

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：解体放射性廃棄物のリサイクル

総 説：原子力施設の廃止措置に関する国際協力の現状
諸外国における黒鉛減速型炉の廃止措置の現状

技術報告：六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの現状
原子炉施設デコミッショニングにおける最近の
解体技術動向

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

No. **25** 2002

RANDEC

**RANDECは、原子力施設のデコミッションング
(廃止措置)技術の確立をめざして活動しています。**

事業の内容

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッションングに関する技術・情報を提供します。



デコミッションングに関する人材を養成します。



デコミッションングに関する普及啓発活動を行います。

デコミッションング技報

第 25 号 (2002 年 3 月)

目 次

巻 頭 言

解体放射性廃棄物のリサイクル	1
中川 晴夫	

総説

原子力施設の廃止措置に関する国際協力の現状	2
柳原 敏	

諸外国における黒鉛減速型炉の廃止措置の現状	12
荒井 長利	

技術報告

六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの現状	25
高木 喜一郎、木村 和宏、大間 知行、内藤 大	

原子炉施設デコミッションングにおける最近の解体技術動向	36
宮坂 靖彦	

Journal of the RANDEC

No.25 March 2002

CONTENTS

Exposition

- Present Status of International Cooperation on Decommissioning 2
Satoshi YANAGIHARA
- Present Status of Graphite-Moderated Power Reactor Decommissioning in Foreign Countries 12
Taketoshi ARAI

Technical Report

- The Current Situation of Rokkasho Low Level Radioactive Waste Disposal Center 25
Kiichirou TAKAGI, Kazuhiro KIMURA, Tomoyuki OOMA, Dai NAITOU
- Trend of Recent Dismantling Techniques for Nuclear Reactor Decommissioning 36
Yasuhiko MIYASAKA

Present Status of International Cooperation on Decommissioning

Satoshi YANAGIHARA

J.RANDEC, No25 (Mar. 2002) page 2 ~ 11, 3 Figures, 2 Tables

Decommissioning and dismantling (D&D) of nuclear facilities are getting to be one of important issues of nuclear energy development in the world. The cooperative program on decommissioning has provided the chairing to exchange information on decommissioning and dismantling projects among the member countries of the Nuclear Energy Agency of Organization for Economic and Development (OECD/NEA) since 1985. The study on decommissioning cost was conducted by OECD/NEA in terms of cost items and variability of cost estimations among the D&D projects in 1990s. In progress of various D&D projects, it has been recognized that appropriate provisions have to be made in terms of policy, financing, and of management of the relatively large volume of materials arising from decommissioning. Under the circumstance, two groups have been set up by OECD/NEA to study recent problems; one group for cost and strategies, the other for safety and material management. These studies and information exchange on D&D projects are expected to be useful for D&D studies in Japan.

Present Status of Graphite-Moderated Power Reactor Decommissioning in Foreign Countries

Taketoshi ARAI

J.RANDEC, No25 (Mar. 2002) page 12 ~ 24, 4 Figures, 4 Tables

From 1960's on, graphite-moderated power reactors, being either of CO₂ gas cooled or light water cooled type, had opened the nuclear electricity generation worldwide.

Such pioneering reactors as UK Magnoxes, French GCRs, Russian AMBs had been operated for more than 20 years up to 40 years. Some of these pioneering power reactors have already been brought into permanent shutdowns, followed by decommissioning activities or preparation of decommissioning projects. On the occasion of

the recent start of the decommissioning work at the Tokai Power Station, an overview on progress status in shutdown graphite-moderated power plants in several countries is given. In this report are described strategic aspects and some specific dismantling and waste management methods to be notified in individual decommissioning projects, as in the following.

A few UK Magnox power stations have been in preparation for "Safestore Construction", which will be reserved for more than 100 years after shutdown. The UKAEA's WAGR has been long undertaken as one of the big EC's reactor decommissioning projects, with extensive R&D work carried out for immediate dismantling of the graphite-moderated reactor. The recent successful progresses have revealed safe and commercial-scale dismantling procedures and technologies, which may facilitate an early dismantling shutdown nuclear facilities. The French GCR plants have been in plant-by-plant preparation for safestore for 30 - 40 years. The Spanish Vandellós-1 and Italian Latina plants are also under decommissioning operations similarly as in UK and France. All experimental and prototype high temperature reactor plants in Germany and USA had already been under decommissioning processes, with various safestore conditions depending on the specific project circumstances. The German AVR is being prepared for step-by-step dismantling the reactor structure. The Beloyarsk NPP based on ex-Soviet Union graphite reactor concept is still in preparatory phase in decommissioning planning.

The Current Situation of Rokkasho Low Level Radioactive Waste Disposal Center

Kiichirou TAKAGI, Kazuhiro KIMURA,

Tomoyuki OOMA, Dai NAITOU

J.RANDEC, No25 (Mar. 2002) page 25 ~ 35, 23 Figures, 5 Photos

Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL) started Low-level Radioactive Waste (LLW) disposal since 1992. Those waste were produced by nuclear power plant operation. JNFL received about 140 thousands drums by 2001 fiscal year from 13 nuclear power plants in Japan.

For safety disposal of LLW, we have to do waste treat-

ment, inspection, facility design, appropriate control, monitoring at each stage according to laws and safety standards. Also safety assessment is required.

This report describes an overview of LLW receipt and disposal at Rokkasho Low Level Radioactive Waste Disposal Center.

Trend of Recent Dismantling Techniques for Nuclear Reactor Decommissioning

Yasuhiko MIYASAKA

J.RANDEC, No25 (Mar. 2002) page 36 ~51, 13 Figures, 12 Tables

This report describes the recent trend of dismantling techniques and decontamination methods for nuclear reactor decommissioning.

Recent decommissioning techniques will be described in Section 2 through 5, such as the decontamination methods, the one-piece removal method, the dismantling methods for the reactor pressure vessel and internals, the dismantling and removal of concrete structures. In Section 6 are presented the recent progresses and achievement of individual BR-3, KRB-A, MZFR, Greifswald, Trojan, and Connecticut Yankee decommissioning projects, with special reference to decontamination and decommissioning techniques including remotely operated robots, for the immediate dismantling of reactors.

The planning and implementation of decommissioning for nuclear reactor plant should refer recent dismantling techniques and many decommissioning experiences. The technical lessons learned from many projects will help in the planning for future decommissioning projects.

解体放射性廃棄物のリサイクル



社団法人 日本電機工業会
原子力部長 中 川 晴 夫

昨年9月RANDECの海外調査団の一行に加わって欧州のデコミッショニングの状況を視察する機会にめぐまれた。ドイツのあるプラントでの話であったが、放射性物質を含む金属解体廃棄物をスウェーデンに運び放射性廃棄物でなくなった金属はリサイクル資源として売却し、残りの放射性廃棄物はドイツに持ち帰って処分しているとのことであった。廃棄物の越境移動規制に関する指令と放射性物質の規制とは整合しているとの説明でこれ以上は明らかではなかったが、国境を越えて放射性廃棄物の移動とリサイクルが行われていることに感慨を覚えた。わが国では平成13年12月に日本原子力発電(株)東海原子力発電所1号機の廃止措置が着手され、ようやく本格的なデコミッショニング時代の幕開けとなった。デコミッショニングの課題のひとつに解体により発生する大量の廃棄物に含まれる放射性廃棄物の処理処分をあげることができると思う。スクリーニングレベルあるいは裾切りという考え方をを用いて廃棄物の区分を行うことになるのだろうが、その実行上の効果のほどはまだ十分確かめられたとはいえない。廃棄物の再使用、再生利用をどうやって行うかという課題もある。

平成12年の通常国会において循環型社会の形成に向けた重要な法律が制定された。これに先立ち、すでに容器包装リサイクル法、家電リサイクル法が制定されていたが、循環型社会形成推進基本法、再生資源の利用促進法に替わる資源有効利用促進法、改正廃棄物処理法、建設資材リサイクル法、食品リサイクル法、及びグリーン購入法が制定されたことで、まさに21世紀の循環型社会の幕開きとなった感がある。循環型社会形成推進基本法の制定によって、廃棄物等の発生を抑制し循環資源の循環的な利用と適正な処分を行うことが確保され、天然資源の消費を抑制し環境への負荷をできる限り低減させる社会の姿が明確に提示された。また、法の対象となる廃棄物等のうち有用なものを「循環資源」と定義して、処理の優先順位を、発生抑制、再使用、再生利用、熱回収、適正処分といった具合に循環的な利用手順の具体化もなされた。

放射性廃棄物のごみを主体とする廃棄物の処理処分を定めた廃棄物処理法の適用を受けないが、解体放射性廃棄物の処理処分に関しては、放射性廃棄物の区分を行う段階から区分されてのちの廃棄物の再利用、再生利用を考え、循環型社会形成推進基本法及び廃棄物処理法に準じた処理処分計画を進める必要があると考える。しかし、一般の廃棄物処理処分においても、廃棄物処理の推進とリサイクルの推進の観点から廃棄物の定義・区分のあり方などいくつかの社会的側面からの課題があり検討の最中であると聞いているので、デコミッショニングにおいても技術課題に限らず諸々の課題を自ら解決することが必要と思われる。これに平行して放射性廃棄物に対する国民の不安感情に配慮した理解促進活動が不可欠であろう。

本格的な発電所のデコミッショニング時代の到来より以前に、研究炉など原子力施設のデコミッショニングが行われることを想定すると、デコミッショニングの確立にRANDECの果たす役割は非常に大きく、また期待するところも大きい。

原子力施設の廃止措置に関する国際協力の現状 -OECD/NEA における最近の活動状況 -

柳原 敏*

Present Status of International Cooperation on Decommissioning -Recent Activities in Nuclear Energy Agency of OECD-

Satoshi YANAGIHARA

Decommissioning and dismantling (D&D) of nuclear facilities are getting to be one of important issues of nuclear energy development in the world. The cooperative program on decommissioning has provided the chairing to exchange information on decommissioning and dismantling projects among the member countries of the Nuclear Energy Agency of Organization for Economic and Development (OECD/NEA) since 1985. The study on decommissioning cost was conducted by OECD/NEA in terms of cost items and variability of cost estimations among the D&D projects in 1990s. In progress of various D&D projects, it has been recognized that appropriate provisions have to be made in terms of policy, financing, and of management of the relatively large volume of materials arising from decommissioning. Under the circumstance, two groups have been set up by OECD/NEA to study recent problems; one group for cost and strategies, the other for safety and material management. These studies and information exchange on D&D projects are expected to be useful for D&D studies in Japan.

1. はじめに

現在、世界各国で430基以上の原子力発電所が運転されているが¹⁾、運転開始から多くの年月を経過し、既に廃止措置を終了したもの、廃止措置作業を実施中のもの、廃止措置を予定しているものが幾つか存在する。また、原子力開発の初期に建設された多くの研究用施設はその役割を終了し、廃止措置されているものが多くある²⁾。原子力施設の廃止措置は、原子力開発を進める各国が共通して持つ課題であり、廃棄物の再利用、安全基準の整備、クリアランスレベルの設定等、各国の協力の下に検討を進めることが必要となる多くの問題が存在する。このため、IAEA (国際原子力

機関)、OECD/NEA (経済協力開発機構/原子力機関) など、国際機関において原子力施設の廃止措置に関する検討が進められている。

我が国においては、日本原子力研究所 (原研) 等において、研究開発に使用した原子力施設の廃止措置が進められており、また、昨年12月には我が国で初の商業用原子力発電所として32年に渡り運転を行った東海発電所の廃止措置作業が開始された³⁾。さらに、廃止措置に関する技術開発や規制に関する検討も積極的に進められている。このような状況の下、国際機関の活動状況を把握し、その結果を反映して、我が国の廃止措置計画や検討をより合理的に進めることが大切である。

原研はOECD/NEAが進める廃止措置の国際協

* 日本原子力研究所バックエンド技術部 (JAERI)

力、また、IAEA等の国際機関が主催する作業会合や国際会議に積極的に参加し、情報交換や専門家による検討に貢献してきた。これらの活動を整理しておくことは、我が国の廃止措置活動においても有意義と考えられる。本報告書は、OECD/NEAにおける最近の活動をまとめたものである。

2. 背景

原子力の研究開発を進める代表的な国際機関には、IAEA、EC、OECD/NEA等があり、これらの機関では原子力施設の廃止措置分野に関しても各種課題の調査・検討が進められている。例えば、IAEAでは、原子力施設の廃止措置に関する技術、規制、安全性等に関する総合的な調査・検討が継続して進められており、公開された検討結果は廃止措置の課題やその検討結果を広く知ることが有用である¹⁾。他方、OECD/NEAでは、原子力を推進する先進諸国から加盟国が構成されていることから、進行中の廃止措置プロジェクトに関する情報交換、廃止措置の経済性に関する課題（廃止措置の費用評価を中心に）を検討してきた。特に、後述するように、1985年からは国際協力による情報交換を継続して実施している。なお、EC（欧州連合）では、代表的な廃止措置プロジェクト；AT1（再処理施設）、WAGR（ガス冷却炉）、BR3（PWR）等に關して、技術開発結果、作業経験、データの整理、廃止措置技術と費用に関するデータベースの開発、トレーニングコースの開催、産業界・研究所・規制当局・廃止措置実施機関等を含む情報の交換／ネットワークの構築等を進めている。

他方、ICEM、SPECTRUM、Waste Management（WM）、DECOM等、放射性廃棄物の処理処分や廃止措置を対象とした国際会議が定期的に開催されており、廃止措置プロジェクトの現状、技術開発、廃棄物管理、規制等、多くの情報交換が活発に行われている。

3. OECD/NEAの廃止措置活動

3.1 OECD/NEA

OECD/NEAは、安全かつ環境に受容可能で経済的なエネルギー源として原子力開発を積極的に推進することを目的に、1958年に設立された国際機関である。現在27ヶ国が加盟し、原子力施設の

安全、放射性防護と環境の保全、放射性廃棄物管理、科学技術情報の交換、技術・経済面の検討等を進めている²⁾。常任委員会として、原子力開発委員会（NDC）、原子力施設安全委員会（CSNI）、原子力規制活動委員会（CNRA）、放射線防護公衆保健委員会（CRPPH）、放射性廃棄物管理委員会（RWMC）があり、その活動分野は、原子力安全性、放射性廃棄物、放射線防護、原子力開発、原子力科学、原子力法等、多岐に渡っている。

この中で、原子力施設の廃止措置に関する活動としては、RWMCにおける¹CPDと²WPDD、NDCにおける「廃止措置費用評価」がある。WPDDと「廃止措置費用評価」は平成13年から開始された活動であり、各々、廃止措置の安全性と物質管理、廃炉費用と戦略等について検討を進める予定である。

3.2 廃止措置の協力計画（CPD）

OECD/NEAでは、1970年代より原子力施設の廃止措置が増加することに鑑み、種々の情報交換の場を提供してきた。当初（1978～1984年）は、国際会議等による情報交換を進めたが、廃止措置に関する国際協力の必要性が認識されるに至り、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」を5年間の期限で締結し、CPDが開始された。本協力開始時におけるメンバーは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した。その後、5年ごとに協力協定が延長され、現在（平成13年12月）、39のプロジェクト（14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。Fig.1は参加プロジェクトを国別にまとめたものである。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（付録参照）³⁾。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^{7)～9)}。以下に活動の概要を記す。

¹CPD : Cooperative Program on Decommissioning

²WPDD : Working Party on Decommissioning and Dismantling

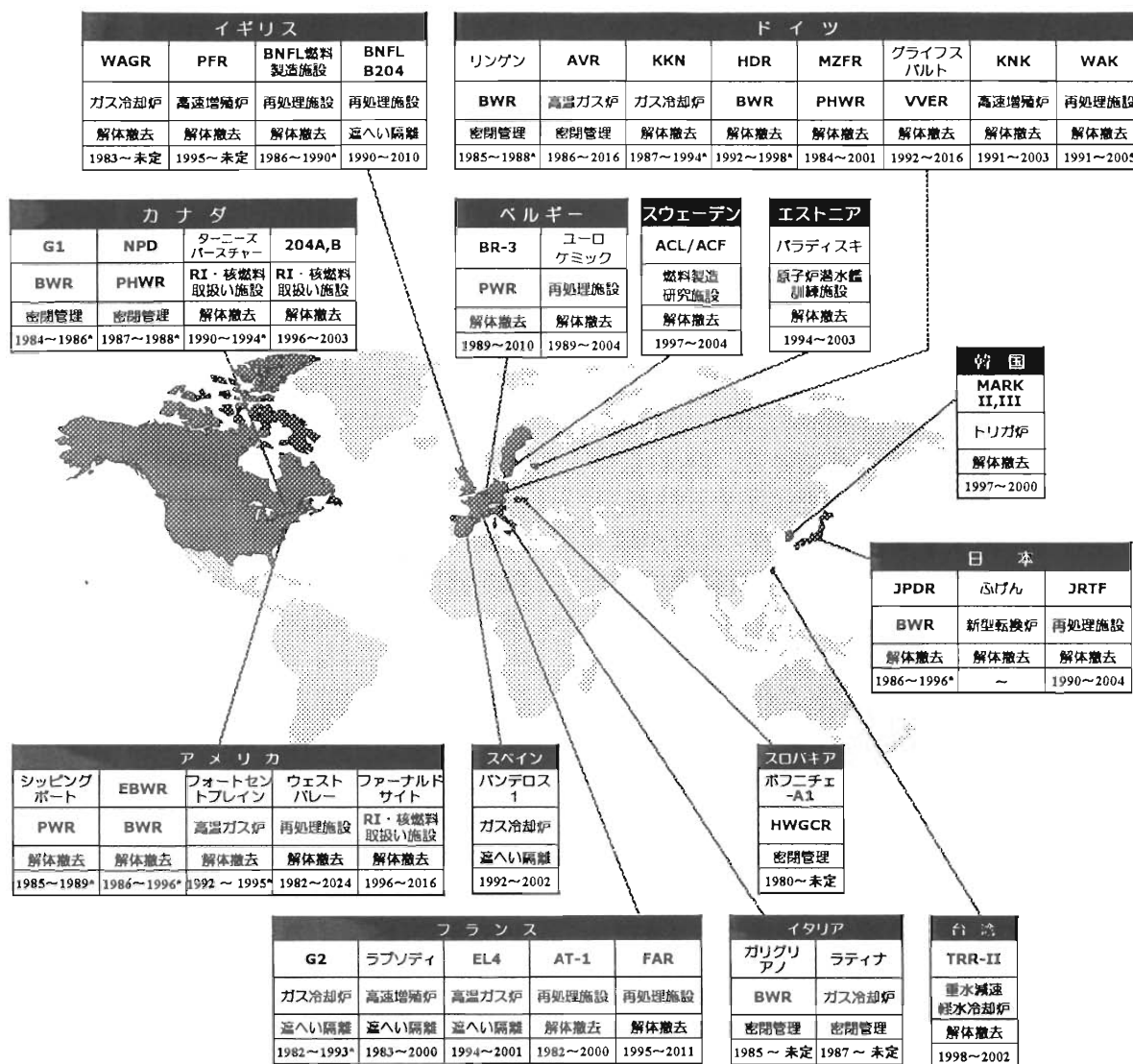


Fig.1 Member Projects of Cooperative Program on Decommissioning
(2001年12月現在)

廃炉費用評価

原子力施設の廃止措置に必要な費用項目のリストを作成し、CPD参加プロジェクトに費用評価を依頼した。また、その結果を比較するとともに、廃止措置費用の評価が相違する原因等を検討した。費用項目は11の大分類から構成され、その大分類ごとにさらに細かな項目が定義された(総数は約100項目)。Table 1に費用項目の分類を示す。また、CPD参加プロジェクトを対象にした調査結果から、費用項目ごとの割合を算出した一例(原子炉施設を対象)をFig.2に示す。なお、費用は、資産・装置・資材費、作業者費用、経費等に分類し、詳細な評価方法が提案されている。

Table 1 Major Groups for Standardized List of Cost Items

1	廃止措置の前処理	: 準備に必要な、計画作成、許可作業、放射能調査等の費用
2	施設停止作業	: 系統除染、燃料物質の撤去、施設停止等の作業に必要な費用
3	装置・物資の調達	: 装置、物資の購入に関する費用
4	解体作業	: 機器除染や機器解体等の作業に要する費用
5	廃棄物の処理・処分	: 解体作業で発生する廃棄物の処理・処分に係る費用
6	防護・測定・保守	: 施設の保守、検査、防護等に要する費用
7	建家の解体・補修	: 建家、排気筒等の解体、清掃と整地等に要する費用
8	プロジェクト管理	: 計画作成、品質保証等プロジェクト管理に要する費用
9	研究開発	: 遠隔装置、計算プログラムなど技術開発に必要な費用
10	燃料	: 燃料の中間貯蔵等の費用

廃棄物再利用

原子力施設の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、廃棄物の再生・処分による社会経済的影響、環境、公衆の健康への影響等に関する調査、最適な処理方法の検討を行った。特に、CPDに参加する25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い、この結果、約362,000トンの廃棄物が各種規制の下でスクラップ市場へ放出されていること、これらは廃棄物の貯蔵や処分量の低減に効果的であったこと等を明らかにした。しかし、廃棄物の放出・再利用には各種規制が関係しておりその方法は各

国で異なっていること、また、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。

他方、多様な放出基準を設定し、適切な再利用方法を議論するための"tiered" (階層化した) 放出基準のシステム化を提案した (Fig.3 参照)。廃棄物の再利用には統一化した国際基準が重要となる。現在は主にTENORMに関する調査が継続されている。TENORMとは油田の採掘や化学肥料の製造で生じる放射性廃棄物であり、その放射能

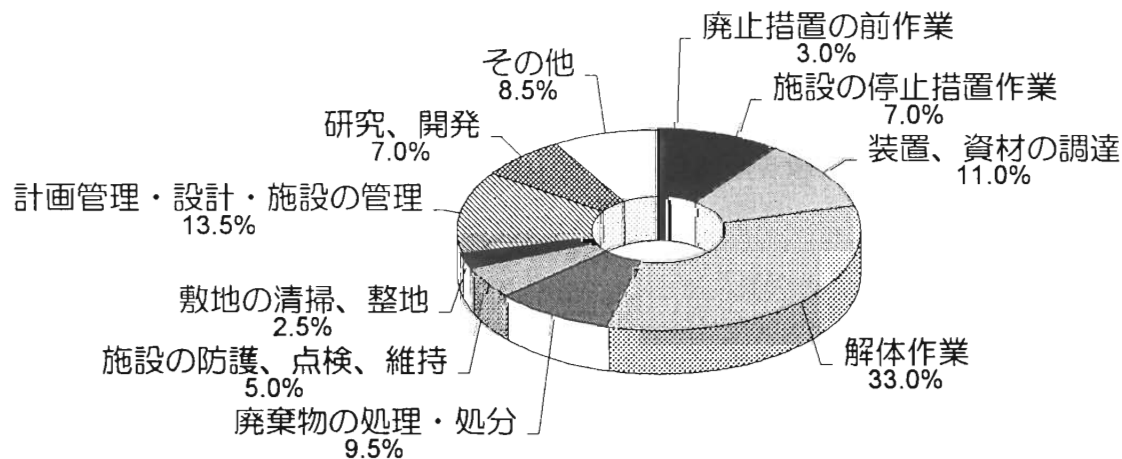


Fig.2 Ratio of Major Cost Groups in Decommissioning Cost (Reactor Facilities) Studied by the Task Group of the Cooperative Program on Decommissioning

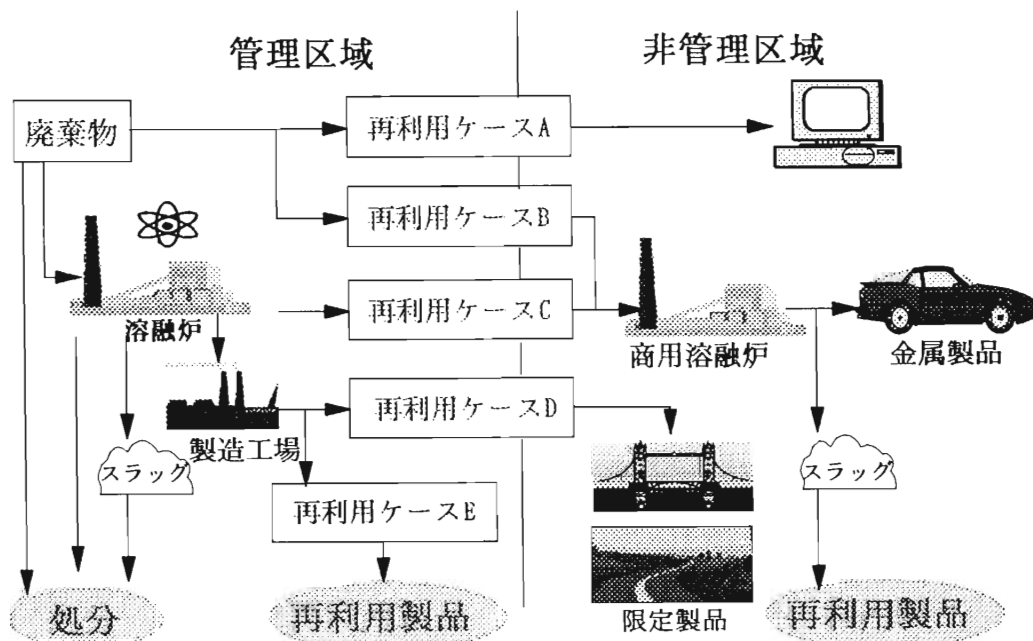


Fig3. Conceptual Illustration of Tier Release System Studied by the Task Group of the Cooperative Program on Decommissioning

濃度がクリアランスレベルを超えるものが多量にある。これらは規制を受けることなく処置されており、公衆の被ばくへの影響や原子力産業で発生する放射性廃棄物の管理との整合性に関する検討を進める予定である。

除染技術

除染とは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、機械的方法等が用いられる。その目的は、作業者被ばく線量の低減、装置や材料の回収、処分装置・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、等である。除染技術を以下のように分類しその実績等が調査された。

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、表面除染に適用される。除染方法により対象機器の寸法や表面形状が制限される。

溶融：溶融により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：洗浄、拭き取り、研磨材の吹き付けによる表面研磨、表面処理等が含まれる。研磨材による表面研磨は効率性に優れている。

3.3 廃止措置及び解体に関する検討

廃止措置の政策、規制、技術等に関して総合的な検討を行うことを目的に平成13年からWPDDが開始された。当面は3種類の報告書：「OECD/NEA加盟国における原子力施設の廃止措置と解体」、「廃止措置の基本問題に関する国際活動の詳細」、「現状報告」を作成することとし、その検討が進められている。「現状報告」はOECD/NEA加盟国ごとに、廃止措置の現状、規制、費用等を記述したものであり、将来はインターネットで公開し、定期的に改定する予定である。また、これらの検討を進めるにあたり、安全問題と物質管理に

着目して以下のような検討が行われた。

安全問題

原子力施設の廃止措置においては作業者及び公衆の安全確保が基本条件であり、このための規制のあり方、廃止措置の指針、原子力発電所の運転と廃止措置における安全確保の相違等を明らかにする必要がある。安全問題では、運転記録の保持、事故時の安全評価、通常時の放射性物質の放出量評価、作業者被ばく評価、一般工業安全評価等が主要な検討項目となる。また、各国の安全規制と作業の実施例が調査され、規制に関しては、放射線安全と一般工業安全とのバランス（燃料の撤去後は一般工業安全に関するリスクが大きい）、作業中の安全確保の具体的方法等が検討される予定である。

物質管理

廃止措置プロジェクトでは機器や構造物等を対象とした物質管理が主要な課題となる。この中には、施設放射能特性の評価、クリアランスレベルの検認、解体作業中における機器・構造物の管理、放射性廃棄物の処理・処分等が含まれる。フランスにおける廃棄物処分のための受け入れ基準、ドイツにおけるクリアランスレベル検認のための測定の考え方と実施例、米国における原子力発電所の廃止措置作業と物質管理の実施例、ベルギーにおけるコンクリート廃棄物の放射能測定等について調査が行われた。今後、運転時の記録の重要性、測定による放射能レベル区分方法、記録に関する品質保持、等が討議される予定である。

3.4 廃止措置の戦略・費用に関する検討

原子力発電所の廃止措置においては、費用評価が大きな課題である。そこで、1990年代初頭には、原子力発電所の廃止措置費用を調査し、廃止措置費用に及ぼす各種要因が検討された⁽¹⁰⁾。その後、廃止措置に関する技術開発及び政策検討等の経験が増加し、技術革新、放射線管理規制、廃棄物管理政策が廃炉費用に及ぼす影響等に関する知見も蓄積されつつある。他方、電力業界における規制緩和や民営化の流れの中で、廃止措置の経済性に関する問題（廃炉費用評価の精度向上、規制や政

策が廃炉費用に及ぼす影響評価等)は原子力政策を決める上で重要であるが、これまで、技術、安全性、放射線管理等の観点から廃止措置の検討が行われたものの、廃止措置の政策や費用に関する国際的な比較検討は十分になされていない。このような背景の下、「廃止措置の戦略・費用」に関する作業部会を設け、原子力施設の廃止措置に関する経済情報の収集と分析、各国の政策に関する調査・検討、また、それらの比較検討、等を行うこととした。以下に概略を記す。

廃止措置の政策

通常、廃止措置の基本政策は国が作成しそれに基づいて施設所有者が具体的な廃止措置戦略(作業シナリオ)決定する。但し、国によって廃止措置の政策や規制が異なるため、施設毎の廃止措置戦略が相違することが予想される。そこで、国の政策、施設毎の廃止措置戦略を明らかにし、政策と廃炉費用との関係について検討する。Table 2は廃止措置政策に関する調査項目の一例である。

Table 2 Examples of Questionnaire on Decommissioning Strategies

-
- 。 廃止措置の定義。
 - 。 廃止措置開始に関する要求事項。
 - 。 廃止措置完了に関する要求事項。
 - 。 廃止措置方針の戦略の最適化に関する要求内容。
 - 。 放射性廃棄物の最終処分の可能性。
 - 。 放射性廃棄物の処分場。
 - 。 廃棄物に関する国の方針。
 - 。 廃棄物のクリアランス検認の手順。
 - 。 運転中の認可とは異なる廃止措置認可の有無。
 - 。 廃止措置着手に必要な書類の提出。
 - 。 廃止措置費用の責任者。
 - 。 廃止措置費用が用意される時期。
 - 。 廃止措置資金の算出根拠。
 - 。 廃止措置資金の確保方法、等
-

廃炉費用の調査

施設物量に基づく概略費用の算定や単位費用係数法による詳細費用の算定等、廃炉費用の評価方法、また、それに基づく廃炉基金の積立方法は国によって異なる。そこで、廃止措置施設(基本的には商業用原子力発電所)に質問状を提示し、その内容を調査することとした。なお、廃炉費用の分析には作業シナリオ、作業者の被ばく線量、廃棄物量、適用技術の内容等が不可欠である。また、施設毎に廃炉費用を比較する場合には、費用の算定年、物価上昇率、割引率等を考慮することも必要となる。そこで、これらの情報を収集する。

廃炉費用の評価

前述した廃炉費用評価の評価項目を適用して廃炉費用を分析する。廃炉費用は施設の特徴、作業シナリオ、廃棄物処分方策等によって大きく異なるものであり、各国の廃炉費用を直接比較することは問題である。また、使用済燃料の撤去作業が廃炉費用に含まれる場合とそうでない場合があること、PWRとBWRではタービンの撤去方法(BWRは管理区域に存在)が異なり費用評価に影響すること等の問題がある。しかし、廃止措置の戦略と費用を検討するためには、何らかの方法で廃炉費用を比較することは重要であるため、施設毎の特徴や作業シナリオを十分に考慮し、廃炉費用の検討を進める。

4. まとめ

OECD/NEAにおける廃止措置の検討が始めてから20年が経過している。この間、幾つかの原子力施設について廃止措置活動が終了した。しかし、大型の商用発電炉を始めとして、今後、廃止措置を必要とする施設が増大することが予想されている。廃止措置に関しては、廃止措置で生じる物資(機器・構造物)の管理、安全性、規制のあり方、経済性等広い分野に亘って検討する必要のある課題が多く存在している。米国・欧州を中心として廃止措置の対象となる多くの施設を有する国々では、これらの問題について個々に検討を行うとともに、国際的な立場からも議論を進めようとしている。我が国においても、今後廃止措置を必要とする原子力施設が数多く出現することが

予想される。これらに関して、機器・構造物を解体・除染する技術のみでなく、広く、経済性、規制のあり方、安全性の考え方などの検討が必要になると思われる。国際機関で実施されている各種検討を参考にし、国際情勢を十分に考慮した上で我が国の廃止措置の検討を進めることが重要と思われる。

参考文献

- 1) Nuclear News, pp.35-61, American Nuclear Society, March, (2001).
- 2) 大西信秋：研究炉のデコミッショニングに関する国際活動について、デコミッショニング技報、第12号 (1995年7月)。
- 3) 佐藤忠道, 原子力誌, 40[11], 855 (1998)。
- 4) 例えば、IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, safety Standards Series No. WS-G-2.1, IAEA, Vienna (1999)。
- 5) <http://www.nea.fr>.
- 6) OECD/NEA : The NEA Co-operative Programme on Decommissioning, The First Ten Years 1985-95, (1996)。
- 7) OECD/NEA : Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities, A report by the NEA Task Group on Decontamination, (1999)。
- 8) OECD/NEA : EC, IAEA, A Proposed Standardized List of Items for Costing Purposes in the Decommissioning of Nuclear Installations, (1999)。
- 9) OECD/NEA : Recycling and Reuse of Scrap Metals, A Report by a Task Group of the Co-operative Programme on Decommissioning, (1996)。
- 10) OECD/NEA: Decommissioning of Nuclear Facilities -An Analysis of the Variability of Decommissioning Cost Estimates, (1991)。

Appendix Outline of the Member Projects of the Cooperative Program on Decommissioning (1/3)

原子炉施設

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
1. BR-3 (ベルギー、SCK/CEN)	PWR 41MWt	1962 -87	3 (部分的)	1989 -2003	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
2. Gentilly-1 (加、AECL)	重水減速 BWR 発電用・原型炉 250MWe	1967 -82	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
3. NPD (加、AECL)	PHWR CANDU 原型炉 25MWe	1967 -87	1の変形	1987 -88	原子炉建家とタービン建家を密閉
4. Rapsodie (仏、CEA)	実験用 Na 冷却高速炉 20MWt	1967 -82	2	1983 -97	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
5. G2 (仏、CEA)	ガス冷却炉 Pu 生産・発電炉 250MWt	1958 -80	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 画中
6. Niederaichbach KKN (独、KfK)	重水減速ガス冷却炉 106MWe	1972 -74	3	1987 -95	金属廃棄物の一部は熔融・再利用 全ての施設を解体撤去
7. Lingen KWL (独、KWL/Kernkraftwerk Lingen)	BWR (過熱器付) 256MWe	1968 -77	1	1985 -2000	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)
8. MZFR (独、KfK)	PHWR・研究炉 50MWe	1965 -84	3	1988 -2006	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
9. Garigliano (伊、ENEL)	BWR (2重サイクル) 160MWe	1964 -78	1	1985 -2003	格納容器は密閉管理 タービン等は除染後解体予定
10. JPDR (日、原研)	BWR 実証炉 90MWt	1963 -76	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
11. WAGR (英、UKAEA)	AGR 原型炉 100MWt	1962 -81	3	1983 -	原子炉建家の一部に廃棄物処理施 設を設置
12. Shippingport (米、DOE)	PWR・商用炉 72MWe	1957 -82	3	1985 -89	圧力容器一体撤去 サイトの整地・美化を実施
13. EBWR (米、DOE)	BWR 100MWt	1956 -67	3	1986 -95	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
14. Bohunice-A1 (スロバキア、SEP)	HWGCR 150MWe	1972 -77	1	1980 -2055	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
15. Greifswald & Rheinsberg (独、EWN)	VVER (PWR) 440MWe×5, 70MWe	1973 -90	3	1992 -2012	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）

Appendix Outline of the Member Projects of the Cooperative Program on Decommissioning (2/3)

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
16. Vandellós 1 (スペイン、ENRESA)	ガス冷却炉 480MWe	1972 -89	2	1992 -2030	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)
17. HDR (独、KfK)	BWR (蒸気発生器付) 25MWe	1969 -71	3	1992 -1998	放射線量が少ない (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
18. EL4 (仏、CEA/EDF)	重水減速ガス冷却炉 70MWe	1966 -85	2	1994 -2000	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
19. Fort St. Vrain (米、Colorado)	高温ガス炉 330MWe	1976 -89	3	1992 -96	解体撤去、施設はガスタービン発電所として再使用予定
20. AVR (独、AVR)	ベブルベット型 高温ガス炉 15MWe	1967 -88	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
21. 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	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
22. KNK (独、カールスルーエ研究センター)	高速増殖炉 20MWe	1971 -91	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
23. PFR (英、UKAEA)	高速増殖炉 250MWe	1974 -94	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
24. TRIGA MARK II, III (韓、KAERI)	トリガ炉 250KWt, 2MWt	1962 -95	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
25. Fugen (日、サイクル機構)	重水減速・軽水冷却炉 165MWe	1979 -2003	3		技術開発の後施設を解体。放射能調査、トリチウム除染、計算プログラム開発等が当面の課題。
26. TRR-II (台湾、台湾原研)	研究炉 重水減速軽水冷却 40MWt	1973 -1988	3	1998 -2002	炉心部の一括撤去、別領域で解体。プール型軽水炉に改造。
27. Latina (イタリア、)	ガス冷却炉 160MWe	-	1	未定	当分の間は密閉管理へ移行するための作業を行う。

Appendix Outline of the Member Projects of the Cooperative Program on Decommissioning (3/3)

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
1. Eurochemic Reprocessing Plant (ベルギー、Belgoprocess)	再処理施設 300kg/day	1966 -74	3	1989 -2004	一部の建家の解体撤去 湿式及び乾式の Abrasive Blast-ing の大規模試験 (1993-1994)
2. AT1 (仏、CEA)	FBR 用再処理試験施設 2kg/day	1969 -79	2	1981 -1999	当初は建家内面の除染後、施設を 再利用の予定であったが、耐震上 の理由から建家を閉鎖する
3. JRTF (日、原研)	再処理試験施設 50kg	1968 -70	3	1990 -2004	廃液処理後、施設解体
4. 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	2	1990 -2009	機器撤去、建家除染 ロボットによる廃棄物処理を計画
5. West Valley Demonstration Project (米、DOE)	軽水炉用再処理施設 100t/y	1966 -72	3	1982 -2004	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
6. WAK (独、KfK/WAK)	再処理施設 総処理量 約 200t	1971 -90	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
7. Building 211 (仏、CEA)	再処理施設 5t/year	1963 -94	3	1995 -2005	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

核物質取扱施設

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
1. Tunney's Pasture Facility (加、AECL)	RI 加工施設	1952 -83	3	1990 -93	建家除染後、一般施設に転用 都市化地域にある
2. Co-precipitation Plant in Sellafield (英、BNFL)	混合酸化物燃料 (Pu-UO ₂) 製造施設 50kg/day	1969 -76	3	1986 -90	グローブボックス等の撤去、除染
3. Fernald Site Plant 7 (米、DOE)	金属ウラン生産施設	1952 -89	3	1996 -2016	全ての施設を解体撤去、建家を制 御爆破で解体
4. 204A, B (加、AECL)	NRX 付属燃料プール	1947 -94	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
5. ACL/ACF (スウェーデン、AB SVAFO)	燃料製造・研究施設 プルトニウム ・MOX 燃料	1963 -97	3	1997 -2004	施設を除染し、開放する。建家は 解体せず再利用する。

注 1) Stage 1: 密閉管理、Stage 2: 遮へい隔離、Stage 3: 解体撤去

諸外国における黒鉛減速型炉の廃止措置の現状

荒井 長利 *

Present Status of Graphite-Moderated Power Reactor Decommissioning in Foreign Countries

Taketoshi ARAI

From 1960's on, graphite-moderated power reactors, being either of CO₂ gas cooled or light water cooled type, had opened the nuclear electricity generation worldwide. Such pioneering reactors as UK Magnoxes, French GCRs, Russian AMBs had been operated for more than 20 years up to 40 years. Some of these pioneering power reactors have already been brought into permanent shutdowns, followed by decommissioning activities or preparation of decommissioning projects. On the occasion of the recent start of the decommissioning work at the Tokai Power Station, an overview on progress status in shutdown graphite-moderated power plants in several countries is given. In this report are described strategic aspects and some specific dismantling and waste management methods to be notified in individual decommissioning projects, as in the following.

A few UK Magnox power stations have been in preparation for "Safestore Construction", which will be reserved for more than 100 years after shutdown. The UKAEA's WAGR has been long undertaken as one of the big EC's reactor decommissioning projects, with extensive R&D work carried out for immediate dismantling of the graphite-moderated reactor. The recent successful progresses have revealed safe and commercial-scale dismantling procedures and technologies, which may facilitate an early dismantling shutdown nuclear facilities. The French GCR plants have been in plant-by-plant preparation for safestore for 30 - 40 years. The Spanish Vandellós-1 and Italian Latina plants are also under decommissioning operations similarly as in UK and France. All experimental and prototype high temperature reactor plants in Germany and USA had already been under decommissioning processes, with various safestore conditions depending on the specific project circumstances. The German AVR is being prepared for step-by-step dismantling the reactor structure. The Beloyarsk NPP based on ex-Soviet Union graphite reactor concept is still in preparatory phase in decommissioning planning.

1. はじめに

1960年代初頭から世界各国において始まった原子力発電時代は、今日すでに40年を経て、その後の継続的な原子力発電技術の進歩による信頼性と

経済性の向上が達成されていることも相俟って、一方で、運転期間が20年から30年を超える初期の中小発電炉が1980年代から永久運転停止され、廃止措置（デコミッショニング）への移行が本格的に進められてきた。日本においても原研の動力

* (財)原子力研究バックエンド推進センター (RANDEC)

試験炉 J P D R の廃炉研究開発が 1981 年から 1996 年にわたり実施され、その後も研究用原子炉や民間原子力施設の廃止措置が実施され、様々な廃止措置関連の経験と実績が積み上げられてきている。日本原子力発電(株)の東海発電所は 1966 年の商業運転開始以来、順調な発電実績を上げ、1998 年 3 月に運転終了し、2001 年 12 月より 17 年間の廃止措置プロジェクトが開始した。

東海発電炉はイギリスが原子力発電黎明期を推進した黒鉛減速炭酸ガス冷却型熱中性子炉 (GCR, Magnox 型) である。周知のように我が国の発電炉は専ら軽水型炉であるが、黒鉛減速型炉はイギリスの他フランスでも多数基建設されたが、現在それらの多くが運転終了しているか、近い将来の世代交代の時期を迎えている。なお、今日的な黒鉛減速型炉はヘリウム冷却・被覆粒子燃料を用いる高温ガス炉 (HTGR) であり、部分的な商用発電利用は過去において消滅したが、最近になって若干の関心と呼んでいる。研究用であるが原研の高温工学試験研究炉 (HTTR) も一例である。

黒鉛減速型炉は原子力専門家の中でも、一般にも余り知られていないのが実状である。東海発電所の廃止措置が開始された機会を捉え、既に世界各国において実施されている黒鉛減速型炉である Magnox 型炉、改良型ガス炉 (AGR)、高温ガス炉及び圧力管型沸騰軽水冷却炉 (RBMK) の廃止措置活動全般に関して、各国及び国際的な活動を廃止措置戦略の視点から概観し、幾つか実用規模での現実的対応について注目してみたい。廃止措置活動に関わる主要な技術分野は、安全確保のための規制の枠組みと技術基準、プロジェクト運営・管理、解体戦略の選定、解体工法 (系統除染、分解・取り出し)、解体廃棄物管理 (区分、処理、収納、処分) であるが、本稿では紙数の制限により、一部の事項について取り上げる。また、何と言っても黒鉛減速炉の主要開発国はイギリス、フランスであり、我が国でも馴染み深い。この 2 カ国については個別の解体技術の開発、実施状況をやや詳しく記述する。旧ソ連の RBMK 型炉の停止炉の廃止措置は準備計画段階であるため簡単な紹介に止める。

これまでに永久運転停止し、廃止措置が実施されているか、準備計画中の黒鉛減速型炉の一覧を Table 1 に示す¹⁾。また、Magnox 型炉 (フランスでは UNGG 型)、改良型ガス炉 (AGR)、RBMK 型炉及び高温ガス炉の原子炉炉心の特徴の比較を Table 2 に示す。

なお、黒鉛は研究用原子炉のサーマルコラム等各種用途に用いられるが、解体廃棄物としては量的にも放射能レベル的にも大きな問題はない。また、黒鉛減速炉と言っても軍事用 Pu 生産炉や Windscale Pile 1 炉や Chernobyl 4 号炉のような重大な事故により廃棄となった黒鉛炉は、極めて特殊なデコミッショニングが必要であり、今回の対象炉から除くことにする。

2. イギリス

イギリスは原子力発電の大半を 1960 年代から集中的に導入した黒鉛減速炭酸ガス冷却型炉によっている。すなわち、Magnox Electric 社 (現在は BNFL 社) が所有する Magnox 炉は、未だに 18 基 (7 サイト、3288MWe) が 30 ~ 40 年以上運転中であり、永久運転停止が 8 基 (4 サイト) である。この外 British Energy (BE) 社が所有する改良ガス炉 (AGR) は、1970 年代前半から導入され、12 基 (7 サイト、9164MWe) が運転中である。一方、UKAEA の所有の AGR 発電試験プラント WAGR は、1981 年からデコミッショニングに入っている。

イギリスの発電炉のデコミッショニング方式については、時代的経過とともに、施設の所有者/デコミッショニング実施主体による違いを見ることができ^{2), 3)}。まず、Magnox 発電炉については、1990 年代初期のデコミッショニング戦略として、停止プラントは、使用済燃料のサイト外への搬出後 (2 ~ 3 年)、原子炉建屋以外の系統・設備の部分解体、点検・保守 “Care&Maintenance” を経て安全貯蔵状態 “Safestore” を達成し、約 135 年後に原子炉本体を遅延解体することとしている。Berkeley 炉や Hunterston-A 炉はこの方式である。但し、Trawsfynydd 炉では Care&Maintenance を行わず、連続して安全貯蔵準備を実施している。これには、設置場所が自然公園内であり、景観を改善すべしとの地元・公衆の意見 (public

Table 1 Shutdown Graphite-Moderated Power Plants under Decommissioning or Its Planning.

国	プラント名	炉型式	基数	電気出力 MWe	運転期間	デコミッショニング ステージ
英国	Berkeley	Magnox	2	138x2	1962-1989	安全貯蔵準備中
	Hunterston A	Magnox	2	160x2	1964-1990	安全貯蔵準備中
	Trawsfynydd	Magnox	2	250x2	1965-1993	安全貯蔵準備中
	Hinkley Point A	Magnox	2	250x2	1965-2000	デコミ計画
	Windscale AGR	AGR	1	36	1963-1981	完全撤去向け解体中
フランス	Chinon A1	GCR	3	84	1962-1973	安全貯蔵
	Chinon A2	(UNGG)		210	1965-1985	安全貯蔵準備中
	Chinon A3			375	1965-1990	安全貯蔵準備中
	Marcoule G1	GCR	3	2	1956-1968	安全貯蔵 (サイト解放検討)
	Marcoule G2	(UNGG)		40	1958-1980	安全貯蔵
	Marcoule G3			42	1960-1984	安全貯蔵
	Saint-Laurent A1	GCR	2	405	1969-1990	安全貯蔵
	Saint-Laurent A2	(UNGG)		405	1971-1992	(2004年に)
	Bugey-1	GCR(UNGG)	1	555	1972-1994	同上 (2002年安全貯蔵)
ドイツ	AVR Juelich	HTGR	1	15	1967-1988	完全解体に着手
	THTR-300	HTGR	1	308	1985-1988	安全貯蔵
イタリア	Latina	Magnox	1	160	1963-1987	安全貯蔵(短縮を準備中)
スペイン	Vandellos 1	GCR(UNGG)	1	496	1972-1990	安全貯蔵準備中(~2002年)
日本	Tokai	Magnox	1	166	1965-1998	完全貯蔵中 (2001~)
米国	Peach Bottom 1	HTGR	1	42	1967-1974	安全貯蔵(~2006年)
	Fort St. Vrain	HTGR	1	342	1976-1989	原子炉系解体完了、開放
ロシア	Beloyarsk 1	RBMK	2	108	1964-1983	デコミ計画検討中
	Beloyarsk 2			168	1967-1989	デコミ計画検討中
ウクライナ	Chernobyl 1	RBMK	4	1000	1977-1996	デコミ計画検討中
	Chernobyl 2			1000	1978-1991	デコミ計画検討中
	Chernobyl 3			1000	1982-2000	デコミ計画検討中
	Chernobyl 4			1000	1983-1986	事故後隔離中

UNGG：天然ウラン・ガス冷却・黒鉛減速

consultation) により、Fig.1の描画で示されるように原子炉建屋の高さを大幅に減少するよう改造し、かつ、風雨対策を兼ねたウェーブ状屋根を設備することが予定されている。

良く知られているように、BNFL社のデコミッショニング戦略の特徴が停止後135年後の遅延解体・サイト解放というものである。これは、主として原子炉構造体の放射能レベルがCo60の減衰により、約100年後に1/10,000になり、作業員の被ばく、解体工法・機器の簡素化などが期待できるメリットを重視したこと、また、廃棄物量の低減効果も大きい等の考慮によるものである。

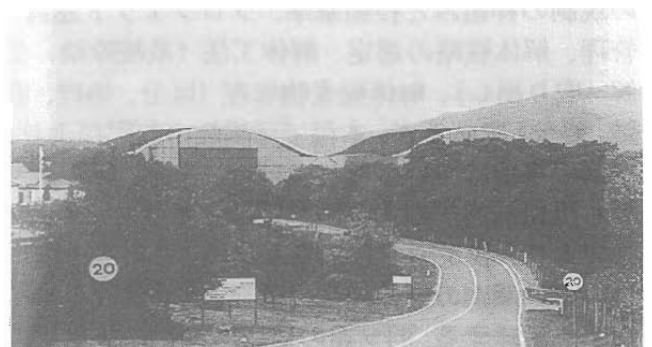


Fig.1 Trawsfynydd Power Station Following Safestore Construction (Artist's Impression).

Table 2 Main Core Parameters of the Graphite-Moderated Reactor Types.

炉型	燃料形式	冷却材	炉心寸法	炉容器	原子炉格納
Magnox (Bradwell)	天然U Magnox 被覆管、	炭酸ガス 出口 365℃ 26.6kg/cm ²	7.9mH 12.2mD	炭素鋼 球形 20.3mH	なし
AGR (Heysham)	微濃縮UO ₂ SUS 被覆管	炭酸ガス 出口 650℃ 42.kg/cm ²	8.3mH 9.5mD	PCRV, 18.3mH, 13.1mD 6.4mt	
RBMK-1000 (Chernobyl 1)	微濃縮UO ₂ Zr/Nb 被覆管	軽水 出口 284℃ 70 kg/cm ²	7mH 11.8mD	Zr/Nb 合金	なし
HTGR (Fort St. Vrain)	UO ₂ /ThC ₂ 核 PyC/SiC 被覆 炭素燃料棒	ヘリウム 出口 760℃ 70.0kg/cm ²	7mH 4mD	PCRV 32mH, 9mD 3mt	

一方、UKAEA は研究開発施設の廃止措置の実施主体となっているが、それが管轄する Windscale AGR (WAGR) は 1981 年に永久停止された。WAGR は炉心寸法が 4.5mD × 4.3mH、銅製原子炉容器が 6.5mD × 16.3mH、炉心上部に蒸気発生器を設置し、燃料交換機等付帯機器を銅製の直径約 41m の球形格納容器内に配置した構造である。WAGR は、イギリスのデコミッションング実証試験プロジェクト (EC の欧州デコミパイロットプロジェクトでもある) として施設全体の解体・撤去を目指して、先ず 1983 年に使用済燃料の搬出を完了した。次いで第 1 次解体として原子炉を除くタービンホール等の設備の解体・撤去を進めるとともに、原子炉建屋に隣接して解体廃棄物処理建屋の建設を行った。そして格納容器内の燃料交換機の撤去 (1989)、原子炉容器上部ドームの燃料交換案内管の撤去 (1992)、4 基の蒸気発生器の撤去 (1995) を完了した。これまでの設備、機器の撤去や増設などの詳細は石川の詳細な解説がある⁴⁾。

1999 年 10 月より原子炉本体部の高放射線区域の上部より下部へ機器・構造物の切断・撤去を順次進めている。この炉内機器の解体工事に際しては BNFL が開発した遠隔解体装置 (Remote Dismantling Machine, RDM) を駆使している。最初は遮蔽プラグ、そしてホットボックス (ホットガスマニフォールド)、6 基の長さ 14m の炉内ループ管を撤去した。この炉内管は最高に放射化され

ている機器で、内部にグラウトした後に水力常温剪断カッターにて 1.1m に切断している。続いて炉頂部遮蔽体、炉心黒鉛減速材 (約 120t) の切断除去、銅製圧力容器と外部断熱材の解体撤去と進み 2006 年には完了する予定である。原子炉建屋の一部である生体遮蔽は 2020 年頃まで残される^{5), 6), 7)}。

解体廃棄物は低レベル (LLW) と中レベル (ILW) に区分され、WAGR 専用のコンクリートボックス (2.4m × 2.2m × 2.2m) に納められグラウト充填される。解体廃棄物の数量は、ILW ボックスは約 144 体でサイト内の ILW 貯蔵施設に、LLW ボックスは約 137 体で BNFL の Drigg 処分場にそれぞれ送られる予定になっている。

なお、WAGR 黒鉛廃棄物は ILW ボックスに収納されるが、最終処分法との関連で ILW 処分実施機関である Nirex 社と協議中である⁸⁾。UKAEA としては既存の WAGR 専用処分容器による形態を望んでいるが、Nirex 社は効率的な最終処分法を選択するとの観点から、収納方法・輸送方法についてのガイド (Waste Package Specification) を提案している。最終処分場、処分施設の設計、安全評価方法が未定であることから、個別のケース・バイ・ケースの検討により協議が決着すれば最終処分が決められると見られる。この際の処理・処分方法の選択に当たっては、幾つかの技術的課題がある。これらには黒鉛ダストをセメント固化し処分容器に収納する方法、収納する際の詰め物の浮遊性の問題などである。

WAGR 炉の 2006 年の安全貯蔵実現までの解体費が公表されている。総額は 200 億ポンド (320 億米ドル) で、その出資分担は BNFL が 2 千万ポンド、EC が 5 ～ 6 百万ポンド、残りが UK 政府 (貿易産業省) である。なお、原子炉本体設備の解体費が 8 千万ポンド (1 億 3 千万米ドル) で、上記の RDM が 8 百万ポンドである。

ところで、原子力産業界の再編により 1998 年より Magnox 発電所の所有者になっている BNFL は、現在運転中の全ての Magnox 発電所 (6 サイト) の永久停止を提案した⁹⁾。その提案の運転停止年を Table 3 に示す。更に、2001 年には今後の廃止措置について、従来の炉停止後 135 年後までの Safestore 方式を変更する提案を行っている。それはこれまでに停止しデコミッショニング実施中ないし計画中の炉の Safestore 方式では、Fig.1 に見たように原子炉建屋を改造し高さを低くし外観上の美化を図り、更に風雨対策を施す Safestore 構造としていたものを、改訂案では大半のプラントの Safestore を約 100 年に短縮するというもので、最初の炉を 85 年後に解体を始め、それが半ばまで進んだ時点で次の炉の解体を始める、という式に順次解体を考えている¹⁰⁾。

Table 3 Planned Permanent Shutdown of the Magnox Power Stations Currently in Operation.

プラント名	基数	電気出力 MWe	運転開始	運転停止 (予定)
Calder Hall	4	42	'56,'57,'58,'59	2006-8
Chapelcross	4	42	'59,'59,'60,'60	2008-10
Bradwell	2	150	1962	2002
Sizewell A	2	290	1966	2006
Oldbury	2	300	1968	2012
Wylfa	2	570	1971,1972	2012
Dungeness A	2	275	'85,'88	2006

3. フランス

フランスの原子力施設のデコミッショニングの実施主体としては、商用原子力発電所の解体はフランス電力庁 (EDF) が、試験研究炉及び核燃料サイクル施設等はフランス原子力庁 (CEA) である^{11), 12)}。

EDF の原子力発電所のデコミ基本方針は、1986

年の基本方針に則っているが、永久停止後 5 年後に部分解体を開始し、原子炉施設を暫定的な廃棄物中間貯蔵施設に転換し、40 年間の安全貯蔵期間に入り、その後に原子炉施設全体を解体撤去し、サイト解放を行う、というものである。このような遅延解体を選択した理由として、第 1 に放射能の減衰時間 (作業員の被ばく低減効果)、第 2 に放射性廃棄物処分場の開設 (経済的な VLLW 処分方法と深地中貯蔵施設の開設 (早くて 2020 年の本格 PWR プラントデコミの開始時期)、第 3 に遅延による工事費や放射線リスクの低減)、の 3 点を挙げている。現在、EDF は初期の黒鉛減速型発電炉 6 基の部分解体・処理の活動を実施しており、それぞれ安全貯蔵施設 (Basic Nuclear Installation for Storage, INB-E) として、停止後 25 ～ 30 年後に完全撤去する方式である。

Chinon A1 は、鋼製球形格納容器の撤去が施設構造的に好ましくないことから、その内部構造も維持したまま、博物館として 1986 年から見学用に施設公開されている。Chinon A2, A3 は原子炉格納容器が無いため部分解体撤去を大規模に実施し、原子炉と熱交換器とを 3 ないし 5 つの建家として維持し、他の設備を完全撤去した。後続の Saint-Laurent A1, A2 及び Bugey-1 も Chinon A2, A3 と同様に安全貯蔵をそれぞれ 2004 年、2002 年の開始に向け解体処理中である。

但し、重水減速炭酸ガス炉 EL4 (Brennilis 発電所、75Mwe) は CEA と EDF の共同所有炉であり、永久炉停止後 12 年後の 1997 年に安全貯蔵準備工事が開始された。

CEA の原子力研究開発関連施設のデコミッショニングの基本方針は、原則として即時解体撤去である。特に都市部の研究施設から放射性物質を他所へ移動し、出来るだけ早期にそれらの施設の解体を実施する。最初の黒鉛減速炉である G-1、G-2、G-3 炉は安全貯蔵に入っている。G-1 炉については、最終解体を開始することも検討されている。

4. スペイン

現在 7 基の軽水型原子力発電所が運転中であるスペインの最初の発電炉 Vandellós 1 号機は、CEA と EDF が設計した 480Mwe の黒鉛減速型炉で、上記のフランスの Saint-Laurent 発電所 1, 2 号機と

同型炉である。スペイン・フランス共同企業(HIFRENSA)が所有社である。GCRとしては新型の部類で、炉心と蒸気発生器をPCRVR内の上部、下部に設置した原子炉本体構造である。1972年の運転開始で、1990年に永久停止となった。これは1989年10月のタービン発電機の損傷が起因となった火災事故があり、その修復費用が多大となることから、17年の運転期間をもって廃止措置に移行することとなった^{13), 14)}。

Vandsellos 1 炉の廃止措置は、原子炉本体を30年間安全貯蔵した後、解体撤去するものである。原子炉本体以外の殆ど全ての系統設備、機器は安全貯蔵準備作業により解体撤去する、とするものである。この30年間の安全貯蔵期間の選定は、廃棄物処分場の容量、解体技術の利用可能性、作業者の放射線防護、サイト解放の必要性、社会的・経済的及び環境影響等を要因分析評価し、特に残留放射能と解体作業費用との関係から、最終停止時点より35～40年が適当であるとの判断に因っている。また、原子炉系雰囲気気の隔離方式については、種々の案を検討した結果、全貫通部を密封し静的に隔離する方式を採用した。

燃料の炉心からの取り出し、使用済み燃料のCOGEMA向けの搬出が1991年～1994年の3.5年間で完了した。解体計画の作成と認可を経て、1996年から安全貯蔵準備作業が開始され、非汚染設備の解体撤去、汚染機器・設備の除染、廃棄物の処理・貯蔵・搬出が進められた。2000年末には安全貯蔵が開始される当初計画であったが、現在、Fig.2に示すように若干の工程の修正があるものの間もなく達成される模様である¹⁵⁾。

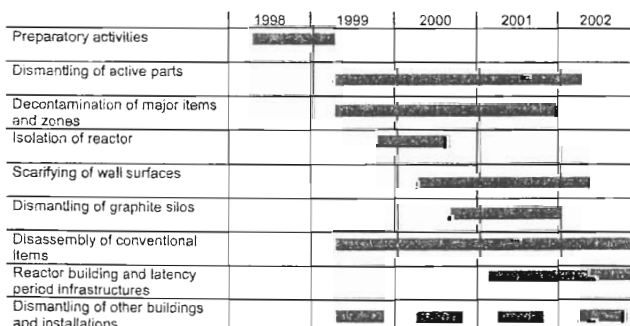


Fig.2 Vandellos-1 Power Station Dismantling Schedule up to the End of Safestore Preparation.

5. イタリア

イタリア国営電力会社(ENEL)が所有する唯一基の Latina 発電所は、英国の Magnox 炉ベンダーである TNPG が設計し、1963年に運開した。東海発電所と同規模の電気出力で、Fig.3に炉体構造の縦断面を示すが、東海炉と類似している。1986年の Chernobyl 事故による災害を発端として、1987年の原子力利用の縮小、凍結が始まり、1987年に運転停止となり、5年間の原子力モラトリアムの後、政府により発電所の閉鎖が決定された。ENELは、デコミッショニング計画を提案し、規制当局の認可を得た。そのデコミ戦略は^{14), 16)}、

1) プラントを停止10年後に安全貯蔵状態を達成する、

2) 安全貯蔵期間を40年とし、その後にプラント全体の解体を行う、

とするもので、この安全貯蔵状態(CPP)とは、イタリア特有のもので、

a) 燃料取り出しとサイト外への搬出(BNFLでの再処理)、

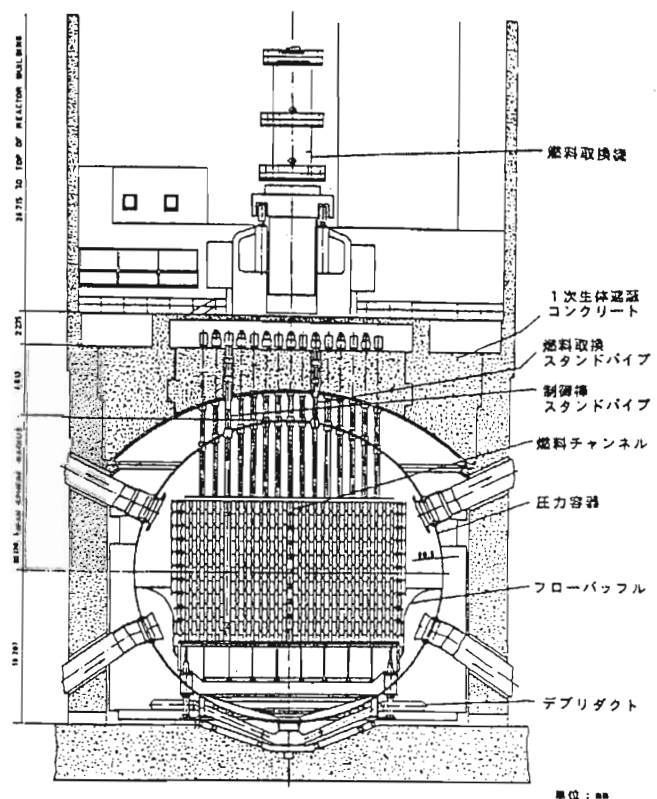


Fig.3 Vertical Cross-section of the Reactor Structure of Latina Power Station.

- b) 運転廃棄物の処理とコンディショニング、
- c) 汚染機器、設備の部分解体、残留放射化物の
限定建家内での収納と隔離、それらの機材
等の劣化の防止、

とするものである。こうした方針は、当時ENELのデコミッショニング資金の範囲では即時全面解体が困難であったこともあるが、同時に、LLW処分場が決まっていなかったこと、また、解体廃棄物のクリアランス基準が未確立であったことも大きな要因となった。

この方針に基づく安全貯蔵準備計画が検討され、1996年より冷却材ダクトの解体撤去が開始された。当時の工事状況は山本ら¹⁴⁾により報告されている。ここで解体計画のために調査された残留放射能評価の結果についてやや詳しく述べておく。運転停止後5年後の放射能インベントリは計算とサンプル測定により精度良く評価されたとのことで、それをTable 4に示す。

放射能値に関しての主要な各種は、金属ではCo⁶⁰、黒鉛ではCo⁶⁰、Zn⁶⁵、C¹⁴、C¹³⁶、H³、コンクリートではCo⁶⁰、Eu¹⁵²、Eu¹⁵⁴であった。定量的な点で問題があったのは黒鉛の測定値が計算値より大きくなったことで、これはNの含有量を考慮していないことに因るものと報告されている。

ところで、最近になって^{17), 18)}、上記のデコミッショニング方針が大幅に変更されることになった。それはENELの原子力事業部門が子会社Soginに移管され、Soginの使命の一つがデコミッショニング管理、使用済み燃料管理及びサイト復旧に関することとなった。SoginはBNFLとの連携・協力の下に従来のデコミッショニング方針を再検討

し、BNFLのデコミ技術と経験を導入することにより、早期に解体撤去を完了させることに転換するというものである。具体的には、現状で安全貯蔵状態にある施設を早期に完全解体撤去し、2020年まで他の原子力発電炉を含めて4サイトを無制限解放することである。これには、2009年までに低レベル廃棄物処分場及び使用済燃料/高レベル廃棄物処分場が建設されることが前提となっている。また、急遽の増額の資金も新たな追加寄金で賄うことと理解されている。

解体計画の再検討では原子炉建屋内の機器、設備の解体のため全て遠隔操作による工法が採用されている。BNFLが前述のようにWAGRの解体等のために開発した遠隔操作型解体機器を使用する。

この新たな早期解体撤去着手計画は、4発電所の完全解体撤去を20年弱で完了させること、また、数年以内にLLW処分場とHLW処分場の選定を完了することを条件としているもので、かなり積極的で大胆である。このため2005年までの検討では、処分場の可否を見計らい、安全貯蔵方針への復帰もあり得るとしている。しばらくはイタリアのデコミッショニング情報に注目したい。

6. ドイツ

6.1 AVR 実験炉

ドイツで発明された球状燃料を用いるドイツ型高温ガス炉の1号機（実験炉）で、1961年着工、1969年商業運転開始、原型炉THTR-300の運転開始後の1988年12月に永久停止された。ユーリッヒ研究所サイト内にあり、15Mweの発電というより、種々の改良燃料の照射試験等のため、またペブル型高温ガス炉の存在を継続する意義もあったようで、21年間運転された。

AVRの廃止措置は1994年に安全貯蔵への初期準備状態を達成した後、3段階的の継続的な解体を経て全面撤去することで計画の具体化と段階的な許認可手続きの準備が進められている¹⁹⁾。

第1段階：原子炉本体全体の解体

第2段階：格納容器と補助設備の解体

第3段階：建屋全部の非管理区域化した後に解体撤去

各種の解体方式の検討の結果、各段階での標準

Table 4 Evaluated Residual Activities of the Latina Reactor Components at 5 Years After Shutdown.

材質	機 器	体重(t)	体積(m ³)	放射能(Bq/g)
黒鉛	減速材、反射体等	2100	1500	2.9x10 ⁵
金属	制御棒、燃料支持板 炉心支持板、 ダイアグリッド 炉容器上部、下部 熱遮蔽体	2100	460	最高： 1.2x10 ⁹ 最低： 200
コンクリート	生体遮蔽	11000	4800	9900~2400

解体方式・手順が決定された。第1段階の原子炉本体の解体は、内部構造物の解体・取り出しを上部より遠隔操作機器を用いて行う方式であるが、その準備態勢を2001年頃までに終了し、2009年頃に完了する予定である。そして、第3段階を完了してサイトの完全回復を2011年頃と見込んでいる。

デコミッショニング費用については、施設の解体費が2.5億ドイツマルクで、ほぼ同額の廃棄物処理・処分費であり、総額約5.0億ドイツマルクとなっている(1997年ベース)。

これまでの経過としては、先ず、球状使用済燃料約300万個はCASTER容器に収納され、ユーリッヒ研究所内の中間貯蔵施設に保管されている。デコミッショニング計画の具体案策定のため、炉内黒鉛反射体及び支持構造物の放射能測定用サンプルの採取が1999年に開始された²⁰⁾。この際、ドイツ型高温ガス炉の反射体外側に配置されていた焼成炭素ブロックの放射能測定も含まれている。

6.2 THTR - 300 発電所

THTR-300はAVRで実証されたペブルベッド型高温ガス炉の発電用原型プラントである。所有者はドイツ連邦政府、ノルトライン・ウェストファーリア州政府及び運転会社のHKGである。1971年に着工してから安全基準の強化による追加設備の設置等のため建設費の追加に困難を極め、1983年初臨界、ようやく1987年の運転開始に至った。その後は順調の予定が、遂に1989年9月に様々な背景の下に停止した。その廃止措置計画が検討されたが、結局のところ廃炉費用の手当の無いままの永久停止であったため、安全貯蔵(ドイツ流ではSAFSTOR)を選択せざるを得なかった。安全貯蔵準備活動は3段階の許認可ステップからなり、1989年8月に着手され、1997年1月に完了し、現在は30年間の安全貯蔵期間に入っている^{21), 22)}。

第1ステップは長期停止の準備である。THTRは1988年9月より定期保守のために炉は通常停止していた強制冷却系の運転等が不要であり、これらに関する運転設備系統を切り離した。同時に炉内を空気/窒素で置換した。第2ステップで炉内の約58万個の燃料球及び運転時にその中に混在

していた吸収材球及び黒鉛球の全数取り出しを行った。これは世界初の試みであり、認可手続きに4年を要したものの、この操作は1年間で1994年4月に終了した。使用済燃料はCASTORキャスクによりAhausの使用済燃料中間貯蔵施設へ搬出された。第3ステップは1995年に開始され、安全貯蔵状態の達成のため下記のタスクを行い、同年の内に終了した。

- a) PCR内外の貫通孔(約2000箇所)を切断・閉鎖
 - b) 1次系機器の閉鎖とこれら機器の追加の囲いの設置(既存の空調コンテインメントの使用)
 - c) タービン・発電器を含む水蒸気系及び非常用電源の開放
 - d) 新たな空調系設置準備
- 1996年4月から安全貯蔵確認試験を実施、1996年9月に終了し、続いて最終的なタスクとして下記を行い、1997年1月に全てを完了した。
- e) 液体廃棄物処理系の解体
 - d) 汚染した装置類の解体
 - f) 不要となるその他の全ての設備の停止
 - g) サイト内他建屋の開放(安全貯蔵建屋は原子炉ホール、原子炉運転/補助建屋の3つ)

これらにより安全貯蔵制限区域内の大部分(80%)を放射線モニターなしで立ち入れるレベル($2 \mu \text{Sv}$ 以下)となった。

THTR - 300の廃止措置費用が公表されている。1990年から安全貯蔵10年後の2009年までの総額が773.5百万ドイツマルク(MDM)で、安全貯蔵準備完了までの運転費は288.5MDM、契約工事費に112MDM、廃棄物関係が253MDM等との内訳である。

7. アメリカ

7.1 Peach Bottom 1号機

米国の最初の高温ガス炉として米国原子力委員会(USAEC)とGA社により共同で開発されたPeach Bottom 1号炉はフィラデルフィア電力が所有し、4万kWeの最初の動力試験炉である。炉心は長尺の黒鉛スリーブ円筒中に被覆燃料コンパクトを装填した多数の燃料棒で構成されていた。全

運転期間免許を取得するために安全基準が強化され、高額な改造費が必要となり、1974年6月に早期の運転停止となった。7年間という短期間であったが高温ガス炉燃料開発のための照射ベッドとして利用された。

この炉の廃止措置方式は安全貯蔵 (Passive-SAFSTOR) 方式を採用した。その理由は、鋼製原子炉压力容器 (RPV) に非常に高い残留放射能があり、RPVや熱遮蔽体を分割撤去するための遠隔操作機器が必要となったことによる。同時に、同サイトには Peach Bottom 2, 3号機が併設されており、完全解体撤去しても敷地を他の目的のために再利用することが見通せなかったこともある。安全貯蔵は2, 3号機の運転認可期限の2015年までの約40年間となる模様である²³⁾。

安全貯蔵準備活動は、放射線管理区域が原子炉建家だけに縮小することで1978年2月に完了した。この安全貯蔵開始時の放射能インベントリは原子炉系で 1.1×10^{11} MBq (94%がRPVの放射化)、原子炉冷却系の内表面が 1.1×10^6 MBqであった。

Peach Bottom 1号炉のデコミッショニングは全燃料要素を取り出した後、1975年に開始され1987年に完了したが、次のように実施された。

- 1) 原子炉压力容器内部については、炉心スパーサ、黒鉛反射体等を所定位置に装着。制御棒をダミー要素で置き換え固定。
- 2) 原子炉一次系については、配管等、サンプリング開口部等を施栓または鋼板溶接により密封。液体、ガス等を除去、搬出後所定の処理。
- 3) 格納容器内部については、燃料取り扱い機などの主要機器の外表面を除染し撤去。格納容器開口部を施栓。格納容器内の温度変化調整のため空調系を設備、原子炉建家全域のモニタリングシステム、照明系統を除く全てのユーティリティサービス系統を停止。
- 4) 格納容器外の施設の除染、サーベイ後に無制限開放。
- 5) 補助施設、BOP施設を分解・解体しスクラップとして売却。
- 6) 安全貯蔵状態達成後にサイトサーベイプログラムを実施した。

以上のように Peach Bottom 1号炉のデコミッショニングは、特殊な理由での早期閉鎖に、かつサイトに併設されている後継発電炉が稼働中であるという条件下で、安全貯蔵の達成まで実施された。

7.2 Fort St. Vrain 発電所

Fort St. Vrain 炉はコロラド電力 (PSCC) が所有した米国唯一の高温ガス原型炉で、1974年の運転開始以来、数々の初期故障を重ね、短期間の全出力運転の後、1998年に機器故障を機に最終運転停止となった。この発電プラントは既存の蒸気発電システムを利用してガス火力発電所に転換することが計画され、直ちに原子炉設備と燃料取り扱い設備の解体計画が検討され、1990年に Westinghouse Electric 社と Morrison-Knudsen 社の合併企業が解体工事を開始し、1996年6月に計画通りに完了した^{24) ~ 26)}。

Fort St. Vrain 炉は一体の PCRV 内の上部に炉心部、下部に12基の蒸気発生器と4基の循環機が配置されている。PCRVは高さ32m、外径15m、上部及び底部の厚さは約4.5m、側部厚さは約3mである。炉心部を構成する6角燃料ブロックと同型の可動黒鉛反射体 (合わせて約2200体) は燃料交換機により取り出され、ダミー要素が据え付けられた。その周辺の固定反射体黒鉛 (側部312体、下部61体) は大寸法のため取り出し孔が必要となり、PCRV 上部ヘッドに大寸法の貫通孔を掘削することによって撤去した。更にコアパレルなどの大型鋼製機器がある。

Fort St. Vrain 炉解体工法で特有のことは、炉内機器の解体に当たって PCRV 内に水を張り、鋼製機器の切断、撤去に当たり遮蔽と汚染拡散防止を行ったことである。これにより遠隔操作機器を最小限にでき、またロボット器具を使用しないことができたとされている。このプール水は毎分500ガロン、2ループで循環し浄化している。

1320トンの PCRV トップヘッドは12分割にダイヤモンドソーで切断、撤去された。その一体の最高放射能レベルは15mSv/h (1.5rem/h) であった。PCRV 上部を開口した後、炉内構造物の切断、撤去作業のため回転式作業台が上部に設置されて、個々の切断物を移送バスケットに収納し、このバスケットが鉛遮蔽容器に納められ、ホットセ

ルに移送された後、低レベル廃棄物 (LLW) として輸送キャスクに収納された。この方式で5000体以上の要素が撤去されたが、最高の放射線レベルは3Sv/hであった。

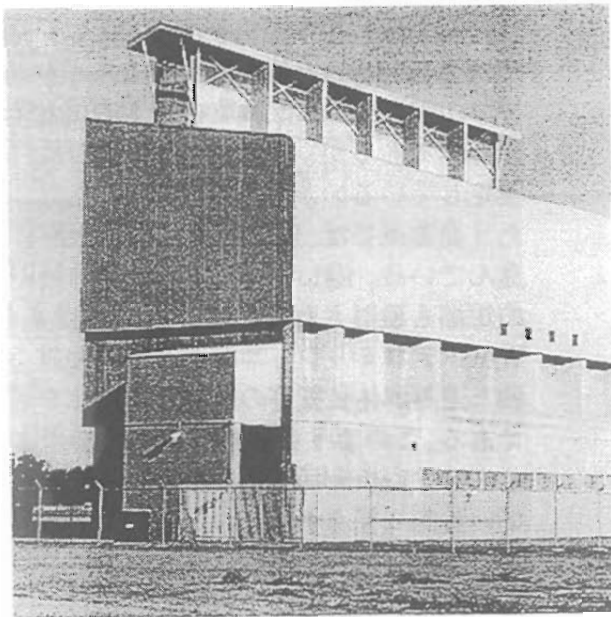
次に、放射化している下部サポートフロア (黒鉛ブロック) の撤去、下部プレナム床 (コンクリート) の切断・撤去、接続配管の切断後の蒸気発生器の吊り上げなどは、水プールにダイバーが入っての潜水作業となった。

PCRVR 内壁の一部の放射化層はダイヤモンドソーで切断、撤去された。ベルトライン側部の撤去寸法は8ft x 30in x 42ftでLLWである。

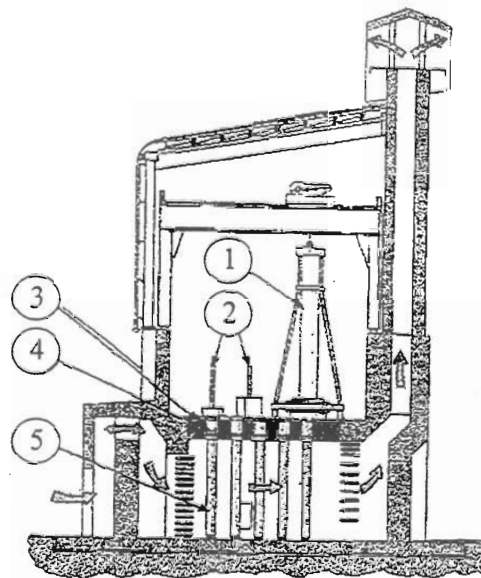
こうしてPCRVRキャビティー全体とその他一次系機器等除染の後に原子炉建家、補助建家の規制解除が可能となった。総じて、解体廃棄物は、8,200 m³、730 万 kg、71,000Ci でとなった。なお、上記の解体LLWの内の130 万 kgはテネシー州のScientific Ecology GroupのCentral Volume Reduction Facilityに送られ、処理及び減容された。この時のNRCの汚染箇所の解除基準は、0.05 μ Sv/h

(バックグラウンド補正有り、汚染物表面から1m) 及び5,000dpm/100m² (0.75Bq/cm²) であった。これはフル1年間滞留で100 μ Sv/yに相当する。この最終サーベイは40万点の測定、900人・月、作業期間1.5年、M\$20のコストを要した。総じて、PSCと合併企業が要したFort St. Vrain炉デコミッションング費用は、ISFIFの建設・運転を除き、M\$189とであった。

Fort St. Vrain 炉解体における一つの注目点は、使用済燃料 (SF) の処理法である。燃料要素は6角黒鉛ブロック内に燃料スティックを多数装着した形式で一体物である (マルチホール型)。PSCCは当初USDOEのSF処分場に搬出する予定であったが、最終的に別置の中間貯蔵施設 (Independent Spent Fuel Installation, ISFSI) に保管した。このISFSIは、Fig.4に建家と内部構造が示されている。GEC Alsthom Eng. Systemsの設計によるもので、36cm 半径のブロックを6体収納する鋼製キャニスターがモジュール式乾式ボルトに6体配置され、自然循環により建家内の給気と排気を利用し



a



b - ISFSI Schematic

- 1 - Fuel Handling Machine
- 2 - Shield Plug Handling Devices
- 3 - Charge Face Structure
- 4 - Shield Plugs
- 5 - Fuel Storage Containers

Fig.4 Independent Spent Fuel Storage Installation(ISFSI) for Fort St. Vrain Decommissioning.

て間接除熱される。このシステムは簡易でかつ柔軟性、採算性にすぐれていることが実証されたといえる。Fort St. Vrain 炉燃料に限らず、低出力密度、低燃焼度の使用済み燃料の中間貯蔵方式として効果的であると考えられる。

8. ロシア及びウクライナ

旧ソ連の原子力発電は1950年代後半のPu生産炉から始まり、1960年代に2基の圧力管型沸騰軽水冷却型プロトタイプ炉 (AMB-100、AMB-200) である Beroyarsk 発電所が運転開始した。その後1970年代及び1980年代に現在のロシア、ウクライナ及びリトワニアにおいて40万kWeないし100万kWe、150万kWe級実用RMBK発電炉が建設された。Beroyarsk 発電所の2基はおおよそ20年余の運転期間で永久運転停止となった。このほかロシアでは既にロシア型軽水炉2基が永久運転停止となっている^{27), 28)}。

ロシアの原子力発電所の廃止措置の基本方針は1991年に政府が決定している。それによるとIAEAの基本3段階と同じく、第1ステージ (安全貯蔵準備と監視) を3～5年、第2ステージ (安全貯蔵と長期監視) を20～30年、但し、個々のプラントの状況により30～100年の延長もある、第3ステージ (プラントの完全解体撤去と新規原子炉用サイト準備) を約5年、としている。しかし、現在のところ、原子炉廃止措置と廃棄物管理に係わる国の規制制度の不備、放射性廃棄物貯蔵・処分場が未整備、解体技術等の未確立及びこれらの資金不足など多くの課題が残されている。

運転停止となったBeroyarsk発電所では使用済燃料は冷却ポンドに貯蔵されているが、それらは今後建設するサイト内の中間貯蔵施設に移される予定である。また、解体廃棄物処理処分施設も建設される予定である。それまでの10～15年間は暫定的な安全貯蔵に維持されている。

ウクライナはChernobyl発電所で100万kWe RMBK炉が1984年までに6基が運転中であった。1986年の4号機の事故に関連し5、6号機が運転停止し、その後に1号機が1996年、2号機が1991年、3号機は2000年に停止した。Chernobyl 発電炉1～3号機の廃止措置計画の検討がECの支援

の下に進められているようであるが、詳細情報は入手していない²⁹⁾。

なお、150万kWe級RBMK型炉2基がリトワニアのIgnalina発電所で稼働中であるが、一連のRBMK型炉の追加安全対策と電力供給事情との関連が国際的に協議され、既に1号機が2004年中にも永久運転停止となることが決定されている。これに伴い、放射性廃棄物処理処分の技術的方法、設備の検討が開始されている³⁰⁾。

9. おわりに

黒鉛減速型原子炉は世界的には7カ国で実用発電炉として利用されてきた。既に20基以上が運転終了又は永久停止している。Magnox型炉1基のみの国は、スペイン、イタリア、そして日本である。フランスEDFは全てのガス炉を運転終了し、デコミッショニング方針としては基本的に遅延解体であり、原子力発電施設を必要最小限の解体により中間貯蔵施設に転換することにより、25～30年の安全貯蔵を行うこととし、今後数年の内に全基の安全貯蔵状態が実現する。最も多く11発電所で26基のMagnox炉を所有するイギリスBNFLのデコミッショニング戦略も基本的に安全貯蔵→遅延解体であるが、停止後135年後の最終的解体を予定しているのが他国と異なる。先行して停止した3発電所では、安全貯蔵に向けた解体と改造が進んでいる。但し、最近では安全貯蔵期間の若干の短縮も検討されている。特に注目されるのは、WAGRデコミッショニング活動における着実な進展と遠隔解体装置等の開発と実用化が著しいことである。このような解体技術の進歩により、逆に、イタリアLatina炉の早期解体への転換が誘発されているかに見られる。しかし、大量の解体廃棄物の処理処分に係わる技術的、制度的及び産業的基盤の整備・確立が待たれているのは、各国共通の課題となっている。

本稿で見たように、各国のデコミッショニングの実施方式は多種多様であり、ある特定の原子炉形式にとってある特定の方式が必然性があるのではない。過去の個別的な実績における方式や工程を単純に類型化して見るのではなく、体系的な視点から理解する必要がある。

その体系的な視点を考えるに当たってIAEAの安全ガイド³¹⁾を参照することができる。すなわち、デコミッショニングオプションの選択に係わる事柄として下記の事項がある。

- 1) 全般事項 (デコミッショニングの段階的進め方、安全要求とリソースとの調整、各種関連要因のコスト・ベネフィット分析、下記に挙げた事項に関する個別プロジェクトにおける優先性)
- 2) 安全性 (放射線及び一般災害の安全評価における明確化と安全対策、安全基準への適合、特に遅延解体における経年変化への対策、運転段階からデコミッショニング段階のエンジニアリング及び管理取り扱いの変更における安全評価での明確化)
- 3) 放射性廃棄物管理 (工事区分・スケジュールと方法による廃棄物の種類、物量、放射能レベルに対応した管理と処理方法の適正化、それらの貯蔵及び処分ルート確保)
- 4) コスト (準備段階から廃棄物処理、最終処分まで計画及びエンジニアリング費用、遅延解体の場合の保守・監視・核物質管理の費用)
- 5) 適用する専門的知識と技術 (プラントの特有技術ベースの適用、作業安全の容易性、適切な記録管理システム)
- 6) 公衆・社会との関係 (廃炉後に予定される敷地の地域での開発と利用、地域における雇用対策、敷地の景観と公衆の意向)

である。

最後に、黒鉛減速型炉の廃止措置における一つの特有の課題は、炉心領域で大きな体積を占める黒鉛構造物の解体、処理、処分である。これらについては、既に幾つかの解体実績があるものの総合的技術の体系が国際的活動としても種々論議・検討されている段階である。この分野でも最近の日進月歩は著しい。我が国の技術開発も著しく進展しているようである。安全で合理的な解体技術と廃棄物処理処分に関する内外の技術状況の概説は後日の課題としたい。

謝辞

本稿では、各国のデコミッショニング活動について、過去に遡っての経過にも触れているが、本文の参考文献に示すように、当財団が発行する広報誌に掲載された報告を活用させていただいた。これら報告の執筆者に謝意を表します。

参考文献

- 1) 2001 World Nuclear Industry Handbook, Nuclear Engineering International (2001).
- 2) G. Holt, The Decommissioning of Commercial Magnox Gas Cooled Reactor Power Stations in the United Kingdom, Technologies for gas cooled reactor decommissioning, fuel storage and waste disposal, IAEA-TECDOC-1043, p.71 (1998).
- 3) G. Holt, Radioactive Graphite Management at UK Magnox Nuclear Power Stations, Technical Committee Meeting on Nuclear Graphite Waste Management, IAEA-NGWM/CD, (2001).
- 4) 石川広範、ウィンズケール改良型ガス炉 (WAGR) の解体、デコミッショニング技報 第12号、p.32 (1995).
- 5) Latest WAGR Decommissioning Phase underway as Shield Plug Removed, Nucleonics Week, November 18, 1999.
- 6) G.J. Walters, S.J. Batchelor, M.J. Steele, Windscale Advanced Gas Cooled Reactor Decommissioning _ Hot Gas Manifold Dismantling Strategy and Tooling, IMechE 2001 C596/015 p.265 (2001).
- 7) The Latest Phase of the WAGR Decommissioning Program, Nuclear News, November 2001.
- 8) M. Wise, Management of UKAEA Graphite Liabilities, Technical Committee Meeting on Nuclear Graphite Waste Management, IAEA-NGWM/CD, (2001).
- 9) BNFL plans for the end of Magnox, Nuclear Engineering International, July, 2000, p.11.
- 10) BNFL to Put All Closed Magnoxes into Low-Maintenance 'Safestore', Nucleonics Week, July 26, 2001.
- 11) M. Campani, J.G. Nokhamzon, EDF and CEA's

- dismantling strategies—application to EL4 and its waste management mode, Proc. of IMechE 1998, C539/068 (1998).
- 12) V. Massaut, et al., Decommissioning Experience in the European Union to Date, Euradwaste 1999, p.115, (1999).
- 13) J.A. Espallardo, Radwaste vault clearance at Vandellós 1 reactor (Spain), IMechE Conference Transactions of International Conference on Nuclear Decommissioning, C504/077 (1995).
- 14) 山本龍美、野尻茂信、上妻正孝、スペイン・イタリアのガス冷却炉の廃止措置状況、デコミッショニング技報、第15号、p.2 (1996).
- 15) J.L. Santiano, S. Vidaechea, Recent Developments in D&D of Nuclear Facilities in Spain, ICEM'01, (2001).
- 16) M. Sturvi, G. Drenzo, Decommissioning activities at Latina NPP, IMechE Conference Transactions of International Conference on Nuclear Decommissioning, C504/024 (1995).
- 17) G. Bolla, E. Macci, J.F.D. Craik, P. Walkden, The Decommissioning of the Latina Nuclear Power Plant, Proceedings of ICONS — 9, Paper 884 (2001).
- 18) 財原子力研究バックエンド推進センター、ラテーナ原子力発電所のデコミッショニング方式の転換、「デコミニュース」N0.18、2001年11月、p.1.
- 19) C. Marnet, M. Wimmers, U. Birkhold, Decommissioning of The AVR Reactor, Concept for The Total Dismantling, IAEA-TECHDOC-1043, p.17 (1998).
- 20) B. Bisplinghoff, M. Lochny, J. Fachinger, H. Bruecher, Radiochemical Characterization of Graphite from Juelich Experimental Reactor (AVR), IAEA — GWM/CD (1999).
- 21) G. Dietrich, N. Roehl, Decommissioning of the Thorium High Temperature Reactor (THTR-300), Decommissioning, Decontamination and Reutilization Worldwide Experience-DD&R What Does It Mean, ANS, p.67 (1997).
- 22) G. Dietrich, W. Neumann, N. Roehl, Decommissioning of the Thorium High Temperature Reactor (THTR-300), IAEA-TECHDOC-1043, p.9 (1998).
- 23) Decommissioning U.S. Reactors: Current Status and Developing Issues, EPRI NP-5494 (1988).
- 24) M. Fisher, Fort St. Vrain Decommissioning Project, IAEA-TECHDOC-1043, p.123 (1998).
- 25) V. F. Likar, Decommissioning Progress at Fort St. Vrain, IMechE 1995, C504/011 (1995).
- 26) V. F. Likar, Decommissioning of Fort St. Vrain, デコミッショニング研究協会デコミッショニングシンポジウム要旨集、p.20 (1996).
- 27) A. Abagyan, V. Zimin, Nuclear Power Plant Decommissioning in Russia, IMechE'98, C539/021 (1998).
- 28) B.J. Marsden, A.J. Wickam, Graphite Disposal Options — A Comparison of the Approaches Proposed by UK and Russian Reactor Operators, IMechE'98, C539/048 (1998).
- 29) R.J. Francis, K.H. Schieller, Preparing a Decommissioning Plan for Reactors 1, 2, and 3 at Chernobyl, IMechE'95, C504/019 (1995).
- 30) P. Poskas, J.E. Adomatis, Radwaste management Activities in Lithuania in Relation with Preparation for Decommissioning of Ignalina NPP Unit 1, ICEM'01, (2001).
- 31) IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Guide No.WS-G-2.1, STI/PUB/1079, (1999).

六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの現状

高木 喜一郎* 木村 和宏* 大間 知行** 内藤 大*

The Current situation of Rokkasho Low Level Radioactive Waste Disposal Center

Kiichirou TAKAGI, Kazuhiro KIMURA, Tomoyuki OOMA, Dai NAITOU

Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL) started Low-level Radioactive Waste (LLW) disposal since 1992. Those waste were produced by nuclear power plant operation. JNFL received about 140 thousands drums by 2001 fiscal year from 13 nuclear power plants in Japan.

For safety disposal of LLW, we have to do waste treatment, inspection, facility design, appropriate control, monitoring at each stage according to laws and safety standards. Also safety assessment is required.

This report describes an overview of LLW receipt and disposal at Rokkasho Low Level Radioactive Waste Disposal Center.

1. はじめに

全国の原子力発電所で保管されている低レベル放射性廃棄物の累積保管量は平成12年度末には200 ㌔ドラム缶換算で約52万本となっており、今後も増加を続けていくと予想される。

六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター（以下「埋設センター」）は、これらの原子力発電所等で発生する低レベル放射性廃棄物（廃棄体：ドラム缶等）をまとめて埋設する施設として、日本原燃㈱が Fig.1 に示す下北半島南部の青森県上北郡六ヶ所村大石平に建設を進めてきた我が国初の施設である。

昭和59年電気事業連合会は青森県知事及び六ヶ所村長に原子燃料サイクルの主要施設である再処理施設、ウラン濃縮施設、及び低レベル放射性廃棄物貯蔵施設の立地の申し入れを行い、昭和60年に3施設の立地受諾の回答を得ている。

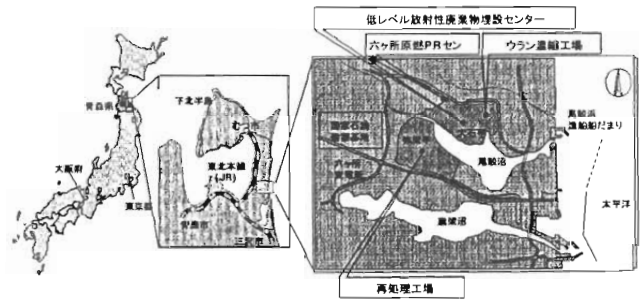


Fig.1 Location of Facilities

このとき当施設へ持ち込む低レベル放射性廃棄物として次のように説明している。

主に

- ・原子力発電所からの低レベル廃棄物
- ・原子炉廃止措置によって発生する低レベル廃棄物
- ・当地点の他の施設から発生する低レベル廃棄物（ α 廃棄物を除く）

* : 日本原燃㈱埋設事業部埋設計画部 (Japan Nuclear Fuel Limited)

** : 日本原燃㈱埋設事業部開発設計部 (Japan Nuclear Fuel Limited)

このほか

- ・他の原子力施設で発生するこれらと同等の低レベル廃棄物

埋設センターはこの貯蔵施設に当たるものとして、低レベル放射性廃棄物を逐時受け入れ、最終規模は約60万 m^3 (200 kg ドラム缶約300万本相当)とする計画である。

このうち、1号埋設分として200 kg ドラム缶20万本相当の廃棄物埋設施設について昭和63年4月27日に事業許可申請を行い、平成2年11月15日に許可を受け同年11月30日に建設工事に着手、平成4年12月8日から操業を開始した。

1号施設には平成14年3月末で約13万4千本の受け入れを行っている。

2号埋設分については、200 kg ドラム缶20万本相当の廃棄物埋設施設について平成9年1月30日に事業変更許可申請を行い、平成10年10月8日に許可を受け同年10月12日建設工事に着手、平成12年10月10日から受け入れを開始している。

2号施設には平成14年3月末までに約8千本の受け入れを行なっている。

本報告では埋設センターで受け入れている廃棄体及びその埋設処分に関わる確認、埋設、管理、安全評価等について紹介する。

2. 廃棄物埋設施設の概要

2.1 施設の位置

埋設センターの敷地は下北半島南端の太平洋側に位置し、北側を老部（おいっぺ）川、南側を二又川と尾駁（おぶち）沼で境された標高30～60mの台地からなり、北西から南東に向かって緩く傾斜しており、敷地内に沢が存在する。

事業用地の面積は約360万 m^2 （ウラン濃縮工場用地、専用道路を含む）である。

敷地の地形及び廃棄物埋設施設の設置位置をFig.2に、現在の状況をPhoto 1に示す。

また1号、2号埋設施設の東側に廃棄体を受け入れる低レベル廃棄物管理建屋がある。

2.2 埋設設備の概要

1、2号廃棄物埋設設備の配置及び主な仕様をFig.3、Fig.4に示す。

(1) 1号廃棄物埋設設備

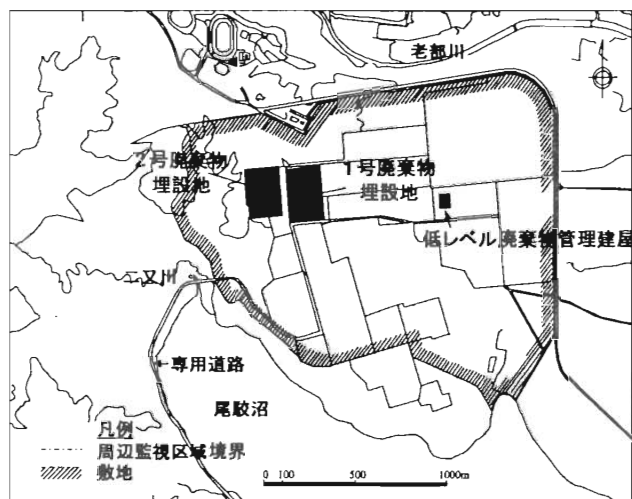


Fig.2 Layout of the Disposal Facility at Rokkasho Site

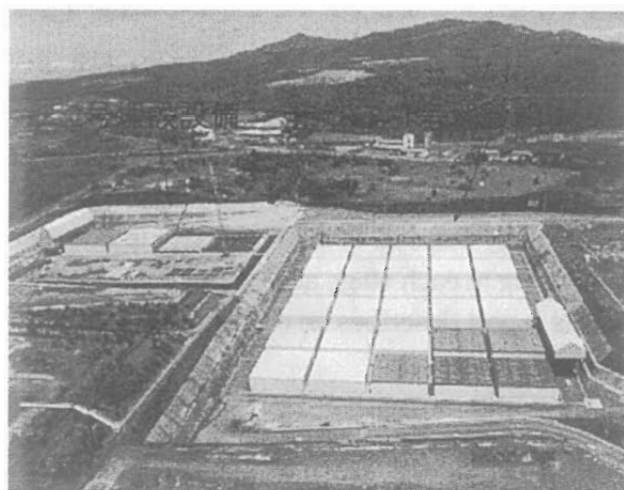


Photo 1 View of Rokkasho Low-Level Radioactive Waste Disposal Center

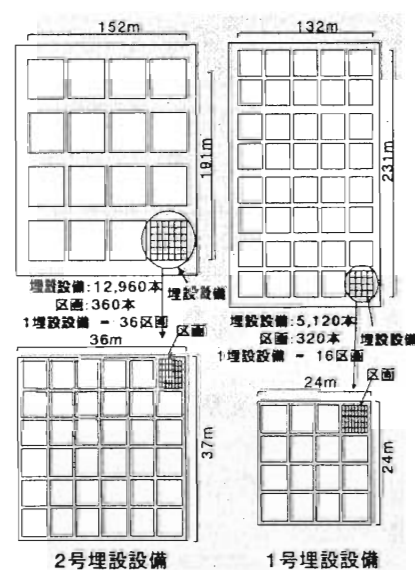


Fig.3 Vault Design and Layout

	1号埋設設備	2号埋設設備
設備数	40基	16基
設備容量 (ドラム缶換算)	5,120本/設備 (320本/区画×16区画)	12,960本/設備 (360本/区画×36区画)
定置方法 (積み)	8段5列8行	9段5列8行
設備寸法	24m×24m×6m	36m×37m×7m

Fig.4 Vault Main Data

廃棄物埋設施設のうち1号埋設地の埋設設備は、敷地のほぼ中央寄りの標高45mと標高46mの造成地に設置されている。

1号廃棄物埋設地には、廃棄体40,000m³ (200ℓドラム缶20万本相当) を埋設する埋設設備が設置されることとなっており、1埋設設備当たり廃棄体約1,000m³ (200ℓドラム缶約5,000本相当) を埋設する埋設設備5基を1埋設設備群とする8埋設設備群で構成され、現在6埋設設備群までが構築されている。

埋設設備は、透水性の小さい鷹架層を掘り下げて、現造成面下約14m (北側) ～約19m (南側) の位置に設置するもので、鉄筋コンクリート造の外周仕切設備、内部仕切設備及び覆いから構成されており、その内部は内部仕切設備により16に区画されている。

1区画には、廃棄体64m³ (200ℓドラム缶320本相当) を収納できる。

なお、区画内は廃棄体定置後セメント系充てん材で充てんされる。その際、外周仕切設備及び覆いと廃棄体との間には、約40cm厚さのセメント系充てん材の層を設けることとしている。

(2) 2号廃棄物埋設設備

廃棄物埋設施設のうち2号埋設地の埋設設備は1号埋設地の西側に設置されている。

2号廃棄物埋設地には、1号と同じく廃棄体40,000m³ (200ℓドラム缶20万本相当) を埋設する埋設設備が設置されるが、1埋設設備当たり埋設する廃棄体は約2,600m³ (200ℓドラム缶約13,000本相当) と1号の2倍以上となっている。この埋設設備2基を1埋設設備群とする8埋設設備群で構成され、現在2埋設設備群までが構築されている。

埋設設備は、1号と同じく鷹架層を掘り下げて、現造成面下約21m (北側) ～約16m (南側) の位置に設置するもので、鉄筋コンクリート造の外周仕切設備、内部仕切設備及び覆いから構成されているが、その内部は内部仕切設備により36に区画されている。1区画には、廃棄体72m³ (200ℓドラム缶360本相当) を収納でき、1号の8段積みに対し9段積みとしている。このため埋設施設の高さも約1m高くなっている。

なお、区画内は1号埋設設備と同様に、廃棄体定置後セメント系充てん材で充てんされる。

(3) 覆土

廃棄体の定置終了後に埋設設備の周りを覆土した後のイメージをFig.5に示す。

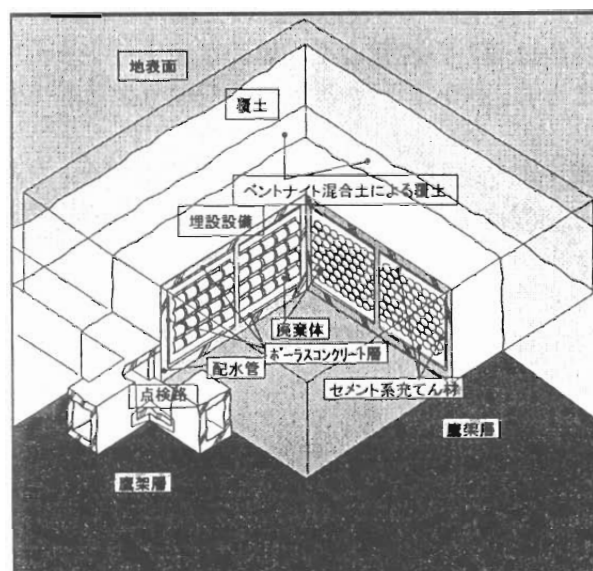


Fig.5 View of Disposal Facility Structure

現時点ではまだ覆土はしていないが、埋設設備の周りをベントナイトを混合した土砂で覆い、その周りをさらに土砂で覆う予定としている。

また、ピットの内側にはポーラスコンクリート層を設けここに浸入してきた水を排水できる排水管を設けており、ピットの周囲にはこの排水状況を監視できるよう点検路を設ける予定としている。

1号埋設施設、2号埋設施設の覆土が終了した後の断面をFig.6に示す。

周辺土壤等と比べて透水係数が大きくならな

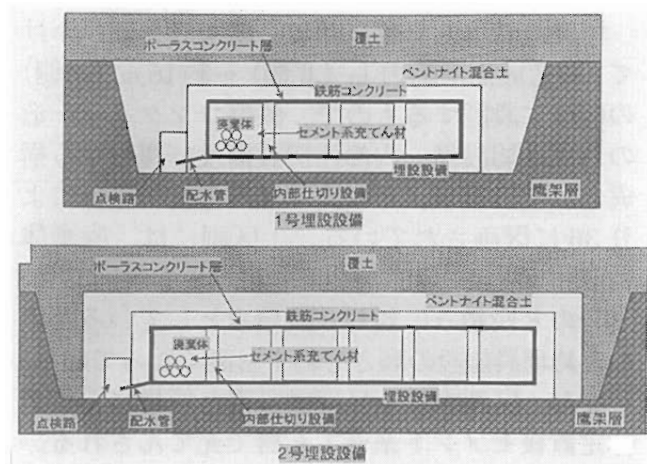


Fig.6 Structure of Disposal Facility

いように土砂などを締め固めながら覆土を行う。

また、覆土のうち埋設施設の上面及び側面の透水係数は周りの岩盤の平均値的な値より小さくすることし、ベントナイトと土砂の混合土としている。

覆土の厚さは、1号埋設施設は6m以上、2号埋設施設は11m以上とする。そのうち埋設施設のベントナイトと土砂の混合土は共に2m以上とする予定であり、その透水係数は1号は $1\text{E-}9\text{m/s}$ 、2号では施行方法の改良により $1\text{E-}10\text{m/s}$ 程度とする予定である。

2.3 低レベル廃棄物管理建屋の概要

附属施設である低レベル廃棄物管理建屋は埋設設備群設置位置東側の標高35mの造成地に設置されている。

本建屋内にある廃棄体の受入れ施設の概要図をFig.7に示す。この施設には、一時貯蔵エリアが設けられ、また一時貯蔵天井クレーン、コンベア、払い出し天井クレーン等の廃棄体取扱い設備、廃棄体検査設備等が設置されている。

廃棄体の最大受入れ能力は、 $10,000\text{m}^3/\text{年}$ (200ドラム缶 50,000本相当/年) である。また、受入れ施設の廃棄体一時貯蔵能力は、約 640m^3 (200ドラム缶 3,200本相当) である。

3. 廃棄体の輸送

原子力発電所からの廃棄体の移送の概略をFig.8に示す。原子力発電所で固化された廃棄体は検

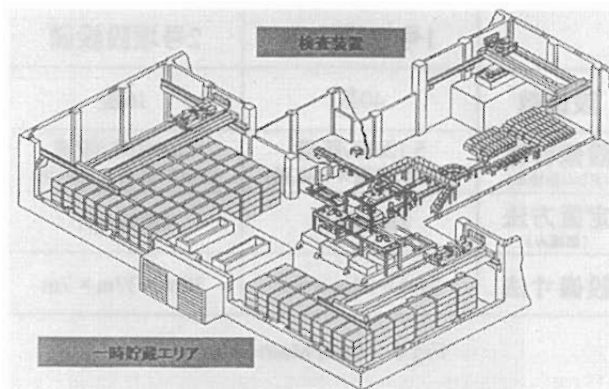


Fig.7 Temporary Storage and Inspection Facility (at Rokkasho LLW Disposal Center)

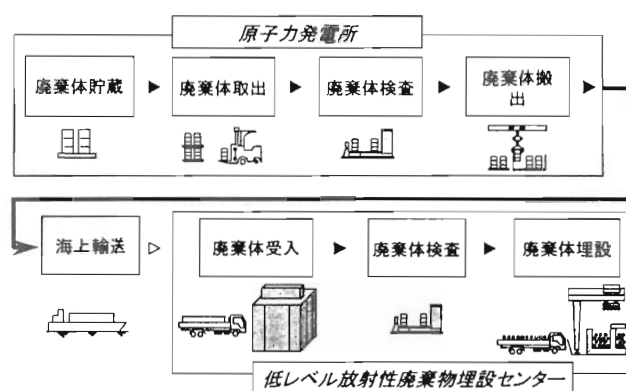


Fig.8 Transportation of LLW Packages

査された後、Fig.9に示す専用の輸送容器に8本ずつ収納され、低レベル放射性廃棄物の専用の運搬船として建造された「清栄丸」(Photo 2に示す)で埋設センター近隣のむつ小川原港まで海上輸送されている。

輸送能力として最大容器を384個、廃棄体本数で3072本を運ぶことができる。

Photo 3に示すように「清栄丸」から陸揚げされた廃棄体は2コンテナずつ専用の輸送トラックに搭載して埋設センターの管理建屋まで輸送される。

4. 埋設対象廃棄物

4.1 廃棄体の特性

埋設センターに受け入れる廃棄物として、1号埋設施設には均質・均一固化体、2号埋設施設には充填固化体を受け入れている。

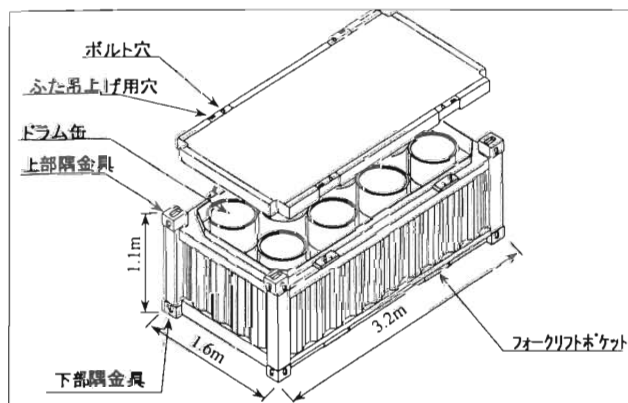


Fig.9 Container for Transportation of LLW



Photo 2 Conveyance Vessel for LLW

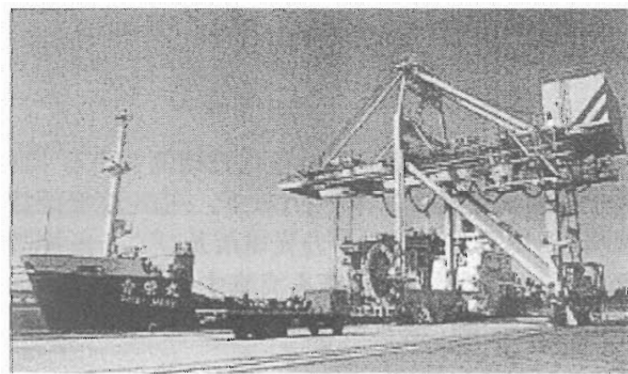


Photo 3 Discharging of wastes (at Mutsu-Ogawara Port)

(1) 1号埋設施設の埋設対象廃棄体

原子力発電所の運転に伴って発生する廃液や使用済み樹脂をセメントやアスファルト、プラスチックを用いて均質・均一に容器(200ℓドラム缶)に固型化したものを対象としている。

(2) 2号埋設施設の埋設対象廃棄体

原子力発電所の運転に伴って発生する金属類や、プラスチック、保温材などの固体状の廃棄

物をモルタルで容器(200ℓドラム缶)と一体になるように固型化したものを対象としている。

4.2 廃棄物の処理

1号埋設施設の埋設対象となる均一・均質固化体の廃棄物はFig.10に示すように各々の状態に合わせて蒸発処理等を行った後、セメント・アスファルト・プラスチックによって固化される。

2号埋設施設の埋設対象となる固体状廃棄物はFig.11に示すように有害なものを取り除いた後、焼却・圧縮・溶融等の処理を行う。

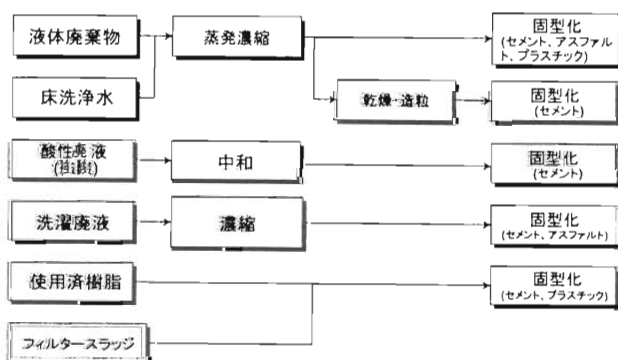


Fig.10 Treatment/Conditioning for Liquid Waste, Resin and Sludge

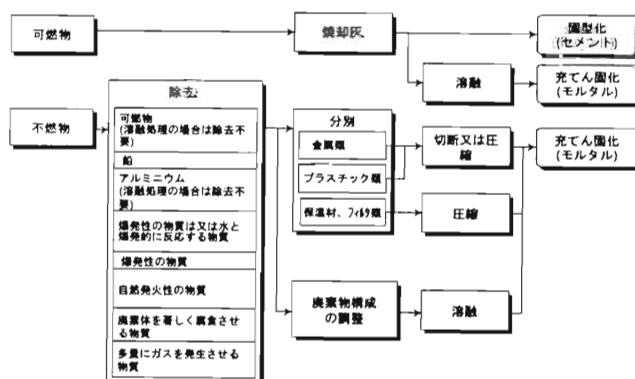


Fig.11 Treatment/Conditioning for Dry Active Waste

Fig.12は2号埋設施設に埋設する廃棄体の断面を示したものであり、内容物、処理方法によって次のような廃棄体がある。

- ・金属類などの強度が高い廃棄物を必要に応じて切断した後、容器に収納しモルタルを充てんしたもの
- ・強度が低い廃棄物を必要に応じて切断した

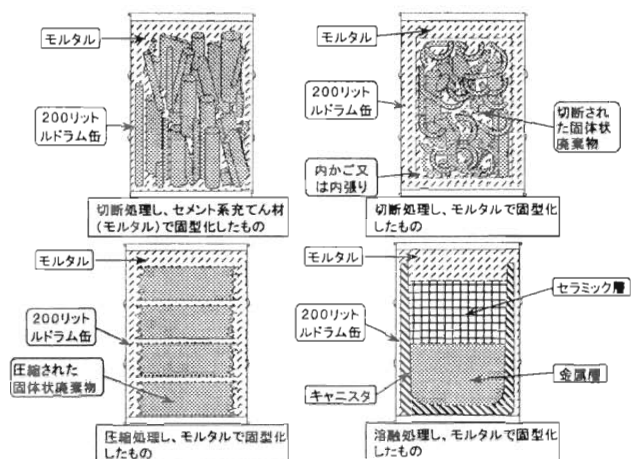


Fig.12 Waste Form for No.2 Facility

後、容器に収納された内かごに入れモルタルを充てんしたもの

- ・圧縮した廃棄物を容器に収納しモルタルを充てんしたもの
- ・溶融した廃棄物を容器に収納しモルタルを充てんしたもの

4.3 廃棄体中の各核種濃度の上限値

1号埋設施設、2号埋設施設に受け入れる廃棄体の核種毎の総放射エネルギーおよび最大放射エネルギーをFig.13に示す。事業許可申請の安全評価から、法令に定める6核種を含む11核種の制限を設けている。

放射性物質の種類	1号埋設		2号埋設		*1 法令放射能 濃度上限値 (Bq/ton)
	最大放射エネルギー (Bq/ton)	総放射エネルギー (Bq)	最大放射エネルギー (Bq/ton)	総放射エネルギー (Bq)	
トリチウム	3.07×10^{11}	1.22×10^{14}	1.22×10^{12}	1.22×10^{11}	—
炭素14	8.51×10^7	3.37×10^{12}	3.37×10^{10}	3.37×10^{12}	3.7×10^{10}
コバルト60	2.78×10^{12}	1.11×10^{15}	1.11×10^{12}	1.11×10^{15}	1.11×10^{12}
ニッケル59	8.88×10^8	3.48×10^{12}	8.88×10^7	3.48×10^{12}	—
ニッケル63	1.11×10^{12}	4.44×10^{14}	1.11×10^{12}	4.44×10^{14}	1.11×10^{12}
ストロンチウム90	1.67×10^{10}	6.66×10^{12}	6.66×10^{10}	6.66×10^{12}	7.4×10^{10}
セシウム137	8.51×10^7	3.33×10^{10}	3.33×10^7	3.33×10^{10}	—
テクネチウム99	1.85×10^7	7.40×10^9	7.40×10^7	7.40×10^9	—
ヨウ素129	2.78×10^5	1.11×10^8	1.11×10^5	1.11×10^8	—
セシウム137	1.04×10^{11}	4.07×10^{13}	4.07×10^{11}	4.07×10^{13}	1.11×10^{12}
アルファ線放出 する放射性物質	5.55×10^6	2.33×10^{11}	5.55×10^6	2.33×10^{11}	1.11×10^{12}

*1 核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令 (第13条の9)

Fig.13 Acceptable Limits on Radioactivity of the Waste Packages for Rokkasho LLW Disposal Facility

核種毎の総放射エネルギーは1号、2号とも同じである。

なお、最大放射エネルギーが2号埋設施設の方が大きくなっているが、これは2号埋設施設に受け入れる固体状廃棄物の濃度のばらつきが大きくなっているためである。

5. 廃棄体確認

埋設する廃棄体はFig.14に示す技術上の基準を満足する必要がある。電気事業者が原子力発電所において検査を実施し、検査記録の確認及び製作記録をチェックしている。

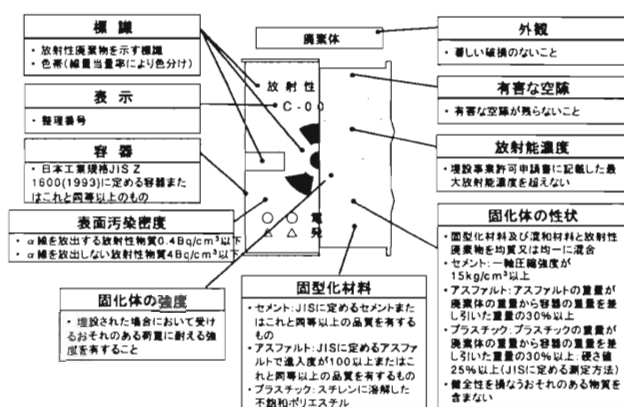


Fig.14 Technical Criteria for Waste Packages

さらに、国が指定する検査代行機関である「財原子力安全技術センター」(以下、「指定廃棄確認機関」という。)が、原子力発電所及び六ヶ所埋設センターそれぞれで検査を実施することにより、技術上の基準に適合していることを確認している。

(1) 電気事業者による検査

電気事業者は埋設しようとする廃棄体が技術基準を満足していることを確認するために廃棄体の発生元である原子力発電所で検査を行っており、この検査に合格した廃棄体が次項に示す廃棄確認申請の対象廃棄体となる。

当社は、この検査で電気事業者が適切な検査を行えるよう、指導・助言を行うとともに、廃棄体が技術基準等に適合していることを自主的に確認している。

Photo 4に原子力発電所で行う廃棄体検査のための装置の例を示す。

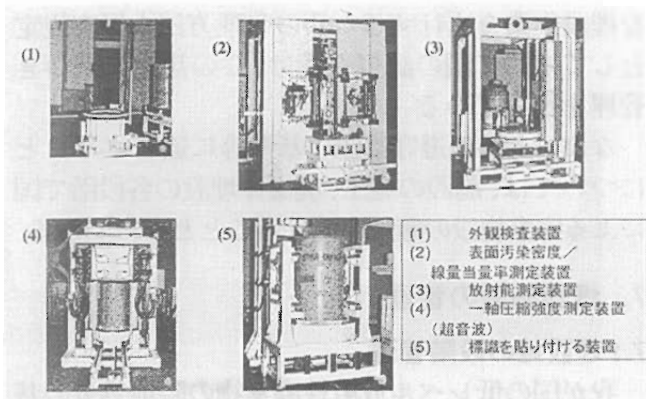


Photo 4 Waste Package Inspection System
(at Power Plant)

(2) 廃棄確認申請

電気事業者による検査において測定された廃棄体のデータが法令上及び事業許可申請書上における廃棄体の技術基準等を満足していることの確認を行った後、法令に従い当社は指定廃棄確認機関に対し、当該廃棄体データに基づき廃棄確認申請を行う。

(3) 指定廃棄確認機関による確認及び確認証の交付

廃棄確認申請後、指定廃棄確認機関は廃棄確認申請書に記載されている内容について、埋設しようとする廃棄体が法令、技術基準および事業許可申請書上の要求事項を満足していること、ならびに申請書のデータが正しいものであることを、廃棄体の発生元である原子力発電所と埋設センターにおいて確認している。

埋設センターにおいては Photo 5 に示すように廃棄体の外観検査、線量当量を識別するラベル等の標識の検査及び整理番号の確認を行っている。

指定廃棄確認機関による廃棄確認の後、確認証が交付され、合格した廃棄体が順次埋設される。

6. 埋設

6.1 廃棄体の埋設手順

廃棄体の埋設は Fig.15-1～4 に示す手順で行われる。

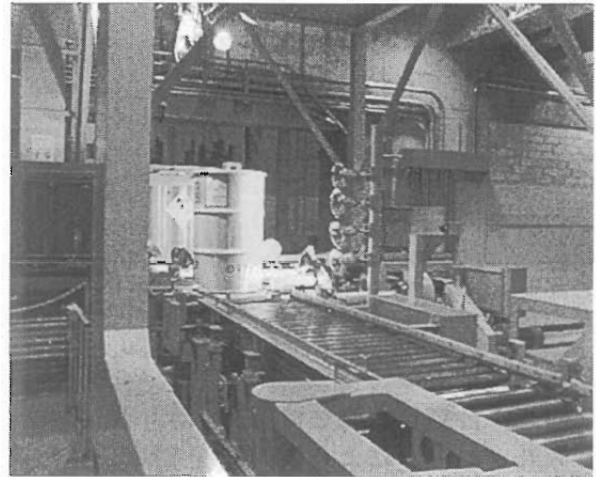


Photo 5 Inspection Device
(at Rokkasho LLW Disposal Center)

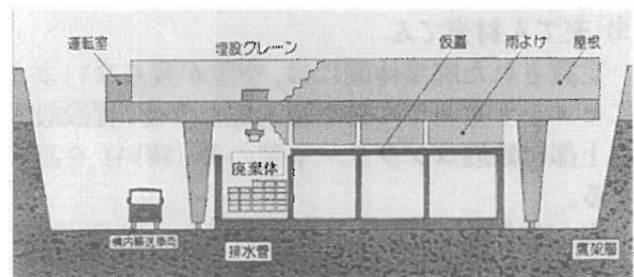


Fig.15-1 Procedure of Disposal (Emplacement of waste)

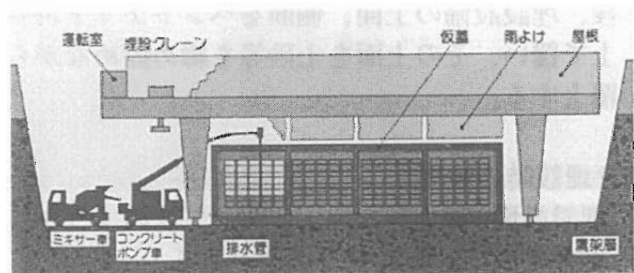


Fig.15-2 (Filling with Mortar)

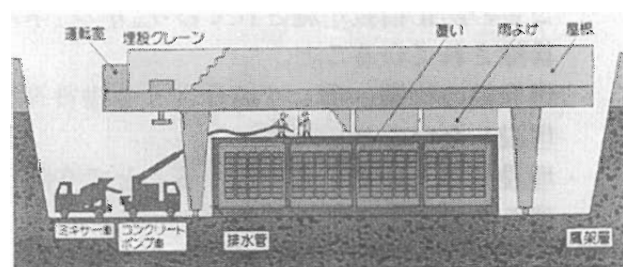


Fig.15-3 (Covering with concrete)

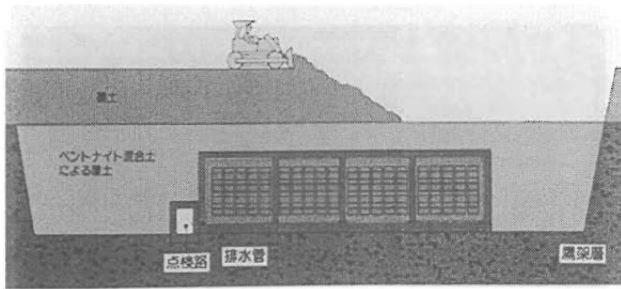


Fig.15-4 (Covering with Soil)

(1) 廃棄体払出し

検査に合格した廃棄体は、8本単位で払い出し天井クレーンにより構内運搬車両に積載され埋設地に輸送される。

(2) 廃棄体定置

廃棄体は構内運搬車両から埋設クレーンにより予め決められた埋設設備の位置に定置される。

(3) 充てん材充てん

定置された廃棄体間には、空隙が残らないようにセメント系充てん材を注入したうえ、埋設設備の上部に鉄筋コンクリート製の蓋（覆い）を設置する。

尚、寒冷期に定置されたものについては、翌年の温暖期にこれらの作業を実施する。

(4) 覆土

鉄筋コンクリート製の蓋（覆い）を設置した後、埋設設備の上面、側面をベントナイト混合土で覆い、その上面を土砂等を締め固めながら覆土する。

6.2 埋設時の管理

埋設設備、覆土等の施工に関して次のような技術上の基準に適合させる必要がある。

- ・埋設設備の仕切設備は所定の要件を満足していること
- ・埋設を行おうとする区画は雨水が侵入することの防止措置が施されており、かつ、水が排除されていること。
- ・爆発性の物質、著しく腐食させる物質等を埋設しないこと。
- ・埋設地は土砂等を充てんすることで空隙が残らないようにすること。

これらの基準の他に施設の設計、安全評価から導かれた次のような要件も満足する必要がある。

- ・廃棄体の放射性物質濃度、種類が極端な片寄りが無いこと

これら基準要件を確実に遵守するとともに適切な埋設作業を遂行するための管理方法を保安規定として定めて国の認可を受け、この規定に基づき管理を行っている。

なお、上記の遵守事項、基準等に適合することについては、施設の施工、廃棄体埋設の各段階で国による廃棄施設の確認を受けることとなっている。

7. 埋設施設の管理

7.1 埋設地の段階管理

我が国の低レベル放射性廃棄物の陸地処分の基本的な考え方としては、放射能の減衰に伴う放射能レベルに応じた管理を行うこととされており、Fig.16、Fig.17に示すように第1、第2、第3段階に分けて管理することとなっている。

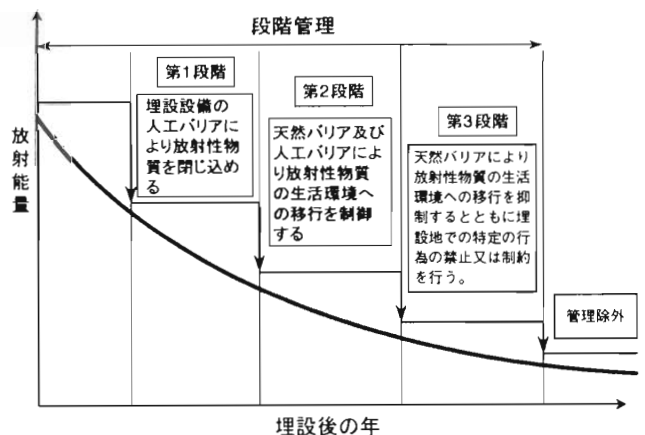


Fig.16 Safety Management Plan for LLW Disposal

第1段階	第2段階	第3段階
埋設設備により閉じ込め	埋設設備と周辺土壌等により移行制御	主に周辺土壌等により移行制御
埋設開始後 1号: 30～35年 2号: 25～30年	第1段階終了後 30年	第1段階終了後 300年
・地下水監視 ・設備からの排水監視		・掘削等の制限
・環境モニタリング		

Fig.17 Institutional Control Period

(1) 第1段階

廃棄体受け入れから覆土終了までの段階で、1号では30～35年、2号では25～30年を予定している。

この段階では、人工バリアにより放射性物質の漏出を防止し、廃棄物埋設地の巡視・点検や埋設設備からの排水中放射性物質の濃度測定により、放射性物質の漏洩がないことを確認する。

また、周辺監視区域境界付近での地下水のモニタリングも行う。

これらのモニタリングの結果、必要に応じ覆土の手直し等の修復を行う。

(2) 第2段階

人工バリア、天然バリアにより放射性物質の移行を抑制する段階であり、第1段階と同様に廃棄物埋設地の巡視・点検や埋設設備からの排水中放射性物質の濃度測定により、放射性物質の漏出の状況を監視し、必要に応じて放射性物質の移行抑制等の措置を講じることとしている。なお、第2段階の終了時期は、覆土の安定性等を考慮し、第1段階終了後30年としている。

(3) 第3段階

主として天然バリアにより放射性物質の移行抑制を行う段階であり、一般公衆の敷地内への立ち入りは許容するが、放射線防護の観点から沢水の利用の禁止、地表面の掘削等の制約を行う段階である。第3段階の終了時期は、一般公衆の受ける線量当量の観点から十分な余裕をみて、第1段階終了から300年後としている。

7.2 排水・監視

排水・監視設備は、埋設設備の外周仕切設備及び覆いとセメント系充てん材との間に設けるポーラスコンクリート層及びこれに接続して設ける排水管並びに排水状態を監視・点検するために埋設設備周囲に設ける点検路から構成されている。

このうち、ポーラスコンクリート層は、万一埋設設備内に地下水が浸入した場合でも、この水が廃棄体に達することなく排水できるように設置するもので、均一な粒度の粗骨材をセメントペーストによって結合し、連続した空隙を形成させたコンクリート板を使用する。

7.3 地下水監視

廃棄物埋設施設の段階管理において、第1段階は埋設設備より放射性物質の漏出がないことを確認し、第2段階においては放射性物質の漏出の状況を監視することとしている。

これらの確認、監視は地下水の監視孔において採取する地下水中の放射性物質濃度を測定することにより行われる。

7.4 環境モニタリング

外部放射線に係わる線量や土壌、陸水等に含まれる放射性物質濃度を定期的に測定している。

8. 線量評価

8.1 管理期間内（第1～3段階）の評価

廃棄物埋設地からの放射性物質の漏出、気体及び液体廃棄物の放出等に伴う一般公衆の線量が法令で定める線量限度である1mSv/yを越えないことことはもとより合理的に達成できる限り低いことを評価している。

その線量評価経路を Fig.18、Fig.19 に示す。

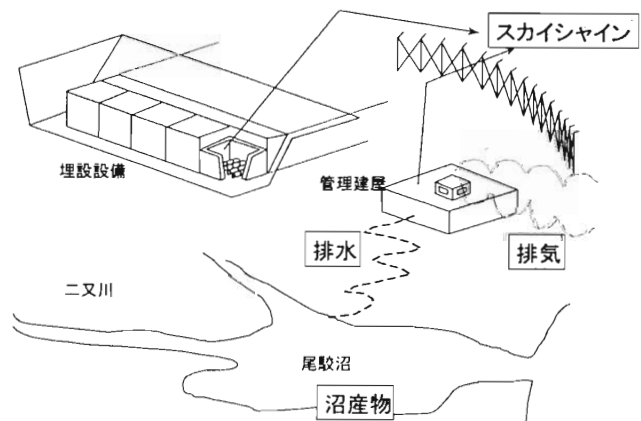


Fig.18 Exposure Pathways during the Institutional Period
(Before and Under Buried)

- ・ 換気空調設備から放出される気体廃棄物中の放射性物質の移行による内部被ばく
(気体廃棄物放出)
- ・ 低レベル廃棄物管理建屋からの排水口から放出される液体廃棄物中の放射性物質が移

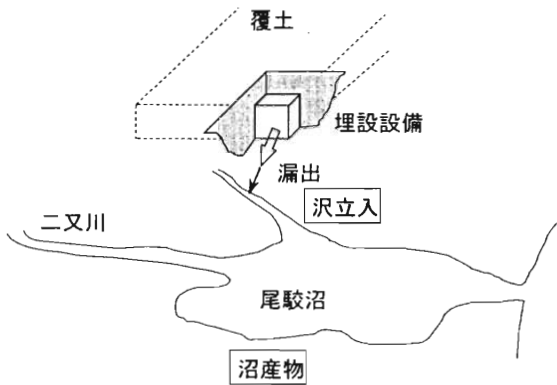


Fig.19 Exposure Pathways during the Institutional Period
(After Buried)

行する尾駁沼の沼産物摂取による内部被ばく
(液体廃棄物放出)

- ・ 廃棄物埋設地から地下水中に漏出する放射性物質が移行する尾駁沼の沼産物摂取による内部被ばく (沼産物摂取)
- ・ 沢への放射性物質の移行による外部被ばく及び内部被ばく (沢立ち入り)
- ・ 本施設に一時貯蔵及び埋設される放射性物質からの外部被ばく (スカイシャイン)

8.2 管理期間終了後の評価

(1) 一般的事象

埋設された廃棄物に起因する一般公衆の線量が、被ばくの観点からは管理することを必要としない低い線量 ($10 \mu\text{Sv/y}$) であることを評価している。

一般的事象として次の評価を行っており、評価経路を Fig.20 に示す。

- ・ 地下水中の放射性物質が移行する尾駁沼の沼産物摂取による内部被ばく (沼産物摂取)
- ・ 廃棄物埋設地近傍の沢水の飲用による内部被ばく (沢水飲用)
- ・ 廃棄物埋設地近傍の沢水を用いて生産する農畜産物の摂取による内部被ばく (農畜産物摂取)
- ・ 廃棄物埋設地近傍の沢水を生産に利用する農耕作業による外部被ばく及び内部被ばく (農耕作業)
- ・ 廃棄物埋設地又はその近傍における住宅施

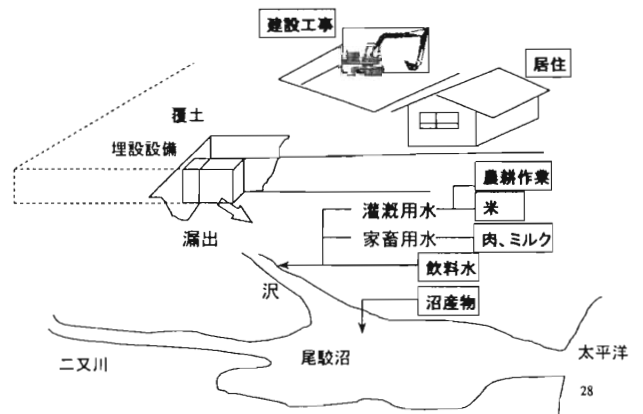


Fig.20 Exposure Pathways for the Post Institutional
Control Period (Common Case)

設の建設工事による外部被ばく及び内部被ばく
(一般住宅建設作業)

- ・ 廃棄物埋設地又はその近傍における居住による外部被ばく及び内部被ばく (一般住宅建設跡地居住)

(2) 発生頻度の小さい事象

一般的と考えられる事象よりも発生頻度は小さいが、線量当量の観点からは影響の大きい事象も想定される。

このような事象について国の安全審査の考え方である「 $10 \mu\text{Sv/y}$ を著しく超えないことをめやすとする。」ことを評価している。

発生頻度の小さい事象として次の評価を行っており、評価経路を Fig.21 に示す。

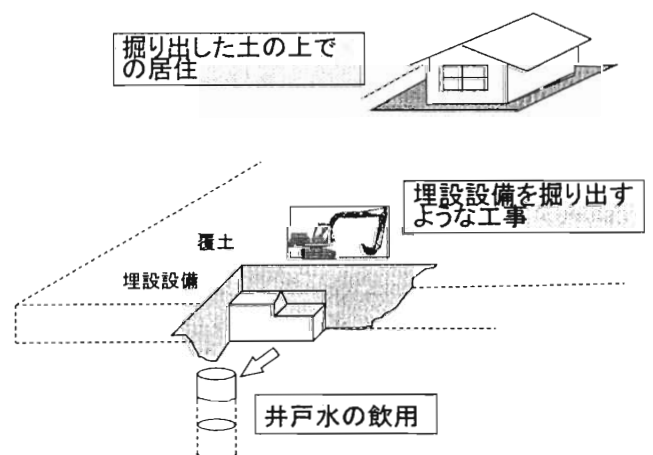


Fig.21 Exposure Pathways for the Post Institutional
Control Period (Low Frequency Case)

- ・ 廃棄物埋設地における地下数階を有する建物の建設工事による外部被ばく及び内部被ばく (大規模建設作業)
- ・ 廃棄物埋設地における地下数階を有する建物の建設工事によって発生する土壌上での居住による外部被ばく及び内部被ばく (大規模建設跡地居住)
- ・ 廃棄物埋設地又はその近傍における井戸水の飲用における内部被ばく (井戸水飲用)

これらの評価結果を Fig.22 に示す。

(単位: $\mu\text{Sv}/\text{y}$)				
線量当量評価経路		1号埋設	2号埋設	基準線量
平 常 時 評 価	気体廃棄物放出(呼吸)	1.5×10^{-3}	3.0×10^{-3}	1 mSv/y
	液体廃棄物放出(沼産物摂取)	4.4×10^{-4}	8.8×10^{-4}	
	沼産物摂取(管理期間中)	3.1×10^{-2}	7.7×10^{-2}	
	沢立ち入り	4.1×10^{-6}	1.1×10^{-5}	
	スカイサイン	27	25	
管 理 期 間 終 了 後 一 般 的 事 象 発 生 頻 度 小	沼産物摂取	7.5×10^{-2}	0.18	10 $\mu\text{Sv}/\text{y}$
	沢水飲用	0.13	0.30	
	農畜産物摂取 農産物	9.1×10^{-2}	0.14	
	農畜産物摂取 畜産物	2.9×10^{-2}	6.8×10^{-2}	
	農耕作業	5.5×10^{-2}	3.3×10^{-2}	
	住宅建設作業	8.3×10^{-2}	2.5×10^{-2}	10 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ を著しく超えない
	跡地居住	1.5	0.44	
	大規模建設作業	8.1	8.2	
	大規模建設跡地土上の居住	14	14	
	井戸水飲用	3.0	3.0	

Fig.22 Dose Equivalent by Disposal

9. 施設の安全評価

廃棄物埋設施設は、主に容器の中にセメント等により固型化された放射性廃棄物を取り扱う施設であり、一般公衆に影響を及ぼすような異常の発生及び波及拡大は考えられない。しかし、異常時

の安全性を確認するという観点から、廃棄体取扱いに伴う廃棄体の落下事故及び平常時評価において考慮した事象を超えるような廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏出を仮定し、一般公衆の線量を評価した。

評価結果はFig.23に示すように極めて小さなものとなっており本事象によって一般公衆に対して著しい放射線被曝のリスクを与えることはない。

	1号	2号
廃棄体の落下事故	約 9.0×10^{-5} (mSv)	約 1.9×10^{-3} (mSv)
廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏出	約 3.1×10^{-5} (mSv/年)	約 7.7×10^{-5} (mSv/年)

Fig.23 Accident Evaluation

10. おわりに

原子力施設から発生する放射性廃棄物の埋設処分に関する検討、法令・基準類の整備が順次進められており、低レベル放射性廃棄物の全体像も具体的に示せるようになってきた。

これらの廃棄物の処分の実施に当たっては受け入れていただく地元のご理解がなによりも重要である。当社が行っている1、2号埋設施設への受け入れを確実に実施しその実績からさらにご理解を深めていただけるよう努力してまいりたい。

参考文献

六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター「その概要と安全性について」 2000.12.1

原子炉施設デコミッショニングにおける最近の解体技術動向

宮坂 靖彦*

Recent Trend of Dismantling Techniques for Nuclear Reactor Decommissioning

Yasuhiko MIYASAKA

This report describes the recent trend of dismantling techniques and decontamination methods for nuclear reactor decommissioning.

Recent decommissioning techniques will be described in Section 2 through 5, such as the decontamination methods, the one-piece removal method, the dismantling methods for the reactor pressure vessel and internals, the dismantling and removal of concrete structures. In Section 6 are presented the recent progresses and achievement of individual BR-3, KRB-A, MZFR, Greifswald, Trojan, and Connecticut Yankee decommissioning projects, with special reference to decontamination and decommissioning techniques including remotely operated robots, for the immediate dismantling of reactors.

The planning and implementation of decommissioning for nuclear reactor plant should refer recent dismantling techniques and many decommissioning experiences. The technical lessons learned from many projects will help in the planning for future decommissioning projects.

1. はじめに

わが国の試験研究用原子炉の廃止措置（デコミッショニング）は、動力試験炉（JPDR）を用いた解体実地試験により多くの解体技術を蓄積している¹⁾。また、研究炉 JRR-3 では原子炉を撤去し、新炉 JRR-3M を原子炉建家内に建設した経験がある。

原子炉施設デコミッショニングの最近の動向は、東海発電所の解体届けが 2001 年 12 月に認可され、解体が開始された。また、「ふげん」発電所の永久停止も 2003 年に予定されている。原子力施設デコミッショニングの大型プロジェクトは、長期間を要し、コストも高く、放射性廃棄物も多く発生するだけに、コスト低減、廃棄物の処理処分

等の観点から、一層合理的な解体技術の向上が求められている。

また、世界の商業用原子力発電炉は、31ヶ国で約 440 基（休止状態の約 10 基を含む）が稼動し、主要エネルギー源として定着している。一方、2001 年末現在までに閉鎖された発電炉は、1 万 kW_e 以上の小型パイロットを含めると 98 基であり、解体を完了したものはまだ約 10 基程度であり、多くは解体中、安全貯蔵のための工事中、あるいは安全貯蔵中である²⁾。その廃止措置戦略は、各国の廃棄物処理処分方策、炉型の特性等により異なるが、徐々に早期解体の方向に向う傾向にある^{3) 4)}。この傾向は、系統除染、解体技術等の技術開発、パイロット・プラントでの解体実証試験の成果が反映されてきていることによる。また、

* (財)原子力研究バックエンド推進センター (RANDEC)

プラントを周知した人的資源の喪失リスク、後世への負担の軽減などが戦略選定に影響している。

完全解体を目標に活発に解体作業を行っている海外の代表的なデコミッショニング・プロジェクトがいくつかある。ベルギーのBR-3、ドイツのグンドレミンゲンKRB-A及びイギリスのWAGRは、現在、欧州共同体 (EC) のデコミッショニング・プロジェクトとして解体実証試験に供され、原子炉本体を細かく切断し撤去する工法が採用されている。また、ドイツのMZFRとグライフスバルト発電所の原子炉本体でも細かく切断し撤去する工法での解体が計画されている。一方、米国では、原子炉圧力容器の一括撤去・処分工法がトロージャン炉 (炉内構造物を含む) で実施された。また、コネチカット・ヤンキー等の解体は、原子炉圧力容器の一括撤去を行う計画が進められている。

本報告では、このように各国で解体/除染技術が開発され、実証試験の成果が多く発表されていることから、これらの技術を2～5章でレビューすると共に、諸外国の主なデコミッショニング・プロジェクトの要点及びその解体技術を6章で、また、遠隔解体/ロボット技術を7章で紹介する。

1. 放射能インベントリ評価

原子炉のデコミッショニングを計画するにあたり、放射能インベントリやその特徴を知ることには、①作業者の被ばく及び公衆への影響評価 ②デコミッショニング方式の選択 ③具体的な解体工法及び時期の選択、に重要である。

試験研究炉での放射能インベントリは、出力によって大幅に異なり、運転履歴を考慮して評価する必要があるが、熱出力100kWで 10^4 GBq、1万kWで 10^6 GBq程度である⁵⁾。

運転を停止後も、運転中に原子炉構造物が中性子の照射を受けて放射化した核種を含むため放射能が存在する。放射能インベントリ評価には、運転履歴および構造・材質、並びに放射化に寄与する不純物の調査が必要である。また、その評価では、解体作業、解体廃棄物の処分などの観点から、放射化及び汚染核種として、Table 1に示す核種が重要である⁶⁾。

大型 (100万kWe級) の発電炉の場合、その量は、原子炉停止直後 10^{17} Bq程度になる⁷⁾。100万

kWe級のBWR型発電炉が40年間運転した場合、その放射能インベントリは、中性子束レベルの高い炉内構造物に集中し、原子炉圧力容器、生体遮蔽体などで99.9%以上を占め、残りの0.1%は腐食生成物などの汚染物が付着したその機器、配管に存在する^{8), 9)}。BWR炉内構造物による残留放射能と線量率の時間的変化の評価例をFig.1⁸⁾に示

Table 1 Major Activation Products of Long Half-life for Nuclear Reactor Decommissioning⁶⁾

核種	放射能	半減期 (yr)	鋼材中	コンクリート中	1次系
^3H	ソフトβ	12.3	○	○	○
^{14}C	ソフトβ	5,730	○	○	—
^{63}Ni	ソフトβ	100	◎	◎	◎
^{41}Ca	特性X線	1.0×10^5	—	○	—
^{55}Fe	特性X線	2.7	◎	○	◎
^{59}Ni	特性X線	7.5×10^4	○	○	○
^{54}Mn	γ	0.9	○	—	—
^{60}Co	γ	5.3	◎	◎	◎
^{94}Nb	γ	2.0×10^4	◎	—	—
^{125}Sb	γ	2.8	○	—	—
^{134}Cs	γ	2.1	—	○	—
^{152}Eu	γ	13.5	—	◎	—
^{154}Eu	γ	8.8	○	○	—

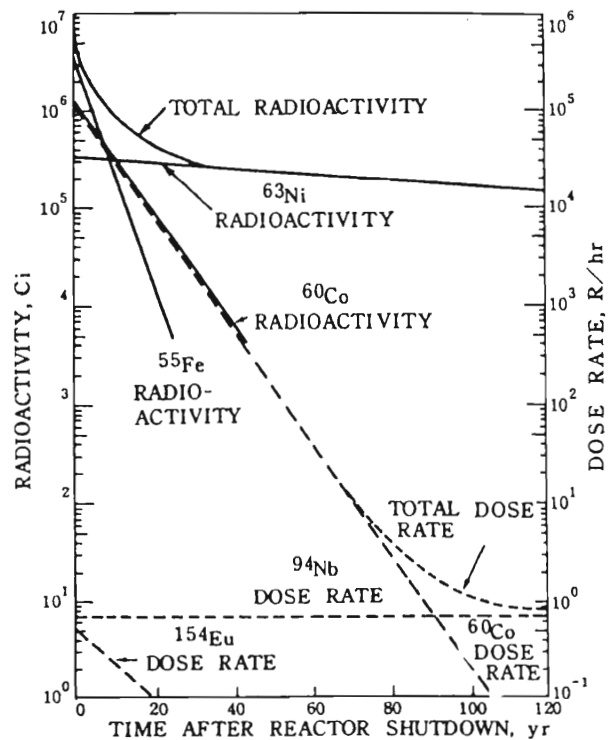


Fig.1 Radioactivity and Dose Rate of Core Shroud after Reactor Shutdown in Boiling Water Reactor⁸⁾

す。この図によると残留放射能の要因となる主要核種は、炉停止10年後までFe-55、続いてCo-60が支配的であり、それ以後はNi-63である。一方、炉内線量率は、半減期約5年のCo-60が支配的であり停止40年後で1/100、90年後まで続き、その後半減期が約2万年のNb-94が支配的になる。PWR型原子炉トロージャン(117.8万kWe)の放射能インベントリをTable 2に示す^{7), 10)}。トロージャンの放射能インベントリは、実効運転年数(EFPY)9年で、停止直後 1.37×10^{17} Bqある。これに対しEFPY30年でも 1.59×10^{17} Bqであり、あまり増えないことを示す。汚染量は全体の0.1%以下である。また、生体遮へいは0.03%程度である。これらの特性は軽水炉のデコミッショニング戦略の選択に影響する。

商業用炭酸ガス冷却炉GCRの原子炉停止後の炉内線量率について時間的变化をFig.2に示す。

これよりCo-60、Ag-108m、Nb-94の3核種が寄与し、約135年後Ag-108m、Nb-94が支配的になることが分かる。作業者の被ばく線量を5mSv/年と仮定して、停止後の経過時間と遠隔装置を用いないで作業できる時間(時/人/週)の関係をFig.3に示す。135年後では、週約30時間の作業が可能であり、解体時期の選定に135年後が最適としている¹¹⁾。一方、WAGRでは、6.5章で述べるように遠隔解体での解体実証試験を進めており、その成果は、各国のGCRのデコミッショニング戦略に影響を与えられる。

2. 機器、系統除染

原子炉の解体では、まず、解体を容易にするために原位置での機器、系統除染を行うのが一般的である。これまでに各種除染方法が開発され、最近、有効性が示されているものにCORD法、DFD

Table 2 Calculated Inventories of Radioactive Materials in Trojan⁷⁾

放射化機器	実効運転年数(9年) ^a			実効運転年数(30年) ^b		
	0年	10年	100年	0年	10年	100年
炉心シュラウド	1.11E+17	9.16E+15	1.63E+15	1.13E+17	9.32E+15	1.66E+15
炉心バレル	1.21E+16	9.98E+14	1.78E+14	2.17E+16	1.79E+15	3.19E+14
熱遮へい	2.89E+15	2.38E+14	4.25E+13	4.82E+15	3.98E+14	7.09E+13
RPV内側被覆	1.07E+15	8.83E+13	1.57E+13	4.20E+13	3.47E+12	6.17E+11
RPV鋼材	3.01E+14	2.19E+13	6.89E+11	4.33E+14	3.15E+13	9.92E+11
上部グリッド板	1.55E+15	1.28E+14	2.28E+13	8.03E+14	6.62E+13	1.18E+13
下部グリッド板	8.30E+15	6.90E+14	1.23E+14	1.82E+16	1.50E+15	2.68E+14
生体遮へい体	3.57E+13	2.32E+12	1.22E+11	4.45E+13	2.89E+12	1.52E+11
内部汚染	8.10E+13	1.30E+13	2.75E+11	1.80E+14	2.88E+13	6.12E+11
合計	1.37E+17	1.13E+16	2.01E+15	1.59E+17	1.31E+16	2.33E+15

a: PGG Report, b: NUREG/CR-0130

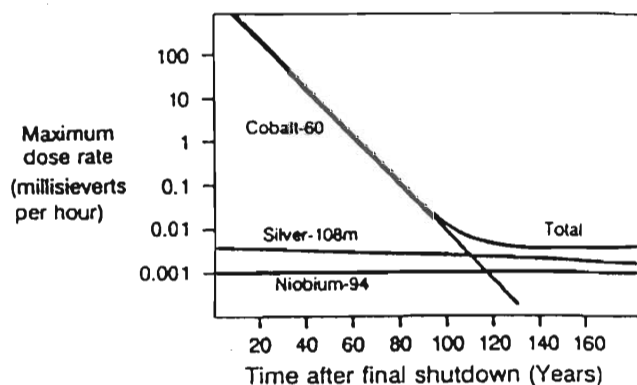


Fig.2 Reduction of Dose-rate with Time Inside a Typical Magnox Reactor¹¹⁾

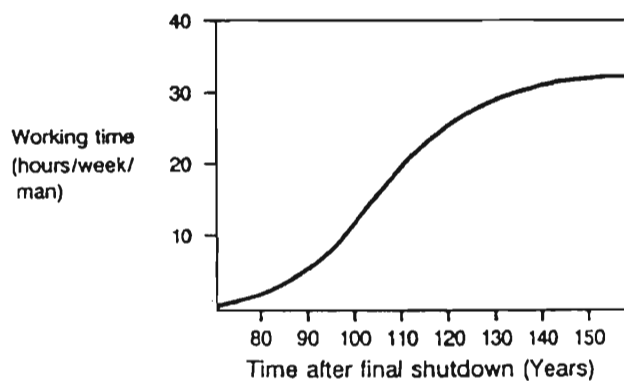


Fig.3 Working Time Inside a Magnox for Dismantling Based on an Annual Exposure of 5 mSv¹¹⁾

法がある⁴⁾。

HP/CORD D UV法はCr系酸化膜の酸化溶解を過マンガン酸(HMnO₄)、Fe系酸化皮膜を還元溶解シュウ酸(H₂C₂O₄)で行い、高い除染効果が得られている。これはドイツのシーメンス社が開発したもので供用中除染CORD法をデコミッショニング用に改良したものである。これまでにドイツのMZFR、KWW、及び米国のコネチカット・ヤンキー炉で実施している^{12) 13)}。

DFD法はFe系酸化物、母材をフッ化ホウ素酸(HBF₄)で溶解し、過マンガン酸カリウム(KMnO₄)でCr系酸化物を溶解することで高い除染効果が得られる。これは英国のBradtec社と米国電力研究所とで共同開発した。これまでにメインヤンキー炉(除染係数、DF31)¹⁴⁾、ビックロックポイント(DF27)¹⁵⁾で実施し、良い成果を得ている。

3. 原子炉本体の解体方法の選択

原子炉本体の解体を考える上で、特徴的なことは、まず、第1に厚肉の鋼構造物である炉心部の炉内構造物、原子炉圧力容器の順に放射能レベルが高く、特に炉内構造物に放射能が集中していることである。第2にそれを取り巻く極めて堅牢な鉄筋コンクリートから成る生体遮へい体が放射化していることである。第3に解体に伴う放射性廃棄物の大部分は、低レベルまたは極低レベルであり、これらが数年間に集中して発生することである。

炉心部を中心とした解体方法はTable 3に示すように、細かく切断する解体(小片)方法と一括

撤去方法に大きく区分できる。これらの工法の選択には、コスト、処分方策などが関係する。

3.1 原子炉一括撤去工法

研究用原子炉、旧JRR-3炉体(2200トン)の一括撤去工事は、世界で最初であり、1986年に行われた¹⁶⁾。その後、米国の SHIPPINGPORT で、1989年、原子炉圧力容器の周りに遮へい体を取り付け、その容器と炉内構造物を一体化し、処分場に輸送、処分した。この経験を参考にトロージャン原子炉の炉内構造物を含む原子炉圧力容器の一括撤去工事が1999年に行われた。一括撤去した原子炉圧力容器パッケージは、バージによりハンフォード処分場へ輸送、処分された¹⁷⁾。このプロジェクトに対し2000年、世界プロジェクト管理協会から、プロジェクト管理賞が与えられた¹⁸⁾。これは既存の技術を用い、被ばく量が低く、低コスト、廃棄物量も少ない点が評価されたものである。

また、コネチカットヤンキー、メインヤンキー、ビック・ロック・ポイントの3基では、処分場の要求から高 β γ 廃棄物(GTCC)を除く条件で原子炉圧力容器の一括撤去を2001年から2003年の間に行う計画が進められている。これは、1996年から1997年にかけてヤンキー・ローで実施した方法を参考にしている。このように米国では、一括撤去工法が多く採用される傾向にある⁴⁾。

この他、一括撤去工法は、フィンランド¹⁹⁾、カナダ²⁰⁾でも研究評価されている。また、当センターでも、処分場への輸送、処分方法を含め大型原子炉をモデルに原子炉圧力容器一括撤去工法が

Table 3 Dismantling and Removal Methods of Reactor Vessel and Internals

工法	軽水炉		ガス炉、重水炉等
	実績	計画	
解体(小片切断)	ERR(米) BR-3(ヤンキー)	JPDR(日) KRB-A(独) Greifswalt(独)	WAGR(英) MZFR(独)
一括撤去	Yankee Rowe(米) (365t)	(高 β γ 廃棄物を除く) Connecticut Yankee(米) Maine Yankee(米) Big Rock Point(米)	
一括撤去 (炉内構造物を含む)	Shippingport(米) (820t)	Trojan(米) (950t)	JRR-3(2200t) 「むつ」原子炉室 (3150トン)

将来有力なオプションと成りうることを確認している²¹⁾。

3.2 炉内構造物及び原子炉圧力容器の解体工法

炉内構造物の切断工法とその実施例を Table 4 に示す。放射能レベルの最も高い炉内構造物を、熱的切断工法により細かく解体し、撤去したものに、米国のエリク・リバー、JPDR 等の実績がある。JPDR では、水中での遠隔技術によるプラズマアーク切断が用いられた¹⁾。また、BR-3 では、放電加工 (EDM)、プラズマアーク及び機械的切断法が比較試験され、二次廃棄物の処理等で有利であるとして機械的切断工法を主に用いて行われた²²⁾、²³⁾。

原子炉圧力容器の切断工法とその実施及び計画例を Table 5 に示す。110 万 kW 級の圧力容器は、

Table 4 Cutting Methods for Reactor Internals

切断工法	実施例
水中プラズマアーク	EBWR、ERR、JPDR、KRB-A MZFR、Yankee Roew、BR-3 (福島第一、3号のシュラウドの細断)
放電加工(EDM)	BR-3、(福島第一、3号炉シュラウドの撤去)
メカニカルソー	BR-3、KRB-A (アイスソー)
ウォータージェット (UPA-AWJ)	Connecticut Yankee, (福島第一、2号炉シュラウドの細断)
ロールカッター	(福島第一、2号炉シュラウド撤去)

Table 5 Reactor Pressure Vessel Cutting Technologies

EBWR 解体プロジェクト評価ランキング (ANL, 1991)

技術	速度	開発 要求	コスト	炎	評価ランク	実施、計画例*
アーク・ガウジングと 酸素アセチレンガス	H	N	L	Y	1	
酸素アセチレンガス	H	N	L	Y	2	[1] KRB-A*, MZFR(胴部)*
プラズマ・アーク	H	N	M	Y	3	② ERR (76mm 空气中)
制御爆破	H	N	M	N	4	
研磨剤入水ジェット	M	N	M	N	5	
機械的グラッド除去 と酸素アセチレンガス	M	N	M	Y	6	
機械切断	M	Y[N]	L	N	7	① [2] BR-3 (114mm 水中) EBWR(64*2.8mm 空气中) MZFR(細断)* Greifswalt* (水中) JPDR(73mm 水中)
アーク・ソー切断	H	Y	H	Y	8	[3]
レーザー切断	M	Y	H	N	9	
放電加工(EDM)	L	Y[N]	H[M]	N	10	②
発熱反応切断	M	Y	-	-	11	
ダイヤモンドワイヤー	L	Y	-	-	12	

H: 高, M: 中, L: 低, Y: あり, N: なし, [] KRB-A 評価, O BR-3 評価

重量400トン (PWR型) から800トン (BWR型)、それぞれ胴部の厚さ230mm、170mmもあり、最も解体が困難な構造物の一つである。JPDRでは、回転ブレードを有するアークソーで切断している¹⁾。この表のランク評価は、1991年に米国のアルゴンヌ研究所が評価し、その当時は熱的切断工法が上位にランクされた。しかし、ベルギーのBR-3では、回転ソー及びバンドソーを用いて解体作業が2000年に行われた²³⁾。また、ドイツのグライフスバルト (旧ソ連型PWR、44万kW) でも機械的切断 (バンドソー) による解体が計画されている²⁴⁾。

水中での各種機械的及び熱的切断方法での比較データを Table 6 に、また、各種ソールの切断能力を Table 7 に示す²⁵⁾、²⁶⁾、²⁷⁾、²⁸⁾。最近の技術開発により、二次廃棄物の回収、処理等の観点から有利である機械的切断工法が鋼構造物の解体に多く用いられる傾向にある。最近の機械的切断工具

Table 6 Comparisons of Underwater Cutting Techniques²⁵⁾

切断技術		切断切粉 サイズ	2次廃棄物	長 所	短 所
機 械 的 切 断	グラインダー	0.1～1.0 mm	10～35 (kg/㎡)	あらゆる材質に適用	グラインダーの交換作業
	鋸、粉砕	1.0～5.0 mm	10～35 (kg/㎡)	副次生成物の回収	正確な位置決め
	ニブラ	10 mm	96 (kg/㎡)	副次生成物の回収	同一対象物のみの連続 切断
	ウォーター・ジェット	1.0～500 μm	切粉: 8kg 研磨剤: 750 kg	あらゆる材質に適用、 ヘッド部・小	HEPA フィルタ要
熱 的 切 断	放電加工(EDM)	1.0～50 μm	10～40 (kg/㎡)	あらゆる金属に適用、 ヘッド部・小	イオン交換装置 HEPA フィルタ、ドロス回収
	レーザ	～100 μm	5 (kg/㎡)	ヘッド部・小	アシストガス、ドロス回収 正確な位置決め
	プラズマ	0.1～3.0 mm	20～40 (kg/㎡)	ヘッド部・小	アシストガス、ドロス回収 正確な位置決め

Table 7 Range of Application of Difference Cutting Tools²⁶⁾、²⁷⁾、²⁸⁾

機械的切断工法	1. バンドソー	~1m
	2. ミーリング、回転ソー	200mm
	3. 研磨剤入りウォーター・ジェット	140mm
熱的切断工法	1. ガス	450mm
	2. アーク・ガウジング	420mm *
	3. アークソー	250mm
	4. プラズマ・アークソー	100mm
	5. 放電加工(EDM)	80mm
	6. レーザ	50mm

* 原子力工業第43巻第5号(1997)

は、刃先に用いるコーティング（例；(Ti, Al) N）技術の進歩により切断能力、工具寿命が大幅に伸びている。当センターでもこれらの特徴を生かした原子炉压力容器の機械的切断工法を開発し、基本的に有望であることを確認している²⁹⁾。

4. 生体遮へい体の解体工法

原子炉施設のコンクリート構造物の解体技術は、破碎工法（制御爆破、ブレイカ等）、ブロック切断工法（ダイヤモンドブレード、ワイヤーソー等）及び表面除染を目的とする表面剥離工法（スキャブラ法、プラスト法、シェーバ法等）に区分される。

鉄筋コンクリート構造物である生体遮へい体の解体工法は、Table 8 に示すように各種の工法が開発され、用いられている^{1) 27)、28)}。

Table 8 Dismantling Methods of Concrete Biological Shield^{1), 27), 28)}

対象物	切断工法	実施例
生体遮へい	ダイヤモンドカッター	JPDR
	コアボーリング	JPDR, JRR-3
	ワイヤーソー、チェーンソー	KRB-A, Fort St.Vrain, KKN
	ウォータージェット	JPDR
	ブレイカー	JPDR, ERR, JRR-3
	制御爆破	JPDR, KKN

破碎する工法は、衝撃力を利用するジャイアントブレイカなどで能率が高いが、騒音、振動、粉塵が発生する。この工法は、汚染レベルの低い部分での使用が一般的である。また、JPDRでは、解体効率の高い制御爆破工法を生体遮へい体の放射能レベルの低い部分の解体に用い効率的であることを示した¹⁾。

放射能レベルの高い部分の解体等には、大きなブロック状に解体する工法が合理的である。米国の高温ガス炉では、生体遮へいの内側をダイヤモンドワイヤーソーによりブロック状に撤去した実証例がある（Fig.4 参照）³⁰⁾。当センターでもすでに開発を行い基本的にワイヤーソーが有望であることを確認している³¹⁾。JRR-3の一括撤去では連続コアボーリングにより炉体を切離している（Fig.5 参照）。

今後、放射能レベルの高い部分の解体には、コアボーリングとワイヤーソーの組み合わせで行うのが一般化するだろう。

5. 汚染コンクリートの除去

コンクリート表面剥離技術は、汚染コンクリートの表面を剥離することでコンクリート躯体を非放射性解体物して取扱うことができるため重要である。JPDRの測定によると炉水による浸透汚染深さは、Co-60 で数ミリ、Cs-137 で10数ミリ以内である。このような特性を考慮して剥離すれば効率的に分離できる¹⁾。

コンクリートの床除染については、スキャブラ

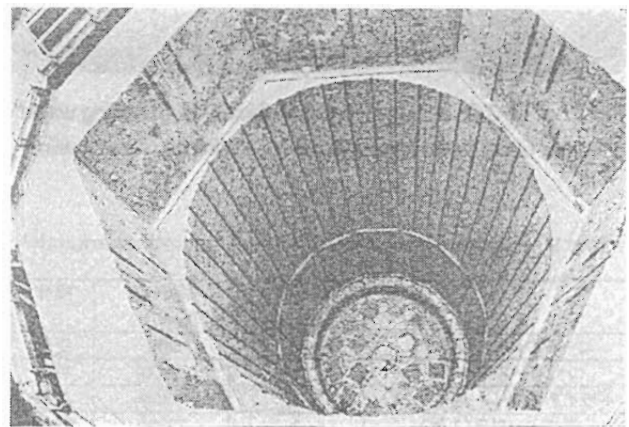
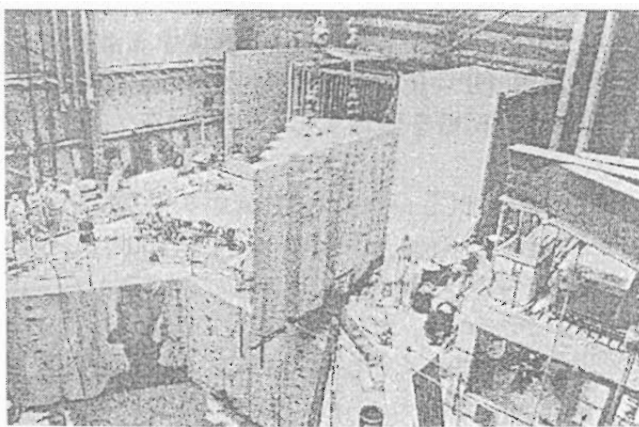


Fig.4 To Remove the Concrete Top Head of the Vessel and Looking into the Inside of the Reactor Core, by Diamond Cutting in Fort Vrain

法、ブラスト法およびドライアイスブラスト法を米国のDOEで比較試験して評価している³²⁾。

スキャブラ法が現状では総合的に優れているが、ドライアイスブラスト法が最も効率的で二次廃棄物の発生量が少なく、遠隔作業が可能であり、コスト低減の課題を克服すれば有望であるとしている。

また、汚染コンクリート、セラミックタイル及び各種塗装の除去にドライアイス・レーザビーム剥離法 (Dryice Laserbeam Stripping) がドイツで開発された。その除去効率は、開削深さコンクリート5mm、セラミックタイル3mm対して、それぞれ1600cm³/hr、650cm³/hrである。ハンドスキャブラー等との比較をTable 9に示す³³⁾。

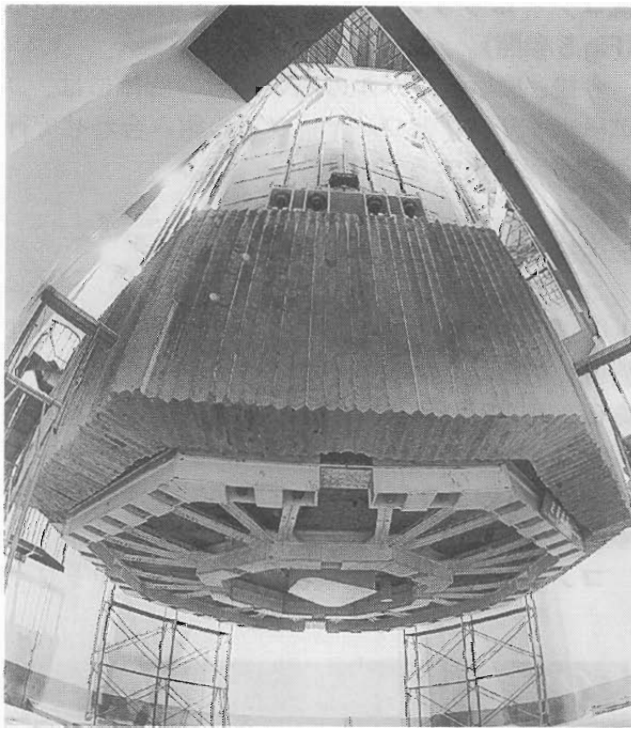


Fig.5 JRR-3 One-Piece Removal, Biological Shielding within Reactor Core Tank, Internals, after Continuous Core Bowling

Table 9 Typical Removal Rates for Concrete Removal³³⁾

	除去深さ (mm)	除去率 (cm ³ /h)	操作
ニードル・スキャブラ	2	200	手動
ハンド・スキャブラ	2	1200	手動
ドライアイス・レーザビーム	2	1600	手動
床スキャブラ(7個)	3	13800	機械
壁スキャブラ(3個)	3	13800	機械
壁スキャブラ(7個)	4	33600	機械
床シェイバー	1.5	20400	機械

6. 諸外国のデコミッショニング・プロジェクトにおける解体技術

6.1 BR-3 炉の解体

ベルギーのBR-3炉 (熱出力41MW、電気出力10.5MW) は、1962年に運転を開始、25年後の1987年停止したパイロット・プラントである。このデコミッショニング・プロジェクトは1989年に開始され、1991年には、1次系の系統除染を行い、除染係数10を得ており線量低減に成功、解体作業の被ばく低減効果を評価している³⁴⁾。

放射化レベルの高い炉内構造物及び熱遮へい体 (5.4t) は、水中で3種類の技術、即ちEDM、引き鋸 (milling)、プラズマにより解体された²³⁾。特に、初期のWH型 (33年間冷却) 及びVulcain型 (7年間冷却) の炉内構造物の解体には、将来性がある機械的切断法として引き鋸及びバンドソーを選択した。

次の重要な作業は、28トンの原子炉圧力容器 (RPV) の切断であり、モックアップ試験に基づいて2000年夏までに解体を完了した。この解体では、RPVを使用済み燃料プール内に据付けた回転テーブルの上までクレーンで一括撤去し、特殊な固定装置で固定し、水中でFig.6に示すようにRPVを回転しながら円盤鋸 (Milling Cutter Blade) でリング状に切断した²³⁾、³⁵⁾。その切断リングは、バンドソーで細かく切断し、廃棄容器に収納された。

RPVの外周部にある中性子遮へいタンク (NST) は、線量当量率0.1Gy/hrであり、現在、水中で遠隔操作できる超高圧力 (4000bar) 水ジェット切断 (HPWJC) で解体するモックアップ試験を行っており、蒸気発生器、加圧器を含め2002年から2003年にHPWJCを用い解体する計画である³⁶⁾。なお、HPWJCの切断能力は、20mmから170mmの厚さの材料を解体することがきる。

6.2 グンドレミンゲン KRB-A 炉の解体

ドイツのKRB-A炉 (BWR) は、1966年から1977年まで運転され、蒸気発生器の故障等から、1980年デコミッショニングが決まった。

これまでに汚染レベルの高い二次蒸気発生器 (直径2m、高さ9.2m) を水張り後凍結させ、バンドソーにより輪切りに切断するアイスソーイング法等多くの解体技術が開発され、適用された³⁷⁾。

炉内構造物の解体には、プラズマ・アーク、接触式アーク金属（CAMC：Contact Arc Metal Cutting、Fig.7 参照）及び弓鋸を用いて切断している³⁸⁾。その適用状況を Table 10 に示す²⁵⁾、³⁸⁾。

解体廃棄物については、タービン建屋内に除染設備を設け、サイトからの無制限放出を60%、さらにサイト外の処理センターを経由して制限付リサイクル（溶融）を33%実現することにより最終処分を7%にすることに成功している³⁹⁾。

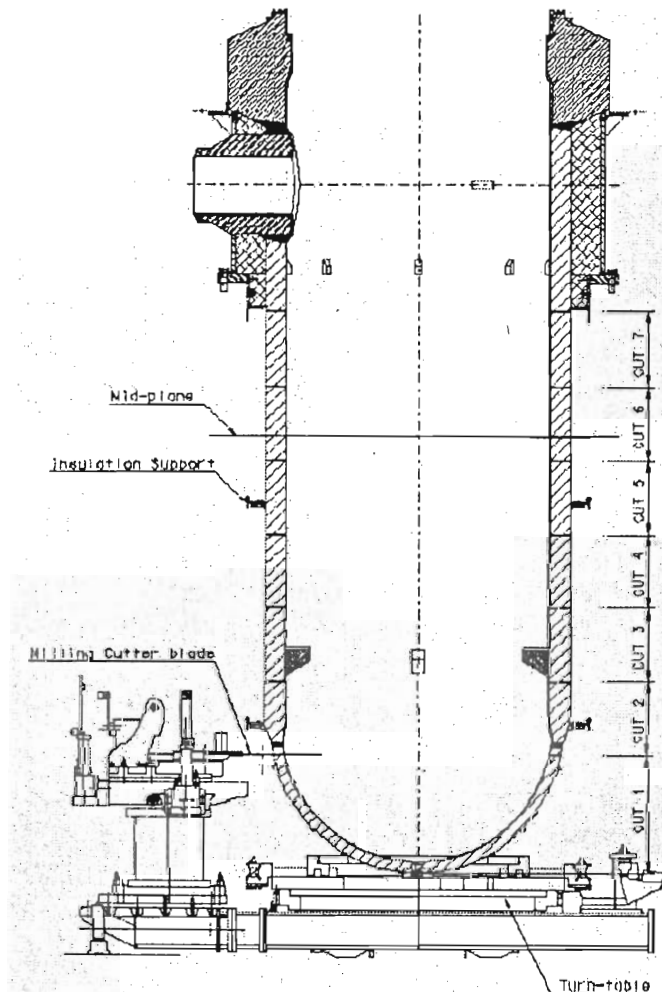


Fig.6 The BR-3 circular saw will carry out the horizontal cuts²⁴⁾

2000年半ば現在、原子炉压力容器、生体遮へいを残し解体を終了している。なお、最後の残存施設の解体は、現在運転中の原子炉停止後に行うものと見られている。

6.3 多目的原子炉 MZFR 炉の解体

ドイツのカールスルーエ研究センターにある MZFR 炉は、出力57万kWの加圧重水炉で1965年から1984年まで19年間運転された。1次系はCORD/UV法で系統除染を行い除染係数15を得ることができ、配管の解体作業の被ばく低減効果に寄与している⁴⁰⁾。1999年11月から炉内構造物、2000年9月から原子炉压力容器の解体を開始、これらの作業を2001年末までに終り、その後建屋の除染、解体を行い、2004年までに跡地をグリーンフィールド化する計画である。最大線量当量率30Sv/hrである炉内構造物（減速材タンク、熱遮へい）の解体は、原子炉上部に設けたブリッジ・マニピレータにプラズマ・アークとグリッパを取り付けて水中で行う。また、原子炉压力容器（最大線量当量率：65mSv/hr）には、Fig.8 に示すよ

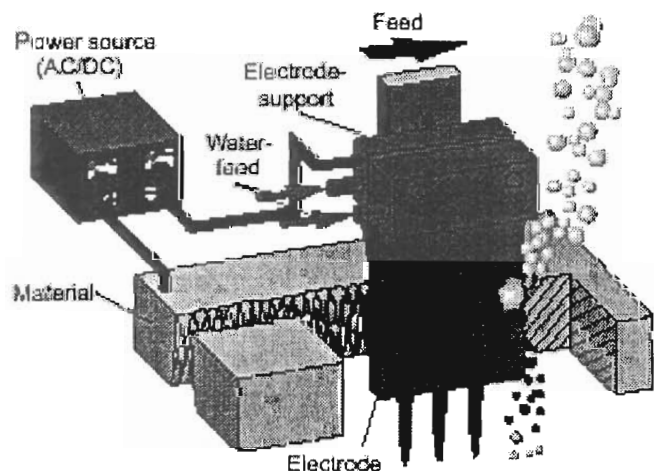
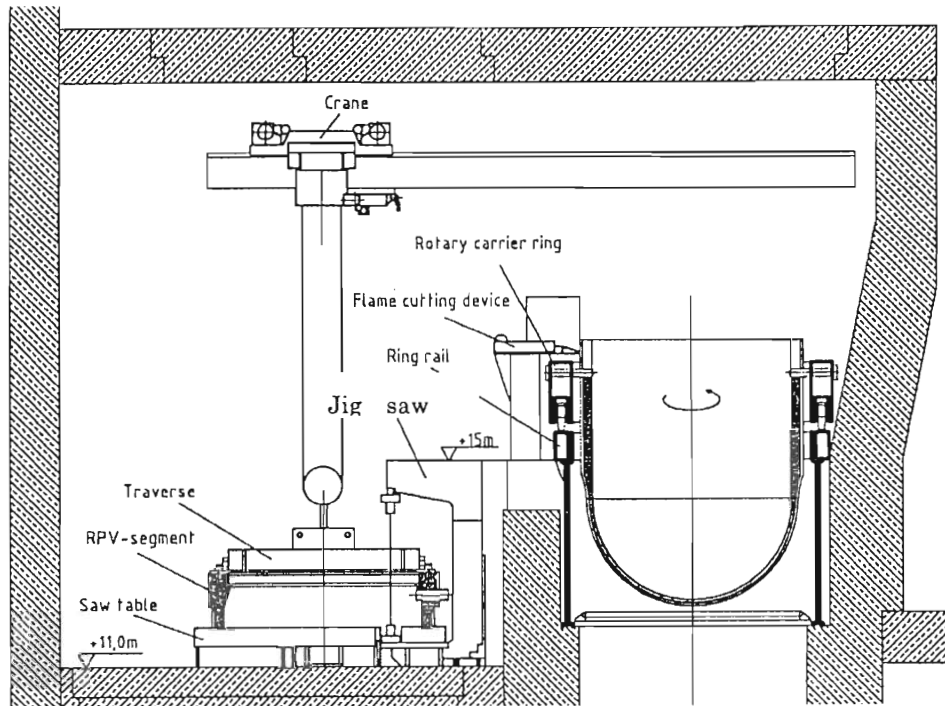


Fig.7 Contact arc metal cutting setup³⁸⁾

Table 10 Dismantling of Activated Components in KRB A Gundremmingen²⁵⁾, ³⁸⁾

炉内構造物	重量 (Mg)	放射能 ⁶⁰ Co (Bq)	適用切断技術
スチームドライヤ	7.1	8.5E+10	プラズマ、弓鋸
気水分離器	13.5	1.7E+13	プラズマ、弓鋸、CAME
給水スパージャ	0.3	3.0E+05	弓鋸
上部グリッド	1.3	1.1E+16	プラズマ、弓鋸
炉心シュラウド	16.0	6.7E+14	プラズマ、弓鋸
下部グリッド	1.4	1.3E+15	プラズマ、弓鋸、CAME

弓鋸: Hack Saw CAME: Contact Arc Metal Cutting

Fig.8 Dismantling of RPV Lower Part in MZFR^{(41), (42)}

うに熱切断 (Oxygen Burner) 装置を用い、容器の外側からリング状にリング・レールで回転しながら切断し、そのリングの細断はジグソー (jig saw) を用いる^{(41), (42)}。

6.4 グライフスバルト炉の解体

ドイツのグライフスバルト発電所では、VVER8基 (うち3基未完成) を2012年解体目標に2000年から本格解体を開始した。この計画は、世界最大の廃止措置プロジェクトで、多少コストは高いが炉の経験者の活用及び雇用確保が優先され、即時解体が採用された。この発電所の解体開始に当たっては、サイト内に中間貯蔵施設 (ISN) を建設した。この施設は、解体物の細断、除染、貯蔵等に用いている。解体廃棄物は、ドイツには処分場が確保されるまで長期間保管される⁽⁴³⁾。

試運転段階で停止した5号機の炉内構造物及び原子炉圧力容器の解体経験に基づいて1～4号機の解体が行われる^{(24), (44)}。原子炉本体の撤去、切断及びパッケージ化の手順をFig.9に示す。また、遠隔解体に用いる切断技術はTable 11に示す。解体作業は蒸気発生器撤去後の部屋を設け、放射能レベルの高い炉心バスケットは水中でバンドソーを、また、比較的放射能レベルの低い原子炉圧力

容器には気中でバンドソーを用いて行う。これらの選択は放射線レベルと二次廃棄物発生量の少ないことによる。

6.5 改良型ガス冷却炉 (WAGR) の解体

イギリスのウインズケールにあるWAGRは、AGRの実証炉として建設され18年間の運転後、1981年に役割を終え停止した。解体は原子炉上部から炉心下部へ向けて、現在、撤去作業が行われており、黒鉛ブロック、圧力容器等の解体撤去を2006年までに完了する予定である。

この炉では、炉心部を遠隔解体装置 (RDM: Remote Dismantling Machine) を用い解体撤去が行われている^{(45), (46), (47)}。この装置は英仏合弁企業のENTECH社が開発したもので、RDMによる解体撤去概念をFig.10示す⁽⁴⁷⁾。回転式床遮へい、マスト、マニプレータ、視覚操作システムから成る。このマニプレータは腕の最大到達距離2.5m、7つの自由度を持ち手動又は自動で重量35kgのものを操作できる。また、廃棄物ハンドリングシステムも備えている。1986年から開発が始まり、設計、製作に8百万ポンドを要し、1996年に完成後、遠隔操作試験が行われた (Fig.11 参照)。原子炉容器の上部にあるホットボックス及

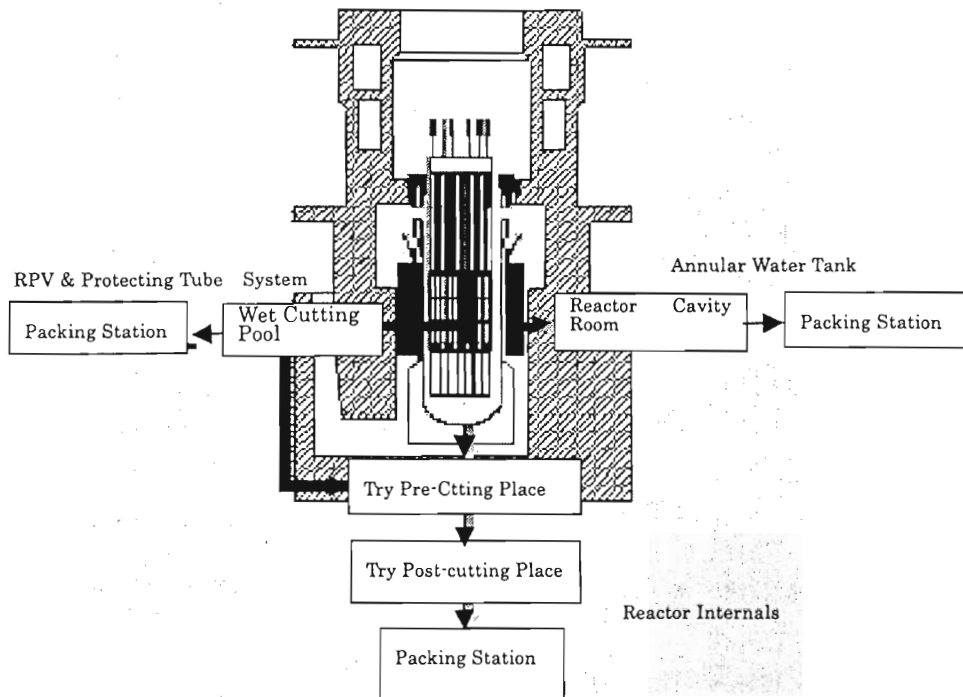


Fig.9 Cutting and Packaging of the Reactor Components in Greifswald^(24), 44)

Table 11 Cutting Techniques for the Remote Dismantling in Greifswald⁴⁴⁾

切断エリア条件	対象機器	切断技術
乾式	原子炉圧力容器	バンドソー
	保護管ユニット上部パーツ	デスク・カッタ
	原子炉キャビティ上部パーツ	プラズマ・アーク/酸素アセチレンバナー
湿式(プール内)	炉心バスケット	バンドソー
	保護管ユニット下部パーツ	ブ CAMC
	原子炉キャビティ下部パーツ	プラズマ・アーク
	キャビティ下部	フィレット・ソー (Fret-saw)

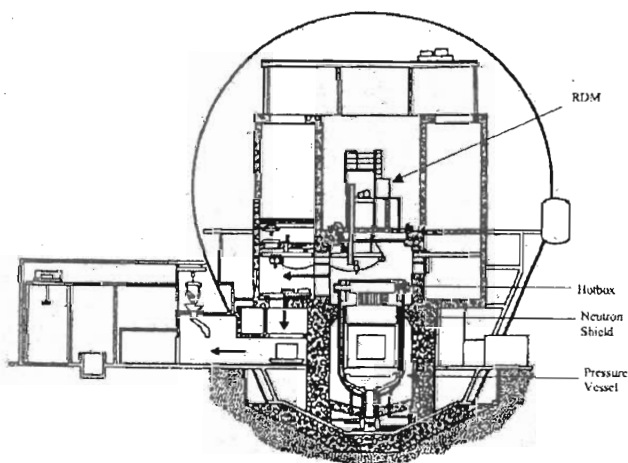


Fig.10 Remote Dismantling Machine (RDM) System and WAGR Cross Section

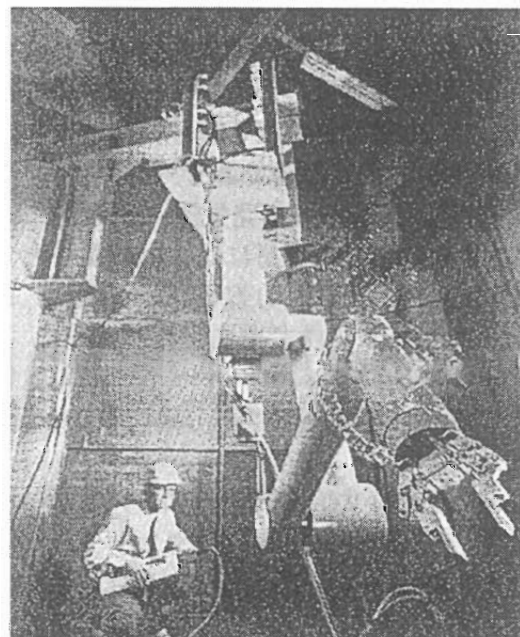


Fig.11 WAGR Remote Dismantling Machine Being Tested

び中性子遮へいは、プラズマ・トーチ等を用いてすでに解体が行われた⁴⁷⁾。また、圧力容器断熱材と遮へい容器との間隙は76mmと狭く、解体作業が難しい圧力容器と断熱材との解体撤去には、断熱材と同時に切断できる鉄パウダー入り熱切断法 (Flame cutting with iron powder injection) 又は熱切断法とデスク・カッターとを組み合わせる方法が開発された⁴⁸⁾。ENTECH社は、これらの方法で解体する契約をしている。

WAGRの放射性廃棄物量は中レベルと低レベルに分けられ、それぞれ1600トン、1100トンと推定されている。中レベル廃棄物については、まだ、処分場が確保されていないため、設計寿命50年以上のコンクリート容器 (50トン/個) に入れ、セメント固化し、処分施設の確保まで約144個をサイト内に保管する⁴⁶⁾。

フランスでは、第一世代の原子炉のうちGCR 6基について2025年までに解体する方針が2000年末に示されており、WAGRの成果を期待している。

6.6 トロージャン原子力発電所の解体

米国のポートランドにあるトロージャン原子力発電所は、単機117.8万kWeのPWR型原子炉であり、17年間の運転後、蒸気発生器の故障をきっかけに、経済性が他の電源に比べ低いとの評価に基づき、1993年永久停止された。現在、この炉のデコミッショニングの主要工事は終わり、建屋内の除染、使用済み燃料の乾式貯蔵のための作業が行われ、サイト解放のためのサーベイ等の最終段階にあり、冷却塔等の取り壊し作業を残し2002年末までに完了する計画である¹⁷⁾。

大型機器 (4基の蒸気発生器、加圧器) は、1995年に、さらに1999年8月には大型商業炉として世界で初めて原子炉圧力容器を一括撤去 (One-Piece Removal) 工法で撤去した^{18)、49)、50)}。これらの容器は、内部にコンクリートを充填し、輸送に必要な遮へいを取り付け処分場に輸送され、埋設された。

この原子炉圧力容器は内部に炉内構造物を入れたまま、容器内部に軽量コンクリート (密度0.7~1g/cm³) を充填し、炉心領域の胴部外側に5インチ、ノズル部に2インチ、下部1インチの遮へい

用鉄板を溶接で取り付けて輸送容器兼廃棄体として撤去した。これは、総重量950トン、体積約226m³であり、表面線量率200mR/h以下、表面から2mの位置で10mR/h以下の輸送基準を満たして輸送した。

撤去工事は1998年12月に始まり、特殊フレームを原子炉キャビティの上に組み立て、原子炉圧力容器を吊り上げ、次に水平に転位させ、蒸気発生器搬出に用いた格納容器開口部より外部に搬出した。

また、処分場への輸送時には、NRCからBクラス相当の輸送容器とし認められ、安全対策のために緩衝材を取り付けたため、このパッケージ重量約1,020トンとなり、特殊トレーラでトロージャン・サイトの仮設の港 (バージスリップ) まで輸送、さらにコロンビア河を蒸気発生器の場合と同様に、バージに積み込みベントンまで運ばれ、ハンフォード処分場に陸送した (Fig.12参照)。最後に、1999年8月、NRC処分基準Cクラスとして処分場のトレンチに埋設された。

この一括撤去プロジェクトは、撤去から輸送までの作業者の被ばく線量0.7人・Sv、またコストも21百万ドル (約25億円) と低く評価された。これに対して原子炉圧力容器を細かく切断する方法を採用したならば、作業者の被ばく線量1.4人・Sv、コスト45百万ドルと見積もられていた。

大型タンク類 (約10基) の解体撤去は、内部汚染しており、大型で高所作業を伴い、有害物質 (鉛) 等を含む塗料で塗装しているなど、その特殊性からトロージャン炉の廃止措置で厄介な作業であった⁵¹⁾。この作業には、タンク底部の汚染の多い部分を先行撤去することができる“Bottom Up”工法、即ち、タンクを専用装置で吊り上げてタンク下部から切断解体する方法が採用された。切断には、主に酸素-プロパントーチを用い、また、有害物質 (鉛) 等を含む塗料で塗装している部分はドリル等による機械的方法を用いている。汚染レベルの高いタンクについては、解体に先立ってDFD法であるフッ化ホウ素酸、過マンガン酸カリ等を用いた除染剤により除染された。

6.7 コネチカット・ヤンキー原子力発電所の解体

この発電所は、1996年12月に経済的理由によ

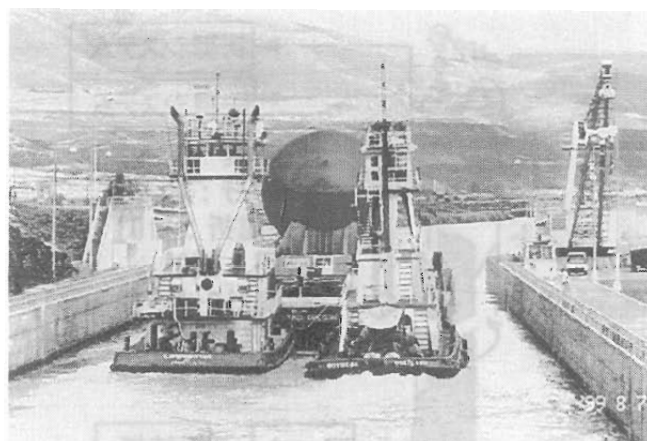
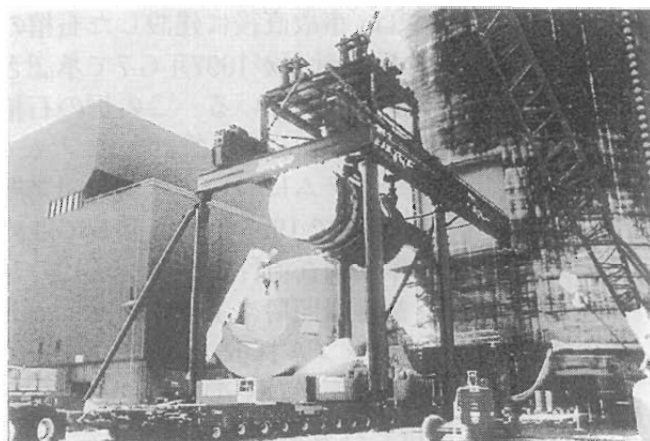


Fig.12 Trojan Reactor One-Piece Removal and Shipping

り運転を停止、1997年から2004年までの間に解体する計画である。1次系は1997年7～8月にCORD法で系統除染を行いDF15.9、エリア線量率を90%低減した¹³⁾。また、これまでに使用済燃料プールの隔離・独立化、アスベストの撤去、大型機器類(SG、RCP、加圧器)の一括撤去等が行われている⁵²⁾。

4基のSGは原子炉格納容器から一体で撤去できないため上下に切断して搬出した。上部は汚染がないため遮へい材への再利用が図られた。また、下部は一体で2001年4月から5月の間にバーンウェル処分場へ輸送された。

原子炉圧力容器(85万Ci)は、一括撤去する計画であるが、バーンウェル処分場の受け入れ基準5万Ci/個を満たすために、放射能の高い炉内構造物(GTCC)部分を事前に撤去した。この炉内構造物は、研磨材入りの超高压水ジェット切断により解体し、燃料集合体と同じ大きさのキャニスタに入れ、これらを3体のドライキャスク(使用済燃料集合体26体用)に収納した。この作業は、2000年2月から始まり、約10ヶ月を要した。これらはGTCC廃棄物として使用済み燃料と同じに、DOEに引き渡すまで管理される。原子炉圧力容器はドレン・洗浄後モルタルを詰めて密封し、バーンウェル処分場に2002年初までに輸送する計画である⁵³⁾。

7. 遠隔解体ロボット

7.1 わが国の遠隔解体ロボットの開発

遠隔解体用のロボットは、これまでに水中で利用できるマスト型、マニピュレータ型が開発され、JPDR解体実証試験で確認された¹⁾。また、前述のように海外炉でも、WAGR等のようにマスト、マニピュレータを組み合わせた解体システムが開発されている。

東海発電所の解体に備えて、現在、センターポール式、回転プラグマスト式及びテレスコピック式が検討されている⁵⁴⁾。原子炉炉心領域は約10年の安全貯蔵の後、第3期工事として解体される。その工事を安全かつ効率的に行うことを狙い、マストアーム式解体装置の開発が行われている。この装置は、容器内のグラフィットブロックの取り出し及び直径18mの球体型原子炉容器の解体に用いるもので、アーム、マスト、把持機、制御システム及び監視システムから構成される。アームは、屈折3、先端部の旋回1、全体の昇降、旋回各1の全6自由度を有する。アームの操作は、制御・監視システムにより、マストを旋回して方位を決めてから、アームの屈折と昇降の連続動作により原子炉内全域の目標位置へ到達する。Fig.13に装置構成、動作原理図を示す⁵⁵⁾。

7.2 原子炉解体/調査ロボット

米国では、核兵器製造、研究施設の解体及び環境修復計画が1980年代からスタートし、その対応のため危険区域での解体またはサンプル採取、状況調査用のロボットが開発されている。一方、原子力発電施設として最大の事故を起こしたチェル

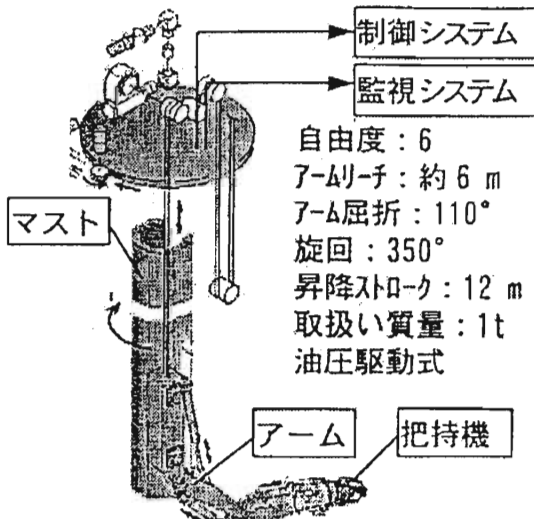


Fig.13 Structure and Operation Mechanism of Mast-Arm Type Dismantling Machine

ノブイリ4号炉では、事故直後に建設した石棺の改修及び熔融物の除去計画が1997年G-7で承認され、調査/設計が進められている。この炉の石棺の中で使用する極限ロボットの設計、モジュール開発、遠隔調査システムについて米国の開発機関とウクライナとの間で1997年に合意して進められている。その作業調査項目は、石棺の損傷、クラック等の状況、高線量照射によるコンクリート劣化調査のためのサンプル採取、 γ 線及び中性子束分布測定、燃料含有率及びその分布である。これらの調査に期待される米国のロボットとして、研究用原子炉CP-5の解体で実証したDAWP（双腕作業プラットフォーム）、Rosie（モビル除染/解体作業システム）等があり、これらのロボットの性能、適用例などTable 12に示す^{56), 57)}。

Table 12 Red-zone Robotics in U.S.A ^{56), 57)}

名称	DAWP * (双腕作業プラットフォーム)	Rosie (モビルD/D作業システム)	Pioneer	Houdini
開発機関	ANL	Carnegie Mellon 大学 野外ロボットセンター	NASA	ORNL(DOE)
用途	遠隔解体	遠隔解体	調査	調査
実用例	・CP-5 解体 炉心タンクの細断 反射体グラファイトの細断 制御棒の細断	・CP-5 解体 炉心タンクの細断 反射体グラファイトの細断 ** チェルノブイリ石棺改修調査	** 同左	・DOE 兵器用開発製造施設の 浄化活動 (地下放射性廃液貯蔵タンク) ** 同左
機能	・切断作業 ・グラインダ作業 ・穴開け作業		・シャベル作業 ・コアボーリングによる サンプリング	・スラジのサンプリング ・壁のサンプリング
監視/調査	・2色立体カメラ ・7標準TVSC補助カメラ	・オデオ/ビデオシステム ・7~12カメラ	・環境センサ(湿度、温度、 放射線モニタ(n/γ)) ・3D画像システム(監視/ コンピュータ処理)	
マニプレータ仕様				
型式	油圧	油圧	電動	
自由度	6	4		
リーチ	7.9m	5~6m		
取扱重量	113kg	900kg		
グリップ開口	15cm			
最大把持力	4442N			
台車寸法等		2m×3m/1,850kg		1m×1.5m

* DAWP: Dual Arm Work Module, ** 1997年石棺改修のためRedzone Robotics技術について米国とウクライナと協力計画成立

8. まとめ

原子炉停止後に解体を実施するには、作業者の被ばく低減に1次系の系統除染が必須であり、CORD法、DfD法などが定着しつつある。線量レベルの高い部分の原子炉本体の細断には、多くのプロジェクトで遠隔解体技術が開発され、実証試験が進んでいる。その装置は、各種の工具を容易に交換できることが重視される。放射能レベルの高い部分には、2次廃棄物の発生量の少ない等の利点のある機械的切断を採用するケースも多くなっている。

米国では、原子炉压力容器の一括撤去工法が作業者の被ばく低減、廃棄物の低減化、経済性等評価され、商業炉に採用され一つの流れになっている。

デコミッショニング活動の達成には、計画立案に十分な時間と努力が成功の要である。その際、解体技術の選択は、実証された既存技術の適用が基本である。類似の施設や他の施設の解体経験は、計画段階で重要な情報を与える。このような観点から、現在、実施されている諸外国の解体プロジェクトの要点を原子炉本体の解体を中心に紹介したが、2～3年後に多くのプロジェクトが完了する。その成果が期待され、これらの経験を基に多くのデコミッショニング・プロジェクトがこれまでより解体を早めることが予想される。

今後の課題は、放射性廃棄物の処理、輸送、処分対策である。また、解体技術は、さらに2次廃棄物が少なく、コスト低減等の視点から評価する必要がある。

参考文献

- 宮坂靖彦、他、解体実地試験の概要と成果、原子力誌、38,[7]、553 (1996)。
- 世界の発電用原子炉の廃止措置概況、RANDEC デコミニュース第16号 (2001)。
- 宮坂靖彦、原子炉デコミッショニングの計画・管理、デコミッショニング技報第24号 (2001年9月)。
- 宮坂靖彦、米国の発電用原子炉デコミッショニングの最新動向、デコミッショニング技報第21号 (2000年3月)。
- Decommissioning Techniques for Research Reactors, IAEA 1994, Technical Reports Series No.373.
- 星 蔦雄、JPDRの解体計画、日本原子力学会誌 Vol. 29、No.7 (1987) p11.
- Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes, IAEA 1998, Technical Reports Series No.389.
- H.D.Oak, et al., Technology, Safety and Cost of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672 (1980)。
- 原子炉デコミッショニングハンドブック、P 99 - 106.
- Portland General Electric Company, Trojan Nuclear Power Plant Characterization Report OR (Feb. 1995)。
- Geoff holt, John C Lee, Paul B Woollam, Experience in Decommissioning Commercial Nuclear Power Station in the UK, DD&R Nov. 10-14 1996.
- H.O.Bertholdt, HP/CORD D UV: A Decontamination Process for Decommissioning of Nuclear Stations, SPECTRAM 98.
- Scott Watson, et al., Striking the Right CORD: Decontamination for Decommissioning at Connecticut Yankee, Radwaste Magazine (March/April 1999)。
- PNservice社資料 (EPRI DfD Comparison with CORD)。
- Jane Dunshee and Lisa Wheat, DfD at Big Rock Point, Decommissioning Plant Finds Success with Chemical Decontamination, Radwaste Magazine (March/April 1999)。
- 旧JRR-3の一括撤去ATOMIKAホームページ (05-02-04-08)。
- 宮坂靖彦、トロージャン原子力発電所のデコミッショニング、デコミッショニング技報第19号 (1998年12月)。
- トロージャン原子炉の廃止措置でPMI国際プロジェクト賞を受賞、p12-13、デコミニュース第15号。

- 19) Elias Mayer, Decommissioning of the Loviisa NPP, IMATRN VOIMA OY, Dec. 1998.
- 20) S.J. Naqvi, et. al., Engineering Options in HYDRO for CANDU Decommissioning, SPECTRUN'94, Aug. 14-18, 1994, Atlant, Georgia, USA.
- 21) 宮坂靖彦 他、一括撤去の大型原子炉への適用性検討、原子力学会 2001 秋.
- 22) Yves M.E. Demeulemeester, Vincent Massaut, The Use of Mechanical cutting Techniques in the Decommissioning of Highly Radioactive Reactor Internals, ICONE5-2258 (1997).
- 23) J. Dadoumont, et. al., Dismantling of the BR-3 Reactor Pressure Vessel, ICEM' 01, Sep.30-Oct.4, 2001, Bruges, Belgium.
- 24) J. Raasch & R. Borchardt, Remote Dismantling the WWER in Greifswald, ICEM'01.
- 25) H-U ARNOLD, Selected German experiences with dismantling techniques, Detec GmbH Alzenau Germany, IMechE 1998 C 539/040.
- 26) Helmut Steiner, Ulrich Priesmeyer, Experience with the dismantling of the NPP's KRB Gundremmingen, Unit A and Versuchssatomkraftwerk Kahl (VAK), WM'98.
- 27) Handbook on Decommissioning of Nuclear Installations, EUR16211EN, 1995.
- 28) Decommissioning Handbook, DOE/EM-0142P, March 1994.
- 29) 渡辺正秋、他、原子炉圧力容器遠隔切断技術開発、デコミッショニング技報第23号 (2001年3月).
- 30) Fort St Vrain: the end of the licence, Nuclear Eng. Inter., Nov. 1997.
- 31) 宮尾英彦、他、ワイヤーソーによるコンクリート構造物切断技術開発 (その2) デコミッショニング技報第20号 (1999年8月).
- 32) Stephen Warren; Using DOE Decommissioning Benchmarking Results for the Development of A Preferred Decommissioning Technologies Guide.
- 33) Friedrich-W. Bach et. al., Thermal Cutting, Handling and Surface Removal Techniques for Decommissioning and Decontamination, ICEM' 01, Sep.30-Oct.4, 2001.
- 34) M. Klein, et al., The Dismantling of Primary and Auxiliary Loops of the BR-3 PWR Reactor: From on Site Decontamination up to Final Evacuation of the Dismantled Materials, ICEM'01.
- 35) J. Dadomont, et al., The RPV Dismantling of the BR3 PWR Pilot Project, ICONE8-8336 (2000).
- 36) L. Denissen, et. al. High Pressure Abrasive Water Jet Cutting as A Dismantling Tool, ICEM' 01, Sep. 30-Oct.4, 2001, Bruges, Belgium.
- 37) H. Stiner, U. Priesmeyer, Experience with the Dismantling of the NPP's KRB Gundremmingen, Unit A, and Versuchssatomkraftwerk Kahl (VAK), IBM UK Conf. (1998).
- 38) H. H. Alba, et al., Innovative Underwater Cutting Procedures for the Dismantling of Two German Nuclear Power Plants, WM'99, Mar. 4 1999.
- 39) N. Eickelpasch, et al., Lessons Learned by Dismantling Two German BWRs, P27-36 RADWAST, Jan. 1997.
- 40) H. Hsue, et al., Radiation Exposure of the During Dismantling and Cutting of the Primary System of the Karlsruhe Multi-purpose Research Reactor, IRPA-10, May 2000.
- 41) W. Demant, Progress Report on the Multi Purpose Research Reactor (MZFR), London Conf. Nov. 1996.
- 42) W. Demant, et. al. dismantling and Segmentation of RPV and Internals of the Research Reactor MZFR Karlsruhe, Germany, WM'99, Feb. 28-Mar. 4 1999.
- 43) Hartmann, B. Leushacke, The Role of the World's Largest Interim Storage for Waste and Fuel within the DECOM Project of 6WWER Reactors in Greifswald and Rhinsberg (German), WM'99, Feb. 28/Mar. 4, 1999.
- 44) H. Sterner, D. Rittscher, The Greifswald Decommissioning Project - strategy, status, and lessons learned, Nuclear Decom 2001, p235.
- 45) 石川広範、ウインズケール改良型ガス炉 (W

- AGR) の解体、デコミッショニング技報第 12 号 (1995 年 7 月).
- 46) J. Varley : Windscale: getting down to the core, Nucl. Eng. International, Nov. (1997).
- 47) C. Dixon, et. al., Windcale Advanced Gas Cooled Reactor-Hot Gas Manifold Dismantling Strategy and Tooling, ICEM'01, (2001).
- 48) F. Bazerque & J. Halladay, Dismantling the Windcale Advanced Gas Cooled Reactor Pressure Vessel and Insulation -Design and Development, WM'99, (1999).
- 49) Decommissioning Trojan, Radwaste Magazine May/June (1999).
- 50) PGE Hopes to Turn Trojan Site into Oregon's new State Park, Nucleonic Week, Aug. 26 (1999).
- 51) B. D. Clark, R. M. Lewis, From the Bottom Up : Tank Removed at Trojan, Radwaste Solutions, Mach/April 2000, P22-31.
- 52) Connecticut Yankee Decommissioning : Removing, Restoring, March/April 2001, Radwaste Solution.
- 53) 村松 精、コネチカット・ヤンキー原子力発電所のデコミッショニング、RANDEC 技術講座テキスト (2001 年 2 月).
- 54) 藤井信一：廃止措置におけるロボット技術の動向、原子力 eye, Vol.44 No.7 (1998).
- 55) 富塚千昭 他：マスト式解体試験装置の開発、日本原子力学会「2001 年秋の大会」予稿集、N70.
- 56) Tim Denmeade : A Pioneer's journey into the Sarcophagus, Nucl. Eng. International, March (1998).
- 57) D.B.Black et. al., Deployment of Remote Dismantlement Systems at the CP-5 Reactor, DD&R (1997).

RANDEC's Capability

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility

Decommissioning Technology Center

The capability and service of RANDEC are to ;

**Implement decommissioning research,
development and investigation.**



Provide technical information on decommissioning.



Train for decommissioning.



**Inform and enlighten the public
about decommissioning.**

© デコミッシング技報 第25号

発行日 : 平成14年3月29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://www1.sphere.ne.jp/randec/>
E-mail : randec@olive.ocn.ne.jp