

JAERI - M
89-160

材料試験炉—運転と技術開発—No. 3
(1986～1988年度)

1989年10月

材料試験炉部

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷㈱

材料試験炉－運転と技術開発－No.3

(1986～1988年度)

日本原子力研究所大洗研究所

材料試験炉部

(1989年9月27日受理)

材料試験炉部は、50 MWの高中性子束炉施設(JMTR; Japan Materials Testing Reactor)、照射施設、ホットラボ施設及び臨界実験装置(JMTRC; Japan Materials Testing Reactor Critical Assembly)の運転管理等を行っている。

材料試験炉では、昭和46年に50 MWのフルパワー運転を開始して以来、キャプセルや水力ラビット及びループ照射装置により、多くの照射実験を行ってきた。

これらの照射装置や照射後試験装置は、その時々々の照射要求に応じて整備、改造及び更新が行われてきた。そして、現在は1基のガスループ(UGL-1; Oarai Gas Loop-1)、2基の水ループ(OWL-2; Oarai Water Loop-2, OSF-1; Oarai Shroud Facility-1)、2基の水力ラビット照射装置及び多くのキャプセル照射装置により照射実験を行っている。

本書は、昭和61年度から昭和63年度にかけて材料試験炉で行った運転管理等の業務及び研究・開発について報告する。

- 1) JMTR, ホットラボ及びJMTRCの運転・保守
- 2) 原子炉及び照射施設運転バックアップシステムの整備
- 3) JMTR 燃料の低濃縮化計画
- 4) 照射施設及び炉心構造物の整備, 改造, 更新
- 5) キャプセルによる様々な照射実験
- 6) 照射技術及び照射後試験技術開発
- 7) 照射技術に係る基礎研究
- 8) JMTR 将来計画

The JMTR Operation and Technical Development No.3
(Fiscal 1986 ~ 1988)

Department of JMTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received September 27, 1989)

The JMTR complex consists of a 50MW high neutron flux reactor (JMTR; Japan Materials Testing Reactor), the irradiation facilities, a hot laboratory and a nuclear critical assembly (JMTRC; Japan Materials Testing Reactor Critical Assembly).

Many irradiation examinations have been carried out by the capsules, hydraulic rabbits and loop facilities in the JMTR since 1971 when 50MW high power operation was attained.

These irradiation facilities and any post irradiation examination equipments have been fabricated, modified and replaced to meet the needs of the times. And now, one gas loop (OGL-1; Oarai Gas Loop-1), two water loops (OWL-2; Oarai Water Loop-2, OSF-1; Oarai Shroud Facility-1), two hydraulic rabbits and any capsules are in the JMTR.

This report describes the activities of the JMTR project performed in fiscal year 1986~1988 as following;

- 1) the operations and maintenances of the JMTR complex,
- 2) fabrication of the operation backup systems of the reactor and irradiation facilities,
- 3) JMTR driver fuel enrichment reduce program,
- 4) the fabrications, modifications and replacements of the irradiation facilities and reactor core components,
- 5) any irradiation tests by the capsules,
- 6) developments of the irradiation techniques and post irradiation examination techniques,
- 7) the fundamental studies to conduct irradiation techniques,
- 8) future program in the JMTR.

Keywords: JMTR, Irradiation, Loop, Capsule, Hot Laboratory, Research
Reactor, Reactor Management

目 次

| | |
|------------------------------|----|
| 序 | 1 |
| 1. 概 要 | 2 |
| 1.1 JMTRの運転管理 | 2 |
| 1.1.1 原子炉の運転管理 | 2 |
| 1.1.2 照射施設の運転管理 | 2 |
| 1.2 ホットラボの運転管理 | 3 |
| 1.3 JMTRの利用状況 | 3 |
| 1.4 JMTRCの運転管理 | 3 |
| 1.5 濃縮度低減化計画 | 4 |
| 1.6 主要な技術的事項 | 4 |
| 2. JMTRの運転管理 | 12 |
| 2.1 原子炉の運転管理 | 12 |
| 2.1.1 運 転 | 12 |
| 2.1.2 保守整備 | 13 |
| 2.1.3 燃料管理 | 14 |
| 2.1.4 原子炉一次系冷却水の水・ガス分析 | 14 |
| 2.1.5 放射線管理 | 15 |
| 2.2 照射施設の運転管理 | 48 |
| 2.2.1 運 転 | 48 |
| 2.2.2 保守整備 | 50 |
| 2.2.3 水・ガス分析 | 50 |
| 3. ホットラボの運転管理 | 65 |
| 3.1 運 転 | 65 |
| 3.2 保守整備 | 67 |
| 3.3 放射線管理 | 76 |
| 4. JMTRの利用状況 | 81 |
| 4.1 照射利用状況 | 81 |
| 4.2 照射後試験 | 88 |
| 5. JMTRCの運転管理 | 94 |
| 5.1 運 転 | 94 |
| 5.2 保守整備 | 94 |
| 5.3 燃料管理 | 94 |
| 5.4 放射線管理 | 94 |
| 6. 主要な技術的事項 | 97 |

| | | |
|-------|------------------------------|-----|
| 6.1 | 原子炉施設の整備 | 97 |
| 6.1.1 | JMTR 運転員支援システム | 97 |
| 6.1.2 | 燃料濃縮度低減化計画 | 98 |
| 6.1.3 | ベリリウム棒更新に伴う照射孔等の改良 | 99 |
| 6.2 | 照射施設の整備 | 110 |
| 6.2.1 | 照射施設の整備 | 110 |
| 6.2.2 | OWL-2 炉内管の更新 | 112 |
| 6.2.3 | OGL-1 炉内管の更新 | 114 |
| 6.2.4 | 出力急昇試験設備の整備 | 115 |
| 6.3 | キャプセルによる照射実験 | 128 |
| 6.3.1 | 出力急昇試験 | 128 |
| 6.3.2 | インパイルクリープ実験 | 128 |
| 6.3.3 | ガススweep照射試験 | 128 |
| 6.3.4 | 原子炉圧力容器材照射試験 | 129 |
| 6.3.5 | 熱電対炉内校正試験 | 129 |
| 6.3.6 | 一定温度照射試験 | 129 |
| 6.3.7 | Li含有セラミックス照射試験 | 130 |
| 6.3.8 | HTTR 燃料温度急昇試験 | 131 |
| 6.4 | 炉内中性子束推定法の改善 | 144 |
| 6.5 | 照射技術開発 | 144 |
| 6.5.1 | OSF-1 炉内管ジルカロイ化 | 144 |
| 6.5.2 | 照射BOCA キャプセルの再使用化 | 145 |
| 6.5.3 | 燃料棒直径測定装置の開発 | 146 |
| 6.5.4 | キャプセル再組立及び燃料棒計装技術の開発 | 148 |
| 6.5.5 | 飽和温度キャプセル | 149 |
| 6.5.6 | ヒートパイプ温度制御システムの開発 | 149 |
| 6.5.7 | 照射実験用高温熱電対 | 150 |
| 6.5.8 | Nb-1%Zr 合金の高温クリープ試験 | 151 |
| 6.6 | 検査技術開発 | 166 |
| 6.6.1 | 画像処理技術の開発 | 166 |
| 6.6.2 | 核融合炉用超電導コイルにおける溶接部の欠陥検出技術の開発 | 166 |
| 6.7 | 照射後試験技術開発 | 168 |
| 6.7.1 | 微小試験片試験技術 | 168 |
| 6.7.2 | 高温引張試験装置の整備 | 168 |
| 6.7.3 | 照射後クリープ試験装置の開発整備 | 169 |
| 6.7.4 | 高温時FP放出率測定試験装置の整備 | 170 |
| 6.8 | その他の技術開発 | 177 |
| 6.8.1 | FPガス圧力計の再計装技術 | 177 |

| | | |
|-------|-------------------------------|-----|
| 6.8.2 | 形状記憶合金の応用技術開発 | 179 |
| 6.8.3 | FPプレートアウト測定 | 180 |
| 6.8.4 | FPリフトオフ実験 | 181 |
| 6.8.5 | クラッドに関する技術開発 | 181 |
| 6.8.6 | トリチウム技術 | 183 |
| 6.8.7 | フルスケールモデル使用済燃料輸送容器の落下試験及び耐火試験 | 185 |
| 7. | JMTRの将来計画 | 213 |
| 7.1 | はじめに | 213 |
| 7.2 | 検討内容及び結果 | 214 |
| 7.2.1 | 出力過渡試験装置 | 214 |
| 7.2.2 | 燃料棒水側腐食試験装置 | 215 |
| 7.2.3 | 増殖ブランケット試験体照射試験設備 | 216 |
| 7.2.4 | 炉内ナトリウムループ | 218 |
| 7.2.5 | 中性子ラジオグラフィ装置 | 219 |
| 7.2.6 | 原子炉施設の改造・整備 | 220 |
| | あとがき | 230 |
| 付録1 | 材料試験炉部の組織及び人員 | 231 |
| 付録2 | 外部投稿論文 | 234 |
| 付録3 | 研究所刊行物 | 239 |
| 付録4 | 口頭発表(外部) | 251 |
| 付録5 | 共同利用契約 | 255 |
| 付録6 | 委託調査等 | 256 |
| 付録7 | 官庁申請許可一覧 | 262 |
| 付録8 | 研修生受入状況 | 266 |
| 付録9 | 発明(考案) | 267 |

Contents

| | |
|--|----|
| Preface | 1 |
| 1. General Description | 2 |
| 1.1 Operation and Management of the JMTR | 2 |
| 1.1.1 Operation and Management of the Reactor | 2 |
| 1.1.2 Operation and Management of Irradiation Facilities | 2 |
| 1.2 Operation and Management of the Hot Laboratory | 3 |
| 1.3 Utilization Status of the JMTR | 3 |
| 1.4 Operation and Management of the JMTRC | 3 |
| 1.5 Enrichment Reduced Program | 4 |
| 1.6 Major Technical Development | 4 |
| 2. Operation and Management of the JMTR | 12 |
| 2.1 Operation and Management of the Reactor | 12 |
| 2.1.1 Operation | 12 |
| 2.1.2 Maintenance | 13 |
| 2.1.3 Fuel Management | 14 |
| 2.1.4 Chemical Analysis of the Reactor Primary Coolant | 14 |
| 2.1.5 Radiation Control | 15 |
| 2.2 Operation and Management of Irradiation Facilities | 48 |
| 2.2.1 Operation | 48 |
| 2.2.2 Maintenance | 50 |
| 2.2.3 Water and Gas Analyses | 50 |
| 3. Operation and Management of the Hot Laboratory | 65 |
| 3.1 Operation | 65 |
| 3.2 Maintenance | 67 |
| 3.3 Radiation Control | 76 |
| 4. Utilization of the JMTR | 81 |
| 4.1 Utilization of Irradiation Facilities | 81 |
| 4.2 Post Irradiation Examinations | 88 |
| 5. Operation and Management of the JMTRC | 94 |
| 5.1 Operation | 94 |
| 5.2 Maintenance | 94 |
| 5.3 Fuel Management | 94 |
| 5.4 Radiation Control | 94 |
| 6. Major Technical Work Affairs | 97 |
| 6.1 Improvement of the JMTR | 97 |
| 6.1.1 Reactor Operation Backup System | 97 |

| | | |
|-------|---|-----|
| 6.1.2 | JMTR Driver Fuel Enrichment Reduce Program | 98 |
| 6.1.3 | Modification of the Beryllium Partition Wall | 99 |
| 6.2 | Improvement of Irradiation Facilities | 110 |
| 6.2.1 | Fabrication of Irradiation Rigs | 110 |
| 6.2.2 | Replacement of the OWL-2 In-pile Tube | 112 |
| 6.2.3 | Replacement of the OGL-1 In-Pile Tube | 114 |
| 6.2.4 | Modification of the Power Ramping Facility | 115 |
| 6.3 | Irradiation Tests by Capsules | 128 |
| 6.3.1 | Power Ramping Test | 128 |
| 6.3.2 | In-pile Creep Test | 128 |
| 6.3.3 | Gas Sweep Test of Fuel Compacts of the HTTR | 128 |
| 6.3.4 | Irradiation Test of the Reactor Pressure Vessel Steel . | 129 |
| 6.3.5 | In-core Proofreading of Thermocouples | 129 |
| 6.3.6 | Perfect Temperature Control Irradiation | 129 |
| 6.3.7 | Irradiation of Ceramics within Li | 130 |
| 6.3.8 | Temperature Ramping Test of Fuel Compacts of the HTTR . | 131 |
| 6.4 | Improvement of Neutron Flux Estimation Method for the JMTR . | 144 |
| 6.5 | Development of Irradiation Techniques | 144 |
| 6.5.1 | Exchange the OSF-1 In-pile Tube Material from Stainless Steel to Zircaloy | 144 |
| 6.5.2 | Re-using Technique of the Irradiated BOCA | 145 |
| 6.5.3 | Diameter Measuring of the Fuel Rod in the Capsule | 146 |
| 6.5.4 | Re-instrumenting Technique to the Irradiated Fuel Rod and Re-constructing Technique to the Capsule | 148 |
| 6.5.5 | Saturated Temperature Capsule | 149 |
| 6.5.6 | Temperature Control System with a Heat Pipe | 149 |
| 6.5.7 | High Temperature Thermocouple | 150 |
| 6.5.8 | High Temperature Creep Test of the Nb-1%Zr Alloy | 151 |
| 6.6 | Development of Inspection Techniques | 166 |
| 6.6.1 | Image Processing Technique | 166 |
| 6.6.2 | Defect Inspection in the Welded Parts of the Super Conductance Coil of Fusion Reactors | 166 |
| 6.7 | Development of Post Irradiation Examinations | 168 |
| 6.7.1 | Small Specimen Test Technique | 168 |
| 6.7.2 | High Temperature Tensile Test | 168 |
| 6.7.3 | Post Irradiation Creep Test | 169 |
| 6.7.4 | Fission Products Release Rate Measurement System | 170 |
| 6.8 | Other Fundamental Studies | 177 |

| | | |
|------------|--|-----|
| 6.8.1 | Re-instrumenting FP Gas Pressure Gage to the Irradiated Fuels | 177 |
| 6.8.2 | Application Study of the Shape Memory Alloy for Nuclear Plants | 179 |
| 6.8.3 | FP Plate-out Measurement | 180 |
| 6.8.4 | FP Lift-off Examination | 181 |
| 6.8.5 | The Study for the Crad | 181 |
| 6.8.6 | Treatment Technique of Tritium | 183 |
| 6.8.7 | The Drop Test and Thermal Test of the Spent Fuel Transfer Cask | 185 |
| 7. | Future Program of the JMTR | 213 |
| 7.1 | Introduction | 213 |
| 7.2 | Items Studied and Outcomes | 214 |
| 7.2.1 | Power Tranjent Test Facility | 214 |
| 7.2.2 | Corrosion Test Facility | 215 |
| 7.2.3 | Irradiation Test Facility on Tritium-breeding Blanket .. | 216 |
| 7.2.4 | Sodium In-pile Loop | 218 |
| 7.2.5 | Neutron Radiographic Facility | 219 |
| 7.2.6 | Upgrading of the JMTR | 220 |
| | Summary | 230 |
| Appendix 1 | Organization and Personnels at JMTR | 231 |
| Appendix 2 | Papers Published from JMTR | 234 |
| Appendix 3 | Periodicals from JMTR | 239 |
| Appendix 4 | Oral Presentation by JMTR Staffs | 251 |
| Appendix 5 | Contracts for Utilization of the JMTR | 255 |
| Appendix 6 | Studies Entrusted to JMTR Project | 256 |
| Appendix 7 | Documents Submitted to the Competent Authorities | 262 |
| Appendix 8 | Researchers and Engineering from Overseas for Training .. | 266 |
| Appendix 9 | Inventions and Contrivances | 267 |

序

材料試験炉部は、JMTR及び付設のホットラボ施設並びにJMTRCの運転管理を行っており、また、JMTRの照射利用に関して必要な研究・技術開発等を行っているが、本報告は、これらの活動の成果を年報として集録したものである。

本報告書が記録として保存されるだけでなく、今後の当部の業務改善の参考として役立てて戴ければ、望外の幸である。

材料試験炉部長 二 村 嘉 明

1. 概 要

1.1 JMTRの運転管理

1.1.1 原子炉の運転管理

61年度は、74サイクルから78サイクル（前半）を、62年度は、78サイクル（後半）から81サイクル（前半）までを、63年度は、81サイクル（後半）から86サイクル（前半）までの利用運転を行った。運転開始からの積算熱出力は、63年度末で75,156.5 MWD、運転時間は40,770時間となった。61年度から63年度に於ける原子炉の運転実績をFig 1.1.1に示す。

定期自主検査は、原子炉本体、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設等について実施し、この間に定期検査を受検した。また、主な整備項目としては、二次冷却系及びUCL冷却塔の改修工事、原子炉制御設備、プロセス計装設備等の更新を行った。

78サイクルにおいて、高濃縮ウラン燃料（HEU：93%濃縮度）から中濃縮ウラン燃料（MEU：45%濃縮度）移行した。この炉心に供する燃料として、前年度から製作中の M_0, M_1, M_2 次の燃料要素80体の内残り48体が納入された。また、 M_3, M_4 次の燃料要素50体を製作し納入された。

低濃縮ウラン燃料要素の開発の為、ホットラボ課に於いて照射済シリサイド燃料ミニプレートのブリスタ試験を行った。

62年度は、 M_5, M_7 次の燃料要素73体が完成し納入された。また、新燃料要素の開発として低濃縮燃料炉心の安全評価に必要な低濃縮燃料の諸物性値の収集、流動試験用低濃縮ダミー燃料の完成板について自主検査を実施した。使用済燃料輸送容器の製作については、設計承認申請書に関する所内安全審査及び国の安全審査が終了し、容器本体の製作を開始した。現在炉心で使用中のベリリウム枠及びガンマ線遮蔽板が平成元年度に寿命に到達することから新ベリリウム枠及びガンマ線遮蔽板の設計・検討を行い所内安全審査及び国のヒヤリングを終了した。

63年度も、前年度に引続き $M_8 \sim M_{10}$ 次燃料要素51体が完成し、納入された。また、前年度から製作中の使用済燃料輸送容器が完成し納入された。新ベリリウム枠及びガンマ線遮蔽板の製作に係る素材検査を実施し、ベリリウム枠の製作を開始した。

1.1.2 照射施設の運転管理

OWL-2は、第75サイクルまで休止中のため運転は行われず、61年度オーバーホール期に炉内管更新を実施し、第76サイクルから供用運転を開始した。

OGL-1は、61年度には第10次試料（84 LF-24 A）の照射試験を行った。また、62年6月の第79サイクルまでに被覆粒子燃料の健全性確認を主目的とした11体の照射試験を実施し、延べの運転時間は20,000時間に達した。炉内管（炉内仕切管を含む）が設計寿命に到達したことから62年度オーバーホール期に更新することとした。60年8月の材料製作に始まり、62年7月工場製作を終了した。又、現地炉内管更新工事は、62年7月から始まり、8月中旬には使

用済炉内管の取り出し及び新炉内管の挿入を行い、62年12月上旬工事を終了した。

性能試験は、コールドライン試験、燃料照射試験を行い、炉内管の健全性及び流動的な総合性能の確認を行った。63年2月12日には性能に係る最後の使用前検査を受検した。

BOCA/OSF-1は、高性能燃料の出力急昇試験に適するように燃料照射位置の熱中性子束密度を増加する必要があった。そのため、OSF-1ステンレス鋼製炉内管を中性子吸収断面積の小さいジルカロイ製炉内管に変更することを計画した。

61年度に炉内管の製作を開始し、63年度オーバーホール期に炉内管の交換工事を完了し、第83サイクルから各種性能試験を開始した。

オーバーホールは、61年度が8月から11月まで、62年度が6月末から63年1月まで、63年度が6月末から10月までのそれぞれの間に定期自主検査を実施し、この間に定期検査の科技庁立会検査を受検した。

1.2 ホットラボの運転管理

ホットラボ施設は、昭和46年の運転開始以来60年度まで、1,400体余りの照射済キャプセル試料、照射済ループ試料、照射済水カラビット試料の照射後試験を行ってきており、61年度から63年度において239体のキャプセル等が搬入され、この3年間で試験を終了した試料は209体である。

また、円滑な照射後試験を遂行するため、各年度毎に本体施設、特定施設及び放射線管理設備について保守点検作業を実施するとともに試験装置の更新及び技術開発を行った。

1.3 JMTRの利用状況

利用者（所内、動燃事業団、大学連合、民間会社等）から照射依頼のあったキャプセル等について設計、製作に係る業務を行うと共に照射試験を行った。61年度から63年度に製作したキャプセル等をTable 1.3.1、Table 1.3.2及びTable 1.3.3に示す。また、61年度から63年度に照射試験を実施したキャプセル等を各年度毎にTable 1.3.4、Table 1.3.5及びTable 1.3.6に示す。

照射試験の実績としては、1運転サイクル当りの総本数では61年度が71本、62年度が89本、63年度が72本であり、キャプセルのみ（ガススweepキャプセルを含む）では61年度が50本、62年度が58本、63年度が53.2本であった。また、61年度の第76サイクルからOWL-2による照射試験を再開し、63年度の第86サイクルをもって終了した。

1.4 JMTRCの運転管理

昭和61年度は、高濃縮ウラン燃料（HEU：93%）炉心の動特性パラメータ β/ℓ の測定、Rossi- a 法による中性子減衰定数 a の測定を原子炉研修所と共同で行った。また、リチウム含有セラミックスを用いての核特性、トリチウム生成特性を把握するための実験等を行った。

昭和62年度は、原子炉研修所と共同での炉雑音実験（ β/ℓ の測定）、炭酸リチウム粉体を用

いた模擬試験体をOWL-2で照射し、核融合ブランケット試験体照射に関する核特性の測定を行った。

昭和63年度は、飽和温度制御キャプセルのボイドによる反応度変化の測定、原子炉研修所と共同での中性子源挿入法による原子炉出力の校正、中性子源除去法による反応度測定、落下法による制御棒反応度値の測定等を行った。

1.5 濃縮度低減化計画

材料試験炉部においては、米国が提唱した核拡散防止の方針に基づいてJMTR燃料の濃縮度低減化を実施しており、昭和61年度には、それまで使用してきた93%高濃縮度燃料（HEU燃料）を45%中濃縮燃料（MEU燃料）に移行した。更に、濃縮度低減化の最終目標である20%低濃縮燃料（LEU燃料）に移行するための準備を現在進めている。LEU燃料化においては、燃料要素の形状を現行のMEU燃料要素と同じくして中性子束密度を低下させないこと及びウラン装荷量を増大し連続運転日数を延長して稼働率と燃料経済性を向上させることを達成するため、LEU燃料として可燃性吸収体であるCdワイヤを組み込んだシリサイド燃料を使用する。

昭和61～63年度においては、平成2年度に予定している安全審査のために以下の準備作業を実施した。

- ① 可燃性吸収体Cdワイヤを用いるLEU燃料炉心の燃焼計算を実施するため、SRACコードの改良を実施した。
- ② 加圧条件下のDMB熱流束測定装置を製作した。
- ③ 軽水炉熱水力過渡解析コードTHYDE用入力データの整備及び同コードのJMTRの運転時の異常な過渡変化・事故解析への適用性を確認した。
- ④ 原子炉建屋・構築物の基準地震動に対する応答解析を実施した。
- ⑤ シリサイド燃料の高温時FP放出率測定用試料の照射を85サイクル（平成元年2月1日～26日）より開始した。

1.6 主要な技術的事項

(1) JMTR 運転支援システム

パーソナルコンピューターによるJMTR運転支援システムの整備を行っている。本システムは昭和61年度から昭和63年度にかけては、①原子炉運転データのグラフィック出力の日本語化、②エキスパートシステムのプログラミングの習得を目的とした故障診断システムの試作、③データベースシステムの整備である。今後はJMTRの運転に伴うトラブルのデータベース化等を行う予定である。

(2) 燃料濃縮度低減化計画

JMTRでは、昭和61年度から中濃縮燃料に移行した。また、平成5年度からの低濃縮化に向けて、ミニ燃料プレートによる照射試験、流動試験のための燃料要素の製作、燃焼計算コードの整備、DNB熱流束評価のための実験装置の製作、熱水力過渡解析コードの検証、JMTR耐震評価等を行った。

(3) ベリリウム枠及びガンマ遮蔽板更新に伴う照射孔の改良と寿命の延長

JMTRの炉心を構成するベリリウム枠は照射による寿命年数に達することから、平成元年度に更新する予定である。更新に当たっては、その照射孔の径寸法を従来の細径から照射需要の多い標準径（42 mm）に変更する。また、照射による曲がりの測定を実機で行うとともに、新ベリリウム枠については構造変更により曲がりの許容範囲を大きくすることによって、その寿命延長を図る。

(4) 照射設備運転支援サブシステムの開発

パーソナルコンピュータによる照射設備運転支援サブシステムの開発を行っている。本システムは照射設備の運転監視、データ処理を行うものであり、昭和61年11月には運転監視システムを、そして昭和63年6月にはデータ処理システムの利用を開始した。その結果、照射報告書の充実化が図られるとともに、膨大な照射データのグラフ化を含めた処理が迅速化し、照射実験に結果を逐一反映させることも可能になっている。本システムは、今後さらに拡充していく計画である。

(5) 照射設備の改造と整備

キャプセルによる照射試験の性能向上、迅速化、省力化を目的として①真空温度制御装置の昇温及び降温操作の自動化、②真空温度制御装置とヒータ温度制御装置の一体化、③ガススイープキャプセル用接続箱の改造、④ガススイープキャプセル用核種分析装置の更新、⑤キャプセル用接続ユニットの小型化及びヒータキャプセル用接続ユニットの製作、⑥水力ラビットの試料挿入、取出装置の改造を行った。

(6) OWL-2 炉内管の更新

OWL-2 炉内管は、昭和46年にJMTRに設置して以来、12年間使用後昭和58年に炉内管頂部に亀裂欠陥が発生したため、昭和61年に新炉内管に更新した。この亀裂発生の原因は、内面の打ち疵部の孔食を起点とした貫粒型応力腐食割れ（TGSCC；Transgranular Stress Corrosion Cracking）であったことから、炉内管の更新にあたっては、①炭素含有量を低減化したオーステナイト系ステンレス鋼の使用、②残留応力分布を改善した溶接方法の採用、③水質監視計の設置、④試料挿入時に炉内管に疵発生を防止する対策として、炉内管頂部構造の変更と試料挿入治具の製作などを行った。

(7) OGL-1 炉内管の更新及び照射試料の製作

OGL-1 炉内管はその設計寿命22,000時間に対して、延べ運転時間が20,000時間に達したために、更新を行い、昭和62年12月に工事を終了した。また、昭和60年度から昭和63年度にかけて、HTTR用燃料の照射試験のための第11次及び第12次燃料試料の製作を行った。

(8) 出力急昇試験設備の整備

軽水炉用燃料の出力急昇試験において、出力上昇の直線性を良くすること及び1,000サイクルの負荷追従試験を行うことを目的として出力急昇試験設備のHe-3ガス圧力制御系の改造を行った。また、当装置の性能向上及び安全確保に係る改造を併せて行った。

(9) キャプセルによる照射実験

大型照射設備であるループ照射設備と異なり、キャプセルの場合、その時々ニーズにより様々な照射実験に対応することにその特徴を有している。以下に昭和61年度から昭和63年度

にかけて実施したキャプセルによる特殊照射試験の主なものについて列記する。

- ① 軽水炉燃料出力急昇試験
- ② 黒鉛構造材のインパイルクリープ試験
- ③ HTTR用燃料コンパクトのガススイープ試験
- ④ 多段独立ヒータ制御による軽水炉圧力容器材の照射試験
- ⑤ 熱電対の炉内校正試験
- ⑥ 原子炉出力上昇過程を含めて温度を一定に保つ、一定温度照射試験
- ⑦ 計装付核融合ブランケット材照射試験
- ⑧ 熱媒体駆動方式によるHTTR用燃料の温度急昇試験

(10) 炉内中性子束推定法の改善

核計算及びJMTRCでの実験により、中性子吸収断面積の大きい核融合炉用トリチウム増殖材であるLi含有セラミックスを照射する場合の中性子束及びトリチウム生成量計算手法の検証を行った。

(11) 照射技術開発

照射試験の高度化、新しいニーズへの対応をその目的として照射装置に関する技術開発を行った。以下に昭和61年度から昭和63年度にかけて行った技術開発について列記する。

- ① 照射済の軽水炉燃料出力急昇試験を行うために、OSF-1炉内管をステンレス鋼から中性子経済の優れているジルカロイに変更する改造を行った。
- ② 軽水炉燃料出力急昇試験の経済性を良くするために、それまで使い捨てであったBOCAキャプセルの再使用化に必要な技術を開発した。
- ③ 軽水炉燃料出力急昇試験において、PCI破損機構を調べることを目的として、照射中の直径変化を測定する直径測定装置の開発を行った。
- ④ 照射済燃料の出力急昇試験を行うために、実用炉又は試験炉でベース照射した燃料に計装したものをBOCAキャプセルに組み込む技術を開発した。
- ⑤ 転水炉の寿命延長研究の一環として、原子炉構造材の照射を効率的に行うために、中性子束の最も高い領域で照射試験を行う必要がある。放射線による発熱が大きいこの領域で安定した照射温度条件を実現するために、水の飽和温度を利用して温度を一定にするキャプセル（飽和温度キャプセル）を開発している。
- ⑥ キャプセルでの照射温度を出来るだけ下げるため、また、キャプセル内径方向の温度勾配を小さくするために、キャプセル内部から除熱出来るヒートパイプによる温度制御システムの開発を行っている。
- ⑦ HTTR用燃料の照射試験及び軽水炉用燃料のふるまい研究における照射試験を目的に、2,000℃で500時間の安定した特性を有する、外形1.6mmの細径熱電対の開発を行っている。
- ⑧ キャプセル用高温構造材として使用している、Nb-1%Zr合金の1,000℃、10,000時間のクリープ試験を行い、クリープ強度の確認を行った。

(12) 検査技術の開発

放射線透過試験の信頼性向上、評価技術の一般化のためにX線透過写真の画像処理技術開発

を行った。また、核融合炉用超電導コイルの溶接部の欠陥検査を超音波探傷試験で行う場合の評価試験を行った。

(13) その他の技術開発

- ① 高燃焼度燃料のFPガス放出挙動解明のための照射試験を行うために、高燃焼度燃料にFPガス圧力計、中心温度測定用熱電対を計装する技術を開発した。
- ② 形状記憶合金による管継ぎ手や駆動素子を原子炉内で使用することを目的として、TiNi形状記憶合金の照射後の燃鈍による機能回復の効果を把握するために、燃鈍時間と燃鈍温度をパラメータにした試験を実施した。
- ③ HTTRの遮蔽設計、保守・点検時の安全評価に係り、HTTR一次系配管や機器へのFP沈着量を評価するためのデータを提供する目的でOGL-1を使って、FPプレーアウト測定を行っている。また、HTTR一次系配管破断時に離脱する沈着FPの割合を評価するためのFPリフトオフ実験の計画と装置の製作を行った。
- ④ 軽水炉及びJMTRの照射装置の保守・点検に係る被ばく低減化のために、強磁性永久磁石を利用したクラッド分離装置の開発を行っている。また、金属表面へのクラッド付着挙動を調べるために、OWL-2の炉外テストセクションを利用して、金属試験片へのクラッド付着実験を行い、更にOWL-2炉内管枝管に付着しているクラッドの分析を行った。
- ⑤ 核融合炉燃料としてのトリチウム製造技術の内、原子炉でのトリチウム製造ターゲットであるLi含有セラミックス照射技術開発を行っている。当技術開発の内、昭和61年度から昭和63年度にかけて行った技術開発事項は、ターゲットの被覆材であるジルカロイの水素脆化防止のためのコーティング技術、コーティング膜中の水素の挙動評価、JMTR反射体要素材あるいは核融合炉中性子増倍材であるBe中のトリチウム挙動評価、JMTR一次冷却材中のトリチウム発生源解明のための原子炉一次冷却水中濃度測定及びジルカロイ/ステンレス圧接材の耐放射線強度評価である。
- ⑥ JMTRのドライバー燃料の濃縮度低減化に伴い、新たに製作した使用済燃料輸送容器の安全評価のために、フルスケールモデルの落下試験及び耐火試験を行った。

(14) 照射後試験技術開発

核融合炉用材料の研究開発に必要な微小試験片による照射後試験技術開発を行った。開発したスモールパンチ試験装置は、 -100°C ～ 500°C の真空中で $\phi 3, t 0.25\text{mm}$ の試験片を自動的に連続試験できる能力を持っている。更に、試験片の片面に印字した記号を半自動的に読み取り、任意の枚数だけ自動的に容器につめる「試料自動選別装置」の設計検討を行っている。また、試験温度 400°C ～ $1,500^{\circ}\text{C}$ で引張試験、低サイクル疲労試験及び短時間クリープ試験ができる「真空引張試験装置」、 $1,000^{\circ}\text{C}$ での試験ができる照射後クリープ試験装置の設備整備を行った。

なお、JMTRの低濃縮燃料の安全評価のために、FPガス放出率測定試験装置の開発を行った。当装置は、照射した試験燃料試料をキャリアガス中で 600°C から $1,100^{\circ}\text{C}$ までステップ状に昇温し、各ステップにおいてFPガスを捕修し、分析する装置である。

Table 1.3.1 Capsule Fabricated in F・Y1986

(62年3月31日現在)

| 区 分 | キャプセル | ラビット | ループ試料 |
|--------------|-------|------|-------|
| 照射前契約に基づく業務 | 8 | 71 | 0 |
| 所内研究開発R I生産等 | 47 | 9 | 0 |

(単位：本)

Table 1.3.2 Capsule Fabricated in F・Y1987

(63年3月31日現在)

| 区 分 | キャプセル | ラビット | ループ試料 |
|--------------|-------|------|-------|
| 照射前契約に基づく業務 | 7 | 65 | 0 |
| 所内研究開発R I生産等 | 29 | 7 | 1 |

(単位：本)

Table 1.3.3 Capsule Fabricated in F・Y1988

(元年3月31日現在)

| 区 分 | キャプセル | ラビット | ループ試料 |
|--------------|-------|------|-------|
| 照射前契約に基づく業務 | 7 | 74 | 0 |
| 所内研究開発R I生産等 | 37 | 4 | 0 |

(単位：本)

Table 1.3.4 Capsule Irradiated in F・Y1986

(単位：サイクル・本)

| 項 目 \ 運転サイクルNo. | 74 | 75 | 76 | 77 | 78 | 年度合計 |
|--------------------------------------|------|------|------|-----|-----------------|------|
| 材 料 キ ャ プ セ ル | 30 | 36 | 23 | 17 | 20 | 126 |
| 燃 料 キ ャ プ セ ル | 20 | 23 | 24 | 25 | 25 | 117 |
| 合 計 | 50 | 59 | 47 | 42 | 45 | 243 |
| 〔内 計 測 付〕 | (14) | (14) | (10) | (6) | (9) | (53) |
| 水カラビット〔1号, 2号〕 | 9 | 19 | 9 | 28 | 22 [※] | 87 |
| FPガススイープキャプセル | 2 | 2 | 1 | 2 | 2 | 9 |
| OWL-2 | 0 | 0 | 1 | 1 | 1 | 3 |
| OGL-1 | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | 5 |
| OSF-1 | 2 | 2 | 2 | 3 | 1 | 10 |
| 運 転 サ イ ク ル 別 照 射 キ ャ プ セ ル 等 合 計 | 64 | 83 | 61 | 77 | 72 | 357 |

※78サイクルの水カラビットについては1987年4月に
照射した分も含む。

Table 1.3.5 Capsule Irradiated in F・Y1987

(単位：サイクル・本)

| 項 目 \ 運転サイクルNo. | 79 | 80 | 81 | 年度合計 |
|--------------------------------------|------|------|-----------------|------|
| 材 料 キ ャ プ セ ル | 22 | 26 | 31 | 79 |
| 燃 料 キ ャ プ セ ル | 28 | 30 | 33 | 91 |
| 合 計 | 50 | 56 | 64 | 170 |
| 〔内 計 測 付〕 | (12) | (15) | (16) | (43) |
| 水カラビット〔1号, 2号〕 | 40 | 26 | 15 [※] | 81 |
| FPガススイープキャプセル | 2 | 1 | 1 | 4 |
| OWL-2 | 1 | 1 | 1 | 3 |
| OGL-1 | 1 | 1 | 1 | 3 |
| OSF-1 | 2 | 3 | 2 | 7 |
| 運 転 サ イ ク ル 別 照 射 キ ャ プ セ ル 等 合 計 | 96 | 88 | 84 | 268 |

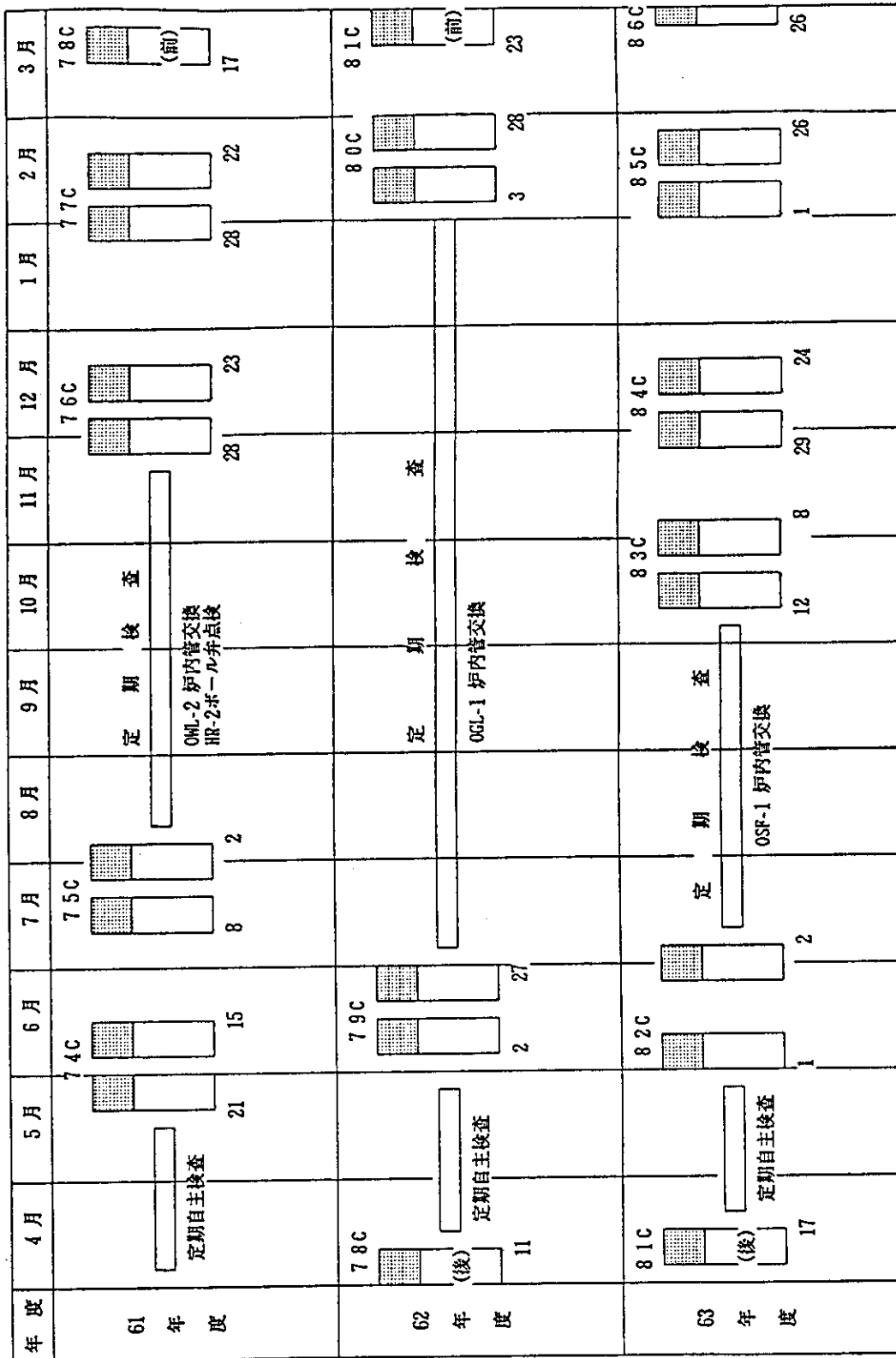
※81サイクルの水カラビットについては
1988年4月に照射した分も含む。

Table 1.3.6 Capsule Irradiated in F-Y1988

(単位：サイクル・本)

| 項 目 | 運転サイクルNo. | 82 | 83 | 84 | 85 | 86 | 年度合計 |
|--------------------------------------|-----------|------|------|-----|------|------|------|
| 材 料 キ ャ プ セ ル | | 26 | 17 | 17 | 22 | 19 | 101 |
| 燃 料 キ ャ プ セ ル | | 31 | 31 | 32 | 31 | 31 | 156 |
| 合 計 | | 57 | 48 | 49 | 53 | 50 | 257 |
| (内 計 測 付) | | (16) | (12) | (8) | (12) | (11) | (59) |
| 水カラビット〔1号, 2号〕 | | 10 | 11 | 12 | 14 | 23* | 70 |
| F P ガススweepキャプセル | | 2 | 2 | 2 | 2 | 1 | 9 |
| OWL-2 | | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | 5 |
| OGL-1 | | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | 5 |
| OSF-1 | | 4 | 3 | 3 | 3 | 3 | 16 |
| 運 転 サ イ ク ル 別 照 射 キ ャ プ セ ル 等 合 計 | | 75 | 66 | 68 | 74 | 79 | 362 |

* 86サイクルの水カラビットについては1989年4月に照射した分も含む。



(注) 日付けは、原子炉運転開始日及び原子炉停止を示す。
サイクル途中で2日間の燃料交換日がある。

Fig. 1.1.1.1 Operation Results of Reactor

2. JMTRの運転管理

2.1 原子炉の運転管理

2.1.1 運 転

61年度の運転は、計画どおり順調に行なわれた。この間、計画外停止は、地震によるスクラム1回であった。なお、75サイクルに於いて中濃縮燃料炉心による実証試験を行い、以後中濃縮燃料に移行した。定期検査は、76サイクルの前半サイクルに行った飽和値確認検査をもって終了し合格した。

62年度の運転は、78サイクル後半から81サイクル前半までの3サイクル分の運転を行った。計画外停止は、第79サイクル照射施設の異常によるスクラム1回であった。定期検査は、第80サイクル前半に行った飽和値確認検査をもって終了し合格した。

63年度の運転は、81サイクル後半から86サイクル前半までの5サイクル分の運転を行った。計画外停止は、地震によるスクラム等があり、計画どおりの運転をすることができなかった。定期検査は、83サイクル前半に行った飽和値確認検査をもって終了し合格した。

年度別運転実績を Table 2.1.1 に示す。

(1) 燃料特性測定

JMTR 標準運転パターンは、50MWで前半サイクル12日及び後半サイクル12日を1サイクルとしてその間に2日間の燃料交換のための中間炉停止期間を設けている。

この燃料交換時には、低出力運転(20kW)を行って核特性測定を行っている。Table 2.1.2 に各サイクルでの過剰反応度を、Table 2.1.3 に各サイクルでの停止余裕を、Table 2.1.4 に各サイクルでのSR-1, 2自動制御範囲での反応度を示す。

(2) 一次冷却系の水質管理

一次冷却水には、純水を使用しており水質は炉心構成物、燃料要素被覆材の腐食や一次冷却水に含まれる不純物による誘導放射能を出来るだけ低く抑えるため精製系を通して、pH 5.5～7.0、電気伝導度 $2 \mu\text{U}/\text{cm}$ 以下になるように管理している。

(3) 二次冷却系の水質管理

二次冷却水には、汙過水を使用しており、水質は二次冷却系内腐食を抑制し藻等の発生を防止するために防触材及び塩素ガスを添加して管理している。次に水質管理値を Table 2.1.5～2.1.7 に示すが、いずれのサイクルも良好な水質管理であった。

(4) 純水及び汙過水の使用量

純水は、原子炉一次冷却水、プールカナル水、照射設備の冷却材として、汙過水は、プールカナル系の二次冷却水、原子炉の二次冷却水及び各種機器等の冷却水に使用されている。これら年間使用量は、定期検査期間及び原子炉運転サイクル数によって変動する。

これら月別の使用量を Table 2.1.8 に示す。

(5) 各サイクルの液体廃棄物

各施設から排出される放射性廃液はタンクヤードを経由して、放射性廃棄物処理場へ送水している。各サイクル毎の液体廃棄物の量を Table 2.1.9～2.1.21 に示す。

2.1.2 保守整備

(1) 概 況

JMTR は、春期及び夏期に定期自主検査を実施している。春期は小規模で主に炉室給排気設備と UCL 設備の定期自主検査を、夏期は大規模で春期に行わなかった設備の定期自主検査及び設備の補修等を行った。定期検査は、54年度に定めた定期検査長期計画に基づいて夏期の定期自主検査期間に実施した。補修改修工事は主に、二次冷却系及び UCL 系の冷却塔について行った。その他、制御棒駆動装置冷却系の改造を行い、第3排水系貯槽(Ⅱ)の増設工事に着手した。

(2) 定期自主検査

61年度から63年度に行った定期自主検査の内容を、本体施設について Table 2.1.22 に、特定施設について Table 2.1.23 に示す。

(3) 定期検査

61年度から63年度の定期検査は、定期検査長期計画に基づいて、Table 2.1.24～Table 2.1.26 に示すように、性能検査及び施設検査について受検し合格した。

(4) 補修、改修工事

61年度から63年度に行った本体施設及び特定施設の老朽化対策並びに安全対策として実施した主な項目について Table 2.1.27 に示す。

(5) 故障、修理

61年度から63年度に行った本体施設の故障及び修理を Table 2.1.28 に示す。

(6) 第3排水系貯槽(Ⅱ)の増設

1) 概 要

JMTR の一次冷却設備及び照射設備から排出される使用済みイオン交換樹脂(以下「廃樹脂」という。)は、配管液送によって貯槽に貯蔵される。

既設の貯槽は、今後の運転計画から見ると平成元年度に貯蔵能力の限界(176 m³)に達するので貯槽を増設する。

増設する貯槽は、第3排水系貯槽(Ⅱ)と称し建家と一体構造で地階に設けられた密閉型で、廃樹脂の処理処分のため JMTR から処理場に輸送する過程で、専用容器への詰替作業のためのリザーブタンクである。このため廃樹脂の一時貯蔵及びサンプリングに必要な機能を有する設備である。

この貯槽の建家は、JMTR 機械室の南側で既設貯槽の西側約 20 m の場所に建設し地上 1 階、地下 1 階の鉄筋コンクリート造で、面積は 1 階約 160 m²、地階約 155 m²である。貯槽は、容量約 220 m³(廃樹脂の貯蔵能力約 140 m³)である。

2) 第3排水系貯槽(Ⅱ)の工事

第3排水系貯槽(Ⅱ)の工事は、「原子炉の設置変更の許可申請」、「設計及び工事の方法について認可申請」及び「核燃料物質の使用の変更申請」の手続きを行い、平成元年10月完成予定

で、63年11月工事に着手した。

2.1.3 燃料管理

(1) 製作, 輸送及び受入

西独 NUKEM 社において 45%濃縮ウラン (MEU) 燃料の製作が行われ, 標準燃料 176 本, 燃料フォロー 46 本が製作されこれを 15 回に分けて JMTR に輸送した。

NUKEM 社は, 昭和63年12月をもって核燃料の製造部門を閉鎖することとなったため, M₁₀ 次の一部から仏国 CERCA が製作することになり, 昭和 63 年 10 月より ROMANS にあたる工場で製作を開始した。JMTR では, CERCA が製作した標準燃料 10 本について, 昭和 63 年 12 月に燃料板等の検査を, 平成元年 3 月に燃料要素の完成体検査を現地で行った。

(2) 使用

運転は, 74 サイクルから 86 サイクル前半の運転が行われた。74 サイクルは, 93%濃縮ウラン (HEU) 燃料による最後の運転サイクルとなった。このサイクルまでに使用された HEU 燃料は, 燃料要素 1253 本, 燃料フォロー 374 本であった。75 サイクルからは MEU 炉心に移行した。

(3) 払出し

HEU 燃料の再処理のために米国エネルギー省サバンナリバー工場に 3 回輸送した。払出された燃料は燃料要素 180 本, 燃料フォロー 53 本であった。

2.1.4 原子炉一次冷却水の水・ガス分析

JMTR では, 毎運転サイクル定常的に炉心の燃料や構成材等の健全性を, 確認法の一つとして, 一次冷却水を通して確認するため, 水, ガス分析^{1), 2)}を実施している。本期中には, JMTR 第74 サイクルから第 86 サイクルまでの運転が行なわれたのに伴い, 放射性核種, 塩素イオン濃度等の分析を行った。JMTR は, 第 75 サイクル (1986 年 7 月) より, 炉心燃料は, 高濃縮 (HEU) 燃料から中濃縮 (MEU) 燃料へ移行し, この移行に伴いその前後における炉水中の *r* 線放出核種, 放射性ヨウ素, 及び腐食生成物濃度を詳しく調べ, 異状のないことを確認した。

r 線放出核種濃度の測定結果の一部を Table 2.1.29 に, また放射性ヨウ素 (¹³¹I~¹³⁵I) 濃度変化の経過を Fig 2.1.1 に示す。FP 核種の¹³¹I~¹³⁵I が定常的に 10⁻²~10¹ Bq/cm³程度測定されているが, これは主に炉心で中性子反射体として使用しているベリリウム棒 (金属 Be) 内に含まれる不純物ウランから生成し, 炉水中に放出されていると考えられている。この詳細は学会誌等^{3), 4)}で述べられている。

なお, この MEU 燃料移行に当っては, 炉運転中の水分析に加え炉停止後 HEU 及び MEU 燃料を炉心より取り出しての SHIPPING テストを行い, このテスト水中の FP 核種分析から燃料の健全性を確認した。

参考文献

- 1) 戸根弘人, 山本克宗, 岡川誠吾, 横内猪一郎, 後村正勝; “JMTR の水化学” JAERI1213(1970)

- 2) 材料試験炉部；“材料試験炉—運転と技術開発—No. 2 (1985年度)” JAERI - M 88 - 273 (1989年1月)
- 3) 横内猪一郎, 比佐 勇, 米沢仲四郎, 山本克宗, 田中 勲；“JMTR 1次冷却水中の放射性ヨウ素の発生源”, 原子力学会「昭和60年会」予稿集, H 57 (1985)
- 4) 山本克宗, 横内猪一郎, 比佐 勇, 米沢仲四郎, 中山富佐雄；“JMTR 1次冷却水中の放射性ヨウ素の放出源” 原子力誌, Vol. 29, No. 8, 717 (1987)

2.1.5 放射線管理

(1) 概 要

61年度から63年度におけるJMTR, JMTRC及び各種照射設備の運転・保守並びに定期検査等に伴う放射線管理を実施した。各年度とも種々の放射線作業が実施されたが作業者の被曝, 放射性汚染及び放射性物質の排出等, 放射線安全上問題となるものはなかった。

(2) 放射線作業時の管理

61年度に実施した主な作業は, OWL-2 供用期間中の放射線検査, OWL-2 炉内管更新工事中及びOWL-2 冷却水加熱装置更新工事等であった。

62年度は, OWL-2 流量調節弁点検, OWL-2 主循環ポンプ交換及び OGL-1 炉内管交換作業等であった。

63年度は, OWL-2・OGL-1 供用期間中の放射線検査, OWL-2 流量調節弁点検及び OWL-2 主循環ポンプの点検等であった。

61年度から63年度の主な放射線作業時における外部被曝線量の測定結果を Table 2.1.30(1)~(3)に示す。各年度とも特に問題となる被曝はなかった。

(3) 管理区域等

61年度から63年度は, 恒久的な管理区域の変更はなく, 一時的に管理区域に指定されたものである。その内訳は, 第1種管理区域が61年度5件, 62年度4件, 63年度が1件であり, 第2種管理区域が61年度22件, 62年度が9件, 63年度が16件であった。それらの結果を Table 2.1.31 (1)~(3)に示す。各年度とも放射線管理上問題となる管理区域はなかった。

(4) 排気及び排水の管理

61年度から63年度に排出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度及び年間排出放射能を Table 2.1.32に示す。放射性塵埃については, 各年度とも検出限界以下であった。放射性ガスについては, 原子炉の運転により⁴¹Arが放出されたが, 各年度とも保安規定に定められている放出管理目標値に比べて十分低いものであった。

61年度から63年度に発生した放射性液体廃棄物の放射能及び廃液量を Table 2.1.33に示す。各年度の放射能は, 1.8×10^3 (mCi), 1.0×10^3 (mCi), 2.2×10^3 (mCi) であり, 廃液量は, 3.1×10^3 (m³), 3.2×10^3 (m³), 4.0×10^3 (m³) であり, 主な核種は⁶⁰Coであった。

(5) 個人被曝管理

61年度から63年度における従事者等の外部被曝線量の測定結果を Table 2.1.34 (1)~(3)に示す。全身, 局部ともに保安規定に定める管理基準を十分に下回るものであった。内部被曝管理については, 各作業グループから選定した被検者について, 尿検査及び体外計測による定期

検査を実施した。また、一部の外来作業者については、作業開始前及び作業終了後に体外計測による検査等を実施した。その結果、いずれの被検者も検出限界以下であった。

Table 2.1.1 JMTR Operation Record

| 年度 | サイクル No. | 運 転 期 間 | 積 算 出 力 (MWD) | 運 転 時 間 (H:min) |
|--------------|-------------|----------------|------------------|--------------------|
| 61 年 度 | 74 | 61. 5.14~ 6.15 | 1,102.0 | 542:01 |
| | 75 | 7. 1~ 8. 2 | 1,100.2 | 557:53 |
| | 76 | 11.19~12.23 | 1,097.8 | 550:05 |
| | 77 | 62. 1.21~ 2.22 | 1,103.2 | 541:49 |
| | 78 (前半) | 3. 9~ 3.29 | 605.6 | 299:34 |
| | 合 計 | | 5,008.8 | 2,491:22 |
| 62 年 度 | 78 (後半) | 62. 4. 1~ 4.11 | 493.4 | 242:07 |
| | 79 | 5.27~ 6.27 | 1,008.3 | 500:33 |
| | 80 | 63. 1.22~ 2.28 | 1,097.1 | 546:24 |
| | 81 (前半) | 3.16~ 3.31 | 420.1 | 206:50 |
| | 合 計 | | 3,018.9 | 1,495:54 |
| 63 年 度 | 81 (後半) | 63. 4. 1~ 4.17 | 678.5 | 331:09 |
| | 82 | 5.25~ 7. 2 | 918.0 | 456:31 |
| | 83 | 10. 3~11. 8 | 985.7 | 530:42 |
| | 84 | 11.21~12.24 | 1,097.4 | 539:41 |
| | 85 | 元. 1.25~ 2.26 | 1,091.8 | 540:41 |
| | 86 (前半) | 3.15~ 3.31 | 474.8 | 232:02 |
| | 合 計 | | 5,246.2 | 2,631:02 |

(注) * 運転期間は、燃料装荷日から原子炉停止日まで。

* 年度にまたがるサイクルは、3月31日で区分。

Table 2.1.2 Excess Reactivity in Each Cycle

| サイクル No | 過剰反応度(% Δ K/K) | | 備 考 |
|------------|-----------------------|------|----------------------|
| | 前 半 | 後 半 | |
| 74 | 13.1 | 12.5 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 75 | 10.6 | 9.6 | コールドクリーン換算, 前半は燃料追加法 |
| 76 | 13.1 | 13.4 | コールドクリーン換算, 前半は燃料追加法 |
| 77 | 13.7 | 13.8 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 78 | 12.6 | 12.5 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 79 | 12.9 | 11.6 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 80 | 11.6 | 12.2 | コールドクリーン換算, 前半は燃料追加法 |
| 81 | 11.2 | 11.3 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 82 | 10.8 | 10.4 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 83 | 10.7 | 10.8 | コールドクリーン換算, 前半は燃料追加法 |
| 84 | 11.2 | 11.2 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 85 | 10.7 | 9.8 | コールドクリーン換算, 比較法 |
| 86 | 10.7 | 11.6 | コールドクリーン換算, 比較法 |

Table 2.1.3 Shut-down Margin in Each Cycle

| サイクル No | 前 半 炉 心 | | 後 半 炉 心 | |
|------------|----------------------|------|----------------------|------|
| | 停止余裕(% Δ K/K) | Keff | 停止余裕(% Δ K/K) | Keff |
| 74 | 26.8 | 0.79 | 25.0 | 0.80 |
| 75 | 21.5 | 0.82 | 33.2 | 0.75 |
| 76 | 26.4 | 0.79 | 29.6 | 0.77 |
| 77 | 20.8 | 0.83 | 25.2 | 0.80 |
| 78 | 25.1 | 0.80 | 28.4 | 0.78 |
| 79 | 17.6 | 0.85 | 27.6 | 0.78 |
| 80 | 24.9 | 0.80 | 27.3 | 0.79 |
| 81 | 31.0 | 0.76 | 26.9 | 0.79 |
| 82 | 29.1 | 0.77 | 29.7 | 0.77 |
| 83 | 20.7 | 0.83 | 26.0 | 0.79 |
| 84 | 23.1 | 0.81 | 34.2 | 0.75 |
| 85 | 20.7 | 0.83 | 21.9 | 0.82 |
| 86 | 26.0 | 0.79 | 29.1 | 0.78 |

Table 2.1.4 Reactivity Within SR-1,2 Auto Control Region in Each Cycle

| サイクルNo. | 測定年月日 | SR-1 (%ΔK/K) | SR-2 (%ΔK/K) | 備 考 |
|---------|-----------|-----------------|-----------------|-----|
| 74 | 61. 5. 14 | 0.26 | 0.24 | |
| 75 | 7. 3 | 0.24 | 0.23 | |
| 76 | 11. 25 | 0.30 | 0.26 | |
| 77 | 62. 1. 21 | 0.28 | 0.24 | |
| 78 | 3. 9 | 0.35 | 0.28 | |
| 79 | 5. 27 | 0.31 | 0.25 | |
| 80 | 63. 1. 26 | 0.32 | 0.31 | |
| 81 | 3. 17 | 0.34 | 0.29 | |
| 82 | 5. 25 | 0.40 | 0.37 | |
| 83 | 10. 4 | 0.33 | 0.32 | |
| 84 | 11. 21 | 0.32 | 0.34 | |
| 85 | 元. 1. 25 | 0.29 | 0.27 | |
| 86 | 3. 15 | 0.37 | 0.30 | |

Table 2.1.1.5 Water Treatment of Secondary Coolant System

| 項目 | サイクルNo | 74 | 75 | 76 | 77 | 78 |
|-----------------------------|--------|-------|-------|-------|-------|-------|
| 濃度 | | 1.94 | 1.50 | 1.57 | 1.53 | 1.47 |
| ブローダウン量 (m ³ /h) | | 75 | 87 | 94 | 103 | 89 |
| 塩素注入率 (g/h) | | 2000 | 2000 | 2000 | 2000 | 2000 |
| 塩素注入時間 (min) | | 120 | 120 | 120 | 90 | 120 |
| 注入停止時残留塩素 (ppm) | | 1.8 | 1.8 | 2.0 | 1.7 | 1.8 |
| 注入停止～3時間後残留塩素 (ppm) | | 0.2 | 0.2 | 0.6 | 0.3 | 0.4 |
| pH | | 7.6 | 7.8 | 7.9 | 8.0 | 7.9 |
| 電導度 (μS/cm) | | 374 | 334 | 282 | 294 | 326 |
| 塩素イオン (ppm) | | 34.0 | 29.4 | 27.4 | 27.8 | 29.8 |
| 全鉄 (ppm) | | 0.12 | 0.08 | 0.27 | 0.06 | 0.06 |
| ミラクルHP-20N濃度 (ppm) | | 16 | 15 | 15 | 14 | 15 |
| ランゲリア指教 | | -0.77 | -0.44 | -0.40 | -0.20 | -0.18 |
| カラムD (SS) | | 4.9 | 2.6 | 5.0 | 2.0 | 25.2 |
| 冷却塔ボンドMDD (SS) | | 7.0 | 4.2 | 48.0 | 16.4 | 11.7 |

Table 2.1.1.6 Water Treatment of Secondary Coolant System (continued)

| 項目 | サイクルNo | 79 | 80 | 81 | 82 | 83 |
|-----------------------------|--------|-------|-------|-------|-------|-------|
| 濃縮度 | | 1.72 | 1.47 | 1.57 | 1.35 | 1.50 |
| ブローダウソ量 (m ³ /h) | | 82 | 93 | 82 | 79 | 86 |
| 塩素注入率 (g/h) | | 2000 | 2000 | 3000 | 2000 | 2000 |
| 塩素注入時間 (min) | | 120 | 120 | 90 | 120 | 120 |
| 注入停止時残留塩素 (ppm) | | 1.3 | 2.0 | 2.0 | 1.8 | 2.0 |
| 注入停止~3時間後残留塩素 (ppm) | | 0.1 | 0.1 | 0.1 | 0 | 0 |
| pH | | 7.9 | 7.8 | 7.8 | 7.8 | 7.8 |
| 電導度 (μS/cm) | | 354 | 345 | 362 | 367 | 272 |
| 塩素イオン (ppm) | | 37.3 | 30.8 | 31.8 | 29.3 | 31.4 |
| 全鉄 (ppm) | | 0.16 | 0.08 | 0.04 | 0.06 | 0.07 |
| ミラクルHP-20N濃度 (ppm) | | 17 | 14 | 14 | 12 | 19 |
| ランゲリア指数 | | -0.39 | -0.41 | -0.47 | -0.55 | -0.59 |
| カラムD D (SS) | | 3.7 | 8.3 | 6.6 | 21.7 | 10.0 |
| 冷却塔ボンドM D D (SS) | | 3.5 | 10.1 | 4.6 | 29.1 | 16.4 |

Table 2.1.1.7 Water Treatment of Secondary Coolant System (continued)

| 項目 | サイクルNo. | 84 | 85 | 86 |
|----------------------------|---------|-------|-------|-------|
| 濃縮度 | | 1.48 | 1.44 | 1.51 |
| ブローダウン量〔m ³ /h〕 | | 89 | 89 | 84 |
| 塩素注入率〔g/h〕 | | 2000 | 2000 | 2000 |
| 塩素注入時間〔min〕 | | 120 | 120 | 120 |
| 注入停止時残留塩素〔ppm〕 | | 2.0 | 1.9 | 2.0 |
| 注入停止～3時間後残留塩素〔ppm〕 | | 0 | 0.1 | 0 |
| pH | | 7.6 | 7.6 | 7.5 |
| 電導度〔μS/cm〕 | | 300 | 317 | 313 |
| 塩素イオン〔ppm〕 | | 32.2 | 32.7 | 32.2 |
| 全鉄〔ppm〕 | | 0.09 | 0.08 | 0.10 |
| ミラクルHP-20N濃度〔ppm〕 | | 23 | 23 | 25 |
| ランゲリア指数 | | -0.66 | -0.77 | -0.87 |
| カラムD D〔SS〕 | | 8.1 | 8.4 | 6.4 |
| 冷却塔ボンドM D D〔SS〕 | | 9.5 | 6.5 | 3.2 |

Table 2.1.1.8 Consumed Amount of Demineralized Water and Filtrate
in Reactor Building

| 月 | 61 年 度 | | 62 年 度 | | 63 年 度 | |
|----|----------------------|-----------------------|----------------------|-----------------------|----------------------|-----------------------|
| | 純水 (m ³) | 汚過水 (m ³) | 純水 (m ³) | 汚過水 (m ³) | 純水 (m ³) | 汚過水 (m ³) |
| 4 | 265.3 | 24,426.0 | 302.6 | 51,510.0 | 349.7 | 61,670.0 |
| 5 | 136.6 | 55,798.0 | 74.7 | 12,880.0 | 109.1 | 11,710.0 |
| 6 | 362.5 | 91,627.0 | 444.9 | 84,680.0 | 256.7 | 82,040.0 |
| 7 | 208.2 | 98,070.0 | 34.3 | 10,660.0 | 226.2 | 22,610.0 |
| 8 | 243.3 | 38,540.0 | 68.7 | 11,166.0 | 423.9 | 17,380.0 |
| 9 | 79.1 | 30,310.0 | 210.2 | 12,830.0 | 179.0 | 15,460.0 |
| 10 | 665.3 | 30,680.0 | 101.7 | 11,360.0 | 416.6 | 70,930.0 |
| 11 | 137.2 | 35,600.0 | 448.3 | 12,800.0 | 318.2 | 47,090.0 |
| 12 | 331.4 | 80,900.0 | 105.2 | 10,890.0 | 386.0 | 89,010.0 |
| 1 | 112.7 | 27,180.0 | 119.0 | 10,540.0 | 177.7 | 9,970.0 |
| 2 | 338.7 | 82,640.0 | 389.8 | 89,400.0 | 343.8 | 92,960.0 |
| 3 | 204.9 | 57,100.0 | 113.0 | 36,520.0 | 328.3 | 46,560.0 |
| 計 | 3,085.2 | 652,871.0 | 2,412.4 | 355,236.0 | 3,506.2 | 567,390.0 |

Table 2.1.9 Liquid Wastes in 74th Cycle

期間 1986年05月14日~06月30日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|---------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 311.8 | | | 311.8 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 1.1 E+1 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 1.8 E+8 | | | 1.8 E+8 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 49.0 | 88.4 | 137.4 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 6.7 E-2 | 8.1 E-1 | |
| | 放 射 能 Bq | | 2.3 E+5 | 4.9 E+8 | 4.9 E+8 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 311.8 | 49.0 | 88.4 | 449.2 |
| | 放 射 能 Bq | 1.8 E+8 | 2.3 E+5 | 4.9 E+8 | 6.7 E+8 |

Table 2.1.10 Liquid Wastes in 75th Cycle

期間 1986年07月01日~08月05日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 366.6 | | | 366.6 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 7.4 E+0 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 1.1 E+9 | | | 1.1 E+9 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 28.9 | 12.6 | 41.5 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 8.5 E-1 | 1.1 E+1 | |
| | 放 射 能 Bq | | 2.0 E+7 | 1.1 E+8 | 1.3 E+8 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 366.6 | 28.9 | 12.6 | 408.1 |
| | 放 射 能 Bq | 1.1 E+10 | 1.3 E+7 | 1.2 E+8 | 1.1 E+10 |

Table 2.1.11 Liquid Wastes in 76th Cycle

期間 1986年08月06日～1987年01月20日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|---------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 1179.3 | | | 1179.3 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 7.8 E+1 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 8.9 E+9 | | | 8.9 E+9 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 269.5 | 132.0 | 401.5 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 1.4 E+1 | 8.5 E+0 | |
| | 放 射 能 Bq | | 3.3 E+8 | 5.6 E+8 | 8.9 E+8 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 1179.3 | 269.5 | 132.0 | 1580.8 |
| | 放 射 能 Bq | 8.9 E+9 | 3.3 E+8 | 5.6 E+8 | 9.8 E+9 |

Table 2.1.12 Liquid Wastes in 77th Cycle

期間 1987年01月21日～03月08日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|---------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 375.9 | | | 375.9 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 1.3 E+2 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 1.4 E+9 | | | 1.4 E+9 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 78.1 | 23.8 | 101.9 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 2.9 E+1 | 6.7 E+0 | |
| | 放 射 能 Bq | | 6.0 E+8 | 1.0 E+8 | 7.0 E+8 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 375.9 | 78.1 | 23.8 | 477.8 |
| | 放 射 能 Bq | 1.4 E+9 | 6.0 E+8 | 1.0 E+8 | 2.1 E+9 |

Table 2.1.13 Liquid Wastes in 78th Cycle

期間 1987年03月09日～05月26日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 443.0 | | | 443.0 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 1.1 E+2 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 1.7 E+10 | | | 1.7 E+10 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 60.6 | 130.3 | 190.9 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 4.1 E+0 | 4.8 E+0 | |
| | 放 射 能 Bq | | 9.6 E+6 | 3.5 E+9 | 4.4 E+9 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 443.0 | 60.6 | 130.3 | 633.9 |
| | 放 射 能 Bq | 1.7 E+10 | 9.6 E+7 | 3.5 E+9 | 1.8 E+10 |

Table 2.1.14 Liquid Wastes in 79th Cycle

期間 1987年05月27日～07月01日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 365.1 | | | 365.1 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 7.4 E+2 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 7.8 E+10 | | | 7.8 E+10 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 81.8 | 93.9 | 175.7 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 4.1 E+1 | 4.8 E+0 | |
| | 放 射 能 Bq | | 5.9 E+9 | 3.3 E+9 | 9.2 E+9 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 365.1 | 81.8 | 93.9 | 540.8 |
| | 放 射 能 Bq | 7.8 E+10 | 5.9 E+9 | 8.9 E+9 | 8.9 E+10 |

Table 2.1.15 Liquid Wastes in 80th Cycle

期間 1987年07月02日~1988年01月21日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|--------------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|---------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 1283.0 | | | 1283.0 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 5.6 E-1 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 7.8 E+7 | | | 7.8 E+7 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 283.2 | 336.0 | 619.2 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 5.9 E+0 | 6.3 E+0 | |
| | 放 射 能 Bq | | 1.6 E+8 | 6.3 E+8 | 7.8 E+8 |
| タ ン ク ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 1283.0 | 283.2 | 336.0 | 1902.2 |
| | 放 射 能 Bq | 7.8 E+7 | 1.6 E+8 | 6.3 E+8 | 8.6 E+8 |

Table 2.1.16 Liquid Wastes in 81th Cycle

期間 1988年03月16日~05月24日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|--------------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 391.5 | | | 391.5 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 1.3 E+2 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 1.6 E+10 | | | 1.6 E+10 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 39.6 | 84.0 | 123.6 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 8.1 E-1 | 1.0 E+0 | |
| | 放 射 能 Bq | | 3.1 E+7 | 4.1 E+7 | 7.2 E+7 |
| タ ン ク ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 391.5 | 39.6 | 84.0 | 515.1 |
| | 放 射 能 Bq | 1.6 E+10 | 3.1 E+7 | 4.1 E+7 | 1.6 E+10 |

Table 2.1.17 Liquid Wastes in 82th Cycle

期間 1988年05月25日～10月02日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 430.1 | | | 430.1 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 1.5 E+3 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 3.6 E+10 | | | 3.6 E+10 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 79.4 | 53.2 | 132.6 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 6.7 E-1 | 7.0 E-1 | |
| | 放 射 能 Bq | | 2.9 E+7 | 2.0 E+7 | 4.9 E+7 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 430.1 | 79.4 | 53.2 | 562.7 |
| | 放 射 能 Bq | 3.6 E+10 | 2.9 E+7 | 2.0 E+7 | 3.6 E+10 |

Table 2.1.18 Liquid Wastes in 83th Cycle

期間 1988年10月03日～11月20日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 498.4 | | | 498.4 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 1.5 E+2 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 2.6 E+10 | | | 2.6 E+10 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | 218.9 | 104.9 | 323.8 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 3.1 E+1 | 4.4 E+0 | |
| | 放 射 能 Bq | | 3.3 E+8 | 7.8 E+7 | 4.1 E+8 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 498.4 | 218.9 | 104.9 | 822.2 |
| | 放 射 能 Bq | 2.6 E+10 | 3.3 E+8 | 7.8 E+7 | 2.6 E+10 |

Table 2.1.19 Liquid Wastes in 84th Cycle

期間 1988年11月24日～1989年01月24日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|--------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃液量 m ³ | 422.5 | | | 422.5 |
| | 最高濃度 Bq/cc | 1.5 E+2 | | | |
| | 放射能 Bq | 4.8 E+10 | | | 4.8 E+10 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃液量 m ³ | | 42.8 | 58.9 | 101.7 |
| | 最高濃度 Bq/cc | | 2.2 E+0 | 8.9 E-1 | |
| | 放射能 Bq | | 2.9 E+7 | 2.0 E+7 | 4.8 E+7 |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃液量 m ³ | | 40.0 | 4.1 | 44.1 |
| | 最高濃度 Bq/cc | | 1.4 E+0 | 7.4 E-1 | |
| | 放射能 Bq | | 2.8 E+7 | 3.0 E+6 | 3.1 E+7 |
| 合 計 | 廃液量 m ³ | 422.5 | 82.8 | 63.0 | 568.3 |
| | 放射能 Bq | 4.8 E+10 | 5.6 E+7 | 2.3 E+7 | 4.8 E+10 |

◎Bライン漏れの為、タンクローリ系を使用した。また、第3排水貯槽廃液を低レベル系Aラインで送水した。

Table 2.1.20 Liquid Wastes in 85th Cycle

期間 1989年01月25日～03月14日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|--------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃液量 m ³ | 363.3 | 74.4 | | 437.7 |
| | 最高濃度 Bq/cc | 1.0 E+2 | 3.3 E+1 | | |
| | 放射能 Bq | 1.5 E+10 | 3.2 E+7 | | 1.5 E+10 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃液量 m ³ | | | | |
| | 最高濃度 Bq/cc | | | | |
| | 放射能 Bq | | | | |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃液量 m ³ | | 102.4 | 23.3 | 125.7 |
| | 最高濃度 Bq/cc | | 2.0 E+0 | 1.9 E+0 | |
| | 放射能 Bq | | 7.4 E+7 | 1.0 E+8 | 1.8 E+8 |
| 合 計 | 廃液量 m ³ | 363.3 | 187.9 | 23.3 | 574.5 |
| | 放射能 Bq | 1.5 E+10 | 3.2 E+7 | 1.0 E+8 | 1.5 E+10 |

◎Bライン漏れの為、タンクローリ系を使用した。また、第3排水貯槽廃液は濃度を確認して、低レベル系Aラインで送水した。

Table 2.1.21 Liquid Wastes in 86th Cycle

期間 1989年03月15日～05月29日

| | | 第 1, 2 廃液タンク | 第 4, 5 廃液タンク | 第 6, 7 廃液タンク | 合 計 |
|---------------------------------|----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|---------|
| 低 レ ベ ル 系 A | 廃 液 量 m ³ | 423.0 | | | 423.0 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | 1.5 E+2 | | | |
| | 放 射 能 Bq | 2.1 E+4 | | | 2.1 E+4 |
| 低 レ ベ ル 系 B | 廃 液 量 m ³ | | | | |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | | | |
| | 放 射 能 Bq | | | | |
| タ ン ク ロ ー リ 系 | 廃 液 量 m ³ | | 56.7 | 36.1 | 92.8 |
| | 最 高 濃 度 Bq/cc | | 8.5 E+1 | 1.1 E+2 | |
| | 放 射 能 Bq | | 1.1 E+3 | 6.1 E+2 | 1.7 E+3 |
| 合 計 | 廃 液 量 m ³ | 423.0 | 56.7 | 36.1 | 515.8 |
| | 放 射 能 Bq | 2.1 E+4 | 1.1 E+3 | 6.1 E+2 | 2.3 E+4 |

◎Bライン漏れの為、タンクローリ系を使用した。また、第3排水貯槽廃液は濃度を確認して、低レベル系Aラインで送水した。

Table 2.1.22 Adjustment of Periodical Independent Inspection on Reactor Proper

| 系 統 名 | 機 器 名 | 検 査 項 目 | 備 考 |
|---------------------|--|---|----------------|
| 主循環系統 | ポンプ 電動機 電動弁 逃がし弁 主熱交換器 配管 | 軸受・メカニカルシール点検, 作動検査 作動検査, 絶縁抵抗測定 作動検査 作動検査 漏洩検査, 耐圧漏洩検査, 非破壊検査 | 61年度に分解検査 |
| 精製系統 | ポンプ, ブロア 電動機 ダイヤフラム弁 フィルタ, 樹脂塔 | 軸受・メカニカルシール点検, 作動検査 作動検査, 絶縁抵抗測定 作動検査 差圧測定 | プレフィルターエレメント交換 |
| N ₂ ガス系統 | 減圧弁, 空気作動弁 | 作動検査 | |
| PC系統 | ポンプ 電動機 電動弁 フィルタ, 樹脂塔 | 作動検査 作動検査, 絶縁抵抗測定 作動検査, 絶縁抵抗測定 差圧測定 | |
| SFC系統 | ポンプ 電動機 樹脂塔 | 作動検査 作動検査, 絶縁抵抗測定 差圧測定 | |
| BS系 | 注入弁 配管 | 作動検査 漏洩検査 | |
| プロセス計装 | 計測機器 | 校正検査, 作動検査 | |
| 運転用放射線モニタ | 計測機器 | 校正検査, 作動検査 | |
| 制御棒駆動装置 | 制御棒駆動機構 制御盤 L F G R | 作動検査等 校正検査, 絶縁抵抗測定 特定測定 | 61, 63年度に分解検査 |
| 制御装置 | 制御盤 地震計 | 校正検査 校正検査 | |
| 核計装 | 計測機器 | 校正検査 | |
| 電気設備 | 制御盤, 操作盤 配線 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 絶縁抵抗測定 | |
| 排水系統 | ポンプ 電動機 貯槽 | 作動検査 作動検査, 絶縁抵抗測定 内部ライニング検査, 水張漏洩検査 | |
| 原子炉格納施設 | 原子炉建屋 気密扉 | 気密度検査, 内部気圧検査 作動検査 | |

Table 2.1.23 Adjustment of Periodical Independent Inspection on Especial Facility

| 系 統 名 | 機 器 名 | 検 査 項 目 | 備 考 |
|---------------------|----------|--------------|----------------------------|
| 二次冷却系統 | ポンプ | 作動検査 | 61年度に分解検査 62年度に分解検査 |
| | 電動機 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 電動弁 | 作動検査 | |
| | 冷却塔ファン | 作動検査 | |
| | 配管 | ストレーナ点検 | |
| | 薬液注入装置 | 作動検査 | |
| UCL系統 | ポンプ | 作動検査 | 61年度に分解検査 |
| | 電動機 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 電動弁 | 作動検査 | |
| | 冷却塔ファン | 作動検査 | |
| | 配管 | ストレーナ点検 | |
| 給排気系統 | 送風機, 排風機 | 作動検査 | 61年度に開放検査 |
| | 電動機 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | バタフライ弁 | 作動検査 | |
| | フィルタバンク | 開放検査, 捕集効率検査 | |
| 排水系統 (タンクヤード) | ポンプ | 作動検査 | 61年度に分解検査 |
| | 電動機 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 弁 | 作動検査 | |
| | タンク | 漏洩検査 | |
| 空気系統 | 空気圧縮機 | 作動検査 | 61年度に分解検査 |
| | 電動機 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 安全弁 | 作動検査 | |
| プロセス計装 | 計測機器 | 校正検査, 作動検査 | |
| 非常用電源 | ディーゼル機関 | 開放検査, 負荷試験 | |
| | 発電機 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 制御盤 | 絶縁抵抗測定 | |
| 受配電設備 | 高圧配電盤 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 低圧配電盤 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 変圧器 | 絶縁抵抗測定 | |
| M-G (10Hz, 50Hz) | 電動機, 発電機 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 制御盤 | 絶縁抵抗測定 | |
| 直流電源 | 充電器 | 絶縁抵抗測定 | |
| | 蓄電池 | 容量試験 | |
| 電気設備 | 制御盤, 操作盤 | 作動検査, 絶縁抵抗測定 | |
| | 配線 | 絶縁抵抗測定 | |
| 純水補給系統 | 樹脂塔 | 樹脂洗浄補給 | |
| | 薬品槽類 | 一部開放検査 | |
| | ポンプ | 作動検査 | |
| | 電動機 | 絶縁抵抗測定 | |
| | 弁 | 作動検査 | |

Table 2.1.24 Periodical Inspection

(61年度)

| 系 統 設 備 | 機 器 名 | 性 能 検 査 | 施 設 検 査 |
|---|--|---|--|
| 原子炉本体 原子炉容器 炉内構造物 燃料体 | 原子炉容器 整流板 制御棒案内管 燃料要素 | | 外観検査, 耐圧漏洩検査 外観検査 外観検査 外観検査, FP漏洩検査 |
| 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 使用済燃料貯蔵設備 燃料移送装置 | 新燃料ラック プールカナル, SFCプール, 使用済燃料ラック プールカナル循環系 SFCプール循環系 キャスク台車 | 貯蔵能力検査 貯蔵能力検査 冷却能力検査, 浄化能力検査 浄化能力検査 総合作動検査 | 外観検査, 作動検査 |
| 原子炉冷却系統施設 一次冷却設備 (主循環系) 一次冷却設備 (精製系) 非常用冷却設備 二次冷却設備 | 主循環ポンプ 主熱交換器 サージタンク 逃がし弁 主要弁 配管 移送ポンプ, 充填ポンプ 処理水タンク, 脱気タンク 配管 緊急ポンプ 配管 循環ポンプ, 補助ポンプ | 作動検査 作動検査 | 系統作動検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 耐圧漏洩検査 外観検査, 耐圧漏洩検査 外観検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 非破壊検査 耐圧漏洩検査 外観検査, 作動検査 外観検査 外観検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 非破壊検査 耐圧漏洩検査 作動検査 |
| 計測制御系統施設 計装 制御設備 非常用制御設備 | プロセス計装 核計装 制御棒駆動機構 主要弁 ボイゾン注入管 | 安全動作検査 安全動作の作動確認検査 系統作動検査 インターロック検査, スクラム検査, 反応度抑制効果検査 駆動速度検査 注入時間検査, 濃度分析検査 | 点検校正検査 点検校正検査 外観検査, 作動検査, 分解検査 外観検査, 作動検査, 外観検査 |
| 放射性廃棄物の廃棄施設 液体廃棄物の廃棄設備 | 廃液タンク, 排水貯槽 | 貯蔵能力検査 | |
| 放射線管理施設 換気系設備 | 送風機, 排風機 フィルタバンク | 捕集効率検査 | 外観検査, 作動検査, 開放検査 外観検査, 開放検査 |
| 原子炉格納施設 原子炉建屋 | 本体 | 気密度検査, 内部気圧検査 | 外観検査 |
| その他原子炉の附属施設 非常用電源設備 | ディーゼル電源 | 停電検査 | 外観検査, 作動検査 |

Table 2.1.25 Periodical Inspection

(62年度)

| 系統設備 | 機器名 | 性能検査 | 施設検査 |
|---|--|---|--|
| 原子炉本体 原子炉容器 炉内構造物 燃料体 | 原子炉容器 容器ノズル部 整流板 燃料要素 | | 外観検査, 耐圧漏洩検査 非破壊検査 外観検査 外観検査, F P 漏洩検査 |
| 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵設備 新燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵設備 燃料移送装置 | 新燃料ラック プールカナル, SFCプール, 使用済燃料ラック プールカナル循環系 SFCプール循環系 キャスク台車 | 貯蔵能力検査 貯蔵能力検査 冷却能力検査, 浄化能力検査 浄化能力検査 総合作動検査 | 外観検査, 作動検査, 開放検査 |
| 原子炉冷却系統施設 一次冷却設備 (主循環系) 一次冷却設備 (精製系) 非常用冷却設備 二次冷却設備 | 主循環ポンプ 主熱交換器 サージタンク 逃がし弁 主要弁 配管 移送ポンプ, 充填ポンプ 処理水タンク, 脱気タンク 配管 緊急ポンプ 配管 循環ポンプ, 補助ポンプ | 作動検査 作動検査 | 系統作動検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 耐圧漏洩検査 外観検査, 耐圧漏洩検査 外観検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 非破壊検査 耐圧漏洩検査 外観検査, 作動検査 外観検査 外観検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 非破壊検査 耐圧漏洩検査 作動検査 |
| 計測制御系統施設 計装 制御設備 非常用制御設備 | プロセス計装 核計装 制御棒駆動機構 主要弁 ポイズン注入管 | 安全動作検査 安全動作の作動確認検査 系統作動検査 インターロック検査, スクラム検査, 反応度抑制効果検査 駆動速度検査 注入時間検査, 濃度分析検査 | 点検校正検査 点検校正検査 外観検査, 作動検査 外観検査 作動検査 外観検査 |
| 放射性廃棄物の廃棄施設 液体廃棄物の廃棄設備 | | 貯蔵能力検査 | |
| 放射線管理施設 換気系設備 | 送風機, 排風機 フィルタバンク | 捕集効率検査 | 外観検査 作動検査 外観検査, 開放検査 |
| 原子炉格納施設 原子炉建屋 | 本体 | 気密度検査, 内部気圧検査 | 外観検査 |
| その他原子炉の附属施設 非常用電源設備 | ディーゼル電源 | 停電検査 | 外観検査, 作動検査 |

Table 2.1.26 Periodical Inspection

(63年度)

| 系統設備 | 機器名 | 性能検査 | 施設検査 |
|---|--|--|---|
| 原子炉本体 原子炉容器 炉内構造物 燃料体 | 原子炉容器 整流板 制御棒案内管 燃料要素 | | 外観検査, 耐圧漏洩検査 外観検査 外観検査 外観検査, F P 漏洩検査 |
| 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵設備 新燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵設備 燃料移送装置 | 新燃料ラック プールカナル, SFCプール, 使用済燃料ラック プールカナル循環系 SFCプール循環系 キャスク台車 | 貯蔵能力検査 貯蔵能力検査 冷却能力検査, 浄化能力検査 浄化能力検査 総合作動検査 | 外観検査, 作動検査 |
| 原子炉冷却系統施設 一次冷却設備 (主循環系) 一次冷却設備(精製系) 非常用冷却設備 二次冷却設備 | 主循環ポンプ 主熱交換器 サージタンク 逃がし弁 主要弁 配管 移送ポンプ, 充填ポンプ 処理水タンク, 脱気タンク 配管 緊急ポンプ 配管 循環ポンプ, 補助ポンプ | 作動検査 作動検査 | 系統作動検査 外観検査, 作動検査 外観検査 耐圧漏洩検査 外観検査, 耐圧漏洩検査 外観検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 非破壊検査, 耐圧漏洩検査 外観検査, 作動検査 外観検査 外観検査 外観検査, 作動検査 外観検査, 非破壊検査, 耐圧漏洩検査 作動検査 |
| 計測制御系統施設 計装 制御設備 非常用制御設備 | プロセス計装 核計装 制御棒駆動機構 主要弁 ポイズン注入管 | 安全動作検査, 安全動作の作動確認検査 系統作動検査 インターロック検査, ス クラム検査, 反応度抑制 効果検査 駆動速度検査 注入時間検査, 濃度分析 検査 | 点検校正検査 点検校正検査 外観検査, 作動検査, 分 解検査 外観検査, 作動検査 外観検査 |
| 放射性廃棄物の廃棄施設 液体廃棄物の廃棄設備 | 廃液タンク, 排水貯槽 | 貯蔵能力検査 | |
| 放射線管理施設 換気系設備 | 送風機, 排風機 フィルタバンク | 捕集効率検査 | 外観検査, 作動検査 外観検査, 開放検査 |
| 原子炉格納施設 原子炉建屋 | 本体 | 気密度検査, 内部気圧検査 | 外観検査 |
| その他原子炉の附属施設 非常用電源設備 | ディーゼル電源 | 停電検査 | 外観検査, 作動検査 |

Table 2.1.27 Main Repairs and Improvements

| 項 目 | 概 要 |
|---------------------|---|
| UCL 冷却塔の改修 | 4年計画で冷却塔の主柱，エルミネータサポート等の更新を行った。62年度に冷却塔の改修工事が終了したので，最終的な振動試験を実施し異常のないことを確認した。 |
| 二次冷却塔の改修 | 二次冷却塔の改修も4年計画で，UCL 冷却塔同様4柱等の更新を行った。62年度に冷却塔の改修工事が終了したので，最終的な振動試験を実施し異常のないことを確認した。 |
| プロセス計装の更新 | 老朽化対策として，本体施設プロセス計装の記録計，伝送器等の更新を実施した。 |
| 制御装置の更新 | 年次計画に基づき，直流安定化電源及びシーケンスインタロック用トランジスタモジュール基板の更新を実施した。 |
| 安全柵の設置 | 安全対策として，カナルプール，SFCプール，CFプールに通行及び作業時の転落防止のために安全柵を設けた。 |
| 特定施設表示パネルグラフィックパネル化 | 特定施設炉室給排気系統，二次冷却系統及びUCL系統の表示パネルをグラフィックパネルに改修した。 |

Table 2.1.28 Abnormality of Record of Reactor Proper

| 年月日 | 系統設備名 | 件 名 | 概 要 |
|-----------|---------|-----------|--|
| 63. 6. 9 | 原子炉制御設備 | 制御棒落下 | 原子炉運転中突然制御棒が落下した。その原因は，制御装置スクラム回路が一過性のノイズで誤動作したものであった。その対策として， (1) 推定誤動作個所のプリント基板の交換 (2) 作動確認モニタ回路の取り付けを行った。 |
| 63. 6. 12 | 制御棒駆動装置 | フロースイッチ動作 | 原子炉運転中「制御棒駆動機構冷却水断」にて原子炉がスクラムした。その原因は，冷却水中の微細な繊維状のものが制御棒駆動機構冷却系に流れ込み，これがフロースイッチ部に付着し冷却水の流れを阻害したものであった。その対策として (1) 制御棒駆動機構冷却系にストレーナの取り付け (2) 差圧式フロースイッチをパドル式フロースイッチに更新を行った。 |

Table 2.1.1.29 Analytical Results of Primary Coolant in JMTR

| JMTR サイクルNo | 74 | | 75 | | 76 | | 77 | |
|-----------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| | HEU | | MEU | | MEU | | MEU | |
| 炉心燃料 | | | | | | | | |
| 試料採取日 | S61. 5.22 | S61. 5.23 | S61. 7. 9 | S61. 7.10 | S61.11.28 | S61.12. 1 | S62. 1.29 | S62. 1.30 |
| 採取時刻 | 9 : 35 | 9 : 35 | 9 : 44 | 9 : 42 | 18 : 00 | 9 : 46 | 10 : 05 | 9 : 45 |
| 原子炉出力 (MW) | 50 | 50 | 50 | 50 | 50 | 50 | 50 | 50 |
| ¹³ N* | 1.32 × 10 ² | 8.66 × 10 ¹ | 6.40 × 10 ¹ | 7.73 × 10 ¹ | 5.85 × 10 ¹ | 6.40 × 10 ¹ | 8.55 × 10 ¹ | 9.14 × 10 ¹ |
| | 9.81 × 10 ² | 1.17 × 10 ³ | 9.66 × 10 ² | 1.09 × 10 ² | 3.68 × 10 ² | 9.92 × 10 ² | 9.99 × 10 ² | 1.20 × 10 ³ |
| ²⁴ Na | 9.81 × 10 ² | 1.17 × 10 ³ | 9.66 × 10 ² | 1.09 × 10 ² | 3.68 × 10 ² | 9.92 × 10 ² | 9.99 × 10 ² | 1.20 × 10 ³ |
| 核種濃度 | 1.01 × 10 ³ | 5.44 × 10 ² | 7.55 × 10 ² | 1.23 × 10 ³ | 5.40 × 10 ² | 4.14 × 10 ² | 9.25 × 10 ² | 8.36 × 10 ² |
| | 2.08 × 10 ² | 1.86 × 10 ² | 1.53 × 10 ² | 1.61 × 10 ² | 1.76 × 10 ² | 1.72 × 10 ² | 1.81 × 10 ² | 1.91 × 10 ² |
| [Bq/cm ³] | | | | | | | | |
| ⁵⁶ Mn | | | 7.77 × 10 ² | 9.21 × 10 ² | 2.48 × 10 ² | 3.31 × 10 ² | 2.83 × 10 ² | 2.54 × 10 ² |
| Cl ⁻ (ppb) | < 10 | < 10 | < 10 | < 10 | < 10 | < 10 | < 10 | < 10 |

注) 試料水は脱気タンク入口より採取して測定した。

* ¹³N と ⁴¹Ar は参考値を示す。

Table 2.1.30(1) Main Radiation Works and External Exposer by them

(JMTR 61年度)

| 作業期間 | 作業名称 | 被曝線量 *1) | | | | |
|-----------------------------|--------------------------|-------------|--------------|--------------|--------------|---------------------|
| | | 作業者数 (人) | 計画 (mrem) | 最大 (mrem) | 平均 (mrem) | 総被曝 (person.rem) |
| 1986年 6/23 ～ 10/20 | OWL-2 供用期間中放射線 検査 | 4 | 210 | 80 | 20 | 0.33 |
| | | 3 | 100 | 40 | | |
| | | 7 | 70 | < 10 | | |
| | | 7 | 30 | 20 | | |
| 8/11 ～ 1987年 1/31 | OWL-2 炉内管更新工事 | 2 | 200 | 40 | 40 | 1.26 |
| | | 7 | 150 | 90 | | |
| | | 5 | 100 | 90 | | |
| | | 18 | 50 | 80 | | |
| 10/2 ～ 10/25 | OWL-2 主循環ポンプNo.2 分解点検 | 5 | 150 | 60 | 30 | 0.23 |
| | | 4 | 50 | 40 | | |
| 10/13 ～ 10/31 | OWL-2 冷却水加熱装置 更新工事 | 18 | 200 | 140 | 50 | 1.07 |
| | | 2 | 50 | < 10 | | |

*1) 被曝線量の実績は、ポケット線量計による測定値で、個人最大のものを示す。

Table 2.1.30(2) Main Radiation Works and External Exposer by them

(JMTR 62年度)

| 作業期間 | 作業名称 | 被曝線量 *1) | | | | |
|-------------------------|-----------------------------|-------------|--------------|--------------|--------------|---------------------|
| | | 作業者数 (人) | 計画 (mrem) | 最大 (mrem) | 平均 (mrem) | 総被曝 (person.rem) |
| 1987年 9/3 ～ 12/25 | OWL-2 供用期間中放射線 検査 | 4 | 300 | 270 | 90 | 1.04 |
| | | 6 | 200 | 100 | | |
| | | 2 | 40 | 20 | | |
| 11/9 ～ 12/25 | OWL-2 流量調節弁点検 | 5 | 250 | 250 | 180 | 1.23 |
| | | 2 | 50 | 20 | | |
| 10/13～ 11/15 | OWL-2 主循環ポンプ交換 | 6 | 300 | 180 | 130 | 0.75 |
| 12/7 ～ 12/14 | OWL-2 冷却水加熱装置 制御系熱電対取付作業 | 10 | 200 | 160 | 50 | 0.68 |
| | | 3 | 150 | 50 | | |
| | | 1 | 30 | 20 | | |
| 7/23 ～ 12/25 | OGL-1 炉内管交換作業 | 30 | 200～800 | 120 | 30 | 1.42 |
| | | 13 | 100 | 40 | | |
| | | 3 | 60 | < 10 | | |
| | | 3 | 20 | < 10 | | |

*1) 被曝線量の実績は、ポケット線量計による測定値で、個人最大のものを示す。

Table 2.1.30(3) Main Radiation Works and External Exposer by them

(JMTR 63年度)

| 作業期間 | 作業名称 | 被曝線量 *1) | | | | 総被曝 (person-rem) |
|------------------------|----------------------|-------------|--------------|--------------|--------------|---------------------|
| | | 作業者数 (人) | 計画 (mrem) | 最大 (mrem) | 平均 (mrem) | |
| 1988年 7/11 ~ 8/5 | OGL-1 供用期間中放射線 検査 | 2 | 150 | 110 | 20 | 0.19 |
| | | 2 | 30 | 40 | | |
| | | 8 | 20 | < 10 | | |
| 7/25 ~ 8/19 | OWL-2 供用期間中放射線 検査 | 3 | 300 | 250 | 80 | 1.06 |
| | | 2 | 200 | 150 | | |
| | | 6 | 100 | 60 | | |
| | | 2 | 30 | < 10 | | |
| 8/1 ~ 8/17 | OWL-2 流量調節弁点検 | 3 | 400 | 120 | 70 | 0.36 |
| | | 1 | 200 | < 10 | | |
| | | 1 | 100 | 20 | | |
| 8/19 ~ 9/21 | OWL-2 主循環ポンプ点検 | 9 | 300 | 120 | 60 | 0.50 |

*1) 被曝線量の実績は、ポケット線量計による測定値で、個人最大のものを示す。

Table 2.1.31(1) Designation Temporal Control Region

(JMTR 61年度)

| 四半期 | 項目 | 指定区分 | 管理区域 の区分 | 期 | 間 | 指 定 理 由 |
|-----|----|---------|-------------|-------|-------------------|--------------|
| 第 1 | | トラック通路 | 第 2 種 | 1986年 | 4 / 2 | 新燃料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 4 / 18 | OGL-1 試料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 5 / 14 | 新燃料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 6 / 2 | 新燃料・キャプセルの搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 6 / 18 | 新燃料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 6 / 26 | キャプセルの搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 7 / 1 | 新燃料の搬入 |
| 第 2 | | " | 第 2 種 | " | 7 / 2 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 7 / 21 | " |
| | | フィルタバンク | 第 1 種 | " | 8 / 4 ~ 8 / 28 | 排気フィルタの交換 |
| | | ホット機械室 | 第 1 種 | " | 8 / 18 ~ 8 / 19 | " |
| | | " | 第 1 種 | " | 9 / 8 ~ 9 / 30 | 排水管の点検補修 |
| | | トラック通路 | 第 2 種 | " | 9 / 24 | キャプセルの搬入 |
| | | ホット機械室 | 第 1 種 | " | 9 / 18 ~ 9 / 29 | 排水管の整備工事 |
| 第 3 | | " | 第 1 種 | " | 10 / 27 ~ 10 / 31 | " |
| | | トラック通路 | 第 2 種 | " | 11 / 12 | 新燃料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 11 / 19 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 11 / 20 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 12 / 10 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 12 / 25 | " |
| 第 4 | | " | 第 2 種 | 1987年 | 1 / 8 | キャプセルの搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 1 / 13 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 1 / 21 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 2 / 9 | 新燃料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " | 2 / 24 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 3 / 9 | " |
| | | " | 第 2 種 | " | 3 / 30 | " |

Table 2.1.31(2) Designation Temporal Control Region

(JMTR 62年度)

| 項目 四半期 | 指定区分 | 管理区域 の区分 | 期 間 | | 指 定 理 由 |
|-----------|---------|-------------|-------|------------|-------------|
| 第 1 | トラック通路 | 第 2 種 | 1987年 | 4 /13 | 新燃料の搬入 |
| | " | 第 2 種 | " | 4 /15 | OSF-1 試料の搬入 |
| | " | 第 2 種 | " | 5 /18 | キャプセルの搬入 |
| | " | 第 2 種 | " | 5 /19 | " |
| | " | 第 2 種 | " | 5 /27 | 新燃料の搬入 |
| | " | 第 2 種 | " | 6 /13 | " |
| 第 2 | フィルタバンク | 第 1 種 | " | 9 /3~9 /30 | 排気フィルタの交換 |
| 第 3 | トラック通路 | 第 2 種 | " | 12/22 | キャプセルの搬入 |
| 第 4 | " | 第 2 種 | 1988年 | 1 /14 | 新燃料の搬入 |
| | " | 第 1 種 | " | 1 /22 | 排気フィルタの交換 |
| | " | 第 1 種 | " | 2 /15 | " |
| | " | 第 1 種 | " | 3 /1 | 排水管の点検補修 |
| | " | 第 2 種 | " | 3 /16 | キャプセルの搬入 |

Table 2.1.31(3) Designation Temporal Control Region

(JMTR 63年度)

| 四半期 | 項目 | 指定区分 | 管理区域 の区分 | 期 間 | 指 定 理 由 |
|-----|----|---------|-------------|------------------|------------------|
| 第 1 | | トラック通路 | 第 2 種 | 1988年 4 / 4 | 新燃料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " 5 / 16 | キャプセルの搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " 5 / 25 | 新燃料の搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " 6 / 10 | " |
| 第 2 | | " | 第 2 種 | " 7 / 18 | キャプセルの搬入 |
| | | フィルタバンク | 第 1 種 | " 8 / 9 ~ 9 / 16 | 排気フィルタの交換 |
| | | トラック通路 | 第 2 種 | " 9 / 26 | 新燃料の搬入 |
| 第 3 | | " | 第 2 種 | " 10 / 3 | " |
| | | " | 第 2 種 | " 10 / 26 | " |
| | | " | 第 2 種 | " 11 / 21 | " |
| | | " | 第 2 種 | " 12 / 12 | " |
| | | " | 第 2 種 | " 12 / 26 | " |
| 第 4 | | " | 第 2 種 | 平成元年 1 / 25 | " |
| | | " | 第 2 種 | " 2 / 14 | " |
| | | " | 第 2 種 | " 3 / 1 | キャプセルの搬入 |
| | | " | 第 2 種 | " 3 / 8 | " |
| | | " | 第 2 種 | " 3 / 15 | 新燃料の搬入 |

Table 2.1.1.32 Radioactive Concentration and Activity of Discharge

(排出塵埃)

| 年度 | 61年度 | | 62年度 | | 63年度 | | 主な核種 |
|--------|--|------------------------------|--|------------------------------|--|------------------------------|------------------|
| | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年間排放射能 (μCi) | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年間排放射能 (μCi) | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年間排放射能 (μCi) | |
| 炉室 | $<1.0 \times 10^{-14}$ | 0 | $<1.0 \times 10^{-14}$ | 0 | $<1.0 \times 10^{-14}$ | 0 | — |
| | $<1.0 \times 10^{-13}$ | 0 | $<1.0 \times 10^{-13}$ | 0 | $<1.0 \times 10^{-13}$ | 0 | ^{131}I |
| ホット実験室 | $<1.0 \times 10^{-12}$ | 0 | $<1.0 \times 10^{-12}$ | 0 | $<1.0 \times 10^{-12}$ | 0 | — |

(排出ガス)

| 年度 | 61年度 | | 62年度 | | 63年度 | | 主な核種 |
|----|--|----------------------|--|----------------------|--|----------------------|------------------|
| | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年間排放射能 (Ci) | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年間排放射能 (Ci) | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年間排放射能 (Ci) | |
| 炉室 | 1.3×10^{-6} | 1.1×10^3 | 7.3×10^{-7} | 6.4×10^2 | 1.1×10^{-6} | 9.5×10^2 | ^{41}Ar |
| | 4.9×10^{-10} | 4.3×10^{-1} | 3.6×10^{-10} | 3.1×10^{-1} | 5.1×10^{-10} | 4.5×10^{-1} | ^3H |

Table 2.1.33 Radioactive Concentration and Activity of Liquid Wastes

(JMTR 61年度)

| 廃液の種類 | 放射能 (mCi) | 廃液量 (m ³) | 主な核種 | 処理場への送水方法 |
|------------------------|----------------------|--------------------------|------------------|--------------------|
| JMTR及び照射施設の 運転に伴う廃液 | 1.8×10^3 | 3.1×10^3 | ⁶⁰ Co | 輸送管 |
| 真空ポンプの廃油等 | 7.6×10^{-3} | 1.2×10^{-2} | ⁶⁰ Co | ポリエチレン容器 |
| その他の廃液 | 1.2×10^{-1} | 4.0×10^1 | ⁶⁰ Co | タンクローリー車又は ドラム缶 |
| 合計 | 1.8×10^3 | 3.1×10^3 | — | — |

(JMTR 62年度)

| 廃液の種類 | 放射能 (mCi) | 廃液量 (m ³) | 主な核種 | 処理場への送水方法 |
|------------------------|----------------------|--------------------------|------------------|--------------------|
| JMTR及び照射施設の 運転に伴う廃液 | 1.0×10^3 | 3.2×10^3 | ⁶⁰ Co | 輸送管 |
| 真空ポンプの廃油等 | 0 | 0 | — | — |
| その他の廃液 | 3.2×10^{-1} | 4.2×10^1 | ⁶⁰ Co | タンクローリー車又は ドラム缶 |
| 合計 | 1.0×10^3 | 3.2×10^3 | — | — |

(JMTR 63年度)

| 廃液の種類 | 放射能 (mCi) | 廃液量 (m ³) | 主な核種 | 処理場への送水方法 |
|------------------------|----------------------|--------------------------|------------------|--------------------|
| JMTR及び照射施設の 運転に伴う廃液 | 2.2×10^3 | 3.7×10^3 | ⁶⁰ Co | 輸送管 |
| 真空ポンプの廃油等 | 6.0×10^{-5} | 4.5×10^{-2} | ⁶⁰ Co | ポリエチレン容器 |
| その他の廃液 | 1.4×10^1 | 2.5×10^2 | ⁶⁰ Co | タンクローリー車又は ドラム缶 |
| 合計 | 2.2×10^3 | 4.0×10^3 | — | — |

注) 排出放射能は、放射能濃度が検出限界濃度未満の場合、その検出限界濃度に相当する放射能が排出したものとして集計した。

Table 2.1.34(1) Situation of Whole-Body Exposure per Year Classified by Kinds of Workers

(JMTR 61年度)

| 作業者区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person-rem) |
|--------|---------|-------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-------------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02 rem 以上 0.10 rem 未満 | 0.10 rem 以上 0.30 rem 未満 | 0.30 rem 以上 1.00 rem 未満 | 1.00 rem 以上 | | | |
| 職員等 | 81 | 81 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 外来研究員等 | 6 | 6 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 158 | 156 | 2 | 0 | 0 | 0 | 0.001 | 0.06 | 0.10 |
| 研修生 | 1 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 245 | 243 | 2 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.06 | 0.10 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。
 外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

(JMTRC 61年度)

| 作業者区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person-rem) |
|--------|---------|-------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-------------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02 rem 以上 0.10 rem 未満 | 0.10 rem 以上 0.30 rem 未満 | 0.30 rem 以上 1.00 rem 未満 | 1.00 rem 以上 | | | |
| 職員等 | 14 | 14 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 外来研究員等 | 1 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 3 | 2 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0.007 | 0.02 | 0.02 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 18 | 17 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0.001 | 0.02 | 0.02 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。
 外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

(照射施設 61年度)

| 作業者区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person-rem) |
|--------|---------|-------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-------------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02 rem 以上 0.10 rem 未満 | 0.10 rem 以上 0.30 rem 未満 | 0.30 rem 以上 1.00 rem 未満 | 1.00 rem 以上 | | | |
| 職員等 | 66 | 62 | 4 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.09 | 0.21 |
| 外来研究員等 | 5 | 4 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0.008 | 0.04 | 0.04 |
| 請負業者 | 203 | 162 | 36 | 5 | 0 | 0 | 0.010 | 0.17 | 2.07 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 274 | 228 | 41 | 5 | 0 | 0 | 0.008 | 0.17 | 2.32 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。
 外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

Table 2.1.34(2) Situation of Whole-Body Exposure per Year
Classified by Kinds of Workers

(JMTR 62年度)

| 作業区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person·rem) |
|--------|---------|-------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-------------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02 rem 以上 0.10 rem 未満 | 0.10 rem 以上 0.30 rem 未満 | 0.30 rem 以上 1.00 rem 未満 | 1.00 rem 以上 | | | |
| 職員等 | 90 | 90 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 外来研究員等 | 3 | 3 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 192 | 174 | 15 | 3 | 0 | 0 | 0.005 | 0.13 | 0.93 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 285 | 267 | 15 | 3 | 0 | 0 | 0.003 | 0.13 | 0.93 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。

外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

(JMTRC 62年度)

| 作業区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person·rem) |
|--------|---------|-------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-------------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02 rem 以上 0.10 rem 未満 | 0.10 rem 以上 0.30 rem 未満 | 0.30 rem 以上 1.00 rem 未満 | 1.00 rem 以上 | | | |
| 職員等 | 12 | 12 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 外来研究員等 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 2 | 2 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 14 | 14 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。

外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

(照射施設 62年度)

| 作業区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person·rem) |
|--------|---------|-------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-------------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02 rem 以上 0.10 rem 未満 | 0.10 rem 以上 0.30 rem 未満 | 0.30 rem 以上 1.00 rem 未満 | 1.00 rem 以上 | | | |
| 職員等 | 66 | 60 | 4 | 2 | 0 | 0 | 0.005 | 0.12 | 0.36 |
| 外来研究員等 | 1 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 141 | 106 | 20 | 15 | 0 | 0 | 0.026 | 0.26 | 3.65 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 208 | 167 | 24 | 17 | 0 | 0 | 0.019 | 0.26 | 4.10 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。

外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

Table 2.1.34(3) Situation of Whole-Body Exposure per Year
Classified by Kinds of Workers

(JMTR 63年度)

| 作業区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person·rem) |
|--------|---------|-------------|------------------------|------------------------|------------------------|-----------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02rem以上 0.10rem未満 | 0.10rem以上 0.30rem未満 | 0.30rem以上 1.00rem未満 | 1.00rem以上 | | | |
| 職員等 | 89 | 88 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.03 | 0.03 |
| 外来研究員等 | 4 | 4 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 264 | 237 | 20 | 7 | 0 | 0 | 0.007 | 0.17 | 1.79 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 357 | 329 | 21 | 7 | 0 | 0 | 0.005 | 0.17 | 1.82 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。

外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

(JMTRC 63年度)

| 作業区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person·rem) |
|--------|---------|-------------|------------------------|------------------------|------------------------|-----------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02rem以上 0.10rem未満 | 0.10rem以上 0.30rem未満 | 0.30rem以上 1.00rem未満 | 1.00rem以上 | | | |
| 職員等 | 17 | 16 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0.005 | 0.09 | 0.09 |
| 外来研究員等 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 12 | 11 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.03 | 0.03 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 29 | 27 | 2 | 0 | 0 | 0 | 0.004 | 0.09 | 0.12 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。

外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

(照射施設 63年度)

| 作業区分 | 従事者等の人数 | 全身被曝線量分布(人) | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person·rem) |
|--------|---------|-------------|------------------------|------------------------|------------------------|-----------|-----------------|-----------------|------------------------|
| | | 検出限界線量未満 | 0.02rem以上 0.10rem未満 | 0.10rem以上 0.30rem未満 | 0.30rem以上 1.00rem未満 | 1.00rem以上 | | | |
| 職員等 | 65 | 59 | 6 | 0 | 0 | 0 | 0.004 | 0.08 | 0.25 |
| 外来研究員等 | 1 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 請負業者 | 65 | 61 | 4 | 0 | 0 | 0 | 0.002 | 0.04 | 0.11 |
| 研修生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| 全作業者 | 131 | 121 | 10 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.08 | 0.36 |

注) 職員等：職員，特別研究員などをいう。

外来研究員等：動燃からの派遣者，協力研究員などをいう。

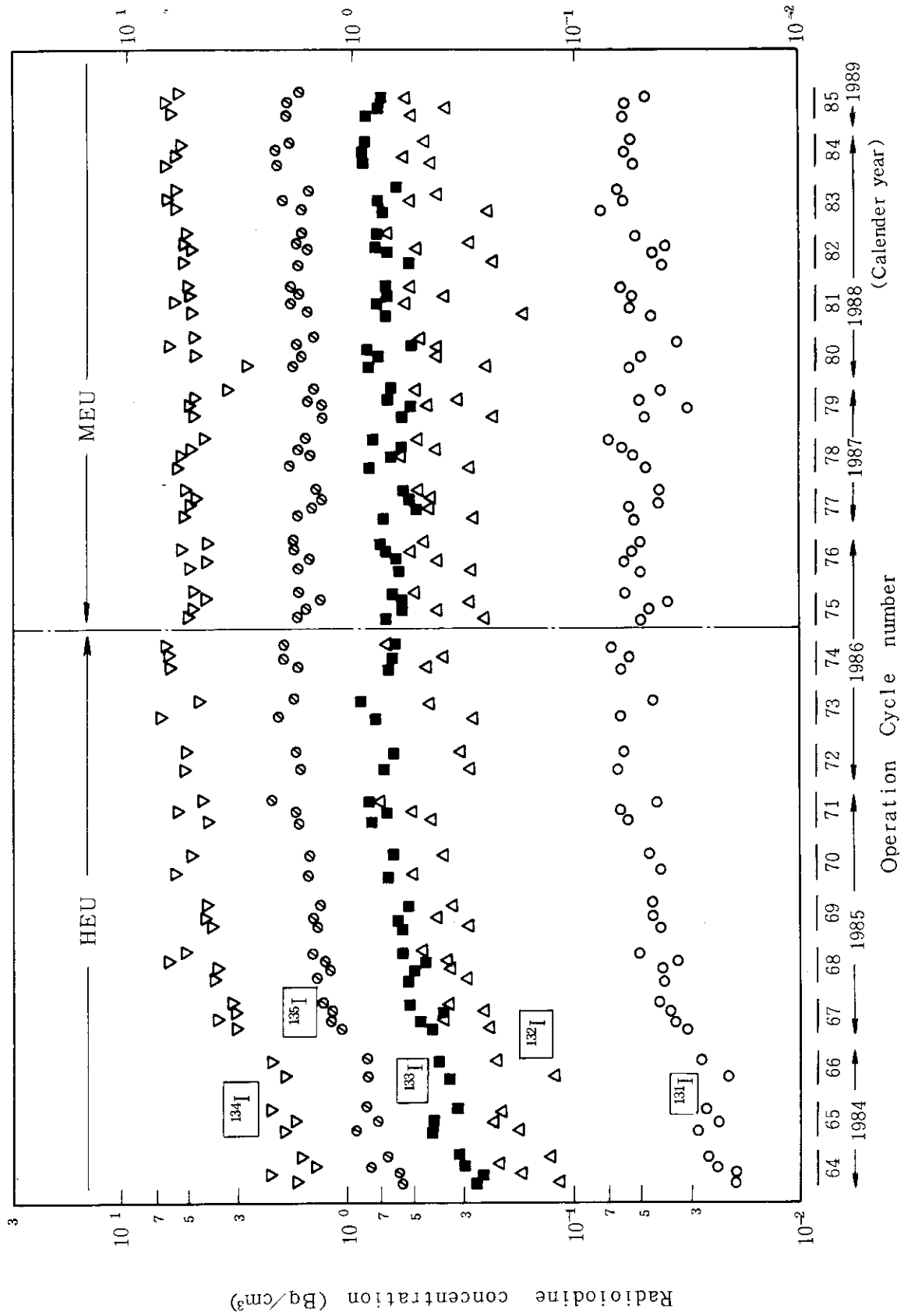


Fig. 2.1.1.1 Radioiodine Concentration in Primary Cooling Water of JMTR

2.2 照射施設の運転管理

2.2.1 運 転

(1) キャプセル照射設備

61年度から63年度に新規に照射したキャプセルは、61年度51本、62年度51本、63年度49本である。キャプセルの種類別照射本数は、Table 2.2.1の通りである。

61年度の装置整備は、計測付キャプセルの温度制御に使用している真空温度制御装置の更新を行い、自動化型2チャンネルと従来型2チャンネルを製作した。また、ヒータキャプセルに使用する小型のヒータ制御装置を1チャンネル製作した。計測付キャプセルと制御盤とを接続している、計測キャプセルユニットの改良及びヒータ付キャプセルユニットの試作開発を行った。

63年度の装置整備は、ヒータ付真空温度制御キャプセルに使用する自動化型の制御装置を6チャンネル製作した。計測キャプセルユニットは、真空温度制御キャプセルに使用する小型改良型を3組ヒータ付キャプセルに使用する小型ユニットを3組製作した。

装置整備の詳細については、照射設備整備関係に記載した。

(2) FGS (FP ガススweepキャプセル) 照射設備

61年度は3本のFGSキャプセルの照射を行った。74サイクルから照射を開始した84F-8Aは、内筒1段スweep系統1段の簡単な構造である。76サイクルの前半サイクル炉停止時に温度制御管に不具合が発生したため、これ以降のサイクルは昇温を行わずヘリウムダンプでの照射を行った。77サイクルから照射を開始した85F-5Aは内筒が上下2段に分れており独立して温度制御のできる構造である。77サイクルの炉停止時に温度制御管に不具合が発生したため、これ以降のサイクルは昇温を行わずヘリウムダンプでの照射を行った。

キャプセル不具合の原因は、内筒管とヘリウムスweep管との接合部が熱応力により外れたものである。

62年度は、84F-8A、85F-5A共に、ヘリウムダンプでの照射を引続き行った。

63年度は、85F-5Aのヘリウムダンプでの照射を引続き行った。82サイクルから照射を開始した86F-1Aは、内筒2段の構造で、上段には人工欠損粒子コンパクト試料を下段にはマトリックス汚染コンパクト試料を封入し、燃料コンパクト中の汚染ウラン及び破損粒子のFPガス放出に及ぼす影響をしらべることを目的とした。85サイクルに地震による炉スクラムがあり、この時の急激な温度変化で制御管に不具合が発生し、これ以降は昇温を行わずヘリウムダンプでの照射とした。

照射キャプセルの概要をTable 2.2.2に、各サイクルごとの照射最高温度をTable 2.2.3に示す。

FGSキャプセルは、FP放出率測定の外に、スweepガスをプレシピテータに流して燃料破損検出法(FFD)の開発実験を行った。FFDについては原子炉計測研究室が担当しており成果については、原子力学会及び高温工学試験研究炉プログレスレポート等に発表している。

FGSの装置整備は、61年度に老朽化したFPガス核種分析装置の整備を行った。63年度に接続箱の整備を行い、接続できるキャプセル数を2本から3本にした。

装置整備の詳細については、照射設備整備関係に記載した。

(3) 水カラビット照射設備

水カラビット照射設備(HR-1, 2)は、短時間の照射試験を目的とした大学連合からの照射依頼の試料について、61年度76件、62年度80件、63年度69件が行われてきた。

この間、老朽化に伴う構成機器の更新、HR-1における挿入及び取出装置の駆動機構部の改造などを行い、照射設備の円滑な運転の維持に努めてきた。

(4) OWL-2照射設備

昭和58年3月、炉内管の一部に貫粒型応力腐食割れ(TGSCC: Transgranular Stress Corrosion Cracking)を起したため、照射試験を中止していたOWL-2は、その後TGSCCの原因調査、対策を講じて炉内管の設計、製作を行い、昭和61年11月から再開した。

照射試料は、炉心領域にあたる炉内テストセクション部で軽水炉燃料の破損しきい値、並びに破損機構などの研究を目的とした出力急昇試験用燃料試料のベース照射が行われてきた。

炉内部分以外の一次系配管に設けられた炉外テストセクション部では、原子炉圧力容器構造材として使用されているSUS304、316及び耐熱材として使用されているインコネル600へのクラックの付着機構の究明、腐食挙動試験などが行われてきた。

(5) OGL-1運転管理(昭和61年度～昭和63年度)

1) 照射実績について

昭和61年度～昭和63年度における照射試験は、高温ガス炉用被覆粒子燃料試験体を2体(第10次:84LF-24A及び第11次:85LF-25A)について実施した。本試験体は、何れも量産試作被覆粒子燃料であり、同炉変動状態で予測される燃料最高温度(1300℃)及び設計上の最大燃焼度(2.6%FIMA)以上を条件とした照射実績下における健全性実証が主たる目的である。なお、第10次燃料試験体については、照射試験終了第79サイクルに過渡状態模擬高温照射(1500℃)を行った。照射試験中、OGL-1冷却ガス中の希ガスFP濃度は照射温度上昇分相当の増加を示しているが被覆粒子破損を示す金属FP核種の放出は認められない。また従来の照射温度に戻した状態においては、希ガスFP濃度が従前の値に低下している。以上のことから、何れの燃料試験体とも照射中におけるFP放出量が同炉の設計仕様を十分満足する値であって健全であることが確認された。Fig 2.2.1に第79サイクルの照射実績を示す。

2) 保守・管理について

OGL-1は、昭和52年1月から運転を開始し、以降順調な照射運転を続けており、63年度末の第85サイクルまでの運転実績はTable 2.2.4に示すとおりである。なお、主要な機器等については、Fig 2.2.2に示すとおり長期の利用・整備計画に基づき適宜更新を実施している。

3) 試料の製作

60年度から62年度にかけてOGL-1第11次燃料試料(85LF-25A)の製作を、また、62年度から63年度にかけてOGL-1第12次燃料試料(87LF-26A)の製作を行った。

OGL-1第11次燃料試料は、大型流動床を用いて製造した量産被覆粒子燃料の照射健全性を確認するために製作したものであり、その仕様は、多目的高温ガス実験炉の第1次概念設計仕様に基づくものである。本照射試料には、燃料コンパクト18個を納めた燃料棒3本と

黒鉛ブロック等から成る燃料試験体のほか、金属性核分裂生成物の挙動を調べるためのFP量測定試験体が取付けられている。本照射試料は、JMTR 第80～82サイクル(63年1月～6月)に渡って照射試験を実施し、健全な状態で照射試験を終了している。

OGL-1 第12次燃料試料は、高温工学試験研究炉用燃料の長期照射健全性を確認するために製作したものである。本照射試料には、燃料コンパクト19個を納めた燃料棒1本と黒鉛ブロック等から成る燃料試験体のほか、金属性核分裂生成物の挙動を調べるためのFP量測定試験体が取付けられている。本照射試料は、JMTR 第83サイクル(63年10月)から照射試験を実施しており、第91サイクルまで照射する予定である。

第11次及び第12次燃料試料の燃料試験体組立図を Fig. 2.2.3, Fig. 2.2.4に、製作仕様を Table 2.2.5に示す。

(6) BOCA/OSF-1 照射施設

OSF-1 照射設備で照射された各サイクル毎の沸騰水キャプセル(BOCA)の概要を、Table 2.2.6に示す。

2.2.2 保守整備

(1) 定期検査

各年度の運転計画に基づき、オーバーホール作業を実施した。この間、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき、科技庁が行う「定期検査」と、原研が行う「定期自主検査」を実施した。

1) 定期検査

受検対象照射設備は、OWL-2 照射設備、OGL-1 照射設備、OSF-1 照射設備及びBOCA 照射設備である。これらの設備について、機器等の健全性を確認する施設検査及び飽和値確認等の性能検査が実施され、すべて合格した。

OWL-2 照射設備は、1983年3月に発生した炉内部分耐圧管亀裂欠陥対策に伴う運転休止のため、検査項目の大半が省略されていたが、1986年に修復が完了したことにより、1986年度から通常の定期検査を実施した。

1986～1988年度の定期検査実施状況を Table 2.2.7に示す。

2) 定期自主検査

検査対象照射設備は、定期検査の対象照射設備の他に、キャプセル照射設備、FGS照射設備、HR-1 照射設備、HR-2 照射設備である。

各年度共、これらの照射設備の機器等が健全であり、安全上支障のないことを確認した。

1986～1988年度の定期自主検査実施内容を Table 2.2.8に示す。

2.2.3 水・ガス分析

BOCA/OSF-1 照射設備を用いたBWR 高性能燃料や被覆管に人工欠陥を付した燃料等の出力急昇試験に伴い、被覆管の微小破損を検出するためのFP核種の分析を行った。

OGL-1 及びFGS 照射設備に於ける高温ガス炉用被覆粒子燃料の照射では、一次冷却材やスリーブガス中のFP核種の分析を行った。FGSでの人工欠陥や人工汚染を設けた燃料等の照射実験

時に測定したデータの一部を Table 2.2.9 に示す。また、OGL-1 では、一次系内ガス (He) 中の放射性ヨウ素について、プレチャコールトラップでの捕集効率に係る測定も行った。放射性ヨウ素は炉心の照射燃料より放出された後、系内の配管内表面等に沈着するが、一部は精製系まで到達する。精製系入口の放射性ヨウ素 (^{131}I ~ ^{133}I) 濃度は約 $3 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ であった。この濃度は燃料から放出された量の約 10 万分の 1 と少なく、ほとんどが配管に沈着した結果と考えられる。このヨウ素の化学形は有機ヨウ素が主であった。一方、プレチャコールトラップに、この程度の濃度で入ったヨウ素は 90 % 以上が捕集されている結果が得られた。

Table 2.2.1 The Quantity of Irradiated New Capsule

| 年度 | キャプセルの種類 | 計測付キャプセル | | | 無計測キャプセル | | | 合計 |
|----|----------|----------|----|----|----------|----|----|----|
| | | 燃料 | 材料 | 小計 | 燃料 | 材料 | 小計 | |
| 61 | | 3 | 13 | 16 | 5 | 32 | 37 | 53 |
| 62 | | 5 | 9 | 14 | 4 | 33 | 37 | 51 |
| 63 | | 2 | 12 | 14 | 5 | 30 | 35 | 49 |

Table 2.2.2 Outline of Irradiation Capsule

| 項目 | | 83 F-1 A | 84 F-8 A | 85 F-5 A | 86 F-1 A |
|--------|-------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| 照射孔 | | M-10 | M-7 | M-9 | M-7 |
| 照射サイクル | | 70 ~ 75 | 74 ~ 79 | 77 ~ 91 | 82 ~ 85 |
| 試料段数 | | 2 | 1 | 2 | 2 |
| 温度制御方式 | | 各段独立制御 | 1段制御 | 各段独立制御 | 各段独立制御 |
| 概要 | 試料型式 | 燃料コンパクト (TRISO被覆粒子) | 燃料コンパクト (TRISO被覆粒子) | 燃料コンパクト (TRISO被覆粒子) | 燃料コンパクト (TRISO被覆粒子) |
| | 燃料核 | UO ₂ | UO ₂ | UO ₂ | UO ₂ |
| | 燃料核外径 | 600 μm | 600 μm | 600 μm | 600 μm |
| | 濃縮度 | 4% | 4% | 4.93% | 4.93% |
| | 粒子外径 | 920 μm | 920 μm | 920 μm | 920 μm |
| | 粒子密度 | 4.02 Mg/m ³ | 4.0 Mg/m ³ | 4.18 Mg/m ³ | 4.18 Mg/m ³ |
| | ²³⁵ U量 | 2.51 g | 1.02 g | 1.3 g | 1.88 g |
| | コンパクト数 | 3 個 | 3 個 | 4 個 | 4 個 |

Table 2.2.3 Maximum Temperature of Coated Particle Test Specimen Each Irradiation Cycle

| 年度 | キャプセル 名称 サイクルNo. | 83F-1A | 84F-8A | 85F-5A | | 86F-1A | |
|----|------------------------|--------|--------|--------|------|--------|------|
| | | | | 上段 | 下段 | 上段 | 下段 |
| 61 | 74 | 1375 | 1430 | / | / | / | / |
| | 75 | 1370 | 1430 | / | / | / | / |
| | 76 | / | 1405 | / | / | / | / |
| | 77 | / | 1205 | 1170 | 1420 | / | / |
| | 78 | / | 1180 | 1245 | 1410 | / | / |
| 62 | 79 | / | 1215 | 1385 | 1525 | / | / |
| | 80 | / | / | 1285 | 1370 | / | / |
| | 81 | / | / | 1245 | 1305 | / | / |
| 63 | 82 | / | / | 1170 | 1260 | 1310 | 1610 |
| | 83 | / | / | 1280 | 1305 | 1360 | 1365 |
| | 84 | / | / | 1250 | 1250 | 1365 | 1605 |
| | 85 | / | / | 1175 | 1170 | 1455 | 1315 |
| | 86 | / | / | 1265 | 1230 | / | / |

Table 2.2.4 OGL-1 Operation Record (to 85th o.c.)

| 機器名称又は運転状態区分 | 制限値 (時間・回数) | 運転実績 (時間・回数) |
|----------------------------------|----------------|-----------------|
| 原子炉(50MW換算)運転時間 | — | 22292時間 |
| OGL-1運転時間 | — | 31723 " |
| 第一世代炉内管運転実績 | 22000時間 | 19273 " |
| 第二世代炉内管運転時間 | | 3019 " |
| 第四世代仕切管運転時間 | 6900 " | 3019 " |
| No.1ガス循環機運転時間 | 44000 " | 15405 " |
| No.2ガス循環機運転時間 | | 16333 " |
| 加熱器運転時間 | | 21876 " |
| 通常状態及び変動状態の回数 (起動停止・炉スクラム・停電) | 400回以内 | 142回 |

Table 2.2.5 Fabrication Specification of 11th and 12th Irradiation Sample in OGL-1

| 区分 | 項 目 | | 第11次 (85 LF-25 A) | 第12次 (87 LF-26 A) | |
|-----------------------|------------------------|----------------------|-------------------------|-------------------------|---|
| 燃 料 集 合 体 | 燃料粒子 | UO ₂ 直 径 | 600 ± 60 μ | 同 左 | |
| | | ²³⁵ U 縮 度 | 19.5 ± 0.4% | 同 左 | |
| | | 被 覆 層 (材質, 厚さ) | 第1層 第2層 | PyC, 60 μ PyC, 30 μ | 同 左 |
| | | | 第3層 第4層 | SiC, 25 μ PyC, 45 μ | |
| | | 被 覆 粒 子 直 径 | | 920 ± 90 μ | 920 ± 60 μ |
| | 露 出 ウ ラ ン 率 | | 5 × 10 ⁻⁵ 以下 | 同 左 | |
| | SiC 粒 子 | SiC 核 直 径 | 750 ± 100 μ | — | |
| | | 被 覆 層 (材質, 厚さ) | 第1層 第2層 | | PyC, 25 μ SiC, 25 μ |
| | | | 第3層 | | PyC, 35 μ |
| | 被 覆 粒 子 直 径, 混 合 率 | | 920 ± 100 μ, 8% | | |
| | 燃料コンパクト | 外径×内径×長さ×個数 (mm) | | 24.0×8.0×40.0×54個 | 26.0×10.0×39.0×18個 26.0×10.0×18.0×1個 |
| | | 被 覆 粒 子 充 填 率 | | 30 ± 2% | 同 左 |
| | | 粒 子 破 損 率 | | 1 × 10 ⁻⁴ 以下 | 同 左 |
| | 燃 料 棒 | 外径 × 内径 × 長さ (mm) | | 30.0 × 24.2 × 790 | 34.0 × 26.2 × 790 |
| | | 燃料コンパクト収納個数×本数 | | 18個/本×3本 | 19個/本×1本 |
| | 墨鉛ブロック | 外 径 × 長 さ (mm) | | 80 × 820 | 78 × 830 |
| | | 孔 径 (mm) × 孔 数 | | 32.6 × 3 孔 | 41.0 × 1 孔 |
| | タイロッド | 外径(mm)×長さ(mm)×本数 | | 7×979.5×3本 | 7×989.5×3本 |
| | 上部受け金具 | 外径×内径×長さ (mm) | | 80×78×55 | 78×75×65 |
| | 下部受け金具 | 外径×内径×長さ (mm) | | 80×78×20 | 78×75×20 |
| 熱 電 対 種 類 × 本 数 | | | W/Re×3本, CA×11本 | W/Re×2本, CA×12本 | |
| 燃 料 集 合 体 | 長 さ (mm) | | 1020 | 1030 | |
| 材料 試料 | FP量測定試験体 | 外 径 × 内 径 (mm) | 85×445 | 83×445 | |
| | | プ レ ー ト ア ウ ト 管 本 数 | 12本 | 10本 | |
| 構 造 部 品 | ハンガーロッド | 外 径 × 内 径 (mm) | 25×15, 30×15 | 同 左 | |
| | 中性子遮蔽体 | 外 径 × 長 さ (mm) | 72×425 | 同 左 | |
| | 遮蔽ブロック | 外 径 × 長 さ (mm) | 86×840 | 同 左 | |
| | 断熱ベローズ | 外 径 × 内 径 × 長 さ (mm) | 62×33×120 | 同 左 | |
| | 吊り金具 | 外 径 × 長 さ (mm) | 80×170 | 同 左 | |
| 完 成 品 | 全 長 (mm) | | 7390 | 同 左 | |
| | U 量 (g) | | 540 | 249 | |
| | ²³⁵ U 量 (g) | | 105.3 | 48.6 | |

Table 2.2.6 Boiling Water Capsules (BOCA) Irradiated in the JMTR
(April 1, 1986 ~ March 31, 1988)

| 年度 | サイクル | BOCA名 | 照射目的 | 試料内容 | 利用者 | |
|----|------|-------------|------------------------------|--|---|----|
| 61 | 74 | 84 BF-17 A | PCI/SCC照射挙動解明 | ペレット：2.8% $^{235}\text{UO}_2$ ^{235}U 量：8.57 g | 所内 | |
| | | 85 BF-19 A | FP放出挙動研究 | ペレット：2.8% $^{235}\text{UO}_2$ ^{235}U 量：8.53 g | 所内 | |
| | 75 | 85 BM-2 J | 発熱量校正試験及び γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 | |
| | | 85 BF-21 J | PCI/SCC照射挙動解明及び燃料破損検出技術の確立 | ペレット：4.0% $^{235}\text{UO}_2$ ^{235}U 量：5.96 g | 所内 | |
| | 76 | 85 BM-2 J | 発熱量校正試験 γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 | |
| | | 85 BF-22 J | PCI/SCC照射挙動解明及び燃料破損検出技術の確立 | ペレット：4.0% $^{235}\text{UO}_2$ ^{235}U 量：5.96 g | 所内 | |
| | 77 | 85 BM-2 J | 発熱量校正試験及び γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 | |
| | | 85 BF-23 GA | 高性能燃料確証試験 (Aランプ) | ペレット：3.9% $^{235}\text{UO}_2$ ^{235}U 量：9 g | 所外 | |
| | | 85 BF-24 GB | 高性能燃料確証試験 (Aランプ) | ペレット：3.9% $^{235}\text{UO}_2$ ^{235}U 量：9 g | 所外 | |
| | 78 | 85 BM-2 J | 発熱量校正試験及び γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 | |
| | 62 | 79 | 85 BM-2 J | 発熱量校正試験及び γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| | | | 86 BF-25 JE | SUS被覆燃料照射試験 | ペレット：4.5% $^{235}\text{UO}_2$ ^{235}U 量：4.6 g | 所内 |

Table 2.2.6 (continued)

| 年度 | サイクル | BOCA名 | 照射目的 | 試料内容 | 利用者 |
|----|------|-------------|-------------------------|--|-----|
| 62 | 80 | 85 BM-2 J | 発熱量校正試験及びアヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| | | 85 BF-27 GD | 高性能燃料確証試験 (Bランプ) | ペレット：3.9%UO ₂ ²³⁵ U量：9g | 所外 |
| | | 86 BF-26 GC | 高性能燃料確証試験 (Bランプ) | ペレット：3.9%UO ₂ ²³⁵ U量：9g | 所外 |
| | 81 | 85 BM-2 J | 発熱量校正試験及びアヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| 63 | 81 | 86 BF-28 GE | 高性能燃料確証試験 (Cランプ) | ペレット：3.9%UO ₂ ²³⁵ U量：9g | 所外 |
| | | 87 BM-3 J | 発熱量校正試験及びアヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| | 82 | 88 BF-42 JF | 出力評価試験 | ペレット：2.6%UO ₂ ²³⁵ U量：6g | 所内 |
| | | 86 BF-29 GF | 高性能燃料確証試験 (Bランプ) | ペレット：3.9%UO ₂ ²³⁵ U量：9g | 所外 |
| | | 86 BF-32 GG | 高性能燃料確証試験 (Bランプ) | ペレット：3.9%UO ₂ ²³⁵ U量：9g | 所外 |
| | 83 | 85 BM-3 J | 発熱量校正試験及びアヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| | | 88 BF-42 JF | 出力評価試験 | ペレット：2.6%UO ₂ ²³⁵ U量：6g | 所内 |
| | | 87 BF-38 AD | PCI/SCC照射挙動解明 (Bランプ) | ペレット：4.0%UO ₂ ²³⁵ U量：12.67g | 所内 |

Table 2.2.6 (continued)

| 年度 | サイクル | BOCA名 | 照射目的 | 試料内容 | 利用者 |
|----|------|-------------|-----------------------------|---|-----|
| 63 | 84 | 85 BM-3 J | 発生量較正試験及び γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| | | 88 BF-42 JF | 出力評価試験 | ペレット：2.6% UO_2 ^{235}U 量：6 g | 所内 |
| | | 87 BF-39 AA | PCI/SCC照射挙動解明 (Bランプ) | ペレット：4.0% UO_2 ^{235}U 量：12.67 g | 所内 |
| | 85 | 85 BM-3 J | 発生量較正試験及び γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| | | 86 BF-30 GC | 高性能燃料確証試験 (Aランプ) | ペレット：3.9% UO_2 ^{235}U 量：9 g | 所外 |
| | | 86 BF-31 GD | 高性能燃料確証試験 (Aランプ) | ペレット：3.9% UO_2 ^{235}U 量：9 g | 所外 |
| | 86 | 85 BM-3 J | 発生量較正試験及び γ ヒーティング測定 | 電気ヒータピン | 所内 |
| | | 88 BF-42 JF | 出力評価試験 | ペレット：2.6% UO_2 ^{235}U 量：6 g | 所内 |

Table 2.2.7 Results of Periodical Inspection of Irradiation Facility

| 検査対象設備・機器 | 検査内容 | 実施年月 | | |
|------------|--------|------|----|----|
| | | 61 | 62 | 63 |
| OWL-2 照射設備 | 飽和値検査 | ○ | ○ | ○ |
| 緊急停止連動装置 | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 一次系統 | 耐圧漏洩検査 | ○ | ○ | ○ |
| 主循環ポンプ | 分解検査 | — | ○ | — |
| “ | 作動検査 | — | ○ | — |
| 補助循環ポンプ | 分解検査 | — | ○ | ○ |
| “ | 作動検査 | — | ○ | ○ |
| 高圧給水ポンプ | 分解検査 | ○ | ○ | ○ |
| “ | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 一次冷却器 | 非破壊検査 | ○ | — | — |
| サージタンク | 非破壊検査 | — | ○ | — |
| 補助サージタンク | 非破壊検査 | — | — | ○ |
| バネ式安全弁 | 分解検査 | ○ | ○ | ○ |
| “ | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 流量調節弁 | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 一冷系配管 | 非破壊検査 | ○ | ○ | ○ |
| 二次系統 | 耐圧漏洩検査 | ○ | ○ | ○ |
| OGL-1 照射設備 | 飽和値検査 | ○ | ○ | ○ |
| 緊急停止連動装置 | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 一次系統 | 耐圧漏洩検査 | ○ | ○ | ○ |
| ガス循環機 | 作動検査 | — | ○ | — |
| 再生熱交換器 | 非破壊検査 | ○ | — | ○ |
| 加熱器 | 開放検査 | — | — | ○ |
| バネ式安全弁 | 分解検査 | ○ | ○ | ○ |
| “ | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 流量調節弁 | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 一次系配管 | 非破壊検査 | ○ | ○ | ○ |
| 送風機 | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| ダンパー | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| OSF-1 照射設備 | | | | |
| 緊急停止連動装置 | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |
| 配管及び機器類 | 耐圧漏洩検査 | ○ | ○ | ○ |
| BOCA 照射設備 | | | | |
| 緊急停止連動装置 | 作動検査 | ○ | ○ | ○ |

Table 2.2.8 Periodical Independent Inspection of Irradiation Facility

| 設備 | 検査対象機器 | 検査内容 | 設備 | 検査対象機器 | 検査内容 | |
|-----------|-----------|-----------|-------------------------------|-------------------------------|----------|---------|
| キャプセル照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 | O W L 2 照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 | |
| | 工業計器 | 校正試験等 | | B ₃ F 増設電盤 | 絶縁抵抗測定等 | |
| | 安全保護回路 | 作動確認試験 | | 工業計器 | 校正試験等 | |
| | 真空排気装置 | 分解, 作動検査等 | | 安全保護回路 | 作動確認試験 | |
| | 放射線モニタ | 校正試験等 | | 安全弁 | 分解, 作動検査 | |
| | ガス供給設備 | 作動検査等 | | 放射線モニタ | 校正試験等 | |
| | 機械装置 | 作動検査等 | | 高圧給水ポンプ | 分解, 作動検査 | |
| FGS照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 | | 流量調節弁 | 作動, 漏洩検査 | |
| | 工業計器 | 校正試験等 | | 脱湿器 | 作動検査等 | |
| | 安全保護回路 | 作動確認試験 | | 一次系配管 ISI | 非破壊検査 | |
| | 機械装置 | 作動検査等 | | ラプチャーディスク | 交換, 漏洩検査 | |
| | 放射線モニタ | 校正試験等 | | キュービクル冷却機 | 漏洩, 作動検査 | |
| BOCA照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 | | O G L 1 照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 |
| | 工業計器 | 校正試験等 | | | 工業計器 | 校正試験等 |
| | 安全保護回路 | 作動確認試験 | 安全保護回路 | | 作動確認試験 | |
| | 安全弁 | 分解, 作動検査 | 安全弁 | | 分解, 作動検査 | |
| | 放射線モニタ | 校正試験等 | 放射線モニタ | | 校正試験等 | |
| | 高圧給水ポンプ | 分解, 作動検査 | 流量調節弁等 | | 作動, 漏洩検査 | |
| | ラプチャーディスク | 交換, 漏洩検査 | ガス循環機 | | 作動検査 | |
| HR-1照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 | 一次系配管 ISI | | 非破壊検査 | |
| | 工業計器 | 校正試験等 | ラプチャーディスク | | 交換, 漏洩検査 | |
| | 安全保護回路 | 作動確認試験 | キュービクル冷却機 | | 漏洩, 作動検査 | |
| | 安全弁 | 分解, 作動検査 | ヘリウムガス供給系 | | 漏洩検査 | |
| | 放射線モニタ | 校正試験等 | 液体窒素供給系 | | 漏洩検査 | |
| | HR-2照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 | | 真空ポンプ | 作動検査等 |
| | | 工業計器 | 校正試験等 | | 二次送風機 | 作動検査等 |
| 安全保護回路 | | 作動確認試験 | 配管サポート | 外観検査等 | | |
| 安全弁 | | 分解, 作動検査 | | | | |
| 放射線モニタ | | 校正試験等 | | | | |
| OSF-1照射設備 | 電源盤 | 絶縁抵抗測定等 | | | | |
| | 工業計器 | 校正試験等 | | | | |
| | 安全保護回路 | 作動確認試験 | | | | |
| | 安全弁 | 分解, 作動検査 | | | | |
| | 放射線モニタ | 校正試験等 | | | | |
| | 循環ポンプ | 作動検査 | | | | |
| | 流量調節弁 | 作動, 漏洩検査 | | | | |
| | キャプセル交換機 | 作動検査 | | | | |

Table 2.2.9 Concentration of Fission Products
in the Sample Gas of 84F-9A

| Nuclide | Concentration ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | |
|--------------------|--|-------------------------|
| | intact ¹⁾ | failed ²⁾ |
| ¹³⁵ Xe | 3.62×10^{-4} | 1.24×10^{-2} |
| ^{135m} Xe | 9.72×10^{-4} | 2.41×10^{-2} |
| ¹³⁷ Xe | 1.78×10^{-4} | 3.27×10^{-3} |
| ¹³⁸ Xe | 1.81×10^{-3} | 2.24×10^{-2} |
| ^{85m} Kr | 1.50×10^{-4} | 3.75×10^{-3} |
| ⁸⁷ Kr | 5.87×10^{-4} | 1.57×10^{-2} |
| ⁸⁸ Kr | 3.24×10^{-4} | 8.82×10^{-3} |
| ⁸⁹ Kr | 2.12×10^{-3} | 2.01×10^{-2} |
| ⁹⁰ Kr | 9.29×10^{-4} * | 1.62×10^{-2} * |

1) measured at 10:20 March, 11 '86 (50MW, 1245°C)

2) measured at 10:46 March, 11 '86 (50MW, 1250°C)

* estimated by self calibration

Ref.) H. Terada, et al.: Development of fuel failure detection system for a high temperature gas cooled reactor, IEEE, 1986, Nuclear Science Symposium.

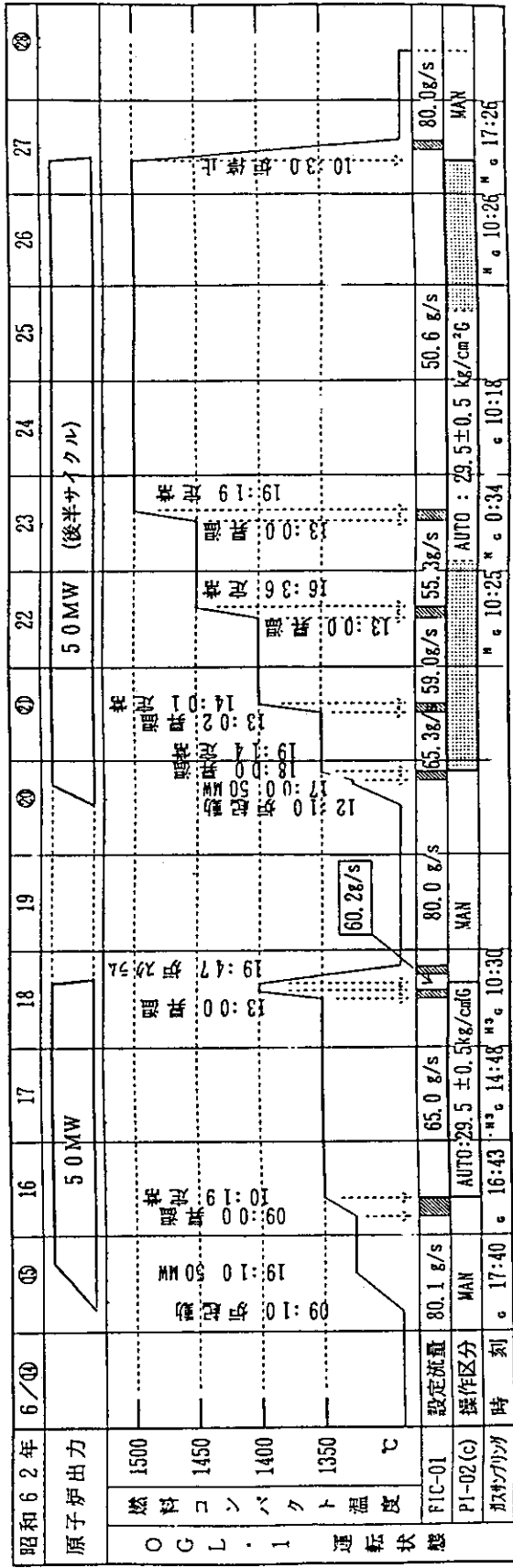
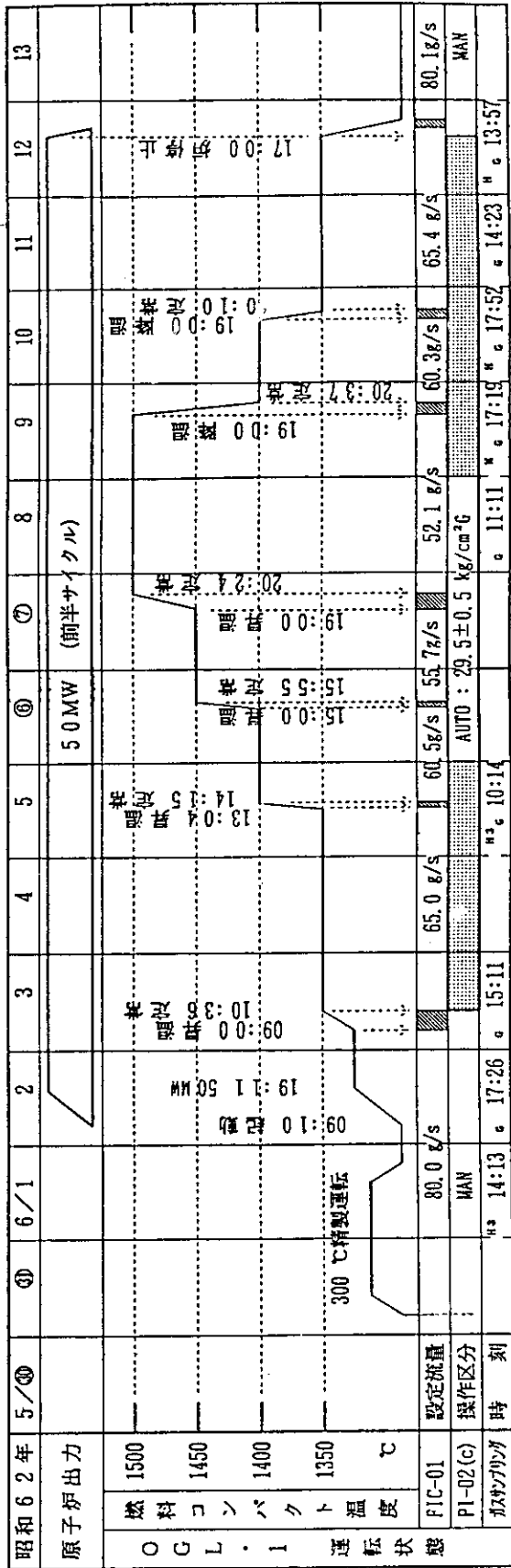


Fig. 2.2.1 OGL-1 Operation Record in 79th Operation Cycle

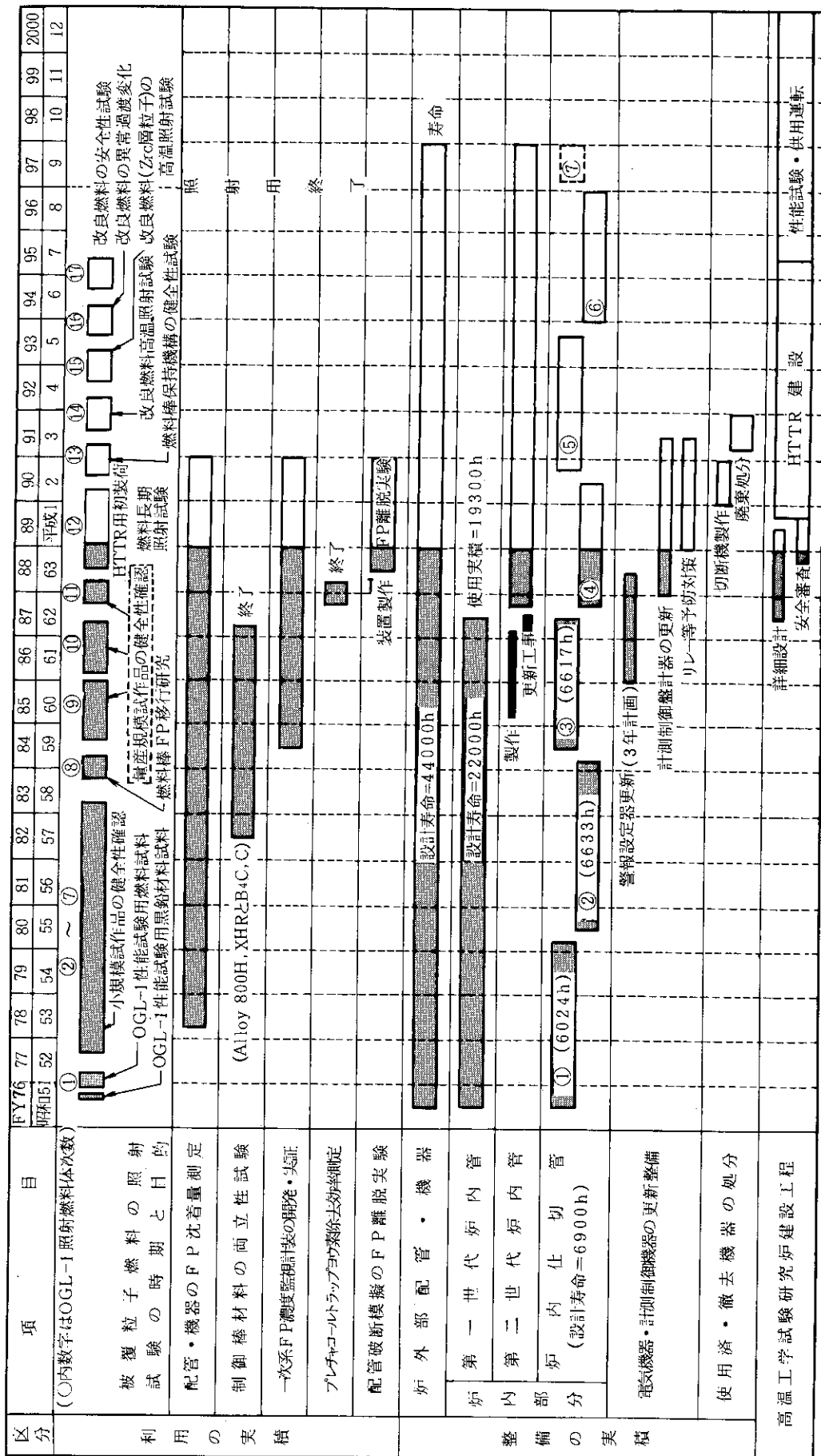
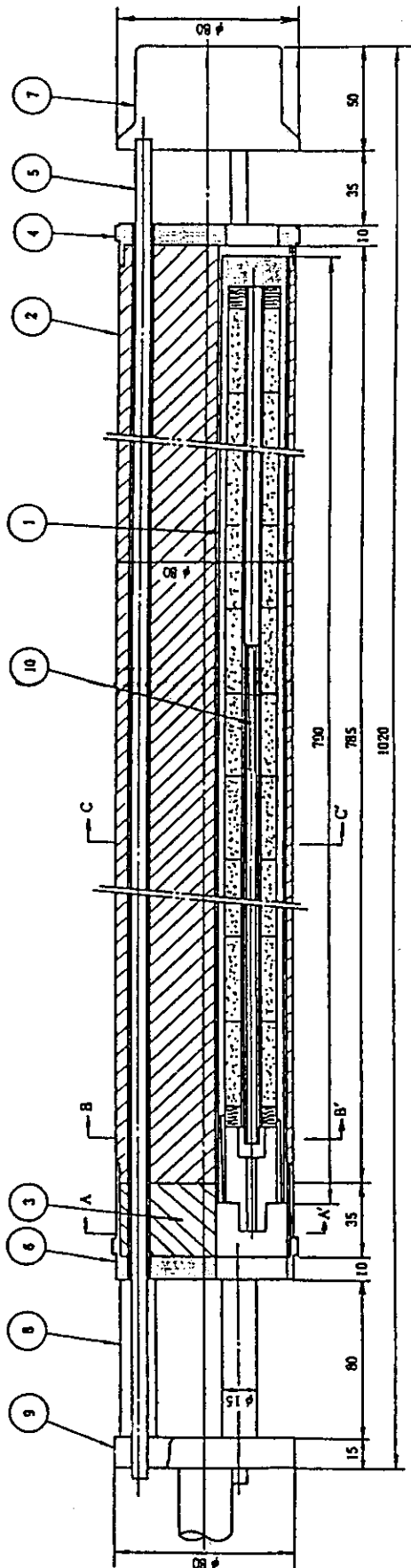


Fig. 2.2.2 The Record of OGL-1 Operation and Maintenance



| 品番 | 品名 | 数量 | 材質 | 備考 |
|----|-----------|-----|--------------------|-------------------------|
| 1 | 燃料棒 | 3本 | UO ₂ 燃料 | |
| 2 | 頂部ブロック | 1個 | 炭素 | |
| 3 | 側面ブロック | 1個 | 炭素 | |
| 4 | 下部受け金具 | 1個 | ハステロイ-X | |
| 5 | タイロッド | 3本 | | |
| 6 | 上部受け金具 | 1個 | | |
| 7 | 先端金物 | 1個 | | ZrO ₂ コーティング |
| 8 | 押入金具 | 3個 | | |
| 9 | 燃料混合体吊り金具 | 1個 | ハステロイ-X | |
| 10 | 熱電対 | 14対 | WRc3 丸CA II 封 | |

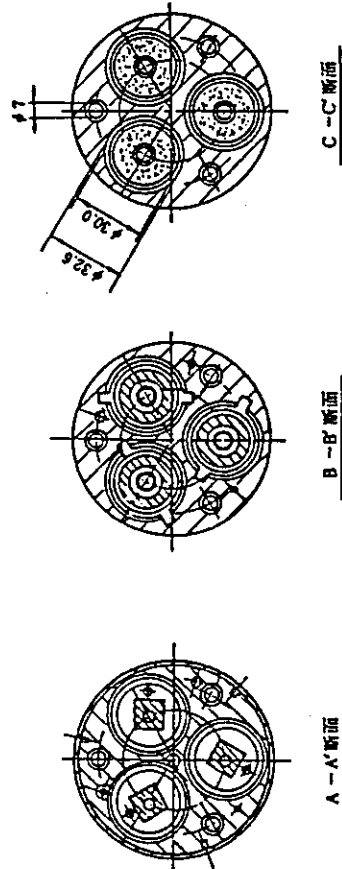
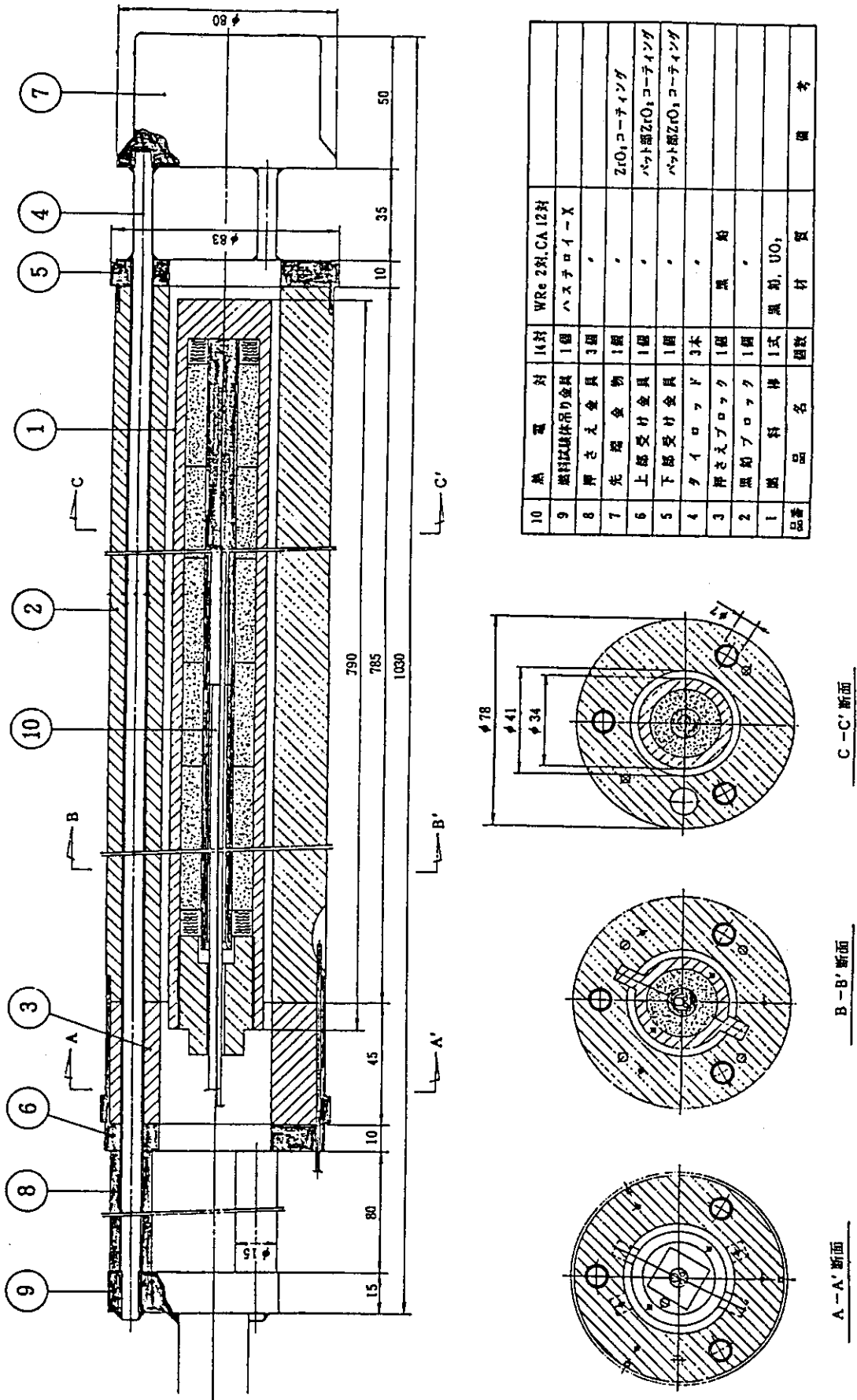


Fig. 2.2.3 Structure of the 11th OGL-1 Fuel Assemblies



| 品番 | 品名 | 個数 | 材質 | 備考 |
|----|-----------|-----|---------------------|-------------------------|
| 1 | 燃料棒 | 1式 | 黒鉛, UO ₂ | |
| 2 | 黒鉛ブロック | 1個 | | |
| 3 | 押さえブロック | 1個 | 黒鉛 | |
| 4 | タイロッド | 3本 | | |
| 5 | 下部受け金具 | 1個 | | |
| 6 | 上部受け金具 | 1個 | | |
| 7 | 先端金物 | 1個 | | ZrO ₂ コーティング |
| 8 | 押さえ金具 | 3個 | | |
| 9 | 燃料試験体吊り金具 | 1個 | WRe 2対, CA 12対 | |
| 10 | 熱電対 | 14対 | ハスチロイ-X | |

Fig. 2.2.4 Structure of the 12th OGL-1 Fuel Assemblies

3. ホットラボの運転管理

3.1 運 転

(1) 本体施設の運転

61年度、62年度及び63年度に照射後試験を実施した照射済キャプセル試料、照射済ループ試料、照射済水カラビット試料（以下「照射済キャプセル等」という。）の数は、それぞれ123体、136体、143体であり、各年度で試験を終了したものは、それぞれ63体、75体、71体である。これらの内訳をTable 3.1.1～3.1.3に示す。

61年度から63年度における照射後試験の主なものは、低濃縮ウランミニプレート及び中濃縮ウラン燃料要素、出力急昇試験に係る軽水炉用燃料、高温ガス炉用燃料、NSRR試験燃料、核融合炉及び高温ガス炉用材料、ATR実証炉用材料、基礎研究用材料（セラミック、形状記憶合金）等の非破壊試験、破壊試験、強度試験、出力急昇試験に供するためのBOCAキャプセルへの組立、各種照射済キャプセルの解体及びRI試料等の搬出である。

(2) 特定施設の運転

本体施設の運転に伴う給排気設備、空調設備、電気設備、給排水衛生設備等の特定施設の運転を実施した。

(3) 放射性廃棄物の管理

61年度から63年度の本体施設及び特定施設の運転に伴って排出された放射性塵埃・ガスは、各年度とも異常は認められなかった。放射性固体廃棄物は、Table 3.1.4に示す。

Table 3.1.1 Number of Capsules Performed PIE in Fiscal 1986

(61年度)

| 種 別 | 所 内 | | | 所 外 | | 合 計 |
|-----------------|-----|----|----|-----|----|---------|
| | 燃料 | 材料 | RI | 燃料 | 材料 | |
| 照射済キャプセル等 | | | | | | |
| 60年度からの繰越キャプセル等 | 10 | 12 | 10 | 0 | 10 | 42 (31) |
| 新規受入キャプセル等 | 14 | 15 | 30 | 2 | 20 | 81 (86) |
| 終了キャプセル等 | 8 | 7 | 25 | 0 | 23 | 63 (75) |
| 次年度繰越キャプセル等 | 16 | 20 | 15 | 2 | 7 | 60 (42) |

(注) () 内は前年度数量

Table 3.1.2 Number of Capsules Performed PIE in Fiscal 1987

(62年度)

| 種 別 照射済キャプセル等 | 所 内 | | | 所 外 | | 合 計 |
|------------------|-----|----|----|-----|----|---------|
| | 燃料 | 材料 | RI | 燃料 | 材料 | |
| 61年度からの繰越キャプセル等 | 16 | 20 | 15 | 2 | 7 | 60 (42) |
| 新規受入キャプセル等 | 9 | 23 | 18 | 18 | 8 | 76 (81) |
| 終了キャプセル等 | 15 | 15 | 20 | 14 | 11 | 75 (63) |
| 次年度繰越キャプセル等 | 10 | 28 | 13 | 6 | 4 | 61 (60) |

(注) () 内は前年度数量

Table 3.1.3 Number of Capsules Performed PIE in Fiscal 1988

(63年度)

| 種 別 照射済キャプセル等 | 所 内 | | | 所 外 | | 合 計 |
|------------------|-----|----|----|-----|----|---------|
| | 燃料 | 材料 | RI | 燃料 | 材料 | |
| 62年度からの繰越キャプセル等 | 10 | 28 | 13 | 6 | 4 | 61 (60) |
| 新規受入キャプセル等 | 14 | 25 | 27 | 9 | 7 | 82 (76) |
| 終了キャプセル等 | 7 | 15 | 27 | 12 | 10 | 71 (75) |
| 次年度繰越キャプセル等 | 17 | 38 | 13 | 3 | 1 | 72 (61) |

(注) () 内は前年度数量

Table 3.1.4 Amount of β - γ Solid Waste Disposal
in Fiscal 1986~1988() 内の単位: m^3

| 廃棄物 種別 年 度 | 低 レ ベ ル (個 数) | | | 高 レ ベ ル (個数) | |
|------------------|----------------|-----------------|--------------|--------------|-------|
| | 可 燃 | 不 燃 | フィルタ | キ ャ ン | そ の 他 |
| 61 | 835 (16.70) | 1041 (20.82) | 71 (6.27) | 87 (2.18) | 0 |
| 62 | 779 (15.58) | 904 (18.08) | 82 (7.63) | 66 (1.60) | 0 |
| 63 | 689 (13.78) | 819 (16.38) | 69 (5.75) | 57 (1.43) | 0 |

3.2 保守整備

(1) 概要

ホットラボにおいて、照射後試験を円滑に遂行していくためには、本体施設（ケープ・セル、安全装置、内装機器等）及び特定施設を常に最良の状態に維持しておく必要がある。このため、ホットラボでは、毎年度夏期と冬期に分け、合計約3ヶ月を保守点検の期間と定め、これらの施設の定期自主検査と試験装置等の点検整備を実施している。

(2) 保守点検整備

核燃料物質使用施設等保安規定に基き、本体施設及び特定施設の定期自主検査を実施した。61年度、62年度及び63年度の定期自主検査の結果を Table 3.2.1～3.2.3 に示す。

(3) セル除染作業

61～63年度に行ったセル除染作業実績を Table 3.2.4 に示す。

61年度の除染作業は、遠隔除染を含め約1カ月間にわたり実施され、極めて円滑に作業を完了することができた。特に、LEUの金相試験によりホットセル内の汚染密度がかなり高かったため、遠隔除染時において、昨年度から使用を開始した除染用塗膜剥離材（商品名アララデコン）を使用することにより、立入除染時の被曝の低減化に努めた。なお、除染作業の結果は、以下のとおりである。

- 1) LEUの金相試験による汚染のため、セル立入除染期間は、昨年度に比べ1日増であり、それに伴ない延作業人員も14人増となった。
- 2) 廃棄物量は、昨年度に比べ可燃物で30%増、不燃物で10%増加した。
- 3) 作業員の外部被曝線量は、集団線量（man・rem）で昨年度に比べ約20%増となった。内部被曝線量は、ホールボディ測定を行った結果検出されなかった。

62年度の除染作業は、遠隔除染も含めて、約40日間にわたり実施した。遠隔除染には、除染用塗膜剥離材を使用し除染効果を計った。

除染結果は以下のとおりであった。

- ① 除染資材の使用量は昨年と比較し14%減少した。
- ② カートンボックスが前年に比較し約15%減少した。
- ③ 作業員の外部被曝線量は、12年前より10%減少した。

上記結果より、セル内の汚染は、昨年はLEUの金相試験により汚染が高かったのに比較し、今年は汚染レベルが低かったので廃棄物量、除染資材が減少したと思われる。

63年度の除染作業は、遠隔除染も含めて約30日間にわたり実施した。63年度は、照射後試験が長びいたので、除染期間を結果的に短縮したものである。

除染結果は以下のとおりであった。

- ① 立入除染期間は昨年度より4日間減少した。
- ② 作業人数は、258人で昨年より4名増であった。1日あたりの作業人数は昨年より4名増の14名であった。
- ③ 除染資材は昨年の13%増であった。
- ④ 1人あたりの被曝線量は昨年度より30%減であった。

上記結果より下記の結論を得た。被曝線量の減少の理由を考察するに、コンクリートNo.1,3セルの被曝減少と材料セルでの減少があげられる。コンクリートNo.1,3セルは、4月に除染済であり、汚染の蓄積が昨年より少かったためであろう。

材料セルでは、鉛遮蔽体を置いて被曝低減化に努めた結果である。

除染期間を短縮したので、1日あたりの作業人数が増え、このための人の管理、資材の準備(特殊作業衣,防塵マスク,靴下,作業靴等)が大変であった。

しかし、各係員は十分に除染経験もあり、適切な作業指示をしたので、作業は円滑に進める事が出来た。

Table 3.2.1 Results of Periodical Inspection on Installations in Fiscal 1986

| 区分 | 設備名 | 検査項目 | 検査 | 結果 | 判定 | 検査月日 | |
|---|----------------------------|--------------------|---|--|-------|---|---|
| ホ ッ ト ラ ボ 本 体 施 設 | ホットケープ | 1. 安全装置の作動試験 | 遮蔽扉の開閉操作及びインテグレーション試験、予備排風機の異常時起動確認試験、緊急遮断弁の作動確認試験、セル内照点減速試験及びセル内ホイス、パワーマニプレータの作動確認試験を行い異常のないことを確認した。 | | 良 | 61. 8. 26, 27 61. 10. 2 ~ 10. 6 62. 2. 25 ~ 2. 28 | |
| | | 2. 負圧計の作動試験 | コンクリートケープ前面負圧計(8ヶ)、コントロール室制御盤(8ヶ)の作動確認試験を行い、コンクリートケープの5ヶについて作動不良を認めたので交換を行い、正常に作動することを確認した。又、給排気制御系統については経年劣化のため全系統の更新を行った。 | | 良 | 61. 10. 2 62. 2. 25 | |
| | | 3. 放射能モニタの作動試験及び校正 | コンクリートケープNo.1 ~ No.8 セル及び顕微鏡セルのインセルモニタについて、校正用線源を使用して指示値の校正を行うとともに、測定放射線量率が「100 mR/hr」を超えると警報を発し、インテグレーション装置が作動することを確認した。 | | 良 | 61. 9. 1 ~ 10. 15 | |
| | ラ ボ 本 体 施 設 | 及び | 4. 消火設備のガス圧及び消火剤の量の点検 | コンクリートケープの粉末消火設備3基について、消火剤貯蔵タンク、ガス容器、起動装置、制御装置等の機能点検を行ったところNo.1, 2の操作系統に絶縁不良箇所を認めためたので、同系統の配線替えを行い、正常に作動することを確認した。又、加圧ガス、消火剤の量及び固化状況を点検し、異常のないことを確認した。 | | 良 | 61. 12. 4 ~ 12. 25 |
| | | | 5. 放射線遮蔽扉の点検 | コンクリートケープの背面扉(A)、間仕切り扉(B:C)について機能点検を行った結果、No.7セルの間仕切り扉(B)本体の側面にすり傷が認められた。(次年度定期検時修理、調整を行う。)他については、異常のないことを確認した。 | 一部を除き | 良 | 61. 8. 25 ~ 8. 27 |
| | | | 6. 付属機器の点検 | マニプレータ、ガンマゲート、試料搬入装置、分電盤、給水、給湯、圧空、輸送容器について機能点検を行い異常のないことを確認した。 | 良 | 良 | 61. 6. 5 61. 7. 22 ~ 10. 8 62. 1. 9 ~ 2. 10 |
| 設 施 | 警報設備 | 作動試験 | コンクリートケープの負圧警報、モニター警報について作動試験を実施し、異常のないことを確認した。(通報設備のホットラボー斉・ページング設備等について通報試験を実施し異常のないことを確認した。) | | 良 | 61. 10. 2 62. 2. 25 | |
| | | 機能点検 | 放射能モニタ及びハンドフットクロスマニタについて機能点検を行い異常のないことを確認した。 | | 良 | 61. 5. 7 ~ 5. 9 61. 9. 16, 17 | |

Table 3.2.1 (Continued)

| 区分 | 設備等 | 検査項目 | 検査 | 結果 | 判定 | 検査月日 |
|------------------|----------------------------|---|--|---------------|----------------------------|------|
| ホ ン ト | 電源施設 | 絶縁抵抗測定及び接地抵抗測定 1. | 高圧受電盤, 高圧き電盤, 低圧配電盤及び分電盤の絶縁抵抗測定を行い, 規定値以内であることを確認した。接地抵抗については, 高電盤, 低電盤トランス2次側, スタック避雷針の測定を行い, 規準値以内であり異常のないことを確認した。 | 良 | 61. 4. 12 | |
| | | 非常用電源試験 2. | ディーゼルエンジン及び発電機, 制御盤, 警報装置, 補機について点検を行い異常のないことを確認した。又, シューケンス試験, 自動起動試験, 負荷切り換え試験, 停止試験等の作動試験を行い異常のないことを確認した。 | 良 | 61. 9. 17, 18 | |
| | | 保護継電器試験 3. | 高圧受電盤, 高圧き電盤及び低圧盤の保護継電器の各部点検及び作動試験を行い異常のないことを確認した。 | 良 | 61. 5. 10 | |
| ラ ボ | 気体 | 電気設備の絶縁抵抗測定 1. | 給排気設備の自動起動監視盤, 制御盤, モータ等の絶縁抵抗測定を行い規定値以内であり, 異常のないことを確認した。 | 良 | 61. 9. 17, 18 | |
| | | フィルタの目視検査 2. | 排気設備のフィルタについては, プレフィルタは6ヶ月間に1回, HEPAフィルタは1年間に1回交換を行い, 異常のないことを確認した。又, HEPAフィルタ交換後は, DOPテストを行い捕集効率が規定値以内であることを確認した。 | 良 | 61. 12. 2~12. 16 | |
| 特 定 施 設 | 廃棄施設 | 風量・風向き測定 3. | HEPA フィルタの交換後, 建屋内の風向きの測定を行い, 各室入り口における気流が規定どおりに流れていることを確認した。 | 良 | 62. 1. 10 | |
| | | 機器等の作動試験 4. | 給排気設備の自動起動監視盤, 制御盤, ファンモータ, バタフライ弁等の作動試験を行い, 中央監視盤ユニット内及び動力制御盤内のリレー等20個に接点の劣化を認めためたので, 交換後正常に動作することを確認した。 | 良 | 61. 9. 17~9. 25 | |
| | 液 体 廃 棄 施 設 | 電気設備の絶縁抵抗測定 1. | 廃液貯溜設備の送水ポンプ, モータ, 制御盤の絶縁抵抗測定を行い, 規定値以内であり, 異常のないことを確認した。 | 良 | 61. 4. 12 | |
| | | 機器等の作動試験 2. | 排水ポンプ, 液面計, 警報器等の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 61. 4. 12 61. 9. 24, 25 | |
| 警 報 施 設 | 配管・弁等の点検 3. | 配管・弁等について水漏れの有無を点検した結果, 異常のないことを確認した。腐食状態については, 特に認められなかった。 | 良 | 61. 9. 24, 25 | | |
| | | 作動試験 | 電源設備, 気体廃棄設備, 液体廃棄設備, 給排水衛生設備の警報設備について作動試験を行い異常のないことを確認した。 | 良 | 61. 9. 17~9. 25 | |

Table 3.2.2 Results of Periodical Inspection on Installations in Fiscal 1987

| 区分 | 設備等 | 検査項目 | 検査結果 | 果 | 判定 | 検査月日 |
|---|------------------|-----------------------|--|--|----|---|
| ホ ッ ト ラ ボ 本 体 施 設 | ホットケープ | 1. 安全装置の作動試験 | 放射線遮蔽扉のインターロック装置, 予備排風機, セル内照明及びセル内パワーマニプレータ・ホイストについて, 作動試験等を行い, 異常のないことを確認した。 | 放射線遮蔽扉のインターロック装置, 緊急遮断弁, セル内照明及びセル内パワーマニプレータ・ホイストについて, 作動試験等を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 9. 1~10. 19 63. 1. 27~ 2. 2 ₄ |
| | | 2. 負圧計の作動試験 | 負圧監視装置について, ケープ前面負圧計及びコントロール室制御盤負圧計の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 負圧監視装置について, ケープ前面負圧計及びコントロール室制御盤負圧計の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 10. 1, 2 |
| | | 3. 放射線作業モニタの作動試験及び校正 | 放射線作業モニタ (インセルモニタ) について, 指示値の校正及びインターロック装置の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 放射線作業モニタ (インセルモニタ) について, 指示値の校正及びインターロック装置の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 9. 10~ 9. 24 |
| | | 4. 消火設備のガス圧及び消火剤の量の点検 | コンクリートケープの粉末消火設備 3 基について, 消火剤貯蔵容器, ガス容器, 起動装置, 制御装置等の点検及び加圧ガス, 絶縁抵抗, 消火剤の量等の総合点検を行い, 異常のないことを確認した。 | コンクリートケープの粉末消火設備 3 基について, 消火剤貯蔵容器, ガス容器, 起動装置, 制御装置等の点検及び加圧ガス, 絶縁抵抗, 消火剤の量等の総合点検を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 11. 26 |
| | | 5. 放射線遮蔽扉の点検 | コンクリートケープ No.1~ No.8 セルの背面扉 (A), 間仕切り扉 (B; C) について, 駆動装置, 扉の作動機構, 表示灯, 操作盤等の点検を行い, 異常のないことを確認した。 | コンクリートケープ No.1~ No.8 セルの背面扉 (A), 間仕切り扉 (B; C) について, 駆動装置, 扉の作動機構, 表示灯, 操作盤等の点検を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 8. 24~ 8. 25 |
| 設 | 警報設備 | 6. 付属機器の点検 | コンクリートケープ No.1~ No.8 セルのケープ付属機器のマニプレータ, ガンムゲート, 試料搬入装置, 給水, 圧空, 輸送容器等について, 各部の点検を行い, 異常のないことを確認した。 | コンクリートケープ No.1~ No.8 セルのケープ付属機器のマニプレータ, ガンムゲート, 試料搬入装置, 給水, 圧空, 輸送容器等について, 各部の点検を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 6. 22 62. 10. 14~12. 14 63. 2. 2 |
| | | 作動試験 | 負圧警報について, 作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 また, 通報設備 (ホットラポーネージング設備) について, 通報試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 負圧警報について, 作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 また, 通報設備 (ホットラポーネージング設備) について, 通報試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 10. 1, 2 63. 2. 13 |
| 放 管 理 | 線 用 設 備 | 機能点検 | 放射線モニタ及びハンドフットクロスマニタについては, 管理部放射線管理課が点検を行い, 異常のないことの報告がされている。 | 放射線モニタ及びハンドフットクロスマニタについては, 管理部放射線管理課が点検を行い, 異常のないことの報告がされている。 | 良 | 62. 5. 8~ 5. 12 62. 9. 14~ 9. 18 |

Table 3.2.2 (Continued)

| 区分 | 設備等 | 検査項目 | 検査結果 | 判定 | 検査月日 |
|------------------|----------------------------|-----------------------|---|----|----------------------------------|
| ホ ッ ト | 電源施設 | 絶縁抵抗測定及び 1. 接地抵抗測定 | 受配電設備(磁気遮断器, 変圧器, 配電盤等)及び負荷設備(制御盤, 電動機等)について, 絶縁抵抗測定を行い, 規定値以内であることを確認した。また, 受配電設備(磁気遮断器, スタック避雷針)について, 接地抵抗測定を行い, 規準値以内であることを確認した。 | 良 | 62. 4. 25 |
| | | 2. 非常用電源の 動作試験 | 機関, 発電機, 自動起動・発電機, 閉閉器, 付属装置・補機について, 点検を行い, 異常のないことを確認した。また, シークェンス, 自動起動, 負荷切り換え, 停止等の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 9. 21, 22 |
| | | 3. 保護継電器の 動作試験 | 高圧受電盤, 高圧き電盤, E.G系高圧受電盤及び低圧盤の保護継電器について, 各点検及び作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 4. 25 |
| ラ ボ リ ト | 気 体 廃 棄 施 設 | 1. 電気設備の 絶縁抵抗測定 | 給排気設備の空調制御盤, A. L. S 制御盤, 電動機等について, 絶縁抵抗測定を行い, 規定値以内であることを確認した。 | 良 | 62. 9. 21 |
| | | 2. フィルタの目視検査 | プレフィルタ及びHEPAフィルタについて, それぞれ交換を行い, 異常のないことを確認した。 なお, HEPAフィルタ交換後にDOPテストを行い, 捕集効率が規定値以内であることを確認した。 | 良 | 62. 6. 9, 10 62. 12. 7~12. 16 |
| | | 3. 風量・風向き測定 | 建屋内の風量, 風向について, HEPAフィルタの交換後に測定を行い, 各室の気流が規定どおりの方向に流れていることを確認した。 | 良 | 63. 2. 4 |
| | | 4. 機器等の作動試験 | 給排気設備のモータ, ファン, バタフライ弁等について, 作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 9. 22 |
| 定 施 設 | 液 体 廃 棄 施 設 | 1. 電気設備の 絶縁抵抗測定 | ホット排水ポンプのモータ, A. L. S制御盤について, 絶縁抵抗測定を行い, 規定値以内であることを確認した。 | 良 | 62. 4. 25 |
| | | 2. 機器等の作動試験 | 排水ポンプ, 液面計等について, 作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 5. 22~6. 18 |
| | | 3. 配管・弁等の漏洩点検 | 廃液タンク, 配管, 止弁等について, 水漏れの有無を点検した結果, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 5. 21~6. 18 |
| 警報施設 | | 作動試験 | 電源設備, 気体廃棄設備, 液体廃棄設備の警報設備について, 作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 62. 9. 21~9. 28 |

Table 3.2.3 Results of Periodical Inspection on Installations in Fiscal 1988

| 区分 | 設備等 | 検査項目 | 検査結果 | 判定 | 検査月日 |
|--------------------------------------|------------------|-----------------------|---|----|----------------------------------|
| ホ ッ ト ラ ボ 本 体 施 | 及び セル | 1. 安全装置の作動試験 | 放射線遮蔽扉のインターロック装置, 予備排風機, 緊急遮断弁, セル内照明及びセル内パワーマニプレータ・ホイスについて, 作動試験等を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 10. 5 元. 1. 20 |
| | | 2. 負圧計の作動試験 | 負圧監視装置について, ケーブ前面負圧計及びコントロール室制御盤負圧計の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 10. 5 元. 1. 20 |
| | | 3. 放射線作業モニタの作動試験及び校正 | 放射線作業モニタ (インセルモニタ) について, 指示値の校正及びインターロック装置の作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 元. 1. 30~2. 3 |
| | | 4. 消火設備のガス圧及び消火剤の量の点検 | コンクリートケーブの粉末消火設備 3 基について, 消火剤貯蔵容器, ガス容器, 起動装置, 制御装置等の点検及び加圧ガス, 絶縁抵抗, 消火剤の量等の総合点検を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 11. 16 |
| | | 5. 放射線遮蔽扉の点検 | コンクリートケーブ No.1 ~ No.8 セルの背面扉(A), 間仕切り扉(B : C) について, 駆動装置, 扉の作動機構, 表示灯, 操作盤等の点検を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 8. 22~8. 24 |
| | | 6. 付属機器の点検 | コンクリートケーブ No.1 ~ No.8 セルのケープ付風機器のマニプレータ, ガンマゲート, 試料搬入装置, 給水, 圧空, 輸送容器等について, 各部の点検を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 9. 30~10. 12 元. 1. 23 |
| 設 | 警報設備 | 作動試験 | 負圧警報について, 作動試験を行い, 異常のないことを確認した。 また, 通報設備 (ホットラボ一斉放送・ベージング設備) について, 通報試験を行い, 異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 10. 5 元. 1. 20 元. 3. 4 |
| 放 管 理 | 線 用 設 備 | 機能点検 | 放射線モニタ及びハンドフットクロモモニタについては, 管理部放射線管理課が点検を行い, 異常のないことの報告がされている。 | 良 | 63. 5. 27~6. 16 |

Table 3.2.3 (Continued)

| 区分 | 設備名 | 検査項目 | 検査結果 | 判定 | 検査月日 |
|----------------------------|----------------------------|-------------------|--|----|----------------------------------|
| ホ ッ ト | 電源施設 | 1. 絶縁抵抗測定及び接地抵抗測定 | 受配電設備（磁気遮断器、変圧器、配電盤等）及び負荷設備（制御盤、電動機等）について、絶縁抵抗測定を行い、規定値以内であることを確認した。また、受配電設備（磁気遮断器、スタック避雷針）について、接地抵抗測定を行い、規定値以内であることを確認した。 | 良 | 63. 7. 9 |
| | | 2. 非常用電源の作動試験 | 機関、発電機、自動起動・発電機、開閉器、付属装置・補機について、点検を行い、異常のないことを確認した。また、シーケンス、自動起動、負荷切り換え、停止等の作動試験を行い、異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 9. 26, 27 |
| | | 3. 保護継電器の作動試験 | 高圧受電盤、高圧き電盤、E G系高圧受電盤及び低圧盤の保護継電器について、各部分検及び作動試験を行い、異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 7. 9 |
| ラ ボ リ ト リ ヤ | 気 体 | 1. 電気設備の絶縁抵抗測定 | 給排水設備の空調制御盤、A.L.S 制御盤、電動機等について、絶縁抵抗測定を行い、規定値以内であることを確認した。 | 良 | 63. 9. 26~9. 28 |
| | | 2. フィルターの目視検査 | プレフィルタ及びHEPAフィルタについて、それぞれ交換を行い、異常のないことを確認した。なお、HEPAフィルタ交換後にDOPテストを行い、捕集効率が規定値以内であることを確認した。 | 良 | 63. 6. 7~6. 9 63. 12. 2~12. 8 |
| | | 3. 風量・風向き測定 | 建屋内の風量、風向について、HEPAフィルタの交換後に測定を行い、各室の気流が規定どおりの方向に流れていることを確認した。 | 良 | 元. 2. 6 |
| 特 定 施 設 | 液 体 廃 棄 施 設 | 4. 機器等の作動試験 | 給排水設備のモータ、ファン、バタフライ弁等について、作動試験を行い、異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 9. 26~9. 30 |
| | | 1. 電気設備の絶縁抵抗測定 | ホット排水ポンプのモニタ、A.L.S 制御盤について、絶縁抵抗測定を行い、規定値以内であることを確認した。 | 良 | 63. 9. 26~9. 28 |
| | | 2. 機器等の作動試験 | 排水ポンプ、液面計等について、作動試験を行い、異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 8. 2~8. 12 |
| 設 施 | 液 体 廃 棄 施 設 | 3. 配管・弁等の漏洩点検 | 廃液タンク、配管、止弁等について、水漏れの有無を点検した結果、異常のないことを確認した。 | 良 | 同 上 |
| | | 作動試験 | 電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備の警報設備について、作動試験を行い、異常のないことを確認した。 | 良 | 63. 9. 26~9. 28 |

Table 3.2.4 Decontamination Work in Fiscal 1986~1988

| 項 目 | | 年 度 | | |
|---------------------------|-----------|------|------|------|
| | | 61 | 62 | 63 |
| 立 入 除 染 日 数 | | 17 | 18 | 14 |
| 作 業 人 数 | | 219 | 254 | 258 |
| 廃棄物数 | カートンボックス | 451 | 389 | 396 |
| | フ ィ ル タ ー | 38 | 37 | 42 |
| 除 染 資 材 (%) | | 100 | 86 | 99 |
| 外 部 被 曝 線 量 (mrem/Man) | | 1.22 | 1.13 | 0.78 |

3.3 放射線管理

(1) 概要

61年度におけるホットラボ施設での放射線管理は、照射済試料等の取扱い及び各種放射線作業に対するものであった。放射線作業員の被曝、放射性汚染及び放射性物質等の排出等、放射線安全上問題となるものはなかった。

62年度においても前年同様の各種放射線作業が実施されたが、放射線安全上問題となるものはなかった。

63年度においても前年同様の各種放射線作業が実施されたが、放射線安全上問題となるものはなかった。

なお、61年においてホットラボ放射線モニタの更新が実施された。

(2) 放射線作業時の管理

61年度における主な放射線作業は、セル内立入除染作業、排気系フィルター交換作業、照射済試料及び高レベル廃棄物搬出作業、JMTR使用済燃料に係る一連の作業などであった。放射線作業中の最大被曝はセル立入除染によるものであったが、許容量値を十分下回る値であった。また、異常な空気汚染、表面汚染及び放射線量率は認められなかった。

62年度においても前年同様の各種放射線作業の他にBOCAキャプセルの洗浄装置が設置され、確証試験を実施したが、異常な被曝線量、空気汚染等は認められなかった。

63年度においても前年同様の各種放射線作業が実施されたが、異常な被曝線量、空気汚染等は認められなかった。

(3) 排気及び排水の管理

(イ) 排出放射性塵埃及びガス

61年度は照射キャプセル解体作業に伴い、 ^{125}Sb が、燃料試料のガス分析に伴い ^{85}Kr が放出されたが、排気口における平均濃度及び排出放射能は保安規定に定められた管理基準値を超える排出はなかった。

62年度はBOCAキャプセル外筒管切断作業に伴い ^{41}Ar が、キャプセル外筒管切断作業時に ^{124}Sb 、 ^{125}Sb が放出されたが、管理基準値を超える排出はなかった。

63年度は照射済キャプセル解体作業に伴い ^{85}Kr が放出されたが、管理基準値を超える排出はなかった。

Table 3.3.1 にホットラボ排気口より排出された放射性塵埃及びガスの年間平均濃度並びに年間排出量を示す。

(ロ) 排出放射性廃液

61年度にホットラボ施設内廃液タンクよりJMTRタンクヤード内タンクに送水された廃液濃度の最高値は $3.4 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、年間送水量は $3.0 \times 10^2 \text{m}^3$ 、放射能は $2.4 \times 10^1 \text{mCi}$ であった。

62年度の最高濃度は $1.3 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、年間送水量は $5.9 \times 10^2 \text{m}^3$ 、放射能は $1.1 \times 10^1 \text{mCi}$ であり、前年に比べ送水量は約2倍となっているが、低濃度のものが多かったため、放射エネルギーは約半分の値となった。

63年度はほぼ61年度並みの排出実績であった。

Table 3.3.2 に廃液の排出状況を示す。

(イ) 施設からの搬出物

61年度におけるホットラボ施設からの年間搬出数は照射済 RI 試料が100個、核燃料物質が6個、高レベル廃棄物が96個であった。照射済 RI 試料及び核燃料物質の主な搬出先は東北大金材研、東海研アイソトープ製造課などであり、搬出時に運搬基準を超えるものはなかった。JMTR 使用済燃料輸送が12月に実施された。

62年度は、照射済 RI 試料が81個、核燃料物質が5個、高レベル廃棄物が64個、使用済燃料輸送が1回実施され、いずれも運搬基準を超えるものはなかった。

63年度は、照射済 RI 試料が77個、核燃料物質が5個、高レベル廃棄物が57個、使用済燃料輸送が1回実施され、いずれも運搬基準を超えるものはなかった。

(4) 個人被曝の管理

61年度における従事者等の被曝管理対象者は192人であり、年間最大被曝線量は90mrem、平均は6mremであった。保安規定に定める管理基準を超える被曝はなかった。

62年度の対象者は212人であり、年間最大被曝線量は70mrem、平均は3mremであった。保安規定に定める管理基準を超える被曝はなかった。

63年度の対象者は197人であり、年間最大被曝線量は70mrem、平均は3mremであった。大型廃棄物切断作業における手先の局部被曝は最大1.9remであった。いずれも保安規定に定める管理基準を超える被曝はなかった (Table 3.3.3 参照)。

内部被曝受検者はいずれの年度においても、全て検出限界値未満であった。

(5) ホットラボ放射線モニタの更新

61年度にホットラボ放射線モニタの更新整備を実施した。主な変更内容は① γ 線エリアモニタを2台増設し、概設2台を移設した。②排気ガス中の β 核種の監視を強化するため、電離箱式ガスモニタを追加した。③互換性及び品質保証等の向上のため原研モジュール方式とし、 γ 線エリアモニタの検出器を電離箱型からGM管型に変更した。④エアサンプリング端の増設と位置変更、エアサンプリング方式をサンプラー型からルーツフロア方式に変更し、集中化を図った。

Table 3.3.1 Radioactivity and Concentration of Exhaust in Fiscal 1986~1988

| 年 度 | 項 目 施設名 | 排 出 塵 埃 | | 排 出 ガ ス | | | |
|-----|------------|--|-------------------------------|---------------------------|--|-------------------------------------|----------------------------------|
| | | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年間排出放射能 (μCi) | 主 な 核 種 | 年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) | 年 間 排 出 放 射 能 (μCi) | 主 な 核 種 |
| 61 | ホットラボ | $\alpha : < 5.9 \times 10^{-15}$ | 0 | — | $< 2.4 \times 10^{-7}$ | 2.5×10^4 | ^{85}Kr |
| | スタック | $< 2.8 \times 10^{-14}$ | 2.3 | ^{125}Sb | | | |
| 62 | ホットラボ | $\alpha : < 2.1 \times 10^{-15}$ | 0 | — | $< 2.4 \times 10^{-7}$ | 3.7×10^4 | $^{41}\text{Ar}, ^{85}\text{Kr}$ |
| | スタック | $< 2.8 \times 10^{-14}$ | 4.3 | $^{124}, ^{125}\text{Sb}$ | | | |
| 63 | ポットラボ | $\alpha : < 2.1 \times 10^{-15}$ | 0 | — | $< 2.4 \times 10^{-7}$ | 8.9×10^2 | ^{85}Kr |
| | スタック | $< 2.8 \times 10^{-14}$ | 0 | — | | | |

(ホットラボ)

注) 1. α の記号のないものは、 β (γ) 放射能。

2. 年間平均濃度および年間排出放射能は次のように算出した。

年間平均濃度 : 年間排出放射能を1年間連続して排風機を運転した場合の年間総排気量で除した値。ただし、その値が検出限界濃度より小さい場合は“< (検出限界濃度値)”と記入。

年間排出放射能 : 検出限界濃度値未満のものは排出量を0として1年間集計した値。

Table 3.3.2 Radioactivity and Concentration of Liquid Waste in Fiscal 1986~1988

(ホットラボ)

| 年度 | JMTRタンクヤードへ送水 | | | 廃棄物処理場へ搬出 | | | | | |
|----|----------------------------|--------------------|---|-----------------------|----------------------|---------------------------------------|-----------------------|-------------------|--------------------------------------|
| | 年間送水量 (m ³) | 放射能 (μ Ci) | 核種 | 廃油 | | その他廃液 | | 核種 | |
| | | | | 排出量 (m ³) | 放射能 (μ Ci) | 核種 | 排出量 (m ³) | | 放射能 (μ Ci) |
| 61 | 3.0×10^2 | 2.0×10^4 | ⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs ⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb ¹⁴⁴ Ce- ¹⁴⁴ Pr | 6.1×10^{-2} | 1.2×10^{-1} | ⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs | 1.7×10^{-2} | 3.3 | ⁵⁴ Mn ⁶⁰ Co |
| 62 | 5.9×10^2 | 1.1×10^4 | ⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs ⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb ¹⁴⁴ Ce- ¹⁴⁴ Pr | 0 | 0 | — | 5.0×10^{-2} | 4.9×10^1 | ⁵⁴ Mn ⁶⁰ Co |
| 63 | 3.1×10^2 | 1.6×10^4 | ⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs ⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb ¹⁴⁴ Ce- ¹⁴⁴ Pr | 0 | 0 | — | 1.1×10^{-2} | 1.6×10^1 | ⁵⁴ Mn ⁶⁰ Co |

注) 1. 排放射能 : 検出限界濃度未満の廃液は、検出限界濃度に相当する放射能が排出されたものとして集計した。
 2. 廃棄物処理場への排出は10ℓまたは20ℓポリビンに廃液等を入れ、ジープトレーラにより搬出した。

Table 3.3.3 State of External Exposure through a year of Workers in Fiscal 1986~1988

(ホットラボ)

| 年 度 | 作業区分 | 従事者数 の人数 | 全身被曝線量分布 (人) | | | | | | 平均被曝線量 (rem) | 最大被曝線量 (rem) | 集団被曝線量 (person・ rem) |
|-----|---------|-------------|--------------|------------------------|------------------------|------------------------|----------------|---|-----------------|-----------------|----------------------------|
| | | | 検出限界 線量未満 | 0.02rem以上 0.10rem未満 | 0.10rem以上 0.30rem未満 | 0.30rem以上 1.00rem未満 | 1.00rem 以 上 | | | | |
| 61 | 職 員 等 | 30 | 25 | 5 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.008 | 0.06 | 0.25 |
| | 外来研究員等 | 5 | 5 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| | 請 負 業 者 | 157 | 144 | 13 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.005 | 0.09 | 0.82 |
| | 研 修 生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| | 全 作 業 者 | 192 | 174 | 18 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.006 | 0.09 | 1.07 |
| 62 | 職 員 等 | 32 | 29 | 3 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.002 | 0.03 | 0.07 |
| | 外来研究員等 | 5 | 5 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| | 請 負 業 者 | 175 | 160 | 15 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.07 | 0.53 |
| | 研 修 生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| | 全 作 業 者 | 212 | 194 | 18 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.07 | 0.60 |
| 63 | 職 員 等 | 31 | 29 | 2 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.07 | 0.09 |
| | 外来研究員等 | 4 | 4 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| | 請 負 業 者 | 162 | 148 | 14 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.06 | 0.45 |
| | 研 修 生 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.000 | 0.00 | 0.00 |
| | 全 作 業 者 | 197 | 181 | 16 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0.003 | 0.07 | 0.54 |

注) 職 員 等 : 職員、特別研究員などをいう。
 外来研究員等 : 動燃からの派遣者、協力研究員などをいう。

4. JMTRの利用状況

4.1 照射利用状況

JMTRには種々の照射目的に対応できるように、Table 4.1.1に示すような照射設備が設置されている。これらの設備を利用した利用状況を、61年度から63年度の各年度毎に、利用者別、利用目的別に分類してFig. 4.1.1～4.1.6に示す。

利用者別では原研内の利用割合が多くなってきており、利用目的別では軽水炉関係の利用割合が多くなってきている。以下に各年度毎の主な利用状況をのべる。

(1) 61年度の照射利用状況

① 原子炉圧力容器加圧熱衝撃実証試験

原子炉圧力容器の加圧熱衝撃試験は、米国における1978年のRancho Seco 1号炉の過冷却事象及び1979年のThree Mile Island 2号炉の事故等に関連して取り上げられたものである。

照射試験は、原子炉圧力容器鋼材の長期使用後における破壊靱性を把握し、加圧熱衝撃に対する原子炉圧力容器の健全性を評価するために、原子炉圧力容器鋼材のシリーズ照射（13キャプセル）を行うものであり、59年度（第67サイクル）から実施している。

照射条件は、中性子照射量（ $E > 1\text{MeV}$ ） $6 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 、 $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ の2レベル、照射温度 $290 \pm 10^\circ\text{C}$ を目標としている。

これらのキャプセルは、全試料の温度を $290 \pm 10^\circ\text{C}$ に維持するために、真空温度制御法と電気ヒータ温度制御法を併用している。

61年度新たに照射を開始したキャプセルは1本であり、照射を終了したキャプセルは6本であった。照射試験は本年度第75サイクルをもって、予定された13キャプセルについてすべて終了した。

② 新型転換炉用構造材料照射試験

ATR燃料集合体用材料の中性子照射による材料特性の変化及び保持力の変化を把握するために、照射が行われた。

③ 高速炉用構造材料照射試験

FBR用構造材料の改良SUS 304の照射後クリープ特性に及ぼす不純物の影響を把握するために、照射が行われた。

④ 国公立大学による共同利用照射試験

全国の国立大学教官が東北大学金属材料研究所付属材料試験炉利用施設を通して、毎年定期的にJMTRで照射試験を実施しているものである。

照射試験の内容は、基礎研究のほか、核融合炉関係、高速炉関係、軽水炉関係、高温ガス炉関係と広い範囲に及んでいる。

従って、照射条件も中性子照射量は $\sim 10^{17} \text{n/cm}^2$ から $\sim 10^{21} \text{n/cm}^2$ 、照射温度は約 50°C から $1,000^\circ\text{C}$ と多種多様である。

照射試験は、毎年キャプセルが5～6本、水カラビットが約40本継続的に実施されている。

⑤ 黒鉛材料のクリープ測定照射

高温工学試験研究炉用炉心材料としての黒鉛材料の炉内クリープ試験が行われた。

⑥ 核融合炉用燃料トリチウムの製造技術開発

核融合材料として使用するトリチウムの製造技術開発の照射試験が、本年度も実施された。

⑦ OWL-2による照射

新炉内管の据付が完了し、既設装置への接続を行ったのちの検査にも合格して、第76サイクルから照射実験を開始した。

⑧ NSRR 試験燃料の照射試験

原子炉事故時の燃料挙動を実炉条件で行うために、NSRRにおけるバーンアップ試験に使用する試験燃料のベース照射を実施している。毎年数本の照射を開始しており、61年度も新たに5本の照射を開始した。

⑨ ラジオアイソトープの製造

キャプセルによるRIの製造を継続的に実施しているが、ラビットによる照射も9本実施された。

⑩ BWR 高性能燃料出力急昇試験

発電炉において1サイクル照射された燃料セグメントの出力急昇試験が、第77サイクルにて2本実施された。

(2) 62年度の照射利用状況

① 国公立大学による共同利用照射実験

前年度と同様な照射試験に利用されており、運転サイクル数が少なかったにもかかわらず、水カラビットによる利用本数が多かった。

② BWR 高性能燃料出力急昇試験

発電炉において2サイクル照射された燃料セグメントの出力急昇試験が開始され、第80サイクルに2本、第81サイクルに1本の合計3本実施された。今後数年間にわたって毎年度数本の試験が実施される予定である。

③ 圧力容器用鋼材照射試験

原研とIAEAの協力研究による原子炉圧力容器用鋼材(A533B Class 1)の照射試験がキャプセルで2本実施された。

④ NSRR 試験用燃料の照射試験

今年度は新たに4本の照射が開始された。

⑤ 高速炉用構造材料照射試験

FBR用構造材料の改良SUS304鋼の照射が本年度も1本実施された。

(3) 63年度の照射利用状況

① 国公立大学による共同利用照射実験

前年度と同様な照射試験に利用されたが、今年度特筆すべきこととして、実験目的上従来の照射方法と異った条件での照射を行いたいとの強い要望があり、利用者、設計者等を含めて技術開発をした。その結果第82サイクルにおいて、原子炉の出力上昇前に照射試料の温度を希望

温度まで昇温し、原子炉出力低下後に降温する方式、いわゆる一定温度照射キャプセルの開発、試験に成功した。

② BWR 高性能燃料出力急昇試験

発電炉で2サイクル照射された燃料セグメントの出力急昇試験が前年度から開始され、第82サイクルに2本、第85サイクルに2本の合計4本実施された。

③ 圧力容器用鋼材照射

原研とIAEAの協力研究による原子炉圧力容器鋼材（A 533B Class 1）の照射試験が、今年度は3本実施された。

④ NSRR 試験用燃料の照射試験

今年度は新たに3本の照射が開始された。本照射試料は、照射済被覆管を使用した燃料であり、キャプセルへの組立及び検査は、JMTRホットラボのセル内にて行ったものである。また、本照射試験は昭和56年度から開始され、毎年数本の新規照射を開始し、合計29本の照射を実施しているが、今年度初めて4本のキャプセルについて照射を終了した。

新規照射開始は本年度をもって終了し、今後は長期照射計画に従って毎年度数本のキャプセルについて照射を終了する予定である。

⑤ LEU ミニプレートの照射試験

JMTRの低濃縮燃料開発の一環として、低濃縮シリサイド燃料をミニプレートにして、今年度2本照射した。

⑥ OWL-2による照射

第76サイクルから照射試験を再開したが、設備の老朽化等の要因と照射試験計画の調整により、第86サイクル終了後に試料を取り出した。今後はOWL-2照射設備を撤去する計画であり、新たな照射試料を装荷する予定はない。

⑦ 黒鉛材料のクリープ測定照射

今年度照射を開始した黒鉛材料のクリープ測定用キャプセルの照射試験で、試料にかけている荷重を検出する信号が破断状態を示したため、利用者及び設計者を含めて検討し、予定より照射期間を2サイクル短縮し、第86サイクルをもって照射試験を終了した。

⑧ 飽和温度制御による照射試験

従来からの技術である電気ヒータ温度制御、真空温度制御以外の温度制御キャプセルとして、水の飽和温度を利用した照射用キャプセルを開発し、第83サイクルに照射を開始した。しかし、ボイドの変化によると思われる原子炉制御系への影響が表われたため、予定を変更して照射開始直後に原子炉から取り出した。今後原因等を究明後、再び照射試験を開始する予定である。

Table 4.1.1 Classification of Irradiation Facilities

| | | | | |
|--------|--|--|---|---|
| | 水力ラビット | キャプセル | ループ | BOCA/OSF-1 |
| 照射時間 | 1分以上 | 1サイクル単位 | 1サイクル単位 | 1サイクル単位 |
| 冷却材雰囲気 | 軽水 | 軽水 | 軽水, ヘリウムガス | 軽水 |
| 冷却材温度 | 約 40 °C | 約 50 °C | 130 ~ 1,000 °C | 約 50 °C |
| 冷却材圧力 | 0~10kg/cm ² G | 約 14kg/cm ² G | 30~150kg/cm ² G | 73kg/cm ² G |
| 最大発熱量 | 20kW | 100kW | 850kW | 24kW |
| 最大試料寸法 | φ 26 × 120 l | φ 36 × 750 l | φ 118 × 750 l | φ 30 × 400 l |
| 特徴 | <ul style="list-style-type: none"> ・短時間照射ができる ・原子炉運転中に挿入・取出しができる | <ul style="list-style-type: none"> ・照射目的に応じ寸法, 形状, 照射温度などを巾広く変えて照射できる | <ul style="list-style-type: none"> ・動力炉と同等の冷却材条件で照射できる | <ul style="list-style-type: none"> ・出力急昇試験ができる |
| 利用目的 | RI 製造 基礎研究 | RI製造, 基礎研究, 動力炉, 核融合開発 | 動力炉の開発 | 軽水炉燃料の出力急昇試験 |

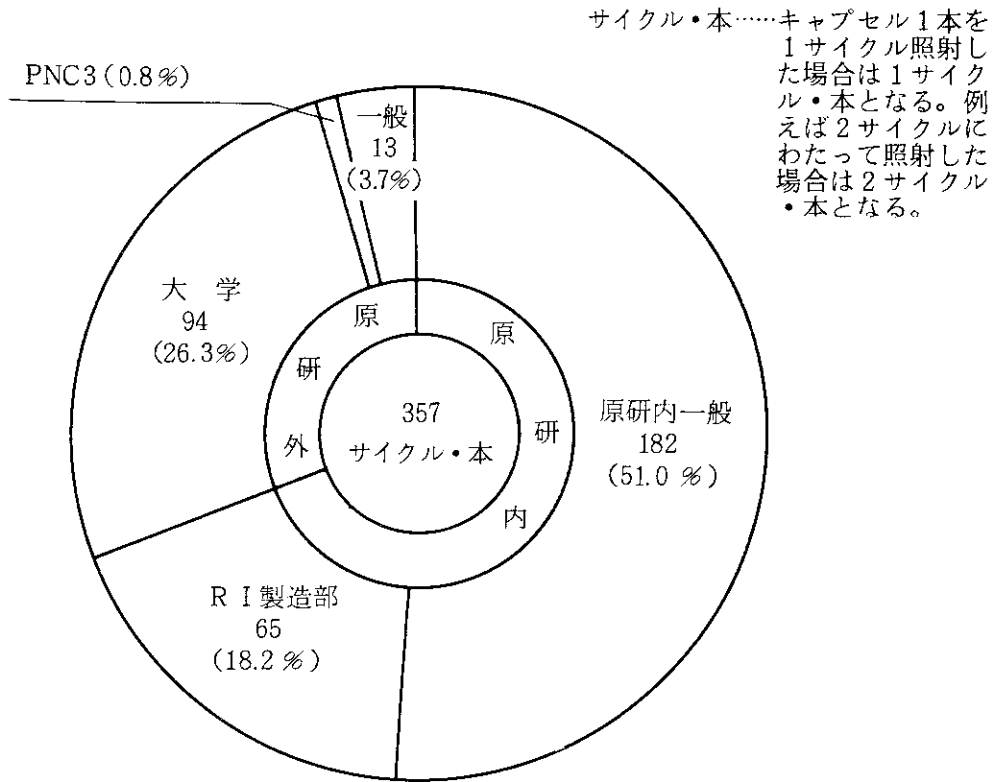


Fig. 4.1.1 Numbers of Cases of Utilization Classified by Users in Fiscal 1986

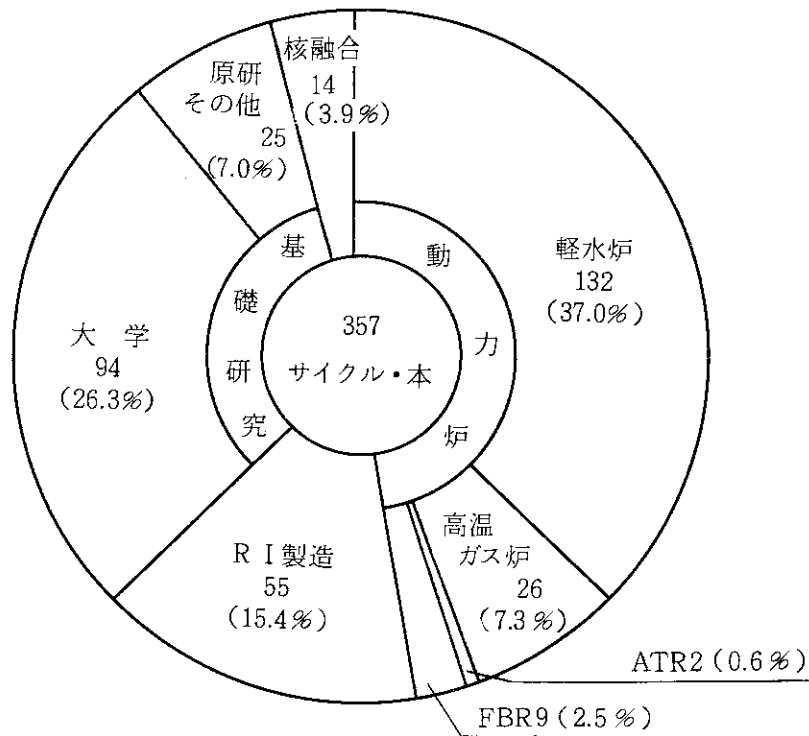


Fig. 4.1.2 Numbers of Cases of Utilization Classified by Irradiation Purposes in Fiscal 1986

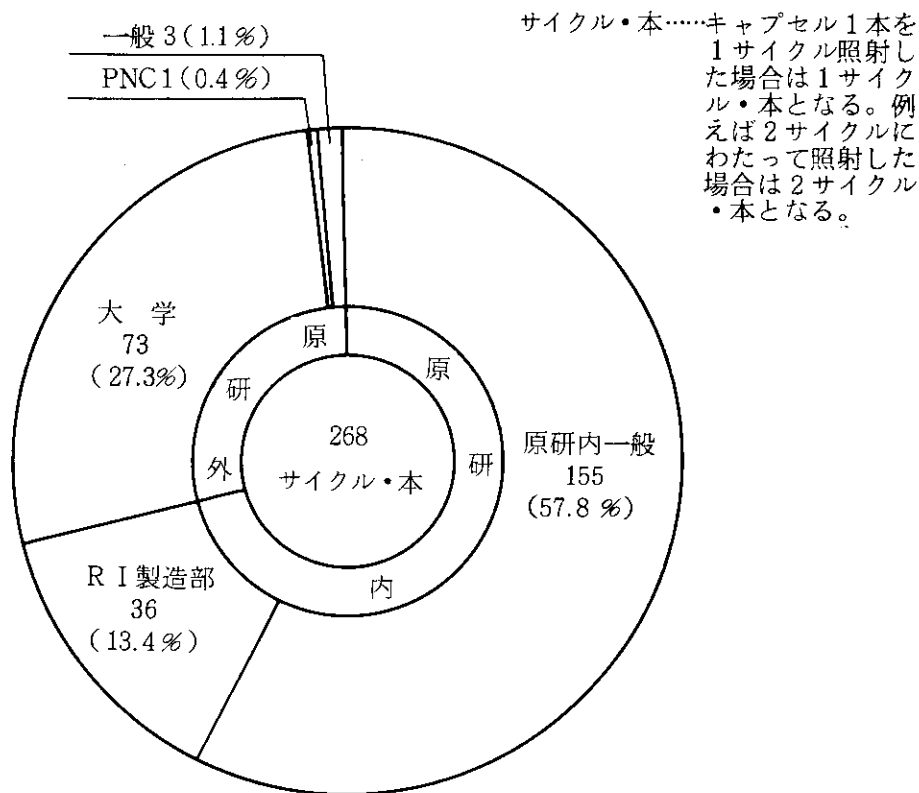


Fig. 4.1.3 Numbers of Cases of Utilization Classified by Users in Fiscal 1987

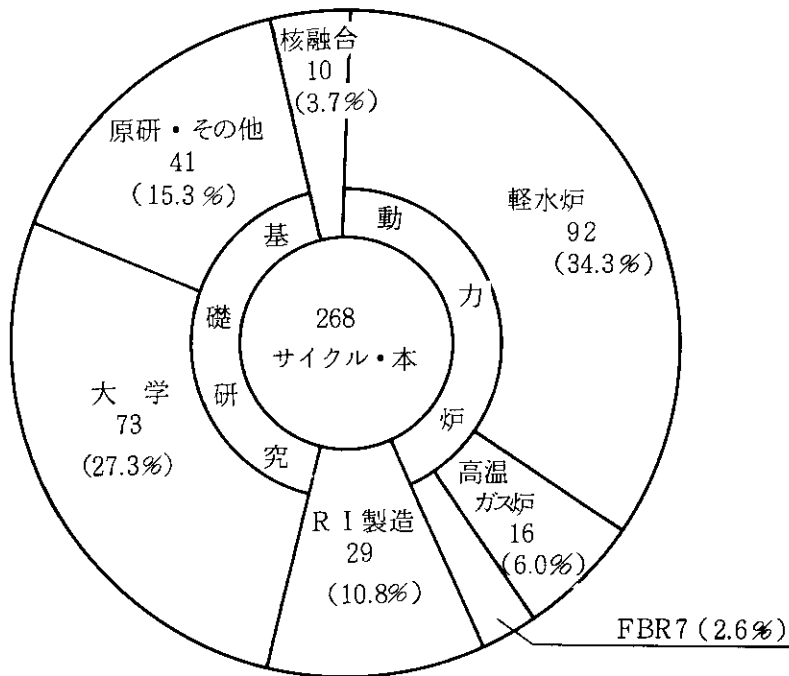


Fig. 4.1.4 Numbers of Cases of Utilization Classified by Irradiation Purposes in Fiscal 1987

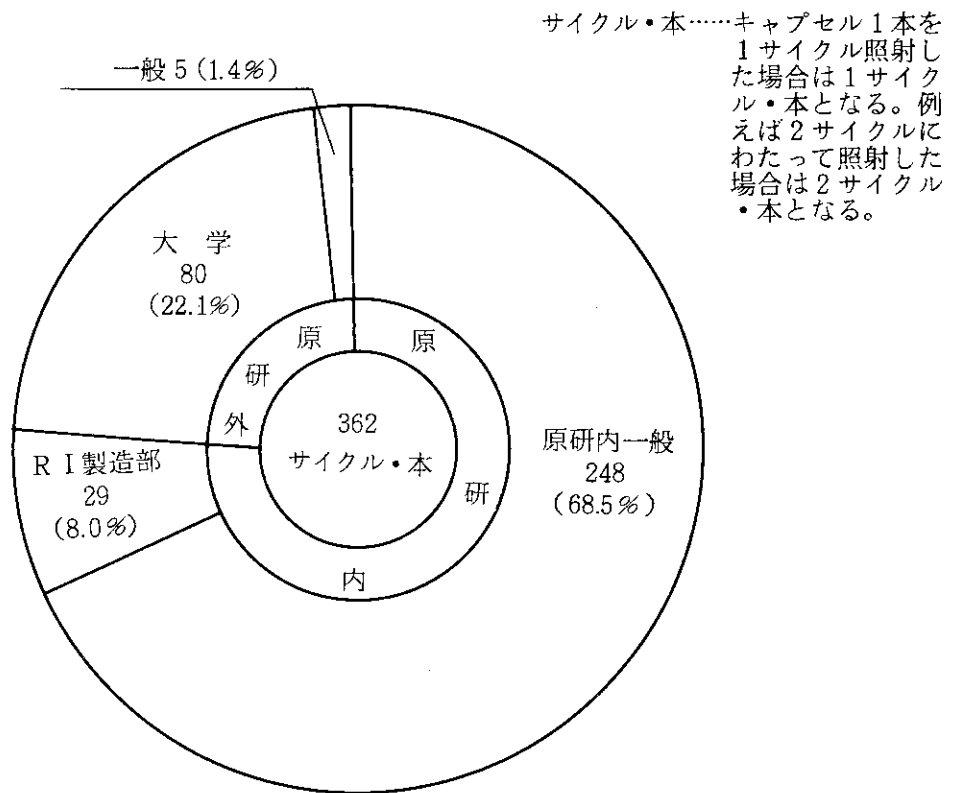


Fig. 4.1.5 Numbers of Cases of Utilization Classified by Users in Fiscal 1988

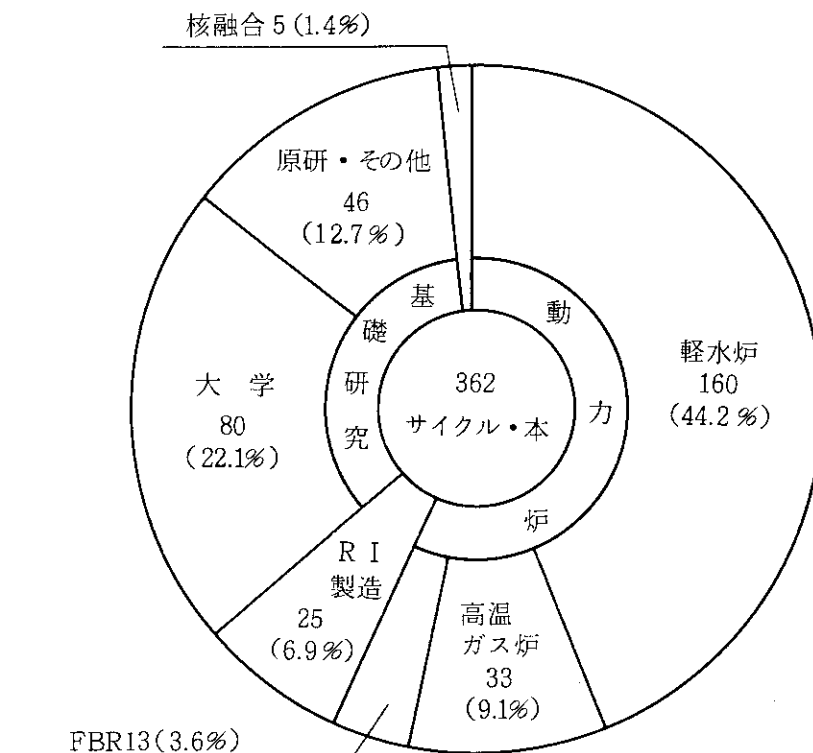


Fig. 4.1.6 Numbers of Cases of Utilization Classified by Irradiation Purposes in Fiscal 1988

4.2 照射後試験

(1) 61年度

61年度にホットラボにおいて照射後試験を実施した照射済キャプセル等の数は、117件であった。

照射済キャプセル等を燃料キャプセル等と材料キャプセル等に分類すると、材料キャプセル等は燃料キャプセル等の約3.7倍であった。その内訳をFig. 4.2.1に示す。

また、照射済キャプセル等を照射後試験の利用者ごとに分類すると、所内利用者は所外利用者の約2.8倍であった。その内訳をFig. 4.2.2に示す。

61年度に実施した主な照射後試験の内容は、次のとおりである。

① 低濃縮ウラン（LEU）ミニプレート及び中濃縮ウラン（MEU）燃料要素の照射後試験

LEUミニプレートについては、プリスター試験後の金相及びXMA試験、引張試験片の搬出、試験済試料の廃棄等を実施した。

また、MEU燃料要素については、ガンマスキャン、酸化膜測定、寸法測定等を実施した後、破壊試験は中止しNa3カナル内に保管した。

② 軽水炉用燃料の照射後試験

実用炉にてベース照射した高性能セグメント燃料について、出力急昇試験前のBOCAキャプセル組立及び出力急昇試験後のBOCAキャプセル解体、外観検査、X線検査、ガンマスキャン等を実施した。

また、JMTRでベース照射した燃料について、出力急昇試験後のBOCAキャプセル解体、外観検査、X線検査、ガンマスキャン、寸法測定、渦流探傷試験、ギャップ測定、ガス量測定及びガス分析、金相試験、XMA試験等を実施した。

③ 高温ガス炉用燃料の照射後試験

照射済被覆粒子燃料（JRR-2で照射）のXMA試験及び照射済燃料キャプセルの解体、外観検査、X線検査、搬出等を実施した。

④ 核融合炉及び高温ガス炉用材料の照射後試験

核融合炉用ステンレス鋼及びモリブデン合金試料について、真空高温引張試験、金相試験等を実施した。

また、高温ガス炉用Fe-Ni-Cr合金及びハステロイ- XR試料について、真空高温引張試験、XMA試験等を実施した。

⑤ ATR実証炉用材料の照射後試験

圧力管延長部材について、外観検査、寸法測定、衝撃試験、真空高温引張試験、曲げ試験、硬さ試験、金相試験等を実施した。

⑥ 照射済試料及びRI試料の搬出

照射済試料26体（燃料6体、材料20体）及びRI試料25体を他の施設に搬出した。

(2) 62年度

62年度にホットラボにおいて照射後試験を実施した照射済キャプセル等の数は、136件であった。

照射済キャプセル等を燃料キャプセル等と材料キャプセル等に分類すると、材料キャプセル等は燃料キャプセル等の約2.0倍であった。その内訳をFig. 4.2.3に示す。

また、照射済キャプセル等を照射後試験の利用者ごとに分類すると、所内利用者は所外利用者の約2.9倍であった。その内訳をFig. 4.2.4に示す。

62年度に実施した主な照射後試験の内容は、次のとおりである。

① 軽水炉用燃料の照射後試験

実用炉にてベース照射した高性能セグメント燃料について、出力急昇試験前のBOCAキャプセル組立及び出力急昇試験後のBOCAキャプセル解体、外観検査、X線検査、ガンマスキャン、搬出及び搬入等を実施した。

また、JMTRでベース照射した燃料について、出力急昇試験前のBOCAキャプセル組立及び出力急昇試験後のBOCAキャプセル解体、外観検査、X線検査、ガンマスキャン、寸法測定、渦流探傷試験、ガス量測定及びガス分析、金相試験、XMA試験等を実施した。

② 高温ガス炉用燃料の照射後試験

照射済燃料キャプセルの解体、外観検査、X線検査、搬出等を実施した。

③ 核融合炉用材料の照射後試験

核融合炉用ステンレス鋼及びモリブデン合金試料について、真空高温引張試験、金相試験、XMA試験等を実施した。

④ ATR実証炉用材料の照射後試験

ATR燃料集合体用ジルコニウム合金試料について、外観検査、真空高温引張試験、バネ定数測定等を実施した。

⑤ 基礎研究用材料の照射後試験

セラミック及び形状記憶合金等の試料について、電気抵抗測定、曲げ試験、真空高温引張試験、金相試験、硬さ試験、XMA試験等を実施した。

⑥ 照射済試料及びRI試料の搬出

照射済試料26体（燃料12体、材料14体）及びRI試料17体を他の施設に搬出した。

(3) 63年度

63年度にホットラボにおいて照射後試験を実施した照射済キャプセル等の数は、143件であった。

照射済キャプセル等を燃料キャプセル等と材料キャプセル等に分類すると、材料キャプセル等は燃料キャプセル等の約2.7倍であった。その内訳をFig. 4.2.5に示す。

また、照射済キャプセル等を照射後試験の利用者ごとに分類すると、所内利用者は所外利用者の約4.5倍であった。その内訳をFig. 4.2.6に示す。

63年度に実施した主な照射後試験の内容は、次のとおりである。

① 軽水炉用燃料の照射後試験

実用炉にてベース照射した高性能セグメント燃料について、出力急昇試験前のBOCAキャプセル組立及び出力急昇試験後のBOCAキャプセル解体、外観検査、X線検査、線量測定、搬出及び搬入等を実施した。

また、JMTRでベース照射した燃料あるいは新燃料について、出力急昇試験前のBOCAキャ

プセル組立，金相試験，XMA 試験，マイクロガンマスキャン等を実施した。

② NSRR 試験燃料の照射後試験

再照射用燃料試料について，溶接，X線検査，He リーク試験，寸法測定，渦流探傷試験，キャプセルの組立等を実施した。

また，JMTRにて長期照射した燃料試料について，キャプセル解体，外観検査，X線検査，渦流探傷試験，ガンマスキャン，寸法測定，搬出等を実施した。

③ 核融合炉及び高温ガス炉用材料の照射後試験

核融合炉用モリブデン合金試料について，真空高温引張試験，金相試験等を実施した。

また，高温ガス炉用インコロイ 800H 試料について，クリープ試験を実施した。

④ ATR 実証炉用材料の照射後試験

ATR 燃料集合体用ジルコニウム合金試料について，真空高温引張試験，金相試験，硬さ試験等を実施した。

⑤ 基礎研究用材料の照射後試験

セラミック及び形状記憶合金等の試料について，熱処理，電気抵抗測定，引張試験，金相試験，硬さ試験，XMA 試験，破壊靱性試験，衝撃試験等を実施した。

⑥ 照射済試料及びRI 試料の搬出

照射済試料20体（燃料7体，材料13体）及びRI 試料26体を他の施設に搬出した。

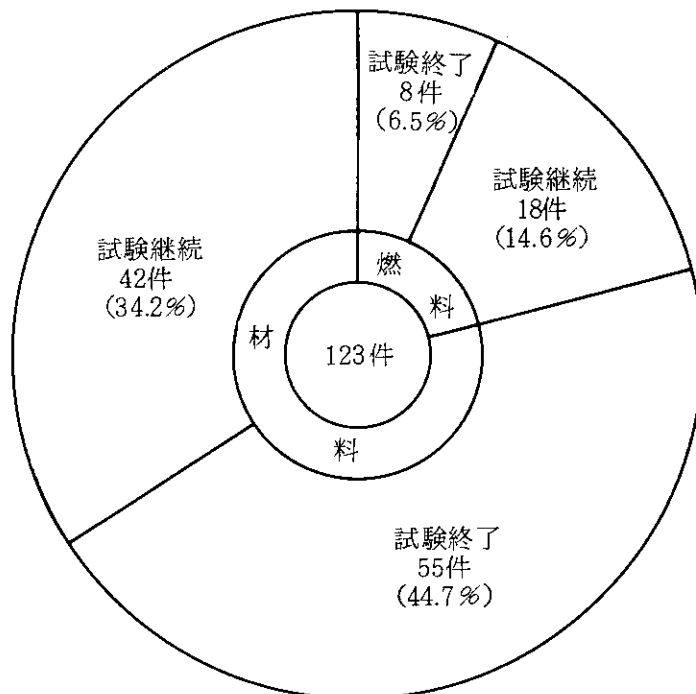


Fig. 4.2.1 Progress of PIE for Capsules of Fuels and Materials in Fiscal 1986

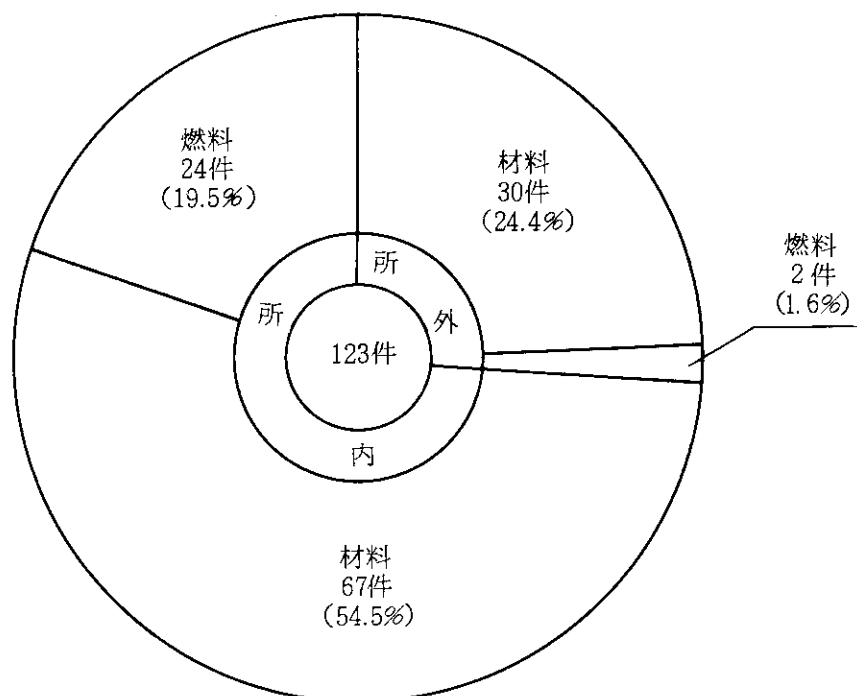


Fig. 4.2.2 Relation of Clientele and Capsules in Fiscal 1986

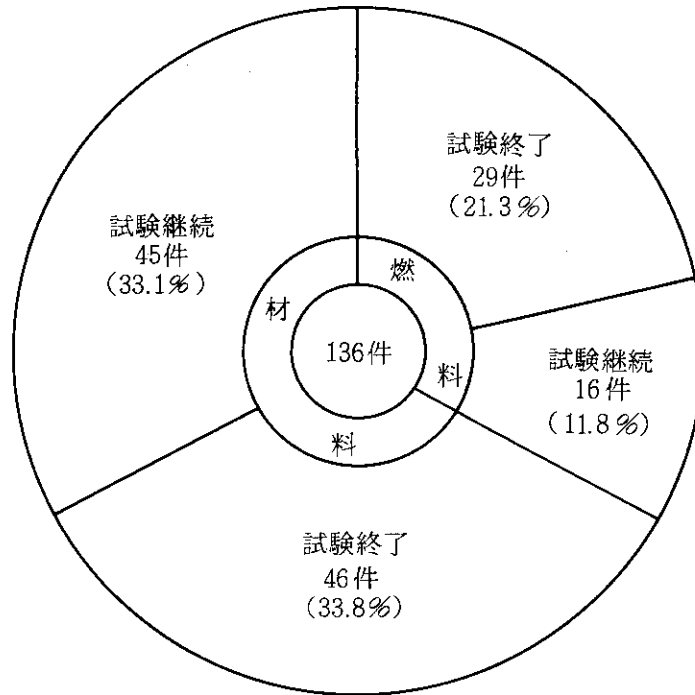


Fig. 4.2.3 Progress of PIE for Capsules of Fuels and Materials in Fiscal 1987

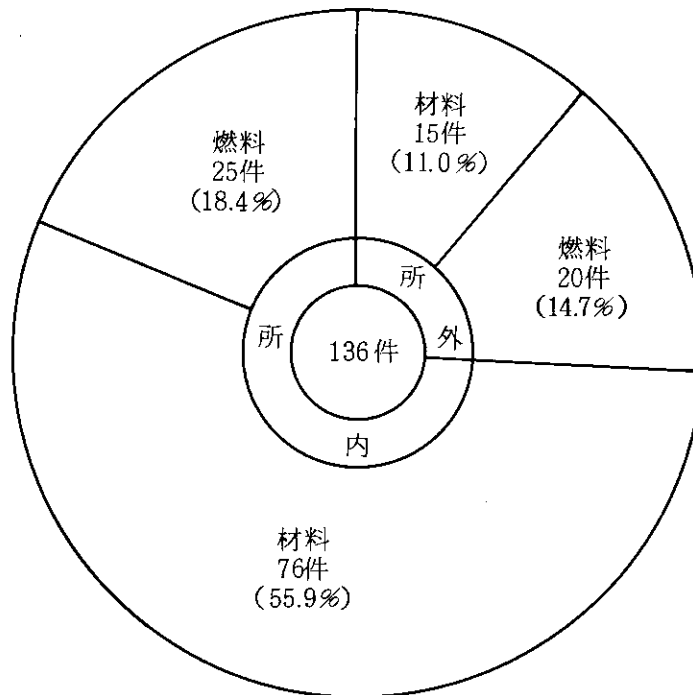


Fig. 4.2.4 Relation of Clientele and Capsules in Fiscal 1987

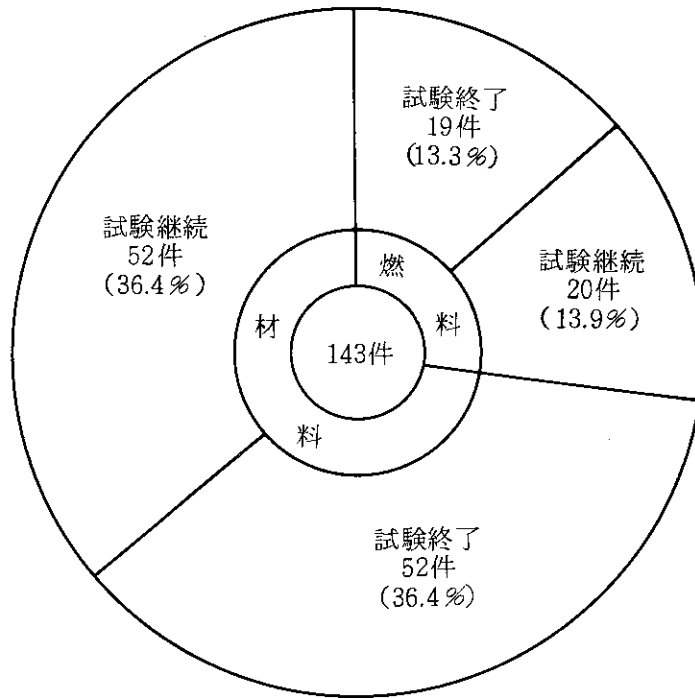


Fig. 4.2.5 Progress of PIE for Capsules of Fuels and Materials in Fiscal 1988

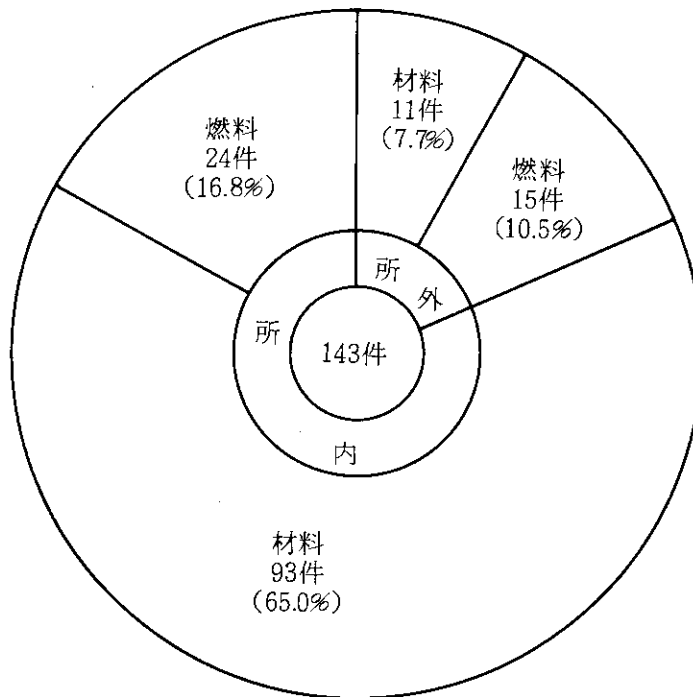


Fig. 4.2.6 Relation of Clientele and Capsules in Fiscal 1988

5. JMTRCの運転管理

5.1 運 転

61年度、62年度及び63年度の運転実績を Table 5.1.1 に示す。

5.2 保守整備

(1) 日常・月例点検

保安規定に定められている施設の巡視、点検及び性能検査を実施し、異常はなかった。

(2) 定期自主検査

61年度の定期自主検査は10月21日から11月28日、62年度は10月12日から11月18日まで、63年度は10月3日から11月22日に実施した。

(3) 定期検査

61年度の定期検査（立会い）は11月26、27日、62年度は11月17日、18日及び12月10日、63年度は11月17日、18日に実施した。

5.3 燃料管理

JMTRC用燃料要素の使用状況を Table 5.3.1 に示す。

5.4 放射線管理

61年度、62年度及び63年度の JMTRC に係わる従事者、随時立入者を Table 5.4.1 に、被爆状況を Table 5.4.2 に示す。

Table 5.1.1 Operation JMTRC in FY 1986~1988

| | 運転時間 (h:m) | 出力量 (wh) | 最大出力 (w) | 平均出力 (w) | 起動回数 (回) | 停止回数 (回) | 計画外停止 回数 (回) | 稼働率 (%) |
|------|---------------|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|-----------------|------------|
| 61年度 | 35:18 | 1838.8 | 95 | 52.1 | 15 | 15 | 1 | 0.4 |
| 62年度 | 27:47 | 1044.7 | 95 | 36.6 | 12 | 12 | 2 | 0.3 |
| 63年度 | 24:31 | 353.9 | 90 | 14.4 | 12 | 12 | 0 | 0.3 |

Table 5.3.1 Fuel of JMTRC

(元年3月31日現在)

| 区 分 | 項 目 | 本 数 | U-235(g) |
|--------------------|------------|------------------------------|-----------|
| 新燃料 (前期からの繰越のみ) | 使 用 | (27本) | 7,319.77 |
| | MA燃料 | (²³⁵ U 公称 310 g) | 8本 |
| | MB " | (" 280 g) | 10本 |
| | MC " | (" 250 g) | 4本 |
| | MF燃料フォロー | (" 205 g) | 5本 |
| | 在 庫 | (65本) | 14,675.36 |
| | A燃料 | (²³⁵ U 公称 279 g) | 8本 |
| | B " | (" 237 g) | 18本 |
| | C " | (" 195 g) | 22本 |
| | F燃料フォロー | (" 195 g) | 5本 |
| | 特殊燃料A | (" 195 g) | 1本 |
| | " B | (" 66 g) | 1本 |
| | " C | (" 237 g) | 2本 |
| | " D | (" 279 g) | 4本 |
| 特殊燃料MBX | (" 280 g) | 2本 | |
| " MCX | (" 250 g) | 2本 | |
| 合 計 | | 92本 | 21,995.13 |

Table 5.4.1 Numbers of Radiation Worker and Occasional Radiation Worker in JMTRC

| 項目 | 61年度 | | 62年度 | | 63年度 | |
|------|------|-------|------|-------|------|-------|
| | 従事者 | 随時立入者 | 従事者 | 随時立入者 | 従事者 | 随時立入者 |
| 職員等 | 14 | 0 | 15 | 0 | 23 | 0 |
| 請負業者 | 1 | 0 | 7 | 0 | 7 | 0 |

Table 5.4.2 Situation of Whole-Body Exposure per Year Classified by Kinds of Workers in JMTRC

(61年度)

| 1年間の被曝線量 (レム) | 0.5未満 | 0.5以上 1.5未満 | 1.5以上 2.5未満 | 2.5以上 5未満 | 5以上 | (A) 合計 (人) | (B) 総被曝線量 (人・レム) | 1人平均1年間被曝 線量 (B/A) (レム) |
|------------------|-------|----------------|----------------|--------------|-----|------------------|------------------------|-------------------------------|
| | 職員等 | 14 | 0 | 0 | 0 | 0 | 14 | 0.20 |
| 請負業者等 | 1 | 0 | 0 | 0 | 0 | 1 | 0.00 | 0.000 |
| 合計 | 15 | 0 | 0 | 0 | 0 | 15 | 0.20 | 0.013 |

(62年度)

| 1年間の被曝線量 (レム) | 0.5未満 | 0.5以上 1.5未満 | 1.5以上 2.5未満 | 2.5以上 5未満 | 5以上 | (A) 合計 (人) | (B) 総被曝線量 (人・レム) | 1人平均1年間被曝 線量 (B/A) (レム) |
|------------------|-------|----------------|----------------|--------------|-----|------------------|------------------------|-------------------------------|
| | 職員等 | 15 | 0 | 0 | 0 | 0 | 15 | 0.17 |
| 請負業者等 | 7 | 0 | 0 | 0 | 0 | 7 | 0.00 | 0.000 |
| 合計 | 22 | 0 | 0 | 0 | 0 | 22 | 0.17 | 0.008 |

(63年度)

| 1年間の被曝線量 (レム) | 0.5未満 | 0.5以上 1.5未満 | 1.5以上 2.5未満 | 2.5以上 5未満 | 5以上 | (A) 合計 (人) | (B) 総被曝線量 (人・レム) | 1人平均1年間被曝 線量 (B/A) (レム) |
|------------------|-------|----------------|----------------|--------------|-----|------------------|------------------------|-------------------------------|
| | 職員等 | 23 | 0 | 0 | 0 | 0 | 23 | 0.04 |
| 請負業者等 | 7 | 0 | 0 | 0 | 0 | 7 | 0.00 | 0.000 |
| 合計 | 30 | 0 | 0 | 0 | 0 | 30 | 0.04 | 0.001 |

6. 主要な技術的事項

6.1 原子炉施設の整備

6.1.1 JMTR運転員支援システム

(1) ハードウェアの整備

ハードウェアの整備として次のものを整備した。

- ① カラーグラフィック・ディスプレイの設置
- ② 日本語ターミナル及び日本語プリンタの設置 (RMS 用)
- ③ データベース構築用パソコンの設置
- ④ ARGUSの増設 (μ VAX 3400 システム)

①は、中/低速用トレンドの出力ハードウェアである。②は、ARGUS上に構築されている放射線管理課のデータ処理システム(呼称RMS)の日本語化を進めるためのハードウェアである。③は、データベース構築用ハードウェアである。JMTRでは、計算機を用いた各種データのデータベース化について検討した結果、パソコンを用いたシステムが費用と効果の面で優れているとの結論に達した。そして、パソコンベースである程度の知識と経験を得たうえで再度評価し、更に規模の大きいシステムを構築するか否かを定めることにした。④は、ARGUSのホストシステムであるVAX 11/750の処理能力不足を補完することを目的とする増設である。増設後のシステム構成をFig. 6.1.1に示す。

(2) ソフトウェアの整備

アプリケーション・ソフトウェア及び基本ソフトウェアの整備として、次のものを整備した。

- ① グラフィック用サブルーチン・パッケージであるGCSP IIを用いても、VAX/VMSの漢字が出力可能な様に改造を行なった。
- ② エキスパートシステムのプログラミングを習得するために、診断システムのプロトタイプをOPS 5とEXSYSの2つのツールを用いて試作した。
- ③ パソコンを用いたデータベース・システム用基本ソフトウェアを整備した。

①は、グラフィックターミナルへの日本語出力を簡単化するための作業である。今までは漢字のコード入力によっていたが、これによりVAX/VMSの日本語ワープロあるいは漢字エディタを用いてプログラムを作成することが可能となり、プログラムの開発効率を大幅に向上する事が出来た。このサブルーチンパッケージはメーカ提供のものに比べて高速かつ低負荷であり、ネイティブコマンドをそのまま用いている。Fig. 6.1.2に漢字出力部を示す。

②は、ARGUSのデータ収集部であるANDS 5400(以下ANDSと言う)の故障診断をOPS5及びEXSYS(パソコン用エキスパートシステム構築ツール)を用いてプログラミングしたものである。ANDSの故障診断を例題として選択した理由は、

- ・ ARGUS システムの基本部分であり、成功すれば効果が大きい。
- ・ 過去に幾度となくトラブルを経験しており、故障診断(故障修理)の経験がある。

・ANDSの担当者が一名しかおらず成功すれば効果が大きい。
等である。従って、ANDSの故障診断における担当者の経験を表現出来れば、計算機上に診断システムを構築可能と考えプロトタイプを作成した。

③は、パソコン用データベースシステムのパッケージソフトである。JMTRではアシュトンテイト社のdBASE IIIを選択した。アプリケーションとしては、手始めにJMTRの技術情報のデータベースを開発すべく作業中である。今後の計画として、JMTRの運転に伴うトラブルのデータベース化がある。

6.1.2 燃料濃縮度低減化計画

(1) 中濃縮燃料(MEU) 開発試験

61年度の第75サイクル運転において、全炉心MEU燃料による実証試験を行い、燃料に異常が生じないこと及び炉心特性が期待通りであることを確認した^{1),2)}。第76サイクル以後は全炉心MEU燃料の定常運転となった。

60年度に開始した照射試験用MEU燃料の照射後試験では、特に異常は認められなかった。

(2) LEU燃料開発試験

61年度はLEUミニプレートについて前年度に引続き照射後試験を行った³⁾。また同ミニプレートの一部を東海研ホットラボ管理室まで輸送し、高温引張試験を行った。

62年度は高温時FP放出率測定用及び非破壊試験用LEUミニプレートの仕様について検討を行った。また流動試験用模擬燃料要素2体の製作を西独NUKEM社において開始した。

63年度は高温時FP放出率測定用及び非破壊試験用LEUミニプレートを西独NUKEM社において製作した。前者については納入後第85サイクルによりJMTRで照射を開始した。また、流動試験用模擬燃料要素2体が完成し納入された。

(3) SRACコードの改良

JMTR用低濃縮燃料(LEU)においては、連続運転日数の延長等を図るために、Fig. 6.1.3に示すように、可燃性吸収体としてCdワイヤを燃料要素側板部に挿入することを予定している。炉心の核特性はCdワイヤの燃焼に強く依存するため、側板に挿入したCdワイヤの燃焼を精度良く計算できるようにSRACコードを改良した。

(4) DNB熱流束測定装置の製作

JMTRの1次冷却水は 15 kg/cm^2 に加圧されているため、LEU燃料の安全評価には加圧条件下において検証されたDNB熱流束評価式が必要である。しかし、加圧水条件下における板状燃料を対象としたDNB熱流束に関する実験データは非常に少なく、特に加圧条件下でかつ低流速領域の実験データは少ないため、実験を実施しJMTR用DNB熱流束評価式を決定する必要がある。このための測定装置を製作した。

(5) 運転時の異常な過渡変化・事故解析

JMTRの軽水炉熱水力過渡解析コードTHYDE用入力データを整備するとともに、現行炉心に関する商用電源喪失事象、1次冷却材流出事故等の解析を実施し、入力データの妥当性及びTHYDEコードがJMTRの冷却能力低下事象を精度良く解析できることを確認した。

(6) 耐震評価

HTTRの耐震評価において使用した基準地震動に対するJMTR原子炉建屋及び構築物の応答解析を実施した。

(7) 高温時FP放出率測定

高温時(事故時)におけるシリサイド燃料からのFP放出率測定用試料の照射を85サイクル(平成元年2月1日~26日)より開始した。本試料は、JMTR燃料の最高燃焼度相当時のFP放出率を測定するためのものであり、88サイクル(平成元年11月24日~12月19日)までの4サイクル間照射する予定である。照射後、ホットセル内で加熱し、FP放出率を測定する。

参考文献

- 1) M. SAITO, Y. NAGAOKA, S. SHIMAKAWA, F. NAKAYAMA, R. OYAMADA and Y. OKAMOTO: Proc. 1986 Int. Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Gatlinburg, 305-314, (1986).
- 2) 稲田征二, 新保利定, 小山田六郎, 斎藤実, 山本克宗, 坂倉敦, 岡本芳三
: 61年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」
(於東大炉) 発表要旨集, II-3-1~II-3-10, (1987).
- 3) H. SAKAI, T. IWAI, A. SAKAKURA, M. SAITO, R. OYAMADA, A. YAMAMOTO and Y. OKAMOTO: Proc. 1986 Int. Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Gatlinburg, 193-208, (1986).

6.1.3 ベリリウム枠更新に伴う照射孔等の改良

(1) はじめに

JMTRの炉心部は燃料要素, 制御要素, 反射体要素, ループ周辺要素等の炉心要素, H型のベリリウム枠, ガンマ線しゃへい板, アルミニウム枠, 内部タンク等より構成されている。原子炉本体の炉心配置例をFig. 6.1.4に示す。

金属ベリリウムは高速中性子照射により内部にヘリウムが蓄積されて変形し, また機械的強度, 特に伸びも低下するので金属ベリリウムを用いた炉心要素の管理は非常に重要である。

JMTRにおいては, ベリリウム反射体要素は燃料要素に接する面を変える事によって照射量の平均化を図り, ある程度照射による変形を抑えることが可能であるが, ベリリウム枠は構造上それができないため定期的に交換しなければならず, 反射体要素と比べ寿命が短い。

平成元年度はベリリウム枠の交換時期であるが, 交換に併せて寿命延長, 照射孔径の拡大を図り, JMTR利用者の要求に応えるよう改良して製作している。

(2) ベリリウム枠の概要

ベリリウム枠は, 縦方向に7段積みされた東枠, 西枠及び北枠から構成されている。各段は段間ピンで結合され, 東枠及び西枠はアルミニウム枠とジョイントを介して結合され, 北枠は東枠及び西枠とジョイントを介して結合されている。

従来のベリリウム枠は, 東枠及び西枠には32mmφの照射孔が, 北枠には38mmφの照射孔が設けられている。ベリリウム枠の構造をFig. 6.1.5に示す。

ベリリウム棒は反射体要素と同様に燃料領域を囲む形で配置されるため、照射不均一による変形を起こすが、特に西棒は高速中性子束が高いため変形量が大きい。

(3) 金属ベリリウムの照射効果

金属ベリリウムは、高速中性子の照射によって機械的強度の低下とスウェリングを起こすことが知られている。

米国ATRで求められた照射量と機械的強度の関係¹⁾をFig. 6.1.6に、照射量と寸法変化率の関係¹⁾をFig. 6.1.7に示す。

(4) ベリリウム棒の変形量の測定

ベリリウム棒はその構造上、炉心から取り出すのは交換時に限られるため、定期的に水中テレビカメラと曲がり測定器を用い、炉心内で曲がり測定を行ってきた。曲がり測定器と測定結果の一例をFig. 6.1.8に示す。

ベリリウム棒は過去2回交換しているが、その都度取り出したベリリウム棒のうち西棒4段目と西棒6段目の曲がり測定をホットラボで実施した。測定の結果をFig. 6.1.9に示す。

この結果ベリリウム棒の変形量は西棒4段で、約0.3 mm/10,000 MWdとなり、この変形量から金属ベリリウムの寸法変化率を評価すると 10^{22} n/cm²あたり0.12% ΔL/Lである。

(5) ベリリウム棒の管理

ベリリウム棒は各段が互いに拘束しあっているため、単段の曲がり測定の結果が直ちに棒としての変形量に結びつかないが、炉心内での曲がり測定の結果と比較し安全側の評価につながると考え、ホットラボでのデータを用いて変形量の推定を行っている。

ベリリウム棒はその最大変形量が0.75～0.8 mmに達した時(変形によって隣接要素を押し、更にその要素が制御棒案内管を押し変位量)を使用の限界として新しい棒と交換する。

この変形量を原子炉の出力量に換算すると25,000～27,000 MWd、最大照射量は 1.1×10^{22} n/cm²である。

(6) ベリリウム棒の改良

平成元年の交換に向けて、現在ベリリウム棒に以下の改良を加えて設計・製作している。

① 照射孔径の拡大

現用の棒は、東棒と西棒には32 mm φ、北棒には38 mm φの照射孔が設けられているが、これらをすべて42 mm φ(公称径)に拡大し、燃料領域に近い位置での標準的(最も利用数の多い)キャプセルの照射場拡大を図った。

② 寿命の延長

ベリリウム棒の交換には1カ月以上の炉上作業を要するため、炉停止期間短縮のためには棒の寿命延長は切実な問題である。

寿命を延長するため各棒の2段目以降を若干細身にし、隣接要素との距離を従来より増し、許容変形量の増加を図った他、不要な拘束点をなくすよう改良を加え寿命の延長を図った。

(7) まとめ

ベリリウム棒は前回交換時より第87サイクル(平成元年6月)の運転を終了した時点での出力量が25,000 MWdを超えるため、平成元年度オーバーホール期に交換作業を行う。

参考文献

- 1) J.M. Beeston, et al.: SYMPOSIUM ON MATERIALS PERFORMANCE IN OPERATING NUCLEAR SYSTEMS, CONF-730801 (1973)

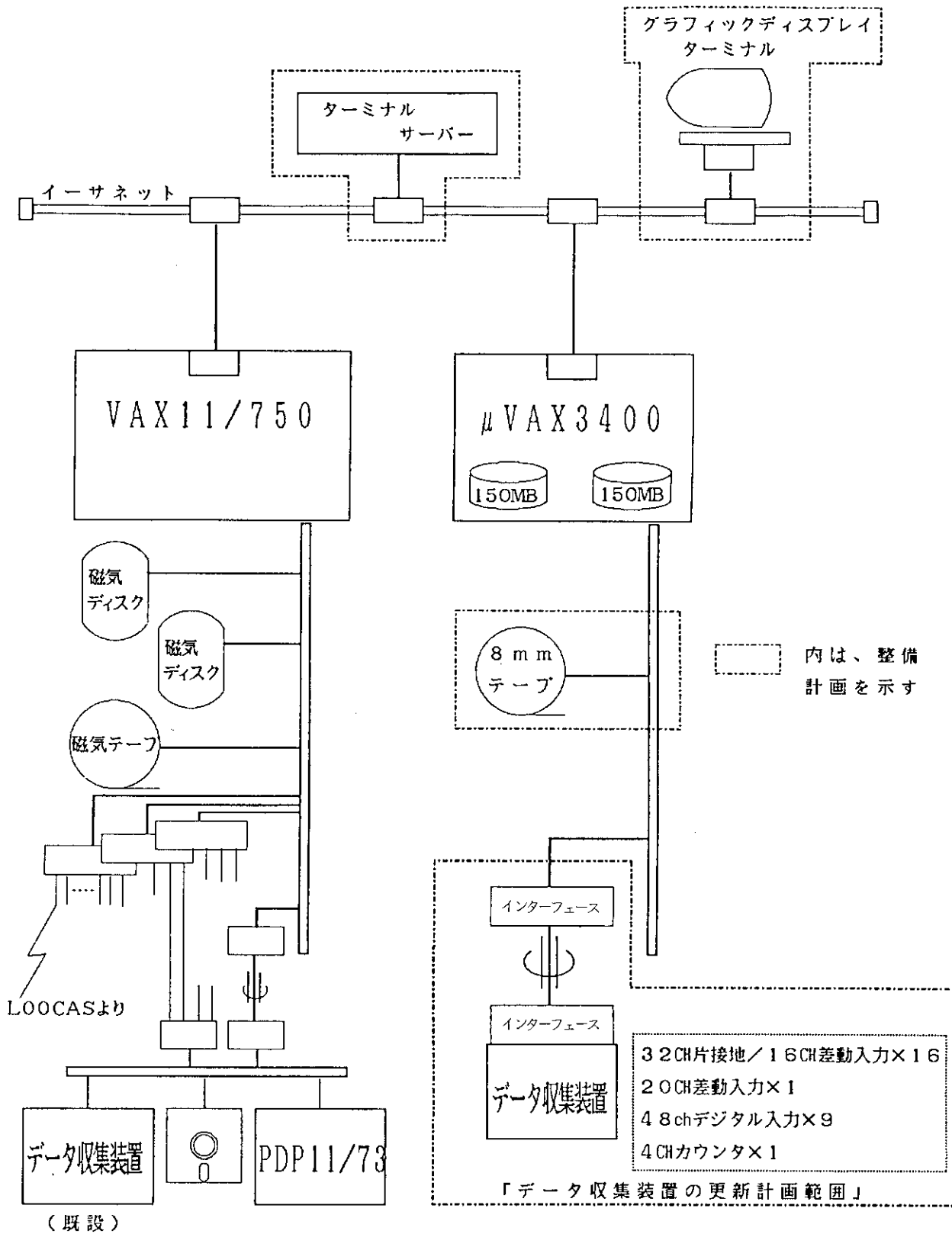


Fig. 6.1.1 Hardware Configuration of ARGUS System

```

/*          KANJIARRAY      KANJI_Output
SUBROUTINE KANJIARRAY (ARRAY)

implicit   integer*4      (a-z)

integer*2  channel,
1          iosb(4)

character*(*) array
character*3 Knaji_code(102)
character*309 output_data/' KANJ '/

equivalence (output_data(6:6),KANJI=code)

COMMON/GCSP3/CHANNEL,WRITE_FUNCTION,READ_FUNCTION
-----
KANJI_LENGTH = LEN(array)
OUTPUT_LENGTH = KANJI_LENGTH * 3 - 1 + 5           ! 5 = 'KANJ '

Do i = 1,kanji_length
  write (KANJI_CODE(i),fmt='(z2)') array(i:i)
  KANJI_CODE(i)(3:3) = ','
End do

KANJI_CODE(i-1)(3:3) = CHAR ('OD'X)

STATUS = SYSSQIOW (,%val(channel),%val(write_function),iosb,,
1              %ref(output_data),%val(output_length),,
1              %val('2B'X),,)
  if (.not. STATUS) call lib$stop(%val(STATUS))
  if (.not. iosb(1)) call lib$stop(%val(iosb(1)))

RETURN
END

```

Fig. 6.1.2 KANJI Output Routine

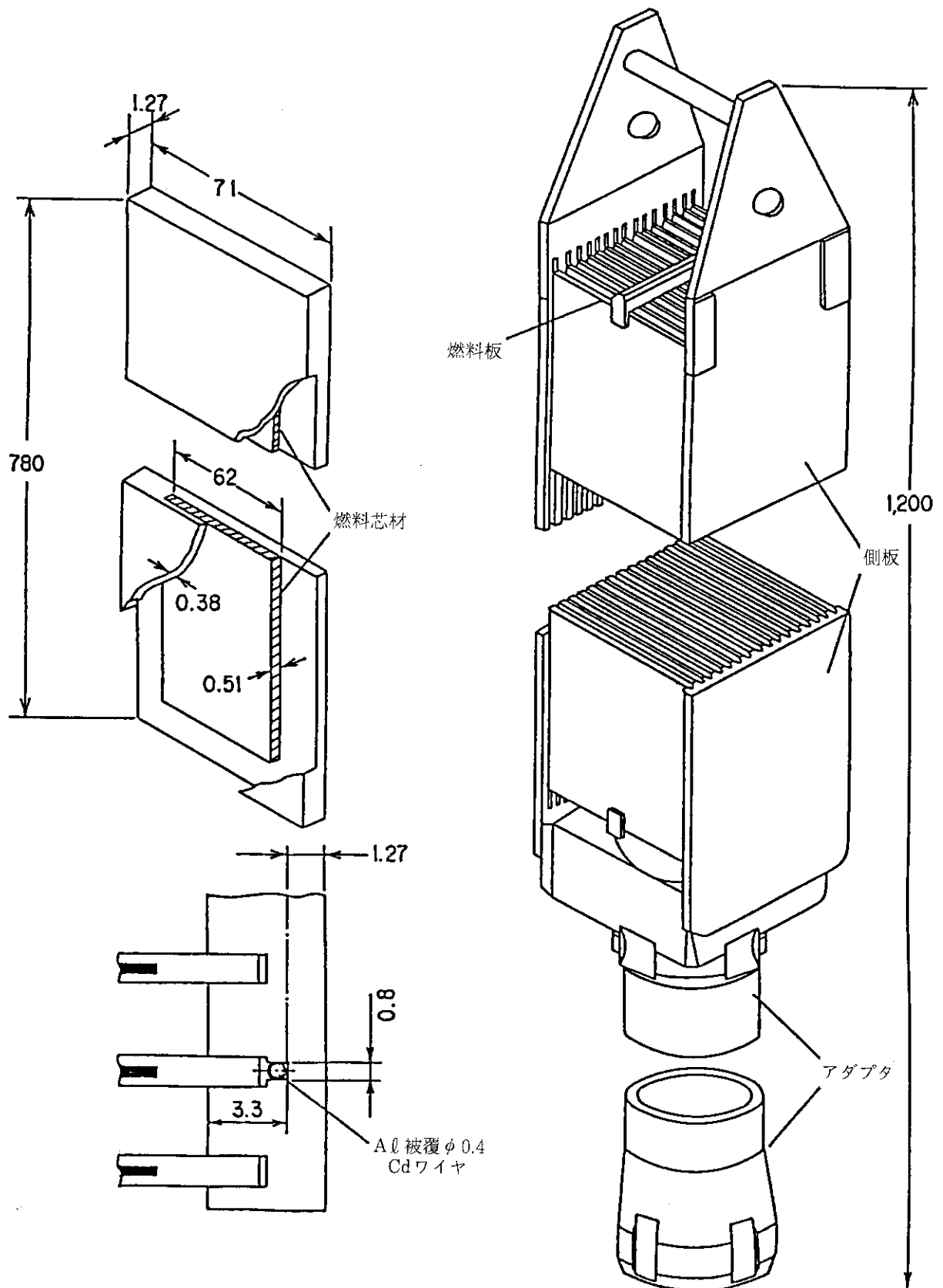


Fig. 6.1.3 Fuel Element of JMTR

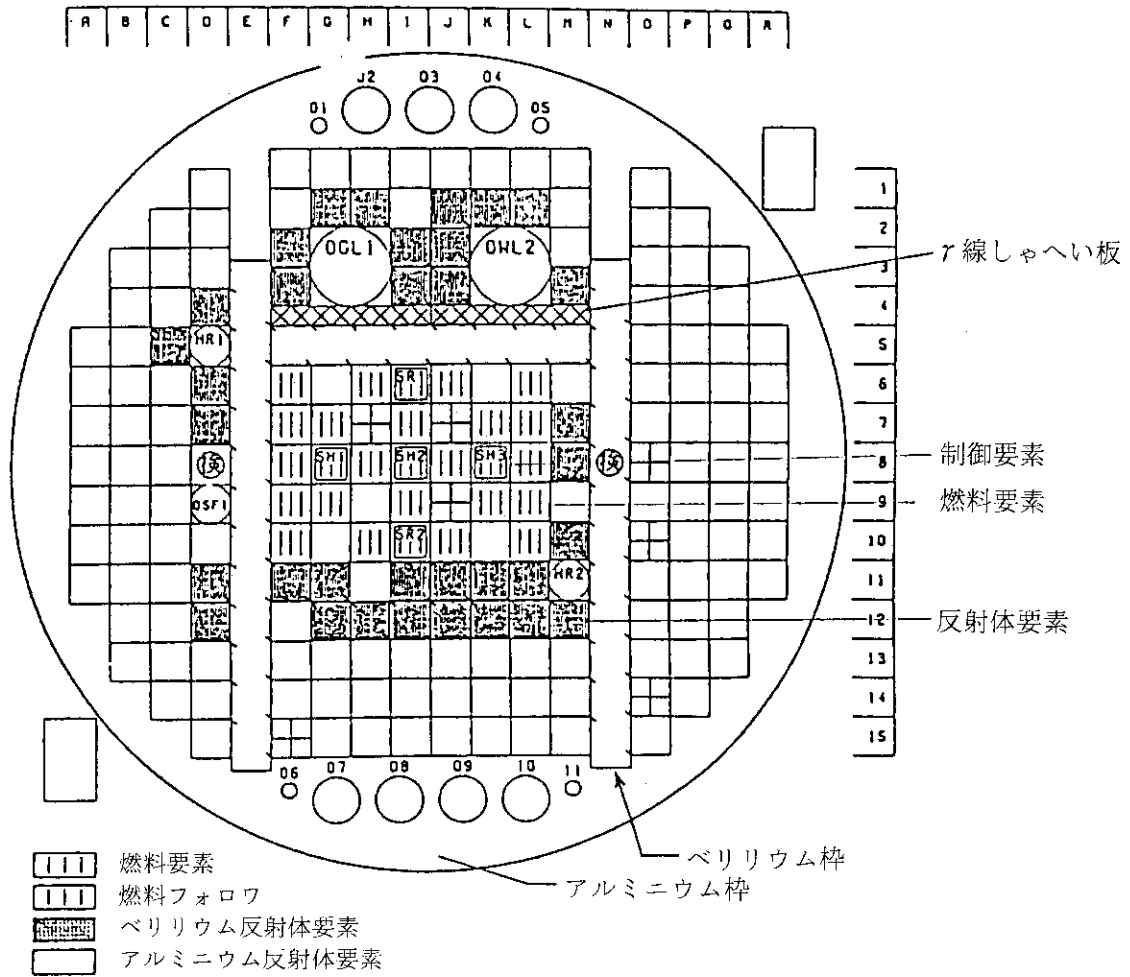


Fig. 6.1.4 Horizontal Cross Section of the Core

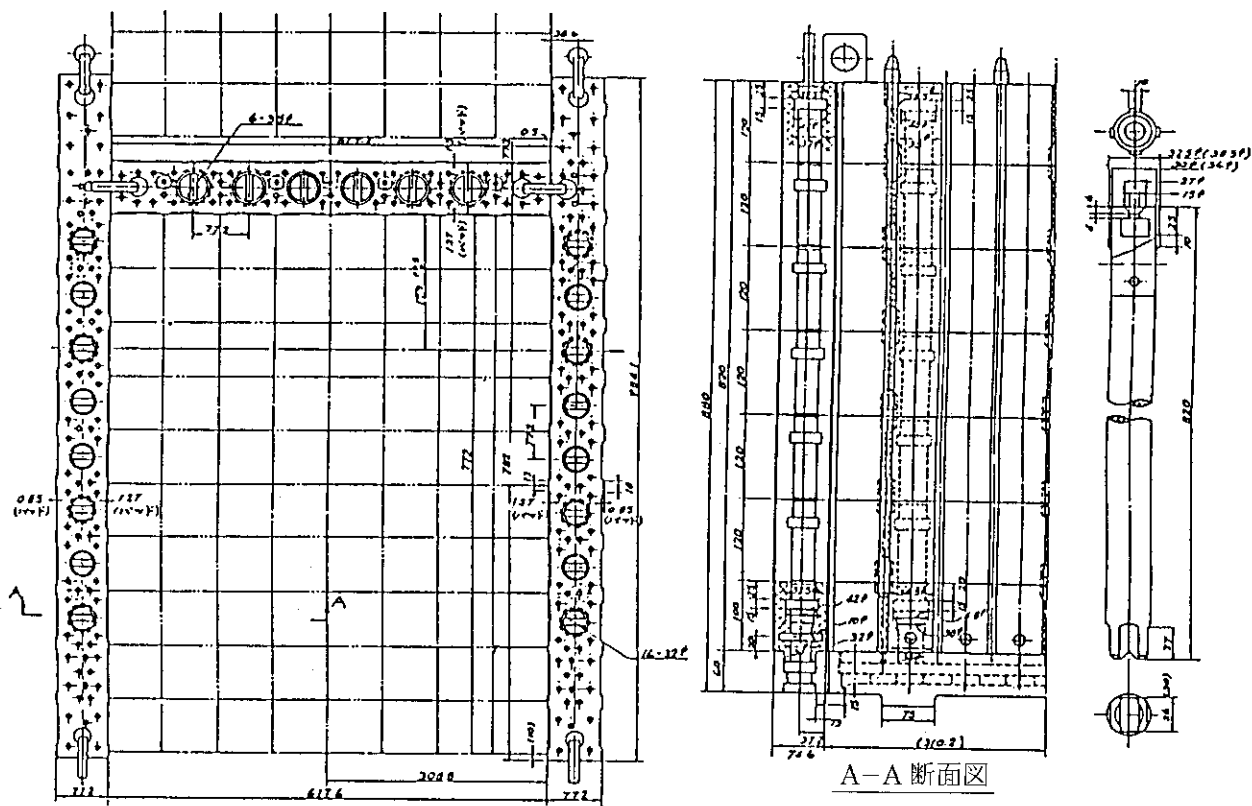


Fig. 6.1.5 The Beryllium Partition Wall

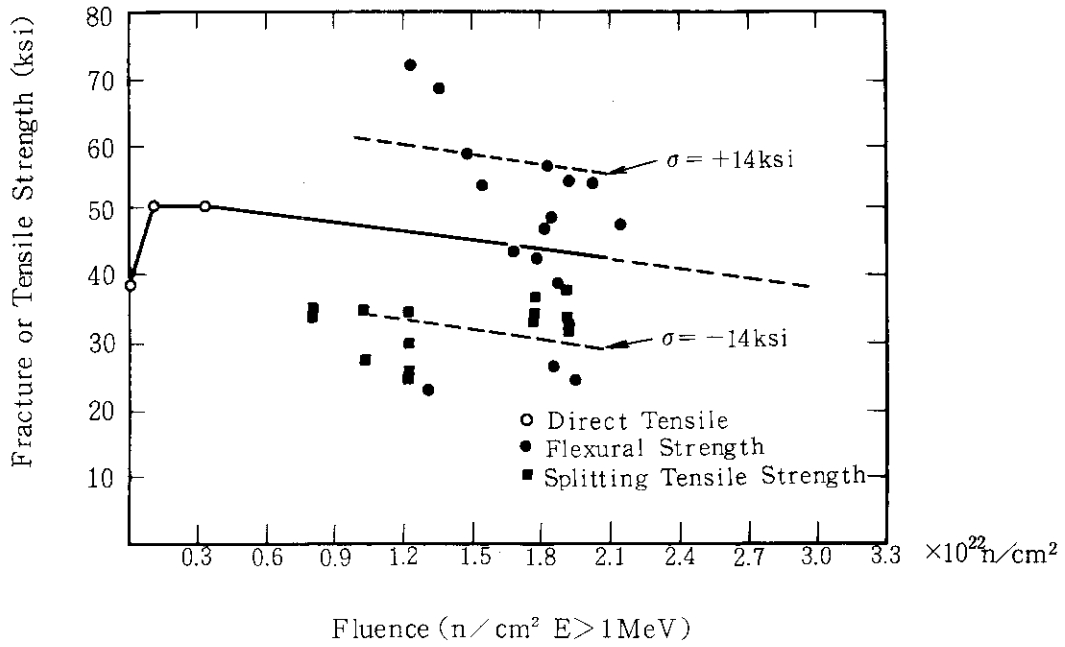


Fig. 6.1.6 Proposed Tensile Strength Curve and Location of Standard Deviation

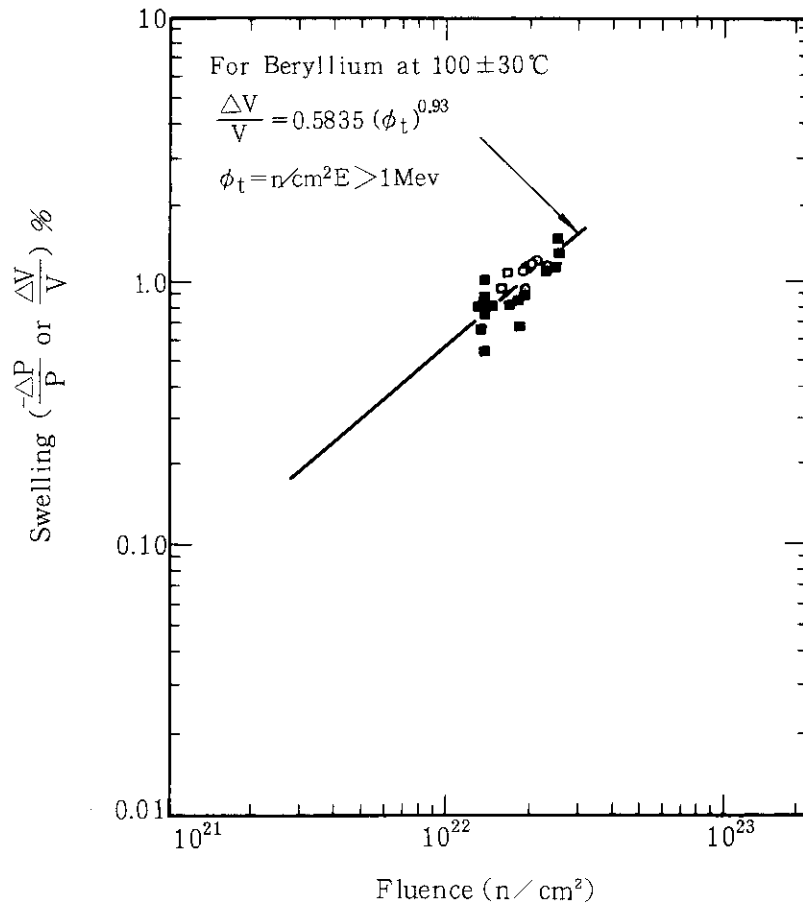


Fig. 6.1.7 Growth or Swelling of Beryllium to a Fluence of 2.5×10^{22}

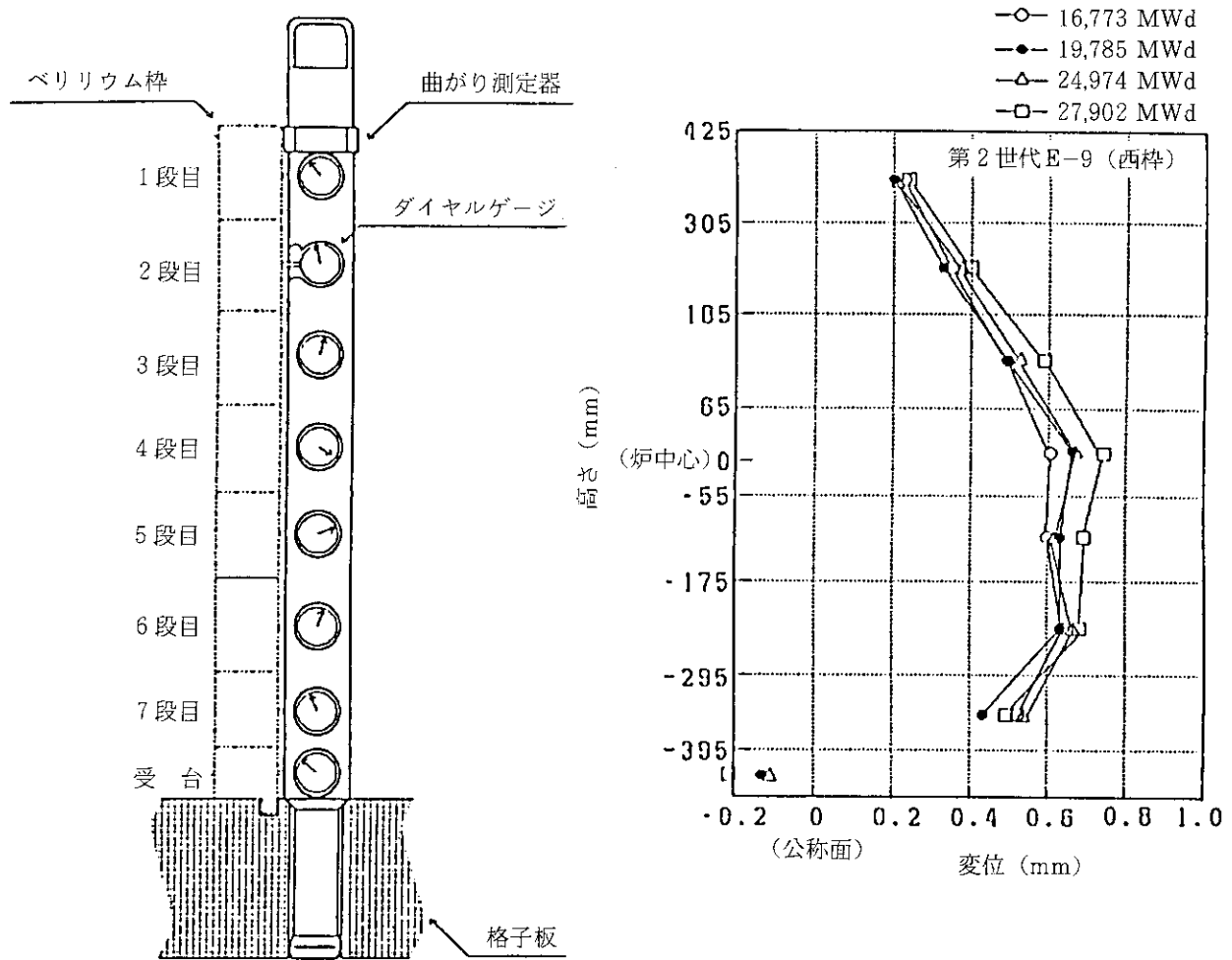
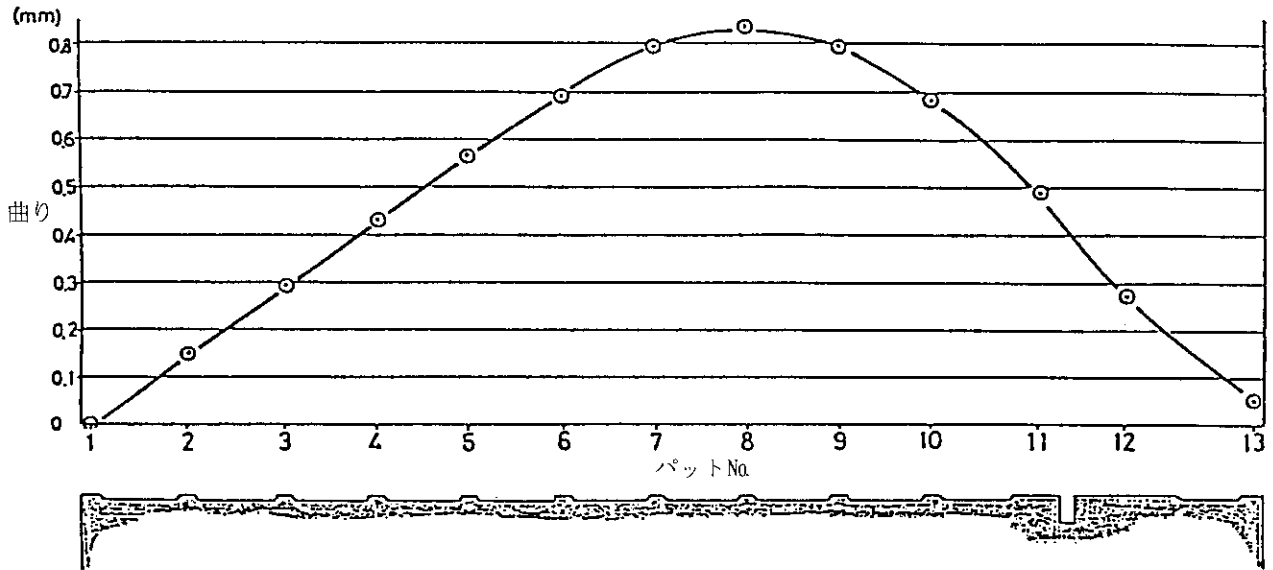


Fig. 6.1.8 Bowing Measurements of the Beryllium Partition Wall Measured in the Core

原子炉積算出力量

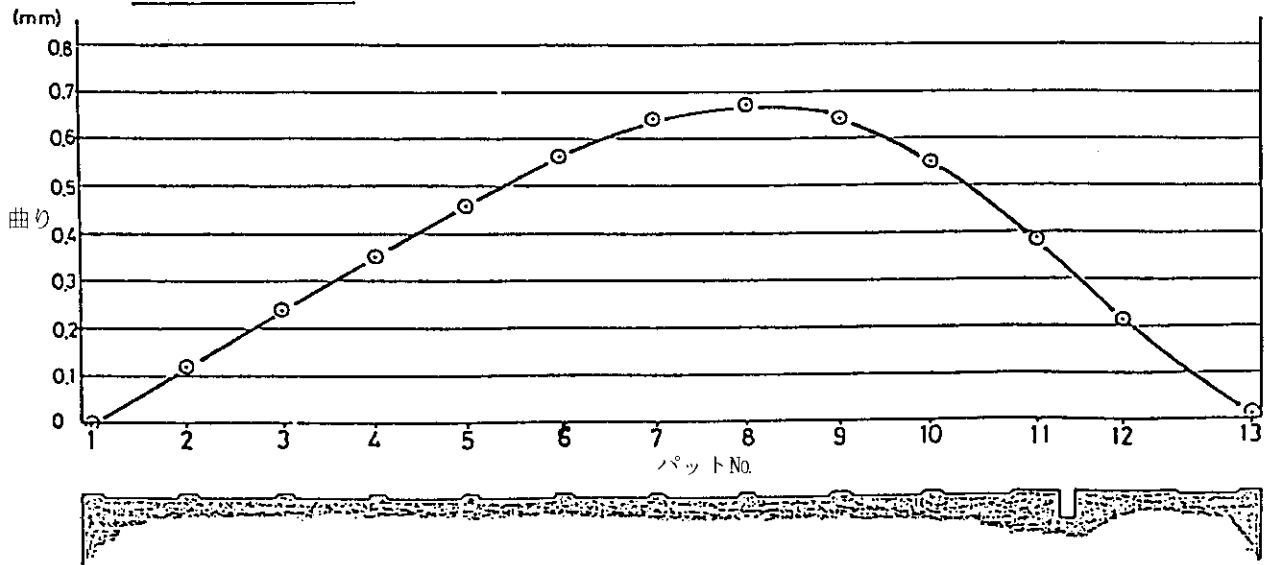
27902 MWd

試料番号 : W4



4 段目

試料番号 : W 6



6 段目

Fig. 6.1.9 Bowing Measurements of the Beryllium Partition Wall Measured in the Hot Laboratory

6.2 照射施設の整備

6.2.1 照射設備の整備

(1) 照射設備運転支援サブシステムの開発

61年9月からパーソナルコンピュータを使用した照射設備運転支援サブシステム（略称；IDASSXA）の開発を行ってきた。Fig. 6.2.1にIDASSXAの全体構成図を示す。

IDASSXAの開発目的は、

- ・照射データ解析援助システム（略称；IDASS）の機能を拡張強化し、照射設備の運転監視面での利用を図る。
- ・照射設備計算機システム（略称；LOOCAS）が出力している各種報告書の日本語化と内容の充実を図り、照射データサービスを向上する。
- ・将来計画している本格的な運転員支援システムのために、どのような機能が必要かを研究し、そのアプリケーションプログラムを開発する。

である。

本システムは、照射設備の運転監視に関するプログラムを開発した後、JMTR第76サイクル（61年11月）から試用運転を開始した。その後、運転監視プログラムの改良・強化を行うとともに報告書作成プログラムの開発を行い、JMTR第82サイクル（63年6月）からは本システムが出力する照射報告書を照射依頼者に提供している。

本システムでは、これまでに約50本のアプリケーションプログラムを開発した。この中から、監視用運転記録表示プログラムの画面表示例をFig. 6.2.2に、照射履歴印刷プログラムの出力例をFig. 6.2.3に示す。

監視用運転記録表示プログラムは、表示要求直前の3直分の運転記録データと現在値を表示するプログラムである。各データの表示にあたっては、上下限チェック、制御目標値チェック、変動チェックを行い、その結果を表示データの色替えとアラームマークの併用で表示する。

照射履歴印刷プログラムは、照射実績データをトレンドグラフにして印刷するプログラムである。グラフ形式には1段、2段、3段グラフがあり、1段につき6点、最大18点のデータを印刷することができる。この帳票は、照射報告書として照射依頼者に提出するものである。

(2) 真空温度制御装置の自動化

温度制御キャプセルの照射において、キャプセル内ガスギャップ層を減圧することによって昇温する真空温度制御装置（ O 装置）方式はJMTRの主流となっている。現在まで O 装置は計画的に更新を行ってきた。61年度の更新時に O 装置の一部自動化を行った。これは昇温、降温及びガス置換作業をパーソナルコンピュータを使用して行うことができるもので、従来手動では不可能であった一定速度での昇温及び降温作業ができるようになった。また、運転開始前に行うガス置換作業も自動的に繰返し行うことができ作業の効率が良くなった。

(3) 高性能温度制御装置の製作

近年キャプセルの材料照射では、温度制御精度の向上、試料全体温度の均一化、原子炉低出力運転時の昇温と照射要求が高度化しており、従来の O 装置ではキャプセルの設計を考慮しても対応がむずかしい。標準的なキャプセルは $\phi 40$ mm、L約1000 mm（試料部長さ750 mm）

のステンレス製円筒容器に試料を封入したものであり、⑧装置の場合はキャプセル内の1点を制御T/Cとして選択し温度制御を行っている。

原子炉は運転経過に伴って燃焼が進み自動制御棒が引抜かれていく。このため摘時自動制御棒の制御範囲を保持するために粗調整棒による補償を行っている。この時キャプセル内の縦方向長さの中性子束を変化するためキャプセルの上部又は下部での温度変化が違ってくる。キャプセル内の1点で制御しているこの方式では、制御している点の温度は一定に保持できるがキャプセルの上部又は下部ではステップ状の温度変化が現れる。

キャプセル全体に渡って温度を均一にして各部の温度制御精度を向上させるため、ヒータを数段挿入したキャプセルが作られている。従来このキャプセルの照射は、⑧装置にヒータ温度制御装置を併用して行っている。昇温操作は原子炉出力が50 Mwに到達後、⑧装置によりキャプセル全体をある程度昇温する。さらに各部のヒータに電流を流して目的の温度まで昇温する。これ等の作業は50 Mw到達後速やかに行わなければならないため、同種のキャプセルが多数ある場合多くの人員を必要としている。

63年度には⑧制御装置とヒータ制御装置とを一体型とし、相互に連動して作動する高性能温度制御装置を製作した。この装置には制御性が良く応答性の早い最新のデジタルコントローラを使い、さらに昇温、降温等の作業をパソコンで自動的に行う機能を供えている。その結果標準的なヒータ付きキャプセルの場合は、⑧装置の昇温からヒータ装置の昇温へと自動的に出来るようになった。

原子炉低出力時には試料が十分な発熱をしないため、⑧装置のみでは50 Mw時と同等の温度制御は不可能である。このような場合ヒータを併用することにより、熱源がなくても目的の温度に昇温することができる。制御の方法としては、原子炉起動前に目的温度に昇温し、ヒータを自動制御とする。原子炉出力上昇に伴って試料は発熱する。この発熱分に対応してヒータの制御を行い試料の温度を一定にする。高性能温度制御装置の場合、応答の早いコントローラを使用したため、原子炉出力上昇中の一定温度制御が精度良く出来るようになった。

(4) FGS照射装置の整備

高温工学試験研究炉用燃料コンパクトのFP放出挙動を評価するためのFPガススィープキャプセル照射装置(FGS照射装置)には2本のFGSキャプセルが接続でき、6系統のガススィープラインを備えている。しかし、従来より照射を継続しているFGSキャプセル2本に加えて、高温工学試験研究炉の燃料破損検出装置(FFD装置)設計に必要なデータ採取並びに検出装置の試験のために、FFD専用のFGSキャプセルを照射する必要が生じた。このためFGSキャプセルの接続箱を3本のキャプセルが接続出来るように、63年度オーバーホール期に改造を行った。

従来のFGSキャプセルの接続箱は作業性が悪く、接続及び取外しに多くの時間を必要とした。改造に当ってはこれ等の作業が容易に出来るように改良を加えた。これにより、従来FGSキャプセルの挿入と取り出しにそれぞれ1日を必要としていたが、接続箱の改造後は作業性が良くなったために、計測付キャプセルの挿入、取り出しと同一日に作業が出来るようになりFGSキャプセルの挿入及び取り出しに伴う作業工程各1日が短縮できた。

(5) 核種分析装置の整備

FGS 照射装置には、FGS キャプセルをスweepしたヘリウムガスをサンプリングして核種分析する装置が設置されている。この装置は旧式なため性能も悪く、分析に多くの時間を必要とし、このために短半減期核種の分析に支障をきたしていた。設置後約 10 年を経過して老朽化したため、61 年度に最新型の核種分析装置に更新した。これにより測定から分析まで一貫して短時間に作業が出来るようになった。

(6) 計測付キャプセルユニットの改良

真空温度制御キャプセル (⊖ キャプセル) と制御盤との接続には、従来から配線配管を再利用出来るキャプセルユニットを使用している。近年 ⊖ キャプセルにヒータを併用するキャプセルが増加してきた。ヒータ用のユニットがないためにこのキャプセルに使用した計測線、ヒータ線、配管は照射が終了すると廃棄していた。

61 年度にヒータ用ユニットの試作と ⊖ キャプセルユニットの小型化を行った。実際に使用して種々の検討を行い、63 年度に改良型の ⊖ キャプセルユニットを 3 組、ヒータ用ユニットを 3 組製作した。これを使用することにより、ヒータキャプセル照射前の準備作業が容易になり短時間で出来るようになった。また、キャプセルから制御盤までの計測線、ヒータ線、配管が再利用出来るためこの分の廃棄物減少に寄与した。

(7) HR-1 試料挿入・取出装置の改造

水力ラビット 1 号機 (HR-1) の試料挿入・取出作業を定められた時間内に容易に終了するため、さらに将来、HR-1 運転を全自動化する場合を考慮して、第 1 カナルに設置してある HR-1 試料挿入装置及び第 2 カナルに設置してある取出装置の手動操作部を電動化した。

今回、電動化したのは挿入装置昇降駆動部、取出装置仕切弁昇降駆動部及び取出装置取出容器昇降駆動部の 3 箇所である。

今回の電動化により、これまで手動ハンドル操作により行っていた試料挿入・取出作業の作業性が良くなった。

本電動化作業時に、作動に安定性を欠いていた試料逆送用試料通過検出器を機械的検出方式のものから電磁検出方式のものへ更新した。

6.2.2 OWL-2 炉内管の更新

(1) まえがき

OWL-2 照射設備 (Oarai Water Loop No.2) は、主として軽水炉用燃料、材料試料の照射実験ができる大型のインパイル水ループとして、昭和 46 年 JMTR に設置してから各種の照射実験に利用されてきた。しかし、昭和 58 年 3 月 JMTR 第 62 サイクル運転中に、炉内管頂部の耐圧管にき裂欠陥が発生した。

調査の結果、耐圧管内面の打ち疵部の孔食が起点となり、貫粒型応力腐食割れ (TGSCC : Transgranular Stress Corrosion Cracking) に進展したことが明らかとなった。

新炉内管は、適切な TGSCC 防止対策を講じて製作を行い、第 76 サイクル (昭和 61 年 12 月) から供用運転を再開した。

(2) 炉内管の設計及び製作

OWL-2 設置時は、主に圧力容器構造規格により各種構造解析及び設計・製作が行われてき

たが、新炉内管では、通商産業省告示第501号、省令第62号・第81号などに準拠して行った。

新炉内管の機器区分は、一次系耐圧管と原子炉一次系に接し冷却材圧力バウンダリを構成する外套管を第1種、それ以外を第4種管とした。

炉内管の構造・寸法は基本的に旧炉内管と同じとしたが、炉内作業を考慮してレジャーサ位置のみ約1000mm上方に変更した。炉内管の仕様をTable 6.2.1に、構造をFig. 6.2.4に示す。

(3) TGSCC 対策

オーステナイト系ステンレス鋼に生じるTGSCCは、材料の鋭敏化（必要条件ではないが加速要因となる）、引張応力、溶存酸素・温度などの環境条件が、同時に一定レベルを越えたときに発生すると言われている。この知見に加え、OWL-2のき裂発生原因の調査結果を加味し、新炉内管では次の防止対策を講じた¹⁾。

- ① 耐圧管に使用する材料は、SUS316 TP とするが、可能な限り炭素含有量の低減化を図った。（C = 0.01 ~ 0.015 %，SUS316 NG）
- ② 垂直管のうちグレイロック接続ピースの溶接部は、ティグ溶接後に残留応力分布を改善するTHSI溶接施行技術（THSI；TIG-torch Heating Stress Improvement）を採用した。
- ③ OWL-2へ補給する冷却水は、水質監視計を設置して水質の連続監視を行うこととした。
- ④ 試料挿入時の耐圧管内面の疵発生の防止対策としては、流路変換ブロックの形状変更と試料挿入用治具の製作を行った。

(4) 炉内管の据付

① モックアップテスト

OWL-2炉内管の原子炉圧力容器を貫通する作業は、設置時と炉内管撤去の過去2回実施しており、技術的な裏付けが一応確立していると言える。しかし、炉内管は原子炉圧力容器の上蓋、下蓋を貫通しており、作業が一次冷却水の満水状態で行われるため、万一の場合は圧力容器内の一次冷却水喪失に発展しかねない危険を伴うものである。このため、JMTR圧力容器と同一形状、寸法のDRPV（DRPV；Demonstration Reactor Pressure Vessel）において模擬炉内管を用いて、炉内管挿入のモックアップテストを実施した。モックアップテストは、ドライテストとウェットテストに分けて、挿入作業手順の確認と作業の習熟を図るため約1ヶ月に亘って行った。

また、今回始めて実施する下蓋グランドパッキングの交換は、交換作業中Oリングのみで一次冷却水をシールすることとなるため、特に試験装置によるシール性の確認を行ってから実施した。

② 炉内管の挿入

炉内管の挿入作業は、モックアップテストで確認した作業の実施体制と実施手順に基づいて、夏期定期自主検査期間の8月中旬から9月中旬に亘って実施した。

炉内管の原子炉圧力容器下蓋貫通作業は、8月22日に実施したが、一次冷却水の漏洩量は約320ccと当初予想より少なかった。これは、DRPDでのモックアップテストの成果の表われとみることができる。

その後、炉内管と既設炉外部との接続を行い、第76サイクル初期に科学技術庁の使用前

検査を受検し、12月23日付で合格証の交付を受け供用運転を再開した。

参考文献

- 1) 池島義昭, 梅本忠宏, 他 "OWL-2 炉内管の貫粒型応力腐食対策。(THSI 溶接残留応力改善法の確性試験報告), JAERI-M 87-041, Mar, 1987.

6.2.3 OGL-1 炉内管の更新

OGL-1 (大洗ガスループ1号) は, 高温ガス炉用燃料・材料について実際の使用状態に近い流動条件下で照射試験ができるインパイルガスループ照射装置としてJMTRに設置され, 昭和52年1月から運転を開始した。以降, 照射運転は順調に行われ, 昭和62年6月の第79サイクルまでに被覆粒子燃料の健全性確認を主目的とした11体の照射試験を実施し, 延べの運転時間は約20,000時間に達した。

この度, 炉内管(炉内仕切り管を含む)が設計寿命(22,000時間)に到達したことから62年度オーバーホール期に更新工事, 引き続き第80サイクルに性能確認を行って供用を開始した。以下に炉内管の更新経過を簡単に述べる。

(1) 炉内管の更新計画と更新範囲

OGL-1 一次系のうち炉内管は, Fig. 6.2.5 に示すとおり垂直多重管構造であり, 内側から仕切管・内壁管・断熱材・圧力管及び外套管から構成され, 高温高圧かつ高中性子照射下で使用される。設計寿命は, 22,000時間(最も高温となる仕切管は, 6,900時間)と定められている。一方, JMTRの長期運転計画より更新時期は, 62年度オーバーホール期と計画されたため, 60年度から炉内管の製作を開始した。Table 6.2.2 に運転実績を示す。炉内管の更新範囲は, 作業性等を考慮し枝管を含む炉内管・付属配管・炉心周辺要素及び炉内管支持金具である。

(2) 新炉内管の設計及び製作

新炉内管の設計は, 基本的に使用済炉内管と同一仕様とした。準拠すべき基準, 規格等の一部改正に伴う設計(耐震・構造強度・耐放射線強度)の見直しを行ったが, 同一仕様で全て設計基準値を満足していた。「設計及び工事の方法」は, 昭和60年11月28日に申請し, 昭和61年2月3日に認可された。製作は, 昭和60年8月の材料製作に始まり, 途中3回の官庁検査を受検し, 昭和62年7月工場製作を終了した。なお, 昭和61年11月に原子炉等規制法の改正により溶接検査が指定検査機関に移行されたが, 改正以前に検査申請が行われ, かつ, 溶接に着手していることから従前どおり使用前検査, 施設検査の一環として行われた。

(3) 現地炉内管更新工事

本工事は, 昭和62年7月から始まり, 同8月中旬には使用済炉内管の取り出し及び新炉内管の挿入を行った。引き続き炉内管と炉外部(既設側)とを接続する炉内枝管の溶接組立工事に移った。炉内枝管は, 内側から仕切管, 内壁管, 断熱材を取りつけ圧力管, さらに外套管が順次溶接組み立てされる。試験・検査は各管の溶接工程毎に実施した。途中2回の官庁検査を受検し, 昭和62年12月上旬更新工事を終了した。なお, 接続する既設側炉内枝管の内面には,

照射試験において被覆粒子燃料から放出されたFP核種が沈着（約 10^7 Bq/m²）しているため、作業員が内部被曝しないよう作業手順の検討、作業場所の養生と局部排気を行い、更に必要に応じ全面マスクを着用し実施した。内部被曝の予想される作業終了後には、臨時内部被曝検査を実施し異常の無いことを確認した。Fig. 6.2.6に更新工事手順図を示す。

(4) 性能試験

性能試験は、原子炉停止中に行うコールドラン試験と原子炉運転状態で行う燃料照射試験に分けて実施した。

1) コールドラン試験 (S 62.12.9 ~ S 63.1.23)

コールドラン試験は、第80サイクルの燃料照射試験に先立ち新炉内管の健全性を確認するため、原子炉停止中において試料の挿入・取出、各部の真空引き・ガス置換、常温・高温（加熱器による）流動試験等を行った。本試験の結果、新炉内管は満足する性能を有することが確認できた。

2) 燃料照射試験 (S 63.1.31 ~ S 63.2.20)

燃料照射試験は、炉内管に燃料照射試料を装荷して原子炉運転と OGL-1 高温運転を行って炉内管の熱的及び流動的な総合性能として以下の項目を確認した。

- ① 炉内管各部の温度及び炉内管差圧が設計条件以内であり、かつ構造解析条件の範囲内であること。
- ② 長時間の安定した運転ができること。
- ③ 燃料照射試験運転データを基に OGL-1 定格運転条件における試料出口混合ガス温度 1000℃ のヒートバランス成立範囲を解析して、使用済炉内管と同等の性能であることを確認した。

なお、昭和63年2月12日には、最後の使用前検査として OGL-1 性能検査を受検し、問題なく合格して第二世代炉内管の供用を開始した。

6.2.4 出力急昇試験設備の整備

(1) 概要

出力急昇試験設備は、昭和56年11月より沸騰水キャプセル (BOCA) の照射を開始して以来、照射要求の動向に応じて、炉内管のシュラウド化による1サイクル当たりの照射本数の増加 (1本→3本, オンパワー交換), He-3 出力可変装置改造による燃料試料の線出力の増大 (He-3 ガス最低圧力 1.5 kg/cm²A → 0.3 kg/cm²A) 等を行ってきた。

しかし、高性能燃料の出力急昇試験を行うに当たり、この He-3 出力可変装置の制御性能では、試験条件を満たすことができないため、処理能力の高いコンピュータの導入、圧力制御系の改造、自動流量調節弁の設計・製作等を行い、当試験の実施を可能にした。また、高性能燃料の出力急昇試験の一環として、1000 サイクル負荷追従試験の実施要求に応えるため、He-3 出力可変装置へ容易に多量の窒素ガスを供給できるように同装置の圧力調節系の改造を行い、当試験の実現を可能にした。

その他、次のような対策、開発及び改造を行った。

- ・高出力試験時における BOCA 制御装置の圧力変動を緩和する対策。
- ・BOCA の挿入・取出しを容易に行うためのキャプセル交換機の芯だし機構の開発。
- ・キャプセル交換機に発生する異常作動（上昇指令に対し急速降下）を防止する改造。
- ・OSF-1 冷却系停止後の系内圧力異常上昇を緩和する対策。

これらの内、主な改造として、He-3 出力可変装置の圧力制御系及び圧力調節系の改造について以下に述べる。

(2) He-3 出力可変装置圧力制御系の改造

He-3 出力可変装置は、BOCA が挿入される OSF-1 炉内管の燃料試料位置に取り付けられた円筒状の He-3 ガススクリーン内の He-3 ガス圧力を変えることにより、燃料試料の出力を変化させる装置である。He-3 ガス圧力は、コンピュータにより制御されるが、従来用いられていたコンピュータは、8 ビット、シングルタスクの NEC 製 PC8801 であった。この処理能力の小さいコンピュータで、圧力制御及び警報・安全動作の監視を行っていたため、圧力変化入力時間は分単位でしか行えず、かつ、圧力制御も 10 秒毎の ON-OFF 制御及び 30 秒毎の自動流量調節弁の開度設定による制御であったため、依頼者の試験条件を満たすことは不可能であった。試験条件と制御能力の比較として、階段状出力変化試験（A ランプ試験）の例を Fig. 6.2.7 に示す。

現時点で要求されているいかなる試験条件も満足させるため、制御系の改造として 32 ビット、マルチタスクの横河製 FA コンピュータ YEWMAC 300 SUPER を導入した。また、従来圧力制御、警報、安全動作をプログラマブルコントローラを介して、コンピュータで制御していた方式を、圧力の制御のみをコンピュータで行い、警報および安全動作はプログラマブルコントローラで制御する方式とした。改造前及び後のシステムブロック図を Fig. 6.2.8 に示す。また、圧力制御に用いられている自動流量調節弁もこれに適した構造、寸法、材質に変更した。

これらの改造により、現在要求されている全ての出力急昇試験の実施を可能にした。

(3) He-3 出力可変装置圧力調節系の改造

He-3 ガス圧力変化は、Fig. 6.2.9 に示されるとおり、2 基のベロー型アキュムレータの体積を窒素ガスにより変化させることにより行われる。このため、47 ℓ の窒素ガスポンベ数本を圧力調節系に接続して使用していたが、この方式では、負荷追従試験のように圧力を頻繁に変化させる実験では、窒素を多量に消費するため、このような試験を行うことは困難であった。そこで、原子炉建屋外にある照射準備室に 24 本組カードル 2 基を設置し、また圧力調節系に 47 リットルのバッファータンクを 2 基設置し、この間を配管で接続した。この改造により、多量に窒素を供給できるようになったこと、及び原子炉建屋外で容易に窒素ポンベの交換を行えるようになったため、1000 サイクル負荷追従試験も行えるようになった。

Table 6.2.1 OWL-2 Main Specification

| | |
|---|---|
| In-pile tube position in reactor core | K.L-3.4 |
| Thermal neutron flux | |
| Peak | $5.4 \times 10^{13} \text{n/cm}^2\text{s}$ |
| Average | $4.1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2\text{s}$ |
| Fast neutron flux ($E > 1 \text{ MeV}$) | |
| Peak | $5.5 \times 10^{12} \text{n/cm}^2\text{s}$ |
| Average | $4.2 \times 10^{12} \text{n/cm}^2\text{s}$ |
| Gamma heating (peak) | 0.5 W/g |
| Coolant | Light water |
| Coolant flow rate | 1100 Kg/min max |
| Operating temperature | |
| P-mode | 270°C |
| B-mode | 285°C |
| Operating pressure | 7.3 MPa (73 Kg/cm ² G) |
| Operating modes | Boiling water cooling and pressurized water cooling |
| Steam quality in B-mode operation | 20 wt% max |
| Heat removal capacity | 850 KW max |
| Effective in-pile test section dimensions | 117.8 mm in diameter, 750 mm high |

Table 6.2.2 OGL-1 Operation Records (from 38th o.c. to 79th o.c.)

| 機器名称及び運転状態 | 設計寿命等の制限値 | 運 転 実 績 |
|-------------|-------------------------|-----------|
| OGL-1 炉外部分 | 44,000 時間 | 27,597 時間 |
| 炉 内 管 | 22,000 時間 | 19,273 時間 |
| 第3世代炉内仕切り管 | 6,900 時間 | 6,617 時間 |
| 通常及び変動状態の回数 | 起動・停止, スクラム等 400回 以内 | 196 回 |

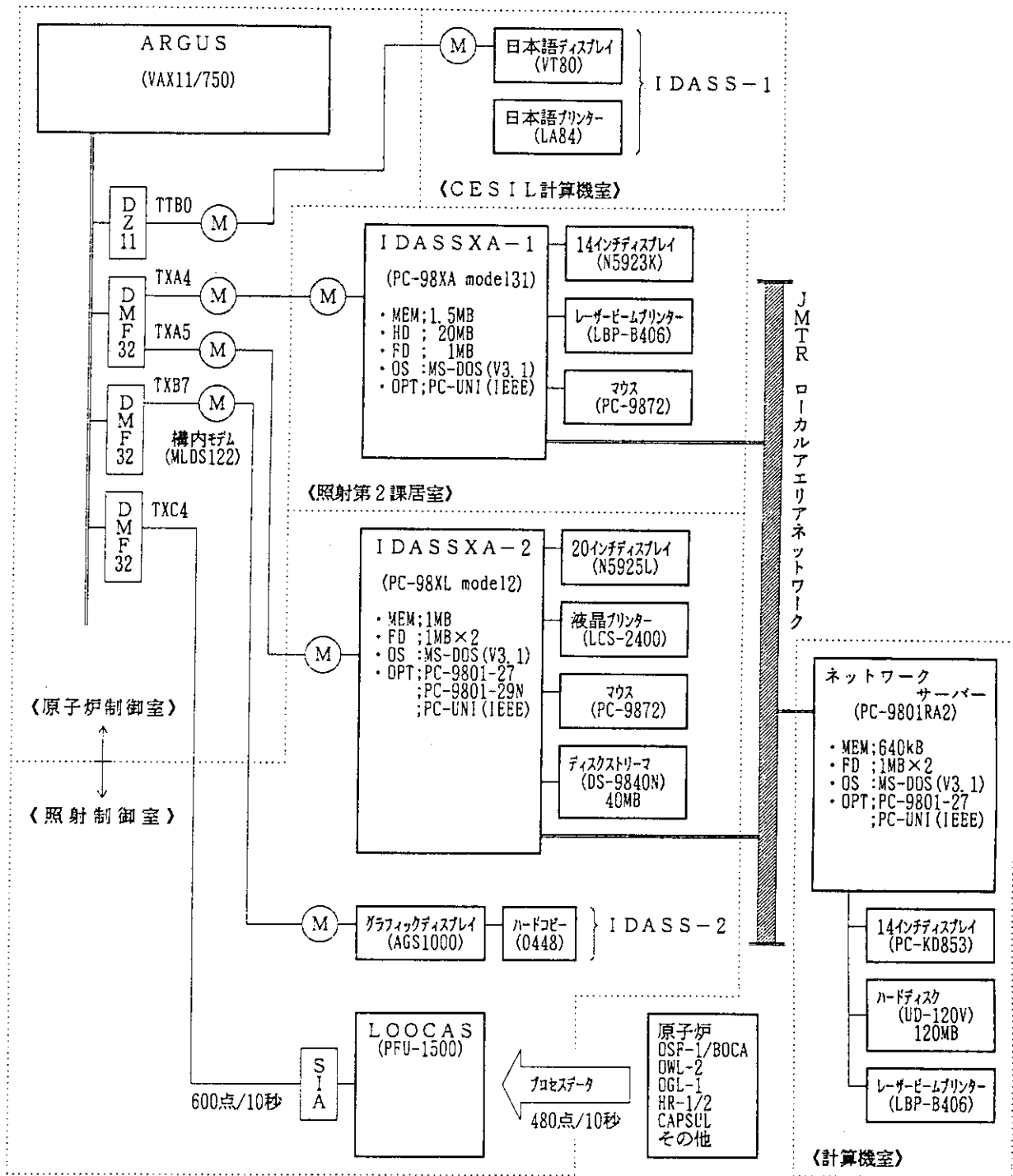
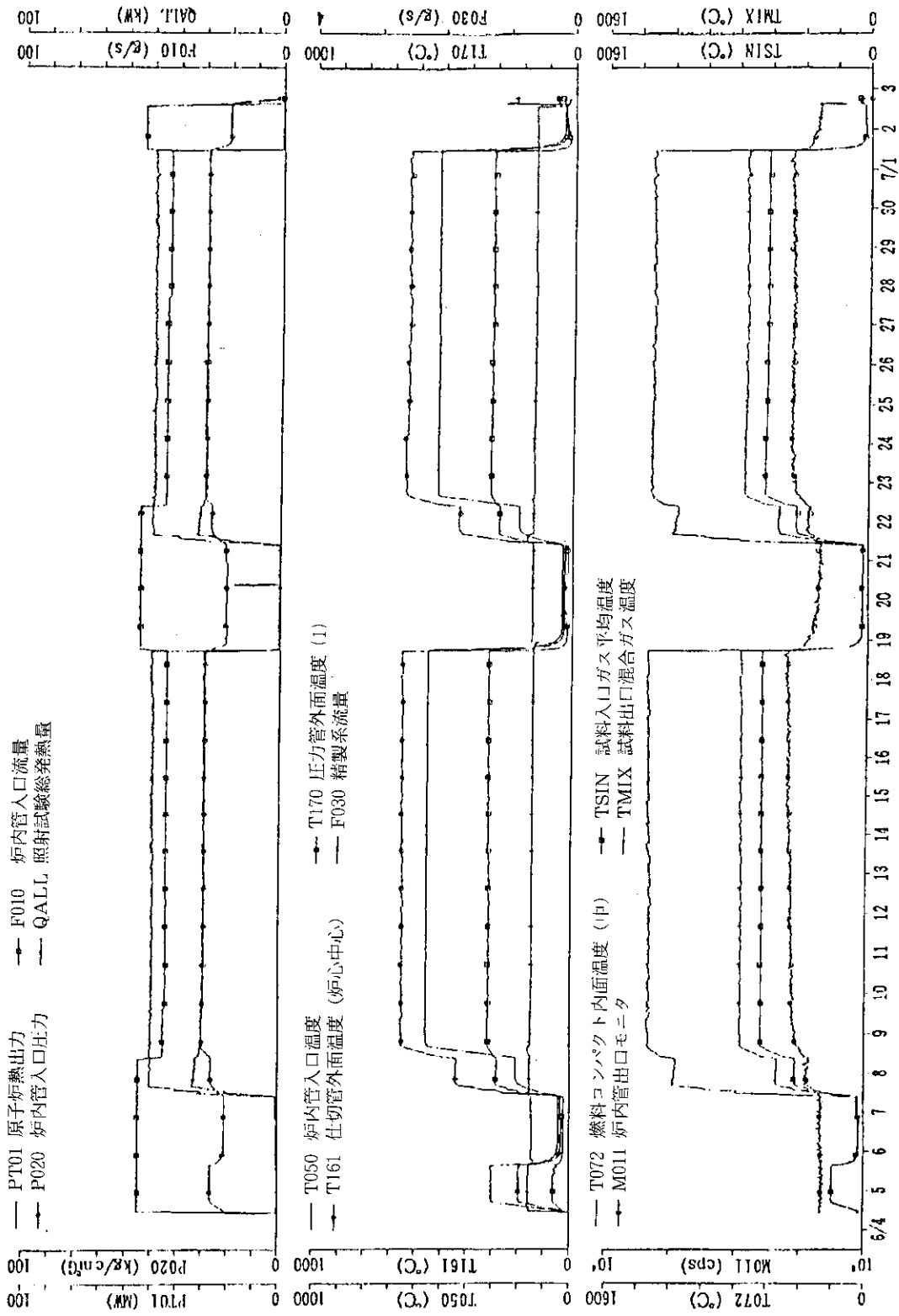


Fig. 6.2.1 IDASSXA System

| JMTR 88 サイクル | | キャブセル運転記録 | | | | | 88/01/28 | |
|--------------|-------|-----------|-------|----------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| キャブセル名 | 装置名 | 名 | 単位 | 目標値 | 現在値 | 直 | 直 | 直 |
| 85M-3J | 原子炉 | PT01 | Mw | 50 | 49.8 | 49.5 | 48.8 | 49.1 |
| 86F-2A | ①79-2 | TC05 | °C | 300 ±10 | 302 A | 308 A | 299 A | 302 A |
| 83M-29A | ①80-1 | TC01 | °C | 900 ±20 | 899 A | 905 A | 904 A | 898 A |
| 84F-6A | ①80-2 | TC07 | °C | 658 ±20 | 610 A | 648 A | 658 A | 652 A |
| 87M-33A | ①81-3 | TC02 | °C | 400 ±15 | 401 A | 402 A | 405 A | 398 A |
| 88F-1A | ①82-2 | TC05 | °C | 1400 ±30 | 1405 M | 1402 M | 1318 M | 1305 M |
| 87M-4U | ①80-1 | TC04 | °C | | 842 M | 854 M | 851 M | 849 M |
| 85M-48J | ①79-1 | TC05 | °C | 400 ±20 | 401 A | 401 A | 402 A | 401 A |
| 86M-11U | ①85-2 | TC05 | °C | 458 ±28 | 447 A | 458 A | 455 A | 449 A |
| 86M-33A | ①85-1 | TC01 | °C | 1000 ±28 | 997 A | 999 A | 1843 A | 997 A |
| 85F-1A | ①84-2 | TC05 | °C | 600 ±20 | 550 A | 605 A | 682 A | 599 A |
| 85M-11A | ①84-1 | TC04 | °C | | 284 M | 388 M | 290 M | 286 M |
| 84F-1A | ①84-2 | TC05 | °C | 1500 ±30 | 1499 A | 1495 A | 1499 A | 1505 A |
| 84F-1A | ①84-3 | TC05 | °C | 1500 ±30 | 1486 A | 1496 A | 1497 A | 1582 A |
| 真空排気装置 | | M001 | cps | | 2.3 X 10 ⁰ | 2.2 X 10 ⁰ | 2.2 X 10 ⁰ | 2.6 X 10 ⁰ |
| | | V001 | Torr | | 4.6 X 10 ⁻³ | 4.4 X 10 ⁻³ | 4.8 X 10 ⁻³ | 5.8 X 10 ⁻³ |
| | | VP01 | --- | | 運転中 | 運転中 | 運転中 | 運転中 |
| | | VP02 | --- | | 停止中 | 停止中 | 停止中 | 停止中 |
| 原子炉 | OSF-1 | OWL-2 | OGL-1 | HRI/2 | CAPSL | FGS-1 | FGS-2 | 任意前頁次頁設定印刷終了 |

Fig. 6.2.2 A Typical Display of the Monitor for Irradiation Rigs



JMTR 87 7124 (1985年)

87LF-26A 照射履歴 (OGL-1)

Fig. 6.2.3 A Typical Output of the Irradiation History Trent Program

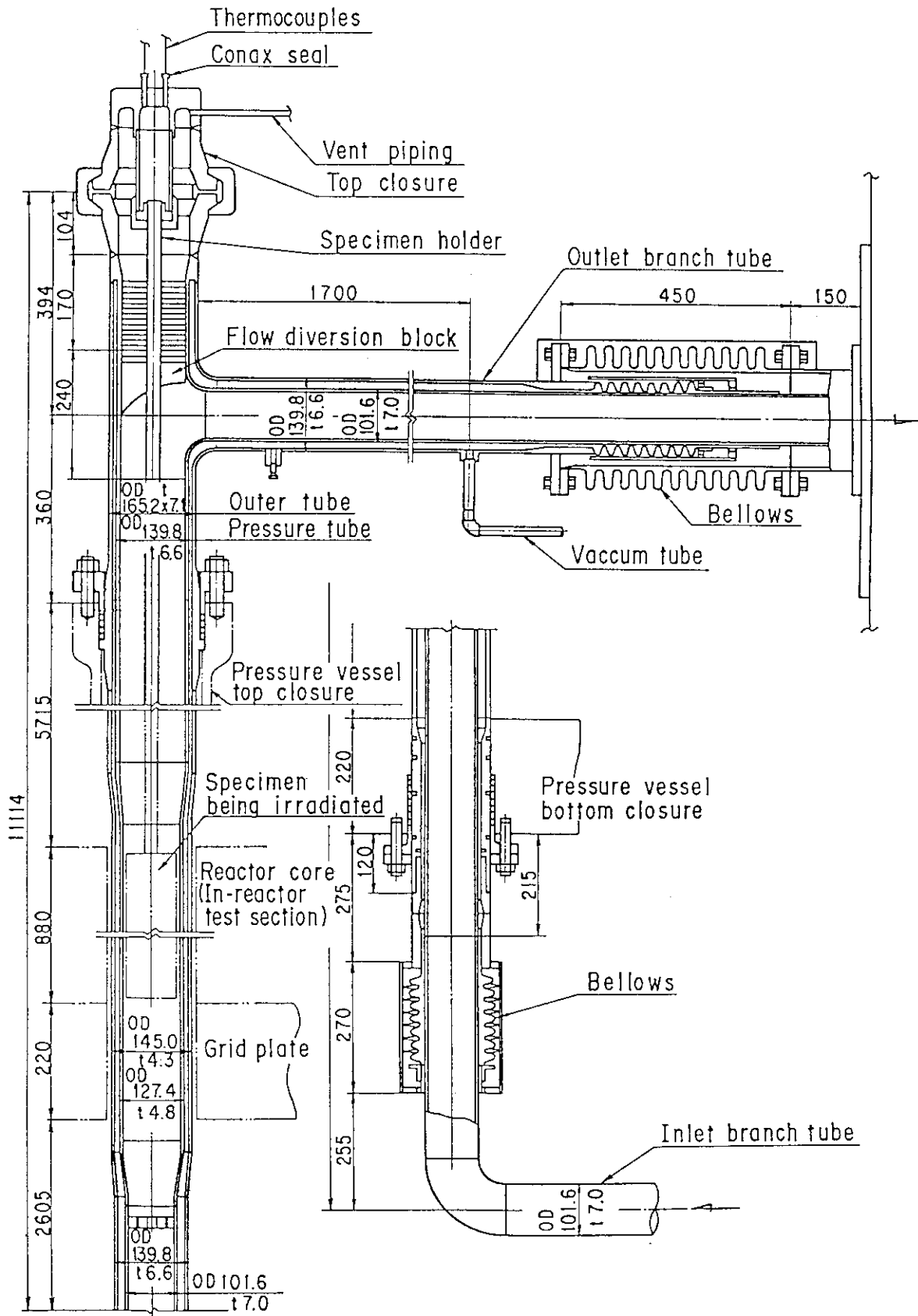


Fig. 6.2.4 Detailed Sectional View of OWL-2 In-pile Tube

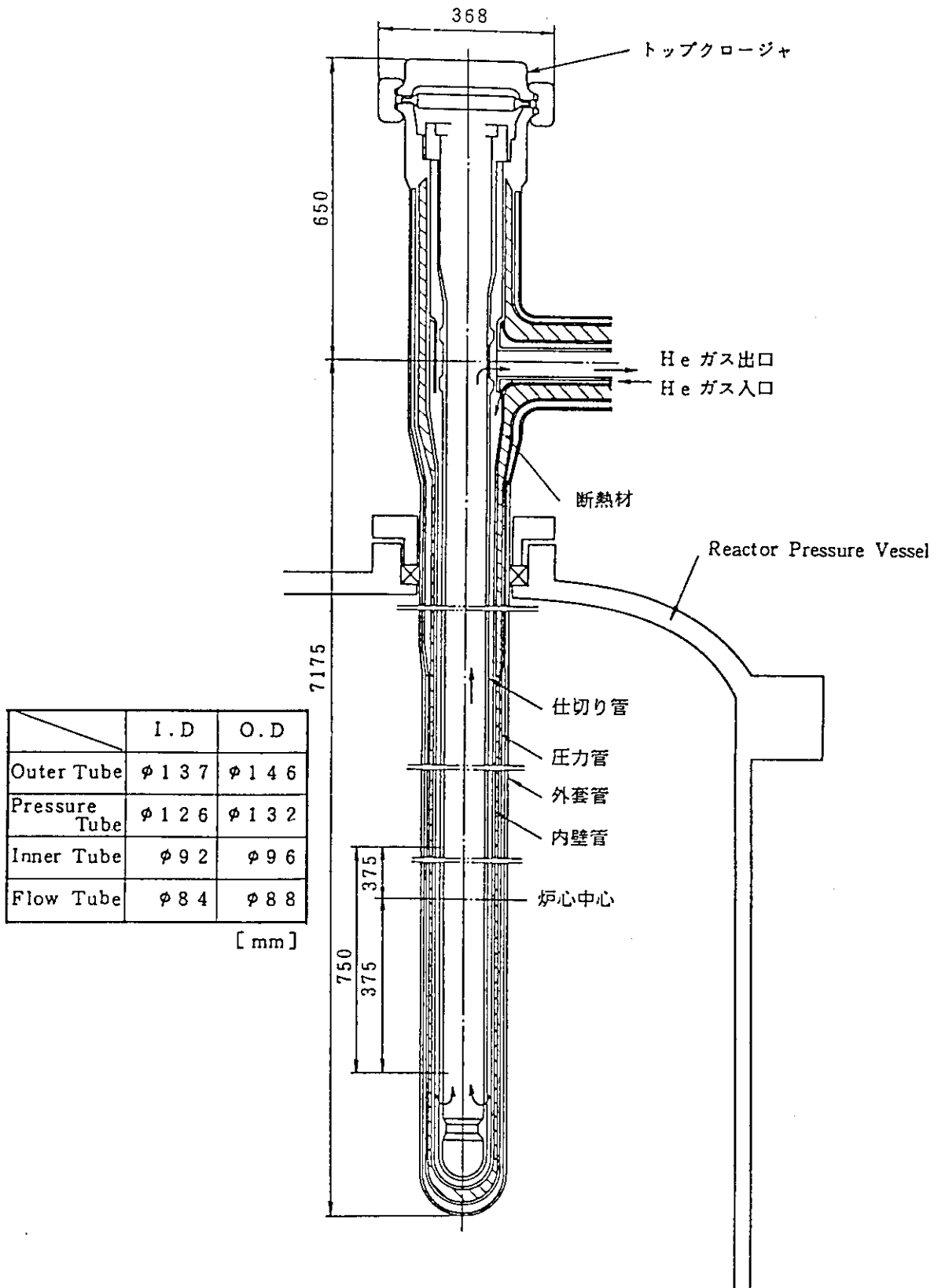


Fig. 6.2.5 OGL-1 In-pile Tube

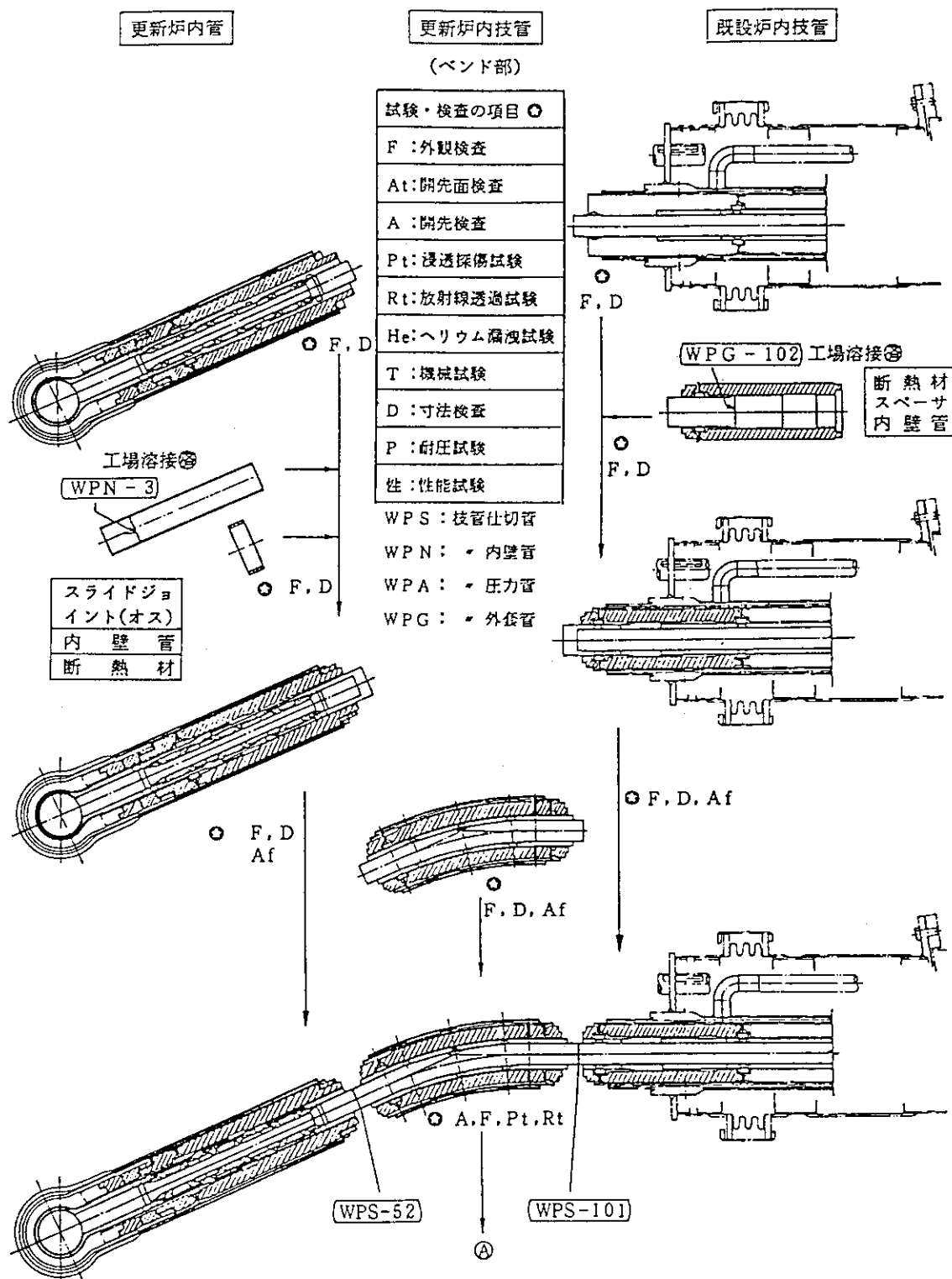


Fig. 6.2.6 The Process of the OGL-1 In-pile Tube Replacement (1/2)

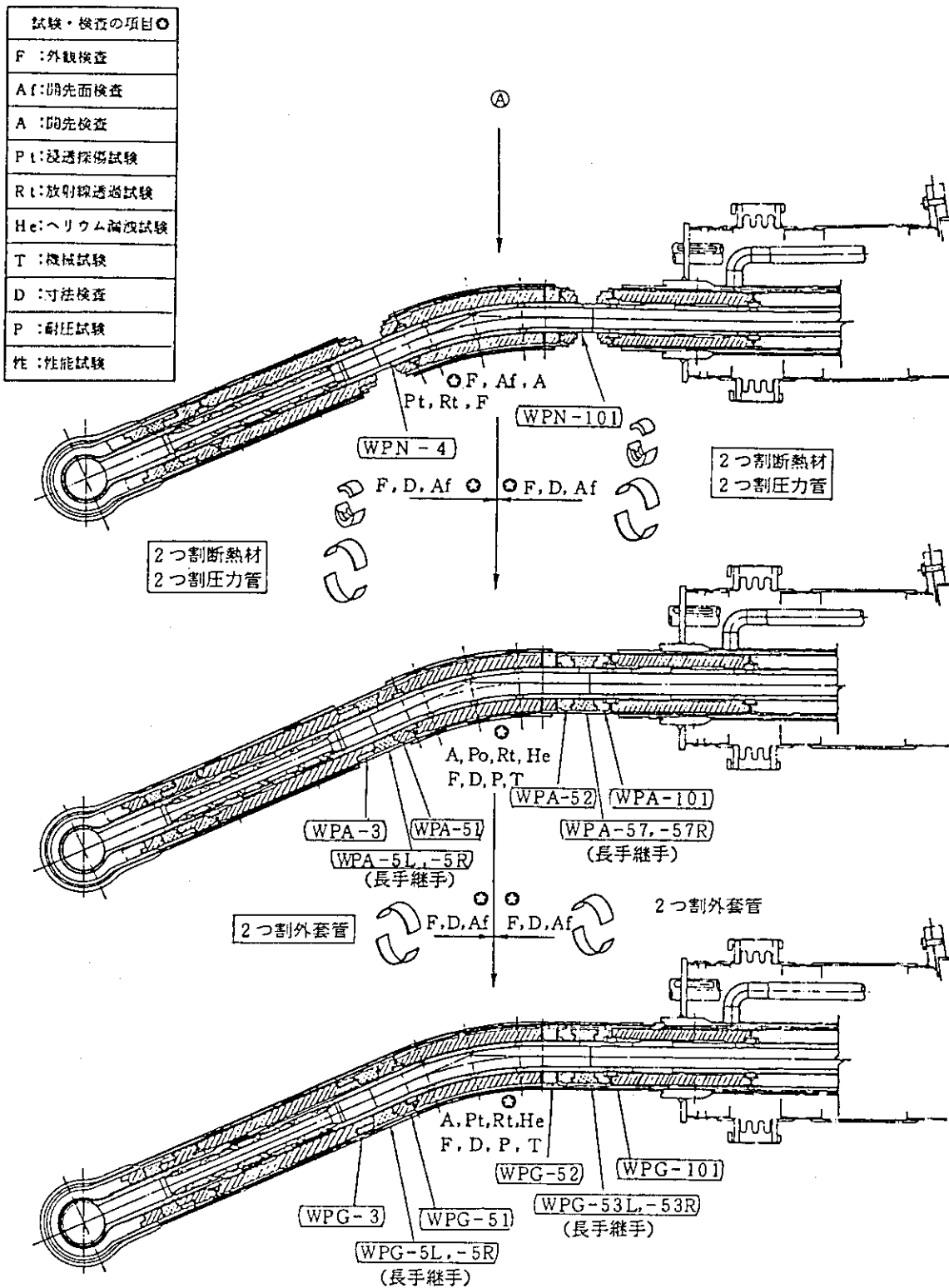


Fig. 6.2.6 The Process of the OGL-1 In-pile Tube Replacement (2/2)

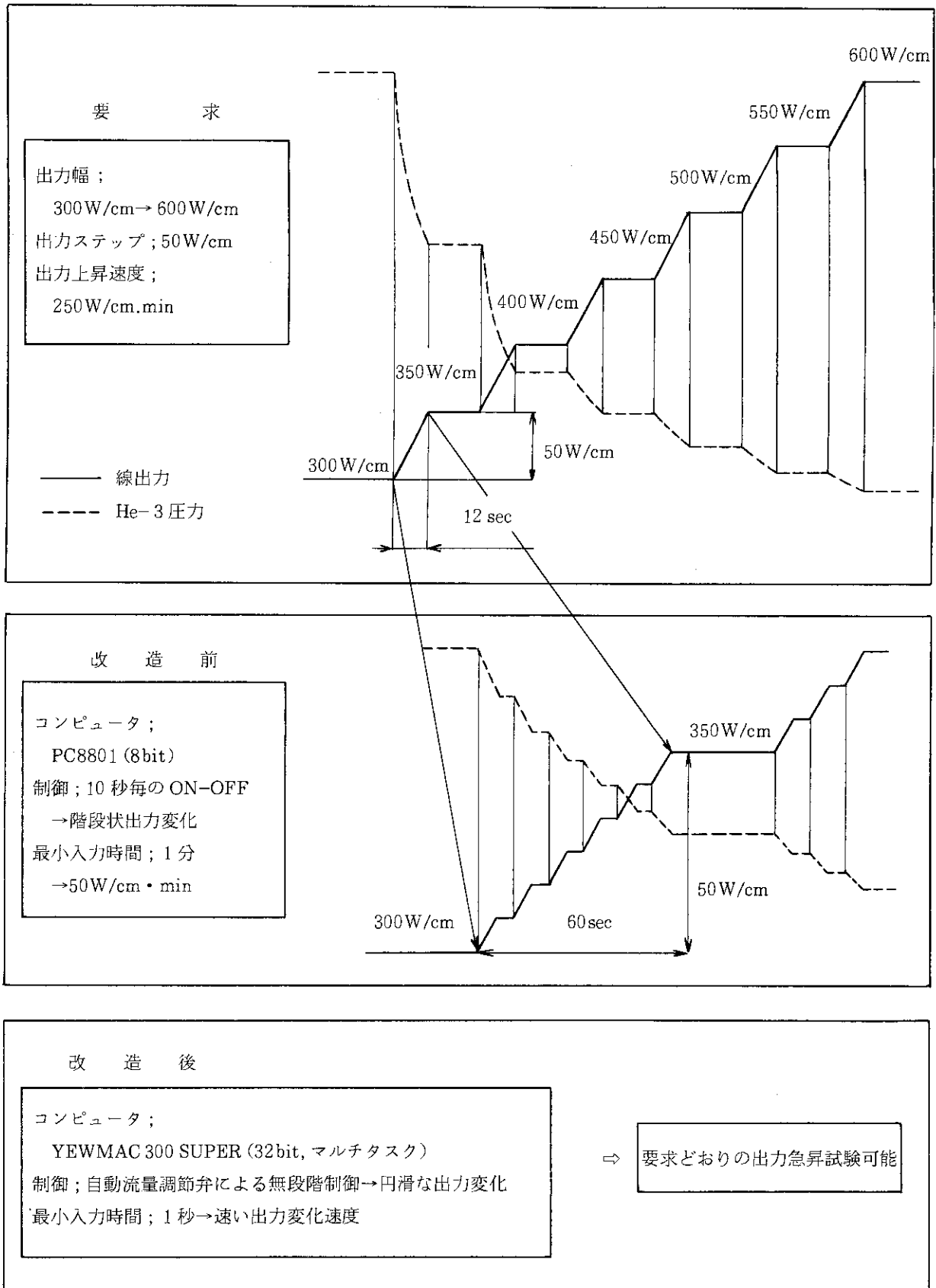
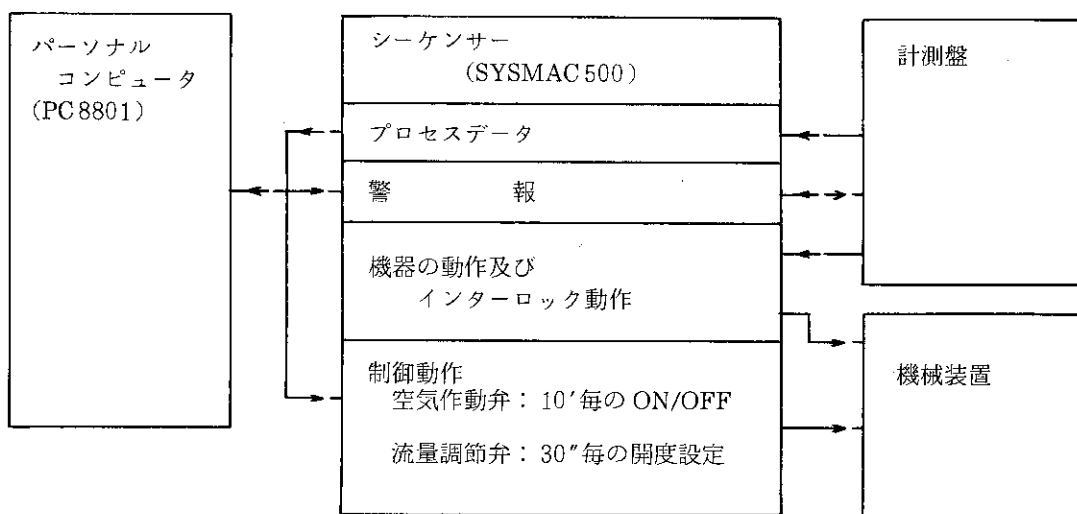
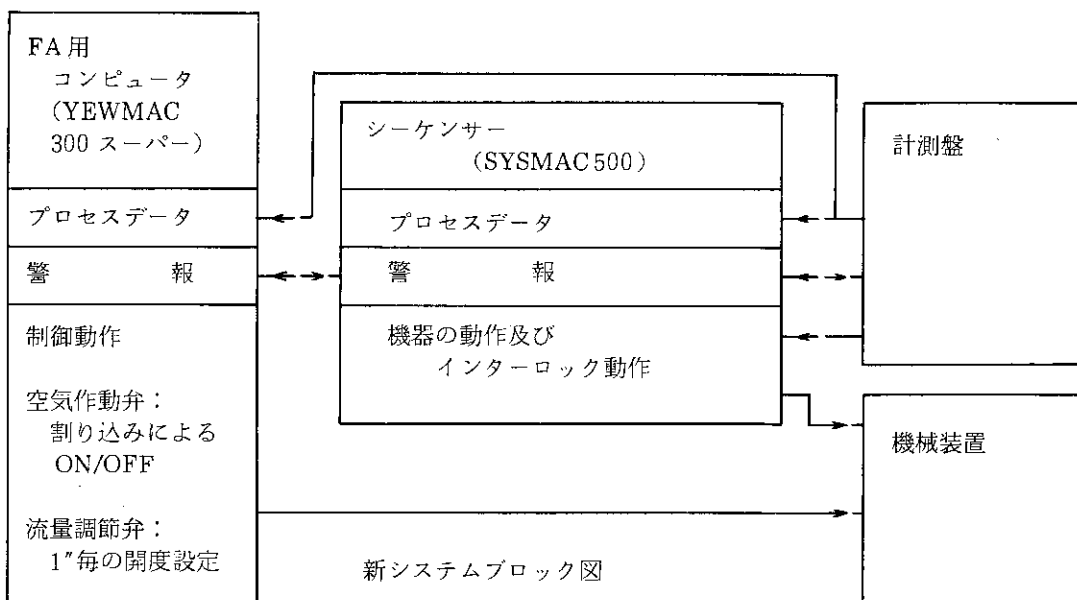


Fig. 6.2.7 Performance of He-3 Pressure Control System before and after Modification



旧システムブロック図



新システムブロック図

Fig. 6.2.8 Block Diagram of He-3 Pressure Control System before and after Modification

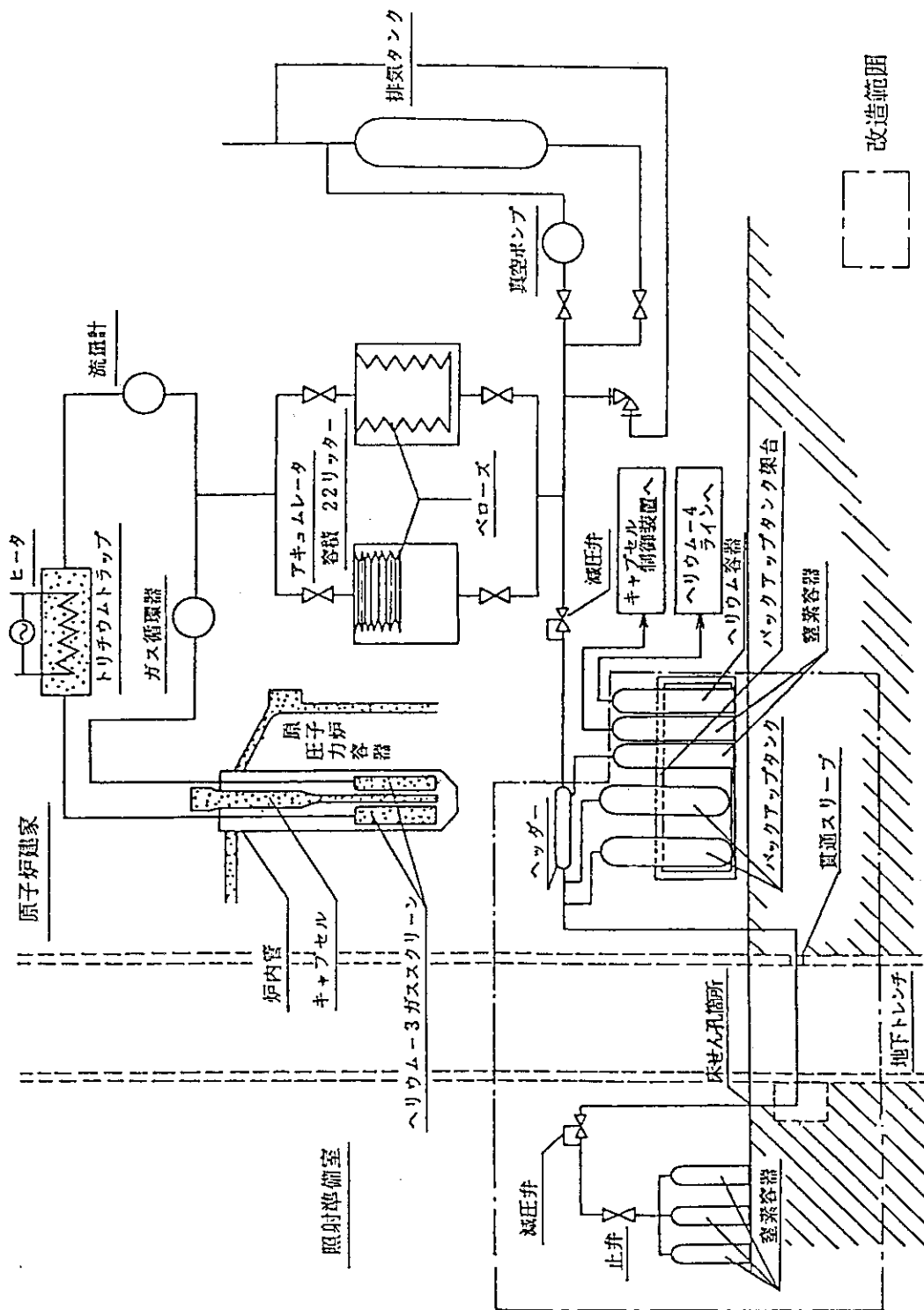


Fig. 6.2.9 Improvement of Nitrogen Gas Supply Capacity of He-3 Gas Control Unit

6.3 キャプセルによる照射実験

6.3.1 出力急昇試験

原子炉通常運転時における燃料被覆管破損に関する研究課題の一つは、燃料の出力が急上昇した時に発生するPCI/SCC破損である。この現象を解明するための有効な手段として、試験炉を用いる出力急昇試験がある。

JMTRでは、国産軽水炉燃料を対象とした燃料挙動研究の一環として、PCI/SCC破損原因を究明するための照射試験等を目的とした出力急昇試験設備を開発整備し、試験を実施してきた。

Table 6.3.1に、61年度から63年度に実施した試験の概要を示す。

61年度から63年度には、13体のBOCAキャプセルを用いて、17回の出力急昇試験を行った。そのうち2体(84BF-17A, 84BF-19A)は、JMTRの水ループ(OWL-2: Oarai Water Loop No.1)において、最高7MWD/kgUO₂照射した燃料棒2本(PWR型, BWR型各1本)を用いて、JMTRホットラボに整備したキャプセル組立て装置により、BOCAキャプセルに組み込み、FPガス放出挙動解明のための照射試験を行った。85BF-21J, 85BF-22Jの2体は、出力急昇試験設備の燃料SCC破損時の応答を調べるため、コロダントとして沃素や沃化セシウムを封入し、被覆管外面に人工欠陥を設けた特殊仕様の燃料棒を装荷し、59kW/mまでの出力急昇試験を実施した。その結果、沃化セシウムを封入し、被覆管外面にV形の人工欠陥を設けた燃料棒を装荷した85BF-22Jに於いて燃料破損が生じ、Fig. 6.3.1に示すように、出力急昇試験設備の放射能モニタ等が予定どおり応答することを確認した。

また、ステンレス鋼製被覆管の燃料棒の健全性試験や、新燃料を使用した炉内SCC試験のための出力急昇試験を実施した。

さらに、動力炉で照射済みのセグメント状の高性能燃料等の出力急昇試験を、61年度から開始し63年度までに合計9回実施した。

なお、この間2体のBOCAキャプセルを洗浄し再使用した。

6.3.2 インパイルクリープ実験

高温工学試験研究炉(HTTR)炉心部を構成する黒鉛構造材の照射クリープに関するデータを得るため、JMTRにおいて黒鉛インパイルクリープ試験用キャプセルを製作し、炉内照射実験を行った。

照射用キャプセルはクリープ試験片を7本直列に連結し、同一の付加荷重が加わる構造である。また、クリープ試験片の廻りには無負荷標準試験片を装荷している。

クリープ試験片の荷重付加には溶接ベローズを用い、試験片の歪検出には差動トランス型の歪計を使用している。当キャプセルの概略構造をFig. 6.3.2に示す。

6.3.3 ガススweep照射試験

ガススweepキャプセルは、高温工学試験研究炉用被覆粒子燃料の核分裂生成物(FPガス)の放出に関する照射挙動及び被覆粒子燃料の健全性に関するデータを得るためのキャプセルである。被覆粒子燃料から放出されるFPガスを、炉外から供給するガス(スweepガス)により連続的

にスリーブして炉外へ運び出し、放射能濃度や核種分析を行う。

Fig. 6.3.3 にガススリーブ照射装置のフローダイヤグラムを、Fig. 6.3.4 にキャプセルの構造を示す。本キャプセルの燃料は汚染ウラン及び人工欠損被覆粒子を分散した2種類の燃料コンパクトであり、異常な過渡変化時における昇温前後のFPガス放出挙動を調べることを目的として、JMTR第82～第85サイクルの4サイクル間照射した。照射試験では、上段試料は最高1500℃、下段試料は最高1600℃までの昇温を行った。

6.3.4 原子炉圧力容器材照射試験

本照射試験では、軽水炉に関するもの8体、FBRに関するもの3体、HTTRに関するもの1体のキャプセルの照射試験を実施した。各照射試験の目的に合わせて試験片の種類及び照射試験中の温度は様々である。これらキャプセルの要目は、Table 6.3.2のとおりである。

照射試験中における試験片の温度変動巾は、キャプセルに電気ヒータを内蔵したタイプ（軽水炉及びHTTRの照射試験用）は、目標値を満足するものであった。しかし、FBRの照射試験用キャプセルの場合、電気ヒータによる温度制御に比べてキャプセル軸方向の温度分布の調整ができないために、キャプセル上・下部で若干目標値を下回った。

6.3.5 熱電対炉内校正試験

高温ガス炉の炉内温度測定のために開発された熱電対の高温時における径時変化や中性子照射による組成変化など、諸特性の変化及び周囲雰囲気の影響による変化を調べることを目的とした照射実験を第69サイクル（1985年5月）において実施した。

実験は、Pt/Mo合金熱電対及びN型（ニクロシル・ニシル）熱電対の他ノイズサーモメータなど3種類の熱電対について次に示す方法で行った。

- 1) 原子炉停止時に電気ヒータを用いて試料を800℃まで昇温し、キャプセル中央に配置した熱電対との比較校正を行う。なお、この校正用熱電対は、原子炉運転中の校正試験時を除いて駆動機構によりキャプセル上方に移動することによって照射影響を除外する。
- 2) 原子炉運転時に真空温度制御及びヒータによる昇温・降温操作により、試料先端部に設けたMo製のルツボ中に装荷した銀の凝固点を利用した校正を行う。

照射実験の結果は、目標温度の達成及び駆動機構等の動作は満足されたものであった。ただし、銀の凝固点を利用した試験は、銀の量の不足もあって満足すべきデータを得ることができなかった。

今後は、照射後試験において銀の凝固点を利用した校正試験が可能となるようなキャプセルの製作及び試験装置の開発を進めていく。

6.3.6 一定温度照射試験

(1) キャプセル概要

原子炉での従来の照射では原子炉が定格出力に到達したのち試料温度を照射目標温度へ上昇させ、原子炉の停止直前に試料温度を降下させている。そのため、照射試料が原子炉出力上昇中及び下降中に目標温度以外の温度で照射される状況にあった。最近、金属学的な見地から、

照射の全期間にわたり温度を厳密に制御した照射実験の要望が出されたことを受け、今回試験的に照射を実施した。本キャプセルの照射目的は照射温度の一定制御を行った試料と従来の温度変更方式で照射した試料との照射効果の違いを比較することである。前者は、試料が目標温度以外の温度で中性子照射されないことを意味する。このため、試料の加熱をガンマ加熱をガンマ加熱のみに頼らず、炉心に挿入するキャプセルに十分な能力を有する発熱体（ヒータ）を装着し、炉外部より制御する。

(2) 主要構造

本キャプセルの概略構造をFig. 6.3.5に示す。キャプセルは、外筒、内筒、熱媒体、ヒータから構成され、内筒内に上下2段のヒータ部がある。ヒータ部位置は、中性子束（ γ 加熱）が同じになる様にキャプセル上部、下部に配置した。ヒータ部熱媒体の長さは上部及び下部とも100 mmである。

(3) 照射結果

本キャプセルは、JMTR第82運転サイクルで照射した。Fig. 6.3.6～6.3.8に本キャプセルによる照射温度履歴を示す。図中、原子炉の出力上昇に従って、ステップ状に照射温度が上昇しているのは、従来の温度制御方式によるものであり、この出力上昇過程あるいは、出力降下過程の温度履歴が照射結果に大きな影響を及ぼすといわれている。これに対して、一定温度制御を行った試料の照射温度は、全照射期間にわたって、一定に制御されており、低温照射の効果が排除されることを示している。

6.3.7 Li含有セラミックス照射試験

核融合炉開発の一環として行われているトリチウムの製造技術の開発は、現在大量トリチウム製造に関する技術開発を主眼に進められてきている。大量トリチウム製造用ターゲット材としては、融点が高いこと等からLi含有セラミックスが第1候補材と考えられているため、LiAlO₂ペレットの中性子照射時における発熱特性評価のための照射試験を第87サイクルにおいて実施する予定である。

キャプセルは、生成したトリチウムのキャプセル外部への放出を抑えるという考えから製作されている。おもな構造としては、照射試料を装荷したZry-2製被覆管（内面セラミックス・コーティング）をステンレス鋼製の内筒内に配置し、内筒の外側を2本の熱電対が装荷された熱媒体であるアルミ鑄込みヒータで囲み、これらを3段縦軸方向に重ねステンレス鋼製の外筒に挿入するというものであり、3重の密封構造となっている。

また、中心温度測定用熱電対シースよりの透過及びシース破損時におけるトリチウム対策として、被覆管及び内筒の上部端栓部（兼用）に気密端子を用いているとともに、ヒータシースよりの透過防止のため外筒上部において気密端子を用いた。その他、気密端子、内筒及び外筒内にトリチウムゲッタとしてのTiスポンジを封入したものである。

今後同様なキャプセル製作が予定されていることから、本照射試験のデータを解析することによって、より実験目的に沿ったキャプセルの開発をめざしている。

6.3.8 HTTR 燃料温度急昇試験

高温工学試験研究炉 (HTTR) の事故時を想定して、燃料試料温度を定常時の 1300 °C 程度から約 100 分間で 1900 °C まで急昇させる試験を計画し、JMTR の第 74 サイクルにおいて実施した。キャプセルの構造を Fig. 6.3.9 に示す。温度急昇の方法は、先ず燃料外側に配した熱媒体を下方に移動し、熱的条件を変化させ、次に外筒-内筒間のヘリウムガスを真空排気することによって行った。

温度の測定は、燃料中心に取りつけた W-Re 型の熱電対で行い、その記録は、Fig. 6.3.10 に示すとおりである。熱媒体移動前の燃料試料中心温度は 1350 °C であり、熱媒体移動により 1700 °C に達し、最終的には真空排気による昇温で 1900 °C を 6 時間継続させた。

JMTR における一連の温度急昇試験で 1900 °C に達したのは今回が初めてであり、HTTR 燃料の過渡状態における健全性を評価する上で有意義なものになった。

Table 6.3.1 Outline of Current Power Ramping Test at the JMTR
(March, 1989)

| Name of fuel rod | Specifications of fuel rod | | | | Test parameters | | | |
|------------------------|----------------------------|----------------|----------------------------------|--|--------------------------------------|---------|---|-----------------------|
| | Type | Enrichment (%) | Diameteral gap (μm) | Remarks | Linear heat rating (kW/m) | | Ramping rate ($\text{kW/m}\cdot\text{min}$) | Number of power cycle |
| | | | | | Minimum | Maximum | | |
| 84BF17A | BWR | 2.8 | 230 | Irradiated in OWL-2, 5MWd/kg | 31 | 59 | 28 | 1 |
| 84BF19A | PWR | 4.0 | 210 | Irradiated in OWL-2, 7MWd/kg | 28 | 49 | 21 | 1 |
| 85BF21J | PWR | 4.0 | 30 | Corrodant (I_2) Flat scratch | 27 | 59 | 32 | 18 |
| 85BF22J | PWR | 4.0 | 30 | Corrodant ($\text{CsI}, \text{Mo}_2\text{O}_3$) V scratch | 22 | 59 | 37 | 1 |
| 85BF25J | PWR | 4.0 | 230 | SS cladding | 18 | 36 | 18 | 24 |
| 88BF42JF | BWR | 2.6 | 230 | — | 16 | 60 | — | — |
| 87BF38AD | BWR | 4.0 | 30 | Corrodant ($\text{CsI}, \text{Mo}_2\text{O}_3$), | 30 | 50 | 20 | 1 |
| 87BF39AA | BWR | 4.0 | 30 | Flat scratch | 30 | 60 | 30 | 1 |
| High performance fuels | BWR | 3.9 | — | — | 22 | 60 | — | Max. 1000 |

Table 6.3.2 Outline of Irradiation Tests for Reactor Pressure Vessel Materials

| 項目 炉型 | 照射目的 | キャプセル 本数 | 照射目標温度 | 目標 照射量 (n/cm ²) | 照射試料の種類と数量 | 温度制御方法 |
|----------|---|-------------|-------------|--|--|--------|
| 軽水炉 | IAEA 協力研究の一環として圧力容器鋼材の中性子照射脆化を調べ、各国のデータとの比較を行い、圧力容器の構造安全性評価基準に反映するため。 | 8 | 290 ± 10 °C | 2 × 10 ¹⁹ 及び 4 × 10 ¹⁹ | シャルピー：98 引張試験片：68 三点曲げ試験片：42 破壊靱性試験片：114 | 電気ヒータ |
| FBR | SUS 304 鋼の照射後クリープ特性に及ぼす微量成分の影響を調べるため。 | 3 | 550 ± 25 °C | 2.5 × 10 ¹⁹ | クリープ試験片：210 | 真空温度制御 |
| HTTR | 圧力容器材の高温低サイクル疲労データ及び主ボルト、拘束バンド用鋼材の強度、破壊靱性データを取得するため。 | 1 | 400 ± 10 °C | 1 × 10 ¹⁹ | シャルピー：9 引張試験片：10 破壊靱性試験片：114 低サイクル疲労試験片：3 | 電気ヒータ |

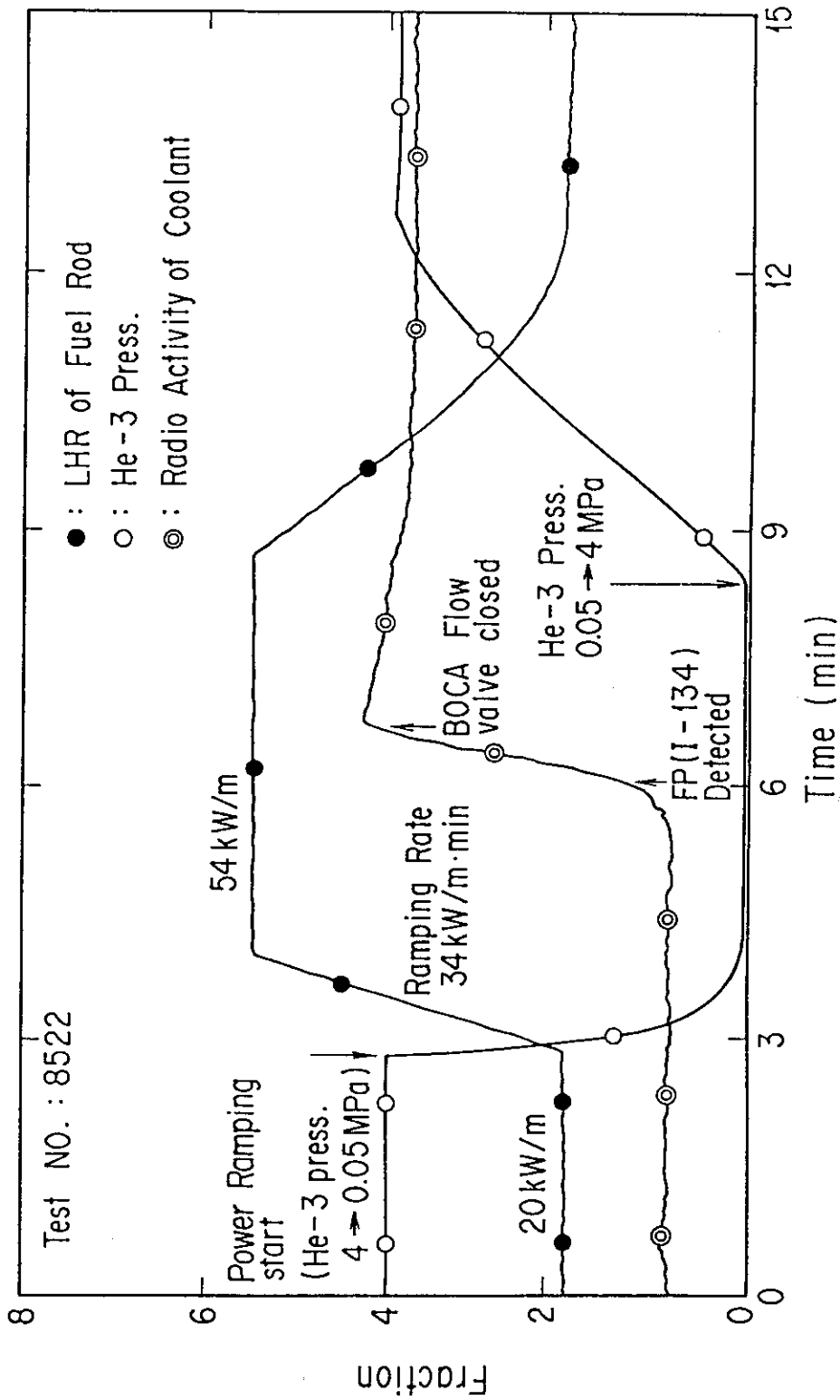


Fig. 6.3.1.1 Plot Showing Fuel Rod Linear Hat Rating (LHR), BOCA Water Activity and He-3 Pressure

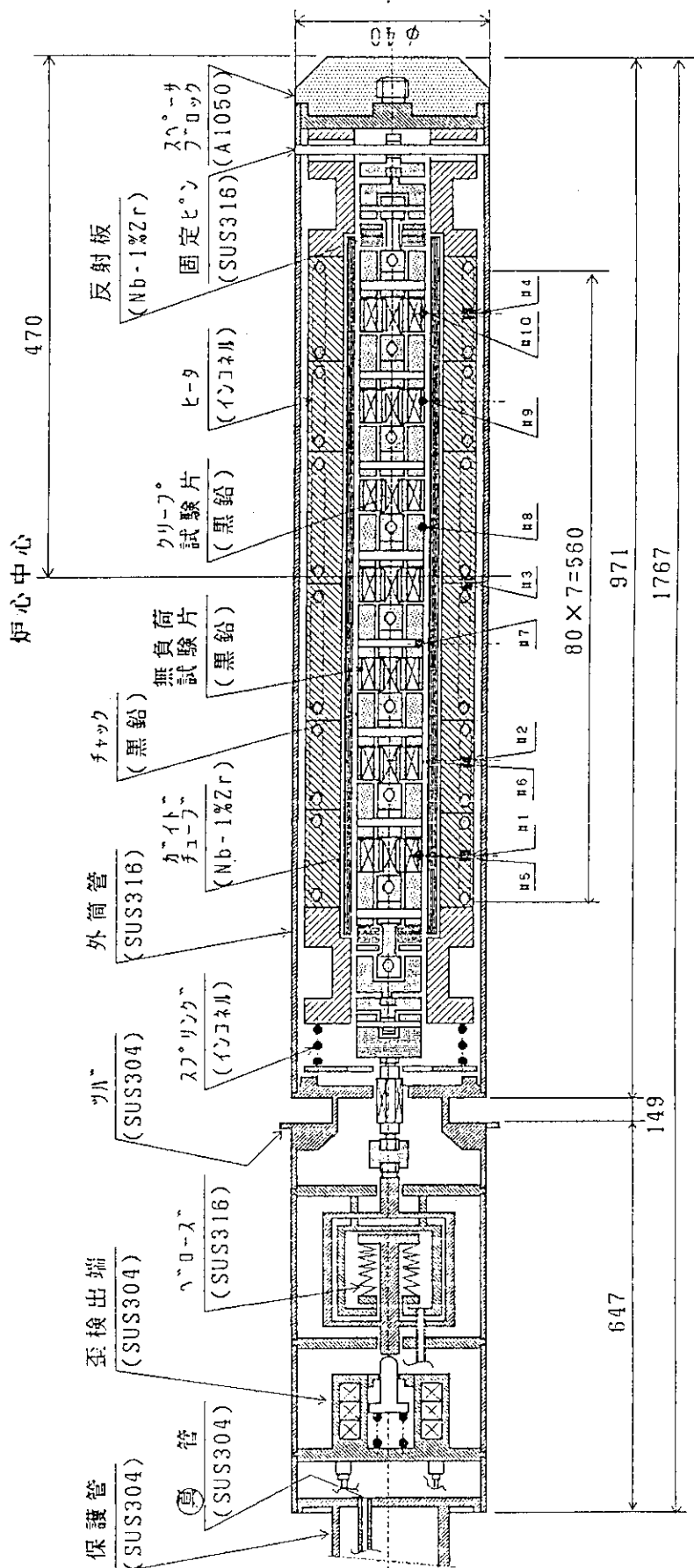


Fig. 6.3.2 In-pile Creep Capsule

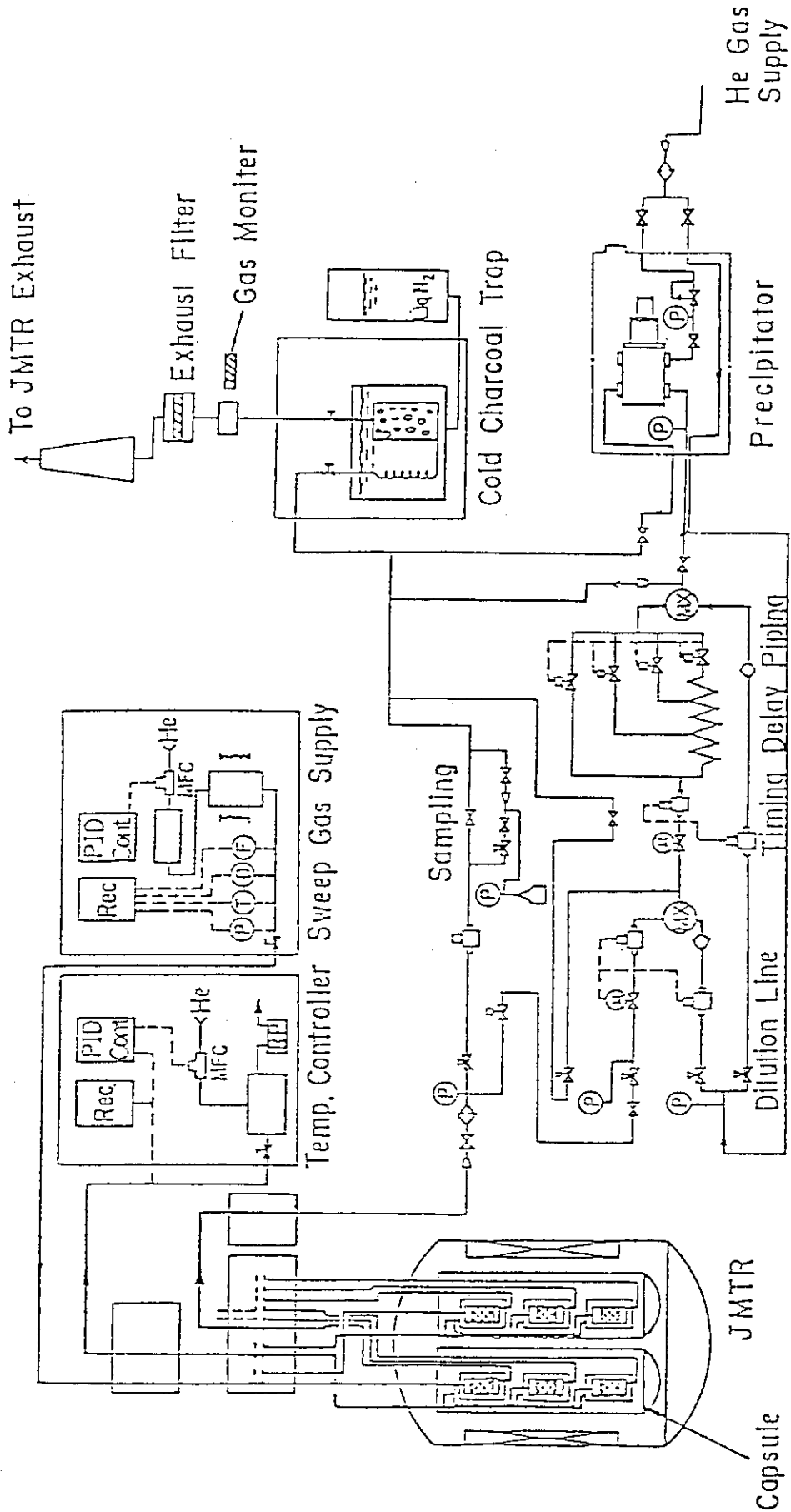


Fig. 6.3.3 Fission Gas Sweep Capsule Irradiation Rig

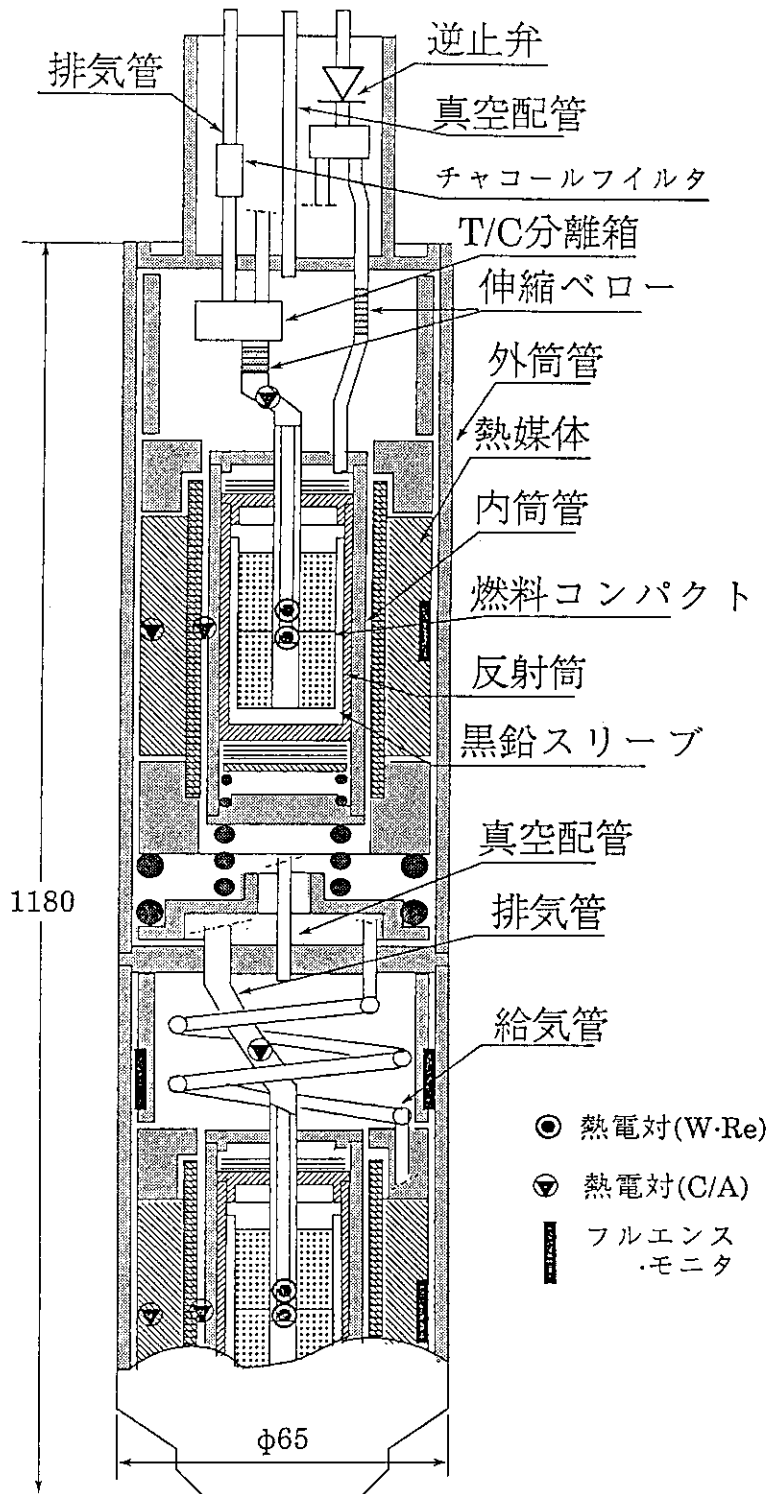


Fig. 6.3.4 Gas Sweep Capsule

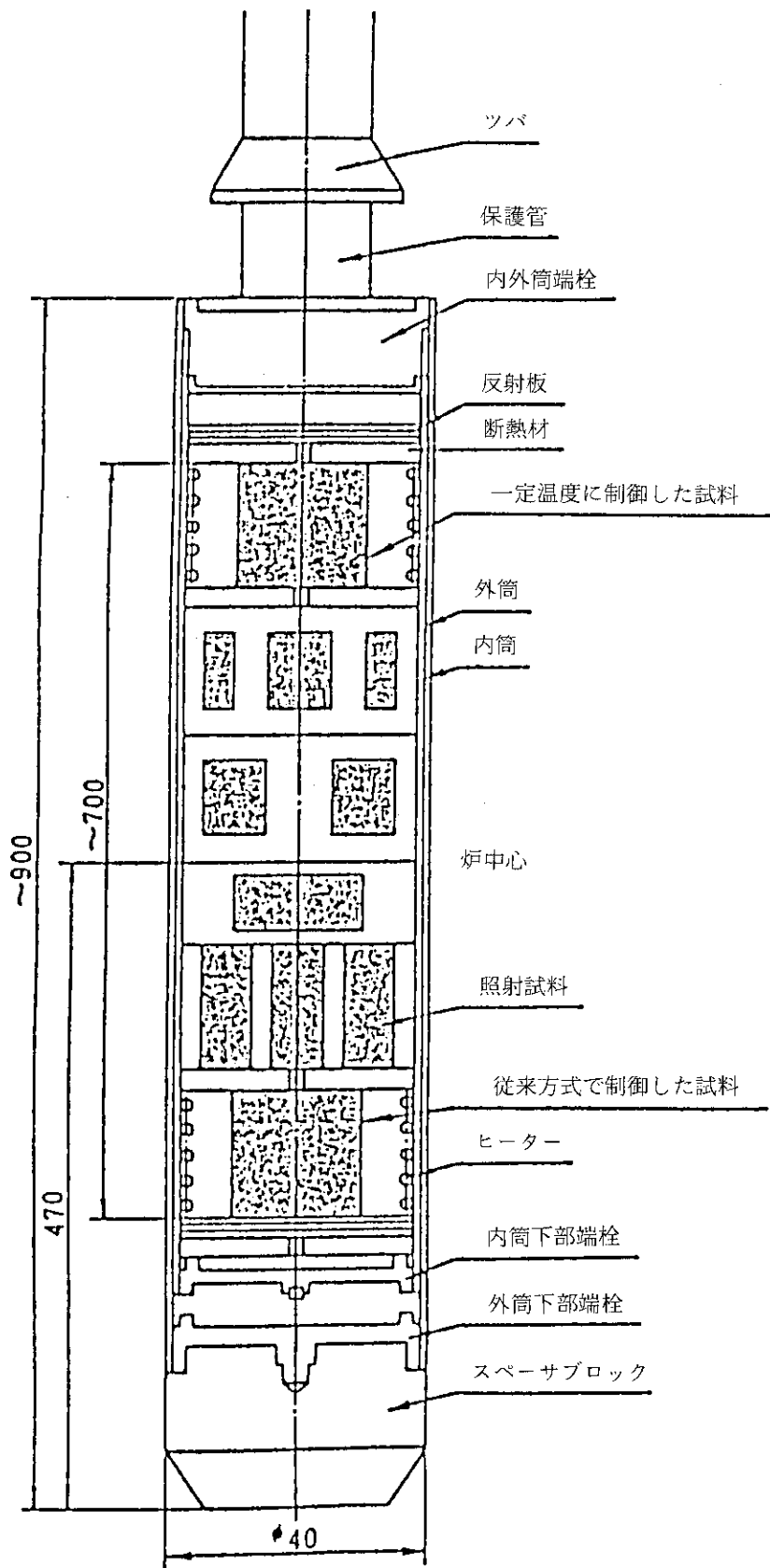


Fig. 6.3.5 87M-32U Capsule

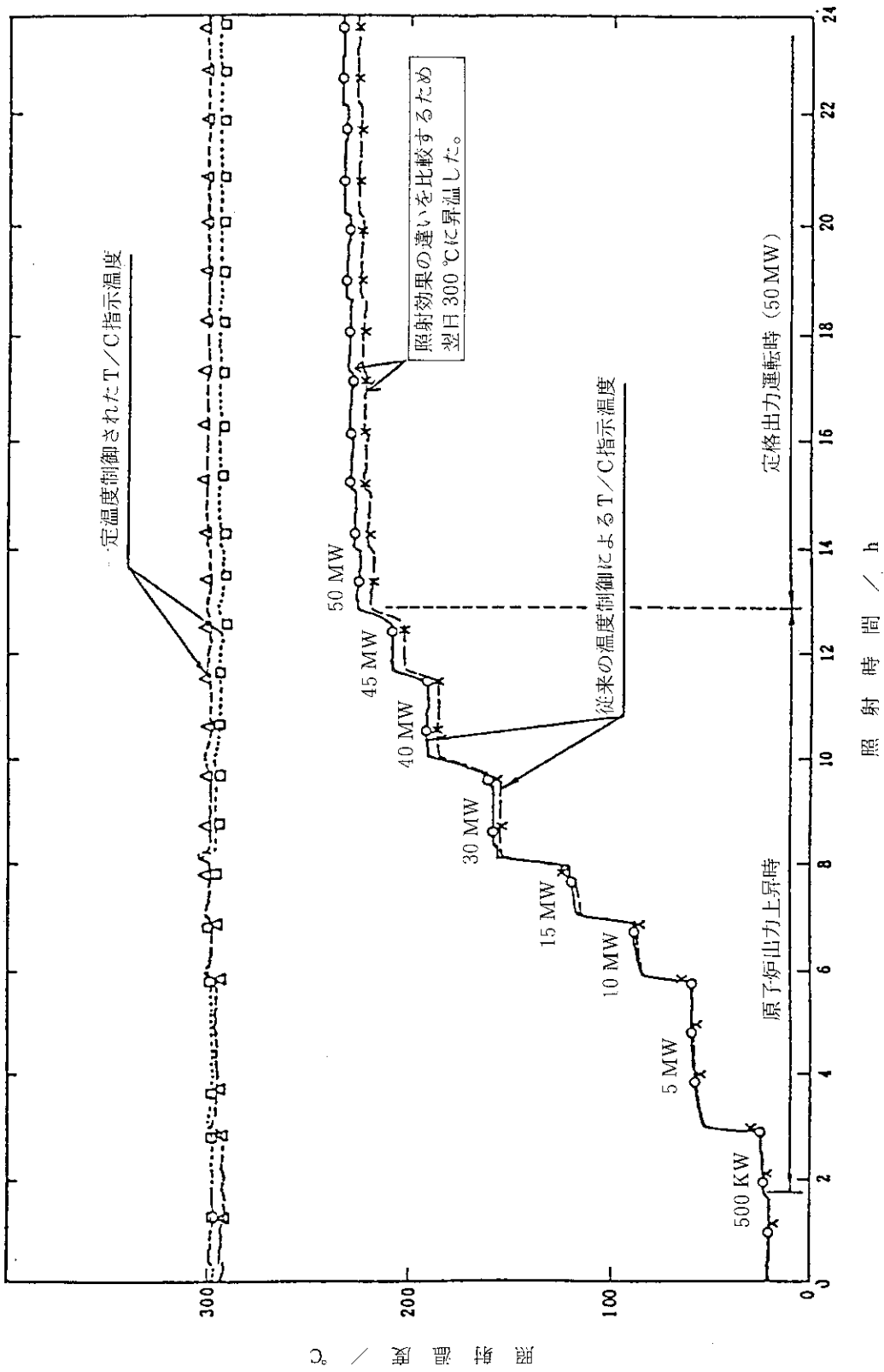


Fig. 6.3.6 Capsule Temperature History (Reactor start up)

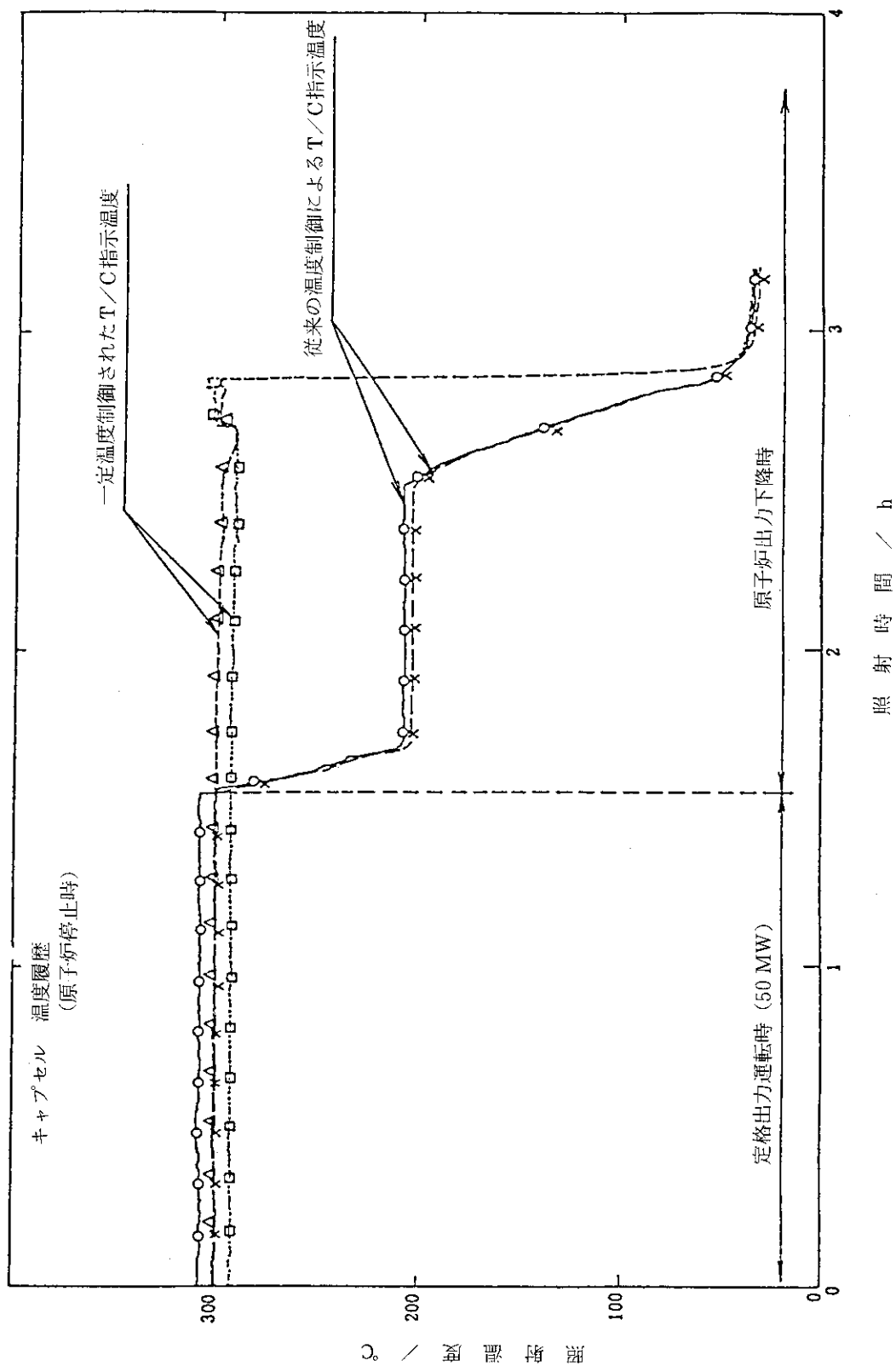


Fig. 6.3.7 Capsule Temperature History (Reactor shut down)

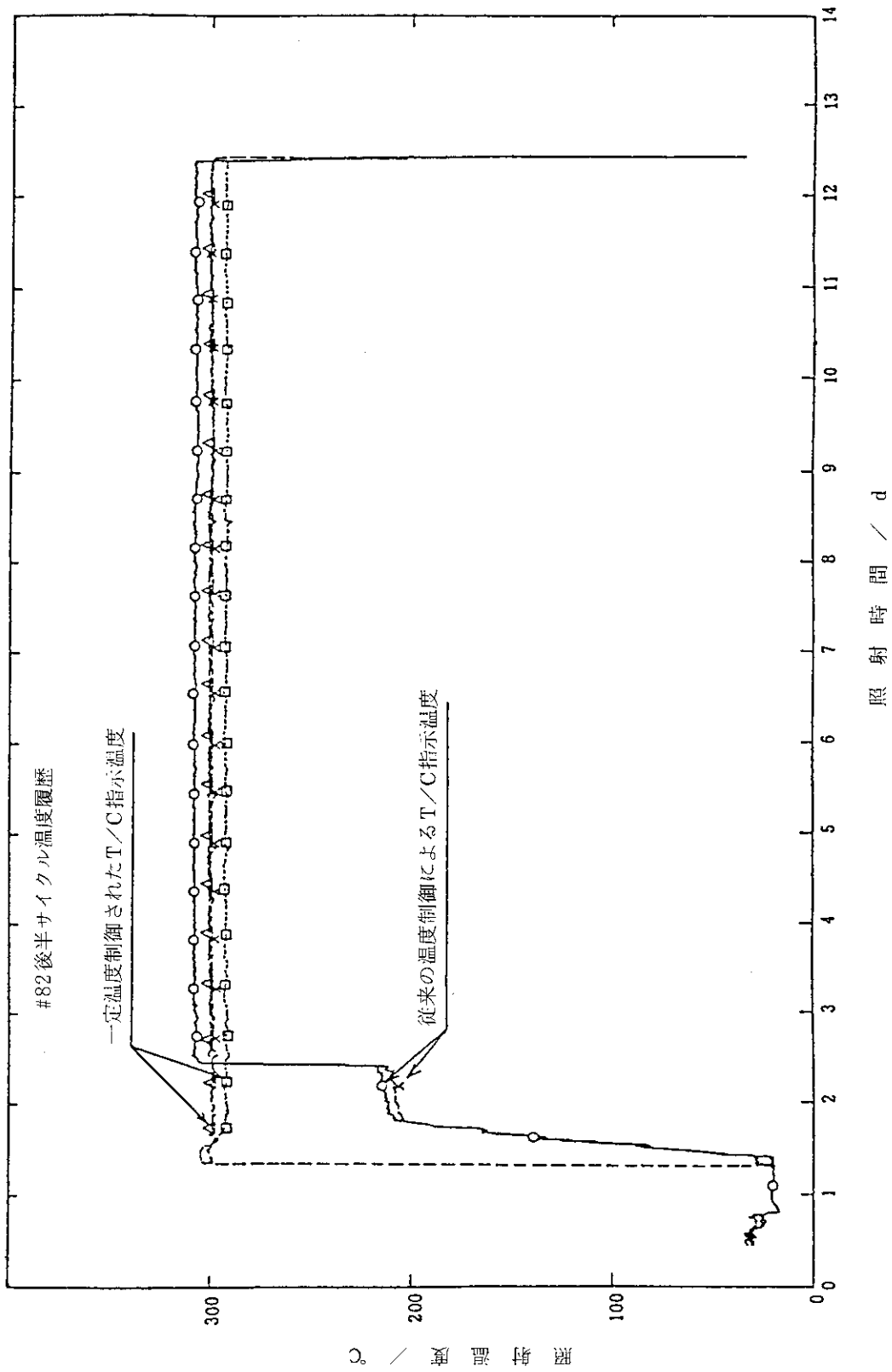


Fig. 6.3.8 Capsule Temperature History (latter half of an operation cycle)

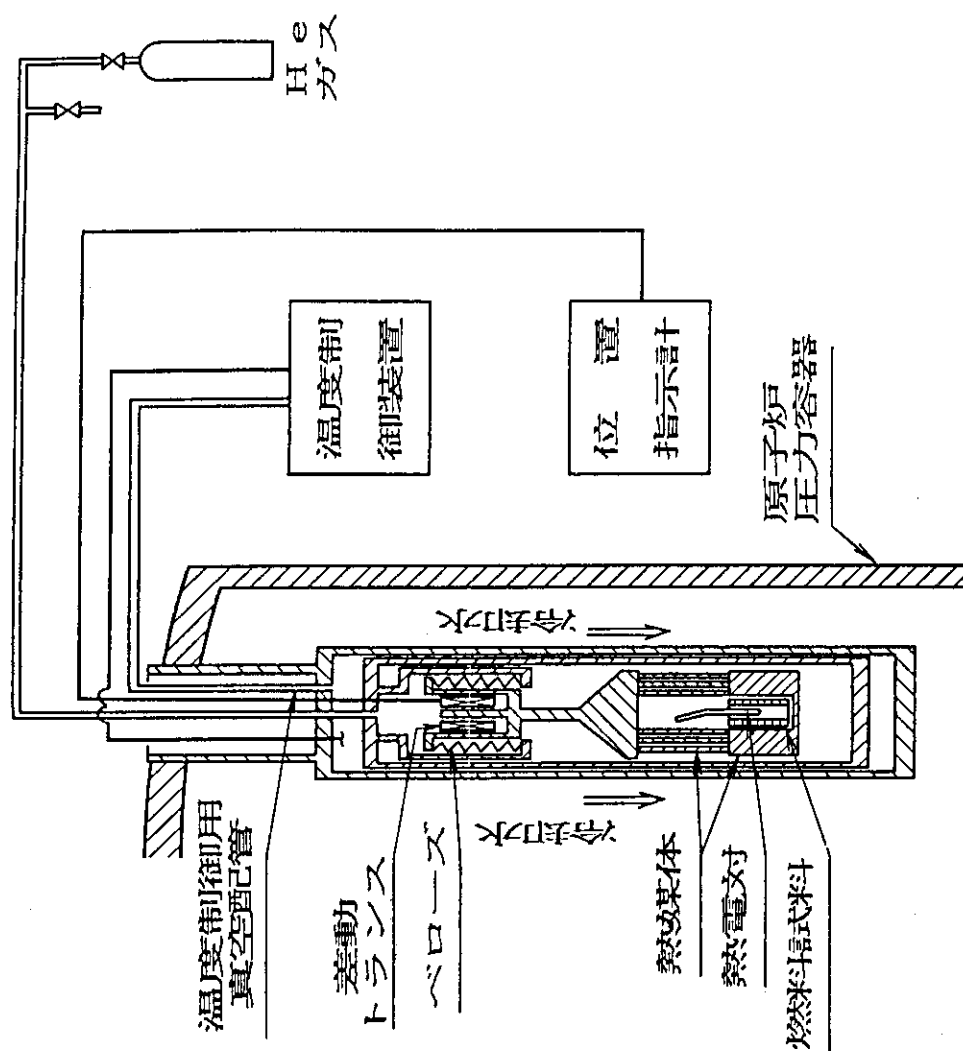


Fig. 6.3.9 Temperature-ramp Capsule

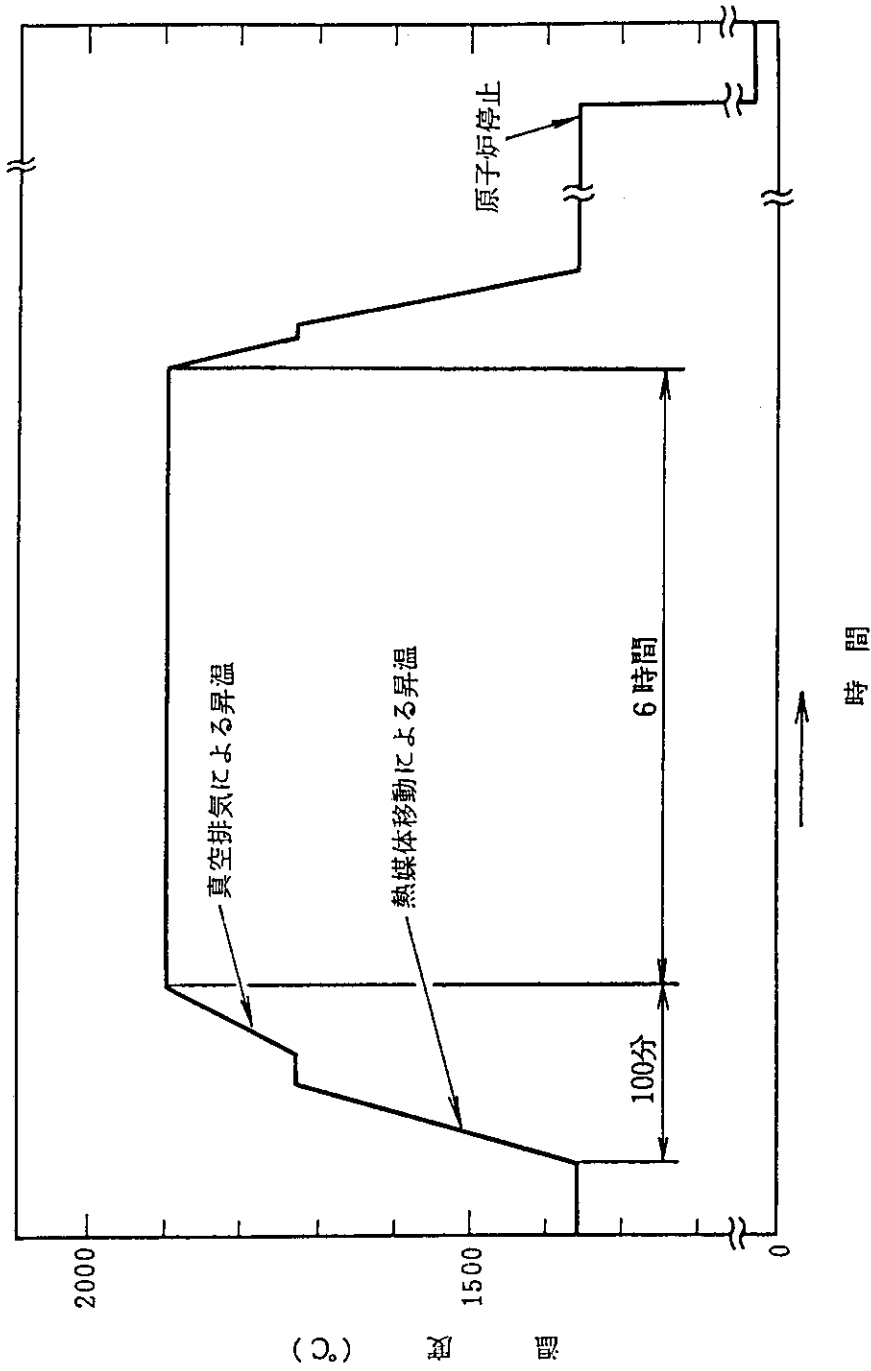


Fig. 6.3.10 Result of Temperature-ramp Test

6.4 炉内中性子束推定法の改善

(1) 核計算法

核計算コードの改善では、炉心ゾーン群定数の編集プログラムの改善を行い、キャプセルの挿入位置変更などの計算が容易に行えるようにした。セル計算においては、任意のエネルギー区分での中性子吸収断面積の編集が出来るようにした。

核融合炉ブランケット模擬体についてのCF実験データと計算値の比較検証を行い、計算手法の検証を行った。Li含有ペレットを用いた実験データと計算値の比較では、熱中性子束、トリチウム生成量とも良い一致をみた。

(2) JMTRC実験

JMTRにおける核融合炉ブランケット材照射試験に備えて、先行試験として、リチウム化合物の核的特性の評価と照射実験法の開発を目的とした実験を行った。

第1段階の実験として、61年度にはリチウム含有セラミックス(ペレット)を用いて、 ${}^6\text{Li}$ の密度をパラメータとして、熱中性子束(分布)、トリチウム生成特性等の核的特性を把握するための実験を行った。第2段階として、62年度には試験体規模の炭酸リチウム粉体模擬体をOWL-2で照射し、核融合ブランケット試験体照射に関する核特性の測定を行い、63年度には実験データの解析・評価を行った。

6.5 照射技術開発

6.5.1 OSF-1 炉内管ジルカロイ化

(1) 概要

軽水炉でベース照射し、実行濃縮度の低下したBWR型軽水炉燃料の出力急昇試験に適するよう燃料安全性研究を目的として整備したJMTRの出力急昇試験設備(BOCA/OSF-1)の性能向上を行った。

これは、燃料照射位置の熱中性子束密度を増加させるため、OSF-1の既設ステンレス鋼製炉内管をジルカロイ製炉内管に変更するものである。

60年度までに実施してきた開発試験等を基にジルカロイ製炉内管の製作を61年度に開始し、計画通り63年度に完成した。引き続き各種性能試験を実施し、現在計画のある実行濃縮度の低下した燃料の出力急昇試験の可能性を確認した。

(2) ジルカロイ製炉内管の概要

ジルカロイ製炉内管は、ステンレス鋼製炉内管と交換して同じ照射孔に設置して、従来のBOCAキャプセルが使用でき、かつ、OSF-1冷却系を従来の制御特性のまま使用できるようにするため、基本構造及び形状寸法は、ほぼステンレス鋼製炉内管と同一のものとした。Fig. 6.5.1にジルカロイ製炉内管の概要を示す。

JMTRの圧力バウンダリーとなる圧力管部は、中性子吸収断面積がステンレス鋼の約1/16のジルコニウム合金(Zry-2)で製作した。炉心部に位置するガススクリーン本体は、ヘリウム-3ガスの ${}^3\text{He}(n,p)\text{T}$ 反応の水素による脆化の問題を避け、かつ、中性子吸収断面積の小

さいアルミニウム合金 (A6061T6) で製作した。その他の部分は、ステンレス鋼製炉内管と同じ材料 (SUS 316, SUS 304) とした。

また、ジルカロイ製炉内管の製作にあたっては、試料部出入口冷却水温度差法による出力急昇試験時の燃料発熱量を従来より更に精度良く (測定誤差 $\pm 5\%$ 以内) 測定出来るようにするため、試料部出入口冷却水測温部の温度を均一にする冷却水混合器を開発して取付けるとともに BOCA キャプセルの挿入、引抜荷重を低減化する対策等の一部構造の変更を行った。

(3) 性能試験結果の概要

ジルカロイ製炉内管完成後の性能試験によって、次に示す性能が確認された。

- ① 燃料棒線出力は、ステンレス鋼製炉内管に対して約 40% 増加した。これによって 4 サイクルベース照射した BWR 型軽水炉燃料の到達線出力は、約 600 w/cm 得られることが確認された。
- ② 出力変更中は、ステンレス鋼製炉内管の約 270% に対して約 310% に拡大した。
- ③ 冷却水の試料部出入口温度の不均一さは、冷却水混合器の設置及び熱電対の取付け方法の改善等により、ステンレス鋼製炉内管での約 2°C に対して、ジルカロイ製炉内管では、 0.3°C に減少した。この結果、発熱量測定精度は、従来の約 $\pm 9.8\%$ (2σ) から約 $\pm 4\%$ (2σ) に改善された。

6.5.2 照射済 BOCA キャプセルの再使用化

出力急昇試験に供するベース照射した燃料棒は、表面に放射性腐食生成物 (クラッド) が付着している。出力急昇試験後の BOCA キャプセル内部には燃料棒表面から剥離したクラッドが残留し、BOCA キャプセルを再使用した場合、クラッドが BOCA キャプセル出口水の放射能濃度を上昇させ、燃料棒の破損検出に支障を生ずる。このため、従来、BOCA キャプセルは一回だけの使用となっていたが、燃料破損に備え複雑な構造となっているため、製作に多額の費用と長時間を要し、放射性廃棄物も多量生ずる等の問題があった。

これらの問題を解決し、出力急昇試験の効率と経済性を図る目的で BOCA キャプセルを再使用できるようにするための関連設備の整備を進めた。

60 年度までに行ったキャプセル再使用化技術開発の成果を基にキャプセル再使用化設備整備として、キャプセル洗浄装置の開発整備を行うとともに、キャプセル端栓ラッピング装置を整備した。

キャプセル洗浄装置は、再使用する BOCA キャプセル内部に残留しているクラッドを化学洗浄によって除去するものであり、次に示す機器によって構成される。

- ① 洗浄液を BOCA キャプセル内に循環させるための洗浄ユニット
- ② 洗浄液を最適温度に維持するための昇温ユニット
- ③ 洗浄液を周囲の SFC プール水から隔離し、温度を維持するための保温槽
- ④ 洗浄運転のための操作盤

キャプセル洗浄装置の概要を Fig. 6.5.2 に示す。

61 年度はキャプセル洗浄装置のうち、洗浄装置本体として洗浄ユニットと操作盤を製作し、62 年度は昇温装置本体として、昇温ユニットと保温槽を製作し、計画通りキャプセル洗浄装置

が完成した。

その後、キャプセル洗浄装置の性能試験として、JMTRで実際に出力急昇試験に使用した使用済BOCAキャプセルを用いて洗浄試験を実施した。

性能試験の結果、BOCAキャプセルと保温槽との取り合い、洗浄処理温度の維持、SFCプールへの放熱状態及び各機器の作動状態等が当初の設計通りであることが実証されるとともに、優れた洗浄性能を有していることが確認され、今後の照射済BOCAキャプセルの洗浄に十分対応できる見通しが得られた。

キャプセル端栓ラッピング装置は、BOCAキャプセルを再使用するために、BOCAキャプセル端栓部の金属Oリング当り面の傷をJMTRホットラボセル内でラッピングするものであり、61年度に製作を完了し、セル内に設置して性能試験を実施し、ラッピング条件を確定するとともに、実用に供する性能を有していることを確認した。

6.5.3 燃料棒直径測定装置の開発

負荷追従運転時、あるいは高燃焼時における燃料棒の照射挙動^{1)~4)}特にPCI破損機構を調べるために照射中の燃料棒の直径変化を測定することは非常に有効である。このためTable 6.5.1に示す開発スケジュールにより、BWR条件の高温高圧水、高中性子束及び高 r 線下で使用するFig. 6.5.3に示す燃料棒直径測定装置^{5)~20)}の開発を進めている。直径測定器はEI型差動トランス方式、位置検出器は周期型差動トランス方式であり、その概略図を各々Fig. 6.5.4及び6.5.5に示す。

61年度においては、これまでの燃料棒直径測定装置の炉外性能試験結果を踏まえて燃料棒直径測定器を納めたキャプセルを製作し、JMTRの第75サイクル及び第76サイクルで炉内照射試験を実施した。本キャプセルは寸法が制約されることから、遠隔操作によりガスの圧力を変化させてベローズを伸縮し、ベローズと直結した軸を介して直径測定器を駆動する方式とした。キャプセル内には、直径を測定するために直径12.5mmの表面に約200 μ m(直径では約400 μ m)までの高さのリッジをもつ測定試料を装荷した。その測定試料をFig. 6.5.6(a)に示す。

本キャプセルでは、直径測定器の測定精度を炉外試験で確認しているので炉内の中性子照射下での直径測定器の特性を調べることにした。この測定試料についてJMTRの運転前と炉出力50MW時に測定した直径の値をそれぞれFig. 6.5.6(b), (c)に示す。この結果、直径測定器及び位置検出器の炉内照射場に於いても炉外試験とほぼ同じ特性が得られることを確認した。

一方、照射開始から約400時間を経た後から、直径測定器の出力の低下傾向が出はじめ、76サイクルの後半開始後には直径の出力が50%以下となった。この現象は直径測定器の内部に組み込まれている差動トランスの絶縁低下と密接な関係があると推測される。Fig. 6.5.7(a)にその絶縁抵抗値の経時変化を示す。図中の破線は炉内照射試験を通して正常であった位置検出器の絶縁抵抗値を示し、実線は直径測定器の絶縁抵抗値を示す。また、直径測定値の出力はFig. 6.5.7(b)に示すように絶縁低下とともに約73%に低下し、さらに約50%に低下した時点で出力信号に高レベルのスポットノイズが頻繁に出るようになって直径測定ができなくなった。この様に、直径測定装置の絶縁は75サイクルの後半に低下しはじめ、炉が停止したときに一時的に回復する現象がみられたが、炉が停止している間に更に低下し、76サイクルの半ばには一

次コイル側と二次コイル側とが導通状態となって測定不能となった。その後も絶縁低下が進行し、サイクル当初に0.5 M Ω 以上であった絶縁抵抗値は最終的に1 k Ω 以下となった。また、本キャプセルには直径測定器と同様な構造の差動トランスを有する水位計、内圧計及びFPガス圧力計を内臓しており、これらの差動トランスの絶縁抵抗値を調べた結果、中性子束の低い領域に位置した水位計及び位置検出器が正常な絶縁抵抗値を示し、中性子束の高い領域に位置した内圧計、直径測定器及びFPガス圧力計は著しい絶縁低下を示した。これらの機器は、高温での絶縁検査を含む炉外での検査をすべてクリアしているので、炉外試験では生じなかった絶縁低下が炉内で照射されることにより生ずると推定される。

差動トランスの炉内照射による絶縁低下の原因については、同様な構造を有するFPガス圧力計の改良をおこなっているFPガス圧力計再計装技術開発の中で検討を進める計画となっている。

参考文献

- 1) 材料試験炉部編 : JAERI-M 83-053, "JMTRハンドブック", (1983)
- 2) 中田宏勝, 瀬崎勝二, 佐藤雅幸 : "材料試験炉 (JMTR) における照射技術の現状", 日本原子力学会誌, 28, 307 (1986)
- 3) 中島照夫, 松原邦彦, 他 : JAERI-M 9600, "JMTRにおける燃料中心温度測定実験(I) - 第1次燃料 (77 LF-33 J) の設計と製作 -", (1981)
- 4) 安藤弘栄, 河村弘, 他 : JAERI-M 9202, "JMTRにおける燃料中心温度測定実験(II) - 第1次燃料試料の実験解析 -", (1980)
- 5) 酒井陽之, 中倉優一, 他 : JAERI-M 82-034, "JMTRにおける燃料中心温度測定実験(III), - 第1次燃料の照射後試験 -" (1982)
- 6) 安藤弘栄, 松原邦彦, 他 : JAERI-M 83-0031 "燃料中心温度測定実験, - 第1次試料 - (77 LF-33 J)", (1983)
- 7) 安藤弘栄, 河村弘, 他 : JAERI-M 82-020, "JMTRにおける燃料中心温度測定実験(IV), - 第2次試料の予備試験 -", (1982)
- 8) 伊藤昇, 中島照夫, 他 : JAERI-M 82-187, "JMTRにおける燃料中心温度測定実験(V), - 第2次燃料試料の製作 -", (1982)
- 9) 河村弘, 安藤弘栄, 他 : JAERI-M 82-133, "JMTRにおける軽水炉燃料の局所線出力評価法 (OWL-1 照射孔)", (1983)
- 10) 河村弘, 小向文作, 他 : JAERI-M 84-228, "燃料中心温度測定実験試料の燃焼度評価" (1983)
- 11) H. Takeshi, H. Muto, etc.: "Determination of Oxygen Uranium Ratio in Irradiated Uranium Dioxide based on Dissolution with Strong Phosphoric Acid. Anal. Chem. 58, 458(1986)
- 12) 小向文作, 河村弘, 他 : JAERI-M 85-087, "BOCA キャプセルによる燃料中心温度測定実験 (80 F-1 J 及び 80 F-2 J)", (1985)

- 13) 河村弘, 土田昇, 他 : JAERI-M 85-211, "JMTR出力急昇試験設備における燃料棒出力評価法", (1985)
- 14) 市川達生 : "軽水炉燃料の高燃焼度化", 原子力工業, 31, No.11, 43 (1985)
- 15) S. Granata, and P. Gunnerud: HWR-70, "Re-instrumentation of Irradiated Fuel Rod for In-pile Fission Gas Release Determinations" (1983)
- 16) S. Granata, P. Gunnerud, et al.: HWR-130, "Description of the Re-instrumentation Technique at the HBWR and Preliminary Results from Power Ramp Release Measurements on High Burnup Rods Enlarged Halden Program Group Meeting (1984)
- 17) 中田宏勝, 瀬崎勝二, 他 : JAERI-M 85-021, "JMTR出力急昇試験設備の開発(その3)" (1985)
- 18) P.J. Fehrenbach and P.H. Morel: "In-Reactor Measurement of clad strain effect of power history", AECL-6686(1980)
- 19) 柳澤和章 : JAERI-M 85-197, "ハルデン出力急昇実験中の BWR 型燃料棒に生じた異常な直径増加と陥没", (1985)
- 20) 荒克之 : JAERI-M 83-181, "高温環境用差動変圧器の開発に関する研究", (1983)

6.5.4 キャプセル再組立及び燃料棒計装技術の開発

軽水炉燃料は経済性を高めるため高燃焼度化が進められており、その開発研究においては、実炉照射とともに試験炉照射による高燃焼度燃料のふるまい研究が重要な課題となっている。このような状況の下に実炉で一旦ベース照射を行なった燃料をJMTRにおいて再照射する計画がたてられ、燃料棒及びキャプセルのホットセル内における組立に関連する遠隔操作技術の開発が要求されている。このため、本技術開発においては、照射済燃料棒の端栓加工、照射済燃料棒及びキャプセルの端栓溶接、並びに、BOCAキャプセルへの計装付燃料試料の組込などに、関連する遠隔操作技術とともに装置の開発を進めてきた。

端栓加工においては、加工部の精度、燃料棒の保持(炉心より取り出した状態をくずさない)等が重要な課題である。端栓加工装置は、上記の問題を十分考慮し、燃料棒をコレットにより固定し刃物を回転、移動することにより切削加工を行うものとした。また、燃料棒の位置設定によるプログラム加工も容易に行うことができ、切削時の切粉による汚染も極力少なくした。試験加工においては、燃料棒に変形、曲り等も無く有用な結果を得た。

端栓溶接関係では、燃料棒径からキャプセル径($\phi 40$)までの円周溶接、He 30気圧中での溶接及び端栓加工と同様に燃料棒の保持が重要である。端栓溶接装置は、トーチ回転式の溶接ヘッドを使用し、チャンバーへの試料セットは、各径に合せたセット治具により固定される。電極の交換は、マニプレータでも容易に交換できる構造であり、万一溶接ヘッドに故障が生じて溶接ヘッドだけを、 γ ゲート($\phi 300$)よりセル外へ取り出すことができる。Fig. 6.5.8に端栓溶接装置の構成を示す。63年度中には、He 30気圧中でのアーク放電試験並びに、NSRRキャプセルの燃料棒及びキャプセル外筒の溶接組立を完了し、現在この試料はJMTRにおける照射後試験に

供されている。

組込装置は、計装類を装着した燃料棒をBOCAキャプセルの下部端栓部より挿入して、キャプセル本体の計測系と接続するためのもので、接続方法は、メタルOリングを介して行うため、約100 kgの押込力が必要となる。このため、63年度には模擬燃料棒により本装置設計に必要なデータ採取を行い、真直度が確保されている燃料棒については最大で1 mmの曲りが生じるものの、接続できることが確認された。押込方法は、エアシリンダーとロードセルの組合せにより製作できることを確認した。

6.5.5 飽和温度キャプセル

軽水炉の寿命評価において、原子炉構造材料の高照射量（ $\sim 10^{22}$ n/cm²以上）までの照射データが要求されている。この要求に対して、JMTRの高中性子束領域での照射試験を計画した。

照射試験は、照射試料の温度を290℃均一にし、照射環境を軽水炉と同等に設定し行うものである。このような照射試験を行うことができるキャプセルの開発を行った。

本キャプセルは、照射試料表面で水をサブクール沸騰の状態にして、温度を一定にするキャプセルである。従って、試料温度は水圧に依存する水の飽和温度によって決定される。キャプセルはFig. 6.5.9に示すように、ステンレス鋼製の外筒と仕切板からなり、照射試料は水を満たした仕切板の内側に装荷する。この水は、キャプセル上部の仕切板外側に注水し、下降流となる。そして、キャプセル下部で仕切板内側に入り上昇流となり、照射試料表面では安定したサブクール沸騰の状態になる。

本キャプセルによる照射試験は、JMTR第83サイクル（昭和63年10月12日）に初めて行った。しかし、原子炉出力45 MWに出力上昇したとき、照射キャプセル内でボイド量が大きく増減する不安定な現象が発生し、照射試料温度が周期的に変動した。その後の調査でこの不安定な現象は、キャプセル内の発熱量に対してキャプセル供給水流量の不足が原因となっていることが分かった。

6.5.6 ヒートパイプ温度制御システムの開発

JMTRのキャプセルは、通常外径40 mmの円筒容器内に試料を挿入して照射する。そして試料やキャプセル構造材の放射線による発生熱は円筒容器の外側を流れる原子炉一次冷却水で除熱される。従ってキャプセル内で径方向の温度勾配ができるのは本質的に免れない。一方徐熱能力の限界から約200℃以下の低温照射は困難な状況である。ヒートパイプは①熱コンダクタンスが大きく、温度差の小さい場所での熱輸送に有効であり、伝熱量を大きくとれる。②キャプセルの内側から徐熱できるために、キャプセル径方向の温度の平坦化ができる。③作動させるのに外部動力を必要としないために信頼性が高い。等の特徴を有しており、キャプセルの内側から冷却する有効な手段となり得る。このことから、ヒートパイプを炉内で使用するための技術開発を行う。更にヒートパイプを利用したキャプセル温度制御システムの開発を行う。

Fig. 6.5.10にヒートパイプの概念図を、Fig. 6.5.11にヒートパイプによる温度制御システムを示す。この温度制御システムは、ヒートパイプに非凝縮性ガスを挿入し、凝縮部における非凝縮性ガス量を変えることによって作動液の凝縮効率を調節し、温度制御するものである。

ヒートパイプを原子炉内で使用する場合、ヒートパイプが作動したとき、あるいはヒートパイプがドライアウトしたときに、炉心部で作動液のボイド率が変化することによって原子炉反応度に影響を及ぼすこと、作動液の放射線分解によってヒートパイプの熱輸送特性が変化すること等が問題になる。このことを踏まえ、JMTRではヒートパイプをキャプセルの徐熱、温度制御に利用するために①基礎的熱特性試験、②ヒートパイプ作動及びドライアウトしたときのJMTR反応度変化の評価、③作動液（水）の放射線分解ガス挙動測定、④炉外及び炉内での性能試験を行う。このうち昭和63年度には、熱特性試験の一部が終了した。Fig. 6.5.12に非凝縮性ガス（He）を封入したヒートパイプ（VCHP；Variable Conductance Heat Pipe）と封入しないヒートパイプ（FCHP；Fixed Conductance Heat Pipe）熱抵抗に関するデータを示す。VCHPの場合、発熱量が増えるに従って熱抵抗が小さくなっている。これは蒸気圧力の上昇により、非凝縮性ガスの相対的比率が小さくなって、凝縮効率が上昇していることを示している。Fig. 6.5.13には、VCHPへの非凝縮性ガスの封入圧力を変えたときのヒートパイプ加熱部表面温度を示す。本データは、ヒートパイプに非凝縮性ガスを5 kg/cm挿入することによって、50～60℃昇温できることを示している。

6.5.7 照射実験用高温熱電対

JMTRにおける高温工学試験研究炉用燃料のキャプセル照射実験及び軽水炉燃料のふるまい研究のための照射実験では、1873 Kで3000時間、2273 Kで500時間程度安定な特性を有する外径1.6 mm程度の細径のシース型熱電対を使用する必要がある。これらの要求を満たすため、①市販熱電対をキャプセルに実装しながらその性能を評価する市販熱電対の選定試験及び②熱電対の測温部の断線対策や製造上の品質管理に着目した改良型熱電対の開発を進めている。以下に、61年度から63年度に実施したこれ等の結果について述べる。

(1) 市販熱電対の選定試験

市販熱電対の性能を評価する試験では、JMTR第52サイクルから第85サイクルまでに、キャプセルに実装された熱電対の照射状況を引続き調査している。Table 6.5.2に第85サイクルまでの調査結果を示す。照射された熱電対は131本であり、そのうち断線又は指示異常を示したものが14本であった。今回の調査（第74サイクル～第85サイクル）では27本が対象となったが、今回の調査期間中に故障した熱電対は2本であった。熱電対の指示温度は、1273Kから1773Kであった。殆どの熱電対の仕様は、W-5%Re/W-26%Re素線、Nb-1%Zrシース、BeO粉末絶縁であり、シース外径は1.6 mmである。熱電対は照射中期（100～1000時間経過後）に故障が生ずる傾向がみられるため、今後故障対策について検討を進めていく必要がある。

(2) 改良型熱電対の開発

改良型熱電対の開発では、第4次試作熱電対のうち、W-5%Re/W-26%Re素線、BeO絶縁、Re-5%Wシース等が、炉外の電気ヒータによる加熱試験に於いて、2073 Kで250時間、安定した熱起電力と良好な絶縁特性を示したので、同一仕様の熱電対の耐久試験を行うこととした。

耐久試験として、軽水炉燃料の照射実験で、多数の高温熱電対の使用経験を有するノルウェ

一のHalden Reactor Projectとの協力研究として、長期の照射試験を実施するとともに、照射試験と平行して、JMTR既設の電気ヒータを使用した炉外加熱試験を行うこととした。

長期の照射試験に関し、JMTRからHalden Reactor Projectへ送付された熱電対は、燃料の熱的挙動に関する研究用照射リグに62年3月に組込まれ、引続き、62年7月からHBWRにおいて照射試験が開始された。平成元年3月現在、8本の内1本の熱電対が照射後約1年半経過した時点で断線症状を呈したが、その他の熱電対は正常に動作している。本試験は、平成元年8月頃終了する予定である。

また、JMTRにおいては電気ヒータを使用して、温度をHBWRに於ける照射試験とほぼ同一として加熱試験を実施した。この炉外加熱試験では、2本の熱電対をNb-1%Zr製の密封容器に装荷し、電気ヒータを使用した加熱炉に置き、約1ヶ月の間、加熱炉等の調整のため、段階的、断続的に1473 K～1573 Kに加熱し、引続き、その温度を約2ヶ月間保持した。加熱試験中2本の熱電対は正常な熱起電力を示し、加熱試験後の絶縁抵抗値は、1000 MΩ以上であった。

今後は、JMTRにおける熱電対の照射による起電力低下に関するデータを入手するため、長期の照射下での較正試験を実施する。

6.5.8 Nb-1%Zr合金の高温クリープ試験

高温工学試験研究炉(HTTR)用被覆粒子燃料の照射試験においては、キャプセル内筒材が約1000℃に達することから、高温構造物であるNb-1%Zr合金を使用している。本合金の高温かつ長期にわたるクリープ試験データが乏しいため、本試験を計画した。

本試験は、59年度末から開始され、昭和62年10月に終了した。終了時点での試験時間は、約10000時間に至った。終了時期は、試験途中で試験機の故障で当初の予定より遅れたが、本合金を使用したキャプセルの照射計画には、支障を来すことはなかった。

供試材は、機械加工後熱処理を施したもの(熱処理材)と内筒材同様に熱処理を施していないもの(未処理材)の二種類を用いた。未処理材の場合処理材に比べ試験初期のクリープ伸びが大きく、1%クリープ伸びに達する時間、破断に達する時間とも短い結果となった。未処理材のクリープ試験結果をFig. 6.5.14及び6.5.15に示す。

本試験データから本合金を内筒材に使用しているキャプセルの照射期間の延長を行った。この強度評価では、ASME Code Case 1592に準じた。

Table 6.5.1 Development Schedule of Fuel Rod Diameter Measuring Instrument

| 年度 開発段階 | 57 | 58 | 59 | 60 | 61 |
|------------|------------------------------|---------------|------------------------------------|-----------------------------------|----|
| I | 直径測定器 位置検出器 水力ピストン駆動装置 | } 試作 | | | |
| | | | 炉外性能試験 | | |
| II | | 炉外燃料棒直径測定装置製作 | 炉外性能試験 (流水, 温度 25°C, 圧力 0.5MPa) | | |
| III | | | オートクレーブ試験装置製作 | 炉外性能試験 (水, 温度 286°C, 圧力 7 MPa) | |
| IV | | | キャプセル (84M-40J) 製作 | | |
| | | | 炉内照射試験 (75~76cy) | | |

Table 6.5.2 Irradiation Experiences of High Temperature Thermocouples Installed in Capsules in the JMTR (March 1981-March 1989)

| Temperatures | Total Number of TC installed in capsules | Number of failed TC (to failed time: hrs) |
|---------------|--|---|
| ~ 1273k | 39 | 3 (250) |
| 1273k ~ 1373k | 23 | 0 |
| 1373k ~ 1473k | 9 | 1 |
| 1473k ~ 1573k | 16 | 1 (5) |
| 1573k ~ 1673k | 17 | 2 (5) 4 |
| 1673k ~ 1773k | 19 | 1 |
| 1773k ~ 1873k | 3 | 1 (2500) 1 |
| 1873k ~ 1973k | 3 | 0 |
| 1973k ~ 2173k | 0 | 0 |
| 2173k ~ 2273k | 1 | 0 |
| Total | 131 | 14 |

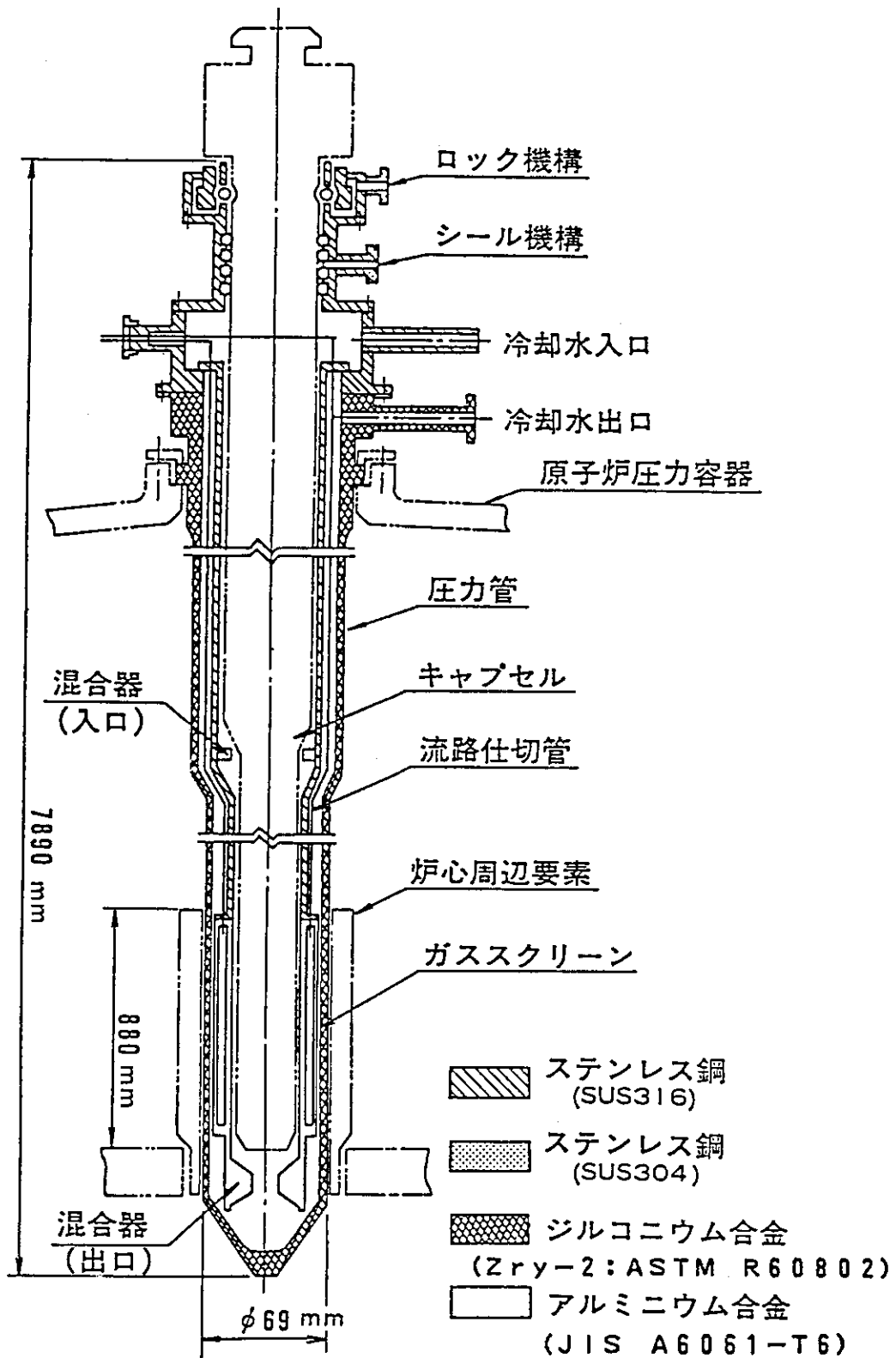


Fig. 6.5.1 In-pile Tube of the OSF-1

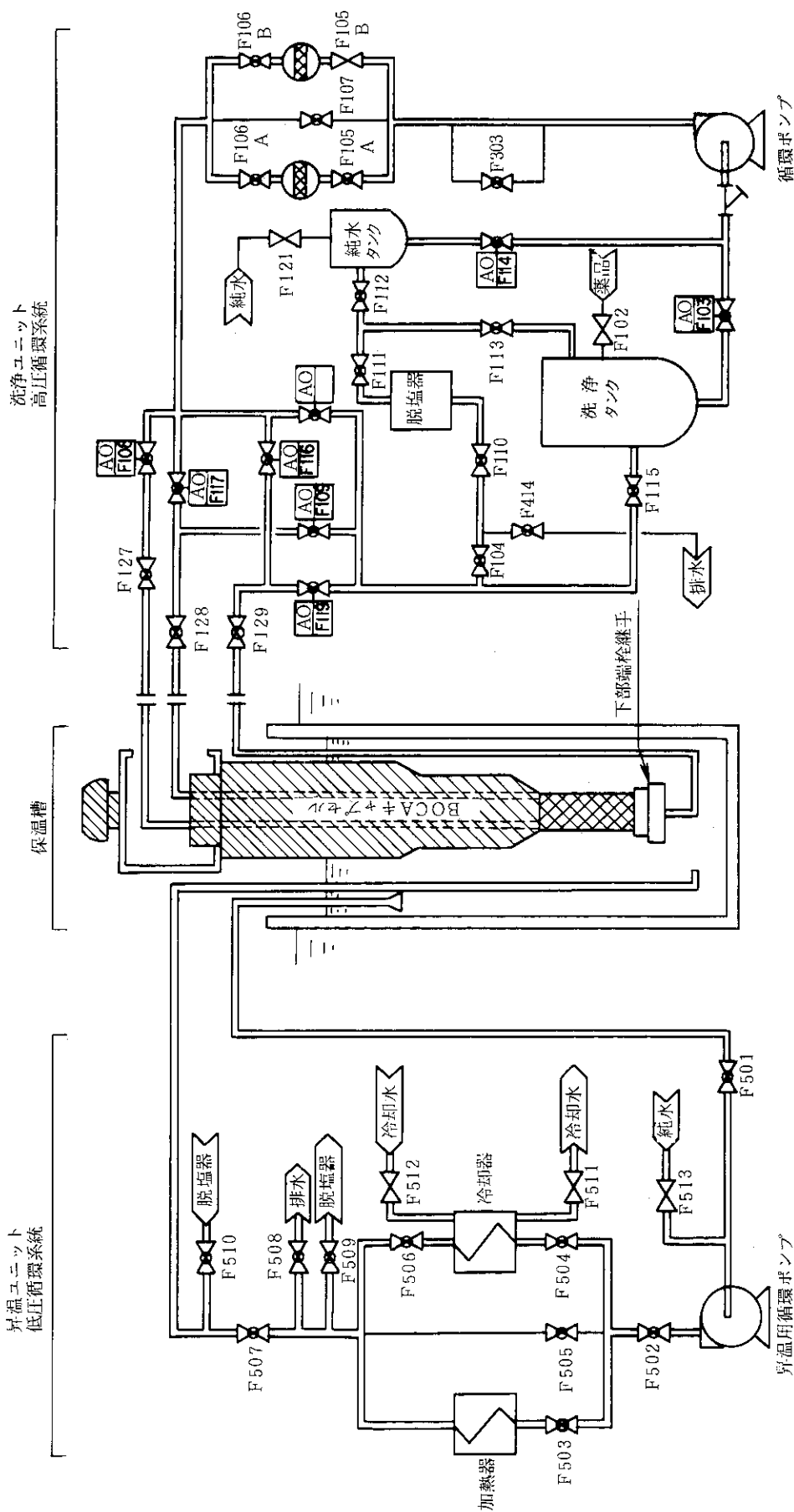


Fig. 6.5.2 Capsule Decontamination System

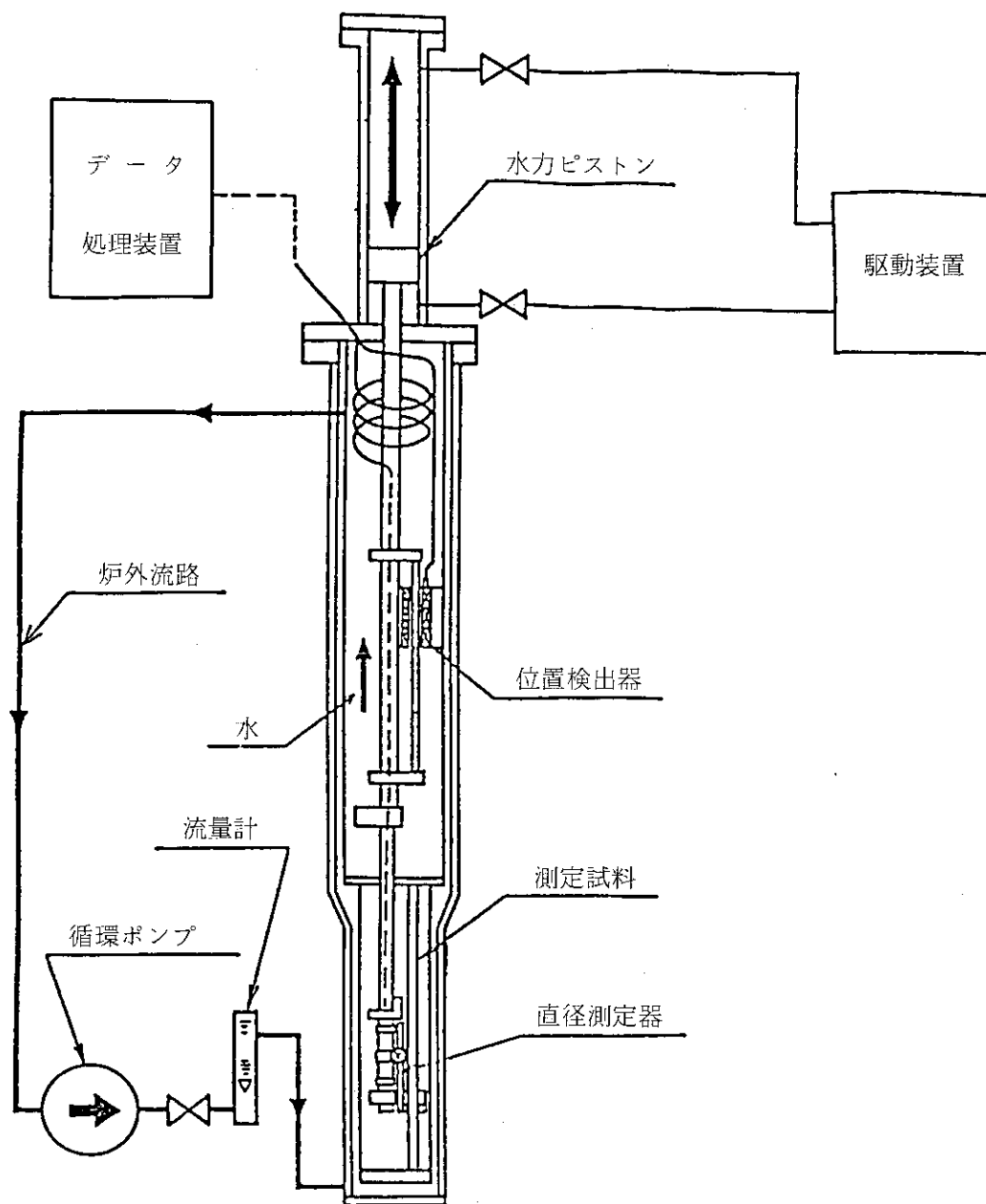
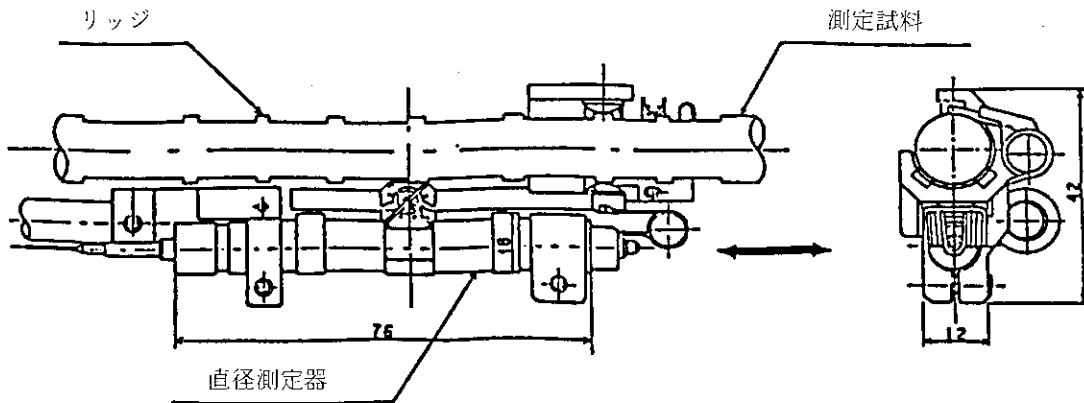


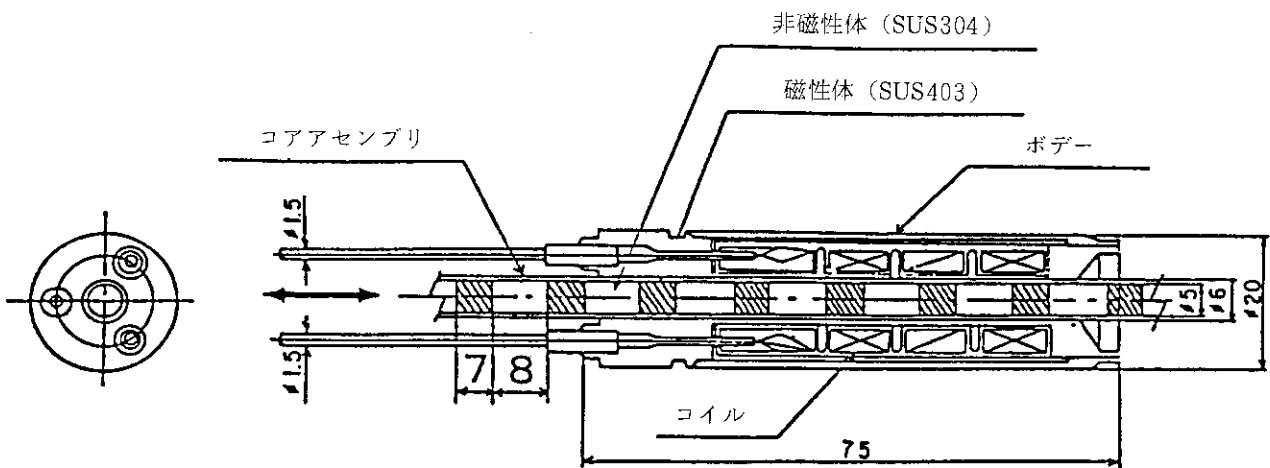
Fig. 6.5.3 Diameter Measuring Instrument of Fuel Rod



EI型差動トランス方式

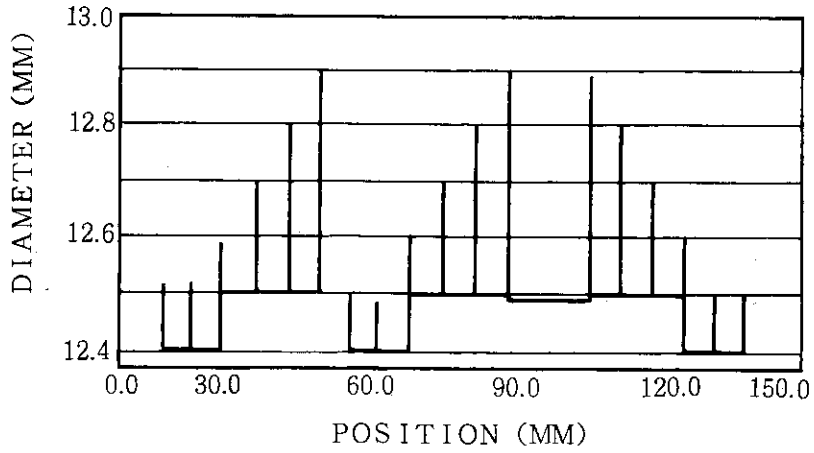
直径測定範囲: 12.5 ± 0.3 mm

Fig. 6.5.4 Diameter Gauge

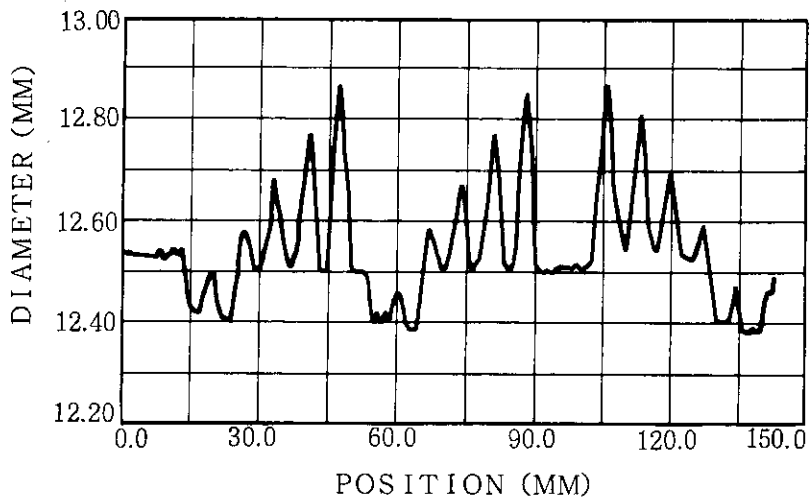


周期型差動トランス方式

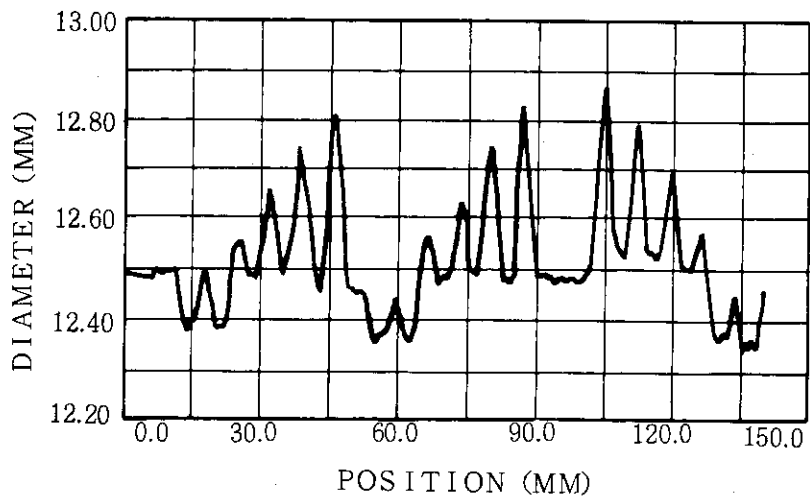
Fig. 6.5.5 Position Indicator



(a) as-fabricated

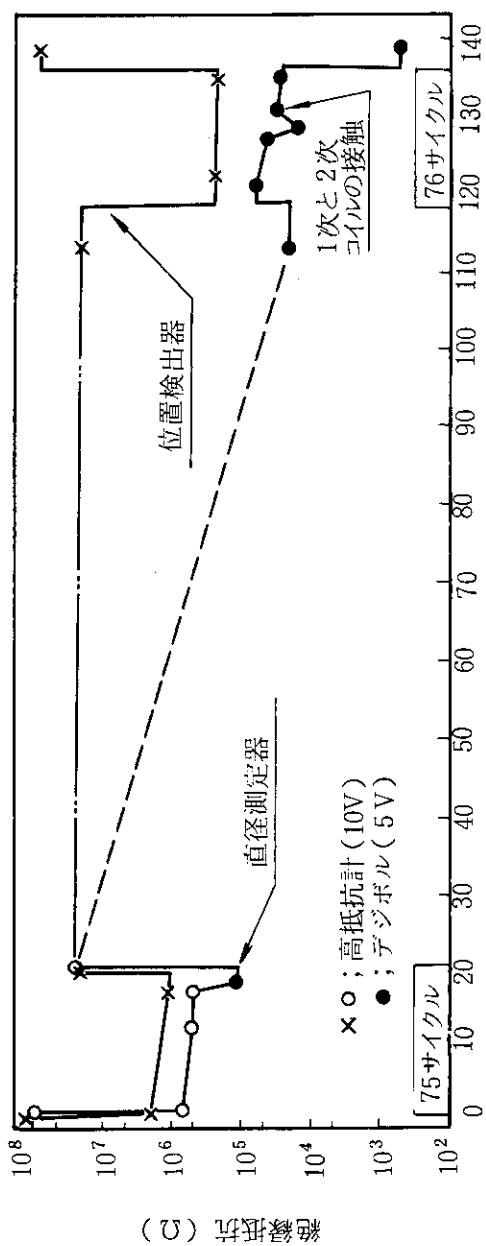


(b) In-pile data at 0 MW operation

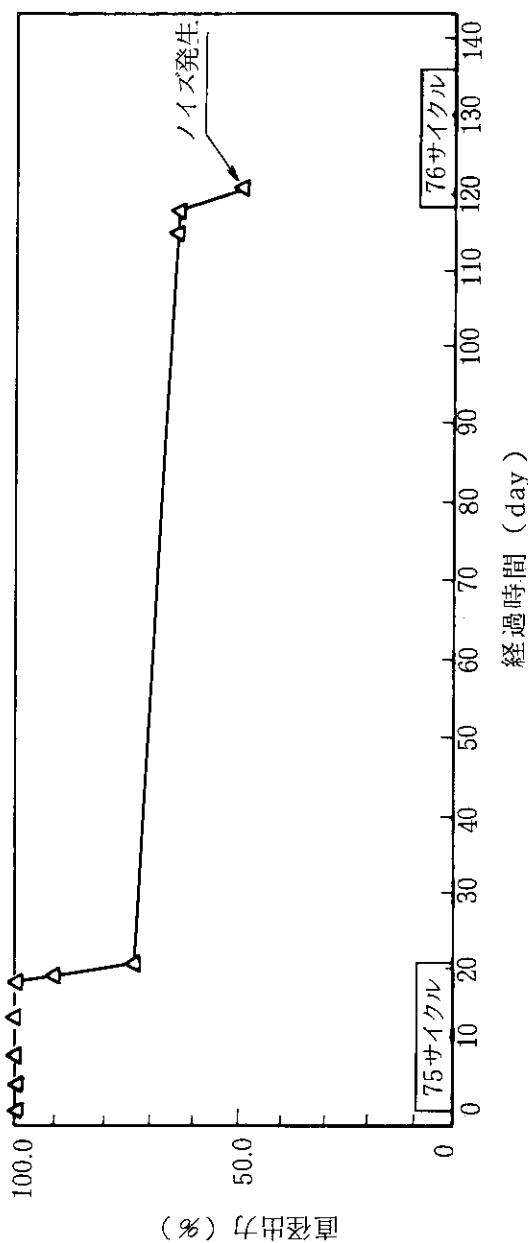


(c) In-pile data at 50 MW operation

Fig. 6.5.6 Diameter Data of the Calibration Rod



(a) Decrease of insulation



(b) Decrease of measuring output

Fig. 6.5.7 Decrease in Insulation Resistance of Diameter Gauge by Neutron Irradiation

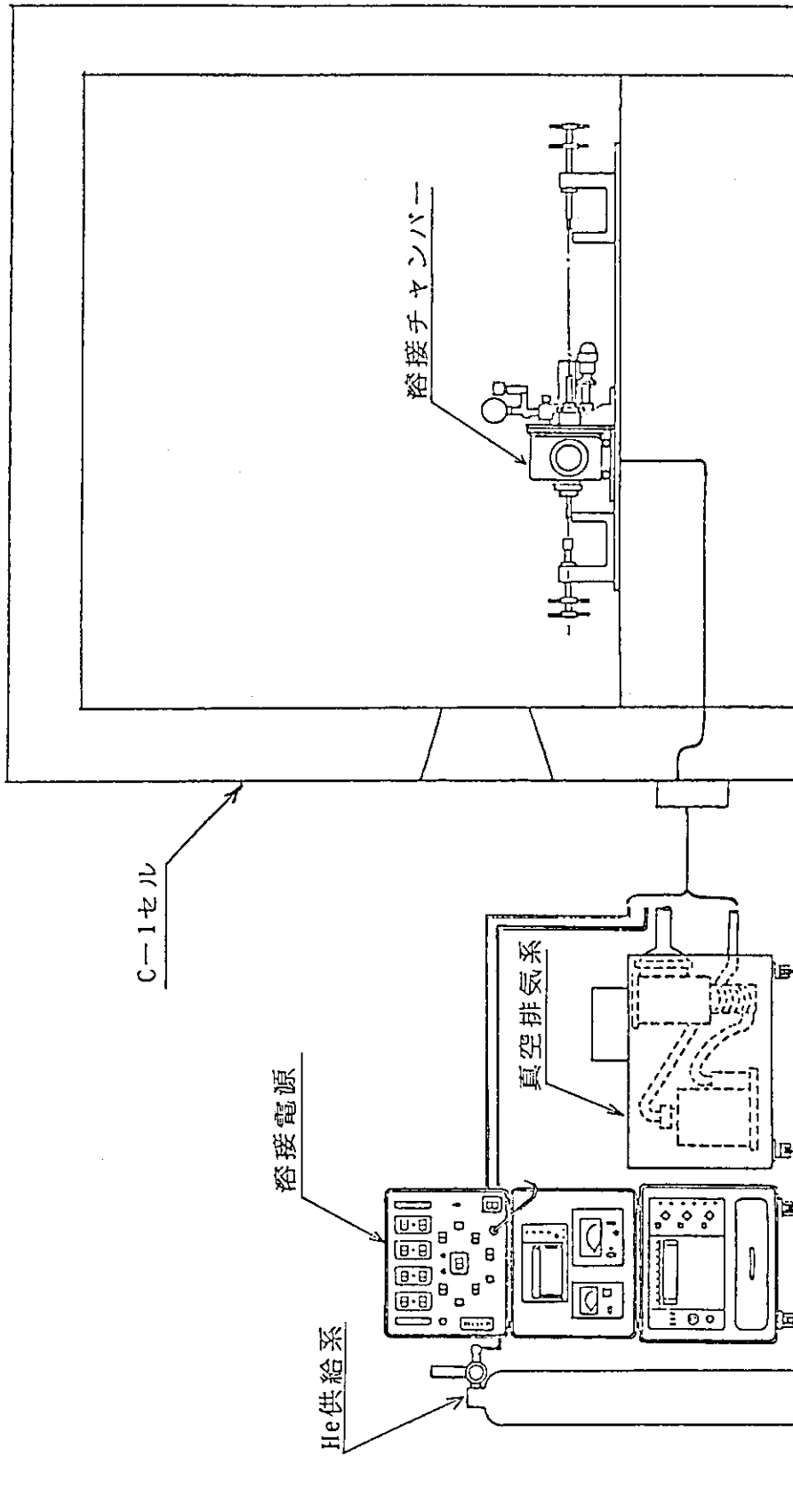


Fig. 6.5.8 Remote End-plug Welding Machine

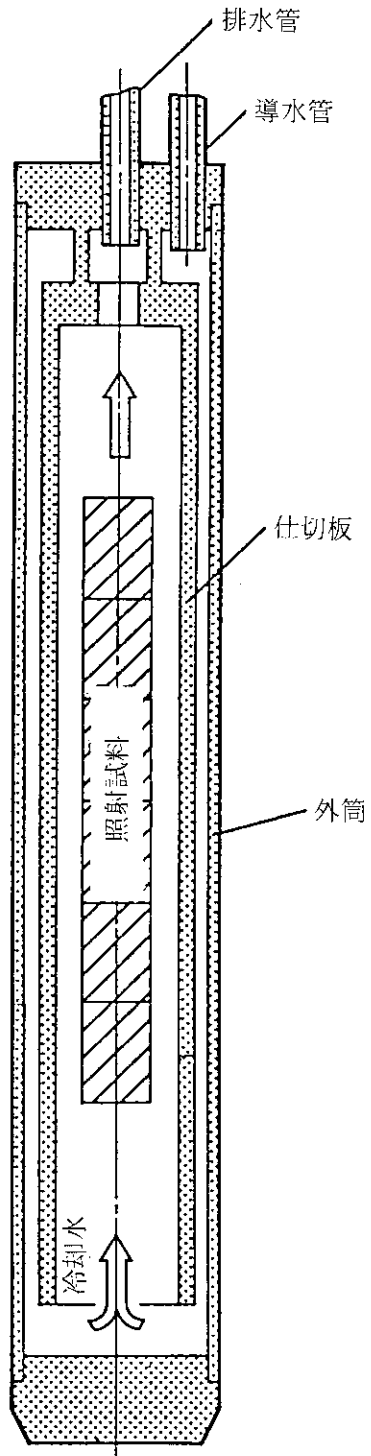


Fig. 6.5.9 Saturated Temperature Capsule

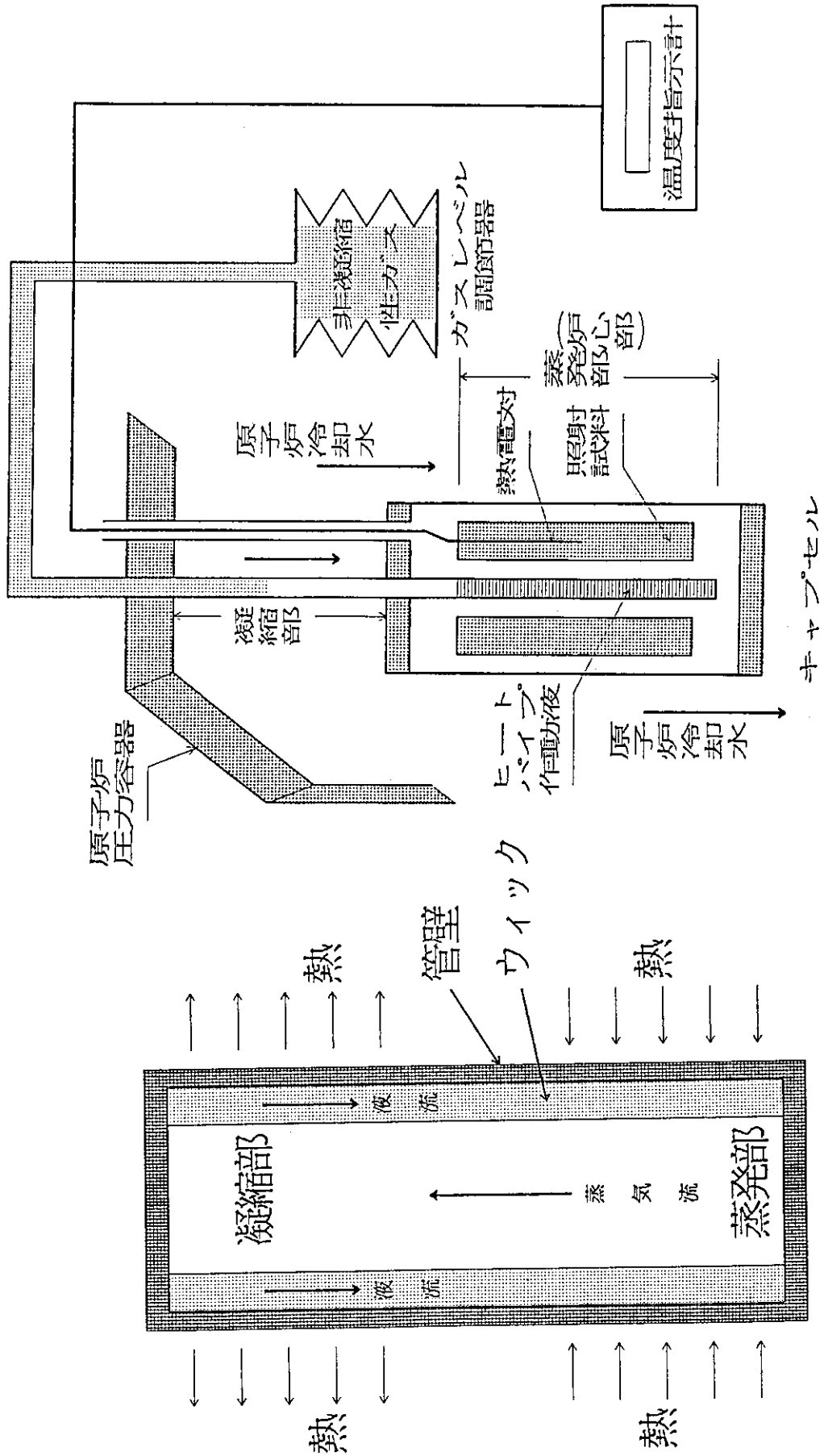


Fig. 6.5.11 Temperature Control System with a Heat Pipe

Fig. 6.5.10 Schematic of the Heat Pipe

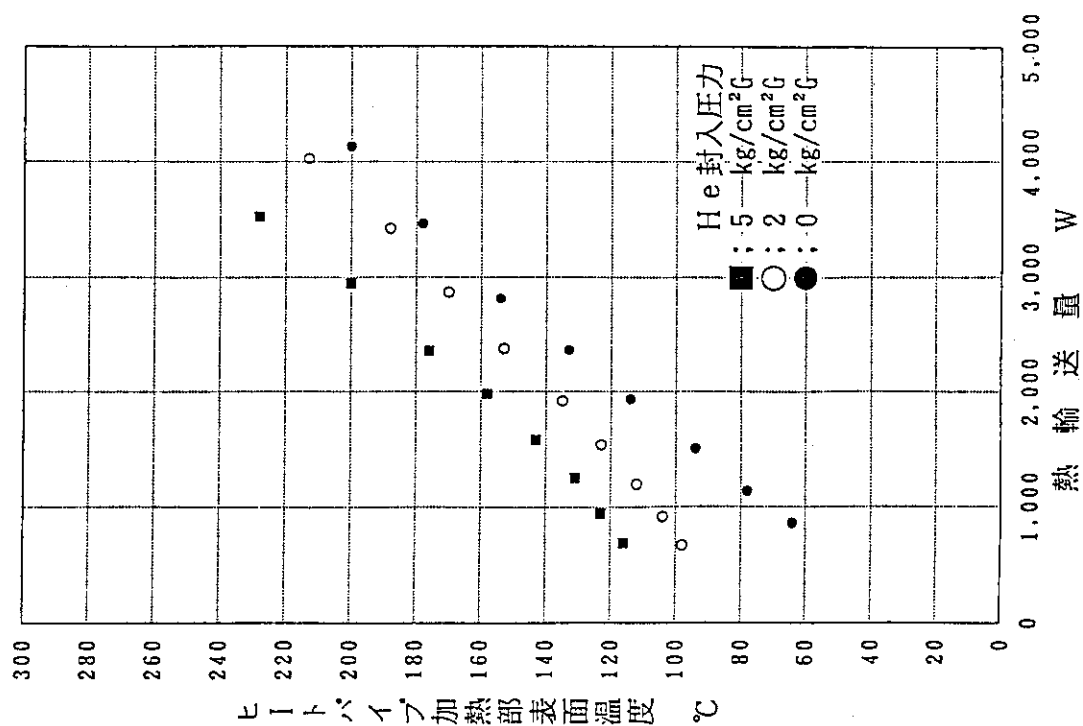


Fig. 6.5.13 Surface Temperature of VCHP

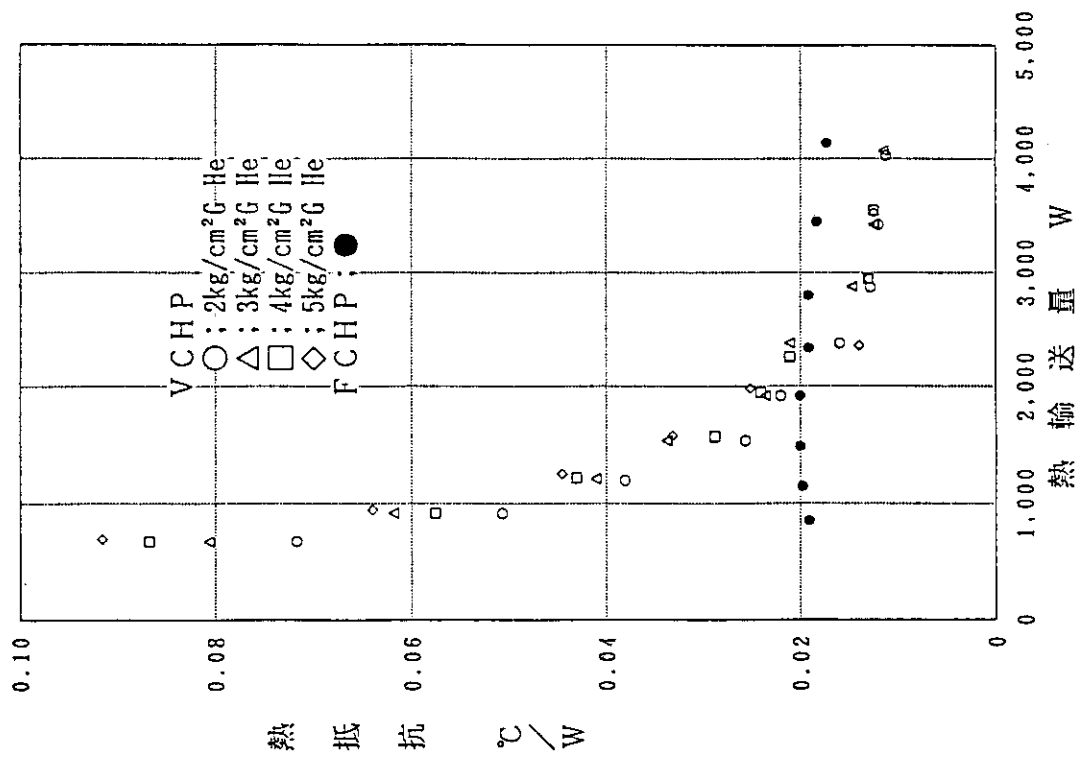


Fig. 6.5.12 Heat Conductance of VCHP

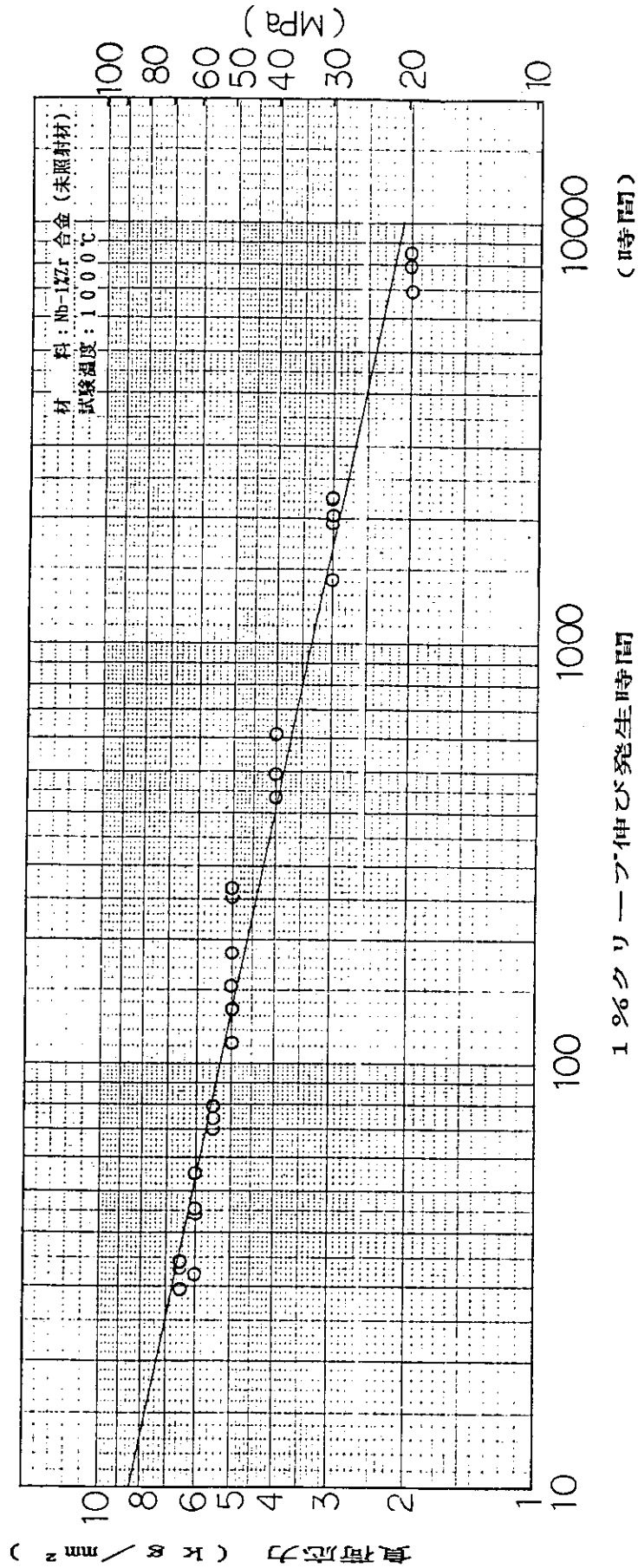


Fig. 6.5.14 Stress versus Time to 1% Strain

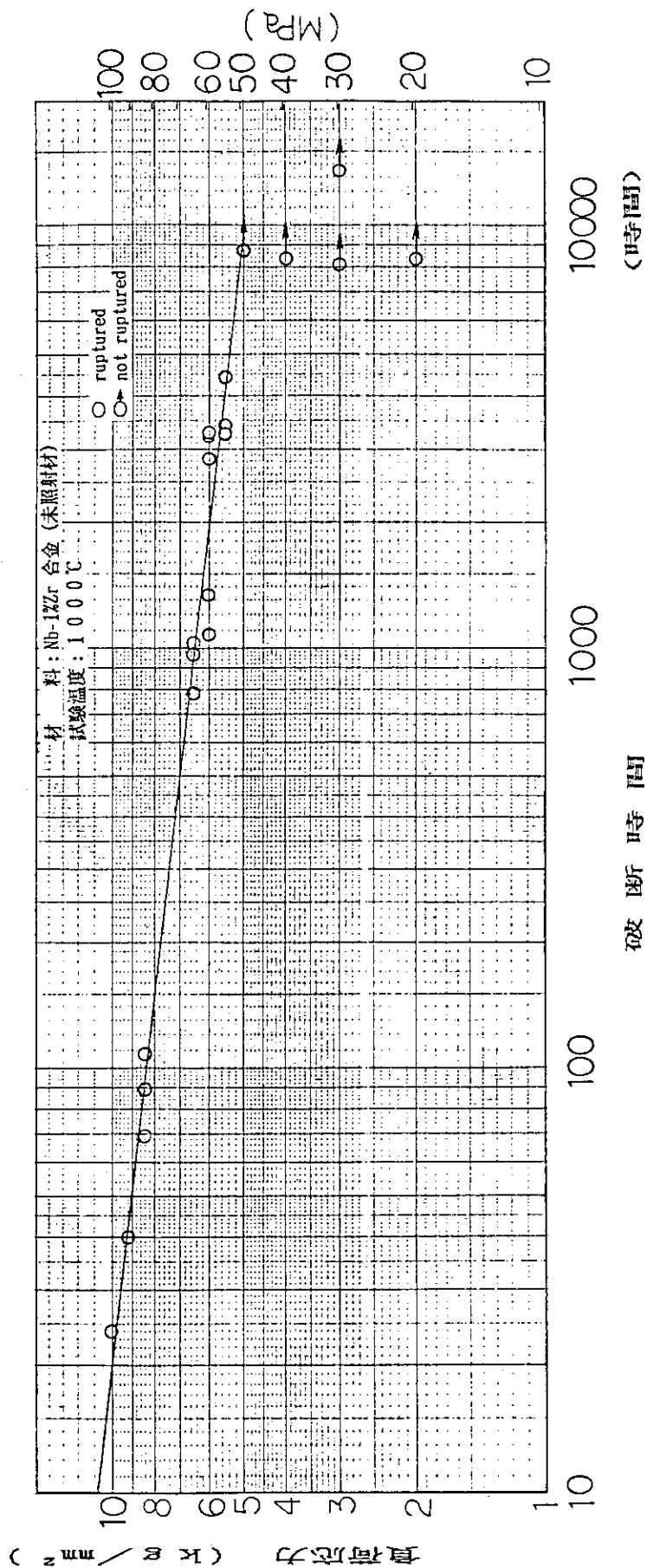


Fig. 6.5.15 Stress versus Time to Rupture

6.6 検査技術の開発

6.6.1 画像処理技術の開発

機器・構造物の溶接部のX線透過による検査に画像処理技術を適用するために、透過写真を用いて画像処理による像質評価、欠陥の識別及び欠陥の大きさなどについて、目視による観察(フィルム法)結果と比較検討した。

使用した試験体は、板厚0.2mmのステンレス鋼板に最小0.1mmの孔及びスリットを設けた試験片を各種板厚のステンレス鋼に重ねたもので、針金形透過度計及び階調計と同時に撮影した。また、透過写真の観察は画像処理前後の識別状況をCRT上で行い、フィルム法による識別状況を暗室内で十分明るい観察器によって行った。試験結果は次のとおりである。

- ① 透過度計及び欠陥の識別については、撮影機レンズの絞りの影響、フィルムの粒状性の影響、観察器の明るさの影響、及び板厚と識別最小欠陥との関係を検討した。その結果、透過写真の濃度、コントラストが変化しても画像処理後とフィルム法による観察結果は、ほぼ同程度の識別結果を得た。ここで、レンズの絞り値は3.5から8で良好な結果を得、X線フィルムの粒子は細かい程画質が良くなり、観察器の明るさによる識別の相違はなかった。また、板厚2.5mmでの識別結果は、透過度計の線径0.32mm、スリット幅0.3mmであったが、最大0.7mmの孔の識別は不可能であった。¹⁾
- ② 透過写真の濃度及び階調計の濃度差など像質評価を画像処理によって行うために、CRT上で画像の輝度と透過写真の濃度の関係を求めた。その結果、輝度Iと濃度Dとの関係は、次式で求められることが明らかとなった。²⁾

$$D = a \log I + b$$

ここで、a及びbは定数

- ③ 欠陥の大きさを画像計測によって求めるために、2値化処理を行い、欠陥寸法を測定した。その結果、孔径0.5mm以上であれば精度良く測定できることを確認した。³⁾

参考文献

- 1) 金谷, 江藤, 大岡: 放射線透過写真の画像処理に関する実験 - 第1報人工欠陥と透過度計の検出, NDI第1分科会資料No.1995(1988)。
- 2) 大岡, 金谷, 江藤: 放射線透過写真の画像処理に関する実験 - 第3報透過写真における階調計の像質評価, NDI第1分科会資料No.10014(1988)。
- 3) 大岡, 金谷, 江藤: 放射線透過写真の画像処理に関する実験 - 第2報欠陥の寸法評価, NDI第1分科会資料No.10007(1988)。

6.6.2 核融合炉用超電導コイルにおける溶接部の欠陥検出技術の開発

核融合炉用超電導コイルを開発する上で、溶接部の信頼性を高めるための非破壊検査技術の開発が必要不可欠である。そこで、溶接部に発生が予想される溶込み不足及び割れの検出を目的に、

超音波探傷試験の検討を行った。

使用した試験体は、断面が卵型の成形加工前の試験片及び断面が正方形の成形加工後の試験片で、前者には、溶接部全長にわたって深さ約1mmの溶込み不足が、また、後者には、内面及び外面に長さを種々変えたスリットを設けたものである。

探傷方法は、オンラインでの探傷が目的であるので、接触面での影響を受け易い直接接触法よりも非接触での水浸法が有効であるので、本実験では、水浸法を用いた。試験結果は、次のとおりである。¹⁾

- ① 成形加工前の試験では、深さ1mmの溶込み不足の検出は可能であるが、S/N比が悪いので解析は困難である。
- ② 成形加工後の試験片では、周波数5～15MHzを用いて、巾0.5、長さ2.0、深さ0.2mmの内・外面のスリットからのエコーを十分検出することができた。ここで、超音波の試験片への入射角20～22度での探傷結果が最も良い結果を得た。

参考文献

- 1) 大岡, 金谷, 江藤, 吉田, 中嶋: 超電導導体コンジット溶接部の超音波探傷試験, 1989年日本原子力学会年会要旨集(第1分冊) A 24.

6.7 照射後試験技術開発

6.7.1 微小試験片試験技術

照射体積の限定される加速器や高エネルギー中性子源照射を必要とする核融合炉用材料の研究開発においては、微小試験片による照射材料の特性評価が必須条件となっている。JMTR ホットラボでは、原研におけるこの種の試験研究の一環として昭和62年度より各種試験法の遠隔操作化、自動化及び微小試験片加工についての技術開発を行って来ており、これまでに遠隔操作型自動スモールパンチ (SP) 試験装置を開発し、現在、微小試験片取扱のための試料自動選別装置及び微小試験片を採取するための精密加工用放電加工機の技術開発を進めている。

SP 試験は、いわゆる深絞り試験に類するもので、その従来技術は $\phi 3 \times 0.25 t$ (mm) の試験片を上下ダイス間に挟み、4本のボルトにより所定のトルクで均一に固定した後、中心部を $\phi 1$ (mm)鋼球により圧縮試験するものである。この方法は、マニプレータによる作業上の困難さを伴うのみならず、1照射ユニットが数100枚から成る微小試験片の効率的処理の点からも照射後試験技術として問題があった。

開発したSP試験装置は、 $-100^{\circ}\text{C} \sim 500^{\circ}\text{C}$ の真空中で12個の微小試験片を自動的に連続試験できるものであり、ターンテーブル方式の採用により省力かつ能率的試験を可能とする。また、上下二分割の専用試験治具の採用により試験片を下部ダイスへ落とし込み、上部ダイスを重ね合わせるだけの単純操作で均一な力で極めて容易に固定できる。更に、本装置は、①所定の試験温度における試験片固定力を任意に設定制御するためのロードセル ②微小試験片の変位を直接的に測定するためのマグネスケールを備えており、試験条件の再現性が十分管理でき、高精度のデータが取得できる。Fig.6.7.1にSP試験装置、Fig. 6.7.2に試験治具の概要を示す。本装置の開発で得られた種々の知見は、現在製作中の照射後試験用SP試験装置に十分反映されている。

一方、試料自動選別装置は、微小試験片 ($\phi 3$ mm)の片面に印字された記号番号を半自動操作にて読み取り、任意の指定枚数だけ自動的に容器づめできるもので、マニプレータ操作によらずに容易に分類保管することを狙いとしており、現在設計検討中である。精密加工用放電加工機とともに来年度中には実験に着手できる見込である。

6.7.2 高温引張試験装置の整備

本試験装置は、高温ガス試験炉及び核融合炉等の中性子照射金属材料の高温試験条件下での強度試験において、試験片の酸化を防止するため、引張試験機に真空加熱炉を装備したものである。

装置は、単一軸型引張圧縮試験機、内熱式真空加熱炉及び真空排気系、操作盤等で構成し、試験温度 $400^{\circ}\text{C} \sim 1500^{\circ}\text{C}$ において、引張試験、低サイクル疲労試験及び短時間クリープ試験等ができる。装置の概要図をFig. 6.7.3に示す。

単一軸型引張圧縮試験装置は、電気機械式アクチュエータにより ± 50 mmの範囲のストロークで試験が可能である。

真空加熱炉は、内熱式ヒータの使用により、上記温度範囲において短時間に昇温及び降温が可能であり、更にアルゴンガスを入れることにより不活性ガス中の試験も可能である。真空排気系は、各種弁の動作を遠隔操作で行い、主排気ポンプにターボ分子ポンプを使用することで、より

短時間に試験真空度まで到達させることができる。

試験データは、試験機からの荷重及び変位の信号を既設ホットラボデータ処理システムに取り込むことにより、各種試験データの処理が可能である。

以下に本試験装置の主な性能仕様を示す。

- | | |
|-----------|----------------------------|
| ① 荷重容量 | 最大荷重 静的 10ton. 動的 5ton. |
| ② 使用ロードセル | 静的 1ton. 動的 0.5ton. |
| ③ 引張速度 | 200mm/min ~ 0.000016mm/min |
| ④ 温度範囲 | 常用 400℃ ~ 1300℃ (最高 1500℃) |
| ⑤ 均熱範囲 | 80mm |
| ⑥ 到達真空度 | 7×10^{-8} Torr |

6.7.3 照射後クリープ試験装置の開発整備

本装置は、原研が開発を進めている高温工学試験研究炉 (HTTR) の制御棒被覆材料インコイ 800H 鋼の照射後クリープ特性を調べるため、特に新しく開発を進め整備を行ってきたものである。

装置は、レバー比 1:10 の単一レバー式クリープ破断試験装置 2 台、レバー比 1:5 の単一レバー式クリープ破断試験装置及びクリープ試験装置各 1 台の計 4 台を昭和 62 年度から昭和 63 年度にわたり材料試験鉄セルに整備した。装置概略図を Fig. 6.7.4 及び 6.7.5 に示す。装置は、レバー式クリープ試験機をベースに加熱炉、雰囲気槽、真空排気装置及び自動レバー水平機構を備えたもので、ホットセル内に本体を設置し、セル外に真空排気装置を配した構造である。荷重負荷方法は、レバー比 1:10 型試験装置は、重錘ユニットをセル外に配し作業員が手動作により行い、レバー比 1:5 型試験装置は、ホットセル内に自動荷重負荷機構を設けスイッチ操作により行えることとした。これら装置は、HTTR の実用条件を模擬した高温域での不活性ガス雰囲気中試験を主流に真空雰囲気中試験もできるようにした。クリープ破断試験装置は、試験片を直列 2 本吊り又は 1 本吊りしてのクリープ破断試験あるいはプルロッド変位伸び検出によるクリープ試験ができる。クリープ試験装置の伸び測定は、試験片のゲージ間伸びをホットセル用として新たに開発した非接触型レーザマイクロゲージ方式により測定できるようにしたため従来のプルロッド部での測定法と比べ高精度のクリープデータが取得できる。その他、荷重・温度等についても精度の向上をはかるうえで、種々の工夫を配した設計となっている。また、クリープ試験は、長時間の連続運転となるため、コンピュータにより試験データ収集・処理を行えることとした。

以下に本装置の主な性能仕様を示す。

- | | |
|------------|---|
| ① 荷重容量 | レバー比 1:10 型試験装置 最大 1 ton レバー比 1:5 型試験装置 最大 0.5 ton |
| ② 試験温度 | 最高 1000℃ |
| ③ 均熱範囲 | 150mm |
| ④ 到達真空度 | 6×10^{-6} Torr |
| ⑤ 不活性ガス雰囲気 | ガス流動下 (50~500 cc/min) の試験の他に槽内封じ込み試験が可能 |

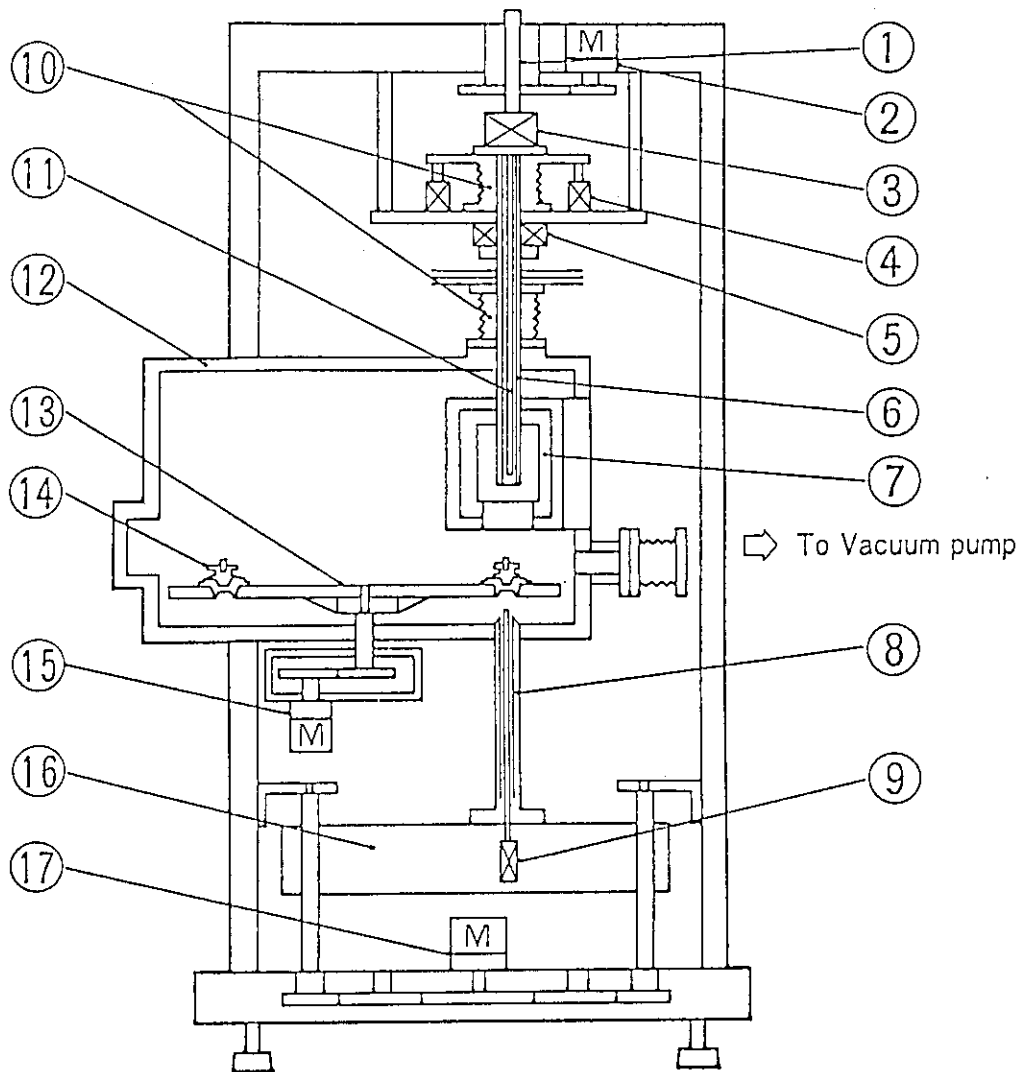
6.7.4 高温時 FP 放出率測定試験装置の整備

試験, 研究炉燃料の濃縮度低減化計画において, JMTR燃料 (LEU燃料) の安全評価に必要な高温時における FP ガス放出率に関するデータを実験により求めるため FP 放出率測定試験装置を開発し, コンクリート No.6 セルに整備した。

装置は, 照射済燃料板より採取した試料をキャリアガス (乾燥空気) 中において 600℃~1100℃を 100℃ステップで保ちながら各温度において一定時間保持し, 放出される FP ガスをフィルタ及びトラップで捕集して分析を行い高温時における FP 放出を測定するもので, セル内のガス放出系, フィルタ, 恒温槽から成る捕集系, 接続管及びセル外の FP ガス捕集系, キャリアガス導入系, 真空排気装置, 制御盤より構成される。

接続管及びフィルタをヒータで加熱し FP の沈着, 水分による捕集効率の低下を防止すると共に, 装置を遠隔操作により分解洗浄できる構造とし, 放出した FP を総て回収し捕集効率の向上を図っている。また, 実際の事故を模擬して急速加熱および急速冷却が行える設計となっている。Fig. 6.7.6 に装置概要を示す。

本装置による今後の試験計画としては, 現在 2 体のキャプセルに納めて照射中である組成及び燃焼度の異なる 6 枚の燃料について, 試験雰囲気約 1 atm の乾燥空気, 流量 0.1 l/min で, 試験温度 600℃, 700℃, 800℃, 900℃, 1000℃, 1100℃ の 6 温度において FP 放出率測定試験を行う予定である。



- | | |
|--|-------------------------|
| ① Ball Screw | ⑩ Bellows |
| ② Motor & Gears | ⑪ Punching Spindle |
| ③ Punch Load Measuring Sensor (Load Cell) | ⑫ Environmental Chamber |
| ④ Punch Stroke Measuring device (Magnescale) | ⑬ Turntable |
| ⑤ Specimen Clamp Force Detector (Load Cell) | ⑭ Test Fixture |
| ⑥ Test Fixture Receiving Rod | ⑮ Motor & Gears |
| ⑦ Thermostatic Bath | ⑯ Cross Head |
| ⑧ Test Fixture Push Up Rod | ⑰ Motor & Gears |
| ⑨ Deflection Measuring Device (Magnescale) | |

Fig. 6.7.1 The Concept of the Prototype Small Punch Testing Machine

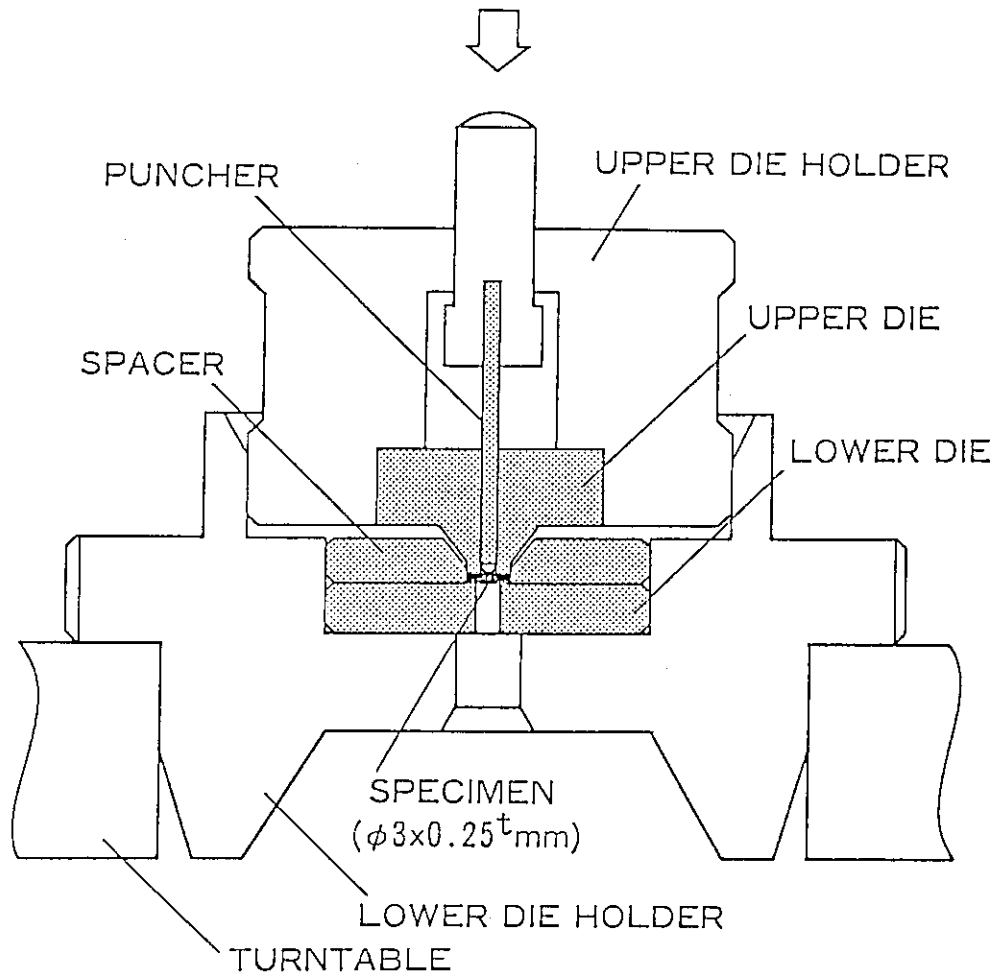


Fig. 6.7.2 Cross-Section of the Test Fixture for Small Punch Test

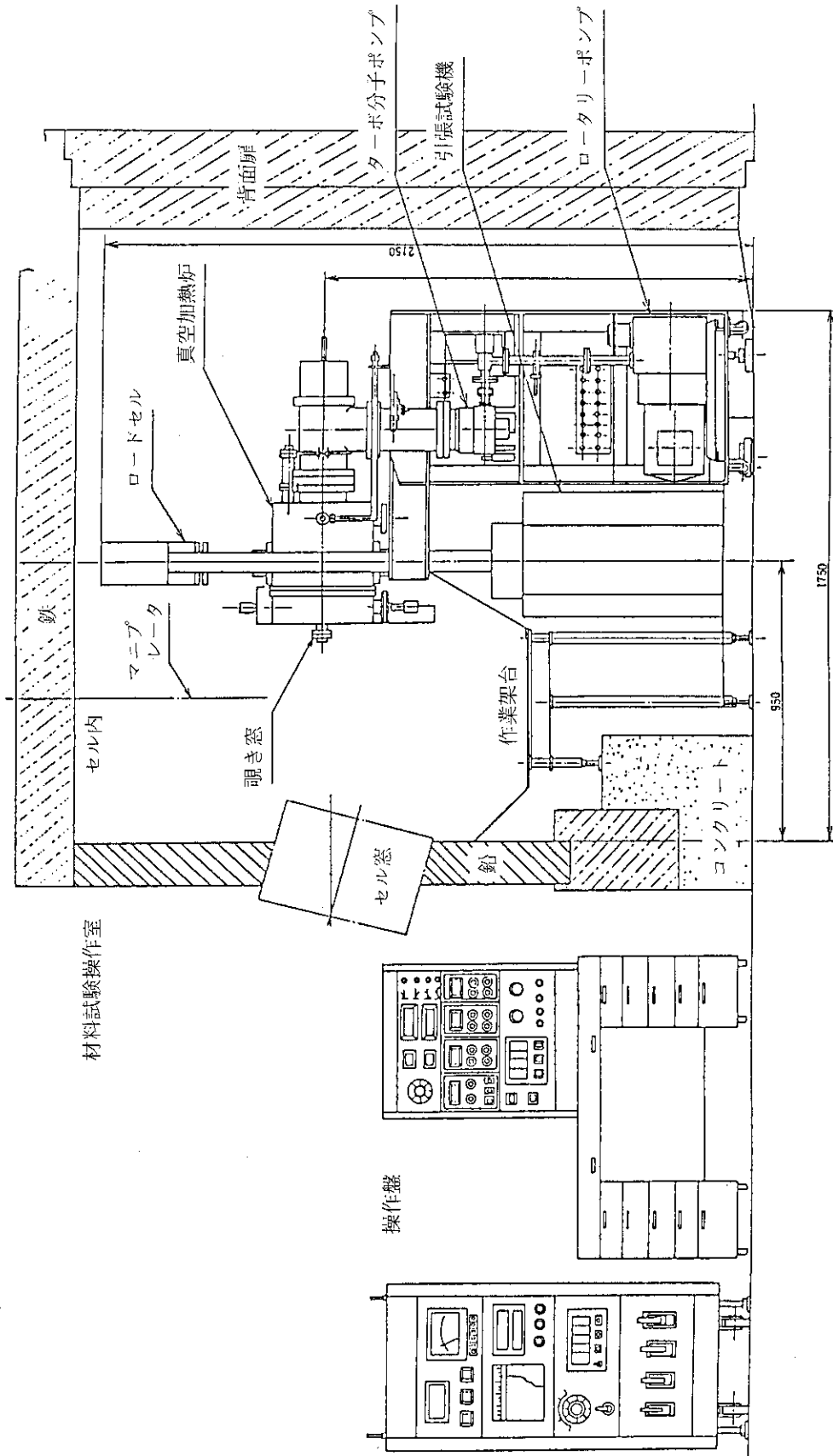


Fig. 6.7.3 Remote Control Type High Temperature Tensile Testing Machine

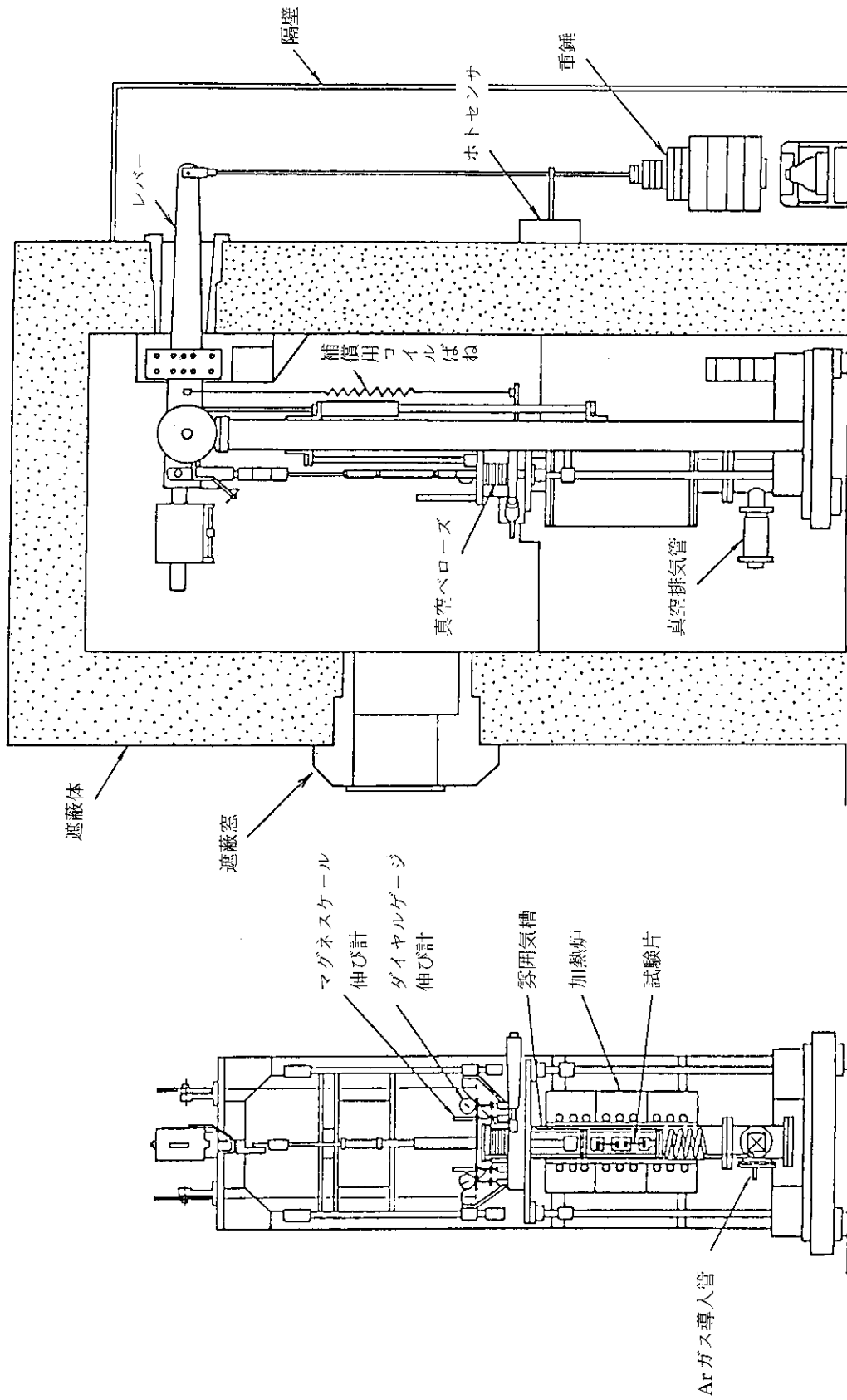


Fig. 6.7.4 Remote Control Type Creep Rupture Testing Machine

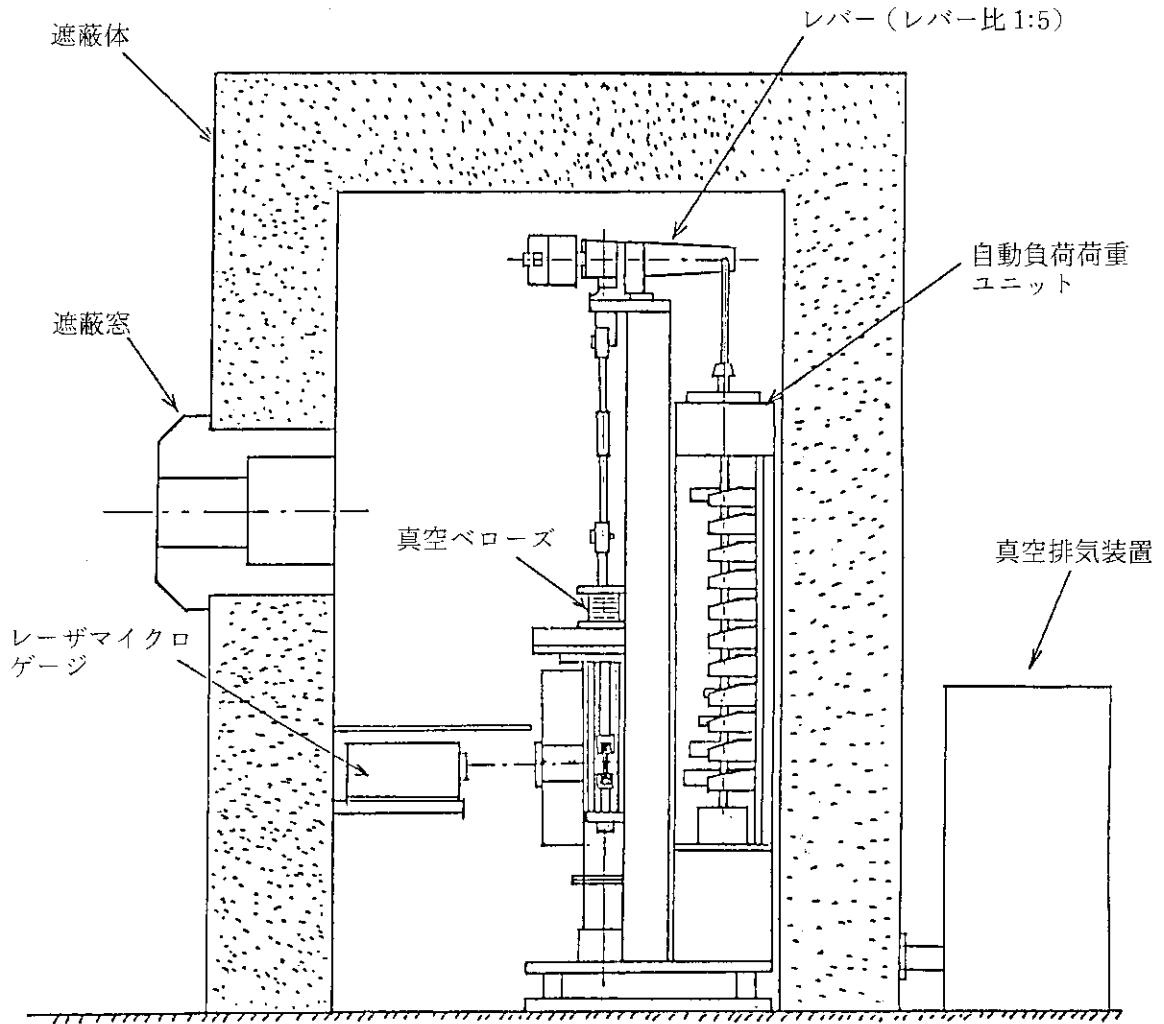


Fig. 6.7.5 Remote Control Type Creep Testing Machine

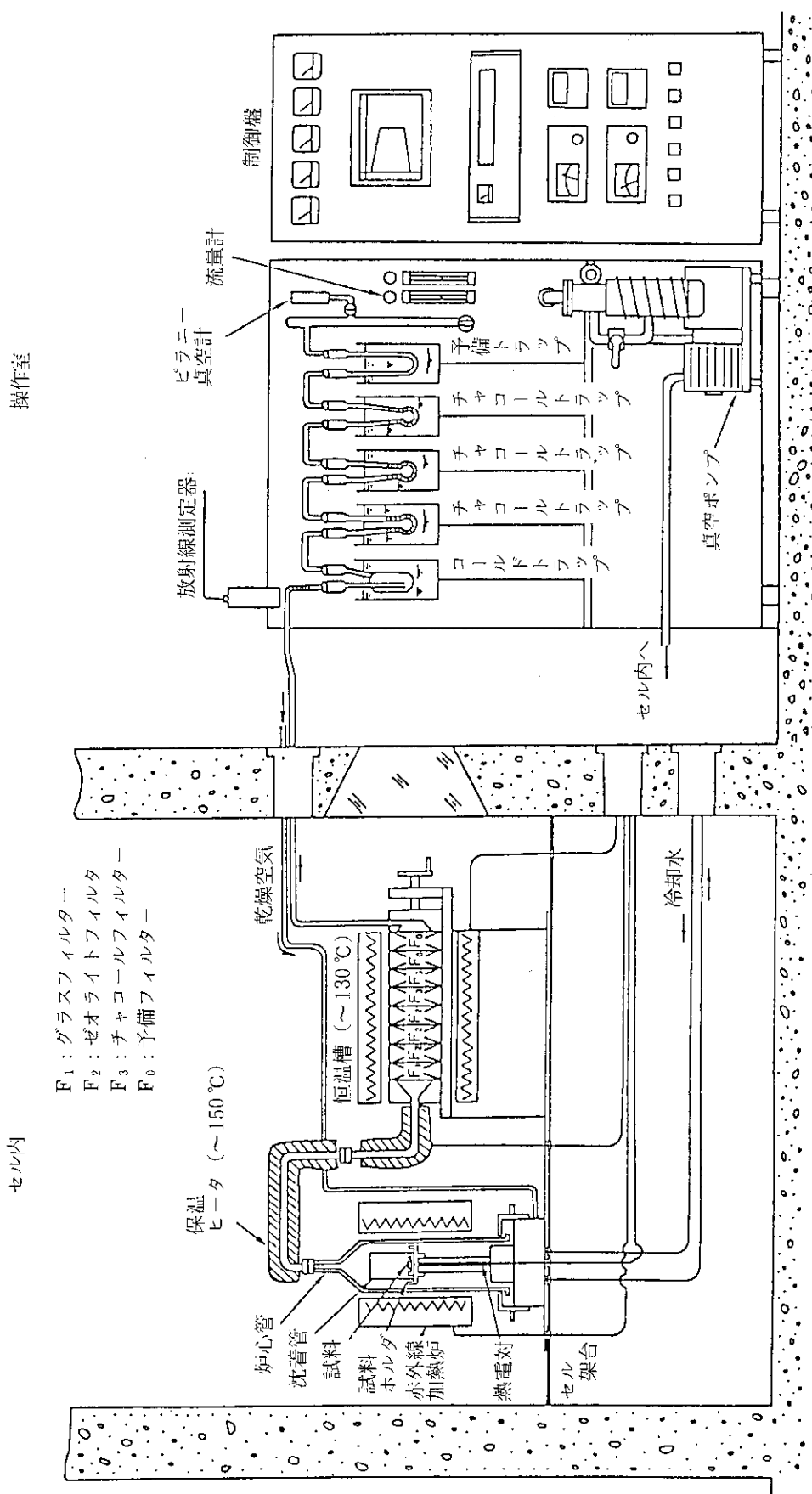


Fig. 6.7.6 Fission Product Release Rate Measurement System

6.8 その他の技術開発

6.8.1 FP ガス圧力計の再計装技術

燃料サイクルの経済性向上という観点から関心が高まっている燃料の高燃焼度化に関し、高燃焼度燃料からのFP ガス放出挙動の解明が急がれている。このため、動力炉等で高燃焼度化された燃料棒に、遠隔操作で再計装し、試験研究炉で再照射するための技術開発が必要になる。そこで、JMTRでは60年度から再計装技術開発を開始した。

本技術開発計画の概要を、Table 6.8.1に示す。この開発計画では、上記の(1)FP ガス圧力計再計装技術開発、同じく照射済の燃料棒のペレット中心部に温度計計装用の穴をあけて温度計を計装する(2)燃料棒中心温度計再計装技術開発及び前者1)(2)を組み込んだ(3)多重計装技術開発からなる。

(1) FP ガス圧力計再計装技術開発

FP ガス圧力計の再計装技術開発のうち、照射済燃料棒にFP ガス圧力計を再計装するために必要な機器(以後、再計装機器と称す)は、①穿孔装置、②FP ガス圧力計、③装着装置及び④伸び吸収装置からなる。再計装燃料棒のBOCAキャプセルへの装着した概略図をFig. 6.8.1に示す。

また、FP ガス圧力計の照射済燃料棒への再計装手順をFig. 6.8.2に示す。この手順は、再計装する照射済燃料棒の端栓を穿孔装置での穿孔が可能な厚さ(約1mm)にまで加工し、FP ガス圧力計を含む再計装機器を燃料棒の端栓部と溶接により接続した後に、穿孔装置に穿孔電源を接続して燃料棒端栓の内部をアーク放電により穿孔し、その後穿孔装置の絶縁部であるセラミックス部を保護管で覆って(溶接)保護する。燃料棒の下端に伸び吸収装置をネジで取付けた再計装燃料棒はBOCAキャプセル内に挿入され、BOCAキャプセルとともに炉心に装荷される。BOCAキャプセルに挿入するまでの上記の一連の作業はホットラボのケープ内で作業が行われる。61年度からの再計装機器の開発状況を以下に示す。

① FP ガス圧力計

61年度FP ガス圧力計のスプリングの構造を改良して圧力感度を高めた。改良前後のFP ガス圧力計をそれぞれFig. 6.8.3(a), (b)に示す。この結果0~15kg/cm²Gの圧力範囲内で測定精度±2%FSの炉外データを得た。このFP ガス圧力計について、86M-40Jキャプセルに装荷し、JMTR第78サイクル(昭和61年度)からの第82サイクル(昭和63年度)まで炉内照射試験を実施した。炉内試験では、炉の出力に比例したFP ガス圧力計信号の零シフトが見られた。データをFig. 6.8.4に示す。その他のFP ガス圧力計の性能については炉外試験のデータと差異はなかった。

62年度からは、0~50kg/cm²G用の高圧用FP ガス圧力計の開発に着手した。これまでの0~50kg/cm²G用のFP ガス圧力計にはFP ガスの受圧部に成形ベローズを用いていたが、検討の結果、高圧用には成形ベローズでは圧力測定精度が低下することが分かった。このため、溶接ベローズを用いた改良型のFP ガス圧力計を試作した。なお、改良型FP ガス圧力計については、差動トランス部の絶縁劣化の改良のために、コイルボビンセラミッ

クスコーティングを施したステンレス鋼からセラミックスに変更した。改良型FPガス圧力計用差動トランスの炉内校正試験の結果、Fig. 6.8.4に示すように零シフトが改善された。

また、改良型FPガス圧力計の炉外校正試験の結果、Fig. 6.8.5に示すように、ヒステリシスが殆ど無い精度の良いFPガス圧力計が得られた。また、改良型FPガス圧力計の炉内性能試験は、平成元年度に実施する予定である。

また、炉外試験用FPガス圧力計として二つに分割可能な構造を持つ分離型FPガス圧力計を試作し、従来方式の非分離型と同様な性能を得た。

一方、差動トランスの絶縁抵抗の劣化をより防止するために、MIケーブルを用いた差動トランスを試作した。この結果、直径が0.5mmでコイルの巻数が極端に少なくなることから、得られた出力は2%まで低下した。このため、対策として直流アンプにより信号を50倍にし、信号以外の電気ノイズをフィルタ（バンドパスフィルタ）によって取り除き、良好な特性を持つ差動トランスを製作することができた。

② 装着装置

61年度から、FPガス圧力計信号線装着方法として、300℃の高温中でしかも炉心内の高中性子束の場で使用可能なFPガス圧力計の信号線の装着法の開発に着手した。上記の条件下で使用できる装着法が全くなかったため、FPガス圧力計の信号線の接続部のコネクタの開発では、市販のピンコンタクトを用いて温度に対する耐久試験を実施したが、200℃では接触不良を生じた。このため、インコネル材のスプリングを用いた面接触型のピンコンタクトを試作し、炉外耐久試験の結果、使用温度300℃に充分耐える事を確認した。

装着装置の構造図をFig. 6.8.6に示す。ピンのホルダーにはセラミックスを用い、ピンとセラミックス及び外側のケースとはセラミックスのメタライズによるろう付けによりシールする構造になっている。

一方、コネクタ外側はクイックジョイントによる装着方法を用いてコネクタと共に61年度から開発に着手した。装着後のシールには金属Oリングを用いた。このOリングはインコネル製の中空リング外側に約40ミクロンの厚さの金メッキを施したものである。装着時の挿入荷重は、90~120kg、引き抜き荷重は30~70kgであった。本装着装置は、耐熱温度300℃、耐圧力75kg/cm²Gの条件下で、計測線の接続ができる性能を有することを確認した。

62年度には、FPガス圧力計用の5ピンの装着装置を製作し、63年度には、FPガス圧力計と燃料中心温度計を同時に再計装した多重計装用の装着装置を製作した。本装着装置は、平成元年度に高圧用FPガス圧力と共に88M-6Jキャプセルに装荷して炉内性能試験を実施する計画になっている。

63年度までに目的とする装着装置を開発し、本件の特許を申請した。

③ 穿孔装置

考案したアーク放電による穿孔法について穿孔実験を行った。実験でジルカロイ試料の外径をφ20mmで厚さ0.5~3mmの穿孔を確認した。

61年度からは、穿孔用電源装置を製作して実際の穿孔装置に近い試料形状で実験を行った。

開発した穿孔装置の構造図を6.8.7に示す。穿孔装置の中央セラミックスが電氣的に左右を絶縁し、それぞれに電極を接続し、放電させて穿孔する。放電後はSUSの管でセラミックス部分を覆うことによってセラミックス部を保護している。

④ 伸び吸収装置

62年度から装着装置のOリング部の振動による緩みと燃料棒やBOCAキャプセルの温度、圧力等による伸縮を防止するために伸び吸収装置を開発した。

再計装機器開発は、63年度までにはほぼ満足な開発結果を得た。

FPガス取扱技術関係では、62年度からパンクチャー装置及び溶接確証試験装置の製作とBOCAキャプセルへの再利用燃料棒の挿入治具の設計検討を開始し、平成2年度のBOCAキャプセルによる再計装燃料棒の補証試験に向けて検討がなされている。

今後は、BOCAキャプセルを製作して、再計装技術機器をBOCAキャプセルに装着するまでの技術的な検討を加え、平成2年度のBOCAキャプセルによる再計装燃料棒の確証試験に備えていくことが必要になる。

(2) 燃料棒中心温度計装技術開発

燃料中心温度計を照射済燃料棒に再計装するためには、まず UO_2 ペレットの中心に孔をあける穿孔技術の開発が必要になる。そこで、63年度には、 UO_2 ペレットの中心孔加工手法について検討を行った。検討した加工法についてTable 6.8.2に示す。その結果、加工手法の第1候補はドリル法であることが明らかになった。今後は、加工時のペレット固定手法について検討を行う予定である。

6.8.2 形状記憶合金の応用技術開発

原子力関連機器分野において形状記憶合金の持つ機能特性を利用し、遠隔操作化が可能となるような着脱自在継手や耐照射駆動素子の開発に適用する場合には、放射線環境のなかでも、とりわけ中性子、イオン、電子などの高エネルギー粒子照射下での形状記憶合金の挙動を解明する必要がある。本年度では、照射挙動、特にTiNi形状記憶合金の機械的性質に着目して、照射後の形状記憶合金の硬度変化・変形挙動に及ぼす照射後焼鈍温度及び照射後焼鈍時間の影響について調べるため、TiNi形状記憶合金の照射試験、焼鈍試験、硬度試験ならびに低温引張試験を実施した。

(1) 照射試験

TiNi形状記憶合金試料をリーキ型無計測キャプセルに装荷し、大洗研JMTRにおいて中性子照射した。照射条件は以下のとおりである。

$$\text{中性子照射量 } \phi_f \quad (1 > 1 \text{ MeV}) : 8 \times 10^{23} / \text{m}^2$$

$$\phi_{th} \quad (< 0.683 \text{ eV}) : 3 \times 10^{24} / \text{m}^2$$

照射温度：323K

(2) 焼鈍試験

照射後焼鈍の影響を調べるため、次の条件で照射後焼鈍試験を実施した。

焼鈍温度：473K 523K 573K

焼鈍時間：0.6ks 1.8ks 3.6ks

焼鈍雰囲気： 3.3×10^{-3} Pa（真空中）

(3) 硬度試験

硬度試験は遠隔操作型ビッカース硬度試験機を用いて圧子荷重4.9 Nで実施した。硬度試験結果をFig. 6.8.8及び6.8.9に示す。Fig. 6.8.8は前処理として673K、3.6 ksの時効処理したTiNi形状記憶合金の等時焼鈍試験結果である。Ti-4.9at.%Ni及びTi-5.1at.%Ni試料の照射後のビッカース硬度値は約600であり、非照射の値（約200）と比較すると、3倍近く上昇している。これらの試料に照射後焼鈍を行うと焼鈍温度の上昇と共に硬度値は下降し始め、473K以上の焼鈍温度で急激に低下した後、523Kから573Kの温度ではほぼ非照射の値に戻っている。

これらの焼鈍温度における硬度の経時変化を調べた結果がFig. 6.8.9である。Ti-4.9at.%Ni及びTi-5.1at.%Ni試料の硬度は焼鈍時間の経過と共に変化し特に、焼鈍時間0.6ks（10 min）以内で大きく変化した後、それ以上の焼鈍時間では、飽和値に対応する非照射の値になっている。また、焼鈍温度の違いによる変化を見ると、473Kの場合と比較し、523K及び573Kでは変化幅が大きいことから、焼鈍による回復挙動に効果のある温度は約523Kであることが判る。また、効果のある時間が0.6ks以内と比較的短いことを考慮すると、回復挙動は、焼鈍時間よりもむしろ、焼鈍温度に依存する傾向があるといえる。これは、照明により形成された空孔の移動を促進し、局所的に不規則化した形状記憶合金を規則化する現象が回復挙動と関連しており、523K以上での焼鈍処理がその駆動力となることを意味している。

(4) 引張試験

低温引張試験は遠隔操作型低温引張試験装置を用いて実施した。

試験条件：歪速度 6×10^{-4} /s

試験雰囲気：アルゴンガス気流中

試験片寸法：長さ55mm、厚さ1mm

幅10mm（ゲージ部4mm）

ゲージ長12mm

試験温度：173K～373K

である。Fig. 6.8.10はTi-4.9at.%照射後試料について473K、523K及び573K、3.6 ksの照射後焼鈍を行った際の変形挙動を示す。473K焼鈍では、照射後の高歪状態はかなり残存しているが、523K焼鈍になると、ほぼ未照射時の応力-歪曲線に戻っていることが判る。さらに、焼鈍温度を上げ、573Kになると応力-歪曲線は523Kの場合と殆ど変化しないことから、変形挙動が回復する際の境界温度は523Kであることが予想される。これらの結果硬度試験結果とも一致しており、照射環境温度を523K以上に保持すれば照射効果を急速に減小させることが明らかになった。

6.8.3 FPプレートアウト測定

高温工学試験研究炉（HTTR）の遮蔽設計及び保守・点検時の一次系機器への接近方法の検討、並びに減圧事故時の環境へのFP放出量の推定には、一次冷却材中の配管及び機器内面への沈着

量を知ることが不可欠である。

OGL-1の一次系は、FPの沈着挙動に関してHTTRとほぼ同等であるので、OGL-1の一次系配管を対象にして、FP沈着量測定を実施している。OGL-1配管へのFP沈着量の測定は、配管を取り外すことができないので、Ge検出器を用いて配管外から計測する非破壊測定法によって行った。なお、FP沈着量をOGL-1運転履歴と関連して評価するために、配管上の同一点を継続して測定した。これまでに ^{131}I 、 ^{137}Cs 等のFPのほか、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 等の放射化生成物についても数多くのデータを蓄積した。このうち、 ^{137}Cs はガス温度が400～600℃の配管に沈着しやすいことがわかった（Fig. 6.8.11参照）。また、これまでの測定によると ^{137}Cs は、OGL-1の照射燃料からの放出率が低下することによって、すなわち、ガス中の ^{137}Cs 濃度が低下することによって高温配管側で離脱し、400℃前後の再生熱交換器配管に再沈着することが明らかになっている。さらに、 ^{131}I はガス温度が400℃以下の配管に多く沈着することがこれまでの測定結果から明らかになっている。（Fig. 6.8.12）

6.8.4 FPリフトオフ実験

高温工学試験研究炉（HTTR）の一次系配管破断時の安全評価には、配管に沈着したFPの減圧時の離脱量が重要な要素となる。減圧事故時のFP離脱に関しては、ゼネラル・アトムック社がCPL-2ループで行ったデータがあり、このデータからFP離脱は(3)式に示すせん断力比（SR：Shear Force Ratio）が最も支配的なパラメータであるとの結論を得ている。

$$\text{SR} = (P_B / P_N)^{0.75} (V_B / V_N)^{1.75} (T_B / T_N)^{-0.58} \quad (3)$$

ここで、P：圧力、V：バルク流速、T：温度である（添字Bは減圧事故時、Nは通常時）。

しかし、ゼネラル・アトムック社のデータのせん断力比は最大18であるのに対して、HTTRでFP沈着量が比較的多い箇所での減圧事故時のせん断力比が100程度になる。そこで、最大せん断力比100を目標に減圧事故時条件を模擬した試験を行うため、ブローダウン試験装置の製作を行った（Fig. 6.8.13参照）。当実験装置は、高圧タンクと低圧タンクをテストセクションを含む配管で結んだ構造であり、HTTR減圧事故時のヘリウムガス放出状態を模擬出来るようになっている。この装置によって、減圧事故の状態にさらされた後、サンプルからのFP離脱量を測定する。測定はGe検出器で行うが、内部に拡散したFPと表面に沈着しているFPとを分けて評価するために、化学リーチング試験も行う。

6.8.5 クラッドに関する技術開発

(1) 照射装置の被ばく低減法に関する技術開発

JMTRでは、強磁性永久磁石を利用したクラッド分離装置の共同研究を昭和56年から60年にかけて石川島播磨重工業株と共同で進めてきた。

しかし、昭和60年に開催された「実用化検討委員会」から、実プラントへの適用に当たっては、長時間の確証試験を実施してその有効性を確認する必要があるとの答申がなされた。

本答申に基づき、昭和61年から63年にわたって石川島播磨重工業株と共同で確証試験に

向けて既存クラッド分離装置の改造及び設計・製作を行い、平成元年1月から5月にハルデンのBWR CORROSION TEST LOOP 4に据付け・性能試験を行った。なお、確証試験用クラッド分離装置及びBWR CORROSION TEST LOOP 4のフローチャートをFig. 6.8.14及び6.8.15に示す。

61年度にJMTRでは、ハルデン原子炉プロジェクトとの研究協力に基づき、ハルデンのBWR CORROSION TEST LOOP 4を用いてクラッド分離装置の確証試験計画を進めるとともに、ハルデン炉の水ループの特徴等について調査した。その結果、クラッド分離装置の設計・製作条件をハルデンのBWR CORROSION TEST LOOP 4の運転条件（圧力：85 kg/cm²，温度：350℃）に合わせて変更する必要が判明した。

上記調査結果により、既存クラッド分離装置の設計基準の見直しを行い、ハルデン炉での確証試験用クラッド分離装置に反映すべき事項の抽出及び技術的検討を行った。

62年度は、61年度に実施した反映すべき事項の抽出及び技術的検討結果に基づいて、既存クラッド分離装置の改造及び製作を行うとともにハルデンのBWR CORROSION TEST LOOP 4の水質条件とクラッド分離装置との関連を検討した。更に、ハルデン炉におけるクラッド分離装置の確証試験に係る工程の調整及び業務分担等についての打合せを行った。その結果、ハルデン原子炉プロジェクトへの輸送、据付け、責任事項及び確証試験の開始時期等が明らかになった。

63年度、62年度に製作した部品の組立を実施するとともに、模擬クラッドを用いてクラッド分離装置の性能試験を行った。その結果、Fig. 6.8.16に示す通りクラッドの除去率とクラッドの成分との関係が明確となり、ハルデン原子炉プロジェクトにおけるクラッド分離装置の運転条件を定める上で貴重なデータが得られた。引続き、クラッド分離装置の分解点検及び保護安全回路の点検を実施し、ハルデン原子炉プロジェクトに輸送した。

平成元年1月にクラッド分離装置の開梱、点検及びコールド試験を行い、異常の無いことを確認した。続いて、2月にハルデンのBWR CORROSION TEST LOOP 4にクラッド分離装置の据付け及び性能試験を行った。性能試験の結果クラッド分離効率は、放射能レベルから約60～70%と算出された。

(2) クラッド付着に関する実験

金属表面へのクラッド付着挙動を調べるためにJMTR 炉内水ループ（OWL-2照射設備）の炉外テストセクション（炉外T/S）No.1及びNo.2に表面処理を施した金属試験片を挿入し、クラッド付着量等を測定した。61年度～62年度は、第7回実験（JMTR 第76～79サイクル間）を行い、63年度は第8回実験（JMTR 第80～82サイクル間）及び第9回実験（JMTR 第83～86サイクル間まで継続中）を行った。

61、62年度は表面未処理（アセトン洗浄のみ）、湿式研磨処理（600番エメリー紙）、空気酸化処理及びオートクレープ処理等の前処理を施したSUS 304、Ti及びZry-2板状試験片について実験した。Table 6.8.3に第7回実験に使用した試験片の前処理方法を示し、Fig. 6.8.17に実験結果の一部（試験片に付着した⁶⁰Coの放射能濃度）を示す。この図から、T/S入口側では（SUS試験片に比べて）各種表面処理を施したTi及びZry-2試験片のクラッド付着量は少なかった。また、T/S出口側ではこれらの試験片の間に差がみられなかった。

63年度に行った第8回実験は、SUS 304及びTi板状試験片に表面未処理（アセトン洗浄のみ）、オートクレーブ処理、イオンプレーティング処理、RCT処理、電解研磨処理+RCT処理及び複合電解研磨処理等の前処理を施して実験した。Table 6.8.4に実験に使用した試験片の前処理方法を示し、Fig. 6.8.18に実験結果の一部を示す。図にみられるように、クラッド付着量はT/S 入口及びT/S 出口側共にTi試験片が少なかった。

実験結果をまとめると、SUS 304試験片はT/S 入口側及びT/S 出口側とで ^{60}Co 付着量に差は無かったが、Ti及びZry-2試験片では差が見られた。これはT/S 出入口における一次冷却水の水質条件の違いによるものと考えられる。また、試験片の材質等によるクラッド付着量の違いは、SUS 304試験片に比べてTi試験片の ^{60}Co 付着量は約1/10以下であった。

(3) OWL-1及びOWL-2枝管付着クラッドの性状調査

OWL-1及びOWL-2の炉内管出入口の枝管として、OWL-1では36運転サイクル、またOWL-2は40運転サイクルの期間、供用されていた水平部配管の一部を用いての内面付着クラッドの性状調査を行った。

調査に用いた試験片の ^{60}Co 付着放射エネルギーは、OWL-1は $1.1 \times 10^4 \sim 1.1 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^2$ 、OWL-2の場合には $2.6 \times 10^3 \sim 7.4 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^2$ で、同一ループ内の配管でも10倍以上の差があった。

これらの付着クラッドに対して、超音波洗浄法で除去されるクラッドをソフトクラッド、また、陰極洗浄法によるものをハードクラッドとする方法により調べた。この結果、 ^{60}Co の放射エネルギーで比べたソフトクラッドの割合は、OWL-1で55~75%、OWL-2で50~55%、また、OWL-2の溶接部では他と比べて少なく30~35%であった。同様にハードクラッドについては、OWL-1で12~22%、OWL-2では溶接部の有無に関係なく5~17%の割合であった。

一方、除去クラッドの元素組成では、いずれの試験片のソフトクラッド及びハードクラッドについても差は小さくFeが主成分で65~94%を含み、次いでNiとCrが多かった。Co及びMnの割合は0.3~3%程度、などの結果が得られた。

6.8.6 トリチウム技術

(1) トリチウム製造技術関連研究

核融合炉開発の一環として、昭和40年代後半からアイソトープ部を中心にしてトリチウム製造技術の開発が行なわれてきており、現在、Li含有セラミックスを用いた大量トリチウム製造に開発の主眼が置かれている。本大量トリチウム製造技術は、ペレット製造技術、照射技術及びトリチウム回収技術から成っており、我々は、照射技術の開発を担当している。なお、大量トリチウム製造用照射物をFig. 6.8.19に示す。この照射物を製作する上で必要となる各種開発項目について61~63年度に行なった検討結果を以下に示す。

① セラミックスコーティング技術

セラミックスコーティングは、Li含有セラミックスを入れるZry-2製照射容器の水素脆化防止のために必要になる。まず、61年度には、容器構成部材であるSUS304/Zry-4異材継手部内面へのセラミックスコーティング技術を確立するために、コーティングプロセ

スの重要な作業条件である焼成温度と降温速度を実験パラメータにし、そのコーティング膜の熱衝撃特性を調べるとともに、SUS 304あるいはZry-4とコーティング膜との反応性も調べた。なお、コーティング方法としては化学緻密化法（CDC法）を用いた。コーティング膜（CDC膜）成分は $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3$ である。熱衝撃試験の結果から、熱膨張係数の異なるSUS 304/Zry-4異材継手部にコーティングする場合、膜厚を薄く（約20 μm ）、焼成温度をより低く（450 $^{\circ}\text{C}$ ）、降温速度を遅くする（50 $^{\circ}\text{C}/\text{h}$ ）ことにより、良いコーティングが得られることが明らかになった。また、反応性評価の結果から、CDC膜と母材との結合メカニズムとして、界面での反応層が大きく寄与していることが明らかになった。

62年度には、CDC膜及コーティング後の母材の機械的特性を把握するために、引張試験、扁平試験及び扁平試験時におけるアコースティックエミッション（AE）測定を行なった。その結果、コーティング処理後の母材は十分使用に耐えうる強度を有すること（Fig. 6.8.20参照）、CDC膜は5%伸びまでマクロ的に破壊しないこと等が明らかになった。また、CDC膜の剥離及びクラック発生に対応するAE信号及び応力変化が検出され、引張及び扁平によるCDC膜の剥離は応力の急激な減少でとらえられることがわかった（Fig. 6.8.21参照）。

63年度には、CDC膜の欠陥率評価手法の検討を行なった。欠陥率評価手法としては乾式法と湿式法があるが、定量性等の観点から湿式法である電気化学的なクロノアンペロメトリー法とケミカルインピーダンス法を選定した。これら2つの方法について行なった実験結果から、クロノアンペロメトリー法に関しては、ポテンシャルステップ電解によって得られる微弱電流の電解時間に対する変化率から評価できること、及びケミカルインピーダンス法に関しては広範囲周波数（100mHz～10kHz）を発信し、得られたインピーダンスのコールコールプロットから最大抵抗値の逆数と欠陥率との相関から評価できることが明らかになった。各々の結果を各々Fig. 6.8.22及び6.8.23に示す。

② SUS 304/Zry-4 摩擦圧接材の引張強度に対する中性子照射効果

摩擦圧接により接合したSUS 304/Zry-4材で引張試験片を製作し、JMTRの燃料領域で1サイクル照射し、照射後に引張試験を行なった。その結果、Zry-4母材の照射脆化による強度低下によって本摩擦圧接材の照射時強度が支配されていることが明らかになった。22 $^{\circ}\text{C}$ 及び300 $^{\circ}\text{C}$ で行った引張試験結果を各々Fig. 6.8.24及び6.8.25に示す。

③ JMTR 1次冷却水中のトリチウムの放出源と放出機構

トリチウム製造用ターゲットからのトリチウムリーク量を管理する上で、原子炉1次冷却水中のトリチウムバックグラウンド濃度を把握する必要がある。JMTR第73～77サイクルに原子炉1次冷却水中のトリチウム濃度を測定し、HEU炉心とMEU炉心とで大きな違いが無いことが明らかになった。

また、トリチウム放出源の第1候補と考えられるベリリウムについて、ホットプレス製のディスク形状試料（ $\phi 10\text{mm} \times 1.4\text{mm}$ ）を26個製作し、3本のキャプセルに分けて照射した。2本は燃料領域で各々第75と第77サイクルに各1サイクル、もう1本は反射体1層目で第73～第75サイクル（3サイクル）に照射した。本照射の目的は、ベリリウムからのトリチウム放出特性を調べることである。本件については『ベリリウム中のトリチウム挙動』の項目で述べる。

(2) その他

① A1コーティング膜中の水素挙動

イオンプレATING法によってコーティングされたA1コーティング膜中の水素挙動及びコーティング膜と母材との界面での水素挙動について調べた。前者の結果をFig. 6.8.26及び後者の結果をFig. 6.8.27に示す。これらの結果から、コーティング膜とバルク材とは水素挙動に有意な差が観察され、界面での水素のトラップ効果は小さいことが明らかになった。

② ベリリウム中のトリチウム挙動

ベリリウム (Be) は、上記『JMTR 1次冷却水中のトリチウムの放出源』の候補材のみならず、核融合炉用中性子増加材としても用いられようとしている。後者については、JMTRを用いて水冷却・He スイープ型の増殖ブランケット構造を模擬した増殖ブランケット試験体の照射が計画されており、ブランケット材の一部として増倍材の照射も行われようとしている。そこで、Be 中のトリチウム挙動を評価する上で重要な因子となる2つの項目、すなわち1つはトリチウム放出特性、もう1つは昇温時におけるBe 表面での元素存在状態について検討を行った。前者については、上記1)の③で述べたJMTR 照射済Be ディスクを用いて実験を行なった。結果をFig. 6.8.28に示す。この結果から、放出開始温度は約700℃であり、放出しにくいことが明らかになった。また、後者については放出実験に用いたBe ディスクと同質の試料を用いた。なお、試験温度は室温、100、200、400、600及び800℃とし、各20分保持した後、室温に下げた後からXPS分析を行った。結果をFig. 6.8.29に示す。この結果から、炭素系の表面不純物は400℃で20分真空加熱によりほぼ消滅すること、真空加熱により金属Beが増えたが、酸化Beもわずかに存在すること等が明らかになった。

6.8.7 フルスケールモデル使用済燃料輸送容器の落下試験及び耐火試験

現在、使用済高濃縮燃料輸送に供している使用済燃料輸送容器 (W5200)は構造強度及び遮蔽上の問題から、平成元年に再処理輸送が予定されている中濃縮燃料及び将来の低濃縮燃料輸送には使用出来ない。このため昭和62年から3年計画で、新使用済燃料輸送容器 (JSF-87Y-18.5T)を製作した。この間、新輸送容器の設計製作の一環として、同キャスクの安全解析に用いた評価方法の妥当性を確認するために、フルスケールモデル容器を用いて落下試験及び耐火試験を実施した。以下に試験の概要を示す。

(1) フルスケールモデル容器

フルスケールモデル容器はステンレス鋼製の容器本体、蓋及びバスケット並びにステンレス鋼板被覆ファープライウッドからなる上部及び下部緩衝体等から構成される。モデル容器の概略をFig. 6.8.30に示す。なお、試験に際しては、モデル容器にダミー燃料を30本装荷した。

(2) 試験条件及び方法

試験条件及び方法はIAEA, Regulation for Safe Transport of Radioactive Material 1985 Editionに準拠して行った。

- ① 落下試験Ⅰ……………落下高さ：9m，落下姿勢：横置き，ターゲット：10cm厚鋼板（鉄筋コンクリート土台上）
- ② 落下試験Ⅱ……………落下高さ：1m，落下姿勢：横置き，ターゲット：直径15cm，高さ

30cm 軽鋼棒

- ③ 耐火試験……………環境温度：800℃，保持時間：30分，容器姿勢：横置き，収納物発熱：2.7kW

(3) 試験結果と解析結果の比較

落下試験で得られたモデル容器主要部位の減速度，応力及び変形量と解析値との比較を Table 6.8.5～6.8.7 に示す。また耐火試験の結果と解析値の比較を Table 6.8.8 に示す。

以上の試験から次のことが明らかになった。

- ① 解析値は試験結果に比較して，十分安全側の値であり，安全解析に用いた評価方法の妥当性が確認された。
- ② 各試験前後での気密漏洩検査から密封性能が十分維持されることが確認された。
- ③ 蓋の開放検査により収納物等に損傷のないことが確認された。

Table 6.8.1 Schedule of Development

| 開発試験項目 | 年度 | 昭60 | 61 | 62 | 63 | 平1 | 2 | 3 | 4 |
|------------------|---------------|--------------|--------|---------------------------------|--------|-------------|----------|--------------------------------|--------|
| | | (1985) | (1986) | (1987) | (1988) | (1989) | (1990) | (1991) | (1992) |
| | | その6 | その7 | その8 | その9 | その10 | その11 | その12 | その13 |
| F P ガス圧力計再計装技術開発 | F P ガス圧力計試作 | 設計及び製作 | | | | | | | |
| | 再計装技術開発 | アーク穿孔・装置 | | | | | | | |
| | F P ガス取扱い技術開発 | パンクチャー・装着・加工 | | | | | | | |
| | 炉外確証試験 | | | 高圧用 F P ガス圧力計製作 遠隔操作総合性試験 | | | | | |
| | 炉内確証試験 | | | F P ガス圧力計炉内性能試験 BOCA キャプセル設計 | | | 炉内総合確証試験 | | |
| | 燃料孔加工技術開発 | | | | | 加工手法検討・装置製作 | | | |
| | 炉外確証試験 | | | | | | 炉外確証試験 | | |
| | 炉内確証試験 | | | | | | | 炉内確証試験 | |
| | 炉外確証試験 | | | | | | | 模擬燃料棒多重計装 模擬 BOCA キャプセル多重計装 | |
| | 炉内確証試験 | | | | | | | 多重計装 BOCA キャプセル製作 炉内確証試験 | |

Table 6.8.2 The Means to Make a Hole in the UO₂ Pellet

| No. | 加工法 | 穿孔方法 | 条件 | 技術上の問題点 | 評価 | 判定 |
|-----|-------|--|--|-----------------------------------|-----------------------------------|----|
| 1 | ドリル | 燃料棒を液体窒素で冷却凍結し、電気ドリルにより燃料ペレットに穴をあける。 | ボール盤 超硬ドリルが必要 冷却要 | 凍結により、又は穿孔により燃料ペレットが損傷する。 | ハルデン炉での実績あり。 穿孔速度がやや遅い | ◎ |
| 2 | 超音波 | 超音波により研粒を振動させて燃料ペレットに穴をあける。 燃料棒の外側から冷却する。 | 超音波発振装置 砥粒を使用する 冷却要 (2~3万C/s) | 現在の実績は穿孔深さ50mmまで | PNCでの実績あり 穿孔速度が遅い ツールの交換が必要 | ○ |
| 3 | レーザー | レーザーにより燃料ペレットに穴をあける。 | レーザー装置 | ビームが絞れなくなるため穿孔深さに限度約20mmまで | 穴が深くなるとコーン状に広がる。 穿孔速度が遅い。 | △ |
| 4 | 放電加工 | 放電加工により燃料ペレットに穴をあける。 | 放電加工装置 液体窒素により冷却及び削粉除去 (1千~10万C/s) | 燃料ペレットが導電体であること 液体窒素の使用で障害があるか | 穴の深さに制限が無い。 穿孔速度が遅い。 | × |
| 5 | 電子ビーム | 真空容器中で電子ビームにより燃料ペレットに穴をあける。 | 電子ビーム装置 真空容器が必要 | 穿孔深さ約40mmまで | 穿孔速度が速い。 絶縁体でも加工できる。 | △ |

Table 6.8.3 Pretreatment of the 7th Metal Specimens

| 前処理方法 | 内 容 |
|-------------------|--|
| 表面未処理（アセトン洗淨のみ） | 購入品をアセトン及び純水中で超音波洗淨した。 |
| 湿式研磨処理（600番エメリー紙） | エメリー紙600番で研磨後、アセトン及び純水中で超音波洗淨した。 |
| 空気酸化(1)処理 | 電気炉中で300°C，3日間加熱処理した。 |
| 空気酸化(2)処理 | 電気炉中で260°C，10日間加熱処理した。 |
| ループ型オートクレーブ処理 | ループ型オートクレーブ中で280°C，7日間浸漬後に表面を陰極剝離処理した。 |
| 非ループ型オートクレーブ処理(1) | オートクレーブ内の蒸気相中で260°C，10日間加熱処理した。 |

Table 6.8.4 Pretreatment of the 8th Metal Specimens

| 前処理方法 | 内 容 |
|-------------------|---|
| 表面未処理（アセトン洗淨のみ） | 購入品をアセトン及び純水中で超音波洗淨した。 |
| 非ループ型オートクレーブ処理(1) | オートクレーブ内の蒸気相中で260°C，10日間加熱処理した。 |
| 非ループ型オートクレーブ処理(2) | オートクレーブ内温度が100°Cに上がった時に内部の蒸気を3回放出した（脱気処理）。その後、オートクレーブ内の蒸気相中で260°C，10日間加熱処理した。 |
| RCT処理 | 米国RCT社の不動態化処理法。 |
| 電解研磨処理 +RCT処理 | 電解研磨処理後にRCT処理を行った。 |
| 複合電解研磨処理 | 日立造船株方式で機械研磨と電気研磨を複合して行い、鏡面仕上げした。 |
| イオンプレーティング処理 | TiNを約1μm厚さでイオンプレーティングした。 |

Table 6.8.5 Maximum Deceleration in Drop Test I

| Location | Test results | | Analysis results Deceleration (G) |
|--------------|-----------------|------------------|--------------------------------------|
| | Measuring point | Deceleration (G) | |
| Cask body | 1 | 109 | 169 |
| Basket | 3 | 93 | |
| Mock-up fuel | 4 | 140 | |

Table 6.8.6 Maximum Stress in Drop Test I

| Location | Test results | | | Analysis results Stress (N/mm ²) |
|--------------|-----------------|----------------------|-----------------------------|---|
| | Measuring point | Strain (-) | Stress (N/mm ²) | |
| Cask body | 3 | 247×10^{-4} | 48.2 | 101 |
| Basket | 8 | 600×10^{-5} | 117 | 243 |
| Mock-up fuel | 9 | 170×10^{-6} | 11.7 | 19.2 |

Table 6.8.7 Maximum Deformation in Drop Tests

| Location | Drop test I | | Drop test II | |
|----------------|--------------|------------------|--------------|------------------|
| | Test results | Analysis results | Test results | Analysis results |
| Shock absorber | 98 mm | 112 mm | 63 mm | 86 mm |
| Fin | 25 mm | 38.5 mm | — | — |

Table 6.8.8 Maximum Temperature in Thermal Test

| Location | Test results (°C) | Analysis results (°C) |
|---------------------------|----------------------|--------------------------|
| Fuel | 244 | 345 |
| Basket outer surface | 134 | 193 |
| Cask body inner surface | 124 | 163 |
| O-ring for lid | 92 | 163 |
| Vent plug | 94 | 100 |
| Drain valve | 89 | 164 |
| Middle of fin * | 700 | 545 |
| Cask body outer surface * | 377 | 260 |

* Combustion heat of the gas generated from heated Fir-plywood was not evaluated in the analyses.

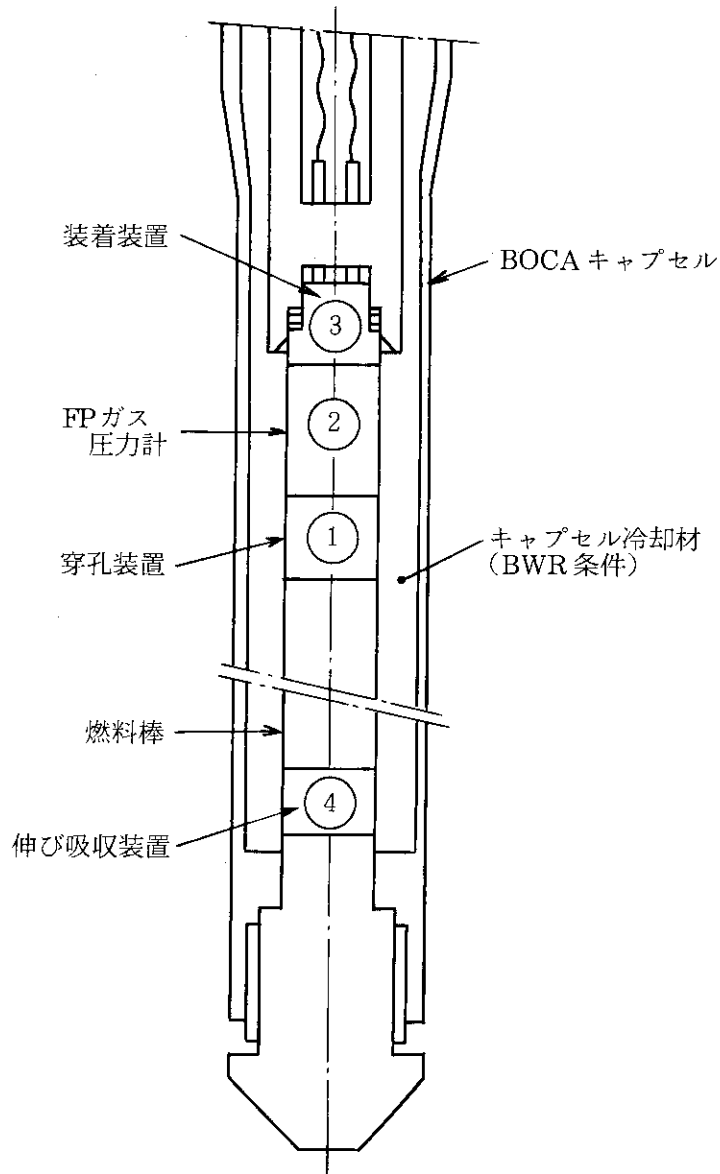
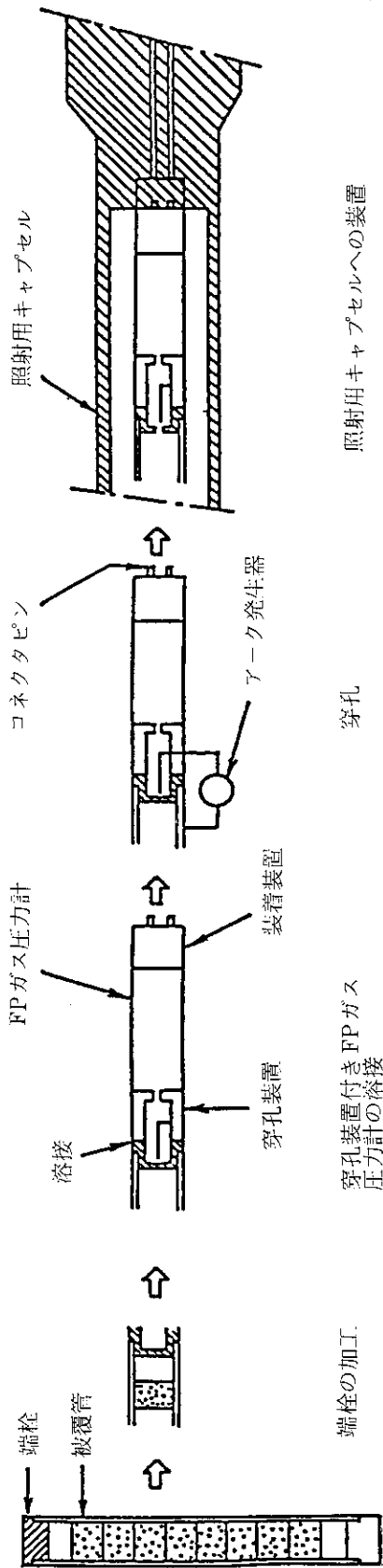
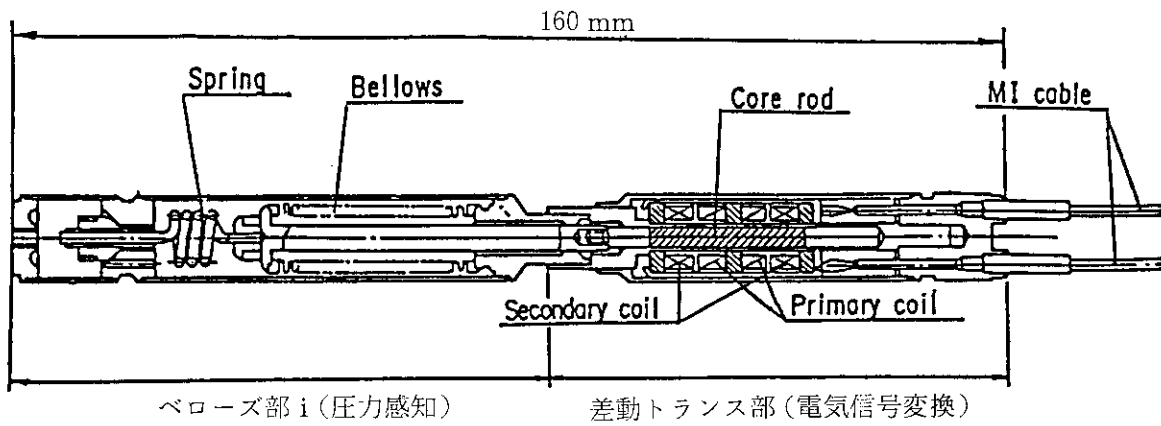


Fig. 6.8.1 State Jointed the Irradiated Fuel Rod with the Devices for Reinstrumenting to BOCA Capsule

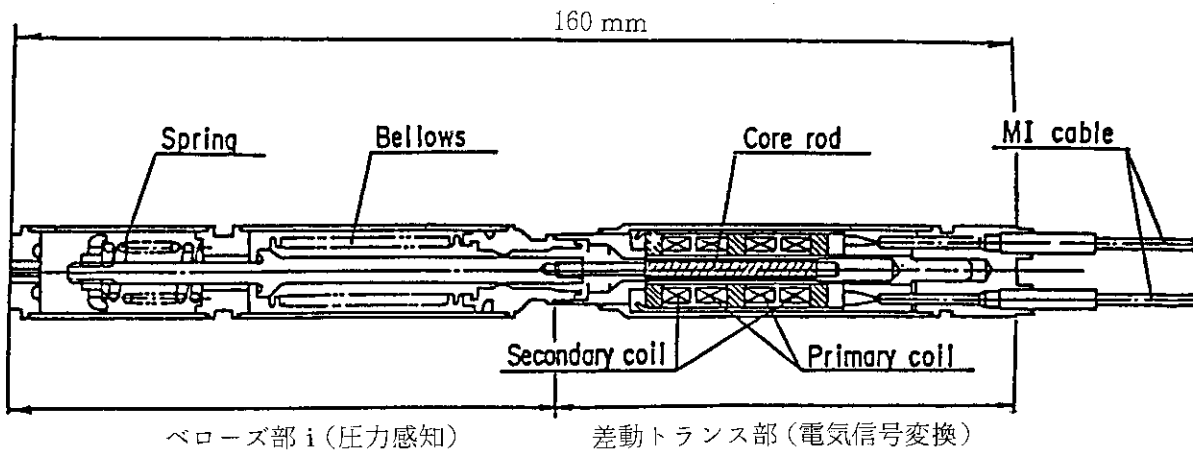


照射済燃料棒

Fig. 6.8.2 Reinstrumenting Procedure



(a) old type



(b) new type

Fig. 6.8.3 Fission Gas Pressure Gauge

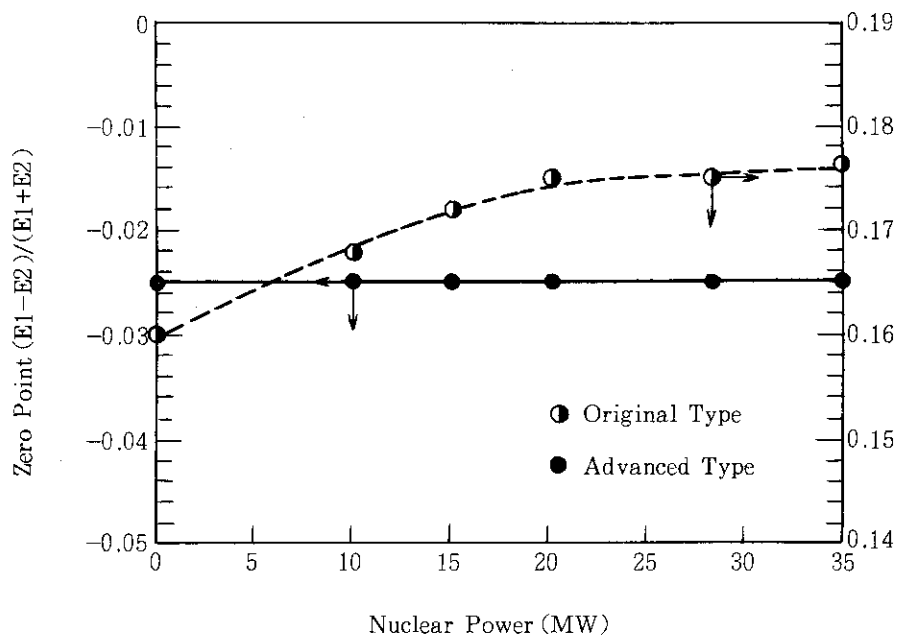


Fig. 6.8.4 Zero Shift with Nuclear Power

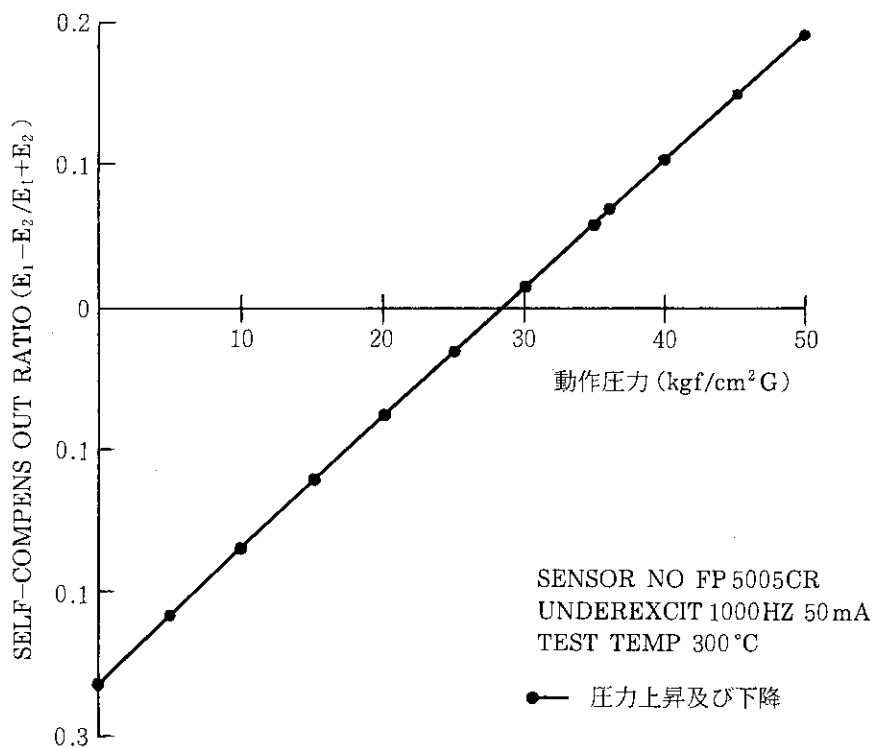


Fig. 6.8.5 Out-pile Calibration Curve of FP Gas Pressure Gauge (0~50 $\text{kg/cm}^2\text{G}$)

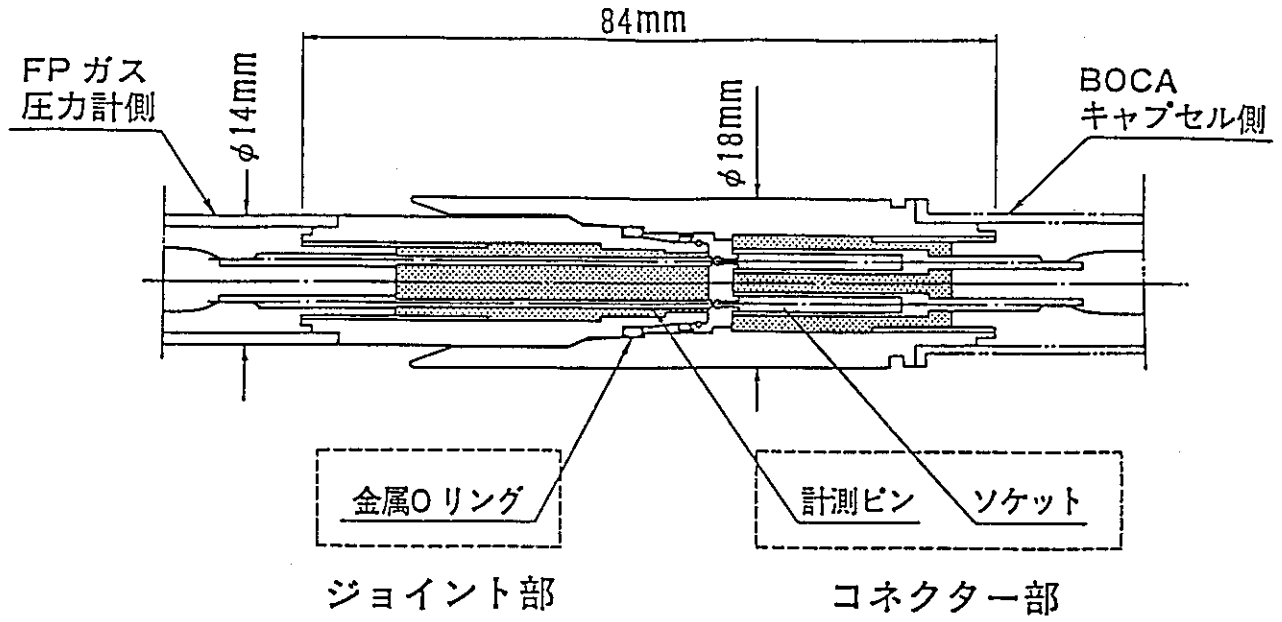


Fig. 6.8.6 Connecting Device

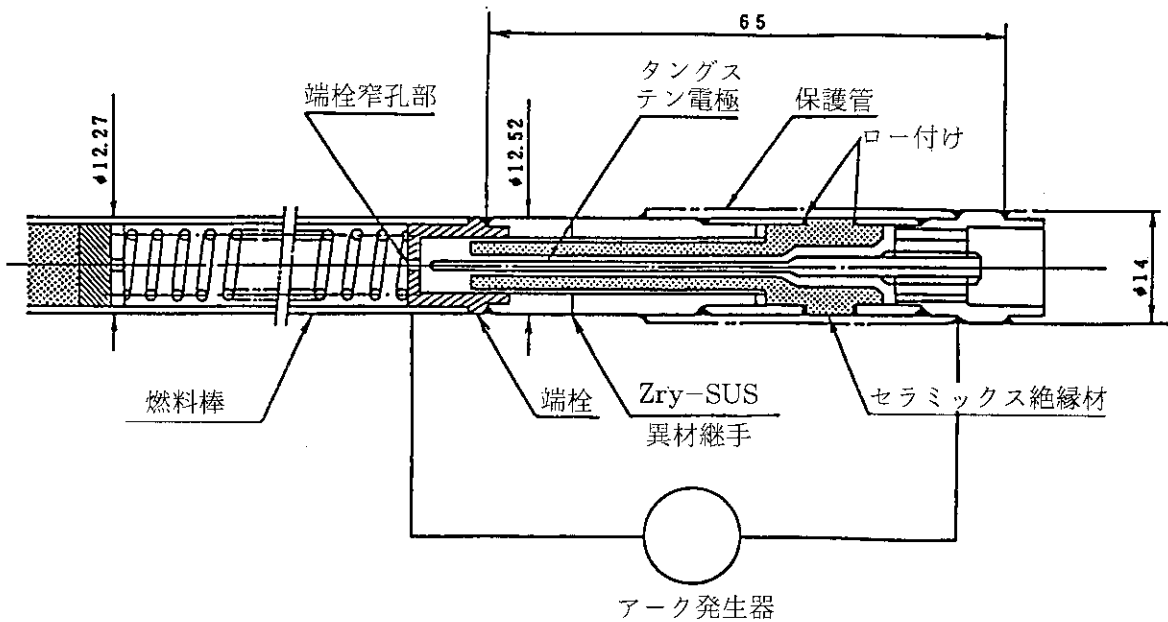


Fig. 6.8.7 Punching Device

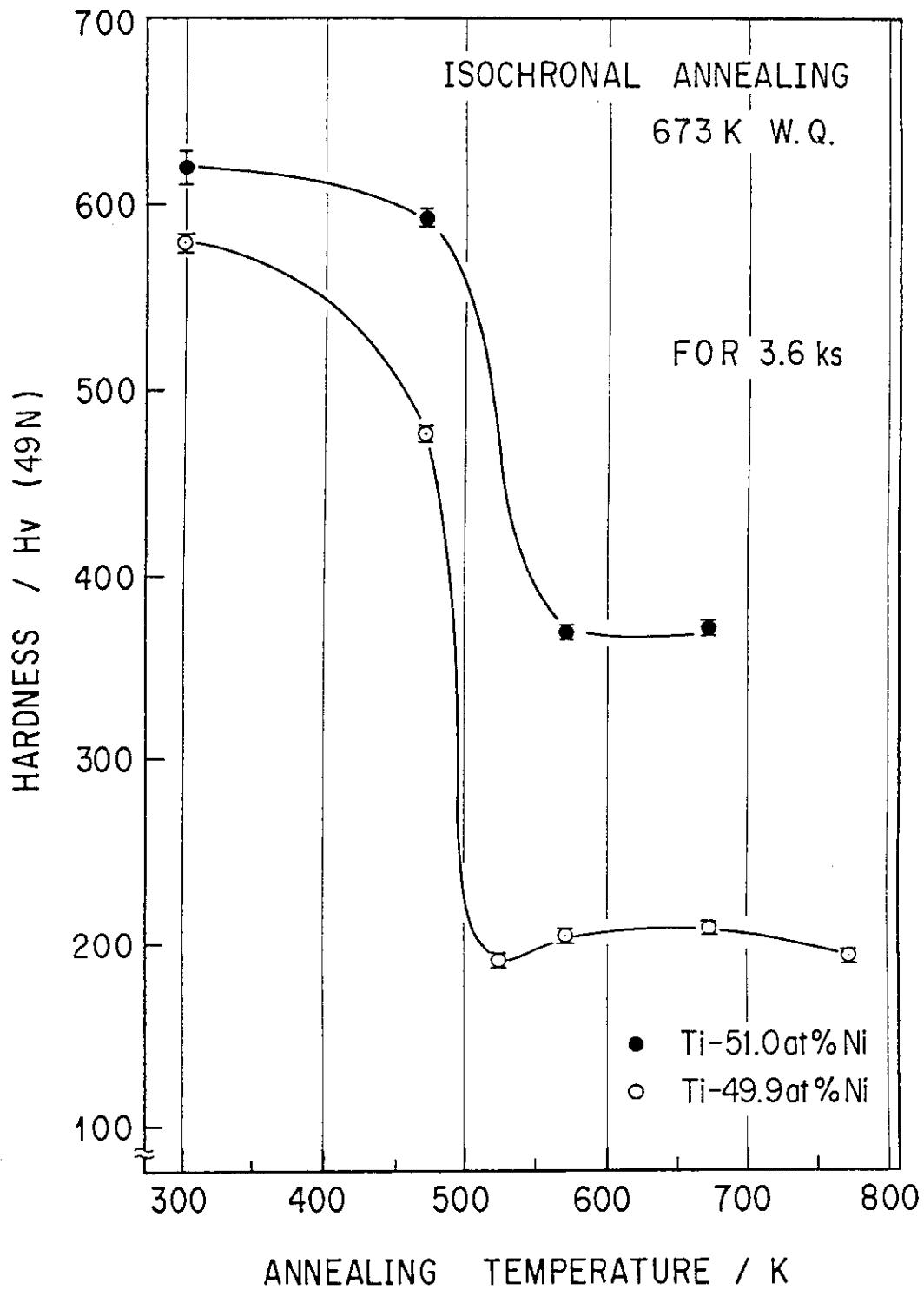


Fig. 6.8.8 Vickers Hardness vs. Annealing Temperature for Ti-Ni Alloys
Vickers hardness vs. annealing temperature curves for irradiated Ti-Ni alloys (49.9, 51.0 at.%Ni) which were aged at 673K for 3.6ks after 3.6ks of isochronal annealing at temperatures between 298 and 773K.

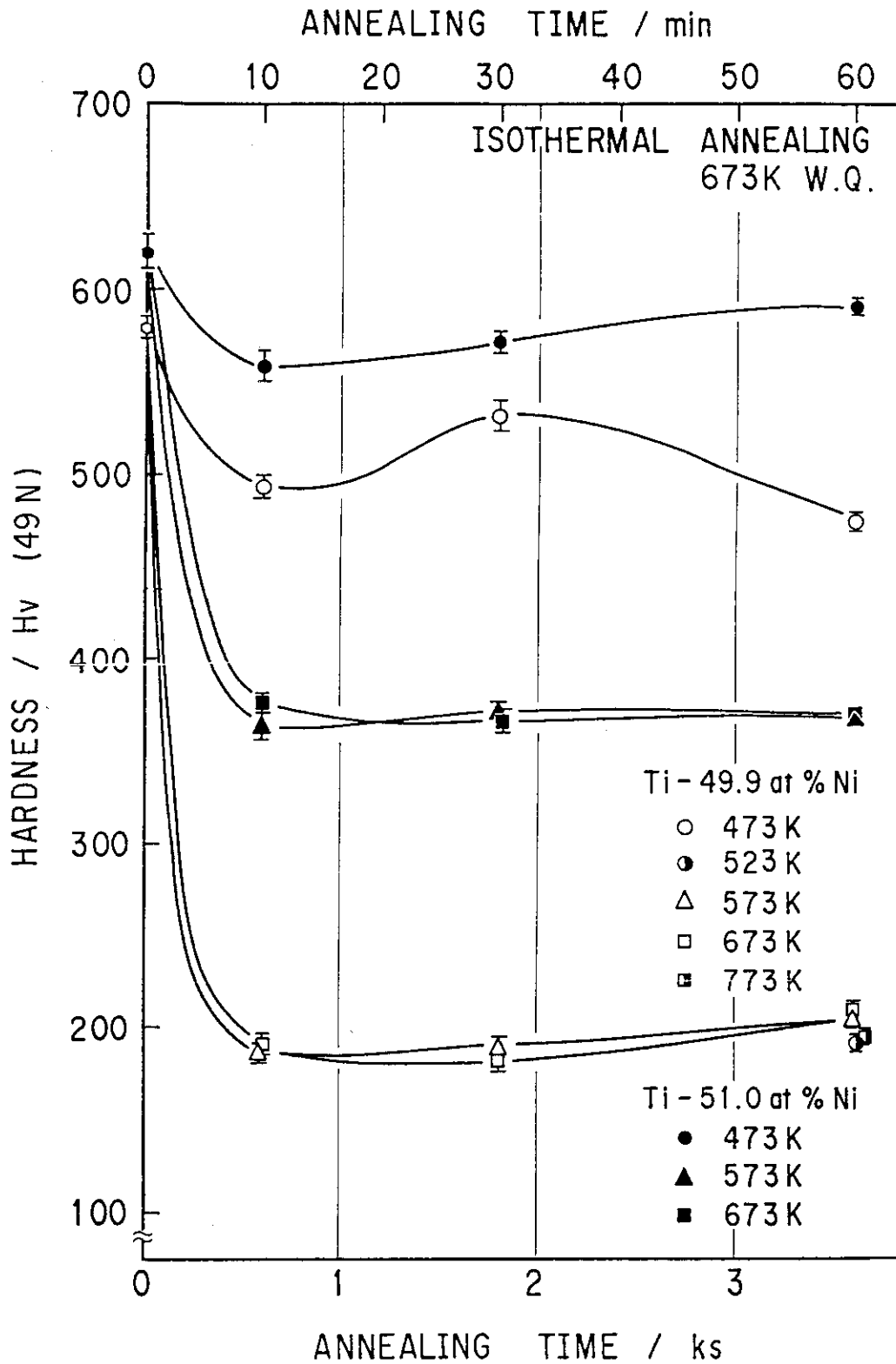


Fig. 6.8.9 Vickers Hardness vs. Annealing Time for Ti-Ni Alloys
 Vickers hardness vs. annealing time curves for irradiated Ti-Ni alloys (49.9, 51.0 at.%Ni) which were aged at 673K after isothermal annealing at various temperatures between 473 and 773K.

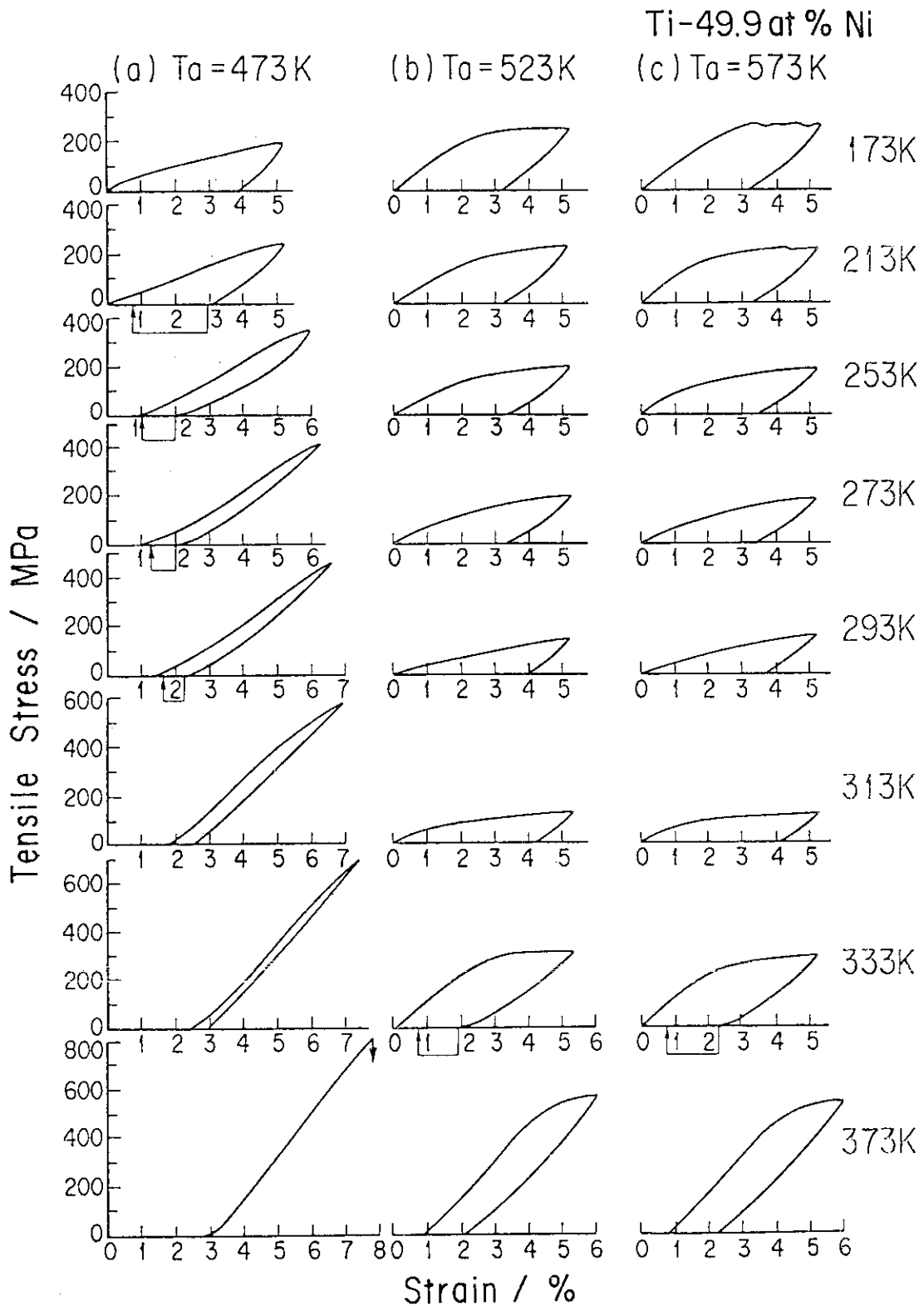


Fig. 6.8.10 The Stress-strain Curves for Irradiated Ti-Ni Alloys after Annealing

The stress-strain curves at various temperatures of irradiated Ti 49.9 at.%Ni alloys which were isochronally annealed for 3.6ks after irradiation. Annealing temperatures T_a were (a) 473K, (b) 523K and (c) 573K, respectively.

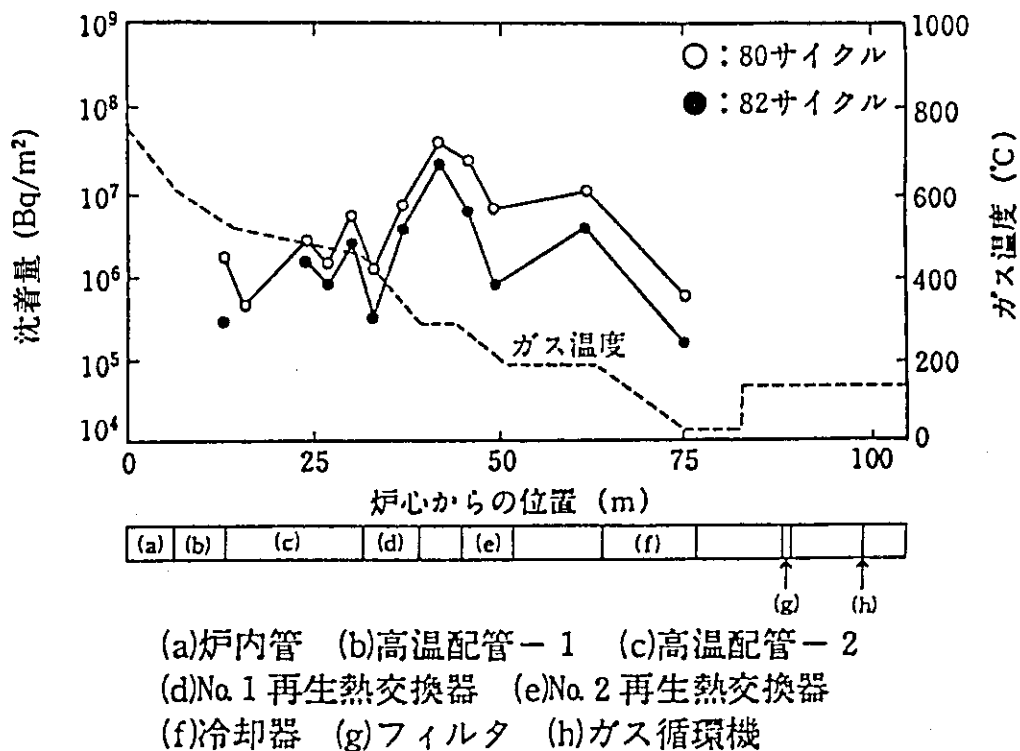


Fig. 6.8.11 Iodine Deposition Distribution in the OGL-1

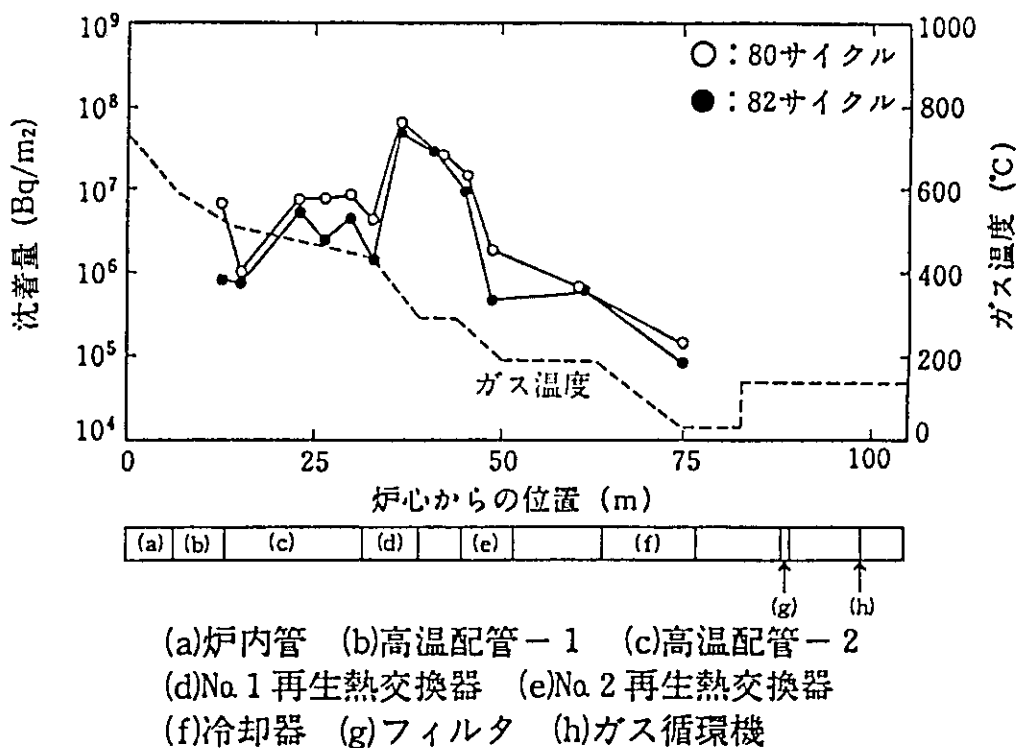


Fig. 6.8.12 Cesium Deposition Distribution in the OGL-1

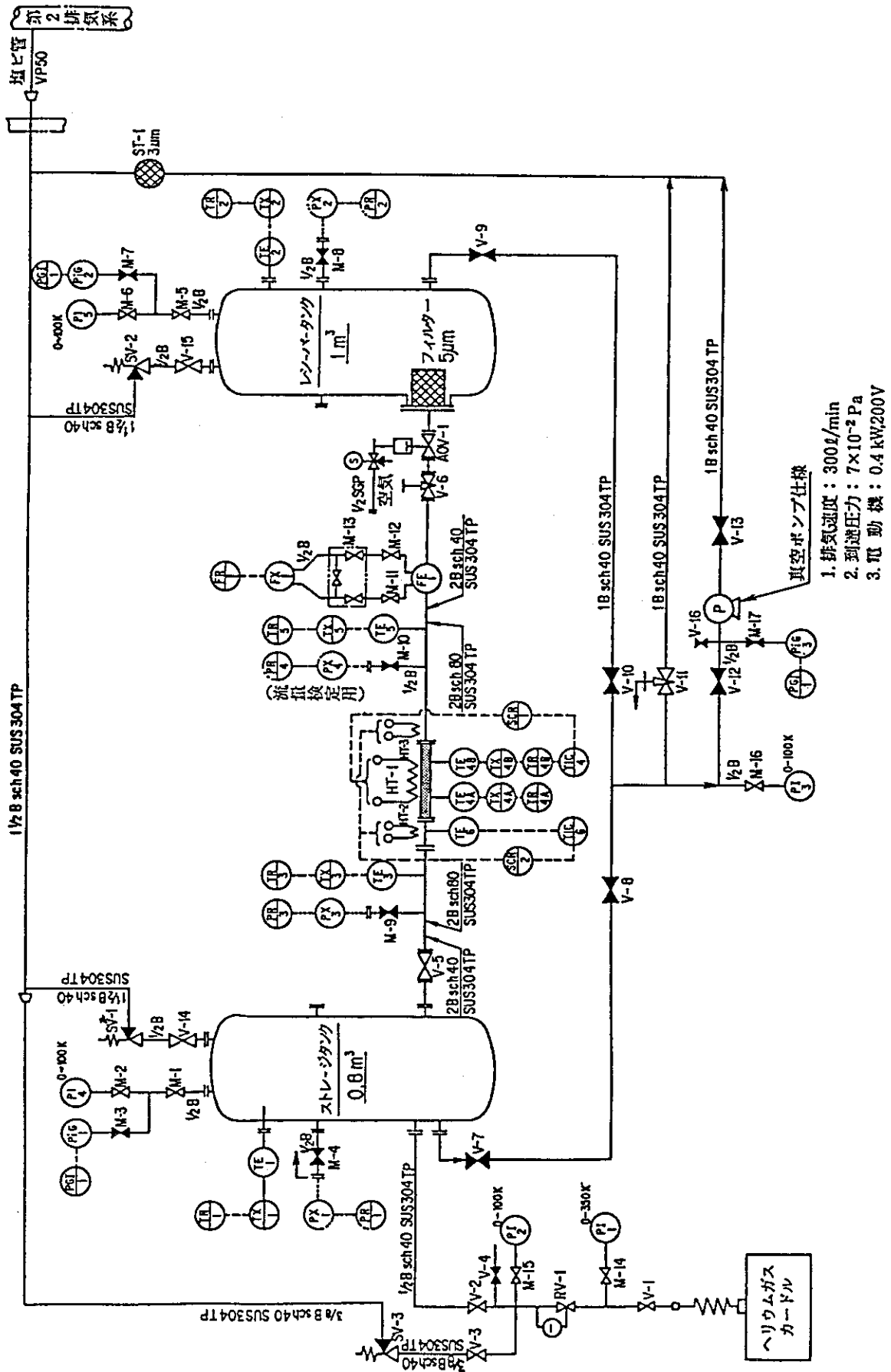


Fig. 6.8.13 Blow-down Test Equipment

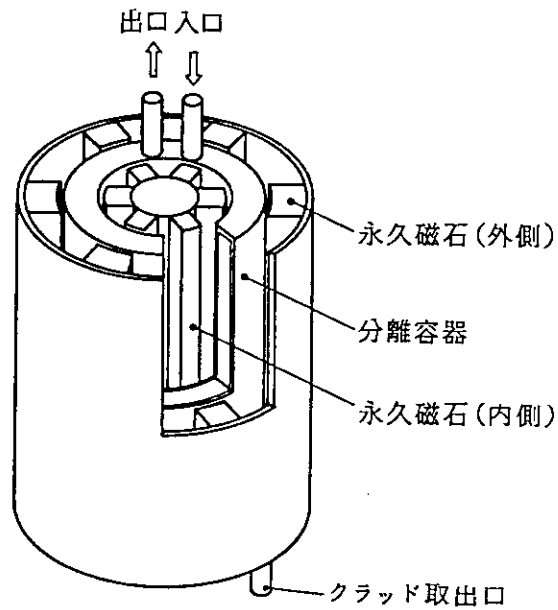
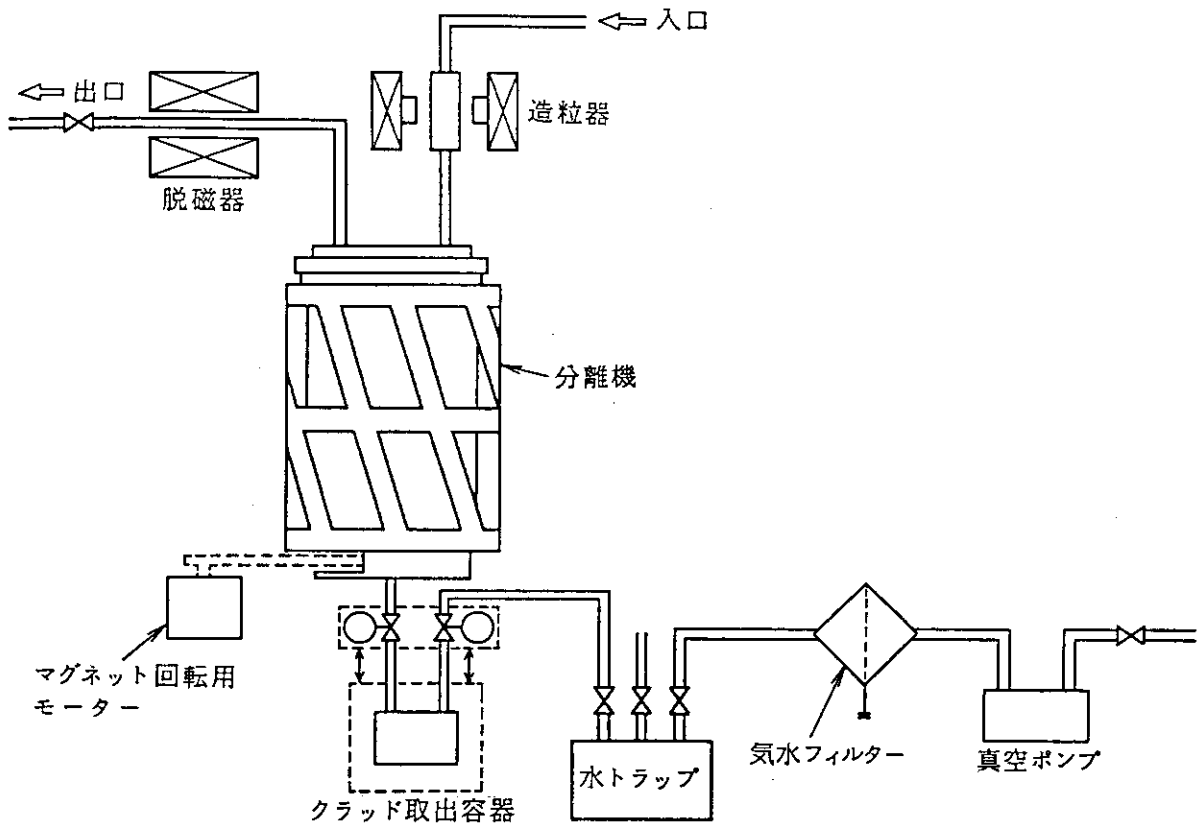


Fig. 6.8.14 Crad Separator

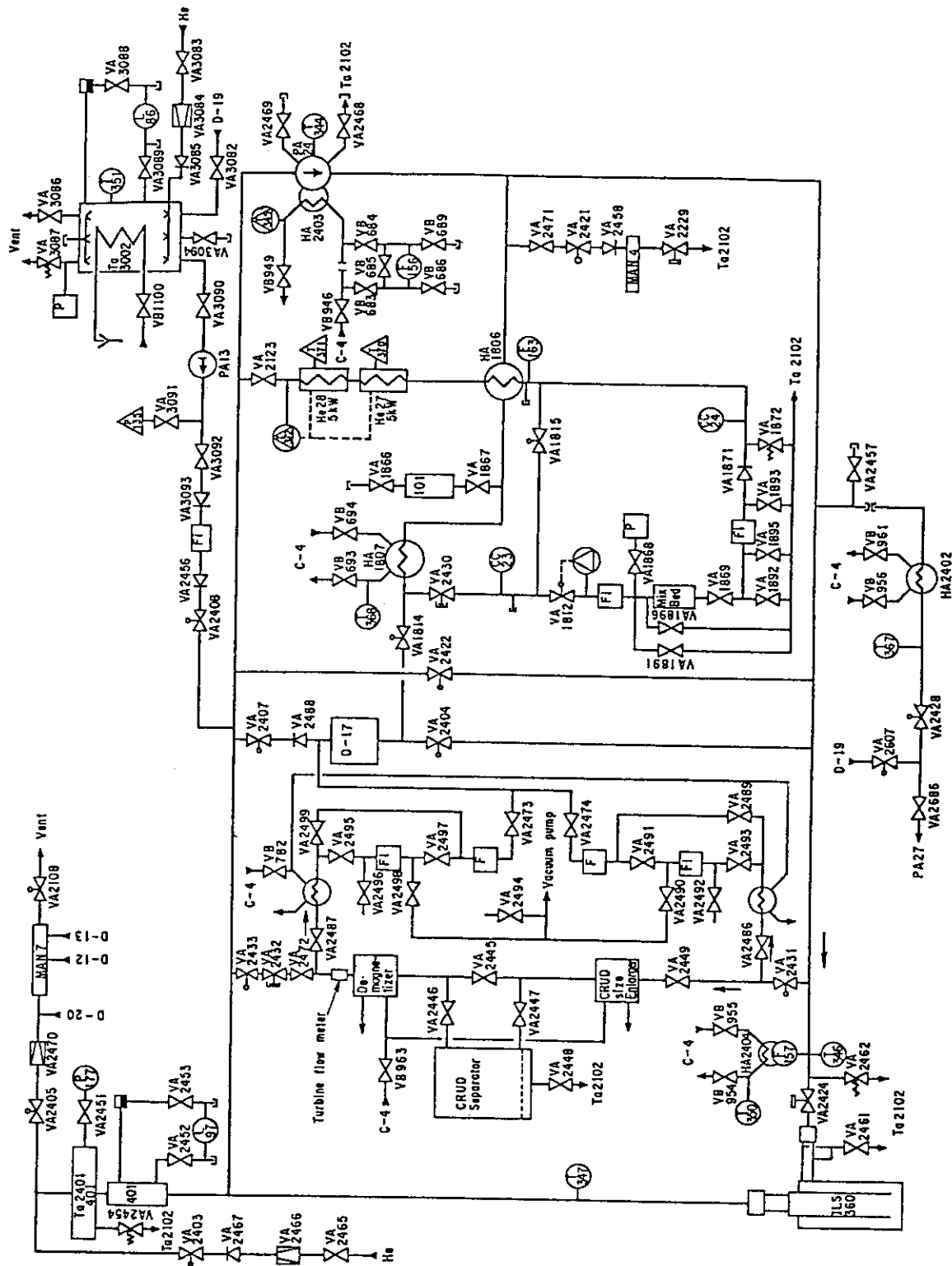


Fig. 6.8.15 BWR Corrosion Test Loop 4

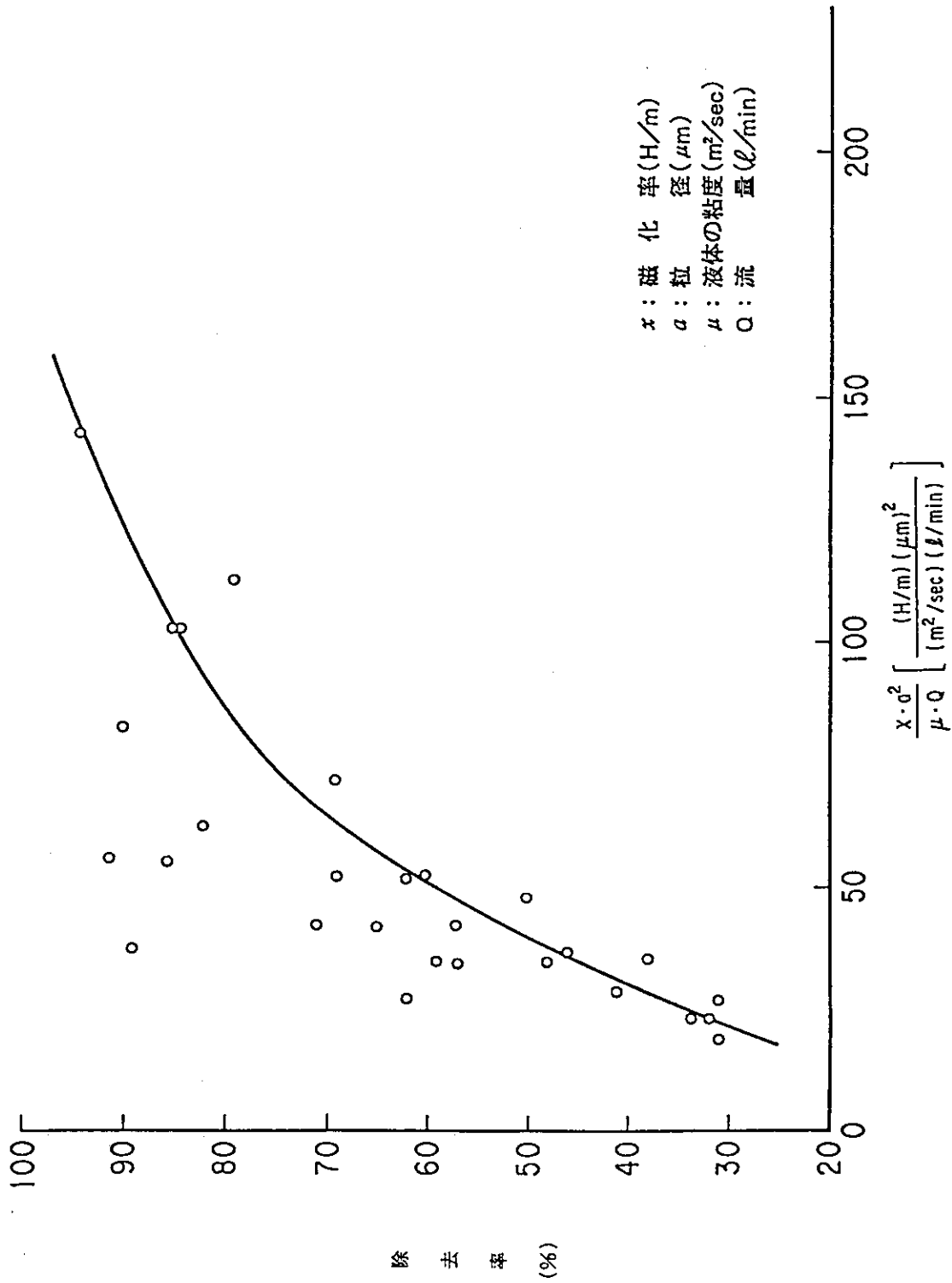


Fig. 6.8.16 Grad Removal Rate of the Separator

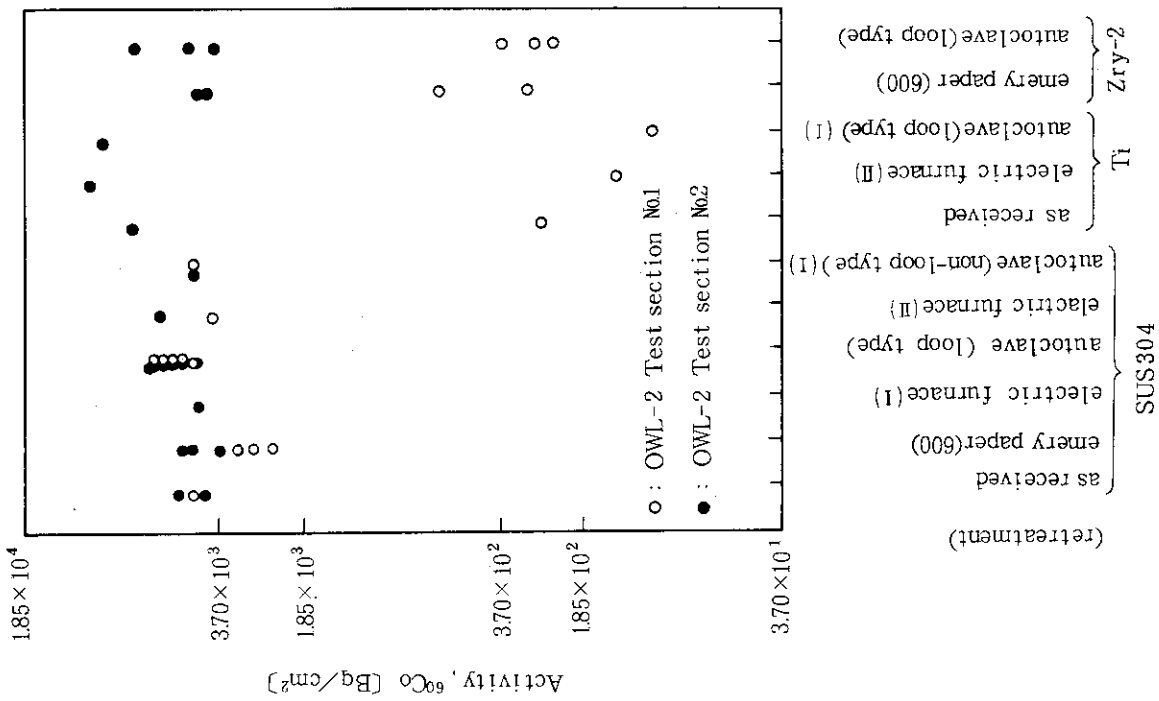


Fig. 6.8.17 ^{60}Co Plated out on the 7th Metal Specimens

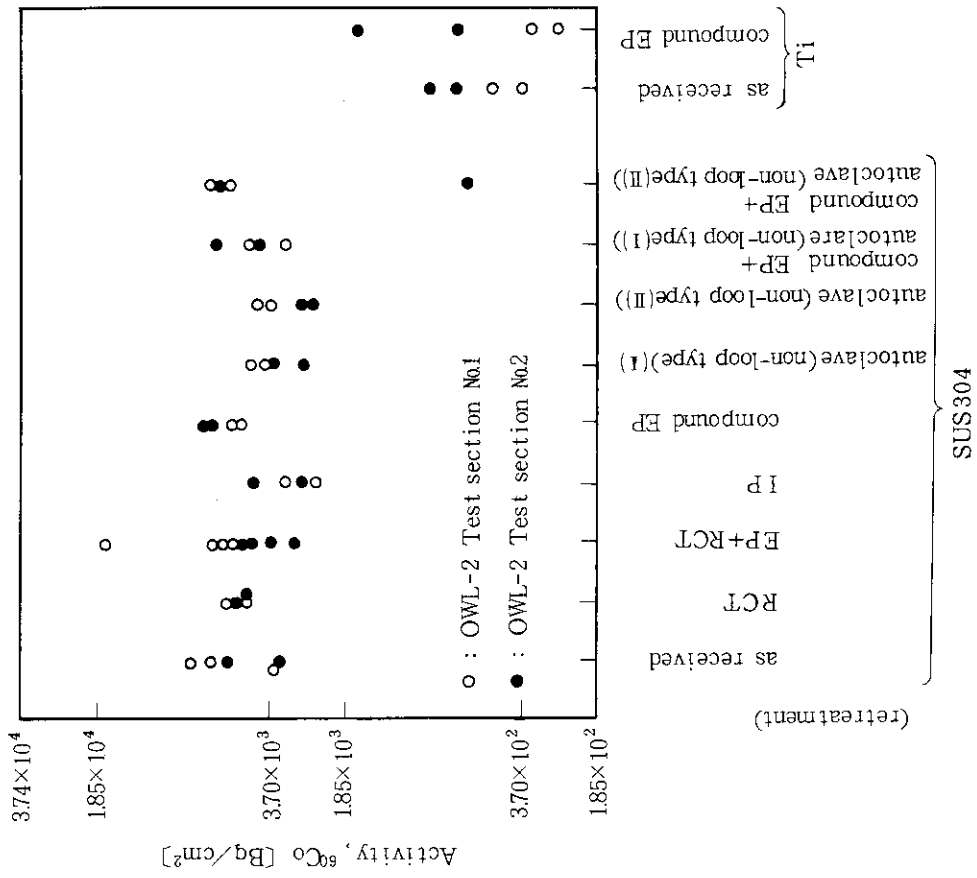


Fig. 6.8.18 ^{60}Co Activity Plated out on the 8th Metal Specimens

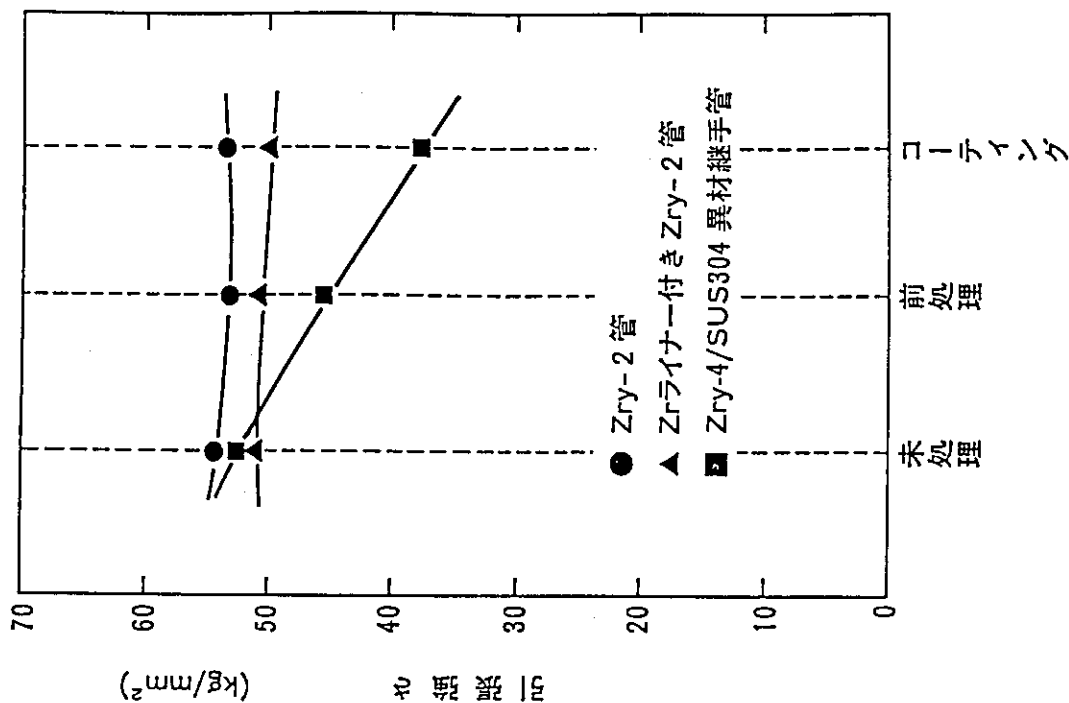


Fig. 6.8.20 Results of Tensile Test

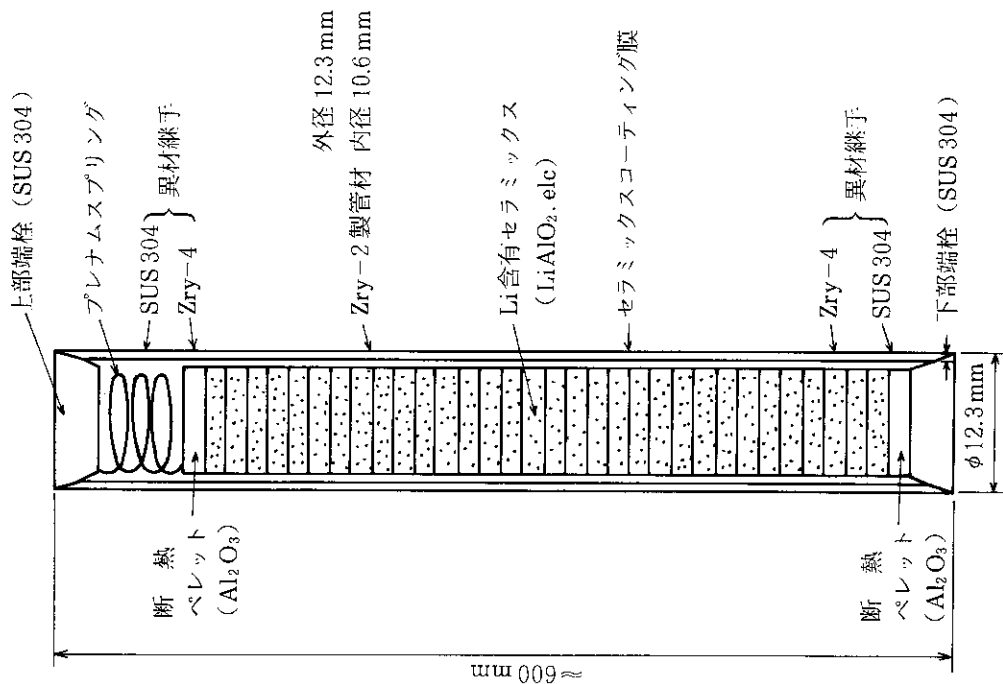


Fig. 6.8.19 Capsule for Tritium Production Using Li-containing Ceramics

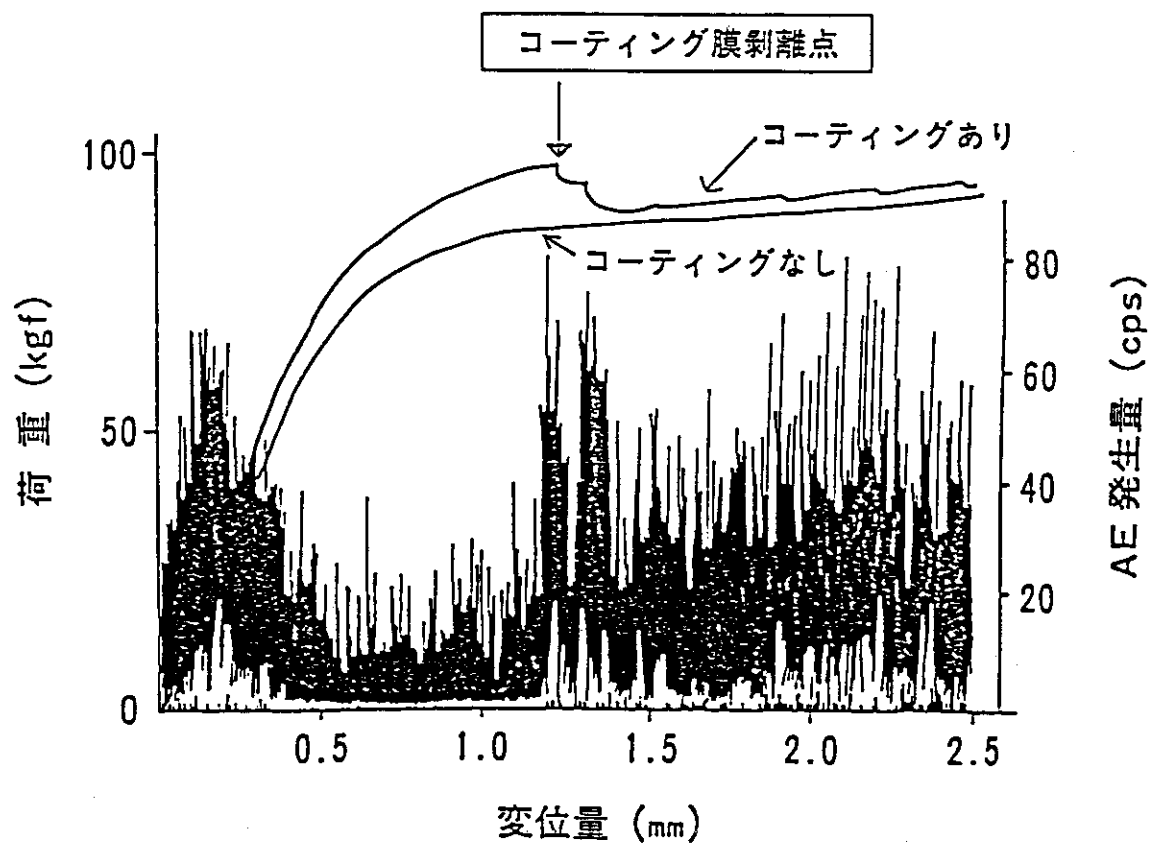
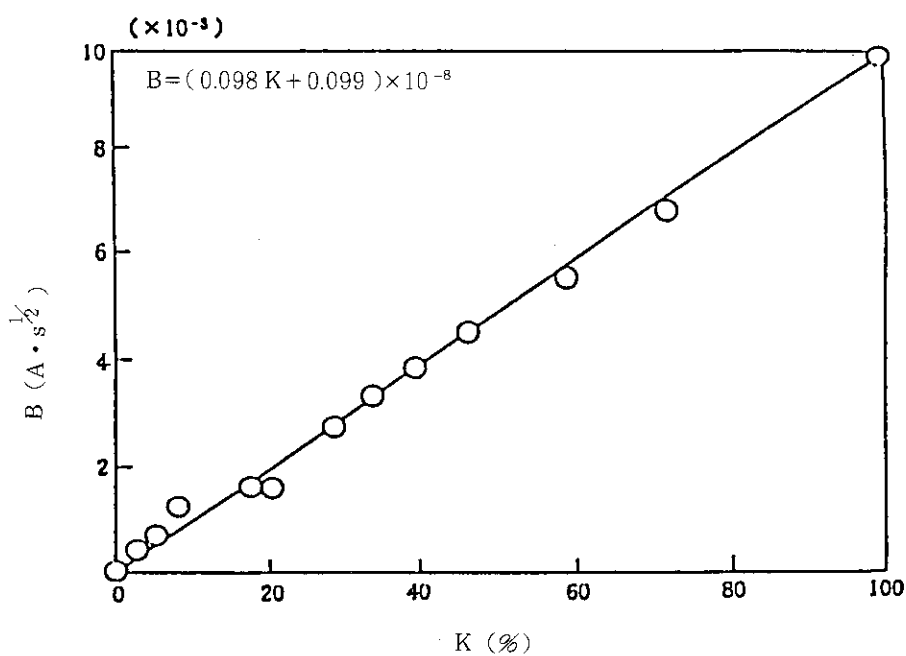
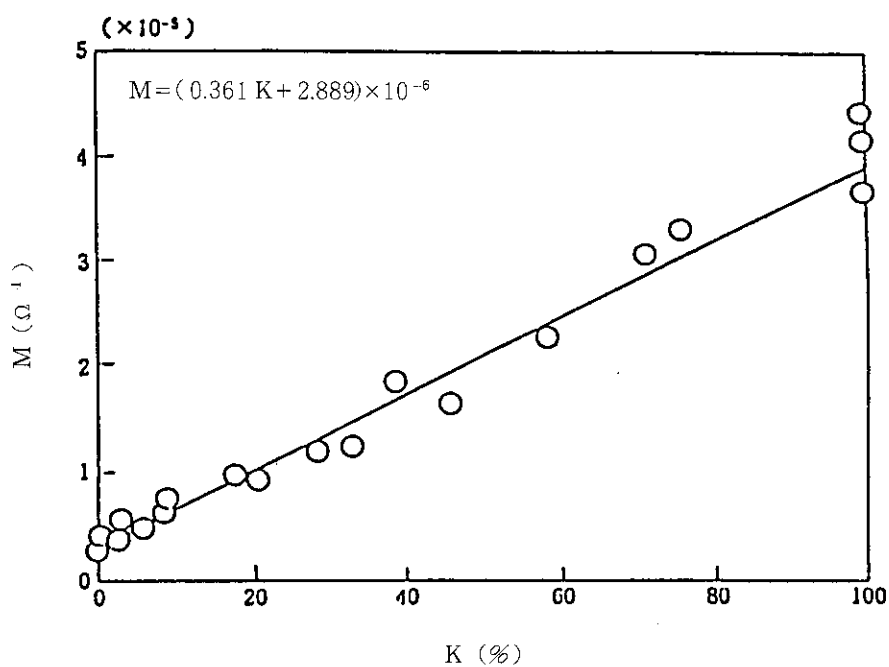


Fig. 6.8.21 Results of Collapse Test of Zry-2 Tube with CDC Film



B: 勾配, K: 欠陥率

Fig. 6.8.22 Relation between K and B Obtained by Chronoamperometry



M: 最大抵抗値の逆数

K: 欠陥率

Fig. 6.8.23 Relation between K and M Obtained by Electrochemical Impedance Method

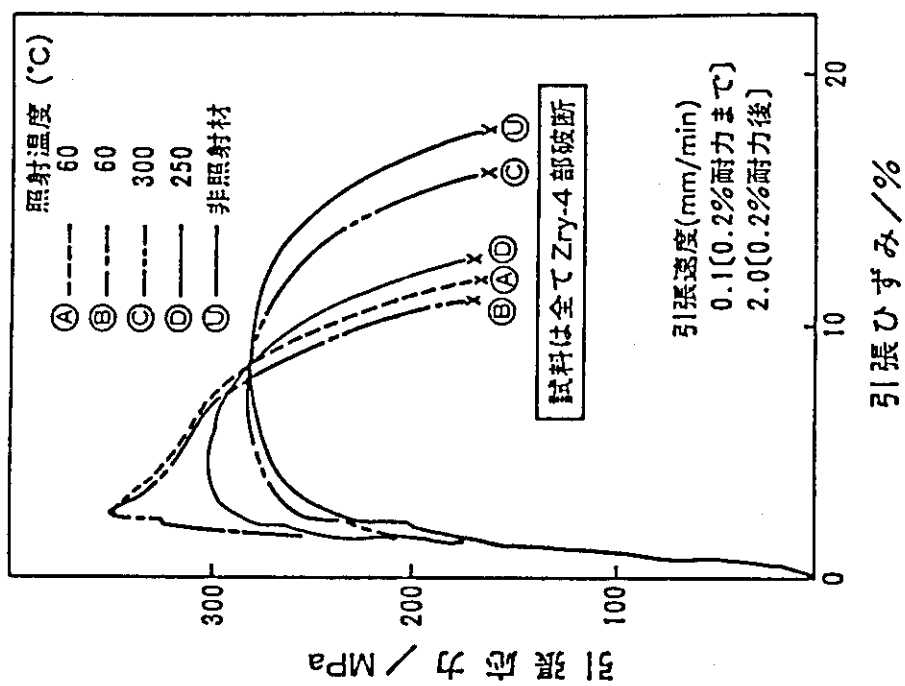


Fig. 6.8.25 Results of Tensile Test at 300°C

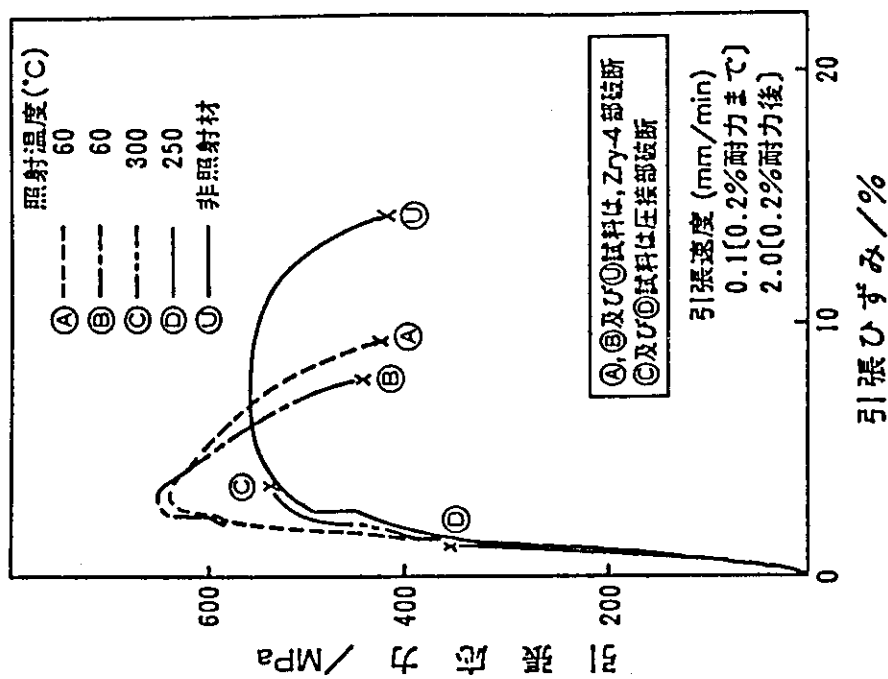


Fig. 6.8.24 Results of Tensile Test at 22°C

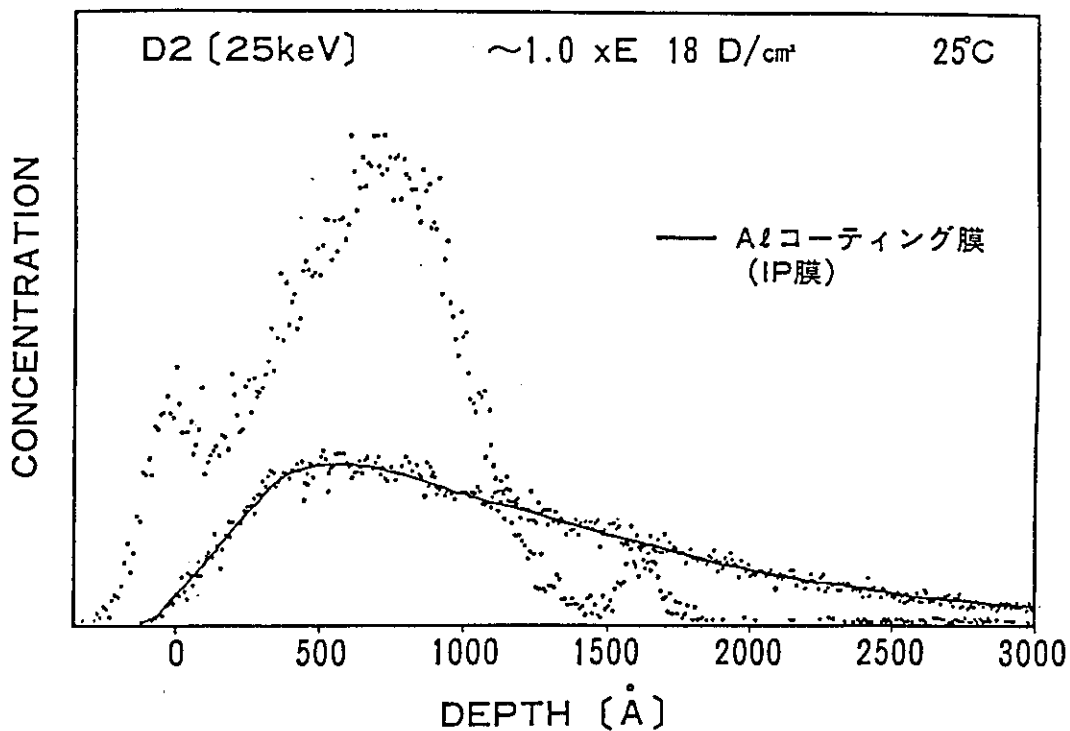


Fig. 6.8.26 Difference of Deuteron Distribution between in Al Coating Film and in Al Bulk Material

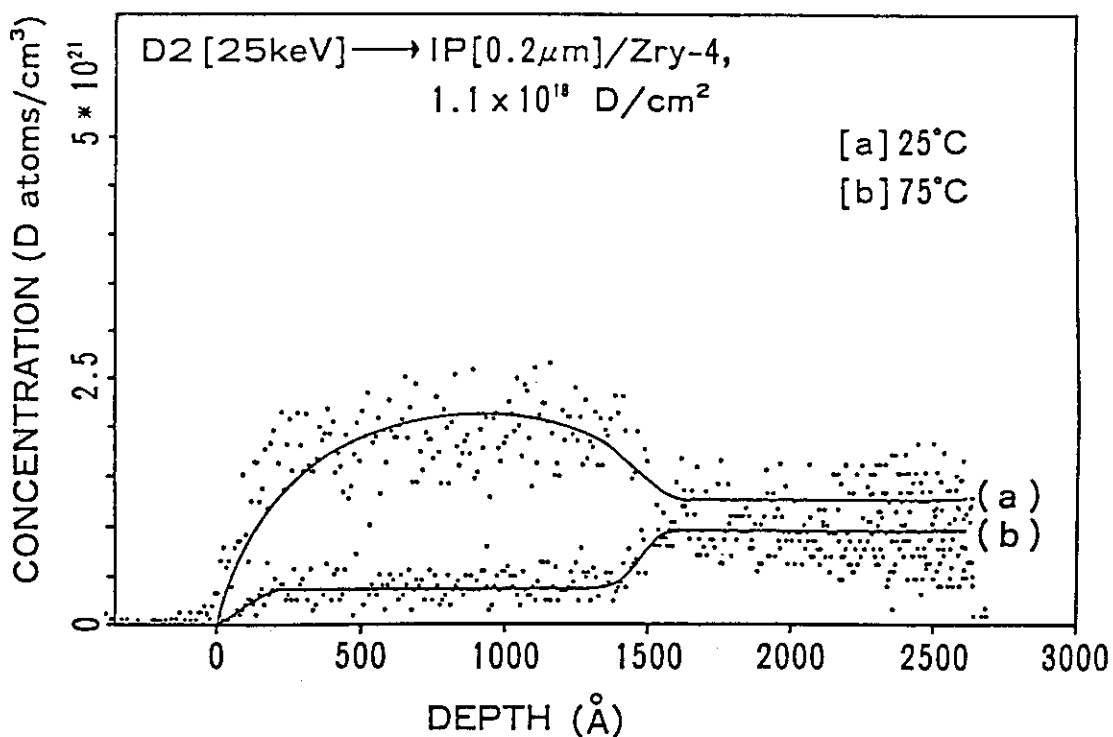


Fig. 6.8.27 Trap Effect of Deuteron at Interface between Coating Film and Substrate

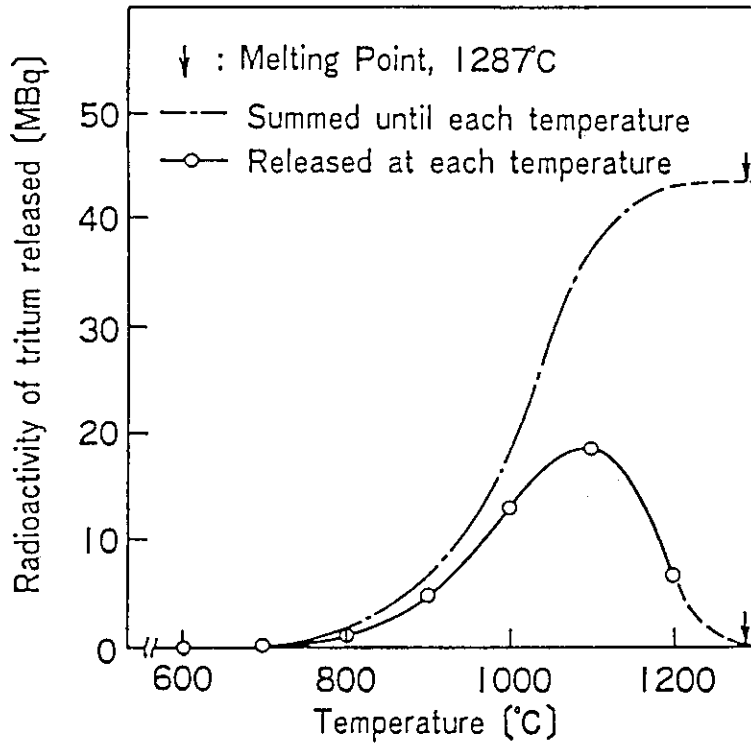


Fig. 6.8.28 Tritium Release from Be Irradiated in the JMTR by Heating for 20 min at each 100°C

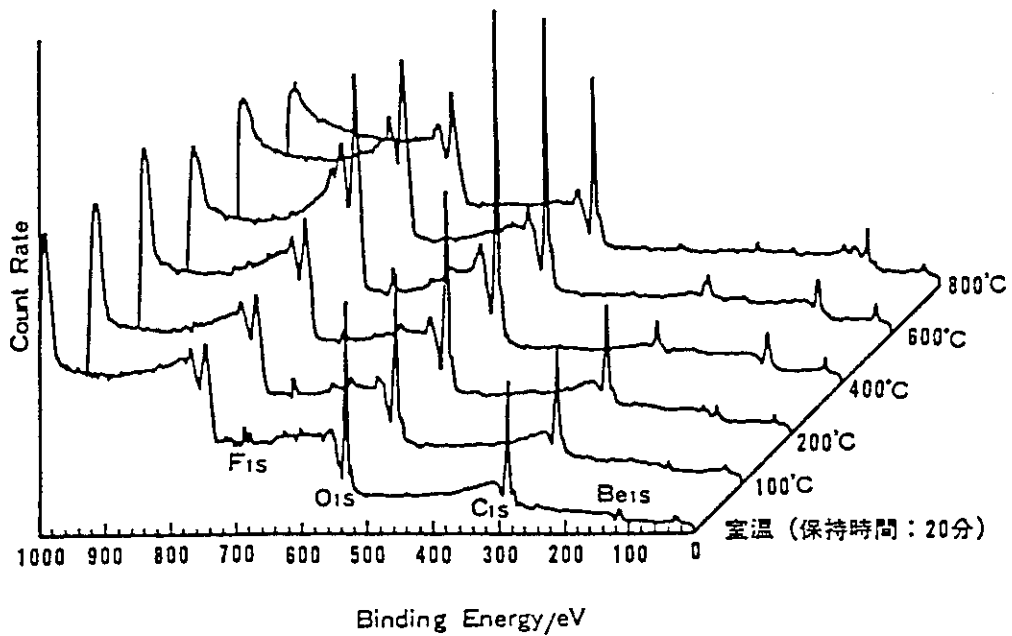


Fig. 6.8.29 Change of Element on Be Surface by Heating (XPS Analysis)

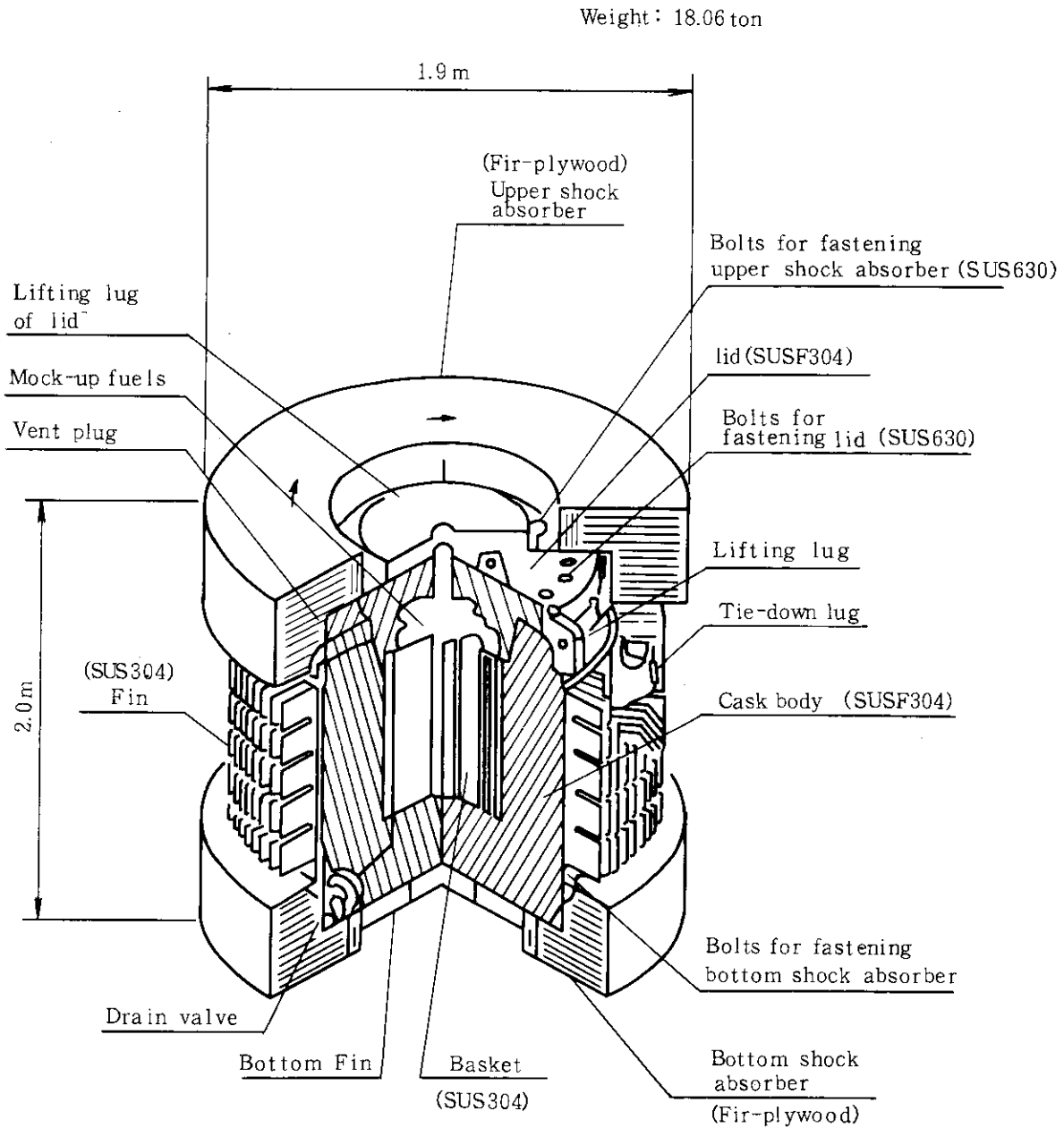


Fig. 6.8.30 Overall View of the Specimen

7. JMTRの将来計画

7.1 はじめに

JMTRは熱出力50 MWの照射専用炉であり、軽水炉、高温ガス炉、新型転換炉、高速炉等の燃料・材料の照射試験、核融合炉研究開発及び基礎基盤研究に必要な照射試験、RI生産等幅広く利用され、我が国における原子力の研究開発に大いに貢献してきた。

JMTRの利用に関して、照射挙動に関する計測技術の高度化、特定照射条件下での照射技術の多様化、照射及び照射後試験の時間短縮等についてのニーズに対応した性能向上と施設の改善をはかることが課題となっている。またJMTRは完成後20年を経過しており、施設の老朽化が進行している。このような状況を踏まえて、利用のニーズに対応し、JMTRの将来を展望した利用性能の向上に必要な改造・整備計画について検討するため、昭和61年7月部内に検討グループを設置した。検討結果の概要は次のとおりである。

(1) 照射施設の増設

軽水炉高度化、高速炉開発、核融合炉開発、RI生産、その他原子力基礎基盤の研究・開発に関する広範なニーズに対応できる照射設備を整備する。

主な照射設備は次のとおりである。

- ① 出力過渡試験装置
- ② 材料照射試験ループ
- ③ 燃料棒水側腐食試験ループ
- ④ 増殖ブランケット試験体照射装置
- ⑤ ナトリウムループ
- ⑥ 中性子ラジオグラフィ装置

昭和63年度までの検討結果、②、⑤については炉内スペースの関係から整備計画に入れな
いこととした。

(2) 原子炉施設の改造・整備

照射設備の増設を可能にし、燃料交換、試料交換等の炉停止中作業を効率良く行うために格子板の交換、大上蓋の改造等を行い、炉心配置の自由度を高める。また炉室内作業を効率のかつ安全確実にを行うために、制御室を炉室外に設置し、制御室エリアの有効利用をはかる。新設する制御室は、原子炉施設、照射施設の集中監視・制御システムを構築し、計算機処理を拡大する。計測制御系は極力信頼性の向上を図り、運転中の点検等が可能な施設にし、運転の省力化と炉停止中作業期間の短縮を行って稼働率の向上をめざす。その後の検討結果、格子板の交換は高線量及び作業の複雑さのため作業量が膨大で、必要な炉停止期間が長期となるため取り止めることとした。

(3) ホットラボ施設の増設・整備

ナトリウムループの取扱いを主とした気密式の組立・解体セル及び増殖ブランケット材の照

射後試験のためのトリチウム取扱いセルの整備を検討したが、照射試験計画との関係で見送ることとした。

7.2 検討内容及び結果

照射試験設備及び原子炉施設・整備について以下に述べる。

7.2.1 出力過渡試験装置

出力過渡試験装置は、軽水型動力炉（BWR, PWR, ATR等）の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化（例えば、制御棒引抜き、給水加熱喪失時）における燃料挙動の究明、安全余裕の確認、健全性の確認等に関する照射試験を目的とした装置である。これまで、出力過渡試験装置の設計・製作に係わる技術調査及び原子炉規制法に基づく許認可取得に必要な調査のうち、装置全体の概念構成、炉内部の基本構造及び製作必要期間について調査検討し、その技術的可能性の評価を行った。

出力過渡試験装置の目標性能は以下のとおりである。

- (1) 燃料試料 ; 軽水型動力炉の照射済燃料（実効濃縮度は約1～4% ^{235}U ）
仕様はセグメント燃料，特殊計装燃料，照射済破損燃料
燃料長さ = 40 cm，燃料本数 = 4本
- (2) 試験条件 ; 最高到達出力 $P_{\max} = 100 \text{ Kw/m}$
コンディショニング $P_0 = \sim 30 \text{ Kw/m}$
出力急昇速度 $dP/dt = 10 \text{ Kw/m}\cdot\text{s}$
- (3) 出力変更条件 ; シングルステップ（制御棒移動模擬，挙動解析モデル等）
マルチステップ（破損しきい値確認）
各種の異常な過渡変化を模擬
- (4) 冷却材変動条件 ; 異常な過渡変化時の冷却材の圧力及び温度の模擬
- (5) 雰囲気 ; PWR及びBWR等の圧力，被覆管表面温度，流動，水質条件を模擬
- (6) 計装 ; 出力（発熱量）の高精度な測定（ $\pm 5\%$ ）
燃料破損の検出
冷却水の放射能測定
水質測定
燃料位置の検出
- (7) その他 ; 装置運転中における燃料試料の交換
装置供用中におけるF.P.，クラッド，核燃料物質の除染
回収したF.P.の処理

調査・検討項目と検討結果を以下に示す。

① 装置全体の概念構成

概念構成は現有の出力急昇試験装置の構成を性能的に拡張したものとし、 ^3He ガススクリーン圧力変化 + Hf 固体吸収体駆動による出力変更方式を採用した場合の装置の概略系統を Fig. 7.2.1 に示す。

② 出力変更方式の予備検討

出力変更方式として、(1) ^3He ガススクリーン圧力変化方式 (2) ^3He ガススクリーン圧力変化 + Hf 固体吸収体駆動方式 (3) キャプセル水平移動方式について検討した。

③ 炉内部の基本構造

炉内部の基本構造として下記の形式を仮定して検討した結果を炉内部計画図として Fig. 7. 2. 2 に示す。

出力変更方式 ; ^3He ガススクリーン圧力変化 + Hf 固体吸収体駆動方式

冷却方式 ; 直接冷却型

燃料試料本数 ; 1 本

炉内管形式 ; U字管

使用する炉心照射孔数 ; 2 孔

④ 技術的検討課題及び開発技術の抽出

出力過渡試験装置の目標性能を達成するための技術的検討課題は(1)目標とする試験条件の達成に係わる核設計(2)装置運転に係わる原子炉に及ぼす影響(特に付加反応度の影響)の検討(3)出力測定方法とその測定精度、断熱性能(4)炉内管構造(直接冷却型とキャプセル型の比較、炉内管形状・断熱構造)(5)出力変化方式(6)燃料破損検出方法及び検出精度及び計装品である。

開発試験が必要な項目は、(1)燃料試料出力評価の実証試験(2)出力変化させるための機構部(選定された出力変化方式を対象)の試作(3)照射試料挿入取出機の試作(4)炉内管の製作 (5)据付け工法の確立(6)装置全体の機能評価試験である。

⑤ 許認可の取得

原子炉規制法に基づく許認可申請に必要な項目は、(1)原子炉施設に関する安全審査及び設工認(2)近い将来にその全ての整備が予想される試験研究炉に対する技術基準への対応(3)機器区分(4)設工認申請書の記載内容・計算書(5)設置検査(使用前検査・施設検査・溶接検査等)である。

⑥ 製作必要期間

出力過渡試験装置の設計・製作・据付・試運転に必要な期間を Table 7. 2. 1 に示す。

7.2.2 燃料棒水側腐食試験装置

(1) 概要

軽水炉の長期定着化に伴い、燃料の燃焼度伸長が指向され、技術的な課題として燃料被覆管すなわち、ジルコニウム合金の水側腐食に関する研究が注目されている。炉内におけるジルコニウム合金の水側腐食は、炉外に比べて腐食量の増加が大きく、炉内における試験が不可欠と考えられる。このような現状に鑑み、ループ型炉内腐食試験装置(以後腐食ループ装置と称す)を材料試験炉へ設置するための検討を燃料安全工学部と共同で行った¹⁾。

(2) ループ型式の選定

腐食ループの検討に当たって、OWL型と海外の試験炉で実用化されているループスルー型の仕様について比較検討した。Table 7. 2. 2 に示すとおり、ループスルー型は、設置スペース等においては有利であるが、照射試料と除熱系を一對として製作するため、除熱系の設計及び

製作が非常に難しい。一方、OWL型は、炉外部が大型化し、大きな設置スペースを必要とするが、JMTRでの使用実績が十分あり、安全かつ確実な性能を有するループである。またPWR及びBWR条件を模擬した運転において、圧力制御が容易である。従って、OWL型を選定することとした。

(8) 腐食ループ装置の概念

腐食ループ装置の概略図をFig. 7.2.3, その性能をTable 7.2.3に示す。構成は、一次系、二次系、給水系、補助系、計測制御系及び遮蔽から成る。これらの系は、PWR型(圧力: 157 kg/cm², 温度: 320 °C, 流速: 7.5 m/s)及びBWR型の運転条件(圧力: 73 kg/cm², 温度: 278 °C, 流速: 7.5 m/s)は勿論、試験目的に応じて限界熱流束を大きくするため、最高圧力 200 kg/cm²で運転できる。圧力は、Fig. 7.2.3に示す通り電気ヒータを用いて加圧器で制御される。冷却水は、キャンドモーターポンプで循環される。また、冷却水の温度は、電気ヒータの発熱量で調整する。各種構成機器の仕様について以下に示す。

① 一次系

一次系は、炉内テストセクションに挿入された照射試料からの熱を除去し、これを熱交換器を介して二次系に伝える閉回路の冷却水循環系である。

本装置は、沸騰水型(BWR)及び加圧水型(PWR)の原子炉炉心における冷却条件を模擬するために、沸騰水型及び加圧水型の2種類の運転が行われるようにする。従って、それぞれの運転方式によって冷却水の流路は異なる。

② 二次系

二次系は、一次系からの熱量を除去する閉回路の循環系である。

③ 給水系

給水系は、一次系及び二次系に脱ガス・脱イオン水をループの運転前及び運転中に供給するための系である。

④ 補助系

補助系では、一次系冷却水の水素イオン濃度、溶存酸素量等の水質を調節する。また一次系冷却水の精製及びループへのガス添加を可能とする系である。

⑤ 計測制御・安全系

計測制御・安全系は、本装置の安全かつ正確な運転を目的として、運転状態(温度、圧力、流量)をリアルタイムに観測でき、所定の運転条件に制御を行う。また、本装置に異常が生じた場合、自動的に警報・緊急連動動作を行う機能をもっている。

7.2.3 増殖ブランケット試験体照射試験設備

(1) 概要

トリウム燃料の自己供給能力を有する増殖ブランケット技術は、核融合炉の基盤技術の1つである。しかし、この開発課題は、世界的に見ても基礎研究の段階であり、今後の展開が重要視されるものである。

増殖ブランケット技術については、

① 増殖材領域温度の制御特性

- ② 増殖材領域核特性
- ③ トリチウム生成・回収特性
- ④ 冷却材へのトリチウム漏洩特性

等の検証が必要である¹⁾。

これらの検証について工学的な知見を得ることは、JRR-2等の研究炉を用いて現在実施している小規模な基礎研究では不可能である。このため、増殖ブランケットの構造をある程度模擬でき、多量のトリチウム生成が期待でき、なおかつ大型試験体が挿入できるJMTRの大型水ループを用いた照射試験が必要である。照射試験全体概念図をFig.7.2.4に示す²⁾。

(2) 主要構成設備

① 試験体

今回は3種類の増殖ブランケット試験体について、核・熱特性や強度等の検討を行った³⁾。いずれの試験体についても、構造や解析方法の違いはあるが、トリチウム生成量は40～60 Ci/d程度⁴⁾であり、増殖材温度は、目標とする400～1000℃の範囲内であった。しかし、増殖材領域内における最低温度と最高温度との温度差が大きいため、増殖材温度をパラメータとした実験ができない。従って、トリチウム生成量をできるだけ落とさず、増殖材領域内温度差を下げる工夫が必要である。

さらに、現在大量の非密封トリチウムを取り扱える施設がないため、既存の施設で解体、照射後試験が可能な構造にすることも考えなければならない。

② トリチウム測定・回収装置

増殖ブランケット試験体で生成したトリチウムの回収方式として、システムの単純さおよびトリチウムの環境漏洩防止上の安全性の面から、トリチウムをトリチウム水の形で吸着塔に回収する酸化回収方式を採用することとしてトリチウム測定・回収系を検討した。また測定回収すべきトリチウムの量としては、生成目標量に比べ十分余裕をもった値500 Ci/dに基づいているが、もともと添加水素ガス量が多いため、この回収トリチウム量を大きく設定したことによるシステム規模へのインパクトは必ずしも大きいものではない。

また、酸化回収方式を採用したことにより、回収トリチウムの貯蔵は吸着塔により行われることになり、金属ゲッタを用いたトリチウムガス貯蔵方式の場合に比べ、必要スペースが小さくて良いという利点も生じた。

トリチウムスイープ系の機器は、グローブボックスに収納されるが、万一グローブボックスが破損することを想定し、第3の隔壁としてフードをキュービクル内に設置し、グローブボックスを格納することとした。これは、キュービクル自体を気密にすることは相当困難であろうとの判断及び緊急時のトリチウム除去対象スペースを限定してトリチウム除去系の容量を小さくしたいとの考えに基づくものである。フードを設置することは、キュービクル内の配置計画を難しくする面もあったが、中間床を設けることにより、何とかトリチウム測定・回収系の機器をキュービクル内に設置することができた。

トリチウム測定・回収関係の今後の検討課題としては、次の項目があげられる。

1) トリチウム測定・回収系のシステム検討

今回の本システムの最適化、簡素化の検討により、ある程度の簡素化が達成されたが、最

適化という点に関しては必ずしも十分とはいえない。今後、特に安全性の観点を含め、再度の見直しを行う必要がある。

2) OWL-2 冷却水トリチウムモニタリングの検討

冷却水中トリチウムの連続モニタリング方法の検討を行ったが、今後冷却水中のトリチウム以外の核種濃度、計測器の感度特性及び耐久性を考慮して、より最適な方式を検討する必要がある。

(3) その他検討事項

通常運転時のブランケット試験体から冷却水へのトリチウム漏洩は、リークよりも透過が支配的であり、5 サイクル運転期間中に合計約 2×10^{-2} Ci のトリチウムが漏洩するとの結果が得られた。

次に通常運転時のトリチウムスイープ系からのトリチウム漏洩評価の結果、フード内及びキュービクル内のトリチウム濃度は、許容値を十分下回る値であることが確認された。さらに、事故により 1000 Ci のトリチウムが瞬時にグローブボックス内に放出される場合について解析を行ったが、この時フード内のトリチウム濃度は一定期間許容値を超える値となるが、キュービクル内は常に許容値以下のトリチウム濃度に保たれるとの結果が得られた。

上述のトリチウム漏洩評価の結果得られた排気筒からの放出トリチウム量に基づき、一般公衆被曝線量を評価したところ、通常運転時で 3×10^{-5} mrem/y 今回想定した事故時で 5×10^{-6} mrem/y という値を得た。これらは、一般公衆の許容被曝線量に対し無視できる程小さい値である。

以上のように本設備からのトリチウムの大気放出による一般公衆の被曝線量は、極めて小さいとの見通しが得られたが、今後特に事故時評価に対しては、今回想定した事故以外の事象に対しても被曝評価を行っておく必要がある。また、本設備の設計が固まった段階においては、次の評価を加える必要がある。

- 1) トリチウムの海洋放出及びトリチウム以外の核種に起因する被曝評価
- 2) 気象条件等を考慮に入れた JMTR 全体としての被曝評価

参 考 文 献

- 1) 島川聡司，他：JAERI-M 87-036. “核融合炉増殖ブランケット試験体の核特性に関する予備解析”（1987）
- 2) 佐川尚司，他：私信

7.2.4 炉内ナトリウムループ

高速炉燃料の安全性研究及び高性能化のための照射実験に供する炉内ループとして、ソースターム評価のためのデータを採取するキュービクル型及び燃料破損実験を行うコンパクト型の2つの炉内ループについて JMTR への設置の予備検討を実施した。

(1) キュービクル型ナトリウムループ

破損燃料から放出される FP の挙動を究明しソースターム評価に資するための実験を行うル

ープである。ループは炉内部及び炉外部から構成され、炉内部には試験用燃料だけが装荷され、電磁ポンプ、冷却器等主要機器及びFP測定装置は炉外のキュービクル内に設置される。測定が炉外で行えるため、ナトリウム中での化学形、ナトリウムからカバーガスへの移行挙動、配管への沈着等、FP挙動に関する詳細な測定が可能である。一方、炉外のナトリウムシステムのしゃへい上の理由からFPの放出規模はかなり限定され、装荷される燃料は数グラム程度に制限される。予備検討の結果、Fig. 7.2.5 に示すループ構成が提案され、また設計上の主な課題として以下が提案された。

- ① ループ炉内部及び炉外部の着脱のための信頼性の高い配管継手の開発
- ② ナトリウムの遠隔サンプリング方法

この型のループについては、これまでSIL(JRR-2)、FPL-1、FPL-2(TTL)が国内に設置されている。従って、ループの設計検討に際しては、国内に蓄積された関連技術、諸データが大いに参考になるものと期待される。

(2) コンパクト型ナトリウムループ

高速炉の経済性向上の観点から炭化物及び窒化物等の新型燃料の採用が期待されており本ループは、これらの新型燃料の燃料/被覆材相互作用等の破損挙動に関するデータを取得するためのものである。実際の燃料の破損挙動の模擬性が重要であることから、セグメントサイズの計装燃料ピンを使用するため、燃料破損時のFP放出量は(1)のキュービクル型に比べはるかに多い。従って、本ループでは、ナトリウムシステムを全て炉内に収納し計測制御機器等のみを炉外に設置する。また、燃料破損を模擬するため、ヘリウム-3を用いた燃料ピンの出力変更システムが設けられる。予備検討の結果、Fig. 7.2.6 に示すループ案が作成され、また設計上の主な課題として以下が提案された。

- ① ナトリウムの融解方法及び固化・再融解に対する構造材の健全性
- ② 中性子スペクトル調整下におけるヘリウム-3燃料ピン出力変更システムの有効性
- ③ 燃料破損時の急激なナトリウム温度変化による構造材の熱衝撃

この型のループについては、国外ではMOL7C、VIC(BR2)及びSLSF(ETR)等が設置されているが、国内での経験は未だないため、JMTRへの設置に際しては、炉外ループを製作して関連技術開発を行うことが不可欠である。

また、いずれのループでも、JMTRに設置するためには、原子炉大上蓋の改造及びホットラボへの α - γ セルの新設等のJMTR施設改造を併せて行うことが必要である。

7.2.5 中性子ラジオグラフィ装置

原子炉照射試料の非破壊検査法の一つの中性子ラジオグラフィ(以下NRと略称する)がある。これは、放射線源にかかわる部分を除けばX線ラジオグラフィ(以下XRと略称する)と原理的に同一である。XRとNRの特長はXRが原子番号の大きい原子から成る物体の像を見るのに対し、NRでは断乱断面積の大きい低原子番号原子あるいは吸収断面積の大きい原子から成る物体の像を見る。

原子炉燃料の非破壊検査法としてNRの利点は

- ① 原子炉燃料材料の様に、原子番号の大きい物質に対しても透過力が大きいので、この様な

物質中に混在する水素等散乱断面積の大きい原子を高感度に検出する。これはXRでは不可能であり、特にジルカロイ被覆管及び端栓部の水素化物の検出、燃料被覆管の貫通クラックによる燃料棒内への浸水の検出に威力を発揮する。

- ② γ 線を放出する試料の撮影にあたって転写法を用いれば、XRの様に試料からの放射線によるかぶりを生ずることが無い。従って照射後の試料の様に強い γ 線を放出するものの撮影が可能である。このことから、ベース照射した燃料を出力急昇試験前後でその健全性を確認する場合に有効である。
- ③ 中性子吸収断面積の大きい同位元素を選択的に検出する。従って、核燃料の同位体や可燃性毒物の試料内分布を測定することが出来る。

一方、NRの欠点はXRに比べて、解像力が劣ること及び撮影試料が放射化することである。

以上から、NRは軽水炉燃料の出力急昇試験においてベース照射後燃料棒の検査、出力急昇試験後の健全性を確認する上で有効かつ不可欠の装置である。諸外国で軽水炉燃料の出力急昇試験を行い、NR装置で検査している原子炉の例としては、

| | |
|--------|-----------------------|
| R-2 | (Studsvik, SWEDEN) |
| HFR | (Petten, NETHERLAND) |
| DR-3 | (Riso, DENMARK) |
| BR-2 | (Mol, BELGIUM) |
| NRU | (Chalk River, CANADA) |
| OSIRIS | (Saclay, FRANCE) |
| GETR | (Pleasanton, USA) |

などがあげられる。

今後、これらの調査結果をふまえて、装置の設置場所等について検討を行う。

7.2.6 原子炉施設の改造・整備

(1) 大上蓋の改造

大上蓋の改造に必要な大上蓋交換に関する作業期間及び問題点の摘出を行った。交換に要する期間は約10ヶ月である。問題点として①締付部品の経年劣化②下蓋貫通孔との心合わせ③既設照射設備の炉内管等の解体・撤去④モックアップ試験の内容が挙げられている。

(2) 制御室の炉室外移動

制御室の炉室外移動については今後検討を進める予定である。

Table 7.2.1 Development Schedule for the Power Transient Test Facility

| 項目 \ 年 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | |
|-------------------|-------|-------|-------|-------|-------|--|
| 1. 概念設計 | [Bar] | | | | | |
| 2. 開発試験 | | [Bar] | | | | |
| 3. 基本設計及び 詳細設計 | | [Bar] | | | | |
| 4. 製作 | | | | [Bar] | | |
| 5. 据付・試運転 | | | | | [Bar] | |
| 6. 安全審査 | | [Bar] | | | | |
| 7. 設工認 | | | [Bar] | | | |

Table 7.2.2 Comparison Between OWL-type and Loop-through-type

| | OWL型 | ループスルー型 |
|--|---|---|
| 原子炉設置変更許可 | 要 | 要 |
| 設計および工事の方法 | 要 | 要 |
| 設 置 場 所 炉 内 管 炉 外 部 | 占有面積大 設計が容易 キュービクル | 占有面積小 設計が多少困難 炉回り配置 |
| 費 用 製 作 費 運 転 維 持 費 キャプセル製作費 | 大 大 小 | 小 小 大 |
| 試験条件設定 水 化 学 流 体 力 学 熱 力 学 | PWRおよびBWR条件を 模擬できる | PWRおよびBWR条件を 模擬できる |
| 廃 棄 物 | 小 | キャプセルと同程度 |
| 照 射 試 料 試 料 試 料 の 設 計 ハ ン ド リ ン グ 試 料 の 表 面 観 察 P I E | バンドル型で表面露出 容 易 容 易 可 キャプセルと同様 | 容器内に配置 困 難 容 易 不 可 キャプセルと同様 |

Table 7.2.3 Characteristics of Loop for Corrosion Test

| | | |
|-----------------|-----|---|
| 炉 心 位 置 | | D-7 (仮 定) |
| 熱 中 性 子 | 平 均 | 1×10^{14} n/cm ² ·s |
| 高 速 中 性 子 | 平 均 | 2×10^{13} n/cm ² ·s |
| γ 加 熱 率 (最 大) | | 1.5 W/g |
| 冷 却 材 | | 軽 水 |
| 冷 却 材 流 速 | | PWRの1/4程度 m/sec |
| 冷 却 材 温 度 | | 340 °C |
| 冷 却 材 圧 力 | | 200 kg/cm ² G |
| 蒸 気 含 有 率 | | 20 % (MAX) |
| 炉 心 部 有 効 直 線 | | 40 φ |
| 試 料 最 大 発 熱 量 | | 60 kW |

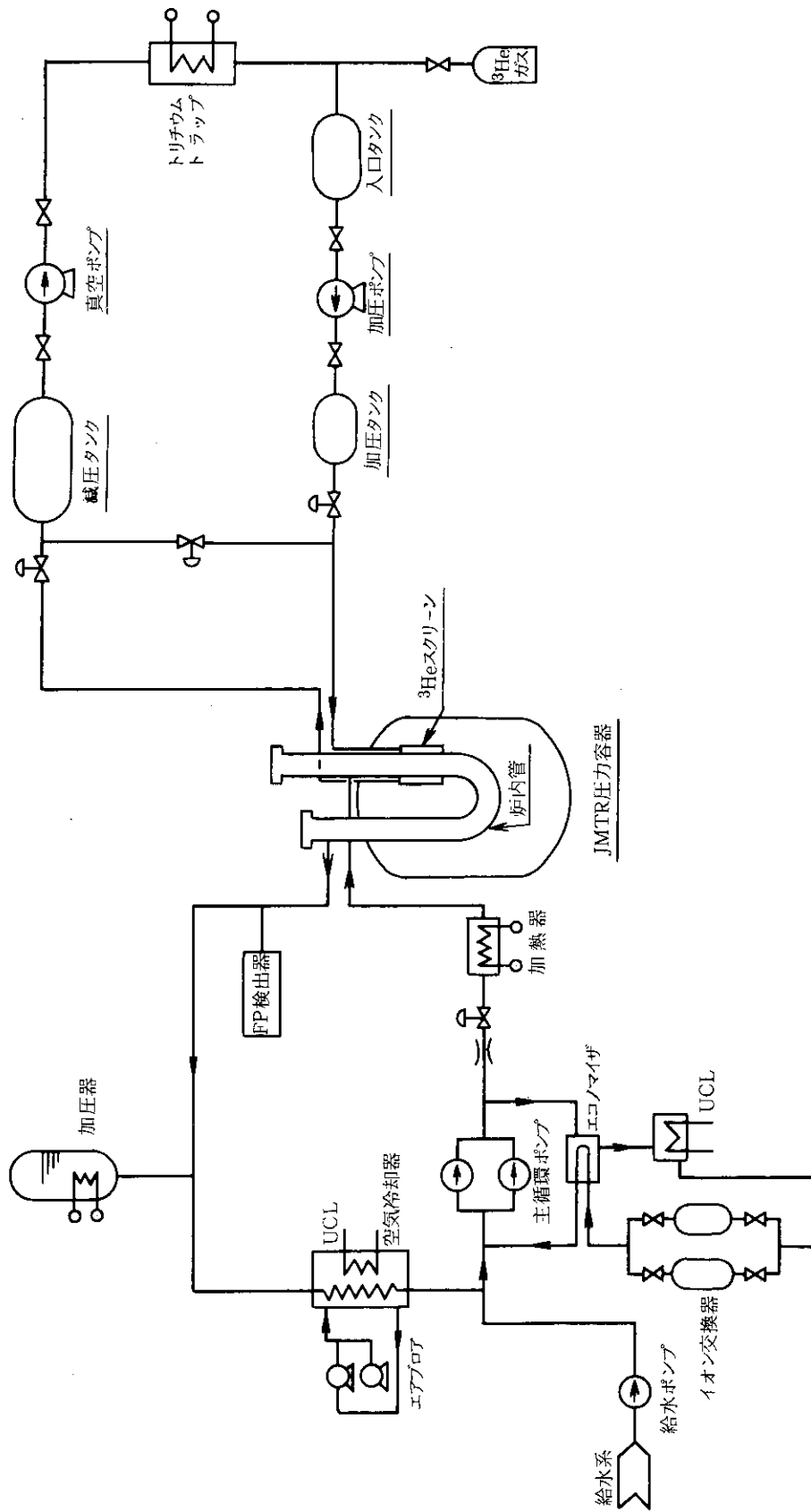


Fig. 7.2.1 System of Power Transient Test Facility

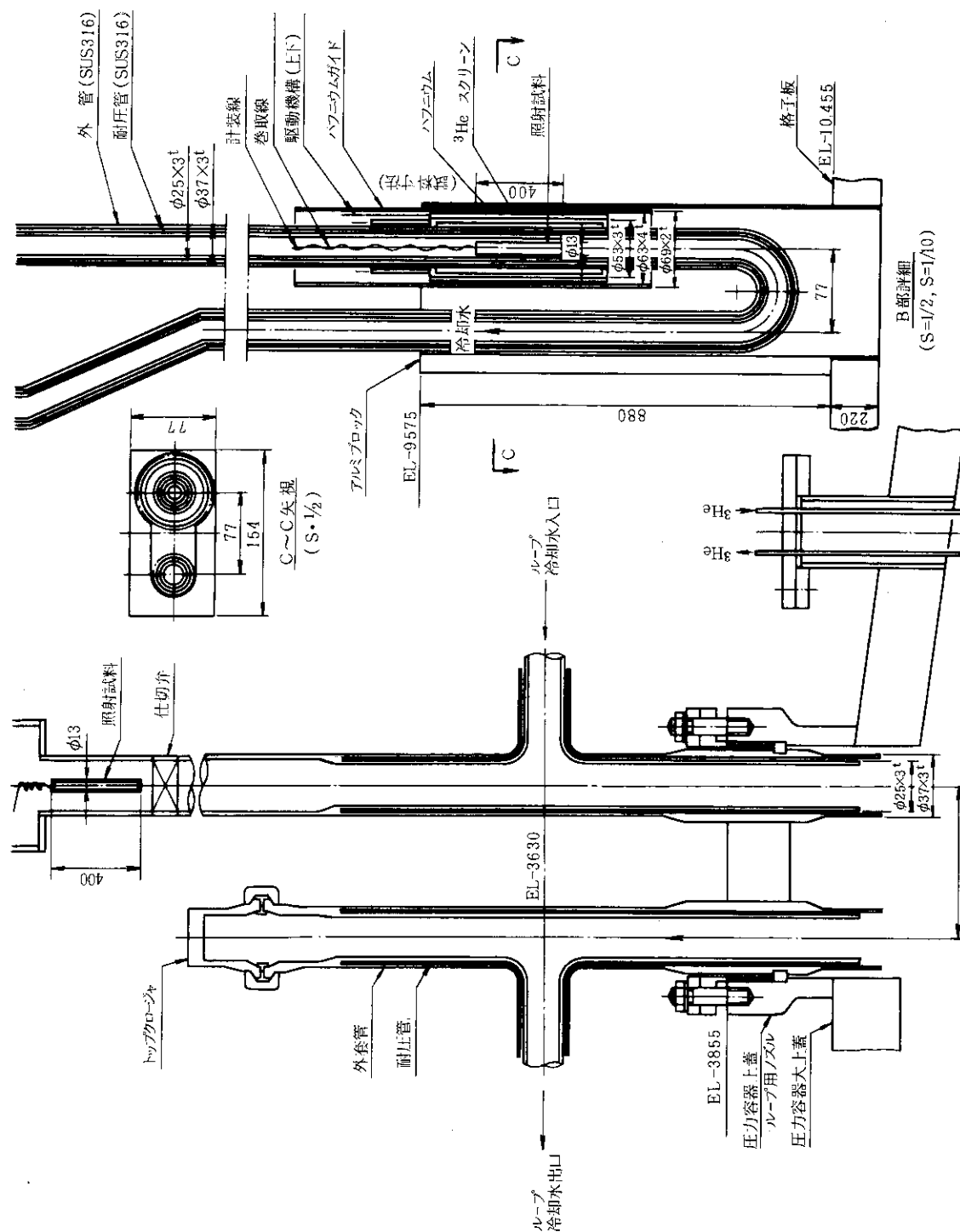


Fig. 7.2.2 In-core Parts of Power Transient Test Facility

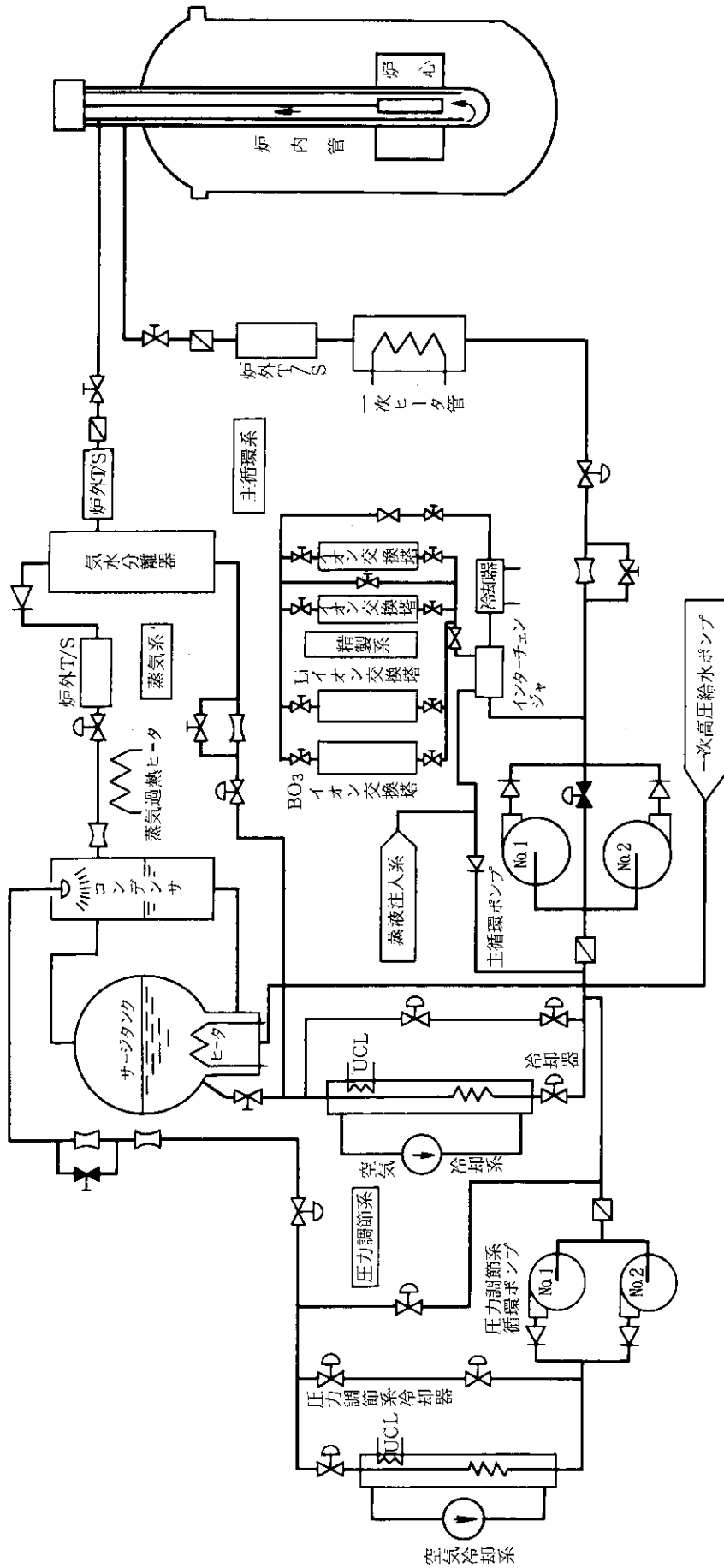


Fig. 7.2.3 Loop for Corrosion Test

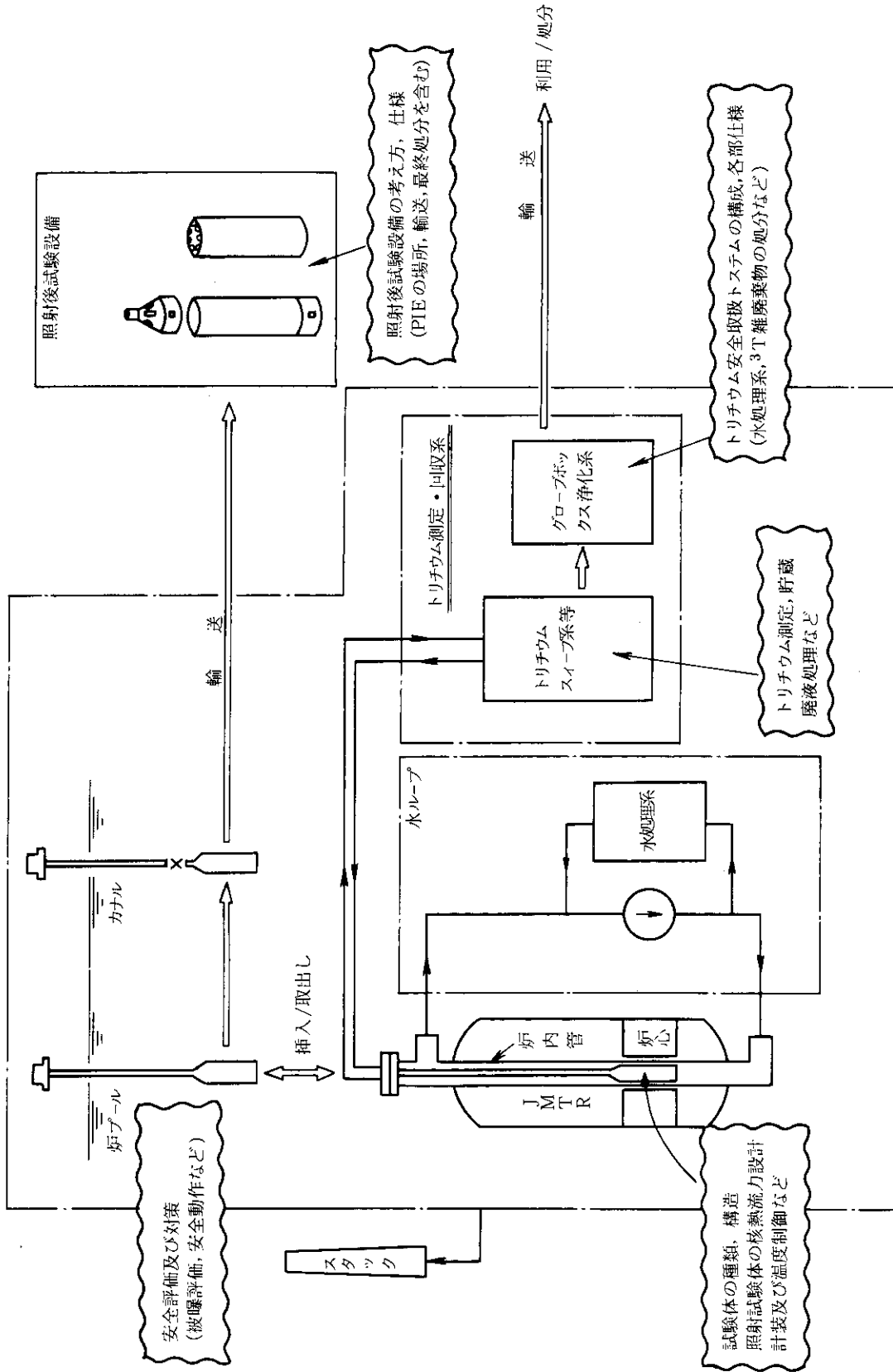


Fig. 7.2.4 Concept of Irradiation Test on Tritium-breeding Blanket

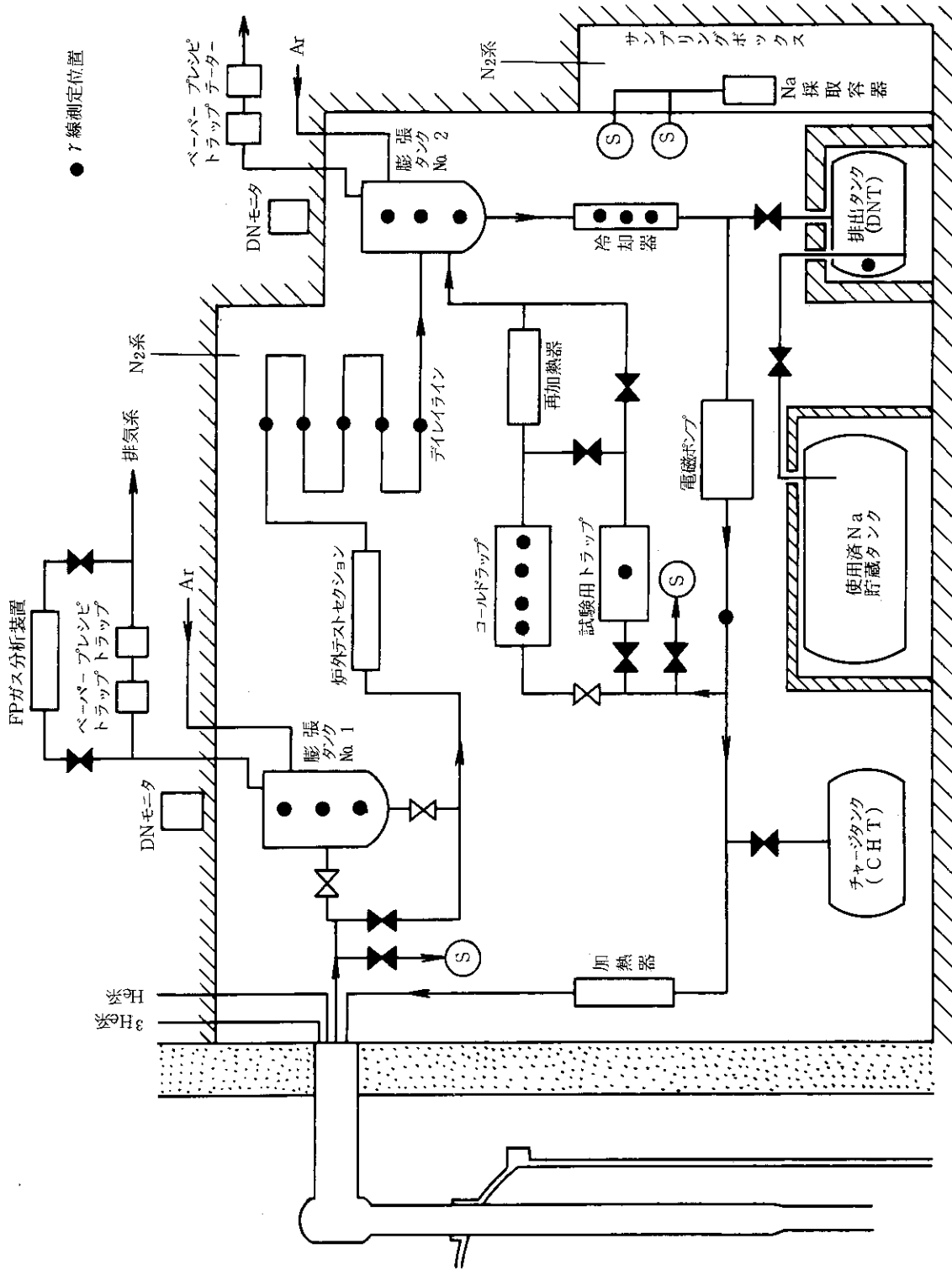


Fig. 7.2.5 Cubic-type Sodium In-pile Loop

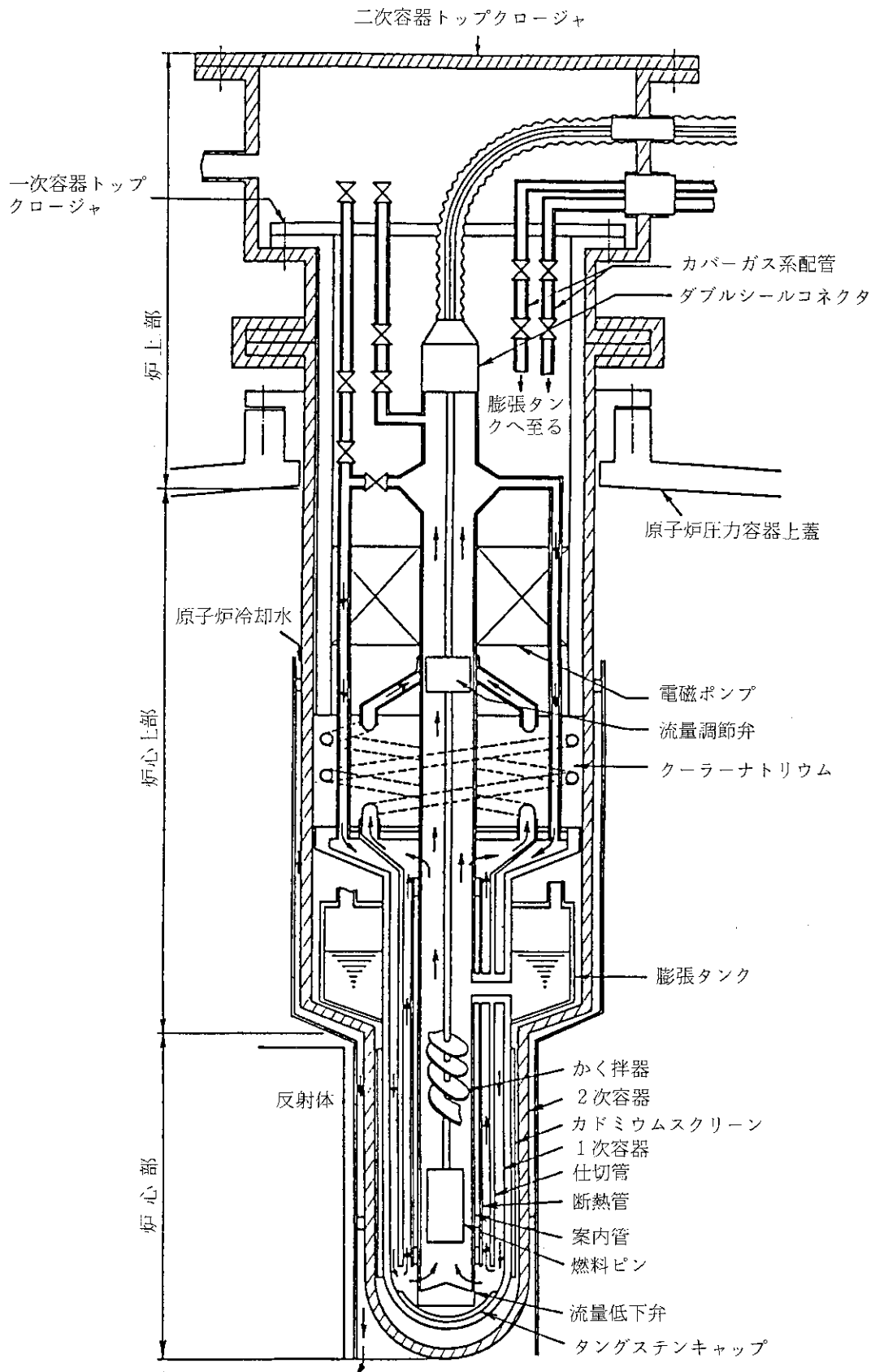


Fig. 7.2.6 Compact-type Sodium In-pile Loop

あ と が き

本報告書は、今版が第3版目の発刊である。前2版のうち1984年度版はJAERI-memoとして、また1985年度版はJAERI-Mとして刊行されたが、今版は、諸般の事情に鑑み、1986年度～1988年度分を取りまとめて、JAERI-Mとして発刊した。

本報告書の編集に際しては、多数の部員の方々の執筆を仰ぐとともに、管理部放射線管理課にも執筆していただいた。

以上、記して謝意を表します。

JMTR年報編集委員会

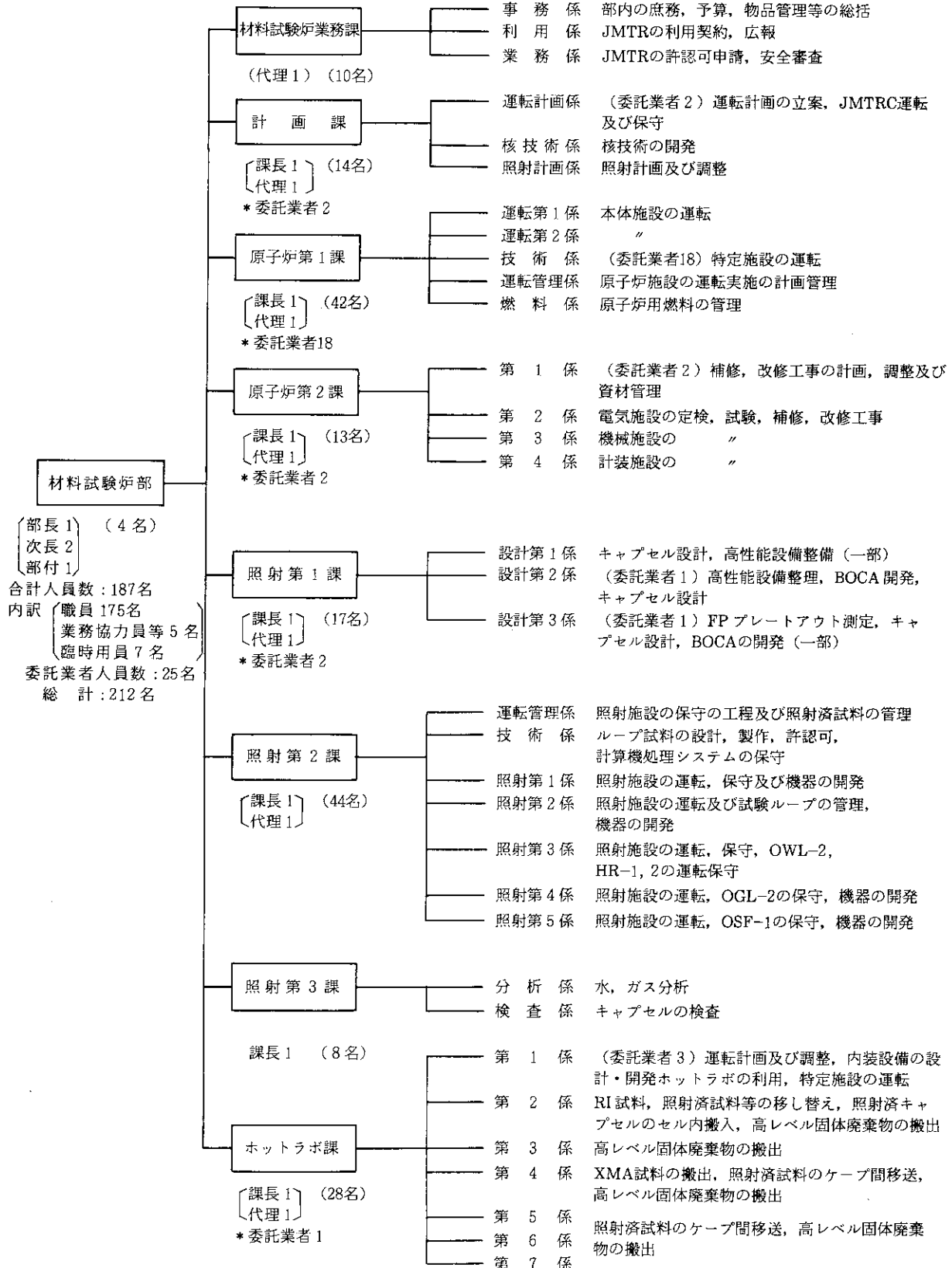
| | | |
|-----|----|---------------|
| 委員長 | 齋藤 | 実 (材料試験炉部次長) |
| 委員 | 河村 | 弘 (計画課) |
| 〃 | 大津 | 洋 (原子炉第1課) |
| 〃 | 森田 | 守人 (原子炉第2課) |
| 〃 | 朝倉 | 隆司 (照射第2課) |
| 〃 | 阿部 | 恭一 (ホットラボ課) |
| 幹事 | 和田 | 義久 (材料試験炉業務課) |
| 〃 | 伊藤 | 治彦 (照射第1課) |
| 〃 | 川上 | 弘紀 (照射第3課) |

(注) 所属は、編集委員会編成時 (平成元年6月) を示す。

付録1 材料試験炉部の組織及び人員

[昭 和 61 年 度]

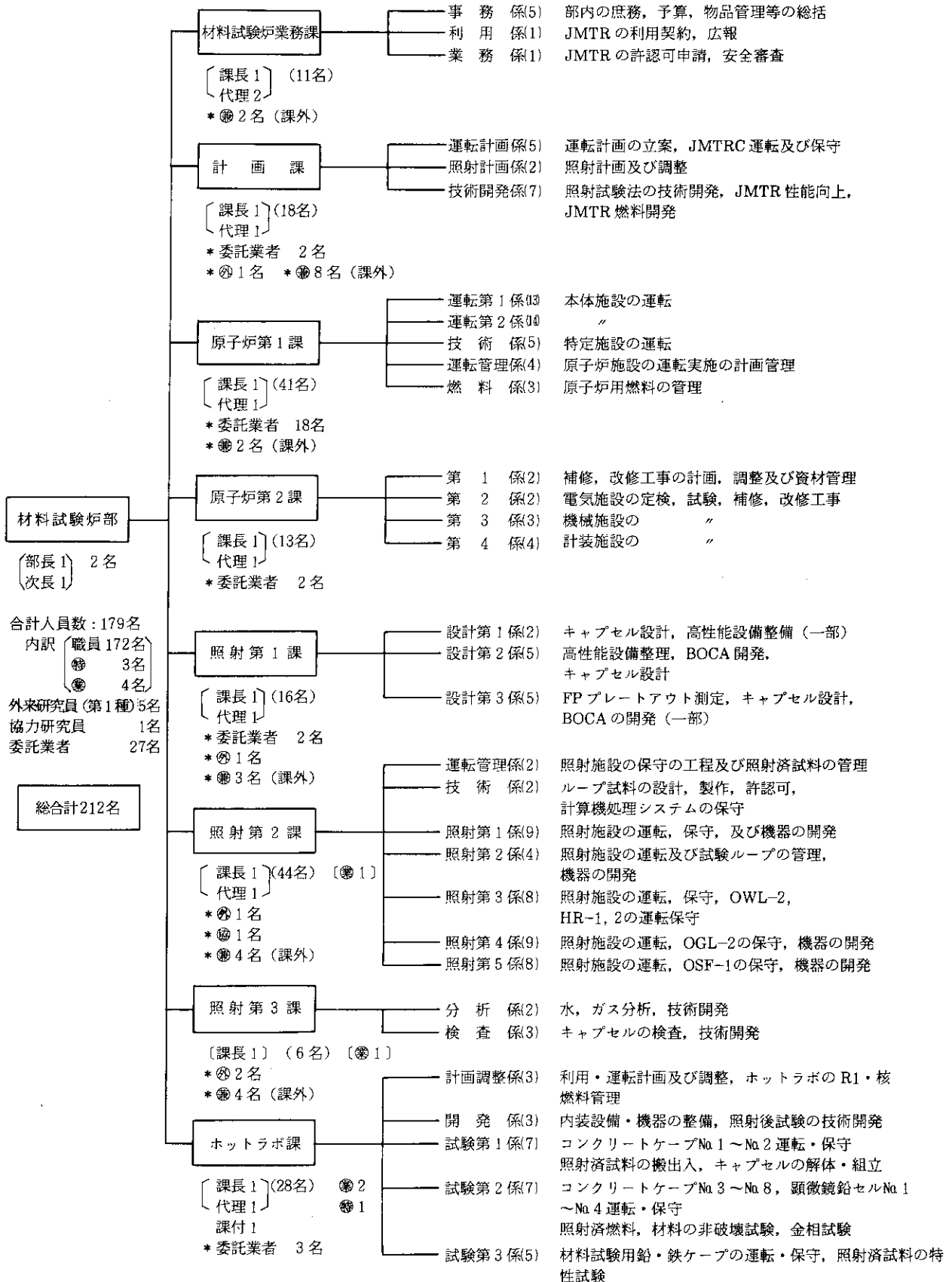
昭和62年3月31日現在



材料試験炉部の組織

[昭和 62 年 度]

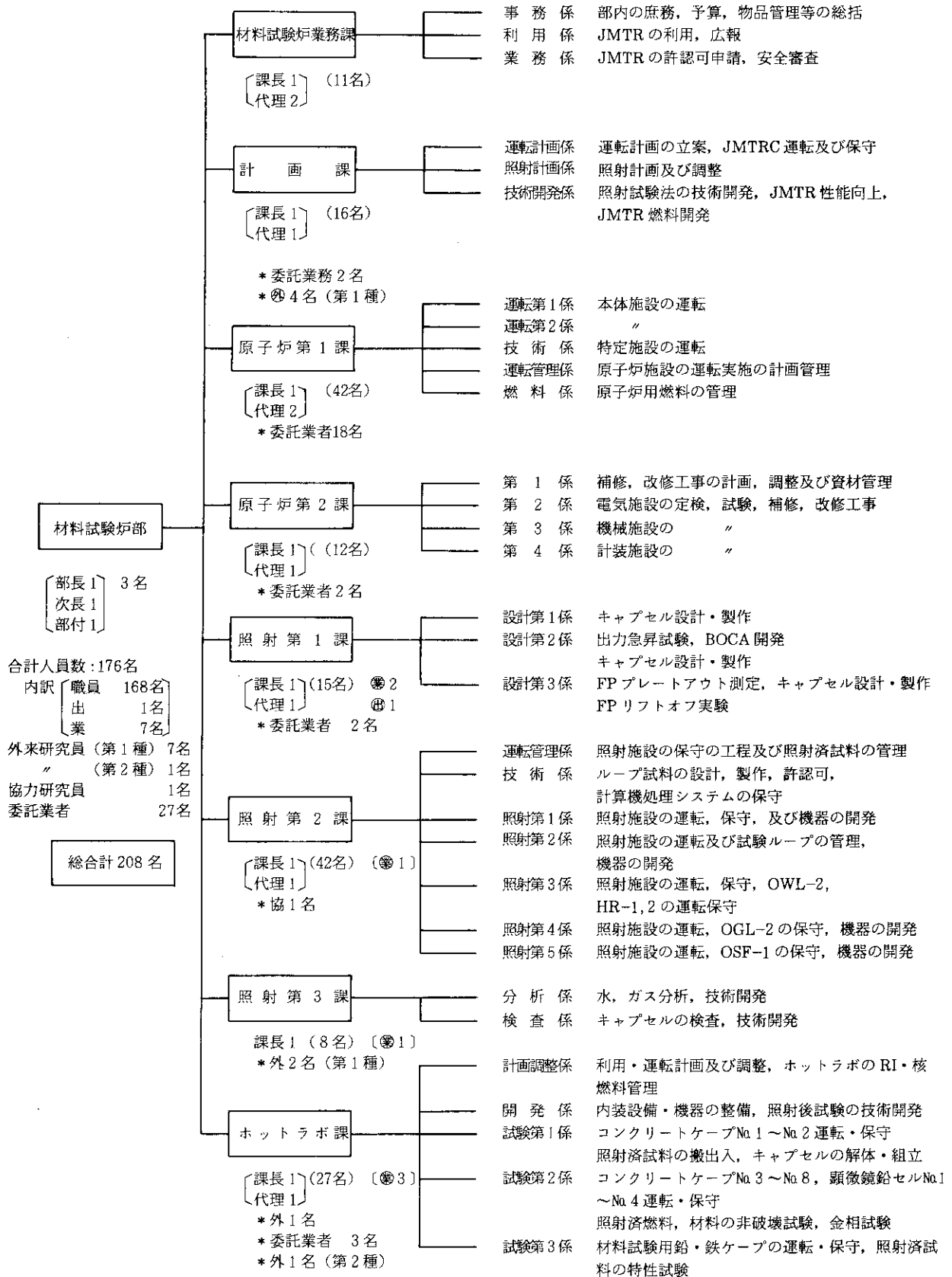
昭和63年 3月31日現在



材料試験炉部の組織

[昭 和 63 年 度]

平成元年 3 月 31 日 現在



付録2 外部投稿論文

外部投稿論文 [昭和61年度]

| 課名 | 著者 | 標題 | 発表箇所 |
|-------------------|--------------------|--|---|
| 照 3・1 部 | 大岡, 露崎 岡本 | 非破壊検査の現状と動向 | 機械学会誌 |
| ホットラボ | 岩井, 坂倉 | Results of Eddy Current Test for Second Round Robin by Halden Reactor Project | 第2回渦電流探傷ラウン ドロビンに関するワーク ショップ |
| 照 1 | 露崎, 斎藤 菱田, 他 | ヒートパイプの原子力への応用 | 日本ヒートパイプ協会会 報 |
| 〃 | 市橋 | IX. 査察目標と手続き | 核物質管理センターニュ ース |
| 計 画 | 河村 安藤 | Fuel Centerline Temperature Behavior of the High Performance Fuel Rods Irradiated in JMTR | Journal of Nuclear Science and Technology |
| 照 1 | 露崎, 斎藤 菱田, 他 | 宇宙原子炉へのヒートパイプの応 用 | 日本ヒートパイプ協会報 |
| 照 3 | 大岡, 山下 | 放射線透過法 | 多目的高温ガス実験炉用 黒鉛材料非破壊検査基準 調査報告書 |
| 照 3 ホットラボ 部 | 大岡, 山下 斎藤 岡本 | 非破壊検査の動向 | 軽金属溶接 |
| 照 3・1 部 | 大岡, 露崎 岡本 | 溶接部の非破壊試験技術 | センサー技術 |

外部投稿論文 [昭和62年度]

| 課名 | 著者 | 標 題 | 発 表 箇 所 |
|------------|----------------------|---|--|
| 原 1 | 小山田 | JMTRにおける中濃縮ウラン燃料 への炉心切換え | 原子力学会 |
| 照 3 | 大岡, 金谷, 他2 | 材料欠陥の可視化 | 流れの可視化学会誌 (10月) |
| 照 1 部 | 露崎, 市橋 桜井, 山本 | JMTRにおける照射技術の現状 | 原子力学会誌 (11月号) |
| 照 1 所 | 市橋 平田 | Japan Materials Testing Reactor | シンポジウムのプログレ スレポート |
| 照 2 照 3 | 佐川, 飯村, 他1 山本, 他1 | The Irradiation Test Facility for Solid Breeder Blanket in the JMTR | International Sympa- sium the Utiliyation of Multi-Purgose Research Reactor and Pelated International Co- operation |
| 照 1 | 露崎, 齊藤, 他3 | 原子炉照射装置用ヒートパイプ除 熱システム | ヒートパイプ協会会報 |
| 照 2 企 画 | 佐川, 北島 中田, 他3 | STUDY OF A TEST SECTION ON FUSION ENGINEERING TEST FACILITY BASED ON MIRROR CONFINEMENT(FEF) | Journal of Fusion ENGINEERING AND DESIGN |
| 照 3 | 江藤, 金谷 大岡, 他2 | 黒鉛透過度計の識別限界コントラ ストに関する実験 | 日本非破壊検査協会 第1分科会 |
| 照 3 | 金谷, 江藤, 他1 | 放射線透過写真の画像処理に關す る実験 | 日本非破壊検査協会 第1分科会 |
| 照 1 | 露崎, 齊藤, 他3 | An Experimental Inrestigation of Fransient Characterlistics in a Grativity-Assisted Heat Pipe | Proceedings of Sym- pasium on Mechanics for Space Hight (ISAS report) |

| 課 名 | 著 者 | 標 題 | 発 表 箇 所 |
|--------------|------------------------|---|---|
| 計 画 部 | 安藤, 齊藤 桜井, 他 2 | Analyses on LEU Conyersion of Research and Test Reactors in JAERI | ANS TRANSACTION |
| ホットラボ 計 画 | 坂倉, 酒井, 他 1 島川 | 最近の照射後試験技術(1) JMTRC による炉物理研究 —最近の JMTRC における研究— | 原子力工業 京都大学短期研究会報告 書 |
| 照 3 | 大岡, 金谷, 他 3 | 赤外ふく射計による表面線状欠陥 の検出について | 非破壊検査 昭和 63 年度春季大会 |
| 計 画 部 | 小向, 武田, 他 3 桜井 | JMTRの運転計画について | 昭年 62 年度弥生研究会 研究炉等の運転・管理及 び改良に関する研究 |
| 照 1 部 | 市橋 山本, 中野, 他 1 | Present Status of the Japan Materials Testinals Testing Reactor | シンポジウムの Proceedings |
| 照 1 | 市橋, 瀬崎, 他 3 | The Experiences and Current Situation on the Deyelopment of Irradiation Technigues in the JMTR Project | シンポジウムの Proceedings |
| 照 1 | 市橋, 瀬崎, 他 2 | Power Ramp Test for LWR Fuel | シンポジウムの Proceedings |
| ホットラボ 部 | 坂倉, 酒井 山本 | 最近の照射後試験技術(2) | 原子力工業 |
| 照 2 照 1 | 田中, 猿田 露崎, 他 3 | In-pile Gas Loop OGL-1 and use for VHTR Fuel Irradiation | 試験研究用原子炉に関す る日中シンポジウム |
| 原 1 | 小山田, 山本 石井, 関根, 他 1 | 計算機による JMTR運転昌支援シ ステム | 研究炉・試験炉に関する 日中シンポジウム |
| 照 3 | 大岡 | 放射線透過法 | 多目的高温ガス実験炉用 黒鉛材料非破壊検査基準 調査報告書 |

外部投稿論文 [昭和63年度]

| 課名 | 著者 | 標 題 | 発 表 箇 所 |
|------------|----------------|--|--|
| 計画課 照 3 | 大岡 金谷, 他4名 | Detection of surface flaw by infrared radiation sensor | 第7回「センサの基礎と 応用」シンポジウム |
| 照 1 | 市橋 | 照射中の計測技術について | 原子炉材料第122委員会 昭和63年度第1回委員会 資料 |
| 照 3 計画課 | 金谷 大岡, 他3名 | 赤外線放射温度計による表面線状 欠陥の検出について | (社)日本非破壊検査協会 非破壊検査 |
| 照 3 計画課 | 金谷, 江藤 大岡 | 放射線透過写真の画像処理に關す る実験 | 日本非破壊検査協会 第1分科会 |
| 照 3 計画課 | 金谷, 江藤 大岡 | 放射線透過写真の画像処理に關す る実験 第3報透過写真における 階調計の像質評価 | 日本非破壊検査協会 第1分科会 |
| 照 1 | 市橋 | Current Status of Irradiation Techniques in the JMTR | ワークショップ会合のプ ロシーディング |
| 照 1 | 星屋, 他5名 | Application of shape memory alloy in compacting and elementary-replaceable design of high power density fusion reactor | Journal of fusion engineering and design |
| 照 1 | 星屋, 市橋, 他1名 | TiNi 形状記憶合金の変形挙動に 及ぼす中性子照射透起不規則化及 び照射後焼鎮の影響 | Proceeding of MRS international meeting on advanced material |
| 照 1 | 星屋, 他12名 | Quick replacement technology using SMA driver for high load core elements of fusion reactor | Proceedings of 15th Symposium on Fusion Technology |
| 計画課 | 桜井(淳), 他7名 | Evaluation of $^{93}\text{Nb}(n, n')$ $^{93\text{m}}\text{Nb}$ Cross Sections for JENDL Dosimetry File | JAERI-Mレポート |
| 照 1 | 星屋, 他13名 | 高出力密度核融合炉における要素 交換技術の基礎設計 (研究課題番号 62050033) | 昭和62年度科学研究費 補助金(核融合特別I) 研究成果報告書 |

| 課 名 | 著 者 | 標 題 | 発 表 箇 所 |
|--------------|---------------------|--|--|
| 照 1 | 星屋, 他 4 名 | NiTi 系形状記憶合金の組織微組化 | 日本地方講演会 講演論文集 |
| 計画課 照 1 | 石塚, 河村 瀬崎, 他 4 名 | XPSによるホットプレスベリリウムの表面分析 | 富山大学トリチウム科学 センター研究報告 |
| 照 1 ホットラボ | 星屋, 市橋 高田, 他 2 名 | RESTORATION EFFECTS OF SHAPE MEMORY ALLOYS IN A NEUTRON IRRADIATION ENVIRONMENT | Proceedings of the International Work- shop on Intelligent Material |

付録3 研究所刊行物

研究所刊行物

<JAERI-Mレポート> [昭和61年度]

| 課名 | 著者 | 原 標 題 | 登録 No. |
|--------------|----------------------|--|--------|
| ホットラボ | 岩井, 相沢, 宮田 他 | Results of Eddy Current Test for Second Round Robin by Halde Reactor Project | 86-126 |
| 照 1 | 露崎, 斎藤, 菱田 他 | ヒートパイプの原子力への応用 | 86-162 |
| 照 1 照 3 | 露崎, 市橋, 大岡, 田中 | Design, Fabrication and Irradiation of Rabbit Capsule | 86-163 |
| 照 1 ホットラボ | 露崎, 市橋, 酒井 | General description of Irradiation and Post Irradiation Examination in JMTR | 86-164 |
| 計 画 | 島川, 河村, 永岡, 斎藤 | 核融合炉増殖ブランケット試験体の核特性に関する予備解析 (JMTR/OWL-2) | 87-036 |
| 照 2 | 池島, 阿部, 鈴木, 伊丹, 他 | OWL-2炉内管の貫粒型応用腐食割れ対策 (THSI 溶接残留応力改善法の確性試験報告) | 87-041 |

<JAERI-Mレポート> [昭和62年度]

| 課名 | 著者 | 原 標 題 | 登録 No. |
|------------|-------------------|--|--------|
| 照 2 | 中山, 浦本, 鍋谷 他 6 | JMTR出力急昇試験設備 (BOCA/OSF-1) の運転状況について (昭和61年度) | 82-205 |
| 照 1 | 染谷, 小林, 新見 他 2 | GENGTC-JB: 照射用キャプセル内温度評価プログラム | 87-148 |
| 計 画 照 1 | 大島 新見, 他 4 | 燃料棒直径測定技術の開発(I) 駆動装置の試作及び性能評価 | 87-202 |
| 照 2 | 佐川, 他 3 | 核融合炉工学試験装置におけるテストセクションの検討 | 88-012 |
| 照 1 | 原山, 他 3 | 飽和温度キャプセル熱設計用プログラム SATCAP : | 88-013 |

＜JAERI-Mレポート＞〔昭和63年度〕

| 課名 | 著者 | 原 標 題 | 登録No. |
|------------|----------------------|---|--------|
| 照 1 | 星屋, 新見, 染谷 他2名 | CAPSTAR: 照射用キャプセル外筒・内筒の安全性強度評価プログラム | 88-121 |
| 計画課 | 小森, 大島, 鈴木 他4名 | FPガス圧力計再計装技術の開発 —FPガス圧力計の性能試験結果— | 88-156 |
| 照 2 照 1 | 鈴木 市橋, 中崎, 他3名 | Underwater Plasma Arc Cutting of In-Reactor Tube of In-Pile Creep Test Facility | 88-199 |
| 照 1 | 斎藤, 他2名 | キャプセル用 V.C.H.P. for JMTR Capsule | 88-227 |
| 照 2 原 1 | 田中 山本, 他5名 | Proposal for In-pile Test of JAERI-Developed Crud Separator System in the HBWR | 88-269 |

研究所刊行物（未公開資料）〔昭和61年度〕

| 課名 | 著者 | 原 標 題 |
|-------------|--------------------|--|
| 原 2 | 静, 内田, 森田, 佐藤 他 | JMTR制御棒駆動装置定期自主検査報告書 (昭和60年) |
| 照 1 | 笹島, 遠藤, 伊丹 他 | measurement of FP plate-out in OGL-1 (from #64th to #66th JMTR operating cycle) |
| 照 3 | 横内, 比佐, 山本 | JMTRにおける高周波誘導結合プラズマ発光分光分析計の整備 |
| 照 2 | 照射第2課 | JMTR照射施設の運転報告書 (JMTR第71サイクル) |
| 業 務 | 中野, 大関 | JMTRキャプセル等審査委員会の審査報告 (JMTR第72サイクルの運転に関する審査) |
| 原 1 | 原子炉第1課 | JMTR第71サイクル運転報告書 (運転係の作業と測定報告) |
| 〃 | 〃 | JMTR第72サイクル運転報告書 |
| 業 務 | 中野, 大関 | JMTRキャプセル等審査委員会の審査報告 (JMTR第73サイクルの運転に関する審査) |
| 〃 | 小野崎, 大関 | JMTR技術検討会の審議報告 (昭和60年4月から昭和60年9月まで審議) |
| 照1・3 計 画 | 伊藤, 山本, 小森 他 | JMTRにおけるインパイルナトリウムループ設置に関する検討 |
| 照 2 | 北島, 細川 | 照射データ解析援助システムの開発 |
| 〃 | 照射第2課 | JMTR照射施設の運転報検書 (JMTR第72サイクル) |
| 業 務 | 中野, 大関 | JMTRキャプセル等審査委員会の審査報告 (JMTR第74サイクルの運転に関する審査) |
| ホットラボ課 | 酒井 他 | Investigation and Rractice at JMTR Hot Laboratory (Sta Saentiet Exchange Program) |
| 照 2 | 照射第2課 | JMTR照射施設の運転報告書 (JMTR第73サイクル) |
| ホットラボ課 | ホットラボ課 | JMTRホットラボの運転管理状況報告書 (昭和60年度第4四半期) |

| 課名 | 著者 | 原 標 題 |
|--------------|---------------------|--|
| 照 1 | 星屋, 伊藤, 市橋, 伊丹 他 | Neutron Irradiation Behavior in Ti-Ni Shape memory |
| ホットラボ課 | ホットラボ課 | JMTRホットラボの運転管理状況報告書(昭和61年第1四半期) |
| 原 1 | 原子炉第1課 | JMTR第73サイクル運転報告書 (運転系の作業と測定報告) |
| 業 務 | 中野, 大関 | JMTRキャプセル等審査委員会の審査報告 (JMTR第75サイクルの運転に関する審査) |
| ホットラボ課 | 酒井 | 韓国エネルギー研究所における照射後試験技術(外国出張報告書) |
| 原 1 | 原子炉第1課 | JMTR第74サイクル運転報告書 |
| 照 1 | 本宮, 石井, 加島 瀬崎 他 | 出力急昇試験における燃料破損検出器の性能を確認するための燃料の設計 |
| 業 務 | 小野崎, 大関 | JMTR技術検討会の審議報告 (昭和60年10月から昭和61年3月までの審議) |
| 照 1 | 露崎, 笹島 | 高温熱電対照射キャプセルの開発 |
| 照 3 | 大岡, 金谷, 山下, 田中 | X線検査への画像処理技術の適用実験 (I)X線透視法における画質の改善 |
| 照 1 照 1・3 | 笹島, 遠藤, 露崎 山本 | OGL-1におけるFPプレートアウト測定 (JMTR #67 cycle~#73 cycle) |
| 照 2 | 照射第2課 | JMTR照射施設の運転報告書(JMTR第74サイクル) |
| ホットラボ課 | 坂倉 | 韓国エネルギー研究所における照射後試験技術(II) (外国出張報告書) |
| 原 1 | 原子炉第1課 | JMTR第75サイクル運転報告書 |
| 照 3 | 大岡, 山下 | 超音波探傷試験による低濃縮燃料板ミニプレートの被覆厚さ測定 |
| 〃 | 比佐, 山本, 横内 臼井 | イオンクロマトアナライザー IC 100による無機陰イオン測定マニュアル |

| 課 名 | 著 者 | 原 標 題 |
|------------|------------------|--|
| 照 2 | 照射第2課 | JMTR照射施設の運転報告書 (JMTR第75サイクル) |
| 計 画 | 小森 | 炉内構造物の寿命評価法に関する調査 (破壊靱性評価規格の現状) |
| 照 1 | 斎藤, 露崎, 菊池 | 高速炉用構造材のクリープ破断試験用照射キャプセル (79 M-34P, 35P) の設計・製作及び照射試験 |
| ホットラボ | ホットラボ課 | JMTR ホットラボの運転管理状況報告書 (昭和61年第2 四半期) |
| “ | 酒井, 富田, 坂倉 他 | Exchange of Information on PIE Techniques for Nuclear Fuel (II) (The Visit of KAERI Expert in Accordance with KAERI-JAERI Cooperative Program) |
| 照 3 | 金谷, 山下, 菅井 他 | JMTR キャプセル等検査業務報告 (昭和61年度上半期) |
| “ | 横内, 山本, 比佐 他 | JMTR水・ガス分析報告書 (昭和60年度) |
| “ | 横内, 比佐, 臼井 他 | “ (昭和61年度第1 四半期) |
| 原 2 | 小山田, 森田, 桜井 他 | JMTR改造の概略検討 |
| 業 務 | 小野崎, 大関, 他 | JMTR技術検討会の審議報告 (昭和61年4月から昭和61年9月までの審議) |
| 原 2 | 静, 森田 | JMTR制御棒駆動装置定期自主検査報告書 (昭和61年) |
| 業 務 | 中野, 大関 他 | JMTR キャプセル等審査委員会の審査報告 (JMTR第76サイクルの運転に関する審査) |
| 原 2 | 原子炉第2課 | JMTRの保守 |
| 照 3 照 2 | 山本 伊丹, 広田 他 | 進行交番磁界を応用した放射性クラッドの除去技術の開発 (I) 一磁界下での水中磁性粒子の運動一 |
| 照 3 計 画 | 大岡, 山下 小森 他 | セラミックス材料の調査 第1報 加工方法に関する調査 |

| 課名 | 著者 | 原 標 題 |
|-------------------|-------------------|---|
| 計 画 原 1 照 1 | 河村 石塚 瀬崎 他 | ベリリウムノ水素相互作用 (文献抄訳) |
| 照 2 | 飯村, 佐川, 中田 他 | JMTRにおける核融合炉増殖ブランケット照射試験に関する検討(I) (試験体及び照射設備) |
| 照 1 | 平井, 加島, 石井 他 | 燃料棒破損検出技術確証試験 (85BF-21J) |
| 計 画 | 大島, 河村, 須藤 他 | FP ガス圧力計再計装のための燃料棒端栓穿孔装置の開発 |
| 照 3 | 金谷, 山下, 大岡 他 | 低濃縮ウラン燃料の健全性確認試験 (ミニプレートの加熱試験) |
| 原 1 業 務 計 画 | 小山田 笹島 河村 他 | 材料試験炉一運転と技術開発-No.1 (1984年度) |
| 業 務 照 2 | 中野 伊丹 他 | 海外調査報告 (ハルデン, スタッドビック, ロビサ) |
| 照 2 | 池島, 高橋, 広田 他 | OWL-1照射設備の廃止処置 (一次系炉内部分の撤去と炉外部の試験ループ装置への移行) |
| 照 1 | 原山, 小林, 伊藤 他 | 原子炉圧力容器用鉄鋼材照射キャプセル - 83 M - 35 G 設計・製作及び照射温度 - |
| " | " | " - 83 M - 36 G 設計・製作及び照射温度 - |
| " | " | " - 83 M - 44 G 設計・製作及び照射温度 - |
| " | 平井, 加島, 石井 瀬崎 | BOCA/OSF-1の伝熱, 流動状態に関するモックアップ 試験 |
| 照 3 | 横内, 比佐, 臼井 他 | JMTR水・ガス分析報告書 (昭和61年第2四半期) |

| 課 名 | 著 者 | 原 標 題 |
|------------|-----------------|--|
| ホットラボ | ホットラボ課 | JMTRホットラボの運転管理状況報告書 (昭和61年度第3四半期) |
| 照 3 原 2 | 山本 内田 | JMTRにおける原子炉停止後の水中溶存ガスに関する検討 |
| 照 1 | 染谷, 下井, 伊藤 他 | 原子炉圧力容器用鉄鋼材照射キャプセル — 83 M— 38 G 設計・製作及び照射温度 — |
| ” | 平井, 加島, 石井 他 | 燃料棒破損検出技術確証試験 (85 BF— 22 J) |

研究所刊行物（未公開資料）〔昭和62年度〕

| 課名 | 著者 | 原 標 題 |
|-------------------|-----------------------------|---|
| 照 3 | 比佐, 横内, 山本, 田中 他1 | JMTR水・ガス分析報告書(昭和61年度第3四半期) |
| 照 2 | 福島 | JMTR照射施設の運転報告書(JMTR第76サイクル) |
| 照 3 | 横内, 山本 | JMTR1次冷却系内のトリチウムの測定 |
| 原 1 | 根本 他 | JMTR第77サイクル運転報告書 |
| 照 3 | 臼井, 比佐, 他3 | JMTR水・ガス分析報告書 |
| 照 1 | 露崎, 遠藤, 他2 | ラビットキャプセルの設計 |
| 照 3 | 金谷, 山下, 菅井, 大岡 他1 | JMTRキャプセル等検査業務報告(昭和61年度下半期) |
| 照 1 | 露崎, 市橋, 他2 | 昭和61年度RIキャプセル, RIラビットの概念設計 |
| 照 2 | 磯崎 | JMTR照射施設の運転報告書(JMTR第77サイクル) |
| 計 画 | 斎藤, 他 | 第9回研究炉濃縮度低減化に関する国際会議(1986年)発表論文紹介(翻訳) |
| 照 3 照 2 | 横内, 山本, 他2 猿田, 他1 | OGL-1 1次冷却ガス中のトリチウムの測定 |
| 原 1 | 石塚, 他 | JMTR第78サイクル運転報告書 |
| 照 1 照 3 照 2 | 星屋, 原山, 他2 大岡 伊丹, 他11 | 形状記憶合金の原子炉機器への応用に関する研究(I) (原研一東大工学部附属原子力工学研究施設 昭和61年度研究会報告書) |
| 照 2 | 磯崎 | JMTR照射施設の運転報告書 |
| ホットラボ | 坂倉 | JMTRホットラボの運転管理状況報告書(昭和61年度第4四半期) |
| 照 2 | 飯村, 伊丹, 他2 | ハルデン炉における確証用クラッド分離装置の設計製作 (その1) (開発試験用クラッド分離装置の解体点検) |
| 照 3 | 横内, 比佐, 山本, 田中, 他1 | JMTR水・ガス分析報告書(昭和62年度前期) |

| 課名 | 著者 | 原 標 題 |
|--------------|-----------------------|---|
| 照 1 | 露崎, 松本, 他 1 | OGL-1一次系における ¹³¹ Iの循環量に対する沈着量の評価 |
| 照 1 ホットラボ | 露崎 後藤, 他 1 | FFD実験用ヒータ付ガス・スニープキャプセル(84F-9A)の設計 |
| 原 1 | 渡辺 | JMTR第79サイクル運転報告書 |
| 計 画 | 大島 | 照射試料取扱いのための簡易型放射能・遮蔽計算コードの開発 |
| 照 2 | 池島, 鈴木, 他 9 | OWL-2照射設備の炉内部分製作 |
| 照 3 | 大岡, 金谷, 江藤 他 3 | 微小試験片のマイクロフォーカスX線による直接拡大撮影方法の適用について |
| 照 3 | 金谷, 江藤, 比佐, 大岡 他 | JMTRキャプセル等検査業務報告(昭和62年度上半期) |
| ホットラボ | 酒井, 木崎 | モジュール型セルの設計と運転(翻訳) |
| 照 3 原 1 | 比佐, 横内, 山本他 2, 他 6 | クラッド付着分析報告(データ集)(第2報) |
| 原 2 | 静, 森田 | JMTR制御棒駆動装置定期自主検査報告書(昭和62年度) |
| 業 務 | 中野, 大関 | JMTRキャプセル等審査委員会の審査報告(JMTR第77サイクルの運転に関する審査) |
| 業 務 | 中野, 大関 | JMTRキャプセル等審査委員会の審査報告(JMTR第78サイクルの運転に関する審査) |
| 業 務 | 中野, 大関 | JMTRキャプセル等審査委員会の審査報告(JMTR第79サイクルの運転に関する審査) |
| 業 務 | 薄井 | 材料試験炉部技術検討会の審議報告(昭和61年10月から昭和62年3月までの審議) |
| 業 務 | 薄井 | 材料試験炉部技術検討会の審議報告(昭和62年4月から昭和62年9月までの審議) |
| 照 1 | 斎藤 | JMTR照射キャプセル概念設計書(87F-1A, 87M-2A) |

| 課 名 | 著 者 | 原 標 題 |
|------------|-------------------|---|
| 照 2 | 斎藤, 広田, 他3 | JMTR ループ照射試料(II) (OWL-1) |
| ホットラボ | 斎藤, 他1 | Investigation and Practice at JMTR Hot Laboratory (STA Scientist Exchange Program) |
| 照 2 部 | 田中, 他1 中野 | 海外出張報告 (ハルデン炉におけるクラッド分離装置確証 試験実施に関する調整) |
| 照 3 | 金谷, 江藤, 大岡, 鈴木 | 低濃縮ウラン燃料の健全性確証試験(II) (ミニプレートの高 温加熱試験) |
| 照 2 | 磯崎 他 | JMTR照射施設の運転報告書 (JMTR第79 サイクル) |
| 照 3 原 1 | 臼井 他2 山本 他1 | 高温高圧水ループ一次系配管付着クラッドの調査-1 |
| 照 2 照 3 | 佐川, 飯村 山本, 他8 | JMTRにおける核融合増殖ブランケット照射試験に関する 検討(II) |

研究所刊行物（未公開資料）〔昭和63年度〕

| 課名 | 著者 | 原 標 題 |
|--------------------------|--|--|
| 照 3 照 2 照 1 | 横内 猿田 露崎, 他3 | OGL-1におけるFPプレートアウト測定(JMTR#74サイクル~#79サイクル) |
| 照 1 | 星屋, 市橋, 他1 | Effects of neutron irradiation induced disordering and post-annealing on the deformation behavior in Ti-Ni shape memory alloys |
| 照 1 | 星屋, 他6 | Application of shape memory alloy in compacting and element-quick-replaceable design of high power density fusion reactor |
| 照 1 照 2 照 3 計画課 | 新見, 染谷, 小林 他2名 小畑, 大内 金谷 海野, 他6名 | 電力中央研究所との共同研究「原子炉用ステンレス鋼の中性子照射効果に関する研究」における活動報告(1987年4月~1988年3月) |
| 照 2 | 高崎, 他4名 | ハルデン炉における確証用クラッド分離装置の設計・製作(その2)(確証用クラッド分離装置の製作) |
| 照 2 | 飯村, 他3名 | Conceptual Design of the Crud Separator System for Proof Test at the HBWR |
| 照 3 | 比佐, 横内, 鈴木, 他1名 | JMTR水・ガス分析報告書(昭和62年度後期) |
| 照 2 | 中山, 小山, 鍋谷, 菊池, 細川, 他3名 | JMTR出力急昇試験(BocA/OSF-1)運転状況について(昭和62年度) |
| 原 1 | 根本, 明石, 宇井, 他3名 | JMTRの運転教育資料(その1) |
| 照 3 計 画 | 金谷, 他2名 大岡 | サーモグラフ法による非破壊試験に関する実験(I)基礎的検討 |
| 照 1 照 2 | 新見, 他2名 大内 他3名 | JMTR1次冷却水条件で照射するキャプセルの設計, 製作「原子炉用ステンレス鋼の中性子照射効果に関する研究」(電力中央研究所との共同研究) |

| 課名 | 著者 | 原 標 題 |
|-------|----------------------------------|---|
| 照 3 | 金谷, 江藤, 比佐, 他 2 名 | JMTR キャプセル等検査業務報告 (昭和 62 年度 下半期) |
| 照 1 | 市橋, 他 10 名 | The JMTR Project / Halden Project Cooperation Program Annual Progress Report 1986 |
| 原 2 | 森田, 他 12 名 | JMTR の保守管理 |
| 照 3 | 横内, 他 4 名 | JMTR 水・ガス分析報告書 (昭和 63 年度 前期) |
| 計 画 | 小森 | 炉内機器の残存寿命の推定法 (文献抄訳) |
| 照 1 | 星屋, 他 12 名 | Quick replacement technology using SMA driver for high load core elements of fusion reactor |
| 計 画 | 河村, 他 4 名 | ベリリウム / 水素相互作用(2) —文献抄訳— |
| 照 2 | 川上 | JMTR 照射施設の運転報告書 (JMTR 第 80 サイクル) |
| 照 2 | 川上 | JMTR 照射施設の運転報告書 (JMTR 第 81 サイクル) |
| ホットラボ | 土田 | BOCA 組立装置遮蔽体表面の線量率の評価 |
| 照 3 | 金谷, 他 4 名 | JMTR キャプセル等検査業務報告 (昭和 63 年度 上半期) |
| 計 画 | 小森, 大岡 | 304 ステンレス鋼の応力腐食割れデータの調査 (文献抄訳) |
| 照 1 | 星屋, 市橋, 他 3 名 | RESTORATION EFFECTS OF SHAPE MEMORY ALLOYS IN A NEUTRON IRRADIATION ENVIRONMENT |
| 照 1 | 星屋, 市橋 | 形状記憶合金の高放射線環境下における照射挙動 |
| 照 1 | 斎藤, 他 3 名 | BOCA / OSF-1 冷却水の平均温度測定技術開発 |
| 照 1 | 中崎 (JMTR 出力急昇試験推進グループ・サブグループ) | シェラウド装置 (OSF-1) 炉内ジルカロイ化 (JMTR 第 83 サイクル性能試験結果) |
| 原 1 | 紫田 | JMTR 第 83 サイクル 運転報告書 |

付録4 口頭発表(外部)

□ 口頭発表(外部)〔昭和61年度〕

| 課名 | 著者 | 標 題 | 発表箇所 |
|--------------|------------------|--|--|
| 照 1 | 星屋, 伊藤, 田 他 | Neutron Irradiation Behavior in Ti-Ni Shape Memory Alloys | International Conference on Martensitic Transformations (ICOMAT-86) |
| 計 画 照 1 | 河村 加島, 瀬崎, 他 | 水素イオン打込み雰囲気における Al コーティング膜の特性 | 日本原子力学会 |
| 照 1 ホットラボ | 星屋 宇井, 近江, 他 | 中性子照射 TiNi 形状記憶合金の機械的性質に及ぼす照射後焼鈍の影響 | 日本金属学会 |
| 計 画 | 島川 | JMTRにおける中性子照射量の測定と評価 | 中性子照射損傷評価研究専門委員会 |
| " | 斎藤, 永岡, 島川 他 | Full core MEU fuel demonstration in the JMTR | RERTR国際会議 |
| 原 1 | 小山田, 新保, 岡本 | The Present Status of the JMTR | アジア地域研究炉シンポジウム |
| ホットラボ | 酒井, 岩井, 坂倉 他 | Post-Irradiation Examination of LEU Miniplates in the JMTR | International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors |
| 照 1 計 画 | 加島, 瀬崎 河村 他 | 水素イオン打込み雰囲気における Al コーティング膜の特性(II) | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 小森, 河村, 大島 他 | FP ガス圧力計再計装技術の開発(I) —開発の概要— | " |
| " | 大島, 河村, 小森 他 | " (II) —単体性能試験— | " |
| 原 1 | 稲田, 新保, 小山田 他 | JMTRの中濃縮ウラン燃料炉心移行 | " |
| 照 1 | 露崎, 斎藤, 菱田 他 | Heat removal heat system of nuclear irradiation facilities | Sixth International Heat Pipe Conference |
| 原 1 | 稲田, 新保, 小山田 他 | JMTR燃料の濃縮度低減化 | 研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会 |

□ 頭 発 表 (外部) [昭和 62 年度]

| 課 名 | 著 者 | 標 題 | 発 表 箇 所 |
|--------------|----------------------------|--|-----------------------|
| 照 1 | 新見, 原山, 染谷 他 1 | 多孔型発熱熱媒体の内部温度分布 | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 島川, 小向, 河村, 他 3 | JMTRにおけるLi含有物の核特性 (1) | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 河村, 大島, 斎藤 | FP ガス圧力計の再計装技術開発Ⅲ) —装着装置の開発— | 日本原子力学会 |
| 計 画 照 1 | 河村, 斎藤, 他 3 瀬崎 | SUS 304/Zry-4 異材継手部のセラ ミックスクーティング特性 | 日本原子力学会 |
| ホットラボ 計 画 | 長島, 永堀, 他 1 河村, 大島, 他 1 | FP ガス圧力計の再計装技術開発Ⅳ) —端栓加工装置の開発— | 日本原子力学会 秋の分科会 |
| ホットラボ 計 画 | 斎藤, 須藤, 他 4 河村, 斎藤 | SUS 304/Zry-4 異材継手の照射 効果 | 日本原子力学会 秋の分科会 |
| 原 1 計 画 | 石塚, 稲田 河村, 斎藤, 他 4 | 中性子照射したベリリウムからのト リチウム放出 | 日本原子力学会 |
| ホットラボ | 坂倉, 他 2 | PWR燃料集合体信頼性実証試験— (その3)燃料集合体の照射挙動 | 日本原子力学会 秋の分科会 |
| ホットラボ | 坂倉, 他 2 | PWR燃料集合体信頼性実証試験— (その4)燃料棒の照射挙動 | 日本原子力学会 秋の分科会 |
| 照 1 ホットラボ | 星屋, 市橋 近江, 須藤, 他 1 | TiNi 形状記憶合金の変形挙動に及 ぼす中性子照射の影響 | 日本金属学会 秋期大会一般講演 |
| ホットラボ 照 1 | 木崎, 須藤, 他 1 星屋, 市橋 | TiNi 形状記憶合金の変態特性に及 ぼす中性子照射の影響 | 日本金属学会 秋期大会一般講演 |
| 照 1 | 原山 | 発電用核燃料物質に関する技術を定 める省令について | 核燃料工学講座 |
| ホットラボ | 相沢, 坂倉, 他 1 | 原子炉燃料の渦流試験 | 日本非破壊検査協会 第 3 分科会合 |
| 計 画 | 河村, 斎藤, 他 6 | 核融合炉固体ブリーダからのin- situトリチウム回収実験(TTTE _x) (Ⅶ)LiAlO ₂ 焼結体からのトリチウ ム放出速度 | 日本原子力学会 |
| 照 2 | 佐川, 他 4 | 核融合炉工学試験装置(FEF)の試 験領域の検討 | プラズマ・核融合学会 |

□ 頭 発 表 (外部) [昭和 63 年度]

| 課 名 | 著 者 | 標 題 | 発 表 簡 所 |
|-------------------|----------------------|--|----------------|
| 計 画 | 桜井 他2 | MCNPによるコンクリートダクトからのガンマ線ストリーミング実験解析 | 日本原子力学会 |
| 計 画 照 1 原 1 | 石塚 他2 瀬崎 他3 稲田 | ホットプレスベリリウムの重水素昇温脱離特性 | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 桜井 他1 | JENDLドシメトリファイル用 ⁹³ Nb (n,n') ⁹³ Nbおよび ¹⁹⁹ Hg (n,n') ^{199m} Hg 断面積の評価 | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 鈴木 他6 | FP ガス圧力計再計装技術の開発(V)-FPガス圧力計の炉内性能試験 | 日本原子力学会 |
| 計 画 照 1 | 河村, 斎藤, 他3 瀬崎 | セラミックスコーティング膜付きZr合金管材の機械的特性(1) | 日本原子力学会 |
| 計 画 照 1 | 河村, 斎藤, 他3 瀬崎 | セラミックスコーティング膜付きZr合金管材の機械的特性(2) | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 河村, 斎藤, 他2 | Zr合金にコーティングしたセラミックス膜の欠陥率評価 | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 河村, 斎藤, 他4 | 多孔質 γ -LiAlO ₂ の熱拡散率測定 | 日本原子力学会 |
| 照 1 ホットラボ | 星屋, 市橋 高田, 近江, 他1 | TiNi 形状記憶合金の照射挙動に及ぼす中性子フルエンス及び照射温度の影響 | 日本金属学会 |
| 計 画 ホットラボ 部 | 安藤 岩井 桜井 | シリサイド燃料 | 燃料信頼性評価研究専門研究会 |
| ホットラボ | 清水, 岩井, 他5 | LEU燃料の高温時FP放出率測定装置の開発 | 日本原子力学会 |
| ホットラボ 計 画 | 木崎 他2 斎藤 | 遠隔操作型自動SP試験装置の開発 | 日本原子力学会 |
| ホットラボ | 長島 他5 | 遠隔操作型溶接装置の開発 | 日本原子力学会 |
| ホットラボ | 木崎 他4 | 遠隔操作型クリープ破断試験装置の開発 | 日本原子力学会 |

| 課名 | 著者 | 標題 | 発表箇所 |
|-------------------|----------------------|--|----------------------------|
| 照 1 照 2 | 伊藤 他3 猿田 | OGL-1プレチャコールトラップの希ガスホールドアップ効果 | 日本原子力学会 |
| 計 画 | 桜井 他2 | NESXI エスティメータを用いたMCNPコードによるORNLのSUS透過実験解析 | 日本原子力学会 |
| 照 3 | 大岡 他4 | 超電導導体コンジット溶接部の超音波探傷試験 | 日本原子力学会 |
| 計 画 ホットラボ | 斎藤 他2 近江 他3 | 構造用セラミックスの機械的特性に対する照射の影響 | 日本原子力学会 |
| 照 1 | 星屋 他2 | Bi-Sr-Ca-Cu-O 超伝導体のイオン照射効果 | 第36回応用物理学関係連合講演会 |
| 照 2 | 佐川 他6 | ミラー型核融合プラズマ中性子源(FEF, BPNS)における照射キャプセルの検討 | プラズマ核融合学会年会 |
| 照 3 | 大岡 他4 | 赤外放射計による表面欠陥の検出 第4報 浸透探傷法とその定量計測 | 日本非破壊検査協会 |
| 計 画 ホットラボ | 河村 他3 清水 他3 | ホットプレスベリリウムの照射後試験 | 日本原子力学会年会 |
| 計 画 | 河村 他2 | Liリサイクルシステムにおける化学技術の開発(I) Li含有セラミックス再生に関する予備検討 | 日本原子力学会年会 |
| 計 画 | 河村 他6 | LiAlO ₂ とセラミックスコーティング膜の両立性 | 日本原子力学会 |
| 計 画 原 1 照 1 | 石塚 他2 稲田 他3 瀬崎 | ホットプレスベリリウムの表面分析 | 日本原子力学会 |
| 原 1 | 横川 他2 | JMTRベリリウム反射体の管理 | 研究炉の運転・管理及び改良に関する研究会 |
| 原 2 | 熊原 | JMTR保守における計装機器の最近の話題について | 研究炉等の運転管理及び改良に関する研究会 |
| 計 画 | 大岡 | 非破壊試験における欠陥の検出条件の考え方 | 原子力構造機器の材料、設計、施工、検査に関する講習会 |

付録5 共同利用契約

共同利用契約

〔昭和61年度契約件数〕

| 業務区分 契約先 | 照射前業務 | 照射業務 | 照射後試験業務 | 合計 |
|-------------|-------|------|---------|----|
| 動燃事業団 | 1 | 2 | 2 | 5 |
| 大 学 | 3 | 19 | 6 | 28 |
| 一 般 | 3 | 3 | 3 | 9 |
| 合 計 | 7 | 24 | 11 | 42 |

〔昭和62年度契約件数〕

| 業務区分 契約先 | 照射前業務 | 照射業務 | 照射後試験業務 | 合計 |
|-------------|-------|------|---------|----|
| 動燃事業団 | 1 | 1 | 1 | 3 |
| 大 学 | 2 | 18 | 9 | 29 |
| 一 般 | | 2 | | 2 |
| 合 計 | 3 | 21 | 10 | 34 |

〔昭和63年度契約件数〕

| 業務区分 契約先 | 照射前業務 | 照射業務 | 照射後試験業務 | 合計 |
|-------------|-------|------|---------|----|
| 動燃事業団 | 1 | 2 | 2 | 5 |
| 大 学 | 2 | 23 | 8 | 33 |
| 一 般 | | 1 | | 1 |
| 合 計 | 3 | 26 | 10 | 39 |

付録6 委託調査等

委託調査等 (昭和61年度)

| 項 目 | 口 的 (内 容) | 相 手 方 | 期 間 | 担 当 課 | 備 考 |
|-----------------------------------|--|---------------|-------------------------|-----------------------------------|----------|
| 〔委託調査〕 Nb-1%Zrクリーブ試験 | JMTR高温キャプセルの内筒に使用するNb-1%Zr合金に関する, 3,500時間, 5,000時間, 10,000時間のクリーブ試験 | 富士電機 総合研究所 | S.60. 2. 1 ~ 62. 10. 31 | 照射第1課 | |
| 〔共同研究〕 照射装置の被ばく低減法に関する技術開発 | 放射性クラッド除去法として優れた実用性を有する進行交番磁界を応用した分離界の開発を行い, 照射装置の被ばく低減化を図る。 | 石川島播磨重工業 | S.61. 4. 1 ~ 62. 3. 31 | 照射第1課 | 57年度から継続 |
| 〔受託調査〕 ATR燃料の出力急昇試験に係る調査 (その3) | 「ふげん」で照射したATR燃料の出力急昇試験をJMTRのOSF-1照射設備で実施する場合には必要な設備整備について検討し, 今後の研究計画策定等に資する。 | 動燃事業団 | S.61. 4. 21 ~ 62. 3. 31 | 計 画 課 照射第1課 照射第2課 ホットラボ課 | |
| 〔受託研究〕 高性能燃料出力急昇試験設備整備等 (電源特会) | 軽水炉発電炉における負荷追従運転を可能にするため, 高性能燃料の確証を得る必要があり, この一環として, 出力急昇試験を行うための設備をJMTRに整備する。 | 科 枝 庁 | S.61. 4. 1 ~ 62. 3. 31 | 照射第1課 | 56年度から継続 |

〔協力研究〕

| 項 目 | 日 的 (内 容) | 相 手 方 | 期 間 | 担 当 課 | 備 考 |
|-----------------------------------|--|------------------|-------------------------|---------|-----|
| 核融合炉ブランケット材の照射実験法に関する研究 | 核融合炉ブランケット材の照射挙動評価のため、ブランケット材の核・熱特性等についての研究 | 東京大学工学部 | S. 61. 4. 1 ~ 62. 3. 31 | 計 画 課 | |
| 反射体要素材中の水素挙動及びトリチウムゲッター材の特性に関する研究 | JMTR 一次冷却水中のトリチウムの発生源と目されているベリリウム製反射体要素材中の水素挙動及び照射設備等に使用するトリチウムゲッター材の特性評価のための研究。 | 富 山 大 学 | S. 61. 4. 1 ~ 62. 3. 31 | 計 画 課 | |
| 構造材の水素脆化防止用コーティング膜中の水素挙動に関する研究 | 中性子経済上有用なジルコニウム合金を照射場で、かつ水素雰囲気で構造材として用いる場合に必要となる水素脆化防止用コーティング膜中の水素挙動把握のための研究。 | 名古屋大学 プラズマ研究所 | S. 61. 4. 1 ~ 62. 3. 31 | 計 画 課 | |
| 照射下における形状記憶合金継手素子の応用技術開発に関する研究 | 形状記憶合金を利用した、着脱自在かつ放射線物質飛散の無い、しかも、耐圧、耐真空性を有する大型継手素子を開発し、遠隔操作、機械的結合及び駆動素子技術等の応用分野に適用することにより照射下での形状記憶合金の利用技術開発に資する。 | 大 阪 大 学 | S. 61. 4. 1 ~ 62. 3. 31 | 照射第 1 課 | |
| 照射用構造材の非破壊試験と強度に関する研究 | 照射用構造材のうち高温耐熱構造材としてのセラミックスを主に、その他の部材も含めそれらの材料に関し、非破壊試験による欠陥評価と強度評価との関係を明らかにする。 | 東京工科大学 | S. 61. 4. 1 ~ 62. 3. 31 | 照射第 3 課 | |

委託調査等 (昭和62年度)

| 項 目 | 目 的 (内 容) | 相 手 方 | 期 間 | 担 当 課 | 備 考 |
|-----------------------------------|--|---------------|--------------------------|---------------------------------|----------|
| 〔委託調査〕 Nb-1%Zrクリーブ試験 | JMTR高温キャプセルの内筒に使用するNb-1%Zr合金に関する、3,500時間、5,000時間、10,000時間のクリーブ試験 | 富士電機 総合研究所 | S. 60. 2. 1 ~ 62. 10. 31 | 照射第1課 | |
| 〔共同研究〕 照射装置の被ばく低減法に関する技術開発 | 放射性クラッド除去法として優れた実用性を有する進行交番磁界を応用した分離界の開発を行い、照射装置の被ばく低減化を図る。 | 石川島播磨重工業 | S. 62. 4. 1 ~ 63. 3. 31 | 照射第1課 | 57年度から継続 |
| 〔受託調査〕 ATR燃料の出力急昇試験に係る調査 (その3) | 「ふげん」で照射したATR燃料の出力急昇試験をJMTRのOSF-1照射設備で実施する場合には必要な設備整備について検討し、今後の研究計画策定等に資する。 | 動燃事業団 | S. 62. 4. 21 ~ 63. 3. 31 | 計画課 照射第1課 照射第2課 ホットラボ課 | |
| 〔受託研究〕 高性能燃料出力急昇試験設備整備等 (電源特会) | 軽水炉発電炉における負荷追従運転を可能にするため、高性能燃料の確証を得る必要があり、この一環として、出力急昇試験を行うための設備をJMTRに整備する。 | 技 庁 | S. 62. 4. 1 ~ 63. 3. 31 | 照射第1課 | 56年度から継続 |

〔協力研究〕

| 整理No. | 研究テーマ | 期間 | 相手方担当 | 原研担当 | 備考 |
|-------|------------------------------------|-------------------|-------------------------------|-----------------|----|
| 1 | 核融合炉ブランケット材の照射実験法に関する研究 | 62.4.1 63.3.31 | 東京大学工学部 教授 高橋 洋一 | 計画課長 斎藤 実 | 継続 |
| 2 | 反射体要素中の水素挙動及びトリチウムGetter材の特性に関する研究 | 〃 | 富山大学トリチウム化学センター 教授 渡辺 国昭 | 〃 | 継続 |
| 3 | コーティング膜中の水素挙動に関する研究 | 〃 | 名古屋大学プラズマ研究所 教授 鎌田 耕治 | 〃 | 継続 |
| 4 | 非晶質材料の熱的特性への中性子照射効果に関する研究 | 〃 | 九州大学院総合理工学 研究科 助教授 森永 健次 | 〃 | 新規 |
| 5 | 照射下における形状記憶合金継手素子の応用技術開発に関する研究 | 〃 | 大阪大学工学部 渡辺研究室 助教授 西川 雅弘 | 照射第1課長 市橋 芳徳 | 継続 |
| 6 | キャプセル用ヒートパイプの特性 | 〃 | 大阪府立大学工学部 助教授 根岸 完二 | 〃 | 新規 |
| 7 | 照射用構造材料の非破壊試験と強度に関する研究 | 〃 | 東京工業大学工学部 助教授 小林 英男 | 照射第3課長 田中 勲 | 継続 |
| 8 | 微小試験片の非破壊試験に関する研究 | 〃 | 東北大学金属材料研究所 教授 茅野 秀夫 | 〃 | 新規 |
| 9 | 原子炉における機器配管の欠陥診断用センサーの照射特性に関する研究 | 〃 | 東北大学工学部 教授 島田 平八 | 〃 | 新規 |

委託調査等〔昭和63年度〕

| 項 目 | 目 的 (内 容) | 相 手 方 | 期 間 | 担 当 課 | 備 考 |
|--------------------------------------|--|-----------|--------------------|-----------------------------------|----------|
| 〔共同研究〕 照射装置の被ばく低減法 に関する技術開発 | 放射性クラッド除去法として優れた実用性を有する進行交番磁界を応用した分離界の開発を行い、照射装置の被ばく低減化を図る。 | 石川島播磨重工業 | S.63.4.1～H.1.3.31 | 照射第1課 | 57年度から継続 |
| 〔受託調査〕 ATR燃料の出力急昇試験に係る調査(その3) | 「ふげん」で照射したATR燃料の出力急昇試験をJMTRのOSF-1照射設備で実施する場合には必要な設備整備について検討し、今後の研究計画策定等に資する。 | 動 燃 事 業 団 | S.63.4.21～H.1.3.31 | 計 画 課 照射第1課 照射第2課 ホットラボ課 | |
| 〔受託研究〕 高性能燃料出力急昇試験 設備整備等(電源特会) | 軽水炉発電炉における負荷追従運転を可能にするため、高性能燃料の確証を得る必要があり、この一環として、出力急昇試験を行うための設備をJMTRに整備する。 | 科 技 庁 | S.63.4.1～H.1.3.31 | 照射第1課 | 56年度から継続 |

〔協力研究〕

| 整理No. | 研究テーマ | 期間 | 相手方担当者 | 原研担当者 | 備考 |
|-------|----------------------------------|----------------------|------------------------------|--------|----|
| 1 | 核融合ブランケット材の熱物性に関する研究 | S.63.4.1 H.1.3.31 | 東京大学工学部 教授 高橋 洋一 | 計画課長 | 継続 |
| 2 | 核融合ブランケット材からのトリチウム放出挙動に関する研究 | 〃 | 東京大学工学部 教授 山脇 道夫 | 〃 | 新規 |
| 3 | 反射体要素中の水素挙動及びトリチウムゲッター材の特性に関する研究 | 〃 | 富山大学トリチウム科学センター 教授 渡辺 国昭 | 〃 | 継続 |
| 4 | コーティング膜中の水素挙動に関する研究 | 〃 | 名古屋大学プラズマ研究所 教授 鎌田 耕治 | 〃 | 継続 |
| 5 | 非晶質材料の熱的特性への中性子照射効果に関する研究 | 〃 | 九州大学院総合理工学研究科 教授 森永 健次 | 〃 | 継続 |
| 6 | 低濃縮ウラン燃料の高温時FP放出率に関する研究 | 〃 | 京都大学原子炉実験所 教授 西原 英晃 | 〃 | 新規 |
| 7 | 照射下における形状記憶合金継手素子の応用技術開発に関する研究 | 〃 | 大阪大学工学部 渡辺研究室 助教授 西川雅弘 | 照射第1課長 | 継続 |
| 8 | キャプセル用ヒートパイプの特性研究 | 〃 | 東京都立科学技術大学 教授 根岸 完二 | 〃 | 継続 |
| 9 | キャプセル用ナトリウムヒートパイプの特性研究 | 〃 | 茨城大学工学部 教授 岡本 芳三 | 〃 | 新規 |
| 10 | 欠陥の可視化に関する基礎研究 | 〃 | 〃 | 照射第3課長 | 新規 |
| 11 | 照射用構造材料の非破壊試験と強度に関する研究 | 〃 | 東京工業大学工学部 教授 小林 英夫 | 〃 | 継続 |
| 12 | 微小試験片の非破壊試験に関する研究 | 〃 | 東北大学金属材料研究所 教授 茅野 秀夫 | 〃 | 継続 |

付録7 官庁申請許可一覧

官庁申請許可一覧〔昭和61年度〕

1. 原子炉施設の設置変更許可

| 許可申請年月日 | 件名 | 許可年月日 |
|-----------|---|----------|
| 61. 7. 23 | シュラウド照射装置「OSF-1」炉内管のジルカロイ化及び β ・ γ 焼却装置の設置 | 61.12. 2 |

2. 核燃料物質の使用の変更の許可

| 許可申請年月日 | 件名 | 許可年月日 |
|----------|-------------------------------|----------|
| 61.10.24 | インパイルループ照射設備「OSF-1」炉内管のジルカロイ化 | 61.12.17 |

3. 設計及び工事の方法の認可

| 認可申請年月日 | 件名 | 認可年月日 |
|----------|---|----------|
| 61. 8. 6 | 第M ₅ 次、第M ₆ 次及び第M ₇ 次中濃縮ウラン燃料要素の製作 | 61. 9.16 |
| 61. 8. 6 | 特性試験用要素の製作 | 61. 9.10 |
| 61. 9.19 | ベリリウム反射体要素の製作 | 61.10.16 |

4. 使用前検査

| 申請年月日 | 件名 | 合格年月日 |
|-------------|--|------------|
| (60. 5. 27) | OGL-1 照射試料 84 LF-24 A | 61. 4.18 |
| (61. 1. 21) | 沸騰水キャプセル本体 | 61.10.31 |
| (61. 1. 30) | 第M ₀ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 61. 7.11 |
| (61. 1. 30) | 第M ₁ 次及び第M ₂ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 61.12. 5 |
| (61. 2. 4) | ヘリウム-3 出力可変装置のトリチウムトラップ | 61. 4.28 |
| (61. 2.10) | OWL-2ループ照射装置の炉内部分 | 61.12.23 |
| 61. 4. 2 | 特性試験用標準型要素 | 61. 6.19 |
| 61. 4. 9 | ベリリウム反射体要素 | 61. 6. 2 |
| 61. 4.18 | 第M ₃ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 62. 3. 4 |
| 61. 4.18 | 第M ₄ 次中濃縮ウラン燃料要素 | (62. 4.10) |
| 61. 5. 2 | ヘリウム-3 出力可変装置のガス循環器 | 61. 6. 2 |
| 61. 6.12 | タンクヤード廃液タンク水モニタ | 61.10.31 |

| 申請年月日 | 件名 | 合格年月日 |
|---------|--|-----------|
| 61.11.7 | OGL-1 照射試料 85LF-25 A | (62.12.8) |
| 62.1.22 | 特性試験用標準型要素 | (62.6.19) |
| 62.1.22 | ベリリウム反射体要素 | (62.6.19) |
| 62.2.10 | 第M ₅ 次中濃縮ウラン燃料要素 | (63.1.8) |
| 62.2.10 | 第M ₆ 次及び第M ₇ 次中濃縮ウラン燃料要素 | — |

5. 施設検査

| 申請年月日 | 件名 | 合格年月日 |
|----------|-------------------------|------------|
| 61.3.27 | 沸騰水キャプセル本体 | 61.11.4 |
| 61.5.23 | インパイルループOGL-1 照射設備の炉内部分 | (62.12.18) |
| 61.5.23 | インパイルループOWL-2 照射設備の炉内部分 | 61.11.10 |
| 61.7.28 | タンクヤード廃液タンク水モニタ | 61.10.24 |
| 61.10.30 | ホットラボ放射線モニタ | 61.12.18 |

官庁申請許可一覧〔昭和62年度〕

1. 設計及び工事の方法の認可

| 許可申請年月日 | 件名 | 許可年月日 |
|----------|---|---------|
| 62.4.15 | ヘリウム-3出力制御型沸騰水キャプセルの一部及びシユクラウド照射装置「OSF-1」の一部の交換 | 62.5.18 |
| 62.10.6 | 第M ₈ 次～第M ₁₂ 次中濃縮ウラン燃料要素の製作 | 62.11.6 |
| 62.10.6 | 特性試験用要素の製作 | 62.11.6 |
| 62.11.25 | OGL-1 照射試料・87LF-26 A | 63.1.5 |

2. 使用前検査

| 申請年月日 | 件名 | 合格年月日 |
|-----------|-----------------------------|---------|
| (61.11.7) | OGL-1 照射試料 85LF-25 A | 62.12.8 |
| (62.1.22) | 特性試験用標準型要素 | 62.6.19 |
| (62.1.22) | ベリリウム反射体要素 | 62.6.19 |
| (62.2.10) | 第M ₅ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 63.1.8 |
| 62.4.22 | ヘリウム-3出力可変装置のトリチウムトラップ | 63.3.10 |

官庁申請許可一覧〔昭和63年度〕

1. 原子炉施設の設置変更許可

| 許可申請年月日 | 件名 | 許可年月日 |
|-------------|---------------|-----------|
| (63. 3. 29) | 第3排水系貯槽(Ⅱ)の設置 | 63. 7. 27 |

2. 核燃料物質の使用の変更の許可

| 許可申請年月日 | 件名 | 許可年月日 |
|----------|-----------------------|-----------|
| 63. 6. 9 | 大洗研究所 JMTR キャプセル等照射装置 | 63. 7. 25 |

3. 設計及び工事の方法の認可

| 許可申請年月日 | 件名 | 許可年月日 |
|------------|--|------------|
| 63. 5. 20 | ベリリウム棒及びガンマ線しゃへい板の更新 | 63. 6. 24 |
| 63. 6. 17 | ヘリウム-3出力可変装置圧力調節系の改造 | 63. 7. 18 |
| 63. 9. 28 | 中性子吸収体の製作 | 63. 10. 18 |
| 63. 10. 17 | 第3排水系貯槽(Ⅱ)の設置 | 63. 11. 1 |
| 63. 10. 17 | 原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設 | 63. 10. 27 |
| 1. 1. 26 | 第M ₁₃ 次～第M ₁₆ 次中濃縮ウラン燃料要素の製作 | 1. 2. 28 |
| 1. 3. 16 | 高温ガスループ照射装置「OGL-1」の一部更新 | — |

4. 使用前検査

| 申請年月日 | 件名 | 合格年月日 |
|--------------|--|-----------|
| (62. 2. 10) | 第M ₆ 次及び第M ₇ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 63. 4. 13 |
| (62. 6. 5) | ヘリウム-3出力制御型沸騰水キャプセルの一部及 ユラウド照射装置「OSF-1」の一部 | 63. 9. 19 |
| (62. 12. 7) | 第M ₈ 次及び第M ₉ 次中濃縮ウラン燃料要素 | (記載事項の変更) |
| (62. 12. 7) | 第M ₁₀ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 〃 |
| (62. 12. 7) | 特性試験用要素 | 63. 9. 27 |
| (62. 12. 11) | 第M ₁₁ 次及び第M ₁₂ 次中濃縮ウラン燃料要素 | (記載事項の変更) |
| (63. 1. 11) | OGL-1照射試料・87LF-26A | 63. 8. 18 |
| 63. 6. 6 | 第M ₈ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 63. 12. 1 |
| 63. 6. 6 | 第M ₁₀ 次の一部中濃縮ウラン燃料要素 | (記載事項の変更) |
| 63. 6. 6 | 第M ₁₁ 次中濃縮ウラン燃料要素 | 〃 |

| 申請年月日 | 件名 | 合格年月日 |
|------------|---|------------|
| 63. 6. 7 | 第 M ₉ 次の一部及び第 M ₁₀ 次の一部中濃縮ウラン燃料要素 (その1) | 1. 3. 15 |
| 63. 6. 7 | 第 M ₉ 次の一部中濃縮ウラン燃料要素 | (記載事項の変更) |
| 63. 6. 7 | 第 M ₁₂ 次中濃縮ウラン燃料要素 | (記載事項の変更) |
| 63. 7. 15 | ベリリウム枠及びガンマ線しゃへい板 | — |
| 63. 8. 9 | ヘリウム-3出力可変装置圧力調節系 | 63. 9. 22 |
| 63. 11. 2 | 原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設 | 63. 11. 26 |
| 63. 12. 20 | 第 M ₉ 次の一部及び第 M ₁₀ 次の一部中濃縮ウラン燃料要素 (その2) | — |
| 1. 1. 13 | 中性子吸収体 | — |
| 1. 3. 29 | 第3排水系貯槽(Ⅱ)の設置 | — |

5. 施設検査

| 申請年月日 | 件名 | 合格年月日 |
|-------------|--------------------------|-----------|
| (62. 6. 10) | インパイルループ「OSF-1」照射設備の炉内部分 | 63. 9. 26 |
| 1. 1. 19 | 大洗研究所 JMTR キャプセル等照射装置 | — |

付録8 研修生受入状況

研修生受入状況〔昭和61年度〕

| 国名 | 氏名 | 研究テーマ | 受入期間 | 受入課室 | 備考 |
|-------|---------------|---------------|-----------------------|-------|----|
| 中国 | YAOZU CAI | 原子炉の運転・管理 | S.61. 9. 1 ~ 61.11.29 | 計画課 | |
| マレーシア | ZARINA MASOOD | 照射キャプセルの設計と解析 | S.62. 1.12 ~ 62. 4.11 | 照射第1課 | |

研修生受入状況〔昭和62年度〕

| 国名 | 氏名 | 研究テーマ | 受入期間 | 受入課室 | 備考 |
|-------|---------------|---------------|-----------------------|--------|----|
| 中国 | FANLIAN LI | 燃料材料の照射後試験 | S.62. 8.31 ~ 62.11.30 | ホットラボ課 | |
| マレーシア | ZARINA MASOOD | 照射キャプセルの設計と解析 | S.62. 1.12 ~ 62. 4.11 | 照射第1課 | |

研修生受入状況〔昭和63年度〕

| 国名 | 氏名 | 研究テーマ | 受入期間 | 受入課室 | 備考 |
|----|----------------|---------|-----------------------|--------|----|
| 韓国 | CHUN YONGBUM | 照射後試験技術 | H. I. 2.20 ~ 1. 5.30 | ホットラボ課 | |
| " | KANG YOUNGHWAN | 照射試験技術 | S.63. 9.26 ~ 63.10.25 | 照射第1課 | |

付録9 発 明 (考 察)

発 明 (考 案) [昭 和 61 年 度]

| 整 理 番 号 | 発 明 (考 案) の 名 称 | 特 ・ 実 | 発 明 (考 案) 者 | | 登 録 日 登 録 番 号 | 備 考 |
|-------------|-------------------|-------------|----------------|------------------|---------------------|-----|
| | | | 所 属 | 氏 名 | | |
| 大 洗 --66 | 金相試験用ホルダー | 特 | 照 射 第 3 課 " | 馬 場 信 一 村 田 進 | 61.10.14 1342235 | |