

JAERI - M
90-189

材料試験炉—運転と技術開発—No. 4
(1989年度)

1990年11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, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷(株)

材料試験炉—運転と技術開発—No.4
(1989年度)

日本原子力研究所大洗研究所
材料試験炉部

(1990年10月2日受理)

材料試験炉部は、50MW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、1971年に50MWのフルパワー運転を開始して以来、キャプセルや水力カ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 (OGL-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。

一方、照射後試験装置は、照射ニーズに合わせて装置の開発を行っている。

本書は、1989年度に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の運転管理
- 2) JMTRの利用状況
- 3) JMTR燃料の濃縮度低減化
- 4) 照射施設及び炉心構造物の整備, 改造, 更新
- 5) 照射技術及び照射後試験技術開発
- 6) 照射技術に係る基礎研究
- 7) JMTR将来計画

The JMTR Operation and Technical Development No.4
(Fiscal 1989)

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

(Received October 2, 1990)

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

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

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

This report describes the activities of JMTR Project performed in fiscal year 1989 as following;

- 1) The operation and management of the JMTR, Hot Laboratory and the JMTRC,
- 2) utilization status of the JMTR,
- 3) conversion to Low Enrichment Uranium Fuel,
- 4) fabrication, modification and replacement of the irradiation facilities and reactor core components,
- 5) development of the irradiation techniques and post irradiation examination techniques,
- 6) the fundamental studies to conduct irradiation techniques,

7) future program of the JMTR.

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

目 次

序	0
1. 概 要	1
2. JMTRの運転管理	4
2.1 原子炉の運転管理	4
2.1.1 運転	4
2.1.2 保守整備	4
2.1.3 燃料管理	5
2.1.4 原子炉一次冷却水の水・ガス分析	6
2.1.5 放射線管理	6
2.2 照射設備の運転管理	26
2.2.1 運転	26
2.2.2 保守整備	27
2.2.3 照射施設における水・ガス分析	28
3. ホットラボの運転管理	39
3.1 運 転	39
3.2 保守整備	41
3.3 放射線管理	45
4. JMTRCの運転管理	48
4.1 運 転	48
4.2 保守整備	48
4.3 燃料管理	48
5. JMTRの利用状況	50
5.1 照射利用状況	50
5.2 照射後試験	54
6. 主要な技術的事項	57
6.1 原子炉施設の整備	57
6.1.1 ベリリウム枠の更新	57
6.1.2 ドライ法による廃液ポンプ除染	58
6.2 照射施設の整備	66
6.3 キャプセルによる照射試験	68
6.3.1 出力急昇試験	68
6.3.2 熱電対炉内校正試験	68
6.3.3 ベリリウム枠／反射体要素用キャプセルの相互乗り入れ	69
6.3.4 燃料再照射	69

6.4	炉内中性子束推定法の改善	72
6.5	照射技術の開発	73
6.5.1	照射実験用細径高温熱電対	73
6.5.2	照射実験用SPND	73
6.5.3	飽和温度キャプセル	74
6.5.4	キャプセル冷却用ヒートパイプ	74
6.5.5	FPガス圧力計の再計装技術	75
6.6	検査技術の開発（浸透探傷法とその定量計測）	86
6.7	照射後試験技術の開発	87
6.7.1	微小試験片試験技術	87
6.7.2	亀裂伝播試験装置の整備	87
6.7.3	照射腐食割れ試験装置	88
6.8	その他の技術開発	92
6.8.1	形状記憶合金継手	92
6.8.2	耐放射線有機シール材	92
6.8.3	FPプレートアウト測定	93
6.8.4	FP離脱実験	93
6.8.5	クラッドに関する技術開発	94
6.8.6	核融合炉トリチウム増殖ブランケット材に関する照射実験法の開発	95
6.8.7	OGL-1チタンスポンジトラップの運転温度とトリチウム捕集効率	97
7.	濃縮度低減化	120
7.1	概 要	120
7.2	シリサイド燃料	122
7.2.1	シリサイド燃料の製造・検査技術	122
7.2.2	特性データの取得	122
7.2.3	シリサイド燃料の安全評価	123
7.3	LEU燃料炉心の安全評価	125
8.	JMTRの将来計画	129
8.1	概 要	129
8.2	照射施設の増設	129
8.2.1	増殖ブランケット試験体照射試験設備の整備	129
8.2.2	PWR燃料出力急昇試験設備	130
8.3	原子炉施設の改造・整備	131
8.3.1	制御室の炉室外移設	131
8.3.2	カナル周辺の設備	132
8.4	当面の計画	133
9.	国際研究協力及び国際交流の現状	139
9.1	国際研究協力	139

9.2 原子力研究者交流	140
9.3 研究成果	140
あとがき	145
付録1 材料試験炉部の組織及び人員	146
付録2 外部投稿論文	147
付録3 研究所刊行物	148
付録4 口頭発表（外部）	151
付録5 共同利用契約	153
付録6 委託調査等	154
付録7 官庁申請許可一覧	156
付録8 研修生受入状況	159

Contents

Preface	xi
1. Executive Summary	1
2. Operation and Management of the JMTR	4
2.1 Operation and Management of the Reactor	4
2.1.1 Operation	4
2.1.2 Maintenance	4
2.1.3 Management of the Fuel	5
2.1.4 Chemical Analysis of the Reactor Primary Coolant	6
2.1.5 Radiation Control	6
2.2 Operation and Management of Irradiation Facilities	26
2.2.1 Operation	26
2.2.2 Maintenance	27
2.2.3 Analysis of the Cooling Water and Gas	28
3. Operation and Management of the Hot Laboratory	39
3.1 Operation	39
3.2 Maintenance	41
3.3 Radiation Control	45
4. Operation and Management of the JMTRC	48
4.1 Operation	48
4.2 Maintenance	48
4.3 Management of the Fuel	48
5. Utilization of the JMTR	50
5.1 Irradiation	50
5.2 Post Irradiation Examination	54
6. Technical Work Affair	57
6.1 Improvement of the Reactor System	57
6.1.1 Modification of the Beryllium Partition Wall	57
6.1.2 Decontamination of the Tank-yard Pit Pump by Dry Method ..	58
6.2 Fabrication and Improvement of Irradiation Facilities	66
6.3 Irradiation Tests by Capsules	68
6.3.1 Power Ramping Test	68
6.3.2 In-core Decaribration of the Thermocouples	68
6.3.3 Irradiation of a Capsule at the Position of Standard Reflector Elements and the Beryllium Partition Wall	69
6.3.4 Re-Irradiation of the Fuel	69
6.4 Improvement of Neutron Flux Estimation Method in the Core ...	72

6.5	Development of the Irradiation Technique	73
6.5.1	High Temperature Thermocouple for Irradiation Examination	73
6.5.2	SPND for Irradiation Examination	73
6.5.3	Saturated Temperature Capsule	74
6.5.4	Heat Pipe for the Capsule	74
6.5.5	Re-instrumenting Technique of the Pressure Gauge to the Fuel Rod	75
6.6	Development of Inspection Technique	86
6.7	Development of Post Irradiation Examination	87
6.7.1	Small Specimen Test Technique	87
6.7.2	Crack Growth Test Machine	87
6.7.3	Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking Test Equipment	88
6.8	Other Fundamental Study	92
6.8.1	Tube Joint of the Shape Memory Alloy for Nuclear Plant ..	92
6.8.2	Irradiation-resistance Organic Seal Material	92
6.8.3	FP Plate-out Measurement	93
6.8.4	FP Lift-off Examination	93
6.8.5	Study for Crad	94
6.8.6	Tritium Breeding Blanket Irradiation Method	95
6.8.7	Operation Temperature Effect for Tritium Absorption Coefficient of the OGL-1 Ti Tritium Trap	97
7.	Conversion to Low Enrichment Uranium Fuel	120
7.1	Summary	120
7.2	Silicide Dispersion Fuel	122
7.2.1	Fabrication and Inspection of Silicide Fuel	122
7.2.2	Properties of Silicide Fuel	122
7.2.3	Safety Evaluation of Silicide Fuel	123
7.3	Safety Analysis of the Core	125
8.	Future Program of the JMTR	129
8.1	Summary	129
8.2	Installation of New Irradiation Facilities	129
8.2.1	Test Blanket Irradiation Facility	129
8.2.2	Power Ramping Test Facility of PWR Fuel	130
8.3	Upgrading of Reactor System	131
8.3.1	Movement of the Reactor Operation Room	131
8.3.2	Consolidation of the Water Canal	132

8.4 The Plan in the Near Future	133
9. The Present Situation of International Co-study and Interchange .	139
9.1 Co-study	139
9.2 Exchange of Researchers and Engineers and Exchange of the Informations	140
9.3 The Fruit of International Co-study and Interchange	140
Postscript	145
Appendix 1 Organization of Department of JMTR Project	146
Appendix 2 Papers Published from the JMTR	147
Appendix 3 Periodicals from the JMTR	148
Appendix 4 Oral Presentations by the JMTR Staffs	151
Appendix 5 Contracts for Utilization of the JMTR	153
Appendix 6 Studies Entrusted to the JMTR Project	154
Appendix 7 Permissions and Approvals from the Authorities	156
Appendix 8 Engineers from Overseas for Training	159

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

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) では、1971年(昭和46年)の50MWフルパワー運転開始以来、PWR、BWR、ATR、FBR等の原子炉の燃料、材料の照射試験並びに核融合炉の材料照射試験、トリチウム製造技術に係る照射試験、RI製造等の原子力技術開発、基礎研究、更には年代測定のための岩石の照射試験等、原子力以外の分野にも貢献してきている。

JMTRを利用した試験研究のニーズは、研究の発展、時代の要求によって変遷するが、JMTRではこのニーズの変遷に応じて、常に新たな照射技術及び照射後試験技術を開発してきた。また、照射試験研究を円滑に推進するために、わが国唯一の材料試験炉として、安定した運転をすることが不可欠であり、そのために必要な保守点検もJMTRの重要な業務である。なお、照射試験に係るデータの量と質の充実も時代の要請であり、積極的な計算機の導入により、対応してきている。

(1) 原子炉の運転管理

今年度JMTRは、第86サイクルから第90サイクルまで5サイクル運転し、延べ運転時間は2219時間、積算出力は4485MWdであり、この間に延べ228サイクル・本のキャプセルを照射し、水力ラビット照射設備で照射したラビットは151体であった。また、高温高圧水ループのOWR-2ではJMTRで出力急昇試験を行う軽水炉燃料ベース照射を行い、高温ガスループのOGL-1ではHTTRの第12次燃料の照射試験を継続し、BOCA/OSF-1照射設備では高性能燃料出力急昇試験の一環として1000サイクルのパワーサイクリング試験を実施した。

なお、今年度は使用済イオン交換樹脂の貯蔵する第3排水貯槽の貯蔵能力が限界に達することから、新たな貯水槽を建設した。

(2) ホットラボの運転管理

照射済のキャプセル、ラビット、ループ試料等131体の照射リグの解体、試料取り出しを行い照射後試験に着手し、その内55体については照射後試験を終了した。また、実用炉でベース照射した軽水炉燃料の出力急昇試験を行うために、BOCAキャプセルへの照射済燃料組み込みを行った。

なお、今年度は研究炉用燃料の濃縮度低減化の研究の一環として燃料のFP放出挙動に関する実験を行った。

(3) JMTRCの運転管理

JMTRの燃料濃縮度低減化に際し、稼働率向上を図るために可燃性毒物入り燃料要素に変更することから、JMTRCによって新炉心の核的特性を評価するための実験を行った。

(4) JMTRの利用状況

JMTRの照射施設の利用状況は、例年と大きな変化はなく、軽水炉を主とした動力炉の研究開発が約半分を占め、次いで基礎研究、RI製造、核融合炉関係の順になっている。また、利用者別に分けた場合は、原研の所内利用が70%、大学が28%で両方で98%となっている。

照射後試験施設の利用状況は、全体として材料が69%、燃料が31%であるが、所外利用の場合は燃料の方が多い。

(5) 主要な技術的事項

〔施設設備〕今年度、照射による使用限界にいたることから、炉心構造物の内のベリリウム棒を更新した。当更新にあたっては、照射孔の寸法を他の標準照射孔と合わせることによって、JMTRの照射利用の融通性を増した。また、廃液ポンプの除染を粒状プラスチックを用いたサンドブラスト法で行い、良好な結果を得た。

照射施設としては、キャプセル本体部と炉外計測制御装置との接続機器である接続ユニットの増設、OWL-2や水力ラビット照射装置の改良、OGL-1仕切管の照射による使用限界に係る交換及びBOCA/OSF-1照射装置の一部改良等を行った。また、照射実験に係る情報サービスの向上のために、計算機によるJMTR原子炉運転支援システムの増設並びに照射データサービスプログラムの開発を行った。更に、照射データとして重要な中性子束推定のために、核計算精度の向上をめざした実行断面積の再評価、中性子フルエンス測定用新型モニタの開発を行っている。

〔照射試験〕JMTRでの照射試験の内、特記される事項としては、BOCA/OSF-1照射設備による軽水炉燃料の出力急昇試験、キャプセルによる熱電対の炉内校正試験及び燃料の再照射試験が挙げられる。軽水炉燃料出力急昇試験については、燃料挙動研究に関する照射試験を9回、高燃焼度燃料確証試験に関する試験を9回行った。熱電対炉内校正試験は、銀の凝固点を利用した定点校正と上下に熱電対を駆動させ、照射熱電対と未照射熱電対の出力を比較し照射による感度変化を校正するもので、そのためのキャプセルの設計を行っている。また、燃料再照射試験は、JMTRで照射した被覆管に燃料ペレットを装荷して再照射するもので、現在キャプセルを照射中である。

〔照射技術開発〕照射実験用細径高温熱電対、照射実験用SPND、飽和温度キャプセル、キャプセル冷却用ヒートパイプ及びFPガス圧力計の再装荷技術開発を行っている。照射実験用細径熱電対の開発については、ハンデン炉での照射試験を終了し、現在照射後試験の準備を行っている。SPNDの開発は、応答速度の速いCoエミッターSPNDの中性子感度に関する温度依存性を評価するものであり、JMTRで照射実験中である。飽和温度キャプセルは、水の飽和温度を利用して照射試料の温度制御を行うもので、照射試験結果良好な温度制御性を示した。ヒートパイプの開発については、ヒートパイプ作動による原子炉反応度変化を評価し、問題ないことを確認し、現在作動液（水）放射線分解ガス挙動評価のための実験準備並びに高熱流速小径ヒートパイプの開発に着手した。FPガス圧力計は、出力急昇試験を行う照射済燃料棒に圧力計を計装するもので、取り付ける圧力計の炉内特性試験を終了した。

〔検査技術開発〕液体浸透探傷法による欠陥の定量評価試験を行っており、温度、現象液塗布厚さ及び浸透液量の影響について評価した。

〔照射後試験技術開発〕今年度は、核融合炉材料開発に不可欠な微小試験片による照射後試験技術開発として、照射後スモールパンチ試験、衝撃試験片等からの微小試験片採取、微小試験片識別等の技術開発を行っている。その他、亀裂伝播試験装置、照射誘起応力腐食割れ試験装置の整備を行い、新たなニーズに対応している。

〔照射施設開発のための基礎的研究開発〕形状記憶合金の照射特性研究、耐放射線有機シール材の開発等の基礎研究の他、JMTRの照射施設を利用した研究として、OGL-1ではFP沈着分布測定とFP離脱実績を継続するとともに、チタントラップの運転温度によるトリチウム捕集効率特性測定を、水ループでは、進行交番磁界を応用したクラッド分離装置の開発を行い、実績を挙げている。

なお、核融合炉開発の一環として、JMTRへの設置を予定している増殖ブランケット試験体照射試験設備の設計のための基礎研究として、トリチウム増殖材の核・熱特性評価試験、中性子増倍材（ベリリウム）の諸特性評価試験及びセラミックスコーティング技術開発を行い、成果を挙げている。

(6) 濃縮度低減化

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行っている。JMTRでは1986年度に、それまでの93%濃縮ウラン燃料から45%濃縮ウラン燃料（中濃縮燃料）に移行し、更に1993年度に20%濃縮ウラン燃料（低濃縮燃料）に移行するための準備を行っている。低濃縮燃料はこれまでの金属燃料からU3Si2Al分散型燃料（シリサイド燃料）に変更し、また、稼働率向上のために可燃性吸収体（Cdワイヤ）を挿入したものに変更する。このために、燃料の物理的特性、安全評価の必要なデータ取得のための実験及び低濃縮燃料炉心の安全評価等を行った。

(7) JMTRの将来計画

JMTRは将来とも、照射専用炉として原子力研究開発において重要な役割を果たすものと考えられるが、利用開始後20年を経て、照射研究が多様化及び高度化しており、今後30年程度の照射利用を想定した場合、現施設では十分な対応が出来なくなっている。そこでJMTRでは、今後の原子力研究開発に向けて、増殖ブランケット試験体照射試験設備、PWR燃料出力急昇装置等について、具体的な検討を開始した。

(8) 国際研究協力及び国際交流の現状

JMTRでは原子炉の運転管理、照射技術開発を効率的に推進するために、また、技術支援を目的として諸外国との研究協力として米国（ANL）、韓国（KAERI）、西独（KFA）及びハルデン原子炉プロジェクトとの研究協力を実施しており、更にフランス（原子力庁）及びオランダ（ペテン研究所）との研究協力の検討も進めている。

技術支援としては、IAEAがRCA加盟国（東南アジア12ヶ国）を対象に行っている非破壊試験トレーニングコースに講師を派遣し、更にIAEA主催の非破壊試験に関するワークショップの立案、運営への協力を行っている。なお、今年度に科学技術庁の原子力研究交流制度のなかで韓国から2名、中国から3名、マレーシアから1名の研修生をその他インドネシアから1名、台湾から1名の研修生を受け入れた。

2. JMTRの運転管理

2.1 原子炉の運転管理

2.1.1 運転

1989年度の運転は、86サイクル後半から90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、第89サイクルの前半サイクルにおける飽和温度キャプセル取り出しによる手動停止1回であった。定期検査は、88サイクルの前半サイクルに行った飽和値認識検査をもって終了し合格した。

年度別運転実施をTable 2.1.1に示す。

(1) 燃焼特性測定

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（20MW）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造物、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 $2\mu\text{S}/\text{cm}$ 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

二次冷却系には、ろ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蝕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) 純水及びろ過水の使用量

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、ろ過水は、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 2.1.6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 2.1.7～2.1.11に示す。

2.1.2 保守管理

(1) 概要

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。定期検査は夏期の定期自主検査期間に実施した。主な補修改修工事は、前年度に引続き第三排水貯槽（II）の増設工事を実施し、中性子検出器の更新及び中性子検出器用信号ケーブルの交換並びに一次冷却水モニタ(1)の改修工事を行った。

(2) 定期自主検査

1989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 2.1.12に、特定施設についてTable 2.1.13に示す。

(3) 定期検査

1989年度の定期検査は、定期検査長期計画に基づいて、Table 2.1.14に示すように、性能検査及び施設検査について受験し合格した。

(4) 補修、改修工事

1989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 2.1.15に示す。

(5) 故障、修理

1989年度に行った本体施設及び特定施設の故障及び修理は、特になかった。

(6) 第3排水系貯槽（II）の設置

JMTRでは、一次冷却設備及び照射設備から配管輸送される使用済みイオン交換樹脂（以下「廃樹脂」という。）を第3排水系貯槽（以下「第3排水系貯槽（I）」という。）に貯蔵している。

この第3排水系貯槽（I）は約200m³の容量を有しているが、1989年度中には貯蔵能力の限界に達するため第3排水系貯槽（II）を設置した。第3排水系貯槽（II）は、鉄筋コンクリート造（屋根は鉄骨架橋）で延べ床面積約244m²（一階約158m²及び地階約86m²）、地上一階及び地下一階の建屋である。

一階には天井クレーン、排水ポンプ、廃樹脂サンプリング装置、水位計、電源盤等を設置し、廃樹脂の取扱、上澄み水の送水操作及び廃樹脂貯槽内、排水槽内の監視等を行う。

地階は廃樹脂貯槽、排水槽及び点検通路からなっている。サンピット、サンピット排水ポンプ、漏水検知器等を設置し、ドレン水の排出操作、廃樹脂貯槽及び排水槽からの水漏れの監視等を行う。

設置工事は前年度に引続き実施し、1989年11月9日を持って無事工事を完了した。

第3排水系貯槽（I）と第3排水系貯槽（II）の比較をTable 2.1.16に示す。

2.1.3 燃料管理

(1) 受入（製作及び輸送）

仏国CERCAにおいて45%濃縮ウラン（MEU）燃料の製作が行われ、標準燃料要素63本、燃料フォロワ13本を検査し、これを6回に分けてJMTRに輸送した。

(2) 払出（再処理）

93%濃縮ウラン（HEU）燃料の標準燃料要素81本を米国エネルギー省サバンナリバー再処理工場に輸送する予定であったが米国側の事情により中止となった。

(3) 査察

日本政府と国際原子力機関との間の査察協定に基づき合計12回の査察（立入り）を受けた。

2.1.4 原子炉一次冷却水の水・ガス分析

JMTR一次冷却水の水・ガス分析は、炉心燃料等の健全性を化学的な面から確認するため、原子炉運転中一次冷却系の循環水を、原則として一日一回の割合で採取して分析している。これらの分析では、主に水中放射性核種、塩素イオン及びFP核種の放射性ヨウ素に着目して測定を行っている。

本期中には、JMTR第86運転サイクルから第90運転サイクルまでの運転に伴い、分析を行った。

一次冷却水中から通常検出される主な核種は ^{13}N 、 ^{24}Na 、 ^{27}Mg 、 ^{41}Ar 及び ^{56}Mn であった。これらの核種、水中の溶存ガスや炉心構成材であるアルミニウム材中不純物の放射性生成物と考えられる¹⁾。原子炉定常運転（50MW）時の測定結果の一部を、塩素イオン濃度と併せTable 2.1.17に、また放射性ヨウ素（ $^{131}\text{I} \sim ^{135}\text{I}$ ）濃度についてFig.2.1.1に示す。

水中の放射性ヨウ素は、通常 $4 \times 10^{-2} \sim 2 \times 10^1 \text{Bq/ml}$ 程度の濃度で、原子炉運転開始以来継続して検出されている¹⁾。これらの各種はFPであるが、炉心で中性子反射体として使用しているベリリウム（Be）金属製H枠中の不純物U（ウラン）から生成し、一次冷却水中に放出している¹⁾⁻⁴⁾。

JMTRは、本年度のオーバーホール期間にBe枠を、第3世代から第4世代に交換して、第88運転サイクルから供用を開始した。この交換に伴う水中放射性ヨウ素濃度は、交換後徐々に、約2倍となった（Fig.2.1.1参照）。これは、Table 2.1.18に第1世代から第4世代のBe枠に使用したベリリウム中ウランの分析結果を示すように、不純物ウラン濃度の上昇に伴って、水中ヨウ素濃度も上昇していることから、一次冷却水中放射性ヨウ素の濃度上昇は、新たに交換した第4世代Be枠が、その発生源であると推定される。

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” JAERI 1213 (1970)
- 2) 材料試験炉部；“材料試験炉—運転と技術開発—No2 (1985年度)”，JAERI-M88-273, p.9 (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；“JMTR1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，H57 (1985)
- 4) 山本克宗，横内猪一郎，比佐勇，米沢仲四郎，中山富佐雄；JMTR1次冷却水中の放射性ヨウ素の放出源”，原子力誌，Vol.29, No8, 717 (1987)

2.1.5 放射線管理

(1) 概要

1989年度におけるJMTR，JMTRC及び各種照射施設の運転・保守並びに定期検査等に伴う放射線管理を実施した。JMTRの運転が5サイクル実施されたが作業者の被ばく，放射性汚染

及び放射性物質の放出等、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

1989年度に放射線作業届を発行して実施した作業は、OGL-1供用期間中の放射線検査及びOWL-2供用期間中の放射線検査のう2件であった。いずれの作業時においても外部被ばくによる線量当量は、計画線量当量以下で、それらの結果をTable 2.1.19に示す。

(3) 管理区域等

1989年度は、恒久的な管理区域として、JMTR第3排水貯槽（II）の新設に伴い貯槽建家の地階部（点検通路）が第2種管理区域に指定された。その他、一次的に管理区域と指定されたものが21件であった。その内訳は、第1種管理区域が5件であり、第2種管理区域が16件であった。それらの結果をTable 2.1.20に示す。

(4) 排気及び排水の管理

1989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 2.1.21に示す。放射性塵埃については、いずれ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 ^{41}Ar が放出されたが、その放出量は $3.3 \times 10^{13} \text{Bq}$ であり保安規定で定めている管理目標値に比べて十分低いものであった。

1989年度に発生した放射性液体廃棄物の放射性廃棄物処理場へ送水した放射能及び廃液量は、それぞれ $8.0 \times 10^{10} \text{Bq}$ 及び $3.8 \times 10^3 \text{m}^3$ であり、主な核種は ^{60}Co であった。それらの結果をTable 2.1.22に示す。このうち、タンクローリー車、ドラム缶輸送廃液が通常年より多いのは、JMTR廃液輸送管B系統の更新工事のためである。

(5) 個人被ばくの管理

1989年度における放射線業務従事者の外部被ばくによる線量当量の測定結果をTable 2.1.23に示す。その結果は、保安規定に定める管理基準値を十分に下回るものであった。内部被ばくによる線量当量は、各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対外計測による検査を実施した。その結果、いずれかの被検者も検出限界以下であった。

Table 2.1.1 JMTR Operational Record

年 度	サ イ ク ル No.	運 転 期 間	積 算 出 力 (MWd)	運転時間 (H:min)
1989 年度	86 (後半)	1989. 4. 1 ~ 4.16	633.3	307:27
	87	6.30 ~ 7. 1	1,050.5	530:14
	88	11.13 ~ 12.19	1,103.8	547:34
	89	1990. 1.18 ~ 2.21	1,110.8	544:35
	90 (前半)	3.17 ~ 3.31	586.4	289:02

(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 of JMTR Operation Cycles

サイクル No.	過剰反応度(% $\Delta K/K$)		備 考
	前 半	後 半	
8 6	10.9	11.6	コールドクリーン換算、比較法
8 7	11.3	11.5	コールドクリーン換算、比較法
8 8	12.7	12.1	コールドクリーン換算、前半は燃料追加法
8 9	11.6	12.3	コールドクリーン換算、比較法
9 0	11.5	11.6	コールドクリーン換算、比較法

Table 2.1.3 Shutdown Margin of JMTR Operation Cycles

サイクル No.	前 半 炉 心		後 半 炉 心	
	停止余裕(% $\Delta K/K$)	K e f f	停止余裕(% $\Delta K/K$)	K e f f
8 6	26.0	0.79	29.1	0.78
8 7	23.9	0.81	23.1	0.81
8 8	31.7	0.76	36.1	0.73
8 9	27.1	0.78	35.4	0.74
9 0	28.7	0.78	37.5	0.73

Table 2.1.4 Regulating Rods Worth for Automatic Power Control Region of JMTR Operation Cycles

サイクル No.	測 定 年 月 日	SR-1 (% $\Delta K/K$)	SR-2 (% $\Delta K/K$)	備 考
8 6	1989 . 3 . 15	0.37	0.30	
8 7	5 . 30	0.34	0.31	
8 8	11 . 16	0.28	0.25	
8 9	1990 . 1 . 19	0.37	0.29	
9 0	3 . 12	0.39	0.41	

Table 2.1.5 Quality Control of Secondary Coolant

項 目 \ サイクルNo.	86	87	88	89	90
濃 縮 度 (cl ⁻)	1.51	1.48	1.61	1.41	1.62
ブローダウン量 (m ³ /h)	84.0	81.0	79.0	83.0	78.0
塩素注入率 (g/h)	2,000.0	2,000.0	2,000.0	2,000.0	2,000.0
塩素注入時間 (min)	120.0	120.0	120.0	120.0	120.0
注入停止時残留塩素 (ppm)	2.0	1.9	2.0	1.7	2.0
注入停止～3時間後残留塩素 (ppm)	0.0	0.1	0.3	0.2	0.2
P H	7.5	7.3	7.8	7.7	7.5
電 導 度 (μS/cm)	313.0	302.0	288.0	280.0	284.0
塩素イオン (ppm)	32.2	31.6	34.2	32.1	33.4
全 鉄 (ppm)	0.10	0.08	0.02	0.16	0.11
ミラクルHP-20N濃度 (ppm)	25.0	21.0	25.0	17.0	20.0
ランゲリア指数	-0.87	-1.04	-0.59	-0.54	-0.64
カ ラ ム (MMD)	6.4	9.5	7.8	5.8	6.4
冷却水ボンド (MMD)	3.2	9.3	9.5	7.4	6.6

Table 2.1.6 Demineralized and Filtrated Water Supply
for Reactor Building

月 別	純 水 (m ³)	ろ 過 水 (m ³)
4	324.9	65,730
5	88.5	17,820
6	221.5	87,760
7	246.9	20,210
8	316.5	13,050
9	262.7	11,170
10	277.7	13,280
11	199.6	27,960
12	370.3	63,590
1	213.9	25,780
2	344.5	67,920
3	186.4	68,150
合 計	3,053.4	482,420

Table 2.1.7 Liquid Wastes in the JMTR 86th Operation Cycle

期間 1989年 3月15日 ~ 1989年 5月29日

系 統 名	項 目	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)	1.5×10^2			
	放 射 能 (Bq)	2.1×10^4			2.1×10^4
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)		8.5×10^1	1.1×10^2	
	放 射 能 (Bq)		1.1×10^3	1.7×10^2	1.7×10^3
合 計	廃 液 量 (m^3)	423.0	56.7	36.1	515.8
	放 射 能 (Bq)	2.1×10^4	1.1×10^3	6.1×10^3	2.3×10^4

Table 2.1.8 Liquid Wastes in the JMTR 87th Operation Cycle

期間 1989年 5月30日 ~ 1989年 7月 2日

系 統 名	項 目	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)	344.9	40.4		385.3
	最 高 濃 度 (Bq/cc)	9.3×10	2.7		
	放 射 能 (Bq)	1.4×10^4	5.7×10		1.4×10^4
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)		37.2	44.0	81.2
	最 高 濃 度 (Bq/cc)		1.6	5.4	
	放 射 能 (Bq)		5.0×10	5.4×10	1.0×10^2
合 計	廃 液 量 (m^3)	344.9	77.6	44.0	466.5
	放 射 能 (Bq)	1.4×10^4	1.0×10^2	5.4×10	1.4×10^4

Table 2.1.9 Liquid Wastes in the JMTR 88th Operation Cycle

期間 1989年 7月 3日 ~ 1990年 1月17日

系 統 名	項 目	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)	1274.9	345.9		1629.8
	最 高 濃 度 (Bq/cc)	2.5×10^2	1.1		
	放 射 能 (Bq)	2.9×10^4	1.5×10^2		2.9×10^4
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)		201.5	213.9	415.4
	最 高 濃 度 (Bq/cc)		3.5	1.8	
	放 射 能 (Bq)		2.7×10^2	4.7×10^2	7.4×10^2
合 計	廃 液 量 (m ³)	1274.9	556.4	213.9	2045.2
	放 射 能 (Bq)	2.9×10^4	2.4×10^2	4.7×10^2	3.0×10^4

Table 2.1.10 Liquid Wastes in the JMTR 89th Operation Cycle

期間 1990年 1月18日 ~ 1990年 3月 8日

系 統 名	項 目	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)	399.9	63.1		463.0
	最 高 濃 度 (Bq/cc)	1.5×10^2	4.0×10^{-1}		
	放 射 能 (Bq)	1.9×10^4	2.0×10		1.9×10^4
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)		63.2	77.0	140.2
	最 高 濃 度 (Bq/cc)		2.3	6.4	
	放 射 能 (Bq)		8.3×10	4.6×10	1.3×10^2
合 計	廃 液 量 (m ³)	399.9	126.3	77.0	603.2
	放 射 能 (Bq)	1.9×10^4	1.0×10^2	4.6×10	1.9×10^4

Table 2.1.11 Liquid Wastes in the JMTR 90th Operation Cycle

期間 1990年 3月 9日 ~ 1990年 4月26日

系 統 名	項 目	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)	343.0	40.9		383.9
	最 高 濃 度 (Bq/cc)	9.4×10	3.3×10^{-1}		
	放 射 能 (Bq)	1.4×10^4	1.2×10		1.4×10^4
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)		29.1	17.0	46.1
	最 高 濃 度 (Bq/cc)		2.9	5.0×10^{-1}	
	放 射 能 (Bq)		4.0×10	4.0	4.4×10
合 計	廃 液 量 (m ³)	343.0	70.0	17.0	430.0
	放 射 能 (Bq)	1.4×10^4	5.2×10	4.0	1.4×10^4

Table 2.1.12 Periodical Inspection on Reactor Proper Facilities

系 統 名	機 器 名	検 査 項 目	備 考
原子炉压力容器	ノズル	目視	
主循環系統	ポンプ 電動弁、電磁弁、空気作動弁 逃がし弁、安全弁 配管	外観、漏洩検査 分解及び作動検査 分解及び作動検査 非破壊検査	分解検査は緊急ポンプ 2台及び電磁弁1台 非破壊検査は超音波探 傷及び結晶粒度検査
精製系統	空気作動弁 前置フィルタ チラーユニット	外観、作動検査 外観、作動検査 外観、作動検査	
排水系統	ポンプ	外観、作動検査	
プールカナル循環系統	ポンプ 熱交換器 出入口フィルタ 樹脂塔	外観、作動検査 外観検査 差圧測定 外観検査	
SFC循環系統	ポンプ 出入口フィルタ 樹脂塔	外観、作動検査及び分解検査 差圧測定 外観検査	
バックアップスクラム 系統	ボイゾン注入弁 ボイゾン注入逆止弁 ボイゾン注入管 N ₂ ガス系統弁、加圧管	外観、作動、漏洩検査及び 分解検査 外観、漏洩検査 外観、作動検査	
プロセス計装	計測機器	校正検査、トリップ作動検査	
運転用放射線モニタ	計測機器	校正検査、トリップ作動検査	
制御棒駆動装置	制御棒駆動機構 制御盤 電動箱	総合試験、特性測定、駆動試験 トリップ作動検査、リミットス イッチ調整 点検校正、絶縁抵抗測定 位置指示校正	CRDM冷却水管、ス トレーナNo. 2の分 解清掃
制御装置	シーケンスインターロック 回路 電磁石増幅器 地震計	作動確認 作動確認 トリップ作動検査	
核計装	計測機器	校正検査、トリップ作動検査	
電気設備	制御盤、操作盤 電動機 保護継電器	目視、締付、塵埃除去 作動確認、絶縁抵抗測定 分解点検	分解点検はPC、CF 及びSFC系電動機7 台
原子炉格納施設	遮蔽用扉 水密用扉	外観、作動検査	炉下室の遮蔽扉

Table 2.1.13 Periodical Inspection on Auxiliary Facilities

系 統 名	機 器 名	検 査 項 目	備 考
二次冷却系統	ポンプ 電動弁、連通弁 冷却塔、ファン減速機 塩素注入装置 ストレーナ	作動検査 外観、作動検査 外観、作動検査及び分解検査 外観、作動検査及び分解検査 分解検査	分解検査はファン減速機1台
UCL系統	ポンプ 電動弁 冷却塔、ファン減速機 塩素注入装置 ストレーナ	作動検査 外観、作動検査 外観、作動検査 作動検査及び分解検査 開放検査	2回
タンクヤード設備	タンク ポンプ	外観、貯蔵能力 外観、作動検査	1台は更新
炉室給排気系統	送風機 排風機 バタフライ弁 フィルタバンク チャコールフィルタバンク	外観、作動検査及び開放検査 外観、作動検査及び開放検査 作動検査 外観検査 外観及び開放検査	開放検査は2台のみ DOP補修効率測定
空気系統	空気圧縮機 安全弁	作動検査及び分解検査 交換	2年毎
プロセス計装	計測計器	校正検査、トリップ作動検査	
非常用電源	ディーゼル機関	外観、作動検査及び分解検査	
受配電設備	キュービクル 遮断器 保護継電器	目視、締付、塵埃除去 作動確認、絶縁抵抗測定 接地抵抗測定、特性測定	
自家発電設備 (M-G&E-G)	制御盤 回転機、発電機 同期検定装置	目視、締付、塵埃除去、分解点検、作動確認、絶縁抵抗測定 精密点検、機能試験	分解点検はM-G10Hz
電気設備	現場起動盤、電源盤 MCC盤、電動機 継電器盤、電気集塵器 監視操作盤	目視、締付、塵埃除去、分解点検、作動確認、絶縁抵抗測定 清掃 "	分解点検はファン用 清掃は巻線形電動機のカーボンドスト除去
排水処理装置	ポンプ、プロア 中間、中和槽 空気作動弁 操作盤 配管	外観、作動検査 外観検査 外観検査 外観、絶縁抵抗測定、締付 外観検査	
空調系統	熱交換器 弁、配管、圧力計 ストレージタンク 弁、配管、圧力計	外観、作動検査 外観、漏洩及び作動検査	年1回官庁検査 年1回官庁検査

Table 2.1.14 Periodical Regulatory Inspection on JMTR Facilities (1/2)

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 主熱交換器等 サージタンク 逃がし弁 主要弁 配管、タンク、圧力容器 ノズル 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、補助ポンプ 配管 循環ポンプ等	 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、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、分解 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 系統作動検査
計測制御系統施設 プロセス計装設備 核計装設備 制御設備 非常用制御設備	一次冷却系統配管破断検 出系、破損燃料検出系 原子炉の停止装置、警報 装置 原子炉の停止装置、警報 装置 原子炉の停止装置、連動 装置 制御棒駆動機構 バックアップスクラム装置 主要弁 ボイズン注入管	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	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

Table 2.1.14 Periodical Regulatory Inspection on JMTR Facilities (2/2)

系 統 設 備	機 器 名	性 能 検 査	施 設 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
その他原子炉の付属施設 非常用電源設備	ディーゼル発電機	停電検査	外観検査、作動検査

Table 2.1.15 Main Repairing and Upgrading Works of JMTR Facilities

項 目	概 要
中性子検出器及び信号ケーブルの更新	老朽化による絶縁抵抗の低下及びノイズの増大が顕著になったため、中性子検出器（CIC4体：CH-4, 5, 7, 8）並びに検出器駆動装置と核計装機器盤間の10系統全ての信号ケーブルの更新を行った。 2年度以降は、保守整備の一貫として年次計画に基づいて、検出器の購入交換を計画的に行うこととする。また、線形出力計のノイズ対策としてケーブルートの接地に問題があると判断し、接地線の新設及び検出器駆動装置、ケーブルダクトの接地補強等を行い大幅なノイズの低減が得られ、安定運転に寄与することになった
一次冷却水モニタ（1）サンプラーの改造	従来のモニタ・サンプラー内が複雑な構造と狭さで信号ケーブル及びコネクタ等が絡み合っていたため、補修点検等において作業性の悪さと周辺機器に対して損傷等の悪影響を与えていた。このため、信号線コネクタ、中継ボックス、気密ケース、蓋及びケーブルカバーの改造を行った
無停電源装置の改修工事 （計算機用CVCF）	回転器の軸受けの寿命が懸念されたので、予防保全上の見地から更新した
熱伝達実験装置用電源設備設置工事	LEU化に係る熱流速に関するデータを得る目的で燃料板の熱流速を測定するための熱伝達実験装置の設置に伴って、210/105V容量200kWの負荷に供給する目的のため電源設備を設置した。設置に当たって既設負荷設備に併設することは負荷変動による影響が大きいため、6kV母線より分岐して取り出し独立したものとした。また実際の容量は余裕を見て300kWの電源設備とした
自動火災報知器改修工事	JMTRに設置されている火災報知設備のサーベラス型煙感知器は、現在生産中止となっており誤報または故障時において、修理不可能のため更新した
廃油置場の建家設置工事	放射性廃液輸送管改修工事にもない埋設配管が建て家の下に敷設されているので、既設建家を撤去し機械室北側屋外に新廃油置き場の建家を設置した。
ホットラボ建家屋根等補修工事	経年劣化による建家屋根の更新工事と外壁についても防水工事を行った
JMTR警備詰所増設工事	警備職員の増加にともない警備詰所の増設及び設備の改修を行った

Table 2.1.16 Specification of Liquid Wastes Tank(I) and (II)

		第3排水系貯槽 (I)	第3排水系貯槽 (II)
建 家	構 造	鉄筋コンクリート	鉄筋コンクリート
	寸 法	約8 m×8 m	約14.7 m×10.7 m
	高 さ	約2.7 m	約7.1 m
廃樹脂貯槽	構 造	地下埋込、密閉箱形コンクリート内面ライニング	地階設置、密閉箱形コンクリート内面ライニング
	容 量	約200 m ³ (貯蔵能力 約176 m ³)	約220 m ³ (貯蔵能力 約140 m ³)
	厚 さ	普通コンクリート 約600 mm 及び 約1000 mm	普通コンクリート 約500 mm
	ろ過材	砂利及び砂	ステンレス鋼 (ストレーナ)
	貯蔵方法	廃樹脂のみ	廃樹脂及び水
	採取装置	なし	あり (廃樹脂及び水採取可)

Table 2.1.17 Chemical Analysis of Primary Coolant

JMTRサイクルNo.		8 6		8 7		8 8		8 9	
試 料 採 取 日		1989. 4. 6	1989. 4. 14	1989. 6. 8	1989. 7. 1	1989. 12. 2	1989. 12. 11	1990. 1. 30	1990. 2. 13
採 取 時 刻		9 : 38	9 : 36	9 : 48	9 : 24	9 : 31	9 : 45	9 : 45	10 : 12
原子炉出力 (MW)		50	50	50	50	50	50	50	50
γ線放出 核種濃度 (Bq/ml)	¹³ N *	2.02x10 ²	1.48x10 ²	1.15x10 ²	2.29x10 ²	1.42x10 ²	1.60x10 ²	1.49x10 ²	1.77x10 ²
	²⁴ Na	1.55x10 ³	1.89x10 ³	1.49x10 ³	1.68x10 ³	1.78x10 ³	1.78x10 ³	1.76x10 ³	1.63x10 ³
	²⁷ Mg	1.49x10 ³	7.14x10 ²	5.74x10 ²	1.57x10 ³	4.72x10 ²	4.92x10 ²	6.43x10 ²	7.14x10 ²
	⁴¹ A r *	2.33x10 ²	2.23x10 ²	1.96x10 ²	2.23x10 ²	2.24x10 ²	2.44x10 ²	2.33x10 ²	2.17x10 ²
	⁵⁶ Mn	4.07x10 ²	5.48x10 ²	2.49x10 ²	2.85x10 ²	4.42x10 ²	—	2.16x10 ²	4.85x10 ²
塩素イオン濃度 (ppb)		< 10	—	< 10	—	—	< 10	—	< 10

*印の核種は、ガス成分であり、試料採取時に一部が散逸すると考えられるため、参考値として示す。

Table 2.1.18 Uranium Content in Beryllium Reflectors

世代番号	炉心での供用期間 (JMTR運転サイクル)	ウラン (U) 濃度 [ppm]
1	1 ~ 33	9.6
2	34 ~ 63	42
3	64 ~ 87	24
4 *	88 ~	95~105

* 米国 Burash 社データ

Table 2.1.19 Main Radiation Works and External Exposure

(JMTR 1989年度)

作業期間	作業名称	線量当量 ※1)				
		作業者数 (人)	計画 (mSv)	最大 (mSv)	平均 (mSv)	集団線量当量 (person・mSv)
1989年 7/17 ~ 8/11	OGL-1 供用期間中の 放射線検査	3	1.5	0.90	0.22	1.29
		3	0.2	<0.1		
1989年 9/4 ~ 9/14	OWL-2 供用期間中の 放射線検査	7	2.0	0.85	0.26	2.04
		1	1.0	<0.1		

※1) 線量当量の実績は、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 2.1.20 Designation Temporal Control Region

(JMTR 1989年度)

項目 四半期	指 定 区 域	管理区域 の 区分	期 間	指 定 理 由
第 1	トラック通路	第 2 種	1989年 4/3	新燃料の搬入
	"	第 2 種	" 5/30	新燃料の搬入
	"	第 2 種	" 6/19	新燃料の搬入
第 2	フィルタバンク	第 1 種	" 7/5 ~ 7/28	排気フィルタの交換
	JMTR Cトリナ内の一部	第 1 種	" 7/17~ 10/16	第 3 排水貯槽 (Ⅱ) 配管工事
	第 3 排水貯槽 (Ⅱ)	第 2 種	" 8/18~ 10/31	第 3 排水貯槽 (Ⅱ) X線検査
	トラック通路	第 2 種	" 9/21	新燃料の搬入
第 3	トラック通路	第 2 種	" 10/20	"
	"	第 2 種	" 11/6	"
	"	第 2 種	" 11/13	"
	ホット機械室の屋外	第 1 種	" 11/8~ 11/27	排水管補修工事
	トラック通路	第 2 種	" 12/6	新燃料の搬入
	第 3 排水貯槽 (Ⅱ)	第 2 種	" 12/22~恒久的	第 3 排水貯槽 (Ⅱ) 区域管理
第 4	JMTR屋外排水管路	第 1 種	1990年 1/17 ~1/19	排水管の更新工事
	トラック通路	第 2 種	" 1/10	燃料試料キャプセルの搬入
	"	第 2 種	" 1/18	新燃料の搬入
	"	第 2 種	" 2/8	"
	"	第 2 種	" 2/27	燃料試料キャプセルの搬入
	排風機室の一部	第 2 種	" 3/8	γ線エリアモニタの校正
	トラック通路	第 2 種	" 3/9	新燃料の搬入
	JMTR屋外排水管路	第 1 種	" 3/19~ 3/23	排水管の更新工事
	トラック通路	第 2 種	" 3/29	新燃料の搬入

Table 2.1.21 Radioactivity and Nuclides in Dust and Gaseous Wastes

(排 出 塵 埃)

年 度	1989 年度		主 な 核 種
施設名	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出放射能 (Bq)	
炉 室	$<1.2 \times 10^{-10}$	0	全 β
	$<9.1 \times 10^{-10}$	0	¹³¹ I
ホット実験室	$<2.3 \times 10^{-9}$	0	全 β

(排 出 ガ ス)

年 度	1989 年度		主 な 核 種
施設名	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出放射能 (Bq)	
炉 室	3.8×10^{-2}	3.3×10^{13}	⁴¹ Ar
	1.8×10^{-5}	1.6×10^{10}	³ H

Table 2.1.22 Radioactivity and Nuclides in Liquid Wastes

(JMTR 1989年度)

廃 液 の 種 類	放射能 (Bq)	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	7.9×10^{10}	3.0×10^3	⁶⁰ Co	輸 送 管
その他の廃液	9.0×10^8	7.7×10^2	⁶⁰ Co	タンクローリー車又は ドラム缶
合 計	8.0×10^{10}	3.8×10^3	—	—

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 2.1.23 Whole-body Exposure Record in Fiscal 1989

(MJTR, 1989年度)

作業者区分	放射線業務従事者等の人数	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集計線量当量 (Person・mSv)
		検出限界 線量未満	0.2mSv以上 1.0mSv未満	1.0mSv以上 5.0mSv未満	5.0mSv以上 15.0mSv未満	15.0mSv 以上			
職員等	96	94	2	0	0	0	0.00	0.2	0.4
外来研究員等	8	8	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	327	320	6	1	0	0	0.01	1.6	3.7
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	430	421	8	1	0	0	0.01	1.6	4.1

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。

(MJTR, 1989年度)

作業者区分	放射線業務従事者等の人数	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集計線量当量 (Person・mSv)
		検出限界 線量未満	0.2mSv以上 1.0mSv未満	1.0mSv以上 5.0mSv未満	5.0mSv以上 15.0mSv未満	15.0mSv 以上			
職員等	15	15	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	10	10	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	25	25	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

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。

(燃料サイクル施設 1989年度)

作業者区分	放射線業務従事者等の人数	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集計線量当量 (Person・mSv)
		検出限界 線量未満	0.2mSv以上 1.0mSv未満	1.0mSv以上 5.0mSv未満	5.0mSv以上 15.0mSv未満	15.0mSv 以上			
職員等	58	57	1	0	0	0	0.01	0.7	0.7
外来研究員等	1	1	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	52	52	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	111	110	1	0	0	0	0.01	0.7	0.7

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。

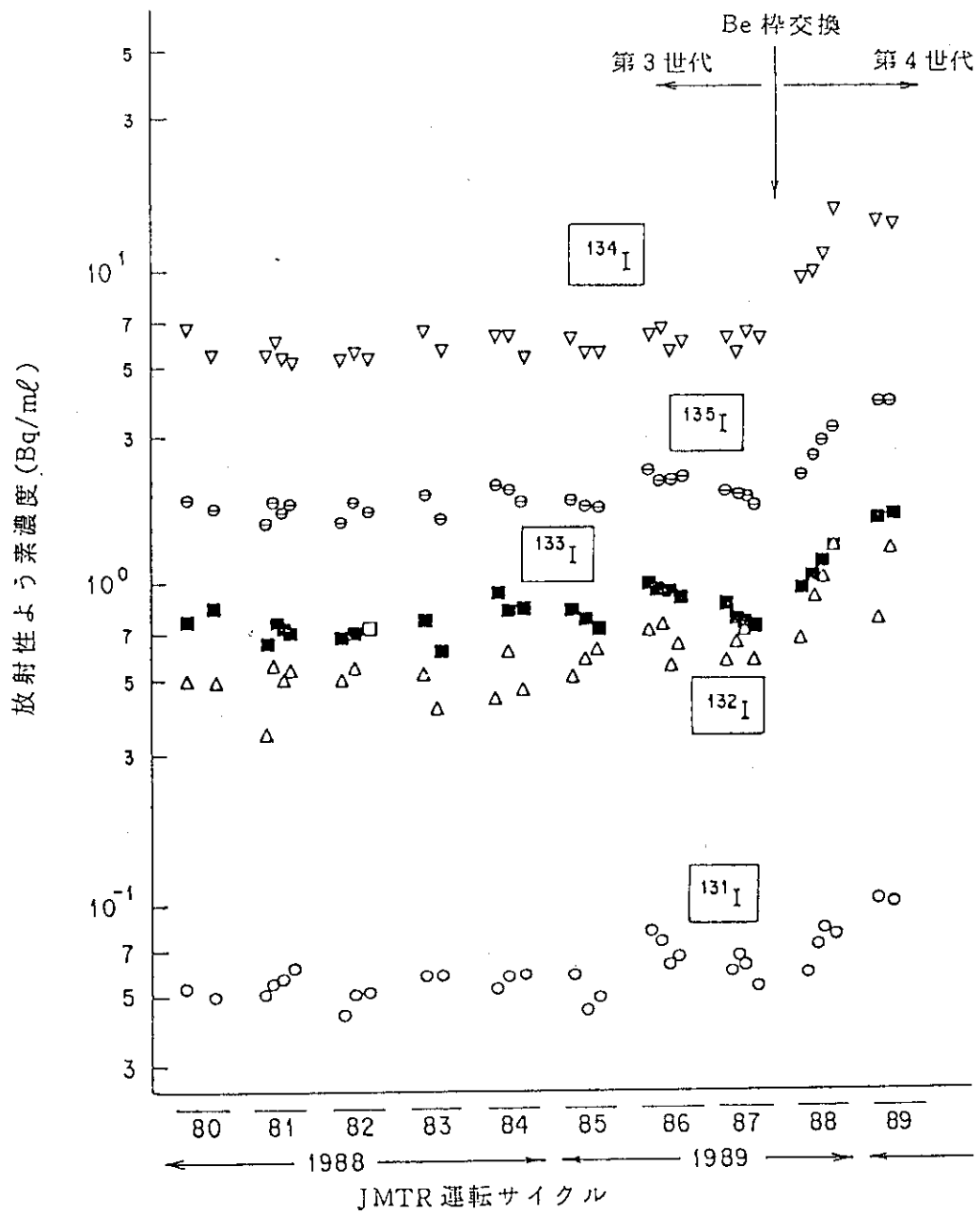


Fig. 2.1.1 History Trend of ^{131}I ~ ^{135}I Concentration
in JMTR Primary Coolant
(the JMTR 80th~89th Operation Cycle)

2.2 照射設備の運転管理

2.2.1 運転

(1) キャプセル照射設備

1989年度に照射したキャプセルは、延べ総数228本である。内訳は、計測付キャプセル47本（燃料18本、材料29本）、無計測キャプセル181本（燃料119本、材料62本）である。キャプセルの各サイクル毎の照射本数はTable 2.2.1のとおりである。

(2) FGS (FPガススweepキャプセル) 照射設備

1989年度は3本のFGSキャプセルの照射を行った。77サイクルから照射を開始した85F-5Aは、内筒が上下に分かれており、独立して温度制御のできる構造である。温度制御管の不具合のため、真空温度制御による昇温は行わず、ヘリウムダンプで照射を行っている。88サイクルから照射を開始した87F-1Aは内筒2段の構造で上、下独立して温度制御ができ、上段1200℃、下段1350℃の照射を行った。90サイクルから照射を開始した88F-1Aは内筒2段の構造で、上段には健全な材料を、下段には人工欠損粒子の入ったコンパクト試料を封入したもので、燃料破損検出法 (FFD) の開発実験専用のキャプセルである。90サイクルはヘリウムダンプで照射を行った。FFDの開発のための照射試験のうち、測定は原子炉計測研究室が担当している。成果については、原子力学会及びHTTRプロGRESSレポート等に発表している。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。

(3) 水力ラビット照射設備

1989年度は、水力ラビット照射設備 (HR-1,2) において、大学連合からの試料74件、所内の試料3件の合計77件について照射を行った。

(4) OWL-2照射設備

軽水炉燃料の破損しきい値、破損機構などを研究目的とした出力急昇試験用燃料試料 (79LF-14A) のベース照射を53~61サイクル、76~86サイクルまで行ってきた。しかし、OWL-2は、今年度以降の利用計画がないことから第87サイクルからは、炉内に照射試料を装荷しないで、OWL-2一次冷却水の自然循環により炉内管のガンマー発熱を除去する方式に変更して運転を行った。

(5) OGL-1照射設備

① 1989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 (第12次燃料試料87LF-26A) について実施した。照射目的は、第4次量産被覆粒子燃料の長期照射下における健全性を確認するもので、燃料コンパクト温度1350℃の定常運転で照射を行った。第90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。

② 試料の製作

1988年度から1989年度にかけてOGL-1第13次燃料試料 (88LF-27A) の製作を行っている。この照射試料は、高温工学試験研究炉初装荷燃料の照射健全性を確認するもので、被覆燃料粒子の仕様や燃料棒の支持方式は同炉の燃料仕様と同一である。本照射試料には、燃コンパクト19個を取めた燃料棒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。Fig.2.2.1に燃料試験体

の組立図を、Table 2.2.5に製作仕様を示す。本照射試料は1990年6月に完成し、JMTR第92サイクルから照射を開始する予定である。

(6) BOCA/OSF-1照射設備

BOCA/OSF-1照射設備においては、高性能燃料のランプ試験の一環として第86サイクルで100サイクル運転、第87サイクルで1000サイクル試験を実施した。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

1989年度の年間計画に基づき、オーバーホール作業を行った。この間、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、作動検査、耐圧漏洩検査、分解検査等、機器の健全性を確認する施設検査及び飽和値検査の性能検査が実施され、すべて合格した。1989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・2照射設備である。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。定期自主検査実施内容をTable 2.2.8に示す。

(3) 照射施設の設備

① キャプセル照射設備の整備

1986年度に開発した、接続部の構造を従来のものより小型軽量として取扱を容易にした、改良型真空温度制御ユニット（真空温度制御キャプセルと温度計測制御盤を接続するもの）を2組及びヒータ6段まで使用できるヒータ付キャプセルユニットを1組製作した。また、計測キャプセルの照射本数の増加に対応するため、温度計測のみのキャプセルに使用する温度計測盤2チャンネルを製作した。

② OWL-2照射設備の整備

第87サイクルよりOWL-2照射設備を自然循環モードで運転するため第86サイクル終了後、炉内部分入口圧力発信器レンジなど計測制御系の変更、一次系及び断熱層加圧装置の整備を行った。

③ 水力ラビット照射設備の整備

水力ラビット1号機（HR-1）については、試料挿入装置仕切弁に摩擦増大による作動不良が生じたため、弁の弁解点検を行った。また、試料逆送用通過点検器が劣化し作動し不良となったため、近接スイッチを更新した。ラビットキャスク設備は駆動機構部に摩擦が生じ、作動に円滑性を欠くようになったため、キャスク設備の分解・点検と減速器等の部品交換及び台車の更新を行った。

④ OGL-1照射設備の整備

OGL-1の第四世代炉内仕切管が1990年度に使用寿命に達するため、交換用として第五世代炉内仕切管について、1989年7月、使用前検査の申請に引続き、工場製作に着手し、計画通り製作が進行している。

2.2.3 照射施設における水・ガス分析

OGL-1及びFGS照射設備における高温ガス炉用被覆粒子燃料の照射試験に伴い、一次冷却材やスィープガス中FP核種の放出率測定のための分析を行った。OGL-1及びFGSのヘリウム(He)ガス中の ^{85m}Kr 、 ^{135}Xe 等FP核種濃度測定結果をそれぞれTable 2.2.9及び2.2.10に示す。BOCA/OSF-1照射設備によるBWR高性能燃料などの出力急昇試験では、この試験に伴う燃料被覆管の微小破損検出のため、FP核種(放射性ヨウ素)に着目して溶媒抽出法による分析を行った。OWL-2照射設備は、本年度から、自然循環運転(圧力：約0.5MPa)を行った。冷却水中の放射性核種及び塩素イオン濃度の分析結果をTable 2.2.11に示す。

Table 2.2.1 List of Irradiated Capsules

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	
1989	運 転 サ イ ク ル	86	4	7	11	27	12	39	50
		87	4	7	11	26	13	39	50
		88	3	5	8	23	12	35	43
		89	3	4	7	23	11	34	41
		90	4	6	10	20	14	34	44
		計	18	29	47	119	62	181	228

Table 2.2.2 Outline of Irradiation Capsules

項 目		キャプセル 名称	85F-5A	87F-1A	88F-1A
照 射 孔			M-9	M-7	M-10
照 射 サ イ ク ル			77 ~ 91	88 ~ 107	90 ~ 98
試 料 段 数			2	2	2
温 度 制 御 方 式			各段独立制御	各段独立制御	各段独立制御
試 料 概 要	試 料 形 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 核		UO ₂	UO ₂	UO ₂
	燃 料 核 外 径		600 μm	600 μm	600 μm
	濃 縮 度		4.93 %	4.0 %	4.0 %
	粒 子 外 径		920 μm	920 μm	920 μm
	粒 子 密 度		4.18 Mg/m ³	4.2 Mg/m ³	4.2 Mg/m ³
	²³⁵ U 量		1.3 g	1.516 g	1.90 g
	コンパクト数		4 個	4 個	4 個
照 射 目 的			燃料コンパクトからの FP放出率を高温照射 下でしらべ、照射健全 性を評価する。	H T T R用燃料を長期間 (400日)高温照射し、燃 料の長期健全性を確認す る。	ウランプルトニウム混 合窒化物燃料の照射に 対する健全性評価を行 う。

Table 2.2.3 Maximum Temperature of Coated Particle Test Specimens in JMTR Operation Cycles

キャプセル 運転 サイクル	85F-5A		87F-1A		88F-1A	
	上 段	下 段	上 段	下 段	上 段	下 段
86	1265	1230	—	—	—	—
87	1135	1130	—	—	—	—
88	1055	1130	1205	1355	—	—
89	1020	1055	1200	1355	—	—
90	890	935	1170	1360	1020	1135

Table 2.2.4 OGL-1 Operational Record
(at the end of the JMTR 90th Operation Cycle)

機 器 名 称 又 は 分 運 転 状 態 区 分	制 限 値 (時間・回数)	運 転 実 績 (時間・回数)
原子炉 (50 MW換算) 運転時間	—	24,923.2 時間
OGL-1 運 転 時 間	—	35,141.0 時間
第二世代炉内管運転時間	22,000 時間	5,649.7 時間
第四世代仕切管運転時間	6,900 時間	5,649.7 時間
NO.1ガス循環機運転時間	44,000 時間	17,429.3 時間
NO.2ガス循環機運転時間		17,726.9 時間
加 熱 器 運 転 時 間		24,431.7 時間
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	154 回

Table 2.2.5 Fabrication Specification of the 13th Irradiation Specimens for OGL-1

区分	項 目				仕 様	
燃 料 試 験 体	燃 料 粒 子	UO ₂ 核 直 径		600±60μ		
		²³⁵ U 濃 縮 度		19.5 ±0.44 %		
		被 覆 層 (材質, 厚さ)	第1層	第2層	PyC, 60μ	PyC, 30μ
			第3層	第4層	SiC, 25μ	PyC, 45μ
		被 覆 粒 子 直 径		940±60μ		
		露 出 ウ ラ ン 率		5×10 ⁻⁵ 以下		
	燃料コンパクト	外径×内径×長さ×個数 (mm)			26×10×39×18個 26×10×18× 1個	
		被 覆 粒 子 充 填 率			32±2 %	
		粒 子 破 損 率			1×10 ⁻⁴ 以下	
	燃 料 棒	外 径 × 内 径 × 長 さ (mm)			34×26.2×778	
		燃料コンパクト収納個数×本数			19個／本×1本	
	黒鉛ブロック	外 径 × 長 さ (mm)			78×823	
		孔 径 (mm) × 孔 数			41.0×1孔	
	体	タ イ ロ ッ ド 外 径 (mm) × 長 さ (mm) × 本 数			7×982.5×3本	
		上 部 受 け 金 具 外 径 × 内 径 × 長 さ (mm)			78×75×65	
		下 部 受 け 金 具 外 径 × 内 径 × 長 さ (mm)			78×75×20	
		熱 電 対 種 類 × 本 数			W/Re×3本, CA×11本	
		燃 料 集 合 体 長 さ (mm)			1023	
材料 試料		F P 量測定試験体	外 径 × 長 さ (mm)		80×445	
	プレートアウト管本数		6本			
構 造 部 品	ハンガーロッド 外 径 × 内 径 (mm)			25×15, 30×15		
	中性子しゃへい体 外 径 × 長 さ (mm)			72×425		
	しゃへいブロック 外 径 × 長 さ (mm)			86×840		
	断 熱 ベ ロ ー ズ 外 径 × 内 径 × 長 さ (mm)			62×33×120		
	吊 り 金 具 外 径 × 長 さ (mm)			80×170		
完 成 品	全 長 (mm)			7472		
	U 量 (g)			249		
	²³⁵ U 量 (g)			48.6		

Table 2.2.6 Boiling Water Capsules (BOCA) Irradiated in JMTR (1/2)
(April 1, 1989~March 31, 1990)

運 転 サイクル	キャプセル名	照 射 目 的	試 料 内 容	利用者
8 6	86BF - 35GH	高性能燃料確証試験	ペレット: 3.9 % UO_2 ^{235}U 量: 9 g	所外
	88BF - 42JF	出力評価試験	ペレット: 2.6 % UO_2 ^{235}U 量: 6 g	所内
	87BM - 3J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	電気ヒータピン	所内
8 7	86BF - 34GG	高燃焼度等燃料確証試験	ペレット: 3.9 % UO_2 ^{235}U 量: 9 g	所外
	88BM - 4J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	模 擬 試 料 (原工試の試料から UO_2 を除いた構造の試料)	所内
	87BM - 3J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	電気ヒータピン	所内
8 8	87BF - 40AA	ジルカロイ被覆管の応力 腐食炉内実験	ペレット: 4.0 % UO_2 ^{235}U 量: 12g	所内
	88BM - 4J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	模 擬 試 料 (原工試の試料から UO_2 を除いた構造の試料)	所内
	87BM - 3J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	電気ヒータピン	所内

Table 2.2.6 Boiling Water Capsules (BOCA) Irradiated in JMTR (2/2)
(April 1, 1989~March 31, 1990)

運 転 サイクル	キャプセル名	照 射 目 的	試 料 内 容	利用者
8 9	88BF - 44GE	高性能燃料確証試験	ペレット: 3.9 % UO_2 ^{235}U 量: 11g	所外
	88BF - 45GF	高燃焼度等燃料確証試験	ペレット: 3.9 % UO_2 ^{235}U 量: 11g	所外
	88BM - 4J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	模 擬 試 料 (原工試の試料から UO_2 を除いた構造の試料)	所内
	87BM - 3J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	電気ヒータピン	所内
9 0	88BF - 46GG	高燃焼度等燃料確証試験	ペレット: 3.9 % UO_2 ^{235}U 量: 11g	所外
	88BF - 47GI	高燃焼度等燃料確証試験	ペレット: 3.9 % UO_2 ^{235}U 量: 11g	所外
	87BM - 3J	発生熱量校正試験及び γ ヒーテング測定	電気ヒータピン	所内

Table 2.2.7 Periodical Regulatory Inspection on Irradiation Facilities

検査対象設備	検査対象機器	検査内容	実施年
			1989
O W L 2 照 射 設 備	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	——
	補助主循環ポンプ	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	○
	一次系配管	非破壊検査	○
	二次系統	耐圧漏洩検査	○
O G L 1 照 射 設 備	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	○
DSF-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 Inspection on Irradiation Facilities

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	OGL-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増設電源	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
	ガス供給装置	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	OGL-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
HRI-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		ヘリウムガス冷却機	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
HRI-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 Radioactive Nuclides in OGL-1 Primary Coolant
(the JMTR 86th Operation Cycle)

試料採取日		1989. 4. 10	1989. 4. 13
採取時刻		10:02	10:00
原子炉熱出力 [- MW]		50	50
炉内管入口温度 [℃]		554	554
燃料中心温度 [℃]		1330	1329
放射性核種 濃度 [Bq/ml]	^{85m} Kr	2.95×10^{-1}	——
	⁸⁷ Kr	1.29	——
	⁸⁸ Kr	9.73×10^{-1}	——
	⁸⁹ Kr	9.92×10^{-1}	——
	¹³³ Xe	1.55×10^{-1}	——
	¹³⁵ Xe	1.03	——
	^{135m} Xe	1.17	——
	¹³⁷ Xe	1.68	——
	¹³⁸ Xe	2.46	——
³ H [Bq/ml]	精製系入口	——	2.61×10^{-3}
	精製系出口	——	6.14×10^{-5}
* ³ H捕集効率 [%]		——	97.6

* ³H捕集効率は $(1 - \text{精製系出口}^3\text{H濃度} / \text{精製系入口}^3\text{H濃度}) \times 100$ [%] で表した

Table 2.2.10 Concentration of Fission Products in the Sweep Gases from 85F-5A and 87F-1A Capsules

Capsule number	Concentration (Bq / ml)	
	8 5 F - 5 A	8 7 F - 1 A
Sampled Time	1989.12. 1	1989.12.11
Nuclide	10 : 12	10 : 47
^{85m}Kr	2.58×10^{-1}	2.00×10^{-1}
^{87}Kr	1.22×10^{-2}	7.87×10^{-1}
^{88}Kr	9.09×10^{-1}	7.07×10^{-1}
^{133}Xe	1.10×10^{-1}	1.07×10^{-1}
^{135}Xe	4.90×10^{-1}	5.03×10^{-1}
^{135m}Xe	6.30×10^{-1}	8.57×10^{-1}
^{137}Xe	1.40×10^{-1}	1.51×10^{-1}

These data were obtained with the specimens irradiated in the upper positin of the capsules.

Table 2.2.11 Chemical Analysis of OWL-2 Primary Coolant (the JMTR 87th Operation Cycle)

試料採取日		1989. 6. 8	1989. 6. 22
試料採取時刻		10:55	10:01
原子炉熱出力 (MW)		50	50
γ線放出 各種濃度 [Bq/ml]	^{13}N	2.79×10^{-1}	2.72×10^{-1}
	^{41}Ar	3.58	—
	^{56}Mn	2.63×10^{-2}	4.66×10^{-2}
	^{60}Co	4.62	6.25
Cl^- (ppb)		<10	<10

注) 自然循環運転

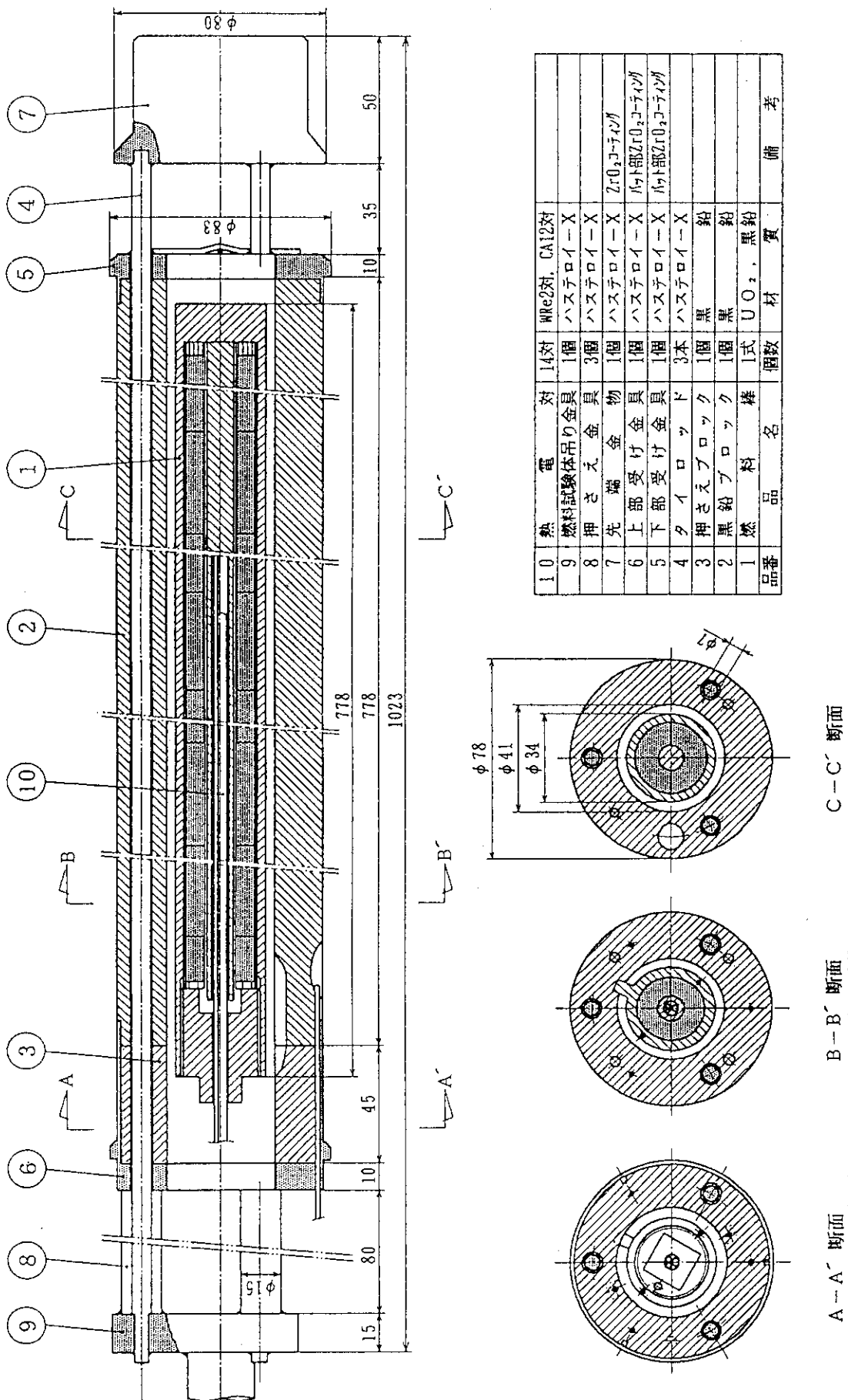


Fig. 2.2.1 Structure of the 13th OGL-1 Fuel Assembly

3. ホットラボの運転管理

3.1 運 転

(1) 本体施設の運転

1989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，照射済水力カラビット試料（以下「照射済キャプセル等」という。）の数は，131体であり，このうち55体の照射後試験を終了した。その内訳をTable 3.1.1に示す。

照射後試験の主なものは，JMTR燃料濃縮度低減化計画に基づく低濃縮ウランミニプレート試料，NSRR試験燃料，ステンレス鋼被覆燃料棒，高温ガス炉用燃料及び材料，核融合炉用材料，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キャプセルへの燃料組込み，照射後の同キャプセルからの燃料取出し，核種照射済キャプセルの解体及びRI試料の搬出である。

(2) 特定施設の運転

1989年度の本体施設の運転に伴う給排気設備，空調設備，給排水衛生設備等は，特に異常なく運転を行った。

(3) 放射性廃棄物の管理

1989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・ガスについて特に異常は認められなかった。放射性固体廃棄物の発生量は，Table 3.1.2に示すとおりである。

Table 3.1.1 Number of Capsules Performed PIE in Fiscal 1989

核 種 照射済キャプセル等	所 内			所 外		合 計
	燃料	材料	R I	燃料	材料	
前年度からの繰越キャプセル等	18	35	15	3	1	72(61)
新規受入キャプセル等	9	10	18	12	10	59(82)
終了キャプセル等	10	6	22	8	9	55(71)
次年度繰越キャプセル等	17	39	11	7	2	76(72)

(注) () 内は1988年度数量

Table 3.1.2 β - γ Solid Wastes in Fiscal 1989

廃棄物種別 四半期	低レベル (m ³)			高レベル (m ³)	
	可 燃	不 燃	フィルタ	キ ャ ン	そ の 他
1	1.48	1.38	0.43	0.35	} 0
2	4.64	6.22	3.35	0.22	
3	4.26	5.78	0.23	0.62	
4	1.96	1.28	0.04	0.37	
合 計	12.34	14.66	4.05	1.56	0

3.2 保守整備

(1) 概要

ホットラボ施設を安全に運転し、照射後試験を円滑に遂行していくため、毎年度夏期と冬期に分けて定期自主検査を実施している。1989年度の夏期定期自主検査は、8月8日から11月2日にかけて行った。また、冬期自主検査は、11月27日から12月16日にかけて実施した。

(2) 保守点検整備

1989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 3.2.1に、特定施設についてTable 3.2.2に示す。

(3) セル除染作業

ホットラボでは、毎年度本体施設及び特定施設の保守点検整備を行うため、これに先立ちセルの除染作業を実施している。セルの除染は、試験中の試料及び高汚染機器等をいずれかのセルで保管しなければならないため、夏期と冬期に分けて行っている。今年度の夏期除染作業も、コンクリートケープNo.2セルに試料等を保管し、コンクリートケープNo.1セル及びNo.3～8セル、鉛ケープNo.1～5セル、鉄ケープNo.1～3セルについて、7月11日から10月18日まで行われた。また、冬期除染作業は、コンクリートケープNo.2セルについて11月9日から11月30日まで行われた。除染は、夏期及び冬期とも各セルについて、マスタースレーブマニプレータ等を使用し、セル内架台上面、内装機器等に塗布した剝離剤の除去による遠隔方法と作業者がセル内に入り、セル内架台上面、セル内壁面、内装機器等を濡れウエスにより拭き取る立入り方法で行った。また、立入除染時の作業者の内部被曝の防護のため、コンクリートケープ各セルでは自吸式加圧服及び全面マスクを使用し、他のケープでは全面マスクを使用した。本作業の結果、各セル内の表面汚染密度は、汚染の高かったセルの局所的な部分を除いて除染目標値($0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$)以下となった。

特に今年度の夏期除染作業は、コンクリートケープNo.5～8セルにおいて7月上旬まで行った低濃縮ウランミニプレート試料のFP放出率測定試験による ^{131}I が同ケープのNo.3～8セルに拡散していたため、これらのセルについては、 ^{131}I の汚染検査を行い、十分安全であることを確認して、9月下旬に実施した。

なお、これらのセルの除染作業に行った作業員について、ホールボディカウンタによる内部被曝を測定した結果、全員検出限界以下であった。

1989年度の夏期及び冬期セル除染作業の主な実績をTable 3.2.3に示す。

Table 3.2.1 Periodical Inspection on Hot Cell Facilities
in Fiscal 1989

系 統 設 備	機 器 名	検 査 項 目	備 考
負圧監視警報装置	負圧計 圧力スイッチ 警報盤	作動確認 作動確認 作動確認	
放射線監視装置	インセルモニタ 記録計	校正試験、トリップ作動確認 接点抵抗測定 作動確認	
粉末消火設備	消火剤貯蔵容器 選択弁 起動装置 制御盤	外観検査、消火剤量の点検 外観検査、作動確認 外観検査、作動確認 外観検査、作動確認	
放射線遮へい扉 及び天井ハッチ	背面扉 間仕切扉 試料移動用開口部扉 制御盤 天井ハッチ	外観検査、作動確認 外観検査、作動確認 外観検査、作動確認 外観検査、作動確認 トリップ作動確認 外観検査	
付属設備機器	ガンマゲート 試料搬入装置 マニプレータ パワーマニプレータ インセルホイスト 分電盤 給水及び給湯用弁、配管 輸送容器	作動確認 作動確認 作動確認 作動確認、絶縁抵抗測定 トリップ作動確認 作動確認、絶縁抵抗測定 トリップ作動確認 絶縁抵抗測定 外観検査、漏洩点検 外観検査、漏洩検査、 作動試験、吊上荷重検査	

Table 3.2.2 Periodical Inspection on Hot Laboratory Auxiliary Facilities in Fiscal 1989

系 統 名	機 器 名	検 査 項 目	備 考
電気設備	受配電設備 負荷設備 非常用電源 保護継電器	作動確認 絶縁抵抗測定、接地抵抗測定 作動確認、絶縁抵抗測定 分解点検及び作動試験 作動試験	
気体廃棄設備	排風機 給排気制御盤 排気フィルタ バタフライ弁	作動試験、絶縁抵抗測定 作動試験、絶縁抵抗測定 差圧測定、捕集効率測定 作動試験	
液体廃棄設備	排水ポンプ 制御盤 廃液貯槽 配管 バルブ 水位計 コンプレッサ	作動試験、絶縁抵抗測定 作動試験、絶縁抵抗測定 漏洩点検 漏洩点検 漏洩点検、作動試験 作動試験 作動試験、絶縁抵抗測定	
警報設備	圧力スイッチ 水位計 警報表示盤	作動試験 作動試験 作動試験	
空調系統	熱交換器 弁、配管、圧力計 チラー冷凍機	分解点検 外観検査 作動試験、計器検査	年1回官庁検査 3年1回保安検査
プロセス計装	計測機器	校正試験、トリップ作動試験	

Table 3.2.3 Results of Hot Caves Decontamination in Fiscal 1989

時期	除染セル	除染作業日数 (日)		立入除染 作業人数 (人日)	表面汚染密度 (Bq/ cm ²) 注1		実効線量当量 (mSv) 注2		廃棄物量 (m ³)	
		遠隔除染等	立入除染		立入除染前	立入除染後	最大	合計	可燃	不燃
夏期	コンクリート ケーブ	24	6	99	490	0.6	0.34	1.93	0.78	1.16
	Na1、3セル									1.19
	Na4～8セル	14	9	153	130	<0.4	0.28	1.33	1.18	0.20
	鉛ケーブ Na1～5セル	4	3	49	35	<0.4	0.09	0.38	0.30	0.76
	鉄ケーブ Na1～3セル				20	<0.4				
冬期	コンクリートケーブ Na2セル	9	4	65	440	0.6	0.59	3.88	0.70	1.00
合	計	51	22	366				7.52	2.96	5.90
									2.96	2.28

注1 同一セルでの最大値

注2 ボケット総量計の値

注3 Na6、7セルは整備中につき除染せず

注4 Na4、5セルは整備中につき除染せず

3.3 放射線管理

(1) 概要

1989年度におけるホットラボ施設での放射線管理は、各種放射線作業及び照射済試料等の取扱いに対するものであった。放射線作業者の被ばく、施設内の放射性汚染、放射性物質の排出等について放射線安全上問題となるものは無かった。

(2) 放射線作業時の管理

1989年度における主な放射線作業は、セル内立入除染、排気系フィルター交換、照射済試料及び高レベル廃棄物搬出、照射済キャプセル及び照射済燃料の切断などであった。放射線作業の中で線量当量が大きくなるのはセル立入除染であったが、本年度は線量当量限度を十分下回る値であった。また、異常な空気汚染、表面密度等は認められなかった。

(3) 施設からの放射性物質の搬出時の管理

1989年度におけるホットラボ施設からの放射性物質の年間搬出数は、RI用照射済試料が82個、核燃料物質が10個、高レベル廃棄物が84個であった。RI用照射済試料及び核燃料物質の主な搬出先は、東海研アイソトープ製造課、東北大金材研などであり、これらの搬出にあっては保安規定に定める管理基準を超えるものは無かった。

(4) 個人被ばくの管理

1989年度における被ばく管理対象者（放射線業務従事者等）は234人であり、本年度の個人の外部被ばくによる最大線量当量は0.8mSv、平均は0.03mSvであり、管理基準値を超えるものはなかった。また、内部被ばくによる線量当量測定では受検者すべてが検出限界値未満であった。

Table 3.3.1に本年度の被ばく状況を示す。

(5) 排気及び排水の管理

(イ) 排出放射性塵埃及びガス

1989年度においては、JMTR燃料のLEU化に関するシリサイド燃料のFP放出率測定試験の実施に伴い ^{131}I が、また、破損BOCAの水抜き作業により ^{85}Kr が排出されたが、いずれも管理基準値以下であった。

Table 3.3.2に本年度の排出状況を示す。

(ロ) 排出放射性廃液

1989年度にホットラボ施設内廃液貯槽よりJMTRタンクヤード内廃液貯槽に排出された廃液の最大濃度は $18\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、年間排出廃液は 360m^3 、年間排出放射能は $4.1 \times 10^8\text{Bq}$ であった。

Table 3.3.3に本年度の排出状況を示す。

Table 3.3.1 External Exposure Record in Fiscal 1989

(ホットラボ 1989年度)

作業者区分	放射線業務従事者等の人数	線量当量分布 (人)					平均線量当量 (mSv)	最大線量当量 (mSv)	集団線量当量 (Person・mSv)
		検出限界線量未満	0.2mSv以上 1.0mSv未満	1.0mSv以上 5.0mSv未満	5.0mSv以上 15.0mSv未満	15.0mSv以上			
職員等	30	26	4	0	0	0	0.04	0.5	1.2
外来研究員等	4	4	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	200	183	17	0	0	0	0.03	0.8	6.6
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	234	213	21	0	0	0	0.03	0.8	7.8

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

Table 3.3.2 Radioactivity and Nuclides in Dust and Gaseous Wastes

(ホットラボ 1989年度)

項目 施設名	排 出 塵 埃		排 出 ガ ス			
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出放射能 (Bq)	主 な 核 種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出放射能 (Bq)	主 な 核 種
ホットラボ	$\alpha : < 4.4 \times 10^{-11}$	0	—	$< 6.3 \times 10^{-3}$	9.2×10^3	⁸⁵ Kr
	2.0×10^{-8}	1.4×10^7	¹³¹ I			

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。
 年間排出放射能 : 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には " $<$ (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放出量を0として1年間集計した値。

Table 3.3.3 Radioactivity and Nuclides in Liquid Wastes

(ホットラボ 1989年度)

JMTRタンクヤードへ排出			廃棄物処理場へ搬出					
年間排出量 (m ³)	年間排出 放 射 能 (Bq)	主 な 核 種	廃 油		そ の 他 の 廃 液			
			搬出量(m ³)	放射能(Bq)	主 な 核 種	搬出量(m ³)	放射能(Bq)	主 な 核 種
3.6×10 ²	4.1×10 ⁸	⁶⁰ Co ⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb ¹³⁷ Cs	0	0	—	0	0	—

注) 1. 年間排出放射能 : 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. 廃棄物処理場へ搬出する場合にはポリビンに廃液等を入れ、ジープトレーラにより搬出する。

4. JMTRCの運転管理

4.1 運 転

1989年度JMTR燃料の低濃縮化に伴い、カドミウム吸収体入り燃料要素を装荷した低濃縮燃料炉心における核計算精度を確認するため、吸収体の反応度効果及び出力分担比の測定を行った。

4.2 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、特に異常は無かった。

(2) 保守・設備

安全棒・粗調整棒全数について、引き抜き点検とスクラム完了リミットスイッチの交換を行った。また、老朽化対策として、線型出力計及び対数出力計用の高圧電源、補償電源を更新した。

(3) 定期自主検査

1989年度の定期自主検査は9月25日から11月6日に実施した。

(4) 定期検査

1989年度の定期自主検査は9月25から11月13日に実施し、11月13日付けで合格証が交付された。

4.3 燃料管理

JMTRC用燃料要素の使用状況をTable 4.3.1に示す。

Table 4.3.1 Fuels for JMTRC

(1990年3月31日現在)

区 分	項 目	本 数	U-235(g)
使 用	燃料 (^{235}U 公称310 g)	(27本) 8本	7,319.77
	" (" 280 g)	10本	
	" (" 250 g)	4本	
	燃料フォロー (" 205 g)	5本	
在 庫	燃料 (^{235}U 公称279 g)	(65本) 8本	14,675.36
	" (" 237 g)	18本	
	" (" 195 g)	22本	
	燃料フォロー (" 195 g)	5本	
	特殊燃料 (" 195 g)	1本	
	" (" 66 g)	1本	
	" (" 237 g)	2本	
	" (" 279 g)	4本	
	特殊燃料 (" 280 g)	2本	
	" (" 250 g)	2本	
合 計		92本	21,995.13

5. JMTRの利用状況

5.1 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 5.1.1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、利用者別、利用目的別に分類してFig.5.1.1及び5.1.2に示す。

また、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、製作に係る業務及び照射試験の実績をTable 5.1.2及び5.1.3に示す。

以下に主な利用状況を述べる。

(1) 軽水炉関係

出力急昇試験は、発電炉で2サイクル照射及び4サイクル照射した燃料各2本と、C_sI添加新燃料1本の合計5本実施した。このうち、発電炉で2サイクル照射した燃料1本は、1000回の出力サイクル試験を世界で初めて達成した。

NSRR試験用燃料のベース照射は、目標燃焼度に達した5本の照射を終了した。

圧力容器用鋼材の照射試験は、低中性子束で長期間照射した場合の影響を見るための照射が今年度から開始された。

OWL-2は昨年度に照射試料を取り出したあと新試料の装荷はなく、今年度は低温低圧の自然循環運転を継続した。

(2) 高温ガス炉関係

OGL-1及びガススイープキャプセルによる被覆粒子燃料の照射試験が継続して行われた。その他黒鉛材料の照射試験も引き続いて実施された。

(3) 高速炉関係

Pu富化炭化物燃料の照射試験が継続して行われた他、今年度から窒化物燃料の照射試験が開始された。また、改良SUS304鋼の照射試験も昨年度に引き続いて行われた。

(4) RI製造

例年どおり、Ir-192、P-32、Cr-51等を製造するための照射が行われた。また、Yb-169線源開発のための試験照射が行われた。

(5) 基礎研究関係（国公立大学による共同利用照射）

全国の国公立大学が東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設を窓口にして、毎年定期的にJMTRを利用した照射試験を実施している。

照射試験の内容は、基礎研究を主体にして核融合関係、高速炉関係、軽水炉関係と広い範囲に及んでいる。昨年度開発した一定温度照射型キャプセルによる照射試験は、今年度は2本実施された。水力ラビットを利用した照射は、毎サイクル20本前後の利用があった。

(6) 基礎研究関係（所内利用照射）

LEUミニプレートの照射試験、非晶質材の照射試験、形状記憶合金の照射試験等を行った。

(7) 核融合関係

トリチウム製造のための照射試験, Mo合金及びセラミックス等の構造材照射試験を行った。

Fig. 5.1.1 Classification of JMTR Users in Fiscal 1989

	水力ラビット	キャプセル	ル ー プ	BOCA/OSF-1
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℃	約50℃	130~1,000℃	73kg/cm ² G
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	・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	・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	・動力炉と同等の冷却材条件で照射できる	・出力急昇試験ができる ・原子炉運転中に挿入・取出しができる
利 用 目 的	R I 製 造 基 礎 研 究	R I 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. 5.1.2 Classified Areas of Irradiation Purposes
in Fiscal 1989

(1990 年3月31日現在)

区 分	キャプセル	ラビット	ループ試料
設計・製作	5 2	8 1	0

(単位：本)

Table 5.1.3 Irradiated Capsules in Fiscal 1989

(単位：サイクル・本)

項 目	運転サイクルNo.	86	87	88	89	90	年度合計
材 料 キ ャ プ セ ル		19	20	17	15	20	91
燃 料 キ ャ プ セ ル		31	30	26	26	24	137
合 計 〔内 計 測 付〕		50 (11)	50 (11)	43 (10)	41 (9)	44 (13)	228 (54)
水力ラビット〔1号,2号,〕		12	18	14	21	22*	87
FPガススリーブキャプセル		1	1	2	2	3	9
OWL-2		1	0	0	0	0	1
OGL-1		1	1	1	1	1	5
OSF-1		3	3	3	4	3	16
運 転 サ イ ク ル 別 照射キャプセル等合計		68	73	63	69	73	346

*90サイクルの水力ラビットについては1990年4月に照射した分も含む。

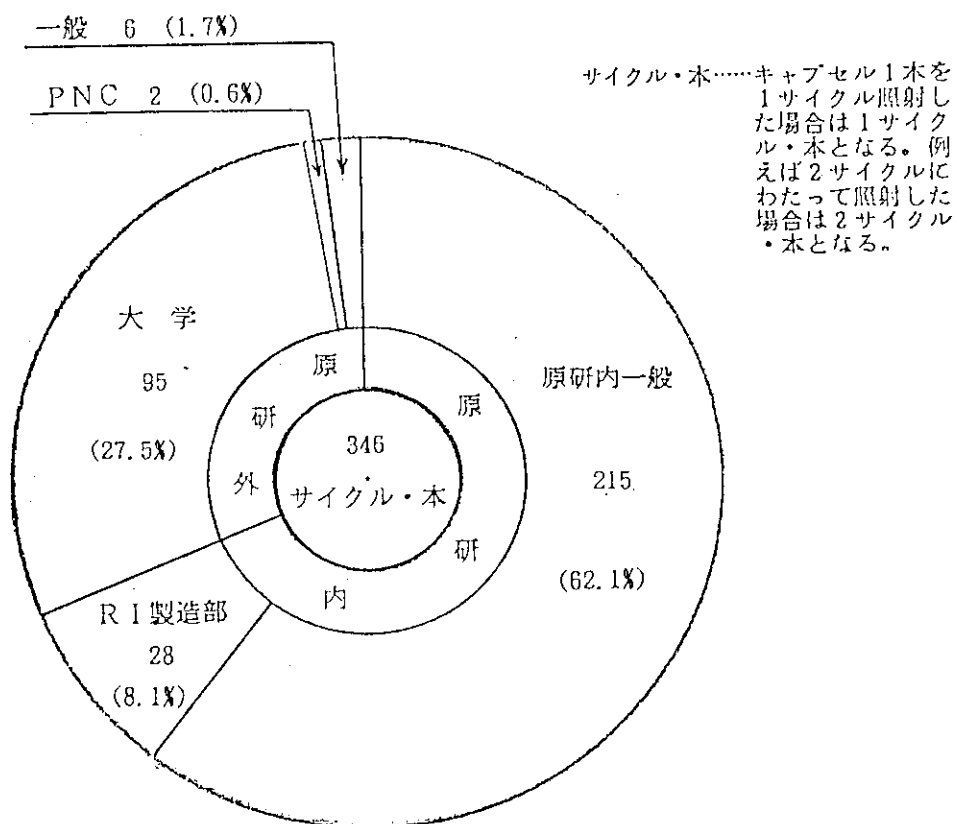


Fig. 5.1.1 Classification of JMTR Users in Fiscal 1989

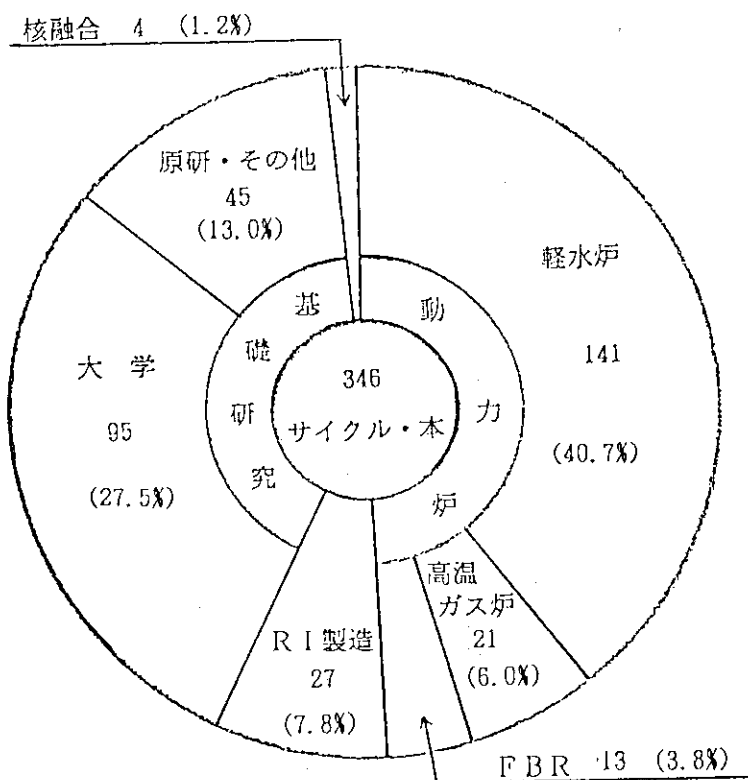


Fig. 5.1.2 Classified Areas of Irradiation Purposes in Fiscal 1989

5.2 照射後試験

ホットラボにおいては、従来よりJMTRで照射したキャプセルの照射後試験を実施している。また、最近では、軽水炉燃料の出力急昇試験のため、BOCAキャプセルへのセグメント燃料の組込み、取出しを行っている。照射後試験の対象となる試料は大別して燃料と材料に分類される。

1989年度の燃料及び材料の試験実績をFig.5.2.1に、試料毎の利用実績を所内、所外に分けてFig.5.2.2に示す。

主な照射後試験の実施状況は次のとおりである。

(1) LEUミニプレート

JMTR燃料の濃縮度低減化に係る安全評価に必要な高温時におけるFPガス放出率のデータを取得することを目的として、組成の異なるLEUミニプレート（アルミナイド燃料，シリサイド燃料）をJMTRで燃焼度をかえて照射した2体のキャプセルについて照射後試験を行った。

照射後試験は、2体について、キャプセル切断、ミニプレート取出し、同プレートX線検査、FP放出率測定試験用試料切出し、同試料外観検査、FP放出率測定試験を行った。更に1体については、FP放出率測定試験後の試料の元素分析、SEM観察、組成像撮影を行った。残り1体の試料の元素分析等は、次年度行う予定である。

FP放出率測定試験は、前年度開発した高温時FP放出率測定試験装置により、各試料について、600℃から1100℃まで100℃昇温毎に60分間保持し、その時放出されたFPを捕集し、Kr-85, Xe-133, I-133, Ru-103, Te-103, Cs-137の放出率を測定した。

(2) 軽水炉燃料関係

① 発電炉でベース照射した高性能セグメント燃料について、日本核燃料開発株式会社（NFD）から前年度搬入した5本のセグメント燃料全数のBOCAキャプセルへの組込み及びJMTRでの出力急昇試験後の同キャプセルからの取出しを行い、NFDに搬出した。また、本年度6本のセグメント燃料が搬入され、このうち4本について、BOCAキャプセルへの組込みを行った。残り2本の組込み及び6本の取出しは、次年度の予定である。

② JMTRで照射したあとNSRRでバーンアップ実験に供する燃料キャプセル6体（各キャプセルとも燃料ピン3本入り）の照射後試験を実施した。第81サイクルに照射を終了した1本の燃料ピン3本（2本については、前年度非破壊検査を行い東海研究所に搬出済）のうち1本について破壊検査（金相試験、硬度測定、オートラジオグラフィ等）を行った。第84サイクル、第85サイクル及び第87サイクルに各々照射を終了した5本のキャプセル15本の燃料ピンについて、全数非破壊検査（外観検査、X線検査、ガンマスキャンニング、寸法測定、渦流探傷試験）を行った。このうち非破壊検査を終了した3体分7本の燃料ピンを東海研究所に搬出した。残り8本の燃料ピンについては、次年度3本の破壊検査を行い、5本を東海研究所に搬出する予定である。

(3) 高温ガス炉用燃料関係

棒状被覆粒子燃料をJMTRで照射し、照射時のFP挙動、長期照射時の高速中性子照射下における燃料の健全性を確認することを目的とした照射済キャプセル1体について、X線検査を行ったあとキャプセルを切断し、試料を東海研究所に搬出した。

(4) 高速炉用燃料関係

プルトニウム富化炭化物燃料をJMTRで照射し、中燃焼度における燃料の健全性を評価することを目的とした照射済キャプセル1体について、X線検査を行ったあとキャプセルを切断し、試料を東海研究所に搬出した。

(5) 高温ガス炉用構造材料関係

高温ガス炉用構造材料の強度及び靱性に関する照射後のデータを取得し、安全審査、設工認に資するため、JMTRで照射した構造材、制御棒被覆材の衝撃試験破壊じん性試験及びクリープ試験を行った。

また、炉心部構造材の照射済キャプセル1体を解体し、試料を東海研究所に搬出した。

(6) 核融合炉材料関係

JRR-2で照射したモリブデン合金試料の照射効果を評価するため、引張試験片の破断後の金相試験及びXMAによる破面観察を行った。

(7) 軽水炉圧力容器鋼材関係

IAEA協力研究のもとに、軽水炉圧力容器鋼材の中性子照射による脆化を定量的に評価するために、JMTRで照射された試料について、キャプセル解体を行い、試料を東海研究所に搬出した。

(8) 形状記憶合金試料関係

形状記憶合金継手を開発するため照射済チタン、ニッケル合金試料（キャプセル3体分）について、引張試験、真空高温引張試験、電気抵抗測定を行った。

(9) 照射済試料及びRI製造試料

照射済キャプセル22体（燃料10体、材料12体）、RI製造用キャプセル21体を解体し、取出した各試料を東北大学金属材料研究所附属材料試験炉利用施設、東海研究所等に搬出した。

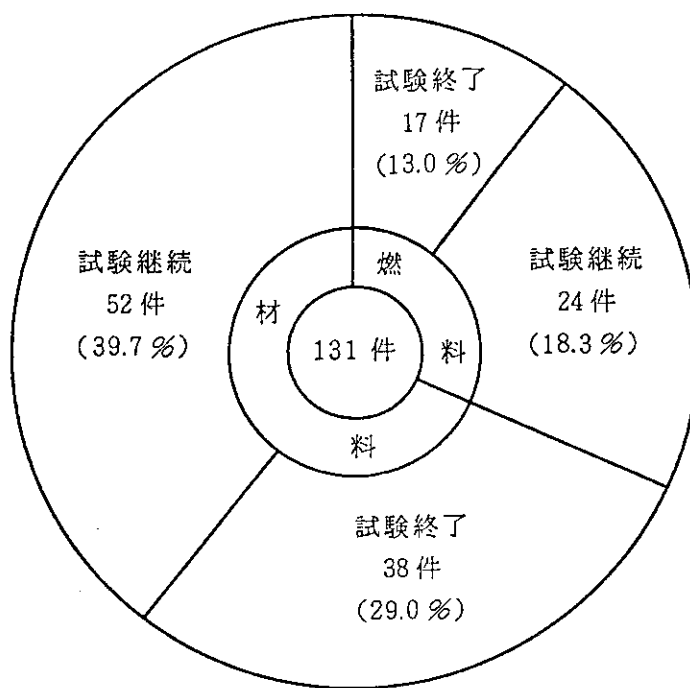


Fig. 5.2.1 Progress of PIE for Fuel and Material Specimens in Fiscal 1989

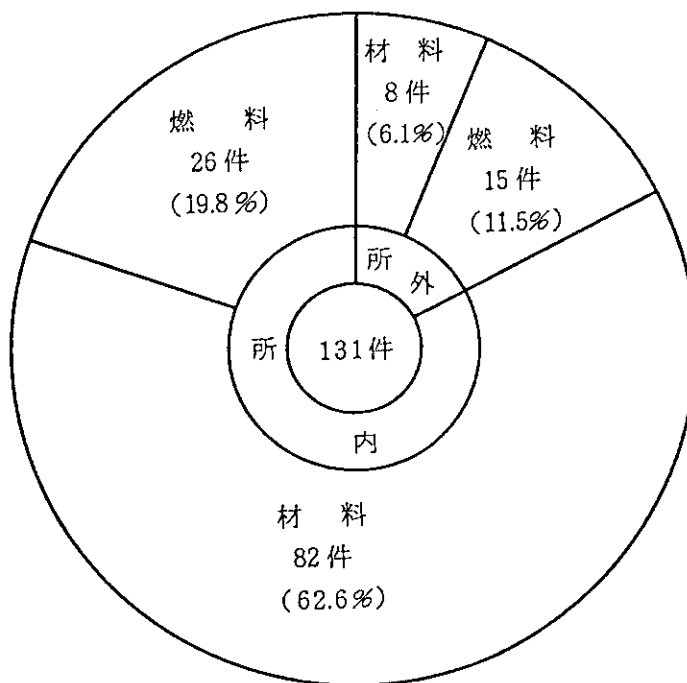


Fig. 5.2.2 Users and Irradiated Specimens for PIE in Fiscal 1989

6. 主要な技術的事項

6.1 原子炉施設の整備

6.1.1 ベリリウム棒の更新

ベリリウム棒は、垂直方向に7段積みされた東棒、西棒及び北棒からなる (Fig.6.1.1参照)。

しかし、ベリリウム棒は燃料領域を囲む形で配置されているため、照射不均一による変形が進み、やがてベリリウム棒照射孔内に装荷されたキャプセルの冷却条件の悪化と燃料要素及び反射体要素のハンドリングに支障をきたすことになる。そのためにベリリウム棒は定期的 (原子炉出力27,000MWd) に交換することにしており、今回で3回目となる。今回、撤去されたベリリウム棒の供用期間は、原子炉出力で24,920.8MWdであった。

なお、今回更新したベリリウム棒は、交換に併せて照射孔径を全て42mm ϕ に拡大した他、寿命の延長のための改良が施されている。また、ベリリウム棒の改良に伴い、北棒に支持されているガンマ線しゃへい板も交換した (Fig.6.1.2参照)。ガンマ線しゃへい板の交換はJMTR設置以来初めてである。

以下に、今回行ったベリリウム棒の交換作業について簡単に述べる。

(1) 交換作業前準備

① 交換作業訓練

ベリリウム棒の交換作業は、過去2回実施されていることから作業手順は一応確立されていると言える。しかし、ベリリウム棒は衝撃に弱く、また、ベリリウム棒を含め炉心全体が精度よく製作されているため交換作業は慎重を要する。更に、解体作業は従来の交換治具を使用するが、据付作業においてはベリリウム棒の改良に伴い、新しい交換治具を使用しなければならない。

そこで、作業を確実にするため、DRPV (Demonstration Reactor Pressure Vessel) の中に設けられた模擬炉心を用い、交換作業手順の確認と作業の習熟を図るため訓練を行った。

訓練では、DRPVに設置されている模擬ベリリウム棒の撤去作業、模擬ガンマ線しゃへい板の撤去及び据付作業、更新するベリリウム棒の模擬体による据付作業を行うとともに、交換治具の調整及び動作確認作業を行った。

② 交換作業用炉心構成

交換作業に先立ち、作業に障害となる燃料要素、制御棒、反射体要素等、およそ90体もの炉心要素の炉外取り出し、及び、水力ラビット、照射キャプセルの仮抜きを行い作業領域の確保を行った。

(2) 交換作業

ベリリウム棒の交換作業は、21個の旧ブロックを解体した後、21個の新ブロックを積木のようになり積み上げるもので、地上で行えば短時間で完了する。しかし、これを水面下6mの炉心で行うことから、1ヵ月の長期にわたり、かつ慎重を要する作業になるため、関係各課の協力の

下に周到な準備を行い、一工程毎に確認作業を行いながら進められた。

解体作業では、ベリリウム棒が使用末期のため各段が変形によって互いに拘束しあっていることに注意し、据付作業では、各段を据え付け時及び交換治具をブロックより切り離す際段ズレを起さないよう慎重に行われた。

そして、作業環境の悪い炉上で、水中にある交換治具が思うようにハンドリングできない苛立ちを抑えながら交換作業は進み、解体を開始してから1ヵ月後、予定より1週間早く終了した。

なお、ガンマ線しゃへい板の撤去作業で、予想されたとおり、前回と同様に東側ガンマ線しゃへい板サポートとベリリウム棒北棒ピンが拘束しあっているため容易に切り離すことができなかった（ベリリウムとジルカロイ-2の照射成長率の違いによるものと考察されている）が、今回更新されたガンマ線しゃへい板は、ベリリウムとジルカロイ-2の照射成長率の違いを考慮し、ガンマ線しゃへい板のサポートの孔を長孔にして不要な拘束を避けるように改良が施されていることから、次の交換時は容易に切り離すことが期待できる。

ベリリウム棒及びガンマ線しゃへい板交換作業実績をTable 6.1.1に示す。

(3) 交換後の作業

① ベリリウム棒曲がり測定

更新されたベリリウム棒が正常に据え付けられていることを確認するため、曲がり測定を行った結果、正常に据え付けられていることを確認した。

なお、この結果は供用期間中に行われるベリリウム棒曲がり測定の基礎データとなる。

② 炉心差圧測定

交換作業に伴い炉外へ取り出されていた炉心要素約90体の炉心への戻し作業終了後、更新されたベリリウム棒においても、1次冷却系統を規定流量で運転したときに炉心差圧が規定値内であることを確認するため炉心差圧測定を行った結果、規定値内にあることを確認した。

ベリリウム棒及びガンマ線しゃへい板の更新は、改良に関する概念設計に1年、詳細設計及び製作に2年間、そして、交換作業に約1ヵ月を費やし、1989年9月20日に科学技術庁による最終の使用前検査を受検し、合格証の交付を受け第88サイクルより供用を開始した（Photo.6.6.1参照）。

6.1.2 ドライ法による廃液ポンプ除染

(1) 概要

JMTRのタンクヤードタンク等に設置されている廃液ポンプは、供用期間中に分解点検を行うが、点検後は組立再使用するためにポンプ部品の除染には十分配慮しなければならない。

従来、この除染はウェット法（洗剤水洗、拭擦り等）で行っていたが、複雑な形状の部品や狭い隙間部は十分除染が出来なく、そのために点検、組立作業においては、適切な遮蔽、作業時間の制限等作業現場での制約が多かった。今回試みたドライ法（以下サンドブラスト法という）。は従来用いられていた砂の代わりに、約0.6mmφの粒状のプラスチックを使用するものである。

粒状プラスチックを用いたサンドブラスト法の特長は、①金属表面を傷つけずに除染が可能であること、②除染終了後のブラスト材は真空掃除機等で吸引回収できること、③ブラスト材

は焼却可能で二次廃棄物量の発生が少ないこと、④在来機器のノズルを専用ノズルに交換することで使用できることなどが挙げられ、従来のウェット法に比べてドライ法はメリットが多い。

今回の除染作業は、上記特長の確証のための試みだが、除染効果は良く、部品の再使用が可能であり、当日の目的を十分に達成することができた。また、このドライ法除染技術を他の施設を他の施設・機器に用いるための知見が得られた。

本作業に使用したブラスト材の特性等は次のとおりである。

- ・主 成 分 熱硬化型樹脂（プラスチック）98%，構成原子 N, C, H, O
金属酸化物 2%， 酸化チタン等
ハロゲン原子及び熱軟化型樹脂の含有なし。
- ・樹脂特性 粒 径 0.6mmφ 比 重 1.5 硬 度(モース) 3.5
熱分解温度 312℃ 発熱量 3940cal/g
燃焼ガス成分 Co₂, NO, NO_x, HO
灰 分 2%

(2) 除染方法

作業手順はポンプ分解→ウエス拭き→乾燥→スミヤ測定→コンドブラスト法除染→スミヤ測定の順で行った。

除染作業はJMTR地下に設置されている「機器点検室」内にビニールハウスを設け、内部に作業台を置きこの作業台の上でステンレス鋼製ポンプのケーシング、インペラー、65A配管等の部品を一品ずつ行った。

(3) 除染結果

除染後の測定はスミヤ法により行った。

スミヤ法による汚染測定結果は大洗研究所放射線安全取扱手引に記載の $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 以下にすべて除染することができた。Table 6.1.2及びFig.6.1.3参照。

(4) まとめ

- ① 今回の粒状プラスチックを用いたサイドブラスト法による除染は、ルーズコンタミの場合には極めて短時間で良く除染できた。除染後の部品の表面は新品と同様の光沢であった。
- ② フランジパッキンの剥がれないところ、カーボンメタル、SUS鋳物等表面アラサの違うところでは除染時間が予想以上にかかった。しかし、除染後の部品の点検或いは組立作業が、コールドにおける作業状態とはほぼ同様にでき作業の改善ができた。
- ③ 簡易なビニールハウスは構造、負圧の程度が適正であったことが確認できた。管理区域内にビニールハウスを設営する時は、2重ハウスとして排気フィルタは、プレフィルタとHEPAフィルタを組み合わせで使い、吸込側フィルタは粗塵フィルタを取り付けることで十分である。
- ④ 被除染部品の表面には、除染作業の進行状況を確認するために、予めペイント等を塗布することは極めて有効である。
- ⑤ ブラスト用ホースは柔らかい（ブレードホース12mmφ）ものを使用し、ノズルは作業

し易い小型のものが望ましく、また、除染部品の形状に応じたものを何種類か用意しておくといふ。更に作業手順によりブラスト材の使用量が著しく増減するので十分な検討が必要である。

- ⑥ ステンレス鋳物表面の除染は表面アラサに対応させブラスト材の粒径の選択、噴射時間の調節が必要である。
- ⑦ 当該ポンプの除染作業について、ウェット法とドライ法を比較すれば装備ではドライ法は大掛かりになるが、狭い隙間を除染でき、その後の作業がコールド状態と同様の環境で作業できることは長所である。いろいろな除染方法のある中からどれを選択するかは、除染対象物の大きさ、形状、物量、作業現場等に合わせて選択すれば除染作業が合理的に実施できることがわかった。

Table 6.1.1 Actual Traces of Beryllium Partition Wall and Gamma Ray Shielding Wall Exchange Works

日数	月・日	曜	9	10	11	12	13	14	15	16	17
1	7/26	水		曲がり測定準備				炉頂除染			
2	7/27	木		曲がり測定			炉内写真撮影 高さ測定				
3	7/28	金		解体前準備 西側γ線遮蔽板取り外し			東側γ線遮蔽板取り外しトライ				
4	7/31	月		東側γ線遮蔽板取り外し			東側γ線遮蔽板取り外し 移送準備				
5	8/1	火		移送準備	移送		移送準備	移送	反射体移動		
6	8/2	水		中プラグ取出			中プラグ移送 炉ブルゲート除染				
7	8/3	木		ジョイント引抜			解体準備	N1解体			
8	8/4	金		N2, N3, N4解体			移送	N5解体			
9	8/5	土		RPV水置換							
10	8/7	月		N6, E1解体			E1, E2解体	移送			
11	8/8	火		E3, E4解体			E5, E6解体	移送			
12	8/9	水	反射体移動, ジョイント移送準備				移送	W1, W2, W3解体			
13	8/10	木	移送準備	移送				W4, W5, W6解体			
14	8/11	金	移送準備	移送				N7, E7, W7解体			
15	8/14	月	移送準備	移送			移送	RPV水置換 格子板, A1枠外観検査			
16	8/15	火						新Be枠組込手順検討			
17	8/16	水	炉内写真 格子板, A1枠外観検査					新Be枠最下段取扱い治具点検			
18	8/17	木		E7組込				N7, W7組込			
19	8/18	金		E6, E5, E4組込			E3, E2組込 E2, E3, E4, E5, E6解体				
20	8/19	土		RPV水置換							
21	8/21	月		最下段再セット				E6, E5, E4, E3, E2組込			
22	8/22	火		E1, N6組込			N5, N4, N3, N2, N1組込				
23	8/23	水						新Be枠取扱い治具点検 汚染区域内除染			
24	8/24	木		W6組込							
25	8/25	金		RPV水置換				W5, W4, W3, W2組込			
26	8/28	月		W1組込 高さ測定 外観検査				東側γ線遮蔽板組込			
27	8/29	火		西側γ線遮蔽板組込 中プラグ葺荷							
28	8/30	水		曲がり測定準備				曲がり測定			
29	8/31	木		炉内写真撮影							

Table 6.1.2 Decontamination Result

スミヤ法

(測定箇所は Fig.6.1.3 参照)

測定箇所	除 染 前		除 染 後	
	計数率 (cpm)	表面密度 (Bq/cm ²)	計数率 (cpm)	表面密度 (Bq/cm ²)
1	2 6 3 0	1 1	3 0	< 0.4
2	5 9 3 0	2 4.6	3 0	< 0.4
3	4 3 0	1.8	3 0	< 0.4
4	1 8 0	0.7	3 0	< 0.4
5	3 0	< 0.4 (注1)	3 0	< 0.4
6	5 0	< 0.4 (注1)	3 0	< 0.4
7	3 0	< 0.4 (注1)	3 0	< 0.4
8	8 0	< 0.4 (注1)	3 0	< 0.4
9	1 3 0	0.5	3 0	< 0.4

(注1) スミヤ法の除染前測定箇所5～8の値の低いのは、ポンプ解体時にウエス拭きを行い水切りした時ルーズコンタミを除染したためと思われる。

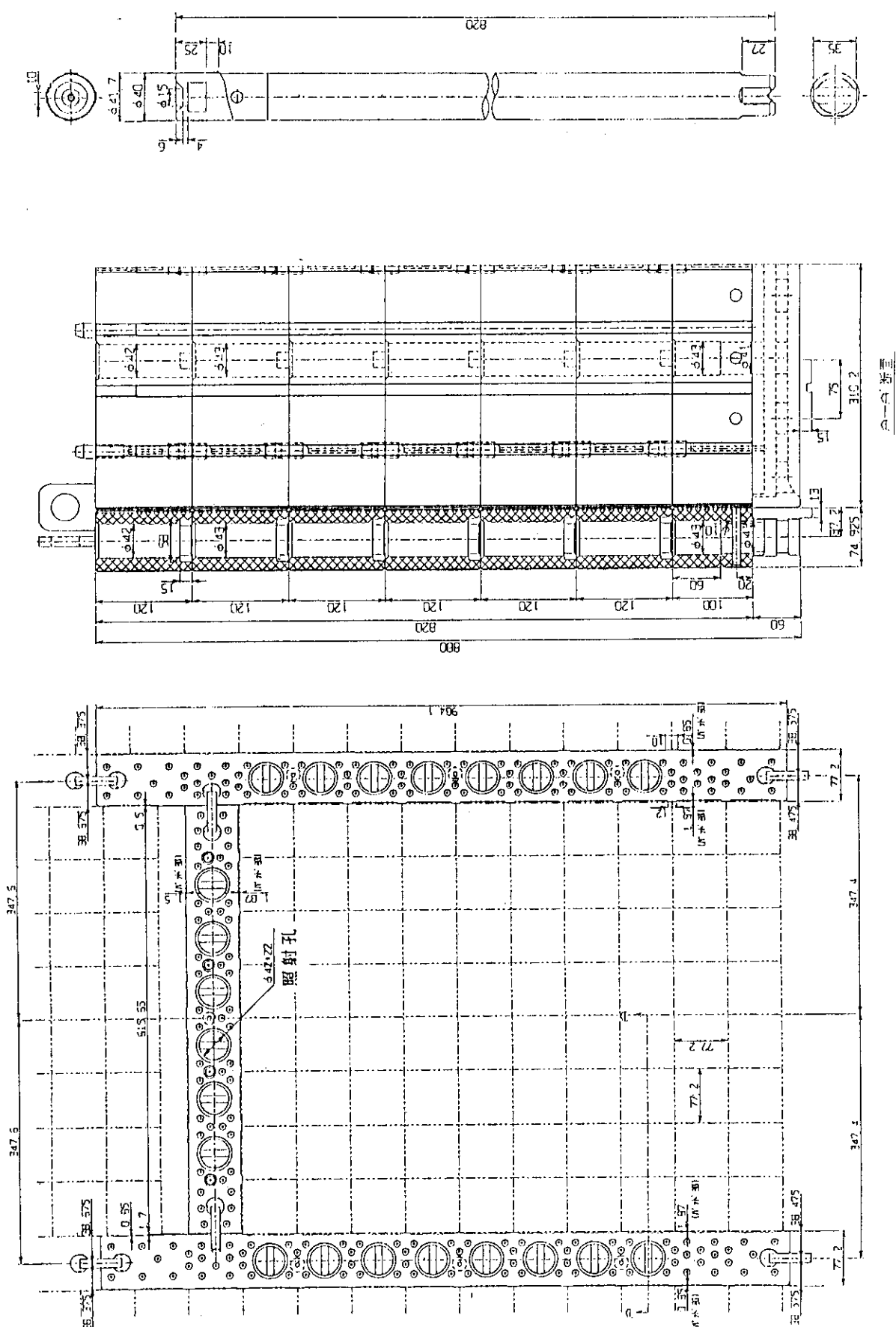


Fig. 6.1.1 The Beryllium Partition Wall

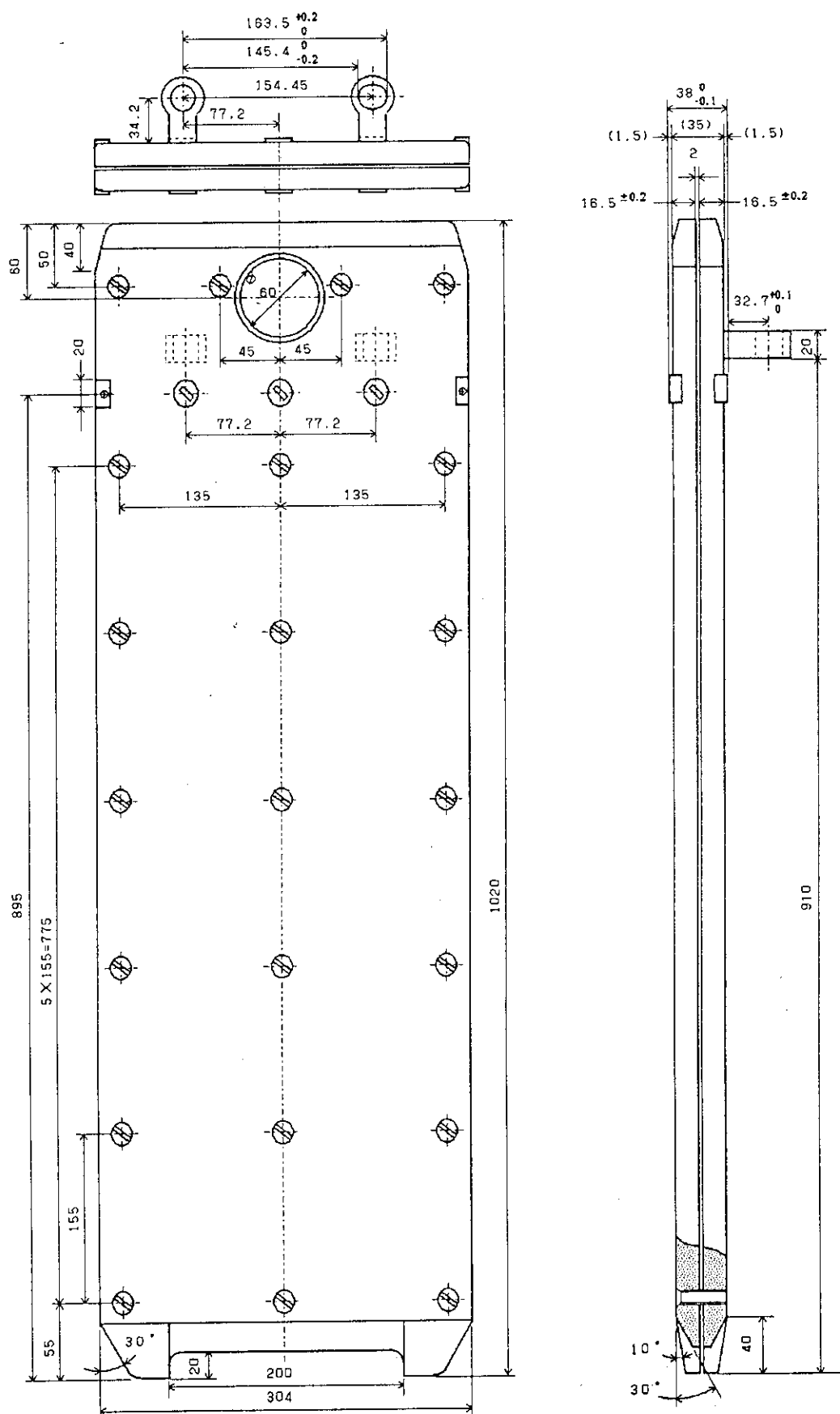


Fig. 6.1.2 The Gamma Ray Shielding Wall

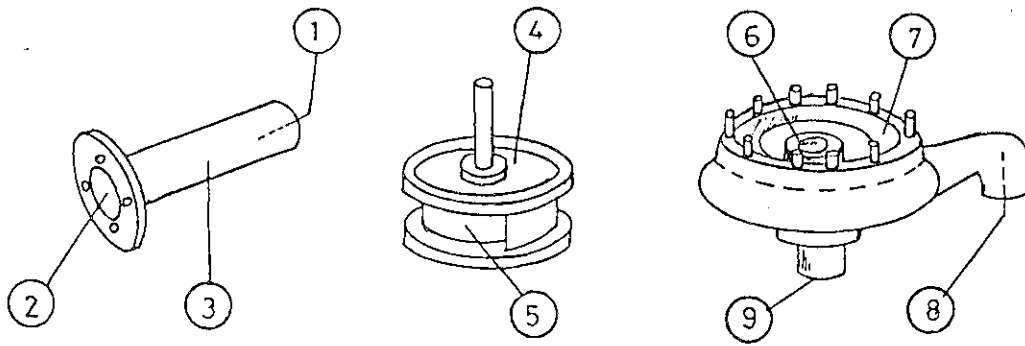
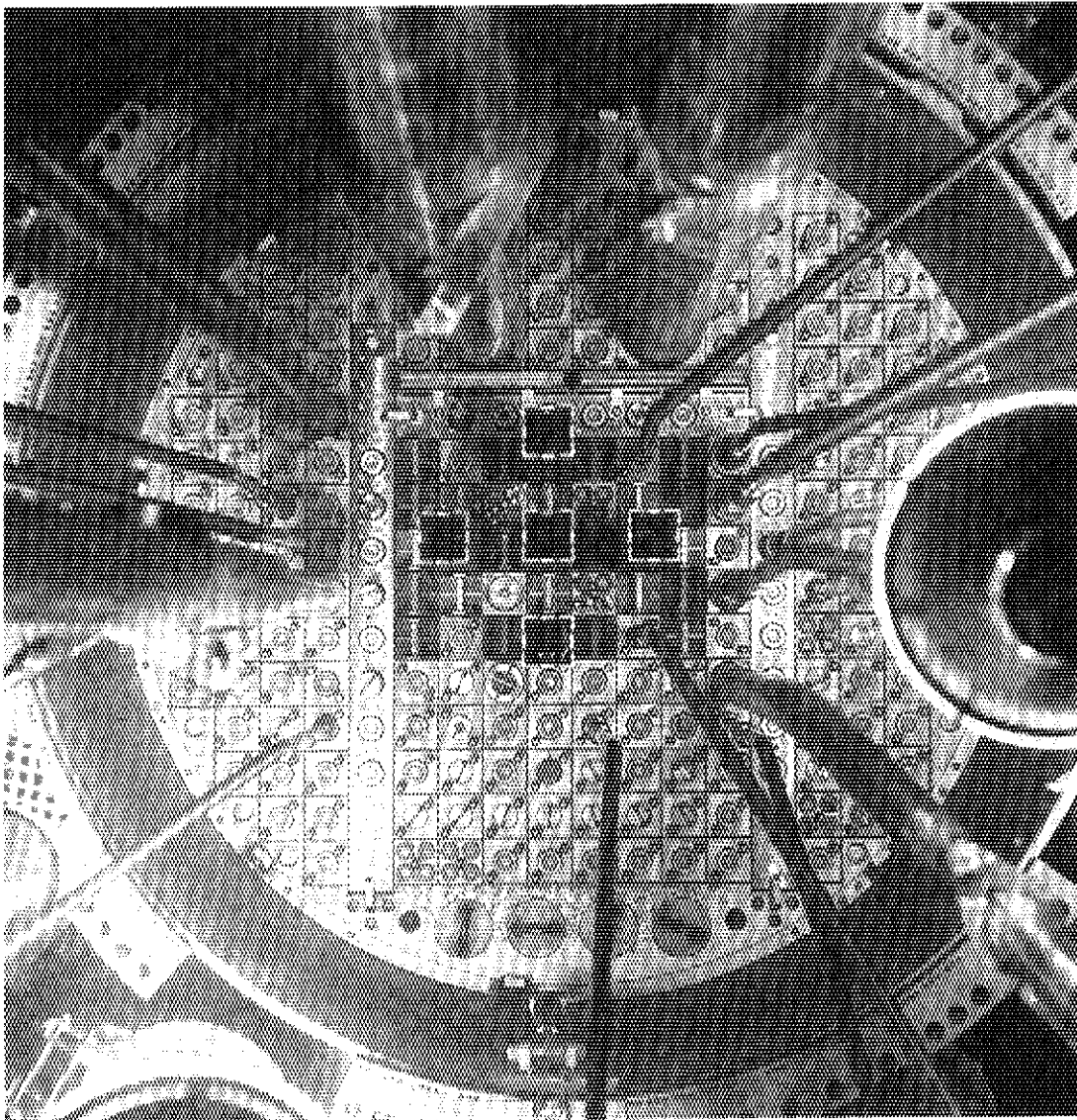


Fig. 6.1.3 Measurement Point of Smear Method



第 88 サイクル 撮影日 平成元年 11 月 20 日 (月)
運 転 平成元年 11 月 24 日 (金) ~ 同年 12 月 19 日 (火)

Photo. 6.1.1 View into the JMTR Core

6.2 照射施設の整備

(1) 照射実験データベースの整備と照射データサービスプログラムの開発

1986年度から開発を進めている照射設備運転支援サブシステム（略称；IDASSXA）を使用して、1989年度に照射実験データベースの整備と照射データサービスプログラムの開発を行った。照射実験データベースには、JMTR第54サイクル以降の照射実績データ（30分間隔の実測データ）が格納されており、利用者のデータ提出要求に対して迅速に対応することが可能となった。また、照射データサービスプログラムの開発により、従来のペーパーによる照射報告書の提出に加えてフロッピーディスクによる実測データの提出も可能となった。

(2) 出力急昇試験（BOCA/OSF-1）設備の整備

1) OSF-1シール機構部ブラダ型アキュムレータの取付け

OSF-1シール機構は、キャプセル挿入状態において、OSF-1循環系の圧力が炉プールヘリークするのを防止する機構であり、2枚のUパッキンとその間の圧力を調整し監視する系より成る。シール機構部の容量が小さいため、僅かのリークや温度変化で圧力が大きく変動し、度々圧力調整をする必要があった。そこで、本機構部に小容量（2ℓ）のブラダ型アキュムレータを取付け圧力変動の緩慢化を計った。その結果、非常に安定した運転が可能になった。

2) ヘリウム-3ガスの圧力変更時の原子炉制御室へ音声予告通知装置の設置

ヘリウム-3ガスの圧力を変化させると原子炉に印可反応度を与え、自動制御棒が定格出力を維持するように上下する。ヘリウム-3の圧力変化は通常急速であるため、自動制御棒が自動範囲の端にあった場合は、人為的に行われる粗調整棒と自動制御棒の入れ換え操作が間に合わない恐れがある。このため、圧力変更前には予告通知が必要となる。これを確実にを行うため、ヘリウム-3の圧力制御用コンピュータ（YEWMAC300）により、圧力変更予定時刻の2分前に（圧力変更前のホールド時間が2分より短い場合は、ホールド開始時に）音声で原子炉制御室へ予告通知するように改造した。これにより、コンピュータが自動的に行うヘリウム-3の圧力変更の予告通知が自動的に且つ確実に行われるようになったため、運転員の通知業務が非常に簡素化された。

3) キャプセル交換機の改造

① キャプセル交換機上下駆動機構Ⅰの駆動モータシーケンスの改善

キャプセルをOSF-1炉内管から挿入／取出しする場合に使用する上下駆動機構Ⅰ（上下駆動機構は構造上Ⅰ、Ⅱにわかれている）の駆動モータは、電動機本体とモータを冷却するファンから構成されている。冷却ファンの電源はモータの電源と独立しており、ファンの電源をOFFの状態でも上下駆動機構Ⅰを駆動できるシーケンスとなっていた。この状態では駆動モータが過熱し、モータ内のサーモスタットが動作してキャプセル交換機の運転が出来なくなる場合がある。このため、ファンが起動している時のみ上下駆動機構Ⅰを駆動できるようにシーケンスを改善した。

② 荷重計の指示不安定の解消対策

キャプセルを炉内管に挿入／取出しする際の荷重を監視している荷重を監視している荷

重計の指示が以前から不安定であったため原因を調査した。その結果、キャプセル交換機上部に取りつけられているケーブルを巻き取るリール内ブラシの接触抵抗が変化するために、指示が不安定になることがわかった。このため、接触抵抗が小さく、指示に影響を与えないブラシのついたリールと交換した。

4) キャプセル制御装置放出水流量調節弁の改造

第87サイクルの運転準備中に、キャプセル制御装置排水ラインの放出水流量（通常1cc/sec）の調節及び流量確保ができなくなった。調査の結果、流量調節弁（V-30, 31）が詰まっていることが判明した。弁はキャプセル制御装置内で遮蔽体に囲われているため、交換等は困難を極めた。弁を取り外して解体したところ、V-30・31を交換し応急の処置をして第87サイクルを運転し、その後のオーバーホール期に、弁に負担となっていたユニバーサルジョイントの付いた操作ロッドを取り外して操作位置を変更し、小規模の解体で弁の交換が可能のように改造した。

6.3 キャプセルによる照射試験

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破損原因の究明等を目的とした照射試験を行うための出力急昇試験設備を開発整備し、試験を実施している。

Table 6.3.1に1989年度に実施した試験の概要を示す。

1989年度には、8体のBOCAキャプセルを用いて、9回の出力急昇試験を行った。そのうち1体(88BF-40AA)は、炉内SCC試験として被覆管外面に人工欠陥を設け、内部にコロダントとして沃化セシウムを封入し、被覆管とペレットのギャップを極端に小さくした新燃料棒を使用して、出力急昇試験を行った。

また、高燃焼度等燃料確証試験の一環として、7体のBOCAキャプセルを用いて9回の、軽水炉で照射済の燃料棒の出力急昇試験(高性能燃料第二次出力急昇試験)を実施した。

何れも要求通りの条件で出力急昇試験を完遂した。

なお、これらの試験で5体のBOCAキャプセルを洗浄し再使用した。

更に、JMTR燃料の燃焼に伴って変化する構造材の発熱量を把握し、燃料棒の出力評価精度の向上を図るため、燃料棒を装荷しないBOCAキャプセルを製作し出力急昇試験の前後に照射している。その結果、構造材の発熱量は、JMTR燃料の燃焼に伴い変化するばかりでなく、原子炉一次冷却水の温度変化に伴う原子炉出力の変化等にも依存するため、出力急昇試験の都度評価することが不可欠であることが明らかとなった。

6.3.2 熱電対炉内校正試験

HTTRの炉内温度測定のために開発された高温用熱電対のうち、N型(ニクロシル・ニシル)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94サイクル(1991年1月)に行うべく製作を進めている。

N型熱電対はシース材質を半数ずつ2種類(ニクロシル及びインコネル600)に区分されており、それぞれの比較・検討を行う。

実験の予定項目としては、

- 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校正用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Gr製のルツボ中に装荷した銀の凝固点(961℃)を利用した校正を行う。

この照射実験は、JMTRの第69サイクル(1985年5月)に実施された実験に引続き行われるも

ので、前回の照射経験（銀の量不足及びMoルツボの破損）から、校正用銀の装荷量増加及び銀を装荷するルツボの材質をMoよりGrへ変更する等の改善対策を実施する。

また、キャプセルは照射後試験において銀の凝固点を利用した温度校正試験が可能となるような構造となっている。

6.3.3 ベリリウム枠／反射体要素用キャプセルの相互乗り入れ

JMTRの炉心内照射孔の内ベリリウム枠の照射孔寸法は、32mmφと38mmφの2種類であり、他の標準照射孔寸法（42mmφ）と異なるため照射計画に支障をきたしていた。この照射実験計画上の不自由さを解消するため、JMTR第87サイクル運転終了後に、全て標準照射孔（42mmφ）のベリリウム枠に更新した。しかし、ベリリウム枠の構造設計上照射孔深さまで統一することができないことから、照射孔深さの調整のために専用のスペーサブロックを製作した。キャプセルを1孔反射体要素孔で照射する場合は、スペーサブロックをあらかじめ照射孔に挿入しておき、その上に装荷する。キャプセルをベリリウム枠と標準照射孔を有する反射体要素に挿入した状態を、Fig.6.3.1に示す。

6.3.4 燃料再照射

本照射は、燃料被覆管（以下「被覆管」という。）の中性子照射による脆化が破損に及ぼす影響を調べるために、照射済の被覆管を用いて燃料試験を製作し照射を行うものであり、照射終了後はNSRRにおいて燃料試料（被覆管）の破損実験が実施される予定である。

キャプセルの型式は、ステンレス外筒の無計測キャプセルであり、照射済の被覆管を使用することから、再照射キャプセル（キャプセル名：86F-4A, -5A, -6A）となる。

キャプセルは、JMTRにおいて照射したZry-4被覆管9本（照射量最高 $3.3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2 \text{ E} > 1.0 \text{ MeV}$ ）に、未照射の UO_2 ペレットを各12個封入して燃料試料とした後、キャプセル1体に燃料試料を3本装荷して組立られている。完成した燃料試料をphoto.6.3.1に示す。

キャプセルの組立作業は、被覆管が照射材であることから、被覆管への UO_2 ペレットの挿入をはじめ、被覆管及びキャプセルの溶接作業等、すべてホットラボのケープ内で実施しなければならず、作業はすべて遠隔操作となった。

このため、キャプセルの設計に際しては、ケープ内における組立時及び解体時の作業性を考慮するとともに、要求された照射条件が満たすよう、構成部材の選択や各部材間のギャップ調整を行った。

キャプセル製作における一連の作業のなかでは、問題点の把握のため被覆管及びキャプセルの模擬体を製作して試験を実施し、照射キャプセルに反映させた。なかでも、溶接は遠隔自動溶接となるため、数多くの前試験を行い、十分な条件出しをした上で溶接を行った。

組立られた再照射キャプセルは、製作後の検査を実施した後第84サイクルに炉心に装荷し、第104サイクル（86F-4A）及び113サイクル（86F-5A, -6A）までの照射が継続されている。

Table 6.3.1 Outline of Current Power Ramping Tests in FY-1989

Name of Fuel Rod	Specifications of Fuel Rod				Test Parameters			
	Type	Enrichment	Diameter Gap (μm)	Remarks	Linear Heat Rating (kW/m)		Power Ramping Rate (kW/m/min)	Number of Power Cycle
					Min.	Max.		
Fresh Fuel	BWR	4.0	30	Corrodant (C s I), Flat Scrach	29	62	25	1
High Performance Fuels 8 Rods	BWR	3.9	—	—	22	60	—	Max. 1000

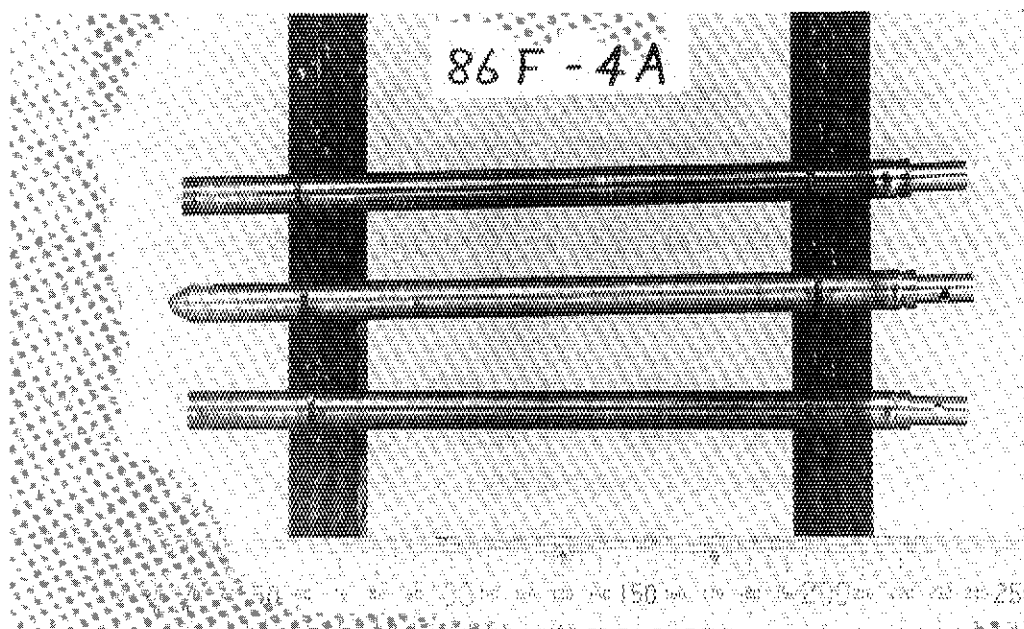


Photo. 6.3.1 Re-Irradiation Capsule for Fuel Clads

6.4 炉内中性子束推定法の改善

(1) 核計算法

利用者から中性子照射評価の高度化が望まれている。これに対応するため中性子照射・損傷評価に関する現状の分析と問題点の抽出及び対応策について検討を進めている。

最近、アルミニウム反射体領域2層目のように燃料領域から離れた領域で多数の燃料キャプセルが長期間照射されている。これらのキャプセルでは、高速中性子照射量のフルエンスモニタ測定による評価値と核計算による予測値の比 (E/C) が2程度に達するキャプセルが続いた。このような炉心の外周部で照射されたキャプセルが少なかったため、バラツキの範囲かとも考えられたが、データ点数が増加したことと、データベース及びこれを制御するプログラムの整備が進んだ結果、バラツキではないと判明した。

過去のデータを見直すと、外周部で長期間照射されたキャプセルばかりではなく、短期間で且つ燃料領域の近傍で照射された燃料キャプセルにも E/C がずれているものがあり、材料キャプセルには見られない、燃料キャプセル特有の問題であることが明らかとなった。この E/C のずれは、炉心の燃料からキャプセルに流入する中性子スペクトルとキャプセル内の燃料試料から発生する中性子スペクトルとの競合が主因と推定して、SRACコードで燃料キャプセルを装荷した炉心計算を行った。SRACでの計算から得られた実効断面積を用いて E/C を整理した結果、従来のスペクトル評価では、キャプセル内の燃料試料から発生する中性子スペクトルの影響は少ないとして、炉心の燃料からキャプセルに流入するスペクトルのみ考慮してフルエンスモニタ (F/M ; ^{54}Fe) の実効断面積を算出していたため、燃料キャプセルのスペクトルを実際より柔らかく評価していたとの結論に達した。過去の F/M データについて、新しい実効断面積で照射量を再計算して E/C を統計処理することによる実効断面積の評価作業を行っている。

次年度には、燃料領域からアルミニウム反射体領域2層目まで F/M キャプセルを装荷して炉内の中性子束の空間分布及びキャプセル内の分布を測定する予定である。

(2) 中性子照射量・照射温度同時モニタ法

材料試験炉を用いて熱電対及び中性子検出器の計装なしで、照射試験を行う場合、照射温度と中性子照射量を何らかの方法で評価することが必要となる。現在、そのような場合の照射温度及び中性子照射量の評価手段としては、金属の融点あるいは共晶点を用いて金属の外観変化から求める温度モニタと Fe あるいは Co の放射化量から求めるフルエンスモニタがある。ただし、温度モニタは評価精度が不十分なこと、また、温度と中性子照射量のモニタが別々であるため同位置で評価できない等の問題がある。そこでガラス材を新しいモニタ（ハイブリッドモニタ）の候補材として、これらの光特性、熱特性の温度及び中性子照射による変化を利用したモニタを開発することとした。

モニタ開発の第一段階として、 PbO-SiO_2 系ガラスを実験試料に設定して実験を進めている。第1次、第2次照射試料については照射が終了しており、照射済試料の物性測定のために必要な試料調整用グローブボックスを製作し、測定を開始した。

6.5 照射技術の開発

6.5.1 照射実験用細径高温熱電対

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等のための照射実験では、1873Kで3000時間、2273Kで500時間程度安定な特性を有する外径1.6mm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、市販熱電対の性能評価試験と改良型熱電対の開発を進めている。以下に、1989年度に実施したこれらの結果について述べる。

(1) 市販熱電対の性能評価試験

市販熱電対の性能評価試験では、JMTR第86サイクルから第91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き続き調査している。Table 6.5.1にJMTR第91サイクルまでの調査結果を示す。照射された熱電対は147本であり、そのうち断線又は指示異常を示したものが15本であった。今回の調査（JMTR第86サイクルから第91サイクル）では16本が対象となったが、今回の調査中に故障した熱電対は1本であった。熱電対の指示温度は550Kから1623Kであった。使用された熱電対の仕様は、W-5%Re/W-26%Re素線、Nb-1%Zrシース、BeO粉末絶縁、シース外径は1.6mmである。これまでキャプセルに実装された熱電対の最大照射時間は7500時間（照射温度1273K）である。

最近の熱電対故障は照射中期（1000時間程度）以降に生ずる傾向が見られ、今後の検討課題である。

(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、Re-5%Wシース、BeO碍子絶縁熱電対の耐久試験として、ノルウェーのハンデンプロジェクトとの研究協力の一環で、HBWRにおいて2年間の照射試験を実施した。1987年3月に熱電対をハンデンプロジェクトの照射リグに組み込み、1987年6月から1989年8月までの約2年間（約12000時間）照射した。熱電対は照射リグ内の燃料の中心温度計として用いられ、約2年間の照射温度は973℃から1373℃であったが、照射末期の出力上昇試験で約10日間最高1803Kを示した。この耐久試験で8本の熱電対が照射されたが、このうち1本が照射開始後7320時間で断線症状を示したが、残りは照射末期の出力上昇試験まで正常と思われる温度を示した。照射末期の出力上昇試験では、出力上昇時及び出力下降時に各1本断線した。

今後は、今後の断線対策の検討に役立たせるため、照射済の熱電対の照射後試験として放射線透過検査、金相試験等の実施するとともに、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、長期照射下での校正試験を実施する。

6.5.2 照射実験用SPND

軽水炉燃料の出力急昇試験等の中性子束測定において、小型のSPNDを使用している。JMTRでは主としてRhエミッタのSPNDを使用してきた。RhエミッタSPNDは応答が遅いため、出力急昇試験のように中性子束変化が速い場合には、即応答性のCoエミッタSPNDの使用が考えられる。しかし、CoエミッタSPNDは、照射実験用SPNDとして長時間安定した出力が得られた実

績がない。また、出力急昇試験では、中性子束とともにSPNDの温度が変化しさらに周囲の冷却水のボイド率が変化するため、SPNDの中性子感度の温度係数を冷却水のボイド率が変化のない状態で把握しておく必要がある。

このため、信頼性の高い即応答性のCoエミッタSPNDを開発し、Rhエミッタを含む各種のSPNDとともに、中性子感度の温度依存性の確認及び安定性試験を実施している。

各SPNDは、673Kまでの温度制御が可能な通常のJMTR照射キャプセルに装荷し、JMTRの第86サイクルから照射試験を実施している。第86サイクルと第87サイクルに実施した照射試験では、Rhの中性子感度の温度係数は、SPNDの導線であるMIケーブルの構造に依存する可能性のあることが示された。即ち、感度の温度依存性は、MIケーブルの心線がNiのものは約0.07%Kであるのに対して、MIケーブルの心線がNi-Crのものはほとんど温度に依存しない。今後、更にデータを検討することにより、中性子感度の温度依存性を明らかにする。

また、同一構造のキャプセルにCo、Rh及びVエミッタのSPNDの装荷し、第91サイクルより長期の照射試験を開始し、CoエミッタSPNDの即応答性及び各エミッタの中性子感度が文献値とほぼ一致する事を確認する（ただし、Vエミッタを除く）。今後、約2年間照射し各エミッタの中性子感度の温度依存性及び安定性等を確認する。

6.5.3 飽和温度キャプセル

軽水炉の炉心構造材の照射にかかわる寿命延長評価のために、照射試験を軽水炉温度で高照射量（ $1 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ 以上 $E > 1 \text{ MeV}$ ）まで行う。このキャプセル（飽和温度キャプセル）を開発した。

当該キャプセルは、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、ステンレス鋼製の外筒と仕切管からなり、照射試料は、水を満たした仕切管の内側に装荷する。キャプセル内の水は、キャプセル上部から仕切管外側に注水され下降流となる。そして、キャプセル下部で仕切管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（Fig.6.5.1参照）。

当該キャプセルによる照射を、JMTR第83サイクル（1988年度）に行った。しかし、このときキャプセル供給水流量が不足していたため、キャプセルに不安定な現象が発生した。1989年度は、この対策を行った後、JMTR第89サイクル（1990年度）から照射を再開する。その結果、原子炉出力50MWにおいて、照射試料の温度を300℃で均一にすることができると思う（Fig.6.5.2参照）。

6.5.4 キャプセル冷却用ヒートパイプ

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となる。1989年度は上記問題等について検討した。以下に検討結果について述べる。

(1) 原子炉反応度への影響

ヒートパイプキャプセルをJMTRの燃料領域に装荷した場合及び反射体領域に装荷した場合

の2ケースについて計算を行った。計算条件としてはヒートパイプの作動状態を考え、ヒートパイプの内部に純水が封入れている場合と真空状態の場合を仮定した。この結果、両者（純水-真空）の反応度の差はほとんどなく、原子炉の運転に支障ないことが分かった。

(2) 非凝縮性ガスの熱輸送特性への影響

水の放射線分解で発生する非凝縮性ガス（水素、酸素）による熱輸送特性の影響を把握するための『分解ガス測定用炉内キャプセル』及び『炉外測定装置』の設計・製作を行った。Fig. 6.5.3に概略フローダイアグラムを示す。

(3) 炉外実験用高熱流束小径ヒートパイプの設計・製作

ヒートパイプをキャプセルの除熱に使用する場合、小径で大きな熱量を輸送する能力が要求される。この場合、ヒートパイプの管壁に沿って凝縮部から加熱部に向かう凝縮液がそれと対向流の蒸気によって飛散される飛散限界が最もヒートパイプドライアウトの原因になりやすい。そこで、飛散限界が発生しにくいヒートパイプを試作し、作動限界を測定する実験を行う。Fig.6.5.4に高熱輸送流束小径ヒートパイプの概略図を示す。

6.5.5 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1985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 6.5.2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。再計装燃料棒をBOCAキャプセルに装着した概略図をFig.6.5.5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.6.5.6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。

1989年度は、FPガス圧力計の炉内性能試験を実施し、炉内総合確証試験用の再計装機器の製作を行った。

FPガス圧力計の炉内性能試験では、FPガス圧力計が実際にBOCAキャプセル内に装荷されるのとはほぼ同等の中性子束 ($\phi_f \sim 3 \times 10^{12} \text{n/cm}^2 \cdot \text{S}$) の炉心位置で照射の燃料棒にFPガス圧力計を取り付けて照射試験を実施した。得られたデータをFig.6.5.7に示す。内圧は、JMTRの50MW時において0.24～0.27MPaを示した。この圧力の変化は、内部ガスの温度変化に相当し、FPガス圧力計の感度変化は無いといえる。また、各サイクルの炉停止後の内圧は0.14 MPaを示した。この値は照射前の内圧値と一致し、照射前と10サイクル照射後とにおいても内圧変化が無いことから、FPガス圧力計のドリフトも無いといえることができる。

炉内総合確証試験用の再計装機器の製作では、Fig.6.5.8に示す再計装燃料棒のうち穿孔装置、FPガス圧力計、装着装置及び伸び吸収装置等の再計装機器の製作を完了しFPガス圧力計 (50kg/cm²G用) の圧力校正を実施した。

今後は、BOCAキャプセルの製作を進めると共に、ホットラボでの遠隔操作技術の確立を経て、1990年度のBOCAキャプセルによるFPガス圧力計再計装技術開発の最終確認試験である炉内総合確証試験に備えて行く。

Table 6.5.1 Actual Traces of High Temperature Thermocouples Installed in Capsules at the JMTR (to May 1990)

Temperatures (K)	Total Number of TC Installed in Capsules	Number of Failed TC (Failure Time; hrs)	Max. Irradiation Time (hrs)
~1273	52	3 (2500), 1 (4500)	7500
1273~1373	24	0	4500
1373~1473	10	1 (5)	3500
1473~1573	16	1 (5)	3000
1573~1673	19	4 (5), 1 (2500), 1 (3250)	4500
1673~1773	19	1 (5)	2000
1773~1873	6	1 (1500), 1 (5)	2000
2173~2273	1	0	2000
Total	147	15	—

Table 6.5.2 Schedule of Development of Re-Instrumentation Techniques

年 度		昭和60 (1985)	61 (1986)	62 (1987)	63 (1988)	平 1 (1989)	2 (1990)	3 (1991)	4 (1992)
開発試験項目		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 ガス圧力計試作	再計装技術開発	設計及び製作							
		アーク穿孔・装置							
		パンクチャー・装置							
		F P ガス 取扱い技術開発							
		F P ガス圧力計再計装技術開発							
炉内確証試験	燃料棒中心温度計	高圧用 F P ガス圧力計製作							
		遠隔操作総合性試験							
		F P ガス圧力計炉内性能試験							
		BOCA キャプセル設計							
		加工手法検討・装置製作							
燃料棒中心温度計	再計装技術開発	加工手法検討・装置製作							
		炉外確証試験							
		炉内確証試験							
		炉内確証試験							
		炉内確証試験							

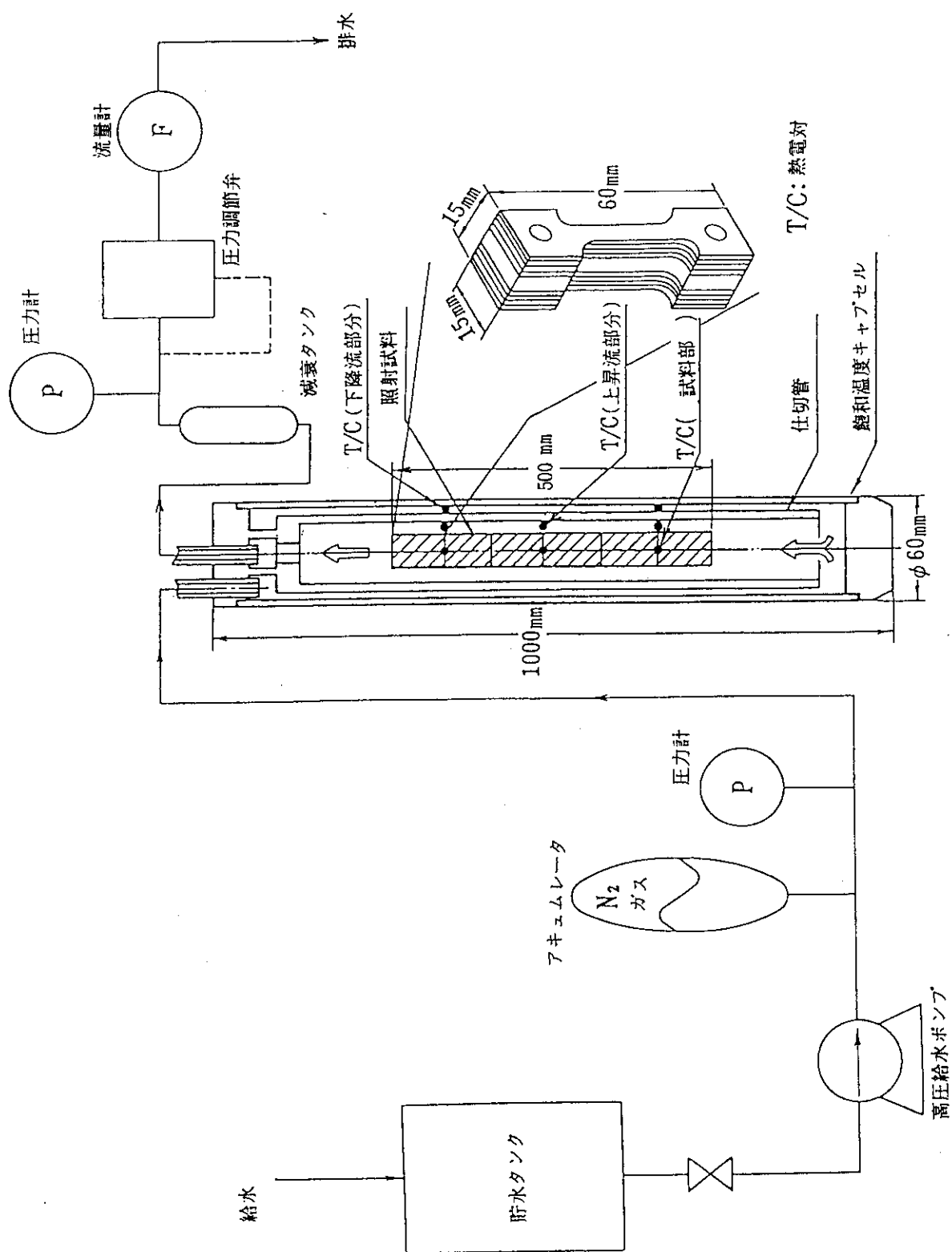


Fig. 6.5.1 Flow Diagram of the Saturated Temperature Capsule

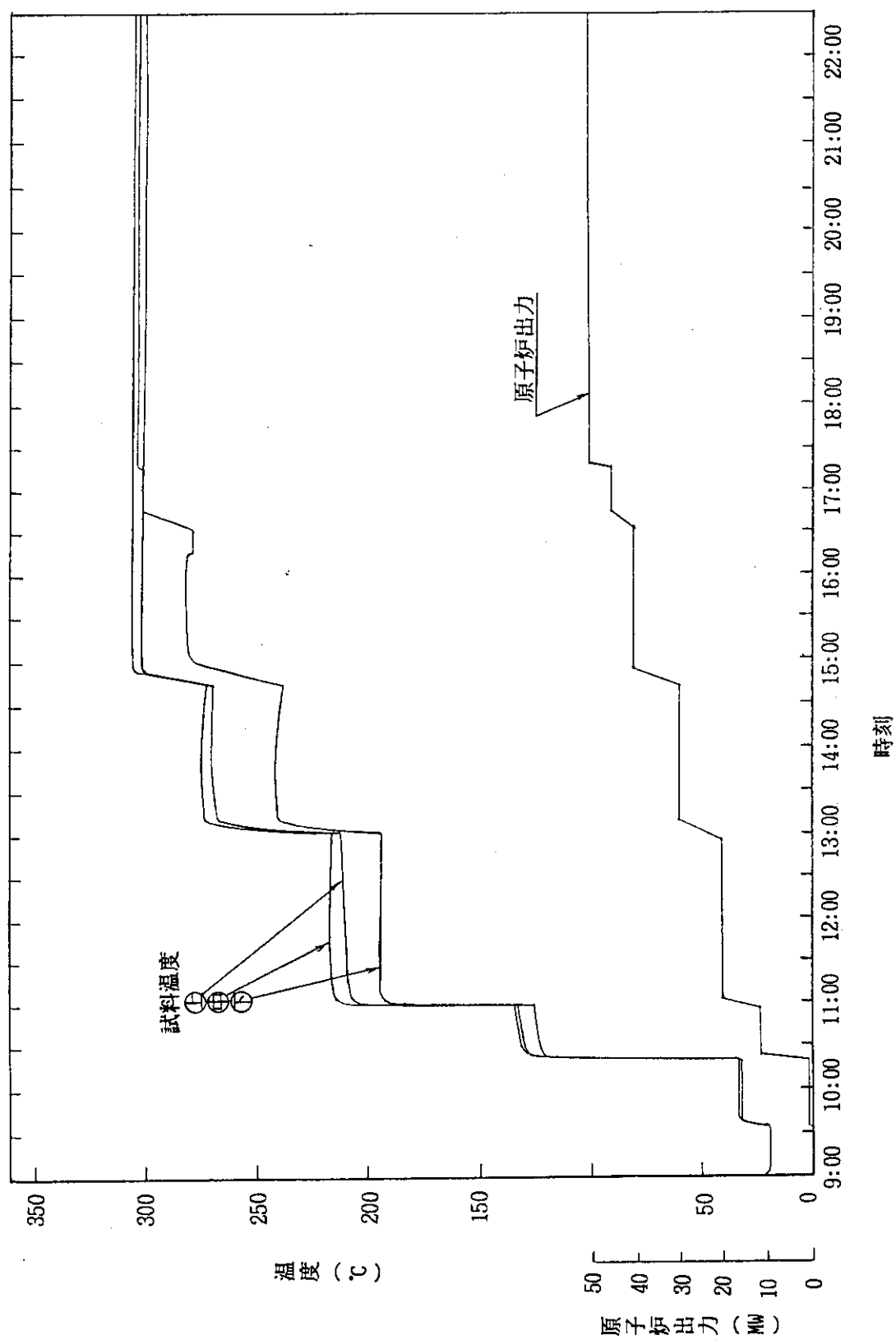


Fig. 6.5.2 Irradiation Temperature History Trend of the Saturated Temperature Capsule

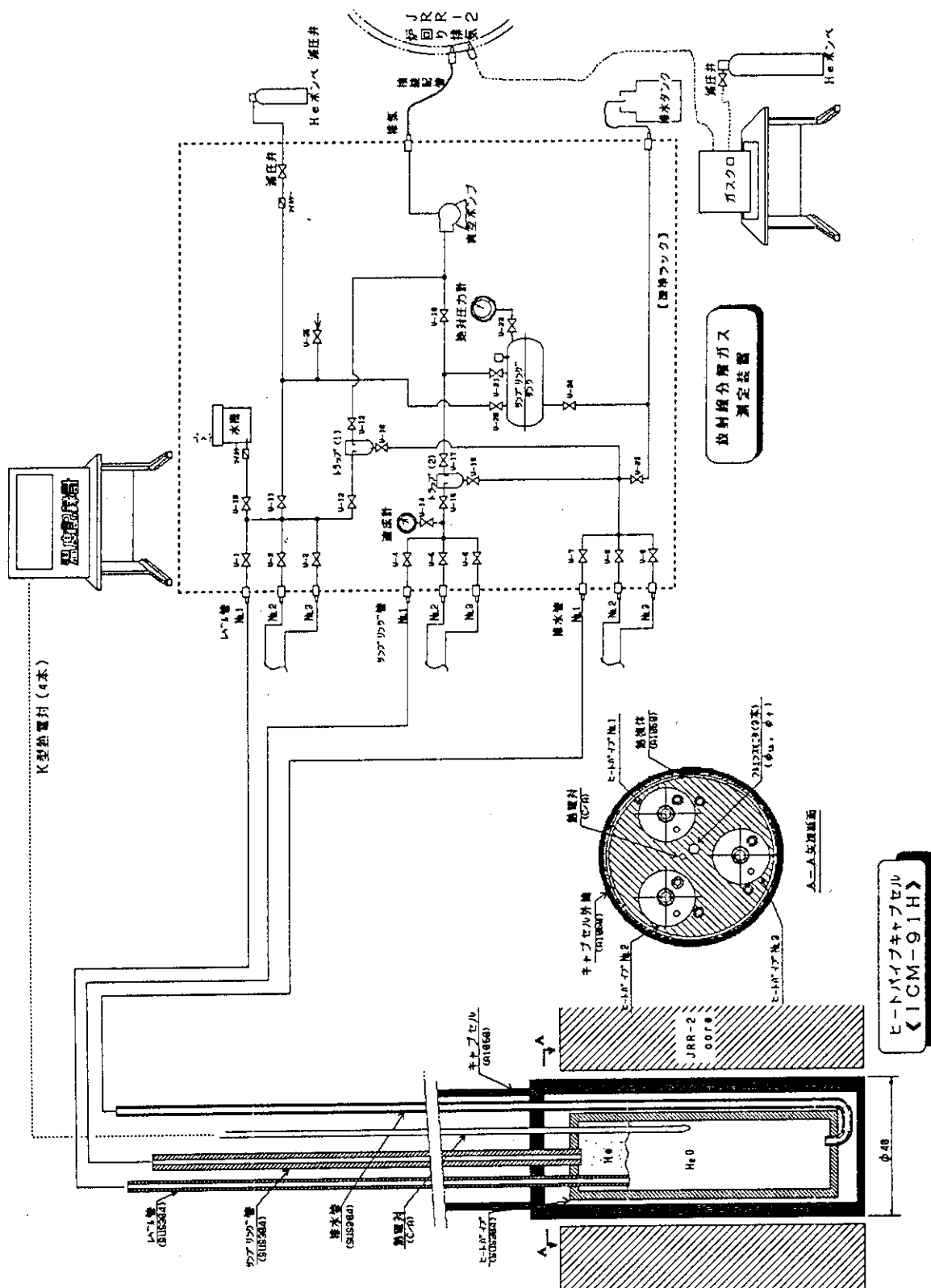


Fig. 6.5.3 Radiolyses Gas Measurement Equipment

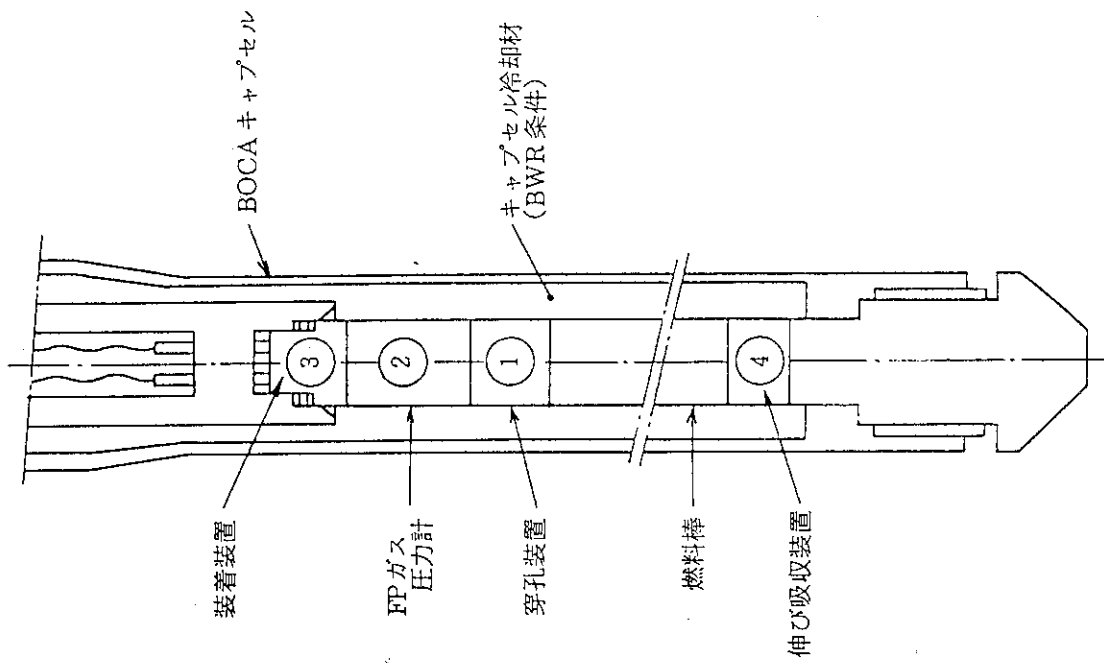


Fig. 6.5.5 Re-Instrumented Fuel Rod Loaded in the BOCA Capsule

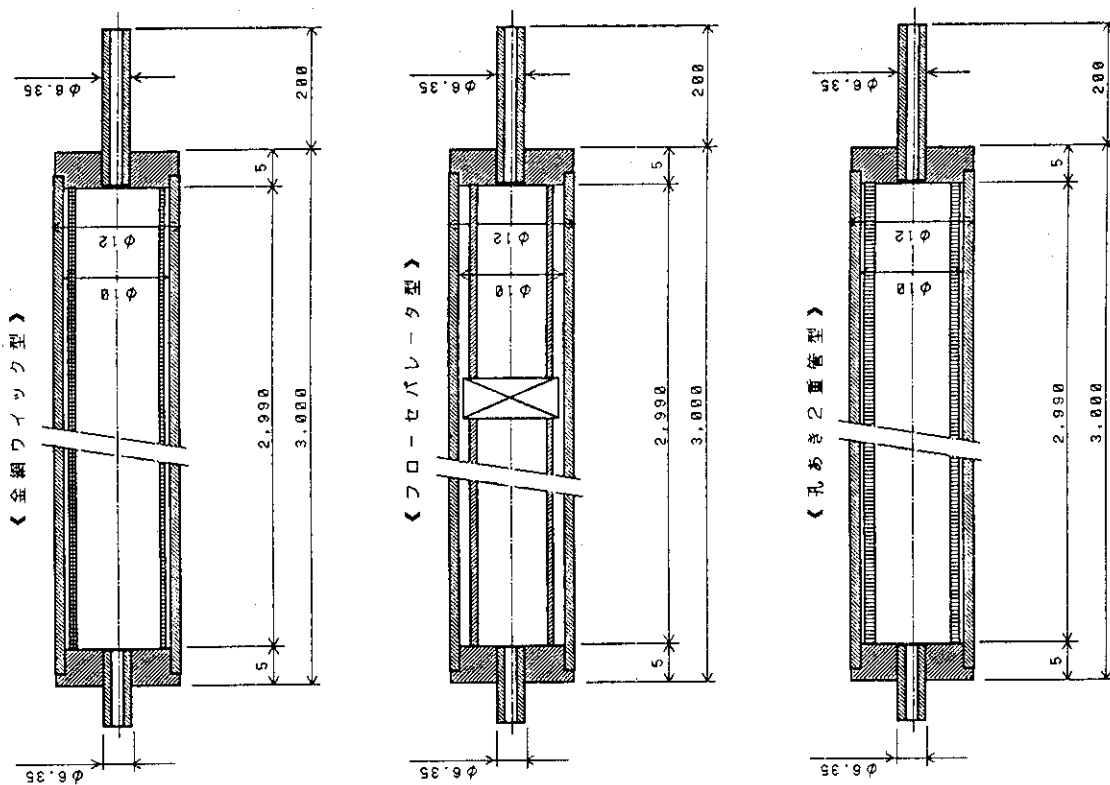


Fig. 6.5.4 The Heat Pipes for High Heat Flux Transfer

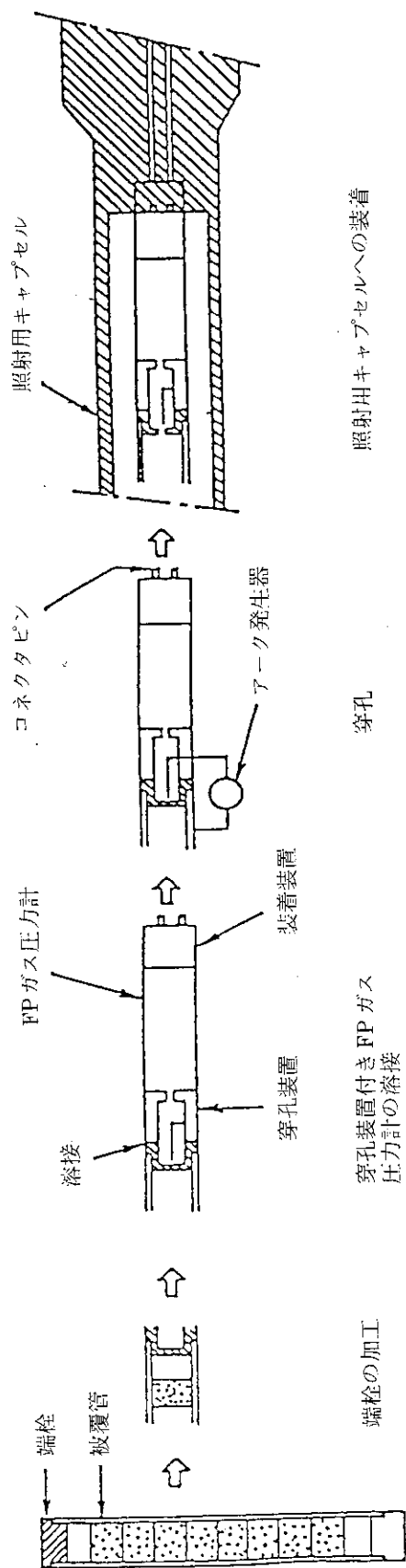
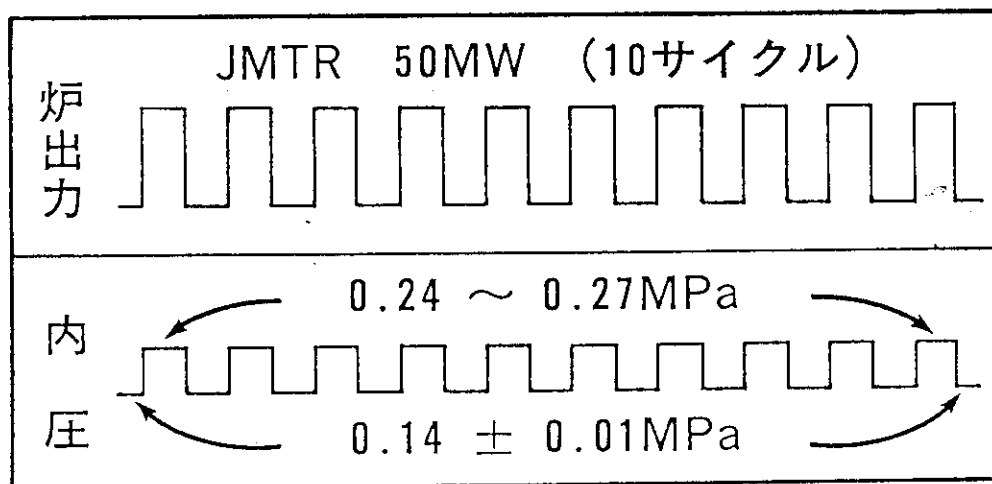


Fig. 6.5.6 The Procedure of Re-Instrumentation

照射済燃料棒



項 目	BOCA使用条件	試 験 結 果
照 射 温 度 (°C)	~150 * ²	100 ~ 160
測 定 圧 力 (MPa)	————	0.24 ~ 0.27
高速中性子束 * ¹ (n/cm ² ·s)	~3 × 10 ¹² * ³	2.6 × 10 ¹²
高速中性子照射量 * ¹ (n/cm ²)	~3 × 10 ¹⁸	5.3 × 10 ¹⁹

(*¹: 1 > Mev , *²: 装着装置部温度 , *³: 12日間照射の場合)

Fig. 6.5.7 Result of Performance Test of the Fission Gas Pressure Gauge

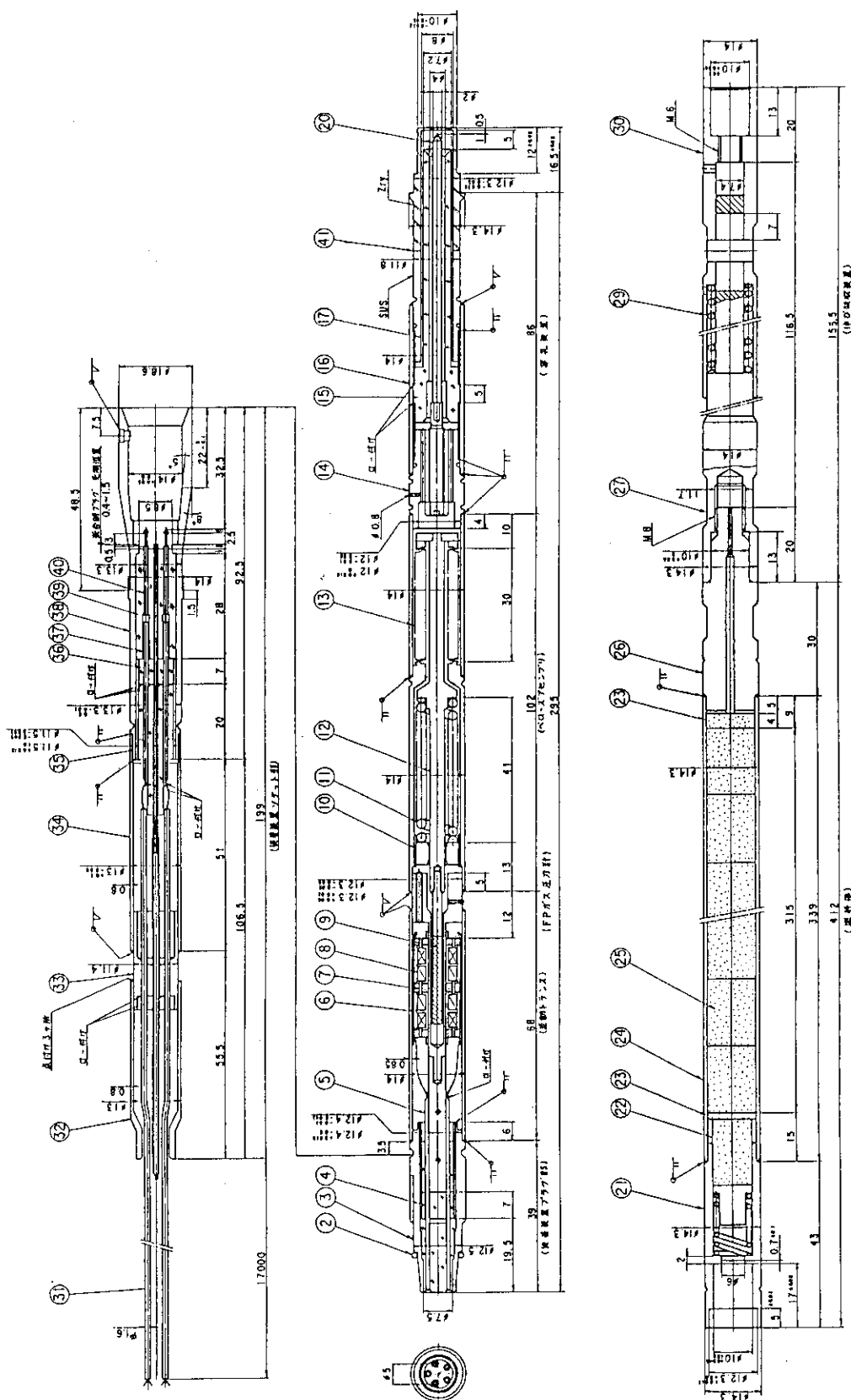


Fig. 6.5.8 Fuel Rod with the Re-Instrumenting Fission Gas Pressure Gauge

41	夏村 隆平 (佐賀県)	SUS-274	1
40	アロニソフ (金沢市)	SUS-273	5
39	アロニソフ (金沢市)	SUS-272	1
38	アロニソフ (金沢市)	SUS-271	1
37	アロニソフ (金沢市)	SUS-270	1
36	アロニソフ (金沢市)	SUS-269	1
35	アロニソフ (金沢市)	SUS-268	1
34	アロニソフ (金沢市)	SUS-267	1
33	アロニソフ (金沢市)	SUS-266	1
32	アロニソフ (金沢市)	SUS-265	1
31	アロニソフ (金沢市)	SUS-264	1
30	アロニソフ (金沢市)	SUS-263	1
29	アロニソフ (金沢市)	SUS-262	1
28	アロニソフ (金沢市)	SUS-261	1
27	アロニソフ (金沢市)	SUS-260	1
26	アロニソフ (金沢市)	SUS-259	1
25	アロニソフ (金沢市)	SUS-258	1
24	アロニソフ (金沢市)	SUS-257	1
23	アロニソフ (金沢市)	SUS-256	1
22	アロニソフ (金沢市)	SUS-255	1
21	アロニソフ (金沢市)	SUS-254	1
20	アロニソフ (金沢市)	SUS-253	1
19	アロニソフ (金沢市)	SUS-252	1
18	アロニソフ (金沢市)	SUS-251	1
17	アロニソフ (金沢市)	SUS-250	1
16	アロニソフ (金沢市)	SUS-249	1
15	アロニソフ (金沢市)	SUS-248	1
14	アロニソフ (金沢市)	SUS-247	1
13	アロニソフ (金沢市)	SUS-246	1
12	アロニソフ (金沢市)	SUS-245	1
11	アロニソフ (金沢市)	SUS-244	1
10	アロニソフ (金沢市)	SUS-243	1
9	アロニソフ (金沢市)	SUS-242	1
8	アロニソフ (金沢市)	SUS-241	1
7	アロニソフ (金沢市)	SUS-240	1
6	アロニソフ (金沢市)	SUS-239	1
5	アロニソフ (金沢市)	SUS-238	1
4	アロニソフ (金沢市)	SUS-237	1
3	アロニソフ (金沢市)	SUS-236	1
2	アロニソフ (金沢市)	SUS-235	1
1	アロニソフ (金沢市)	SUS-234	1

6.6 検査技術の開発（浸透探傷法とその定量計測）

表面欠陥の検出を目的とする浸透探傷法（PT）において、現像後欠陥から浸出した浸透液による欠陥指示模様の大きさと欠陥の大きさとの関係を求めるための検討を行った。

実験には厚さ10mmのステンレス鋼平板の表面に、直径1.0, 0.5, 0.2mm, 深さ0.2から2.0mmの点状の人工欠陥を設けた試験体を使用した。PT法は溶剤除去性の染色浸透液を用い、現像は速乾式現像剤によるスプレー法で行った。

試験結果の観察は目視によって行い、次の結果を得た。

(1) 現像液の塗膜の厚さが浸透速度に与える影響

通常の現像状態（試験面の地肌がかすかに見える程度）に比べて、現像液の塗膜厚さが厚くても薄くても現像塗膜中への浸透液の浸出速度は遅くなる。

(2) 試験体の温度が浸透速度に与える影響

試験体の温度を種々変えて、欠陥から得られる欠陥指示模様の時間的変化を調べた。この結果、試験体の温度が常温から40℃の範囲では欠陥指示模様の広がり大きな変化は認められないが、温度50℃では欠陥指示模様の変化が小さくなった、従って、欠陥からの浸透液の浸出速度は、試験体の温度が高くなると遅くなると考えられる。

(3) 欠陥内部の浸透液の量が浸出速度に与える影響

同一欠陥を用いて欠陥内部に浸透している浸透液の量を種々変えて、それぞれ、現像処理後の欠陥指示模様の時間的変化を調べた。この結果、浸透液の量が少ない程、欠陥指示模様の時間的変化は小さくなった。従って、浸透処理では欠陥部に十分浸透液が浸透するように浸透時間の管理を行わなければならない。

(4) 欠陥指示模様の大きさと欠陥の大きさの関係

欠陥の大きさを種々変えて、現像時間10分での欠陥指示模様の大きさを調べた。この結果、欠陥の直径が小さくなるとその欠陥指示模様は小さくなり、また、同一直径の欠陥では、その深さが浅くなると欠陥指示模様は小さくなる。

以上の結果から、欠陥指示模様の大きさに影響を与える因子として、現像状態、試験体の温度、欠陥内部の浸透液の量及び欠陥の大きさが挙げられることがわかった。

今後は、浸透探傷試験によって得られた欠陥指示模様の大きさと実際の欠陥の大きさ（欠陥の深さ）との関係を明らかにする予定である。

6.7 照射後試験技術の開発

6.7.1 微小試験片試験技術

核融合炉用材料の研究開発においては、材料の特性を評価する手法として微小試験片による試験が必須なものとされるため、1987年度より燃料・材料工学部、高温工学部の協力のもと、その技術開発を進めている。

大洗研ホットラボは、各種試験の遠隔操作化、自動化、試験片調整等についての技術開発を担当し、前年度までに微小試験片強度試験法の第1ステップとして、照射後スモールパンチ試験に関する技術の開発、衝撃試験片等から微小試験片を採取するための精密加工技術及び、微小試験片の識別（刻印同定）、分類、試験装置への試料のセッティングの技術開発を行ってきた。

本年度は、スモールパンチ等強度試験について先に開発した遠隔操作型SP試験装置原型機を用いて、長期使用、無人運転等に対する信頼性向上、試験精度及び能率向上のための改良点の摘出検討を進め、その結果を照射後試験用装置の設計に反映させた。照射後試験用SP試験装置は、原型機の基本設計をそのまま生かし、ターンテーブル方式の自動供給システムと上下二分割の専用試験治具により、1バッチ12個の試験片を真空中（ -100°C ～ 800°C ）で自動的に連続試験できるようにし、ホットセルへ設置した。また、脆性－延性遷移温度を求めるための新たな試験法として、高速パンチ試験機の検討を進めた。

微小試験片の精密加工関係では、小型放電加工機によりワイヤ法による加工実験を行ない、試験片加工の技術的見通しを得た。次年度、遠隔操作機の基本設計を行う。

微小試験片の識別、分類等取り扱いに係る周辺技術の開発では、原型機を試作して実験を行い、照射後試験装置の設計に反映させた。

6.7.2 亀裂伝播試験装置の整備

高温で使用される原子炉材料の耐久特性の解明は、原子炉の安全性評価上重要な課題である。特に、高温工学試験研究炉の開発研究においては、原子炉圧力容器に使用予定の材料である $2\frac{1}{4}$ Cr-1 Mo鋼等についての亀裂伝播特性、低サイクル疲労特性データの取得が安全解析上強く要求されている。このため、大洗研ホットラボにおいては、「原子炉材料の高温強度に関する試験研究」の一環として、本年度より照射材料のための亀裂伝播試験装置の整備を進め、装置の設計製作、ホットセルへの据付を完了した。

本装置は、ホットセル内に設置した真空高温加熱槽を備えた遠隔操作型電気油圧サーボ式試験機本体とホットセル外部の真空排気装置、油圧源及び制御盤で構成され、制御は総てコンピュータを介して行い、無人長時間試験が可能である。（Fig.6.7.1参照）。

照射済試料の亀裂伝播試験においては、所定の試験条件、すなわち、荷重負荷モード（三角波形、正弦波形、台形波形等々）、繰返し負荷速度（ $\sim 100\text{Hz}$ 以内）、変位振幅等により試験片に最大 $\pm 8\text{tonf}$ の引張、圧縮荷重が負荷でき、室温から 900°C までの真空中で、変位測定（クリップゲージ法、レーザマイクロゲージ法）あるいは電位測定（電位差法）による亀裂測定が可能である。また、本体の設置されたホットセル内部は、常時一定温度に維持（ $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 以内）されており、環境の温度変化に影響されることなく精度の高い試験が可能である。なお、本装置は、低サイクル

疲労試験にも十分対応でき、次年度照射後試験を開始する。

6.7.3 照射腐食割れ試験装置

軽水炉等の常時水に接している炉心構造材料（主にステンレス鋼）は、中性子線や γ 線の照射を受けて、金属組織的变化を起こすとともに、水環境の変化によって、腐食及び腐食割れ等を起こすことが知られており、水環境下における腐食割れの解明が重要視されている。

照射腐食割れ試験は、水質調整を行いながら電気化学的に、高温高圧水中において、ステンレス鋼の腐食割れの発生や進展機構を調べ、照射材料の腐食割れに対する感受性を明らかにするためのもので、本装置は、ホットセル内に設置した単一軸型低歪速度引張試験機及び高温高圧水で腐食環境を作るオートクレーブ、操作室内に設置した水質調整用の精製循環装置、水質計測装置、制御操作盤及びデータ処理装置等から構成される。

これらの装置は、試験片を引っ掛け型で取付け、オートクレーブの固定をクラッチ機構を用いたOリングシール方式としマニプレータによる遠隔操作で行えるようにした。また、配管系には放射性物質の破片等が回り込まないようにするために二重にフィルタを設ける等多くの工夫がこらされている。

Fig.6.7.2に照射腐食割れ試験装置の概要及びFig.6.7.3に照射腐食割れ試験装置フローシートを示す。

装置の主な仕様は、下記のとおりである。

① 低歪速度引張試験機

- ・ 最大負荷容量 $2.9 \times 10^4 \text{N}$
- ・ 引張速度 $1.0 \text{mm/min} \sim 1 \times 10^{-5} \text{mm/min}$

② オートクレーブ

- ・ 容量 1.9リットル（内径90mm×深さ300mm）
- ・ 最高使用温度 300°C
- ・ 最高使用圧力 9.8MPa

③ 変位測定器

- ・ 型式 歪ゲージ式
- ・ 検出法 プルロッド変位量

④ 計測装置類

- ・ 溶存酸素形（溶存酸素設定範囲10ppb～8ppm）
- ・ 液伝導度計
- ・ pH計
- ・ 電位計測装置

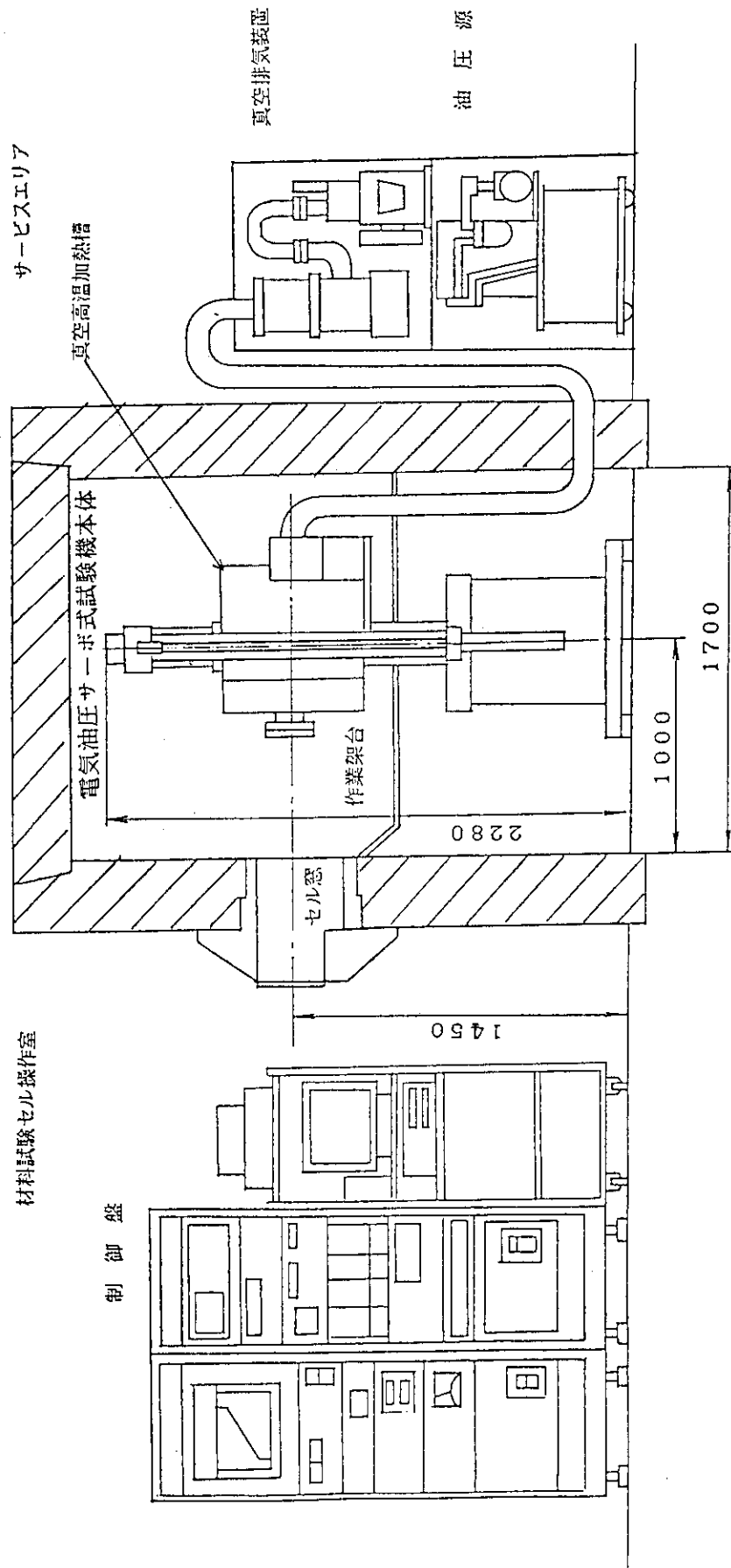


Fig. 6.7.1 Schematic View of Crack Growth Testing Machine

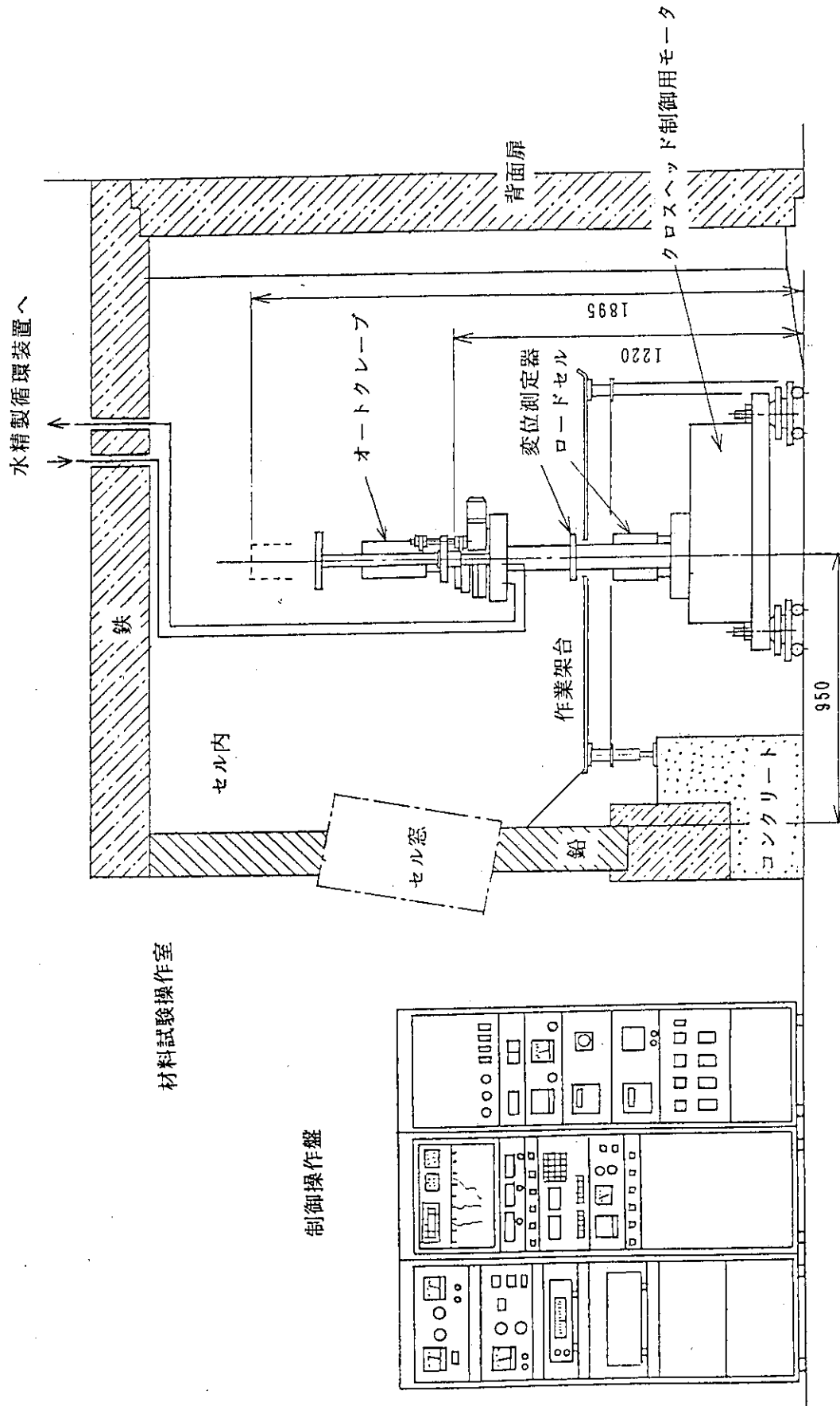


Fig. 6.7.2 Schematic Drawing of Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking Test Facility

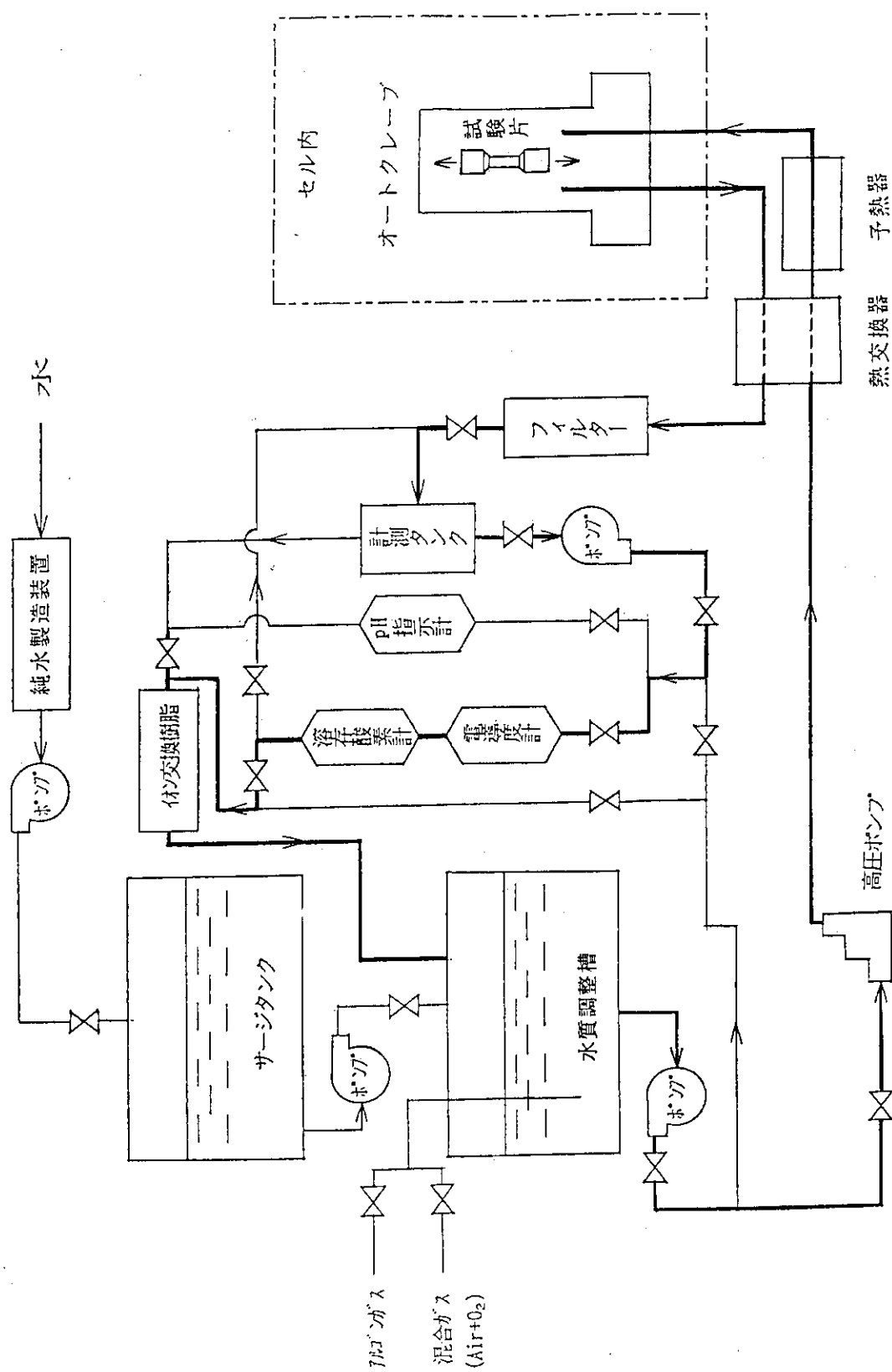


Fig. 6.7.3 Schematic Diagram of Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking Test Facility

6.8 その他の技術開発

6.8.1 形状記憶合金継手

本年度は実用上問題となるTiNi形状記憶合金の衝撃特性に着目し中性子照射の影響について調べるため、TiNi形状記憶合金の照射後シャルピー試験を実施するとともに継手内径測定装置の開発に着手した。

(1) 形状記憶合金の照射挙動

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及びリーキ型ラビットに装荷し、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。

中性子照射量 Φ_f ($> 1 \text{ MeV}$) :

$$1 \times 10^{25} / \text{m}^2$$

$$1 \times 10^{22} / \text{m}^2$$

$$1 \times 10^{23} / \text{m}^2$$

照射温度：323K

2) シャルピー衝撃試験

照射後のシャルピー衝撃試験結果をFig.6.8.1に示す。試験に用いたシャルピー衝撃試験片はハーフサイズ ($5 \times 10 \times 55 \text{ mm}$) である。形状記憶合金は変態開始 (Ms)・終了温度 (Mf) 及び逆変態開始 (As)・終了温度 (Af) を有するための特有の延性脆性遷移温度 (DBTT) 曲線を呈する。323K照射においては、中性子照射量の増加により、破壊エネルギーは6分の1以下の約2JになるとともにDBTTは150K以下に低下した。このように脆化傾向の大きな形状記憶合金も520K焼鈍処理を行うと回復傾向が現れ、照射損傷量1.3dpaにおいても形状記憶合金特有のシャルピー衝撃特性が確認された。これは照射により形成された空孔の移動が焼鈍処理で促進され、規則化現象が進むことと関連している。こうした損傷回復効果を有効に利用できるための照射環境条件を求めるため、引き続き、照射実験を実施する予定である。

(2) 形状記憶合金継手の応用開発

形状記憶合金継手の機能特性に及ぼす照射効果を評価するためには、形状記憶効果に伴い収縮・拡大する継手内径変化と環境温度の関係を照射環境下において遠隔操作により連続的に測定する必要がある。しかしながら、現状では、可変温度雰囲気下において内径変化を精度良く測定出来、しかも遠隔操作化が可能な測定方法について報告されていない。そこで新たに継手内径測定の原理について検討を進め、センサー部に熱膨張係数の小さなインバー合金を使用するとともに、測定精度の良好なマグネスケールを併用したモックアップ用継手内径測定装置を開発し現在、センサー部の改良を進めている。

6.8.2 耐放射線有機シール材

有機材料は可撓性の大きいこと、電気絶縁性、耐薬品性等が優れていることから、JMTRにおいても炉内照射キャプセルの水密及び気密用材料等として使用されている。

一般に、放射線環境下における有機材料は、約 10^5 Gy (10^7 rad) で特定使用（条件付き使用）あるいは使用不可となっている。有機質材料の優れた特性を活かし、照射装置のシール材として使用するためには、 3×10^7 Gyまでの使用に耐えうる有機質材料として期待されるエチレンプロピレン（EPR）の試作・開発を行っている。

今年度は耐放射線性を改良したEPRの試作・開発に先駆け、EPRへの添加物、配合割合等の確定のため予備試作した7種類のEPRについて電子線照射を実施し、更に、破断応力、破断伸び、破断エネルギー及び20%引張応力等機械的強度の各種試験を行った。

予備試験の結果より、耐放射線性を改良したEPRは生ゴムEP07（エチレン20%、プロピレン80%）とEP11（エチレン、プロピレン各50%）の2種類を選定し、これに架橋防止材等添加物をパラメータとして6種類のサンプルを製作し、高崎研究所のコバルト（ ^{60}Co ）照射装置で照射を開始した。

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・点検時の被曝管理上、並びに減圧事故時の環境へのFP放出量の推定には、一次冷却中の配管及び機器内面へのFPプレートアウト量を知ることが不可欠である。

OGL-1の一次系は、FPのプレートアウト挙動に関してHTTRとほぼ同等であることから、OGL-1の一次系配管を対象にしてFPのプレートアウト測定を実施している。今年度は、JMTR第83サイクルから第89サイクルまで、OGL-1第12次燃料試料（87LF-26A）を照射中に測定した。測定期間中に検出された主な核種は ^{131}I 、 ^{137}Cs 、 ^{110}Ag 、 ^{134}Cs 、Ba-La、 ^{60}Co 、 ^{54}Mn などである。このうち ^{137}Cs のプレートアウト測定結果をFig.6.8.2に、 ^{131}I の測定結果をFig.6.8.3 にそれぞれJMTR第87サイクル及び第89サイクルについて示す。

測定結果からの第87サイクルと第89サイクルとの ^{131}I 沈着分布の違いは、沈着量のピーク位置が上流側に移ったことである。これは、試料出口混合ガス温度が低くなったことにより、配管温度の $300^\circ\text{C} \sim 400^\circ\text{C}$ の位置がガス流路上流側に移動したためである。

^{137}Cs の沈着分布は、サイクルの違いによる大きな変化は見られなかった。また、第12次燃料からの ^{131}I の放出量は、第87サイクルで $7.77 \times 10^7 \text{Bq}$ 、第89サイクルで $1.11 \times 10^8 \text{Bq}$ であった。これは第11次燃料試料とほぼ同じ放出量である。

6.8.4 FP離脱実験

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の離脱割合が重要な要素となる。FPの離脱割合は通常運転時と減圧事故時の圧力、流速、温度に係するせん断力比（SR：Shear Force Ratio）に大きく依存していることが知られている。せん断力比の計算式を(1)に示す。

$$\text{SR} = (P_B/P_N)^{0.75} \cdot (V_B/V_N)^{1.75} \cdot (T_B/T_N)^{-0.58} \quad (1)$$

ここで、P：圧力、V：ガス流速、T：ガス温度である（添字Bは減圧事故時、Nは通常運転時）。

本実験は、これまでにGA社等で行われたFP離脱実験（最大せん断力比18）に対して、HTTRの安全設計上問題になっている100を超える大きなせん断力比での離脱率データ取得を目的とし

て行うものである。実験は、OGL-1でFPを沈着させた試験用パイプ ($12^{OD} \times 10^{ID} \times 100^L \text{mm}$) に対し、昨年度に製作した専用装置でブローダウン試験を行い、その前後の沈着FPをGe検出器で測定する方法で行った。

これまでに実施した離脱実験の圧力、流速、温度及びせん断力比を、Table 6.8.1 に示す。尚、ブローダウン試験時における瞬時のせん断力は $780 \sim 16000 \text{ dyne/cm}^2$ であった。また、セシウムのせん断力比と離脱割合の関係を、HTTRの設計値と共に Fig. 6.8.4 に示す。せん断力比6から133の範囲における離脱割合の最大値は11%であり、これはHTTRの設計値 (55%) より十分に低い値である。

6.8.5 クラッドに関する技術開発

(1) 照射設備の被ばく低減法に関する技術開発

JMTRでは、照射設備の運転・保守における従事者の被ばく低減化対策の一環として、進行交番磁界を応用したクラッド分離装置の開発を石川島播磨重工業株と共同開発を行い、1985年度をもって基礎試験を終了した。

基礎試験は、短期間の試験ではあるが、放射性クラッドを高温高压下で連続的に効率よく除去できることが確認された。今後、実用化に向けて長期確証試験を行い、本装置の信頼性及び健全性を確認するため、ハンデン原子炉プロジェクトの水ループで長期確証試験を実施することになった。

1989年は、クラッド分離装置をハンデン炉に据付けが高温高压の条件下での長期確証試験を実施した。

長期確証試験結果は、以下のとおりである。

- ① クラッド分離装置は、高温高压の条件下 (温度: 260°C , 圧力: $75 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$) で長期間運転を行い、信頼性及び健全性を確認した。
- ② 高温高压下の運転条件において流体中から連続的に放射性クラッドを分離することを確認した。
- ③ 分離効率を Fig. 6.8.5 に示す。図から多少のバラツキがあるものの約70~85%であることが確認できた。

なお、クラッド分離装置の長期確証試験は、1990年3月末日をもって終了した。

(2) クラッド付着に関する実験

前年度に引き続き、機器・配管等へ付着したクラッドの性状を調べるために不動態化処理を施した金属試験片を用いて「クラッド付着に関する試験」を実施した。本年度は、イオンプレーティング処理としてTiC及びTiNについて $1 \mu\text{m}$ 及び $5 \mu\text{m}$ 厚に施した試験片を加えて実施した。これらの実験結果をまとめると、①OWL-2炉内管入口及び出口に装荷した試験片の重量は、 $5 \mu\text{m}$ 厚のイオンプレーティングした試験片の表面が一部剝離してTiC及びTiN共に) 重量減少を示した他は、有為な増減はみられなかった。また、②表面処理法と付着クラッド量との関係は、Fig. 6.8.6及び6.8.7に示すようにTiC等の試験片で低い傾向を示した。図中の略号 (AR+RCT, EP+RCT, AP+RCT) は試験片の表面処理方法を示す。AR+RCTは購入時の試験片を直接、米国RCT社で不動態化処理した試料である。AP+RCTは米国RCT社で不動態

化処理した後、電解研磨処理を行った試料。AP+RCTは米国RCT社で不動態化処理した後、オートクレーブ処理を行った試料である。③表面処理方法の違いによるクラッド付着傾向は、Ti試験片への付着量が明らかに少なく、 ^{60}Co 濃度で約6分の1であった。

OWL-1及びOWL-2の炉外テストセクションを用いて実施してきたクラッド付着に関する試験は、今年度を以て終了した。

(3) OWL-1及びOWL-2の枝管付着クラッド性状調査

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分配管の一部を用いての内面着クラッドの性状調査を、前年度に引き続いて行った。

本年度は、内面着クラッドについて、上側、下側及び側面（試験片採取位置をFig.6.6.8及び6.8.9に示す）の ^{60}Co の付着分布を詳細に調べると共に、超音波洗浄法で除去されるクラッド成分をソフトクラッド、また陰極洗浄法による成分を、ハードクラッドとする方法によりクラッドの性状調査を行った。

上側、下側及び側面におけるクラッドの付着傾向は、OWL-1配管の炉内管入口の場合、 ^{60}Co 付着量の差は比較的小さかった。これに対し、炉内管出口の場合には極端に下側が低い傾向を示し、その量は上側に比べて約2分の1であった（Fig.6.8.10参照）。

OWL-2配管（非溶接部）の炉内管入口の場合には、下側が他の配管に比べて付着量は約1桁高く（Fig.6.8.11参照）、際立った傾向を示した。これに比べ、出口側配管では付着濃度も低く、且つ濃度変化も小さかった。これは、OWL-1とは正反対の付着傾向を示し、炉内管構造がOWL-1は折り返し型であるのに対して、OWL-2では炉心貫通型で今回測定した炉内管入口枝管部が一次系の中で最も低い部分となることから、ここに堆積し易いためと考えられる。

一方、溶接部配管（OWL-2）については、炉内管出入口とも、上側、下側及び側面で、濃度に差がなく（Fig.6.8.12参照）、均一に付着していた。

ソフトクラッド及びハードクラッドの割合は、OWL-1の場合炉内管出入口で違いが無く、それぞれ55～70%、25～45%であった。OWL-2の場合のソフトクラッドの割合は、ソフトクラッドが下側部で多く80～96%を占めていた。ハードクラッドについては、下側部で逆に少なく3～30%、などの結果が得られた。

6.8.6 核融合炉トリチウム増殖ブランケット材に関する照射実験法の開発

我国及び世界各国で進められている核融合炉開発は、DT反応により核融合エネルギーを取出すことを目標としている。その核融合エネルギーを導き出すための燃料であるトリチウムは半減期が約12.3年の放射性物質で天然に存在しないため、核融合炉の実用化のためにはトリチウム生産とトリチウム回収機能を有し、トリチウム燃料の自己供給を可能とするトリチウム増殖ブランケット技術の確立が不可欠である。

JT-60の次期装置である次期大型装置においては、このトリチウム増殖ブランケット技術を実証するために、テストブランケット（増殖材の装荷量は数トン～数10トン）を設置することが計画されている。一方、現在の増殖ブランケット材の照射試験規模は数グラム照射であり、基礎

データの取得が進められている。しかしながら、これらの実験から、核融合炉の設計及び運転条件に対応した工学データ（ブランケットの核熱特性評価、トリチウム漏洩特性等）を得るには限界がある。そのため、ブランケット構造の1つの代表的概念である、Heガススイープ・水冷却型の増殖ブランケット構造を模擬した構造物に、増殖ブランケット材を数キログラム装荷した試験体を用いて、JMTRのインパイル水にループで照射試験を行うことが計画されている。

これらの背景を踏まえて行っているブランケット材（トリチウム増殖材及び中性子増倍材）等についての関連研究活動結果の概要について以下に示す。

(1) トリチウム増殖材（Li含有セラミックス）の核熱特性評価試験

本試験は、トリチウム増殖材候補材であるLi含有セラミックス、即ち Li_2O 、 LiAlO_2 、 Li_4SiO_4 等について炉内における核熱特性を明らかにするためにJMTRを用いて行っている計装付キャプセル照射試験である。また、本照射試料には、発熱特性を正確に把握するため精度良く加工した（外径で $\pm 0.01\text{mm}$ ）、円柱状Li含有セラミックペレットを用い、ペレット中心に熱電対が計装されている。照射試験体の仕様をTable 6.8.2に示す。今年度は、ペレット／被覆管半径ギャップを $200\mu\text{m}$ と一定にし、 LiAlO_2 ペレットの理論密度を試験パラメータにした。照射試験体の概要と試験結果の1例を各々Fig. 6.8.13及び6.8.14に示す。本結果から、ペレット中心温度と総発熱量（ γ 発熱量を含む）の相関は、予想に反してペレット密度が高ければ高いほど、中心温度が高くなる傾向が観察された。本挙動については照射後試験結果を待つて更に検討を加える。

(2) 中性子増倍材（ベリリウム）の諸特性評価試験

現在の核融合炉設計において、Li含有セラミックスのような固体トリチウム増殖材を用いる場合にはトリチウム増殖比（TRB）を満足するために絶対に中性子増倍材を用いなければならないとされており、その中性子増倍材の第1候補材がベリリウムである。また、現在JMTRでの核融合炉増殖ブランケット試験体としては、中性子増倍材とトリチウム増殖材とを球状に製作し、混合して照射する予定である。従って、照射によって生成したトリチウムを回収する上で、中性子増倍材とトリチウム増殖材との化学的健全性（両立性）やベリリウム内のトリチウム挙動を詳細に把握することは、安全上及び実験上重要な項目の1つである。今年度行った2つの研究結果の概要を以下に示す。

まず、ホットプレス製ベリリウムディスクに対して、加速器によって打込んだ重水素の保持特性について反跳粒子検出法によって調べた。打込み条件を以下のとおりである。

イオン種 ; D_2^+
 エネルギー ; 5 (keV)
 フラックス ; 9.3×10^{14} ($\text{D}_2^+/\text{cm}^2/\text{s}$)
 フルエンス ; 7.3×10^{18} (D_2^+/cm^2)

試験結果の1例をFig. 6.8.15に示す。本結果から、重水素放出温度には 150°C 以下と 400°C の2つのステージがあり、最大 $0.36\text{D}/\text{Be}$ まで保持することが明らかになった。

次に、ホットプレス製ベリリウムと Li_2O との両立性を評価するために、拡散対による反応性評価試験と、引張特性に対する反応の影響評価試験を最高 800°C で1000時間行った。その結

果の1例を各々Fig.6.8.16及び6.8.17に示す。前者に関しては、 Li_2O 表面にBe蒸着層が観察されたが、X線回折で反応生成物は観察されなかった。後者に関しては、 Li_2O とBeとで反応生成物は観察されず、引張強度の有意な低下も観察されなかった。

(3) セラミックスコーティング技術開発

本コーティング技術の開発は、原子炉での大量トリチウム製造のための照射技術開発の一環として行ってきたものであるが、増殖ブランケット構造材からのトリチウム漏洩を防止するためにも利用できる技術である。コーティング方法としては、細管（内径が10mm程度）の内面にコーティングが可能な化学緻密化法を採用した。コーティング方法をFig.6.8.18に示す¹⁾。コーティング膜（以後CDC膜と称す）の主成分は Cr_2O_3 で、 SiO_2 が Cr_2O_3 マトリクスに分散している複合セラミックス膜である。本CDC膜はステンレス鋼、ジルコニウム合金等に施工できる。現在、施工技術は確立したので、膜の化学的特性（トリチウム増殖材との両立性）、機械的特性（膜の剝離・クラッキング特性）及び熱的特性（膜の熱伝導率等）の評価を行っている。今年度に行った2つの研究結果を以下に示す。

まず、CDC膜に対して光交流法によって測定した熱伝導率測定結果をFig.6.8.19に示す。本結果から、CDC膜の熱伝導率は温度上昇とともに小さくなり、標準CDC処理（15回）後の膜に対しては、約300℃で $3.8\text{Wm}^{-1}\text{C}^{-1}$ であることが明らかになった。

次に、東海研究所アイソトープ部がJMTRを用いてトリチウム製造研究の一環として行った LiAlO_2 照射試験で使用した試験体の概要及びその試験体で用いたセラミックスコーティング膜付き照射容器の照射後試験結果を各々Fig.6.8.20及び6.8.21に示す。Fig.6.8.21から、CDC膜が水素脆化防止効果を有すること、CDC膜施工時には溶接部内面の粗さや溶接構造に留意する必要があること等が明らかになった。

6.8.7 OGL-1チタンスポンジトラップの運転温度とトリチウム捕集効率

OGL-1の一次系冷却材には純度99.995%以上のヘリウムガスを用いているが、照射運転を行うとヘリウムガス中に微量のトリチウム（T；半減期12.3年）が検出される。ループ内のTの生成源としては、ヘリウムガスに含まれる ^3He の（n, P）反応によるものが支配的であり、照射燃料の核分裂生成による寄与は比較的少ない。一次系冷却材ヘリウムガス中のT濃度に関しては、JMTR第65サイクルから一次系各部のガスサンプリングを行い、濃度測定を行っている。OGL-1定常運転時のT濃度は約 $7.4 \times 10^{-3}\text{Bq/ml}$ 、化学形態はガス状（ T_2 又はTH）成分が主であり、トリチウム水（ T_2O 或いはTHO）として存在する割合は高々2%程度である。これまでの測定結果によれば、チタンスポンジトラップ（Ti.S.Trap）のT捕集効率はトラップ運転温度400℃において60～84%であった。

このため、できるだけ良い効率が得られる運転条件を明らかにするため、トラップ内温度を275～400℃の範囲で、しかも各部を均一な温度に制御した場合と、トラップ入口温度を高くし、出力側を低くして、温度勾配を与えた場合について実験した。

この結果、トラップ温度が設計運転温度の400℃より低い、300℃で、なお且つ、温度勾配を有する条件で使用するにより、99%以上の ^3H の捕集効率が確保され、トラップ出口 ^3H 濃度を最大約 $8 \times 10^{-6}\text{Bq/ml}$ まで低下できることが明らかになった。

本試験結果に基づき、第91サイクル以降のTi.S.Trap運転温度を400℃から350℃に変更する。
Fig.6.8.22にOGL-1精製系概略フローシート、Fig.6.8.23にチタンスポンジトラップ概略図、
Fig.6.8.24にトリチウム捕集効率の温度特性を示す。

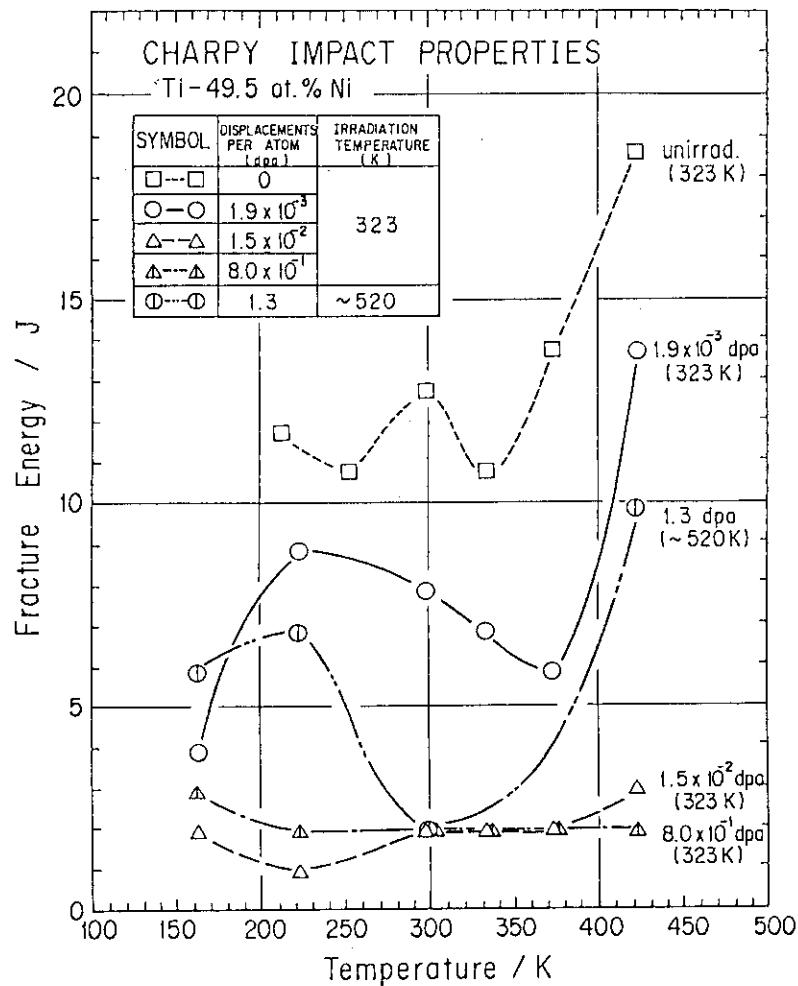
Table 6.8.1 Parameters of the Lift-Off Examination

No	試験片名	圧力 (kg/cm ²)		温度 (K)		流速 (m/s)		S R			
		P _N	P _B	(P _B / P _N) ^{0.75}	T _N	T _B	(T _B / T _N) ^{-0.58}		V _N	V _B	(V _B / V _N) ^{1.75}
1	10SAL1	30.633	37.7	1. 1 6 8 5	948	294	1. 9 7 2 0	47.9	85.7	2. 7 6 7 8	6. 4
2	10SAL2	30.633	35.2	1. 1 0 9 9	948	294	1. 9 7 2 0	47.9	197.7	11. 9 5 1 6	2 6. 2
3	10HAL1	30.633	38.8	1. 1 9 3 9	948	295	1. 9 6 8 1	47.9	106.0	4. 0 1 5 1	9. 4
4	9HAL2	30.533	32.2	1. 0 4 0 7	945	298	1. 9 5 3 0	57.8	371.1	25. 8 9 6 2	5 2. 6
5	10HAL2	30.633	30.5	0. 9 9 6 7	948	293	1. 9 7 5 9	47.9	395.2	40. 1 6 4 5	7 9. 1
6	10SBL2	30.633	25.8	0. 8 7 9 2	948	295	1. 9 6 8 1	47.9	535.6	68. 3 7 2 9	1 1 8. 3
7	10IBL1	30.633	32.2	1. 0 3 8 1	948	297	1. 9 6 0 4	47.9	343.9	31. 4 8 9 7	6 4. 1
8	10HBL1	30.633	25.6	0. 8 7 4 1	948	295	1. 9 6 8 1	47.9	576.3	77. 7 2 2 7	1 3 3. 7
9	9HBL1	30.533	35.8	1. 1 2 6 8	945	303	1. 9 3 4 3	57.8	218.6	10. 2 5 6 9	2 2. 4
10	9HBL2	30.533	32.4	1. 0 4 5 5	945	299	1. 9 4 9 2	57.8	378.4	26. 7 9 4 2	5 4. 6
11	10HBL2	30.633	25.7	0. 8 7 6 6	948	298	1. 9 5 6 6	47.9	575.5	77. 5 3 4 0	1 3 3. 0
12	9IAL1	30.533	28.2	0. 9 4 2 1	945	296	1. 9 6 0 7	57.8	547.2	51. 0 9 5 4	9 4. 4
13	9IAL2	30.533	30.6	1. 0 0 1 6	945	297	1. 9 5 6 8	57.8	495.3	42. 9 1 8 6	8 4. 1
14	9IBL1	30.533	35.1	1. 1 1 0 2	945	296	1. 9 6 0 7	57.8	367.2	25. 4 2 1 8	5 5. 3
15	9IBL2	30.533	35.5	1. 1 1 9 7	945	294	1. 9 6 8 4	57.8	303.6	18. 2 2 4 4	4 0. 2
16	10IAL1	30.633	34.9	1. 1 0 2 7	948	294	1. 9 7 2 0	47.9	366.9	35. 2 6 7 2	7 6. 7
17	10IAL2	30.633	28.2	0. 9 3 9 8	948	293	1. 9 7 5 9	47.9	540.3	69. 4 2 6 3	1 2 8. 9

Table 6.8.2 Specification of Test Specimens for Evaluating Thermal Irradiation Behavior

項目 \ 試験体No.	1	2	3
理論密度 (%T.D.)	69.0	80.2	90.5
ペレット外径 (mm)	10.10		
P/Cギャップ* (μm)	200		
ペレット中心孔 (mm)	1.29		
封入ガス成分及び圧力	He100%, 1atm		
ペレットスタック長 (mm)	80.7	80.8	80.6

* ペレット/被覆管半径ギャップ

Fig. 6.8.1 Charpy Impact Properties of Ti-49.5 at. %Ni Irradiated with a Fluence up to $1 \times 10^{25}/\text{m}^2$ at 323K and Subsequently Annealed at 520K after Irradiation

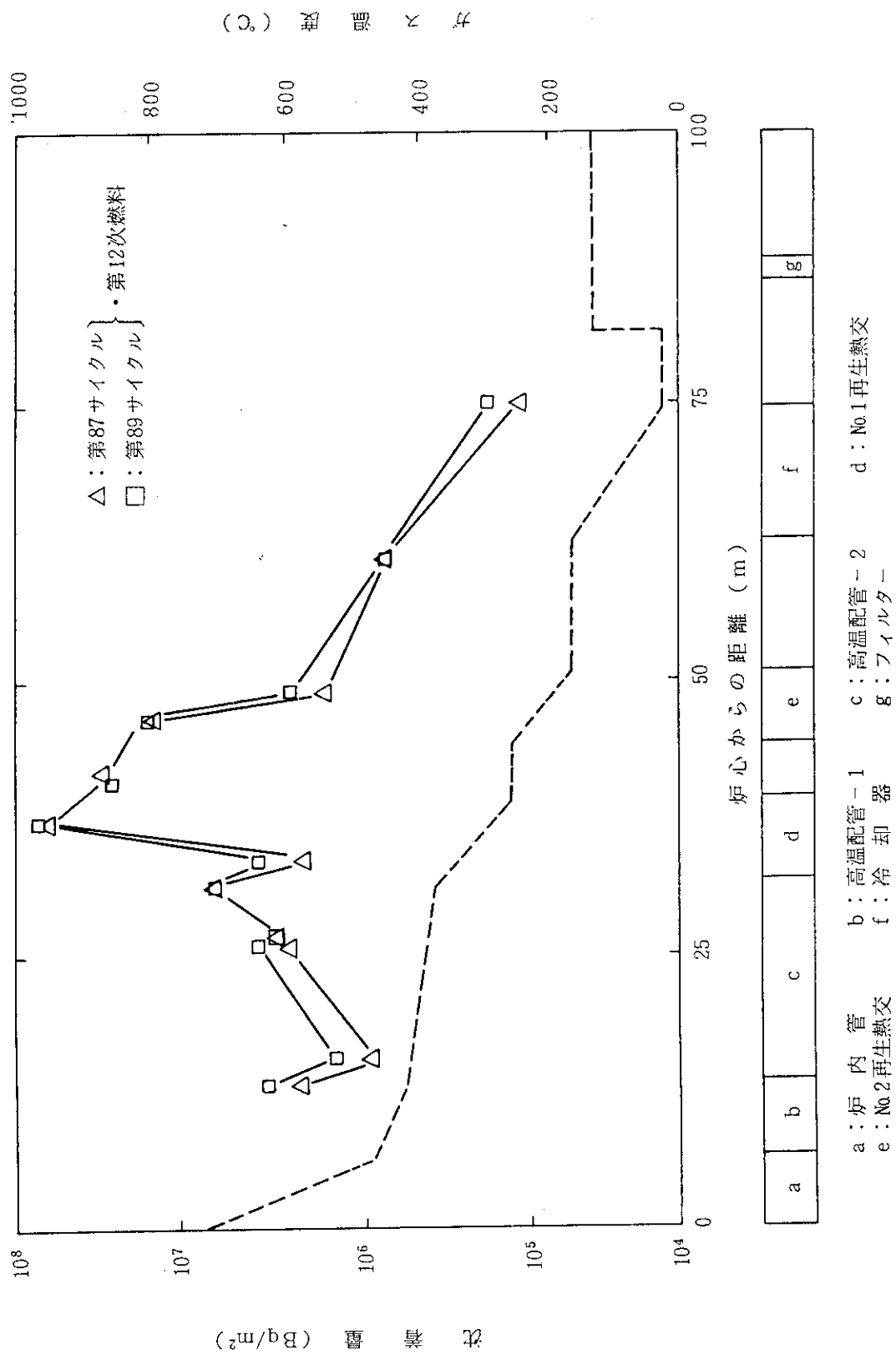


Fig. 6.8.2 Plate-Out Activity of ^{137}Cs in the OGL-1

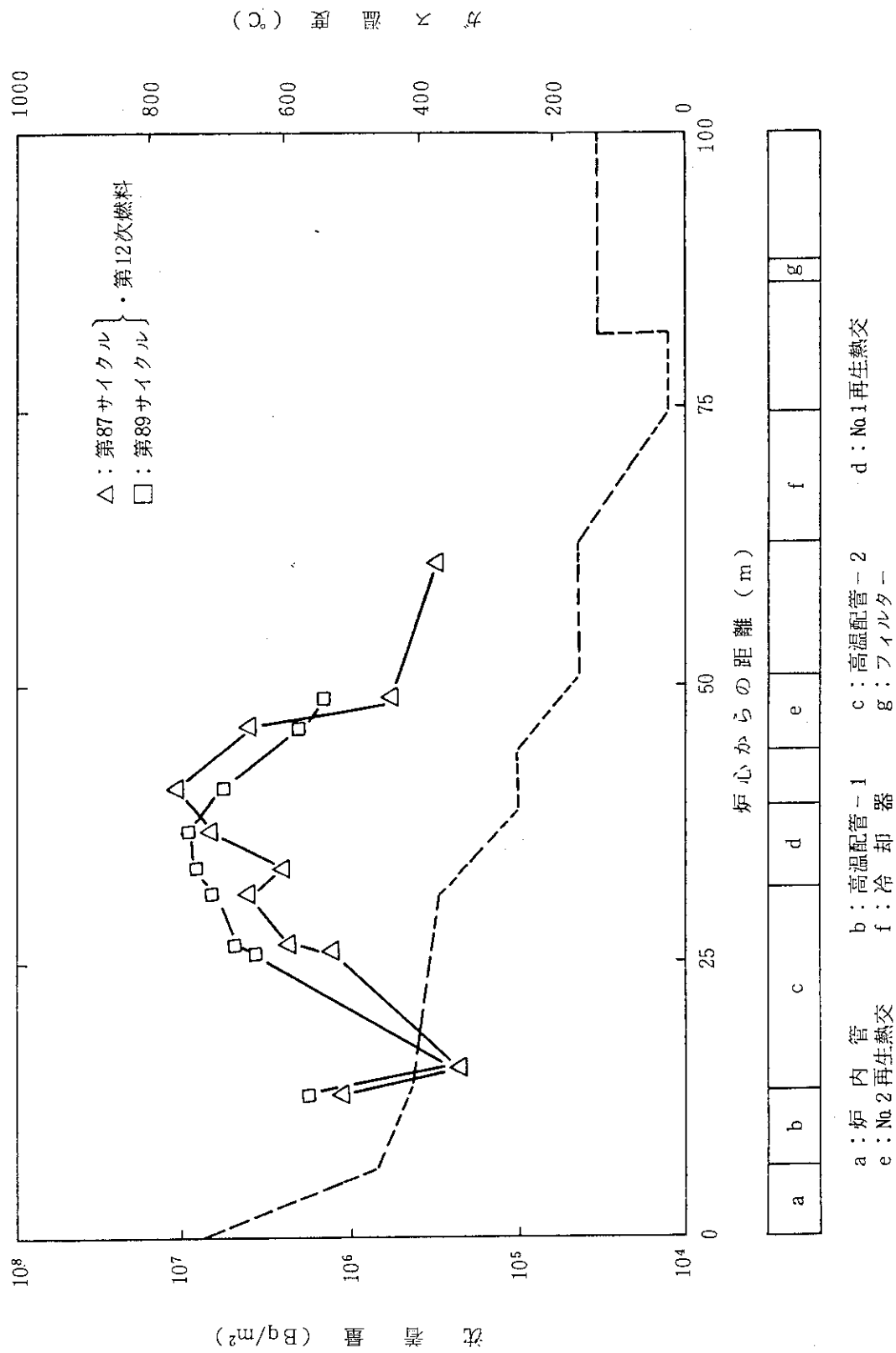


Fig. 6.8.3 Plate-Out Activity of ¹³¹I in the OGL-1

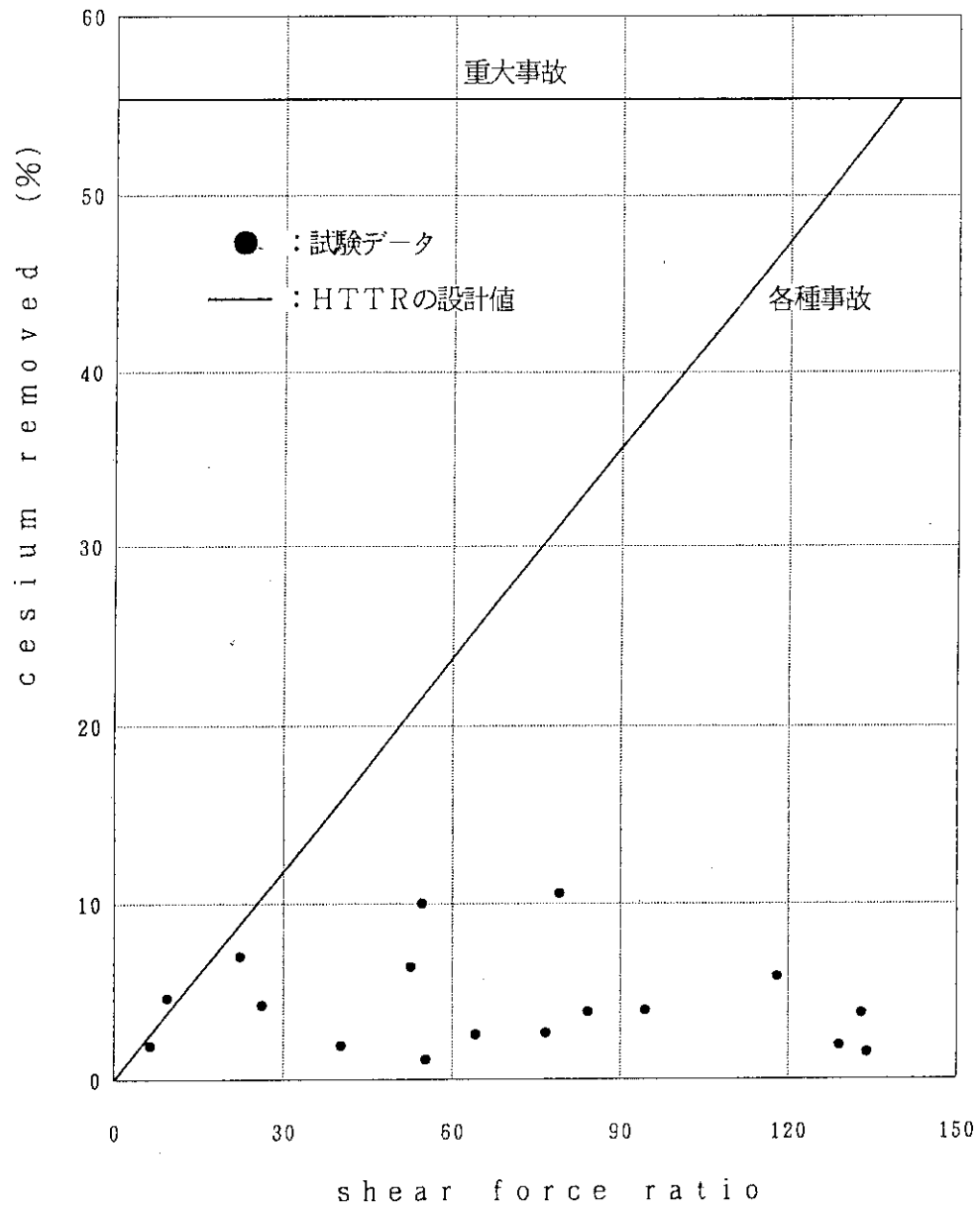


Fig. 6.8.4 Blowdown Test Result

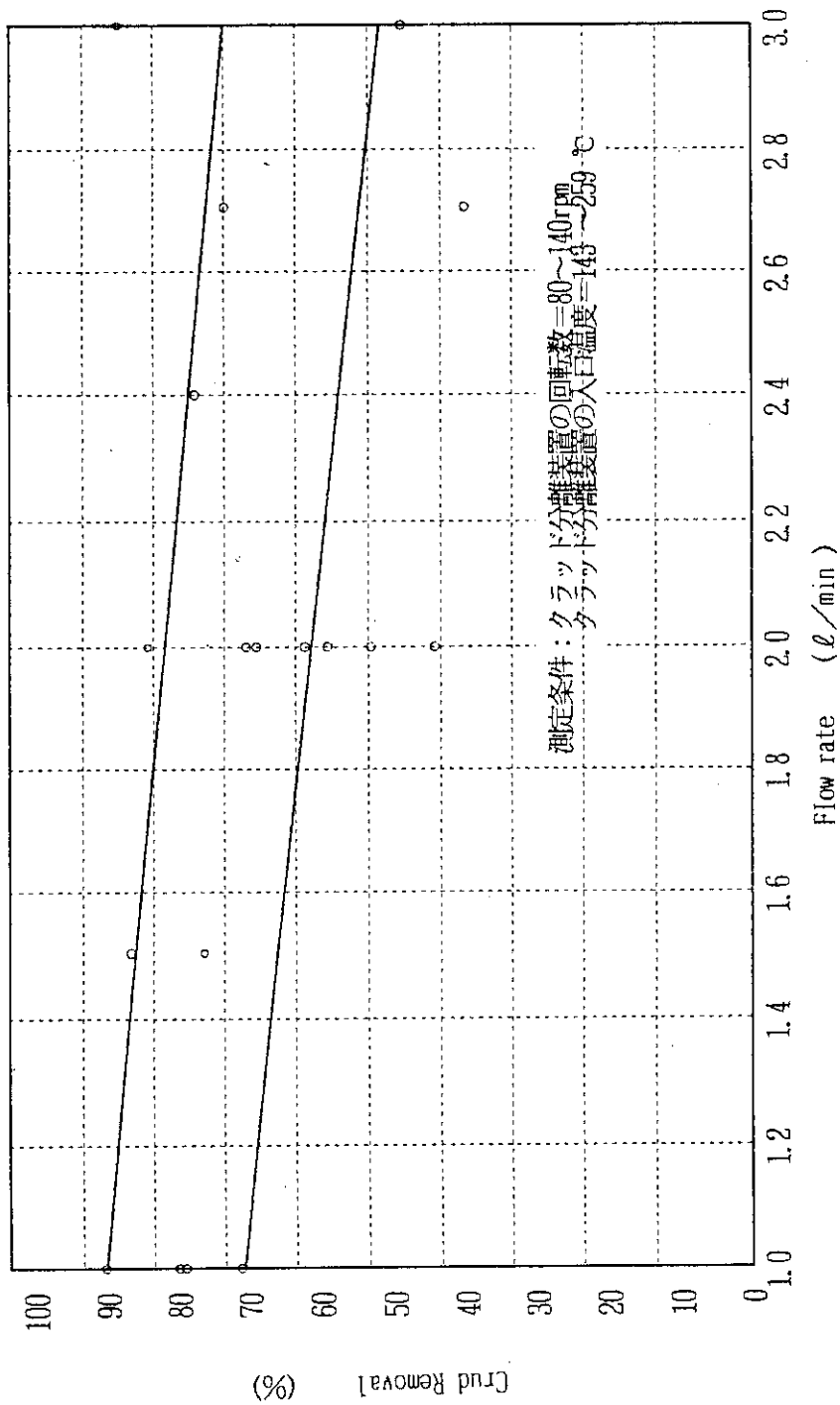


Fig. 6.8.5 Crud Removal Rate by the Separator

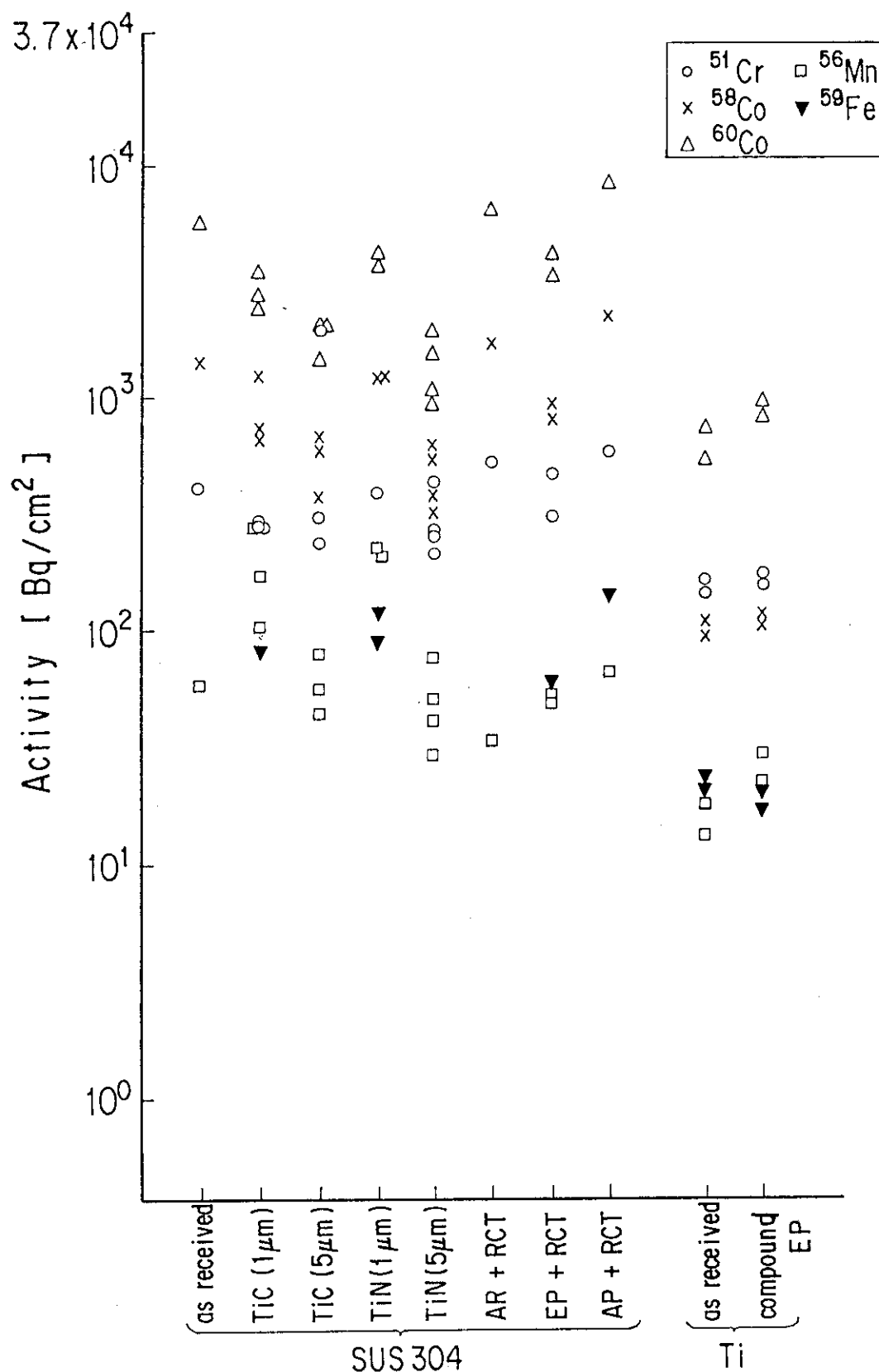


Fig. 6.8.6 Cruds Plated-Out on Metal Specimens
for the 9th Plateout Experiment
(OWL-2 out pile test section No.1)

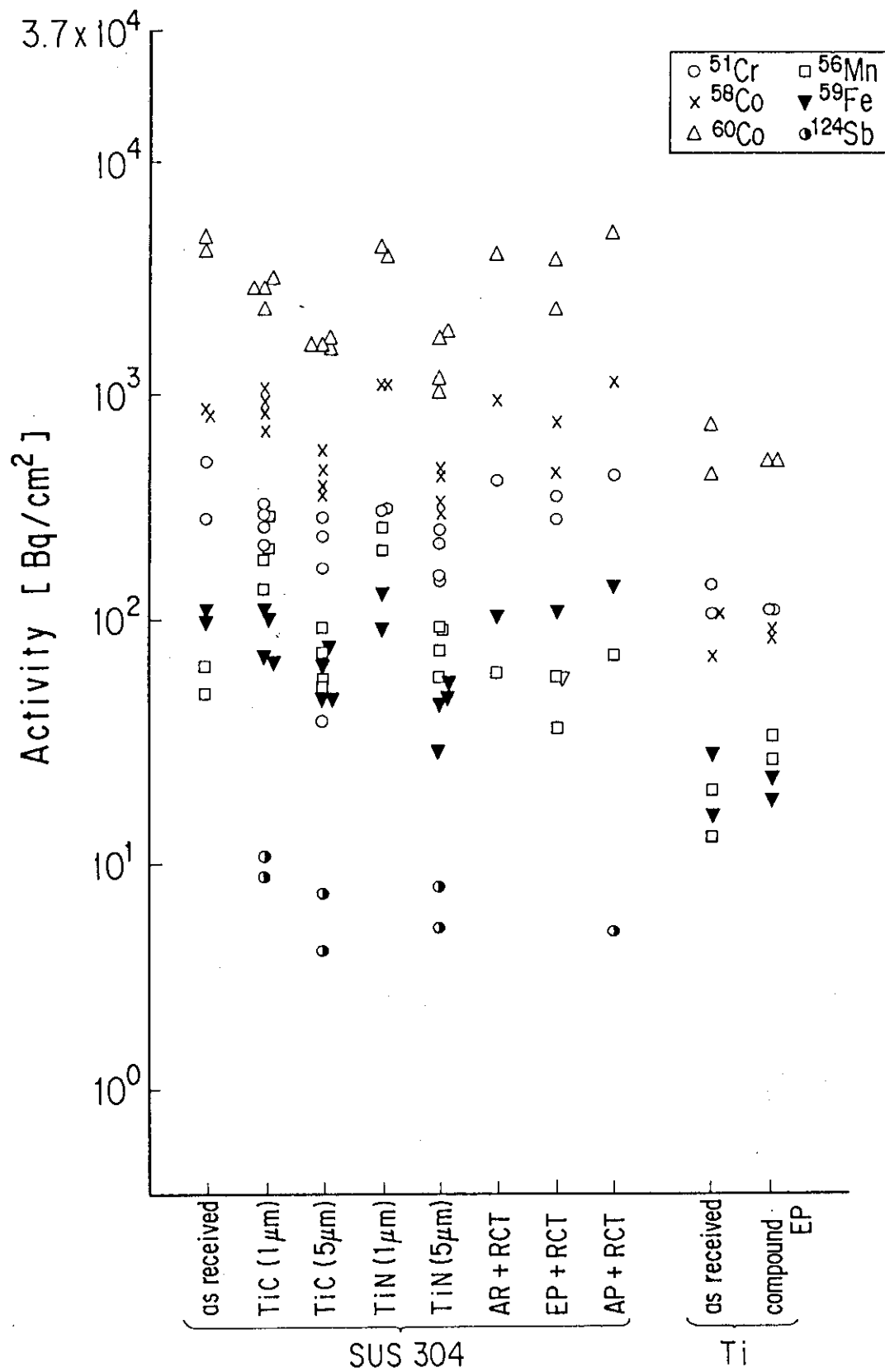
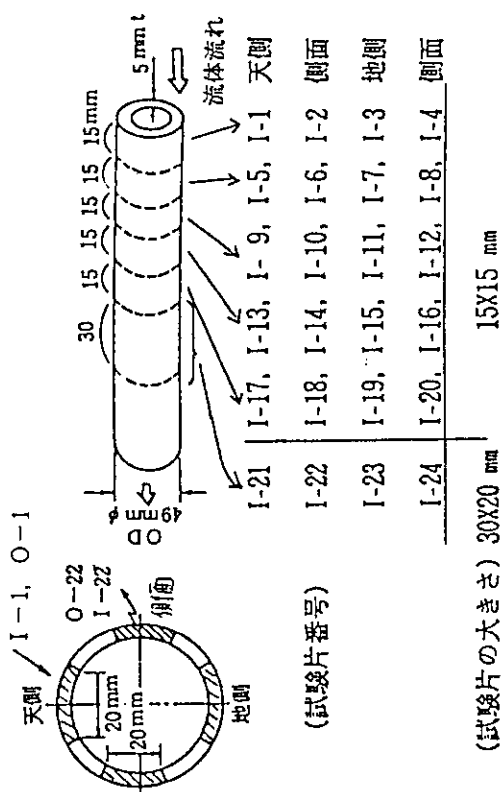


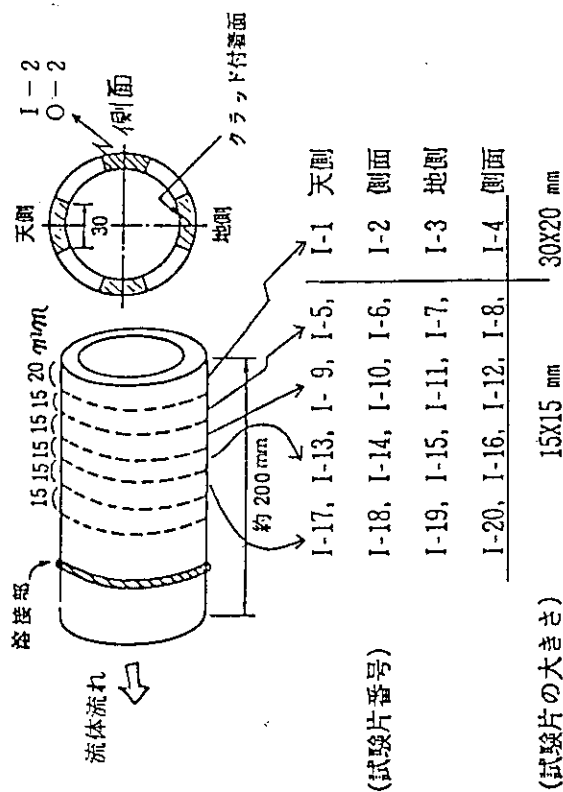
Fig. 6.8.7 Cruds Plated-Out on Metal Specimens
for the 9th Plateout Experiment
(OWL-2 out pile test section No.2)



(2) OWL-1 炉内管出口配管の試験片採取位置

0-21	0-17, 0-13, 0-9, 0-5, 0-1	天側
0-22	0-18, 0-14, 0-10, 0-6, 0-2	側面
0-23	0-19, 0-15, 0-11, 0-7, 0-3	地側
0-24	0-20, 0-16, 0-12, 0-8, 0-4	側面
(試験片の大きさ) 30×20 mm		15×15 mm

(1) OWL-2 炉内管入口配管の試験片採取位置



(2) OWL-2 炉内管出口配管の試験片採取位置

(試験片番号)	0-21, 0-17, 0-13, 0-9, 0-5,	0-1 天側
	0-22, 0-18, 0-14, 0-10, 0-6,	0-2 側面
	0-23, 0-19, 0-15, 0-11, 0-7,	0-3 地側
	0-24, 0-20, 0-16, 0-12, 0-8,	0-4 側面
(試験片の大きさ)	15X15 mm	30X20 mm

Fig. 6.8.8 Sampling Location and Number of Specimens in OWL-1 and OWL-2 Primary Pipe (Non-Welded Pipe)

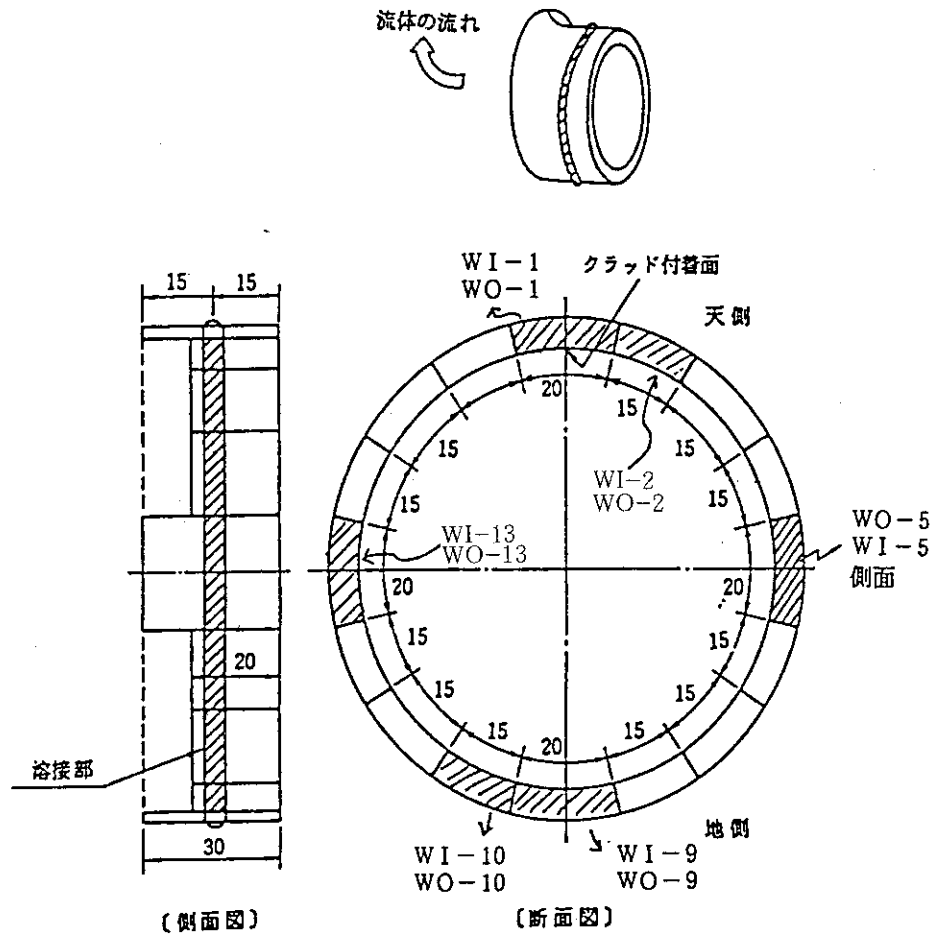


Fig. 6.8.9 Sampling Location and Number of Specimens in OWL-2 Primary Piping (Welded Pipe)

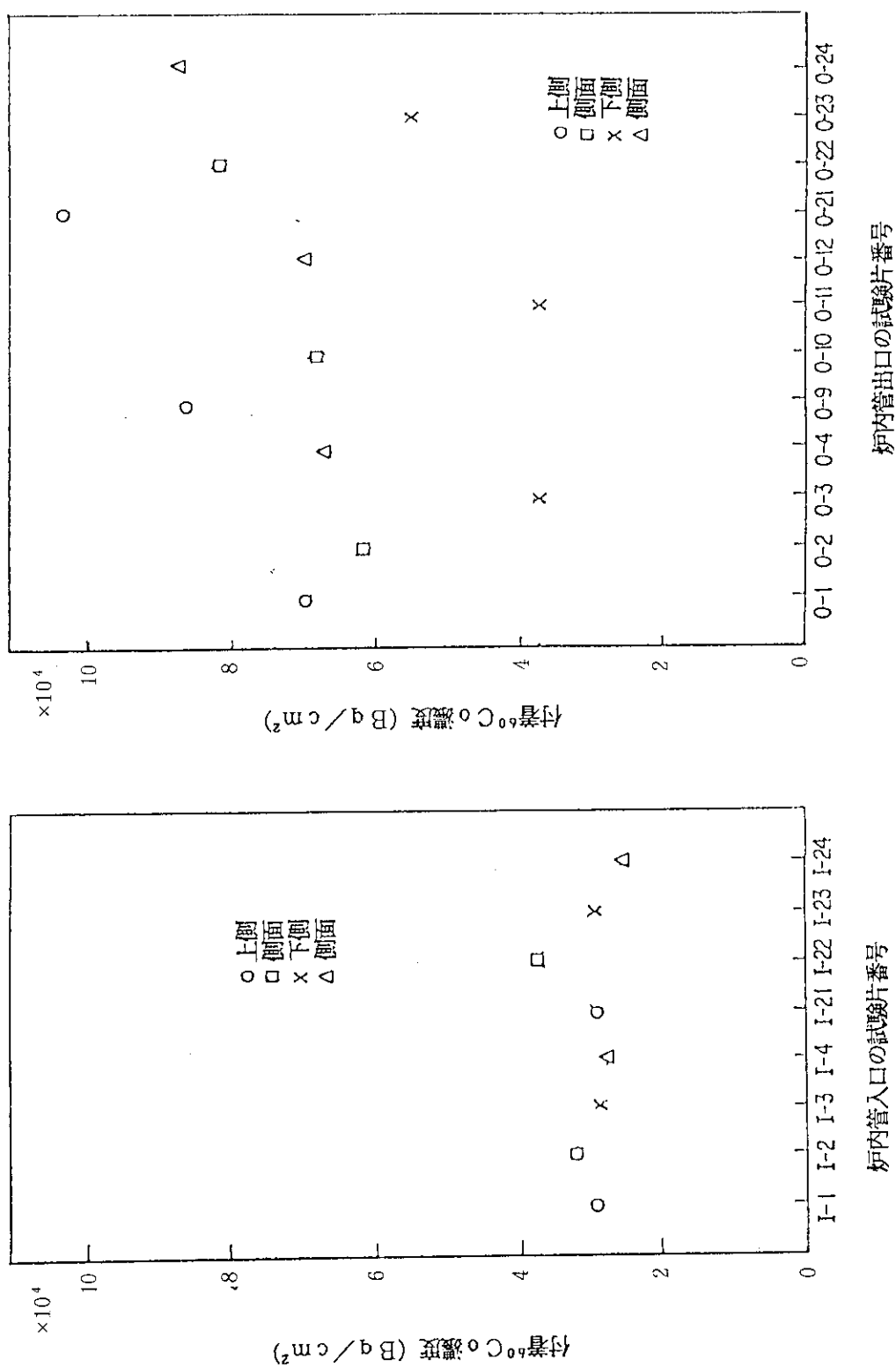


Fig. 6.8.10 Concentration of Plated-Out ^{60}Co on the OWL-1 Primary Piping (Non-Welded Pipe)

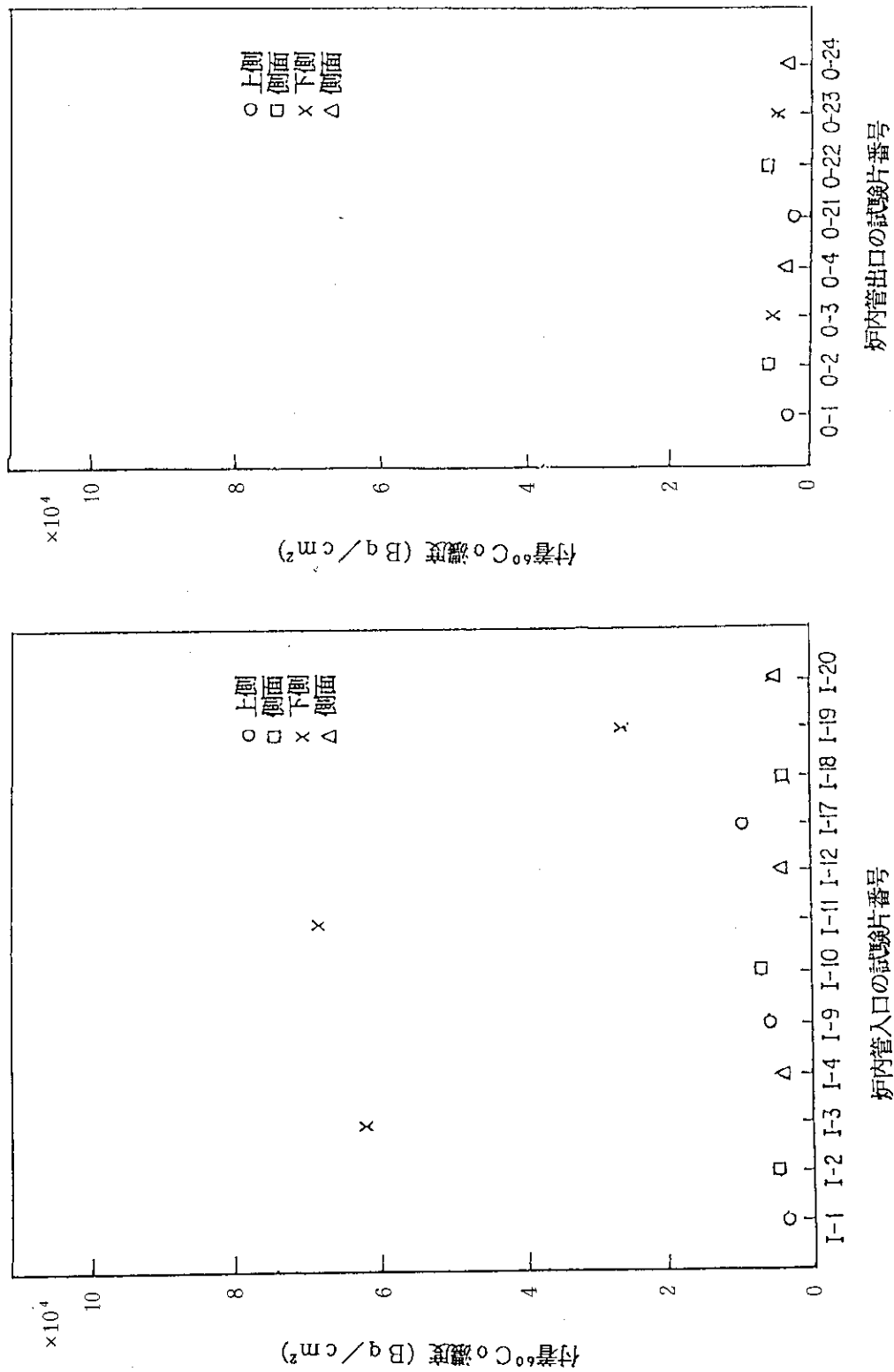


Fig. 6.8.11 Concentration of Plated-Out ^{60}Co on the OWL-2 Primary Piping (Non-Welded Pipe)

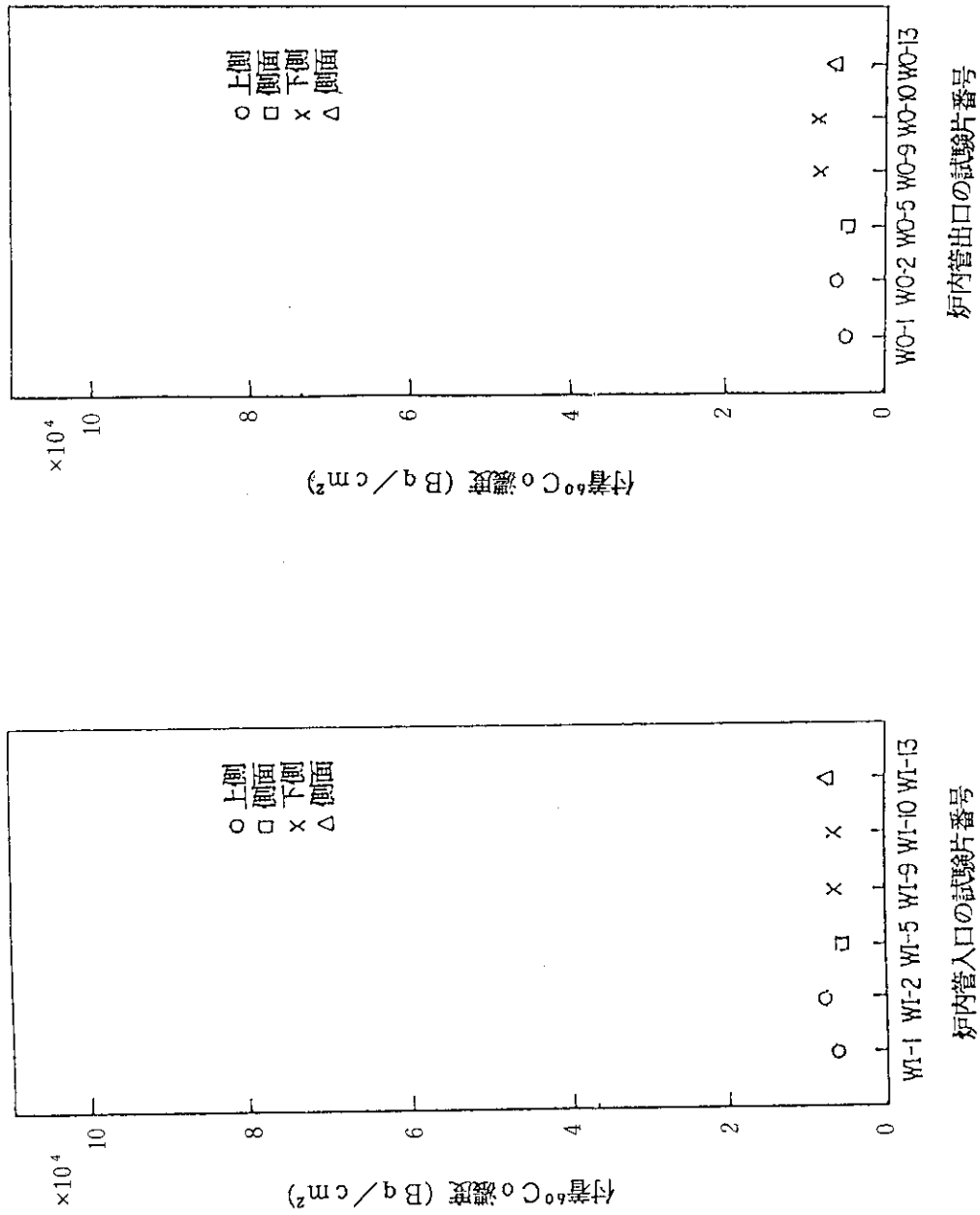


Fig. 6.8.12 Concentration of Plated-Out ^{60}Co on the OWL-2 Primary Piping (Welded Pipe)

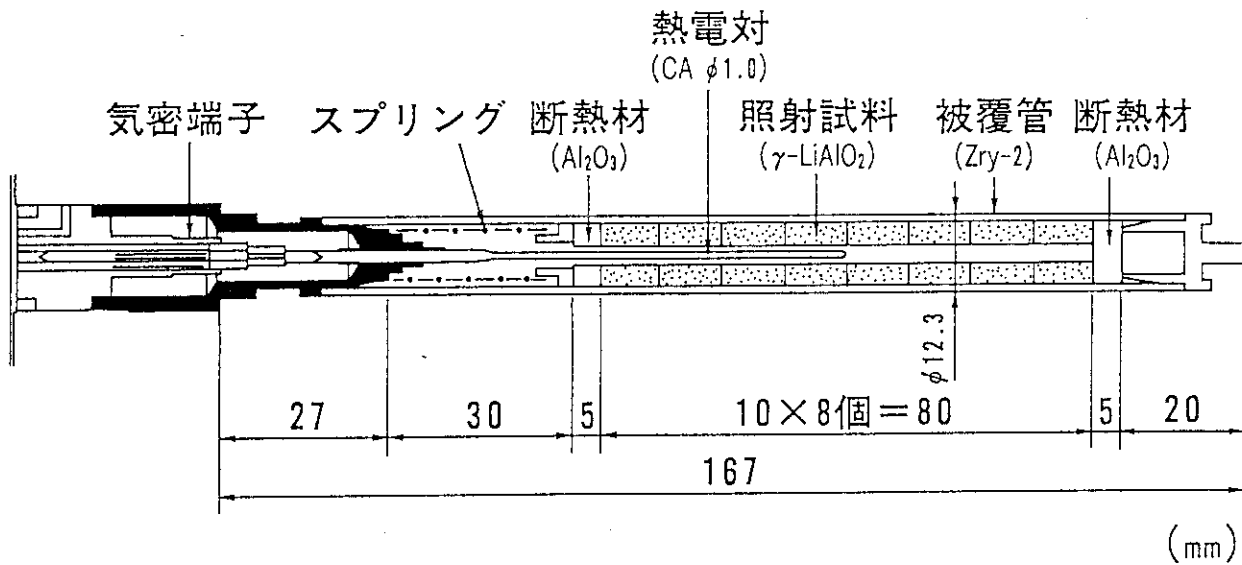


Fig. 6.8.13 Outline of Test Specimens for Evaluating Thermal Irradiation Behavior

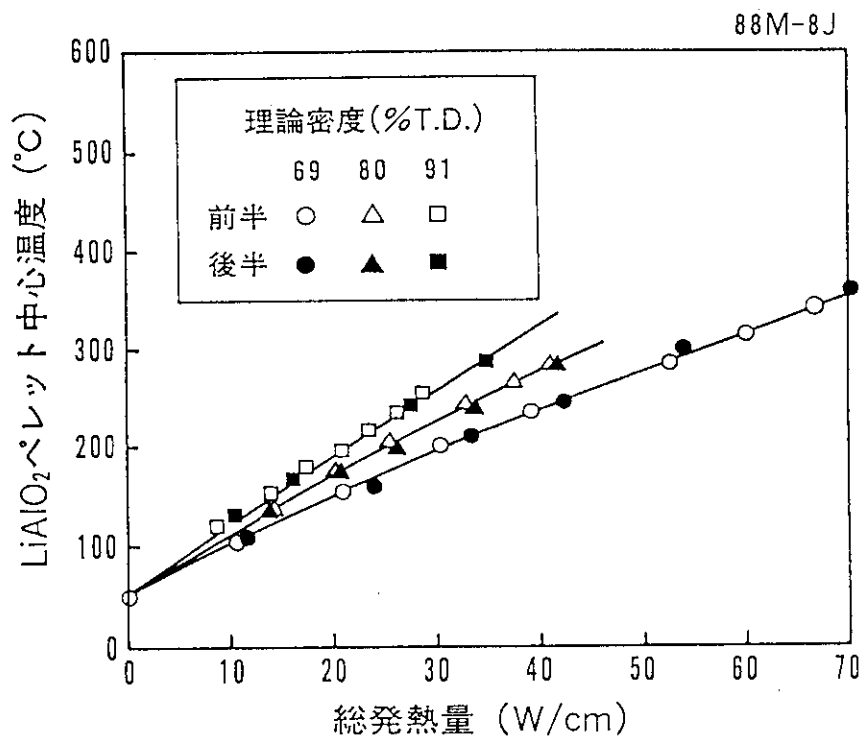


Fig. 6.8.14 Relations between Linear Heat Rate and Centerline Temperature of LiAlO_2 Pellet

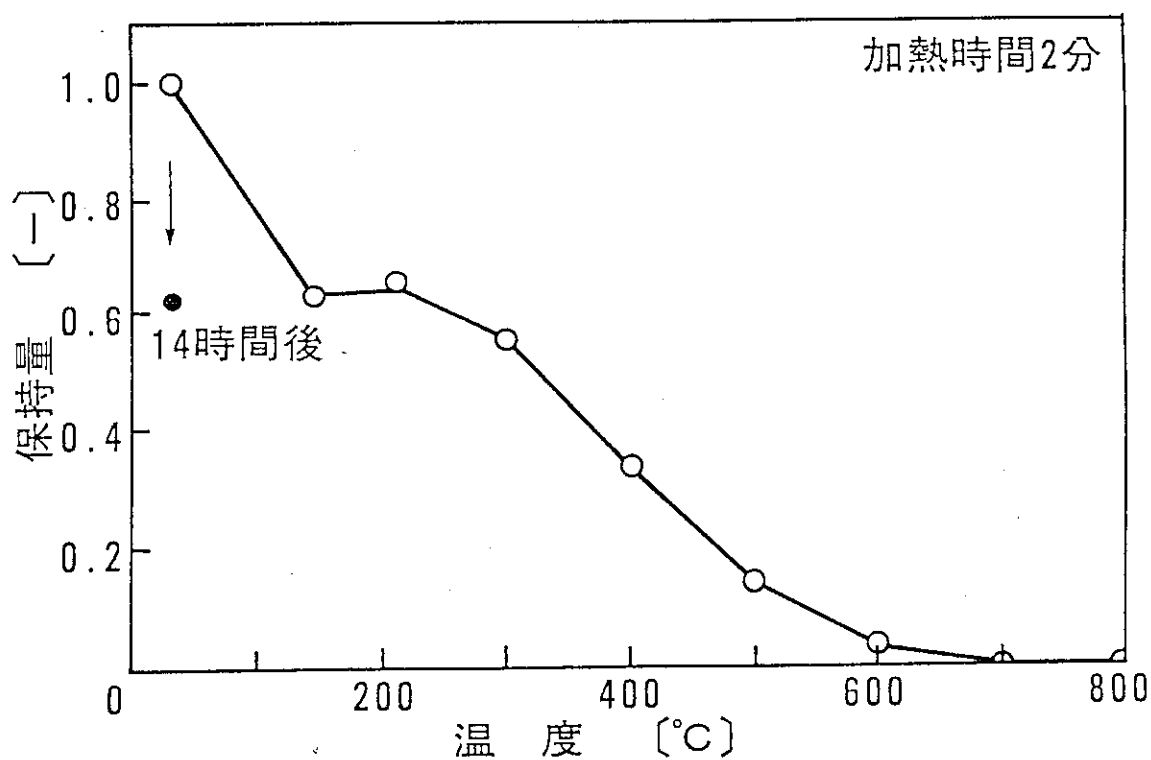


Fig. 6.8.15 Change of Ratio of Retained Deuterium to Implanted Deuterium as a Function of Annealing Temperature

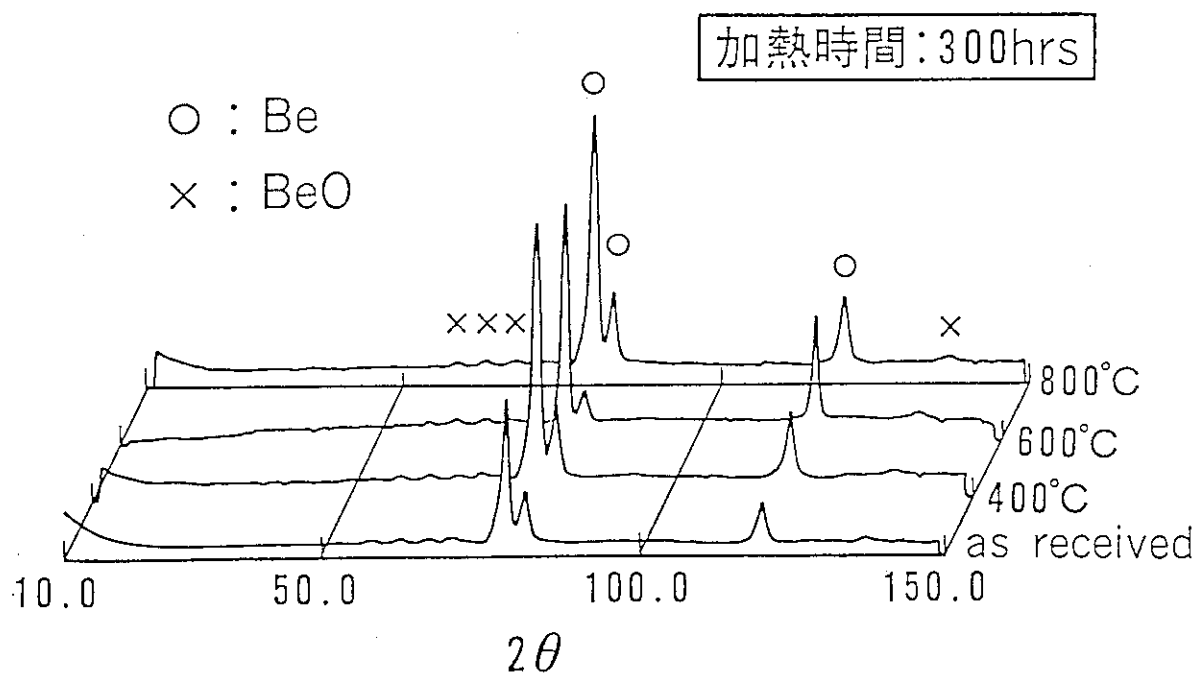


Fig. 6.8.16 Results of X-ray Refraction at the Interface between Li_2O and Be

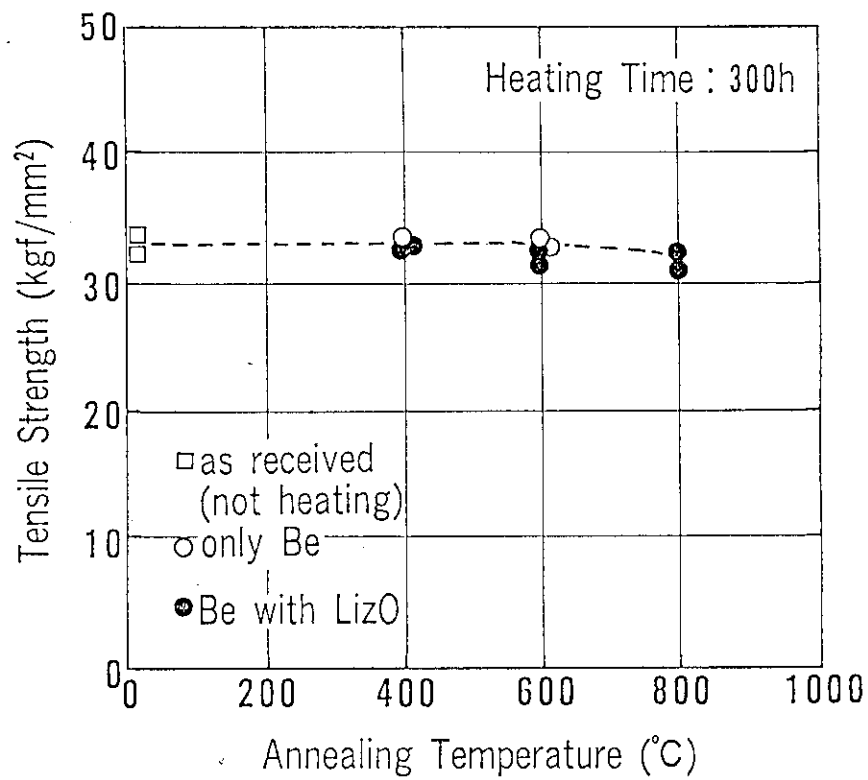


Fig. 6.8.17 Results of Tensile Test of Hot-Pressed Be

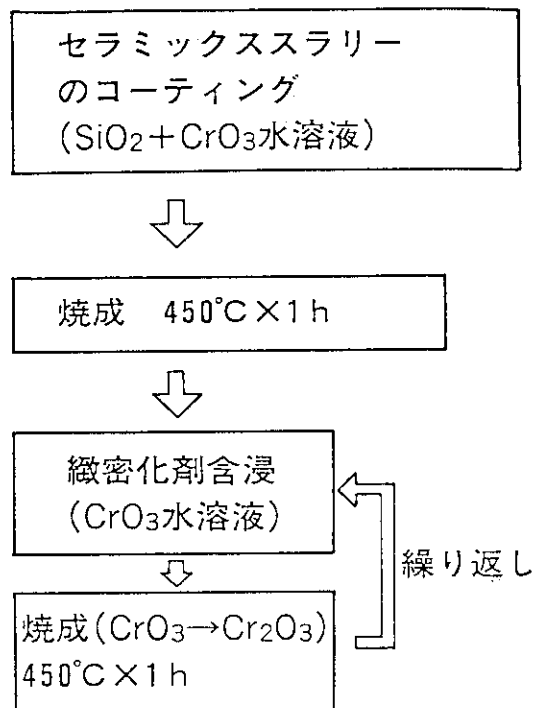


Fig. 6.8.18 Chemical Densified Coating (CDC) Method

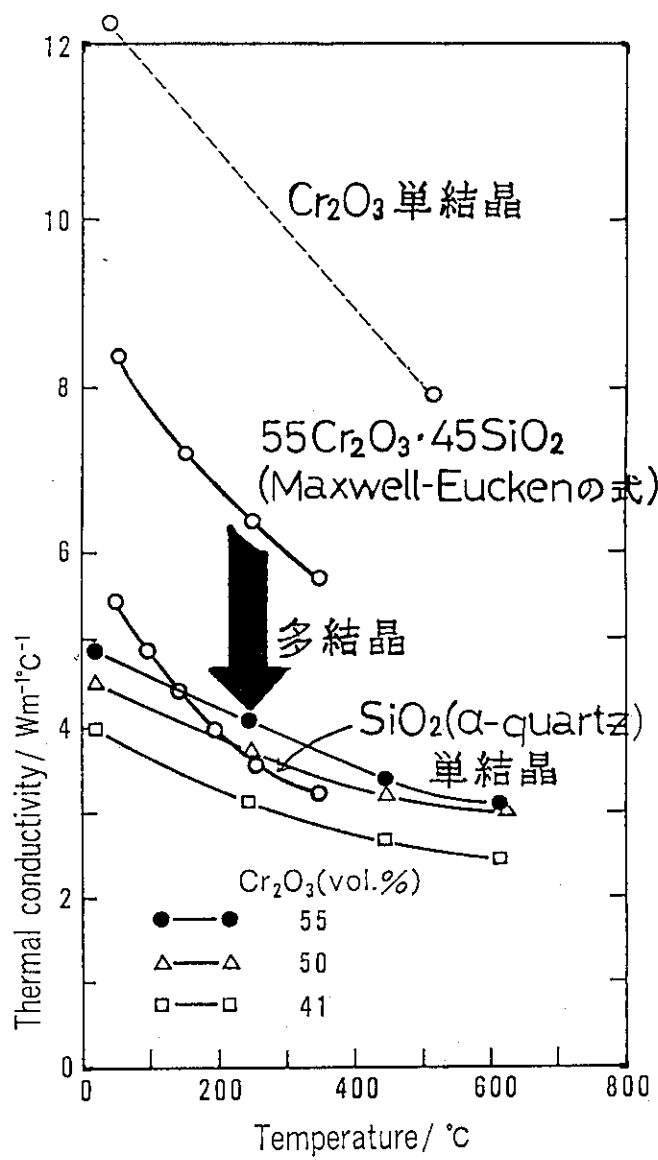


Fig. 6.8.19 Results of Thermal Conductivity Measurement of CDC Films

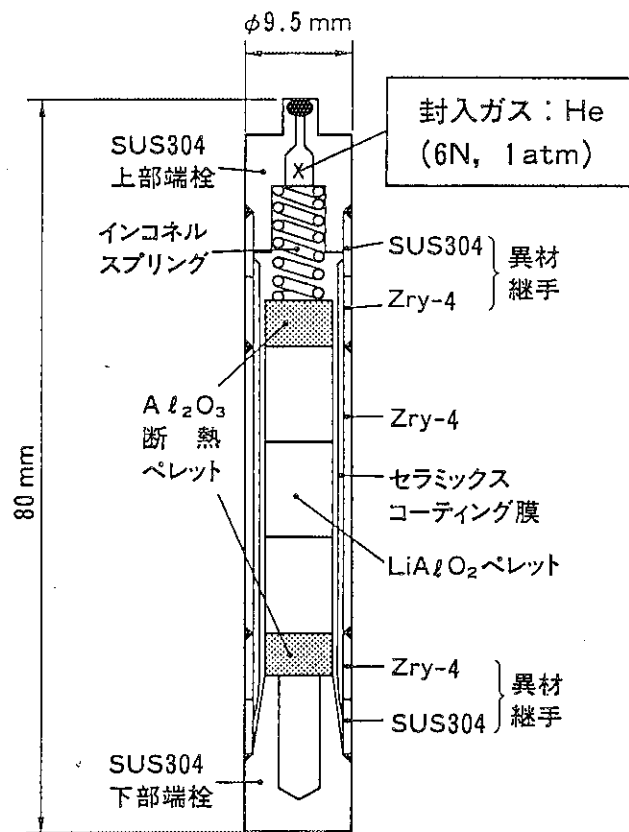


Fig. 6.8.20 Outline of Irradiation Test Specimen
Used Container with CDC Film

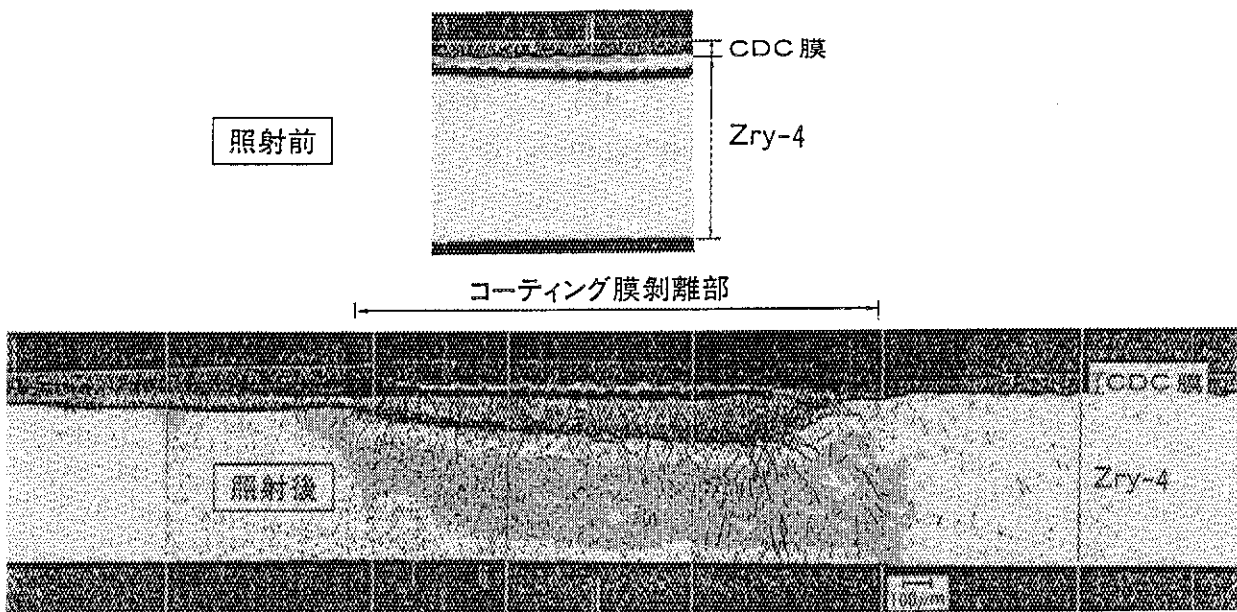


Fig. 6.8.21 Results of Observation on Hydride of Zirconium Alloy

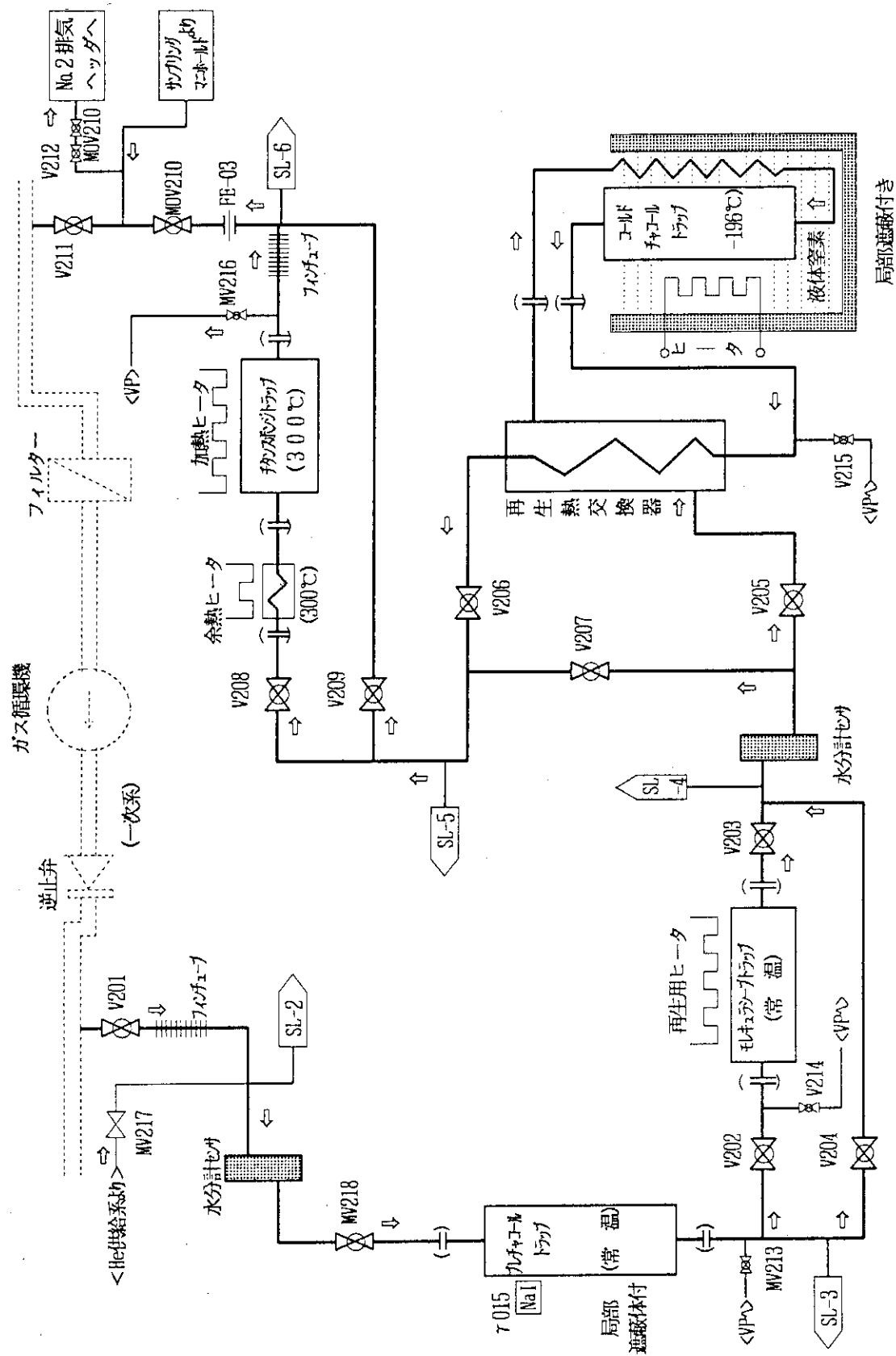
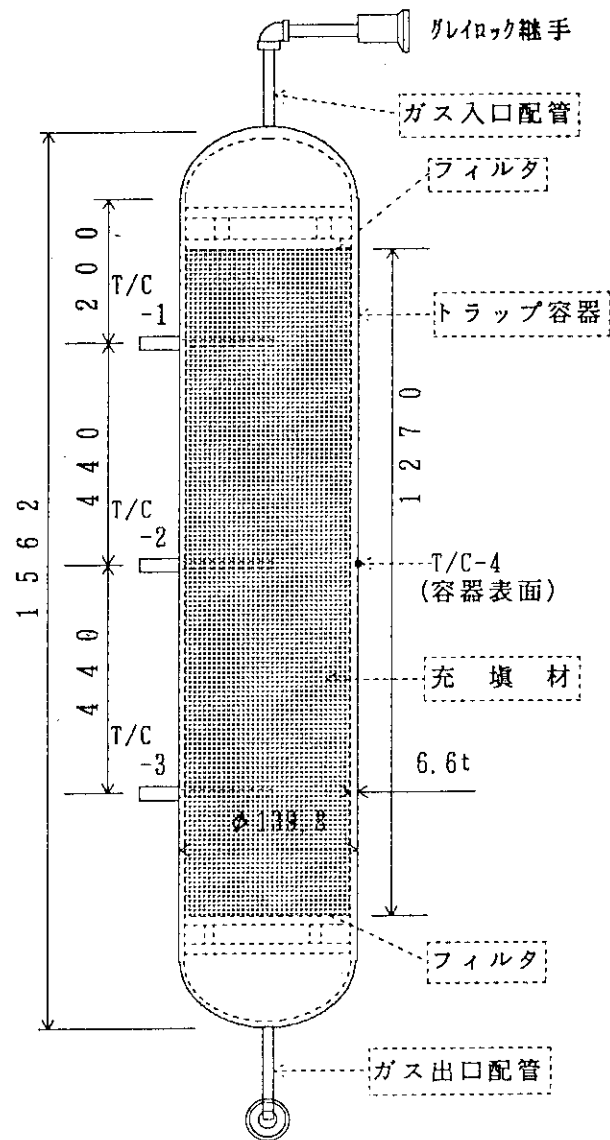
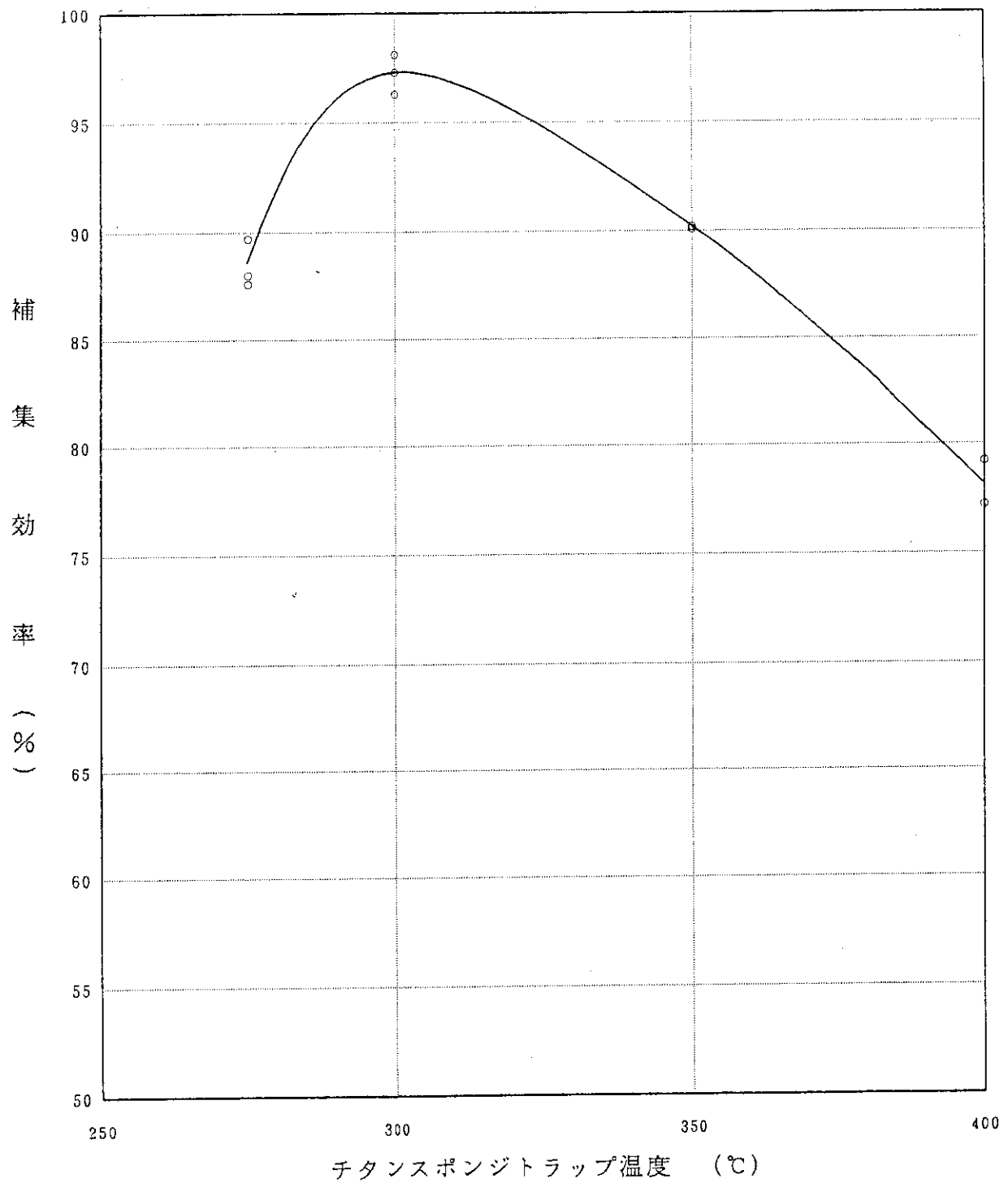


Fig. 6.8.22 Purification System of the OGL-1



(単位; mm)

Fig. 6.8.23 Tritium Trap of the OGL-1



(チタンスポンジトラップ全体が均一温度で運転されている場合)

Fig. 6.8.24 Tritium Absorption Performance

7. 濃縮度低減化

7.1 概 要

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、1986年度には、それまで使用していた93%濃縮度燃料(HEU燃料)を45%濃縮度燃料(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%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燃料使用に係わる設置変更許可申請を1990年度に行い、1993年度にLEU燃料による運転を開始する予定である。

LEU燃料への移行に際しては、連続運転日数を現行の12日から25日に延長し、JMTRの稼働率向上及び燃料経済性の向上を図る。このため、LEU燃料としてウラン密度 $4.8\text{g}/\text{cm}^3$ の $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-A1}$ 分散型燃料(シリサイド燃料)を使用する。また、同LEU燃料の側板にはFig.7.1.1に示すように、運転初期の過剰反応度を抑制するとともに運転中の燃料燃焼に伴う制御棒の働きを抑制するために可燃性吸収体としてCdワイヤを挿入する。

1990年度においては、LEU燃料炉心の安全評価に必要なデータを取得するための各種試験、原子炉建屋及び一次冷却系統の主要機器・配管の耐震評価、LEU燃料炉心の安全解析等を実施した。

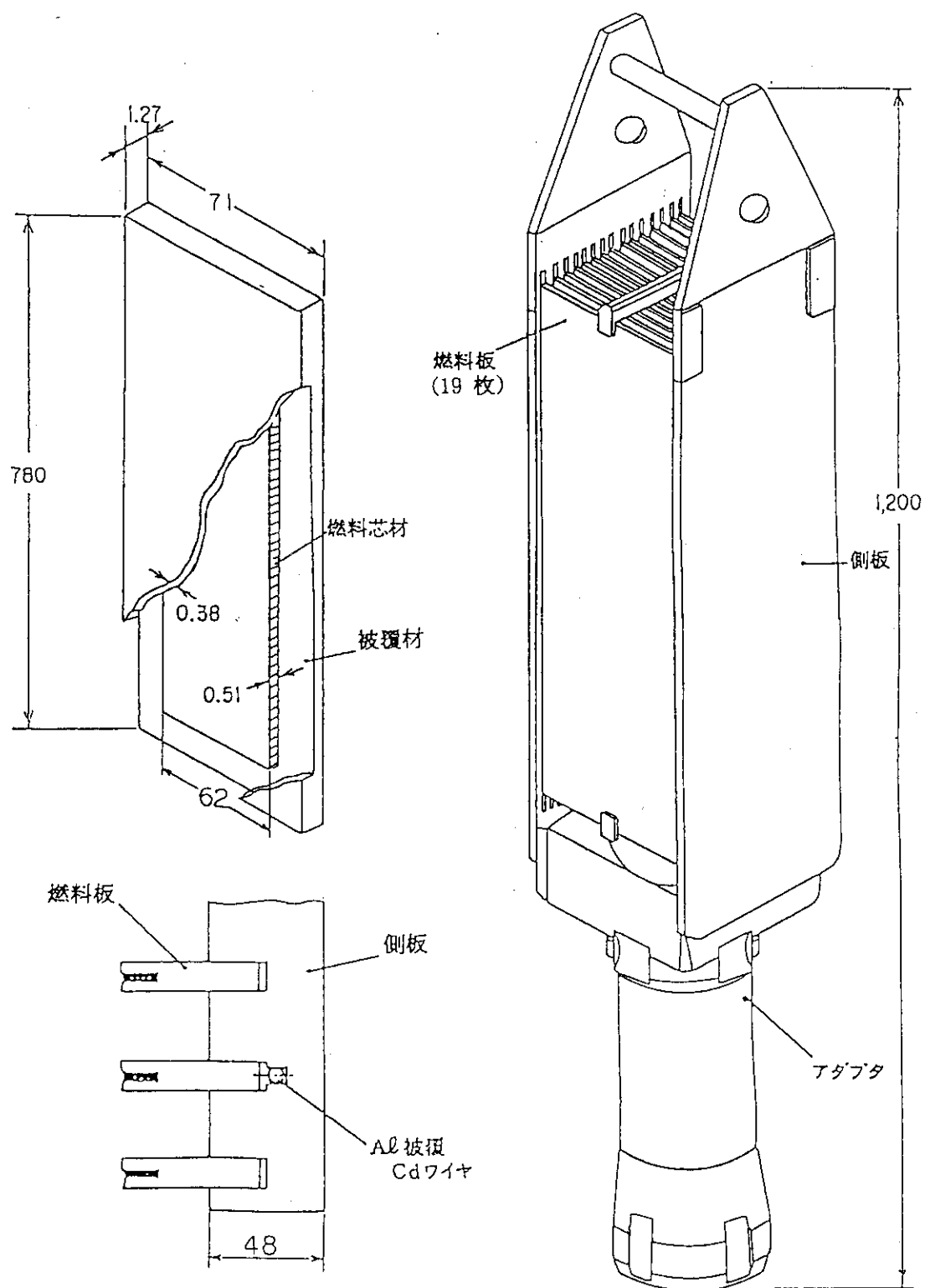


Fig. 7.1.1 Schematic of the LEU Standard Fuel Element

7.2 シリサイド燃料

7.2.1 シリサイド燃料の製造・検査技術

シリサイド燃料の製造及び検査技術を確認するために、劣化ウランを用いた $4.8\text{U}/\text{cm}^3$ の U_3Si_2 -A1分散型燃料要素を仏国セルカ社及び米国B&W社に製作させた結果、これらの製造メーカーがJMTR仕様のシリサイド燃料を製作するに十分な技術力を有していることが明らかとなった。

シリサイド燃料の製造方法は、アルミナイド等の十分実績を積んだ分散型燃料の製造方法と基本的には変わらない。 $4.8\text{gU}/\text{cm}^3$ の U_3Si_2 -A1分散型燃料の場合は、燃料芯材中の燃料粉末の体積率を大きくするため、ドッグボーン及び芯材の遊離が発生しやすいこと及び均一な被覆厚さの達成が難しいことから製造工程に対して特別な考慮が必要であるが、これらの技術は燃料メーカーにおいてすでに確立されている。

燃料検査についてはウラン密度が高いことによる困難さはあるが、これも既に技術の改良により克服されている。

燃料メーカーが現在までに製作したシリサイド燃料要素は約380体ののぼり、照射実績がかなり積まれていることも明らかとなった。

7.2.2 特性データの取得

(1) 熱伝導率

U_3Si_2 -A1分散型燃料の熱伝導率は、ANLにおいて測定されている。これらデータは 60°C で測定されたものであるが、JMTRの安全評価では運転時の異常な過渡変化時の燃料の健全性を 400°C 近傍まで評価することが必要であるので、上記のデータを補完するために熱伝導率を 400°C 近傍まで測定した。測定は試料の熱拡散率と熱容量から熱伝導率を求めるレーザーフラッシュ法により行った。試験結果の1例をFig. 7.2.1に示す。この図が示すように、 U_3Si_2 -A1分散型燃料の熱伝導率は、温度上昇とともに僅かに大きくなることが明らかとなった。また、これらのデータは、ANLの実験データと良い一致を示した。

(2) 高温時FP放出率

従来より試験研究炉の安全評価においては、事故時の燃料からFP放出率としてU-A1合金燃料のデータを用いている。すなわち、事故時に水中に放出されるFPとして稀ガスが100%、沃素が60%としている。この沃素の放出率は 700°C での測定値である。シリサイド燃料に対してこの値の妥当性を確認するために、 U_3Si_2 -A1分散型燃料をJMTRで照射し、JMTRホットラボのホットセル内で $600^\circ\text{C} \sim 1100^\circ\text{C}$ の温度範囲でFP放出実験を実施した。 U_3Si_2 -A1分散型燃料の高温時におけるFP放出率測定は、他に例がなく世界で初めて行った実験である。

供試体は約 $10 \times 5 \times 1.3\text{mm}$ (燃料芯材法：約 $8 \times 3 \times 0.5\text{mm}$)であり、燃料芯材の周囲をアルミニウム合金で被覆したミニプレートである。これらの供試体の燃焼度は約20%(JMTR1サイクル照射試料)及び約65%(JMTR4サイクル照射試料)に達した。燃焼度20%の試料に関する ^{131}I の放出率測定の結果をFig. 7.2.2に示す。この図から明らかなように、U-A1合金燃料の値と比較して、 700°C において沃素の放出率は約1/3であった。

なお、燃焼度約65%の試料に関しては実験が終了し、現在データ整理中である。

7.2.3 シリサイド燃料の安全評価

シリサイド燃料を実際にJMTRで用いる場合には、使用期間中の温度、核分裂密度、中性子照射量等を考慮してもその健全性を失うことのないように、プリスタ発生温度、スウェリング、燃料芯材の冶金学安定性、被覆材の耐食性及び機械的特性の変化等について検討する必要がある。このため、これらについて検討した結果、いずれの特性についても問題は見られず、シリサイド燃料は使用期間中十分健全であることを確認した。

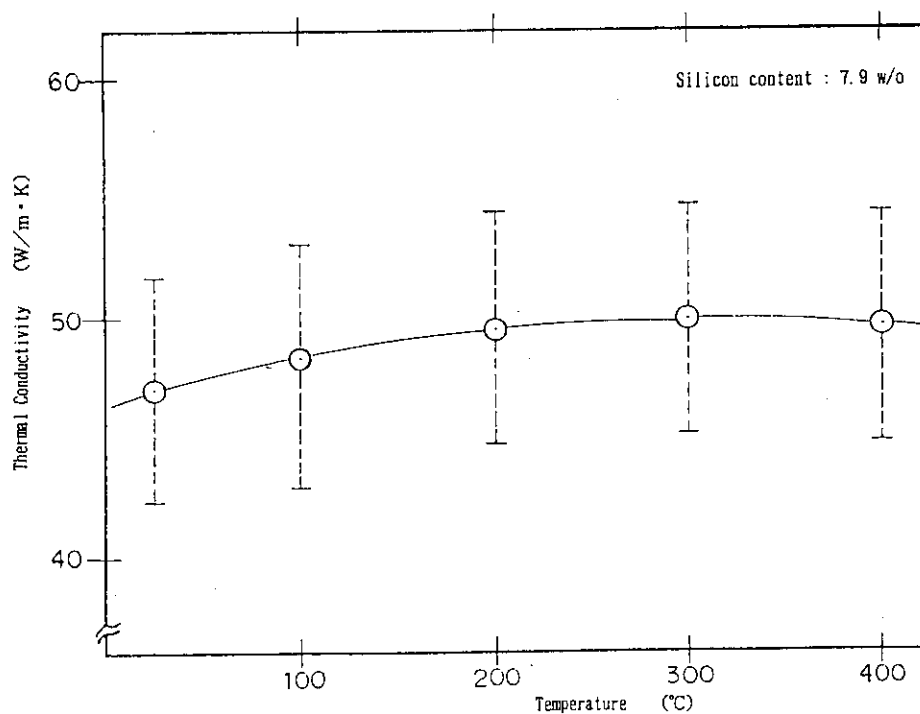


Fig. 7.2.1 Temperature Dependence of Thermal Conductivity of U_2Si_2 -Aluminum Dispersion Fuels

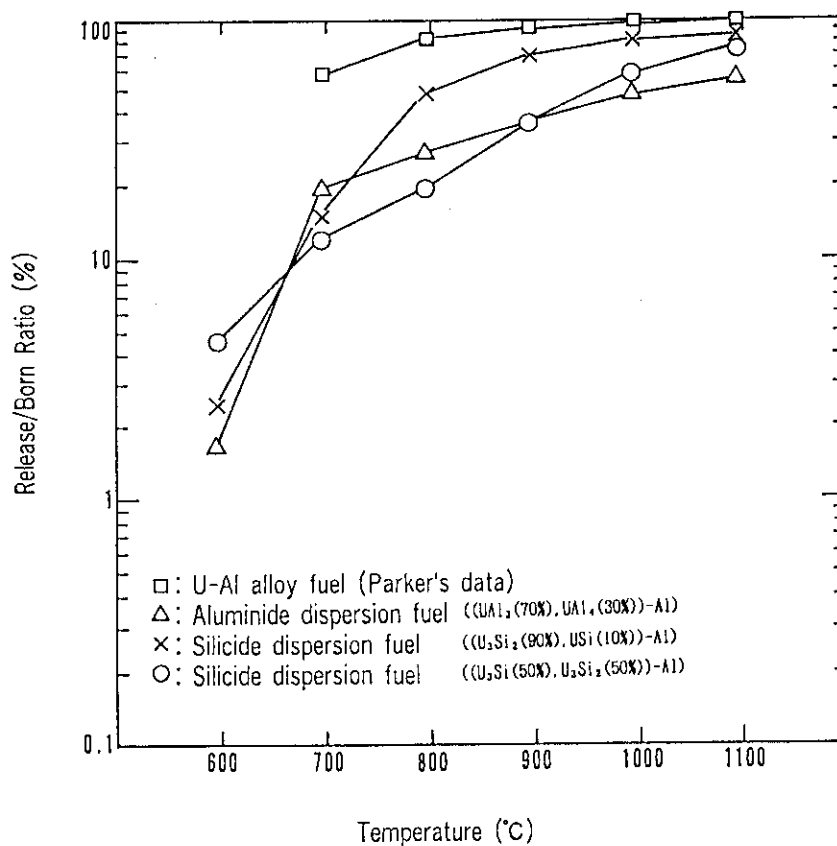


Fig. 7.2.2 Cumulative Amount of ^{131}I Released from Silicide and Aluminide Fuel

7.3 LEU燃料炉心の安全評価

(1) LEU燃料炉心の安全解析

① 核特性解析

LEU燃料炉心の核特性解析をSRACシステムを用いて実施した。本解析を実施するに当たっては、SRACコードのCdワイヤ入り炉心の計算精度を確認するため、Fig.7.3.1に示す臨界実験装置JMTRC炉心のMEU燃料要素の1部にCdワイヤを挿入し、その反応度を測定した。測定値とSRACコードによるCdワイヤの反応度の計算値との比較をTable7.3.1に示す。比較の結果、SRACコードによる計算値は測定値と良く一致することを確認した。

MEU燃料を用いた炉心(MEU炉心)及びLEU燃料を用いた炉心(LEU炉心)の核特性をSRACコードにより解析した結果、LEU炉心の主な核特性はMEU炉心とほぼ同等であるが、熱中性子束はMEU炉心に比較して燃料領域において約2割減少することが分かった。

② 設計基準事象の選定

現行のJMTR設置許可申請書においては、JMTRの安全評価のための設計基準事象(DBE)を一括して「事故」として扱っている。しかし、最近の試験研究炉の安全審査の状況から判断して、LEU燃料使用に係わる安全審査においては、DBEを「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類し、かつそれらに対する判断基準を設定して各DBEを評価する必要がある。このことから、LEU炉心のDBEの選定のために、先ず世界の試験研究炉の過去の事故例及び各試験研究炉が採用しているDBEについて調査した。この調査結果を参考にするとともに、JMTR施設の各系統ごとに機器の単一故障、運転員の誤操作、破損等を想定し、それによって予想される異常事象の原子炉に与える影響の大きさを事象の種類ごとに検討し、LEU炉心の安全評価のためのDBEを選定した。選定したDBE及び立地評価用事象を日本原子力研究所研究用原子炉施設の安全評価に関する基本方針で示している事象と比較してTable7.3.2に示す。さらに、LEU炉心の安全評価に採用する予定の判定基準もTable7.3.2に示す。

(2) DNB熱流束評価式の実験的検討

近年、低流速条件下では既存の相関式はDNB熱流束を過大評価することが指摘され、JRR-2及びJRR-3の安全解析では、主として大気圧近傍の実験データに基づき新しい評価式が使用された。このような状況から、LEU化に伴うJMTRの安全解析に際しても、対象となる流動条件を考慮し使用する評価式の適用範囲を見直す必要がある。このため、試験研究炉で使用可能あるいは実際に使用されているDNB熱流束相関式を調査し、JMTRの安全解析に対し使用可能と考えられるものについて検討を加えた。その結果、安全解析で考慮する流動条件範囲ではJRR-3で使用された式が最も保守的な値を示すことがわかった。従って、この式をJMTR安全解析で用いる予定である。現在、評価式と加圧下での実験データとの比較を行うため、バーンアウト実験を実施中である。

(3) 原子炉建屋及び一次冷却系主要機器・配管の耐震強度再評価

最近の耐震設計の手法はJMTR建設当時から変わってきているので、LEU化にあたっては、現状設備の耐震性について最近の手法による評価を行っておくことが重要である。このため、

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針：原子力安全委員会，1981」及び「原子力発電所耐震設計技術指針：JEAG4601-1987」等を参考にし，最新の地震データを基にして，JMTRの主要設備が保有する耐震性の程度を再評価した。

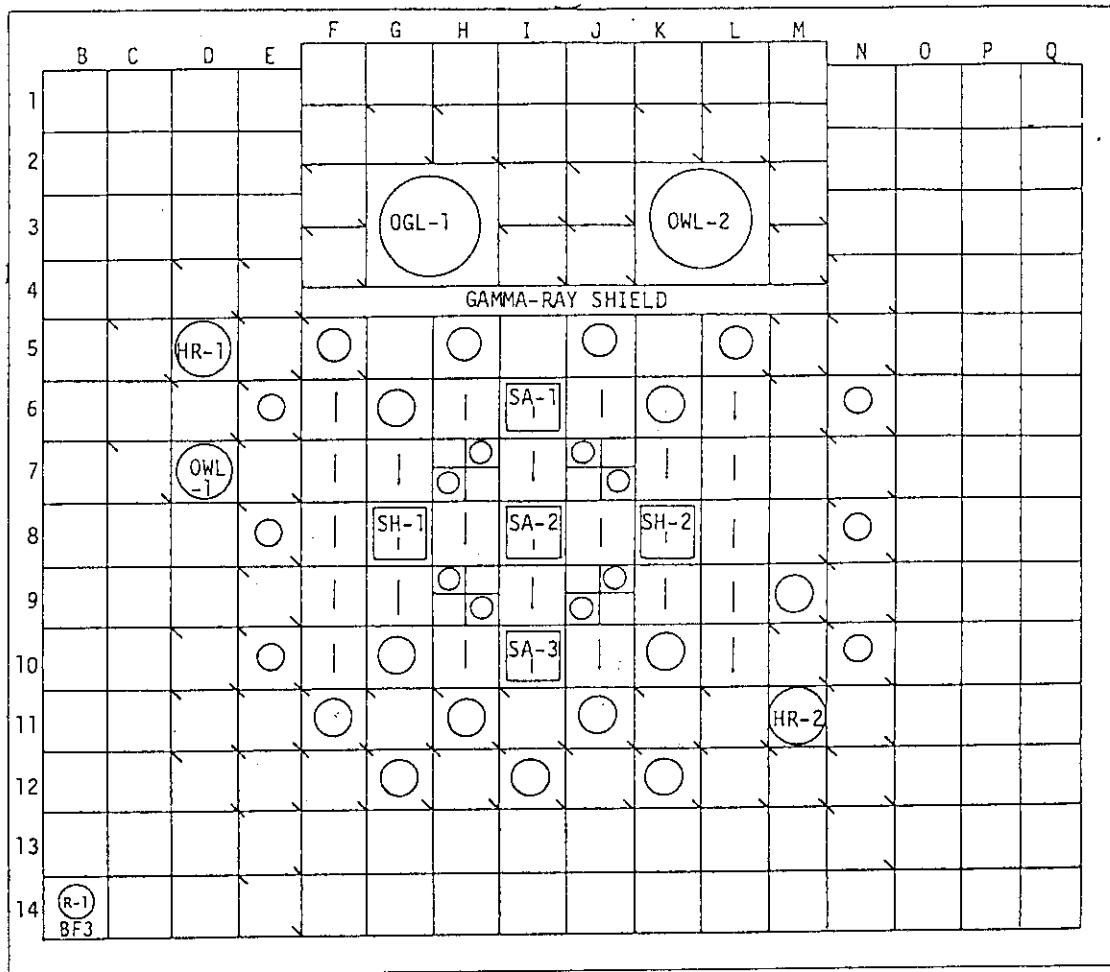
その結果，一次冷却系統主要機器・配管及び原子炉建屋はAクラス相当の耐震強度を有していることがわかった。

Table 7.3.1 Comparisons of Measured and Calculated Values of Excess Reactivity of JMTRC MEU Core and Reactivity Worth of Cd Wires

Item	Measured Value (% $\Delta K/K$)	Calculated Value (% $\Delta K/K$)
Excess reactivity of JMTRC MEU core	11.7	11.69
reactivity worth of Cd wires loaded into G-7 and K-9 elements	0.58	0.58
reactivity worth of Cd wires loaded into G-7, K-9, G-9 and K-7 elements	1.17	1.16

Table 7.3.2 Design Basis Events for the JMTR Safety Analysis

想定すべき事象		J M T R 安全評価用事象		判断基準
	原研基本方針	事 象	事 象 内 容	
運 転 時 の 異 常 な 過 渡 変 化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 (実験物の影響を含む)	起動時における制御棒の異常な引抜き	起動時に制御棒駆動装置の誤動作又は運転員の誤操作により、粗調整棒2本の連続同時引き抜きが生じる。	・最小限界熱流束比が1.5以上であること ・燃料芯材最高温度は、プリスタ発生温度以下であること ・燃料板に有意な変形がないこと ・1次冷却系統の圧力は最高使用圧力以下であること
		出力運転中の制御棒の異常な引抜き	出力運転中に制御棒駆動装置の誤動作又は運転員の誤操作により、微調整棒1本の連続引き抜きが生じる。	
		冷水導入による反応度付加	出力上昇中に二次冷却系統を急に稼働することにより一次冷却水の温度が急激に低下する。	
		照射試料による反応度付加	水力ラビット照射装置等内の照射試料が誤って移動することにより炉心に過度の正の反応度が付加される。	
	炉心の熱除去の異常な変化	一次冷却水の流量低下	一次冷却系統主循環ポンプ3台のうちの1台が故障等により停止し、一次冷却水流量が低下する。	
		二次冷却水の流量低下	二次冷却系統循環ポンプ3台のうちの1台が故障等により停止し、二次冷却水流量が低下する。	
		商用電源喪失	商用電源が喪失する。	
	原子炉冷却材保有量の異常な変化	該当するものは無い。		
	その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化	一次冷却系統の異常な減圧	圧力サージタンクN ₂ 排出弁が誤動作により開となり、一次冷却系統の圧力が異常に低下する。	
		該当するものは無い。		
事 故	炉心冷却能力の低下	主循環ポンプ軸封漏事故	主循環ポンプ3台のうちの1台の回転軸が故障等により瞬時に固着し、一次冷却水流量が低下する。	・炉心は冠水が維持されていること ・炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること ・1次冷却系統の圧力は最高使用圧力以下であること ・周辺公衆に対し著しい放射線被曝のリスクを与えないこと
		二次冷却系統循環ポンプ軸封漏事故	二次冷却系統循環ポンプのうちの1台の回転軸が故障等により瞬時に固着し、二次冷却水流量が低下する。	
		炉心流路閉塞事故	一次冷却水中の異物が炉心の1流路を閉塞し、燃料棒2枚に内蔵される核分裂生成物が放出に寄与する。	
	冷却材の喪失事故	一次冷却水流出事故	一次冷却系統の最大直径の配管にD/4の大きさの破損が生じ、一次冷却水が流出する。(D: 直径、t: 肉厚)	
	燃料の取扱事故	事故に至らない。		
	反応度事故	起こり得ない。		
	実験装置に起因する事故	照射実験設備の破損による反応度の異常な付加	キャプセル又はループ照射装置内の照射試料が装置の故障等により炉心から落下又は流出するか、あるいは照射装置の破損により、炉心に過度の正の反応度が付加される。	
		その他	各照射実験設備において評価されている。	
	その他必要と認められる各種事故	該当するものは無い。		
	立 地 評 価 用 事 象	重大事故 (流路閉塞事故)	重大事故 (流路閉塞事故)	
仮想事故 (流路閉塞事故)		仮想事故 (流路閉塞事故)	炉心流路閉塞事故にて炉心に内蔵される核分裂生成物全量が放出に寄与する	



Remarks



Fuel Element



Control Rod with Follower Fuel



Be Element



Mock-up of Capsule (φ 30)

Al Element
(1 irradiation hole)

Mock-up of Capsule (φ 36)

Al Element
(4 irradiation holes)

Mock-up of Capsule (φ 40)



Mock-up of Loops and Hydraulic Rabbits

Fig. 7.3.1 JMTRC Core Configuration

8. JMTRの将来計画

8.1 概 要

JMTRは将来とも、照射専用炉として原子力研究開発において重要な役割を果たすべきものと考えられるが、利用開始後20年を経た現在、原子力研究開発動向の変化を反映して、利用の内容は運転開始当初に予想したものとかなり変わって来ている。

今後30年程度の照射利用を想定すると、当面のニーズに対する照射設備の整備はもとより、21世紀における原子力研究開発に向けて、将来のニーズに対応出来るように、原子炉施設を改造する必要がある。

このような状況から、1986年以来部内に検討グループを設置して、JMTRの将来計画に関し、以下に示す項目について検討を実施して来ている。

- ・照射施設の増設

- ① 増殖ブランケット試験体照射試験設備の整備
- ② PWR燃料出力急昇試験設備
- ③ 出力過渡試験装置
- ④ 燃料棒水側腐食試験装置
- ⑤ 中性子ラジオグラフ装置の整備

- ・原子炉施設の改造・整備

- ⑥ 原子炉容器大上蓋の改造
- ⑦ 制御室の炉室外移設
- ⑧ カナル周辺の整備

上記のうち平成元年度に特に検討した①、②、⑦及び⑧について以下にその結果を報告する。

8.2 照射施設の増設

8.2.1 増殖ブランケット試験体照射試験設備の整備

本整備は、核融合炉増殖ブランケットのための工学的データを得ることを目的として、水ループにより水冷却・Heガススイープ型増殖ブランケットの構造を模擬した試験体（増殖ブランケット試験体）を照射し、ブランケットの核・熱特性及びトリチウム生成回収等に関する諸特性を把握する試験を行うためのものである。1985年度から1988年度まで、JMTRの水リブを用いた増殖ブランケット試験体の照射試験の可能性について予備検討を行った。この結果から、次期大型装置の設計検討に必要なデータの取得が可能であることが判明したため、1989年度からは、さらに本照射試験設備の整備のための概念検討を行っている。

試験設備の全体は、増殖ブランケット照射設備、増殖ブランケット試験体及びトリチウム廃棄物保管施設から構成され(Fig.8.2.1参照)、増殖ブランケット照射設備は、水ループとトリチウ

ム測定回収装置から成る。増殖ブランケット試験体は、新設する水ループの炉内管内に装荷して、冷却系により除熱しながら照射試験を行う。照射中、試験体内に発生したトリチウムは、Heガスをスイープすることによりトリチウム測定回収装置へ導き、トリチウム濃度の経時変化を測定しながら、回収する。照射試験終了後の試験体はカナル水中で不要部分を切断分離した後、密封容器に入れ、キャスクにより大洗研究所内に新設するトリチウム廃棄物保管施設まで輸送し、保管廃棄する。

(1) 増殖ブランケット照射設備

水ループの炉内管は、JMTR炉心の反射体領域に挿入する。炉内管内の温度を希望照射条件に制御・維持するために、冷却系、計測制御系等を設ける。

トリチウム測定回収装置は、照射試験中に増殖材の核反応により生成するトリチウムを酸化吸着法により連続して回収しながら、増殖材からのトリチウム生成回収特性等のデータを取得できるようにする。水ループ及びトリチウム測定回収装置の主な構成機器は、炉内管を除いては遮蔽機能を有する収納室内に設置するとともに、トリチウム漏洩防止対策を講ずる。以下に照射設備の主要仕様を示す。

① 水ループ

炉内管据付位置 : K, L-3, 4
 最高使用圧力 (外圧) : 18(kg/cm²G)
 最高使用温度 : 120(℃)
 炉内管形式 : 折返し型

② トリチウム測定回収装置

最高使用圧力 : 2(kg/cm²G)
 スイープガス : Heガス, 水素或は酸素含有Heガス
 トリチウム処理能力 : 200(Ci/d)
 トリチウム回収方式 : 酸化回収

(2) 増殖ブランケット試験体

本試験体は、増殖材の温度を所定の値(350~900℃)に制御・維持でき、且つ次期大型装置でのHeガススイープ条件等を満足できる構造とする。温度制御特性及びトリチウム生成特性を評価するための増殖材としてはLi₂O, Li₄Si₄等のLi含有セラミックスを試験対象とするが、中性子増倍材としてのベリリウムを適当な割合で混合したものについても試験する。また、前記の諸特性を測定するために各種計測機器を取付ける。なお、試験体は1年に2体ずつ、10年間の試験を予定する。

(3) トリチウム廃棄物保管施設

本施設は、試験体、トリチウムトラップ等のトリチウム含有廃棄物を安全に長期間にわたって保管できる性能を有するものとする。

8.2.2 PWR燃料出力急昇試験設備

本設備は、1981年からJMTRで実施しているBWR燃料の出力急昇試験に加えて、PWR燃料についても同様の試験を行うためのものである。

軽水炉時代長期化の状況の下、PWR高度化の一環として高燃焼度燃料の開発が計画され、国内のPWRでベース照射した燃料の出力急昇試験を実施することが検討されている。

1989年度はまず、設備の基本設計に資するため、JMTRで行われるであろうPWR燃料の出力急昇試験の内容とそのスケジュールについて調査した。また、試験の実施は、現在行っているBWR燃料の出力急昇試験と並行して行われることが想定されるため、同燃料の将来の試験計画についても併せて調査した。

これまでに、PWR燃料の出力急昇試験条件の内、燃料燃焼度、試験中の出力レベル、出力急昇幅、温度、圧力、燃料表面での冷却水沸騰の可否、水質、試験頻度等について調査し、設備の概念検討を行った。設備としては、キャプセル方式とループ方式が考えられるが、試験条件が十分に明確になっていないため、両方式について検討を進めた。

キャプセル方式の場合、既存の出力急昇試験設備（運転圧力73kg/cm²G）と比べて設計圧力が高くなるものの、施設の基本構成、熱的あるいは核的な特性等は、現設備と同等のものとなる。

しかし、本方式では、燃料棒に接する水が強制循環されないため、燃料表面では冷却水が核沸騰する状態で試験することになり、水圧をPWR条件に合わせた場合、被覆管表面温度はPWRでの使用条件に比べて若干高くなる。また、水質についてはpHの調整や溶存酸素量の調整等は可能であるものの、被覆管の水質腐食まで考慮した試験要求に対応して薬品を添加するなど、特殊な水質条件を自由に作り出すのは困難である。

これに対して、ループ方式の場合では、燃料棒は循環水で冷却されるため、必要に応じて被覆管表面温度、表面での冷却水の沸騰の有無あるいは水質等の試験条件を調節することが出来る（Table 8.2.1参照）。一方、本方式では炉内管上部に連結するカートリッジにより燃料棒を原子炉運転中に交換できるようにする必要があるが（Fig. 8.2.2参照）、試験により、燃料が破損した場合、FPの処理、破損燃料棒のホットラボへの移送等、今後解決しなければならない技術上の問題が多い。

技術的な問題の有無、整備費用及び整備期間については、キャプセル方式の方が有利であるが、被覆管表面での冷却水の沸騰を抑える試験又は被覆管表面温度の調整が不可欠である試験を行うためには、ループ方式にする必要がある。また、将来被覆管の水側腐食試験が重要な課題となる可能性を考慮すると、水側腐食試験装置を兼ねて、ループ方式を採用するという選択も考えられる。

8.3 原子炉施設の改造・整備

8.3.1 制御室の炉室外移設

本移設は、照射需要の増加に伴う照射設備の新設等に対応して、炉室内スペースの有効利用を図るため、炉室内にある制御室を撤去し、炉室外に新設するものである。

1986年度に改造・整備計画の一環として制御室を炉室外に移設するとともに、集中監視と運転支援システムの拡充を目的として検討した。1989年度には、従来の検討結果を基に移設にあたっての技術的問題と運転監視の合理化に伴う問題を摘出し、解決案を検討するとともに、新制御棟の構成をまとめた。

制御室の移設にあたっては、原子炉制御室と照射制御室を統合し、運転監視の一層の合理化により省力化を図ることを目標に検討した。

(1) 移設にあたっての技術的問題点

現在設置されている機器の有効利用の観点からこれらの機器を移設して使用する場合、現在使用されている機器の耐用年数、信号ケーブルの路線抵抗の制限によるケーブルの更新、これに伴う原子炉建屋貫通孔の増設等の問題点があり、全面的に更新する必要がある。

従って、機器の更新にあたっては、取付ける機器をデジタル回路方式を主体とする最新のものとし、移設後20年間の運転・保守に十分耐え得るようにする。また、信号等の伝送には、光ケーブルを使用する。これにより既設ペネトレーションが利用できるだけでなく、コスト的にもメタルケーブル伝送よりも安価である。更に、電気ノイズに影響されなく、ケーブルルートフレキシビリティが増大するなどの利点がある。

(2) 運転監視の合理化にあたっての問題点

運転監視の合理化を実施するには、照射施設の自動化と遠隔操作化を前提として、既設ARGUSシステムのレベルアップ及び監視業務と現場作業の分離並びに日勤への一部業務の移行等が必要である。これらにより、ある程度の運転要因の削減が可能となる。

(3) 新制御棟の構想

新制御棟は、ケーブルペネトレーションの位置、地形等を考慮して、居室実験室の南側に建設することとし（Fig.8.3.1参照）、中央制御室の他、計算機室、測定室、資料室等を備える（Fig.8.3.2参照）。制御室におけるJMTR全体の運転監視は、CRTを主体とした集中化オペレーションコンソールで行うようにする。

(4) 今後の課題

費用対効果の観点から、炉室内の制御室の統合についても検討する必要がある。

8.3.2 カナル周辺の整備

本整備は、原子炉とホットラボの接点であるカナル周辺において、安全を確保しつつ、能率的に作業が行えるようにし、JMTRの効率的利用の促進を図るものである。

1986～1988年度に、カナルNo3から分岐してカナルを延長し、解体・組立セルを増設するとともに、解体プールと保管プールを設置し、大型廃棄物の解体・保管も出来るようにする案を検討した。また、ホットラボのサービスエリアとSFCプール回りの作業の効率化を図るため、カナルNo2の西側に建家を増設し水力ラビット試料及びR1キャプセルの引渡しを行う案を検討した。

1989年度には、これらの結果を受けて、改めてカナル周辺の作業の現状と将来計画を調査し、問題点の摘出、対策の検討を行った。

(1) 現状

カナルNo1は、大型廃棄物の保管場所と化しており有効に活用されているとはいえない状況にあるため、廃棄物の処理を推進する必要がある。

カナルNo2は、主に使用済燃料や炉心要素の移送及び保管、水力ラビット試料の引渡し等の作業を行っているが、作業時間の調整により特に問題なく作業が進められている。

しかし、近年カナルNo2では、使用済燃料の保管が長期化し保管量の増加が見られる。再処

理輸送に見通しが立たない場合は、別途使用済燃料保管プールの設置が必要となる事も考えられる。

カナルNo3及びSFCプール周辺では、水力ラビット試料及びR1キャプセルの引渡し、BOCAキャプセル試料の組込及び取出等各種作業が錯綜して行われている。いずれもキャスク等の大型装置を取扱うため、30トン天井クレーンの使用が競合する場合が多く、照射試験の効率的遂行が困難になっている。これを解決するには、当面現有の30トンクレーンに10トン程度のクレーンを併設することが有効であると考えられる。

(2) 将来

今後JMTRで行われる可能性のある照射試験では、いずれもカナル内において何らかの作業が必要になると考えられる。即ち、増殖ブランケット試験体照射試験では、試験体の不要部分の切断分離及び密封容器への挿入作業が、PWR燃料出力急昇試験及び出力過渡試験では、キャプセル又はループカートリッジへの燃料棒組込・取出作業が、また、燃料棒水側腐食試験では、照射途中での試料の腐食量測定作業が、それぞれカナル内で行われると考えられる。更に、カナル内には、中性子ラジオグラフ装置の設置の可能性もある。

しかしながら、カナルNo2、同No3及びSFCプールはフルに利用されており、新たに装置類を設置する余裕はない。そのため、不要品の処理処分を推進し、カナルNo1の有効利用を図るとともに、カナルNo3を中心とした抜本的解決策を検討する必要がある。

8.4 当面の計画

JMTRの改造と整備は、内容と緊急度に応じて、短期、中期さらに長期に分けて進めることとし、現在のJMTRの運転を継続するために不可欠であり、既に個別の課題として推進している老朽化設備の更新、6サイクル運転の実施、燃料のLEU化などを短期計画、改造・整備計画のうち、増殖ブランケット試験体照射試験設備及びPWR燃料出力急昇試験設備の整備、カナル周辺の整備、並びにこれら設備整備を含む将来計画の前提となるOWL-2の撤去などを中期計画、また、引き続き検討を続けるとした出力過渡試験装置、水側腐食試験装置及び中性子ラジオグラフ装置の整備、大上蓋の改造、制御室の炉室外移設等については、長期計画、とそれぞれ分類して推進することとする。これらの計画についてTable8.4.1に示す。

Table 8.2.1 Design Comparison of Power Transient Test Facilities for PWR Fuels

方式 項目	キャプセル方式	ループ方式																								
燃料試料	セグメント (スタック長; 約40cm)	セグメント (スタック長; 約40cm)																								
炉内設置位置	D-9 (既設OSF-1 ループを利用)	D-7																								
冷却方法	燃料棒表面で核沸騰、水の自然対流でキャプセル外筒に伝熱し、外筒外面はOSF-1 冷却水で強制対流冷却	ループ冷却水によって、燃料棒表面で直接に強制対流冷却																								
水質調整	pH、溶存酸素等供給側で調整可	pH、溶存酸素等調整可																								
被覆管表面雰囲気	核沸騰状態の高圧水	非沸騰高圧水																								
被覆管外圧	158kg/cm ² (PWR条件)	158kg/cm ² (PWR条件)																								
温度	被覆管表面 350℃ 縦方向温度勾配 小 (線出力 300w/cm で評価)	水温 300℃ 被覆管表面 320℃ } 調整可能 縦方向温度勾配 約5℃ (線出力 300w/cm、流速3m/sで評価)																								
燃料出力	<table border="1"> <tr> <td>燃焼度 (GWd/t)</td><td>73</td><td>45</td></tr> <tr> <td>最高到達出力 (kW/m)</td><td>約40</td><td>約50</td></tr> <tr> <td>出力変更幅 (倍率)</td><td>3.5</td><td>3.5</td></tr> <tr> <td>最高出力急昇速度 (kW/m min)</td><td>約25</td><td>約25</td></tr> </table> 初期濃縮度 4.7w/oでの計算例	燃焼度 (GWd/t)	73	45	最高到達出力 (kW/m)	約40	約50	出力変更幅 (倍率)	3.5	3.5	最高出力急昇速度 (kW/m min)	約25	約25	<table border="1"> <tr> <td>燃焼度 (GWd/t)</td><td>73</td><td>45</td></tr> <tr> <td>最高到達出力 (kW/m)</td><td>約35</td><td>約45</td></tr> <tr> <td>出力変更幅 (倍率)</td><td>3.4</td><td>3.6</td></tr> <tr> <td>最高出力急昇速度 (kW/m min)</td><td>約25</td><td>約25</td></tr> </table> 初期濃縮度 4.7w/oでの計算例	燃焼度 (GWd/t)	73	45	最高到達出力 (kW/m)	約35	約45	出力変更幅 (倍率)	3.4	3.6	最高出力急昇速度 (kW/m min)	約25	約25
燃焼度 (GWd/t)	73	45																								
最高到達出力 (kW/m)	約40	約50																								
出力変更幅 (倍率)	3.5	3.5																								
最高出力急昇速度 (kW/m min)	約25	約25																								
燃焼度 (GWd/t)	73	45																								
最高到達出力 (kW/m)	約35	約45																								
出力変更幅 (倍率)	3.4	3.6																								
最高出力急昇速度 (kW/m min)	約25	約25																								
出力測定精度	±5%	Pモード運転 (非沸騰) キャプセル方式と同程度 Bモード運転 (被覆管表面で沸騰) キャプセル方式より低下する																								
試料破損検出	FP検出法で遅れ時間が約2分30秒	FP検出法で、キャプセル方式より若干遅れる																								
試験本数	最大3本/運転サイクル	最大6本/運転サイクル																								
セグメントへの計装	伸び、FP圧力、燃料中心温度等開発中	左記開発に加えて、計測線取り出し方法の検討が必要																								
燃料破損後の処置	FPをキャプセル内に封じ込める	FPの捕集、破損燃料のホットラボへの移送方法の検討が必要																								

Table 8.4.1 Schedule for Upgrading and Maintenance of JMTR

時 期	項 目	目 的 ・ 効 果
短 期	・ 老朽化設備の更新 ・ 6 サイクル運転の実施 ・ LEU化による燃料の確保 ・ 不要照射設備の撤去(1)	安定運転の実施 照射の迅速化 安定運転 安定運転・照射ニーズ対応
中 期	・ 不要照射設備の撤去(2) ・ カナル周辺の整備 ・ 新規照射設備の整備(1) (ブランケット、PWR出力急昇)	安定運転・照射ニーズ対応 照射後試験の効率化 緊急ニーズ対応
長 期	・ 新規照射設備の整備(2) (出力過渡、水側腐食) ・ 中性子ラジオグラフ装置の設置 ・ 大上蓋の改造 ・ 制御室の炉室外移設	照射ニーズ対応 同上 同上及び炉上作業の効率化 照射ニーズ対応・運転の合理化

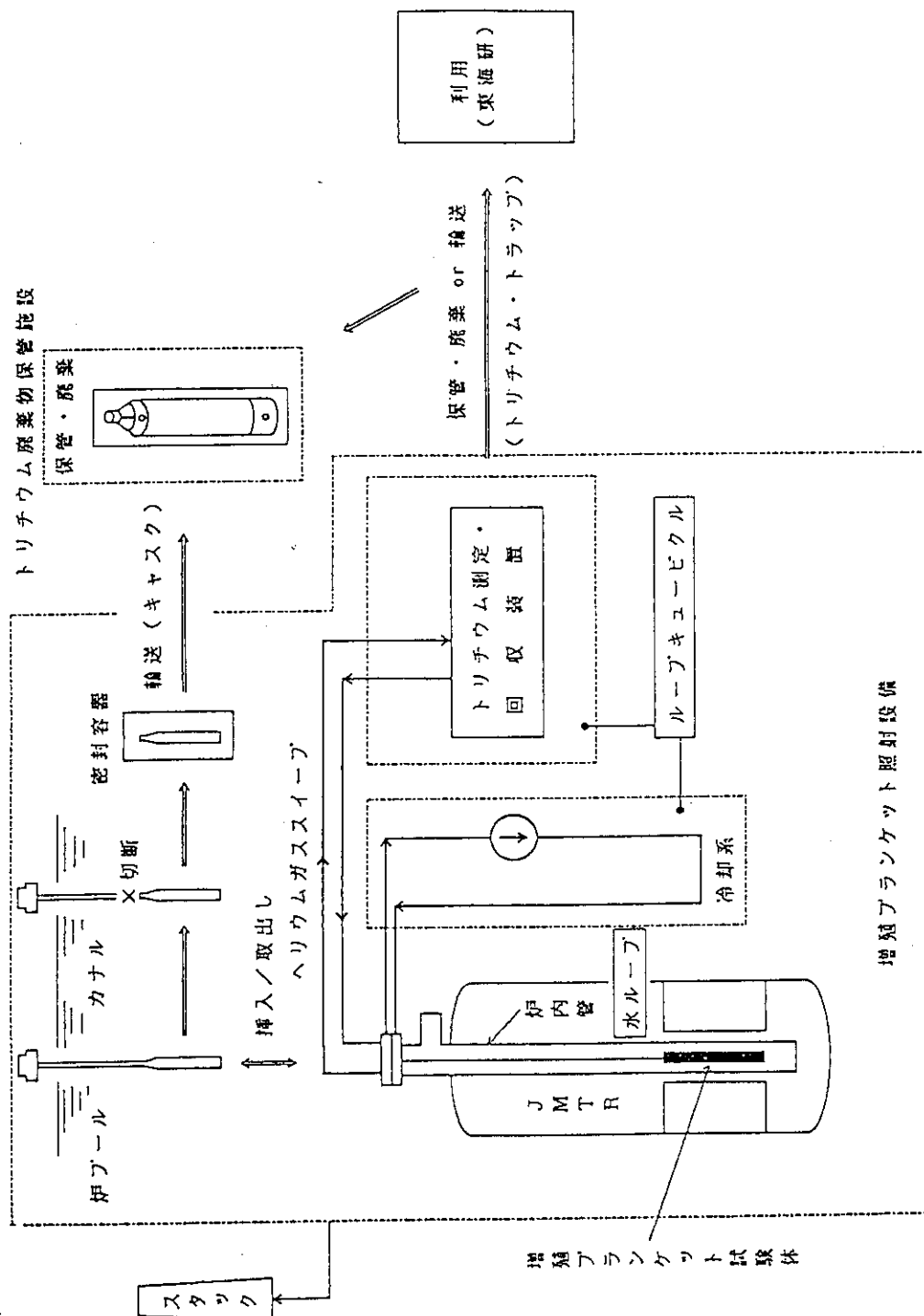


Fig. 8.2.1 Schematic of the Irradiation Test on Tritium-Breeding Blanket Specimens

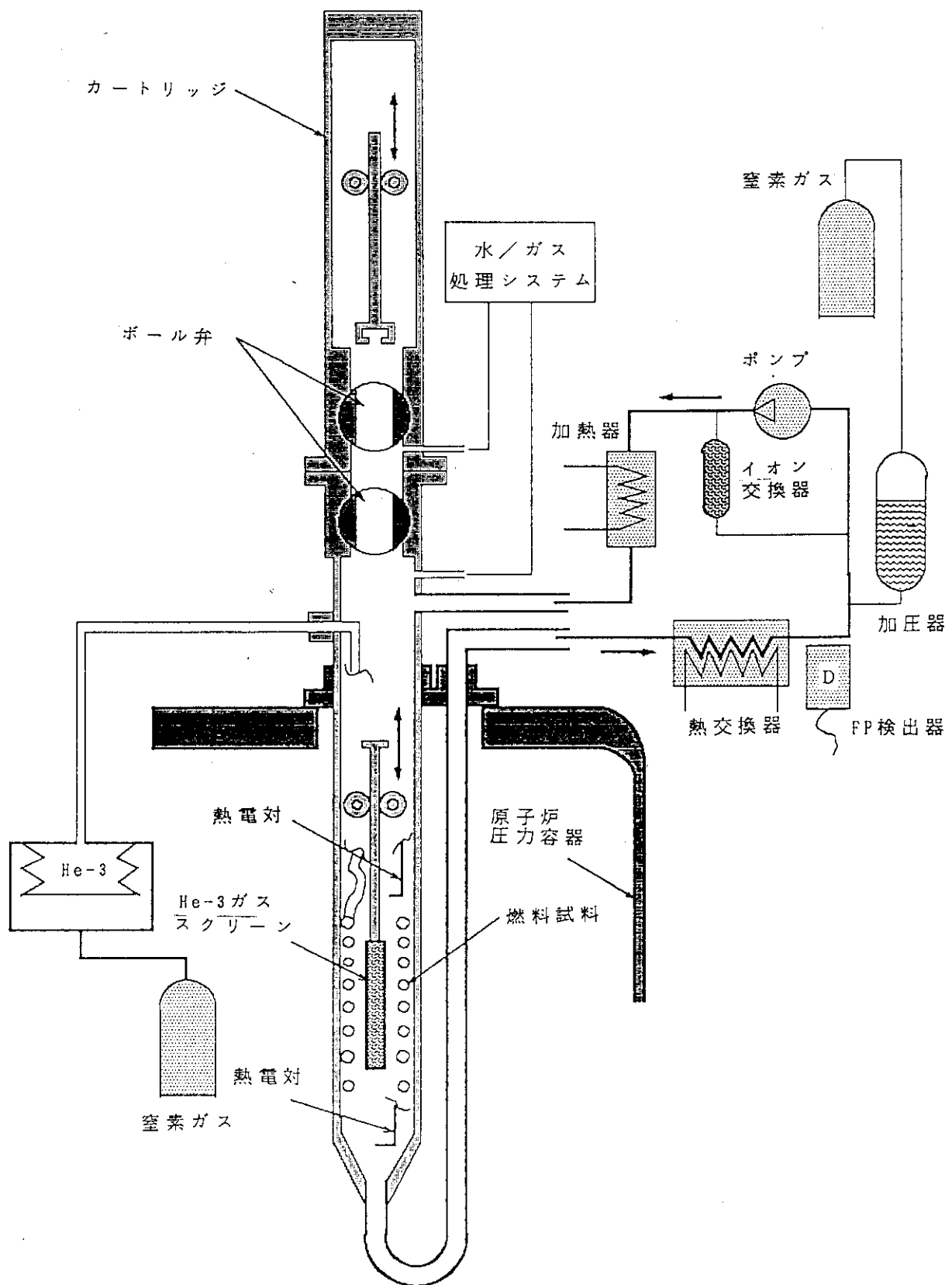


Fig. 8.2.2 Schematic of the Loop-Type Power Transient Test Facility for PWR Fuels

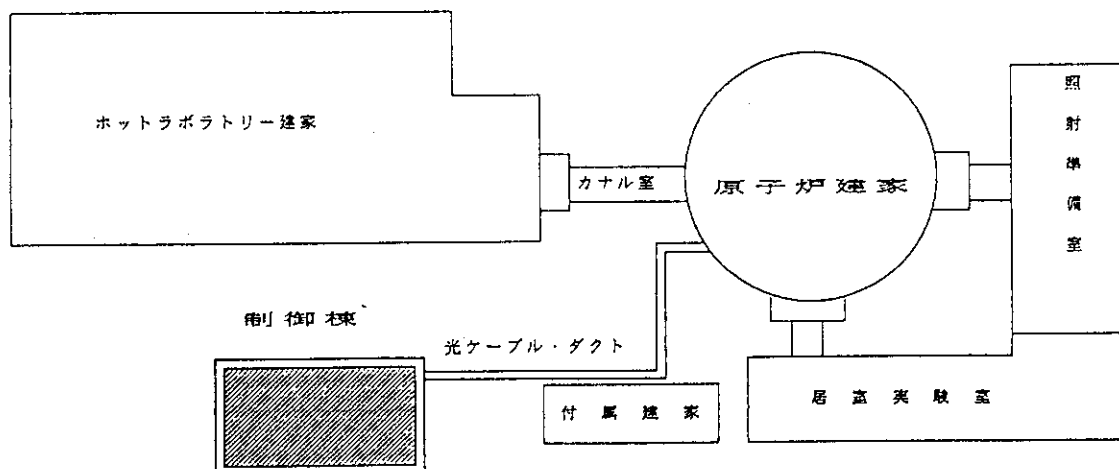


Fig. 8.3.1 Location of the New Reactor Control Building

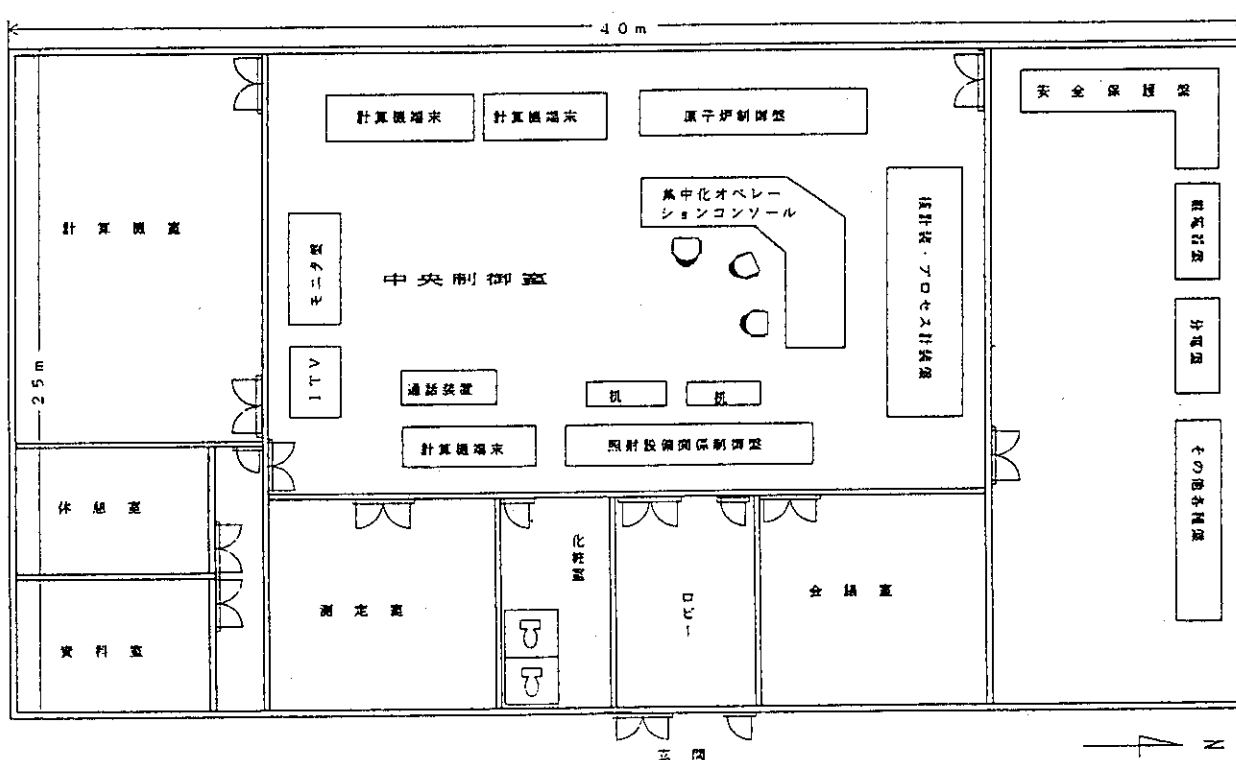


Fig. 8.3.2 Arrangement of the New Reactor Control Building

9. 国際研究協力及び国際交流の現状

JMTRの過去5年間国際研究協力等の現状をまとめたものである。

9.1 国際研究協力

国際研究協力は、主として二国間研究協力及び多国間の国際機関との研究協力の枠組の中で実施している。

(1) 二国間研究協力

Table9.1.1に示すように米国(ANL)、韓国(KAERI)及び西独(KFA)との研究協力を進めている。

1) 米国(ANL)との共同研究

JMTR燃料の濃縮度低減化計画を円滑に推進するため、JMTR及びORRでの燃料の照射試験・照射後試験等のデータ、炉心特性解析データ等を相互に報告し、安全評価の解析手法、解析結果の検討及び燃料濃縮度低減化計画に関する国際会議等へも積極的に参加し、JMTR燃料のMEU化、LEU化に寄与している。

2) 韓国(KAERI)との協力研究

プロジェクトテーマ「核燃料の照射後試験」を担当し、1985年から、専門家を交互に派遣し、照射キャプセルの取扱い、燃料の非破壊試験及び破壊試験、材料の強度試験等の照射後試験技術並びにホットラボ施設の運転・保守等に関する実習、情報交換を行い、ホットラボにおける技術向上に寄与している。

引続き、照射後試験技術を中心に、ホットラボの技術向上を図ることとする。

3) 西独(KFA)との研究開発

高温ガスに関する研究開発のうち、JMTRは、OGL-1を利用しての高温ガス炉用FPフィルターの開発に貢献している。

また、キャプセルを利用してHTTR用炉内計装検出器の開発を行い、HTTRの国の安全審査及び建設に寄与している。

(2) 国際機関との研究協力

Table9.1.1に示すように、ハルデン原子炉プロジェクト及びIAEA/RCAとの研究協力を進めている。

1) ハルデン原子炉プロジェクトとの研究協力

炉内外からの照射ニーズの多様化、高度化要求に応えるためには、原子力の先端的分野に関する研究開発並びに新しい炉内計装機器及び照射設備等の開発・整備を行う必要があることから、ハルデン原子炉プロジェクトと照射技術等の研究開発に関する研究協力を進めている。

特に、研究協力では、被ばく低減法に関する技術開発の一環として開発を行ったクラッド

分離装置の長期確証試験をハルデン原子炉で実施し、実用化の目途を得た。

また、JMTRで開発を進めている照射実験用細径高温熱電対(1.6φ)の照射下での耐久性を試験するため、長期照射試験をハルデン原子炉で実施し、その耐久性を実証した。

2) IAEA/RCA計画による研究協力

アジア・太平洋地域のIAEA加盟国（日本をはじめ14カ国）の放射線・RI利用に関する研究開発及び非破壊検査技術に関する訓練・協力に関し、原子力先進国の一員として、各種のワークショップ、セミナー等に専門家として派遣している。

9.2 原子力研究者交流

JMTRにおける1985年度からの原子力研究者の外国からの招へいは、Table9.2.1に示すように11名を受け入れた。

1985年度からの原子力研究交流では、韓国（2名）、中国（3名）マレーシア（1名女性）から受け入れ、主として照射技術の開発、キャプセルの設計・製作、照射後試験技術に関し、情報交換及び技術的アドバイスをを行った。

また、日本－インドネシア科学技術フォーラム関係で1名及び日本－台湾ロータリークラブ交流関係で1名を短期に受け入れ、それぞれ、炉の運転・保守、運転管理体制、管理区域内における安全管理体制及び照射技術の研究開発に関する情報交換等を行った。

一方、1985年度からの外国の研究機関等への研究者・技術者の派遣は、国際研究協力関係で48名、国際会議等関係で17名、技術調査関係で9名、技術検査関係で75名であった。

9.3 研究成果

国際研究協力に基づく研究成果は国際会議等で発表すると共に原研研究報告書（たとえばJAERI-Mレポート）等で報告されている。

これらの件数は国際会議等19件である。

原研究報告書類で23件である。

Table 9.1.1 International Cooperative Research (1/3)

協力計画	研究協力テーマ	相手機関	期間	研究内容・成果	研究者 受人数	研究者派遣数
I. 二国間研究協力	(1) 燃料濃縮度低減化計画に関する 共同研究	ANL (米国)	1980.2 ~	JMTR燃料の濃縮度低減化計画を円滑に進捗するため、原研-ANL における燃料の照射試験、照射後試験等のデータに関する情報交換を 行っている。 (2) MEU化関連では、ORRでの45%アルミナ燃料の照射試 験、照射後試験データの入手、炉心特性解析結果等の情報交換を行 い、MEU化の安全審査に備えた。 (1986.8.6 MEU化全炉心に移行) (2) LEU化関連では、ORRでの20%シリサイド燃料の照射試験、 照射後試験及び炉心実証試験のデータ入手、高温時FP放出等 及びミニプレート照射試験結果を報告し、平成2年度からの国の 安全審査に備える。	—	23 (含会議出席)
	(2) 核燃料の照射後試験に関する 研究協力	KAERI (韓国)	1985.11 ~	核燃料の照射後試験に関し、KAERIと情報交換を行っている。 これまで原研、KAERI双方のホットラボ施設の差異、運転管理体 制の差異が明確になり、相互に理解するとともに、多くの知見が得ら れ、双方のホットラボにおける技術向上を加速することができた。	2	4
	(3) 高温ガス炉に関する研究開発	KFA (西独)	1979.2 ~	KFAと原研との高温ガス炉に関する協力取決めのうち、JMTR は、OGL-1を利用してのFPプレートアクトに関連した試験研究 (高温ガス炉用FPフィルターの開発)、キャプセルによるノイズサー モメータの照射試験 (HTTR炉内計装送出器の開発) を行ってお り、高温工学試験研究炉の国の安全審査及び建設に寄与している。	1	4
II. 国際機関との 研究協力	(1) クラッド分岐部腐蝕の検証試験	ハルデン原子炉 プロジェクト (ルルクウェー)	1986.4 ~	JMTR水ループの一次系配管内部に放射性クラッドが蓄積している ため、運転・保守作業時の被ばく源となっている。このため、57年度か ら、IHIとの共同研究により、クラッド除去に関する技術開発の一環	—	14

Table 9.1.1.1 International Cooperative Research (2/3)

協力計画	研究協力テーマ	相手機関	期間	研究内容・成果	研究者派遣 受人数	研究者派遣数
				として進行交番境界を応用したクラッド分離装置の開発を進め、60年度をもって基礎試験を終了した。引続き長期運転による確証試験をハルデン原子炉プロジェクトとの研究協力により実施し、平成2年3月31日をもちえて終了した。		
	(2) 照射実験用細径高温熱電対の開発	ハルデン原子炉プロジェクト (ノルウェー)	1986.4 ~	JMTRで開発を進めている照射実験用細径高温熱電対 (1.6 φ) の照射下での耐久性を試験するため、燃料棒中心温度計として8本の熱電対をハルデン原子炉の照射リブ (IFA 562) に装填し、約2年間照射試験を行った。これらの試験結果をもとに、長期照射の際の問題となっている熱電対の低下に関する特性試験を実施し、実用化を図る。	—	4
	(3) アイソトープ・放射線の利用に 関する研究開発及び情報の提供・協力	IAEA/RCIA (東南アジア 日本13ヶ国)	1978.8 ~	非破壊検査技術に関するワークショップ、セミナー等への積極的派遣	—	17
Ⅲ. STA支援計画に基づき原子力研究交流	(1) 照射技術の開発及びキャプセルの設計・製作	KAERI (韓国) ・中国	1988.9.27 (28日間) 1993.3 (90日間)	JMTRにおける照射技術の開発、キャプセルの設計・製作の教授、及びKAERIが建設を進めている材料試験炉 (KMRR) の照射利用に関する技術的アドバイスをを行った。	2 (韓国1) (中国1)	—
	(2) 照射キャプセルの設計と解析	U T N (マレーシア)	1987.1.16 (8日間)	JMTRで照射されるキャプセル及びラビットの設計手法に關し、照射用水力ラビッド試験について実際の設計を教授した。また、JMTRでの照射装置の設計・解析業務全般について教授した。	1 (女性)	—
	(3) 照射後試験技術に関する	中国	1986.2.6 ~	核燃料及び原子炉材料の照射後試験技術の習得及び調査並びに東海	3	—

Table 9.1.1 International Cooperative Research (3/3)

協 力 計 画	研 究 協 力 ナ マ	相 手 機 関	期 間	研 究 内 容 ・ 成 果	研 究 受 入 数	研 究 者 派 遣 数
	情報交換		(85日間) 1987.8.10 ~ (86日間)	研、動燃事業団のホットラボ、R1施設、廃棄物処理施設、原簿、日立製作所等原子力関連事業所の視察を行った。	(韓国1) (中国2)	
		・ KAERI (韓国)	1988.2.22 ~ (100日間)			
	(4) 研究炉・試験炉に関する情報 交換	・ 中 国	1985.1.22 ~ (8日間)	R1の製造、利用分野の技術情報の交換	—	1
		・ 中 国	1988.3.24 ~ (13日間)	中国における試験炉・研究炉の現状について情報交換を行い、相互の技術向上に資する。	—	1
IV. 日本-インドネシア 科学技術フォーラム (東海大学への留学生)	材料試験炉の運転・保守	BATAN (インドネシア)	1990.1.15 (28日間)	JMTRの運転・保守、運転管理体制、管理区域内における安全管理体制	1	—
V. 日本-台湾ロータリ ークラフ交流	JMTRにおける照射技術の 研究開発	台 湾	1988.2.23 ~ (36日間)	JMTRにおける照射技術の研究開発の現状について	1	—

Table 9.2.1 Visiting Researchers Accepted from Abroad

研 究 協 力 テ ー マ	1985	1986	1987	1988	1989	合 計
I. 二国間研究協力						
(1) JAERI-KAERI協力協定 (韓国)						
(2) JAERI-KFA協力協定 (西ドイツ)	1	1				2
II. STA支援計画に基づく原子力研究交流	1					1
(韓国2名、中国3名、マレーシア1名)						
III. 日本-インドネシア科学技術フォーラム(インドネシア)	1	1 (女性)	1	2	1	6
IV. その他 (台湾)					1	1
			1			1
合 計	3	2	2	2	2	11

あ と が き

本報告書は、今版が第4版目の発刊である。

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。

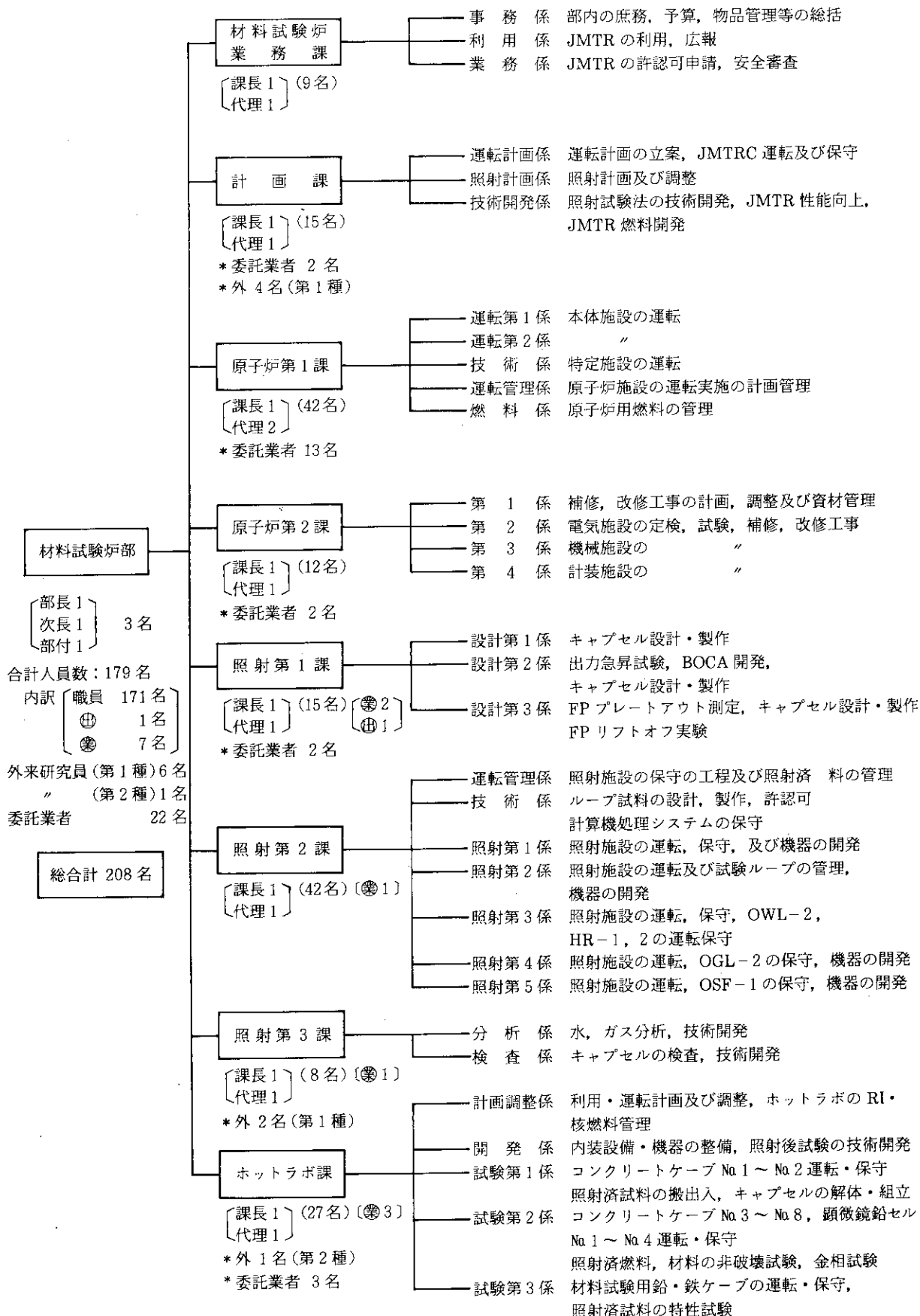
JMTR年報編集委員会

JMTR年報編集委員会

委員長	齊藤	実（材料試験炉部次長）
委 員	大津	洋（原子炉第1課）
〃	松浦	博士（原子炉第2課）
〃	大内	光男（射第2課）
〃	阿部	恭一（ホットラボ課）
〃	高橋	豊（JM放管）
幹 事	伊藤	治彦（照射第1課）
〃	小森	芳広（計画課）
〃	川上	弘紀（検査技術課）
事務局	宮内	加一（材料試験炉業務課）

付録1 材料試験炉部の組織及び人員

1990年3月31日現在



付録2 外部投稿論文

課題	著 者	標 題	発 表 箇 所
計 画	河村,安藤	原子炉スクラム時における各種軽水炉燃料棒の燃料中心温度過度応答	日本原子力学会誌
照 1	星屋 他5	形状記憶合金の核融合炉への応用	Fusion Engineering and Design
計 画	河村,中田 他3	セラミックスコーティング膜の欠陥率評価	Journol of the Ceramic Society of Japan
			日本セラミックス協会 学術論文誌
部	二村 他1	照射試験と照射後試験	軽水炉燃料のふるまい (原子力安全協会編集)
計 画	河村,田中 他2	化学緻密化法によって形成した酸化クロムコーティング膜の機械的特性	日本セラミックス協会 学術論文誌
照 2 照 3	小畑,田中	JMTRにおけるキャプセル温度制御の改良	元年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」

付録3 研究所刊行物

<JAERI-Mレポート>

課 名	著 者	原 標 題	登録No
計 画	河村, 石塚 他 5	ベリリウム中のトリチウム挙動実験(1) ー中性子照射キャプセルの製作ー	89-073
照 1	新見, 染谷 原山 他 2	飽和温度キャプセルに関する熱特性試験	89-099
照 3	斉藤 他 8	燃料試験炉ー運転と技術開発ーNo.3 (1986~1988)	89-160
照 1	原山, 染谷 新見	SATCAP-B: 飽和温度キャプセル熱設計用 プログラム	89-187
照 1	星屋, 染谷 原山 他 1	挫屈した被覆等ギャップ寸法の変化が燃料棒内の温 度 熱流速分布に与える効果の解析	89-189
照 1	星屋, 市橋 他 5	遠隔操作型電気抵抗測定装置の開発	89-205
計 画	石塚, 河村 田中 他 2	ベリリウム中のトリチウム挙動実験(2) ー反跳放出及び抜散挙動ー	90-013
H・L	岩井, 清水 中川, 相沢 他 7	試験・研究炉用分散型燃料の高温時における核分裂 生成物の放出率測定試験	90-027
計 画	河村, 石塚 田中 他 2	ベリリウム中のトリチウム挙動実験(3) ーベリリウム中のトリチウム分布測定手法の開発ー	90-037

<未公開資料>

(1/2)

課 名	著 者	原 標 題
照 1	中 崎 JMTR出力急昇試 験推進グループ サブグループ	シュラウド装置(OSF-1)炉内管ジルカロイ化
照 2	田中(勲)他 1	海外出張報告(ハルデン炉におけるフラッド分離 装置確証試験及びフランスでの照射の現状調査)
原 1	坪 井	JMTR第84サイクル運転報告書
原 1	宇 井	JMTR第80サイクル運転報告書
照 3	安 藤, 横 内 比 佐, 他 2	JMTR水・ガス分析報告 (昭和63年度後期)
照 3	金 谷, 江 藤 比 佐, 他 2	JMTRキャプセル等検査業務報告 (昭和63年度下半期)
照 3	金 谷, 江 藤 大 岡	X線透過検査への画像処理技術の適用実験(II) - X線透過写真からの欠陥の検出-
照 2	菊 池, 中 山 小 山, 他 5	JMTR出力急昇試験設催(BOCA/OSF-1) 運動状況について(昭和63年度)
原 I	亀 山	JMTR第85サイクル運転報告書
照 2	本間, 猿田 他5	OGL-I 炉内管の更新(新炉内間の設計)
計 画	河 村, 宮 島 中 田	セラミックスコーティング膜の機械的特性(1)
照 1	染 谷, 新 見 原 山, 伊 藤 市 橋 他 5	電力中央研究所との共同研究「原子炉用ステンレス 鍋の中性子照射効果に関する研究」における活動 報告 (1988年4月～1989年3月)
原 2	森田, 梅井他13	JMTRの保守管理
照 2 照 3	飯 村 他 1 横 内	海外出張報告(ハルデン炉におけるフラッド分離装 置の確証試験及びオランダでの照射の現状調査)
原 1	小 池	JMTR第87サイクル運転報告書

<未開発資料>

(2/2)

課 名	著 者	原 標 題
照 1 H・L	星 屋, 市 橋 高 田	中性子照射Ti-Ni形状記憶合金の回復挙動
照 3	安 藤, 金 子 比佐, 横内 他3	JMTR水・ガス分析報告書 (平成元年度 前期)
照 1	原 山, 染 谷 新見, 伊藤 他6	飽和温度キャプセルに発生した圧力・流量の周期的 変動の解明
照 3	大岡, 金谷 他6	欠陥の可視化に関する研究
照 1	石 井, 市 橋	照射実験用高温熱電対のHBWRに於ける照射試験の 結果-1
照 1	加 島, 石 井 市 橋, 他 3	JMTR(#83サイクル)における軽水炉燃料の出 力急上昇試験 (ジルカロイ被覆管の応力腐食炉内実 験: -38AD
照 3	横 内, 比 佐 川 上, 鈴 木 大 岡 他 3	高温高圧水ループ一次系配管付着クラッドの調査- 2 (クラッドの付着分布測定)
照 3	比 佐, 横 内 鈴木, 大岡 他1	クラッド付着実験分析報告書 (データ集) (第3報)
照 3	安 藤, 比 佐 横内, 鈴木 他2	クラッド付着実験分析報告書 (データ集) (第4報)
原 2	小 林, 梅 井	ドライ法による廃液ポンプ除染について [サンドブラスト法除染]
照 3	金 谷, 江 藤 大 岡	低濃縮ウラン燃料の健全性確認試験 (Ⅲ) (ミニプレートの400° [加熱試験])
照 2 計 画	池島, 佐川 他3 河村, 島川 他8	核融合炉増殖ブランケット照射試験設備の概念検討 (1)-中間報告-

付録4 口頭発表(外部)

(1/2)

課 名	著 者	標 題	発 表 箇 所
照 1 H・L	星 屋, 市 橋 高 田	中性子照射Ti-Ni形状記憶合金の 変態挙動に及ぼす損傷回復効果	Materials Science Forum
照 2	中 山, 田 中 他 4	JMTRにおける出力急昇試験の現 状	Proceeding of ASRR-II
計 画	河 村	BeとLi ₂ Oの両立性試験(I) ー密封キャプセル試験ー	日本原子力学会
計 画	河 村, 中 田 他 2	セラミックスコーティング膜の熱 伝導率測定	日本原子力学会
計 画	石 塚, 河 村 他 5	ホットプレスベリリウムの重水 素保持特性	日本原子力学会
計 画	河 村, 石 塚 中 田 他 2	Be中のトリチウム分布測定手 方の開発(I)	日本原子力学会
計 画	河 村, 中 田 他 2	化学緻密化コーティング膜の諸 特性	日本金属学会 1989年秋期大会
照 1	星 屋, 市 橋 他 2	形状記憶合金継手内径測定装置の 開発	日本金属学会 秋期大会
照 1 H・L	星 屋, 市 橋 後藤, 近江 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
部	二 村 他 4	日本の試験研究炉燃料の濃縮度低 減化計画の現状	RETER 国際会議
照 1 計 画	星 屋, 市 橋 島 川 他 2	Ti-Ni形状記憶合金の高速 中性子照射	Journal of unclear materials
計 画 部	河 村, 石 塚 二村, 斉藤 他2	ホットプレスベリリウムの重水素保 持特性	9th International Conference on Plasma Surface Interactions
照 1	星 屋 他 4	組織微細化を行ったNi-Ti系 形状記憶合金の引張特性	日本機械学会精密工学 会共催日立地方講演会

(2/2)

課 名	著 者	標 題	発 表 箇 所
計 画	河 村, 齊 藤 石塚, 中田 他2	BeとLi ₂ Oの両立性試験 (2) ー引張試験ー	日本原子力学会 1990年 年会
計 画	河 村, 中 田 他 2	Liリサイクルシステムにおける 化学技術の開発(II)ーLi含有セ ラミックスの溶解及びLi回収に 関する検討	日本原子力学会 1990年 年会
計 画 H・L	斉藤, 桜井 他1 岩井, 清水 他1	研究炉用分散型燃料の核分裂生、 生物放出率の測定	日本原子力学会 1989年 年会
計 画	桜 井, 小 向 永岡, 安藤 他2	JMTR用低濃縮燃料の核的設計	日本原子力学会年会
計 画	河 村, 中 田 他 5	セラミックスコーティング膜付き 照射容器の照射後試験	日本原子力学会 1990年 年会
原 1	宮 澤, 明 石 稲 場, 佐 藤 板橋, 新保 他2	フルスケールモデル使用済燃料輸 送容器の落下試験 I. II及び耐火 試験	The 9th International Symposium on the Packaging and Traniportation
計 画 照 1	河 村, 中 田 雨 沢 他 2	トリチウム増殖用Li含有セラミ ックペレットの中心温度評価(2) ー温度解析結果ー	日本原子力学会年会
計 画 照 1	河 村, 中 田 雨沢, 遠藤 他2	トリチウム増殖用Li含有セラミ ックペレットの中心温度評価(1) ー照射試験体の製作ー	日本原子力学会年会
照 3	大 岡, 金 谷 江 藤 他 3	赤外放射計による表面欠陥の検出 第5報 欠陥部の放射温度とばら つき	(社)日本非破壊検査協会 平成2年度春季大会
照 1	星 屋 他 3	Bi-Sr-Ca-Cu-O 超伝導体における熱活性化された 磁束線の運動	第37回応用物理学関係連合 講演会
計 画	大 島, 河 村 桜井, 中田 他1	FPガス圧力計再計装技術の開発 (VI)ー再計装機器の性能試験	日本原子力学会 1990年 年会

付録5 共同利用契約

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	3	2	6
大 学	2	19	9	30
一 般		1		1
合 計	3	23	11	37

付録6 委託調査等

〔共同研究等〕

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 磨重工業	H.1 1989.4.1～1990.3.31	照射第1課	1982年度から継続
(共同研究) 原子炉用ステンレス鍋 の中性子照射効果に関 する研究	炉心構造材及び長期照射に使用するキャプセル材料等の寿命評価を行うとともに、軽水炉の総合的寿命評価の提言に資する。	電力中央研究所	1989.4.1～1990.3.31	照射第1課	1987年度から継続
(委託調査) 材料試験炉の安全評価 及びシリサイド燃料に 関する調査	欧米各国の材料試験炉に関する安全評価の現状並びにシリサイド燃料の特性、検査方法、照射実績等について調査し、MJTRの安全評価に反映させる。	原子力安全技術 センター	1989.4.1～1990.3.31	計 画 課	
(委託調査) 非破壊検査に関する 調査	MJTRの照射設備は、薄肉材料が使用されており、共用期間中の検査における微小欠陥を検出する非破壊検査技術の確立が必要であるため、国内外の調査を行い、その適用性の検討を行う。	原子力安全技術 センター	1989.4.1～1990.3.31	照射第3課	

〔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	1989.4.1 1990.3.31	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	〃	〃
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	〃	〃
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	〃	〃
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 健治	〃	〃
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 宇津呂雄彦	〃	〃
7	照射下における形状記憶合金継手素手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	〃
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	〃	〃
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	〃	〃
10	欠陥の可視化に関する基礎研究	〃	〃	照射第3課長	〃
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	〃	〃
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	〃	〃

付録7 官庁申請許可一覧

1. 原子炉施設の設置変更許可

該当なし

2. 核燃料物質の使用の変更の許可

該当なし

3. 設計及び工事の方法の認可

申請年月日	件 名	認可年月日
(1. 3.16)	高温ガスループ照射装置「OGL-1」の一部更新	1. 4.18
1. 5.18	第M ₁₇ 次～第M ₂₂ 次中濃縮ウラン燃料要素の製作	1. 8.21
1.12.20	アルミニウム反射対要素の製作	2. 2. 5
1.12.22	ヘリウム-3出力可変装置トリチウムトラップの更新	2. 1.24

4. 使用前検査

申請年月日	件 名	合格年月日等
(62.12. 7)	第M ₁₀ 次中濃縮ウラン燃料要素	(記載事項の変更)
(63. 6. 6)	第M ₁₀ 次の一部中濃縮ウラン燃料要素	1.11. 4
(63. 6. 6)	第M ₁₁ 次中濃縮ウラン燃料要素	(記載事項の変更)

申請年月日	件 名	合格年月日等
(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	〃
(63. 7.15)	ベリリウム枠及びガンマ線しゃへい板	1.10.26
(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	1. 6.12
(1. 1.13)	中性子吸収体	(記載事項の変更)
(1. 3.29)	第3排水系貯槽(II)の設置	〃
1. 5.29	第M ₁₃ 次中濃縮ウラン燃料要素	_____
1. 6.28	第M ₁₂ 次の一部中濃縮ウラン燃料要素(その1)	_____
1. 6.28	第M ₁₂ 次の一部中濃縮ウラン燃料要素(その2)	(2. 4.24)
1. 6.28	第M ₁₄ 次中濃縮ウラン燃料要素	_____
1. 6.28	第M ₁₅ 次中濃縮ウラン燃料要素	_____
1. 6.28	第M ₁₆ 次中濃縮ウラン燃料要素	_____
1. 7.28	高温ガスループ照射装置「OGL-1」の一部更新	_____
1. 8.17	第3排水系貯槽(II)の設置	1.11.15
1.10.23	第M ₁₁ 次中濃縮ウラン燃料要素	2. 1.12
2. 2. 9	中性子吸収体	_____
2. 3.20	第M ₁₇ 次中濃縮ウラン燃料要素	_____
2. 3.20	第M ₁₈ 次、第M ₁₉ 次及び第M ₂₀ 次中濃縮ウラン燃料要素	_____
2. 3.20	第M ₂₁ 次及び第M ₂₂ 次中濃縮ウラン燃料要素	_____
2. 3.20	アルミニウム反射体	_____

5. 施設検査

申請年月日	件 名	合格年月日
(1. 1.19)	J M T R キャプセル等照射装置 第 3 排水系貯槽(II)の装置	1.11. 7

6. 保安規定の変更の認可

申請年月日	件 名	認可年月日
1.11.20	大洗研究所核燃料物質使用施設等保安規定の変更 (第 5 編 ホットラボの管理)	1.12.18
1.11.20	大洗研究所原子炉施設保安規定の変更 (第 3 排水系貯槽(II)の増設)	1.12.20
2. 1.25	大洗研究所核燃料物質使用施設等保安規定の変更 (U 量年間予定使用量の変更)	2. 2.20

付録 8 研修生受入状況

研修生受入状況

国名	氏名	研究テーマ	受入期間	受入課室	備考
インドネシア	Zulias Ilyas	JMT Rの運転・保守	1990.1.15～1990.2.11	原子炉第1課	
中国	李 満 昌	照射キャプセルの 設計と解析	1990.3.27～1990.9.26	照射第1課	