

No.19

デコミ ニュース

第19号

目次

1. 韓国の放射性廃棄物管理活動の最新状況 1
2. グライフスヴァルト原子力発電所解体プロジェクトの
現状と得られた知見 5
3. 英国の高速原型炉PFRの液体金属処理プロジェクト 9
4. RISO国立研究所(デンマーク)の原子力施設
デコミッションングコスト評価 13
5. BNFLにおける実用的除染技術の考案 16

RAINDIEC

(財)原子力研究バックエンド推進センター

1. 韓国の放射性廃棄物管理活動の最新状況

1. はじめに

韓国は、現在、東アジアにおいて最も積極的に原子力発電の推進を図っており、世界第6位の年間発電量1,000億kWhの実績をもつ。原子力発電は1997年に古里1号機（Kori-1）が最初の営業運転を開始して以来、2000年現在、4発電所で12基のPWR、4基のCANDUが運転中で、総発電設備量は13.7Gwe、総設備容量の40%になっている。更にPWR4基が建設中である。

韓国の放射性廃棄物の安全管理に係わる国及び民間レベルの活動は極めて活発であり注目される。これは、1998年の放射性廃棄物管理計画と体制の再構築が行われ、それらの実施の結果が具体化してきたことによるものと思われる。

本稿では、放射性廃棄物管理の一元的な実施主体である原子力環境技術院（NETEC）の担当者の概況報告¹⁾を参照しつつ、韓国の放射性廃棄物管理活動の近況を概説する。

2. 韓国の放射性廃棄物管理政策および計画の骨子

韓国原子力委員会は1998年9月、国家放射性廃棄物政策を改訂し、政府（主務官庁産業経済省）の責任の下に放射性廃棄物管理計画を策定した。これにより実施主体機関として現在は韓国水力原子力発電会社（KHNP）の傘下機関である韓国環境技術院（Nuclear Environment Technology Institute、NETEC）が一元的な放射性廃棄物管理を担うこととなった。

放射性廃棄物管理政策の基本方針としては、①政府の責任による管理、②安全最優先主義、③廃棄物発生量の最小化、④発生者の経費負担、⑤一般公衆への公開、とし、⑥各廃棄物処理処分の実施における下記の方針を策定している。

- a. 当面、低レベル及び中レベル廃棄物（以下、LILW）は発生源で最小化する、また使用済燃料（SF）は各発電所内貯蔵施設に保管し、その拡張により対処する。
- b. LILW 集合処分場（コンプレックス）を早期に建設し、2008年操業開始することとし、施設規模は、当初で200個ドラム缶で10万本、第2次まで80万本とし、その処分場サイト選定に着手する。
- c. SF 中間貯蔵施設の建設は2016年操業開始を目途とする。その施設規模は、第1次で2,000MTU、最終容量2万MTUとし、乾式か湿式かは今後を選定する。
- d. 重点的なR&D分野は、LILW 減容処理、LILW 処分と安全評価技術、Sf貯蔵・輸送技術の改良、韓国独自の先端技術の開発とする。

3. 低・中レベル放射性廃棄物管理と研究開発

NETEC社が、放射性廃棄物及び再処理施設の立地、設計、建設及び運転、医療、産業及び学術研究施設からの廃棄物関連も含む放射性廃棄物管理を一元的に事業展開している。現在、RI廃棄物（一般産業、病院、研究所等）は大田研究都市（Taeduk Science Town）の保管施設で集中保管されている。

韓国の放射性廃棄物管理における取り扱い規則では、LILWとは、 α 放射エネルギーが4,000Bq/g以下、かつ半減期が20y以下、であり、発電炉からのLILWの他に、KHNPが直接及び間接的に受け入れる所謂RI廃棄物・研究所等廃棄物がある。2000年末現在の貯蔵量は、前者が大半で約

5万7千本、後者が4千本。現在のところ発電所サイトの総設備容量は約10万本であり、2008年までの中間貯蔵は確保されている。

ここで注目されるのが、当面の重点課題としての発電所LILWの減容処理技術開発であり、その目玉が高温熔融法とオフガス処理系を一体型とするガラス固化処理設備のパイロットプラントの建設とその運転試験の進展である。この技術開発の端緒は1994年からの韓国電力公社(KEPCO)と仏SGN社との共同開発に始まった。その基本技術はCEAが研究開発し、SGN社が実用化を図っているものである。これは減容率95～97%を達成できることが特徴である。パイロット試験装置は1997年に建設開始し、1999年7月に完成している。このガラス固化パイロット試験装置のスキーム図を図1に示す。現在、この試験プラントを使用して、各種廃棄物タイプのガラス固化処理条件のガラス固化体の性質やオフガス特性への影響など、実用化に向けての装置運転特性把握試験が実施されている。NETECは2005年にも最初の商用化を目指している。

装置構成上の特徴は、熔融炉として可燃性廃棄物用の誘導加熱コールドクルーシブル熔融炉(CCM)、不燃性廃棄物用のプラズマトーチ熔融炉(PTM、外径55cm)とが備えられ、オフガス処理装置が一体化したシステムとなっていることである。この技術開発の目標は、実用施設のための詳細データの取得である。特に、次の3点が重点的な解決すべき課題である。

- a) 有機廃棄物の完全燃焼条件の把握(不完全燃焼による有害ガス、微粒子ダスト発生防止)
- b) 有害成分の蒸発最小化(ガラスマトリックスへの固定、装置の安全、保守補修費低減化)
- c) オフガス系2次廃棄物の最小化(残滓の混入による放射性ダスト量の低減)

最近、可燃性実固体廃棄物(Dry Active Waste, DAW)を用いた特性試験結果の詳細が発表された。この試験フェーズでは、運転パラメータとしての廃棄物タイプ(各組成と混合割合)、供給速度、メルターの酸素注入配置、余剰酸素注入量などのダスト発生特性への影響を調べている。²⁾ この試験結果により最も重要な運転条件は酸素注入位置であり、ダスト発生量が最小になるのは廃棄物投入率20kg/hrであるなど、実用的なデータを得ている。また、ガラス固化プロセスにとってパラメータとして温度制御条件と運転時間も重要であることが分かり、引き続いてこれらの最適化と安定燃焼条件を維持するための試験を行うことにしている。

4. 使用済み燃料管理

現在のところ、使用済み燃料(高レベル廃棄物の扱い)は、PWR燃料は貯蔵プールで、CANDU燃料は乾式貯蔵施設で、各発電所サイトで仮貯蔵中である。これら仮貯蔵施設のフル炉心燃料余裕の期限が2006年～2008年になると予想されている。このため、各発電所ではサイト内設備容量の拡張で対処することとし、既に1990年代前半から具体的に処置してきている。すなわち、PWR使用済み燃料プールでは高密度ラック(HDSR、ホウ素入りステンレス鋼を使用)を導入し、CANDU使用済み燃料貯蔵施設ではコンクリートサイロを設置している。

5. 処分場サイト選定

低レベル放射性廃棄物の発生量の大半は原子力発電所から発生しており、現在は各発電所サイト内で処理されセメント固化体として倉庫保管されている。また、RI廃棄物は韓国放射性同

位元素協会が集荷して、大田にある韓国原子力研究所（KAERI）の総合処理施設で同様にセメント固化体として保管されている。

放射性廃棄物管理の関連事項を少し過去に遡ってみる。まず、1990年、KAERIの原子力安全センターが韓国原子力安全技術院（KINS）として独立すると同時に、放射性廃棄物管理の促進を図るためにKAERIに原子力環境管理センターが設置された。こうして、放射性廃棄物と使用済燃料については、国の管轄下にある非営利の放射性廃棄物管理専任機構としての指定機関であるKAERI、そして1997年からは韓国電力公社（KEPCO）の管理が行われてきた。なお、これら放射性廃棄物の貯蔵、処理処分に要する費用を賄うため、1989年には放射性廃棄物管理基金制度が発足し、放射性廃棄物管理専任機構がその運用に当たっている。

低レベル廃棄物処分場サイトについては、1986年より調査検討が進められ、最初、西海岸の安眠島が選ばれたが、激しい反対運動のため撤回を余儀なくされた。次に、更に慎重な調査の結果、近くの掘業島を選定し、1994年に工事を開始したが、海底活断層問題のため1年で放棄する結果となった。

これらの困難な経過及び教訓を踏まえて、前述したような韓国の原子力発電計画の推進、放射性廃棄物管理の推進という国家的政策の見直し・取り組みの一環としての新たな廃棄物処分場のサイト選定施策が推進されている。サイト選定を進めるに当たっては、

- a) 地方自治体からの応募方式
- b) 民主的、公開による社会的認知
- c) コミュニティーへの経済的支援施策

なる3原則に則り、サイト公募事業を次のように展開することとし、この活動は2000年6月より開始している。

① 処分場（National Radioactive Waste Management Complex）：

臨海地域に面積約60万坪の次の2つの施設を建設する。

LILW 処分所（2008年操業目標）ボルト式浅地処分場

SF 中間貯蔵所（2016年操業目標）

② 公募期間：2000年6月～2001年6月

③ 公募不調の場合：候補地の指定、その後の地元自治体、住民との協議等で対処

この公募事業は韓国商工エネルギー省と韓国水力原子力（株）が精力的な公募活動を実施したが、予定の公募期限には地方自治体からの応募は無かった。その後上記のように事業者による地域指定方式による選定手続きを検討しているとのことである。

以上見てきたように原子力発電の積極推進国の韓国では、1990年代前半の放射性廃棄物処分場のサイト選定プロセスでの困難を契機として、電力産業界の民有化政策が進行する中で、1998年、政府が新たな放射性廃棄物処理処分基本計画を策定し、短・中期的展望の下に、その一元的な実施機関としてのNETEC活動が推進されている。何故に、LILW処理処分にコールドクルーシブル溶融法やプラズマトーチ溶融法を含むガラス固化システムなどの独自先端技術の開発を必要とするのか。そこに韓国の実状に対する認識と問題解決への姿勢の一端が窺えるように思われる。

参考文献

- 1) “A New Day for Radioactive Waste Management Activities in Korea” by Myung-Jae Song and Chang-Lak Kim (Nuclear Environment Technology Institute, Korea Hydro and Nuclear Power Co. Ltd.), Radwaste Solution, p.36, Sep/Oct 2001.
- 2) “Korean pursues LLW vitrification”, Nuclear Engineering International, p.14, July 2000.
- 3) “Particulate generation from the vitrification process of simulated dry active waste in a pilot facility in Korea”, K-HYang, et al. Proc. WM’01 conference, Mar. 2001.
- 4) 原子力産業会議編、原子力年鑑1997-1998、2000-2001、他。

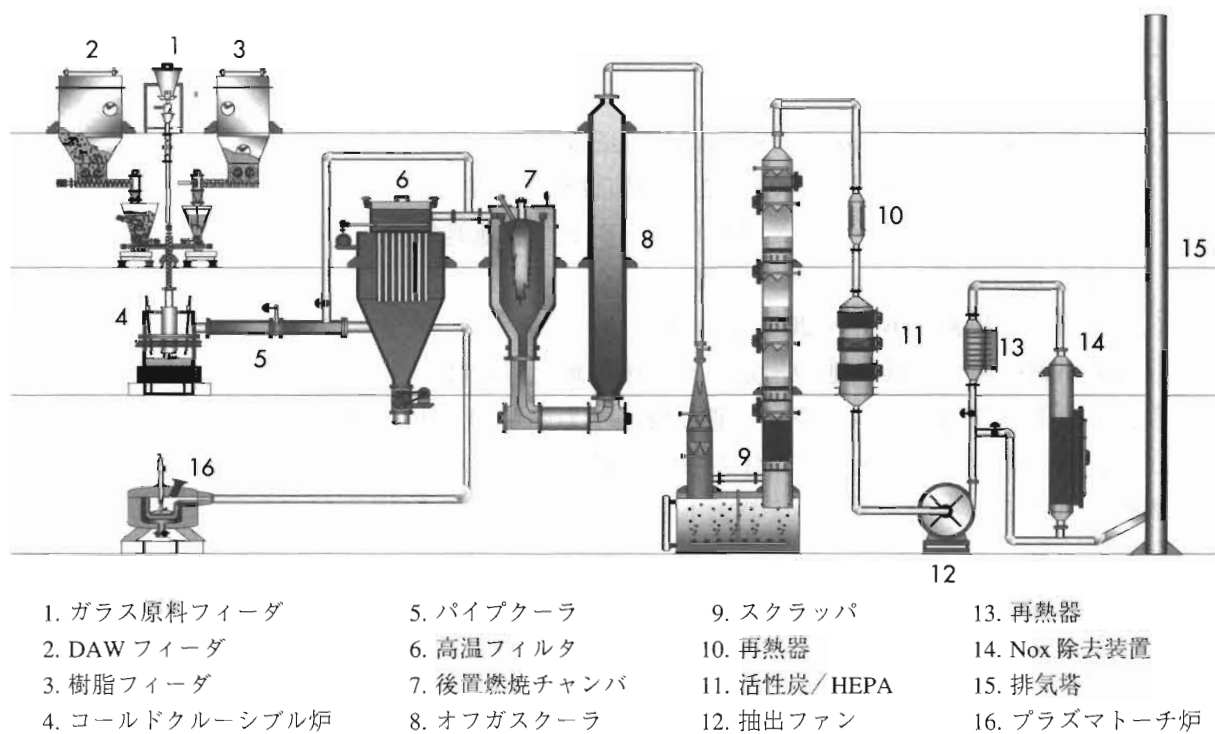


図1 ガラス固化パイロットプラントのスキーム

2. グライフスヴァルト原子力発電所解体プロジェクトの現状と得られた知見

グライフスヴァルト原子力発電所は、電気出力440MWの旧ソ連型の原子炉（ロシア型PWR）8基で構成されている。1～4号機は運転中、5号機は試運転段階及び6～8号機は建設段階であったが、1990年の東西ドイツの統合に伴い、西側の基準に適合しないとの理由で全ての原子炉が廃炉されることになった。解体作業は、1995年10月に開始し、2009年までに管理区域内の解体を終了させ、2012年までに建屋の解体を含む全ての作業を完了させる計画である。

同発電所の解体は、世界最大規模の解体プロジェクトと言われ、世界中から注目される中で順調に進められている。

1. 解体プロジェクトの基本方針

解体は、以下の基本方針に基づき進められている。

- ① 汚染の低いエリアから高いエリアへと解体を進め、最後に高放射化部の解体を行う。
- ② 汚染や放射化の低い試運転中であった5号機の解体で経験を積み、1～4号機へと解体を進める。
- ③ 可能な限り、汎用技術を採用する。
- ④ 大型機器は中間貯蔵施設に移動した後、効率的に解体を行う。
- ⑤ 解体は、系統別に行うのではなく区画別に進める。

2. 解体計画

1991年から廃止措置に必要な放射能インベントリ、物量データ等の情報収集を始め、1994年には規制当局へ廃炉の申請を行い、1995年6月に解体の認可を取得した。解体は、1995年10月から汚染度の低い5号機から解体を開始し、必要な許認可を段階的に取得しながら解体工事を進めている。基本解体スケジュールを図1に示す。図中の色の濃い部分がクリティカルパス

項目	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012
5号炉機器の解体	■	■	■														
5号炉での圧力容器のモデル遠隔解体		■	■	■	■												
1号炉放射化物の解体					■	■	■										
2号炉放射化物の解体						■	■	■									
3号炉放射化物の解体								■	■	■							
4号炉放射化物の解体									■	■	■						
サイト運転システムの解体										■	■	■	■	■			
部屋被覆の解体							■	■	■	■	■	■	■	■			
放射化及び汚染コンクリート構造物の解体											■	■	■	■			
建物の解体											■	■	■	■	■	■	■

図1 グライフスヴァルト原子力発電所の基本解析スケジュール

示しており、放射化された炉内構造物及び原子炉圧力容器の解体が全体スケジュールにおいて重要な作業工程を占めている。基本計画では、2012年までに全ての作業を完了させる予定であるが、遠隔解体装置を使用した炉内構造物等のモックアップ試験、モックアップ試験に基づく改良及びその確認試験などにより若干行程が遅れている。今後、遠隔解体装置を2号機に移動し、放射化構造物の遠隔解体を2003年から行う予定である。

3. 解体で発生する廃棄物量

解体計画作成にあたり、解体物の重量及び種類、放射能インベントリ等の調査が綿密に実施され、放射能レベル別の解体廃棄物量が評価された。

図2に示すように解体で発生する廃棄物は、カテゴリ－1（非放射性）、カテゴリ－2（汚染の可能性のある物及び場所）及びカテゴリ－3（汚染している物及び場所）に区分され、発電所全体の廃棄物総量は180万トンと見積もられている。解体廃棄物を無拘束解放するには、カテゴリ－2及び3の廃棄物についてはクリアランスの検認測定を全量行う必要がある。カテゴリ－1については、事業者の責任において、汚染のないことの確認測定が実施されるが全量行う必要はない。

解体廃棄物は、種類とその放射能濃度によって取扱い方法が異なり、図2に示すようにクラスA（無制限放出）からクラスF（放射性廃棄物としての処分）までの6つのルートで取り扱われる。図3にドラム缶収納廃棄物のクリアランスの検認測定を示す。

4. 炉内構造物及び原子炉圧力容器の解体

炉内構造物及び原子炉圧力容器の解体は、遠隔操作で行われ比較的放射線レベルの低い部分については気中切断で行い、レベルの高い部分についてはプール内で行なわれる。原子炉圧力容器については、気中でバンドソーを使用し最初に水平方向に輪切りにした後、垂直方向に細断され、マニピュレータを使用してコンテナに収納される。高レベルの炉内構造物等については、バンドソー、ディスクカッター、プラズマアーク等を使用し水中で切断される。切断室には、搬出設備、プール水の浄化設備、換気設備等が据え付けられる。なお、解体に先がけ空間線量率を低減するため、一次系統の電解除染が行われており、ホットスポットについては高圧水ジェット除染や機械的除染が適用されている。

5. 中間貯蔵施設

グライフスヴァルト原子力発電所解体の特徴は、同一サイト内に中間貯蔵施設を有しており、廃棄物の処理、放射性廃棄物及び使用済み燃料の中間貯蔵を行うことができることである。同施設は、長さ240m、幅140m、高さ18mの大きな建物で、内部には解体廃棄物の処理を行うための高圧縮減容設備、切断設備、濃縮処理設備等が設置されており、解体廃棄物の処理から貯蔵までを一貫して効率的に行うことにより解体費用の削減を図っている。なお、ここに貯蔵される放射性廃棄物には、グライフスヴァルト及びラインスベルグ原子力発電所の解体廃棄物の他、研究炉の廃棄物も含まれる。

6. 得られた知見

多数の雇用者の削減、自由経済市場の導入、旧西独の法規制の採用等大きな問題を乗り越え

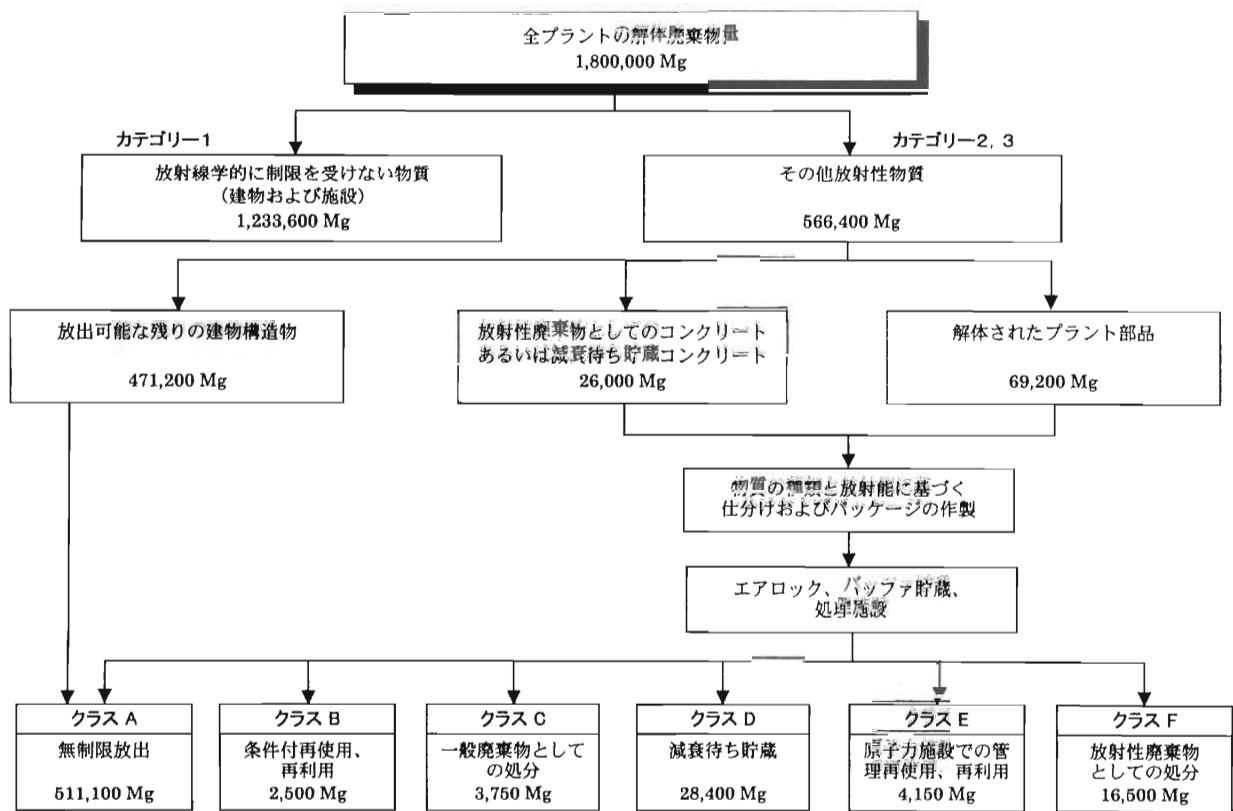


図2 グライフスヴァルト原子力発電所の予測解体廃棄物量



図3 クリアランスの検認測定設備

て、デコミッショニング体制を整えて、解体作業は順調に進捗している。解体にあたっては、ロシア型原子炉ということで、西側の原子炉と比較し問題になることはないが、解体プロジェクトの規模の大きさと取り扱う廃棄物量が莫大であることに注意を払う必要があった。また、原子力施設の解体では、技術的な問題だけでなく、プロジェクト管理、資材調達、輸送等の後方支援業務が非常に大切であり、また、プロジェクトを経済的にスムーズに実施するには、規制機関、解体技術者及び地域住民が協力し合うことの重要性が示された。この解体を通し得られた主な知見は、以下のとおりである。

- ・デコミッショニングは、技術的な問題だけでなく、プロジェクト管理、廃棄物管理等後方支援の作業も非常に重要である。
- ・ライセンスの取得手順を明確にしておくこと。(小さいプロジェクトであれば、一度のライセンスで行える方が良い)。
- ・安全性のリスク評価に関しては、技能者的判断を避け、規制当局の明確で現実的な要請に基づき作成すること。
- ・解体計画策定にあたっては、放射能インベントリ及び発生廃棄物量の調査を詳細に行うこと。
- ・停止から処分までを含めたプロジェクトの全体計画を作成すること。
- ・プロジェクトの全体構造を明確にして、必要な全ての作業の抽出を行うこと。
- ・構造が簡単で汎用性ある解体機機を使用することが大切である。新しい技術や複雑な技術を採用するにあたっては、モックアップ・テストを行うこと。
- ・計画段階から ALARA の原則を取り入れておくこと。
- ・社会的情勢や心理的影響を考慮すること。
- ・情報公開を行い、パブリック・アクセプタンスを得るための活動にも留意すること。

グライフスヴァルト原子力発電所の解体には、解体技術、除染、廃棄物管理、クリアランス・レベルの検認方法など有用な情報が数多く含まれており、今後も注目したいプロジェクトである。なお、同発電所の解体については、日揮株式会社が発電所の所有者である EWN 社と技術提携を行っている。

参考文献

- 1) H. STEERNER and D. RITTSCHER, The Greifswald decommissioning project - strategy, status, and lessons learned, NUCLEAR DECOM 2001, 235-253
- 2) J. Raasch and R. Borchardt, Remote dismantling of the WWER reactors in Greifswald, Radioactive Waste Management and Environmental Remediation-ICEM'01
- 3) 藤田昭、横山公信、ドイツEWN社で実施中の廃止措置の紹介、デコミッショニング技報第21号、12-20(2000)

3. 英国の高速原型炉PFRの液体金属処理プロジェクト

1994年に停止した英国ドーンレイにあるUKAEAの高速原型炉PFRには、放射能で僅かに汚染されたナトリウム900tが炉容器内に、他の容器に600tのナトリウムと少量のNaKが存在する。PFRのデコミッションングでは、冷却材として使用したナトリウムとNaKの液体金属をこれらの容器から抜き取り、処分することが大きなプロジェクトの1つになっている。このプロジェクトはUKAEAからの契約に基づき、National Nuclear Corporation (NNC) により1995年に開始された。この報告では、この挑戦的なプロジェクトの内容と現状を述べる^{1) 2) 3)}。

1. 液体金属処理プロジェクトプラント全体の概要

PFRの液体金属処理プラントの原理は、原子炉容器等から液体金属を抜き取り、10モルの水酸化ナトリウム(NaOH)水溶液と反応させて、生成されるナトリウム水酸化物を塩酸で中和させ、ナトリウム塩(NaCl)の形に安定化させるものである。生成したナトリウム塩は、Cs等を除去した後に海に排出される。

液体金属処理プロジェクトは、以下のプロセスから構成されている。

- 1) 原子炉容器及び他の容器からのナトリウムの抜き取り
- 2) 液体金属の貯蔵と調整
- 3) 液体金属と水酸化ナトリウムの反応(NOAHプロセス)
- 4) ナトリウム塩の生成(中和プロセス)
- 5) ナトリウム塩のろ過、イオン交換及びサンプリング

液体金属処理システムの概略フローを図1に示す。原子炉容器から抜き取られたナトリウムは、液体金属処理プラントのバッファータンクに送られる。このバッファータンクでは、NaKをナトリウムに混ぜて処理するために、ナトリウム中に最大で1%濃度で混合される。その後、液体金属はバッチタンクに送られ、空気冷却ジャケットで120℃まで冷することで、フィルターにかける前に汚染スラッジを沈殿させる。一日分の処理量はデイトンクに貯蔵され、デイトンクから電磁ポンプによってヘッダータンクへくみ上げられる。ヘッダータンクから‘NOAH’反応槽にナトリウムを注入するために、流体の脈流を利用した新たな計量ポンプを設ける。このポンプによりナトリウムの注入率を2~138 l/hの範囲で連続的に変えることができる。この反応槽におけるナトリウム反応は、Framatomeが仏の高速実験炉Rapsodieをデコミッションングするために開発した小規模ナトリウム処理プロセス‘NOAH’を基本に設計され、PFRプラントのために約3t/dayにスケールアップされている。

‘NOAH’反応槽内では、NaOH水溶液の流れと反対方向から溶融ナトリウムをノズルを使って注入することにより連続的に反応を進ませる。反応の進行にともなって、水素が連続的に‘NOAH’反応槽で発生するが、水素は爆発限界以下となるよう空気で薄められ、トリチウムや特定の汚染をサンプリングする設備を備えたスタックから放出される。

NaOH水溶液は、濃度を一定に保つために連続して水により薄められ、過剰の水酸化物は中和プロセスへ移送される。中和プロセスでは、塩酸とのバッチ反応によってpH中性溶液に転換される。この溶液は乾式処理のため、‘ラピットパルスフィルター’によってろ過され、ナトリウム塩は厚い固化沈殿物を作る。一方、上澄み液はCs除去プロセスを通過し、サンプル採取後、

サイトに新設された低レベル放射能廃液処理プロセスへ送られる。

運転員の放射線被ばくを抑えるため、運転中のプラントへの立入りは厳しく制限される。そのため、遠隔運転が採用され、非常に複雑な計装になっている。

2. 設備上の課題

(1) 原子炉からのナトリウムの抜取り

PFR の元の設計では、プラント停止後原子炉容器からの液体金属の抜取りを考慮していなかった。このため、ナトリウムを原子炉容器上面から抜き取るポンプが設計された。このポンプは窒素の脈動を利用したもので、18m 深さの原子炉容器上部に据え付けられ、液体金属を汲み上げて遮へい配管を通して液体金属処理プラントへ送るのに使われる。

(2) 1次系ナトリウムの加熱

原子炉停止後のナトリウムは、循環ポンプを運転することで熔融状態に保たれてる。原子炉容器内のナトリウムレベルが循環ポンプの吸込み口レベルに達する前に、残りのナトリウムを加熱する必要があるため、2つの新設ヒータが準備された。

- ・電磁ポンプを使う原子炉内のループ（残留熱除熱系）につながる NaK のループ 220kW のヒータを設置
- ・ナトリウムを直接加熱する 180kW の多段浸漬型ヒータの設置

(3) 原子炉内残留ナトリウムの抜取り

大半のナトリウムを抜き取った後でも相当量の液体金属が原子炉容器内に閉じ込められて残る。この液体金属の残留量を減少させるため、特別の装置が開発された。炉心支持板、原子炉ベースの断熱材に穴をあけるため、液体ナトリウム中の深さ 14m で作動させる特殊ドリルが開発された。また、ダイヤグリッドと1次系ナトリウムポンプ排出ラインから原子炉内に閉じ込められたナトリウムをドレインさせるために穴をあけるパイプ穿孔機が開発された。

原子炉に取り付けられたこれらの装置の配置を図2に示す。

3. 安全上の課題

(1) 水素管理

水素管理は、液体金属処理プラントの主な課題の1つである。ナトリウム処理流量が最大 138 l/h の時に、発生する水素のオフガスは 70Nm³/h に達する。水素の爆発が液体金属処理プラントにとって最も厳しい事故と考えられる。このため、水素オフガスを爆発濃度領域外（上下限の安全濃度）の水素濃度レベルに、また、酸素レベルを 0.1% 以下に保つように、窒素が反応槽及び水素調整ラインに充填される。これらの条件下でナトリウムと NaOH 水溶液の反応が開始され、発生水素は反応槽内の窒素充填ガスに置き換わり、約 150mbar の圧力で約 99.5% の濃度レベルになる。発生した水素ガスは、ミスト除去器、凝縮器により湿気を取り、HEPA フィルターを使ってろ過される。ろ過された水素は、高速空気流のダクトにある水素拡散リングを使った建屋換気排出系に放出される。水素拡散リングは水素が爆発濃度にならないようにするため、排気空気流れに注入するのに使われる。水素拡散リングは 80Nm³/h 以上の水素で試験を行い、十分性能を持つことが確かめられている。

(2) プラント制御と安全保護系

液体金属処理プラントは分散制御系を使って行われる。このプラントの最大の事故は水素爆

発であるが、この徴候を捕らえて、反応プロセスを瞬時に停止し、システムをパージまたは隔離する安全保護系が設置されている。

4. 最近の状況

液体金属処理処プラントがPFRに設置され、性能を保証するために、全てのサブシステムの作動試験が行われている。プラントは5日間の定格運転が行われ、29tの汚染のないナトリウムを処理することにより実証された。これはナトリウム塩が290t、水素が15,000Nm³生成したことになる。原子炉から液体金属を抜き取るシステムに関しては、全ての装置が設置され、運転の準備が行われている。また、最初のナトリウムを移送する準備のため加熱及びポンプ系の試験も進められている。

参考文献

- 1) B. Burnett, "The Dounreay PFR Liquid Metals Disposal Project", NUCLEAR DECOM 2001, 139.
- 2) A. Comline, "The Dounreay PFR Liquid Metals Disposal Project", IBC's Seminar on Decommissioning Experience, London, November 2000.
- 3) ニュークレオニクス・ウイーク日本語版、“(英)UKAEAのナトリウム冷却材転換工場が竣工”、第42巻、第3号、2001年1月。

4. RISQ国立研究所(デンマーク)の原子力施設 デコミッショニングコスト評価

1. はじめに

RISQ国立研究所は、国の原子力発電を目指す研究の中核機関として1950年代後半に設立され、研究炉3基とその関連施設が建設された。しかし、デンマークは1980年に原子力発電政策からの離別を決定したため、発電関連の研究は減少し、施設は主に材料の基礎研究やRI製造等の活動に利用されてきた。この間1975年には3基の研究炉のうちDR2(熱出力5MW)を財政的理由から運転停止し、また1989年にはホットセルを運転停止し引き続きデコミッショニングした。この結果、研究炉DR1(2kW)とDR3(熱出力100MW)の原子炉とRI研究施設等がこれまで運転されてきた。

2000年9月にRISQの経営陣はDR3に関して、もともと寿命近くまで運転され、たまたま原子炉一次系のリークの疑いで運転停止していたDR3を運転再開しないことを決定した。理由は、一次系にリークはなかったものの、アルミ製の原子炉タンクに腐食が見つかったことで、今後運転する場合は修理を行い、かつ、検査の頻度を多くするなどコストが掛かること、また数年の余寿命の原子炉をさらに運転する利点は乏しいことなどが考慮されたためである。DR3の運転停止は必然的にRISQの他施設の存在理由をなくし、結局、全ての原子力施設をデコミッショニングすることとなった。

2. 原子力施設の概要

RISQ国立研究所の原子力施設には、2研究炉、RI研究施設、燃料製造プラント、放射性廃棄物処理プラントおよび廃棄物貯蔵庫がある。これらの施設の概要を以下に記す。

- ・DR1(Danish Reactor 1)は初臨界が1957年、20%濃縮ウラン・溶液型燃料を用いた、軽水減速の均質型研究炉であり、当初は中性子実験に利用され、これまで教育訓練用に用いられていた。今後、しばらくはデコミッショニング準備のための材料の調査研究に使用した後、運転停止し、デコミッショニングされる。
- ・DR2はスイミングプールタイプの軽水減速冷却の原子炉として1958年初臨界、1975年停止された。その後部分的に解体され、現在原子炉本体と冷却系の一部が残っている。原子炉タンクはアルミ製で寸法は直径2m、高さ8m、肉厚9.5mmである。
- ・DR3は1960年に運転開始した英国HarwellサイトのPLUTO炉と同様の重水冷却/減速型材料照射炉である。炉内照射実験、ビーム実験等様々な研究に使用される一方で研究所の暖房もこれで賄った。この炉は研究所内では最大の放射線源であり、デコミッショニングは最も困難となろう。
- ・ホットセルは1964～1989年までDR3、Halden、DRAGONの各炉で照射した燃料の破壊・非破壊の照射後試験やRI製造を実施した。1990～1994年の部分的なデコミッショニングにより6基の鉛セルと6基のコンクリートセルおよび6台のグローブボックスのうち鉛セルとグローブボックスを既に解体撤去し、コンクリートセルは除染後、許認可を解除して別目的で現在再使用を図っている。
- ・RI研究施設はDR3と往復の2本の気送管で繋がり照射材料の搬送を行っている。汚染が一部の研究室に見られる。

- ・燃料製造施設ではDR3のドライバ燃料を35年以上製造した。1988年までは高濃縮ウラン金属燃料であったが、それ以降は低濃縮の粉末冶金製シリサイド燃料(U_3Si_2)を製造した。この燃料は発火性があり、アルゴン雰囲気グローブボックスや密封容器の中で取り扱われていたので、除染エリアは装置や換気配管周辺に限られている。
- ・廃棄物管理プラントはRISO研究所内外の原子力施設と研究所からの廃棄物の収集、処理、貯蔵を行っている。このうち、廃棄物貯蔵施設のデコミッショニングは施設があまり汚染されていないため簡単であるが、デコミッショニングするかどうかは、専ら最終処分場を作るかどうかにかかっているため、現実にはデコミッショニングは施設の使命が完了した後または他の場所に設置されるまでは延期される。なお、RISOの原子力施設がデコミッショニングされた後も国内の病院等からのRI廃棄物処理のための施設がどこかに必要となる。

3. コストの評価の手法

どの施設もデコミッショニング作業とそれに基づく人工数およびその他の費用を算定した。またコストは2000年価格で評価した。

RI施設のような施設ではデコミッショニング作業は容易に同定できるが、DR3ではNEA等のコスト評価項目の標準リストが作業コストを決める雛型として使用された。これはもともと発電炉の解体用のものであるが、その大半のリストは研究炉のデコミッショニング作業にも該当している。他の施設用にはこの項目はチェックリストとして利用した。個々の項目に必要な作業量がRISOスタッフ、コンサルタントの支援を受け、あるいはIAEAが開発したPRICEプログラムを使って見積られた。労務費標準価格は231DKK(約4,000円)/hrを用いた。

なお、PRICEコードでは施設を単純な建物ブロックまたは要素毎に細分化している。各要素の単位量を撤去するに要する人工数に関する以前の実績からデータが蓄積される。これは“NORM”と呼ばれ、放射能や施設の複雑さによって変動する。PRICEは当該要素のデコミッショニングに要するman-hourを算定する。その後、労務費標準価格を掛けてコストを計算する。DR3ではエクセルのシートに記載した標準リストのコスト項目にコストが記入された。DR1、DR2およびホットセルではデコミッショニング作業をRISOスタッフが確認し、PRICEコードで価格を算出した。

4. デコミッショニングシナリオ

DR3の冷却期間を10年、25年、40年とした3つのデコミッショニングシナリオが描かれている。デコミッショニング期間を20年とした場合(冷却期間10年、解体期間5年および廃棄物処理施設解体期間5年)のRISO研究所原子力施設のデコミッショニングのコスト評価結果を表1に示す。表1では5ヵ年間に区切った20年間のコスト配分を示す。

全コストは1,081MDKK(184億円)で、その約40%がDR3のデコミッショニング費用である。長期シナリオにおける組織管理や“監視と維持”の費用は別として、3シナリオともにコストに大差はない。主な理由は40年の冷却期間を考慮しても炉内構造物のCo-60線量は人が解体できるレベルまで低下しない事による。

一般管理費には計算機の使用料や維持費、固定経費、旅費等の運転費、サイトの安全・警備費、建物の検査とメンテナンス費等が含まれる。廃棄物管理プラントに含まれる費用には自身のデコミッショニング費用と最終処分場までの廃棄物の輸送費に加え、他施設のデコミッショ

ニング中の運転費が含まれる。ところで、全施設のデコミッショニングが完了しても廃棄物施設はその後30年間運転するとして、運転費を年間3百万DKK(約5億円)含ませている。他のシナリオでも同様であるが、これは国内のRI廃棄物の処理処分費を包含した費用となっている。

3シナリオのコスト変動は1,080MDKK(約184億円)～1,180MDKK(約200億円)であり、実質的なデコミッショニング作業期間の年間のコストは55MDKK(約9億3千万円)となる。3つのシナリオによるコストの差は単に長期のシナリオでは長期に亘り組織を保ち、施設を安全保管するに要する費用が増えるということだけである。なお、今回のコスト評価は幾分過大評価をしている面がある。

5カ年計画	1次	2次	3次	4次	5・10	総額
年次	1-5	6-10	11-15	16-20	21-50	
要員数(年)	70	70	70	35		
一般管理費	59	59	59	30	0	207
事務運営費	20	20	20	10	0	70
保健費とQA費	21	21	21	10	0	73
DR1	0	6	0	0	0	6
DR2	0	28	0	0	0	28
DR3	181	0	238	0	0	419
ホットセル	0	25	0	0	0	25
燃料製造施設	~0	0	0	0	0	~0
RI研究施設	~0	0	0	0	0	~0
廃棄物プラント	44	43	44	32	90	253
総額	325	202	382	82	90	1081
給料	125	125	125	63	0	438

表1 “20年間”シナリオの場合の人員と各施設解体コスト(millions DKK)(1MDKKは約1,700万円)

5. 今後の作業

RISO研究所の研究部門とデコミッショニング部門を分離する。

2002年当初にDanish Decommissioning(DD)が設立され、認可を当局から、資金を国から得る事を前提として全施設の管理責任が移行する。そして、原子力施設部局のスタッフが非放射能機器の解体を始めると共にデコミッショニング計画立案作業を行う予定である。

参考文献

- 1) Lauridsen K. : “Assessment of the costs of decommissioning the nuclear facilities at RISO national laboratory” NUCLEAR DECOM 2001, P.315 London(2001)
- 2) Carlsen H. et. al. : “Decommissioning of the RISO Hot Cell Facility”, 3rd Internl. Conf. on Decommissioning of Nuclear Installation, P.135 Luxemburg(1994)

5. BNFLにおける実用的除染技術の考案

イギリスのBNFLで開発された以下の二つの実用的で、商業的にも適用可能な原子力用除染技術について紹介する（参考文献1）。

- ① 高圧水ジェット(HPWJ)除染法：THORP再処理施設の燃料貯蔵プールの冷却水戻り配管の除染に使用
- ② 湿式研磨材ブラスト法と乾式ビーズブラスト法：BNFL内の試験施設及びヨークシャーの製造施設で開発されたもので、高レベルガラス固化体コンテナ外表面の除染に使用

1. 高圧水ジェット除染法の開発

THORP再処理施設の燃料貯蔵プールは、AGRやPWR用燃料の再処理前の燃料受け入れ・貯蔵施設として使用され、水温は熱交換機と冷却塔で25-30℃に維持されている。冷却水戻り配管を通して燃料貯蔵プールに戻される間に放射性物質がこのラインの中に付着し、その放射線レベルは手作業による除染ができなくなるまで上昇した。冷却水戻り配管は直径300/400mmのステンレススチール製で、配管の長さは全長約160mである。ここでは除染のため次の調査・研究を行った。

- ・ 冷却水戻り配管内部の汚染のメカニズムと汚染状態の解明
- ・ 汚染除去のための最適技術の選択

調査の結果、汚染主要核種はCo-60であることが確認された。除染方法の選定にあたっては、化学除染には廃液処理に問題があり、その他の除染方法にも制約があり、唯一適用可能な高圧水ジェット除染法が採用されることになった。この装置はドレンラインやダクトの清掃などに一般的に使用されているもので、中心部にはジェットヘッドがあり、それが回転しながら進む構造になっている。図1にヘッド部の外観を示す。

1.1 高圧水ジェット適用試験

高圧水ジェット除染法の性能を確認し、装置を改良するため、試験では配管内部の汚染状況確認のためのサンプル採取や分析を行った。ジェットノズルの周りには、ジェットノズルの移動をスムーズにし、除染効率を上げるためのリグが取り付けられた。

試験により、高圧水ジェット除染法は大変有効であることが確認された。最適条件としては、低圧で大流量の高圧水ジェットが有効であり、90 l/min、1,000barの条件が採用された。この試運転により、①ジェット噴射ヘッドの回転速度を早くするよう改良すること、②高圧水ジェットに使用するゴムホースが配管内部で汚染されたことから、今後は滑らかなPVC被覆のホースを使用すること、③ホースの連結部からリークが生じたことから、連結部を最小にすること等の改良の必要性が判明した。

1.2 まとめ

高圧水ジェット除染法を適用して冷却水戻り配管を除染することにより、以下の事項が確認された。

- ・ 高圧水ジェットは、冷却水戻り配管の除染に非常に有効で、一回の除染でバックグラウンドレベルまで除染を行うことができた。

- ・冷却水戻り配管の除染速度は約 1m/min と効率的に行うことができた。
- ・除染後は、冷却水戻り配管に特に損傷は認められなかった。
- ・除染完了の約 10 カ月後でも、冷却水戻り配管を燃料プール室のバックグラウンド・レベルに維持することができた。放射線レベルの増加も認められなかった。
- ・クラッド集塵箱や走行システムの運転上のトラブルは無く、廃液処理用フィルター部への移送も効率良く行われた。
- ・今後の除染のため、二つの常設アクセスポイントが冷却水戻り配管に設置され、必要に応じ除染が行われるので、今後レベルは低くなるであろう。
- ・この試験における作業員の被ばく量は低く、無視できる程度であった。

2. ガラス固化体のブラスト除染法の開発

ウインズケール再処理工場のガラス固化プラント（Windscale Vitrification Plant）では、ガラス固化体を製造しており、そのガラス固化体をその処理依頼国に返却する際には、ガラス固化体コンテナの表面汚染を顧客との契約で定めた保証値を満足させる必要がある。そのためそれら条件を満足し、商業ベースで廃棄物コンテナの除染を行える除染技術の開発が進められた。

最初に、湿式研磨材入りブラスト除染法を設計・製作し試験が実施されたが、廃液処理プラントの廃液取り扱い上に潜在的問題があることから、乾式ビーズブラスト除染法についても併せて開発を行いコールド試験を実施した。両除染装置の主要な試験目的は、①最適なブラスト処理方法を決定する、②ブラスト処理が清浄/除染技術として有効であることを実証する、③放射性物質を扱うブラスト除染システム設計のためのデータ収集を行う等である。

ブラスト効果を明確にするために、コンテナに関する硬度、表面粗さ、ふく射率、含有物等についても調査が行われた。また、ブラスト除染処理にあたっては、コンテナ表面への適用範囲、除染サイクル、研磨材の使用可能期間、研磨材や廃棄物の性質等についての情報も必要であった。

2.1 湿式研磨材入りブラスト除染装置

装置の原理は、研磨材を混入した水を高速で再循環させ除染対象物に衝撃を与えて除染を行うものである。研磨材としては、ガラスビーズ、アルミナ、ステンレス・スチール等の固体微粒子が使用される。

装置は、回転ターンテーブル、スラリー貯蔵タンク、ブラストガン、スラリーポンプ等で構成される。コンテナは、ブラストガンの前で回転するようになっており、コンテナの上部と底部も除染できるようにブラストガンを遠隔で操作することができる。作動させるブラストガンの数、方向、スラリーの供給率、コンテナの回転速度などは除染対象コンテナの外形に応じて調整される。除染試験の結果以下の結論が得られた。

- ・4つのブラストガンでコンテナ全表面を十分除染することができる。
- ・1度のパスで酸化による汚れを十分除去できる。しかし、溶解したプラスチックやゴムを除去するためには、3回～4回繰り返し行う必要がある。
- ・1回のパスでおおよそ厚さ1ミクロンのコンテナ付着物を取り除くことができる。
- ・ブラスト除染は非常に効果的ではあるが、対象物を長時間ブラストすることにより損傷を引き起こす可能性がある。

- ・ブラスト作業中は、スラリーを連続的に攪拌する必要があり、停止前にラインの洗浄を行う必要がある。

2.2 乾式ビーズブラスト除染装置

この装置は、コンテナの回転駆動機構を収納するブース、研磨材移動エレベータユニット、二つの研磨材ブラストホイール等で構成されている。コンテナは、垂直軸のまわりを回転する。二つのブラストホイールは、一つは上部に、もう一つはコンテナの高さに応じて移動するようになっており、それぞれ固定された水平軸の周りを回転する。研磨材はホッパーからブラストホイールへ二つのパイプを経由して重力を利用して供給される。損傷した研磨材とブラスト作業中に発生したダストは換気装置で取り除かれる。除染試験の結果から以下の結論が得られた。

- ・この装置により、コンテナの全表面を除染できる。
- ・微粉末がコンテナ表面に残り、また装置の内部表面を覆うのでこれらを取り除く必要がある。
- ・ブラスト処理された表面の硬度は、ガラス注入によって酸化された内表面に対するものよりも高い。
- ・ふく射率は0.34～0.41であり、表面粗さは1.9～2.8 μm である。

参考文献

- 1) K. Riley, G. Fairhall, I. D. Hudson and F. Full, Innovations in nuclear decontamination techniques, NUCLEAR DECOM 2001 C596 pp.123-137

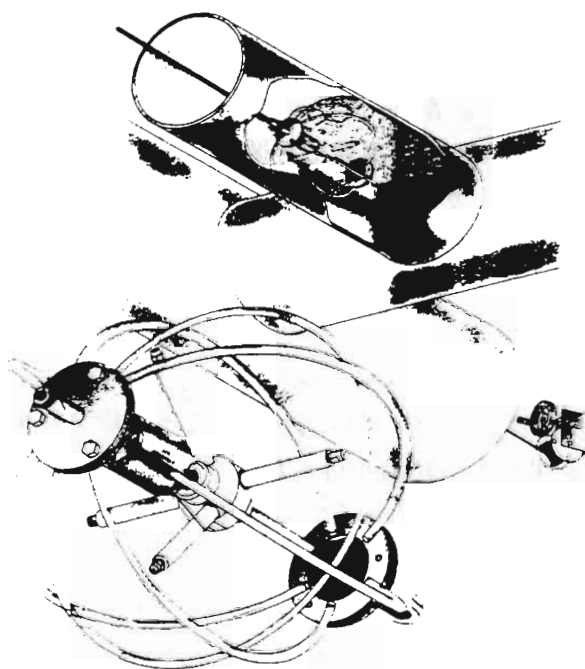


図1 高圧水ジェット除染装置のヘッド部

ご案内

本誌を活用してみても如何でしょうか
RANDEC の訳本をご紹介します

規制上の検査行為に着目した原子力施設のデコミッションングのための規制行為〔翻訳版〕



この10年程の間に多くの国では、運転停止した原子力施設のデコミッションングに対する工業的活動が増大し、それらの解体や安全隔離（安全貯蔵）へのニーズが高まってデコミッションングに対する規制上の要求事項や検査計画などが注目されるようになりました。

本報告書は、デコミッションング期間中の許認可要求項目と法令に基づく検査計画についての質問事項、各国の回答をまとめたものです。さらに、進行中のデコミッションング計画についての簡単な情報、各国の放射性廃棄物の最終貯蔵計画の現状も掲載しています。

本書は、OECD/NEAが発行したものを入手し、当センターが翻訳したものです。

（全文和訳版 72 頁 配布価格 3,360 円）

© デコミニュース 第19号

発行日 : 平成14年2月20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

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100
Tel. 029-283-3010, 3011
Fax. 029-287-0022

ホームページ : <http://www.randec.or.jp>

E-mail : decomi@randec.or.jp