

JAERI-Review
2000-013



JP0050817



OECD/NEA 廃止措置協力に関する
活動状況と参加プロジェクトの現状
(受託研究)

2000年9月

バックエンド技術部

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

OECD/NEA廃止措置協力に関する
活動状況と参加プロジェクトの現状
(受託研究)

日本原子力研究所東海研究所
バックエンド技術部

(2000年8月1日受理)

原子力開発の初期に建設された施設を中心に世界各国で廃止措置プロジェクトが進められており、原子力施設の廃止措置は世界的な課題となっている。OECD/NEA（経済協力開発機構・原子力機関）では将来の廃止措置に備えて、共通する問題点の協議、情報交換等を目的に「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画協定」を1985年9月に締結し、協力が進められた。本協力は、現在12ヶ国が参加しており、世界各国の廃止措置に関する情報を交換する上で、非常に重要な役割を果たしつつある。参加プロジェクトは、原子力発電所、再処理施設、核燃料・放射性物質取扱い施設、等があり、その規模も研究用原子力施設から商業用原子力施設（原子力発電所）まで多岐に及んでいる。また、これらの参加プロジェクトに関する情報交換とは別に、廃炉費用評価、廃棄物再利用、除染技術、等に関する作業部会が設けられ、より具体的に現状技術の評価が行われた。このうち、廃炉費用評価、廃棄物再利用に関する作業部会では、その目的を終了し報告書が公開されている。

本報告書はこれらの協力における1999年10月までの活動について述べたものである。

本報告書は、電源開発促進対策特別会計法に基づく科学技術庁からの受託研究として、日本原子力研究所が実施した原子炉解体技術開発の成果であり、原研バックエンド技術部を中心に情報収集を行い、それらを柳原敏（デコミッションング技術開発室）が整理してまとめたものである。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

Activities and Present Status of Participating Projects in the
OECD/NEA Decommissioning Co-operative Program
(Contract Research)

Department of Decommissioning and Waste Management

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 1, 2000)

A number of decommissioning projects with regards to nuclear facilities constructed in the early days of nuclear technology developments are in progress in the world. Decommissioning nuclear facilities is therefore one of the important issues. A Co-operative Program for the Exchange of Scientific and Technical Information Concerning Nuclear Installation Decommissioning Project was agreed September, 1985, and the cooperation among the participating countries continued so far. It has played an important role for information exchange on decommissioning under participating 12 countries. The participating projects are categorized into nuclear power stations, reprocessing facilities and nuclear fuel/radioactive material handling facilities with different levels from test facilities to commercial nuclear power plants. In separate from the information exchange within the participating projects, task groups on decommissioning costs, reuse and unrestricted release of wastes and decontamination techniques were organized in the program. The task groups on decommissioning costs and reuse and unrestricted release of wastes were actively studied to be published their results by completing their initial aims.

This report described the major activities of the participating projects and activities of task groups based on the Technical Advisory Group Meeting in this co-operative program as of October 1999.

Keywords : OECD/NEA Decommissioning Co-operation, Decommissioning, Nuclear Power Plants, Reprocessing Facilities, Fuel Handling Facilities, Decommissioning Cost, Recycling and Reuse of Decommissioning Waste, Decontamination

This study was conducted under contract with Science and Technology Agency of Japan. Department of Decommissioning and Waste Management is in charge of this cooperative programme. This report was written by S. Yanagihara based on the information collected through the cooperative programme.

目 次

1. はじめに	1
2. 協力計画の概要	2
2.1 協力の実施体制	2
2.2 協力の参加プロジェクト	2
2.3 作業部会	3
3. 廃止措置プロジェクトの現状	4
3.1 原子炉施設	4
3.2 再処理施設	19
3.3 核燃料・放射性物質取扱い施設	24
4. 作業部会の活動結果	25
4.1 廃炉費用評価作業部会	25
4.2 廃棄物再利用作業部会	27
4.3 除染技術作業部会	28
5. 廃止措置プロジェクトの現状	29
6. まとめ	31
謝 辞	31
参 考 文 献	32
付録1 OECD/NEA「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学情報交換協力計画協定」 に参加しているプロジェクトの概要（平成11年10月現在）	38
付録2 費用評価項目の概要	43

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Cooperative Program.....	2
2.1 Structure of Cooperation.....	2
2.2 Partitioning Projects.....	2
2.3 Task Groups.....	3
3. Present Status of Partitioning Projects.....	4
3.1 Reactor Facilities	4
3.2 Reprocessing Facilities	19
3.3 Nuclear Fuel/Radioactive Material Handling Facilities.....	24
4. Activities of Task Group	25
4.1 Decommissioning Cost Estimation.....	25
4.2 Reuse and Unrestricted Release of Waste	27
4.3 Decontamination.....	28
5. Present Status of Decommissioning Nuclear Facilities	29
6. Summary	31
Acknowledgements.....	31
References	32
Appendix I Outline of Decommissioning Projects in OECD/NEA Decommissioning Co-operative Program.....	38
Appendix II Summary of Cost Items Studied in the Task Group	43

1. はじめに

原子力の平和利用が始められてから半世紀を経ており、その初期に建造された試験研究用原子力施設の幾つかは役割を終了し、廃止措置されるか、或いは、そのための作業が進められている。また、現在、世界各国で 420 基以上の発電用原子炉が運転されているが、これらのうち、早期に運転を始めた試験用発電炉や商業用原子力発電所のいくつかは、経済性等の理由により既に運転を終了し、廃止措置の作業が進められている⁽¹⁾。原子力施設の廃止措置に際しては、作業者の安全は勿論であるが、放射性廃棄物の処理方法や施設の解体作業方法を検討して、経済性等についても考慮した上で、具体的な計画を作成することが大切である。原子力施設を安全かつ合理的に廃止措置する方法の検討は、原子力施設を所有する各国が共通して持つ課題であり、協力してこれらの問題の解決に取り組む必要がある。そこで、各国が相互に協力して様々な問題の解決にあたることを目的に、経済協力開発機構・原子力機関（OECD/NEA）や国際原子力機関（IAEA）を中心にして情報交換の協力体制が作られている⁽²⁾。

OECD/NEA では、1970 年代より廃止措置が必要となる原子力施設の増加に鑑み、種々の情報交換の場を提供してきた。特に、1978 年から 1984 年までの間には、2 年毎に技術的情報交換の国際会議を開催して、情報交換を進めるとともに各国の廃止措置プロジェクトの現状に関する報告書がまとめられた⁽³⁾。このような活動の中でも、1981 年から放射性廃棄物管理委員会（Radioactive Waste Management Committee）の下で実施された Agesta 除染計画には、ドイツ（旧西独）、イタリア、スウェーデン、スイス、英国、米国の代表が参加し、スウェーデンの Agesta 炉（PWR、1974 年停止）を用いた除染試験が行われ、除染に関する多くの成果が得られた。これに続いた Agesta Phase II プロジェクトは、政策・予算面での問題から成果を挙げられなかったものの、廃止措置に関する国際協力の必要性が認識されるに至った。この様な経緯を経て、1984 年には米国を中心にして各国の廃止措置プロジェクトに関する技術的情報交換を行うことを目的に、委員会が組織され、1985 年には「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画協定」が 5 年間の期限で締結された。

当初、本協定の参加は 9 ヶ国、10 プロジェクトであり、主に試験研究用の原子力発電所や再処理施設の廃止措置プロジェクトが参加メンバーであった。その後、1990 年には同協定が引き続き実施されることになり、17 プロジェクトが参加する大規模な協力として情報交換が進められた。さらに、1995 年には 3 回目の協力協定の延長が認められ、現在（平成 11 年 10 月）、35 のプロジェクト（12 ヶ国）が参加メンバーになり、より広範囲に情報交換が行われている^{(4),(5)}。これらの中には、研究用原子力施設、商業用原子力発電所、事故により早期に廃止措置に着手した施設、旧ソ連製の原子力施設等、種々のプロジェクトが含まれている。また、具体的な技術課題について議論を深めるために、廃炉費用評価、廃棄物再利用、除染技術に関する作業部会が設けられ、各国の専門家により技術的な検討が進められた。この中でも、廃炉費用評価については、費用項目の抽出、各国の廃止措置プロジェクト費用の比較等を行い、また、廃棄物再利用については、各国における再利用の現状調査、再利用の利点等に関する検討を行い、その結果を報告書にまとめている^{(6),(7),(8)}。

本報告書は「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画協定」の情報交換に基づいて、参加プロジェクトの現状等をまとめたものである。

2. 協力計画の概要

2.1 協力の実施体制

本協力協定は1985年9月18日に締結されたものであり、当初9ヶ国の廃止措置プロジェクトが協力に参加した。本協力協定の目的は、進行中の廃止措置プロジェクトに関する種々の情報を交換し、将来の大型商業用原子力施設の廃止措置に備えてデータや知見を蓄積することである。本協力協定では技術情報の交換が主な活動であるが、廃止措置プロジェクトの計画、現状、結果、知見、プロジェクトの中で実施した技術開発、等の情報交換、また、進行するプロジェクトの視察等が含まれる。

本協力協定の構成を図1に示す。本協力協定の管理は連絡委員会（LC：Liaison Committee）が実施するが、情報の交換は技術諮問グループ（TAG：Technical Advisory Group）が実施する。技術諮問グループの主要なメンバーは各廃止措置プロジェクトの管理者又は技術的な経験を積んだ人員から構成されるものであり、技術諮問グループが本協力協定の実行部隊でもある。技術諮問グループ会合は参加プロジェクトの実施場所で半年毎に開催されている。これまで（1999年10月）に27回の会合が開かれた（第27回会合は水戸で実施された）。なお、本協力協定では、2国間の協力協定を締結することが可能であり、この2国間の協定下では、さらに詳細な情報の交換が可能となる。我が国はフランス、英国との間で2国間の協力を締結し、特定の分野における情報交換を進めている。

2.2 協力の参加プロジェクト

本協力協定に参加している施設（廃止措置プロジェクト）の概要を表1に示す。本表に示すように、1999年4月現在、12ヶ国から35プロジェクトが参加しており、その主要な内訳は以下の通りである。

- 原子炉施設 : 24プロジェクト（10プロジェクトは作業を終了）
- 再処理施設 : 8プロジェクト（1プロジェクトは作業を終了）
- 核燃料・放射性物質取扱い施設 : 3プロジェクト（1プロジェクトは作業を終了）

なお、以上のうち、原子炉施設に関する内訳は、沸騰水型原子炉（6）、加圧水型原子炉（4）、PHWR（2）、ガス冷却炉（8）、高速増殖炉（3）、その他（1）である。また、施設を解体撤去するプロジェクトは、原子炉施設（14）、再処理施設（8施設）、核燃料・放射性物質取扱い施設（2）、施設を密閉管理状態にするプロジェクトは、原子炉施設（10）、核燃料・放射性物質取扱い施設（1）である。他方、国別に参加プロジェクトを分類すると、以下の通りである。

- | | | | |
|------------|-------------|-------------|-------------|
| - ドイツ : 8 | - 米 国 : 4 | - ベルギー : 2 | - 韓 国 : 1 |
| - 英 国 : 6 | - カ ナ ダ : 4 | - イタリア : 1 | - エストニア : 1 |
| - フランス : 5 | - 日 本 : 2 | - スロバキア : 1 | - スペイン : 1 |

以上の廃止措置プロジェクトが対象とする施設は試験研究用として建設されたものが多く、このため特定の原子力研究サイトに立地されているものが多い。原子力研究サイト毎にプロジェクトをまとめると以下のようなになる。

- | | |
|------------------|-------------------|
| - ウィンズケール研究所 (3) | - SCK:CEN 研究所 (2) |
| - チョークリバー研究所 (1) | - マルクール研究所 (2) |
| - アルゴンヌ国立研究所 (1) | - カールスルーエ研究所 (4) |
| - 日本原子力研究所 (2) | |

また、既に解体作業を終え、廃止措置プロジェクトを完了したものは以下の通りである。

- | | |
|--|------------------------------------|
| - Shippingport | : PWR 型原子炉、解体作業 (1985 年～1989 年) |
| - KKN | : 重水減速炭酸ガス冷却炉、解体作業 (1987 年～1995 年) |
| - EBWR | : BWR 型原子炉、解体作業 (1986 年～1996 年) |
| - JPDR | : BWR 型原子炉、解体作業 (1986 年～1996 年) |
| - HDR | : BWR 型原子炉、解体作業 (1992 年～1998 年) |
| - Fort St. Vrain | : ガス冷却型原子炉、解体作業 (1992 年～1995 年) |
| - Gentilly-1 | : 重水減速 BWR 型原子炉、密閉管理 (1984～1986 年) |
| - NPD | : CANDU 原型炉、密閉管理 (1987～1988 年) |
| - G2 | : ガス冷却炉、密閉管理 (1982～1993 年) |
| - KWL Lingen | : BWR 型原子炉、密閉管理 (1985～1988 年) |
| - Tunney's Pasture Facility | : 放射性物質加工施設、解体撤去 (1990～1994 年) |
| - Co-precipitation Plant in Sellafield | : 混合酸化物燃料製造施設、解体撤去 (1986～1990 年) |

2.3 作業部会

廃止措置に関する主要な問題については、各国の専門家によって作業部会が作られ、この場でデータ収集や詳細な検討が進められている。これまでに以下に示す作業部会により検討が行われた。なお、この他に測定に関する作業部会が現在進行中である。

- 廃炉費用評価 : 廃止措置費用項目の抽出と各国プロジェクトの費用の比較
- 廃棄物再利用 : 廃棄物の無拘束放出に関する法令化、政策上の必要性、社会への影響に関する調査等、廃棄物の再利用に向けた総合的な検討
- 除染技術 : 廃止措置を対象とした除染技術に関するデータの収集と評価

これらの主要な活動は以下の通りである。

廃炉費用評価

本作業部会は、それまで報告されていた各プロジェクトの廃止措置費用が大きく異なることから、その原因を究明する目的で1989年に設置されたものである。本作業部会では12プロジェクトに対して、詳細な廃止措置費用項目とその値の調査が行われた。この結果より各プロジェクトの廃止措置費用が費用項目毎に比較され、その結果、廃止措置費用の分類方法が異なることから、費用項目の標準化の必要性が明らかになった。その後、本作業部会を再開し、費用項目に関する検討を行いその内容を公開した⁽⁸⁾。

廃棄物再利用

本作業部会は廃棄物の無拘束放出に関する問題を討議する目的で1992年に設置されたものである。本作業部会の検討において、本協力協定に参加しているプロジェクトに対してアンケート調査を行い、その結果、参加プロジェクト多くは再利用可能な多くの廃棄物を所有しており、その結果、単に無拘束放出のみでなく、広く再利用を行う必要があることを明らかにした。さらに、経済性、公衆のリスク等を中心に問題が討議されその結果がまとめられた⁽⁹⁾。なお、IAEAでも同様な作業部会を設けているが、これは主に一般公衆の被ばくを制限する観点から検討しているものである。

除染技術

本作業部会は廃止措置に必要な除染技術の現状を調査することを目的に1992年に設置された。本作業部会では、参加プロジェクトが適用した除染技術、新たに開発した技術、適用結果等に関するアンケート調査を行った。この結果から配管の系統除染、無拘束放出のための機器除染、コンクリート表面の除染等に分類し、その性能（除染係数）、問題点等がまとめられた⁽¹⁰⁾。

3. 廃止措置プロジェクトの現状

本章では本協力協定に参加している（又は参加した）プロジェクトを、施設の特性から、原子炉施設、再処理施設、核燃料・放射性物質取扱い施設、に分類し、プロジェクトの経緯・現状・計画を概説する。なお、施設名の右側に付けた（ ）は、プロジェクトの最終目標と現状を記述したものである。

3.1 原子炉施設

(1) Shippingport⁽¹¹⁾（解体撤去、終了）

SHIPPINGPORT原子力発電所は、原子力の平和利用を目的に世界で初めて建設された加圧水型の商業用原子力発電所（出力：72MWe）であり、米国ペンシルバニア州ピッツバーグ近郊に位置している。原子炉の運転は1957年から1982年まで続けられた。総出力は7,374GWhであり、これは計画出力に対して2,246.8日の運転に相当する。運転停止後、以下の目的の下に施設の解体

作業が開始された。

- サイトを制限なしで使用できる状態に戻す。
- 商業用原子力発電所を安全かつ適切な費用で解体する。
- 将来の原子力施設の廃止措置に有益なデータを提供する。

廃止措置に関する計画は1983年までに検討され、施設を解体撤去することが決められた。解体作業の期間は1985年から1989年であり、作業領域の除染、アスベストの撤去、汚染機器・配管類の撤去、非汚染機器・配管類の撤去、の順序で行われた。原子炉压力容器（高さ12.5m、直径5.4m）は、中性子遮へいタンクと炉内構造物と共に一体で撤去され（総重量814ton）、大型運搬車と運搬船によりハンフォードの放射性廃棄物埋設処分場へ輸送され、そこで埋設処分された。原子炉压力容器の輸送距離は13,525kmであり、その輸送に44日を要した。

原子炉建家の解体では、最初に、燃料プール、燃料移送チャンネル、原子炉室等のコンクリート構造物の表面を機械的に剥離する方法（スキュアリング）により除染した。この作業では多くの粉塵が発生するため、シートによる養生と、大型高性能フィルターによる粉塵の除去を行った。その後、上部鉄骨構造物を解体し、残りの構造物を地表面下1mまで撤去し、埋め戻し作業を行った。撤去した放射エネルギーは $6.14 \times 10^{14} \text{Bq}$ であり、このうち $6.09 \times 10^{14} \text{Bq}$ は原子炉压力容器の中に密閉してハンフォードの放射性廃棄物埋設処分場へ埋設した。解体作業により発生した放射性廃棄物は $6,057 \text{m}^3$ であり、これは約4,185tonに相当する。

解体作業で発生した放射性廃棄物は、コンクリート、金属、アスベスト等に分類された。ただし、加圧器やタンク類の大型機は一体で撤去し、開口部をシールして必要な除染を行った後、鉄道でハンフォードに輸送した。汚染のない又は除染したコンクリートは、サイトの埋め戻しに使用された。また、非放射性物質として確認された鉄筋等の金属類はスクラップとして一般業者に売却された。本プロジェクトの費用は91.7百万ドル（1989年）であり、作業員の被ばく線量は1.55人・Svであった。

(2) KKN Niederaichbach⁽¹²⁾（解体撤去、終了）

ニーダライヒパッハ原子力発電所は、重水減速炭酸ガス冷却型発電炉（出力：106MWe）で、カールスルーエ研究所が所有し、ドイツのバーバリア州ランドシャットに位置している。本原子炉は冷却材に炭酸ガス、また、減速材に重水を使用しており、稼働中に燃料を交換することが可能である。原子炉は1972年から1974年にかけて運転され、運転実績は全出力換算（公称出力の40%運転）にして18日、運転後の内蔵放射エネルギーは約 $7.4 \times 10^{12} \text{Bq}$ であった。1980年に解体撤去の許認可申請が州政府に提出されてから、その審査に約5年を要し、1986年にその許認可が得られた。その後、原子力反対派が廃止措置に関する異議を唱え、公聴会を開催する等の手順を経て1987年から解体工事が開始された。解体作業では非放射性機器及び放射能レベルの低い汚染機器を在来工法により、また、炉心部機器をマスト型マニピュレータにより気中で解体した。炉心部機器は、上部及び下部中性子遮へい体、圧力管（351本）、減速材タンク、熱遮へい体、生体遮へい体、から構成されるが、これらの解体作業には、粉砕器、ディスクカッター、バンドソー、スクリュウ型研削器、プラズマトーチ、を適用した。解体した機器重量は522tonであり、その放射エネルギーは

8.6×10¹²Bqであった。これらの80%はコンラッド処分場に輸送するために保管し、また、約20%は放射能濃度が200Bq/g以下であったためにジンペルキャンプ社に輸送して再利用した。生体遮へい体は制御爆破工法を用いて解体した。この後、建家表面を除染し、開放基準(0.37Bq/cm²又は0.37Bq/g)を満たしていることを確認した。建家表面の放射能測定は200,000点に及んだが、このうち、約10%は検査機関により再確認の測定が行われ、さらに、2~3%は環境局により測定が行われた。開放基準を満足することの確認後、在来工法による建家の解体が行われ、1995年1月には高さ130mのスタックを爆破工法により撤去し、1995年秋までに建家の解体作業を終了した。解体作業に使用した機器はサンドブラストにより除染し、スクラップとして廃棄処分した。本プロジェクトは1995年に終了した。

(3) Experimental Boiling Water Reactor⁽¹³⁾ (解体撤去、終了)

EBWRは沸騰水型原子炉の実用性を検証する目的で建設された試験用原子力発電所(出力:100MWth)でありアルゴンヌ国立研究所に位置している。原子炉は当初5MWe(20MWth)の出力で運転を始めたが、その後出力を増加するための改造を行い、100MWthの出力で1962年まで運転された。その後、米国原子力委員会のプルトニウム再利用計画に利用され1967年に運転を終了した。EBWRの解体作業は以下に示す4段階に分類され、作業は1986年から開始された。

- 第1段階 : 解体前準備
- 第2段階 : タービン及び補助機器類の解体
- 第3段階 : 炉内構造物及び原子炉圧力容器の解体
- 第4段階 : プロジェクトの終了

第1段階及び第2段階で、ガス切断、プラズマアーク切断、機械的切断等の既存工法により、タービン発電機、主復水器、主蒸気系配管、ポンプ及び燃料貯蔵用架台等が解体撤去された。これらの解体作業は、当初、アルゴンヌ国立研究所の職員で構成される作業クルーにより実施されたが、解体作業の技能が十分でなかったため、アラロン社との契約により作業が進められることとなった。

第3段階では、専用の工具及び把持具により、炉内構造物を使用済燃料プールに移送し、プラズマアーク及びギロチンソー等によって切断した。なお、当初水ジェット工法で原子炉圧力容器を切断する予定であったが、アラロン社との契約により、工程上の制約から機械的切断工法を用いた。ただし、水ジェット切断工法の性能を評価するために15mの切断を行った。これらの切断作業についてみると、プラズマアーク、水ジェット、機械的切断の工法のうち、機械的切断が最も優れていた。

解体廃棄物は、低レベル放射性廃棄物、混合廃棄物、無拘束レベル廃棄物に分類した。金属廃棄物(約103ton)とコンクリート廃棄物(約16ton)を無拘束レベル廃棄物としてスクラップ業者に売却、又は、再利用した。放射性廃棄物は、アイダホ州及びワシントン州の米国エネルギー省が所有する処分場で埋設処分した。なお、解体作業によって発生した放射性廃棄物は約360ton(金属廃棄物:168ton、コンクリート廃棄物:86ton、その他:106ton)であった。

作業者の被ばく線量は209人・mSv、また、解体工事の総費用は約20百万ドルであった。本計

画は1996年2月に終了した。

(4) Japan Power Demonstration Reactor⁽¹⁴⁾ (解体撤去、終了)

動力試験炉 (JPDR) は、我が国で初めて建設された BWR 型原子力発電所 (出力: 90MWth) で原研東海研究所に位置している。原子炉の建設工事は1960年9月に始められ、1963年8月までに建家の建設、機器の製作・据付が行われた。原子炉の初臨界は1963年8月であり、同年10月に我が国で最初の原子力発電が行われた。本炉は原子炉特性試験、原子力発電所要員の養成等に役立てられたが、初期の目的を終了したため、JPDR-I 計画を1969年に終了した。その後、本施設を改造して、国産燃料開発のための実用燃料の照射に使用する計画が作られた。これにより、強制循環方式を採用して原子炉出力を2倍に引き上げるための改造工事 (JPDR-II 計画) が行われた。JPDR-II 改造工事は1971年12月に終了し、1972年から出力上昇試験が行われたが、制御棒駆動系を始めとして種々のトラブルにより1976年に運転を最終停止した。この後、施設の利用に関する協議が続けられたが、施設を運転するよりも解体技術の開発に利用することが JPDR の使命に合うとの結論を得て、1982年には、原子炉解体の方法、汚染物質の処理方法などを記載した「解体届」を科学技術庁に提出した。

JPDR 廃止措置プロジェクトは1981年より開始され、技術開発と施設解体 (解体実地試験) とに分類される。技術開発は1981年から1986年までの5年間に行われ、解体工法、放射能インベントリ評価、システムエンジニアリング、等の8項目に関して JPDR の解体に必要な技術を開発した。この後、1986年には開発した技術により施設を解体出来る見通しが得られたので、同年12月4日から解体実地試験に着手した。解体作業は、炉内構造物、原子炉圧力容器、生体遮へい体、等の炉心部に位置する機器構造物を遠隔解体する工程が主要な部分を占め、本プロジェクトの中で開発した種々の技術を適用して機器・構造物を解体し、その技術を検証した。炉内構造物は水中プラズマアークにより、原子炉圧力容器は水中アークソーにより、また、生体遮へい体は機械的切断、水ジェット切断、制御爆破により解体した。他方、これらの作業と並行して、タービン建家、廃棄物処理建家等に存在する比較的放射能レベルの低い機器を手作業により解体した。全ての機器を解体撤去した後に、建家表面の除染と放射能測定が行われた。建家表面の放射能測定では、原子炉の運転によって生じた人工の放射性核種が存在しないことを確認し、管理区域を解除した。その後、建家を解体撤去し、跡地を埋め戻して整地し、美観を整えて1996年3月までに廃止措置プロジェクトを終了した。本プロジェクトの総費用は技術開発も含めて230億円であり、作業員の被ばく線量は306人・mSvであった。

(5) HDR⁽¹⁵⁾ (解体撤去、終了)

HDR は1965年から1969年にかけて建設された過熱蒸気方式 BWR 型原子力発電所 (出力: 100MWth) でありフランクフルト近郊に位置している。本施設の建設が終了してからは、1969年から1971年までに200時間のみ運転されたが、基本的な問題点が明らかになり、施設の運転を停止し、その後、原子力の安全性に関する研究に使用された。運転期間が短かったため、全放射能量は約 1.6×10^{10} Bq であり、原子炉圧力容器の表面から0.5mの位置での線量当量率は70 μ Sv/hであった (1994年)。廃止措置プロジェクトは1992年から始められ1998年までに終了した。本プロジェクトは4段階に分けて実施され、第1段階では、運転に関する認可の一部として、実験用

機器の解体撤去が行われ、管理区域から 300ton の金属を、また、非管理区域から 250ton の金属を撤去し、その多くを再利用した。第 2 段階では、原子炉圧力容器及び一次系機器の解体に関する認可が 1994 年 12 月に認められ、その解体作業が 1995 年に実施された。第 3 段階では、建家構造物の解体に関する認可を得てその作業が行われた。第 4 段階では、建家の放射能測定と解体、廃棄物の処理処分作業が予定されていたが、これらは第 3 段階の中に組み込まれることになった。原子炉の運転期間が短かったために施設の汚染や放射化量は少なかったが、原子炉建家については、格納容器の鋼板と内面コンクリート材との隙間に汚染が存在したため、以下の手順で解体作業を進めた。

- 可能な限り接近できる部分の確認測定
- 格納容器を残したまま特定高さ毎にコンクリート構造物を解体撤去
- 残存する壁を適当な大きさに解体し、解体片を除染、その後、確認測定
- 金属外殻の除染と確認測定
- 格納容器の管理区域の解除
- 格納容器の解体

他の施設に関しても全ての確認測定を行った上で、1997 年 5 月までに施設を閉鎖し、この後一般工法により建家を解体した。建家解体で生じた廃棄物はサイト内に埋設処分した。作業員の被ばくは 25 人・mSv であり、総費用は約 99,700 独マルクであった。

(6) Fort St. Vrain⁽¹⁶⁾ (解体撤去、終了)

フォート・セント・ブレイン炉はパブリックサービス社が所有する高温ガス冷却型の商業用原子力発電所 (841MWth) であり、デンバーの北 35 マイルに位置している。本施設は 1968 年に建設が始められ、1973 年に燃料をの装荷し、1976 年に発電を開始した。しかし、1989 年に規制及び機能上の問題から停止し、全運転期間の運転効率は 15% 以下であった。本施設の廃止措置が決定した後、使用済燃料をアイダホ国立工学研究所 (INEL) で貯蔵または再処理する予定であったが、INEL が使用済燃料の受入を拒否したため、乾式燃料貯蔵施設 (20 年間の認可) をサイト内に建設した。

本プロジェクトは解体撤去方式を採用したが、その理由は以下の通りである。

- 廃棄物処分費用の高騰
- 長期的規制の不確実性
- 適当な解体技術の可能性
- 施設を良く知る従業員の確保
- 火力発電により施設再利用の可能性

解体作業では、まず、ワイヤーソーにより原子炉容器 (プレストレス製コンクリート) を撤去し、これにより 1,320ton のコンクリート廃棄物が発生した。また、上部内張りは酸素切断 (Oxygen lance) により撤去し、炉内構造物は作業員の手により水中で解体撤去した。以下に主要な作業内容を示す。

- グラファイトブロックの撤去 (1,770 個、最大 3Sv/h)
- 上部炉心円筒 (直径 915m、高さ 8.85m、厚さ 67mm) をプラズマアークにより撤去
- 作業員により水中で解体作業を実施 (8 人、2 交替、90 分毎)
 - 炉心床からのデブリの撤去
 - 炉心支持柱のシリカの撤去
 - 支柱のインコネル製スリーブ管の撤去 (遠隔プラズマアーク)
 - ステンレス鋼床シール材の撤去 (プラズマアーク)
- インコネル製スリーブ管を水中解体 (200~500Sv/h (表面))
- 炉心支持床を水中解体 (1,250 回の作業、10 ヶ月、被ばく線量は 173 人・mSv)

施設の開放基準を $5\mu\text{R/h}$ と設定したが、全建家表面をその 1/4 まで除染した。原子炉压力容器は原位置のまま除染した。本施設の解体作業は 1995 年までに終了し、この後、残った施設を火力発電所とし利用する作業を進めた。本プロジェクトの総費用は約 157 百万ドル (予定: 174 百万ドル) であった⁽¹⁶⁾。

(7) BR-3⁽¹⁷⁾ (解体撤去、進行中)

BR-3 は欧州で初めて建設された PWR 型原子力発電所 (11.7MWe) であり、ベルギーのモル (SCK:CEN 研究所) に位置している。本施設は 1962 年に運転を開始し、主に、商業用原子力発電所のための運転員の訓練、PWR 型燃料の試験等のため 1987 年まで運転された。また、運転中には以下の様な処置がなされた。

- 炉内構造物の交換 (1964 年~1966 年)
- 一次系の化学除染 (1975 年~1976 年)
- 原子炉容器の焼き鈍し

本プロジェクトは原子炉の解体に関する基本技術の確立を目指すものであり、欧州共同体が支援する廃止措置プロジェクトの一つである。このため、種々の技術開発を実施し、それらを実際に適用して解体作業を行い、様々なデータを取得した。施設の解体作業は 1989 年に始められた。

第 1 段階では、一次冷却系のシステム除染、異なる解体工法 (3 種類) による炉内構造物及び熱遮へい体の切断試験を行った。一次冷却系のシステム除染では CORD 法を適用し、9 日間の除染 (3 サイクル) の結果、除染係数 10 が得られた。また、二次廃棄物の発生量は 1.3m^3 であった。機器の切断には、機械的切断、放電切断、プラズマアーク切断を適用した。機械的切断は他の切断に比較して二次廃棄物の発生量は約 1/5 であり、その速度も十分満足できるものであった。この結果を反映して、原子炉压力容器の切断には機械的切断工法を適用することが決められた。

第 2 段階では、回転ソー、バンドソー、反復ソー、油圧切断により炉内構造物を解体した。この後、原子炉压力容器の外側に水タンクを設置し、原子炉压力容器を水中で解体する予定である。なお、原子炉压力容器を解体した後の作業計画や建家解体の有無等に関する計画は明らかにされていない。

(8) Windscale Advanced Gas-Cooled Reactor⁽¹⁸⁾ (解体撤去、進行中)

ウィンズケール改良型ガス冷却炉 (WAGR) は、英国原子力公社が所有する改良ガス冷却原型炉 (出力: 32MWe) で、ウィンズケール原子力研究所に位置している。本施設は 1962 年から 1981 年まで 18 年間運転された。運転終了後は、将来の商業用原子力発電所の廃止措置に備え、解体技術の開発と解体作業の経験の蓄積を目的として、施設を解体撤去することとし、本プロジェクトが開始された。解体作業の詳細は 1979 年から 2 年間に亘って検討され、1981 年に英国原子力公社の管理委員会により承認された。

解体作業では、原子炉圧力容器、炉内構造物 (グラファイトを含む)、生体遮へい体 (コンクリート) などの放射化機器及び構造物を遠隔解体装置により撤去する予定である。そのため、燃料、制御棒等を搬出し、続いて、燃料交換装置を解体撤去して、燃料交換作業床に遠隔解体装置が据え付けられた。熱交換器は燃料破損のために漏洩した核分裂生成物で汚染していたため、この除染を実施した。続いて、熱交換器 (2 基) を上方にジャッキアップし、その下部スペースを解体廃棄物の搬送ルート及び搬送装置の保守・点検室として利用した。また、廃棄物を容器に梱包するための施設を原子炉建家に隣接して建造した。廃棄物の搬送作業、遮へい容器への収納作業は中央制御室から遠隔操作により行われている。解体作業で発生した廃棄物は、敷地内に新設された廃棄物保管建家で廃棄物処分場に搬出されるまで保管される。

解体廃棄物の発生量は約 16,000ton と見積もられており、放射性廃棄物が約 1,900ton、非放射性廃棄物が約 14,100ton である。放射性廃棄物は中レベルと低レベルに分類され、重量は各々 700ton 及び 1,200ton と予測されている。中レベル廃棄物は廃棄物処理建家でコンクリート製の遮へい容器に収納される。遮へい容器は、その処分場が決まっていないため、廃棄物保管建家に保管される。タービン発電機などの非放射性部分は、解体後にスクラップとして売却された。

現在までに、熱交換機の搬出と処分場への陸上輸送、炉内構造物の解体撤去が実施された。生体遮へい体及び建家構造物の解体計画は明らかにされていない。

(9) MZFR (解体撤去、進行中)

MZFR は加圧水型重水減速軽水冷却型の多目的研究炉 (出力: 50MWe) であり、カールスルーエ研究所に位置している。本炉の運転は 1965 年から 1984 年まで行われた。配管中の重水やトリチウムを含む放射化機器の放射エネルギーは約 10^{17} Bq である。また、原子炉建家中の重水は約 1,000ton あり、トリチウムの放射エネルギーは 2.5×10^{15} Bq と予想された。本プロジェクトでは施設の解体撤去を予定しており、以下に示す 8 段階の認可を経て作業が実施される予定である。

- 第 1 段階 : 運転停止処理、重水の搬出
- 第 2 段階 : 不要施設の停止、重水配管の加熱乾燥 (原子炉建家外)
- 第 3 段階 : 非放射性施設の解体
- 第 4 段階 : 付随施設の解体、一次冷却系の除染
- 第 5 段階 : 防護塀の撤去
- 第 6 段階 : 一次冷却系の解体
- 第 7 段階 : 原子炉圧力容器と炉内構造物の遠隔解体
- 第 8 段階 : 建家の除染と解体

第1段階では、原子炉の停止後、運転中の認可過程として、燃料をWAK再処理施設へ搬出、また、約100tonの重水をドラム缶へ移送する作業を1989年までに終了した。第2段階では、原子炉建家の一次系乾燥施設の建設と、それによる乾燥作業及び付属機器の停止に関する作業を実施し、全ての作業を1990年までに終了した。第3段階では、付属施設の解体と一次冷却系の除染を実施する。第4段階では、原子炉系配管を解体し、第5段階では、原子炉建家の機器を解体する。第6、7段階では、最終工程として、一次系配管、炉内構造物、原子炉圧力容器、生体遮へい体を遠隔操作により解体し、第8段階で建家を解体する。

第3段階の解体作業（非放射性施設の解体）で発生したスクラップ（9,650ton）は売却し、タービン（150ton）と発電機（130ton）は他の施設で再使用した。また、タービンホールは試験装置を設置するためにWAK再処理施設に引き渡すこととした。さらに、冷却塔の解体においては、コンクリート（7,100ton）、金属スクラップ（185ton）、アスベスト（175ton）、路面材（450ton）が廃棄物として発生したが、これらを一般産業廃棄物として処理し、また、土壌（8,600m³）を撤去した。これらの開放基準は以下の通りであった。

- α核種 : 0.05Bq/cm²
- βγ核種 : 0.5Bq/cm²、0.5Bq/g

第4段階では、冷却系機器配管の放射能レベルを200Bq/gまで除染し、作業員が手作業で解体出来るようにした。この結果、機器を溶融して再利用することが可能となった。続いて、「Siemens/KWV CORD/UV」法を適用して原子炉圧力容器の除染を行った。本除染作業では、95℃で除染処理を7回行い、金属はイオン交換樹脂に捕獲し、他の化学物質は炭素及び水中に溶解した。除染前の汚染量は 5×10^4 Bq/cm²（4,200m²、400tonの機器）であり、全放射エネルギーは 2×10^{12} Bqであった。金属機器（72kg）の除染を実施した結果、除染係数20（平均値）が得られ、 5.3×10^{11} Bqの放射能を除去することができた。これまでに第5段階の作業を終了した。本計画は2001年までに終了する予定である。

(10) Greifswald & Rheinsberg⁽¹⁹⁾（解体撤去、進行中）

グライフスバルトは、8基のVVER（出力：440MWe）を有する商業用原子力発電所サイトであり、ドイツ北部のバルト海に面したグライフスバルトに位置している。本施設は旧東独時代から建設が始められ、1973年から1990年までの間に5基のVVER（PWR）型原子炉が運転された（1989年の時点で1基は試験運転中）。東西ドイツが統一された時点（1990年）で、さらに3基の原子炉が建設中であり、このうち1基はすでに完成して運転を始められる状態にあった。他方、ラインスブルグでは1基のVVER（PWR）が1966年から運転を継続していた。しかし、東西ドイツの統一後、これらの原子炉はEnergiewerke Nord AGの管理下におかれ運転の準備が進められたが、建設された原子炉の仕様（主として非常用冷却系の容量）が西側の規格に合わないため、全ての原子炉の運転と建設作業が1990年に停止された。

現在、運転された6基の原子炉の解体作業が始められている。本プロジェクトでは、施設の解体撤去を2016年までに終了する予定である。当面の作業は燃料の取り出しであり、これらの燃料はロシアへ輸送されるまで同サイトにある燃料貯蔵施設に保管される。また、同サイトには廃棄

物の処理・処分（中間貯蔵）施設もあり、解体廃棄物はこの施設に保管されることになる。

(11) KNK（解体撤去、進行中）

KNK は実験用ナトリウム冷却型高速炉（出力：20MWe）であり、カールスルーエ研究所に位置している。本施設は 1971 年から 1991 年まで運転されたが、その前半（1971 年～1974 年）は熱中性子炉、後半（1977 年～1991 年）は高速炉として使用された。本施設の目的は、ナトリウム取扱技術の開発、高速増殖炉燃料の試験、運転経験の取得、高速増殖炉開発試験、であった。これまでに、燃料要素の処分、炉内構造物の解体（撤去可能なもののみ）、ナトリウムの撤去、三次系機器・配管（タービン、蒸気発生器）の解体が終了している。廃止措置計画は 10 段階に分けられ、以下の工程で作業が進められている。

- 第 1 段階 : 運転停止、三次系機器配管の撤去、水処理施設、非常用冷却機器等の解体
- 第 2 段階 : 外側壁の解体、防護区域の変更
- 第 3 段階 : 二次系ナトリウム貯蔵施設の建設、二次系機器配管（一部）と計算機の解体
- 第 4 段階 : 一次系ナトリウム貯蔵施設の建設、二次系周辺機器と排気筒（99.5m）の解体
- 第 5 段階 : 二次系関連機器の解体、原子炉建家に連絡するケーブルダクトの解体
- 第 6 段階 : タービンホール、蒸気発生器ホールの解体、排気システムの解体
- 第 7 段階 : 空調系の変更、中間熱交換機遮蔽プラグの解体、一次系計測制御機器の解体
- 第 8 段階 : 一次系機器配管、原子炉容器上部回転機構、冷却材貯蔵施設の解体
- 第 9 段階 : 安全系に関係しない建家の解体
- 第 10 段階 : 残存機器（空調機器、ナトリウム除染洗浄施設等）の解体

全ての作業は 2003 年までに終了する予定である。

(12) Gentilly-1⁽²⁰⁾（密閉管理、終了）

ジェントリー1 号炉は、天然ウラン燃料を使用した、重水減速・軽水冷却の大型試験用発電炉（CANDU HLBWR、出力：250MWe）であり、ケベック州に位置している。原子炉は 1967 年に運転を開始し、1979 年に修理作業のために停止されるまで断続的に運転が行われた。この後、1979 年から 1982 年まで炉は停止状態にあり、この間に、原子炉の存続と廃止措置に関する検討が行われた。この結果、規制当局（AECB）より、現状の原子炉安全規制に適合させるためには、再起動前に広範囲の改造を行う必要があるとの勧告がなされ、経済的に再使用する価値がないことから、1983 年に施設を閉鎖することにした。また、工学的及び経済的な方面から原子炉の廃止措置に関する検討が行なわれ、施設内に存在する機器や構造物を再利用すること、放射能が十分減衰（10%程度）する 50 年後まで最終的な解体を遅延することなどが決定された。この評価結果に基づいて、1984 年 4 月から 1986 年 3 月まで廃止措置プロジェクトが実施された。本プロジェクトの目的は、将来の商業用原子力発電所の解体に備えて経験を取得することであり、作業は、放射性機器を原子炉建家へ封じ込めること、また、施設を別目的に利用するために部分的な改修を行うことであった。これにより密閉管理状態にする前と比較して、維持補修のための年間経費を 900 万カナダドルから 100 万カナダドルに大幅に削減することが可能となった。

(13) Nuclear Power Demonstrator (密閉管理、終了)

NPD は天然ウランを燃料にした沸騰水型・重水減速の試験用発電炉（出力：25MWe）であり、オンタリオ州のオタワ川沿いのロルフトンに位置している。同炉はカナダで初めて建設された試験用発電炉であり、原子炉の主要部分が地下に格納されている。施設の建設は 1958 年に始まり、1962 年に臨界を達成した後、1987 年に運転を終了するまで連続運転が続けられ、全運転期間を通じて 70% の稼働率を達成した。地下部の主要な機器は、原子炉、水処理系機器、空調機器等であり、これらが強化コンクリート構造の遮へい壁によって囲まれている。原子炉室は 10Pa の圧力に、また、ボイラー室は 5Pa の圧力に耐えるように設計されており、この原子炉室の地下部は面積 30 × 30m、深さ 24m の空間から構成されている。

原子炉を停止した後、地下の格納容器バウンダリー（大部分の放射性物質がこの中に含まれる）を隔離した。施設全体は格納容器バウンダリーを含めて次の領域に区分されている。

- 格納容器領域 : 平均的な線量当量率は 25 μ Sv/h
 炉心格納室とダンプ配管室は入室不可能
- 格納容器入口領域: 放射線測定のために立ち入る領域であり汚染は少ない
 部屋の壁、床、配管、機器の外表面等の非固着汚染を除去
- 非制限領域 : 平均的な線量当量率は 2.5 μ Sv/h

廃止措置プロジェクトは 1987 年 9 月に開始され、全配管の廃液撤去と密封処理を行った。また、全ての燃料を撤去してコンクリート容器に収納し、チェークリバー原子力研究所で乾式貯蔵した。スラッジ等の運転廃棄物は固化してチェークリバー原子力研究所に搬送した。施設内には 2 × 10¹⁵Bq の放射能（主に原子炉容器）が存在する。管理区域（立入制限区域）は 2.5 μ Sv/h 以下になるよう除染し、また、全ての非固着汚染を取り除いた。

廃止措置作業により、1988 年までに安定状態を達成した。サイトは 40km 離れたチョークリバー原子力研究所から遠隔により監視されている。安定状態の達成により年間の保守費用を 140 万カナダドルから 30 万カナダドルに低減することができた。本プロジェクトの費用は 18.5 百万カナダドルであった。

(14) Rapsodie⁽²¹⁾ (密閉管理、終了)

ラブソディはループ型実験用ナトリウム冷却高速増殖炉（出力：30MWth）であり、キャダラッシュ研究所に位置している。本炉は 1967 年に臨界を達成したが（初期出力：20MWth）、この後、1970 年には出力を 30MWth に増加して 15 年間運転が行われた。原子炉の運転を停止した理由は、1978 年に一次冷却系容器内でナトリウムの漏洩が認められたことに起因している。当初はナトリウムの漏洩が検出できなくなるまで熱出力を下げた運転が続けられたが、その後、一次冷却系配管の二重ライニング部に窒素の漏洩も発見され、1987 年に炉を最終停止した。本プロジェクトの目的は施設を密閉管理することであり、原子炉ブロック外側の一次系配管を解体撤去し、原子炉ブロックを密閉する作業が行われた。また、ニッケル、ステンレス鋼等の構造物を炉心から取り除き、研究所内の中間貯蔵施設に運搬した。なお、炉心部のナトリウムは全て撤去し、内部をエチルアルコールで洗浄した。炉心部より取り出したナトリウムの処理も本プロジェクトの

主要な作業であった。これまでに約 30ton のナトリウムを処理して、苛性ソーダに変換した。本プロジェクトは 1994 年に終了する予定であったが、1994 年 3 月には、ナトリウムを貯蔵したタンクの洗浄中に使用したアルコールが爆発し、3 人の死傷者を出す事故を起こした。このため、プロジェクトの終了は遅れている。

(15) G2⁽²²⁾ (密閉管理、終了)

G2 は黒鉛減速ガス冷却型原子炉 (出力: 250MWth) で、隣接して建造された G3 炉と対をなし、マルクール研究所に位置している。運転された期間は 1958 年から 1980 年であり、発電とともにプルトニウム生産用として利用された。原子炉は内径 14m、長さ 18m のプレストレス製コンクリート容器の中に横置きされており、黒鉛ブロック減速材、冷却配管、燃料などから構成されている。一次系冷却配管と蒸気発生器は原子炉圧力容器の外側に位置しており、密閉管理に都合がよい構造である。蒸気発生器は 4 器あり、配管の全長は約 1,700m (直径 1.0cm 以上のものが約 1,000m) で、配管重量は約 1,100ton である。配管及び蒸気発生器の汚染レベルは、約 40Bq/cm² と低いため、これらを再利用またはスクラップとして売却できるように除染や溶融処理を行った。

本プロジェクトでは、ゲル除染技術の開発を行い、配管の除染に適用した。この除染は、配管軸に沿って移動するノズルから除染剤を配管内面に吹き付ける方式で行った。また、配管の外側を自動的に移動し、配管を所定の位置で切断するプラズマ配管切断装置等を開発した。他方、同施設内に 15ton の金属を溶解することのできるアーク式電気炉を製作し、解体作業から発生した配管等の金属廃棄物を溶融した。溶融造塊した金属は国の基準が設定されるまで施設内に保管するが、廃棄物容器の試作品の製作も試みている。本プロジェクトは施設の密閉作業を終了し 1993 年に終了した。

(16) KWL Lingen (密閉管理、進行中)

リンゲン原子力発電所は原子力及び石油を熱源として生成した過熱蒸気による間接サイクル (出力: 520MWth) の BWR であり、ドイツ北部のリンゲンに位置している。本炉は 1968 年から 1977 年まで運転され、熱交換器を交換する必要があることから運転を停止した。この後、運転再開のための検討が行われたが、熱交換器を交換して再度認可を得ることに対する経済上のリスクを考慮して廃止措置が決定された。廃止措置の方式は密閉管理であり、そのための申請は 1983 年に出され、1985 年に認可を得て作業が始められた。作業は 1987 年まで行われ、1988 年に 25 年間の密閉管理の認可を得た。

本プロジェクトでは核燃料物質を炉心部より撤去し、また、全ての配管について廃液の処理が行われた。これに使用したイオン交換樹脂は、タンク中に保管されている。計測器を含む排気系は部分的に運転されているが、部外者の内部への立ち入りは制限されている。リンゲン原子力発電所の現状は以下の通りである。

- 原子炉建家、廃棄物処理建家及び両者を結ぶ建家を密閉管理
- 密閉管理区域の配管は切断・閉止
- 安全貯蔵区域の開口部は 1 つのドアを除いて閉止
- 全ての廃液をシステムから撤去

- 30～50%の湿度を保つために小規模の空気換気装置を設置
- 室内の排気制御のため、小規模排風機システム（フィルターと計測器付）を設置

なお、密閉管理している建家以外の施設では、機器撤去等の作業が現在も続けられている。1991年には電気系統の機器の撤去が行われた。

(17) Garigliano（密閉管理、進行中）

ガリグリアーノは、イタリア原子力庁（ENEL）の所有する二重サイクルのBWR型原子力発電所（出力：160MWe）であり、ラティナ市の郊外に位置している。商業運転は1964年に始められたが、1978年に蒸気発生器に問題が生じたため炉を停止した。その後、本炉の運転再開に必要な安全基準を満足させるための修理費用や残存耐用年数等を検討したが、経済的な理由から1983年に最終停止することが決定された。廃止措置の方式は密閉管理であり、以下の状態を達成するための作業が進められている。

- 格納容器内の汚染、放射化機器を安全な状態に維持する。
- タービン及びその他の建家にある汚染機器を解体し、無拘束レベルまで除染する。

廃止措置作業は1985年に開始された。作業は1993年に終了する計画であったが、原子力に関する国民投票に基づいて、国の原子力エネルギー政策が変更になり、本施設においてもタービン建家の取扱い等に関して見直しが行われた。これまでに、解体廃棄物を無拘束開放するのに適した除染方法を選択するため、タービン建家内で除染試験が行われた。この結果、電解研磨、超音波、ウォータージェット及びフレオンジェットを適宜使い分けて除染を効率的に行うことが考慮されている。また、金属廃棄物は除染や溶融などを行って再利用することを考えているが、タービン建家の利用方法との関連から詳細は未定である。

(18) Vandellos 1（密閉管理、進行中）

バンデロス1号炉は、ガス冷却黒鉛減速型の原子力発電所（出力：1,670MWth）であり、スペイン・タラゴナ地方の地中海岸に位置している。本施設は1972年から1989年運転され、この間の総発電量は537億kWhであった。同型炉の設計はフランス原子力庁（CEA）とフランス電力公社（EDF）が行ったものであり、スペインの他、フランス国内にも同様な型の原子力発電所が存在する。バンデロス1号炉は17年の運転の後、1989年にタービンの火災を起こし、安全システムを含むいくつかのシステムが破損して停止した。その後、運転の再開が不可能な事から、以下の様な廃止措置方法が検討された。

- 原子炉施設を運転停止時の状態で維持する。
- 原子炉を除く施設機器を解体撤去し、原子炉を密閉管理する。
- 原子炉を含む全ての施設機器を解体撤去し、敷地を開放する。

これらの廃止措置計画は放射性廃棄物公社（ENRESA）が作成したものであり、廃止措置作業もENRESAの下で進められる。スペイン工業省により上記の第2案が正式に廃止措置計画として認められ、1992年に施設の廃止措置が決定した。原子炉は密閉管理のための措置を実施した後、30年間管理状態におかれる。また、密閉管理期間中に炉内構造物や原子炉容器の放射性物質が外

部に漏洩しないこと、これらの機器構造物の健全性が保たれること等、に関する検討が進められている。詳細な作業計画の検討は 1992 年から始められ、1998 年にその作業計画が正式に認められた。この結果、同年より施設機器の解体作業が開始された。解体作業は幾つかの会社と契約して実施されることになる。原子炉を除く施設機器の解体は 2002 年までに終了し、その後、密閉管理期間に入る計画である。

(19) EL4 (密閉管理、進行中)

EL4 は試験用の重水減速ガス冷却炉 (出力: 250MWth) であり、ブリダニー地方のモンダレーに位置している。本原子炉は 1962 年から 1965 年に CEA と EDF により建造されたものであり、1966 年に初臨界に到達し、1967 年から商業用運転を開始した。しかし、フランス政府は 1970 年に PWR を発電用原子炉の主力形式にすることを決定したため、本炉は研究的な観点からのみ 1985 年まで運転された。本施設は、原子炉建家 (原子炉容器を格納するプレストレス製コンクリート容器を含む)、廃液処理施設、固体廃棄物貯蔵施設、使用済み燃料貯蔵建家、タービン建家、事務・制御建家、等から構成されている。運転停止から 1994 年までは、運転後の後処理作業、即ち、使用済み燃料の搬出、重水の撤去、冷却系配管の排水と乾燥、廃棄物の梱包等、が行われた。また、これらの作業と並行して、廃止措置計画の検討や放射能測定等も進められた。本プロジェクトでは、廃液処理施設、固体廃棄物貯蔵施設、使用済み燃料貯蔵建家を解体撤去し、原子炉建家の設備機器の一部を撤去した後、原子炉建家を安全貯蔵の状態にして 40 年間管理する予定である。原子炉建家の設備機器に関しては、重水配管、電気機器、空調機器の解体を予定している。

補助建家等の解体は 1994 年より実施し、2001 年に密閉管理の作業を終了する予定である。

(20) Bohunice-A1⁽²³⁾ (密閉管理、進行中)

ボフニチェ A1 炉は、重水減速ガス冷却型の原子力発電所 (出力: 150MWe、金属ウラン燃料) であり、ブラチスラハから北東に数十 km のヤスロフスケボフニチェ原子力発電所に位置している。本原子炉は 1972 年に運転が始められてから、1976 年と 1977 年に起きた 2 回の事故を経て 1979 年に最終停止が決定されるまで 13kWh の運転が行われた。1976 年に起きた事故は、新燃料集合体が炉心から飛び出したものであり、冷却材の炭酸ガスが放出したことによる酸欠のため 2 名の作業員が死亡した。1977 年の事故は、燃料交換時に作業員がシリカゲルの入った袋を燃料集合体中に置き忘れ、これが冷却材の流路を塞いで、燃料温度が上昇し燃料熔融事故に至ったものである。この事故で 10% の燃料が破損し、重水が一次冷却系配管に流れ込んで汚染を拡大するとともに、蒸気発生器の欠陥から二次冷却系配管も汚染した。この後、1978 年まで運転再開のための努力が払われたが、蒸気発生器の除染や改修が十分でなく、1979 年には本原子炉の廃止措置が決定された。本原子炉には、 1.5×10^{16} Bq の放射能が残存している (1991 年)。原子炉の廃止措置を決定した 1979 年から現在に至るまで、燃料集合体のロシアへの輸送、汚染領域の除染、冷却塔の解体、放射性廃棄物の処理等を行った。1995 年までに 440 体の非破損燃料集合体をロシアに輸送し、その後、残存していた約 100 体の破損燃料集合体を 1998 年までにロシアに搬出した。しかし、一部の破損燃料棒の被覆管 (Mg-Be) が酸化して発生した水素の圧力により被覆管内の放射性物質が燃料プール内へ放出するなどの問題を起こしている。本プロジェクトは施設を安全管理状態に移行させることが主目的であり、その後、密閉管理期間を経て施設を解体撤去する予定である。

(21) Paldiski (密閉管理、進行中)

パラディスキ施設は、1939年から旧ソ連軍の基地として、また、1960年代からは旧ソ連邦海軍の原子力潜水艦用訓練基地として利用されたものであり、エストニアの首都タリンから南西約50kmに位置している。本施設には、2基の原子炉（PWR、出力：70MWth, 90MWth）が存在している。原子炉施設の建設は1960年代から始まり、第1号基（出力：70MWth）は1968年に臨界を達成し、第2号基は1980年代に建設が始められ1983年に臨界を達成し、双方の原子炉とも1989年まで運転が継続された。これらの原子炉は同一の建家に格納されており、この他、本施設は、液体廃棄物処理施設、固体・液体廃棄物貯蔵施設、排風機建家、冷却塔、冷却水ポンプ施設、集中暖房施設、放射性物質洗浄施設、放射化学研究室、等から構成されている。1994年には、ロシア軍がエストニアから撤退する政策において、燃料の撤去と施設の安全貯蔵状態への移行、また、その後敷地をエストニアに変換することが決められた。ロシアは1995年9月までにエストニア政府との合意事項を実施したが、その措置が十分でなかったことから、エストニア政府の要請により国際協力グループ（PIERG: Paldiski International Expert Reference Group）が結成され、本施設の廃止措置のために技術的・経済的支援が行われることになった。PIERGには当初エストニア、フィンランド、ドイツ、ロシア、スウェーデン、米国、IAEA、ECが加盟し、後に、デンマークとフランスが参加した。PIERGの目的はパラディスキ計画の安全で効率的な実施に向けて、各種方面から支援することであり、以下の作業部会が設置されている。

- パラディスキ敷地の将来計画の検討
- 廃止措置の概念設計
- 施設の放射能特性評価
- 液体廃棄物の処理
- 放射線下作業の訓練
- 制御棒・固体廃棄物の収納方法の検討
- 放射性金属再利用計画の検討
- 施設の3次元画像の作成
- 総合的保健物理計画の検討
- 施設管理計画の検討
- 残存放射性液体・固体廃棄物の処理
- 中間廃棄物貯蔵計画の検討
- 最終処分場の概念設計

(22) AVR⁽²⁴⁾ (密閉管理、進行中)

AVRはペブルベット型試験用高温ガス炉（出力：15Mwe）であり、ドイツ北部のユーリッヒ郊外に位置している。本原子炉の目的は、ペブルベット型原子炉の安全性と可能性を実証することであり、19年間の運転により当初の目的を達成した。初臨界（1968年）から運転停止（1985年）までの全運転時間は106,917時間で、総出力は1,465GWh（定格出力の4,070日に相当）である。

廃止措置方式は密閉管理であり、1994年に施設を安全貯蔵状態にするための認可が得られ、このための作業は以下の2段階で実施される予定である。

- 第1段階：燃料の撤去。原子炉建家外の二次冷却系（主にタービン建家内の機器）を撤去。燃料撤去作業が遅れているため、第2期に予定していた原子炉建家内での作業を第1期に実施することを考慮。但し、この作業には格納容器内での解体作業は含まれない。
- 第2段階：燃料の撤去後に作業を開始。格納容器内の低レベル汚染機器の解体。放射性機器が存在する安全貯蔵領域を低減。施設に関する職員の知識を十分活用するため認可を1995

年8月まで延長。これにより、高度に汚染した燃料取扱い装置を含む機器や系統の解体が可能となった。

本原子炉では、低濃縮と高濃縮の2種類の球状燃料が用いられた。燃料を撤去する際には、各球状燃料からの γ 線を分析することにより、濃縮度別に分別し、低濃縮燃料は隣接する研究所に搬出する。

施設の汚染は大部分が黒鉛ダスト (Sr-90 と Cs-137) によるものであり、配管や機器の切断時においてこれらが空気汚染の原因となっている。このため、フィルター付き局所囲いや換気作業着の着用等が要求されている。二次系機器は僅かではあるが Co-60 と Fe-55 で汚染しているものの、放射能レベルは低い。このため作業中の被ばく線量は 400 人・mSv 以下と予想されている。これまでに認可された解体作業では、金属機器 430ton が廃棄物として発生することが予想され、その 99% を除染や熔融処理により再利用される予定である。

本施設を最終的に解体撤去するか否かについては、現在、詳細な検討が進められており、未定である。

(23) PFR (密閉管理、進行中)

PFR はナトリウム冷却型高速炉 (出力: 250MWe(600MWth)) であり、英国北部のドーンレイに位置している。本原子炉の建設は 1967 年に始められ 1974 年に臨界を達成した後、1975 年には電力供給網に組み込まれ 1994 年まで運転が続けられた。本原子炉は、商業用の大型高速炉建設のための炉特性の評価、燃料及び炉内構造物の挙動に関するデータの取得、等を目的に建設されたものである。燃料はウラン・プルトニウム混合酸化物をステンレス製の被覆管で覆う形状をしている。原子炉容器は内径 12.3m、高さ 15.2m のステンレス製であり、中間熱交換機 (6 基) が設置されている。本施設は、原子炉ホール、蒸気発生器建家、タービンホール、ディーゼル発電器建家、燃料貯蔵建家、ナトリウムタンク建家、冷却水建家、空調・電気施設建家、から構成され、原子炉ホールには炉心、除染作業領域、照射済み燃料取扱い室、燃料挿荷領域等がある。

本施設の廃止措置に関する検討は原子炉停止の 2 年前から始められ、2005 年までに密閉管理の作業を終了する計画が作られた。これまでに燃料の撤去が終了し、二次系ナトリウムのタンクへの移送作業が進められている。燃料撤去後の主要な作業は、ナトリウム (約 1,500ton) の撤去と処理であり、現在ナトリウム処理施設の建設が進められている。

(24) Triga Mark II/III (解体撤去、進行中)

トリガ・マーク II/III は研究用原子炉 (出力: 250kWth(II)、2MWth(III)) であり、ソウル市に位置している。トリガ・マーク II は当初 100kW で設計され 1962 年に運転を開始したが、1969 年には出力を 250kW にして運転が続けられた。本炉は軽水冷却減速炉であり、反射体には黒鉛を用いている。一方、トリガ・マーク III は、1972 年に運転が開始された。本炉は軽水冷却減速型であり、反射材にも軽水を用いている。これらの原子炉は 1995 年に停止し、現在廃止措置の準備中である。トリガ・マーク II は博物館にし、トリガ・マーク III は解体撤去される予定である。燃料の搬出は 1996 年に行われた。本プロジェクトは技術開発が含まれており、コンクリート解体時のダスト処理、解体作業の計算機シミュレーション、水中での壁面移動ロボット等がある。当初、

本プロジェクトは 1999 年に終了する予定であったが、計画が遅れておりその詳細は未定である。

3.2 再処理施設

(1) Co-precipitation Plant (密閉管理、終了)

BNFL 共沈プラントは再処理施設の一部で、高速炉 (PFR) で使用するウラン・プルトニウム混合酸化物燃料粉末の製造に使用された施設であり、セラフィールドに位置している。本施設は 1969 年から 1976 年まで運転された。施設の廃止措置方式は解体撤去であり、再処理施設の廃止措置に関するデータを取得するための実証試験として作業が行われた。

本プロジェクトでは、まず、運転後の清掃と湿式化学室の解体が行われた。本作業で 900g のプルトニウムと 1,400g のウランを含む 130 リットルの洗浄アルコールの処分が行われた。続いて、グローブボックスからボール式製粉機を撤去する作業が行われた。この作業では、再使用可能なモジュール型囲い容器 (RMC) を初めて適用し、ビニールテントよりも有効であることを実証した。その後、変換器と電気炉の撤去が行われた。この作業ではフレキシブルビニールテントを用いて RMC との相違を比較した。また、1990 年にはプルトニウムと硝酸ウラン用タンクの解体、残存グローブボックスの撤去が行われた。放射性物質を扱う作業では、RMC 板を防護し、また、非固着汚染の固定化のために剥ぎ取り可能な上塗り (ストリップブルコート) を行った。これにより最終的な除染が簡略された。小口径配管の処理は押しつぶし切断 (crimping / shearing) 方法により収納効率を改良した。

本プロジェクトは、当初 1988 年までに終了する予定であったが、実際には 1990 年に終了した。これは、実証試験としてのプロジェクトを最大限に活用するため、技術開発を延長したことに因るが、その他以下の理由を挙げることができる。

- システム中に予期以上の核分裂物質が存在した。
- 施設の状況が図面と実際は異なっていた。
- 一つの建家内で生産と廃止措置が行われたが、生産活動が優先した。
- 予期しなかった保守作業があった。

最終的な予算は 1989 年の価格で 2,245 千ポンド (予定: 2,033 千ポンド) と見積もられた。ただし、超ウラン元素の処理と処分費用は含まれていない。予定より実際の予算が多くなった理由は、予定外の解体作業を必要としたためである。主要なプロジェクトデータは以下の通りである。

- 人工数	19,370 人・時間	- 廃棄物量	
- 被ばく線量	305 人・mSv	• Pu 含有物質	(44.4m ³)
- MOX 燃料の処分	46.1 kg	• 浅地埋設処分	(12.0m ³)

(2) AT-1 (密閉管理、終了)

AT-1 はラプソディ炉とフェニックス炉の高速増殖炉燃料を再処理するための施設であり、仏燃料公社 (COGEMA) が運営するラ・アージュ再処理施設サイトに位置している。仏原子力庁 (CEA) の廃止措置部 (UDIN) が 1982 年に本施設の所有者となり、廃止措置の検討やその計画作成を 3

年間で実施した。廃止措置方式は解体撤去であり、作業は1982年に開始され1998年に終了する予定であったが、現在でも作業が続けられている。廃止措置は次の5段階で実施された。

- 第1段階 : α セルの解体
- 第2段階 : 小型 β ・ γ セルの解体
- 第3段階 : ATENA (遠隔解体装置) を用いた高レベルセルの解体
- 第4段階 : 貯蔵及び核分裂生成物セルの解体
- 第5段階 : 施設の清掃

1984年に α セルとグローブボックスの解体が始められた。この作業は1985年、1986年、1990年に行われた。1987年から1989年は、周辺機器を解体し、ATENA (アーム長: 6m) が設置された。1990年から1992年までATENAによる高レベルセルの解体が行われた。ATENAの先端には、当初MA23が、その後RD500 (高負荷荷重) が取り付けられて作業が行われた。しかし、作業中にケーブルが切断する等の故障が生じ、この間はRD500の代わりにMA23が用いられた。マニピュレータは必ずしも良好に作動しなかったものの、ATENAの信頼性は高いものであった。

これらの作業の後、核分裂生成物貯蔵セル等の接近が困難なセルの解体を行い、ATENAの撤去と保守用セルの除染・解体が行われた。これには、遠隔又は手作業のショットブラストとサンドブラスト除染が適用された。遠隔移動アームは除染後の放射能測定に用いられた。最も放射能レベルが高かったセルにおいて浸透汚染が見つかり、数cmの深さのはつりが行われた。

AT-1の建家は、ラ・アークサイトの事務室 (管理区域内) とするか、又は、解体撤去する予定である。事務室として利用する場合には、開放基準を次のように提案している。

- α 核種 : 0.4Bq/cm^2
- β ・ γ 核種 : 3.7Bq/cm^2

また、事務室として使用する場合の年間被ばく制限は5mSv (2,000時間使用) である。なお、管理区域での作業者の制限は50mSvである。

(3) Eurochemic Reprocessing Plant⁽²⁵⁾ (解体撤去、進行中)

ユーロケミック再処理施設は欧州各国の共同の下に初めて建設された大型の再処理施設であり、ベルギーのモルに位置している。本施設は1960～1966年に建設され、1966年から1974年まで運転された。運転期間中に低中レベルウラン燃料180ton、高レベルウラン燃料30tonを処理し、870tonの高レベル廃棄物及び2,000tonの中レベル廃棄物が発生した。本施設の特徴は建家体積 $56,000\text{m}^3$ 、コンクリート体積 500m^3 、コンクリート表面積 $55,000\text{m}^2$ 、金属構造物1,150tonである。

本施設は当初欧州13ヶ国の共同体により所有されていたが、施設の運転停止後その所有権がベルギーに移管された。現在、本施設は1984年に設立されたベルゴプロセス社 (Belgoprocess) によって運営されており、また、廃止措置作業も同社の手で進められている。社員により解体作業を行う理由は、プロジェクトに必要な技術開発を進める上で多くの利点を持つと判断したためである。廃止措置方式は解体撤去であり、解体作業は1989年から始められ15年間で終了する予定である。

再処理施設の本格的な解体に入る前に、技術や費用の調査、作業員の訓練を目的にして試験的な作業が実施された。まず、ホットセル建家（窒化ウランと使用済溶液の貯蔵に使用した建家 6A と 6B）の機器撤去、建家（床・壁）除染、建家を管理区域から除外する処置が行われた。これらの作業では、廃棄物発生量や作業員人工数等のデータが収集され、再処理施設本体の解体計画の作成に使用された。

上記試験作業の後、主処理建家（長さ 80m×巾 27m×高さ 30m）の解体作業が開始された。解体作業では、スクラブラとシェイバを組み合わせたコンクリート表面の除染、プラズマ切断で発生するエアロゾル除去用プレフィルター（再利用可能）の定常換気系入口への設置等、多くの工夫がなされた。開発した除染装置はダイヤモンドを付けた回転する切断刃により表面を削除するものであり、処理後の測定や塗装が容易であり、ボルトや金属片を切断することも可能である。本システムは床面の除染に用いてその効率性、二次廃棄物の低減、作業性に関する効果を確認し、その後、壁や天井に用いられている。他方、研磨材プラストにより金属機器を開放基準まで除染した。まず、乾式及び湿式により大型試験を実施し、乾式の除染が二次廃棄物量低減に有効かつ経済的であると判断した。本システムによる除染では、そのまま容器収納して処分するのと比較して、約 30% 経済的であった。金属機器や構造物の 85% をクリアランスレベル以下に除染できると期待できる。また、 α 汚染した領域での換気付き作業服も開発した。

解体作業は、作業員（5 人）と補助者（4 人）から成る 4 チームで実施されている。作業員は 2 時間毎に 2 回の作業を行う。これまでに主処理建家の解体作業の 25% が終了した。

(4) B204 Primary Separation Plant（解体撤去、進行中）

B204 主分離施設は、再処理施設の一部であり、セラフィールドに位置している。本施設は高さ 60m の鉄筋コンクリート製であり、その上に排気筒（高さ 60m）が設置されている。本施設は北南に分離した 2 系統の製造ラインから成る。当初、金属ウラン燃料を再処理するために建造され、1952 年から 1964 年まで運転された。その後、1964 年に南側ラインの処理系統のうち 2 系統を酸化燃料用に改造して 1969 年から 1973 年まで運転された。

南側ラインは作業領域の汚染と事故により 1973 年に閉鎖され、その後 1979 年には再稼働しないとの決定が下された。本施設の廃止措置計画は、1989 年から 1990 年まで検討されたが、被ばく線量、廃止措置計画及び廃棄物の処理・処分費用を最小に抑えるために、以下のような基本方針が作られた。

- 遠隔装置による解体作業と在来工法による解体作業を適宜適用する。
- 放射性廃棄物を中レベルと低レベルの廃棄物を分類する。
- 二次廃棄物発生量を最少にする。
- 大型化学設備の解体では一般工業リスクを考慮する。

廃止措置作業は 9 段階に分けられており、これまでに 5 段階が終了した。各段階の作業は以下の様実施された。

- 第 1 段階：廃棄物処理施設（WHF）の建設と北側中レベルセル（MAN）の解体準備。WHF の開放が 1992 年までに終了し、予算は予定の 81%、被ばく線量は 30% であった。MAN セル

の解体については16項目の作業手順を検討して計画を立案し、装置と資材の準備を終了した。解体作業は許認可を得てから開始される。

- 第2段階：WHFとMAN以外の施設の解体に関する計画の立案と遠隔操作技術の開発。高・中レベルセルの解体計画の立案が終了した。高レベルセルの遠隔解体については、MANセルの解体作業データを分析した後に、その計画を最終的に決定する予定である。技術開発の項目は以下の通りである。
 - ・ 油圧式マニピュレータ（7m長）の操作、制御
 - ・ マニピュレータ治具取り換え装置の開発
 - ・ 250kg荷重、3自由度マニピュレータ（ROBO WRIST）の操作試験
 - ・ ステンレス鋼製複雑構造物を冷却材なしで切断する円盤切断機の開発
- 第3段階：新規排気システムの設置。本段階の予算は1.5百万ポンドを予定。
- 第4段階：MANセルの解体撤去。1996年1月より2年間で終了。
- 第5段階：ステンレス製サイロ（格納庫）内の清掃。サイロの線量当量率は75mSv/hであり、サイロの壁に穴を開けて水を流す装置の製作。

上述した作業計画の作成やマニピュレータの開発はBNFLが実施するが、詳細な設計や装置購入は他会社と契約して実施する。実際の作業は職員の手で行う予定である。

(5) West Valley Demonstration Project（解体撤去、進行中）

西部ニューヨーク原子力サービスセンター（Western New York Service Center）はニューヨーク州が所有する商業用の燃料再処理施設であり、ウェストバレーに位置している。本施設は1972年に施設拡張のために停止されたが、構造上の安全性、環境問題、再処理の経済性等の問題があり、施設を永久閉鎖することになった。ニューヨーク州は、同施設を処理するに当たり、合衆国連邦に対してサイトの引き継ぎと廃止措置計画への参加を要望し、この結果、1980年にWaste Valley Demonstration Project（WVDP）が開始された。本プロジェクトは2段階に分けられており、第1段階では、高レベル放射性廃液の固化と高レベル固化体を処分場へ輸送するための容器を開発する。第2段階では施設の除染と廃止措置を行う。

本プロジェクトでは、2,000m³の高レベル再処理廃棄物をガラス固化する。廃止措置作業では化学処理セルを清掃するが、清掃後のエリアは、ガラス固化された廃棄物の一次貯蔵所として使われる予定である。本プロジェクトの詳細計画は明らかにされていない。

(6) JRTF⁽²⁶⁾（解体撤去、進行中）

JRTF（JAERI Reprocessing Test Facility）は、我が国で初めて建設された試験用の再処理施設であり、東海村の日本原子力研究所に位置している。本施設は1959年から1963年の間に建設され、1968年から1969年の間にJRR-3の使用済燃料（ウラン・アルミニウム合金）を処理し、約200gのプルトニウムを抽出した。本施設は1970年に運転を停止したが、その後は燃料の燃焼量測定、液体廃棄物の処理等に使用された。本施設は再処理建家と液体廃棄物貯蔵建家（2棟）から構成されており、これらはダクトにより連結されている。再処理建家は3,000m²、廃液貯蔵建家は160m²と400m²の広さがある。JRTF廃止措置プロジェクトは、再処理施設の廃止措置に関して種々

の技術を開発するとともに、同施設を解体撤去することにより、将来の大型再処理施設の廃止措置のために知見・経験を蓄積することを目的に実施するものである。本計画は2期に分けて実施される。第1期は1990年から1995年まで行われ、放射性廃液の処理と施設解体のための技術開発に当てられた。残存する廃液は α 汚染廃液、処理固溶体、ウラン廃液、高レベル廃液に分けられる。1999年までに大部分の廃液処理を終了している。第2期計画は施設の解体であり、1997年から始められ、2003年までに主要施設の解体作業を終了する計画である。その後の計画は未定である。

(7) WAK⁽²⁷⁾ (解体撤去、進行中)

WAKは1971年から1990年まで運転された試験用の再処理施設であり、カールスルーエ研究所に位置している。本施設は20,000MWd/tUまでの照射燃料を年間35ton処理するよう設計されたものである。施設の運転は1971年から始まり、1.8tonのプルトニウムを含む200tonの重金属を処理した。また、40,000MWd/tUの燃料を試験的に処理した経験もあり、処理した燃料の平均燃焼量は26,000MWd/tUであった。本施設の運転により約200tonの使用済燃料が処理された。本施設の運転は、商用規模での再処理を行わないというドイツ政府の方針に従って停止することが決定され、1985年から1988年には廃止措置計画が検討され、その後、1990年に最終停止した。廃止措置作業は、作業準備、高レベル液体廃棄物のPAMELA施設への移送(80m³)、施設の解体と除染、に分けて実施される。施設の解体と除染は以下の3段階により実施される。

- 第1段階 : 低レベルの放射性機器を在来工法により撤去する。
- 第2段階 : プロセス建家の機器を遠隔操作で解体する。
- 第3段階 : 高レベル放射性廃液の貯蔵施設と処理施設機器を撤去する。

運転終了後、天然ウラン溶液により施設を洗浄した。解体作業は数段階で実施される予定であり、比較的線量当量率の低い領域(0.5mSv/h以下)と遠隔解体が必要な領域に区分して、作業が行われる。また、作業員が手作業で解体できる機器は限られたものであり、多くの領域で遠隔解体装置を適用する必要がある。解体作業は2005年までに終了する予定である。

(8) Building 211 (解体撤去、進行中)

Building 211は、再処理用試験施設であり(処理能力:5ton/年)、マルクール研究所に位置している。本施設は1960年から1963年に建設され、天然ウラン燃料の再処理とガラス固化プロセスの開発に使用された。1967年から1969年には拡張工事が行われ、試験セルが増設された。また、1980年から1988年には新たな施設214が建設され、スーパー・フェニックス用燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の再処理に使われた。本施設は1994年9月に最終閉鎖された。

本施設の高レベルセルでは遠隔装置が装備されている。また、各セルは遮へい扉により搬送・作業用通路と隔離されている。プロセスセルはステンレス鋼製であり、遮へい壁は重コンクリート製である。解体作業が開始される時期までには、廃棄物処理装置(切断、梱包、等に適用)を機械セル内に準備し、ロボットアームにより解体作業を実施する予定である。ロボットアームは輸送用クレーンにより各セルに搬送される。作業の詳細は未定である。

3.3 核燃料・放射性物質取扱い施設

(1) Tunney's Pasture Facility (密閉管理、終了)

ターネーズパースチャーは、放射性同位元素の取扱い施設（2階建て、延べ床面積約3,000m²）であり、オタワ市郊外に位置している。本施設は約30年間運転の後、1984年に閉鎖され、関連する作業は新規に建設される施設で実施されることになった。廃止措置作業は、施設の閉鎖後すぐに始められた。まず、放射性物質所有に関する許認可を受けるための作業を行った。その後、1990年4月から放射性物質や有害物質の撤去が行われた。初期作業は排気系の閉止であった。続いて、2階の排風機室の解体が行われ、新たにHEPAフィルターが設置された。金属製セル内張を除去する作業ではプラズマトーチが用いられた。清掃作業の基準は、放射線レベルを機器表面から1mの位置で5 μ R/h以下にすることであった。1993年8月までに、除染及びサイト開放のための確認測定を含む全ての作業が終了し、約300tonの放射性廃棄物を処分場に輸送した。また、1994年1月には、カナダ原子力規制法に従って放射性廃棄物管理施設としての指定を取り消す旨の正式通知がなされた。最終的なサイトの開放基準は以下の通りである。

- 周辺の線量当量率	: 13 μ R/h	- 全 α 表面密度	: 0.2Bq/cm ²
- 全 β/γ 表面密度	: 1.0Bq/cm ²	- 非固定 α 表面密度	: 0.01Bq/cm ²
- 非固定 β/γ 表面密度	: 0.2Bq/cm ²	- 浮遊 Ru/Th 核種量	: 150Bq/cm ³

(2) Fernald site (解体撤去、進行中)

ファーナルドはDOEが管理する燃料製造施設であり、シンシナティ市の郊外北西17マイルに位置している。本施設は1952年から1989年まで高純度金属ウラン燃料の製造に使用された。本施設は5領域に分割される。

本プロジェクトは多くの活動組織単位から構成されており、各単位にはいくつかの施設や作業が所属している。Unit 3はサイト内の主要構造物の解体作業（生産領域とそれに関連する施設機器）に関するものである。施設内での解体作業が始まる前に、DOEは修復検討報告書と可能性研究をEPAに提出して、それが承認された。

Unit 3では、対象施設がその設計寿命を超え、老朽化が進んでおり、構造物の崩壊とそれによる有害物質の放出の可能性があった。そこで、修復活動計画を作成し、それがDOEとEPAにより認められた時点で作業を開始することとした。この修復活動計画は概略的なものであり、200棟に及ぶ建家・構造物の除染と解体廃棄物の再利用を含んでいる。

Plant 7施設はサイト内でも最高の高さを持つ建造物であり、これについては次の作業が提案されている。

- アスベストの撤去
- 非固着汚染をなくすための洗浄作業
- 金属構造物の解体

Plant 4はUO₃をUF₅に変換し、容器に収納して金属生産施設（Metals Production Plant）に送るために用いられた施設である。Plant 4は1989年に停止されたが、装置は運転を停止したのみで、

多くの処理物質が配管内やタンク等にそのままに放置されていた。従って1994年11月から1995年2月までは施設の安全停止活動が行われた。Plant 4の廃止措置は以下の作業が含まれる。

- アスベストの撤去
- 物質・廃棄物の管理
- 表面の除染
- 環境調査
- 機器の解体撤去
- 試料の確認

サイトの運営はFERMCOであり、プロジェクトの全予算は178百万ドルである。

(3) 204A,B (密閉管理、進行中)

本施設は研究用原子炉NRXに付属する燃料プールであり、チョークリバー原子力研究所に位置している。NRXは出力40MWthの重水減速・軽水冷却型の研究用原子炉であり、1947年に臨界を達成し1993年に停止した。この間、1970年には原子炉容器を交換する作業が行われたが、この作業での作業員被ばくは2.7人・Svであった。本施設の廃止措置計画は、プール(204A,B)を乾燥状態にして汚染を固定し、最小の作業で管理できる状態にすることにある。密閉管理のための作業は1995年から進められており、1999年6月には詳細計画を規制当局に提出した。第1期計画は以下の作業を含んでいる。

- 204A プール内機器の撤去
- 204B プール水の撤去
- 204A プール水処理
- 204B プール残存片の撤去
- 204B プール水の浄化

なお、上記作業の後、プールを管理状態にするための最終作業を予定している。この作業にはプール水撤去、放射能特性の調査、除染(汚染固定化)等が含まれる。作業は2003年に終了する予定である。

4. 作業部会の活動結果

4.1 廃炉費用評価作業部会

技術諮問グループ会合では、各国廃止措置プロジェクトの進行状況、技術開発の結果等に関する討議が行われたが、その中で、廃止措置費用が関心を集めることになった。即ち、廃止措置プロジェクトは安全性を考慮した上でできる限り合理的であることが重要であり、各国は特徴あるプロジェクトを進めているものの、その費用が大きく異なっていた。そこで、OECD/NEA 廃止措置協力の方針を決める連絡委員会では、作業グループ会合を設けて廃止措置プロジェクト費用に関する検討を以下のように実施した。

- 用語の定義と費用評価項目表の作成
- 廃止措置プロジェクトに関する詳細な費用評価
- 費用評価に必要な基準の検討

- 廃止措置費用評価に関する相違点の抽出とその理由の検討
- 廃止措置の費用算定に必要な形式と基準の設定（可能なら）

上述した目的を達成するために、作業部会では、廃止措置プロジェクトの費用調査を行い、その特徴を明らかにした。以下にその概要を記す。

廃止措置費用の定義

“廃止措置費用”とは何かを明らかにした上で、その評価をする必要がある。本作業グループ会合では、“廃止措置費用”とは、原子炉の発電の停止からその敷地を平地にするまでの期間に必要な費用を全て含むものとした。即ち、本作業グループの定義では、敷地に保管されている廃棄物の処分費用、廃棄物の最終処分費用、施設を解体撤去するまでの中間的な管理に要する費用、研究開発費用など、廃止措置を終了するまでに必要な全ての費用が含まれる。また、燃料の処分費用もこの中に含まれる。

費用項目の抽出

上述した定義に含まれる費用を算出するためには、費用項目を明らかにしておく必要がある。そこで、以下の様に、費用評価の指針となる項目を明らかにした。

01 廃止措置の前作業	07 敷地の清掃、整地
02 施設の停止措置作業	08 計画の管理、設計、施設の管理
03 装置、資材の調達	09 研究、開発
04 解体作業	10 燃料
05 廃棄物の処理・処分	11 その他
06 施設の防護、点検、維持	

以上の費用は以下の各段階において必要になる。なお、費用項目の概要を付録2に示す。

- 施設の停止
- 休止期間に到るまでの各ステージ
- 休止期間
- 敷地を整地するまでの解体撤去

廃止措置費用の比較

上述した費用項目に対して、各プロジェクトの廃止措置費用を調査し、その結果を比較した。この結果、原子炉に関して、各費用項目が占める割合は以下ようになった。

01 廃止措置の前作業	: 3.0%	07 敷地の清掃、整地	: 2.5%
02 施設の停止措置作業	: 7.0%	08 計画管理・設計・施設の管理	: 13.5%
03 装置、資材の調達	: 11.0%	09 研究、開発	: 7.0%
04 解体作業	: 33.0%	10 燃料	: 0.0%
05 廃棄物の処理・処分	: 9.5%	11 その他	: 8.5%
06 施設の防護、点検、維持	: 5.0%		

4.2 廃棄物再利用作業部会

原子力施設の廃止措置からは多量の放射性廃棄物が発生するが、これらの多くは低レベル放射性廃棄物であり廃棄物処分場で処分されている。しかし、処分場の容量は限られており、廃止措置で発生した放射性廃棄物を処分するには必ずしも十分でない。加えて、新規処分場の建設は必ずしも容易ではなく、処分費用も高騰する傾向にある。

他方、廃止措置で発生する放射性廃棄物には、コンクリート、鋼材、貴金属などの有用な材料が含まれ、除染や弁別によりこれらを有効利用して廃棄物量を低減することが可能である。さらに、再利用は新規製造に対する代替品になり、再利用が増加することにより、鉱山・製鉄所での作業が減少し、そこでの健康条件の向上や環境負荷を軽減する効果もある。

このような点を考慮して、廃棄物再利用作業部会では廃止措置で発生した廃棄物を再生するための規制上の問題点等について調査した。さらに、廃棄物の再生・処分による社会経済的影響、環境、健康への影響に関して調査するとともに、最適な処理方法等について検討した。以下にその概要を記す。

現状調査

本作業部会では 25 個の廃止措置プロジェクトに対して廃棄物の再利用、規制状況等の調査を行った。この結果、これまでに約 362,000ton の廃棄物が各種規制の下で開放（スクラップ市場への放出）されており、廃棄物の貯蔵や処分量の低減に効果的であった。しかし、廃棄物の放出・再利用は特定の条件下であり、各種規制が関係し、その方法は各国で異なっていた。また、統一の基準が整備されていない国もあり、国境を越えた廃棄物の輸送やスクラップの有効活用が限られた状況にあることが明らかになった。

クリアランスレベル

各国や国際機関が提案しているクリアランスレベルは非処置を前提としているが、処理を前提にすることが重要である。また、国境を越えてスクラップを輸送する場合には処置された材料に対する開放基準が要求されることになる。さらに、原子力と関係しない放射性核種についても考慮すべきである。本作業部会の検討では、放射性スクラップ金属の処分と再利用を比較して、再利用は放射線以外の安全性、環境、社会・経済的効果についても有効であることを明らかにした。

健康・環境・社会経済的影響因子

放射性スクラップの処分に関しては、処分、再利用・再使用という選択が可能となる。作業部会では、これらに関して、処理・処分、再利用等の方法及びその適用時におけるリスクを検討した。作業場所や輸送時の事故のような工業上のリスクは、放射性物質の取扱いより上回る。公衆に及ぼすリスクは非常に低く、年間の致命的事故率は 10^{-5} である。これに対して非放射性的リスクはより大きな値である。この相違は製鉄や溶鉱炉での事故のリスクに起因している。例えば、50,000ton の金属スクラップを新たに生産する場合には機械加工や製鉄の致命的事故回数は 15 に相当し、これは再利用の機械加工や製錬の 2 倍の値である。

さらに、処分/代替処置（利用できるものを処分する場合には、その分量だけ製造する必要がある）に対する環境、社会・経済的因子は再利用・再使用を上回っている。土地利用及び環境破壊

と代替のためのエネルギー消費による環境への影響は多大である。また、処分と代替製造は、反社会・経済的であり、再利用・再使用は原子力産業の欠点を補足するものと考えられる。

技術の可能性

放射性スクラップ金属の再利用・再使用の方法は多岐に亘るが、廃棄物容積の減容及び放射性核種の測定上、溶融技術は重要である。開放規準を放射能密度や表面汚染密度に基づいて効果的に適用するためには、基準に合うことを示す必要がある。このためには対象物の形状、測定精度等がその基準を計る上で重要になる。クリアランスレベルの提案には、測定技術の現状や実用性を十分考慮すべきである。

作業部会では経済的な再利用・再使用を選択するための検討について調査した。この結果、多くの場合、再利用・再使用は直接処分よりも経済的（50%の節約）であることが分かった。ベルゴプロセス社では乾式除染により、ユーロケミックスの解体で発生した金属スクラップを非処理のままスクラップ市場へ開放した。その経済性は超高圧縮より70%以上良かった。

提 言

作業部会の調査により、廃止措置で発生した廃棄物を再利用・再使用することが実用的かつ経済的であることが示唆された。しかし、国際的に認められた開放基準が存在しないことが大きな問題である。この問題を解決するため、各種提案がなされているが、それらは非常に保守的であり、多様な処置済開放を考慮していない。本作業部会では多様な開放基準を設定し、適切な国際的開放基準を議論するための "tiered" (階層化した) 開放基準のシステム化を提案した。

非処置の開放基準を設定することが統一化した国際的基準に必要となる重要なステップである。これにより処置済みの基準設定が可能となる。また、再利用に関する議論、開放基準の提案が最も重要である。

4.3 除染技術作業部会

除染の定義

除染とは施設の機器及び装置の表面から汚染を除去する作業であり、洗浄、加熱、化学又は電気化学、機械的、その他の方法が用いられる。その目的は以下の通りである。

- 被ばく線量の低減
- 装置や材料の回収
- 処分場に処分する装置及び材料の減容
- 無拘束使用条件での施設やサイトの返還
- 最終処分又は一時貯蔵を実施する上で必要な汚染固定化及び非固定汚染の除去
- 貯蔵期間の短縮化、残存放射エネルギーの低減

目 的

除染は次の観点から有用である。即ち、設備機器の除染により線量当量率のレベルが低減する。これによりロボットや遠隔装置を使用せずに手作業で解体が可能になる。また、施設機器の汚染

レベルを低減することにより、処分費用が低減できる。施設の保守では、すでに除染技術が適用されており、これらを廃止措置に適用することは可能である。除染技術を選択する場合、以下の考慮が必要になる。

- 安全性：除染によって生じた放射性ダストやエアロゾルによる内部被ばく及び作業員の汚染等、作業員のリスク増大の原因にならないこと。
- 効率：ロボットや遠隔装置を適用せずに手作業の解体が可能になること。再利用・再使用が可能、又は、廃棄物の処理・処分が容易になること。
- 費用低減：除染に用いた装置や道具を再利用できること。処分費用の増加考慮してその適用を検討する必要がある。
- 廃棄物低減化：二次廃棄物の増大をさけること。二次廃棄物の処理は作業量の増大及び被ばく増加になる。

機器除染の特性

- 化学除染：化学除染は50～70℃の溶媒を用いる。低濃度化学除染、徹底化学除染、電気化学除染等があり、表面除染に用いられる。溶液槽を用いる場合はその大きさ、パッド（当てもの）を用いる場合は表面の形状等の制限がある。除染中に作業員の被ばくがあり得る。
- 熔融：熔融は放射性核種を均質化することが可能である。また、複雑形状物の測定の容易化や特性評価に役立つ。
- 機械除染：機械除染は、洗浄、拭き取り、泡状導材、除染可能な表面処理等も含まれる。また、研磨材、吹き付け、表面研磨等がある。研磨材ブラストは比較的良好な除染技術である。

5. 廃止措置プロジェクトの現状

本協力協定を開始した当初は、主として原子力開発の初期に建造された試験用原子力施設がその使命を終え、その廃止措置が必要となった時期に相当している。本協力の始めから参加した、 SHIPPINGポート、KKN、JPDR、G2、BR-3、WAGR、等は世界で先駆けて建設された原子力施設であり、その後の原子力の平和利用に貢献した。これらの廃止措置プロジェクトの幾つかは既に終了し、将来の大型施設の廃止措置計画に向けて有用な知見や経験が残されている。例えば、SHIPPINGポート原子力発電所の廃止措置では、原子炉圧力容器を一体で撤去する方法が採用されたが、この方法はその後続いた幾つかの商業用原子力発電所の廃止措置に適用されている。他方、1980年代後半になると、原子力に対する世界の情勢が大きく変化し、環境問題がクローズアップされ、そのための廃止措置計画や環境修復計画が各国で展開されるようになった。米国では、1989年から環境修復計画が開始され、マンハッタン計画の中で建造された多くの原子力施設を解体する作業が始められた。また、ソ連邦の崩壊により東西冷戦が終結したことにより余剰の核施設が増加しその処置が必要となり、その解体作業が進められることになった。また、ドイツでは、安全上の理由から、旧ソ連製の原子力発電所の解体計画が開始された。これらの廃止措置

プロジェクトとしては、米国のファーナルドの廃止措置、ドイツのグライフスバルト廃止措置を挙げることができる。

1990年代になると、原子力の開発初期に造られた施設に加え、商業用原子力発電所の廃止措置が始められた。欧州ではフランスを除いて廃止措置することを決定した原子力施設が増大する傾向にある。ドイツ、英国では、既に商用原子力発電所の廃止措置作業が進められており、さらにその数は増加する傾向にある。さらに、英国、フランス、ドイツでは、高速増殖炉の廃止措置プロジェクトが開始された。当面はナトリウムの除去とその処分が主要な課題である。

このように、廃止措置プロジェクトの数は近年増加しており、本協力に参加する廃止措置プロジェクト数もこの傾向を反映している。

本協力協定に参加しているプロジェクトは各国の国営機関が主であるため、必ずしも商業用原子力発電所の廃止措置に関して十分な情報が得られているわけではない。しかし、 SHIPPINGポート、フォート・セント・ブレイン、バンデロス、は商業用発電所として運転されたものである。1999年にはイタリアのラティナ原子力発電所が本協力に参加することが決定された。本協力には参加していないものの、英国、オランダ、ドイツでは既に商業用原子力発電所の廃止措置プロジェクトが進められている。原子力施設の廃止措置は試験用施設から商業用施設に拡大しつつある。

このような状況を反映して、本協力では、当初技術開発に大きな関心が寄せられたが、近年では、経済性に関する検討が多くを占めるようになった。また、各種技術の適用経験が増加し、その評価が行われることにより、現実的な技術の評価・知見がまとまりつつある。BR-3においては、炉内構造物の解体作業で、プラズマアーク、放電加工、機械的切断、等の工法が試みられており、この結果、機械的切断の優位性が指摘されている。また、ユーロケミックの解体作業では乾式プラスチック除染が有効である等の知見が示された。このように、種々の経験から廃止措置に使用される技術に関するても有用な経験が蓄積されつつ。また、各プロジェクトで適用された技術を比較する試みも行われている。本協力はこのような検討に有意義な場を提供している。

他方、本協力では、半年毎の技術諮問グループ会合を中心に情報交換が進められており、参加者が自由に討論する中から各プロジェクトの問題点や技術情報の交換を図ることを意図している。このため、本協力の報告書や各種作業部会でまとめられた報告書はボランティアベースの作業によるものである。このため、検討結果に関する整理やとりまとめに時間を要し、報告書の公開は限られている。廃止措置は必ずしも迅速な情報公開が求められるものではないが、本協定の参加メンバーのみに情報を留めておくことは得策ではない。

上述したように、廃止措置プロジェクトの数は増大する傾向にあり、また、その作業も確実に進められている。老朽化した原子力施設は多々あり、また、目的を終了する原子力施設も増大している。これまでの廃止措置の経験を十分に生かして、将来の大型施設の廃止措置計画を検討することが重要であり、このような観点から本協力の意義は多大である。

6. まとめ

1985年にOECD/NEA原子力施設廃止措置協力が締結され、廃止措置の情報交換活動が始められてから15年を経ようとしている。この間、いくつかのプロジェクトは終了し、有益な経験や知見がまとめられている。また、新たなプロジェクトに加わり、役割を終了した原子力施設の廃止措置は世界的に重要な課題になりつつある。平成11年10月現在、35のプロジェクトが本協力に参加し情報交換を進めている。このうち既に作業を終了したものが12あり、その経験・知見は今後実施される廃止措置プロジェクトに有用である。現在進行中のプロジェクトは、原子力発電所、再処理施設、核燃料取扱い施設を含み、その施設は多岐に亘っている。また、施設の特徴に応じて解体作業の方法も異なり、本協力に参加しているプロジェクトの情報は廃止措置の大部分を含んでいる。また、ロボット技術、シミュレーション技術等が使用され、技術の実証結果を知る上でも有益である。本協力により得られた情報は将来予定される我が国の大型原子力施設の廃止措置を合理的に進める上で重要である。

謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、バックエンド技術部・デコミッショニング技術開発室の諸氏に種々の助言や援助を頂きました。また、白石邦生氏には、図表の作成や報告書の整理など多くの協力を頂きました。ここに記して感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) Leo Lessard : To decommission or not to decommission? That is the question!, Nuclear Engineering International, p14, November, 1998
- (2) Ted Lazo and Shankar Menon : NEA Programme : 12 years on, Nuclear Engineering International, p20, November, 1997
- (3) OECD/NEA Decommissioning & Nuclear Facilities : Feasibility, Needs and Costs, Report by an Expert Group, OECD, Paris, 1986
- (4) International Co-operation on Decommissioning - Achievements of the NEA Co-operative Program 1985-1990, ISBN 92-64-13636-3
- (5) OECD/NEA : The NEA Co-operative programme on decommissioning, The First Ten Years 1985-1995
- (6) L. Teunckens, et al : OECD/NEA CO-OPERATIVE PROGRAMME ON DECOMMISSIONING - REPORT FROM THE TASK GROUP ON DECOMMISSIONING COSTS AEA-D&R-0239, October 1991
- (7) L. Teunckens, et al : OECD/NEA CO-OPERATIVE PROGRAMME ON DECOMMISSIONING - AN ANALYSIS OF DECOMMISSIONING COSTS OF OECD/NEA PILOT PROJECTS
- (8) OECD/NEA : A Proposed Standardised List of Items for Costing Purposes in the Decommissioning of Nuclear Installations, 1999
- (9) OECD/NEA : Recycle and Reuse of Scrap Metals, A Report by a Task Group of the CO-operative Program on Decommissioning, 1999
- (10) OECD/NEA : Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities, A Report by the NEA Task Group on Decommissioning, 1999
- (11) DOE : Shippingport Station Decommissioning Project Final Project Report, DOE/SSDP-0081, December 1989, Westinghouse Hanford Company
- (12) D. Orwanschke : Dismantling Niederaichbach, Nuclear Engineering International, pp16-18, August 1995
- (13) C.R.Fellhauer, L.E.Boing and J.Aldana : Decontamination and Decommissioning of the Experimental Boiling Water Reactor (EBWR): Project Final Report, Argonne National Laboratory, ANL/D&D/TM-96/4, March 1997

- (14) 宮坂靖彦、他：JPDR解体実地試験の概要と成果、日本原子力学会誌、Vol.38、No.7、pp.553～576(1996)
- (15) L. Valencia : The Decommissioning of the Karlstein Superheated Steam Reactor (HDR), 1996 ASME/JSME ICONE-5 Conference, March 1996, New Orleans, Louisiana
- (16) L. Likar and T. Howard : Decommissioning Fort St. Vrain, LADWASTE, vol.2, No.5
- (17) V. Massaut, M. Klein and A. Lefebvre : The BR3 PWR pilot decommissioning project, first PWR decommissioning in Europe, Best opf D&D ANS Topical Meeting, Chicago, April 14-17, 1996
- (18) M T. Cross and G. Holt, Gas Cooled Reactor Decommissioning in the UK, ICONE-3 Conference, April 1995, Kyoto, Japan
- (19) H. Sterner., D. Leushacke and D. Rittscher : Greifswald and Rheinsberg, East European VVERs with an new mission, Nucl. Eng. Int., 40, (1995): 493, pp19-21
- (20) B. Gupta : Decommissioning of Gentilly-1, Canada, Proceedings of the 1986 International Decommissioning Symposium, Pittsburgh, United States, 4.3 October 1987
- (21) J. Roger : Stage 2 Dismantling of Reactor Vessel of the Experimental FBR Rapsodie, International Symposium on D&D, Knoxville, Tennessee, USA, 1994
- (22) M. Jeanjacques : Melting of Contaminated Steel Scrap from the Dismantling of CO₂ Systems of Gas-Graphite Reactors, International Symposium on D&D, Knoxville, Tennessee, USA, 1994
- (23) J. Blazek : Decommissioning of Nuclear Power Plant A-1, International Symposium on D&D, Knoxville, Tennessee, USA, 1994
- (24) E. Wahlen, J. Wahl and P. Pohl : Decommissioning of the AVR experimental nuclear power plant, International Conference on Nuclear Decommissioning, London, 29-30 Nov.1995, IMechE Conference Transaction 1995-7 (p.255-263)
- (25) L. Teunckens, P. Lewandowski and E. Trauwaert : Decommissioning of the Main Process Building at the Former Eurochemic Reprocessing Plant, 1994 International Symposium on Decontamination and Decommissioning, Knoxville, Tennessee, USA, 25-28 April 1994
- (26) T. Mimori, et al., : The decommissioning program for JAERI's reprocessing test facility, Proceeding of International Conference on Nuclear Decommissioning, London, 29-30, Nov.1995, IMechE Conference Transaction
- (27) K. Eiben and P. Fritz : The WAK Decommissioning and Dismantling Program, ICEM-Conference, September 1995, Berlin

表1 OECD/NEA廃止措置協力に参加しているプロジェクト (1)
作業が終了した原子炉

解体終了

施設名 (国、運営機関)	特徴 出力または 処理能力	運転 期間	廃止方式 (Stage)	廃止計画 期間	特記事項
KKN Niederaichbach (独、KfK)	重水減速ガス冷却炉 106MWe	1972-74	Stage 3	1987-95	金属廃棄物の一部は溶融・再利用。全ての施設を解体撤去。
JPDR (日、原研)	BWR実証炉 90MWt	1963-76	Stage 3	1986-96	建家を含め解体撤去。種々の解体技術を適用。圧力容器は切断解体。
Shippingport (米、DOE)	PWR・商用炉 72MWe	1957-82	Stage 3	1985-89	圧力容器一体撤去。サイトの整地・美化を実施。
EBWR (米、DOE)	BWR 100MWt	1956-67	Stage 3	1986-96	原子炉建家は再利用予定。圧力容器は水ジェット及び機械的切断工法で解体。
HDR (独、KfK)	BWR 蒸気発生器付 25MWe	1969-71	Stage 3	1992-98	放射エネルギーが少ない(200時間運転)ため在来工法で解体。生体遮へい体は制御爆破で解体。
Fort St. Vrain (米、Colorado)	高温ガス炉 330MWe	1976-89	Stage 3	1992-95	解体撤去。施設はガスタービン発電所として再使用予定。

密閉作業終了

施設名 (国、運営機関)	特徴 出力または 処理能力	運転 期間	廃止方式 (Stage)	廃止計画 期間	特記事項
Gentilly-1 (加、AECL)	重水減速BWR 発電用・原型炉 250MWe	1967-82	Stage 1 の変形	1984-86	原子炉建家とタービン建家を密閉。サービス建家は除染後オフィスに利用。
NPD (加、AECL)	PHWR CANDU原型炉 25MWe	1967-87	Stage 1 の変形	1987-88	原子炉建家とタービン建家を密閉。
G2 (仏、CEA)	ガス冷却炉 Pu生産・発電炉 250MWt	1958-80	Stage 2	1982-93	冷却ループ及びSG撤去後、圧力容器を遮へい隔離。解体撤去の計画。
KWL Lingen (独、KWL/Kernkraftwerk Lingen)	BWR 過熱器付 256MWe	1968-77	Stage 1	1985-88	25年間密閉管理。施設の改良等を行っている(湿度の上昇、換気の問題)。

表1 OECD/NEA廃止措置協力に参加しているプロジェクト (2)
解体中の原子炉

施設名 (国、運営機関)	特徴 出力または 処理能力	運転 期間	廃止方式 (Stage)	廃止計画 期間	特記事項
BR-3 (ベルギー、SCK/CEN)	PWR 41MWt	1962-87	Stage 3 (部分的)	1989 -2010	炉内構造物を各種切断技術で解体(95年に終了)。2003までに圧力容器等を解体予定。
Rapsodie (仏、CEA)	実験用Na冷却高速炉 20MWt	1967-82	Stage 2	1983 -2000	Na冷却材と一次系機器撤去、原子炉容器及び安全容器を遮へい隔離。
MZFR (独、KfK)	PHWR・研究炉 50MWe	1965-84	Stage 3	1988 -2001	付属建家内の機器撤去、一次系配管の除染を実施。炉心部は遠隔装置で解体する予定。
Garigliano (伊、ENEL)	BWR (2重サイクル) 160MWe	1964-78	Stage 1	1985 -未定	格納容器は密閉管理。タービン等は除染後解体予定。
WAGR (英、UKAEA)	AGR原型炉 100MWt	1962-81	Stage 3	1983 -98	原子炉建家の一部に廃棄物処理施設を設置。
Bohunice-A1 (スロバキア、SEP)	HWGCR 150MWe	1972-77	Stage 1	1980 -未定	破損燃料撤去後除染・廃液処理、70年の密閉管理後、解体の計画。
Greifswald & Rheinsberg (独、EWN)	VVER (PWR) 440MWe×5, 70MWe	1973-90	Stage 3	1992 -2016	運転停止の5基+小型炉と建設途中の3基の解体撤去、サイトでの廃棄物の貯蔵(施設の建設)。
Vandellós 1 (スペイン、ENRESA)	ガス冷却炉 480MWe	1972-89	Stage 2	1992 -2002	原子炉容器は25～30年間の遮へい隔離の後に解体撤去(2000年までは準備)。
EL4 (仏、CEA/EDF)	重水減速ガス冷却炉 70MWe	1966-85	Stage 2	1994 -2001	原子炉格納容器を遮へい隔離し、30～50年間の貯蔵管理の後、解体撤去。
AVR (独、AVR)	ペブルベット型 高温ガス炉 15MWe	1967-88	Stage 1 (3)	1986 -2016	4年間で密閉管理の準備を行い、30年間密閉管理をした後、解体撤去の予定。
KNK (独、カールスルーエ研究センター)	高速増殖炉 20MWe	1971-91	Stage 3	1991 -2003	Naは英国ドーンレイに、燃料は仏国シェルブールに輸送する予定。
PFR (英、UKAEA)	高速増殖炉 250MWe	1974-94	Stage 3	1995 -未定	原子炉冷却系に1,160トンのNaが存在し、この処理が当面の課題Na処理施設を建設。
Paldiski (エストニア、PIERG: 国際グループ)	原子力潜水艦訓練施設 Unit-1:70MWt Unit-2:90MWt	1968-89	Stage 3	1994 -2003	1996-1997で緊急を要するエリアに関して解体作業を行い、その後全施設を解体撤去する。
TRIGA MARK II, III (韓、KAERI)	トリガ炉 250KWt, 2MWt	1962-95	Stage 3	1997 -2000	解体廃棄物は、処分場ができるまでサイト内で保管する。

表1 OECD/NEA廃止措置協力に参加しているプロジェクト (3)
再処理施設、核燃料・放射性物質取扱い施設

再処理施設

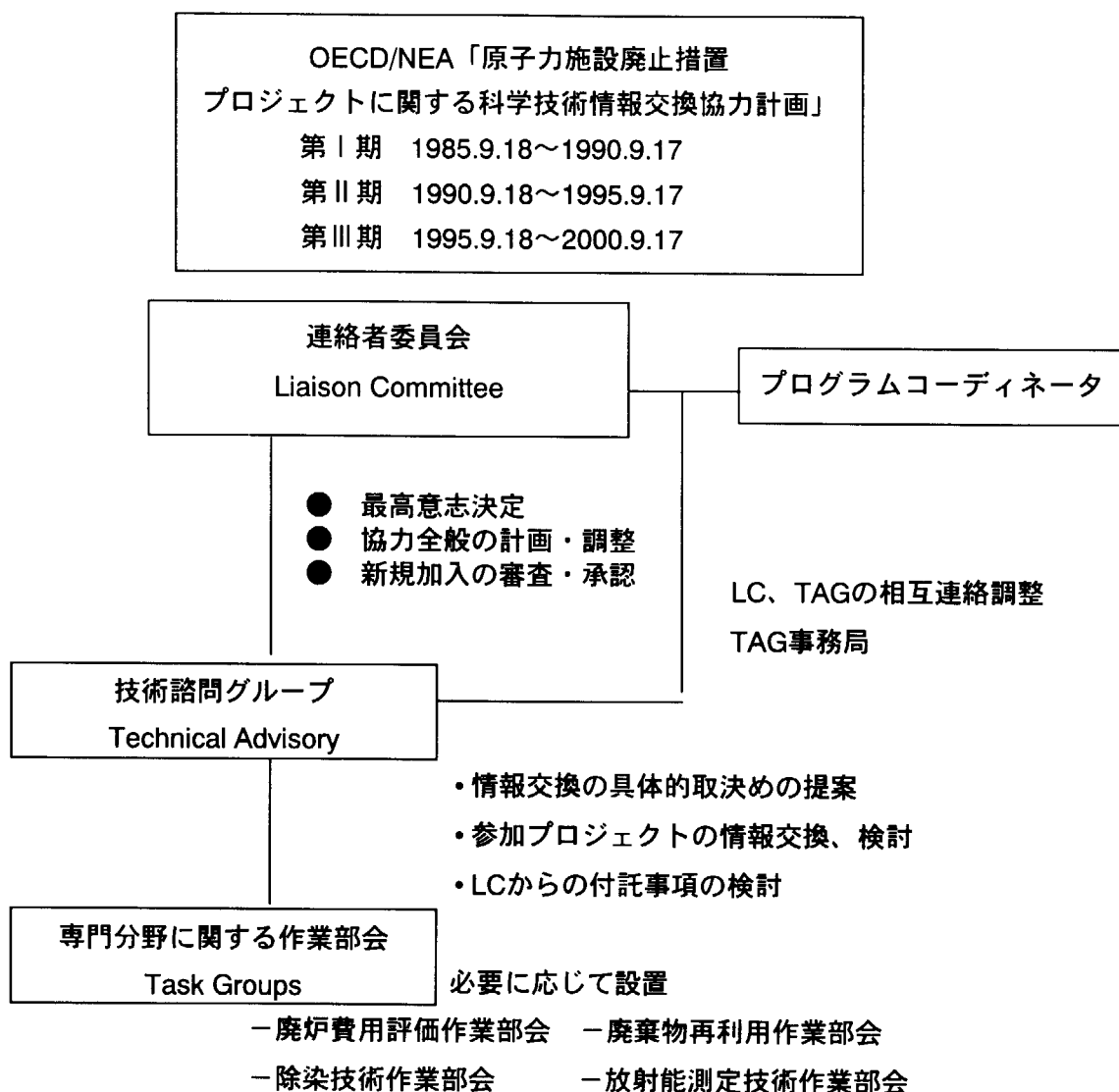
施設名 (国、運営機関)	特徴 出力または 処理能力	運転 期間	廃止方式 (Stage)	廃止計画 期間	特記事項
Eurochemic Reprocessing Plant (ベルギー、Belgoprocess)	再処理施設 300kg/day	1966-74	Stage 3	1989 -2004	一部の建家の解体撤去。湿式及び乾式のAbrasive Blastingの大規模試験 (1993-1994)。
AT1 (仏、CEA)	FBR用 再処理試験施設 2kg/day	1969-79	Stage 3	1982 -2000	建家内部除染後、施設を閉鎖。
JRTF (日、原研)	再処理試験施設 50kg	1968-70	Stage 3	1990 -2004	廃液処理後、施設解体。
B204 Primary Separation Plant (英、BNFL)	再処理施設 金属燃料：500t/y 酸化物燃料：140t/y	1952-73	Stage 2	1990 -2010	機器撤去、建家除染。ロボットによる廃棄物処理を計画。
West Valley Demonstration Project (米、DOE)	軽水炉用 再処理施設 100t/y	1966-72	Stage 3	1982 -2024	廃液固化処理と建家除染。旧ホットセルはHLW固化体貯蔵に利用。
WAK (独、KfK/WAK)	再処理施設 総処理量 約200t	1971-90	Stage 3	1991 -2005	主要機器について第3段階の解体中、施設全体を解体撤去、ロボットを適用。
Building 211 (仏、CEA)	再処理施設 5t/year	1963-94	Stage 3	1995 -2010	運転停止後、除染・洗浄を実施。研究施設は1990年代後半に停止。
Co-precipitation Plant in Sellafield* (英、BNFL)	混合酸化物燃料 製造施設 50kg/day	1969-76	Stage 3	1986 -90	グローブボックス等の撤去、除染。

核燃料・放射性物質取扱い施設

施設名 (国、運営機関)	特徴 出力または 処理能力	運転 期間	廃止方式 (Stage)	廃止 計画	特記事項
Fernald Site Plant 7 (米、DOE)	金属ウラン生産施設	1952-89	Stage 3	1996 -2016	全ての施設を解体撤去、建家を制御爆破で解体。
204A, B (加、AECL)	NRX付属燃料 プール	1947-93	Stage 3	1996 -2003	プール水の浄化(ドロス回収)、壁面汚染の定量、汚染物質の固定化、等を実施する。
Tunney's Pasture Facility ** (加、AECL)	放射性物質加工施設	1952-83	Stage 3	1990 -94	建家除染後、一般施設に転用。都市化地域にある。

* 解体作業終了

** 密閉作業終了



<二国間協力特別取決め>

英国原子力公社 (UKAEA)
- 原 研 (~2000.9.17)

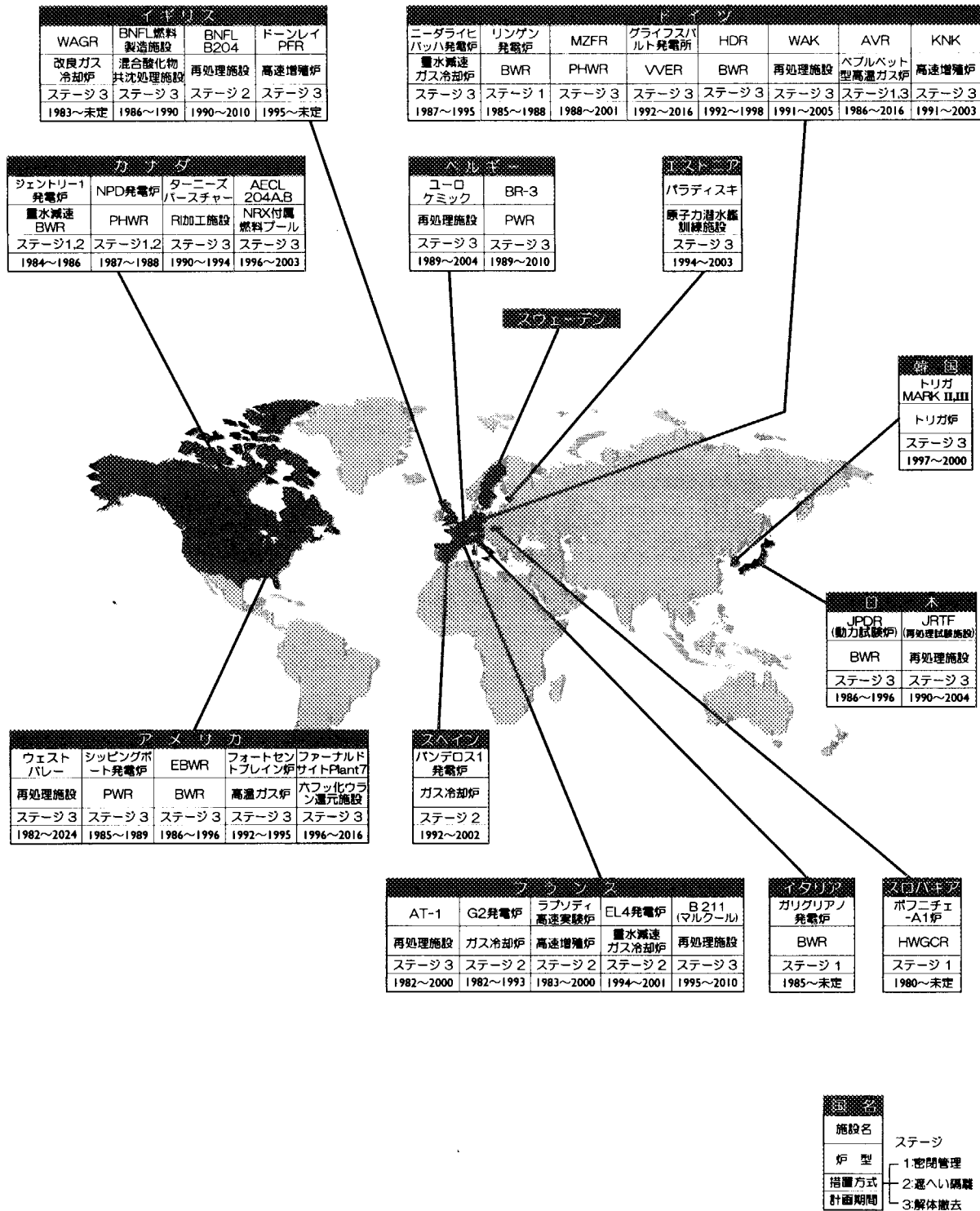
- ・ 英 WAGR
- ・ 日 JPDR
- ・ 除染、廃棄物管理、他

仏原子力庁 (CEA)
- 原 研 (~2000.9.17)

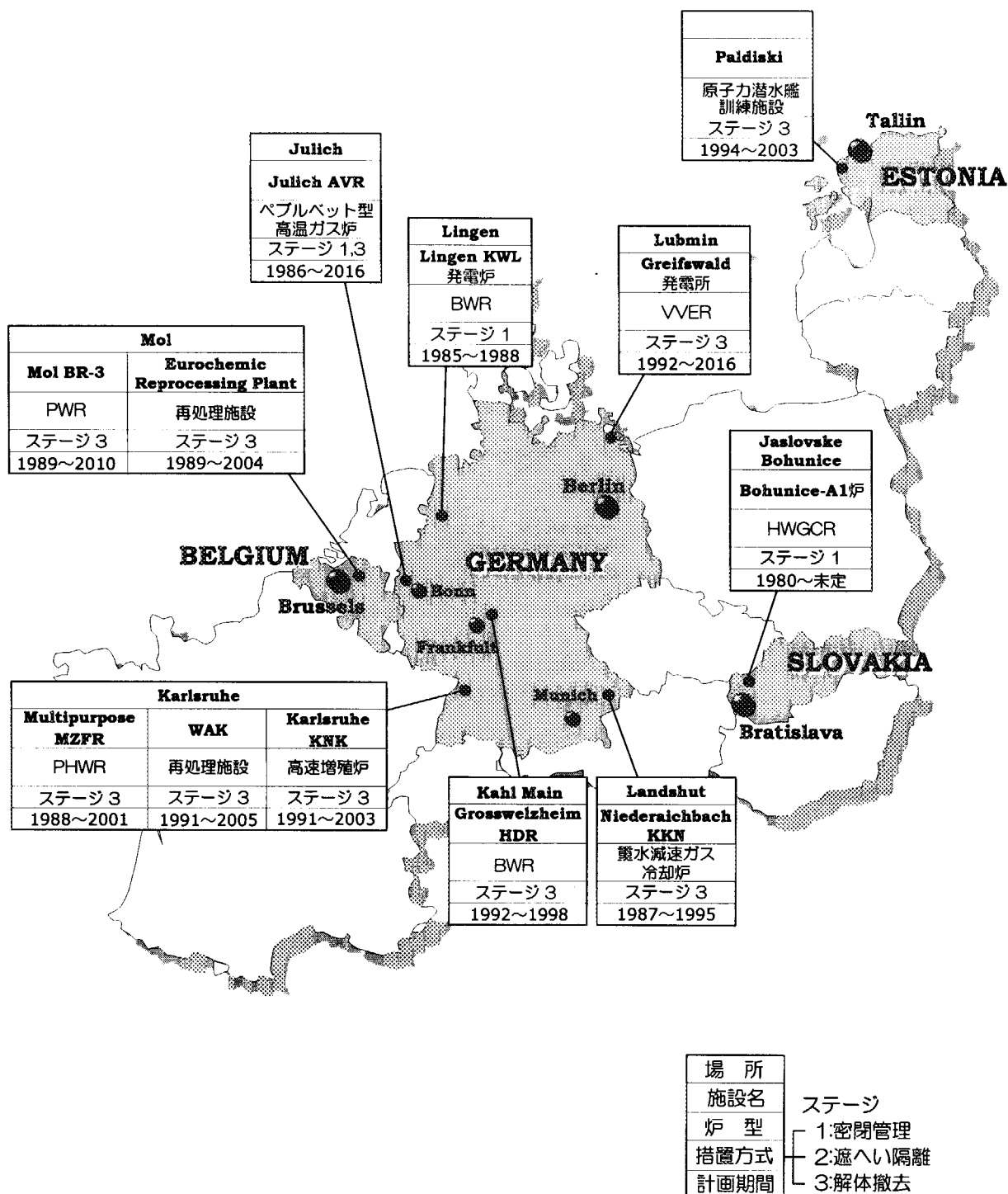
- ・ 仏 AT1、Build.18 (FAR)、RM2、EL4
- ・ 日 JPDR、再処理特研
- ・ 遠隔技術、除染、測定、他

図1 OECD/NEA協力計画に関わる国際協力の概略

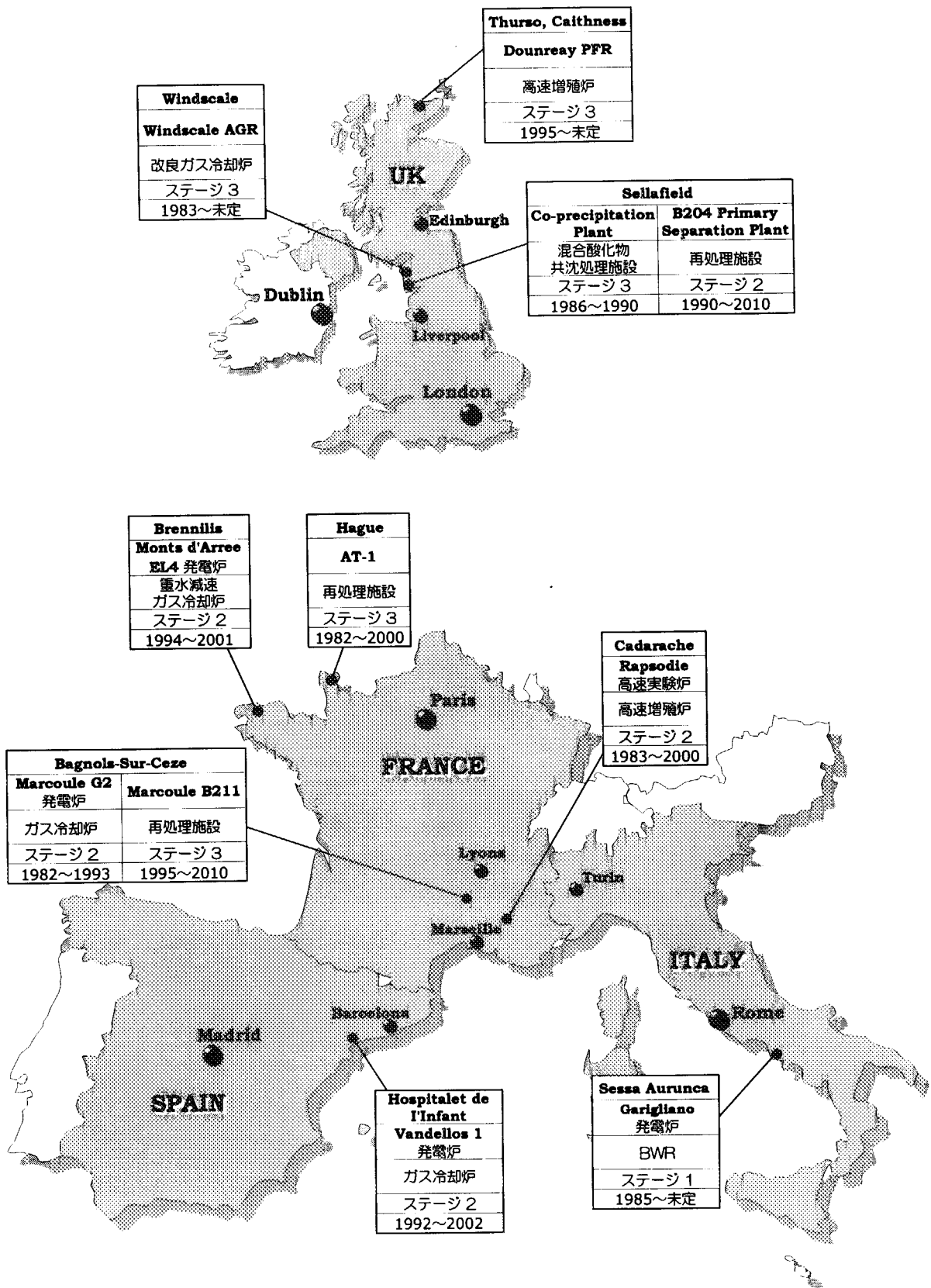
付録1 OECD/NEA「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学情報交換協力計画協定」に参加しているプロジェクトの概要 (平成11年10月現在)



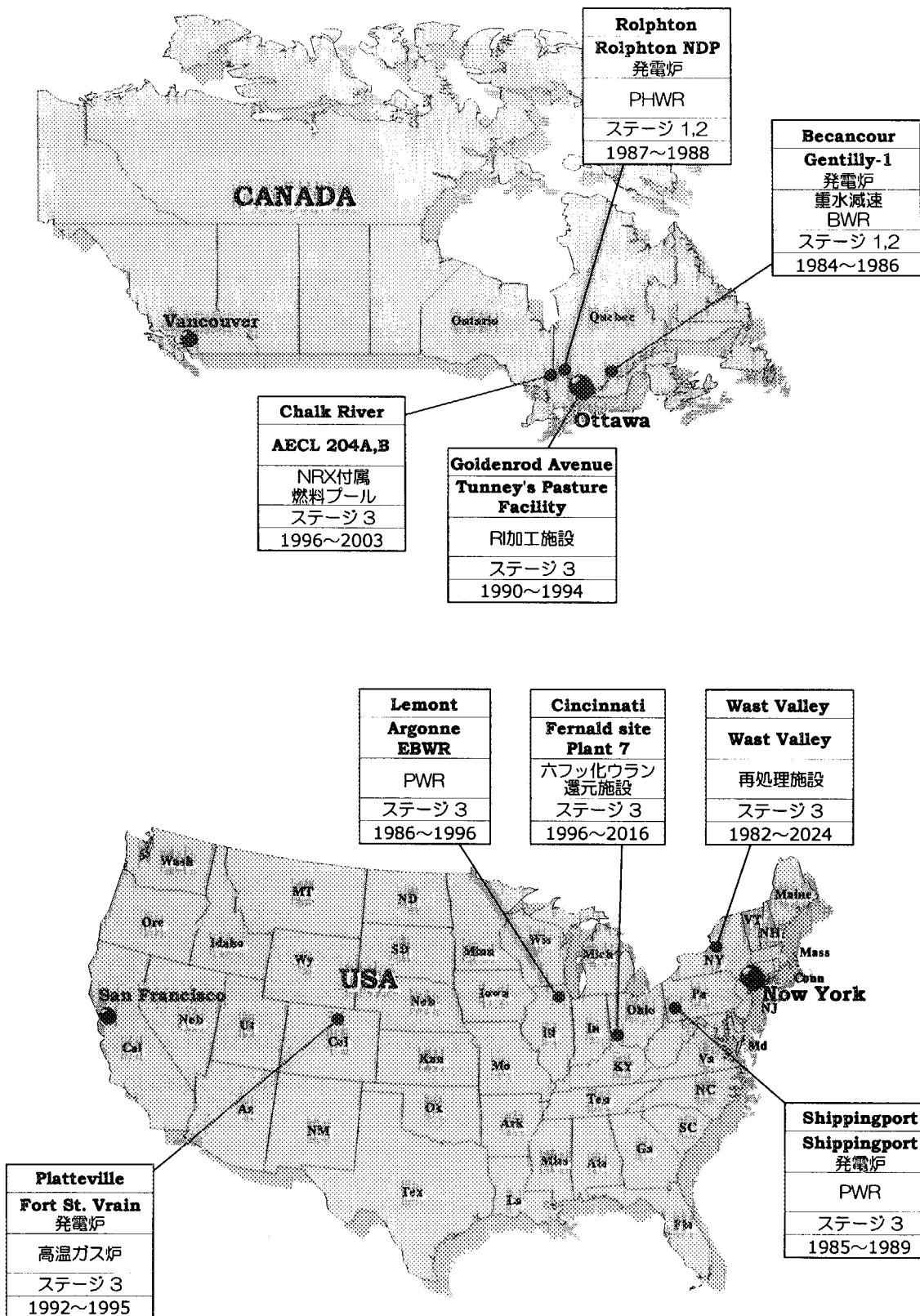
図A 全参加プロジェクト



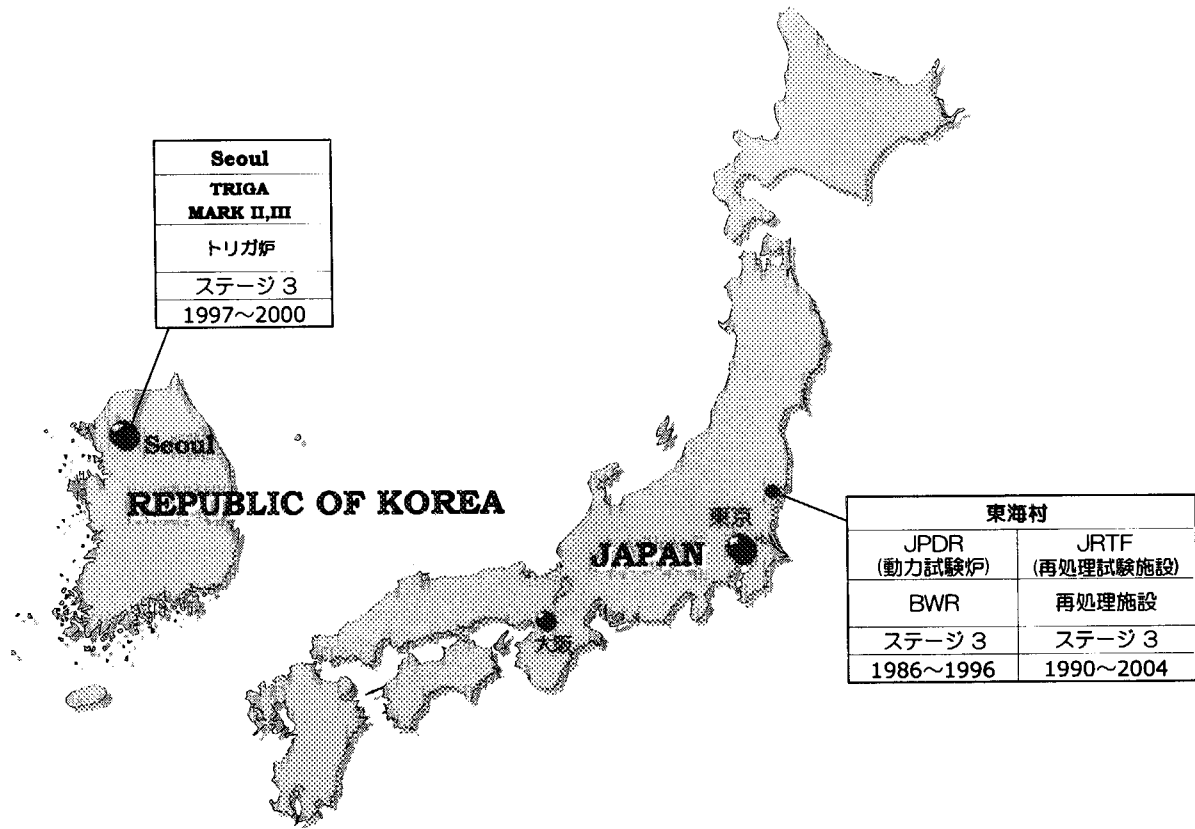
図B 参加プロジェクト (ヨーロッパI)



図C 参加プロジェクト (ヨーロッパ2)



図D 参加プロジェクト (カナダ・アメリカ)



図E 参加プロジェクト (日本・韓国)

付録2 費用評価項目の概要

01 デコミッショニング前処理

第1章は廃止措置の準備として行う全作業を網羅する。本章は5分類より構成され、廃止措置計画の作成、許認可、放射能調査、有害物質の調査と分析、解体主契約者の選択、が含まれる。

- 01.0100 廃止措置計画の作成
 - 01.0101 政策の研究
 - 01.0102 概念設計
 - 01.0103 詳細設計
 - 01.0104 安全性の評価
- 01.0200 許認可作業
- 01.0300 放射能評価
- 01.0400 有害物質の調査と分析
- 01.0500 主契約者の選択

02 施設停止作業

第2章は施設停止処置に関係する全作業を網羅する。本章は14の分類より構成され、施設停止と検査、燃料物質の撤去、未使用システムの排水・乾燥・排出、放射能インベントリ特性評価のための試料採取、システム溶液の撤去、被ばく低減のためのシステム除染、除染廃棄物と運転廃棄物の撤去、電源装置の隔離、管理区域低減化のための建家内装置と領域再組織化、サイト再配置、が含まれる。

- 02.0100 施設の停止と検査
 - 02.0101 運転の停止、プラント安定化、隔離と調査
 - 02.0102 施設の再利用
- 02.0200 燃料物質の撤去
 - 02.0201 燃料の取り出しと一時貯蔵施設への搬送
 - 02.0202 燃料物質の回収
 - 02.0203 未使用システムの排水・乾燥・排出
 - 02.0204 放射能インベントリの特性評価のための試料の採取
- 02.0401 施設内の放射能インベントリ特性評価のための試料採取
- 02.0402 汚染水脈地図作成のための土壌採取と井戸水の測定
- 02.0500 システム溶液（水、オイル）の撤去
- 02.0600 特殊系統液体（重水、ナトリウム等）の撤去
- 02.0700 被ばく低減のためのシステム除染
- 02.0800 汚染廃棄物の撤去
- 02.0900 可燃性物質の撤去

- 02.1000 使用済樹脂の撤去
- 02.1100 運転廃棄物（その他）の撤去
- 02.1200 電気機器の遮断
- 02.1300 管理区域低減化のための建家内装置と領域再組織化
- 02.1301 管理区域低減化のための建家内領域・装置の除染
- 02.1302 車両と職員の入域位置や再配置した防護フェンスの建設
- 02.1303 サイト修復のための一時囲い、倉庫、強化構造の建設
- 02.1400 サイト再構成
- 02.1401 長期保管又は廃止措置作業補佐用基本サービス・施設再構築の保守
- 02.1402 補修予定の放射性及び有害廃棄物の安定化处理
- 02.1403 余剰物を含む施設装置・機器の認可（又は非認可）施設への転販・移送

03 一般装置や物資の調達

第3章ではサイト内での一般的装置や物資の購入に関する全作業を網羅する。本章は5分類より構成され、一時的な施設ユーティリティ（電気・ガス・水）、サイト解体装置、作業用又は除染用の備品、放射線防護と保健物理装置、長期保管のための保安と保守用品、が含まれる。

- 03.0100 一時的な施設ユーティリティ（電気・ガス・水）
- 03.0200 サイト解体装置
- 03.0300 作業用又は除染用の備品
- 03.0400 放射線防護と保健物理備品
- 03.0500 長期保管のための保安と保守用品

04 解体作業

第4章では解体実施に関する全作業を網羅する。本章は19分類より構成され、解体作業合理化のための建家内領域と装置の除染、使用済燃料プールの排水と内張りの除染、休止状態の準備、放射能インベントリの特性評価、長期保管のための汚染物品・物資の解体と格納容器への移送、構造物の隔離と保守、燃料取扱い装置の撤去、遠隔解体のための特殊治具・装置の設計・調達・試験、原子炉容器と炉内構造物の解体、主蒸気及び付属システムの撤去、生体遮へい体の撤去、格納容器及び他施設からの物資と装置の撤去、アスベストの撤去と廃棄、プール内張りの撤去、建家除染、放射能の最終測定、放射性物質の特性評価、再利用・再使用のための除染、作業員訓練、を含むものである。

- 04.0100 解体作業合理化のための建家内領域と装置の除染
- 04.0200 使用済燃料プールの排水と内張りの除染
- 04.0300 休止状態の準備
- 04.0301 長期間保管のための領域区分
- 04.0302 長期保管に適さない物資の撤去と配備
- 04.0400 放射能インベントリの特性評価

- 04.0500 長期保管のための汚染物品・物資の解体と格納容器への移送
- 04.0600 建造物の隔離と保守
- 04.0700 燃料取扱い装置の撤去
- 04.0800 遠隔解体のための特殊治具・装置の設計、調達、試験
- 04.0801 原子炉容器と炉内建造物解体のための特殊治具の設計と調達
- 04.0802 その他の機器・建造物の解体のための特殊道具の設計と調達
- 04.0900 原子炉容器と炉内建造物の解体
- 04.1000 主蒸気及び付属システムの撤去
- 04.1001 原子炉施設における主蒸気及び付属システムの撤去
- 04.1002 燃料サイクル施設における汚染装置・配管・内張り・内部システムの解体と撤去
- 04.1100 生体遮へい体の撤去
- 04.1200 格納容器と他施設からの物資と装置の撤去
- 04.1300 アスベストの撤去と廃棄
- 04.1400 プール内張の撤去
- 04.1500 建家除染
- 04.1501 全建家とスタックエリア及び建造物の汚染の除去
- 04.1502 漏洩放射性核種除去のための建造物・施設の撤去
- 04.1600 放射能の最終測定
- 04.1700 放射性物質の特性評価
- 04.1701 再利用・再使用のための放射性物質の特性評価
- 04.1702 最終処分のための放射性物質の特性評価
- 04.1800 再利用・再使用のための除染
- 04.1900 作業員の訓練

05 廃棄物処理と処分

第5章では解体機器を放射性廃棄物として最終処分あるいは制限付き（又は無拘束で）再利用・再使用するための全作業を網羅する。本章は13分類より構成され、廃棄物処理・処分のための安全解析、廃棄物輸送の可能性評価、特別許可・容器収納と輸送の検討、施設運転で生じたシステム溶液の処理処分、施設運転で生じた特殊溶液の処理処分、施設運転の除染で生じた廃棄物の処分、施設運転で生じた可燃性廃棄物の処分、施設運転で生じた使用済樹脂の処分、施設運転で生じたその他廃棄物の処分、解体廃棄物の前処理、解体廃棄物の容器収納、解体廃棄物の輸送、解体廃棄物の処分、が含まれる。

- 05.0100 廃棄物処理と処分の安全解析
- 05.0200 廃棄物輸送の可能性評価
- 05.0300 特殊許可、容器収納と輸送の必要条件
- 05.0400 施設運転で生じたシステム溶液（水、オイル）の処分
- 05.0401 条件設定

- 05.0402 容器収納
- 05.0403 輸送
- 05.0404 処分
- 05.0500 施設運転で生じた特殊溶液 (D₂O、ナトリウム) の処理処分
- 05.0501 条件設定
- 05.0502 容器収納
- 05.0503 輸送
- 05.0504 処分
- 05.0600 施設運転中の除染で生じた廃棄物の処分
- 05.0601 前処理
- 05.0602 容器収納
- 05.0603 輸送
- 05.0604 処分
- 05.0700 施設運転で生じた可燃性廃棄物の処分
- 05.0701 前処理
- 05.0702 容器収納
- 05.0703 輸送
- 05.0704 処分
- 05.0800 施設運転で生じた使用済樹脂の処分
- 05.0801 前処理
- 05.0802 容器収納
- 05.0803 輸送
- 05.0804 処分
- 05.0900 施設運転で生じたその他廃棄物の処分
- 05.0901 前処理
- 05.0902 容器収納
- 05.0903 輸送
- 05.0904 処分
- 05.1000 解体廃棄物の前処理
- 05.1001 放射性の解体廃棄物の前処理
- 05.1002 非放射性の解体廃棄物の前処理
- 05.1003 廃棄物容器
- 05.1100 解体廃棄物の容器収納
- 05.1101 放射性の解体廃棄物の容器収納
- 05.1102 非放射性の解体廃棄物の容器収納
- 05.1200 解体廃棄物の輸送
- 05.1201 放射性の解体廃棄物の輸送
- 05.1202 非放射性の解体廃棄物の輸送

- 05.1300 解体廃棄物の処分
- 05.1301 放射性の解体廃棄物の処分
- 05.1302 非放射性の解体廃棄物の処分
- 05.1303 浅地埋設処分場の準備
- 05.1304 敷地内の浅地埋設処分場（簡易埋設又はセル）での処分

06 防護、測定、保守

第6章では、主にサイト防護、制御、補修作業を網羅する。本章は6分類より構成され、サイト防護、建家と運転システムの検査と補修、施設（管理区域）の取扱い・隔離（埋設）、サイト維持、エネルギー・水の供給、放射線と環境の定期的検査、が含まれる。

- 06.0100 サイト防護
 - 06.0101 サイトの境界の確保
 - 06.0102 サイト防護の運用と監視
- 06.0200 建家と運転中システムの検査と補修
- 06.0300 施設（管理区域）の取扱い、隔離（埋設）
- 06.0400 サイト維持
- 06.0500 エネルギー・水の供給
- 06.0600 放射線と環境の定期的検査

07 サイトの清掃と整地

第7章では、非放射性領域の廃止措置に関する前作業を網羅する。本章は4分類より構成され、建家の解体又は補修、最終清掃と整地、契約者独自の清掃基準の確認、敷地開放（部分的）のための検査、が含まれる。

- 07.0100 建家の解体又は補修
 - 07.0101 「balance of plant」システムと建家機器の解体
 - 07.0102 建造物の解体
 - 07.0103 排気筒（スタック）の解体
- 07.0200 最終清掃と整地
- 07.0300 契約者独自の清掃基準の確認
- 07.0400 敷地開放（部分的）のための検査

08 計画管理、設計、サイト保全

第8章では、プロジェクト管理とサイト保守サービスに関する前作業を網羅する。本章は4分類より構成され、広報活動、支援業務、保健と安全が含まれる。

- 08.0100 計画管理と設計支援
 - 08.0101 計画管理者とスタッフ

- 08.0102 計画と費用制御
- 08.0103 品質保証と品質検査
- 08.0104 資材の供給
- 08.0105 2次契約者の管理
- 08.0106 報告書作成
- 08.0107 設計支援
- 08.0200 広報活動
- 08.0300 支援業務
- 08.0301 住居、事務機器、サイト支援
- 08.0302 計算機支援業務
- 08.0303 化学、除染、現場監督を含む廃止措置支援
- 08.0304 廃棄物管理支援
- 08.0400 保健と安全
- 08.0401 保健物理
- 08.0402 放射線防護と測定
- 08.0403 一般工学の安全性

09 研究開発

第9章では、廃止措置技術の開発に関する全支出を網羅する。本章は2分類より構成され、除染・放射線測定・解体手順・工具・装置の研究開発、複雑作業のシミュレーション、が含まれる。

- 09.0100 除染、放射線測定、解体手順、装置の研究開発
- 09.0200 複雑作業のシミュレーション

10 燃料

第10章では、燃料に関する作業を網羅する。本章は5分類から構成され、燃料の使用済燃料貯蔵プールから中間貯蔵施設への輸送、燃料の中間貯蔵、一時燃料貯蔵施設の解体・廃棄、燃料の中間貯蔵施設から最終処分場への輸送準備、中間燃料貯蔵施設の解体と廃棄、が含まれる。但し、燃料の再処理や処分費用は除外している。

- 10.0100 燃料の使用済燃料貯蔵プールから中間貯蔵施設への輸送
- 10.0200 燃料の中間貯蔵
- 10.0201 湿式燃料の中間貯蔵
- 10.0202 乾式燃料の中間貯蔵
- 10.0300 一時燃料貯蔵施設の解体・廃棄
- 10.0301 一時燃料貯蔵施設の除染
- 10.0302 一時燃料貯蔵施設の解体・廃棄
- 10.0400 燃料の中間貯蔵施設から最終処分場への輸送準備
- 10.0500 中間燃料貯蔵施設の解体・廃棄

- 10.0501 中間燃料貯蔵施設の除染
- 10.0502 中間燃料貯蔵施設の解体・廃棄

11 その他の費用

第11章では、第1章から第10章までに分類されなかった費用を扱う。本章は8分類から構成され、所有者費用、コンサルタント費用、規制・検査・認可・再審査費用、税金、保健、間接費と一般業務費用、予備費、借入金利子、が含まれる。

- 11.0100 所有者費用
 - 11.0101 移行計画の実施
 - 11.0102 資本の消費
- 11.0200 コンサルト費用
- 11.0300 規制・検査・認可・再審査費用
- 11.0400 税金
- 11.0500 保健
- 11.0600 間接費と一般業務費用
- 11.0700 予備費
 - 11.0701 リスク、不確定性に対する補償費用
 - 11.0702 高リスク対応費用
- 11.0800 借入金利子

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バ	bar
ガ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラ	rad
レ	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J (熱化学)
= 4.1855 J (15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS (仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

OECD/NEA 廃止措置協力に関する活動状況と参加プロジェクトの現状