

JAERI - M
82-017

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和55年度)

1982年3月

研究炉管理部

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

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

JAERI-M 82-017

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和 55 年度)

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

(1982 年 2 月 2 日受理)

本報告書は、昭和 55 年度における研究炉管理部の業務全般について記録するとともに、技術的問題点とその解明の経過、方法等についてまとめたものである。

当部では、JRR-2、JRR-3 及び JRR-4 の各研究炉ならびに原子炉燃料、材料の照射後試験などを行うホットラボを管理している。各研究炉においては運転、保守整備、材料照射のほか、燃料及び水、ガスの管理を含む技術管理、放射線管理等の幅広い業務を行っている。ホットラボは各種燃料、材料の照射後試験を実施するとともに、これらに関連する技術開発を進めている。

JAERI-M 82-017

Report on Operation, Utilization and Technical
Development of Research Reactors and Hot Laboratory,
April 1, 1980 to March 31, 1981

Division of Research Reactor Operation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received February 2, 1982)

Activities of the Division of Research Reactor Operation in fiscal 1980 are described.

The division is responsible for operation and maintenance of JRR-2, JRR-3, JRR-4 and Hot Laboratory.

In the above connection, various other works are performed, including technical management of fuel and coolant, radiation control, irradiation technique, etc.

In Hot Laboratory, postirradiation examinations of fuels and materials are made, and also development of examination methods.

Keywords: Annual Report, Irradiation Techniques, Radiation Control, Technical Management, Postirradiation Examination, Technical Development, Research Reactors, Maintenance, Operation, Hot Laboratory

目 次

まえがき	1
1. 概 要	
1.1 昭和 55 年度事業概要	3
1.1.1 研究炉の管理	3
1.1.2 研究炉の利用	3
1.1.3 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理	4
1.1.4 ホットラボの運転管理	4
1.1.5 研究炉長期整備計画	4
1.1.6 ウラン濃縮度低減化対策	5
2. 研究炉の運転管理	
2.1 JRR-2 の運転管理	9
2.1.1 運 転	9
2.1.2 保守整備	9
2.1.3 燃 料	11
2.1.4 技術管理	12
2.1.5 放射線管理	14
2.2 JRR-3 の運転管理	23
2.2.1 運 転	23
2.2.2 保守整備	23
2.2.3 燃 料	24
2.2.4 技術管理	24
2.2.5 放射線管理	25
2.3 JRR-4 の運転管理	29
2.3.1 運 転	29
2.3.2 保守整備	29
2.3.3 燃 料	31
2.3.4 技術管理	31
2.3.5 放射線管理	32
2.4 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理	35
2.4.1 研究炉の水・ガス管理	35
2.4.2 研究炉の使用済燃料管理	37
2.4.3 保守整備	37
2.4.4 技術管理	38
2.5 研究炉の利用	52

2.5.1	照射	52
2.5.2	照射設備の保守整備	53
2.5.3	実験	54
3.	ホットラボの運転管理	
3.1	運転管理	67
3.2	保守整備	76
3.3	汚染除去	79
3.4	放射線管理	80
4.	主な技術的事項	
4.1	原子炉施設及び機器	85
4.1.1	重水系の大口径バルブ及び伸縮管継手の更新	85
4.1.2	制御系ケーブルの更新	86
4.1.3	JRR-4 模擬燃料要素内流量測定用タービン流量計の開発	86
4.2	燃料	90
4.2.1	JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料貯蔵施設の建設	90
4.2.2	使用済燃料輸送容器の設計・製作	93
4.3	照射技術	94
4.3.1	真空温度制御装置の製作	94
4.3.2	位置調整照射装置の整備	96
4.3.3	JRR-2 計装キャプセル照射設備の整備	99
4.3.4	共同利用実験用波高分析装置の整備	105
4.3.5	垂直照射孔における均一照射装置の開発 (Ⅳ)	108
4.3.6	モリブデン-99 製造用照射装置の開発調査 (Ⅲ)	112
4.3.7	原子炉燃料・材料のキャプセル照射試験	117
4.3.8	計装燃料用高温熱電対の照射試験	123
4.3.9	Li ₂ O ペレットからのトリチウム放出挙動に関する照射試験	131
4.4	ホットラボの技術	136
4.4.1	JIC 破壊じん性試験	136
4.4.2	Micro-CAMAC型端末システムの拡張計画	142
4.4.3	モニタリングケーブルの内装機器類の解体撤去及び除染 (Ⅰ)	146
4.4.4	照射済被覆粒子SiC層機械強度試験片の調整	157
4.4.5	塩素化法による照射済燃料コンパクトの破損率測定実験	162
4.5	研究炉長期整備計画	167
4.5.1	JRR-3 の改造計画	167
4.5.2	JRR-4 長期整備計画	184
4.5.3	JRR-3 一次冷却系の化学除染調査	193
4.6	ウラン濃縮度低減化対策	203
4.6.1	JRR-2	203

4.6.2	JRR-4	204
4.6.3	ANLとの Joint Study	212
5.	付 録	
5.1	研究炉管理部の組織と業務	223
5.2	口頭発表	224
5.3	外部投稿論文	224
5.4	受託調査	225
5.5	官庁許認可一覧	225
	あとがき	226

Contents

Preface

1. General Description	
1.1 Activities in Fiscal 1979	3
1.1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors	3
1.1.2 Utilization of Research Reactors	3
1.1.3 Water, Gas and Spent Fuel Management of Research Reactors	4
1.1.4 Operation and Maintenance of Hot Laboratory	4
1.1.5 Research Reactor Grade-up Program	4
1.1.6 Study of Reduced Enrichment JRR-2 and JRR-4 Program	5
2. Operation and Maintenance of Research Reactors	
2.1 Operation and Maintenance of JRR-2	9
2.1.1 Operation	9
2.1.2 Maintenance	9
2.1.3 Fuel	11
2.1.4 Reactor Techniques	12
2.1.5 Radiation Control	14
2.2 Operation and Maintenance of JRR-3	23
2.2.1 Operation	23
2.2.2 Maintenance	23
2.2.3 Fuel	24
2.2.4 Reactor Techniques	24
2.2.5 Radiation Control	25
2.3 Operation and Maintenance of JRR-4	29
2.3.1 Operation	29
2.3.2 Maintenance	29
2.3.3 Fuel	31
2.3.4 Reactor Techniques	31
2.3.5 Radiation Control	32
2.4 Water, Gas and Spent Fuel Management of Research Reactors	35
2.4.1 Water and Gas Management of Research Reactors	35
2.4.2 Spent Fuel Management of Research Reactors	37
2.4.3 Maintenance	37

2.4.4	Water, Gas and Spent Fuel Techniques	38
2.5	Utilization of Research Reactors	52
2.5.1	Irradiation	52
2.5.2	Maintenance of Irradiation Facility	53
2.5.3	Experiment	54
3.	Operation and Maintenance of Hot Laboratory	
3.1	Operation	67
3.2	Maintenance	76
3.3	Radiation Control	79
4.	Typical Technical Works	
4.1	Reactor Facilities and Equipments	85
4.1.1	Renew of Large Valves and Expansion Joint in JRR-2 Primary Cooling System	85
4.1.2	Renew of Electric Cable in JRR-2	86
4.1.3	Development of Turbine Flowmeters for Measurement of Flow Rate in JRR-4 Dummy Fuel Element	86
4.2	Fuel	90
4.2.1	Construction of Spent Fuel Storage Facility for JRR-3 Metallic Natural Uranium Fuels	90
4.2.2	Manufacture of Transport Cask for Spent Fuels	93
4.3	Irradiation Techniques	94
4.3.1	Manufacture of Vacuum Adjusting Temperature Control Facility	94
4.3.2	Manufacture of Irradiation Position Control Facility	96
4.3.3	Improvement of Irradiation Facilities for JRR-2 Instrumented Capsules	99
4.3.4	Improvement of Pulse Height Analyzer System	105
4.3.5	Investigation of Uniform Irradiation at Vertical Irradiation Hole (1V)	108
4.3.6	⁹⁹ Mo Production Experiment by (n,γ) Reaction (111)	112
4.3.7	Irradiation Experiments of Reactor Fuel and Material	117
4.3.8	Irradiation Test of Thermocouple for Instrumented Capsule ..	123
4.3.9	Irradiation Experiments of Tritium Release from Li ₂ O Pellets	131

4.4	Hot Laboratory Techniques	136
4.4.1	JIC Fracture Toughness Test	136
4.4.2	Extended Plan of Micro-CAMAC Terminal System	142
4.4.3	Dismantling Apparatus and Decontamination of Monitoring Cave	146
4.4.4	Preparation for SiC Mechanical Testing Specimen of Irradiated Coated Particls	157
4.4.5	Chlorination of Irradiated Fuel Compact	162
4.5	Research Reactor Grade-up plan	167
4.5.1	JRR-2 plan	167
4.5.2	JRR-4 plan	184
4.5.3	Investigation on Chemical Decontamination for JRR-3 Primary Cooling System	193
4.6	Reduced Enrichment JRR-2 and JRR-4 Program	203
4.6.1	JRR-2 Program	203
4.6.2	JRR-4 Program	204
4.6.3	JAERI-ANL Joint Study	212
5.	Appendix	
5.1	Organization and Works of Division	223
5.2	Oral Presentation	224
5.3	Papers	224
5.4	Entrusted Investigation	225
5.5	Permission etc.	225
	Postscript	226

ま え が き

ここ数年、各炉とも極めて順調に運転されてきたが、今年度は JRR-2 において、定期自主検査期間に行った大型工事の遅延により 2 サイクルを中止することになり、また最終の第 9 運転サイクルにおいて、出力指示値変動が生じ、サイクル途中で運転停止することになった。JRR-3 及び 4 はほぼ予定どおりの運転を行った。

JRR-2 の運転サイクルは少なかったが、JRR-2 の利用希望は大きく、運転サイクル中は活発に利用された。また、JRR-2 で照射できない分は JRR-3 及び 4 で大いに利用され、両炉の利用もさかんであった。JRR-2 炉心領域の照射利用の要望は大きく、それに応えて、照射技術の向上と施設の充実整備に努めた。

ホットラボはほぼ条件どおり、所内外の原子炉燃料、材料の照射後試験を行った。最近の傾向としては、OGL-1 照射燃料体を主とする多目的高温ガス炉用燃料や核融合炉を含む耐熱材料の照射試験の割合が大きくなってきた。照射試験内容もかなり高度のものを必要とするので、ホットラボの施設の一般的整備とともに技術向上に努力した。

JRR-3 金属天然ウラン燃料の保管は 57 年度から JRR-3 使用済燃料プールから新たに建設される乾式保管施設に移し、長期保管することになっている。乾式保管施設は東海研北部地区に建設されるが、工事は順調に進んでいる。また移管に伴い、ホットラボにおいて燃料をカン封入する作業を行うことになり、そのための整備を行っている。

昭和 52 年 6 月に策定された研究炉長期整備計画は再度検討された結果、全く一新された計画となり、新計画に基づいて概念設計等が進められた。

また、JRR-2 及び 4 のウラン濃縮度低減化対策は前年度に引き続き行われ、JRR-2 では劣化ウランを使用した模擬燃料体の製作を行った。また米国 ANL との共同研究もほぼ予定どおり進行させた。

1.1 昭和 55 年度事業概要

1.1.1 研究炉の運転管理

本年度における研究炉の使用計画とその実績を Fig. 1.1.1 に示す。

1) JRR-2

第 1 サイクル及び第 4～8 サイクルの原子炉運転は計画どおり実施したが、第 2 及び第 3 サイクルは、重水系大型バルブ等の交換工事の遅延のため中止せざるを得なかった。また第 9 サイクルにおいては、原子炉起動日の炉出力上昇時、中性子計装系のメータ指示値異常のため、安全を考慮して、原因調査のため原子炉を停止した。

なお JRR-2 の出力変動の原因調査については、所内に原因調査委員会が発足して鋭意検討がなされている。

長年懸案となっていた重水系大型バルブ等の交換工事並びに計測制御系ケーブルの更新工事を完了した。

核物質防護を目的として非常用電源 75 KVA のジーゼルエンジン設置工事及び建家工事とも 9 月末に完成した。

燃料の経済性と長期インコア照射の増加を配慮して、燃焼度の増加及び円筒燃料の増設に伴う原子炉設置変更許可については、原子炉安全専門審査会で事故想定について軽水炉の審査指針に基づいて、再評価の必要性が生じたため、特に審査に日時を要した。このため中濃縮低減化燃料の照射用燃料に関する設置変更許可手続きが当初計画に比べて一年以上の遅れが懸念される。

2) JRR-3

11 サイクルの運転を計画したが、各サイクルともほぼ予定どおりの運転実績をおさめた。

JRR-3 は 57 年度まで運転し、そのあと大巾な改造工事に入る予定である。従って、大規模な整備はできるだけひかえているが、それまでの運転に支障をきたさないように、劣化機器の補修整備を主眼として施設の整備を行った。また、JRR-3 に設置されている高崎研究所の低温化学照射装置の実験が終了したので、この装置の撤去準備を行った。

3) JRR-4

41 週の利用運転は計画どおり順調に行われた。

施設の整備では、照射作業用架台の設置、第一種管理区域内の床材更新、熱交換器の化学洗浄をとどこおりなく行った。

燃料関係では、新燃料 10 が 5 月に入荷した。また、ウラン濃縮度低減化対策の各種検討を進めた。

1.1.2 研究炉の利用

今年度は JRR-2 及び JRR-3 の運転サイクルは例年より少なかったが、全体の共同利用照射件数は例年にほぼ近い件数になった。

照射設備の保守整備は、JRR-2 の計装照射設備を重点に行った。(n, γ)⁹⁹Mo 生産用オンパワー照射装置、均一照射装置等の整備は一段と進み、定常使用に近づく。そのほか、キャプセル温度制御装置、キャプセル位置制御装置等の設置を行い、利用の質的向上を計った。

また、JRR-2及びJRR-3に設置されているビーム実験装置を使用した研究やJRR-4でのトリチウム放出挙動実験等特殊な実験も活発に行われた。

1.1.3 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理

研究炉の水ガス管理では、JRR-2、3及び4の水ガス管理、関係施設の管理を行ったが、JRR-3で、反射体炭酸ガス系より炉心タンクのシール部分で炭酸ガス漏洩があった以外は異常はなかった。本年度の重水使用量は1,096kg、購入量は660kgで年度末の重水保有量は約2.6tonである。

JRR-3使用済金属ウラン燃料の乾式貯蔵施設は官庁手続きを済ませ、工事に着工した。工事は順調に進み、来年度内に完成の予定である。

JRR-2及び4の使用済燃料の再処理輸送容器の製作については、官庁の輸送物設計承認も得、製作に入った。来年度の再処理輸送から本輸送容器を使用することになる。

1.1.4 ホットラボの運転管理

本年度の利用申込件数は49件(所内48件、所外1件)で、年度末までに16件(所内のみ)について照射後試験を終了し、33件(実施中27件、未着手6件)については次年度に繰越した。処理件数が16件と少なかったのは、試料数及び試験項目が龐大な数に上る OGL-1 照射燃料体を1件と数えているためである。終了及び実施中の主な試験は、所内関係が OGL-1 照射燃料体を主とする多目的高温ガス実験炉用燃料、核融合炉をふくむ耐熱材料及び研究炉使用済燃料などの照射後試験であり、所外関係は日本原子力発電(株)敦賀炉圧力容器鋼材の第6回監視試験に関する受託調査である。

保守整備関係は、JRR-3天然金属ウラン使用済燃料の乾式保管に係るモニタリングケーブル整備及び排気1系統フィルタユニット更新工事を次年度実施するにあたり、モニタリングケーブルの遠隔除染、既設内装機器類の解体撤去並びに新設内装機器類の整備に関する仕様書の作成、発注などを行ったほかUM鉛セル内装機器オーバホール及び定期自主検査、計装シャルピ衝撃試験機の定期検査及びスチールセル定期自主検査、自給式スーツバッテリーの点検及び全面マスク用拡声装置の整備、モニタリングケーブル間仕切扉開閉用圧縮装置(地下コンプレッサ)のオーバホールなどを行った。

1.1.5 研究炉長期整備計画

52年6月に決った長期整備計画は、その後の燃料濃縮度低減化及び安全に対する規制強化等の情勢変化のため、54年11月に再び新たに検討委員会が設置され、先の計画の見直し作業が進められた。その結果55年5月、

- ① JRR-3の改造は、45%濃縮ウラン燃料にするとともに、解体方法を生体遮蔽を含む炉体部分の一括搬出工法とし、炉型を軽水プール型とする。
- ② JRR-4の改造については、20%未満濃縮ウラン燃料とするほかは、炉体構造及び熱出力は現在のまゝとし、利用設備の充実整備を図るものとする。

になった。

以上の決定にそって、JRR-3 は原子炉本体施設の概念設計を行った。また冷中性子源装置の検討を進め、概念設計を行っている。

1.1.6 ウラン濃縮度低減化対策

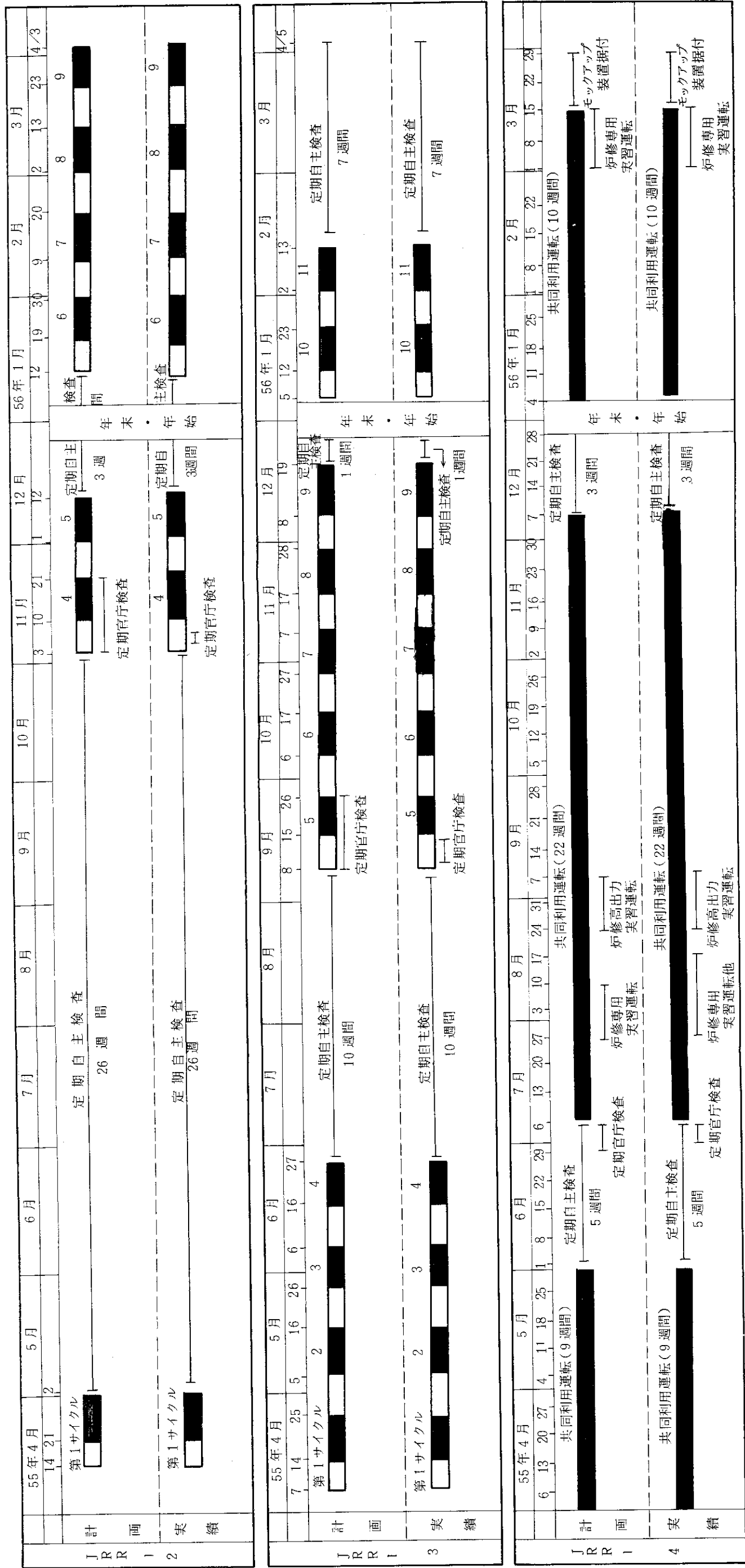
前年度に引き続き、JRR-2 の 45 %中濃縮度への低減化計画、及び JRR-4 の 20 %未満の低濃縮度計画の検討が進められた。

JRR-2 では劣化ウランを用いた実験用燃料がフランスの CERCA 社で製作され納入された。この実験用燃料を用いた流水実験等は次年度に予定されている。以上の炉外実験につづいて、45 %濃縮ウランを使用した照射用燃料を製作し、JRR-2 炉心で照射実験を行う計画であるが、そのためには原子炉設置変更が必要であり、その技術的検討を行った。

JRR-4 では低濃縮ウラン燃料を使用した場合の核計算サーベイ、及び低濃縮ウラン燃料の設計を了え、実験用燃料の仕様につきフランスの CERCA 社との技術的打合せを進めた。また、低濃縮ウラン燃料炉心への変更は原子炉設置変更が必要となるので、それに対処するため、低濃縮ウラン燃料炉心での燃料要素、反射体要素、制御棒及び一次冷却系配管の耐震性について動的解析を行った。

濃縮度低減化計画について、原研は米国アルゴンヌ研究所と共同研究を結んで、その技術的検討を進めているが、第1次研究テーマとして、先の長期整備計画で決められた JRR-4 改造炉を対象として核的及び水力的検討を行うことになっていた。第二次研究炉長期整備計画で、JRR-4 改造炉は実現しなくなったが、そのまま諸計算を進め、報告書をまとめた。

昭和55年度研究炉使用計画と実績総括表



注 JRR-2, JRR-3 1サイクル標準運転表

第1週		第2週		第3週		
月	火	水	木	金	土	日
1	2	3	4	5	6	7
8	9	10	11	12	13	14
燃料交換試験終了 特殊照射測定 反応度測定 ヘリウム充填・精製 炉運転開始 (JRR-2, JRR-3) 炉運転中止 (六・三〇) 炉心冷却						
12日間・10MW連続運転 (月～金)						

注2 JRR-4週間標準運転表

日	月	火	水	木	金	土
実験準備・施設整備 炉運転開始 同左 同左 同左 実験準備・施設整備						

注3 年度週間別

	計画	実績
JRR-2	共同利用運転 定期自主検査 年末年始	21 29 1
JRR-3	共同利用運転 定期自主検査 年末年始	33 18 1
JRR-4	共同利用運転 定期自主検査 モックアップ装置据付 年末年始	41 8 2 1

注4 JRR-2, JRR-3の日付けは炉運転開始日及び停止日を示す。JRR-4の日付けは日曜日を示す。

注5 (55年9月計画改訂)
 JRR-2 第2, 第3サイクル削除
 JRR-4 ①10月5日から, 10週間のモックアップテストを中止し, 共同利用運転を9週間追加
 ②3月15日からの共同利用運転をモックアップ装置据付のため2週間削除

Fig. 1.1.1 Operation schedule and results of reactors

2.1 JRR-2の運転管理

2.1.1 運 転

55年度の共同利用運転は、10 MW、12日連続運転を、第1サイクル及び第4～8サイクルを、運転計画にしたがって実施した。第2及び第3サイクルは、重水系大型バルブ等の交換工事の遅延のため中止した。第9サイクル利用運転は原子炉起動日の8 MW到達の時点において、中性子計装系の指示値に異常が認められたので安全を考慮して原因調査のために原子炉を停止した。

本年度の運転実績を Table 2.1.1 に示す。また計画外停止の原因分類表を Table 2.1.2 に示す。

共同利用運転以外の運転としては、5月の定期自主検査に、制御棒校正試験のための運転を行った。

重水系大型バルブ及びチェッキ弁(DV-1, DV-5, DV-6, DV-7, DV-8, DV-3, DV-4)を主に小型バルブも含めて5月～11月の定期自主検査期間に交換工事を行った。また火災防護を目的として、制御系ケーブルの更新工事も計画どおり実施した。

2.1.2 保守整備

1) 概 況

長年懸案となっていた重水系大型バルブ、伸縮管継手及び小型バルブを含めての交換工事、並びに計測制御系ケーブルの更新工事を完了した。

定期官庁検査は11月6日～11月7日と11月17日の2回に分けて受検した。定期自主検査は、5月5日から11月2日及び12月5日から1月11日の2回実施した。

共同利用運転中の異常分類を Table 2.1.3 に示す。

2) 主な保守整備

(1) 計測制御系電源トランスの整備

計測制御系電源トランスは、5台計装されており、いずれも計装以来十数年を経過している。計測制御系の健全性と信頼性を確保するために電源トランスの更新を計画し、本年度、変相トランス1台、降圧トランス3台、昇圧トランス1台の計5台を製作した。いずれも偏差±5%、絶縁抵抗100 MΩ以上(DC 500 Vメガー)、絶縁耐圧2000 V1分間の仕様を満足するものである。

(2) 自動制御用制御棒C6の分解点検

JRR-2の年次計画に基づいて、自動制御用制御棒の分解点検を行い、その健全性を確認した。運転実績が16000時間(約5年)になるので、特に回転運動を直線運動に変換するボールねじについて注目して行った。

分解は、Fig. 2.1.1に示すように上部シールドアッセンブリーと中性子吸収体等を含むアルミ外筒との2分割にした後、上部シールドアッセンブリーを炉外に取り出した。

ボールねじの摩耗量の点検は、Fig. 2.1.2に示すように駆動範囲(ストローク)部6点、未使用部1点の計7点について、ねじ軸ボール溝をレプリカにより形取した試料により行った。摩耗量等の測定を日本精工(株)にて行った結果、摩耗量は、ストローク部では認めら

なかったが揺動部の負荷側溝に認められ最大で9 μ であった。ねじ軸ボール溝の測定結果からナットのボール溝及び鋼球の摩耗量は、経験により軸摩耗量の1.5～2.0倍程度発生していると推定された。しかし揺動部のボール溝のボール転送面にはこじり現象はなく、ねじ軸とナットには大きなガタはないと推定でき、継続使用することにした。再組立、据付後の機能試験によって動トルク、波形とも正常であることを確認した。

軸封装置は、分解点検に合せ一式交換した。使用済軸封装置のVリング及びシールリングは、観察の結果特に異常はなく、継続して使用出来る状態であった。

その他、電磁石、カールコード及びケーブル接続部等の点検の結果、異常ないことを確認した。

(3) 主重水熱交換器の化学洗浄

毎年一回定期的の実施している主重水熱交換器二次側の化学洗浄を5月6日から5月16日の間実施した。

化学洗浄の方法は2%過酸化水素溶液によるスライムの除去、その後酸洗浄、中和防錆処置を行った。

熱交換器の熱通過率の低下の原因は、JRR-2の場合二次側(冷却水側)の汚れで、汚れは原生動物や藻類によるスライムが主である。洗浄前の熱通過率は807 Kcal/m² h^oCで、化学洗浄実施後1670 Kcal/m² h^oCに回復した。

化学洗浄実施後の廃液処理は、スライム洗浄廃液(約10 ton)酸洗浄廃液(約11 ton)については産業廃棄物処理業者による焼却処理を実施した。水洗水(約50 ton)については、県公害防止条例の規制値以下であることを確認の上で構内一般排水路へ放流処理した。

(4) 冷却塔ファンの分解点検

冷却塔に設置されたプロペラ・ファンは設置以来約8年間運転されてきたが、ケーシング類、ベアリング、オイルシール部の劣化の懸念があったので分解点検を実施した。

六台のファン(電動機、減速機、羽根車)を製作担当工場へ持込む、分解点検し部品交換、調整、検査を実施後現地据付の上でブレードとケーシングのクリアランス試験、軸受の温度上昇、振動測定及び風量測定を実施し規定の性能を得られることを確認した。

(5) 重水系FFD(燃料破損検出装置)の定流量化

JRR-2の燃料破損検出装置は核分裂に伴う冷却水(重水)中の遅発中性子群(DN)のうち半減期の長い主として¹³⁷Iと⁸⁷BrからのDNを検出する方式と、カバーガス中に放出されたFPガスの⁸⁸Kr、⁸⁸Rb、⁸⁷Kr、¹³⁸Xe、¹³⁸Csなどからの高エネルギー線を選別測定し、燃料破損を検知する方法の2チャンネルである。前者のDN法において測定対象核種である¹³⁷I、⁸⁷Brの半減期は各々23秒、56秒と比較的短かいので炉心から検出場所まで適正流量で一定の重水流量であることがこの装置で重要なことである。

昭和46年以来遠隔操作弁方式、自動調整弁の設置などを行ってきたが、同一配管系路からサンプリング配管が分岐していたことによる流量の変動及び気泡を含む流れなどが原因して遠隔操作弁の場合は流量調整操作が頻繁であること、自動調整弁の場合は気泡の影響で調整がうまく行われず流量の不安定現象があった。

今回これらを解決するために配管系の整理(サンプリング系を分離し、独立系路とした。)

とコントロールバルブと指示調節計とで設定流量値との偏差量を修正する、いわゆる“フィードバックコントロール方式”に改めた。このことによって流量変動もなくなりカウンタ測定記録計の指示値も安定した。このことにより万一燃料破損が起きた場合でもより精度のよい判定が期待できる。尚ヘリウム系の流量はこれまで安定で問題はなかった。

(6) 軽水精製系樹脂塔の遮蔽体の設置

54年度において、それまでの軽水精製系樹脂塔の樹脂の取換え方式が流体輸送方式であったものを容器ごと廃棄保管するカートリッジ方式に変更し設置位置も方式に合う位置に変更する工事を実施した。

今回実施した定置型遮蔽体の設置工事は、これまでの設置位置では通常作業時はほとんど問題にならなかった樹脂塔上部の高線量部分からの放射線被曝をできるだけ低減化する目的で実施したものである。樹脂に蓄積または吸着される主要核種は ^{51}Cr 及び ^{60}Co で、これからの γ 線の分布は帯状に上方から下方に使用経過とともに移動するがほぼ上方部分に限定され樹脂塔表面で最大約80 mR/hであるとの調査結果を得たので適当な遮蔽体厚（鉛厚5cm）と遮蔽範囲（樹脂塔前面で全長の約半分）を決定した。

工事後の測定結果では樹脂塔表面線量率で3 mR/hで約1/25に低減できたことになる。

(7) 主重水系逆止弁の部品交換

主重水ポンプ出口に設けられた逆止弁（DV-3, 4）について「大型バルブ交換工事（55年5月～9月）」の時点で系から取外し分解点検を実施した。逆止弁の形式はバタフライ型で本体と内部構成部品として、プレートとスプリングコイル、ストッパー、シャフト及びシャフトスリーブなどによって構成されており、過去二回内部構成部品を取換えており（昭和44, 47年）今回は47年以来実稼動時間で約2万時間使用したものである。

分解点検の結果から、プレートのシールゴム（材質：クロロプレングム）の劣化が見られたが他の金属部品の摩耗劣化はほとんど見られなかった。これは昭和44年の部品摩耗のトラブル（部品磨耗によるストッパーの脱落）に対してとった対策、つまりカニゼンメッキによる表面硬化処理が効を奏したものである。内部構成部品の全数を交換し系に組み込んだが、今回の結果から今後の点検時期は約5年後（実稼動時間で2万時間と推定）にプレートのみとの交換で充分と思われる。

(8) 炉室天井灯の更新

原子炉室一階の天井灯の全面更新を実施した。更新理由及び目的は①器具の老朽化 ②安全確保の面から電球交換方式を天井裏側から可能にする。③照度レベルを上げる等である。

これまでの白熱灯と水銀灯から、水銀灯とナトリウム灯に変更したことによってこれまでの照度の約2倍となり炉室一階床面で200～300ルクスの照度が得られた。

2.1.3 燃料

1) 概況

55年度の共同利用運転は、第1サイクル及び第4～8サイクルの原子炉運転を実施したが、第9サイクルにおいて、原子炉出力変動異常により原子炉は停止した。その原因は燃料にあるこ

とがわかった。

燃料の使用本数は、年間運転サイクル数が少なかったため若干前年度に比べて減少している。

前年度から引き続いて実施されてきた燃焼度の増加及び円筒 B 型燃料の増設に関する設置変更許可手続きの作業は、55 年度において原子力安全委員会の審査は無事通過したが、上記のトラブルのため許可は 56 年度に持ち越された。

IAEA による核燃料物質に対する査察が 55 年 3 月 5 日に実施され、問題はなかった。

2) 使用状況

55 年度は燃料交換回数は 8 回で燃料交換本数は 19 体であった。内訳は、B 型燃料要素 17 体、円筒 B 型燃料要素 2 体である。

今期入手した燃料は、第 26 次燃料として B 型燃料要素 15 体である。

55 年度の燃料使用状況を Table 2.1.4 に示す。

3) 使用済燃料の管理

今年度の使用済燃料の移動は、使用済燃料貯槽への受入れ 19 体で、貯槽から炉心への再装荷した燃料は、20 体である。年度末における燃料貯蔵数は 93 体である。使用済燃料貯槽水の水質は、年度末現在 pH は 5.8、電気伝導度は $2.0 \mu\text{U} \cdot \text{cm}^{-1}$ 、放射能濃度は $< 1.5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ で、いずれも管理基準内に維持している。貯槽水中のトリチウム濃度は $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ で、燃料交換に伴い、徐々に高くなっている。燃料の移動記録を Table 2.1.5 に示す。

2.1.4 技術管理

1) 反応度管理

炉内装荷燃料の構成は、角 B 型燃料要素 20 体、円筒 B 型燃料要素 4 体の計 24 体となっている。原子炉起動時の余剰反応度は、約 4.9～6.1% $\Delta k/k$ の範囲にあった（試料による反応度減少を含む）。

2) JRR-2 の臨界実験及び燃料追加

(1) 概要

JRR-2 では、1980 年 5～9 月に重水系大型バルブの交換工事を行った。この間、被曝線量低減のため炉心の燃料 24 体全部を使用済プールへ移動、保管していた。この燃料の炉心再挿荷及び安全確認のための臨界実験が 1980 年 9 月 29 日から 10 月 3 日まで行われた。

実験は BF_3 カウンターをスタートアップチャンネルとして VT-7 孔に 1 本セットし、燃料中の FP による光中性子源として、臨界近接を取る予定であった。しかし、実験途中、スタートアップチャンネルの信頼性にやや不安があったため、実験計画を変更し、スタートアップチャンネルは計測器を調整し直し BF_3 カウンターを VT-7、フィッションチェンバーを VT-8、合わせて 2 本設置し測定を行った。なお、臨界近接は中止し、24 本炉心での起動・臨界試験のみを行った。

臨界試験では、制御装置の調整不良から、制御棒 C_2 、 C_4 の 2 本が引抜かれていないにもかかわらず引抜き表示がされていたということがあったが、すみやかに対処し、10 月 3 日 22 時 40 分燃料 24 本、出力表示 5 W で臨界を確認した。臨界位置は多少予想値より反応度の少ない方にずれていたが、ほぼ予想通りと考えられる。

(2) 燃料要素の挿入

今回は、再挿荷燃料 20 体、新燃料 4 体の挿入が行われた。燃料の挿入順序は Table 2. 1. 6 に示す。

燃料挿入は、全ての制御棒を全挿入の状態で行った。

(3) 中性子源

今回の臨界試験では、外部からの中性子源を使用せず、使用済燃料中の高エネルギー γ 線と重水との反応によって生ずる光中性子源を利用した。

中性子源の評価を次に述べる。

中性子計測に使用する VT-7 (C + 50 cm の位置) における中性子束は、原子炉停止 1 時間後 (原子炉出力約 100 W) で約 $1.3 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$ である。これが、D (r, n) H 反応による光中性子によって維持されていると考える。したがって、中性子束の減衰は、D (r, n) H 反応のしきい値 2.2 MeV 以上のエネルギーを持つ FP の減衰に比例する。

原子炉は 12 日間 10 MW 運転後 150 日間冷却の状態にある。(実際は、断続的に長期間 10 MW 運転された後である。) GAMSPEC コードを用いて、このときの FP の減衰を計算した。計算はエネルギー群 10 群で行い、各群の FP 減衰率を計算し、これらを D (r, n) H 反応断面積で加重平均して、D (r, n) H 反応に関する平均 FP 減衰率を求めた。平均減衰率は約 1.0×10^{-5} であった。

この結果、使用済み燃料 1 体挿入時の VT-7 の中性子束 ϕ は、

$$\phi = 1.3 \times 10^8 \times 1.0 \times 10^{-5} \times \frac{1}{24} = 5.0 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

となる。

BF₃ の感度及び効率、プライス放射線計測より感度約 0.8、効率約 0.05 であるから、このときの計数率は、

$$C = 5.0 \times 10^4 \times 0.8 \times 0.05 = 2.0 \text{ cps} = 120 \text{ cpm}$$

であり、臨界試験に十分な中性子源であると評価した。

10 月 2 日中性子源確認のため、放管計測班による測定を行った。その結果を Table 2. 1. 7 に示す。 γ 線の B・G の問題では、 γ 線量率が大きく変化しても、中性子計数に差がないことから、中性子検出器がほぼ中性子だけを計数していることが認められた。燃料挿荷 1 本の時点で VT-7 (C + 165 cm) の位置で約 60 cpm の中性子が計数できることが確認された。

(4) 計測器

臨界試験に使用したスタートアップチャンネルは 2 チャンネル、BF₃、フィッションチェンバー各 1 チャンネルで測定を行った。

BF₃ 計数管は VT-7 に、フィッションチェンバーは VT-8 に挿入した。計測チャンネルのブロックダイアグラムを Fig. 2. 1. 3 に示す。

(5) 臨界試験

臨界試験は 1980 年 9 月 29 日から実施されたが、スタートアップチャンネルの調整不備から、臨界近接を中止し 10 月 2 日スタートアップチャンネル 2 チャンネルの再調整を行った。

起動臨界試験があらためて10月3日、24本全燃料挿荷の状態で行われた。実験の経過を、Table 2.1.8に示す。

予想余剰反応度は、7.3% $\Delta K/K$ であったが、実験直は、6.78% $\Delta K/K$ であった。

3) ウラン濃縮度低減への対応

燃料の中濃縮化への移行計画に伴う設置変更許可手続きの準備が進められ、所内安全審査を終了した。またこの計画に関連して、フランスのCERCA社へ劣化ウランを用いた模擬燃料要素2体を発注し、2回の工場立合検査を実施の上納入された。

2.1.5 放射線管理

1) 概況

10 MW運転時における原子炉施設内の放射線量率は、前年度と比べ大きな変化はなかった。今年度に行われた主な放射線作業は、重水系大型バルブ等の更新工事、制御系ケーブル更新工事などであったが、放射線管理上特に問題はなかった。

2) 排出放射性物質

55年度の放射性気体廃棄物及び液体廃棄物の排出量と平均濃度をTable 2.1.9に示す。 ^{41}Ar の放出量は、年間で420 Ci、1サイクルの平均は約65 Ciであった。今年度の ^{41}Ar の年間放出量は、原子炉運転サイクル数が少なかったため、例年に比べると少ないものであった。 ^3H の放出量は、スタックから年間44 Ciであり、液体廃棄物として放出されたものは無視できる程度であった。

3) 被曝線量

JRR-2 管理課員（外来業者等を含む）の被曝線量をTable 2.1.10に示す。55年度は、総被曝線量が9,230 man・mrem、個人の最大が730 mremであった。放射線作業別の被曝線量は、大型バルブ更新工事によるものが最も多く、7,460 man・mremであった。この値は、JRR-2における年間総被曝線量の約80%に相当する。

Table 2.1.1 Date of JRR-2 reactor operation

Cycly No.	Date	Operation time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated Power (MWh)	Unscheduled Shutdown
Beginning		43,832 : 36		375,759.4	
R2-55-01	4/14 ~ 5/4	275 : 52	2,656.4	378,415.8	0
Periodical inspection	5/5 ~ 11/2	60 : 48	36.4	378,452.2	0
R2-55-04	11/3 ~ 11/23	268 : 47	2,632.2	381,084.4	0
R2-55-05	11/24 ~ 12/14	232 : 49	2,208.1	383,292.5	0
Periodical inspection	12/15 ~ 1/11	0	0	383,292.5	0
R2-55-06	1/12 ~ 2/1	273 : 55	2,656.5	385,949.0	0
R2-55-07	2/2 ~ 2/22	276 : 27	2,636.0	388,585.0	0
R2-55-08	2/23 ~ 3/15	281 : 45	2,657.7	391,242.7	0
R2-55-09	3/16 ~ 4/5	79 : 36	385.8	391,628.5	1 *
Total		1,749 : 59	15,869.1		0
Ending		45,573 : 35		391,628.5	

* Fuel trouble

Table 2.1.2 Unscheduled shutdown

Cause of trouble	Number of trouble
Neutron measurement system	0
Measuring instrument in cooling system	0
Trouble of electric power supply	0
Earthquake	0
Other trouble	1 *
Total	0

* Fuel trouble

Table 2.1.3 Troubles in JRR-2

Item	Number of trouble
Equipments in cooling system	0
Measuring instrument in cooling system	3
Neutron measurement system	1
FFD	0
Conventional equipment and radiation control	1
Irradiation and experimental facilities	1
Others	3
Total	9

Table 2.1.4 Operative Cycle and Spent Fuel Nos.

Reactor Operation Cycle Number	Location	Loaded Fuel Element No.	Unloaded Fuel Element No.	Burn-up (%)
55 - 01	5A	NB 559	NB 575	29
	4C	NB 550	NB 576	30
55 - 04	4A	NB 556	NB 581	24
55 - 05	2A	NB 557	NB 582	26
	6D	TNB 46	TNB 51	27
55 - 07	1A	NB 569	NB 583	26
	5A	NB 561	NB 584	29
	2B	NB 565	NB 585	23
55 - 08	3A	NB 572	NB 586	26
	4B	NB 564	NB 587	25
	5B	NB 568	NB 588	30
55 - 09	1B	NB 567	NB 589	30
	3B	NB 570	NB 590	29
	4D	NB 566	NB 591	28

Table 2.1.5 Fuel inventory of JRR-2

項目	期首在庫燃料			期內移動燃料			期末在庫燃料			
	貯蔵庫	炉心	SFプール	受入	炉心装荷	SFプール	払出	貯蔵庫	炉心	SFプール
非破壊検査用標準燃料	4	0	0	0	0	0	0	4	0	0
JRR-2B型燃料	23	20	55	15	17	16	1	21	20	71
JRR-2円筒燃料	1	0	2	0	0	0	0	1	0	2
JRR-2円筒B型燃料	16	4	18	0	2	2	0	14	4	20
合計	44	24	75	15	19	18	1	40	24	93

注 期末在庫燃料数は昭和56年4月1日現在の値

Table 2.1.6 Fuel loading at the critical experiment

順番	燃料番号	挿入位置	挿入日	²³⁵ U (g)	燃焼度 (%)
1	NB 569	1 A	9月 29日	157.81	19.54
2	NB 557	2 A	"	144.18	26.42
3	NB 572	3 A	"	165.53	15.54
4	NB 556	4 A	"	139.48	28.87
5	NB 561	5 A	"	150.00	23.41
6	TNB 50	6 A	9月 30日	177.67	8.31
7	NB 567	1 B	"	161.60	17.39
8	NB 565	2 B	"	159.38	18.58
9	NB 570	3 B	"	167.69	14.53
10	NB 564	4 B	"	159.69	18.45
11	NB 568	5 B	"	162.66	16.93
12	TNB 48	6 B	10月 1日	167.72	13.30
13	NB 575	1 C	"	188.17	3.94
14	NB 573	2 C	"	179.13	8.72
15	NB 574	3 C	"	176.84	9.66
16	NB 576	4 C	"	190.02	2.71
17	TNB 49	6 C	"	178.43	7.82
18	NB 571	1 D	10月 3日	170.83	12.80
19	NB 566	4 D	"	164.49	16.06
20	TNB 46	6 D	"	137.02	29.27
21	NB 577	5 C	"	196.01	NEW
22	NB 578	2 D	"	195.88	"
23	NB 579	3 D	"	196.88	"
24	NB 580	5 D	"	197.61	"
Total (24本)				4084.12 (g)	

Table 2.1.7 Measurement of neutron source

測定実験孔	測定位置	中性子束計測 (BF ₃ サーベーター)	γ線計測 (テレテクター)
VT-1	炉頂	24 cpm	5 R/h
	☉ + 165 cm	60 cpm	7 R/h
VT-7	炉頂	22 cpm	0.15 R/h
	☉ + 165 cm	60 cpm	1.5 R/h

(1980年10月2日測定)

Table 2.1.8 Critical experiment

時刻	制御棒位置		炉心構成	BF ₃ 計数管 (cpm)	フィッション チェン バー (cpm)
	C ₁ ~C ₅	C ₆			
10/3					
11:10	50.0	DOWN	17本	165.5	102.0
11:20	DOWN	DOWN	"	121.5	81.3
14:20	"	"	18本	146.8	92.4
14:50	"	"	19本	162.2	92.6
15:45	50.0	"	20本	263.2	137.3
	DOWN	"	"	188.3	111.2
16:20	"	"	21本	191.5	112.7
16:35	"	"	22本	204.0	117.0
17:05	"	"	23本	190.3	126.0
17:20	"	"	24本	196.0	122.4
17:55	52.0	"	"	340.3	176.7
18:15	"	30.0	"	407.0	210.0
18:27	"	50.0	"	492.3	256.7
18:48	"	70.0	"	616.7	286.3
19:36	55.0	50.0	"	543.3	257.3
20:05	"	80.0	"	730.0	357.0
20:30	C ₂ , C ₄ が DOWN であった ため, ON-MAG 確認後, 55.0% に引き上げた。		"		
22:40	55.0	64.2	"	Dower 5W Critical	$\rho_{ex} = 6.78$ = %4K/K

Table 2.1.9 Radioactive wastes from JRR-2

Nuclide	Gas		Dust		Liquid waste	
	^{41}Ar	^3H	Gross β	$^{88}\text{Rb}, ^{89}\text{Rb}$ $^{138}\text{Cs}, \text{etc}$	^{60}Co	^3H
Annual release rate (Ci/Y)	4.2×10^2	4.4×10^1	9.9×10^{-8}	1.8×10^{-2}	5.2×10^{-5}	3.4×10^{-1}
Annual average concentration ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	1.0×10^{-6}	8.6×10^{-8}	$< 9.9 \times 10^{-14}$	3.5×10^{-11}	2.9×10^{-7}	1.9×10^{-3}

Table 2.1.10 Whole-body radiation exposure for JRR-2 personal

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	annual
Total dose (man·mrem)	2,710	5,710	700	110	9,230
Average dose (mrem)	34	66	13	2.4	115
Maximum dose (mrem)	230	520	80	30	730

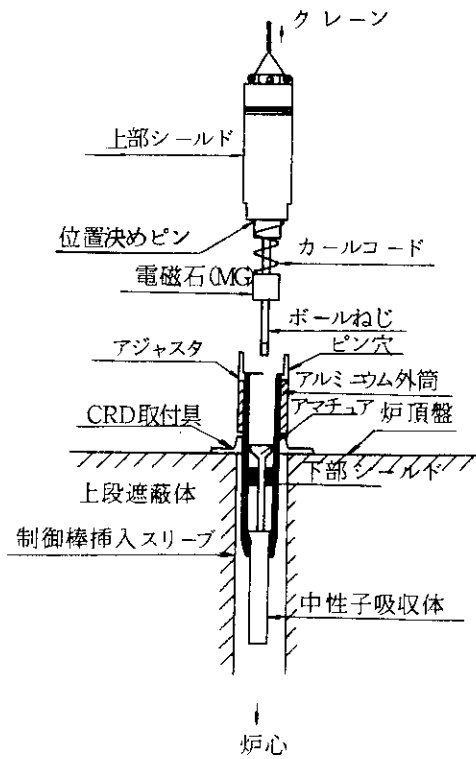


Fig. 2.1.1 Block diagram of control rod

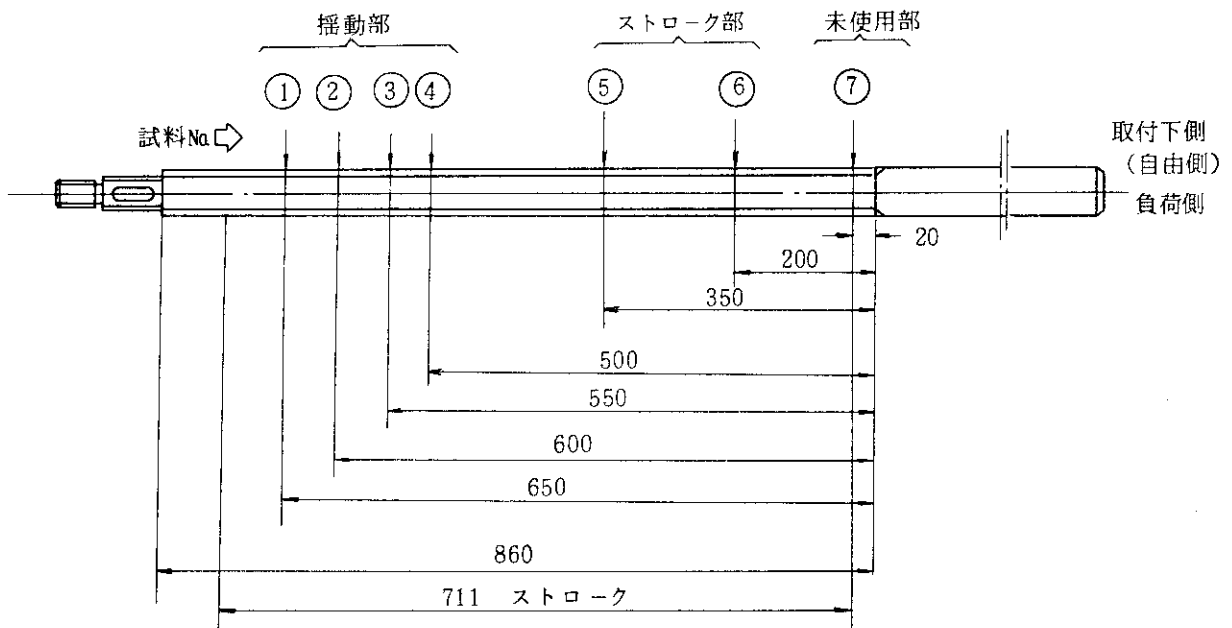
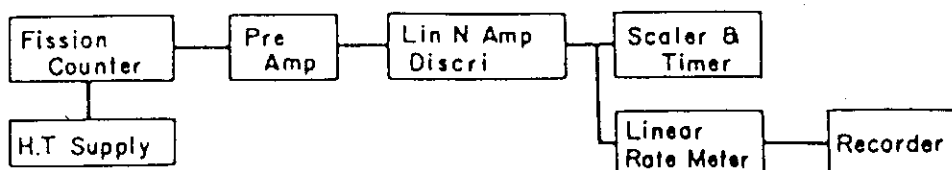
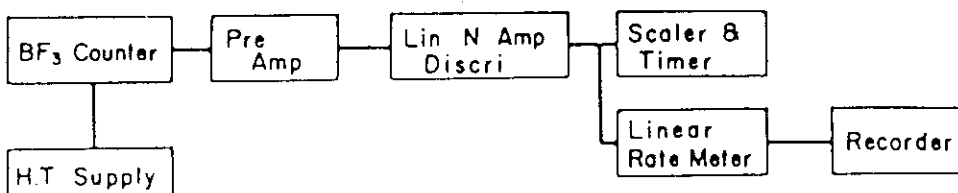


Fig. 2.1.2 Measurement position
(Wear amount of Ballthread bearing - Ballthread slot)



Fission Counter Channel Block Diagram



BF₃ Proportional Counter Channel Block Diagram

Fig. 2.1.3 Block Diagrams of Start-up Channel

2.2 JRR-3の運転管理

2.2.1 運 転

55年度の共同利用運転は当初予定の11サイクル利用運転を実施した。計画外停止回数は7回あり、そのほかに重水漏洩箇所点検のため100KWまでの出力下降があった。計画外停止の主たるものは重水漏洩によるものと核計装系の機器故障であった。本年度における運転実績をTable 2.2.1に、また、計画外停止の原因分類表をTable 2.2.2に示す。

共同利用運転以外の運転としては夏期定期自主検査時に制御棒校正試験及び炉停止余裕測定のため100KWまでの運転を実施した。

2.2.2 保守整備

1) 概 況

今年度の主な整備作業は老朽化に伴う機器等の更新及び分解点検である。その他、改造を控えての整備作業として高崎研東海駐在の低温化学照射装置の撤去準備（撤去工事は56年度に実施する）として廃棄用コフィンの製作等を行った。また、炉室全般の床材の更新作業を終了した。

定期自主検査は6月30～9月7日まで、12月22日～1月4日まで及び、2月16～3月31日までの間実施した。

定期官庁検査は9月9日～12日（停止中検査）、9月18～19日（運転中検査）の2回にわけて受検し、合格した。

共同利用運転中の異常分類をTable 2.2.3に示す。

2) 主な整備作業

① 水ガス機器の整備作業

本年度実施した水ガス機器の主な整備作業はヘリウム安全弁（SDV-317, 320）、非常用重水ポンプ（DP-3）の分解点検ならびに、FFD系空気作動弁（A・B弁）のシールベローズの交換などである。

ヘリウム安全弁の分解点検は内部々品の摩耗状況の点検を行った。

非常用重水ポンプの分解点検は、軸封部がメカニカルシール型であり、長期間の使用で、ベアリング、メカニカルシールの摩耗が進行していたため、分解点検を行い、上記部品の交換を行った。

これら2件の整備は本年度の定期検査の一環として行ったものである。

FFD系空気作動弁はシール部がベローズ型であり本年度の運転サイクル中に2度に亘ってシールベローズが破損した。このため全数が同時期に設置されていることも考慮し、すべてのベローズの更新を行った。

ほかに、重水イオン交換筒の交換、重水フィルターの交換及びFFD系の重水流量計の交換などの整備を実施した。

② 水ガス計装の整備作業

本年度は、長期間使用して老朽化した溢流重水槽液面計（LR-6-1, LR-6-2）及び二次冷却系の流量計（FI-53, FI-54）の計器の更新作業を実施するとともに、計装全系につい

ての点検・保守作業を行った。

③ 中性子計装 制御棒の整備

老朽化に伴う中性子検出器の更新作業は前年度のHI-2に引き続きHI-7(安全系No.2, No.3及び、自動制御系No.2)の3本について実施した。

地震計は設置以来約2年を経たので点検校正を実施した。あわせて、拡大記録計に水平方向のX及びY方向の記録機能を追加した。

出力比較設定器は劣化による表示不安定があったため新規に製作し交換した。

制御棒設備に関しては、分解点検(粗調整棒No.9及びNo.13)を行い、歯車、ベアリング及びパッキングなどの部品を交換した。また、上記制御棒について前年度に引き続き駆動モータのブレーキを改造した。

制御棒位置指示計は、利用運転起動時(第10サイクル)にベアリング摩耗による動作不良が起ったため分解点検を行い修復した。

④ その他の整備作業

炉室全般にわたって床材を更新した。更新は従来のタイル、及びRI塗料を剥離し、新たにエポキシ系の樹脂をライニングして、全面を継ぎ目のない構造とした。

2.2.3 燃料

1) 使用状況

55年度末におけるJRR-3燃料在庫状況をTable. 2.2.4に示す。本年度における燃料に関連した特記事項は次のとおりである。

- ① 燃料交換は32体行った。交換燃料はすべて1.5%UO₂燃料体である。
- ② 交換した燃料体のうち最も燃焼度の進んだもの1体の健全性を検査するためホットラボへ搬出した。検査の結果異常はなかった。
- ③ IAEA及び、原子力安全局の通常査察を10回、実在庫調査を1回それぞれ受検し、異常は認められなかった。
- ④ 金属天然ウラン使用済燃料については乾式保管方式の準備を進めた。
- ⑤ 新燃料の購入は行なわなかった。

2.2.4 技術管理

1) 反応度管理

55年度の第1サイクル運転前の過剰反応度は、6.20%ΔK/Kで、第11サイクル終了時の過剰反応度は6.51%ΔK/Kであった。本年度は第4サイクル終了時に32体の燃料交換を行った。それらの平均燃焼率は約5500MWD/Tであり、交換に伴う反応度増加は2.39%Δk/kであった。従って1サイクル当りの反応度減少率は0.19%Δk/kであった。

2) 燃料計画

本年度、燃焼率6400MWD/T、炉内滞在期間6年半の燃料の健全性検査を実施した結果からも、燃料は、現在の在庫量で59年度まで十分補える。従って、現炉心においての新規購入は行なわない。

3) 主重水熱交換器の管理

主重水熱交換器 (DE-1, DE-2) はスケール等の付着により性能が低下し前年度最終運転サイクル終了時点で汚れ係数が 0.6 となったため、今年度第 1 サイクル運転前に乾燥洗浄を実施し、汚れ係数は 0.79 に回復した。

乾燥洗浄は、第 3 サイクル前、第 5 サイクル前とそれぞれ実施したが汚れ係数は 0.67 から 0.8, 0.66 から 0.63 と回数が増える毎に回復力は鈍る傾向となる。

なお、今年度 11 サイクル運転終了後の汚れ係数は 0.39 であり、次年度に主重水熱交換器の化学洗浄を実施する予定である。

2.2.5 放射線管理

1) 概況

55 年度の共同利用運転時における施設内の放射線レベルは、前年度に比べ変化はなかった。

55 年度に行われた主な放射線作業の被曝線量はいずれの作業も放射線管理上問題はなかった。

2) 排出放射性物質

55 年度の放射性気体廃棄物及び液体廃棄物の排出量及び平均濃度を Table 2.2.5 に示す。年間排出量を前年度と比べると放射性気体廃棄物について ^{41}A は 7% 減, ^3H は 43% 減, 液体廃棄物 (一般排水溝へ排出した分のみ) については ^3H は 61% 減, $\beta\gamma$ は 96% 減でいずれも大巾に減少している。

3) 被曝線量

JRR-3 を主な作業区域とする者の被曝線量を Table 2.2.6 に示す。例年、被曝は第 2 四半期に集中する傾向にあったが、今期は第 2 ~ 第 4 四半期に分散している。

Table 2.2.1 Data of JRR-3 reactor operation (1980)

Cycle No.	Date	Operation time (hr.:min.)	Power (MWh)	Intagrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		39,656 : 39		348,425.6	
R3-55-01	4/ 7~ 4/27	(259 : 15) 270 : 00	2,598.5	351,024.1	0
R3-55-02	4/28~ 5/18	(266 : 30) 269 : 50	2,663.6	353,687.7	0
R3-55-03	5/19~ 6/ 8	(234 : 50) 246 : 20	2,360.4	356,048.1	1
R3-55-04	6/ 9~ 6/29	(189 : 35) 272 : 02	2,655.8	358,703.9	0
Periodical Inspection	6/30~ 9/ 7	(0 : 00) 32 : 30	0	358,703.9	0
R3-55-05	9/ 8~ 9/28	(265 : 46) 274 : 07	2,665.3	361,369.2	0
R3-55-06	9/29~ 10/19	(261 : 15) 266 : 01	2,617.0	363,986.2	1
R3-55-07	10/20~ 11/ 9	(266 : 30) 270 : 00	2,668.9	366,655.1	0
R3-55-08	11/10~ 11/30	(254 : 00) 263 : 15	2,550.2	369,205.3	1
R3-55-09	12/ 1~ 12/21	(223 : 55) 232 : 16	2,235.6	371,440.9	2
Periodical Inspection	12/22~ 1/ 4	(0 : 00) 0 : 00	0	371,440.9	0
R3-55-10	1/ 5~ 1/25	(260 : 33) 267 : 38	2,610.9	374,051.8	2
R3-55-11	1/26~ 2/15	(266 : 30) 270 : 00	2,670.9	376,722.7	0
Periodical Inspection	2/16~ 3/31	(0 : 00) 1 : 20	0	376,722.7	0
Total		2,935 : 19	28,297.1		7
Ending		42,591 : 58		376,722.7	

() : 10MW operation time

Table 2.2.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	1
Measuring instruments in cooling system	1
Trouble of electric power supply	1
Earthquake	0
Other troubles	2
Total	5

Table 2.2.3 Troubles in JRR-3

Item	Troubles
Equipments in cooling system	6
Measuring instruments in cooling system	6
Neutron measurement system	8
FFD and FT	6
Conventional equipments and radiation control	6
Irradiation and experimental facilities	1
Others	0
Total	33

Table 2.2.4 Fuel Inventory in JRR-3

1. Classification by publication

1981. 3.31

	MNU				UO ₂							
	1st	2nd	3rd	total	1st	2nd	3rd*	4th	5th	6th	7th	total
KMP-A	0	0	0	0	1	3	2	6	1	41	65	119
KMP-B	0	0	0	0	0	12	39	63	80	45	4	243
KMP-C	711	814	300	1825	65	35	21	7	3	0	1	132
KMP-D	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	0	1
total	711	814	300	1825	66	50	63	76	84	86	70	495

* Nat.UO₂ (NUO₂)

2. Classification by nationality

	MNU				UO ₂		
	IAEA	USA	CANADA	total	USA(NUO ₂)	USA(1.5%EUO ₂)	total
KMP-A	0	0	0	0	2	117	119
KMP-B	0	0	0	0	39	204	243
KMP-C	264	609	952	1825	21	111	132
KMP-D	0	0	0	0	1	0	1
total	264	609	952	1825	63	432	495

Note. KMP-A : Fresh fuel storage.
 KMP-B : Reactor core.
 KMP-C : Spent fuel storage.
 KMP-D : Other fuel storage position.

Table 2.2.5 Radioactive wastes from JRR-3

Nuclide	Gas		Dust	Liquid	
	⁴¹ Ar	³ H	Long half life	Gross β, γ	³ H
Annual release rate (Ci/y)	1.3×10 ³	7.4	—	4.4×10 ⁻⁵	2.7×10 ⁻¹
Annual average concentration (μCi/cm ³)	2.1×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁸	<1.2×10 ⁻¹³	1.0×10 ⁻⁷	6.4×10 ⁻⁴

Table 2.2.6 Whole-body radiation exposure for JRR-3

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (Person mrem)	560	2,130	1,800	1,900	6,390
Average dose (mrem)	5	19	16	15	39
Maximum dose (mrem)	60	160	170	270	350

2.3 JRR-4の運転管理

2.3.1 運 転

55年度の運転は研究炉長期整備計画の変更に伴い、運転計画を変更した。利用運転34週を41週に、モックアップテスト10週をモックアップ装置据付2週(次年度に3週継続する)に、定期自主検査7週を8週に改めた。41週の利用運転は計画どおりに順調に進行し、162日を所内外の利用に供した。

原子炉研修所関係では、一般課程が7・8・9月に、専門課程が3月に、計6週間の運転実習及び諸実験を行っている。また、前年度に続き今年度も利用運転上の計画外停止は一度もなかった。

なお、本年度の運転実績をTable 2.3.1に、計画外停止をTable 2.3.2に示す。

2.3.2 保守整備

1) 概 況

JRR-4の年度計画に基づいた保守整備を実施し、日常的な保守作業を行った。照射作業用架台の設置工事等、長期間にわたる大きな工事があったが、無事に工事を終了することができた。定期自主検査は、6月2日～6月28日、12月8日～12月25日に実施し、定期官庁検査は、7月1日～7月4日に受検した。

共同利用運転中に発生した異常現象をTable 2.3.3に示す。

2) 主な保守整備

① 原子炉建家関係

イ) 照射作業用架台の設置

JRR-4 炉室に作業場所を確保するために、リドタンク上部(No.1 プール壁上面延長上)と同じ高さに床を設置した。架台の設計方針は、イ) 架台荷重が原子炉建家に影響を及ぼさないよう自立させる。ロ) 架台構造は基本的にはブレース構造とする、既設物があるリドタンク、通路上は一部ラーメン構造とする。ハ) 架台上の積載荷重は500 kg/m²とする。ニ) 架台寸法は、7.65 m(幅)×5.54 m(長)×4.9 m(高)で床面積40 m²である。ホ) 構造材は角形鋼管(200×200×9 t)の柱に、H形鋼の梁を設け、鋼板(6 t)の床を張った。工事期間は55年6月3日より基礎工事を開始、8月1日塗装作業を終了した。科学技術庁の使用前検査を8月12日に受検し、8月15日に合格証の交付を受けた。

ロ) 第一種管理区域内の床材更新

JRR-4 第1種管理区域の床材を目地のない構造に改良する工事を行った。床材の材質は炉制御室関係(塩ビシート張)、炉室全般床材(ウレタン樹脂塗装)、ローディングドックA・B(エポキシ樹脂塗装)、を使用した。7月5日より工事を始め9月16日に床上物品の復帰移動を行い全工程を終了した。

ハ) 炉室一階排水ピット塗装

炉室一階の排水ピット内の腐食が酷いため11月6日～8日に塗装作業を実施した。炉室一階ピット(全長40 m)、水切ピット(3 m×2 m)のケレン作業を行い、水切ピットより15 kg

の錆を回収し、タールエポキシ樹脂による塗装を行った。

② 中性子計測制御関係

イ) 中性子検出器の受入検査

WH製CICの受入検査を1月20日に実施した。検査は(a)フラックス感度(予備CICとの比較)(b)測定範囲(c)特性(直線性, γ 線補償特性, プラトー)について行い, 仕様に合格につき検収した。

ロ) CIC 予備品の特性測定

LinNの指示が使用中に低下するので, 55年2月に炉心タンクから取り出してRI庫に保管しておいたCIC(51年度購入品)の特性測定を行った。

③ 冷却系関係

イ) 熱交換器2次側化学洗浄

熱交換器2次側の化学洗浄を行った。前回の化学洗浄後3年経過し, 55年5月に於ける熱通過率は $1010 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ であった。化学洗浄後の熱通過率は $1573 \text{ Kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ に回復し十分な洗浄結果が得られた。洗浄液中の鉄イオン濃度は, 酸洗浄液 8 m^3 中に最大 9400 ppm , 水洗液 90 m^3 中に 484 ppm であった。洗浄廃液の処理は, (a)酸洗浄廃液約 24 m^3 をタンクローリ車で搬出し焼却処理した。(b)化学洗浄後の水洗液約 90 m^3 は, 茨城県条例に定める放流基準値を大幅に上回っているためFeイオンを沈降分離して, 上澄水を雑水 4000 m^3 で希釈し一般排水口に放流した。排水口の鉄イオン濃度は 5 ppm であった。水洗液の沈降分離したスラッジ約 13 m^3 は焼却処理のためタンクローリ車で搬出した。(c)酸洗浄時に2次系流量計(F1-14)用オリフィス部のネオプレンパッキンの劣化による水漏れがありパッキンの交換を行った。(d)熱交換器2次側ドレイン用配管 $1/2^B$ が固形物で詰りドレインすることができず配管を更新した。固形物を炉技術課水ガス係に依頼して分析した結果は, PH 3.37, Fe_2O_3 88.44^W%, その他(Ca, Na, K, Mg)であり, 酸洗浄時に薬品に溶解した鉄錆と考えられた。

ロ) 一次冷却系流調弁(VCM-9)整備

49年6月より使用している流調弁駆動部のオイルシールが劣化し油が洩れるので予備流調弁と交換した。取外した流調弁は分解し汚染除去場で除染後, 製作メーカーの中北製作所に送り分解整備をして散乱実験室に保管した。

ハ) 2次冷却系防食剤注入装置の設置

熱交換器2次側の化学洗浄を55年6月に行った。酸洗浄液中のFeイオン濃度を重量換算すると 75 kg になる。JRR-4の技術検討会議で2次冷却系の防食処理を行うことを検討し, 防食剤を注入しFeイオン濃度を下げる防食剤注入装置の据付けを行った。防食剤の主成分は重合りん酸塩ポリマー銅用防食剤を使用し, 管理目標を循環水中濃度 70 ppm にしている。

ニ) 炉心タンク精製系樹脂交換

炉心タンク精製系樹脂塔No2のイオン交換樹脂を交換した。(使用期間は54年1月30日から55年8月11日まで)樹脂塔用プレフィルター(金網製)の掃除を行った。

3) 実験設備関係

イ) No.1 プールの清掃

No.1 プール底面の汚れがひどいため、可搬型ポンプを用い専用の吸込用治具を製作して取付け、プール水と一緒に汚れを吸引しフィルターで汚れを取る方法により清掃作業を行った。

ロ) プール水中灯の電源工事

既設のプール水中灯用電源 (3φ 200V) を単相 200V にし対地電圧を 100V に変更した。

4) 純水製造・廃液中和設備

イ) 純水製造装置の経年劣化対策として、建設以来使用している計器類の更新を行った。更新箇所は、a) 流量積算指示計、b) 温度指示計、c) 電気伝導度指示計、d) 薬液接液部のダイヤフラム交換 (空気作動弁、6個。50A～15Aの手動弁、14個) e) フランジ用パッキン70箇所) f) エア配管の一部改修及び圧力保持弁の取付を行った。

ロ) 廃液中和施設の整備を行った。主な整備項目は、a) 回転機器分解点検 b) 各機器油交換、c) 中和槽コンクリート破損個所の補修、d) 中和槽内部ライニング点検、e) 中和槽に用いている鋼材部塗装等の整備作業を行ったのちに総合機能試験運転を行い、全ての機器が正常に作動することを確認した。

5) 回転灯更新

回転灯用ケーブルの絶縁抵抗値が低かったので、回転灯及び回転灯用ケーブルの更新工事を行い、回転灯一基 (Bローディングドック外側) の増設を行った。

ロ) 制御室用非常灯のバッテリー交換

制御室照明用の非常用バッテリーの劣化が認められたので、バッテリーを更新し一部回路の結線変更を行った。

2.3.3 燃料

1) 使用状況

55年度の燃料交換は、反応度調整のため8月に3本、56年3月に2本交換した。また、前年度末から製作が行われていた第8、9次燃料要素10本が5月に納入された。55年度末の燃料本数は、未使用5本、使用中20本、使用済17本である。

2) 使用済燃料の管理

55年度に使用済燃料として炉心から出した燃料は5本で、平均燃焼度は16.8%であった。前年度、一時保管燃料を再使用するため炉心に装荷したところ、破損の疑いが生じた。この燃料2本は、その後の調査で、再処理輸送上、問題ないことが明らかになったので、使用済燃料として処理することにした。また、これと同経歴の燃料3本についても、炉心に再装荷した場合、同じような現象が生じるおそれがあったので、同様の処理をした。これら5本の平均燃焼度は約9%であった。

2.3.4 技術管理

1) 反応度管理

55年度は、3.5MWの定常運転を計画どおり実施した。炉心構成は20本標準炉心で年間を通じ変更はなかった。年間の反応度減少量は1.87%ΔK/Kで、55年度末における余剰反応度は6.39%ΔK/Kであった。なお、本年度の運転による年間総熱出力量は84.5MWDで、反応度減

少率は、0.022% ΔK/K/MWD であった。

2) ウラン濃縮度低減化計画

研究炉燃料濃縮度低減化計画に関するANLとの共同研究のため田村課長代理が55年3月から6月までANLに出張し、JRR-4の核・熱計算を実施した。また、JRR-4低濃縮ウラン燃料要素(19.75 W/o ^{235}U)の仕様を決定し、試験炉・研究炉燃料濃縮度低減化計画Phase IIIに基づく照射試験用燃料要素の仕様書を作成した。

3) モックアップ装置の製作

低濃縮ウラン燃料炉心の流速・流量分布、圧力損失などを測定するため、現状炉の実物大モックアップ実験装置を56年3月～4月にかけて、No.2プールに設置した。

4) 燃料、制御棒、原子炉配管の動的耐震性評価

研究炉燃料濃縮度低減化計画に関する安全解析の一環として、燃料、制御棒、原子炉配管の動的耐震性評価を行った。解析は、入力波としてElcentro, Taft, JPDR, JRR-3の4波を最大180 galで基盤に入力し、動的応答解析を行い、ASMEコードに基づいて応力を評価した。その結果、いずれも許容値を満足しており、その安全性は確認できた。

2.3.5 放射線管理

1) 概況

原子炉出力3.5 MW運転時における施設内の放射線量率および表面汚染密度は、前年度にくらべて特に著しい変化はなかった。

本年度に実施された主な放射線作業は、No.1, No.2両プールの清掃、C・I・Cの交換、炉心の異物の回収および種々の試料の照射等に伴うものであった。しかし、放射線管理上特に問題となるようなことはなかった。

2) 排出放射性物質の管理

本年度中の排出放射性物質の資料をTable 2.3.4に示す。スタックから排出された放射性ガスは、すべて気送管照射による ^{41}Ar の短時間放出であった。放射性廃液は前年度に比較して約3倍に増加しているが、これはNo.2プールの排水によるものである。

3) 被曝線量

JRR-4管理課、遮蔽研究室、放照協およびその他外来作業者の四半期別の個人被曝線量をTable 2.3.5に示す。

Table 2.3.1 Data of JRR-4 reactor operation

Month	Operation days	Operation time (hr:min.)	Power (KWh)	Integrated power (KWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		13,455 : 20		20,776,481	
1980, 4	17	115 : 31	264,507	21,040,988	0
5	18	115 : 50	251,477	21,292,465	0
6	1	2 : 58	2,967	21,295,432	0
7	18	115 : 44	153,231	21,448,663	0
8	17	115 : 55	229,273	21,677,936	0
9	16	108 : 26	208,478	21,886,414	0
10	17	114 : 39	282,955	22,169,369	0
11	16	104 : 58	211,232	22,380,601	0
12	5	28 : 27	81,245	22,461,846	0
1981, 1	14	92 : 39	148,517	22,610,363	0
2	15	99 : 19	193,431	22,803,794	0
3	8	43 : 34	29	22,803,823	0
Total	162	1,058 : 00	2,027,342		0
Ending		14,513 : 20		22,803,823	

Table 2.3.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	0
Measuring instrument in cooling system	0
Trouble of electric power supply	0
Earthquake	0
Other trouble	0
Total	0

Table 2.3.3 Troubles in JRR-4

Items	Troubles
Equipments in cooling system	1
Measuring instruments in cooling system	0
Neutron measurement system	6
FFD	1
Machine room & radiation control equipment	4
Irradiation and experimental facilities	1
Others	1
Total	14

Table 2.3.4 Radioactive effluents released from JRR-4

(Apr. 1980 ~ Mar. 1981)

Classification	Gas	Dust	Liquid waste
Annual release rate	$8.7 \times 10^{-3} \text{Ci} \cdot \text{y}^{-1}$	0	$2.6 \times 10^2 \text{ } \mu\text{Ci} \cdot \text{y}^{-1}$
Annual average concentration	$<1.8 \times 10^{-7} \text{ } \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-13} \text{ } \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$	$<5.7 \times 10^{-7} \text{ } \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$

Table 2.3.5 Whole-body radiation exposure of JRR-4 and of sections personnel

(Apr. 1980 ~ Mar. 1981)

Period	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (man·mrem)	0	0	0	20	20
Average dose (mrem)	0	0	0	0	0
Maximum (mrem)	0	0	0	20	20

2.4 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理

2.4.1 研究炉の水・ガス管理

1) 研究炉の重水管理

55年度JRR-2, JRR-3における重水管理状況をTable 2.4.1～2.4.3に示す。装荷重水量は前年度に比較して, JRR-2で465 kgの増, JRR-3で130 kgの増である。JRR-2への重水補給量は534 kg, JRR-3への重水補給量は557 kgである。両原子炉による消費重水量は340 kg, 回収重水量は156 kgであった。未使用重水在庫量は2,607 kg, 回収重水在庫量は1,447 kgとなった。JRR-2への重水補給量の増加は, 大型バルブ交換工事の際, 補給を兼ねて炉心および配管を未使用重水により洗浄し, トリチウム濃度を低下させ, 工事の安全性を高めたためである。JRR-3への重水補給量の増加は反射体系炭酸ガスがヘリウム系へ漏洩しないように対策を講じたためである。

55年度は重水管理の一環として炉心回収重水の精製を行った。昨年度製作した重水精製試験装置を使用して, 回収重水1,394 kgを精製した。精製前の重水はPH 2.4～12.58, 電気伝導度1.44～999 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であったが精製後はPH 5.2～6.1, 電気伝導度0.52～1.19 $\mu\text{S}/\text{cm}$ になった。精製後の重水中のウラン濃度を測定するため, 重水をろ紙に吸着, 乾燥し, 原子炉照射によるFPの測定を試みたが, FPは検出されなかった。それゆえ, 精製後重水の濃度の高いものは原子炉で再使用可能であることが確認できた。

2) JRR-2の水・ガス管理

JRR-2の水・ガス分析データをTable 2.4.4, Fig. 2.4.1に示す。なお, 第2, 第3サイクルの運転は重水系大型バルブ交換工事により中止となり, 第9サイクルは出力計指示異常により変則運転となった。

(1) 重水

重水濃度に大きな変化はなかった。pHは管理基準値(5～8)の範囲内であった。電気伝導度は管理基準値(2 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下)の範囲内であった。

(2) 熱遮蔽軽水

pH, 電気伝導度とも管理基準値以内(pH: 5～8, 電気伝導度: 2 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下)であり, 異常はなかった。9月に全軽水約9 m³を交換した。熱遮蔽軽水中のトリチウム濃度の異常上昇は見られず, 系内への重水漏洩は認められない。軽水補給はその他に1回約0.5 m³補給した。

(3) 二次冷却水

原水, 二次冷却水のpHは管理基準値(6～9)以内であり, 異常は認められなかった。電気伝導度は原水で108～135 $\mu\text{S}/\text{cm}$, 二次冷却水で191～354 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。冷却塔洗浄, 二次冷却水の交換に伴い, 防食剤(クリゼットS-303)の基礎投入を2回, 合計120kg補給した。原子炉運転中は毎日10 ppm相当を自動補給し, 年間270 kg補給した。補給量は合計390 kgであった。

(4) ヘリウム

第1～8サイクルのサイクル平均ヘリウム濃度低下は, 0.55 Vol%であった。ヘリウムチャージはAゾーン10回, A, B両ゾーン2回の合計12回行い, ヘリウムガス約75 m³を使用した。

ヘリウムガス中の重水素濃度は再結合器入口で 0.02 ~ 0.09 Vol % に維持し、これに伴う酸素補給を 6 回行い、合計 380 ℓ を系内に補給した。

(5) イオン交換樹脂

熱遮蔽軽水系のイオン交換樹脂の交換を 1 回行い、積算精製流量は 2738.3 m³ であった。重水系のイオン交換樹脂塔の切り換えはなく、第 9 サイクル未で約 2800 m³ の積算精製流量となっている。前年度切り換えた DD-2 の廃棄に伴い重水化を実施後、系に組み込んだ。

3) JRR-3 の水・ガス管理

JRR-3 の水・ガス分析データを Table 2.4.4, Fig. 2.4.2 に示す。

(1) 重水

重水濃度に大きな変化はなかった。pH は管理基準値 (5 ~ 8) の範囲内であった。電気伝導度は、第 1 サイクルと第 2 サイクルに反射体冷却用炭酸ガスのヘリウム系への漏洩があり、その炭酸ガスが重水中へ溶解込んだことが原因で第 1 サイクルでは 0.77 μS/cm, 第 2 サイクルでは 0.73 μS/cm まで上昇した。炭酸ガスの漏洩防止対策を講じた結果、第 3 サイクル以降の重水の電気伝導度は通常時の値に戻った。

(2) 熱遮蔽軽水

pH, 電気伝導度とも管理基準値 (5 ~ 8) 以内であり、異常はなかった。

(3) 二次冷却水

pH は管理基準値 (6 ~ 9) 以内で異常はなかった。年度を通じて、スライムコントロール剤、クリゼット S-306 2228 kg, ポリクリン A-511 400 kg を二次冷却系へ投入した。

(4) ヘリウム

第 1 ~ 13 サイクルのサイクル平均ヘリウム濃度低下は 1.82 Vol % であった。ヘリウム精製は第 1, 第 4 ~ 第 6 サイクルに各 1 回行い、液体窒素 1240 ℓ を使用した。第 3 サイクルはヘリウム精製回路不調のため精製を行わず、ヘリウムを 4 m³ チャージした。第 2, 第 7 ~ 第 11 サイクルはヘリウム濃度が比較的高かったため、精製を行わなかった。酸素補給は 11 回 (計 750 ℓ) 行った。

ヘリウム系の炭酸ガス濃度は、第 1 サイクルと第 2 サイクル運転中に増加現象が生じ、最高 2766 ppm まで上昇した。これは反射体炭酸ガス系からヘリウム系へ炭酸ガスが漏洩したためであり、漏洩防止対策を講じた結果、第 3 サイクル以降は 300 ppm 以下の通常値となった。

(5) 炭酸ガス

反射体用炭酸ガス冷却系の炭酸ガス漏洩に伴い、炭酸ガス供給を行いながら 90.0 ~ 99.9 Vol % の濃度を維持した。RI 用炭酸ガス冷却系の運転は行わなかった。

(6) イオン交換樹脂塔

イオン交換樹脂 2 基を交換した。各々の積算流量は、668.1 m³ (DD-2), 2002.2 m³ (DD-1) であった。DD-2 は第 1, 2 サイクルのヘリウム系への炭酸ガス漏洩による重水中の炭酸イオンの増加のため通常時よりも使用期間が短かった。

使用済イオン交換樹脂 1 基をカートリッジ充填のまま廃棄した。イオン交換樹脂の重水化を 2 回 (3 基分) 実施した。熱遮蔽軽水系イオン交換樹脂の交換はなかった。

2.4.2 研究炉の使用済燃料管理

1) 使用済燃料の管理

55年度の貯槽における使用済燃料の出入りはTable 2.4.5に示す。JRR-2では貯槽への受入れは、19本、貯槽からの搬出は1本（規定燃焼度を30%から40%に上げるためのホットラボにおける健全性確認検査のため）で、年度末における燃料貯蔵数は93本である。JRR-3では、燃料交換に伴い33体を原子炉から受入れ、貯槽からの搬出は1体（定期のホットラボでの健全性確認検査のため）で、年度末における燃料貯蔵数は UO_2 燃料が132体、金属天然ウラン燃料体が385体、同要素670本であった。また、JRR-4では、10本原子炉から受入れ、年度末の貯蔵数は17本であった。

2) 使用済燃料貯槽水の管理

年度末における使用済燃料貯槽水の水質をTable 2.4.6に示す。水質はいずれも管理基準以内であった。

JRR-2及びJRR-3とも、燃料交換に伴い燃料に付着してくる重水により、使用済燃料貯槽水のトリチウム濃度が昨年度末に比べ若干上昇した。

2.4.3 保守整備

1) JRR-2 連続重水濃度計の点検

JRR-2の減速冷却材として使用している重水濃度は原子炉の安全運転のため、連続的に測定している。重水濃度の低下（濃度：96.3 mol%）に伴い、赤外線領域での測定が困難となり、昭和50年に近赤外液体分析計を改良した連続重水濃度計に更新した。その後、約5年間使用してきたため、調整を兼ねて各部を点検した。点検の結果、タングステン光源に若干の劣化が見られた他には特に異常は見られなかった。

2) JRR-3 重水ドラム缶保管場所の整備

前年度に引き続き、未使用重水、回収重水ドラム缶保管場所の整備を行い完了した。

今年度は、床面に重水が漏洩した場合に汚染拡大防止するための漏洩重水回収用の溝、受槽及び重水漏洩検出器などを設置し、安全面での強化を計った。

3) JRR-3 連続重水濃度計の補修

JRR-3の連続重水濃度計は、JRR-2と同様に重水濃度を連続的に測定し監視するもので昭和41年に設置した非分散型赤外線分析計である。昭和53年に老朽化した大部分の部品を交換（特に真空管部をIC化）し、修理改造を行い、昭和53年10月から使用を開始した。その後、昭和55年3月に検出器を交換修理したが、光電アンプとトランスとの接触による指示値の変動が発生し、絶縁を施して修理した。しかし、再度、昭和55年9月にプレアンプのコンデンサの不良により指示値にノイズの発生が見られたためコンデンサを交換して修理した。

連続重水濃度計が故障すると、重水を採取して重水濃度を測定するため、重水の消費量が多くなり、不経済となるだけでなく保管する回収重水量の増加となり好ましくない。したがって、連続重水濃度計は常に安定な作動状態に維持する必要がある。

4) JRR-3 ヘリウム精製装置の点検

JRR-3の重水のカバーガスとしているヘリウム濃度が90 Vol%以下に低下した場合に、液

体窒素で冷却した活性炭吸着塔 (DA-1) で不純物 (N_2 , O_2 , Ar) を吸着除去して精製し、ヘリウム濃度を 95 Vol % に上昇させる。原子炉運転中には、通常、再結合器 (DR-1) で放射線分解によって発生した重水素ガスを酸素と反応させ重水にもどし回収し、重水素ガスの蓄積による爆発を防止している。ヘリウム精製装置は、昭和 46 年 5 月に再結合器を、昭和 47 年 12 月に活性炭吸着塔をそれぞれ更新して整備した。また、これまでに蓄冷器に使用している三方弁の DHV-422 のベローズが破損して交換して修理した。昭和 56 年 4 月に活性炭吸着塔を真空加熱方式で再生したところ三方弁の DHV-423 からヘリウムガスが漏洩した。蓄冷器上部の断熱材 (石綿) を除去し、DHV-423 の弁座を増し締めしてヘリウムガスの漏洩を防止した。しかし、ヘリウム精製系回路でのヘリウム循環が不能となった。このため、活性炭吸着塔と蓄冷器をヘリウムガスで加圧し、回路の目詰りとモータバルブ及び各ドレン系の点検を実施した。この結果、ヘリウム循環量は規定量 (流量で $18 \text{ m}^3/\text{hr}$, 圧力約 $0.3 \text{ kg}/\text{cm}^3$) の半分の $9 \text{ m}^3/\text{hr}$ 程度となった。ヘリウム循環量が低下した原因は三方弁の不調と考えられるが使用している三方弁と同様の三方弁の入手ができず現状では修理不能な状態である。精製流量が規定量の約半分であるが精製時間を従来より長くすることにより精製可能である。

5) JRR-4 純水自動給水装置の点検

純水は、主として、JRR-2 及び JRR-3 の熱遮蔽軽水系及び使用済燃料貯蔵プールの補給水として使用している。JRR-4 の純水製造装置から純水を JRR-2 及び JRR-3 に自動給水する装置は、JRR-4 の純水製造室に昭和 50 年に設置された。純水自動給水装置は、空気圧方式で送水するタイプで、昭和 55 年 5 月に送水不能となった。このため、製造業者に点検を依頼した。点検の結果、空気圧の不足が原因であることが判明し、純水製造装置のコンプレッサから圧空を圧力タンクに供給することにより送水可能となった。なお、その他の個所には異常はなかった。

6) JRR-3 使用済燃料貯槽循環ポンプの更新

使用済燃料貯槽水の浄化用循環ポンプは、設置以来約 18 年を経過し経年劣化が著しく、点検修理時の部品の入手も困難となってきている。また、ポンプはメカニカルシール型であり、シール破損時にはホット水が系外へ洩れる可能性があることなどから、キャンド型ポンプに更新した。なお、ポンプはホット系であることから一般市販品に比べより厳しく品質管理されたものを使用した。

7) JRR-3 使用済燃料切断装置の改修

JRR-3 使用済燃料切断装置については、切断作業途中において、カッターの刃こぼれが生じ、これを改善する必要があった。カッターの交換は、カッターヘッドを貯槽外へ引き上げて行う必要があるが、除染及び作業条件の制約から多くの時間と労力を要する。このため、改修にあたっては、カッターの寿命と交換作業の改善の観点からカッター歯先形状と切断速度を増す等の変更を行った。また、貯槽外での試験切断ができるよう治工具等の整備も行った。

2.4.4 技術管理

1) JRR-3 反射体系炭酸ガスのヘリウム系への漏洩について

(1) はじめに

JRR-3 では 55 年度第 1 サイクル共同利用運転中に重水のカバーガスであるヘリウム中の

炭酸ガス濃度が上昇する現象がみられた。この濃度上昇の原因は反射体系炭酸ガスが漏洩したものである。ヘリウム系に炭酸ガスが漏洩した場合次の点で問題となる。炭酸ガスでは重水に溶けこみ重水の電気伝導度を上昇させ重水精製系のイオン交換樹脂の性能を著しく低下させる。このためイオン交換樹脂の重水化のための重水使用量の増大につながり不経済である。漏洩発生箇所は炉心タンク上部フランジのシール部分であった。漏洩発生原因の1つにシール部のアルミニウムワイヤパッキンの腐食が考えられる。漏洩箇所の恒久的補修はあらゆる面で困難である。当面の漏洩防止対策として、重水約 100 ℓ を下段遮蔽体と上部枠との漏洩箇所の間隙へ注入した。この結果、ヘリウムガス中への炭酸ガス漏洩は止まり、ヘリウムガス中の炭酸ガス濃度は減少した。今回の漏洩発生原因と考えられるアルミニウムワイヤパッキンの腐食が進行した場合は漏洩部分の拡大が懸念される。このため、反射体炭酸ガス中の水分の測定とヘリウムガス中炭酸ガス濃度の測定を実施した。一連の測定結果をまとめ反射体炭酸ガスのヘリウム系への漏洩について検討した。

(2) 経緯

ヘリウムガス中の炭酸ガス濃度が上昇する現象は過去にも数回みられた。この原因はいずれも RI 冷却系炭酸ガス (VR 孔) の漏洩によるものであった。これには VR 孔のパッキンを交換するなどの処置がとられた。一方、反射体系炭酸ガス中の水分については 53 年度第 8 サイクルに初めて炭酸ガス中にトリチウムとして検出した。このトリチウムは重水分からのトリチウムであることが明確となったためトリチウム測定を水分測定に切りかえて測定を継続した。

(3) 測定結果

炭酸ガス中の水分測定は露点計 (SHAW Dewpoint Meter) で連続的に測定した。この露点計の測定範囲は、 $-20^{\circ}\text{C} \sim 20^{\circ}\text{C}$ (水分で約 $7.5 \text{ g}/\text{m}^3 \cdot \text{CO}_2 \sim 18.5 \text{ g}/\text{m}^3 \cdot \text{CO}_2$) である。また、ヘリウムガス中の炭酸ガス濃度は HID (ヘリウムイオン化検出器) 付のガスクロマトグラフで測定した。ヘリウム中の炭酸ガス濃度と重水の電気伝導度の変化を Fig. 2.4.3 に、反射体炭酸ガス中の水分とトリチウム濃度の変化を Fig. 2.4.4 に示す。ヘリウム中の炭酸ガスと電気伝導度は 55 年第 1 サイクルにそれぞれ約 2800 ppm, $0.77 \mu\text{V}/\text{cm}$ まで上昇した。ヘリウム中の炭酸ガス濃度と重水の電気伝導度は漏洩箇所に重水を注入した以後、徐々に減少し、第 6 サイクルではほぼ通常値になった。一方、反射体炭酸ガス中の水分は徐々に増加の傾向を示している。これらの測定結果はヘリウム中の炭酸ガス濃度上昇の原因が反射体系炭酸ガスの漏洩にあったことを明らかにすると同時に漏洩部分の増大が進んでいる可能性を示唆している。

(4) 考察

今回実施した測定結果とこれまで継続してきた一連の測定結果を整理し、反射体系炭酸ガスのヘリウム系への漏洩機構について検討した。漏洩箇所はヘリウム系の重水蒸気が凝縮蓄積する構造となっているが、ドレンバルブ (D_DV-60) は長期間「閉」の状態であった。53 年 11 月に、「開」にして約 170 kg の重水が溢流槽 ($DT-5$) にドレンされた。この時点からこの D_DV-60 は「開」にして原子炉は運転された。ドレンしきれない重水が漏洩部に残り、反射体系炭酸ガスのヘリウム系への漏洩を防止していたと考えられる。一方、この時点 (53 年度第 8 サイクル) で初めて炭酸ガス中の水分測定を行い水分を検出している。このことはすでに炭酸ガス系とヘリウム系とのシールは劣化していたことを表わしている。ドレンしきれないで漏

洩部へ残った重水は徐々に炭酸ガス系へ混入し、これが53年度第8サイクルから54年度第11サイクルの間に炭酸ガス中の水分 ($1\text{g}/\text{m}^3 \cdot \text{CO}_2 \sim 10\text{g}/\text{m}^3 \cdot \text{CO}_2$) として検出されたものと思われる。ところで、反射体系炭酸ガスは今記述しているヘリウム系への漏洩とは別に、原子炉運転中系外へ約 $230\text{m}^3/\text{サイクル}$ の割合で漏洩している。このため系外へ同時に出ていく重水は平均値で約 $1000\text{g}/\text{サイクル}$ である。このことは漏洩部に残ったと考えられる重水を徐々に系外へ放出し、漏洩部分は次第に乾燥してきたものと予想される。この乾燥してきた状態に加えて原子炉運転中圧力が高くなる炭酸ガス系からヘリウム系への漏洩に至ったものと考えられる。次に漏洩部分の破壊の状態は当初に比べて拡大している可能性が強く、漏洩防止のために注入した重水も徐々に炭酸ガス系へ混入していると思われる。それは ①これまで露点計の測定範囲内であった水分はその範囲を越え $30\text{g}/\text{m}^3 \text{CO}_2$ 以上となっている。②これまで水分とトリチウム濃度は対応していたが、重水 (トリチウム濃度 $2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{m}^3$) 注入後55年第6サイクル以降対応が大巾にくずれてきているなどの点から判断できる。一方ヘリウム中の炭酸ガス濃度はその後通常値を維持した。このことは重水を注入して目的とする効果を得たといえる。しかし漏洩部分の破壊が増大した場合は多量の重水を必要とする。このため第2の処置として反射体系の漏洩を低減させると同時に、ヘリウムで置換できるような対策を講じておく必要がある。

2) JRR-2, 3, 4における二次冷却水の水質管理

(1) まえがき

各原子炉における二次冷却水の管理は施設側にまかされている。研究炉技術課では、そのうちJRR-2を管理しているが、JRR-3, 4については管理されていない。各原子炉の水質管理状況を化学分析の結果から検討してみた。

(2) 現在の水質管理状況

JRR-2は二次冷却水系へ原水約 $400\text{m}^3/\text{day}$ 、防食剤 $4\text{kg}/\text{day}$ の割合で補給している。JRR-3は原水約 $360\text{m}^3/\text{day}$ で補給している〔熱交換器の熱通常率(汚れ係数)の低下を押しさえるため、防食剤を補給しない時が多い〕。JRR-4は防食剤の補給はなく、 $7.5\text{m}^3/\text{day}$ の割合で原水を補給している。

(3) 原水、二次冷却水の化学分析

各原子炉の原水及び二次冷却水を採取し、pH、電気伝導度、塩素イオン、ナトリウムイオン、カルシウムイオンをそれぞれについて分析した。分析結果とともに補給水量、熱交換器の熱通過率とを比較した結果をFig. 2.4.5～Fig. 2.4.7に示す。

(4) 結果

JRR-2は運転サイクルを通して各イオン濃度ともほぼ一定であり、電気伝導度から比較した濃縮度(二次冷却水に対する原水の割合)も2.3～2.4と良く管理されている。JRR-3, 4については二次冷却水の電気伝導度の上昇が見られ濃縮度も大きくなっている。またナトリウムイオン、カルシウムイオンも上昇している。

(5) 検討

JRR-3, 4ともナトリウムイオン、カルシウムイオンの上昇によりスケールの付着が考えられ、付着防止から濃縮度を下げるため補給水量を増やす必要がある。JRR-3は防食剤を使用

しない時もあるので、今後は腐食の問題を考えなければならない。JRR-4 に於いては検討の結果防食剤の使用を開始しており、補給水量に対する適正濃度を追求する必要がある。

今回は補給水量からみた二次冷却水の管理状態を検討したが、防食剤の適正濃度、また有機物等に対するスライム防止剤の投入効果の面からも検討していかなければならない。

3) JRR-4 熱交換器ドレン管内付着物の分析

(1) はじめに

JRR-4 で熱交換器化学洗浄実験後、ドレン管内が目詰まりを起した。この原因が以前からの付着物か、あるいは化学洗浄による系内の剥離物が付着したのかどうか化学分析により検討してみた。

(2) 分析方法

イ) pH 及び電気伝導度

試料約 1 g をビーカーに採取し、純水 100 ml を加えて電気伝導度および pH を測定した。

ロ) 水分量と強熱減量

試料約 0.7 g をルツボに採取し、温度 110 °C で約 5 時間乾燥し、減量から水分量を求めた。次に電気炉に入れ、温度約 850 °C で 5 時間強熱後、デシケータ内で放冷し秤量して強熱減量を求めた。

ハ) 金属元素

強熱乾燥した試料約 0.1 g をビーカーに採取し、濃塩酸 5 ml を加えて加熱して溶解する。さらに (1 + 1) 硝酸 2 ml を加えて加熱して完全に試料を溶解させる。溶液を 500 ml のメスフラスコに入れ、水を加えて正確に 500 ml にする。この試料を原子吸光で分析した。

(3) 分析結果

分析結果を Table 2.4.7 に示す。

(4) 考 察

熱交換器ドレン管の付着物分析の結果、鉄サビが主成分で約 90 wt%、強熱減量で約 9 wt% であった。なお、試料を純水に溶解したときの pH が弱酸性になったことから付着物は熱交換器の化学洗浄の酸洗浄（使用薬品 10% のクリフレッシュ H 202、クエン酸とエリソルビン酸の混合有機酸）時に洗浄薬品に溶解した鉄サビであると判断される。

Table 2.4.4.1 Heavy water inventory at JRR-2 and JRR-3

	装荷重量(kg)	補給重量(kg)	回収重量(kg)	消費重量(kg)	装荷重量(kg)
	'80. 4. 1				'81. 3. 31
JRR-2	9,190	534	8	61	9,655
JRR-3	28,339	557	148	279	28,469
合計	37,529	1,091	156	340	38,124

Table 2.4.4.2 Stored heavy water

未使用重量(kg)	受 入 入 れ (kg)			払出し(kg)	未使用重量(kg)
	購 入	そ の 他	小 計		
'80, 4. 1			小 計		'81. 3. 31
3,044	659	0	659	1,096	2,607

Table 2.4.4.3 Recoverd heavy water

回収重量(kg)	受 入 入 れ (kg)			払 出 し (kg)		回収重量(kg)
	炉心回収	そ の 他	小 計	転 用 廃 棄	小 計	
'80, 4. 1			小 計			'81. 3. 31
1,303	156	0	156	0	12	1,447

Table 2.4.4 Result of the water and gas analysis in JRR-2 and JRR-3

		JRR - 2	JRR - 3
重水	重水濃度 (mol%)	96.2 ~ 96.5	99.50 ~ 99.56
	pH	5.55 ~ 6.89	5.16 ~ 6.92
	電気伝導度 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.11 ~ 0.36	0.11 ~ 0.77
	全 β 放射能* ¹⁾	$4.50 \times 10^{-2} \sim 6.48 \times 10^{-2}$	$8.59 \times 10^{-2} \sim 3.58 \times 10^{-1}$
	($\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$)	B. G ~ 3.00×10^{-5}	$1.03 \times 10^{-3} \sim 2.76 \times 10^{-3}$
	全 β 放射能* ²⁾	$1.69 \times 10^{-2} \sim 2.50 \times 10^{-2}$	$4.50 \times 10^{-2} \sim 8.61 \times 10^{-2}$
	($\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$)	$7.30 \times 10^{-5} \sim 1.90 \times 10^{-4}$	$2.87 \times 10^{-3} \sim 5.61 \times 10^{-3}$
	トリチウム濃度* ³⁾ ($\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$)	1.13×10^3	9.56×10^2
	ヘリウム濃度 (Vol%)	96.12 ~ 98.79	93.80 ~ 99.72
	pH	5.30 ~ 6.92	5.7 ~ 7.3
熱遮蔽軽水	電気伝導度 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.04 ~ 0.96	0.08 ~ 0.42
	トリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$)	$1.22 \times 10^{-3} \sim 2.20 \times 10^{-2}$	
二次冷却水	原水 pH	6.4 ~ 7.2	
	二次冷却水 pH	6.6 ~ 8.2	6.7 ~ 7.9

*1) トリチウムを除く。原子炉出力10 MW時サンプリング1時間後の値。

*2) 原子炉出力10 MW時サンプリング1時間後の値。

*3) JRR-2は55.10.17現在。JRR-3は55.10.16現在。

Table 2.4.5 Spent fuel in storagepool

	JRR-2	JRR-3			JRR-4
		UO ₂	金属天然ウラン		
			燃料体	要素	
前年度末貯蔵数	75	100	385	670	7
貯槽への受入れ	19	33	0	0	10
貯槽からの搬出	1	1	0	0	0
年度末貯蔵数	93	132	385	670	17

Table 2.4.6 Analysis of pool water in JRR-2 and JRR-3

	管理基準値	JRR-2	JRR-3
プール水 pH	5.5 ~ 7.5	5.84	6.55
電気伝導度 $\mu\text{S}/\text{cm}$	10 >	2.0	1.43
放射能濃度 (除, トリチウム) $\mu\text{Ci}/\text{ml}$	$1 \times 10^{-4} >$	検出感度以下	7.18×10^{-5}
トリチウム濃度 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$	-	1.70×10^{-2}	6.10×10^{-3}
温度 $^{\circ}\text{C}$	30 >	25	11

Table 2.4.7 Results of sludge analysis of heat exchanger drain pipe in JRR-4

項目	分析値 (成分 wt%)
pH	3.37 * ¹
Cond ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	231 * ²
水分量	1.84
強熱減量	8.99
Fe ₂ O ₃	88.44
その他 (Ca, Na, K, Mg)	0.73

*1 純水 6.88

*2 " 1.22

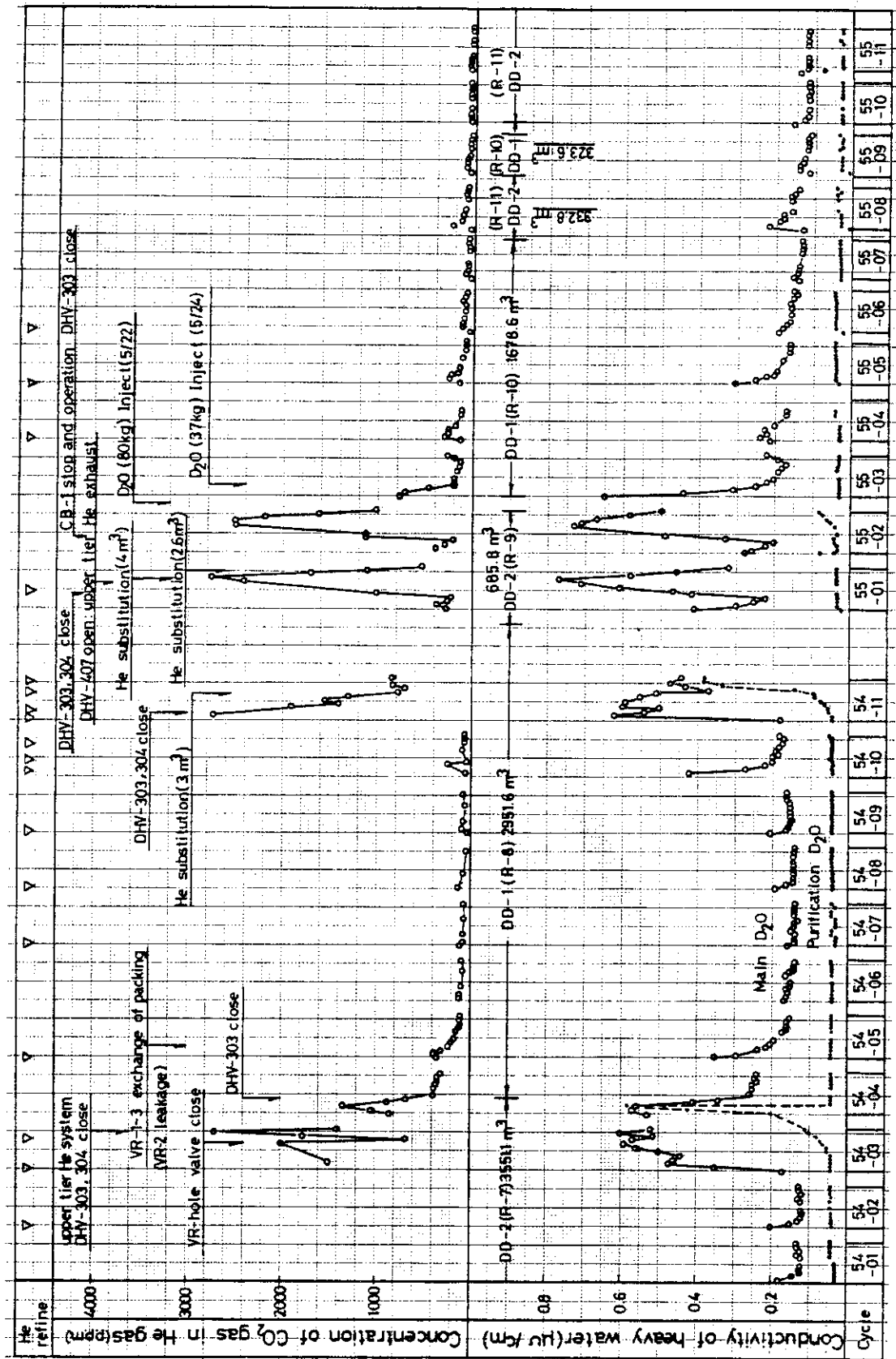


Fig. 2.4.3 Variation of conductivity of heavy water and carbonic acid gas concentration in helium gas

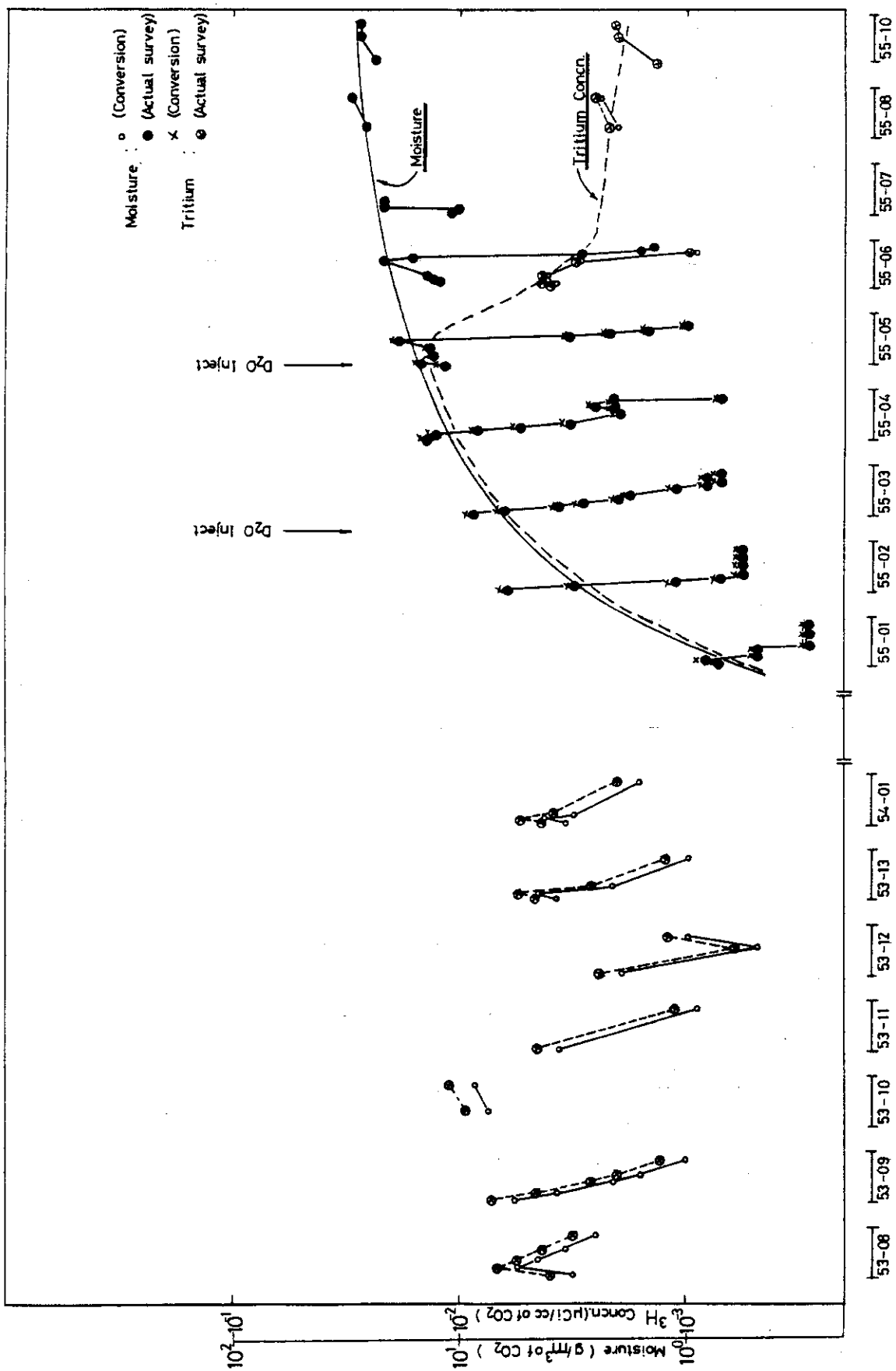


Fig. 2.4.4 Variation of moisture and tritium concentration in reflect carbonic acid gas

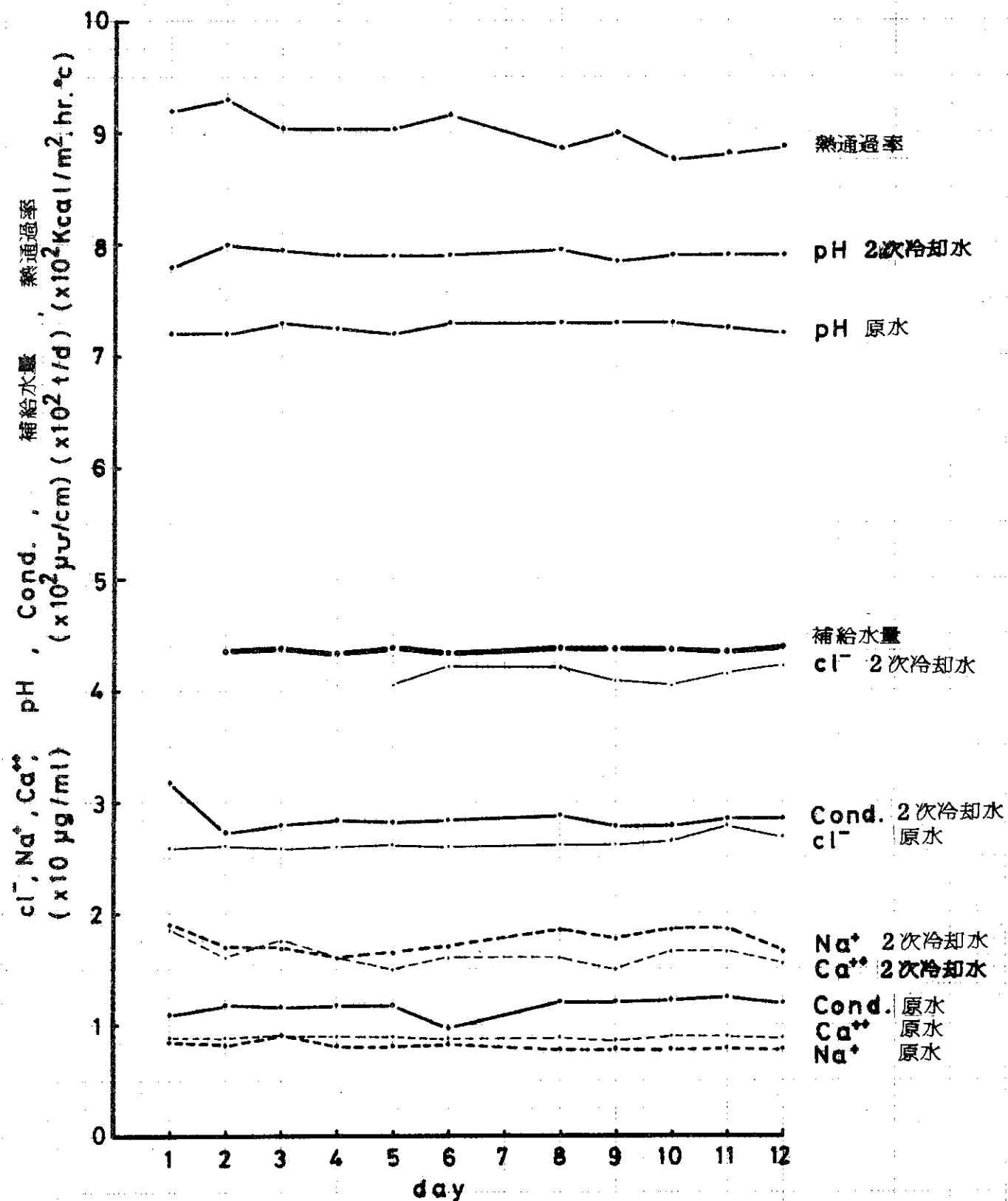


Fig. 2.4.5 Results of the secondary cooling water analysis in JRR-2

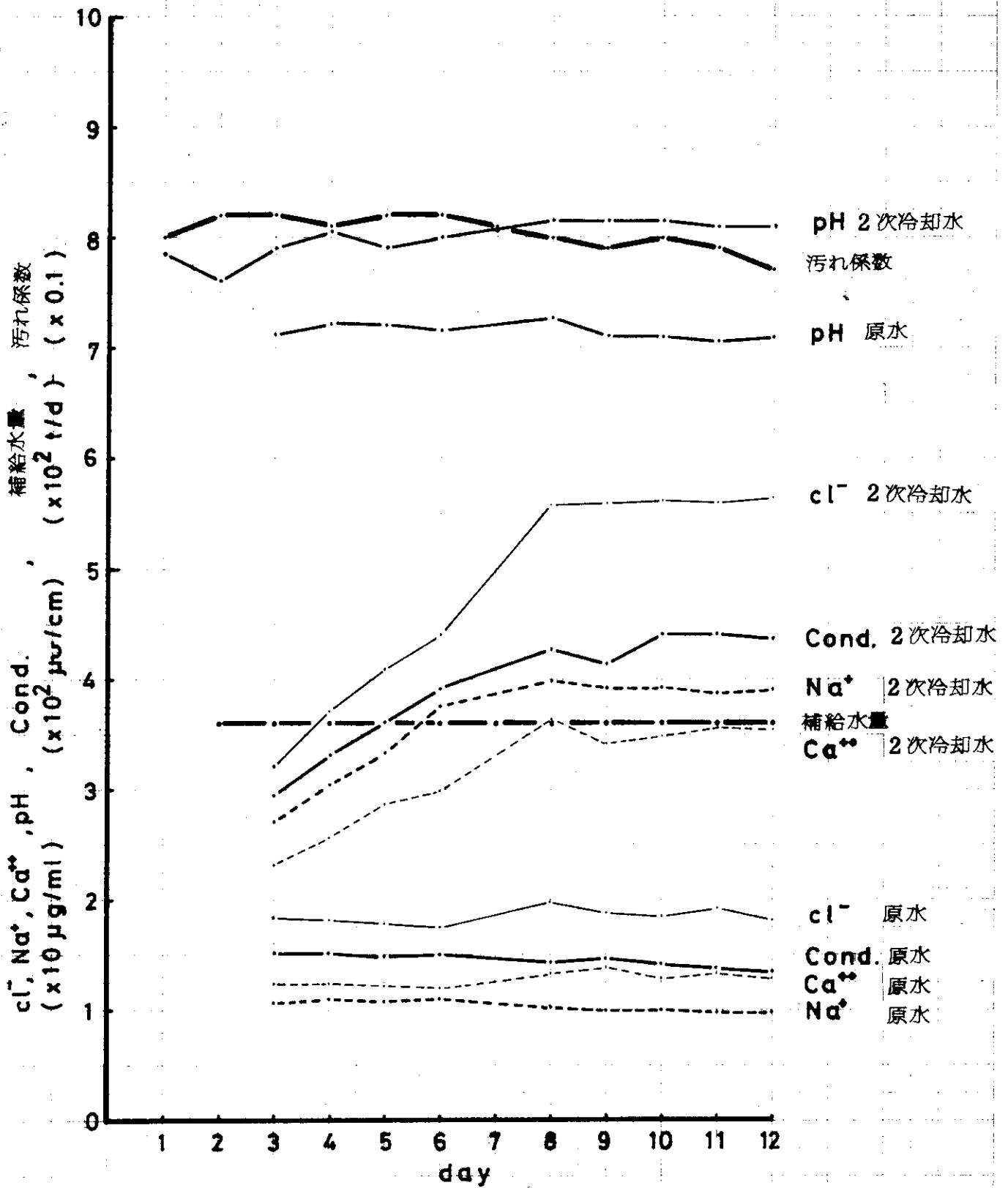


Fig. 2.4.6 Results of the secondary cooling water analysis in JRR-3

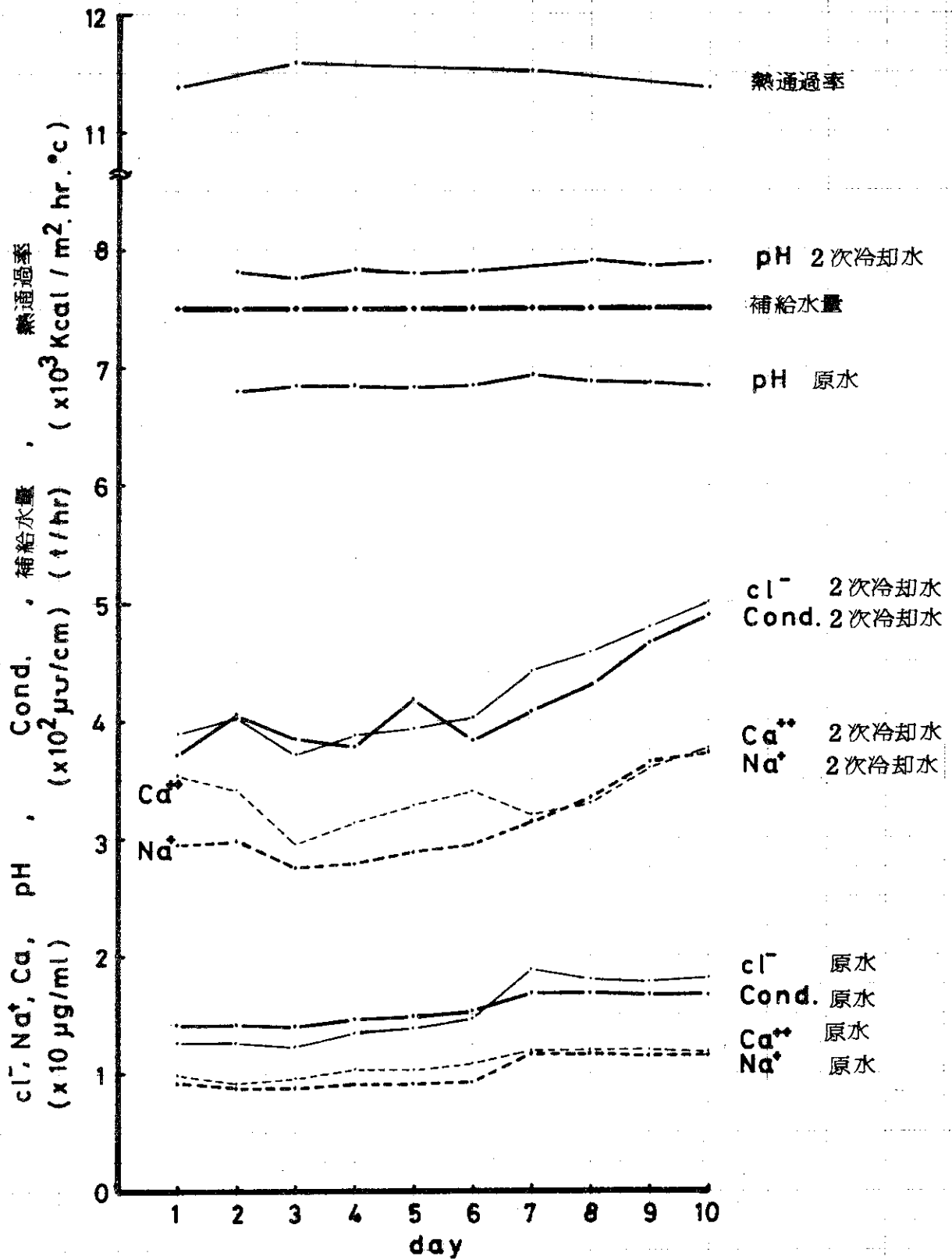


Fig. 2.4.7 Results of the secondary cooling water analysis in JRR-4

2.5 研究炉の利用

2.5.1 照射

55年度における研究炉の共同利用照射は、申込件数 984 件、キャプセル個数 1615 個であった。今年度は JRR-2 の大型バルブ交換作業及び JRR-3 の LTFL 撤去作業のため、JRR-2 にあっては 7 サイクル、また JRR-3 にあっては 11 サイクルと例年より少ない共同利用運転が行なわれた。このため JRR-2 の共同利用照射件数は前年の約 55 % に減少しているが、全体の共同利用照射件数は前年の約 96 % となっている。これは、JRR-2 の停止期間中においては、JRR-3 及び JRR-4 が本来の共同利用に加えて JRR-2 の補充的な目的を果たしたことを示すものである。特に JRR-3 では前年の約 2.2 倍の共同利用照射が行われた。

特徴的には、JRR-2 インコア 6A 孔における (n, r) 法によるモリブデン-99 生産が定常化し、(n, f) 法による生産方式からの移行が完了したこと、医療用イリジウム-192 ワイヤの製造照射が定常化したこと等が挙げられる。Fig. 2.5.1 に照射目的分野別の利用状況を示す。

1) JRR-2 における照射

燃料領域における計装キャプセルの照射は、インコア照射孔 4 孔、VT-1 及び VT-10 ~ 12 の垂直照射孔 4 孔の合計 8 孔において実施した。本年度の特徴としては長期照射の傾向が前年度に比べて一段と強くなってきており、特にインコア照射孔は 4 孔のうち 3 孔が 8 ~ 20 サイクルの長期照射キャプセルで占められており、年度をまたがって継続されるものが多くなっている。照射キャプセルの本数は、これら 2 年度にわたる継続キャプセルを含めて合計 53 本である。これらの照射実績を Table 2.5.1 に示す。

インコア 6A 孔においては、前年度から引続き整備を続けてきた (n, r) 法による Mo 照射装置の完成に伴い、モリブデン照射キャプセル 14 本、硫黄照射キャプセル 3 本の都合 17 本の照射を実施し、生産用 RI の製造に寄与した。6A 孔を除く燃料領域のキャプセルは合計 17 本で、無計装 4 本を除く 13 本は計装付き照射キャプセルで占められている。照射試料による内訳は、燃料関係 5 本、材料関係 8 本、RI 関係 2 本、その他 2 本となる。目的別の内訳を Table 2.5.2 に示す。これらのうち本年度新たに設置した VT-1 孔位置調整装置を用いた高温ガス炉用被覆粒子燃料照射キャプセル V 1F-24 H では、被覆粒子コンパクトの照射中の熱伝導度測定を行う目的から、縦方向の照射位置を変えて試料部温度を多ステップに設定して照射を行い、照射中のキャプセル位置調整の操作性の面から装置の有効性が確認され、所期の目的の照射データを得ることができた。また、動燃事業団からの受託調査として VT-11 孔を使用して実施した「計装燃料用高温熱電対の照射試験」では、タングステン・レニウム高温熱電対と耐熱気密端子の照射試験を実施し、 UO_2 ペレット中心最高温度が $2,000\text{ }^{\circ}\text{C}$ を超える高温域で延べ 747 時間の長時間に及ぶ安定した温度指示が得られ、 UO_2 ペレット中心温度の直接測定データとして有益なデータが得られた。これら計装照射キャプセルに関する照射試験の詳細については 4.3.7 項を参照されたい。

一般垂直孔照射では申込件数 33 件、キャプセル個数 55 個の照射を行った。照射件数、個数ともに前年度の約半分に減少している。照射目的別にみるとレーザー用線源作成、実験用などが 60 %、RI 生産用 25 %、放射化分析 15 % となっている。前年度 VT-2 で行った (n, f) 法 Mo の照射は今年度から (n, r) 法照射となりインコア 6A 孔へ移行して照射を行った。

JRR-2気送管においては、申込件数 211 件、キャプセル個数 332 個の照射を行った。この内 20 分以上の長時間照射は 17 件、17 個であった。目的別にみると例年のように放射化分析に利用しているのが全体の約半分を占めており、その他 RI 製造、炉材料、燃料の照射等が主な目的であった。

Table 2.5.3 に JRR-2 の利用状況を示す。

2) JRR-3 における照射

垂直孔における照射は申込件数 32 件、キャプセル個数 41 個であった。照射の特徴は低フルエンス、高カドミ比の特性を生かした放射比分析を目的とした照射が目立つことである。照射目的別に分けると放射化分析と RI 生産用の 2 項目に分かれ、それぞれ 50% であった。

気送管においては、申込件数 266 件、キャプセル個数 382 個の照射を行った。このうち 1 時間以上の長時間照射は 89 件、115 個であった。目的別にみると放射化分析が約半分を占めており、その他 RI 製造、オートラジオグラフィ、FP の研究等に利用されている。特に HP-3 の低フラックス、高カドミ比の特性を利用した、鉄鋼中のボロン分布の測定実験などが増えてきている。

Table 2.5.4 に JRR-3 の利用状況を示す。

3) JRR-4 における照射

JRR-4 における照射は計画通り 41 サイクル行い、申込件数 413 件、キャプセル個数 739 個であった。照射利用はここ数年来増加の傾向にあり、(照射申込件数/照射キャプセル数)は一昨年度(284 件/398 個)、昨年度(391 件/719 個)に対し本年度は(413 件/739 個)であった。特に本年度は気送管におけるエピタキシャル領域での照射が数多く実施されたのが特徴的であった。照射目的別では、放射化分析(約 33%)、原子炉燃料材料(約 30%)で全体の 6 割を占め、ついでトレーサー用 RI の製造(約 9%)、生産用 RI の製造(約 4%)、照射損傷(約 4%)、放射線化学(約 4%)、その他の分野(約 16%)に利用されている。なおその他の分野では、ホットアトム化学、核化学、核物理など多岐の分野に利用されて、他の炉に比べての広い利用が実施された。

特殊な照射としては乾式再処理の工学的研究のため、 $\text{UO}_2\text{-LiF}$ (炉出力 350 KW, 50 分照射)の照射や、照射温度を調べるヒートラベル(示温素子)の照射などを実施した。また D、L パイプを使用して「シリコン単結晶への P のドーピング」を前年度より継続実施した。

生産用 RI 製造は金のグレイン、炭酸ナトリウム、炭酸カリウム、三酸化モリブデン、銅、硝酸ランタンの照射を行った。また医療用線源である ^{192}Ir の試験照射も実施された。

55 年度における照射装置別の利用状況を Table 2.5.5 にシリコンの照射実績を Table 2.5.6 に示す。

2.5.2 照射設備の保守整備

照射設備の定期自主検査は、JRR-2 については 8 月、9 月、10 月、JRR-3 については 7 月、8 月、9 月、JRR-4 については 6 月のそれぞれ原子炉の定期自主検査期間に実施し、その結果異常のないことを確認した。

またこの期間に各種照射設備の整備、改良等が行われた。それらの主要項目については次のとおりである。

(1) JRR-1 関係

- ① 共同利用実験用波高分析装置の整備 (4.3.4 項参照)
- ② 管理区域作業エリアの床張り替え工事
- ③ 計算機処理システムの整備

(2) JRR-2 関係

- ① (n, γ)Mo 生産用オンパワー照射装置の整備 (4.3.6 項参照)
- ② 均一照射装置の整備 (4.3.5 項参照)
- ③ 炉頂部計装設備の改修工事 (4.3.3 項参照)
- ④ 真空断熱式キャプセル温度制御装置の設置 (4.3.1 項参照)
- ⑤ VT-1, VT-11 孔用キャプセル位置制御装置の設置 (4.3.2 項参照)
- ⑥ VT 照射孔プラグおよびシンプルの更新
- ⑦ VT-9 照射孔用給排水装置の設置
- ⑧ 計装照射用データログシステム及び計装盤の整備 (第Ⅲ期)
- ⑨ インコア及び VT-1 キャスクの改良
- ⑩ 計装キャプセル組立架台の増設
- ⑪ VT-11 孔用計装照射プラグの製作
- ⑫ ホットケーブル内気送管ステーション及びマニプレータのオーバーホール
- ⑬ 気送管及び時間照射用キャプセルの簡易化

(3) JRR-3 関係

- ① RI 排出口の屋根の工事
- ② ホットケーブルのマニプレータの更新

(4) JRR-4 関係

- ① 試料開封装置の製作
- ② 放射線検出器の照射試験用照射筒の交換

2.5.3 実験

1) JRR-1 における実験

JRR-1 地下実験室は、共同利用実験室として、所内外に開放し、各種の実験や訓練などに利用されている。

継続的に行われている実験としては、低レベル処理処分研による廃棄物のプラスチック固化物の耐水試験(2件)及び、放照協による照射済シリコンのエッチング及びCoモニタの測定等(3件)がある。その他照射済キャプセルの開封詰替、照射済試料の γ 線スペクトル分析、炉修保物専門課程実験、外部業者の放射線従事者訓練などが随時行われた。

55年度における利用実績は、実験件数 32 件、延実験日数 653 日であった。

2) JRR-2 における実験

水平実験孔には7基のビーム実験装置が設置されており、HT-1(TUNS)が東北大と阪大で交互に使用されているほかは、固体物理第1研、同第3研及び東大物性研がそれぞれ専用で運転管理を行っている。本年度はいずれも運転サイクルに対し100%の利用が行われた。

Table 2.5.7 にその利用状況を示す。

3) JRR-3 における実験

水平実験孔には、低温ループ 2 基、ビーム実験装置 5 基が設置されているが、H-2 (LTFL) は昨年度に実験を終了し、本年度から 56 年度にかけて撤去に関する諸手続及び工事が行われた。H-7 (ND-1) 及び H-8 (POLTO) が各大学と原研で交互に使用するほかは、固体物理第 2 研、分析センター、ホットラボ、東大物性研が、専用に運転管理を行っている。このほか He 系には炉計測研によるカバーガスモニタ試験装置が設置されている。

利用実績としては、H-6 (NCGF) が実験を停止しているほかはほぼ順調に実験が行われた。Table 2.5.8 にその利用状況を示す。

4) JRR-4 における実験

JRR-4 は例年通り、原子炉の特徴を利用した各種の実験が行われた。 ^{10}B 比例計数管の照射寿命試験、高温中性子検出器の長期照射試験、トリチウム放出挙動実験、空洞室内散乱実験、 ^{16}N に関する遮蔽実験等はほぼ全サイクルを通して行われた。その他多くの実験が断続的に行われたが、いずれもこれまで実績のあるものであった。

Table 2.5.9 に JRR-4 における実験利用状況を示す。

Table 2.5.1 Result of irradiation on VT-1, Incore

サイクル No	01	02	03	04	05	06	07	08	09
照射孔	4.21 ~ 5.2	9.29 ~ 10.10	10.20 ~ 10.31	11.10 ~ 11.21	12.1 ~ 12.12	1.19 ~ 1.30	2.9 ~ 2.20	3.2 ~ 3.13	3.23 ~ 4.3
6 A	ICR-M(2) ICR-S(2D) (RI) Mo ₂ S	ICR-M(4) ICR-S(2) (RI) Mo ₂ S		ICR-M(4) ICR-S(2) (RI) Mo ₂ S	ICR-M(5) ICR-S(23) (RI) Mo ₂ S	ICR-M(7) ICR-S(8) (RI) Mo ₂ S	ICR-M(9) ICR-S(10) (RI) Mo ₂ S	ICR-M(12) ICR-S(13) (RI) Mo ₂ S	ICR-M(14) ICR-S(15) (RI) Mo ₂ S
In-core	ICM-2 H (高材) Gr	ICM-23 H (材物) Mo		ICM-34 H (高材) Gr	ICM-24 H (黒鉛) Gr	ICM-24 H (黒鉛) Gr	ICM-24 H (黒鉛) Gr	ICM-24 H (黒鉛) Gr	ICM-24 H (黒鉛) Gr
6 B	0.62				0.40	0.30	0.40	0.40	0.40
6 C									
6 D	ICF-28 H (Th) C.P.F (Th+U) Q								
計装 (吊)	0.26								
VT									
- 1									
計装									
VT-10 (計装)	VOF-2 H (燃照) C.P.F (UO ₂) 0.11								
VT-11 (計装)	VOM-5 H (燃物) Li ₂ O 0.0								
VT-12 (計装)	VOM-6 (材工) ハステロイ 0.13								
合計反応度	1.94			2.41	2.76	1.76	2.66	2.80	2.16

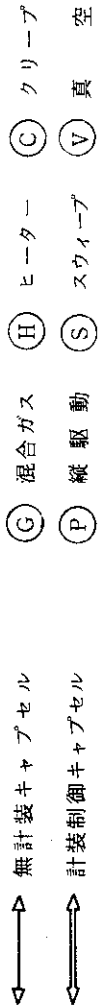


Table 2.5.2 Irradiation experiment results at JRR-2 fuel region

テーマ	年度											計
	1971	1972	1973	1976	1977	1978	1979	1980				
核融合炉	2	3	4	3	3	4	3	2				24
多目的高温ガス炉	4	8	5	2	2	4	8	10				43
高速増殖炉, 転換炉	5	1	1	0	0	0	0	1				8
原子炉圧力容器	6	6	5	0	1	1	1	2				22
軽水炉燃料	2	2	3	0	2	3	0	0				12
RI生産	17	18	10	9	11	13	13	19				110
基礎研究	7	8	4	5	2	3	1	0				30
その他の	1	1	2	2	5	6	3	0				20
計	44	47	34	21	26	34	29	34				269

Table 2.5.3 Summary of in-pile irradiation (JRR-2)

サ イ ク ル 照 射 孔	件 数 個 数	所 内						所 外		合 計	
		サイクル照射				Pnによる 長時間照射 20min <	Pnによる 短時間照射 20min >	サイクル 照射 VT-4 5.7.8.9	Pnによる 短時間照射		
		インコア 6A 6B 6C 6D	VT-1	VT-10 VT-12	VT-4 5.7.8. 9						
1 (4/21~5/2)	件数	2		1	1		8	2	16	30	
	個数	5 (3)		3 (2)	5 (4)		9	2	33	57 (9)	
2 (9/29~10/10)	件数										
	個数		大型バルブ交換作業遅延								
3 (10/20~10/31)	件数		のため原子炉運転なし								
	個数										
4 (11/10~11/21)	件数	5	2	2	6	3	6	1	6	31	
	個数	5	5	2	6	3	7	2	17	47	
5 (12/1~12/12)	件数	4	0		1	3	6	4	16	34	
	個数	6 (2)	5 (5)	2 (2)	6 (5)	3	6	4	35	67	
6 (1/19~1/30)	件数	3			1	1	8	4	25	42	
	個数	6 (3)		2 (2)	5 (4)	1	17	4	30	65	
7 (2/9~2/20)	件数	3	1		8	1	4	2	48	67	
	個数	6 (3)	1	1 (1)	8	1	10	2	69	98	
8 (3/2~3/13)	件数	3	0	1	1	8	8		35	56	
	個数	6 (3)	1 (1)	2 (1)	5 (4)	8	11		63	96	
9 (3/23~4/3)	件数	0	2			1	1	2	7	13	
	個数	3 (3)	2	2 (2)	4 (4)	1	1	2	7	22	
合 計	件数	20	5	4	18	17	41	15	153	273	
	個数	37	14	14 (0)	39 (2)	17	61	16	254	452	

Table 2.5.4 Summary of in-pile irradiation (JRR-3)

サイ イ ク ル	照 射 孔	所 内			所 外			合 計
		サイクル照射 (1C<) VR ・ VG	Pnによる 長時間照 射(1hr <) HP-1.3	Pnによる 短時間照 射(1hr >) HP-2	サイクル照射 (1C<) VR ・ VG	Pnによる 長時間照 射(1hr <) HP-1.3	Pnによる 短時間照 射(1hr >) HP-2	
1 (4/14~4/25)	件数		2	2			7	11
	個数		2	2			9	13
2 (5/5~5/16)	件数	2	11	9	1	1	4	28
	個数	2	12	9	1	2	5	31
3 (5/26~6/6)	件数		10	7	1		15	33
	個数		13	12	2(1)		28	55(1)
4 (6/16~6/27)	件数	1	9	11	4	4	13	42
	個数	1	10	21	5(1)	8	18	63(1)
5 (9/15~9/26)	件数	5	7	2	5		27	46
	個数	5	8	2	6		31	52
6 (10/6~10/17)	件数	2	8	3	0	2	6	21
	個数	2	8	3	2(2)	2	6	23(2)
7 (10/27~11/7)	件数	3	3	4	0	3	9	22
	個数	3	4	4	1(1)	7	28	47(1)
8 (11/17~11/28)	件数	2	5	1	0	2	12	22
	個数	2	6	1	1(1)	4	14	28(1)
9 (12/8~12/19)	件数	2	2	2	0	2	26	34
	個数	2	2	2	1(1)	5	38	50(1)
10 (1/12~1/23)	件数	2	8		1	2	5	18
	個数	2	10		2	2	7	23
11 (2/2~2/13)	件数		5	1	1	3	11	21
	個数		6	1	1	4	27	39
合 計	件数	19	70	42	13	19	135	298
	個数	19	81	57	22(7)	34	211	424(7)

Table 2.5.5 Summary of in-pile irradiation (JRR-4)

月	照射孔	所 内			所 外			合 計
		Tパイプ	Sパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	気送管	
4	件数	7	6	1	14		3	31
	個数	21	6	2	14		12	55
5	件数	25	5	4	12		1	47
	個数	65	9(2)	36	12		5	127(2)
6	件数	定期自主検査						
	個数	定期自主検査						
7	件数	34	7	3	19	2		65
	個数	52	9	42	22	2		127
8	件数	28	5		23	1		57
	個数	48	5		25	1		79
9	件数	13	4		23	1		41
	個数	24	5		26	1		56
10	件数	19	4	1	23	1		48
	個数	30	4	4	30	1		69
11	件数	16	3		13			32
	個数	37	10		17			64
12	件数	4	1		10			15
	個数	11	1		11			23
1	件数	7	1		31	1		40
	個数	14	1		37	1		53
2	件数	14	3	1	18	1		37
	個数	29	6	9	40	2		86
3	件数	炉修専用実習運転及び						
	個数	モックアップ装置据付						
合計	件数	167	39	10	186	7	4	413
	個数	331	56(2)	93	234	8	17	739(2)

注) ()内の数値は継続個数を示す。

Table 2.5.6 Result of silicon irradiation

月	D パイプ		L パイプ	
	本数	重量(kg)	本数	重量(kg)
4	35	74	18	67
5	21	44	20	80
6	-	-	-	-
7	17	36	10	40
8	30	63	20	80
9	21	44	11	39
10	31	65	21	84
11	22	46	24	96
12	9	19	7	23
1	20	42	13	40
2	21	44	15	52
3	-	-	-	-
計	227 本	477 kg	159 本	601 kg

* D および L パイプの合計重量 1078 kg

Table 2.5.7 Utilization of experimental facilities in JRR-2

実験装置	研究テーマ	設置者	利 用 実 績		
			サイクル	実 験 内 容	
HT-1	TUNS	中性子散乱によるスピンドイナミックスの研究 金属合金の中性子散乱による研究	阪大	1. 5. 6	磁場中におけるMnPの磁場中の相転移の研究
				4	Fe ₃ Ptのスピソ波及び格子振動の測定を行う
				7	異方析出したGPゾーンを持つAlCu合金のフォソソ
				8	強磁性非晶質合金のスピソ波スペクトルの測定 (Fe Cr PO)
HT-2	DMNS	中性子線及びX線による物性の研究	固体物理第3	1	①C ₂₄ kのインターカレーション② {N(CH ₃) ₄ } ₂ CuCl ₄ の相転移の測定
				4	鋼板の集合組織測定
				5	①TiMoのW析出相による散漫散乱 ②鋼板の集合組織
				6. 8. 9	Fe Cr合金の析出実験
				7	ステンレス (SUS-304) の集合組織の測定
HT-6	PANSI	偏極中性子解析による物性の研究	東大	1	偏極中性子を用いて、均一磁場中において回転させ分解能を充分あげる方法
				4	ホイスラー (CuMnAl) 合金の構造回折
				5	中性子スペクトル変調装置開発のための基礎的データを得るため標準試料を用いて非弾性散乱実験を行う。
				6	①試料 (Mn Zn) に中性子をあて散乱を観測 ②マグネットを用いて磁性体の研究
				7	三軸型非偏極中性子法によるエネルギー分析及び偏極中性子を用いたTOF法による微細エネルギー分析
				8	原子炉から出る中子のスピソを変調させ、それを試料に当てて、その散乱中子のエネルギー変化、偏極状態の変化から物性を研究する。
HT-8	ISSP-ND-1	中性子散乱による物性の研究	東大	1	三軸型スペクトロメータによる固体内ercitationの測定
				4	磁性体の微視的構造の研究
				5	液体ヘリウム温度における三軸型中性子回折装置による強磁性体の研究
				6	試料(K ₂ Cu F ₄) に中性子をあて散乱を観測しスピソ相図を調べる。
				7	二軸型回折装置によるパウダーパターンの温度変化の分析
				8	硫化銀 (Ag ₂ S) の高温における散漫散乱の測定
HT-10	CTNS	中性子線及びX線による物性の研究	固体物理第3	1	Mn ₂ Sbの磁気非弾性散乱
				4	マンガン化合物の磁気散乱
				5. 8	マンガン化合物・合金の磁気散乱
				6	Mn _{2-x} Cr _x Sb の磁気励起
				7	Mn ₂ Sbのスピソ波分散関係の測定
HT-11	中性子トポグラフィ装置	重イオンによる固体物理の研究	固体物理第1	1	PG (熱分解黒鉛) 単結晶で単色化した熱中性子線束を用いてSi単結晶の複結晶法による干渉実験を行う。
				4. 5.	PG (熱分解黒鉛) のブラック反射で単色化した熱中性子線束を用いて種々の銅合金、その他の回折写真 (トポグラフ) を撮る。
				6. 7	
				8	PGのブラック反射で単色化した熱中性子線束を用いて、Si結晶による動力学的回折、小角散乱の実験を行う。
				9	PGの単結晶でブラック反射した単色熱中性子線束を用いてSi、Geなどの良質の単結晶を用いた干渉計実験を行う。
HT-14	PTNS	中性子線及びX線による物性の研究	固体物理第3	1. 6	析出型合金の中性子小角散乱
				4. 5	中性子小角散乱装置の調整
				7	① ②析出型合金による中性子小角散乱
				8	Fe合金 (Cr, Al) による小角散乱予備実験
				9	Al, Cu, Fe合金による小角散乱測定

Table 2.5.8 Utilization of experimental facilities in JRR-3

	実験装置	研究テーマ	設置者	利 用 実 績					
				サイクル	実 験 内 容				
H-2	LTFL	核エネルギーによる水素製造に関する研究	高崎研	1~11	実験終了				
H-3	ISSP I ND I II	中性子回析法による物性の研究	東 大	1	Rb ₂ CoF ₄ の弾性散乱実験による磁化の測定				
				2.5	Mn ₃ Snの結晶構造及び磁気構造解析				
				3	固体で規則状態を示す液体2元合金系を液体中で中性子線により構造を解析する。具体的には構造の組成依存性、温度依存性を測定する。				
				4	KFe ₂ S ₂ のプロファイル・アナリシスによるFeの磁気構造因子の回析				
				6	Mn ₃ Zn合金、ホイスラー合金の構造回析				
				7	磁性体の微視的構造の研究				
				8	磁性体及び誘電体の相転移を中性子弾性及び準弾性散乱法によって調べる。試料は液体ヘリウム温度より約500°Cの温度範囲に可変する。				
				9	液体半導体の中性子回析、石英容器に真空封入した試料を高温で測定する。				
				10	2次元磁性体の相転移を中性子散乱法によって調べる。				
				11	低温(液体ヘリウム、液体チッ素)で磁気構造を決定する。				
				H-4	中性子ラジオグラフィ装置	照射後試験法の開発	ホットラボ	1.6	実験停止
2.3	各種物質の撮影(炉修実験のための準備)								
4	炉修一般課程(AJ(B)のための実験								
5	Kodak CA 80-15Bによるトラック・エッチ法の実験								
7.8	BNコンバータによるトラック・エッチ法の実験								
9	マグネット・ブロック45°4方向の撮影								
10	特性測定								
11	撮影								
H-5	LHTL	極低温における金属の照射損傷の研究	固物2					1.2.4.5.8.9.11	F-C点検及び低温照射実験
								3	実験停止
								6.7.10	F-C点検
H-6	NCGF	中性子捕獲γ線スペクトロメトリー分析化学的応用	分析センタ	1~11	実験停止				
H-7	ND-1	小角散乱による合金の研究(東北大) 中性子線及びX線による物性の研究(固物3) 金属合金の磁気構造の研究(阪大)	東北大	1	Ta-Dによる構造解析並びにSrCrOの磁気構造解析を行う。				
			阪大	2	CuMn単結晶を使って中性子の散漫散乱の逆格子空間での分布を測定する。				
			東北大	3	Fe _{3-x} MnxSiの磁気構造の研究				
			阪大	4.8	液体チッ素温度でCr合金のSDWを測定する。				
			固物3	5.6.11	酸化物の回析				
			東北大	7	V-Ti-Dをチッ素温度で測定構造解析を行う。				
			東北大	9	Mn ₃ Geを高温で測定し、構造解析を行う。				
			阪大	10	FeNiMn合金の磁気散漫散乱の測定からMnの磁気モーメントを測定する。				
			H-8	POLTO	偏極中性子回析による磁気散乱の測定(阪大) 強磁性体の偏極中性子回析(東北大)	東北大	1	非晶室強磁性体Co-Vの構造解析を偏極中性子回析により行う。	
						阪大	2	磁場によって誘起された磁気モーメントの波と歪波との干渉項を液体チッ素温度で測定する。	
東北大	3	偏極中性子回析によるFe ₂ O ₃ の微粒子の小角散乱による研究							
阪大	4.5.8	FeNiMn合金の磁気散漫散乱の測定からMnの磁気モーメントを測定する。							
阪大	6.11	Fe-Zrの偏極中性子回析による研究							
東北大	7	Co-Vをチッ素温度で偏極中性子回析を行う。Mn ₃ Snを室温にて行う。							
	JRR-3カバースペクトロメーター試験装置	原子炉計測に関する研究	炉計測	2~7	カバースペクトロメーター・ガンマ線モニターの開発試験				
				9					

Table 2.5.9 Utilization of experimental facilities in JRR-4

利用施設		利用者	実験内容	利用実績		
				実施サイクル	実験日数	
照射筒	Dパイプ	放射協	中性子照射によるSi単結晶への ³¹ Pのドーピング	1~12 15~18 20 22~24 26~33 35~39	91	
	Lパイプ			1~12 15~20 22~24 26~33 35~39		
	気送管	通研	エピサーマル領域における放射化分析の検討	2~4. 9	4	
分析センター		岩石の熱外中性子放射化分析	6. 7	2		
放射化学研		低温における反跳トリチウムの挙動実験	8. 9. 11. 12 26 36	6		
実験施設	No. 1 プール	原子炉計測研	¹⁰ B 比例計数管の照射寿命試験	1~12. 14~41	153	
		計測研	高温用CICの照射試験	25~41	64	
		原子炉研修所	炉出力測定	10. 13~15 17. 21	21	
		JRR-4管理課	CIC性能検査	22. 26	2	
		放射化学研	中性子束測定	10	1	
	リドタンク	原子炉計測研	高温中性子検出器の長期照射試験	1~9. 12 14~41	143	
		大学開放研	¹⁵² Euによる長崎原爆中性子フルエンス推定実験	10. 39		
	散乱実験室	船研	空洞室内散乱実験	1. 2. 6~12 15~21 34~39	76	
	ループ	3 H ループ	放射化学研	トリチウム放出挙動実験	5~12. 15. 17. 19. 20. 22~24 26~28. 30~33 35~39	67
		16 H ループ	船研	誘導放射能 ¹⁶ Nに関する遮蔽実験	1~5. 11 18~33	79
その他	炉心タンク内	JRR-4管理課	CICの受入検査	34	1	
		原子炉研修所	原子炉雑音測定	10. 25. 29. 37 40 41	16	



Fig. 2.5.1 Classification of irradiation purpose in research reactors

3.1 運転管理

3.1.1 運転状況

1) 運転計画

昭和55年度の運転計画は、照射計画調整会議で承認された30件に前年度繰越分18件を加えた計48件の照射後試験需要と、研究炉及びJMTRの運転、照射計画、JRR-3金属天然ウラン使用済燃料の乾式保管、排気1系統フィルタユニット更新工事に伴うモニタリングケーブル内装機器類解体撤去、汚染除去、他ケーブル・セルの定期自主検査等の保守整備を勘案し作成した。

これらの内、照射後試験需要は、(1)多目的高温ガス炉燃料の研究開発、(2)軽水炉構造安全性に関する試験研究、(3)使用済燃料の安全性研究である。多目的高温ガス炉燃料については、OGL-1第1次～第4次燃料体等の照射挙動研究であり、これは昭和56年～58年に予定されている実験炉の設計及び安全審査資料を用意するためのものである。これら多岐にわたる照射後試験と保守整備関係作業を効率良く実施できるよう計画書の作成を行った。Table 3.1.1に55年度ホットラボ使用計画(東海)を示す。

2) 運転実績

55年度の利用申込件数の前年度繰越と新規件数の内訳をTable 3.1.2に示す。55年度の利用申込実績は31件で、前年度繰越分18件を加え、ほぼ年度当初の予定どおりであり、利用申込のうち所内利用が全体の98%を占めた。試験内容では多目的高温ガス実験炉の安全性研究の一環としてJMTRで照射が進められたOGL-1燃料体などの輸送が前年に完成した輸送容器(JMHL-78Y-15T)により順調に搬入され、冶金ケーブルを中心に約60項目にもおよぶ試験項目を実施している。使用済燃料のモニタリングは、NSRR、JRR-2及びJRR-3使用済燃料の高燃焼度化に伴う安全性確認試験を行い、また軽水炉圧力容器鋼材の監視試験はJPDR及び原電敦賀炉について実施した。申込件数について申込先比率をFig. 3.1.1に、試験内容別比率をFig. 3.1.2に、また原子炉別比率をFig. 3.1.3に示す。

施設の保守、整備関係では、JRR-3金属天然ウラン使用済燃料の乾式保管及び排気1系統フルタユニットの更新工事を56年度実施するにあたり、モニタリングケーブルの内装機器等の解体撤去作業は廃棄物容器の作製、遠隔除染に引続き、今年2月より開始した。次年度からはケーブルの除染作業、乾式保管のための内装機器の組込、モックアップ試験が行なわれる。

3.1.2 主な試験

1) 研究炉、JMTR 照射試料の照射後試験

① 多目的高温ガス炉用燃料の照射後試験では、JMTR照射OGL-1燃料体4件、ガススイープキャプセルなど6件、JRR-2照射のアメーバ効果キャプセル等及びトリウム燃料キャプセルなど6件の試験を行い、うち3件を終了した。OGL-1燃料体を含む多目的高温ガス炉燃料の照射後試験は、冶金ケーブルを中心に、メンテナンスケーブル、化学ケーブル、ウランマグノックスセル及びジュニアセルにそれぞれ専用の内装機器を設置し、約60項目にもおよぶ試験を円滑に進め有効なデータの収集を行っている。Fig. 3.1.4にケーブル・セル別内装機器配表を、Fig. 3.1.5にOGL-1燃料体照射後試験フローシートを、Fig. 3.1.6、Fig. 3.1.7に代表的なOGL-1第2

次燃料体の照射後試験結果を示す。

② 多目的高温ガス炉用材料の照射後試験は、JRR-2 照射キャプセル4件と OGL-1 炉内仕切管の5件の試料について実施し、うち2件を終了した。主な試験では耐熱合金材料の高温照射脆化の研究として Hastelloy X・XR の真空高温引張試験、常温引張試験及びシャルピ衝撃試験を終了した。また、鉄-炭素系合金材料の試験は、計装シャルピ試験、金相・硬度試験及び破面レプリカ膜の採取を終了した。OGL-1 炉内仕切管の寿命評価を行うため搬入された Hastelloy X の仕切管について、外観、寸法、内面検査及び金相・硬度試験を終了した。

③ 原子炉材料の照射後試験は、JPDR 圧力容器鋼材のサーベランス試験 (IAEA 共研) として計装シャルピ試験6件 (264本)、常温引張試験 (80本) を終了したのを始め、JMTR 照射の IAEA 共研軽水炉圧力容器鋼材の計装シャルピ試験等終了、 J_{1c} 試験装置の改良等を行った。

④ その他

RI 製造用インコア照射キャプセルの検査 (1件)、酸化リチウムペレットの照射後試験 (1件)、JRR-2 制御棒用電磁石の絶縁劣化調査 (1件)、照射済試料の区分、搬出 (2件) を終了した。

2) 使用済燃料のモニタリング

NSRR 炉心燃料 (3要素) は、前年度に引き続き、 γ スキャンニング、ペレットの外観、重要検査を実施した。

JRR-2 使用済燃料要素の燃焼度変更に伴う安全性確認試験として、7月に搬入された燃料要素1体について、外観検査、X線、水法検査及び γ スキャンニングを終了した。

JRR-3 使用済燃料体の燃焼度上昇に伴う健全性確認試験は11月に搬入されたために、モニタリングケーブルのオーバーホールに重なるため今年度は、燃料体、燃料棒及び構成部品の外観検査を行った。

3) 共同利用及び受託調査

① 実用炉鋼材モニタリング (受託調査)

原電敦賀炉圧力容器鋼材の監視試験 (第6回) は、9月より試験を開始し、モニタワイヤ測定、シャルピ試験及び引張試験を終了し、年度末現在報告書を作成中である。(契約期間56年5月末日)

② 動燃団との共同研究の軽水炉用 $PuO_2 - UO_2$ 燃料の照射挙動に関するキャプセル5件は、56年度末に完成予定の新輸送容器により、動燃 AGF へ輸送する予定で試料を保管している。

昭和55年4月
研究炉管理部

Table 3.1.1 Operation plan of caves cells

ケープ名	最大使用量 Ci	主な検査項目	使 用 計 画												備 考		
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3			
アスキヤンセル	5,000	アスキヤニンニグ			JRR-2	SF, JRR-3	SF										① 核燃料物質使用制限量 (kg) 天然ウラン及びその化合物 1,500 劣化ウラン及びその化合物 500 トリウム及びその化合物 1 濃縮ウラン及びその化合物 5%未満 300 3~20%未満 10 20%以上 400 プルトニウム及びその化合物 1 ② 核分裂性物質の最大使用量 (安全管理量 kg) 核 種 固 体 U-235 0.35 100 U-233 0.25 32 Pu-239 0.10 0.1 ③ その他保安上必要な事項 1) α-Tセルは使用停止 2) 変電設備定期検査 55.10 (全停電3日間) 3) 排気系フィルター交換 56.1 (排風機停止2日間) 4) 放射線モニタ定期検査 ① 5.5.5 (10日間) ② 5.5.11 (10日間)
ストレージ	100,000	貯蔵・保管															
モニタリング	100,000	X線ラジオグラフィ 外観検査 リーク試験															
ケープ	100,000	気送管試験輸送 切断 プレス加工															
メンテナンス	100,000	内装機器修理 試験機出入															
A	50,000	切断・解体															
B	30,000	外観検査															
C	30,000	寸法測定															
D	30,000	アスキヤニンニグ 寸法測定															
1~4	各10,000	気送管試験機 測定															
5~12	各500	硬度測定 金相試験															
1~6	5	真空ピロ試験機 常温引張試験機 気送管試験機輸送															
化学ケープ	10,000	EPガス捕集アスキヤン															
B	10,000	外観検査 粒子燃料分離															
L	500	粒子燃料試験機 外観検査															
R	500	外観検査															
1 (高純度)	5	ホルダ解体															
2	5																
3 (大字部研)	5	放射線分析															
4 (伊利用研)	5	JRR-2気送管試験機 輸送															

Table 3.1.2 Request and performed experiment in 1980

申 込 先	前年度 繰越 (1)	55年度 受付 (2)	受付累計 (3) (1) + (2)	処理累計 (4)	次年度 繰越 (5)	備 考
所 内						
「燃料工学部」	8	14	22	5	17	
材料物性研究室	3		3		3	核融合炉材料
燃料照射研究室	3	11	14	1	13	高温ガス炉用燃料
材料工学研究室	1	1	2	1	1	耐熱合金材料
トリウム燃料研究室	1	1	2	2		トリウム系燃料
燃料物性研究室		1	1	1		セラミック材料
「高温工学部」	1	4	5	4	1	
高温材料強度研究室	1	4	5	4	1	高温ガス炉用材料
「安全工学部」	4	5	9	4	5	
構造強度研究室	2	4	6	4	2	軽水炉安全性
NSRR 管理室	2		2		2	燃料モニタリング
燃料安全第2研究室		1	1		1	
「研究炉管理部」	5	4	9	1	8	
研究炉利用課	5	1	6		6	動燃受託
研究炉技術課		2	2		2	燃料モニタリング
JRR-2 管理課		1	1	1		制御機用電磁石
「材料試験炉部」		1	1		1	
照射第1課		1	1		1	OGL-1 炉内仕切管
「製 造 部」		1	1		1	
製 造 課		1	1		1	RI製造用キャプセル
「物 理 部」		1	1		1	
固体物理第3研究室		1	1		1	
所 内 の 計	18	30	48	16	32	処理率 33%
所 外						
原電 敦賀炉		1	1		1	鋼材モニタリング
所 外 の 計		1	1		1	処理率 0%
合 計	18	31	49	16	33	処理率 33%

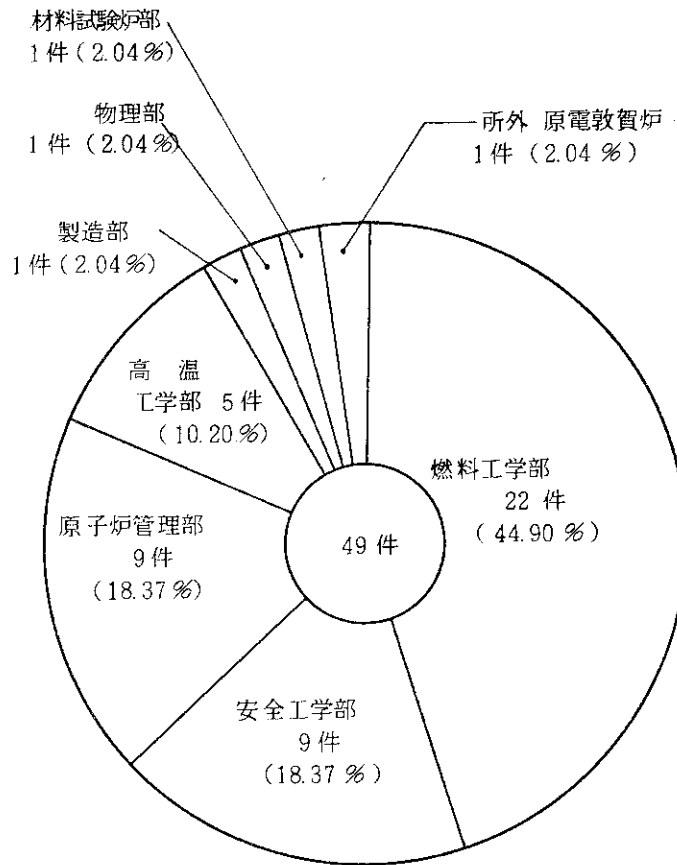


Fig. 3.1.1 Grouping of customers

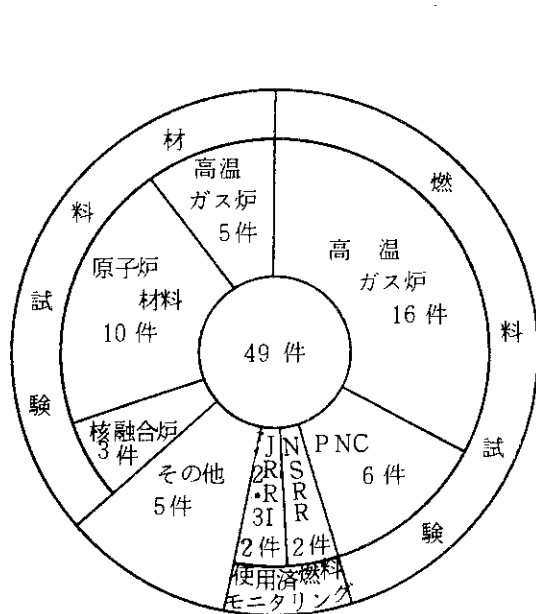


Fig. 3.1.2 Grouping of samples

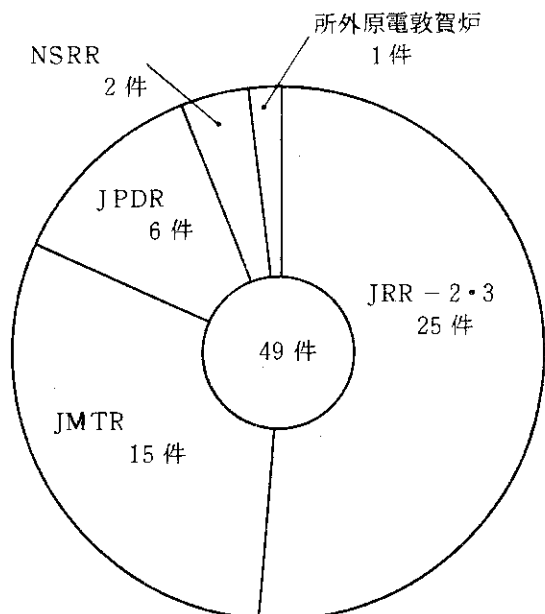


Fig. 3.1.3 Grouping of samples perreactors used for irradiation

ケーブル	モニタリング ケーブル	冶金A ケーブ	冶金B ケーブ	冶金C ケーブ	冶金D ケーブ	化学A, B ケーブ	ウラン, マグ ノックスセル	ジュニアセル
最大取扱量 ()変更前 単位 Ci	100000	50000 (10000)	30000 (5000)	30000 (5000)	30000 (2000)	10000	1~4 10000 5~12 5000	500
装置名	X線撮影装置 ペリスコープ 外観撮影装置	タイロット 切断機 燃料体解体 装置	外観撮影装置 ペリスコープ 重量測定装置 (3台) コンパクト 燃料寸法 測定装置	燃料体寸法 測定装置 ペリスコープ	アスキヤン ニング装置	被覆粒子 区分装置 電解々碎, 酸浸出試 験装置	マイクロ切 断機 研磨装置 (大口径用) 硬度計 顕微鏡	X線撮影 装置 外観撮影 装置 破壊試験 装置
	切断装置							

Fig. 3.1.4 The arrangement of in-cell equipments

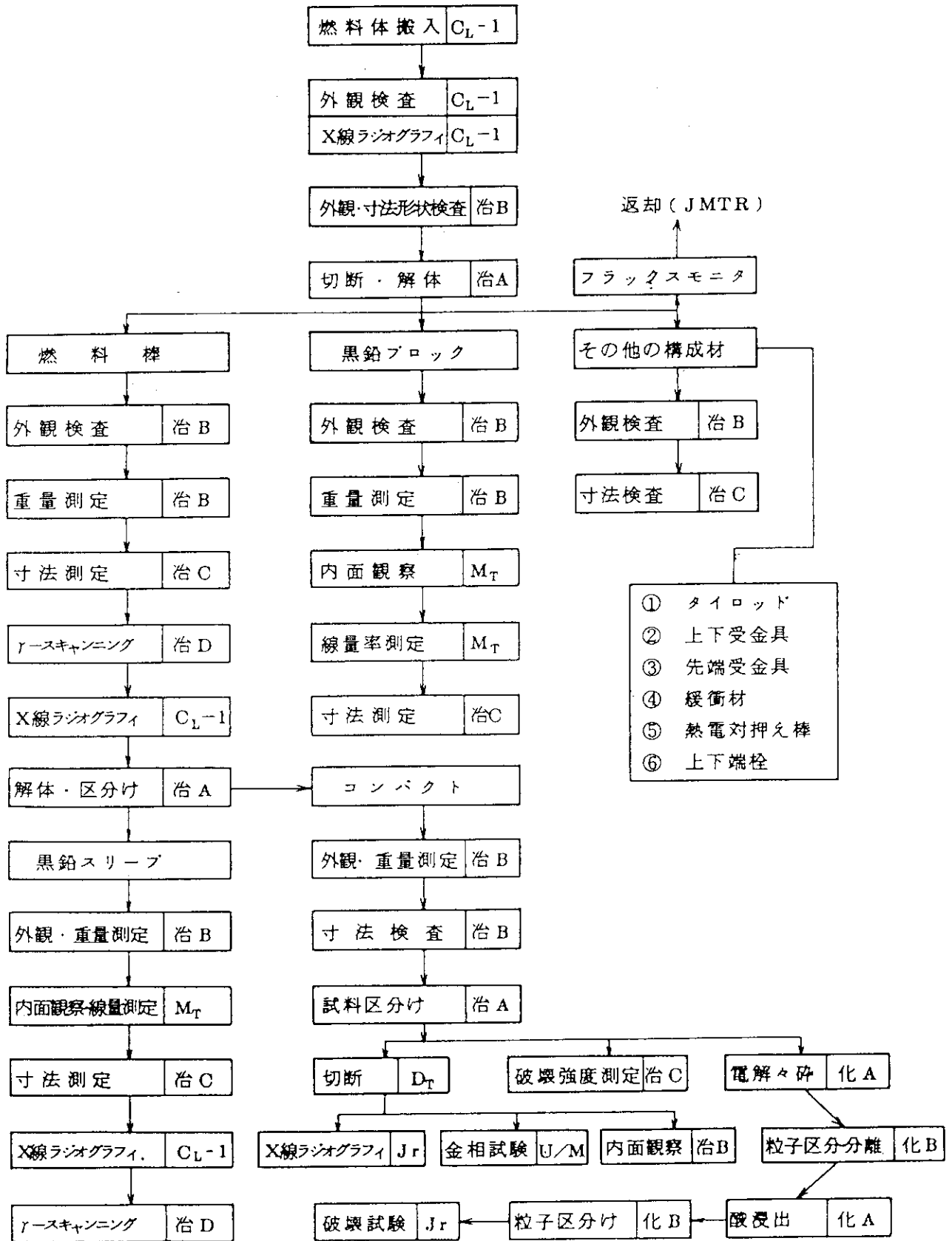
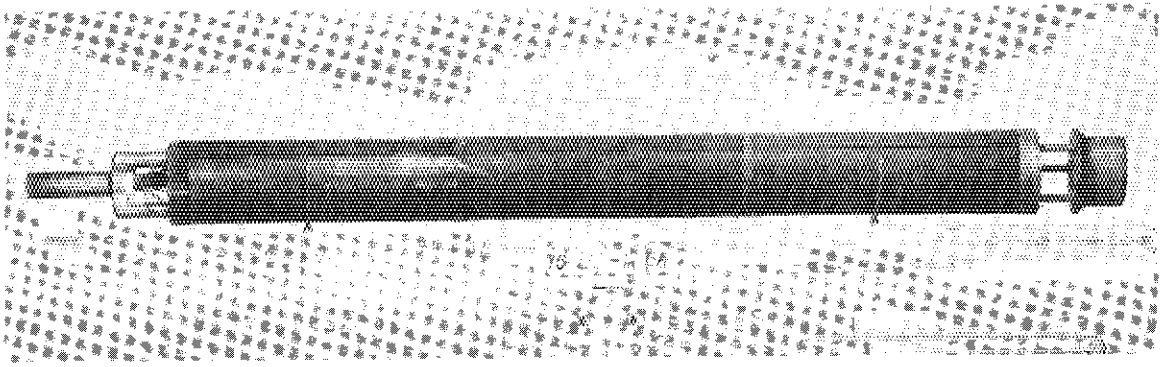
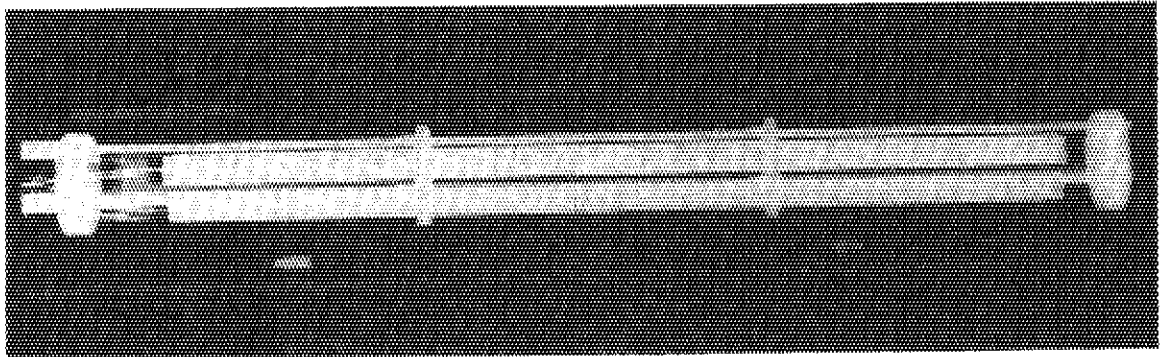


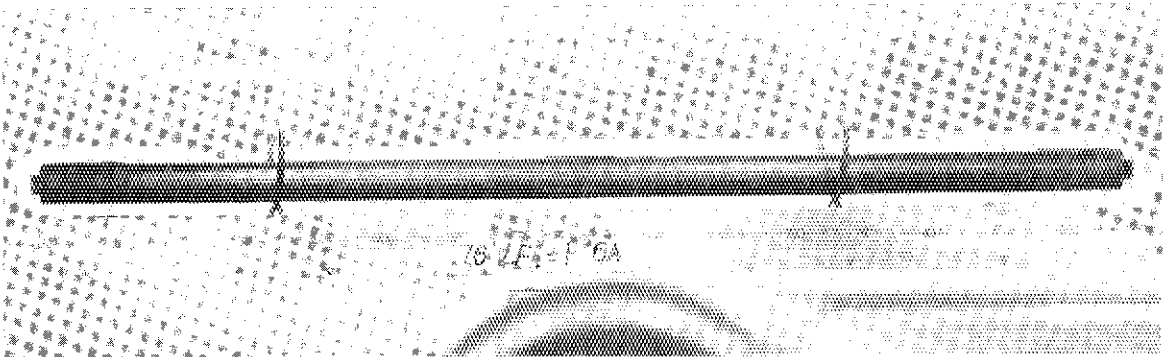
Fig. 3.1.5 Post-irradiation examination flow sheet of OGL-1 fuel assembly



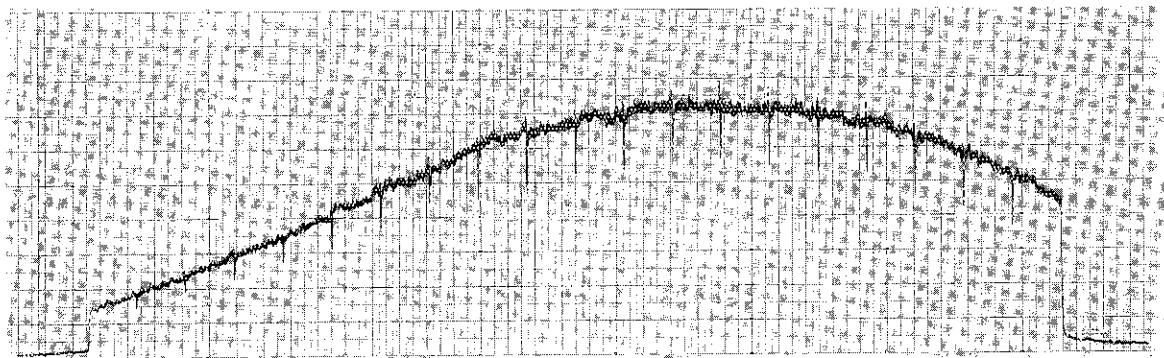
General appearance of fuel assembly



X-ray radiograph of fuel assembly

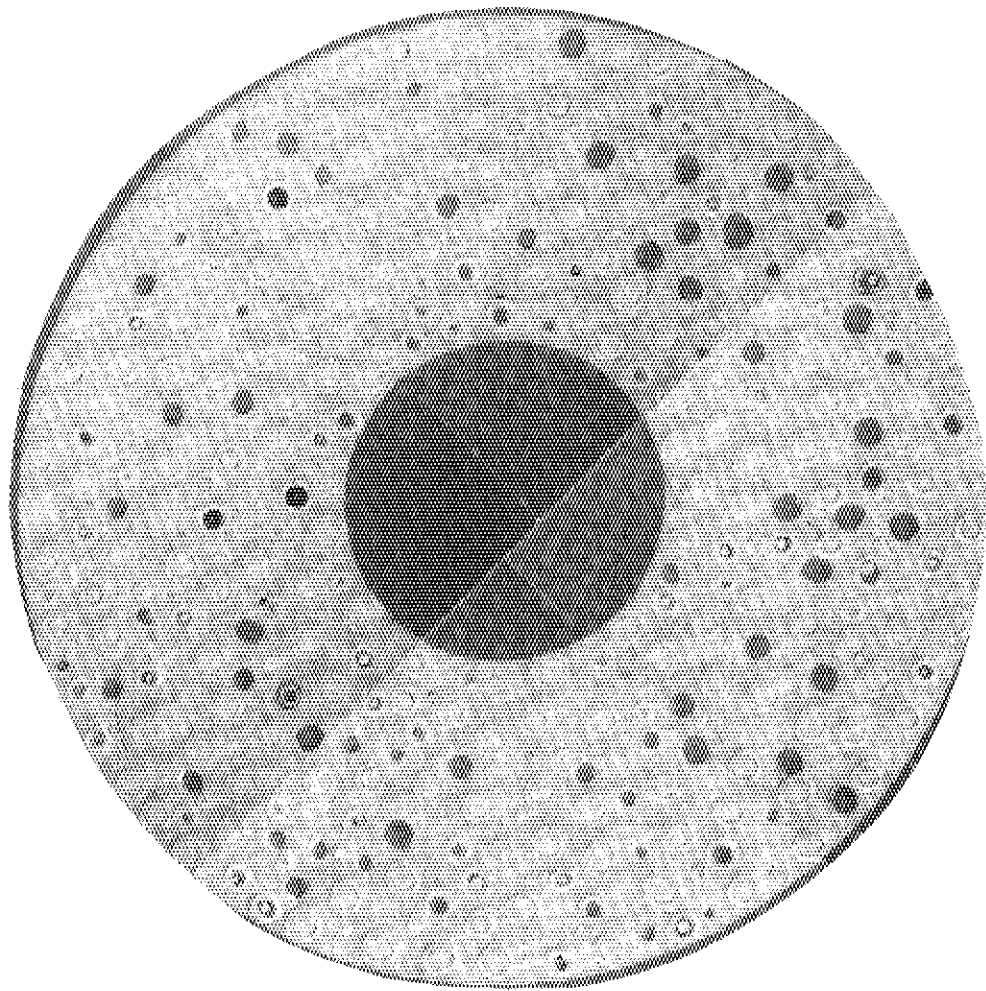


General appearance of fuel rod

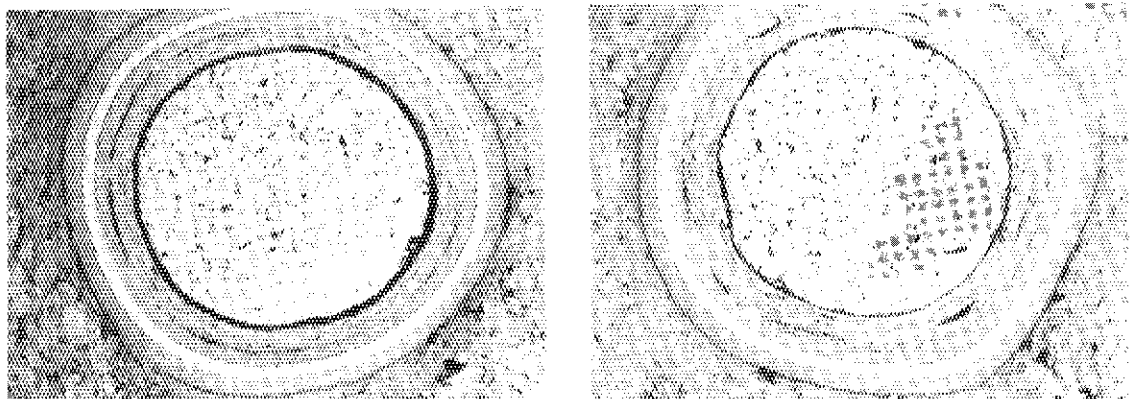


γ - scanning data of fuel rod

Fig. 3.1.6 Results of OGL-1 Fuel II PIE



Metallography of fuel compact



Metallography of coated particle

Fig. 3.1.7 Results of OGL-1 Fuel II PIE

3.2 保守整備

本年度の運転計画に基づき、施設の定期自主検査、内装機器の更新及び機器補修工作による内装機器の整備点検、治工具類の製作など、円滑な運転を行ううえで不可欠な業務をとどこおりなく実施した。本年度実施した主なるものは下記のとおりである。

- ① 鉛セル定期自主検査（56/4～5）及び鉛セル試料移送装置の更新
- ② 第1種管理区域床材の改善（6月）（鉛セル及びジュニアセル）
- ③ スチールセル定期自主検査及び計装シャルピ試験機のNK検定，ASTM規格にもとづくAMMRC標準試験片の検査の実施（56年7月）
- ④ 一斉指令アンプの交換（8月）
- ⑤ 冶金ケーブル背面，間仕切扉油圧シリンダパッキン交換（11月）
- ⑥ JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料乾式保管及び排気1系統フィルタユニット更新工事に係るモニタリングケーブルの整備（内装機器撤去）2月～

又、今年度の機器補修工作業務は機械工作関係77件，電気関係等修理作業28件及びマニプレータオーバーホール10件，故障修理32件であった。Table 3.2.1～3.2.4にマニプレータ故障実績を示す。

Table 3.2.1 Manipulator troubles by each types

マニプレータ機種	保有台数	オーバーホール	故障発生件数	$\frac{\text{故障発生件数}}{\text{合計件数}} \times 100$
M-H	11	4	6	18.7 %
M-7	15		3	9.4
M-G	1		2	6.3
M-8	16	5	6	18.7
M-9	19	1	13	40.6
M-8HD	1		0	0
E-HD	2		0	0
パワー	3		2	6.3
合計	68	10	32	100.0 %

Table 3.2.2 Defective parts list of manipulator

部位 (部品) 名称	故障発生件数	$\frac{\text{故障発生件数}}{\text{合計件数}} \times 100$
ワイヤ又はテープ	24	46.2 %
プーリ	3	5.8
手首	6	11.5
爪先	4	7.7
電気系統	6	11.5
その他	9	17.3
合計	52	100.0 %

Table 3.2.3 Causes of manipulator troubles
(Including presumptive cause)

故障原因	故障発生件数	$\frac{\text{故障発生件数}}{\text{合計件数}} \times 100$
劣化	20	74.1 %
部品不良	2	7.4
調整不良	2	7.4
組立不良	0	0
その他	3	11.1
合計	27	100.0 %

Table 3.2.4 Manipulator troubles on caves

ケーブル名	故障発生件数	$\frac{\text{故障発生件数}}{\text{合計件数}} \times 100$
冶金 A	2	6.3 %
” C	1	3.1
” D	1	3.1
MT	3	9.4
DT - 1	1	3.1
DT - 2	1	3.1
DT - 3	1	3.1
DT - 4	1	3.1
CL - 1	2	6.3
CL - 2	2	6.3
CL - 3	1	3.1
ST - 2	2	6.3
化学 A	1	3.1
” B	2	6.3
U/M 鉛 No. 1	1	3.1
” No. 6	1	3.1
” No. 7	3	9.4
” No. 8	2	6.3
St - No. 3	2	6.3
” No. 6	1	3.1
SH - No. 4	1	3.1
合計	32	100.0 %

3.3 汚染除去

本年度の施設汚染除去作業は、定常運転時における試料の搬入出、高レベル廃棄物の搬出及び内装機器の故障修理、点検等により14件（延日数20日間）が実施された。Table 3.3.1に除染作業の実績を示す。又JRR-3天然金属ウラン使用済燃料の乾式保管に係るモニタリングケーブルの整備及び排気1系統フィルタユニット更新工事を次年度実施するにあたり、今年度はモニタリングケーブル内装機器の解体撤去を行った。詳細については、本報4.4. ホットラボの技術編でのべる。

Table 3.3.1 Decontamination of caves and cells

実施期日	除染場所	除染目的	核種	程度 dpm/100cm ²	延人数			装備
					H.L	業者	放管	
4月9日 ～11日	除染室 M _T	鉛セル用プラグの除染 及び高レベル廃棄物搬出	FP	10 ⁴	12	13	4	エアラインスーツ
4月17日	M _T	NRGキャスクの除染	FP	10 ⁸	2	4	1	ビニールアノラック
5月1日 ～2日	化学 B J _r	装置試験準備	FP	10 ⁵	6	10	4	エアラインスーツ
6月9日 ～10日	鉛セル グリーンハウス	コンベア装置改修工事	Cs	10 ³	8	8	2	ビニールアノラック
7月9日 ～10日	St	シャルピ試験機定期点検	Fe Co	10 ⁵	6	8	2	エアラインスーツ
7月22日	地下排風機室	排水管トラップの除染	Fe	10 ⁵	3	4	1	ビニールアノラック
9月25日 ～26日	M _T	R-2燃料解体装置搬出	Cs	10 ⁵	4	10	2	エアラインスーツ
11月14日	M _T	仕切管切断装置搬出	Cs Co	10 ⁵	3	5	2	〃
11月25日	M _T	高レベル廃棄物搬出	Cs Co	10 ⁶	3	4	1	〃
12月19日	JrNo 5～7	破壊試験装置組込み	Cs	10 ⁵	2	4	1	〃
2月3日	M _T	高レベル廃棄物搬出	Cs Co	10 ⁶	3	4	1	〃
2月6日	U/M グリーン ハウス	内装機器類の修理	Cs	10 ³	5	9	1	ビニールアノラック
2月16日	M _T	ケーブル内フィルタ搬出	Cs Co	10 ⁵	2	4	1	エアラインスーツ
2月27日	M _T	高レベル廃棄物搬出	Cs Co	10 ⁵	3	4	1	〃
合計	(延日数 20日)				62	91	24	

3.4 放射線管理

3.4.1 概況

55年度ホットラボにおいて実施された主な放射線作業は、ケーブ・セル内の除染及びオーバーホール、ケーブ内装機器の解体撤去、OGL-1関係試料（燃料体と照射カプセル）の照射後試験とそれに伴う試料の搬出入作業、排気フィルタ交換などである。

これらのうち、放射線管理上注目される点について次にのべる。

① OGL-1関係では55年度中に燃料体が3回、カプセル等照射試料が4回、合わせて7回搬入された。運搬容器への放射性汚染の蓄積状況を把握するという観点から、容器搬入の都度、内容物の表面汚染検査を実施した。汚染核種としては、例えば燃料体表面のスミヤ検査では、 ^{51}Cr 、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{95}Zr - ^{95}Nb 、 ^{182}Ta 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 等が検出されており、その内の80%程度を ^{60}Co と ^{54}Mn がしめていた。

② モニタリングケーブ（ D_T 、 C_L 、 S_T ケーブ）の内装改修のため、同ケーブ内の架台と内装機器を解体撤去し、ケーブ内を除染する作業が56年2月から6月にわたって実施された。

ケーブ内立ち入り作業に先立って、マニプレーター操作による遠隔除染が実施された。その結果、立ち入り時のケーブ内線量率（架台上約10cm）は、 S_T ケーブで10～80mR/h（平均約20mR/h）、 C_L ケーブで5～60mR/h（平均約15mR/h）、 D_T ケーブで30～250mR/h（平均約80mR/h）であった。このレベルは、鉄板によるシャヘイ体の設置や除染の進行につれ漸次減少したが、解体・撤去と除染作業の全期間（2/9～6/30）における作業者の全身被曝線量は、最大488mrem、平均239mremで、総被曝線量が6,218人・remと従来の作業時に比べ多くなった。しかし、一応全作業者とも被曝線量は作業前に決めた計画被曝線量以内であった。

作業時のケーブ内空气中放射能濃度は、 10^{-12} ～ 10^{-9} μCi/cm²（β）であったが、作業者には汚染レベルに応じエアラインスーツの着用等適切な防護手段を講じたため放射性物質の内部吸収による被曝はなかった。

3.4.2 排出放射性物質の管理

① 放射性塵埃及びガス

メインスタックから排出された放射性塵埃のデータをTable 3.4.1に示す。年間総排出量は6.9μCiであった。また、サブスタックからの放射性塵埃の年間排出量は、 7.8×10^{-1} μCiであった。なお、放射性ガスの排出は検出されなかった。

② 液体廃棄物

ホットラボから廃棄物処理場に送られた放射性廃液のデータをTable 3.4.2に示す。年間の廃液総量は86m³、放射性物質量はβ放射能が94mCi、α放射能が0.55mCiでβのαに対する比は約170倍であった。

③ 固体廃棄物

廃棄物処理場に送られた固体廃棄物に関するデータをTable 3.4.3に示す。年間運搬総数は2,514個で、内訳は低レベル可燃性廃棄物が71%、低レベル不燃性廃棄物が22%、中高レベル廃棄物が6%、その他（フィルタ類、ドラム封入物等）が1%である。

3.4.3 被曝線量

ホットラボに関連する放射線作業者の年間被曝線量を Table 3.4.4 に示す。課室全体(職員+外来業者)の年間総被曝線量は 3,200 人・rem で、その内の約 90 % が外来業者によるものであり、大部分は、モニタリングケープ内装機器の解体・撤去の作業時に被曝したものである。

Table 3.4.1 Monthly releases of radioactive dust from Hot-Laboratory
(average concentration and amounts of radioactivity)

項目	55年				56年				合計			
	4	5	6	7	8	9	10	11		12	1	2
グ 一日平均最大濃度($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	4.3×10^{-14}	5.7×10^{-14}	5.5×10^{-14}	5.2×10^{-14}	4.1×10^{-14}	3.1×10^{-14}	4.4×10^{-14}	3.5×10^{-14}	7.6×10^{-14}	1.3×10^{-13}	6.4×10^{-14}	5.3×10^{-14}
ロ 月間平均濃度($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	1.7×10^{-14}	2.5×10^{-14}	2.2×10^{-14}	2.5×10^{-14}	2.3×10^{-14}	1.6×10^{-14}	1.6×10^{-14}	1.6×10^{-14}	2.1×10^{-14}	3.7×10^{-14}	$< 3.4 \times 10^{-14}$	$< 3.4 \times 10^{-14}$
ス 一日最大排出量(μCi)	6.0×10^{-2}	5.6×10^{-2}	5.4×10^{-2}	5.1×10^{-2}	4.0×10^{-2}	3.2×10^{-2}	4.3×10^{-2}	4.7×10^{-2}	7.4×10^{-2}	1.3×10^{-1}	6.3×10^{-2}	5.2×10^{-2}
$\beta(\gamma)$ 月間排出量(μCi)	5.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	6.4×10^{-1}	7.3×10^{-1}	6.7×10^{-1}	4.8×10^{-1}	4.6×10^{-1}	4.8×10^{-1}	6.2×10^{-1}	1.1	2.0×10^{-1}	2.4×10^{-1}

Table 3.4.2 Radioactive liquid wastes transferred from Hot-Laboratory
to the wastes disposal plant

項目	55年				56年				合計			
	4	5	6	7	8	9	10	11		12	1	2
排出廃液量 (m^3)	1.1×10^1	-	9.7	8.1	6.5	1.8×10^1	3.3	3.0	8.6	3.3	2.9	1.2×10^1
排出放射能量 (mCi)	6.1	-	7.2	7.5	7.9	3.6×10^1	1.6	5.7	1.1×10^1	1.6	1.1	6.5
α	1.1×10^{-2}	-	7.6×10^{-3}	6.3×10^{-3}	1.1×10^{-2}	3.3×10^{-1}	3.2×10^{-3}	1.7×10^{-2}	1.0×10^{-1}	3.2×10^{-3}	5.8×10^{-3}	4.3×10^{-2}
												5.5×10^{-1}

Table 3.4.3 Radioactive solid wastes transferred from the Hot-Laboratory to the waste disposal plant

種類	55年												合計
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
可燃性廃棄物	226	158	89	173	39	145	68	161	124	65	208	321	1777
不燃性廃棄物	88	50	55	63	8	59	22	67	39	17	91	133	559
中・高レベル廃棄物	11					1		36	7	14	51	34	154
その他の	2	1					2				11		16
ドラム封入物等			1				1				6		8
												総合計	2514

Table 3.4.4 Personnel exposure in the Hot-Laboratory (annual)

被曝区分 対 象	全 身		被 曝 * 2		局 部		被 曝 * 3	
	最大被曝線量 (mrem)	総被曝線量 (・mrem)	平均被曝線量 (mrem)	被曝線量 (・mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)	着用者数 * 4	
ホットラボ管理室 (40名) * 1	110	270	6.8					
施設第一課 (4名)	30	30	7.5					
放射線管理第2課 (4名)	0	0	0					
外 来 業 者 (136名)	302	2901	21.3		630	465	11	

* 1 : 常駐外来業者9名を含む

* 2 : フィルムバッジによる値 (ただし, 外来業者については, フィルムバッジまたはポケット線量計による値)

* 3 : フィルムリングによる値 ($\beta + \gamma$, 手+足)

* 4 : フィルムリングを着用した人数

4.1 原子炉施設及び機器

4.1.1 重水系の大口径バルブ及び伸縮管継手の更新

JRR-2の冷却系機器は建設以来今日まで原子炉の安定運転に供してきたが、その間更新可能な機器類はほぼ更新が行われ、現在未更新の大型機器は、炉心直下の重水系の大口径バルブ及び伸縮管継手と重水貯蔵タンクを残すのみとなった。

今回の整備は、主重水系の大口径バルブ6基及び小口径バルブ約88個と伸縮管継手4基（炉心出入口管及びオーバーフロー管）の更新を行った。計画は昭和53年から進められ、先ず大口径バルブの製作、炉内構造物による作業環境の空間線量率の評価、及びそれに伴う遮蔽の検討等が行われ、ある程度の遮蔽を行うことにより十分安全に作業が可能であることを確認した。またこれらのデータをもとに各種作業に対する詳細な手順の検討を行い、作業の円滑化及び事故防止に努めた。

更新作業に先立ち、燃料（24体）の取出し、制御棒（6体）の引上げ及び製作した貯蔵タンク（ $2.5\text{m}^3 \times 2$ 基）へ重水の抜取り作業を行った。炉心内の重水抜取り作業中、除々にポンプ室の空間線量が増加し全量抜取った時点で重水出口管直下で 48mR/h から 2.0R/h に、また重水入口管直下で 188mR/h から 450mR/h になった。このため、鉛球及び遮蔽マットを使用して伸縮管継手部を遮蔽して空間線量率の低減化に努めた。

更新作業は、6月2日から作業手順書に従って、主重水ポンプ前後の配管類の取外しから始め、最終的に伸縮管継手の取外しを行った。一時取外した配管類の中、大口径管は、可能な限り除染場へ搬出し除染を行った。復旧作業は当初の計画では、伸縮管継手から取付ける予定であったが伸縮管継手の製作遅れにより手順を変更し、他の機器類から復旧していき、最後に伸縮管継手を取付けざるをえなかった。

以下に本更新作業の問題点及び結果について記す。

伸縮管継手の製作寸前において、ベローズ素材について超音波探傷試験項目の追加要求があり、薄板（ $1.5\text{mm} \sim 2.0\text{mm}$ ）に対する同試験の判定の可否についてメーカー側の調査結果を得るまでに約1ヶ月を要し、これが工事全体の遅れの要因となった。

伸縮管継手を組込んだ後、伸縮管継手の芯出しを行った結果、元通りに復旧したのでは伸縮管継手の芯出しが不可能であることが判った。これは、過去において主重水ポンプの更新をはじめ数回におよぶ冷却系の改修または配管の経年劣化等による多少の変形などに起因したものであると思われる。このため、短管の新規製作挿入（DP-1側）及び既設短管の加工（DP-2）を行い伸縮管継手を設計寸法に取付けることができた。

作業環境における空間線量率は当初の予想では数 10mR/h 程度と推定していたが、炉心タンク内の重水を抜取った後の線量率は最大 2.0R/h と予想をはるかに超えてしまった。このため準備した遮蔽を大巾に強化する必要性が生じた。伸縮管継手の取付位置の関係上、更新する伸縮管継手を遮蔽しなければならずその結果伸縮管継手の取外し及び取付け作業に困難をきわめた。

本工事と並行して一時撤去した配管（耐食アルミニウム）の一部について、定期検査の一環として液体浸透探傷試験を実施した結果、炉心出口管に組込まれている短管（ 200mm ）に約 10mm 程度のクラックが確認された。手直しが不可能のため、あらたにステンレス鋼の短管を製作し交換した。

据付後の試験・検査は、通常重水系工事の際に行う項目以外に特に伸縮管継手について重水温度の変化に伴う変位量の測定を行った。測定は、軸方向及び軸直角方向の2点について、重水温度を50°C付近まで核加熱により昇温させて行った。その結果、軸方向の最大変位はDV-113（炉心出口Na-2側）で、10°C当り1.3mmであった。また軸直角方向の最大変位はDV-114（炉心入口）で10°C当り0.9mmであった。このように軸方向及び軸直角方向の変位量は、いずれも設計値に対して十分小さく機能上安全であることを確認した。その他の試験・検査項目についてもその結果特に問題なく目的を達することが出来た。

4.1.2 制御系ケーブルの更新

JRR-2の制御系ケーブルは布設以来20年余の経過とともにケーブル数も増え、配線ダクトも満杯の状態、一部絶縁劣化が認められた。そのためJRR-2の年次計画による定期整備期間を利用して、核計装系、放射線モニタ系のケーブルをのぞく制御系全ケーブルを更新し、ケーブル支持をラック方式とした。

ケーブル更新にあたっては、電気設備技術基準、内線規程を準拠することはもとより、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針を考慮して、火災に対する設計上の配慮をした。すなわち、火災防護上系統別に漏電遮断器、過電流遮断器の設置、多芯ケーブルの効果的使用、難燃性ケーブルの使用、ケーブルのコンクリート壁貫通部には、火災防護壁設置の観点から不燃材の充填及びその前後とケーブル立上り部分への延焼防止材の塗布等の処置をした。またケーブルラック上には適切な間隔に火災検知器を設置し、既設の火災検知システムに組み入れた。ケーブル更新は、一年前から原子炉の運転をしながらの既設ケーブルの実態調査、定期整備計画に基づく主重水冷却系大型弁の交換工事との調整など困難な作業であったが、計画どおり完了した。

4.1.3 JRR-4 模擬燃料要素内流量測定用タービン流量計の開発

1) はじめに

JRR-4では、研究炉用燃料の濃縮度低減化計画の一環として、低濃縮燃料についての検討が進められている。この転換にあたっては、炉心部等の改造は行わず、燃料要素のみを低濃縮ウランに切替えることになっている。現在考えられている低濃縮燃料要素は、燃料板数19枚（現燃料15枚）、燃料板厚1.65mm（現燃料1.26mm）、流路厚2.55mm（現燃料4.1mm）であり、燃料板領域での流路断面積が現在の燃料要素に比べ約8割に減る。このため、低濃縮燃料要素を炉心に装荷した場合、要素内通過流量の低下など原子炉の熱水力設計にも大きな影響をもたらすことが考えられる。こうした炉心内流量分布特性を調べるために、JRR-4では、現炉心を模擬したモックアップ装置が製作され、流動試験が計画（56年度実施）されている。本タービン流量計は、このモックアップ装置を用いた流動試験において、燃料要素内の流量を測定するために開発された。

2) 構造

タービン流量計本体の構造をFig. 4.1.1に示す。模擬燃料要素は、圧力損失を調整するために燃料板を取外し、かわりに絞り板を取付けられる構造になっており、その燃料要素下部にタービン流量計が組込まれている。要素内に流入した冷却水は、6枚羽根のローターを回転させる。

ローターは、シャフトを包みこむような形になっており、その上部は円筒形で非反射材（ネオプレンゴム）が 120° 間隔で3個所に埋込まれている。光ファイバ式光電スイッチは、拡散反射形で、ローター上部が回転し、反射面、非反射面がセンサー部を通過するごとに、 \overline{ON} , \overline{OFF} をくり返し、それにより電気的パルスが取り出される。従って、1回転につき、3パルスがでる。このパルスをスケーターで計数し、流量と単位時間当りの計数の関係をあらかじめ求めておけば、逆に計数率から流量を測定できる。タービン流量計の寿命は、回転部にある。今回製作したものは、軸受にかかる負担をできるだけ軽くするために、ローターはアルミニウム製とし、また羽根にかかる流体の力をできるだけ均等にするために、羽根にねじりを加えた。軸受には、青銅に黒鉛を混入したものをを用いた。JRR-4の場合定格運転時の燃料要素内通過流量は $15\sim 20\text{m}^3/\text{hr}$ と考えられ、今回はその倍の $40\text{m}^3/\text{hr}$ まで試験を行ったが、最大回転数を約 1800rpm になるように羽根角度を調整した。この場合のスラスト軸受部の最大周速度は $0.7\text{m}/\text{sec}$ 程度である。

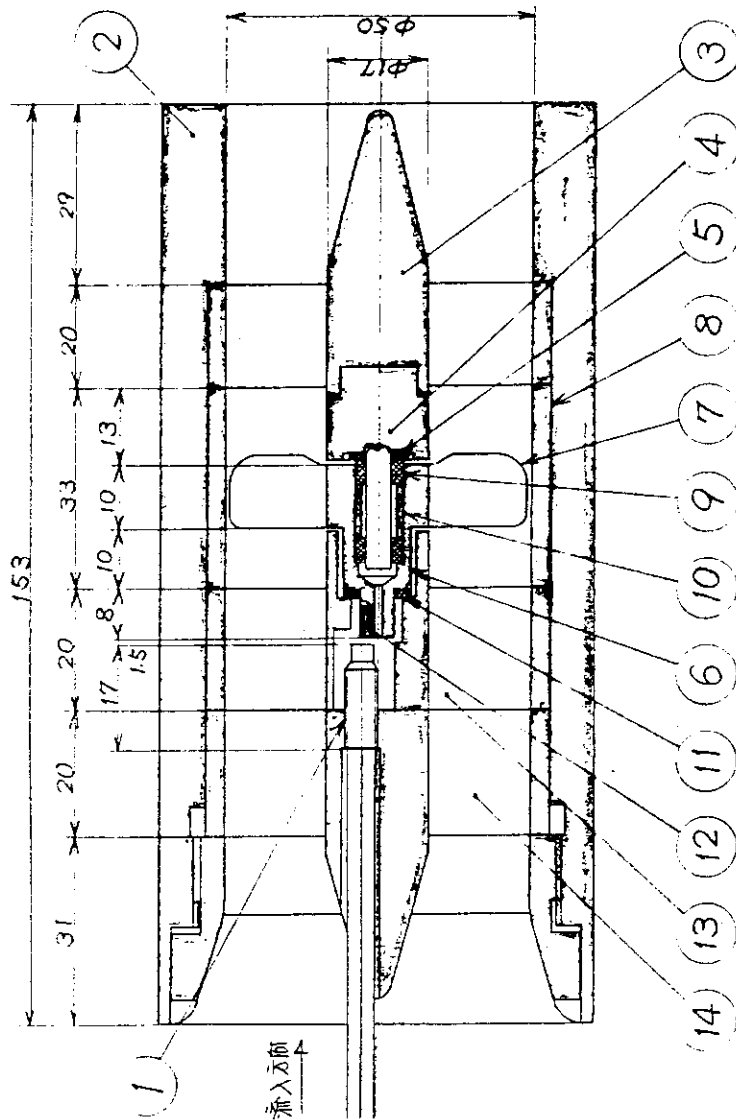
3) 特 性

特性測定については、(i)流量一回転数特性、(ii)圧力損失特性、(iii)耐久試験を行った。流量一回転数特性の一例を Fig. 4.1.2 に示す。図からわかるように、低流量時を除いて直線性はよく、又、再現性も満足のいく結果が得られた。低濃縮模擬燃料要素と比較した流量一圧力損失の関係を Fig. 4.1.3 に示す。タービン流量計は模擬燃料要素には、 $\phi 45$ の絞り板が取り付けられている。 $20\text{m}^3/\text{hr}$ 付近で2つの要素の圧力損失は、ほぼ一致しているが、それ以外の流量では、少しずつずれていく。これは、形状の相違による抵抗係数、摩擦係数の差によるもので、水温が変化すれば、これらの特性及び交差する点もまた変わってくる。従って、モックアップ装置を用いた流動試験においては、これらの特性を十分考慮しておく必要がある。耐久試験は、 $25\text{m}^3/\text{hr}$ の流量で30時間運転し、その後の特性を調べたが、特性に変化のないことが確かめられた。

4) まとめ

水深約 10m のしかも模擬燃料要素という限られた形状の中に流量計を組みこむという制約があり、市販のタービン流量計を使用できないため、試作と試験を何回となく繰返した。光ファイバ式光電スイッチによる回転数の検出は、比較的安価であり、感度調整（水中での屈折率の相違などに留意することが必要）を適切に行えば、この程度の回転数の場合、安定したパルスが得られる。但し、光ファイバーは、メタアクリル製のため、放射線に弱く、原子炉で使用することはできない。今回はモックアップ装置での実験に使用するため問題はないが、炉内計装用に使う場合は、別の検出方法を考慮する必要がある。又、圧力損失特性を通常の燃料要素のそれに近づけるためには、プラグ部等にタービン流量計を取付け、燃料板を何枚か抜いて圧力損失を調整するといった方法が望ましい。

このタービン流量計を用いたモックアップ流動試験は56年度に行う予定になっている。



品番	部品名	数量	材質
1	入り口センサ	1	
2	ケース	1	A5056
3	サポート	1	SUS304
4	シヤフト	1	SUS630
5	ペリリング	1	SUS440C
6	ローヤ	1	A5056
7	ワヤン	6	A5052
8	スベーサ	1	SUS304
9	軸受 (1)	2	青銅厚輪
10	カラ	1	A5056
11	軸受 (2)	1	青銅厚輪
12	非放射材	3	ネオプレン
13	サポート (F1)	1	SUS304
14	サポート (F2)	1	SUS304

Fig. 4.1.1 Turbine flow meter

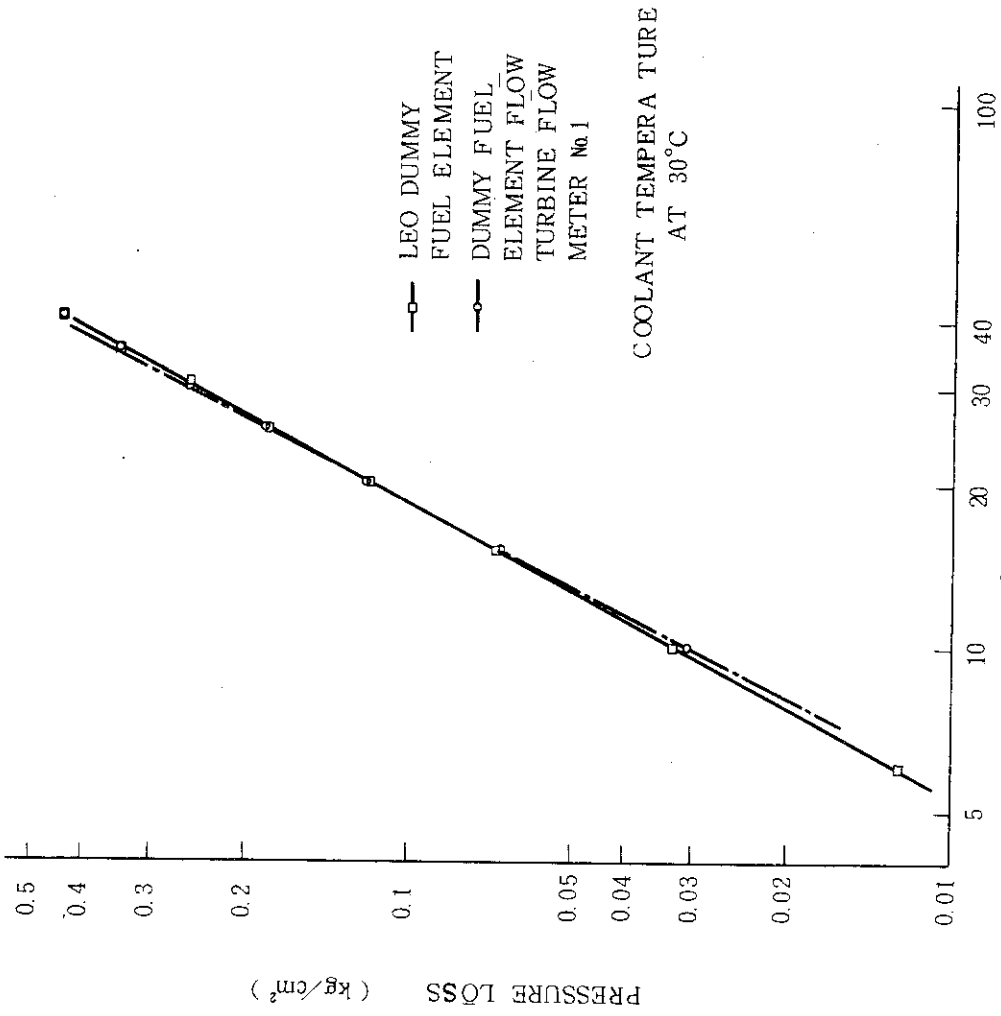


Fig. 4.1.1.3 Comparison of pressure loss in LEO DUMMY fuel element and DUMMY fuel element with turbine flow meter

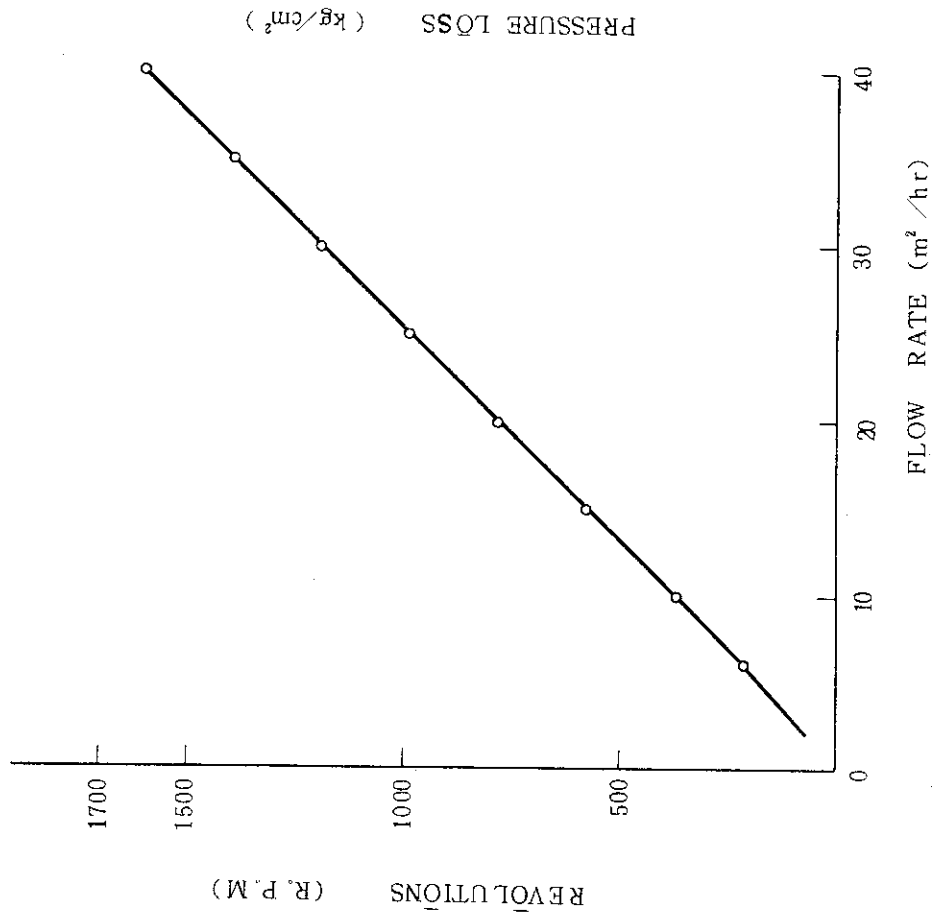


Fig. 4.1.2 Revolutions of rotor vs. flow rate (turbine flow meter No.1)

4.2 燃 料

4.2.1 JRR-3金属天然ウラン使用済燃料貯蔵施設の建設

前年度に実施したJRR-3金属天然ウラン使用済燃料の乾式貯蔵施設の詳細設計及び安全評価を基に、本年度は「炉設置変更」及び「設計及び工事の方法」の許認可を取得し、施設の建設に着手すると共に使用前検査計画書、同要領書の申請を行った。

1) 炉設置変更

前年度に「炉設置変更」許可を申請し、原子力安全局・原子炉規制課の審査を受け、約5ヶ月後に許可がおりた。審査の過程で耐震の考え方が安全上重要な課題となり、地震時の燃料の挙動及びホットラボでの検査について詳細な説明を行った。その結果、施設及び設備の耐震性をBクラスとしても安全上問題のないことが確認された。

2) 設計及び工事の方法

「炉設置変更」の許可に引続き「設計及び工事の方法」の審査を受けた。7月初旬に設工認書の申請を行い約1ヶ月後に認可がおりた。

3) 使用前検査

「設計及び工事の方法」の認可後、施設の使用前検査計画書、同要領書の審査を受けた。11月下旬に総括検査官の了解を得、12月に正式申請を行った。

本施設に係る使用前検査件数は次のとおりである。また材料検査は従来の方法とは異なり、材料の流れに従って受入れ及び出荷の確認をも実施することになった。

建家工事		55	件
設備工事	循環系設備	59	件
	換気設備	9	件
	廃液・排水設備	23	件
	電源設備	4	件
	放射線管理設備	14	件

4) 建設工事

「設計及び工事の方法」の認可後、直ちに工事に着手した。工事工程はTable 4.2.1に示すとおりであり、工期は18ヶ月である。工事は今年度末で地階の部分をほとんど完了しており、来年度から地上部分及び地階の機器の搬入・据付が行われる予定であり、順調に進んでいる。

施設使用前検査は2月下旬（第1回）及び3月下旬（第2回）に受検した。

なお、工事状況写真をFig. 4.2.1～4.2.3に示す。

Table 4.2.1 Construction schedule of dry storage facility

名称	昭和 55 年			昭和 56 年			昭和 57 年			
	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月
建 家 工 事	準備									
	根切・埋戻	根切	根切							
	くい打ち									
	鉄筋コンクリート工事				根巻 耐圧版	地中梁	地階			保管孔
	防水工事									
	鉄骨工事									
	仕上工事									
	根切・埋戻									
	鉄筋コンクリート工事									
	鉄骨工事									
設 備 工 事	埋設部分の配管手配									
	埋設部分の配管並びにダクト布設									
	機器類の据付									
	電気・計装設備工事									
	保温塗装工事									
	通水・通電									
	試運転調整									
	クレーン取付工事									
	保管孔据付工事									
	準備並びに資材手配									
埋設部分の配管手配										
機器類の据付										
電気・計装設備工事										
保温塗装工事										
通水・通電										
試運転調整										

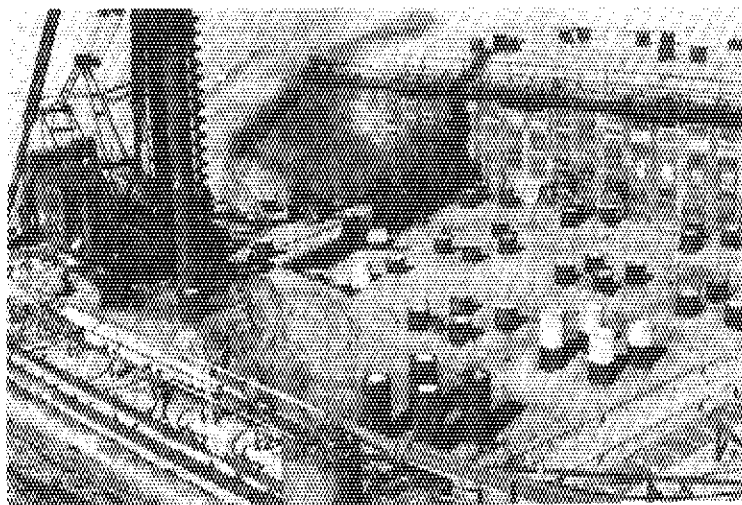


Fig. 4.2.1 Driving of a pile (total 95 piles)

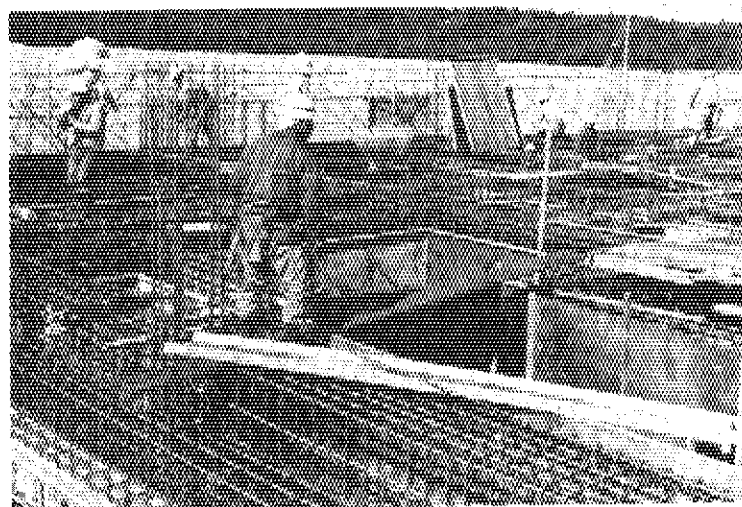


Fig. 4.2.2 Reinforcing bar in the basement

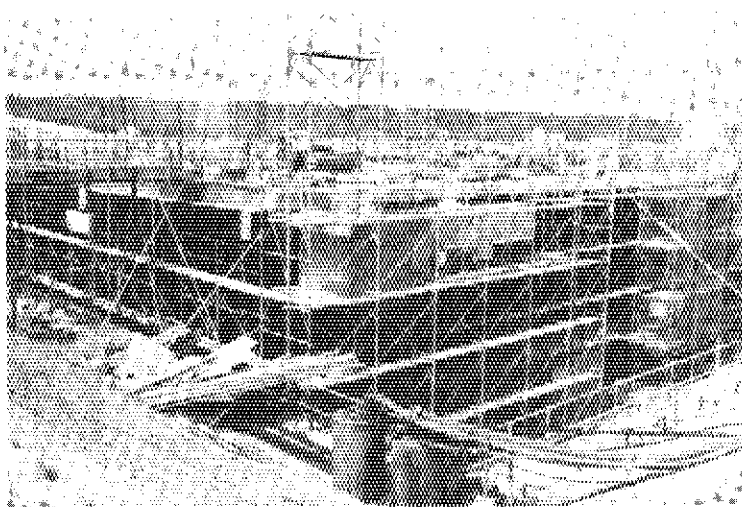


Fig. 4.2.3 Basement being maked waterproof

4.2.2 使用済燃料輸送容器の設計・製作

1) はじめに

前報（昭和54年度研究炉管理部年報）で述べたように使用済燃料の再処理輸送（国内・外）は国内輸送規則，国外（IAEA, USDOT）規則等の技術基準に適合した輸送容器によらなければならない。そこで，当部では今後，研究炉の使用済燃料の輸送作業を円滑に進めるためこれらの技術基準に適合した使用済燃料輸送容器（名称：JRC-80 Y-20T型）を製作することとなり本年も54年度に引き続き設計・製作を継続した。

2) 許認可の取得

a) 国内設計承認書

前年度は設計とこれに引き続き設計承認書の作成を行い所内安全審査を受け，科学技術庁・原子力安全局のヒアリングを開始した。

55年度は，前年度に引き続き同申請書について原子力安全局の顧問会解析班の技術審査の後，顧問会の審査（6月6日）を経て設計承認「核燃料輸送物設計承認書・55安（核規）第87号，昭和55年7月14日付交付」を取得した。

b) 国外許認可の取得

米・英国政府の許認可の取得は，本核燃料輸送物の設計が「IAEA 放射性物質安全輸送規則（1973年版）」の技術基準に適合していることについて，科学技術庁・原子力安全局から核燃料輸送物設計承認英文証明（「55安局（核規）第467号，昭和55年8月27日付」）の交付を受けた。次いで，米・英国政府に対して上記証明証を基に製作メーカーから許認可取得の申請を行った。

米国政府の許認可は，昭和56年2月に取得した。

一方，英国政府においての審査は詳細に及んでおり，許認可の取得時期は多少遅れることとなった。なお，英国政府の審査の過程における設計変更等の要求は無い見通しである。

3) 製作・検査

輸送容器の製作は，設計承認書に記載している性能を担保することを確認するために製作途中及び完了時に検査を実施する必要がある。検査は，輸送容器の製作方法，検査項目と適用範囲，立会検査区分及び検査要領書等からなる「輸送容器の検査予定及び検査計画書（以下計画書という）」を基に行う。このため，上記計画書を作成し，原子力安全局の承認を得た。

同計画書を基に材料の手配とともに製作を開始した。同容器の完成時期は昭和56年5月末の予定である。また同容器を使用しての最初の再処理輸送は昭和56年10月実施の予定である。

4.3 照射技術

4.3.1 真空温度制御装置の製作

JRR-2における照射キャプセルの温度制御装置として、すでに設置されている混合ガス温度制御装置、ヒータ温度制御装置に加え、主に黒鉛材料の高温照射試験に使用する目的で、新たに真空温度制御装置を製作し設置した。

真空温度制御法は、すでにJMTRにおいて照射キャプセルの主要な温度制御法として実用化されているものであり、キャプセル内の、たとえば外筒と内筒などで構成された薄い円筒状のガス層（通常、充填ガスはHe）の圧力（真空度）を変えることによるガスの熱伝導率の変化から、キャプセル内部の除熱条件を変化させて、照射試料を所定の温度に昇温する方法である。JMTRで使用されている装置は、定量連続排気系へのHeリーク量を、試料温度信号によって連続制御（PID制御）する方式がとられているが、今回JRR-2へ設置した装置は、Fig. 4.3.1に示すように、排気弁、リーク弁のON-OFF動作による制御方式を採用した。これは制御特性においては明らかに連続制御方式の方が優れているが、運転、保守の容易さ、製作費用などの点から決定したものである。

装置外観をFig. 4.3.2に示す。本装置は、昭和55年10月に完成し、現在ICM-24H（黒鉛材料高温照射試験キャプセル）の照射に使用中である。

本装置により、系の真空度で、大気圧 $\sim 5 \times 10^{-3}$ mbarの任意の圧力に制御が可能である。ICM-24Hの照射では、大気圧 $\sim 2 \times 10^{-2}$ mbarの範囲で試料温度は約200°C昇温され、照射希望値である1000 \sim 1100°Cが実現された。なお、本装置の制御特性を全体的に把握するために、たとえば電気ヒータ内蔵の模擬キャプセルなどによる特性測定試験が必要と考えられる。

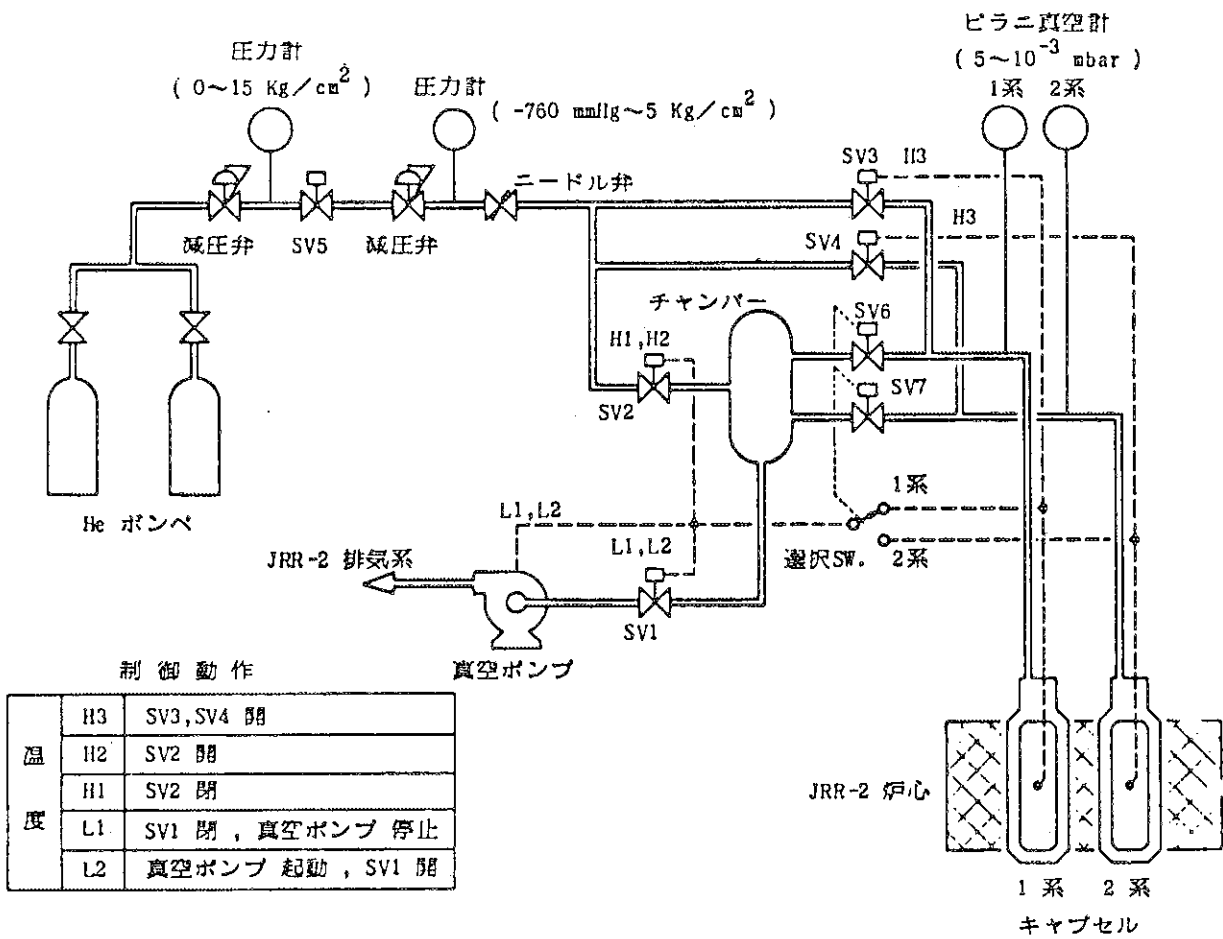


Fig. 4.3.1 Flow diagram of vacuum adjusting temperature control facility

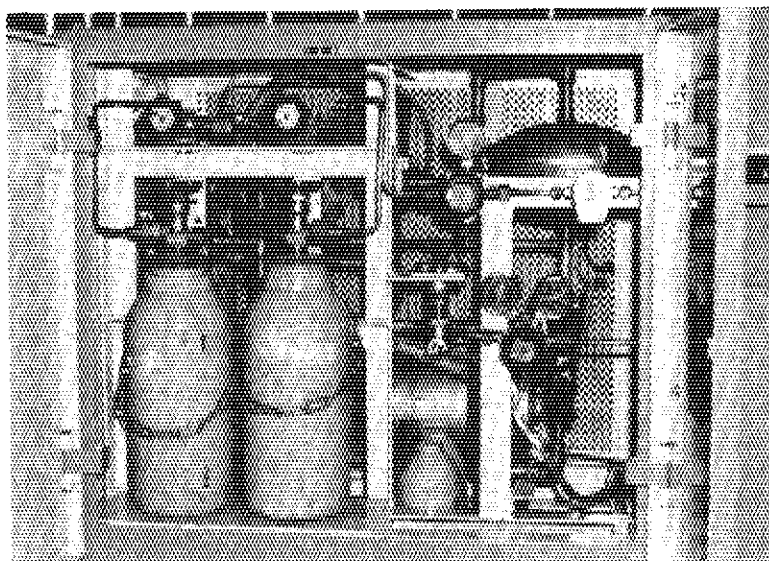


Fig. 4.3.2 Vacuum adjusting temperature control facility

4.3.2 位置調整照射装置の整備

JRR-2の燃料領域に位置する垂直照射孔のうち、VT-1及びVT-11照射孔に位置調整照射装置を設置した。キャプセルの照射温度をはじめとする各種の照射条件を、照射位置を変えることによって連続的に調整する方法は、これまで手動操作によっていた。中性子束分布の勾配の大きな範囲で、キャプセルを上下動させるこの方法は、照射条件を広い範囲で調節することが可能であり、多目的炉燃料コンパクト及び黒鉛スリーブの熱特性試験のように温度を広範囲に変化させることを目的とするキャプセルや、一般に照射温度の精度を要求するキャプセルの照射に有効であった。しかし、一方では、手動操作の複雑性と不確実性が欠点としてあり、またキャプセルの設定位置によっては炉頂にキャプセルの一部が露出し回転盤の操作を妨げることが避けられないなどの問題があった。

今回設置した位置調整照射装置は、これらの欠点を改善し、遠隔操作により十分な位置精度で照射位置を調整できるようにしたものである。また、装置全体を炉頂回転盤下に収納したことによって炉頂スペースに影響を与えず、他の照射装置との干渉の問題は解消されている。

位置調整照射装置の概要をFig. 4.3.3, Fig. 4.3.4及びFig. 4.3.5に示す。装置は、操作盤、モータモジュール及び駆動シャフト並びに外筒及び内筒によって構成されている。照射キャプセルはスエジロックにより内筒に固定し、これを上下駆動部を組込んだ外筒に装填する構造である。キャプセルの熱電対導線、混合ガス導管などの計装配線、配管類はカールコードと呼ぶ成型スパイラルケーブルによって可動部と固定部を接続している。また、炉心のカバーガスシールにはOリングを使用している。

位置調整の範囲は300mmであり、位置精度は0.1mmまで読み取ることができる。昇降速度は、VT-1とVT-11ではギア比によって差があるが、前者では10~80mm/min、後者では10~75mm/minの各範囲内で任意に選択することができる。

位置調整は原子炉運転中に操作するため試料反応度変化を考慮する必要があるが、たとえば試料反応度 $-1.0\% \Delta k/k$ (実用上、最大クラス)のキャプセルの昇降速度の制限値は、微調整棒の追従速度を基準とすれば、約113mm/minであり位置調整照射装置の最大昇降速度より大きい値となるところから、一般には充分安全に操作することが可能である。なお、実際には制御室と連絡の上、ペリオド計の振れ等を監視しながら、昇降速度を調節して操作している。

この装置は、55年10月に完成した後、V1F-24H(多目的炉燃料コンパクト等の熱特性試験キャプセル)、V0F-9H(高速炉燃料ピン中心温度測定キャプセル)、V1M-17H(軽水炉用圧力容器鋼材照射試験キャプセル)、V1M-25H(多目的炉圧力容器鋼材照射試験キャプセル)及びV0F-8H(被覆粒子燃料照射試験キャプセル)の照射に使用している。

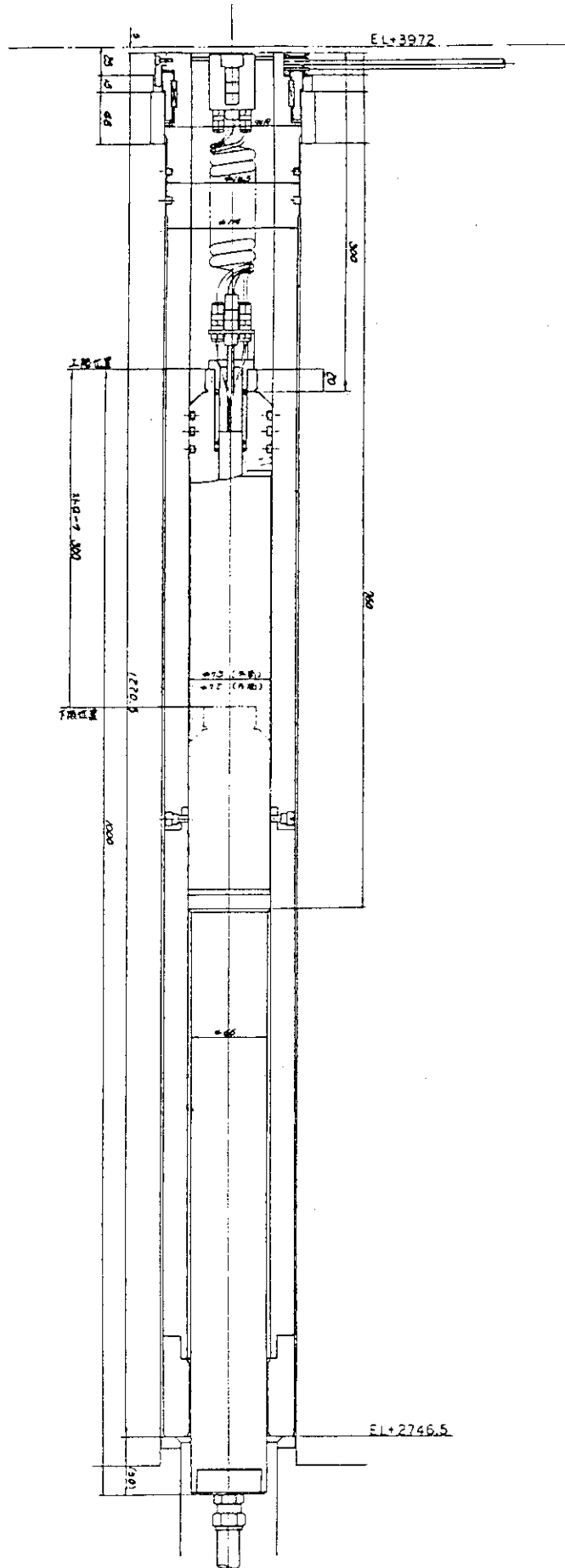


Fig. 4.3.3 Positioning control facility

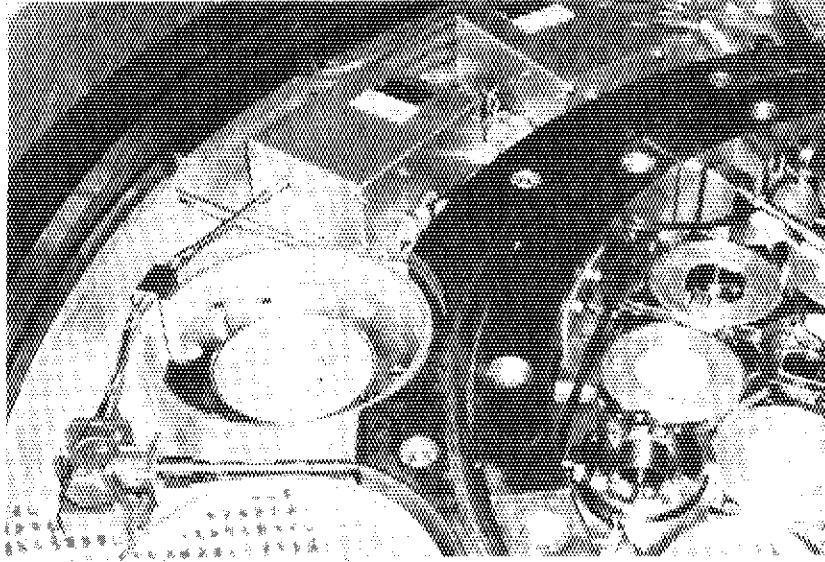


Fig. 4.3.4 Motor modules and drive stems

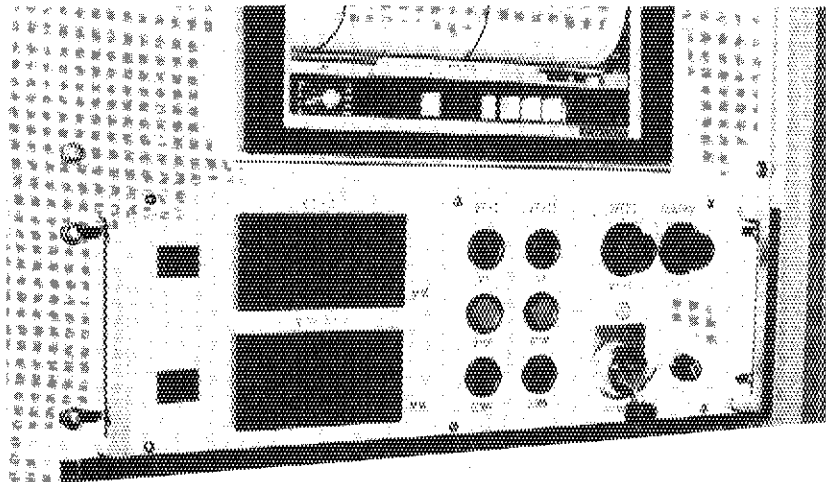


Fig. 4.3.5 Control panel

4.3.3 JRR-2 計装キャプセル照射設備の整備

1) 概要

JRR-2における計装キャプセルによる燃料・材料の照射試験は、インコア（6A, 6B, 6C, 6D）、VT-1及びVT-10, 11, 12の各照射孔を用いて実施しているが、近年これら計装キャプセルに対する照射需要が質、量ともに増大してきており、キャプセルの照射期間も長期化の傾向が見られる。

これらに対処するため、毎年度照射設備の整備拡充を計ってきたが、本年度は、前項に述べる真空温度制御装置及び位置調整照射装置の設置に加えて、JRR-2炉頂の計装キャプセル計装線引出し部のスペース確保を主眼とした炉頂案内板及び鉛遮蔽リングの改修工事とインコアキャスクの改造を実施し、さらに別項に記す通り、モリブデン、硫黄照射用の照射装置の開発に関連して6A孔の照射筒の製作を行った。前年度から予定していたインコア照射孔の増設については、JRR-2燃料要素の最大燃焼度の増加に関する許認可申請に含めて国の安全審査を受けている段階であり、年度内に増設孔による照射試験を実施できるまでには至らなかった。

本項においては、炉頂案内板及び鉛遮蔽リングの改修工事とインコアキャスクの改造について概要を述べる。

2) 炉頂案内板及び鉛遮蔽リングの改修工事

計装キャプセルに関する計装技術の多様化に伴い、計装用配線・配管類の本数も年々多くなっており、これらの接続、結線は炉頂部の構造により制約され、炉頂回転盤と炉頂案内板間の約10mmの狭いスペースを利用して行ってきた。

今回、JRR-2の大型バルブ交換工事に伴い、炉心内燃料が全数一時的にSFプールに取出されることとなり、この機会を利用して炉頂案内板を一部加工し、上記の10mmを25mmに広げ、計装線ガイドを取付ける等キャプセル計装線の引出しを容易にするための改修工事を実施した。また、鉛遮蔽リングについても、計装線の引出し孔の増設及び新設する位置調整装置の駆動軸貫通孔の設置等の目的で炉頂案内板と同時に改修を行った。改修した炉頂案内板及び鉛遮蔽リングは炉心の全燃料要素と制御棒の位置決め用として重要な炉体構成部材であるため、これらの取外し作業、機械加工及び改修後の取付作業については、事前の作業計画、トリチウム汚染防止等の安全対策、JRR-2工事との工程調整等種々慎重な検討を必要としたが、関係者の協力を得て55年6月に取外しを実施、メーカーによる機械加工の後、8月末に据付調整を完了した。

Fig. 4.3.6に炉頂案内板及び鉛遮蔽リングの改修前後の対比図を示す。

Fig. 4.3.7に位置調整装置等の設置を含めた改修後のJRR-2炉頂部の全体写真を示す。

3) インコアキャスクの改造

従来インコア照射孔における計装キャプセルの照射期間は円筒燃料の燃料交換の必要性から、6A孔で最大7サイクル、6C及び6D孔で最大12サイクルに制限してきたが、キャプセルの照射期間の長期化に伴い照射途中における一時取出し、再挿入の必要が生じてきている。これらに対処する方法として、インコアキャスクを一部改造してキャプセルを切断せず長尺のまま炉内から取り出せるようにすることと、取り出したキャプセルをSFプール内に一時保管することを検討し、後者の装置、即ちSFプール内キャプセル詰替装置を53年度に設置した。54～55年度においてインコアキャスクの一部改造を実施した。

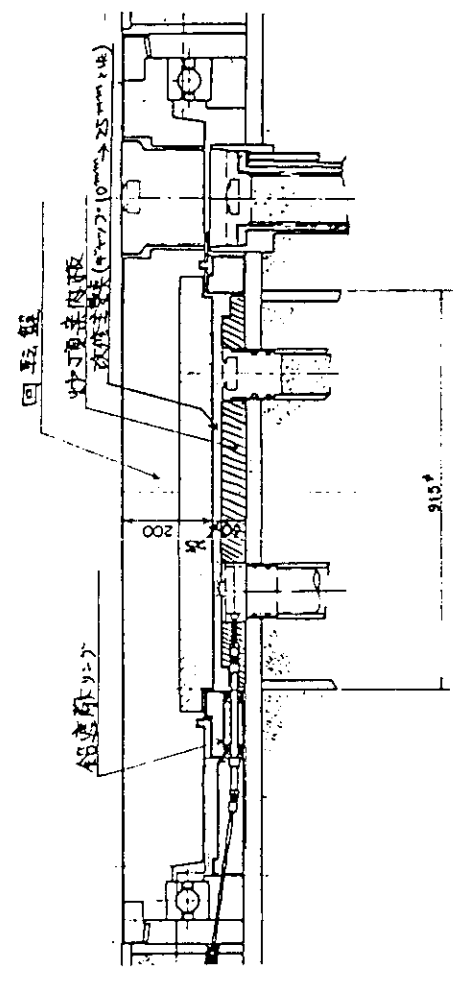
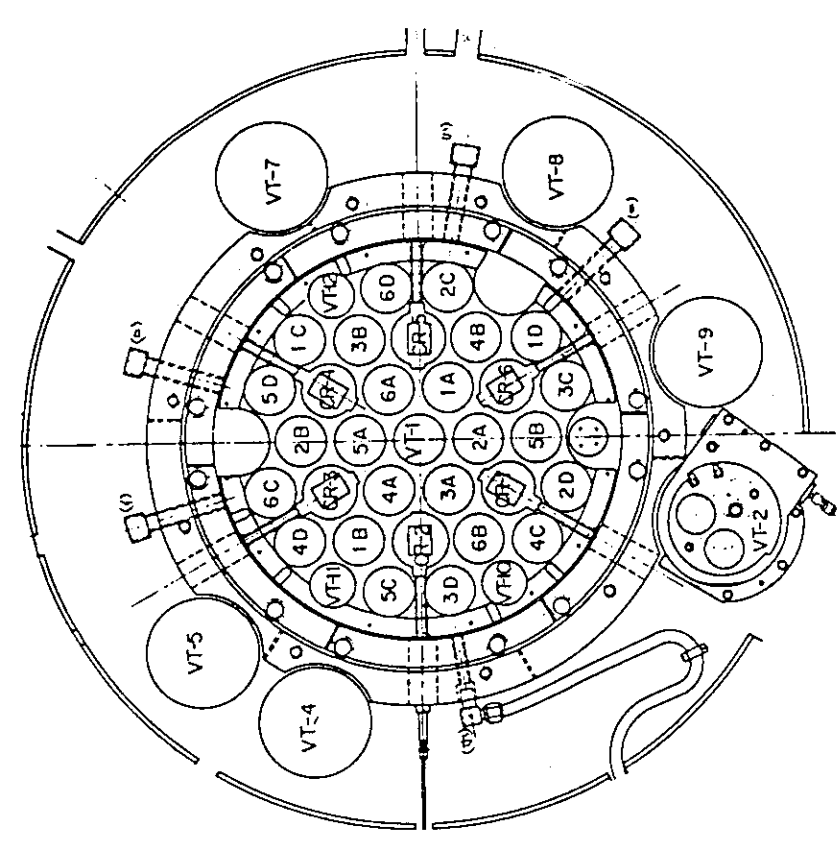
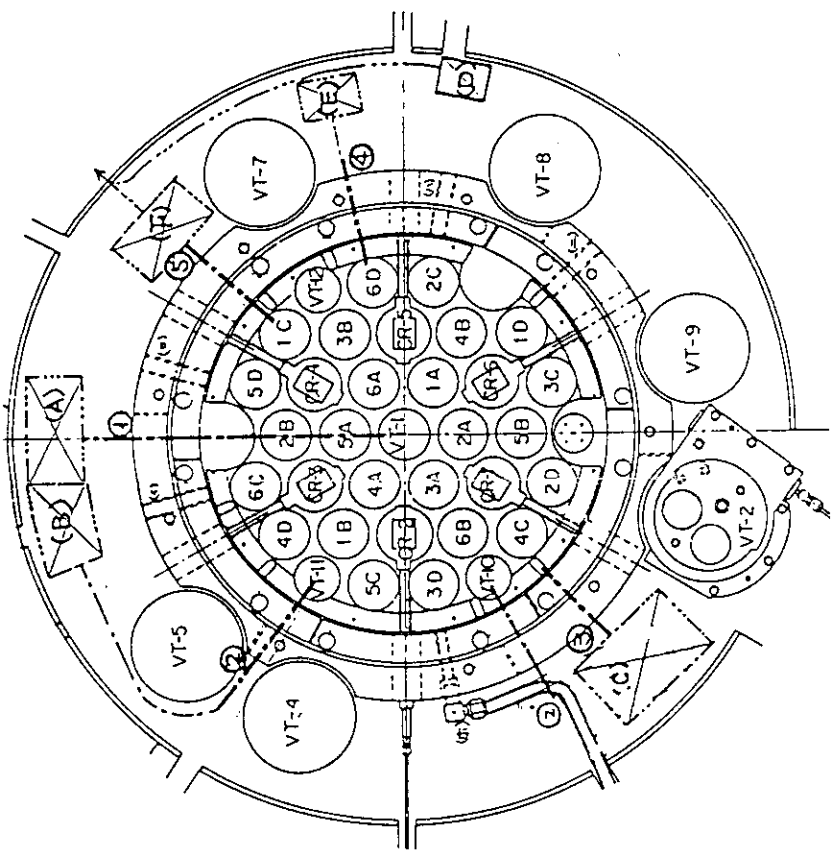
この改造ではキャスク上部に伸縮できるステムを設け、この上部にキャプセル着脱用グリッパ上下用のホイストを取付け、キャプセル取出し時の過負荷防止、伸縮ステムのロック機構等のインタロック系を設けて安全性の確保を図ったことなどが主な改造点である。

改造後のインコアキャスクをFig. 4.3.8に示す。

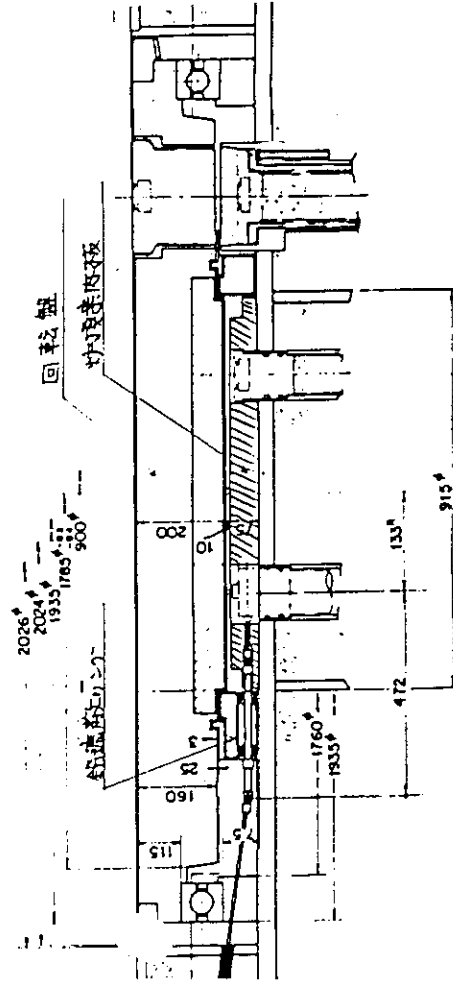
この改造により従来炉室のクレーンにより行っていたキャプセルの引抜き作業はキャスクに設置したホイストで行なえるようになり、全長約3.8メートルの計装キャプセルは切断することなく長尺のまま炉内から取り出し、燃料交換後に元の照射孔に戻すことも、あるいは位置の異なる他の照射孔内に移動することも可能となった。またSFプール内キャプセル詰替装置への一時保管と合わせ将来は中性子ラジオグラフィ等の試験を実施した後にキャプセルを再び照射孔へ戻して照射試験を継続することも可能となる。

鉛遮蔽リング用孔及び炉頂回路下部使用

新設孔	鉛遮蔽リング改修用孔	新設孔更新装置	装置名
①	VT-1位置調整用孔 取付用(24mm)	~28φ(24mm)	(A) 位置調整装置
②	VT-1,10用... 取付用(24mm)	~28φ(24mm) X2本	(B) 位置調整装置
③	真空温度計用 取付用(24mm)	~28φ(24mm)	(C) (注②) 取付装置(真空温度計用)
④	ヒータ線専用取付用 取付用(24mm)	~28φ(24mm)	(E) 配管接続装置(ヒータ線専用)
⑤	T/C取付用孔	~40φ(24mm)	(F) 熱電対取付装置
既設孔		変更後用途	
(1)	現在用途 Com.Rod用(24mm)	変更後用途 予備孔	
(P)	取付用孔	Com.Rod用(24mm)	
(11)	Com.Rod用(24mm)	(変更せず)	
(12)	ヒータ線取付用孔	ヒータ線取付用 ガス管取付用	
(13)	エアー・カ・ポン取付用孔	(変更せず)	



(B) 改修後



(A) 改修前

Fig. 4.3.6 Cross section and plane view of the reactor top of JRR-2 (before and after modification)

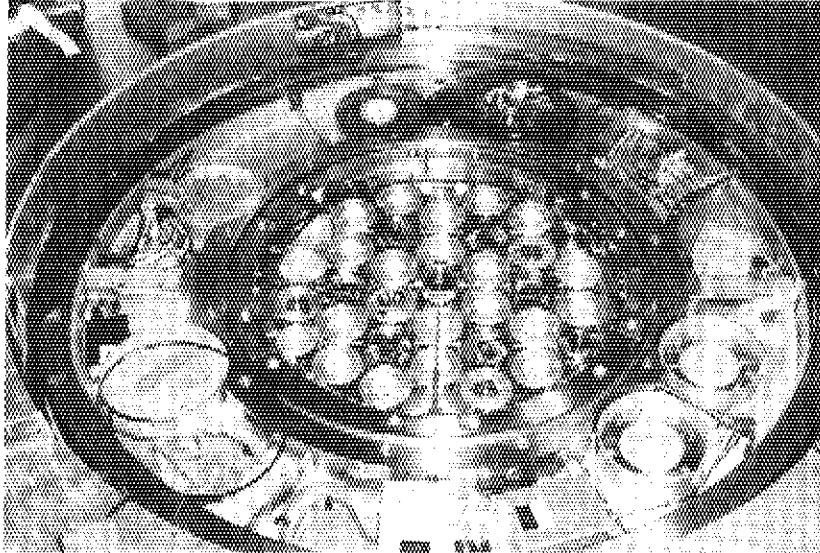


Fig. 4.3.7 View of the reactor top of JRR-2 after modification

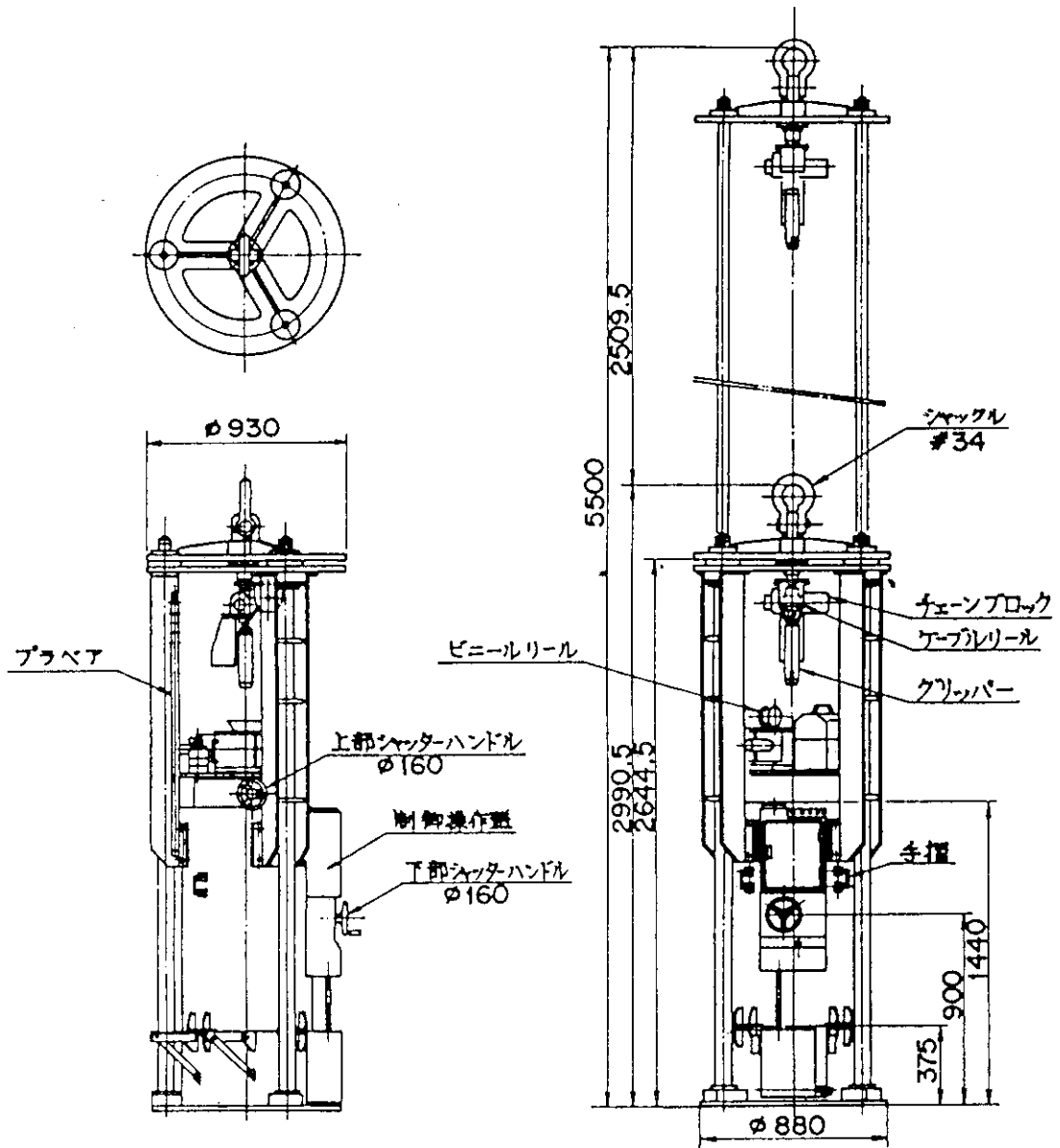


Fig. 4.3.8 JRR-2 In-core cask after reconstruction

4.3.4 共同利用実験用波高分析装置の整備

1) 概要

JRR-1の共同利用実験施設に波高分析装置が設置され、研究炉における照射試料の放射化分析等のために有効に利用されている。かつこれら装置の拡充、整備については従来から継続した実施計画のもとに逐次実施してきており、本年度は利用者が容易に取扱えるようソフトウェア及びマニュアルの整備と、さらに試料交換作業の効率化を図るためオートサンプルチェンジャーの設置を行なった。

2) 構成及び機能

本装置の構成は、ORTEC製4096チャンネル波高分析器、Ge(Li)検出器、及びスペクトルのデータ処理のために、DEC製PDP-11ミニコンピュータ、フロッピーディスク、タイプライター、HP製X-Yプロッター等からなる、これらのブロックダイアグラムをFig. 4.3.9に示す。このミニコンピュータを使用することにより、次のような利点を得られる。

- (1) 測定したスペクトルはフロッピーディスクに記憶できるため、一括してデータの処理ができる。
- (2) 光電ピークの面積等の計算もミニコンピュータにより容易に処理できる。
- (3) 付属のソフトウェア(アイソトープ同定プログラム)によりアイソトープの定性、定量が容易にできる。
- (4) ORACL言語によるプログラムで、スペクトルのデータを自由に処理することができる。

上記のアイソトープ同定プログラムは、アイソトープの定性、定量のため3000種類のガンマ線に対するアイソトープテーブルを所有している。また、検出効率及びエネルギー較正を必要とする場合は、そのデータをプログラム上で作成しフロッピーディスクに保管するようになっている。

またオートサンプルチェンジャーは、ターンテーブル機構、試料着脱機構、遮蔽扉開閉機構、測定位置設定機構等からなる駆動部、各機構に命令を送る制御部、及び測定条件の入力のための操作部から構成される。これをFig. 4.3.10に示す。このオートサンプルチェンジャーは、試料のセッティングのための一連の動作を4ビットマイクロコンピュータを用いて制御させるもので、制御部からの試料セット終了命令、及び本体のミニコンピュータからの測定終了命令を受けて動作するものである。また、各機構は手動操作に切換えることにより単独で動作させることができる構造となっている、試料の取扱える数量は30個で、任意の5ヶ所の測定位置に試料を操作部から設定できる。この装置の設置により、ORACL言語によるプログラムで多数の測定試料をデータ処理しながら連続的に測定することができるようになった。

3) おわりに

従来より実施してきた本装置に関するハード面の整備は今回ではほぼ終了した。今後は、ソフト面の改良を進めより使い易くし、多くの利用者の実験の一助となるよう整備していく考えである。

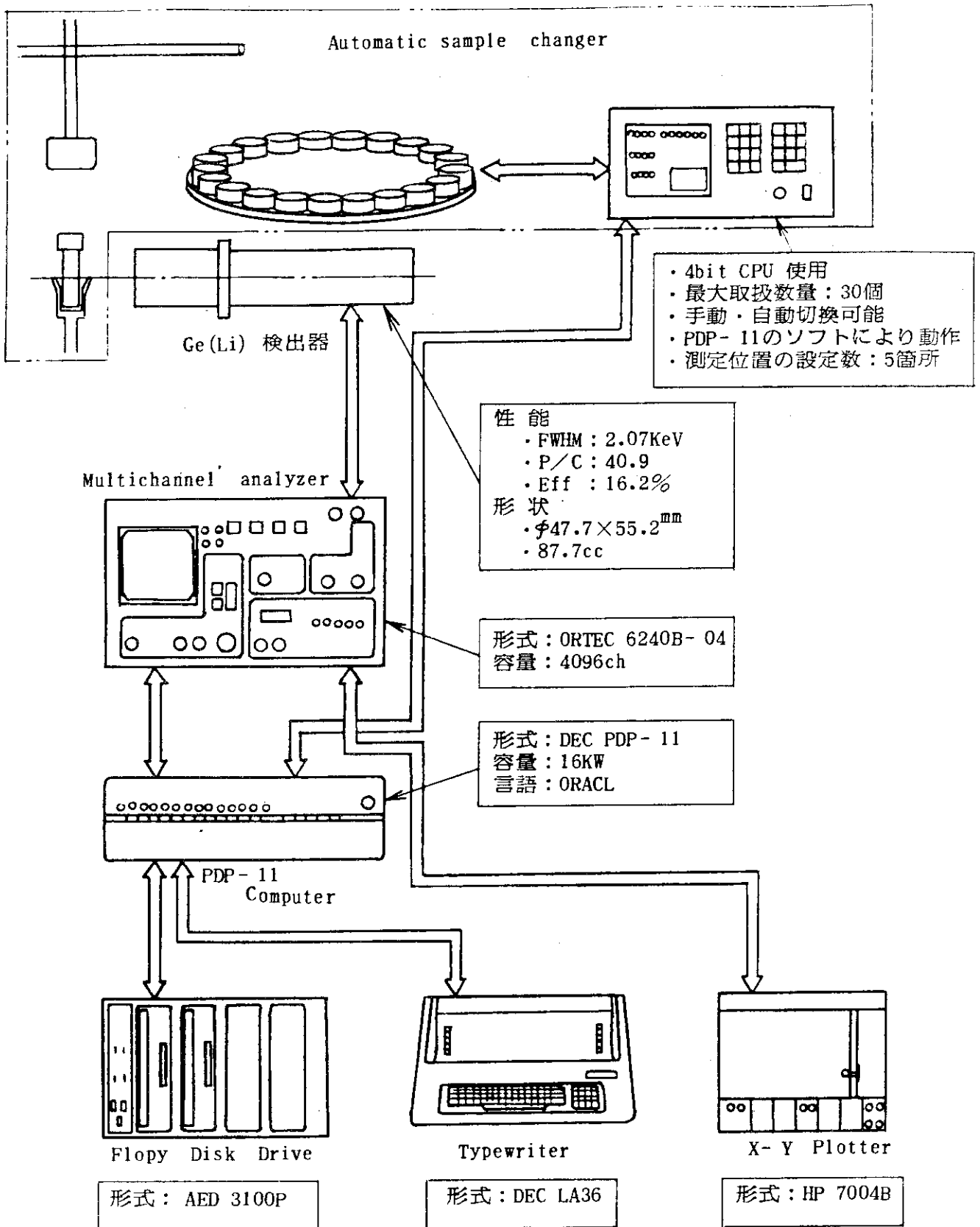


Fig. 4.3.9 Diagram of 4096 channel pulse height analyzer system

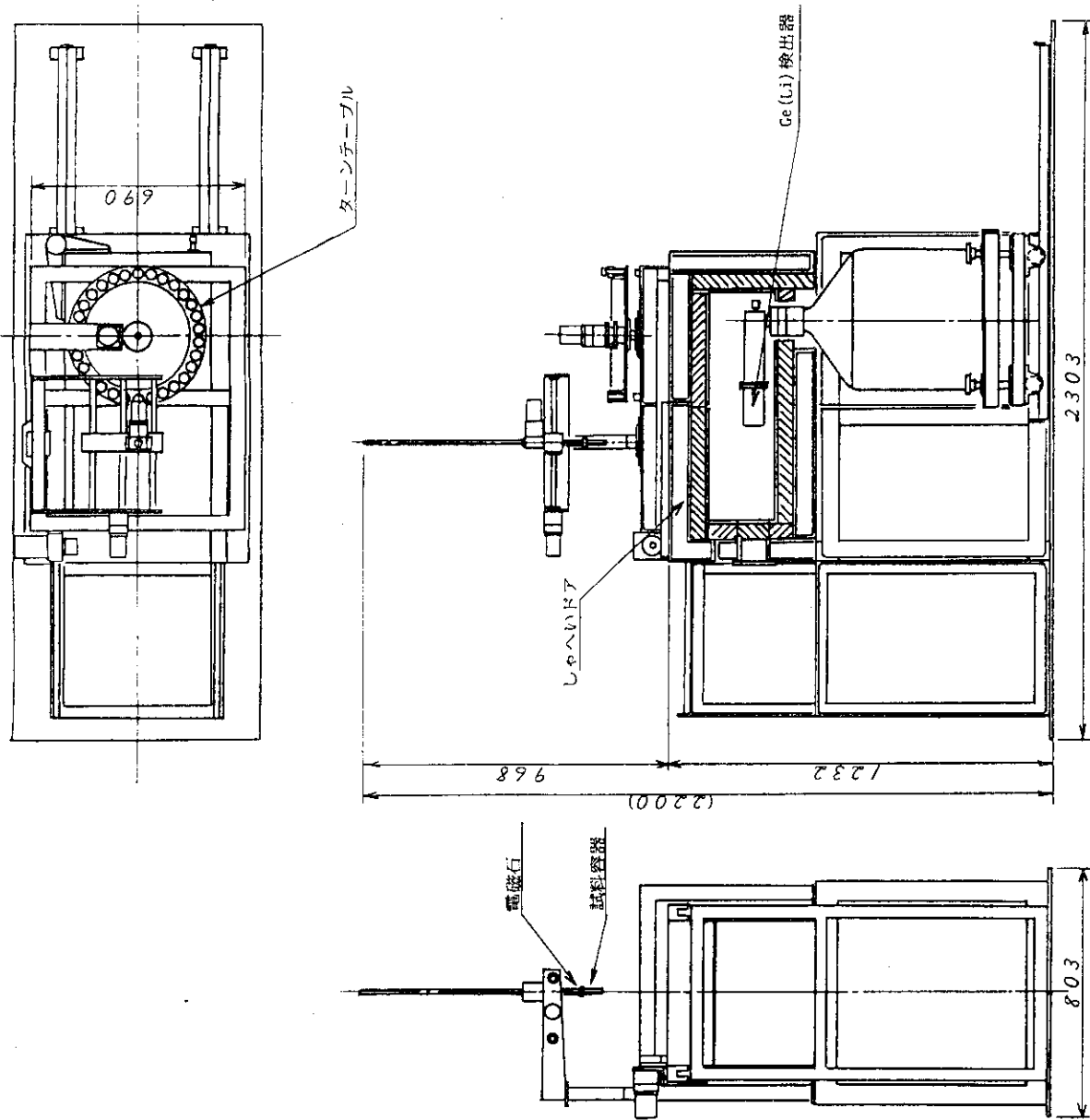


Fig. 4.3.10 Automatic sample changer

4.3.5 垂直照射孔における均一照射装置の開発 (Ⅳ)

1) 概 要

均一照射装置の開発はシリコン照射を主目的として52年度から開始し、照射孔の選定(JRR-2, VT-9)、中性子束測定など、特性測定を行い、前年度は照射装置の試作機を製作し各機構部の機能及び動作試験を行った。今年度はこれらをもとに実機的设计、製作及び試験運転を実施した。

2) 装置の特性

本装置の特性は次のものがあげられる。

- (1) 試料を単体で取扱う。
- (2) オンパワーハンドリング(自動連続運転)
- (3) 試料の実際の照射熱中性子量を制御できる。

特に(1)のハンドリング時に試料を単体で取扱うのは他に例をみない本装置の最大の特長である。原子炉照射では試料は何らかの包装材を必要とするが、ここではシリコンの特性(金属、形状 $\phi 79 \times l 300 \text{mm}$ 、短半減期 β など)を生かしハンドリングはシリコン単体で行う。シリコンはキャプセルなどを使用せず裸のままキャスク内へ入れる。キャスク内にはあらかじめホルダが装備されていてこの中へ入れる。このホルダでの扱いはキャスク内、及び照射孔内だけとしキャスク内から取出す時もシリコンのみである。(2)は照射時間が30分~5時間程度であり原子炉は260時間連続運転のため、装置の効率よい運転を図り、照射孔への挿入、取出は自動連続運転とした。(3)は原子炉運転中の中性子束は常に変化しているため、照射量の制御を時間単位で行ったのでは誤差が大きい。このためここではSPNDを照射孔に挿入してその信号により制御することとした。

3) 実機の製作

装置は大別すると照射装置、照射筒及び給排水装置より構成される。照射装置は前年度に製作した試作機と機能上、大きく異なるものではないが試作で一部不具合のあった点などは改良を加えた。

(1) 照射装置

装置の概要をFig. 4.3.11に示す。照射の手順を以下に記す。試料(シリコン)は裸で取扱いキャスク内及び照射中はホルダに入れる。リフトでキャスクにあらかじめセットしてあるホルダへ試料を入れる。ホルダは15本ありターレットによりキャスク内に回転する。回転し照射孔の位置へきたホルダはセット機構により受皿へ移される。受皿はアルミニウムチエンで吊下げられていて昇降回転機構により照射孔内へ降下する。指定位置で停止した受皿は照射中は回転して、照射熱中性子量分布の均一化を図る。照射量はSPNDにより計測され設定値に達すると回転は停止し巻上げられる。炉頂面下約1mの位置で停止し受皿、ホルダ構成材のアルミニウムの放射能の冷却を行う。その後再び上昇しキャスクへ収容されたホルダはリセット機構でターレット上の元の位置へ戻される。ターレットは回転し次の照射ホルダへ移る。この動作を繰返し連続して行う。各機構の連続動作、照射時間(照射量)及び照射位置はあらかじめインプットしたプログラムに従いマイクロコンピュータで制御する。また異常時対策(オーバーロード、アラームなど)も同時にインプットされている。

(2) 給排水装置

概略を Fig. 4.3.12 に示す。照射筒は外径 92mm, 内径 88mm のアルミニウム円筒状で内部にオンパワハンドリング時の遮蔽のため軽水を満たす。内外面は腐蝕防止のためアルマイト処理を施し, また外側面に SPND 挿入用のアルミパイプ (内径 2mm) を 2 本取付けた。孔内の軽水は原子炉運転による放射線分解, 不純物の放射化などが腐蝕の原因となるためサイクル毎の交換とし, 交換作業を容易にするため炉頂に給排水装置を設置した。給水は既設の燃料貯蔵プール水のラインから分岐し炉頂まで配管した。排水は放射能を考慮し地下に一時貯溜タンクを設け減衰を待って廃棄する。照射孔から汲上げる時は圧縮空気を用いる。

4) 試験運転

試験はコールドランにおいてはキャスクのハンドリング, 各機構部の動作状態の確認を行い, ホットランではキャスク遮蔽能力, 試料ハンドリングなどについて実施した。各機構部共に動作状態は順調でありハンドリングその他も良好な結果であった。キャスクの遮蔽厚は鉛 20cm である。線量率は試料を照射後キャスク収容時で表面約 10mR/hr であった。試料交換時 (3日間冷却後) では 1mR/hr 以下であり, 通常の 10MW 運転時の炉頂での BG とほぼ同等の値でありキャスクの遮蔽能力は充分であることが確認された。またハンドリング時, 試料 (シリコン) 自身の線量率は γ は BG, β は 0.4mR/hr であり遮蔽を特に必要としない値であった。今後は照射中の熱中性束分布の測定を主として行う方針である。

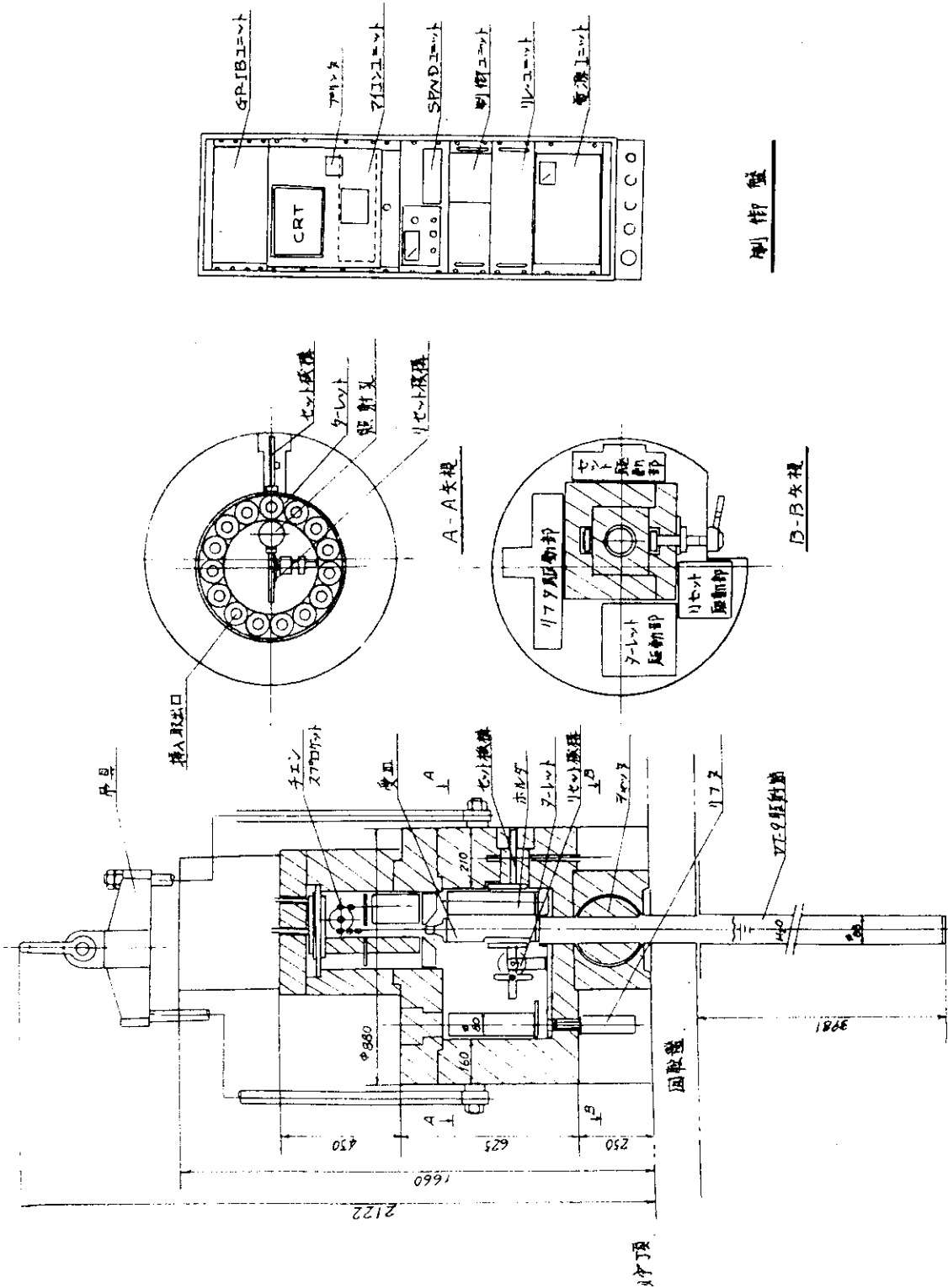


Fig.4.3.11 General view of flux flattening irradiation facility

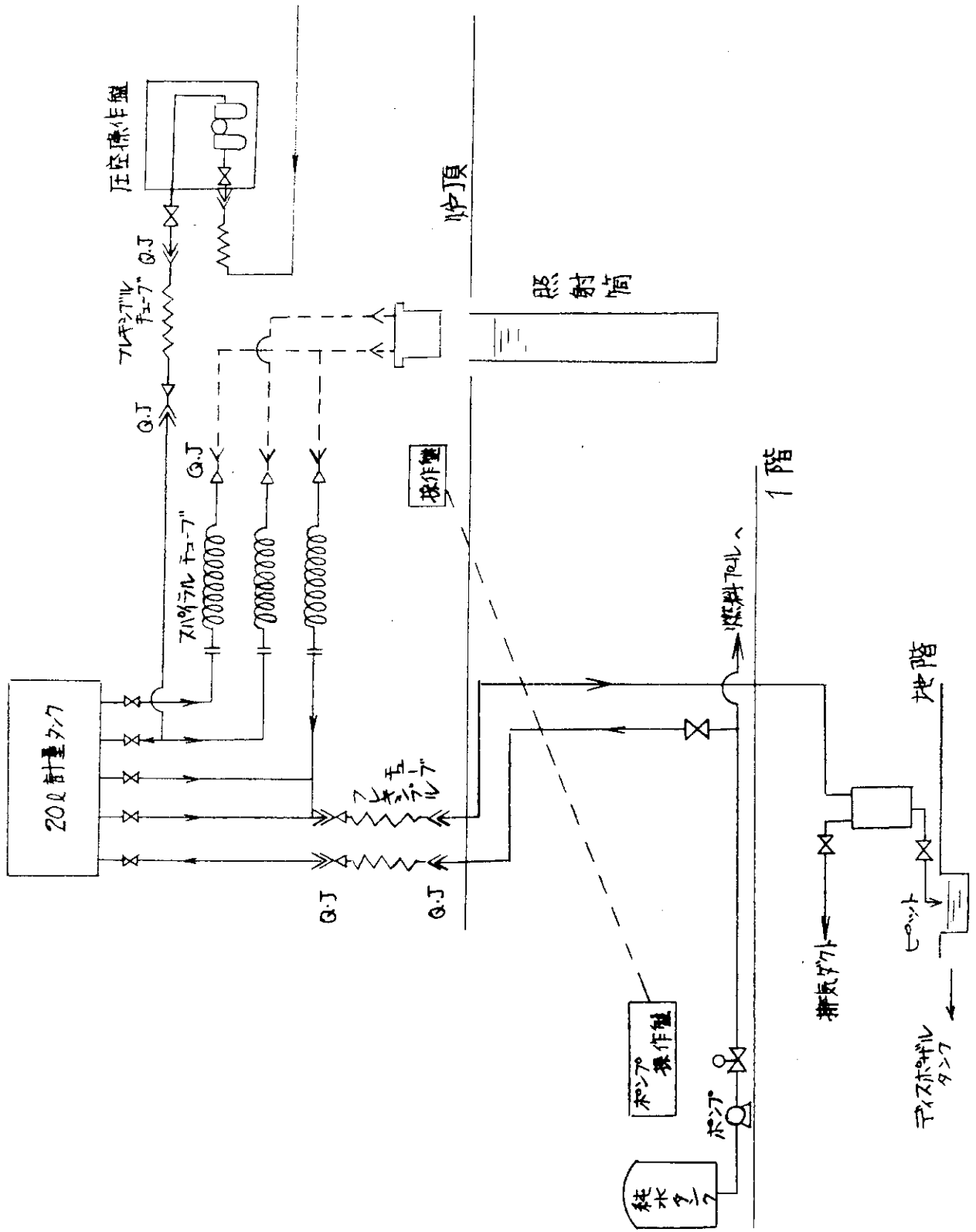


Fig.4.3.12 Flow chart of water supply and drain system

4.3.6 モリブデン-99製造用照射装置の開発調査 (Ⅲ)

1) はじめに

(n, r) 法による Mo の照射開発は、前年度までに基礎データの収集、照射孔の選定、ターゲット物質の選定、特性測定の評価、照射装置の設計及びグリッパの開発等を行ってきた。

今年度は、これらをもとに照射装置の製作及び試験照射を行った。

2) 照射装置の製作

Table 4.3.1 に照射装置の概略仕様を示す。照射装置は、JRR-2 運転中に、インコア照射孔 (6A 孔) 内のキャプセルの取出及び挿入を行うための装置であり、大別してハンドリングキャスク、移送コンテナ及び照射筒から構成されている。

Fig. 4.3.13 にハンドリングキャスクを示す。ハンドリングキャスクは、グリッパ 5 本 (#1 ~ #4 : キャプセル用, #5 : 遮蔽プラグ用) を鉛約 20cm の遮蔽体に内蔵し、その上部にグリッパ駆動用の昇降及びターレット機構を備えている。グリッパは昇降機構のドラムよりワイヤーで吊り下げられており、3 段階の過負荷対策 (ロードセル, トルクリミッタ, トルクテンダー) により、ワイヤー保護に十分な配慮を行った。下部遮蔽体は回転式のシャッターを付け、ハンドリングキャスク内部観察用にボアスコープ穴を胴体部に設けた。また側面には、グリッパ位置インジケータ及びロードセルメータ付の操作盤を取付けた。

Fig. 4.3.14 に移送コンテナを示す。移送コンテナは、照射したキャプセルを収納したハンドリングキャスクを上部に設置し、キャプセルを移送コンテナ内のドロアに移し換える事ができる構造とした。ドロアには 2 個のキャプセルを収納することができる。キャプセルを収納した移送コンテナは、ハンドパレットトラック (手動) にて、RI 製造棟まで移送される。

Fig.4.3.15 に照射筒を示す。照射筒は JRR-2 の 6A 孔に装荷し、原子炉運転中に、その内部をグリッパが昇降し、キャプセルの取出及び挿入ができる構造とした。重水液面下にはキャプセル冷却用の穴を設け、また昇降動作中に万一グリッパ又はキャプセルが装置から落下しても、正の反応度印加とならないように、照射筒内部の燃料領域中心部より底部までスペーサーを備えた。

3) 試験照射

JRR-2 の 6A 孔に照射筒を装荷した後、コールドランテストによりハンドリングキャスクの操作要領の確認及び習得を行った後、ホットランテストを行い、反応度測定及び遮蔽試験を実施し、R2-55-04 サイクルから試験照射に入った。結果を Table 4.3.2 及び 4.3.3 に示す。

最初の R2-55-04 サイクルに照射したキャプセルの ^{99}Mo 生成量は、目標の 3 割程度であり、グリッパの掴み及び離し動作もやや確実性を欠いていた。原因調査の結果、一次冷却水の流動により、キャプセルが約 30cm 浮上することが判明した。R2-55-05 サイクル以降の照射については、当面の対策として、鉛封入キャプセルを用いてキャプセルの浮上を抑えることとし、以後 R2-55-08 サイクルまで試験照射を行った。R2-55-05 サイクルからは、ほぼ目標どおりの ^{99}Mo 生成量が得られている。

今後は、試験照射で問題となったキャプセルの浮上対策として、照射筒の改良及び、グリッパの掴み及び離し動作の確実性を向上させるための、グリッパの改良を行う予定である。

Table 4.3.1 Specification of Mo irradiation equipment

照 射 装 置	仕 様
<p>ハンドリングキャスク</p> <p>遮 蔽 体</p> <p>グリップ</p> <p>ワイヤー</p> <p>昇降・ターレット機構</p>	<p>形 状：OD 570, ID 144, 1515 H</p> <p>材 質：Pb, SUS 304</p> <p>重 量：約 4000 kg</p> <p>形 状：φ 34, 250 ℓ</p> <p>材 質：A 1050, Ni, Pb</p> <p>員 数：5</p> <p>形 状：φ 15, 6000 ℓ</p> <p>材 質：Ni</p> <p>速 度：高速 1000mm/min, 低速 150mm/min</p> <p>ストローク：5100mm</p> <p>回 転：17sec/pitch</p>
<p>移送コンテナ</p> <p>遮 蔽 体</p> <p>ド ロ ア</p>	<p>形 状：500 × 620 × 580 H</p> <p>材 質：Pb, SUS 304</p> <p>重 量：約 1600 kg</p> <p>容 量：キャプセル 2個</p>
<p>照 射 筒</p>	<p>形 状：OD 41 (下部), ID 36, 3829 ℓ</p> <p>材 質：A 5056, A 6063, SUS 304</p> <p>摩 擦 圧 接 (A 5056 - SUS 304)</p>

Table 4.3.2 Results of reactivity measurement and shield test

反 応 度	照 射 筒	- 0.18		(%Δk/k)
	グ リ ッ パ	- 0.1		(%Δk/k)
	Mo キャプセル	- 0.1		(%Δk/k)
	Pb キャプセル	- 0.03 *		(%Δk/k)
遮 蔽 試 験	6 A 孔漏洩線量	回 転 盤 上 面	4	(mR/h)
		キャスク表面	0.7	(mR/h)
	遮 蔽 漏 洩 線 量 (収納直後)	キャスク表面	60	(mR/h)
		コンテナ表面	20	(mR/h)

*) R2-55-05 前に測定

Table 4.3.3 Result of irradiation test

(Ci/gMo)

サ イ ク ル		04	05	06	07*	08*
⁹⁹ Mo 生成量	前 週	0.6	1.45	1.48	1.77	2.09
					1.98	2.12
	後 週	0.79	2.0	1.54	2.53	2.89
						2.80

*) 07サイクル前週と08サイクルはキャプセル2個照射

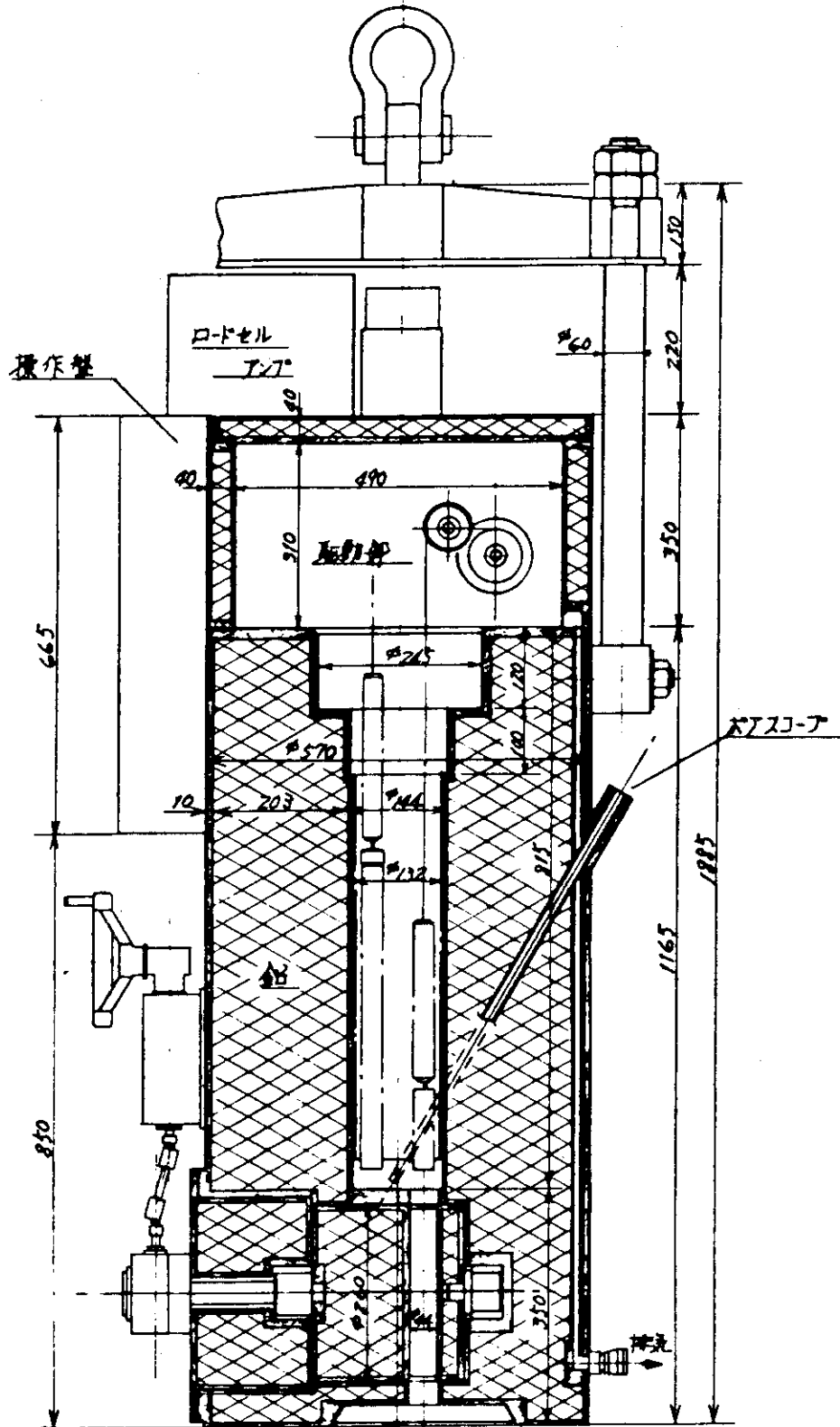


Fig. 4.3.13 Handling cask

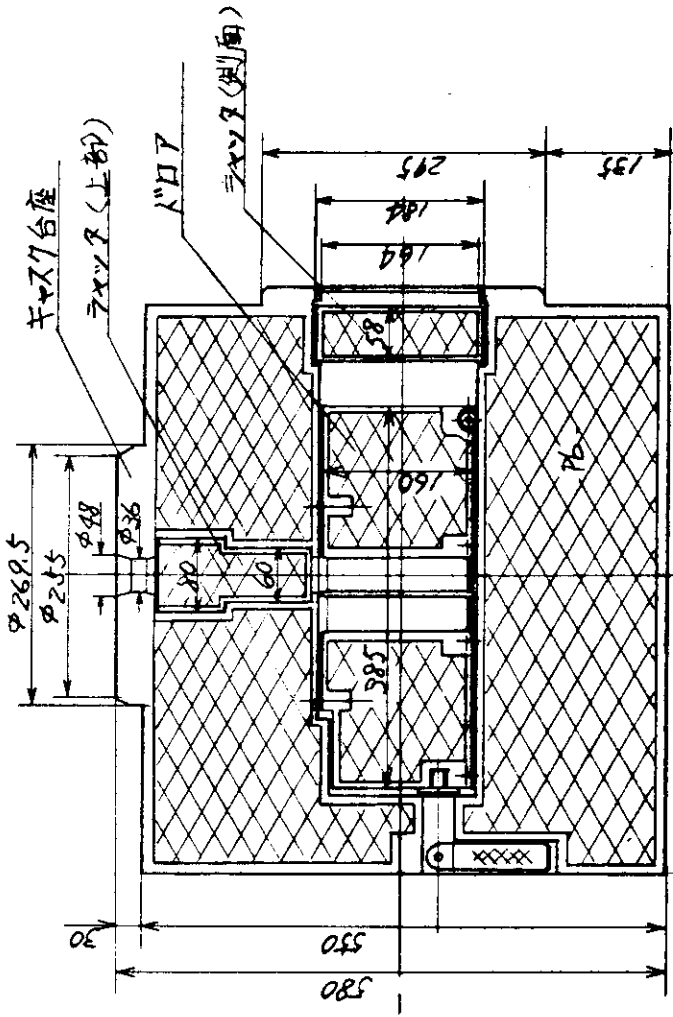


Fig. 4.3.14 Container

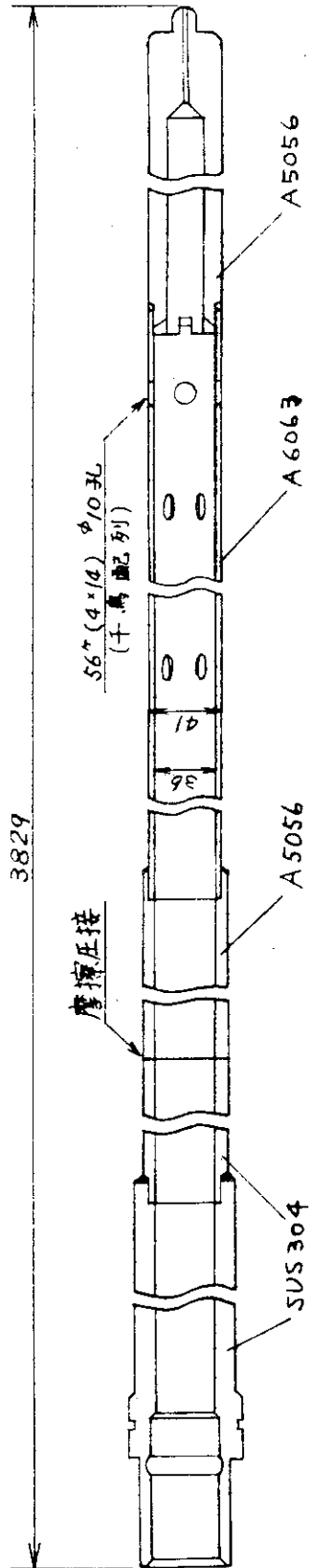


Fig. 4.3.15 Irradiation tube

4.3.7 原子炉燃料・材料のキャプセル照射試験

55年度は、インファおよびVT-1, 10, 11, 12の各照射孔において、燃料関係6本、材料関係9本、RI製造関係19本の照射を行った。これらのうち、5本は54年度から照射を継続し55年度に照射を終了したものであり、22本は55年度中に照射を開始し終了したもの、7本は55年度に開始し56年度以降に継続しているものである。Table 4.3.4にその一覧表を示す。

ここでは、燃料・材料照射キャプセルに関して、その特徴的な点について述べる。

1) 燃料キャプセル

燃料キャプセル6本のうち5本(ICF-28H, ICF-26H, V1F-24H, V0F-2H, V0F-8H)は、多目的高温ガス炉用燃料の研究開発を目的としたものであり、これらのキャプセルにより、 UO_2 核被覆粒子燃料及びそのコンパクト、 ThO_2 核被覆粒子燃料の照射挙動、伝熱特性などを調べる照射試験が行われている。これらのキャプセルは、照射中の試料温度が1100～1600°Cという高温での照射を特徴としており、それは混合ガス(He-NeあるいはHe-Ar)温度制御やキャプセル照射位置制御によって達成された。

残りの燃料キャプセル1本(V0F-9H)は、動燃事業団からの受託契約にもとづき実施した、中心温度計装付 UO_2 燃料ピンの照射試験である。計装燃料用高温熱電対の照射試験を目的としたもので、動燃より提供された燃料ピン(W-5/26%Re熱電対および気密端子付)により、ペレット中心温度最高2000°Cで所定の試験が実施された。

2) 材料キャプセル

材料キャプセル9本のうち6本(ICM-25H, ICM-24H, ICM-34H, V1M-25H, V0M-6, V0M-10)は、多目的高温ガス炉用材料の研究開発を目的としたものである。試料は、黒鉛材料、圧力容器用鋼材($2\frac{1}{4}Cr-1Mo$ 鋼)、耐熱合金(ハステロイ)などであり、それらの照射挙動を調べるものである。

他の2本(ICM-23H, V0M-5H)は、核融合炉材料の研究開発を目的としたもので、Mo合金の高温における照射クリープ試験、ブランケット材である Li_2O の中性子照射によるトリチウムの生成、放出挙動試験が実施された。

残りの1本(V1M-17H)は、軽水炉の安全性研究を目的としたもので、圧力器鋼材(A533B)の照射試験が行われた。

これらのキャプセルの構造例として、ICF-28H, ICM-25Hの組立図をFig. 4.3.16及びFig. 4.3.17に示す。

Table 4.3.4 Fuel and material irradiation capsule in JRR-2 (1980)

キャプセル名称	依頼研究室	試料	キャプセル構造	計装	制御	照射孔	照射量 (nvt)	照射サイクルNo (照射サイクル数)	照射温度 (°C)	キャプセル反応度 (‰/K)
ICR-M (2~15)	RI 製造	M ₀ O ₃	1 重気密	—	—	インコア6A	—	—	—	-0.3 (推定)
ICR-S (21~23)	RI 製造	S	1 重気密	—	—	インコア6A	—	—	—	-0.1 (推定)
ICM-25H	高温材料強度	黒鉛	2 重気密	CA T/C 4本	混合ガス	インコア6B	1.6 × 10 ²⁰ 1.5 × 10 ²⁰	54-12~01 (3)	500~800	-0.62
ICM-24H	黒鉛材料	黒鉛	2 重気密	WRe T/C 2本 CA T/C 5本	真空	インコア6B	—	0.4 ~	900~1100	-0.60
ICM-23H	材料物性	M ₀ , M ₀ 合金	1 重気密	CA T/C 5本	引張クリープ	インコア6C	1.5 × 10 ²⁰ 1.1 × 10 ²⁰	54-12~01 (3)	1200 (max)	-0.50
ICM-34H	高温材料強度	黒鉛	2 重気密	CA T/C 3本	混合ガス	インコア6C	3.4 × 10 ²⁰ 2.4 × 10 ²⁰	0.4 ~ 56-02 (6.6)	530~650	-0.27
ICF-28H	トリウム燃料	ThO ₂ , (Th+U)O ₂ 核被覆燃料粒子	3 重気密	WRe T/C 3本 CA T/C 3本	混合ガス	インコア6D	2.5 × 10 ²⁰ 1.3 × 10 ²⁰	54-11~01 (4)	1100~1200	-0.26
ICF-26H	燃料照射	UO ₂ 核被覆燃料粒子	3 重気密	WRe T/C 4本 CA T/C 3本	混合ガス	インコア6D	—	0.5 ~	1250~1450	-0.35
V1F-24H	燃料照射	UO ₂ 核被覆燃料粒子	2 重気密	WRe T/C 8本 CA T/C 3本 SPD 1本	混合ガス 位置調整	VT-1 (吊)	7.6 × 10 ¹⁹ 1.2 × 10 ¹¹	0.4 ~ 0.5 (2)	1400 (max)	-(0.01~0.31)
V1R-1 (10)	RI 製造	Ir	1 重気密	—	—	VT-1 (吊)	4.6 × 10 ¹⁹	0.4 ~ 0.5 (2)	—	-0.83 (含空ホルダ)
V1M-17H	構造強度	A533B 鋼	1 重気密	CA T/C 7本	ヒータ位置調整	VT-1 (吊)	2.7 × 10 ²⁰ 2.2 × 10 ¹²	0.7 ~ 0.8 (2)	230~270	-0.88
V1M-25H	高温材料強度	2 1/4 Cr-1M ₀ 鋼	1 重気密	CA T/C 5本	ヒータ位置調整	VT-1 (吊)	1.8 × 10 ²⁰ 1.8 × 10 ¹⁹	0.9 ~ 56-02 (16)	330~360	-0.55
V1R-C (10)	RI 製造	Cr	1 重気密	—	—	VT-1 (底)	3.2 × 10 ²⁰ 2.7 × 10 ²⁰	0.9 ~ 56-02 (16)	—	-0.09
VOF-2H	燃料照射	UO ₂ 核被覆燃料粒子 同コンパクト	3 重気密	WRe T/C 2本 CA T/C 5本	混合ガス 位置調整	VT-10	4.8 × 10 ²⁰ 1.3 × 10 ¹⁹	54-05~01 (10)	1600 (max)	-0.15以下
VOM-5H	燃料物性	Li ₂ O	2 重気密	CA T/C 6本	ヒータ スライプ	VT-11	2.4 × 10 ¹⁸ 9.6 × 10 ¹⁴	0.1 (1)	300 (max)	—
VOF-9H	動燃受託	中心温度許容(WRe T/C 気密端子)付 UO ₂ 燃料ピン	3 重気密	WRe T/C 2本 CA T/C 6本	ヒータ 位置調整	VT-11	2.4 × 10 ²⁰ 1.1 × 10 ¹⁹	0.4 ~ 0.6 (3)	2000 (max)	-(0.08~0.17)
VOF-8H	燃料照射	UO ₂ 核被覆燃料粒子	3 重気密	WRe T/C 6本 CA T/C 3本	混合ガス 位置調整	VT-11	2.4 × 10 ²⁰ 1.1 × 10 ¹⁹	0.8 ~	1400 (max)	-0.21
VOM-6	材料工学	Ni 基耐熱合金 Fe 基耐熱合金	リ-キ-	—	—	VT-12	6.3 × 10 ²⁰ 4.2 × 10 ¹⁹	54-09~01 (6)	—	-0.15
VOM-10	材料工学	Fe 基耐熱合金	リ-キ-	—	—	VT-12	—	0.4 ~	—	-0.16

* JRR-2改修後の特性測定結果 (JAERI-M-6943) から算出, 上段: 熱中性子 下段: 速中性子 (> 1MeV). 炉心軸方向位置はキャプセル試験部中心, 55-09, 56-03サイクルは中止.
56-01サイクルは1695hr. 他は, 1サイクル=2655hr

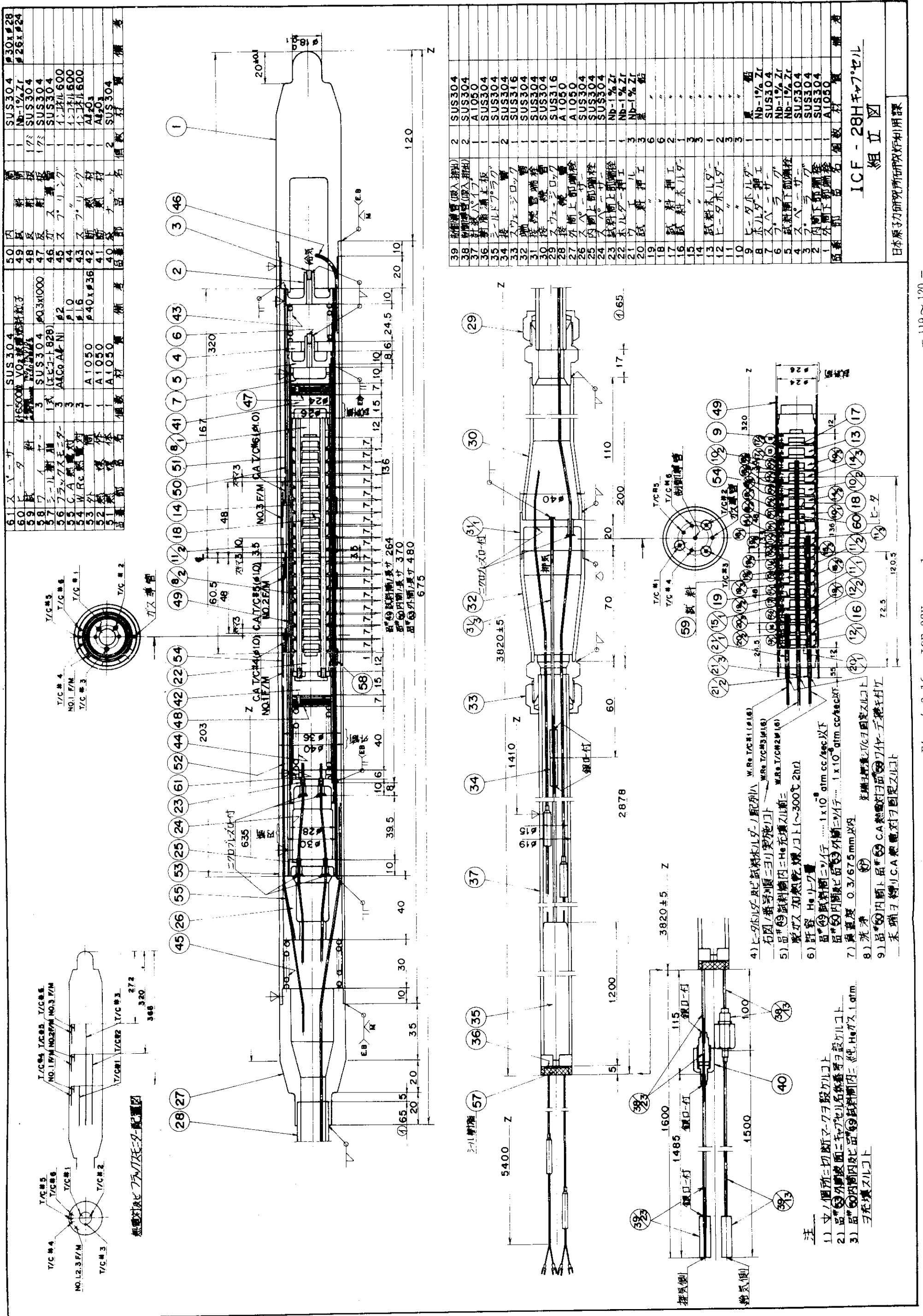
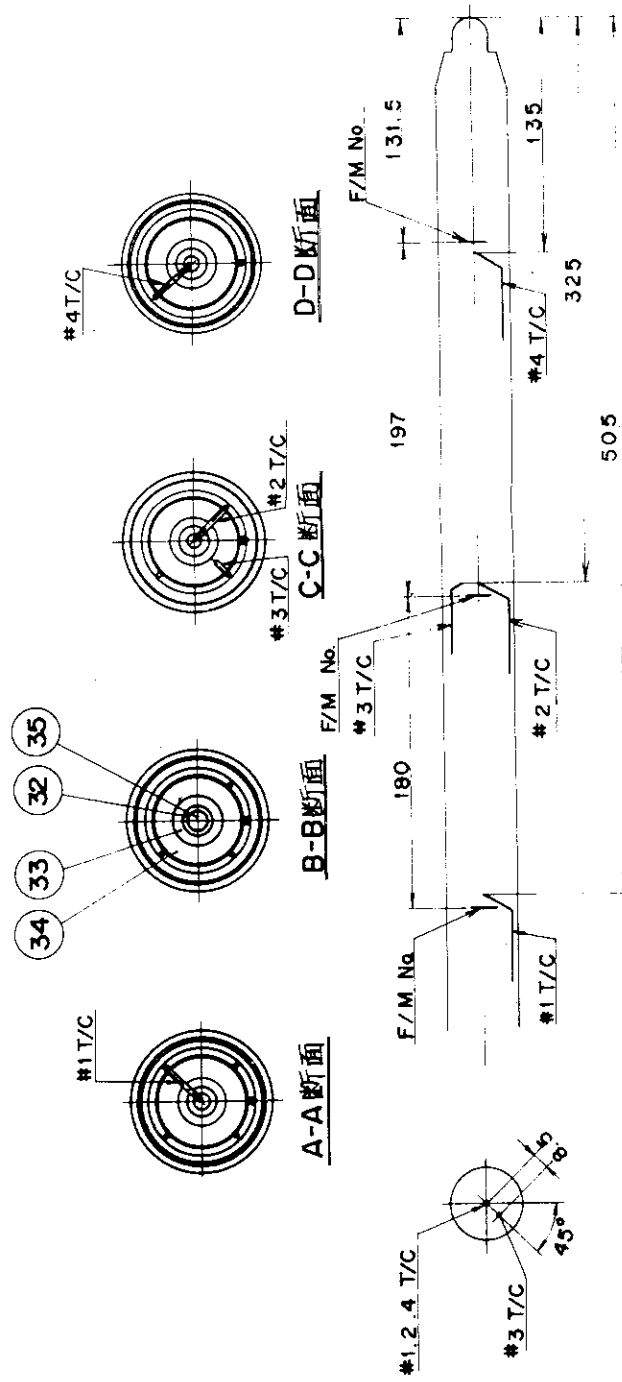
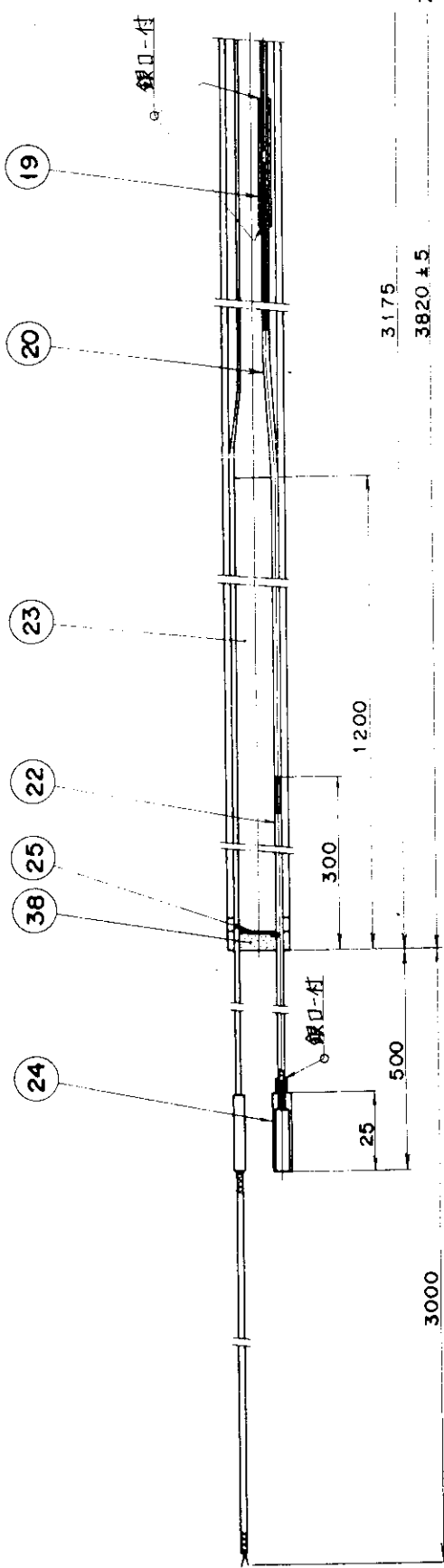
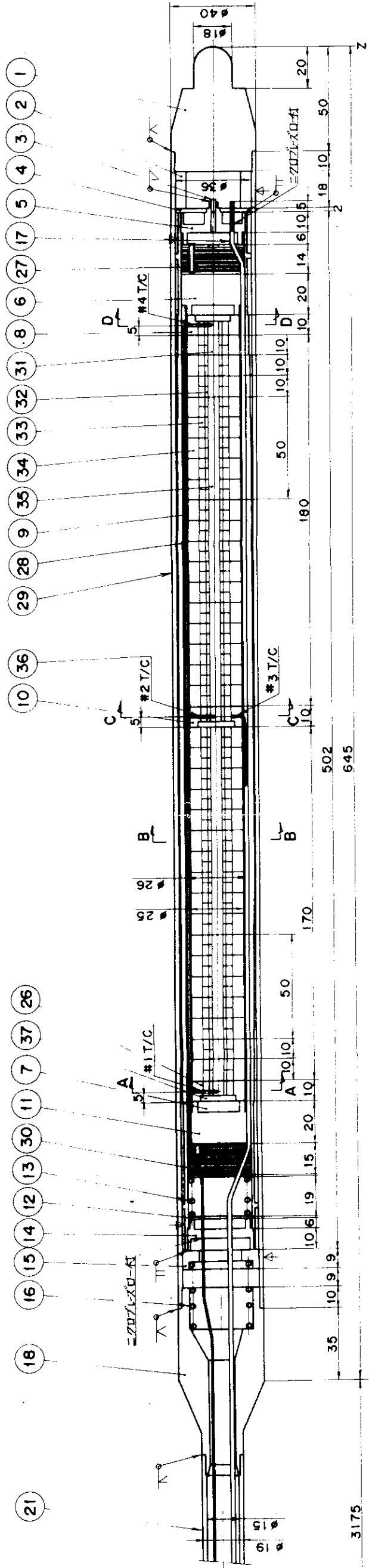


Fig. 4.3.16 ICF-28H capsule



図番	部品名	個数	材料	備考
38	ニール樹脂	1	EP-828	
37	ニール樹脂	3	ニール樹脂	
36	ニール樹脂	4	SUS被覆	
35	ニール樹脂	6	黒鉛	
34	ニール樹脂	35	"	
33	ニール樹脂	70	"	
32	ニール樹脂	70	"	
31	ニール樹脂	5	黒鉛	
30	ニール樹脂	1	SUS304	
29	ニール樹脂	1	Al050	
28	ニール樹脂	1	SUS304	
27	ニール樹脂	1	SUS304	
26	ニール樹脂	1	黒鉛	
25	ニール樹脂	1	SUS304	
24	ニール樹脂	2	SUS304	
23	ニール樹脂	1	SUS304	
22	ニール樹脂	1	Al050	
21	ニール樹脂	1	SUS304	
20	ニール樹脂	1	SUS304	
19	ニール樹脂	1	Al050	
18	ニール樹脂	1	SUS304	
17	ニール樹脂	1	SUS304	
16	ニール樹脂	1	黒鉛	
15	ニール樹脂	1	Al050	
14	ニール樹脂	1	SUS304	
13	ニール樹脂	1	Al050	
12	ニール樹脂	2	SUS304	
11	ニール樹脂	1	SUS304	
10	ニール樹脂	1	黒鉛	
9	ニール樹脂	1	SUS304	
8	ニール樹脂	1	黒鉛	
7	ニール樹脂	2	SUS304	
6	ニール樹脂	1	SUS304	
5	ニール樹脂	1	SUS304	
4	ニール樹脂	1	Al050	
3	ニール樹脂	1	SUS304	
2	ニール樹脂	1	Al050	
1	ニール樹脂	1	Al050	

ICM-25H キャプセル
組立図

日本原子力研究所研究所利用課

熱電対及びピラックスモニター位置図

Fig. 4.3.17 ICM-25H capsule

4.3.8 計装燃料用高温熱電対の照射試験

1) 概 要

高速実験炉「常陽」の計測線付き燃料集合体の安全性評価に関する高温熱電対及び耐熱気密端子の炉内照射データを得ることを目的として、54年5月動力炉・核燃料開発事業団（以下PNCと記す）から受託した「計装燃料用高温熱電対の照射試験」は、JRR-2の垂直照射孔VT-11を使用して55年11月から56年1月にかけて3サイクルにわたる照射試験を実施し、タングステン・レニウム高温熱電対（2本）による UO_2 ペレット中心温度の測定を行うとともに耐熱気密端子の照射下特性に関するデータを得ることができた。

照射試料となるタングステン・レニウム高温熱電対と耐熱気密端子はPNCから支給を受け、計装キャプセル（V0F-9H）の設計・安全解析及び照射試験を研究炉利用課が実施し、燃料ピンの組立て及びキャプセルの製作は技術部工作課が担当した。

照射試験においては UO_2 ペレット中心温度約2000°Cの高温域において延べ747時間に及ぶ長時間の安定した指示が得られ、タングステン・レニウム熱電対の高温照射実績として有益なデータが得られた。また、2本のタングステン・レニウム熱電対は燃料ピンの上部及び下部端栓側から UO_2 ペレット中央部の近接位置に挿入しており、熱電対の型式として接地型と非接地型のそれぞれ異なる2つのタイプを用いたことから、照射中の UO_2 ペレット中心温度を両者で同時に計測し、型式の相異による照射データの相互比較を行うことができた。さらにキャプセル内の熱媒体内のCA熱電対2本による半径方向の温度差データから、 UO_2 ペレット中心温度と線出力密度の関係が把握できた。ここではこれら本照射試験の概要を述べる。

2) キャプセルの構造

本照射試験に用いた計装キャプセルV0F-9Hは、 UO_2 燃料ペレット、ステンレス鋼被覆管からなる中心温度測定用計装燃料ピンを試料部とし、燃料ピン両端の気密端子部にそれぞれ独立した2組のヒータ加熱部を有するヒータ温度制御型計装照射キャプセルである。燃料ピンは軽水炉タイプの中空 UO_2 ペレット（濃縮度5.5%）、SUS-316製被覆管を用い、接地型、非接地型タングステン・レニウム熱電対各1本を UO_2 ペレット中央部に取付け、上下の端栓部に組込まれた耐熱気密端子を介して熱電対が引き出される構造となっている。耐熱気密端子部は、高速実験炉「常陽」の炉内温度環境を想定して約700°Cに加熱できる構造とした。このキャプセルは照射試験後にホットラボにおいて解体試験に供され、とくに気密端子部の照射影響を調べることも目的とされているため、解体時の種々の制約が考慮されたキャプセル構造となっている。

Table. 4.3.5に UO_2 ペレットの仕様を、

Table. 4.3.6に燃料ペレット中心用高温熱電対仕様を示す。また、

Fig. 4.3.18に試料燃料ピン組立図を、

Fig. 4.3.19にV0F-9Hキャプセル組立図を示す。

3) 照射試験結果

V0F-9Hキャプセルの照射試験はJRR-2VT-11孔においてR2-55-04, 05, 06サイクルの3サイクルにわたって実施した。VT-11孔では今年度新たに設置した位置調整照射装置を使用することができたため、燃料ピン中央部の UO_2 ペレットによる核分裂発熱と上部、下部の各気密端子部のヒータ出力調整とを相互に制御可能な状態で照射試験を行うことができた。

Fig. 4.3.20 に照射試験時のデータ記録系及びヒータ温度制御系の構成を示す。

照射試験の結果、 UO_2 ペレット中心温度 $1800\sim 2000^\circ\text{C}$ の目標温度を達成することができ、3 サイクル間延べ 747 時間の長時間にわたるタングステン・レニウム熱電対の安定した温度指示が得られた。

Fig. 4.3.21 に照射試験全期間にわたる原子炉運転履歴及びキャプセル温度指示経過を示す。

Fig. 4.3.22 に VOF-9H キャプセルの照射試験中の各部温度分布を示す。

タングステン・レニウム熱電対の高温照射中のデータのうちとくに特徴的な点として、 1800°C 以上の高温域において 700 時間以上に及ぶ長時間の照射が続けられたにもかかわらず一般に云われるような核変換による起電力低下の現象が見られず安定した指示が得られたこと、国内における照射データの少い接地型^{注1)}の方が非接地型のものに比べてより安定した温度指示を示したことがあげられる。

また、耐熱気密端子部に関しては、照射中にヒータ熱による温度依存特性を測定したが、上下の気密端子双方とも気密端子部を昇温することにより熱電対信号の起電力低下と一時的な断線状態が生じる現象が見られた。この現象はヒータ加熱を止めると正常に回復することから、タングステン・レニウム熱電対それ自身ではなく気密端子部の芯線接続部等に何らかの欠陥が生じていることを示しており、これについては、今後ホットラボにおいて実施される本キャプセルに関する一連の照射後試験の中で詳細に調査されることとなっている。

注1)

タングステン・レニウム熱電対の燃料中心温度測定に関する海外における使用例では非接地型に比べて接地型の方が多く使用されているが、国内に於てはあまり例がなく、例えば原研に於ける計装キャプセルの使用実績では殆どが非接地型を用いている。

Table 4.3.5 Specifications of UO₂ pellet used in VOF-9H capsule

	濃 縮 UO ₂ ペレット	天 然 UO ₂ ペレット
濃 縮 度	5.477 % [*]	天 然
ペレット個数	14 個	2 個
UO ₂ 重量	121 g	17 g
U 重量	106.6 g (U%=88.14%)	15 g (U%=88.15%)
U-235 重量	5.84 g	
ペレット外径 (mm)	規格値 10.50 ± 0.01 (実測値 [*] 10.50)	規格値 10.40 ± 0.01 (実測値 [*] 10.40)
“ 内径 (中心穴)	1.90 ± 0.1 (1.92)	± 0.1 (1.90)
“ 高さ (mm)	10 ± 1 (9.88~10.06)	± 1 (9.90~10.04)
密 度 (%T.D)	92 ± 3 (93.9~94.2)	± 3 (93.0~93.2)
スタック長さ (mm)	140 (EUO ₂)	20 (NUO ₂)
	160 mm	

Table 4.3.6 Specifications of tungsten rhenium thermocouples

	測 温 部						リ ー ド 線 部			備 考
	シース材質	外径	熱接点	絶縁材	素線材	外径	シース材	絶縁材	素線材	
上部用 (T/C#1)	Mo- 50%Re	1.13	接地 [*]	BeO	W5Re W26Re	0.97	AISI -347	MgO	Alloy 405/426	W5Re-Alloy 405 ⊕ W26Re-Alloy 426 ⊖
下部用 (T/C#2)	Mo- 50%Re	1.1	非接地	BeO	W5Re W26Re	1.53	AISI -347	MgO	Alloy 405/426	

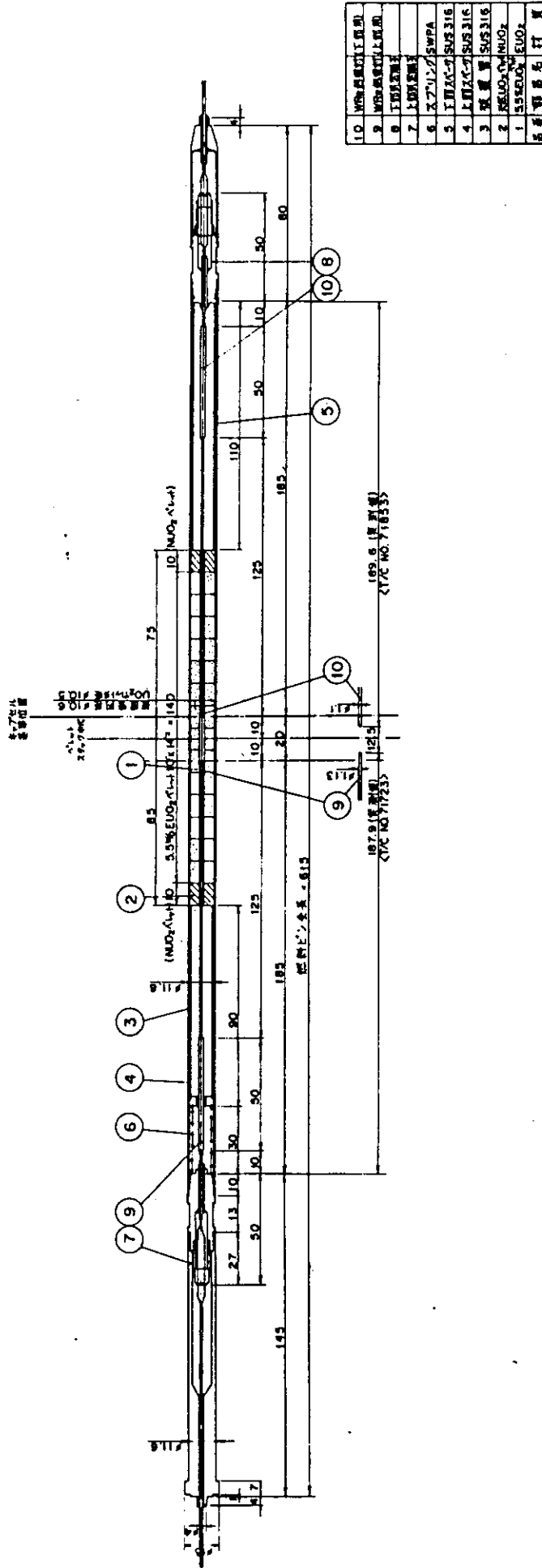


Fig. 4.3.18 Instrumented fuel pin of VOF-9H capsule

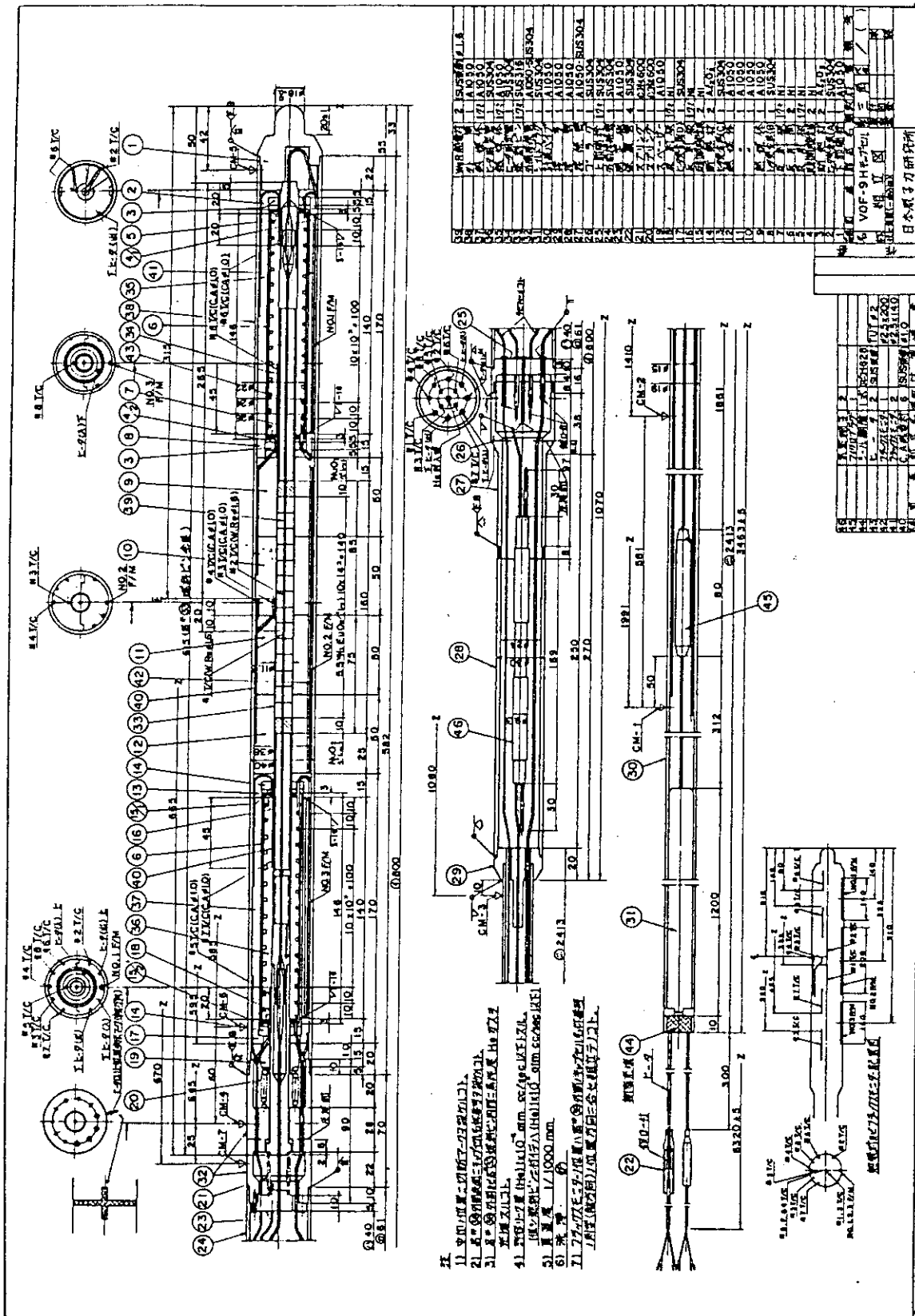


Fig. 4.3.19 Cross section of VOF-9H capsule

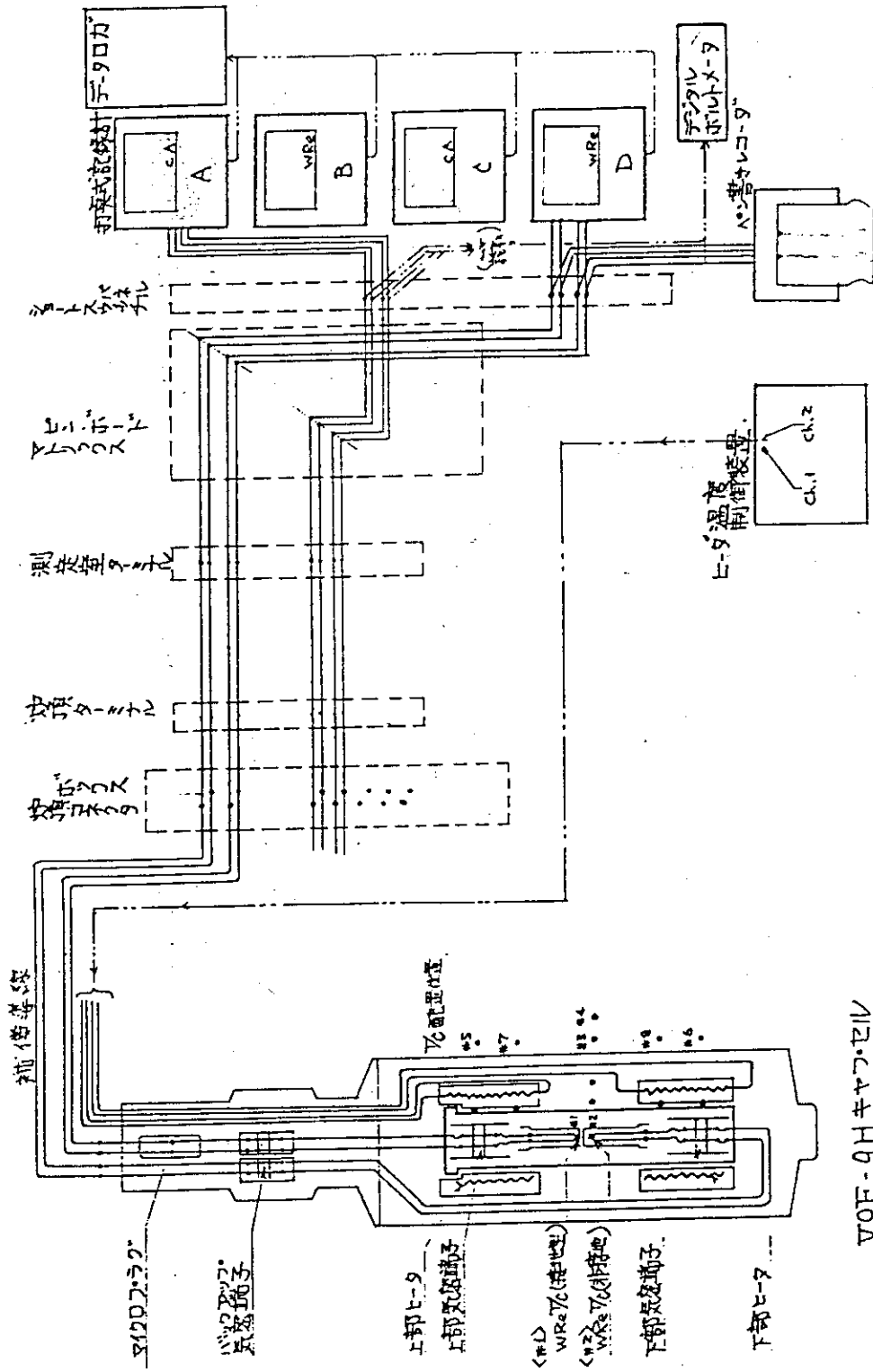


Fig. 4.3.20 Schematic diagram of instrumentation and heater control system for the VOF-9H capsule

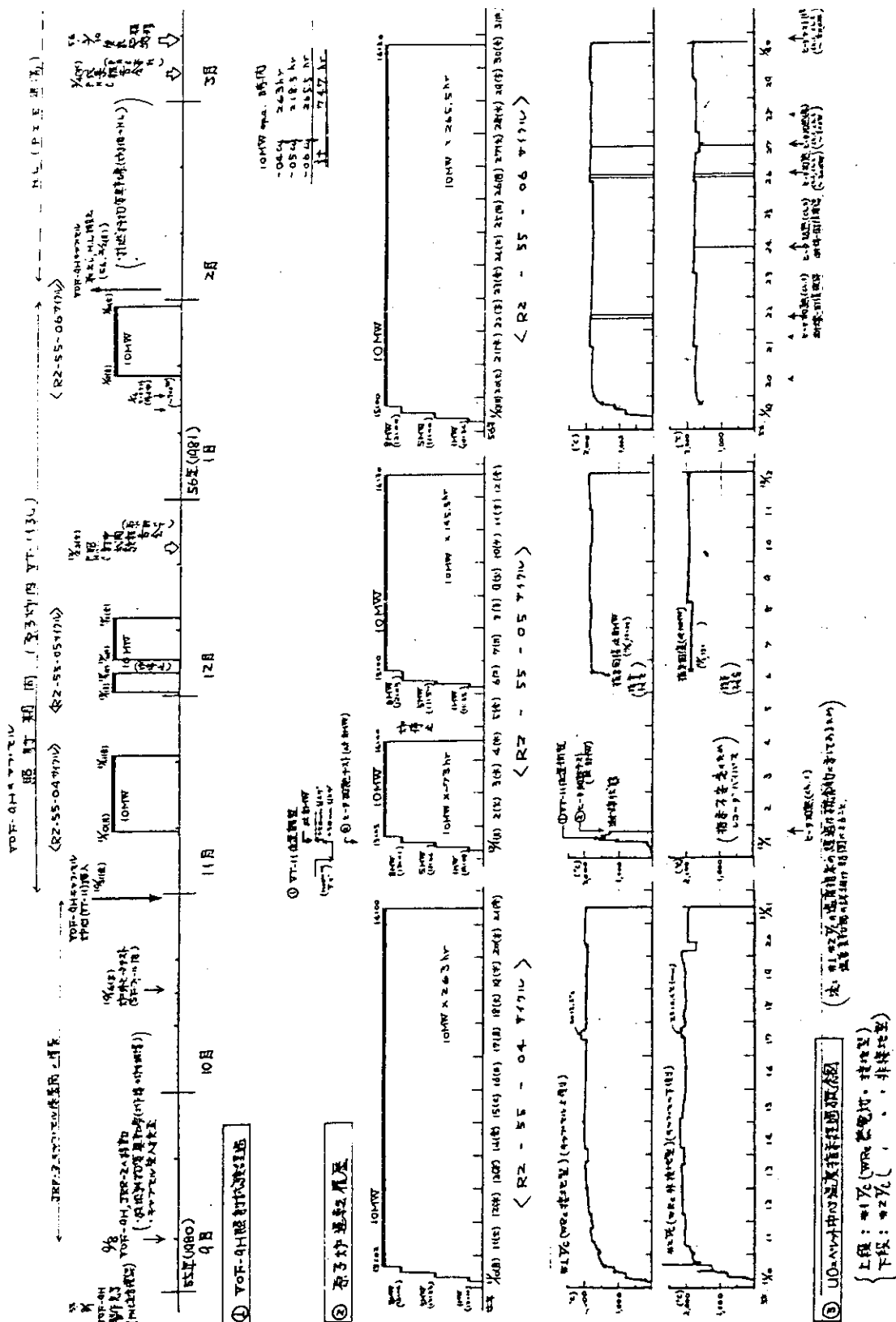


Fig. 4.3.21 Irradiation history and temperature records in VOF-9H capsule

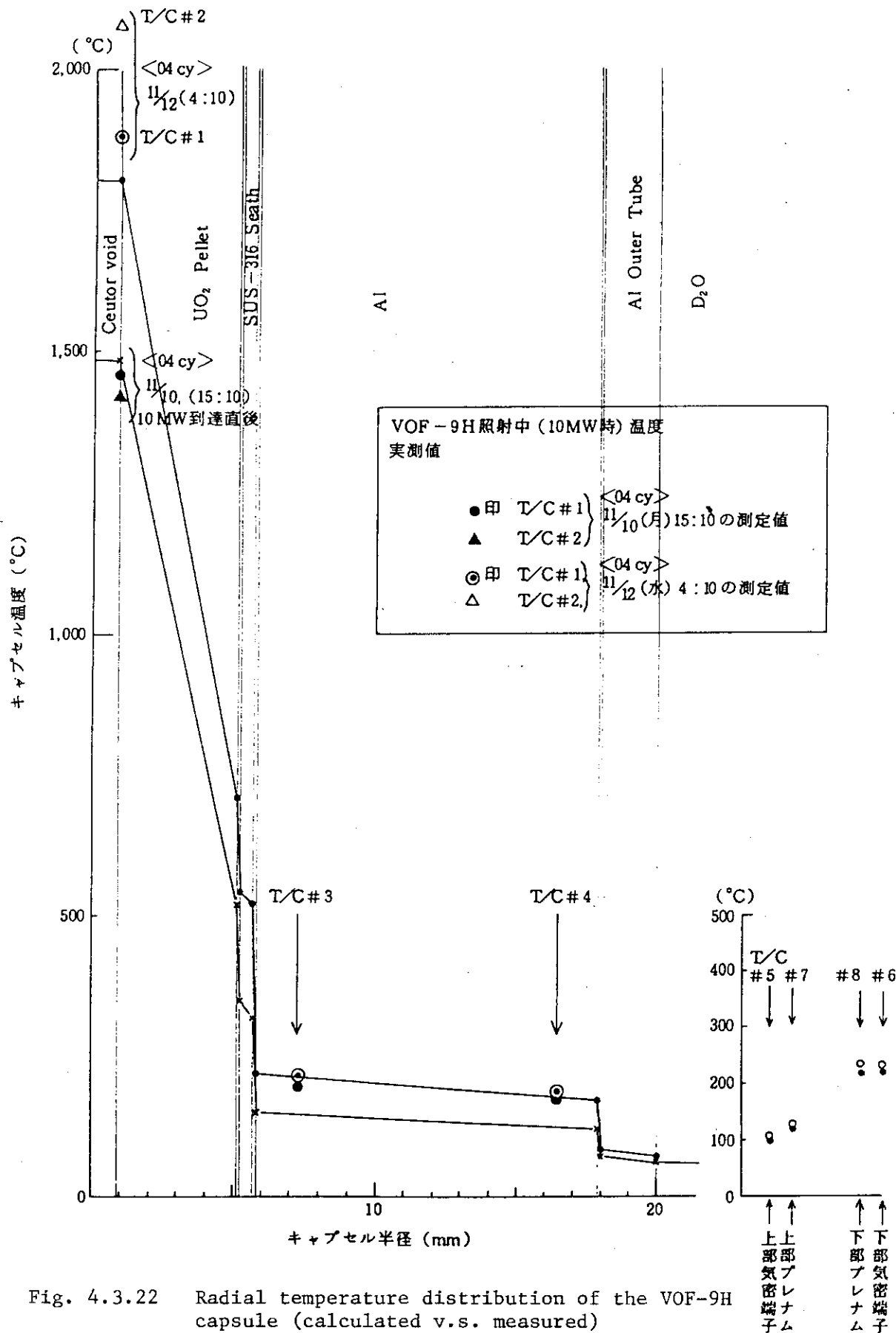


Fig. 4.3.22 Radial temperature distribution of the VOF-9H capsule (calculated v.s. measured)

4.3.9 Li_2O ペレットからのトリチウム放出挙動に関する照射試験

1) はじめに

酸化リチウム (以下 Li_2O) は核融合炉ブランケット材料として着目されている材料である。その中性子照射挙動の知見を得るため、一連の照射試験が行われてきたが、今年度は中性子照射下におけるトリチウムの放出挙動の照射温度依存性を知るための照射試験を行った。

2) 照射試験キャプセル

キャプセル (VOM-5H) の概要を Fig. 4.3.23 に示す。キャプセルは Li_2O ペレット 3 箇を SUS 304 被覆管に封入し、その外側をシースヒータを巻きつけた SUS 304 ヒータブロックとし、アルミ熱媒体等とともに SUS 304 外筒に封入した構造である。試料を封入した被覆管の上下端栓には各々ガス導管を設け、炉外から He/H_2 ガスを流すことによって、生成・放出したトリチウムをサンプリングすることができる。キャプセル内に配置した熱電対は 6 本であり、試料中心はじめ主要部位の温度を連続測定することができる。また、流出ガスの導管内には、トリチウム水の凝縮を防ぐためマイクロヒータを組込んでいる。

3) 照射

照射試験は R2-55-01 サイクルに行なった。照射孔は VT-11 を使用し、炉心中心から上方約 88cm の位置にキャプセルをセットし、熱中性子束 $1.2 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ での照射を行った。

ヒータ出力 0 のときの試料中心温度は約 60°C であったが、順次ヒータ出力を増大して、100、150、200 及び 250°C の各ステップにおいて、かつ昇温モード、降温モードとしたときの放出量を測定した。

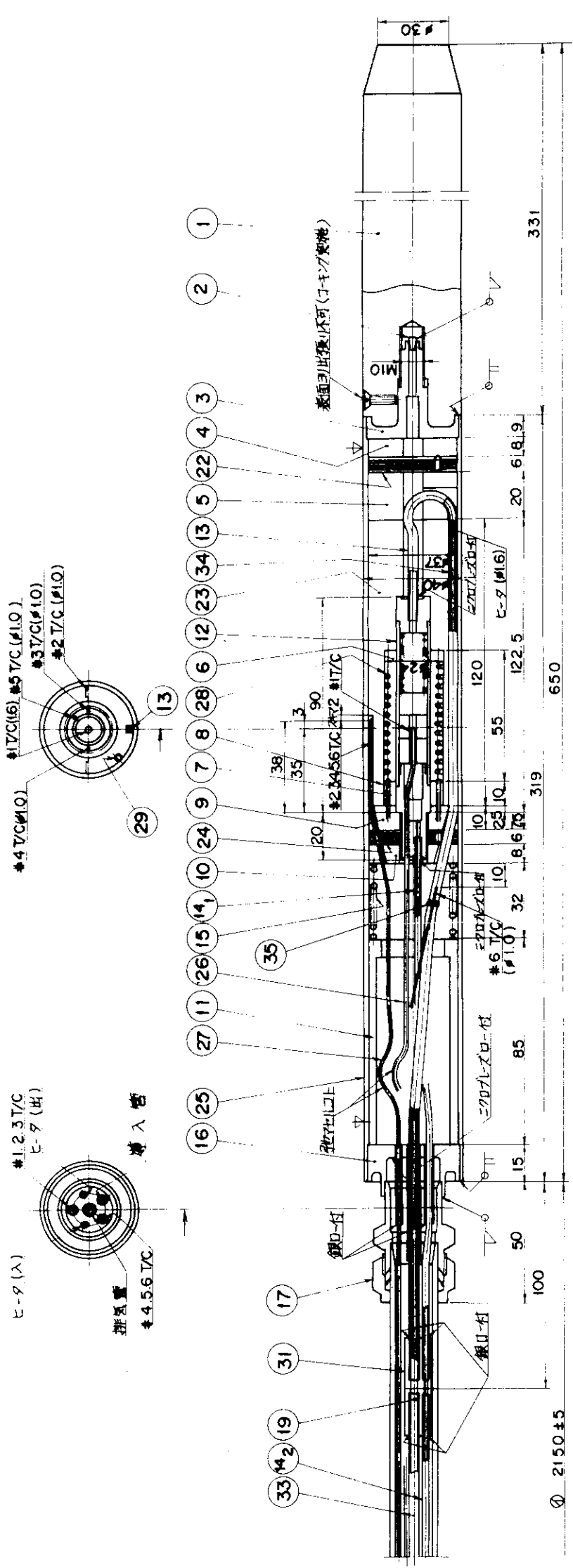
4) 測定

生成・放出トリチウムの捕集及び測定は Fig. 4.3.24 に示すシステムで行った。サンプリングガスはヘリウムに 1% の水素を混入した混合ガスにより約 80 ml/min の流速とし、トリチウムを含む流出ガスをガスフロー型比例計数管で測定した。

5) おわりに

このキャプセルでは、 450°C までの温度依存性を試験する計画であったが、ヒータ容量及びヒータブロックと熱媒体とのギャップ寸法の不足により 250°C までの範囲にとどまった。現在製作中の VOM-7H では、この点を改良し 700°C までの範囲での照射試験を予定している。また、トリチウム水の凝縮を防ぐためガス導管に組み込んだマイクロヒータは、その使用によっても放出量に影響がなかったことから、導管内凝縮は生じていないと考えられ、VOM-7H ではこの方法を取りやめている。

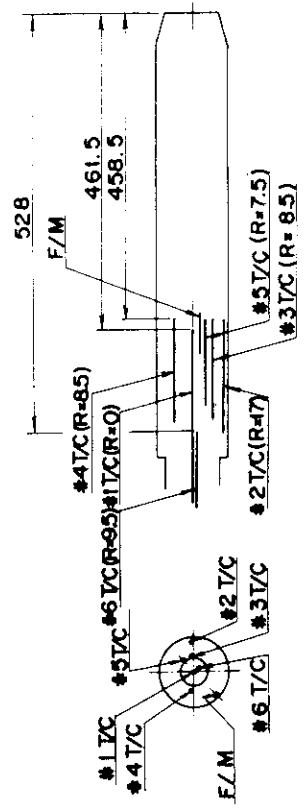
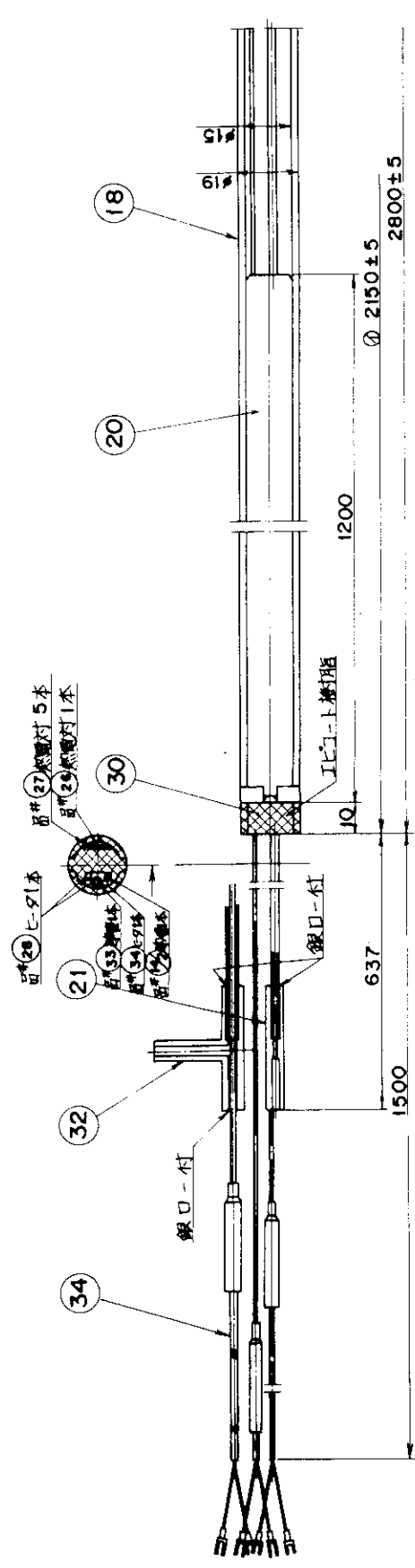
この実験では、試料から生成・放出したトリチウムの大部分はスタックから放出された。この量は約 140 mCi である。JRR-2 からは、通常 $1 \sim 2 \text{ Ci/月}$ のトリチウムが放出されており、この実験による放出量は、これより低い。今後、特に中性子照射量の高い領域での実験にあたっては、トリチウムの捕集方法の確立が必要である。



35	縛り紐	1	SUS 304	φ0.5x300
34	ヒータ	1	SUS 304	φ1.6
33	T 字 板	1	SUS 304	
32	接 指	1	SUS 304	
31	接 指	1	SUS 304	
30	樹脂	1	式	
29	ワッシャー	1	3x30	
28	ヒータ	1	出力 1KW	
27	C.A 熱電対	5	SUS 熱電対	φ=4000, φ10
26	C.A 熱電対	1	SUS 熱電対	φ=4000, φ16
25	外 反 射 板	1	SUS 304	
24	外 反 射 板	1	SUS 304	
23	熱 保 料 板	1	A1050	
22	熱 保 料 板	1	SUS 304	
21	接 指	1	SUS 304	
20	ニードル	1	SUS 304	
19	接 指	1	SUS 304	
18	保 護 管	1	A1050	
17	スチール	1	SUS 316	
16	外周上部端栓	1	SUS 304	
15	スプリング	1	インコニル 600	
14	導入口	2	SUS 304	
13	排気管	1	SUS 304	
12	封料	1	SUS 304	
11	スパー	1	SUS 304	
10	熱電対	1	A4201	
9	熱電対	1	A1050	
8	ヒータ	2	SUS 304	
7	ヒータ	1	SUS 304	
6	ヒータ	1	SUS 304	
5	熱電対	1	A1050	
4	熱電対	1	A4201	
3	外周下部端栓	1	SUS 304	
2	フッ素	1	SUS 304	
1	スパー	1	A1050	
品番部 品名 欄 数 材 質 備 考				

VOM-5H キャプセル 組立図

日本原子力研究所研究炉利用課



熱電対及びヒータモーター配置図

Fig. 4.3.23 VOM-5H capsule

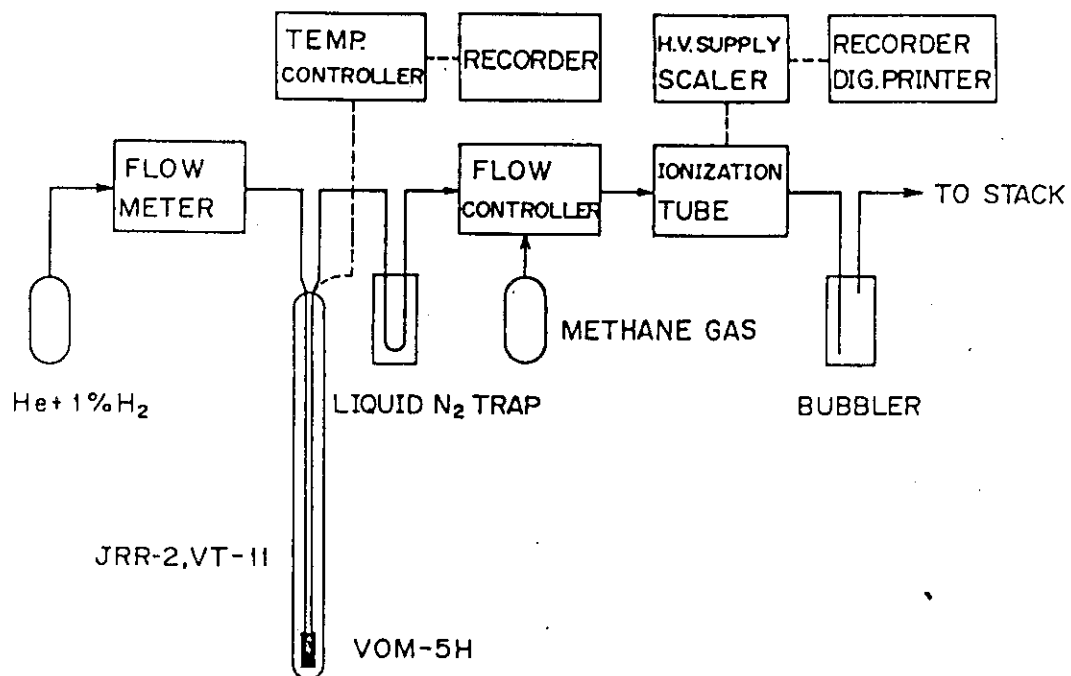


Fig. 4.3.24 Schematic flow diagram for in-pile measurements of tritium release from Li₂O pellets

4.4 ホットラボの技術

4.4.1 J_{IC}破壊じん性試験

1) 概要

原子炉圧力容器鋼材の構造安全性評価の一貫として、国際的にも破壊力学に基礎をおく破壊じん性試験法の確立に対応する体制が望まれている。これらの動向をふまえ、今回、ホットセルにおいて構造強度研究室との協力により、非線型破壊力学に基づく小型試験片（シャルピ衝撃試験片サイズ）を用いた三点曲げによる照射材のJ_{IC}破壊じん性試験を実施したので、これらセル内での試験に関する種々の手法等について述べる。

なお、試験片、疲れき裂入り試験片 ($a/w \approx 0.5$) を使用した。

2) 破壊じん性試験装置

装置の概略をFig. 4.4.1に示す。試験機本体は、容量5トンの引張試験機で、圧縮による三点曲げ試験を行うため、ASTM規格に基いて製作した三点曲げ治具を試験機のクロスヘッド下部に装着した。

本治具は、クリップゲージを試験片上部に装着することを考慮し、三点曲げを行う支点は、上部2点、下部1点とした。このため、試験片セット時における芯出し装置としてFig. 4.4.2に示すような装置を下部支点台座に設け試験片が荷重中心点にセットされる構造となっている。

また、電位差法によるき裂発生点検出のため、試験片に供給される電流 (DC 約 10 A) が、三点曲げの上部支点となる2個のローラーを介して上部支点間及び、治具全体にまわり込み、種々雑多の雑音、出力電圧の変動をもたらす。これを防止するため、上部支点は絶縁対策を施し、また下部支点には、試験ごとに試験片と支点ローラー間に耐圧絶縁材であるファイバプレートあるいは雲母板をはさみ込み、同様に絶縁処理を行い、試験精度の向上を図っている。

恒温槽は、液相式とし、昇降装置を用いて三点曲げ治具の下方より上昇する構造で、低高温両域にわたり試験片の温度コントロールが可能である。低温環境とするためには、槽内にアルコールを満し、らせん状に巻いた冷却管の中を液体窒素を通過させることによりアルコールの温度を下げ、浸漬された試験片を冷却する。また高温には、シリコンオイルを用い、槽底部に配したシーズヒータと温度調節器によって油温のコントロールを行う。なお、冷却、加熱時における槽内の均熱性を高めるため、槽底部に窒素ガスを噴出させるパイプを配し、試験中は常時噴出状態にすることにより槽内攪拌を行い、温度の均一化を計っている。

電位差法によるき裂発生点検出のため、試験片への通電用及び電位差検出用リードワイヤ（計4本）の取付けは、Fig. 4.4.3に示す遠隔操作型ハンダ付け装置を用いて行った。リードワイヤは、液相中に浸漬されるのでテフロン被覆の電線を使用し、端末には、入出力ケーブルと遠隔で簡単に接続できるよう、表面に金メッキを施したコンタクトピンコネクタを取付けた。

(1) 装置の主な仕様

イ) 試験機本体

インストロン引張試験機	TT-CM-L
容量	5 ton
クロスヘッド速度	0.05 ~ 50 mm/min

- | | |
|-----------------------|-----------------------------|
| チャート速度 | 2 ~ 500 mm/min |
| ロ) 恒温槽 | |
| 温度範囲 | - 100 ~ 200 °C |
| 内容積 | 約 16 ℓ |
| 使用ヒータ | シーズヒータ 1 kw / 100 v |
| 温度調節器 | 千野E 500 |
| センサー | Pt 測温抵抗体 |
| 攪拌方式 | N ₂ 噴流方式 |
| 昇降装置 | 電動, ネジ式 |
| 昇降距離 | 約 350 mm |
| ハ) 遠隔操作型ハンダ付け装置 | |
| ハンダゴテ容量 | 200 w / 100 v |
| 昇降装置 | 電動, ネジ式 |
| ニ) 定電流電源装置 | |
| 菊水電子 PAD - 16 - 50 L | |
| 出力 | 0 ~ 50 A, 0 ~ 16 V |
| ホ) マイクロボルトメータ | |
| 東亜電波工業 PM - 18 R | |
| レンジ | 300 μv / 1,000 μv フルスケール |
| 測定精度 | ± 2 % フルスケール |
| ドリフト | ± 3 μv / h 以下 |
| ヘ) 投影機 | |
| ニコン万能投影機 6C - 2 遠隔操作型 | |
| レンズ | × 10, × 20, × 50 |
| X - Y ステージ | ニコン A 2 型ステージ |
| ステージ変位検出器 | 東邦電子 D - 50 型
光電式マイクロメータ |

3) 供試材及び試験片

本試験における供試材は、国産の板厚 250 mm の ASTM A 533 B c.l. 1 (JIS SQV 2 A 相当) であり、JMTR にて照射された照射温度約 300 °C、中性子照射量 2×10^{19} n/cm² (> 1 MeV) の試験片である。寸法は Fig. 4.4.4 に示すとおりで、ノッチ部には予め、疲れき裂 ($w/a = 0.5$) を導入したものである。

4) 試験方法

以上の装置を用いて、- 50 °C ~ 80 °C の温度下において次の要領で試験を行った。

三点曲げ試験を行う前に、通電用及び電位差検出用リードワイヤ計 4 本を Fig. 4.4.4. に示す位置に、遠隔操作型ハンダ付け装置を用いてワイヤ先端をハンダ付けする作業から行う。試験片が小さいことと、テフロンによる被覆のリードワイヤが硬いため、セル内におけるハンダ付け作業は困難を極め慣れるまで時間を要した。

リードワイヤを取付けた試験片は、三点曲げ治具の下部支点のセット部にセットしたあと、セル外より引込んである入出力ケーブルとリードワイヤの接続を行い、恒温槽により規定の試験温度に保持したあと、三点曲げ試験を行った。クロスヘッドスピードは0.5 mm/minである。

試験にあたっての測定項目としては、荷重-変位、電位差出力である。試験中、試験片には Fig. 4.4.4 に示すように定電流電源装置により直流定電流 10 A を通電し、出力電圧をマイクロボルトメータを介して増幅し、X-Yレコーダに記録、き裂発生点検出を行った。き裂発生点は、Fig. 4.4.5 に示すように電位差出力曲線の傾きの急変する位置とし、この点を荷重-変位曲線上に読みとり、 J_{IC} は以下の Rice の式により算出した。

$$J_{IC} = \frac{2A}{B(w-a)}$$

ここで、

A : き裂発生点までの荷重-変位曲線下の面積 (kgf・mm)

B : 試験片の厚さ (mm)

W : 試験片の幅 (mm)

a : き裂長さ (mm)

また、き裂長さの測定は、試験終了後に試験片を液体窒素中に浸漬したのち脆性破壊させ、その破面より投影機と光電マイクロメータを使用して求めた。Fig. 4.4.6 に、今回実施した J_{IC} 破壊じん性試験結果の一例を示す。中性子照射によって破壊じん性値の低下するのが分る。

5) 結果及び考察

セル内における照射後 J_{IC} 破壊じん性試験は、今回が初の試みであり、電位差法によるき裂発生点の検出には、予想通りの成果を収め、今後のセル内における破壊じん性試験技術の確立に見通しを得た。

また、今後の問題点として改良を要するものとしては、次の点が挙げられる。

(1) 試験片へのリードワイヤの取付け

セル内での試験片へのリードワイヤのハンダ付け作業は、試験片とリードワイヤの形状の違いによる熱抵抗の差が大きいことと、試験片表面の酸化などによって、決まった位置へのハンダ付けが非常に困難である。この点に関しては、試験片に孔をあけ、リードワイヤ先端に取付けた高電導体のコネクタピンを打込む方法などもあり、今後検討を要するであろう。

(2) き裂長さの測定

今回は、投影機を用いて破面よりき裂長さの測定を行ったが、投影機による拡大影像是暗い上に、き裂先端の見極めが難しい。今後は、高性能破面観察装置などの開発を促進させ、より一層の寸法測定精度の向上を計りたい。

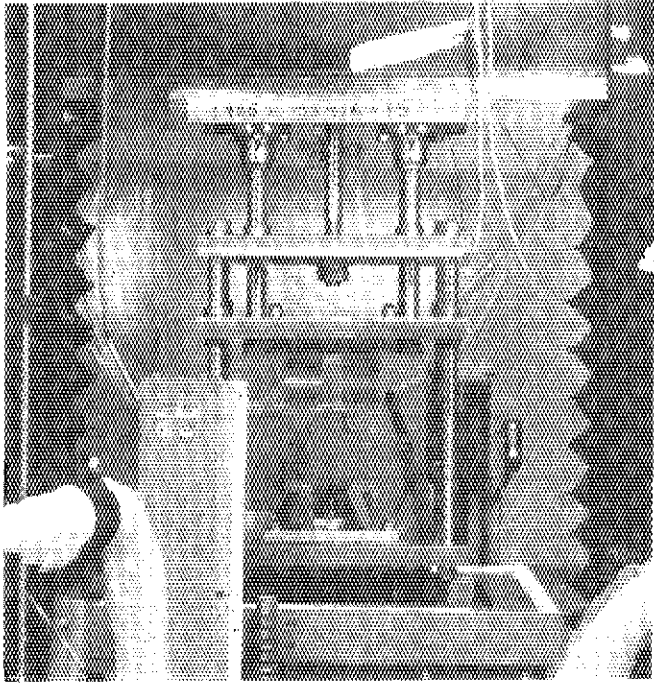


Fig. 4.4.1 Three point bending device in hot cell

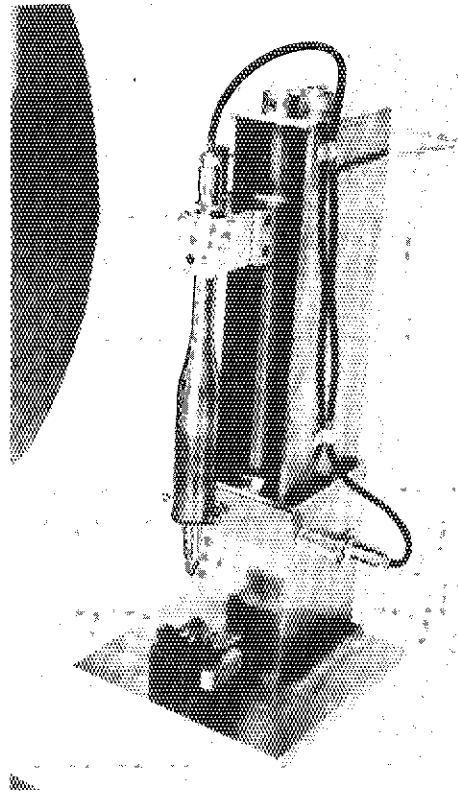


Fig. 4.4.3 Remote controlled soldering device

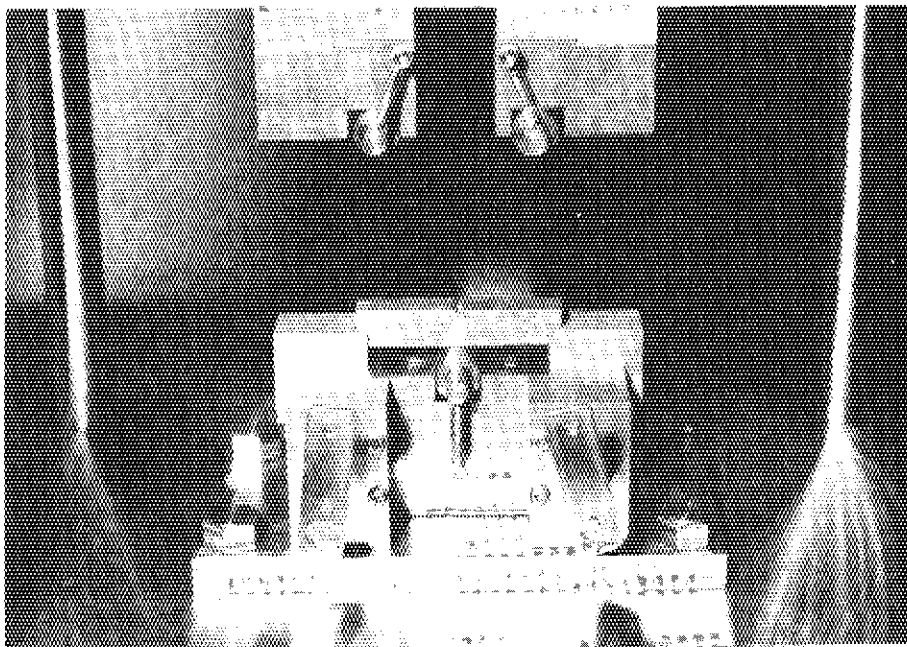


Fig. 4.4.2 Centering device for three point bend specimen

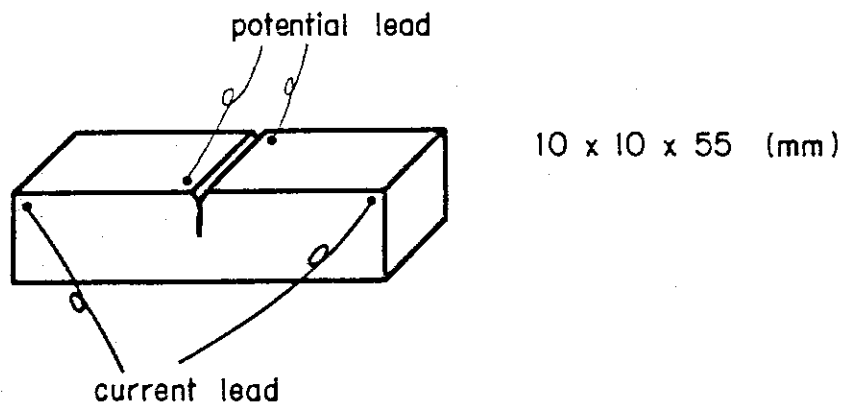
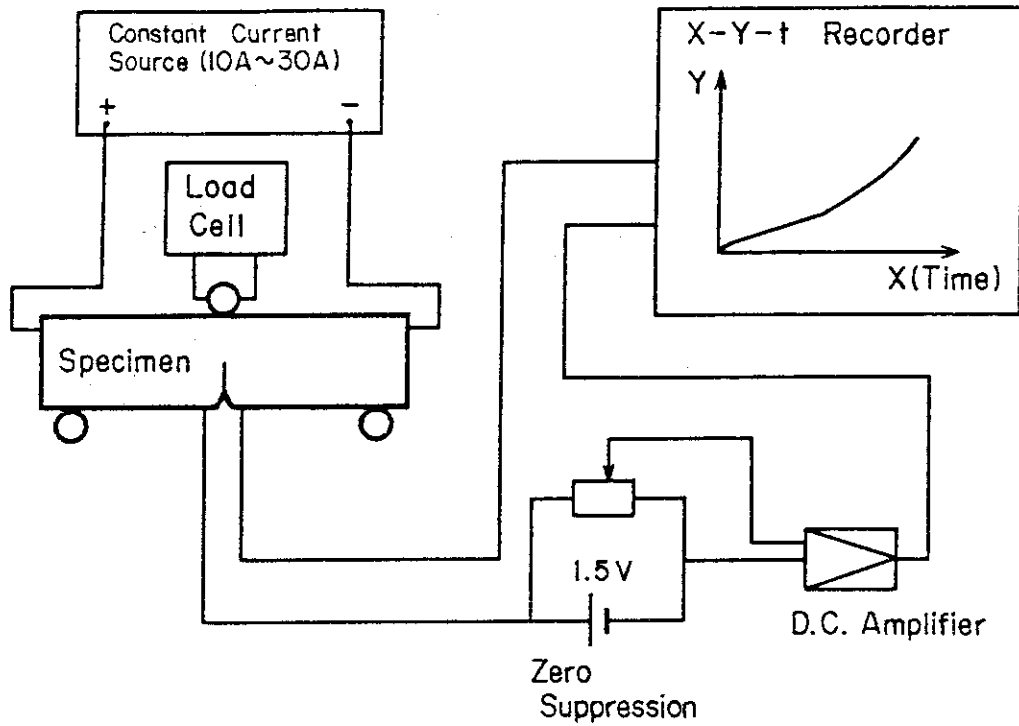


Fig.4.4.4 Schematic illustration of electrical potential method

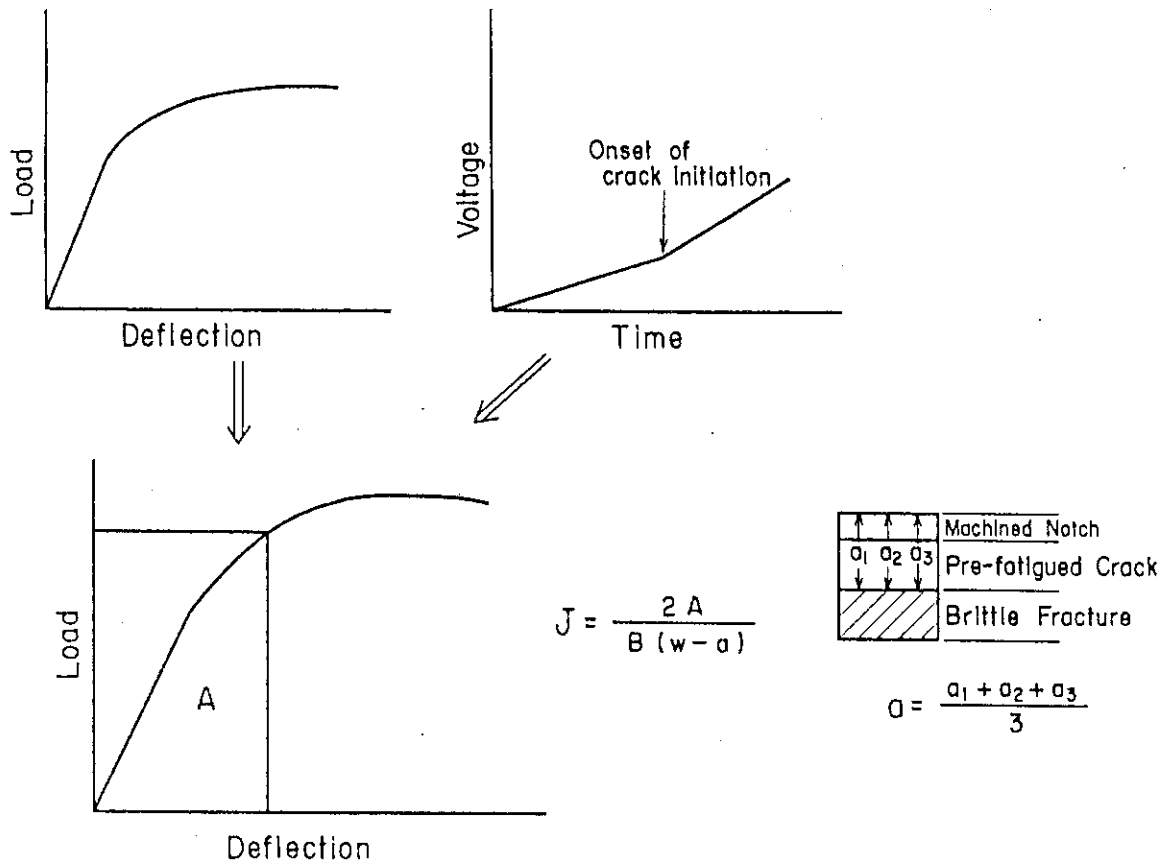


Fig.4.4.5 J_{1c} determination procedure

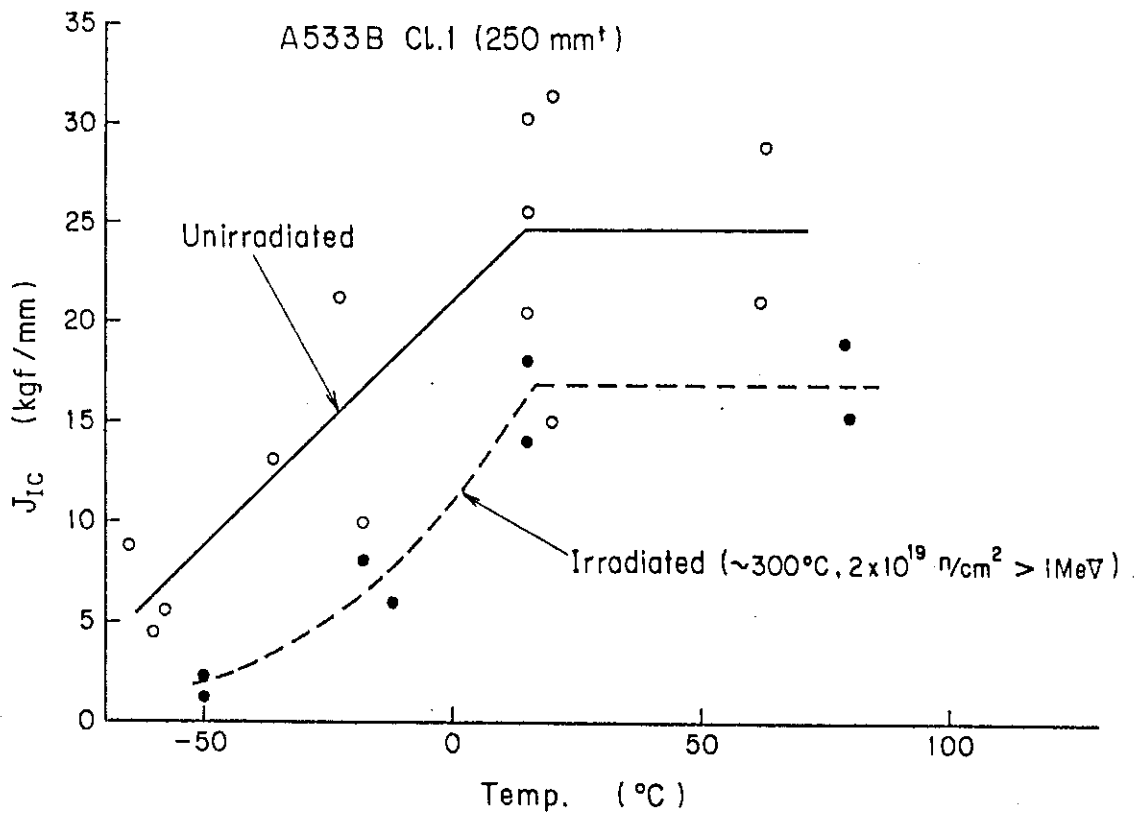


Fig.4.4.6 Fracture toughness of A533B cl.1 steel before and after neutron irradiation

4.4.2 Micro-CAMAC 型端末システムの拡張計画

1) はじめに

ホットラボには、JAERI 東海オンライン・ネットワーク・端末システムとして Micro-CAMAC 型端末システムがある。この端末システムは CAMAC システムのもつ拡張性と互換性を活用し、今後ホットラボで予想される試験データの端末処理化の需要に対し柔軟に対処することを目的に、昭和 53 年 3 月にその基本形を整備したものである。今回の拡張計画は、昭和 56 年 8 月に導入を予定している新型波高分析器システムにおいて、そこで得られる放射線測定データを大型計算機へ転送する機能の拡張を行うものである。新型波高分析器システムでは、外部記憶装置にフロッピー・ディスク装置を使用しディスクと呼ばれる磁気円板に放射線測定データの集積を行う。このため、端末システムにはディスクに収録されたデータをオンライン回線に送り出す機能のほかに、ディスクベースのシステムとしてのユーティリティも備えていなくてはならない。これらの機能拡充により、今後さらに本格的な端末システムの運用を予想し現在不都合な部分の更新も含めた拡張を計画した。

2) 端末システムの概要

CAMAC (Computer Automated Measurement And Control) とは、計算機を利用して計装システムを構成する際に適用されるモジュール型インタフェースに関する国際規格である。本端末システムは、この CAMAC 規格に準拠してエレクトロニクス課が開発し供給している原研型 CAMAC インターフェイス・モジュールで構成している。現在の端末システムのブロック・ダイアグラムを Fig. 4.4.7 の太線枠内に示す。各モジュールは、モジュールを収納するクレート内のデータ・ウェイと外付けのアドレス・バスによって接続され、マイクロコンピュータ (Intel 8080) を搭載したクレートコントローラ (Model 1061) の指令によってデータの授受や制御を行っている。コミュニケーション・アダプタ (Model 1063 A) は、回線の通信制御を行うものでオンライン・ネットワークの PEX (Packet Exchanger) と接続されている。また、データ転送の際には DMA (Direct Memory Access) 機能を起動しデータの高速度転送を行っている。オンライン回線制御プログラムやタスク管理を行うオペレーティング・システム (OS) は、8k バイトの記憶容量を持つ不揮発性の P-ROM ユニット (Model 1075) に書き込まれている。このため現在のシステムでは、プログラムのローディングがいったい必要ない形となっている。16k バイト RAM ユニット (Model 1084) は回線の送受信に使われるバッファ領域や各種テーブルの格納用としてその内の 4k バイトを使用している。

3) 拡張計画

フロッピー・ディスク装置によるデータ転送機能の拡張と共に、端末システム全体のグレード・アップを計り機器の更新を計画した。拡張後の端末システムを Fig. 4.4.7 に示す。この計画について、ハード・ウェアとソフト・ウェアに分けて述べる。

(1) ハード・ウェア

本端末システムにおいて、次の機器の増設と更新を計画した。

① フロッピー・ディスク (FD) 装置の増設

現在、計算センタとエレクトロニクス課がオンライン用にサポートしている FD は、双方とも片面・単密度の IBM-3740 規格に限られている。研究所内のオンライン・ネットワーク・シス

テムでは、これに準拠していないものを計画することは不可能であり、将来、両面・倍密度などに移行する見通しも今のところない。したがって、エレクトロニクス課でCAMAC システム用に開発したデュアル・ドライブのModel 4206・FDドライブを選定した。

② 高速タイプライタの更新

本端末システムでは、大型計算機からのジョブ出力をタイプライタで行っているが、現在のタイプライタでは印字速度が遅く（30字/秒）、出力終了までかなりの時間を必要とする。このため、印字速度が5倍（150字/秒）速いドット・マトリクス印字方式のタイプライタに更新する。機種としては、TI社のモデル 820 KSR データ・ターミナルを選定した。モデル 820K SRはラインプリンタ・イメージ出力の際、フォーム・フィード（改ページ）の機能を利用できる。その他、文字サイズ、各種マージンなどの機能が豊富で、オフラインでのシステムの利用度も高められる。

③ 紙テープリーダー・パンチャ（PTR/PTP）の増設

現在のタイプライタはPTR/PTPが附属したASR型であるので、この更新に伴いPTR/PTPも更新する。PTR/PTPは、Intel 8080用のニーモニック記号で作成したソース・プログラムをFacom-U 200でクロス・アッセンブルした際に紙テープで得られるオブジェクト・プログラムをシステムにローディングする。機種としては、高速リード・アウトとADC（Automatic Device Control）機能の付いた丸紅エレクトロニクス・モデルLA 333を選定した。

④ クレート及び電源の更新

現在のクレートは、クレート内の左半分に電源を備え右半分に13個のステーションがある13ステーション・クレート/電源を使用している。拡張に必要なステーション数は丁度13であるが、これを使用するとクレートに予備のステーションがないためメモリやインタフェイスの増設がいっさい不可能になりシステムの拡張性を損なう。

このため、25ステーション・クレートへの変更を決定した。機種としては、クレートと電源が一体となったKinetic・モデル1500 P1K・パワードクレートを選定した。

⑤ ①～③のCAMCインターフェイスの更新

まず、高速タイプライタ及びPTR/PTP用のインターフェイスとしてJAERI・モデル1099・シリアルインターフェイスを選定した。これは、RS-232C及び20mAカレントループのどちらでも使用でき、通信速度は300ボ～4800ボから選択できるため、機器の変更に対して順応性がある。FD装置のインターフェイスについては、モデル4206専用のJAERI・モデル1092・FDコントロールを選定した。

(2) ソフト・ウェア

拡張に伴うソフト・ウェアの附加と変更箇所を次に示す。

① FD制御ルーチン附加

エレクトロニクス課がモデル4206専用開発したものを使用する。このルーチンには、ディスクの初期設定、フォーマット、消去、ディレクトリ参照などの制御コマンドが用意されている。回線制御プログラムなどをローディングするイニシャル・ローダでもあるので、このルーチンはP-ROM領域に格納する。

② FD データ転送ルーチンの附加

計算センタが Micro-CAMAC 型端末システム用に開発したものを現在の回線制御プログラムと結合編集する。これによって、IBM-3740 規格に準拠したディスクセットであればデータ転送が可能になる。

③ LP イメージ出力の処理ルーチン変更

現在、計算センタは本端末システムに対してバッチ・ジョブ出力を LP イメージで送信している。これは、タイプライタに改ページを出力させるため、電文中のテキスト・ヘッダにある紙送り制御信号を受信している。本ルーチンは、この紙送り制御信号を基にタイプライタに対し LP と同じ働きを行わせるためのものである。ホームフィード (FF) 可能なタイプライタの更新によって、このルーチンの簡略化が可能になる。ルーチン中、用紙の行数をカウントする部分をコントロール・キャラクター "FF" の発信に変更する。

④ ジョブ制御文送信ルーチン (/I MEM) 変更

現在の /I MEM ルーチンは、最高印字桁数 80 文字のタイピュータ用に開発しているため、ジョブ制御文一行は 40 文字に限られている。更新後のタイプライタは、最高印字桁数が 132 文字なので 64 文字のジョブ制御文の送信が可能になる。ルーチンの変更と共にメモリに格納してあるジョブ制御文も 64 文字用に変更する。

4) おわりに

今回の拡張計画は、新型波高分析器システムで得られるデータの転送に主眼をおったが、FD 装置において汎用機種を選定できなかった。FD 装置の記憶容量は、片面から両面、単密度から倍密度へと年ごとに移り変わり、現在では、データの高蓄積化が進んだ機種がかなり普及している。しかし、片面、単密度の IBM-3740 は FD の原点とも言うべき規格で、ほとんどのメーカーではハードやソフトの切換えでこの規格との互換性を設けているようである。現に、新型波高分析器システムにおいてもその標準が倍密度でありながら、ソフトによって IBM-3740 への変換が可能な仕様となっている。今後のオンライン・ネットワークでの高密度 FD 装置によるデータ転送を期待したい。

また、本拡張計画の終了は昭和 56 年度前半を予定している。

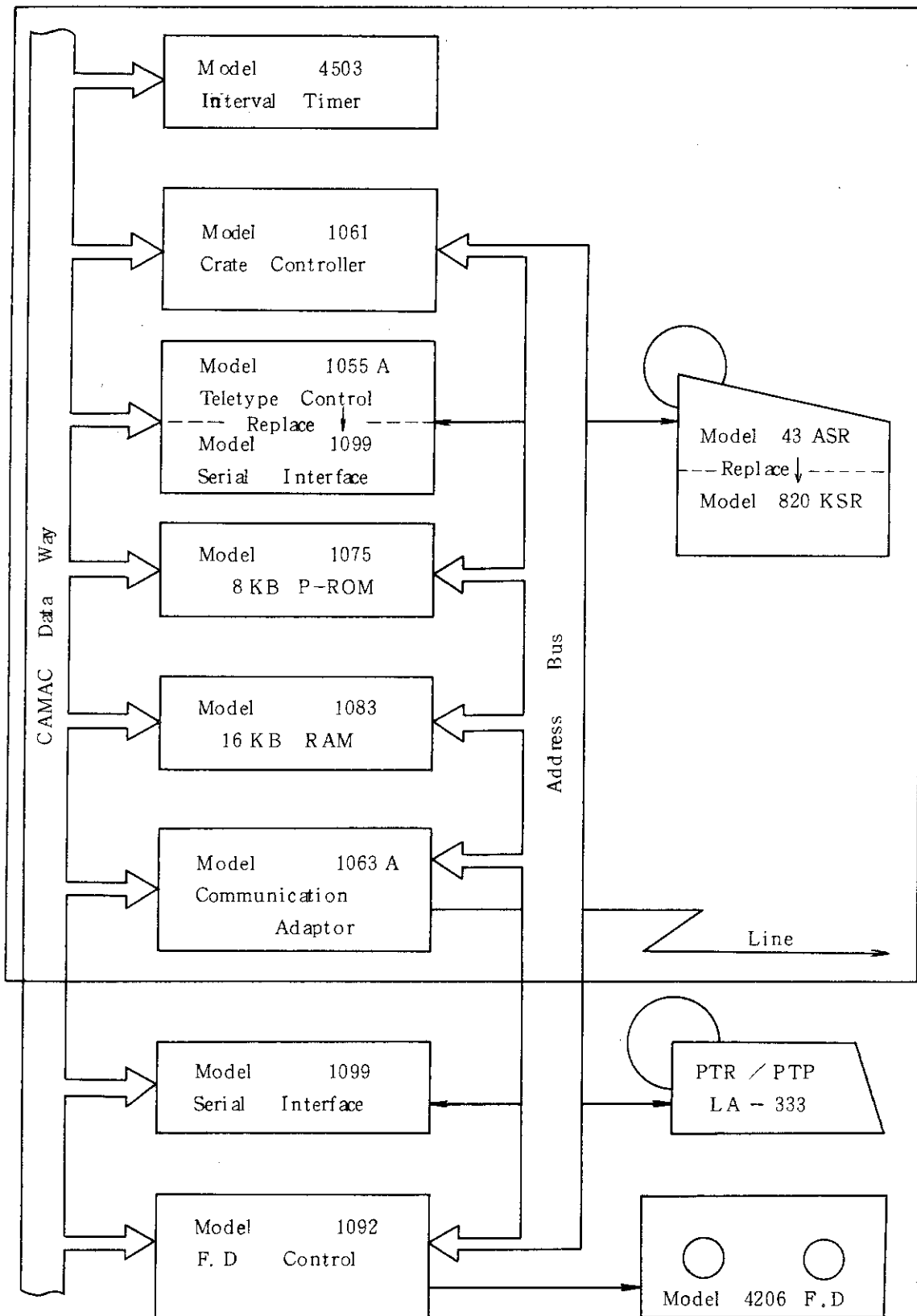


Fig. 4.4.7 Micro-CAMAC Terminal System Block Diagram

4.4.3 モニタリングケーブルの内装機器類の解体撤去及び除染 (1)

1) 概要

JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料の乾式保管に伴うホットラボモニタリングケーブルへの密封関係装置の整備と排気第1系統（モニタリングケーブルの排気）のフィルタユニットの更新工事のため、昭和55年度は遠隔操作による除染（以下遠隔除染と記す）と内装機器類の解体撤去を実施した。

内装機器類の整備と除染関係作業のためホットラボ管理室では、昭和54年9月にワーキンググループを設け、購入する機器類の仕様及び内装機器類の解体撤去等について検討を行ってきた。モニタリングケーブルはストレージケーブル、クリーンケーブル、ダーティケーブル及びメンテナンスクーブ（以下各々S_Tケーブル、C_Lケーブル、D_Tケーブル、M_Tケーブルと記す）からなるが、内装機器類の解体撤去及び除染はS_Tケーブル、C_Lケーブル及びD_Tケーブルについて行うこととした。

遠隔除染は各ケーブル内架台上面全域、ケーブル遮蔽体の一部（壁及び窓）についてパワーマニプレータ、M-9型マニプレータ及び小型回転式ポリシャを使用して乾式（流水を使わない方式）で行った。内装機器類の解体撤去は作業者が各ケーブル内に立入り、機械工具、電動工具で解体したあとパワーマニプレータ、ケーブル内ホイスト及び天井走行クレーンで撤去した。撤去した内装機器類は予め準備しておいた15基の大型運搬保管容器（以下大型容器と記す）に収納し廃棄物処理場に引渡した。

内装機器類の解体撤去時のケーブル内作業者の放射線防護具はすべてエアラインスーツを着用した。作業中エアラインスーツのホースの外れなどのトラブルがあったが内部被曝は起っていない。

遠隔除染作業を昭和56年1月上旬に開始し、3月上旬に終了した。内装機器類の解体撤去作業は昭和56年2月中旬からD_Tケーブルの遠隔除染と並行して開始し、昭和56年度に継続された。

2) 遠隔除染方法及び内装機器類の解体撤去方法の検討

a) 遠隔除染方法の検討

ケーブル内立入り作業時の放射線被曝を可能な限り低減させるため遠隔除染等について検討した。遠隔除染を行う前にケーブル内にある試料、廃棄物を処分し、ついで移動可能な機器及び治工具類のうち高線量のもは他のケーブルに移動するか容器に入れてケーブル外に搬出すると共に、ケーブル内排気フィルタも高線量のもは交換することにした。遠隔除染は高線量部分から行うことにし、過去のデータ¹⁾等を参考にして、ケーブル内架台面、コンベアトレイ駆動部、気送管、排気フィルタボックス周辺、遮蔽窓の枠を高線量部とみなしてそれらに対する遠隔除染方法を検討した。今回の遠隔除染では排気フィルターボックスへの水の流入や放射性廃液の処理の点から流水を使う方法はとれないため、回収できる程度の液体除染剤とブラシ等で除染しウエスでふき取る方法で行うことにした。除染剤には強力洗剤酸性洗浄剤を使うことにした。遠隔除染方法は、ケーブル内架台面の平坦部に対しては振動式ポリリッシャにパッド（ナイロン製のタワシと同種）をつけてこすり落とし乾いたらウエスでふき取る方法、架

1) JAERI-M 8702 研究炉-ホットラボの運転と技術管理（昭和53年度）

台のコーナー部や継ぎ目及び遮蔽窓に対しては小型回転式ポリシャにナイロンブラシをつけて除染する方法，コンベアトレイ駆動部のギヤと架台面との隙間などに対しては先の鋭い治具でかき出すかエアージェットなどで汚染を吹き飛ばしてから回収する方法とした。

b) 内装機器類の解体撤去方法の検討

ケーブル内の床及び内装機器に付着した汚染が多いことから内装器類の解体撤去方法は放射線被曝低減対策を含めて検討した。基本的な考え方として、①放射線被曝を可能な限り低減するためケーブル内架台の解体撤去前に作業者がケーブル内に立入って行う除染は実施せず遮蔽で被曝を防止する。②汚染の拡大防止のためケーブル内架台，フィルタボックス等は比較的汚染の少ないC_Lケーブル内で大型容器に入れてからケーブル外に搬出する。③S_Tケーブル及びC_Lケーブルの空間線量率は低いので，放射線被曝低減対策はD_Tケーブルの内装機器類の解体撤去について検討することにした。解体撤去する内装機器類は次の通りである。

S_Tケーブル：ケーブル内架台，排気フィルタボックス

C_Lケーブル：ケーブル内架台，排気フィルタボックス，リークローケータ，デ・ボトルマシン

D_Tケーブル：ケーブル内架台，排気フィルタボックス，気送管，油圧プレス，ミーリングマシン

i) ケーブル内架台

架台の基本的な構造は，リップみぞ形鋼を溶接で作製したフレームとステンレス製の上面板で作られている。フレームと上面板はステンレス製の皿ビスとナットで固定されている。

(1例をFig. 4.4.8に示す)ケーブルの床及び機器汚染からの放射線を遮蔽するため，過去のデータ¹⁾を参考にし架台上面板及び機器の上に鋼板(38mmt/枚)を1~2枚，又は鉛板(5mmt/枚)を3~4枚置くこととした。皿ビスは機械工具類を使って取外し遮蔽体及び上面板を順次移動したあとフレームを金切鋸で切断することにした。架台を撤去した部分の床は順次粗除染を行い高線量部があれば鉛板で遮蔽することにした。移動した架台は大型容器に入れて搬出し，遮蔽体はケーブル内で除染してから搬出することにした。

ii) 排気フィルタボックス

ケーブル内排気フィルタボックスの排気口は排気ダクトのフランジとボルト・ナットで接続され，また給気口はケーブル内架台とビスで固定されている。フィルタボックスの内部は汚染の蓄積する構造で遠隔除染も不可能なため，鋼板で衝立型の遮蔽体(厚さ88mm)で周囲を遮蔽しておいて解体作業を行うこととした。解体撤去した排気フィルタボックスは大型容器に入れて搬出することにした。

iii) 気送管

気送管は鉛セルへの2系統とスチールセルへの1系統がある。解体撤去は前者の2系統について行うこととした。気送管は配管末端のフランジに試料の出し入れ部分を取りつけたものである。管内部の汚染も十分考えられたが遠隔除染も不可能なことから鉛板で高線量部を遮蔽しておいて解体することにした。

1) JAERI-M 8702

IV) 油圧プレス

油圧プレスは 550 mm × 900 mm × 1950 mmH の大型機械である。解体部分はユニバーサルジョイント（2本）と油圧配管と電気配線だけであり、解体上は特に問題にする点はない。載物台の高線量部は鉛板で遮蔽する。プレス本体の内部は空洞になっており大型容器を有効に使うためケーブ内架台のフレームなどを入れて廃棄することにした。

V) ミーリングマシン

ミーリングマシンは 2000 mm × 2340 mm × 2500 mmH の大型で構造の複雑な機械である。（Fig. 4.4.9）しかし、昭和 54 年 5 月に本体の上部に取りつけられているヘッドと周辺の付属品及び配管類の一部を解体撤去している。その時のデータから本体の下部が著しく汚染され遠隔除染も不可能と判断し、図面にもとづき遮蔽の方法と解体方法を詳細に検討した。その結果、解体箇所はベースとコラムを連結しているボルト 6 本の取外し、回転伝達用シャフト 1 本の引抜きだけでよく、周辺の配管類を切断すれば撤去できることが分った。また、遮蔽はベース上に鋼板をおき、周囲に衝立型の鋼板遮蔽体をおくことにより被曝も低減できる見通しがたつた。解体したコラムはビニールシートで包みケーブの上に吊り上げ大型容器に入れることにした。ベース部分はケーブ内に大型容器に入れてから搬出することにした。

3) 遠隔除染作業と結果

遠隔除染は照射後試験試料の整理及び移動、廃棄物の搬出などの関係から S_T ケーブ及び C_L ケーブと D_T ケーブの時期をずらして行った。S_T ケーブ及び C_L ケーブの遠隔除染作業は昭和 55 年 12 月 10 日から昭和 56 年 1 月 30 日まで行った。D_T ケーブについては昭和 56 年 1 月 28 日から 3 月 4 日まで行った。

i) S_T ケーブ及び C_L ケーブ

試料の整理及び移動、廃棄物の移動及び搬出、排気フィルタの交換と並行してケーブ内除染を行った。試料は整理しながら D_T ケーブへ移動した。廃棄物は D_T ケーブへ移動したあと M_T ケーブから搬出した。遠隔除染は、最初に小型掃除機で架台上面などを掃除してから本除染を行った。本除染は各ケーブの架台上面について、洗剤（強力洗剤）でぬらしたウエスによるふき取り→水でぬらしたウエスによるふき取り→乾いたウエスによるふき取りの組合せで行った。ふき取りはいずれもパワーマニプレータ及び M-9 マニプレータにより架台上面全域について前後 2 回行った。除染結果は、表面汚染密度については 1 桁以上低下したが、空間線量率については高汚染部が除染の不可能な個所にあるためほとんど低下しなかった。2 回目の除染前後の表面汚染密度を Fig. 4.4.10 に、また除染後の空間線量率分布を Fig. 4.4.11 に示す。遠隔除染に係る主要なデータを Table 4.4.1 に示す。

ii) D_T ケーブ

D_T ケーブは照射後試験試料等の切断、解体に使用されているため高線量となっている。最初に試料を整理し他ケーブへ移動した。次いで排気フィルタを全数交換した。遠隔除染は、核燃料及びキャプセル残材等の超高レベル廃棄物の搬出、レジノイドカッタ、大型ハックス、

ミーリングマシンヘッド等の搬出，高レベル廃棄物の搬出と並行して行った。除染作業は小型掃除機で架台上面の切粉などを回収掃除したあと検討した方法に従って行った。但し，振動式ポリッシャは架台上面板がステンレスの鏡面仕上げでありウエスによるふき取りでも十分汚染が低下できると判断し使用しなかった。小型回転式ポリッシャによる除染作業をFig. 4.4.12に示す。今回の除染では，超高レベル及び高レベル廃棄物の処理を行う前から遠隔除染を進めたため除染前の表面汚染密度の測定及び空間線量率分布の測定は行わなかった。除染後の表面汚染密度及び空間線量率分布をFig. 4.4.13に示す。遠隔除染に係る主要なデータはTable 4.4.1の通りである。遠隔除染終了後，ケーブル内立入り作業者の被曝を低減するため架台上面を鋼板で遮蔽した。

4) 内装機器類の解体撤去作業

ケーブル内からの汚染の拡大防止のためC_Lケーブル背面扉（1個所），D_Tケーブル背面扉（2個所）にそれぞれビニールシートでグリーンハウスを，またケーブルの上にビニールシートのバリヤを作製して作業を開始した。解体撤去した内装機器類をケーブル内で大型容器に入れて搬出できるようにC_Lケーブルから着手した。作業期間はC_Lケーブルが昭和56年2月17日から2月27日まで，S_Tケーブルが3月2日から3月10日までかかり，D_Tケーブルについては3月11日から行っている。

i) C_L ケーブ

最初にリークローケータの解体撤去を行った。リークローケータはソケットレンチ，パイプレンチ，金切鋸等を使って解体し，タンク内に入っているホワイトスピリットはポリエチレン瓶に回収した。解体した部品はビニールシートに包んでケーブルの上に搬出し大型容器に入れた。次いでデ・ボトルマシンも同様に処理した。ケーブル内架台はC_L-3側よりドライバー，タガネ，バール等を用いてフレームから上面板を外し，フレームはセーバーソで切断した。排気フィルタボックスは架台の解体とはほぼ同時に排気ダクトのフランジ部のボルトを外し撤去した。排気ダクトには仮設フィルタを取りつけた。

ii) S_T ケーブ

S_Tケーブルの架台の構造は，フレーム部分が複雑であり機械工具及び電動工具による解体作業は困難であったため，ガスを使って解体した。（Fig. 4.4.14）ガスの使用にあたっては，作業者の前面と腕に防災シートを着用し，フレームの切口は直ちに水でぬらして冷却させエアラインスーツが焼損しないよう注意して作業を行った。最後に排気フィルタボックスを撤去し仮設フィルタを取りつけた。解体撤去したものはC_Lケーブルに移動し大型容器に入れ搬出した。

iii) D_T ケーブ

D_Tケーブルの内装機器類の解体撤去は，油圧プレスが完了し，ケーブル内架台，排気フィルタボックス及び気送管が実施中であり，ミーリングマシンは未着手である。最初にD_T-4ケーブル内架台について，遮蔽鋼板を順次移動しながらC_Lケーブルと同様の方法で解体した。ミーリングマシンの汚染からの線量を遮蔽するため衝立型鋼板において油圧プレスの解体を行った。油圧プレスは配管の切断，ユニバーサルジョイントの取外し，本体内にたまっている油の回収を行ったあとビニールシートで包んでケーブルの上に搬出し大型容器に入れた。次いでD_T-4に設置されている排気フィルタボックスを撤去し仮設フィルタを取りつけた。

気送管, D_T-1, D_T-2の架台及び排気フィルタボックスの解体撤去は実施中である。以上の内装機器類の解体撤去作業に係る主要なデータをTable 4.4.2に示す。安全面では, エアラインスーツに空気を送っているホースのジョイント部が外れるトラブルが2回発生しグリーンハウス内でスーツを脱いだがいずれの場合も作業者の身体汚染はなく, また, 内部被曝の可能性はなかった。また, S_T ケーブ内でフレームをガスで溶断中に切口にエアラインスーツが触れて穴があき作業衣が7500 dpm (直接サーベイ) の汚染があったが, 鼻孔汚染はなかった。これらに対しては安全対策を強化して作業を行った。

Table 4.4.1 Data of remote decontamination

	S _T ケーブ	C _L ケーブ	D _T ケーブ
除染面積	11.4 m ²	約 23 m ²	約 27 m ²
作業日数	30 日		28
作業延人数	90 人		160 人
中・高レベル廃棄物の量	9 個 ¹ (0.3 m ³)		39 個 ¹ (1.2 m ³)
中・高レベル廃棄物の放射能	約 54 Ci		約 678 Ci
大型廃棄物の量	-		2 基 ² (1.9 m ³)
大型廃棄物の放射能	-		約 44.4 mCi

- 1 中・高レベル廃棄物用カートリッジ
- 2 レジノイドカッタ用大型容器1基, ミーリングマシンヘッド用大型容器1基

Table 4.4.2 Data of dismantling apparatus

	S _T ケーブ	C _L ケーブ	D _T ケーブ
作業日数	7 日	9 日	14 日
作業延人数	75 人	79 人	145 人
総被曝線量	385 人・ミリレム	303 人・ミリレム	1527 人・ミリレム
個人最大被曝線量 (PD値)	48 ミリレム	60 ミリレム	206 ミリレム
大型廃棄物の量	4 基 ¹ (11.4 m ³)		1 基 ² (2.1 m ³)
大型廃棄物の放射能	約 0.7 mCi		約 0.2 mCi

(56.3.31 現在)

- 1 リークロケータ及びデ・ボトル用大型容器1基, 排気フィルタボックス用大型容器2基, 架台用大型容器1基
- 2 油圧プレス用大型容器1基

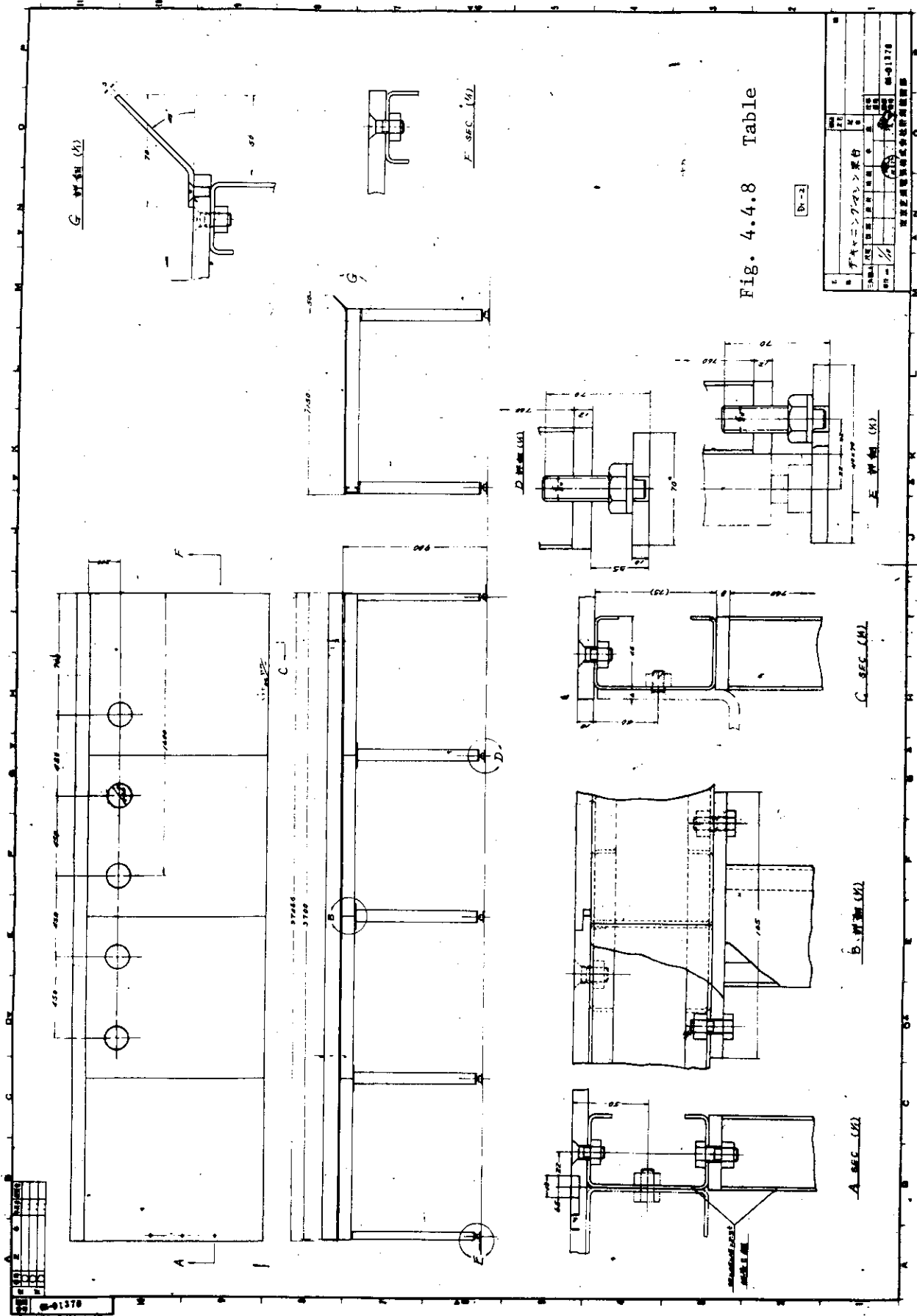
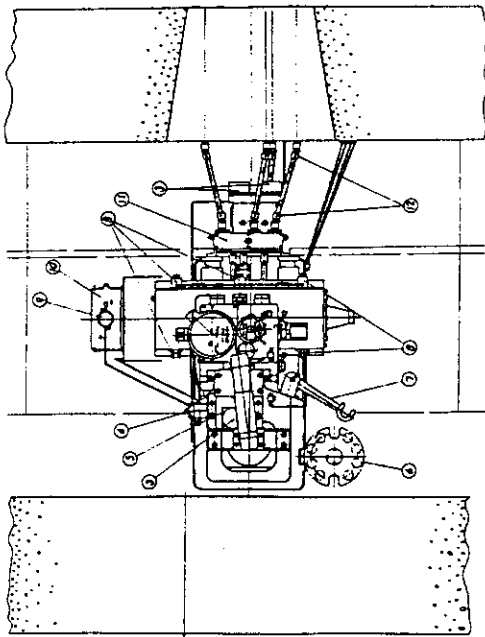


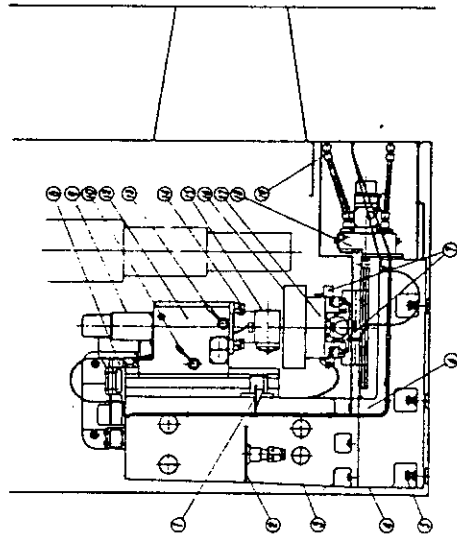
Fig. 4.4.8 Table



- ① 設置機台 (70kg程度重量)
- ② 切削機台
- ③ 切削機台用電源
- ④ 切削機台用電源ケーブル
- ⑤ 切削機台用電源ケーブル
- ⑥ 切削機台用電源ケーブル
- ⑦ 切削機台用電源ケーブル
- ⑧ 切削機台用電源ケーブル
- ⑨ 切削機台用電源ケーブル
- ⑩ 切削機台用電源ケーブル
- ⑪ 切削機台用電源ケーブル
- ⑫ 切削機台用電源ケーブル

○印は54年5月に
解体撤去済

平面図



側面図

- ① 切削機台
- ② 切削機台用電源
- ③ 切削機台用電源ケーブル
- ④ 切削機台用電源ケーブル
- ⑤ 切削機台用電源ケーブル
- ⑥ 切削機台用電源ケーブル
- ⑦ 切削機台用電源ケーブル
- ⑧ 切削機台用電源ケーブル
- ⑨ 切削機台用電源ケーブル
- ⑩ 切削機台用電源ケーブル
- ⑪ 切削機台用電源ケーブル
- ⑫ 切削機台用電源ケーブル
- ⑬ 切削機台用電源ケーブル
- ⑭ 切削機台用電源ケーブル
- ⑮ 切削機台用電源ケーブル
- ⑯ 切削機台用電源ケーブル
- ⑰ 切削機台用電源ケーブル
- ⑱ 切削機台用電源ケーブル
- ⑲ 切削機台用電源ケーブル
- ⑳ 切削機台用電源ケーブル
- ㉑ 切削機台用電源ケーブル
- ㉒ 切削機台用電源ケーブル
- ㉓ 切削機台用電源ケーブル

正面図

Fig. 4.4.9 Milling machine

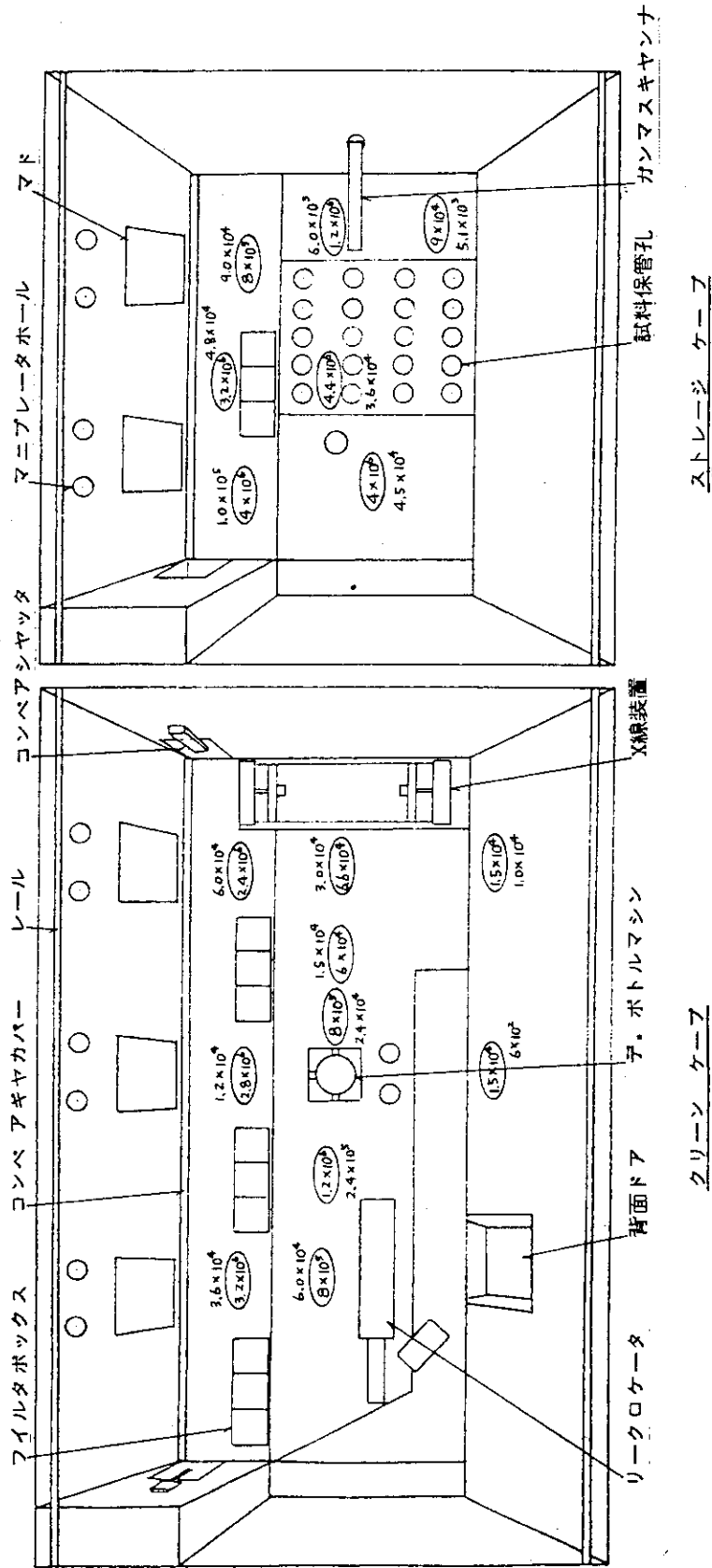
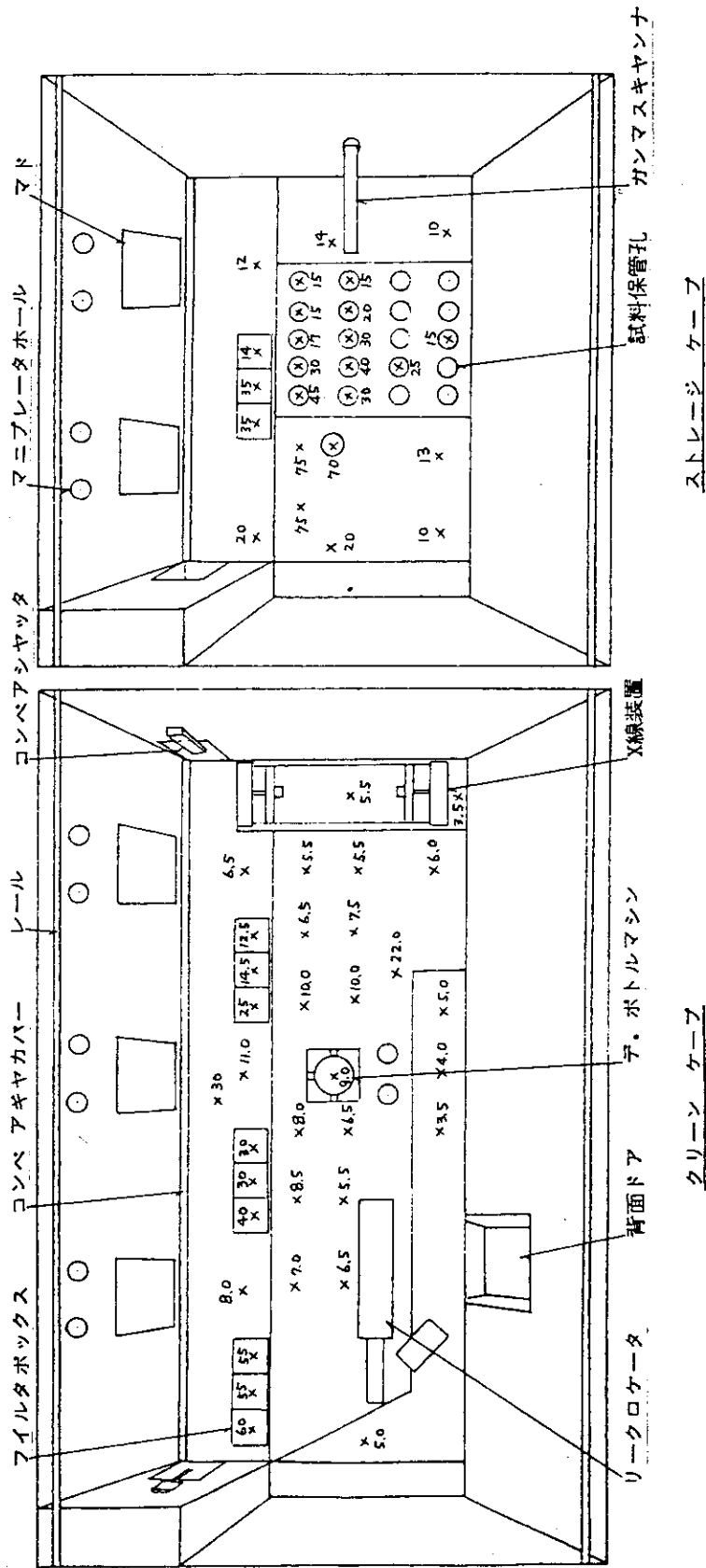


Fig. 4.4.10 Surface contamination level before and after remote decontamination



X: 測定点 架台面より80cmの高さ
 単位: 町/h (X線) 電離箱サーベイメータ

Fig. 4.4.11 Radiation dose rate after remote decontamination

279

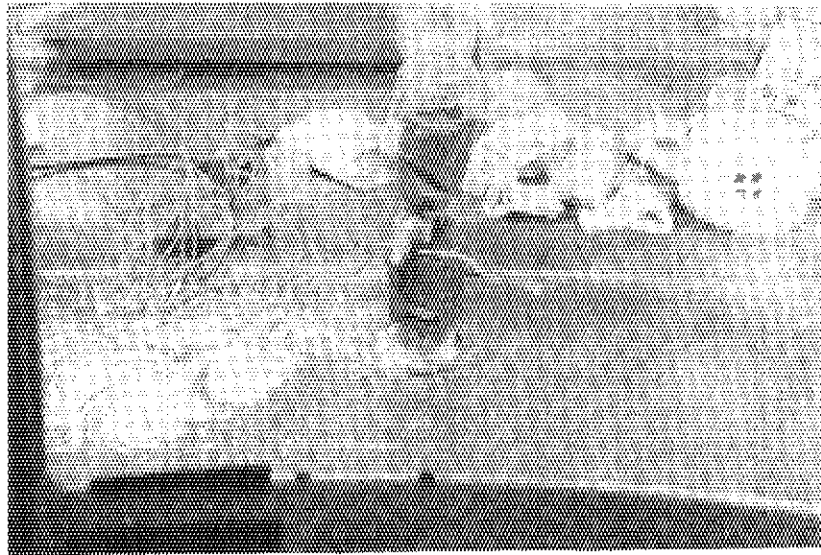
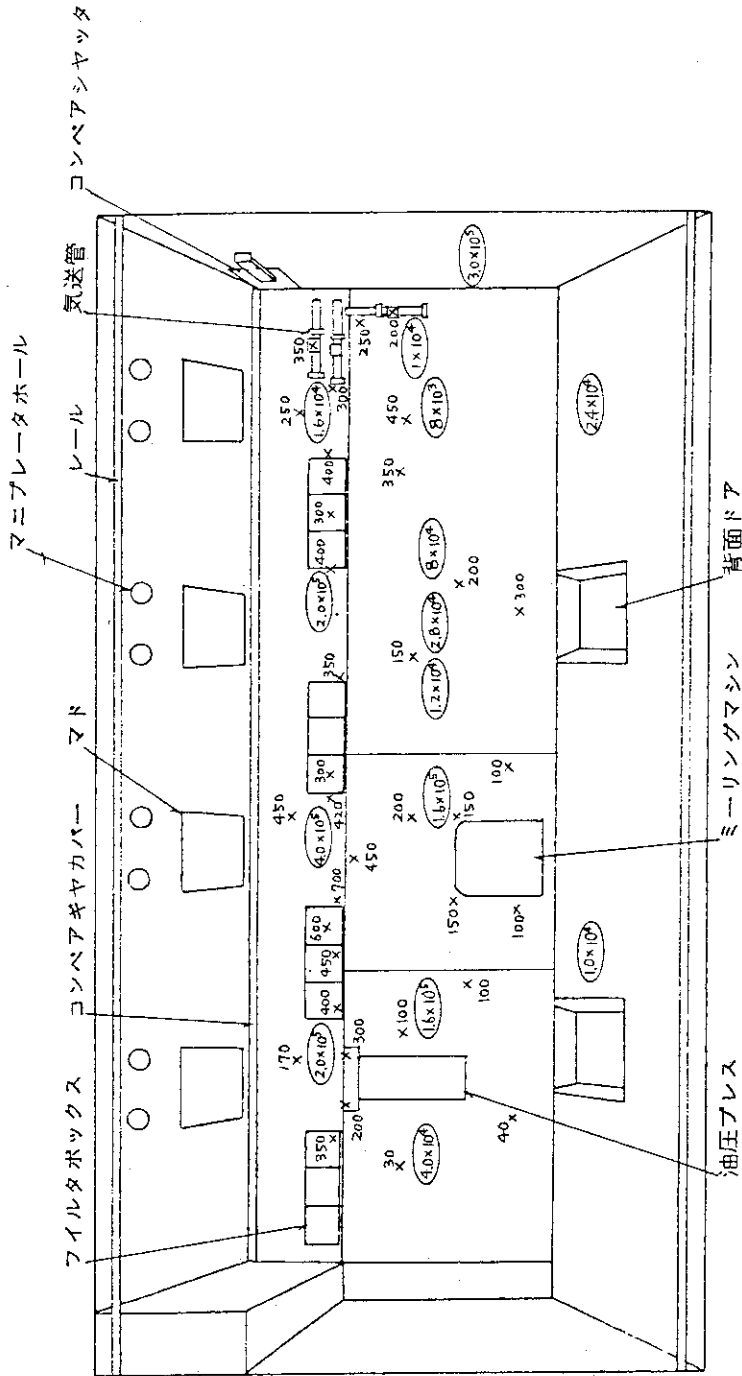


Fig. 4.4.12 Decontamination of the table face by rotating type decontamination equipment



Fig. 4.4.14 Cutting of frame by gas



X: 測定点 架台面より10cmの高さ
 単位: 吸/h (δ線) 電離箱サーベイメータ

○内は表面汚染密度
 単位: dpm/100cm² スミヤー法

Fig. 4.4.13 Radiation dose rate and surface contamination after remote decontamination

4.4.4 照射済み被覆粒子 SiC 層機械強度試験片の調製

1) はじめに

高温ガス炉用燃料の被覆粒子は、微小圧力容器としてFP ガス、CO及びCO₂ガスを被覆層下に保持する構造になっている。特に、TRISO 被覆粒子ではSiC層がFPの保持及び強度の維持の点から重要な役割を有しており、このためSiC層を摘出して機械強度試験等を行うことが必要になってきている。照射済みの被覆粒子では、TRISOなどの多重被覆から供試試料となるSiC層を遠隔操作により損傷を与えることなく採取しなければならず、これに適した処理方法の開発が必要になった。本報告はこの目的のため、照射済み被覆粒子からSiC層を選択調整する微細な試料の取扱い、化学処理方法等につき検討した結果を述べたものである。

2) SiC 機械強度試験片の調製方法の検討

まづ非照射被覆粒子からSiC層機械強度試験片を調製する場合の処理方法を参考にして、照射済み被覆粒子についての調製につき燃料照射研究室と検討を行って得たフローシートをFig. 4.4.15の左に示す。しかし、これはまた調製方法の基本的構想であって、照射後試験として実施するにはモックアップテストに至るまでの改良を必要とした。

まづ各工程ごとのチェックを個別の試験について行った。

(1) 樹脂埋込み及び研磨は、被覆粒子の燃料核抜き後被覆層のみの採取で実施している研磨に準じた仕上げをすることとし、被覆粒子最大直径である赤道面の直前までの研磨仕上げを行った。1バッジの被覆粒子数は約30粒子である。この場合、赤道面の直前まで除去するという研磨には微妙な調節を要した。仕上がった試料面をFig. 4.4.16に示す。

(2) 核抜きとは燃料核のUO₂を脱離させることであり、硝酸浸出試験で行っているUO₂燃料核の溶解を適用した。硝酸水(1:1)、100℃、1時間煮沸で十分UO₂燃料核が溶解・脱離することを確認した。

(3) 樹脂除去は被覆粒子の研磨に用いた固定用のエポキシ樹脂の除去である。計画した溶剤のN・Nジメチルホルムアミドによる浸漬除去は、常温で2日間浸漬したが、表面がわずか0.4mm程度軟化するのみで期待した効果が得られなかった。そのため研磨工程では被覆粒子を完全に固定すると共に、研磨後は容易に被覆粒子と分離する充填固定剤の選択を検討した。松やに質の固定剤、餅状の糊質の固定剤、低融点合金による固定等を検討したが、どれも遠隔操作上の困難さや被覆粒子の固定が完全にできないなどの問題があった。エポキシ樹脂の性質をデータブック等で調査した結果、強酸類に弱いことが分った。これを実験によって確かめた結果、エポキシ樹脂は硝酸水(1:1)、100℃加熱で分解し、常温で再び凝固し海綿状になる。そして凝固したものはN・Nジメチルホルムアミドで容易に溶解する。このエポキシ樹脂の分解・凝固の化学反応量を極力少くし、かつ化学反応処理に於ける汚染の拡大を防ぐために研磨後の被覆粒子部分を約3mm厚の円板状に切断・分離し、核抜き・樹脂除去をまとめ1つの工程として処理することにした。

(4) PyC除去は非照射の場合は別に電気炉を使用し、大気中、約800℃加熱によりPyC層を黒鉛酸化燃焼のC+O₂→CO₂として除去している。このPyC除去後耐火物であるSiCが単独に残る。照射後試験では、先述の核抜き・樹脂除去、PyC除去、酸洗浄の一連の工程が化学処理と加熱処理である上に微細試片の取扱いのため、静電気による付着を発生す

るので容器の入れ換えをせず試験中の反応等の確認を行うために透明石英容器を使用することにした。

以上、SiC 層機械強度試験片の調製につき行った実験による検討結果を基に改訂したフローシートを Fig. 4.4.15 の右に示す。またこのフローシートに従って非照射被覆粒子によるモックアップテストをフード等を使用して行った。一連の SiC 層機械強度試験片の調製実験の結果、目的とする試験片が採取できた。Fig. 4.4.17 に SiC 試験片の調製過程の状態を示す。

3) まとめ

この照射済み被覆粒子 SiC 層機械強度試験片の調製の作業はフローシートに示した通りであるが、主たる技術上の困難さとこれの解決方法を以下にまとめる。

- (1) 樹脂埋込及び研磨に於ける約 30 粒子のロート状硬質塩化ビニール枠への均一平面埋込みと、被覆粒子赤道直前までの研磨仕上げの確立。
- (2) 核抜き・樹脂除去、PyC 除去及び酸洗浄を透明石英容器を使用し、これを用いて化学処理と加熱燃焼を一貫して行うことにより、放射性汚染の拡大と処理過程の反応等が確認できるようになった。
- (3) 核抜き・樹脂除去で被覆粒子固定用エポキシ樹脂は硝酸水 (1:1) の煮沸溶解後、冷却により海綿状になるが、これに N・N ジメチルホルムアミドを加えるとエポキシ樹脂は完全に溶解する。
- (4) PyC 除去では電気炉を用いず、電気ヒータによる石英容器加熱で $C + O_2 \rightarrow CO_2$ の反応を起させて PyC を除去し、目的とする SiC 層半球殻になった被覆粒子 SiC 層機械強度試験片を得ることができた。

*1) 湊 和生, 福田 幸朔, 井川 勝市, “被覆燃料粒子 SiC 層の強度”

1981 年原子力学会年会

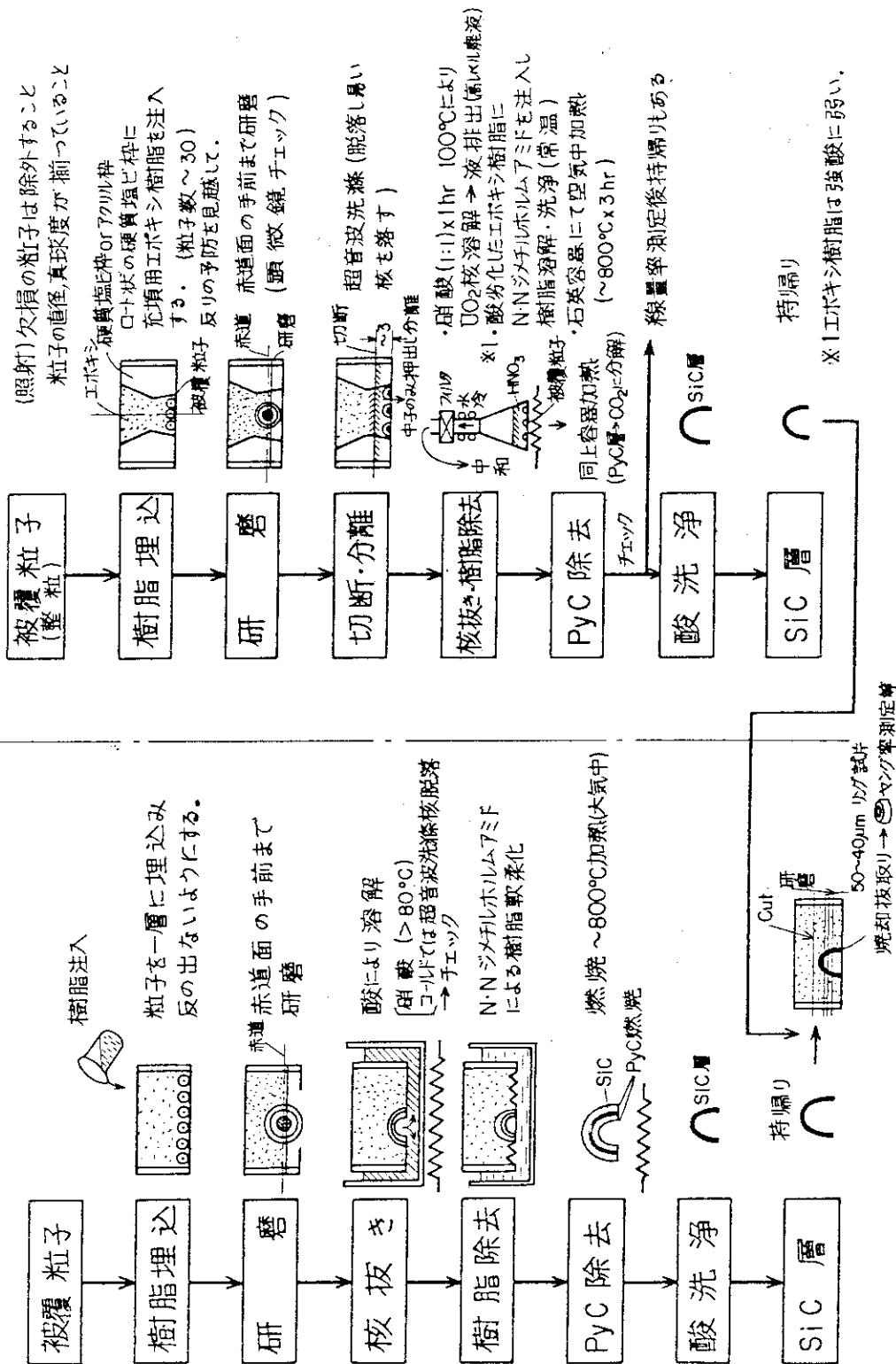


Fig. 4.4.15 Preparation for SiC mechanical testing specimen of irradiated coated particles

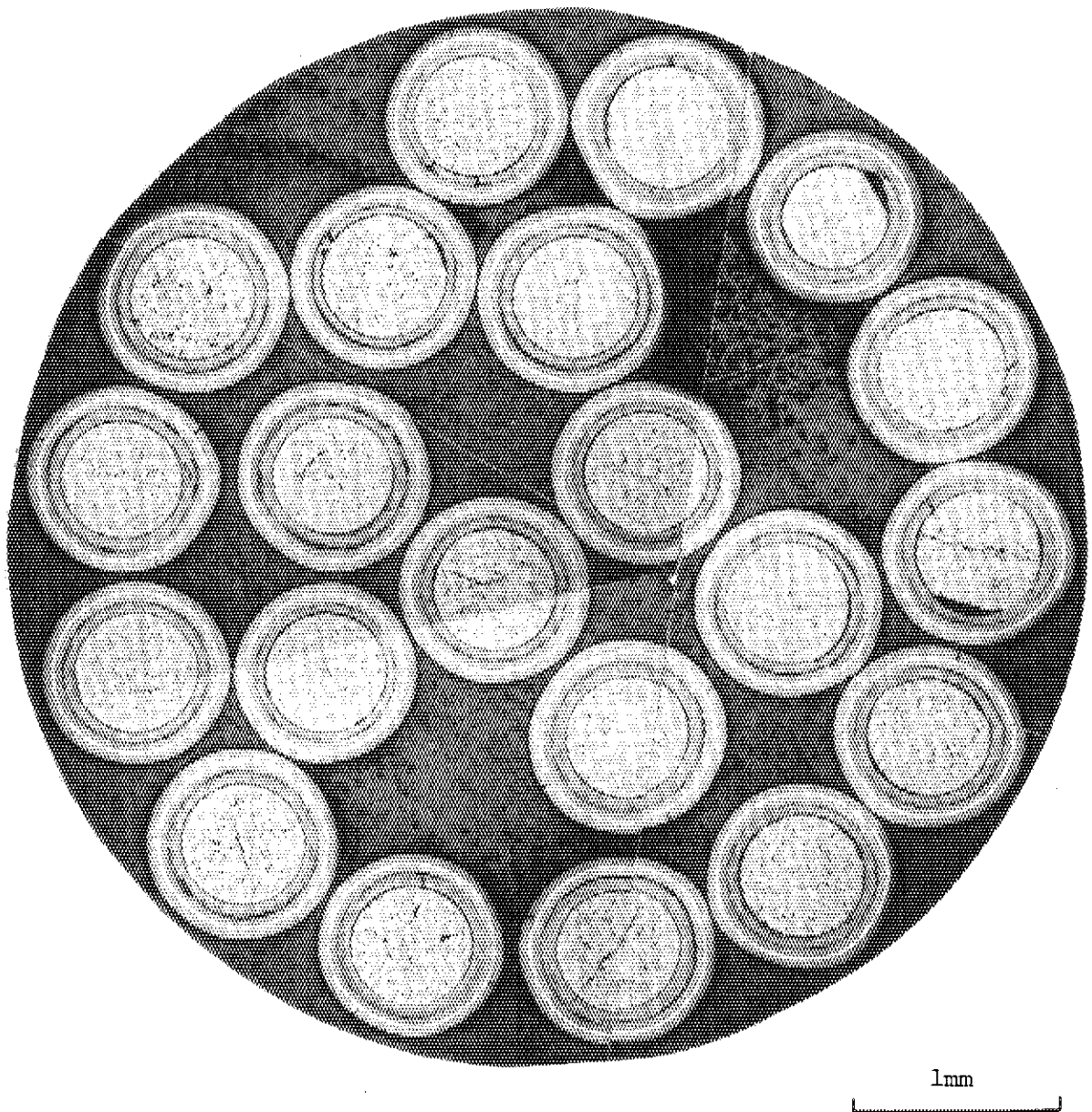
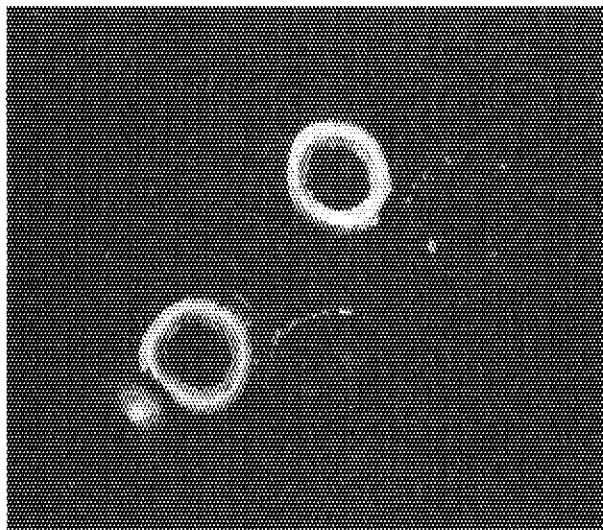


Fig. 4.4.16 As polished TRISO coated particles



(1)

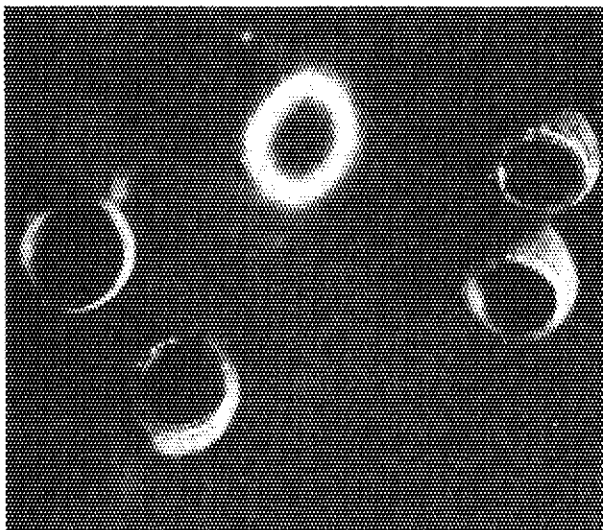
UO₂ 燃料核とエポキシ
樹脂除去後の被覆層

硝酸水 (1 : 1)

30 分煮沸

↓

N・N ジメチルホルムアミ
ドによるエポキシ樹脂
溶解

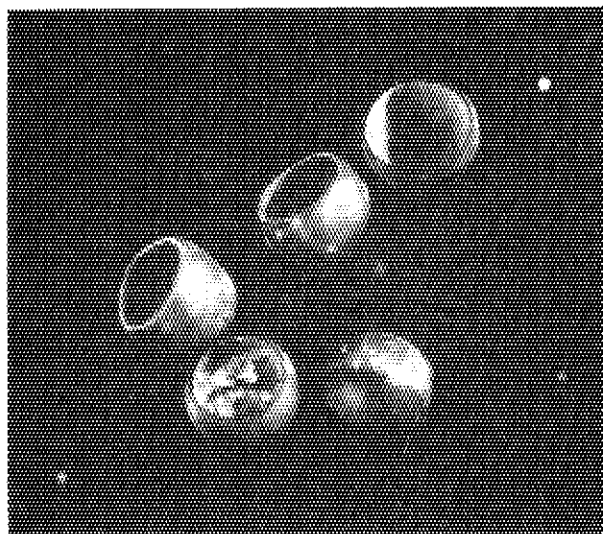


(2)

PyC の加熱酸化除去
途中の状態

800 °C, 大気中 1 hr.

石英容器加熱後



(3)

採取された SiC 層
機械強度試験片

800 °C, 大気中 2 hr.

石英容器加熱後

Fig. 4.4.17 Preparation for SiC mechanical testing specimen of coated particles

4.4.5 塩素化法による照射済み燃料コンパクトの破損率測定実験

1) まえがき

照射済み燃料コンパクトの被覆粒子破損率測定につき現在実用化している破壊法の電気解砕・硝酸浸出と異なる非破壊法である塩素化法^{*1}を適用する検討のため、照射済み欠陥被覆粒子（1粒）入りの模擬燃料コンパクトを用いてセル内実験を行った。

本法は850℃加熱の照射済み欠陥粒子入り模擬燃料コンパクトに四塩化炭素の熱分解による塩素ガスを通過させ、浸透性と化学的活性の強い塩素ガスが燃料コンパクト中の気孔を經由して欠陥被覆粒子の微細なクラックから粒子内部に浸入、FPと化学反応後再び気体状のFPとして排出したFP塩化物を加熱炉温度勾配下の石英ウールに捕集し、この石英ウールの含む放射能を測定するものである。供試試料の照射済み被覆粒子は原子炉気送管照射後約5ヶ月冷却させたもので、得られる放射能は ^{95}Zr - ^{95}Nb である。

本報告は特に模擬燃料コンパクトを用いたホットセル内塩素化FP捕集実験について述べる。

2) 実験方法

この実験は模擬燃料コンパクトを使用した予備試験であるため、他の定常試験に支障を及ぼさず独立している大型セミホットセルを用いて行った。

(1) 供試試料：予め被覆層を人工的に破壊させ欠損被覆粒子となったものをJRR-2気送管で約20分間照射後約5ヶ月冷却させた被覆粒子1粒を模擬燃料コンパクト（直径10.5mm長さ12.0mm）の中心に入れ、成型・調製したものをを用いた。模擬燃料コンパクトのマトリックス密度は実用燃料コンパクトと同じ 1.7 g/cm^3 である。

(2) 実験装置：実験は、大型セミホットセル（鉛厚10cm、セル寸法2000×1220×2000高、M-7マニプレータ1対）で行った。装置は四塩化炭素供給部、セル内の高温反応及びFP捕集部、塩素ガス中和部等に大別される。四塩化炭素供給部ではアルゴンガスを 200 mL/min づつ蒸気発生器中に発泡供給し、四塩化炭素の飽和蒸気を電気炉高温塩素化反応部へ導入する。四塩化炭素の供給は 10 mL/hr 、2時間の試験で約 20 mL 消費した。加熱炉は850℃昇温のためニクロム線抵抗炉を用いた。反応管には透明石英管を使用し、両端をゴム栓で封じた。試料ポートには模擬燃料コンパクトが加熱により崩壊しても回収できるような透明石英製のルツボ型ポートを使用した。塩素との反応後捕集されるFPの捕集には、耐熱・耐薬品性のある石英ウールを用い、部分的な回収を可能とするためマシュマロ状にし全体的には一様な分布となるように石英管に納めた。試料瓶はFPを捕集した石英ウールを押し固め井戸型の放射線検出器で測定を行うよう、蓋付のポリエチレン試料瓶を用いた。石英ウールでFP捕集通過後の塩素ガスは、 $\text{Cl}_2 + 2\text{ NaOH} \rightarrow 2\text{ NaCl} + \text{H}_2\text{O} + \text{NaClO}$ として中和し安定化させるため水酸化ナトリウム飽和液ガス洗浄瓶へ導入した。またその後のアルゴンガスは活性炭フィルタでろ過しセル内排気ダクトへ導いた。

実験は模擬燃料コンパクト試料を加熱炉内の石英管にセットし、系内の空気を四塩化炭素ガスに置換するため約5分間通した後850℃まで急速に昇温（約5分）させ、2時間塩素化実験を行い、アルゴンガスのみを供給し通電を切ると共に電気炉の蓋を開けて冷却させた。その後約2時間放置し十分冷却させてからアルゴンガスの供給を止め、ゴム栓を開きFPを捕集した石英ウールを放射能測定用の試料瓶に詰めて回収した。試料瓶の数は5本である。

Fig. 4.4.18に模擬燃料コンパクトの塩素化実験装置を示し、Fig. 4.4.19にホットセル内の塩素化加熱炉と塩素化捕集器具を示す。

3) まとめと検討

本塩素化実験は先述のように照射済み燃料コンパクト中の被覆粒子の破損率を非破壊法によって求めるための予備試験であり、欠損被覆粒子入燃料コンパクトは表面線量率約1 mR/h程度である。従って実験結果も実験室（燃料照射研究室に於けるフード内）で行ったものとの比較が容易にできた。同一調製試料のものでFP捕集率が実験室での87%に対し、セル内実験では100%となり、満足のゆく結果であった。Table. 4.4.3に実験結果を示す。

実験の主目的である塩素化法のホットラボ照射後試験への適用について以下に述べる。

(1) 本塩素化法は加熱炉によって四塩化炭素が熱分解して塩素になるため毒性及び腐食性に対する安全面の評価が必要である。生体への有害性では四塩化炭素の空气中許容濃度が25 ppmで、塩素は1 ppmである。どちらも眼、鼻、喉に刺激を感じ、さらに頭痛やめまいを誘発させるようになり、呼吸器系統の障害を起す。実験中に地震等の災害が発生した時には通電を遮断し、四塩化炭素の供給を断つ。なお石英管等の実験装置が破壊した場合に放出する塩素ガスを見積ると次のようになる。 $\text{CCl}_4 \rightarrow \text{C} + 2\text{Cl}_2$ に全て分解するとして、加熱炉中ではキャリヤガスのAr 200 cm³/min に対し塩素ガスは50 cm³/min で濃度20%である。石英管及び塩化ビニール配管の容積約400 cm³、塩素量は800 cm³であり、バルブの切換え等による増量を加算して100 cm³とする。塩素の空气中許容濃度が1 ppmであるから、塩素100 cm³に対する許容値の空気量は100 m³になる。従って、もし遮蔽セルの排気が停止された場合でも1辺5 mの部屋（125 m³）であれば塩素は許容値の1 ppm以下ということになる。今回実験に使用したセミホットセル室は297 m³であり、十分な容積を有していた。ケープ・セルの実験では実験室の場合と異なり、取扱上遠隔操作等の不利を有するが、換気停止により空気の動きが止り、この種の災害時に時間的余裕が持てることが言えよう。また、塩素ガスの検知には遠隔ガス採取用ゴム管を具備した北川式ガス検知器を使用すればよい。

(2) 加熱反応槽中の石英管内壁には $\text{CCl}_4 \rightarrow \text{C} + 2\text{Cl}_2$ で発生する炭素が熱的に付着して汚れとして残り、石英管の重複した使用はできない。また石英管の両端部のビニール配管との接続部は塩素ガス等の漏れ防止と石英管との交換が遠隔操作で可能な共通すり合せ構造としなければならない。

(3) FP捕集材には熱的、化学的に安定でしかも容積の圧縮・縮小ができ放射線計測上の利点がある石英ウールを使用した。セル内でマニプレータ操作によりポリエチレン試料瓶に詰め替える時に汚染の混入の恐れがある。捕集材の検討を含めより簡便な方法を開発する必要がある。

(4) 塩素化により照射済み被覆粒子から放出される元素は⁹⁵Zr - ⁹⁵Nb（半減期65.5日）が殆んどであって、¹³⁷Cs（半減期30年）、¹⁴⁴Ce（半減期280日）等と比べ寿命が短く1年以上冷却すると極めて僅かになる。これは照射後試験に於ける3ヶ月冷却期間を差引くと9ヶ月の間に試験を実施しなければならないことを意味している。

*1 飛田 勉, 井川 勝市, 松島 秀夫, 伊藤 忠春, 石本 清,

“塩素化法による被覆燃料粒子の破損率測定(Ⅱ)” 1981年3月 原子力学会年会

Table 4.4.3 Chlorination data of after irradiation coated particle fuels.

試料	実験記号	マトリックス密度 (g/cm ³)	塩素化条件		塩素化率*1 (%)	捕集率*2 (%)	放射能バランス*3 (%)	実験場所
			温度 (°C)	時間 (hr)				
ク コ ン ト バ	J 6012-1	1.63	850	10	45	87	94	フード (燃料研)
	J 6012-2	1.60	"	2	52	100	100	ホットセル (HL)
粒子	J 6012-3	-	"	2	51	100	100	フード (燃照研)

* 1 塩素化率 (%) :

$$\frac{\text{塩素化処理前の試料放射能 (A)} - \text{塩素化後の試料放射能 (B)}}{\text{塩素化処理前の試料放射能 (A)}} \times 100 = \left(\frac{A-B}{A} \right) \times 100 = \frac{C}{A} \times 100$$

。 試料からの放出放射能 (C) は C = A - B で示される。

* 2 捕集率 (%) :

$$\frac{\text{捕集F P 放射能 (D)}}{\text{塩素化処理前の試料放射能 (A)} - \text{塩素化後の試料放射能 (B)}} \times 100 = \left(\frac{D}{A-B} \right) \times 100 = \frac{D}{C} \times 100$$

。 F P 捕集には石英ウールを使用

* 3 放射能バランス (%) :

$$\frac{\text{塩素化処理前の試料放射能 (A)}}{\text{塩素化後の試料放射能 (B)} + \text{捕集F P 放射能 (D)}} \times 100 = \left(\frac{B+D}{A} \right) \times 100$$

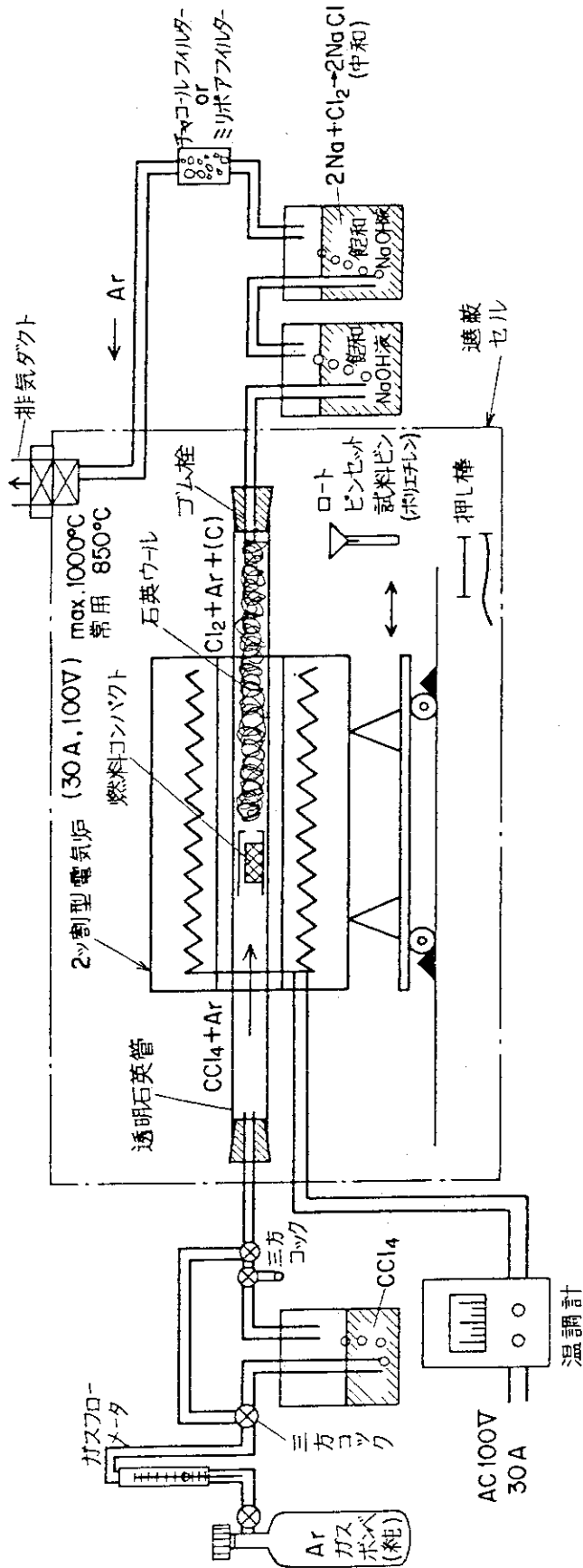
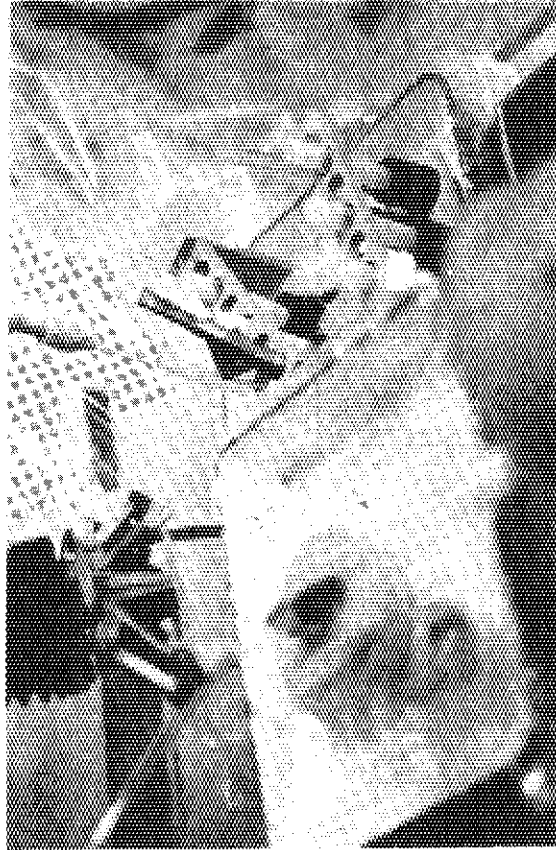
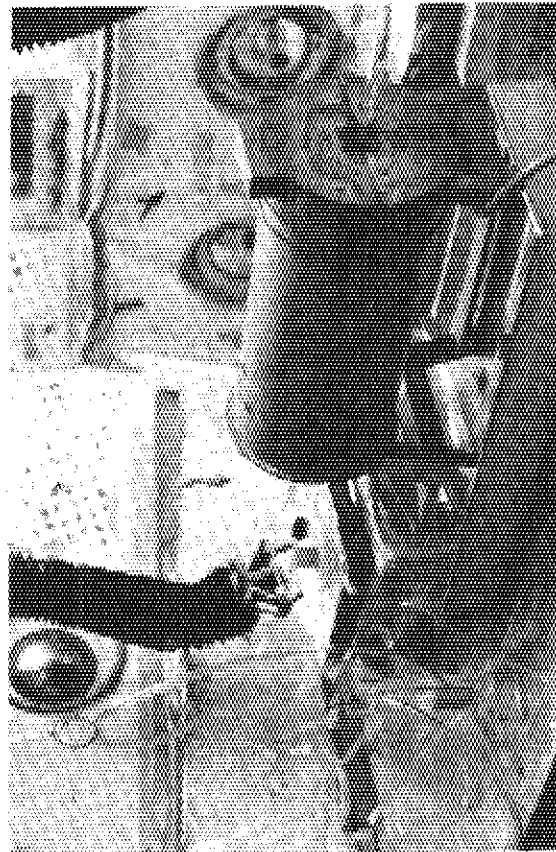


Fig. 4.4.18 Chlorination equipment of after irradiation fuel compact



塩素化 F P 捕集器具



ホッセル内塩素化実験

Fig. 4.4.19 In-cell chlorination examination

4.5 研究炉長期整備計画

4.5.1 JRR-3の改造計画

1) まえがき

JRR-3の改造計画は、昭和52年6月の「研究炉長期整備計画」に基づき、JRR-2型の重水炉に改造することで検討を進めてきたが、その後、核不拡散政策の強化に伴う高濃縮ウラン使用制限の問題、原子力施設に対する安全上の規制強化の問題など計画の実現に重大な影響をおよぼすと思われる外部情勢の変化が生じた。このため、昭和54年11月、東海研究所に再び新たな検討委員会が設置され、見直し作業が行われた。この結果、当委員会より昭和55年6月、先に決定をみた計画を修正し、JRR-3の改造方針を45%濃縮ウラン燃料にするとともに、解体方法を生産遮蔽を含む炉体部分の一括搬出工法とし、炉型を軽水プール型とする案が答申された。

この結論に基づいて、55年度は、現施設の解体撤去計画、改造炉の概念設計、改造炉のモックアップ試験計画の立案と試験室の設計を行った。また、改造炉の主要利用設備の一つである冷中性子源装置の概念設計を開始した。改造のスケジュールをTable 4.5.1に示す。

2) 現施設の解体撤去計画

改造JRR-3を現在の原子炉建家内に再構築するため、現炉体及び冷却系機器を解体撤去する必要がある。そのフローチャートをFig. 4.5.1に示す。

① 冷却系の解体撤去

冷却系の解体撤去に当っては、まず、炉心タンク内及び一次冷却系内の化学洗浄を行う。次に、炉内の重水を回収し、かつ、十分な作業環境整備を行った後、一次冷却系機器を表面線量率の低い部分（主熱交換側）より逐次炉心直下の配管へと機械的切断法を用いて解体し、撤去する（Fig. 4.5.2参照）。この作業は、放射能汚染のある配管、機器を対象とした高放射線下での作業となるため、被ばくの低減、汚染の拡大防止のためのモックアップ試験を予定している。

② 炉体の撤去

各種配管類をきりはなした炉体は、すべての開口部を密封処置した後、炉室駆体から切り離し、全体を一括して炉室外に設けた保管庫まで搬出する（Fig. 4.5.3参照）。この工法の利点は、第1に放射線下の作業が少なく、作業者の放射線被ばくや汚染の少ないことである。次に、廃棄すべき炉の生体遮蔽体を多量のコンクリート廃棄物とすることなく廃棄保管中の遮蔽体として活用される。

3) 改造炉の概要

改造炉は、旧炉体を一括撤去した跡に再構築することを前提に、次の設計方針に基づいて概念設計を行った。

- ① 用途は、ビーム実験、照射試験及びRIの生産とし、最高水準の実験研究が可能であること。
- ② 形式は、スイミングプール型とする。
- ③ 熱出力は、既設建家の限界と推定される20 MWとする。

- ④ 改造炉は、高稼働率が得られるよう、燃料交換保守点検に対する省力化及び供用期間中検査を配慮する。また、安全基準、指針を十分に達成する。
- ⑤ 原子炉の運転は、新たに設ける制御棟内の制御室で集中制御・監視を一元的に行うことを前提とする。
- ⑥ 配置計画に当っては、実験利用施設を含めた最適配置を検討する。

以下、簡単にこれまでにを行った概念設計の大略を述べる。

改造炉建家の配置計画は、既設の原子炉建家に隣接して、新たに原子炉制御棟、実験利用棟、冷中性子源（CNS）用コンプレッサ棟を設けるほか、二次冷却塔、排風機室などを増設、更新する（Fig. 4.5.4 参照）。

原子炉建家内に再構築する改造炉は、熱出力を 20 MW とし、中濃縮ウラン板状燃料を用いた「軽水減速、軽水冷却、重水反射体付スィミングプール型」とする（Table. 4.5.2, Fig. 4.5.5 及び Fig. 4.5.6 参照）。

プールは、炉室の中央に設ける炉心プール、これに連結するカナル、使用済燃料プールがあり、それぞれ容易に開閉できるゲートで仕切る。プールの水深は、既設炉室の制約から約 7.5 m では、遮蔽能力が不足するので補助遮蔽体を付加する。この遮蔽体の炉心上部は可動式とし、燃料、試料の取扱いに支障のないような構造とする。

炉心は、集水筒を架台とする格子板の燃料孔に 45%濃縮ウランを用いた ETR 型燃料要素を約 5 行 7 列格子に組み、6 本の制御棒と種々の照射孔を設ける。熱中性子束及び高速中性子束はいずれも最高約 $2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ が得られる見込みである（Fig. 4.5.7 参照）。この炉心では、ビーム実験のために炉心両側面に配置した重水タンクによって熱中性子束を高め、さらに、水平実験孔は直接炉心を見ない配置として速中性子束の混入を極力低くしている。

制御棒装置は、照射実験などに有利なようにプールの下部に駆動部を置く方式とし、吸収体にはボックス型のハフニウムを用いる。

冷却系は、一次系、二次系、重水系などで構成される。これらの配管、機器類は主として炉室地下冷却室に配置される（Fig. 4.5.8 参照）。

一次冷却系には、減衰槽を設け ^{16}N を約 3 桁程度減衰させる。また、炉心入口温度を最高 35°C 以下に抑えるため 2 段式の熱交換器を設ける。

二次冷却系は、20 MW 相当の冷却設備に更新する。

計測制御系は、新たに炉室外に設置する制御室で集中制御、監視を行う計画で、電源関係まで含め全面的に更新する。改造にあたっては、計算機を導入し、データロギング及び異常判断指示機能をもたせることとしている。計測制御系ブロック図及び安全保護系の機能図をそれぞれ Fig. 4.5.9 及 Fig. 4.5.10 に示す。

実験利用施設としてのビーム実験設備には従来の炉室内での実験装置のほか、熱中性子及び重水タンク内に設けた冷中性子源からの冷中性子を、中性子導管によって炉室外に導いて実験するための建家設備を設ける計画である。また、この新設の建家（実験利用棟）の地下部分には、旧炉体の保管庫のほか、ホットセルを含む実験設備を配置する。一般利用設備については、炉心領域での照射リグによる照射実験、反射体領域に設ける気送管、水力ラビットによる RI 生産、放射化分析などが容易にできるよう設計する。

次に、概念設計を通じて得られた主要な結果及び今後詳細設計でつめる事項について掲げると次のとおりである。

- ① 既設建家内に下向流冷却方式のスィミングプール炉を設計するとプール水位が制限となるので約 20 MW が限界である。
- ② 標準型燃料要素 (21 枚/要素) 25 体, フォロア型燃料要素 6 体相当の炉心で, $ONB^{*1} = 1.1$ 以上, $DNB^{*2} = 1.5$ 以上, 及び安全係数 4 以下であれば, 20 MW の除熱が可能である。今後, 安全係数の詳細評価を統計処理を含め行う必要がある。
- ③ 5×7 格子相当で, 熱中性子束及び高速中性子束の最高は, それぞれ約 $2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ である。
- ④ 燃料要素の設計で 45 % E.U. を用いることで設計が可能である。また, 要素の構造設計は, 格子形状とあわせて, 更に検討が必要である。水力学的安定性及び流水分布については, 今後モックアップ試験で確認する必要がある。
- ⑤ 重水タンク内での γ 線及び中性子による加熱は, 約 0.6 MW である。重水反射体の効果的厚さは, 約 40 cm であるが実験孔などの構造物及びボイドを考慮して約 70 cm とする。水平実験孔は, タンジェンシャルに配置することができたが, 数が多いので相互作用による中性子束の減少が心配である。重水タンクの炉心に面するアルミニウム板厚は, 中性子経済に影響するので構造設計とバランスさせる必要がある。重水タンクの重水をダンプ (炉心高さの $1/3$ 相当) すると約 2 % k/k 程度であるので後備停止装置に活用できる。重水タンクの構造設計は, 差圧 $1 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ を考慮する必要がある。現設計では, たわみ量約 2 mm である。今後, 補強案を含めた構造設計の検討が必要である。これには, 材料の選定, 照射損傷除熱, 熱応力の評価を含める。
- ⑥ 制御棒駆動方式は, 照射スペースを確保するため下駆動方式とする。駆動機構は, 電磁コイル駆動, 軸シールボールネジ駆動及びラックピニオン直接駆動について検討中である。試作装置での機器特性及び信頼性を確認する必要がある。
- ⑦ プール設計では, 炉心プール, カナル, S.F. プールを分離かつ容易に開閉できるゲート設計が可能である。ステンレス鋼ライニングの溶接部には, 漏洩検出を設けることができる。プールの耐震性は, A_S クラスの設計が可能である。炉プールの遮蔽厚さは, 炉心より水深 6.5 m に加え鉄 25 cm, 水平方向の重コンクリート 2 m あれば, それぞれ十分である。
- ⑧ 上部遮蔽設計において, $1 \text{ m} \times 5 \text{ m} \times 25 \text{ cm}$ の鉄シャッタが容易に開閉できる。シャッタを開くと水位を下げなくとも燃料交換が可能である。利用上, 炉心プール全面が開閉できることが望ましいので今後, 比較検討する。
- ⑨ 水平実験孔のうち冷中性子ガイドプラグ及び熱中性子ガイドプラグは, 構造が複雑であり, 今後, 試作プラグを含めた検討が必要である。
- ⑩ 冷却系の設計は, 配置計画が当面の問題であるが, 主要な系統及び機器を原子炉地下室に配置できる見通しを得た。一次冷却系は, 流量約 $35 \text{ m}^3/\text{min}$ で熱交換器に 2 段式 2 基を用い

* 1 Onset of Nucleate Boiling

* 2 Departure from Nucleate Boiling

て、炉心入口温度約 35℃以下にすることが可能である。この熱交換器については、コンパクトなプレート式とU字管型の比較調査をしたが、当面、U字管型で計画した。安全上重要であるサイフォンブレイカ、自然循環弁及び遮断弁については、詳細な検討が必要である。また、熱交換器については、洗浄を考慮した設計の見直しが必要である。重水系及びヘリウム系は、運転保守を考慮した簡素な設計にする必要がある。冷却系は、供用期間中の検査を含めた検討が今後の課題である。

① 計測制御系の各系統の第1次設計案を得たが、集中制御監視システムと運転員との関係で操作性、信頼性について、どのような方式がよいか計算機システムを含め検討する必要がある。

② 全体建家の配置計画の第1案を得たが、既存の建家及び設備を調査し、建設計画を更に詳細に検討する必要がある。また、地質調査は、耐震性の基準が変更となったので、追加調査として57年度に実施する。

4) モックアップ試験計画

改造に当たってのモックアップ試験は、計画、安全解析の妥当性を確認するもので、今後の安全審査にぜひとも必要なものとして、当面、次のような試験を計画している。

解体関係

- ① 一次冷却系配管の切断工法の確認試験
- ② 炉本体解体試験（コンクリート解体試験、炉体吊り上げシステムの確認試験）

改造炉本体設備関係

- ① 炉心部流水試験（要素内及び炉心内流速分布等）
- ② 制御棒駆動装置の動作特性及び耐久試験
- ③ 燃料要素、反射体、照射リグ等のハンドリング試験
- ④ 自然循環弁及びサイフォンブレイカの作動試験
- ⑤ 重水タンクの試作試験及び重水タンク試験
- ⑥ 自然循環除熱試験

冷中性子源装置

- ① アセンブリ試験（減速材容器の破壊試験等）
- ② システム試験（コンデンサ、サーモサイフォン性能試験等）
- ③ 安全性試験（異常事故時の安全装置の作動試験）

なお、改造炉の本体設備関係のモックは57年度より開始するため、56年8月よりモックアップ試験室の建設を予定している。このモックアップ試験室は、模擬炉心プール（幅4m、長さ6m、深さ約7.5m）を設けた地上2階、地下1階の建物であり、このプールにFig. 4.5.11に示す炉本体モックアップ試験装置を設置する予定である。

5) 今後の予定

55年度の概念設計に続いて、56～57年度に詳細設計及びモックアップ試験を予定している。安全審査は、57年度よりヒアリング開始の予定である。研究炉の場合、審査基準、指針が不明確である。従って、当面、多くの関係者と合意の得られる設計方針、基準の設定作業が必要である。

Table 4.5.1 Schedule of JRR-3 Grade-up Program

項目	年度	55	56	57	58	59	60	61	62
運転計画 安全審査		10 MW		④安全審査 (所内) (国)	④安全審査 (所内) (国)	④設工認 ④安全審査 (国)	④設工認	使用前検査・特性試験	20 MW
原子炉④概念設計等		④概念設計	④モックアップ製作・試験 ④調査・環境調査	④モックアップ製作・試験					
冷中性子源④概念設計等		④調査							
詳細設計			詳細設計(炉)	解体・建家 詳細設計(利用設備, 実験利用機)					
解体撤去工事				ループ解体設計 解体試験 重水回収タンク設置 除染 燃料取出・重水取出	実験設備撤去 解体(冷却系・炉体)				
炉本体工事						製作・据付			
ビーム実験設備製作据付							冷中性子源・中性子導管	ビーム実験装置(3基)	
照射設備製作据付							ホットケープ, 一般照射設備	輸送, 廃棄キャスク	
燃料等					試作試験			NRG, リグ照射	
関連施設整備						燃料体・制御棒			
建家増設補修								実験利用機, 制御棒, 建家補修等	
その他									

○: 契約 △: 納期

Table 4.5.2 Characteristics of JRR-3

	現 状	改 造 後
炉型式	微濃縮ウラン重水減速重水冷却タンク型	中濃縮ウラン軽水減速軽水冷却重水反射体付スイミングプール型
熱出力	10 MW	20 MW
最大熱中性子束密度	約 3×10^{13} n/cm ² ・sec	約 2×10^{14} n/cm ² ・sec
炉 心 形 状	円柱	直方体
格子数	(燃料のみ) 243	(照射孔を含む) 5行7列
大きさ	約 260 cm φ	約 56 cm × 40 cm
高 さ	(有効長) 210 cm	(有効長) 65 cm
燃 料 種 類	UO ₂ ペレット	U-A 分散型
濃縮度	1.5 %	45 %
要素形状	ピン状 (140 ペレット/ピン)	板状 (ETR 型)
被覆材	ジルカロイ-2	アルミニウム
集合体あたり要素数	4本	21枚
炉心装荷数	243 体	31 体 (標準燃料 25 体) (制御棒付 6 体)
減速材	重 水	軽 水
冷却材	重 水	軽 水
冷却方式	強 制	強 制
流 量	17.3 m ³ /min	30 m ³ /min
反射体	黒 鉛	重水, 黒鉛, ベリリウム
制御棒 吸収体	カドミウム (アルミニウム被覆)	ハフニウム
形 状	丸 棒	ボックス型 (フォロー燃料付)
本 数	17	6
生体遮蔽体	重コンクリート	軽水プール
実験設備	中央実験孔 1本	水平実験孔 7本
	垂直 " (炉心領域) 3	ガイドチューブ用実験孔 2本
	" (生体遮蔽体内) 2	気送管 2本
	サーマルコラム 1	水力ラビット 2本
	水平実験孔 8	照射孔 (炉心領域) 9本
	気送管 2	" (反射体領域) 6本以上
	垂直照射孔 (炉心タンク内) 3	
	" (黒鉛反射体内) 27	
	水平照射孔 2	
	アイソトープトレイン 4	
	計測孔 7	

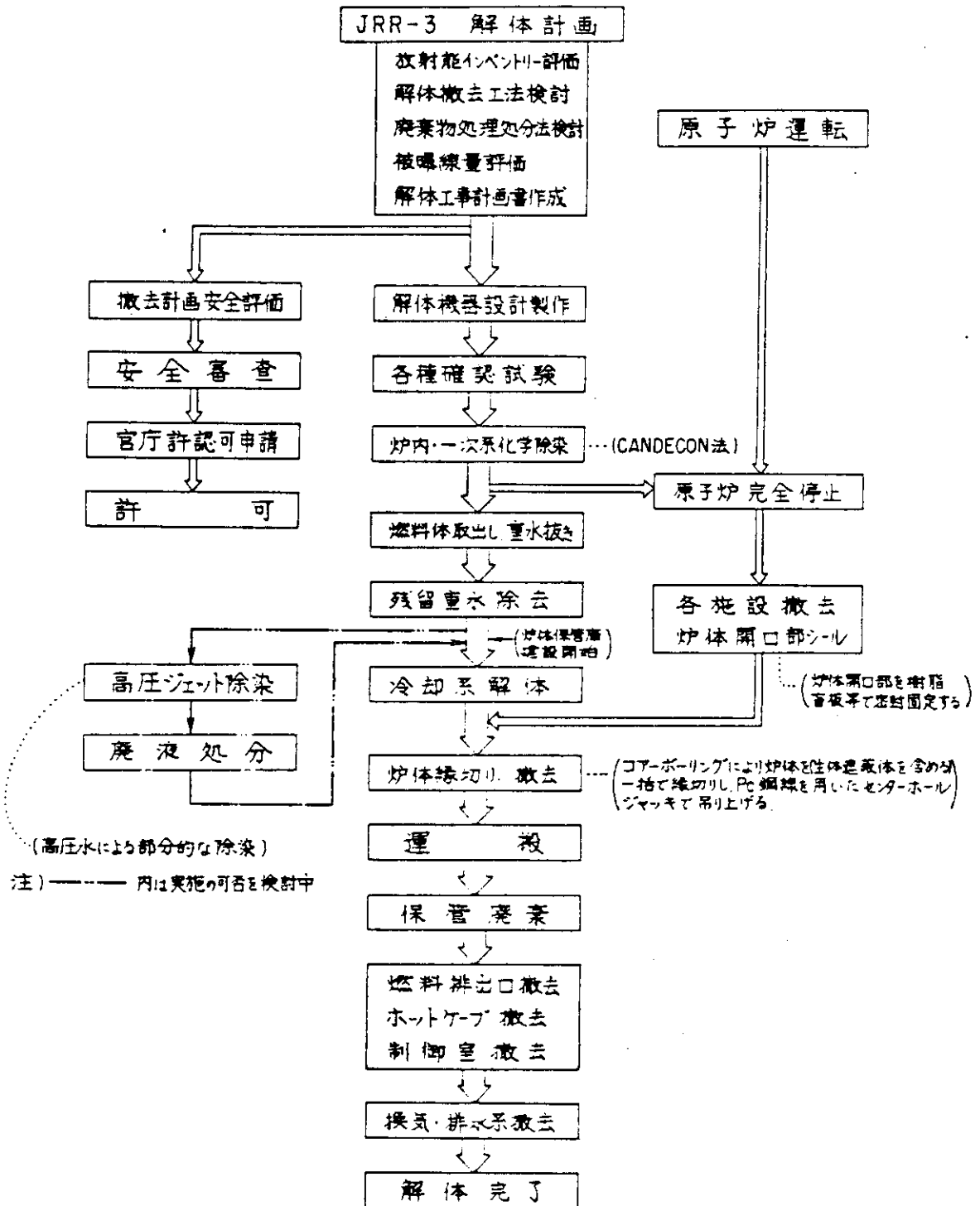


Fig. 4.5.1 Flow Diagram of JRR-3 Dismantling Works

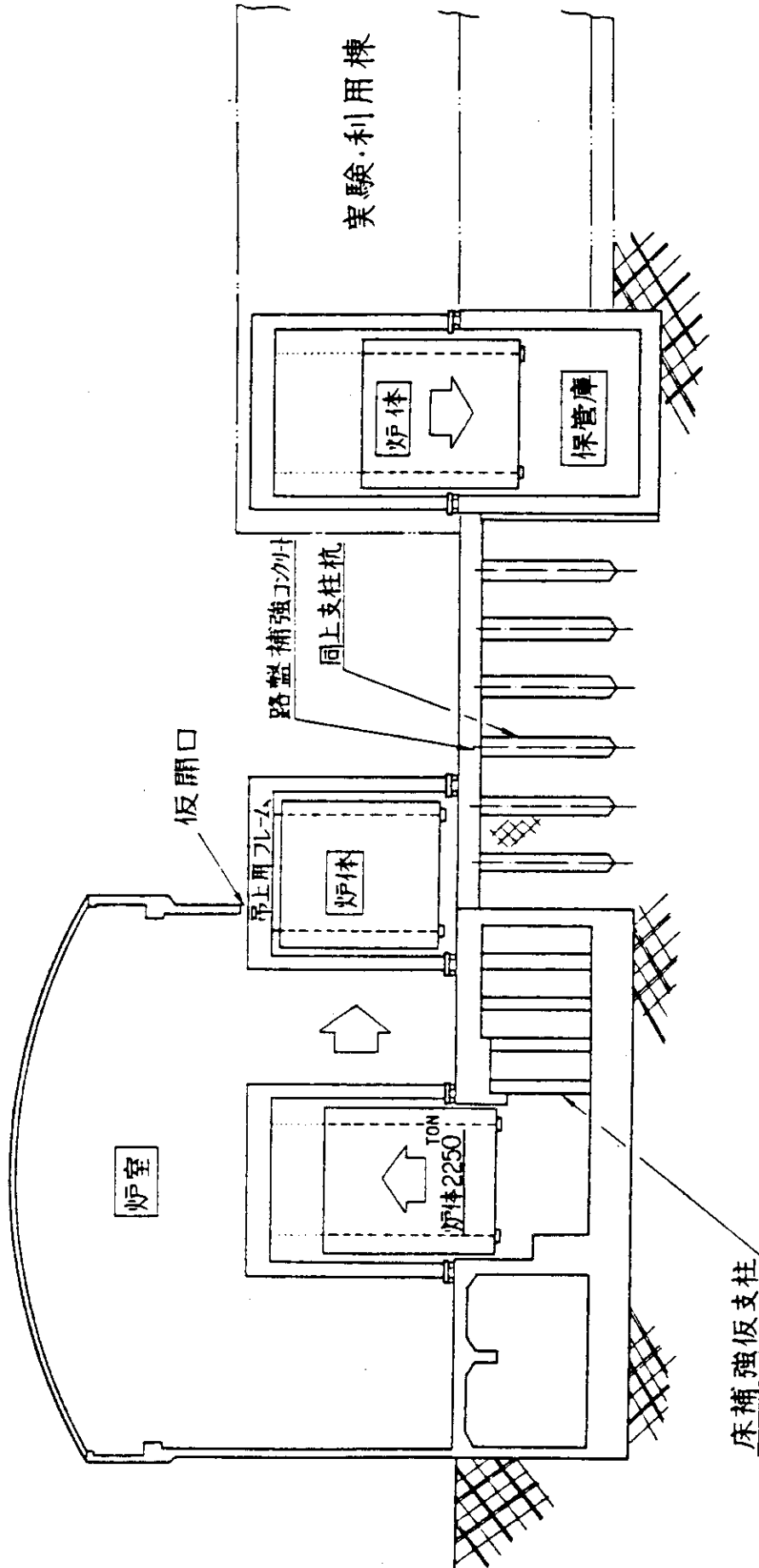
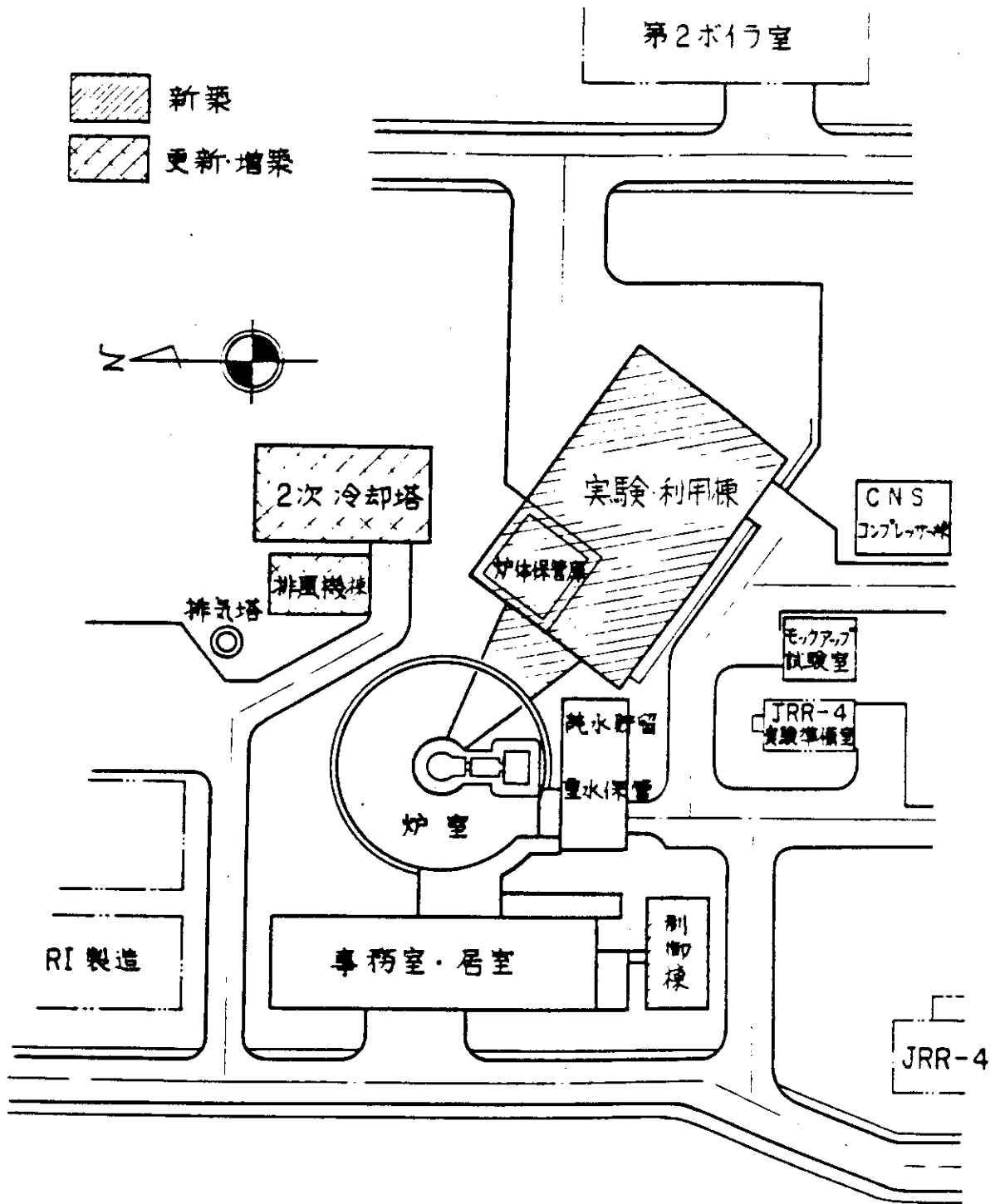


Fig. 4.5.3 Schematic Diagram of Decommissioning of JRR-3



JRR-3 改造・建家配置計画

Fig. 4.5.4 Layout of JRR-3 after Modification

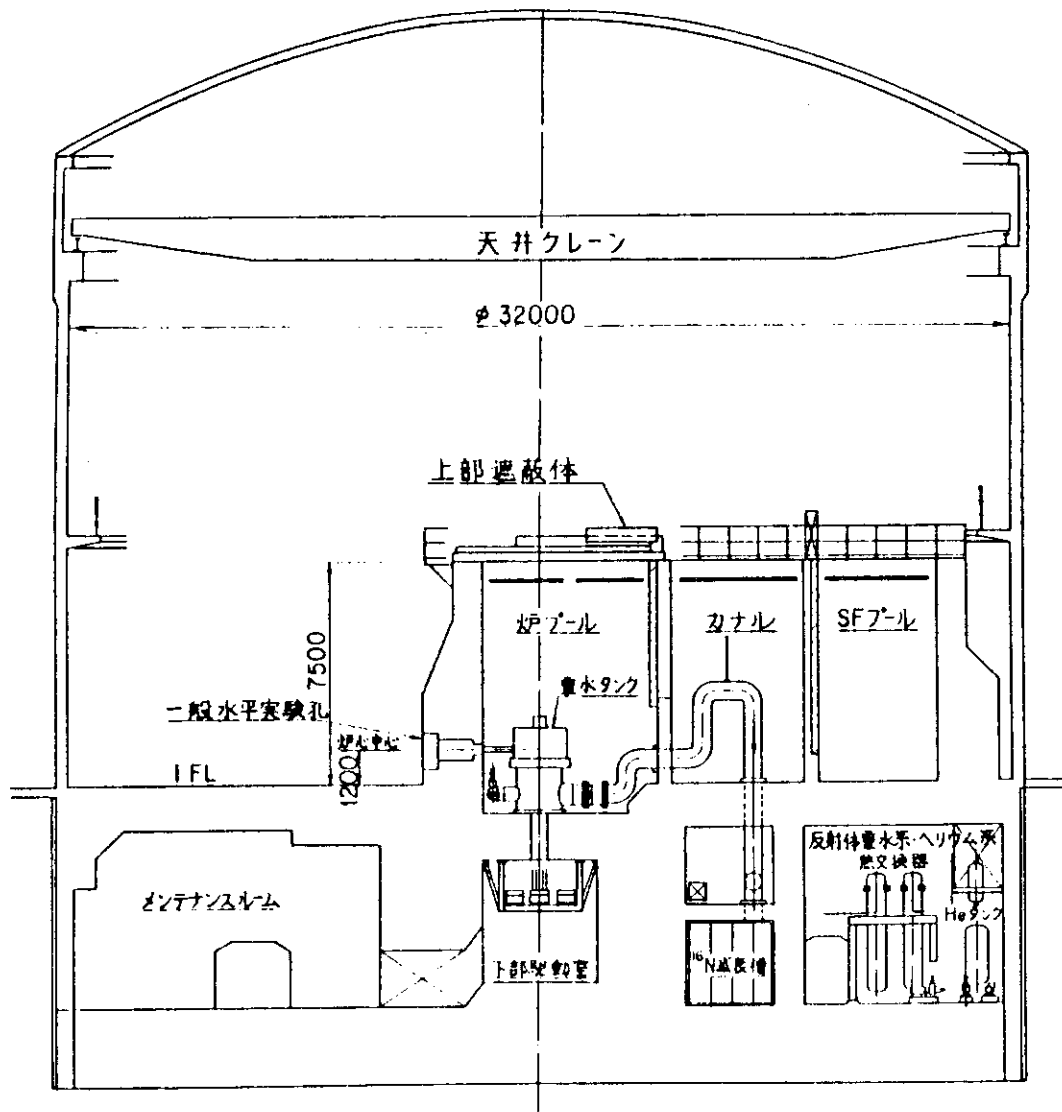


Fig. 4.5.5 Vertical Cross Section of JRR-3 after Modification

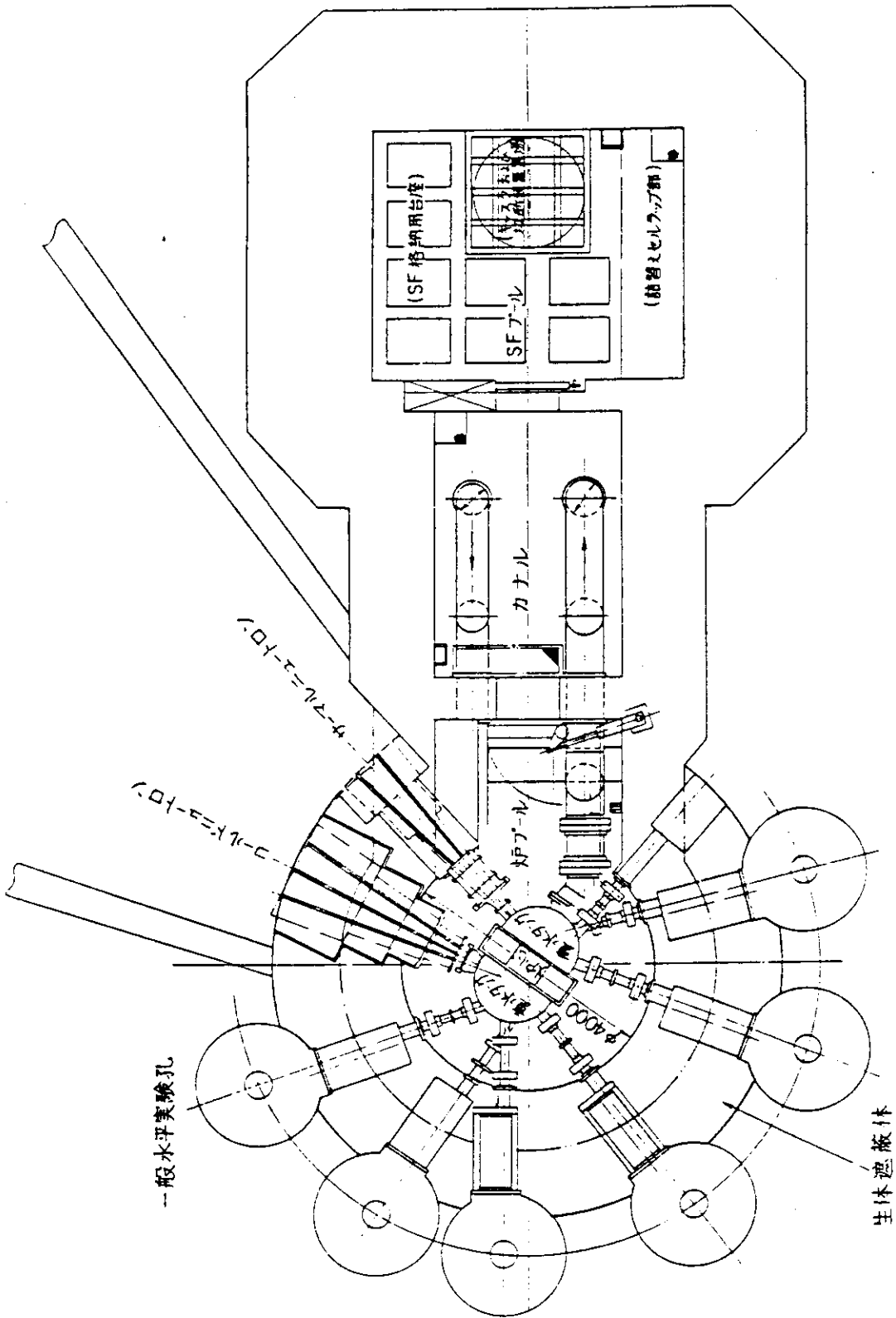


Fig. 4.5.6 Horizontal Cross Section of JRR-3 after Modification

(注) ・単位 $n/cm^2 \cdot sec$

・X-Y 2次元計算結果の為 値はZ方向平均値である

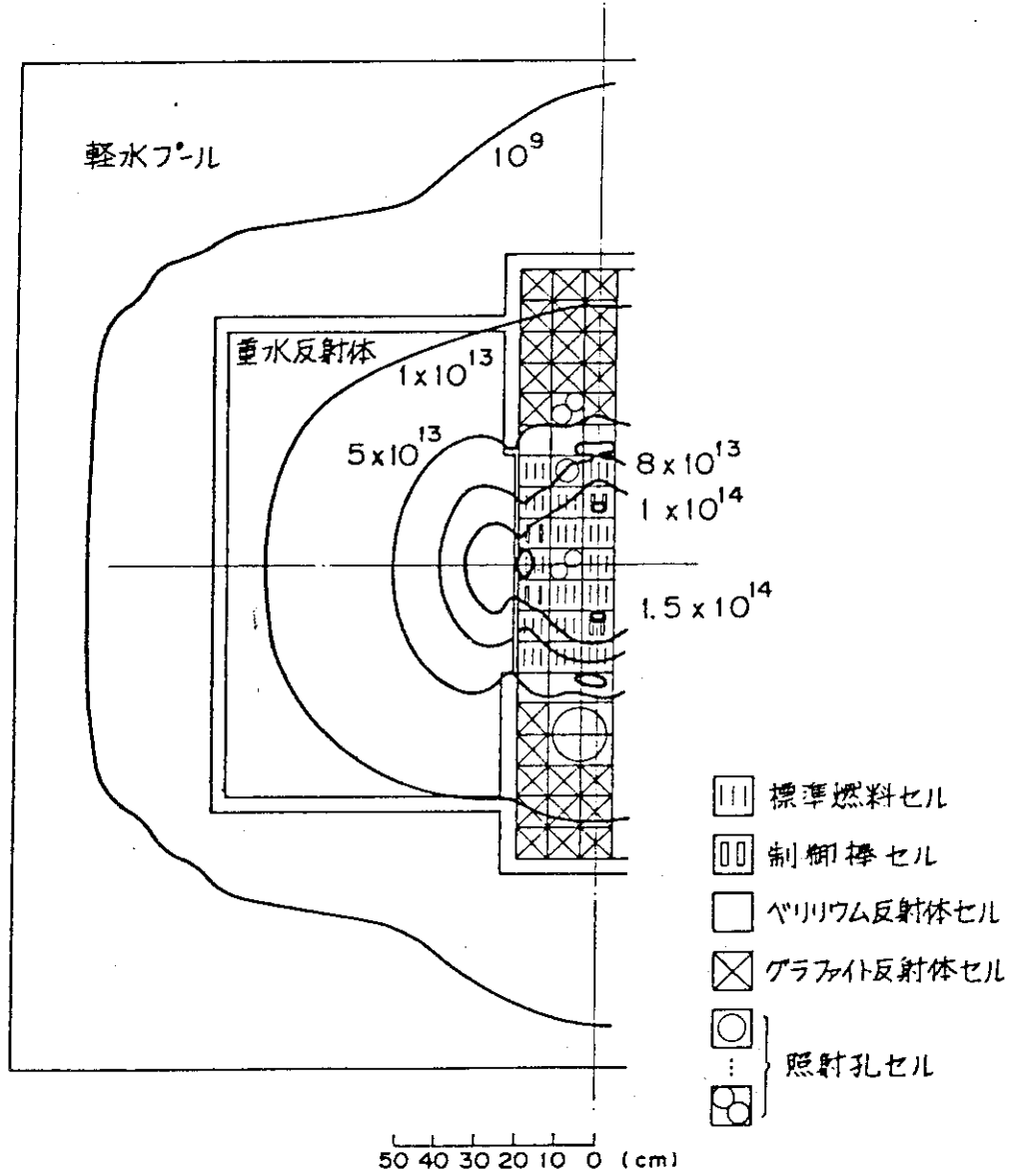


Fig. 4.5.7 Thermal Flux Distribution

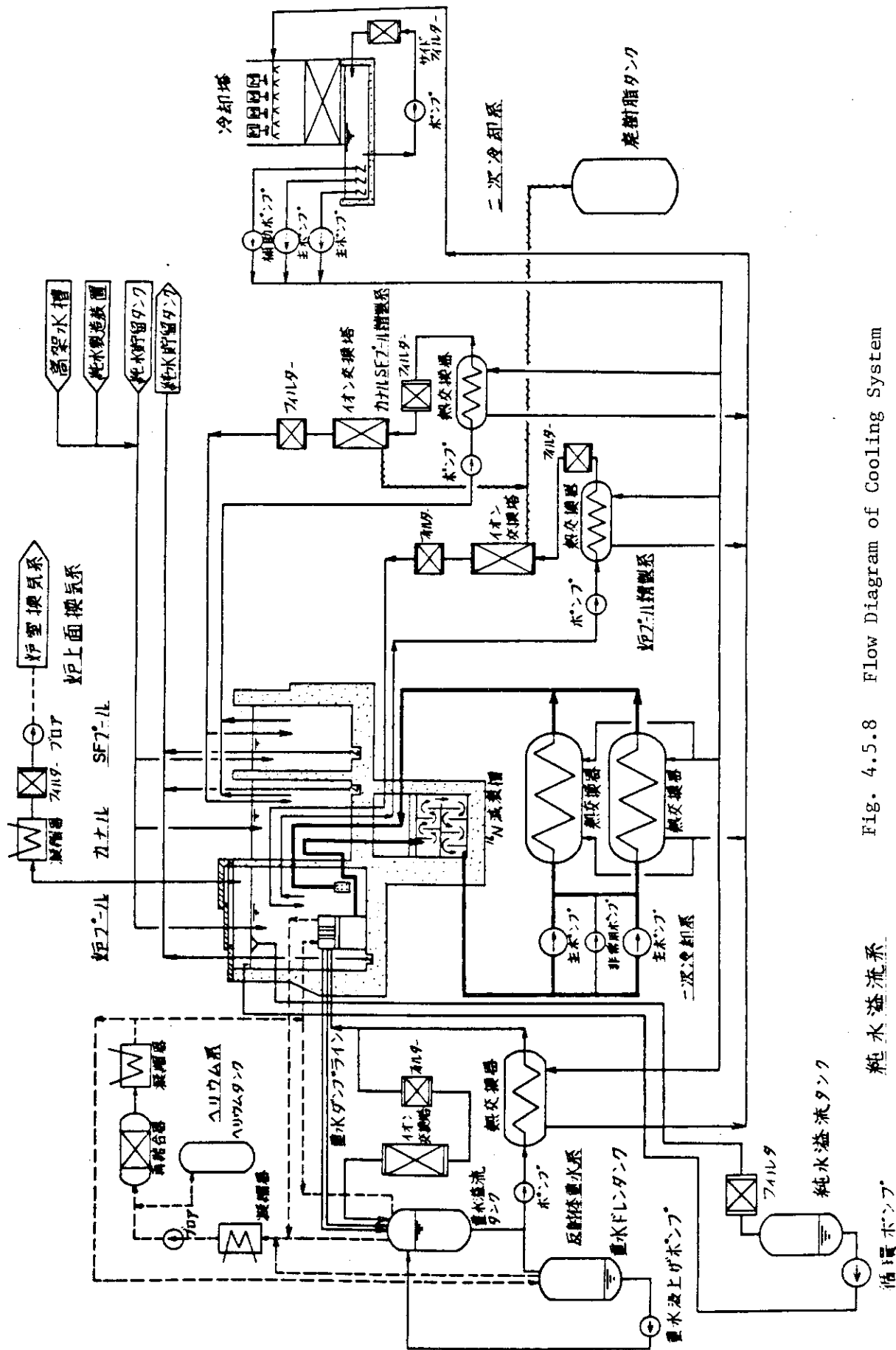


Fig. 4.5.8 Flow Diagram of Cooling System

純水溢流系

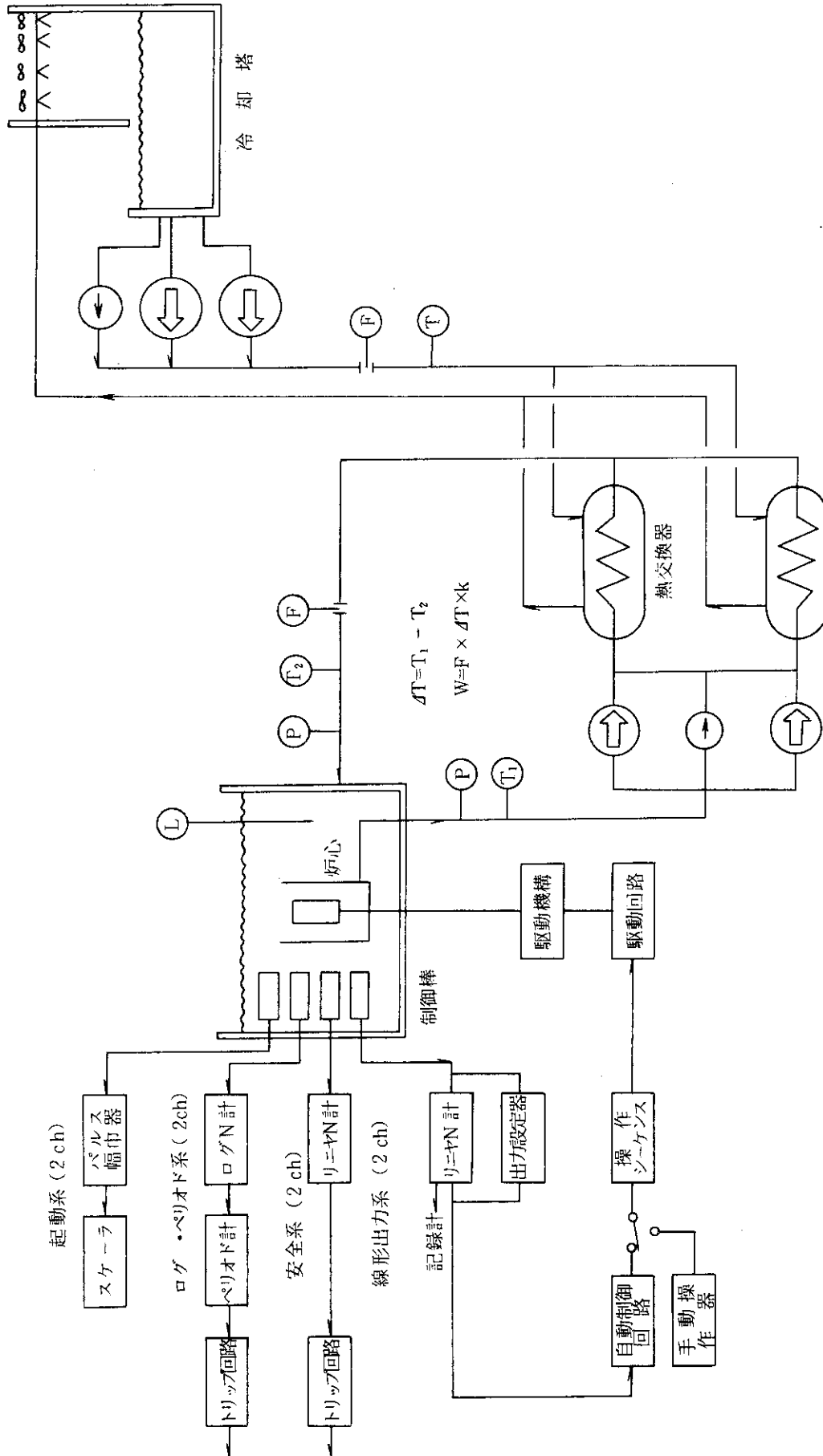


Fig. 4.5.9 Block Diagram of Instrumentation and Control System

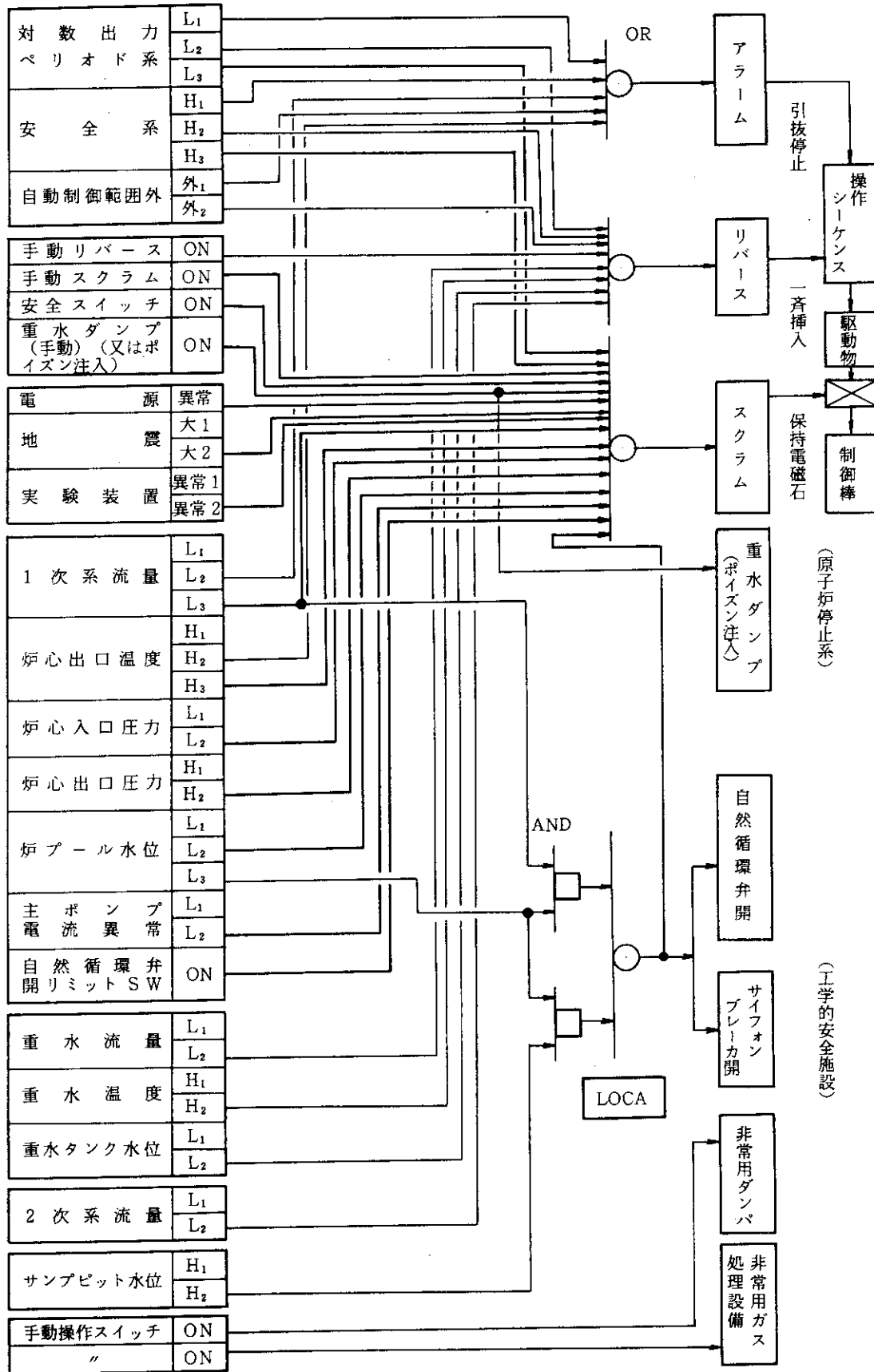


Fig. 4.5.10 Block Diagram of Safety System

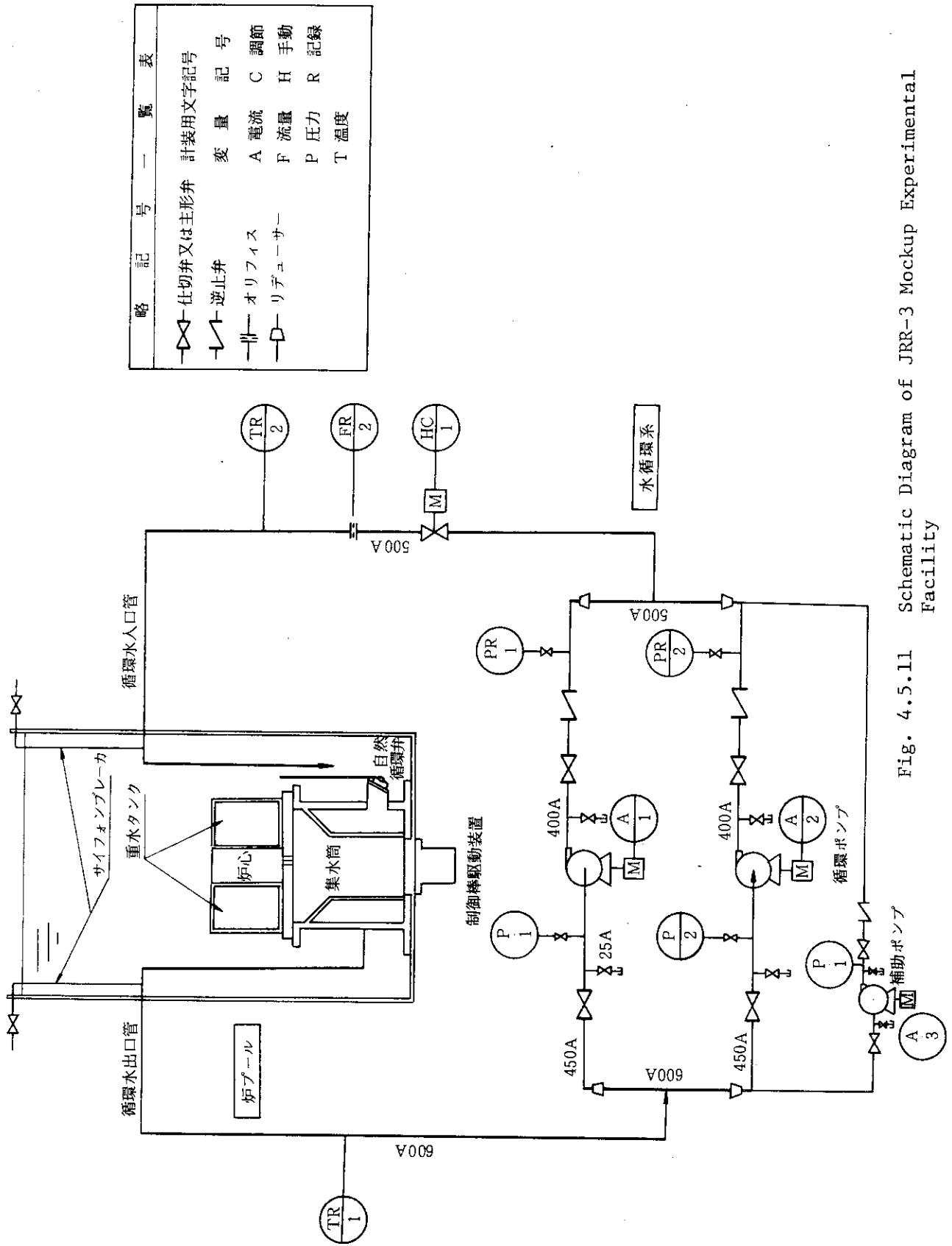


Fig. 4.5.11 Schematic Diagram of JRR-3 Mockup Experimental Facility

4.5.2 JRR-4 長期整備計画

1) JRR-4 モックアップ実験装置の製作

(1) 概要

低濃縮ウラン用燃料要素で炉心を構成した場合の炉心内における流量・流速分布及び圧力損失等を測定するため、現炉心の実物大モックアップ実験装置を NO.2 プールに設置した。

(2) モックアップ実験装置の構造

モックアップ実験装置は、大別すると原子炉本体、ポンプ設備及び模擬燃料要素に分けることができる。モックアップ実験装置の全体組立配置図を Fig. 4.5.12 に示す。

イ) 原子炉本体

原子炉本体は、集水筒、格子板、炉心タンク、照射筒、制御板、炉心ブリッジから構成されており、流水部は現炉心と同一にし、制御板も上下移動可能な構造となっている。この原子炉本体は、プール底に設置したアルミニウム板の上に載せられており、ポンプ支持架台によって支持されている。

ロ) ポンプ設備

ポンプ設備は、水中うず巻ポンプ、ポンプ支持架台、流量制御弁、配管設備、電気・計装機器から構成されており、冷却水最大流量は $10 \text{ m}^3/\text{min}$ である。配管系は、原子炉本体出入口部を除いては、圧力損失を減少させるため、現状炉は 8 インチであるが 12 インチ配管を用いている。また、流量制御は、電動バタフライ弁で行い、流量検出は、ポンプ出口にオリフィスを設計、これにより行う。

ハ) 模擬燃料要素

低濃縮ウラン用燃料要素を模擬したもので、外形寸法及び形状は現在使用中の B 型燃料要素と同一であるが、燃料板厚および燃料板枚数を、それぞれ 1.27 mm を 1.65 mm、15 枚を 19 枚に増加したものである。燃料板には特別に圧延したアルミニウム板を用いた。製作本数は 20 本である。

(3) モックアップ実験計画

現在計画されている実験計画は次のとおりである。

イ) 第 1 ステップ

低濃縮ウラン燃料炉心を組んだ場合の燃料要素の熱・水力学解析に必要な、燃料要素内外の流量・流速分布及び圧力損失等を種々の条件を考慮し測定する。

ロ) 第 2 ステップ

安全解析上必要と思われる事項のうち、実験可能と思われる次の事項について行う。

(イ) 燃料要素流路閉塞実験

(ロ) プール内配管破断時の炉心内流動特性試験

(ハ) ポンプ電源断による炉心内過渡流動特性試験

なお、これら一連の実験に使用する測定器は、ピトー管とタービン流量計で、燃料要素や格子板に組み込み使用する。

2) 制御棒駆動装置の試作

本装置は 54 年度前に概念設計が完了し、同年度末に製作発注された。この概念設計の設計方

針及び構造概要については、昭和54年度一研究炉・ホットラボの運転と技術管理(JAERI-M)に既報のとおりである。55年度はメーカーと詳細打合せの後、工場製作に入り工場立会試験・検査等を行って昭和55年度末にJRR-4に納入された。この装置をFig.-4.5.13に示す。

この装置の特性測定は昭和56年度に実施する計画である。

3) JRR-4原子炉の燃料要素・反射体要素・制御棒・一次冷却配管の動的耐震評価

(1) 概要

本評価はJRR-4原子炉燃料濃縮度低減化計画に伴い、安全審査にそなえてJRR-4原子炉の燃料・反射体・制御棒・一次冷却系配管の動的解析を行いその耐震性の評価を行ったものである。

評価の方法としては、各機器の置かれているフロアレスポンスを求め各機器の入力波とした。フロアレスポンスを求めるに当ってはまず基盤位置から入力した実施電波に対する建屋基礎レベルでの応答を求めた。次にこれを入力波として、建屋、炉心タンク系の動的応答解析を行い格子板・ベDESTAL及び基礎でのフロアレスポンスを求めた。実地電波としては、ELCENTRO, TAFT, JRR-3及びJPDRの4波を使用した。解析に用いた計算コードは、燃料・制御棒関係はRESP 7. 配管関係はSAP 4である。

なお、これらの計算は構造計画研究所(株)に依託して行ったものである。

(2) 燃料要素及び反射体要素

① 検討方法

燃料要素及び反射体要素は、いずれも格子板位置で固定されたカンチレバーとして評価し、各々に独立した解析モデルとした。これらの解析モデルは部材剛性の相違及び入力波の特徴を考慮し、炉心ブリッジ軸方向(X)及びその直角方向(Y)の解析モデルを設定した。また、解析の入力波は格子板位置でのフロアレスポンスを用いた。これら一連の動的応答解析は、時刻歴モーダル解析により行い、解析に用いた復元力特性はすべて弾性とした。減衰定数は燃料・反射体いずれも1%を用いた。

② 解析結果

燃料要素及び反射体要素のX・Y方向の振動モード、及び基盤に対する最大応答はELCENTRO波で発生しており、基盤入力値180 galに対し、燃料はX方向343 gal, Y方向403 gal, 反射体はX方向343 gal, Y方向401 gal となり静的設計値720 gal (3Co × 1.2)を下回っており十分設計条件を満足している。許容応力については死荷重、通常運転荷重及び地震荷重による組合せ応力が許容応力以下となっていることを確認した。すなわちASMEコードに基いて下式を満足していることを検討した。

$$St = S + \bar{O} + D \leq 1.5 S_m$$

St: 組合せ応力. S: 地震荷重による応力

O: 通常運転荷重による応力. D: 死荷重による応力。

許容応力値(S_m)はASMEコードより、

燃料要素(アルミ6061) …… 630 kg/cm²

反射体要素(アルミ1100) …… 140 kg/cm²

である。燃料要素及び反射体要素のX方向、Y方向の組合せ応力は

燃料要素 $St = 2.7 (S) + 0 (O) + 0.3 (D) = 3.0 \text{ kg/cm}^2$ X 方向

$St = 2.5 (S) + 0 (O) + 0.3 (D) = 2.8 \text{ kg/cm}^2$ Y 方向

反射要素 $St = 10.7 (S) + 0 (O) + 1.8 (D) = 12.5 \text{ kg/cm}^2$ X 方向

$St = 12.5 (S) + 0 (O) + 1.8 (D) = 14.3 \text{ kg/cm}^2$ Y 方向

である。燃料要素及び反射体要素のいずれにおいても許容値を満足しており安全である。

(2) 制御棒

① 検討方法

制御棒は4本の粗調整安全板及び各々の駆動装置と1本の微調整安全板及び駆動装置からなり、各駆動装置はガイドにより拘束を受け、又粗調整安全板及び微調整安全板は燃料要素、格子板及び特殊反射体等による拘束を受けている。従って本応答解析では、これらの構造的特徴を考慮し、解析モデルとしては各部を質点系に置換し、連成モデルとした。各部の部材剛性は曲げ及びせん断剛性で評価を行い、復元力は全て弾性とした。また部材剛性の相違及び入力波の特徴を考慮し、炉心ブリッジ軸方向及びその直角方向の2つの解析モデルを設定した。これら一連の応答解析には、減衰定数として1%を用いたが、さらに解析結果から判断し、1モデル1入力波の条件のもとに、減衰定数0.5%と5%についても行った。

② 解析結果

固有値解析、応答解析いずれにおいても、炉心ブリッジ軸方向(Y)、炉心ブリッジ直角方向(X)モデルの拘束条件及び部材剛性の相違が解析値には顕著に現われた。すなわち、1次の固有周期はX方向で0.16 sec、Y方向では0.31 secになり、また基盤に対する応答加速度倍率においては、X方向の4倍に対し、Y方向では入力波に共振し10倍となった。またASM Eコードに基づいて本応答解析より得られた地震地荷重応力、通常運転荷重及び死荷重による応力から算定した組合せ応力は、いずれも許容値を満足しており、その安全性を確認できた。一方減衰を変化させた応答解析結果によれば、5%減衰の場合は、0.5%及び1%減衰の応答値に比べ約5割減少することが確認できた。

(3) 一次冷却系配管

① 検討方法

JRR-4冷却設備の一次冷却系機器、配管の主な構成はポンプ、熱交換器、バルブ、ストレーナー及びパイプであり、これらは互に連結されている。

解析モデルは直線、曲線のパイプ要素を用いた3次元モデルとし、熱交換器出入口、ポンプ出入口及び壁位置を固定点とした。またバルブ及びストレーナーは中央に集中質量が作用するようモデル化した。減衰定数としては1%を用いた。

② 解析結果

解析モデルとして、出口系と入口系の互に独立な2つのモデルを設定し、動的解析を行った。固有値解析の結果、出口系については固有周期が0.07秒と短く殆ど応答を示さなかった。又入口系の固有周期は0.14秒程度であり、X方向入力波についてはTAFT波の場合に最大加速度倍率は4.21倍であった。一方、Y方向の入力波に対してはJRR-3波の場合で2.7倍であった。応力についてはバルブ位置、分岐位置及び固定位置に着目した。最大応力は殆んど分岐位置及び固定位置で発生しており、バルブ位置ではあまり大きい応力を示さなかった。応力度

については基盤での最大入力加速度 100 gal の場合について検討を行ったが、その最大は曲げ応力の場合でも 50 kg/cm^2 程度と小さく十分許容値を満足し安全であると判断できた。

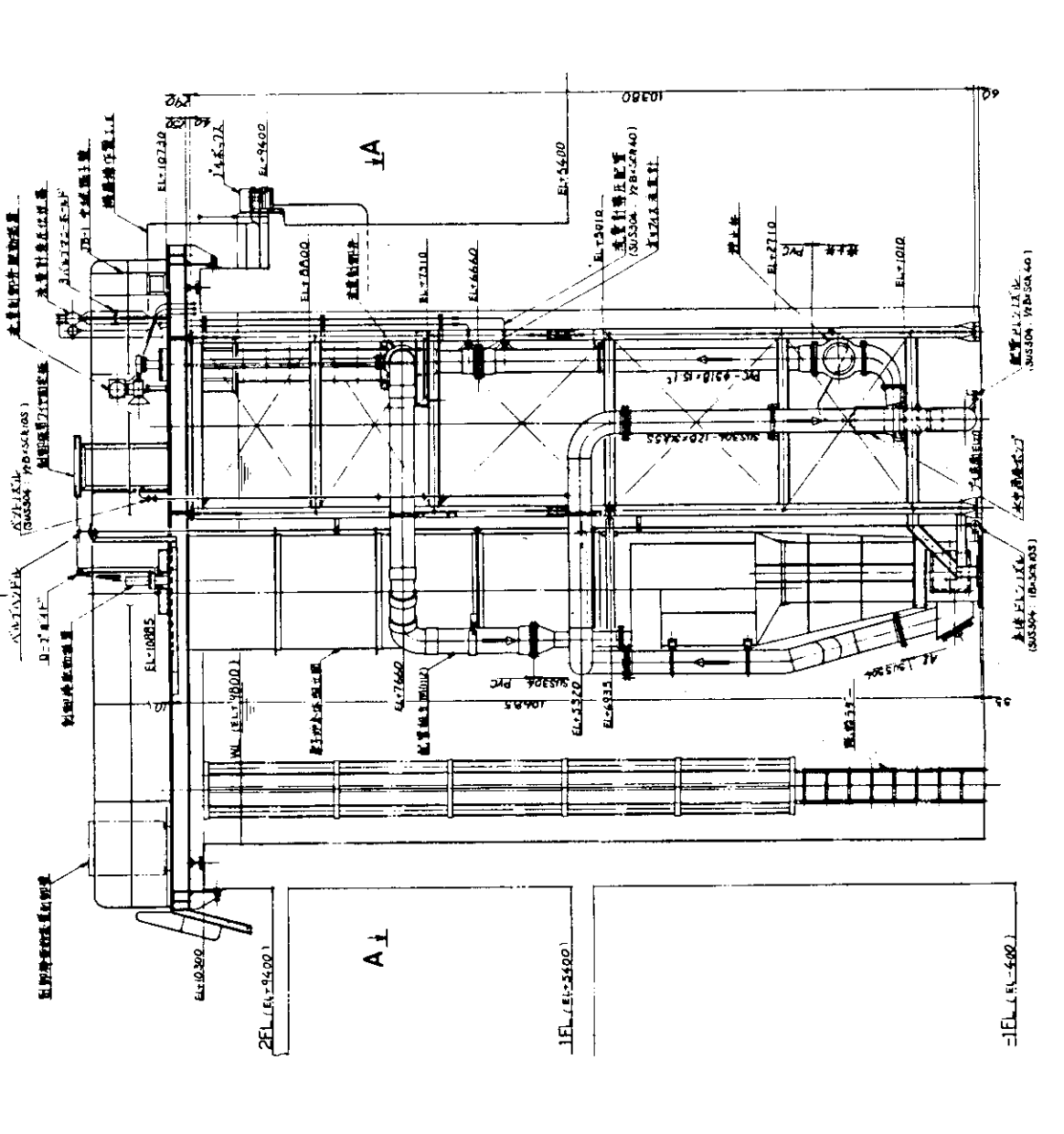
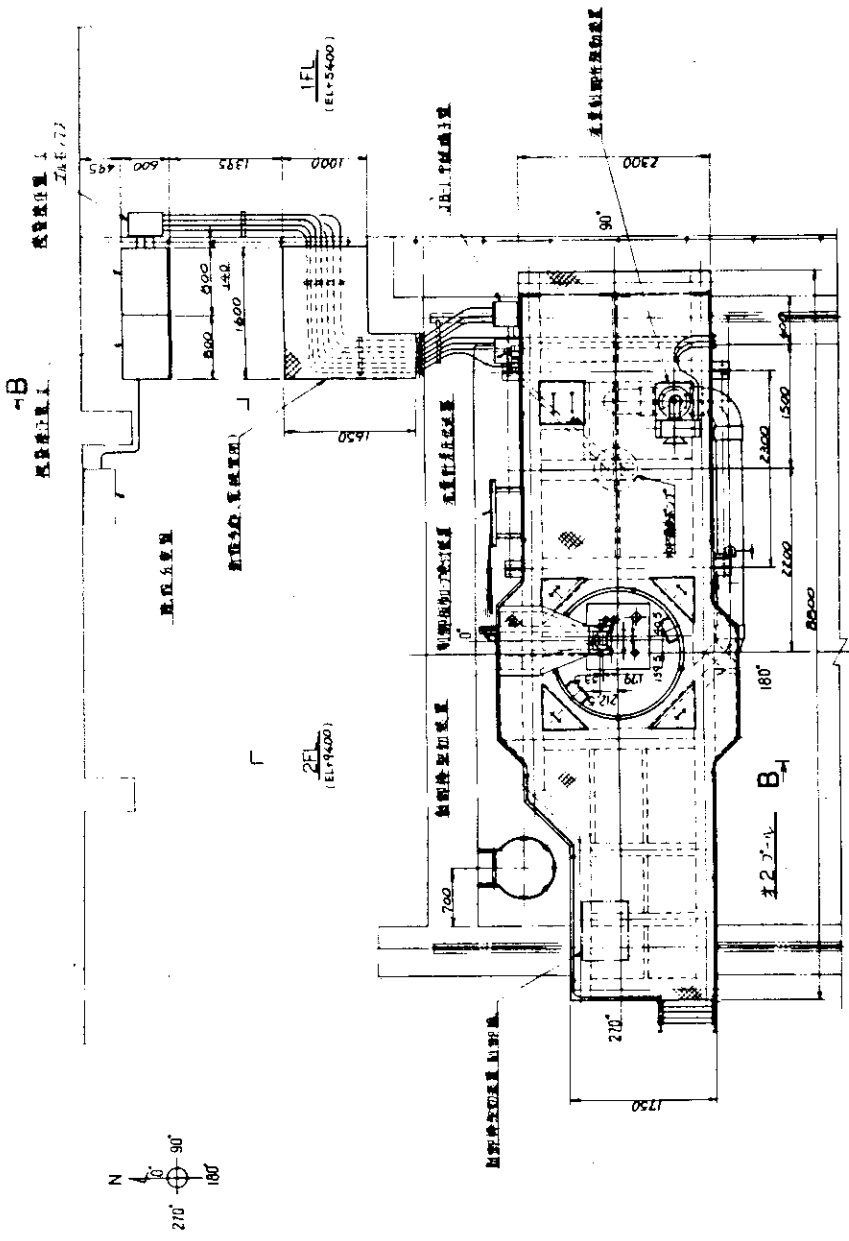


Fig. 4.5.12 JRR-4 Mockup Experimental Facility

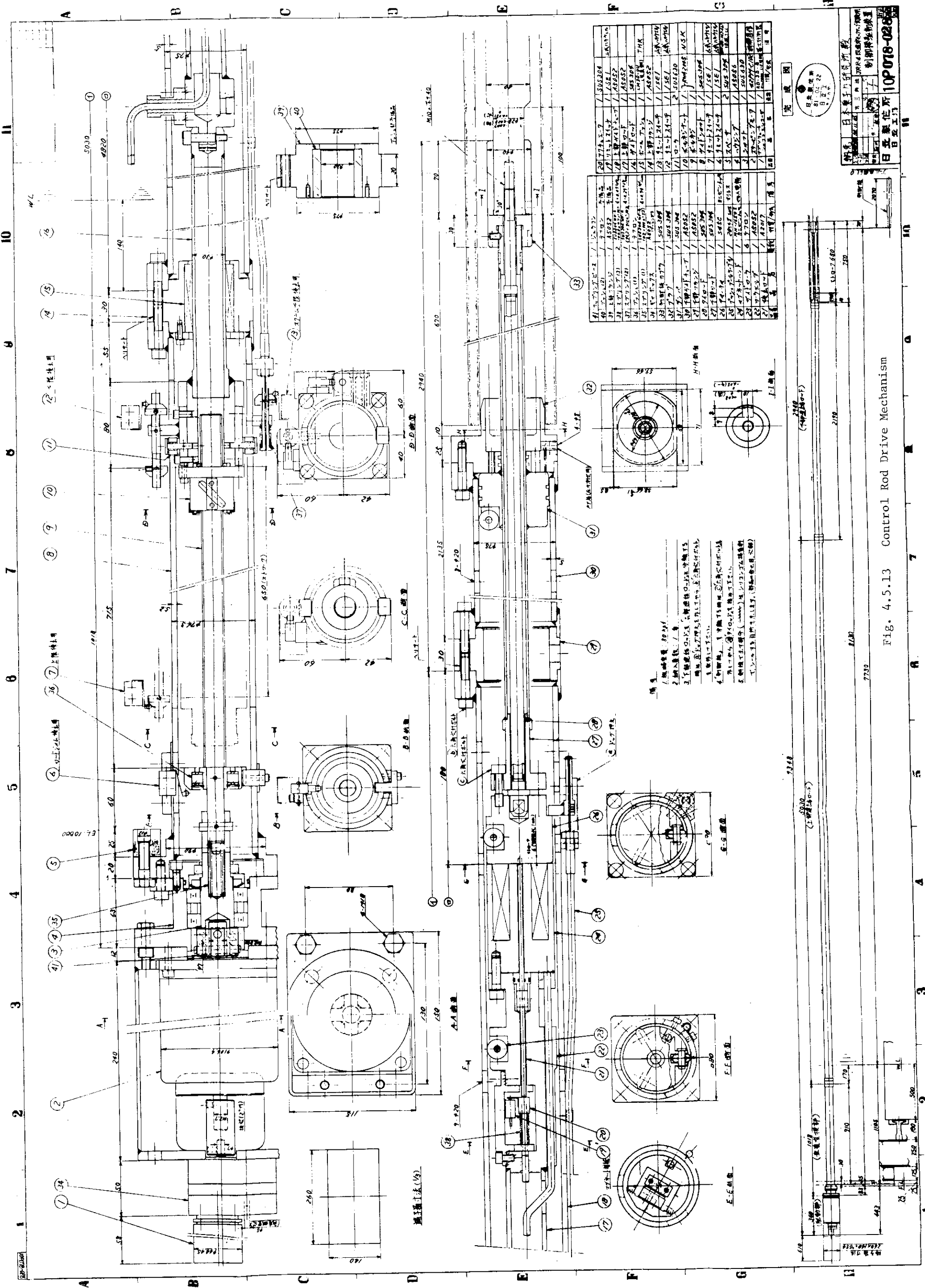


Fig. 4.5.13 Control Rod Drive Mechanism

4.5.3 JRR-3 一次冷却系の化学除染調査

1) 概要

研究炉長期整備計画の見直しにより、JRR-3は、重水炉から「軽水減速、軽水冷却、重水反射体付スイミングプール型」に改造することに決定された。改造前には既設の原子炉を解体撤去する。解体方式は炉体を一括搬出工法で、重水冷却系を機械的切断工法でそれぞれ検討している。一括搬出工法で解体される炉体は、原子炉建家サイトの実験利用棟地下に長期間保管される。また、重水冷却系は、機械的に切断し、放射性廃棄物処理場に輸送し、保管廃棄される。解体する既設の原子炉の重水系内は不溶解性の放射化ステライト金属片と燃料破損に伴って付着した溶解性のウランやこれらの核分裂生成物 (Fission Products: FP) などの放射性汚染物で汚染されている。炉体の長期保管時の安全性の向上と重水配管系切断時の汚染拡大防止のため重水系内の溶解性の付着ウランやFPなどを極力低減するために重水系内を化学除染する必要がある。ここでは、これまでの調査と小型除染ループによる実験結果並びに、化学除染方法について記述する。

2) 重水系内の汚染評価

重水系内の放射性汚染物は、不溶解性の放射化ステライト金属片 (Co-60) と溶解性の付着ウランやFPなどである。これらの放射性汚染物インベントリを Table 4.5.3 に示すが、放射化ステライト金属片で約 500 mCi、その他、放射性腐食生成物 (Cr-51, Co-60) 及びFP, (Zr-95, Nb-95, Ru-103, Ce-141, Ce-144 及びCs-137)、付着ウラン及びプルトニウムなどで約 500 mCi の合計 1 Ci 程度と考えられる (FPについては原子炉停止5ヶ月後の値)。これらの放射性汚染物の内で溶解性のウラン及びFPなどは化学除染により低減できる。

3) 化学除染法の種類と実施例

化学除染法には、AP-Citrox による Multi-step 法、DOW NS-1 による Single-step 法及び Dilute-Solvent による CAN-DECON 法などがある。これまでの化学除染実施例を Table 4.5.4 に示すが、ほとんど発電用原子炉の供用期間中の除染で Multi-step 法が主である。また、CAN-DECON 法での実施例を Table 4.5.5 に示すがカナダの CANDO 炉が主である。CAN-DECON 法はカナダで重水炉のために開発された方法で種々の長所を有し、アルミニウム製の炉心タンクや燃料体の除染にも適用可能である。

4) CAN-DECON 法による除染実験結果

これまで実施してきた CAN-DECON 法による除染実験内容を Fig. 4.5.14 に示す。これらの実験の内、実験室的実験については既に昭和53年度に報告済みであり割愛する。実験室的実験の妥当性を確認するため、小型除染ループを昭和54年度に製作した。この小型除染ループで、除染剤の除去試験、重水サンプリング配管切断試料の除染試験を実施した。

除染剤の除去試験は、80ℓの0.1 wt %の除染液を調製し、陽イオン交換樹脂、陰イオン交換樹脂及び混合イオン交換樹脂にそれぞれ通液して電気伝導度の変化を測定して実施した。この結果、陰イオン交換樹脂を通すと電気伝導度が1000 $\mu\text{S}/\text{cm}$ から10 $\mu\text{S}/\text{cm}$ に、混合イオン交換樹脂では2 $\mu\text{S}/\text{cm}$ まで低下した。すなわち、除染剤は陰イオン交換樹脂と混合イオン交換樹脂でほとんど除去可能であることが判明した。

また、更新のため撤去した重水サンプリング配管の除染試験結果を Table 4.5.6 に示す。放射性腐食生成物の Cr-51 と FP の Ce-141, Ce-144 の除染係数は 100 以上であった。その他の Co-60, Ru-103 及び Zr-95 などは 1.2~3.6 の除染係数であった。一方、ウランで約 2, プルトニウムで約 5 の除染係数であった。Ce-141, Ce-144 は陽イオン交換樹脂で吸着除去されたために高い除染係数が得られたものと考えられる。なお、除染液 5 ℓ を採取して求めたウランとプルトニウムの除染係数は、それぞれ 45.3 であった。除染係数が異なる原因としては、チーズや丁字管などの配管溶接部の間隙にウランやプルトニウムが多く付着されていたためと考えられる。今回の小型除染ループによる除染実験はステンレス鋼製の重水サンプリング配管を使用して実施した。アルミニウム材についての除染試験は、先に撤去した垂直実験孔 VC-3 を使用して実施する予定である。

以上の小型除染ループによる除染試験の結果、重水系の汚染物は不溶解性の Co-60 を除いて、3~10 以上の除染係数が得られる。したがって、CAN-DECON 法を JRR-3 に適用した場合には FP, ウラン及びプルトニウムの除染が可能である。

5) 化学除染方法

CAN-DECON 法による JRR-3 重水系の除染は、Fig. 4.5.15 に示す工程となる。また、除染作業としては、重水の昇温、除染剤の溶解注入及び除染との工程のステップとなる。既設の重水精製系のイオン交換樹脂塔及びフィルタは能力不足のため、仮設のこれらを設計製作する必要がある。イオン交換樹脂塔及びフィルタはそれぞれ 12 基、5 基程度製作する。また、除染剤溶解装置を設計製作し、Fig. 4.5.16 に示すように仮設し、重水系と接続する。なお、イオン交換樹脂塔及びフィルタは、Fig. 4.5.17 に示すように仮設する。

除染の実作業は、重水の温度を主重水循環ポンプ (DP-1.2) を起動してポンプの発熱で 60~70℃ まで昇温する。次に、仮設の除染剤溶解装置と重水貯槽 (DT-2 又は DT-3 に重水 5m³ を貯留する) で 0.5 wt % の除染液を調整し、重水系に注入して 0.1 wt % の除染液とする。重水系の除染は、イオン交換樹脂塔だけをバイパスした通常の循環回路で重水を循環して実施する。除染の進行状態は、重水を一定時間ごとに採取し、Gross γ を測定すると同時に重水系の温度、圧力、流量、運転用モニタ及び仮設電気伝導度計などのデータにより監視する (使用済燃料冷却管の溶解試験の結果からは約 50 時間の循環が必要と考えられる)。なお、除染剤の放射線分解を監視するため、ヘリウム中の炭素ガス濃度も測定する。

除染終了後には陰イオン交換樹脂を通して、溶出物と未反応の除染剤を除去し、混床塔を通して重水を精製する。この工程では電気伝導度計、運転用モニタ及び精製系の圧力差などを監視する。また、フィルタ、イオン交換樹脂の表面線量率を連続測定して監視する。重水の電気伝導度が 5 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下になるまで重水の精製を継続する。除染工程は重水の精製工程までの 200 時間程度で終了する。

化学除染作業でイオン交換樹脂 (カートリッジタイプの内筒) 12 本及びカートリッジタイプのフィルタ 5 本が除染廃棄物として発生するがこれらは通常の方法で汚染処理場に輸送して保管廃棄する。

化学除染後の除染効果は、原子炉の起動が可能であれば一定出力で再起動し、重水の放射性核種分析により測定できる。また、原子炉の再起動が不可能であれば、除染前後で適当な測定用試

料を採取して付着させているウラン、プルトニウム及びFPなどを分析して除染効果を測定する。

実際の化学除染作業前には、詳細な作業手順書の作成及び十分なりハースルによる作業の熟知などが必要である。さらに、放射線被曝防止のための仮遮蔽の設置、重水漏洩防止対策及び作業中の放射線被曝管理などの十分な安全対策を必要とする。

これまでの除染は、機器などの除染が主であり、JRR-3の化学除染の実施は原子炉除染として、国内で初めての経験となる。したがって、JRR-3での経験は、今後の原子炉除染開発に貴重な示唆を与えるものと考えられる。

Table 4.5.3 Anticipated inventory of surface contamination in the JRR-3

汚染物の種類	重水配管系 (304 SUS)		炉心タンク (52 S A L)		(注1) 計 (mCi)
	汚染率 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	汚染量 (mCi)	汚染率 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	汚染量 (mCi)	
β, γ 放出核種 不溶性 ^{60}Co 放射性腐食生成物 核分裂生成物	—	500	—	—	885
	10^{-2}	50	10^{-1}	300	
	10^{-3}	5	10^{-2}	30	
α (注2) 放出核種 ウラン (^{238}U) プルトニウム (^{239}Pu)	3×10^{-6} ($10 \mu\text{g}/\text{cm}^2$)	6.6×10^{-3} (22 gr)	6.7×10^{-6} ($19 \mu\text{g}/\text{cm}^2$)	4.7×10^{-3} (13 gr)	1.1×10^{-2} (35 gr)
	4×10^{-5} ($6.4 \times 10^{-4} \mu\text{g}/\text{cm}^2$)	2×10^{-1} (3.2 mgr)	3.3×10^{-4} ($5.3 \times 10^{-3} \mu\text{g}/\text{cm}^2$)	1.0 (16 mgr)	
合 計					約 890

注1) 接液面積はSUSで約 $5 \times 10^6 \text{ cm}^2$, ALで約 $3 \times 10^6 \text{ cm}^2$ とした(ただし, 付着ウラン量はSUSで $2.2 \times 10^6 \text{ cm}^2$, ALで $7 \times 10^5 \text{ cm}^2$ として算出した。)

注2) ^{238}U : $2.966 \text{ g}/\mu\text{Ci}$, ^{239}Pu : $16 \mu\text{g}/\mu\text{Ci}$ として計算。

Table. 4.5.4 Decontamination of nuclear reactors

REACTOR NAME	POWER (MWT)	TIME	REACTOR TYPE	DECONTAMINATING REAGENTS	D.F
PR TR	70	1962	PWR	OPP, OPG, APOX, APACE	3~15
N REACTOR	3600	1965	"	No. S.G dil AP-SUL	2~10
		1968	"	CARBONSTEEL TURCO-4521.dilAP	2~5
SHIPPING PORT	231	1964	"	dil-APAC	49
SENA	825	1968	"	AP-Citrox	14
RHEINSBERG	70 (MWE)	1968	"	AP-Citrox + HNO ₃	15~30
DRESDEN-1	700	1976	BWR	CLEANUP LOOP NS-1	10~100
KWL LINGEN	256 (MWE)	1971	"	dil-AP-Citrox	6~32
DIORIT	30	1968	RESEARCH REACTOR	H ₂ SO ₄ + H ₂ O ₂ H ₂ SO ₄ + CrO ₃ + NaF	V: 100 FP: 10~50

Table 4.5.5 CANDU Reactor decontaminations

REACTOR NAME	POWER (MWE)	TIME	REACTOR TYPE
DOUGLAS POINT ISOLATED S.G	206	1973	PHWR
NPD PRIMARY COOLANT SYSTEM	20	1973. 1974. 1974	"
GENTILLY PRIMARY COOLANT SYSTEM	250	1974	BLWR
DOUGLAS POINT PRIMARY COOLANT SYSTEM	206	1975	PHWR
BRUCE S.G HEAD	740	1979	"
BRUCE BLEED COOLERS	740	1979	"
PICKERING PRIMARY COOLANT SYSTEM	515	1981 *	"
VERMONT YANKEE RWCS	514	1979	BWR
BRUNSWICK-II RWCS	790	1980	"
NINE MILE POINT RECIRCULATING PUMP	1250	1981 *	"

* : SCHEDULED

PHWR : PRESSURIZED HEAVY WATER MODERATED
AND COOLED REACTOR

BLWR : SAME AS BWR

Table 4.5.6 Decontamination experiment of heavy water sampling system in the JRR-3

		Ce-144	Ce-141	Cr-51	Ru-103	Ru-Rh-106	Zr-95	Nb-95	Co-60	Pu-239	Nat. U
入口側	除染前	4.0×10^{-4}	2.3×10^{-4}	検出せず	3.8×10^{-4}	4.9×10^{-4}	5.9×10^{-4}	1.8×10^{-3}	1.1×10^{-3}	3.9×10^{-6}	8.9 ng/cm^2
	除染後	検出せず	検出せず	検出せず	2.4×10^{-4}	3.9×10^{-4}	1.6×10^{-4}	5.0×10^{-4}	6.1×10^{-4}	7.9×10^{-7}	4.5 ng/cm^2
	DF	>100	>100	—	1.6	1.3	3.7	3.6	1.8	4.9	2.0
出口側	除染前	6.2×10^{-4}	3.4×10^{-4}	1.6×10^{-3}	4.8×10^{-4}	6.0×10^{-4}	6.9×10^{-4}	2.1×10^{-3}	4.5×10^{-4}	—	—
	除染後	検出せず	検出せず	検出せず	3.1×10^{-4}	4.7×10^{-4}	1.9×10^{-4}	6.1×10^{-4}	3.7×10^{-4}	—	—
	DF	>100	>100	>100	1.5	1.3	3.6	3.4	1.2	—	—

単位 $\mu\text{ci/cm}^2$

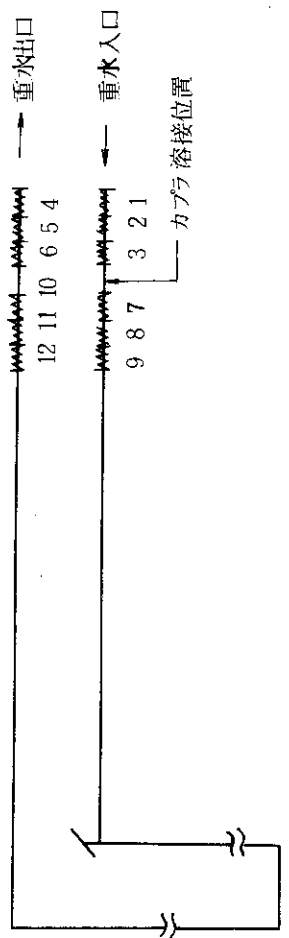
1) 重水入口側, 出口側から試料を3ヶずつとり, 測定。測定値は平均値

2) 材質 SUS 304

3) 寸法 外径 21.7 ϕ 内径 17.5 ϕ 長さ 50 mm

4) 表面積 28 cm^2 / 個

5) 放射能は除染開始時刻に補正



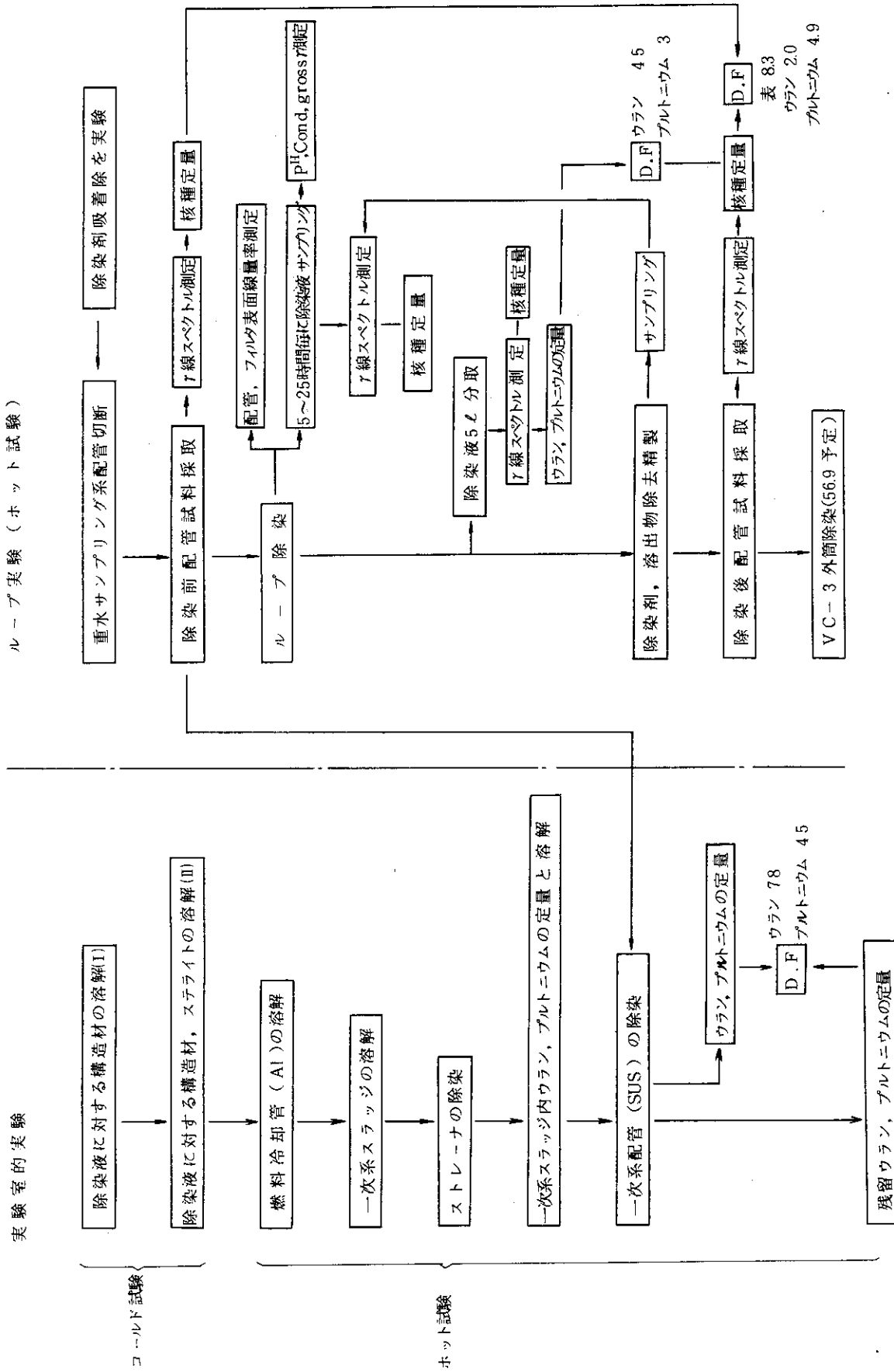


Fig. 4.5.14 Flow chart of decontamination experiment

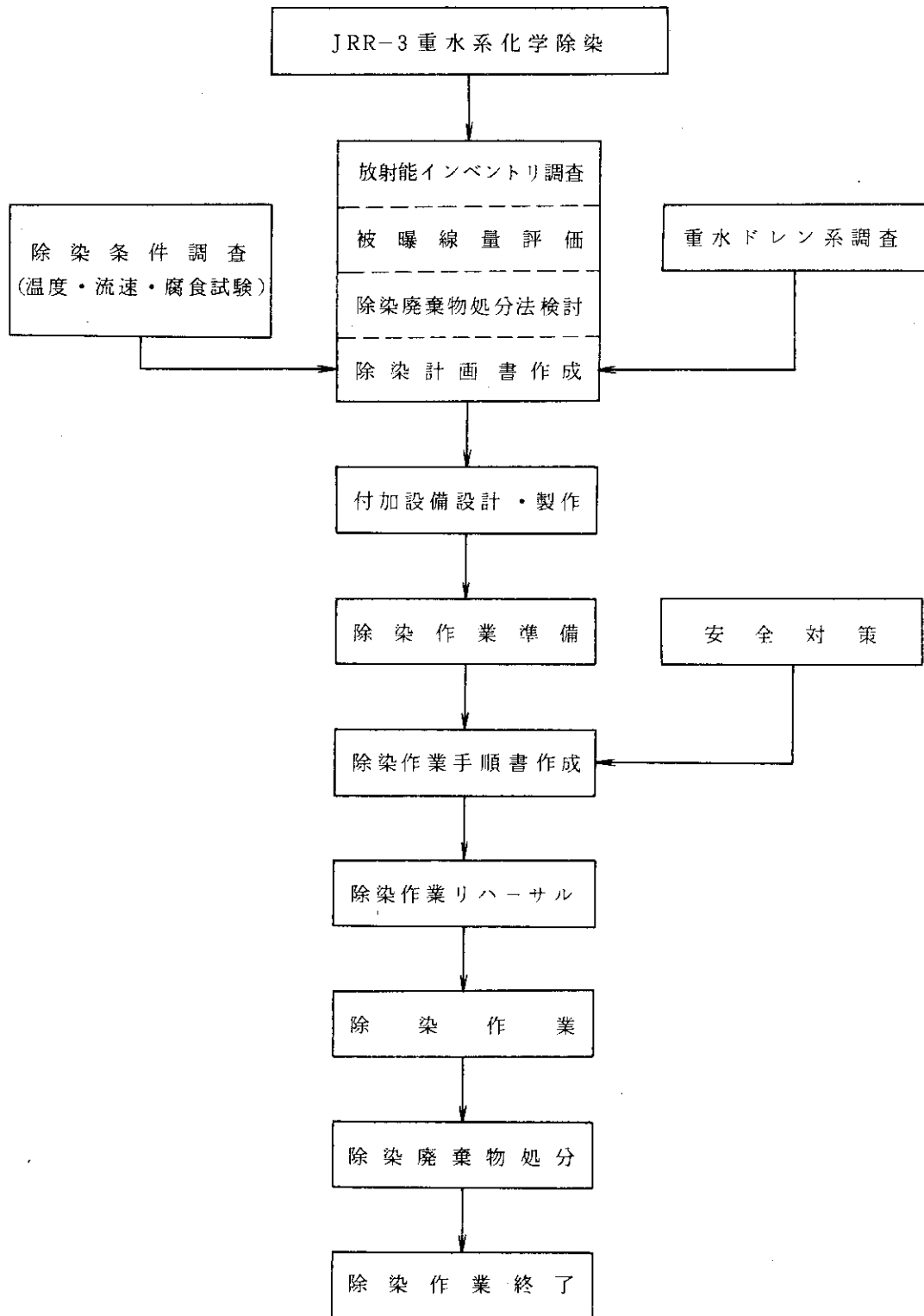


Fig. 4.5.15 Steps in the decontamination process

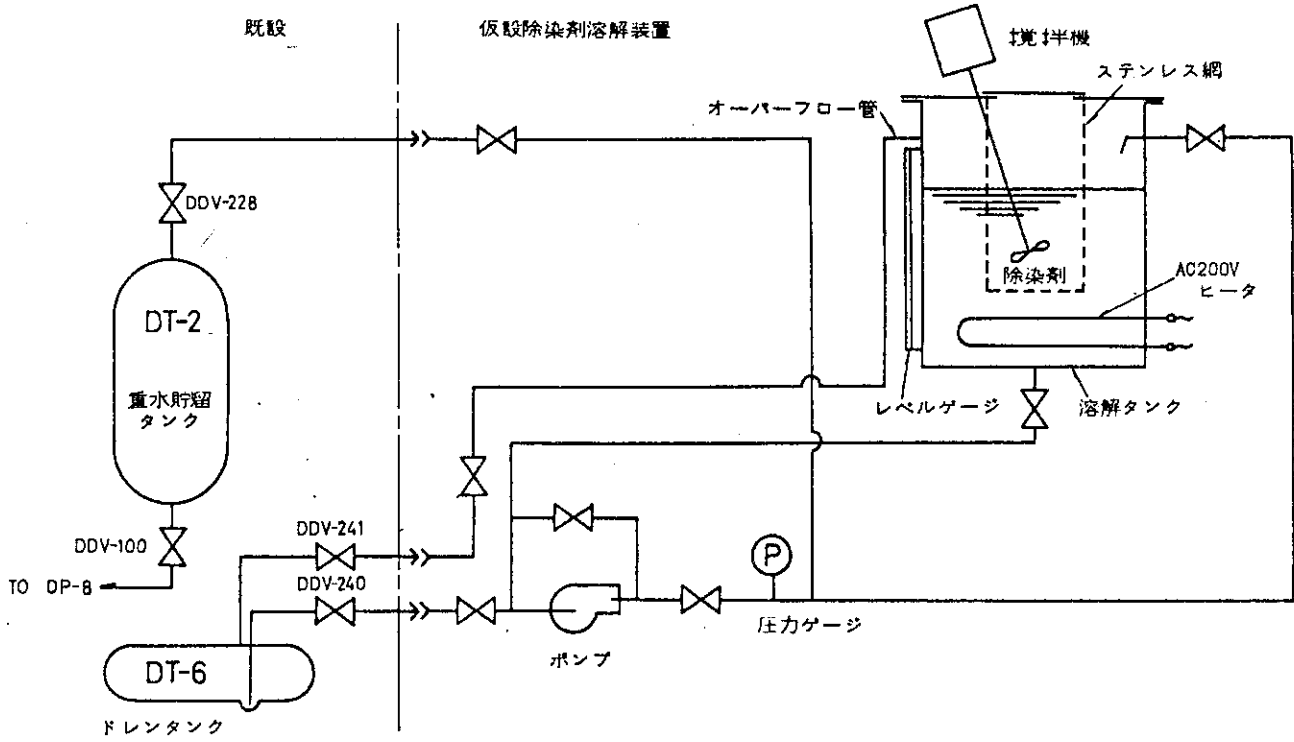


Fig. 4.5.16 Reagent injection system (Temporary equipment)

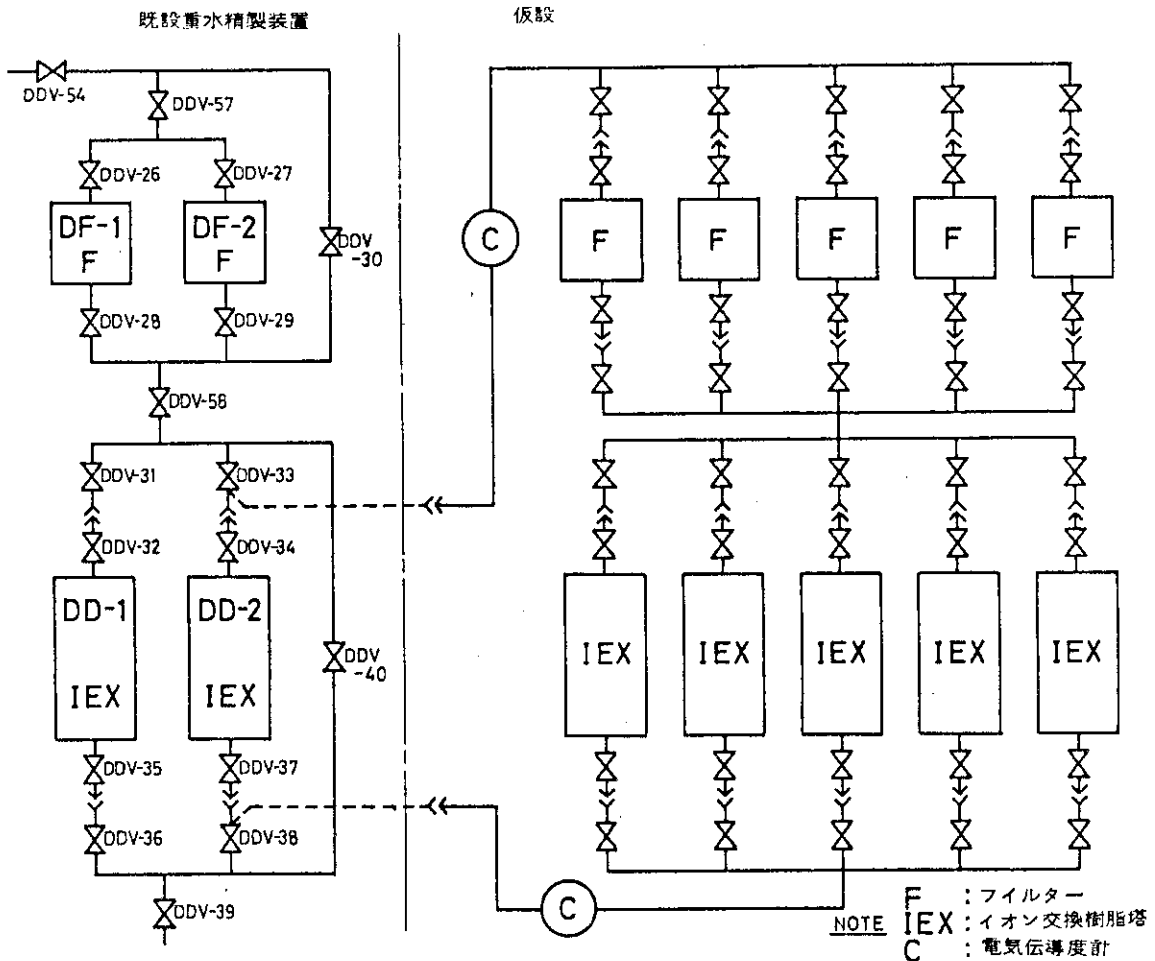


Fig. 4.5.17 Clean up system (Temporary equipment)

4.6 ウラン濃縮度低減化対策

4.6.1 JRR-2

1) 模擬燃料要素の製作

1977年以降、高濃縮ウランの供給国である米国政府の核不拡散政策の転換により、研究・試験炉用燃料の濃縮度の低減化が検討されてきたが、JRR-2においては炉心の諸特性を検討した結果、濃縮度45%のいわゆる中濃縮燃料に移行することが決定された。燃料の型式は、炉心内照射の増大をはかるため、全炉心を円筒型とし、寸法、形状については現状の円筒B型と同一のものとした。

計画の第1段階として、劣化ウランを用いての模擬燃料要素をフランスのセルカ社へ発注した。製作の目的は、粉末冶金法による実用燃料と同一寸法、同一形状の燃料を製作し、冶金・機械強度、製作精度等の諸データを得ること、合せて検査基準と検査方法を確認することにあった。また製作された模擬燃料要素は、流水実験の用に供し、その健全性を確認する。そしてこれらの諸データ及び試験、検査結果は、実際に中濃縮ウラン燃料に移行するにあたって安全審査等に役立てる予定である。

模擬燃料要素は同一仕様のもを2体製作し昭和55年12月及び昭和56年2月の2回にわたって工場立合検査を実施した後、昭和56年3月に納入された。

以下に模擬燃料要素の主な設計仕様と試験、検査項目を掲げる。

(1) 主な設計仕様

燃料要素型式：円筒型

燃料板枚数：3×5枚（同心5層3分割）

ウラン含有量：488g（劣化ウラン）

ウラン密度：1.6g/cm³

寸法

- ・燃料要素：φ103×950mm
- ・燃料板：1.27（厚）×625（長）mm
- ・ミート：0.51（厚）×600（長）mm
- ・被覆材：0.38mm
- ・ウォーターギャップ：3mm

(2) 主な試験、検査項目

材料検査

- ・不純物分析
- ・ウランの同位体分析及びウラン含有量
- ・UA_{ℓx}及びA_ℓ粉末の粒径
- ・燃料芯材のボイド含有率

燃料板検査

- ・外観検査
- ・ボンディング試験（ブリスター検査及び超音波試験による）

- ・寸法検査
- ・被覆材・芯材厚み検査
- ・ウラニウム分布試験
- ・表面汚染検査
- ・引張試験

燃料要素検査

- ・外観検査
- ・寸法検査
- ・ウォータギャップ測定
- ・引張試験
- ・表面汚染検査

4.6.2 JRR-4

1) LEU (20%) 燃料炉心の核計算

JRR-4では、現在使用中のウラン濃縮度93%、ウラン・アルミニウム合金燃料を昭和59年10月以降、濃縮度20%、ウラン・アルミニウム分散型燃料に変更する計画で作業を進めている。

LEU (20%) 燃料炉心の2次元核計算を実施した。LEU燃料の仕様をTable 4.6.1に示す。ウラン濃縮度が93%から20%になり、燃料要素1本当りの²³⁵U量は、166gから225gになる。芯材中のウラン密度1.75 (外板0.87) g・U/cm³ [93%燃料, 0.62 (0.31) g・U/cm³, 以下同じ], 芯材厚さ0.89 [0.50] mm, 燃料板厚さ1.65 [1.26] mm, 冷却水流路ギャップ2.55 [4.1] mmなどである。

計算条件として、原子炉熱出力3.5 MW, 燃料本数16本, 及び炉心の構造・寸法は現炉心と全く同じものとする。

計算コードは、核定数計算には、MAIL, ANISNを用い、2次元拡散コードにはFEM2Lを使用した。核断面積ライブラリにはMGCL26を用いた。

計算手順をFig. 4.6.1に、また、2次元炉心計算のメッシュ図をFig. 4.6.2に、20%炉心核定数をTable 4.6.2に示す。

計算結果をFig. 4.6.3に示す。

計算結果によると、原子炉熱出力3.5 MWでの臨界固有値K_{eff}は、1.081で、fluxの最大値は、速中性子束 7.4×10^{13} n/cm²・sec, 熱中性子束 6.4×10^{13} n/cm²・sec。熱中性子束 3.9×10^{13} n/cm²・secである。

2) LEU (20 w/o) 実験用燃料要素の設計

(1) 概要

LEU (20 w/o) 燃料の反応度、中性子分布などの特性測定及び健全性を現炉心において調査するため、実証試験用燃料要素の製作に先立ち、実験用としてLEU燃料要素1本を製作することになった。

(2) 設計方針

イ) 燃料要素の外形寸法及び形状

燃料要素の外形寸法及び形状は、現炉心形状を変更しないので、現在使用しているB型燃料要素と同一にする。

ロ) 燃料板及び燃料板枚数

燃料板寸法及び燃料要素あたりの燃料板枚数は、核計算によって決定された次の仕様とする。

燃料板寸法 : 630 × 74.5 × 1.65 (mm)

燃料要素当りの燃料板数 : 19 枚

ウォーターギャップ : 2.55 (mm)

(3) LEU実験用燃料要素の構造

Fig. 4.6.4にLEU実験用燃料要素を示す。またLEU実験用燃料要素とB型燃料要素の諸元対比表をTable. 4.6.3に示す。

(4) 安全性の検討

燃料芯材の冶金学的安定性、熱応力、耐食性、耐放射線強度、スウェリングによる燃料板間隔の変化、ブリスタの発生、限界流速、耐震強度、燃料板表面温度及び核的特性について、次の条件で安全性の検討を行った結果、いずれも許容範囲内であった。

<条件>

最高熱流束	4.7×10^5 kcal / m ² · h
冷却水炉心出口最高温度	60 ℃
燃料板間設計最大冷却水速度	3 m / sec
最高燃焼度 (燃料要素平均)	20 %
設計地震力 (イ)水平震度	0.6 G × 1.2
(ロ)垂直震度	水平震度の 1/2

Table 4.6.1 Specification for LEU Fuel Element

型式: ETR型, 19枚燃料(内板17板, 外板2板)	
U-235量	内板…………… 12.5 ± 0.25 (g)
	外板…………… 6.25 ± 0.13 (g)
	要素…………… 225 ± 4.5 (g)
燃料板寸法	長さ…………… 630 (mm)
	巾…………… 74.5 (mm)
	厚さ…………… 1.65 (mm)
燃料板(Meat)寸法	長さ…………… 600 (mm)
	巾…………… 65.4 (mm)
	厚さ…………… 0.89 (mm)
Water Gap……………	2.55 (mm)

Table 4.6.3 Specification of LEU and B-Type Fuels

	項 目	LEU燃料	B型燃料	
燃料芯材	化 学 形	UAlx-Al	U-Al合金	
	²³⁵ U濃縮度(w/o)		19.75	93.15
	寸 法(mm)	厚	0.89	0.5
		巾	68	68
		長	600	600
	寸 法(mm)	内 板	12.5	11.86
外 板		6.25	5.91	
燃 料 板	²³⁵ U含有量(g)	内 板	1.65 × 74.5 × 630	1.27 × 74.5 × 630
		外 板	1.65 × 74.5 × 734	1.27 × 74.5 × 734
燃料要素	外形寸法(mm)		□ 80 × 1025	□ 80 × 1025
	²³⁵ U含有量(g)		225	166
	ウォーターギャップ寸法(mm)		2.55	4.1
	燃料枚数(枚)		19	15

Table 4.6.2 Nuclear Constants on 20% EU Fuels Core

MACROSCOPIC CROSS SECTIONS								
REGION	GROUP	D	SIGR	SIGA	NUSIGF	BSQ	POWER/FLUX	TOTAL REMOVAL
1	1	1.5320E+00	6.7246E-02	1.2116E-03	0.0	2.2170E-03	0.0	7.1856E-02
	2	3.4345E-01	1.1681E-01	7.3015E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	1.1830E-01
	3	1.6259E-01	2.5850E-05	1.8417E-02	0.0	2.2170E-03	0.0	1.8804E-02
2	1	2.8911E+00	2.7219E-03	1.6565E-03	0.0	2.2170E-03	0.0	1.0768E-02
	2	5.1531E+00	5.7239E-04	5.2105E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	1.2518E-02
	3	5.1042E+00	6.2246E-06	1.1358E-02	0.0	2.2170E-03	0.0	2.2680E-02
3	1	1.3166E+00	9.6753E-02	7.1872E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	9.0391E-02
	2	3.4302E-01	1.1718E-01	7.3368E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	1.1868E-01
	3	1.6396E-01	8.5694E-05	1.8181E-02	0.0	2.2170E-03	0.0	1.8630E-02
4	1	1.8638E+00	1.0229E-02	7.6744E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	1.5129E-02
	2	1.0070E+00	8.9443E-03	1.0443E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	1.1281E-02
	3	9.3755E-01	5.2441E-05	2.2691E-03	0.0	2.2170E-03	0.0	4.4001E-03
5	1	1.8638E+00	1.0229E-02	7.6744E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	1.5129E-02
	2	1.0070E+00	8.9443E-03	1.0443E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	1.1281E-02
	3	9.3755E-01	5.2441E-05	2.2691E-03	0.0	2.2170E-03	0.0	4.4001E-03
6	1	1.5128E+00	6.3197E-02	6.6390E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	6.7215E-02
	2	4.8835E-01	7.3303E-02	6.3732E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	7.5022E-02
	3	2.4121E-01	1.4952E-04	1.5629E-02	0.0	2.2170E-03	0.0	1.6314E-02
7	1	1.5129E+00	6.3197E-02	6.6390E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	6.7215E-02
	2	4.8835E-01	7.3303E-02	6.3732E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	7.5022E-02
	3	2.4121E-01	1.4952E-04	1.5629E-02	0.0	2.2170E-03	0.0	1.6314E-02
8	1	1.2614E+00	9.1450E-02	4.8219E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	9.4729E-02
	2	3.5018E-01	9.7149E-02	6.2618E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	9.8552E-02
	3	1.7067E-01	3.7392E-04	1.6975E-02	0.0	2.2170E-03	0.0	1.7727E-02
9	1	1.2614E+00	9.1450E-02	4.8219E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	9.4729E-02
	2	3.5018E-01	9.7149E-02	6.2618E-04	0.0	2.2170E-03	0.0	9.8552E-02
	3	1.7067E-01	3.7392E-04	1.6975E-02	0.0	2.2170E-03	0.0	1.7727E-02
10	1	1.6260E+00	5.2696E-02	1.0097E-03	1.0173E-03	2.2170E-03	1.2676E-14	5.7311E-02
	2	5.9170E-01	4.9214E-02	6.6959E-03	6.1177E-03	2.2170E-03	7.6232E-14	5.7222E-02
	3	3.0215E-01	4.6442E-04	7.7124E-02	1.3111E-01	2.2170E-03	1.6338E-12	7.8275E-02
11	1	1.6249E+00	5.2809E-02	1.0106E-03	1.0169E-03	2.2170E-03	1.2672E-14	5.7422E-02
	2	5.9194E-01	4.9093E-02	6.6847E-03	6.1059E-03	2.2170E-03	7.6085E-14	5.7090E-02
	3	2.9816E-01	4.2386E-04	7.9028E-02	1.3443E-01	2.2170E-03	1.6751E-12	6.0113E-02

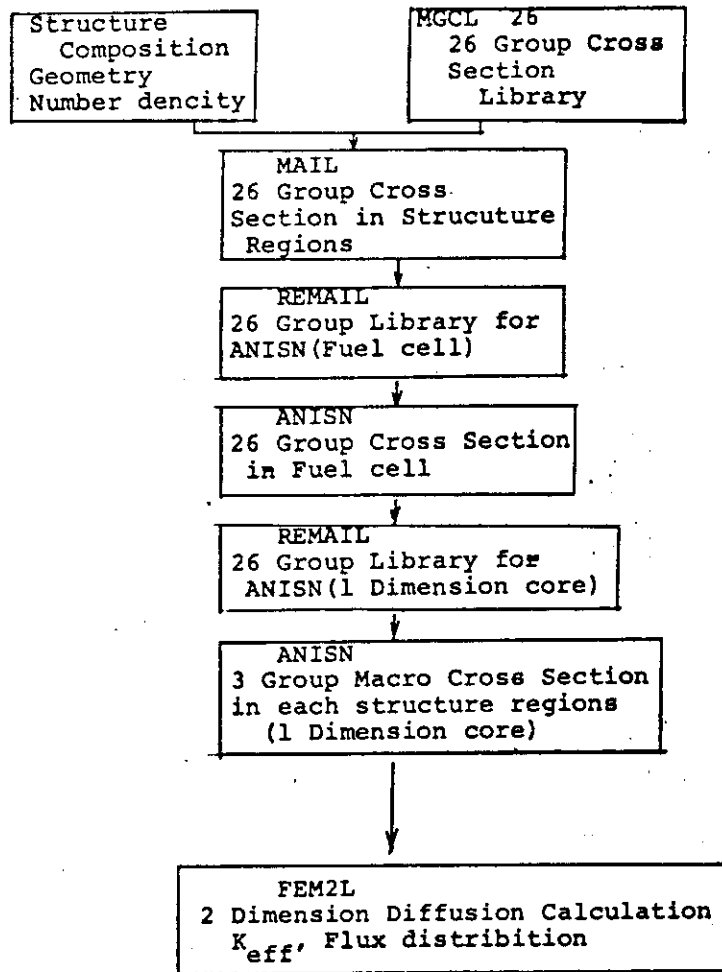


Fig. 4.6.1 Flow Diagram for JRR-4 20% enriched Core Calculation

		35	57	94	113	150	169	206	225	262	281	318	337	374	393	414	435	456	477	514	533	570	589	626	645	682	701	729	766	785	822	841		
	1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O		
	2	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O		
	3	H2O	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	H2O		
	4	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O		
	5	H2O	A1	H2O	I.P	I.P	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	6	H2O	A1	H2O	I.P	I.P	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	I.P	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	7	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Fuel	Fuel	Fuel	Fuel	Fuel	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	8	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	Shim	Shim	Shim	Shim	Shim	Shim	H2O	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	9	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Fuel	Fuel	Fuel	Fuel	Fuel	Fuel	Fuel	Fuel	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	10	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	Shim	Shim	Shim	Shim	Shim	Shim	H2O	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	11	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	I.P	Gra	Rem	Rem	Gra	I.P	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	12	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	I.P	Gra	Gra	Gra	Gra	I.P	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	13	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	14	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	15	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	16	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	17	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	18	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	19	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	20	H2O	A1	H2O	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	Gra	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	21	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	22	H2O	A1	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
	23	H2O	A1	H2O	H2O	G2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O				
	24	H2O	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	A1	H2O			
	25	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O	H2O			
Plot Line	26																																	
	27																																	
	28																																	
	29																																	
	30																																	
	31																																	
	32																																	
	33																																	
	34																																	
	35																																	
	36																																	
	37																																	

H2O : H₂O
 A1 : Al
 Gra : Graphite Reflector
 I.P : Irradiation Pipe
 Shim : Carose Control Rod
 Rem : Fine Control Rod
 Fuel : Fuel Element

Fig. 4.6.2 JRR-4 20% EU Two-Dimensional Core Calculation Mesh

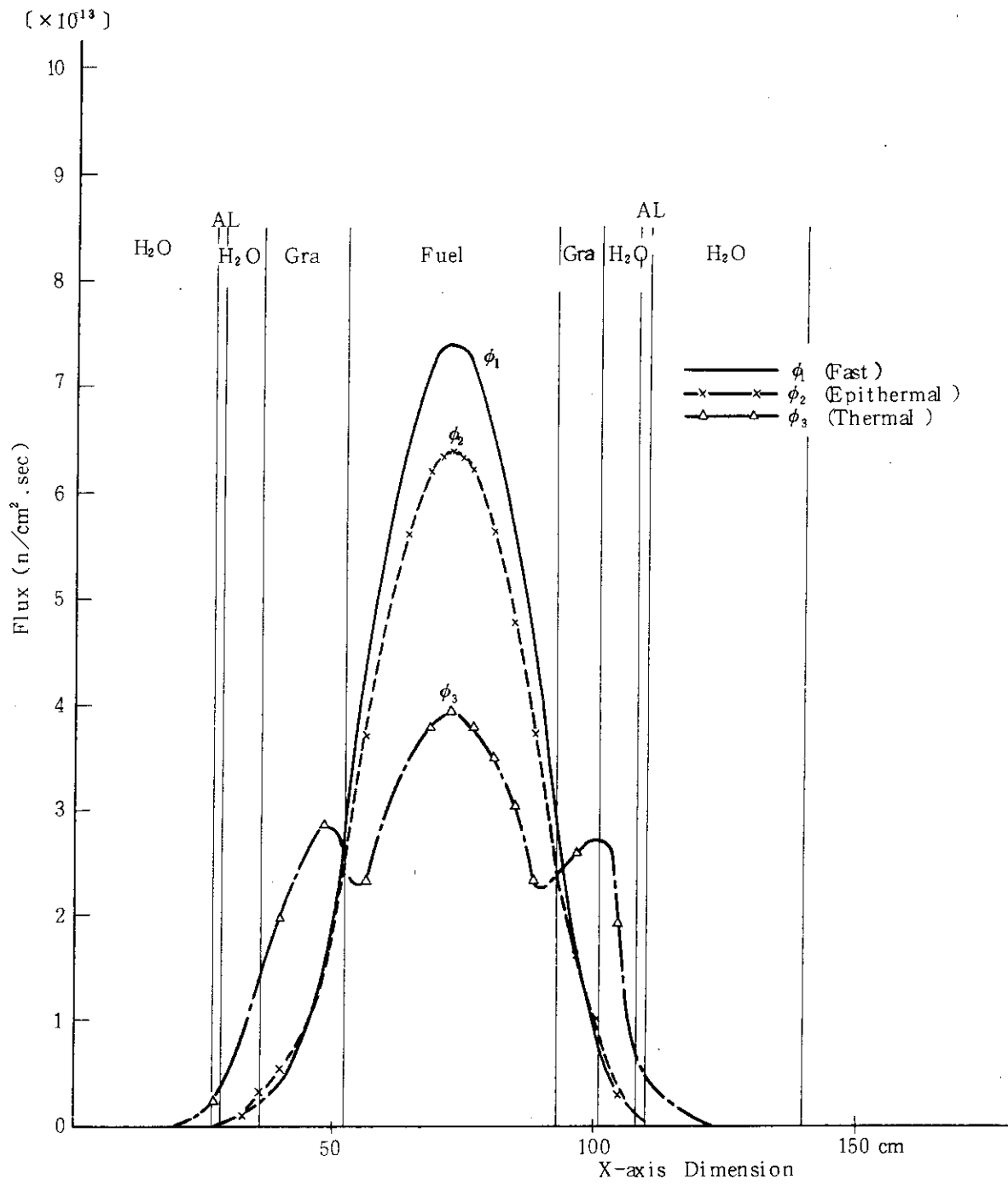


Fig. 4.6.3 JRR-4 20% Enriched Core Flux Distribution

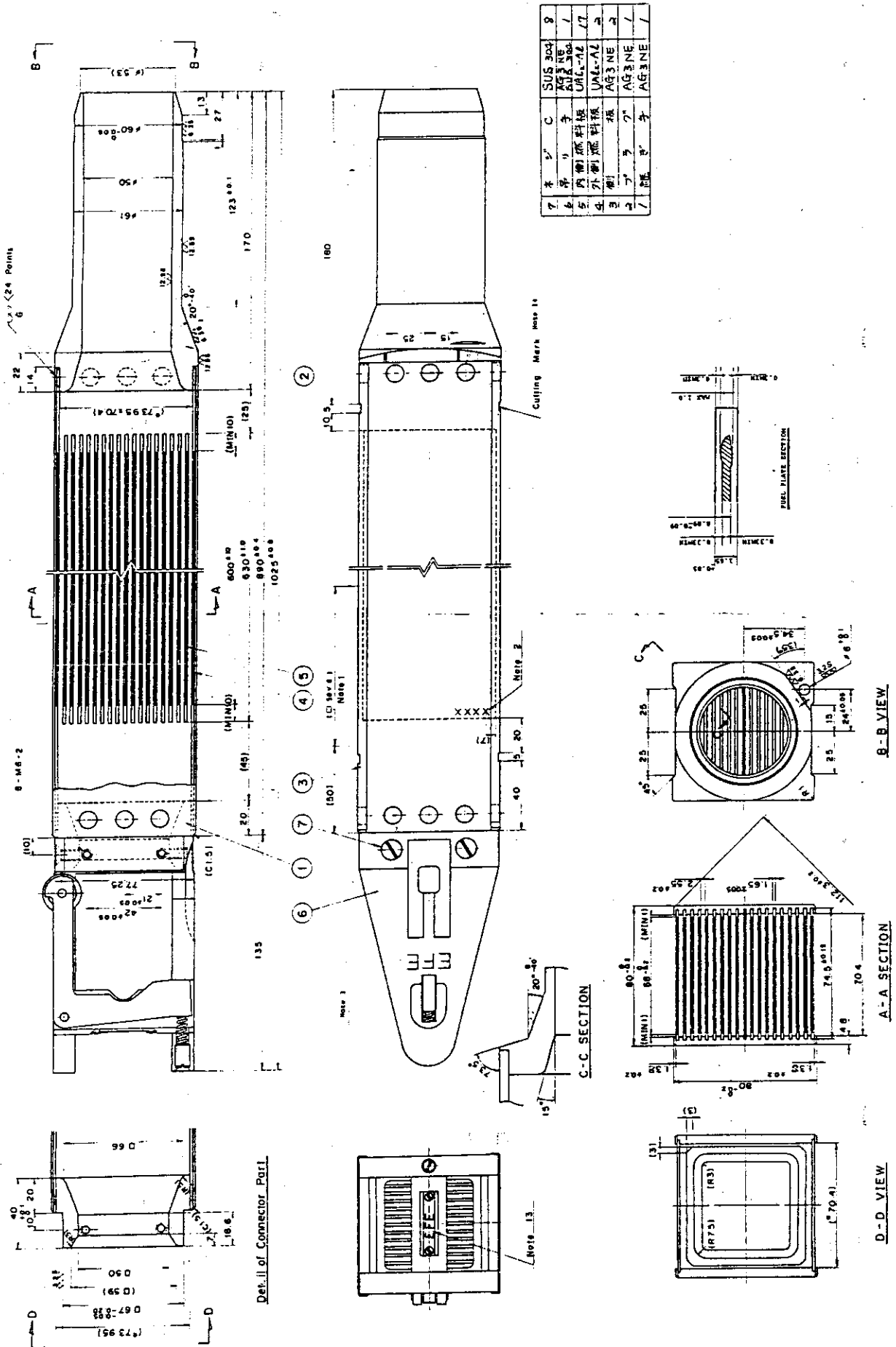


Fig. 4.6.4 JRR-4 LEU Fuel Element

4.6.3 ANLとのJoint Study

原研とArgonne National Laboratory (ANL)とのJoint Study (J.S.)は、Reduced Enrichment Research and Test Reactor (PERTR) Programの遂行を原研とANLとが協力して行うことである。

J.S.のPhase Aにおいては原研は、各炉に関するデータの提供及び各炉の設計計算(核・熱・水力計算)を行い、ANLは各炉についてのチェック計算(核・熱・水力計算)を行うことになっている。計算結果に関する情報交換を行い、原研及びANLは夫々にPhase Aに関するレポートを作成することになっている。

ANLへの第1次派遣者として田村研究炉技術課長(当時JRR-4課長代理)が出張(昭和55年3月22日から6月22日まで)し、ANLで作業した。今回の作業はJRR-4低濃縮ウラン燃料炉心の設計計算をANLと共同で行うことと設計計算実施上の両研究所間の連絡調整を行うことであった。

JRR-4の核計算はJRR-4改造計画に基づき原子炉熱出力10 MW(Mコア)を想定して進めていたが、研究炉長期整備計画検討委員会での審議の結果、JRR-4の改造は行わないこと、熱出力は現状の3.5 MWとし、利用性能の向上を計ること等が、田村出張中の5月に決定された。JRR-4 Mコアの計画が変更された訳である。田村は計画変更の理由をANLに説明し、理解を得る努力を払ったが、計画変更についての公式の通知書が必要となり、原研側から送付した。

ANLにおいては、JRR-4 Mコアがベンチマーク計算用コアに類似していたこともあり、予定通り核計算を完了した。使用計算コードはAPRICELLとREBUS-2であり、初期炉心から平衡炉心に至る間のシャフリングを含めた全過程に及ぶデータが得られた。JRR-4 Mコアに関する計算結果をTable A.1~Table A.5及びFig.A.1~Fig.A.5に示す。

しかし、その後も引き続いて、ANLではJRR-4コアの核、熱水力計算を実施した。

JRR-4燃料要素当りのU-235量、及び熱・水力計算結果をTable 4.6.4及びTable 4.6.5に示す。燃料板19枚、ミート厚0.89 mm、チャンネル巾2.59 mm、225.9 g²³⁵U/要素の場合、冷却水流速1.35 m/s、16.8 m³/h要素、圧損0.0398 bar/ch、平均熱流速10.9 w/cm²の結果が得られた。

なお、PERTRプログラムに関する中濃縮ウラン燃料対策プロジェクトチームに原研からは、本間部長以下7名が参加し、運営会議、及び計画技術、安審対策、検査技術の各WGで直接あるいは間接に作業した。8月にはJ.S.に係るJAERIレポートを作成し、ANLへ送付した。

今回のJ.S.の結果、ANLはJMTRとJRR-2については45%EUに、また、JRR-4については20%EUに変更することで了解した。これは大きな成果であった。

Table 4.6.4 U-235 Content per Element

Plate /Ele.	Meat Thickness (cm)	Channel Width (cm)	235U g/ele.	235U g/ele.	235U g/ele.	235U g/ele.*
			19.75 w/o ER 1.6 g/cm ³ U	19.75 w/o ER 2.0 g/cm ³ U	19.75 w/o ER 2.5 g/cm ³ U	19.75 w/o ER 1.75 g/cm ³ U
15	0.051	0.421	98.63	123.29	154.11	100.68
	0.076	0.394	146.98	183.72	229.65	150.04
	0.089	0.380	172.12	215.16	268.94	175.70
	0.100	0.369	193.39	241.74	302.18	197.42
	0.125	0.342	241.74	302.18	377.72	246.78
	0.150	0.315	290.09	362.61	453.26	296.13
	0.200	0.261	386.78	483.48	604.35	394.84
16	0.051	0.385	105.21	131.51	164.38	167.88
	0.076	0.358	156.78	195.97	244.96	160.76
	0.089	0.344	183.59	229.47	286.86	188.26
	0.100	0.332	206.28	257.86	322.32	211.52
	0.125	0.306	257.86	322.32	402.90	264.40
	0.150	0.279	309.42	386.78	483.48	317.28
	0.200	0.226	412.57	515.71	644.64	423.05
17	0.051	0.353	111.78	139.73	174.66	115.07
	0.076	0.326	166.57	208.22	260.27	171.40
	0.089	0.312	195.07	243.84	304.19	200.81
	0.100	0.301	219.18	273.97	342.47	225.62
	0.125	0.274	273.97	342.47	428.08	282.03
0.150	0.247	328.77	410.96	513.70	338.44	
18	0.051	0.324	118.36	147.94	184.93	122.26
	0.076	0.298	176.37	220.47	275.58	213.35
	0.089	0.284	206.54	258.18	322.72	273.35
	0.100	0.272	232.07	290.09	362.61	239.73
	0.125	0.246	290.09	362.61	453.26	299.91
19	0.051	0.299	124.93	156.16	195.21	129.45
	0.076	0.076	0.273	186.17	232.72	290.89
	0.089	0.259	218.01	272.52	340.65	225.91
	0.100	0.248	244.96	300.20	382.76	253.83
	0.125	0.221	306.20	382.76	378.343	317.28
20	0.051	0.277	131.51	164.38	205.48	136.64
	0.076	0.251	195.97	244.96	306.20	203.63
	0.089	0.237	229.49	286.86	358.58	238.46
	0.100	0.225	257.86	322.32	402.90	267.93
21	0.051	0.257	138.08	172.60	215.75	143.84
	0.076	0.230	205.77	257.21	321.51	214.34
	0.089	0.217	240.97	301.21	376.51	251.01
	0.100	0.205	270.74	338.44	423.05	282.03

1980 5/19

Table 4.6.5 Thermo-Hydraulics Calculation

Number of Plates	Thickness of Water Channel/Heat mm	Coolant Velocity m/s	Flow/Element m ³ /hr	Total Pressure Drop Across Channel bar	Avg. Heat Flux W/cm ²	Avg. Heat Flux at ONB W/cm ²	Burnout Heat Flux, W/cm ²	Limiting Heat Flux at Onset of Flow Instability W/cm ²	Margin ^g to		Margin ⁱ to Onset of Flow Instability	
									Labuntsov	Mirshak		
15	4.21/0.51	1.05	16.8	0.0154	13.8	17.7	226	221	1.28	7.7	7.5	4.45
15	3.80/0.89	1.16	16.8	0.0206	13.8	19.3	235	223	1.40	8.0	7.6	4.55
15	3.69/1.00	1.20	16.9	0.0226	13.8	19.8	238	224	1.43	8.1	7.6	4.62
15	3.42/1.25	1.29	16.7	0.0276	13.8	20.9	244	226	1.51	8.3	7.7	4.65
16	3.44/0.89	1.20	16.8	0.0242	13.0	19.7	238	224	1.52	8.6	8.1	4.65
16	3.32/1.00	1.25	16.9	0.0271	13.0	20.4	242	225	1.57	8.7	8.1	4.72
16	3.06/1.25	1.35	16.7	0.0336	13.0	21.5	248	228	1.65	8.9	8.2	4.72
17	3.26/0.76	1.20	16.9	0.0255	12.2	19.6	238	224	1.61	9.1	8.6	4.77
17	3.12/0.89	1.25	16.9	0.0288	12.2	20.3	242	225	1.66	9.3	8.6	4.77
17	3.01/1.00	1.30	16.8	0.0318	12.2	20.8	245	226	1.70	9.4	8.7	4.80
18	2.98/0.76	1.24	16.9	0.0297	11.5	20.0	241	225	1.74	9.8	9.2	4.85
18	2.84/0.89	1.30	16.8	0.0337	11.5	20.6	245	226	1.79	10.0	9.2	4.85
18	2.72/1.00	1.35	16.7	0.0379	11.5	21.2	248	228	1.84	10.1	9.3	4.89
19	2.73/0.76	1.35	17.7	0.0375	10.9	21.2	248	228	1.94	10.7	9.8	5.16
19	2.59/0.89	1.35	16.8	0.0398	10.9	21.0	248	228	1.93	10.7	9.8	4.95
19	2.48/1.00	1.41	16.8	0.0453	10.9	21.7	253	229	1.99	10.9	9.8	4.99
20	2.51/0.76	1.32	16.7	0.0394	10.4	20.5	246	227	1.97	11.1	10.2	4.96
20	2.37/0.89	1.40	16.8	0.0468	10.4	21.4	252	229	2.06	11.4	10.3	5.00
20	2.25/1.00	1.47	16.7	0.0543	10.4	22.2	257	230	2.13	11.6	10.4	5.05

Peak Heat Flux = 1.58 x 1.35 x Ave. Heat Flux

Core Consists of 20 Fuel Elements

Fuels are coated with 80% of Primary Coolant Flow Rate (420 m³/hr)

Table A.1 JRR-4M Core Burnup Calculation
(260 g/ele. 2 in core elements)

days	status	k_e	loading	B.U
0	BOC1	1.12454	5.57925	0
21	EOC1	1.06676	5.33505	4.38
28	BOC2	1.10809	5.37849	3.60
49	EOC2	1.05691	5.13468	7.97
56	BOC3	1.10026	5.22418	6.01
77	EOC3	1.04862	4.98069	10.73
84	BOC4	1.09242	5.08064	8.94
105	EOC4	1.04102	4.83747	13.30
112	BOC5	1.08835	5.00045	10.37
133	EOC5	1.03653	4.75751	14.73
140	BOC6	1.08327	4.97084	10.90
161	EOC6	1.03174	4.72811	15.26
			(kg U-235)	(core av.) %

BOC : Beginning of cycle

EOC : End of cycle

Table A.2 JRR-4M Core Shuffling Pattern
(2 in core elements)

	1	2	3	4	5	6
11	C - 3	C - 4	C - 4	C - 4	D - 4	D - 5
12	C - 7	C - 6	C - 6	C - 6	D - 6	D - 6
13	E - 4	E - 4	E - 4	E - 4	E - 4	E - 4
14	G - 7	G - 6	F - 6	F - 6	F - 6	F - 5
21	D - 5	C - 3	C - 3	C - 3	C - 4	D - 4
22	E - 6	E - 6	E - 6	E - 6	E - 6	E - 6
23	F - 4	G - 3	G - 4	G - 4	G - 4	F - 4
24	F - 5	G - 7	G - 6	G - 6	G - 6	F - 6
31	D - 4	D - 5	E - 3	E - 3	C - 3	C - 4
32	D - 6	C - 7	E - 7	E - 7	C - 6	C - 6
33	G - 4	F - 4	G - 3	G - 3	G - 3	G - 4
34	F - 6	F - 5	G - 7	G - 7	G - 7	G - 6
41	D - 3	D - 3	D - 3	D - 3	D - 3	D - 3
42	F - 3	F - 3	F - 3	F - 3	F - 3	F - 3
43	D - 7	D - 7	D - 7	D - 7	D - 7	D - 7
44	F - 7	F - 7	F - 7	F - 7	F - 7	F - 7
51	C - 5	C - 5	C - 5	C - 5	C - 5	C - 5
52	G - 5	G - 5	G - 5	G - 5	G - 5	G - 5
53	E - 3	E - 3	D - 5	D - 5	E - 3	E - 3
54	E - 7	E - 7	F - 5	F - 5	E - 7	E - 7
61	C - 4	D - 4	D - 4	D - 4	D - 5	C - 3
62	C - 6	D - 6	D - 6	D - 6	C - 7	C - 7
63	G - 3	G - 4	F - 4	F - 4	F - 4	G - 3
64	G - 6	F - 6	C - 7	C - 7	F - 5	G - 7

Table A.3 JRR-4M Core Shuffling Pattern
(BOC, 2 in core elements)

	1	2	3	4	5	6
11	C - 3 260	C - 4 251	C - 4 241	C - 4 232	D - 4 222	D - 5 212
12	C - 7 260	C - 6 251	C - 6 241	C - 6 231	D - 6 221	D - 6 211
13	E - 4 149	E - 4 141	E - 4 133	E - 4 126	E - 4 119	E - 4 112
14	G - 7 260	G - 6 249	F - 6 237	F - 6 225	F - 6 213	F - 5 202
21	D - 5 260	C - 3 260	C - 3 251	C - 3 242	C - 4 233	D - 4 223
22	E - 6 149	E - 6 149	E - 6 140	E - 6 132	E - 6 124	E - 6 117
23	F - 4 260	G - 3 260	G - 4 249	G - 4 237	G - 4 226	F - 4 214
24	F - 5 260	G - 7 260	G - 6 249	G - 6 236	G - 6 224	F - 6 212
31	D - 4 260	D - 5 250	E - 3 260	E - 3 249	C - 3 237	C - 4 228
32	D - 6 260	C - 7 249	E - 7 260	E - 7 248	C - 6 235	C - 6 225
33	G - 4 260	F - 4 249	G - 3 260	G - 3 249	G - 3 238	G - 4 227
34	F - 6 260	F - 5 248	G - 7 260	G - 7 248	G - 7 237	G - 6 225
41	D - 3 186	D - 3 178	D - 3 170	D - 3 186	D - 3 178	D - 3 170
42	F - 3 186	F - 3 177	F - 3 169	F - 3 186	F - 3 177	F - 3 168
43	D - 7 186	D - 7 178	D - 7 170	D - 7 186	D - 7 177	D - 7 169
44	F - 7 186	F - 7 177	F - 7 168	F - 7 186	F - 7 176	F - 7 167
51	C - 5 186	C - 5 178	C - 5 170	C - 5 162	C - 5 186	C - 5 177
52	G - 5 186	G - 5 176	G - 5 167	G - 5 157	G - 5 186	G - 5 176
53	E - 3 260	E - 3 249	D - 5 238	D - 5 227	E - 3 260	E - 3 248
54	E - 7 260	E - 7 248	F - 5 236	F - 5 224	E - 7 260	E - 7 247
61	C - 4 260	D - 4 250	D - 4 240	D - 4 230	D - 5 219	C - 3 260
62	C - 6 260	D - 6 250	D - 6 234	D - 6 229	C - 7 218	C - 7 260
63	G - 3 260	G - 4 250	F - 4 238	F - 4 226	F - 4 215	G - 3 260
64	G - 6 260	F - 6 248	C - 7 236	C - 7 227	F - 5 218	G - 7 260
Total	5579	5378	5224	5081	5000	4971(g U-235)
k_e	1.12454	1.10809	1.10026	1.09242	1.08835	1.08327

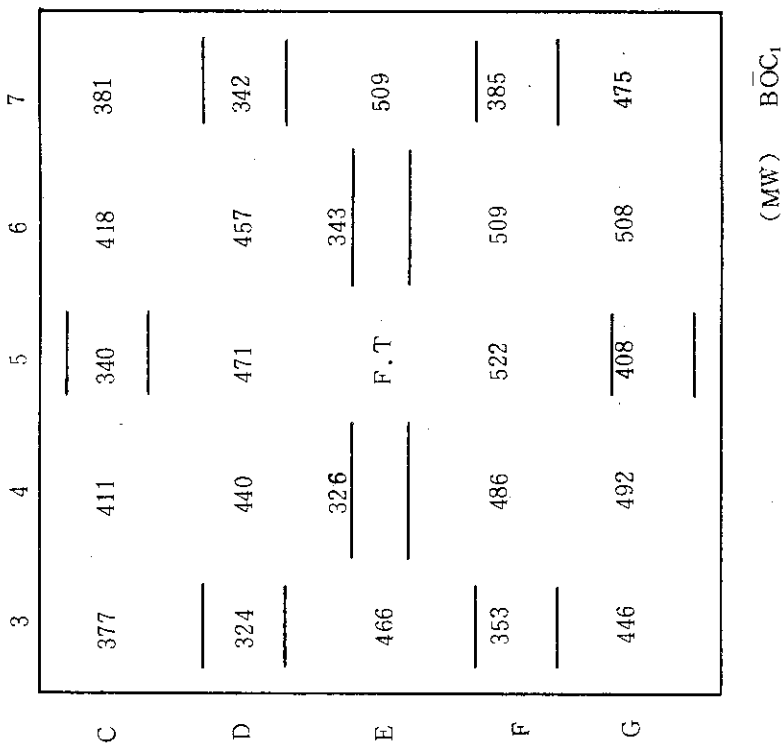
Table A.4 JRR-4M Core Shuffling Pattern
(EOC, 2 in core elements)

	1	2	3	4	5	6
11	C - 3 251	C - 4 241	C - 4 232	C - 4 222	D - 4 212	D - 5 201
12	C - 7 251	C - 6 241	C - 6 231	C - 6 221	D - 6 211	D - 6 200
13	E - 4 141	E - 4 133	E - 4 126	E - 4 119	E - 4 112	E - 4 105
14	G - 7 249	G - 6 237	F - 6 225	F - 6 213	F - 6 202	F - 5 190
21	D - 5 249	C - 3 251	C - 3 242	C - 3 233	C - 4 223	D - 4 213
22	E - 6 141	E - 6 140	E - 6 132	E - 6 124	E - 6 117	E - 6 110
23	F - 4 249	G - 3 249	G - 4 237	G - 4 226	G - 4 214	F - 4 203
24	F - 5 248	G - 7 249	G - 6 236	G - 6 226	G - 6 212	F - 6 201
31	D - 4 250	D - 5 239	E - 3 249	E - 3 237	C - 3 228	C - 4 218
32	D - 6 249	C - 7 240	E - 7 248	E - 7 235	C - 6 225	C - 6 215
33	G - 4 249	F - 4 237	G - 3 249	G - 3 238	G - 3 227	G - 4 216
34	F - 6 248	F - 5 236	G - 7 248	G - 7 237	G - 7 225	G - 6 213
41	D - 3 178	D - 3 170	D - 3 163	D - 3 178	D - 3 170	D - 3 162
42	F - 3 177	F - 3 169	F - 3 161	F - 3 177	F - 3 168	F - 3 160
43	D - 7 178	D - 7 170	D - 7 162	D - 7 177	D - 7 169	D - 7 161
44	F - 7 177	F - 7 168	F - 7 159	F - 7 176	F - 7 169	F - 7 158
51	C - 5 178	C - 5 170	C - 5 162	C - 5 154	C - 5 177	C - 5 167
52	G - 5 176	G - 5 167	G - 5 157	G - 5 148	G - 5 176	G - 5 165
53	E - 3 249	E - 3 238	D - 5 227	D - 5 216	E - 3 248	E - 3 237
54	E - 7 248	E - 7 236	F - 5 224	F - 5 212	E - 7 247	E - 7 235
61	C - 4 250	D - 4 240	D - 4 230	D - 4 219	D - 5 208	C - 3 251
62	C - 6 250	D - 6 239	D - 6 229	D - 6 218	C - 7 209	C - 7 250
63	G - 3 250	G - 4 238	F - 4 226	F - 4 215	F - 4 204	G - 3 249
64	G - 6 248	F - 6 236	C - 7 227	C - 7 218	F - 5 206	G - 7 248
Total	5335	5195	4980	4887	4758	4728
				Numerical	value : g	U-235
k_e	1.06676	1.05691	1.04862	1.04102	1.03653	1.03174

Table A.5 JRR-4M Core Shuffling Pattern
(4 in core elements)

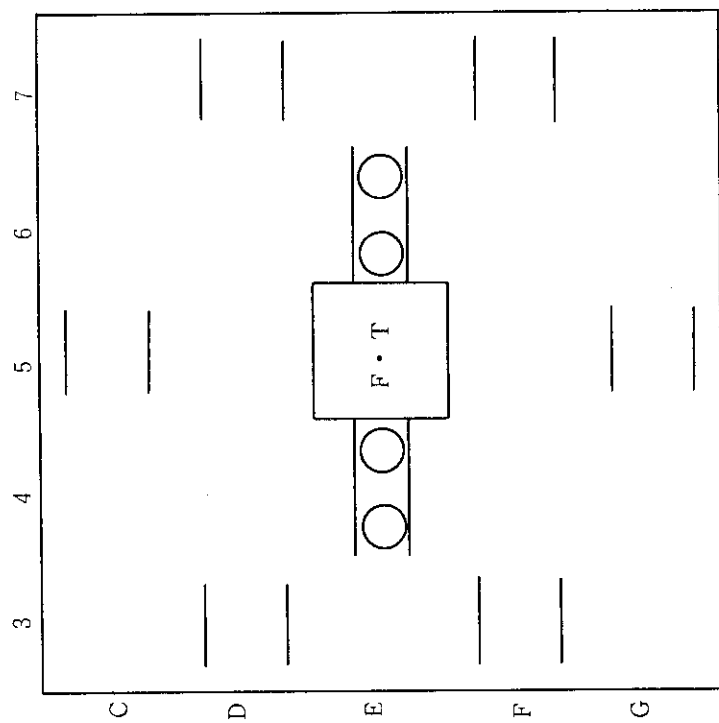
		Cycle No.					
		1	2	3	4	5	6
Fuel No.	11	C - 3 1	C - 4 2	D - 4 3	D - 4 4	G - 4 5	F - 4 6
	12	C - 7 1	C - 6 2	D - 6 3	D - 6 4	D - 6 5	D - 6 6
	13	E - 4 1	E - 4 2	E - 4 3	E - 4 4	E - 4 5	E - 4 6
	14	G - 7 1	G - 7 2	G - 6 3	G - 6 4	G - 6 5	F - 6 6
	21	D - 4 6	C - 3 1	C - 4 2	C - 4 3	C - 4 4	D - 4 5
	22	D - 6 6	C - 7 1	C - 6 2	C - 6 3	C - 6 4	C - 6 5
	23	E - 6 6	E - 6 1	E - 6 2	E - 6 3	E - 6 4	E - 6 5
	24	F - 4 6	G - 3 1	G - 3 2	G - 3 3	G - 3 4	G - 4 5
	31	C - 4 5	D - 4 6	C - 3 1	C - 3 2	C - 3 3	C - 4 4
	32	C - 6 5	D - 6 6	C - 7 1	C - 7 2	C - 7 3	C - 7 4
	33	F - 5 5	F - 5 6	F - 5 1	F - 5 2	F - 5 3	F - 5 4
	34	F - 6 5	F - 6 6	G - 7 1	G - 7 2	G - 7 3	G - 6 4
	41	D - 3 4	D - 3 5	D - 3 6	D - 3 1	D - 3 2	D - 3 3
	42	F - 3 4	F - 3 5	F - 3 6	F - 3 1	F - 3 2	F - 3 3
	43	D - 7 4	D - 7 5	D - 7 6	D - 7 1	D - 7 2	D - 7 3
	44	F - 7 4	F - 7 5	F - 7 6	F - 7 1	F - 7 2	F - 7 3
	51	C - 5 3	C - 5 4	C - 5 5	C - 5 6	C - 5 1	C - 5 2
	52	G - 5 3	G - 5 4	G - 5 5	G - 5 6	G - 5 1	G - 5 2
	53	G - 4 3	F - 4 4	F - 4 5	F - 4 6	E - 3 1	E - 3 2
	54	E - 7 3	E - 7 4	F - 6 5	F - 6 6	E - 7 1	E - 7 2
	61	D - 5 2	D - 5 3	D - 5 4	D - 5 5	D - 5 6	D - 5 1
	62	G - 6 2	G - 6 3	E - 7 4	E - 7 5	F - 6 6	G - 7 1
	63	G - 3 2	G - 4 3	G - 4 4	G - 4 5	D - 4 6	G - 3 1
	64	E - 3 2	E - 3 3	E - 3 4	E - 3 5	F - 4 6	C - 3 1

fresh fuel



F.T=flux trap
 Fresh Loading 5.57925 kg U-235
 Standard Fuel 260.36g U-235

Fig. A.1 JRR-4 M-Core Arrangement
 (2 incore elements)



\overline{BOC}_1 $ke=1.12454$
 \overline{EOC}_1 $ke=1.06676$

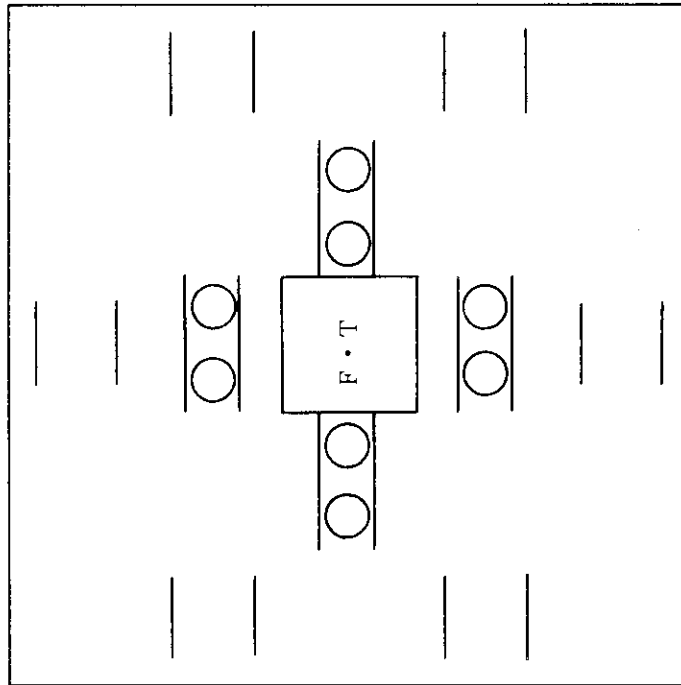
Fig. A.2 JRR-4 M-Core Power Distribution
 (2 incore elements)

	3	4	5	6	7
C	0.38931	0.42305	0.35200	0.42973	0.39338
D	0.33349	0.45768	0.33371	0.47454	0.35263
E	0.48036	0.33404	F, T	0.35151	0.52470
F	0.36373	0.50509	0.37046	0.52863	0.39595
G	0.45897	0.50535	0.42133	0.52177	0.48877

(MW) $\overline{B\bar{O}C}_i$

$\overline{B\bar{O}C}_1$ ke = 1.11019
 $\overline{B\bar{O}C}_i$ ke = 1.05225

Fig. A.4 JRR-4 M-Core Power Distribution
 (4 incore elements)



Fresh Loading 5.35 kg U-235
 Standard Fuel 260.36 g U-235

Fig. A.3 JRR-4 M-Core Arrangement
 (4 incore elements)

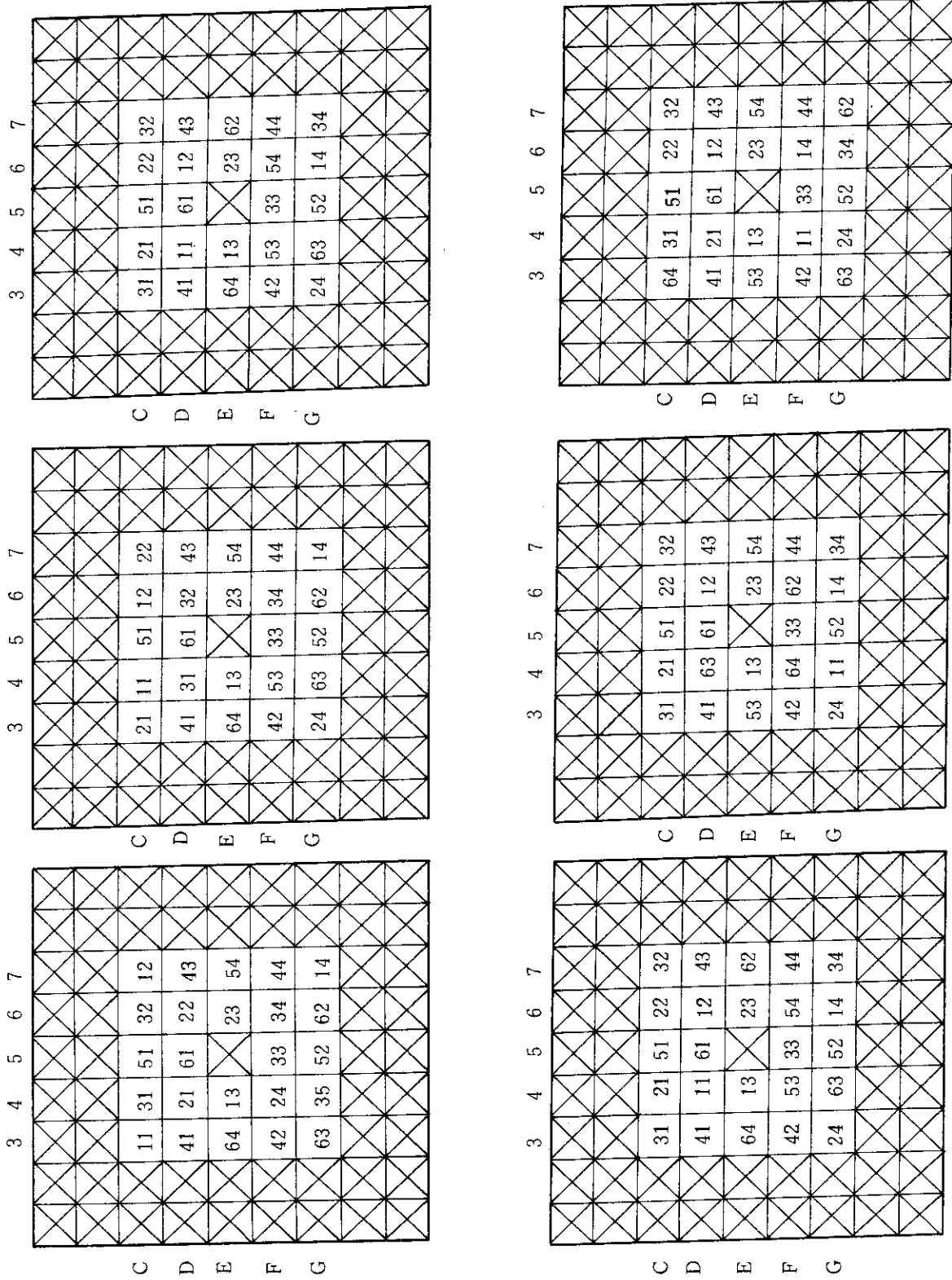
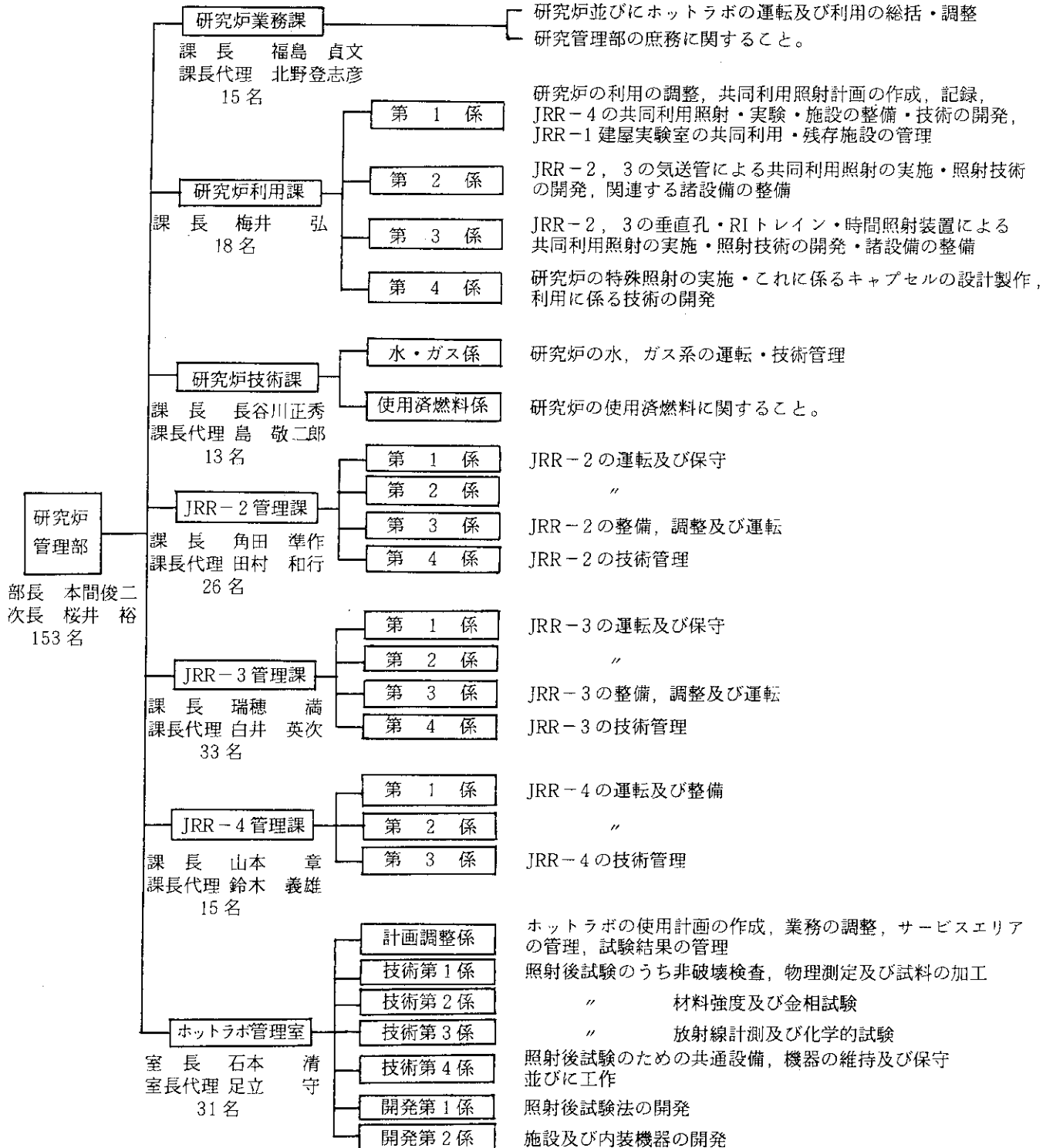


Fig. A.5 JRR-4 M-Core Shuffling Pattern (4 incore elements)

5.1 研究炉管理部の組織と業務

56.3.31 現在



5.2 口頭発表

氏名	題目	発表学会名
松島秀夫他	塩素化法による被覆燃料粒子の破損率測定	原子力学会年会
鶴野晃	Neutron radiographic technique for PIE	BNES-PIE Session
石本清他	第1次, 第2次 OGL-1 燃料体の照射後試験 (I), (II)	原子力学会年会

5.3 外部投稿論文

氏名	題目	投稿誌名
石本清	第2章 廃炉の方式と実施状況 1. 廃炉方式選定の要件 2. マニプレータ 3. 廃炉施設への運用 第9章 遠隔操作技術	原子炉デコミッションング ハンドブック
吉島哲夫	第5章 汚染除去 3.5 物理的除去法 4.2 その他の原子炉施設	“
瑞穂満	その他(動力炉における例など) 原子炉照射線量評価の具体例	原子力学会研究専門委報告

5.4 受託調査

件名	相手方	担当課	備考
PuO ₂ -UO ₂ 燃料の照射挙動に係るカプセルの設計製作(Ⅲ)	動燃事業団	研究炉利用課	
計装燃料用気密端子の照射試験(I)	〃	〃	
“もんじゅ”用混合転換燃料の照射試験(I)	〃	〃	
日本原子力発電(株)敦賀発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験(第6回)	日本原子力発電(株)	ホットラボ管理室	
重水の分析調査	動燃事業団	研究炉技術課	
高速炉用炉外中性子検出器の開発	動燃事業団	JRR-3管理課	

5.5 官庁許認可一覧(55年度)

原子炉名	件名	A:設置変更 B:工事認可 C:使用前検査	申請年月日	許可認可 合格年月日	備考
JRR12	第26次B型燃料要素(B)		55. 6. 25	55. 7. 22	
	重水系の弁及び伸縮管継手の交換(B)		55. 4. 25	55. 6. 10	
	75kVA無停電電源装置の更新(B)		55. 4. 22	55. 6. 10	
	第26次B型燃料要素(C)		55. 8. 25	56. 2. 16	
	重水系の弁及び伸縮管継手の交換(C)		55. 6. 20	55.11.29	
	75kVA無停電電源装置の更新(C)		55. 8. 15	55.11.29	
JRR13	L T F L の撤去及び放射性廃棄物処理施設(A)		55. 9. 3	55.12.26	(検査中)
	使用済燃料貯蔵施設の設置(B)		55. 7. 10	55. 8. 6	
	使用済燃料貯蔵施設の設置(C)		55.12. 1		
JRR4	照射作業用架台の設置(B)		55. 6. 12	55. 6. 16	
	照射作業用架台の設置(C)		55. 7. 24	55. 8. 15	

あ と が き

例年と同様、研究炉管理部各課室及び各施設の放射線管理関係者により執筆をねがい、研究炉管理部内の編集委員会で編集したものである。執筆を担当された方々には各課室の担当業務の間をぬって提出いただきまして、感謝いたします。

(編集委員会)

編集委員会メンバー

委員長	本 間 俊 二
副委員長	桜 井 裕
委 員	宮 内 武次郎 (研究炉利用課)
	吉 島 哲 男 (研究炉技術課)
	黒 沢 一 男 (JRR-2 管理課)
	鈴 木 正 年 (JRR-3 管理課)
	福 田 秀 次 (JRR-4 管理課)
	高 橋 五志夫 (ホットラボ管理室)
庶 務	古 牧 和 子 (研究炉業務課)