会等参加報告

平成 27 年 7 月から 11 月までの外部機関委員会等への参加者は以下の通りである

外部機関名	委員会等の名称	参加者氏名	開催日時
原子力科学技術委員会	研究施設等廃棄物作業部会 (第 12 回) 及び (13 回)	澁谷 進	7 月 1 日及び 7 月 22 日
原子力デコミッション 研究協会	原子力デコミッション研究会 (第 4 回) 及び (第 5 回)	澁谷 進	7 月 24 日及 び 9 月 18 日
エネルギー総合工学研究所	21 世紀における原発廃止措置の あり方に関する調査検討	榎戸 裕二	7 月 21 日
日本原子力学会	日本原子力学会第 31 回バックエ ンド夏季セミナー	榎戸 裕二	8 月 5 日
日本原子力学会	低レベル放射性廃棄物の処理等の 技術開発の在り方に関する検討特 別専門委員会 (第一回)	榎戸 裕二 泉田 龍男	9 月 28 日
日本原子力学会	低レベル放射性廃棄物の処理等の 技術開発の在り方に関する検討特 別専門委員会 (第二回)	榎戸 裕二 泉田 龍男	11 月 16 日

総務部から

人事異動

○評議員

辞任 (平成 27 年 9 月 24 日付)

野村 茂雄 (非常勤)

第27回「報告と講演の会」 ご案内

当センター主催の第27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28年1月22日（金） 13：30～17：00

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

参加費：無料

—プログラム—

1. 主催者挨拶

理事長 菊池 三郎

2. 来賓ご挨拶

文部科学省 研究開発局 原子力課 放射性廃棄物企画室長

村山 綾介 殿

3. 特別講演

「福島第一原子力発電所の現状と福島復興に向けた取り組み」

東京電力株式会社 代表執行役副社長 福島復興本社代表

石崎 芳行 殿

4. 事業報告

(1) 「平成 27 年度事業計画の進捗状況」

企画部長 菊池 孝

(2) 「研究施設等廃棄物の処理事業への取り組み」

廃棄物処理事業推進部 事業計画担当部長 泉田 龍男

(3) 「福島原発廃炉に向けた取り組み」

—鋼球遮蔽材の充填による気中での燃料デブリ取出し工法—

企画部調査役 河西 善充

(4) 「国内外の廃止措置と解体廃棄物の処分」

東海事務所長 榎戸 裕二

5. 閉会挨拶

(16:50～17:00)

専務理事 澁谷 進

©RANDEC ニュース 第 101 号

発 行 日 : 平成 27 年 12 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。