

JAERI-Tech
2003-072



JP0350567



JRR-2の解体 (1)

2003年8月

中野 正弘・有金 賢次・大川 浩・鈴木 武
岸本 克己・照沼 章弘・矢野 政昭・桜庭 直敏・大場 永光

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（〒319-1195 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（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を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, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

J R R - 2 の解体 (1)

日本原子力研究所東海研究所バックエンド技術部

中野 正弘・有金 賢次・大川 浩・鈴木 武
岸本 克己・照沼 章弘・矢野 政昭・桜庭 直敏
大場 永光*

(2003 年 7 月 11 日受理)

J R R - 2 は我が国最初の汎用研究炉として、昭和 35 年 10 月に初臨界を達成以来、原子力の研究・開発に利用されてきたが、原研の「長期事業計画」(平成 8 年 1 月)に基づき平成 8 年 12 月に原子炉を永久停止し、平成 9 年 5 月原子炉の解体届を提出した。解体工事は、平成 9 年度から平成 19 年度までの 11 年間で 4 段階に分けて実施し、第 4 段階で原子体を一括撤去した後残存する原子炉建屋等を有効利用する計画で、平成 9 年 8 月工事を開始した。第 1 段階の原子炉の機能停止措置等は平成 10 年 3 月に、第 2 段階の原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉措置等は平成 12 年 2 月に、第 3 段階前半のトリチウム等の除染試験等は平成 14 年 3 月にそれぞれ計画どおり終了した。現在、平成 15 年度末終了の計画で、第 3 段階後半の原子炉冷却系統施設等の撤去工事を実施している。

本報告は、J R R - 2 の解体の第 1 段階から第 3 段階前半までの解体工事の実施内容、放射性廃棄物発生量及び放射線業務従事者の被ばく等についてまとめたものである。

JRR-2 Decommissioning Activity (1)

Masahiro NAKANO, Kenji ARIGANE, Hiroshi OKAWA, Takeshi SUZUKI,
Katsumi KISHIMOTO, Akihiro TERUNUMA, Masaaki YANO, Naotoshi SAKURABA
and Nagamitsu Oba *

Department of Decommissioning and Waste Management
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 11, 2003)

The Japan Research Reactor No2 (JRR-2) was a 10MW, heavy water moderated and cooled, multi purpose research reactor which used enriched uranium fuel. Since the first criticality in October 1960, JRR-2 had been operated about 36 years for various experiments, such as irradiation of fuel and materials, neutron beam experiment, radioisotope production and Boron Neutron Capture Therapy (BNCT). However, JRR-2 was permanent shutdown in December 1996 based on JAERI's long term plan, and the decommissioning of the JRR-2 was started in August 1997 after submission of the legal application for decommissioning to the Science and Technology Agency (STA).

Decommissioning of the JRR-2 was planned for 11 years from 1997 to 2007 and the program was divided into 4 phases. Decommissioning activity started in August 1997 according to the program that reactor building remained after one piece removal of the reactor at the phase-4 would be used for effective demand. The decommissioning activities of the phase-1 (permanent reactor shutdown), phase-2 (isolation of cooling system and seal of reactor) and the first half of phase-3 (decontamination test of tritium) had already completed as planned in March 1998, February 2000, March 2002, respectively.

The decommissioning activities of the later half of Phase-3 (dismantling of the reactor cooling systems) are carrying out at present with plan during 2002 and 2003 fiscal years.

In this report, the decommissioning activities from the phase-1 to the first half of phase-3, radioactive wastes and exposure dose of workers are described.

Keywords: JRR-2, Heavy Water Reactor, Decommissioning, Legal Application for Decommissioning,
Decommissioning Program and Activity, Radioactive Wastes, Exposure Dose, Tritium

※ Part-time Engagement Staff

目次

1. はじめに	1
2. JRR-2の概要	1
3. JRR-2解体の概要	3
3.1 解体計画	3
3.2 解体届の提出及び規定類の変更	5
4. 解体工事	11
4.1 第1段階の解体工事	11
4.1.1 原子炉の機能停止措置	11
4.1.2 重水の抜き取り及び運搬作業	11
4.1.3 熱遮蔽軽水の抜き取り作業	12
4.1.4 重水保管設備の整備工事	12
4.2 第2段階の解体工事	13
4.2.1 残存放射性物質の試料採取工事	13
4.2.2 原子炉冷却系統施設の系統隔離	13
4.2.3 燃料交換キャスク等の撤去工事	14
4.2.4 重水の搬出	14
4.2.5 実験設備等の撤去工事	14
4.2.6 原子炉本体の密閉措置	14
4.2.7 二次冷却設備等の撤去工事	15
4.2.8 放射線管理施設の一部撤去工事	15
4.3 第3段階前半の解体工事	15
4.3.1 機器類の汚染除去試験	15
4.3.2 非常用電源設備の一部撤去工事	16
4.3.3 放射線管理施設の一部撤去工事	16
4.3.4 気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去工事	16
4.4 解体工事中の進捗状況報告及び確認調査	16
5. 解体工事における放射線管理	56
5.1 作業環境の放射線監視	56
5.2 被ばく管理	56
6. 解体廃棄物の処理、処分	65
6.1 放射性気体廃棄物	65
6.2 放射性液体廃棄物	65
6.3 放射性固体廃棄物	65
7. 廃止措置のための評価・検討	72
7.1 残存放射性物質の評価	72

7. 2 公衆の実効線量評価	74
7. 3 放射線業務従事者の集団実効線量評価	79
8. 残存施設の維持管理	90
9. あとがき	92
謝辞	92
参考文献	92

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of JRR-2	1
3. Outline of JRR-2 Decommissioning	3
3.1 Decommissioning Plan of JRR-2	3
3.2 Submit of Legal Application for Decommissioning and Change of Safety Regulation for Reactor Facilities	5
4. Decommissioning Activity	11
4.1 Decommissioning Activity of Phase-1	11
4.1.1 Permanent Shutdown Activity of Reactor	11
4.1.2 Drain and Transportation of Heavy Water	11
4.1.3 Drain of Thermal Shield Cooling Light Water	12
4.1.4 Heavy Water Storage to Storage Facility	12
4.2 Decommissioning Activity of Phase-2	13
4.2.1 Sampling for Radioactive Inventory Measuremen	13
4.2.2 Isolation of Cooling System	13
4.2.3 Dismantle of Refueling Cask	14
4.2.4 Transportation of Heavy Water	14
4.2.5 Dismantle of Experimental Facility	14
4.2.6 Seal of Reactor Body	14
4.2.7 Dismantle of Secondary Cooling System	15
4.2.8 Remove of a Part of Radiation Monitor	15
4.3 Decommissioning Activity of the First Half of Phase-3	15
4.3.1 Decontamination Test of Tritium	15
4.3.2 Dismantle of a Part of Emergency Power Supply System	16
4.3.3 Removal of Neutron Area Monitor	16
4.3.4 Dismantle of Oil Dumper	16
4.4 Progress Report and Investigation	16
5. Radiation Control During Decommissioning Activity	56
5.1 Radiation Control of Working Are	56
5.2 Exposure Control	56
6. Radioactive Waste	65
6.1 Radioactive Gaseous Waste	65
6.2 Radioactive Liquid Waste	65
6.3 Radioactive Solid Waste	65
7. Evaluation and Consideration for Decommissionin	72
7.1 Evaluation of Radioactive Inventory	72

7.2 Evaluation of Effective Dose for Public	74
7.3 Evaluation of Effective Dose for Radiation Worker	79
8. Maintenance Management of Remained Facilities	90
9. Postscript	92
Acknowledgment	92
References	92

1. はじめに

JRR-2は、中性子ビーム実験、燃料・材料の照射、ラジオアイソトープの生産などを目的にして、我が国で二番目の研究用原子炉として建設され、昭和35年10月1日に臨界となった後、約36年間にわたり原子力開発における広範な分野に利用されてきた。JRR-2は、平成8年12月19日原研の「長期事業計画」(平成8年1月)に基づき永久停止した後、平成9年5月9日原子炉の解体届を提出し解体工事を開始した。解体工事は、平成10年3月に第1段階の解体工事(原子炉の機能停止措置等)を、平成12年2月に第2段階の解体工事(原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉等)を、平成14年3月に第3段階前半の解体工事(トリチウムの除染試験等)を計画どおり終了し、引き続き平成14年6月から第3段階後半の解体工事(原子炉冷却系統施設の機器類撤去等)を実施している。

本報告では、第2章でJRR-2の概要を、第3章でJRR-2の解体計画を始めとする解体の概要を、第4章で第1段階から第3段階前半までの解体工事の実施内容及び経過を、第5章で解体工事における放射線管理を、第6章で解体廃棄物の処理、処分を、第7章で廃止措置のための評価・検討を、第8章で残存施設の維持管理について、それぞれ文部科学省に提出した解体届、工事方法等明細書及び解体進捗状況報告等を参考に報告する。

2. JRR-2の概要

JRR-2は、最高出力10 MWの濃縮ウラン燃料を使用した重水減速・冷却の非均質型原子炉で、米国のCP-5型原子炉が原型炉である。Fig.2.1にJRR-2の概念図を示す。JRR-2は、昭和35年10月1日に臨界となり、以来約36年間にわたり原子炉用燃料・材料の照射試験、RIの生産、中性子ビームを利用した中性子回折実験等原子力の研究・開発の広範な分野に利用されてきた。また、平成2年からは医療照射(BNCT)にも利用されてきた。しかし、JRR-3の改造の完了により、ビーム実験等多くの利用がJRR-3に移行したこと、また、BNCTについては改造後のJRR-4に移行できることなどにより、JRR-2が担ってきた使命が達成されたこと及び燃料を全て使い切ることから、平成8年12月19日、原研の「長期事業計画」に基づき永久停止された。引き続きJRR-2の解体計画に基づき、平成9年5月9日原子炉の解体届を提出し、平成9年8月25日解体工事を開始した。永久停止までの積算運転時間は約81,300時間、また積算運転出力は約726,500 MWHであった。

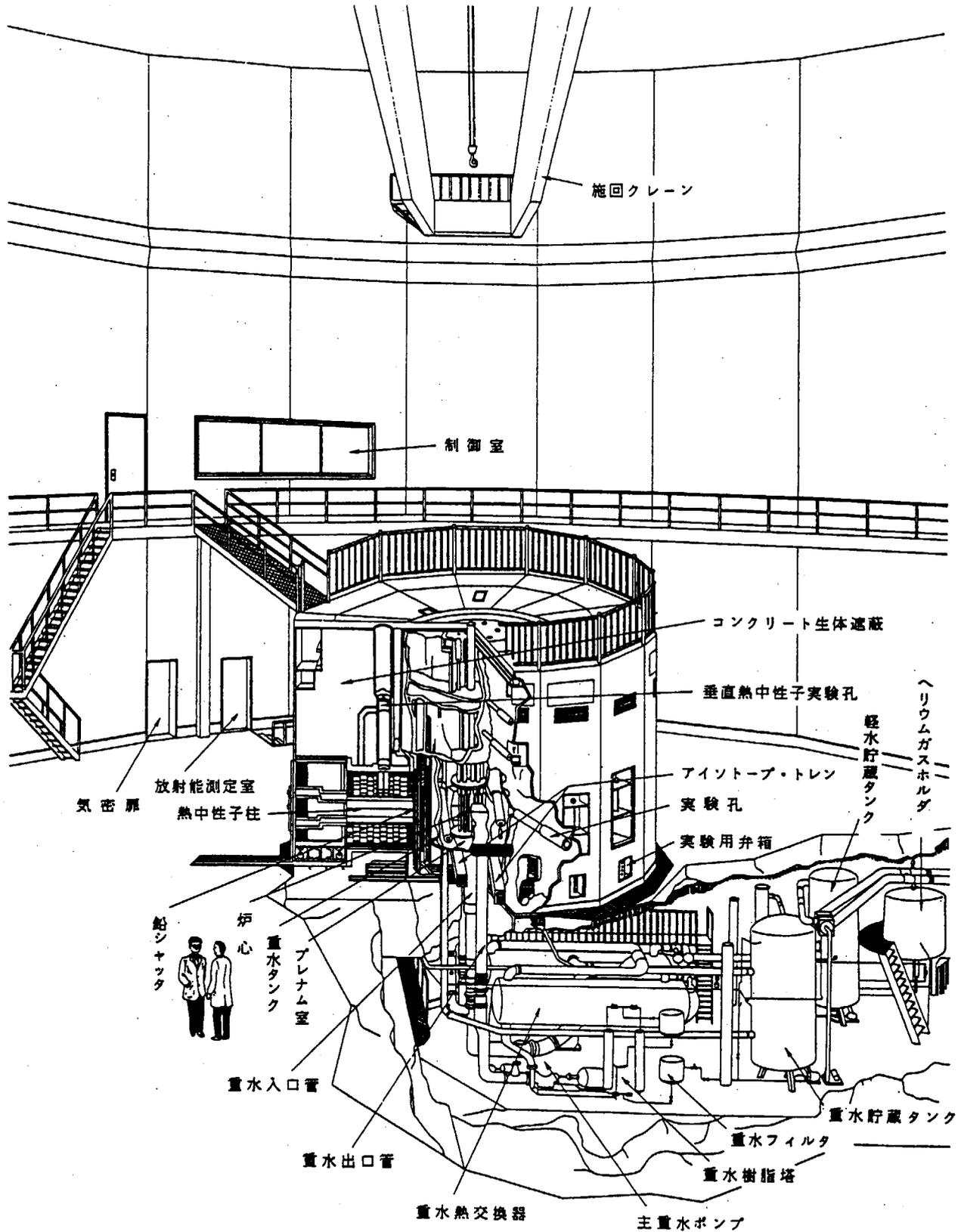


Fig.2.1 Conceptual Figure of JRR-2

3. JRR-2 解体の概要

JRR-2の解体は、東海研究所に設けられた「JRR-2 廃止措置検討アドホック委員会」の報告を基本とする解体届を提出後、平成9年度から平成19年度の11年間で解体工事を実施することを目標とする。解体工事は全工程を第1段階から第4段階までの4段階に分けて実施することとし、第4段階で原子炉本体を一括撤去後、新たに設置する原子炉の保管施設に保管し、残存する原子炉建屋は他の施設に転用し、有効利用する計画である。Table 3.1に解体工事工程表を、Table 3.2に保管施設工事工程表を、また、Fig. 3.1に解体の概要をそれぞれ示す。

現在までの解体工事は、第1段階（平成9年度）として原子炉の機能停止措置を、第2段階（平成10年度、11年度）として、原子炉冷却系統施設の系統隔離、原子炉本体の密閉、二次冷却設備等の解体撤去及び重水のカナダ搬出を、第3段階前半（平成12年度、13年度）としてトリチウム等の除染試験等を実施してきた。また、平成13年6月には、全ての使用済燃料要素の米国への搬出が完了した。

3.1 解体計画

JRR-2の解体計画は、「JRR-2 廃止措置検討アドホック委員会」（第1回委員会平成8年9月24日、第2回平成8年10月11日、第3回平成9年1月24日、第4回平成9年2月28日、第5回平成9年4月22日開催）の報告を基に、解体届において以下のように定められた。

3.1.1 解体の基本方針

JRR-2の解体は、設置の目的を達成した研究用原子炉の運転停止後の措置として行う。解体に当たっては、「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-」（昭和60年12月19日、原子力安全委員会決定）を参考にしつつ、安全かつ合理的に行うこととする。

このような前提に立脚し、次の基本的考え方に従ってJRR-2原子炉施設を解体する。

1) 解体工事

原子炉施設の解体工事は、4段階に分けて行う。第1段階では、全ての燃料要素が使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料収納ラックに収納されていることから、原子炉の機能停止のため、再度、炉心内の全ての燃料要素が使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料収納ラックに収納されていることを確認した後、全ての制御材駆動装置及び水平軸を取り外す。また、燃料孔及び制御材孔に封印蓋を取り付け、燃料要素の再挿入及び制御材の引き抜きができないよう措置する。さらに、炉心から抜き取った重水の保管を行うため、重水保管設備の整備を行う。第2段階では、原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉措置等を行い、原子炉冷却系統施設等の機器類撤去までの間、適切に維持管理する。以上の措置は、平成9年度から平成11年度までの3年間で実施することを目標とする。次の第3段階の数年間においては、配管、機器の汚染除去試験を行ってトリチウム等の除染・処理技術を確立し、その成果を応用して、原子炉冷却系統施設等の機器類撤去を行う。最終段階の第4段階では、原子炉本体の一括撤去を行い、平成19年度を目標に解体を完了させる。なお、残存する原子

炉建屋等の諸施設は、遮蔽実験及び大型ホット実験等を行うための施設へ転用することを検討しており、転用については、第4段階の工事着手までに明らかにする。

2) 安全の確保

解体工事に当たっては、炉内構造物、配管及び機器の汚染及び放射化放射能（残存放射性物質）並びに重水中のトリチウム濃度を考慮した安全対策を立案し、汚染拡大防止と放射線被ばくの低減に努める。さらに、放射性廃棄物の処理処分、その他解体に必要な設備及び機器の整備、解体中の施設の維持管理を適切に行うとともに、解体工事の実施体制に万全を期し、安全確保の徹底を図る。

3) 放射線被ばくの低減

解体工事に当たっては、ALARAの考え方に基づき放射線業務従事者の被ばくの低減に努める。このため、作業環境の放射線モニタリングを実施するとともに、残存放射性物質の量及び放射性廃棄物の放射能を評価し、作業計画の立案に資する。特に、炉心直下の高線量部における作業及び高線量率の物質を取扱う作業に当たっては、必要に応じて適切な遮蔽体の設置又は遠隔操作等の措置を講ずるなど、あらかじめ作業方法、作業手順等を十分に検討する。また、解体工事期間中の周辺公衆の平常時の実効線量及び解体に伴う事故時の実効線量を評価し、リスクが小さいことを確認する。

4) 汚染拡大の防止

一次冷却設備等の高汚染部の解体工事に当たっては、必要に応じてあらかじめ汚染除去を行ったうえ、汚染拡大防止囲い及び局所排気装置の設置等、汚染の拡大防止のための措置を講じて行う。また、以上のものの運搬に当たっては、所定の容器等に収納するなどの適切な措置を行い、線量当量率及び表面密度に異常の無いことを確認し、行う。

5) 作業の安全対策

設備、機器の解体工事においては、あらかじめ事故の誘引となる人為事象及び自然事象に留意して、労働災害に対する防止対策及び作業計画を立案し、安全確保に必要な措置を行う。重水及び熱遮蔽軽水の抜き取りや運搬・移動に当たっては、漏えい防止対策を講ずるとともに、作業員の立会、漏えい検出器等による監視を行いながら実施する。さらに、重量物及び高放射能を有する機器類の撤去及び廃棄作業においては、十分な能力を有する機材及び遮蔽材並びに収納容器を使用するとともに、必要に応じて訓練又は試行試験を行うなど、安全対策の徹底を図る。

6) 核燃料物質の処分

JRR-2原子炉施設の燃料要素は、米国に再処理のため引渡すこととし、それまでの間は、JRR-2及びJRR-3原子炉施設の核燃料物質の貯蔵施設に保管する。

7) 重水の処分

重水については、一部をJRR-3の重水保管設備で保管する。残りの重水は、JRR-2の重水保管設備で保管した後、第3段階の工事の開始に先立って、カナダの民間会社に譲渡するため、カナダへ搬出する。

なお、重水にはトリチウム等の放射性物質が含まれていることから、取扱いに当たっては、呼吸保護具を着用して内部被ばくを防止するとともに、受皿及び吸収材の設置、漏えい検出器の作動などの措置を行い、十分な安全対策を講じたうえ行う。また、重水の運搬に当たっては、核燃料物質等の工場及び事業所の外における運搬に関する規則に基づき定められた運搬容器を用いるとともに、運搬中の安全対策に万全を期すため、運搬容器を密閉容器に収納し、連絡、見張り等を配置したうえ行う。

8) 放射性廃棄物の処理処分

解体により発生する放射性廃棄物については、できるだけ発生量の低減に努める。

気体廃棄物及び液体廃棄物の処理処分は、原子炉運転中と同様の取り扱いにより行う。放射性固体廃棄物については、放射能レベルに応じて区分するとともに、減容処理等を考慮して適切に保管する。

9) 施設の維持管理

解体中であっても機器ごとに要求される機能を維持することが必要なものは、それを満足するよう管理する。特に、放射性物質の閉じ込め、放射性廃棄物の処理処分、並びに周辺公衆及び放射線業務従事者が受ける線量の抑制又は低減に必要な設備、機器について、必要な期間、所要の性能を維持管理する。

なお、保安のために東海研究所原子炉施設保安規定の変更が必要な場合はこれを行い、解体中のJRR-2原子炉施設の安全確保に万全を期する。

3.2 解体届の提出及び規定類の変更

解体届は計画どおり平成9年5月9日に提出した。解体届においては、解体の基本方針に沿って、全工程を4段階に分け、平成9年度に実施する第1段階で原子炉の機能停止及び冷却材の抜き取り等を、平成10年度及び平成11年度で実施する第2段階で原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉等を、平成12年度から平成15年度の第3段階で原子炉冷却系統施設等の機器類撤去を、平成16年度から平成19年度の第4段階で原子炉本体の撤去等を行なうこととした。さらに核燃料物質等の処分の方法を記載し、添付書類として、解体の方法及び工事工程、残存放射性物質及び放射性廃棄物の推定、放射性廃棄物の処理処分の概要並びに安全性に関する説明書を添付した。

解体届の原子力安全委員会への報告後、平成9年7月23日付けでJRR-2の解体に係る原子力安全局長の通達(「日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の解体について」)が出され(平成13年11月15日、文科省原子力安全課長通知に変更)、それにより、工事方法等明細書、工事工程明細表及び解体進捗状況報告の提出が指示された。

指示に則り、平成9年8月5日付けで「日本原子力研究所東海研究所JRR-2原子炉施設の第1段階の解体工事に係る工事方法等明細書」及び「工事工程明細表（平成9年度）」を提出し、第1段階の解体工事を平成9年8月25日に開始した。以後解体届の記載に則り、第2段階及び第3段階の解体工事開始前に工事の詳細について記載するため、解体届の変更届及び工事方法等明細書を提出し工事を実施してきた。また、地元に対しては、茨城県原子力安全協定に基づき、解体届の変更に係る連絡書（原子力施設廃止連絡書）を提出した。以下に解体届の変更届及び茨城県原子力安全協定に基づく連絡書の提出履歴並びに解体工事の経緯を示す。

平成9年5月9日	解体届の提出（9原研05第78号）
平成9年5月9日	原子力施設廃止連絡書提出
平成9年7月23日	科技庁原子力安全局長通達（9安局（原規）第43号）
平成9年8月25日	第1段階の解体工事開始
平成10年3月30日	第1段階の解体工事終了
平成10年9月17日	変更届（第2段階の工事の詳細に係る変更）（10原研05第128号）
平成10年9月17日	原子力施設廃止（変更）連絡書提出
平成10年11月10日	第2段階の解体工事開始
平成11年8月24日	原子力施設廃止（変更）連絡書提出
平成11年8月30日	変更届（重水の搬出先の変更）（11原研05第116号）
平成12年2月25日	第2段階の解体工事の終了
平成12年7月19日	変更届（第3段階前半の工事の詳細に係る変更）（12原研05第128号）
平成12年7月19日	原子力施設廃止（変更）連絡書提出
平成13年6月21日	使用済燃料要素の米国への搬出終了
平成12年8月9日	第3段階前半の解体工事開始
平成13年11月15日	文科省原子力安全課長通知（13文科科第457号）
平成14年3月29日	第3段階前半の解体工事終了
平成14年5月17日	変更届（第3段階後半の工事の詳細に係る変更）（14原研05第79号）
平成14年5月17日	原子力施設廃止（変更）連絡書提出

また、Table 3.3に工事方法等明細書の提出履歴を示す。

規定類の変更では、解体工事に向けての原子炉保安規定の変更申請は平成9年6月24日に行い、平成9年7月29日付けで認可された。これを受け平成9年8月20日に「JRR-2本体施設管理手引（運転手引きから名称変更）」の変更を行った。以後、解体の進捗に併せ適宜変更を行ってきた。Table 3.4に保安規定変更履歴を、Table 3.5にJRR-2本体施設管理手引きの変更履歴をそれぞれ示す。

なお、平成9年4月3日付けで核燃料物質使用施設の使用の変更許可を受け、核燃料物質使用施設等保安規定の変更が平成9年5月21日付けで認可されたことにより、JRR-2における核燃料物質の使用が廃止された。

Table 3.1 JRR-2 Decommissioning Schedule

項目		I. 期 (年度)		9	10	11	12	13	14	15	16~19	
				第1段階		第2段階		第3段階		第4段階		
燃料体		再処理のため引き渡しまで保管										
冷却材	重水	抜取り、一部をJRR-3へ搬出 残りを重水保管設備に保管 カナダへ搬出										
	熱遮蔽軽水	抜取り										
使用済燃料貯蔵プール水		抜取り										
重水ポンプ室等関係	設備・機器 (一次冷却設備 二次冷却設備 非常用冷却設備 放射性廃棄物の廃棄施設等)	機器類の一部取外し及び重水保管設備の整備 機器類の放射線物質の測定(試料採取) 機器類の一部取外し 機器類の汚染除去試験 系統隔離 撤去										
	重水ポンプ室等 (重水ポンプ室 排風機室 集水ピット室)	解体着手 コンクリート等の放射線物質の測定(試料採取)										
原子炉建屋等関係	設備・機器 (原子炉本体を含む) (核燃料物質取扱設備 核燃料物質貯蔵設備 計測制御系統施設 放射線管理施設 放射性廃棄物の廃棄施設等)	制御材駆動装置の取外し及び燃料孔、制御材孔の封印蓋の取付け コンクリート中の放射線物質の測定(試料採取) 放射線管理施設、気体廃棄物廃棄設備の一部撤去 燃料交換キック等の撤去 原子炉本体密閉 使用済燃料プールの機器類撤去 計測制御系統施設の撤去 未使用燃料収納ラックの撤去										
	原子炉建屋、燃料貯蔵庫	放射線管理施設、放射性廃棄物廃棄施設等の転用措置 コンクリート中の放射線物質の測定(試料採取) 壁の一部 復旧 原子炉建屋、燃料貯蔵庫の転用措置										
その他の建家等関係	設備・機器 (二次冷却設備 放射性廃棄物の廃棄施設 非常用電源設備 放射線管理施設等)	放射線管理施設の一部撤去 非常用電源設備の一部撤去 非常用電源設備の転用措置										
	付属建家 (二次冷却設備(冷却塔及びポンプ室)、高架水槽及びポンプ室、水槽、非常用室、一般居室建家、実験準備室建家、付属倉庫)	二次冷却設備、高架水槽及びポンプ室、水槽、非常用室撤去 その他の建家等の転用措置										
その他	設備・機器	実験設備等の撤去 その他の付属設備の転用措置										

Table 3.2 Construction Schedule of Reactor Storage Facility

項目		I. 期 (年度)		9	10	11	12	13	14	15	16~19
放射性廃棄物の保管施設	保管施設										設置

Table 3.3 Submit of Dismantling Plan

提出日、提出番号	工事方法等明細書名	解体工事名	所内審査
平成 9年 8月 5日 9 原研 19 第 11 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 1 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書	熱遮蔽軽水の抜取り作業 重水の抜取り及び運搬作業 重水保管設備の整備工事 駆動装置及び水平軸の取外し作業	部内安全審査 穢 9.6.19 原子炉運転委員会 穢 9.7.17
平成10年10月21日 10 原研 19 第 44 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 2 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書 (その 1)	汚染放射性物質の試料採取 原子炉冷却系統施設の系統隔離 放射化放射性物質の試料採取 燃料交換キャスク等の撤去工事	部内安全審査 穢 10.8.19 原子炉運転委員会 穢 10.8.28
平成11年 3月25日 11 原研 19 第 19 号	同上の変更	原子炉冷却系統施設の系統隔離 の一部変更	部内安全審査 原子炉運転委員会
平成11年 5月28日 11 原研 19 第 24 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 2 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書 (その 2)	原子炉本体の密閉措置 放射線管理施設の一時撤去工事 (照射空気モニタの撤去) 放射線管理施設の一部撤去工事 (排水貯槽水モニタの撤去) 二次冷却設備等の撤去工事 実験設備等の撤去工事	部内安全審査 穢 11.4.20 原子炉運転委員会 穢 11.4.23
平成11年 9月21日 11 原研 19 第 39 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 2 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書 (その 3)	重水の搬出	部内安全審査 穢 11.8.11 原子炉運転委員会 穢 11.8.26
平成12年 8月 9日 12 原研 20 第 29 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 3 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書 (その 1)	機器類の汚染除去試験 I 放射線管理施設の一部撤去工事 非常用電源設備の一部撤去工事	部内安全審査 穢 12.6.19 原子炉運転委員会 穢 12.6.26
平成13年 5月14日 13 原研 20 第 12 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 3 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書 (その 2)	気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去 工事 (オイルダンパの撤去)	部内安全審査 穢 13.3.14 原子炉運転委員会 穢 13.3.22
平成13年 8月30日 13 原研 20 第 17 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 3 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書 (その 3)	機器類の汚染除去試験 II	部内安全審査 穢 13.7.13 原子炉運転委員会 穢 13.7.27
平成14年 5月24日 14 原研 20 第 11 号	J R R - 2 原子炉施設の 第 3 段階の解体工事に係 る工事方法等明細書 (その 4)	使用済燃料貯蔵プール水の抜取り 及び機器類撤去工事 原子炉冷却系統施設等の機器類撤 去工事 未使用燃料収納ラックの撤去工事 放射線管理施設の一部撤去工事 (スタックガスモニタの撤去)	部内安全審査 穢 14.3.14 原子炉運転委員会 穢 14.3.19

Table 3.4 Change of Safety Regulation of JRR-2

変更年月日 (認可日)	主な変更内容
①平成9年7月29日	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉運転に係る項目削除、解体開始 ・組織名変更 (JRR-2管理課→JRR-2解体計画課) ・解体の進捗 (第1段階の工事の終了) ・組織名変更 (施設放射線管理第1課、研究炉技術管理課) ・組織名変更 (研究炉部→バックエンド技術部) ・JRR-2解体計画課→原子炉解体技術課 ・SI単位の変更
②平成10年4月2日	
③平成10年10月9日	
④平成11年3月30日	
⑤平成12年3月31日	
⑥平成12年6月28日	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定遵守状況調査の指摘 ・解体の進捗 (第2段階解体工事の終了) を反映 ・全般的見直し ・特定施設の運転管理の追加、燃料要素の管理の削除 ・JRR-2の管理区域の明確化
⑦平成12年11月30日	
⑧平成13年9月10日	
⑨平成14年3月28日	

Table 3.5 Change of Management Guide of JRR-2

変更年月日	主な変更内容
①平成9年8月20日	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉運転に係る項目削除 ・組織名変更 (JRR-2管理課→JRR-2解体計画課) ・解体の進捗 (第1段階解体工事の終了) ・組織名変更 ・地震対応の変更 ・SI単位の変更、保安規定遵守状況調査の指摘 ・組織名変更 (研究炉部→バックエンド技術部、JRR-2解体計画課→原子炉解体技術課)
②平成10年4月9日	
③平成11年1月1日	
④平成11年4月1日	
⑤平成11年8月25日	
⑥平成12年3月28日	
⑦平成12年4月1日	
⑧平成12年6月26日	<ul style="list-style-type: none"> ・解体の進捗 (第2段階解体工事の終了) を反映 ・全般的見直し ・燃料要素の管理の削除 ・鍵管理記録、点検表類の変更
⑨平成12年11月30日	
⑩平成13年9月10日	

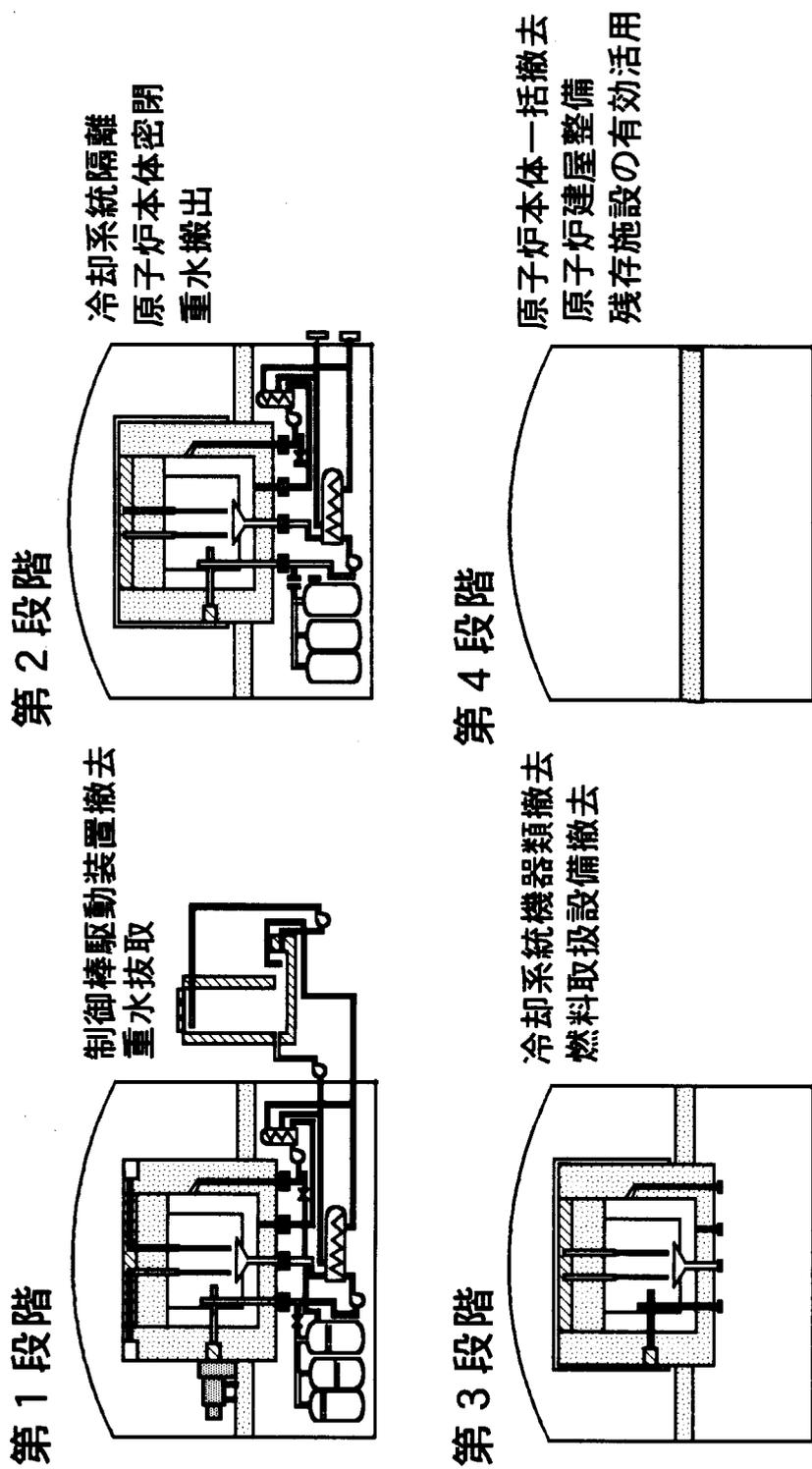


Fig3.1 Decommissioning Program of JRR-2

4. 解体工事

平成9年8月21日に第1段階の解体工事（原子炉機能停止措置等）を開始し、以後、第2段階の解体工事として平成10年度には原子炉冷却系統施設の系統隔離等を、平成11年度には原子炉本体の密閉措置等を、平成12年度から第3段階の解体工事として機器類の汚染除去試験Ⅰ等を、平成13年度には機器類の汚染除去試験Ⅱ等をトラブルもなく計画どおり実施した。解体工事の実績をTable 4.1に示す。

解体工事中の安全対策については、解体届及び工事方法等明細書に従い、火災・爆発防止、停電対策等の一般安全対策及びそれぞれの解体工事固有の安全対策を講じ安全に解体工事を実施してきた。特にトリチウムで高度に汚染した重水系機器類の取り扱いに当たっては、汚染拡大防止囲いの設置、送風マスクの着用等により内部被ばくの防止に努めた。その結果、トリチウム等による内部被ばくは発生しなかった。

なお、JRR-2原子炉運転停止後、使用済燃料要素は貯蔵施設であるJRR-2使用済燃料貯蔵プール及びJRR-3使用済燃料貯蔵プールから、輸送容器に収納し順次米国へ搬出し、平成13年6月21日、JRR-3使用済燃料貯蔵プールに保管中であった最後の使用済燃料要素6体を米国へ搬出した。これにより、JRR-2原子炉施設の使用済燃料要素は全て搬出された。

4.1 第1段階の解体工事

第1段階の解体工事として、原子炉の機能停止措置、重水の抜き取り及び運搬作業、熱遮蔽軽水の抜き取り及び重水保管設備の整備工事を行った。

4.1.1 原子炉の機能停止措置（工事期間：平成9年8月25日～8月27日）

炉心燃料の抜き取りは平成9年1月に終了しており、追加の原子炉機能停止措置として、制御材駆動装置（6式）及び水平軸（6式）を撤去した。制御材駆動装置及び水平軸の撤去後、燃料要素の再装荷及び制御材の引き抜きができないように、炉心上面の燃料孔及び制御材孔に封印蓋を設置し施錠した。Fig. 4.1に制御材駆動機構概念図を、Fig. 4.2に封印蓋の取付状況をそれぞれ示す。

4.1.2 重水の抜き取り及び運搬作業（工事期間：平成9年12月1日～12月26日）

重水の抜き取り及び抜き取った重水の一部のJRR-3への運搬作業を実施した。一次冷却材及び減速材として使われていた重水の総量は、炉心タンクに約 3 m^3 、重水系内に約 6 m^3 、非常用冷却設備内に約 6 m^3 の合計約 15 m^3 であり、このうち炉心タンク及び一次冷却系内から抜き取った約 5 m^3 をJRR-3重水保管設備に運搬し保管した。残りの約 10 m^3 は、重水貯蔵タンク（DT-1）及び非常用重水貯蔵タンク（ET-1）に一時抜き取り、4.1.4で述べる重水保管設備の整備工事で整備した同貯蔵タンクに保管した。Fig.4.3に重水の抜き取り及び運搬作業手順を、Fig.4.4に重水運搬容器の重水ポンプ室からの搬出状況をそれぞれ示す。

4.1.3 熱遮蔽軽水の抜取り作業（工事期間：平成9年12月1日～平成10年1月22日）

熱遮蔽系の冷却材として使用していた約9 m³ の熱遮蔽軽水を系内から抜き取った。

抜き取りに当たっては既設の軽水フィルタ及び軽水樹脂塔でろ過・精製した後、廃棄液用タンクに移送した。廃棄液用タンクに移送した軽水は、廃液運搬車により放射性廃棄物処理場に運搬し処理した。

4.1.4 重水保管設備の整備工事（工事期間：平成9年11月4日～平成10年3月30日）

JRR-2で重水約10 m³ を安全に保管・管理するため、既設の重水貯蔵タンク（DT-1）、軽水貯蔵タンク（PT-1）及び非常用重水貯蔵タンク（ET-1）を原子炉冷却系から切り離し、重水保管設備として整備した。Fig.4.5 に重水保管設備の配置図を、Fig.4.6 に重水保管設備整備概念図をそれぞれ示す。

(1) 配管及び機器類の撤去

重水保管設備の整備のため、各タンクに接続している不要な配管・機器類及び新設配管敷設に支障をきたす配管機器類を撤去した。このうち重水系の配管・機器類はトリチウム汚染があるため密封内容器付きのドラム缶に収納した。Fig.4.7、Fig.4.8 に機器類撤去作業状況を示す。

(2) 既設タンクの健全性の確認

既設タンクが重水保管設備としての健全性を有していることを確認するため、以下に示す試験・検査・評価を実施した。その結果、各タンクともそれぞれの検査基準を満足しており、重水保管設備として十分使用できるものと判断された。Fig.4.9 に重水貯蔵タンク健全性確認試験状況を示す。

検査項目 \ 対象機器	DT-1	PT-1	ET-1
耐震評価	—	○	—
外観検査	○	○	○
浸透探傷試験（溶接部）	○	○	—
板厚測定	○	○	—
耐圧漏洩試験	○	○	—
ヘリウム漏洩試験	○	○	○
材料試験	○	○	—

—：昭和62年の設置時に評価済み

(3) 配管・機器類の更新

熱遮蔽軽水貯蔵タンク（PT-1）と重水貯蔵タンク（DT-1）を接続する配管、エジェクタ、ドレン管等の新設及び重水補助ポンプの更新を行った。これらの作業に当たっては「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令」に準じて設計、製作、据付けを行った。

重水保管設備の整備終了後、JRR-2保有の重水約10 m³ を重水貯蔵タンク（DT-1）及び非常用重水貯蔵タンク（ET-1）に保管した。なお、熱遮蔽軽水貯蔵タンク（PT-1）は予備タンクとして使用することとした。Fig.4.10 に重水の保管状況を示す。

4. 2 第2段階の解体工事

第2段階の解体工事として、原子炉冷却系統施設の系統隔離、原子炉本体の密閉措置、実験設備等の撤去、燃料交換キャスク等の撤去、二次冷却設備等の撤去、残存放射性物質の試料採取等を行った。

4.2.1 残存放射性物質の試料採取工事（工事期間：平成10年11月10日～12月11日）

計算等により評価した残存放射性物質の量を実測データに基づき再評価するため、生体遮蔽層、中央実験孔及び原子炉冷却系統施設等から測定試料を採取した。

(1) 放射化放射性物質の試料採取工事

放射化放射性物質の量を実測するため、生体遮蔽層及び中央実験孔から測定試料を採取した。生体遮蔽層からの試料採取は、炉壁面#11の生体遮蔽重コンクリートを原子炉本体表面から水平方向に長さ約1.5mコアボーリングし、重コンクリートを放射能測定試料として採取した。試料採取後の開口部については、コンクリートで埋め戻した。また、中央実験孔(VT-1)のシンプル上部から、シンプルの一部を切断し、アルミニウムを組成分析用試料として採取した。試料採取後のシンプルは中央実験孔に再挿入した。

Fig.4.11に放射化放射性物質の試料採取箇所を、Fig.4.12に生体遮蔽層重コンクリートのコアボーリング状況を、Fig.4.13に中央実験孔試料採取状況をそれぞれ示す。

(2) 汚染放射性物質の試料採取工事

一次冷却設備、非常用冷却設備及び気体廃棄物廃棄施設の配管、弁及び ^{41}Ar 減衰ダクトから、配管、弁等の一部取り外し又は一部切断により汚染放射性物質の測定試料を採取した。試料採取後の配管等の開口部については、閉止蓋で密閉した。Fig.4.14に一次冷却系及び重水ドレン系の試料採取箇所を、Fig.4.15に非常用冷却設備の試料採取状況をそれぞれ示す

4.2.2 原子炉冷却系統施設の系統隔離（工事期間：平成11年1月18日～3月31日）

原子炉本体の密閉措置に先立ち、重水ポンプ室から原子炉本体に接続している一次冷却系、熱遮蔽系、ヘリウム系、被照射空気系の配管及び炉室換気系の換気ダクトを切り離し、原子炉本体と原子炉冷却系統施設等を隔離した。Fig.4.16に原子炉本体接続配管配置図を示す。

(1) 重水配管の系統隔離

炉心重水タンクに接続している入口管、出口管、オーバーフロー管、ダンプ管については、アルミニウムで遮蔽措置を行い、閉止蓋で密閉し、その外側に鉛遮蔽付密閉蓋を取り付けた。

Fig.4.17にアルミニウム遮蔽材挿入及び密閉方法を、Fig.4.18に一次冷却系配管切り離し作業状況を、Fig.4.19にアルミニウム遮蔽材外観を、Fig.4.20に一次冷却系配管閉止蓋取り付け後の状況を、Fig.4.21に原子炉冷却系統施設の系統隔離終了後の炉心部下部の状況をそれぞれ示す。アルミニウム遮蔽材の遮蔽効果については事前に評価を行い、線量が十分低いレベルまで低減できることを確認して、厚さ120cmの遮蔽材を挿入した。遮蔽材挿入後の線量測定の結果、事前評価どおりに低減したことを確認した。Fig.4.22に重水入口管のアルミニウム遮蔽材挿入後の線量当量率測定結果を示す。

なお、本作業中の作業環境の放射線レベルを低減するため、重水タンク内に挿入されていた全制御材については工事期間中一時引き上げ、工事終了後再挿入した。

(2) 熱遮蔽軽水系配管等の系統隔離

炉体に接続されている重水配管以外の熱遮蔽軽水系、ヘリウム系、被照射空気系の配管及び炉室換気系の換気ダクトについては、切り離し後、開口部を溶接密閉し、さらにアルミニウム製の保護カバーを取り付けた。Fig.4.23 に熱遮蔽軽水配管等の密閉状況を示す。

4.2.3 燃料交換キャスク等の撤去工事（工事期間：平成11年2月2日～2月25日）

燃料交換キャスク、スペーサ取扱いキャスク、燃料交換キャスク用台座、燃料運搬車及び格子栓を解体・撤去した。燃料交換キャスク、スペーサ取扱いキャスクについては付属品を取り外したうえ開口部を密閉蓋で密閉し、梱包後、廃棄物処理場へ搬出した。燃料交換キャスク用台座、燃料運搬車及び格子栓については、切断後廃棄物容器に収納した。Fig.4.24 に解体用グリーンハウス外観を、Fig.4.25 に燃料交換キャスクの密閉後の状況を示す。

4.2.4 重水の搬出（工事期間：平成11年10月15日～12月15日）

第1段階の解体工事で重水保管設備に保管した重水約9.9トン及びJRR-3重水保管設備に保管した重水約5.3トン並びにJRR-3の回収重水約1.6トンをカナダの民間会社へ搬出するため、運搬容器（ステンレス製200リットルドラム缶92本）に詰め替えた後、運搬容器を6本ずつ密閉容器（16基）に収納し、平成11年11月19日運搬車（コンテナ2基）で東京港へ運搬した。その後、輸送船により米国オークランド港へ輸送し、陸上輸送を経て平成11年12月13日カナダの民間会社に引き渡した。Fig.4.26 に運搬容器への詰め替え作業状況を、Fig.4.27 に密閉容器収納状況を、Fig.4.28 に輸送船へのコンテナ積み込み状況をそれぞれ示す。

4.2.5 実験設備等の撤去工事（工事期間：平成11年8月5日～9月30日）

原子炉本体の密閉措置に先立ち、水平実験孔、熱中性子柱、気送管に設置されていた実験設備等の遮蔽体及び照射室を撤去した。遮蔽体撤去後、放射線レベルを確認し、遮蔽が必要な水平実験孔及び熱中性子柱については、既設の鉛シャッター又は遮蔽材を取り付け、遮蔽措置をした。その結果、全ての箇所において常時立ち入り可能な線量当量率以下となった。

Fig.4.29 に撤去した実験設備等の遮蔽体配置図を、Fig.4.30 に実験設備遮蔽材取り付け状況を、Fig.4.31 に照射室解体状況をそれぞれ示す。

4.2.6 原子炉本体の密閉措置（工事期間：平成11年11月2日～平成12年2月25日）

原子炉本体を密閉し安全に維持管理するため、原子炉本体上部、原子炉本体側面及び接続配管撤去部の開口部を溶接密閉した。また、原子炉内の放射線レベルを監視するため、中央実験孔（VT-1）及び垂直実験孔（VT-9）に線量測定用案内管を設置した。なお、原子炉内の放射線レベルは、年1回程度定期的に測定する計画である。

(1) 原子炉本体上部の密閉措置

第1段階の解体工事で燃料孔、制御材孔、垂直実験孔及び炉体シール部に取り付けた封印蓋を撤去後、炉頂密閉蓋及び炉頂閉止蓋を取り付け、炉頂部を一括して溶接密閉した。また、

VT-1及びVT-9に線量測定用案内管を新たに設置し、上部に遮蔽蓋を設けた。Fig.4.32に炉頂部密閉蓋及び線量測定用案内管設置図を、Fig.4.33に炉頂密閉蓋設置状況を、Fig.4.34に線量測定用案内管設置状況をそれぞれ示す。

(2) 原子炉本体側面の密閉措置

水平実験孔、気送管、アイソトープトレイン、計測孔、換気口等の開口部について、配管、電線等を撤去した後、閉止蓋で覆い個々に溶接密閉した。Fig.4.35に原子炉本体側面の密閉箇所を、Fig.4.36及びFig.4.37に原子炉側面の溶接密閉作業状況をそれぞれ示す。また、Fig.4.38に原子炉本体密閉措置終了後の原子炉本体外観を示す。

(3) 接続配管等の密閉措置

原子炉本体に接続する熱遮蔽系配管、被照射空気系配管、圧縮空気配管、重水タンク及び熱遮蔽タンク水位計配管、電線管等を撤去し、開口部を閉止蓋で密閉した。

4.2.7 二次冷却設備等の撤去工事（工事期間：平成11年8月17日～11月29日）

管理区域外に設置してある二次冷却塔及びポンプ室、高架水槽及びポンプ室、水槽、非常用室を重機等により撤去し、跡地を土砂で埋め戻した。Fig.4.39に冷却塔の解体状況を、Fig.4.40に冷却塔解体後の整地状況を、Fig.4.41及びFig.4.42に高架水槽解体状況をそれぞれ示す。

4.2.8 放射線管理施設の一部撤去工事（工事期間：平成11年9月1日～9月14日）

使用が終了した放射線管理施設の一部（照射空気モニタ及び排水貯槽水モニタ）を撤去した。残存設備の開口部は、閉止蓋で密閉した。

4.3 第3段階前半の解体工事

第3段階前半の解体工事として、機器類の汚染除去試験Ⅰ及びⅡ、非常用電源の一部撤去、中性子エリアモニタの撤去、オイルダンパ等の撤去を実施した。

4.3.1 機器類の汚染除去試験

第3段階後半の原子炉冷却系統施設等の機器類撤去に当たって、被ばくの低減等のため実施するトリチウム等の除染作業に備え、除染技術を確立するため汚染除去試験を実施した。

汚染除去試験は、一次冷却設備の配管、タンク等から採取したサンプルを用い、最適な除染条件を設定するための基礎試験として平成12年度に機器類の汚染除去試験Ⅰを、平成13年度に熱交換器伝熱管及び主重水ポンプをサンプルとした加熱通気除染の実証試験を機器類の汚染除去試験Ⅱとして実施した。

(1) 機器類の汚染除去試験Ⅰ（工事期間：平成12年8月31日～平成13年3月22日）

主にトリチウムを対象として最適な除染条件の見通しを得るため、乾燥及び水蒸気除染による機器類の汚染除去試験を実施した。試験に用いた試料は、一次冷却設備及び非常用冷却設備の配管、弁及びタンクの一部から採取した。代表的なサンプル採取場所をFig.4.43に、除染装置系統図をFig.4.44に、除染装置全景をFig.4.45に、試料加工状況をFig.4.46にそれぞれ示す。本試験の結果、約100℃の乾燥及び水蒸気除染により、試料表面に付着したトリチ

ウムは除染可能なことが明らかとなったが、表面不動態層に吸着したトリチウムの除去には限界があることも明らかになった。

(2) 機器類の汚染除去試験Ⅱ (工事期間：平成13年10月1日～平成14年3月29日)

機器類の汚染除去試験Ⅰの結果をもとに、重水ポンプ、熱交換器等の大型機器を対象とした加熱通気除染の実証試験並びに乾燥及び水蒸気除染による除去が困難な表面不動態層に吸着したトリチウムを除去するための最適条件を求めるための試験を、機器類の汚染除去試験Ⅱとして実施した。主な試料採取場所を Fig.4.47 に、除染装置系統図を Fig.4.48 に、重水ポンプの試料を用いた実証試験の状況を Fig.4.49 にそれぞれ示す。

本試験の結果、原子炉冷却系統施設の機器類撤去工事で実施する機器類の汚染除去において、重水系機器類を 300℃以上で約2時間加熱通気することにより、50 Bq/g 以下までトリチウムを除染できる見通しを得た。

4.3.2 非常用電源設備の一部撤去工事(工事期間：平成12年10月23日～平成13年1月16日)

非常用電源設備のうち、原子炉運転停止に伴い使用が終了した 25 KVA 無停電電源装置、75 KVA 無停電電源装置及び R I 100 KVA 非常用電源を撤去した。これらの非常用電源の負荷のうち、今後も維持する必要がある負荷については、200 KVA 非常用電源系に移設した。Fig.4.50 に 25 KVA 無停電電源装置の撤去を示す。

4.3.3 放射線管理施設の一部撤去工事(中性子線エリアモニタの撤去)(工事期間：平成12年10月10日～10月18日)

使用済燃料要素の J R R - 3 のへの搬出完了に伴い、使用が終了した中性子線エリアモニタについて、放射線モニタ監視盤内の中性子線エリアモニタの電源を遮断した後、各検出部及び検出端警報器を撤去した。Fig.4.51 に中性子線エリアモニタの撤去状況を示す。

4.3.4 気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去工事(オイルダンパ等の撤去)(工事期間：平成13年6月14日～7月23日)

使用が終了したオイルダンパ及びオイルダンパに接続されている原子炉建屋内側の配管・ダクトを解体撤去した。オイルダンパは、内部に充填されていたオイルを抜き取った後、電動工具を用いて解体した。配管・ダクトについても、電動工具を用いて解体した。配管撤去に伴う原子炉建屋貫通部の開口部は、閉止蓋を取り付け溶接密閉した。Fig.4.52 にオイルダンパの解体状況を、Fig.4.53 に建家開口部の密閉状況をそれぞれ示す。

4. 4 解体工事中の進捗状況報告及び確認調査

原子力安全局長通達(平成13年11月15日付原子力安全課長通知に変更)の指示により、解体工事の進捗状況、廃棄物量、被ばく量を報告するため、解体工事期間中は毎月(原子力安全課長通知後は四半期ごとに変更)、その期間中の解体工事に係る工事内容の詳細、工事に係る被ばく管理、工事に伴い発生した放射性廃棄物の処分について記載した進捗状況報告を科技

庁原子力安全局長（平成 13 年 11 月文科省原子力安全課長に変更）に提出した。また、解体工事の安全性を確認するため、同通達に基づく国の確認調査を解体工事期間中適宜受けた。

Table 4.2 に解体進捗状況報告の履歴を、Table 4.3 に確認調査の実績を示す。

Table 4.1 Actual Result of Dismantling Activities

段階	工事項目	年度				
		平成9年度	平成10年度	平成11年度	平成12年度	平成13年度
第1段階	①機能停止(駆動装置及び水平軸撤去)	■				
	②熱遮蔽軽水の抜取り作業	■				
	③重水抜取り及び運搬	■				
	④重水保管設備の整備工事	■				
第2段階	①残存放射性物質の試料採取工事		■			
	②原子炉冷却系統施設の系統隔離		■			
	③燃料交換キヤスク等の撤去工事		■			
	④重水の搬出			■		
	⑤実験設備等の撤去工事			■		
	⑥原子炉本体の密閉措置			■		
	⑦二次冷却設備等の撤去工事			■		
	⑧放射線管理施設の一部撤去工事			■		
第3段階	①機器類の汚染除去試験Ⅰ				■	■
	②機器類の汚染除去試験Ⅱ				■	
	③非常用電源設備の一部撤去工事				■	
	④放射線管理施設の一部撤去工事				■	
	⑤気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去					■

Table 4.2 Progress Report to STA (MEXT) and IBARAKI Prefecture

項 目	内 容
平成9年9月30日	解体進捗状況報告 (平成9年8月分)
平成9年12月22日	解体進捗状況報告 (平成9年11月分)
平成10年1月27日	解体進捗状況報告 (平成9年12月分)
平成10年2月23日	解体進捗状況報告 (平成10年1月分)
平成10年3月20日	解体進捗状況報告 (平成10年2月分)
平成10年4月27日	解体進捗状況報告 (平成10年3月分及び平成9年度分)
平成10年12月25日	解体進捗状況報告 (平成10年11月分)
平成11年1月	茨城県へ進捗状況報告
平成11年1月28日	解体進捗状況報告 (平成10年12月分)
平成11年2月26日	解体進捗状況報告 (平成11年1月分)
平成11年3月30日	解体進捗状況報告 (平成11年2月分)
平成11年4月30日	解体進捗状況報告 (平成11年3月分及び平成10年度分)
平成11年5月	茨城県へ進捗状況報告
平成11年9月27日	解体進捗状況報告 (平成11年8月分)
平成11年10月29日	解体進捗状況報告 (平成11年9月分)
平成11年11月	茨城県へ進捗状況報告
平成11年11月30日	解体進捗状況報告 (平成11年10月分)
平成11年12月27日	解体進捗状況報告 (平成11年11月分)
平成12年1月31日	解体進捗状況報告 (平成11年12月分)
平成12年2月	茨城県へ進捗状況報告
平成12年2月29日	解体進捗状況報告 (平成12年1月分)
平成12年3月30日	解体進捗状況報告 (平成12年2月分)
平成12年4月28日	解体進捗状況報告 (平成12年3月分及び平成11年度分)
平成12年7月	茨城県へ進捗状況報告
平成12年7月31日	解体進捗状況報告 (平成12年6月分)
平成12年9月28日	解体進捗状況報告 (平成12年8月分)
平成12年10月31日	解体進捗状況報告 (平成12年9月分)
平成12年11月20日	解体進捗状況報告 (平成12年10月分)
平成12年12月27日	解体進捗状況報告 (平成12年11月分)
平成12年12月	茨城県へ進捗状況報告
平成13年1月30日	解体進捗状況報告 (平成12年12月分)
平成13年2月28日	解体進捗状況報告 (平成13年1月分)
平成13年3月29日	解体進捗状況報告 (平成13年2月分)
平成13年4月27日	解体進捗状況報告 (平成13年3月分及び平成12年度分)
平成13年6月	茨城県へ進捗状況報告
平成13年7月31日	解体進捗状況報告 (平成13年6月分)
平成13年8月30日	解体進捗状況報告 (平成13年7月分)
平成13年11月29日	解体進捗状況報告 (平成13年10月分)
平成13年11月	茨城県へ進捗状況報告
平成14年2月7日	解体進捗状況報告 (平成13年度第3四半期分)
平成14年5月17日	解体進捗状況報告 (平成13年度第4四半期分)
平成14年6月	茨城県へ進捗状況報告
平成14年8月9日	解体進捗状況報告 (平成14年度第1四半期分)

Table 4.3 Check by STA (MEXT)

調査番号	調査年月日	調査内容
第1回	平成9年8月27日	制御棒駆動装置及び水平軸の取外し作業 作業完了の確認
第2回	平成9年11月28日	重水保管設備の整備工事 配管等の取外し工事中の確認
第3回	平成9年12月18日	重水の抜取り及び運搬作業 抜取り終了の確認、運搬作業中の確認 熱遮蔽軽水の抜取り作業 抜取り完了の確認
第4回	平成10年1月23日	重水保管設備の整備工事 PT-1健全性確認 重水の抜取り及び運搬作業 作業完了の確認 熱遮蔽軽水の抜取り作業 作業完了の確認
第5回	平成10年2月9日	重水保管設備の整備工事 PT-1健全性確認
第6回	平成10年3月19日	重水保管設備の整備工事 DT-1健全性確認
第7回	平成10年3月30日	重水保管設備の整備工事 ET-1健全性確認、新設ポンプ作動確認 重水移送確認、工事完了確認
第8回	平成10年12月21日	汚染放射性物質の試料採取工事、放射化放射性物質の試料採取工事 工事完了確認
第9回	平成11年4月19日	原子炉冷却系統施設の系統隔離、燃料交換キャスク等の撤去工事 工事完了確認
第10回	平成11年10月15日	照射空気モニタの撤去工事、排水貯槽水モニタの撤去工事、実験設備等の撤去工事 工事完了確認 二次冷却設備等の撤去工事 工事方法の確認
第11回	平成12年3月17日	重水の搬出、原子炉本体の密閉措置、二次冷却設備等の撤去工事 工事完了確認
第12回	平成13年3月23日	機器類の汚染除去試験Ⅰ、中性子エリアモニタの撤去工事、非常用電源設備の一部撤去工事 工事完了確認
第13回	平成13年9月21日	オイルダンパの撤去 工事完了確認
第14回	平成14年4月9日	機器類の汚染除去試験Ⅱ 原子力保安検査官の巡視時に解体工事完了の確認を受けた。

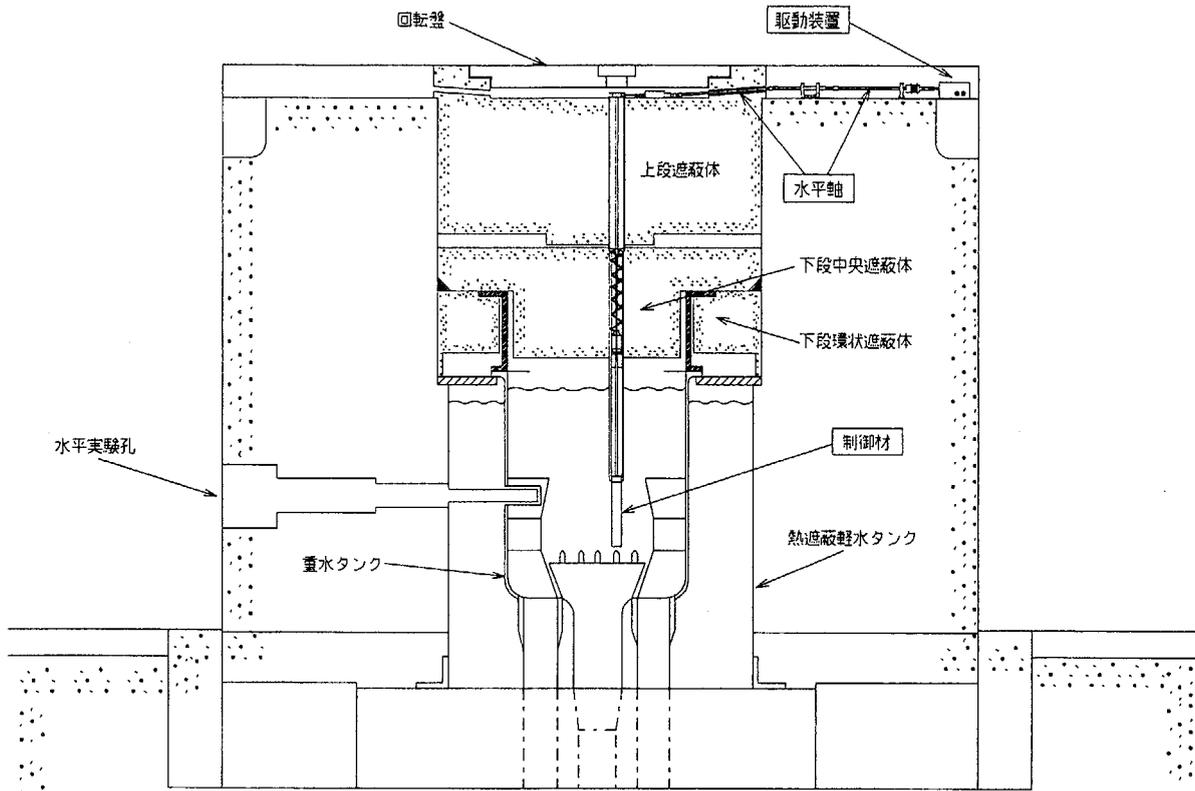


Fig.4.1 Schematic Drawing of Control Rod Drive Mechanism
(vertical view)

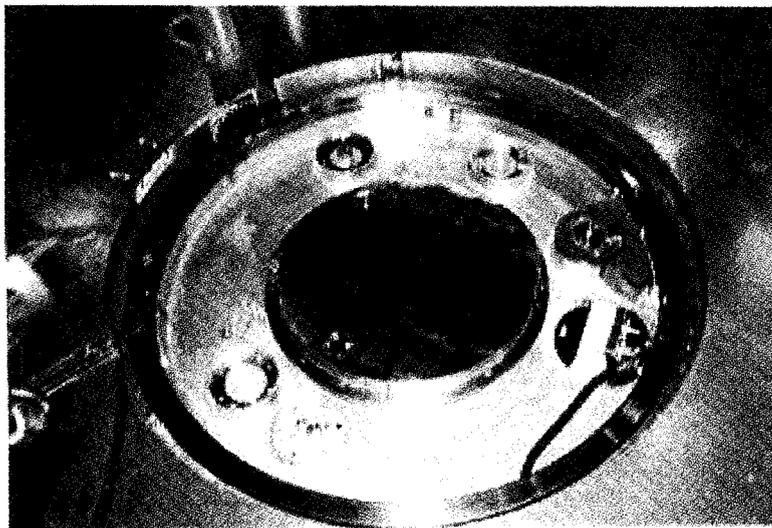


Fig.4.2 Seal Cover of Reactor Top

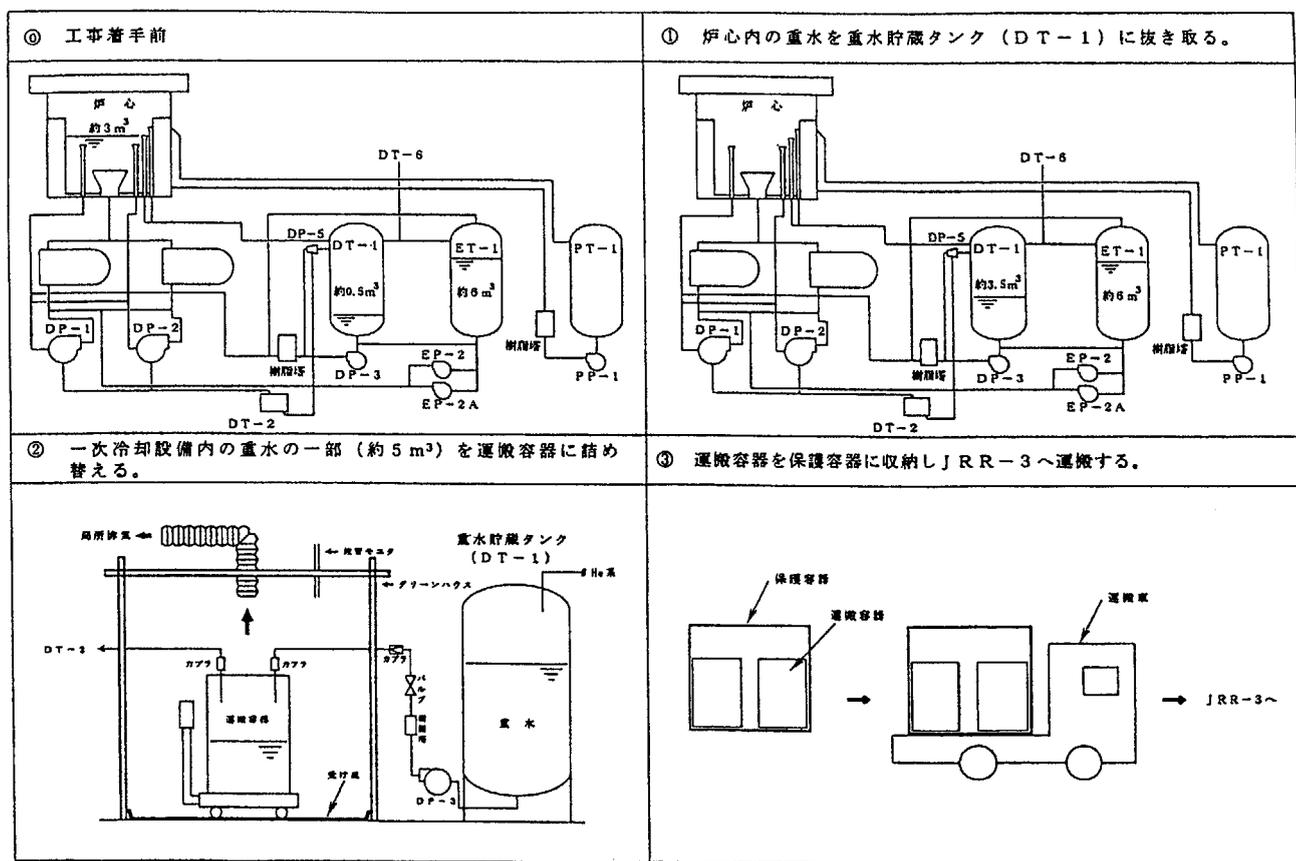


Fig.4.3 Drain and Transportation Procedure of Heavy Water

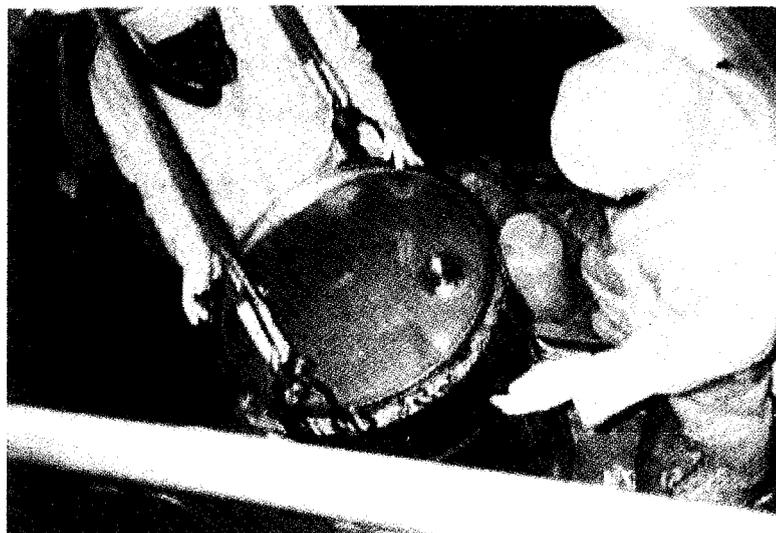


Fig.4.4 Transportation Dram of Heavy Water

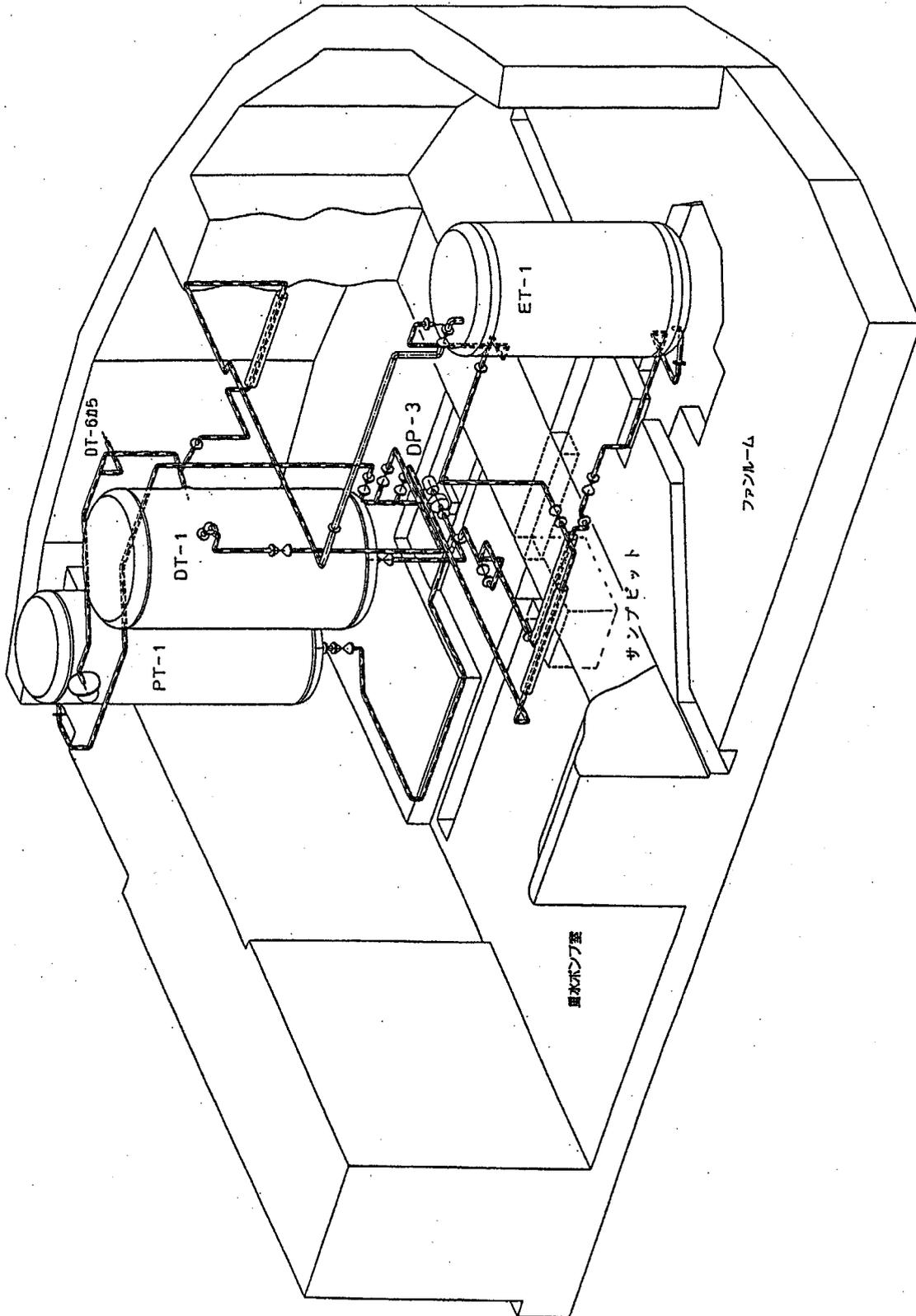


Fig.4.5 Arrangement of Heavy Water Storage Facility

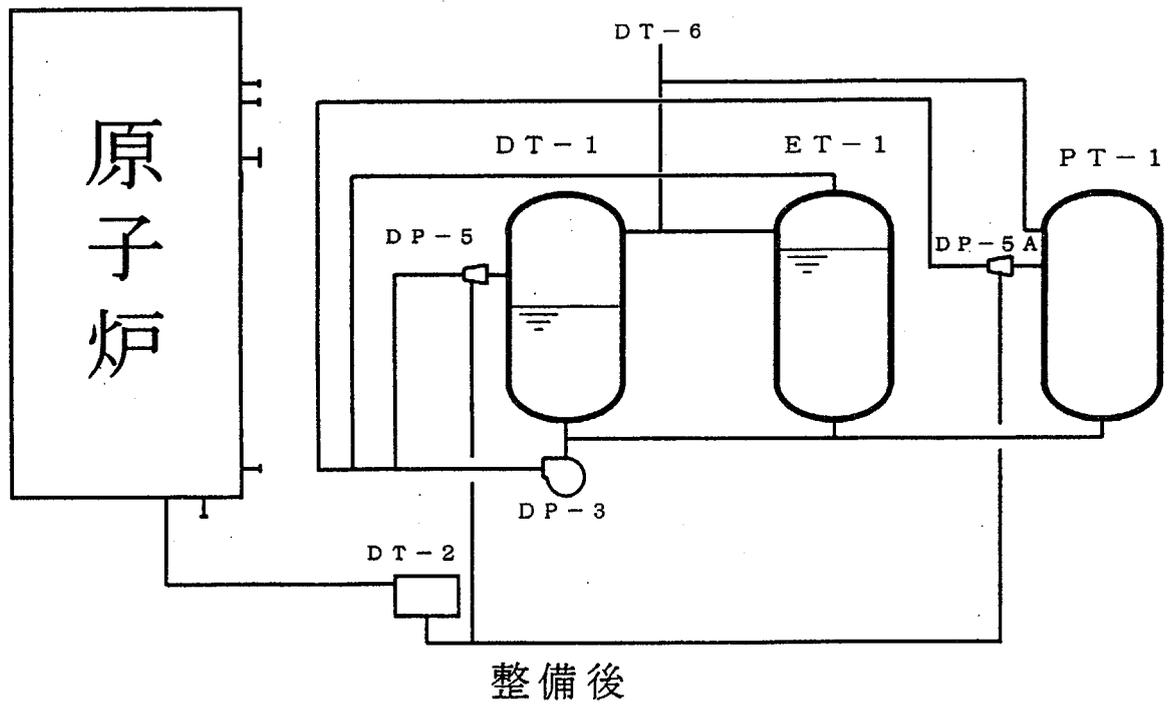
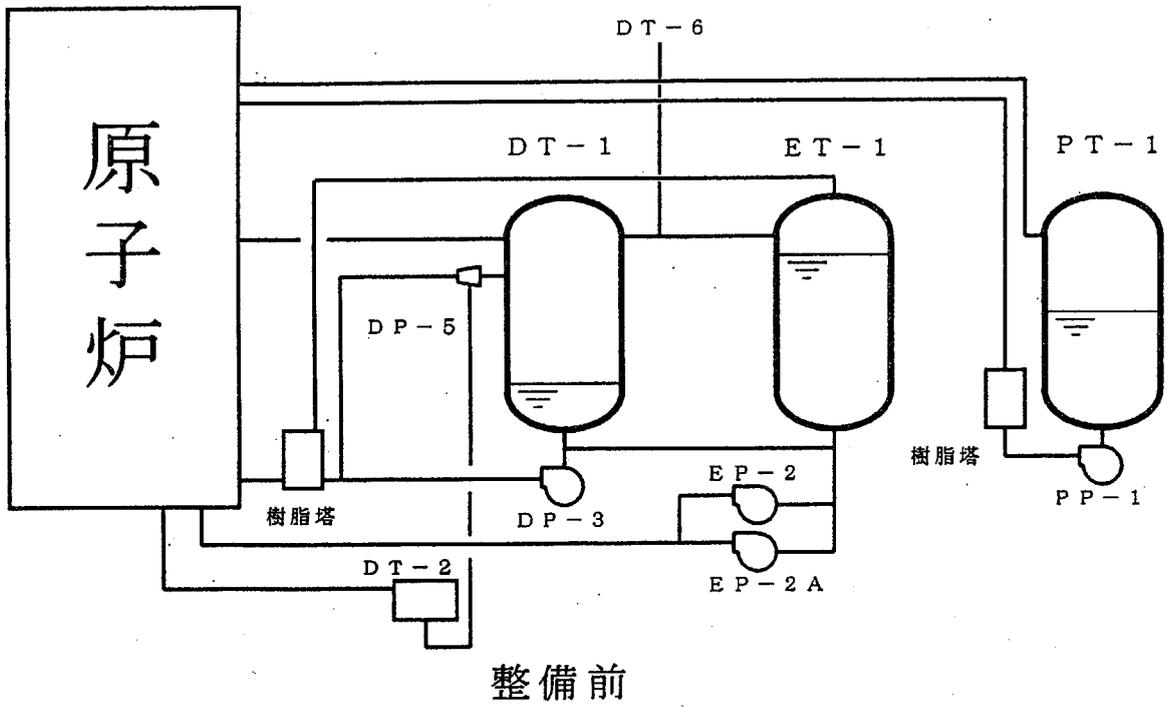


Fig.4.6 Outline of Modification for Heavy Water Storage Facility

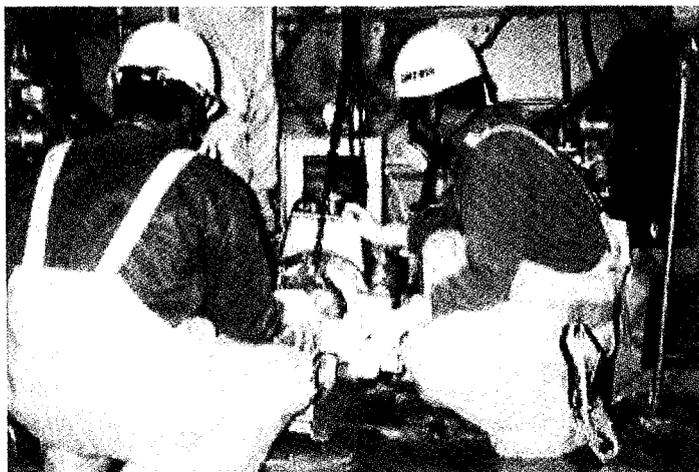


Fig.4.7 Dismantling of Pump

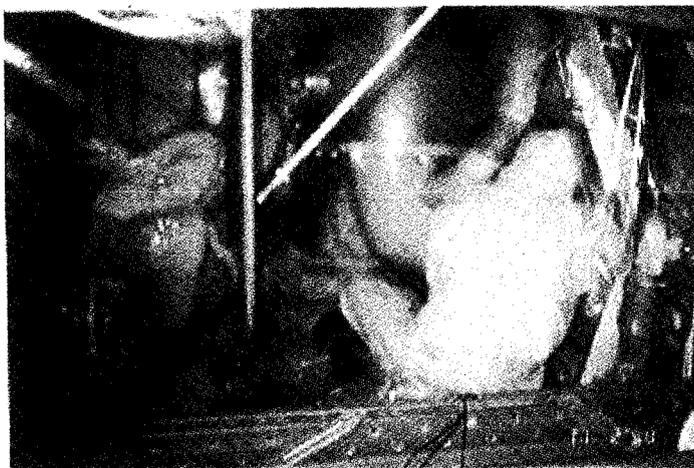


Fig.4.8 Dismantling of Valve

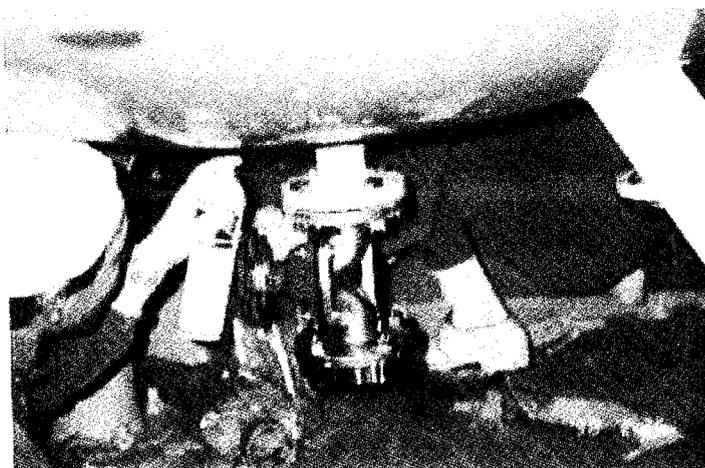


Fig.4.9 Inspection of Heavy Water Storage Tank

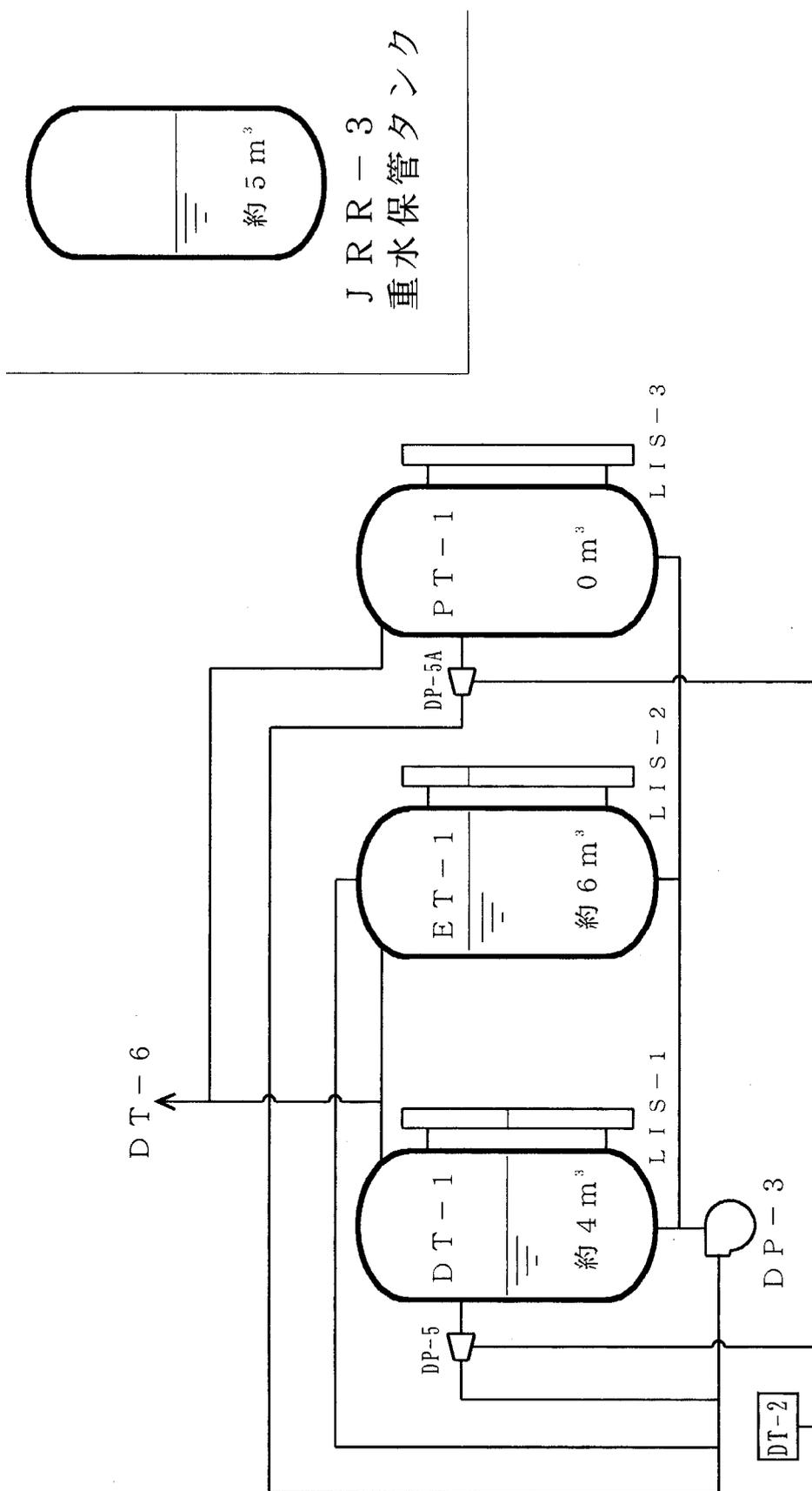


Fig.4.10 Flowchart of Heavy Water Storage Facility

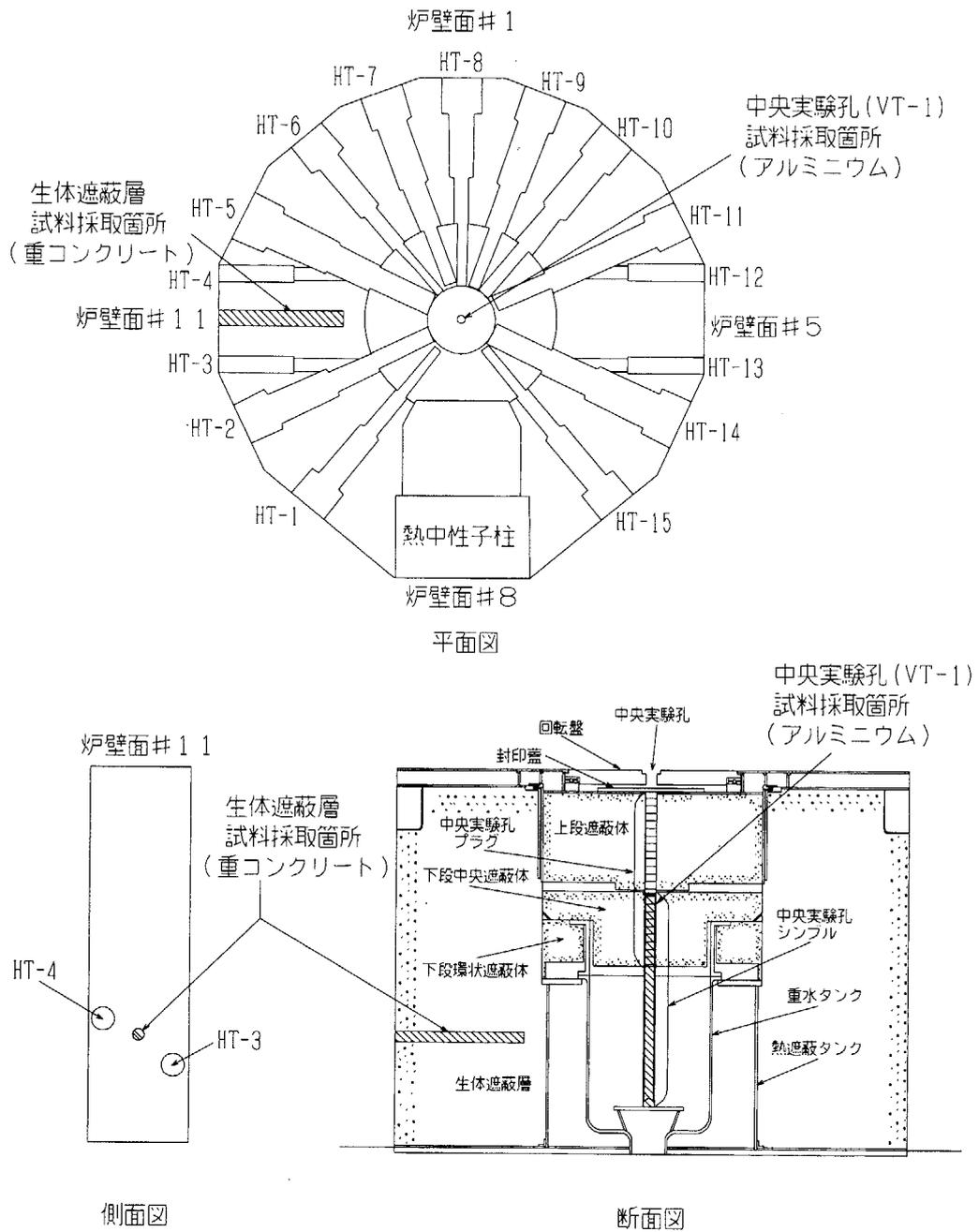


Fig.4.11 Sampling Point of Reactor Body and VT-1 for Irradiation Inventory Measurement

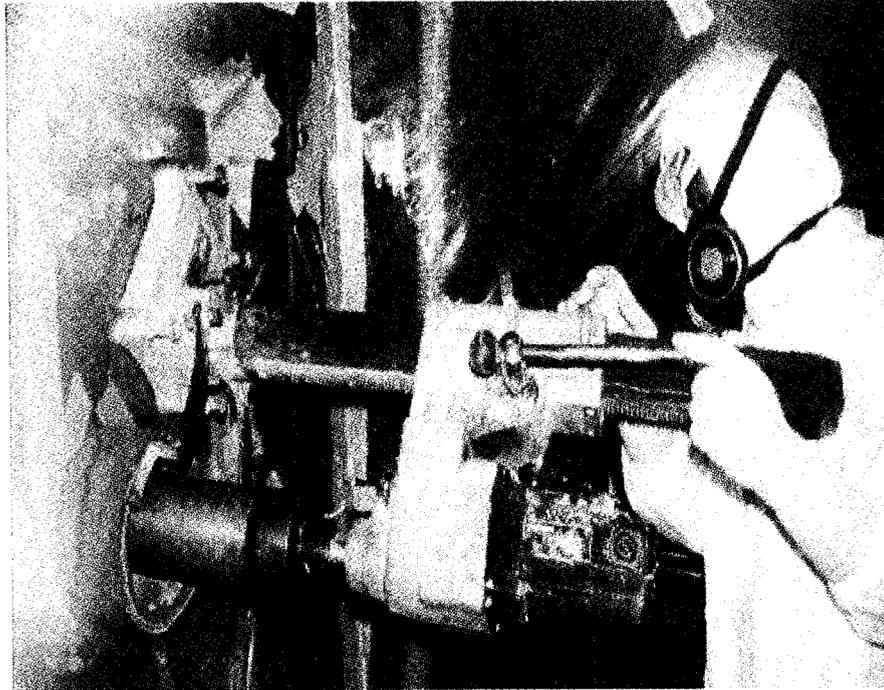


Fig.4.12 Core Boring of Biological Shielding Concrete

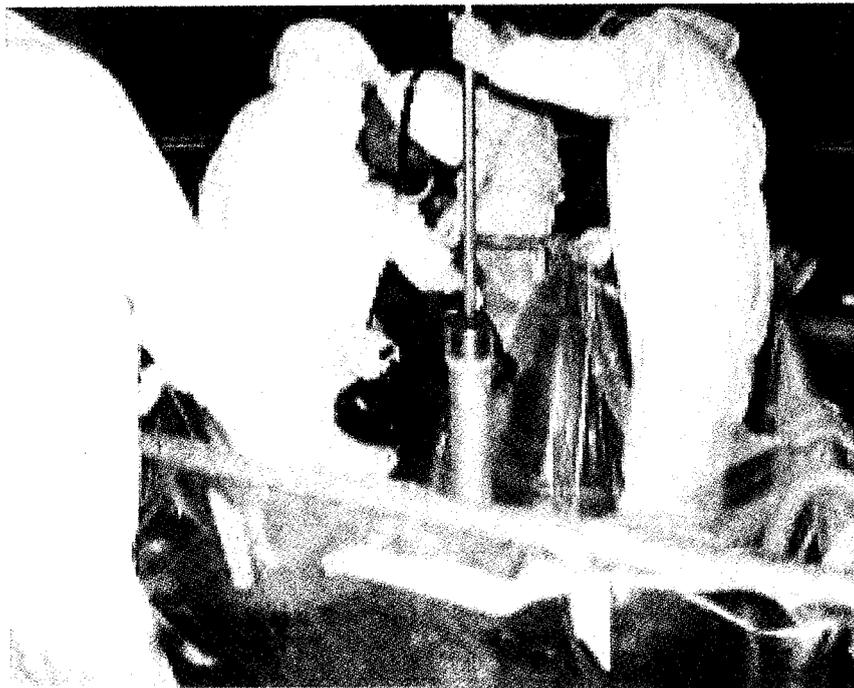


Fig.4.13 Sampling of Specimens from VT-1 for Irradiation Inventory Measurement

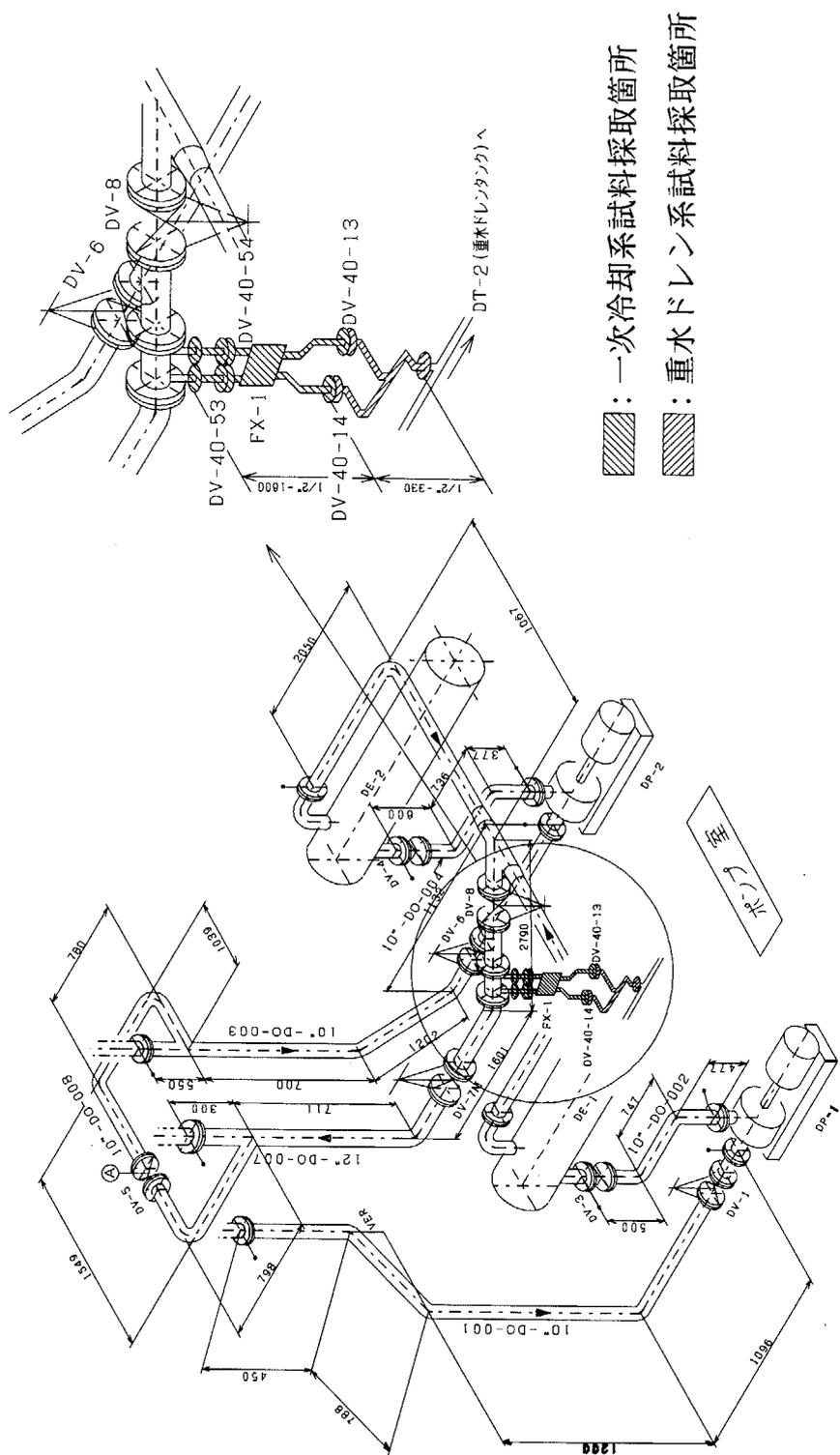


Fig.4.14 Sampling Point of Primary Cooling System for Contamination Inventory Measurement

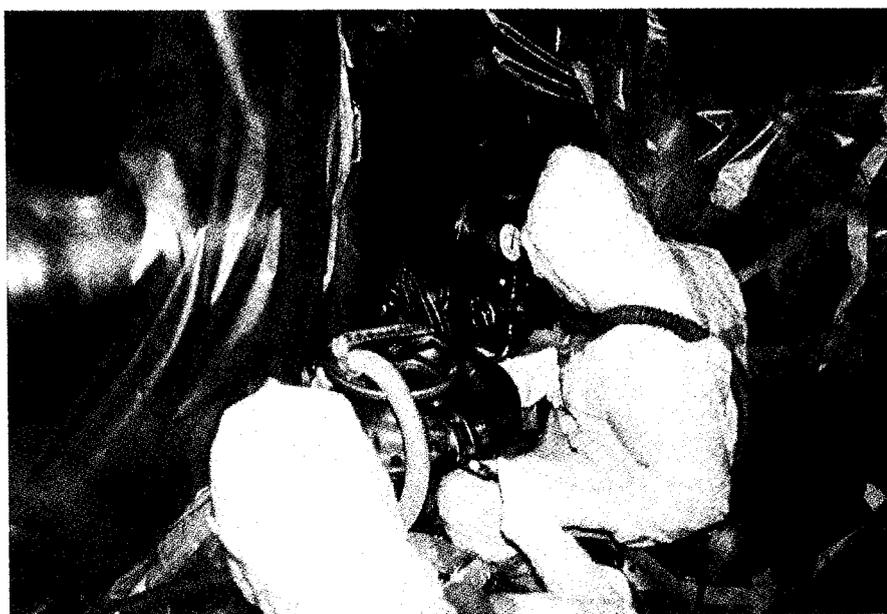


Fig.4.15 Sampling of Specimens from Emergency Cooling System for Contamination Inventory Measurement

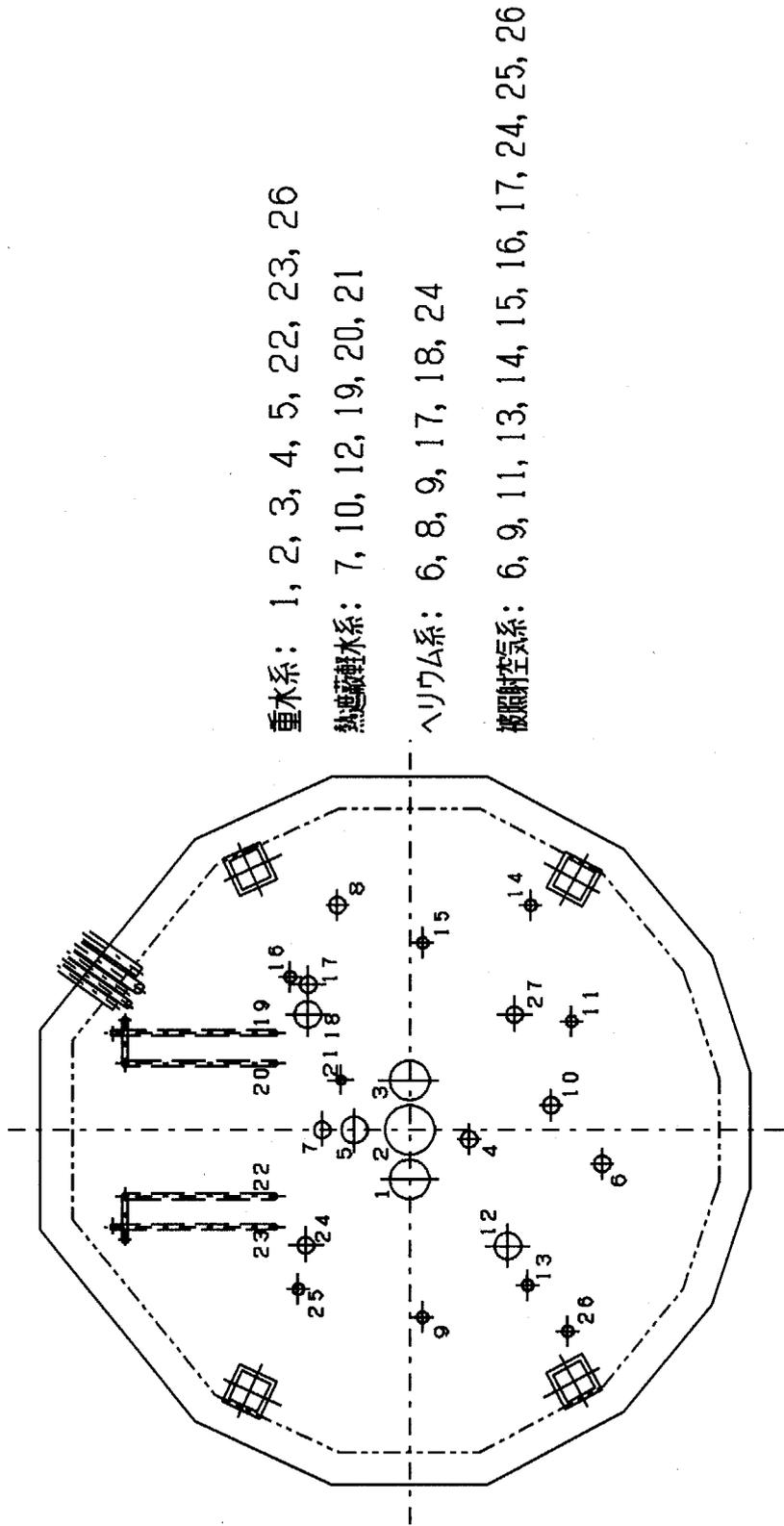


Fig.4.16 Arrangement of Cooling Pipes at Reactor Bottom

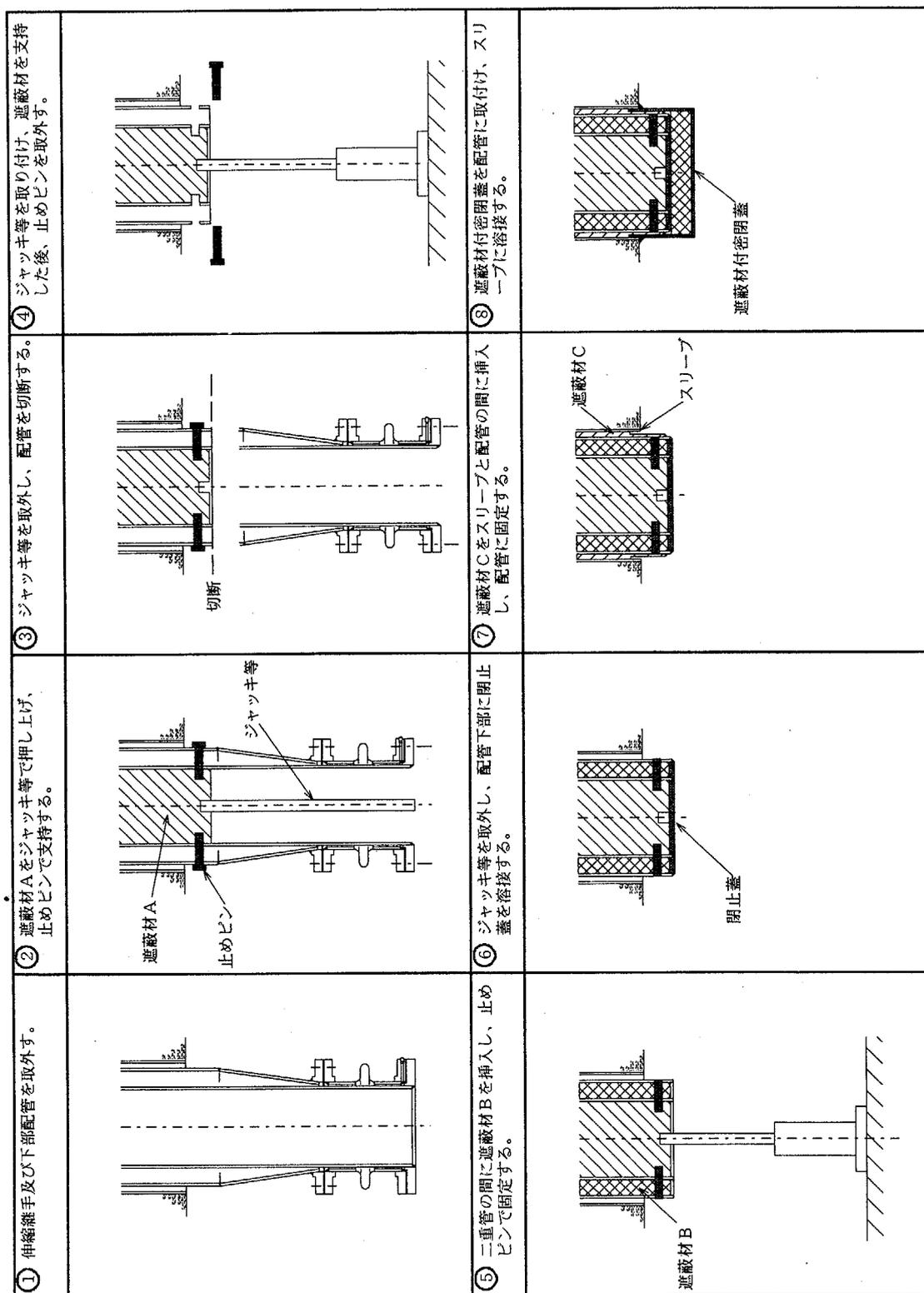


Fig.4.17 Aluminum Shield of Heavy Water Pipes

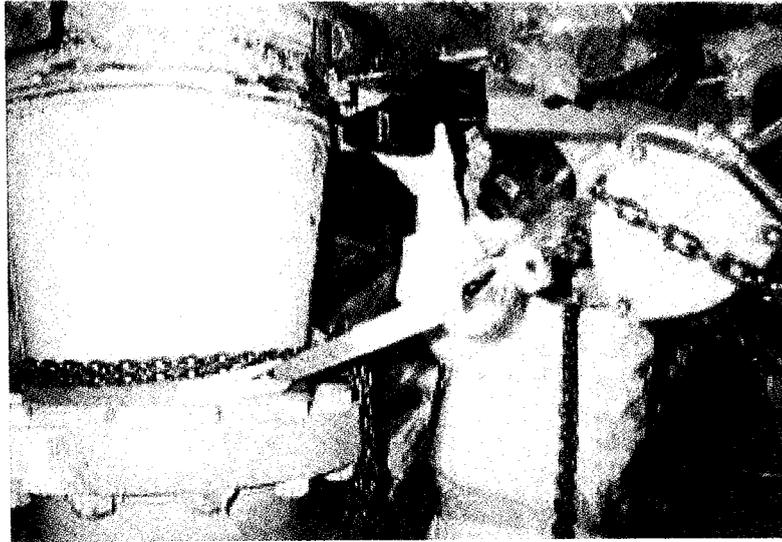


Fig.4.18 Cutting of Heavy Water Pipe by Sever Saw

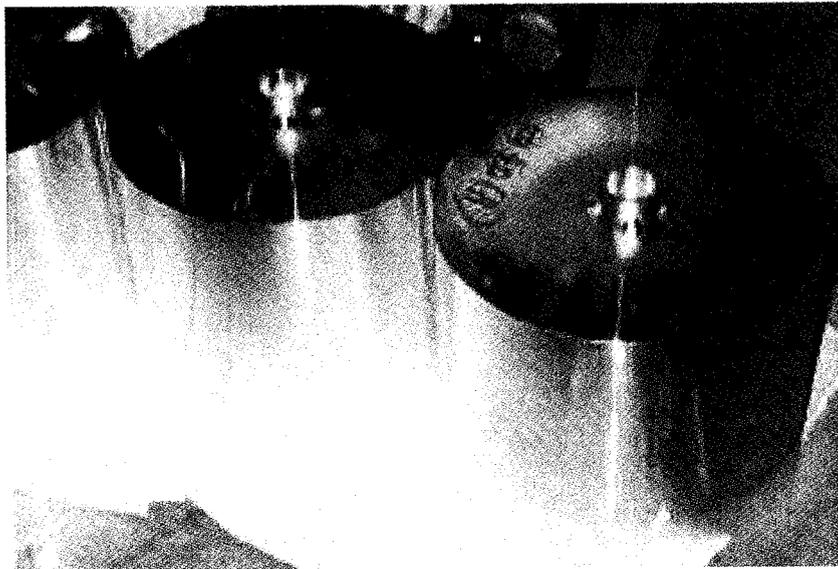


Fig.4.19 Aluminum Shield for Heavy Water Pipe

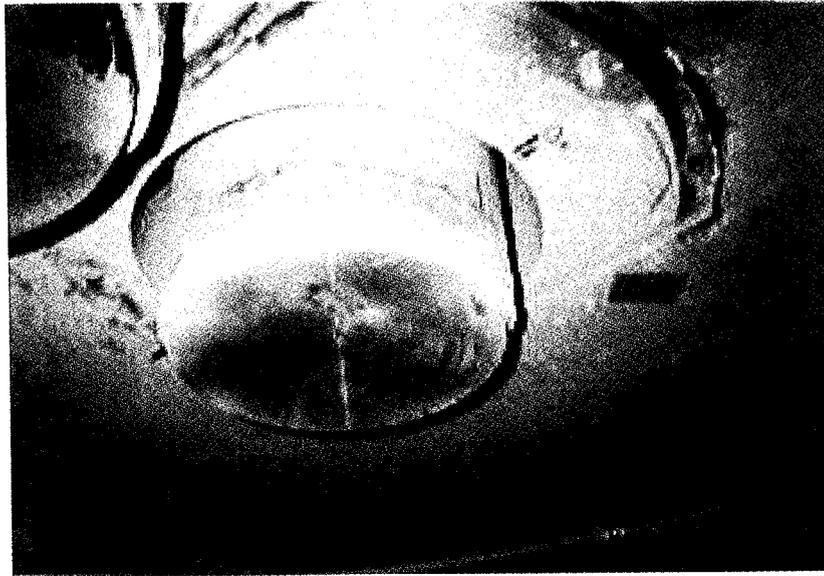


Fig.4.20 Heavy Water Inlet Pipe after Seal by Welding

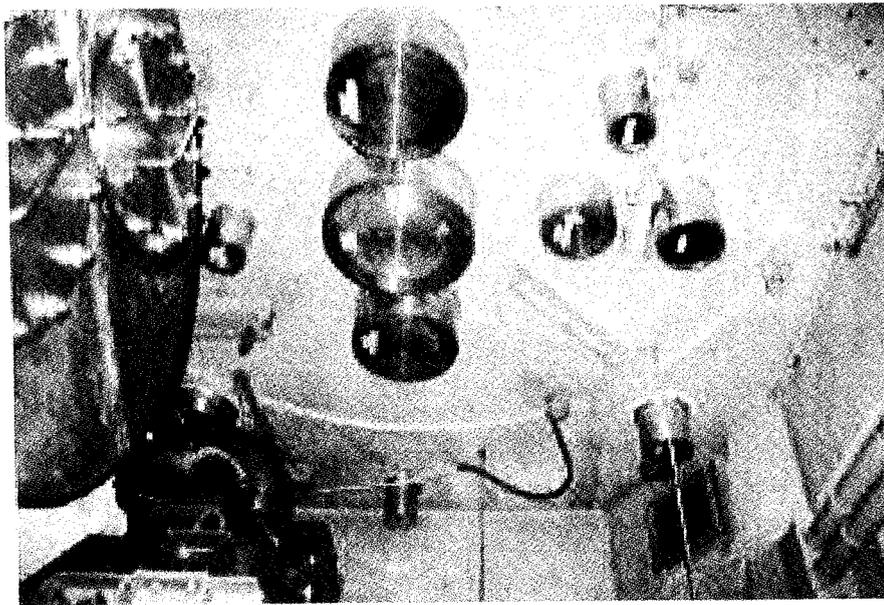


Fig.4.21 Heavy Water Pipes after Isolation

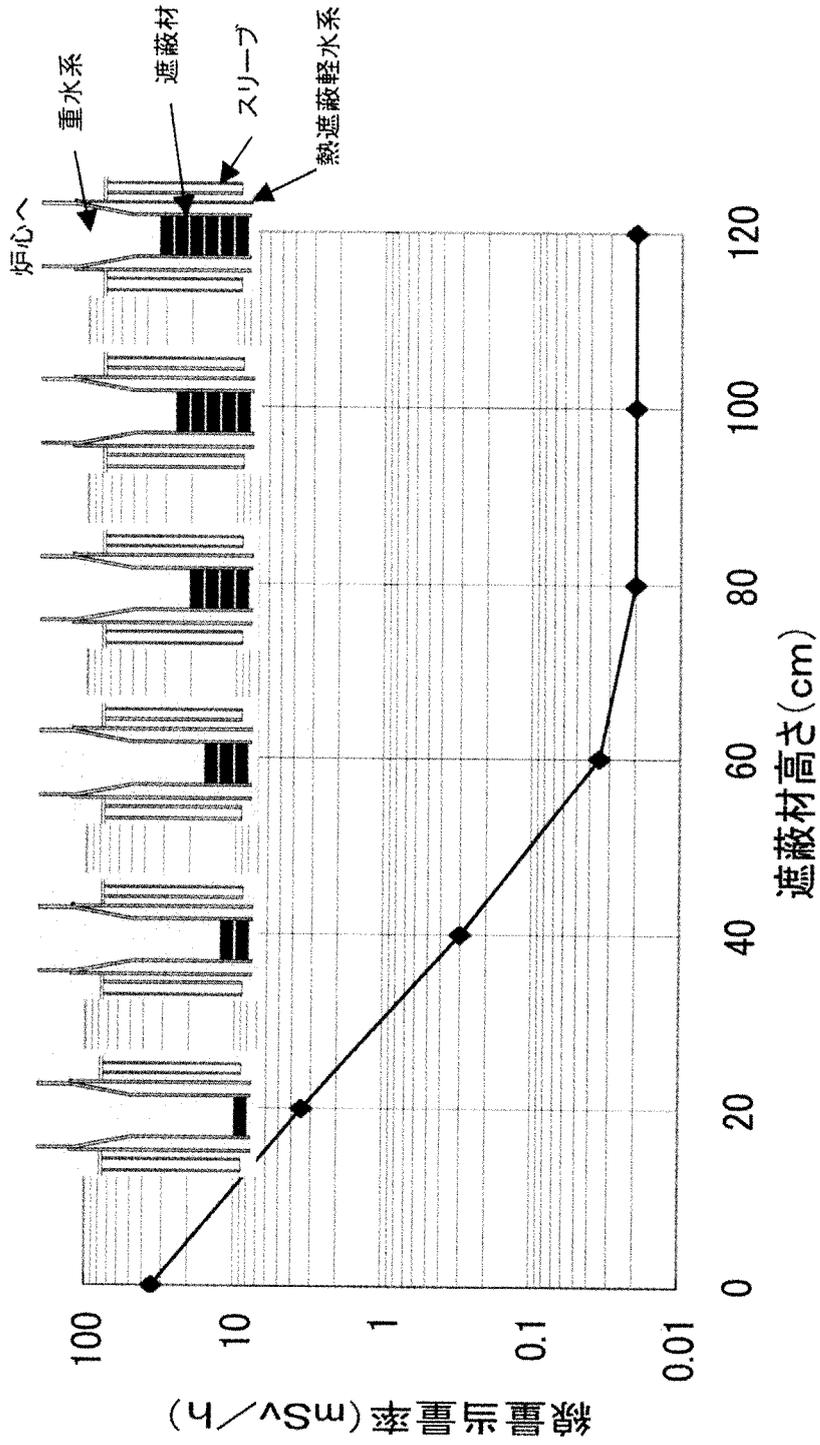


Fig.4.22 Dose Equivalent Rate after Shielding by Aluminum Shield

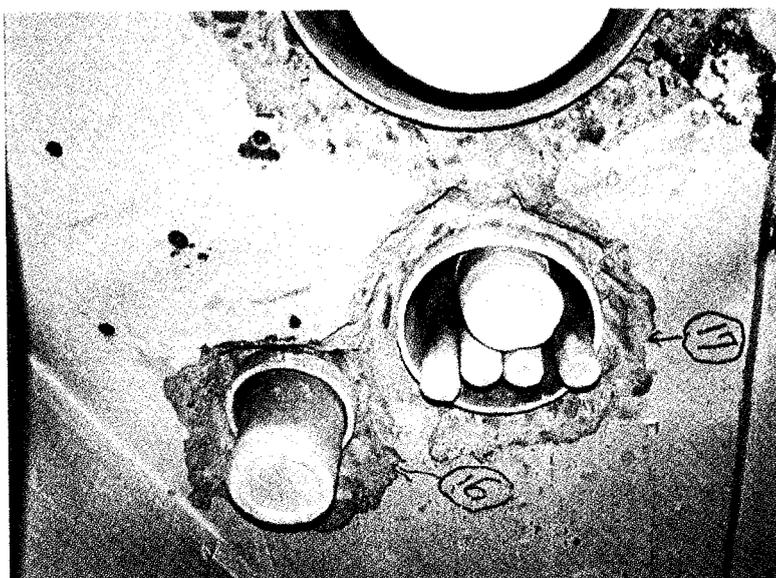


Fig.4.23 Pipes after Seal by Welding

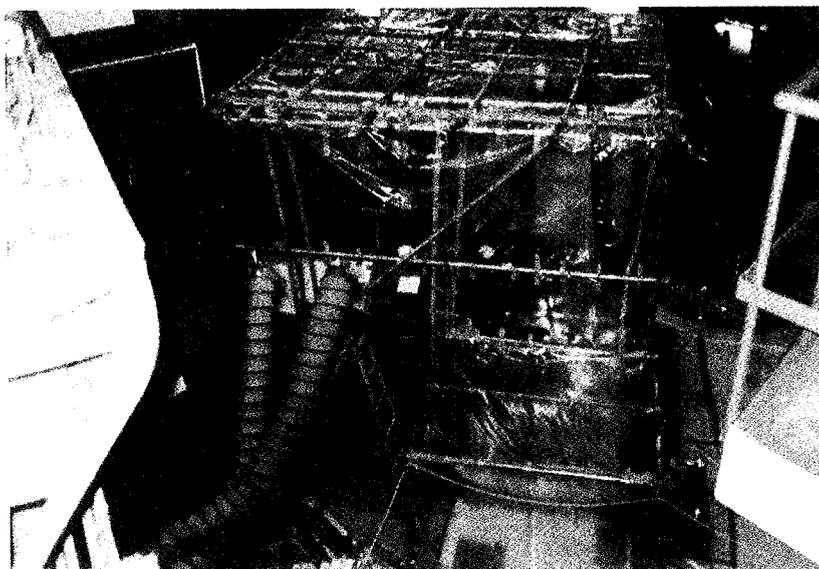


Fig.4.24 Green House for Dismantling of Refueling Cask

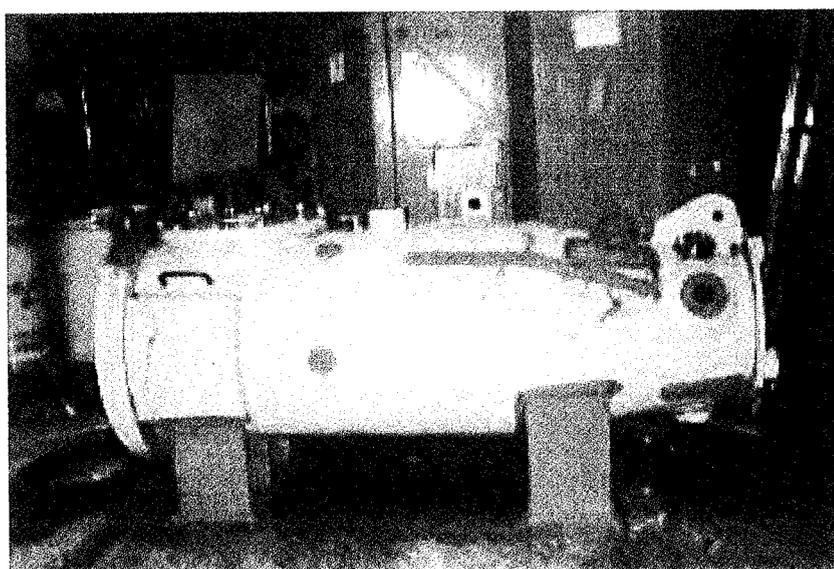


Fig.4.25 Refueling Cask after Sealing

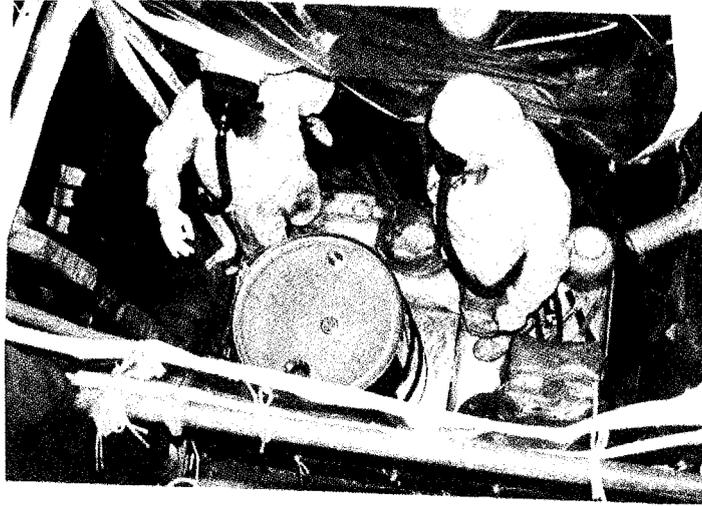


Fig.4.26 Transfer of Heavy Water to Transportation Drums



Fig.4.27 Seal Box for Transportation Drums



Fig.4.28 Transportation Container of Heavy Water

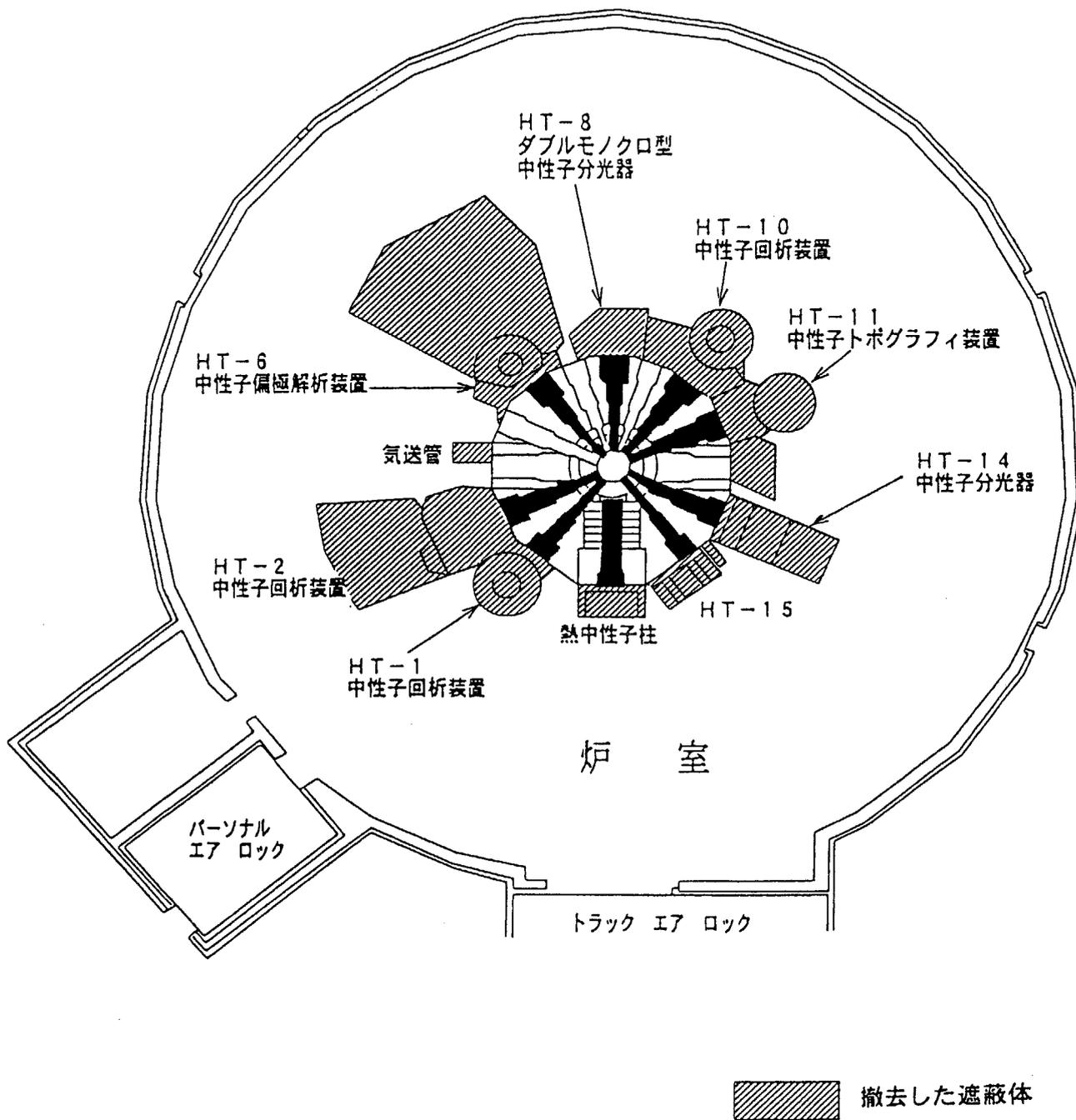


Fig.4.29 Dismantled Experiment Facilities

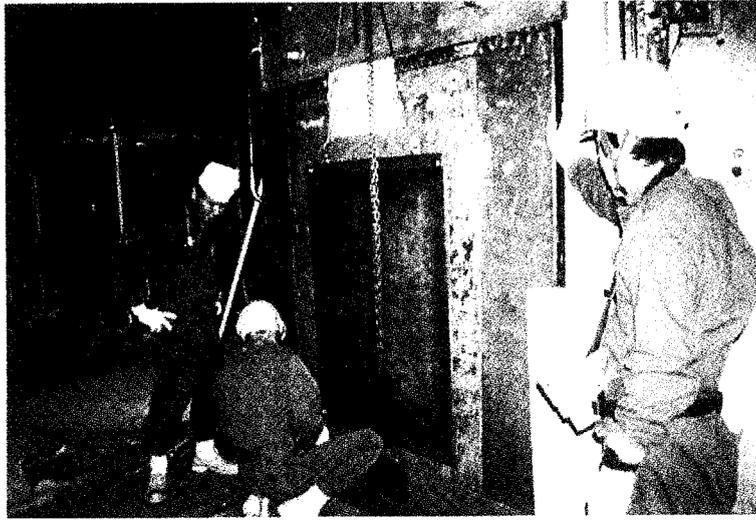


Fig.4.30 Shielding of Thermal Column

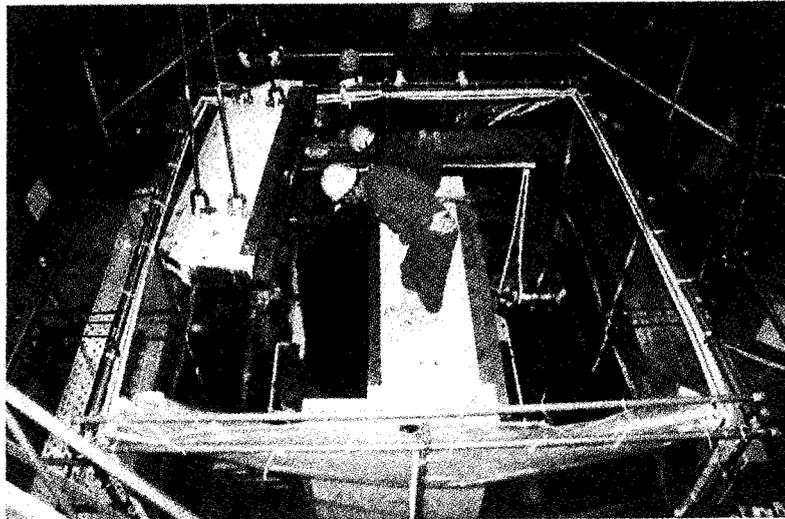


Fig.4.31 Dismantling of BNCT Irradiation Room

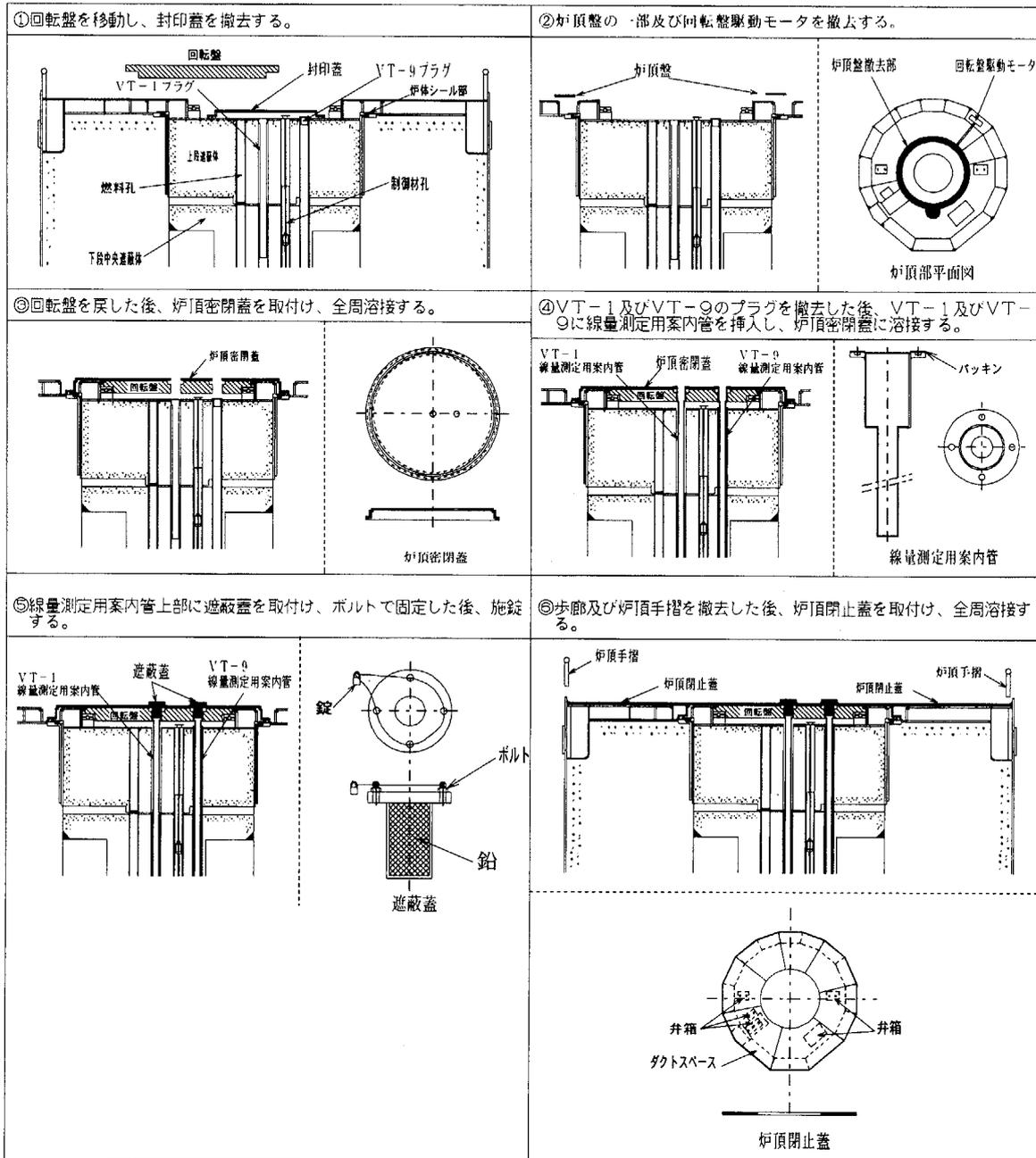


Fig.4.32 Sealing of Reactor Top and Guide Tube

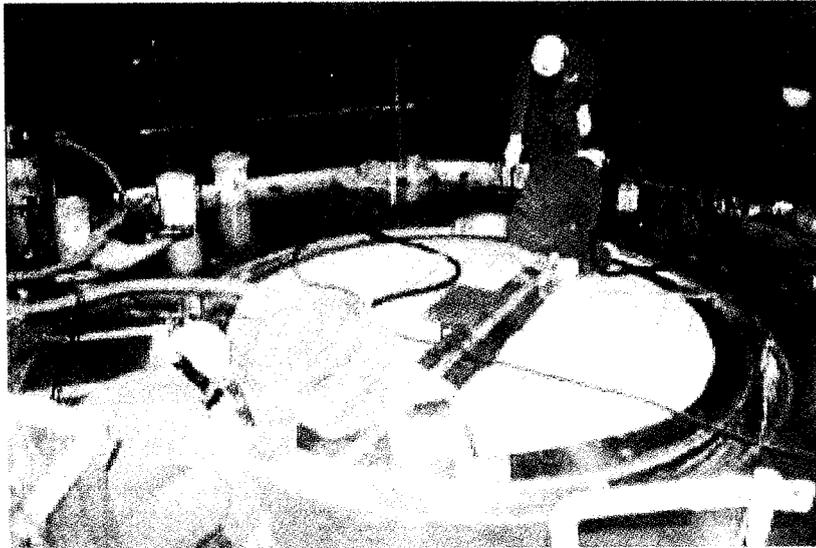


Fig.4.33 Sealing of Reactor Top

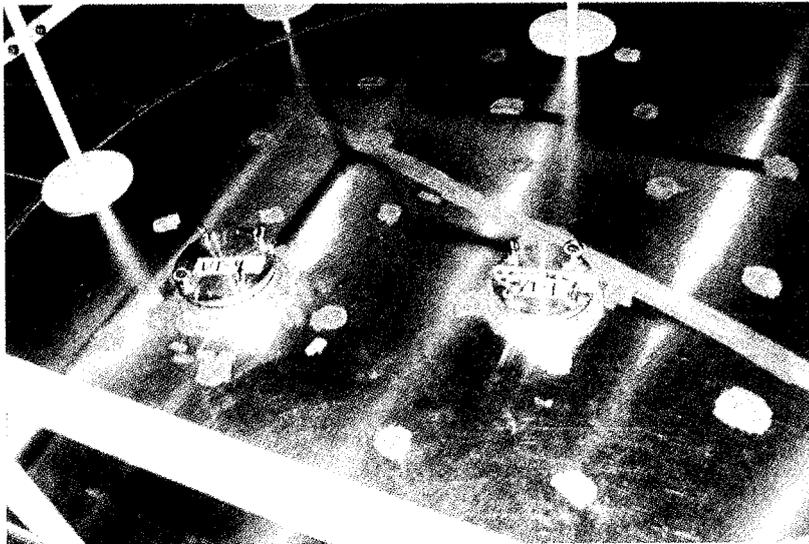


Fig.4.34 Guide Tube for Radiation Measurement

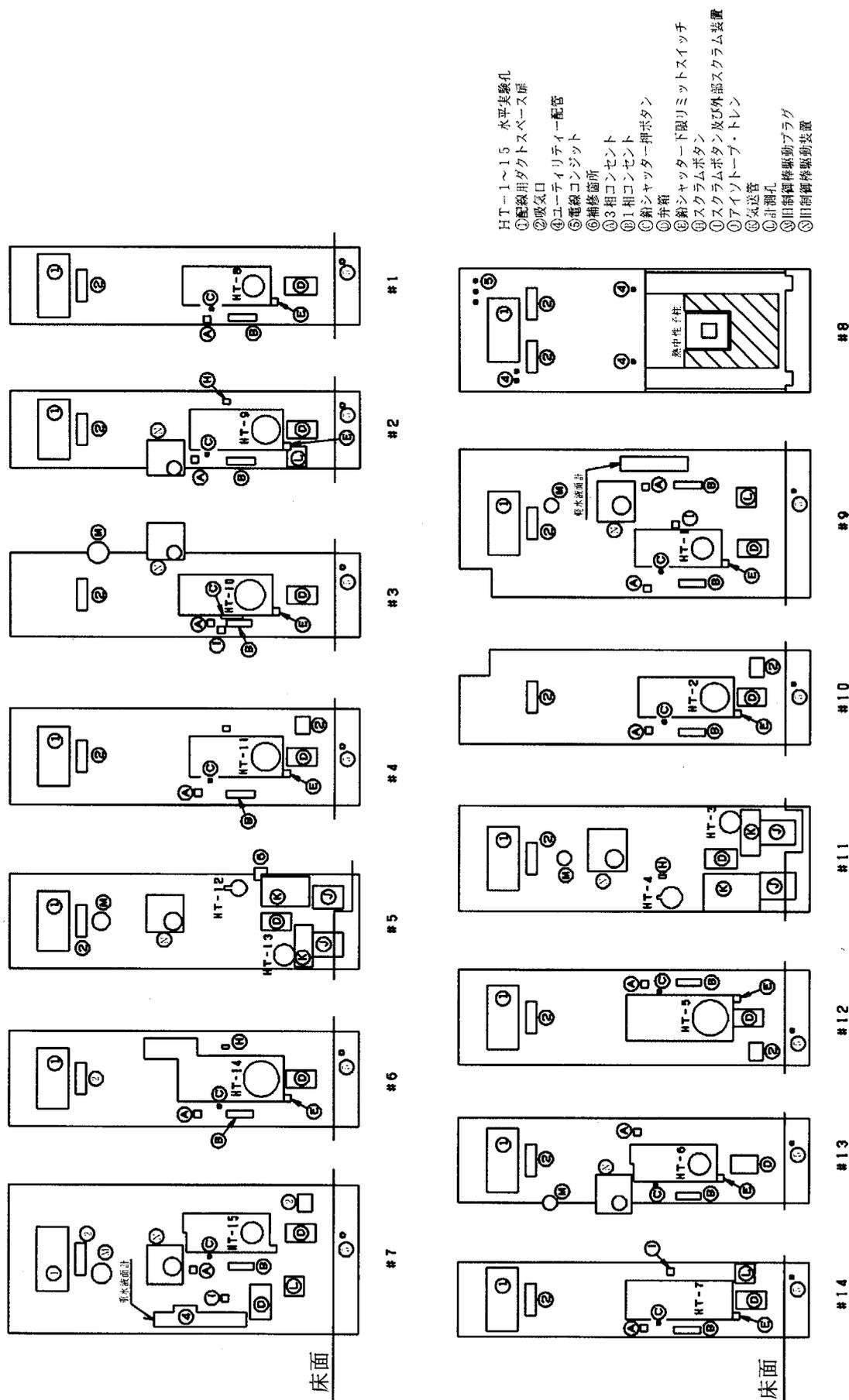


Fig.4.35 Seal Point of Reactor Body

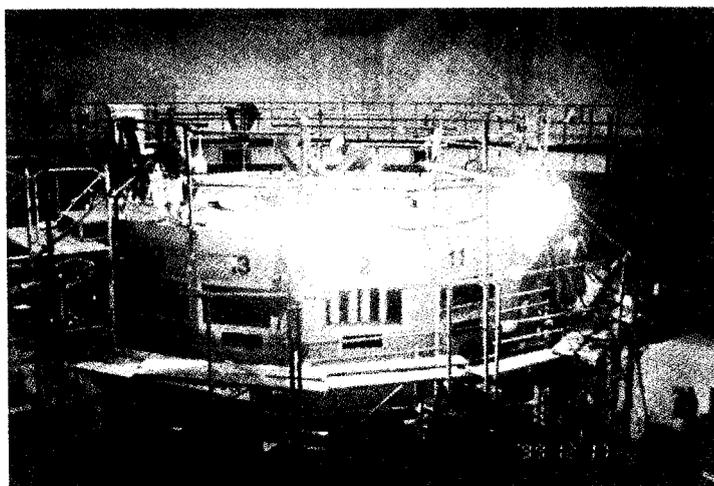


Fig.4.36 Seal Welding of Reactor Body (1)

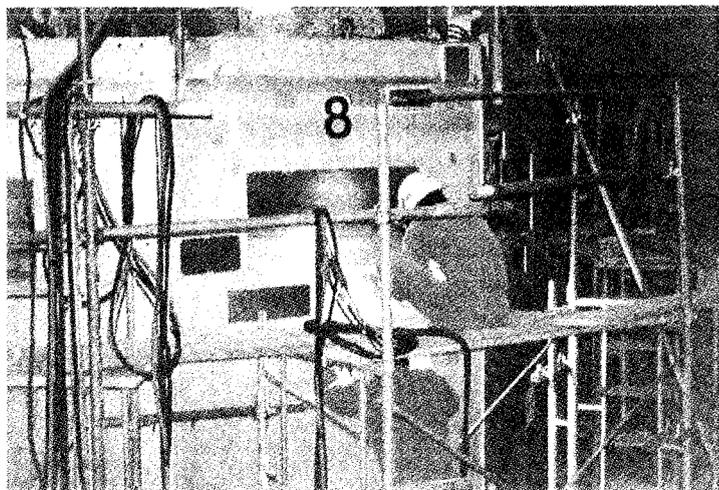


Fig.4.37 Seal Welding of Reactor Body (2)

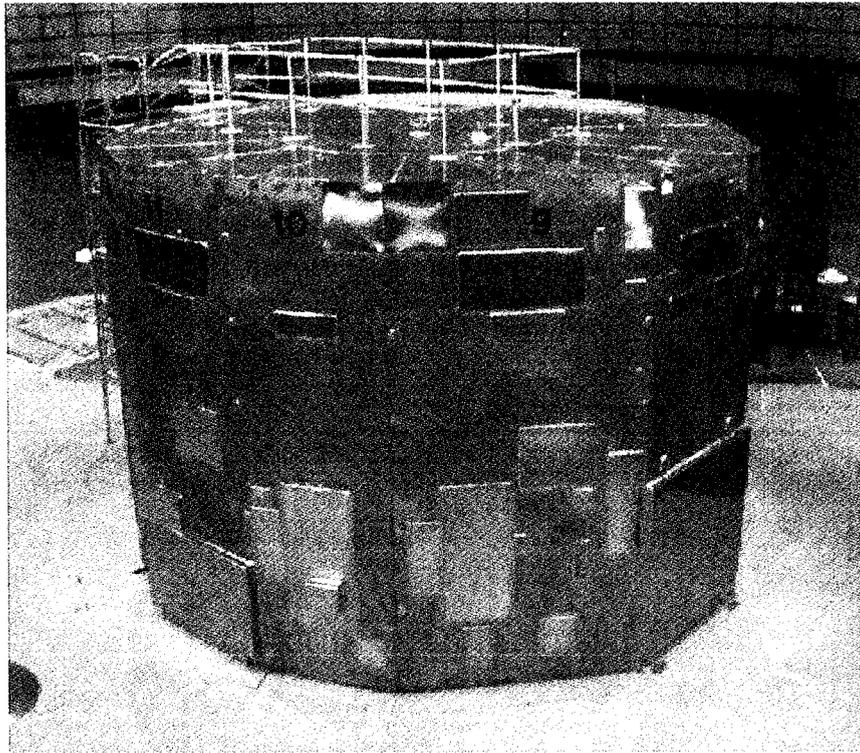


Fig.4.38 Reactor Body after Sealing

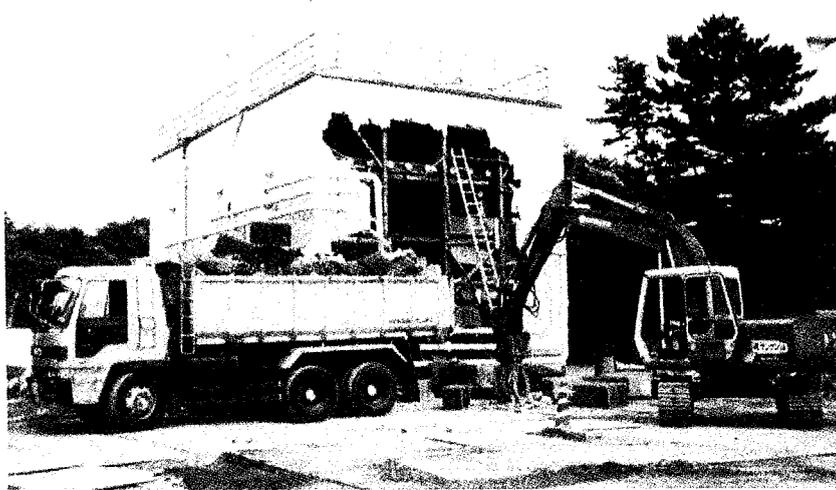


Fig.4.39 Dismantling of Cooling Tower

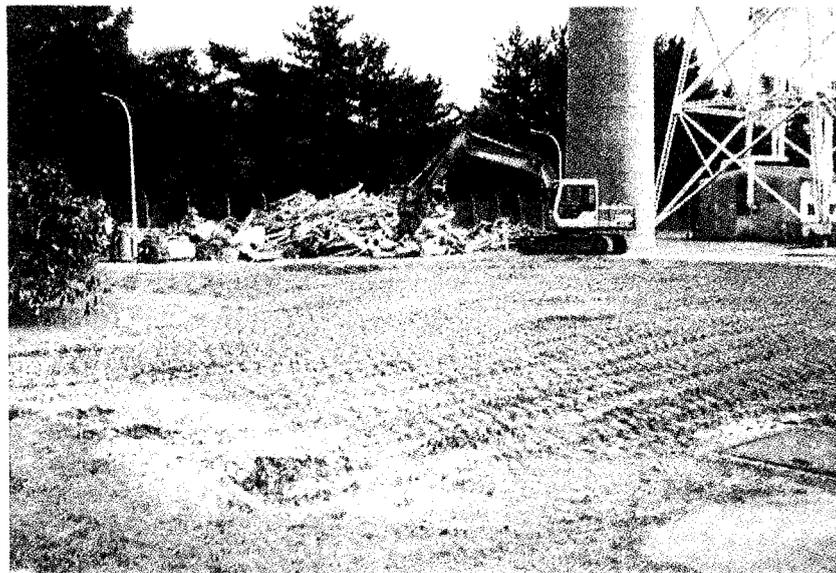


Fig.4.40 Cooling Tower after Dismantling

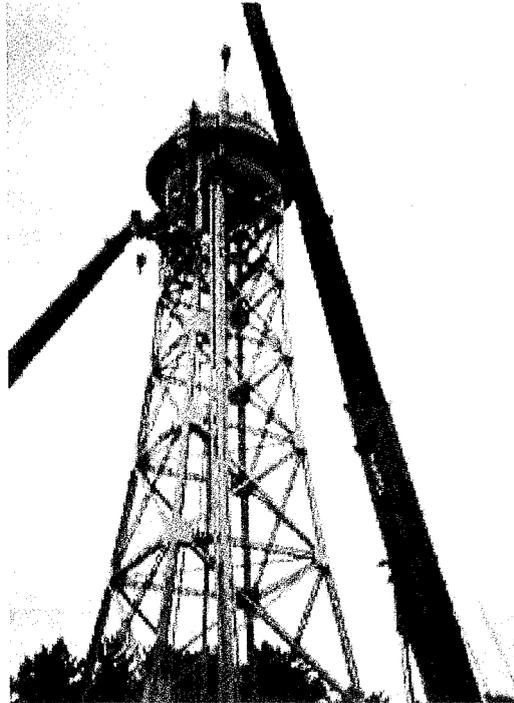


Fig.4.41 Dismantling of Cooling Water Supply Tank (1)

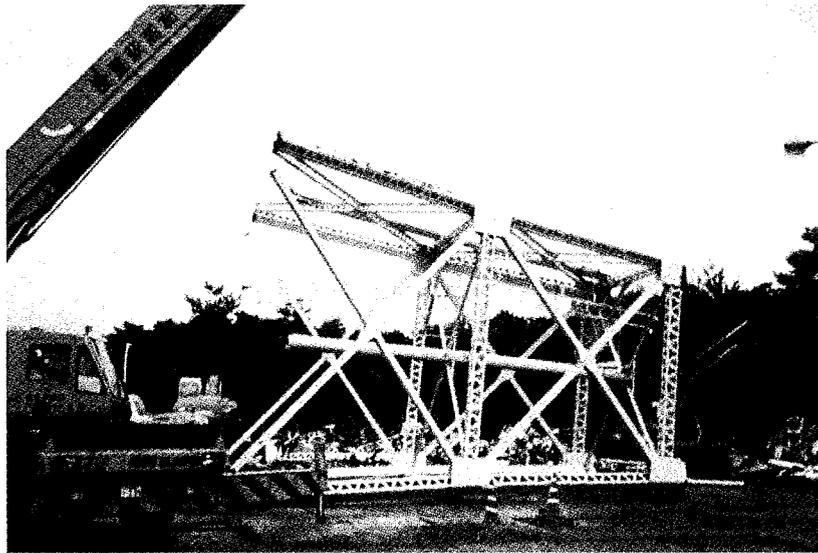


Fig.4.42 Dismantling of Cooling Water Supply Tank (2)

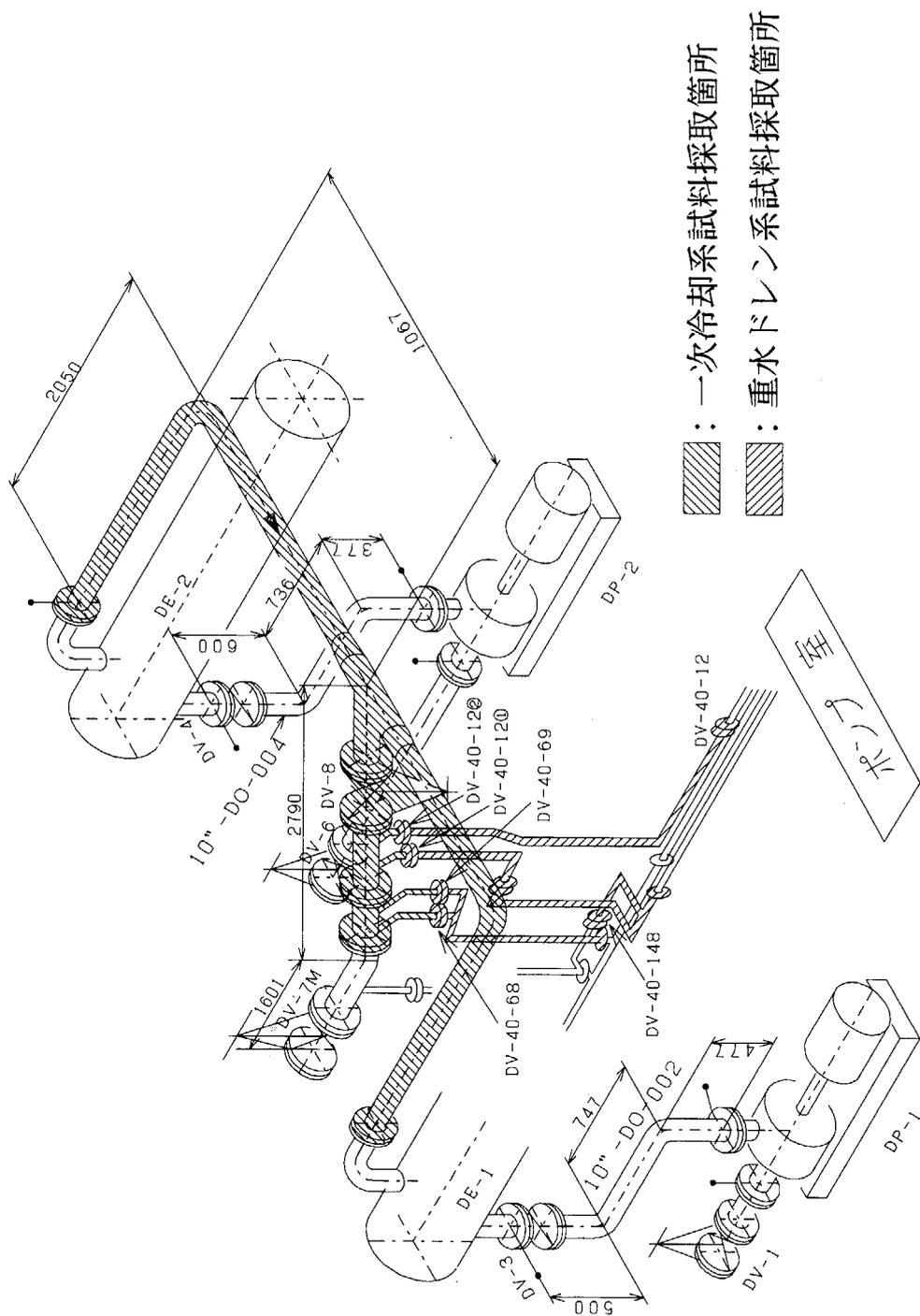


Fig.4.43 Sampling Point of Primary Cooling System for Decontamination Test

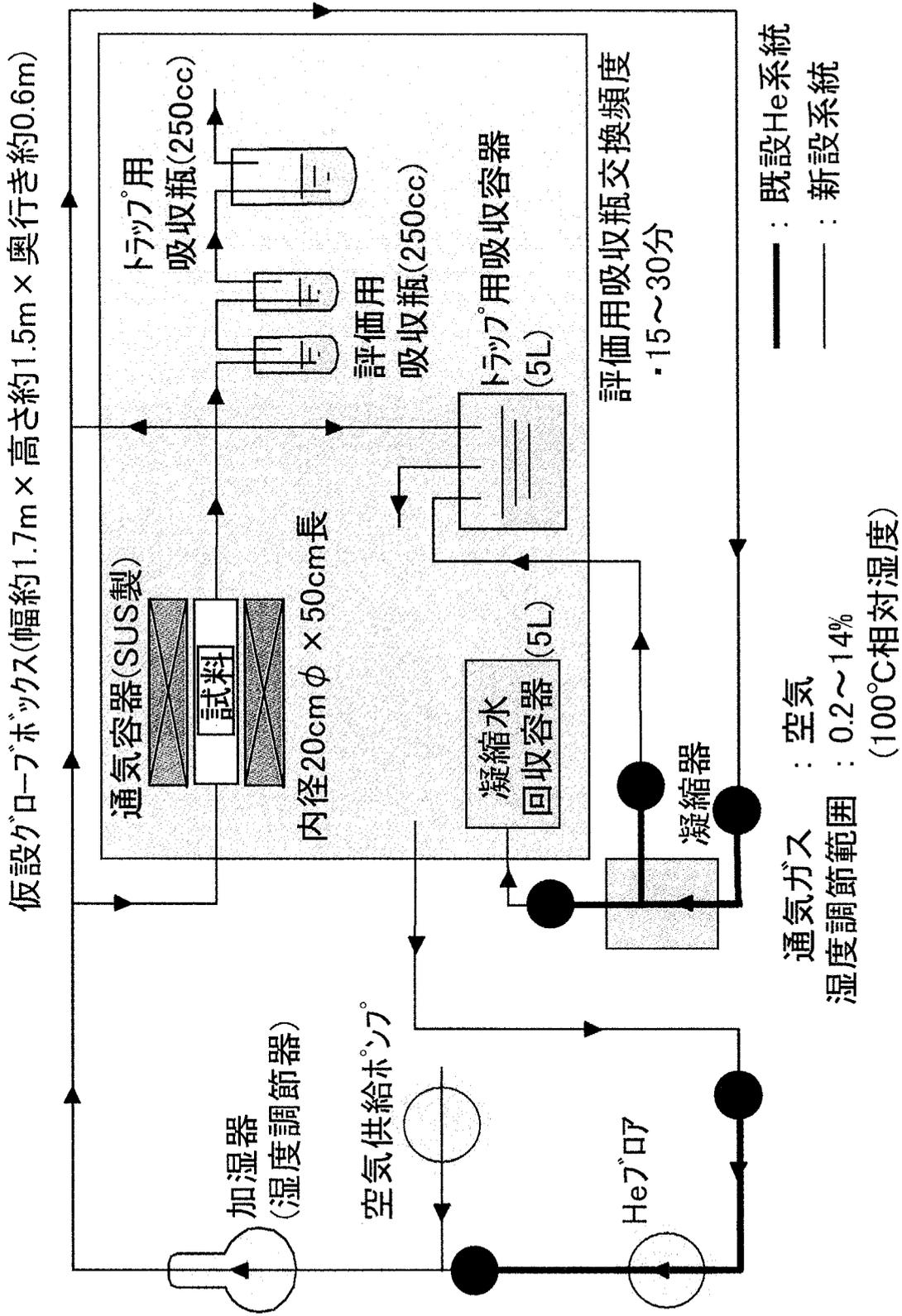


Fig.4.44 Tritium Ventilation Decontamination Equipment I

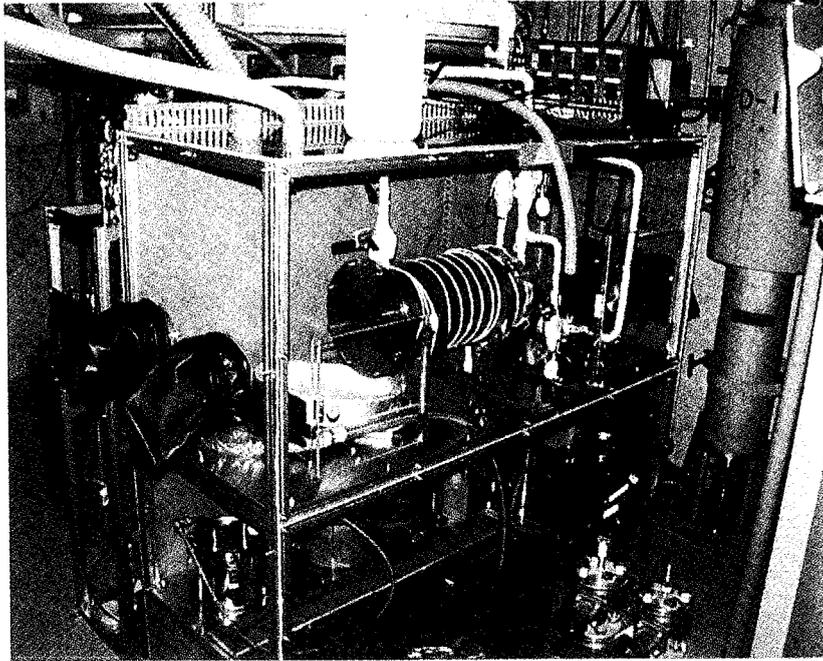


Fig.4.45 Tritium Ventilation decontamination Equipment I



Fig.4.46 Cutting of Sample

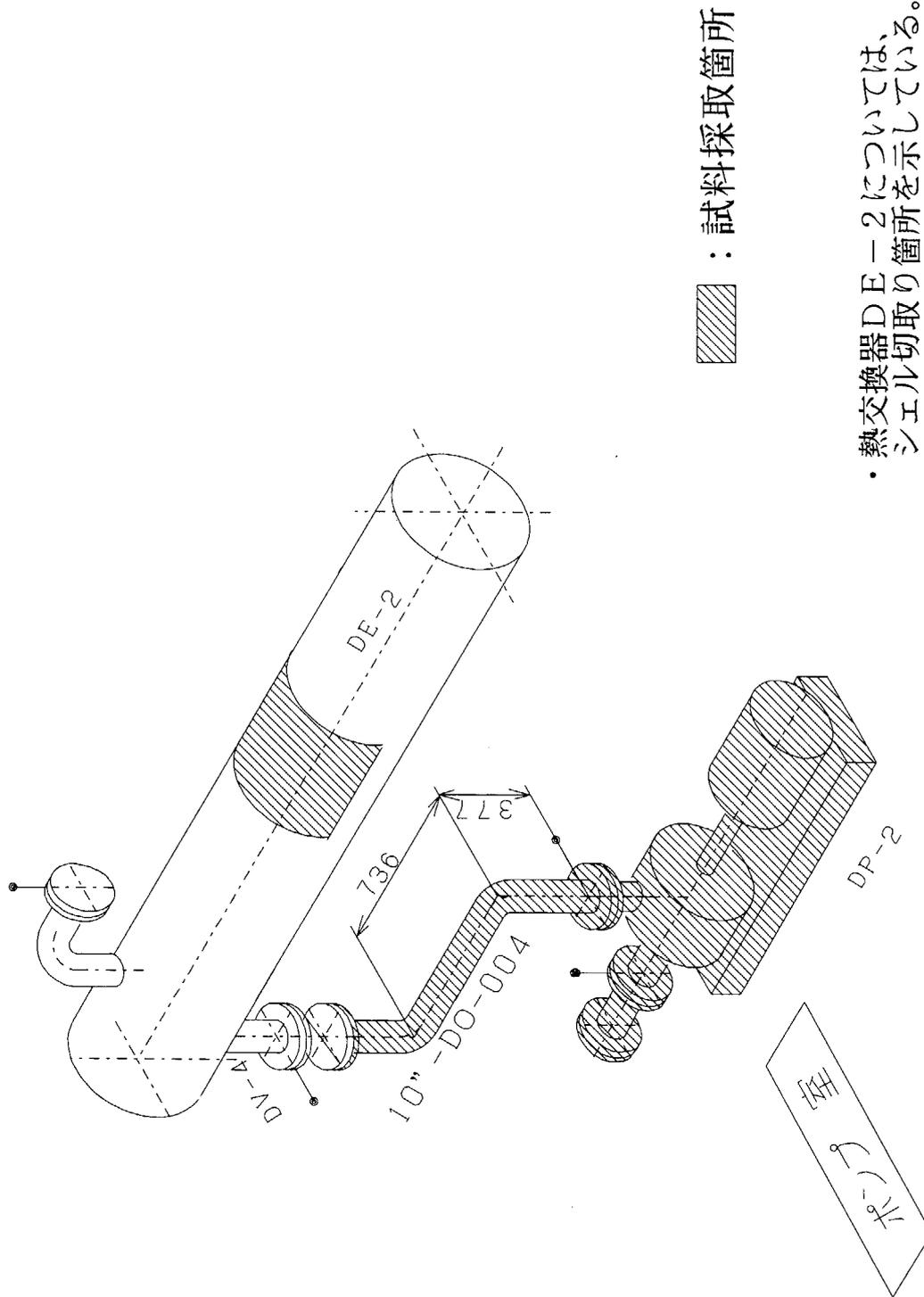


Fig.4.47 Sampling Point of Pump and Heatexchanger for Decontamination Test

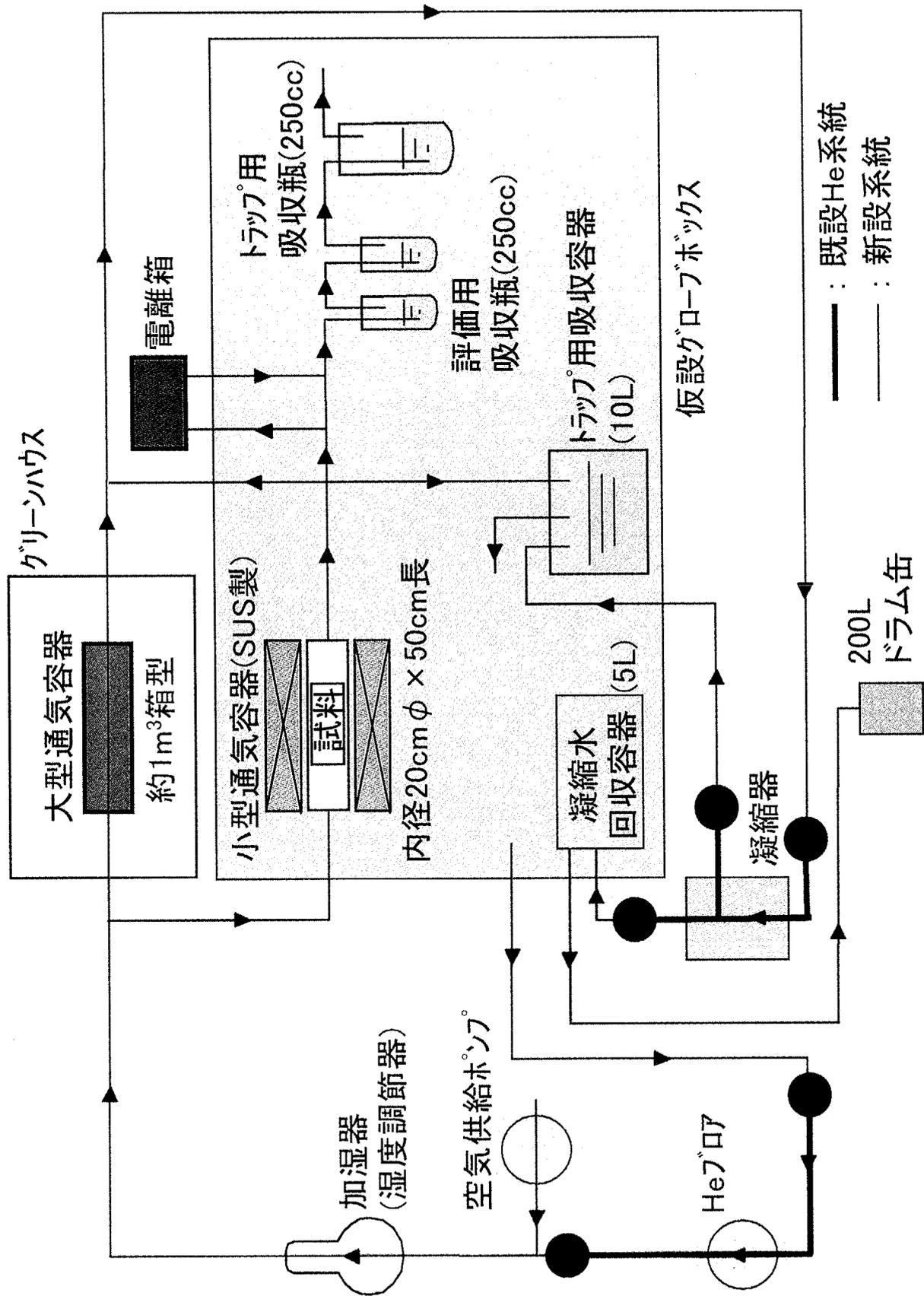


Fig.4.48 Tritium Ventilation Decontamination Equipment II

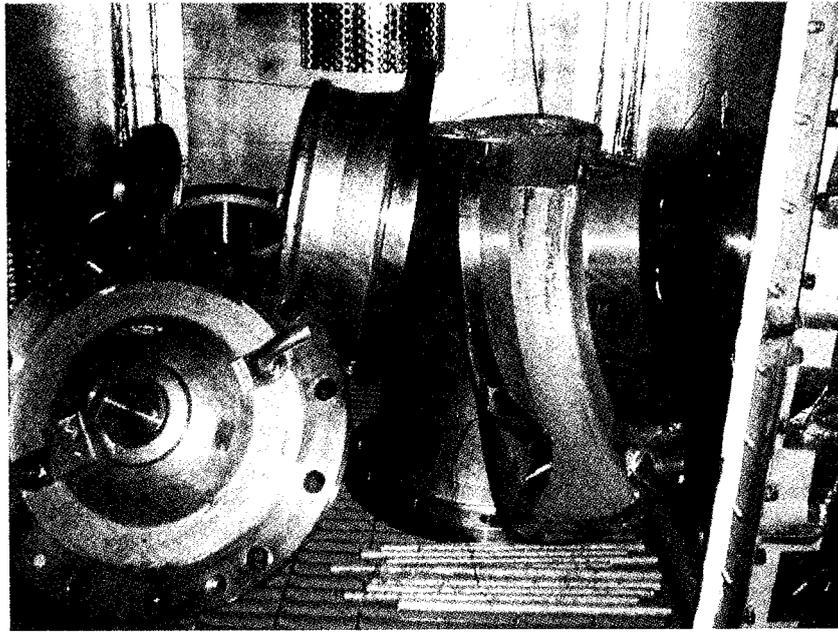


Fig.4.49 Decontamination Test of Main Pump(DP-2)

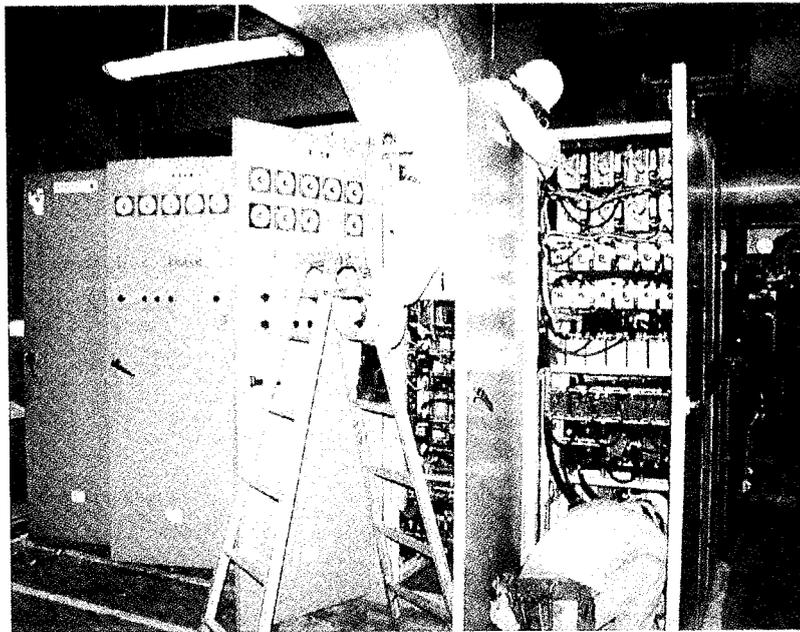


Fig.4.50 Dismantling of 25kVA Emergency Power Supply

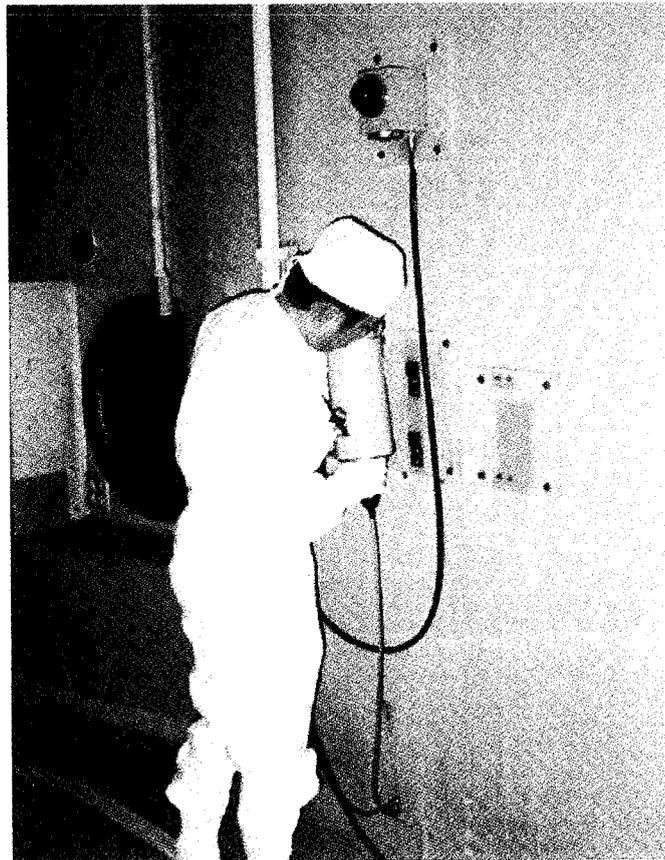


Fig.4.51 Removal of Nutron Area Monitor



Fig.4.52 Dismantling of Oil Dumper

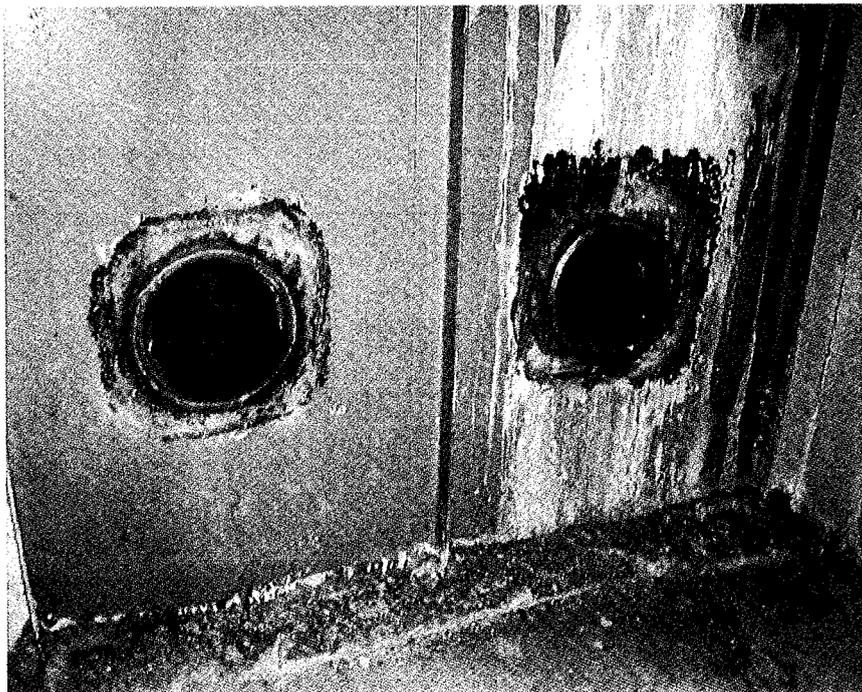


Fig.4.53 Seal of Oil Dumper Pipes

5. 解体工事における放射線管理

作業環境における放射線監視及び被ばく管理、放射性廃棄物の管理、放射線業務従事者の出入り管理及び搬出物品の管理、撤去終了時の汚染検査並びに周辺環境の放射線監視は、保安規定に基づいて実施し、法令で定める基準を超えないように管理した。

5.1 作業環境の放射線監視

5.1.1 線量当量率

管理区域内の線量当量率は、ガンマ線エリアモニタにより放射線レベルの監視を行い、放射線業務従事者が頻繁に立ち入る場所については、毎週1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。解体工事实施中又は遮へい状況の変化、放射性廃棄物の移動等があった場合にはその都度線量当量率を測定し、安全確保のために必要な措置を講じた。

Fig.5.1 に第1段階の解体工事開始前のJRR-2原子炉建屋内の線量当量率分布を、Fig.5.2、Fig.5.3及びFig.5.4に第1段階、第2段階及び第3段階前半の解体工事終了後のJRR-2原子炉建屋内の線量当量率分布をそれぞれ示す。

5.1.2 表面汚染

放射線業務従事者が頻繁に立ち入る場所の管理区域の床の表面密度は、毎週1回定点をスミヤ法によって測定し、異常のないことを確認した。また、各解体工事中に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結果、異常な汚染は発生しなかった。

5.1.3 空気汚染

管理区域内の空気中放射性物質の濃度は、ダストモニタにより作業中連続して監視した。

残存放射性物質の試料採取工事、原子炉冷却系統施設の系統隔離、重水の搬出、原子炉本体の密閉措置においては、トリチウムによる空気汚染が発生するおそれがあったため、汚染拡大防止囲い（グリーンハウス）を設置し、グリーンハウス内での作業においては、送風マスクを使用し内部被ばくの防止に努めた。作業中はダストモニタ及びトリチウムモニタにより作業環境の空気中放射性物質の濃度を連続監視した。これらの管理の結果、第1段階から第3段階前半の解体工事中において、異常な空気汚染は発生しなかった。

5.2 被ばく管理

解体工事を実施するに当たっては、事前に作業分析を行い効率的な作業手順、防護方法、モニタリング方法等を決定し、放射線業務従事者の被ばくの低減を図った。解体工事中の個人の被ばくに係る線量は、ガラスバッチ及びポケット線量計により測定した。また、内部被ばくが発生するおそれのある作業（重水保管設備の整備、残存放射性物質の試料採取工事、原子炉冷却系統施設の系統隔離、重水の搬出、原子炉本体の密閉措置、機器類の汚染除去試験等）に従事する放射線業務従事者については、作業前及び作業終了後ホールボディカウンターにより内

部被ばくの測定を行った。その結果、これまでの解体工事においては、内部被ばくはなかった。

Table 5.1 に第1段階の解体工事における被ばくに係る線量の推定値と実績値を、Table 5.2 に第2段階の解体工事における被ばくに係る線量の推定値と実績値を、Table 5.3 に第3段階前半の解体工事における被ばくに係わる線量の推定値と実績値を示す。第1段階の解体工事に従事した放射線業務従事者は47人で集団実効線量は9.2人・mSv、第2段階の解体工事に従事した放射線業務従事者は117人で集団実効線量は12.2人・mSv、また、第3段階前半の解体工事に従事した放射線業務従事者は83人で集団実効線量は4.6人・mSvあった。それぞれの集団実効線量の実績値は推定値の約10分の1であった

Table 5.1 Comparison of Exposure Dose of Phase 1 between Results and Estimate

線量		工事期間	放射線業務 従事者数 (人)	1人当たりの 平均実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)	集団実効線量 推定値 (人・mSv)
工事名						
請 負 業 者	駆動装置及び水平軸 の取り外し作業	H9. 8. 25 ~H9. 8. 27	3	N. D.	N. D.	0. 01
	重水の抜き取り 及び運搬作業	H9. 12. 1 ~H9. 12. 26	10	N. D.	N. D.	12
	熱遮蔽軽水の 抜き取り作業 (*)	H9. 12. 1 ~H10. 1. 22	—	—	—	12
	重水保管設備の 整備工事	H9. 11. 4 ~H10. 3. 31	25	0. 32	8. 0	64. 5
職 員		H9. 7. 1 ~H10. 3. 31	19	0. 06	1. 2	
合 計		—	(注) 57	0. 20	9. 2	88. 6

N. D. : フィルムバッジの検出限界値 (0.2ミリシーベルト) 未満を示す。

注: 対象期間内に複数の工事に係わった放射線業務従事者を含んでいる。(当該期間の放射線業務従事者は47名である。)

(*) 熱遮蔽軽水の抜き取り作業は職員が実施した。

Table 5.2 Comparison of Exposure Dose of Phase 2 between Results and Estimate

工 事 名	線 量	工事期間 (測定期間)	放射線業務 従事者数 (人)	1人当たりの 平均実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)	集団実効線量 推定値 (人・mSv)
請 負 業 者	汚染放射性物質の 試料採取	H10. 11. 10 ~H10. 11. 20	9	0. 11	1. 0	11. 4
	原子炉冷却系統施設 の系統隔離	H11. 1. 25 ~H11. 3. 31	14	0. 74	10. 3	100. 8
	放射化放射性物質 の試料採取	H10. 11. 24 ~H10. 12. 10	14	N. D	N. D.	3. 2
	燃料交換キャスク等 の撤去	H11. 2. 2 ~H11. 2. 25	9	N. D	N. D.	0. 5
	重水の搬出	H11. 10. 15 ~H11. 11. 19	10	N. D	N. D.	10. 5
	原子炉本体の密閉措置	H11. 11. 2 ~H12. 2. 25	18	N. D.	N. D.	4. 0
	放射線管理施設の 一部撤去工事 (照射空気モタの撤去)	H11. 9. 1 ~H11. 9. 10	6	N. D.	N. D.	0. 1
	放射線管理施設の 一部撤去工事 (排水貯槽水モタの撤去)	H11. 9. 1 ~H11. 9. 10	6	N. D.	N. D.	
	二次冷却設備等の撤去	H11. 10. 25 ~H11. 11. 25	10	N. D.	N. D.	0. 1
	実験設備等の撤去工事	H11. 8. 5 ~H11. 9. 30	22	N. D.	N. D.	1. 4
職 員		※H10. 10. 1 ~H11. 3. 31 H11. 7. 1 ~H12. 3. 31	14	0. 06	0. 9	
合 計			(注) 1 3 2	0. 1	12. 2	132. 0

N. D. : フィルムバッジの検出限界値 (0.2ミリシーベルト) 未満を示す。

注: 「放射線管理施設の一部撤去工事 (照射空気モタの撤去)」の請負業者6名は、「放射線管理施設の一部撤去工事 (排水貯槽水モタの撤去)」にも従事している。また、「汚染放射性物質の試料採取」の請負業者9名は、「放射化放射性物質の試料採取」にも従事している。よって、当該期間の放射線業務従事者の実数は117名である。

※職員の工事期間 (測定期間) は、平成10年度の第3、第4、平成11年度の第2、第3、第4四半期である。

Table 5.3 Comparison of Exposure Dose of the First Half of Phase 3 between Results and Estimate

線量		工事期間 (測定期間)	放射線業務 従事者数 (人)	1人当たりの 平均実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)	集団実効線量 推定値 (人・mSv)
工事名						
請 負 業 者	機器類の汚染除去試験Ⅰ	H12. 8. 2 ~H13. 3. 26	29	0. 03	1. 0	12. 6
	※ 放射線管理施設の 一部撤去工事 (中性子線エリアモニタの撤去)	(H12. 10. 1 ~H12. 12. 31)	(3)	(N. D.)	(N. D.)	(0. 0096)
	気体廃棄物の廃棄設備の 一部撤去工事 (オイルダンパの撤去)	H13. 6. 14 ~H13. 6. 30	13	N. D.	N. D.	0. 14
	機器類の汚染除去試験Ⅱ	H13. 10. 1 ~H14. 3. 29	24	0. 15	3. 5	26. 7
職 員		※H12. 7. 1 ~H13. 3. 31 H13. 4. 1 ~H13. 6. 30 H13. 10. 1 ~H14. 3. 29	28	0. 006	0. 1	
合 計			(注) 94	0. 05	4. 6	39. 5

N. D. : ガラスバッジの検出限界値 (0.1ミリシーベルト) 未満を示す。

注: 「放射線管理施設の一部撤去工事 (中性子線エリアモニタの撤去)」は、職員のみで実施した工事である
「放射線管理施設の一部撤去工事 (中性子線エリアモニタの撤去)」に従事した職員3名は、「機器類の汚染除去試験Ⅰ」にも従事、「気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去工事 (オイルダンパの撤去)」に従事した職員のうち3名は、「機器類の汚染除去試験Ⅱ」にも従事、また、「機器類の汚染除去試験Ⅰ」に従事した職員5名は「機器類の汚染除去試験Ⅱ」にも従事しているため、当該期間の放射線業務従事者の実数は83名である。

※職員の工事期間 (測定期間) は、平成12年度の第2、第3、第4、平成13年度の第1、第3、第4四半期である。

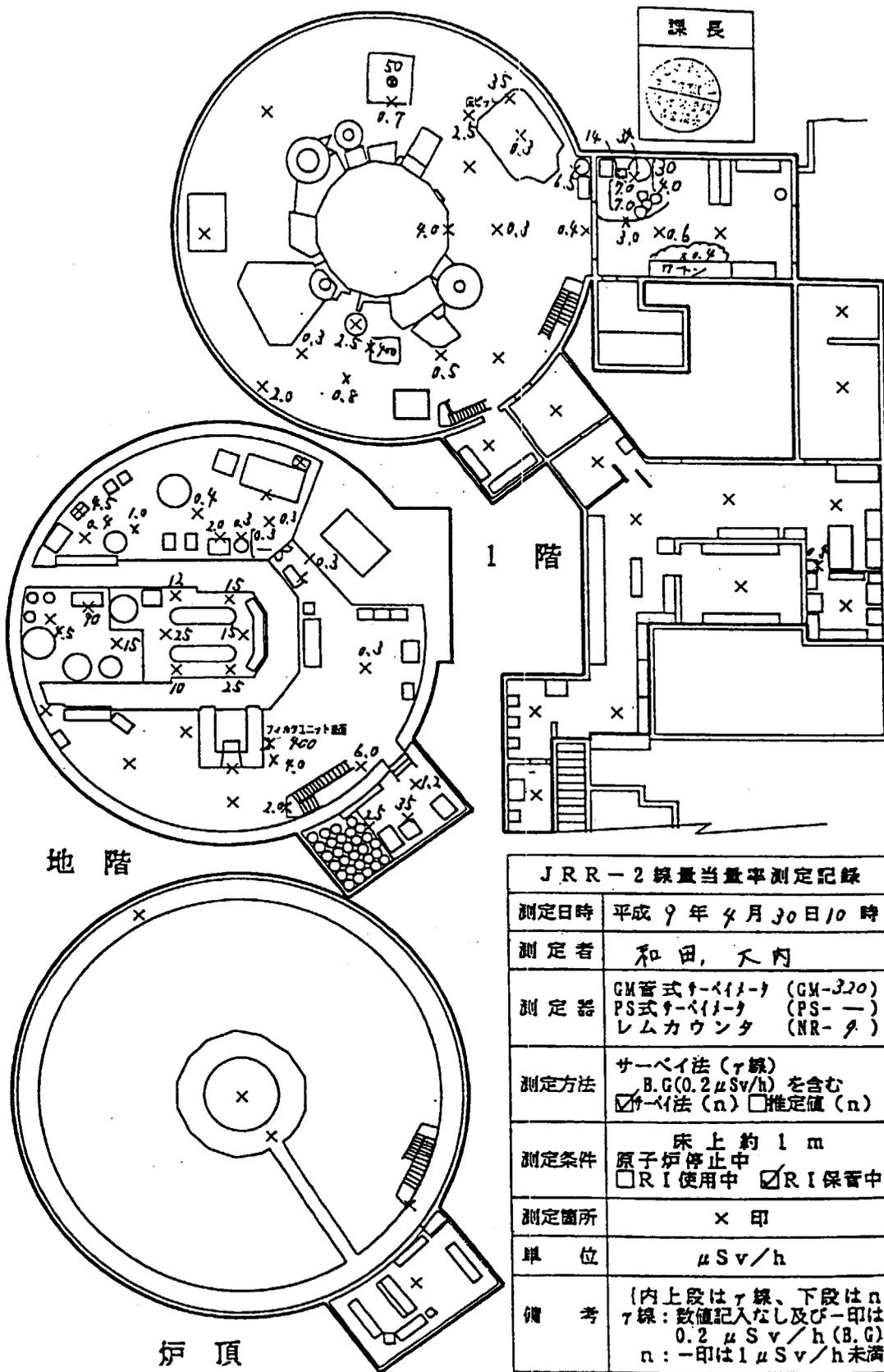


Fig.5.1 Dose Equivalent Rate of Reactor Room (before Phase 1)

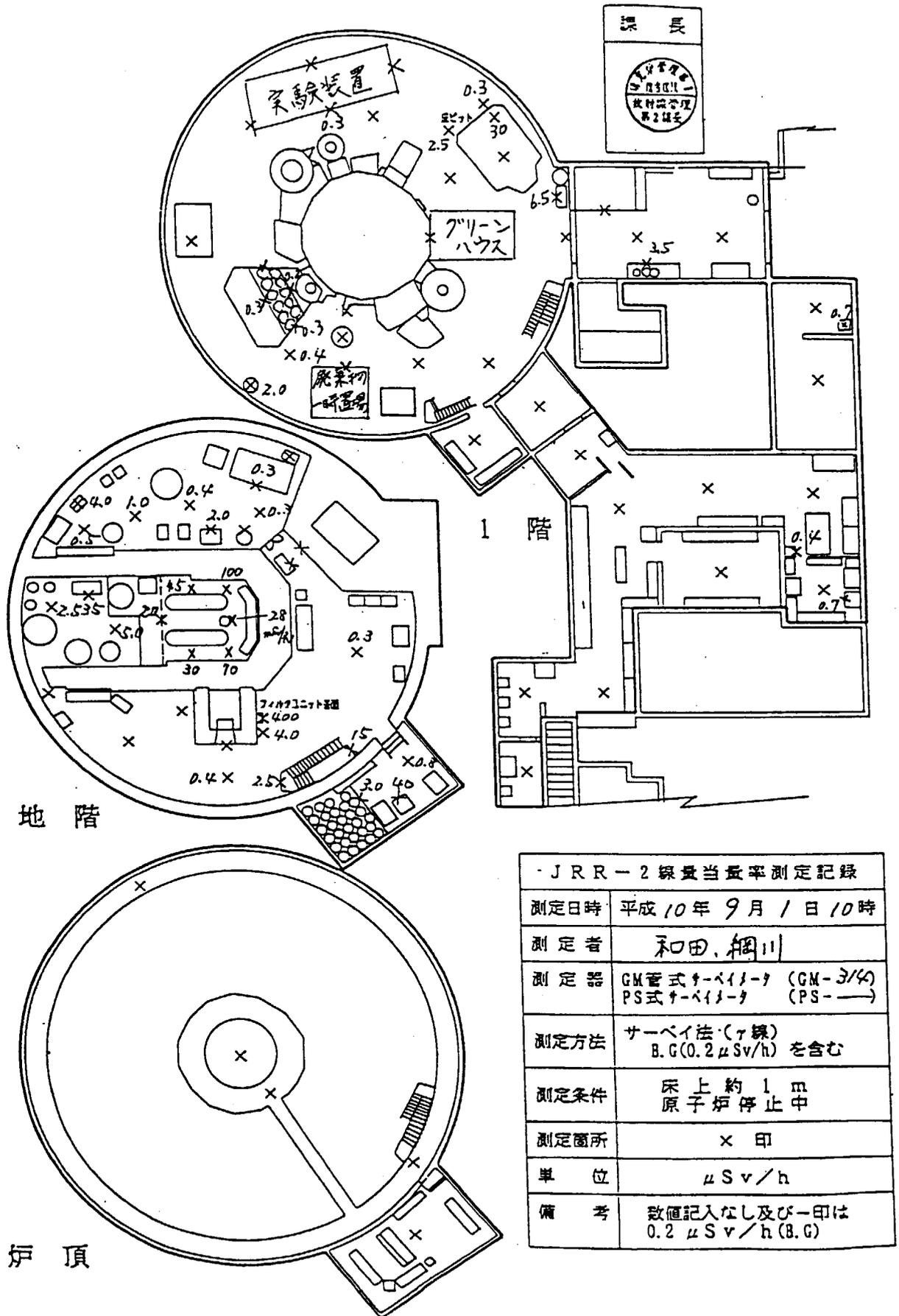


Fig.5.2 Dose Equivalent Rate of Reactor Room (after Phase 1)

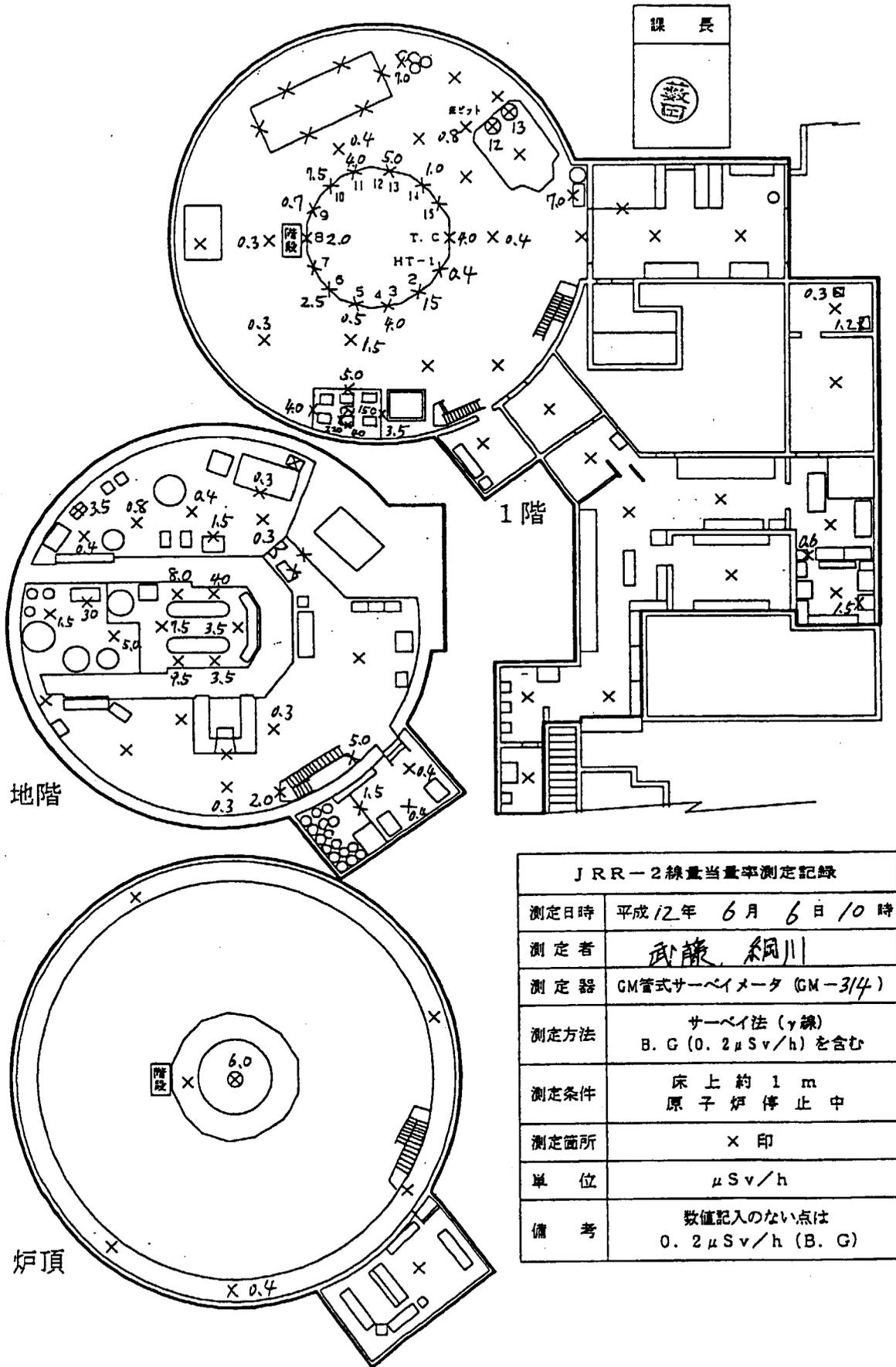


Fig.5.3 Dose Equivalent Rate of Reactor Room (after Phase 2)

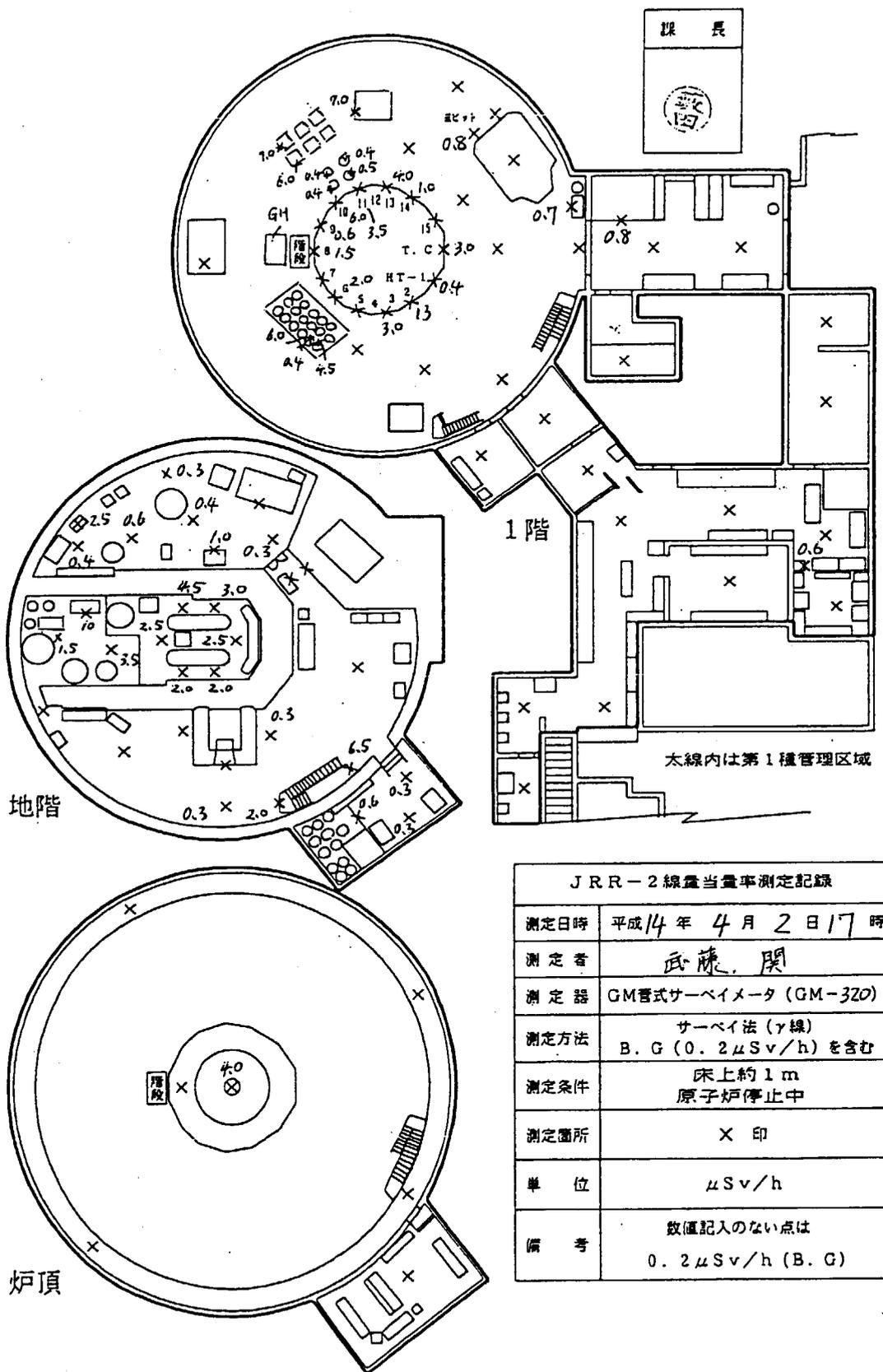


Fig.5.4 Dose Equivalent Rate of Reactor Room
(after the first half of Phase 3)

6. 解体廃棄物の処理、処分

解体工事によって発生した放射性廃棄物は Fig.6.1 に従って処理、処分し、管理区域外で発生した解体廃棄物については、産業廃棄物として処分した。

6. 1 放射性気体廃棄物

気体廃棄物は、従来どおり J R R - 2 原子炉施設の排気系の高性能フィルタでろ過した後、スタックダストモニタ等により放射性物質の濃度が基準値以下であることを連続監視しながら、排気筒から放出した。Table 6.1 に第 1 段階、第 2 段階及び第 3 段階前半の工事期間中の放射性気体廃棄物の放出量を示す。第 1 段階の解体工事で放射性気体廃棄物が発生した工事は、重水の運搬作業及び重水保管設備の整備工事であり、放射性気体廃棄物のトリチウム放出量は推定放出量 2.2×10^{12} Bq に対し、実績は 6.3×10^{10} Bq であった。

第 2 段階の解体工事で放射性気体廃棄物が発生した工事は、原子炉冷却系統施設の系統隔離、原子炉本体の密閉措置及び重水の搬出作業であり、トリチウム放出量は推定放出量 5.3×10^{11} Bq に対し、実績は 1.2×10^{11} Bq であった。

また、第 3 段階前半の解体工事で放射性気体廃棄物が発生した工事は、機器類の汚染除去試験であり、トリチウム放出量は 1.6×10^{11} Bq であった。

6. 2 放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物は、第 1 段階で発生した熱遮蔽軽水約 8.7 トン及び第 3 段階前半で発生した機器類の汚染除去試験の試験廃液約 200 リットルであった。これらの放射性液体廃棄物は、従来どおり J R R - 2 原子炉施設の廃棄液用タンクに一時貯留した後、東海研究所の廃棄物処理場へ搬出した。

なお、炉室内手洗い等からの一般排水については、原子炉施設の廃棄液用タンクに一時貯留した後、法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認後、一般排水溝へ排出した。Table 6.2 に解体工事に伴う放射性液体廃棄物の発生量を示す。

6. 3 放射性固体廃棄物

解体撤去により発生した放射性固体廃棄物及び解体付随廃棄物は、工事方法等明細書に定めた Table 6.3 に示す放射能レベル区分毎に区分し、所定の廃棄物容器に収納し、炉室に一時保管した後、従来どおり東海研究所の廃棄物処理場へ搬出した。また、所定の廃棄物収納容器に収納できない大型の燃料交換キャスク、実験設備等の遮蔽体等についても、必要な密閉措置を施し、炉室に一時保管した後、東海研究所の廃棄物処理場へ搬出した。

Table 6.4 に第 1 段階から第 3 段階前半までの解体工事期間中に発生した放射性固体廃棄物を示す。

第 1 段階の解体工事で発生した主な放射性固体廃棄物は、原子炉の停止措置における制御棒駆動装置等及び重水保管設備の整備工事における配管、弁類等約 8 トン、解体付随廃棄物約 2.1

トンであった。第2段階の解体工事で発生した主な放射性固体廃棄物は、原子炉冷却系統施設の系統隔離、原子炉本体の密閉措置及び汚染放射性物質の試料採取工事における配管、弁類及び実験設備等の撤去工事における実験設備遮蔽体等の金属類約266トン、実験設備等の撤去工事及び放射化放射能の試料採取工事で発生したコンクリート類約12トン並びに解体付随廃棄物約3トンであった。また、第3段階前半の解体工事で発生した放射性固体廃棄物は機器類の汚染除去試験及び気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去工事等における配管、弁、機器類約5.4トン並びに解体付随廃棄物約4.7トンであった。

Table 6.1 Discharge Quantity of Radioactive Gaseous Waste

核種 段階	全希ガス		^{41}Ar		^{131}I	全粒子状 物質	※ ^3H	その他
	検出 限界値 未満	値	検出 限界値 未満	値				
第1段階	検出 限界値 未満	値	検出 限界値 未満	値	検出 限界値 未満	検出 限界値 未満	6.3×10^{10} Bq	—
第2段階	検出 限界値 未満	値	検出 限界値 未満	値	検出 限界値 未満	検出 限界値 未満	1.2×10^{11} Bq	—
第3段階 前	検出 限界値 未満	値	検出 限界値 未満	値	検出 限界値 未満	検出 限界値 未満	1.6×10^{11} Bq	—

※ 原子炉建家の換気による ^3H 放出量を含む

Table 6.2 Radioactive Liquid Wast Quantity

1) 平成9年度

³ Hを除く 全各種	⁵¹ Cr	⁵⁴ Mn	⁵⁹ Fe	⁵⁸ Co	⁶⁰ Co
2.0×10^5 Bq	$<1.9 \times 10^{-2}$ Bq/cm ³	$<2.9 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<5.3 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<3.1 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	1.5×10^5 Bq

(続き)

¹³¹ I	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	その他	³ H	備考(その 他の核種)
$<2.1 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<2.1 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<2.5 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	5.6×10^4 Bq	5.0×10^9 Bq	⁶⁵ Zn

廃棄物処理場輸送 約8.7トン
炉室手洗い等一般排水 約5.6トン

2) 平成10年度

放射性液体廃棄物 なし

炉室手洗い等一般排水 約8.5m³

3) 平成11年度

放射性液体廃棄物 なし

炉室手洗い等一般排水 約10m³

4) 平成12年度

³ Hを除く 全核種	⁵¹ Cr	⁵⁴ Mn	⁵⁹ Fe	⁵⁸ Co	⁶⁰ Co
1.4×10^4 Bq	$<1.8 \times 10^{-2}$ Bq/cm ³	$<2.3 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<4.5 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<2.1 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	1.4×10^4 Bq

(続き)

¹³¹ I	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	その他	³ H	備考
$<2.2 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<2.1 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<2.2 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	—	6.3×10^9 Bq	

廃棄物処理場輸送 約93リットル
炉室手洗い等一般排水 約16m³

5) 平成13年度

³ Hを除く 全核種	⁵¹ Cr	⁵⁴ Mn	⁵⁹ Fe	⁵⁸ Co	⁶⁰ Co
1.6×10^4 Bq	$<1.7 \times 10^{-2}$ Bq/cm ³	$<2.2 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<3.6 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<1.8 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	1.6×10^4 Bq

(続き)

¹³¹ I	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	その他	³ H	備考
$<2.3 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<2.3 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	$<1.8 \times 10^{-3}$ Bq/cm ³	—	1.1×10^{10} Bq	

廃棄物処理場輸送 約110リットル
炉室手洗い等一般排水 約12.6m³

注：検出限界未満の場合には、その検出限界値を各項目ごと記入する。

Table 6.3 Level Classification of Radioactive Solid Waste

解体で発生する放射性固体廃棄物は、当面の保管及び将来の減容処理、合理的処分等への対応を考慮し「材料別」と「放射能レベル区分別」に分類し、この分類に従って所定の容器へ収納し、所定の場所に保管する。

1. 材料別分類

材料区分	対 象 物
金属類	機器類、仮設機器類、配管、支持構造物等
不燃物	保温材、ケーブル、ガラス、フィルター、コンクリート、塩化ビニール等
可燃物	ウエス、衣服、手袋、靴下、紙ウエス、酢酸ビニール等

2. 放射能レベル区分別分類

区分	表面密度 (Bq/cm ²)	放射能濃度 (Bq/g)
I	4×10^5 以上	4×10^3 以上
II	4×10^3 以上 4×10^5 未満	4×10^1 以上 4×10^3 未満
III	4×10^1 以上 4×10^3 未満	4×10^{-1} 以上 4×10^1 未満
IV	4×10^1 未満	4×10^{-1} 未満

Table 6.4 Radioactive Solid Waste

性状別区分	年度							合計
	平成9年度	平成10年度	平成11年度	平成12年度	平成13年度			
金属類	重量 (Kg)	8,080	22,588	243,856	141	5,224		279,889
	放射エネルギー (Bq)	1.8×10^{10}	1.9×10^{11}	2.2×10^{10}	8.5×10^7	3.7×10^9		2.34×10^{11}
	1m ³ 容器 (個)	7	12	35	1	7		62
	200 ^{リットル} ドラム缶 (個)	12	12	13	1	6		44
コンクリート類	金属容器 (個)	0	0	0	0	0		0
	その他の容器 (個)	0	2	0	0	0		2
	容器なし (個)	0	0	97	0	0		97
	重量 (Kg)	0	61	12,115	0	0		12,176
オイル (固化体)	放射エネルギー (Bq)	0	1.1×10^{10}	4.9×10^6	0	0		1.1×10^{10}
	1m ³ 容器 (個)	0	0	6	0	0		6
	200 ^{リットル} ドラム缶 (個)	0	1 1/4	10	0	0		1 1 1/4
	金属容器 (個)	0	0	0	0	0		0
可燃物	重量 (Kg)	0	0	0	0	176		176
	放射エネルギー (Bq)	0	0	0	0	3.7×10^5		3.7×10^5
	200 ^{リットル} ドラム缶 (個)	0	0	0	0	3		3
	重量 (Kg)	1,107	960	1,074	1,114	2,058		6,313
不燃物	放射エネルギー (Bq)	2.7×10^7	4.7×10^9	4.4×10^7	2.5×10^{10}	2.9×10^7		3.42×10^{10}
	カートンボックス (個)	368	322	358	374	686		2,108
	重量 (Kg)	991	468	528	518	1,035		3,540
	放射エネルギー (Bq)	4.2×10^7	3.5×10^7	1.6×10^7	2.0×10^7	8.0×10^9		8.11×10^9
解体付随	1m ³ 容器 (個)	0	0	0	0	0		0
	200 ^{リットル} ドラム缶 (個)	5	3/4	0	3	0		8 3/4
	金属容器 (個)	0	0	7	0	6		13
	ファイルタ (個)	0	0	6	1	2		9
合計	カートンボックス (個)	112	130	59	134	320		755
	重量 (Kg)	10,178	24,077	257,573	1,773	8,493		302,094
	放射エネルギー (Bq)	1.8×10^{10}	2.1×10^{11}	2.6×10^{10}	2.5×10^{10}	1.2×10^{10}		2.9×10^{11}
	1m ³ 容器 (個)	7	12	41	1	7		68
合計	200 ^{リットル} ドラム缶 (個)	17	14	23	4	9		67
	金属容器 (個)	0	0	7	0	6		13
	その他の容器 (個)	0	2	0	0	0		2
	容器なし (個)	0	0	97	0	0		97
JRR-2 解体計画	ファイルタ (個)	0	0	6	1	2		9
	カートンボックス (個)	480	452	417	508	1,006		2,863
	重量 (Kg)							
	放射エネルギー (Bq)							
		第1段階	第2段階	第3段階				

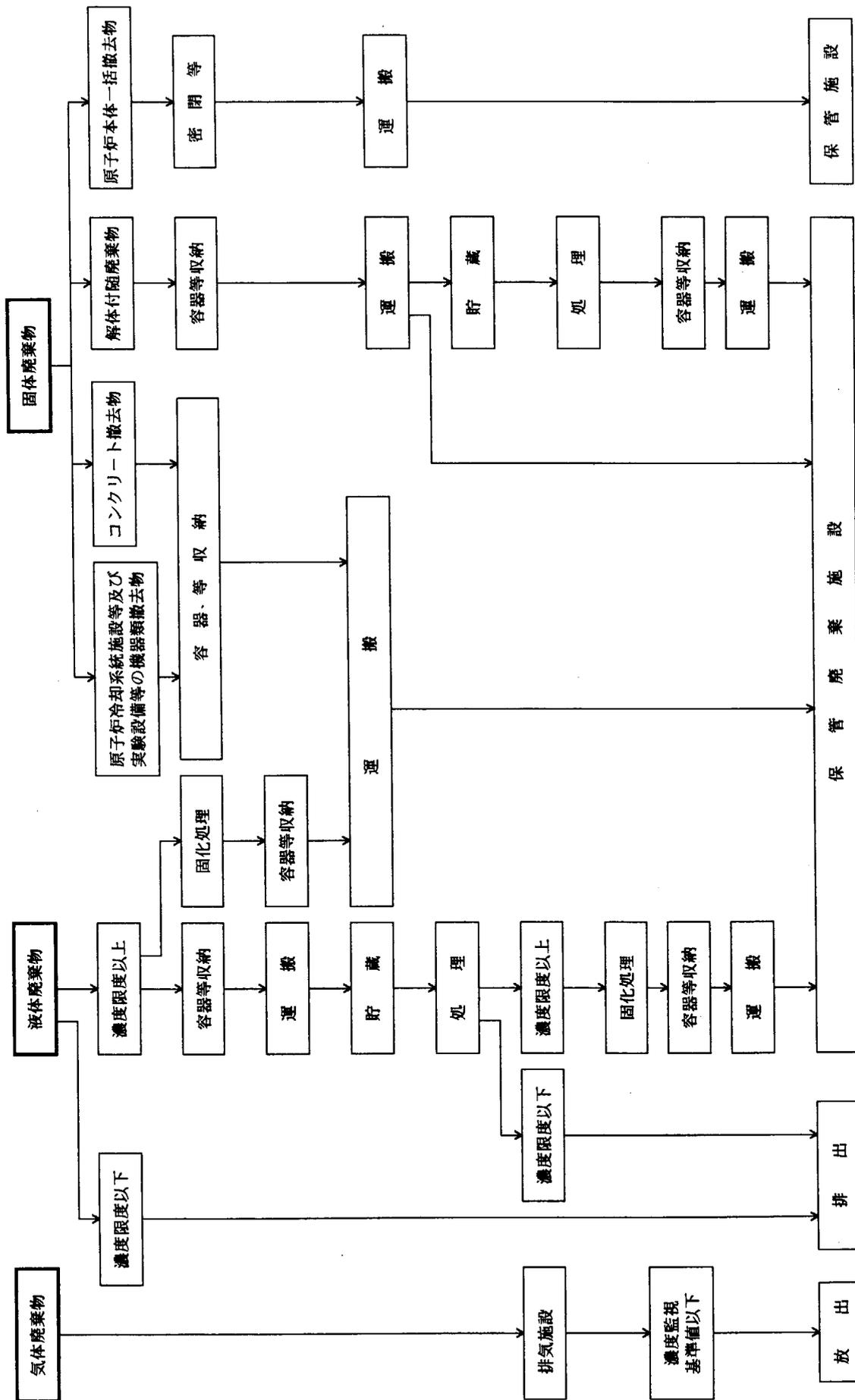


Fig.6.1 Treatment and Disposal of Radioactive Waste

7. 廃止措置のための評価・検討

解体届に記載する残存放射性物質、公衆の実効線量、放射線業務従事者の集団実効線量、放射性廃棄物発生量等について以下の方法で評価検討した。また、残存放射性物質については、第2段階の解体工事において試料を採取し材料組成及び放射能の測定を行い、再評価を実施した。

7. 1 残存放射性物質の評価

原子炉施設に残存する放射性物質は、放射化放射性物質と汚染放射性物質に分けることができる。放射化放射性物質は、炉心内及び炉心周辺部に設置されている放射線遮蔽体等の構造物が中性子照射を受けて放射化することにより発生し、残存するものである。

汚染放射性物質は、放射化した腐食生成物等が配管、機器類に付着することにより、施設内に残存するものである。

放射化放射性物質の量の評価方法には、試料採取等による実測を中心とした方法、計算によって評価する方法及び実測と計算を総合して評価する方法等がある。解体届提出段階では、実測が行われていなかったため、計算コードを用いて放射化放射性物質の量、核種及び分布を評価した。

汚染放射性物質については、過去の保守・整備作業における測定結果をもとに、原子炉運転時間を考慮し評価した。

なお、第2段階以降の放射化放射性物質及び汚染放射性物質の量については、第2段階の試料採取結果に基づき再評価した。

7.1.1 放射化放射性物質

炉内構造物及び放射線遮蔽体等の核種別放射化放射性物質の量は、重水保管設備の整備時期にほぼ相当する原子炉停止1年後の放射性物質の量を計算によって評価する。計算手順をFig.7.1に示す。

(1) 計算の手順

① 前提条件

イ. 中性子束分布の計算

計算による評価では、放射化放射性物質インベントリ計算用中性子群定数と一次元S_n輸送コード「ANISN」⁽¹⁾を用いて、二次元計算用縮約群定数を求める。次に、この群定数を用いて、二次元S_n輸送コード「DOT 3.5」⁽²⁾により中性子束を求める。

ロ. 原子炉運転履歴

原子炉の運転履歴を考慮し、積算出力の増加傾向が実際とほぼ同じになるよう全運転期間を12の期間に区分してTable 7.1に示す。各区分内における原子炉の運転は、その区分内の積算出力の増加傾向がほぼ一定の時期を運転とし、次に、運転履歴を考慮して一定時間停止するものとし、このような運転が運転区分にしたがって繰り返されるものとする。各区分内の運転出力は、同区分内の積算出力と運転時間から求まる平均出力で

連続運転されたものとする。

ハ. 炉内構造物及び放射線遮蔽体等の組成

制御材、重水タンク、熱遮蔽板及び放射線遮蔽体等の主要な構造物は、カドミウム、ステンレス鋼、アルミニウム合金、重コンクリート等である。これらの構造物中に生成される放射性核種のうち、評価対象核種としては、解体時期を考慮して半減期の比較的最長い⁵⁴Mn、⁵⁵Fe、⁶⁰Co、⁶³Ni、⁶⁵Zn、¹³³Ba、¹³⁴Cs、¹⁵⁴Eu等とする。計算に用いる放射性物質の親元素の存在量は、材料証明書及び文献⁽³⁾などをもとに決定する。

Table 7.2 に、計算に用いた主要構造物の物質組成を示す。

② 放射化放射性物質の量の計算

中性子束、原子炉運転履歴及び親元素の存在量を用いて、各構造物ごとの放射化放射性物質の量を計算する。

(2) 評価結果

評価結果の1例として、Fig.7.2 に原子炉熱出力 10 MW時の炉心半径方向の中性子束分布を、Fig.7.3 に炉内構造物等の放射化放射性物質の冷却期間に対する変化（主要箇所の計算値）を、Table 7.3に主な炉内構造物及び生体遮蔽体の核種別放射化放射性物質の推定量を示す。

評価の結果、原子炉本体に残存する放射化放射性物質の量は、原子炉停止直後で約 1.7×10^{16} Bq と評価されるが、原子炉停止1年後では、半減期の短い核種の減衰により、約 6.5×10^{14} Bq まで減少すると推定される。

7.1.2 汚染放射性物質

汚染放射性物質の量の評価は、原子炉冷却系統施設のうち、汚染の可能性のある一次冷却系、精製系、非常用重水補給設備（軽水注入設備は除く）、ヘリウム系、熱遮蔽系、被照射空気系及び使用済燃料貯蔵設備を対象とする。

汚染放射性物質の量を評価するためには、全汚染面積と表面密度を求めることが必要である。

汚染面積については、機器、配管等の図面及び現場調査に基づき算出した。しかし、複雑な構造・形状のポンプ、機器、弁等の汚染面積を正確に求めることは困難なので、不確定要素として10%を見込み、計算値の1.1倍を全汚染面積とした。また、表面密度については、使用流体の放射能濃度、過去の保守・整備作業時の測定値及び原子炉運転時間等を考慮し推定した。

評価の結果、汚染放射性物質の量は、約 4.6×10^{14} Bq と推定される。

Table 7.4 に、汚染面積、汚染放射性物質表面密度及び汚染放射性物質量の推定結果を示す。

7.1.3 再評価

上記残存放射性物質の評価に関する第2段階以降の放射化放射性物質及び汚染放射性物質の量については、第2段階の解体工事において試料採取を行い、その測定結果に基づき再評価を実施した。

1) 放射化放射性物質再評価

原子炉本体の生体遮へい体から試料を採取し、材料組成及び放射能を測定し、測定した材料組成を原子炉本体の中性子束計算並びに放射化計算に反映させ、放射能測定結果及び解体届記載値と比較した。試料は、炉心中心高さの生体遮へい体を表面から中心に向けてコアボーリングして採取した直径 100 mm、長さ 1470 mm の重コンクリートで、その主要な材質は重晶石 (BaSO_4) である。なお、放射能の測定は、トリチウムと γ 核種について行った。評価の結果、解体届記載の原子炉本体の放射化放射性物質の量は再評価値に対して 3.4 倍大きく、解体届の評価は安全側に評価されていることが確認された。

2) 汚染放射性物質再評価

原子炉冷却系統施設等の一次冷却系、ヘリウム系、精製系、非常用重水補給設備、熱遮蔽系及び被照射空気系の機器類から試料を採取し、トリチウム及び γ 核種について放射能を測定し解体届記載の汚染放射性物質の量と比較した。その結果、主要汚染核種であるトリチウムの解体届記載値は測定値に比べ一次冷却系等については 4 桁以上大きく、熱遮蔽系及び被照射空気系についてはそれぞれ 38 倍及び 7 倍大きく、解体届記載の汚染放射性物質の量は安全側に評価されていることが確認された。

7. 2 公衆の実効線量評価

7.2.1 平常作業時の実効線量評価

7.2.1.1 気体廃棄物の放出による実効線量評価

(1) 放射性希ガス等による実効線量評価

解体工事期間中は原子炉の運転が行われないこと及び燃料の漏洩が認められないことから、放射性希ガス及び放射性ヨウ素による周辺公衆の実効線量当量は無視できる。また、第 1 段階の解体工事において、放射性塵埃を発生させるおそれのある工事はなく、さらに、排気は気体廃棄物の排気設備の高性能フィルタを通じて行われるので、放射性塵埃による実効線量は無視できる。

(2) トリチウムの放出による実効線量評価

トリチウムの放出による実効線量は、原子炉設置許可申請書の添付書類九と同じ以下の方法により評価する。

1) 計算条件

① 年間放出量

平常作業時に放出するトリチウムは、原子炉建屋の換気に伴って放出するものと一次冷却系等の解体に伴って放出するものがあり、年間放出量は連続モードで 8.2×10^{12} (Bq/年) とする。

② 放出源の有効高さ

放出源の有効高さは、排気筒の地上高さに吹き上げ高さ及び排気筒の基部の標高と評価地点の標高の差を加えたものを使用する。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U$$

ここに、

- ΔH : 吹上げ高さ (m)
- W : 排気筒の吹出し速度 (m/s)
- D : 排気筒の出口直径 (m)
- U : 風速 (m/s)

排気筒の条件

施設名	排気筒の地上高 (m)	排気筒の出口直径 (m)	排気筒の吹出し速度 (m/s)
JRR-2	40	2.2	4.3

③ 気象条件

気象データは、東海研究所敷地内において観測した1986年1月から1990年12月までのものを使用する。気象統計は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき、1年ごとに求めたものを5年間平均し使用する。

④ 実効線量の評価地点

実効線量の評価は、各方位毎の周辺監視区域境界外の陸側地点のうち、実効線量が最大になる地点で行う。

2) 計算方法

① 年平均地表空気中濃度

トリチウムの年平均地表空気中濃度は、次式を用いて計算する。

$$\chi_{cont} = \sum_{S=A}^F (\chi_{cont S} + \chi'_{cont S} + \chi''_{cont S})$$

ただし、

$$\chi_{cont S} = (Q_{cont} / 8,760) \cdot \chi_s \cdot (1/N_t) \cdot S_{Ls}$$

$$\chi'_{cont S} = (Q_{cont} / 8,760) \cdot \chi'_s \cdot (1/N_t) \cdot S'_{Ls}$$

$$\chi''_{cont S} = (Q_{cont} / 8,760) \cdot \chi''_s \cdot (1/N_t) \cdot S''_{Ls}$$

ここに、

$\chi_{cont S}$: 風が着目方向へ向かっており、大気安定度がSである時の着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)

$\chi'_{cont S}$, $\chi''_{cont S}$:

それぞれ、風が着目方向に隣接する方向へ向かっており、大気安定度がSである時の着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm³)

Q_{cont} : 連続的に放出されるトリチウムの年間放出量 (Bq/y)

$\bar{\chi}_s$ 、 $\bar{\chi}'_s$ 及び $\bar{\chi}''_s$ の平均地表空気中濃度は次式を基本式として求める。

$$\bar{\chi}_s, \bar{\chi}'_s \text{ 及び } \bar{\chi}''_s = \frac{Q}{2 \cdot \pi \cdot 3600 \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right]$$

ここに、

- Q : 放出率 (Bq/h)
 U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
 H : 放出源の有効高さ (m)
 σ_y : 濃度分布のy方向への拡がりのパラメータ (m)
 σ_z : 濃度分布のz方向への拡がりのパラメータ (m)

② 実効線量の計算式

トリチウムの実効線量は、次式により求める。

$$H_T = 365 \cdot K_4 \cdot \bar{\chi} \cdot M_a \cdot K$$

ここに、

- H_T : 実効線量 (μ Sv/y)
 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
 K_4 : 実効線量への換算係数 (μ Sv/Bq)
 $\bar{\chi}$: 年平均地表空気中濃度 (Bq/cm^3)
 M_a : 呼吸率 ($2.3 \times 10^7 cm^3/d$)
 K : 皮膚浸透による摂取量の増加係数 (1.5)

3) 評価結果

JRR-2から放出されるトリチウムによる年平均地表空気中濃度はJRR-2排気筒の南西方向750mの地点で最大となり、その濃度は約 $2.2 \times 10^{-7} Bq/cm^3$ である。この地点における実効線量は、約 $4.7 \times 10^{-2} \mu Sv/y$ である。

7.2.1.2 液体廃棄物の放出による実効線量評価

JRR-2の解体における主な液体廃棄物は、熱遮蔽軽水と使用済燃料貯蔵プール水であり、熱遮蔽軽水は解体の第1段階で約 $10 m^3$ 発生し、使用済燃料貯蔵プール水は第3段階で約 $64 m^3$ 発生する。また、解体全般にわたる解体付随廃棄物として炉室の一般排水を過去の実績から約 $1650 m^3$ と推定した。その放出放射エネルギーをTable 7.5に示す。これらの液体廃棄物は、JRR-2の排水設備又は東海研究所の放射性廃棄物処理場に運搬して処理し放

出されることとなるが、東海研究所の放出管理目標値以下であることから、原子炉設置許可申請書の添付書類九に記載されている実効線量約 $6.4 \mu \text{ Sv/y}$ に変更はない。

7.2.2 事故時の実効線量評価

7.2.2.1 第1段階の解体の工事に係る事故時の実効線量評価

第1段階の解体の工事のうち、原子炉の機能停止に係る制御材駆動装置の撤去作業においては環境への放射性物質の放出を伴う事故は想定されず、また、熱遮蔽軽水の抜取り作業においては熱遮蔽軽水の放射能濃度が十分低いことから周辺公衆に対する著しい放射線被ばくを与える可能性のある事故は想定されない。

従って、ここでは、第1段階の解体の工事に係る事故時の周辺公衆に対する実効線量評価のために、重水抜取り作業中における重水漏えい事故を想定する。

① 評価条件

- イ. 重水中のトリチウム濃度は $1.85 \times 10^8 \text{ Bq/cm}^3$ とし、事故は重水ポンプ室で起こるものとする。
- ロ. 重水漏えいは、重水抜取り作業中に重水抜取り用仮設配管の接続部（カブラ）が外れ、ポンプの最大容量 $1.8 \text{ m}^3/\text{h}$ で10分間継続するものとする。
- ハ. 重水漏えいは10分後にポンプを停止し、手動バルブを閉めることによって停止するものとする。漏えい停止後、漏えいした重水 (0.3 m^3) を専用の回収ポンプにより回収するとともに、除染作業を行う。回収作業に要する時間は30分とし、除染作業に要する時間は4時間とする。
- ニ. 重水漏えいが発生してから除染作業が終了するまでの間（4時間40分）、 35°C の重水飽和蒸気を含む空気（トリチウム濃度 $2 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ ）が大気へ放出されるものとする。
- ホ. 事故後、原子炉建屋の換気を停止しないものとして、ポンプ室（容積は 260 m^3 ）の空気を $6\%/\text{min}$ の排気率で地上放出するものとする。

② 評価方法

イ) 相対濃度 (χ/Q)

トリチウムによる被ばく計算に必要な相対濃度 (χ/Q) としては、原子炉設置許可申請書の添付書類六「2-I 気象（昭和55年までのデータによる）」に記載されている方法により、同「2-III 気象（平成2年までのデータによる）」に記載されているデータにより計算したものをを用いる。

ロ) トリチウムの吸入による内部被ばく実効線量は次式で計算する。

$$H_{\text{H}} = K_{\text{H}} \cdot M_{\text{A}} \cdot Q \cdot (\chi/Q) \cdot k$$

ここに、

H_{H} : トリチウムの吸入による内部被ばく実効線量 (mSv)

K_{H} : トリチウムの呼吸摂取による実効線量への換算係数
($1.7 \times 10^{-8} \text{ mSv/Bq}$)

- M_A : 成人の呼吸率 (活動時 $1.2\text{m}^3/\text{h}$)
 Q : トリチウムの放出量 (Bq)
 (χ/Q) : 相対濃度 (h/m^3)
 k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数 (1.5)

③ 評価結果

この事故に伴って大気中に放出されるトリチウムによる敷地境界外における内部被ばくによる実効線量は、 6.8×10^{-2} mSv と小さく、周辺の一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

7.2.2.2 第2段階の解体の工事に係る事故時の実効線量評価

第2段階の解体の工事のうち、二次冷却設備、高架水槽及びポンプ室、水槽及び非常室の撤去工事は管理区域外の工事である。また、残存放射性物質の試料採取工事、原子炉冷却系統施設の系統隔離工事、実験設備等の撤去工事、原子炉本体の密閉工事、燃料交換キャスク等の撤去工事及び施設、設備の整備工事では環境への放射性物質の放出を伴う事故は想定されない。従って、第2段階の解体工事に係る事故時の周辺公衆に対する実効線量評価のために、重水搬出作業において、重水詰め替え作業中における重水漏えい事故を想定する。

① 評価条件

作業の内容が第1段階の解体工事の重水抜き取り作業と同じであるので、評価条件は第1段階の記載内容と同じである。

② 評価方法

評価方法は第1段階の記載内容と同じである。

③ 評価結果

この事故に伴って大気中に放出されるトリチウムによる敷地境界外における内部被ばくによる実効線量は、 6.8×10^{-2} mSv と小さく、周辺の一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

7.2.2.3 第3段階の解体の工事に係る事故時の実効線量評価

第3段階の解体の工事のうち、残存放射性物質の試料採取工事、使用済燃料貯蔵プール水の抜き取り及び機器類撤去工事、計測制御系統施設の撤去工事及び施設、設備の撤去工事では環境への放射性物質の放出を伴う事故は想定されない。従って、第3段階の解体工事に係る事故時の周辺公衆に対する実効線量評価のために、原子炉冷却系統施設等の配管・機器類の撤去作業に先立って行う残留重水回収作業中における重水漏えい事故を想定する。

① 評価条件

イ. 重水中のトリチウム濃度は 1.85×10^8 Bq/cm³ とし、事故は重水ポンプ室で起こるものとする。

ロ. 重水漏えいは、回収した重水 0.2 m^3 を収納した液体用 200 リットルドラム缶が何らかの原因によって倒れ、瞬時に全量が漏えいしたものとする。

ハ. 漏えい 10 分後、漏えいした重水を専用の回収ポンプにより回収するとともに、除染

作業を行う。回収作業に要する時間は30分とし、除染作業に要する時間は4時間とする。

ニ. 重水漏えいが発生してから除染作業が終了するまでの間（4時間40分）、35℃の重水飽和蒸気を含む空気（トリチウム濃度 $2 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ ）が大気へ放出されるものとする。

ホ. 事故後、原子炉建屋の換気を停止しないものとして、ポンプ室（容積は 260m^3 ）の空気を6%/minの排気率で地上放出するものとする。

② 評価方法

評価方法は第1段階の記載内容と同じである。

③ 評価結果

この事故に伴って大気中に放出されるトリチウムによる敷地境界外における内部被ばくによる実効線量は、 $4.5 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ と小さく、周辺の一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない

7. 3 放射線業務従事者の集団実効線量評価

7.3.1 第1段階の解体の工事に係る集団実効線量評価

作業区域における予測線量当量率に個々の作業人工数を乗じて求めた第1段階の解体の工事に係る集団実効線量は、約90人・mSvである。このうち、制御材駆動装置の撤去作業、冷却材（重水及び熱遮蔽軽水）の抜取り作業、重水保管設備の整備工事に係る集団実効線量は、それぞれ0.01人・mSv、24人・mSv、64.5人・mSvである。

なお、冷却材の抜取り作業及び重水保管設備の整備工事に当たっては、マスクの着用等所要の措置を行うので、内部被ばくは無視できる。

Table 7.6に個々の作業毎の集団実効線量を示す。

7.3.2 第2段階の解体の工事に係る集団実効線量評価

作業区域における予測線量当量率に個々の作業人工数を乗じて求めた第2段階の解体の工事に係る集団実効線量は、約132人・mSvである。

Table 7.7に個々の作業毎の集団実効線量を示す。

なお、工事の実施に当たっては、必要に応じてマスクの着用等所要の措置を行うので、内部被ばくは無視できる。

7.3.3 第3段階の施設、設備の撤去工事に係る集団実効線量評価

作業区域における予測線量当量率に個々の作業人工数を乗じて求めた第3段階の施設、設備の撤去工事に係る集団実効線量は、約0.2人・mSvである。

Table 7.8に個々の作業毎の集団実効線量を示す。

なお、工事の実施に当たっては、必要に応じてマスクの着用等所要の措置を行うので、内部被ばくは無視できる。

Table 7.1 Classification of JRR-2 Operation History

運転 区分	期 間	積算出力 (MWh)	運転時間 (h)	停止時間 (h)
1	60-10-01~64-02-28	5,407	29,904	0
2	64-03-01~65-12-31	18,125	11,784	4,320
3	66-01-01~68-12-31	53,693	22,152	4,152
4	69-01-01~76-06-02	167,357	43,464	21,576
5	76-06-03~80-10-30	133,847	34,416	4,248
6	80-10-31~83-04-10	53,814	15,192	6,216
7	83-04-11~88-01-24	111,481	35,448	6,720
8	88-01-25~91-03-03	82,806	22,848	4,200
9	91-03-04~92-07-19	13,463	3,528	8,568
10	92-07-20~94-12-11	60,173	17,808	5,712
11	94-12-12~96-04-15	15,181	6,408	2,832
12	96-04-16~96-12-25	10,660	6,048	0
合計	—	726,011	249,000	68,544

Table 7.2 Chemical Composition of Main Structure

単位 (Wt%)

元 素	制 御 材 (SUS304)	重水タンク (A1100)	熱 遮 蔽 板 (SUS304L)	重コンクリート	
				密度5.0	密度3.6
H-1	—	—	—	0.43	0.45
H-2	—	—	—	0.00007	0.00007
Li	0.000013	0.0001	0.000013	0.002	0.002
B	—	—	—	0.81	1.2
C	0.068	0.01	0.015	2.7	0.32
N	0.045	—	0.045	0.012	0.012
O	—	—	—	8.7	31.8
Na	0.00097	—	0.00097	0.74	—
Mg	—	0.008	—	0.063	0.095
Al	—	100	—	0.17	0.28
Si	0.35	0.09	0.5	1.3	2.7
P	0.35	—	0.02	0.086	—
S	0.05	—	0.015	0.43	11.6
Cl	0.007	—	0.007	0.0045	0.0045
K	0.0003	—	0.0003	0.75	—
Ca	0.0019	0.001	0.0019	3.7	3.9
Sc	0.000003	—	0.000003	0.00065	0.00065
Ti	0.6	0.0047	0.6	0.7	0.21
Cr	19.0	—	19.0	0.13	0.011
Mn	1.1	0.003	1.0	0.17	0.038
Fe	70.0	0.24	68.0	81.0	0.32
Co	0.2	0.001	0.15	0.008	0.00098
Ni	9.0	0.0034	11.0	0.11	0.0038
Cu	—	0.005	—	—	—
Zn	0.046	0.007	0.046	0.0075	0.0075
Zr	—	—	—	—	—
Nb	0.016	—	0.0089	0.00043	0.00043
Mo	0.26	—	0.26	0.022	0.001
Ag	0.0002	0.001	0.0002	0.00042	0.00002
Cd	—	0.0004	—	—	—
Sn	—	—	—	0.0007	0.0007
Cs	0.00003	—	0.00003	0.00013	0.00013
Ba	0.05	—	0.05	0.095	49.5
Sm	0.00001	—	0.00001	0.0002	0.0002
Eu	0.000002	—	0.000002	0.00006	0.00006
Ho	0.0001	—	0.0001	0.00009	0.0009
Hf	0.0002	—	0.0002	0.00022	0.00022
W	0.019	—	0.019	0.0015	0.00014

Table 7.3 Calculated Radioactive Inventory of Reactor Components

(単位:Bq, 原子炉停止後 1年後)

機器 核種	制 御 材	重水タンク	熱 遮 蔽 板	下段遮蔽体	生体遮蔽体	その他機器	合 計
³ H	8.8×10^9	1.6×10^{13}	1.2×10^9	6.8×10^{11}	1.0×10^{14}	6.1×10^{13}	1.8×10^{14}
¹⁴ C	5.3×10^9	2.4×10^5	2.6×10^8	8.2×10^6	4.4×10^{10}	1.9×10^{10}	6.8×10^{10}
³⁶ Cl	1.8×10^8	—	5.5×10^5	3.9×10^5	2.0×10^9	8.6×10^8	3.0×10^9
³⁹ Ar	4.5×10^6	2.4×10^3	1.6×10^5	4.1×10^6	2.7×10^7	3.7×10^9	3.7×10^9
⁴¹ Ca	2.8×10^6	6.6×10^7	6.0×10^4	1.7×10^7	6.8×10^{10}	1.9×10^{10}	8.7×10^{10}
⁵¹ Cr	9.0×10^9	4.6×10^8	2.3×10^8	1.7×10^7	7.4×10^7	2.8×10^9	1.3×10^{10}
⁵⁴ Mn	6.1×10^{10}	2.2×10^7	5.2×10^9	5.9×10^7	1.5×10^8	1.2×10^{12}	1.3×10^{12}
⁵⁵ Fe	5.9×10^{13}	2.4×10^{12}	1.2×10^{12}	1.6×10^{11}	3.1×10^{12}	2.6×10^{14}	3.3×10^{14}
⁵⁸ Co	8.6×10^9	5.6×10^5	1.1×10^9	1.1×10^5	2.1×10^6	2.3×10^9	1.2×10^{10}
⁵⁹ Fe	1.3×10^{10}	3.0×10^8	1.4×10^8	1.9×10^7	3.7×10^8	3.6×10^{10}	4.9×10^{10}
⁵⁹ Ni	4.2×10^{10}	4.8×10^8	2.0×10^9	1.4×10^7	3.7×10^8	5.0×10^9	5.0×10^{10}
⁶⁰ Co	7.9×10^{13}	2.5×10^{12}	9.4×10^{11}	1.3×10^{10}	3.2×10^{12}	1.3×10^{13}	9.8×10^{13}
⁶³ Ni	7.9×10^{12}	6.8×10^{10}	2.5×10^{11}	1.8×10^9	4.7×10^{10}	7.1×10^{11}	9.0×10^{12}
⁶⁵ Zn	6.5×10^{10}	7.6×10^{10}	7.7×10^8	2.1×10^9	6.7×10^{10}	1.1×10^{12}	1.3×10^{12}
⁹³ Zr	3.1×10^2	—	1.8×10^1	—	3.0×10^0	1.4×10^2	4.7×10^2
⁹³ Mo	2.8×10^8	—	2.9×10^5	1.8×10^4	4.7×10^{10}	1.1×10^8	4.7×10^{10}
⁹⁴ Nb	3.5×10^8	—	2.1×10^5	8.5×10^3	4.6×10^7	—	4.0×10^8
¹²⁵ Sb	—	—	—	1.5×10^8	3.2×10^8	3.1×10^{10}	3.2×10^{10}
¹³³ Ba	4.2×10^8	—	3.0×10^7	6.3×10^6	1.7×10^{13}	4.0×10^{11}	1.7×10^{13}
¹³⁴ Cs	5.0×10^9	—	8.2×10^7	2.6×10^7	1.4×10^{11}	5.9×10^9	1.5×10^{11}
¹⁵² Eu	1.9×10^4	—	3.3×10^8	1.1×10^9	5.4×10^{12}	3.9×10^{11}	5.7×10^{12}
¹⁵⁴ Eu	2.2×10^8	—	3.1×10^7	8.8×10^7	4.6×10^{11}	4.2×10^{11}	8.8×10^{11}
¹⁵⁵ Eu	1.3×10^8	—	9.9×10^5	1.8×10^6	1.0×10^{10}	3.7×10^{10}	4.8×10^{10}
^{108m} Ag	5.0×10^8	2.0×10^{10}	6.2×10^6	3.8×10^8	3.3×10^8	5.8×10^{10}	7.9×10^{10}
¹⁰⁹ Cd	6.5×10^9	1.9×10^9	8.1×10^1	1.8×10^5	1.7×10^5	1.4×10^{10}	2.2×10^{10}
その他	1.9×10^{12}	4.5×10^{10}	9.3×10^7	2.2×10^9	2.7×10^{12}	8.4×10^{11}	5.5×10^{12}
合 計	1.5×10^{14}	2.1×10^{13}	2.4×10^{12}	8.6×10^{11}	1.3×10^{14}	3.4×10^{14}	6.5×10^{14}

Table 7.4 Estimate Value of Contamination Inventory

対象施設・系統	汚染面積 (m^2)	汚染放射性物質表面密度 (Bq/cm^2)		汚染放射性物質 量 (Bq)
		トリチウムを除く	トリチウム	
一次冷却系、ヘリウム系、 精製系、非常用重水補給設備	920	7.0×10^2	5.0×10^7	4.6×10^{14}
熱遮蔽系	210	1.0×10^2	7.2×10^2	1.7×10^9
被照射空気系	102	5.0×10^0	7.2×10^1	7.9×10^7
使用済燃料貯蔵設備	220	5.1×10^1	7.5×10^2	1.8×10^9
合計	1,452	—	—	4.6×10^{14}

Table 7.5 Estimate Value of Radioactive Liquid Waste

核種	放出放射能量 (Bq)
^3H	6.4×10^{10}
^{60}Co	1.7×10^7
^{51}Cr	3.2×10^6
^{65}Zn	6.4×10^5
^{137}Cs	1.5×10^5

Table 7.6 Group Effective Dose of Radiation Worker in Phase 1

作 業 名		作業人工 (人・h)	予測平均線量当量率 (μ Sv/h)	実効線量 (人・mSv)
制御材駆動装置の撤去		20	0.5	0.01
冷却材の 抜取り	重水の抜取り及び運搬	480	25	12.0
	熱遮蔽軽水の抜取り	480	25	12.0
重水保管設備の整備		2,580	25	64.5
合 計		3,560	—	88.5

Table 7.7 Group Effective Dose of Radiation Worker in Phase 2

作 業 名		作業人工 (人・h)	予測平均線量当量率 (μ Sv/h)	実効線量 (人・mSv)
残存放射性物 質の試料採取	放射化試料の採取	120	27	3.2
	汚染試料の採取	420	27	11.4
原子炉冷却系統施設の系統隔離		1,030	97.9	100.8
燃料交換キャスク等の撤去		900	0.5	0.5
重 水 の 搬 出		420	25	10.5
実 験 設 備 等 の 撤 去		1,660	0.8	1.4
原 子 炉 本 体 の 密 閉 措 置		1,620	2.5	4.0
二 次 冷 却 設 備 等 の 撤 去		650	0.2	0.1
施 設 、 設 備 の 整 備		220	0.5	0.1
合 計		7,040	—	132.0

Table 7.8 Group Effective Dose of Radiation Worker in the First Half of Phase 3

作 業 名		作業人工 (人・h)	予測平均線量当量率 (μ Sv/h)	実効線量 (人・mSv)
施設、設備 の撤去工事	気体廃棄物廃棄設備 の一部撤去工事	480	0.3	0.14
	放射線管理施設の一 部撤去工事	60	0.4	0.02
合 計		540	—	0.16

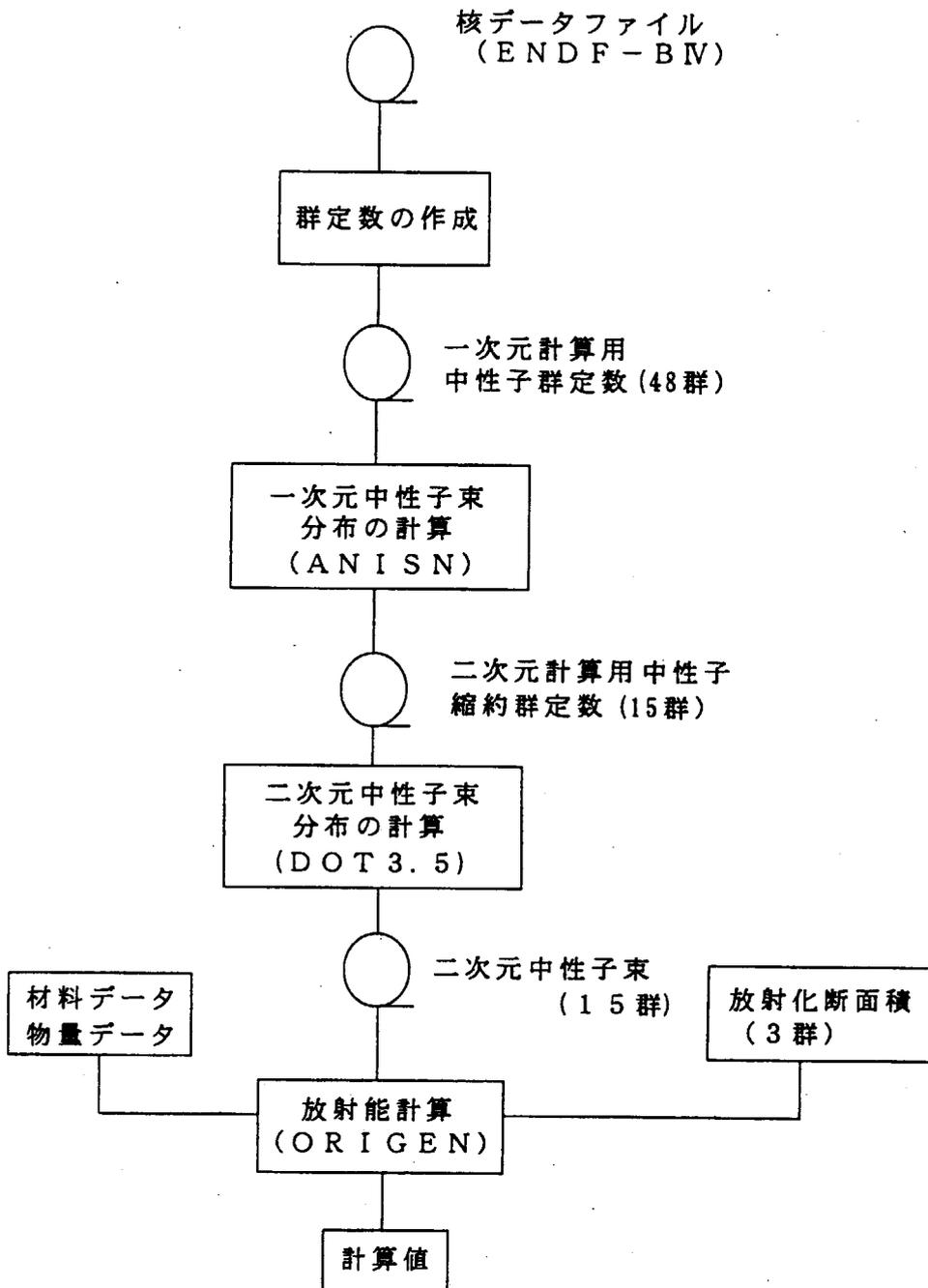


Fig.7.1 Calculation Flow of Radioactive Inventory

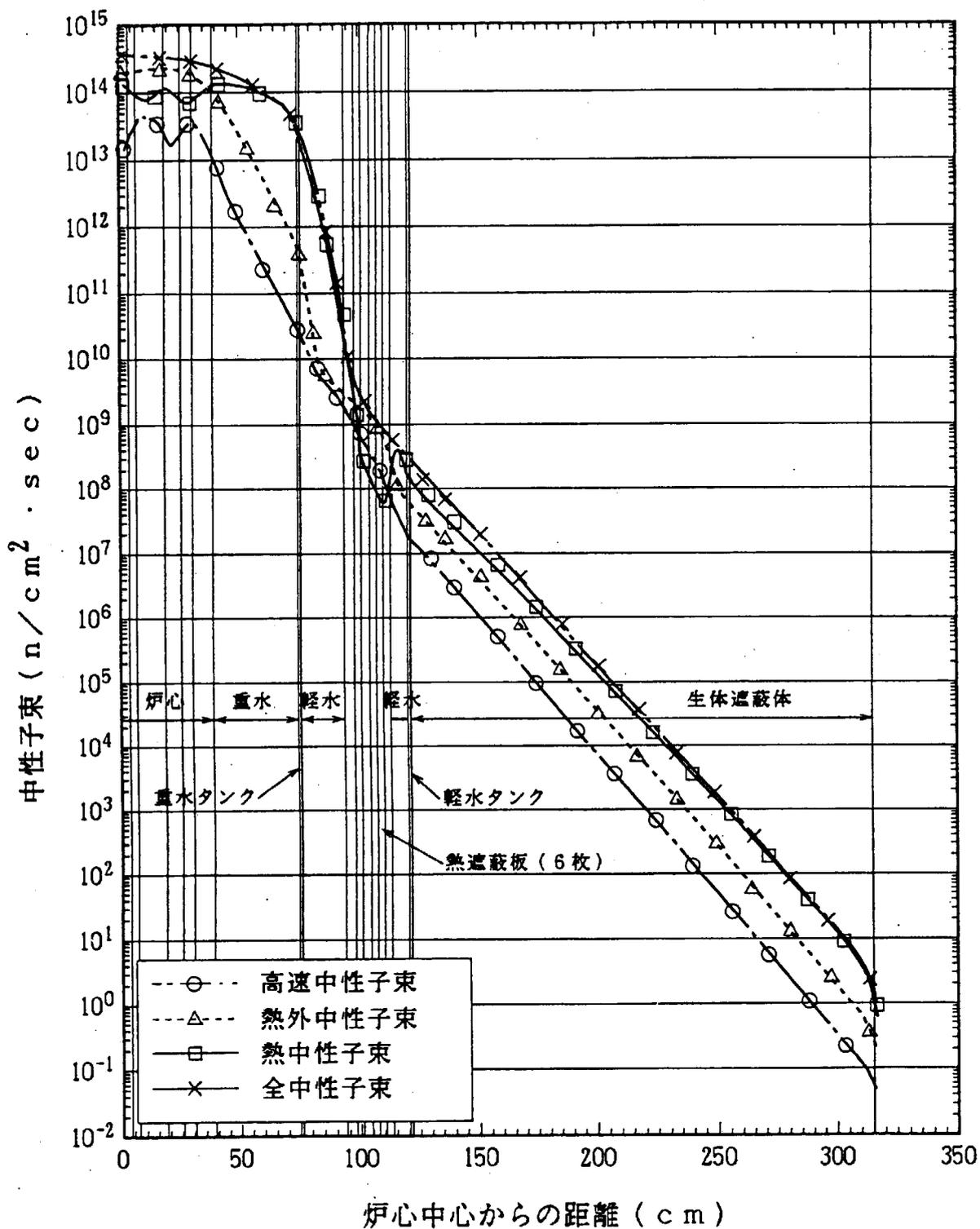


Fig.7.2 Neutron Flux Distribution of Reactor
(Radius Direction)

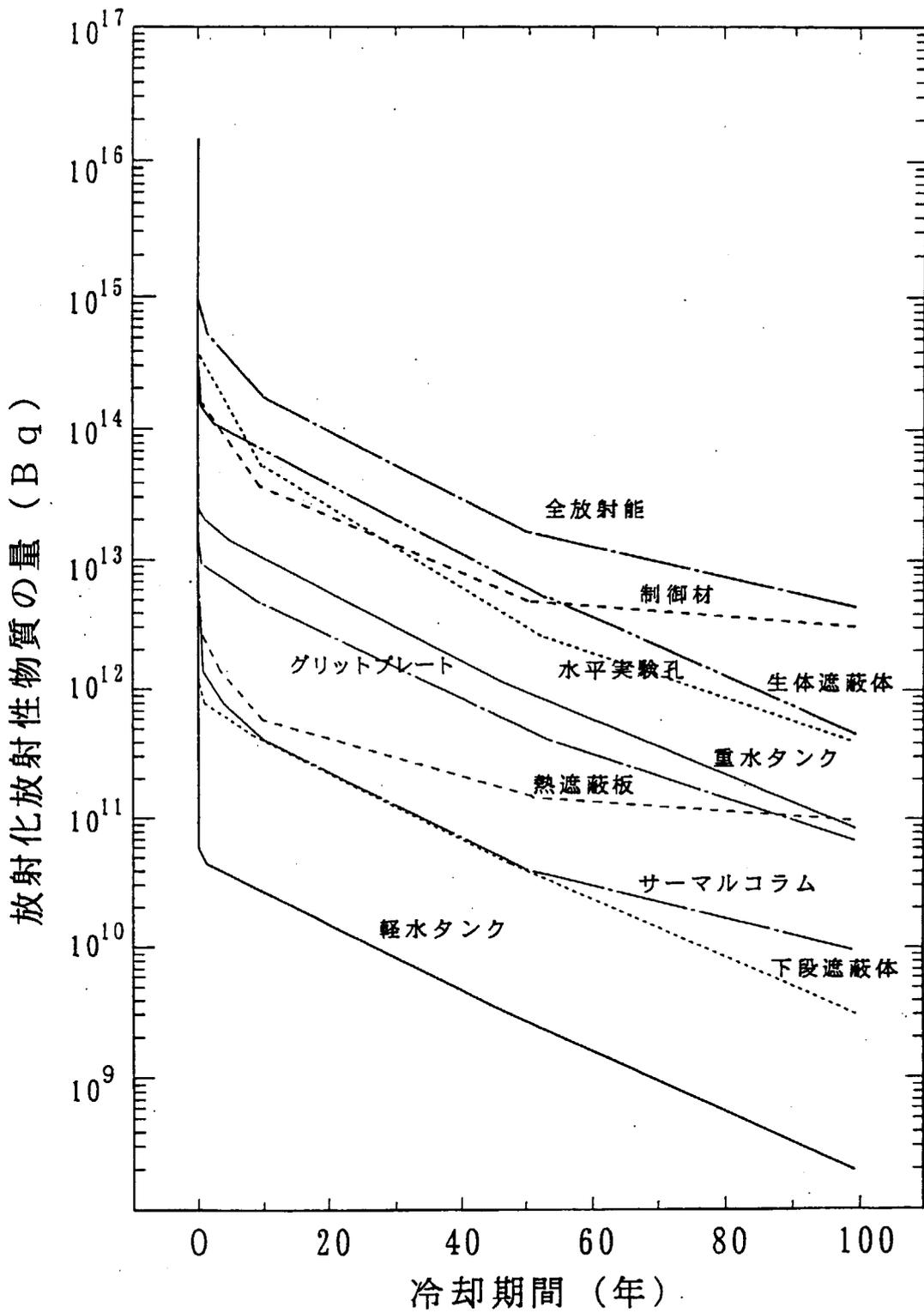


Fig.7.3 Radioactive Inventory of Reactor Component by Cooling Time

8. 残存施設の維持管理

解体中においてもその性能を維持すべきものとして解体届に記載されている施設については、原子炉施設保安規定、本体施設管理手引及び特定施設運転手引に基づき定期自主検査を実施した。さらに、平成 12 年度からは、国の施設定期検査を受検し、健全性の確認を行った。施設定期自主検査の実績を Table 8.1 に、施設定期検査の実績を Table 8.2 にそれぞれ示す。また、施設の老朽化対策として、平成 13 年度に放射線管理施設の一部更新（ガンマ線エリアモニタの更新）及び気体廃棄物の廃棄施設の一部更新（炉室排風機、フィルタ更新）を実施した。いずれも原子炉施設の変更に係る設計と工事の方法の認可を受け実施した。Table 8.3 に設計及び工事の方法の認可に係る手続きの実績を示す。

Table 8.1 Overhaul

実施年度	施設定期自主検査実施期間
平成9年度	平成10年1月5日～平成10年3月31日
平成10年度	平成11年1月11日～平成11年3月31日
平成11年度	平成11年4月1日～平成12年3月31日
平成12年度	平成12年8月1日～平成12年12月15日
平成13年度	平成13年9月3日～平成13年12月14日

Table 8.2 Periodicl Inspection

回数	施設定期検査期間	立会検査日	合格書交付日
第30回	平成12年8月1日～平成12年12月15日	平成12年12月15日	平成12年12月27日
第31回	平成13年9月3日～平成12年12月14日	平成13年12月14日	平成13年12月26日

注：平成9年に解体届を提出した後、「むつ」等の慣例に倣い施設定期検査は実施されなかったが、平成12年度からは、原子炉規制課長の指示により再び施設定期検査が実施されることとなった。

Table 8.3 Approval procedure of the design and construction plan for equipment renewal

1. 「放射線管理施設の一部更新」(γ線エリアモニタ等の更新)	
認可申請	: 平成12年8月9日、12原研20第27号
認可	: 平成12年9月29日、12安(原規)第157号
使用前検査申請	: 平成12年11月7日、12原研20第34号
使用前検査	: 平成13年3月8日
検査合格証	: 平成13年3月28日、12諸文科科第2450号
2. 「放射性廃棄物の廃棄施設の一部更新」(炉室内換気系排風機等の更新)	
認可申請	: 平成13年4月23日、13原研20第9号
認可	: 平成13年5月21日、13諸文科科第567号
使用前検査申請	: 平成13年6月5日、13原研20第13号
使用前検査	: 平成13年9月21日
検査合格証	: 平成13年10月15日、13諸文科科第3109号

9. あとがき

JRR-2の解体工事は当初計画どおり第1段階の解体工事を平成9年8月に開始し、以後順次第2段階及び第3段階前半の工事を事故等のトラブルもなく計画どおり安全に実施してきた。

原子炉の運転終了から解体届の届け出まで約半年と短い期間であったが効率的に作業を進め、平成9年5月9日解体届を提出することができた。また、解体工事に当たっては、過去の工事等の経験をふまえ、第3段階前半の解体工事まで計画どおり安全に実施した。引き続き平成14年4月からは、原子炉冷却系統施設の撤去工事をはじめとする第3段階後半の解体工事を、関係部課室の協力を得ながら実施している。

謝辞

JRR-2の廃止措置に当たり、解体の諸手続き及び放射性廃棄物の取扱い等にご指導をいただいたバックエンド技術部、むつ事業所原子力船解役部及び大洗研究所材料試験部の方々、並びに公衆の実効線量の評価を実施していただいた保健物理部の方々に感謝致します。

また、JRR-2の解体において、解体工事に直接ご協力をいただいた工務・技術室工務第1グループ(旧技術部施設第1課)、保健物理部施設放射線管理第1課及び研究炉部研究炉技術管理課の方々に感謝するとともに、JRR-2に所属し、共に解体工事を実施した方々に感謝致します。

阿部バックエンド技術部長、柳原バックエンド技術部次長には終始ご鞭撻をいただきました。ここに深く感謝致します。

参考文献

- 1) Koyama K., et al.: "ANISN-JR. A One-Dimensional Discrete Ordinate Code for Neutron and Gamma-Ray Transport Calculation", JAERI-M6954 (1977)
- 2) F.R.Mynatt, et al.: "The Dot-3 Two-Dimensional Discrete Ordinate Transport Code", ORNL-TM-4280 (1973)
- 3) J.C.Evans, et al.: "Longlived activation products in reactor materials", NUREG/CR-3474 (1984)
- 4) "JRR-2 廃止措置検討アドホック委員会報告書" (1997).
- 5) "日本原子力研究所東海研究所 JRR-2 原子炉施設の解体届" (1997 ~ 2000).

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	$^{\circ}, ', ''$
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$

$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	\AA
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$1 \text{ \AA} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$

$1 \text{ b} = 100 \text{ fm} = 10^{-28} \text{ m}^2$

$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$

$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$

$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$

$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$

$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$

$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$

表5 SI接頭語

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

(注)

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

換算表

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

粘度 $1 \text{ Pa} \cdot \text{s} (N \cdot \text{s}/m^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (g/(cm \cdot s))$

動粘度 $1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (cm^2/\text{s})$

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

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

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

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10^{-11}
	3.7×10^{10}	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

