



JAEA-Technology

2024-004

DOI:10.11484/jaea-technology-2024-004

## JRR-4 の運転と利用の成果

Results of JRR-4 Operation and Use

研究炉加速器技術部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

原子力科学研究部門

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute  
Sector of Nuclear Science Research

July 2024

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課  
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49  
E-mail: [ird-support@jaea.go.jp](mailto:ird-support@jaea.go.jp)

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan  
E-mail: [ird-support@jaea.go.jp](mailto:ird-support@jaea.go.jp)

## JRR-4 の運転と利用の成果

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力科学研究所  
研究炉加速器技術部

(2024 年 3 月 19 日受理)

JRR-4 は、濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型の熱出力 3,500kW の研究用原子炉である。昭和 40 年 1 月に臨界となり、特性試験を経て昭和 41 年 4 月からは、原子力第一船の遮蔽モックアップ実験を開始している。その後、昭和 49 年 1 月から熱出力 2,500kW の共同利用運転が開始され、昭和 51 年 10 月には熱出力 3,500kW に出力上昇し、以来 34 年にわたり原子力用燃料・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、医療照射 (BNCT) 等原子力の研究・開発の広範な分野に利用されてきた。

この間、種々のトラブルが発生したが、その都度、その当時の最新技術を駆使し、関係者の努力により一つ一つ解決してきた。その結果、このような長期にわたる安定運転が可能となったものである。JRR-4 は、平成 25 年 9 月 26 日に策定した「原子力機構改革計画」に基づく事業合理化の一環として、廃止措置計画認可申請を行い廃止措置へと移行した。

本報告は、JRR-4 における 40 年以上にわたる運転管理、保守整備・改造及び利用について、それぞれの成果を集大成したものである。

## **Results of JRR-4 Operation and Use**

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator  
Nuclear Science Research Institute  
Sector of Nuclear Science Research  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received March 19, 2024)

JRR-4 is an enriched uranium light water moderated cooling swimming pool research reactor with a thermal output of 3,500kW. It became critical in January 1965, and after undergoing characteristic tests, shielding mock-up experiments for the first nuclear-powered ship began in April 1966. After that, shared operation with a thermal output of 2,500 kW began in January 1974, and the output increased to 3,500 kW in October 1976. Since then, irradiation tests of nuclear fuel and materials, RI it has been used in a wide range of fields of nuclear power research and development, including the production of nuclear energy, neutron diffraction experiments using neutron beams, and medical irradiation (BNCT).

During this time, various problems arose, but each time they were resolved one by one through the efforts of those involved, making full use of the latest technology at the time. As a result, stable operation over a long period of time has become possible. As part of business rationalization based on the "JAEA Reform Plan" formulated on September 26, 2013, JRR-4 applied for decommissioning plan approval and moved to decommissioning.

This report is the culmination of the results of over 40 years of operation management, maintenance, modification, and utilization of JRR-4.

Keywords: JRR-4 Reactor, History and Results

目 次

まえがき .....	1
概要 .....	2
1. JRR-4 運転の成果 .....	3
1.1 JRR-4 の原子炉施設の概要 .....	5
1.1.1 JRR-4 の建設 .....	5
1.1.2 原子炉施設の概要 .....	5
1.1.3 原子炉本体 .....	6
1.1.4 核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設 .....	7
1.1.5 原子炉冷却系統施設 .....	7
1.1.6 計測制御系統施設 .....	8
1.1.7 放射性廃棄物の廃棄施設 .....	9
1.1.8 放射線管理施設 .....	10
1.1.9 原子炉格納施設 .....	11
1.1.10 その他原子炉の付属施設(特定施設) .....	11
1.2 JRR-4 の運転と技術管理 .....	31
1.2.1 運転管理 .....	31
1.2.2 燃料管理 .....	37
1.2.3 炉心管理 .....	44
1.2.4 水・ガス管理 .....	46
1.3 JRR-4 の主な保守・整備 .....	51
1.3.1 概要 .....	51
1.3.2 粗調整安全板の製作(昭和 45 年度) .....	51
1.3.3 コンタクタ盤の改修(昭和 46 年度) .....	54
1.3.4 反射体要素の解体(昭和 47 年度) .....	54
1.3.5 出力上昇の準備(昭和 47 年度) .....	56

1.3.6	主循環ポンプ起動リアクトル盤の設置(昭和 47 年度)	60
1.3.7	計装燃料要素の製作(昭和 47 年度)	62
1.3.8	炉室天井裏火災後の水質調査(昭和 47 年度)	64
1.3.9	炉室内空気汚染に係る実験利用体制の整備(昭和 48 年)	68
1.3.10	液体廃棄物移送管の一部更新(平成元年度)	68
1.3.11	純水製造装置の更新(平成元年度)	70
1.3.12	プールゲートの更新(平成 9 年度)	72
1.3.13	サイフォンブレイク弁の設置(平成 9 年度)	72
1.3.14	炉心タンク出入口接続管(伸縮継手付きエルボ)の更新(平成 9 年度)	72
1.3.15	運転支援システムの開発(平成 10 年度)	72
1.3.16	制御棒挿入障害事象(平成 17 年度)	75
1.3.17	特殊反射体要素 I 型の製作(平成 18 年度)	80
1.3.18	反射体要素割れの原因調査及び製作と管理(平成 19 年度～平成 21 年度)	83
1.4	燃料の低濃縮化等の改造	98
1.5	JRR-4 の震災復旧と廃止措置への移行	99
1.5.1	概要	99
1.5.2	地震発生時の様子	99
1.5.3	被災状況と平成 23 年度の復旧の概要	99
1.5.4	平成 24 年度の復旧の概要	102
1.5.5	廃止措置への移行	103
2.	JRR-4 の利用とその成果	107
2.1	利用設備の概要	109
2.1.1	散乱実験設備	109
2.1.2	プール実験設備	110
2.1.3	リドタンク実験設備	111
2.1.4	ガンマ線源装置(改造後は気送管照射設備)	112
2.1.5	ガンマファシリティ	113

2.1.6	ホウ素中性子捕捉療法のための設備.....	114
2.1.7	照射設備 .....	115
2.1.8	<sup>16</sup> N 高エネルギーガンマ線照射場.....	115
2.2	利用分野別の成果.....	138
2.2.1	照射利用 .....	138
2.2.2	中性子ビーム利用 .....	138
2.3	人材育成.....	146
2.3.1	人材育成の概要.....	146
2.3.2	JRR-4 の原子炉研修.....	146
	あ と が き .....	151
	参考文献.....	152
	付録.....	153
	付録1 JRR-4 年表 .....	155
	付録2 JRR-4 組織の変遷 .....	159
	付録3 JRR-4 設工認、使用前検査一覧 .....	169
	付録4 JRR-4 事故・トラブル発生状況一覧.....	185
	付録5 JRR-4 関連レポート一覧 .....	195

Contents

Preface.....	1
General outline.....	2
1. Results of JRR-4 operation.....	3
1.1 Overview of JRR-4 facility.....	5
1.1.1 Construction of JRR-4.....	5
1.1.2 Overview of nuclear reactor facility.....	5
1.1.3 Reactor body.....	6
1.1.4 Nuclear fuel material handling and storage facilities .....	7
1.1.5 Reactor cooling system facility .....	7
1.1.6 Measurement and control system facilities .....	8
1.1.7 Radioactive waste disposal facilities .....	9
1.1.8 Radiation safety management facilities .....	10
1.1.9 Reactor containment facility .....	11
1.1.10 Other facilities attached to nuclear reactors (specified facilities) .....	11
1.2 Operation and technical management of JRR-4 .....	31
1.2.1 Operation Management.....	31
1.2.2 Fuel management .....	37
1.2.3 Reactor core management .....	44
1.2.4 Water and gas management .....	46
1.3 Maintenance and servicing of JRR-4.....	51
1.3.1 Overview.....	51
1.3.2 Production of coarsely adjusted safety plates (FY1970) .....	51
1.3.3 Modification of the contactor board (FY1971) .....	54
1.3.4 Dismantling the reflector element (FY1972) .....	54
1.3.5 Preparing for power enhancement (FY1972) .....	56



1.3.6	Installation of the main circulation pump start-up reactor machine (FY1972)	60
1.3.7	Production of instrumentation fuel elements (FY1972)	62
1.3.8	Water quality survey after a fire in the ceiling of the furnace room (FY1972)	64
1.3.9	Establishment of a system for experimental use of air pollution in the furnace room (FY1973)	68
1.3.10	Partial renewal of liquid waste transfer pipes (FY1989)	68
1.3.11	Renewal of water purification equipment (FY1989)	70
1.3.12	Updating pool gates (FY1997)	72
1.3.13	Installation of siphon break valve (FY1997)	72
1.3.14	Renewal of core tank inlet and outlet connection pipes (elbows with expansion joints) (FY1997)	72
1.3.15	Development of operation assistance systems (FY1998)	72
1.3.16	Control rod insertion failure event (FY2005)	75
1.3.17	Production of special reflector element I (FY2006)	80
1.3.18	Investigation of the cause of reflective element cracking, production and management (FY2007~FY2009)	83
1.4	Modifications such as low fuel concentration	98
1.5	Earthquake recovery and transition to decommissioning of JRR-4	99
1.5.1	Overview	99
1.5.2	Situation at the time of the earthquake	99
1.5.3	Overview of the damage situation and recovery in FY2011	99
1.5.4	Outline of recovery in FY2012	102
1.5.5	Transition to decommissioning	103
2.	Results of JRR-4 use	107
2.1	Overview of utilization facilities	109
2.1.1	Scattering experiment equipment	109
2.1.2	Pool experiment equipment	110

2.1.3 Lido tank experimental equipment .....	111
2.1.4 Gamma ray source device (after modification, pneumatic tube irradiation equipment) .....	112
2.1.5 Gamma facility.....	113
2.1.6 Equipment for boron neutron capture therapy.....	114
2.1.7 Irradiation equipment .....	115
2.1.8 <sup>16</sup> N High-energy gamma-ray irradiation field .....	115
2.2 Results by field of use .....	138
2.2.1 Use of irradiation .....	138
2.2.2 Use of neutron beam .....	138
2.3 Human resource development .....	146
2.3.1 Overview of human resource development.....	146
2.3.2 Reactor training with JRR-4.....	146
Postscript .....	151
References .....	152
Appendixes .....	153
Appendix 1 Chronological table of JRR-4 .....	155
Appendix 2 History of JRR-4 organization .....	159
Appendix 3 List of construction approvals and pre-use inspections of JRR-4 .....	169
Appendix 4 List of accidents and problems of JRR-4 .....	185
Appendix 5 Related reports of JRR-4.....	195

「JRR-4 の運転と利用の成果」

編集総括

長 明彦(JRR-4 管理課)

編集員

石黒 裕大(JRR-4 管理課)

根本 勉(JRR-4 管理課)

執筆担当

石黒 裕大(JRR-4 管理課)

根本 勉(JRR-4 管理課)

助川 正典(JRR-4 管理課)

市村 茂樹(JRR-4 管理課)

大山 光樹(JRR-4 管理課)

鈴木 清彦(JRR-4 管理課)

中村 剛実(利用施設管理課)

田村 健道(研究炉技術課)

平根 伸彦(JRR-3 管理課)

青柳 勲(JRR-3 管理課)

石井 雅人(放射線管理部放射線管理第1課)

(2022年12月現在)

This is a blank page.

## まえがき

JRR-4(Japan Research Reactor No.4)は、濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型の熱出力3,500kWの研究用原子炉である。昭和40年1月に初臨界となり、特性試験を経て昭和41年4月から、原子力第一船の遮蔽モックアップ実験を開始した。その後、昭和49年1月から熱出力2,500kWの共同利用運転を開始し、昭和51年1月には熱出力を3,500kWに上昇し、平成22年12月まで運転を行い、原子力の研究・開発の広範な分野に利用されてきた。この間、原子炉燃料の濃縮度低減化対策計画に基づき、運転開始当初からの高濃縮ウラン燃料炉心を平成10年9月に濃縮度約20%の低濃縮ウラン炉心に移行した。当初の運転目的は原子力船「むつ」の遮蔽実験であったが、平成10年以降は医療照射(BNCT)、放射化分析、半導体用シリコンの照射、原子炉技術者の養成等、様々な分野の研究者に利用されてきた。

JRR-4は、40年を超える利用運転の間、燃料低濃縮化に伴い実施した原子炉施設や利用施設の整備を図る改造などの種々の改修、改造を行ってきたが、その都度、その当時の最新技術を駆使し、部、課を始めとする関係者の努力により問題点を解決し、長期の安定運転に努めてきた。

JRR-4は、平成25年9月26日に日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構という。)において策定した「原子力機構改革計画」に基づく事業合理化の一環として、廃止措置計画認可申請を行い、平成29年6月7日に認可を受けた。また、平成30年12月25日に未使用燃料搬出期限の変更に伴う廃止措置計画の変更認可を受け、令和3年12月19日に未使用燃料要素の搬出を行い、今後は本格的な廃止措置を進めていく計画である。

この節目にあたり、本報告書において、これまで行われてきた運転管理、保守改造及び利用の成果について、研究炉加速器技術部はもとより放射線管理部放射線管理第1課等の関係者の協力を得てまとめたものである。第1章で原子炉運転に関する事項を、また、第2章で原子炉利用に関する事項をそれぞれ述べた。本報告書が原子炉の運転及び管理に携わる技術者その他の方々の参考になれば幸いである。

## 概要

JRR-4は、ETR型濃縮ウラン燃料、軽水減速冷却型の研究用原子炉で、最高熱出力3,500kW（炉心熱中性子束の最大値 $7 \times 10^{17} \text{n/m}^2 \cdot \text{s}$ ）のスイミングプール型であり、昭和39年11月に完成した。昭和40年1月28日に臨界に達し、同年11月から1,000kWの利用運転に入った。その後、昭和41年4月に2,500kW、10年後の昭和51年10月には照射性能向上のため最高出力を3,500kWに上昇させ、さらに平成10年には燃料濃縮度低減化計画に伴う改造を行い、運転を行った。

JRR-4は、遮蔽実験等に便利のように短時間に炉の起動及び停止が可能で、日中運転、夜間停止の1日単位（デイリー）で運転を行ってきた。昭和40年の利用運転開始後、約1年半の間は遮蔽体のモックアップ試験専用の運転が行われた。その後は、中出力炉の特徴を活かした各種利用に供し、昭和49年からは当時の日本原子力研究所（以下、原研という。）内及び外部組織との共同利用を開始した。当初年間の運転日数は約130日、運転時間約700時間、積算熱出力約800MWhであったが、昭和45年以降は運転の合理化、機器整備等により、それぞれ、約170日、約1,000時間、約1,500MWhに増加した。出力上昇後の昭和52年以降の年間積算出力は2,200～2,500MWhである。

共同利用開始後のJRR-4は、30年余りにわたり100%に近い計画達成率で利用され、極めて順調な運転を行ってきた。昭和49年10月には茨城国体に使用した3種の炬火のうち「科学の火」がJRR-4から特殊装置により採火された。

JRR-4の共同利用は、遮蔽実験、炉物理実験、炉工学実験、燃料材料照射試験、ラジオアイソトープ製造、シリコン単結晶のドーピング及び研修生の運転実習等広範囲な利用に供された。平成10年の改造時に中性子医療照射設備を設置し、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)による脳腫瘍等の臨床研究のための照射も行われた。

原子炉運転を終了した平成22年12月までの総運転時間は38,820時間06分であり、総積算出力は79,534MWhである。

JRR-4は、昭和40年の原子炉運転開始から平成22年に原子炉運転を終了するまで様々な故障を経験し、これを克服することによって技術的な進歩を遂げてきた。特に、制御板スティック事象、安全系1中性子検出器指示不良、制御板駆動回路故障、反射体要素割れ事象、東北地方太平洋沖地震からの復旧等に対しこれまで積み重ねてきた経験を十分に活かしてそれぞれ対応してきた。さらに、米国の提唱した核不拡散政策に基づき、平成10年に燃料を高濃縮ウラン(90～93%)から低濃縮ウラン(20%)に変更し、これに伴う原子炉設備の整備及び実験照射設備の整備・拡充(医療照射用の中性子ビーム実験設備、大口径のシリコン照射設備等の設置)を行うなど、その時々に応じた要求に応えながら原子炉の安全かつ安定運転に努めてきた。

しかし、平成25年に策定した「原子力機構改革計画」に基づく事業合理化の一環として、廃止措置計画認可申請を行うこととなり、平成29年に認可を受け廃止措置を進めることとなった。

## 1. JRR-4 運転の成果

This is a blank page.



## 1.1 JRR-4 の原子炉施設の概要

### 1.1.1 JRR-4 の建設

JRR-4 は、JRR-1、2、3 及び JPDR に続き、当時の原研東海研究所に設置された 5 番目の原子炉である。この炉は、主として遮蔽に関する実験研究を行う目的で計画設計された原子炉で、その目的のために最も適した炉型としてスイミングプール型が選ばれた。

遮蔽実験用の原子炉を設置する計画は、特に軽量、小型の遮蔽が必要な原子力船の開発を目指す当時の船舶技術研究所(旧運輸省)や民間の造船業界において、早くから望まれていた。そして、昭和 35 年、造船界におけるスイミングプール炉の計画が急速に具体化し、政府はこの動きを重視して各界の意見を調整のうえ、当時の原研東海研究所に JRR-4 の設置を決めた。契約は競争入札となり、日立製作所が原子炉設備関係、大成建設が建家関係を落札した。

建設は、昭和 37 年 6 月に着工、昭和 39 年 2 月に建家関係の工事を完了し、直ちに原子炉本体、冷却設備、計測制御設備、実験設備等の据付工事に着手し、昭和 40 年 1 月 28 日に初臨界となった。

この間、現場工事の進行中重要な設計変更があった。それは、プール表面における線量当量率に関し、炉本体の支持構造をタンク形にしたこと及びプールの形状を変更したことである。

炉心構造をタンク形としたのは次の理由による。当初設計では炉心部支持構造をフレーム型とし、炉心は直接プールの中に設置され、1 次冷却水は直接プール水中に放出される設計であった。しかし、この設計では 1 次冷却水中に多くの放射性同位元素が含まれ、これがプール水中に混じり、プール表面の線量当量率を上昇させる原因となる。この放射性同位元素のうち、炉心構造材であるアルミニウムが中性子により放射化され、その反応時に反跳粒子として放出される  $^{24}\text{Na}$ 、 $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{28}\text{Al}$  及び  $^{28}\text{Mg}$  によるプール表面の線量当量率が仕様書の記載値を上回ることが懸念されたためである。

プールの形状の変更については、当初の設計は No.1 プールを主たるプールと考え、同プールの長さを 10m、No.2 プールの長さを 6m とする予定であったが、当時の日本原子力船開発事業団の実験計画が具体化するにつれ、No.1 プールを 7m、No.2 プールを 9m とすることが適切であることから変更された。

### 1.1.2 原子炉施設の概要

JRR-4 原子炉施設における原子炉設置変更許可の経緯を Table 1.1.1 に、廃止措置計画認可及び変更認可の経緯を Table 1.1.2 に、JRR-4 原子炉施設の鳥瞰図を Fig. 1.1.1 に示す。

JRR-4 原子炉施設は、付属建家、新燃料貯蔵庫等(新燃料貯蔵庫、RI 貯蔵庫及び貯蔵庫前の通路)、原子炉建家(炉室、散乱実験室、ローディングドック A 及びローディングドック B)、排風機室、排気筒、実験準備室、純水製造装置室、廃液貯槽室及び冷却塔並びにこれらの建家内外に設置されている全ての施設・設備に加えて、原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物の廃棄施設の放射性廃棄物処理場、通信連絡設備及び放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション、中央監視装置、環境放射線観測車及び気象観測設備によって構成されている。

JRR-4 原子炉施設の概略分類を Table 1.1.3 に、JRR-4 原子炉諸元表を Table 1.1.4 に示す。JRR-4 原子炉施設は、原子炉本体、核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設、原子炉冷却系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設、原子炉格納施設、その他原子炉の付属施設(特定施設)、

放射線管理施設及び利用施設の各施設から構成される。以下にそれぞれの施設ごとの詳細について示す。

### 1.1.3 原子炉本体

原子炉本体は Fig. 1.1.2 に示すように、炉心部、炉心タンク、炉心ブリッジ及びプールから構成される。炉心タンクは炉心部を収納し、炉心ブリッジと炉心タンク脚で固定されている。

#### (1) 炉心タンク及び炉心ブリッジ

炉心タンクはアルミニウム溶接構造(板厚約 12 mm)で、Fig. 1.1.3 に示すように、上部円筒(内径約 1.5m)と下部角筒(約 830 mm×780 mm角)から構成される開放タンクである。タンクの上部は炉心ブリッジに、下部は格子板を挟んで集水筒(炉心タンク最下端部、1次冷却系の炉心出口配管に接続)に固定される。1次冷却水は上部円筒の側面から流入し、炉心部を下降し集水筒を経て1次冷却配管に導かれる。上部円筒と下部角筒の接続部分には、燃料交換時に使用する燃料交換弁と炉心タンクの水位低下を防止する自動液面調整弁が、集水筒には自然循環弁がそれぞれ設けられている。また、炉心部の上部には厚い水層があり、炉心からの放射線を遮断する役目を果たしている。

炉心ブリッジは炉心タンクを吊り下げ、プール長手方向に沿って敷設されたレール(軌間約 7.7m)に堅固な手動式レールクランプで固定されている。

#### (2) 炉心

炉心主要仕様を Table 1.1.5 に、炉心平面概略を Fig. 1.1.4 に示す。JRR-4 の炉心は燃料要素、反射体要素、格子板及び制御棒等から構成される。炉心部は長さ約 650 mm、幅約 670 mm、高さ約 600 mm の角形状で、格子板には燃料要素、反射体要素等がそれぞれ垂直に挿入され、自立している。

低濃縮燃料へ変更後の燃料要素の主要仕様を Table 1.1.6 に、燃料要素概略を Fig. 1.1.5 に示す。

燃料は平成 10 年の改造工事において、高濃縮ウラン燃料から低濃縮ウラン燃料へと変更されており、<sup>235</sup>U の含有量が燃料要素 1 体あたり 166g から 204g に、ウラン濃縮度が 90~93% から約 20% に変更になったほか、燃料芯材をウランアルミニウム分散型合金(UAl<sub>x</sub>-Al)からウランシリコンアルミニウム分散型合金(U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al)に変更している。燃料要素の各部寸法等は変更前後とも同一寸法としている。この燃料要素を炉心に 20 体装荷していた。3,500kW 時のプール上面から見た炉心を Fig. 1.1.6 に、3,500kW 時の炉心タンク上面から見た炉心を Fig. 1.1.7 に示す。

反射体要素は、Fig. 1.1.4 に示すとおり、材質で分類した場合、黒鉛をアルミニウム合金で被覆したもの及びアルミニウム合金のみからなるものの 2 種類がある。形状で分類した場合、普通反射体要素、大型反射体要素及び特殊反射体要素の 3 種類がある。普通反射体要素は約 80 mm 角で長さ約 1 m の構造物であり、大型反射体要素の断面積はこの約 2 倍である。特殊反射体要素は微調整棒、後備安全棒のガイドや中性子源挿入孔を持つ反射体要素である。運転時には、合計 36 体の反射体要素を挿入していた。

格子板は、長さ約 890 mm、幅約 940 mm、厚さ約 130 mm のアルミニウム鋳物製で、格子板には約 8 行 8 列の合計 64 個の挿入孔と 7 行 5 列の合計 35 個の水循環孔を設け、挿入孔には燃料要素、反射体要素等を垂直に挿入していた。

制御棒は、板状をしたボロン入りステンレス鋼製で、粗調整安全棒 4 本と微調整棒 1 本から構成される。その他に非常用制御設備として後備安全棒 2 本を設けている。

### (3) プール設備

プール設備は、炉心タンクを囲む No.1 プール(長さ約 7m、幅約 7m、深さ約 10.3m)であり、約 380 m<sup>3</sup>のプール水が保有されるとともに、炉心タンクが設置されている。No.1 プール水位は、原子炉運転時には燃料要素上端(燃料ミート上端)から約 7.8m以上が確保され、放射線を遮蔽する役目を果たしていた。また、1 次冷却水の流出事故に対するバックアップを兼ねていた。プールでは炉心タンクから発生する中性子及びガンマ線を利用して様々な実験を行うことができた。

No.1 プールに設置された実験装置としては、即発ガンマ線分析装置がある。これは、炉心タンク側面の熱中性子をスーパーミラー中性子導管によりプール上面に導き、試料に照射することにより生ずる即発ガンマ線から核種分析を行う装置である。Fig. 1.1.8 に即発ガンマ線分析装置を示す。

No.2 プール(長さ約 9m、幅約 7m、深さ約 10.3m)はゲートにより No.1 プールと分けられており、使用済燃料を貯蔵することができた。遮蔽実験を行っていた当初は、炉心タンクを No.1 プールから No.2 プールに移動させ、大型の実規模の試験体を設置し炉心線源を用いて水中でのモックアップ試験を行っていた。

#### 1.1.4 核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設

新燃料は新燃料貯蔵庫で、使用済燃料は使用済燃料貯蔵器で、それぞれ貯蔵されていた。

新燃料は、運転管理計画に基づき、各年度に必要なとされる数量を保持するように計画的に製作、購入され、未使用燃料輸送容器を用いて構内に運び込まれ、新燃料貯蔵庫に保管されていた。新燃料貯蔵庫は最大 60 体の未使用燃料を貯蔵することができ、保安規定のみならず核物質防護規定に基づいて管理、監視されていた。

使用済燃料の取扱いは全て水中で行われた。まず、炉心から核燃料物質の取扱設備である燃料取扱用特殊ハンドリング・トングを用いて炉心タンク脇に設置されている燃料シューターに移送する。その後プール内の使用済燃料貯蔵器に移送し、保管・冷却する。90 日間以上冷却後、使用済燃料輸送容器に封入して、JRR-3 に搬出し、上部及び下部の燃料アダプタ部をカットしたのちに、再度使用済燃料輸送容器に封入して、米国エネルギー省(DOE)へ運び出された。

#### 1.1.5 原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設は Fig. 1.1.9 に示すように、1 次冷却系、精製系、2 次冷却系等から構成される。これらは主に原子炉建家地階の冷却機器室と冷却塔機械室に設置され、制御室で運転操作及び監視が一元的にできるようになっている。

##### (1) 1 次冷却系

1 次冷却系は、熱交換器 2 基、主循環ポンプ 3 基、補助ポンプ 1 基、主配管、主要弁等から構成される。原子炉の定格出力運転時には、炉心部で発生する熱を除去するため、主循環ポンプにより約 8 m<sup>3</sup>/min の 1 次冷却系の循環流量を確保するとともに、熱交換器を介し 1 次冷却系の熱を 2 次冷却系

に伝えている。また、補助ポンプは低出力運転時に使用されていた。

## (2) 精製系

精製系は、1次冷却水精製系及びプール水精製系が設けられている。1次冷却水精製系はフィルタ及びイオン交換樹脂塔から構成され、1次冷却系運転時に1次冷却系流量の一部を分岐(約10 m<sup>3</sup>/h)し精製する。プール水精製系は循環ポンプ、フィルタ及びイオン交換樹脂塔から構成され、循環ポンプにより、精製流量約25 m<sup>3</sup>/hを確保している。これら精製系により燃料要素、炉心構造物やプール内張り等に使用されているアルミニウムに適した水質を維持している。

## (3) 2次冷却系

2次冷却系は、冷却塔、循環ポンプ2基、主配管、主要弁等から構成される。炉心で発生した熱については熱交換器を介して1次冷却系から受け、この熱を冷却塔から大気に放散していた。2次冷却水にはろ過水が用いられ、原子炉運転中は常にろ過水を補給して、蒸発濃縮を防止していた。

## (4) その他

給水系及び排水系が設けられている。給水系は1次冷却系及びプールに純水を供給するため、排水系は管理区域内で発生する排水を廃液貯槽(約20 m<sup>3</sup>×2基)に送水するために設けられている。

### 1.1.6 計測制御系統施設

計測制御系統施設は、中性子計測設備、冷却系計測制御設備、安全保護回路、制御設備等から構成される。これらは制御室の計測制御盤及び制御卓で運転操作や計測制御を行っていた。

#### (1) 中性子計測設備

中性子計測設備は、起動系(1ch)、対数/ペリオド系(1ch)、線形出力系(1ch)、安全系(2ch)から構成される。中性子計測用の検出器は、起動系が核分裂計数管、対数/ペリオド系及び線形出力系が補償型電離箱、安全系が非補償型電離箱を用いていた。これらは原子炉の起動、定常運転、停止に必要な原子炉内の中性子束及びペリオドを制御室の計測制御盤で計測していた。また、中性子束が異常に上昇した場合は、安全系より警報や安全保護回路に信号を発するようになっていた。

原子炉の自動制御は線形出力系信号と出力設定器との信号偏差により、原子炉内の中性子束を一定に保つように微調整棒を自動制御していた。

#### (2) 冷却系計測制御設備

冷却系計測制御設備は、冷却機器の操作器及び圧力計、温度計、流量計、水位計等から構成される。これらは原子炉の運転に際し、制御室で冷却機器の起動及び停止操作を行うとともに、原子炉の運転に必要なプラント情報を制御室の計測制御盤で計測していた。また、重要なプラント情報については警報や安全保護回路に信号を発するようになっていた。

### (3) 安全保護回路

安全保護回路は、原子炉停止回路及びその他の主要な安全保護回路から構成される。

原子炉停止回路は、原子炉運転中にその異常な状態を検出して自動的に原子炉を停止するものであった。その他の主要な安全保護回路は、燃料破損事故時にその異常を検出して自動的に非常用排気設備を作動させるものであった。これらは安全機能を喪失しないように多重化していた。

### (4) 制御設備及び非常用制御設備

制御設備は、4本の粗調整安全棒及び1本の微調整棒から構成される。制御棒は炉心ブリッジに設けられた駆動装置により保持電磁石を介して吊り下げ、上方から炉心に挿入していた。スクラム時には保持電磁石が開放し、炉心に自由落下し原子炉を安全に停止するものであった。

非常用制御設備は、2本の後備安全棒から構成されており、万一、粗調整安全棒の挿入ができない場合は、制御室からの遠隔操作又は現場において手動操作により後備安全棒を炉心に挿入し、原子炉を安全に停止するものであった。

### (5) その他

その他として、原子炉の安全を確保するため、警報設備及びインターロック回路を設けていた。また、炉心燃料の破損を検出するため、破損燃料検出装置(FFD)及び燃料事故モニタを設けていた。

#### 1.1.7 放射性廃棄物の廃棄施設

原子炉施設からは放射性の気体及び液体廃棄物が生じる。気体廃棄物は、炉室内換気系、各実験孔、気送管、被照射空気系、実験室系の排気系に空気浄化用のフィルタを設置し、放射能を測定監視しながら排気筒から放出する。管理区域内で発生する液体廃棄物は、放射性廃液系統として取扱い、炉室地階の排水ピットに集水された後、排水ポンプにより放射性廃液貯槽(以下、DPタンクという。)に送られる。DPタンクに貯留された液体廃棄物はサンプリングにより放射能濃度を測定し、排水基準以下であれば一般排水へ放流し、排水基準を超えるものは放射性廃液運搬車によって廃棄物処理場へ運搬して処理する。以下に気体廃棄物の廃棄施設及び液体廃棄物の廃棄設備の詳細を示す。

#### (1) 気体廃棄物の廃棄施設

気体廃棄物の廃棄施設の系統図を Fig. 1.1.10 に示す。

管理区域の給排気系統は、ホット実験室系統(給気第2、排気第2系統)、炉室系統(給気第3、排気第3、第5系統)、散乱実験室系統(給気第4、排気第4系統)の3系統で、この他に付属建家系の給気第1、排気第1系統と、湯沸室・トイレの排気第6系統、機械室の給気第5、排気第7系統がある。

給気は付属建家地階機械室に設置された空気調和機の粗フィルタと除塩フィルタで塵埃、塩分を除去して給気される。排気は排風機室等に設置されたフィルタ装置で放射性の微粒子を捕集後に排気筒から放出される。

炉室系統及び散乱実験室系統は、給気側の空気式コントロールダンパにより、建家内負圧を制御するシステムが設置されており、炉室は-70Paに、散乱実験室は-40Paに設定しコントロールしている。

なお、原子炉設置許可上及び使用施設保安規定では、負圧の管理値は数値としてはなく、若干の負圧が保たれていれば良いことになっている。

排気第 5 系統排風機は A 系、B 系の 2 台あり、1 台を主機として運転し、もう 1 台を予備機として運転しており、通常時は炉室排気系の一部として、炉上面、利用設備(ガンマ線源室、重水系)等の排気について、排気 5 系統フィルタユニットを通して約 3,000m<sup>3</sup>/h で排気している。燃料事故モニタが作動したときは、フィルタ装置を非常系に切り替えて、非常用排気設備として機能していた。非常用排気フィルタ装置は Pre、HEPA フィルタに加え、ヨウ素除去フィルタ(銀ゼオライト)を有しており、燃料事故時に発生するヨウ素の大気放出を防止していた。なお、非常系の排気風量は炉室負圧維持に必要な 800 m<sup>3</sup>/h 程度としていた。

給排気系統は、給排気ファン及び各ダンパの連動制御を自動制御盤により自動制御している。炉室、散乱実験室等の温度、湿度は自動計装設備によって制御されている。自動制御盤 CP-1 には給排気系統のグラフィックパネルが設置され、給排気系統全体の運転状態が監視できる。また、炉室に設置される自動制御盤 CP-4 で遮断弁及び切替弁の制御を行っている。

炉室天井裏にオイルダンパが設置されており、炉室内の負圧が-600Pa 以上になると作動し、過負圧を防止する。

Table 1.1.7 に管理区域系統の送排風機の仕様を示す。

## (2)液体廃棄物の廃棄設備

液体廃棄物の廃棄設備の系統図を Fig. 1.1.11 に示す。廃液貯槽室に廃液貯槽(20m<sup>3</sup>)が 2 基設置されており、主な系統として炉室地階に設置された排水ピットに集まった炉室からのドレン水を排水する炉室地階ピット排水系、その他にプール排水系、プールオーバーフロー系がある。廃液貯槽は通常 1 基に貯留し、もう 1 基は予備用として使用している。

廃液貯槽室に設置された自動制御盤CP-2で設備全体の状態を監視しながら廃液の移送、排水等ができる。

### 1.1.8 放射線管理施設

昭和 39 年建設当初の放射線管理施設は、ガンマ線エリアモニタ(12ch)、中性子線エリアモニタ(8ch)、2 次冷却水モニタ(1ch)、排気筒ダストモニタ(1ch)、排気筒ガスモニタ(1ch)、ハンドフットクロスモニタ(1ch)、各種サーベイメータであった。サーベイメータは制御室入口、散乱実験室入口、ホット実験室及び放射線管理課居室に備えられた。この他、GM 管スケーラ、放射性ガス測定装置(空気捕集電離箱)を放射線管理課居室に常備した。また、炉室の主要な箇所(21 箇所)から空気をサンプリングするための空気モニタリング設備を炉室地階に設置した。昭和 50 年には放射線管理モニタの老朽化に伴い、より測定レンジの広いガンマ線エリアモニタの設置、過去の運転経験などから設置場所を見直し、一部モニタの集約、AEC-NIM 規格に従った放射線管理用モニタを導入し、放射線モニタの設置台数を従来の 23ch から 14ch に削減するなど管理の効率化を図った。その後、平成 22 年 12 月研究用原子炉としての使命を終え、平成 29 年 6 月に廃止措置計画が認可された。廃止措置が進められている現段階における放射線管理モニタは、排気筒ダストモニタ(1ch)、室内ダストモニタ(1ch)、ガンマ線エリアモニタ(3ch)、ハンドフットクロスモニタ(2ch)であり、使用済燃料及び未使用燃料は全て施

設外に搬出されたことから、令和4年3月に排気筒ガスモニタの運用を停止した。

#### 1.1.9 原子炉格納施設

##### (1) 原子炉建家

原子炉建家は、地下1階、地上一部2階の鉄筋コンクリート造りの矩形建物(長さ約25m、幅約20m、高さ約26m)で、天井面には実験及び保守等のための15t/5tのクレーンが設けられている。

原子炉建家内にはアルミニウム板で内張したプール(幅約7m、深さ約10.3m)が設置され、ゲートによってNo.1プール(長さ約7m)とNo.2プール(長さ約9m)とに分けられ、No.1プールには原子炉が設置されている。地階には冷却機器が、1階には人の出入り扉及び機器搬出入用のローディングドックが設けられている。

原子炉建家内は常時大気圧より約-70Paに負圧維持されており、万一、放射性物質が原子炉建家内に漏れた場合でも、建家外に直接放散することを防止している。

##### (2) 散乱実験室

散乱実験室は、半地下式の鉄筋コンクリート造りの矩形建物(長さ約14m、幅約14.5m、高さ約12.6m)で、上部に制御室及び測定室があり天井には実験及び保守等のための5tのクレーンがある。

散乱実験室内には散乱実験孔、医療照射時に使用する照射室、施療室と出入り扉、機器搬出入用のローディングドック及び患者搬出口が設けられている。

##### (3) 付属建家

付属建家は原子炉建家から約10m離れた地上1階、地下1階の鉄筋コンクリート造りの建物(長さ約54m、幅約14m)である。地下1階には機械室を、地上1階にはシャワー室、ロッカー室、ホット実験室、新燃料貯蔵庫、RI貯蔵庫の管理区域と居室等が設けられている。

##### (4) その他の付属建物

純水製造装置室と廃液貯槽室は鉄骨造平屋建で、純水製造装置室には純水製造装置及び純水供給設備が設けられ、廃液貯槽室には管理区域内で発生する液体廃棄物の一時貯留のための廃液貯槽2基が設けられている。

排風機室は鉄骨造平屋建の建物で、管理区域内で発生する気体廃棄物を処理するための排風機及びフィルタ装置が設けられている。

冷却塔は鉄筋コンクリート平屋建で、2次冷却系の冷却塔本体と循環ポンプを設置する機械室から構成される。

#### 1.1.10 その他原子炉の付属施設(特定施設)

JRR-4には、特定施設として受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄物の廃棄施設及び液体廃棄物の廃棄設備がある。各設備のうち、全ての施設へ給電している受変電設備は、非常時のバックアップを考慮し、停電時でも最低限必要な計測制御系機器、冷却系機器への給電を継続できるように非常用電源設備が設置されている。

### (1)受変電設備

JRR-4の商用電源は、原子力科学研究所中央変電所から、JRR-3 建家前に設置されている F63 分岐盤を経由し三相 6.6kV で受電している。この商用電源は高圧実験系、高圧冷凍機系、高圧電灯実験系、高圧二次冷却塔系、高圧動力系の 5 系統に分岐され、各系統の変圧器で低圧に変圧され、低圧配電盤を経由して負荷に給電される。

Table 1.1.8 に変圧器の容量と種類を示す。

### (2)非常用電源設備

JRR-4の非常用電源設備は、ディーゼル発電機(100kVA)2基と無停電電源装置(10kVA)1基から構成されている。

ディーゼル発電機は定期点検や計画停電等、特に停止が必要とされる場合以外は常に自動起動できるように待機状態にセットしてある。非常用電源設備の商用電源は低圧動力盤(2)(動力系変圧器二次側)から給電されており、その停電が 10 秒間継続すると 2 基とも同時起動し、停電から約 17 秒後に負荷に給電される。主な負荷は非常用排気設備とその制御盤及び無停電電源装置(10kVA)である。

ディーゼル発電機 2 基のうち、非常用電源盤へ給電するよう選択された側を先行機、もう一方を非先行機と呼んでいる。ディーゼル発電機が 2 基あるのは主に起動時の起動失敗の対策であるが、2 基とも同時起動しその後安定運転に入れば、非先行機は無負荷での運転を避けるために、起動してから 30 分後に停止し、その後は待機状態になる。先行機が重故障停止したときは、非先行機が起動し負荷の電源を確保する。

無停電電源装置は制御室の分電盤と非常用排気設備等の自動制御盤の制御回路に給電している。商用電源が停電し、非常用電源より給電されるまでの間、無停電で負荷に給電を続ける。

Table 1.1.9 に非常用電源設備の仕様を示す。



Table 1.1.1 JRR-4 原子炉施設における原子炉設置変更許可の経緯

許可年月日	許可番号	備考
昭和 43 年 9 月 18 日	—	原子炉設置に関する書類提出
昭和 47 年 1 月 25 日	47 原 第 9840 号	燃料体濃縮度の変更
昭和 49 年 5 月 8 日	49 原 第 4308 号	熱出力の増加
昭和 51 年 8 月 24 日	51 安(原規)第 78 号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 63 年 8 月 31 日	63 安(原規)第 373 号	JRR-4 使用済燃料の貯蔵に係る記載の変更
平成 3 年 6 月 21 日	3 安(原規)第 343 号	使用済燃料の貯蔵及び処分の方法に係る記載の変更
平成 8 年 9 月 19 日	8 安(原規)第 384 号	低濃縮燃料要素の使用及び原子炉施設の整備
平成 21 年 3 月 11 日	20 諸文科科第 2058 号	使用済燃料の処分の方法の変更

Table 1.1.2 廃止措置計画認可及び変更認可の経緯

認可年月日	認可番号	備考
平成 29 年 6 月 7 日	原規規発第 1706077 号	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和 32 年法律第 166 号)第 43 条の 3 の 2 第 2 項の規定に基づく廃止措置計画の認可
平成 30 年 12 月 25 日	原規規発第 1812253 号	未使用燃料搬出期限を変更した。 また、現第 2 段階を新第 1 段階に統合するとともに終了時期を明確にした。 非管理区域である実験準備室の解体を新第 1 段階に変更した。
令和 3 年 6 月 25 日	原規規発第 2106253 号	原子炉施設の品質マネジメントシステムに関する事項及び性能維持施設の維持管理に係る事項を変更した。また、廃止措置に要する費用の見積りに係る事項等を追加した。

Table 1.1.3 JRR-4 原子炉施設の概略分類(1/2)

系統	装置・機器		
原子炉本体	格子板		
	燃料要素		
	反射体要素		
	炉心タンク		
	炉心ブリッジ		
	自動液面調整弁		
	プール		
核燃料物質取扱施設 及び貯蔵施設	核燃料取扱設備	燃料一時貯蔵棚	
		燃料貯蔵棚	
	核燃料貯蔵設備	プール	
		使用済燃料貯蔵器	
計測制御系統施設	原子炉計装設備	中性子計測設備	
		冷却系計測制御設備	
		反応度制御設備	
		プロセス放射線監視設備	燃料事故モニタ 燃料事故モニタ を除いたもの
	安全保護回路	原子炉停止回路	
		安全スイッチ	
		その他の主要な安全保護回路	
	原子炉制御設備	制御材駆動装置	
		制御材	
		非常用制御設備	
	インターロック回路		
警報回路			
原子炉冷却系統施設	1次冷却設備	主循環ポンプ	
		熱交換器	
		主要弁	
		主冷却管・弁	
		サイフォンブレイク弁	
	精製系	1次冷却水精製系	
		プール水精製系	
	2次冷却設備	循環ポンプ	
		主配管・弁	

Table 1.1.3 JRR-4 原子炉施設の概略分類(2/2)

系統	装置・機器	
	給水系	
	排水系	炉室地下排水ピット
放射性廃棄物の 廃棄設備	気体廃棄物の廃棄設備	通常排気設備
		非常用排気設備
	液体廃棄物の廃棄設備	廃液貯槽
原子炉格納施設	原子炉建家	
その他原子炉の 付属施設	非常用電源設備	無停電電源装置
		ディーゼル発電機
	主な実験設備	簡易照射筒
		気送管照射設備
		中性子ビーム設備
		散乱実験設備
	空気調和機	
	受変電設備	
	消火系(消火設備)	
	通信連絡設備	
	避難通路	
非常用照明		
放射線管理施設	屋内管理用設備	室内ダストモニタ
		室内ガスモニタ
		ガンマ線エリアモニタ
	屋外管理用設備	中性子線エリアモニタ
		排気ガスモニタ
		排気ダストモニタ

Table 1.1.4 JRR-4 原子炉諸元表

項目	初期 特性試運転	利用運転(高濃縮)	利用運転(低濃縮化後)
炉型式	濃縮ウラン軽水減速・冷却スイミングプール型		
最大熱出力	1,000kW→2,500kW (昭和 37 年認可)	2,500kW→3,500kW (昭和 49 年認可)	3,500kW
最大熱中性子束	$4 \times 10^{15} \text{n/m}^2 \cdot \text{sec}$	$7 \times 10^{17} \text{n/m}^2 \cdot \text{sec}$	$7 \times 10^{17} \text{n/m}^2 \cdot \text{sec}$
炉心領域	角型 約 650 mm D×約 670 mm W×約 600 mm H		
炉心タンク	上部円筒(内径約 1.5m)、下部角筒(約 830 mm×780 mm角)、深さ約 10m、板厚約 12 mm		
燃料要素	90wt%濃縮 U-Al 燃料 20 体 (全数板状燃料)	93wt%濃縮 U-Al 燃料 20 体 (全数板状燃料)	20wt%濃縮 U <sub>3</sub> -Si <sub>2</sub> -Al 燃料 20 体 (全数板状燃料)
制御棒	天然ボロン 1.6w%入りステンレス鋼 7 本		
利用施設	プール実験設備 散乱実験設備 リドタンク実験設備 (サーマルコラム) <sup>16</sup> N ガンマ線源装置 T 照射筒(水カラビット 2 系統) S 照射筒 気送管照射設備 D 照射筒 F 照射筒 K 照射筒	プール実験設備 散乱実験設備 中性子ビーム設備 <sup>16</sup> N ガンマ線源装置 T 照射筒(水カラビット 2 系統) S 照射筒 気送管照射設備 D 照射筒 L 照射筒(大口径化)→N 照射筒	

Table 1.1.5 炉心主要仕様

項目	仕様
最大炉心寸法 (反射体要素含む)	約 650 mm(横)×約 670 mm(縦)×約 600 mm(高)
燃料要素数	20 体
減速材	軽水
反射材	軽水、黒鉛及びアルミニウム合金
制御棒	粗調整安全棒 4 本 微調整棒 1 本 (いずれも、上部懸垂型、ボロネーステンレス鋼、ストローク 650 mm)
非常用制御設備	後備安全棒 2 本(上部懸垂型、ボロネーステンレス鋼)
格子板	約 890 mm(横)×約 940 mm(縦)、挿入孔 64 個、水循環孔 35 個

Table 1.1.6 燃料要素の主要仕様

項目	仕様
形式	MTR 平板型
燃料要素寸法	約 80×80×1,025(mm)
燃料板板数	15(枚)
燃料板厚さ	約 1.26 (mm)
燃料板幅	約 75 (mm)
燃料板長さ/内側燃料板	約 630 (mm)
" /外側燃料板	約 734 (mm)
燃料芯材厚さ	約 0.5 (mm)
燃料芯材幅	約 65 (mm)
燃料芯材長さ	約 600 (mm)
被覆材厚さ	約 0.38 (mm) (最小厚さ 0.25 mm)
<sup>235</sup> U 含有量(内側燃料板)	約 14.6 (g/枚)
" (外側燃料板)	約 7.3 (g/枚)
" (燃料要素)	約 204 (g/体)
燃料芯材	種類 ウランシリコンアルミニウム分散型合金 主な組成 U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al ウラン濃縮度 約 20 (%) ウラン密度(内側燃料板) 約 3.8 (g/cm <sup>3</sup> ) " (外側燃料板) 約 1.9 (g/cm <sup>3</sup> )
被覆材	種類 アルミニウム合金 材料規格 JIS A6061、AG3NE*又は相当品
最高燃焼度(要素平均)	50 (%)
1 次冷却水流路	流路厚さ 約 4.1 (mm) 流路幅 約 70 (mm) 流路数 14

\*AG3NE はフランスで開発された原子炉用アルミニウム合金である。

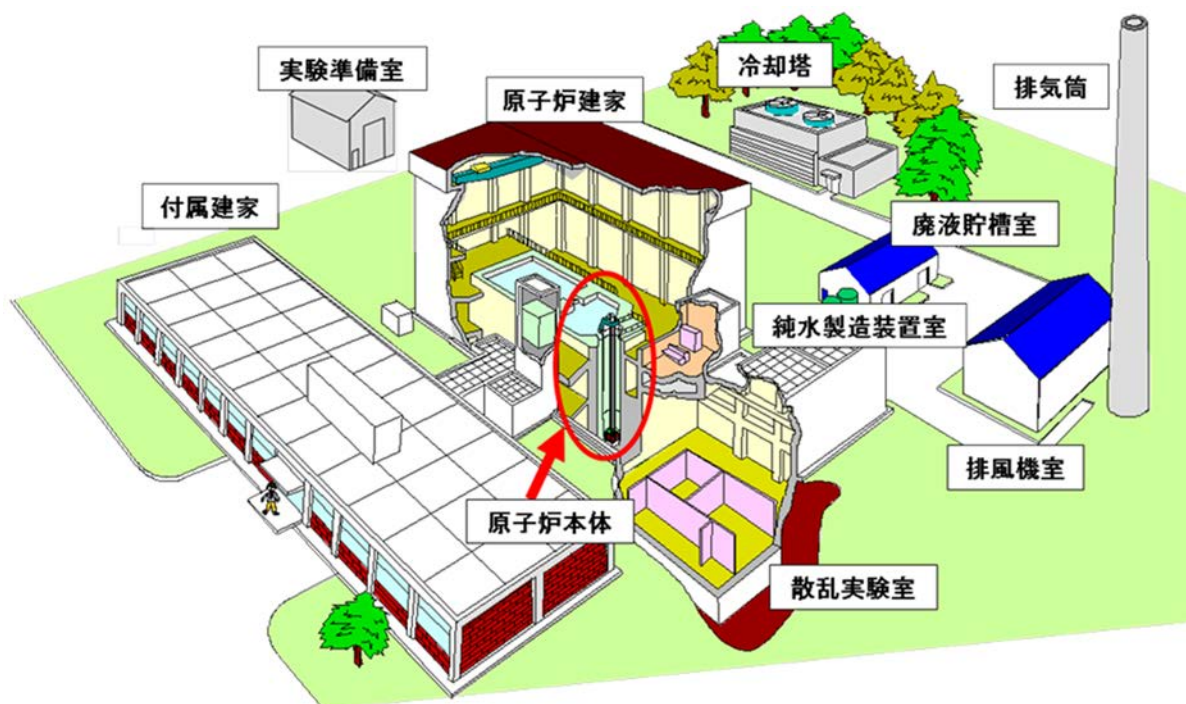
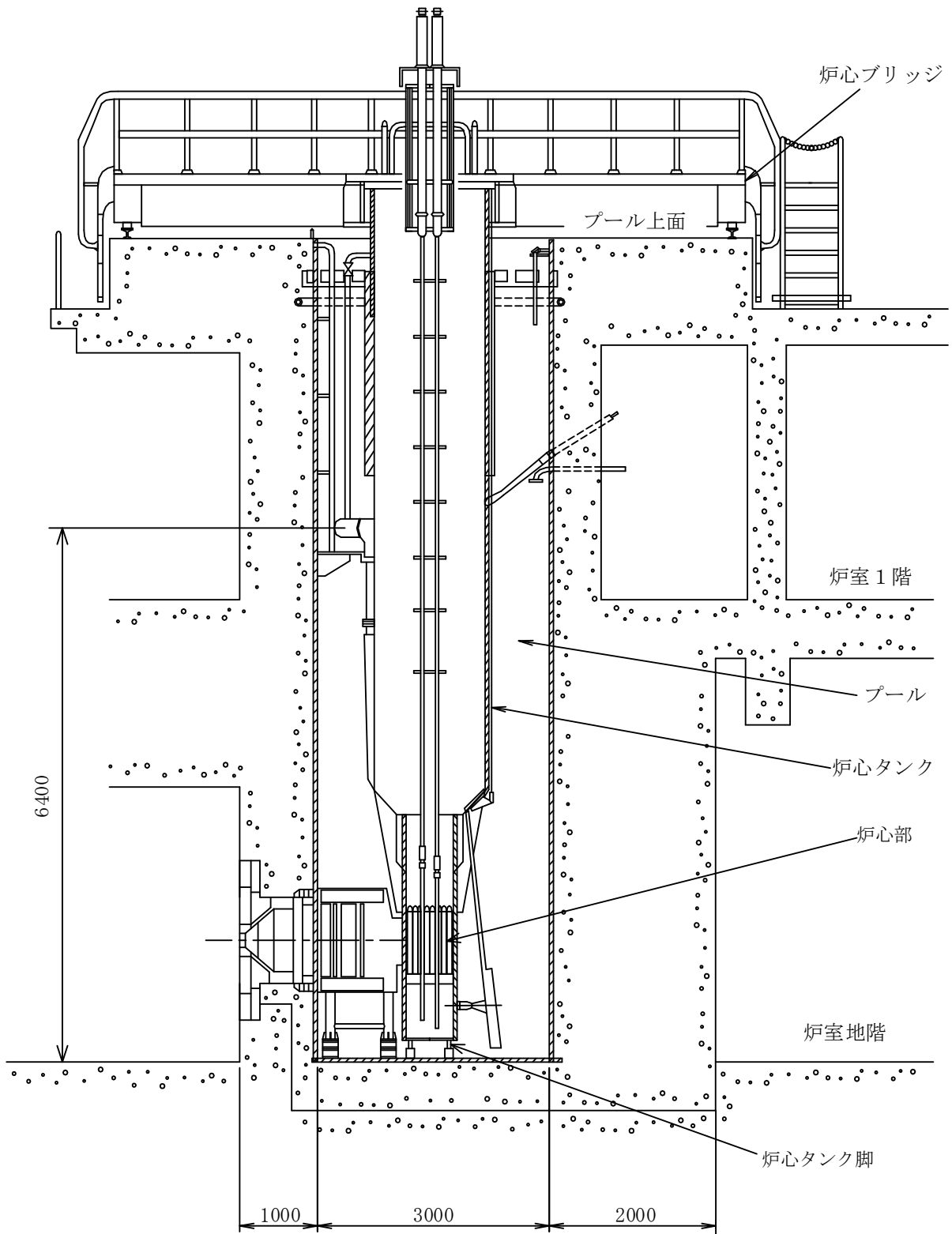


Fig. 1.1.1 JRR-4 原子炉施設の鳥瞰図



単位：mm

Fig. 1.1.2 原子炉本体立面図

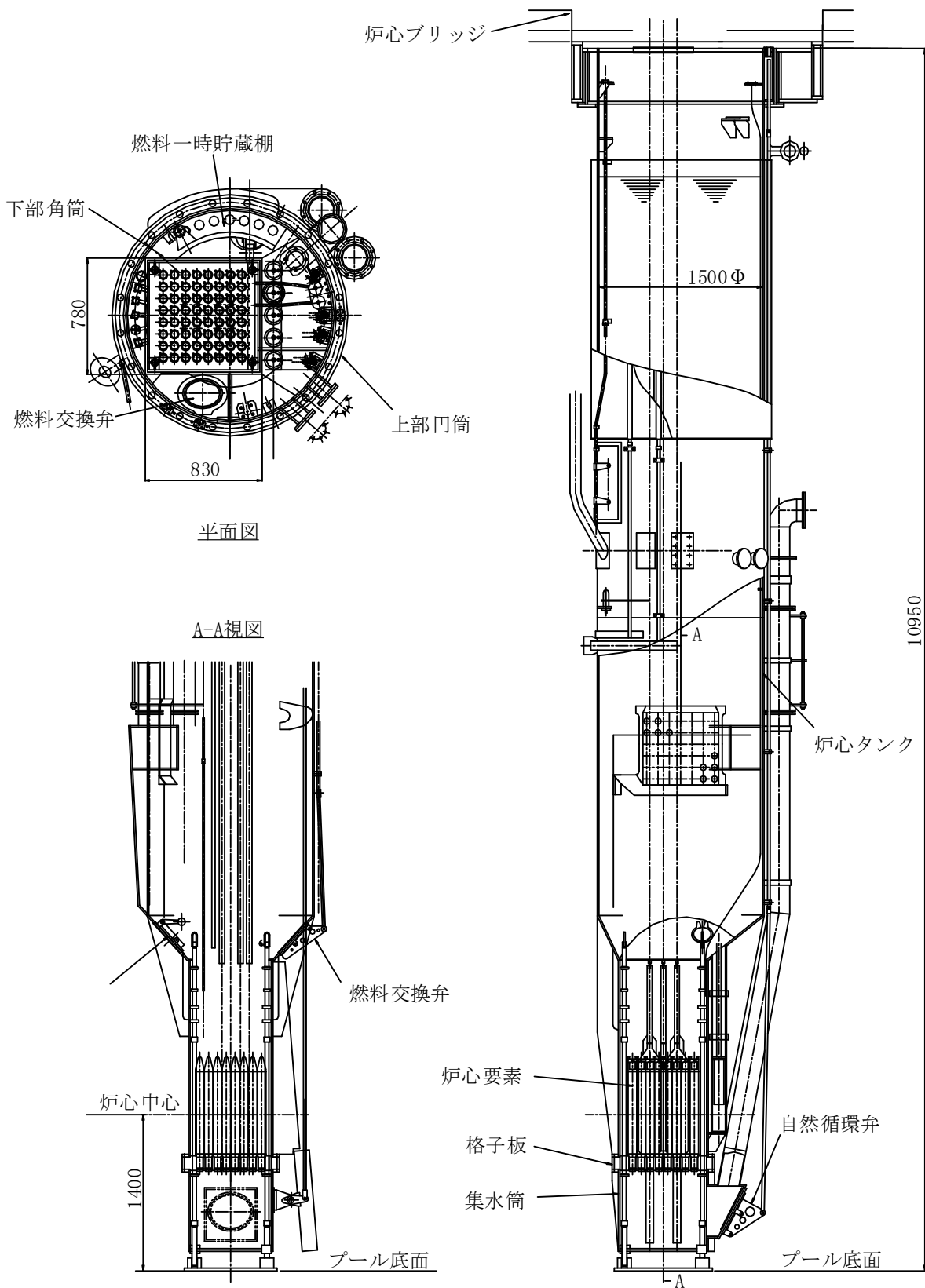


Fig. 1.1.3 炉心タンク概略図



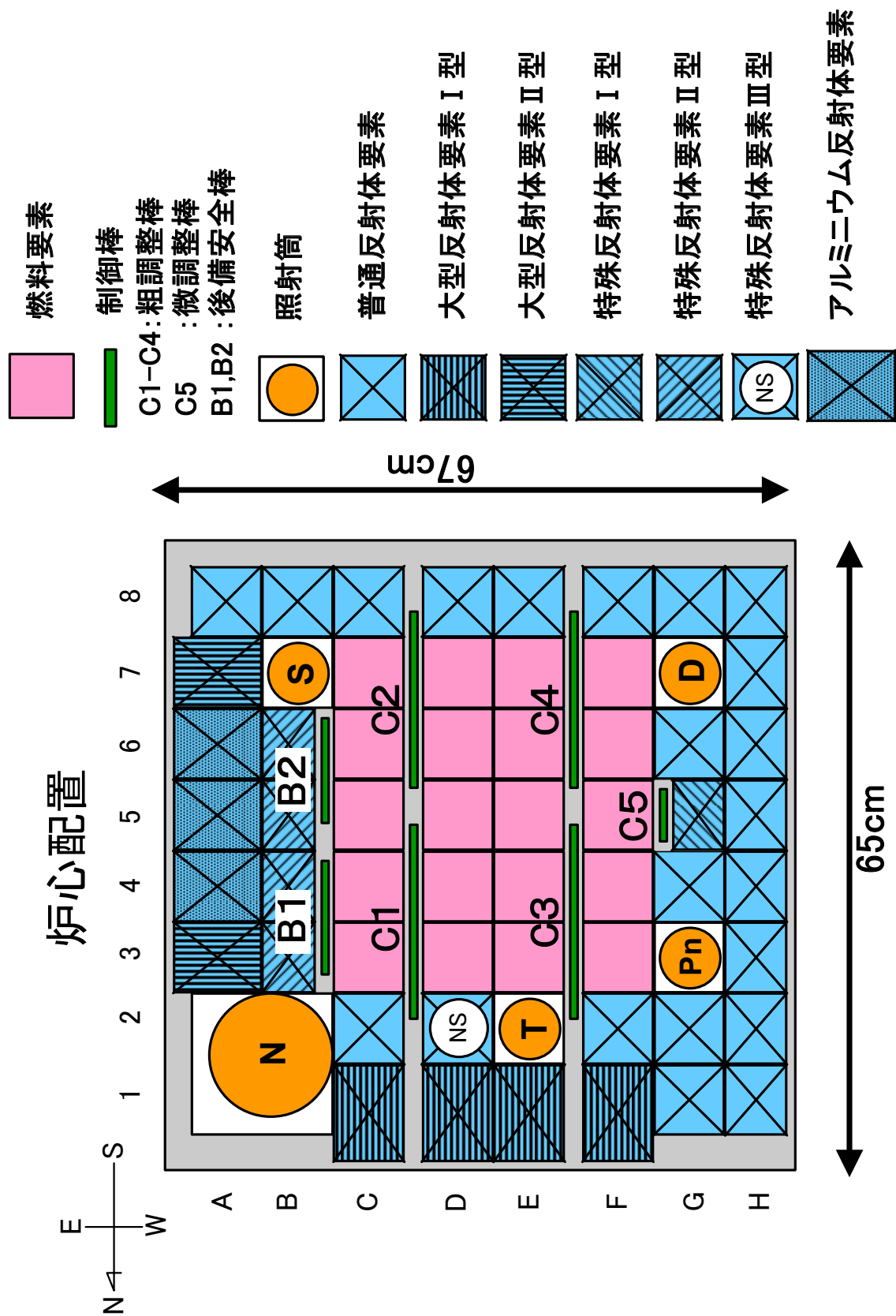
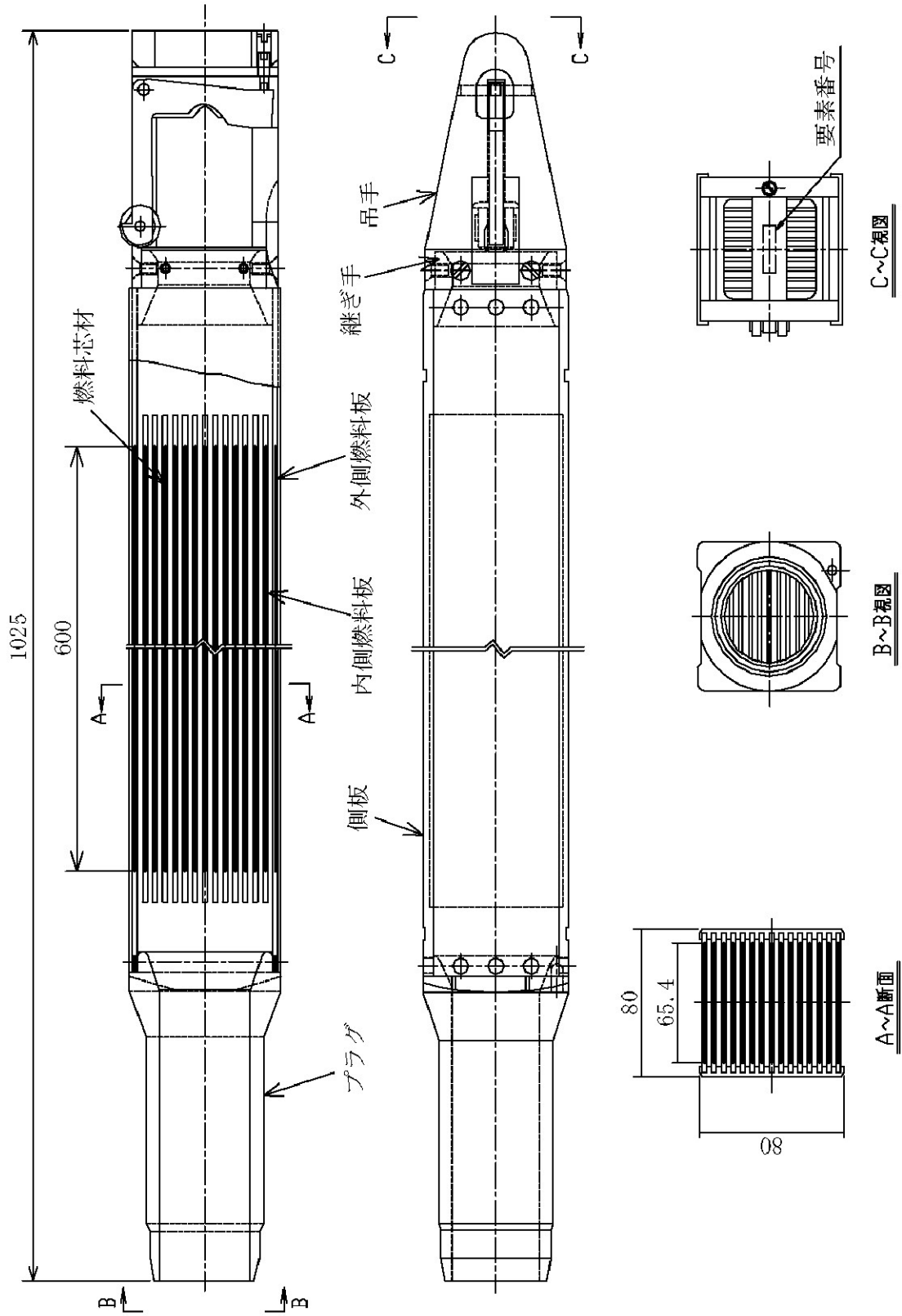


Fig. 1.1.4 炉心平面概略



単位：mm

Fig. 1.1.5 燃料要素概略

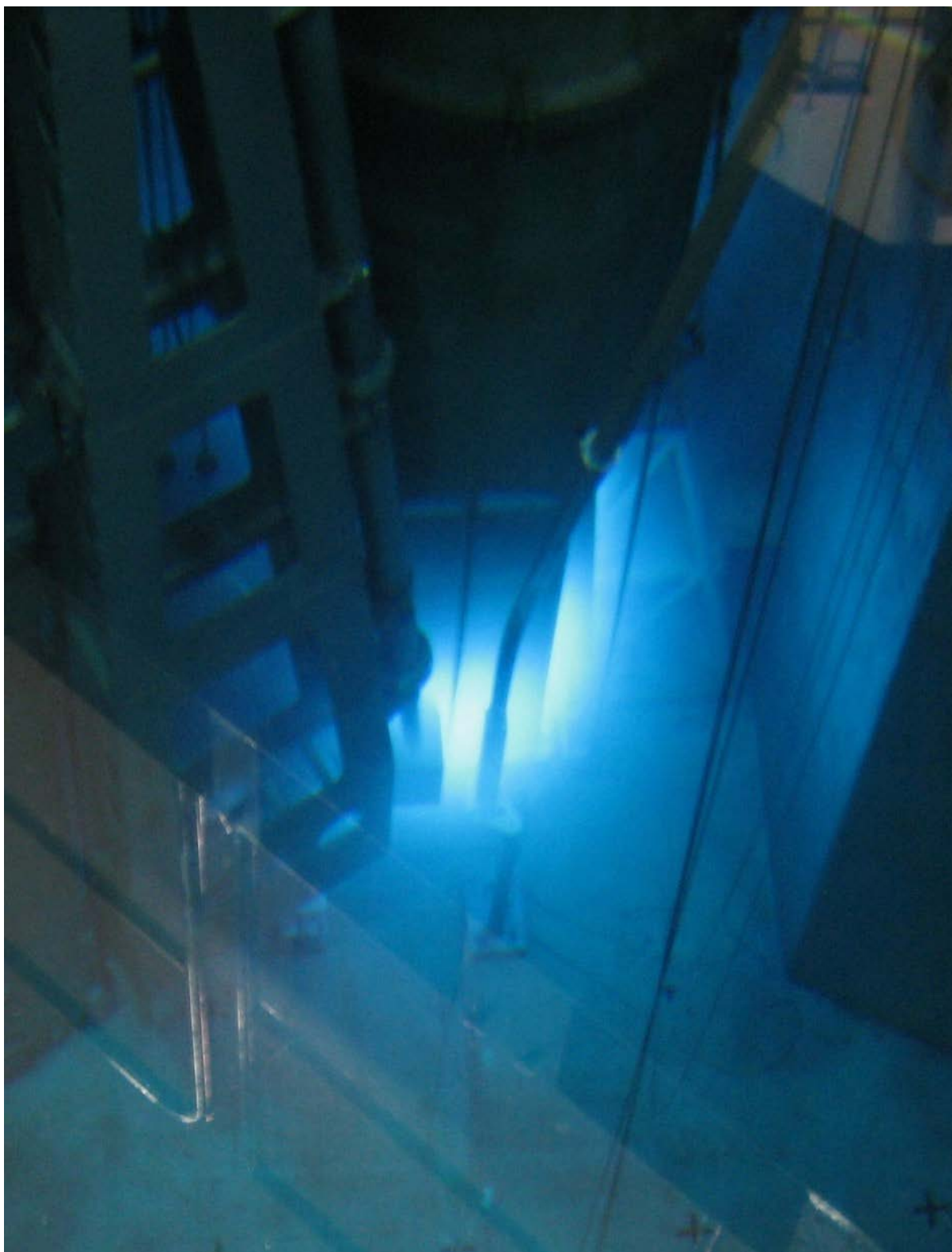


Fig. 1.1.6 3,500kW 時のプール上面から見た炉心

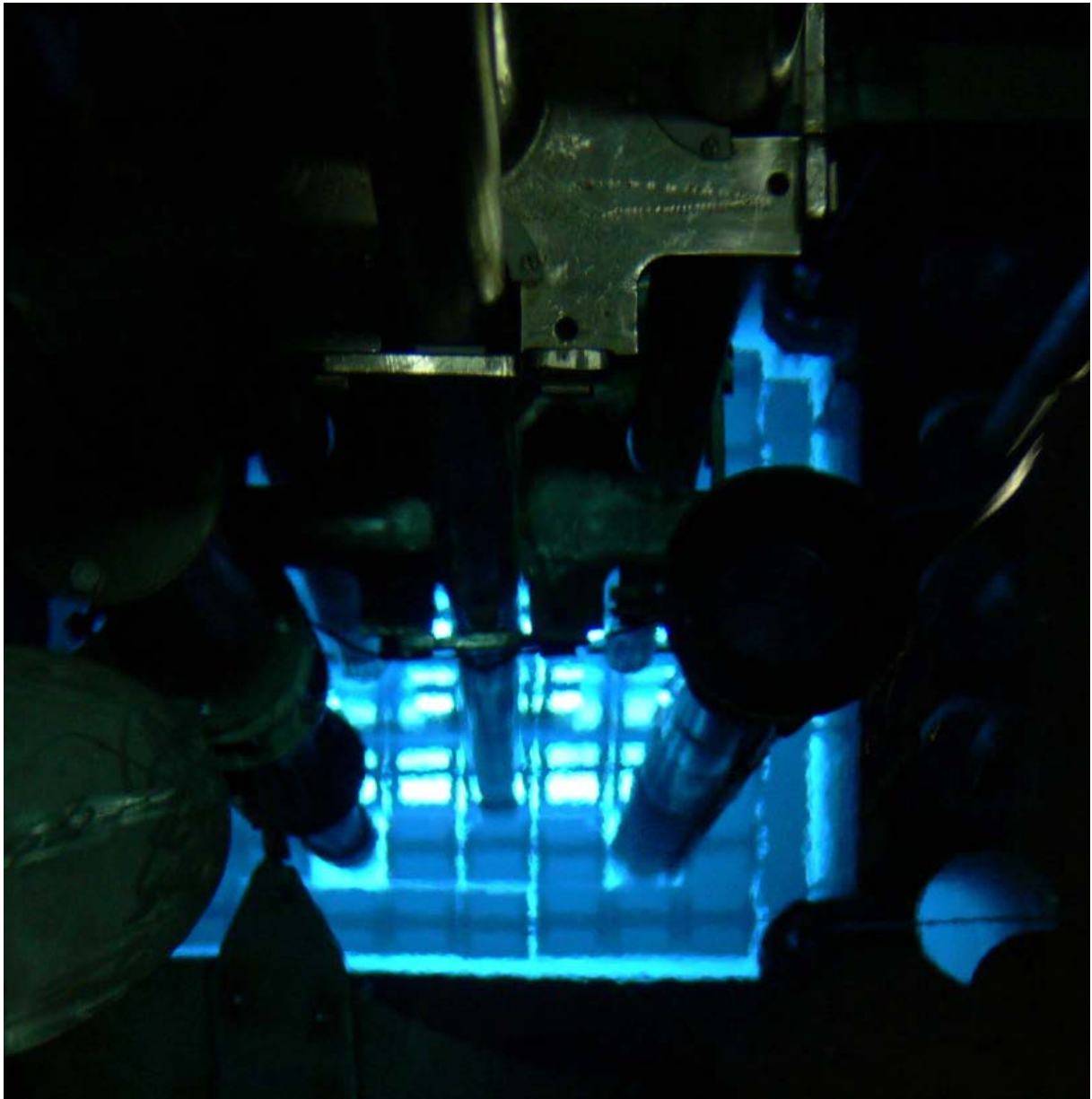


Fig. 1.1.7 3,500kW 時の炉心タンク上面から見た炉心

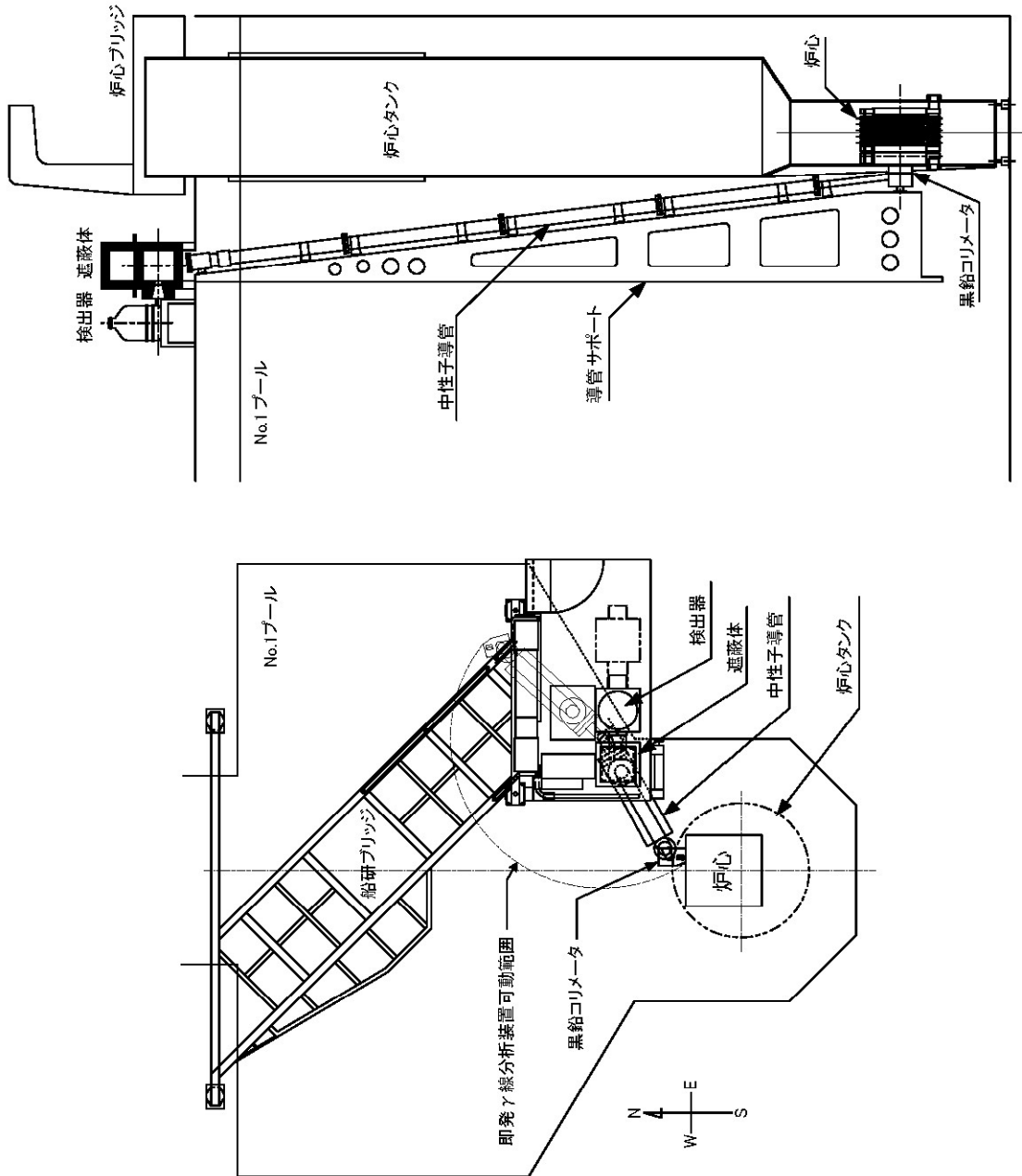


Fig. 1.1.8 即発ガンマ線分析装置

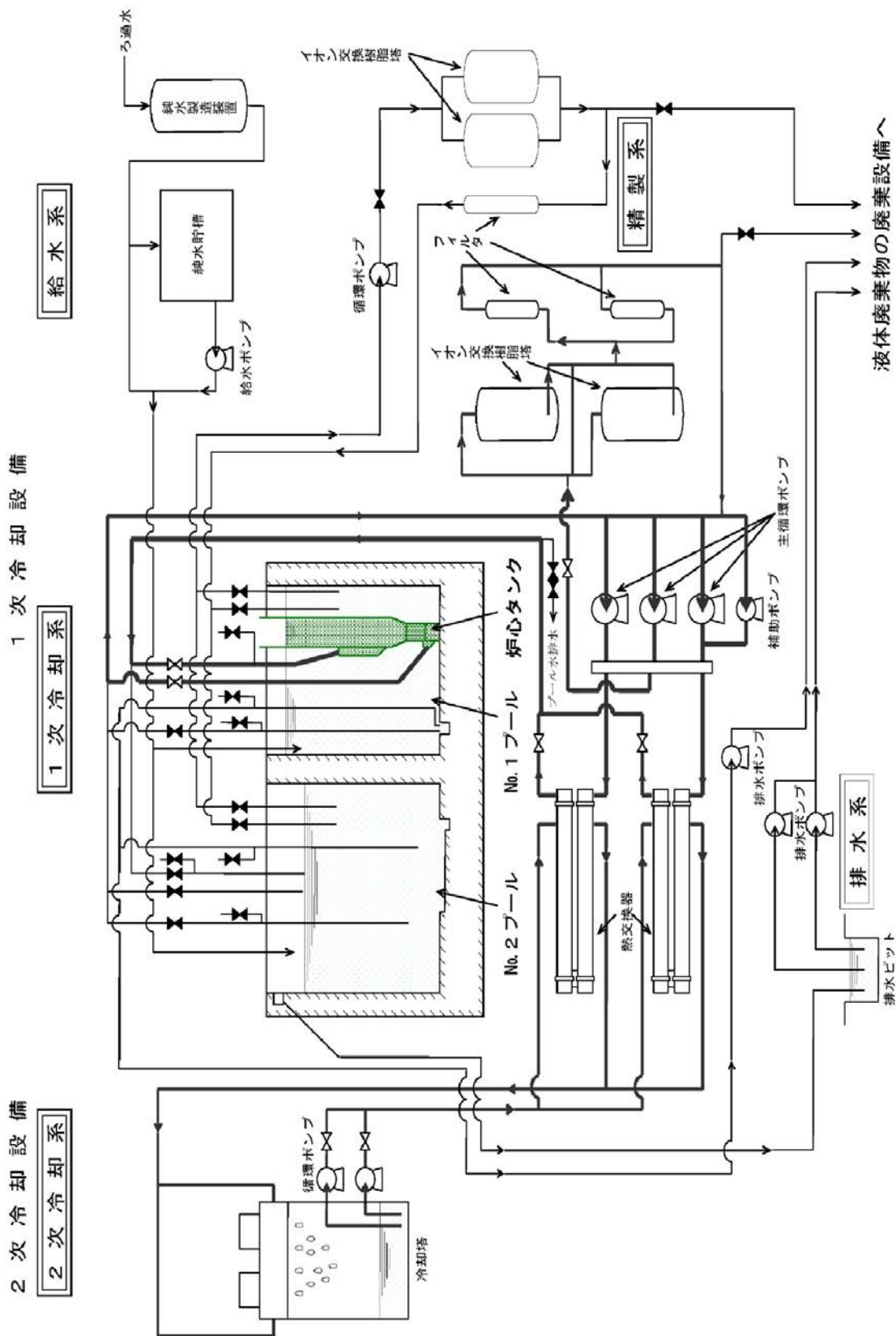


Fig. 1.1.9 原子炉冷却系統施設

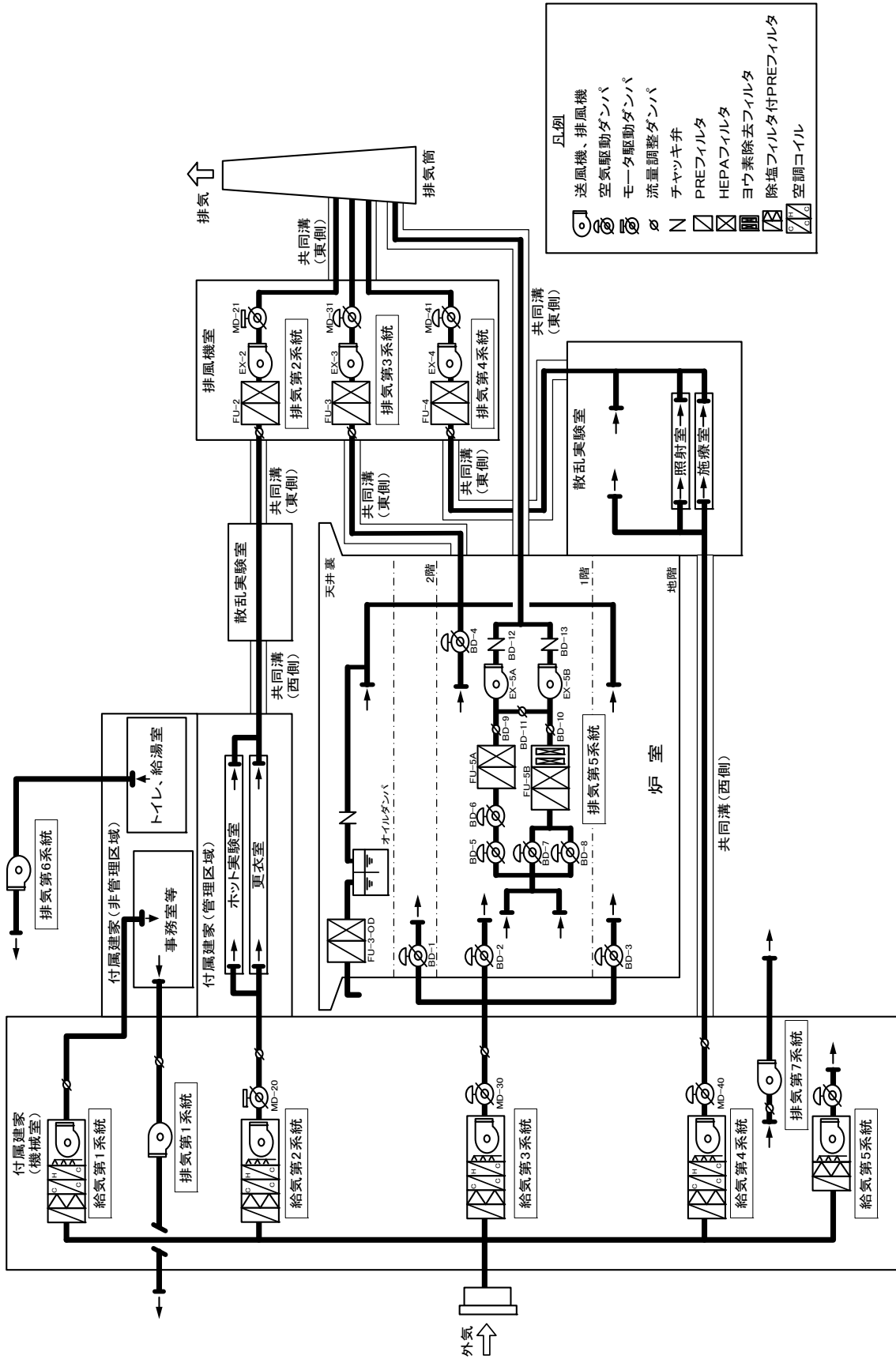


Fig. 1.1.10 気体廃棄物の廃棄施設の系統図

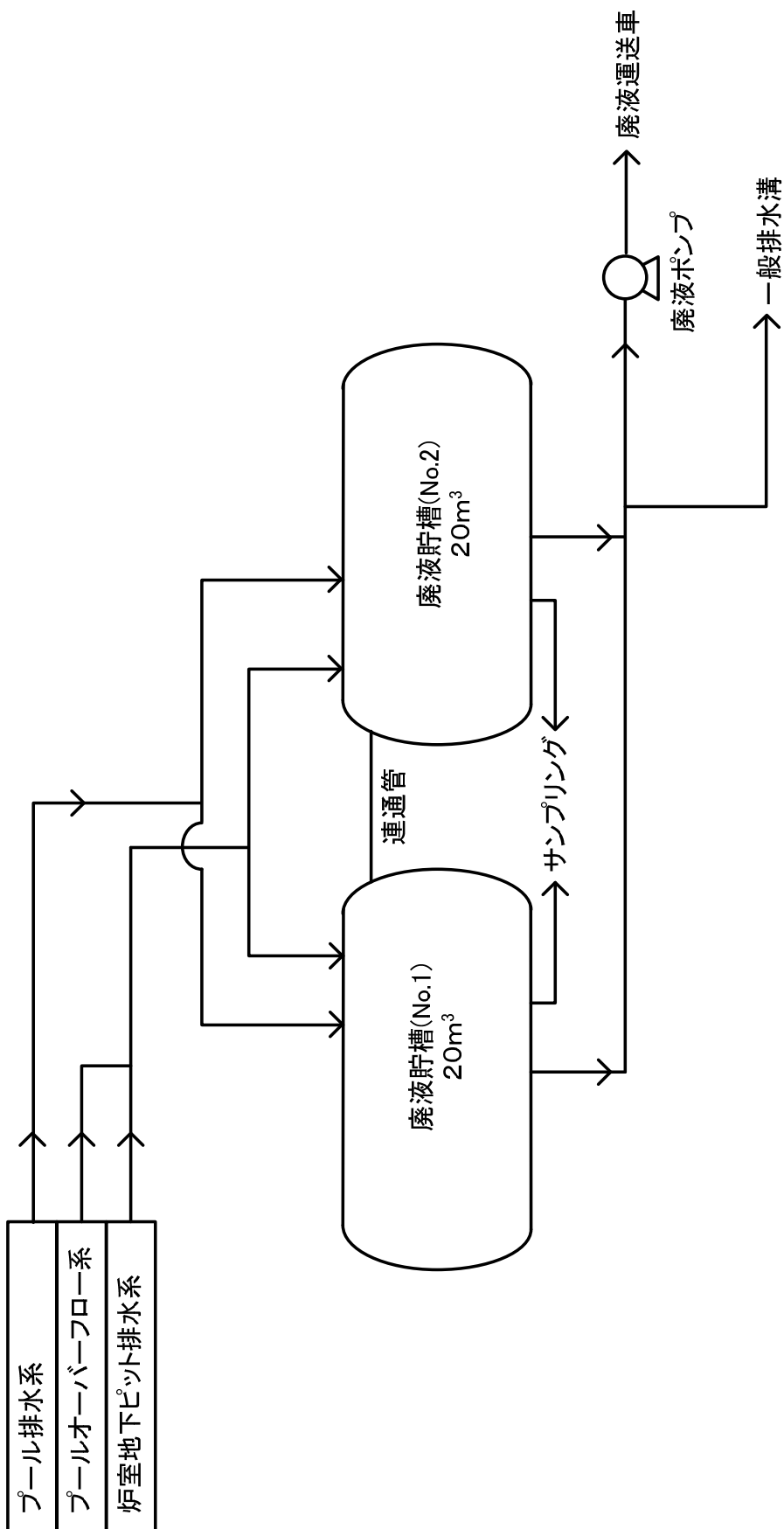


Fig. 1.1.11 液体廃棄物の廃棄施設の系統図



Table 1.1.7 管理区域系統の送排風機の仕様

系統名	送排風機名	仕様		負圧制御
ホット 実験室系統	給気第 2 系統 送風機 (AC-2)	風量	4,510m <sup>3</sup> /h	なし
		静圧	353Pa	
		電動機容量	3.7kW	
	排気第 2 系統 排風機 (EX-2)	風量	5,300m <sup>3</sup> /h	
		静圧	1,235Pa	
		電動機容量	3.7kW	
炉室系統	給気第 3 系統 送風機 (AC-3)	風量	31,000m <sup>3</sup> /h	あり -70Pa
		静圧	686Pa	
		電動機容量	22kW	
	排気第 3 系統 排風機 (EX-3)	風量	28,000m <sup>3</sup> /h	
		静圧	1,275Pa	
		電動機容量	18.5kW	
	排気第 5 系統 (EX-5A,5B)	風量	3,000m <sup>3</sup> /h	なし
		静圧	300Pa	
		電動機容量	7.5kW	
散乱実験室 系統	給気第 4 系統 送風機 (AC-4)	風量	11,400m <sup>3</sup> /h	あり -40Pa
		静圧	95Pa	
		電動機容量	11kW	
	排気第 4 系統 排風機 (EX-4)	風量	11,400m <sup>3</sup> /h	
		静圧	1,274Pa	
		電動機容量	11kW	

Table 1.1.8 変圧器の容量と種類

系統名	変圧器容量	種類
高圧実験系	三相 300kVA	乾式変圧器
高圧電灯実験系	単相 200kVA	乾式変圧器
高圧二次冷却塔系	三相 200kVA	油入式変圧器
高圧動力系	三相 500kVA	乾式変圧器
* 高圧冷凍機系は、冷凍機の電動機が高圧仕様なので変圧器は無い。		

Table 1.1.9 非常用電源設備の仕様

ディーゼル発電機(キュービクル式燃料槽搭載型)			無停電電源装置		
内燃機関	形式	4 サイクルディーゼル	交流入力	定格電圧	三相 200(V)
	定格出力	103(kW)		電圧変動幅	±10(%)
	回転数	1,500(rpm)		定格周波数	50(Hz)
	始動方式	電気方式		周波数変動幅	±5(%)
発電機	形式	交流同期型	交流出力	定格容量	10(kVA)
	定格容量	100(kVA)		定格電圧	単相 100(V)
	定格電圧	210(V)		定格周波数	50(Hz)
	相数	3		負荷力率	0.85 遅れ
	周波数	50(Hz)	アルカリ蓄電池	浮動電圧	117(V)
	回転数	1,500(rpm)		均等電圧	127(V)
燃料槽	型式	角形タンク	放電終止電圧	86(V)	
	容量	軽油 100(L)	セル数	86 セル	

## 1.2 JRR-4 の運転と技術管理

### 1.2.1 運転管理

#### (1)概要

JRR-4 の運転を大別すると、①昭和 40 年から平成 7 年までの高濃縮燃料による運転と、②平成 10 年から平成 22 年までの低濃縮燃料による運転の二つに分けられる。

JRR-4 は原子力の黎明期に建設が進められ、この段階においても多くの問題点を克服して臨界に達した。また、その後も原子炉の運転に支障を来す多くのトラブル等が発生したが、それらを克服するとともに、新しい技術を取り入れながら、初臨界の昭和 40 年から震災直前の平成 22 年までの約 45 年間運転管理を行った。

高濃縮燃料による全運転時間は 29,377 時間 55 分、総積算出力は 58,706MWh であった。また、低濃縮燃料による全運転時間は 9,442 時間 11 分、総積算出力は 20,828MWh であった。合算した全運転時間は 38,820 時間 06 分、総積算出力は 79,534MWh であった。

以下に、これらの原子炉の運転の経過と原子炉の施設区分分類による主な保守整備の経過について述べる。

#### (2)運転の経過

(1)で示した通り、①昭和 40 年から平成 7 年までの高濃縮燃料による運転と、②平成 10 年から平成 22 年までの低濃縮燃料による運転に分けて述べる。

##### ① 昭和 40 年から平成 7 年までの高濃縮燃料による運転

JRR-4 は、遮蔽実験等に便利のように短時間に炉の起動及び停止が可能で、日中運転、夜間停止の 1 日単位(デイリー)で約 7 時間、週 4 日(火～金曜日)、年間約 41 週の運転を行ってきた。運転日以外の日には実験体の組替え、それらに伴う No.1 プール及び No.2 プール水の移動や給排水、あるいは原子炉の移動、試料の出し入れ、その他運転中にはできない点検、保守、整備等の作業が行われていた。昭和 40 年から 1,000kW による利用運転開始後、約 1.5 年間は遮蔽体のモックアップ試験のみの運転とし、昭和 41 年に出力を 2,500kW に上昇させた。特筆すべきことは、実験体組替えのためのプール水排水及び No.1 プールと No.2 プール間の炉心移動がしばしば行われたことである。その後は、中出力炉の特徴を生かした各種利用に供し、昭和 49 年からは所内外の共同利用を開始した。当初年間の運転日数は約 130 日、運転時間約 700 時間、積算熱出力約 800MWh であったが、昭和 45 年から昭和 51 年までは、運転の合理化、機器の整備等により、それぞれ約 170 日、運転時間約 1,000 時間、年間積算熱出力約 1,500MWh に増加した。さらに昭和 52 年からは 3,500kW まで出力を上昇させ、平成 7 年までの年間積算出力は、低濃縮への改造前である平成 5 年から平成 7 年を除き 2,200～2,500MWh まで上昇して推移した。

##### ② 平成 10 年から平成 22 年までの低濃縮燃料

燃料の濃縮度低減化計画に基づいて、それまでの高濃縮(93%)ウラン燃料から低濃縮(20%)ウラン燃料に変更し、これに伴う安全評価の見直しにより設備対応工事等を行った。また、併せて利用

設備に BNCT を採用し、利用面での拡大を図った。Table 1.2.1 に原子炉運転時に使用していた運転連絡表の例を示す。平成 10 年から 11 年では、低濃縮ウラン燃料の特性試験の実施等により年間積算出力が 1,000～1,600MWh で推移したが、平成 12 年から平成 15 年までは本格運転に入り、高濃縮燃料による最大の年間積算出力と同等の年間積算熱出力約 2,300～2,500MWh で推移した。平成 16 年から平成 18 年までは BNCT の利用増加に伴う出力の減少に加え、制御棒挿入障害のトラブルによる運転停止期間の発生により年間積算熱出力が 1,700～2,000MWh で推移した。平成 19 年では、原子力科学研究所の非管理区域で汚染が発見されたことに伴う安全総点検のためによる 1 か月間の運転停止に加え、反射体割れ事象に伴う点検のため、運転が激減し、年間積算熱出力約 1,000MWh となった。平成 20 年に至っては引き続き反射体割れ事象に伴う対応のため、通年運転停止となった。その後、平成 21 年 2 月から運転を再開し、平成 22 年においても、順調に運転し年間積算熱出力約 1,500MWh まで持ち直したが、反射体割れ事象に伴う長期間運転停止によるユーザー離れに加え、平成 23 年 3 月の東北地方太平洋沖地震を踏まえた原子力関係法令等の規制強化及び JRR-4 の高経年化を考慮し、平成 25 年 9 月の原子力機構改革の中で、JRR-4 は他の原子炉施設とともに廃止措置施設へ移行する方針が示され、その運転に幕を閉じることとなった。

### (3)保守整備の経過

運転管理のうち、JRR-4 原子炉の保守整備に関する主要事項を原子炉の施設区分分類別にその経過を総括して述べる。(1.3 に JRR-4 の主な保守・整備についての詳細をまとめて述べる。)

Table 1.2.1 運転連絡表の例(1/4)

JRR-4 運転連絡表

作成年月日 平成22年12月6日

平成22年12月22日(水) R4-22-33 運転モード		■強制循環 □補助ポンプ運転 □自然対流											
運転目的	施設共用	最高出力	3500 kW										
時間	9:00	10:00	11:00	12:00	13:00	14:00	15:00	16:00	17:00	18:00	実績		
実績時間											月	日	( )
原子炉出力		200kW				3500kW(6h)					運転時間	時間	分
特記事項		200W									積算出力	(①+②+③+④+⑤+⑥)/60	kWh
											①	kW× min =	kW/m
											②	kW× min =	kW/m
											③	kW× min =	kW/m
											④	kW× min =	kW/m
											⑤	kW× min =	kW/m
											⑥	kW× min =	kW/m
利用箇所及び利用時間											研究炉利用課		
Sパイプ											研究炉利用課		
Tパイプ											研究炉利用課		
Dパイプ											研究炉利用課		
Nパイプ											研究炉利用課		
気送管											研究炉利用課		
No.1プール											研究炉利用課		
中性子ビーム設備											研究炉利用課		
冷却水循環ループ											研究炉利用課		
その他													
配布先	研究炉利用課長、放射線管理第1課長、JRR-3管理課長 研究炉技術課長、制御室、掲示板(廊下)	研究炉利用課長 医療照射当日の運転実施計画の変更の要請 (保安規定第6編第61条)	研究炉主任技術者 医療照射当日の運転実施計画の変更の同意 (保安規定第6編第61条)										

Table 1.2.1 運転連絡表の例(2/4)

JRR-4 運転連絡表

作成年月日 平成18年8月28日

平成18年8月29日(火) R4-18-22	運転モード	■強制循環 □補助ポンプ運転 □自然対流
運転目的	施設共用	3500 kW

時間	実績											
	9:00	10:00	11:00	12:00	13:00	14:00	15:00	16:00	17:00	18:00	月 日 ( )	
実績時間											運転時間	時間
原子炉出力											種算出力	$(①+②+③+④+⑤+⑥)/60$ kWh
											①	$kW \times \text{min} =$ kWm
											②	$kW \times \text{min} =$ kWm
											③	$kW \times \text{min} =$ kWm
											④	$kW \times \text{min} =$ kWm
											⑤	$kW \times \text{min} =$ kWm
											⑥	$kW \times \text{min} =$ kWm
特記事項	医療照射 ・照射開始はホウ素化合物の投与計画によって前後する。 また、照射終了時刻は血液中ホウ素濃度及び中性子束の測定値をもとに決定する。											
利用箇所及び利用時間	Sライプ											
	Tライプ											
	Dライプ											
	Nライプ											
	気送管											
	No.1プール											
	中性子ビーム設備											
配布先	掲示板(廊下)、制御室											
	研究炉利用課長 医療照射当日の運転実施計画の変更の要請 (保安規定第6編第61条)											
	原子炉主任技術者 医療照射当日の運転実施計画の変更の同意 (保安規定第6編第61条)											

Table 1.2.1 運転連絡表の例(3/4)

# JRR-4 運転連絡表

作成年月日 平成18年8月9日

平成18年8月17日(木) R4-18-20	運転モード	■強制循環 □補助ポンプ運転 □自然対流	
運転目的	施設共用	最高出力	3500 kW

時間	実績										
	9:00	10:00	11:00	12:00	13:00	14:00	15:00	16:00	17:00	18:00	
実績時間											
原子炉出力											
特記事項	出力上昇は利用者の指示に従うこと。										
利用箇所及び利用時間	Sバイブ										
	Tバイブ										
	Dバイブ										
	Nバイブ										
	気送管										
	No.1プール										
	中性子ビーム設備										
配布先	掲示板(廊下)、制御室	研究炉利用課長 医療照射当日の運転実施計画の変更の要請 (保安規定第6編第61条)								原子炉主任技術者 医療照射当日の運転実施計画の変更の同意 (保安規定第6編第61条)	

Table 1.2.1 運転連絡表の例(4/4)

# JRR-4 運転連絡表

作成年月日 平成22年12月10日

平成22年12月14日(火) R4-22-32 運転モード		■補助ポンプ運転 □自然対流										
運転目的	施設共用	最高出力	100 kW									
時間	9:00	10:00	11:00	12:00	13:00	14:00	15:00	16:00	17:00	18:00	実績	
実績時間	月 日 ( )										時間	
原子炉出力											$(①+②+③+④+⑤+⑥)/60$ kWh ① kW × min = kWm ② kW × min = kWm ③ kW × min = kWm ④ kW × min = kWm ⑤ kW × min = kWm ⑥ kW × min = kWm	
特記事項												
利用箇所及び利用時間	Sパイプ	施設共用(6h)										研究炉利用課
	Tパイプ	施設共用(6h)										研究炉利用課
	Dパイプ	施設共用(6h)										研究炉利用課
	Nパイプ	施設共用(6h)										研究炉利用課
	気送管	施設共用(6h)										研究炉利用課
No.1プール												
中性子ビーム設備												
冷却水循環ループ												
その他												
配布先	研究炉利用課長、放射線管理第1課長、JRR-3管理課長					研究炉利用課長					原子炉主任技術者 医療照射当日の運転実施計画の変更の同意 (保安規定第6編第61条)	
	研究炉技術課長、制御室、揭示板(廊下)					医療照射当日の運転実施計画の変更の要請 (保安規定第6編第61条)						



## 1.2.2 燃料管理

### (1)概要

JRR-4 の燃料は板状燃料で、大きく高濃縮燃料と低濃縮燃料に大別できる。JRR-4 では、廃止措置に至った現在、運転時間にして 38,820 時間 06 分運転しており、その間に消費した燃料要素の本数は、154 体にのぼる。

### (2)燃料の変遷

#### 1)高濃縮燃料

##### イ)燃料の改良と出力上昇

昭和 40 年から平成 7 年までは高濃縮燃料であった。高濃縮燃料時は出力上昇の都度、燃料を改良して対応した。

昭和 40 年から昭和 41 年までは原子炉出力 1,000kW で、燃料は濃縮度 90%、全燃料板が均一のウラン量である A 型燃料(1 次燃料)であった。2,500kW への出力上昇が検討された際、A 型燃料(1 次燃料)では、燃料要素の外側を流れる冷却水の流速が要素内より低いということが分かった。そのため、A 型燃料(2 次燃料)以降は、要素下側のプラグの燃料板側に切り欠きを入れて流路を広くして、流速を調整し、2,500kW までの出力上昇に対応させた。

その後、さらに 3,500kW への出力上昇について検討がなされた。これまでの A 型燃料(1,2 次燃料)で実施した場合、1 次冷却水出口温度が 60℃の時の燃料板温度の推定値が、最高 120℃程度となり、沸点の 117℃を超える恐れがでてきた。この沸点を超えるいわゆるホットスポットは、燃料要素と燃料要素の間である外側燃料板であった。そのため、Table 1.2.2 のとおり、燃料最外部の燃料板のウラン量を約半分にし、燃料要素ごとのウラン量は変えないため、内側の燃料の濃縮度を 93%に変更した。また、外形、寸法は変更しなかった。その結果、燃料板温度の最大値を 100℃以下に抑えることができ、3,500kW まで出力上昇をさせることができた。

Table 1.2.2 A 型燃料と B 型燃料

型	A 型燃料	B 型燃料	
濃 縮 度	90% EU	93% EU	
U-235量(要素)	166g	166g	
燃料板枚数	15枚	15枚	
		外板	内板
U-235量(燃料板)	11.07g	5.91g	11.86g
U-AL 合 金 比	18.4w/o	11.0w/o	21.0w/o

## ロ)燃料破損

昭和 43 年から FFD の指示値が上昇し続けていることが明らかになった。炉心内の燃料についてシッピング法を用いて測定した結果、他に比べて計数及びスペクトルの異なった燃料要素が発見された。そのため、当該燃料要素をホットラボに移管し、詳細に調査した。その結果、以下のことが明らかとなった。

- ①破損は 1 箇所、端から 4 枚目の板のミート下端部に位置しており、ミートの欠損容積は  $1.4 \times 10^{-2} \text{cm}^3$  である。
- ②同位置には、照射前から約  $6.0 \times 10^{-3} \text{cm}^3$  程度の小さなボイドが存在していた。
- ③アルミニウム被覆の厚さは、破損位置において最小で 0.2 mm 以下であり(仕様は 0.25 mm)、ミートエンドにはドッグボーン現象があった。

この他、ガンマスキャンニングにより、破損位置は熱中性子束のエンドピークにあたり、燃焼度分布が急速に変化しているところであることが分かった。

以上の結果から、破損は初期ボイドの存在とドッグボーン現象及び冷却水流速 1m/sec のダウンフローなどのためによる極部的な温度上昇に、アルミニウム被覆の仕様以下の厚さ、熱中性子束分布の急速な変化などが加わって発生したと推定される。

## 2)低濃縮燃料

### イ)経緯

JRR-4 では平成 7 年から平成 10 年まで改造を行った。その主目的は米国の核不拡散政策を受けて開始された世界の試験研究炉の燃料低減化計画に基づく燃料の低濃縮化であった。この燃料濃縮度低減化においては原子炉性能を維持するため、従来の高濃縮燃料の形状及び寸法は変更せずに、燃料芯材をウランアルミニウム合金からウランシリコンアルミニウム分散型合金に変更することにより燃料のウラン濃縮度をそれまでの 90～93%から約 20%に低減した。

ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料は、 $\text{U}_3\text{Si}_2$ (ウラン・シリコン合金)の粉末とアルミニウム粉末を混合し、粉末冶金法で加圧成形した燃料芯材をアルミニウム被覆でサンドウィッチにし圧延加工したものであり、昭和 61 年の ORR(Oak Ridge Research Reactor)での全炉心実証試験をはじめとして、我が国でも JMTR で平成 6 年 1 月にウラン密度  $4.8 \text{g/cm}^3$  の燃料要素を用いて全炉心低濃縮化を実現している。JRR-4 燃料要素の濃縮度低減化にあたっては、こうした実績を踏まえ、燃料要素の形状を変更することなく、燃料芯材のみ変更した場合の最適なウラン密度について核計算により検討が行われ、結果として  $3.8 \text{g/cm}^3$  が最も適しているとの結論が得られた。

### ロ)トリガ型燃料及び板状燃料の検討

JRR-4 では燃料の低濃縮化を検討する際、トリガ型燃料についても検討されたが、検討の結果、従来通り板状燃料を用いることとなった。詳細を以下に示す。

低濃縮トリガ型燃料について、変更炉心(16本クラスター要素20体炉心)の核熱解析、安全解析及び立地評価等を行った。解析の結果、JRR-4に低濃縮トリガ型燃料を用いた場合に、核特性及び燃料温度上問題はないが、以下の点に問題があることが分かった。

- ①板状燃料に比べ、流路断面積が半減、伝熱面積が 1/3 に減少し伝熱性能が低下する。このため、冷却材流量の大幅増加、25 本クラスター要素の採用等の対策を講ずる必要がある。
- ②通常運転時の DNBR(核沸騰からの離脱が起きるときの熱流速と実際の熱流速との比)に余裕がない。また、商用電源喪失時の最小 DNBR が許容値を下回る。このため、非常用冷却設備が必要となる。
- ③立地評価において、「全 FP 核種放出」という水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針に従うと、燃料要素 1 体分の放出でも仮想事故時の成人甲状腺の被ばくが目安値を上回る。このため、放出を低減させるための設備対応が必要となる。
- ④燃料機械設計上、検討すべき事項(燃料棒のスエリング、ペレットの曲がり、スパーサーの設計、クラスターの水力振動、要素の耐震設計、燃料ハンドリング等)が多い。

以上の解析結果を踏まえ、板状燃料とトリガ型燃料の採用について再検討を行い、主に次の2点から、JRR-4燃料濃縮度低減化にあたってはシリサイド板状燃料を用いることとした。

- a)立地評価を満足させるためには同等の安全対策設備が必要である。
- b)板状燃料については、使用経験、照射実績等が多く、製作・検査技術も確立している。

### (3)新燃料要素の製作

JRR-4 の燃料は板状燃料であり、上述で示した通り出力上昇に伴い若干の変更があるが、基本的には同じである。

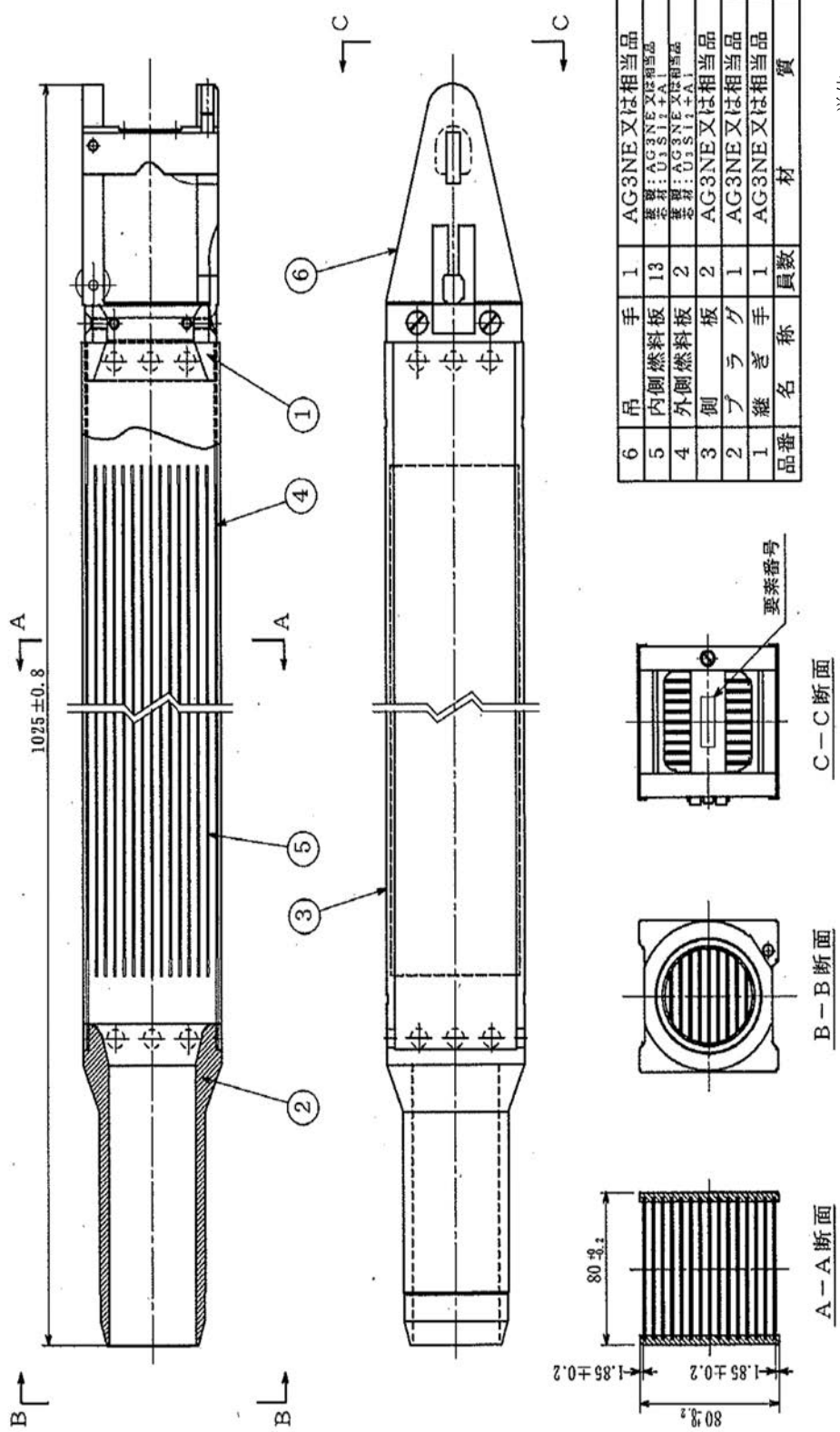
濃縮ウランのウラン地金を溶解・鋳造して製作したウラン・シリコン合金にアルミニウム粉末を加えた、いわゆるウランシリコンアルミニウム分散型合金を芯材として、その周りをアルミニウム板で被覆し、ピックアップフレーム法によって被覆材と芯材を圧延成型して燃料板に仕上げる。

燃料要素は、Fig. 1.2.1 に示される寸法で燃料板及びプラグ、側板、吊手等の構成部材で構成される。燃料板は、Fig. 1.2.2 に示される寸法の外側燃料板、内側燃料板で構成される。燃料板は、ロールスウェッジ法によって側板に固定され、上端には燃料要素を取り扱うための吊手を取り付け、下端には炉心の格子板に燃料要素を着座させるためのプラグを取り付ける。

燃料の製作管理において重要な検査は、Fig. 1.2.3に示すように燃料製作の工事の方法及び手順においてメーカー及び委託した第三者検査機関により行われ、更に発注者(日本原子力研究開発機構)が検査する。燃料要素の設計製作は、国の設計及び工事の方法の認可を必要とし、最終的に国の使用前検査の合格をもって使用が許可される。

製作完了した燃料は、綿密な輸送計画のもとに納入され、許可された貯蔵施設に貯蔵される。

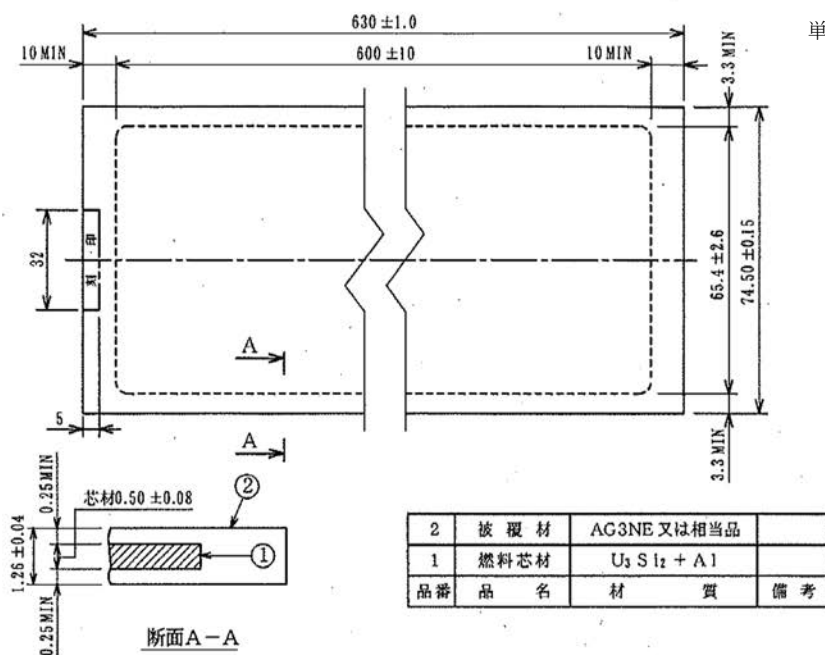
JRR-4で使用されている燃料要素は、原子炉等規制法で定義される「核燃料物質」に該当する。また、燃料要素に使用しているウランは米国から購入したものであり、同じく原子炉等規制法で定義されている「国際規制物資」に該当する。従って、これら2点からの規制を受け燃料の運搬、貯蔵、その他の取扱いについても「保安規定」、「計量管理規定」、「核物質防護規定」等に則り慎重かつ厳重に管理する必要がある。



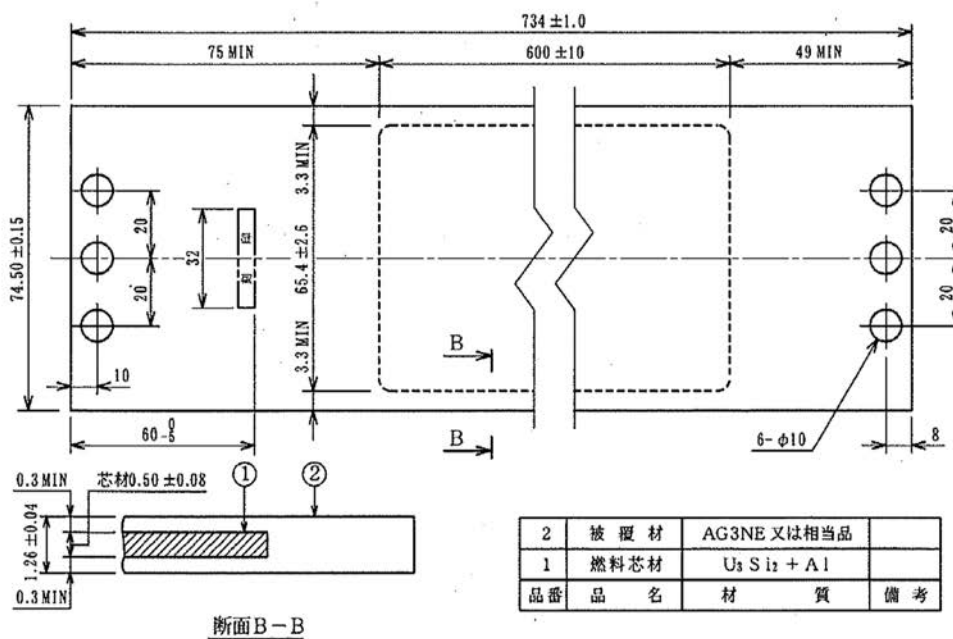
単位: mm

Fig. 1.2.1 JRR-4 燃料要素の構造図

単位:mm



1) 内側燃料板



2) 外側燃料板

Fig. 1.2.2 燃料要素用燃料板の構造図

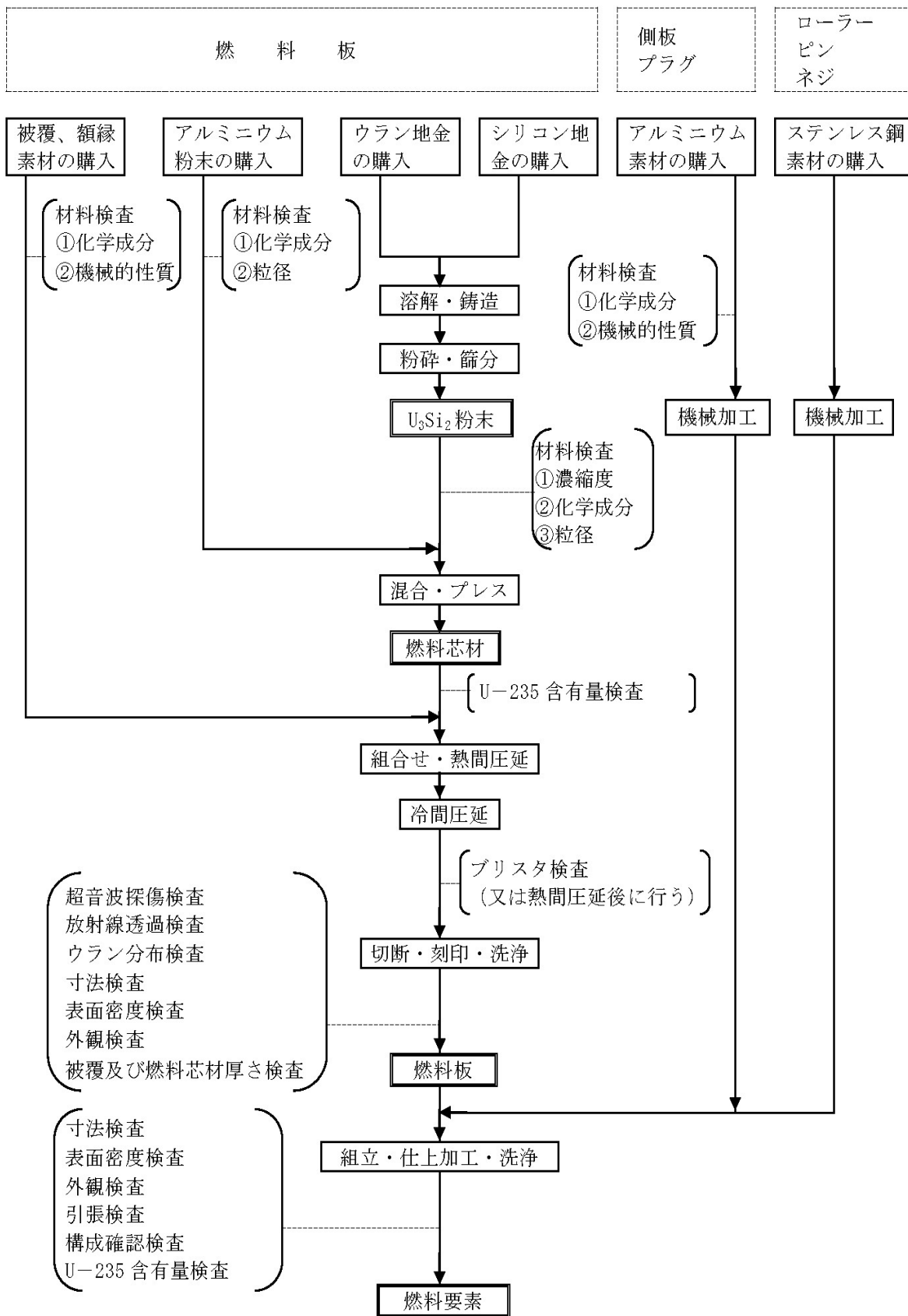


Fig. 1.2.3 燃料製作の工事の方法及び手順

#### (4)使用済燃料の管理

使用済燃料は、No.1 プール(深さ 9.5m)及び No.2 プール(深さ 5.9m)にそれぞれある使用済燃料貯蔵器で貯蔵していた。使用済燃料は、使用済燃料貯蔵器内に設置された専用架台の所定位置に収納し貯蔵管理していた。燃料要素の冷却、被覆材の腐食、放射線の遮蔽等を考慮してプール水の電気伝導率は  $10 \mu\text{S/cm}$  以下、pH は 5.5～7.0 に維持しており、JRR-4 から搬出されるまで安全に貯蔵していた。

使用済燃料は、その線量が高いため、長さ約 10m の専用のトングを用いて輸送容器内に収納されるまで全て水中で取り扱っていた。原子炉運転終了後に使用済燃料は炉心から取り出し、炉心タンク西側部にある燃料交換弁から炉心タンク外に設置された燃料シューターに一旦、移動される。その後、燃料シューターから使用済燃料貯蔵器まで移動し、冷却のため 90 日以上使用済燃料貯蔵器で保管されていた。

#### (5)燃料輸送

燃料輸送は、研究炉の燃料であるウランを確保し、安定した研究炉の運転を行うため、原子炉から取り出される使用済燃料の発生量と使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力から計画的に実施していた。

JRR-4 では、米国に再処理輸送を 2 回行い、合計 74 体の使用済燃料を再処理した。また、同じく米国に直接処分輸送を 2 回行い、合計 79 体を直接処分した。JRR-4 施設からの使用済燃料の輸送実績を Table 1.2.3 に示す。

なお、JRR-4 では平成 22 年の運転終了後、次の運転に向けた施設定期自主検査中に東北地方太平洋沖地震が発生したため、それを発端に廃止措置施設へ移行した。その結果、使用する予定であった未使用燃料についても、使用済燃料と合わせて米国に輸送した。

Table 1.2.3 研究炉使用済燃料の輸送実績

再処理輸送

輸送回数	輸送時期	国内輸送経路		最終着地	搬出原子炉施設名	輸送体数	備考
		発地	着地				
15	1978(昭和 53)年 5 月	東海研究所 <sup>注 1)</sup>	原電港 <sup>注 2)</sup>	米国	JRR-2	51	Unifetch-L × 2
					JRR-4	25	
19	1988(昭和 63)年 11 月	東海研究所 <sup>注 1)</sup>	原電港 <sup>注 2)</sup>	米国	JRR-4	49	JRC-80Y-20T × 2

JRR-4 総計:74 体

直接処分輸送

輸送回数	輸送時期	国内輸送経路		最終着地	搬出原子炉施設名	輸送体数	備考
		発地	着地				
4	2001(平成 13)年 6 月	東海研究所 <sup>注 1)</sup>	原電港 <sup>注 2)</sup>	米国	JRR-2	6	JRC-80Y-20T × 2
					JRR-3	30	
					JRR-4	44	
10	2021(令和 3)年 12 月	原子力科学研究所	常陸那珂港	米国	JRR-3	45	JRC-80Y-20T × 2
					JRR-4	35	

JRR-4 総計:79 体

注 1) 東海研究所:旧日本原子力研究所 東海研究所(現在の原子力科学研究所)

注 2) 原電港:日本原子力発電株式会社東海発電所物揚場

1.2.3 炉心管理

(1)概要

Table 1.2.4 に JRR-4 の炉心構成の変遷を示す。これから分かるように、JRR-4 は昭和 45 年の第 1 次燃料による初臨界以来、大きく分けて高濃縮燃料と低濃縮燃料による炉心構成の歴史を有する。JRR-4 における炉心管理は以下に述べるような状況のもとで、核的制限値、熱的制限値、燃料燃焼度の制限値等を厳守して安全を確保しつつ、より適切で効率的な反応度管理や燃料管理を目指して行われてきた。JRR-4 の炉心管理の特徴は、その燃料交換方式からきている。燃料交換方式はバッチ方式ではなく、運転サイクルごとに所定の過剰反応度を確保するためにその都度必要本数の燃料を交換、あるいは装荷位置を変更するいわゆるシャフリング方式を採用した。その結果、原子炉運転による反応度の補償量は、その時々利用状況に応じて変化するため、運転サイクルごとに燃料交換本数が変動する。そのため、炉心の平均燃焼度や取出燃料の燃焼度も大きな影響を受けることになる。このようなことから、JRR-4 の炉心管理は多くの実測データや試行錯誤による経験の積み重ねを必要とした。



## (2)90%濃縮燃料炉心の管理

昭和 40 年度から昭和 50 年度までは、90%濃縮燃料炉心である A 型燃料による炉心構成であった。燃料要素 1 体あたりの U-235 量は 166g である。最初の炉心構成は、16 体炉心であったが、その後反応度の減少量を抑制するため 20 体炉心に移行した。

最大出力が 2,500kW であったこと、また運転期間も比較的短かったこともあり、この燃料による運転時間は 9,328 時間 48 分、積算出力は約 11,542MWh と少なかった。

## (3)93%濃縮燃料炉心の管理

昭和 51 年度から平成 7 年度までは、93%濃縮燃料炉心である B 型燃料による炉心構成であった。燃料要素 1 体あたりの U-235 量は 166g であるが、1.2.2 の燃料管理で述べたように、燃料要素の外側に位置するホットスポットでのアルミニウムの溶解を避けるため、内側燃料に対する外側燃料のウラン量を 50%に下げ、その分内側燃料のウラン量を調整して、燃料要素全体のウラン量を 90%濃縮燃料と同量にした。最初の炉心構成は、18 体炉心であったが、その後反応度の減少量を抑制するため 20 体炉心に移行した。

この燃料から最大出力が 3,500kW となったこと、また運転期間が比較的長かったことから、この燃料による運転時間は 20,049 時間 7 分、積算出力は約 47,164MWh であった。

## (4)20%濃縮燃料炉心の管理

平成 10 年度から平成 22 年度までは、20%濃縮燃料による炉心構成であった。これまでの形状を全く変更せず、核特性を可能な限り変更させないよう、燃料のみを高濃縮燃料から低濃縮燃料に変更させる必要があった。そのため、ウラン濃縮度を低減した代わりに、ウラン密度を外側燃料については 0.66g/cm<sup>3</sup>から 3.8g/cm<sup>3</sup>(内側燃料については 0.33g/cm<sup>3</sup>から 1.9g/cm<sup>3</sup>)の約 6 倍にすることで、核特性を同等に維持しつつ燃料の低濃縮化を実現した。その結果、燃料要素 1 体あたりの U-235 量は 204g と若干増えた。

低濃縮燃料による運転時間は 9,442 時間 11 分、積算出力は約 20,828MWh であった。

低濃縮燃料炉心を管理するにあたっては、燃焼度、中性子束分布、出力分布、過剰反応度等を 3 次元燃焼計算によって求めることのできる炉心管理システムが新たに開発された。この炉心管理システムには、日本原子力研究開発機構で開発された汎用核計算コード SRAC に加え、原子炉停止時の Xe-135 の濃度変化による反応度変化を計算する REACXS 及び使用済燃料輸送時の発熱計算を行う ORIGEN-2 が組み込まれており、当該システムを用いて、運転管理、計量管理及び燃料交換予測を行った。

## (5)過剰反応度の管理

原子炉を継続的に運転するためには、過剰反応度を常に確保しておく必要がある。一方、過剰反応度と燃料の燃焼度には相関関係があり、炉心内の平均燃焼度が大きくなるほど、過剰反応度は減少する。また、平衡炉心においては、平均燃焼度の約 2 倍が最高燃焼度になる。このため、燃料経済の観点からは、できるだけ平均燃焼度を上げ、交換する新燃料要素の本数を減らすことが必要であり、そのためには、炉心の過剰反応度をできるだけ低い状態で管理することが必要となる。

過剰反応度の構成としては、JRR-4 がデイリー運転であるために考慮すべき Xe 毒物効果に加え、冷却材温度効果、燃料交換までの運転による燃焼減少分、また、照射や実験試料による減少分を考慮して、許可上最高燃焼度が 20%であった高濃縮燃料時においては、最低限 5%  $\Delta k/k$  を確保できるよう管理していた。その結果、最高燃焼度は約 19.55%であった。

一方、低濃縮燃料運転時においては、許可上最高燃焼度が 50%まで引き上げられたこと、また、改造により制御棒の引き抜き位置がさらに上部まで引き抜き可能となったことなどから、燃料交換の目安となる過剰反応度を約 4.7%  $\Delta k/k$  に設定した。さらに、炉心内燃料のシャプリングを積極的に行い、燃料要素の燃焼度の引き上げを図った。その結果、最高燃焼度は、22.82%まで上昇した。

Table 1.2.4 JRR-4 の炉心構成の変遷

時期 (年)	炉心構成 (燃料の種類と本数)	出力	燃料				備考
			ウラン濃縮 度及び U- 235 含有量	許可上 最高 燃焼度	最高 燃焼度	最低 過剰 反応度	
S40 ～ S50	板状燃料(ETR 型) 16～20 体(A 型燃料)	1～ 2,500kW	濃縮度:90% U-235 含有 量:166g	20%	19.55%	5%	
S51 ～ H7	板状燃料(ETR 型) 18～20 体(B 型燃料)	3,500kW	濃縮度:93% U-235 含有 量:166g	20%		5%	内側燃料 に対する 外側燃料 の U-235 量 50%
H10 ～ H22	板状燃料 20 体	3,500kW	濃縮度:20% U-235 含有 量:204g	50%	22.82%	4.7%	内側燃料 に対する 外側燃料 の U-235 量 50%

## 1.2.4 水・ガス管理

### 1.2.4.1 概要

研究炉における水・ガス管理は、燃料及び冷却系統施設の健全性の維持、従事者被ばく量の低減等、原子炉の安全安定運転のために重要なものである。JRR-4 の水・ガス管理は、定期的な水質測定等により管理しており、水質を適切に保つとともに、冷却水由来の放射線を可能な限り低減することで、JRR-4 の安全安定運転に貢献してきた。

### 1.2.4.2 水・ガス系統の管理分析

水・ガスの管理分析は、原子炉の安全・安定運転のために維持すべき項目について測定し、そのデータに基づいた管理を行うことを目的としている。管理対象は以下に示す 1 次冷却水及びプール水、2 次冷却水、純水及び重水である。Table 1.2.5 に水・ガス管理に係る測定項目と管理基準を示す。

### (1)1 次冷却水及びプール水の管理

JRR-4 の 1 次冷却水は軽水を用いており、その水質を適正に保つことで燃料、冷却系配管及びプールライニングの健全性を維持するとともに、原子炉運転に伴う冷却水の放射化を制御することで運転員及び従事者の被ばく線量を低減する。

JRR-4 が有する冷却水は、1 次冷却水とプール水に大別される。1 次冷却水は原子炉運転中に炉心の冷却に使用するものであり、ポンプ循環により 1 次冷却設備と炉心タンクを循環する。プール水はプール内に貯蔵される使用済燃料の冷却、使用済燃料を含むプール内機器からの放射線遮蔽のために No.1 プール及び No.2 プールに保有されているものである。

これらの冷却水は、燃料、プールライニング、1 次冷却設備及び各種機器の構造材からの溶出物、室内空気中から混入する塵埃等により不純物が溶け込むため、徐々に水質が悪化する。これら不純物が中性子照射を受けると一部が放射化し冷却水の放射線量が上昇するため、放射線防護上重要な管理対象である。冷却水中の不純物の管理指標は電気伝導度であり、 $10\mu\text{S}/\text{cm}$  以下となるよう管理している。また、炉心構造物の多くやプールライニングの材料であるアルミニウム合金の健全性を保つため、冷却水の pH を 5.5～7.0 の範囲に保つ必要がある。

これらの水質を維持するため 1 次冷却水精製系及びプール水精製系を有しており、1 次冷却水については原子炉運転中常時、プール水については定期的に精製運転を行い、水質を維持している。

### (2)2 次冷却水の管理

2 次冷却系は、炉心から熱を除去して温度が上昇した 1 次冷却水について熱交換器を通して冷却し、最終的に冷却塔から大気中に熱を放散させるための冷却系である。2 次冷却水は軽水であり、ろ過水(工業用水)が使用されていた。ろ過水は、河川、湖沼の水をフィルタでろ過しただけの水であるため、水質は水源の水質に依存する。2 次冷却系を構成するポンプ、弁、配管及び熱交換器は炭素鋼又はステンレス鋼製であるため、2 次冷却水の水質、特に塩分による腐食が問題となる。2 次冷却系の運転中は冷却塔において散水、送風による蒸散が行われるため、2 次冷却水中の不純物が濃縮され、それが進行すると塩分濃度が過度に上昇し、2 次冷却系機器の腐食を促進する恐れがあるため、冷却水の濃縮を緩和するため、一定の水量を連続的に補給することとしていた。

また、2 次冷却水の水質管理として pH を 6.0～9.0 の範囲で維持管理していた他、電気伝導度を連続測定することにより、冷却水の濃縮の状況を確認しながら運転していた。

### (3)純水の管理

JRR-4 では、1 次冷却水及びプール水に使用する純水を製造するために純水製造装置を有している。本装置は、アニオン及びカチオンの 2 種類のイオン交換樹脂を使用した再生混床式の装置であり、ろ過水を原水として純水を製造し原子炉プールに直接供給することができる。また、本装置は JRR-3 及び JRR-2 にも接続されており、JRR-4 だけでなく両施設に純水を供給する役割も担っている。

純水製造装置の精製容量は約  $280\text{m}^3$  であり、積算の精製水量が供給限界容量に近づいた場合は樹脂の再生運転を行う。再生運転には塩酸及び水酸化ナトリウム水溶液を使用し、アニオン樹脂及びカチオン樹脂をそれぞれ化学処理して吸着したイオンを除去することで樹脂のイオン交換能力を回復させる。

純粋製造装置の運転形態は主に 2 つあり、多量の補給を行うための直送運転ができる他、少量の給水を行うための純水タンク(容量 10m<sup>3</sup>)からの給水が可能である。純水を供給する場合、pH 及び電気伝導度を測定した上で供給しており、その管理値は pH5.5～7.0、電気伝導度 10  $\mu$  S/cm 以下としており、電気伝導度を 1 次冷却水等の管理値より厳しい値で管理することにより、供給後の水質が長期的に維持できるようにしている。

#### (4)重水の管理

JRR-4 では、実験設備の一部に中性子減速用の重水タンクが設置されている。改造前はリドタンク実験設備用として、改造後は照射室へ中性子を供給する中性子ビーム設備用として、同一の場所に設置されている。重水の装荷量は、改造前のリドタンク実験設備用の重水タンクとして約 1,000L、改造後の中性子ビーム設備用として約 370L である。重水タンクは炉心外に設置されているため照射される中性子束も比較的 low、中性子照射等による発熱が少ないため循環・冷却系を有さない閉系統となっている。

重水の管理項目としては、改造前は重水の在庫量管理だけで特段の注意は払われてこなかったが、改造後はトリチウム濃度を管理しており、その管理値は  $3.7 \times 10^4$  Bq/cm<sup>3</sup> である。JRR-4 の全運転期間において、重水は適正に管理されており、トリチウム濃度についても上記管理値を超えた実績はない。

なお、旧重水タンクに装荷されていた重水約 1,000L は、改造工事で撤去する際に抜き取り、JRR-3 で保管管理している。

#### 1.2.4.3 水・ガス系統の処理

##### (1)イオン交換樹脂の使用実績

JRR-4 の 1 次冷却水精製系とプール水精製系は、両系統にそれぞれ 2 つずつのイオン交換樹脂塔を有しており、1 次冷却水については運転中常時、プール水については定期的に精製して水質を維持している。これらはアニオン及びカチオン樹脂を使用した混床式の樹脂塔であるが、放射性物質を吸着させるため、再生運転はせず、使用限界容量に到達するか精製能力が低下してきた場合に交換を行ってきた。

1 次冷却材もプール水も不純物が非常に少ない状態で維持管理されているため、これらの精製系のイオン交換樹脂の能力低下は非常に緩やかであるが、原子炉運転中に常時運転していた 1 次冷却水精製系の方が運転時間及び処理水量が多いため、樹脂の線量も交換頻度も高い傾向にあった。

交換する樹脂は基本的に 1 回につき樹脂塔 1 基分であり、その量は約 540L であり、検出される主な放射性核種は、<sup>125</sup>Sb、<sup>54</sup>Mn、<sup>60</sup>Co であった。

##### (2)純水製造装置の維持管理

純水製造装置は 1 次冷却水精製系と違い、放射性物質に接することがない設備であるため、精製に使用する樹脂は再生して繰り返し使用することができる。再生の手順は、大まかに

- ①樹脂塔内の樹脂を流水及び圧縮空気を用いて攪拌・静置する。
- ②比重の差からアニオン樹脂及びカチオン樹脂が樹脂塔の上下 2 層に分離する。
- ③アニオン層に水酸化ナトリウム水溶液を通液して所定の時間浸漬する。

- ④浸漬を完了した水酸化ナトリウム水溶液を廃液中和設備に排水しつつ通水して洗浄する。
- ⑤カチオン層に塩酸を通液して所定の時間浸漬する。
- ⑥浸漬を完了した塩酸を廃液中和設備に排水しつつ通水して洗浄する。
- ⑦樹脂を攪拌・混合して水張り及び通水し、精製能力が回復していることを確認する。

という手順で行われ、これらの再生運転は自動運転又は手動運転で行うことができる。

廃液中和設備は、廃液中和槽及び廃液中和装置からなり、再生に使用された廃薬液を貯留し、中和し排水するための設備である。中和槽の容量は約 60m<sup>3</sup> であり、再生運転で生じる廃液(再生に使用した薬液と洗浄に使用した水を合わせて 30～40m<sup>3</sup>)を貯留する十分な容量がある。廃薬液の中和及び排水は適宜行うが、排水する際は塩酸又は水酸化ナトリウム水溶液を廃液中和槽に投入し、廃薬液の pH を 7 前後に調整した上で一般排水する。投入する薬液は純水製造装置の薬液タンクから供給されており、自動で薬液投入と中和槽攪拌、pH 調整を行う自動運転の他、全ての運転監視を運転員が行う手動運転が可能である。

#### 1.2.4.4 異常の発生とその対応

JRR-4 での水ガス関連の異常としては、トラブルに起因したプール水及び 1 次冷却水の水質悪化の事例が 2 件あり、いずれも水質の回復のため排水を伴う復旧作業を行っている。

以下に概要を示す。

##### (1)燃料破損によるプール水及びプール内壁汚染

昭和 43 年から翌 44 年にかけて、FFD の指示値が高い状態が観察されたため、調査を行った結果、燃料破損が確認された。対応として、破損燃料の取り出しと SHIPPING 検査、ホットラボ施設での解体試験等が行われたが、破損した燃料板から放出された核分裂生成物により 1 次冷却水が汚染した。主な検出核種は <sup>140</sup>Ba、<sup>140</sup>La、<sup>95</sup>Zr、<sup>95</sup>Nb、<sup>137</sup>Cs であった。また、冷却水中の核分裂生成物により、炉心タンク、1 次冷却系機器及び No.1 プールライニングが汚染した。汚染核種は主に <sup>95</sup>Zr、<sup>95</sup>Nb、<sup>51</sup>Cr、<sup>60</sup>Co であり、推定される汚染密度は 30～60dpm/cm<sup>2</sup> であった。

事象発生の後、1 次冷却水の汚染レベル低減及びプール内除染作業のため、No.1 プールの水を排水するとともに、除染作業を行い復旧している。

##### (2)消火活動に伴うプール水への消火剤混入

昭和 47 年 6 月に発生した、原子炉建家天井裏断熱材の焼損事故において、消火活動に使用された ABC 粉末消火剤が原子炉プールに混入した。消火剤の主成分はリン酸アンモニウム(NH<sub>4</sub>、H<sub>2</sub>PO<sub>3</sub>)及び炭酸水素ナトリウム(NaHCO<sub>3</sub>)であるため、それらがプール水中に溶解することにより、

- ①アルミニウム等のプール・炉内構造物の腐食の可能性
- ②不純物の中性子照射による冷却水の線量上昇の可能性

があった。応急処置としてプールオーバーフローにより表層の消火剤を除去した後、プール水のサンプリング、プール水の入れ替え作業及び入れ替え後のサンプリングを行った。混入した消火剤の量の推定及びプール水の入れ替え前後の水質分析を行った結果、混入した消火剤は多量であり水質に影響するものであったが、プール水の入れ替えによりほとんどが除去されており、入れ替え後の水質は原子炉運転に支障がない状態に回復していることを確認している。

Table 1.2.5 水・ガス管理に係る測定項目と管理基準

測定項目		管理基準	備考	
1次冷却水	pH	精製系入口	5.5～7.0	
		精製系出口	5.5～7.0	
	電気伝導度	精製系入口	10 $\mu$ S/cm 以下	
		精製系出口	10 $\mu$ S/cm 以下	
	放射能濃度	全 $\beta$	—	測定・監視のみ
		全 $\gamma$	—	測定・監視のみ
トリチウム濃度		—	測定・監視のみ	
プール水	pH	精製系入口	5.5～7.0	
		精製系出口	5.5～7.0	
	電気伝導度	精製系入口	10 $\mu$ S/cm 以下	
		精製系出口	10 $\mu$ S/cm 以下	
2次冷却水	pH		6.0～9.0	
	電気伝導度		濃縮倍率 3 以下	
	原水pH		—	測定・監視のみ
	原水電気伝導度		—	測定・監視のみ
重水	トリチウム濃度		3.7 $\times 10^4$ Bq/cm <sup>3</sup> 以下	

※測定・管理する項目は建設当初から廃止に至るまで基本的に変わっていないが、改造前の管理方法の詳細については不明な点もあるため、本表は改造後の管理項目について記載した。

## 1.3 JRR-4 の主な保守・整備

### 1.3.1 概要

JRR-4 原子炉施設は、昭和 40 年 1 月に臨界に達して以来、約 40 年にわたって共同利用運転に供してきた。この間、原子炉の安全かつ安定運転確保のため主循環ポンプの増設、熱交換器、制御棒駆動装置、計測制御系統機器の更新等の主要機器の改善を進めてきた。また、燃料要素についても濃縮度低減化計画に基づく 20%濃縮ウランを用いた全炉心低濃縮化を実施する等、高度化、多様化する要望に応えつつ原子炉の安全かつ安定運転と利用の効率化に努めてきた。JRR-4 原子炉と同時代に建設された海外の主要な研究炉の多くが、次々に運転を停止する中、運転を続け共同利用等で活躍できたことは、十分、評価に値するものと考えている。以下に主要な保守・整備内容を記す。

### 1.3.2 粗調整安全板の製作(昭和 45 年度)

#### (1) 概要

JRR-4 の粗調整安全板(以下、制御板という。)4 枚を原研工作課(当時)で製作した。その構造を Fig. 1.3.1 に示す。

制御板は、1 次冷却水流(昭和 45 年度当時は  $5.4\text{m}^3/\text{min}$ )による振動を受けるため、燃料要素間のギャップに相当する  $10\text{mm}\ \Phi$  のローラーを、縦方向に 2 列×4 個配置し、振動防止策としていた。このような構造であるため、長期間の使用に耐えうる設計とはいえ、2~3 年の周期で制御板を交換しなければならなかった。

そのため、昭和 46 年 11 月に交換するための制御板 4 枚を製作し、正面方向真直度で  $2.7\text{mm}$ 、側面方向真直度で  $0.8\text{mm}$  以内の精度で完成させた。製作後には制御板製作過程で生じた問題点の検討も行っている。

#### (2) 制御板仕様(Fig. 1.3.1 参照)

全長	2,900 mm
幅	235 mm
厚さ	5 mm
材質	
中性子吸収板	1.6%NatB 入り SUS
サポート	SUS-27
フォロワー	A2p4-T6
ローラー	SUS-27
当板、リベット	1/1000 以内

#### (3) 製作上の問題点(Fig. 1.3.1 参照)

- (a) 制御板 1 枚当たりのリベット数が 107 本もあり、加工を困難にし、平面度、真直度に影響を与えた。
- (b) 素材の歪修正が完全でなく、平面度、真直度に影響を与えた。

- (c) サポート⑩に、サポート①を取り付ける切り込み部が直角ではなく、側面方向真直度に影響を与えた。
- (d) サポート⑩のリベット穴が中心から割り出されていなかったため正面方向真直度に影響を与えた。
- (e) サポート⑩のリベット穴とリベットの間隔が 0.3 mmであり、組立て時正面方向真直度に影響を与えた。
- (f) サポート①に中性子吸収板②を取り付ける切り込み部が直角ではなく、側面方向真直度に影響を与えた。
- (g) サポート①と中性子吸収板②を結合するための切り込み厚が 3 mmであり、12 本のリベットを打つため、強度的に弱くなったものと思われ、曲がりの原因となった。
- (h) 中性子吸収板②とフォロワー③の結合部が Fig.1.3.1 A部のようにになっているため、位置決めが困難で、正面、側面真直度に影響を与えた。

(4) 改良点 (Fig. 1.3.1 参照)

制御板製作中に改良した点は、サポート⑩の 5Φのリベットを、6Φリーマーボルトに変更した。これは、当初のリベット結合で生じた間隙をなくし、正面方向真直度の位置決め精度向上に役立った。



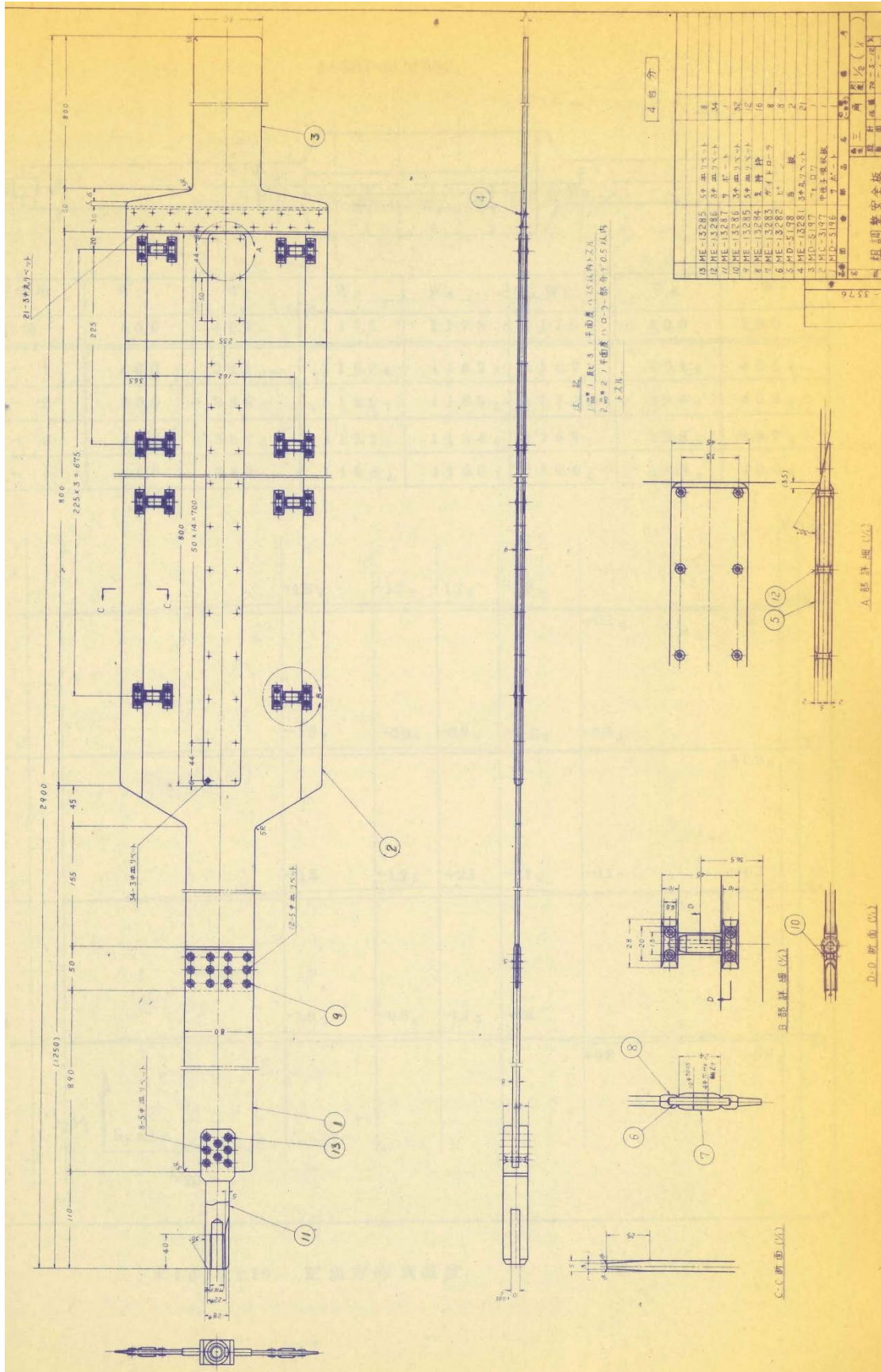


Fig. 1.3.1 JRR-4 粗調整安全板構造図 1)

### 1.3.3 コンタクタ盤の改修(昭和 46 年度)

#### (1) 目的

原子炉制御回路の継電器には日立 WM-8 型接触器を使用していたが接点の接触面の荒れや摩耗が見られ、接触不良などで運転にも支障を来すようになった。この接触器は接点露出形でソレノイドは水平動作であるため、異物などによる誤動作や機械的な動作不良もあった。また、この接触器の交換は時間がかかり予備品もなくなったため、これらの点を改良すべく改装工事を行った。

#### (2) 概要

既設コンタクタ盤は上部に継電器が取り付けられており、下部にケーブル接続用の端子台がある。この上部継電器とその配線を撤去し、この部分を新装して組み込んだ。改装部はシーケンス動作回路の変更はせず、既設盤内に組込むために継電器は小型であり、かつ保守性を考慮してプラグイン型、カバー付の継電器を使用した。取付場所の寸法は高さ1,100、幅1,100、奥行700(mm)であり、この中に240個の継電器を組込むため、盤枠を2段にして各段に6面の継電器板を挿入し、電線は盤内後面にまとめて下部端子に接続した。通電後の温度測定の結果は、室温23度で鉄心部約80度、継電器ケース約32度であった。また、動作音も静かであり結果は良好であった。

### 1.3.4 反射体要素の解体(昭和 47 年度)

昭和46年に粗調整制御棒スティックの原因調査で発見された特殊反射体要素Ⅰ型(微調整制御棒ガイド兼用)及び昭和47年度の検査で発見された特殊反射体要素Ⅲ型の膨れ原因調査のため、ホットラボにおいて解体検査を行った。解体した特殊反射体要素Ⅰ型の写真を Fig. 1.3.2 に示す。検査内容は、エックス線検査及び切断検査であった。この検査で得られた結果は、次のとおりである。

#### (1) エックス線検査

エックス線検査では、膨れたのがアルミニウムケースだけかもしくはグラファイトかの判定及びエックス線フィルムによる膨れ部の寸法検査を行った。その結果、特殊反射体要素Ⅰ型、Ⅲ型とも、アルミニウムケースのみが膨れていて、膨れの最大値は片面で3mmを超えていた。なお、炉心内に装荷した場合許容し得る値は、0.5mmである。

#### (2) 切断検査

前述の検査に続き、切断・内面検査を行った。その結果、次のことが判明した。

- ①切断直後取り出したグラファイト表面に、湿っているような黒色の濃い部分が、反射体要素の下側に認められ、これは時間の経過とともに消えていった。
- ②グラファイトの表面の下側数cm程の範囲に白い粉末が付着していた。これは腐食したアルミニウムと考えられる。(Fig. 1.3.3 参照)
- ③アルミニウムケース内面で②に対応する位置には Fig. 1.3.4 に見られるようになりかなり激しい腐食がある。腐食はアルミニウムケースの内面全域にわたって認められ、反射体要素下側に行くに従い腐食の程度は大きくなっていった。
- ④ケースのみが膨れている原因として、内部ガスの圧力上昇によることも考えられた。そこで切断作

業時にケーブル内にマイクロフォンを据え付けて録音を行うことと、目視及び 8 ミリ撮影を行い、ガスの噴出音と切り粉の飛散状態を監視した。しかし、作業開始時には、噴出音も粉末の飛散も認められなかった。

以上の結果から、『何らかの理由により内部に水が存在し、その結果としてアルミニウムケース内面を腐食させたことが、膨れの原因である。』と推論された。

なお、膨れた反射体要素の炉心装荷期間は、次のとおりである。

特殊反射体要素Ⅰ型(微調整制御棒ガイド用):約 7.5 年(昭和 40 年 1 月から昭和 47 年 6 月)

特殊反射体要素Ⅲ型:約 1 年(昭和 46 年 6 月から昭和 47 年 6 月)

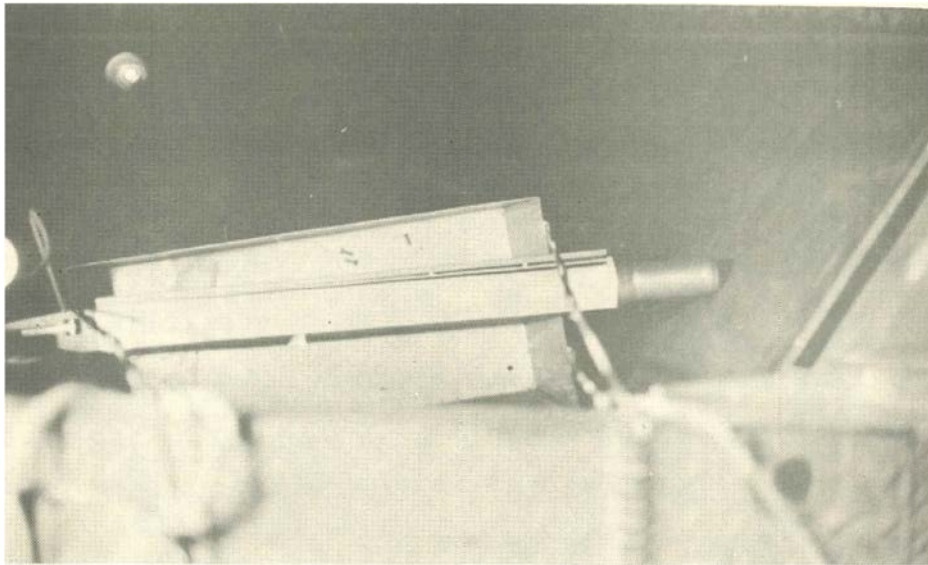


Fig. 1.3.2 解体した特殊反射体要素Ⅰ型<sup>2)</sup>



Fig. 1.3.3 内部グラファイトの状況<sup>2)</sup>

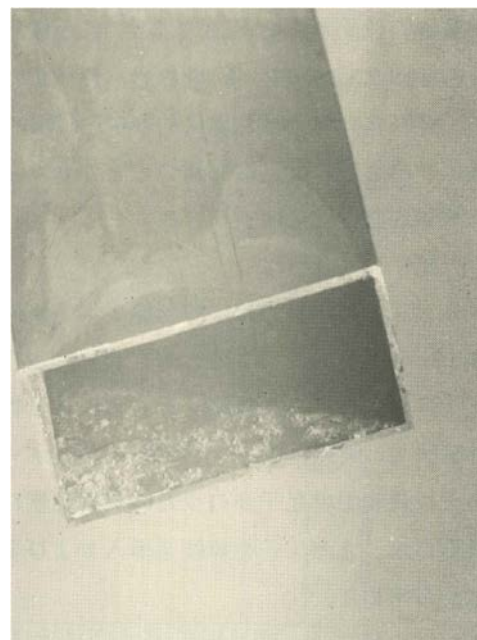


Fig. 1.3.4 アルミニウムケースの状況<sup>2)</sup>

### 1.3.5 出力上昇の準備(昭和 47 年度)

#### (1)安全審査

昭和 47 年度前半において、所内安全審査用の書類作成を行い、昭和 47 年 10 月第 62 回原子炉等安全審査委員会に JRR-4 出力上昇に関する安全審査を依頼し、この委員会において JRR-4 専門部会が設置された。部会は 11 月に 2 回、12 月に 1 回の計 3 回開催され、12 月の第 63 回委員会において、所内安全審査を終了した。

国の安全審査は、外部の諸情勢により昭和 48 年度に持ち越された。この先の予定としては、昭和 48 年 5 月中に書類の準備を完了し、6 月から 9 月の期間で国の審査を受け、11 月に出力上昇試験を実施する計画とした。

所内審査で検討された主な事項は以下のとおりである。

- ①核特性については、ゼノン毒作用が検討された。
- ②熱特性については、通常は 20 本炉心を標準とするが、16 本炉心の場合も検討がなされ、両炉心について 3,500kW とスクラム点の 4,400kW のときの燃料最高温度を計算により、チェックした。
- ③動特性はステップ状、ランプ状反応度外乱として、それぞれ 0.5%∠k/k、1.5%∠k/k/min を起動時及び 3,500kW 運転時に加えた場合、過出力 4,400kW でスクラムするとし検討がなされた。
- ④被ばく評価は当時の運転形態での運転時間を最大に見積もって、公衆の被ばく線量の被ばく評価がなされ、出力上昇後年間 0.024mrem という値が公表された。
- ⑤その他、燃料体の健全性、放射線遮蔽及び災害評価について検討がなされた。

#### (2)後備安全棒の改修

##### イ)概要

JRR-4 出力上昇に伴い、1 次冷却水流量を 5.4m<sup>3</sup>/min から 7.0m<sup>3</sup>/min に増大させる必要があった。一方、後備安全棒は、他の制御棒(C1 から C5)とは異なり、ステンレス鋼線で吊り下げられているため、1 次冷却材流量を増大させると、後備安全棒は、1 次冷却水流によって振動を受け、核的振動の発生要因となるとともに、落下性能に支障を来す。

そのため、昭和 47 年 11 月の改修では、後備安全棒の支持方式をステンレスパイプとステンレス鋼線の組み合わせとし、1 次冷却水流に対する剛性を増した。この改修により、核的振動の発生を抑制するとともに、落下性能及び落下時間を、1 次冷却水流量に関係なく、ほぼ一定とさせることができた。Fig. 1.3.5 に後備安全棒を示す。

##### ロ)改修

主な改修点は以下のとおり。

- ①後備安全板は、炉上部ペDESTALから、ステンレス鋼線で吊り下げられていたが、このときの改修では、ステンレス鋼線とステンレスパイプを接続し、ステンレスパイプの下に後備安全板を吊り下げ、テフロンサポートでステンレスパイプを支持させた。
- ②サポート肉厚を増し、中性子吸収体とサポートの接続部の強度を増した。
- ③リベット接続部を 1 箇所にし、製作精度を向上させた。

ハ)特性測定

①反応度測定

原子炉出力 10W で反応度測定を行った。Table 1.3.1 に示す値を得た。改修前に比べ、若干負の反応度が増しているが、申請書に定められている 1.5%Δk/k 以上あるので問題ない。また、負の反応度が増している原因と考えられるのは、炉心変更などにより炉心内中性子分布が変化したためと考えられる。

Table 1.3.1 後備安全棒の反応度測定結果<sup>2)</sup>

後備安全棒	改修前	改修後
	1972年7月7日	1972年11月27日
B-1	-0.91%Δk/k	-1.0%Δk/k
B-2	-1.19%Δk/k	-1.27%Δk/k
B-1 & B-2	-1.65%Δk/k	-1.82%Δk/k

③落下性能

1次冷却水流量を0、3、5.4、6、7、7.4m<sup>3</sup>/min に変化させたときの落下性能は良好であった。

④落下時間測定

1次冷却水流量を0、5.4、7m<sup>3</sup>/min に変化させたときの落下時間をビジューダで測定した。結果をTable 1.3.2 に示す。

Table 1.3.2 後備安全棒の落下時間測定結果<sup>2)</sup>

1次冷却水流量	後備安全棒	落下時間 <sup>※1</sup>	遅延時間 <sup>※2</sup>
0 m <sup>3</sup> /min	B-1	430 msec	43 msec
	B-2	434 msec	83 msec
5.4 m <sup>3</sup> /min	B-1	434 msec	43 msec
	B-2	445 msec	84 msec
7 m <sup>3</sup> /min	B-1	440 msec	45 msec
	B-2	451 msec	85 msec

※1 スクラム信号が発せられてから後備安全棒によって下限リミットスイッチが閉じられるまでの時間

※2 スクラム信号が発せられてから後備安全棒が上限スイッチを開くまでに要する時間

ニ)まとめ

改修前の後備安全板は、1次冷却水流量を5.4m<sup>3</sup>/min 以上にすると、水流による振動を受け、ガイド用溝から外れて落下しないか、あるいは秒から分オーダーの時間遅れで落下していたが、今回の改修により、流量に関係なく落下時間はほぼ一定となり、出力上昇時に1次冷却水流量を7m<sup>3</sup>/min に増大しても何ら支障がないようになった。

(3) 炉心タンク振動防止装置の設置

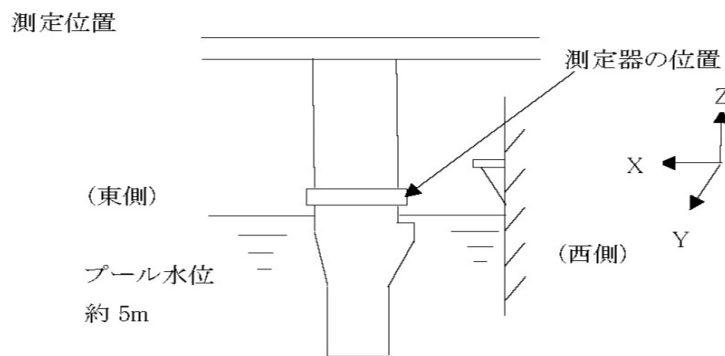
JRR-4 の出力上昇に伴い、1 次冷却系の流量増大によって生ずる炉心タンクの振動を防止するため昭和 46 年 3 月から 4 月にかけて、炉心タンク振動防止試験装置を設置した。この試験装置は、炉心タンク下部から約 5m の箇所にステンレス製の補強バンドを巻き、それをプール壁の 3 方向(うち、1 方向のみ水圧シリンダを使用し、0 から 1,500 kg の押付力を発生させることができる)から支持する構造となっていた。その後、昭和 46 年 4 月から 5 月に、この装置の有効性を確かめるための振動測定が行われたが、結果は良好であった。

昭和 47 年 11 月、この試験装置を恒久的な装置とするために一部を改造した。改造の部分は、試験装置のシリンダ部分を撤去し、他の 2 方向と同じスクリー軸を用いて人力で押付ける方式に変更したことである。これは炉心タンクの振動を防止するために、水圧シリンダによる 1,500 kg の押付力は必要なく、スクリー軸を人力で押し付けたときの力(最大約 500 kg)で十分であることが測定試験で判明したためである。

なお、本装置を取り付けた後の炉心タンクの振動測定の結果は Table 1.3.3 に示す。この結果からも明らかなように炉心タンク上下方向(Z 方向)、横方向(X、Y 方向)の振れは、クランプ締結により明らかに少なくなった。

Table 1.3.3 炉心タンクの振動測定の結果<sup>2)</sup>

測定項目 1 次 冷却水流量	振動防止装置 開放			振動防止装置 締付		
	X 軸方向の 振幅( $\mu$ )	Y 軸方向の 振幅( $\mu$ )	Z 軸方向の 振幅( $\mu$ )	X 軸方向の 振幅( $\mu$ )	Y 軸方向の 振幅( $\mu$ )	Z 軸方向の 振幅( $\mu$ )
3.0 m <sup>3</sup> /min	1.0	1.2	0.8	0.7	0.8	0.4
5.4 m <sup>3</sup> /min	2.5	5.5	1.5	0.9	1.1	0.6
6.0 m <sup>3</sup> /min	2.7	6.0	1.8	1.4	3.7	1.1
6.5 m <sup>3</sup> /min	3.5	6.0	1.9	2.6	4.8	1.4
7.0 m <sup>3</sup> /min	4.5	6.2	1.8~2.4	3.0	4.7	1.5





### 1.3.6 主循環ポンプ起動リアクトル盤の設置(昭和 47 年度)

#### (1) 目的

JRR-4 の出力上昇に際して、1 次冷却系の流量を従来の 5.4m<sup>3</sup>/min から 7.0m<sup>3</sup>/min に増大させるために予備ポンプに電源設備を付加し、1 次冷却系ポンプの 2 台ないし 3 台並列運転が行えるようにした。

#### (2) 機器構成

昭和 46 年度に、すでに予備としてポンプ 1 台が設置されており、電気設備を付加するだけの状況であったため、このときは次の工事を実施した。

- ① 1 次冷却系主循環ポンプ駆動用電動機(200V、3Φ、出力 30kW、1500rpm)を起動するためのリアクトル盤本体の製作・据付
- ② 電源供給ラインの増設
- ③ 起動・停止用インターロック回路の増設

Fig. 1.3.6 に全体の概要を示す。

#### (3) 機能試験

昭和 48 年 3 月に工事が完了したため、官庁の使用前検査を兼ねて性能検査を実施した。試験項目は次のとおりである。

- ① 絶縁試験
- ② 昇温試験
- ③ ポンプ作動試験

試験の結果は、絶縁性については 100MΩ 以上であり良好で、昇温試験は起動・停止を連続 5 回行い、リアクトルコアーその他の温度を測定したが室温以上の温度上昇は認められず結果は良好であった。ポンプ作動試験では 3 台並列運転時のバランスを見るための試験を行った。

機能試験結果は Table 1.3.4 に示すとおりであり 3 台並列運転のとき、バルブの開操作に特別の注意をしなくてもバランスは容易に取れることが分かった。

Table 1.3.4 機能試験結果<sup>2)</sup>

主循環ポンプ	圧力(kg/cm <sup>2</sup> ・G)			流量
	PIA-4	PIA-5	PIA-36	
No.3	0.79	0.77	4.10	3m <sup>3</sup> /min
No.1+No.2	4.10	4.06	0.58	5.4m <sup>3</sup> /min
No.1+No.3	4.06	0.57	4.05	5.4m <sup>3</sup> /min
No.2+No.3	0.59	4.01	4.03	5.4m <sup>3</sup> /min
No.1+No.2+No.3	4.34	4.28	4.32	5.4m <sup>3</sup> /min



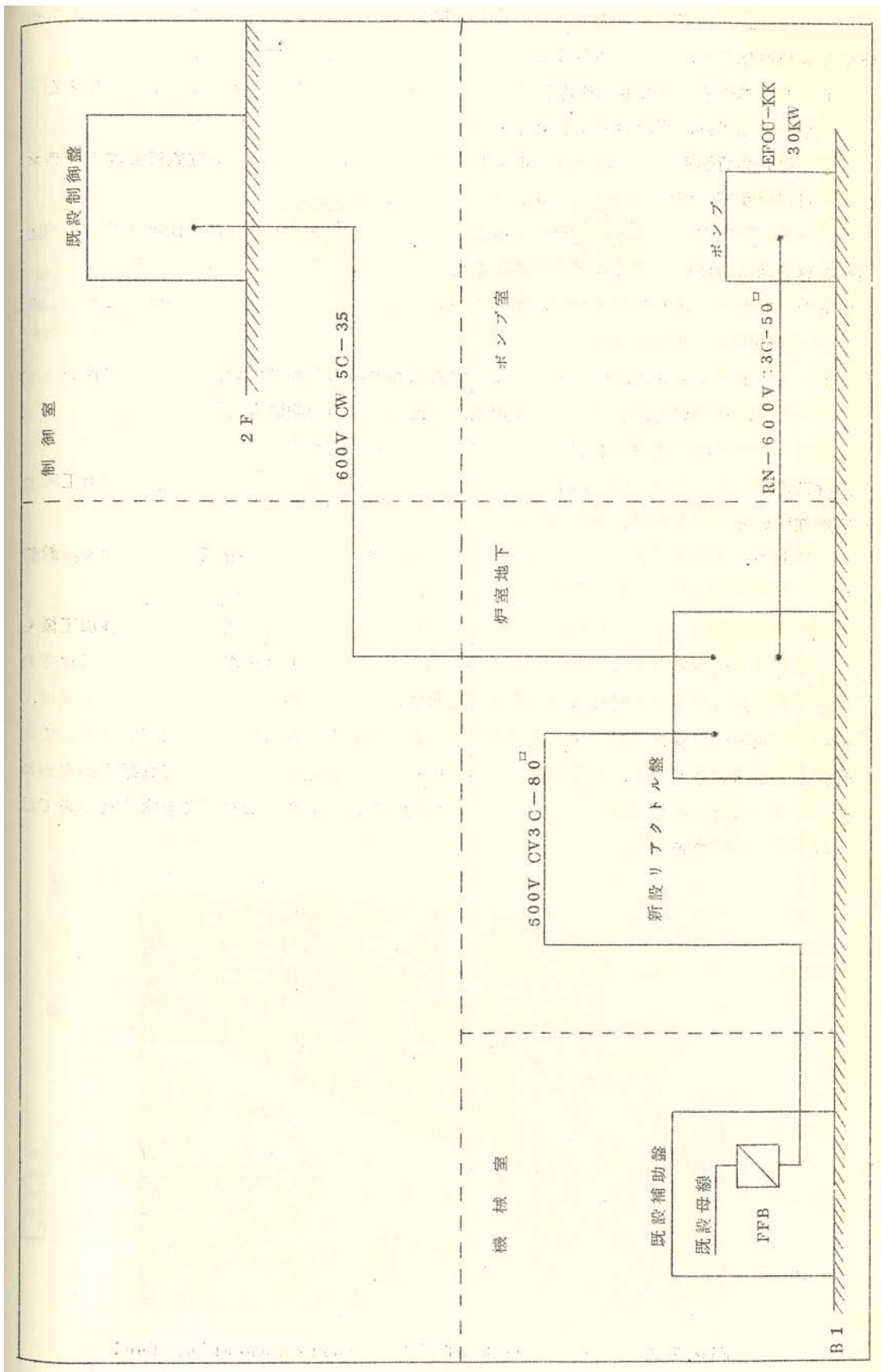


Fig. 1.3.6 主循環ポンプ回路配線の概要<sup>2)</sup>

### 1.3.7 計装燃料要素の製作(昭和 47 年度)

JRR-4 における炉心内中性子分布及び発熱分布等炉心内の情報は初期炉心(16 本)における特性測定の実績データがあるだけであった。当時は次の理由によって中性子分布、発熱分布とも平坦化され、下がっていることが推定された。

- ①16 本炉心から 20 本炉心が変わっているにもかかわらず、最高出力が同じであるため、平均中性子束、平均発熱密度とも下がっている。
- ②炉心装荷燃料の燃焼が進み、ホットチャンネル、ホットスポット位置におけるウランの相対密度が下がっているため、ホットスポット計数は下がる。

これらを直接測定することが可能なら出力上昇の際の全計数を下げることが可能であるうえ、燃焼計算等通常の技術管理に大きく寄与する。

以上の理由から、JRR-4 では 2 次燃料の購入の機会に計装燃料を製作することにした。

製作の基本方針は次のとおりであった。

- ①ホットチャンネル、ホットスポット位置における燃料板被覆の温度測定を主目的とする。同時に、初期炉心における温度測定結果と比較のための測温も行う。
- ②熱中性子束の変動及び分布の測定も可能なら行う。

設計にあたり注意した事項は、①熱電対先端装着部における被覆の健全性及び②加工により核熱強度の面で標準燃料とみなせること、などである。

以上に基づいて設計した計装燃料の構造図を Fig. 1.3.7 に示す。計装燃料が標準燃料と異なる箇所及びその理由は次のとおりである。

計装燃料板被覆は、厚さ 1 mm である。これは、熱電対先端埋込みのための溝加工後も標準燃料板の最小値分の被覆厚は残しておくためである。熱電対先端は溝に被覆材と同材質の押え板で圧着されている。溶接を行わなかった理由は、被覆材の組成や形状に変化が生じるのを避けるためである。他に押え板の固定方法として超音波溶接が考慮されたが、試験の結果、当時の技術では押え板が、厚すぎて良好な接着が期待されなかった。被覆厚が変わったことによる核的、熱的な変化は計算により求めた結果では無視できる程度であった。

計装燃料板の板間隙は 3.9 mm で、標準より 0.2 mm 狭い。冷却条件の変化を計算で検討した結果では、1 次冷却水の流量配分は、若干下がるが板間流速は差が無視できる程度であった。

完成した計装燃料の写真を Fig. 1.3.8 に示す。

製作した計装燃料要素は昭和 48 年度に炉心に装荷・測定する計画とした。

計装燃料要素は計画通り、昭和 48 年 5 月に出力上昇試験の一環として、炉心に装荷し、炉心特性を測定した。その結果、炉心のホットチャンネルの燃料被覆材温度(外側燃料板)が、炉出力 3.5MW 時に約 120℃位になることが分かり、出力上昇による運転が困難であることが分かった。

その後の対応として B 型燃料を製作し、出力上昇が可能であることを確認し、昭和 51 年 11 月より 3.5MW による利用運転を開始した。

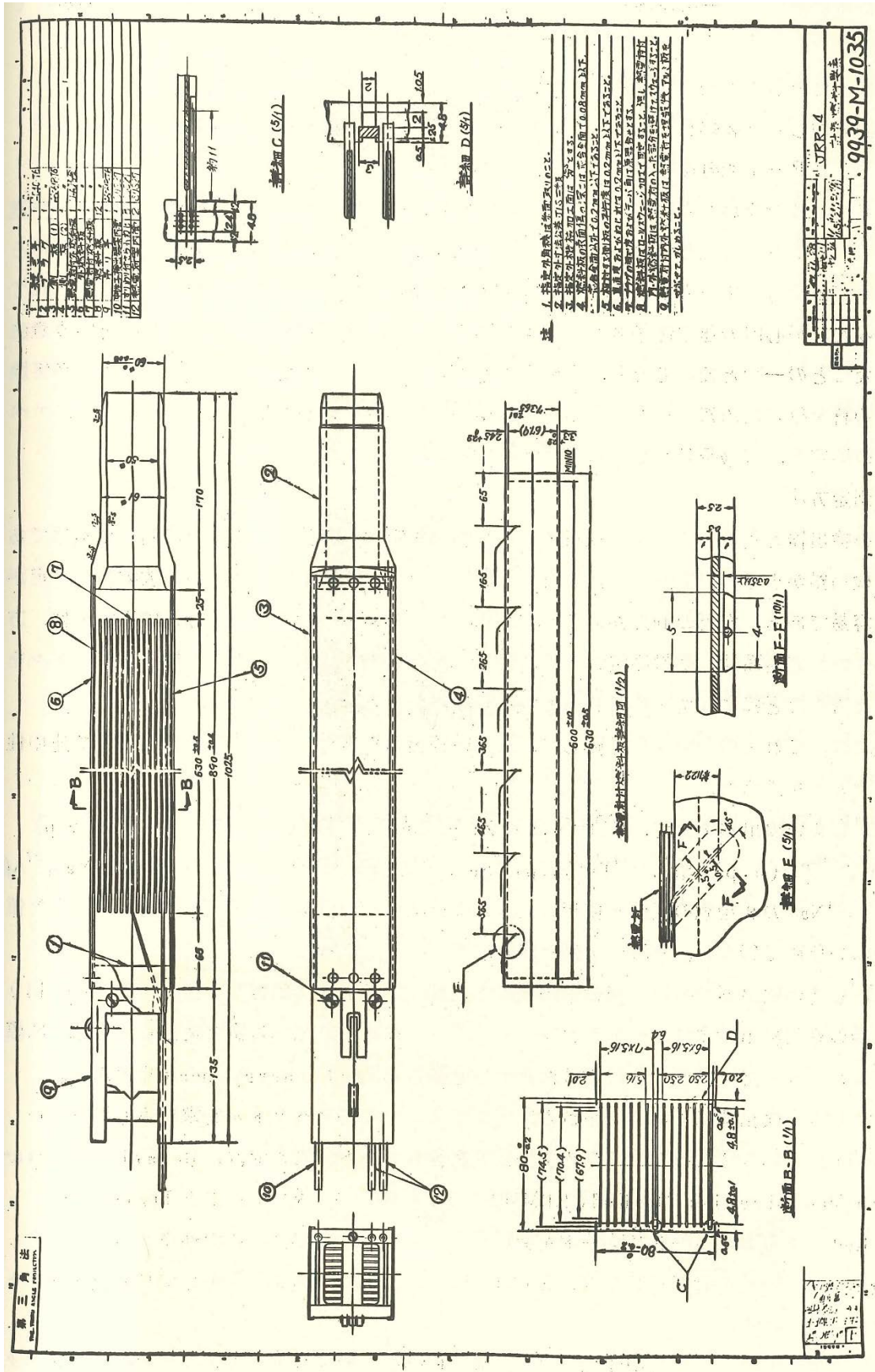


Fig. 1.3.7 計装燃料の構造図 2)

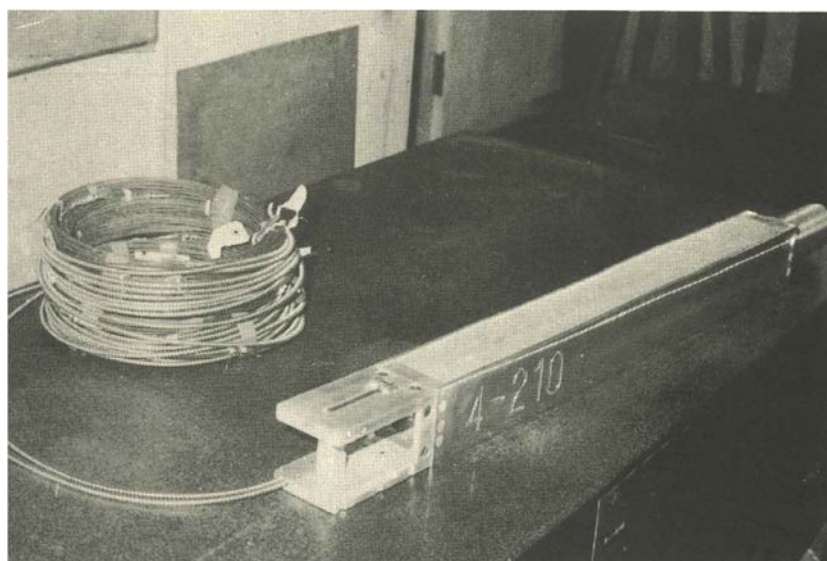


Fig. 1.3.8 完成した計装燃料の写真<sup>2)</sup>

### 1.3.8 炉室天井裏火災後の水質調査(昭和 47 年度)

#### (1) はじめに

昭和 47 年 6 月、JRR-4 において、炉室天井裏の断熱材焼損事故が発生し、粉末化学消火剤が使用された。

この消火剤は、ABC 消火剤(主成分  $\text{NH}_4\text{H}_2\text{PO}_3$ )及び BC 消火剤(主成分  $\text{NaHCO}_3$ )である。

原子炉プール水に不純物が混入した場合は、炉の安全上、次の事項が問題となる。

- ①炉材料、特に燃料被覆材(JRR-4 ではアルミニウム)の腐食の可能性。
- ②混入物から長半減期の RI が発生、プール水に蓄積して実験、作業環境を悪化させる可能性。

この 2 項目について、当時の研究炉技術課、遮蔽研究室、原子炉研修所、放射線管理課の協力を得て、調査を行った。

プール水に対しては、消火作業後、次の処置がなされている。

- ①作業直後、給水によりオーバーフローさせ、水面上の浮遊消火剤を除去する。
- ②No.2 プール水を全量交換する。
- ③No.1 プール水は、炉心遮蔽水を兼ね、完全排水できないため、半量排水後給水の操作を 3 回繰り返して消火直後の水を全量の 1 割まで下げる。

#### (2) No.1 プール水に混入した消火剤量の推定

消火直後、No.1 プール水に混入した消火剤の量を推定した。推定にあたり、次のような仮定を行った。

- ①天井板には 15 mm 角に 1 個の割合で、4 mm  $\Phi$  の穴がある。面積比に応じて通過するとした値の倍量が落下したと仮定すると、落下した消火剤は、全量の 0.1 となる。
- ②炉室水平断面積(500 $\text{m}^2$ )中、No.1 プール水面(38 $\text{m}^2$ )の占める比は、0.06 である。消火剤を大量に散布した箇所はプール真上ではなかったため、No.1 プールには面積比に応じた率で、消火剤

が落下したと仮定し、安全率を見込んで 0.1 と仮定した。

なお、換気による影響は、無視してある。

③プール水のオーバーフローは、消火後 2～3 時間で行った。この間、水面に浮遊していた消火剤が、急速に溶け込むとは認められなかったため、半量は除去されたと仮定した。

以上から No.1 プールに混入した消火剤量は、全散布量(200 kg)の 0.5%の約 1 kg程度以下と推定された。また、水の入替えにより除去された率を考慮すると 0.1 kg、0.3ppm 以下と推定された。

### (3) プール水の分析

No.1 プール水を 6 月 28 日(火災 2 日後)と 7 月 17 日にサンプリングし、原子吸光光度法で元素分析を行った。分析結果を Table 1.3.5 に示す。

プール水上澄液の電気伝導度及び pH 値が、オーバーフロー後にもかかわらず、最も大きな値を示しているのは天井裏に積もっている消火剤が、その後も僅かながら落ちてきて影響しているためか、オーバーフローが完全でなかったためと思われる。

プール水中のナトリウム濃度は、上、中、下の各層部で各々 0.33、0.42、0.33  $\mu\text{g/ml}$  であった。No.1 プール水深は 9.8m で貯水量は約 400 $\text{m}^3$  である。浮遊消火剤をオーバーフローするために、消火 3～5 時間後に 10～15 $\text{m}^3$  の給水を行っており、オーバーフローがほぼ層流状態であったものとする 25～37 cm の上層部分の水が、押し出されたことになる。

プール水の上層部分のナトリウム濃度が、オーバーフローの時点で 0.42  $\mu\text{g/ml}$  より大きな値であったことは、容易に推定できる。従って、No.1 プール水中の平均ナトリウム濃度についてオーバーフローを考慮して 0.4  $\mu\text{g/ml}$  と仮定すると No.1 プール水中のナトリウム総量は 150g、重炭酸ナトリウムに換算して 550g である。消火剤の使用量内訳は、後日再調査した結果によると BC 消火剤約 190 kg、ABC 消火剤約 10 kg である。粉末消火剤は、水に対して難溶性にするための処理が施されているが、主成分そのものが可溶性である。BC、ABC 消火剤の水に対する溶解性がほぼ同じとすると、No.1 プールへの消火剤の溶出量は 570g である。この値は、前述の推定量の 6 割弱である。

No.1、No.2 プールの表面積は、各々約 38 $\text{m}^2$ 、64 $\text{m}^2$  であるから、No.2 プール水への溶出量は同様に 990g と考えられ、両プールへの消火剤の溶出総量は約 1.6 kg と推定される。したがって、プール水面の落下消火剤の量は、消火剤の水への溶出割合によって決まるが、ほぼ数 kg と見込むのが妥当と思われる。

なお、No.1 プール水の場合で、消火剤の濃度は約 1.5  $\mu\text{g/ml}$  と推定される。No.1 プール水中にアルミニウム、カルシウム、マグネシウム、カリウム、クロム、鉄などの不純物は検出されていない。

7 月 17 日のサンプリングは、プール水が僅かながら不透明になったので、その原因がアルミニウムの腐食によるものなのかの有無を確認するために行い、分析した。

結果として、アルミニウムは検出されなかった。不透明の原因は、栗田工業株式会社の分析で糸状細菌の発生によることが判明した。プール水中のナトリウム濃度は 0.02  $\mu\text{g/ml}$  であり、火災の水の入替えによって、粉末消火剤がほぼ完全に除去されていることが分かる。

カルシウム、マグネシウム、カリウム、クロム、鉄は検出されていない。

Table 1.3.5 原子吸光度法によるプール水の元素分析結果<sup>2)</sup>

Sample	Tank water surface	No.1 pool water				
		Upper	Middle	Bottom	Surface	4.5m from Bottom
Sampling	June 28, '72	June 28, '72	June 28, '72	June 28, '72	June 28, '72	Jul. 17, '72
Electric conductivity	2.745 $\mu\Omega/\text{cm}$	3.520	3.735	2.840	4.580	2.020
pH	6.50	6.90	6.85	6.60	6.90	6.40
Sodium	0.25 $\mu\text{g}/\text{ml}$	0.33	0.42	0.33	—	0.02
Aluminium	0.5 $\mu\text{g}/\text{ml}$ >	0.5>	0.5>	0.5>	—	0.5>
Calcium	0.07 $\mu\text{g}/\text{ml}$ >	0.07>	0.07>	0.07>	—	0.07>
Manganese	0.06 $\mu\text{g}/\text{ml}$ >	0.06>	0.06>	0.06>	—	0.06>
Potassium	0.04 $\mu\text{g}/\text{ml}$ >	0.04>	0.04>	0.04>	—	0.04>
Chromium	0.01 $\mu\text{g}/\text{ml}$ >	0.01>	0.01>	0.01>	—	0.01>
Iron	0.05 $\mu\text{g}/\text{ml}$ >	0.05>	0.05>	0.05>	—	0.05>
Measuring	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72	Jul. 18, '72

(4) No.1 プール水の放射化分析

No.1 プール水を採取して、JRR-2 気送管で照射し、放射能及び放射性核種の分析を行った。比較測定を考慮し、照射試料は、次の3種を用意した。

- ① 炉室床面に堆積した消火剤粉末。
- ② プール水(水面、底部、中間の水)、6月28日に No.1 プールオーバーフロー後の水及び6月29日に半分に希釈した後の水。
- ③ プールに供給している水。

測定には、次の3つの方法を用いた。

- ① Ge 検出器によるガンマ線エネルギースペクトルの測定
- ② Si 検出器及びフェザー法によるベータ線エネルギーの測定
- ③ 効率校正済みの GM 管による放射性核種濃度の測定

測定方法に②も行ったのは、放射化分析により、水と区別し得る核種は、消火剤中では、Na、P だけであり、もし P が主要核種の場合、ベータ線のみ放出が考えられたからである。

イ) ガンマ線エネルギー分析結果

各試料とも  $^{24}\text{Na}$  だけが検出され、他の核種の存在は認められなかった。各試料について  $^{24}\text{Na}$  のガンマ線エネルギー中 1.37MeV の計数率比を Table 1.3.6 に示す。粉末の試料は、放射能が強すぎて比較できなかった。

Table 1.3.6  $^{24}\text{Na}$  のガンマ線エネルギー中 1.37MeV の計数率比<sup>2)</sup>

	6月28日採水分	6月29日採水分
プール上	240 cpm	54 cpm
プール中	142 cpm	35 cpm
プール下	91 cpm	37 cpm
供給水	—	33 cpm

(照射 JRR-2 気送管  $7 \times 10^{13}\text{nv}$ )

6月28日採取試料は、消火剤落下後ほぼ静置してあったプールから採取したものであるが、水面から底部にかけて明白な差があった。これはオーバーフローで完全に除去できなかった水面の消火剤が、プール水に溶解し、底部に拡散していたためと思われる。また、6月29日は水の半量交換をした後の採水試料であるが、水面付近の試料を除き測定誤差を考慮すると差は認められなかった。

これはこの日までの水処理の結果、水中の  $^{24}\text{Na}$  は、通常の使用水と同程度に近く薄められたものと考えられる。

また、供給水中にも  $^{24}\text{Na}$  は存在している。これは供給水を精製するのにイオン交換樹脂を用いているが、樹脂の活性化に使用する苛性ソーダが微量残留し、供給水に溶け込んだためと考えられる。

#### ロ)ベータ線エネルギー分析結果

Si 検出器及びフェザー法により測定したベータ線最大エネルギーは、1.4MeV であり、半減期は 15 時間であった。

これは  $^{24}\text{Na}$  から放出されるベータ線に該当する。当初、存在が予想された  $^{32}\text{P}$  は、最大エネルギー 1.7MeV のベータ線を半減期 14.3 日で放出するが、この存在は認められなかった。

また、他のベータ線の存在も認められなかった。従って、ベータ線放出核種の主なものは  $^{24}\text{Na}$  だけと考えられる。

#### ハ)プール水放射能の測定結果

6月29日に採取したプール水と供給水を同一条件で照射測定した結果は、どちらも  $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/ml}$  で有意な差は、認められなかった。

#### ニ)結論

以上の結果は、次のように結論された。

- ①プール水中の消火剤は、BC 消火剤が大部分であり、ABC 消火剤の存在は、認められない。
- ②実験、作業等に影響を与えるような不純物の存在は、認められない。
- ③一連のプール水処理の結果、プール水の放射能が高くなる恐れはない。
- ④プール水中に混入した消火剤は、炉の運転再開に支障ない程度には、除去されている。

### 1.3.9 炉室内空気汚染に係る実験利用体制の整備(昭和 48 年)

昭和 48 年 11 月 26 日、炉心領域外に設定されるべき炉物理実験用フィッション・チェンバが炉心部に挿入されたまま、特性試験運転を実施してしまい、当該フィッション・チェンバから FP ガスが漏洩し、その結果炉室内空気汚染及び身体表面汚染が発生した。これによる被ばくは無視できる程度のものであったが、今後の異常事態の発生を防止するため、以下の措置を実施することとした。

- ①実験装置に標識を添付することとし、原子炉起動前点検時にこれにより炉心挿入物の確認をする。
- ②運転計画会議で試験運転等についても十分な打合わせをする。
- ③当日の運転計画を炉室入口に表示して、その周知徹底を図る。

この件については、当時の保健物理安全管理部長より、『JRR-4 における利用実験上の配慮について』の勧告が出された。

### 1.3.10 液体廃棄物移送管の一部更新(平成元年度)

#### (1)経緯

昭和 62 年 6 月 NSRR において、ドレン水移送管〔材料:配管用炭素鋼鋼管(SGP)〕から微量漏洩が生じた。この時、当時の原研内事故調査検討委員会において、NSRR からの漏洩原因は孔食であるとされ、これを受けて原研内の同様の施設について、液体廃棄物移送管の更新が順次実施されてきた。当時の研究炉管理部では、前年度 JRR-2 について実施し、この年は JRR-4 について実施した。ただし、配管材料については、昭和 63 年 12 月に JMTR-B 系統で発見された廃液移送管の欠陥の原因が溶接部に生じた粒界型応力腐食割れであるとされ、使用材質を SUS304L に変更した状況に鑑み、当初予定していた SUS304 から SUS304L に変更した。

#### (2)工事

この時対象となった更新工事は、放射性廃棄物の廃棄施設の液体廃棄物の廃棄設備であり、具体的には、地階排水ピット系、プール水排水系、プール水精製系の一部の廃液移送管及び弁である。その工事範囲について、Fig. 1.3.9 に示す。

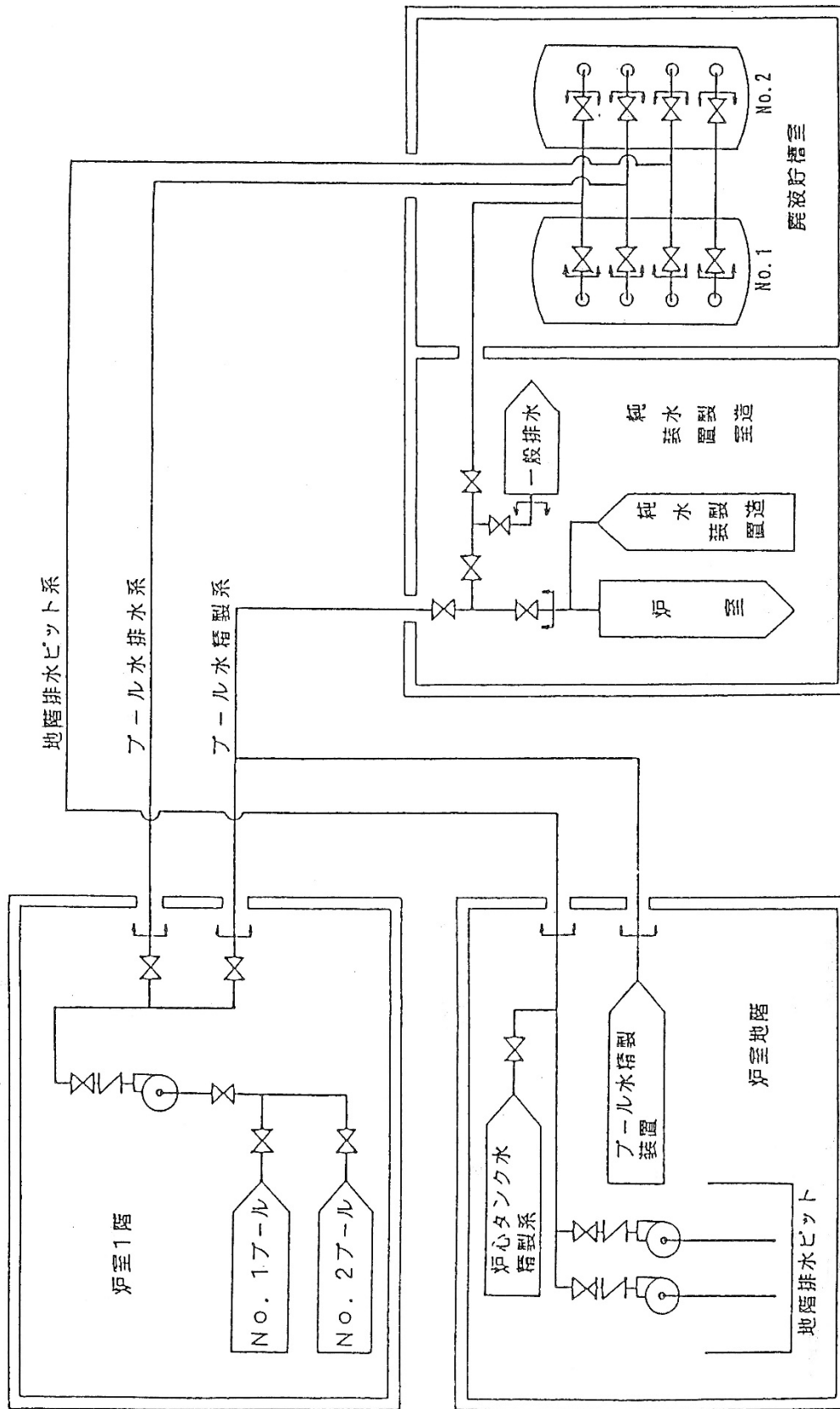
この工事は設工認対象の工事として、当時の技術部の協力を得て行われた。作業は平成元年 10 月から 12 月にかけて実施されたが、同時期に JRR-4 排気第 3 系統の更新工事との調整で、炉室内に関わる部分を最初に完成させた。

工事で用いた移送管の強度計算は『発電用原子力設備に関する構造等の技術基準』(昭和 55 年通商産業省告示 501 号)の第 4 種管に準じて強度計算を行った。また、管の接合は TIG 溶接とし、配管埋設部分には防食テープ 1/2 重ね 2 回巻を行うとともに、露出配管等に対して保温工事も行った。

使用前検査では材料検査、外観検査及び耐圧漏洩検査が行われ、合格した。

なお、既設配管は現場で適当な長さに切断し、大型廃棄物容器に収納して廃棄した。





注記

〔 〕 は工事範囲を示す。

Fig. 1.3.9 液体廃棄物移送管の一部更新に係る工事範囲<sup>3)</sup>

## 1.3.11 純水製造装置の更新(平成元年度)

JRR-4 の建設以来使用してきた純水製造装置が、老朽化したため更新を行った。本純水製造装置は、JRR-4 はもとより、当時は JRR-2、JRR-3 へ安定した純水給水が求められており、重要な役割を持っていた。

装置設計にあたっては、装置の運転(給水、再生)が他課室にも及ぶため、この点を十分考慮し、簡単な操作で運転できるように配慮した。また、再生頻度(平均年 3~4 回)、環境条件等も考慮して設計にあたった。純水製造装置系統図を Fig. 1.3.10 に示す。なお、純水貯槽タンク及び薬液貯槽タンク(2基)については、更新しなかった。以下に装置の仕様並びに主な改良点を記す。

## (1)仕様

- ①設計常用流量:10m<sup>3</sup>/hr
- ②設計採水量:280m<sup>3</sup>/サイクル
- ③樹脂塔出口電気伝導率:1 $\mu$ S/cm 以下
- ④総樹脂量:陽イオン交換樹脂 600L  
陰イオン交換樹脂 1,400L
- ⑤再生薬液使用量:HCl 77L(35%)  
NaOH 607L(25%)
- ⑥再生所要時間:4.5hr(自動運転)

## (2)改良点

- ①機械関係
  - (イ)樹脂量のアップ(約 10%)
  - (ロ)ミニマムフロー管の取り付け(補給水ポンプの締切運転が可能)
  - (ハ)装置出口ラインにヘッダー採用(給水先の明確化)
  - (ニ)再生流量調節弁の独立化(再生時の各工程時の流量調整が不要)
  - (ホ)薬液計量タンク(2基)に防液堤を設置
  - (ヘ)純水製造室より JRR-2、3 への給水配管の更新(JRR-3 共同溝まで)
- ②電気関係
  - (イ)再生プログラムの一部改良(逆洗工程と同時に薬液計量スタート)
  - (ロ)再生完了で自動給水(選択時)へ移行することが可能となるインターロックの組み込み
- ③運転関係
  - (イ)ミニマムフロー管の設置により少量給水(0.1m<sup>3</sup>~約 7m<sup>3</sup>)が非常に簡単になった。(電源を入れる→SWを「入」にする→給水先弁を開ける)
  - (ロ)再生は従来通りの完全自動運転と、必要に応じて手動運転を選択できるようにした。
- ④その他
  - (イ)薬液貯槽タンクにボリューム表示のレベル計を取り付けた。

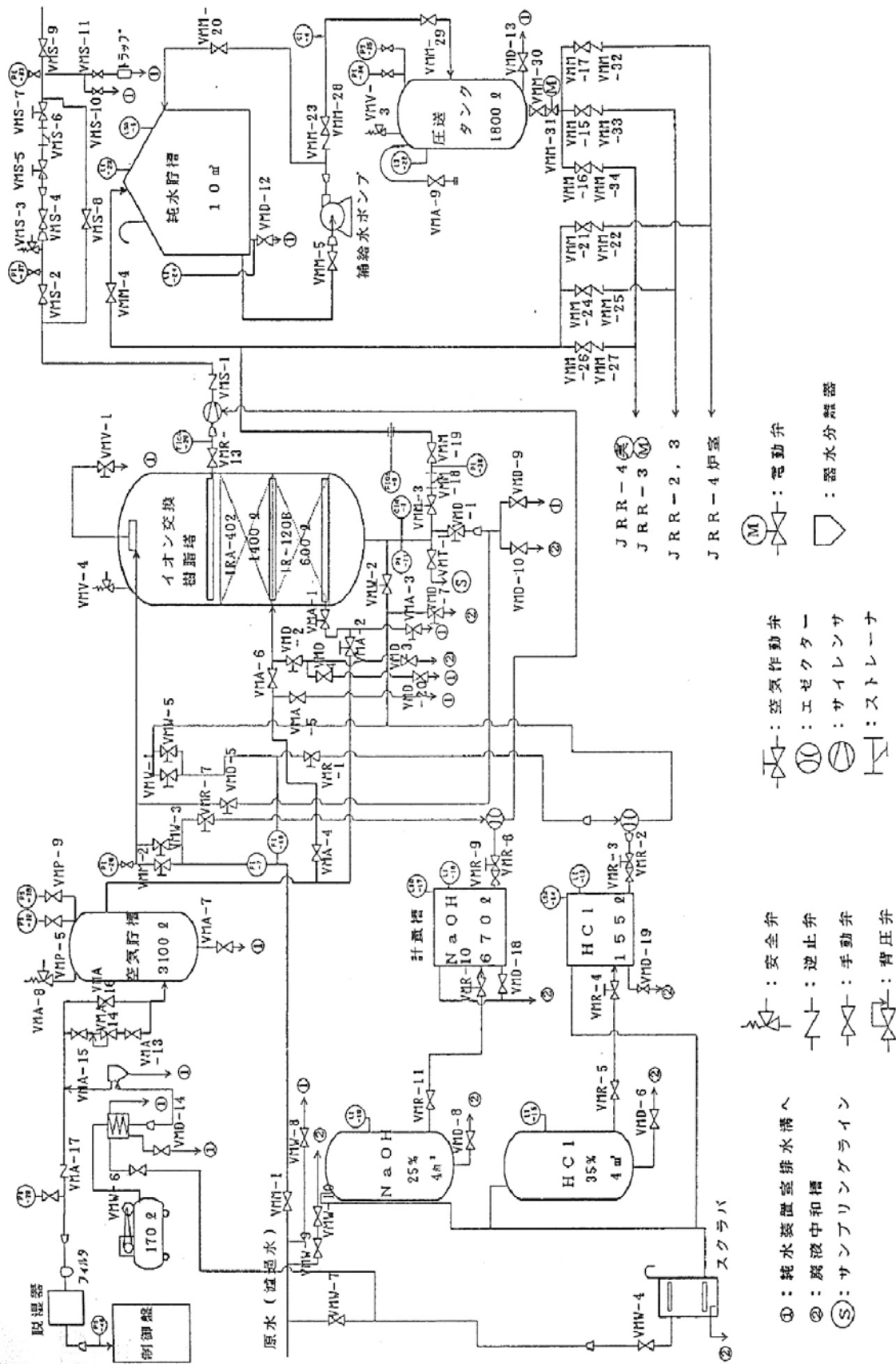


Fig. 1.3.10 純水製造装置系統図<sup>3)</sup>

### 1.3.12 プールゲートの更新(平成9年度)

プールゲートは、No.1 プールと No.2 プールを仕切るために設けられているもので、上下に二分割(上部ゲート約 4m、下部ゲート約 6m)されていた。

原子炉建家改修工事に伴い炉室天井クレーンの設置位置が約 1.4m下がり、下部ゲートの吊上げが不可能となった。そのため、吊上げが可能となるようにプールゲートを均等に分割(上部ゲート約 5m、下部ゲート約 5m)し、水頭差圧両面シール型に更新した。

設計にあたっては耐圧、耐震(A クラス相当)に対し十分な強度を有していることを確認するとともに水密性の向上を図るため、シール部の改良のためのモックアップ試験を行って新たなシール構造を開発し、それを基にして実機設計を行った。製作後、現地に据え付けて原子炉運転時のプール水位(No.1: 9.8m、No.2: 6.2m)及び最大水位差(9.8m)の各条件で漏洩検査を実施し、漏洩が無く水密性は良好であることを確認した。また、上下プールゲートの寸法が変更となったことから既設ゲート置場、下部ゲート吊り作業台の改造も併せて行い、旧ゲートは解体廃棄した。

### 1.3.13 サイフォンブレイク弁の設置(平成9年度)

一般に、サイフォンブレイカーは 1 次冷却水流失事故時に炉心タンク水がサイフォン現象で流出することを阻止するため設置されている。

当初、JRR-4 のサイフォンブレイカーは炉心出入口配管に設けられており、炉心出口配管には大気開放配管を接続したもの、炉心入口配管には浮子式のサイフォンブレイク弁が設けられていた。

しかし、改造後の炉心設計において、定格運転時の炉心冷却流量を  $8\text{m}^3/\text{min}$  に増量したことから炉心部の圧力損失が増大したことで、炉心出口配管サイフォンブレイカーの大気開放配管から空気を吸い込むことが判明したため、電磁式のサイフォンブレイク弁を設置することとした。

設計にあたっては耐圧、耐震(B クラス相当)に対し十分な強度を有していることを確認するとともに弁の多重化、作動信号の多重化を行った。

### 1.3.14 炉心タンク出入口接続管(伸縮継手付きエルボ)の更新(平成9年度)

炉心タンク出入口接続管は、1 次冷却水配管を接続するための伸縮継手付きエルボとなっている。また、従来エルボは回転エルボとなっており、炉心タンクを No.1 プール又は No.2 プールに移動し原子炉運転をする場合にエルボを回転することによって炉心タンクの移動が容易にできるようになっていた。しかし、改造後の原子炉運転は No.1 プールに限定することにしたため回転エルボからメンテナンスが容易な固定エルボに変更し、併せて伸縮継手長さ等も変更して更新を行った。

設計にあたっては、耐震、耐圧(A クラス相当)に対する強度、伸縮性、作業性を考慮して行った。

### 1.3.15 運転支援システムの開発(平成10年度)

JRR-4 運転支援システムは、運転に必要な様々なデータの一括監視及び印刷、保存を行うことと、利用者への適切な運転データ提供を主目的に開発を行った。本システムは、計測制御系統施設からの信号を絶縁アンプ等によりハード的に絶縁処理した後、システムへ接続を行った。本運転システムの位置付けは、運転支援サービスのために設置したもので、原子炉を直接制御することは一切行っていない。また、システムの設計にあたり万一のシステム故障時にも原子炉へ影響を与えないよう設計を行

った。

システム構成は、主にワークステーション(WS)とパーソナルコンピュータ(PC:DOS/V)の 2 台で構成される。また、冷却系計測設備のプロセス計算機( $\mu$ XL)からはプロセスデータが LAN 通信で運転支援システムに接続されている。WS はデータ収集・保管に、PC は運転支援画面表示に用いられる。 $\mu$ XL も含めたそれぞれのコンピュータは、単独で動作し他のコンピュータに影響を及ぼすことは少ない。一方全てのコンピュータはイーサネットによる LAN 通信によりデータの共有が可能である。なお、アプリケーションプログラムについては、運転員の要求等に柔軟に対応できるよう何れも JRR-4 の課員によって作成された。

開発した運転支援システムを計測制御系統に接続したことにより、運転員への様々なデータ支援等が可能となった。運転支援システムの構成図を Fig. 1.3.11 に示す。

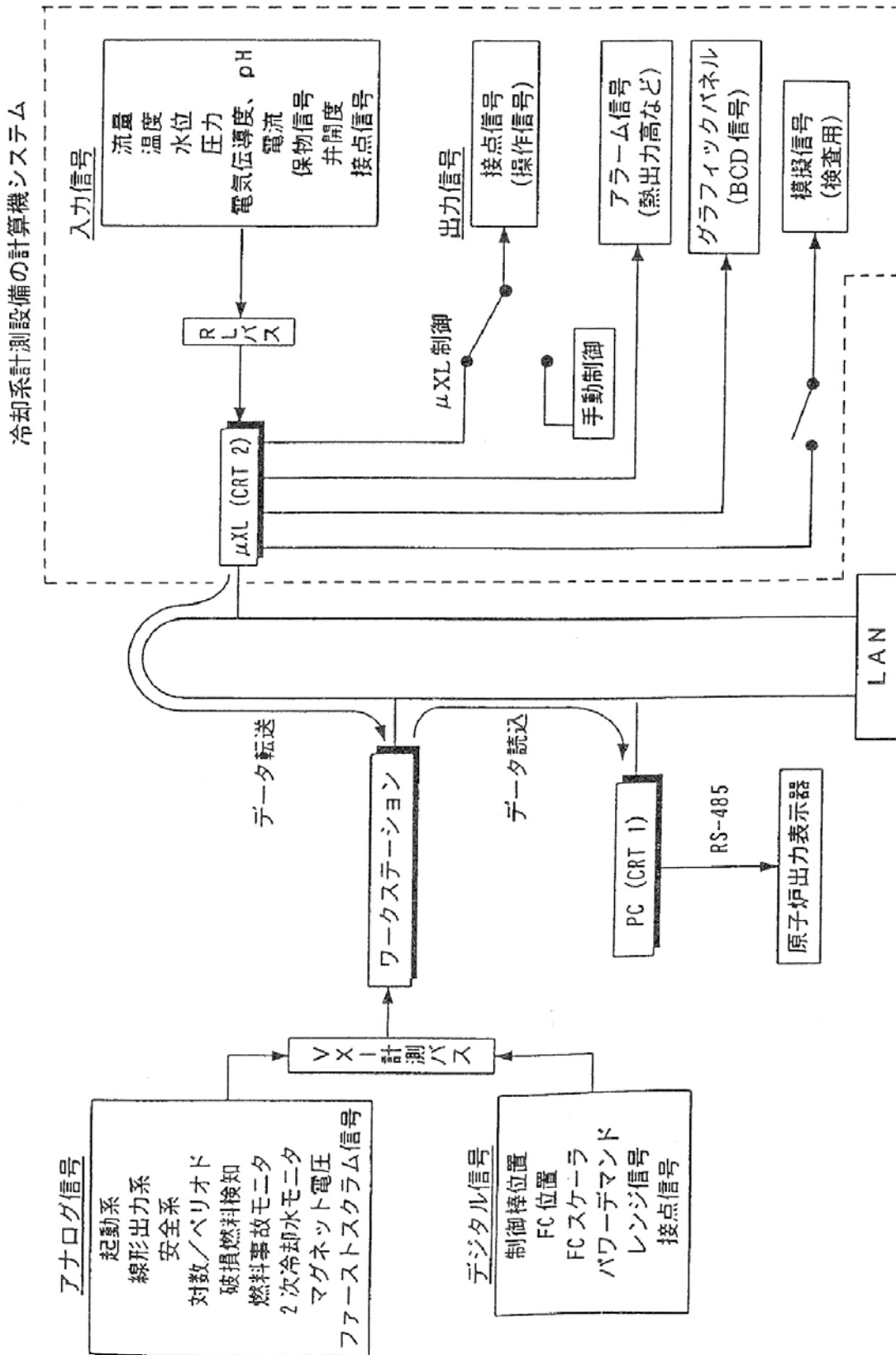


Fig. 1.3.11 運転支援システムの構成図<sup>4)</sup>

### 1.3.16 制御棒挿入障害事象(平成 17 年度)

#### (1)事象の発生状況

平成 17 年 6 月 10 日、JRR-4 は施設供用運転(シリコン照射、放射化分析)を行っていた。起動前点検に異常のないことを確認した後、9 時 50 分原子炉を起動した。10 時 50 分に原子炉出力は 3,500kW(定格)に到達し、粗調整安全棒 C1~C4(以下、C1~C4 という。)を 4 本とも引抜き高さを一定に保持した上で、微調整棒 C5(以下、C5 という。)のみ自動制御で引抜き及び挿入を行う方式により自動運転を実施していた。11 時 25 分に「制御棒挿入障害」を示す警報が発報した。運転員は、警報復帰作業等を行ったが、警報を復帰できなかったことから、保安規定(当時の日本原子力研究所原子炉施設保安規定第 6 編第 41 条「警報装置が作動した場合の措置」)に基づき、11 時 29 分に原子炉を手動停止した。なお、C1~C4 は全挿入されたが、C5 については全挿入位置より 220 mm 上の位置で止まり挿入できなかった、その後、12 時 05 分に冷却システムを停止した。Table 1.3.7 に事象発生時の時系列を示す。

なお、排気筒及び原子炉建家内の放射線モニタの指示値は通常の範囲であり、施設外への放射性物質による影響はなかった。

Table 1.3.7 事象発生時の時系列<sup>5)</sup>

時刻	時系列
9:50	原子炉起動(シリコン照射、放射化分析の利用)
10:50	3,500kW 到達(自動運転に切り替え)
11:25	「制御棒挿入障害」警報発報
11:29	原子炉を手動停止
11:33	東海研究所(当時)の対策本部を設置
11:47	東海研究所(当時)より第 1 報を発信
11:47	手動スクラム投入 C5 が挿入しないことを確認
12:05	冷却システムを停止

#### (2)原因調査

電磁石電流の遮断で C5 が挿入されるかどうかを調べるため、11 時 47 分に手動スクラムにより電磁石電流を遮断したが、C5 の位置に変化はなかった。このことから、挿入障害は、電磁石部より下部において発生したと判断した。

当日午後、水中カメラを用いて C5 の電磁石下部から C5 用反射体の上面までの連結ロッド等に異物がないことを確認した。念のため後備安全棒 B1 及び B2 を挿入した後、C5 用反射体の上面及び C5 の動きを水中カメラで監視しつつ、C5 の引き抜きを 465 mm まで行った。この操作においても異物は確認されなかった。引き抜きを行ったことから、「制御棒挿入障害」の警報条件が解除され、警報を復帰できた。引き抜きができたこと及び警報を復帰できたことから、C5 の挿入操作を行った。挿入開始数秒後、

C5 用反射体上面への皿小ねじの落下を確認した。回収した皿小ねじは、頭部径 8 mm、長さ 8 mm、ネジ部径 4 mm のステンレス鋼製であった。

回収した皿小ねじの使用場所及び挿入障害が発生した場所を特定するため、炉心上面から電磁石までの間にある制御棒の上部振れ止め及び下部振れ止め等を、炉心タンク水位を低下させ調査した。

調査の結果、下部振れ止めの C5 用ハンドル部のテフロン製ガイドを固定する皿小ねじ 2 個の内の 1 個がなくなっていることを確認した。また、引き抜き位置 220 mm において下部振れ止め部に位置する C5 連結ロッド(アルミニウム合金)表面に、微細なすり傷を確認した。Fig. 1.3.12 に C5 連結ロッドのすり傷を示す。

### (3)調査結果

以上から、下部振れ止めにおいて、C5 用ハンドル部のテフロン製ガイド固定用皿小ねじが緩み、C5 連結ロッドと下部振れ止めのハンドルとの間隙に挟まれ、C5 挿入ができなくなったことが分かった。

C5 及びねじが緩んだ場所の概略図を Fig. 1.3.13 に示す。

### (4)処置対応

復旧のための措置として、テフロン製ガイドを新たに製作し交換するとともに、緩み、脱落により制御棒の駆動に障害を与える恐れのあるねじ、ボルト等について、締め付け具合の点検及び必要に応じ増し締め作業を行った。その際、施工図等により炉心タンク及び炉心タンクより上部のねじ、ボルト等について調査した結果、緩み、脱落により制御棒の駆動に障害を与える恐れのあるねじ、ボルト等の数量は 1,280 本であった。

この調査に基づき作成した計画書の点検リストに従い、平成 17 年 6 月 13 日から 6 月 20 日にかけて締め付け具合を点検し、必要に応じて増し締めを行った。処置作業の様子を Fig. 1.3.14 に示す。作業は炉心タンク水位を炉心領域の上 2.5m の高さまで下げて行い、図面で特定できないねじ、ボルト等については、順次点検リストを補完するとともに、それらについても同様に点検等を行った。点検を行ったねじ、ボルト等の本数を以下に示す。

- ・締め付け具合の点検及び増し締めを行ったねじ、ボルト数 1,426 本
- ・落下防止措置が施されているねじ、ボルト数 66 本

さらに、補完された点検リストをもとに、2 回目の点検等を実施した。なお、点検の信頼性向上のため、同一部位については作業員を変更して点検等を行った。また、水中の機器については、水中カメラを用いて図面調査で特定した部位を中心にねじ、ボルト等に緩みによる隙間があるかどうか等の点検を行った。水中カメラにより点検を行ったねじ、ボルト等の総本数は、153 本であった。

締め付け具合の点検の結果、対象となったねじ、ボルト等 1,579 本(1,426 本+153 本)のうち 11 本に多少の緩みを確認した。このうち 5 本については上部振れ止め及び下部振れ止めに据え付けられたテフロンガイドに使用していたねじであった。

### (5)再発防止

炉心タンク内のねじ、ボルト類の外観検査を運転手引に追記し、以後 10 年ごとに締め付け具合の点検及び必要に応じ増し締め作業を継続して実施することとした。



また、本件に関する報告書を「JAERI-Tech 2005-042 研究用原子炉(JRR-4)の制御棒挿入障害事象に係る再発防止対策」(平成 17 年 7 月、JRR-4 管理課・研究炉利用課)としてまとめ、公開した。



Fig. 1.3.12 C5 連結ロッドのすり傷

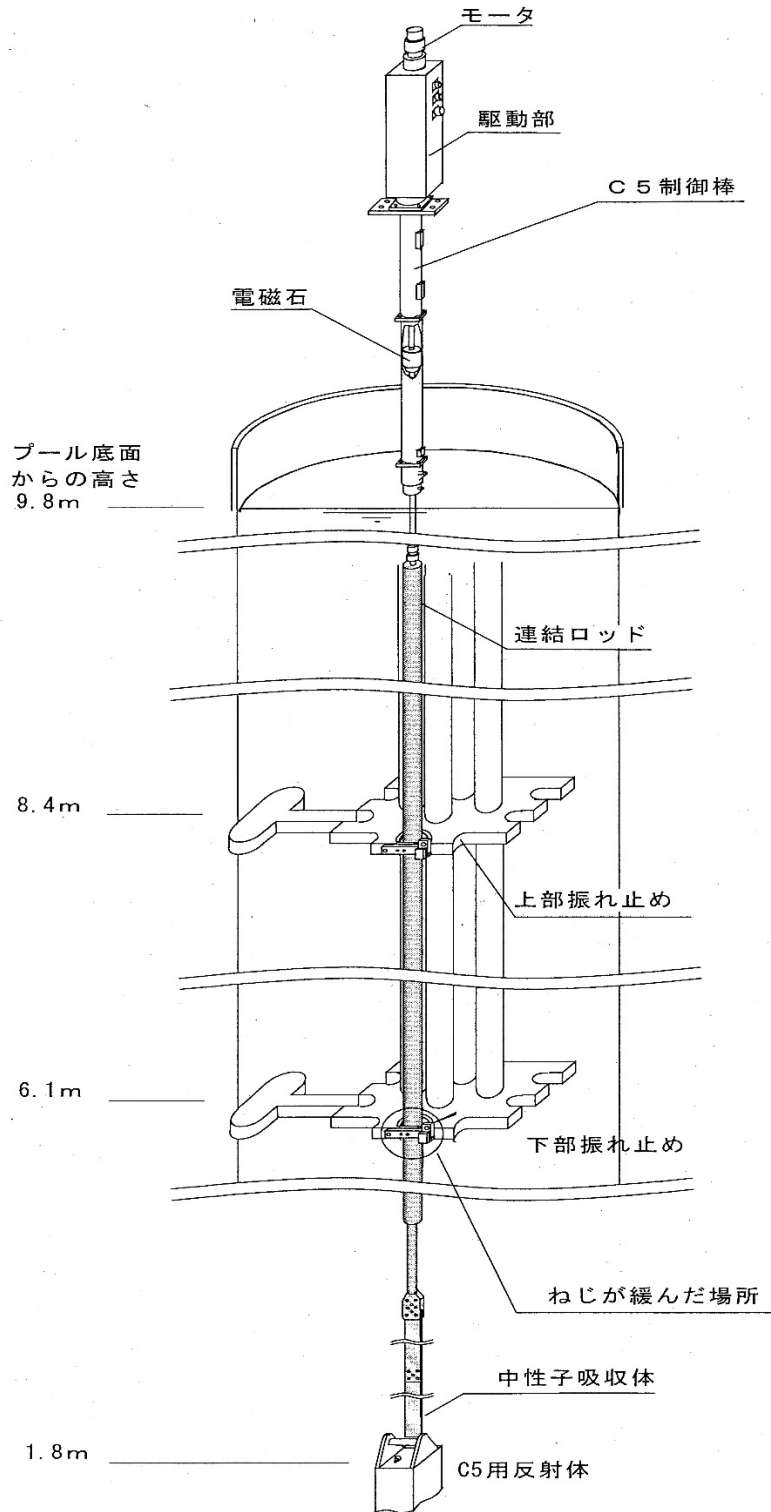


Fig. 1.3.13 C5 及びねじが緩んだ場所の概略図



炉心タンク内作業



炉心ブリッジ上作業

Fig. 1.3.14 処置作業の様子

### 1.3.17 特殊反射体要素 I 型の製作(平成 18 年度)

#### (1)背景

JRR-4 の炉心には 6 種類の反射体要素が挿入されており、これらの供用期間は高速中性子の照射量により管理している。このうち、特殊反射体要素 I 型については、平成 19 年中に製作時の設計照射量に達することが予想されたため、予防保全のために新規に 1 体製作することとした。

#### (2)特殊反射体要素 I 型の概要

Fig. 1.3.15 に特殊反射体要素 I 型の概略図を示す。

JRR-4 特殊反射体要素 I 型は反射材として黒鉛ブロックを使用し、アルミニウム溶接構造の被覆内にヘリウムガスとともに封入したものである。上部には炉内での取扱いのための吊り手が取り付けられており、下部は格子板への挿入部となるプラグが接合されている。また、反射体要素側面にガイドプレート及びガイドローラーが取り付けられており微調整棒(C5)のガイド機構を有する反射体要素である。

#### (3)設工認及び使用前検査

特殊反射体要素 I 型の製作に際し、平成 18 年 3 月 28 日に設工認申請を行い、同 6 月 1 日に許可を得た。その後、特殊反射体要素 I 型完成後、平成 19 年 1 月 25 日から 26 日に使用前検査を受検し、平成 19 年 1 月 26 日に合格証を得た。

#### (4)設計

Table 1.3.8 に特殊反射体要素 I 型の主な設計仕様を示す。

使用材料及び寸法は、従来の反射体要素 I 型と同一の設計としたため、炉心の核計算については省略した。ただし、耐熱強度及び耐震強度については、現在の低濃縮シリサイド燃料炉心での評価を行うため再計算している。

#### (5)製作及び工場立会検査

製作に関して、品質保証基本計画及び JRR-4 品質保証実施計画に基づき、製作メーカーに必要な文書を提出させ、全ての文書について JRR-4 管理課長の承認を得た後、製作を開始した。

製作中の管理については、各工程の完了時に予め定めた要領書に従い工場立会検査を実施し、適切に製作されていることを確認した。検査に使用した測定器等については、検査前に校正証明書及びトレーサビリティ証明書を製作メーカーに提出させ、適切に管理、校正されていること及び有効期限内であることを確認した後、使用した。

#### (6)交換作業及び動作確認

完成した特殊反射体要素 I 型は陸上輸送により JRR-4 まで運搬し、平成 19 年度保守点検期間中の平成 19 年 3 月 7 日に JRR-4 管理課員によって既設の特殊反射体要素 I 型と交換された。交換作業にあたっては、制御棒の点検作業業者と調整し、微調整棒を取り外した状態で交換作業を行い、作業後に据付状態を確認した後、微調整棒の取り付けを行った上で、微調整棒の動作確認を行った。動作確認の結果、特殊反射体要素 I 型が微調整棒の動作を阻害することなく、円滑に動作することを確認した。

認した。

なお、交換した特殊反射体要素 I 型は、No.1 プールの使用済燃料貯蔵棚に保管した。

Table 1.3.8 特殊反射体要素 I 型の主な設計仕様<sup>6)</sup>

項 目		設計条件
熱出力		3,500kW
炉心	最大高速中性子束 (反射体領域)	$2.5 \times 10^{17} \text{n}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$
1 次冷却材	冷却水の種類	軽水
	流量	8 m <sup>3</sup> /min
	炉心出口平均温度最大値	60℃
	炉心内最大圧力	約 0.1MPa
特殊反射体要素 I 型	表面最高温度	117℃
	耐震設計	Aクラス相当

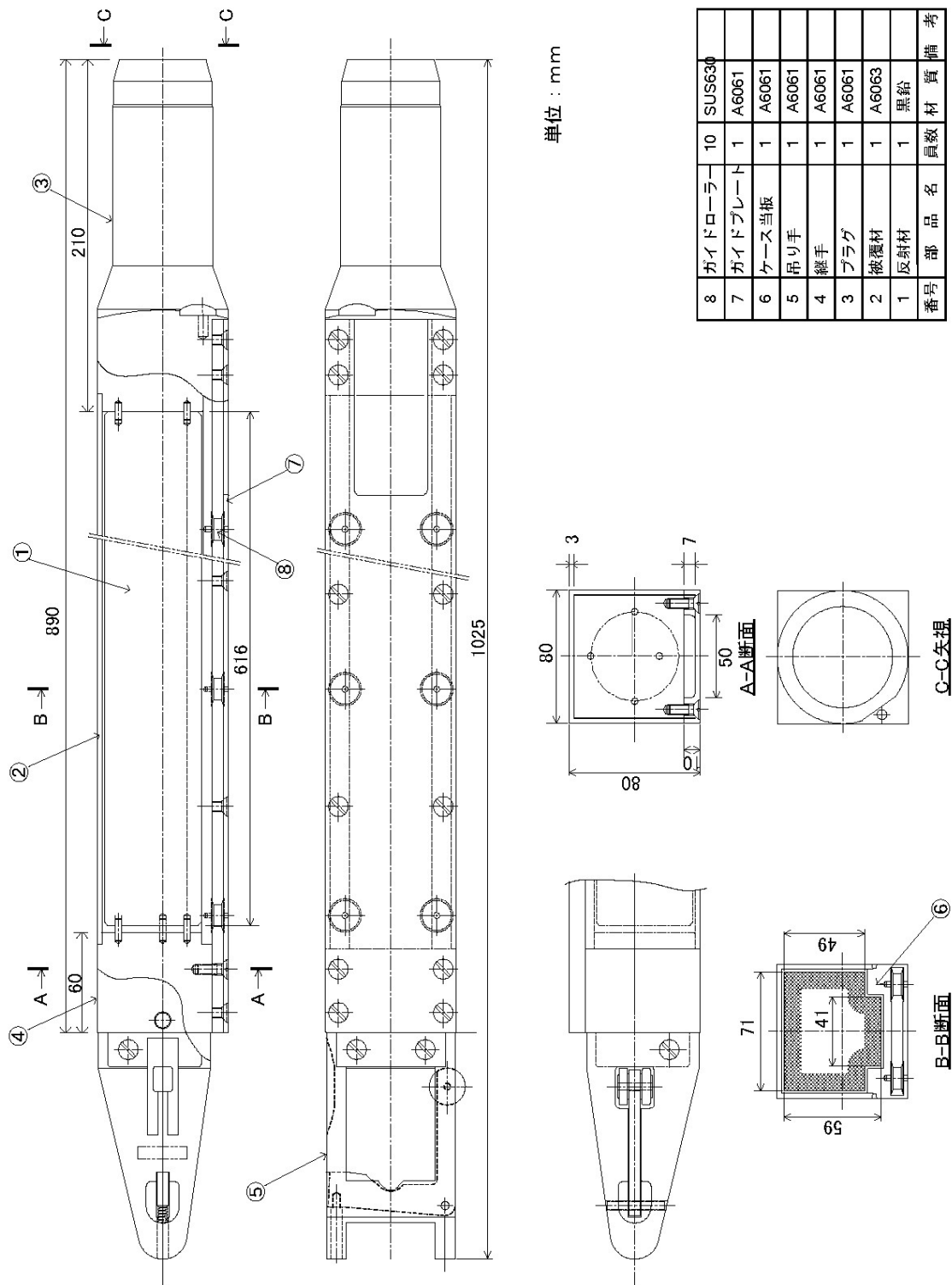


Fig. 1.3.15 特殊反射体要素 I 型の概略図<sup>6)</sup>

### 1.3.18 反射体要素割れの原因調査及び製作と管理(平成 19 年度～平成 21 年度)

#### (1)はじめに

平成 19 年 12 月 28 日に、1 体の反射体要素の溶接部に割れが確認された。そのため、JRR-4 では、平成 20 年 1 月 8 日から予定していた運転を延期して、割れの原因調査を行うこととなった。調査においては、原子力機構の専門家による「JRR-4 反射体要素割れの原因調査アドホック検討会」を設置し、反射体要素溶接部の割れについて原因を調査した<sup>7)</sup>。原因調査の結果、反射体要素に内蔵している黒鉛反射材が JRR-4 のような低温照射環境での中性子照射により、設計段階の評価を上回り膨張し、著しい寸法変化が生じた結果、溶接部に引張応力が発生していたことが、割れの主たる要因と推定された。その後、JRR-4 の照射環境下における黒鉛 IG-110 の照射成長挙動を明確にするため、これまで使用してきた反射体要素を分解し、黒鉛反射材の寸法測定を行うことにより、黒鉛反射材の照射成長と中性子照射量の関係を調査した<sup>8)</sup>。以上の調査結果をもとに新たな反射体要素を設計し製作した。

#### (2)反射体要素の概要

JRR-4 では、合計 36 体の反射体要素を炉心に装荷していた。反射体要素は、材質の分類上、黒鉛をアルミニウム合金で被覆したもの及びアルミニウム合金のみからなるものの 2 種類があり、前者は、普通反射体要素、大型反射体要素 I 型、大型反射体要素 II 型、特殊反射体要素 I 型、特殊反射体要素 II 型及び中性子源要素(特殊反射体要素 III 型)の 6 種類に分類することができる。各反射体要素の仕様を Table 1.3.9 に示す。

割れが生じた反射体要素は、普通反射体要素であり、Fig. 1.3.16 に示す割れが確認された普通反射体要素の位置及び概要の炉心配置図の G-4 位置に挿入されていた。普通反射体要素は被覆材、吊り手、継手及びプラグにより構成され、被覆材部に黒鉛反射材を内蔵する構造である。反射体要素の被覆材の材質は、A6063S-T5 であり、吊り手、継手及びプラグの材質は、A5052 である。被覆材と継手の溶接には、溶加棒として A4043 を使用している。反射材である黒鉛には、東洋炭素株式会社製の等方性黒鉛 IG-110 を用いている。また、割れが確認された昭和 61 年製の普通反射体要素の組立寸法は、およそ 1,025×80×80 mm、被覆材の内法寸法は、695×74×74mm、黒鉛反射材の寸法は 691×72×72mm であり、黒鉛反射材と被覆材のギャップは、上部に 4mm、側面に 1mm 確保しており、下部は被覆材と黒鉛反射材が接している構造であった。

#### (3)調査内容と調査結果

反射体要素の溶接部割れの原因調査に先立ち、起因事象の検討を行った。反射体要素割れに係る起因事象の検討を Fig. 1.3.17 に示す。割れが確認された反射体要素は、原子力科学研究所内のホット試験施設に運搬した後、ホットセル内にて遠隔マニピュレータにより分解し、被覆材から黒鉛反射材を取り出し、溶接部の破断面と黒鉛反射材の調査を実施した。

##### 1)割れが生じた反射体要素

割れが生じた反射体要素について、以下の調査を実施した。

##### ①破壊前検査

割れが生じた反射体要素について、外観観察及び寸法測定を行った。その結果、炉心タンク内から取り出す時に付いた傷の他には、被覆材ケース、吊手部及びプラグ部に傷、変形等の異常

箇所は観察されなかった。また、寸法測定においても、角筒幅、プラグ長及びプラグ径についての測定結果は、設計寸法基準値を満足する値であった。

## ②破断部の調査

破断部の調査として、被覆材ケースを切断し、破断面の腐食、損傷等の状況を目視観察した。また、被覆材ケースを 13 分割して破断部マイクロ観察用の試験片を作製し、13 個の試験片について走査型電子顕微鏡を用いた破断部のマイクロ観察を行った。さらに、光学顕微鏡を用いて破断面金属組織観察を行った。その結果、破断の主原因は、過大な応力による延性破断と判断した。

## ③黒鉛反射体の調査

黒鉛反射体の調査として、黒鉛反射材の全長(691 mm)及び幅(72 mm)について寸法測定を行った。

また、割れが生じた反射体要素の内部には、水が入っていたことから、割れの発生に対する水の影響を調べるために、比較用反射体要素として外観上健全な特殊反射体要素 I 型を切断し、内部の黒鉛反射材の寸法測定を行った。

割れが生じた反射体要素の黒鉛反射材に対する寸法検査の結果、黒鉛反射材は、軸方向に約 7 mm、径方向に最大 2.1 mm 伸びていることが明らかとなった。高速中性子(>0.183MeV)照射量と寸法変化の関係を調べたところ、製作時 72 mm あった黒鉛反射材の幅の寸法変化率について、それぞれの鉛直軸方向分布の関係について、高速中性子照射量が最大となる炉心鉛直中心付近にて黒鉛反射材の寸法変化率が最大となっており、高速中性子照射量の分布に対し明らかな相関関係が得られたことから、高速中性子量の増加とともに黒鉛反射材の寸法変化率が大きくなっており、黒鉛反射材の成長は高速中性子の照射による影響と判断した。また、割れの確認された反射体要素の内部には、水が入っていたことから、割れの発生に対する水の影響を調べるために、比較用反射体要素として外観上健全な特殊反射体要素 I 型 (RR-85) を切断し、内部の黒鉛反射材の寸法測定を行った。その結果、比較用に解体した特殊反射体要素 I 型の黒鉛反射材の寸法測定についても同様の結果が得られた。このことから、黒鉛反射材は被覆材内部の冷却水の有無に係わらず膨張したものと判断できる。Fig. 1.3.18 に高速中性子照射量による黒鉛の寸法変化率を示す。なお、特殊反射体要素 I 型は平成 19 年(2007 年)に使用を終了して取出し保管していた反射体要素である。

以上のことから溶接部の割れは黒鉛反射材の照射成長によって、吊り手を押し上げたことにより被覆材溶接部に過大な引張応力が集中的にかかり、溶接部に延性割れが発生・進展したものと分かった。Fig. 1.3.19 に反射体要素割れに至るまでのプロセスを示す。

## 2)他の反射体要素に係る調査

使用中の反射体要素に割れが生じたことから、他の反射体要素においても同様の割れがないか、また割れがない場合であっても今後割れに進展するおそれのある傷、変形等がないか確認するため以下の調査を実施した。

### ①外観検査

割れが生じた反射体要素を除く炉心内に挿入されていた全ての反射体要素 35 体及び No.2 プールに保管されていた予備の反射体要素 3 体について吊手からプラグまで水中カメラによる外観



目視点検を行った。38 体中 14 体については、より詳細な点検が必要と判断した。また、14 体のうち予備の反射体要素の 1 体を除く 13 体について、より詳細な映像をもとに健全性の判定を行うため、ファイバースコープを用いて外観の再点検を行った。再点検の結果、13 体中 11 体の反射体要素について窪み等が認められた。

### ②発泡漏れ試験

外観検査において窪み等が確認された反射体要素 11 体について、漏洩検査として、真空法による発泡漏れ試験(試験圧:-0.3MPa)を実施した。検査を行った反射体要素全 11 体について、試験箇所からの出水及び発泡は確認されず、被覆材ケースに貫通部はないと判断した。

### ③放射線透過試験

反射体要素溶接部の割れは、黒鉛反射材の照射成長によるものと推定されたことから、保管品を含め継続使用を予定していた黒鉛反射材を内蔵する反射体要素 33 体について放射線透過試験を実施し、黒鉛反射材上面と被覆材ケース上面のギャップを測定することにより、中性子照射量と黒鉛反射材の成長量の関係を調査した。調査は、高線量下でも行えるような放射線透過試験装置を考案し、エックス線写真撮影を行った。撮影対象範囲は、黒鉛反射材上面と被覆材内部上面のギャップ及び黒鉛反射材底面とプラグとの接触部とし、上部のギャップについては対称となる 2 側面、プラグとの接触部については 1 側面からエックス線写真撮影を行った。Fig. 1.3.20 に放射線透過試験装置を示す。

その結果、33 体の黒鉛反射材は全て照射成長が認められた。このうち 17 体の黒鉛反射材については、照射成長により反射体要素内の軸方向に設けられた初期ギャップがなくなっていた。調査により照射量が概ね  $1.5 \times 10^{24} [\text{n/m}^2]$  を超えると上部ギャップがなくなることが分かった。ギャップのない反射体要素に関しては、ギャップ量を超えて黒鉛が成長し、溶接部には応力がかかっていると推測できる。

Fig. 1.3.21 に反射体要素の高速中性子照射量及び放射線透過試験で得られた黒鉛反射材上面と被覆材ケースとのギャップ測定値の調査結果を示す。なお、高速中性子照射量の計算には汎用核計算コードシステム(SRAC)を使用し、高速中性子のエネルギー範囲を 0.183MeV ~ 10MeV として計算をした。また、この調査における放射線透過試験は常温で行われていたことから、原子炉運転時には別途、熱膨張が生じるため上部ギャップが確保できる反射体要素は更に少なくなる。

以上のことから、継続使用を想定していた反射体要素は全て使用することができないと判断し、新たな反射体要素を設計することとなった。

### 3)照射成長に関する調査

新たな反射体要素を設計するにあたり、JRR-4 照射環境下における黒鉛 IG-110 の照射成長挙動を明確にするため、さらに、これまで使用してきた反射体要素 13 体を分解し、黒鉛反射材の寸法測定を行った。また、寸法変化率と計算により求めた高速中性子照射量の分布を比較し、その相関関係を評価した。反射体要素の分解は、高線量下での作業となることからホットセル内でのマニピュレータ操作により被覆材の上部、下部及び側面 4 面の肉厚分のみをアルミニウム切断用チップソーを用いて切断することにより行い、黒鉛反射材の原型が保たれるように黒鉛反射材を取

り出した。

#### ①黒鉛反射材の寸法測定

黒鉛反射材の寸法測定では、取り出した黒鉛反射材を検査台に乗せ、長手方向4辺の全長について1mノギスを用い、幅4辺についてはマイクロゲージを用いて長手方向11箇所を測定した。

#### ②寸法変化率と高速中性子照射量の関係

調査では黒鉛 IG-110 の照射成長挙動を把握するため、前項の黒鉛反射材の寸法測定結果と高速中性子照射量の計算結果を比較し、相関関係を評価した。

黒鉛反射材の長手方向11箇所の幅の測定結果に対応する位置について、高速中性子照射量を計算により算出し、縦軸を黒鉛反射材の寸法変化率、横軸を高速中性子照射量としたプロット図を作成した。高速中性子照射量の計算は、各反射体要素の断面を通過する中性子の長手方向分布及び黒鉛反射材側面4面の長手方向分布とし、測定結果に対応する位置について算出した。なお、高速中性子照射量の計算には、SRAC及び三次元モンテカルロ輸送計算コードMCNPを使用した。

#### ③黒鉛の照射特性

反射体要素の黒鉛の照射特性について調査したところ、割れが生じた反射体要素の設計時には運転時の黒鉛反射材温度は、未照射時において約240℃、照射が進んだ時期で約300℃と評価されていた。黒鉛反射材の照射成長については、原子炉級黒鉛の約350℃以上での照射成長データに基づき照射初期に約0.05%であり、その後 $10^{21}\text{n}/\text{cm}^2$ までの領域では収縮すると評価された。今回の調査において、JRR-4の反射体要素に使用している黒鉛IG-110は600℃以上の照射では、照射量の増加とともに収縮することを確認した。また、200℃の照射では約0.14%の膨張を示すことが1992年に丸山氏らにより報告されている<sup>9)</sup>。しかし、今回の黒鉛反射材測定で観察されたほどの顕著な寸法変化を観察した測定データは見つからなかった。現実に近い仮定で計算した黒鉛反射材温度は約170℃であった。これらのことから、200℃を下回る低温での照射において黒鉛反射材はより顕著な成長を示すと判断した。

#### ④照射成長に関する調査結果

照射成長に関する調査の結果、黒鉛の寸法変化率(幅の平均値)と高速中性子照射量(断面平均値)の関係を評価したところ、いずれの反射体要素においても黒鉛の寸法は高速中性子照射量の増大とともに大きくなることが確認できた。また、JRR-4環境下における照射成長係数(単位高速中性子照射量あたりの寸法変化率)は、高速中性子照射量 $2.5 \times 10^{24}[\text{n}/\text{m}^2]$ 以下において、照射成長係数(単位高速中性子照射量あたりの寸法変化率)は最大 $7.13 \times 10^{-25}\% \text{m}^2/\text{n}$ 、最低 $4.21 \times 10^{-25}\% \text{m}^2/\text{n}$ 、平均 $5.71 \times 10^{-25}\% \text{m}^2/\text{n}$ であった。高速中性子照射による黒鉛反射材の寸法変化率をFig. 1.3.22に示す。なお、高速中性子照射量が $2.5 \times 10^{24}\text{n}/\text{m}^2$ 以上になると、黒鉛反射材が被覆材の内寸法以上に膨張した状態となるため、拘束により塑性変形が生じたことにより2%以上に寸法変化できなかったものと考えられる。

### (4)反射体要素の設計・製作

#### 1)反射体要素の設計

今回の調査により、JRR-4 のような低温照射環境においては、高速中性子の照射量の増大とともに黒鉛反射材が有意に膨張することが分かった。よって、JRR-4 では、原子炉の安全安定運転の観点から、本新知見を反映した取り替え用反射体要素の設計変更を行うこととした。設計にあたっては、①反射体要素の組立寸法を変更しないこと、②原子炉の照射性能を維持すること、③可能な限り反射体要素交換時期を延長すること、等を設計方針として、前項で述べた照射係数の最大値である  $7.13 \times 10^{-25} \% \text{m}^2/\text{n}$  を用いて、黒鉛の寸法を決定した。その結果、上面ギャップを 15mm に広げるとともに、中性子束の分布の差から生じる反りも考慮して、側面ギャップを広げ、かつ、軸周りに  $180^\circ$  反転ができるものについては、反射体要素の構造を変更させることとした。

## 2)各反射体要素形式における黒鉛反射材の反りに対する対応

### ①普通反射体要素及び特殊反射体要素

黒鉛反射材の反りは、長期間一方向からの中性子照射を受けることで顕著に現れる。普通反射体要素は、軸対称の形状をしているが、従来品は特定の方向にしか挿入できない構造であったため、位置決め用の穴の追加、吊り手部レバーの撤去等の設計変更を行った。また、特殊反射体要素については軸対称になるように形状変更を行った。これらの変更により軸周りに  $180^\circ$  反転させて挿入可能とし、定期的な反転させ黒鉛反射材の反りを抑制する。Fig. 1.3.23 に普通反射体要素及び特殊反射体要素の設計を、Table 1.3.10 に変更前後のギャップ寸法を示す。

### ②大型反射体要素

大型反射体要素は軸対称形状ではなく、形状変更も困難であり、前述のような反転しての使用が不可能なため、ギャップを広く設定することとした。大型反射体要素の挿入場所は炉心の外側であり、普通反射体要素に比べ、照射される中性子束も低いため、反りの進展速度が緩やかである。また、黒鉛反射材の発熱密度も小さいため、熱膨張を考慮しても、原子炉運転時のギャップの確保が可能で、十分な使用期間も設定することができた。Fig. 1.3.24 に大型反射体要素の設計を、Table 1.3.10 に変更前後のギャップ寸法を示す。

## (5)反射体要素の管理

### 1)割れ事象発生前までの管理

JRR-4 では、原子炉の中性子束と運転時間からの照射量によって反射体要素の管理が行われてきた。従来の反射体要素については、黒鉛反射材の成長は、ほとんどないものとして設計、製作されており、設計及び工事に関する認可申請書に記載された照射量制限値 ( $1 \times 10^{25} \text{n}/\text{m}^2$  以下) は、黒鉛に高速中性子を照射することで生じる、照射欠陥によるエネルギーの蓄積を考慮して定めていた。健全性の確認としては、原子炉の起動前点検時に行う炉心タンク上からの目視点検や、施設定期自主検査ごとに行う外観検査を行ってきた。

### 2)管理方法の変更

反射体要素については以下の方法により管理することとした。

- ①放射線透過試験等の非破壊検査により反射体要素内部を観察し、黒鉛反射材の照射成長の程度を確認する。

- ②照射成長の確認頻度は、施設定期自主検査期間に合わせて実施することを基本とする。ただし、照射成長の傾向を確認した後は、頻度を見直すこととする。
  - ③確認の対象は、中性子束が高い場所等、運転状況を勘案して反射体要素、数体を選定する。
  - ④反りを生じる反射体要素については、反射材と被覆材の接触を生じた時点で寿命とする。
  - ⑤反転して使用するもの(普通反射体要素等)については、反射材と被覆材の接触が起こりにくく、使用期間が長くなると体積増加による内圧の上昇が問題となるため、目安とした使用期間に基づいて、照射量により管理することを基本とする。
  - ⑥作業内容の詳細については、別途、要領書を定めて、確認結果を記録する。
- これらは何れも黒鉛反射材の照射成長を把握し、継続使用の可否を判断するためのものである。また、黒鉛反射材の蓄積エネルギーについては、JRR-4 での使用環境下において、エネルギー蓄積量が多い反射体要素の炉心挿入位置を、照射温度がより高温となる位置に変更した場合、変更前の挿入位置における照射温度より 50℃以上に加熱されると、蓄積エネルギーが放出され、自己過熱を生じる可能性がある。照射温度以上の加熱による蓄積エネルギーの放出を防止するため、初期挿入位置から、より高温となる挿入位置への移動は行わないこととした。

#### (6)まとめ

割れが生じた反射体要素の原因調査の結果<sup>7)</sup>、黒鉛反射材の高速中性子による照射成長により、被覆材ケースに応力がかかり、溶接部において延性破断が発生するという設計段階では考えていなかった黒鉛の照射成長<sup>3)</sup>が原因であった。この中性子照射によるIG-110の有意な照射成長を新たな知見として確認したことを踏まえた新たな反射体要素の設計では、組立寸法を変更せず、可能な限り交換時期を延長できるように、黒鉛反射材と被覆材とのギャップの拡大をするとともに、大型反射体要素を除いては軸周りに 180° 反転させての使用を可能とした。この設計による設計及び工事に関する認可申請は平成 21 年 2 月に認可され、新たに製作した反射体要素は平成 21 年 8 月 28 日に使用前検査に合格した。

Table 1.3.9 各反射体要素の仕様<sup>7)</sup>(1/2)

要素名称	普通反射体要素			特殊反射体要素 I 型	
	1965 年製	1985 年製	1986, 1997 年製	RR-85	RR-06
組立寸法 (高さ×幅×奥行)	1025×80×80 mm	1025×80×80 mm	1025×80×80 mm	1025×80×80 mm	1025×80×80 mm
	693×74×74mm	691×71×71mm	691×72×72mm	616×71×49 mm (凸部を除く)	616×71×49 mm (凸部を除く)
被覆材ケース内側寸法 (高さ×幅×奥行)	695×77×77mm	695×74×74mm	695×74×74mm	620×74×52 mm (凸部を除く)	620×74×52 mm (凸部を除く)
	1.5 mm	3 mm	3 mm	3 mm	3 mm
被覆材ケース肉厚	2 mm	4 mm	4 mm	4 mm	4 mm
	1.5 mm	1.5 mm	1 mm	1.5 mm	1.5 mm
黒鉛反射材	原子炉級黒鉛	IG-110	IG-110	IG-110	IG-110
	A1T3	A6063S-T5	A6063S-T5	A6063S-T5	A6063S-T5
被覆材ケース	A2P1, A2B1	A6061B-T6	A5052	A6061B-T6	A6061B-T6
	A4043	A4043	A4043	A4043	A4043-BY
吊手・継手部					
溶接金属 (溶加棒)					

Table 1.3.9 各反射体要素の仕様<sup>7)</sup>(2/2)

要素名称	特殊反射体要素Ⅱ型	大型反射体要素Ⅰ型		大型反射体要素Ⅱ型	中性子源要素 (特殊反射体要素Ⅲ型)
		1973年製	1986年製		
組立寸法 (高さ×幅×奥行)	1025×80×74mm (ガイド: 6mm)	1025×150×80mm	1025×150×80mm	1025×119×80mm	1025×80×80 mm
	黒鉛寸法 (高さ×幅×奥行)	690×138×70mm	690×140×70mm	690×109×70mm	688×74×74mm
	被覆材ケース内側寸法 (高さ×幅×奥行)	635×74×68mm	695×143×73mm	695×112×73mm	688×77×77mm
	被覆材ケース肉厚	3 mm	3.5 mm	3.5 mm	1.5 mm
黒鉛上面と被覆材ケース天井のギャップ	4 mm	5 mm	5 mm	5 mm	2 mm
黒鉛側面と被覆材ケース内側側面ギャップ	1 mm	2.5 mm(幅方向) 1.5 mm(奥行方向)	1.5 mm	1.5 mm	1.5 mm
	黒鉛反射材	IG-110	原子炉級黒鉛	IG-110	原子炉級黒鉛
被覆材ケース	A6063S-T5	A6063S	A6063S-T5	A6063S-T5	A1T3
吊手・継手部	A5052	A5052P, A5052BE	A5052	A5052	A2P1, A2P4, A2B1
溶接金属 (溶加棒)	A4043	A4043	A4043	A4043	A4043
寸法					
材質					

Table 1.3.10 変更前後のギャップ寸法

反射体要素名	ギャップ(mm)			
	上面	側面		
		燃料側	燃料反対側	横側
普通反射体要素	4→15	1→2		
特殊反射体要素Ⅰ型	4→15	1.5→2		
特殊反射体要素Ⅱ型	4→15	1→2		
特殊反射体要素Ⅲ型	5→15	1.5→2		
大型反射体要素Ⅰ型	5→15	1.5→4	1.5→2	
大型反射体要素Ⅱ型	5→15	1.5→4	1.5→2	1.5→3

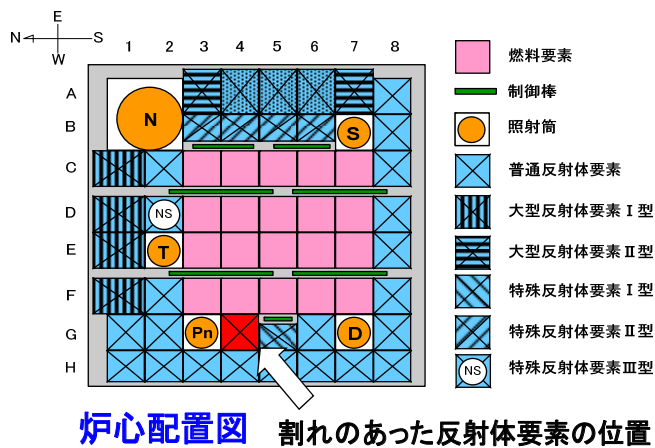
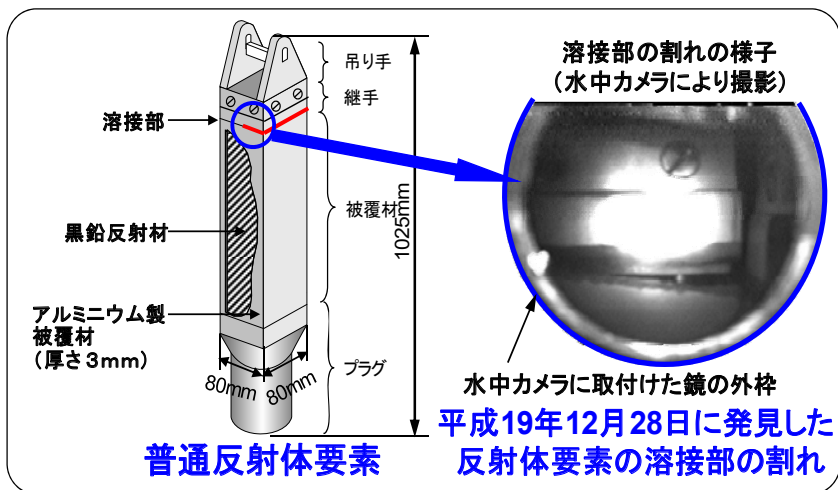


Fig. 1.3.16 割れが確認された普通反射体要素の位置及び概要



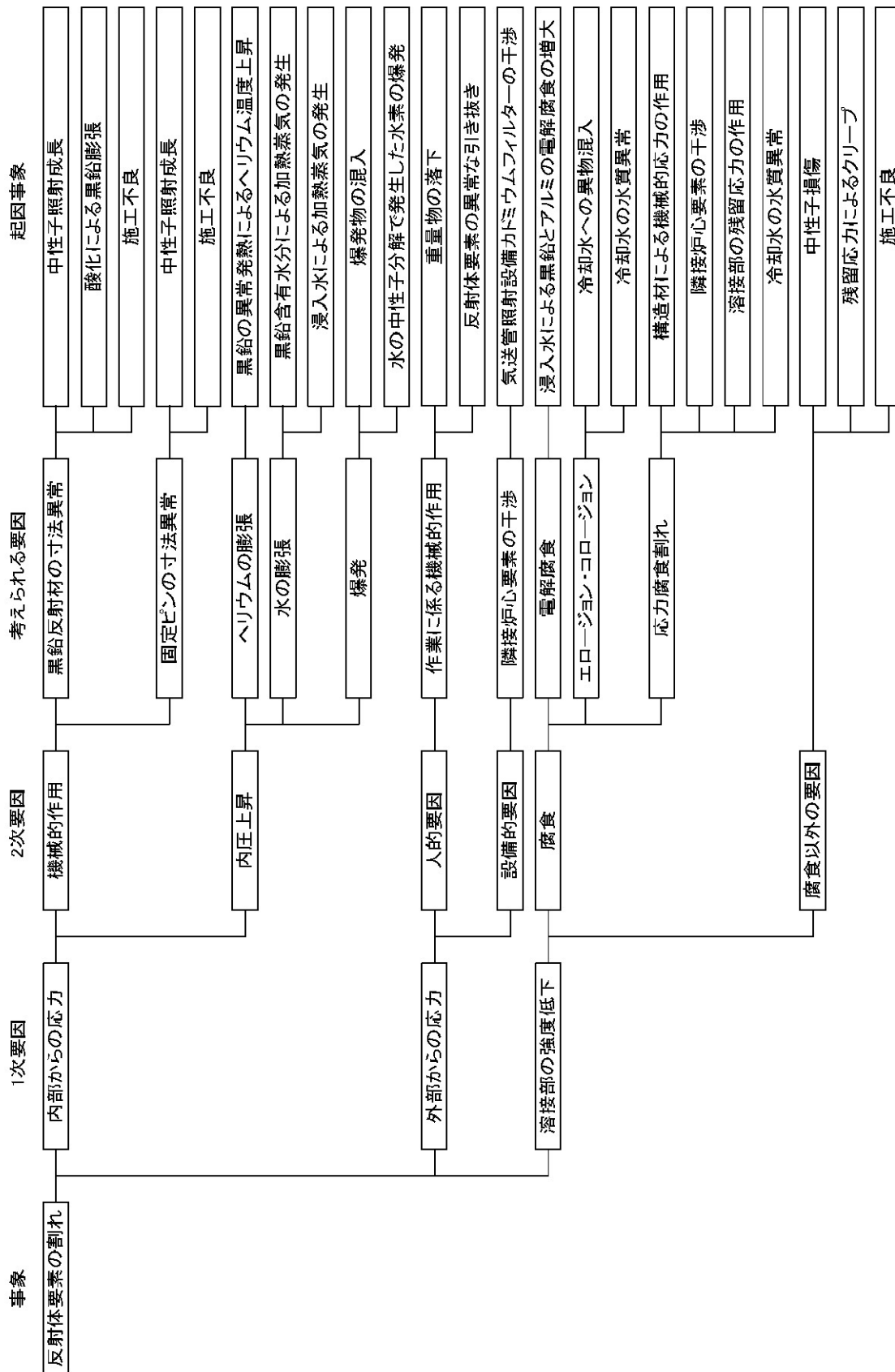


Fig. 1.3.17 反射体要素の割れに係る起回事象の検討<sup>7)</sup>

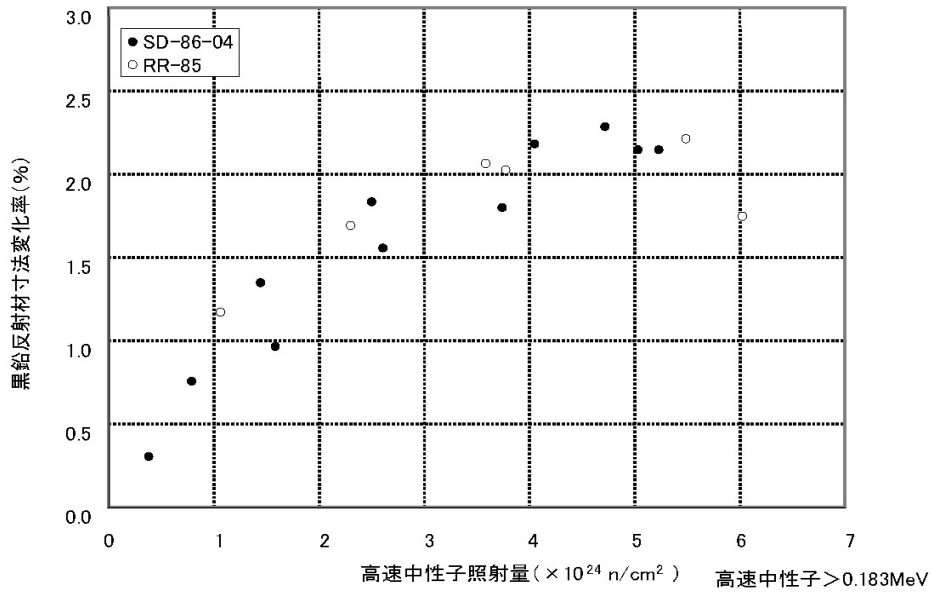


Fig. 1.3.18 高速中性子照射量による黒鉛の寸法変化率<sup>7)</sup>

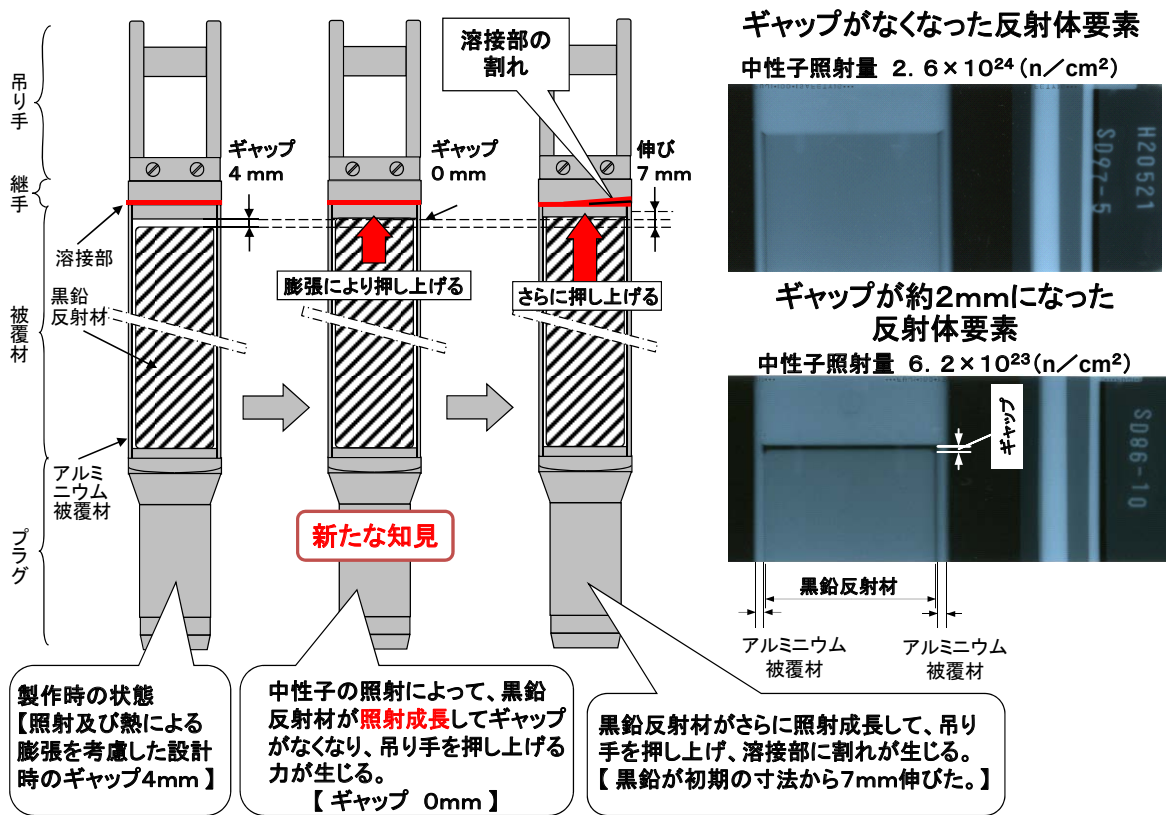


Fig. 1.3.19 反射体要素割れに至るまでのプロセス

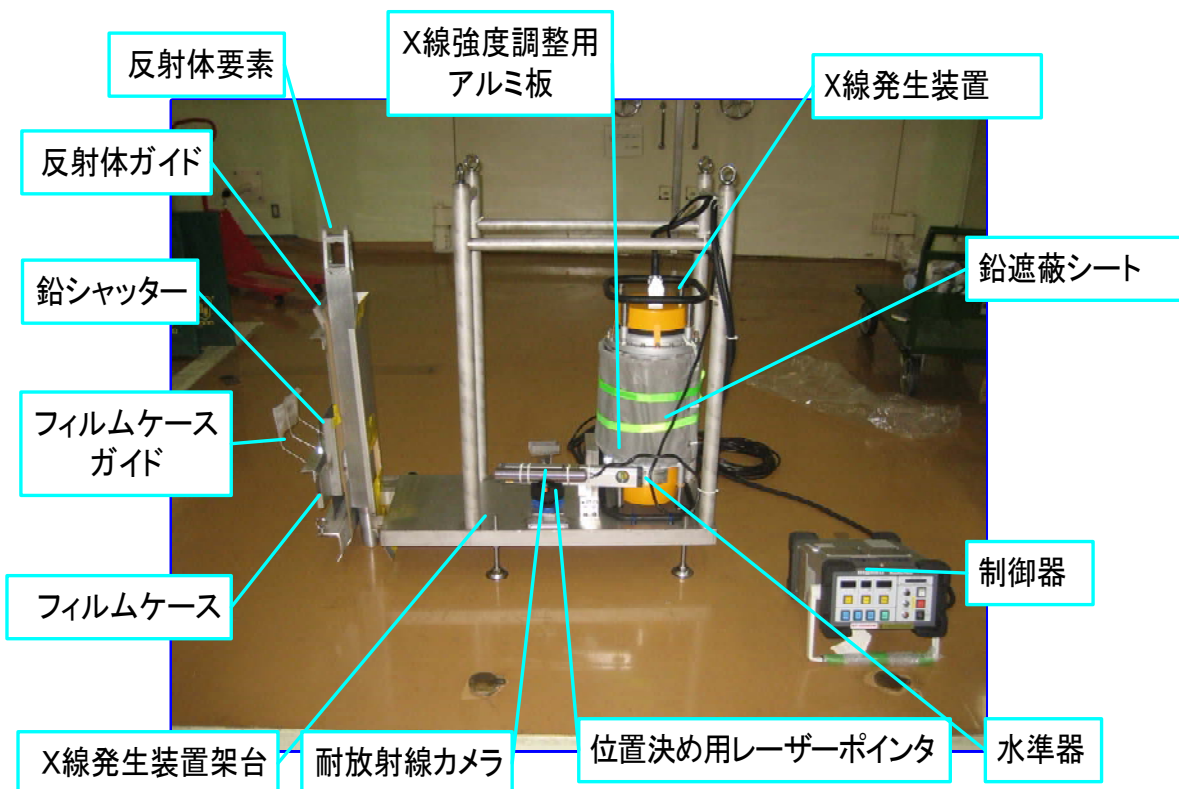


Fig. 1.3.20 放射線透過試験装置<sup>7)</sup>

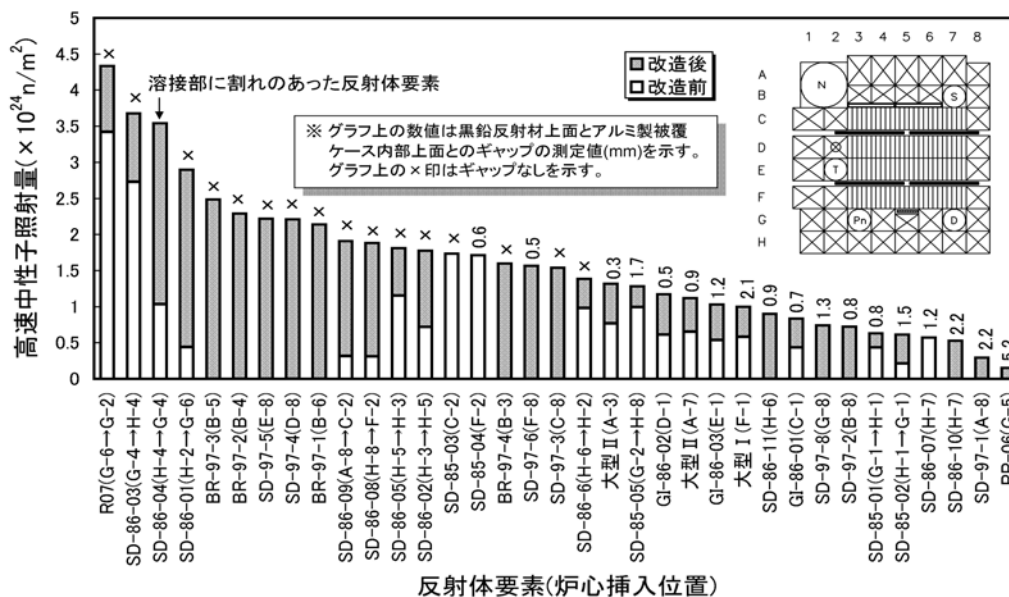
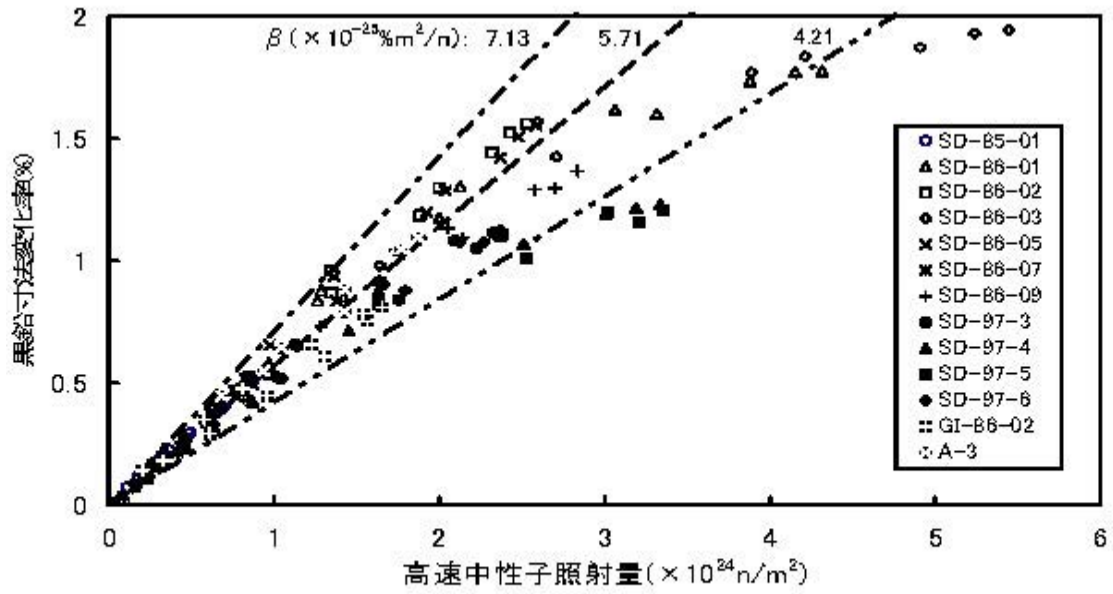


Fig. 1.3.21 反射体要素の高速中性子照射量とギャップ寸法<sup>8)</sup>



**“照射成長係数”： $\beta = 7.13 \times 10^{-25} \% \text{m}^2/\text{n}$**

Fig. 1.3.22 高速中性子照射による黒鉛反射材の寸法変化率<sup>8)</sup>

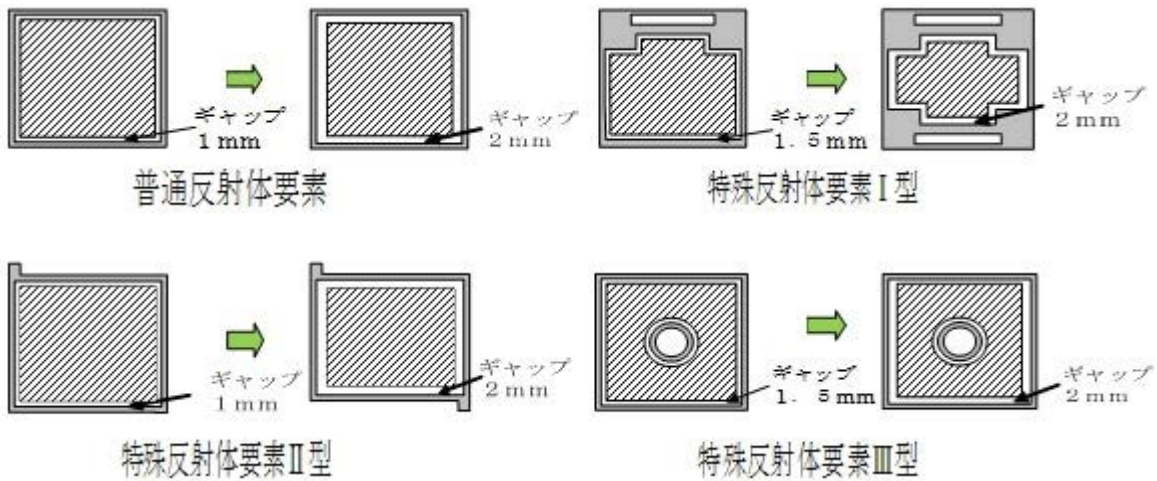


Fig. 1.3.23 普通反射体要素及び特殊反射体要素の設計

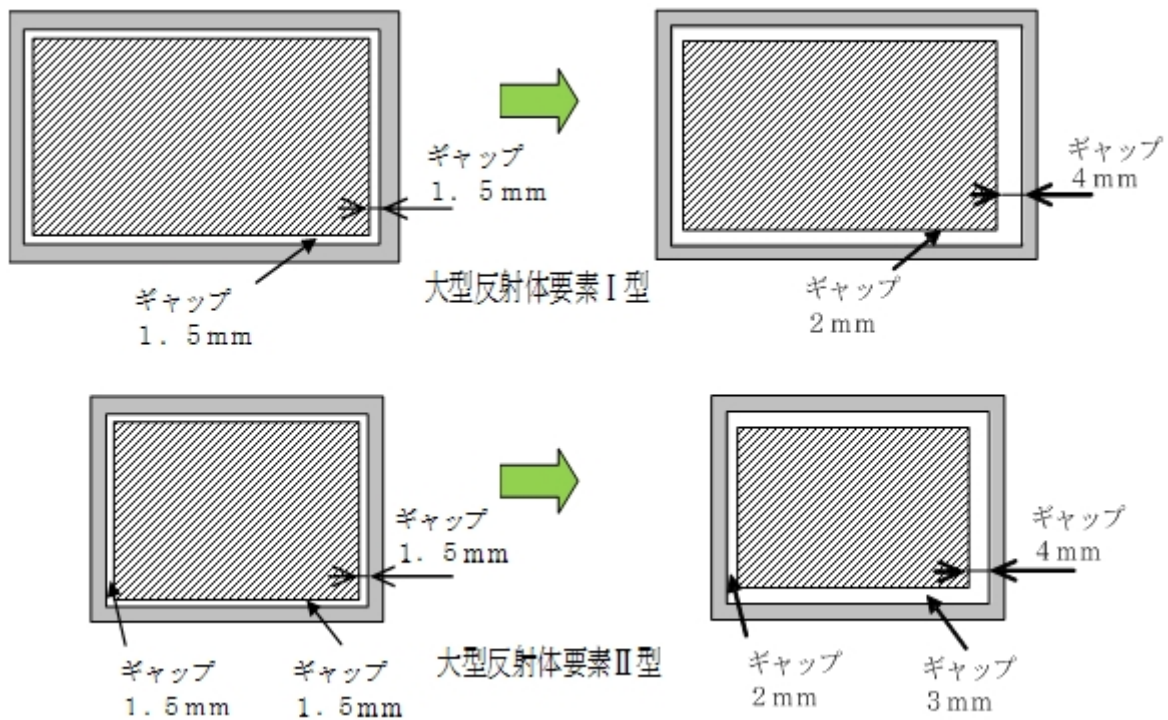


Fig. 1.3.24 大型反射体要素の設計

## 1.4 燃料の低濃縮化等の改造

JRR-4 では、燃料濃縮度低減化、施設・設備の老朽化及び利用の高度化、多様化等に対応するため、原子炉施設の改造を平成7年から平成10年にわたり行った。主な範囲は、炉心燃料の低濃縮化、原子炉建家改修、計測制御系統設備更新、医療照射設備設置等で平成8年10月から改造工事を開始した。

燃料低濃縮化は、米国の核不拡散政策を受けた世界の試験研究炉の燃料低減化計画に基づき実施された。JRR-4 では炉心及び燃料の形状・寸法を変更することなく従来の原子炉の性能を維持することを基本とし、既に研究開発及び実証された20%低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型燃料を用いることとした。燃料は米国のB&WTX社において35体製作され平成10年6月に納入された。

施設・設備については、老朽化対策として原子炉建家改修、計測制御系統施設更新等を行うとともに、安全対策設備として新たに非常用排気設備等を設置した。原子炉建家の耐震設計は水平震度0.3(Bクラス相当)で設計されており、この時の原子炉建家改修に伴い耐震設計審査指針を準用して再評価し、原子炉建家の地上階の壁・柱の増強及び天井トラスをより強化する工事を行った。計測制御系統施設については、検出器の一部を除き全面的に更新した。特に制御室において計算機システムの導入と運転制御卓、計装盤の配置見直しを行い、計装盤のコンパクト化、データ処理の充実と運転監視・操作性の向上を図った。また、安全対策設備として重大・仮想事故時に発生する放射性物質を抑制する非常用排気設備の設置と非常用電源設備の多重化を図った。その他、反射体、冷却設備、給排気設備等の一部を更新した。

利用設備については、気送管照射設備及び簡易照射筒(Nパイプ)の改造と新たに医療照射用中性子ビーム設備を設置した。特に、中性子ビーム設備は従来のリドタンク照射設備を改造し照射室を設けるとともに中性子の線質を調整することができる重水タンクに変更した。また、医療照射時の血中ボロン濃度が短時間で正確に測定できる中性子導管(スーパーミラー)を用いた即発ガンマ線分析装置を新たに設置した。

これらの設備に係る製作、据付・調整及び機能試験を平成10年6月までに終了させ、7月から特性試験を開始し低濃縮燃料炉心による初臨界を7月14日に達成した。臨界後は、各種特性試験を行うとともに9月には定格出力運転を行い、所定の性能を有していることを確認した。また、これら一連の改造工事に係る使用前検査合格証の交付を9月28日に科学技術庁から受け、これをもって改造工事は全て完了した。

## 1.5 JRR-4 の震災復旧と廃止措置への移行

### 1.5.1 概要

平成 23 年 3 月 11 日に超巨大地震である東北地方太平洋沖地震が発生した。JRR-4 の原子炉本体に影響はなく原子炉建家についての影響は軽微であったが、ローディングドック B の不等沈下や排気筒に全周にわたる貫通亀裂の発生等多数の被災を受けた。本項では、震災の被災状況とその復旧及び廃止措置施設への移行について記述する。

### 1.5.2 地震発生時の様子

#### 1.5.2.1 地震発生前の状況

東北地方太平洋沖地震の発生時、JRR-4 は定期自主検査期間中で、原子炉は停止状態であった。炉室内で請負業者による中性子計測設備の点検作業、屋外で請負業者による熱交換器化学洗浄作業の廃液中和作業を行っていた。また、制御棒駆動装置分解点検の工場立会検査のため、2 名の職員が出張中であった。

JRR-4 では、炉室内(制御室)に職員 1 名、業者 2 名、付属建家に職員 9 名(2 名は巡視点検中)、屋外に職員 1 名、業者 3 名の計 16 名が従事していた。

#### 1.5.2.2 地震発生時の状況と対応

地震により建物が大きく揺れ、炉室内では No.1 プール水がスロッシングにより溢水し、2 階フロア及び制御室に流入した。また、地震と同時に停電が発生し非常用ディーゼル発電機が自動起動した。

職員及び請負業者は JRR-4 玄関前に集合し人員掌握を行った。全員怪我もなく無事であることを確認した(出張者については携帯電話で無事を確認)。余震の続く中ではあったが、地震後点検を行い、No.1 プール水のスロッシングによる溢流、炉室天井パネルの落下、ローディングドック B の不等沈下、患者搬出口の液状化、純水製造装置の基礎圧壊、実験準備室の窓ガラス損傷及び敷地各所での地盤沈下、屋外浄水・工水配管の破断による出水等の発生が確認されたが、1 次冷却系、液体廃棄設備については損傷、漏洩はなかった。

電話等の電氣的な連絡手段が使えなくなったため、人員掌握、被害状況等の連絡は自転車を使って行われた。また、非常用電源によりテレビを復旧し外部情報を得たところ、大津波警報の発令を確認した。

その後の対応として以下の項目を決め、保安活動を行った。

- ①停電がいつまで続くか分からないことから、非常用ディーゼル発電機の燃料を温存するため EG を停止し、可搬型発電機を使用する。
- ②電源がなくなるため、火災報知設備、安全警報設備及び PP 設備が機能しなくなることから、職員 2 名を常駐し 3 交代で監視及び巡視点検を行う。
- ③余震が続いているため、被害が拡大したときのみ保安管理部へ報告する。

### 1.5.3 被災状況と平成 23 年度の復旧の概要

3 月 14 日に変電所からの電源供給が再開されたため、3 月 17 日までに各警報設備等の点検を終了し、3 交替による監視体制を解除した。引き続き 1 日 1 回の点検を 3 月 21 日まで実施し、それ以降

は通常勤務となった。この間、福島第一原子力発電所の事故により、モニタリングポストの指示値が上昇したため、建家内汚染防止の観点から給排気設備の運転禁止の措置が採られた。

その後の詳細な被害調査から、JRR-4 の多く建物、地盤、設備機器に多くの被害が確認されたため、平成 23 年度第 1 次補正予算により原子炉建家、付属建家(機械室除く)、冷却塔等に係る建家、地盤及び設備機器について復旧工事を実施した。

#### 1.5.3.1 建物の補修

##### (1) 炉室(ローディングドック A 含む)

炉室については、内壁等に亀裂が多数発生したため、エポキシ充填による補修及び塗装を施した。

ローディングドック A については、炉室とローディングドック A とのエキスパンション部が破損したため補修を施した。また、ローディングドック A 床下の地盤沈下により、床下の一部に空洞が生じたため、セメントミルクの充填を行い、地盤耐力を回復させた。

##### (2) 散乱実験室(ローディングドック B 含む)

散乱実験室については、内壁等に亀裂が多数発生したため、エポキシ充填による補修及び塗装を施した。

ローディングドック B については、周辺の地盤沈下の影響で、ローディングドック B が不等沈下により傾いたため、散乱実験室とのエキスパンション部にひび割れが生じた。また、傾いたことにより、ローディングドック B に設置されているホイスが使用不能となった。このため、エキスパンション部については、防水塩化ビニルシートによる補修を施した。Fig. 1.5.1 にローディングドック B 内部を示す。

##### (3) 付属建家

RI 貯蔵庫、ホット実験室、居室及び機械室の内壁等に亀裂が多数発生した。RI 貯蔵庫については内壁等の亀裂に加え、入口扉の開閉に支障を来した。このため、内壁等についてはエポキシ充填による補修及び塗装を施し、RI 貯蔵庫の入口扉については、建付けを調整した。

##### (4) 排風機室

排風機室建家支柱の基礎コンクリートにひびが生じ、ブレースに緩みが生じた。また、側壁の石膏ボードにひび及び剥離落下が生じるとともに地盤沈下により排風機室非常口のポーチが下がり、一部ひび割れが生じたため、これらを補修した。

##### (5) 排気筒

排気筒に数本の亀裂が発生したため、エポキシ充填による補修及び塗装を施し、その後追加補修として連続繊維(カーボン)シートによる補修をした。

排気筒と排気風洞をつなぐエキスパンション部についても、ひび割れが発生したため、防水塩化ビニルシートによる補修をした。



## (6) 廃液貯槽室

廃液貯槽室の石膏ボード及び隣接する純水製造装置室との壁側コンクリートにひびが生じたため、エポキシ充填による補修をした。

### 1.5.3.2 建家周辺の地盤補修

駐車場、排風機室前道路等が地盤沈下により破損したため、これらを撤去しアスファルト補修を施した。

付属建家、炉室及び散乱実験室の犬走りが破損したためエポキシ充填あるいは新規にコンクリートを打設して補修した。

### 1.5.3.3 設備機器の復旧

#### (1) 散乱実験室(ローディングドック B 含む)

散乱実験室にある利用設備については、中性子ビーム設備の照射室内にある簡易遮蔽体が、約 2cm 水平移動したことから、下爪が走行レールに噛んだ状態となり走行不可能となった。このため、修理を実施し、正常に作動することを確認した。

ローディングドック B 脇に設置された屋上点検用階段については、地盤沈下のため屋上点検用階段と基礎に隙間が生じたため使用不可とし、新たに散乱実験室西側に屋上点検用階段を新設した。

#### (2) 冷却塔

周辺の地盤沈下の影響により、2 次冷却配管の基礎が沈降したため、配管と基礎との間に隙間が生じるとともに、冷却塔南側に設置されたトランスの土台が沈降し 2 次冷却塔壁との間にひびが生じた。このため、配管と基礎との間にコンクリートを打設し、隙間を埋めるとともに、土台については、モルタル補修を施した。また、震災後ポンド水位の低下が継続していたが、ポンド壁を調査したところ給水管の貫通部に亀裂が発生していたため、エポキシ充填による補修を行った。

#### (3) 純水製造装置室

純水製造装置のイオン交換樹脂塔及び圧送タンクの基礎のコンクリートに圧壊が発生したため、基礎を更新した。また、屋外薬液タンクの排水目皿及び計量タンクの防液堤の排水配管が損傷したため、これらを更新した。

#### (4) 廃液中和装置

地盤沈下により埋設配管が沈降したため、薬液送水管が変形し配水管等が損壊した。同様の理由により計量タンク上部が一部損壊したため、配管類を更新するとともに計量タンクを補修した。また、中和槽内部ライニングに亀裂等のないことを確認した。

#### (5) 屋外敷地内

埋設配管等(2 次冷却系配管、薬液配管、浄水・ろ過水管、一般排水配管、純水供給配管、埋設電線)の被災調査と復旧のための設計を行うにあたり地盤掘削を実施した。その結果、一般排水配管、薬

液配管の破断・破損及び排水柵の沈下、下部損壊等があったため、補修を施した。また、2次冷却水配管については、通水試験で漏洩のないことを確認した。また、その他の埋設配管等についても、外観点検で異常のないことを確認した。

#### 1.5.4 平成24年度の復旧の概要

平成24年度は、主に第3次補正予算により前年度に復旧まで及ばなかった付属建家(機械室)、屋外共同溝、排気風洞等の復旧工事を実施した。

##### 1.5.4.1 建物等の補修(付属建家機械室)

付属建家地階に設けられる機械室は、受変電設備、非常用電源設備(ディーゼル発電機、無停電電源装置)及び空調設備等の主に特定施設を設置する場所である。

機械室の構造は、地下水の浸入による機器類の故障を防止するため、側壁3面(土に面する南面、西面、北面)及び床面が2重スラブとなっており、浸入した地下水は排水ポンプにより排水溝に排水される構造となっており、以下の復旧工事を実施した。

- ① 天井及び梁については、ひび割れが19箇所発生(最大幅:0.4mm)していたため、エポキシ注入及び樹脂モルタルによる補修の後、帯状塗装を施した。Fig. 1.5.2 に機械室床の樹脂モルタル補修の状況を示す。
- ② 側壁のひび割れの補修方法については、壁の部材構成がブロック壁にモルタル仕上げとなっているため、エポキシ注入による補修ができないことから、樹脂モルタルによる補修を施した。なお、地下外壁のひび割れについては、構造上直接目視による確認はできなかったが、点検口からの確認で地下水の浸入が見られないことから、外壁を貫通するような亀裂は発生していないものと推測した。
- ③ 床面については、シンダーコンクリート部にひび割れが多数あり、樹脂モルタルで補修した後、防塵タイプの塗料を用いて全面塗装を施した。

##### 1.5.4.2 屋外共同溝

屋外共同溝は、排気第2、3、4系統のダクトや電線等を設置する共同溝Aと、排気第5系統のダクトを設置する共同溝Bの2つがある。共同溝は震災により多数のひび割れが発生するとともに上部外面の防水モルタルの剥落及びひび割れが発生し、共同溝内部へ雨水が浸入するようになっており、以下の復旧工事を実施した。

- ① 共同溝Aについては、天井及び壁面に発生したひび割れを樹脂モルタルで補修した。また、共同溝を貫通する配管周辺の圧壊したモルタルを取り除き樹脂モルタルで補修した。上部外面の防水モルタル部については、剥落部及びひび割れを樹脂モルタルで補修し、表面コート材により全面塗装を施した。
- ② 共同溝Bについては、構造である天井及び壁面のひび割れをエポキシ注入及び樹脂モルタルで補修した。上部外面の防水モルタル部については、ひび割れを樹脂モルタルで補修し、表面コート材により全面塗装を施した。Fig. 1.5.3 に共同溝Bのエポキシ注入の状況を示す。

#### 1.5.4.3 排気風洞

排気風洞は、排気フィルタ装置で浄化されダクトで送られた空気を排気筒に導くコンクリート製の風洞である。排気風洞は、排気筒との接続部であるエキスパンション部に隙間が生じたが、当該箇所については震災直後に復旧しており、以下の復旧工事を実施した。

- ①排気風洞については、鉄筋爆裂等により露出した鉄筋に錆止め塗装を施した上で、ひび割れを生じた壁、床及び天井全面について、樹脂モルタルによる修理を行った。上部外面の防水モルタル部については、表面コート材により全面塗装を施した。Fig. 1.5.4 に排気風洞の樹脂モルタル補修の状況を示す。

#### 1.5.4.4 その他

その他として、以下の復旧工事を実施した。

- ①冷却塔については、送風機インレットコーン基礎コンクリートを補修した。
- ②ローディングドックBについては、不等沈下による応力が掛かっていた電線管類を撤去し、エキスパンション部の電線管類を地震に対応するフレキシブル管に更新した。
- ③散乱実験室南側外壁等については、不等沈下した擁壁、柵の補修を行った。擁壁との接合部については、ローディングドック B 下部への地下水等の滞留防止を考慮して、透水性シートによる補修を施した。

#### 1.5.5 廃止措置への移行

JRR-4 は、Fig. 1.5.1 から Fig. 1.5.4 に示したとおり、東北地方太平洋沖地震で被災しながらも、致命的なダメージはなく、復旧工事を実施した。しかし、その後、原子力機構全体からみた重要性、新規制基準対応費用及び今後のニーズ等の観点から、平成 25 年 9 月 26 日に策定した「原子力機構改革計画」の中で JRR-4 を廃止することが決定した。そのため、平成 27 年 12 月 25 日に原子炉施設に係る廃止措置計画認可申請を行った。その後、平成 29 年 2 月 7 日に補正申請を行い、平成 29 年 6 月 7 日に認可された。また、原子炉施設に係る廃止措置計画認可申請書の認可に伴い、平成 29 年 5 月 18 日に原子炉施設保安規定の変更申請を行い、平成 29 年 9 月 14 日及び平成 29 年 10 月 13 日の補正申請後、平成 29 年 11 月 29 日に原子炉施設保安規定の変更が認可された。



Fig. 1.5.1 ローディングドック B 内部



Fig. 1.5.2 機械室床の樹脂モルタル補修の状況



Fig. 1.5.3 共同溝 B のエポキシ注入の状況



Fig. 1.5.4 排気風洞の樹脂モルタル補修の状況

This is a blank page.

## 2. JRR-4 の利用とその成果

This is a blank page.



## 2.1 利用設備の概要

JRR-4 は、昭和 40 年 11 月に利用を開始し、遮蔽実験設備の特性試験が行われた後、昭和 41 年 4 月に原子力船の遮蔽実験を開始した。当初は、遮蔽のモックアップ試験に利用され、この間は No.2 プールも多く利用された。遮蔽実験は、プール実験設備、リドタンク実験設備、散乱実験設備を使用し行われ、昭和 42 年 6 月に終了している。モックアップ試験終了後は、主に No.1 プールと散乱実験設備を使用した遮蔽研究のための実験が続けられた。また、昭和 51 年には、原子力船「むつ」の遮蔽体改修のための第 2 次モックアップ試験が主に No.2 プールで行われた。遮蔽実験に関しては JAEA-Review 2022-039「原子力船「むつ」関連調査他報告書(受託研究)」にまとめられている。

遮蔽実験以外には、昭和 41 年から昭和 42 年に JMTR に関する実験や炉物理実験などにも利用されたが、当時の原研内利用として積極的に利用が開始されたのは昭和 43 年からである。原研所内利用としては、リドタンク実験設備(サーマルコラム)を用いた炉物理実験、保健物理関係の照射実験、中性子検出器の照射試験、中性子ラジオグラフィの試験等が行われた。

昭和 43 年 6 月には、炉心反射体領域に設置した S 及び T 照射筒を使用した各種試料の照射や中性子検出器の試験等が開始された。RI の生産は、JRR-2、JRR-3 の生産を補完するため、 $^{24}\text{Na}$ 、 $^{64}\text{Cu}$  等の短寿命核種の製造が行われていた。また、昭和 45 年からは、医療用  $^{198}\text{Au}$  の生産が行われている。さらに、昭和 50 年には D 照射筒を設置し、中性子照射によるシリコン半導体の生産試験に成功した。昭和 52 年には、大口径の L 照射筒を設置し、本格的なシリコン半導体の生産が開始された。なお、昭和 49 年 1 月には、JRR-4 共同利用に関する業務が認可され、所外に対する共同利用を開始している。

その後、燃料濃縮度の低減化と利用設備の拡充・高度化に向けて改良が行われ、平成 11 年 1 月から共同利用が再開された。改造後の利用設備としては、BNCT のための中性子ビーム実験設備、気送管照射設備、大口径照射設備、即発ガンマ線分析装置等が新たに整備・改良された。

### 2.1.1 散乱実験設備

散乱実験設備は、実寸法又はそれに近い寸法の試験体に放射線を入射し、空気中における透過や散乱の実験を行うための設備であり、散乱実験室、測定室、実験孔及びその付属設備から構成されていた。

散乱実験室は、概略寸法 14.5 m(幅)×14m(長さ)×12m(高さ)の半地下式の鉄筋コンクリート造の建物で炉室に接して設置されていた。実験室の炉室側上部には、ダクトスペース、さらにその上に制御室及び測定室が置かれていた。炉室と実験室の間の壁は、厚さ約 3m のコンクリート壁になっており、この壁を貫通して散乱実験孔が設けられていた。実験室の天井には、容量 5ton のダブルレーンホイストクレーンが設けられており、その下方に散乱実験測定ブリッジが、クレーンと平行に置かれていた。実験室南側には、フィルタ台車及びビーム取出用プラグを格納する置場があった。

実験室の北側炉室側には、地階測定室があり、地階測定室と実験室との間は、厚さ 20cm の鉄製遮蔽扉が設置されていた。また、測定室と実験室の間には、実験室内の監視用に遮蔽窓が設けられていた。測定室には、測定ブリッジの操作卓、散乱実験孔のドア、シャッター類を操作する操作盤が置かれていた。

散乱実験孔は、Fig. 2.1.1 の全体図に示すように炉室と散乱実験室の間の 3m のコンクリート壁を貫

通して設けられていた。実験孔は、①ヘリウムタンク・遮蔽シャッタ及び駆動装置、②スリーブ、③遮蔽ドア及びビーム取出し用プラグ、④フィルタ台車及びフィルタ台車引出用架台等より構成されていた。Table 2.1.1 に散乱実験孔の設計仕様を示す。

ヘリウムタンクは、実験孔に接する部分の水をタンクの厚みだけ排除し、実験孔から取出す放射線量をその分だけ高めるためのものであった。また、遮蔽シャッタは、実験孔から放射線を取り出さない場合は、実験孔前面を覆い、放射線を遮蔽するためのものであった。

スリーブは、軟鋼板製(SS-41)スリーブの内面に6.4mmのボラル板を貼ったものであり、全長3mで、炉心側断面30cm×30cm、長さ1.5mの筒を連結した構造となっていた(Fig. 2.1.2 参照)。スリーブの水平方向中心軸は、炉心中心と一致していた。スリーブの炉心側先端には、可動ボラル板が挿入されていた。可動ボラル板の着脱は、専用トングを用いて行った。このボラル板は、実験の必要に応じて熱中性子束を遮断するために用いられていた。60cm×67.7cmのスリーブ内には、遮蔽材、フィルタ類を載せた台車の挿入・引出しを容易にするため、ガイド用の溝がスリーブの底面に設けられており、スリーブの開口部には、挿入されたフィルタ台車が滑り落ちないようにストッパが設けられていた。スリーブの炉心側には、スリーブ内の換気の排気管が設けられていた。

遮蔽ドアは、Fig. 2.1.1、Fig. 2.1.3 及び Fig. 2.1.4 に示すように、駆動装置を収めた台車上に沿って布設されたレール上を移動するドアである。遮蔽体には、ドア内遮蔽シャッタとビーム取出し用プラグが収められていた。遮蔽体上部には、ドア内遮蔽シャッタの駆動装置が取付けられていた。

フィルタ台車は、実験孔内に挿入する遮蔽体、フィルタ類を乗せるもので、フィルタ台車引出用架台は、遮蔽体等に乗せたフィルタ台車をスリーブ内に挿入する場合やスリーブから取出す場合に用いるものであった。

## 2.1.2 プール実験設備

プール実験設備は、原子炉炉心を線源として、主として実寸法又はそれに近い寸法の試験体を用いて実験を行うためのものであった。JRR-4のプールは、No.1プールとNo.2プールの2つがあり、No.2プールは、プール水の全排水が可能であったため、プール内で直接試験体を設置、調整、解体することができたため、実規模のモックアップテスト等の大きな試験体を用いる場合に使用されていた。一方、No.1プールは、プール水の全排水をせずに行わなければならないため、プール内に設置する試験体が比較的簡単な実験に用いられていた。

プールは、コンクリート壁(散乱実験室、地階測定室及びリドタンクとの間に重コンクリートを使用、他は全て普通コンクリート)の内側を全面にわたって水漏れ防止のためアルミニウム(A2P1)で内張りしていた。プール全体図をFig. 2.1.5に示す。プールは、ゲートでNo.1とNo.2に分けられていた。No.1プールは凸字形をなし、7m(幅、凸字部分の幅3m)×7m(長さ、凸字部分の長さ2.5m)×10.3m(深さ、水深9.8m)の大きさを持っている。プール底は、基礎コンクリートの上に770mm間隔にI型鋼(75mm厚×250mm高×125mm幅)を並べ、この上に19mm厚の軟鋼板(SS41相当)を定盤としておき水平度を出し、その上に20mm厚のアルミニウム底板を置いた構造となっていた。プール側壁は、コンクリートに接する側に格子状にアルミニウム板の補強を入れた10mm厚のアルミニウムパネルを継ぎ合わせた構造になっていた。このアルミニウム内張りが、コンクリート壁から剥離しないように補強のための格子状アルミニウム板に10mmφの丸鋼を上下方向に通し、コンクリートの配筋に溶接してあった。

ゲートは、アルミニウム製で、2.16m(幅)×9.83m(高)×0.28m(厚)の大きさを持ち、No.1 プールと No.2 プールの間にプール両側より張り出した 1.5m(幅)×2.42m(長)のコンクリート壁の中央に挿入されていた。ゲートは、炉室の高さの関係で上下に 2 分割されていた。ゲートのシールは、チューブ式のゴムパッキングを使用し、ゲートの自重と水圧によりゲートガイドにこれを圧着してシールするようになっていた。ゲートを使用しない時には、ゲートは No.2 プールの北側壁面に設けられているゲート置場に格納していた。

No.2 プールには、内法寸法 3m(幅)×4m(長)×1m(深)のピットが設けられていた。ピットは、ゲート中心より 2.6m の点にピットの 1 辺がくるようにプール底に設けられていた。このピットには、Fig. 2.1.6 に示すような取外し可能な 5 枚のグレーチングが置かれていた。グレーチングは不銹鋼製で 1 枚の大きさは約 3m(幅)×0.835m(長)×0.1m(厚)であり、その耐荷重は 3ton/m<sup>2</sup>であった。

### 2.1.3 リドタンク実験設備

リドタンク実験設備は、炉心からの中性を減速して得られる熱中性子をウランコンバータに照射して生じる核分裂放射線を用いて実験する装置で、大別すると重水サーマルコラム、ウランコンバータ線源装置、リドタンクから構成されていた。Fig. 2.1.7 にリドタンク実験設備の全体図を示す。昭和 43 年には、リドタンクのドライ化、サーマルコラム内に照射場を設置するための改修が行われた。さらに、昭和 59 年には、重水タンク等の改修を行い、熱中性子束を従来の 20 倍に増大している。

原子炉の炉心を線源とする実験では、その出力、線源形状等の諸点から実際の寸法に近い遮蔽体に対する放射線減衰過程のマクロ的現象に注目することを第 1 の目的としていた。しかし、放射線の透過・減衰計算に使用されている半経験的な遮蔽定数(中性子除去断面積、ガンマ線ビルドアップ係数等)、その他原子炉構造材の放射化及び 2 次放射線等に関する基礎的な物理量も測定する必要があった。また、炉心を線源とする場合、線源形状の複雑さ、核分裂中性子、ガンマ線のスペクトルの歪み、線源分布の不規則性などのため理論的な解析が困難となった。これらの理由からプール実験設備とは別に

- ①中性子、ガンマ線のスペクトルがウランの理想的な核分裂スペクトルに非常に近いスペクトルを有している。
- ②線源の形状及び出力分布が厳密に与えられ、遮蔽設計の基礎的資料を得たり、理論解析法の開発に便利である。
- ③プール実験設備に比較し、試験体の準備や取扱いが比較的容易である。

以上のような実験設備が必要であり、この条件をある程度満足するのがリドタンク実験設備であった。

重水サーマルコラムは、No.1 プールの炉心定位置とリドタンクの間には置かれていた。Fig. 2.1.8 に重水サーマルコラムの立面図を示す。サーマルコラムは、全長 4.37m、炉心側断面 50cm×50cm、リドタンク側断面 1.3m×1.3m の筒で Fig. 2.1.8 の重水サーマルコラムの立面図に示すようにプール内コラムは、内部が 3 段に仕切られ、それぞれの区画内に重水が満たされていた。コンクリート内コラムは、周壁に黒鉛が積まれていた。サーマルコラムのリドタンク側には、コラム内の黒鉛の積込み、組換えのための作業員等の出入りのためのマンホールが設けられていた。

ウランコンバータ線源装置は、ウラン板と線源の大きさを変えるための絞り板、中性子及ガンマ線を遮蔽するための中性子シャッター、ガンマ線シャッター、ガードリングなどから構成されていた。本装置は、リ

ドタンクのサーマルコラム側に設けられた支持枠内に挿入して用いられていた。また、これらは、タンク東側にある格納架台に格納するようになっていた。ウランコンバータは、20%濃縮金属ウラン板をアルミニウムで被覆し、アルミニウムの容器に収容したものであった。ウランコンバータの諸元を Table 2.1.2 に示す。

リドタンクは、No.1 プールの炉心定位置をその中心軸としプールの長手方向に対して直角にサーマルコラムを介して置かれていた。タンクは、4m(幅)×4.5m(長)×6.5m(高、水深 6m)の大きさとプールと同様水漏れ防止のため底板 15mm 厚、側板 10mm 厚さのアルミニウム(A2P1)で内張りされていた。リドタンク全体図を Fig. 2.1.9 に示す。タンクのサーマルコラム側には、コンバータ等の線源装置を挿入するための枠がタンクの北側には給用水用配管、排水用配管、線源装置格納架台が東側にはタンク内昇降用梯子がそれぞれ設けられていた。

#### 2.1.4 ガンマ線源装置(改造後は気送管照射設備)

ガンマ線源装置は、RI を用いての遮蔽実験、その他照射実験を行うもので、RI の製造、貯蔵、照射設備を備えていた。装置は、12 個の RI の貯蔵、挿入、取出しのできる貯蔵庫、RI を製造するために炉心近くに置かれる放射化装置、照射実験を行う照射装置、これらの装置間を連絡する気送管、気送管の経路を変更するための通路変換装置、RI キャプセルを気送するためのベビコン、空気貯槽、RI を他へ移送するための RI コンテナ、装置を運転するための操作盤から構成されていた。Fig. 2.1.10 にガンマ線源装置総合系統図、Fig. 2.1.11 にガンマ線源室平面図を示す。

RI 貯蔵庫は、外形寸法 81cm×81cm×130cm の軟鋼板で外張りした鉛の遮蔽容器であった。Fig. 2.1.12 に RI 貯蔵庫平面図及び断面図を示す。RI キャプセルを 12 個同時に収容できる回転体と、それを挟む上下二分割された遮蔽体から構成されていた。回転体は、上下段の鉛遮蔽体の間の空間にシャフトにより回転自在に吊り下げられており、貯蔵庫の散乱実験室側の面にあるハンドルで操作を行った。回転体には 13 個の孔が開けられており、そのうちの 12 個が RI キャプセル格納用の孔であった。RI キャプセルを気送するガイド管は上段遮蔽体に取り付けられ、圧縮空気を送る気送管は下段遮蔽体に取り付けられていた。回転体の回転、キャプセル挿入、取出、RI 確認装置などの操作は貯蔵庫の散乱実験室側の面に取り付けられたハンドルで操作を行った。

放射化装置は、RI を放射化する装置で、炉心表面より 7.5cm、プール底より 140cm の高さに置かれていた。放射化装置はアルミニウム製(A2B1)で、キャプセルの落下を受け止める緩衝装置が設けられていた。キャプセルは気送管内を飛行していき放射化装置内に落下するが、キャプセルの衝突時の衝撃を緩和させるため、緩衝装置に突き当たる前に圧送する空気を排気し、その後キャプセルを自由落下させていた。

照射装置は、RI キャプセルを収容する本体、本体を回転させる回転台、これらを乗せて任意の場所に移動する台車、その他付属部品から成っている。Fig. 2.1.13 に照射装置断面図を示す。本体は、約 48cm×52cm×71cm の鉛製容器で、中心部に RI キャプセルを定位置に設置するストップ及び緩衝装置が置かれており、正面にはコリメータを挿入する孔が開けられていた。コリメータは、内側から 99mm の所に 1 段ステップのついた長さ 244mm、外径 200mm、内径 60mm のプラグで、中央にビームを取り出す孔が開けられていた。コリメータは 4 個あり、それぞれ孔が開けられていた。照射装置に用意されたコリメータは前述の 4 種類となるが、実験目的によっては、必要寸法を持つコリメータを製作して本装

置に組み込めるようになっていた。

気送管は、貯蔵庫、放射化装置、照射装置間を結ぶキャプセル通過用配管で、各装置に気密に取り付けられていた。気送管は、プールのアルミニウム内張を貫通しプール内に入る部分がアルミニウム配管(A2T1,  $\phi 38 \times 4t$ )である以外は全て不銹鋼配管(SUS-27 TP,  $\phi 34 \times 2t$ )であった。

通路変換装置は、キャプセルを貯蔵庫・照射装置、貯蔵庫・放射化装置、放射化装置・照射装置の装置間に送る装置であった。通路変換装置は、回転自在の弓形に湾曲した不銹鋼配管(SUS-27 TP)が中央にあり、その外周には三方向の貯蔵庫からの気送管、放射化装置からの気送管、照射装置からの気送管が固定されていた。ガンマ線源装置室のエレベータ側の壁にあるハンドルを操作することにより、弓形に湾曲した配管が回転し、固定された気送管のいずれか 2 つと接続され、3 系統の内一つの系統間の通路を形成するようになっていた。

ガンマ線源装置は、RI 照射装置を使用した初期計画の実験を終了し、昭和 58 年に機能を拡充した照射装置(気送管照射設備)として使用するため改造が行われた。それまでは、キャプセルの詰替え装置がないためにコンテナへの詰替えを要しない低フルエンス照射での実験に使用されていたが、汎用照射装置として使用できるようキャプセル詰替え装置を設け、輸送用コンテナへ詰替えができるように改造が行われた。また、放射化分析を目的とした照射の要望に応えるために、気送管路を測定室まで延長し、照射後試料の迅速な測定を行うことができるようになった。

#### 2.1.5 ガンマファシリティ

ガンマファシリティは、使用済燃料を線源としてガンマ線照射を行う設備で、No.1 プール及び No.2 プールに各 1 箇所設けられていた。本設備で使用する使用済燃料は、ガンマファシリティに接して置かれている使用済燃料貯蔵棚中に収容されていた。Fig. 2.1.14 にガンマファシリティ断面図を示す。

ガンマファシリティは、プール底から 880mm(地階床側約 1190mm 高)の位置にスリーブの中心軸がくるように壁内に設備されていた。スリーブは、プール側から約 60cm の所に 1 段のステップを有する全長 130cm、プール側直径 165.2mm(肉厚 7mm)、廊下側直径 216.3mm(肉厚 9mm)の軟鋼製(SS-41)直円筒であった。照射すべき試料は、スリーブのプール側に入れられた。プラグは、直径 195mm、長さ 660mm の軟鋼製(SF-45)円筒で、スリーブの廊下側の太くなった部分に挿入された。プラグ下面には、プラグの挿入・取出を容易にするため 8 個のローラーが付けられていた。

使用済燃料要素は、同時に 9 本の要素が入るバスケットに収容され、貯蔵棚に入れられていた。No.1 プールの貯蔵棚は 4 個のバスケットを、No.2 プールの貯蔵棚は 6 個のバスケットを収容できた。したがって No.1 プールの貯蔵棚には、36 本の要素が収容でき、No.2 プールの貯蔵棚には、54 本の要素を収容することができた。なお、貯蔵棚には、黒鉛反射体、格子栓なども収容されていた。バスケット内には、ボラル板の隔壁が取り付けられ、使用済燃料による臨界事故を防止している。また、ガンマ加熱による熱を除去するための穴がバスケットの底に開けられていた。この穴は、燃料要素を挿入する穴でもある。貯蔵棚に入れられた燃料要素の中心(active section の中心)は、プール底から 80cm の位置にあり、ガンマファシリティの中心軸と燃料要素の中心とは大体一致していた。

## 2.1.6 ホウ素中性子捕捉療法のための設備

### 2.1.6.1 中性子ビーム実験設備

JRR-4 の中性子ビーム実験設備は、主に BNCT に用いられる熱中性子から熱外中性子まで供給できる設備（重水タンク）と照射室からなる照射設備、全身麻酔と手術ができる施療室、細胞実験のできる設備、ホウ素濃度測定のための即発ガンマ線分析装置（PGA）と高周波誘導結合プラズマ発光分光分析法（ICP-AES）、小動物照射後の飼育設備から構成されていた。Fig. 2.1.15 に中性子ビーム実験設備（照射設備）、Fig. 2.1.16 に施療室を示す。

JRR-4 の医療照射用の中性子ビームは、熱中性子モードⅡ（熱中性子成分が多いモード）、熱中性子モードⅠ（熱中性子と熱外中性子の混合モード）、熱外中性子モード（熱外中性子を主成分としたモード）の3種類となる。Fig. 2.1.17 に医療照射に用いられた3つの中性子ビームの中性子スペクトルを示す。

生体深部まで到達する熱外中性子ビームを使用した臨床研究を開始するためには、いくつかの問題を克服する必要があった。

一つ目は、生体深部まで到達する熱外中性子の線量を評価するための線量評価システム<sup>11)</sup>（JAERI Computer Dosimetry System:JCDS）の開発と検証である。これにより、患者に付与される中性子線量を金線で測定することなしに生体深部における線量分布を精度よく評価することが可能とするものである。

二つ目は、物理工学面での安全確認であり、3種類の中性子ビームモードに対して、フリービーム条件での中性子成分とガンマ線混合率の検証、水ファントム内での熱中性子束分布の検証、医療照射中における原子炉の出力補正法（金線引抜き法）の検証である。

三つ目は、熱外中性子ビームを利用した臨床研究に対する大学内の倫理委員会での審査である。

さらに、JRR-4 で医療照射を行うためには、研究炉利用協議会医療照射専門部会での厳格な審査が必要であり、前述の検証結果等を審査し、了承を得る必要があった。これらから分かるように、熱外中性子ビームを利用した臨床研究の準備には非常に時間を費やすものであった。

### 2.1.6.2 即発ガンマ線分析装置

即発ガンマ線分析は、中性子捕獲反応等の際に反応後  $10^{-14}$ sec 以内に放出される即発ガンマ線を測定し、ガンマ線エネルギー及びその強度値から核種を分析する方法である。即発ガンマ線分析は、放射化生成核種の壊変ガンマ線を測定する中性子放射化分析と同様、多元素同時非破壊分析法であり、さらに中性子放射化分析では分析が困難な元素の分析が可能となる。

JRR-4 即発ガンマ線分析装置は、コリメータ、中性子導管、導管サポート、サポート回転機構、設置台座、測定用遮蔽体、自動試料交換装置、Ge 検出器、測定器及び制御装置から構成される。Fig. 2.1.18 に即発ガンマ線分析装置全体図、Fig. 2.1.19 に即発ガンマ線分析装置の分析装置部を示す。

炉心で発生した熱中性子をコリメータ、中性子導管（スーパーミラー）を用いてプール上面に導き、測定用遮蔽体にセットした試料に熱中性子を照射し、その時発生する即発ガンマ線を Ge 検出器で測定し、分析を行った。中性子導管としては、プール上面でホウ素の分析に必要な  $10^6$ n/cm<sup>2</sup>/sec の熱中性子束を得るため、全長を8mとし、2cm×5cm の中性子送路を有するスーパーミラーを採用した。中性子導管に用いたスーパーミラーはガラスにニッケルとチタンを交互に 124 層コーティングしたものであり、Ni 単一層の中性子ミラーと比較すると約2倍の性能を有するものであった。即発ガンマ線分析装置は、回転機構を設けることにより測定時にはコリメータを含んだ中性子導管は炉心タンクに近接し、測定に

使用しないときは炉心から離れた位置にセットすることができた。これによりプール実験設備を有効に使用することができた。

測定用遮蔽体は遮蔽体本体、検出器遮蔽体、中性子コリメータ、ビームシャッタ及びビスマス遮蔽で構成されていた。遮蔽体本体の内張りには、中性子遮蔽に、中性子の吸収断面積が 940 バーンと大きく、かつ、即発ガンマ線の放出効率が小さい<sup>6</sup>Liが適しているため、天然 LiF タイルを用いていた。ガンマ線遮蔽には鉛を用いた。検出器遮蔽体は検出器と試料の位置を任意に変更することができた。検出器のコリメータは、鉛でφ70mm、φ40mm、φ10mm の 4 種類を用意し、中性子コリメータは、濃縮 LiF タイルでφ20mm、φ10mm、φ5mm、φ1mm の 4 種類を用意していた。天然 LiF タイルと濃縮 LiF タイルを組み合わせて作られたビームシャッタは、中性子ビームの ON-OFF のために用いられ、中性子導管出口部に設けてあった。また、中性子導管を通して漏洩してくるガンマ線を遮蔽するために単結晶ビスマスブロックを中性子ビーム出口に設け、必要に応じて 2cm から 16cm まで厚さを変えられる構造とした。

自動試料交換装置は、最大 20 個の試料を自動交換できるものを設けた。サンプルビンには、テフロン製 8cm<sup>3</sup> の市販用機を使用した。検出器は高純度 Ge 検出器(相対感度 30%、分解能 1.7keV)を用い、構成は高圧電源、デジタルシグナルプロセッサ(DSP)、波高分析器(MCA)等で構成されていた。

## 2.1.7 照射設備

### 2.1.7.1 照射設備の変遷

JRR-4 は当初遮蔽実験を主体として設計されたため、照射設備は充実していなかった。このため運転開始以降の昭和 43 年に炉心内簡易照射筒 S、T パイプの設置、昭和 50 年にシリコン照射専用筒 D パイプの設置及びカドミフィルタ付気送管照射筒の設置、昭和 52 年に大口径シリコン照射専用筒 L パイプの設置がそれぞれ行われた。

また、JRR-4 は平成 8 年 1 月まで高濃縮ウラン燃料による運転を行っていたが、その後 20%濃縮ウランへの炉心変更を行い、平成 10 年 10 月より運転を再開した。この時、照射設備についても利用の向上が図られ、気送管照射設備の改造、大口径シリコン照射専用筒(N パイプ)の設置などの整備が行われた。

### 2.1.7.2 照射キャプセルの実績

施設供用利用運転以前の昭和 43 年度から昭和 47 年度(1968 年度から 1972 年度)には、原子力機構(当時は原研)内外の利用を合わせて 2,016 個の照射が行われた。昭和 49 年(1974 年)1 月には、施設供用運転が開始され、平成 22 年度(2010 年度)までに、原子力機構内 5,281 件(11,455 個)、原子力機構外 10,297 件(24,371 個)、合計 15,578 件(35,826 個)の利用が行われた。Fig. 2.1.20 及び Fig. 2.1.21 に JRR-4 における照射個数の推移を示す。

照射目的別では、ホットアトムの研究、放射化分析、RI 製造、原子炉燃料材料、放射線科学、照射損傷やシリコンドーピングに利用されていた。

## 2.1.8 <sup>16</sup>N 高エネルギーガンマ線照射場

ガンマ線サーベイメータ等の放射線測定機器の校正には <sup>241</sup>Am、<sup>57</sup>Co、<sup>51</sup>Cr、<sup>137</sup>Cs、<sup>60</sup>Co 等の線源が

使われる。この内  $^{60}\text{Co}$  の 1,250keV が光子エネルギーとしては最大であるが、原子力発電所のタービン建屋や加速器の周辺等ではより高エネルギーのガンマ線が漏洩している箇所もある。そのため高エネルギーガンマ線に対する被ばく線量評価を正しく行うため、放射線測定器を高エネルギーガンマ線で校正しておく必要がある。高エネルギーガンマ線を放出する核種として  $^{16}\text{N}$  があり 6.129MeV のガンマ線を放出する。しかし  $^{16}\text{N}$  は半減期が短く 7.13 秒しかないため、そのままでは校正用の線源として用いることは困難である。

そこで JRR-4 では、原子炉内を循環する水ループを用いて  $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$  反応により定常的に  $^{16}\text{N}$  を生成する  $^{16}\text{N}$  高エネルギーガンマ線照射場を設置し、放射線測定器の校正場として利用することとした。この照射場で得られる照射線量率は流量 35L/min で約  $71 \mu\text{Sv}$  (距離 1m) であった。



Table 2.1.1 散乱実験孔の設計仕様

設備	仕様
ヘリウムタンク	φ 500×420mm(長)アルミニウムタンク ヘリウム圧力:2 kg/cm <sup>2</sup> G
遮蔽シャッタ	590mm(幅)×340mm(厚)×1,200mm(高)アルミニウムケース 遮蔽構造:ボラル・鉛 下部にヘリウムタンクを収容する。
遮蔽シャッタ駆動装置	下限(鉛)、中位(ヘリウム)、上限(水)及び最上位の4位置に自動停止 駆動速度:約 1m/min
スリーブ	内面ボラル張り鉄板製スリーブ 全長:3,000mm 炉心側断面:300mm 角 実験室側断面:600(幅)×677mm(高)
遮蔽ドア	外径寸法:900mm(厚)×1,900mm(長)×2,000mm(高) 遮蔽構造:ボラル・重コンクリート ビーム取出用プラグ:4個 ビーム取出穴直径:21.6mm、52.9mm、105.3mm、155.2mm フィルタ類挿入、取出し装置をもつ 駆動速度:約 1m/min 下限(閉)、中位(ビーム)、右限(開)の3位置にて自動停止
フィルタ台車	アルミニウム台車:2台 鉄製台車:3台 寸法:594mm(幅)×300mm(長)×74mm(高)
フィルタ台車架台	フィルタ台車1台を収納できる鉄製遮蔽コンテナをもつ台車

Table 2.1.2 ウランコンバータの諸元

ウラン板	濃縮度:20%濃縮金属ウラン 重量:15.0kg <sup>235</sup> U 重量:3.0kg 不等辺八角形板:2枚 厚さ:1.5mm×2 比重:18.77 表面処理:カニゼンメッキ(ニッケル付着量 約 81.1g、鍍膜厚 約 9 μ m)
被覆	材質:アルミニウム(A2P1) 厚さ:2mm 表面処理:アロジン処理
外形	直径:730mm 円板 全厚:12.25mm

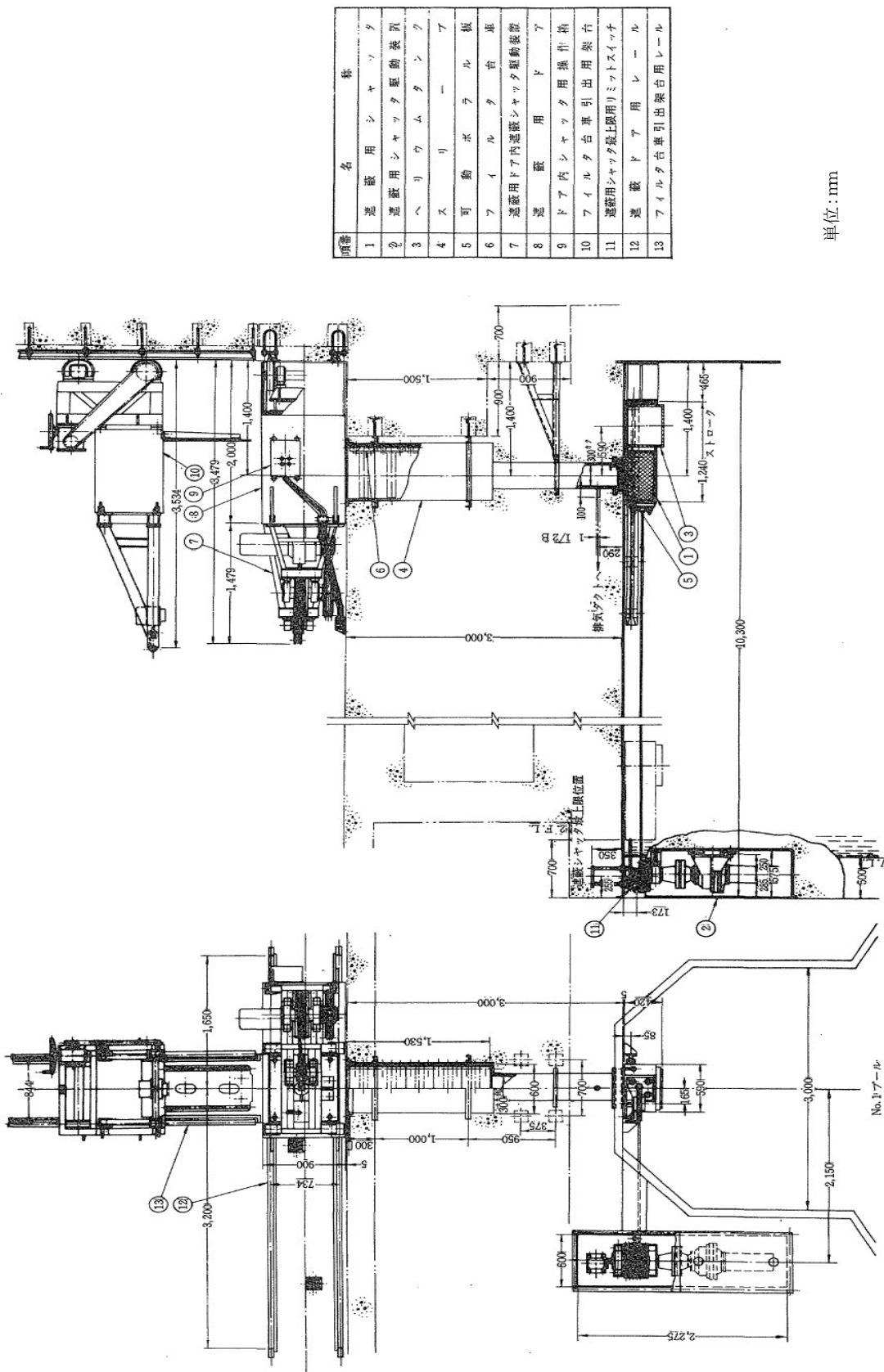


Fig. 2.1.1 散乱実験孔全体図

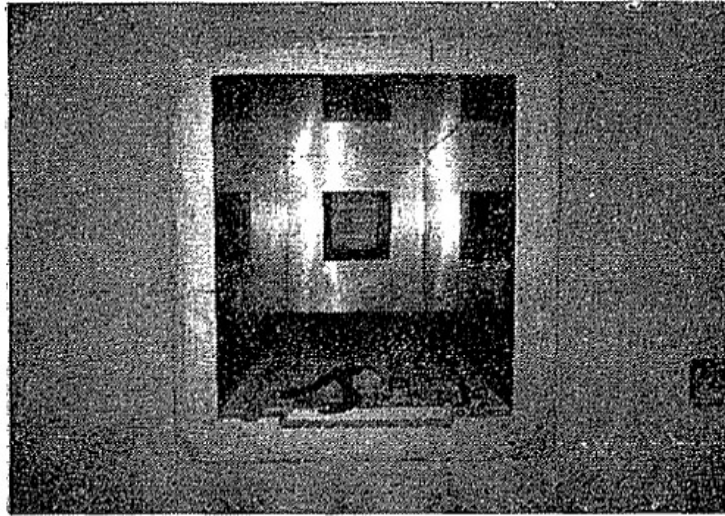


Fig. 2.1.2 散乱実験孔正面



Fig. 2.1.3 散乱実験孔遮蔽ドア

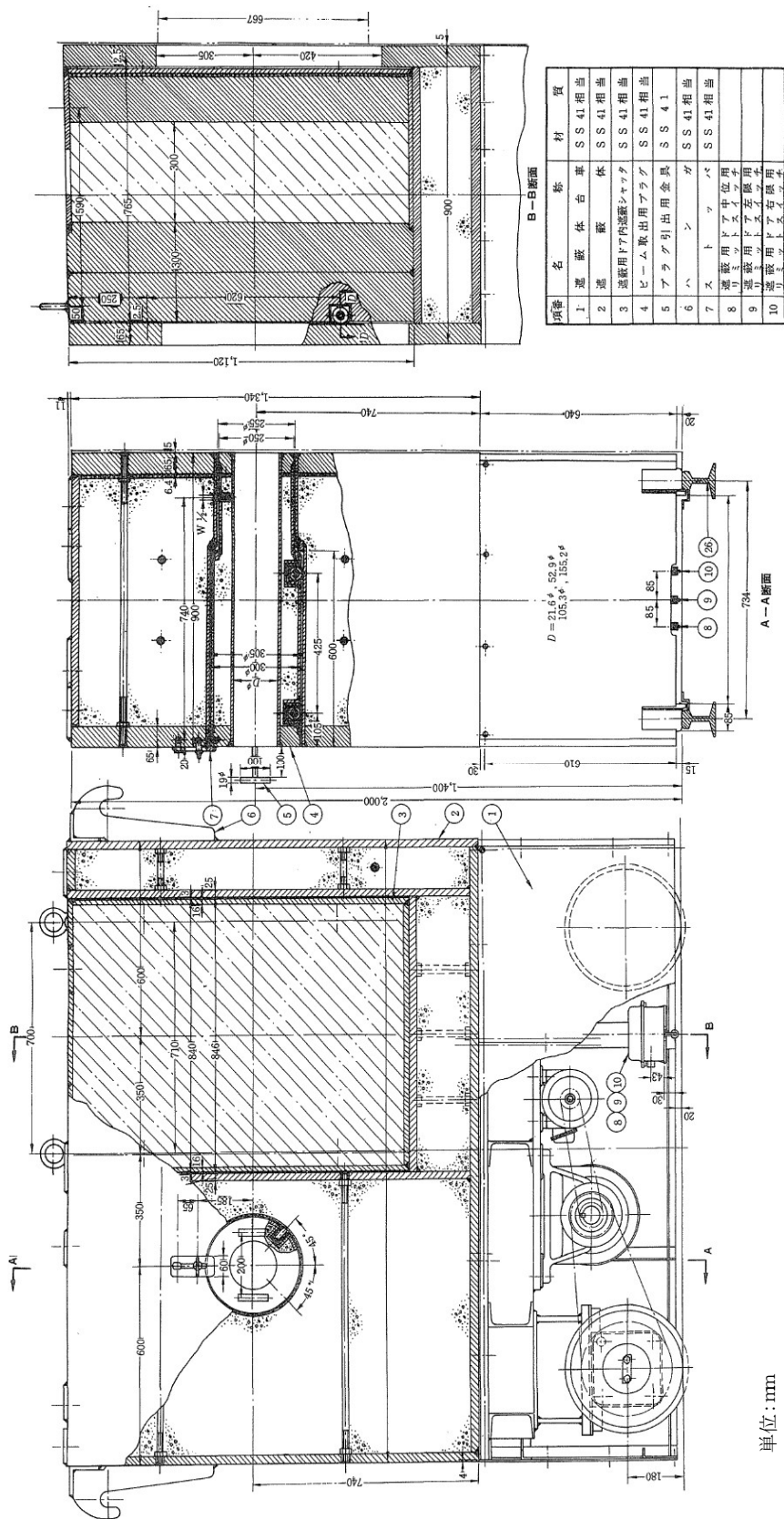


Fig. 2.1.4 遮蔽ボックス詳細図

単位: mm

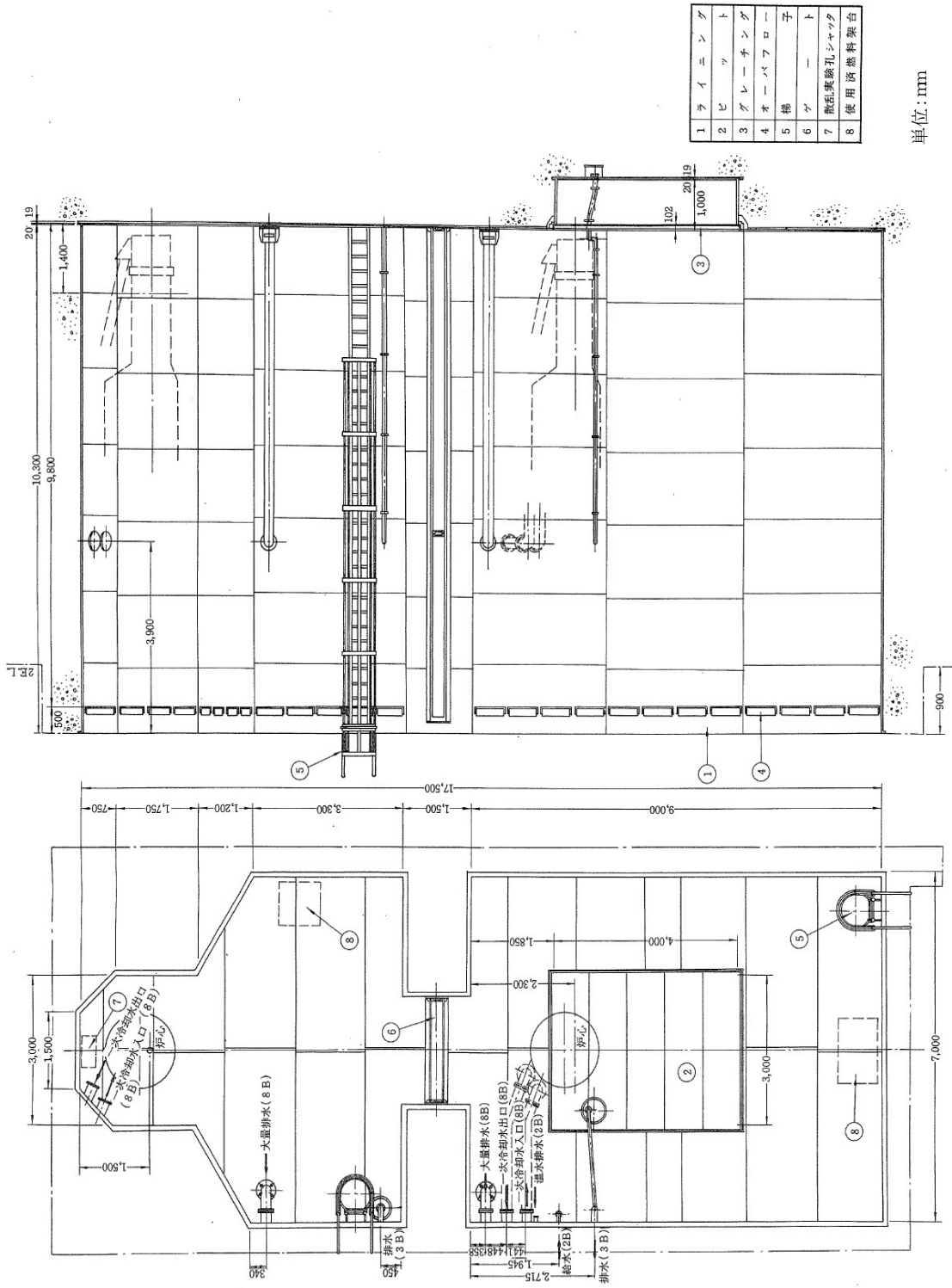


Fig. 2.1.5 プール全体図



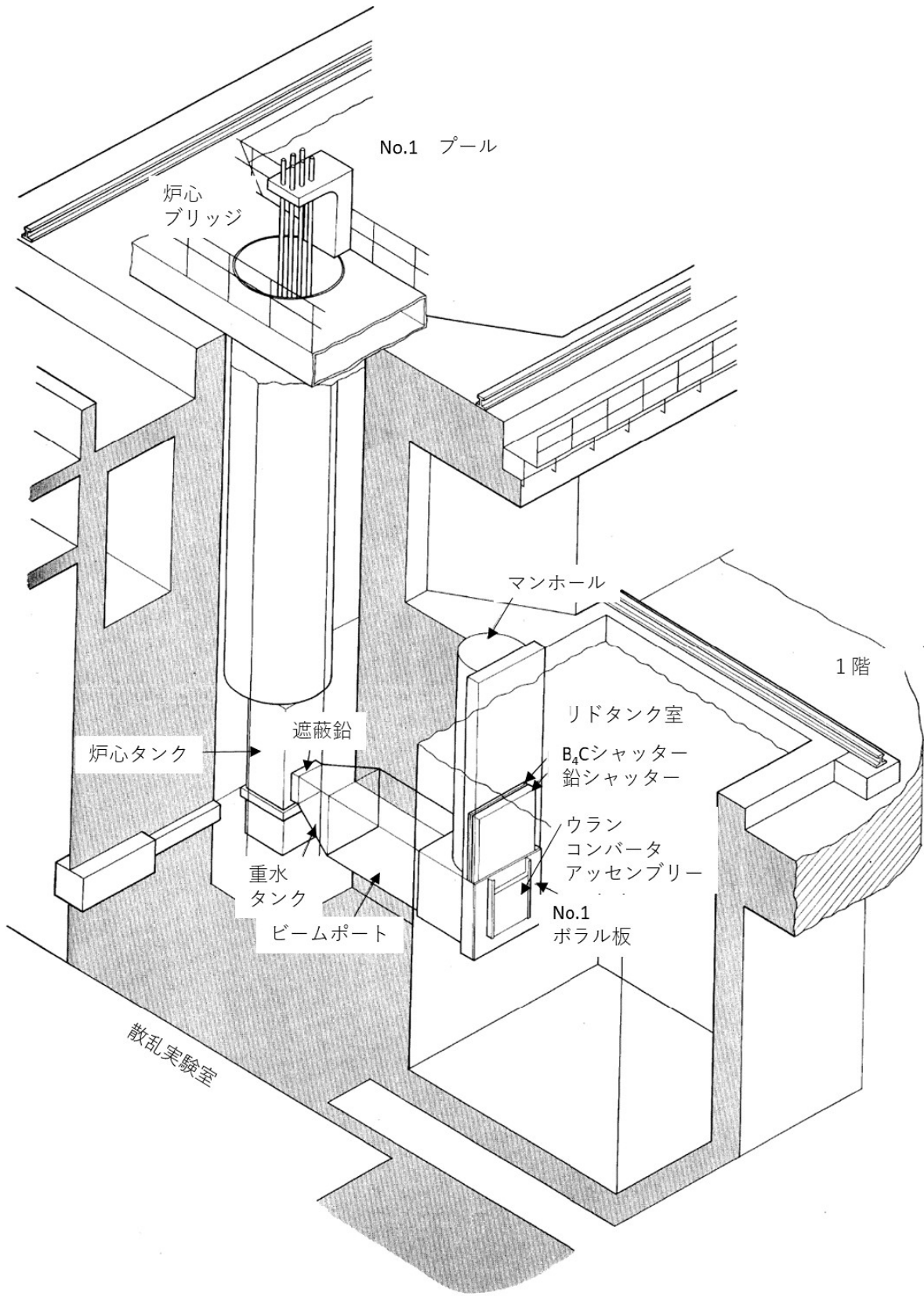


Fig. 2.1.7 リドタンク実験設備の全体図



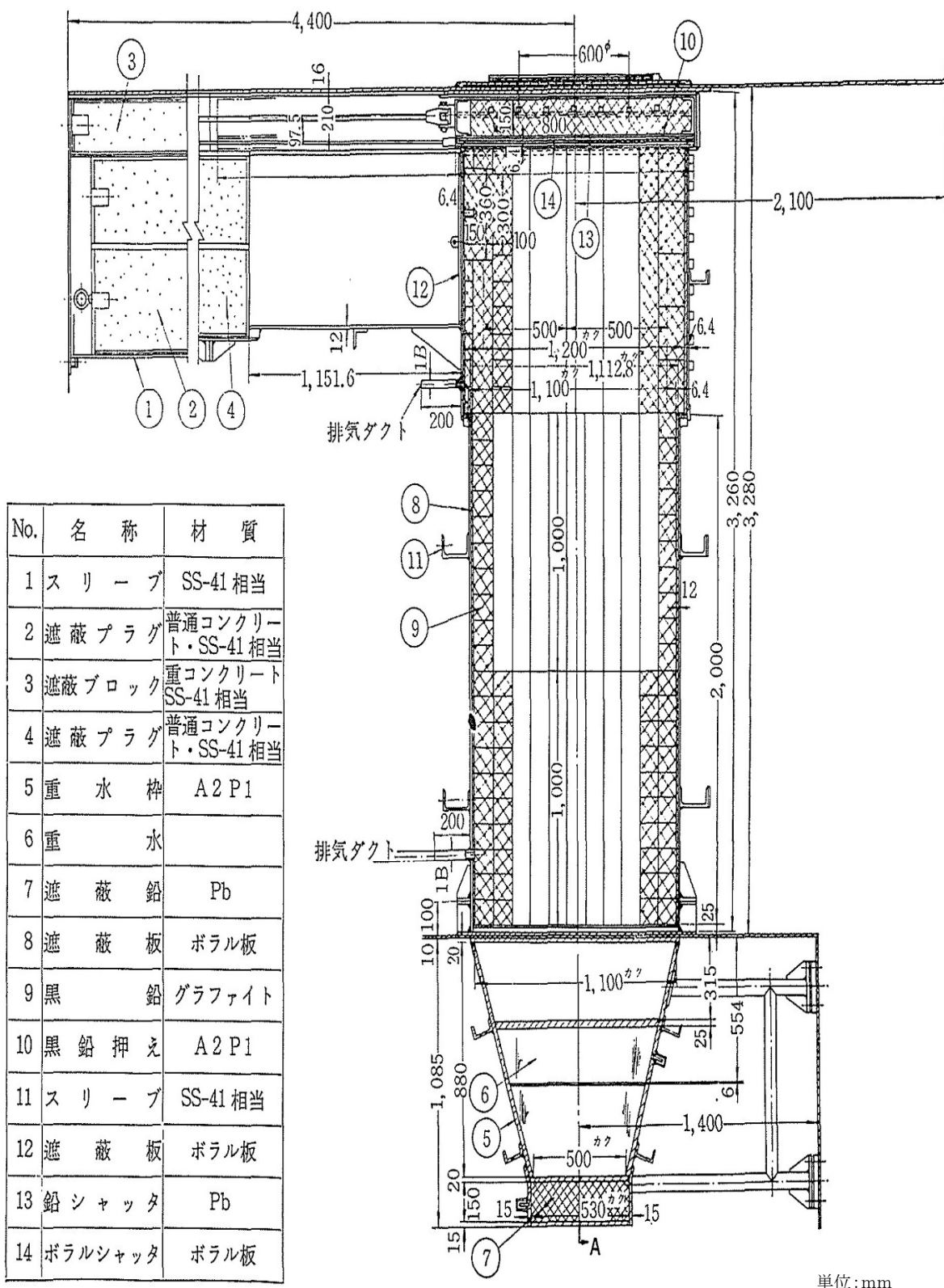
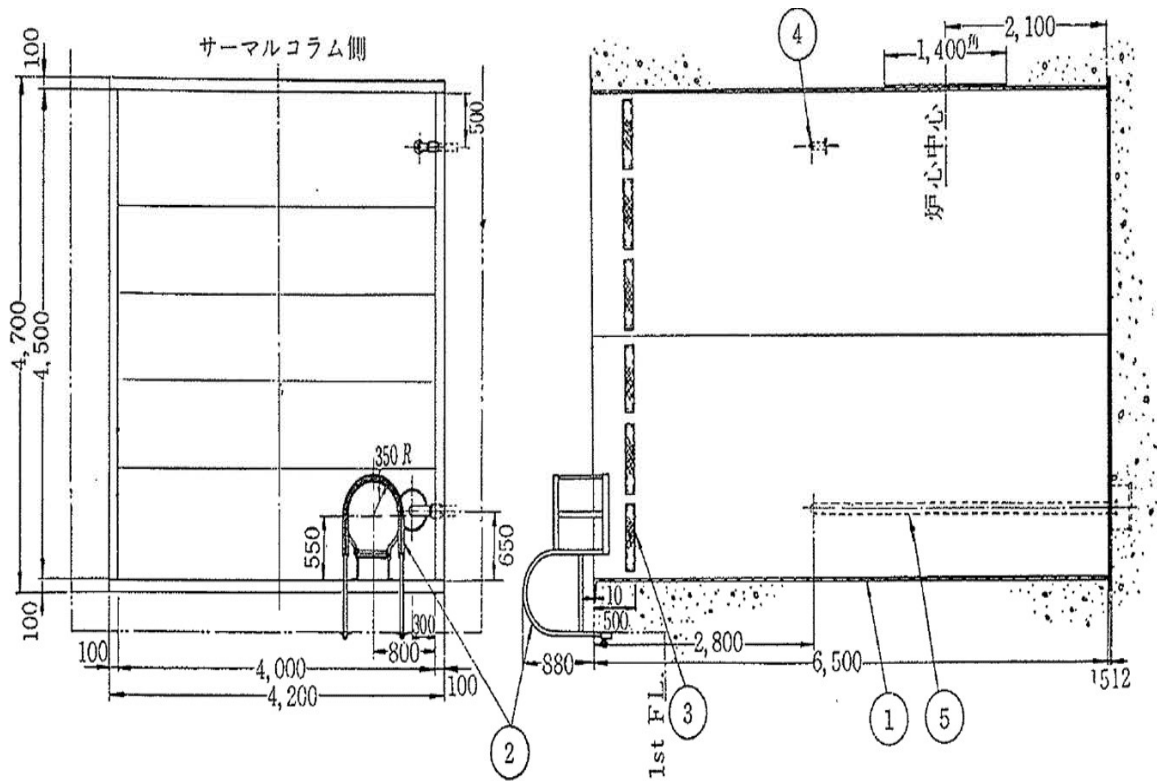


Fig. 2.1.8 重水サーマルコラムの立面図



単位: mm

No.	名称	材質
1	ライニング	A2 T1
2	梯子	A2 P1
3	オーバーフロ	A2 P1
4	給水管	SS41 相当
5	排水管	SS41 相当

Fig. 2.1.9 リドタンク全体図

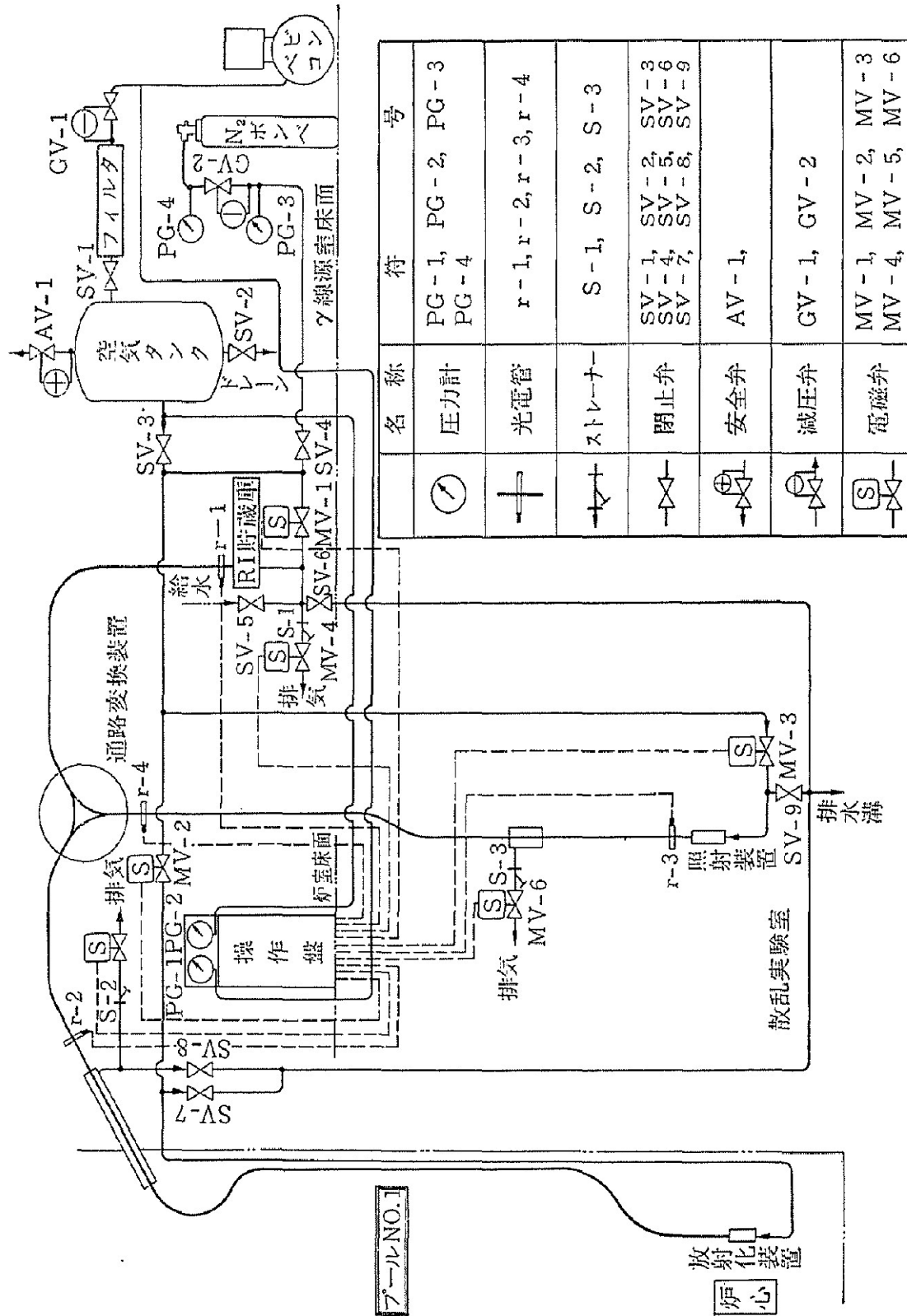


Fig. 2.1.10 ガン線源装置総合系統図

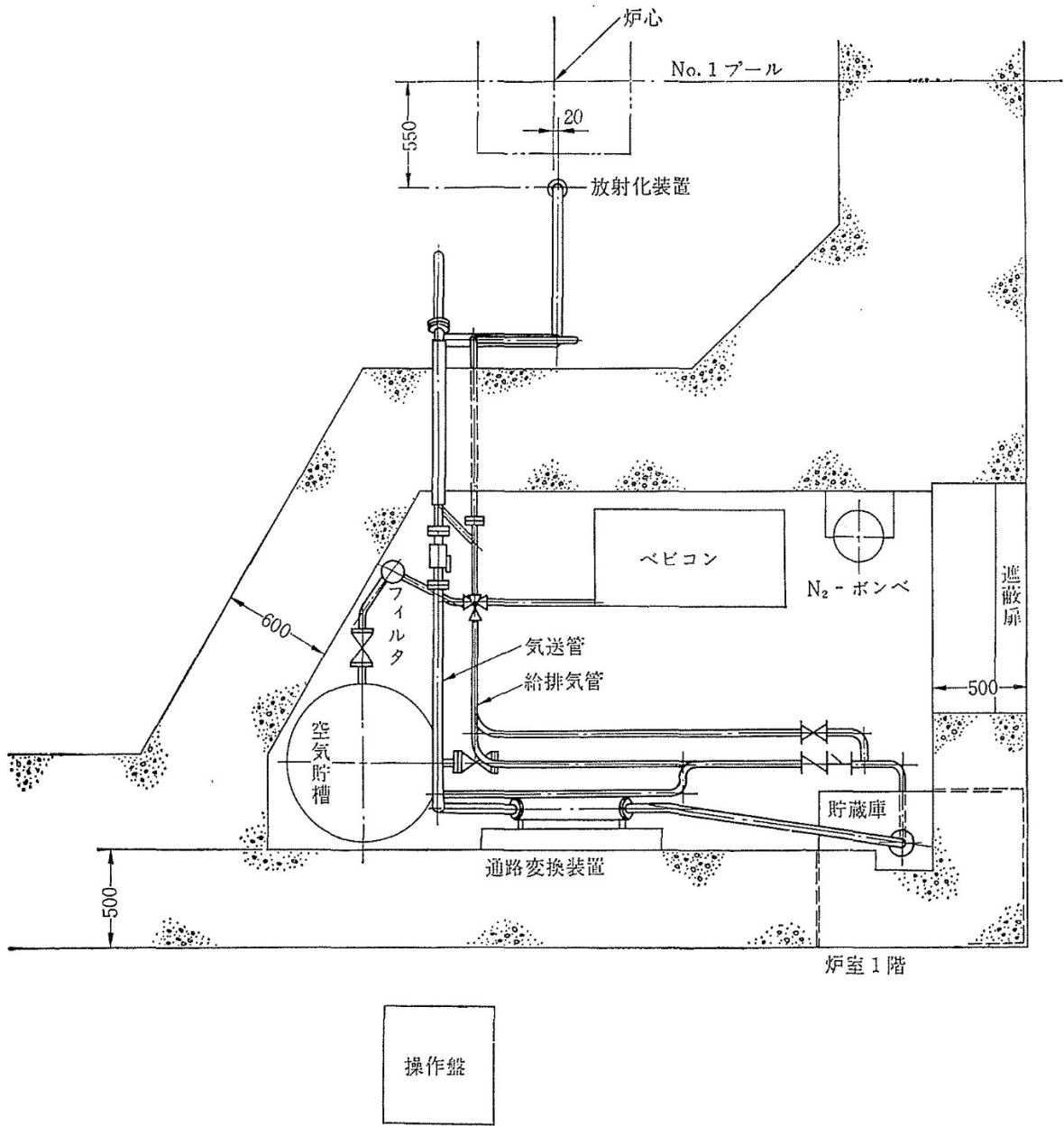


Fig. 2.1.11 ガンマ線源室平面図

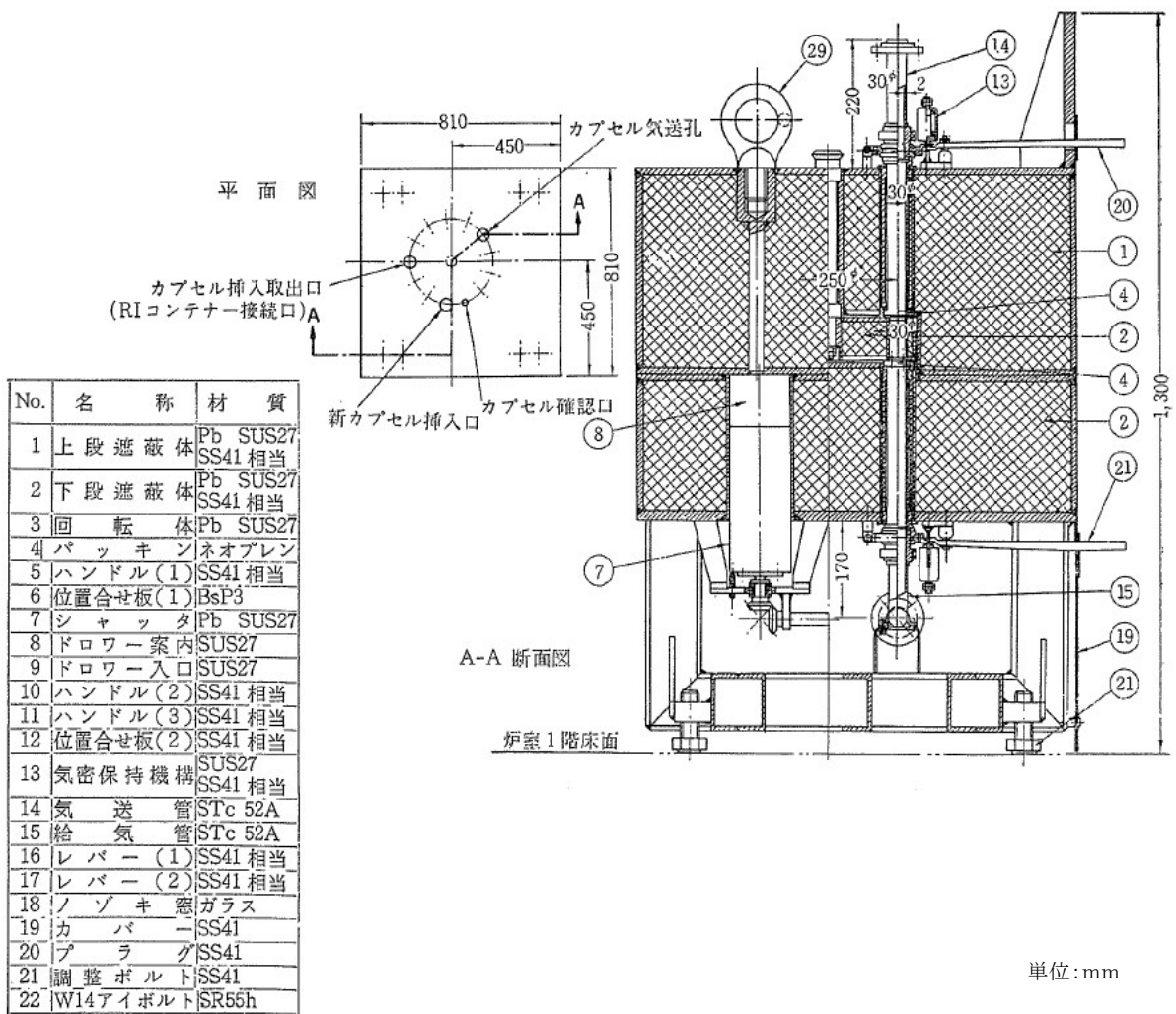


Fig. 2.1.12 RI 貯蔵庫平面図及び断面図



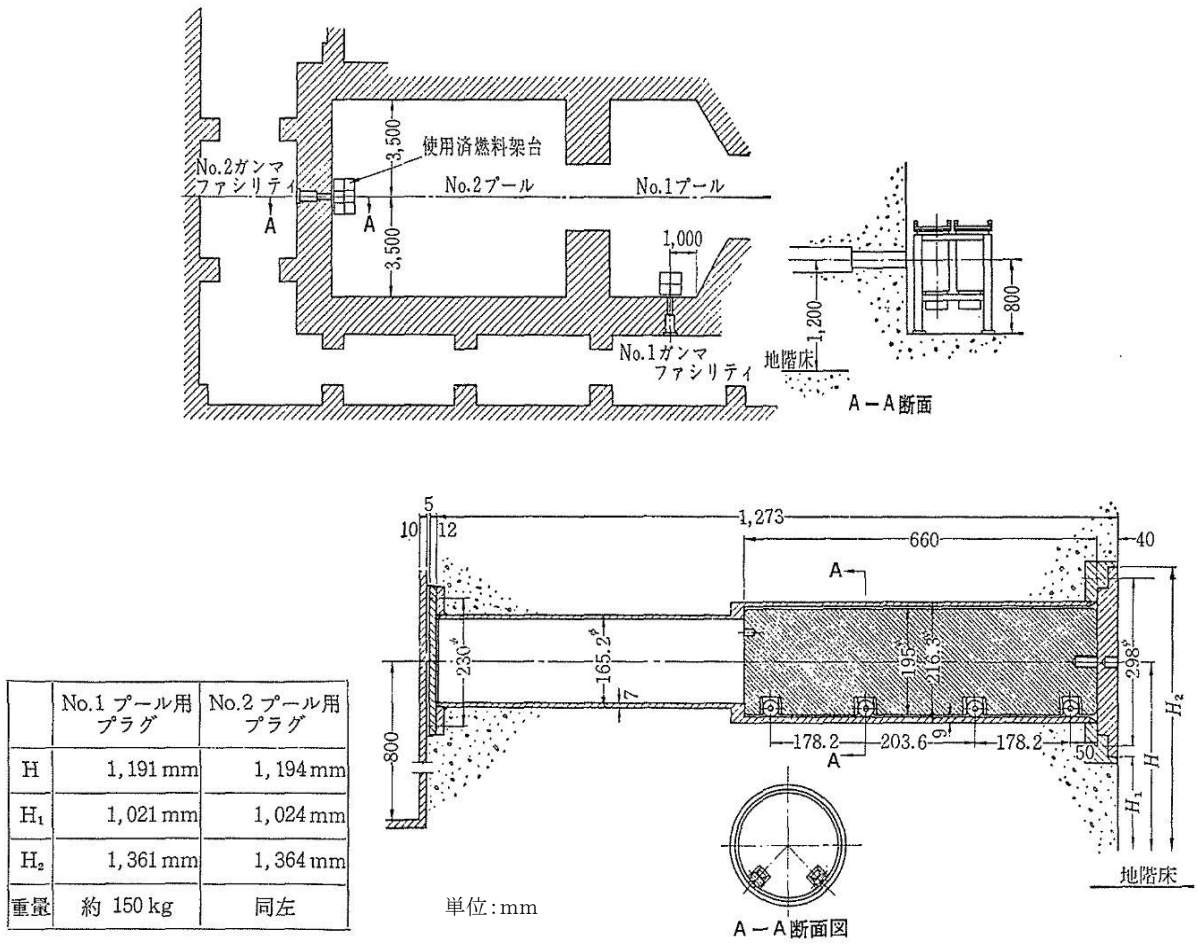


Fig. 2.1.14 ガンマファシリティ断面図

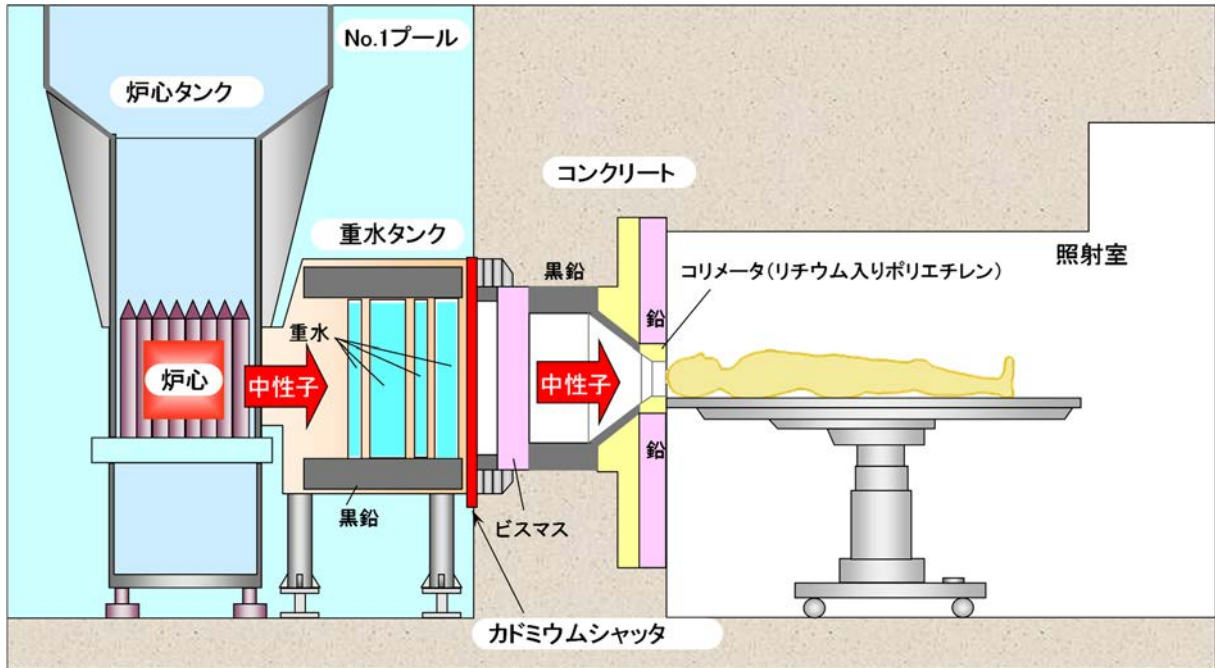


Fig. 2.1.15 中性子ビーム実験設備





Fig. 2.1.16 治療室

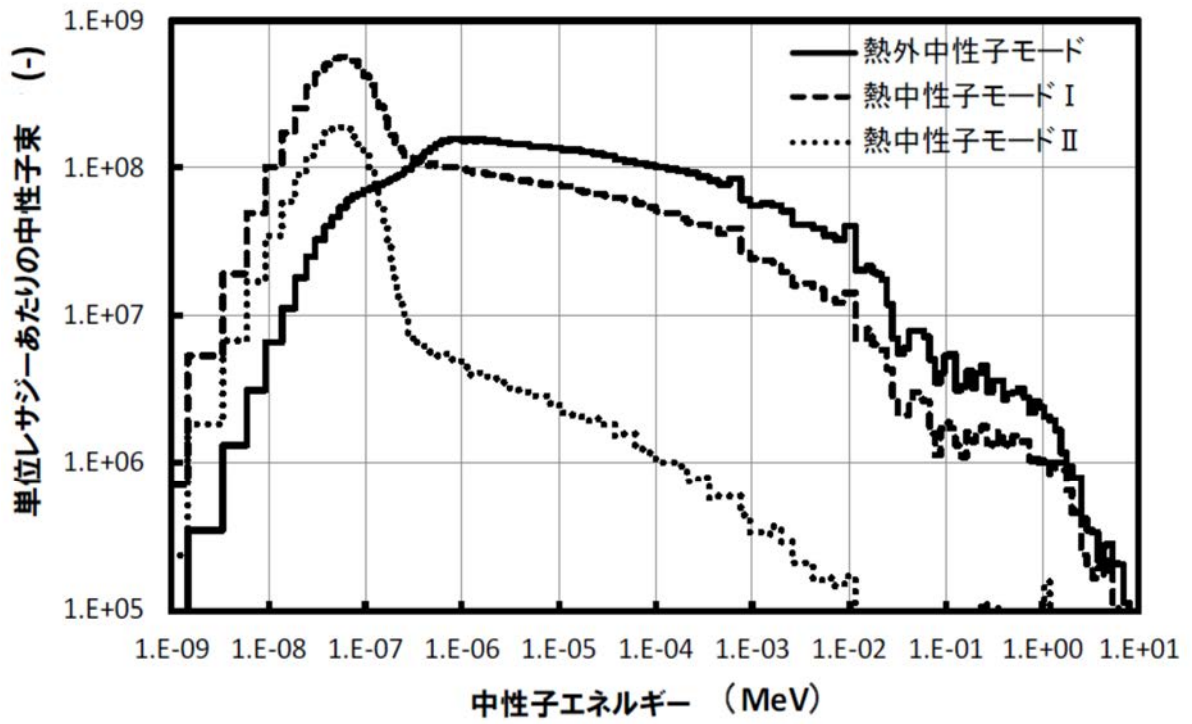


Fig. 2.1.17 中性子ビームの中性子スペクトル

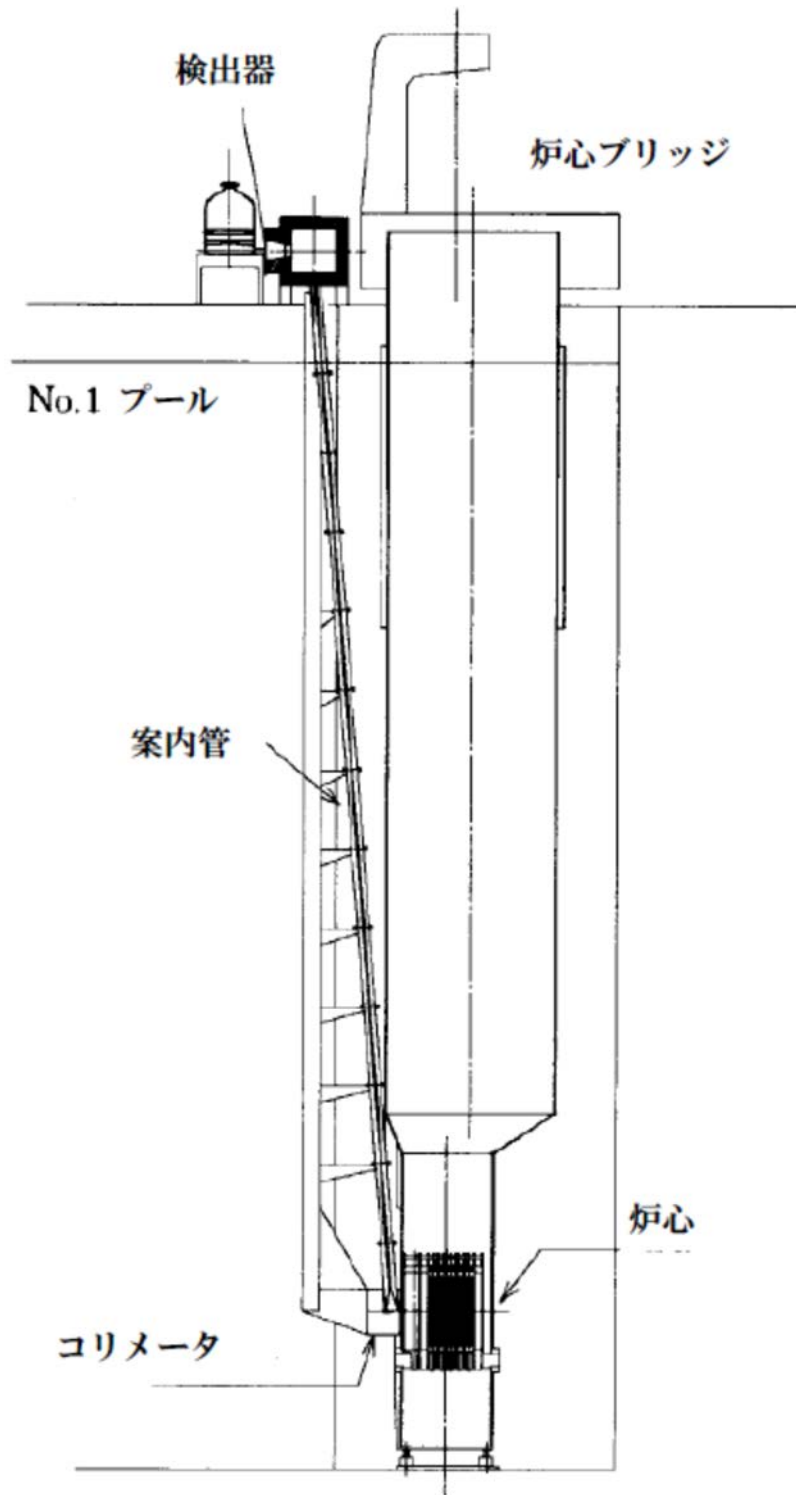


Fig. 2.1.18 即発ガンマ線分析装置全体図

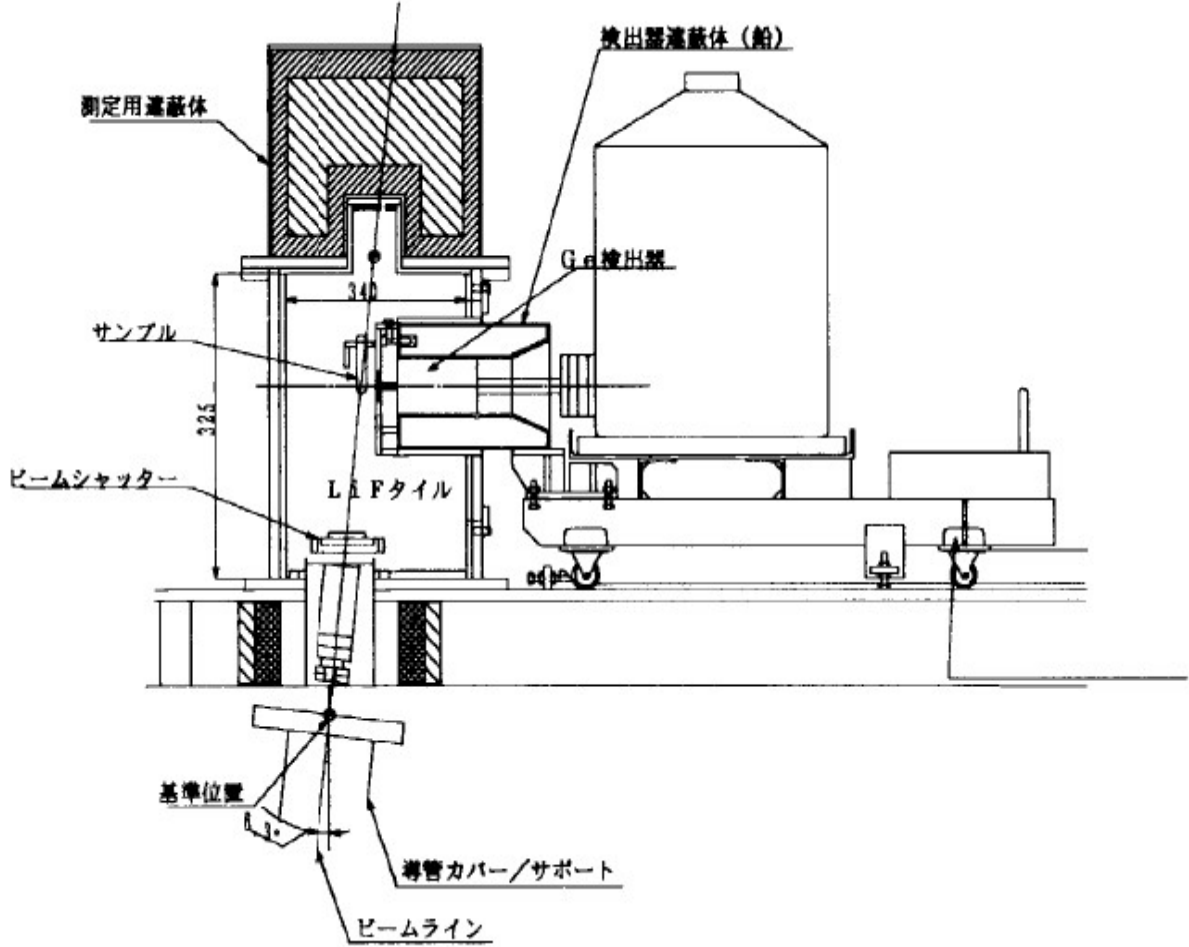


Fig. 2.1.19 即発ガンマ線分析装置の分析装置部

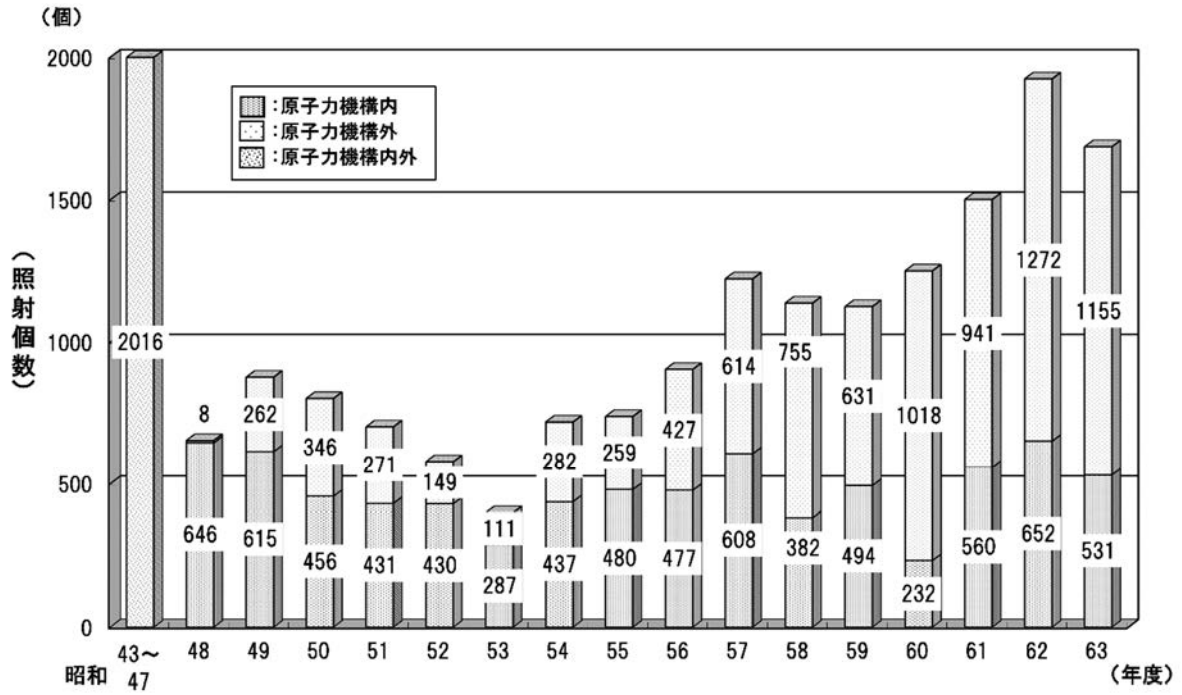


Fig. 2.1.20 JRR-4 照射個数の推移 (昭和 43 年度から昭和 63 年度)

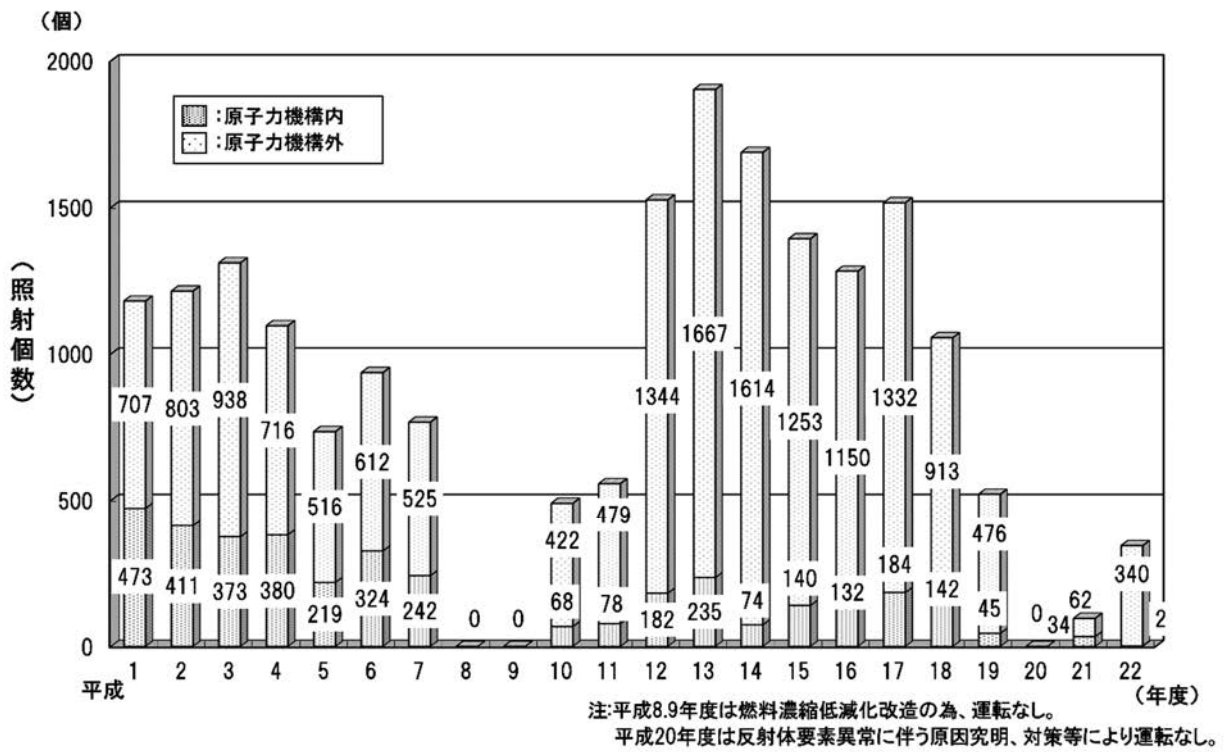


Fig. 2.1.21 JRR-4 照射個数の推移 (平成元年度から平成 22 年度)

## 2.2 利用分野別の成果

### 2.2.1 照射利用

#### 2.2.1.1 RI の製造

JRR-4 では実験用・トレーサー用 RI の生産や医療用線源の生産が行われてきた。中でもがん治療等に使用される  $^{198}\text{Au}$  グレインは定常的に生産が行われ、毎週供給を原則として製造出荷された。

#### 2.2.1.2 放射化分析

放射化分析による照射は JRR-4 で行われている照射の中で最も大きい割合を持っていた。照射は主に T パイプで短時間照射によって行われ、ごく短時間の照射の場合は気送管照射設備が使われた。放射化分析の試料としては大気浮遊塵・フィルタが半数以上を占め、次いで多い順に岩石、隕石・宇宙塵、土壌、金属・無機化合物などが主な分析試料であった。

#### 2.2.1.3 シリコン中性子照射ドーピング

JRR-4 でのシリコン照射は、昭和 52 年 7 月から D パイプ照射筒を利用して 2.5 インチのシリコンインゴットの照射が始まり、更に翌年の昭和 53 年 1 月にシリコン照射専用の L パイプ照射筒が設置されたことで 4 インチまでの照射が可能となった。その後の昭和 63 年 10 月から JRR-4 燃料低濃縮化工事に伴って設置された N パイプ照射筒(L パイプ改造)により 5 インチまでの照射が可能となり、この 5 インチシリコンインゴットを中心に年間約 0.5t が照射された。

#### 2.2.1.4 その他の照射利用

高速実験炉「常陽」の燃料体の温度測定に使用する測温素子の開発のため、JRR-4 で照射試験が行われた。また、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の核計装用比例計数管の照射寿命試験なども実施された。

### 2.2.2 中性子ビーム利用

#### 2.2.2.1 ホウ素中性子捕捉療法

##### (1) BNCT の原理

BNCT は、ホウ素の同位元素である  $^{10}\text{B}$  を含んだがん細胞に選択的に取り込まれる化合物を予め患者の静脈内から投与しておき、腫瘍に効率よく集積したタイミングを見計らってエネルギーの低い熱中性子 ( $<0.53\text{eV}$ ) あるいはよりエネルギーが高く透過率の高い熱外中性子を照射し、 $^{10}\text{B}$  と中性子の捕獲反応 [ $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ ] によって生じるアルファ線と高エネルギーの  $^7\text{Li}$  粒子によって腫瘍細胞を選択的に破壊する治療法である。このアルファ線はエネルギーが 2.34MeV で生体内での飛程距離は約  $9\mu\text{m}$  と細胞の直径程度で極めて短いため、ホウ素化合物を取り込んでいない正常細胞への影響は少ない。

##### (2) BNCT の歴史

BNCT は米国で昭和 26 年から昭和 36 年にブルックヘブン国立研究所 (Brookhaven National Laboratory: BNL) 及び昭和 34 年から昭和 36 年にマサチューセッツ工科大学 (Massachusetts Institute of Technology: MIT) にて最初の臨床治験が行われたが、中性子ビームに含まれる高速中性子の混入

やホウ素化合物のがん細胞への選択的な取り込みが悪く、臨床研究の成果が出なかったことから一旦終了となった。その後、東京大学(後に帝京大学に移籍)の故畠中教授が昭和 43 年に臨床治験を日立製作所の研究炉である日立炉(昭和 43 年から昭和 49 年)で行い、13 例の脳腫瘍の照射が行われた。(国産一号炉 JRR-3 でも昭和 44 年に 1 例行われている)。その後、昭和 52 年から平成元年まで武蔵工業大学の研究炉の武蔵工大炉での 99 例の脳腫瘍、9 例の悪性黒色腫の照射が、京都大学(京大)の研究炉である KUR でも昭和 49 年から平成 7 年までに 48 例の悪性神経膠腫、13 例の悪性黒色腫の照射が行われた。その後、武蔵工大炉の停止に伴い、関東での臨床研究の中心は原研の JRR-2 に移り、ここで平成 2 年から平成 8 年までに 33 例の悪性神経膠腫の治療が行われたが、施設の高経年化の進行や JRR-3 の改造により役目を終えた等の理由で停止した。

熱中性子を用いた BNCT は、脳の浅い部分に局限した症例に対しては成績が良いということが報告され、その有用性が明らかにされたが、深部へ浸潤する腫瘍に対しては限界があることが明らかとなった<sup>8)</sup>。この結果を受けて、昭和 50 年代後半に熱外中性子(0.53eV~10keV)を用いて深部線量の改善を目指した基礎研究が開始された。

### (3) JRR-4 で BNCT を実施することになった理由

JRR-4 は我が国初の原子力船「むつ」の実物大モックアップによる遮蔽実験を目的として建設され、昭和 37 年 6 月に着工し、昭和 40 年 1 月 28 日に初臨界となった。原子炉には 90~93%濃縮ウランの燃料を用いていたが、核不拡散政策に対応するため、20%濃縮ウラン燃料への変更、原子炉各設備を最新の技術に対応した安全性の高い設備への更新、さらには実験利用者からの多様化、高度化への要望に対応する高度化改造を行うため、平成 8 年 1 月に改造を行った。

JRR-4 の濃縮度低減化の検討は、昭和 60 年頃に開始され、平成 3 年になって設計・安全解析等が開始されている。当時の利用ニーズ調査では、医療照射と放射化分析(特に短寿命核種分析)の需要とともに、JRR-2 の停止により、次世代を担う熱外中性子ビームを主体とした医療照射炉について並々ならぬ期待があった。このような背景から、JRR-2 で行っていた BNCT 医療照射を継続するものとして、JRR-4 の改造計画の中でさらに充実させた BNCT 照射設備を新設することになった。

### (4) 熱中性子を用いた BNCT

熱外中性子ビームを利用した臨床研究の準備が整うまで、JRR-2 で実施してきた熱中性子による BNCT の経験を踏まえて、熱中性子モード I (熱中性子と熱外中性子の混合モード)での臨床研究が平成 11 年 10 月より開始された。

このビームモードは、生体内における熱中性子束分布のピークが表面から約 3mm のところに形成され、それ以上の深部においては減衰が著しくなる。患部に高線量を付与するには開頭して直接患部(脳)に中性子を照射する必要があった(開頭 BNCT)。

JRR-4 における開頭照射は、平成 11 年から平成 15 年までとなる。主な利用者は筑波大学、香川小児病院、徳島大学であり Phase I / II の臨床研究が実施されている。対象は悪性神経膠腫(Grade III)・神経膠芽腫(Grade IV)の初発例で、それまでに放射線治療を受けていないもの、一側の脳半球に局限しているもの、全身的な合併症や多重癌のないもの、年齢は 18 歳から 70 歳までなどの条件の下で照射が実施された。

治療成績については、原子力機構の所掌外であるためここでは触れないが、開頭 BNCT の利点は、手術中に皮膚を翻転しているために皮膚に照射することなく(BSH (dodecaboranethiol) は正常皮膚にも取り込まれるため、皮膚線量で照射時間が規定される場合もある)患部のみの照射が可能になるため、腫瘍組織の線量を増やすことができる点である。しかしながら最大の欠点は BNCT のために全身麻酔をかけて手術を行う点で、患者にとっては負担が大きく感染などの合併症を惹起する危険性もある。もう一つのホウ素化合物である BPA (p-boronophenylalanine) は高い腫瘍内ホウ素 ( $^{10}\text{B}$ ) 濃度が得られる点の特徴で、腫瘍組織内の平均  $^{10}\text{B}$  は血液若しくは正常脳組織の 2~4 倍とされているため、細胞レベルでの腫瘍線量と正常組織線量の比は大きくなる。悪性脳腫瘍の照射で BPA の薬物動態の特性を効果的に利用するためには、正常組織である皮膚の線量を減らすことができる熱外中性子ビームによる照射が必要であった。

#### (5) 熱外中性子を用いた BNCT

これまで実施されてきた熱中性子ビームによる BNCT では、脳表面近傍に配置した金線及び熱ルミネセンス線量計 (TLD) によって、熱中性子束、ガンマ線量をそれぞれ実測し、この測定結果を基に患部周辺の吸収線量を評価していた。しかし、熱中性子が脳内深部まで達する熱外中性子ビーム BNCT では、①従来の実測手法では検出器を脳内に配置できないため、患部周辺の吸収線量を正確に把握することができない、②高速中性子の吸収線量への寄与も無視できなくなる、などの課題があった。

これを踏まえ当時の原子力機構では、従来の実測による評価方法に代わり、患部周辺の吸収線量を数値シミュレーションによって評価を行う前述の JCDS を開発した。JCDS は患者の医療画像 (CT、MRI) から 3 次元頭部モデルを作成し、このモデルを基に頭部内の線量分布をモンテカルロ・核計算コード MCNP で計算するための入力ファイルを自動作成する。さらに、この入力ファイルを使って MCNP で計算した結果を再び JCDS に読み込ませ、頭部モデル上に線量分布を重ねて表示を行うなど、BNCT の線量評価に必要な情報を出力するものである (Fig. 2.2.1 参照)。また、患者の位置精度は BNCT の照射精度に大きく影響を与えるため、患者セッティングシステムと連携し、患者を迅速かつ正確にセッティングするための機能を持たせた<sup>12)</sup>。Fig. 2.2.2 に患者セッティングシステムを示すが、まず患者は治療室で患者セッティングシステムのレーザー光を用いて JCDS の照射条件を再現するために入念にセッティングが行われ、完了次第、リファレンスとなるレーザー光に沿って患者にマジックでマーキングを行う。その後、患者をのせた照射ベッド (椅子) ごと照射室に移動させ、患者のセッティングを短時間で終了させて照射が開始される。

この JCDS を BNCT に適用することにより、患部周辺の詳細な線量分布評価に基づいた治療が実施可能となったこと、JCDS で計画した患者セッティングを実際の治療で精度よく再現できるようになったことで BNCT 治療計画の精度向上に貢献した。臨床研究については、平成 16 年度から熱外中性子ビームモードを用いた非開頭の脳腫瘍 BNCT が実施され、平成 17 年度からは頭頸部腫瘍に対する臨床研究も開始された。また、平成 18 年度には京大の研究用原子炉 KUR の燃料低濃縮化のための改造工事が開始され、一時的に国内で BNCT 照射ができる原子炉は JRR-4 のみとなった。この間、京大グループの主治医は JRR-4 を利用して BNCT 臨床研究を行い、脳腫瘍だけでなく頭頸部腫瘍や体幹部となる肺がん (悪性胸膜中皮種) の症例が実施された。平成 18 年度の原子力機構の対応は、JRR-4



の運転のある週に医療照射日を1日設け、医師グループ側からの要望があったときに1日2例まで医療照射が実施できるような体制を整えた。さらに茨城県東海村立東海病院等近隣の病院との協力体制により、BNCT直前のがん状況の把握、BNCT前後の患者のケアなどが行えるような対策を行った。これらの活動により、この年度における症例は34例となり、過去最高の症例数となった。

平成19年度も引き続き京大グループの利用により症例数が増加し、頭頸部腫瘍の症例数が脳腫瘍を上回る結果となり、BNCTの臨床研究は脳腫瘍から頭頸部腫瘍へと適用が拡大されたと言える。JRR-4施設側もこれに対応すべく、延長コリメータ(ビーム孔を壁から15cm突出させたもの)を実用化し、照射中における患者の肩と壁との干渉をなくすことで患者の負担にならない姿勢で照射ができるよう設備面の充実が図られた。医療照射の流れとしては、医師から医療照射の申し込み(医療照射実施計画書の提出)があり、医療画像データ(CT、MRI)に基づきJCDSで計算モデルを作成し、医師が指示する照射条件で線量評価を行い、評価結果を提示する。当日は施療室で患者の模擬セッティングを行った後、照射室に移動して照射を行う。照射時間の決定は、次の2つの測定結果により行われた。①血液中のホウ素濃度を推定するため、照射前に患者から採取した血液(4、5点)を即発ガンマ線分析装置により測定し、照射開始から照射完了までの血液中の平均ホウ素濃度の推定値を算出する。②照射中の原子炉出力を算出するため、照射開始から10分後にビーム孔内に設置した金線を引抜き、放射化量から熱中性子束を算出し、照射中の原子炉出力を算出する。JRR-4におけるBNCT照射時間は、20分から50分程度であるが、血液中のホウ素濃度が予測よりも高い場合には照射時間が短くなるため、理工学系のスタッフの対応は慌ただしくなる。原子炉出力と血液中ホウ素濃度が予想よりも相当高かった場合には、1分後に原子炉を停止する場合もあった。JRR-4での熱外中性子ビームを使用したBNCT臨床研究は平成16年から22年まで実施され、主な利用者は、京大、大阪医科大学、川崎医科大学、大阪大学、東京大学、筑波大学、徳島大学となる。特に大阪医科大学の悪性脳腫瘍、川崎医科大学の頭頸部腫瘍の症例が精力的に行われた。Fig. 2.2.3に示すとおりJRR-4で実施されたBNCT臨床研究(平成11年から平成22年)の全症例数は107例であった。

#### (6) 加速器BNCTへの技術継承

平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所の事故を契機に、原子炉等規制法の法改正(平成24年6月)が行われ、原子力規制委員会によって核燃料施設等の新たな規制基準が策定されて平成25年12月に施行された。原子力機構では、この新規制基準を満足させるためには大きな投資が必要であり、原子力機構にある施設を整理して対応する必要があった。そこで、原子力機構は、平成25年9月26日に「原子力機構改革計画」を策定し、事業合理化の一環としてJRR-4の廃止を決定した。平成27年12月25日に廃止措置計画の認可申請を行い、平成29年6月7日に廃止措置計画が認可され、原子力機構のBNCT研究の歴史に幕を閉じることになった。

その後、BNCTを国内で普及させるため、病院に設置可能な小型加速器をベースとする中性子源を用いた研究開発プロジェクトがいくつか立ち上がっている。例えば、京大のサイクロトロン+ベリリウムターゲット、国立がん研究センター中央病院のRFQ(Radio Frequency Quadrupoles)ライナック+リチウムターゲット、筑波大学のRFQとDTL(Drift Tube Linac)+ベリリウムターゲットである。原子力機構は筑波大学のプロジェクトに参画し、ベリリウムターゲットから発生する高速中性子をBNCT用の熱外中性子ビーム(10keVをピークとした連続エネルギースペクトル)にするための減速場・コリメータの設計開発

を協同して行った。このため、この加速器 BNCT 装置は JRR-4 の医療照射で培ってきた照射技術が投入されており、JRR-4 の技術(遺産)は、原子炉を利用した BNCT から病院併設型の加速器 BNCT へと引き継がれた。

#### 2.2.2.2 その他の中性子ビーム利用

##### (1) 生物実験及び小動物実験

JRR-4 熱外中性子ビームの臨床研究への適用のため、放射線生物学的評価により熱外中性子ビームの特性を明らかにし、熱外中性子による開頭 BNCT に向けた検討が平成 13 年頃から開始された。ここでは、物理線量測定及び in vitro 生存率測定(コロニー形成法)を行い、BNCT における各線量成分(高速中性子線量、窒素線量、ガンマ線量、ホウ素線量)とそれぞれの生物学的効果比(RBEnutron、RBEboron、CBEboron)が評価された<sup>13)</sup>。この結果、従来 BNCT で用いられてきた熱中性子ビームに比べ熱外中性子ビームは高い生物効果を示し、また治療可能な領域が約 10mm 深い位置まで拡大することから、治療生成の向上に結びつくものと結論づけられた。

医学では開発された新薬及び新しい治療法の人への適用には、実験動物を用いた試験が行われており、試験管内試験(in vitro)、生体内試験(in vivo)を細胞、動物、人への順にステップアップすることが通常行われている。こうしたことから、大学等の研究者は新薬及び新しい熱外中性子利用 BNCT の適用のため、小動物照射実験を強く望んでいた。平成 14 年の時点では、細胞レベルの照射実験がほぼ終了し、実験動物を用いた照射実験に移る段階となっていたため、原研内で動物照射のための手続き及び体制等を整備し、平成 14 年 3 月に筑波大学が第 1 回小動物照射を実施した。JRR-4 で行われた主な小動物実験は、BNCT の治療効果改善と適応拡大のための基礎的・臨床的研究、BNCT のためのホウ素デリバリーシステム開発等であった。

##### (2) 鉄鋼材料中微量ボロンの観察

Alpha-particle Track Etching (ATE)法を用いてボロン添加鋼の開発を目的とした鉄鋼材料中のボロンの挙動の観察を実施した。従来は、立教大学の原子炉(RUR)で実施してきたが、平成 11 年度を持ってRUR が閉鎖されたことに伴い代替となる ATE 用照射場が必要であった。そのため、JRR-4 の中性子ビーム設備を利用し、供試鋼を照射するためにアクリル製試料架台を作成し、中心部 300mm<sup>2</sup>を照射範囲として、1 列 5 個をセットし、5 列 25 個の試料を照射した。測定結果より、ATE 像を得ることができ、ATE 用照射場として使用できることを確認した。

##### (3) 中性子イメージング検出法の開発実験

液体金属冷却型高速増殖炉の炉心熱流動評価手法の信頼性向上に係る詳細データを整備するため、大口径かつ熱外中性子強度が高い JRR-4 の中性子ビーム施設を用いた試験が行われた。試験では、ダイナミック中性子トモグラフィ(DNCT)と名付けた装置を中性子ビーム設備に設置し、炉内基礎試験を実施し DNCT システムの基礎的特性の評価が行われた。

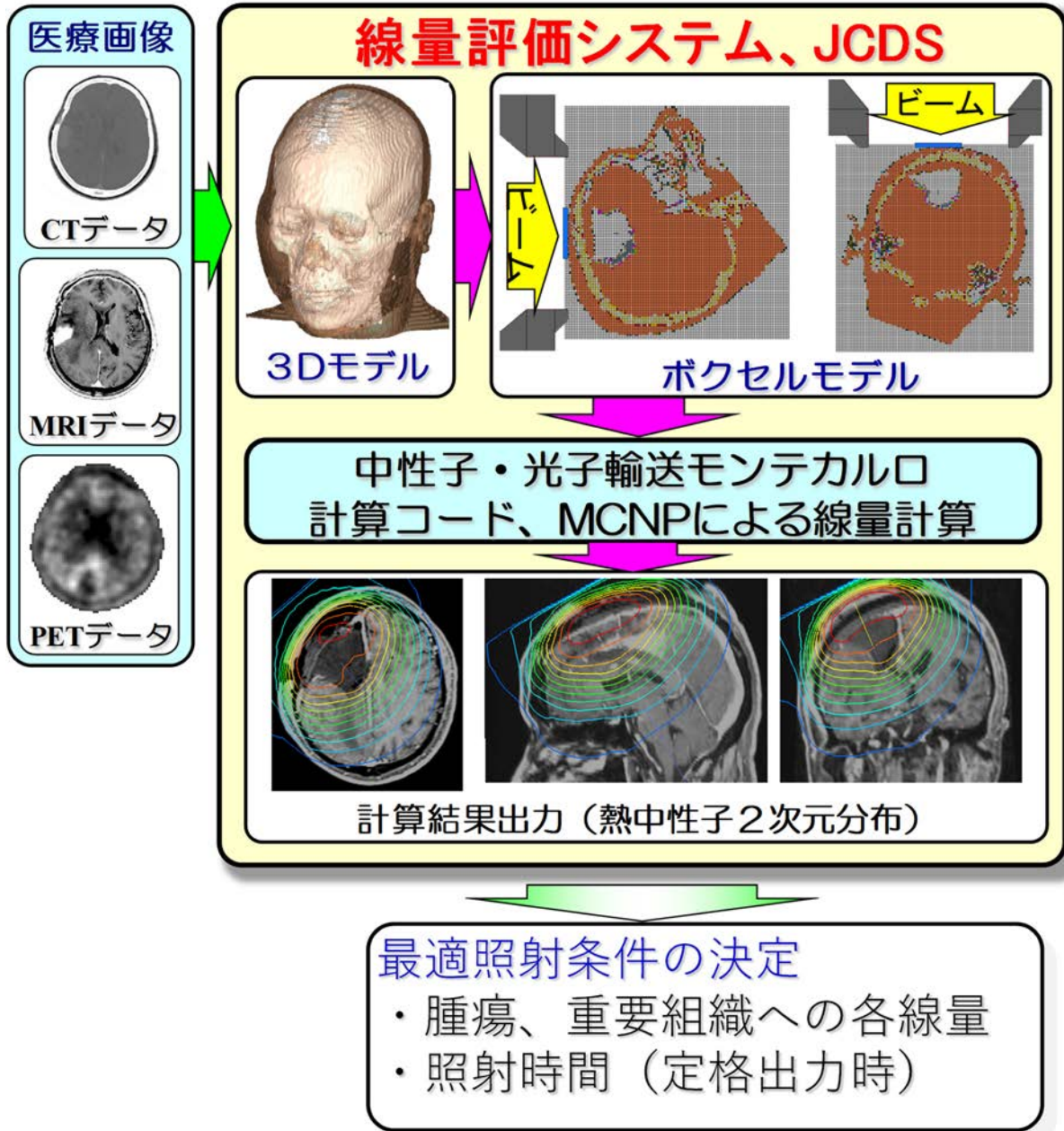


Fig. 2.2.1 線量評価システム JCDS (JAERI Computer Dosimetry System)

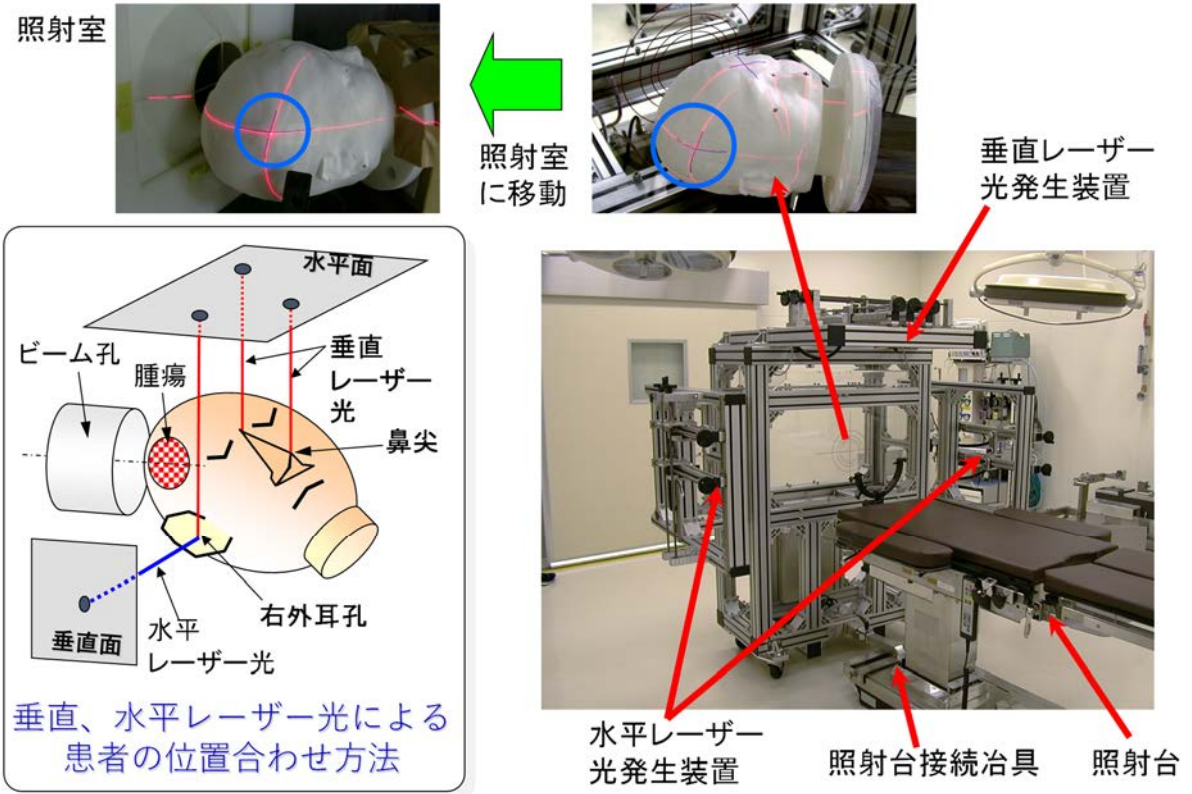


Fig. 2.2.2 患者セッティングシステム

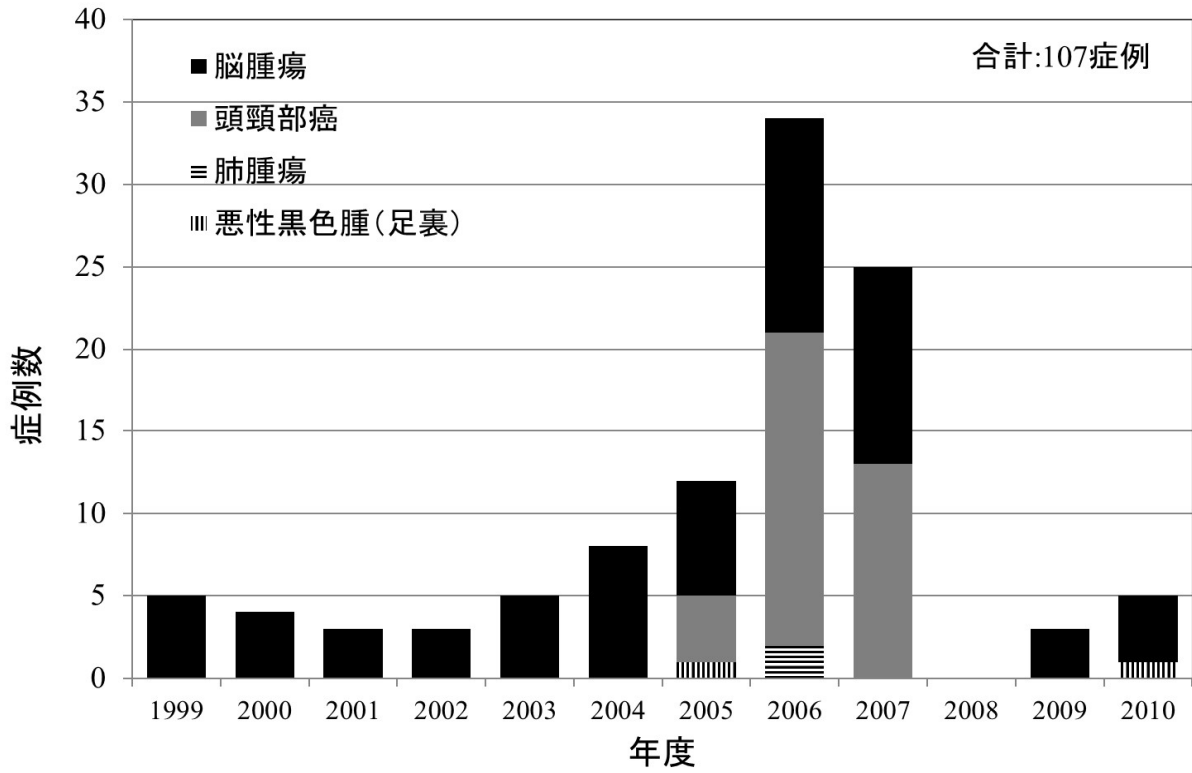


Fig. 2.2.3 JRR-4 で実施された BNCT 臨床研究の症例数

## 2.3 人材育成

### 2.3.1 人材育成の概要

JRR-4 では、人材育成の一環である原子炉技術者の教育訓練として、昭和 44 年に運転を終結した JRR-1 に代わり、原子力人材育成センター(旧原子炉研修所)の原子炉技術者の研修が行われた。

JRR-4 における国内の原子力技術者の研修実績を Table 2.3.1 に示す。研修を開始した昭和 43 年から現在に至るまで、改造期間の平成 7 年から 10 年及び廃止措置計画申請後の平成 27 年以降の一部を除いては、ほぼ毎年原子炉技術者の研修を実施してきた。その結果、これまでの総数は延べ 1,895 名となり、我が国の原子力技術者の養成に大きく貢献した。

一方、昭和 60 年から平成 6 年までは、JICA/JAERI 共催の「国際コース」が設けられ、発展途上国の原子力技術者の研修が行われた。JRR-4 における国際コースの実績を Table 2.3.2 に示す。本コースでは、延べ 49 名、13 か国からの研修生を受け入れ、国外の原子炉技術者の養成に大きく貢献した。さらに、昭和 60 年から平成 19 年までは、JRR-4 を含む旧研究炉部(現研究炉加速器技術部)として、交流制度等に基づく国際協力が行われ、延べ 10 か国、238 名を受け入れ、171 名を派遣し、国際協力に大きく貢献した。旧研究炉部(JRR-4 含む)における国際協力の実績を Table 2.3.3 に示す。

### 2.3.2 JRR-4 の原子炉研修

JRR-4 は、デイリー運転であったこと、また、中出力炉であったことから、原子炉研修を実施する上で以下の特徴があった。

- ゼロ出力から 3,500kW まで多岐にわたる実験が可能であったため、臨界実験装置で行われる臨界近接、制御棒校正、反応度測定、中性子スペクトル測定といったゼロ出力近傍での実験に限らず、キセノン効果、温度効果、熱量測定による熱出力校正といった高出力運転が可能な実験にも対応することができたこと。
- 教育訓練用原子炉の許可を有していたことから、研修生自身が実際に原子炉を操作、体験できたこと。
- 原子炉としての構造が、比較的簡単であったことから、事例とすることにより安全設計・安全評価等の対応を短期に理解することが可能であったこと。
- 施設共用設備で放射化分析実習等も可能であったこと。

以上の特徴から、これまで多くの研修が行われるとともに、深い理解が得られる研修を提供することができた。その結果、多くの国内外の原子炉技術者の育成の場として利用され、その結果、人材育成に大きく貢献することができた。

Table 2.3.1 JRR-4 における国内の原子炉技術者の研修実績(1/2)

年 度	研修コース			その他	合 計
	一般課程	原子炉工学	東大専門職		
1968(S43)～ 1975(S50)	555	-	-	-	555
1976(S51)	22	30	-	-	52
1977(S52)	37	24	-	-	61
1978(S53)	36	24	-	-	60
1979(S54)	36	25	-	-	61
1980(S55)	34	28	-	-	62
1981(S56)	26	30	-	-	56
1982(S57)	35	29	-	-	64
1983(S58)	38	27	-	-	65
1984(S59)	38	26	-	-	64
1985(S60)	36	25	-	-	61
1986(S61)	36	16	-	-	52
1987(S62)	36	23	-	-	59
1988(S63)	24	19	-	-	43
1989(H 1)	24	14	-	-	38
1990(H 2)	22	8	-	-	30
1991(H 3)	18	11	-	-	29
1992(H 4)	16	12	-	-	28
1993(H 5)	18	9	-	-	27
	-	-	-	6	6
1994(H 6)	19	18	-	-	37
	-	-	-	6	6
1995(H 7)	17	18	-	-	35
	-	-	-	6	6
1996(H 8)	0	0	-	-	0
1997(H 9)	0	0	-	-	0
1998(H10)	0	0	-	-	0
1999(H11)	15	0	-	-	15
2000(H12)	0	7	-	-	7
2001(H13)	0	12	-	-	12
2002(H14)	0	7	-	-	7

Table 2.3.1 JRR-4 における国内の原子炉技術者の研修実績(2/2)

年 度	研修コース			その他	合 計
	一般課程	原子炉工学	東大専門職		
2003 (H15)	0	10	-	-	10
	0	10	-	-	10
2004 (H16)	0	3	-	-	3
	0	9	-	-	9
	1	0	-	-	1
2005 (H17)	6	-	-	-	6
2006 (H18)	6	-	-	-	6
	-	-	18	-	18
	-	-	-	1	1
2007 (H19)	5	-	-	-	5
	-	-	-	11	11
	-	-	16	-	16
	-	-	-	6	6
	-	-	-	15	15
2008 (H20)	-	-	15	-	15
2009 (H21)	-	-	15	-	15
	-	-	-	1	1
2010 (H22)	5	-	17	-	22
	5	-	-	-	5
	-	-	-	15	15
2011 (H23)	-	-	17	-	17
2012 (H24)	-	-	14	-	14
2013 (H25)	-	-	18	-	18
2014 (H26)	-	-	18	-	18
2015 (H27)	-	-	-	-	-
2016 (H28)	-	-	-	-	-
2017 (H29)	-	-	-	-	-
2018 (H30)	-	-	14	-	14
2019 (R01)	-	-	14	-	14
2020 (R02)	-	-	-	-	-
2021 (R03)	-	-	-	-	-
2022 (R04)	-	-	15	-	15
合 計	1,166	474	191	67	1,895



Table 2.3.2 JRR-4 における国際コースの実績

年 度	原子炉研 修人数	出 身 国 名
1985(S60)	10	インドネシア、韓国、コロンビア、スリランカ、タイ、 中国、トルコ、バングラディッシュ、フィリピン、ペルー、 マレーシア、メキシコ、ベトナム  平成 7 年度以降は軽水臨界実験装置(TCA)施設で実施している。
1986(S61)	5	
1987(S62)	5	
1988(S63)	3	
1989(H 1)	3	
1990(H 2)	3	
1991(H 3)	6	
1992(H 4)	4	
1993(H 5)	4	
1994(H 6)	6	
1995(H 7)		
1996(H 8)		
1997(H 9)		
1998(H10)		
1999(H11)		
2000(H12)		
2001(H13)		
2002(H14)		
2003(H15)		
2004(H16)		
2005(H17)		
2006(H18)		
2007(H19)		
合 計	49	13 カ国



## あ と が き

JRR-4 は、JRR-1、JRR-2、JRR-3 及び JPDR に続き、当時の原研東海研究所に設置された 5 番目の原子炉として、原子力船「むつ」の遮蔽モックアップ実験を行うための原子炉として設計、建設された。昭和 40 年 1 月の初臨界以来、40 有余年にわたり共同利用運転を実施し、研究所内外の研究者の利用に供してきた。

その間の原子炉施設、利用施設等の設備の改善改修及び各種トラブル発生時の発生状況から原因の究明、対策の検討並びに対策の実施に至る経過について記述したが、これらは関係者の並々ならぬ努力と創造性によって成功裡に行われたものと考えている。また、これらの経験は今後の原子炉施設・設備等の改善、トラブル対応と改善の際に大いに役立つものと考えており、原子炉の安全、安定運転に寄与、貢献しているものと確信している。

利用の面においても、JRR-4 は我が国における中心的研究炉として研究利用者の要望に応え設備の改善を進め、工業・医療用ラジオアイソトープの製造、半導体素材の生産(シリコン・ドーピング)、放射化分析等のための照射利用と基礎物性研究のための中性子ビーム実験利用等に供してきた。その結果、我が国の原子力開発、工業、農業、医学等多岐の分野にわたる研究開発、発展に寄与、貢献してきたものと確信している。また、中性子ビームを用いて脳腫瘍等を治療(BNCT)する医療照射設備を整備し医療照射を行い、癌撲滅研究の一翼を担ってきた。

以上、述べてきたように JRR-4 が安全にかつ安定した運転を行うとともに、時代とともに変革するより高度で、多様化する利用者の要求に応えることができたのは、歴代の JRR-4 関係者をはじめ研究炉加速器技術部をあげての利用者との緻密な連携と新しい技術への取組み、創意工夫等の努力の結果と考える。

本報告書は、40 有余年にわたる原子炉の運転と利用の成果をありのまま纏めたものであり、試験研究炉を問わず原子力に携わる技術者、管理者の何らかの参考になれば幸いである。

本報告書は、過去に出版された JAERI-M 等の資料を参考に執筆担当が執筆したものを編集員が纏めたものである。纏めるにあたって木名瀬 政美研究炉加速器技術部長をはじめ、永富 英記研究炉加速器技術部次長、中村 剛実利用施設管理課長の御指導をいただきました。ここに謹んで謝意を表します。

## 参考文献

- 1)研究炉管理部:研究炉・ホットラボの運転と技術管理(昭和 45 年度), JAERI-M 4752(1972), 214p.
- 2)研究炉管理部:研究炉・ホットラボの運転と技術管理(昭和 47 年度), JAERI-M 5371(1973), 242p.
- 3)研究炉管理部:研究炉・ホットラボの運転と技術管理(平成元年度), JAERI-M 90-166(1990), 168p.
- 4)研究炉部:平成 10 年度研究炉部年報(運転・利用と研究・技術開発),  
JAERI-Review 99-032(2000), 232p.
- 5)研究炉加速器管理部:平成 17 年度研究炉加速器管理部年報, JAEA-Review 2006-036(2006),  
219p.
- 6)研究炉加速器管理部:平成 18 年度研究炉加速器管理部年報, JAEA-Review 2007-040(2007),  
232p.
- 7)JRR-4 反射体要素割れの原因調査報告書アドホック検討会:JRR-4 反射体要素割れの原因調査  
報告書, JAEA-Technology 2008-070(2008), 121p.
- 8)八木理公, 堀口洋徳, 横尾健司, 大山光樹, 楠剛: JRR-4 反射体要素黒鉛反射材の照射成長  
に関する調査, JAEA-Technology 2008-072(2008), 79p.
- 9)T.Maruyama and M.harayama:Neutron irradiation effect on the thermal conductivity and  
dimensional change of graphite materials, J.Nucl.Mater, 195, (1992), pp.44-50.
- 10)熊田博明, 山本和喜, 鳥居義也 他, ホウ素中性子捕捉療法のための BNCT 線量評価システ  
ム(JCDS)の開発(協力研究), JAERI-Tech 2003-002 (2003), 49p.
- 11)小野公二, 悪性神経膠腫の硼素中性子捕捉療法(原子炉医療), 脳神経外科速報, 6, (1996),  
pp.429-434.
- 12)熊田博明, 松村明, 中川義信, 原子炉による医療照射のための患者セッティングシステムの開  
発, 日本原子力学会和文論文誌, 1(1), (2002), pp.59-68.
- 13)山本哲哉, 山本和喜 他, JRR-4 熱外中性子ビームの in vitro 生物学的効果 -フリービーム条  
件並びにファントム条件での測定-(協力研究), JAERI-Research 2002-011(2002), 56p.

## 付録

付録 1 JRR-4 年表

付録 2 JRR-4 組織の変遷

付録 3 JRR-4 設工認、使用前検査一覧

付録 4 JRR-4 事故・トラブル発生状況一覧

付録 5 JRR-4 関連レポート一覧

This is a blank page.

付録 1 JRR-4 年表

This is a blank page.



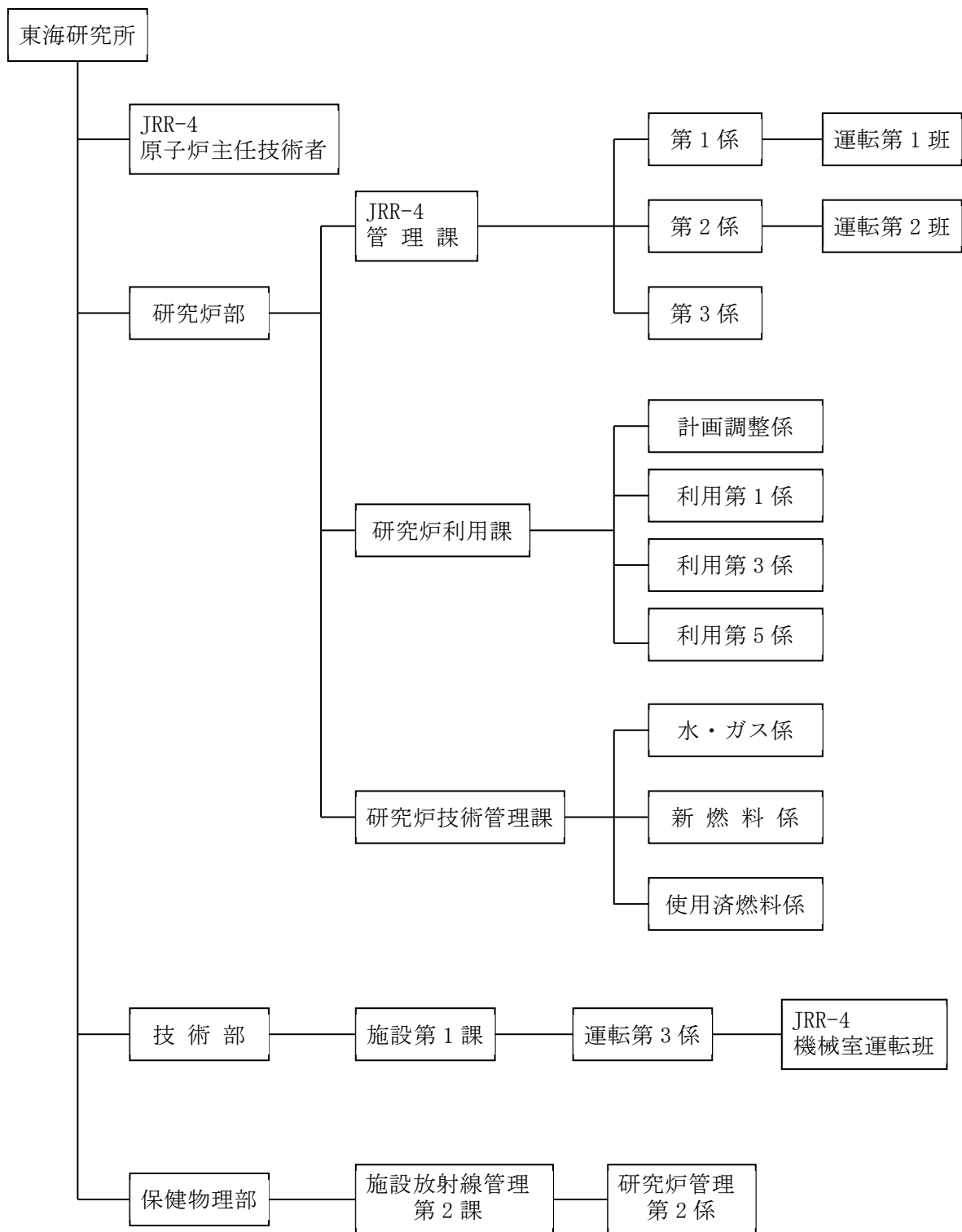
## JRR-4 年表

年月	JRR-4
S37.4	JRR-4 設置許可
S37.6	JRR-4 着工
S39.2	建設関係工事完了
S39.2	原子炉・冷却設備・計測制御設備・実験設備等着工
S40.1	JRR-4 臨界
S40.7	JRR-4 熱出力 1,000kW に到達
S40.11	JRR-4、1,000kW 局立会性能検査合格、利用開始
S41.3	JRR-4 で原子力船建造のための遮蔽実験開始
S41.3	出力上昇試験
S41.4	JRR-4、2,500kW 局立会性能検査合格
S41.6	研究所内を対象とした共同利用運転開始
S46.6	余剰反応度が 4% に減少したのを機に、燃料要素 20 本による標準炉心へ
S47.2	国産燃料製作(計装燃料 1 体を含む 10 体を 2 次燃料として)
S47.6	JRR-4 炉室屋根裏断熱材焼損
S49.1	研究所内外を対象とした共同利用に移行
S49.5	JRR-4、3,500kW への出力上昇認可
S49.10	JRR-4 で茨城国体「科学の火」採火式
S51.3	JRR-4 原子力船「むつ」の遮蔽改修モックアップ試験
S51.10	JRR-4 出力上昇 3,500kW 達成
S52.3	JRR-4 でシリコンドーピング実用照射開始
S53.5	JMTR、JRR-4、JRR-2、SF 再処理輸送
H8.10	燃料濃度低減化計画に伴う改造開始
H10.7	JRR-4 改造後初臨界
H22.12	運転終了
H29.9	廃止措置計画の認可

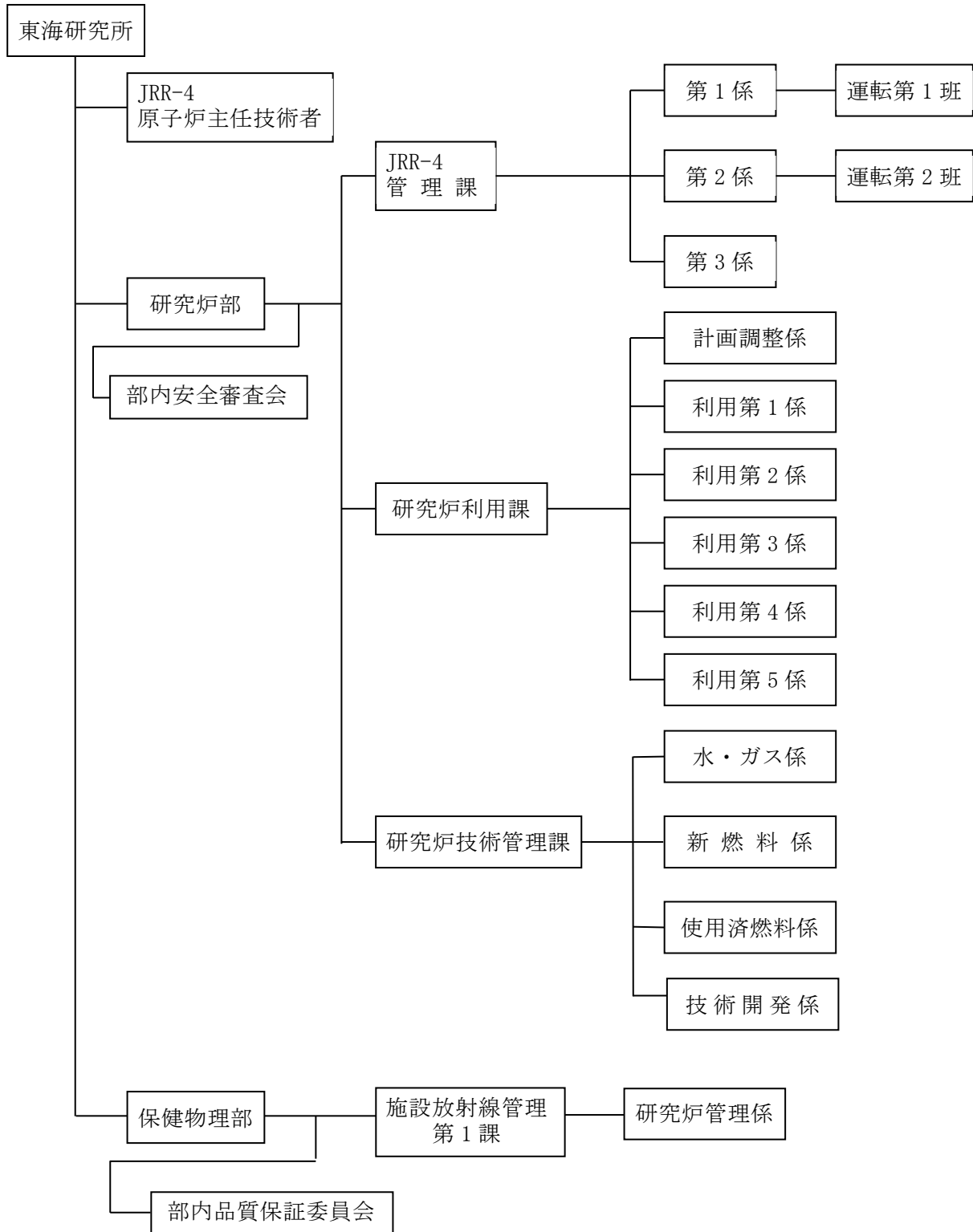
This is a blank page.

付録 2 JRR-4 組織の変遷

This is a blank page.

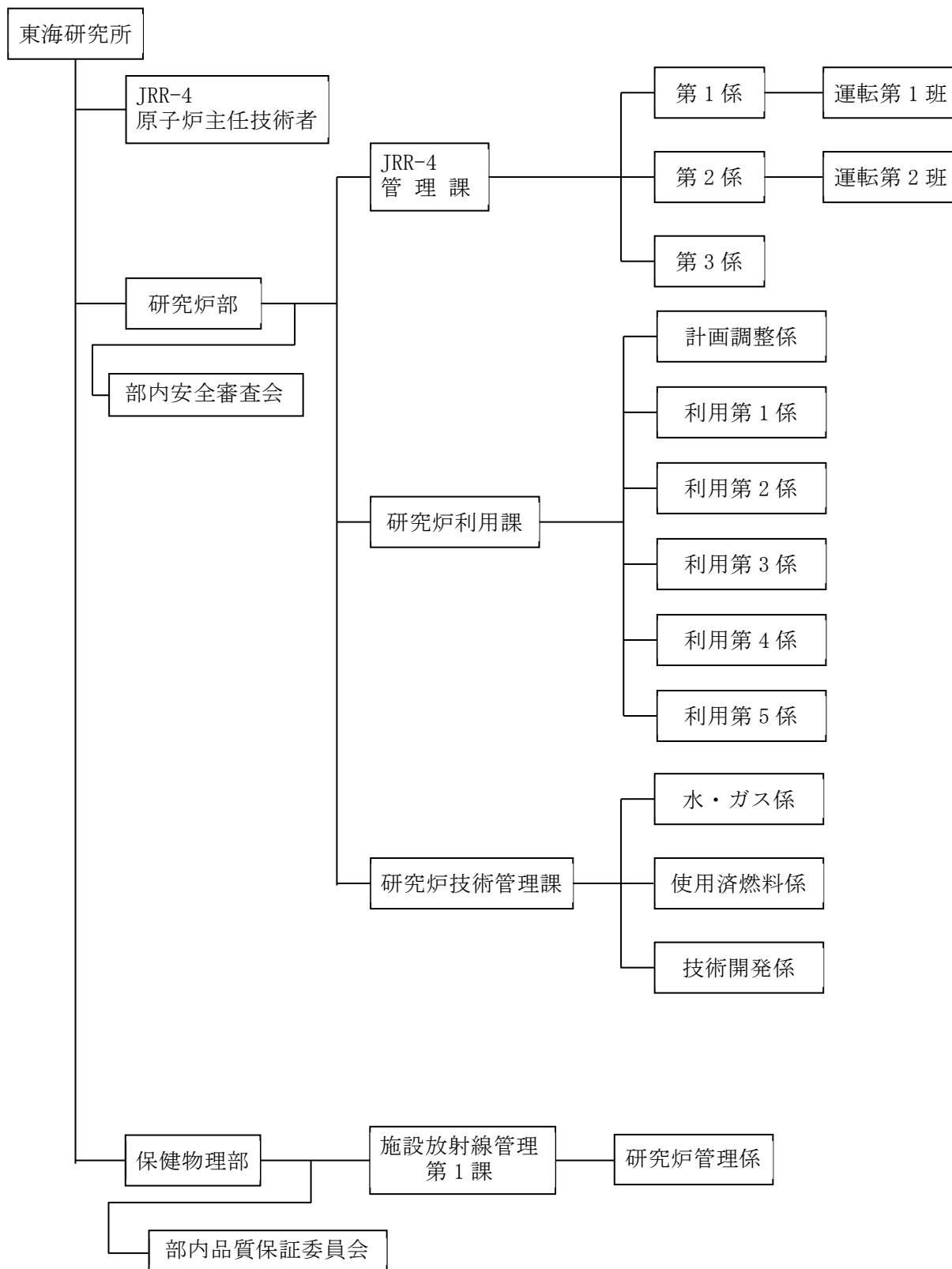


原子炉運転管理組織表(H13以前)

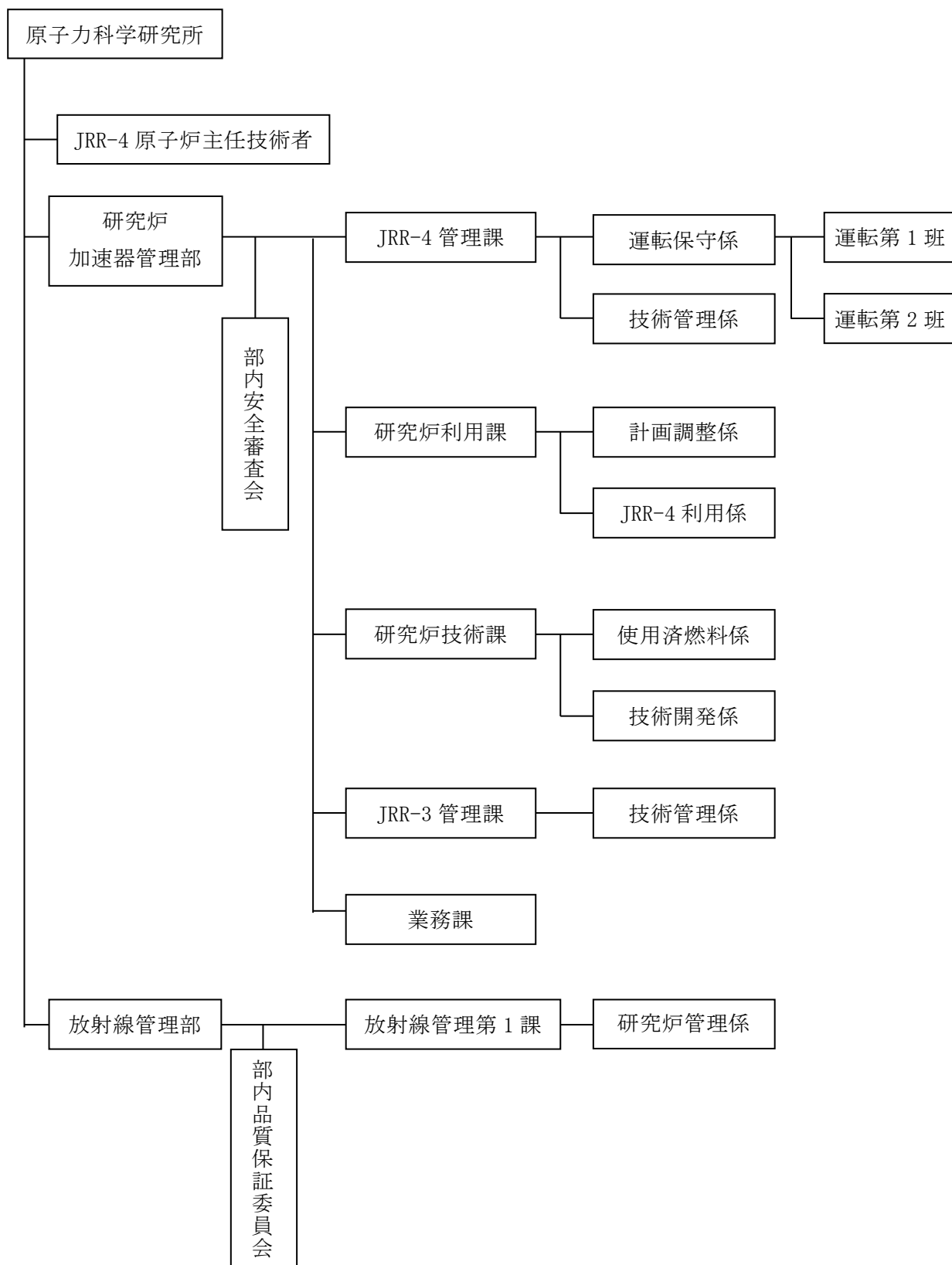


※組織改正に伴い、特定施設を JRR-4 管理課の所掌に変更するとともにその要員が JRR-4 管理課所属となった。

### 原子炉運転管理組織表(H14-4)

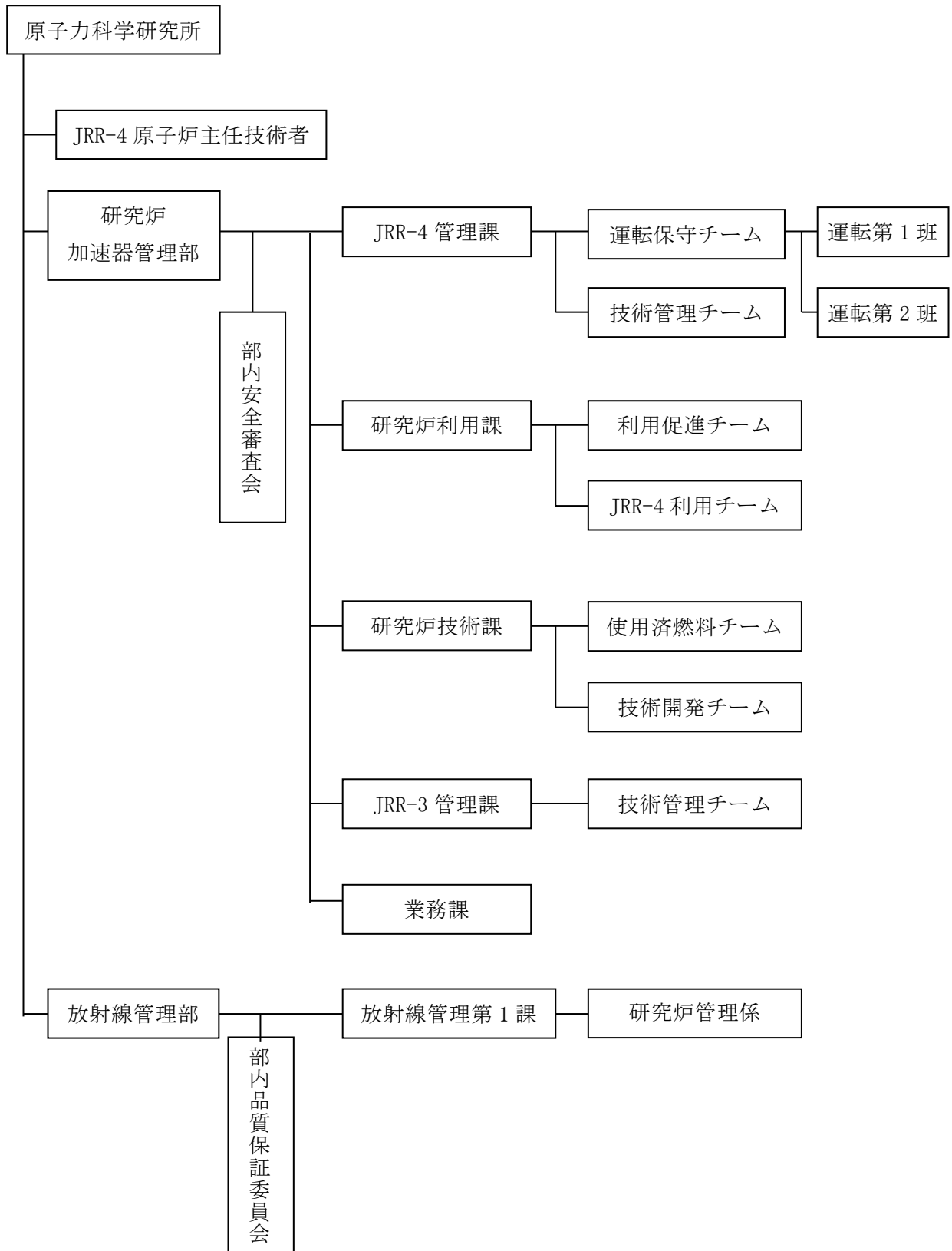


原子炉運転管理組織表 (H15-5)

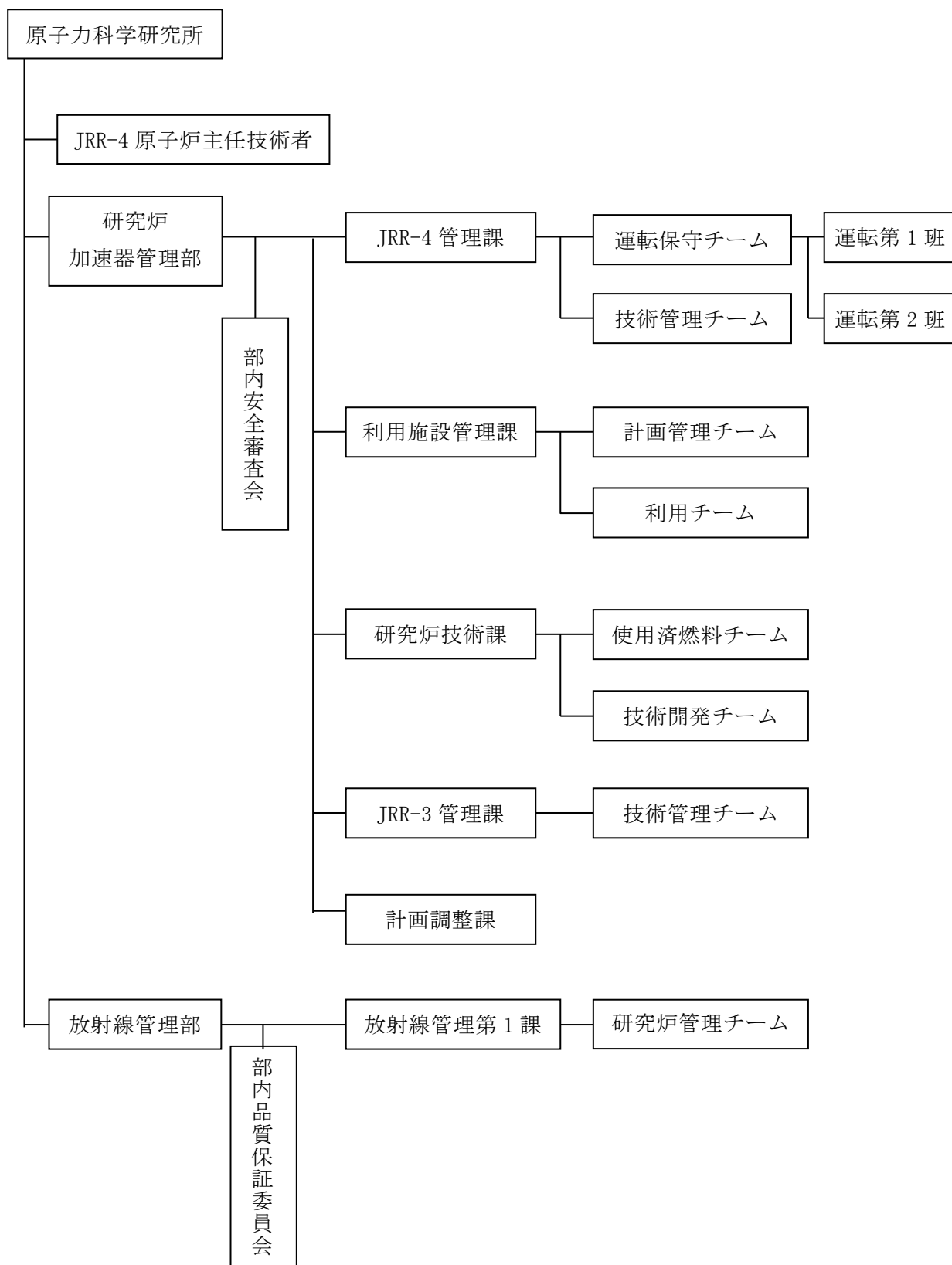


原子炉 運転 管理 組織 表(H17-10)

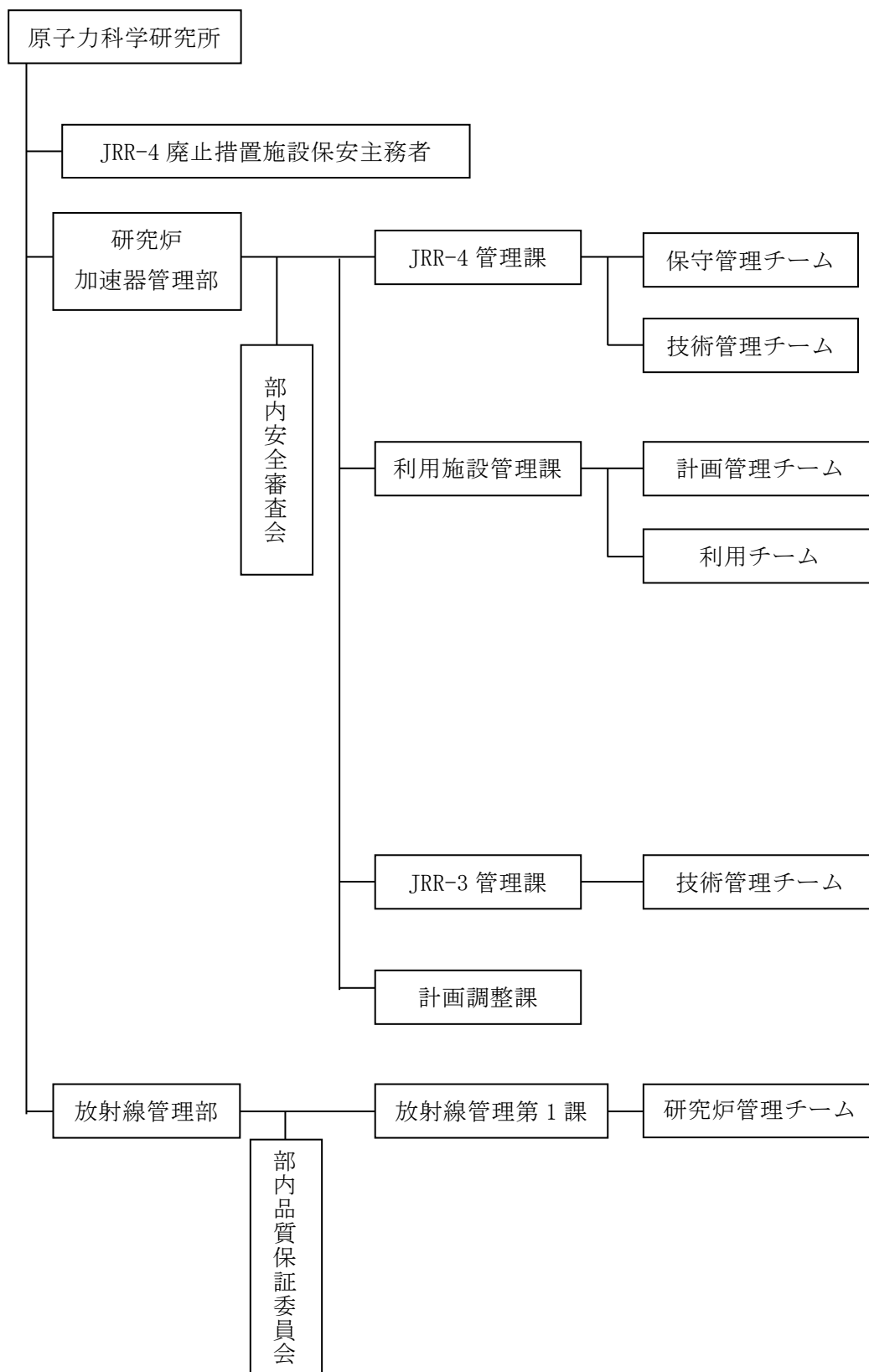




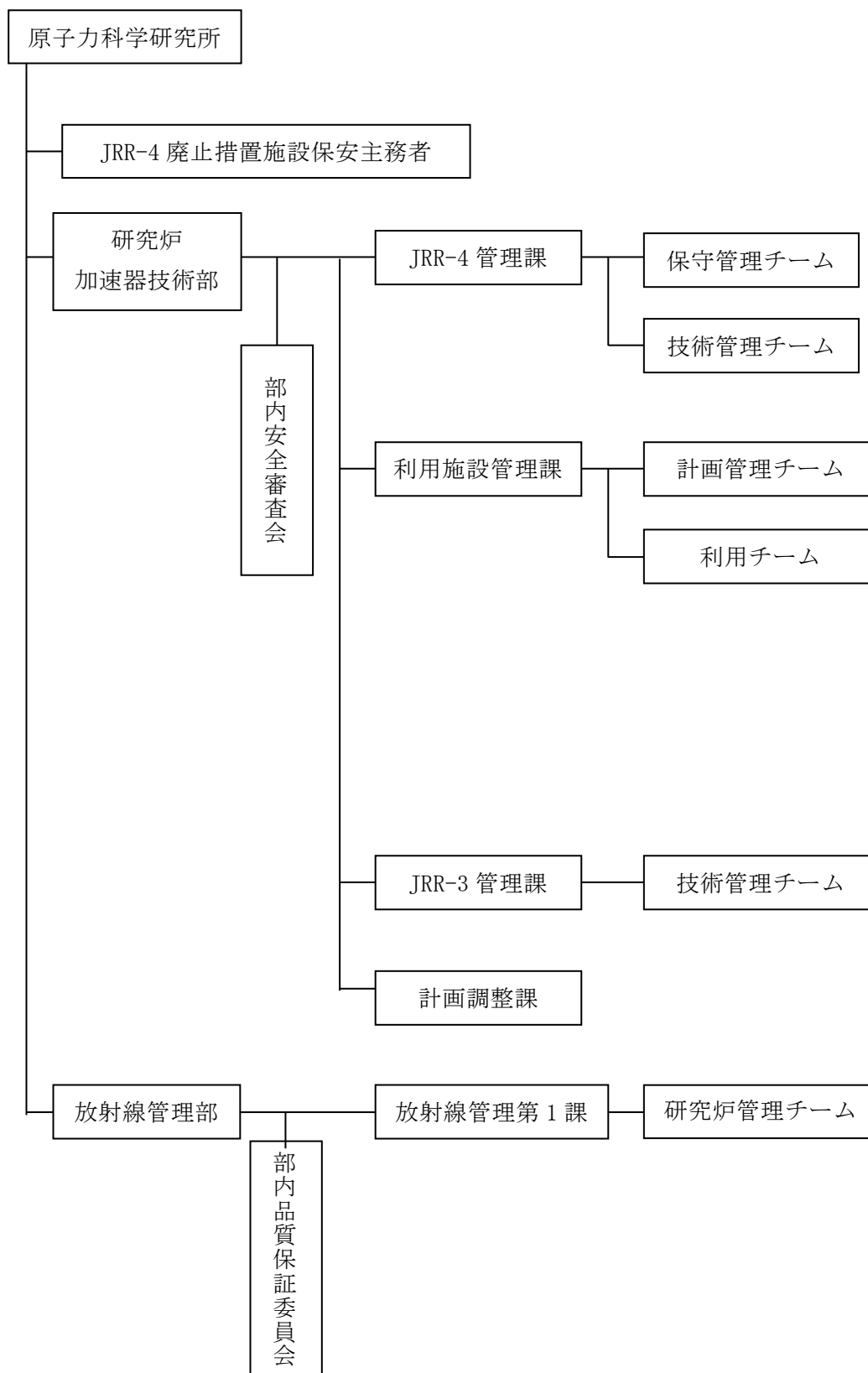
原子炉運転管理組織表(H28-4)



原子炉運転管理組織表(H29-10)



原子炉施設管理組織表(H29-12)



原子炉施設管理組織表(H30-4)

付録 3 JRR-4 設工認、使用前検査一覧

This is a blank page.

※網掛け部分は、記載のナンバーにおいて設工認の申請及び認可されたことを示す。

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
1	S37.05.16 37 原研 08-58 号	S37.06.26 37 原研 2624 号			原子炉及び附属建家、電気設備、給排水設備、空気調整設備、冷却塔設備、建家関係設備 (その1)
2	S37.09.28 37 原研 08-273 号	S37.11.12 37 原研 4753 号			原子炉本体、核燃料物質取扱及び貯蔵施設、冷却系統設備、計測制御設備 (その2)
3	S38.06.10 38 原研 25-1 号	S38.09.02 38 原研 2076 号			放射線管理施設、破損燃料検出装置、散乱実験用測定ブリッジ (その3)
4	S38.12.27 38 原研 25-27 号	S39.01.14 39 水原第 7 号			その1の変更 (屋外建屋の変更、付属家の増設)
5	S39.01.31 38 原研 25-31 号	S39.02.10 39 水原第 18 号			その2の変更 (原子炉施設の変更)
6	S39.03.07 38 原研 25-32 号	S39.03.18 39 水原第 37 号			その1の変更 (使用済試験体冷却ポンドの設置)
7	S40.05.17 40 原研 19 第 9 号	S40.06.15 40 水原第 41 号			その2の変更 (計測制御設備中粗調整安全板の構造変更、炉本体、炉心要素中特殊反射体要素構造変更)
8	S40.10.18 40 原研 19 第 108 号	S40.10.18 40 水原第 106 号			その2の変更 (超過反応度等の値の変更)
9	<No. 1>, <No. 2>, <No. 3>, <No. 4>, <No. 5>, <No. 6>, <No. 7>, <No. 8>		S38.03.04	S40.11.15 40 水原第 110 号	<施設検査> 原子炉施設 (JRR-4)
9.1			37 原研 25-2 号 38 原研 25-33 号		

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
9.2			S40.05.17 40 原研 19 第 10 号		<施設検査>原子炉施設 (JRR-4) (変更 2)
9.3			S40.08.09 40 原研 19-17 号		<施設検査>原子炉施設 (JRR-4) (変更 3)
9.4			S40.10.18 40 原研 19 第 119 号		<施設検査>原子炉施設 (JRR-4) (変更 4)
10			S40.11.13 39 原研 25-11 号		<性能検査>原子炉施設 (JRR-4)
10.1			S40.08.09 40 原研 19-18 号	S40.11.15 40 水原第 111 号	<性能検査>原子炉施設 (JRR-4) (変更 1)
10.2			S40.10.18 40 原研 19 第 120 号		<性能検査>原子炉施設 (JRR-4) (変更 2)
11	S40.07.12 40 原研 19 第 15 号	S40.08.04 40 水原第 62 号			その 2 の変更 (リドタング実験設備のコンバータ変更)
12	S40.07.28 40 原研 19 第 16 号	S40.08.04 40 水原第 66 号			その 2 の変更 (リドタング実験設備のサーマルコラムの変 更)
13	S41.03.17 41 原研 19 第 36 号	S41.03.19 40 水原第 20 号			その 2 の変更 (記載事項の変更) -2, 500kW 出力変更-
14	<No. 11>, <No. 12>, <No. 13>		S40.11.13 40 原研 19 第 30 号	S41.04.30 41 水原第 21 号	<施設検査>原子炉施設 (JRR-4) (変更 5)



No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
14.1			S41.03.22 41原研19第37号	S41.04.30 41水原第21号	<施設検査>2,500kW POWER UP, リドタンク実験設備 <認可番号>41水原第20号
14.2			S40.11.13 40原研19第31号	S41.04.30 41水原第22号	<性能検査>原子炉施設 (JRR-4) (変更3)
14.3			S41.03.22 41原研19第38号		<施設検査>2,500kW POWER UP, リドタンク実験設備 <認可番号>41水原第20号
15	S41.10.19 41原研19第50号	S41.11.29 41水原第116号			炉心内照射装置 JMTR 用 A 型及び B 型
15.1	<No. 15>		S42.03.09 42原研19第17号	S42.03.28 42水原第27号	<施設検査>照射装置 JMTR 用 A 型 <認可番号>41水原第116号
15.2			S42.03.09 42原研19第18号	S42.04.04 42水原第28号	<施設検査>照射装置 JMTR 用 A 型 <認可番号>41水原第116号
15.3	<No. 15>		S43.02.22 43原研19第11号	S43.03.14 43水原第25号	<施設検査>照射装置 JMTR 用 B 型 <認可番号>41水原第116号
15.4			S43.02.22 43原研19第12号	S43.03.23 43水原第26号	<性能検査>照射装置 JMTR 用 B 型 <認可番号>41水原第116号
16	S42.11.27 42原研19第52号	S42.12.07 41水原第168号			原子炉施設、冷却施設の1次冷却系配管の一部変更 (配管口径)
16.1	<No. 16>		S43.04.25 43原研19第23号	S43.05.17 43水原第66号	<施設検査>

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
16.2			S43.04.25 43原研19第24号	S43.05.17 43水原第67号	<性能検査>
17	S43.04.22 43原研19第21号	S43.05.02 43水原第63号			炉心内照射装置 T パイプ S パイプ
17.1			S43.06.13 43原研19第39号	S43.06.26 43水原第94号	<施設検査> 炉心内照射装置 T パイプ <認可番号> 43水原第63号
17.2			S43.06.13 43原研19第40号	S43.07.02 43水原第95号	<性能検査> 炉心内照射装置 T パイプ <認可番号> 43水原第63号
17.3			S43.07.10 43原研19第41号	S43.07.19 43水原第116号	<施設検査> 炉心内照射装置 S パイプ <認可番号> 43水原第63号
17.4			S43.07.10 43原研19第42号	S43.07.19 43水原第117号	<性能検査> 炉心内照射装置 S パイプ <認可番号> 43水原第63号
18	S43.05.27 43原研19第31号	S43.06.06 43水原第83号	S43.08.12 43原研19第44号	S44.01.23 44水原第3号	リドタング実験設備の一部変更
19	S43.12.06 43原研19第53号	S43.12.21 43水原第215号	S44.01.16 44原研19第2号	S44.01.22 44水原第4号	冷却系バルブの電動化、制御卓の改造
20	S43.12.17 43原研19第54号	S43.12.23 43水原第222号	S44.03.15 44原研19第14号	S44.04.19 44水原第33号	簡易炉心内照射物取出窓設置、特殊反射体要素及び特殊炉心要素
21	S44.05.27 44原研19第23号	S44.06.02 44水原第90号	S44.06.13 44原研19第28号	S44.07.12 44水原第101号	実験用 CTC 設備

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
22	S44.08.21 44原研19第32号	S44.08.27 44水原第146号	S44.08.27 44原研19第33号	S44.09.08 44水原第150号	制御系Log-N検出器の増設
23	S44.09.24 44原研19第40号	S44.10.04 44水原第166号	S44.10.14 44原研19第42号	S44.10.22 44水原第180号	簡易炉心内照射装置Kパイプ
24	S44.11.26 44原研19第47号	S44.11.27 44水原第232号	S44.11.28 44原研19第50号	S44.12.08 44水原第233号	温度計取付工事及びびコンバータ置場新設
25	S45.01.28 45原研19第2号	S45.02.04 45水原第25号	S45.02.26 45原研19第8号	S45.03.10 45水原第49号	リドタンクサーマルコラム内台車の追加
26	S45.12.04 45原研19第41号	S45.12.07 45水原第253号	S46.01.28 46原研19第3号	S46.04.22 46水原第18号	ケミカルシム用照射装置の設置
27	<No. 2>, <No. 7>		S45.12.16 45原研19第42号	S46.12.02 46水原第90号	<使用前検査>粗調整安全板製作(4枚) <認可番号>37原第4753号, 40水原第41号
28	<No. 13>		S46.05.14 46原研19第13号	S46.11.26 46水原第143号	<使用前検査>一次冷却系メインポンプ <認可番号>41水原第20号
29	S46.10.22 46原研19第38号	S46.11.22 46水原第288号	S46.11.24 46原研19第41号	S46.11.26 46水原第333号	一次冷却系配管工事の追加
30	S46.12.15 46原研19第44号	S46.12.27 46水原第358号	S47.01.13 47原研19第3号	S47.02.09 47水原第18号	ケミカルシム用照射装置の撤去

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
31	<No. 2>		S47. 02. 01 47 原研 19 第 10 号	S47. 10. 04 47 水原第 49 号	<使用前検査>制御板駆動機構 <認可番号>37 原第 4753 号
32	S47. 08. 23 47 原研 19 第 33 号	S47. 09. 07 47 水原第 256 号	S47. 11. 06 47 原研 19 第 49 号	S48. 08. 18 48 水原第 264 号	フィッション・チェンバ照射装置の設置
33	S47. 09. 30 47 原研 19 第 40 号	S47. 10. 13 47 水原第 289 号			特殊反射体、炉心タンク振動防止装置、後備安全棒
33. 1			S47. 10. 19 47 原研 19 第 46 号	S47. 11. 28 47 水原第 314 号	<使用前検査>
33. 2	<No. 33>		S47. 12. 02 47 原研 19 第 57 号	S48. 03. 13 47 水原第 375 号	<使用前検査>特殊反射体 I 型 <許可番号>47 水原第 289 号の一部
33. 3			S49. 02. 06 49 原研 19 第 10 号	S49. 03. 04 49 水原第 37 号	<使用前検査>特殊反射体 III 型, 中性子源他 <認可番号>47 水原第 289 号の一部
34	S47. 10. 07 47 原研 19 第 41 号	S47. 10. 11 47 水原第 303 号	S47. 10. 17 47 原研 19 第 44 号	S47. 10. 30 47 水原第 311 号	炉心内照射装置 V 照射筒設置
35	S47. 12. 11 47 原研 19 第 59 号	S47. 12. 27 47 水原第 378 号	S48. 01. 18 48 原研 19 第 4 号	S48. 04. 24 48 水原第 57 号	実験用燃料要素 IFE-1 の製作 (1 体)
36	<No. 2>		S48. 01. 18 48 原研 19 第 5 号	S48. 04. 24 48 水原第 57 号	<使用前検査>燃料要素 (2 次燃料) (9 体) <許可番号>37 原第 4753 号
37	S48. 02. 08 48 原研 19 第 11 号	S48. 03. 13 48 水原第 60 号	S48. 03. 20 48 原研 19 第 13 号	S48. 04. 24 48 水原第 84 号	一次冷却系循環ポンプ起動リアクトル設置

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
38	S48.06.23 48原研19第21号	S48.06.30 48水原第199号	S48.07.04 48原研19第24号	(変更申請)	フィッション・チェンバ放射装置の一部変更
39	S48.08.08 48原研19第31号	S48.08.11 48水原第255号	S48.08.11 48原研19第33号	S48.08.18 48水原第264号	フィッション・チェンバ放射装置の一部変更
40	S48.08.15 48原研19第34号	S48.09.04 48水原第288号			粗調整安全板の製作
40.1	<No. 40>		S49.01.28 49原研19第33号	S50.12.03	
40.2			S49.02.12 49原研19第11号	50水原第200号	
41	S48.09.17 48原研19第38号	S48.10.12 48水原第294号	S48.10.18 48原研19第39号	S48.11.13 48水原第332号	ガンマ線源装置の改造 (炉内装置)
42	S48.11.21 48原研19第45号	S48.12.12 48水原第389号	S49.03.11 49原研19第13号	S49.03.26 49水原第68号	ガンマ線源装置の改造 (炉外装置)
43	S49.11.15 49原研19第26号	S49.11.20 49水原第352号			熱出力の変更に係る工事 (冷却系統施設、計測制御系統施設)
43.1	<No. 43>		S49.11.30 49原研19第31号	S49.12.28 49水原第370号	使用前検査 (2,500kWのみ合格)
44	S49.12.18 49原研19第35号	S50.01.10 49水原第398号	S50.01.23 50原研19第4号	S50.04.22 50水原第22号	炉心内照射装置F照射筒

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
45	S50.02.26 50 原研 19 第 10 号	S50.03.22 50 水原 第 70 号			燃料の濃縮度、燃焼度変更
46	S50.03.06 50 原研 19 第 11 号	S50.03.22 50 水原 第 72 号	S50.03.28 50 原研 19 第 15 号	S50.09.06 50 水原 第 188 号	燃料温度測定用ケーブルの設置
47	S50.03.19 50 原研 19 第 12 号	S50.04.22 50 水原 第 96 号	(実際には製作しなかった)		実験用燃料要素 IFE-2 の製作 (1 体)
48	S50.03.25 50 原研 19 第 13 号	S50.04.22 50 水原 第 98 号	S50.06.06 50 原研 19 第 20 号	S50.07.19 50 水原 第 135 号	放射線管理施設の更新
49	S50.09.18 50 原研 19 第 27 号	S50.10.03 60 水原 第 253 号	S51.03.22 51 原研 19 第 17 号	S51.07.27 51 水原 第 97 号	フィッション・チェンバ放射装置一部変更
50	S50.09.18 50 原研 19 第 28 号	S50.10.03 50 水原 第 254 号	S50.11.18 50 原研 19 第 32 号	S51.01.31 50 水原 第 365 号	主ポンプ接続管の改造及び主制御卓の改造
51	S50.09.26 50 原研 19 第 29 号	S50.10.03 50 水原 第 260 号	S51.04.28 51 原研 19 第 26 号	S51.09.04 51 水原 第 155 号	第 3 次、4 次 B 型燃料要素の製作
52	S50.10.27 50 原研 19 第 31 号	S50.11.05 50 水原 第 303 号	S50.11.18 50 原研 19 第 33 号	S50.12.03 50 水原 第 366 号	No.2 プール炉心タンク振動防止装置
53	S50.12.09 50 原研 19 第 36 号	S50.12.11 50 水原 第 384 号	S51.12.16 51 原研 19 第 10 号	S51.08.26 51 水原 第 65 号	ガンマ線源装置の改造
54	S50.12.09 50 原研 19 第 37 号	S50.12.11 50 水原 第 385 号	S51.09.03 51 原研 19 第 37 号	S52.03.29 50 水原 第 305 号	計装反射体の製作

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
55	S51.01.30 51 原研 19 第 5 号	S51.02.04 51 水原 第 47 号	S51.02.16 51 原研 19 第 11 号	S51.03.05 51 水原 第 66 号	炉心タンク 振止め用脚の改造
56	S51.01.30 51 原研 19 第 6 号	S51.02.04 51 水原 第 48 号	S51.02.16 51 原研 19 第 12 号	S51.03.22 51 水原 第 67 号	簡易照射筒 D 照射筒の設置
57	S51.03.08 51 原研 19 第 15 号	S51.03.16 51 水原 第 90 号	S51.03.22 51 原研 19 第 18 号	S51.03.30 51 水原 第 98 号	保管廃棄設備の増設
58	S51.04.28 51 原研 19 第 27 号	S51.05.07 51 水原 第 156 号	S51.06.04 51 原研 19 第 33 号	S51.06.15 51 水原 第 208 号	炉心タンク 伸縮継手の製作
59	S51.09.22 51 原研 19 第 41 号	S51.09.28 51 水原 第 324 号	S51.10.06 51 原研 19 第 44 号	S51.12.20 51 水原 第 343 号	プール水精製装置の改修
60	<No. 43>, <No. 51>		S51.09.30 51 原研 19 第 43 号	S51.12.03 51 水原 第 337 号	<使用前検査> 熱出力の変更 (3, 500kW POWER UP) <認可番号> 49 水原 第 352 号, 50 水原 第 260 号
61	<No. 2>, <No. 40>		S51.10.18 51 原研 19 第 45 号	S59.07.02 59 水原 第 270 号	<使用前検査> 微調整及び粗調整安全板 <認可番号> 37 原 第 4753 号, 48 水原 第 288 号
61.1			S59.06.19 59 原研 19 第 21 号		<使用前検査> 微調整安全棒(51 原研 19 第 45 号変更) <認可番号> 37 原 第 4753 号, 48 水原 第 288 号
62	<No. 51>		S51.12.20 51 原研 19 第 50 号	S52.04.05 51 水原 第 440 号	<使用前検査> 第 5 次 B 型燃料要素の製作 <認可番号> 50 水原 第 260 号

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
63	S52.10.05 52 原研19 第13号	S52.10.07 52 水原第 352号	S52.10.28 52 原研19 第16号	S52.12.05 52 水原第 405号	L 照射筒の設置
64	S52.10.26 52 原研19 第14号	S52.11.01 52 水原第 398号	S53.02.23 53 原研19 第6号	S53.08.24 53 水原第 320号	トリチウム放出挙動実験装置
65	S53.08.15 53 原研19 第25号	S53.08.24 53 水原第 349号	S53.12.13 53 原研19 第29号	S54.06.27 53 水原第 526号	ウラン濃縮度の変更 (第6次、7次B型燃料要素)
66	S53.12.13 53 原研19 第30号	S53.12.18 53 水原第 519号	S54.04.10 54 原研19 第5号	S54.07.11 54 水原第 136号	トリチウム放出挙動実験装置用照射筒の製作
67	S53.12.21 53 原研19 第31号	S54.01.27 53 水原第 557号	S54.02.19 54 原研19 第4号	S54.03.30 54 水原第 68号	一次冷却水循環ループの製作
68	S54.09.26 54 原研19 第12号	S54.09.28 54 水原第 387号	S54.12.17 54 原研19 第17号	55.02.08 54 水原第 549号	一次冷却水循環ループの一部改造
69	S54.11.27 54 原研19 第16号	S54.11.30 54 水原第 512号	S55.02.19 55 原研19 第15号	S55.04.16 55 水原第 51号	第8次、9次B型燃料要素の製作
70	S55.06.12 55 原研19 第9号	S55.06.16 55 水原第 254号	S55.07.24 55 原研19 第14号	S55.08.15 55 水原第 325号	照射作業用架台の設置
71	S56.11.06 56 原研19 第17号	S56.11.11 56 水原第 526号	S57.02.23 57 原研19 第7号	S57.05.21 57 水原第 73号	第10次、11次、12次B型燃料要素の製作
72	S57.02.17 57 原研19 第6号	S57.02.20 57 水原第 68号	S57.05.22 57 原研19 第11号	S57.07.02 57 水原第 330号	後備大量排水弁の増設



No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
73	S58.08.31 58 原研 19 第 17 号	S58.09.12 58 水原 第 423 号	S58.12.19 58 原研 19 第 29 号	(No.77 で設計変更)	実験用燃料要素の製作
77	S59.06.23 59 原研 19 第 23 号	S59.07.03 59 水原 第 282 号	S59.08.08 59 原研 19 第 32 号	S59.11.02 59 水原 第 343 号	実験用燃料要素の製作の変更
74	S58.11.02 58 原研 19 第 23 号	S58.11.04 58 水原 第 555 号	S58.11.09 58 原研 19 第 24 号	S58.11.28 58 水原 第 561 号	一次冷却水精製系後備フィルターの改造
75	S58.11.26 59 原研 19 第 1 号	S58.12.05 58 水原 第 586 号	S59.01.07 59 原研 19 第 1 号	S59.03.29 59 水原 第 12 号	ガンマ線源装置の改造
76	S59.05.25 59 原研 19 第 20 号	S59.05.31 59 水原 第 229 号	S59.07.27 59 原研 19 第 30 号	S59.10.17 59 水原 第 325 号	第 13 次 B 型燃料要素の製作
78	S59.06.23 59 原研 19 第 24 号	S59.07.03 59 水原 第 283 号	S59.10.05 59 原研 19 第 34 号	S60.06.05 60 水原 第 76 号	反射体要素の製作
79	S60.01.21 60 原研 19 第 1 号	S60.01.21 60 水原 第 26 号	S60.02.21 60 原研 19 第 5 号	S60.04.08 60 水原 第 74 号	リドタング実験設備の一部及び反射体の一部の改造
80	S60.07.26 60 原研 19 第 13 号	S60.07.29 60 水原 第 348 号	S60.09.14 60 原研 19 第 16 号	S60.12.06 60 水原 第 401 号	第 14 次 B 型燃料要素の製作
81	S60.08.27 60 原研 19 第 14 号	S60.08.30 60 水原 第 382 号	S60.10.12 60 原研 19 第 17 号	S61.02.24 60 水原 第 438 号	第 2 次反射体要素の製作
82	S61.03.25 61 原研 19 第 7 号	S61.03.26 61 水原 第 122 号	S61.06.06 61 原研 19 第 13 号	S61.11.05 61 水原 第 260 号	第 3 次反射体要素の製作

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
83	S61.04.22 61 原研19 第9号	S61.04.25 61 水原第167号	S61.10.31 61 原研19 第29号	S61.12.19 61 水原第480号	計測制御系統施設の一部変更
84	S61.06.24 61 原研19 第15号	S61.07.01 61 水原第283号	S61.09.25 61 原研19 第25号	S61.12.19 61 水原第413号	簡易照射筒 (Sパイプ、Tパイプ、及びDパイプ) の改造
85	S61.11.13 61 原研19 第31号	S61.11.14 61 水原第501号	S61.11.25 61 原研19 第33号	S61.12.19 61 水原第508号	排気第2系統及び排気第4系統の一部更新
86	S63.10.11 63 原研21 第109号	S63.10.13 63 水原第473号	S63.10.28 63 原研21 第117号	H1.03.15 63 水原第507号	第15次B型燃料の製作
87	H1.07.14 1 原研21 第81号	H1.07.20 元水原第570号	H1.09.11 1 原研21 第100号	H1.12.01 元水原699号	排気第3系統の更新及び液体廃棄物移送管の一部変更
88	H2.09.20 2 原研21 第122号	H2.09.28 2 水原519号	H2.11.19 2 原研21 第145号	H3.02.07 2 水原647号	2次冷却設備の一部変更
89	H3.05.10 3 原研21 第36号	H3.05.17 3 水原第292号	H3.06.05 3 原研21 第50号 H3.10.23 3 原研21 第102号	92.02.07 3 水原591号	一次冷却系熱交換器の更新
90	H8.10.02 8 原研21 第76号	H8.10.29 8 水原第896号			JRR-4 原子炉施設の変更に伴う設工認 (第1回申請) 燃料体 計装、安全保護回路及びその他の主要な事項 制御設備 原子炉建屋

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
	H8.11.05 8 原研 21 第 86 号	H8.11.25 8 水原 第 972 号			JRR-4 原子炉施設の変更に伴う設工認 (第 2 回申請) 反射体要素 プール壁 給気第 2、3、4 系統
	H8.12.12 8 原研 21 第 104 号	H8.12.18 8 水原 第 1037 号			JRR-4 原子炉施設の変更に伴う設工認 (第 3 回申請) 1 次冷却系サイフォンブレーカー 非常用排気設備及び通常排気設備のダクト等 ディーゼル発電機 照射室
	H9.03.18 9 原研 21 第 28 号	H9.04.01 9 水原 第 142 号			JRR-4 原子炉施設の変更に伴う設工認 (第 4 回申請) プールゲート 伸縮継手付きエールボ 2 次冷却系循環ポンプ 排気第 2、3、4 系統排風機 廃液ポンプ、床排水ポンプ、配管及び主要弁 中性子ビーム設備、気送管照射設備及び簡易照射筒
90.1	<No. 90>	H8.12.25 8 原研 21 第 106 号			
		H9.04.30 9 原研 21 第 39 号			H10.09.28
		H9.08.20 9 原研 21 第 74 号			8 水原 1061 号
		H9.12.04 9 原研 21 第 104 号			
		H11.10.04 11 原研 21 第 87 号			H12.01.20 11 水原 第 782 号
91	H11.08.27 11 原研 21 第 78 号	H11.09.06 11 水原 第 729 号			散乱実験室建家医療照射患者搬出口の整備

No.	設工認		使用前検査		件名
	申請年月日 番号	認可年月日 番号	申請年月日 番号	合格年月日 番号	
92	H12.06.21 12 原研 21 第 65 号	H12.08.25 12 水原第 494 号	H12.09.11 12 原研 21 第 85 号	H13.03.14 12 水原第 709 号	燃料貯蔵棚の更新
93	H13.03.30 13 原研 21 第 22 号	H13.04.24 13 水原第 7 号	H13.08.20 13 原研 21 第 70 号	H15.03.25 13 水原第 697 号	取替用燃料体 (第 L1 次) の製作
94	H18.03.28 17 原機(科保)132 号	H18.06.01 17 水原大 879 号	H18.09.15 18 原機(科保)075 号	H19.01.26 18 水原第 454 号	特殊反射体要素 I 型の製作
95	H20.10.17 20 原機(科研)20 号	H21.02.03 20 水原第 316 号	H21.02.25 20 原機(科研)034 号	H21.08.28 21 水原第 421 号	取り替え用反射体要素の製作
96	H21.03.04 20 原機(科研)35 号	H21.04.15 20 水原第 427 号	H21.04.24 21 原機(科研)007 号	H21.09.01 21 水原第 70 号	無停電電源装置の一部更新

付録 4 JRR-4 事故・トラブル発生状況一覧

This is a blank page.

故障・トラブル発生状況一覧

年 度	発生年月日	件 名	概 要	提出先
昭和 41 年度	S41.7.29	炉心タンク位置決め用足の故障	炉心タンク位置決め用足がカップリング位置で破断した。	水戸原子力事務所 所長
昭和 47 年度	S47.6.26	炉室屋根裏断熱材の焼損について	屋根塗装工事において、屋根外面に吊り足場用金具を溶接した際に、内側の断熱材が溶接の熱で発火し、火災となった。	科学技術庁長官
昭和 50 年度	S51.3.11	エキスパンションジョイントの亀裂	炉心タンクと1次冷却配管を接続するエキスパンションジョイントのベロー部が経年劣化により亀裂が生じた。	水戸原子力事務所 所長
昭和 61 年度	S61.10.28	JRR-4 の計画外停止について	定格出力運転中に1次冷却水流量計の接触不良による誤信号から「炉心入口流量低下」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課長
昭和 63 年度	S63.4.19	JRR-4 の計画外停止について	3,500kW の定格出力運転中に精製系流量を調整しようとして、誤って1次冷却主循環ポンプNo.1を停止したため、「炉心入口流量低下」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課長

年 度	発生年月日	件 名	概 要	提出先
昭和 63 年度	S63.12.23	JRR-4 の計画外停止について	原子炉出力 200kW から 3,500kW へ出力上昇中に出力レンジ切換操作したところ、ノイズによる誤信号から「中性子束高」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課 担当官
昭和 63 年度	H1.1.17	JRR-4 の計画外停止について	原子炉出力 200kW から 3,500kW へ出力上昇中に出力レンジ切換操作したところ、切換スイッチの接触不良による誤信号から「中性子束高」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課 担当官
平成元年度	H1.8.23	JRR-4 の計画外停止について	原子炉出力 10W 運転中に線形出力系の増幅器のノイズによる誤信号から「中性子束高」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課 担当官
平成 3 年度	H3.8.20	JRR-4 の計画外停止について	商用電源喪失時の不足電圧継電器の作動設定値が誤って設定されていたため、3,500kW の定格出力運転中に電圧の変動により「電源電圧低下」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課長



年 度	発生年月日	件 名	概 要	提出先
平成3年度	H4.3.3	JRR-4 の計画外停止について	原子炉研修所の運転実習訓練において原子炉出力500W から出力下降中に出力レンジ切換操作ミスにより「中性子束高」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課 担当官
平成7年度	H7.5.17	JRR-4 の計画外停止について	3,500kW の定格出力運転中に線形出力計No.1のスクラムユニットからのノイズにより「中性子束高」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。	原子炉規制課 担当官
平成13年度	H14.2.28	JRR-4 の計画外停止について	原子炉出力 200kW 運転中に屋外における掘削工事で、JRR-4 への電力供給ケーブルを損傷したことにより停電して原子炉が自動停止した。	水戸原子力 事務所担当官

年 度	発 生 年 月 日	件 名	概 要	提 出 先
平成 17 年度	H17.6.10	C5 制御棒挿入 障害	定格出力(3,500kW)運転中 「制御棒挿入障害」警報が 発報し、C5 制御棒が動作不 能であることから原子炉を手 動停止した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
	H17.7.7	落雷による瞬時 停電のため自動 停止	定 格 出 力 (3,500kW) 運 転 中、落雷による瞬時電圧降 下がのため安全保護回路 「炉心入口流量低低」が作 動し原子炉が自動停止し た。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
	H17.8.16	地震による自動 停止	定 格 出 力 (3,500kW) 運 転 中、地震(震度 4)により安全 保護回路「地震」が作動し原 子炉が自動停止した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
平成 18 年度	H18.4.20	微調整棒の動作 不良	起動前点検中、C5制御棒が 動作不良となった。原因であ るモータドライバ交換のため 当日の原子炉運転を中止し た。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
平成 19 年度	H19.6.13	微調整棒の動作 不良	定 格 出 力 (3,500kW) 運 転 中、微調整棒を制御するモ ータドライバにエラー表示が 確認され、微調整棒が動作 不良をなったため、原子炉を 手動停止した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
	H19.12.13	安全系 1 検出器 の指示不良	検出器交換後の特性試験 運転中(200kW)、安全系 1 の指示が出ないことが確認さ れたため、原子炉を未臨界 にした。その後の点検で原 因が特定できなかったため、 原子炉の運転を中止した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長

年 度	発 生 年 月 日	件 名	概 要	提 出 先
平成 19 年度	H19.12.28	反 射 体 要 素 割 れ 事 象	炉心目視点検で、反射体要素(SD-86-04)の吊り手部に曲りが見られたため、水中カメラによる点検を行ったところ、当該反射体のアルミケースに割れが生じていることが確認された。アルミ反射体を除く全反射体(33 体)を交換する必要が生じたため、原子炉運転再開まで、約 2 年間に要した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
平成 20 年度	H21.3.16、17	屋外排気ダクト における腐食孔 等の発見	管理区域外の排気ダクトに係る腐食状況調査において、排気第 2 系統のダクトに腐食孔、排気第 3 系統のダクトの一部に変形が発見されたため、炉室及びホット実験室の換気ができなくなった。非管理区域への汚染はなかった。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
平成 21 年度	H21.4.7	屋外排気ダクト における腐食孔 等の発見	昨年度に引き続き、管理区域外の排気ダクトに係る腐食状況調査を行った結果、排気第 2 系統のダクトに腐食孔が発見された。非管理区域への汚染はなかった。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
	H21.8.6	雨水侵入による 屋外排気ダクト 内部の腐食	腐食孔の発見された排気第 2 系統のダクト更新作業中に、隣接する同系統ダクト内部に腐食孔が発見された。非管理区域への汚染はなかった。	文部科学省 水戸原子力 事務所長

年 度	発生年月日	件 名	概 要	提出先
平成 21 年度	H21.10.21	無 停 電 電 源 装 置の負荷異常の 点灯	起動前点検時に、「中性子 計測盤 2・安全保護系盤 B」 の漏電遮断器を連続投入し たところ、無停電電源設備の 「負荷異常」が点灯した。原 因調査のため、原子炉の運 転を中止した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
	H21.10.28	線形出力系の指 示値異常	施設定期自主検査に係る定 格出力(3,500kW)運転後 において、中性子計測設備の 線形出力系の指示値が通常 よりも緩慢な低下であることを 確認した。 原因調査のため、原子炉の 運転計画を変更した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
平成 22 年度	H22.6.24	燃料事故モニタ A 系の不調	原子炉運転中(200kW)安全 保護回路「燃料事故モニタ 高高」が作動し原子炉が自 動停止した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長
	H23.3.11	東日本大震災	東北地方太平洋沖地震によ り、多数の機器の損傷が発 生した。	文部科学省 水戸原子力 事務所長

年 度	発 生 年 月 日	件 名	概 要	提 出 先
平成 30 年度	H30.12.11	JRR-4 純水製造装置イオン交換樹脂塔からの薬液 (NaOH) 漏えい	再生工程のうち最初の水洗浄時の排水に用いるドレン弁のドレン弁本体若しくは駆動用電磁弁の不具合により閉止が不十分で集水ピット内に流入し、集水ピットと屋外の排水桝とが直接配管で接続されていたことから NaOH が屋外に流出した。排水ピットと屋外の配管を遮断し、純水製造装置の配管を変更することで同様の事象が起こらないよう対策した。	茨城県
令和 3 年度	R3.8.27	JRR-4 における薬液貯槽用タンクの破損	純水製造装置のイオン交換樹脂洗浄用の薬液貯槽用タンク (FRP 製) について、当該タンクの定期点検が終了したためタンクローリーから塩酸を供給したところ、薬液貯槽用タンク天板が破損した。そのため 6222 通報した。本事象による人的被害及び塩酸漏洩は発生していない。破損した当該タンクの塩酸は廃液中和槽に移送した後、内部を水道水で洗浄した。破損箇所は、ブルーシートで養生を行った。その後、薬液タンクをポリエチレン製のものに更新した。	—

This is a blank page.

付録 5 JRR-4 関連レポート一覧

This is a blank page.



No.	表題	執筆者	発行 年月	ページ 数
JAERI 5013	保健物理部の活動,6; 1963 年度	日本原子 力研究所	1964.12	182
JAERI 5014	保健物理部の活動,7; 1964 年度	日本原子 力研究所	1965.10	187
JAERI 4029	Status Report of Shielding Investigation in Japan	遮蔽研究 準備室	1965.3	28
JAERI 6016	JRR-4 実験設備の利用手引き	日本原子 力研究所	1965.11	95
JAERI 1120	JRR-4 遮蔽実験設備の特性試験	日本原子 力研究所	1966.11	95
JAERI 1141	JRR-4 の建設	JRR-4 管 理課	1967.10	35
JAERI 1139	JRR-4 臨界試験ならびに特性試験の 概要	JRR-4 管 理課	1967.12	26
PNC TJ250 70-20	高速炉遮蔽の研究(II)研究報告 3 高速実験炉上部回転プラグからの放 射線漏洩モックアップ試験	宮坂俊一 ほか	1970.4	139
PNC TJ213 70- 01VOL2	設計コードの開発研究 2 次元形状 効果の評価	田中義久 ほか	1970.5	197
JAERI-M 4446	Fission Chemistry 研究用流動ループ の概念設計	清瀬量平 ほか	1971.5	46
JAERI-M 4471	JRR-4 フラックス・トラップつき炉心に おける熱中性子束の検討;実験と解 析	大西信秋 ほか	1971.6	16
JAERI-M 4566	In-core Fission Chamber による炉内 中性子束分布の測定	東條隆夫 ほか	1971.9	23
JAERI-M 4823	JRR-4 の中性子計装の改装; 起動 系・校正信号発生器・高圧電源	金原節朗 ほか	1972.6	133
JAERI-M 4860	放射化検出器による JRR-4 炉内実 験孔の熱中性子束測定	東條隆夫 ほか	1972.6	28
JAERI-M 5225	JRR-4 使用済燃料の解体検査と燃 焼度測定	足立守 ほか	1973.4	55
JAERI-M 5295	JRR-4 の出力炉雑音; 原子炉出力, 一次冷却材流量をパラメータとして	岡芳明 ほか	1973.6	25

No.	表題	執筆者	発行 年月	ページ 数
JAERI 1229	Nuclear Accident Dosimetry System in JAERI(with Experiments of Simulated Criticality Accident)	備後一義 ほか	1973.7	31
JAERI-M 5414	Training of Operators and Maintenance Personnel in the Division of Research Reactor Operation, Japan Atomic Energy Research Institute	高田稔 ほか	1973.10	11
JAERI-M 5415	Operation and Maintenance Experiences with Research Reactors, Japan Atomic Energy Research Institute	高田稔 ほか	1973.10	33
JAERI-M 5416	Improvements of Reactor Neutron Flux Utilization	高田稔 ほか	1973.10	7
JAERI-M 5643	しきい検出器による速中性子スペクトル測定法	田中俊一 ほか	1974.3	33
PNC TJ250 77-07	高速実験炉用計装燃料の開発のための照射試験及び照射後試験（高温用测温素子の試験）	一色正彦 ほか	1977.2	45
JAERI-M7209	医療用 $^{198}\text{Au}$ グレインの製造	加藤久 ほか	1977.8	14
JAERI-M 7356	極性相関法による熱中性子炉の反応度測定に関する実験的研究	安田秀志	1977.11	112
JAERI-M 7799	Discrete Ordinates コードおよびモンテカルロコードによる2次元遮蔽ベンチマーク計算,1	炉物理研究委員会 ほか	1978.8	53
JAERI-M 8268	$^{179}\text{mHf}$ を測定する中性子放射化分析法によるジルコニウム標準試料(JAERI-Z15, -Z16)中のハフニウムの定量	米沢 仲四郎 ほか	1979.5	7
PNC TJ250 80-37	高速炉用炉心外中性子検出器の開発(V) $^{10}\text{B}$ 比例計数管(ND-8612)の200°C照射寿命試験(1)	山岸秀志 ほか	1980.11	84

No.	表題	執筆者	発行 年月	ページ 数
JAERI-M 9175	Date for the Core Identification of Research and Test Reactors at JAERI	内藤俣孝 ほか	1980.12	161
JAERI-M 9817	医療用 $^{192}\text{Ir}$ 線源の製造	佐藤彰ほか	1981.11	27
JAERI-M 83-142	モンテカルロコード MORSE-CG によるベンチマーク実験の解析	植木 紘太郎 ほか	1983.9	52
JAERI-M 84-162	板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード COOLOD	渡辺終吉	1984.9	103
JAERI-M 85-047	低濃縮ウラン実験用燃料要素の核的特性測定と SRAC コードシステムによる解析	有金賢次 ほか	1985.4	81
JAERI-M 85-206	JRR-4 純熱中性子照射場の開発,1; 核設計計算	青柳長紀 ほか	1985.12	60
JAERI-M 87-063	SRAC コードシステムによる JRR-4 高濃縮ウラン燃料炉心の核特性に関するベンチマーク計算	有金賢次	1987.4	132
JAERI-M 88-078	Neutronic and Thermo-hydraulic Design of LEU Core for Japan Research Reactor 4	有金賢次 ほか	1988.4	21
JAERI-M 88-144	Measurement of the Neutron Spectrum at the Pneumatic Irradiation Facility in JRR-4 Reactor	日本原子 力研究所 Han-kong, L. et al.	1988.8	30
JAERI-M 90-183	遮蔽安全解析用標準群定数の作成と精度検証	山野直樹 ほか	1990.10	142
JAERI-M91-020	がん治療用 $^{198}\text{Au}$ 及び $^{192}\text{Ir}$ の線源の製造	佐藤彰 ほか	1991.2	83
PNC TJ1500 91-003	高エネルギー $\gamma$ 線による被ばく線量当量評価法に関する調査	日本原子 力研究所	1991.3	61
JAERI-M 92-078	原子炉照射用プラスチックキャプセルの開発	有金賢次 ほか	1992.6	22
JAERI-M 92-103	低濃縮ウラン・シリサイド燃料を用いた JRR-4 炉心の燃料ウラン密度をパラメータとした核特性解析	中野佳洋	1992.7	67

No.	表題	執筆者	発行 年月	ページ 数
JAERI-M 94-052	COOLOD-N2 A Computer Code, for the Analyses of Steady-state Thermal-hydraulics in Research Reactors	神永雅紀	1994.3	40
JAERI-Tech 94-016	JRR-4 熱交換器の管理と更新に係る 技術報告	大橋信芳 ほか	1994.9	74
JAERI-Tech 95-001	Water Chemistry Management in Cooling System of Research Reactor in JAERI	Suparit, N. et at.	1995.2	60
JAERI-Tech 95-002	ウラン密度 3.8g/cm <sup>3</sup> の低濃縮ウラ ン・シリコン分散型燃料を用いた JRR-4 炉心の核特性解析	中野佳洋	1995.2	63
JAERI-Review 95-010	JRR-4 及び NSRR を用いた原子炉物 理の基礎実験	小原徹 ほか	1995.6	39
JAERI-Tech 95-030	低濃縮板状燃料要素の解体検査	技術管理 グループ	1995.6	64
JAERI-Tech 95-040	JRR-4 シリサイド燃料の安全評価の ための反応度投入事象解析	神永雅紀 ほか	1995.7	79
JAERI-Conf 96-008	Nuclear Data Usage for Research Reactors	Nakano, N. et al.	1996.3	86-91
JAERI-Tech 96-039	JRR-4 シリサイド燃料炉心の炉心定 常熱水力解析及び炉心流路閉塞事 故解析	神永雅紀 ほか	1996.9	72
JAERI-Conf 97-006	照射基盤ワークショップ報告書; 1997 年 1 月 29 日~30 日、 茨城県産業会館、水戸市	材料試験 炉部	1997.3	178
JAERI-Tech 97-016	JRR-3 シリサイド燃料の安全評価の ための THYDE-W コードによる冷却 異常事象解析	神永雅紀 ほか	1997.3	120
JAERI-Conf 98-007	第 1 回「研究炉・試験炉利用成果発 表会」報文集	研究炉 部・材料 試験炉部	1998.3	197
JAERI-Tech 98-030	改良舶用炉 MRX の中性子検出器 案内管部遮蔽解析	三浦俊正 ほか	1998.8	38

No.	表題	執筆者	発行 年月	ページ 数
JAERI-Tech 99-037	JRR-4 運転支援システムの開発	高橋博樹 ほか	1999.3	44
JAERI-Conf 99-006	Proceedings of the Sixth Asian Symposium on Research Reactors (Conversion of JRR-4 fuel to LEU)	Watanabe, S. et al.	1999.8	139-144
JAERI-Conf 99-006	Proceedings of the Sixth Asian Symposium on Research Reactors (Design of JRR-4 operation supporting system)	Takahashi, H. et al.	1999.8	145-150
JAERI-Tech 99-075	分割型プールゲートの更新	大橋信芳 ほか	1999.10	87
JAERI-Conf 2000-013	BNCT 照射技術研究会報文集	研究炉部	2000.10	69
JAERI-Tech 2001-004	BNCT 用線量評価システムに関する各国のシステム開発及び運用状況調査(委託研究)	研究炉利用課	2001.3	49
JAERI-Tech 2001-015	ファントム内の 2 次元熱中性子束の分布測定と線量分布特性評価	山本和喜 ほか	2001.3	43
JAERI-Tech 2001-016	JRR-4 即発 γ 線分析装置による BNCT 用血液サンプルのホウ素濃度測定	山本和喜 ほか	2001.3	34
JAERI-Tech 2001-017	腫瘍細胞を用いた JRR-4 中性子ビームの評価(協力研究)	山本和喜 ほか	2001.3	38
JAERI-Conf 2001-017	The 2000 Workshop on the Utilization of Research Reactors (Development of computational dosimetry system and measurement of dose distribution in water head phantom for BNCT in JAERI)	Kumada, H. et al.	2001.11	357-362
JAERI-Conf 2001-017	The 2000 Workshop on the Utilization of Research Reactors (JRR-4 Medical irradiation facility)	Torii, Y. et al.	2001.11	352-356
JAERI-Conf 2001-018	中性子照射利用セミナー; 2000 年 3 月 9 日,東海	日本原子力研究所	2002.1	109

No.	表題	執筆者	発行 年月	ページ 数
JAERI-Tech 2002-034	JRR-4 シリサイド燃料炉心の燃料要素冷却水流量の測定	山本和喜 ほか	2002.3	40
JAERI-Research 2002-011	JRR-4 熱外中性子ビームの in vitro 生物学的効果;フリービーム条件並びにファントム条件での測定(協力研究)	山本哲哉 ほか	2002.5	56
JAERI-Tech 2002-092	頭部モデルファントムの製作及びその脳表面熱中性子束分布測定(協力研究)	山本和喜 ほか	2002.12	23
JAERI-Data/Code 2003-004	Deposition of radionuclides and stable elements in Tokai-mura	日本原子力研究所	2003.3	49
JAERI-Tech 2005-001	JRR-4 熱交換器の管理技術	堀口洋徳 ほか	2005.2	38
JAERI-Tech 2005-042	研究用原子炉(JRR-4)の制御棒挿入障害事象にかかわる再発防止対策	JRR-4 管理課・研究炉利用課	2005.7	58
JAEA-Review 2005-006	研究炉等(JRR-3, JRR-4 and JMTR)を用いた中性子核変換ドーピング Si 半導体(NTD-Si)製造機能拡充の検討	NTD	2006.1	64
JAEA-Technology 2006-028	JRR-4 低濃縮ウランシリサイド燃料炉心の特性試験	平根信彦 ほか	2006.3	121
JAEA-Conf 2006-003	Current status of irradiation facilities in JRR-3 AND JRR-4	JAEA	2006.5	392
JAEA-Technology 2007-017	JRR-4 低濃縮ウランシリサイド燃料の炉心特性	石黒裕大	2007.3	101
JAEA-Technology 2007-018	研究用原子炉 JRR-4 を用いた運転実習及び原子炉物理実験	横尾健司 ほか	2007.3	113
JAEA-Technology 2008-015	JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射実験装置に関する概念設計(受託研究)	八木理公 ほか	2008.3	104
JAEA-Technology 2008-070-1	JRR-4 反射体要素割れの原因調査報告書(1)	研究炉加速器管理部	2008.9	79

No.	表題	執筆者	発行 年月	ページ 数
JAEA-Technology 2008-070-2	JRR-4 反射体要素割れの原因調査 報告書(2)	研究炉加 速器管理 部	2008.9	53
JAEA-Technology 2008-072	JRR-4 反射体要素黒鉛反射材の照 射成長に関する調査	八木理公 ほか	2008.9	88
JAEA-Technology 2008-070	JRR-4 反射体要素割れの原因調査 報告書(正誤表)	研究炉加 速器管理 部	2008.10	2
JAEA-Conf 2008-010	Current status of irradiation facilities in JRR-3, JRR-4 and NSRR	JAEA	2008.12	150
JAEA-Research 2009-015	ホウ素中性子捕捉療法のための ICP 発光分光分析法による血液中ホウ素 濃度分析	堀口洋徳 ほか	2009.7	46
JAEA-Technology 2009-036	k0 法に基づく中性子放射化分析法 を用いた高純度チタン及び炭化ケイ 素(SiC)の不純物元素の分析; 研究 炉を用いたシリコン照射の生産性向 上に関する技術開発(共同研究)	本橋純 ほか	2009.7	60
JAEA-Technology 2009-062	ウランモリブデン(U-Mo)燃料調査報 告書; 2008 年度	JAEA	2010.1	63
JAEA-Technology 2012-003	JRR-4 中性子ビーム設備の特性測 定; 反射体変更後の BNCT 線量解 析精度の評価	堀口洋徳 ほか	2012.3	46
JAEA-Technology 2014-016	JRR-4 におけるホウ素中性子捕捉療 法のための乳がん照射技術の開発	中村剛実 ほか	2014.6	70
JAEA-Review 2022-039	原子力船「むつ」関連調査他報告書 (受託研究)	青森研究 開発セン ター	2023.3	36

This is a blank page.





