

JAERI-Tech

97-001



原子炉解体技術開発成果報告書  
— JPDRの解体と技術開発 —

1997年2月

バックエンド技術部

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 (株)原子力資料サービス

原子炉解体技術開発成果報告書\*  
- J P D R の解体と技術開発 -

日本原子力研究所東海研究所  
バックエンド技術部

(1997年1月6日受理)

将来の商業用発電炉の廃止措置に備えて原子炉施設の解体に必要な技術を確立することは、整合性のある原子力開発を図る上で極めて重要である。

このため原子力委員会は、昭和57年、「原子力開発利用長期計画」において、当初の役割を果たした動力試験炉（J P D R）を対象として、原子炉施設の解体撤去に必要な技術の開発と解体実地試験（解体撤去）を実施するとの方針を示した。これらの方針を受けて日本原子力研究所は、56年度から、科学技術庁からの電源開発促進対策特別会計による受託事業として、J P D Rを対象として、原子炉解体技術の開発を開始した。

開発においては、先ず56年度から、8分野にわたり原子炉解体技術の開発を行い、次いで61年度から、開発した技術を用いてJ P D R解体実地試験を進めた。J P D R解体実地試験は所期の目的を達成し、平成8年3月に無事終了した。これにより、原子炉施設が安全に解体撤去できることが実証されるとともに、原子炉施設の解体撤去に関する多くのデータ等が収集・整備された。これらは、将来の商業用発電炉の解体撤去に有効に活かされるものと大いに期待されている。

本報告書は、原研で行ったJ P D Rの解体と技術開発の概要を紹介したものである。

---

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

本報告書は、電源開発促進対策特別会計法に基づく科学技術庁からの委託研究として、日本原子力研究所が実施した原子炉解体技術開発の成果である。

\*編集委員会：

宮坂 靖彦（委員長）、田中 貢（副委員長）、野村 藤靖、阿部 昌義、清木 義弘、  
藤木 和男、平林 孝圀、渡辺 正秋、中村 清宣、白井 甫積、板橋 隆之、柳原 敏、  
増淵 恵一、石川 広範、立花 光男、嵐田 正勝（事務局）

Final Report of Reactor Dismantling Technology Development\*  
-Dismantling of JPDR and Technology Development-

Department of Decommissioning and Waste Management

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

(Received January 6, 1997)

Establishment of reactor dismantling technologies for preparation of future decommissioning of commercial nuclear power plants is extremely important for harmonized development of nuclear energy. For this purpose, the Atomic Energy Commission indicated the strategy for decommissioning of nuclear facilities in the Long-term Nuclear Power Development and Utilization Plan published in 1982.

It described that development of technologies necessary for decommissioning of nuclear facilities and dismantling demonstration tests will be conducted on the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR), which terminated its initial role.

Based on the strategy, the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) initiated 1981 the reactor dismantling technology development program relating to the JPDR under contract with the Science and Technology Agency on special account for electric power resources development.

On the technology development phase, reactor dismantling technologies had been studied over eight items since 1981, then the JPDR dismantling demonstration project started in 1986 by using the developed technologies. The JPDR dismantling demonstration project was safely completed by March 1996, achieving its initial objectives, in which demonstrated was that the dismantling of reactor facilities could be possible with safe manner. In addition, data on dismantling of reactor facilities were collected and accumulated through the

---

This report is a part of the results on reactor dismantling technology development conducted by Japan Atomic Energy Research Institute under contract with the Science and Technology Agency on special account for electric power resources development.

\* Board of Editor:

Yasuhiko MIYASAKA (Chief Editor), Mitsugu TANAKA (Assistant Chief Editor),  
Fuziyasu NOMURA, Masayoshi ABE, Yoshihiro SEIKI, Kazuo FUZIKI,  
Takakuni HIRABAYASHI, Masaaki WATANABE, Kiyonobu NAKAMURA, Hozumi USUI,  
Takayuki ITAHASHI, Satoshi YANAGIHARA, Keiichi MASUBUCHI, Hironori ISHIKAWA,  
Mitsuo TACHIBANA, Masakatsu ARASHIDA (Editorial Assistant)

project. The experience and the data will be expected to be effectively contributed to future dismantling of commercial nuclear power plants.

The outline of the reactor dismantling technology development conducted by JAERI is described in this report.

Keywords: JPDR, Reactor Dismantling, Decommissioning, System Engineering Approach, Radioactive Inventory, Dismantling Techniques, Decontamination, Project Management, Radiation Control, Waste Management

## 目 次

要 約 .....	ix
はじめに .....	1
1. JPDRの概要と解体に至る経緯 .....	2
1.1 はじめに .....	2
1.2 JPDRの導入 .....	2
1.3 建設と運転 .....	3
1.4 JPDR-II改造 .....	4
1.5 運転計画変更と解体届 .....	5
1.6 まとめ .....	5
2. 解体技術の開発 .....	8
2.1 はじめに .....	8
2.2 解体システムエンジニアリングの開発 .....	8
2.3 放射能インベントリ評価技術の開発 .....	9
2.4 放射能汚染非破壊測定技術の開発 .....	10
2.5 解体工法・解体機器の開発 .....	11
2.6 解体関連除染技術の開発 .....	14
2.7 解体廃棄物の処理・保管及び処分技術の開発 .....	15
2.8 放射線管理技術の開発 .....	15
2.9 解体遠隔操作技術の開発 .....	16
2.10 まとめ .....	17
3. 解体実地試験 .....	21
3.1 はじめに .....	21
3.2 原子炉格納容器内の設備機器の解体撤去 .....	22
3.3 その他の施設設備の解体撤去 .....	27
3.4 建家の除染と確認測定 .....	30
3.5 建家の解体及び整地 .....	33
3.6 放射線管理 .....	36
3.7 解体廃棄物の取扱い .....	38
3.8 解体実地試験のまとめ .....	39
4. 解体に係る規制上の手続き .....	59
4.1 はじめに .....	59
4.2 JPDRの解体に係る規制上の手続きの概要 .....	59
4.3 まとめ .....	62
5. 国際協力 .....	65

5.1	はじめに .....	65
5.2	主な国際協力活動 .....	65
5.3	国際協力活動のまとめ .....	68
	ま と め .....	70
付録1	解体関連公開資料リスト .....	73
付録2	J P D R 解体関連工業所有権一覧表 .....	85

## Contents

Executive summary .....	ix
Introduction .....	1
1. Outline and History of JPDR .....	2
1.1 Introduction .....	2
1.2 Introduction of JPDR .....	2
1.3 Construction and Operation .....	3
1.4 Improvement of Facility (JPDR-II) .....	4
1.5 Alternation of Operation Plan and Dismantling Notification .....	5
1.6 Conclusion .....	5
2. Development of Dismantling Techniques .....	8
2.1 Introduction .....	8
2.2 Systems Engineering Approach to Dismantling .....	8
2.3 Evaluation of Radioactive Inventory .....	9
2.4 Non-destructive Measurement of Radioactive Contamination .....	10
2.5 Dismantling Techniques .....	11
2.6 Decontamination Relating Dismantling .....	14
2.7 Radioactive Waste Treatment, Storage and Disposal .....	15
2.8 Radiation Control .....	15
2.9 Remote Handling .....	16
2.10 Conclusion .....	17
3. Dismantling Demonstration Project .....	21
3.1 Introduction .....	21
3.2 Dismantling of Components in Reactor Enclosure .....	22
3.3 Dismantling of Other Components .....	27
3.4 Building Decontamination and Confirmation Survey of Radioactivity .....	30
3.5 Building Demolition and Landscaping .....	33
3.6 Radiation Control .....	36
3.7 Management of Radioactive Waste .....	38
3.8 Conclusion .....	39
4. Regulatory Procedures Relating to Dismantling Activities .....	59
4.1 Introduction .....	59
4.2 Overview of Regulatory Aspect on Dismantling of JPDR .....	59
4.3 Conclusion .....	62
5. International Cooperation .....	65

5.1 Introduction .....	65
5.2 Major Activities on International Cooperation .....	65
5.3 Conclusion .....	68
Summary .....	70
Appendix 1 Published Documents Relating to Dismantling of JPDR .....	73
Appendix 2 Patents Applied in relation to Development of Dismantling Techniques .....	85

## 要 約

日本原子力研究所（原研）の動力試験炉（JPDR）は、昭和38年にわが国で初めて原子力発電を行い、その後51年に運転を終了するまで、原子力開発のパイオニアとして、重要な役割を担ってきた。57年、原子力委員会は、原子力開発長期利用計画の中で、将来、商業用発電炉の廃止措置が予測され、そのための技術の開発が必要であることから、当初の役割を終えたJPDRを対象として、原子炉施設の解体に必要な技術の開発と解体実地試験（解体撤去）を実施する方針を明らかにした。これを受けて、原研は、電源開発促進対策特別会計による科学技術庁からの受託事業として、56年度から原子炉解体技術の開発を、61年度からはJPDR解体実地試験を開始した。JPDR解体実地試験は、事故もなく安全に実施され、所期の目的を達成して、平成8年3月に完了した。JPDR解体実地試験によって、原子炉施設の安全な解体が可能であることが実証されるとともに、将来の商業用発電炉の解体に有用な原子炉の解体撤去に関する多くのデータが収集・整備された。

JPDRの主要諸元とその建設、運転、解体の要約を次に示す。

## 主要諸元

原子炉型式	沸騰水型軽水炉（BWR型）
原子炉燃出力	90,000kW（当初45,000kW）
電気出力	12,500kW

## 履 歴

昭和35年 9月	建設開始
38年10月	初発電
44年 9月	自然循環方式による運転終了
47年 5月	JPDR-Ⅱ発電開始（強制循環方式）
51年 3月	原子炉の運転終了（総発電量 1.4億kW・h）
56年12月	原子炉解体技術の開発開始
57年12月	原子炉解体届の提出
61年12月	解体実地試験の開始
平成 8年 3月	解体実地試験終了

## JPDRの建設及び運転・改造の経緯

JPDRは33年、わが国初の動力試験炉として米国から導入されることが決定された沸騰水型の軽水炉（BWR）である。BWR型動力炉は、28年のアイゼンハワー米国大統領の「原子力平和利用」宣言を受けた米国の民生用原子炉開発プログラムの中で生まれたものであり、当時、BWR型の実験炉の役割を果たしていたアルゴンヌ国立研究所のEBWR（初期出力25,000kW）が2年間にわたって安全に運転されていたことが、BWR型のJPDRの導入に大きな影響を与えたと言われている。なお、このEBWRも、JPDRとほぼ同時期に解体が進められ、7年末に解体撤去を終了したが、発電炉の創成期に歴史的役割を果たした兄弟炉とも言うべき両炉が、原子炉の最後の解体においても、日米情報交換の協力対象施設として、両炉の間で情報交換と人員派遣を行ったことは極めて意義深い。

JPDRは、36年7月建設工事に着手、多くの困難を乗り越えてわが国で初めての原子力発電に成功し

たのは38年10月26日であった。翌年、この日は、わが国における「原子力の日」と定められた。それ以後、JPDRは発電経験を積み、40年に1,000時間定格連続運転に成功し、44年に自然循環による運転を終了した。さらに、44年から46年にかけて、炉心の熱出力を2倍にするためJPDR-IIとして自然循環方式から強制循環方式に改造され、その後、51年まで運転された。

JPDRは軽水炉燃料の国産化に寄与するとともに、トラブルなどの多くの経験を通して、BWR配管の応力腐食割れ（SCC）対策など世界的にも大きな研究成果を挙げ、今日のわが国の軽水炉技術の定着に大きな役割を果たした。また、JPDRの建設、運転には電力、メーカ等から約300人の研究者、技術者が参加し、JPDRはわが国における原子力発電所技術者の育成にも大いに貢献した。これらの多くの方々には、わが国の電力業界、原子力産業界等において中心的な役割を果たしている。

### 原子炉解体技術開発プロジェクトの発足から解体に至る経緯

原研では、54年に、JPDRを最も有効に利用する計画を策定する検討が行われた。プラントの状況等から、運転を継続するよりも、むしろ、当時、諸外国でも発電炉の解体実績等が極めて少ない状況等から、将来の商業用発電炉の解体に備えて、JPDRを、そのための技術開発に供する方が有益であるとの判断がなされ、56年から、科学技術庁からの電源開発促進対策特別会計に基づく受託研究として、原子炉解体技術開発のプロジェクトが開始された。プロジェクトでは、第1段階で原子炉解体に必要な要素技術の開発を行い、第2段階で、開発した技術を用いてJPDRを実際に解体する解体実地試験を行うこととなった。

57年12月に、原子炉等規制法第38条に基づき、科学技術庁に解体届の手続きを行った。その後、第1段階として、プラントの放射能インベントリを評価するための炉内構造物、原子炉圧力容器、生体遮へい体等からの試料採取及び一次系の化学除染を行うとともに、解体に必要な要素技術の開発を行った。61年7月、第1段階で実施した技術開発の成果及び原子力安全委員会の「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方－JPDR解体に当たって－」（昭和60年12月決定）に基づいて「解体届」を見直した「解体の変更届」が科学技術庁に受理され、同年12月から第2段階のJPDR解体実地試験を開始した。

### 原子炉解体技術開発

運転を停止した原子炉施設内には、放射化した構造物あるいは放射性物質で汚染された機器等が存在するため、これらの原子炉施設を解体する場合には、作業員の放射線被ばくの低減、解体作業の効率化等を図る観点から、遠隔解体技術を中心とする種々の解体技術が必要となる。このため、JPDRの解体に先立ち、56年から61年にかけて、8項目からなる原子炉解体技術の開発を行った。それらは、①解体システムエンジニアリング、②放射能インベントリ評価技術、③放射能汚染非破壊測定技術、④解体工法、解体機器、⑤解体関連除染技術、⑥解体廃棄物の処理・保管及び処分技術、⑦放射線管理技術、⑧解体遠隔操作技術である。

### JPDR解体実地試験

#### ① 解体工事

JPDR解体実地試験は、61年12月4日の解体開始記念式典に引き続いて開始した。

解体工事では、まず、原子炉本体周辺の機器が撤去された後、放射能濃度が最も高い炉内構造物がプラズマ遠隔切断装置により水中で切断、撤去された。次いで原子炉圧力容器に接続する配管が成型爆薬、ディスクカッター等により切り離された後、生体遮へい体と原子炉圧力容器の間に水封用円筒

が設置され、水没させた原子炉圧力容器がアークソー遠隔切断装置により解体された。これらの放射能濃度の高い構造物の撤去は、平成2年度中旬までに終了した。生体遮へい体については、内側の突出部分をダイヤモンドカッターとコアボーリングからなる機械的切断装置及び水ジェット切断装置により解体し、その外側は制御爆破工法により解体した。解体工事は5年度末に終了した。

建家の解体においては、まえもって建家コンクリート表面の除染及び放射能汚染のないことを確認する測定を3年度中旬から6年度末まで行った後、原子炉格納容器、タービン建家、制御建家、スタック等を順次解体撤去した。その後、解体撤去跡地の埋戻し、整地を行って、解体工事は、8年3月に全て完了した。

JPDR解体に伴う累積作業人工数は約14.5万人・日であり、その内訳は、炉心部に存在する放射化した機器の解体に約28%、設備・機器の解体に約28%、建家の解体に約10%、建家の除染・測定に約14%、作業の管理に20%であった。

JPDR解体に伴う作業者の累積集団線量当量は約0.3人・Sv（計画値の1/3以下）であり、その大部分は、原子炉容器を中心とする放射化した機器（原子炉圧力容器の解体に35%、炉内構造物の解体に24%、接続配管の解体に20%、生体遮へい体の解体に9%）の解体作業によるものであった。また、解体工事による空気汚染や表面汚染もなく、環境への影響もなかった。

JPDR解体に伴って発生した解体廃棄物総量は約24,440トンであり、そのうち、放射性廃棄物は約3,770トンであった。この放射性廃棄物のうち、ドラム缶、角型鋼製容器及び遮へい容器に収納して保管棟に保管したものが約2,100トン（ドラム缶概算約12,400本相当）、埋設事業の許可を取得して実施した埋設実地試験に用いた極低レベルのコンクリートが約1,670トンであった。一方、非放射性廃棄物は約20,670トンであり、コンクリートの一部はクラッシングして建家解体後の埋め戻し材等として再利用した。また、原子炉格納容器鋼板の一部は、JPDR解体終了の記念品（文鎮）として加工した。

## 成果等

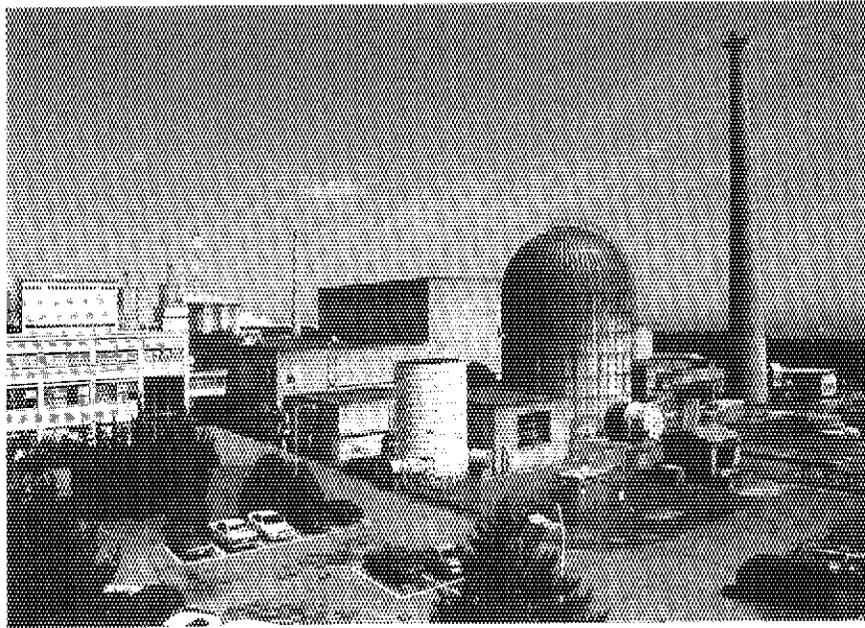
第1段階の原子炉解体技術開発及び第2段階のJPDR解体実地試験の成果等は次のとおりである。

- ① 適切な解体技術と放射線管理により作業者の安全確保を図り、JPDRの完全解体を完遂することができた。また、解体工事に伴う放射能の放出はなく、環境への影響も全く問題はなかった。
- ② 運転を停止した原子炉の放射能インベントリ評価技術及び放射能測定技術が確立された。原子炉の解体計画の実施に当たっては、施設に残存する放射能量とその場所を明確にすることが重要である。放射能の大部分は原子炉容器内に集中していることが確認された。
- ③ 炉内構造物、原子炉圧力容器等は、水中でのプラズマアーク切断、アークソー切断等により解体撤去が可能であることが実証された。また、遠隔操作技術の適用は作業者の被ばく低減に大いに効果があることが明らかになった。
- ④ 生体遮へい体の解体撤去には、機械的切断、水ジェット切断、制御爆破の技術が適用され、その有用性が実証された。特に、制御爆破が効率的であった。
- ⑤ 建家等の解体に当たって行われたコンクリート床面の汚染状況調査により、一次冷却水の漏洩した履歴のある場所では浸透汚染の深さが、 $^{60}\text{Co}$ で約数mm、 $^{137}\text{Cs}$ で10数mm以内に限定していることが明らかになった。これらのデータに基づき放射能汚染部の分離除去を実施した。これらの一連の作業により、コンクリート表面の除染技術、汚染がないことを確認する測定技術、及びそれらを適用する手順が確立された。
- ⑥ 解体に伴って発生する放射性廃棄物については、放射能濃度、材質等により区分し、将来の処理、処分に備えた管理システムを適用した。大部分の放射性廃棄物は極めて放射能レベルが低

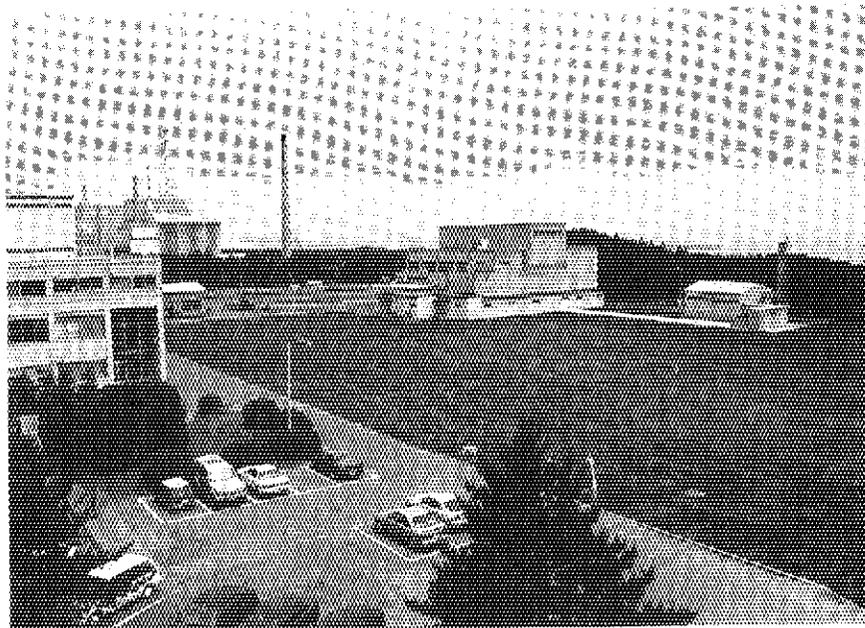
く、そのうち極低レベルのコンクリート廃棄物については、簡易埋設のための埋設実地試験に用いた。今後、規制除外基準や再利用基準を含む一層合理的な廃棄物管理システムを構築することが重要であると認識された。

- ⑦ 除染技術については、解体前の系統除染技術及び解体物の除染技術について、その基本技術を確立した。
- ⑧ 解体による放射性廃棄物の発生量、必要な作業人工数、作業者の被ばく量等を解体前に予測評価して解体計画を策定する計算コードシステムを開発した。この計算コードシステムは、合理的な廃止措置方式を検討・作成するために必須のものであり、さらに、改良、整備を進める。
- ⑨ 原子炉の設計段階において、材料選定の工夫などにより解体時に発生する放射性廃棄物の発生量を低減させる、あるいは構造材をモジュール化することによって解体撤去を容易にするなどの工夫を考慮しておくことが重要である。
- ⑩ 原子炉解体技術開発において、廃止措置技術等に関する国際的な情報交換や技術者の交流等は極めて有益であった。
- ⑪ 解体技術開発及び解体実地試験の期間には、電力、メーカ等から約100人の技術者の参加が得られ、解体技術の民間への技術移転が図られた。

以上のことから、商業用発電炉の解体について、現在の技術あるいはその改良技術で十分対応できる見通しが得られた。しかし、今後対象となる商業用発電炉は、JPDRに比して規模が大きく、また、放射能インベントリーも多いので、安全性、経済性を一層向上させるためには、更なる技術開発が必要である。このため、原研では、JPDRの解体で得られた知見を基に、引き続き原子炉解体技術の高度化及び解体廃棄物の再利用技術の開発を進めている。



原子炉解体前の J P D R 全景  
(昭和61年12月)



解体後の J P D R 跡地  
(平成8年3月)

## はじめに

原子力開発利用の進展に伴い多くの原子力施設が建設されてきた。これらの施設は内部に放射性物質を有するため、役割を終えた後は、安全の確保や敷地の再利用のため、解体撤去等の適切な廃止措置を施す必要がある。近い将来、わが国においても、原子力開発の初期に建設された多くの施設が役割を終えて解体撤去等の廃止措置を施す必要が生じることが予測され、そのために必要な技術の開発と確立が必須の課題となっている。このため原研では、動力試験炉（JPDR）や再処理特別研究棟の、既に役割を終えた施設を活用して、原子力施設の解体技術の開発を総合的に進めている。

JPDRは、わが国における商業用発電炉の先行炉として、昭和38年10月26日、わが国で初めて原子力発電に成功した栄えある試験研究用の沸騰水型（BWR）原子力発電所である。その建設、運転を通して、わが国の軽水炉技術の確立及びその後わが国に建設された多くの商業用発電炉の中核となる技術者の育成に貢献し、51年3月の運転終了をもって当初の役割を終えた。しかしながら、JPDRへの期待はこれに止まらず、さらに原子炉解体技術の開発という、これもまたわが国で初めての大きな使命が与えられた。JPDRの解体は、解体実地試験として61年12月から開始され、平成8年3月、全工程を終了し、JPDRはその使命を無事全うした。

このように、JPDRは、わが国の原子力発電の先行炉として原子力発電所の一生にあたる建設、運転、解体の全てにわたり大きな役割を果たしてきた。

本報告書は、JPDRの最後の務めとなった原子炉の解体及び技術開発の成果を総括的にまとめたものである。本書が、近い将来行われるであろう商業用発電炉の解体撤去等に有効に活用されることを祈って止まない。

## 1. JPDRの概要と解体に至る経緯

### 1.1 はじめに

JPDRはわが国が初めて導入した試験研究用の発電用原子炉である。商業用発電炉の先行炉として、米国GE社から導入した熱出力45MWt、電気出力12.5MWの自然循環沸騰水型（BWR）の試験研究を目的とした原子炉である。昭和35年9月建設に着手し、38年10月26日わが国で初めての原子力による発電に成功し、40年3月に竣工したもので爾来、初発電に成功した10月26日が「原子力の日」として制定された。JPDR-Ⅱ改造（出力倍増）工事のために運転を停止する44年9月までの間、ほぼ順調に運転、保守の経験を積むと共に炉物理試験等を通して、商業用発電炉の特性を把握し、各種国産燃料の照射試験等で所期の目的を達成した。改造工事を経て47年2月出力上昇試験を開始したが、出力50%（45MWt）の段階で炉心スプレー系配管から応力腐食割れ（SCC）による冷却水漏洩が発生し、その原因究明と修復に約3年間を要したが、ここで得られた知見はその後の商業用発電炉の溶接設計、運転管理等の改善に生かされた。

50年6月に出力上昇試験を再開したが、その後も、ダンプコンデンサ減温管破損、インコアモニタ冷却管ノズル部からの冷却水漏洩等の故障が相次いで発生し、JPDR-Ⅱ計画の完成は大幅に遅延せざるを得ない情勢となった。一方、この間に商業用発電炉をめぐる内外の情勢も大きく変化し、JPDR-Ⅱの意義の低下は免れないものとなり、さらには、安全性向上の視点からなされる規制上の要求に対し、バックフィットが困難な場合も出現するに及び、運転計画を見直すこととなった。このため54年に所内に「JPDR検討委員会」を設置し、研究所内外の意見を聴取した結果、「これまでの運転計画を変更し、原子炉施設のデコミッションング技術の開発に関する試験、研究を実施することがJPDRの使命に適うものであり、かつ、時宜に即したものである。」との結論を得た。また、57年6月、原子力委員会は、「原子力開発利用長期計画」の中でわが国における商業用発電炉の廃止措置は解体撤去とすることを基本方針として示し、このための「技術開発」とその成果を適用して原子炉施設を撤去する「実地試験」を、JPDRを対象として行うことを決定した。これらの方針に基づき原研は、科学技術庁の委託を受け、技術開発と解体実地試験を実施することとなり、57年12月9日付けで原子炉等規制法に基づく「解体届」を提出した。

### 1.2 JPDRの導入

電力需給の見通しから、わが国においても発電用原子力プラントを導入する必要性が議論されるようになり、31年10月には、石川一郎経団連会長を団長とする調査団が、英国及び米国の原子力発電施設並びに関連研究施設等を視察した。

調査団の報告をもとに、発電用原子力プラントを導入することとなり、その建設、運転並びにこれを利用した研究開発を原研で実施することが決定した。

これを受けて原研は、電力、重電製造、造船、船舶等の業界並びに学界、官界等の広範な分野から導入する発電用原子炉施設に対する実験利用、研究開発等について要望事項を聴取し、その結果、導入する原子炉は、発電と同時に各種試験研究が可能でかつ小まわりの効く小型軽水炉とし、名称を「動力試験炉」(Japan Power Demonstration Reactor) とすることとなった。

導入の目的は次の3点に要約される。

- ① 原子力発電所の建設、運転及び保守の経験を得る。
- ② 各種の実験等を行い、原子力発電所の特性を把握する。
- ③ 国産の材料、燃料、部品等の特性試験、照射試験、寿命試験等を行い、発電用軽水炉の国産化に貢献する。

動力試験炉として、米国内の数社から提案のあった発電用軽水炉について、試験研究、実験利用等の技術面及び経済面の検討を行った結果、米国ジェネラルエレクトリック社(GE社)が提案した「自然循環直接サイクル沸騰水型原子炉(BWR, 熱出力45MW、電気出力12.5MW)」を導入することに決定し、35年9月1日付けで、日本ゼネラルエレクトリック社(GEJ社)とJPDRの建設に関する契約を締結し、工事を開始した。

### 1.3 建設と運転

建設工事は契約発効と同時に、敷地の掘削等土木工事から開始された。36年4月27日付けで第1回目の工事計画の認可申請を行い、以降8回にわたり分割申請を行い、認可を受けた部分から機器類の製作、据付けが進められ38年5月にほぼ工事を完了した。8月22日に初臨界を達成し、10月10日から出力上昇試験を開始し、10月26日にはわが国で初めての原子力による発電に成功した。わが国がIAEAに加盟した31年10月26日とを合わせ、10月26日が「原子力の日」として制定された。

12月1日には定格出力を達成し、100時間連続定格出力運転の後、12月9日にGEJ社から原研へプラントの引渡しが行われた。しかし、その後、通産省による竣工検査を受検するための準備中、39年3月28日に制御棒駆動軸の軸封部へ一次冷却水が逆流し、系外に漏洩する事故が発生した。JPDRで初めての事故となったが、この修復には燃料取出し等の作業を要したため長期間を要し、運転再開は同年12月となった。40年3月15日に竣工検査に合格した。建設開始以来4年6ヶ月でJPDRは竣工した。

40年5月13日付けで通産省から「使用許可」を受け、JPDRは建設から運転の段階に移行した。7月には1000時間定格出力連続運転に成功し、41年3月には発電電力量5000万kWhを達成した。JPDRの全景を写真-1、主要諸元を表1.1に、原子炉施設の配置を図1.1、主要系統を図1.2に示す。

41年5月に第1回目の定期検査に入り、検査中に原子炉上蓋内面にヘアクラックが発見され、修復後9月に定期検査を終了して、運転を再開した。この後、JPDR-II計画の改造に入る44年9月まで約3年間、自然循環による原子炉の運転、保守の経験を蓄積するとともに、各種国産燃料及び原子炉材料の

照射、ボイド計等を装備した計装燃料、パイルオッシレータ等を用いた原子炉の動特性解析、炉物理試験等動力炉の特性を把握するための広範な試験研究を行う一方、燃料照射、材料照射等を通して、原子炉の国産化へ向けて貢献した。また、この期間中にクリーンドレンサンプの漏洩、制御棒ブレードの損傷等の各種事故、故障を経験し、技術的にこれを乗り越えた。44年3月から開始した第3回定期検査において、原子炉圧力容器の強制循環系ノズルコーナーの一部に深さ約3mmと評価されるクラックが発生している可能性のあることが非破壊検査により確認され、モデル試験を含む安全評価の結果、圧力変動が150サイクルまで又は3年間運転までのうち、いずれか早い時期までとする運転規制が、通産省から課せられることとなった。

#### 1.4 JPDR-II改造

JPDR-II計画は、燃料の国産化技術を確立するため、JPDRの冷却方式を自然循環方式から強制循環方式に改造して原子炉の出力を45MWtから90MWtに倍増し、出力密度の高い燃料照射の場を提供することが主目的であった。主な改造工事の内容は、一部の旧炉内構造物を撤去するとともに気水分離器等の新炉内構造物、強制循環ポンプ等の原子炉周辺機器及びダンプコンデンサ系統設備の設置等が主要なものである。改造工事は44年10月に着手し、46年12月に完了した。

同時に進められていた定期検査の終了を待って47年2月に出力上昇試験を開始した。各出力段階で性能確認、特性測定を行いながら順次出力を上昇させたが、原子炉出力50%の段階で炉心スプレイ配管と原子炉圧力容器ノズルとの取合溶接部近傍から一次冷却水の漏洩が生じ、出力上昇試験を中断した。原因調査の結果、漏洩は、応力腐食によりクラックが発生し、配管を貫通して生じたことが確認された。他の類似箇所についても検査を実施したところ、停止時冷却系配管及び給水系配管にも同様のクラックの発生が認められた。これらの原因調査と修復のための工事に約3年間を要し、50年6月に原子炉の運転を再開した。この原因調査で得られた知見は、その後の商業用発電炉の設計、施工及び運転管理の改善に生かされた。

なお、この応力腐食割れの発生によりJPDRに対する運転規制が強化され、運転期間を竣工(JPDR-II完成)後1年間とすることが課せられた。運転再開後、50%から75%へ出力上昇中の51年3月にダンプコンデンサ減温管の損傷、4月にはクリーンドレンサンプからの漏洩が発生した。

運転再開に向けてこれらの修復を行ったが、53年から54年にかけて制御棒駆動装置の異常、インコアモニタ案内管ノズル部からの冷却水漏洩等の故障が相次いで発生した。これ等の修復には相当の期間と費用が見込まれ、JPDR-IIの完成時期は当初予定の46年度末から、さらに大幅に遅延せざるを得ない情勢となった。

一方、この間に原子力発電をめぐる内外の情勢も大きく変化し、JPDR-IIの燃料照射が熱的境界を追求することに主眼をおいていたのに対し、商業用発電炉でのニーズは、現実に発生していた比較的低い出力密度における燃料破損に関し、その燃料挙動やペレット・クラッドの相互作用(PCMI)等の破損メカニズムの究明へと移行していた。また、原子炉等規制法上の制度も変化し、安全性向上

のために出される規制上の要求に対して、そのバックフィットが困難な場合も出現し、運転期間の限定、ISI（供用期中の検査）の強化等運転管理面の運用強化で対応せざるを得ない状況となった。

### 1.5 運転計画変更と解体届

このような情勢の変化を受けて、JPDRの運転計画を見直すこととなり、54年所内に「JPDR検討委員会」を設置して、JPDRの運転計画変更の妥当性、今後の施設利用のあり方等について研究所内外の意見を聴取した。その結果、「JPDRのプラントの状況及び現試験計画が完了すると見込まれる時期における成果の持つ意義の両面から、JPDR-II計画を継続するよりも、むしろ、現計画を変更して、原子炉一次系の健全性等に関する研究を推進し、合わせて、原子炉施設のデコミッショニング技術の開発に関する試験を実施することが、JPDRの使命にかなうものであり、かつ、時宜に即したものである」との結論が得られた。また、57年6月、原子力委員会は「原子力開発利用長期計画」において、既に役割を終えた商業用発電炉は解体撤去することを基本方針として示し、「既に役割を終えた原研の動力試験炉（JPDR）を対象として、将来の商業用発電炉の解体において活用し得る解体技術の開発と、実地試験を行う」とする方針を決定した。原研はこれらの方針に基づき、科学技術庁の委託を受けて、55年から数年間を「原子炉解体に必要な技術開発」にあて、その成果を適用してJPDRを解体撤去する「解体実地試験」を実施することとし、57年12月9日付けで原子炉等規制法に基づく「解体届」を提出した。この間、55年10月には、38年の運転開始以来継続してきた直勤務体制による運転管理を廃止し、日勤体制に移行した。また、解体届提出後には原子炉を再度運転しない担保として燃料及び中性子源の取出し、制御棒駆動軸切断等の措置を講じて原子炉の運転機能を喪失させた。

### 1.6 まとめ

JPDRは、わが国で導入した最初の発電用原子炉であり、その建設から解体に至るまでの過程で常に商業用発電炉の先駆的な役割を果たし、その使命を全うした。また、電力会社、原子力メーカー等から派遣され、運転、保守、研究開発及び解体に携わった研究者、技術者は約400名に及び、それらの人々は、現在ではわが国の電力業界、原子力産業界等において中心的な役割を果たしている。

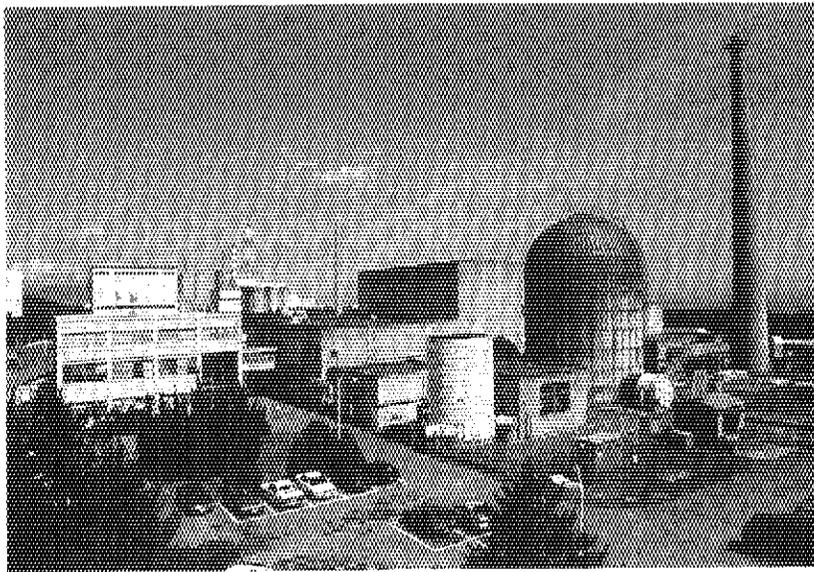


写真-1 JPDRの全景（昭和51年8月）

表1.1 JPDR主要諸元

原子炉型式	沸騰水型（BWR型）
原子炉熱出力	90,000kW（当初 45,000kW）
電気出力	12,500kW
炉心寸法	直径 127cm 高さ 147cm
平均熱中性子束	$3.8 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
燃料種類	種類 2.6%濃縮二酸化ウラン
	装荷量 約4.2トン（72燃料体）
原子炉圧力容器	
材質	炭素鋼製（内側：ステンレス鋼内張）
主要寸法	高さ約 8 m 直径約 2 m 胴厚さ約 73mm
遮へい壁	鉄筋コンクリート（普通コンクリート）
	厚さ約1.5～3 m
原子炉格納容器	鋼製円筒型容器
	全高約 38m（地上部約 24m）
	直径約 15m

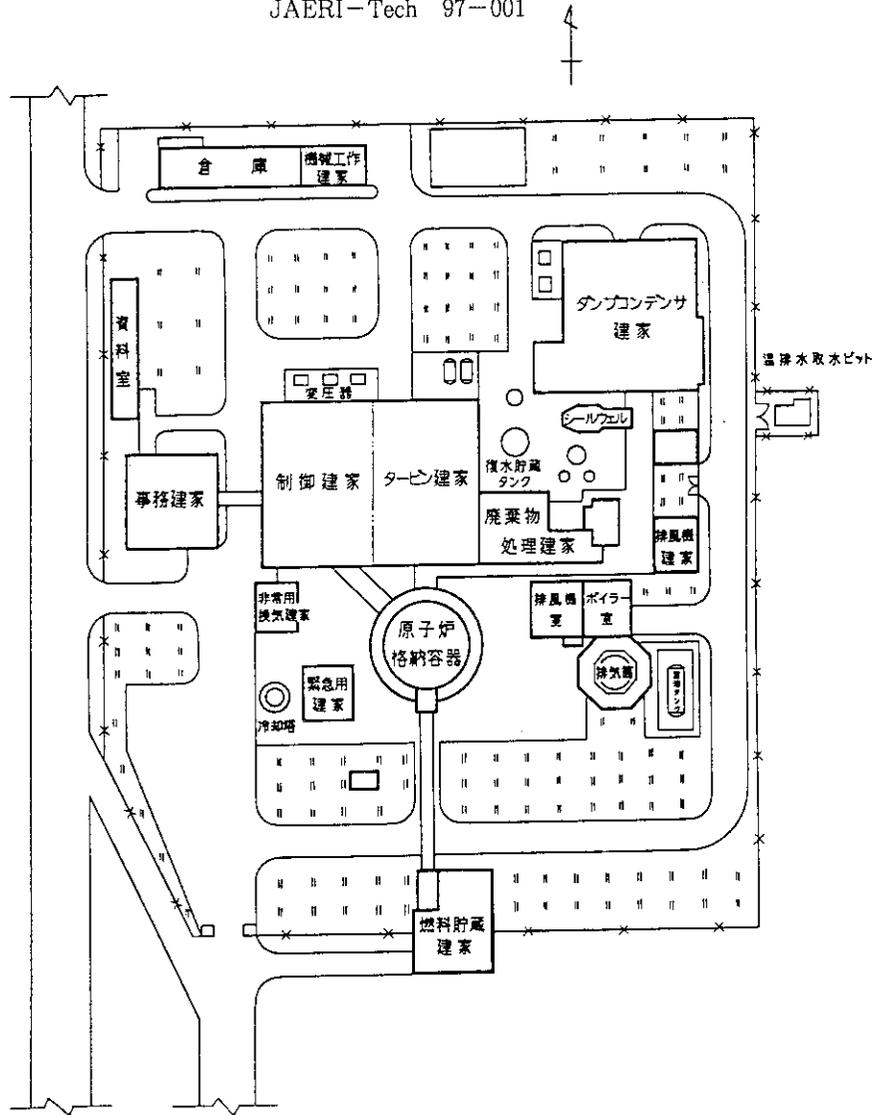
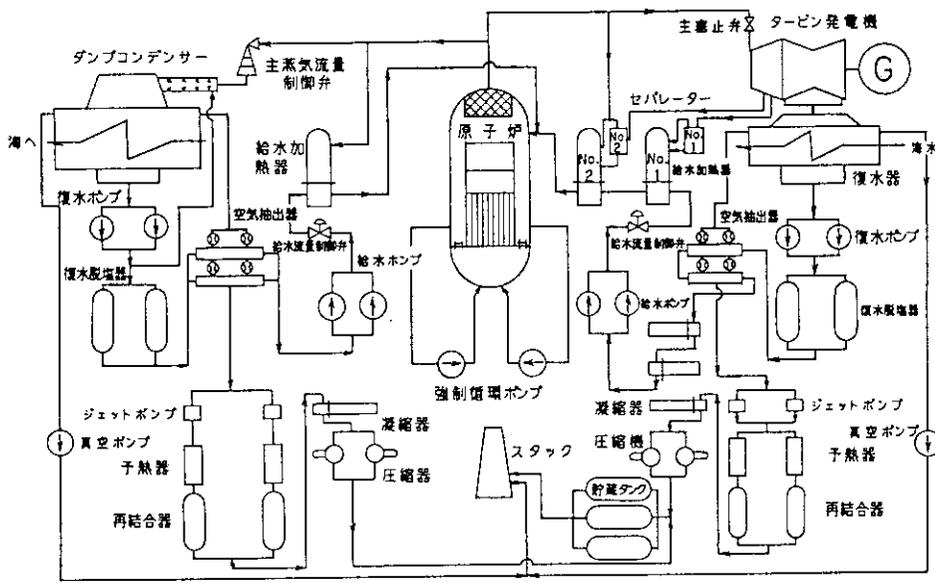


図1.1 JPDR原子炉施設の配置



ダンプコンデンサ系統

タービン系統

図1.2 JPDR主要系統

## 2. 解体技術の開発

### 2.1 はじめに

原子炉施設には、運転を終了し使用済み燃料を搬出した後も、放射化あるいは放射能汚染した機器や構造物が存在する。このため、原子炉の廃止措置として解体・撤去方式を採る場合には、作業者の放射線被ばくの低減、解体作業の効率化等を図る観点から、遠隔解体技術を中心とする種々の解体技術が必要となる。原研では、JPDR解体実地試験に先立ち、原子炉解体技術をトータルシステムとして確立するため、昭和56年度から原子炉解体技術の開発を開始した。図2.1にその技術開発項目を示す。

開発においては、先ず原子炉解体特有の条件を考慮して開発すべき装置等が備えるべき仕様を検討し確定した後、基礎試験を行ってそれらの装置等の性能の開発と確認を行った。さらに「解体工法・解体機器」については、基礎試験によって開発した要素技術を基に実物大の試験装置を製作し、ワールドではあるが実規模の解体条件でモックアップ試験を実施し、システムとして完成した。開発した装置等は、61年12月から開始したJPDR解体実地試験で実際に使用し、その有効性を実証した。開発スケジュールを図2.2に示す。図2.1に示した8項目の技術開発について、次に紹介する。

### 2.2 解体システムエンジニアリングの開発

解体システムエンジニアリングの開発では、費用評価、最適計画の作成、プロジェクトの管理など、原子炉の解体を安全かつ効率的に実施するための方法論の研究及びその結果に基づく計算コードシステムの開発を実施した。本開発では、まず、原子炉施設の解体に必要な作業項目を抽出するとともに、その作業管理に必要なデータ（人工数、発生廃棄物量、線量当量、費用など）を計算するコードシステム（COSMARD-JP）を開発し、JPDR解体に関する作業管理に必要なデータを算出した。続いて、COSMARD-JPを汎用化した新しいバージョン（COSMARD-L）を開発した。COSMARD-Lは、JPDR解体実地試験や定期点検等から算出した単位作業係数を使用して作成した管理データの計算モデルを本コードシステムに付属するデータベースとして格納しておき、ユーザーが作った作業シナリオ（入力データ）と、その計算モデルに基づいて作業毎に管理データを計算する。また、解体作業の進捗に応じて施設機器の撤去状況をコンピュータ画面に画像で表示する機能、予め整備した原子炉の体系、運転履歴などの情報に基づいて炉心中心部の放射化量を計算して図形表示する機能、作業環境の線量当量率を計算して図形表示する機能などを付加して、計算結果をより理解し易いシステムとして完成させた。これにより、原子力施設の解体計画の作成・検討が体系的に実施できるようになった。

他方、JPDR解体実地試験が開始してからは、JPDR解体における種々の作業データを収集し、その

分析を進めた。収集したデータは、JPDR解体実地試験の安全で効率的な実施や種々の報告に使用された。また、その分析結果から作業者人工数や被ばく線量などに関してJPDR解体作業の特徴を明らかにした。

他方、国際協力により各国の廃止措置プロジェクトに関する情報を収集し、データベースに蓄積するとともに、原子炉施設の解体に関するプロジェクト管理データの予測や放射化量計算に関する計算コードの比較・検討を進めた。これらの結果はわが国の商業用発電炉廃止措置の計画作成や作業管理に有効に適用できるものである。

### 2.3 放射能インベントリ評価技術の開発

運転を終了し、燃料を搬出した後の原子炉施設に残留する放射性物質、すなわち「放射能インベントリ」は、大きく分けて次の二種類である。一つは原子炉内及び原子炉近傍の機器、構造物等が運転中に炉心からの中性子の照射を受けて放射化することによるもの（放射化放射能）であり、もう一つは燃料棒から漏出した微量の核分裂生成物や放射化による誘導放射性物質を含む炉水による汚染によるもの（汚染放射能）である。後者には、一次系内に生成した放射性腐食生成物により冷却系統の表面汚染と炉水の漏えいによって生じる汚染がある。

放射能インベントリに関する情報は、解体方式の決定、解体作業に伴う従事者の線量当量の推定、解体工程の策定、放射性廃棄物の処理処分等に関する方策策定等のための基礎的データとなる。

本テーマでは、運転を停止した原子炉施設に残留する放射エネルギーを計算と測定によって評価する技術を開発した。

計算による評価技術の開発では、原子炉内及び原子炉近傍の機器、構造物等の放射化による放射能インベントリを評価するため、輸送計算コード（ANISN, DOT3.5）及び放射化計算コード（ORIGENまたはDCHAIN）を残留放射能評価用に改良するとともに、これらのコード間のデータ受け渡しを効率良く行うように結合した計算コードシステムを作成した。これらの計算コードによる計算の精度向上には、計算形状や計算パラメータ等の計算条件の設定が重要である。そこで、遮へいベンチマーク問題等にこれらのコードを適用することにより放射能インベントリ計算に十分適用できることを予め確認した。遮へいコンクリート中の水分等の組成データについての感度解析計算を行うとともに、空間メッシュ幅、線源スペクトル、原子炉運転履歴モデルの違いによる影響等を把握して計算を実施した。JPDRを対象とした残留放射能計算では、測定値との比較を行うとともに、主要な構造物毎に解体実施時期における放射エネルギーを求めた。

放射能インベントリの測定に関する技術開発では、構造物の放射化放射能を評価するため、試料採取、核種分析、組成分析、線量当量率測定等を行った。測定によって得られた結果は計算コードの検証に用いた。測定値に対し計算による評価は、炉内構造物等では十分良い精度で得られたが、遮へいコンクリート内部では過大評価であった。放射化放射能に関しては、計算と測定による評価を相互補完することによって全体として十分良い精度で評価できることが実証された。

一方、汚染放射能の評価のように計算による評価が困難な場合には、測定による放射能評価が不可欠である。配管、ポンプ、廃棄物タンク、換気系ダクト、建家コンクリート面等の汚染放射能は、採取試料の放射能測定及び汚染検査計等による測定で評価した。

核種ごとの放射能濃度の測定については、直接測定法、化学的分離による測定法を用いた。構造物中には $^{60}\text{Co}$ 、 $^{152}\text{Eu}$ 等の $\gamma$ 線放出核種以外に、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{36}\text{Cl}$ 、 $^{41}\text{Ca}$ 等の測定が難しい核種も残留している。これらに対しても元素の分離から放射能測定までの手法を確立して、放射能濃度の評価も行った。JPDR施設各所に適用した各種測定法、確立した分析法等は一般的にも十分有効であると考えられる。

## 2.4 放射能汚染非破壊測定技術の開発

原子炉解体技術開発の要素技術として配管系内部放射能汚染非破壊測定技術の開発研究を行った。本研究では、配管内部の放射能濃度を非破壊的に定量測定する配管内部放射能非破壊測定技術及び原子炉圧力容器内の放射化した構造物等の比放射能を非破壊的に定量測定する望遠測定法を開発を行った。次にその概要を示す。

### 2.4.1 配管内部放射能非破壊測定技術の開発

原子炉施設の解体作業を行う上で放射能汚染をした配管内部の放射能濃度を定量しておくことは非常に重要である。測定される核種は主にガンマ線放出核種であり、例えば $^{60}\text{Co}$ あるいは $^{54}\text{Mn}$ などの腐食生成物と $^{134}\text{Cs}$ や $^{137}\text{Cs}$ などの核分裂生成物である。これらの核種による原子炉一次系配管等の放射能汚染は、沈着モデルと理論計算によってその蓄積状況を評価することが難しく、実測によって把握することが不可欠である。このため、配管外部からの $\gamma$ 線スキャンニング測定を行う現場測定装置と状態分離非破壊測定法を組み合わせた配管内部放射能非破壊測定技術を開発し、沈着、水溶液及びガス状放射能をそれぞれ分離して核種毎に定量測定することを可能にした。

### 2.4.2 望遠測定法の開発

原子炉解体を行う前に、原子炉圧力容器内の放射化した構造物や内壁等の比放射能及びその分布を評価し、放射能インベントリを把握しておくことが不可欠である。構造物の比放射能測定には試料採取法等の破壊的方法が使用されてきたが、試料採取には困難な作業がともないかつ分布を測定するには時間がかかることなどの問題点があった。このため、放射能レベルの極めて高い原子炉圧力容器内の目標とする特定箇所の放射能を、周囲の放射能による妨害を受けずに非破壊的に定量測定できる測定法を開発し「望遠測定法」と名付けた。これは放射能から放出された $\gamma$ 線を中空の直管( $\gamma$ 線ビームガイド)を用いて反対側に置かれた $\gamma$ 線検出器に導き測定することによって、遠方から非破壊的に

定量測定する方法である。Ge検出器を使用して $\gamma$ 線スペクトル解析を行い、バックグラウンドとなる散乱 $\gamma$ 線を除去することによって、直接検出器に入射する $\gamma$ 線のみを測定する。

このように、開発した配管内部放射能非破壊測定技術により、測定現場において非破壊測定により配管内部の放射能濃度を状態毎かつ核種毎に求めることが可能であることを実証することができた。また、開発した望遠測定法と配管内部放射能非破壊測定装置が原子炉压力容器内の放射化した構造物の比放射能分布の実測に有効に使用できることが確認されるとともに、開発した方法を用いて実測されたJPDRの原子炉压力容器内の構造物の比放射能分布は、放射能インベントリの推定に役立てられた。

## 2.5 解体工法・解体機器の開発

JPDR施設内に存在する放射エネルギーは、その大部分が炉心中央部に集中している。そこで、これらの放射能が集中する機器・構造物の解体においては、炉心部に存在する炉内構造物や压力容器は水中で切断すること、また、生体遮へい体や压力容器接続配管についてはその構造上、気中で解体させるを得ないため、作業員の被ばく低減を十分に考慮して作業を行うこと、等の基本方針に従って次の解体技術に関する開発を進めた。

### ・鋼構造物の解体

アークソー切断工法：原子炉压力容器の解体（水中）

プラズマアーク切断工法：炉内構造物の解体（水中）

ディスクカッター切断工法：原子炉压力容器への接続配管（大口径配管）

成型爆薬切断工法：原子炉压力容器への接続配管（小口径配管）

### ・コンクリート構造物の解体

制御爆破工法：生体遮へい体の解体（本体部）

機械的切断工法：生体遮へい体の解体（突出部）

水ジェット切断工法：生体遮へい体の解体（突出部）

バーニングバー切断工法：生体遮へい体の解体

ジェットバーナー切断工法：生体遮へい体の解体

上述した解体技術の主な原理とその技術開発の結果は、次のとおりである。

### 2.5.1 アークソー切断工法

アークソーの切断原理は、回転する円板電極と鋼製の切断対象物の間に直流電圧をかけて大電流をアーク放電させ、アーク熱で対象物を熔融切断するものである。この工法は、全ての導電性金属を切

断でき切断可能板厚は電極円板直径の3分の1程度まで可能なため、円板直径を大にすることにより厚肉構造物の切断に適用できることから、原子炉圧力容器の切断用機器として開発した。この結果、円板直径36インチ、最大切断電流2万アンペアの切断試験装置で、水中において厚さ約250mmの鋼板の切断に成功した。

### 2.5.2 プラズマアーク切断工法

プラズマアークの切断原理は、電極と対象物の間に電流とガスを流し、発生するアークとプラズマガスの熱によって対象物を溶融切断するものである。この工法は、水中・気中両方で使用でき、また、切断トーチが小型軽量であることから狭隘な場所での使用や遠隔操作化に適している。このため、炉内構造物の水中での遠隔切断解体用機器として、本工法の開発を実施した。この結果、最大1000アンペアの切断電流が得られる試験装置を試作して各種切断試験を行い、気中で厚さ約230mm、水中で厚さ約130mmの鋼板が切断可能となった。

### 2.5.3 ディスクカッター切断工法

この工法は、円板上のカッター刃を対象物に押し付けて、対象物を塑性変形させて切断するものである。カッター刃を管内に挿入して内側から切断することにより、外側から接近が困難な配管切断、例えば原子炉圧力容器ノズル部近傍での配管切断に適用可能である。本工法の開発により、12in sch160（肉厚33.3mm）のステンレス鋼管の切断が可能になった。

### 2.5.4 成型爆薬切断工法

管内に成型爆薬を装着し、その爆発時に金属ライナーが高速の微粒子となってジェットを形成し、このジェットで管の切断を行うものである。原理的には相当大きな切断能力を有し、しかも小型軽量であるので、対象物への装着治具が用意できればこの工法の応用範囲はかなり広い。開発した成型爆薬により、最大26in sch80（肉厚34mm）の配管の切断に成功した。

### 2.5.5 制御爆破工法

コンクリートに爆薬装填孔を穿ち、適量の爆薬を装着して爆発させ、そのエネルギーによりコンクリートに亀裂を生じさせ、2次破碎を容易にする。この工法は穿孔から破碎処理までの一連の作業において、騒音、振動、粉塵の発生などの難点はあるが、解体能率は高く、分厚い鉄筋コンクリート構造物の解体に適すると考えられている。原子炉施設の解体で発生する廃棄物の処理処分の観点から、構造物の放射能レベルに応じて領域毎に選択的に解体できることが要求されるが、試験の結果、それ

が可能であることを確認した。

### 2.5.6 機械的切断工法

ダイヤモンドブレードを用いたコンクリートカッターやダイヤモンドビットを用いたコアボーリングによるコンクリート切断法は、解体に付随する粉塵の発生が少なく、装置の遠隔操作化も可能であり、さらに解体したコンクリートをブロック状に取り出せるためその後の処理が容易であるなどの特徴を有することから、放射化したコンクリート構造物の解体に適しているとみられる。そこで、コアボーリング機及びブレードを装備した解体装置を開発し、遠隔によりこれらを動作できることを確認した。

### 2.5.7 水ジェット切断工法

この工法は、 $2000\text{kgf/cm}^2$ を超えるような超高压の水圧ジェットの中に研磨材を添加することによって、コンクリートと一緒に鉄筋あるいは鋼板ライニングの切断が可能となる。切断能力が高く、水圧ジェットノズルの小型化が可能であり、粉塵発生がないなどの長所を有するが、大量の水を使用すること、研磨材の使用によって廃棄物量が発生することなどの短所がある。本工法の開発では、ノズル部の移動を遠隔操作化するとともに、廃棄物の処理装置を含め、装置のシステム化を行った。

### 2.5.8 バーニングバー、ジェットバーナー切断工法（熱的切断工法）

ジェットバーナー及びバーニングバーの両工法について開発を進めたが、いずれも高温でコンクリートを溶断するもので鉄筋や鋼製ライニングも同時に切断できることが明らかになった。また、遠隔操作も可能であるが、切断時に発生する熔融スラグ、ガス、ヒューム、煙についての対策が必要であることが判明した。

以上の項目に関する技術開発では、解体対象となる機器・構造物の特性（材質、形状、肉厚、放射能密度等）を考慮して、効率よく切断が行えるよう切断装置の設計を進めると共に、切断装置を遠隔で操作する遠隔操作機器、また、機器・構造物の解体時に発生するダストやドロスなどの副次生成物を処理する装置等も製作し、その性能を評価した。

この結果、概ね所期の目標を達成したが、コンクリート構造物の熱的切断方法は副次生成物の発生量が多いことなどからJPDR解体実地試験への適用は断念した。表2.1は開発した解体装置とその主要な工法の能力を示したものである。これらの装置の開発は、試作機の製作、基礎的な性能試験、装置のシステム化、総合切断試験（モックアップ試験）を経て、JPDR解体実地試験に適用するための解体システムとして完成した。

## 2.6 解体関連除染技術の開発

原子炉の解体においては、主に作業員の被ばく線量の低減の観点から一次冷却系配管を対象とした解体前除染を行うこと、並びに、比較的高い放射能レベルを持つ廃棄物の発生量を低減するという観点から解体後の機器等の除染を行うことが重要である。そこで、解体前除染技術と解体後除染技術についての技術開発を実施した。解体前除染については、解体に先駆けて一次冷却系配管に既存の除染法を改良して適用するとともに、新規に開発した各種の除染法を適用して除染効果の評価試験を行った。また、解体後除染については、浸漬化学除染法及び電解研磨除染法の2つの除染法を適用して、解体された汚染鋼材の除染を行った。また、コンクリート構造物に関しては、汚染部分を分離除去することにより、残りの部分を放射性廃棄物から除外できるようになるので、廃棄物量を低減することが可能である。そこで、コンクリート構造物のための建家コンクリート表面除染技術の開発を行った。次にその結果を示す。

### 2.6.1 解体前除染技術（解体前系統除染）

流動する微粒子研磨剤の研削力や硫酸とセリウム（IV）の混合液の強い酸化力をそれぞれ活用して、新規に開発した流動研磨除染法と酸化還元電位除染法では高い除染効果が得られた。また、既存の濃厚液除染法を改良することにより除染効果の向上が図れた。これらの除染によって、一次冷却系の汚染レベルを下げるるとともに、解体時における作業員の被ばく低減を図ることができた。

### 2.6.2 解体後除染技術（解体後機器除染）

JPDR解体廃棄物約16トンを対象に除染を行った。ステンレス鋼の除染では、浸漬化学除染法、電解研磨除染法いずれの除染法も特異部分（凹凸部、ネジ部、溶接部、スパッタ付着部）をのぞき高い除染効果が得られること、また、除染効率の面では、電解研磨法が優れているなどの結果を得た。

### 2.6.3 建家コンクリート表面除染技術

原子炉施設を解体するためには、汚染している建家の床や壁のコンクリート表面の除染が必要である。そこで、周波数2.45GHzのマイクロ波（15kW）を照射してコンクリート中の水分を加熱・気化させ、その膨張による力でコンクリート表層部を破碎剝離するマイクロ波照射コンクリート表面破碎除染装置を開発した。本装置をJPDRの一部施設のコンクリート除染に適用した結果、コンクリート中の水分量や割れ目の有無が除染効果に大きく影響する等の知見を得た。

## 2.7 解体廃棄物の処理・保管及び処分技術の開発

原子炉の解体作業の最終過程では多くの放射性廃棄物が発生する。これらの放射性廃棄物の合理的な処理処分方法の検討、すなわち減容処理、管理システム、保管容器製造などに関する技術は、廃止措置を効率的に遂行するために、他の技術とともに検討すべき重要な課題である。そこで、「解体廃棄物の処理・保管及び処分技術」として次の4項目に関する検討を実施し、その一部をJPDR解体実地試験に適用した。

- (1) 解体廃棄物の表面汚染固定処理技術
- (2) 解体廃棄物保管・処分用パッケージ技術
- (3) 解体廃棄物の減容処理技術
- (4) 解体廃棄物管理システム

ここで、(1) 解体廃棄物の表面汚染固定処理技術では、大型金属機器やブロック状コンクリートの表面に、特殊な塗料をコーティングすることにより、運搬及び保管をより効率的に実施することを目的に、汚染固定処理について検討した。(2) 解体廃棄物保管・処分用パッケージ技術では、放射能レベルの比較的高い炉内構造物などを対象として、収納及び輸送容器の設計を行い、その結果から、球状黒鉛鋳鉄材により容器を製作し、JPDR解体実地試験に適用した。(3) 解体廃棄物の減容処理技術では、解体作業により発生する配管や金属製機器を対象にしてギロチンカッターによる切断及び面圧 $2,000\text{kg}/\text{cm}^2$ までの圧縮試験を行い、圧縮減容に関するデータを取得した。(4) 解体廃棄物管理システムでは、JPDRを対象に解体で発生する放射性廃棄物の量を推定するとともに、発生から処分までの廃棄物の処理シナリオを作成し、そのシナリオの経済性等を評価した。

以上の技術開発は57年度から61年度まで実施した。本技術開発の中で製作した廃棄物遮へい容器は、JPDRの解体で発生した放射化機器の保管に用いた。また、JPDR解体実地試験が開始してからは、廃棄物の管理のために開発した「解体廃棄物管理コードシステム」が、JPDR解体廃棄物の管理に適用された。

## 2.8 放射線管理技術の開発

原子炉解体作業環境の下で作業者の安全を確保し、被ばくの低減を図るとともに、放射線管理及び廃棄物管理を効率的に行うことを目的として、各種の測定機器と評価コードの開発を実施した。開発は56年度より61年度にわたり実施した。開発した技術は次のとおりである。

- (1) 高放射線量率測定装置
- (2) 搬出物品自動汚染検査装置
- (3) 定形廃棄物容器表面汚染・線量率自動測定装置
- (4) コンクリート廃材等区分管理用測定装置

## (5) 改良型塵埃モニタ

ここで、(1) 高放射線量率測定装置は、内部が強い放射能で汚染している一次系配管や、放射化している圧力容器周辺の空間放射線量率並びに水中にある炉内構造物などの放射化物の表面線量率を遠隔操作で測定するものである。(2) 搬出物品自動汚染検査装置は、管理区域から搬出される作業用器材、工具類の表面汚染検査を省力化するために、測定、データ処理、汚染の判定、物品の輸送を自動化したものである。(3) 定型廃棄物容器表面汚染・線量率自動測定装置は、放射性固体廃棄物を封入した定型容器(200ℓドラム缶)の検査作業の省力化と、作業者の被ばく低減を図るために収納容器表面のスミヤ採取、放射線量率及び封入物の放射エネルギーの測定等を自動化し、運搬基準にしたがって判定区分できるようにしたものである。(4) コンクリート廃材等区分管理測定装置は、解体に伴って発生する生体遮へい体破砕片のようなコンクリート廃材などの廃棄物のうち、極低レベルまたは無拘束限界値以下の廃棄物を区分確認するための測定の効率化、省力化を図るために、廃棄物に含有されている放射能の分布および判別を自動的に行えるようにしたものである。

(5) 改良型塵埃モニタは、炉内構造物、圧力容器などの高放射化物の切断解体および生体遮へい体の制御爆破などによって発生する高濃度の空気汚染環境において、吸入性塵埃の粒径範囲別の放射性濃度を連続監視することにより、作業者の内部被ばくモニタリングの効率化を図ったものである。

開発した装置類は、全て61年度から開始した原子炉解体実地試験に供され、その機能を確認した。この結果、操作性や測定性能の基本性能は十分に満足するもので、所期の目標を達成した。一方、機能を充実させたために装置が大型化し、可動性に欠ける面が一部にあった。原子炉解体作業場所は限られたスペースの中に多くの機器が持ち込まれ、また、作業場所も解体の進捗に伴って移り変わるものでもあり、装置類には小型化と移動性の良いものが望まれた。今後の製作に当たっては、利用方法などを十分に検討し、その仕様を決定する必要がある。

## 2.9 解体遠隔操作技術の開発

極めて強い放射能を帯びた原子炉構造物の解体は、作業者の放射線被ばく低減の観点から遠隔操作で行うことが不可欠である。原子力分野では、遠隔操作技術は早くから開発され利用されてきた。従来の遠隔操作技術は、例えば、ホットラボにおける遠隔操作で代表されるように機械式のマスタスレーブ・マニピュレータが主であり、鉛ガラスを通して操作している。原子炉解体作業のためには、機械式マニピュレータの代りに計算機支援の電動式マスタスレーブ・マニピュレータが必要であり、鉛ガラスを通して操作する代りにテレビシステムを通して操作する必要がある。また、ホットラボでの作業のように、作業対象物を作業エリアに取り込むのと異なり、遠隔操作機器自体を作業対象物に近づける必要がある。原子炉解体では、特殊な作業環境条件があるためそれに適した作業機能や性能を有する遠隔操作システムを開発する必要がある。そこで、多機能を有する汎用的遠隔ロボットシステムの技術開発を原子炉解体技術開発の一環として行った。

解体遠隔操作技術の開発は、基本技術の研究から着手し、軽作業及び重作業ロボットシステムの開発と進めて種々の試験を行い、将来の商業用発電炉の解体作業ロボットシステムの製作に役立つ数多くの技術データと経験を得た。さらに、開発した技術の具体的な作業対象として動力試験炉の炉内構造物についてプラズマアークによる水中切断作業が設定され、開発した遠隔ロボット・システムの一つを用いてモックアップ試験を行った後、解体実地試験計画に沿って実際に炉内構造物の水中切断を行いその有用性を実証した。

## 2.10 まとめ

56年度から開始した原子炉解体技術の開発は、60～61年度にかけて、最終段階を迎えることとなった。このため、所内に設けられた原子炉解体技術検討委員会によってこれらの技術の開発状況が評価され、その結果、これらの技術は、JPDRの解体開始に向けて適切な準備が進められているとの結論が得られた。これに基づき、61年度から、これらの開発した技術を適用して、JPDRの解体実地試験は開始した。

解体開始後も、いくつかの技術については、JPDRの解体に適用するため、さらに技術開発を継続した。特に、「解体工法・解体機器の開発」については、基礎試験によって開発した要素技術をもとに実規模の試験装置を製作し、コールドではあるが実解体条件でモックアップ試験を実施し、システムとして完成した。モックアップ試験による実際の解体手順の検討、策定は、実際の解体作業を円滑に進め、作業者の被ばくの低減と放射性廃棄物の発生の低減を図る上で極めて有効であった。また、解体実地試験中には、解体システムエンジニアリングの一環として整備したデータ収集システムを用いて、作業人工数や廃棄物発生量などの種々のデータを詳細に収集し、それらを解体データベースとして整備した。整備した解体データベースは、解体管理計算コードシステムCOSMARDとともに将来の商業用発電炉の解体計画の策定等に役立てられることとなっている。

近年、原子力開発の初期の段階で建設された商業用発電炉の廃止措置が本格的に検討されている。本項で述べた種々の解体技術は、それらの検討の原点となることが大いに期待されている。

表 2.1 開発した解体装置とその能力

解体対象	工 法	切 断 能 力
(1) 原子炉圧力容器	アークソー切断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 厚さ 250mm, 切断速度 40mm/min (気中)</li> <li>・ 厚さ 200mm, 切断速度 60mm/min (水中)</li> <li>(120~130 mm/min×4 パス)</li> </ul>
(2) 炉内構造物	プラズマアーク切断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 厚さ 230mm, 切断速度 50mm/min (気中)</li> <li>・ 厚さ 130mm, 切断速度 75mm/min (水中)</li> </ul>
(3) 原子炉圧力容器 との接続配管	ディスクカッター切断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 配管 12B (肉厚33.3mm) 切断時間 28min</li> <li>・ 配管 12B (肉厚17.4mm) 切断時間 2.5min</li> </ul>
	成型爆薬切断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 配管 1.5B(肉厚 5.1mm) 爆薬量 10g</li> <li>・ 配管 3B (肉厚 7.6mm) 爆薬量 50g</li> </ul>
(4) 生体遮へい体 (コンクリート)	機 械 的 切 断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1ブロック切断/12Hr</li> <li>(80L×80H×40W cm)</li> </ul>
	水 ジェ ッ ト 切 断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1ブロック切断/1Hr</li> <li>(56L×37H×40W cm)</li> </ul>
	制 御 爆 破	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 8.8 m<sup>3</sup>/Hr (破壊能力)</li> <li>(356L×250H×90W cm)</li> <li>[作業範囲：穿孔位置決め～二次破碎]</li> </ul>

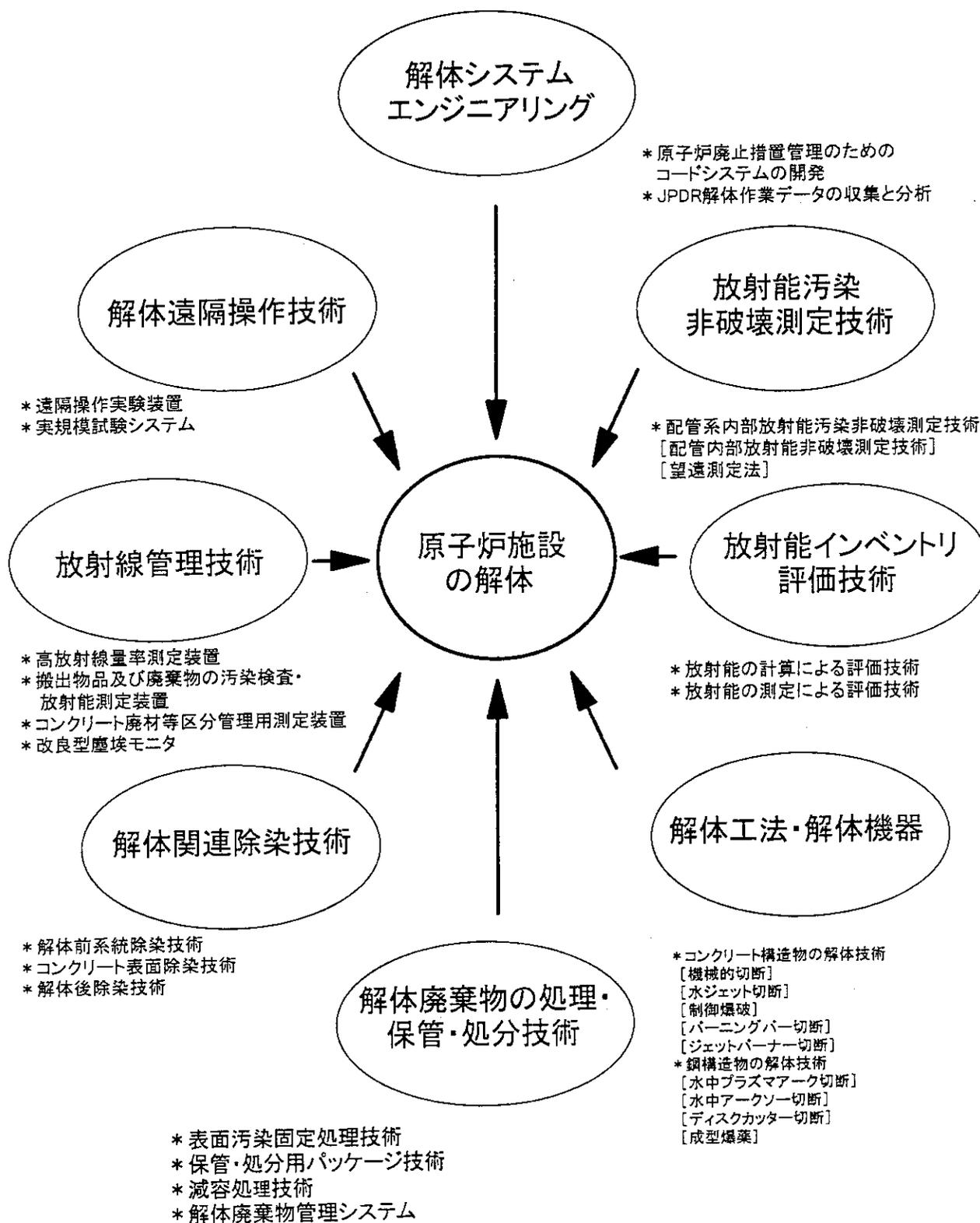


図2.1 解体技術の開発項目

年度	昭和	56	57	58	59	60	61	62	63	平成	1	2	3	4	5	6	7
解体システムエンジニアリングの開発	技術開発システムモデルの作成																
放射能インベントリ評価技術の開発	計算による放射能評価技術の開発																
	測定による放射能評価技術の開発																
放射能汚染非破壊測定技術の開発	現場測定装置の開発																
	望遠測定実験装置の製作, 実験																
解体工法、解体機器の開発	鋼構造物解体工法の開発																
	コンクリート構造物解体工法の開発																
解体関連除染技術の開発	除染基礎試験, 解体前化学除染技術の開発																
	建家・設備除染装置製作, テスト																
解体廃棄物処理、保管及び処分技術の開発	管理システム調査, パッケージ・減容, 固化処理技術の開発																
	各種測定装置の開発																
解体に係る放射線管理技術の開発	環境線量評価, 解析評価																
	基本制御技術の開発																
解体遠隔操作技術の開発	軽量作業, 重量作業用ロボットシステムの開発																

図 2.2 原子炉解体技術開発スケジュール

### 3. 解体実地試験

#### 3.1 はじめに

解体実地試験は、原子炉解体技術開発の第1段階で開発した解体システム・エンジニアリング、解体工法・機器、解体遠隔操作技術、放射能インベントリ評価技術、放射線管理技術、解体廃棄物の処理・保管及び処分技術等を、JPDRの解体実地試験に適用し、それぞれの技術の有効性、妥当性を確認するとともに、得られた情報及び知見の分析を通じて、将来の商業用発電炉の解体に役立つ技術の蓄積と情報提供を意図したものである。このため解体実地試験においては、基本的には「原子炉施設の解体に係る基本的な考え方-JPDRの解体に当たって-」（昭和60年12月19日、原子力安全委員会決定）の考え方に基づいて、次に示す方針にしたがってJPDR解体実地試験を実施した。

##### (1) 解体撤去範囲

JPDR原子炉施設に属する全ての建家、施設・設備とする。建家については地下1mまでを撤去範囲とする。（但し、ダンプコンデンサ建家の建物自体については、試験途中に行った解体届の変更に基づき、範囲から除外した。）

##### (2) 解体撤去の手順

- ・作業従事者の被ばく低減の観点から、残留放射能を多く含む機器類の撤去を先行させる等により、作業環境の線量の低減を考慮する。
- ・全般的な手順としては設備機器の解体、建家の除染、建家の解体の順に実施する。
- ・ダンプコンデンサ建家、制御建家の機器を先行して解体し、同時期に大量に発生する放射性廃棄物の一時保管場所とする。

##### (3) 放射性機器・構造物の撤去

- ・残留放射能が集中している原子炉格納容器内部については、放射性機器・構造物の撤去に際して、従事者の被ばく低減のため、第一段階で開発した遠隔切断工法を用いて行う。
- ・特に放射能レベルの高い炉内構造物及び原子炉圧力容器胴部は水中で解体する。

##### (4) 既存施設の有効利用

- ・原子炉格納容器やタービン建家等内部の設備機器は、解体撤去の際の遮へいや汚染拡大防止の障壁として適しているので利用しつつ作業を進める。
- ・気体・液体廃棄物の各処理系や放射線管理設備等は工程上、可能な限り有効活用とする。

##### (5) 廃棄物管理

- ・放射性廃棄物の発生量を合理的に可能な限り低減する。
- ・放射性的気体・液体廃棄物は可能な限り既存施設で処理し、また既存施設の撤去の段階では、必要に応じて仮設施設で処理するか、東海研究所の廃棄物処理場で処理する。

- ・放射性固体廃棄物については、放射能レベル別及び材質別に区分して容器に収納し、所定場所に保管廃棄する。なお、放射能レベルが極めて低いコンクリート廃棄物の一部は埋設実地試験に用いる。

(6) その他

- ・2次的な放射性廃棄物の発生を抑制するため、管理区域内には新規の構造物の設置、不要機材の持ち込みを極力行わない。
- ・解体に関する情報は所定の書式に従って記入、集計を行い、データ収集を効率よく行う。

解体実地試験では、原子炉をただ解体するのではなく解体技術開発で開発した切断工法の検証を行うという目的があった。このため、原子炉格納容器内の主要な機器・構造物の解体に適用した解体工法を次に示す。

① 炉内構造物

- ・マニピュレータ型遠隔操作によるプラズマアーク切断工法
- ・マスト型遠隔操作によるプラズマアーク切断工法

② 原子炉圧力容器接続配管

- ・成型爆薬切断工法
- ・ディスクカッター切断工法
- ・既存工法

③ 原子炉圧力容器

- ・アークソー切断工法

④ 生体遮へい体

- ・機械的切断工法
- ・水ジェット切断工法
- ・制御爆破工法

### 3.2 原子炉格納容器内の設備機器の解体撤去

#### 3.2.1 はじめに

原子炉の廃止措置では使用済燃料を施設から搬出した後の残留放射能のほとんどは、原子炉本体に集中しているという特徴がある。JPDRの場合、解体着手前残留放射能は施設全体で $1.13 \times 10^{14}$  Bq（61年3月時点）と評価され、そのほとんどが原子炉本体、とりわけ炉内構造物に99%の放射能が集中していると推定された。そこで原子炉格納容器内の解体作業では、原子炉本体から解体撤去して作業環境の放射線量の低減を図りつつ作業を進めることとしたが、格納容器内部の狭溢さに基づく問題から、まず最初に原子炉本体周辺の設備機器を解体撤去して、作業スペースを確保することから開始

した。続いて遠隔解体工法により、炉内構造物、原子炉圧力容器を解体し、引き続き生体遮へい体の解体撤去、建家コンクリートの除染、格納容器の解体撤去の順に作業を進めた。

原子炉格納容器の解体手順を図3.1に示す。

### 3.2.2 原子炉格納容器内設備機器の解体撤去

原子炉格納容器内設備機器の解体撤去は、次の4段階に分けて行った。

- ① マニピュレータ型プラズマアーク切断装置による炉内構造物の解体前に行った作業
- ② マスト型プラズマアーク切断装置による炉内構造物の解体前に行った作業
- ③ 原子炉圧力容器の解体前に行った作業
- ④ 生体遮へい体内側部撤去後に行った作業

①は、炉内構造物等の放射性機器を解体するための遠隔解体用機器を設置する場所を確保するために実施した作業である。解体撤去された設備機器の主なものは、原子炉圧力容器上蓋、トランスファークォフィン、非常用復水器、高圧ポイズンタンク、強制循環ポンプ等である。

②の作業では、炉内構造物を細断（二次切断）する場所を確保するために、使用済燃料プール内の各種ラック等を解体撤去した。

③および④の作業では、原子炉水位系配管、制御棒スクラム空気槽、停止時熱交換器、電気設備等の撤去を行った。

これらの切断は、グリーンハウス内でエアープラズマ、酸素・アセチレンガス、バンドソー等の既存工法を用いて行った。

### 3.2.3 炉内構造物の解体撤去

炉内構造物の解体撤去には、プラズマアーク切断工法を適用した。プラズマアーク切断工法は、トーチ電極と切断対象物の間に発生させたアークに、供給ガスを吹きつけて高温プラズマ状態のガス気流（約20,000℃）を作り、アークとプラズマ気流による熱で金属対象物を熔融し、熔融金属をガス気流で吹き飛ばして切断するものである。

#### (1) マニピュレータ型プラズマアーク切断装置による解体

本作業に用いたマニピュレータ型ロボットは、原子炉解体のために原研で開発したもので、7関節型電動式のマニピュレータを持ち、マスター・スレーブ方式で制御される。操作にあたって、操作員が力感覚で得られるよう力帰還型バイラテラルサーボ方式を採用した、当時としては最先端の能力を有するロボットであった。本装置は原子炉格納容器3Fのサービスフロアに設置された支持・制御装置により、上方から原子炉圧力容器内部へアクセスし、マニピュレータ先端に把持したプラズマト

ーチにより水中で切断を行った。本ロボットによる切断対象物は、ロボットの操作性能を実証するために、炉心スプレイブロック、給水スパーチャ及び上部グリットスタビライザを選択し、それらの切断・解体を行うことにより、直線運動、円運動および任意運動のいずれのモードにおいても精度良く所定の切断が実施できることを確認した。

## (2) マスト型プラズマアーク切断装置による解体

炉内構造物は放射化による放射能レベルが高いため、切断・解体から遮へい容器への収納まで全て水中で作業を行うことにしたが、原子炉圧力容器内は内径約2mと狭溢なため、切断作業は2段階で行うこととした。すなわち、原子炉圧力容器内では炉内構造物をチャンネルを通過できる程度に粗断（一時切断）し、チャンネル経由で使用済燃料プールに移動させた後、プール内で細断（二次切断）し、遮へい容器に収納する方法を採用した。このため、原子炉キャビティ、チャンネル、使用済燃料プールに水張りし、原子炉キャビティ上部及び使用済燃料プールに各1基のマスト型プラズマアーク切断装置を設置して作業を進めた。マスト型駆動装置は、縦走行、横走行、昇降、旋回の4動作を独立に行える機構によりプラズマトーチの位置決めを行って、炉内構造物の切断を行うことができるものである。駆動システムの制御方式は数値制御によっている。マスト型プラズマアーク切断装置を用いた切断作業概念を図3.2に示す。

切断作業にあたっては、作業区域全体にグリーンハウスを設置して汚染拡大防止を図るとともに、原子炉圧力容器及び使用済燃料プール水面上部にはエアーカーテンを形成し、作業フロアへの放射性ダストの拡散を防止した。

解体した炉内構造物は、炉心シュラウド、インコアモニターチューブ、制御棒ガイドチューブ、炉心サポート、下部支持板、下部グリット等で、これらのうち、取り外しが可能な炉心サポート、下部支持板、下部グリット等については、一体のまま使用済燃料プール内に水中移送し、細断のみを行った。

### 3.2.4 原子炉圧力容器接続配管の解体撤去

原子炉圧力容器接続配管の解体撤去には、ディスクカッター切断工法、成型爆薬切断工法及び既存工法を適用した。

ディスクカッター切断工法は、特殊鋼（OT106S、浸硫窒化处理）を用い円盤状のナイフを配管の内表面に高圧で押し付け、塑性変形させることにより切断するもので、切り粉、ガス等の副次生成物がほとんど発生しないという特徴を有している。

成型爆薬切断工法は、鼓形に成型した爆薬のV型面上の鋼ライナーが爆薬の爆破力により配管内壁に向かってジェットを形成し、その衝撃力で配管を切断するものである。この工法は、ディスクカッターの適用が困難な小口配管に適用した。

JPDR原子炉圧力容器接続配管の構成と適用した切断工法を図3.3に示す。

### (1) ディスクカッターによる配管切断

ディスクカッターは、12インチ用、4インチ用の各1基を製作し、それぞれ原子炉強制循環系配管、原子炉給水系配管に適用した。切断作業は、生体遮へい体の外側に支持架台を設置して行った。解体実地試験においてもモックアップ試験と同等の切断性能が得られた。

### (2) 成型爆薬による配管切断

成型爆薬による配管切断の準備作業では、配管が生体遮へい体を貫通している部分の貫通口ブロックを撤去し、切断する配管の円周方向に飛散物防止のための防護板と、爆切時に配管が軸方向外側に飛び出すのを防止するためのサポートを設置した。

成型爆薬の切断位置への装着は、炉心部に近い原子炉水位系配管については遠隔装着ロボットを用いて行い、他の配管については専用の装着治具を用いて手動で行った。切断は計画どおり終了した。

### (3) 既存工法による配管切断

既存工法による配管切断は、貫通口ブロックを撤去した後に配管を鉛板等により遮へいし、原子炉圧力容器に近い位置でバンドソー、高速切断機、酸素・アセチレンガス切断機等で行った。配管の細断は、作業従事者の被ばく低減のため線量当量率の高い貫通口近傍での切断を避け、別の場所に設置したグリーンハウス内で行った。

## 3.2.5 原子炉圧力容器の解体撤去

原子炉圧力容器の解体撤去には、アークソー切断工法を適用した。アークソー切断工法は、高速回転する金属製円板電極（ブレード）と被切断物の間に直流電圧をかけ、アークを発生させて被切断物を溶融し、ブレードの回転により溶融物（ドロス）を除去して切断するものである。

原子炉圧力容器の炉心部周辺は線量当量率が高く、また、切断時に発生する塵埃の拡散を防止する必要があることから、水中で切断することとした。準備作業として、原子炉圧力容器と生体遮へい体の間に板厚20mmの縦型水封用円筒を設置した。この水封用円筒の下部は、原子炉圧力容器胴部の最下部と溶接した。アークソー切断装置の概念図を図3.4に示す。

アークソー切断工法を適用した範囲は、原子炉圧力容器のうち比較的放射能レベルの高い胴部であり、原子炉圧力容器接続配管のノズル部を避けて高さ方向、円周方向に各々8分割（但し1段目のみ9分割）した。切断作業は切断対象個所の直上まで水張りした後、各段毎にまず垂直方向の切断を全て行い、対象部を把持装置で上部から把持した状態で水平切断を行って、分離した切断片を、原子炉格納容器3階に設置した廃棄物容器に収納した。各段毎にこの作業を繰り返すことにより、胴部全体の解体を終えた。なお、下鏡部は原子炉格納容器3階に吊り上げ、酸素・アセチレンバーナーで気中で切断した。

## 3.2.6 生体遮へい体の解体撤去

生体遮へい体は、原子炉圧力容器を取り囲んだ鉄筋コンクリート製の構造物で、原子炉格納容器と一体構造となっている。概略形状は、内径2.7~3.5mの円筒状で、EL8.54m~ EL12.15mの炉心高さ相当部には円筒内側に厚さ40cmの突出部が有り、壁厚は全体を通じて1.8m~3.0mである。また、内壁面には厚さ13mmの炭素鋼ライナープレートが内張りされ、コンクリート躯体内には直径29mmの鉄筋が150mmピッチで、縦、横に配筋されている。原子炉圧力容器を撤去した後も、生体遮へい体突出部付近の線量当量率は、最大で2mSv/h（評価値と一致）であったため、突出部は遠隔操作による機械的切断工法及び水ジェット切断工法でブロック状に解体し、その後、内側から40cmの深さまでは、垂直穿孔による制御爆破工法で解体した。これらの作業で生じたコンクリートブロックやガラは全て容器に収納し保管廃棄した。残りの部分は、水平穿孔による制御爆破工法で解体し、解体物は多数のフレキシブルコンテナに収納して埋設実地試験に使用した。図3.5に生体遮へい体の解体範囲と適用解体工法を示す。

#### (1) 機械的切断工法による解体撤去

生体遮へい体突出部の上部約1/3は機械的切断工法で解体した。この工法に用いた切断装置は、ブレード切断機とコアボーリング機を180°方向に搭載し、遠隔操作でコンクリートをブロック状に切断するものである。実際の解体においては、作業時間を短縮するために本装置のブレード装着機のみを主に使用し、コアボーリングには既存の装置を原子炉キャビティ上部より挿入して使用した。切断は、①内壁面のライナープレートをCBN（Cubic Boron Nitride）ブレードで垂直・水平方向に切断、②突出部の背面及び側面をコアボーリングで穿孔し、コアを取り除く（コアボーリング機3台使用）、③鉄筋コンクリートをダイヤモンドブレードで水平切断、④把持機でブロックを撤去、の順で行った。図3.6に機械的切断工法の概念を示す。

#### (2) 水ジェット切断工法による解体撤去

生体遮へい体突出部の下部約2/3は水ジェット切断工法で解体した。この工法は、高圧ポンプで2,000kg/cm<sup>2</sup>に加圧した高圧水に研磨材（スチールグリット）を混合し、内径5mmのノズルから噴射し、コンクリートをブロック状に切断するものである。切断は、突出部下部から順次背面切断、垂直切断、水平切断を行い、ブロック状に分離・落下したコンクリート片をバケットに受け一定量になるとバケットの下部を開き容器に収納した。図3.7に水ジェット切断工法の概念を示す。スラリー回収処理装置及び局所集塵装置は機械的切断工法で使用したものを兼用した。水ジェット切断で発生したスラッジ及び研磨材は、固化処理して保管廃棄した。突出部の撤去によりキャビティ内の最大線量当量率は、約50μSv/hになり直接作業が可能となった。

#### (3) 制御爆破工法による解体撤去

生体遮へい体突出部を撤去した後の残部は、内側から40cmまでの部分と残りの部分に分けて解体した。解体撤去作業は、①穿孔位置マーキング、②穿孔、③装薬設計、④親ダイ装薬及び結線、⑤養生、⑥爆破、⑦完爆確認、⑧二次破碎、⑨破碎片回収及び運搬の手順を繰り返して行った。

図3.8に制御爆破工法の概念を示す。使用した爆薬は、破壊作用が比較的小さいアーバナイトで、爆薬装填孔はモックアップ試験の結果からアーバナイト径17mmに対して穿孔径を32mmとした。

内側部分の解体は、高さ方向を14分割、円周方向を4～8分割の計82ブロックに分け、1ブロック毎に爆破した。爆薬装填孔は、壁厚方向に一層または2層に20cm～40cm間隔、円周方向に20cm～30cm間隔とした。内面部の撤去で発生した廃棄物は、コンクリートが約180トン、金属（ライナー、鉄筋等）が約30トンで、解体体積は、約80 $\text{m}^3$ である。

外側部分の解体は、生体遮へい体の壁厚とキャビティ内の作業スペースを考慮して、解体区域をエリアⅠ（横穿孔部・EL3.1m～EL18.65m）とエリアⅡ（縦穿孔部・EL4.55m～EL3.1m）に分け、高さ方向を11区画（1区画約1.75m～2.2m）に分割した。（エリアと区画の関係は図3.8を参照）。エリアⅠにおける爆薬装填孔は、高さ方向に約35cm間隔、円周方向に約30cm間隔として、爆破は1段毎に行った。エリアⅡにおける爆薬装填孔は、壁厚方向に1層～4層、円周方向に約30cm～50cm間隔とし、1区画を2～5分割して解体した。外部分の撤去で発生した廃棄物は、コンクリートが約1,190トン、金属類が約70トンで、解体体積は約520 $\text{m}^3$ である。

### 3.2.7 まとめ

本作業は、61年11月から平成6年1月にかけて行われた。その間の作業人工数は、約49,200人・日、集団線量当量は約283人・mSvで計画値690人・mSvの約40%であった。本作業を通して、JPDRの原子炉格納容器内の設備機器と放射化構造物である炉内構造物、原子炉圧力容器接続配管、原子炉圧力容器及び生体遮へい体を安全に撤去することができた。また、放射化構造物の解体撤去のために開発した種々の解体工法・解体機器の性能と安全性を確認するとともに、作業従事者の被ばくの低減を図ることができた。

## 3.3 その他の施設設備の解体撤去

### 3.3.1 はじめに

その他の施設設備については、解体実地試験の各工程に応じて当該施設毎に要求される状態を満足できるよう維持管理を図った。該当設備は、核燃料物質の取扱い施設及び貯蔵施設、廃棄施設、放射線管理施設、電気施設等である。

これらの設備機器については、各建家の停止機器を先行して解体撤去し、運転中の機器については、解体の進捗に応じて機器を有効に利用しながら解体を進めた。設備機器の解体期間は、①前期：解体廃棄物の一時保管場所を確保するための停止機器の解体及び解体に必要な機器、場所等を整備した期間（61年～63年）、②中期：停止機器の解体と解体作業に有効利用している維持管理機器の解体前準備等を実施した期間（元年～2年）、③後期：維持管理を終了し解体した期間（3年～6年）に区分

した。

### 3.3.2 各期間中の主な作業

前期には、①動燃再処理工場への使用済燃料体の搬出、②制御建家では、管理区域出入管理室の拡充工事、解体廃棄物の一時保管場所（以後保管場所という）の床補強とホイストクレーンの設置、③ダンプコンデンサー建家では、ユーティリティ機器を除く大部分の設備機器の撤去と保管場所確保のため仮設床の設置、④使用済燃料貯蔵建家では、保管場所確保のためプール内機器の撤去、⑤非常用換気建家では、生体遮へい体突出部解体機器の制御場所を確保するための設備機器の撤去、⑥排風機建家ボイラー室では、解体で発生するコンクリート廃材等の区分管理測定装置の設置等の作業を実施した。

中期には、①制御建家では、停止機器の解体撤去と保管場所の確保、②タービン建家では、建家排気系にフィルターチャンバーの設置とタービン・発電機等の撤去、③ダンプコンデンサー建家では、出入管理室の廃水処理系の切替え準備のために廃液貯蔵タンク及びポンプの設置、等の作業を実施した。

後期には、①廃棄物処理建家では、解体で発生した廃液の処理、廃液処理系の停止準備としてのプラント内残存水の処理及び廃水処理系の切替後における解体撤去、②タービン建家では、停止機器の解体撤去、補機冷却系及び廃水ドレンサンプ等の停止措置並びに解体撤去、③制御建家では、制御設備及び電源設備（非管理区域）、管理区域出入室の設備機器の解体撤去、④使用済燃料貯蔵建家では、高放射化物を収納した遮へい容器の搬出、燃料貯蔵プールライニング及び浄化脱塩器等全ての設備機器の解体撤去、⑤排風機建家では、排気設備の解体撤去等の作業を実施した。

### 3.3.3 主要な設備機器等の解体撤去

その他の原子炉の附属施設の設備機器は、①タンク類、②燃料体チャンネルボックス、③使用済燃料貯蔵プールライニング、④盤類、ダクト、ケーブル等の一般機器である。

#### (1) タンク類の解体撤去

タンク類には、①使用済イオン交換樹脂が残留している復水脱塩器、樹脂再生器、原子炉水浄化脱塩器、②フィルタースラッジ等が残留しているろ過物貯蔵タンク、使用済樹脂貯蔵タンク、③放射性廃液が貯留されているコレクタタンク、サンプルタンク、復水タンク、屋外タンクエリアに設置されている廃水減衰タンク、廃水サンプルタンク、汚水サンプルタンク等がある。

①の復水脱塩器、樹脂再生器は、タンク上部のマンホール蓋を開放し、タンク下部に沈殿しているイオン交換樹脂と水を圧縮空気により攪拌・混合した後、スラリーポンプで混合状態のまま吸引し、イオン交換樹脂と水に分離し、200ℓ SUSドラム間に収納した。また、原子炉水浄化脱塩器は、胴体

接続フランジボルトを取り外し、上半分の胴体を吊り上げ移動した後、下半分の胴体内部に残留しているイオン交換樹脂をヒシャクで取り出し、200ℓ多重容器に収納した。分離した廃水は、液体廃棄物処理設備に移送し処理した。復水脱塩器、樹脂再生器は、内面がゴムライニングの大型タンクであるため、タンク上部のマンホール蓋を溶接し、タンク表面を表面固化処理剤で処理し一体で保管廃棄した。樹脂再生器は、ガス切断器で細断し、容器に収納した。

②のろ過物貯蔵タンク等は、タンク下部に沈殿している固形物と廃水を攪拌機で十分混合した後、ダイヤフラムポンプで混合状態のまま吸引し、ろ過、脱水することにより固化物と廃水を分離し、固化物のみを200ℓ多重容器、200ℓSUSドラム缶に収納した。分離した廃水は、一度タンクに戻した後、25μm及び1μmメッシュの水浄化フィルターで浄化处理し、液体廃棄物処理設備に移送した。貯蔵物を除去した後のタンクは、ガス切断機又はエアープラズマ切断機で切断し、容器に収納した。②のフィルタースラッジ等の抜取り作業の概要を図3.9に示す。

③のタンク類は、廃水を液体廃棄物処理設備で処理した後、ガス切断機、エアープラズマ切断機で細断し、容器に収納した。タンクの切断作業は全て、グリーンハウス内で全面マスク、タイベックスーツを着用し完全装備で行った。

## (2) 燃料体チャンネルボックスの解体撤去

燃料貯蔵建家内の使用済燃料プールに保管していた、燃料体と分離されたチャンネルボックスは燃料貯蔵架台にセットした状態で、上部四隅のクリップを切断除去した後、専用の取扱具と天井クレーンを用いて切断装置本体にセットし、水中プラズマ切断機で切断し、コンテナに収納した。図3.10に燃料体チャンネルボックスの解体の概念を示す。

## (3) 使用済燃料貯蔵プールライニングの解体撤去

解体は、最初にプール内及び上部に仮設足場、グリーンハウス等を設置した後、熱的切断時の有毒ガスの発生を防止するため、プールライニングの切断予定線部の塗装をグラインダーで剥離した。その後、ガス切断機で縦に切断した後、金矢を挿入して上部からライニングを剥離し、さらに容器に入る長さに切断した。

## (4) 盤類、配管弁類、ポンプ、ダクト、ケーブル類等の一般機器の解体撤去

一般機器の解体は、据え付け現場で粗断あるいは一体で取り外した後、大きさにより細断エリアで細断し、放射性廃棄物は200ℓドラム缶、1m<sup>3</sup>角型鋼製容器及び3m<sup>3</sup>角型鋼製容器に収納した。粗断及び細断には、バンドソー、セーバーソー、高速切断機、ガス切断機、エアープラズマ切断機等を使用した。また、機器の取り外し及び切断に際しては、対象物の汚染密度により、手元換気やグリーンハウスの設置を行い、汚染の拡大を防止した。

### 3.3.4 まとめ

本作業は、61年12月から7年3月にかけて行われた。その間の作業人工数の総数は、約32,000人・日、集団線量当量は、約13.4人・mSvで、その大部分は廃棄物処理建家の使用済樹脂の処理作業による約12.1mSvであった。

## 3.4 建家の除染と確認測定

### 3.4.1 はじめに

建家（原子炉格納容器及びタービン建家等）の解体で発生する放射性廃棄物を低減することは、原子炉施設の解体においては重要な課題である。JPDRでは、汚染したコンクリートを分離剥離した後の建家は、「放射性廃棄物でない廃棄物」として取扱い、一部は建家撤去跡の埋め戻し材として有効利用した。

### 3.4.2 「放射性廃棄物でない廃棄物」の基本的考え方

平成4年6月、原子力安全委員会は「放射性廃棄物でない廃棄物」の基本的考え方を了承した。それによると、管理区域から発生する廃棄物が「放射性廃棄物でない廃棄物」として取り扱える条件は、

- ① 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染がないことが明らかであるもの、
- ② 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染の部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が分離されたもの、

の二点である。

JPDRでは、この基本的な考え方に基づいて作業を進めた。すなわち、汚染測定、汚染部分を分離するための除染、確認測定を行って、建家の解体に伴って発生する廃棄物を「放射性廃棄物でない廃棄物」として区分して扱うための手順を確立した。処理フローを図3.11に示す。

#### (1) コンクリートの汚染状況の把握

汚染状況の把握に当たっては、38年の原子炉運転の開始から60年までのJPDR原子炉運転記録、JPDR四半期報告、技術速報等から汚染に関する事象を調査した。この調査結果と機器の配置状況を基に汚染の可能性のある区画とない区画をエリア毎に区分した。

汚染の可能性があると判断したエリアについては、床及び壁から採取した試料の放射能を測定して汚染状況を把握した。測定手順は、次のとおりである。

① グロス $\gamma$ 放射能測定

グロス $\gamma$ 放射能測定は、コンクリート面の大まかな汚染範囲を把握するため実施したものである。試料の採取は、床面で格子状に2m毎に、また壁面では高さ1mの位置で水平方向に2m毎に行った。試料採取個所の総数は、施設全体で約2,000点にのぼった。試料は、直径約40mmのコンクリートドリルで深さ1cmまでドリリングを行い発生したコンクリート粉体を採取した。その試料を用いてNaI (T1) 検出器-計数装置でグロス $\gamma$ 線測定を行い、JPDRの主要な汚染核種である $^{60}\text{Co}$ の放射能に換算した。

コンクリートの汚染の有無を判定するための基準値は、管理区域内の明らかに汚染のない場所の20箇所のコンクリート表面から採取した試料のグロス $\gamma$ 測定値の平均値に $3\sigma$ 値(0.183Bq/g)を加えた値とした。この値を超えた試料は、再度同じ箇所からさらに深さ1cmの試料を採取し測定した。この測定結果から、第1層(1cm)から汚染が検出されないエリアについては、使用履歴上から判断して汚染の可能性があるため「表面汚染エリア」とし、検出されたエリアを「浸透汚染エリア」とした。

## ② 詳細測定

詳細測定は、汚染の浸透深さと汚染核種を特定するために行った。

「表面汚染エリア」からの試料採取は、壁及び天井の各面の代表的約100箇所の $0.5\text{m}^2$ を対象に深さ約2mmをコンクリートドレッサやスキュブラを用いて行った。採取した試料は、良く混合した後、1.0kgを測定用瓶に分取してGe半導体検出器-波高分析器で約80,000秒測定した。測定結果から $^{60}\text{Co}$ 等の人工核種が検出された時は、再度同一箇所から試料を採取し、人工核種が検出されなくなるまで同様の手順を繰り返した。

「浸透汚染エリア」からの試料は、床及び壁面の代表点約60箇所からコアボーリングで外径約50mm、深さ約100mmのコア状の試料を採取し、表面から約20mmまでは、1mm毎に粉状(約3g)に加工し、それ以降は、約10mm毎に円盤状(約20~30g)に加工した。その後、加工した試料は、Ge半導体検出器-波高分析器で約30,000秒測定した。

「表面汚染エリア」では、汚染は殆ど検出されず、検出された箇所もコンクリート表面第1層に留まっていた。また、「浸透汚染エリア」では、最大で40mmの汚染深さがあった。図3.12はグロス $\gamma$ 放射能測定と詳細測定の汚染深さ方向の試料の放射能測定結果の一例を示す。いずれの箇所でも、この図と同じようにグロス $\gamma$ 測定の方が汚染深さが、深いことが判明した。

## (2) 汚染コンクリートの除染

前項の測定結果から、各エリア毎の除染計画書を作成し、それに従って除染を行った。その手順は、次のとおりである。

①作業準備：グリーンハウス及び除染装置等の準備

②除染範囲及び除染深さのマーキング：「表面汚染エリア」は、コンクリート表面に約1m間隔でスプレーによりペイントする。「浸透汚染エリア」は、除染深

さまでドリルで穴をあけ、その穴の底面をスプレーによりペイントする

- ③除染作業：基本的には、天井、壁、床の順に、また、汚染密度の高い箇所を優先的に除染する。さらに、②で行ったマーキングが完全に消えるまで除染する。

除染作業に用いた装置は、粉塵飛散防止対策のため集塵機能を付加したスキャラブラ、ショットブラスト、サンドブラスト、ニードルガンとグラインダ、ブレーカ等の既存工具である。

### (3) 確認測定

管理区域を解除するための判断基準は、「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値」（平成4年6月18日、原子力安全委員会了承）の別添『「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方』にしたがって、次のように定めた。

- ① 対象区域から埋設配管等を含む放射性物質が全て撤去されていること、
- ② 対象区域において確認測定で汚染が検出されないこと、

実際の運用では、管理区域解除の判断基準が満足されていることを施設管理者、区域放射線管理者、規制当局の三者が独立に確認できた場合に初めて管理区域は解除されることとなった。管理区域を解除するための確認測定手順を図3.13に示す。

- ① 施設管理者による確認測定は、直接サーベイ法と試料採取法を用いて行った。表面汚染計による直接サーベイ法では、管理区域内の全域（約23,800m<sup>2</sup>）を測定した。また、試料採取法では、埋設配管の影響で直接サーベイ法で測定できない区域と深さ1cm以上除染した区域〔約10m<sup>2</sup>毎に区分し各々の区画表面〕から試料を採取し、Ge半導体検出器-波高分析器で「環境放射線モニタリングに関する指針について」（元年3月30日）に示されている方法に従って<sup>60</sup>Co等を測定した。  
採取した試料数は、直接サーベイ法で測定できない区域から29箇所、1cm以上除染した区域から201箇所であった。
- ② 区域放射線管理者は、バックエンド技術部による汚染評価の結果と確認測定のデータを解析し、確認測定計画を立案した。測定は、直接サーベイ法では、床、壁、天井を等間隔無作為抽出で10m<sup>2</sup>に1点（面積は一辺が80cmの正方形）の割合で表面汚染計で測定した。スミア法と試料採取法は、直接サーベイ法を補完するために行った。スミア法は、壁、天井を対象とし一回の拭き取り面積は100cm<sup>2</sup>とした。試料採取法とも測定は、Ge半導体検出器-波高分析器で行った。区域放射線管理者の確認測定点数は、3,800点を超えた。
- ③ 規制当局は、書類確認と現場の状況及び確認測定を行った。書類確認は、使用履歴、汚染測定、除染及び確認測定に関するものである。現場の状況の確認は、除染計画図の場所が除染されているかの確認であり、確認測定では、直接サーベイ法と試料採取法を用いて行った。直接サーベイ法は、各建家のフロア内にある室毎に、合計350点の測定を行った。試料は、表面汚染エ

リアの代表10箇所から1箇所につき 300gを採取し、Ge半導体検出器-波高分析器で測定した。

### 3.4.3 まとめ

本作業の終了により、管理区域を解除または第二種管理区域とすることができた。建家コンクリートの汚染部分を予め確実に除去することにより、建家の解体で発生した廃棄物を「放射性廃棄物でない廃棄物」として扱うことが出来た。

除染作業は、3年10月から7年3月にかけて行った。本除染作業期間中の作業人工数の総数は約15,400人・日で主な内訳は、タービン建家が約6,000人・日で総数の約39%、原子炉格納容器が約2,500人・日で総数の約16%、廃棄物処理建家が約4,300人・日で総数の約28%、排風機建家が約820人・日で総数の約5%である。集団線量当量は、約0.9人・mSvで、その大部分はタービン建家と廃棄物処理建家の除染作業によるものである。バックエンド技術部による確認測定は、4年10月から7年3月にかけて行った。本確認測定作業期間中の作業人工数は、約4,400人・日であった。

## 3.5 建家の解体及び整地

### 3.5.1 はじめに

JPDRは、ダンプコンデンサ建家、事務棟及び倉庫を除き、地下1mまでの建家躯体を全て解体撤去した。

建家の解体に当たっては、建家の床または壁内に放射性液体で汚染された可能性のある配管（埋設配管）が残存していたため、埋設配管の残存する建家等を第二種管理区域とした。建家は一般的なビル解体工法（ジャイアントブレーカ、ニブラ、バックホー等）で解体し、埋設配管は周囲にグリーンハウスを設置し、内部を第一種管理区域を設定して撤去した。この方法を繰り返して建家の解体を進めた。

### 3.5.2 原子炉格納容器の解体撤去

原子炉格納容器の解体撤去の手順は、外部保温材、ポーラクレーン、格納容器鋼板及びコンクリート躯体の順に行った。

#### (1) 保温材の撤去

格納容器の鋼板外部に取り付けられていた保温材は、次の手順で撤去した。まず、格納容器の周囲に仮設足場を組み上げた。保温材にはアスベストが含まれているため、アスベストの飛散防止対策として仮設足場を防災シートで覆い、その出入口にエアシャワーを備えた更衣室を設置した。次にアスベスト粉塵飛散防止のため、保温材の表面に粉塵飛散抑制剤を吹きつけた。その後、保温材を押さえ

つけていた帯板のボルトを外し、保温材を撤去した。撤去した保温材は、プラスチックシートまたはプラスチック袋で二重に梱包した。

## (2) ポークレーンの解体撤去

ポークレーンの解体は、汚染の可能性がある部分（フック、ワイヤー、ワイヤードラム）と汚染の恐れのない部分（クレーンガーター、配電盤等）に区分して行った。汚染の可能性のあるフック等の解体は、原子炉圧力容器の管理区域の変更（第1種から第2種）前に、機器搬入口内に設置したグリーンハウス内に順次吊り下ろして、ガス切断機等で切断し、容器に収納した。次に、汚染の恐れのないクレーンガーター等の解体は、管理区域の変更後、格納容器鋼板天井部（ドーム部）の撤去跡の開口部から、一体で搬出して解体した。

## (3) 格納容器鋼板の解体撤去

格納容器鋼板の解体は、まず格納容器の周囲に足場をくみ上げ、飛散物落下防止措置として足場の外周をメッシュシートで覆った。また、格納容器内部にも昇降用足場を1階から3階まで設置し、3階の遮へい体撤去跡の開口部は、H鋼及び足場板で塞いだ。格納容器鋼板の解体は、上部から順に次の手順で行った。最初にドーム部全体を2分割して撤去するため、吊りピースをそれぞれ4箇所に溶接し、その後、EL29.73mのレベルをガス切断機で周切断し、レッカークレーンで地上の細断エリアに吊り下ろし、ガス切断機で20分割に細断した。次に、ポークレーンのスリッピング取付け架台を撤去した後、EL25.93mのレベルで再度周切断し、地上に下ろして同様に20分割した。ドーム部の撤去後、円筒部は高さ7m毎にガス切断機及びアークエアガウンジングで円周方向に22分割に縦切断して、1枚ずつ吊り下ろした。地表面から地下1mまでの範囲は、ケーソン内部の砂を掘削した後、ガス切断機で22分割に縦切断し撤去した。また、格納容器鋼板とコンクリート躯体の間には緩衝材が固着していたため、足場解体前にスケーリングハンマー及びケレンで剥離した。

## (4) コンクリート躯体の解体撤去

コンクリート躯体の解体は、格納容器3階床面から地下1mまでのコンクリート躯体と地下1mまでのケーソンである。解体準備として、格納容器の北側及び西側に飛散防止用の仮囲いを設置した後、コンクリート躯体は3階床面から下方へと、外部からジャイアントブレイカー等で粉塵の飛散を防止するため随時散水しながら行った。解体破砕片は、生体遮へい撤去跡の開口部から下方へ落とし、地下1mまでの解体が終了した時点でドラムシェル及びバックホー等で回収した。地下1mまでのケーソンも同様にして破砕し、コンクリート破砕片は土砂と分離した後、回収した。回収したコンクリート破砕片は、ニブラー等で小割りし、一部は更にクラッシングして埋め戻し用の再生骨材にした。破砕片を回収した格納容器及びケーソンの地下1m未満の地下部は、再生骨材で埋め戻し、地下1mから地表面までは土砂で埋め戻した。

### 3.5.3 その他の主要建家の解体撤去

その他の主要な建家としては、タービン建家と一体になっている廃棄物処理建家及び制御建家と排気筒がある。

#### (1) 廃棄物処理建家、タービン建家及び制御建家の解体撤去

廃棄物処理建家は、東側が2階建で他は、1階と地下1階からなる。建家の解体は、埋設配管を撤去した後、東側からジャイアントブレイカーとニブラーで地下1mまで上部から下方へと行った。解体破砕片は全体の建家が撤去されるまで回収せず作業場所とした。

タービン建家は一部が3階建で残りは、制御建家とともに地上2階、地下1階である。建家の解体は、タービン建家及び制御建家を一体で行った。まず、制御建家と事務棟をつなぐ渡り廊下を解体した後、南、西、北の三方向に足場を組んで解体物の飛散を防止するために安全ネットを張った。建家の解体は、地上部の埋設配管を全て撤去した後、廃棄物処理建家側から散水しながら天井等の比較的薄い部分はニブラーで、床、壁はジャイアントブレイカーを用いて行った。3階建の部分は、スーパーロングジャイアントブレイカーを使用した。1階床まで解体した後に、コンクリート破砕片を回収して地下1階床の埋設配管を小型ブレイカーとハンドブレイカーで露出させ、グリーンハウスを設置して内部を第一種管理区域に設定して配管を切断撤去した。これらの解体が終了した後、回収したコンクリートの一部は、クラッシングして再生骨材として、地下1m未満の地下部を埋め戻し、地下1mから地表面までは土砂で埋め戻した。

#### (2) 排気筒の解体撤去

排気筒は、地上高55mの中空円錐形で鉄筋コンクリート製筒体である。排気筒の解体は、高層部（地上55mから地上約10m）はクレーンに吊したニブラーで行い、また、低層部（地上約10mから地下1m）はジャイアントブレイカーで行った。破砕片の回収及び埋め戻しは、建家の解体と同様に行った。

### 3.5.4 整地

原子炉格納容器及びタービン建家等の建家を解体撤去し、跡地を埋め戻して整地を行った後、その上に芝生を張った。

### 3.5.5 まとめ

本作業は、5年12月から8年2月にかけて行った。本解体期間中の作業人工数は、約14,200人・日で、集団線量当量は、約0.3人・mSvであった。また、本作業の埋め戻しに使用した再生骨材は、約5,900トンであった。本作業の終了をもってJPDRの解体実地試験は完了した。

### 3.6 放射線管理

#### 3.6.1 はじめに

原子炉施設の解体における放射線管理は、基本的には日常の補修、改造工事等の管理と同様に、現状の放射線管理設備、管理方式、技術で対応できるが、解体作業が多数の作業者により行われること、場合によっては高い線量当量率の下での作業を伴うこと、多量の機材用品及び廃棄物の搬出があることなどの特殊性がある。これらに対処するため、高放射線量率測定装置、搬出物品自動汚染検査装置等、解体実地試験用に技術開発した放射線管理用の装置の利用、放射線管理方式の改善を図って実施した。原子炉の解体においては、放射線管理の観点から特徴的な事項として次のようなことがあげられる。

- ① 原子炉圧力容器及び炉内構造物に、高度に放射化された部分があり、かつ、一次系配管等には、クラッドによる高度の汚染が存在する。そのため、高線量当量率及び高濃度の空気汚染の環境下での作業が必要な場合がある。
- ② 放射線防護の観点から、経験のない新しい解体工法が採用される。
- ③ 業種の異なる多数の外部業者が作業に従事する。特に放射線作業に不慣れな工事業者も参加する。
- ④ 長期にわたり、各種の放射線作業が並行して進められる。

以上のことに留意しながら、解体実地試験時の放射線管理を計画し実施した。

#### 3.6.2 被ばく管理

解体実地試験において、作業者の被ばく線量当量を抑制し、作業を安全に遂行するための放射線管理を行った。作業の実施にあたっては、事前に詳細な作業分析、モックアップ試験を行い、効率的な作業手順、防護方法（遮へい体、防護具の使用）、モニタリング方法を決定し、作業者の被ばく低減を図った。管理を効率的に行うために、作業エリアを線量当量率又は空气中放射能濃度の値から、管理レベルを三つに分類し、状況に応じた被ばく防護措置を講じた。表3.1に作業の管理区分を示す。

- ① 外部被ばくの個人モニタリングは、警報付ポケット線量計（以下「APD」）とフィルムバッジ（以下「FB」）を用いて管理した。APDは一日の被ばく線量当量を測定し、FBは3か月毎に現像し、長期的な管理を行った。表3.2に解体実地試験における集団線量当量及び個人最大線量当量を示す。
- ② 内部被ばくの個人モニタリングは、入退域全身カウンタによる検査により行った。検査項目とその時期は、次に示すとおりである。

・入 域 検 査：従事者指定登録時の体内汚染検査

- ・退 域 検 査：従事者指定解除時の体内汚染検査
- ・中間確認検査：長期間にわたり作業する作業者に対して3か月毎に行う体内汚染検査
- ・臨時確認検査：特定の作業をする作業者に対して随時行う体内汚染検査
- ・臨 時 検 査：作業者が放射性物質を体内に摂取したか、その恐れがある場合に行う体内汚染検査

### 3.6.3 作業環境モニタリングと防護

#### (1) モニタリングの概要

- ① 管理区域内の線量当量率は、固定型γ線エリアモニタと併せて可搬型エリアモニタを適所に配置し、放射線の連続監視を行った。放射線従事者が頻繁に立ち入る場所については、毎週一回定期的に線量当量率を測定し、異常のないことを確認した。また、解体に伴って、遮へい状況の変化、放射性廃棄物の移動あるいは特殊な作業があった場合、そのつど線量当量率を測定し安全確保に必要な措置を講じた。
- ② 放射線従事者が頻繁に立ち入る場所の管理区域内の床、機器等の放射性物質の表面密度は、毎週一回定点をスミヤ法で測定し、異常のないことを確認した。また、表面汚染の発生する恐れのある作業を行う場合は、必要に応じてサーベイ法を併用して汚染の管理を行った。
- ③ 管理区域内の空气中放射性物質濃度は、ダストモニタによって作業中連続監視した。放射化又は汚染機器等の切断等で高い空気汚染の発生の恐れがある作業には、移動型ダストモニタを配置して作業環境の空气中放射性物質濃度を連続測定した。

#### (2) 解体作業の放射線防護

作業の開始にあたって、作業毎に作業環境の放射線レベルから計画被ばく線量当量を定めて管理した。作業に伴って空気汚染の発生する恐れがある場合には、適宜、グリーンハウス、局所排気装置を設置し汚染拡大の防止を図った。さらに、半面マスク、全面マスクの有効活用により、内部被ばくの防止を図った。

身体汚染防護装備は、帽子、つなぎ服、軍足、布手袋、ゴム手袋等を基本装備とし、作業の放射線レベルに合わせてタイベックスーツ、ビニールアノラック等を追加装備した。

#### (3) 周辺環境モニタリング

管理区域外の外部放射線量当量率、排気中の放射性物質濃度、排水中の放射性物質濃度は、既存の施設を使用して監視した。解体実地試験中、異常事態は発生しなかった。

また、周辺監視区域外においては、公衆の外部被ばく線量当量、空气中及び水中の放射性物質濃度が法令に定める限度を超えないことを実測により確認した。

### 3.6.4 まとめ

日本原子力研究所では、1mSv以上の被ばくが予想される放射線作業を行う場合は、放射線作業届を提出し、作業方法、放射線管理の方法等を作業担当課と放射線管理課で検討し、計画被ばく線量当量を定めて作業を行うこととしている。また、内部被ばく管理に関しても呼吸防護具の着用基準を定めており、今回の原子炉解体実地試験のように経験のない作業や高濃度の空気汚染の発生が予想される作業では、一ランク上の管理を行うこととしている。解体実地試験における外部被ばくが計画段階で評価した値の1/3になったこと、内部被ばくは一度も検出されなかったことは、このような管理方法が適切であることを裏付けていると考えられる。

## 3.7 解体廃棄物の取扱い

### 3.7.1 解体廃棄物の分類

解体で発生した解体廃棄物は、管理区域から発生した廃棄物と非管理区域から発生した廃棄物に大別した。これらを種類別に管理区域から発生した廃棄物は、金属類、コンクリート類、解体付随物に、非管理区域から発生した廃棄物は、金属類、コンクリート類に分類した。管理区域から発生した廃棄物は、性状別に汚染物、放射化物、汚染の恐れのない物（放射性廃棄物でない廃棄物）に区分し、さらに放射能レベルによる区分を行った。

解体廃棄物の分類と保管方法、処理方法までの流れを示す「解体廃棄物管理基本計画」を図3.14に示す。

### 3.7.2 解体廃棄物の管理

放射性解体廃棄物は、放射能レベル、形状、処理処分方法を考慮して、遮へい容器、角型鋼製容器（1m<sup>3</sup>、3m<sup>3</sup>）、200ℓドラム缶及びフレキシブルコンテナ等の容器を、適宜選定して収納した。なお、大型機器及びフィルター等はビニールシート等により梱包した。また、内面がゴムライニングされた切断が困難な大型タンク類は、開口部を鋼板等で閉止して表面に汚染固定剤を塗布した。

容器に収納または梱包した放射性廃棄物のJPDR建家内での一時保管にあたっては、収納物の材質、放射能レベル、発生場所、収納後の容器等の線量当量率及び表面密度を所定の放射性廃棄物記録票に記録するとともに、容器表面に容器番号、封入年月日、収納物名称、収納物重量、線量当量率を記載したラベルを貼付し管理した。

### 3.7.3 解体廃棄物の発生量

解体に伴って発生した廃棄物は、約24,440トンで、その内訳は、放射性廃棄物が約3,770トン（金属類約1,190トン、コンクリート類約2,140トン解体付随廃棄物約440トン）、非放射性廃棄物（放射性廃棄物でない廃棄物、非管理区域から発生した廃棄物）が約20,670トン（金属類約2,070トン、コンクリート類約18,600トン）である。収納容器等の種類別発生量は、遮へい容器34個、3 $\text{m}^3$ 角型鋼製容器43個、1 $\text{m}^3$ 角型鋼製容器590個、フレキシブルコンテナ1,328個、ドラム缶5,089個、カートンボックス53,411個、及び梱包1,016個である。

### 3.7.4 まとめ

原子炉施設の解体においては、大量の放射性廃棄物が短期間に発生する。解体撤去作業は、これらの放射性廃棄物を処理、処分できる保管廃棄施設や処分場を準備した後、開始することが重要である。保管廃棄施設や処分場が既に準備されていれば、発生した放射性廃棄物は、作業の流れの中で搬出されてゆき工程の見直しをする回数が減るとともに、無駄な作業も省けるため解体作業が短期間で終了できると考えられる。

放射性廃棄物の角型鋼製容器（1 $\text{m}^3$ 、3 $\text{m}^3$ ）及び200ℓドラム缶への充填率（金属の比重を7、コンクリートの比重を2.4として計算）は、金属類廃棄物が約13～16%、コンクリート類廃棄物が約50%程度である。金属類廃棄物の充填率が悪い原因は、解体前に系統毎に評価した放射能レベルに基づいて区分したため、同じ配管径のものを収納したためである。充填率を良くするためには、切断長さを短くし、口径の大きい配管は縦切断も行う必要がある。

将来の原子炉解体では放射性廃棄物の処理、処分を効果的に行うため、スーパーコンパクターや溶融炉の導入が望まれる。

## 3.8 解体実地試験のまとめ

解体実施試験は、昭和61年12月～平成8年3月の約10年間にわたり、原子炉解体技術開発で得られた解体工法・機器、システムエンジニアリング、放射線管理技術、廃棄物処理・処分及び保管技術等の開発の成果を採り入れつつ実施した。開発した解体工法・機器は、主に原子炉格納容器内に設置された残留放射能の多い放射化した原子炉圧力容器や炉内構造物、生体遮へい体の解体に適用した。原子炉格納容器、タービン建家、排気筒等の建家は、既存の工法によって解体した。この間一件の事故も無く、また、放射性物質の環境への放出もなかった。解体廃棄物総量は約24,440トンで、約85%が非放射性廃棄物であり、残りの約15%が放射性廃棄物である。表3.3にJPDR解体実地試験の実績工程と作業人工数、線量当量、解体廃棄物量の集計を示す。

解体範囲は、全ての原子炉施設を対象として計画したが、6年計画の一部を変更し、ダンプコンデ

ンサー建家を将来の解体技術の開発試験のため有効利用することとし、事務棟、倉庫とともに残した。

解体工事を通じて各種データの収集を図ることが出来た。今後は、これらの情報、知見を基に解体に係る安全基準の確率に資するための評価、解析作業を行う予定である。解体実地試験により得られた成果及び知見の概要を次に示す。

#### 解体実地試験で得られた成果

- 原子炉圧力容器の切断には、アークソー切断装置を、炉内構造物の切断にはプラズマアーク切断装置を適用し、それぞれ水中で切断作業を行った。また生体遮へい体の解体では、機械的切断、水ジェット切断、制御爆破の各工法の特徴を生かして適用対象部を決めて解体撤去を行った。

これらの装置は、技術開発段階でのモックアップ試験による検討を得た後、遠隔操作のための周辺機器を更に整備して現場へ適用し、モックアップ試験で得られていた基本的な性能を十分に発揮させることができた。これにより残留放射能の量が最も多く、かつ放射化領域でもある原子炉本体、炉内構造物、生体遮へい体の解体においては、遠隔装置の適用が従事者の被ばく低減、空気汚染の防止に大きく寄与した。これにより「開発された解体技術を用いて安全かつ合理的にJPDRを解体撤去し、それらの技術の有効性を実証する」という当初の解体の基本方針に合致した成果を上げることができた。

- 約10年間の解体実地試験に於ける作業延べ人工数は、約14.5万人（原研職員を除く）で、放射線作業従事者数は、約7.5万人で残りの約7万人は、放射線作業以外で管理業務も含まれている。

従事者の累積線量当量は計画値が1人・Svであったの対して、約30%の0.3人・Svで解体を終了した。このうち作業区分毎の被ばく量は、アークソー切断装置を用いた解体作業で原子炉圧力容器の外側と生体遮へい体との間に水封用円筒を設置する作業での被ばくが最大であった。これらの作業では、遠隔装置等によって作業を進めることが現在の技術レベルでは難しく人手によったためである。設計段階において高放射化物を水中で切断するという設計上の考慮がなされていれば被ばく低減に寄与できたものと考えられる。

- 解体によって発生した廃棄物量は、ほぼ計画値通りの約24,440トンであった。このうち放射性固体廃棄物量は、約3,770トンで全体の15%である。この約3,770トンうち約2,100トンは保管廃棄し、残りの約1,670トン（極低レベルのコンクリート廃棄物）は廃棄物埋設実証試験に供した。放射能汚染の無い約85%（20,670トン）の廃棄物は、金属、コンクリートに分類し、コンクリートの一部は跡地の埋め戻し等に再利用した。
- 建家の解体前に実施した床、壁等の汚染状況調査の結果、タービン建家内の一次冷却系の汚染履歴のあった漏洩箇所については、浸透汚染深さが最大でも $^{60}\text{Co}$ に対して数mm、 $^{137}\text{Cs}$ については10数mm以内に限定されていることが判明した。調査の結果に基づき全施設の汚染部分の剥

離作業を行って解体することとし、コンクリート表面除染技術として、新たに粉塵飛散防止機能を附加したスキャブラ、ショットブラスト等を適用した。また、汚染がないことを確認する測定技術、解体手順の方法を確立した。この手法は既存施設の改造、修理等にも有用である。

- 解体実地試験の当初計画では、61年から5年間で全工程を終了としていたが、種々の事情によって約10年間の歳月を要した。主な遅延理由は、低レベル固体廃棄物の無拘束限界値の考え方が示されなかったこと、工程調整、予算等である。条件を整えばJPDR規模のプラントで5年以内の工期で解体は可能と考えられる。
- 原子炉施設の新設、改造を実施する場合には、施設の解体を前提とした設計上の考慮がなされるべきである。例えば、機器等の架台の構造について取り外しを容易な構造とすると共に、床ライナーの敷設によって解体時の除染を容易に出来ること。放射性の液体が漏洩する可能性のある区域は、エポキシ樹脂を厚めに施し汚染の拡大を防止できる施工方法を採用すること。壁、床等の表面仕上げでは、表面を平滑にし、特に床面はモルタル仕上げとしその上にエポキシ樹脂とすることにより、浸透防止とモルタル剥離が容易となり作業効率が格段によくなる。さらに建家解体で解体方法、手順を遅延させる要素として、建家の壁、床等を貫通する埋設配管等がある。これらの配管は、可能な限り二重管か露出管として施工されれば、廃止措置時の作業性が極めてよくなる。
- 運転履歴を細部にわたって記録し汚染記録を整理すると共に小さな修理・改造の記録も解体計画を立案の段階では有用である。
- 解体工事に伴う放射能の放出も無く環境への影響は無かった。既存の排気設備の解体順序を可能な限り遅らせ、排気筒内に設置されたスタックガスモニターにより常時監視することにより、環境への放出を監視・記録した。
- 56年から開始されたJPDRの解体技術開発、61年からの解体実地試験の約15年間に、電力、メーカー等から約100名の技術者、研究員の参加が得られ解体技術の民間への技術移転が図られた。

表3.1 放射線作業の管理区分

管理区分	外部被ばく関係			内部被ばく関係		
	作業管理区分	作業エリアの線量当量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ )	計画線量当量 ( $\text{mSv/day}$ )	作業管理区分	空气中放射性物質濃度 ( $\text{Bq/cm}^3$ )	表面密度 ( $\text{Bq/cm}^2$ )
高線量作業	R-3	広範囲 100以上	0.3以上	C-3	(DAC)以上	40以上
		局所的 1k以上	1.0未満			
中線量作業	R-2	20以上	0.1以上	C-2	(DAC)未満 1/10 (DAC) 以上	40未満
		100未満	0.3未満			4以上
低線量作業	R-1	20未満	0.1未満	C-1	1/10 (DAC) 未満	4未満

注-1) 作業の管理区分の決定に当たっては、該当する管理区分のうち、最も上位の管理区分をその作業の管理区分とする。

注-2) (DAC)は、Derived Air Concentration (誘導空气中濃度)の略記号であり、昭和63年科学技術庁告示第20号第7条に規定する値である。以下(DAC)という。

表3.2 解体実地試験時の被ばく線量当量（集団線量当量及び個人最大線量当量）

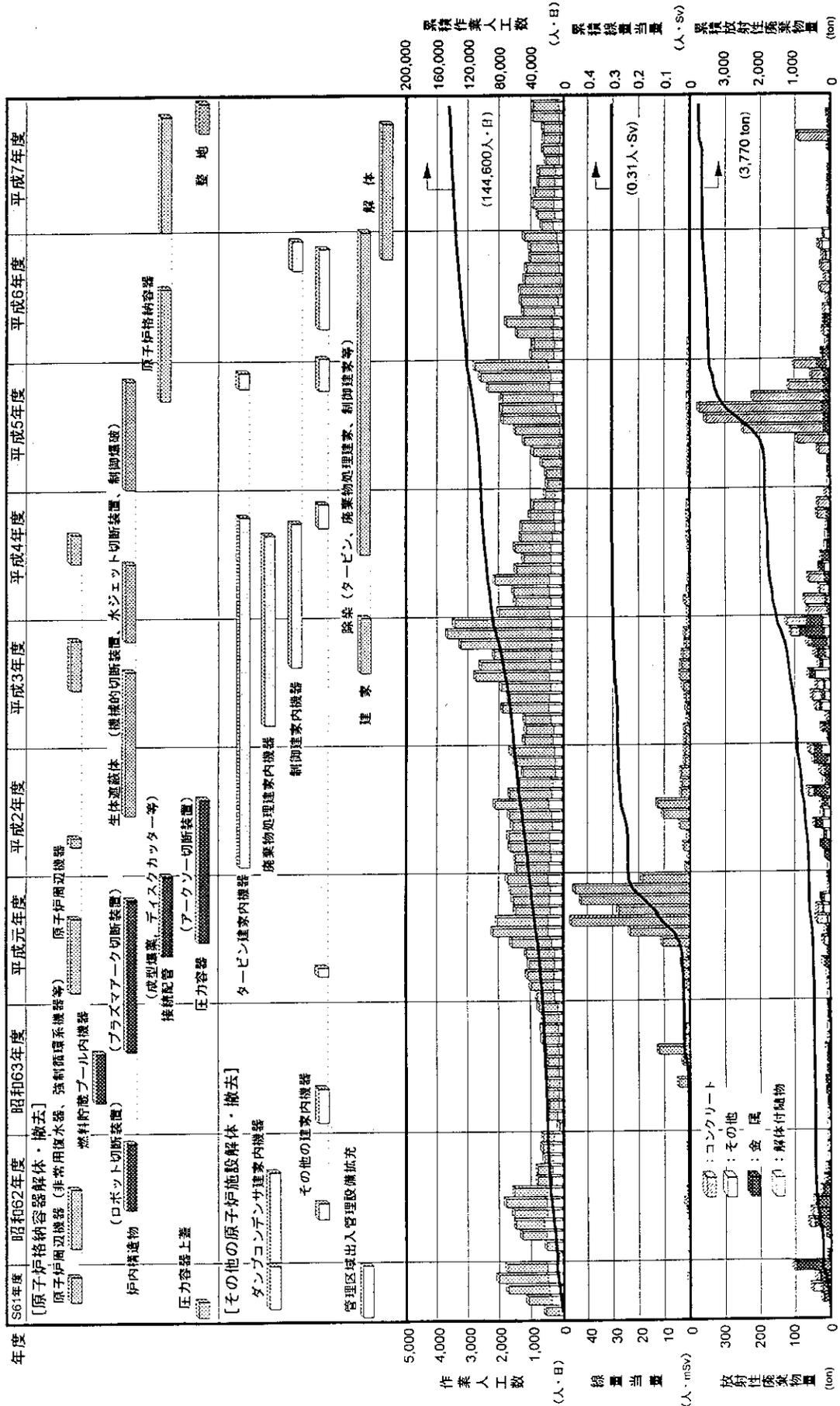
1996年3月31日

年度(期) 建家名	昭和61年 (1期)	昭和62年 (2期)	昭和63年 (3期)	平成元年 (4期)	平成2年 (5期)	平成3年 (6期)	平成4年 (7期)	平成5年 (8期)	平成6年 (9期)	平成7年 (10期)	合計
原子炉格納容器*	ND	2.5	17.6	216.5	39.5	12.3	4.6	ND	ND	ND	293.0
タービン建家*	—	—	—	—	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
制御建家*	ND	—	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
ダンプコンデンサ建家*	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
廃棄物処理建家*	—	—	—	—	—	15.2	0.4	ND	ND	ND	15.6
その他*	—	ND	ND	—	—	ND	ND	ND	ND	ND	ND
請負業者合計*	ND	2.5	17.6	216.5	39.5	27.5	5.0	ND	ND	ND	308.6
請負業者人数(人)	219	336	156	581	641	850	415	265	180	76	—
職員*	ND	ND	ND	1.9	0.5	ND	ND	ND	ND	ND	2.4
職員人数(人)	88	120	122	111	110	111	92	87	83	69	—
合計*	ND	2.5	17.6	218.4	40.0	27.5	5.0	ND	ND	ND	311
累積値*	ND	2.5	20.1	238.5	278.5	306	311	ND	ND	ND	—
個人最大(mSv)	ND	0.4	2.0	6.4	1.9	1.3	0.5	ND	ND	ND	—

\* 単位：(人・mSv)

フィルムバッジによる測定値  
ND：すべて検出限界(0.2mSv)以下

表3.3 JPDR解体実地試験スケジュールと作業人工数、線量当量、解体廃棄物量の集計



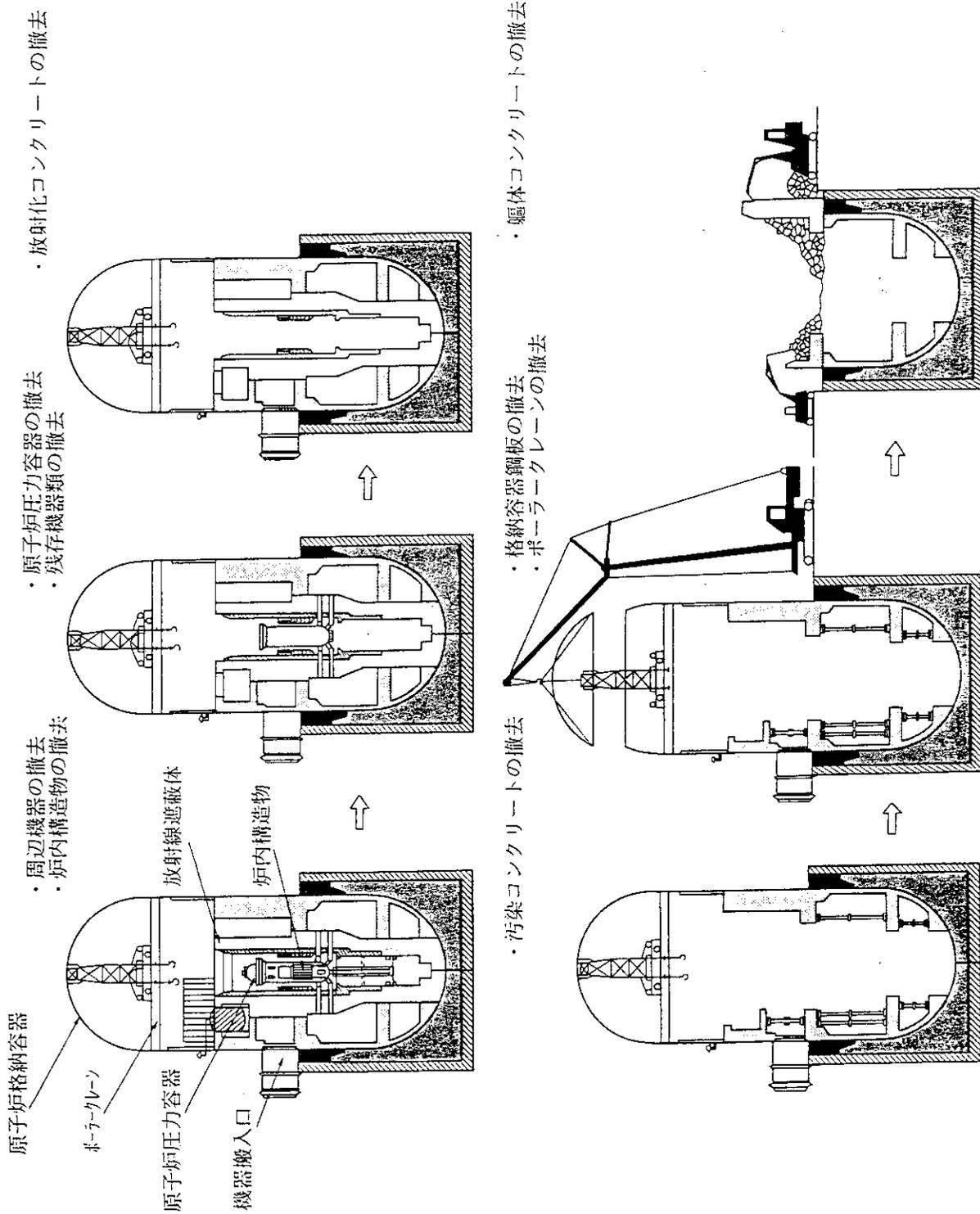


図 3.1 原子炉格納容器の解体手順

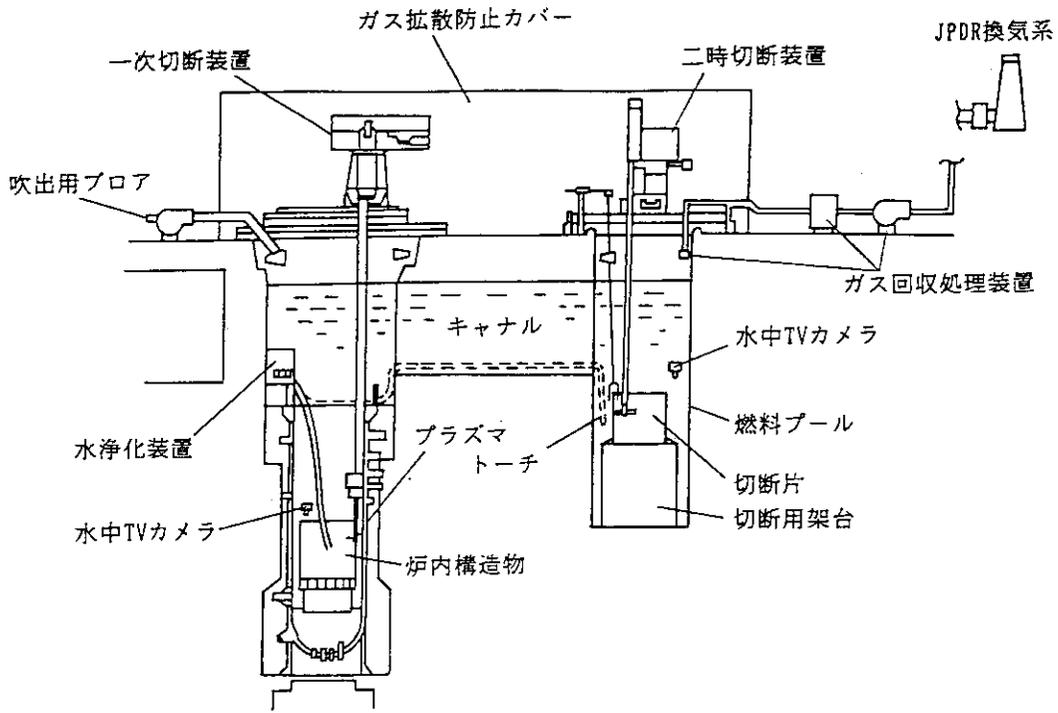


図3.2 炉内構造物の解体撤去作業の概念図

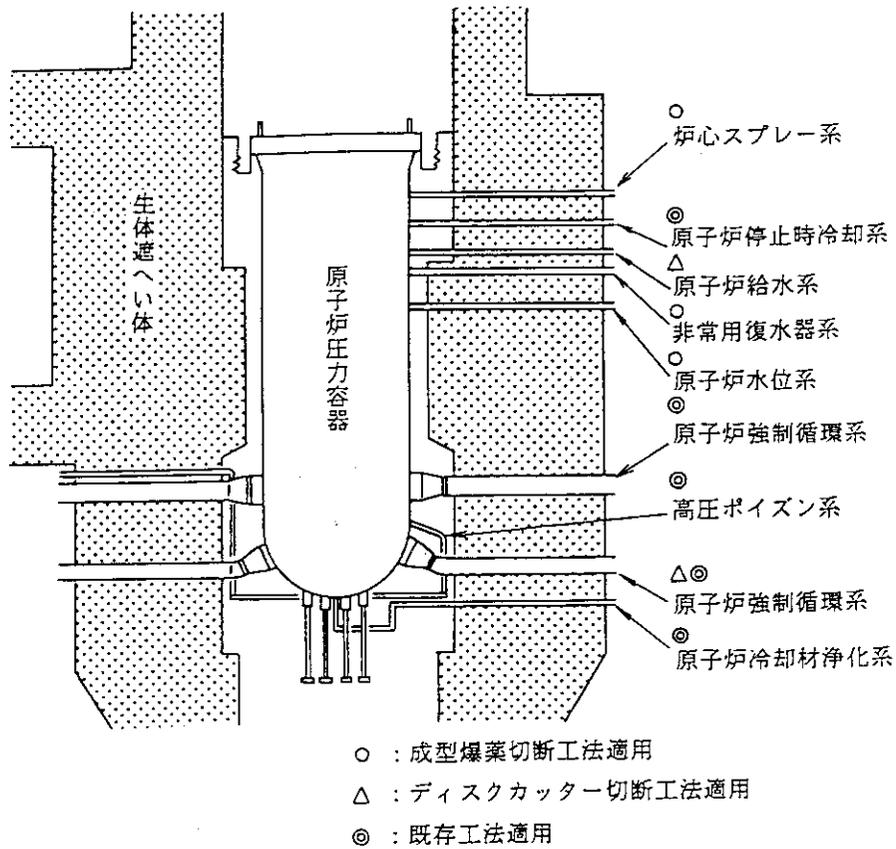


図3.3 原子炉圧力容器接続配管の構成と適用切断工法

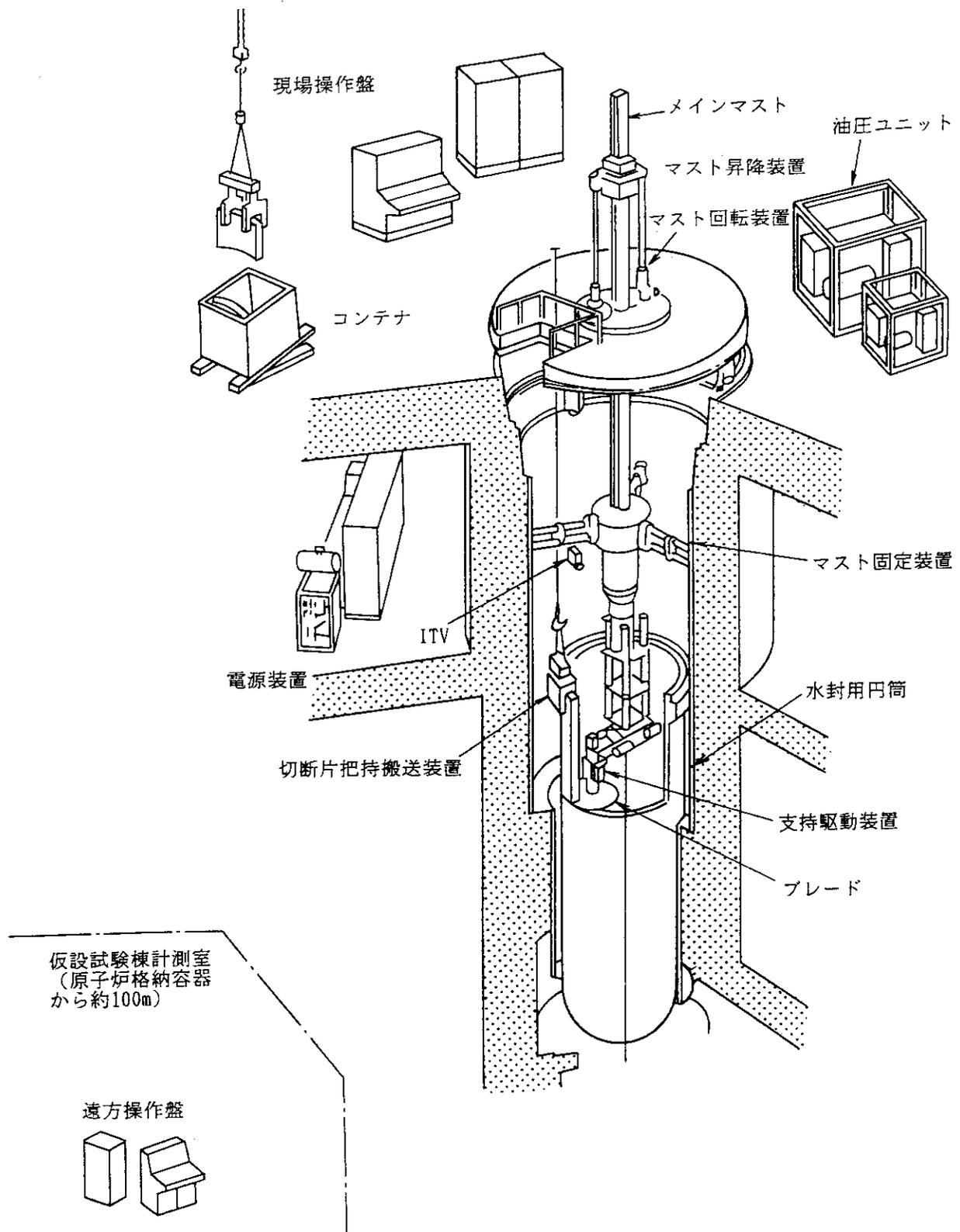


図3.4 アークソー切断装置の構成

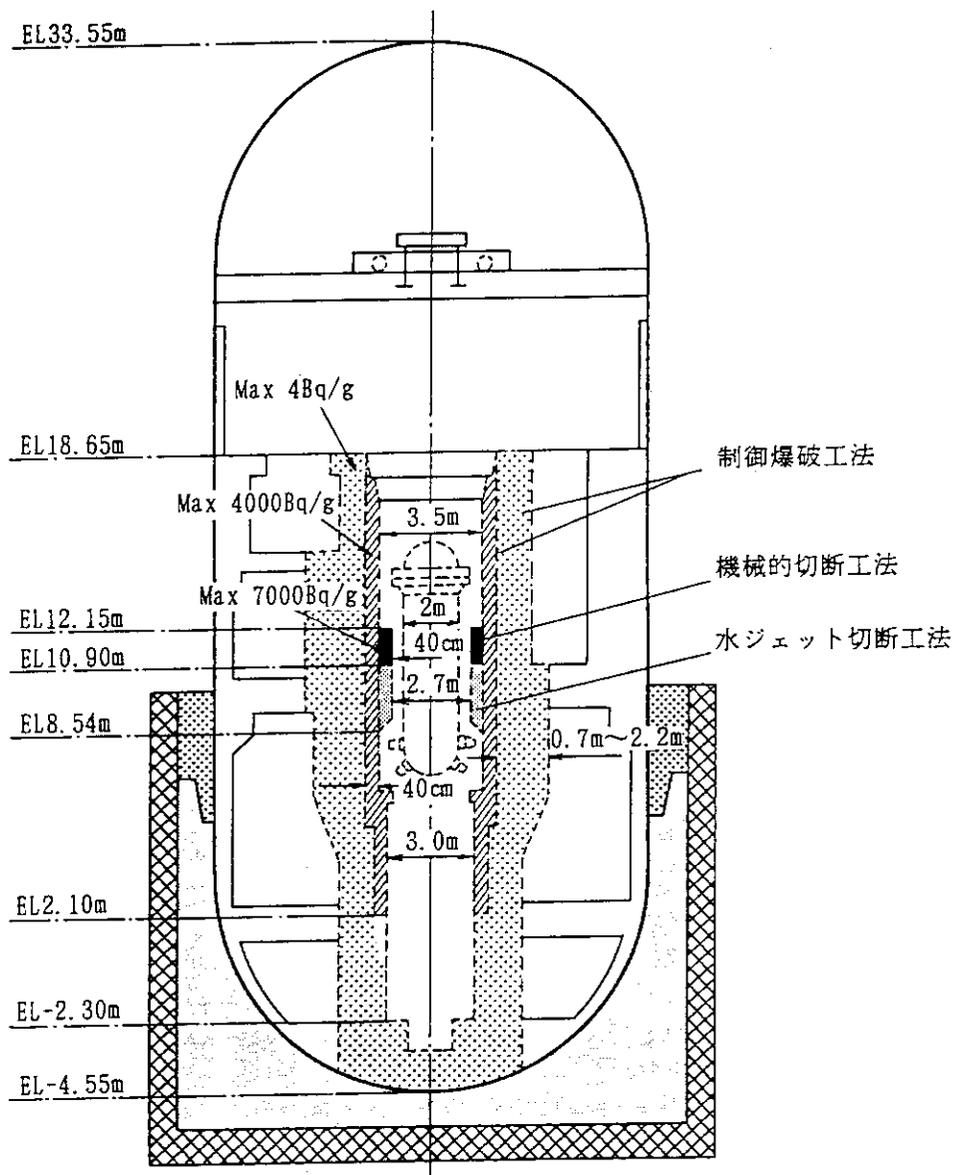


図3.5 生体遮へい体の解体範囲と適用解体工法

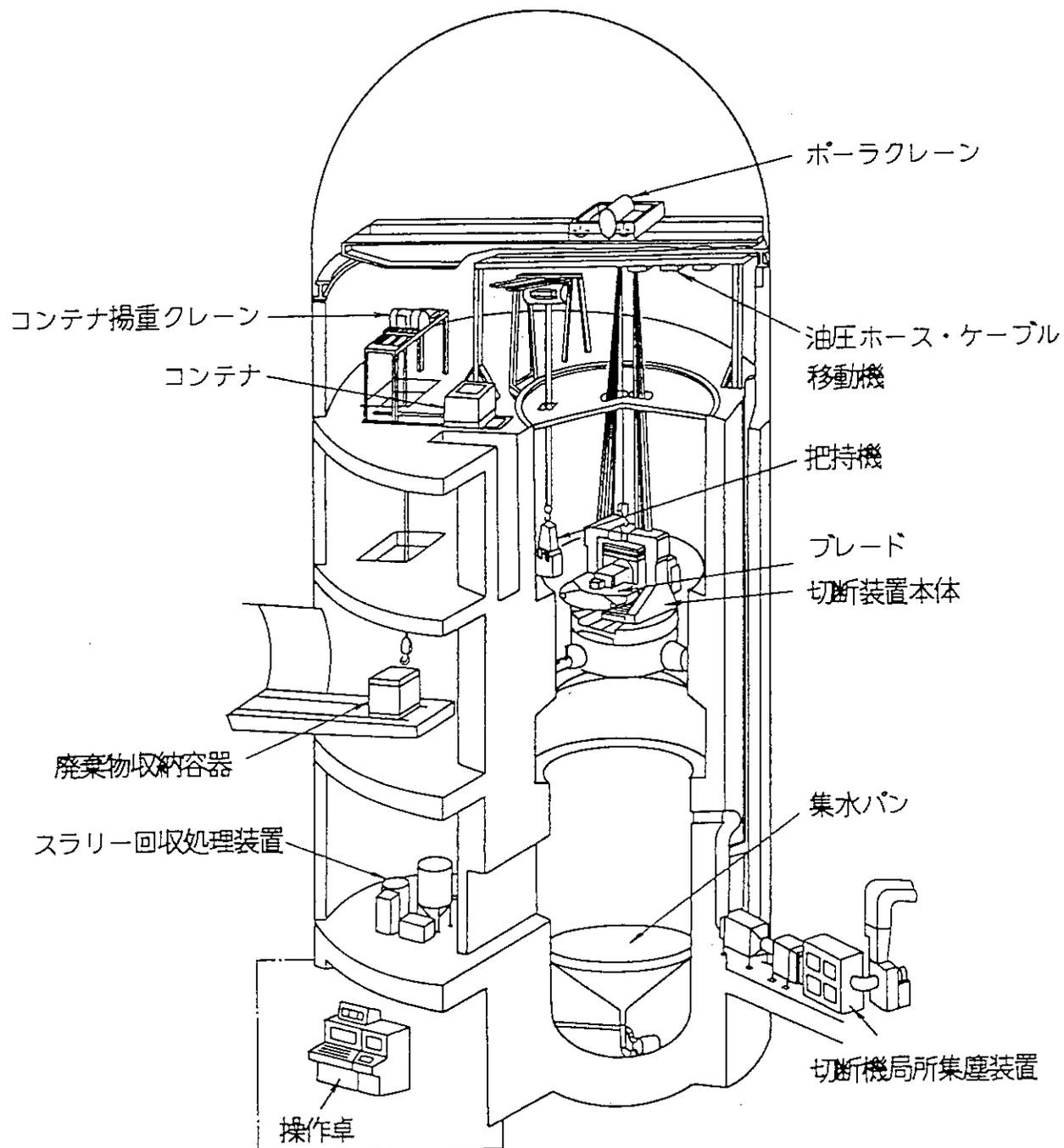


図3.6 機械的切断工法概念図

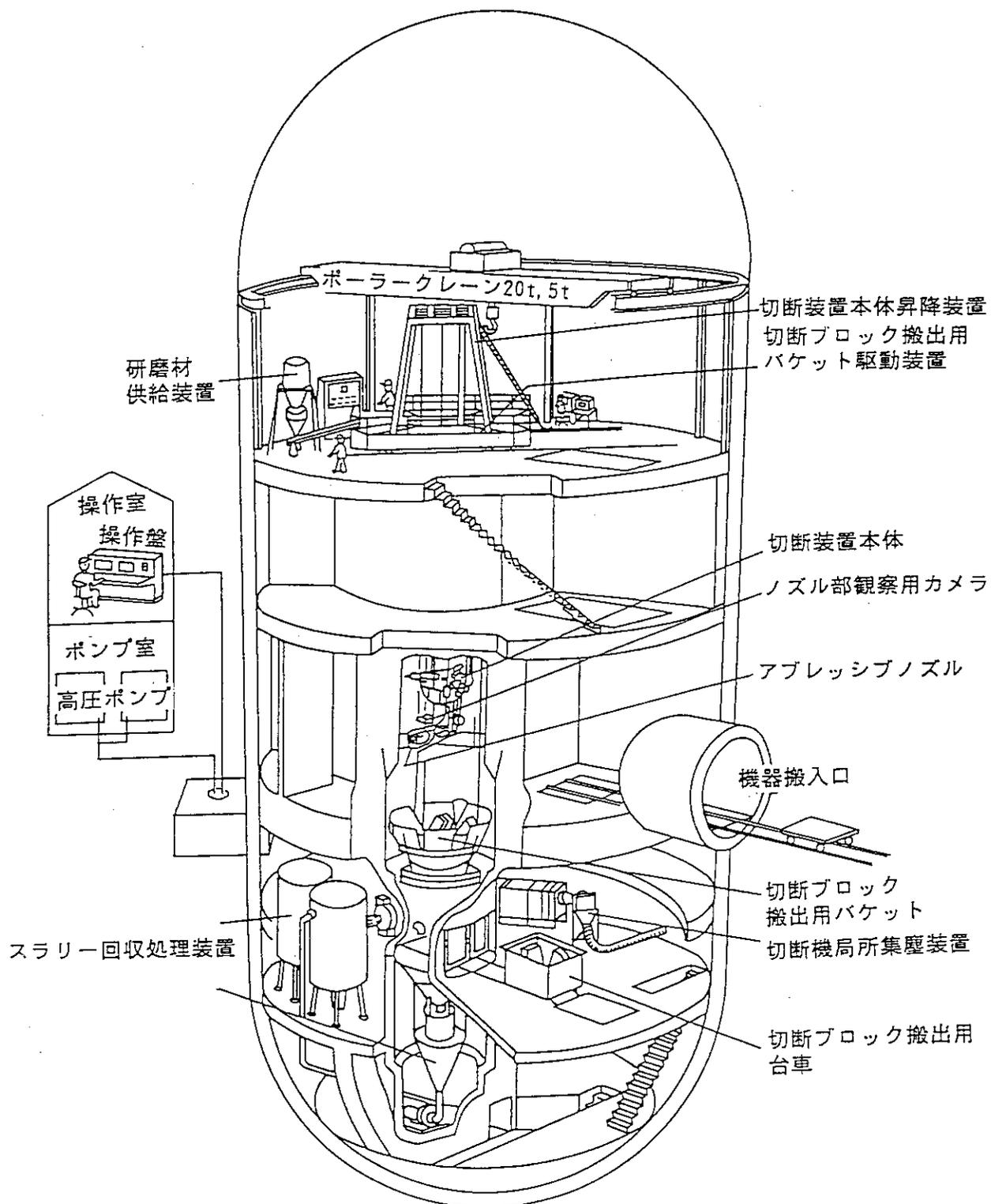


図3.7 水ジェット切断工法の概念図

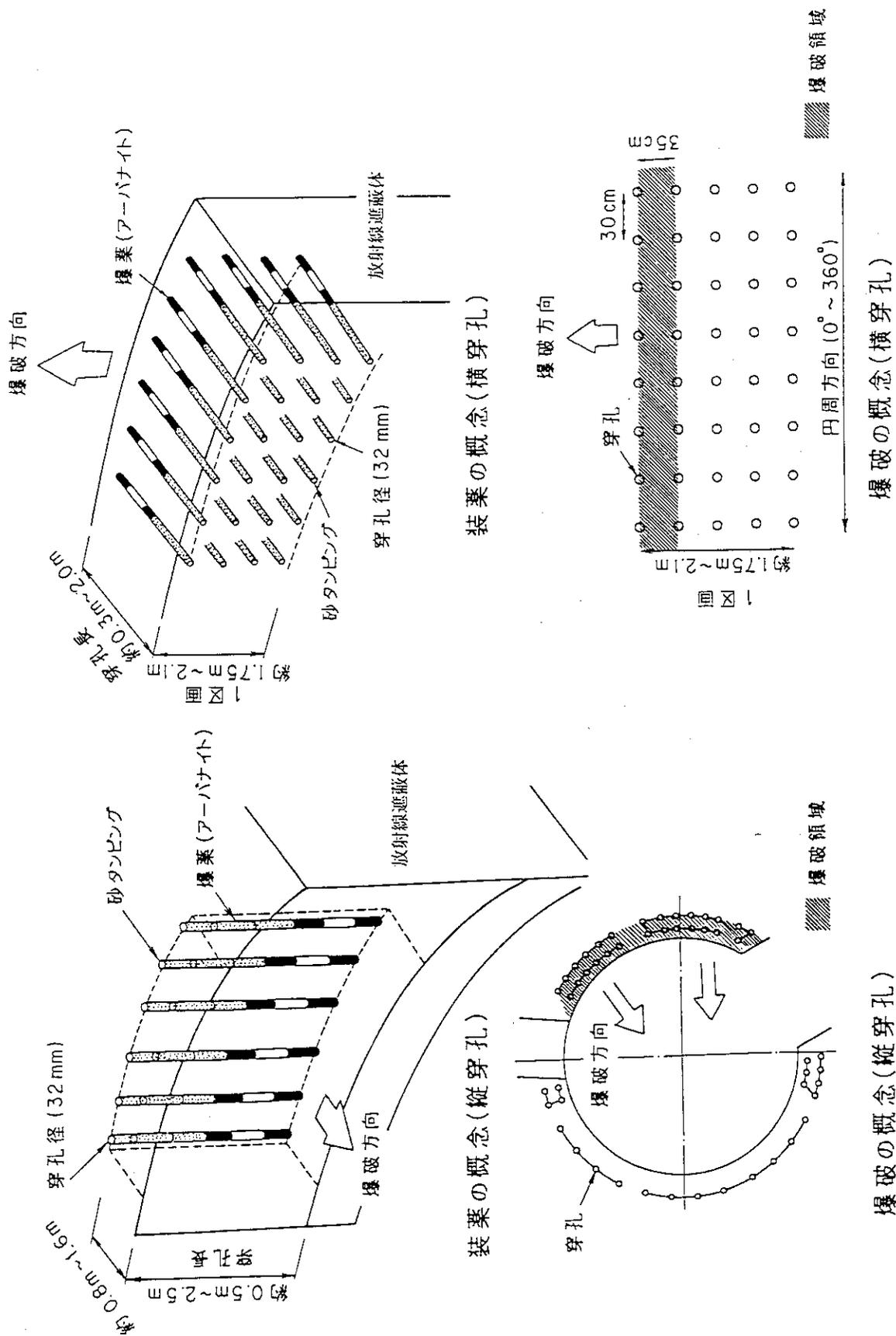


図3.8 制御爆破工法の概念

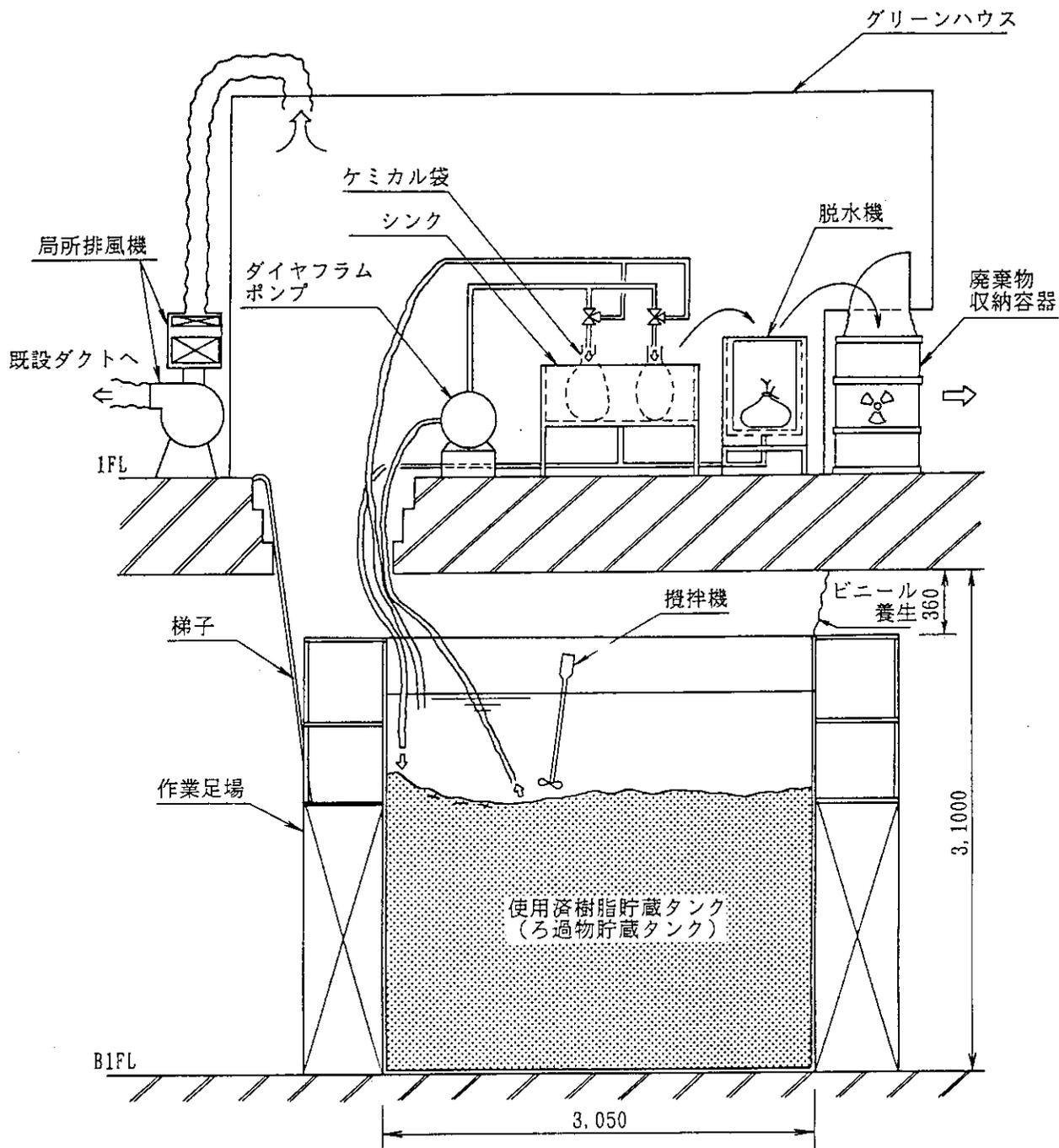


図3.9 使用済イオン交換樹脂及びフィルタースラッジの抜き取り作業の概要



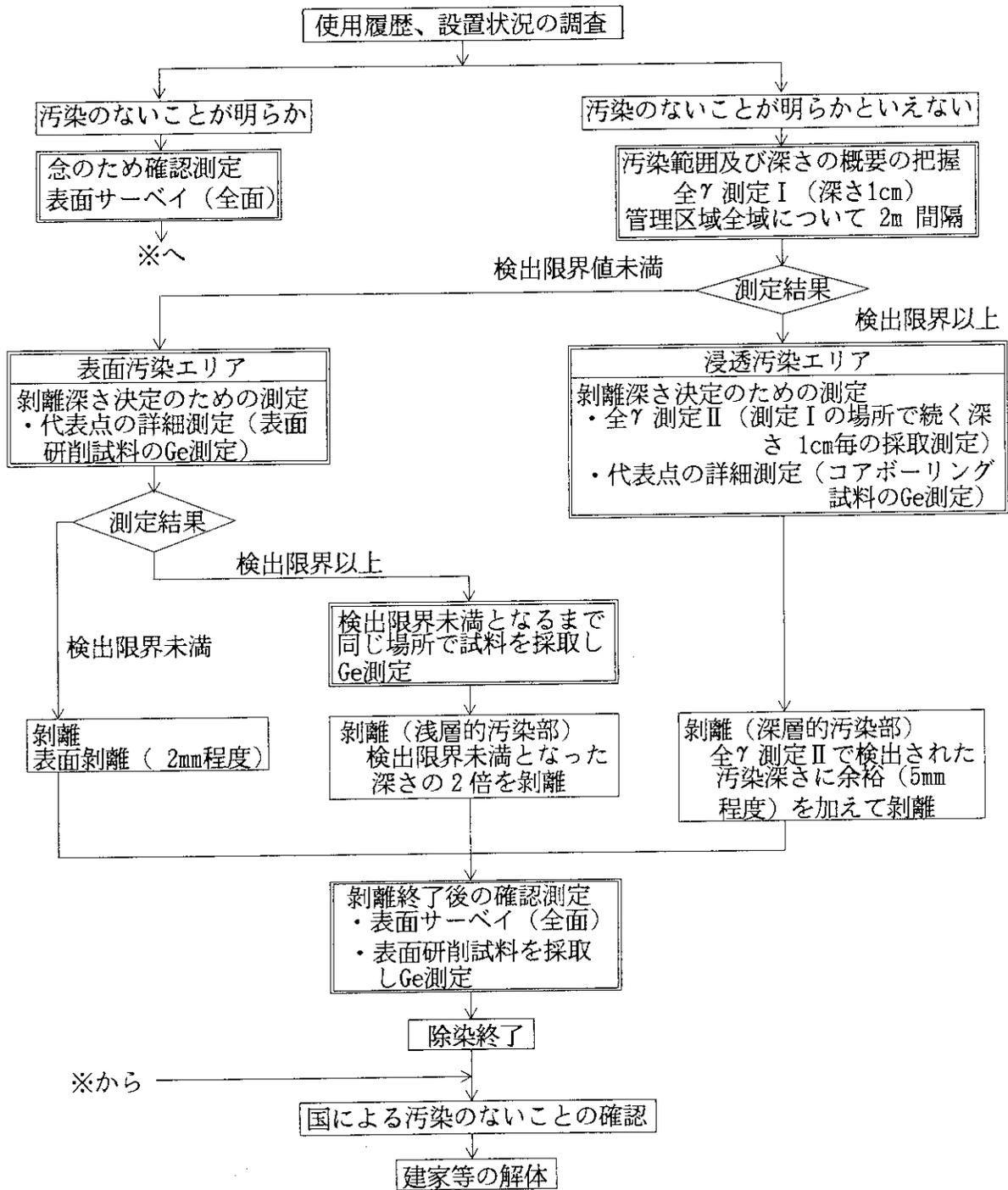


図 3.11 「放射性廃棄物でない廃棄物」として区分するための処理フロー

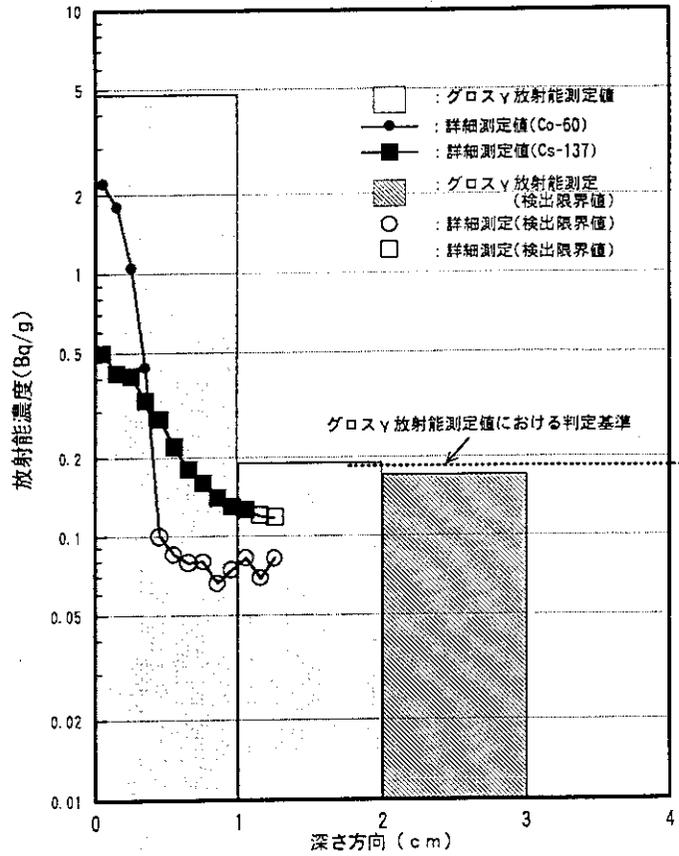


図3.12 グロスγ放射能測定と詳細測定のパ染深さの結果

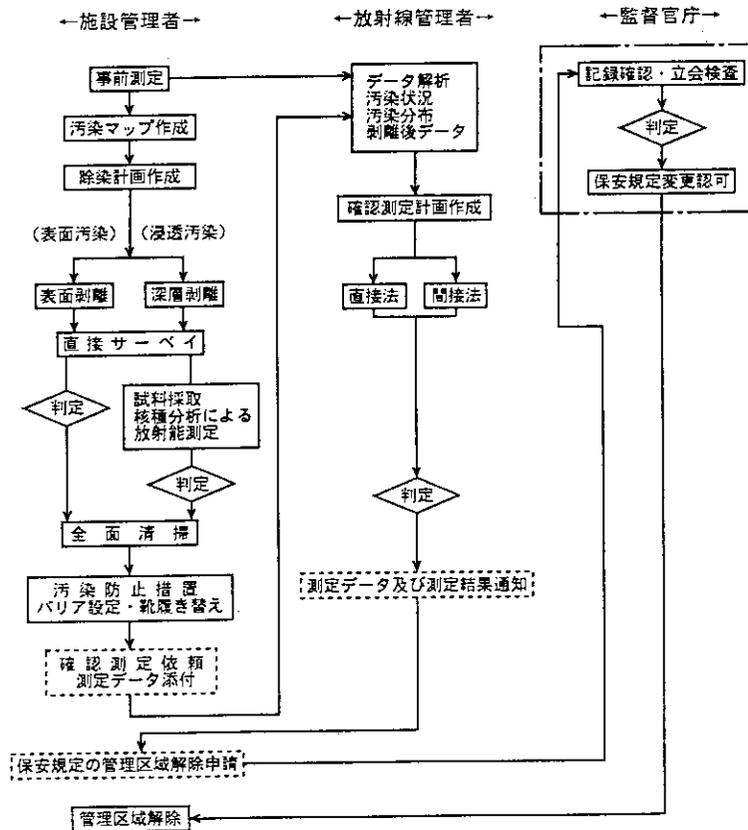


図3.13 管理区域を解除するための確認測定手順



## 4. 解体に係る規制上の手続き

### 4.1 はじめに

原子炉施設の解体に係る規制上の手続きには、原子炉等規制法、電気事業法、労働安全衛生法、消防法、建築基準法等の多くの法律に基づくものがある。このうち、原子炉等規制法に基づく規制の比重が最も大きい。JPDR解体実地試験が始まるまで我が国には、原子炉の廃止措置の事例は無く、JPDRが初めてのケースであった。このため、原子炉設置者としての原研及び安全規制を行う行政庁はそれぞれの立場で、また両者協議して様々な課題を解決する必要があった。

JPDRの解体に当たっては、原子炉等規制法、関係法令、関連する指針類、原子力安全委員会決定事項、原子力安全局長指示、行政庁の見解等に係わる規制上の諸手続きとともに、茨城県との原子力安全協定に基づく報告及び了解の手続きが必要であった。本項では、それらの諸手続きについて、その概要を紹介する。解体に係る主要な規制の手続を図 4.1 に示す。

### 4.2 JPDRの解体に係る規制上の手続きの概要

#### 4.2.1 解体届の提出

原研は、昭和57年12月9日原子炉等規制法第38条（原子炉の解体）に基づき、「原子炉施設（JPDR）の解体届」を科学技術庁長官宛提出した。解体届の構成は、試験炉規則第15条に基づき次のとおりである。

- ①氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- ②解体に係る工場又は事業所の名称及び所在地
- ③解体の方法及び工事工程表
- ④核燃料物質等の処分の方法

提出時期は解体着手の30日前までとされており、また解体届の記載事項の変更は解体着手の5日前までと定められている。

JPDRの解体届では、鑑文において「なおがき」を特記している。その要旨は、JPDRの解体は、原研が策定した「JPDR解体の基本方針」にそって実施すること、全工程を2段階に分け、第1段階では原子炉の解体に必要な技術開発を行い、第2段階ではその成果を本格的な解体（解体実地試験）に反映させて実施すること、また、解体実地試験の開始前に、解体届の記載事項を見直し必要に応じて変更を行い、変更届を十分な時間的余裕をもって提出することを記載している。この「なおがき」の趣

旨は、原子炉の解体技術開発の成果を解体実地試験に十分反映させるとともに、解体方法等の新たな知見を取り入れることによって、安全かつ、合理的な解体を意図したものである。

また、同解体届に示したJPDR解体の基本方針として、安全性に主眼をおいた次の5項目を中心とする基本的な考え方を記載している。

- ①2段階方式
- ②使用済み燃料及び未使用燃料の処分
- ③放射性廃棄物の処理処分
- ④被ばく低減
- ⑤解体中の原子炉施設の維持管理

そのほか、解体の方法及び工事工程表、核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の処分の方法等を詳細に記載している。さらに、解体届の本文を補完するため放射エネルギーの評価、放射性廃棄物の発生量及び処理処分の方法、安全対策等を説明した添付書類が付されている。本解体届は、提出後技術開発の成果、解体計画の進捗と見直し等を計10回の変更を行った。提出した解体届及び変更届は、原子力安全局長から原子力安全委員会へ報告された。

#### 4.2.2 原子炉施設保安規定の変更、核燃料物質使用許可の変更等

解体届提出前すでに施設が長期間休止状態であったため原子炉施設保安規定は、維持管理を目的とした規定となっていたが、解体工事に向けた施設の改造、燃料の搬出等に合わせた変更申請（解体中のJPDRの管理）を行った。その後計画の進捗に伴い計19回の変更を行った。また、同規定の下部規定として「解体中のJPDR管理手引」を制定した。これは残存施設の維持管理の方法などを詳細に定めたもので、保安規定の変更に合わせて、この手引きも変更した。またその他の規制法上の手続きとして所有していた使用済み燃料を、動力炉・核燃料開発事業団の再処理工場へ搬出すると共に、核燃料輸送容器は、再使用の計画がないことから承認容器廃止届を科学技術庁長官宛提出（62年8月）した。

核燃料物質使用施設等に該当する化学実験室の核燃料保管庫、実験室フード等については解体の進捗に合わせて変更許可手続きを行った。

#### 4.2.3 解体完了手続き

原子炉施設の跡地が整地され解体工事が終了した後、解体届及び工事方法等明細書に示されたすべての工事が完了したことを確認するための確認調査を受けるとともに、保安規定の変更、原子炉主任技術者の解任等の手続きを行った。

#### 4.2.4 その他の関係法令

電気事業法における自家用電気工作物廃止報告書、ボイラー・タービン主任技術者解任届及び電気工作物保安規程廃止届を各々58年1月に行政庁に提出した。また、建築基準法に基づく建築物除却届、消防法及び東海村火災予防条例に基づく廃止届を行い、諸手続きを済ませた。

#### 4.2.5 原子力安全委員会及び行政庁の対応

原子炉施設を解体する場合、現行の法令で定められた関係条文では具体的な安全基準が明確でないため、原子力安全委員会や行政庁は、JPDRの解体に対して指針類の整備などを進めた。60年12月、原子力安全委員会は「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方－JPDRの解体に当たって－」を専門部会報告として了承し、公表した。同報告には解体に当たっての安全確保や解体の進め方についての考え方のほか、JPDRの解体の経験、解体技術の進展、国際的動向等を踏まえつつ商業用発電炉の解体に伴う安全確保の考え方を今後必要に応じて整備していくことが併記されている。また、平成4年6月原子力安全委員会は原子力施設の解体等に伴って発生する廃棄物のうち「放射性廃棄物でない廃棄物」の区分の考え方を示した。行政庁は、解体工事の安全を確認するために、施設区分毎の工事方法等を詳細に記載した「工事方法等明細書」及び各年度の施設区分の工事工程を記載した「工事工程明細表」並びに四半期年度毎の解体進捗状況報告の提出を求め、さらに原子炉規制課員による工事状況を確認するため「確認調査」を計108回にわたって実施した。

#### 4.2.6 原子力安全協定

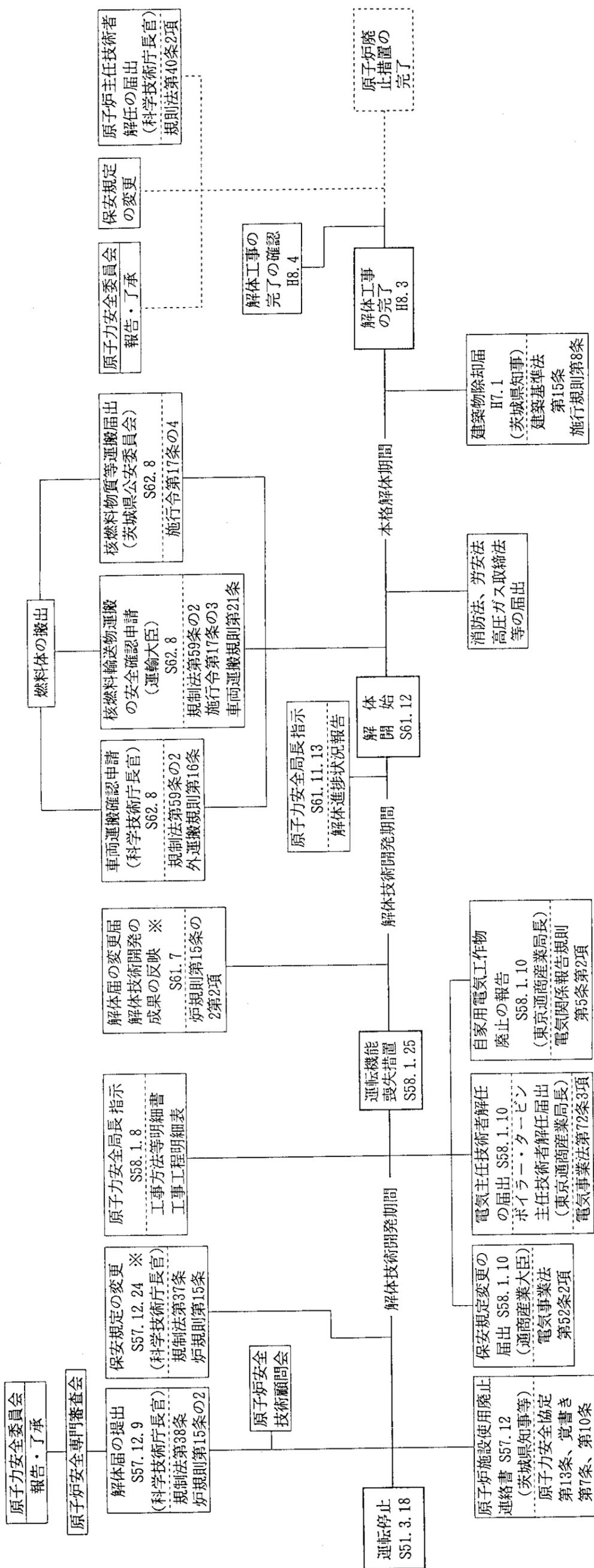
茨城県との原子力安全協定に係る手続きとしては、協定第13条に基づく覚書第7条及び運営要項第10条に基づき、57年12月茨城県知事、東海村村長及び周辺市町村の長宛に原子力施設使用廃止連絡書を解体届と同日付けて提出をした。同連絡書は解体届の変更の都度提出した。また、建家の解体にもなって発生する「放射性廃棄物でない廃棄物」の処分については、県職員による現場確認が工事の進捗状況に合わせて計5回実施された。

#### 4.2.7 放射性廃棄物の埋設実地試験

原子炉等規制法に、放射性廃棄物の埋設に係る条項が新たに制定され、さらに容器に固型化しないコンクリート等廃棄物に係る技術基準が定められた。これによりJPDRの解体に伴って発生した放射能濃度の極めて低いコンクリート廃棄物の埋設実地試験が可能となり、7年6月に廃棄物埋設事業の取得許可を得て7年11月埋設作業を開始した。

#### 4.3 まとめ

JPDRの解体に係る主要な規制上の手続きの概要を述べたが、解体計画の準備段階から解体完了まで、我が国で、初めてこれらの諸手続きを関係諸機関と協議あるいは指導を得ながら適切に処理してきたことの意義は大きい。JPDRが先鞭となって行ったこれらの手続きの中で得られた多くの実績及び知見は、今後行われるであろう商業用発電炉等の廃止措置の手続きを進めるにあたって、必ずや有用であると確信している。



※ 解体届の変更は、昭和57年12月以降平成6年2月まで計10回の変更を行った。  
 ※ 原子炉施設の保安規定変更認可申請は、昭和57年12月以降平成8年3月未まで計20回の変更を行った。

図 4.1 J P D R 解体に係る主要な法手続きの流れ

## 5. 国際協力

### 5.1 はじめに

原子炉解体技術、より広くは廃止措置技術の開発を行うに当たっては、すでに多くの老朽化施設を有し、それらの廃止措置を行っていた米、英、仏等諸外国との間で情報交換を行って、技術開発に役立てるとともに、施設の実際の解体についての計画、実施に関する経験についても学ぶことが重要と考えられた。また、1980年代に入りIAEA、OECD/NEA、EC等の国際機関から、原子炉施設の廃止措置についての調査報告書が相次いで刊行された。

このような背景に立って、OECD/NEA加盟国の中で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を目的とした協定が1985年9月に発足し、原研はJPDR解体計画を登録プロジェクトとしてこれに参画した。さらにOECD/NEA協力計画の下で、個々の技術分野について、人員の派遣を含めてより緊密な情報交換を行うため、英国原子力公社（UKAEA）、仏原子力庁（CEA）、カナダ原子力公社（AECL）との間に2国間協力の特別取決めを結び、さらに米国DOEとの間に独自に情報交換協力協定を結んだ。これらの協力活動を通じ、単に諸外国から情報の収集を図るのみでなく、原研からも積極的な情報発信を行って、技術開発及びJPDR解体の成果の普及を図ってきた。

### 5.2 主な国際協力活動

#### 5.2.1 OECD/NEA協力計画

正式名称は「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」といい、原子炉解体技術開発に関する国際協力活動の中核を占めるものである。本協定は1985年、米国DOEの呼びかけにより各々国内で廃止措置プロジェクトを進めていたOECD加盟国の機関が集まって、廃止措置に関する科学技術情報の互恵的な交換を目的として同年9月に発足した。原研は、本協定の実施締約者として国からの指名を受けてこれに参加（85年11月）した。協定は第Ⅰ期（85～90.9）、第Ⅱ期（90～95.9）を経て、現在Ⅲ期目（2000年9月17日迄）に入っている。当初の参加機関（Participant）は9ヶ国10機関であったが、現在では11ヶ国より20機関（含EC）と他にオブザーバー2機関（IAEA、UNIPED）となり、登録プロジェクトは30機関に拡大し、広範な情報交換活動を行っている。図5.1に本協定の参加プロジェクトを示す。

第Ⅰ期の5ヶ年の活動状況に関する報告書が既にOECD/NEAより刊行され、第Ⅱ期分についても出版準備中である。本協定では、最高意思決定機関である連絡者委員会（Liaison Committee：LC）、及び各登録プロジェクトの間で情報交換を行う技術諮問グループ（Technical Advisory Group：TAG）

が常設されている。参加各国は本協力計画を通じて、

- ① 各プロジェクトの進展状況及び計画
- ② 各プロジェクトに関連する研究開発から得られたデータ
- ③ プロジェクトの実施により得られたデータ、経験・教訓

についての情報交換を行っている。

原研は、協力計画発足当時から動力試験炉（JPDR）解体プロジェクトを登録し、また、1990年からは再処理試験施設（JRTF）廃止措置を追加登録し、協定の活動に積極的に参画している。TAGに関しては、89年10月の第7回会合及び95年4月の第18回会合が、原研東海研究所で開催された。

また、本協定に定められた2国間特別取決めの規定に基づき、原研は次の取決めに結んで情報交換会議等の会合を通じ個別により緊密な情報交換を実施してきた。

#### 〔日英特別取決め〕

「原子炉廃止装置技術開発協力に関する英国原子力公社（UKAEA）と日本原子力研究所との間の特別取決め」として、1986年12月に締結した。対象施設はWAGR（ウィンズケール改良型ガス冷却炉）とJPDRの解体プロジェクトである。取り決めの期間は、90年9月及び95年9月の2度の延長を経て、現在は2000年9月17日までとなっている。協力分野は、除染技術、解体廃棄物管理、データ収集及びデータベース、その他となっているが、なかでも放射能評価技術については、WAGR生体遮へい体試料中の放射性核種を原研で測定し、また放射化量計算手法の比較等に関する詳しい情報交換を行った。これらの活動は、IAEA核データ部門でJPDRのデータを内蔵放射能評価コードシステムの国際ベンチマーク問題として採用する契機となった。

#### 〔日仏特別取り決め〕

「原子炉廃止措置技術開発協力に関するフランス原子力庁（CEA）と日本原子力研究所との間の特別取決め」として、1988年11月に締結した。当初の対象施設は、フランス側がAT-1再処理試験、G2/G3ガス冷却炉、Rapsodie高速実験炉、日本側がJPDRであったが、90年、92年、95年9月の3回に亘る延長の結果、現取決め（2000年9月17日まで）では、対象施設は日本側がJPDR、JRTF、仏側がAT-1（La Hague）、Building 18（Fontenay-aux-Roses、放射化学研究施設）、RM2（Fontenay-aux-Rose、放射冶金学ホットセル）、EL4（ガス冷却重水炉）である。また協力分野は、解体手法、遠隔操作とロボティクス、放射線測定、除染、廃棄物管理、その他である。

本取決めに基づき、原研よりAT-1プロジェクトへの駐在員を、90年7月から92年10月まで派遣するとともに、CEAからの駐在員を同時期の9ヶ月間JPDRに受け入れ、双方のプロジェクトの詳しい情報の交換を行った。

## 〔日加特別取決め〕

「カナダ原子力公社（AECL）と日本原子力研究所との間の特別取決め」として、1986年12月に締結された。本取り決めは日英、日仏間の取り決めとは異なり、廃止措置プロジェクトそのものに関する情報交換ではなく、当時日加双方で開発していた原子炉（発電炉）廃止装置の計画・管理を支援する計算コードに関する情報交換を目的として結ばれたものである。

協力範囲は、計算機コード（AECL：DECOM，原研：COSMARD）に用いられている評価モデル、計算ロジック、応用例等である。双方のコード内容の比較検討を行って改良に役立てるとともに、実際の発電炉廃止措置（Gentilly-1, JPDR）における各一部エリアの機器解体に関する人工数、作業員線量当量等の評価結果の比較を行い、その成果は廃棄物管理国際会議（91年）で発表した。

当初の期間は親協定（第Ⅰ期）と同じく1990年9月までであったが、コードシステムの評価等に係わる作業の接続のため、親協定に合わせて5年間延長された。その後、計算機コードシステムの開発について、双方の機関ともほぼ当初の目標を達成し終了したので、延長協定の期限である1995年9月17日を以て終了した。

## 5.2.2 日米協力協定

「原子力施設の廃止措置に関する米国エネルギー省と日本原子力研究所との間の協定」とし原研と米国エネルギー省（DOE）との間で、人員の派遣、情報交換会議（ワークショップ）の開催等を通じて、原子力施設の廃止措置に関する情報交換を行うことを目的として、1987年7月に締結された。対象施設は、DOE側が SHIPPINGPORT 原子力発電所、沸騰水型実験炉（EBWR）及びウエストバレー再処理プラントで、日本側が JPDR 及び JRR-3 である。協力範囲は次の分野である。

- 1) 廃止措置に関する方策、計画、管理
- 2) 原子力施設解体の手法、手順
- 3) 放射線被ばくの管理
- 4) 廃止措置から生じる廃棄物の管理
- 5) その他

本協定は1992年7月で期間満了となったが、情報交換を継続することが、双方の原子力施設の廃止措置及び技術開発を効率的に進める上で有益と考えられたことから、1993年10月に第Ⅱ期協力協定（期間5年間）を締結した。

この間、情報交換会議等の会合の他に、SHIPPINGPORT 原子力発電所廃止措置プロジェクトへ87年から89年かけ延べ6名、また、EBWR解体プロジェクトへ88年から94年にかけて延べ8名の駐在職員を派遣し、廃止措置作業、廃棄物管理の具体的進め方等に関する情報収集を行ってJPDR解体計画の参考にする一方、原研が行った解体技術のモックアップ試験は、EBWRで解体手順検討のために行われた同種の試験のモデルとなった。

### 5.2.3 IAEAによる協力研究計画

原子力施設の廃止措置は、原子力開発で先行した欧米各国のみならず、今後世界中で重要になることが予想されるため、IAEAでは、1984年から二次にわたって「原子力施設の除染及び廃止措置」に関する協力研究計画（Co-ordinated Research Programme on Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities）を実施した。

第一次計画は、84年から87年にかけて日本を含む11ヶ国が参加し、除染、解体に係わる要素技術の研究開発を中心に検討作業が行われた。第二次計画（88年から93年）では、要素技術に加え廃止措置の計画管理、実際例、廃棄物管理・処分等のテーマが追加され、参加国は日本を含め17ヶ国に増え、原子力施設の廃止措置に関する総合的な情報交換の場としての性格を持つものになった。IAEA本部（ウィーン）での第1回（89年）、第2回（91年）に続き、締めくくりに当たる第3回会合は93年3月に、原研東海研究所で開催され、各国が最終報告を行った。

これらの成果は、IAEAから2つの技術報告書TECDOC-511（89年）、TECDOC-716（93年）として刊行されている。

### 5.2.4 国際会議等

原子炉解体技術開発に関する国際協力については、以上のような国際機関、2国間協力を通じた情報交換を中心に進めて来たが、これらの協力における情報交換を兼ねて、各種の国際会議において技術開発及び実地解体の成果に関する報告を積極的に行ってきた。また、原研主催のJPDRワークショップを、88年2月に英国原子力公社及び米国エネルギー省の代表を招いて、また、91年10月にはフランス、ドイツ、ベルギー、スウェーデン、OECD/NEA、IAEAからの代表を招いて開催し、広範な情報交換と討議を行った。

## 5.3 国際協力活動のまとめ

原子力先進国と言われる欧、米、日では、既に開始されている原子力開発初期の施設の廃止措置に加え、次世紀には現在稼働中の商業用発電炉の廃止措置が必要になることから、より安全で経済的な技術の開発への投資が行われている。また旧ソ連邦及び東欧圏においても、安全上、経済性の理由から閉鎖された原子炉等の廃止措置が必要になるケースが相次いでおり、これらの国々では、欧米日の廃止措置技術の導入、支援が望まれている。このような背景もあって、国際協力の重要性は今後、ますます増大するものと思われる。我が国にとっても、国際的な情報交換により多種多様な情報を入手できることは、廃止措置関連技術の開発の効率化、開発費の低減に役立つものと期待される。

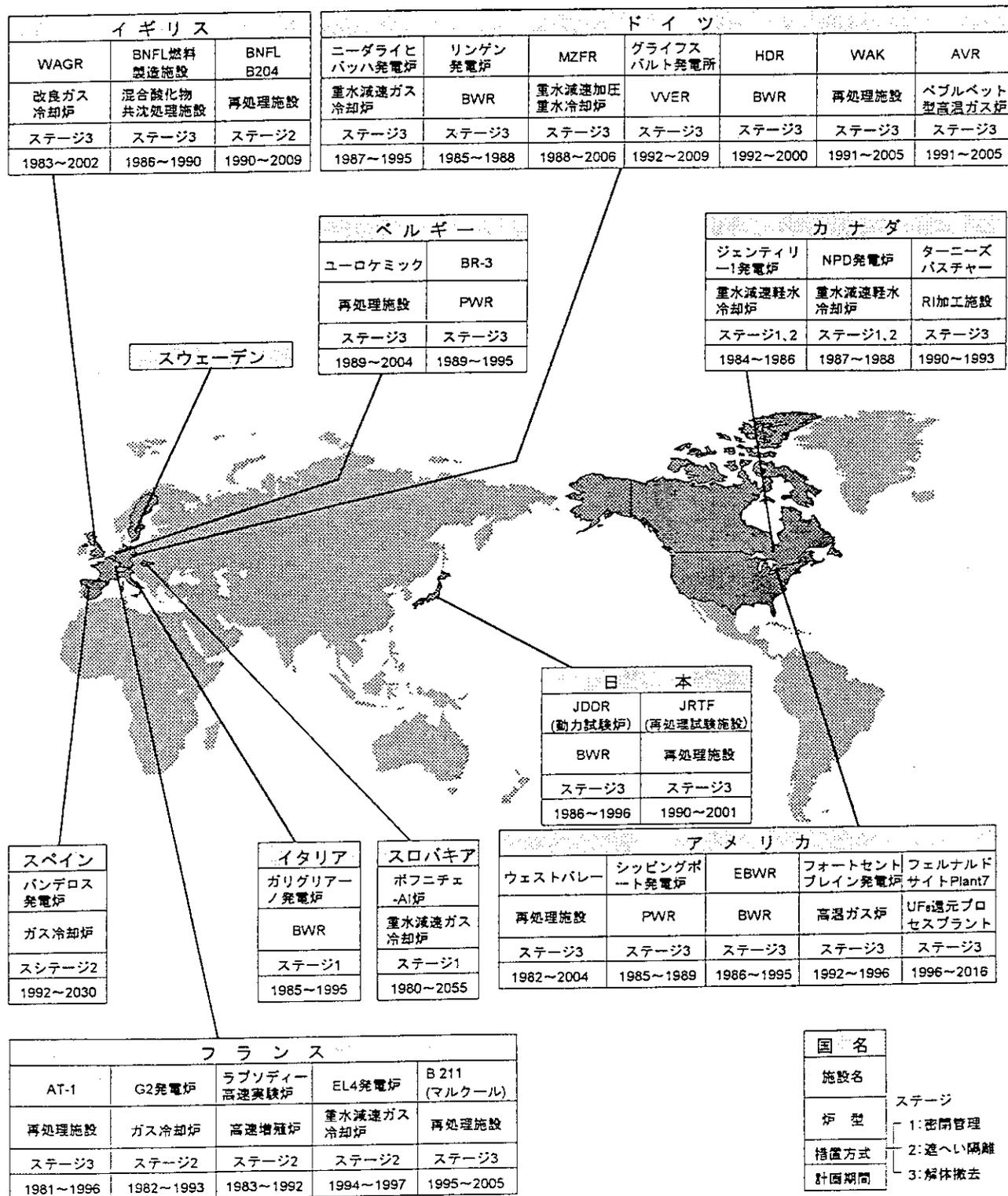


図5.1 OECD/NEA「原子力施設の廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画」参加プロジェクト(1996.4現在)

## ま と め

世界各国の商業用発電炉の廃止措置に対する考え方は、各国の政治的、社会的、経済的、技術的あるいはサイトの再利用に対する考え方などにより、必ずしも一致しているわけではない。わが国では、原子炉の運転終了後、できるだけ早い時期に解体撤去することを原則としているが、米国では20～30年の安全貯蔵（SAFSTOR）後に解体する方式、フランスでは数十年間の遮へい隔離後に解体する方式、英国ではガス炉について長期間遮へい隔離後に解体する方式の採用が考えられている。商業用発電炉の完全解体撤去の実績は、現在のところ、世界的に見ても数例を数えるだけである。

このような状況の中で、JPDR解体実地試験が被ばく事故もなく無事終了し、商業用発電炉の安全な解体撤去の可能性が実証されたことは意義深く、また、世界的に見ても極めて大きな成果であると言っても過言ではない。

原研では、これまで、昭和61年の旧JRR-3の炉体一括撤去、平成7年の原子力船「むつ」の原子炉室一括撤去などの原子炉の廃止措置に関する技術の開発と経験を積んできたところであり、また、さらにこのJPDR解体実地試験の実施によって、それらの飛躍的な進展と蓄積が図られ、それらは21世紀に予測される商業用発電炉の廃止措置の、安全で合理的な実施において有効に活かされるものと期待される。

JPDRにおける原子炉解体技術開発においては、原子炉解体に必要な個々の技術を開発し、これらを総合化してトータルシステムとしての解体技術の確立を目指すとともに、開発した成果をJPDR解体実地試験に適用して技術の実証を図ることにあつた。

このため原研では、56年度から約5年間をかけて、8項目からなる技術開発を実施し、その成果を61年度から開始したJPDR解体実地試験に適用した。

その結果、8項目の各々の技術開発項目において膨大なデータの取得を可能にし、原子炉解体の特徴を明らかにするとともに、開発課題等も整理した。今後予測される商業用発電炉の解体に役立てられるものとする。

しかしながら、一方、JPDR解体実地試験によって、解決すべき幾つかの大きな課題も認識された。即ち、商業用発電炉の解体によって短期間に大量に発生する廃棄物の合理的な処理処分方策の確立は、より合理的な商業用発電炉の解体技術を確立する上で、要になるものと考えられる。なかでも、解体物の減容技術の開発、解体物の再利用技術の開発とそれらに係わる法令の整備等は、極めて重要な課題であると思われる。極低レベル廃棄物の再利用や規制除外に関する基準の整備については、現在、IAEA、CEC、OECD/NEA等の国際的な場においても検討が進められているところであり、また、廃棄物の再利用や減容を目指す廃棄物の熔融処理についても、既に、諸外国で数万トン規模の経験を有しており、再利用は、今後一層加速する状況にある。わが国においても、これらについて、今後、より一層積極的に取り組むことが必要であると思われる。

終わりに当たり、JPDR解体実地試験を無事完了することができたのは、本事業の委託元である科学技術庁並びに茨城県及び東海村の地元の皆様を始めとする多くの方々の御理解と、長年にわたる御指導、御協力、御支援の賜物であり、ここに深く感謝の意を表します。また、JPDR解体実地試験に参加された関係各位の御尽力に深く感謝致します。

付録 1

解体関連公開資料リスト

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
	<b>1. 解体技術開発</b>		
	<b>1.1 解体技術開発全般</b>		
1	原研における原子炉解体技術開発計画	伊藤 直次 他	原子力工業, 29, (6), 17 (1983).
2	原研における原子炉解体技術開発とJPDR解体計画	伊藤 直次	保健物理, 18, 407 (1983).
3	原研の原子炉解体技術開発とJPDR解体計画	江頭 忠彦	エネルギーレビュー, 9, 27 (1985).
4	原研の原子炉解体技術開発(1) わが国における原子炉廃止措置対策	小西 幸男	原子力工業, 32, (5), 68 (1986).
5	原研の原子炉解体技術開発(1) 原子炉施設の廃止措置の概要	石川 迪夫 他	原子力工業, 32, (5), 71 (1986).
6	原研の原子炉解体技術開発(1) 原子炉解体技術開発の現状	宮坂 駿一 他	原子力工業, 32, (5), 72 (1986).
7	JPDRの解体計画	星 高雄 他	原子力誌, 29, (7), 584 (1987).
8	特集「動力試験炉の解体と研究炉の改造」	石川 迪夫 他	エネルギーレビュー, 6, 2 (1987).
9	今後の展望と課題 - 原子炉の廃止措置 -	川崎 稔	コンクリート工学, 27, (4), 63 (1989).
10	原子炉解体計画の現状	星 高雄 他	日本ウォータージェット学会, (1989).
11	原子炉解体技術の現状	横田 光雄	建設機械, 25, (7), 40 (1989).
12	原子炉施設デコミッションングの動向	富井 格三	RANDEC ニュース, 1, 10 (1989).
13	J PDR 解体計画「計画及び経験」	石川 迪夫 他	Nucl. Eng. Des., (1989).
14	J PDR のデコミッションング	横田 光雄	エネルギーレビュー, 5, 14 (1990).
15	原子炉の解体技術はどこまですすんだか	藤木 和男	金属, 60, (9), 31. (1990).
16	J PDR 解体計画と費用評価の方法論	柳原 敏 他	Nuclear Decommissioning Economics. (1990).
17	特集「デコミッションング技術の現状と課題」	石樽 顕吉 他	原子力誌, 33, (5), 410 (1991).
18	Planning the Demolition of an Early Japanese BWR	M. ISHIKAWA	Nucl. Eng. Int., 30, 41 (1985).
19	Reactor Decommissioning in Japan -Philosophy and First Program-	M. YOKOTA 他	Proc. of IAEA Int. Conf. on Nuclear Power Performance and Safety, (1987).
20	Present Status of JPDR Program	M. ISHIKAWA 他	Proc. of Nuclear Waste Management Technology, 6, (1988).
	<b>1.2 解体システムエンジニアリング</b>		
1	原研の原子炉解体技術開発(6) 解体システムエンジニアリング	江連 秀夫 他	原子力工業, 32, (10), 70 (1986).
2	システムエンジニアリング	柳原 敏	RANDEC ニュース, 2, 6 (1989).
3	解体計画の作成評価のためのコードシステムとデータベース	柳原 敏 他	原子力誌, 33, (5), 418 (1991).
4	熱出力90MWのBWR型動力試験炉JPDRの解体撤去における作業者の外部被曝による集団線量当量の評価	芝木 真尚 他	原子力誌, 33, (6), 574 (1991).
5	原子炉デコミッションング管理のための計算コードシステムの開発・I -管理データ計算プログラムの概要と取扱い説明-	柳原 敏 他	JAERI-M, 94-005. (1994).
6	原子炉デコミッションング計画の作成および評価のためのシステム工学的アプローチ	柳原 敏 他	デコミッションング技報, 12, 2 (1995).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
7	Development and Verification of Code System for Management of Reactor Decommissioning (COSMARD) for the JPDR Decommissioning	S. ONODERA 他	Proc. of 1987 Int. Decommissioning Symp., Vol. 2, 67 (1987).
8	Systems Engineering for Decommissioning the Japan Power Demonstration Reactor	S. YANAGIHARA 他	Proc. of 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, (1989).
9	Application and Development of Computer Code Systems for the Management of Nuclear Power Plant Decommissioning -Canadian and Japanese Approach-	G. PRATAPAGIRI 他	Proc. of 1991 Joint Int. Waste Management Conf., Vol. 1, 615 (1991).
10	COSMARD: The Code System for Management of JPDR Decommissioning	S. YANAGIHARA	J. Nucl. Sci. Technol., <u>30</u> , (9) 890 (1993).
1.3 放射能汚染非破壊測定技術			
1	配管内部放射能非破壊測定技術の開発	片桐 政樹	RANDEC ニュース, <u>5</u> , 4 (1990).
2	汚染配管内部の沈着、水溶液及びガス状放射能を定量する非破壊測定システムの開発	片桐 政樹 他	J A E R I - M, 92-184, (1992).
3	Telescopic Measuring Method for Specific Activities of Structural Components in Reactor Pressure Vessel	片桐 政樹 他	J. Nucl. Sci. Technol., <u>29</u> , 735 (1992).
4	Nondestructive and Quantitative Method for Measuring Radioactivity from CRUD, Liquids and Gases in a Contaminated Pipe	片桐 政樹 他	J. Nucl. Sci. Technol., <u>29</u> , 831 (1992).
1.4 放射能インベントリ評価技術			
1	J P D Rにおける内蔵放射能評価について	助川 武則 他	デコミッションング技報, <u>8</u> , 66 (1993).
2	Radioactive Inventory Calculation for JPDR to be Dismantled	N. SASAMOTO 他	Proc. of Topl. Conf. on Theory and Practices in Radiation Protection and Shielding, (1987).
3	Evaluation of Contamination on Concrete of JPDR Building	H. YASUNAKA 他	Proc. of 1989 Joint Int. Waste Management Conf., (1989).
4	Accuracy Verification for Calculation of Inventory in JPDR due to Neutron Activation	T. SUKEGAWA 他	INDC, (JPN) <u>164</u> (1993).
5	Waste Characterization in Decommissioning the Japan Power Demonstration Reactor by Computer Code Systems	T. SUKEGAWA 他	Proc. of 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, (1995).
1.5 解体関連除染技術			
1	原子炉除染技術の現状	諏訪 武 他	腐食技術, <u>32</u> , 721 (1983).
2	原子炉一次冷却系の化学除染技術の現状	諏訪 武	原子力工業, <u>31</u> , (3), 21 (1985).
3	原子炉除染の化学	立川 圓造	原子力誌, <u>28</u> , (5), 390 (1986).
4	回転円盤電極を用いた硫酸および硝酸溶液中のセリウム(IV)濃度測定法	諏訪 武 他	電気化学, <u>54</u> , 974 (1986).
5	原研の原子炉解体技術開発(2) 原子炉解体関連除染技術	立川 圓造 他	原子力工業, <u>32</u> , (6), 65 (1986).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
6	硫酸-セリウム(IV)溶液中における高クロム含有酸化物の溶解挙動	諏訪 武 他	腐食技術, 36, 127 (1987).
7	硫酸-セリウム(IV)溶液中におけるニッケルフェライトの溶解挙動	諏訪 武 他	腐食技術, 36, 204 (1987).
8	硫酸-セリウム(IV)溶液中におけるSUS304ステンレス鋼の腐食挙動	諏訪 武 他	腐食技術, 37, 88 (1988).
9	硫酸溶液中におけるセリウム(III)の電解酸化に及ぼす共存イオンの影響	諏訪 武 他	電気化学, 56, 722 (1988).
10	硫酸-セリウム(IV)溶液を用いた原子炉解体用化学除染法の開発 JPDR強制循環系における実証試験	諏訪 武 他	原子力誌, 30, (11), 1020 (1988).
11	マイクロ波照射によるコンクリートの表面破砕除去法について	安中 秀雄 他	電熱, 43, 45 (1989).
12	原子炉の解体に関する除染技術	安中 秀雄 他	デコミッショニング技報, 1, 36 (1989).
13	JPDR解体と除染技術	安中 秀雄	原子力工業, 36, (8) 53 (1990).
14	汚染金属廃棄物に関する化学除染法の開発・硫酸-セリウム系化学除染法	諏訪 武 他	デコミッショニング技報, 2, 29 (1990).
15	原子炉解体前系統除染	安中 秀雄 他	原子力誌, 33, (5), 425 (1991).
16	Development of Chemical Decontamination Process with Sulfuric Acid-Cerium (IV) for Decommissioning	T. SUWA 他	J. Nucl. Sci. Technol., 23, 622 (1986).
17	Contamination Measurement of and Decontamination using Microwave Decontaminator	H. YASUNAKA 他	Proc. of IAEA Int. Conf. on Nuclear Power. Performance and Safety, (1987).
18	Microwave Decontaminator for Concrete Surface Decontamination in JPDR	H. YASUNAKA 他	Proc. of 1987 International Decommissioning Symp., (1987).
19	Development of Chemical Decontamination Process With Sulfuric Acid-Cerium (IV) for Decommissioning	T. SUWA 他	J. Nucl. Sci. Technol., 25, 574 (1988).
20	Microwave Irradiation Technology for Contaminated Concrete Surface Removal	H. YASUNAKA 他	Proc. of 2nd Int. RELIM Symp. on Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, (1988).
21	Research and Development on LWR System Decontamination -Mechanochemical- and REDOX Decontamination Methods	E. TACHIKAWA	Proc. of 1988 JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants, (1988).
22	Chemical Decontamination Process With Sulfuric Acid-Cerium(IV) for Decommissioning -Decontamination of Dismantled Components-	T. SUWA 他	Proc. of 1991 JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants, (1991).
23	Development of Flowing Abrasive Decontamination	T. HIRABAYASHI	Proc. of Seminar on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 95, (1995).
24	Flowing Abrasive Method System Decontamination in the Japan Power Demonstration Reactor	T. MONMA 他	Proc. of 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 4, 1817 (1995).
1	1.6 解体工法・解体機器 原子炉解体用ディスクカッター切断機の開発 (第一報)	川崎 稔 他	F A P I G, 113, 51 (1986).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
2	原研の原子炉解体技術開発(3) 解体工法・解体機器	横田 光雄 他	原子力工業, 32, (7), 71 (1986).
3	放射化コンクリート解体用機械的切断装置の 開発	横田 光雄 他	F A P I G, 116, 46 (1987).
4	JPDR解体計画における炉内構造物切断のための プラズマアーク切断技術の開発	柳原 敏 他	原子力誌, 30, (3), 235 (1988).
5	動力試験炉「JPDR」解体の概要	横田 光雄	プロメテウス, 67, 46 (1988).
6	放射化コンクリート構造物切断装置	清木 義弘	ロボット, 67, 46 (1989).
7	原子炉解体への水ジェット切断技術の適用	石川 迪夫	ターボ機械, (1989).
8	原子炉解体技術の現状	横田 光雄	建設機械, 25, 40 (1989).
9	原子炉の解体工法・解体機器	清木 義弘	RANDEC ニュース, 3, 2 (1989).
10	原子炉の解体工法・解体機器(II)	清木 義弘	RANDEC ニュース, 4, 8 (1990).
11	原子炉生体遮蔽体解体のためのウォータージェ ットの開発	清木 義弘 他	J. Water Jet Technol. Soci. of Jap., 7, (2), 19 (1990).
12	コンクリート構造物の解体	清木 義弘 他	原子力誌, 33, (5), 16 (1991).
13	デコミッショニング技術の現状と課題. IV 解体技術, IV-1鋼構造物の解体	横田 光雄 他	原子力誌, 33, (5), 14 (1991).
14	原子力施設コンクリート解体技術の開発	宮坂 駿一 他	デコミッショニング技報, 5, 40 (1992).
15	Development of Inside Disk Cutter for Remote Cutting of Reactor Vessel Pipe	M. KAWASAKI 他	F A P I G, 113, 51 (1986).
16	Development of the Cutting Machine for the Biological Shield Wall	M. YOKOTA 他	F A P I G, 116, 46 (1987).
17	Development of Cutting Tools for JPDR Core Internals and Pressure Vessel Dismantlement	S. ASHIDA 他	Proc. of 1987 Int. Decommissioning Symp., Vol. 2, VI-48 (1987).
18	Diamond Sawing and Coring Technique for Biological Shield Concrete Dismantlement	S. YANAGIHARA 他	Proc. of 1987 Int. Decommissioning Symp., Vol. 2, IV-326 (1987).
19	Abrasive Water Jet Cutting Technique for Biological Shield Concrete Dismantlement	T. KONNO 他	Proc. of 1987 Int. Decommissioning Symp., Vol. 2, IV-270 (1987).
20	Remote Cutting Systems for Dismantlement of the Japan Power Demonstration Reactor Concrete Biological Shield	H. NAKAMURA 他	Proc. of Institution of Mechanical Engineers, 223 (1988).
21	Remote Cutting Systems for Dismantlement of Steel Structures in the Japan Power Demonstration Reactor	S. YANAGIHARA 他	Proc. of Institution of Mechanical Engineers, 215 (1988).
22	Demolition Technique for Reactor Biological Shield Concrete using Diamond Sawing and Coring	S. YANAGIHARA 他	Proc. of 2nd Int. RELIM Symp. on Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, Vol. 1, 473 (1988).
23	Characterization and Treatment of the Concrete Dust for Reactor Biological Shield Concrete Dismantlement	M. YOKOTA 他	Proc. of 2nd Int. RELIM Symp. on Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, Vol. 1, 334 (1988).
24	Experimental Study for Realization of Thermic Lance Cutting Method	T. UCHIKOSHI 他	Proc. of 2nd Int. RELIM Symp. on Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, Vol. 1, 207 (1988).
25	Dismantling Technique for Reactor Biological Shield -Abrasive Water jet	M. YOKOTA 他	Proc. of 2nd Int. RELIM Symp. on Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, Vol. 1, 197 (1988).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
26	Abrasive Water Jet Method for Cutting Reinforced Concrete Structures	K. KONNO	Proc. of 2nd Int. RELIM Symp. on Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, (1988).
27	Research and Development of Robot for Reactor Dismantlement	M. ISHIKAWA 他	Proc. of 5th Int. Symp. on Robotics in Construction, Vol. 1, 85 (1988).
28	Remotely Controlled Machine for Biological Shield Concrete Dismantlement	H. NAKAMURA 他	Proc. of 5th Int. Symp. on Robotics in Construction, Vol. 2, 571 (1988).
29	Demolition Technique for Reactor Biological Shield Concrete using Diamond Sawing and Coring	S. YANAGIHARA 他	Proc. of 2nd Int. RILEM Symp. Vol. 2, 473 (1988).
30	Application of water jet to dismantlement of reactor biological shield	Y. SEIKI	Proc. of 9th Int. Symp. on Jet Cutting Technology, 289 (1988).
31	Mock-up test of remote control machine for the JPDR biological shield concrete dismantlement	M. YOKOTA 他	Proc. of 6th Int. Symp. on Robotics in Construction Vol. 1, 277 (1989).
32	Dismantling System of Biological Shield by Cutting Machine	M. YOKOTA 他	Proc. of 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 2, 97 (1989).
33	Cutting Technique and System for Biological Shield	H. NAKAMURA 他	Nucl Technol., 86, (2), 168 (1989).
34	Advanced in the Water Jet Cutting Technology for Nuclear Reactor Decommissioning in JAERI	M. YOKOTA	Proc. of 2nd Pacific RIM Int. Conf. on Water Jet Cutting, (1990).
35	Slow Demolition of Thick Wall using Hydrostatic Tube - Example of Dismantling Structures in Radioactive Facilities	Y. SHIRAISHI 他	Proc. of 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 2, 103 (1991).
1.7 解体遠隔操作技術			
1	遠隔操作実験装置	篠原 慶邦 他	日本ロボット学会誌, 2, (3), 252 (1984).
2	原研の原子炉解体技術開発(4) 遠隔操作技術	江頭 忠彦 他	原子力工業, 32, (8), 74 (1986).
3	原子炉解体作業用遠隔ロボット・マニピュレータの開発	篠原 慶邦 他	日本ロボット学会誌, 9, (3), 323 (1991).
4	Experimental Remote Handling Systems	Y. SINOHARA 他	米国原子力学会主催「悪環境下におけるロボット技術及び遠隔操作技術, (1984).
5	Dismantling of JPDR Internals using Underwater Plasma Arc Cutting Technique Operated by Robotic Manipulator	S. YANAGIHARA	J. Nucl. Sci. Technol., 25, (11), 891 (1988).
6	Development of Telerobotic Systems for Reactor Decommissioning (1) Prototype Light-Duty System	Y. SINOHARA 他	J. Nucl. Sci. Technol., 28, (6), 547 (1989).
7	Development of Multi-Functional Telerobotic Systems for Reactor Dismantlement	Y. FUJII 他	J. Nucl. Sci. Technol., 29, (9), 930 (1992).
1.8 放射線管理技術			
1	原研の原子炉解体技術開発(5) 放射線管理技術	池沢 芳夫 他	原子力工業, 32, (9), 70 (1986).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁発表年
2	コンクリート廃材等区分管理用測定装置と性能	間邊 敏 他	J A E R I - M, 90-069 (1989).
3	J P D R 解体の現状	中村 力 他	保健物理, 25, (3), (1990).
4	原子炉解体とエアロゾル	池沢 芳夫	エアロゾル研究, 5, (3) (1990).
5	Radiation Control Technology Applicable to the JPDR Decommissioning	Y. IKEZAWA 他	Proc. of 1987 Int. Decommissioning Symp., (1987).
6	Low-Level Radioactivity Measurement Methods for Reuse or Recycling	I. MANABE 他	Proc. of Workshop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria, (1989).
7	Characterization of Aerosols from Dismantling Work of Experimental Nuclear Power Reactor Decommissioning	J. ONODERA 他	J. Aerosol Sci., 22, 747 (1991).
8	Radiation Control Experience during JPDR Decommissioning	J. ONODERA 他	Proc. of 8th Int. Congress of the Int. Radiation Protection Association, Vol. 2, 1412 (1992).
9	Characteristic of Generated Aerosol and Estimation of Air Contamination in Decommissioning of the JPDR	I. MANABE 他	Proc. of 9th Int. Congress of the Int. Radiation Protection Association, (1996).
1.9 解体廃棄物の処理・保管・処分技術			
1	原研の原子炉解体技術開発(5) 解体廃棄物処理処分技術	沼宮内 弼雄 他	原子力工業, 32, (9), 74 (1986).
2	原子力発電所の廃炉処理・処分の技術開発	星 篤雄	電気情報, 385, 53 (1989).
3	J P D R 解体廃棄物の管理	仲田 進	デコミッショニング技報, 4, 51 (1991).
4	Management of Waste from the JPDR Decommissioning	T. HOSHI 他	Proc. of 1987 Int. Decommissioning Symp., (1987).
2. 解体実地試験			
1	ワイド特集「J P D R 解体実地試験の現状」	富井 格三 他	原子力工業, 37, (2), 14 (1991).
2	J P D R 放射線遮蔽体の機械的切断工法による解体	打越 忠昭 他	F A P I G, 129, 11 (1991).
3	アークソー切断装置による原子炉圧力容器の解体	打越 忠昭 他	火力原子力発電, 43, (11), 53 (1992).
4	J P D R 放射線遮蔽体コンクリート構造物の解体	横田 光雄 他	デコミッショニング技報, 5, 29 (1992).
5	動力試験炉(J P D R)解体廃棄物の管理の実際	安中 秀雄 他	デコミッショニング技報, 6, 50 (1992).
6	アプレシブジェットによる生体遮蔽体の解体	清木 義弘	第8回研究発表講演会、日本ウォータージェット学会, 36 (1992).
7	原子炉解体における放射線管理	中村 力 他	デコミッショニング技報, 7, 31 (1993).
8	制御爆破による放射線遮蔽コンクリート構造物の解体工法(1)	原田 実 他	デコミッショニング技報, 9, 33 (1993).
9	制御爆破による放射線遮蔽コンクリート構造物の解体工法(2)	原田 実 他	デコミッショニング技報, 10, 33 (1994).
10	J P D R 解体作業時のアークソー切断時に発生するエアロゾルの特性	西園 竜也 他	空気清浄, 31, (2), 64 (1993).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁発表年
11	ここまで来た原発の解体	横田 光雄	プラントエンジニア, 26, 80 (1994)
12	J PDR デコミッショニング -解体実地試験に至る経緯とその概要-	宮坂 靖彦	デコミッショニング技報, 11, 67 (1994).
13	最終段階を迎える原研動力試験炉の 解体実地試験	横田 光雄	エネルギー, 28, 50 (1995).
14	動力試験炉 (J PDR) の解体	宮坂 靖彦	エネルギーレビュー, 15, (9), 11 (1995).
15	特集「J PDR 解体実地試験の概要と成果」	宮坂 靖彦 他	原子力誌, 38, (7), 3 (1996).
16	Decommissioning Material Reuse Research at JAERI	M. ISHIKAWA 他	Proc. of Int. Top. Mtg. Waste Management and Decontamination and Decommissioning, (1986).
17	Present Status of JPDR Decommissioning Program	M. ISHIKAWA 他	Proc. of 1987 Int. Decommissioning Symp., III-18 (1987).
18	Japan Power Demonstration Reactor Decommissioning Program	M. TANAKA 他	Proc. of Int. Conf. on Decommissioning of Major Radioactive Facilities, 25 (1988).
19	Dismantling of JPDR Internals gets Under Way using Plasma Arc Cutting	M. ISHIKAWA 他	Nucl. Eng. Int. 33, 27 (1988).
20	Dismantling Techniques for Reactor Steel Structures	S. YANAGIHARA 他	Nucl. Technol., 86, (2), 148 (1989).
21	Decommissioning Program of Japan Power Demonstration Reactor	T. HOSHI 他	Proc. of 2nd Int. RELIM Symp. on Demolition and Reuse of Concrete and Masonry, (1988).
22	Dismantling of JPDR Reactor Internals	M. YOKOTA 他	Proc. of Remedial Action Programs Annual Meeting, 4 (1988).
23	Estimation of Doses to Workers and the Public in the JPDR Decommissioning	C. NAKAMURA 他	Proc. of Radiation Protection Practice. Vol. 3, 1260 (1988).
24	プラズマアーク切断技術を用いた放射化炉内構 造物の遠隔解体	平賀 富士夫 他	Proc. of 6th Int. Symp. on Robotics in Construction, (1989).
25	Research Program of Decommissioning Material Reuse in JAERI	M. TANAKA 他	Proc. of 1989 Joint Int. Waste Management Conference, Vol. 1, 213 (1989).
26	Advances in the Decommissioning of the JPDR	K. TOMII 他	Decommissioning of Nuclear Installations, EUR 12690 (1989).
27	Dismantling Techniques for Reactor Steel Piping	S. YANAGIHARA 他	Nucl. Technol., 86, (2), 148 (1989).
28	Dismantling of JPDR Reactor Pressure Vessel Began in this Way using Underwater Arc Saw Cutting System	M. YOKOTA 他	Nucl. Eng. Int., 35, (434), 35 (1990).
29	Dismantling Experience of JPDR Reactor Steel Structure	M. YOKOTA 他	Proc. of 1991 Joint Int. Waste Management Conf., Vol. 1, 189 (1991).
30	Decontamination and Melting Test for Metal Wastes in JPDR Decommissioning Project; -Toward Recycling of LLW-	K. FUJIKI	Proc. of Waste Management '91, (1991).
31	Underwater Cutting of JPDR Reactor Pressure Vessel and Core Internals	M. TACHIBANA	Proc. of 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 2, 81 (1991).
32	Study on Technology of Reactor Dismantling by Abrasive Water Jet Cutting System	M. HARADA 他	Proc. of 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 2, 93 (1991).
33	Status and Safety on Decommissioning of the JPDR	T. HOSHI 他	Proc. of 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 2, 1 (1991).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
34	The Japan Power Demonstration Reactor Decommissioning Program	M. YOKOTA	Proc. of 8th Pacific Basin Nucl. Conf., (1992).
35	Demonstration Reactor Decommissioning Experience of the Japan Power Demonstration Reactor	T. HOSHI 他	Proc. of Nuclear DECOM'92, 157 (1992).
36	Radiation Control Experience during JPDR Decommissioning	J. ONODERA	Proc. of International Radiation Protection Association, (1992).
37	Radiation Protection on the Decommissioning of JPDR	C. NAKAMURA 他	Proc. of Int. Conf. on Variation Effects and Protection, (1992).
38	Techniques and Experiences in Decommissioning of Japan Power Demonstration Reactor	K. FUJIKI 他	Proc. of Int. Conf. on Dismantling of Nuclear Facilities POLICIES-TECHNIQUES, 219 (1993).
39	Current Studies on the Decommissioning Materials Recycling at Japan Atomic Energy Research Institute	K. FUJIKI 他	Proc. of 1993 Int. Conf. on Nuclear Waste Management & Environmental Remediation, Vol. 1, (1993).
40	The Progress of the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling the Biological Shield Concrete by Controlled Blasting	K. KOZAWA 他	Proc. of 2nd ASME/JSME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 2, 821 (1993).
41	Radiation Control Experience During the Decommissioning	C. NAKAMURA 他	Proc. of Int. Symp. Strahleschutz, (1993).
42	Decontamination on Concrete Surfaces in Decommissioning of the Japan Power Demonstration Reactor	M. TACHIBANA 他	Proc. of 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 4, 1811 (1995).
43	Process of the Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) Dismantling Activities -Dismantling of the Biological Shield-	K. KOZAWA 他	Proc. of 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 4, 1707 (1995).
44	Nuclear Reactor Decommissioning	M. YOKOTA	日本ロボット学会誌, 3, (4), 474 (1995).
45	Dismantling of the Japan Power Demonstration Reactor Biological Shield by Controlled Blasting	K. KOZAWA	Proc. of Waste Management '95, (1995).
3. その他			
1	原子炉施設のデコミッションングの状況	鳥飼 欣一 他	原子力工業, 22, (4), 9 (1976).
2	軽水炉のデコミッションング	鳥飼 欣一 他	原子力工業, 22, (4), 29 (1976).
3	原子炉のデコミッションング	篠原 慶邦	計測と制御, 20, (1), 157 (1981).
4	原子炉のデコミッションングと技術開発(1) 序論	鳥飼 欣一	原子力工業, 31, (2), 71 (1985).
5	原子炉廃止措置技術	天羽 健三 他	東芝レビュー, 41, (1), (1986).
6	原子炉解体用遠隔操作技術の開発	篠原 慶邦	RANDEC ニュース, 6, 2 (1990).
7	核燃料施設等デコミッションング調査団報告	江連 秀夫	RANDEC ニュース, 4, 5 (1990).
8	西独グンドレミンゲン原子力発電炉の解体	石川 広範	RANDEC ニュース, 6, 7 (1990).
9	カナダにおける原子炉施設のデコミッションング	横田 光雄 他	RANDEC ニュース, 7, 9 (1991).
10	第8回OECD/NEA デコミッションング連絡委員会の概況	富井 格三	RANDEC ニュース, 7, 7 (1991).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
11	SHIPPINGポートのデコミッショニングにおける解体工数と解体費用	石川 広範	RANDEC ニュース, 8, 9 (1991).
12	ユーロケミック再処理施設のデコミッショニング	石川 広範	RANDEC ニュース, 10, 6 (1991).
13	IAEAの「原子力施設の除染及びデコミッショニング」に関する協力研究計画 (PHASE-II)	星 蒿雄	RANDEC ニュース, 11, 7 (1991).
14	原子炉施設解体における切断技術	石川 広範	RANDEC ニュース, 11, 9 (1991).
15	SHIPPINGポート原子力発電所の解体	石川 広範 他	デコミッショニング技報, 4, 2 (1991).
16	BR-3原子力発電炉の解体	石川 広範	RANDEC ニュース, 12, 3 (1992).
17	デコミッショニングと廃棄物対策	横田 光雄	RANDEC ニュース, 13, 1 (1992).
18	ネーダライヒバハ原子力発電炉の解体	石川 広範	RANDEC ニュース, 13, 5 (1992).
19	カナダにおける放射性廃棄物の処分	石川 広範	RANDEC ニュース, 14, 3 (1992).
20	デコミッショニング技術の現状と課題	小松 純治 他	原子力誌, 33, (5), 4 (1992).
21	再処理施設解体技術開発の現状-再処理特別研究棟の解体計画について	三森 武男 他	デコミッショニング技報, 6, 61 (1992).
22	放射性金属の熔融基礎試験	中村 寿 他	デコミッショニング技報, 9, 41 (1993).
23	IAEAにおけるデコミッショニング活動に関連して -解体廃棄物の再利用と規制除外レベル-	下岡 謙司	デコミッショニング技報, 8, 2 (1993).
24	IAEAのデコミッショニング部門に滞在して	下岡 謙司	RANDEC ニュース, 17, 4 (1993).
25	欧州における放射性廃棄物処理処分の概況	石川 広範	RANDEC ニュース, 16, 8 (1993).
26	OECD/NEA原子力施設デコミッショニング協定の概要 -参加プロジェクトと最近の活動-	柳原 敏	RANDEC ニュース, 20, 2 (1994).
27	グンドレミンゲンKRB-A (独)の解体 (その1)	石川 広範	RANDEC ニュース, 24, 4 (1995).
28	グンドレミンゲンKRB-A (独)の解体 (その2)	石川 広範	RANDEC ニュース, 25, 2 (1995).
29	ICEM'95 国際会議からの報告	横田 光雄	RANDEC ニュース, 27, 8 (1995).
30	EBWR放射化建造物の解体	石川 広範	RANDEC ニュース, 27, 6 (1995).
31	ウインズスケール改良型ガス冷却炉 (WAGR)の解体	石川 広範	デコミッショニング技報, 12, 32 (1995).
32	欧米諸国における除染・デコミッショニング活動の現状	柳原 敏	デコミッショニング技報, 11, 2 (1994).
33	核燃料サイクル研究施設のデコミッショニングについて	鈴木 正啓	エネルギーレビュー, 15, (9), 16 (1995).
34	原研再処理特別研究棟の解体計画	三森 武男	デコミッショニング技報, 12, 49 (1995).
35	デコミッショニング技術の高度化	宮尾 英彦	エネルギーレビュー, 15, (9), 20 (1995).
36	解体廃棄物対策 再利用・リサイクルを考える	宮坂 靖彦	エネルギーレビュー, 15, (9), 24 (1995).
37	原子炉施設のデコミッショニングの展望	松元 章	エネルギーレビュー, 15, (9), 6 (1995).
38	Residence Time of Crud on Surfaces of Channel Box in JPDR	T. HOSHI 他	J. Nucl. Sci. Technol., 24, 297 (1987).
39	Study on Technology of Reactor Dismantling by Abrasive Water Jet Cutting System	M. HARADA 他	Proc. of 1ST JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, (1989).
40	A Research Program on the Recycling of Decommissioning Materials at JAERI	M. TANAKA 他	Proc. of Workshop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria, 257 (1989).

NO	論文題名	発表者	発表誌等の名称・巻・頁・発表年
41	Development Programs on Decommissioning Technology for Reactors and Fuel Cycle Facilities in Japan	K. FUJIKI	Proc. of Int. Seminar on Decommissioning Policies, (1991).
42	Development of TRU Sludge Vitrification Process using Microwave Heating	T. MIWORI 他	Proc. of Waste Management '93, Vol. 1 917 (1993).
43	The Decommissioning Program of JAERI's Reprocessing Test Facility	T. UCHIKOSHI 他	Proc. of EPA/JAERI Workshop on Redidual Radioactivity and Recycling Criteria, (1994).
44	The Decommissioning Program of JAERI's Reprocessing Test Facility	T. MIWORI 他	Proc. of Int. Symp. on Decontamination and Decommissioning, (1994).
45	Study of Pultonium Adsorptin by the Fibrous Adsorbent	T. MIWORI 他	Proc. of Waste Management '94, Vol. 1 669 (1994).
46	Reduction of Worker's Exposre and Dose Allocation	J. ONODERA	Proc. of Int. Conf. "Radiation and Society : Comprehending Radiation Risk", (1994).
47	The Development of Remote Dismantling and Removal of Large Components in Reprocessing Plant	Y. ISHIBASHI 他	Proc. of 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 4, 1803 (1995).
48	Computer Aided Decommissioning Engineering System with 3D-CAD for JAERI's Reprocessing Test Facility	K. TANAKA 他	Proc. of 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 4, 1799 (1995).
49	Treatment Program for Liquid Waste in JAERI's Reprocessing Test Facility	S. OKANE 他	Proc. of 3rd JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, Vol. 4, 1905 (1995).

付録 2

J P D R 解体関連工業所有権一覧表

## J PDR 解体に伴って申請された工業所有権一覧(1/2)

No	区分	名 称	発 明 者 <sup>・1</sup>	出 願 日 号 <sup>・2</sup>	登 録 日 号 <sup>・2</sup>	備 考
1	特 許	放射性クラッドを化学的に溶解 するための汚染除去方法	原研	S61.5.7 特願昭61-104335	H7.4.7 特許第1917862号	
2		放射性クラッドを化学的に溶解 するための汚染除去方法	原研	S62.3.24 特願昭62-069659	H8.1.11 特許第2005239号	
3		回転電極式アーク切断装置	原研 東芝	S62.12.7 特願昭62-307643	H4.3.13 特許第1646066号	切断用ホイールの 厚さを厚くす る方法
4		アークソー切断装置	原研 東芝	S62.12.7 特願昭62-307639	H4.2.18 特許第1639436号	潤滑油によるシ ャフトの冷却方 法
5		アークソー切断装置	原研 東芝	S62.12.7 特願昭62-307640	H4.2.18 特許第1639437号	シールドガスに よるシャフトの 冷却方法
6		アークソー切断装置	原研 東芝	S62.12.7 特願昭62-307641	H4.2.18 特許第1639438号	冷却水によるシ ャフトの冷却方 法
7		原子炉解体用ロボット	原研 清水建設	S59.8.7 特願昭59-165186	H5.8.13 特許第1778642号	
8		水中構造物放射能定量測定法	原研	S63.4.26 特願昭63-103242	H5.11.12 特許第1798177号	
9		マイクロ波照射法によるコンク リート表面破砕法	原研	H1.5.30 特願平1-136590	_____	
10		原子炉のコンクリート構造物解 体処理方法及びその装置	原研 鹿島建設	H1.5.29 特願平1-132781	H8.1.11 特許第2005266号	水ジェット工法
11		廃炉切断装置用昇降機構	原研 日立	H1.5.30 特願平1-136588	H8.2.26 特許第2012945号	
12		管切断装置	原研 川崎重工	H1.5.29 特願平1-132829	H7.5.12 特許第1928064号	
13		アークソー切断技術による原子 炉圧力容器解体システム	原研	H1.6.16 特願平1-154126	_____	
14		プラズマアーク切断技術による 原子炉炉内構造物解体システム	原研	H1.6.16 特願平1-154124	H8.2.26 特許第2012947号	
15		遠隔操作切断装置の切断位置決 めの方法	原研 日立	H1.6.16 特願平1-154123	_____	
16		爆薬による原子炉圧力容器接続 配管内側切断装置	原研	H1.6.16 特願平1-154125	H7.9.18 特許第1966605号	

## J PDR 解体に伴って申請された工業所有権一覧(2/2)

No	区分	名称	発明者	出願番号	登録日 国内登録番号	備考
17	特許	微粒子研磨材による配管内面と強固に付着している放射性腐食生成物及び放射性汚染物を除去する流動研磨除染法及び装置	原研	H1.5.30 特願平1-137797	H8.10.22 特許第2099100号	
18	実 用 新 案	放射性廃棄物輸送兼貯蔵容器	原研	S62.9.4	H6.1.17	
			三井造船	実願昭62-134585	登録第2000403号	
19		水中構造物放射能測定用位置設定装置	原研	S63.4.26 実願昭63-056072	H5.10.8 登録第1986205号	
20			水中用監視装置	原研	H1.5.30 実願平1-136589	_____
21		曲管切断装置	原研 川崎重工	H1.7.5 実願平1-78770	H8.7.15 登録第2126501号	
22	小口径配管切断装置	原研 川崎重工	H1.7.5 実願平1-78771	H8.5.30 登録第2506501号		

\*1 : 出願者及び特許権者は、全て科学技術庁原子力局長である。  
 \*2 : 登録日の欄が \_\_\_\_\_ のものは現在も申請中であることを示す。