

JAERI - M
82-016

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和54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。
入手の間合わせは、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㈱

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和 54 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 54 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、放射線管理等の中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。

Report on Operation, Utilization and Technical
Development of Research Reactors and Hot Laboratory,
April 1, 1979 to March 31, 1980

Division of Research Reactor Operation,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received February 2, 1982)

Activities of the Division of Research Reactor Operation in fiscal 1979 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 54 年度事業概要	3
1.1.1 研究炉の運転管理	3
1.1.2 研究炉の利用	4
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	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	12
2.1.4 技術管理	13
2.1.5 放射線管理	13
2.2 JRR-3 の運転管理	19
2.2.1 運 転	19
2.2.2 保守整備	19
2.2.3 燃 料	20
2.2.4 技術管理	21
2.2.5 放射線管理	21
2.3 JRR-4 の運転	26
2.3.1 運 転	26
2.3.2 保守整備	26
2.3.3 燃 料	28
2.3.4 技術管理	28
2.3.5 放射線管理	29
2.4 研究炉の水・ガス管理と使用済燃料管理	32
2.4.1 研究炉の水・ガス管理	32
2.4.2 研究炉の使用済燃料管理	33
2.4.3 保守整備	33
2.4.4 技術管理	34
2.5 研究炉の利用	43
2.5.1 照 射	43

2.5.2	照射装置の保守整備	44
2.5.3	実 験	45
3.	ホットラボの運転管理	59
3.1	運転管理	59
3.2	保守整備	64
3.3	汚染除去	67
3.4	技術管理	68
3.5	放射線管理	70
4.	主な技術的事項	
4.1	原子炉施設及び機器	75
4.1.1	モリブデン-99 製造用照射装置の開発(Ⅱ)	75
4.1.2	垂直照射孔における均一照射のための調査(Ⅲ)	80
4.1.3	大口径インコア照射孔の検討	85
4.1.4	インコア計装キャプセル用計測記録系の整備	92
4.2	解析・検討	100
4.2.1	研究炉燃料の中・低濃縮化の検討	100
4.3	燃 料	116
4.3.1	JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料貯蔵施設の建設	116
4.3.2	使用済燃料輸送容器の設計製作	124
4.4	照射技術	131
4.4.1	JRR-4 リドタンク特性測定	131
4.4.2	直接圧縮成型ポリイミドキャプセルの開発	137
4.4.3	低融点試料照射用摩圧接キャプセルの開発	141
4.4.4	原子炉燃料・材料研究開発のためのキャプセル照射試験	146
4.4.5	高比放射能リン-32 製造開発のための炉内照射試験(Ⅱ)	161
4.4.6	JRR-2 垂直実験孔 VT-7 の水素濃度と水質分析	168
4.5	ホットラボの技術	174
4.5.1	計装シャルピー衝撃試験	174
4.5.2	金相試験施設における研摩廃液の処理システム	180
4.5.3	ウラン/マグノックス鉛セル試料移送装置の更新	187
4.5.4	高温ガス炉燃料の照射後試験技術	196
4.6	研究炉長期整備計画	213
4.6.1	JRR-3 の改造計画	213
4.6.2	JRR-4 改造計画	241
4.6.3	JRR-4 モックアップ装置の検討	265
4.6.4	研究炉長期整備計画の第2次検討	278

5. 付 録	
5.1 研究炉管理部の組織と業務	281
5.2 口頭発表	282
5.3 外部投稿論文	282
5.4 研究所刊行物	282
5.5 受託調査	283
5.6 官庁許認可一覧	283
あとがき	284

Contents

Preface	1
1. General Description	
1.1 Activities in Fisical 1979	3
1.1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors	3
1.1.2 Utilization of Research Reactors	4
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 Grad-up Plan	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	12
2.1.4 Reactor Techniques	13
2.1.5 Radiation Control	13
2.2 Operation and Maintenance of JRR-3	19
2.2.1 Operation	19
2.2.2 Maintenance	19
2.2.3 Fuel	20
2.2.4 Reactor Techniques	21
2.2.5 Radiation Control	21
2.3 Operation and Maintenance of JRR-4	26
2.3.1 Operation	26
2.3.2 Maintenance	26
2.3.3 Fuel	28
2.3.4 Reactor Techniques	28
2.3.5 Radiation Control	29
2.4 Water, Gas and Spent Fuel Management of Research Reactors	32
2.4.1 Water and Gas Management of Research Reactors	32
2.4.2 Spent Fuel Management of Research Reactors	33
2.4.3 Maintenance	33

2.4.4	Water, Gas and Spent Fuel Techniques	34
2.5	Utilization of Research Reactors	43
2.5.1	Irradiation	43
2.5.2	Maintenance	44
2.5.3	Experiment	45
3.	Operation and Maintenance of Hot Laboratory	
3.1	Operation	59
3.2	Maintenance	64
3.3	Decontamination	67
3.4	Hot Laboratory Techniques	68
3.5	Radiation Control	70
4.	Typical Technical Works	
4.1	Reactor Facilities and Equipments	75
4.1.1	Development of Equipment for Mo-99 Production	75
4.1.2	Investigation on Uniform Irradiation at Vertical Irradiation Hole (111)	80
4.1.3	Study of Big Diameter Incore Irradiation	85
4.1.4	Improvement of Instrumentation System for Incore Irradiation Capsules	92
4.2	Calculation and Evaluation	100
4.2.1	Study of Research Reactor Fuel for Uranium Enrichment Conversion	100
4.3	Fuel	116
4.3.1	Construction of Spent Fuel Storage Facility of JRR-3 Metallic Natural Uranium Fuels	116
4.3.2	Fabrication of Transfer Cask for JRR-2 and JRR-4 Spent Fuels	124
4.4	Irradiation Techniques	131
4.4.1	Characteristic Tests of Lid Tank Shielding Facility in JRR-4	131
4.4.2	Development of Direct Formed Polyimide Capsule	137
4.4.3	Development of Friction Welding Capsule for Irradiation of Low Melting Material	141

4.4.4	Irradiation Experiments of Reactor Fuel and Material ...	146
4.4.5	In-Pile Irradiation Experiment for High Specific Activity P-32 Production	161
4.4.6	Analysis of Hydrogen and Light Water in Vertical Tube VT-7 of JRR-2	168
4.5	Hot Laboratory Techniques	174
4.5.1	Development of Instrumented Charpy Testing machine	174
4.5.2	Polishing Waste Liquid Treatment System at Metallurgical Cell	180
4.5.3	Renew of Transfer Equipment in Lead Cell	187
4.5.4	Post Irradiation Examination Techniques of HTGR Fuel ...	196
4.6	Research Reactor Grad-up Plan	213
4.6.1	JRR-3 Plan	213
4.6.2	JRR-4 Plan	241
4.6.3	Mock up Test of JRR-4	265
4.6.4	The 2nd Investigation of Research Reactor Grad-up Plan	278
5.	Appendix	
5.1	Organization and Works of the Division	281
5.2	Oral Presentation	282
5.3	Papers	282
5.4	JAERI Reports	282
5.5	Entrusted Investigation	283
5.6	Permission etc.	283
	Postscript	284

ま え が き

54年度は、53年度と同様にJRR-2, 3, 4 いずれも順調に稼動し、当初計画のほぼ100%の運転実績を挙げる事ができた。

各炉の順調な運転に支えられて、JRR-2を軸とした共同利用も極めて活発で、特にJRR-2の炉心領域の照射利用は前年度に引き続き、大に行われた。今後もこの領域での照射利用の要望はますます増大する傾向にあるので、より一層の充実を図る必要がある。

JMTR, JRR-2及びJRR-4の燃料は現在、93%濃縮ウランを使用しているが、核不拡散政策の推進のため、前年度に燃料濃縮度低減化が計画された。JRR-2は45%濃縮ウランに、JRR-4は20%未満濃縮ウランに転換することとし、炉心設計及び安全解析等を行った。

ホットラボは多目的高温ガス炉及び核融合炉に関連した燃料、材料の照射後試験を中心とする所内利用、商業発電炉の燃料、材料のモニタリングなどの所外利用をいずれも概ね計画どおり消化した。

JRR-3及びJRR-4の大改造を骨子とした研究炉長期整備計画は、昭和52年6月に策定された計画に基づき、調査及び概念設計等が進められた。一方安全規制の最近の情勢、ウラン濃縮度低減問題などの外部状況の動向や、これまでに明らかになった建家の健全性、海外の研究炉の情報、解体工法などの各種の調査データが集積されたので、当初計画を全般的に再検討することになった。

1.1 昭和54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

13サイクルの利用運転を計画どおり実施し、異常停止によるスクラム等もなく、すこぶる順調であった。

施設の整備では定期自主検査の期間に二次冷却塔ポンプの分解点検、ヘリウム系供給タンクのシール更新工事を実施した。また、トリチウムによる内部被曝低減化を目的として重水系フィルタ容器のカートリッジ化、及び軽水系イオン交換樹脂塔のカートリッジ化工事配管系を含めて実施した。その結果は良好である。

なお、55年度に実施する重水系大型バルブの交換に関する技術的検討を行っている。

燃料の経済性と長期インコア照射の増加を配慮して、燃料孔内照射用円筒B型燃料要素の増設（4本から10本に変更）及び燃焼度（30%→40%に変更）の増加に係る、原子炉設置変更許可申請の行政庁審査を受けた。

新しい核燃料サイクル評価に伴うウラン濃縮度変更は中濃縮ウラン燃料対策プロジェクトに協力して技術的検討を進めている。また中濃縮ウラン燃料芯材の製作方法の変更を必要とするため、粉末冶金法による実用燃料と同一寸法形状の劣化ウランを用いた模擬燃料要素2体を製作し、冶金機械強度、製作精度等の諸データを得ることとし、その発注を行った。

新燃料関係（ウラン濃縮度93%）では、第24次（B型燃料20体）、第25次（円筒B型燃料15体）燃料は使用前検査を受け合格し、納入された。

核物質防護対策に伴って、非常用電源75KVAの建家の移設劣化に伴う非常用電源の更新等設計工事の方法の認可手続きを行った。核物質防護（P・P）集中監視装置の工事及びフェンス取付工事は、増設建家を除いて3月末に完成した。

2) JRR-3

11サイクルの利用運転を計画したが、各サイクルとも予定どおりの運転実績をおさめ、順調であった。

施設の整備では劣化機器の補修整備を主眼として、中性子検出器及び信号ケーブル更新、FFD装置のDNタンクの更新及び炉室天井断熱材の更新等を実施した。

54年度には燃料の納入はなく、また製作中のものもない。現在、JRR-3は大改造を計画しているが、改造後は現在炉の炉型と大巾に異なるため、現使用の燃料は使用できない。現在手持ちの燃料をできるだけ有効に使用すると、58年度までは在庫燃料でまかなうことができる。

3) JRR-4

計画どおり安定した利用運転が順調に行われた。

施設の整備では、バックアップ用制御板案内部交換、中性子検出器及びケーブルの更新、水中照明設備の更新工事等を実施した。

燃料関係では、55年度に納入予定のB型燃料10体が製作中である。低濃縮ウラン使用問題については、前年度に引続き調査を進めるとともに、JMTR、JRR-2及びJRR-4のウラン濃縮

度低減化対策についてのANLとのジョイント・スタディが開始された。

1.1.2 研究炉の利用

JRR-2, 3 及び 4 が極めて順調であり、好調な運転に支えられて共同利用も順調に多種多様な照射が活発に行われた。照射目的別にみると、放射化分析を筆頭に RI 生産、原子炉用燃料、材料照射など極めて広範囲の分野に利用された。照射キャプセル数及び照射目的の分類、さらに利用者層の動向などからみても、過去数年にわたり安定した利用状況を示している。この中で JRR-2 燃料領域における原子炉燃料・材料等の高照射量計装キャプセルの照射は年々増加を示しており、これに対処するため、照射設備の整備を積極的に進めている。

JRR-2, 3 においては、水平実験孔に 14 基の実験装置が設置されており、所内及び大学関係研究室によって継続的に使用されている。このうち、JRR-3 の H-2 に設置された、低温化学照射装置 (LTFL) は実験を完了したので、56 年中に撤去を完了する予定である。JRR-4 においては、実験目的に応じて原子炉出力を任意に変えられるなどの特色をいかして、他の炉に比べ多彩な実験利用が行われている。

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、特に大きな異常はなかったが、JRR-3 において、ヘリウム系に炭酸ガスが混入する現象が認められた。この漏洩箇所は反射体炭酸ガス系と推定され、調査を進めている。本年度の重水使用量は約 150 kg、購入量は約 600 kg で年度末の重水保有量は約 3,040 kg である。

54 年度は再処理のための使用済燃料の移動はなかった。JRR-3 使用済燃料貯蔵施設については詳細設計と安全性評価を行った。この施設には、JRR-3 金属天然ウラン 600 体と、NSRR の実験済燃料 2,850 本が収納できる。また、設置場所は東海研究所北地区固体廃棄物保管廃棄施設に隣接する位置に決った。使用済燃料の再処理輸送容器については、従来原研と UNIF-ECH-L (英国) の輸送容器を使用して行ってきた。その後、輸送容器の基準の変更等により、これ等の容器の使用が困難になったため、新たに国内外の輸送基準に合致した輸送容器を製作することになった。

1.1.4 ホットラボの運転管理

本年度の利用申込み件数は 47 件 (所内 33 件、所外 14 件)、うち年度末まで 29 件 (所内 15 件、所外 14 件) について試験を終了し、18 件 (実施中 13 件、未着手 5 件) については次年度に繰越した。終了及び実施中の主な試験は、所内関係では多目的高温ガス炉用燃料・材料 (耐熱材料、压力容器鋼)、核融合炉用材料及び軽水炉压力容器鋼材である。所外関係では、受託業務として原電東海 1 号炉の燃料・压力容器鋼材及び黒鉛のモニタリング、東電福島 1 号炉压力容器鋼材のモニタリングである。

保守整備関係では、老朽化内装機器整備に係る鉛セル試料移送装置の更新工事は年度末現在実施中であるほか、シャルピ試験機の更新、ケーブル内ホイストの改修を終了した。また多目的高温ガス炉用燃料の安全性研究の一環として照射後試験が行われる OGL-1 燃料体は、冶金ケーブル最

大取扱量の変更申請、施設検査及び各種内装機器の更新を行い、新輸送容器による第1回目の輸送を終了した。

照射後試験法の開発及び内装機器の開発関係では、多目的高温ガス炉用被覆燃料粒子の内蔵ガス圧測定装置試作が進み、圧力セル (100 kg/cm^2) での被覆粒子へ $0.20 \text{ mm } \phi$ の穿孔に成功した。中性子ラジオグラフィでは装置改善；特性測定を進めるとともに、Li-Al ターゲットの検査、照射済キャプセル・使用済燃料の検査を行った。

JRR-3 使用済燃料乾式保管のための密封作業に関してはワーキンググループシステムをとり、16 項目の作業を分担し検討を開始した。

1.1.5 研究炉長期整備計画

JRR-3 の長期整備計画では、建屋健全性の調査、改造炉概念設計、炉心核計算、炉体一括搬出工法の検討及び冷中性子源装置の概念設計等が行われた。JRR-4 の長期整備計画では改造炉のモックアップ装置本体及び制御棒駆動装置の製作設計に入り、炉室建屋の健全性調査及び核計算など概念設計を進めた。

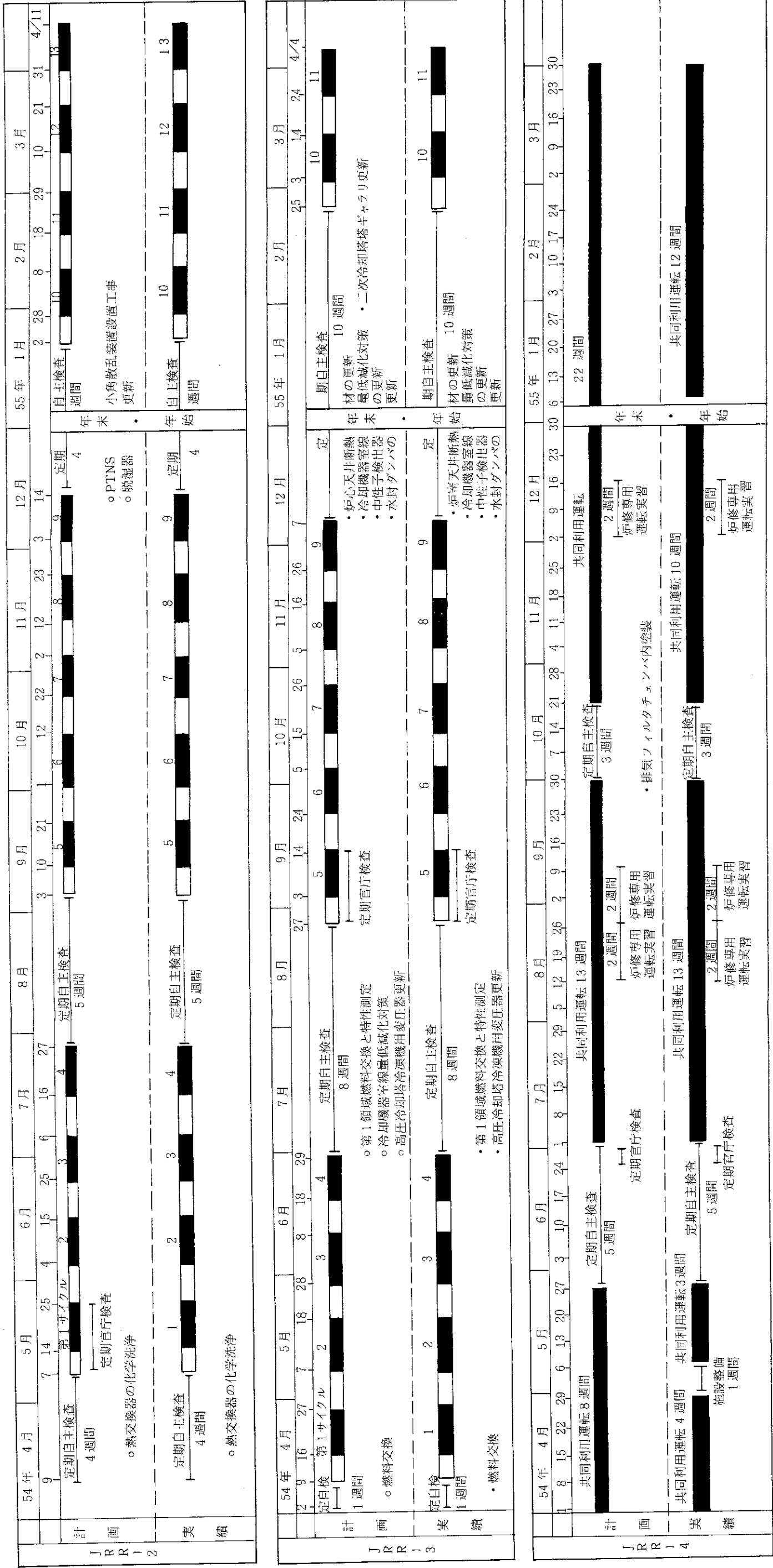
この研究炉長期整備計画は52年6月に策定されたものであるが、その後、ウラン濃縮度低減問題や安全規制の最近の情勢などの外部状況の大きな変化や、これまでに明らかになった建家の健全性、海外の研究炉の情報、解体工法など各種の調査データを配慮のうえ、この計画の全般にわたり、見直し検討することになった。このため、研究炉長期整備計画検討委員会が54年11月に設置され、55年5月に次のような大巾改訂がなされた。

1) JRR-3 の改造については、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当面現在のままとし、JRR-3 の改造着手前に利用設備の充実整備を図るものとする。

55年度からは以上の計画に基づき、作業を進めることになった。

昭和54年度 研究炉使用計画と実績総括表



注1 JRR-2, JRR-3 1サイクル基準運転表

第1週		第2週		第3週	
月	火	水	木	金	土
日	1	2	3	4	5
燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換
照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験
材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入
燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換
照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験
材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入

注2 JRR-4 週間基準運転表

第1週		第2週		第3週	
月	火	水	木	金	土
日	1	2	3	4	5
燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換
照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験
材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入
燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換	燃料交換
照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験	照射試験
材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入	材料取出し・そう入

注3 年度週間表

計画		実績	
JRR-1	共同利用運転	JRR-1	共同利用運転
JRR-2	定期自主検査	JRR-2	定期自主検査
JRR-3	定期自主検査	JRR-3	定期自主検査
JRR-4	定期自主検査	JRR-4	定期自主検査

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。

Fig. 1.1.1 Operation schedule and results of reactors

2.1 JRR-2の運転管理

2.1.1 運 転

54年度の共同利用運転は、10 MW、12日連続運転13サイクルを、運転計画にしたがって実施した。

本年度の運転実績をTable 2.1.1に示す。また計画外停止をTable 2.1.2に示す。計画外停止は第4サイクル時の雷による電源電圧降下によるもの1回のみで運転はすこぶる順調であった。

共同利用運転以外の運転としては、4月の定期自主検査時に、制御棒校正試験のための運転を、また、9月に燃料内照射孔(6 B孔)の速中性子束エネルギースペクトル測定のための運転を行った。昭55年3月に燃料内照射孔3 A孔にて $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$ 照射用遮蔽プラグの遮蔽実験のための運転を行った。

2.1.2 保守整備

1) 概 況

今年度はヘリウム系供給タンクのシール更新工事、二次冷却水系ポンプおよびモータの分解点検、トリチウム被曝低減化に伴う重水系フィルタ容器の更新工事、及び軽水レジスタの更新工事を行った。

なお、重水系大型バルブは、55年度の定期自主検査期間に交換工事を計画しているが、この工事の一環として、伸縮管継手の交換も同時に行うので、伸縮管継手の製作を行っている。また、この交換工事全体の作業マニュアルの検討、放射線量率の評価及びトリチウム対策を主に検討を行った。また本年度において定期官庁検査は5月7日～5月9日と5月22日と5月23日の2回に分けて受検した。定期自主検査は、4月9日から5月6日、7月30日から9月2日及び12月17日から55年1月20日の3回実施した。その他米国スリーマイルアイランドの原子力発電所事故に伴う官庁立入保安監査が5月10日から5月11日かけて実施された。

また保安監査項目の異常事態発生時にとるべき処置についての保安訓練を5月12日に実施した。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) 核計装、FFD及び放射線モニタ用高圧電源の整備

JRR-2では核計装4チャンネル、FFD2チャンネル及び放射線モニタ3チャンネルを計装している、そのうち核計装4チャンネル、FFD放射線モニタ各1チャンネルの高圧電源の出力に規定値以上のリップル電圧が発生し、経年劣化の傾向にあることが自主検査の結果わかった。そのため同一仕様の高圧電源を新たに製作し計装すると同時に、旧高圧電源は主要な部品等の交換など修理をして、予備品として整備した。また、核計装用CICの低圧電源を2チャンネル製作した。新たに製作した高圧電源は、出力電圧が規定値より降下した場合にトリップ信号を出す回路設計で、任意の電圧に設定できる設計である。

(2) 2次冷却水モニタの校正

2次冷却系には、NaIシンチレータを用いた放射線モニタを設置し、熱交換器の伝熱管などの破損による1次冷却水の2次冷却水中への漏洩を監視している。1次冷却水の2次冷却水中への

漏洩は、1次冷却水中の放射性物質（ ^{17}F 、 ^{64}Cu 、 ^{28}Al 、 ^{27}Mg 、 ^{24}Na 、 ^{51}Cr 、 ^{56}Mn 、 ^{187}W 、 ^{57}Fe 、 ^{60}Co 及びトリチウム）の環境への放出につながり重大である。そのため2次冷却水モニタの点検校正は重要であり、天然のカリウム（ ^{40}K ：市販のKCl）を用いて、検出濃度の校正を実施して、 $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cu}/\text{cps}$ であることを確認した。

(3) 制御棒水平軸軸受の交換及び潤滑油の注油

制御棒装置は、50年据付以来年2回自主点検を実施してきた。特に自動制御用制御棒は毎回転トルクの測定を実施し、駆動系の健全性を確認してきた。54-01サイクル中にオーバーロード検出器が作動した。54-01サイクル終了後に動トルク測定等の検査の結果、駆動装置よりの軸受の摩耗のためであることがわかり軸受3ヶを交換した。これは駆動装置の出力容量の関係から、水平軸の設計の段階で負荷トルクを出来るだけ小さくするために、液状の潤滑油を使用した軸受を採用したために、軸受のオイル切れにより生じたためである。これまでの運転経験から、交換軸受はグリース封入の軸受を採用し、また既設の軸受については、潤滑油CRC 5-56をまたユニバーサルジョイントにはビラルVG-HTを定期的にスプレー方式で注油することにした。

(4) ITV用ケーブルの更新

重水ポンプ室及び炉室内監視用ITV、2チャンネルの信号及び制御用のケーブルを更新した。これは敷設以来20年余の経年劣化と思われる漏電が、ITV信号線のシールドと操作用ケーブルの間に生じたために実施した。配線は既設の電線管を利用し、他のケーブルと独立させた。また重水ポンプ室内でのカメラの移動が容易になるように、配線経路を変更した。

(5) 主重水ポンプ振動計の更新

主重水ポンプ（DP-1、DP-2）のモニタ用振動計を更新した。これは、従来から使用していた振動計の振動検出特性が悪く（20 Hz以上）、主重水ポンプの固有振動16.6 Hzと特性が合致しなかったために行った。振動計は、検出器、前置増幅器及び広帯域振動計から構成される（Fig. 2.1.1 参照）。検出器はチタン酸ジルコン酸鉛系磁器の圧電効果を利用した、振動加速度検出器で、出力電圧は振動加速度に比例し、 1g （ $980\text{cm}/\text{sec}^2$ ）あたり約60 mVである。また振動検出特性は1 Hz～10 KHz（加速度特性3 Hz～10 KHz）で、主重水ポンプの固有振動をカバーできる特性を有している。広帯域振動計は、切換スイッチによって変位と加速度の2モードの指示が可能である。また外部出力端子を有し、振動分析装置（AVA-8（明石製）等）に接続が可能で、主重水ポンプ製作以来実施してきたポンプの健全性確認のための振動解析がより容易に出来るようになった。通常、ポンプ振動の変位（振幅）を計測し、変位が 30μ になったときに警報信号を出すよう設定している。これは低周波領域では加速度より変位で検出した方が感度が良いこと及び17 Hz程度の固有振動を有する機械の振動の許容値（使用限界）は変位で 30μ であることから警報値として設定した。

(6) 重水フィルタの更新

重水精製系の重水フィルタは3基あり、フィルタ要素交換時の被曝低減を考慮して作業時間を短縮する設計であったが、使用済フィルタ要素を廃棄容器へ移し替えるなどの作業があり、トリチウム対策が必要であった。そのためトリチウムによる被曝防止と精製系の整備を目的として、重水フィルタを3基とも同一仕様のカートリッジ方式とし、廃棄容器を兼るようにした。系との接続は、フレキシブル・ホースとクイック・カップラを使用し、短時間にしかも重水の処理は最小

限に済ませるように改良された。重水フィルタの主な仕様は、次の通りである。

設計圧力	5 kg/cm ²	フィルタ総ろ過面積	3000 cm ²
流 量	60 l/min	フィルタ要素	4 本
圧力損失	0.1~0.3 kg/cm ²	材 質	SUS 304
フィルタあらさ	40 μ		

また、フィルタを一個所にまとめ、遮蔽をすることによって作業環境の線量低減を計った。

(7) 高架水槽系の崩壊熱除去ラインの流量確認

米国の TMI 原子力発電所の事故の後、原子力安全向の特別保安監査において、定格出力で原子炉を運転中、2 次冷却系ポンプの全て（非常用ポンプも含めて）がトリップした場合の崩壊熱除去の方法について指摘された。JRR-2 では、高架水槽と 2 次冷却水循環系を結ぶラインを有しており、ワンスルーであるが高架水槽の水を重力落下により熱交換器に注入し、崩壊熱の除去が可能な設計となっている。今回、この系（ライン）の流量の測定を行ったところ、弁全開で 41.5 m³/h 流量を確保出来ることが確認できた。これは、非常用 2 次冷却水ポンプ（HP-7）の容量（28.4 m³/h）の約 1.5 倍の流量である。

(8) 2 次冷却水系ポンプ及びモータの分解点検

2 次冷却水系ポンプ（HP-1, HP-2, HP-4, HP-5, HP-7, HP-8）の 6 基について振動が多くなり、オイルシール部より、オイルの漏洩が多くなったので、2 次冷却水系ポンプの 6 基の分解点検を行った。主な分解点検は、

- イ) ライン ベ어링：全数交換
- ロ) シャフトスリーブ：全数交換
- ハ) インペラ リング：全数交換
- ニ) オイルシール、各種パッキン：全数交換
- ホ) ポンプの健全性検査

なお、HP-1, HP-4 はモータのベ어링より音が出ていたので、ポンプの分解作業と合わせてベ어링の交換を行った。

2 次冷却水系ポンプの分解点検の結果として、下記のデータを得ることができた。HP-1, HP-2 については、インペラ、シャフトに少し曲りが発生している。また大型ポンプの全数にケーシングに浸食が有ることがわかった。なお HP-7 についてはシャフト部に微少の傷が有り、次回の分解点検にはシャフトを交換する必要性がある。

2 次冷却水系ポンプ、モータについては現在は異常なく運転を行っているが、全体として劣化が進んでいるので、ポンプ及びモータ六基について更新を検討中である。

(9) 軽水系イオン交換樹脂塔の更新

軽水系イオン交換樹脂の交換方法を従来からのイオン交換樹脂だけを交換するという「流体移送方式」から、JRR-2・3 の重水系イオン交換樹脂塔と同一仕様で互換性をもったカートリッジ容器を使用し、樹脂交換時にはこの容器ごと廃棄するという「カートリッジ方式」に変更した。

また廃棄の際、カートリッジ容器の搬出・搬入が炉室天井クレーンによって容易に行えるようにクレーンハッチ近くの壁まで移設し、ハッチ中央まで移動できるように専用ジブクレーン（500 kg）を設けた。

これら今回の更新により、樹脂の交換作業及び廃棄作業の円滑化と、被曝の低減化がはかれた。

(10) 空気作動弁操作盤の改修

空気作動弁は自然循環系に3基、重水ダンプ系に1基、ヘリウムガスの圧力上昇系に1基、ヘリウム系に6基で、合計11基がある。

自然循環系の空気作動弁がときどき円滑に作動しないことがあったので、圧縮空気回路（以下圧空回路と呼ぶ）とシリンダーについて検討を行った結果、以下のことがわかった。

①圧空回路においては排気用銅管の管抵抗を下げることで、②シリンダーについては、FOX BORO社の製品で同社の保守仕様によると、シリンダー内のフェルトリングパッキン部にオイルを注入して使用するのが望ましいこと。③なお、ヘリウム系の操作用圧空回路には、油を注入するオイラーが取り付けられているが、他の弁のシリンダーにはオイラーが取り付けられていないこと。よって、今回の改修は自然循環系、重水ダンプ、ヘリウムガス圧力上昇の3回路について、排気用銅管の径を太くし、圧空回路にオイラーを取付けることにより自動的にシリンダー内部に油を注入できるように改めた。その後空気作動弁は円滑に操作が行われている。

(11) 制御室操作盤の改修とグラフィックパネルの新設

原子炉運転操作及び監視機能の向上を目的として次の改修と新設を行い、十分その目的を達することができた。

イ) 操作・監視機能を考慮して、これまで分離されていたポンプ操作盤、ファン操作盤を集中一体化して制御卓に設置した。

ロ) 集中化することによって得られたスペースに「原子炉出力表示器」の操作部及びインタホーン装置を組み込み、制御卓での操作性を向上させた。

ハ) 原子炉冷却系の遠隔操作弁（電動・空気作動）、ポンプ・ファン類の運転装作状態をより見やすくするためにグラフィックパネル盤を新設した。

(12) ヘリウム凝縮機（DP-8）のポンプベアリング交換

JRR-2に設置のヘリウム凝縮機は原子炉カバーガスであるヘリウム中の重水蒸気を冷却重水で冷却し凝縮させ取除く装置である。

冷却重水圧送用ポンプはキャンドモータポンプを使用しており、昭和46年に第1回目のベアリング交換を行い、その後約16,000時間使用してきた。分野点検の結果は特に問題になることはなかったが、今後の分解周期から新しいベアリングに交換して装置に組込んだ。

ベアリング（摺動部：テフロン）の摩耗量は、スラスト側0.0 mm、ラジアル側0.2 mm（直径）でほとんど問題にならない値であった。

2.1.3 燃 料

1) 概 況

54年度は燃料破損、その他燃料に起因する異常事態は発生しなかった。燃料使用本数は53年度とほぼ同じ実績であった。

54年度の新燃料の入手は、第24次燃料（JRR-2 B型20体）が54年10月に、第25次燃料（JRR-2 円筒B型15体）が54年1月に行われた。

IAEAによる核燃料物質に対する査察が54年6月9日に実施されたが問題はなかった。

2) 使用状況

54年度は各炉運転サイクルに対応して燃料交換が実施され、燃料交換回数13回で燃料交換本数は29体であった。内訳は、B型燃料要素23体、円筒B型燃料要素6体である。

54年度の燃料使用状況をTable 2.1.4に示す。

2.1.4 技術管理

1) 反応度管理

原子炉起動時の余剰反応度は、約4.6～6.9% $\Delta K/K$ であった。

2) ウラン濃縮度低減への対応

現在、濃縮度低減化の計画が進められているが、海外燃料調査も終り、UA1×⁻A1分散型燃料の仕様作成がなされ、55年度最終四半期には実験用燃料2体が入手され照射実験をおこなう計画である。

3) 円筒型燃料増設及び燃焼度増加

今年度中に、円筒燃料を4体から10体へ増設し、かつ燃焼度の制限値を30%から40%に上げるよう計画し、準備を進めてきたが、炉設置変更許可の手続が遅れ、実施に到らなかった。55年度期に許可され、実施される予定である。

2.1.5 放射線管理

1) 概況

10 MW運転時における炉室内の放射線量率は、前年度と比べて、著しい変化はなかった。

今年度に行われた主な放射線作業としては、ホットケーブル除染及びケーブル内装機器の補修作業、スタンドパイプ遮蔽体取付け作業、重水精製装置の改修工事などがあったが、いずれの作業においても放射線管理上問題はなかった。

2) 排出放射性物質の管理

今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 2.1.5に示す。⁴¹Arの年間排出量は前年度より約30%少ない820 Ci、³Hは110 Ciで前年度より約30%増加した。

3) 被曝線量

JRR-2管理課員(外来業者を含む)の被曝線量をTable 2.1.6に示す。年間の総被曝線量は1510 man・mrem、個人被曝線量の平均は7.1 mremであった。放射線作業別ではスタンドパイプ遮蔽体取付け作業時の被曝が最も多く、270 man・mremであった。なお、年間の個人被曝線量の最大は120 mremであった。

Table 2.1.1 Data of JRR-2 reactor operation

Cycle No.	Date	Operation time (hr:min.)	Power (MWh)	Intergrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		40,336 : 41		342,681.3	
Periodical inspection	4/9 ~ 5/6	18 : 20	0.2	342,681.5	0
R2-54-01	5/7 ~ 5/27	193 : 10	1,840.9	344,522.4	0
R2-54-02	5/28 ~ 6/17	275 : 32	2,658.9	347,180.9	0
R2-54-03	6/18 ~ 7/8	275 : 41	2,663.0	349,843.9	0
R2-54-04	7/9 ~ 7/29	274 : 46	2,650.0	352,493.9	1
Periodical inspection	7/30 ~ 9/2	5 : 29	0	352,493.9	0
R2-54-05	9/3 ~ 9/23	281 : 57	2,645.5	355,139.4	0
R2-54-06	9/24 ~ 10/14	275 : 23	2,657.5	357,796.9	0
R2-54-07	10/15 ~ 11/4	276 : 32	2,662.3	360,459.2	0
R2-54-08	11/5 ~ 11/25	276 : 12	2,659.8	363,119.0	0
R2-54-09	11/26 ~ 12/16	249 : 49	2,360.9	365,479.9	0
Periodical inspection	12/17 ~ 1/20	8 : 46	0	365,479.9	0
R2-54-10	1/21 ~ 2/10	272 : 21	2,654.7	368,134.6	0
R2-54-11	2/11 ~ 3/2	278 : 38	2,636.2	370,770.8	0
R2-54-12	3/3 ~ 3/23	247 : 41	2,350.3	373,121.1	0
R2-54-13	3/24 ~ 4/13	276 : 38	2,638.3	375,759.4	0
Total		3,486 : 55	33,078.1		1
Ending		43,823 : 36		375,759.4	

Table 2.1.2 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	1
Total	1

Table 2.1.3 Troubles in JRR-2

Items	Troubles
Equipments in cooling system	0
Measuring instruments in colling system	1
Neutron measurement system	2
FFD	2
Conventionsl equipment and radiation control	0
Irradiation and experimental facilities	0
Others	2
Total	7

Table 2.1.4 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
非破壊検査用 標準燃料	4	0	0	0	0	0	0	4	0
JRR-2 B 型 燃 料	27	20	31	20	24	24	0	23	20
JRR-2 円 筒 燃 料	1	0	2	0	0	0	0	1	0
JRR-2 円筒B型燃料	16	4	13	15	5	5	0	16	4
合 計	38	24	46	35	29	29	0	44	24
									75

Table 2.1.5 Radioactive wastes from JRR-2

Nuclide	Gas		Dust		Liquid waste	
	^{41}Ar	^3H	Long half life nuclide	^{88}Rb , ^{89}Rb ^{138}Cs , etc	Gross ,	^3H
Annual release rate (Ci/Y)	8.2×10^2	1.1×10^1	7.6×10^{-5}	2.8×10^{-2}	1.0×10^{-4}	7.8×10^{-2}
Annual average concentrating ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	1.6×10^{-6}	2.1×10^{-8}	$< 1.9 \times 10^{-12}$	6.0×10^{-11}	6.7×10^{-7}	5.2×10^{-4}

Table 2.1.6 Whole-body radiation exposure for JRR-2 personal

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	annual
Total dose (man mrem)	550	400	170	390	1510
Average dose (mrem)	11.2	6.3	3.0	7.5	7.1
Maximum dose (mrem)	50	90	50	70	120

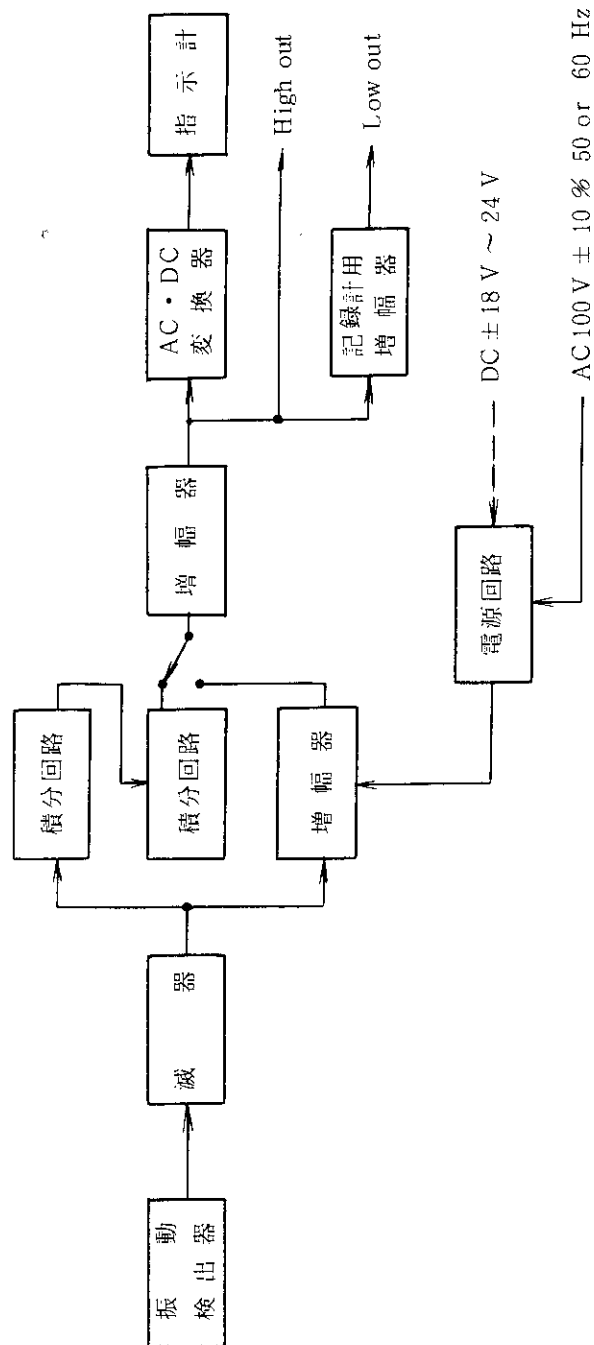


Fig. 2.1.1.1 Vibrometer block diagram for Main pump

2.2 JRR-3の運転管理

2.2.1 運 転

54年度の共同利用運転は、運転計画どおり11サイクルの利用運転を行った。計画外停止は3回あったが、ほぼ順調に計画を遂行できた。本年度の運転実績をTable 2.2.1に、また計画外停止の原因別分類表をTable 2.2.2に示す。

利用運転の途中第7サイクルに台風の接近による高温多湿の影響による2次冷却水温度の上昇で、主重水出口温度が警報設定点に達したため、約7時間程度出力を9.7 MWまで下げて運転した。

共同利用運転以外の運転としては夏期自主検査時に、制御棒校正試験及び炉停止余裕測定のために100 KWまでの運転を行った。

2.2.2 保守整備

1) 概 況

今年度は各系統の経年劣化対策として、水ガス系統においては、FFD系のDNタンク、弁類、水ガス計装機器においては、水位計等、中性子計装系については中性子検出器及び信号ケーブルについてそれぞれ交換を行った。また、炉室天井の断熱材張り替え工事も併せて実施した。

定期自主検査は4月2日から4月8日まで、7月2日から8月26日まで及び12月10日から2月24日までの3つの期間で実施した。

定期官庁検査については炉停止中検査を8月27日から8月31日まで、炉運転中検査を9月6日から9月7日まで受検し、合格した。その他、5月10日から5月12日の間、特別保安監査が実施された。

共同利用運転中の異常分類についてはTable 2.2.3に示す。

2) 主な整備作業

(1) 水ガス機器の整備

今年度実施した水ガス機器の主な整備作業はFFD系のDNタンクの交換(18基)、主重水系の逆止弁(DDV-4, 8)の補修、重水ダンプ弁(DDV-47)の分解点検等の経年劣化対策であった。重水ダンプ弁の分解点検の結果、分解前の測定値186秒であったのに対し、分解点検後には168秒になり、製作当初の測定値まで性能が向上された。

また、緊急重水汲上げ注入装置の作動点検を行うための仮設回路を製作し、実際時と同じ条件でポンプの作動が行えるようにした。

その他の整備作業としては、定期自主検査時及び運転準備週に各機器の点検及び給油作業などを実施した。

(2) 水ガス計装機器の整備

今年度は老朽化した計器の交換として重水貯槽レベル計(LI-21-1, 2, 3)、炉心重水入口圧力計(PI-16)の交換作業を行った。その他の保守作業としては、各定期自主検査期間及び運転準備週に水ガス計装機器類の点検・校正等を実施した。

(3) 中性子計装, 制御棒の整備

イ) 中性子計装各系の単体, 総合試験などの定期点検のほか, 経年劣化対策として次の(イ)から(イ)までの作業を実施した。

(イ) 制御棒駆動用シーケンスリレーの交換。

(ロ) 中性子検出器から制御室に至る信号ケーブルの更新。

(ハ) 安全系 No.1, 自動制御系(出力系) No.1 及びガルバ系の各中性子検出器の更新。

中性子検出器の交換は, 既設のものが絶縁不良を起したので 53 年度から交換準備を行い, 12 月から 2 月にかけての定期自主検査期間に実施した。

検出器は既設のものと同じ形式である GE 社製 NA-01 型の γ 線補償型電離を購入し, 交換に先立って JRR-3 サーマルコラムを使用して種々の特性測定を行った。既設検出器の取出し及び新検出器の取付けは 55 年 1 月から 2 月にかけて行った。検出器取付位置が実験設備(東大物性研)付近にあるため, 先ず実験設備の一時移設を行った。また, 作業を容易にするため, 特殊な台車を製作し, これを使用した。

新検出器の適性位置調整は主にカドミニウム板の位置で調整し, 10 MW 出力時において検出器からの出力電流がほぼ 1×10^{-4} A になるようにした。

検出器の交換後, 第 10 サイクルの原子炉起動時に最終的な特性測定を行った。この結果 3 つの検出器ともそれぞれ満足できる値を示した。

ロ) 制御棒の整備

制御棒設備に関しては, 年度計画に基き粗調整棒 1 本(S-4), 微調整棒 1 本(R-1)の駆動部を分解点検し, 歯車, ベアリング, セルシン発信器及び電気配線等の部品交換を行った。また, 粗調整棒駆動用モータのブレーキ部改造についても前年度に引き続き 4 台改造した。

(4) FT 設備の整備

FT(燃料棒温度測定装置)設備の計装系の校正, 総合試験などの定期点検のほか, 経年劣化対策として FT 計装系アンプ類の改修を行った。

(5) その他の整備

建設当初より現在まで使用してきた炉室天井の断熱材の老朽化により断熱効果が低下してきた。また, この断熱材はウレタンフォームを使用しており, 可燃性で防火上からも問題があった。このため 54 年 12 月 10 日から 55 年 1 月 26 日にかけて, 難燃性の断熱材(アスベスト材)に張り替え, 炉室の断熱効果及び防火効果を向上させた。

2.2.3 燃 料

1) 使用状況

54 年度末における JRR-3 燃料在庫状況を Table 2.2.4 に示す。本年度の燃料に関する主な事項は次のとおりである。

(1) 燃料体の受払はなかった。

(2) 燃料交換は合計 34 体行った。内訳は① EUO₂ 燃料体の通常交換を 4 月に 13 体, ② 第 1 領域の NUO₂ 燃料体 20 体を EUO₂ 燃料体と交換, ③ 中性子束測定管付 EUO₂ 燃料体(FMA-5)の重水漏洩による EUO₂ 燃料体との交換であった。

(3) IAEA 及び日本政府の通常査察が7回実施された。1回のPIT(燃料の実在庫調査)が実施された。

2) 燃料計画

燃料交換計画は主として燃焼率に着目し、年間30～35体を行っていくこととする。今年度において UO_2 第1次燃料はすべて使用を終了し、引き続き UO_2 第2次燃料が交換すべき燃焼率に達しつつある。これらを順次交換していくことにより、炉体改造のために炉を停止する昭和58年度まで現在の新燃料在庫で運転を継続することが可能である。

2.2.4 技術管理

1) 反応度管理

54年度の第1サイクル運転前の過剰反応度は $5.0\% \Delta k/k$ で、第5サイクル前に燃料交換を行い、第11サイクル終了時点では $6.2\% \Delta k/k$ であった。第5サイクル前に実施した燃料交換での反応度増加は $3.4\% \Delta k/k$ であり、燃焼による反応度減少は1サイクル(2680 MWH)あたり $0.21\% \Delta k/k$ であった。

2) 制御棒パターンの変更

54年度第5サイクルの燃料交換による反応度増加にあわせて制御棒パターンを変更した。第4サイクルまではS-1～6が1600 mmであったが、第5サイクルからはS-1～6を1200 mmとして第11サイクルまでこのパターンで運転した。

3) 主重水熱交換器の管理

54年度第1サイクルに先立って乾燥洗浄を行った結果、汚れ係数は1.0であった。第3サイクル終了時点で0.7まで減少したので、第4サイクル前に再び乾燥洗浄を行い、汚れ係数を0.9まで回復させた。2次冷却水への投入薬品としては、第1サイクル及び第3サイクルに防食剤(S-303)、第5サイクル以降防食剤(S-306)とスライムコントロール剤(A-511)を投入した。

第1サイクルから第3サイクルまでの間は比較的大きな減少傾向がみられたが、その後第4サイクルからはゆるやかな減少傾向となっている。これらの傾向が薬品投入の効果によるものか、一般的傾向なのかについては55年度以降のデータを総合して判定する。

2.2.5 放射線管理

1) 概況

54年度の共同利用運転(原子炉出力10 MW)時における当該施設の管理区域内の放射線レベルは、53年度とほぼ同様であり、 2 mR/h を超えて問題になることはなかった。

主な放射線作業は大型逆止弁点検交換、ダンプ弁点検及び重水汲上回路改修などであるが、いずれも計画被曝線量以内で終了することができた。

2) 排出放射性物質

54年度の放射性気体及び液体廃棄物の排出量と平均濃度はTable 2.2.5に示すとおりである。 ^{41}Ar の排出量は年間1,400 Ciで、保安規定で定めた管理目標値の40%であった。また、1サイクル平均は約130 Ciであった。

^3H の排出量は、スタックから排出したものが年間13 Ciで、保安規定で定めた管理目標値の

3 %程度であった。

一般排水溝へ排出した放射性物質量は未知核種が 1300 Ci で、53 年度より約 40 % 増加した。また、 ^3H は 0.7 Ci で 53 年度より約 10 倍に増加した。

3) 被曝線量

JRR-3 管理課員（外来業者を含む）の被曝線量は、Table 2.2.6 に示すとおりである。54 年度の最大被曝線量は 780 mrem、平均被曝線量は 85 mrem で、53 年度に比較すると、作業全体の被曝線量は約 15 % 減少し、平均では約 50 % 減少した。

Table 2.2.1 Data of JRR-3 reactor operation

Cycle No.	Date	Operation time (hr:min)	Power (MWh)	Integrated power (MWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		36,653 : 33		319,358.7	
Periodical Inspection	4/ 2 ~ 4/ 8	0 : 00	0.0	319,358.7	
R3-54-01	4/ 9 ~ 4/29	275 : 32	2,677.6	322,036.3	0
R3-54-02	4/30 ~ 5/20	268 : 58	2,647.3	324,683.6	0
R3-54-03	5/21 ~ 6/10	272 : 45	2,679.8	327,363.4	0
R3-54-04	6/11 ~ 7/ 1	270 : 00	2,655.6	330,019.0	0
Periodical Inspection	7/ 2 ~ 8/26	30 : 51	0.0	330,019.0	0
R3-54-05	8/27 ~ 9/16	278 : 19	2,664.2	332,683.2	0
R3-54-06	9/17 ~ 10/ 7	273 : 05	2,669.6	335,352.8	1
R3-54-07	10/ 8 ~ 10/28	272 : 34	2,664.6	338,017.4	1
R3-54-08	10/29 ~ 11/18	272 : 06	2,681.0	340,698.4	0
R3-54-09	11/19 ~ 12/ 9	272 : 21	2,681.8	343,380.2	0
Periodical Inspection	12/10 ~ 2/24	2 : 04	0.0	343,380.2	0
R3-54-10	2/25 ~ 3/16	244 : 31	2,391.1	345,771.3	1
R3-54-11	3/17 ~ 4/ 6	270 : 00	2,654.3	348,425.6	0
Total		3,003 : 06	29,066.9		3
Ending		39,656 : 39		348,425.6	

Table 2.2.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	0
Measuring instruments in cooling system	0
Trouble of electric power supply	1
Earthquake	0
Other troubles	2
Total	3

Table 2.2.3 Troubles in JRR-3

Item	Troubles
Equipments in cooling system	10
Measuring instruments in cooling system	1
Neutron measurement system	2
FFD and FT	1
Conventional equipments and radiation control	5
Irradiation and experimental facilities	3
Others	1
Total	23

Table 2.2.4 Fuel inventory in JRR-3

1 Classification by fabrication

1980. 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	74	65	152
KMP-B	0	0	0	0	0	44	39	63	80	12	5	243
KMP-C	711	814	300	1825	65	4	21	7	3	0	0	100
KMP-D	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	0	1
Total	711	814	300	1825	66	51	63	76	84	86	70	496

* natural 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	150	152
KMP-B	0	0	0	0	39	204	243
KMP-C	264	609	952	1825	21	79	100
KMP-D	0	0	0	0	1	0	1
Total	264	609	952	1825	63	433	496

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

Table 2.2.5 Radioactive wastes from JRR-3

Nuclide	Gas		Dust	Liquid	
	^4Ar	^3H	Long half life	gross β, γ	^3H
Annual release rate (Ci/Y)	1.4×10^3	1.3×10^1	—	1.3×10^{-3}	7.1×10^{-1}
Annual average concentration ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	4.8×10^{-6}	2.1×10^{-9}	$<1.1 \times 10^{-11}$	2.5×10^{-6}	1.3×10^{-3}

Table 2.2.6 Whole-body radiation exposure for JRR-3 personal

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (person m rem)	1,170	1,960	120	2,860	6,110
Average dose (m rem)	34	54	3	45	85
Maximum dose (m rem)	110	370	50	280	780

2.3 JRR-4の運転管理

2.3.1 運 転

54年度の運転は、年度当初の計画どおり167日の順調な運転を行い、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8、9月に、専門過程が12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の性能維持のため、老朽化機器に主眼を置いた保守整備を実施し、定期保守作業を計画どおり実施した。

昭和54年度に行った主要な老朽化機器の更新は次のとおりであった。

- (1) 中性子検出器(CIC)及びケーブル交換
- (2) コンタクター盤リレー交換
- (3) 水中灯更新工事
- (4) 純水製造装置の一部機器更新

運転中に発生した異常現象は、Table 2.3.3に示すとおりで、運転計画に支障をきたすものはなかった。

定期自主検査

前期 昭和54年5月28日～6月23日

後期 昭和54年10月1日～10月20日

定期官庁検査

昭和54年6月26日～6月29日

2) 主な整備保守

(1) 炉本体関係

イ) 特殊反射体要素のバックアップ用制御板案内交換作業

バックアップ用制御板が案内より外れ挿入できなかったことがあり、安全上整備が必要とされた。制御板の外れた原因はS照射筒が斜めに入り、反射体要素の間が開いていたためである。現在S照射筒は正常に直され制御板の外れる原因は無くなったが、安全性を重視し交換作業を実施した。作業上遮蔽が必要なため、プール水深2m附近で作業を行うための治具を作り、新しい案内と交換した。交換作業時に今まで使用していたバックアップ用特殊反射体要素2本に欠陥が見つかった。欠陥箇所は下部溶接線に割が入り脹れのあるのが一本、下部溶接線にピンホールがありヘリウムの漏れているのが一本である。欠陥のある反射体要素を予備の反射体要素と交換し、NO-1プール内燃料貯蔵用柵に収納した。交換した旧案内(A6061P)5本は、表面線量は約200 m r/h(1本当たり)でNO-1プール底にロープで結び保管した。

(2) 中性子計測制御関係

イ) 中性子検出器の更新

Lin N-2 用検出器として購入した WH 製 CIC の更新作業を行った、検出器よりコネクターボックス間の配線を替え、Lin N-1 と同型式の検出器を設置した。Lin N-2 に使用していた GE 製検出器を予備の検出器保護管内に設置した。

ロ) コンタクター盤用リレー交換

原子炉制御系リレーの使用期間が 4 年程になり、経年劣化が認められたので、コンタクター盤 15 のリレーを 221 個交換した。

ハ) Log N 検出器の調整

Log N 検出器の信号電流が年々増加する傾向にある。Log N の出力調整は、鉛遮蔽容器内検出器の高さ方向位置の調整を行ってきたが、遮蔽容器より外れる位置になった。遮蔽容器内に検出器を納めるため、検出器の感度調整を行い位置を下げる目的で、検出器表面の受感部 37% に Cd カバーをつけ、信号電流を約 24% 減らすことで所期の目的を達した。

ニ) 制御棒駆動部直線変換部の分解点検

制御棒駆動部 C₁ ~ C₅ の Rod Jam 機構部の戻りが悪いとため分解点検を行った、C₅ の Jam 機構部にグリースが塗ってあり、グリースが劣化し固化して戻りが悪くなっており、洗浄しマシン油を塗って処置した。その他リミット SW ロウラの摩耗により、動作が不安定な個所のリミット SW を交換した。

ホ) 中性子検出器用配線更新

中性子検出器用配線の老朽化対策として、炉心ブリッジから制御室間の配線の更新作業を行った。配線の長さは約 40 m あり、3 種類の配線を使った。内訳は次のとおり。

(イ) 正負高圧電源用 (7C-2V)

(ロ) 信号線用 (FC 系を除く) (HLN 7C-2V)

(ハ) FC 系信号用 (同軸複合ケーブル)

FC 系に同軸複合ケーブルを使用した結果、クレーン及びエレベータの運転によるノイズは全く入らなくなった。

(3) 冷却系関係

イ) 一次冷却系補助ポンプ分解整備

昭和 48 年 11 月に分解整備を行って使用してきたが、軸受部より油の漏れがあるため、補助ポンプの分解点検を行い、ボールベアリング、オイルシール、メカニカルシール等を交換した。

(4) プール給排水関係

イ) 純水製造装置

性能維持のための保守整備を行った、主な整備項目は

(イ) イオン交換樹脂塔用サランネットの交換

(ロ) 弁類の分解点検及びダイヤフラムの交換

(ハ) 原水補給用配管に水漏れがあるためバルブと配管の一部を更新

(ニ) 塩酸計量槽ライニングに劣化が認められたので計量槽の更新

(ホ) 純水補給用モータ更新

(ヘ) 塩酸貯槽用タンクライニングに劣化が認められたので、配管系の変更を行い、ライニングの健全な苛性ソーダタンクに塩酸を入れ、既設の塩酸タンクには苛性ソーダを入れて使え

るようにした。

(ト) 塩酸、苛性ソーダ液が万一漏洩した場合の安全対策としてコンクリート防護壁を設置した。

(5) 実験設備関係

イ) 水中灯更新工事

プール用水中灯は設置後 15 年以上経過しており、全般的に劣化が認められるので、更新工事を行った。

更新した主な個所は、

- ㊠ 水中灯 5 ケ所
- ㊡ 水中灯操作盤
- ㊢ 操作盤から水中灯までの配線

ロ) 炉室屋根塗装

前回の屋根の塗装は昭和 47 年に行っており、7 年経過した現在腐食の激しい所があるため塗装を行った。屋根面積 (585.4 m²) の表面を第 3 種素地調整を行って、下塗 (シアナミドヘルゴン・鉛系) 2 回、中塗 (マイカス A) 1 回、上塗 (ハイラバー E・塩化ゴム系) 2 回塗を行った。施工者の説明によると今後の耐用年数は 5 ～ 8 年とすることである。

ハ) リドタンク用ブリッジの撤去

リドタンク上部に作業用架台を設置するため、ブリッジとその附属設備の撤去作業を行った。一般廃棄手続を行い搬出した物品の全重量は約 10 t であった。

2.3.3 燃 料

1) 使用状況

54 年度の燃料交換は、反応度調整のため 5 月に 4 本、1 月に 1 本行った。新規購入燃料 B 型 10 本 (第 8 次燃料 5 本、第 9 次燃料 5 本) の製作が 55 年 2 月から開始され、納入は 55 年度に持ち越された。また、7 月に、破損の疑いのある燃料が 2 本 (# 202, # 205) 出たので、研究炉技術課に調査を依頼した。54 年度末の燃料本数は、使用中 20 本、一時保管 4 本、使用済 7 本である。

2) 使用済燃料の管理

54 年度に使用済燃料として炉心から出した燃料は 7 本で、平均燃焼度は約 16.5 % であった。

2.3.4 技術管理

1) 反応度管理

54 年度は、3.5 MW 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。年間の反応度減少割合は $0.0229\% \Delta k / k$ MWD で、54 年度末における余剰反応度は、 $6.077\% \Delta k / k$ であった。なお、本年度の運転による年間総熱出力量は、106.9 MWD で、反応度減少量は $2.64\% \Delta k / k$ であった。

2) JRR-4 改造計画

昭和 54 年度の改造業務は、改造炉のモックアップ実験装置、フォークロード型制御棒駆動装置の発注を行い、現在の原子炉を製作した日立製作所と契約した。また、改造炉用の燃料要素につ

いては、核・熱・水力計算および圧力損失測定実験等を行い、濃縮度 20%, ウラン 235 量 223.5 g, 芯合金厚 0.76 mm, 燃料枚数 21 枚の燃料要素に決定し、モックアップ実験装置に用いる模擬燃料要素や模擬反射体の発注手続きを開始したが、契約が成立せず、次年度持越しとなった。一方、昭和 54 年 11 月に、村主副所長を委員長とする研究炉長期整備計画検討委員会が発足し、研究炉長期整備計画の見直しが行われた。（詳細は、4.6 研究炉長期整備計画参照）

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は、前年度にくらべて特に著しい変化はなかった。

本年度中に実施された主な放射線作業は、燃料交換、CIC の交換、トリチウム放出挙動実験装置の照射筒の交換、その他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) 放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 1/3 に減少した。

3) 被曝線量

JRR-4 管理課及び遮蔽研究室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)	Intergrated power (KWh)	Unscheduled shutdown
Beginning		12,365 : 50		18,210,352	
1979, 4	16	109 : 46	326,363	18,536,715	0
5	13	78 : 59	231,724	18,768,439	0
6	4	21 : 24	17,946	18,786,385	0
7	17	116 : 58	312,940	19,099,325	0
8	19	125 : 58	186,131	19,285,456	0
9	16	111 : 25	250,266	19,535,722	0
10	6	35 : 24	68,310	19,604,032	0
11	17	117 : 27	332,810	19,936,842	0
12	12	67 : 40	24,435	19,961,277	0
1980, 1	15	98 : 01	284,477	20,245,754	0
2	17	111 : 57	301,099	20,546,853	0
3	15	94 : 31	229,628	20,776,481	0
Total	167	1,089 : 30	2,566,129		0
Ending		13,455 : 20		20,776,481	

Table 2.3.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	0
Measureing instrument in colling 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
Reactor structure	2
Colling system	1
Nuclear instrument	24
Process instrument	4
Experimental facility	1
Building & peripheral	0
Others	2
Total	34

Table 2.3.4 Radioactive effluents released from JRR-4
(Apr. 1979 ~ Mar. 1980)

Classification	Gas	Dust	Liquid-waste
Annual release rate	$8.6 \times 10^{-2} \text{ Ci} \cdot \text{y}^{-1}$	0	$9.3 \times 10^1 \text{ Ci} \cdot \text{y}^{-1}$
Annual average concentration	$<1.9 \times 10^{-7} \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-13} \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$	$1.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$

Table 2.3.5 Whole-body radiation exposure of JRR-4 and
of relevant sections personal
(Apr. 1979 ~ Mar. 1980)

Period	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (man m rem)	0	0	0	40	40
Average dose (m rem)	0	0	0	1.3	1.3
Maximum dose (m rem)	0	0	0	40	40

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

54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 34 kg の減, JRR-3 では 64 kg の減である。JRR-2 への重水補給はなく, JRR-3 への重水補給量は 145 kg であった。両原子炉による消費重水量は 116 kg, 回収重水量は 127 kg であった。未使用重水在庫量は 3044 kg, 回収重水量は 1303 kg となった。本年度は JRR-2, JRR-3 両炉の共同利用運転が順調に実施されたため, 重水管理の面でもきわめて定常的であった。

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。

(1) ヘリウム

第1~13サイクルのサイクル平均のヘリウム濃度低下は, 0.71 vol % であった。ヘリウムチャージは A ゾーン 8 回, A, B 両ゾーン 6 回の合計 14 回行い, ヘリウムガス約 191 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 0.03~0.07 vol % に維持し, これに伴う酸素補給を 8 回行い, 合計 390 ℓ を系内に補給した。

第8サイクルのヘリウム濃度が約 90% と低かったが, これは重水ダンプ試験のため A ゾーンの空気を B ゾーンに巻き込んだ結果, 濃度低下を起したものである。

(2) 熱遮蔽軽水

熱遮蔽軽水中のトリチウム濃度の異常な上昇は見られず, 系内への重水の漏洩はないものと思われる。イオン交換水は 7 回, 約 3.3 m³ 系内へ補給した。

(3) 二次冷却水

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 1 回 (60 kg) 実施した。

原子炉運転中は毎日 10 ppm 相当を自動補給し, 年間 520 kg を補給した。

(4) 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 2 回行い, 積算精製流量はそれぞれ, 2,063.8 m³, 2,366.2 m³ であった。重水系のイオン交換樹脂塔は 13 サイクル終了後切替えた。積算精製流量は 11,655.6 m³ であった。

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) ヘリウム

第1~11サイクル中の通常時のサイクル平均ヘリウム濃度低下は, 2.97 vol % であった。第10, 11サイクルに異常な濃度低下が見られたが, これは重水ダンプ弁 (E_D V-47) 点検時にヘリウム系を負圧にして作業を実施し, 空気が混入したためである。ヘリウム精製は第3サイクルに炭酸ガス濃度上昇に伴い 2 回, 第10サイクルにはヘリウム濃度低下に伴い 3 回, 第11サイクルにはヘリウム濃度低下と炭酸ガス濃度上昇に伴い 4 回, その他のサイクルは毎 1 回の通算 17 回実施し,

液体窒素 5.225 ℓ を使用した。ヘリウム系の炭酸ガス濃度は第 3 ～ 4 サイクルに異常上昇が見られたが、VR 孔のパッキンを交換したところ濃度の上昇はなくなった。第 11 サイクルにも炭酸ガス濃度の異常上昇が見られた。原因は炉心タンクと反射体炭酸ガス系とのシール部に用いているアルミニウムパッキンの腐食によるものと考えられる。

(2) 炭酸ガス

反射体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、91.3 ～ 100 vol % の濃度を維持した。RI 炭酸ガス系の炭酸ガス濃度は 95.7 ～ 100 vol % であった。

(3) 二次冷却水

第 9 サイクルにスライムコントロール剤、クリゼット S-306, 330 kg (500 ppm), ポリクリン A-511, 33 kg (50 ppm) を二次冷却水系へ投入した。

(4) イオン交換樹脂

重水系イオン交換樹脂を 2 基交換した。積算精製流量はそれぞれ 3,551.1 m³, 2,951.6 m³ であった。

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物処理場に廃棄した。また、今年度は重水化作業を 1 回実施した。熱遮蔽軽水系の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

54 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 29 本、貯槽からの搬出は無く、年度末における燃料貯蔵数は 75 本であった。JRR-3 では、燃料交換に伴い 34 体原子炉から受入れ、年度末における燃料貯蔵数は UO₂ 燃料が 100 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、7 本原子炉から受入れ、年度末の貯蔵数は 7 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 では、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。なおプール水精製系の樹脂劣化に伴う交換作業を JRR-2, 3 とも行った。

2.4.3 保守整備

1) JRR-3 重水ドラム缶保管場所の整備

重水は、従来、未使用重水と回収重水とに大別して、JRR-3 炉室地下のループテスト室の一角にドラム缶に入れ保管してきた。しかし、重水は高価であるうえ、回収重水はトリチウム濃度が高く、万が一の漏洩を考え重水ドラム缶保管場所を整備した。

整備に先立ち、予定場所に設置されていた蒸留型重水精製装置を撤去した。この精製装置は 1971 年 (昭和 46 年) に設置され重水精製に用いられてきたが、装置の取扱いが複雑で、また精製に時間がかかる、などの問題点があり老朽化も進んできた。また、本装置の代りにイオン交換

樹脂による重水精製装置を設置した。(化学除染試験装置の項参照)

蒸留型重水精製装置の撤去後、同場所に仕切板を設け重水ドラム缶保管場所とした。

なお、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、受槽および重水漏洩検出器などの設置は次年度に予定している。

2) JRR-3 炭酸ガス濃度計の設置

JRR-3 炭酸ガス冷却系の炭酸ガス濃度を迅速に測定する目的から炭酸ガス濃度計を設置した。本濃度計はサンプリングバルブの切換えでRI系、反射体系炭酸ガス濃度を夫々連続的に指示記録することができる。濃度計の構成はニードル弁付フローメータ、熱伝導ガス分析計(測定範囲100~80%)及び中形自動平衡記録計から成っている。JRR-3 共同利用運転の第10サイクルから第11サイクルの期間において安定した測定値を示している。

3) 液体窒素タンクの配管補修

54年10月に炉室地下より液体窒素を供給中に、液体窒素タンク側の真空引き配管のフランジ部より液体窒素が洩れているのが発見された。点検の結果、フランジの溶接部分にヒビ割れが生じており、原因としてはフランジに何らかの応力が加わり、ヒビ割れが生じたものと思われた。

補修は、現地にて新配管を溶接、加工した。

工事終了後、系に接続された真空ポンプにより真空引きを実施した後、液体窒素を配管系内に流入したが、フランジ部分より漏れは見られず修理は完全であった。

4) JRR-2, 3 使用済燃料貯槽水浄化装置の整備

JRR-2 については使用中のイオン交換樹脂の浄化能力が低下していたので、これを撤去し、新しいイオン交換樹脂塔を取り付けた。

JRR-3 については樹脂塔(浄化系、補給系)内のイオン交換樹脂の浄化能力の低下及び配管の一部が劣化していたので、新しいイオン交換樹脂との交換及び配管の取り換えを行った。

2.4.4 技術管理

1) JRR-2 ヘリウム中のアルゴンガスの除去

(1) 概 要

JRR-2 の第10サイクル共同利用運転開始直後に、ヘリウム系の燃料破損検出器(FFD)の指示値が、通常値(〜400 cpm)の約2倍(〜830 cpm)に上昇した。この時重水系のFFDの指示値は上昇せず、燃料破損が発生したとは考え難かったが、原因を究明するためヘリウムガスと主重水の γ 線スペクトル及び主重水の全 β 、 γ 放射能を測定した。

γ 線スペクトルの結果から主重水中には通常の約10倍、ヘリウムガス中には通常の約5倍のAr-41が含まれており、その他の核種については通常値に近かった。また主重水の全 β 、 γ 放射能については、ほぼ通常値の範囲と考えられた。

その後、JRR-2 管理課で重水、ヘリウム系内へのアルゴンガス混入の原因を調査した結果、重水精製系フィルタの漏洩検査をアルゴンガスを用いて実施したことが判明した。

これらのことから、ヘリウム系のFFDが上昇した原因は、重水、ヘリウム系内に混入したアルゴンガスの放射化により生成したAr-41によるものと判断された。

(2) ヘリウムガス中のAr-41の計数率とヘリウムガス濃度との関係

ヘリウムガス中のAr-41濃度は通常定量していないため、ヘリウムガスのγ線スペクトルからAr-41の計数率とヘリウム濃度との関係を54年度第4サイクルから第11サイクルについて求めた。この結果をFig. 2.4.3に示す。ヘリウムガス濃度が約97 vol %では、Ar-41の計数率は約1,000 cpmであり、55年1月28日の計数率は約5,500 cpmで約5倍高い値を示している。

(3) ヘリウムガス中に混入したアルゴン量の推定

空気中には約1 vol %のアルゴンが存在するから、ヘリウム濃度が97 vol %では約0.03 vol %のアルゴンが含まれる。この濃度におけるAr-41の計数率は通常約1,000 cpmである。55年1月28日のAr-41の計数率が5,500 cpmであるから、ヘリウムガス中に混入したアルゴンガス量は、ヘリウムガス系を約13 m³とすれば、

$$\frac{0.03}{100} \times \frac{5500 - 1000}{1000} \times 13 \times 10^3 \div 17.5 \text{ ㍔}$$

となる。

(4) ヘリウムチャージ(A, Bゾーン)後のAr-41濃度変化

第11サイクル運転開始前〔2月14日(木)〕にA, Bゾーンのヘリウムチャージをヘリウムガス29 m³を使用して実施した。この結果、ヘリウムガス中のAr-41は通常値まで低下した(Fig. 2.4.3参照)。したがってA, Bゾーンのヘリウムチャージによってアルゴンは除去できたものと考えられる。

2) 化学除染試験装置

JRR-3一次冷却重水系の化学除染調査のため、化学除染試験装置を製作した。装置のフローシートをFig. 2.4.4に示す。この試験装置はCAN DECON法(除染剤L-106による)を適用するための予備テスト用として製作したものであるが、JRR-2, 3の回収重水の精製にも応用できるように製作してある。

試験装置は、タンク、ポンプ、フローメータ、フィルタ、イオン交換樹脂塔で構成されている。タンク内には5 KW投込みヒータが2個とり付けられており、昇温が可能になっている。ヒータでの温度コントロール用に熱電対が3個とり付けてあり、この出力を調節計、サイリスタレギュレータに導き、温度コントロールできるようになっている。ポンプはノンシールポンプを使用し、フィルタはJRR-3一次系で使用している陶管フィルタ(0.1 μm)、イオン交換樹脂塔は容量7.5㍔で陽イオン交換樹脂、陰イオン交換樹脂をそれぞれ単独または混床にて使用できるようになっている。装置内の水質を監視するため、イオン交換樹脂塔の出口、入口に電導率計を設置した。本装置の試運転の結果は良好であり、55年度に化学除染の予備試験を本装置を使用して実施の予定である。

3) 周辺監視区域内核燃料物質等運搬容器の安全解析

研究炉の使用済燃料の原子炉からホットラボへの運搬及びJRR-3遮蔽プラグ、JRR-2, JRR-3イオン交換樹脂塔等の廃棄のための運搬は各種運搬容器を用いて行っており、今後これらを用いる予定である。これらを使用するにあたっては「東海研究所核燃料物質等周辺監視区域運搬規則」及び「周辺監視区域内核燃料物質等運搬容器技術基準」に準じて行う必要がある。このため今後の使用に関しこれらの安全性を検討した。以下に対象となった運搬物及び運搬容器

を示す。

運 搬 物

- JRR-2 使用済燃料貯槽水浄化装置イオン交換樹脂塔
- JRR-3 使用済燃料貯槽水浄化装置陽イオン交換樹脂塔

運搬容器

- JRR-2, 4 使用済燃料運搬容器（三菱製）
- JRR-2, 4 使用済燃料運搬容器（エドロ製）
- 使用済燃料所内運搬容器（KCP 社製）
- JRR-3 使用済燃料遮蔽プラグ廃棄容器

Table 2.4.1 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)
	'79.4.1				'80.3.31
JRR-2	9,224	0	13	21	9,190
JRR-3	28,403	145	114	95	28,339
合 計	37,627	145	127	116	37,529

Table 2.4.2 Stored heavy water

未使用重量(kg)	受入れ(kg)			払出し(kg)	未使用重量(kg)
	購 入	1) その他	小 計		
'79.4.1					'80.3.31
2,576	602	11	613	145	3,044

1) ドラム缶詰替作業にともなう計量調整値

Table 2.4.3 Recoverd heavy water

回収重量(kg)	受入れ(kg)			払出し(kg)			回収重量(kg)
	炉心回収	1) その他	小 計	転 用	廃 棄	小 計	
'79.4.1							'80.3.31
1,183	127	1	128	0	8	8	1,303

1) 混合にともなう計量調整値

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 %)	96.28 ~ 96.55	99.50 ~ 99.58
	pH	5.40 ~ 7.45	5.04 ~ 7.90
	電気伝導度 ($\mu\Omega/\text{cm}$)	0.01 ~ 0.24	0.03 ~ 0.62
	全 β 放射能 ^{*1)} (主重水)	$4.90 \times 10^{-2} \sim 6.83 \times 10^{-2}$	$1.09 \times 10^{-1} \sim 3.17 \times 10^{-1}$
	($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) (精製重水)	$5.45 \times 10^{-4} \sim 1.80 \times 10^{-3}$	$1.17 \times 10^{-3} \sim 8.83 \times 10^{-2}$
	全 γ 放射能 ^{*2)} (主重水)	$3.12 \times 10^{-2} \sim 5.75 \times 10^{-2}$	$6.73 \times 10^{-2} \sim 1.68 \times 10^{-1}$
	($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) (精製重水)	$1.88 \times 10^{-4} \sim 1.89 \times 10^{-3}$	$5.50 \times 10^{-3} \sim 1.11 \times 10^{-2}$
	トリチウム濃度 ^{*3)} ($\mu\text{Ci}/\text{mL}$)	1.12×10^3	8.45×10^{-2}
	ウラニウム濃度 ^{*4)} (g/mL)		1.4×10^{-12}
	ヘリウム濃度 (vol %)	89.49 ~ 99.27	90.20 ~ 99.68
熱遮蔽軽水	pH	5.40 ~ 7.05	5.75 ~ 7.30
	電気伝導度 ($\mu\Omega/\text{cm}$)	0.04 ~ 0.97	0.06 ~ 0.39
	トリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{mL}$)	$1.80 \times 10^{-2} \sim 2.20 \times 10^{-2}$	
二次冷却水	原水 pH	6.50 ~ 7.80	
	二次冷却水 pH	7.20 ~ 8.60	7.55 ~ 8.60

*1) トリチウムを除く。原子炉出力 10MW時サンプリング1時間後の値。

*2) 原子炉出力 10MW時サンプリング1時間後の値。

*3) 55. 2. 6 現在の値。

*4) 54. 5. 26 現在の値。重水 5000 mLを減圧蒸留。

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	
前年度貯蔵数	46	66	385	670	0
貯槽への受入れ	29	34	0	0	7
貯槽からの搬出	0	0	0	0	0
年度末貯蔵数	75	100	385	670	7

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	5.83	5.65
電 気 伝 導 度 $\mu\Omega/\text{cm}$	10 >	1.7	1.45
放 射 能 濃 度 (除く, トリチウム) $\mu\text{Ci}/\text{ml}$	$1 \times 10^{-4} >$	検出感度以下	5.0×10^{-5}
トリチウム濃度 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$	—	1.3×10^{-2}	5.2×10^{-3}
温 度 $^{\circ}\text{C}$	30 >	24	11

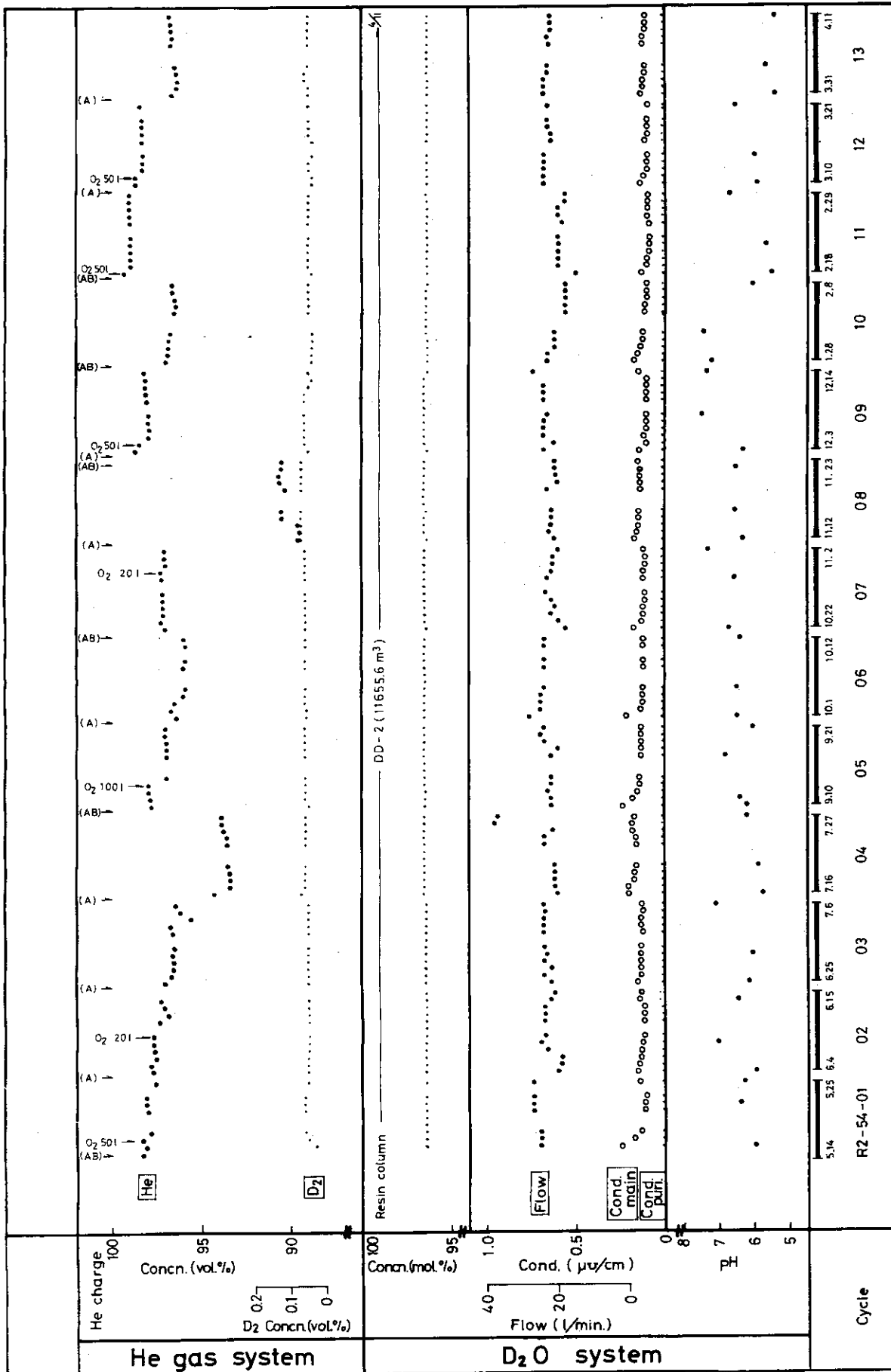


Fig. 2.4.1 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-2

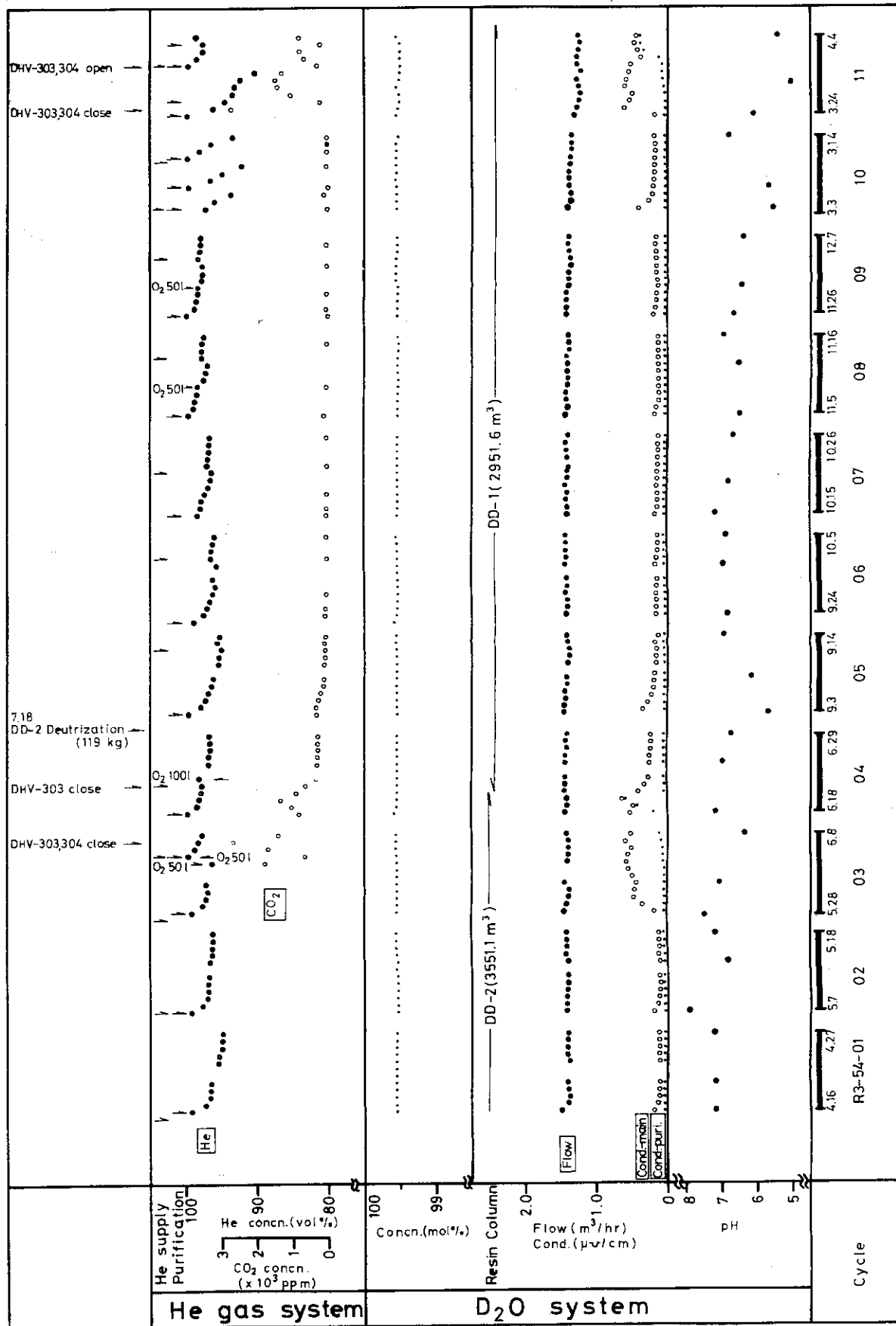


Fig. 2.4.2 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-3

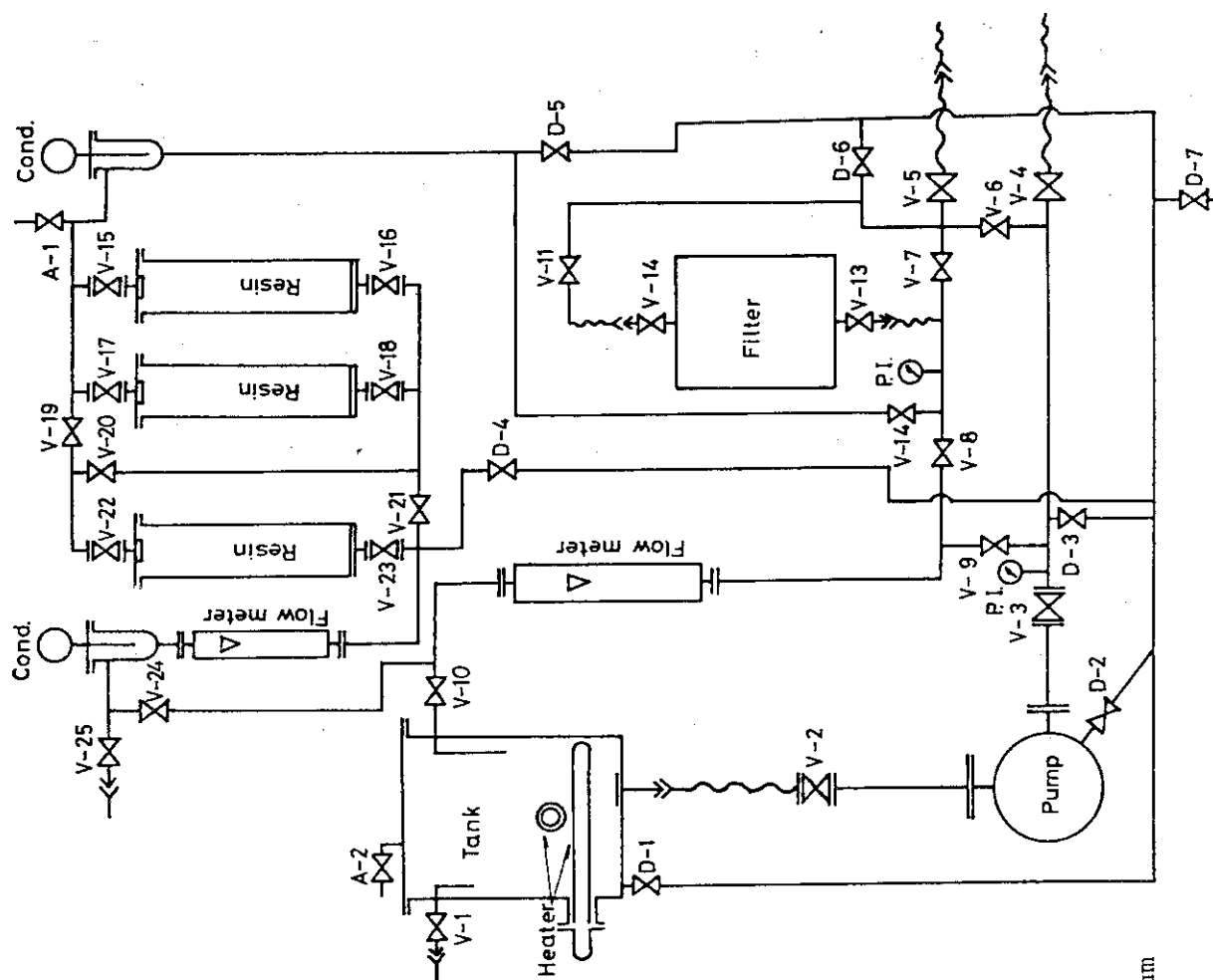


Fig. 2.4.4 Flow diagram of the chemical decontamination test equipment

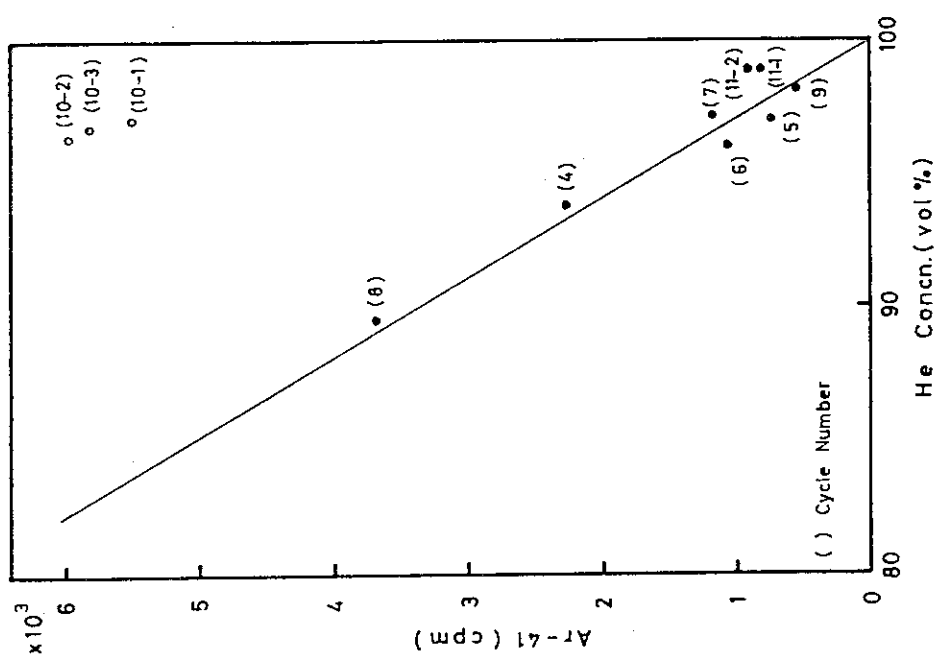


Fig. 2.4.3 Correlation of He concn. and ⁴¹Ar of Helium system in JRR-2 at 10 MW

2.5 研究炉の利用

2.5.1 照 射

54年度の研究炉の共同利用は、昨年に引続き、JRR-2.3.4の安定した運転と相まって、極めて順調に実施され、各炉ともに年度当初の共同利用計画をほぼ100%達成した。

照射実績は、照射申込件数1023件、照射キャプセル個数1757個であった。

照射目的別では各分野の利用パターンに大きな変化はなくJRR-2燃料領域における、原子炉燃料・材料の照射の要望が年々増加しており、これらに対処するため、照射設備の整備作業が積極的に進められている。特徴的な事項として医療用のヘアピン状イリジウム線源の試験製造が行われ、極めて良好な治療効果を得ている。また、新たな放射化分析の手法としてJRR-4のカドミウムフィルタ付気送管装置を使用したエピサーマルニュートロンによる放射化分析が行われたことなどがある。

Fig. 2.5.1 に照射目的別分野の比率を示す。

1) JRR-2 における照射

(1) 燃料領域における照射

JRR-2のインコア、VT-1, 10, 12孔における照射実績をTable 2.5.1及び2.5.2に示す。54年度は計装キャプセル15本、無計装キャプセル14本、合計29本を照射した。照射試料別に分類すると、燃料キャプセル5本、材料キャプセル9本、RI生産用キャプセル13本、その他2本となっている。

主な照射としてはインパイルグループ試験用キャプセルが6C孔において2本、合計7サイクルにわたって実施された。また長期間の照射としてはVT-10孔における被覆粒子燃料キャプセルの10サイクルに及ぶ照射などがある。

これらの照射の詳細については4.4.4項を参照されたい。

(2) 一般垂直孔照射

一般垂直孔照射では、申込件数53件、キャプセル個数86個の照射を行った。

照射目的別にキャプセルを分類すると、RI生産約30%、放射化分析約25%、実験用・トレーサ用RI生産約15%、その他約30%となっている。

一般垂直孔の利用としては、RI生産及び岩石、隕石、金属材料等の長半減期核種を追跡する放射化分析が、大半を占め、所内外の利用者により継続的に行われた。

(3) 気送管における照射

気送管照射では、申込件数417件、照射キャプセル個数655個の照射を行った。このうち20分以上の長時間照射は48件、52個である。

気送管装置による長時間照射は、ほとんどRI生産用として利用されている。

短時間照射での照射目的別分類は、放射化分析が約60%を占め、実験用・トレーサ用線源製造約15%、RI生産約10%、その他約15%となっている。放射化分析では、大学、通研、農技研などからの申込みによる、岩石、植物、動物組織などの環境試料や天然物質が特に多数を占め、これらは毎年継続的に実施されている。

Table 2.5.3 に JRR-2 における照射装置別の利用状況を示す。

2) JRR-3 における照射

(1) 垂直孔における照射

垂直孔における照射は、申込件数 7 件、照射キャプセル個数 8 個 (RI 生産 3 件、放射化分析 2 件、その他 2 件) であった。

(2) 気送管による照射

気送管における照射では、申込件数 131 件、照射キャプセル個数 221 個の照射を行った。このうち 1 時間以上の長時間照射は 45 件、60 個である。

JRR-3 気送管照射での特記的事項としては、新しい医療用線源としてヘアピン状及びシード状の ^{192}Ir 線源の開発が行われ、試験生産の段階で医療関係者に好評を得ている。また従来 JRR-2 気送管装置で行われていた、医療用 Au グレインの照射を、品質向上を計るために第 10 サイクルから JRR-3 HP-1 に移行し、定常的に照射が行われていることが挙げられる。

照射目的別分類は、放射化分析約 30 %、RI 生産、オートラジオグラフィ、実験用・トレーサ用 RI 製造がそれぞれ約 20 %、その他約 10 % となっている。高カドミウム比が得られる、HP-3 によるオートラジオグラフィを目的とする照射は、前年度に比べ倍増している。

Table 2.5.4 に JRR-3 における照射装置別の利用状況を示す。

3) JRR-4 における照射

JRR-4 における照射は、計画どおり 43 サイクル実施し、申込件数 391 件、照射キャプセル個数 719 個であった。(シリコン照射を除く)

照射目的別にみると、放射化分析約 45 %、原子炉燃料・材料約 25 %、実験用・トレーサ用 RI 製造約 15 %、その他約 15 % となっている。

特殊な照射として「トリチウムのトラップ実験」で照射直後に試料を液体窒素内に保存しトリチウムの離脱を防止する照射などを実施した。また「船舶用エンジンオイル」「フィッシュトラックによるプラスチックフィルタの製作」「シリコン単結晶の P のドーピング」などは前年度に引続いて活発に利用された。

54 年度における照射利用状況を Table 2.5.5 に、シリコン照射実績を Table 2.5.6 に示す。

2.5.2 照射装置の保守整備

1) 定期自主検査

照射設備の定期自主検査は JRR-2, 3 については 8 月に、JRR-4 については 10 月にそれぞれ原子炉の定期自主検査期間に合わせて実施し、その結果異常のないことを確認した。

2) 主な整備作業

(1) 計装キャプセルハンドリング用インコアキャスクの整備

先に JRR-2 に設置した計装キャプセル詰替装置は、キャプセル操作用のハンドリングキャスクと組合せて初めて機能を満足する。残るハンドリングキャスクの整備を 54 年度に実施した。既存インコアキャスクに対し長尺キャプセルの取扱も可能になるように、キャスク高さが自由に換えられる伸縮機構を新たに付加した。

(2) JRR-2 計装照射用データロガーの整備

(4.1.4 項参照)

(3) リーキ型バスケット照射装置の設置

(4.4.3 及び 4.4.5 項参照)

(4) ヒータ式キャプセル温度制御装置の自動化

これまで計装キャプセルの温度制御のため使用してきたヒータ式温度制御装置に、より高い機能を持たせるため、今回さらにプログラム方式を採り入れた自動起動装置を組み込み、第10運転サイクルから実用に供した。

(5) VT-11 孔用計装照射プラグの製作

JRR-2 炉心領域における計装キャプセル照射の需要の増加に対処するためこれまで無計装照射専用として使用してきた VT-11 孔に新たにインコア孔と同じ仕様の計装照射プラグを整備した。この結果 JRR-2 で計装照射が可能な孔は 8 本になった。

(6) 改良型気送管通路変換機の設置

JRR-2 に 2 インチ気送管装置の気密性向上を計るため、従来のターレット方式の通路変換機をボール弁方式に改良したものを設計製作（53 年度年報参照）し、54 年度に設置した。駆動方式から空気作動方式とし、強制ストッパーの採用により位置調整の必要がなくなった。設置後の漏洩テストでは、ほとんど漏洩は認められなかった。

(7) 気送管ステーションのオーバーホール

JRR-2 気送管点検と合せて毎年行う分解点検であるが、特に異常は認められなかった。

(8) JRR-3 気送管通過検出器の更新

JRR-3 気送管装置で使用していた通過検出器は、老朽化のため、誤動作を繰返すようになったため、HP-1, 2, 3 で合計 11 個を新製品に更新した。主な性能は次のとおりである。

- ① 型 式：透過形、不透明体を検出
- ② 応答速度：5 ms
- ③ 光源・受光部間距離：12 cm

(9) JRR-4 照射試料開封装置の設置

繰返し使用される照射キャプセルホルダーを、水中の定位置にセットしたままキャプセルを出入れできる構造とし、同時に水中でのキャプセルの線量率測定が可能となり、作業時の被曝低減化とともに作業の円滑化を計った。

(10) JRR-4 炉プール用新型トングの試作

従来のトングの爪を照射キャプセル専用の握み機構に改良し、同時に SUS 製を Al 製に変更し、軽量化を計った。

2.5.3 実 験

1) JRR-2 における実験

水平実験孔の利用は極めて活発に行われ、各実験孔に設置された専用のビーム実験装置により 13 サイクルを通じ 100 % の利用実績を示した。また、これらの定常の実験利用以外に、垂直実験孔 VT-9 では、中性子束変動測定が、4 サイクルにわたり行われた。

JRR-2 における実験利用実績を Table 2.5.7 に示す。

2) JRR-3 における実験

水平実験孔には低温照射ループ2基とビーム実験装置による実験利用が継続して行われた。これらのうち、HT-2に設置された低温化学照射装置(LTFL)は第7サイクルをもって実験を完了し、運転を停止した。その他の実験装置については11サイクルにわたりほぼ100%の利用実績を示した。

LTFLは、炉内放射線による低分子の合成反応の研究を主な目的として、昭和43年に設置され、以来、503個に及ぶ試料を照射し、気体核分裂片照射による反応研究等の世界的にも類例の少ない研究成果を得ることができた。本装置は55年度に解体撤去に関する諸手続及び解体を開始し、56年度初めに撤去を終了する予定である。

Table 2.5.8にJRR-3における実験利用実績を示す。

3) JRR-4 における実験

JRR-4は例年どおり、炉の特徴を利用した各種の実験に利用された。今年度に新たに実施された実験に、No. 1プールを利用した高速増殖炉(FBR)の起動系に使用する ^{10}B 検出器の特性試験及びカドミウムフィルタ付気送管装置を使用した、共鳴中性子領域での放射化分析がある。

その他例年実施している遮蔽実験、SPDの特性調査、FC検出器の寿命試験、NRG、トリチウム放出実験、気送管による短寿命核種分析及び低温照射、炉雑音測定等に利用された。

Table 2.5.9にJRR-4における実験利用実績を示す。

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	10	11	12	13
照射孔		5/14-5/25	6/4-5/15	6/25-7/6	7/16-7/27	9/10-9/21	10/1-10/12	10/22-11/2	11/12-11/23	12/3-12/14	1/28-2/8	2/18-2/29	3/10-3/21	3/31-4/11
イ ン コ ア	6 A				X-9 RI:Mo 10kW×30 min					ICR-S(WX) RI:S 0.30				Mo照射筒 (0.14)
	6 B			ICR-S(18) RI:S 0.23	X-11 利用: ES 10kW×30 min	ICR-S(19) RI:S 0.19		ICR-S(20) RI:S 0.19					ICM-23 H(×3 cy.) 高温材料強度: 黒鉛 0.62	
	6 C		ICM-19 固体物理第2: 黒鉛 0.16				ICM-22 H 材料物性: Mo 0.47						ICM-23 H(×3 cy.) 材料物性: Mo 0.50	
	6 D												ICF-28 H(×4 cy.) トリウム: CPF (Th, U)O ₂ 0.26	
V T I I	計装 (吊)	V1M-14 材料物性: Mo, PE-16				V1M-23 B 材料工学: ハステロイ			V1F-16 H 燃料照射: コンバクト, UO ₂		V1M-22 H 高温材料強度: 2 $\frac{1}{4}$ Cr-Mo			
	中	c.cからキャプセル底 -10 cm 0.52 -15 cm 0.61 -20 cm 0.68			c.cからキャプセル底 +5 cm 0.50 +10 cm 0.34 +15 cm 0.21		c.cからキャプセル中心 +10 cm 0.74 +20 cm 0.48 +30 cm 0.20 +40 cm 0.18			c.cからキャプセル中心 +11 cm 1.24 +21 cm 0.72 +31 cm 0.67				
	下					VIR-I(9) RI:Ir								
	底					VIR-C(9) RI:Cr 0.55(Ir, Cr)		VIR-M(1) RI:Mo 0.18			ICR-M(1) RI:Mo 0.14		VIR-M(2) RI:Mo 0.20	VIR-M(3) RI:Mo 0.20
VT-10 (計装)		V0F-1H 燃料照射: CPF 0.20	V0F-4H トリウム: CPF (Th, U)O ₂					V0F-2H (×10 cy.) 燃料照射: CPF UO ₂						
VT-11 (計装)			c.cからキャプセル底 +21 cm 0.17 +31 cm 0.10 +41 cm 0.06				c.cからキャプセル底 -7.3 cm 0.11 -17.3 cm 0.15 -27.3 cm 0.20							
VT-12 (無計装)							VOM-3 燃料試験準備: Co合金 0.38						VOM-6(×6 cy.) 材料工学: ハステロイ 0.15	
試料反応度計 (-%dk/k)		0.88	0.98	0.49	0.16	2.04	1.85	1.51	1.32	0.92	1.64	1.90	1.84	1.84

Table 2.5.2 Irradiation experiment results at JRR-2 fuel region

年 度 テ ー マ	1971	1972	1973	1976	1977	1978	1979	計
核 融 合 炉	2	3	4	3	3	4	3	22
高温多目的炉	4	8	5	2	2	4	8	33
高速炉・転換炉	5	1	1	0	0	0	0	7
原子炉圧力容器	6	6	5	0	1	1	1	20
軽水炉燃料・材料	2	2	3	0	2	3	0	12
RI 生 産	17	18	10	9	11	13	13	91
基 礎 研 究	7	8	4	5	2	3	1	30
そ の 他	1	1	2	2	5	6	3	20
計	44	47	34	21	26	34	29	235

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

照射孔 サイクル		炉 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 20min>	
		インコア 6A, 6B 6C, 6D	VT-1	VT-10 { VT-12	VT-4.5 7,8,9					
1	件数	1	0	0	6	3	9	1	12	32 46
(5/14~ 5/25)	個数	1	1	1	6	3	11	1	22	46
2	件数	0	0	1	1	5	13	3	7	30
(6/4 ~ 6/15)	個数	1(1)	1(1)	1	5(4)	5	20	3	11	47(6)
3	件数	1		0	2	4	14	2	18	41
(6/25~ 7/6)	個数	2(1)		1(1)	2	4	18	2	44	73(2)
4	件数	0			2	4	10	3	34	53
(7/16~ 7/27)	個数	1(1)			2	4	10	3	51	71(1)
5	件数	4	3	2	5	4	9		32	59
(9/10~ 9/21)	個数	4	6	2	5	4	25		46	92
6	件数	0	0	0	1	3	8		23	35
(10/1 ~10/12)	個数	1(1)	6(6)	2(2)	5(4)	3	12		48	77(13)
7	件数	1	2	0	2	4	5	1	10	25
(10/22~11/2)	個数	2(1)	2	2(2)	6(4)	4	5	1	17	39(7)
8	件数	0	0	0	4	2	12	1	28	47
(11/12~11/23)	個数	1(1)	2(2)	2(2)	8(4)	2	15	1	41	72(9)
9	件数	1	0	1	1	2	15	3	24	47
(12/3 ~12/14)	個数	1	2(2)	2(1)	5(4)	2	21	3	50	86(7)
10	件数		2	0	7	9	14	2	20	54
(1/28~ 2/8)	個数		2	2(2)	7	13	21	2	37	84(2)
11	件数	1	0	0	0	1	5	1	14	22
(2/18~ 2/29)	個数	1	2(2)	2(2)	4(4)	1	7	1	26	44(8)
12	件数	2	1	0	1	5	7	1	17	34
(3/10~ 3/21)	個数	3(1)	1	2(2)	5(4)	5	10	1	23	50(7)
13	件数	0	1	0	1	2	4	2	5	15
(3/31~ 4/11)	個数	3(3)	1	2(2)	6(4)	2	7	2	5	28(9)
合 計	件数	11	9	4	33	48	125	20	244	494
	個数	21(10)	26(13)	21(16)	66(32)	52	182	20	421	809(71)

注1 ()内は本年度における継続照射を示す。

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

照射孔 サイクル		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 (4/16~4/27)	件数	2	4	8			14	28
	個数	2	9	8			27	46
2 (5/7~5/18)	件数			1			5	6
	個数			1			8	9
3 (5/28~6/8)	件数	1		4		1	3	9
	個数	1		14		1	6	22
4 (6/18~6/29)	件数		5	3		3	6	17
	個数		5	6		3	24	38
5 (9/3~9/14)	件数		4	2			4	10
	個数		8	8			6	22
6 (9/24~10/5)	件数	3	5	2	1		3	14
	個数	3	6	3	1		4	17
7 (10/15~10/26)	件数		2	6	0	1	6	15
	個数		2	12	1(1)	2	7	24
8 (11/5~11/16)	件数		4				4	8
	個数		5				7	12
9 (11/26~12/7)	件数		3	1		1	3	8
	個数		3	1		2	5	11
10 (3/3~3/14)	件数		3			1	2	6
	個数		3			1	4	8
11 (3/24~4/4)	件数		7			1	9	17
	個数		8			2	10	20
合 計	件数	6	37	27	1	8	59	138
	個数	6	49	53	2(1)	11	108	229(1)

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	17	6		5	1		29
	個数	39	8		5	1		53
5	件数	15	3	1	4			23
	個数	30	6	28	4			68
6	件数	— 定期自主検査 —						
	個数							
7	件数	26	3	1	11			41
	個数	35	3	19	16			73
8	件数	18	5	1	25	1		50
	個数	31	10	2	30	1		74
9	件数	20	2	1	22	1		46
	個数	47	2	8	27	2		86
10	件数	2	1		1			4
	個数	2	1		1			4
11	件数	16	6		39	5		68
	個数	36	7		42	5	2	96
12	件数	5	2		5	1	6	13
	個数	5	2		7	1		15
1	件数	17	3		13	1		34
	個数	20	3		16	1		40
2	件数	18	6	2	22		1	49
	個数	39	6	24	33		5	107
3	件数	11	1		19		3	34
	個数	23	1		32		47	103
合 計	件数	165	38	6	166	10	6	391
	個数	307	49	81	213	11	58	719

Table 2.5.6 Results of silicon irradiation

月 \ 使用孔	Dパイプ		Lパイプ		合 計	
	本 数	重量(kg)	本 数	重量(kg)	本 数	重量(kg)
4	29	58	15	55	44	113
5	22	44	12	34	34	78
6	—	—	—	—	—	—
7	34	67	19	69	53	136
8	15	29	11	33	26	62
9	27	54	15	50	42	104
10	8	14	7	24	15	38
11	30	60	24	87	54	147
12	—	—	—	—	—	—
1	30	61	22	75	52	136
2	35	68	21	66	56	134
3	28	56	14	46	42	102
合 計	258	511	160	539	418	1050

Table 2.5.7 Utilization of experimental facilities in JRR-2

実験孔	実験装置	研究課題	設置者	利 用 実 績					
				サイクル	実 験 テ ー マ				
HT-1	中性子分光器 (TUNS)	金属合金の中 性子散乱による研究	大阪大学	1	Cu, Pt 合金及びCu, Mn 合金の格子振動の分散関係の測定				
				2,7,8	Mn, P 磁場中のスピン波測定及びFe, Cr 磁場中の磁気構造の研究				
			東北大学	3,4,6	Fe ₃ TiO ₄ のソフトフォノンによる中性子散乱及びCe, B ₆ の低温構造の研究				
				5	Al, Cu 合金の格子振動実験				
			大阪大学	9	Cr 合金におけるN ₂ -lig 温度から室温間でSDWとその三次高調波の成分化を測定				
				10	スピネル及びFe, Ni 合金の磁場中での中性子散乱				
東北大学	11	磁場中におけるMn, P, Fe ₃ TiO ₄ の中性子散乱							
	12,13	Mn, Pにおける磁場中の相転移							
HT-2	中性子分光器 (DMNS)	中性子線及び X線による物 性の研究	固 体 物 理 第 3 研	1	Pb ₂ ZnBr ₄ の中性子散乱				
				2	Fe ₃ O ₄ の散漫散乱及びPbD ₃ (SeO ₃) ₂ の相転移				
				3,4	Fe ₃ O ₄ 及びAl (融点直下) の散漫散乱				
				5	Pb ₂ ZnBr ₄ の相転移及びCs ₂ NiF ₄ のマグノン				
				6	T ₁ 高温相の格子振動分散関係とマルテンサイト変態の測定				
				7,8	T ₁ の格子振動及び[N(CH ₃) ₄] ₂ ZnCl ₄ の中性子散乱				
				9,10	T ₁ のマルテンサイト相転移及びNb ₃ Snの構造相転移				
				11	[N(CH ₃) ₄] ₂ ZnCl ₄ の構造相転移及び酸素鋼板の組織解析				
				12	Nb ₃ Snの相転移及び[N(CH ₃) ₄] ₂ ZnCl ₄ の中性子散乱				
				13	K ₂ SO ₄ 及びNb ₃ Snの相転移				
				HT-6	中性子分光器 (PANSI)	中性子回折に よる物性の研 究	東 京 大 学	1,2,3,4,5	陽子の動的核偏極と偏極中性子散乱との併用により物質中の水素の挙動を研究
								6	YFe ₂ , ZnFe ₂ , Fe [(SCN (C ₂ H ₅) ₂) ₂ Cl] の磁気散漫散乱の測定
								7	La ₂ Mg ₃ (NO ₃) ₁₂ · 24H ₂ O の陽子核偏極中性子散乱法との併用による物性の研究
8	FeSi における磁気モーメントの値と空間分布の測定								
9	Fe [SCN (C ₂ H ₅) ₂) ₂ Cl] における偏極と偏極解析交差相関TOF法を確立するための基礎実験								
10	FeSi における磁気モーメントの値と空間分布の測定								
11	KMnF ₃ , CuSO ₄ · 5H ₂ O における $\pi/2$, π 等の Flipper を組合せた偏極中性子束線による偏極解析								
12	Mn (CooH) ₂ · 2 H ₂ O の常磁性散乱の偏極中性子回折								
13	中性子位相速度分析装置によるAl の高分解非弾性散乱								
HT-8	中性子回折装 置 (ISSP-ND)	中性子回折に よる物性の研 究	東 京 大 学					1	Rb ₂ CO ₃ Mg _{1-x} F _x の中性子回折による物性の研究
								2	COBr ₂ , KCuF ₃ の中性子回折3軸法による物性の研究
								3	Ag ₃ Si の中性子回折実験
								4	三軸型中性子回折装置による非弾性散乱実験
				5	Cr 1/3 NbS ₂ (Powder) の測定				
				6	Ag ₃ Sd の中性子非弾性散乱によるフォノンの測定				
				7,10	ブラック角が90°におけるSi 単結晶の回折現象の研究				
				8	PbFeCl ₃ のヘリウム温度における中性子回折実験				
				9	中性子非弾性散乱法による低次元磁性体 (CsCoCl ₃) のスピン波分散の測定				
				11	ヘリウム温度におけるCsVCl ₃ の準弾性散乱及びスピン波による非弾性散乱				
				12	CsVCl ₃ の非弾性磁気散乱				
				13	K ₂ CuF ₄ 及びCsVCl ₃ の相転移とその中性子非弾性散乱				
				HT-10	中性子回折装 置 (CTNS)	中性子線及び X線による物 性の研究	固 体 物 理 第 3 研	1	バナジウム、カルコゲナイトの弾性散乱
2	V ₅ Se ₈ の弾性散乱								
3,4	硫化物の磁気散乱								
5	T ₁ の格子振動分散関係								
6	バナジウム、セレン化合物及びMn, Si 合金の磁気散乱								
7	V, カルコゲナイト, Fe, Y酸化物の磁気散乱								
8	バナジウム、セレン, Mn 合金等の磁気散乱								
9	バナジウム化合物の磁気構造								
10	Ni ₃ Mn の磁気散漫散乱及びバナジウム化合物の磁気構造								
11	CoCr ₂ O ₄ の磁気散乱の中性子回折								
12,13	Mn ₂ Sb の磁気散乱								
HT-11	中性子トポグ ラフィ (T-ToPo)	重イオンによる 固体物理の 研究	固体物理 第1研					1~11,13	黒鉛やLiF 単結晶のBragg 反射で単色化した熱中性子束線を用いて種々の金属単結晶の回折写真を撮る (トポグラフ)
								12	PGで単色化した熱中性子線束を用いた干渉実験の予備実験
HT-14	中性子分光器 (PTNS-1)	中性子線及び X線による物 性の研究	固体物理 第3研	1	折出型原子炉材料の中性子小角散乱				
				2~4,6~8	折出型合金及び高分子の熱中性子散乱				
				5	中性子小角散乱装置の据付調整試験				
				9,13	折出型合金及び非晶質材の熱中性子小角散乱				
				10,11	折出型合金及び微粉末等による熱中性子小角散乱				
			炉 利 用	1~4	SPND による中性子束変動測定				

Table 2.5.8 Utilization of experimental facilities in JRR-3

実験孔	実験装置	研究課題	設置者	利 用 実 績	
				サイクル	実 験 テ ー マ
H-2	低温化学照射装置 (LTFL)	核エネルギーによる水素製造に関する研究	高 崎 研 究 部	4.6	CO ₂ を微量添加した試料を照射してCOの生成収率を求める。
				7	エチレンを照射し水素及びブタンの生成量から放射線量測定を行う。
H-3	偏極中性子回折装置 (ISSP-ND-II)	中性子回折による物性の研究	東京大学	1	K ₂ CuCl ₂ MnCl ₂ の格子定数の精密測定による濃度Cの測定
				2	C ₆₀ Rbの弾性散乱
				3	Pb ₅₀ Te ₅₀ の測定
				4	混晶系Mn _x Zn _{1-x} (HCCO) ₂ 2D ₂ Oの中性子回折
				5	Ag ₃ SBrの結晶構造
				6	Cr _{1/3} NbS ₂ (powder)の磁気構造
				7	Fe(1-x)Co _x Cl ₂ の構造及び温度依存性を調べる。
				8	Lig Zn _{0.6} Bi _{0.4} , Sb _{1-x} Texの構造の温度依存性を調べる。
				9	液体金属(Zn-Bi, Sb _{2-x} Fe _{3+x}) (温度 800℃)の組成変化の測定
				10.11	KFeS ₂ の磁気構造解析とFeの電子分布
H-4	中性子ラジオグラフィ (NRG)	照射後試験法の開発	ホットラボ	1.5.6	Al-Li板の撮影
				2.3.10.11	N, R, G 標準試験片の撮影
				4	Al-Li板における ⁶ Liの濃度測定
				7	トラックエッチ法の応用
				8	混合酸化物燃料キャプセルの撮影
H-5	極低温照射装置 (LHTL)	極低温における金属の照射損傷の研究	固体物理第2研	1.2.3.4.5	FC点検及び各種金属の(Ni, Ag, Al, Pt, Pd, Mo, W, Cu, V, Nd, SiO ₂)低温照射実験
				8.9.10	
				6.7.11	F, C系点検
H-6	中性子捕獲γ線実験装置 (NCGE)	中性子捕獲γ線スペクトロメトリーの分析化学的応用	分析センター	1.2.3.4.7	各種元素(中性子吸収断面積の大きな元素)別定量法の検討
				5.6	実験準備
				8.9	特性測定
				10.11	実験準備
H-7	中性子回折装置 (ND-1)	中性子回折による物性の研究	大阪大学	1	Cr合金の磁気相図
			東北大学	2	Ca, FeO ₃ の磁気構造回折
			大阪大学	3.8	Cr及びCr合金の磁気相図
			東北大学	4.7	Mn ₂ , Fe, Siにおけるヘリウム温度及び室温での磁気構造回折
			原 研	5.6.9.11	酸化物の中性子回折
			東北大学	10	Cu, Mn合金の格子振動の分散関係の測定
H-8	偏極中性子回折装置 (POLTO)	中性子回折ならびに偏極中性子回折による物性の研究	大阪大学	1	鉄, 白金合金の散乱散乱
			東北大学	2	La-Fe試料室の磁気構造の研究
			大阪大学	3.5	Fe(Pt)系合金におけるPt不純物によるFe原子の変位を測定
			東北大学	4.6.10	Mn ₃ Snにおける室温及び室温温度での偏極中性子回折
			東北大学	7	Mn ₃ Geにおける室温及び室温温度での偏極中性子回折
			大阪大学	8	CuPt合金及びCuMn合金の格子振動の分散関係を測定
			東北大学	9	CuCrSe ₄ (Br)による液体室温温度での中性子回折
				11	Fe-Cr-P-Cにおける室温での構造回折

Table 2.5.9 Utilization of experimental facilities in JRR-4

実験施設		利用 者	実 験 内 容	利用実績	
				実施サイクル	実験 日数
照射 筒	S パイプ	計画課(大洗)	S, P, D の校正試験	24	1
		研究炉利用課	S, P, N, D の校正試験	5, 30	2
		動 燃	S, P, D の照射試験	40~43	13
	D パイプ	放 照 協	中性子照射による Si 単結晶への ^{31}P のドーピング	1~4, 6~14, 17, 18, 20, 27, 30, 32~43	122
		研究炉利用課	S, P, N, D による特性測定	30	1
	L パイプ	放 照 協	中性子照射による Si 単結晶への ^{31}P のドーピング	1~4, 6~14, 17, 18, 20~27, 30, 32~43	122
	R パイプ	ホットラボ	中性子ラジオグラフィー	4, 7, 8, 32	15
	気 送 管	利用開発室	環境試料の放射化分析フッ素の定量	8	1
		放射化学研	低温における反跳トリチウムの挙動実験	11, 17, 21, 36, 38	5
		通 研	エピサーマル領域での放射化分析の検討	25, 27, 38, 41, 43	5
		大学開放研	速中性子による放射化分析	42	2
実験 施設	リドタンク	炉 計 測 研	中性子検出器の長期照射試験	1~4, 6~30, 32~43	154
		研究炉利用課	リドタンク内熱中性子束分布及び γ 線線量率分布の測定	27	3
	散乱実験室	船 研	空洞室内散乱実験	32, 34, 35, 40, 41	17
	No.1プール	船 研	円環ダクト実験	1~3, 9~13, 20~27, 33~43	96
		炉 計 測 研	高速炉起動系用 ^{10}B 比例計数管の照射寿命試験	22~30, 32~40	69
		原子炉研修所	原子炉雑音測定	14~16, 19, 28~30, 32	27
		JRR-4 課	CIC 受入のための性能検査	34	1
ループ	^3H ループ	放射化学研	トリチウム放出挙動実験	4, 7~14, 17, 18, 20~24, 26, 27, 30, 34, 37, 39, 42	62
	^{16}N ループ	船 研	誘導放射能 ^{16}N に関する遮蔽実験	1~4, 6~11, 18, 20~24, 26, 36, 37, 40~43	78
その他		原子炉研修所	炉修実験教課に加えるための予備実験・炉出力測定	15, 16	8

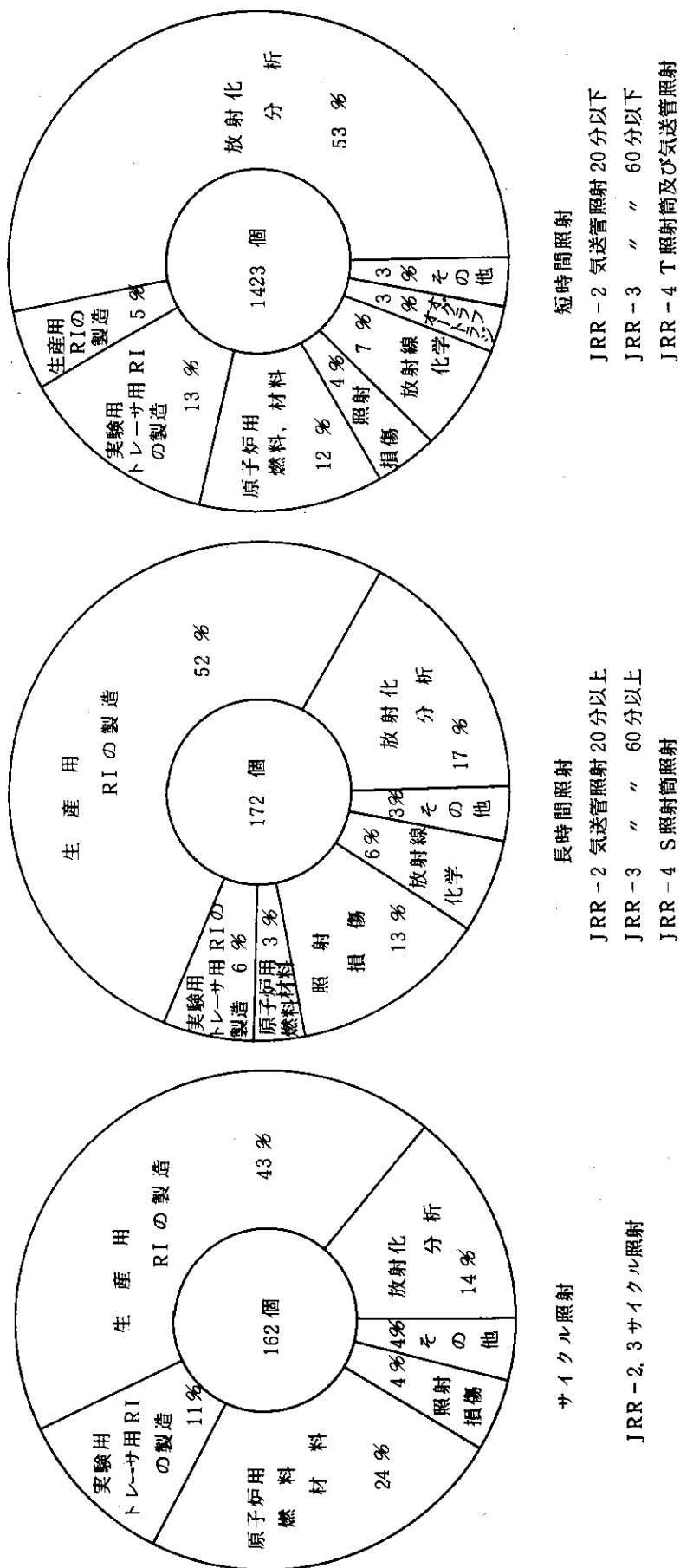


Fig. 2.5.1 Classification of irradiation purpose in research reactors

3.1 運転管理

3.1.1 運転状況

1) 運転計画

昭和54年度の運転計画は、Table 3.1.1に示す54年度ホットラボ使用計画(東海)のように作成された。この基礎となったものは、47件の照射後試験需要(この内訳は前年度繰越分22件、照射計画調整会議で承認された新規分25件である)、研究炉・JMTRの照射計画、施設の保守整備計画である。

主なる点について述べる。照射後試験需要の内、多目的高温ガス炉用燃料関係では、「核燃料物質等の運搬に関する法規」改正(52年)のためJMTR照射済試料の東海ホットラボへの輸送が著しく困難となっていたが、新たな輸送容器の製作(大洗ホットラボ課)により今年度の搬入が行われる見通しになった。これにともない、多量の照射試料の受入れと効率的試験が必要であり、計画作成のポイントになった。その他、核融合炉用材料の高温照射挙動に関する試験研究、軽水炉構造安全性に関する試験研究、使用済燃料の安全性研究など多岐にわたる需要がある。施設の保守整備としては、鉛セル試料移送装置の改修、化学ケープ内ホイスの改修及び定期自主検査が予定された。

2) 運転実績

54年度利用申込件数について、前年度繰越と新規件数の内訳をTable 3.1.2に示す。54年度の利用申込実績は47件で、照射後試験は順調に進行した。しかし、多目的高温ガス実験炉の燃料安全性研究の一環として実施予定のOGL-1照射燃料体の照射後試験は、輸送容器の完成が55年2月で、輸送手続の関係上第1回輸送は3月末となり実質的な試験は行われなかった。使用済燃料モニタリングは、NSRR炉心燃料3要素の試験が行われたほかは、輸送手続などの都合により試験は実施されなかった。また計画外として原電東海炉黒鉛モニタリングが炉定検時期の変更により次年度計画を繰あげて実施された。申込先別比率を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。

この他、冶金ケープでの効率的な多目的高温ガス炉用燃料(OGL-1燃料体)の照射後試験のため最大使用量変更の申請を行い、これに係る原子力局の立合検査を実施し申請どおり合格した。

3.1.2 主な試験

1) 研究炉照射試料の照射後試験

JRR-2から受入れた照射試料は23件で、この内第3四半期まで搬入された19件について照射後試験を行った。主な試験は次の通りである。

(1) 多目的高温ガス炉用燃料・材料に関する照射後試験では、被覆燃料粒子の高温照射下でのアメーバ効果挙動を調べる試料(2件)、燃料コンパクトの熱伝導率測定キャプセル(2件)及びトリウム核被覆燃料粒子(1件)について一連の試験を行い、2件を終了した。実施中のアメーバ効果試料では、照射中の試料温度が1650°Cに達し成果が期待されている。材料では原子炉圧力容器鋼材(2 1/4 Cr-1Mo 鋼)、制御棒の強度部材となる耐熱合金(ハステロイ-X, XR)

の真空高温引張試験及び計装シャルピ試験など4件中3件を終了した。

(2) 核融合炉用材料（ステンレス、ニッケル基合金及びモリブデン合金）の高温での照射効果を調べるため真空高温引張試験、金相試験など3件を行い全て終了した。

(3) その他、RI 製造用インコア照射ホルダの安全性確認試験（1件）、極低温における金属の照射損傷研究の照射キャプセル解体などの試験を終了した。

2) JMTR 照射試料の照射後試験

OGL-1 ガスループによる照射済燃料体など多目的高温ガス炉用燃料の輸送も新規容器の完成により3年ぶりに再開されたが試験を実施できず、前年度繰越試料5件の照射後試験を行い終了した。主な試験では、軽水炉圧力容器鋼材（A533B-C ℓ .1 鋼、A508-C ℓ .3 鋼）についてシャルピ衝撃性質と J_{1c} 破壊靱性との相関を得ることを目的として、計装シャルピ試験、3点曲げ法による J_{1c} 破壊靱性試験を行い、亀裂発生を検出するための各種専用治具の開発を含め十分な成果を得た。

3) 使用済燃料のモニタリング

NSRR 炉心燃料3要素の安全性確認のためのモニタリングとして、外観・寸法検査及びX線検査を終了した。 γ スキャンニングは長尺物スキャンニング装置の更新（治D）後実施する予定である。

4) 共同研究及び受託調査

(1) 軽水炉用 PuO₂ - UO₂ 燃料の照射挙動に関する動燃団との共同研究は、前年度 JRR-2 で照射終了の5件について、中性子ラジオグラフィ、NaK 処理試験を終了した。燃料の製造技術及び焼きしまり挙動の安全性を確認するための試験は動燃 AGF 施設で行われる。なお試料の輸送は56年に完成する新容器にて行われる予定である。

(2) 原電東海炉燃料モニタリング（受託業務）

53年度契約に基づく燃料要素6本中、非破壊検査及び破壊検査8件は契約期間（54年5月末日）内に報告書を提出した。引き続き54年度契約に基づく燃料要素6本は、6月末に搬入され非破壊検査6件、破壊検査2件のケーブ内作業を終え年度末現在報告書を作成中である。（契約期限55年5月末日）

(3) 実用炉鋼材モニタリング（受託業務）

東電福島第1原子力発電所1号炉の第2回圧力容器鋼材の監視試験は前年10月より試験が行われた。シャルピ試験機の更新により一部試験に遅れを生じたが契約期間（55年7月31日）内に報告書を提出した。

原電東海1号炉圧力容器鋼材、第5回の監視試験は7月より試験を行い年度内に全ての試験を終了した。また同試験に合せて炉内酸化鋼材の試験を実施した。

(4) 原電東海炉黒鉛モニタリング（受託業務）

第9回原電東海炉黒鉛モニタリングは、燃工部黒鉛研との共同受託業務で炉定検開始の3月上旬に搬入され、ホルダ解体、再組立に関するホットラボ業務は3月末に終了した。

昭和54年度ホットラボ使用計画（東海）
昭和54年4月
研究が管理部

ケープ名		最大使用量 Ci	主な検査項目	使用計画												備考
アスキャンセル		5,000	アスキャンニング	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	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 劣化ウラン 300 3 ~ 20 劣化ウラン 10 20 劣化ウラン 400 プルトニウム及びその化合物 1
ストレー		100,000	貯蔵・保管				(JRR-3 SF)	JRR-2 (SF)					定期自主検査			
クリーン		100,000	X線ラジエログラフ 外観検査 リーク試験				NSRR・JRR-2・JRR-3のSF検査 東海が燃料モニタリング 研究が燃料試料全般					定期自主検査	高温ガス炉用燃料 (OEL-1)			
ターティ		100,000	気送管試料輸送 プレス加工	定期自主検査				(燃料試料材料全般)					定期自主検査			
タンナナス		100,000	内装機器修理試料輸出入										定期自主検査			② 核分裂性物質の輸入使用量 (安全管理量 kg) 結晶 固体 U-235 0.35 100 U-233 0.25 32 Pu-239 0.10 0.1
A		10,000	切断 解体		冶金ケープ増量に伴う施設検査			(燃料試料材料全般)				定期自主検査	OGI燃料検査			
B		5,000	真型高温引張試験		全上			(高温ガス炉用耐熱合金、核融合材料)				内装機器組替 (高温ガス炉用燃料)	全上			
C		5,000	高温引張試験外観検査		全上			(軽水炉圧力容器材料)				寸法測定後設置	全上			
D		2,000	高温クリープ試験		全上			(高温ガス炉用耐熱合金)				内面腐食・スキャン装置	全上			③ その他保安上必要な事項 1) ビーズセルは使用停止 2) 受電設備定期検査 54.10 (全停電3日間) 3) 排気系フィルタ交換 55.2 (排気機停止2日間) 4) 放射線検測ピット整備工事 55.2 ~ 5.3 (2ヶ月間) 5) 放射線モニタ定期検査 ① 54.5 (10日間) ② 54.11 (10日間) 6) 冶金ケープ輸入使用量要 冶金Aケープ 50,000Ci 冶金Bケープ 30,000Ci 冶金Cケープ 30,000Ci 冶金Dケープ 30,000Ci
1 ~ 4		各 10,000	気送管試料輸送密度 測定 切断				JRR-2, JRR-3, NSRR, 減速炉子燃料 材料全般						定期自主検査 試料移送装置更新工事			
5 ~ 12		各 5,000	硬度 断面 定相 試験													
1 ~ 6		5	真型 気送管試料輸送 シールド試験 常態引張試験 気送管試料輸送													
A		10,000	EPガス捕集、アスキャン				定期自主検査					(高温ガス炉圧力容器材料)				④ 核燃料物質使用制限量 (安全管理量 kg) 結晶 固体 U-235 0.35 100 U-233 0.25 32 Pu-239 0.10 0.1
B		10,000	外観検査、粒子燃料分選										定期自主検査 ケープ内ホイス更新工事			
L		500	粒子燃料試験 X線検査 外観検査 破壊試験				(NSRRのSF)						全上			
R		500	粒子燃料試験 X線検査 外観検査 破壊試験				(高温ガス炉用燃料)						全上			
1 (高純度)		5	5ホールド 解体										定期自主検査			⑤ 核燃料物質使用制限量 (安全管理量 kg) 結晶 固体 U-235 0.35 100 U-233 0.25 32 Pu-239 0.10 0.1
2		5														
3 (大宇開放研)		5	放射線分析													
4 (炉利用課)		5	JRR-2気送管試料 輸送 分選				(JRR-2 気送管燃料試料全般)						定期自主検査			

Table 3.1.2 Request and performed experiment

申 込 先	前年度 繰越 (1)	54年度 受付 (2)	受付累計 (3) (1)+(2)	処理累計	次年度 繰越	備 考
所 内						
「燃料工学部」	(9)	(8)	(17)	(9)	(8)	
材料物性研	2	3	5	2	3	原子炉, 核融合炉材
燃料照射研	4	3	7	4	3	高温ガス炉用燃料
材料工学研	2	1	3	2	1	耐熱合金材料
Pu 燃料研	1		1	1		炭チッ化燃料
トリウム研		1	1		1	Th,U被覆粒子燃料
「高温工学室」	(1)	(1)	(2)	(1)	(1)	
高温材料強度研	1	1	2	1	1	高温ガス炉圧力容器
「安全工学部」	(2)	(3)	(5)	(1)	(4)	
構造強度研	1	2	3	1	2	軽水炉安全性
NSSR管理室	1	1	2		2	燃料モニタリング
「物 理 部」	(1)	(1)	(2)	(2)		
固体物理第2研	1	1	2	2		HCP 金属等
「研究所管理部」	(5)		(5)		(5)	
利 用 課	5		5		5	動燃受託
「製 造 部」		(1)	(1)	(1)		
製 造 課		1	1	1		RI キャプセル
「材料試験炉部」	(1)		(1)	(1)		
照射第1課	1		1	1		OGL炉内管クリープ
所内の計	19	14	33	15	18	処理率 45%
所 外						
原電東海炉	2	11	13	13		燃料, 鋼材, 黒鉛モニタリング
東電福島炉	1		1	1		鋼材モニタリング
所外の計	3	11	14	14		処理率 100%
合 計	22	25	47	29	18	処理率 62%

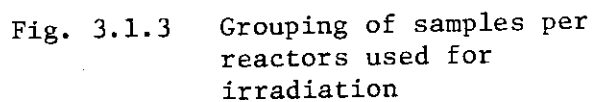
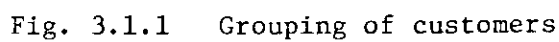


Fig. 3.1.2 Grouping of samples

3.2 保守整備

保安規定に基づくケーブルセルの定期自主検査，内装機器の更新工事などは，ホットラボ使用計画に添って実施された。

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は円滑な運転を行う上で不可欠な業務である。本年度実施した主なるものを列記すると次のとおりである。

- ① 鉛セル試料移送装置の更新（U/Mセル）
- ② シャルピ試験機の更新（スチールセル）
- ③ γ スキャンナの新設（冶金Dケーブル）
- ④ ダーティケーブル用 350 ϕ γ ゲートの新設（モニタリングケーブル）
- ⑤ ケーブル内ホイストの改修（化学ケーブル）
- ⑥ マニプレータの更新及びオーバーホール
- ⑦ X線フィルム自動現像機の新設

今年度の機器補修工作業務は，機械工作関係業務 70 件，電気関係修理作業 29 件及びマニプレータオーバーホール 22 台，故障修理 24 台であった。Table 3.2.1～3.2.4 にマニプレータの故障実績を示す。

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	1	1	4 (%)
M - 7	15	4	3	13
M - G	1		2	8
M - 8	16	4	2	8
M - 9	19	11	13	54
パワーマニプレータ	3	2	3	13
E - HD	2			
合 計	67	22	24	100

Table 3.2.2 Manipulator troubles on caves

場 所	故障発生件数	$\frac{\text{故障発生件数}}{\text{合計件数}} \times 100$
冶金 D	1	4.2 (%)
MT	2	8.3
DT 1	2	8.3
DT 2	3	12.5
DT 4	2	8.3
CL 1	2	8.3
CL 2	2	8.3
CL 3	1	4.2
ST 2	1	4.2
SH	1	4.2
化学 B	2	8.3
スチール No. 3	3	12.5
U/M 鉛 No. 2	1	4.2
U/M 鉛 No. 6	1	4.2
合 計	24	100

Table 3.2.3 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	14	51.9 (%)
ブーリ	1	3.7
手首	1	3.7
爪先	1	3.7
チェーン	0	0
モータ	1	3.7
モータ以外の電気系統	4	14.8
その他	5	18.5
合 計	27	100

Table 3.2.4 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

3.3 汚染除去

本年度の施設汚染除去は、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ケーブル内使用フィルタ搬出後の除染、またケーブルを多目的に使用するための内装機器の組替、更新などにより、25件が実施された。Table 3.3.1に除染作業実績を示す。

Table 3.3.1 Decontamination of cave and cells

実施期間	除染場所	除 染 目 的	核 種	程 度 dpm/100cm ²	延 人 数			装 備
					HL	業者	放管	
4月 2～3日	C L	定期自主検査	FP	10 ⁴	6	15	4	ビニールアノラック
4月 12日	化B	ホイスト点検	FP	10 ⁵	3	3	2	エアラインスーツ
4月 25日	冶D	顕微鏡用鉛セル除染	FP	10 ⁵	4	4	2	ビニールアノラック
5月17～28日	サービスエリア	D _T ケーブル遮蔽材除染	FP	10 ⁴	4	18	4	エアラインスーツ
5月29～30日	M _T . 冶A	自主リーク検査	FP	10 ⁵	8	8	4	"
5月 31日	M _T	パワーマニプレート点検修理	FP	10 ⁴	4	6	2	"
7月 13日	サービスエリア	"	FP	10 ³	2	3	1	ビニールアノラック
8月 24日	M _T	廃棄物搬出	FP	10 ⁵	5	5	2	エアラインスーツ
9月12～13日	"	"	FP	10 ⁵	4	10	4	"
9月 26日	U/M	内装機器修理. 調整	FP	10 ⁶	8	8	2	"
9月 28日	"	"	FP	10 ³	4	8	2	ビニールアノラック
10月 9日	冶D	ホイスト撤去	FP	10 ⁴	2	6	2	"
10月 12日	M _T	廃棄物搬出	FP	10 ⁵	5	5	2	エアラインスーツ
10月29～30日	化A. B	ホイスト更新工事	FP	10 ⁶	9	11	6	"
11月 7日	サービスエリア	グリーンハウス撤去	FP	10 ⁴	2	4	1	ビニールアノラック
12月 7日	M _T	廃棄物搬出	FP	10 ³	1	4	1	"
12月 20日	スチールセル	内装機器オーバーホール	FP	10 ⁴	3	3	2	エアラインスーツ
1月17～18日	冶B. C	内装機器組替	FP	10 ⁵	4	8	4	"
1月 25日	M _T	廃棄物搬出	FP	10 ⁵	4	4	2	"
1月30～31日	冶A. D	内装機器組替	FP	10 ⁵	8	10	4	"
2月 1日	M _T	廃棄物搬出	FP	10 ⁵	4	4	2	"
2月13～15日	U/M	コンベア装置更新	FP	10 ⁶	10	20	6	"
2月18～25日	"	"	FP	10 ⁶	15	37	12	"
3月 19日	M _T	試験装置搬出	FP	10 ⁵	3	5	2	"
3月 27日	化A	黒鉛モニタリング	FP	10 ⁴	4	4	2	"
合 計 (延日数 42 日)					126	213	77	

3.4 技術管理

3.4.1 ステンレスピット、コンクリートピット改修工事

1) 概要

ホットラボ建家のホット排水は、化学ケーブ系、冶金ケーブ系、増設ケーブ系の3系統がある。今回改修を行ったのは冶金ケーブ系で、この系統は冶金ケーブ（A～D）内、冶金・化学操作室の廃液及び排風機室床排水、地下湧水を受け入れるものである。

この系統には排水口から廃液貯槽に至るまでの間に、ステンレスピット及びコンクリートピットの2つの中継水槽がある。今回の改修はこの中継槽及び汲み上げポンプの更新を行ったものである。

2) 改修の目的と改善点

この設備は昭和35年に設置されたもので老朽化が著しく、特にポンプの軸シール部から廃液の飛散があり、汚染を拡大する危険性が大きくなった。またステンレスピットは、開口部が0.4 m×1 m、深さ2.5 mの構造で点検、整備が困難であった。さらに長期間使用しているため、ピット底部にはスラッジや油分が多量に蓄積してポンプのフート弁の機能を損う故障が続発し、日常の運転保守に苦慮していた。これらの問題点を解消するため次のような改善を行い設備の信頼性を向上させた。（Table 3.4.1）

- (1) 揚水ポンプ、横軸型を堅軸型とし、フート弁の故障及び廃液の飛散の防止を計った。
- (2) ステンレスピット、開口部を1 m×1 mとし内部点検が容易にできる構造とした。材質はSUS 304を使用し耐蝕性を考慮した。
- (3) コンクリートピット、鋼板（6 mmt）ライニングは健全性が確認されたため表面を研磨したのち、エポキシ樹脂マットライニング処理を実施した。
- (4) 水位計 ステンレスピット、コンクリートピットそれぞれに水位計を新設し、現地及び遠方（監視室）で水位の状態を適確に把握できるようにした。また水位計には自動発停及び警報信号が内蔵されておりポンプの自動運転ができるようにした。

3) 工事の方法

ポンプ表面3.5 mR/h、ステンレスピット底部表面50 mR/hと作業場所周辺の放射線量率が高いため、作業に当っては事前に充分な打合せと準備を行い、汚染の拡大及び作業員の被曝管理については充分な配慮がなされた。この結果計画被曝線量の100 mremを超える作業員は出なかった。

解体、撤去作業に当っては仮設ビニールハウスを設けるとともに局所排気を設けて実施した。廃液中に混じった油分は油水分離器を使用し可能な限り回収し、廃液と区別してドラム缶に収納した。ピット底部及び配管内に貯まったスラッジの中にも、油分がピッチ状と化したものが多く含まれていたが、これは分離が困難なため、スラッジとして別にドラム缶に収納した。

配管、ポンプ類はドラム缶詰め可能な寸法に切断し、ビニール梱包の上ドラム缶に収納した。これらドラム缶詰めした廃棄物は全て汚染処理第1課へ引渡し処理を依頼した。（Table 3.4.2）

本工事は昭和55年2月～3月にかけて実施した。

Table 3.4.1 Specification

機 番	仕 様
1) ステンレスピット	1000 [□] ×2.150 ^H SUS 304 5 ^t 製 貯留容量 1 m ³
2) 排水ポンプ	立軸形ポンプ
3) コンクリートピットライニング	エポキシ樹脂マットライニング
4) 水 位 計	フロート式 現地, 遠方指示 発・停及び警報信号付

Table 3.4.2 Radioactive wastes be issued

個体廃棄物

区 分	容 器	数	廃 棄 物	廃棄物表面線量	容器表面線量
中レベル	専用円形 20ℓカートリッジ	1	スラッジ含むウエス	90mR/h	35mR/h
	200ℓドラム缶	1	ポンプサクシオン管 ステンレスピット解体品	120	95
低レベル	200ℓドラム缶	14	鋼管, ポンプ ステンレスピット解体品	MAX 30	MAX 30
	200ℓドラム缶	5	コンクリート削りくず	< 1	< 1
	カートンボックス	481			

液体廃棄物

区 分	容 器	数	廃 棄 物	容器表面線量
中レベル	20ℓポリビン	6	油 (120ℓ)	MAX 8mR/h
	200ℓドラム缶	3	スラッジ (350ℓ)	50mR/h (一部)120mR/h

3.5 放射線管理

3.5.1 概 況

54年度ホットラボにおいて実施された主な放射線作業は、モニタリングケーブの定期自主検査、ケーブ・セル内の除染、内装機器類の修理及び更新、冶金ケーブの最大使用量変更に伴うリークテスト、原電燃料モニタリング、冶金ケーブ排水系放射性廃液ピット更新工事などである。

これらのうち、放射線管理上注目される作業について以下に述べる。

1) D_Tケーブ内の整備

モニタリングケーブ (C_L, D_T) の定期自主検査の一環として、D_Tケーブ内の整備が行われた。ケーブ内の架台表面線量率は、最大 400 mR/h と高いレベルであった。このため、遮蔽体を設置し (遮蔽後 80 mR/h) 空間線量率を ~ 10 mR/h と低くしたのち作業にあたった。本作業による作業員の被曝線量は、最大 50 mrem であった。

2) 鉛セルNo 1 ~ 12セルの除染、コンベア装置の撤去

鉛セルコンベア装置更新工事のため、セルの除染とコンベア装置の撤去が行われた。セル内線量率は最大 500 mR/h であった。表面汚染密度は、除染前 $10^5 \sim 10^6$ dpm/100cm² であったが、除染後は 3×10^3 dpm/100cm² に減少した。本作業による作業員の総被曝線量は、202 man・mrem、個人最大 27 mrem、平均 13 mrem であった。

3) 冶金ケーブ排水系放射性廃液ピット更新工事

地下排風機室内の冶金ケーブ排水系放射性廃液ピット更新作業が55年2月25日から約1ヶ月にわたって実施された。作業は、①排水管などの撤去 ②ステンレスピット、コンクリートピットの除染 ③撤去した排水管、ステンレスピットなどの解体、廃棄 ④コンクリートピット下地調整 (研磨) とライニング ⑤機器類の据付、調整の手順で行われた。

これらの作業に関し、放射線管理上注目すべき点として次のことがあげられる。

- (1) 比較的高線量率下の作業である (最大 50 mR/h)
 - (2) 高レベルの汚染が予想された (最大 1×10^5 dpm/100cm² 以上)
 - (3) ピット内という狭い場所での作業である (作業員の身体汚染、空気汚染、酸欠などの配慮)
- 主な作業の放射線防護及びモニタリング結果について以下に述べる。

排水管の撤去作業では、管内の表面汚染密度が、最大 1×10^5 dpm/100cm² 以上 (管表面線量率: 最大 50 mR/h) と高かったため、床汚染拡大防止の処置をとった。管内に少量残っている廃液を容器に移し、その後、管口にウエスを詰めビニールシートで密封した。

撤去した排水管、ステンレスピットなどの放射性固体廃棄物の解体、切断は汚染の飛散、空気汚染の拡大を防止するため、ビニールハウス (局所排気装置設置) を設け、そこで行った。

コンクリートピット、ステンレスピットの除染作業では、ピット内作業位置線量率 (最大 15 mR/h) 低減化のため、はじめにヘドロの回収を行った。この結果、作業位置線量率は、最大 2 mR/h に減少した。回収したヘドロの入ったドラム缶表面線量率は、最大 100 mR/h であった。なお、コンクリートピット除染前の表面汚染密度は、最大 1×10^5 dpm/100cm²、除染

後は、除染前の約 1/100 に減少した。

以上の作業では、身体汚染、内部被曝の発生を防止するため、防護具として主に全面マスク、上下アノラック、ゴム長靴を使用した。また、ピット内作業にあたっては、酸欠防止、空気汚染の拡大防止（下地調整時）のため、給排気装置を設置しピット内を負圧に維持した。

本作業による作業者の総被曝線量は、 $612 \text{ man} \cdot \text{mrem}$ 、個人最大 97 mrem 、平均 16 mrem であり、予想した被曝の範囲内であった。

3.5.2 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データを Table 3.5.1 に示す。年間排出量は、全 β が $8.9 \mu\text{Ci}$ 、 ^{125}Sb が $2.4 \times 10^2 \mu\text{Ci}$ であった。また、放射性ガスは、排出されなかった（検出限界以下）。サブスタックからの放射性塵埃の年間排出量は、 $8.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$ であった。

2) 液体廃棄物

ホットラボから廃棄物処理へ排出された廃液データを Table 3.5.2 に示す。年間排出廃液量、放射エネルギーとも昨年度と同じ程度であった。

3) 固体廃棄物

固体廃棄物の搬出データを Table 3.5.3 に示す。総数は 3664 個で昨年度とほぼ同じであった。種類別に見ると低レベル可燃性廃棄物が 66%、低レベル不燃性廃棄物が 28% と両方で大部分を占めている。昨年度に比較し、低レベル可燃性廃棄物の数が多くなっている。これは、塩化ビニールシートなどの不燃性放射線防護器材の代りに、酢酸ビニールシートなどの可燃性器材が多く使用されるようになったためと考える。

3.5.3 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 3.5.4 に示す。全体（職員＋外来業者）の総被曝線量は、 $1723 \text{ man} \cdot \text{mrem}$ であり、昨年度の約 1/2 であった。このうち、外来業者の総被曝線量は、 $1023 \text{ man} \cdot \text{mrem}$ であり、全体の 59% を占めている。

また、内部被曝の定期検査結果は、すべて検出限界以下であった。臨時検査の結果は、 1 mrem/life 以下であった。

Table 3.5.1 Monthly releases of radioactive dust from Hot-Laboratory
(average concentration and amounts of radioactivity)

項目	54年				55年				合計					
	月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月		11月	12月	1月	2月	3月
グ ロ ス β (r)	1日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	4.6×10^{-14}	4.9×10^{-14}	4.0×10^{-14}	4.0×10^{-14}	4.0×10^{-14}	7.8×10^{-14}	1.8×10^{-13}	6.2×10^{-14}	2.0×10^{-12}	4.3×10^{-14}	1.3×10^{-14}	3.9×10^{-14}	1.0×10^{-13}
	月間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	1.6×10^{-14}	2.1×10^{-14}	1.6×10^{-14}	1.6×10^{-14}	1.6×10^{-14}	1.9×10^{-14}	3.2×10^{-14}	2.0×10^{-14}	9.8×10^{-14}	1.1×10^{-14}	1.1×10^{-14}	1.6×10^{-14}	2.6×10^{-14}
	1日最大排出量 (μCi)	4.5×10^{-14}	4.8×10^{-2}	5.4×10^{-2}	3.9×10^{-2}	2.3×10^{-1}	1.8×10^{-1}	7.4×10^{-2}	20	4.2×10^{-2}	1.3×10^{-2}	4.9×10^{-2}	1.0×10^{-1}	
	月間排出量 (μCi)	5.6×10^{-1}	7.0×10^{-1}	5.9×10^{-1}	4.7×10^{-1}	5.8×10^{-1}	9.5×10^{-1}	6.3×10^{-1}	29	2.0×10^{-1}	7.0×10^{-2}	4.7×10^{-1}	7.9×10^{-1}	8.9
^{125}Sb	1日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)						6.1×10^{-11}	2.3×10^{-11}						
	月間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)						2.3×10^{-11}	1.3×10^{-12}						
	1日最大排出量 (μCi)						4.4×10^1	2.3×10^1						
	月間排出量 (μCi)						2.0×10^2	3.8×10^1						2.4×10^2
総合計 2.5×10^2														

Table 3.5.2 Radioactive liquid wastes transferred from Hot-Laboratory
to the wastes disposal plant

項目	54年	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		
排出廃液量 (m^3)	83	1.9×10^1	62	65	1.6×10^1	6.5	1.3×10^1	9.0	1.5×10^1	8.0	1.6×10^1	83	1.3×10^2	
排出发射能量 (mCi)	β (r)	31×10^1	33×10^1	10×10^1	39×10^1	26×10^1	4.5	5.9	16×10^1	75×10^1	70×10^1	5.8	9.0	33×10^2
	α	14×10^{-1}	69×10^{-3}	20×10^{-3}	19×10^{-1}	10×10^{-1}	24×10^{-2}	25×10^{-2}	10×10^{-1}	71×10^{-1}	70×10^{-1}	33×10^{-2}	1.2×10^{-1}	2.2

Table 3.5.3 Radioactive solid wastes transferred from Hot-Laboratory to the waste disposal plant

種 類	月	55年												合 計	
		54年 4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月		
低 レ ベ ル	可燃性廃棄物	305	316	138	130	108	134	213	130	179	158	410	193	2414	
	不燃性廃棄物	87	205	67	74	57	57	73	73	80	53	166	49	1041	
中・高レベル廃棄物		15	14		2	17	8	8	10	4	14	15	6	113	
そ の 他	フ ァ イ ル タ 類		16	32			6		25			3		82	
	ドラム封入物等												14	14	
														総合計	3664

Table 3.5.4 Personnel exposure in the Hot-Laboratory (annual)

被曝区分 対象	全身被曝 ^{*2}			局部被曝 ^{*3}			^{*4} 着用者数
	最大被曝線量 (mrem)	総被曝線量 (man・mrem)	平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	総被曝線量 (man・mrem)	平均被曝線量 (mrem)	
ホットラボ管理室 (40名) ^{*1}	80	590	15	350	1860	98	19
施設第1課 (3名)	50	110	37	—	—	—	—
放射線管理第2課 (4名)	30	80	20	—	—	—	—
外来業者 (124名)	123	1023	8	—	—	—	—

*1: 常駐外来業者7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($\beta + r$)

*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 モリブデン-99 製造用照射装置の開発

1) はじめに

(n, γ) 法によるモリブデンの照射開発は断面積の測定など基礎データの収集から照射孔の選定及び特性測定を行い、概要を次のように決定した。(53年度報参照)

- (1) 試料: MoO_3 ペレット (MoO_3 粉末を加圧, 焼結成形)
- (2) 照射孔: JRR-2 インコア 3A 孔 ($\phi_{\text{th}} 1 \times 10^{14} \text{nv}$, $\phi_{\text{f}} 7 \times 10^{13} \text{nv}$)
- (3) 照射時間: 7 日 (オンパワハンドリング)

54年度はこれらをもとに照射装置の設計, グリッパの新規開発及び特性測定を行った。

2) グリッパの開発

作業手順の概略を Fig. 4.1.1 に記す。キャスクはグリッパを 5 本装備し遮蔽プラグ, 未照射キャプセル (2 本) 照射済キャプセル (2 本) の各々について操作する。キャプセルの移動は移送コンテナの上に直接キャスクをセットして行う。装置設計においては, オンパワハンドリングを特に考慮して燃料領域を昇降するキャプセル, 及びグリッパの材料の選定, 駆動方法などを検討した。

グリッパの爪の動作には何らかの動力を必要とするが雰囲気, 寸法などの条件から電力, 油空圧は使用が難かしく, これらを必要としない機構とした。それは, ボールペンなどに使用しているノックオン方式を応用したものであり, グリッパ自身の重量を利用して爪を動作させるものである。Fig. 4.1.2 にその概略を示す。

この機構ではグリッパ重量とノックオン機構用スプリング強度のバランスが重要で, 特に重水中での使用は浮力などにより空気中とは条件が異なる。最適なバランスを求め動作の信頼性を確立するため, 試作品を製作しモックアップによりテストを行った。モックアップ装置の概要は Fig. 4.1.3 に示す。テストは掴み, 離しを 1 サイクルとし連続して 1000 回以上行った。途中 200 回毎にグリッパを分解し各部の摩耗などを点検しながら行った。400 サイクルまでは動作ミスが数回あったが, これらは何れも爪, 回転子のスベリ面の仕上不良によるものであり補修した結果その後ミスはなくなった。この事によりノックオン方式の信頼性は確保されたと思われる。また掴み離しの確認はロードセルにより行う。

グリッパはワイヤで昇降する。材質は放射化量がキャスクの遮蔽厚に影響するためニッケルとした。このワイヤの衝撃試験及び放射化分析により不純物の測定を行い安全性を確かめた。グリッパの詳細が決定したことによりキャプセル挿入時の反応度, グリッパの温度分布計算, キャスクの遮蔽計算を実施, その評価を行い, 装置及びキャプセルの概要を 3) のように決定した。

今後はこれをもとに装置の詳細設計及び製作を進めることとなった。

3) 照射装置概要

- (1) 試料: MoO_3 ペレット, $\phi 28 \text{mm} \times \ell 10 \text{mm} \times 9 \text{ヶ}$
- (2) キャプセル: A1050, $\phi 34 \text{mm} \times \ell 150 \text{mm}$

- (3) 遮蔽プラグ : SUS 304, $\phi 35\text{mm} \times \ell 500\text{mm}$ (漏洩線量実測値 10MW時-BG)
- (4) キャスク : 遮蔽厚, 鉛 200mm
- (5) グリッパ : A5052, Ni, Pb, $\phi 34\text{mm} \times \ell 250\text{mm}$, 重量 1.25kg (反応度実測値 - 0.15 $\Delta k/k$, 昇降速度, 炉内 15cm/min)
- (6) 移送コンテナ : 遮蔽厚, 鉛 200mm
- (7) 照射筒 : A1050, ID 36mm, OD 41mm

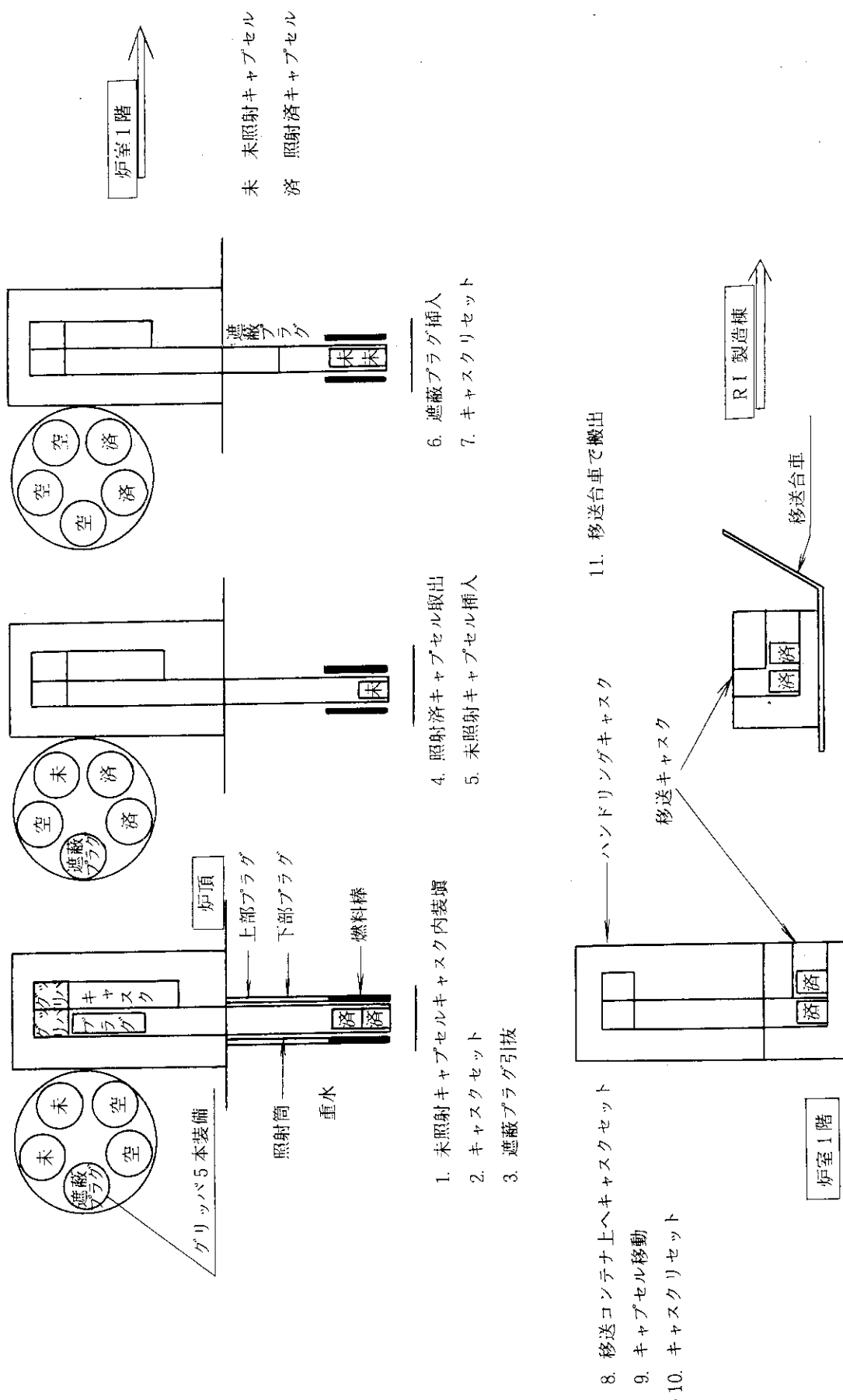


Fig. 4.1.1.1 Flow Sheet of Molybdenum irradiation

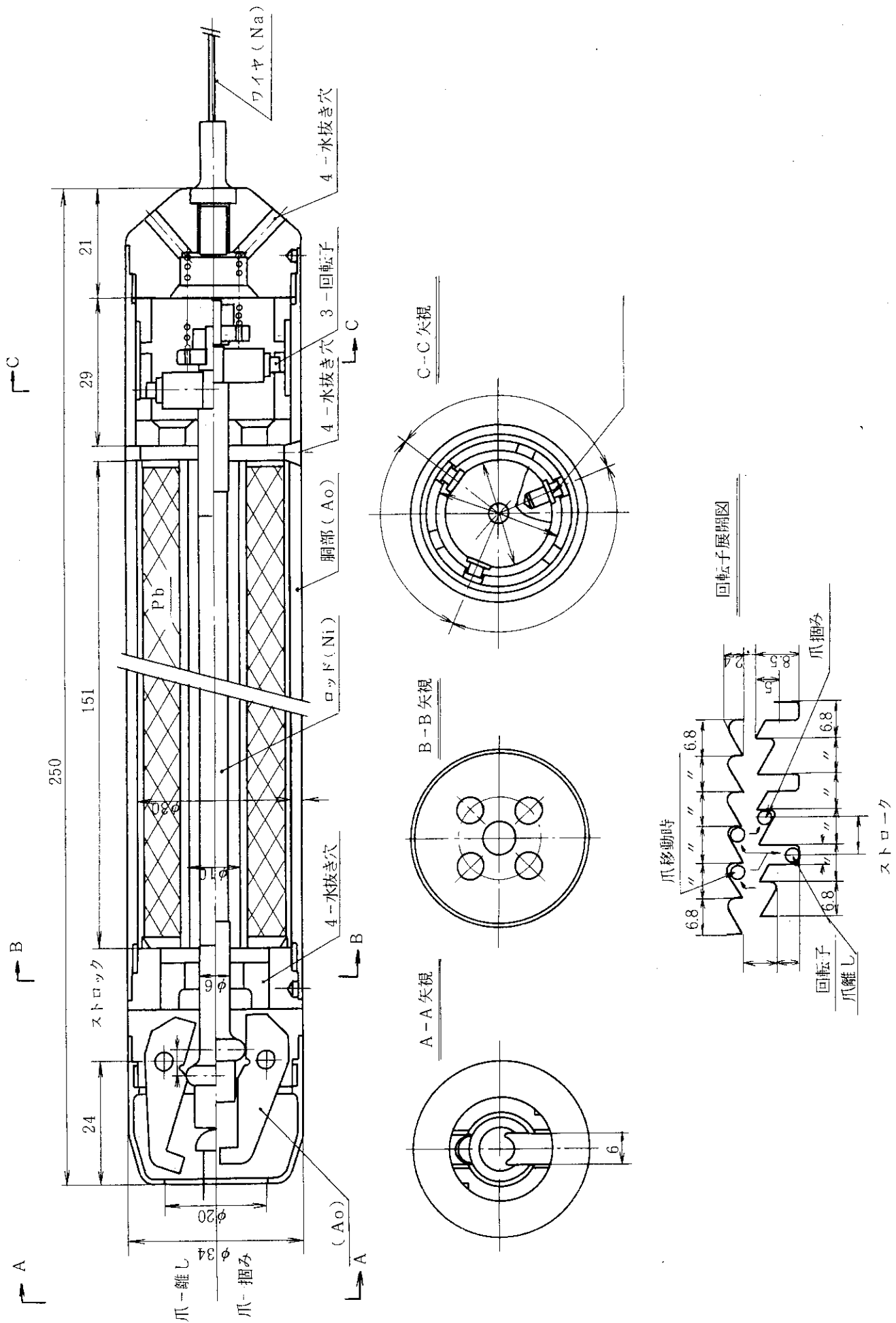


Fig. 4.1.2 Schematic cross section of Mo-Gripper

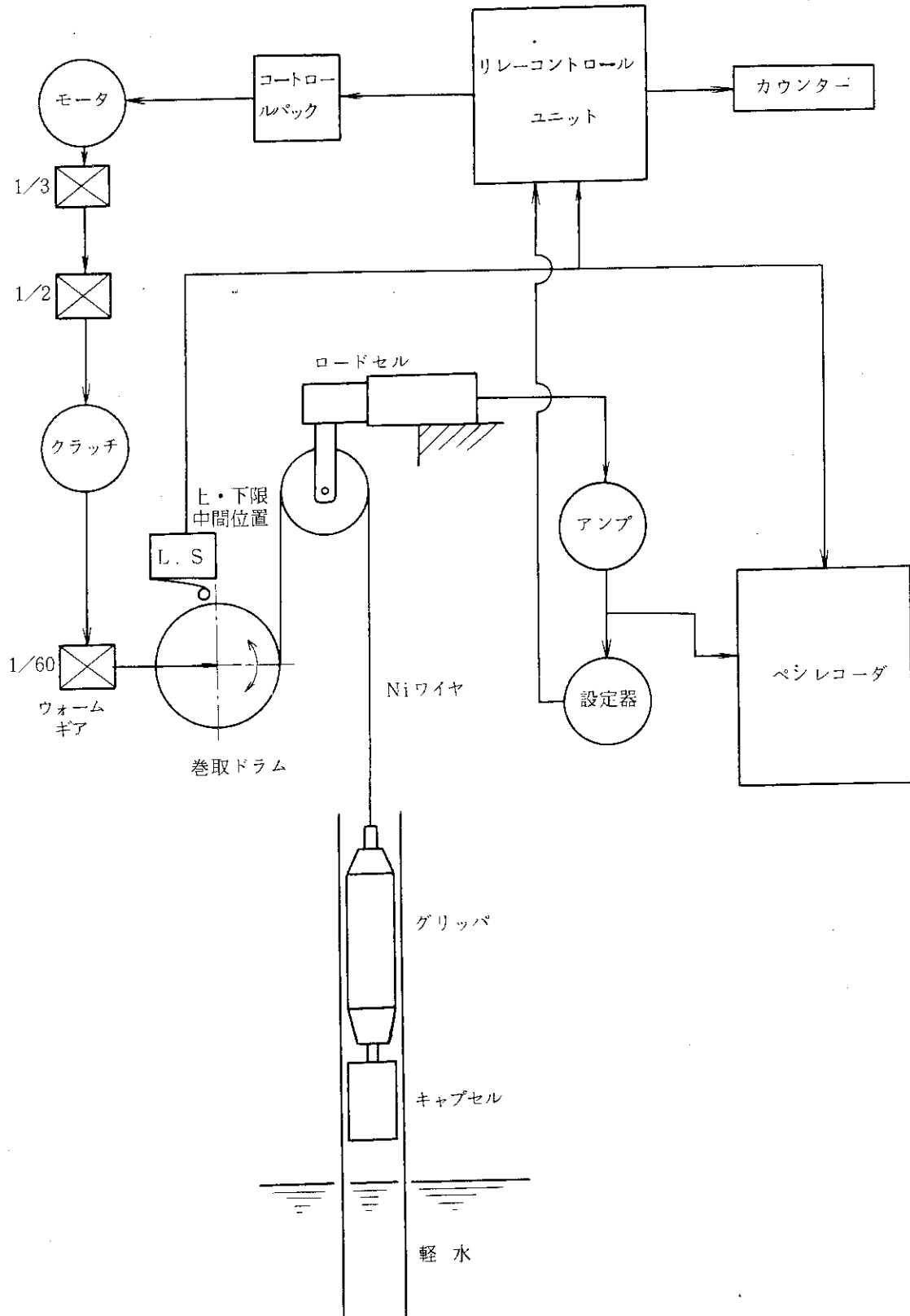


Fig. 4.1.3 Schematic Flow diagram of assembly for functional testing

4.1.2 垂直照射孔における均一照射のための調査（Ⅲ）

1) はじめに

52, 53年度とJRR-2及びJRR-3で各照射孔の特性測定を行いシリコンの照射はJRR-2, VT-9に決定した。54年度は主にVT-9での運転中の熱中性子束変動測定と照射装置の開発を行った。

2) 熱中性子束の変動測定

熱中性子の全照射量の誤差を2～3%以内に押さえているシリコン照射では原子炉運転中の中性子束変動は重要な問題となる。特にVT-9は炉の中心と微調整制御棒（C-6）を結ぶ延長線上にあり、出力調整のための制御棒の動きによる影響は大きいと思われる。このためSPNDを使用して4サイクルにわたり、連続して熱中性子束の測定を行った。測定方法はFig.4.1.4に示す。SPNDは照射孔中心に底より5cmの位置から15cm間隔に3本挿入した。出力はJRR-2管理課に協力を依頼して、制御室に設置してある運転データ記録用の計算機に接続し、制御棒の動きと同時に記録し両者の関係を調べた。結果をFig. 4.1.5及び4.1.6に示す。これによると中性子束の変動は制御棒の動きによく追従しているのがわかる。また、サイクルを通して運転開始直後と停止直前での変動も大きい。これらの変動は挿入した3本とも同じ傾向である。このことから実際の照射にあたっての照射量の制御は時間で行っては誤差が大きく、SPNDなどにより中性子束から行う必要がある。

3) 照射装置の試作

シリコンの実用照射では原子炉の運転時間を有効に利用し、効率よく照射を行うのが望ましい。このため装置は自動制御による連続運転を目標として開発することとしたが、それには各機構部及びその動作の高度な信頼性が要求される。そこで各部の動作の確認を試作品を製作し行った。その概略をFig. 4.1.7に示す。装置はシリコンを15本収容する。シリコンの照射はホルダに入れ行うが、このホルダの使用は装置内だけにとどめ、シリコンの装置への装荷、取出はシリコン単体で行う。シリコンを収容したホルダはターレット上よりセット機構で受皿へ移される。受皿は昇降回転機構によりチェンで照射孔を下降し照射位置に停止、回転する。予定照射量に達すると巻上げられ、途中30分間の冷却時間をおいて装置内に収容し、ターレットに移される。同様の手順で次の照射に移りこれを繰返し行う。照射済のシリコンは一定期間装置内に保管冷却後、リフト機構によりシリコンのみ押上げて取出す。以上が装置の一連の動作である。製作後1000時間の連続動作試験を実施し、各機構部について構造、形状、動作（ストローク、時間）、確実性、精度、摩耗などを調べた。全体としては、ほぼ満足できる結果であったが一部不良箇所があった。主なものをあげると、

- (1) 昇降回転機構のチェン
- (2) 機構上の問題
- (3) セッティングの精度

(1)のチェンは市販品のアルミニウムチェンを引張試験、衝撃荷重試験を行い使用した。トラブルはチェン溜から巻上げられる際、リングがからみ合ったままスプロケットへ巻取られオーバー

ロードで停止する。原因はチェンの形状によるものと思われるため、特注により製作することとした。(2)の機構上問題となったのはシリコンをキャスクへ出し入れする際のリフトである。今回はシリンダが台形ネジにより伸縮する構造としたが上端まで伸びた時、先端に振れが生じた。(3)のセッティングに関するものは殆んど寸法上のもので機構的には問題はなかった。その他については一部形状を変更すれば支障ないものである。試験の結果、装置の概要が決定したので、今後はこれをもとに細部についても検討、改良を施し、材料の選定、遮蔽計算及び強度計算などを行いながら本機の製作を進める方針である。

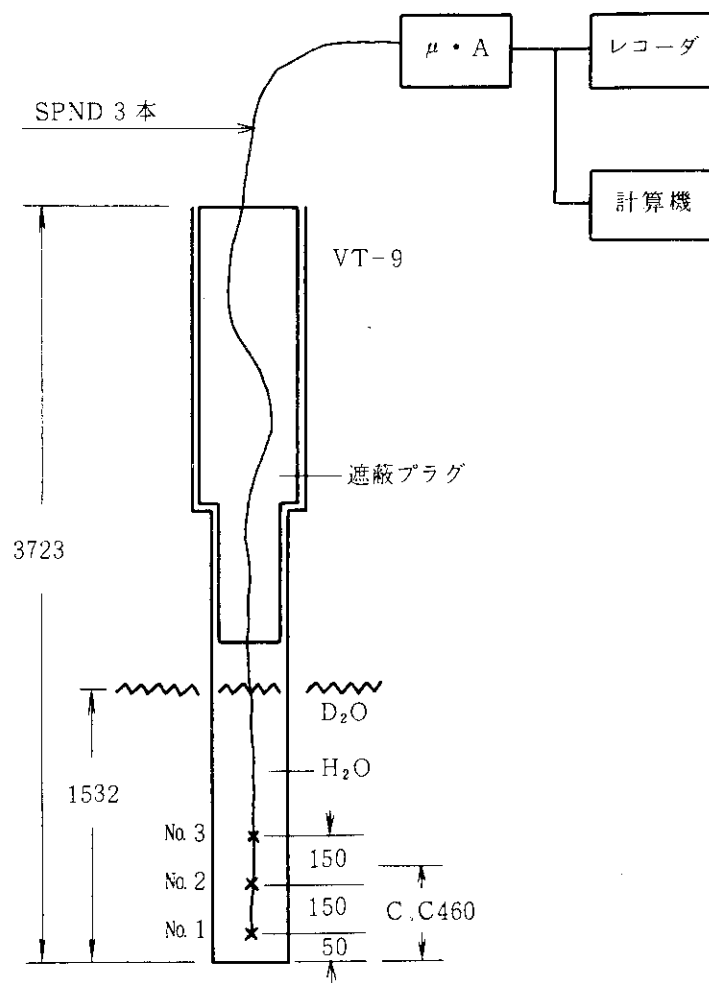


Fig. 4.1.4 Method of SPND Neutron flux measurement

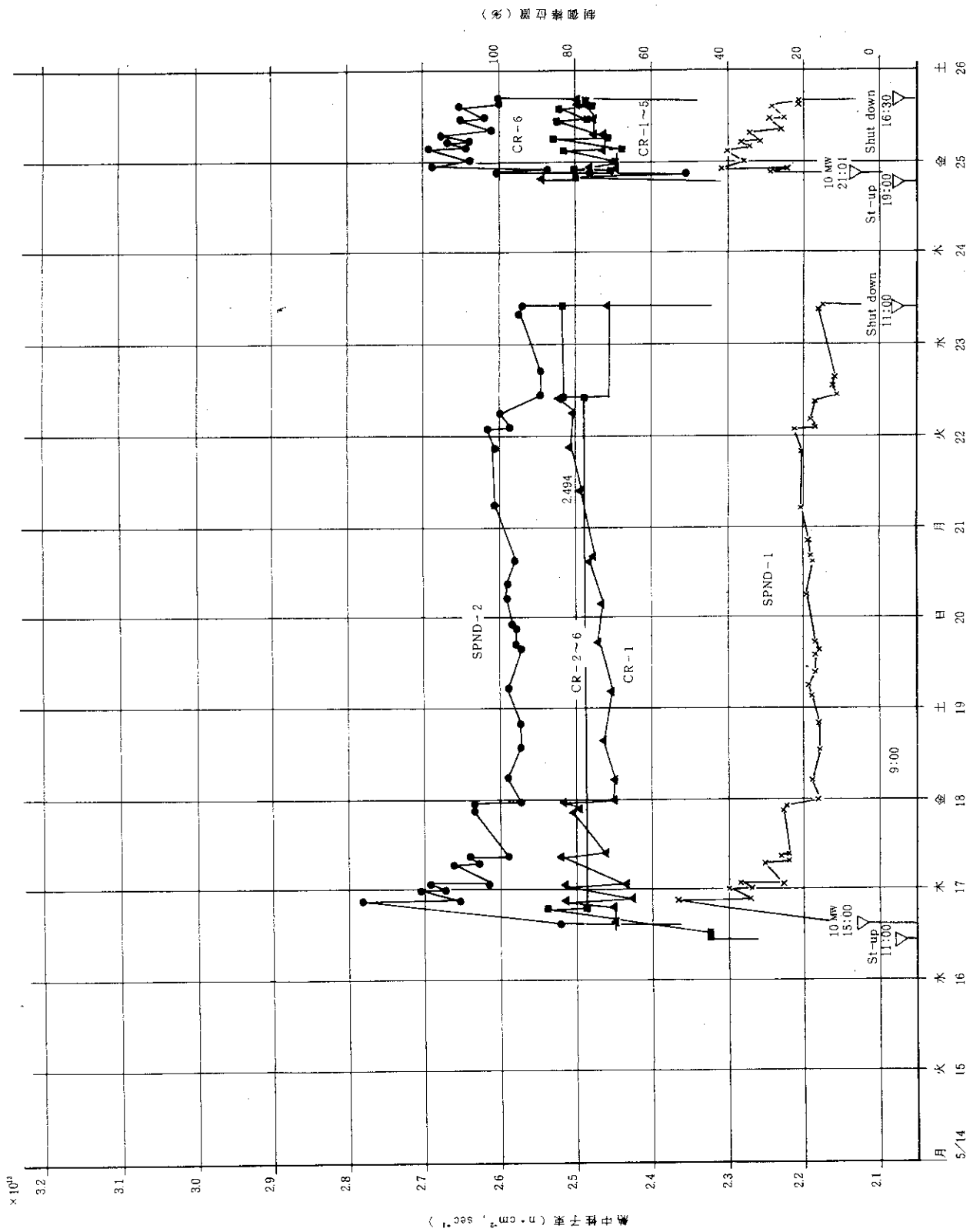


Fig. 4.1.5 Flux fluctuation of VT-9 (R2-54-01)

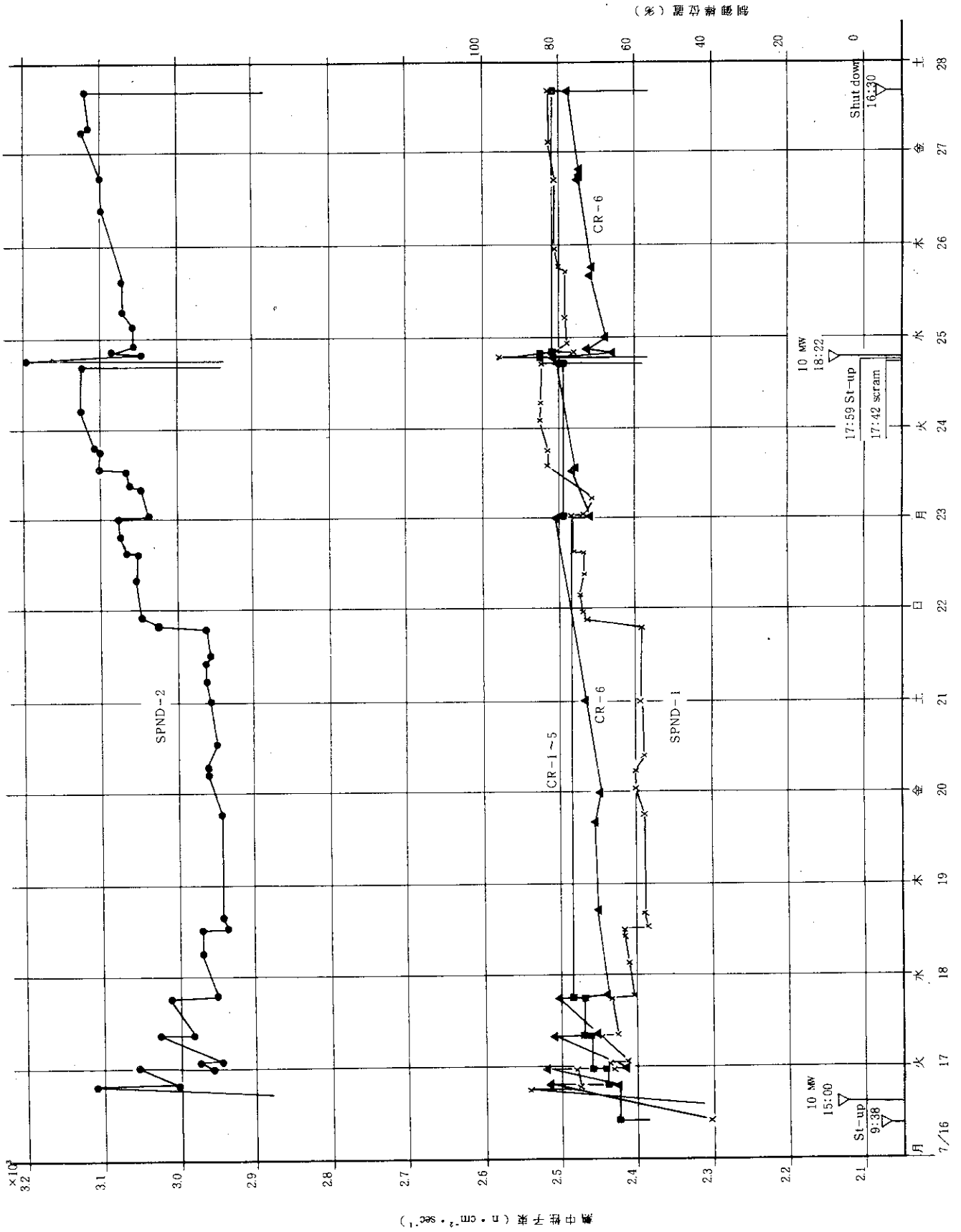


Fig. 4.1.6 Flux fluctuation of VT-9 (R2-54-04)

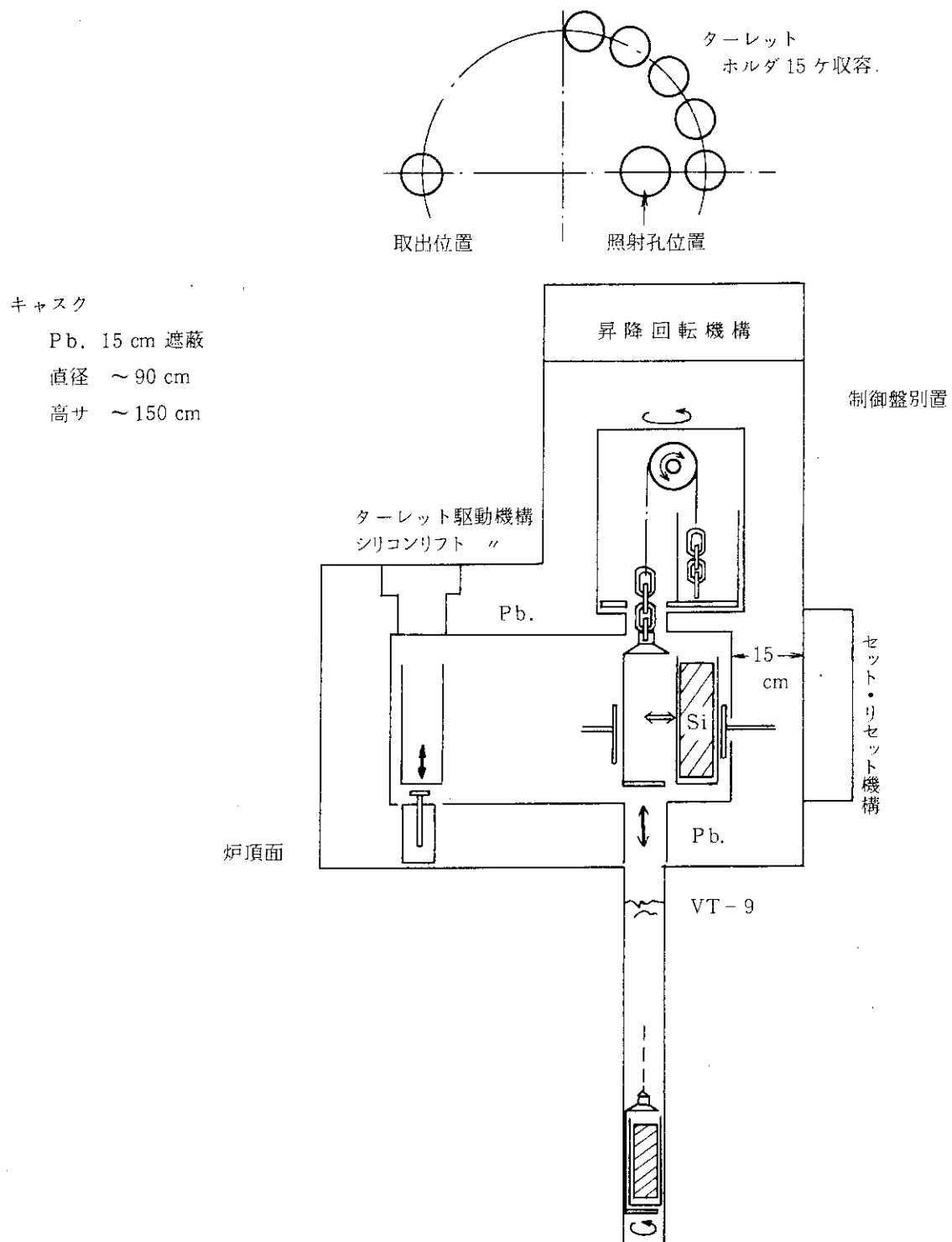


Fig. 4.1.7 Schematic diagram of silicon irradiation facilities

4.1.3 大口径インコア照射の検討

1) 概 要

多目的高温ガス炉実験炉心への装荷が予定されている MK-Ⅲ 燃料体は、内径 18mm、外径 36mm の燃料コンパクトを、内径 36.3mm、外径 46mm、パッド外径 49.7mm の黒鉛スリーブに収めた燃料棒を六角状の黒鉛ブロックに挿入した構造である。

この燃料棒の実証照射試験を JRR-2 インコア照射孔で実施したい旨の、燃料照射研究室の提案を受けて、大口径インコア照射装置の設置及び照射試験キャプセルの概要について検討した。

2) 照射条件、試料

照射条件を Table 4.1.1 に示す。インコア照射孔を選定した理由は、燃料棒の実証試験には高フルエンスの高速中性子が必要であること、また照射期間が約 1 年と長期間であり、他の照射孔は長期の専有が難かしいこと等の理由による。ただし、後述するように、この計画には円筒燃料要素および遮蔽プラグの改造を前提としている。

3) キャプセル構造及び燃料要素等の改造

照射試験キャプセルは、燃料棒を少なくとも 1 重の気密容器に封入しなければならないが、照射期間が長期である点及び試料筒温度が約 1000°C の高温となる点を考慮して 3 重密閉構造、ただしコントロールガス層に対しては 2 重密閉構造とした。キャプセルの断面及び温度分布を Fig. 4.1.8 及び 4.1.9 に示す。キャプセルの外径は 65mm である。

現状のインコア照射孔の円筒燃料要素は、5 層の Al-U 合金燃料板と 2 層の Al 板（内装板及び外筒）により構成されており、外径 40mm のキャプセル照射が可能な構造である。従って、上記の外径 65mm のキャプセルの照射試験には、現状の円筒燃料要素を、Al 内装板、及び内側から 2 層の燃料板を取り除いた構造に改造することが必要である。Fig. 4.1.10 に改造円筒燃料要素の断面図を示す。改造円筒燃料要素の一番内側は、現円筒燃料要素と同様に Al 板とするか、または燃料板とするかは、さらに検討の上で結論を出したい。なお、円筒燃料要素の改造に伴って上段プラグ、スペーサプラグもまた改造が必要であり、さらに、これらのハンドリング装置も一部改造を要することとなる。

現円筒燃料要素から燃料板枚数を減らしていったときの照射孔内の核特性の変化の計算値を Table 4.1.2 及び Fig. 4.1.11 に示す。また、改造円筒燃料要素内に照射キャプセルを装荷したときの中性子束分布計算値を Fig. 4.1.12 及び 4.1.13 に示す。なお計算はそれぞれ XSDRN コードによるセル計算である。

4) まとめ

検討は上記のほか、燃料コンパクトから放出される F.P. ガスのスweep装置またはサンプリング装置もしくはモニタリング装置についても行ったが、ここでは省略した。

燃料板枚数を減じた燃料要素内の中性子スペクトルは熱化が顕著であり、目的の高速中性子フルエンスを得るには照射期間を延長する必要がある。ただし評価はセル計算によったので定量的評価はできない。

本計画を実施するには、改造円筒燃料要素のキャプセルガイドの最適化設計が必要である。このため模擬燃料要素の製作及び流水試験が行われなければならない。

以上の検討は、多目的高温ガス炉燃料の照射試験を目的として行った。しかし、燃料板の数を変化させて、中性子スペクトルを段階的に変化させる方法は、他の燃、材料照射試験やRI製造の目的にも応用が可能である。

参照資料

1) 末武 雅晴 他：私信

“JRR-2円筒燃料炉心の臨界計算”，1974

2) JAERI：“多目的高温ガス炉研究開発の現状”，1977, 1978

Table 4.1.1 Details of sample and irradiation condition

熱中性子束	$\sim 5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
高速中性子束	$\sim 4 \times 10^{13} \quad "$
フルエンス	$5 \times 10^{20} \text{ nvt}$
線出力	400 w/cm
最大温度	1400°C
照射期間	13 サイクル
試料	MK-III 燃料棒 1体
燃料コンパクト	$36^{\text{od}} \times 18^{\text{id}} \times 36 \text{ } \ell \quad 12 \text{ コ}$
黒鉛スリーブ	$46^{\text{od}} \times 36.3^{\text{id}} \times 480 \text{ } \ell$ (パッド部 49.7ϕ)
^{235}U 装荷量	$\sim 100 \text{ g}$

Table 4.1.1.2 Neutron spectrum in remodeled cylindrical fuel rod

中性子エネルギー	^{*-1} SB-HFE 4B-HFE 3B-HFE 2B-HFE MK-III capsule in 3B-HFE in 2B-HFE	^{*-3} VHTR 実験炉心 (平均/最大)
0.18 MeV ~ 14.9 MeV	^{*-2} 0.546 0.425 0.342 0.357 0.897 0.708	0.43/0.31
238 eV ~ 0.18 MeV	1.661 1.362 1.116 0.916 2.198 1.786	1.10/0.77
0.65 eV ~ 238 eV	0.205 0.172 0.144 0.119 0.240 0.168	1.42/1.02
0.0047 eV ~ 0.65 eV	1.0 1.0 1.0 1.0 1.0 1.0	1.0 / 1.0

注) 1. 5B-HFE は燃料板 5 層の円筒燃料要素の略。以下同様。

2. 中性子束は熱群を 1.0 としたときの相対値。

3. MK-III 燃料体炉心ではなく、内面冷却棒型燃料体炉心の特性として、参照資料②に示されたもの。

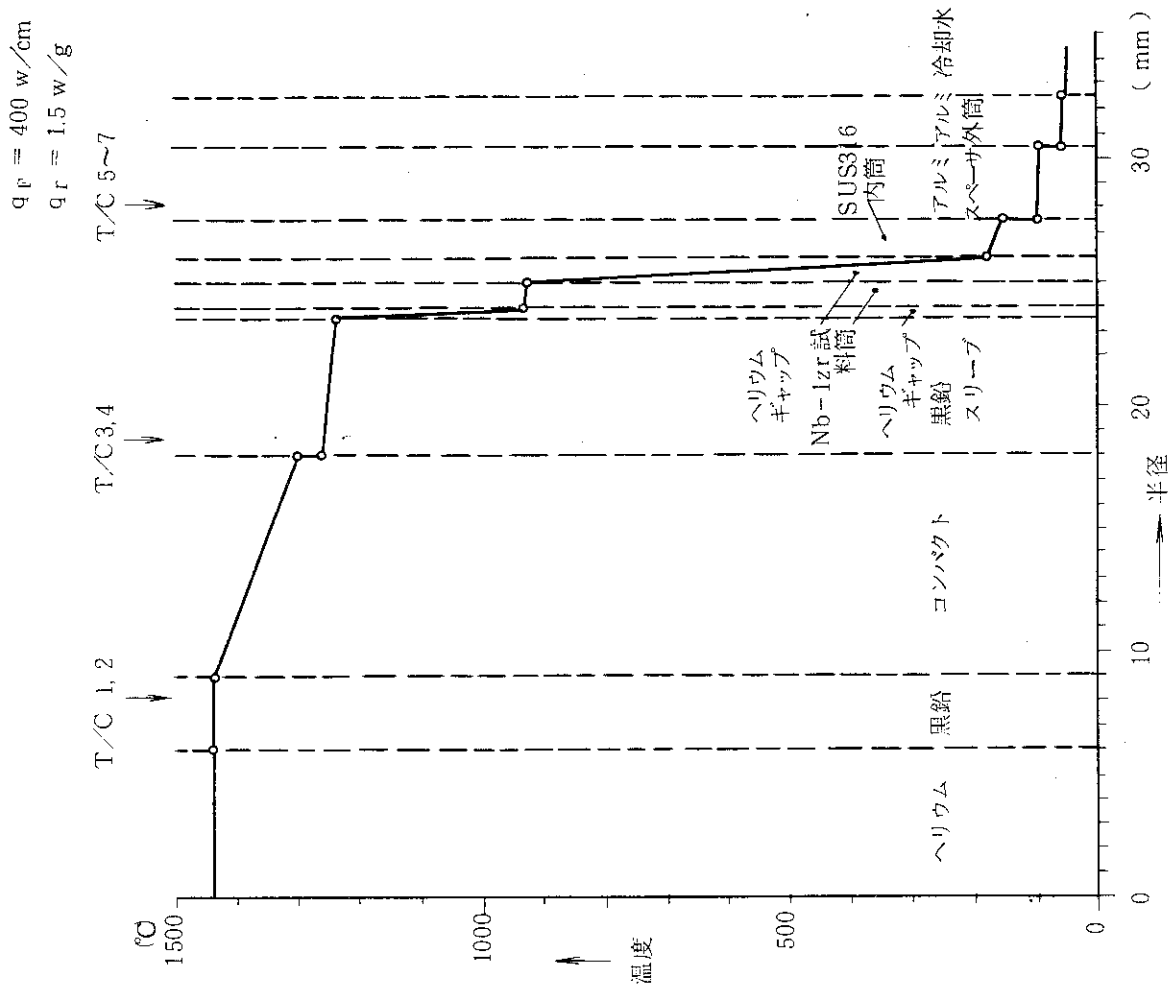
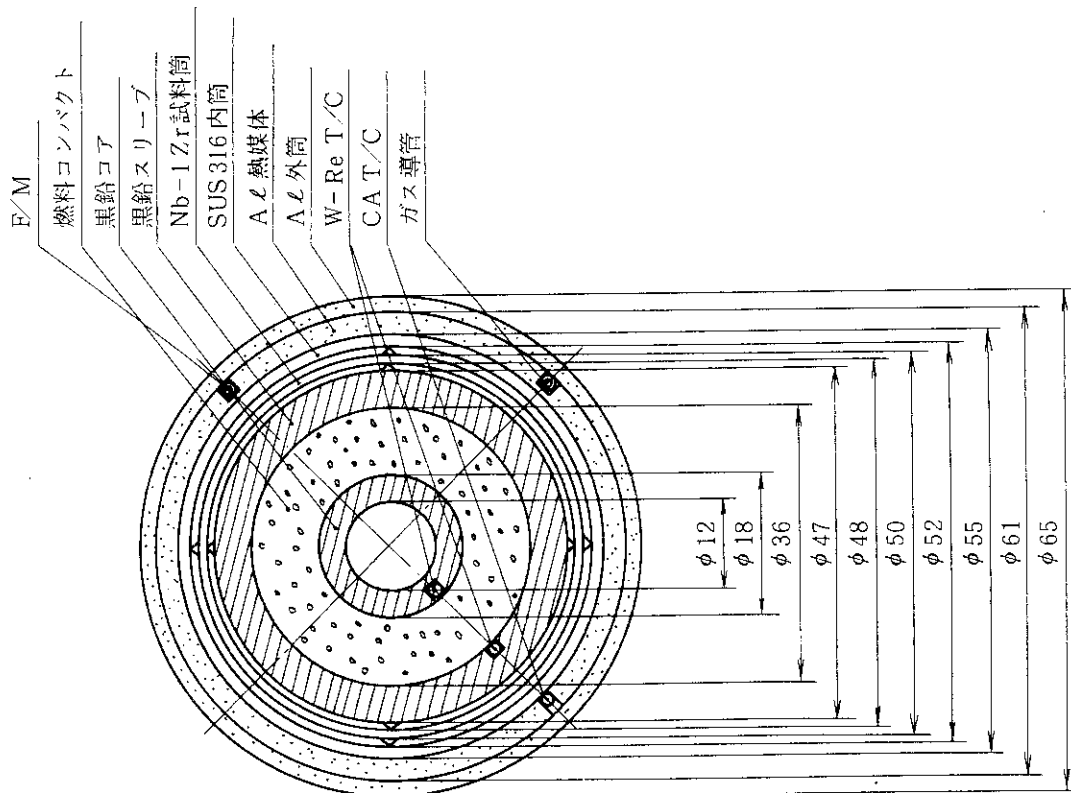
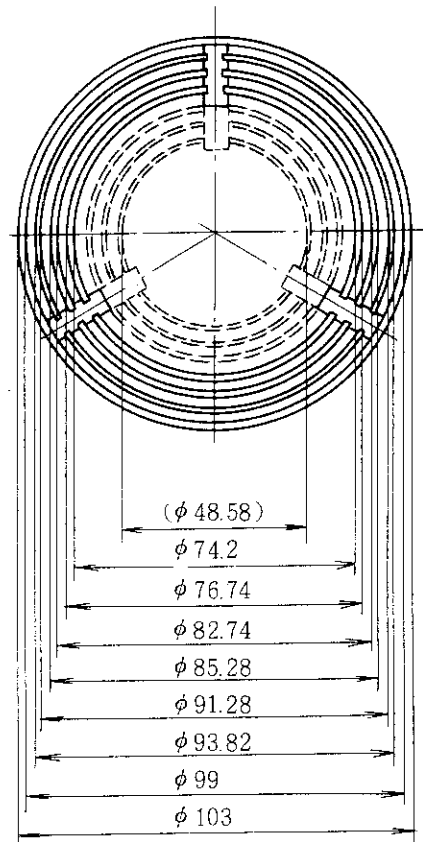


Fig. 4.1.9 Calculated thermal distribution in MK-III fuel rod irradiation test capsule



* 現状のB型円筒燃料要素を破線で示す。

Fig. 4.1.10 Sectional diagram of fuel element for big diameter in-core irradiation hole

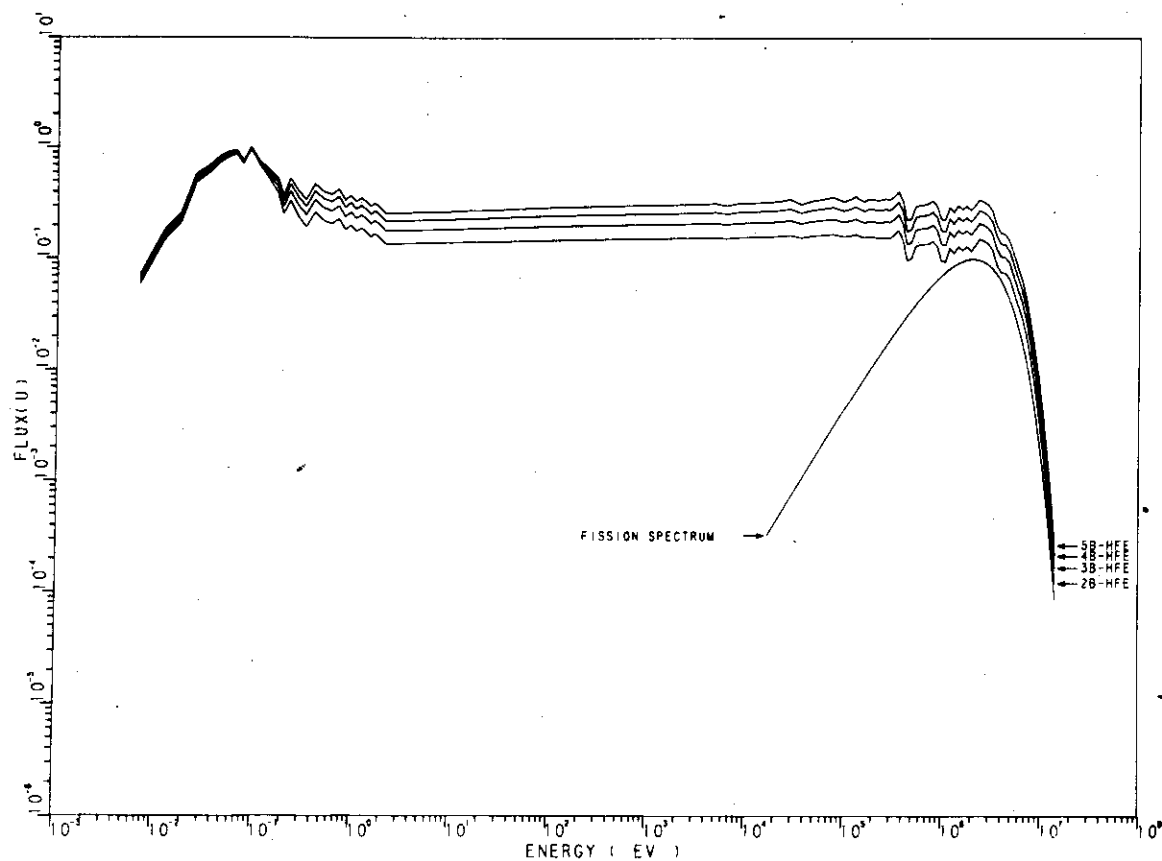


Fig. 4.1.11 Variation of neutron spectrum on the center of the hollow fuel elements in various number of the fuel plates

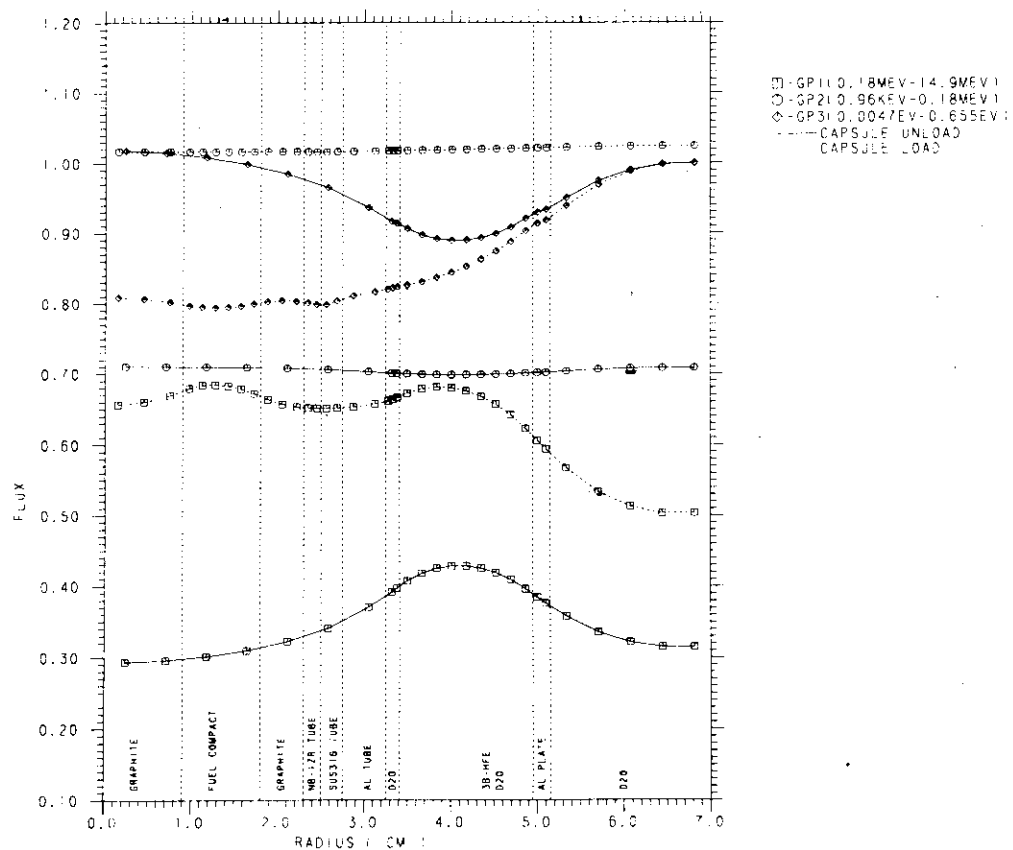


Fig. 4.1.12 Neutron flux distortion by MK-3 fuel rod capsule in 3B-H.F.E.

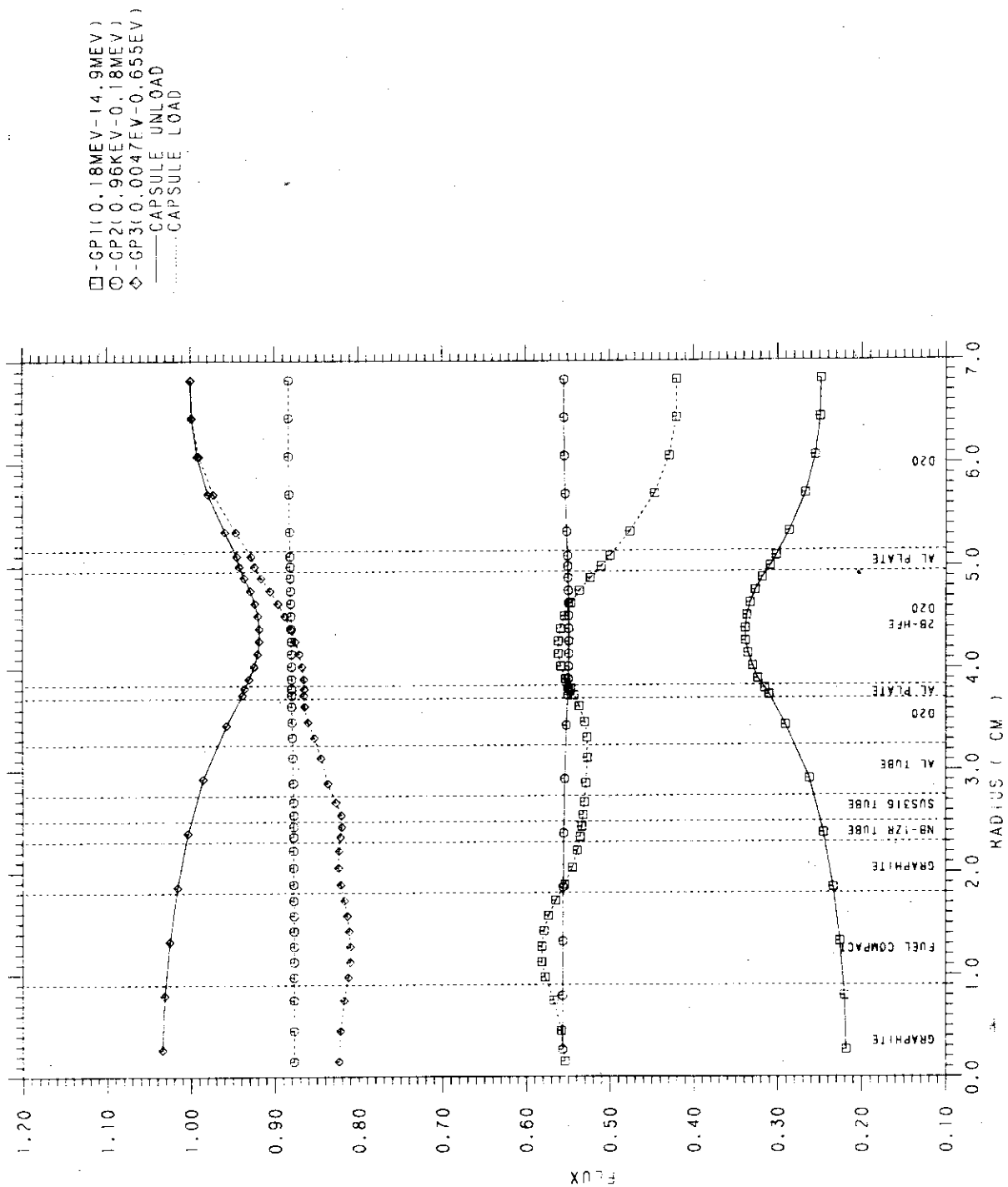


Fig. 4.1.13 Neutron flux distortion by MK-3 fuel rod capsule in 2B-H.F.E.

4.1.4 インコア計装キャプセル用計測記録系の整備

1) 概 要

JRR-2におけるインコア計装キャプセルの照射設備は、混合ガス制御装置、ヒータ温度制御装置の整備が終り、さらに計画中の真空温度制御装置、位置調整装置等が整備されると、照射キャプセルの計装化が飛躍的に充実する。これらの各種のキャプセルの計装化が進むに従い、原子炉照射中に同時に監視、記録する計測データの点数が多くなり、例えば54年度の第12サイクル中における熱電対による温度記録は、4キャプセルで22点に達している。計装キャプセルは、各キャプセルの設計条件、照射条件がそれぞれ異なるため、キャプセル単位で個々のデータを監視点検していく必要があるので、記録点数の増陸に対処していくに当たっては、データ監視、処理機能を含めた計測・記録系の拡充整備が必須となる。

これらの傾向に対処するため、インコア計装キャプセル用計測・記録系の整備を計画してきたが、54年度において、従来検討してきた計装系の主要部分の整備を終えたので、その概要について述べる。

54年度中に整備した主な点は、次の通りである。

- (1) インコア計装制御盤の更新
- (2) 高精度プロセスデータログの新設
- (3) データ処理用ミニ・コンピュータの設置

インコア計装制御盤の更新は、51年度の原子炉改修後から使用してきた、旧キャプセル温度測定パネルを全面的に更新して、JRR-2炉室内測定室に新設計装制御盤を設置した。新設計装制御盤は、今後の機器類の拡張性及び保守点検の容易性を考慮した分割ラック形式のものとし、W/Re用及びC/A用の12打点温度記録計各2台、高精度プロセスデータログ、アラームユニット等、計装系の全体を4連のラックに組込み、照射中キャプセルの温度記録、監視が機能的にできるようにした。温度記録系は、アラーム、スクラム用警報設定器付きの4台の記録計を更新してアナログ系の信頼性を高めるとともに、データログによる多チャンネル自動プリントアウト等の機能性を高めることができ、照射中のデータ監視・点検・記録業務の改善を計ることができた。

高精度プロセスデータログには、データ処理系の機能、操作性、拡張性に優れた米国AUREX社製「AUTODATA-9」を採用し、アラームユニット、スキャナー、出力インターフェース等の周辺機器接続用オプションを含めた構成を整えることにより、将来のデータ処理系への接続を可能とした。

データ処理用ミニ・コンピュータは、ヒューレットパッカード社製デスクトップ型「システム35」と付属プロッテングライタ「9871A」を採用し、原子炉特許の居室に設置した。CRT、内蔵メモリ、テープカートリッジ等の相互機能を使って、独立した計算処理を行うほか、将来、JRR-2測定室のデータログとの間でON-LINEデータ処理を行うことを計画している。

これらには現在、一部の未整備部分を残してはいるが、インコア計装キャプセルの照射中データの増加に対処するため、計測記録系の主要部分の整備が整い、データ処理系の充実を計ることができた。

Fig. 4.1.14に「計装キャプセルの計測記録系系統図」を、

Photo. 4.1.1に「インコア計測制御盤」

Photo. 4.1.2に「プロセスデータログ Autodata-9」

Photo. 4.1.3に「データ処理用ミニ・コンピュータ」

をそれぞれ示す。

2) 装置の構成・機能

(1) インコア計装盤のシステム構成

インコア計装盤は4つのラック型式計装盤で構成し、JRR-2測定室内に設置した。全体のシステム構成はFig. 4.1.14に示す系統図の通りであり、各機器の構成及び主要機能は次の通りである。

No.1 ラック：各種制御装置コントロールパネル

- ① 混合ガスコン用アラームユニット：排出ガス用放射モニタ 2ch (GM計数率計)
- ② ヒータコン用プログラム設定器：千野製 1台
- ③ 真空温度制御装置コントローラ (計画中)
- ④ 位置制御装置表示板 (計画中)

No.2 ラック：マトリックスピンボードパネル

- ① マトリックスピンボード $50^P \times 50^P$ 1枚
(入力側 $8P \times 6 + 2P$)
(出力側 $12P \times 4 + 2P$)
- ② チャンネルチェックポイント $12点 \times 4系 = 48点$
DC 入力端子 + 短絡スイッチ
- ③ 標準電圧 (mV) 発生器
- ④ デジタルボルトメータ

No.3 ラック：レコーダ、アラームユニットパネル

- ① 温度記録計
12打点 C/A 温度記録計：アラーム、スクラム設定器付 1台
横河製 ER180 (0~1000°C)
12打点 W/Re 温度記録計：アラーム、スクラム設定器付 1台
横河製 ER180 (0~2000°C)
- ② アラームユニット：
アラーム、スクラム信号表示、原子炉制御室への信号出力
入力信号のアナログ、デジタル選択可、ブザー付

No.4 ラック：データログパネル

- ① 温度記録計
12打点 C/A 温度記録計 (1台) 横河製 ER-4037 (0~1000°C)
12打点 W/Re 温度記録計 (1台) 横河製 ERタイプ
いずれもアラーム設定器なし

(2) 高精度プロセスデータログ

マトリックスピンボードを経由した照射中計装キャプセルの熱電対出力信号は、温度記録計とこのプロセスデータログに入力され、AD変換されてデジタルデータ処理系として記録、表示される。プロセスデータログは、内外各社から種々の機能・型式のものが製品として出されているが、炉内計装キャプセルの計装系に用いる機種として、機能、精度、操作性等の面から米国AUREX社製の「AUTODATA-9」を採用した。

データログ本体の内蔵チャンネルは40チャンネルでC/A及びW/Re熱電対用入力モジュールにより、キャプセル温度データの集録を行う。本体の機能としては、各種入力データの収録と警報発生を行い、YHPコンピュータとの演算処理機能に優れたシステムとなっている。

機器構成及び主な仕様

- ① データログ本体 「AUTODATA-9」米国AUREX社製 40ch内蔵多点リードリレ
スキャナ
高精度A/D変換器, Intelマイクロプロセッサ温度リニアライズ
PROM, アラームRAMコントローラ, RS232Cインターフェースから
成り、遠隔伝送特性に優れている。
1点当たり4種のアラーム設定とコントロールリレー出力が可能。
高入力インピーダンスによる記録計との並列使用可。

- ② アラームコントローラ：A940（100チャンネル）1台

- ③ ローカルスキャナ : A616-01 1台

- ④ 補助電源盤 : 1106 1台

(3) データ処理用ミニ・コンピュータ

機種：YHRシステム-35

(ヒューレットパッカード社製
デスクトップ型ミニ・コンピュータ)

- ① 本体構成：型式9835A（12インチCRTディスプレイ付）

- ・使用言語：拡張BASIC
- ・256Kバイト：リードライトメモリ
- ・感熱式16桁プリンタ
- ・217Kバイト、テープカートリッジ
- ・機能拡張用ROM（8KB×16個取付可）
- ・HP-IBプロッタインターフェース

- ② プロットングライタ：型式9871A

- ・欧文・カナタイプ機能：平均30文字/秒
- ・文字、記号による作表・図形プロットング機能

3) 今後の整備計画

計装キャプセルの計測系のハード面の整備のうち、55年度に予定しているものとして、次のものがある。

- (1) 真空温度制御装置の設置

(2) 位置調整装置の設置

(3) 測定室-居室間データ処理回線の整備

これらの整備の際、計装系の機器類は、今回整備した計装盤に一括取付可能であり、照射中の計装キャプセルの監視に有機的に機能することとなる。

また、ソフト面では、データ処理用プログラムの整備を進め、データの解析・処理面の充実をはかる必要がある。

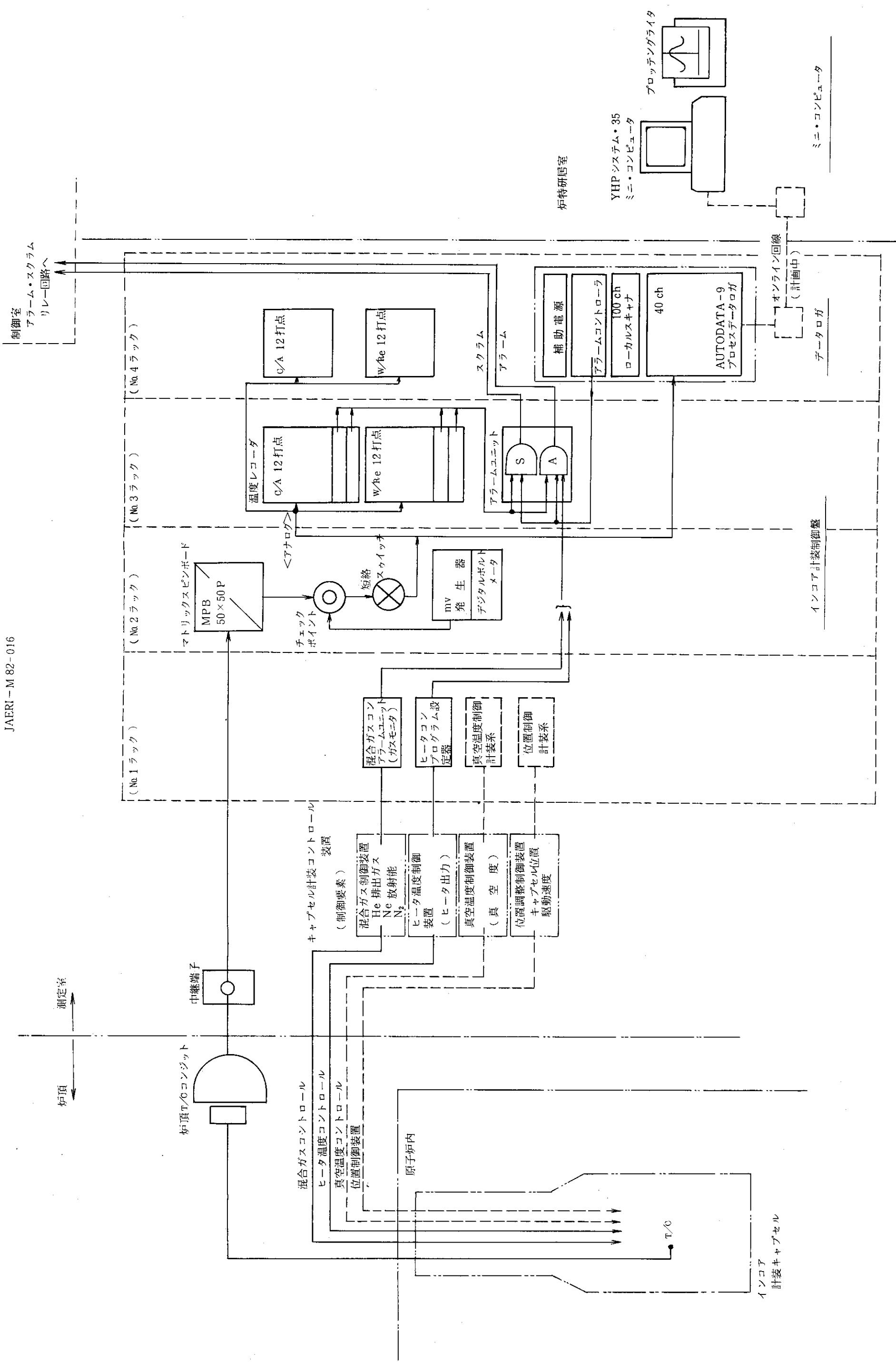


Fig. 4.1.14 Schematic sequence of Instrumentation System for Incore Irradiation Capsules of JRR-2

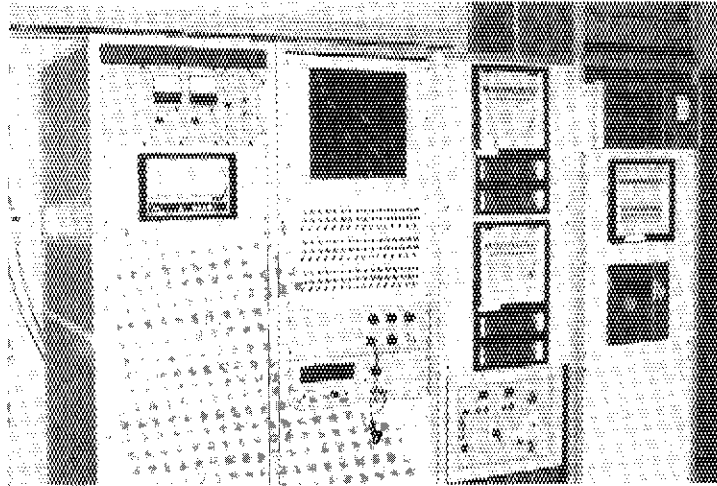


Photo. 4.1.1 New instrumentation panel of incore capsule of JRR-2

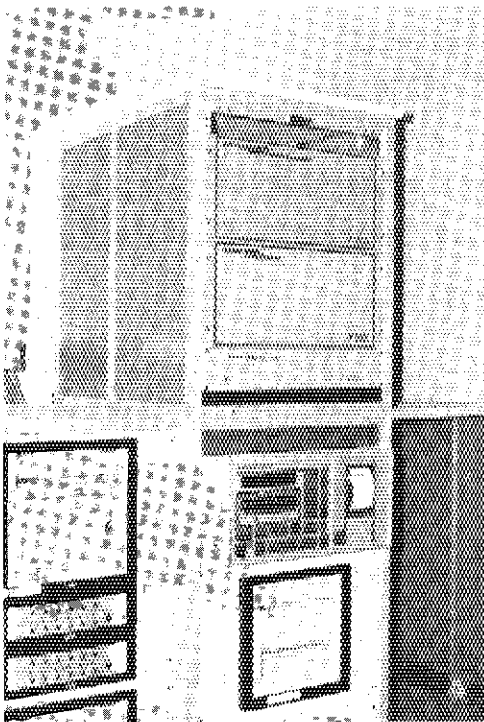


Photo. 4.1.2 Data processor "Auto Data 9" installed

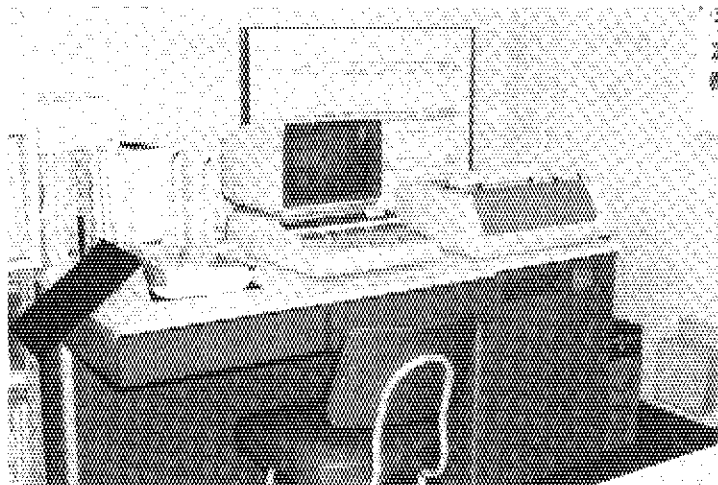


Photo. 4.1.3 Mini-computer system using for incore instrumentation capsules of JRR-2

4.2 解析・検討

4.2.1 研究炉燃料の中・低濃縮化の検討

1) 概要

JRR-2, JRR-4 及び JMTR は、現在 93% の高濃縮ウラン燃料を使用している。高濃縮ウラン供給国である米国政府は、核拡散抵抗力という見地から、低濃縮ウランに転換するよう強く求め、1977年4月、高濃縮ウラン輸出政策が米国から発表された。即ち、これには、①高濃縮ウランの輸出は、15 kg以上大統領の許可事項、②既設の原子炉は、高濃縮の必要性、平和利用の保証等の正しい証明 (Justification) を輸入国に求める、③新規原子炉には、原則として高濃縮ウランを供給しない、等が含まれる。さらに、INFCE設立総会 (昭和52年10月) において、「研究炉における高濃縮ウランの利用並びに代替燃料の利用可能性の評価」が第8部会に含められ、その後の INFCE 等の活動によって、高濃縮ウラン燃料の中濃縮ウラン (45%) 並びに低濃縮ウラン (20% 以下) への転換が国際的に認めざるを得ない方向に進んでいる。

ANL の検討によると、できるだけ早く (near term)、現在米国が高濃縮ウランを供給している 141 基のうち 20% 以下に 91 基、45% 以下を 39 基、93% が 11 基と評価している。

このため、原研では、当面の燃料の入手、確保に努める一方、濃縮度低減化についてプロジェクトを発足させ、中・低濃縮度燃料に必要な高密度燃料の調査、開発を昭和54年度から開始し、現在、次のような計画で濃縮度低減化対策が進められている。

① 既設炉の性能をできるだけ保持する範囲とし、JRR-2 及び JMTR を 45% 濃縮ウラン燃料、また、JRR-4 を 20% 濃縮ウラン燃料に転換する。その目標は、58年度中に実証炉心を実現する。

② 燃料は、従来の U-Al 合金燃料の代りに UAl_x 粉末と Al 粉末を混合する分散型燃料を採用する。この燃料は、我国に製造経験がなく、設備等を含めた開発費用が高いため、実績のある海外メーカから入手することとし、将来の安定供給を考慮し2社を選定した。各炉の発注先は次の通りである。

JRR-2 及び JRR-4 燃料: CERCA 社

JMTR 燃料: NUKEM 社

③ 実証炉心までの計画は、Table 4.2.1 に示すように各種の試験を行ない、燃料の信頼性を確認しながら転換計画を進める。

第1ステップ: 模擬燃料の試作及び流動試験

第2ステップ: { JRR-2 (3体) JMTR (2体) での高燃焼試験
JRR-4 での特性測定 (1体)
JMTRC (全炉心) 臨界・特性試験、照射後試験及び解析評価

第3ステップ: 各炉の実証試験及び評価

④ 以上の計画に対して、米国のアルゴンヌ研究所から共同研究が提案され、昭和54年12月より、ANL-JAERI Joint Study が発足し、これには、米国の長期目標である LEU 燃料 (<20%) への転換の可能性を研究する Feasibility Study が JRR-2 及び JMTR について含められている。

現在の進行状況は第1ステップとして模擬燃料の発注及び仕様の承認を終え、また、第2ステップの試験用燃料のための許可申請が必要であり所内審査中である。更に、ANL-Joint StudyのPhase Aのまとめを終り、55年9月からPhase Bがスタートする予定である。計画は、初期計画より多少遅れがあるが、全般に順調に進行している。

2) 研究炉用各種燃料の現状

1979年11月、米国のアルゴンヌ研究所で研究炉用燃料加工の現状と問題点について国際会議が開かれ、その資料が発表されている。また、燃料加工海外メーカーの現状及びユーザの調査結果をまとめたものをTable 4.2.2に示す。また、海外での照射試験計画をTable 4.2.3に示す。

(1) ウラン-アルミニウム合金型

現在日本で使用されている板状燃料は、全部93%濃縮ウランを使用したU-Al合金燃料であり、そのウラン密度は $0.7\text{g}/\text{cm}^3$ (約20 wt%U)である。ウラン濃度を上げるとウランの均一性が悪くなり、また、圧延加工性が悪く現状の技術では30 wt%Uが限界である。なお、JRR-2燃料の初期燃料はU-Al-Si合金燃料(45 wt%U)で原子炉出力3MWまでしか上げることができなかった。

(2) UAlx-Al分散型

UAlx-Al分散型燃料は、ATR ($1.6\text{g}/\text{cm}^3 \approx 42\text{ wt}\% \text{U}$)、BR-2 (37 wt%U)などで多くの使用実績があり、原研炉に採用を予定して検討を進めている。照射実績は最大 2.3×10^{21} fission/ cm^3 であり、実験的には 2.8×10^{21} fission/ cm^3 である。現行技術で確証試験の範囲は45 wt%Uであるが、すでに、CERCA、NUKEN、A.I.の各社では55 wt%U、ミート厚さ1.5mmまで試作研究され、1980年よりORR、HFR (petten)で照射試験が予定されている。この燃料の理論上の上限値は、約60 wt%Uとされている。製造方法はFig. 4.2.1にCERCA社の例を示す。

安全上の点から見ると、この燃料は、スエリングが小さく、高燃焼に耐え、燃料芯材の融点が被覆材より高く、合金燃料より優れているとされている。しかし、今後、45 wt%U以上の高密度燃料はドグボーンの発生等の加工上の問題及び高出力、高温下での照射試験が必要とされている。

(3) U_3O_8 -Al分散型

本燃料は米国ORNLで開発したものをT.I社で実用化し、HFIR (100MW)専用燃料として約200炉心分を供給した実績を有する。この燃料は約40 wt%Uであり燃焼度も、最大 2×10^{21} fission/ cm^3 と高くなっている。これらの実績に基づいて、最近、HFBR (40MW)、ORR (30MW)、BSRに供給を始め、更にNBSR (10MW)燃料もU-Al合金燃料からこの燃料に変る予定である。

燃料製造上の上限値は、理論上約70 wt%Uと評価され、圧延性が良くドグボーンの発生が少ないと言われている。

安全性の上では、高温でのテルミット反応に問題があるとされているが、また、照射済燃料のブリスタ温度がUAlx-Alより約100°C低く、350°Cである。しかし、ORNL研究者の意見によると、テルミット反応は、被覆材のアルミニウム材の融点以上の温度であり、また、ブリ

スタ温度も使用温度 200°C (最高) と比較して十分安全であるとしている。なお、 U_3O_8 の粉末は取扱いが容易であり、Oak Ridge から入手し、スクラップを、また、返却する方式が取られている。

(4) U-ZrH型

U-ZrH型燃料は、G. A 社が開発したものでロッド型で、TRI GA 燃料として NSRR のようなパルス炉に使用されてきた。これを定常出力炉にも使用できるよう改良され、ウラン密度 $45 \text{ wt}\% \text{U}$ のものが ORR で照射試験が開始された。この燃料は、被覆材にインコイ 800 を用いて、10MW 級の代替燃料で長寿命燃料を開発目標にしている。

(5) キャラメル型板状燃料

この燃料は、 1.5mm 厚さ $\times 10 \times 10 \sim 20\text{mm}$ の UO_2 ペレットを黒鉛で被覆し、圧延性ジルコニウム箔で包みキャラメル核小板を作る。次にジルカロイ-2 製の被覆板 (0.5mm) 及びフレーム材でキャラメル核小板を真空下で溶封する。この場合核小板の区画を確実にするため組枠を設ける。さらに、圧力 1.000 バール下で、ヘリウム中で 4 時間 830°C の条件で熱拡散結合する。これは、各区画に入れた燃料と核区画の境界を定めるジルコニウム箔との間の冶金学的結合を確実にする。この工程で燃料板の表面に凹部が生じるが、被覆材とも融合して単一材となり、それぞれの核小板が完全に隔離され、板が完成する。要素は、溶接構造で組立てられるため、動く部分がなく、剛性が高く強固である。

この燃料はフランスが船用炉 (PWR) のために開発したものを、研究炉に応用したものである。OSIRIS 炉 (70MW) は、ISIS で臨界実験、2 体の実証照射試験を終り、1980 年中に全炉心による実証試験が予定されている。もし、この燃料が安全上及び性能上、実現するならば、濃縮度が $7\% \text{E. U}$ であるだけに今後の発展に注目したい。

(6) その他の超高密度燃料

アルゴンヌ研究所では、板状燃料の超高密度燃料の開発をスタートしている。主な燃料は $\text{U}_3\text{Si}-\text{Al}$ 、 $\text{U}-10\% \text{Mo}$ などである。 $\text{U}_3\text{Si}-\text{Al}$ のサンプルは ORR で $65 \sim 75 \text{ wt}\% \text{U}$ について 1980 年上旬に照射が予定されている。

以上の各種燃料のうちから $\text{UAlx}-\text{Al}$ 分散型燃料を選定した理由は、高密度燃料で最も実績があり、安全上の点からも問題がなく、更に海外メーカ 3 社に供給能力を有するためである。これに対して、 $\text{U}_3\text{O}_8-\text{Al}$ 分散型燃料は高密度燃料として有望であるが、現在、供給実績を有するのは、米国の T. I 社のみである。しかし、T. I 社は米国内の研究炉以外への供給能力がないことが判明した。また、他の燃料については、現在、開発段階であって技術的な評価が困難であるため選定外とした。

3) JRR-2 燃料の中・低濃縮化への検討結果

JRR-2 燃料の中・低濃縮化への検討は、円筒型燃料要素が JRR-2 B 型燃料要素 (MTR 型) と比較して核的に有利であり、かつ、インコア照射の増加が可能であるため、全炉心を円筒燃料要素にすることを前提として行った。

この場合、要素内のウラン含有量を増加するのに、ミート内のウラン密度を現在の 0.7 g/cm^3 から $1.6 \text{ g/cm}^3 \sim 4 \text{ g/cm}^3$ の範囲、ミートの厚さを 0.51mm から 0.76mm 及び 1mm にした各ケ

ースについて解析し、次の様な結論を得た。

① 45%濃縮度の場合、要素当りウラン235を220g、ミート厚さ0.51mm、ミート密度1.6g/cm³、被覆材の厚さ0.38mmとし、現在使用中の円筒燃料と同一寸法、形状とすれば、コールドクリーン炉心での実効増倍率 k_{eff} が1.22となり、45%濃縮度燃料への転換が可能である。(Fig. 4.2.2のA点参照のこと)

② 20%濃縮度の場合 コールドクリーン炉心で k_{eff} 1.19を得るには、ミート厚さ1mm、ミート密度2.4g/cm³にする必要がある。このような燃料板は、長期開発目標の範囲にあるため、当面、20%濃縮ウラン燃料への転換は困難である。また、熱中性子束は、Table 4.2.4に示すように炉心領域で約17%、反射体のピークで約6%減少する。

4) JRR-4 燃料の低濃縮化への検討結果

JRR-4は、ETR型93%E.U燃料を用いて初期コールドクリーン炉心16本からスタートし、現在は、平衡炉心20本で運転されている。このコールドクリーン16本炉心の余剰反応度は6.5% $\Delta k/k$ であった。従って、低濃縮ウラン燃料(20%E.U)への検討は、コールドクリーン16本炉心で93%E.U燃料と同程度の余剰反応度が得られることを目標にFig. 4.2.3のようにパラメータスタディを行った。この場合、要素内のウラン含有量を増加するのに、ミート内のウラン密度を現在の0.7g/cm³から1.6g/cm³~2.3g/cm³の範囲、ミート厚さを0.51mmから0.89mm、燃料板の枚数を15枚から20枚で増すことで各種ケースについて解析した。この結果から転換計画の1つとして次の燃料が提案された。

- ・要素当りのU-235含有量：226g
- ・要素当りの燃料板数：19板
- ・ミート厚さ：0.89mm
- ・UA₂X-A₂芯材中のU密度：1.75g/cm³
- ・ウラン濃縮度：19.75%

この燃料を用いてのコールドクリーン16本炉心での実効増倍率は1.07である。また、熱中性子束は、Fig. 4.2.4に示すように炉心領域で約30%減少するが、反射体領域では、約10%増加する。

このように炉心領域の熱中性子束の減少が大きいのは、U-235含有量が約35%も増加した効果が影響している。しかし、JRR-4の照射利用は、反射領域に限られているので当面、問題ないものと考えられる。

5) ANL との共同研究

濃縮度低減対策についての総合的な研究・評価を行っているANLから“Joint Study”を結ぶことが要望され昭和54年12月にスタートし、55年8月Phase Aを終了した。ANLは高濃縮ウラン供給に伴うE/L技術審査を行うと同時に、各国の開発プログラムの推進のためIAEA Guide Bookの作成を行っている。

このIAEA Guide Book作成に当っては、日本も参加し仏、西独、が協力して作業を進めている。

共同研究によって、次のようなことが期待される。

- (1) 当面の高濃縮ウラン入手に関することがスムーズに処理される。
- (2) 核、熱水力計算などの技術データの交換ができる。
- (3) 海外炉、特に、ORR、HFR (Petten)などでの高密度燃料の照射データの入手が可能となる。
- (4) ANL 等で開発を進めている超高密度燃料の開発の情報が早く入手できる。
- (5) JRR-2, JMTR の炉心、燃料設計についてのダブルチェックができるので、安全審査等に活用できる。
- (6) 海外の情報が ANL に集中、また、評価活動を行っているので、開発プログラムの見直し及び適切な変更を必要としたとき、正確な情報の入手が容易である。

次に昭和 55 年 9 月からスタートする Phase B のプログラムの項目を上げると次の通りである。

6) おわりに

米国の政策は、米国内での高濃縮ウラン紛失問題及び国際情勢を考えると、将来も変わらないであろう。低濃縮ウランを用いる代替燃料の開発は、ORR での TRIGA 燃料 ($45 \text{ wt}\% \text{U}$) の照射開始、OSIRIS でのキャラメル燃料炉心の実証試験 (昭和 55 年中) に続いて、NUKEM 及び CERCA の粉末冶金法による板状燃料 ($\text{UAl}_x\text{-Al}$, $\text{U}_3\text{O}_8\text{-Al}$) は、 2.3 g U/cm^3 、ミート厚さ 1.5 mm 、20% E. U のものを、ORR 及び HFR で要素の形で照射試験が 1980 年下旬に開始される。

以上のことから、照射実績の第 1 段階は、国際的には昭和 56 年末に正確に議論できるデータが発表されるだろう。したがって、これらの情報、協力関係のもとで原研プロジェクトを運営する必要があるであろう。

核・熱水力計算の方も IAEA Guide Book の発表、ベンチマーク計算、試験に基づく評価も昭和 56 年末までに相当に進むであろう。

ANL との共同研究によって、負担を負うことになるが、研究炉の炉心・燃料設計の向上に寄与できると同時に、原研も安全審査に当たってのバックデータの集積が期待できる。

これらの情勢は、研究炉の長期整備計画にとっても適切に対応すれば、燃料問題での活路を見出すことができるだろう。

Table 4.2.1 Reduced Enrichment Fuels R&D Program in JAERI

[illegible]

(注) S : 標準燃料要素
F : 燃料フオロウ
I : 照射孔付燃料要素

Table 4.2.2.2 Comparison of Research Reactor Fuel (No.1)

種 類	芯 材	適 用 例					備 考	
		原 子 炉	出 力	密 度	ミート厚さ	毒 物		メーカ
1 板 状 燃 料	U-A U alloy	J M T R	50 MW	22 Wt%	0.51	なし	N F I	Conv. to U ₃ O ₈ (T. I と契約) ドックボーン、偏析等で問題生じた。 実証試験までやった。現在、休止炉 Water gap 2mm plate thickness 203 (表面溝付 (フィン) 0.01 " high 0.01 wide water gap 2mm Conv. to 20%E. U * 1980 年中に運転開始 (EL-3 代替炉) * 断面形状  最近合金燃料より変更した。
		J R R - 2	10	22	"	なし	"	
		H F R	45	26	"	B/サイドプレート	CERCA NUKEM	
		O S I R I S	70	"	"	"	CERCA	
		S I L O E	35	"	"	?	"	
		F R J - 1	10	~22	"	B/あり	NUKEM	
		F R J - 2	23	~20	0.66	B/外筒	NUKEM. BNFL	
		N B S R	10	~30	0.51	なし	?	
		J R R - 2	第1次 3MWまで	45	0.76	なし	M & C	
		(M T R)		45~48	"	?	?	
2 板 状 燃 料 (粉末冶金法)	UAl _x -Al	A T R	250	42	0.51	/ミート	A. I	
		M U R R	10	41	0.76	なし	"	
		M I T - II	5	~40	"	"	"	
		F N R	2	18~55	0.51~0.76 or ~0.89	"	"	
		B R - 2	100	37	0.51	B/ミート	CERCA) (NUKEM (")	
		I L L	57	~40	"	B/上, 下端部	CERCA	
		O R H E E *	14	35	"	?	NUKEM	
		F R G - 1	15	?	"	?	"	
		F R G - 2	21	?	"	?	"	
		H F I R	100	35 inner 40 outer	MAX 0.76	B/ミート	T. I	
	U ₃ O ₈ -Al	H F B R	40~60	?	?	"		
		O R R	30	?	?	なし		"

(No. 2)

種類	芯材	適用例					備考
		原子炉	出力	密度	ミート厚さ	毒物	
3 ロッド燃料	U-ZrH(TRIGA型)	Korean	2 MW	8.5 w/o	φ	なし	G.A は TRIGA-I, II, III に加え, LEU (20%), 45 w/o U, 0.8 w/o Er
	被覆管材	SNAP	?	20	φ	?	"
	ステンレス鋼	NSRR	パルス	20	φ	なし	"
	インコネル	Roumania	14	20	0.54" φ	?	"
4 キャラメル型* 板状燃料 *フランスが船用炉用として開発したものを応用した。	UO ₂ (95%T.D)	SUNY	2	8.5 w/o	0.47" φ	なし	PULSTAR FUEL と称し, 5 × 5 Rod Assembly である。
	被覆管 (ジルカロイ)	NCSR	1	"	"	"	"
	UO ₂ 被覆材 (ジルカロイ) **	OSIRIS (SILOE)**	70 35	" "	1.5mm "	" "	1979 年 9 月 実証炉心実現予定 検討中 SILOE は OSIRIS の結果による。
5 超高密度燃料 (Very high Density) ANL, NUKEM で 検討開始した。	U ₃ Si (15.87 g/cm ³ U) U ₃ Si-Al その他 U ₃ Ni, U ₃ Fe			80~90 90			・CANDU 炉の Advance fuel として 開発例あり (Rod Zr type) ・Savannah River plant Reactor

(注) IAEA 技術評価

Currently	near term	long term
30 w/o	40 w/o	45 w/o
42 w/o	50 w/o	60 w/o
42 w/o	60 w/o	70 w/o

① U-Al alloy
② UAlx-Al
③ U₃O₈-Al

Table 4.2.3 RERTER Near-Term Fuel Irradiation plan in Foreign Reactor

製造メーカー	種類	照射炉 (出力)	試験体	濃縮度 (%)	密度 (Wt %U)	ミート厚さ (mm)	被覆厚さ (mm)	照射時間	備考
CERCA	UAlx-AI	ORR (30MW)	要素2体 (ハッ橋型)	45	42~45	0.51	0.38	1980年	
		"	" (平板)	20	50~55	1.5	~0.43	1980年	*被覆を変えドックボーン研究を含む
		HFR (45MW)	" (")	20	47	1.32	0.38	1980年月中旬	INFCE報告レポートと同じ設計
NUKEM	U ₃ O ₈ -AI	Siloe (35MW)	板 10枚 (")	-	~50	0.51			Siloeは仏のCARMEL燃料計画あり
		ORR	要素2体 (")	20	60	1.0	0.38	1980年	
		FRJ-1(10MW)	要素5体 (平板)	45	38				} 要素寸法は変更しない。 EIR Prototype Wurenlinger (Switzerland)
	UAlx-AI	FRJ-2(23MW)	" 5体 (tube型)	45	38				
		SAPHIR(5MW)	" 5体	45					
		ORR	" (?)	45, 20	~42.47~50	1.32 1.5	0.38	1980年	
T. I (ORNL)	U ₃ O ₈ -AI	HFR	" 2体	45, 20	~42.47~50	1.32 1.5	0.38	1980年 1980年中間	
		ASTRA (10MW) " 3体 (5MW)		45					* AUSTRIA
		DEMOCRITUS " 1~3体		45 or 20					* ATHENS (GREECE)
	U ₃ O ₈ -AI	ORR	" 3~4体	45	47			製作準備中、1980年	要素寸法は変更しない
		"	試験片* (要素に組込む)	20	~70	0.51 or 0.76			ANL-ORNL検討中 * 25.4 × 58.4 × 0.51 or 0.76mm core
A. I (EG&G)	UAlx-AI	FNR* (2MW)	全炉心 (30体)	20	55	0.76	0.38		MICHIGAN大学炉
(CEA) Saclay	CARMEL	OSIRIS (70MW)	板 30枚		~65	0.76	0.38		A. I 社で試作予定
	"	ISIS*	全炉心	7~8	10.2g/cm ³	1.5	0.4	1979年9月	* UO ₂ ベレット当り
	"	OSIRIS	"	"	"	"	"	実験中	* 臨界実験装置
	"	OSIRIS	要素 2体	"	"	"	"	照射試験完了	

④ CERCA-(ORR, HFR)-ANL, NUKEM-KFA (Julich)-ANL, NUKEM-(ORR, HFR)-ANL

T. I-ORNL-ANL, A. I-(FNR)-ANLなどANLが何らかの形で協力関係になっている。

Table 4.2.4 Comparison of Neutron Flux
(Cold clean core loaded with 24 cylindrical fuel elements)

Core	Fuel Element	k_{eff}		Core Center	Reflector (R=46.5cm)	Core Ave.
A	93% E.U	1.23	$\phi_1(A)$ $\phi_2(A)$ $\phi_3(A)$	2.73×10^{13}	6.84×10^{12}	2.75×10^{13}
	0.51mm					
	0.7g/cm ³			1.47×10^{14}	3.73×10^{13}	8.78×10^{13}
B	195g/el.	1.20	$\phi_1(B)/\phi_1(A)$ $\phi_2(B)/\phi_2(A)$ $\phi_3(B)/\phi_3(A)$	1.57×10^{14}	9.27×10^{13}	8.80×10^{13}
	45% E.U					
	0.51mm			1.02	1.03	1.03
C	1.44g/cm ³	1.24	$\phi_1(C)/\phi_1(A)$ $\phi_2(C)/\phi_2(A)$ $\phi_3(C)/\phi_3(A)$	1.02	1.04	1.03
	195g/el.			0.99	1.01	1.00
	45% E.U					
D	0.51mm	1.13	$\phi_1(D)/\phi_1(A)$ $\phi_2(D)/\phi_2(A)$ $\phi_3(D)/\phi_3(A)$	0.96	1.00	1.02
	1.84g/cm ³			0.98	1.03	1.00
	250g/el.			0.84	0.90	0.83
E	20% E.U	1.17	$\phi_1(E)/\phi_1(A)$ $\phi_2(E)/\phi_2(A)$ $\phi_3(E)/\phi_3(A)$	1.08	1.15	1.11
	1.0mm			1.10	1.16	1.12
	1.62g/cm ³			0.99	1.06	1.01
	195g/el.	1.17	$\phi_1(E)/\phi_1(A)$ $\phi_2(E)/\phi_2(A)$ $\phi_3(E)/\phi_3(A)$			
	20% E.U			1.02	1.09	1.07
	1.0mm			1.05	1.14	1.08
	2.07g/cm ³	1.17	$\phi_1(E)/\phi_1(A)$ $\phi_2(E)/\phi_2(A)$ $\phi_3(E)/\phi_3(A)$	0.83	0.94	0.84
	250g/el.					

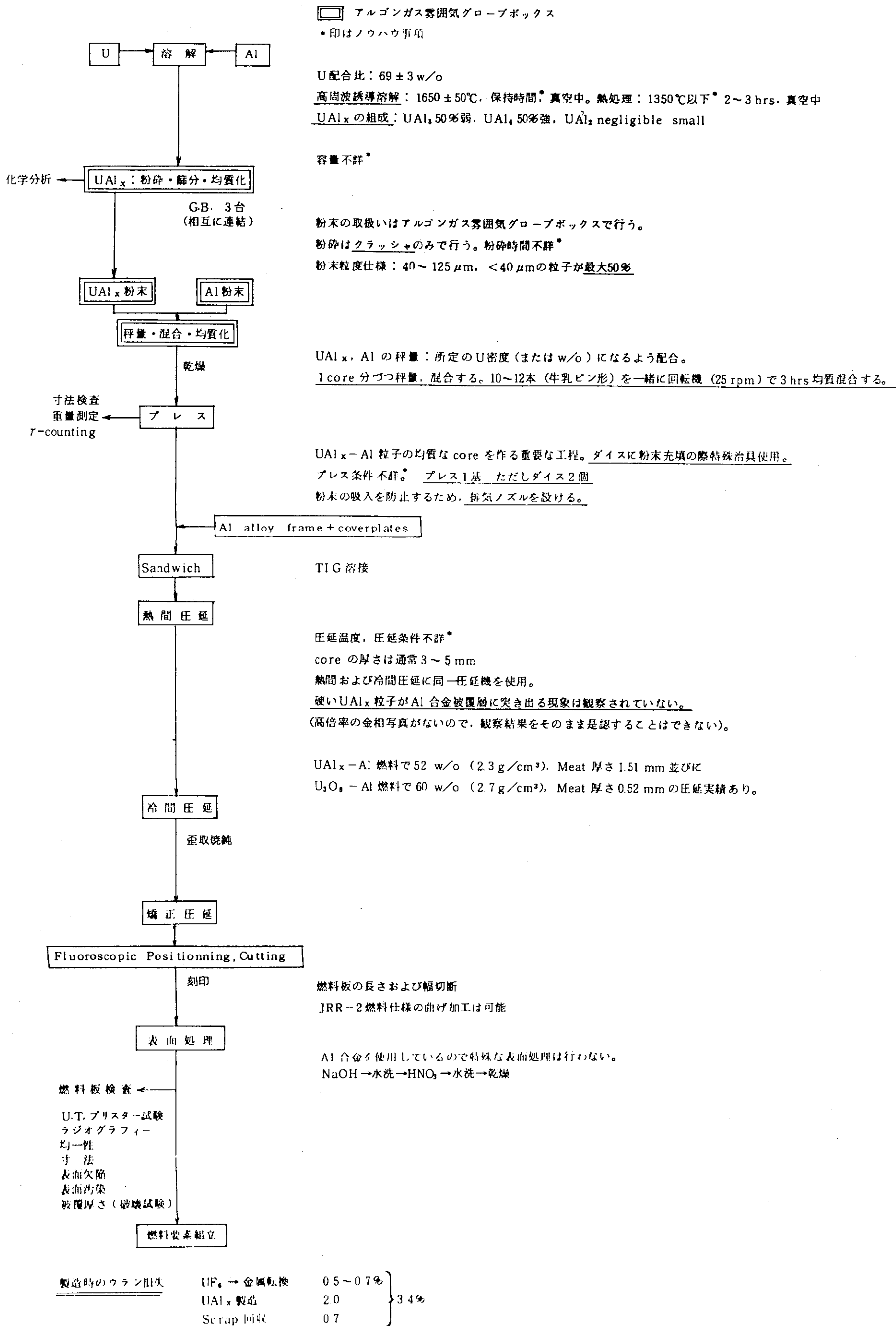


Fig. 4.2.1 Fabrication process of UAl_x-Al dispersion fuel

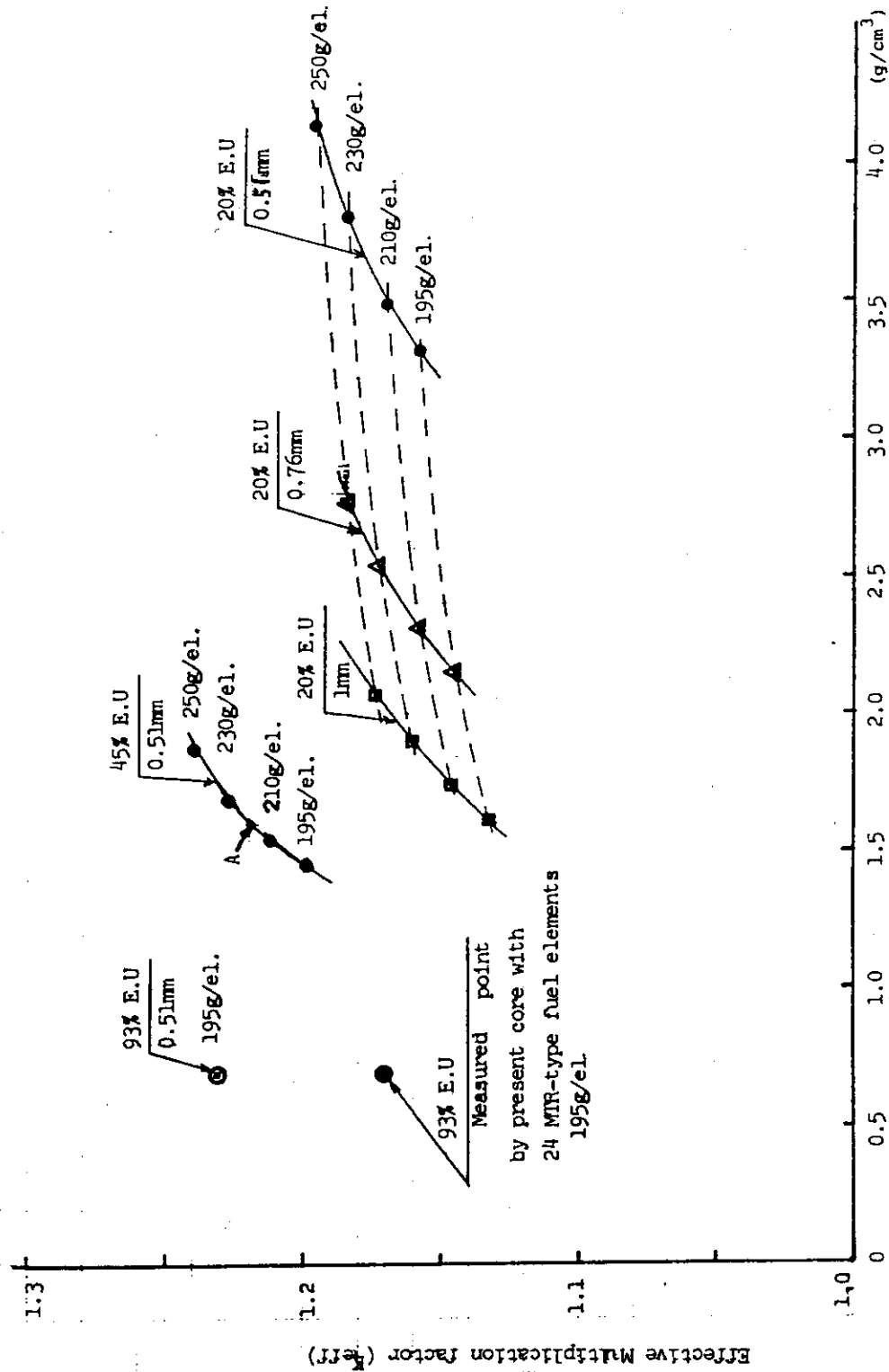


Fig. 4.2.2 Relation of K_{eff} and uranium density in fuel meat at JRR-2

cold coean core with 24 cylindrical fuel elements

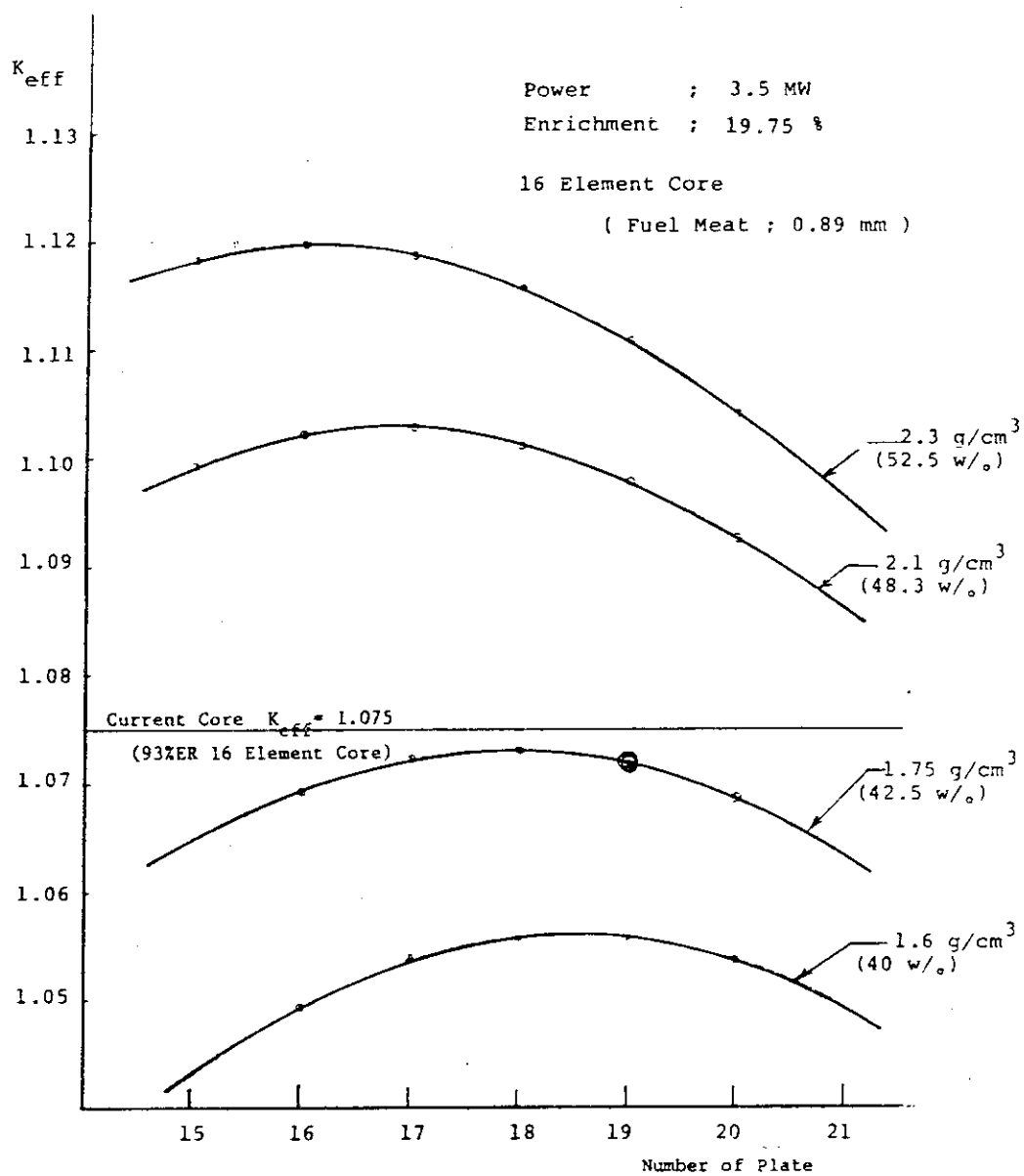


Fig. 4.2.3 JRR-4 20% enrichment fuel core design calculation

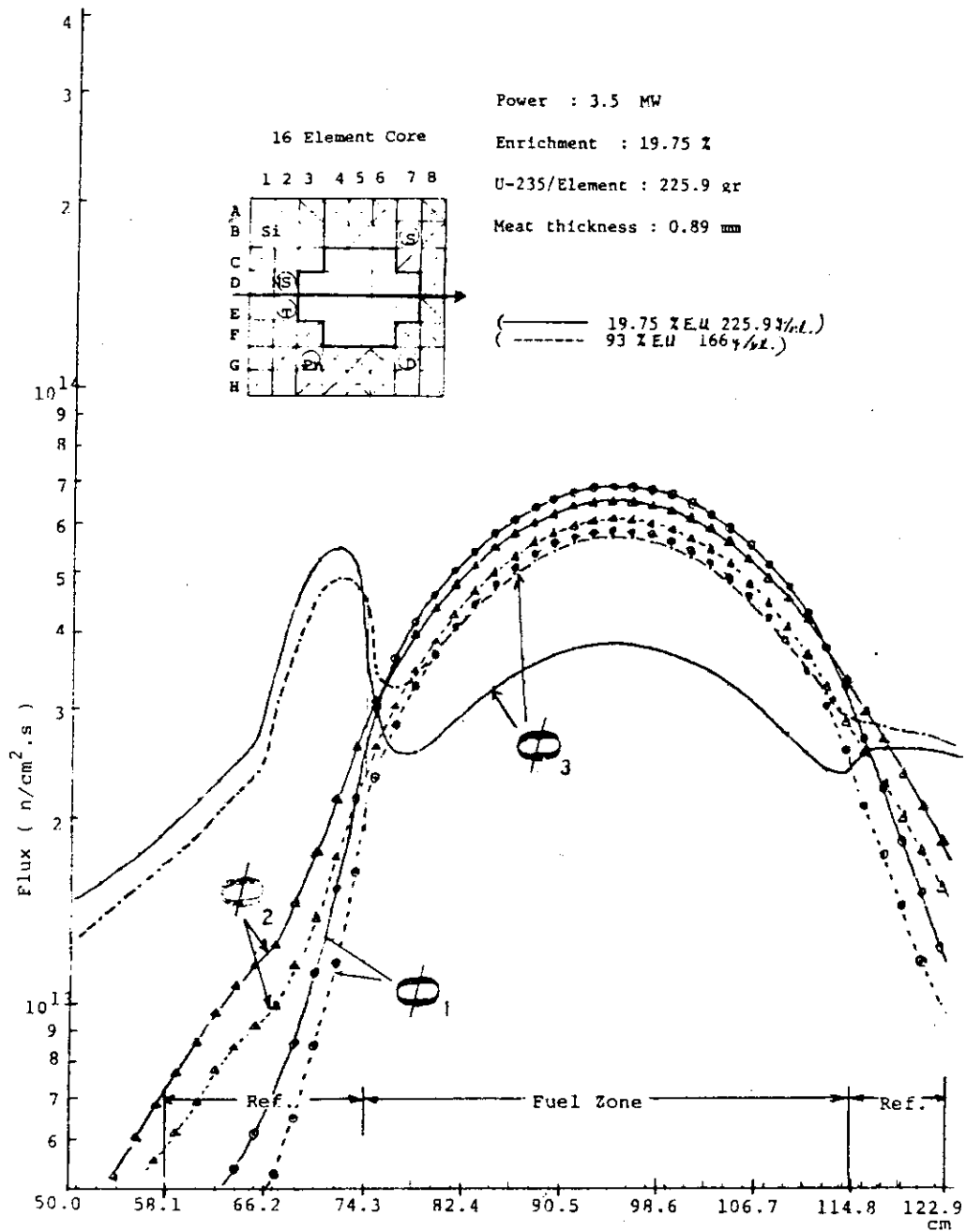


Fig. 4.2.4 JRR-4 LEU core flux distribution

4.3 燃 料

4.3.1 JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料貯蔵施設の建設

前報¹⁾で記したように、研究炉管理部では、JRR-3の金属天然ウラン使用済燃料を安全に貯蔵・管理するため、乾式貯蔵施設を建設することになった。また、この施設には、NSRR実験済燃料も貯蔵することになった。本年度は、その第2段階として、施設の詳細設計と安全性評価を行った。以下に、その概要を示す。

(1) 施設の設計

① 基本方針

施設の設計は、施設の健全性を高め、平常時・最大想定事故時のいずれにおいても、従事者や周辺公衆の受ける放射線被曝をできるだけ低くするため、次の方針に従って行った。

i) 貯蔵施設は、自重のほか、施設に加わる積載荷重、積雪、風圧及び地震などによる荷重に対して十分耐え得る構造とするほか、火災を考慮した耐火構造とする。

ii) 貯蔵設備は、内部の空気を外部に放出しないように十分密封性を有する構造とする。

② 設計条件

i) 使用済燃料等

。 JRR-3 金属天然ウラン使用済燃料

天然ウラン (金属)

燃焼度 800MWD/T 以下

冷却期間 2500日 以上

員 数 600体 以下

。 NSRR 実験済燃料

20%濃縮ウラン (UO₂ペレット)

燃焼度 ~ 0

冷却日数 365日 以上

員 数 2850本 以下

ii) 耐震設計

。 貯蔵施設建家及び貯蔵設備………建築基準法の水平震度0.2の1.5倍 (設備は更に1.2倍)

。 機械室………建築基準法の水平震度0.2の1.0倍 (設備は更に1.2倍)

iii) 貯蔵施設建家内の環境条件

圧力 常圧

温度 常温

湿度 70%以下

iv) シャヘイ条件

コンクリートシャヘイ体周囲の表面線量率は3 mrem/hr 以下とする。

v) 冷却条件

自然放置の冷却状態においても、施設及び燃料の健全性が保持されること。

vi) 臨界条件

貯蔵中予想されるいかなる状態においても、臨界に達することがないこと。

vii) 周辺監視区域境界における線量率

周辺監視区域境界における直接 γ 線及びスカイシャイン線量率は5 mR/hr以下とする。

viii) 循環系内のモニタリング

循環系内の空気の放射能濃度等を監視し、異常時には警報できる設備を有すること。

ix) 負圧設計

循環系全体は負圧構造とし、負圧保持期間は半年以上とする。

x) 施設の寿命

施設は30年以上にわたり性能を保持できるものとする。

xi) 建設場所

施設の建設場所は、東海研究所北地区とし、低・中レベル固体廃棄物保管廃棄施設（第2保管廃棄施設）に隣接する位置とする。

③ 貯蔵施設

施設は、地上1階、地下1階の鉄筋コンクリート造りの貯蔵施設建家と、鉄骨スレート造りの機械室とから成っている（延床面積は約1300m²）。貯蔵施設建家内には貯蔵設備、放射線管理のための循環系設備及び循環系機器室並びに作業室（保管エリア、ローディングエリア、キャスク取扱いエリア）がある。施設の概要をFig. 4.3.1, 4.3.2に示す。貯蔵設備は保管孔とコンクリートシャベリ体で構成され、1つの保管孔には1つの密封容器を貯蔵する。循環系設備は保管孔と直結した給・排気管、ヘッダ及び循環ブローなどから構成され、系内の空気を循環モニタリングするための設備である。機械室には、貯蔵施設建家内の空調・給排水及び給電などを行うための諸設備を配置する。また、貯蔵施設建家には、建家と一体構造の排気筒及び使用済燃料輸送容器などを取扱うため、天井走行クレーンを設ける。使用済燃料は、ステンレス鋼製の容器に密封し、保管孔内に貯蔵する。保管孔の詳細図をFig. 4.3.3に示す。循環系は、系全体として気密性を有しており、系内の空気が外部へ漏洩するのを防止している。そのほか、本施設には貯蔵施設建家内の換気設備、廃液・排水設備、消防設備及び無停電電源設備などを設ける。

(2) 施設の安全性評価

施設の安全性については、以下の検討を行った。

i) 建家の構造強度

建家の外周は厚み25cm（地階は35cm）の壁で囲まれており、床版厚みは30cmで、地震力は確実に耐震壁に伝達させる設計となっている。基礎は、敷地の地盤構成から判断して、くいを使用することとし、くいは堅固な下部砂層又は砂レキ層に支持する。

屋根版は鉄筋コンクリートであり、面内剛性は高いので、地震力はすべて耐震壁で処理できる設計とする。また、設計せん断力をすべて壁で負担した場合を考慮し、ひび割れ応力についても検討を行っている。

くいは4本つなぎとなるが、上部については水平荷重を考慮して鋼管コンクリートくい、下部については高強度高温高圧養生コンクリートPCくいの複合くいをを用いる。また、中間地層には粘性土層があるため、この粘性土層は圧密試験の結果では過圧・密土とされており、圧密

沈下によって生ずるくいの負の摩擦力を考慮する地層ではないが、安全の面から（将来、揚水などにより間隙水圧の低下が生ずることを想定し）負の摩擦力の検討も行っている。

そのほか、使用済燃料輸送容器、トレーラなどが載ることを想定し、各はり、床版などの配筋を決定している。

ii) 設備の構造強度

本施設の主な設備は、循環系設備と放射性廃液排水設備に大別できる。循環系設備のうち、配管類は固有振動数を算出して剛構造の証明を行うほか配管の最大曲げ応力、最大せん断応力、最大たわみ量を計算し、各々が許容応力以下であることを確認している。また、支持架台類、循環プロア類、除湿機、フィルタ装置類は固有振動数のほか、アンカーボルトの最大付着力、最大引張応力、最大せん断応力などを計算し、各々が許容応力以下であることを確認している。放射性廃液排水設備も循環系設備と同様な解析を行っているが、特に廃液貯槽類については、貯槽満水時の応力として耐圧強度、脚部ブレースの最大引張応力、脚部の最大圧縮応力などについても計算し、各々が許容応力以下であることを確認している。

なお、配管及び支持架台類の応力算出は「有限要素法」による電算機用構造解析汎用プログラムコード「ISAP-4」を用いて行っている。

iii) シャヘイ解析

線源評価は、JRR-3の原子炉運転記録、燃料交換記録及びORNL-3931の Gamma Photon release rate data²⁾を用いて、貯蔵する使用済燃料のエネルギー別γ線強度を算出して行った。計算にあたっては、冷却期間は貯蔵を開始する予定の前日（昭和57年3月31日）までとした。また、シャヘイ計算においては、貯蔵する使用済燃料のうちもっともγ線強度の大きい燃料要素が各保管孔内に36要素貯蔵された状態を想定して設備表面の線量率を算出した。

シャヘイ計算は、SPAN-7044³⁾を用いて行った。表面線量率は、人が近寄る可能性のある保管孔上面（一階床面）と循環系機器室壁面（地階壁面）について行った。計算結果、表面線量率はいずれも設計条件の3 mR/hrを十分下まわっている。

iv) 熱解析

線源評価は、前記のORNL-3931にもとずいて行った。貯蔵する使用済燃料は、製作年次により、第1次、第2次S-H、第2次F及び補充燃料に区分されるが、熱解析はこの中でもっとも発熱量の大きな燃料体の中要素が集中して貯蔵された状態を想定して行っている。

伝熱計算は、使用済燃料が自然放置の状態に置かれているものとし、各保管孔の中間点を20℃一定として行った。また、熱移動は、燃料要素→周囲空気、周囲空気→密封容器、密封容器→周囲空気、周囲空気→保管孔ライニングは自然対流により、保管孔ライニング→間隙空気、間隙空気→コンクリートシャヘイ体内面、コンクリートシャヘイ体内面→各保管孔の中間点は伝導により生ずるとして行った。計算結果、使用済燃料は自然放置の状態でもウランの変態点及びアルミニウムの長期保管上問題となる温度を十分下廻っており、安全上問題のないことが確認された。

v) 臨界解析

本施設に貯蔵するのは、JRR-3金属天然ウラン使用済燃料とNSRRの実験済燃料である。

しかし、金属天然ウラン燃料の場合は、黒鉛あるいは重水のような減速材で減速しない限り、いかに多量に集合しても連鎖反応が保持されることはない。⁴⁾一方、NSRRの実験済燃料は1本ずつ収納容器に収納され、各収納容器は6角配列となって保管容器に19本ずつ入る。さらに保管容器は密封容器内に5段重ねで貯蔵されるため、密封容器内には95本の実験済燃料が入る。このNSRR実験済燃料はZry被覆の UO_2 （ペレット）燃料であり、濃縮度は最高20%である。そのため、貯蔵にあたっては、臨界性を考慮する必要がある。

実効増倍率は貯蔵する燃料をすべて20%濃縮ウランとし、保管孔は無限配列で、保管孔内の密封容器内及びその周囲には水が充満した状態を想定して計算した。計算は多群モンテカルロ計算コードのKENO-IV、群定数はHansen-Roachの16群断面積を用いて行った。計算結果は次の通りである。

K_{∞}	0.292
deviation	± 0.0213
(histories	1200)

計算結果、系の K_{∞} は十分小さく、臨界上の問題はないことが確認された。

VI) 周辺監視区域境界における被曝評価（直接 γ 線及びスカイシャインによる被曝）

a) 直接 γ 線による被曝評価

貯蔵施設から周辺監視区域境界まででもっとも近い距離は350mである。ここでは、しゃへい計算と同様にSPAN-7044コードにより境界における γ 線量率計算を行った。線源評価もしゃへい計算で用いた値と同じとし、ビルドアップファクタは水の値を用いた。計算結果、周辺監視区域境界における直接 γ 線量率は十分無視できる線量率であることを確認した。

b) スカイシャインによる被曝評価

一般公衆の受ける被曝要因としては、直接 γ 線のほかに、この直接 γ 線が大気中の酸素、窒素原子の軌道電子と衝突して散乱する放射線（スカイシャイン放射線）を考慮する必要がある。ここでも、線源強度はしゃへい計算で用いた値と同じとした。ただし、線源の平均エネルギーはCo-60とした（安全側）。スカイシャイン線量率の計算はコードBCG⁵⁾によって行った。このコードは、ANISN⁶⁾及びSPANなどを内蔵した2次元輸送コードDOT⁷⁾をベースとして製作された。スカイシャイン計算のためのコードである。計算結果、スカイシャイン線量率は他施設からの寄与を考慮しても十分低い値であることを確認した。

VII) 負圧維持の評価

循環系の負圧は、保管孔Oリング及びその他の一般機器類の許容漏洩率を 0.76×10^{-3} Tow $\cdot$ L/sec とすることにより、半年以上は十分維持できることを確認した。また、循環系を構成する各部は使用前及び定期検査などで、その密封性能が十分確保されていることを確認するものとしている。

VIII) 仮想事故

使用済燃料は、密封容器と循環系で二重に密封されている。そのため、何らかの原因により燃料が破損し、更に密封容器が破損しても、核分裂生成ガス（Kr-85）は循環系内に保持され外部に放出することはない。しかし、何らかの原因により、同時に循環系も破損した場合を想定し、周辺公衆の被曝評価を行った。計算は、Kr-85をもっとも多く保持する第2次F燃

料の中要素 36 本 (1 密封容器) がすべて破損した場合について行った。また、気象条件は、原研の気象観測結果を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って統計処理したものを用了。計算は、コード COQ-DOQ, ANDOSE など⁸⁾を用いて行った。これらの計算コードは、原安協・原子力気象調査委・解析分科会における検討作業用に作成したコードを、前記の「気象指針」に合わせて原研が改訂したものである。計算結果、 γ 線全身被曝線量、 β 線皮膚被曝線量のいずれも、「原子炉の設置、運転等に関する規則等に基づき、許容被曝線量等を定める件」に定める周辺監視区域外の許容被曝線量にくらべ十分小さい値であることを確認した。

参考文献

- 1) 研究炉管理部 ; 研究炉・ホットラボの運転と技術管理, JAERI-M 8702 (1980)
- 2) PHOEBE ; A Code for Calculating Beta and Gamma activity and spectra for ^{235}U fission products. ORNL-3931 (1966)
- 3) SPAN-7044 ; 遮蔽設計コード, JAERI-memo 2472 (公開)
- 4) 「原子炉の物理学」 マレー著 丸善
- 5) “スカイシャイン計算コードシステム BCG” JAERI-M8171
- 6) "A One-Dimensional Discrete Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering" K-1693
- 7) ORNL-TM-4280
- 8) 今井和彦 ; 想定事故時の被曝線量計算に用いる大気中相対濃度 X/Q 及び γ 線相対線量 D/Q の計算コード, 未公開資料, 1978

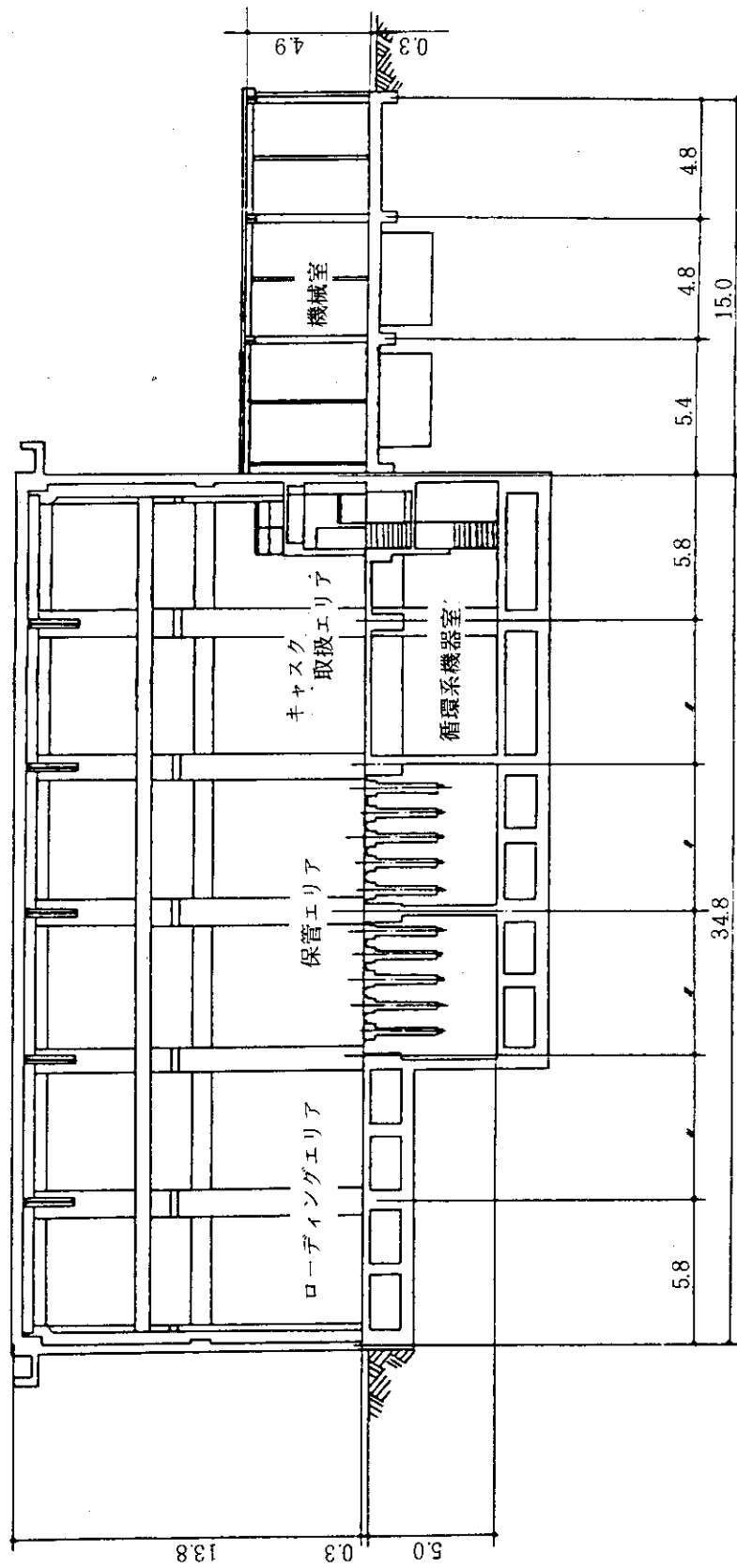


Fig. 4.3.1 Vertical cross sectional view of spent fuel storage facility for JRR-3 spent fuel

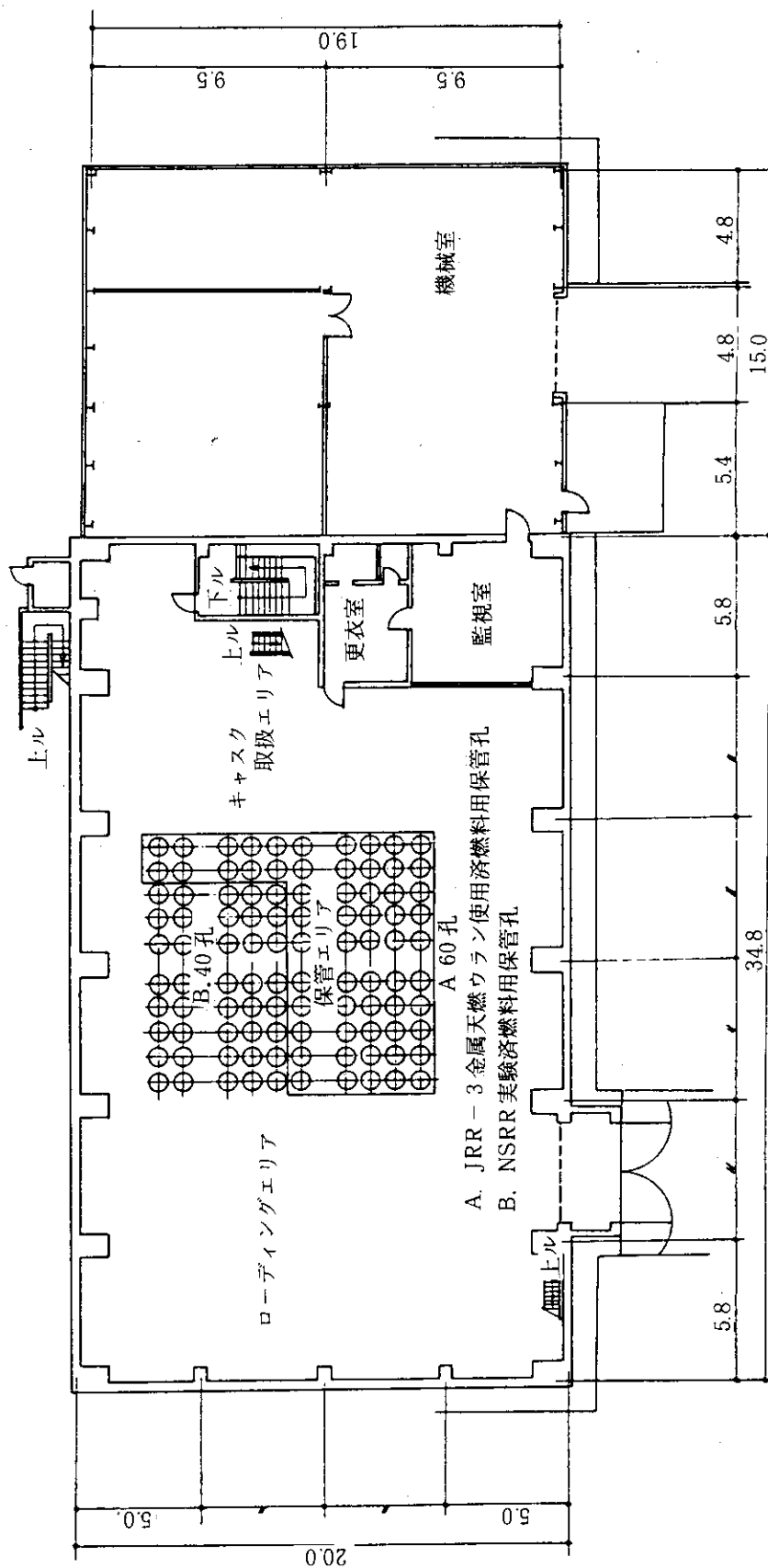


Fig. 4.3.2 Horizontal cross sectional view of spent fuel storage facility for JRR-3 spent fuel

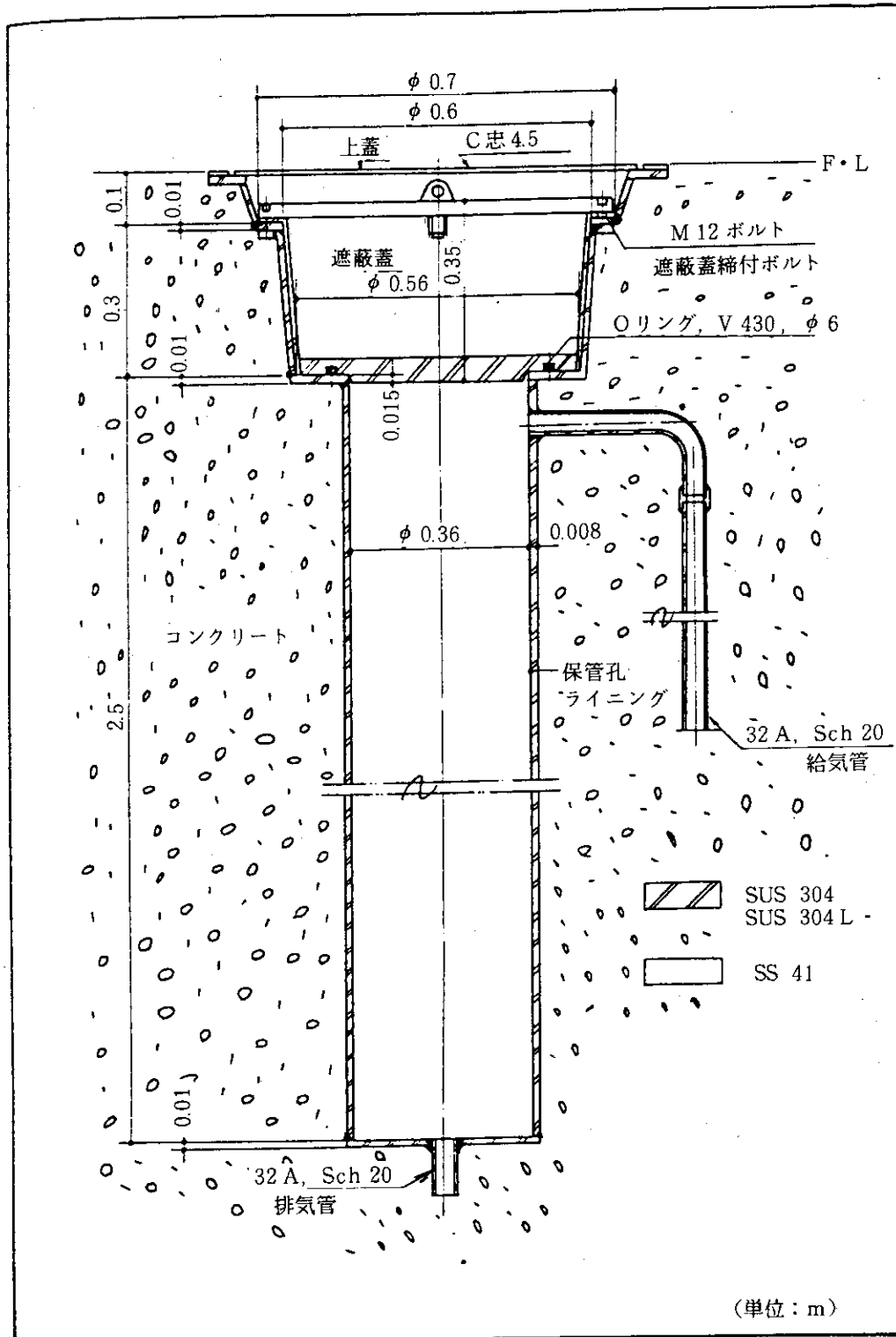


Fig. 4.3.3 Cross sectional view of storage hole of spent fuel

4.3.2 使用済燃料輸送容器の設計・製作

1) はじめに

使用済燃料の再処理輸送は、第13回（昭和48年）まで原研所有の輸送容器（エドロ社製）を使用して行ったが、その後の第14回（昭和49年）と第15回（昭和53年）の輸送は、再処理協定の期限切れに伴う米国への輸送制限、賃借ウランから購入ウランへの変更及び輸送容器の基準の変更により前記の容器が使用できなくなったので、英国の UNIFETCH-L の輸送容器を借りて行った。今後もこの英国の容器の賃借による輸送を計画していたが、原研の輸送計画と容器の賃借時期との整合にかなりの困難性があることが分った。そこで、今後の使用済燃料の輸送作業を円滑に運ぶため、現在の国内外（国内輸送規則、IAEA 規則、USDOT 規則）の輸送規準に適合した輸送容器を製作することになった。54年度は、その設計承認書の作成を行い、科学技術庁・原子力安全局のヒアリングを受けた。

2) 輸送容器、輸送物の概要

本輸送容器は JRC-80Y-20T 型と称し、Fig. 4.3.4 にその外観図を、Table 4.3.1 に輸送物の要約を示す。構造は容器本体、蓋及び燃料バスケットからなっており、主要材質はステンレス鋼と中性子吸収材としてのボロンカーバイトである。本輸送容器は4種類の燃料バスケットを使用し、JRR-2角型、円筒型、JRR-3MNU、JRR-4、JMTR標準及びJMTR燃料フォロアの6種類の燃料要素を取り扱うことになっている。しゃへい機能は容器本体、蓋及び燃料バスケットにその機能をもたせてある。

3) 輸送物設計承認

本輸送物の設計は技術基準第7条に定める BU 型輸送物に適合するように行った。

申請書は、イ章 輸送物の説明、ロ章 輸送物の安全設計、ハ章 輸送容器の製作、ニ章 輸送物の取扱い方法及び保守条件からなっている。本項では、ロ章 輸送物の安全設計のうち特長的な部分について以下に示す。また、安全解析のフローシートを Fig. 4.3.5、4.3.6 に示す。

A. 構造解析

解析は、一般条件、一般の試験条件及び特別の試験条件における輸送容器及び収納物の変形・破損等について評価した。

このうち一般の試験条件の熱的問題については、温度上昇と内圧上昇による熱応力及び熱膨脹等を「MARC-CDC」コードを用いて解析した。その結果、輸送容器の密封、しゃへい及び未臨界性能に影響を及ぼす様な変形破損のないことを確認した。更に、 -40°C の環境の下において輸送容器構造材の機械的性質（低温脆性等）及び密封性能の評価を行なった。

特別の試験条件の落下試験については、頭部垂直、底部垂直、水平、頭部コーナー及び底部コーナー落下の各落下姿勢について緩衝用フィンの変形によるエネルギー吸収と衝撃減速度の評価を「Davis の実験データ」を用いて行った。その結果、緩衝用フィンの最大変形量は頭部コーナー落下時の136mmであり、いずれの落下姿勢の場合にもエネルギー吸収が可能であることを確認した。また、各落下姿勢において衝撃減速度が作用した場合にも輸送物の諸性能に影響を及ぼすような破損のないことを確認した。衝撃減速度は頭部垂直落下時225g、底部垂直落下時190g、水平落下時96g、頭部コーナー落下時74g及び底部コーナー落下時78gであった。

耐落下試験条件に対する構造解析には、熱解析で求めた輸送物の各部の温度及び圧力を用い、

熱膨張差及び圧力による応力を「MARC-CDC」コードを用いて解析した。その結果、各部の応力により輸送容器及び収納物が破損しないことを確認した。一方 -40°C の環境下においても、輸送物の諸性能に影響を及ぼす様な破損のないことを確認した。

浸漬試験については、輸送物が水頭下15mの水中に沈められても密封性が損われることのないこと及び水深5,000m相当の外圧に耐えることを確認した。

B. 熱解析

熱解析に用いた発熱量は「ORIGEN」コードで解析し、Table 4.3.1に示すように最大値で2.27KW/基となった。

輸送物の温度分布の計算には、計算コード「TRUMP」を用いて行った。この結果、一般の条件下で日陰における輸送物の表面温度は最高 71°C であり、専用積載の制限温度 82°C を超えないことを確認した。また、特別の試験条件下において、輸送容器表面で最高 412°C 、燃料バスケットで最高 259°C 、密封境界のパッキングで最高 178°C 及び収納物で最高 304°C となることが分かった。また、内圧上昇は約 $0.8\text{kg}/\text{cm}^2$ であり、輸送物の諸性能に影響を及ぼさない。

C. 密封解析

一般の試験条件における輸送容器からの放射性物質の漏洩量は、輸送毎に行う気密漏洩試験の基準値($1.33 \times 10^{-2} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$)に最大発熱量、最大内圧力、漏洩率及び容器内空気中の放射性物質の濃度を乗じることによって求めた。その結果、 $5.0 \times 10^{-10} \text{ Ci}/\text{hr}$ (気密漏洩試験では $1.37 \times 10^{-3} \text{ atm} \cdot \text{cc}/\text{sec}$)となり、十分な密封性を確認した。

また、特別の試験条件である火災時においても、密封境界におけるパッキング材等は標準使用温度の最高値以下である。したがって、輸送容器からの放射性物質の漏洩量は一般の試験条件下と同様の方法で求めた。その結果放射性物質の漏洩量は $7.3 \times 10^{-8} \text{ Ci}/\text{week}$ になり、十分な密封性を有することが分かった。

D. シャーヘイ解析

収納物の線源強度と、通常輸送時、一般の試験条件及び特別の試験条件における輸送物の表面及び表面から1mの点における放射線量率については計算によって求めた。

イ) 線源強度…… γ 線については、「ORIGEN」コードを用い8群で計算を行った。 α 線及び β 線については無視した。中性子線については「ORIGEN」コードの計算結果と、臨界解析の結果の中性子実効増倍率を考慮して評価した。

ロ) 解析及び結果……解析における輸送容器表面は側部、蓋部及び底部とも緩衝用フィンは無いのとした。 γ 線によるシャーヘイ計算は「QAD」コード、中性子シャーヘイ計算は「ANISN」コードを用いた。 γ 線ストリーミングについては、「直視法 (Line of Sight)」とアルベドデータを用いて計算した。

解析の結果、収納物中で最大線源強度を示すJRR-2角型燃料要素を収納した場合で、輸送物の表面及び表面から1mの点における放射線量率の最大値はそれぞれ $12.9\text{mrem}/\text{hr}$ 及び $3.8\text{mrem}/\text{hr}$ となり、また、 γ 線ストリーミングの最大値は表面で $0.3\text{mrem}/\text{hr}$ であり、直接 γ 線量率 $8.8\text{mrem}/\text{hr}$ を加えても $9.1\text{mrem}/\text{hr}$ となり、十分なシャーヘイ性能を有していることを確認した。

E. 臨界解析

臨界解析では輸送物の実効増倍率 K_{eff} を計算し、一般の試験下及び特別の試験条件下において、輸送物が任意の個数、任意の配列で集積した場合でも未臨界であることを確認した。

解析は「KENO」コードと「Knight-modified Hansen Roach」の16群の核定数を用いて行った。解析にあたって解析モデルには、核分裂性物質 (^{235}U) が最大となるように燃料要素はいずれも新燃料要素を扱った。更に、輸送容器表面での境界条件を完全反射とすることにより無限の配列を仮定した。その結果、実効増倍率の最高は、通常輸送時の無限配列で $K_{eff} + 3\sigma = 0.065$ で、また、一般の試験条件及び特別の試験条件の無限配列で $K_{eff} + 3\sigma = 0.782$ となり、いずれも未臨界であることを確認した。

Table 4.3.1 JRC-80Y-20T type package

輸送容器の型名	JRC-80Y-20T型					
輸送物の型別	BU型輸送物					
核分裂性輸送物の種別	第1種 核分裂性輸送物					
輸送制限個数及び輸送制限配列	任意					
輸送指数	10以下					
輸送物の最大総重量 (ton)	23以下					
	22.9	22.7	22.7	22.7	22.6	22.7
輸送容器の外寸法	外径(本体胴吊り上げ金具部): 約1.9m, 高さ: 約2.1m					
輸送容器の重量 (ton)	22.7	22.5				21.1
輸送容器の主要材質	(i)輸送容器本体及び蓋: ステンレス鋼, (v)パッキング: シリコンゴム (ii)中性子吸収材: ボロンカーバイド (iii)燃料バスケット: ステンレス鋼, ボロンカーバイド (iv)フィン(放熱兼緩衝用): ステンレス鋼					(i)同左 (v)同左 (ii)無し (iii): ステンレス鋼 (iv)同左
冷却方式	乾式による自然冷却					
燃料バスケット名称	JRR-2円筒型 燃料要素用燃料 バスケット	JRR-2角型・JRR-4・JMTR 標準燃料要素用 燃料バスケット		JMTR燃料フ ォロア用燃料バ スケット	JRR-3MNU 燃料 要素用燃料バスケ ット	
収納物(燃料要素)名	JRR-2円筒型 燃料要素	JRR-2角型 燃料要素	JRR-4 燃料要素	JMTR 標準 燃料要素	JMTR 燃料フォロア	JRR-3MNU 燃料要素
燃料要素の型式	板 状 燃 料 (U-Al合金)					金属天然ウラン
全装荷本数(本)	30以下	40以下				160以下
初期濃縮度(%) ¹⁾	93.3以下					0.72
²³⁵ U含有量(g/本) ¹⁾	200以下		168以下	285以下	199以下	61.2以下
U含有量(g/本) ¹⁾	223以下		188以下	318以下	222以下	8500以下
燃焼度(%) (MWD/T)	40以下 (3.36×10 ⁵ 以下)		20以下 (1.68×10 ⁵ 以下)	40以下 (3.36×10 ⁵ 以下)		23以下 (1.45×10 ³ 以下)
冷却日数(日)	90以上 ²⁾		90以上	305以上	200以上	2190以上
放射能強度(Ci/基) ¹⁾	5.0×10 ⁵ 以下	6.9×10 ⁵ 以下	3.0×10 ⁵ 以下	5.2×10 ⁵ 以下	3.3×10 ⁵ 以下	2.5×10 ⁴ 以下
崩壊熱(W/基) ¹⁾	2.00×10 ³ 以下	2.27×10 ³ 以下	1.17×10 ³ 以下	1.61×10 ³ 以下	1.35×10 ³ 以下	7.24×10 ¹ 以下
芯材 材質 被覆材 側板	U-Al合金 Al合金 Al合金					金属天然ウラン Al合金
収納時の寸法(mm) : 巾×高×長	φ103×664	762×762×664	80×80×664	762×762×800	636×636×800	φ37×955
収納時の重量(kg)	5.0以下			5.1以下	3.6以下	10.0以下

1) 収納物の核的仕様は製作誤差を含んだ上限値を示す。

2) 収納物は冷却日数90日以上の組合せで、1基当りの放射能強度¹⁾及び崩壊熱²⁾の範囲とする。

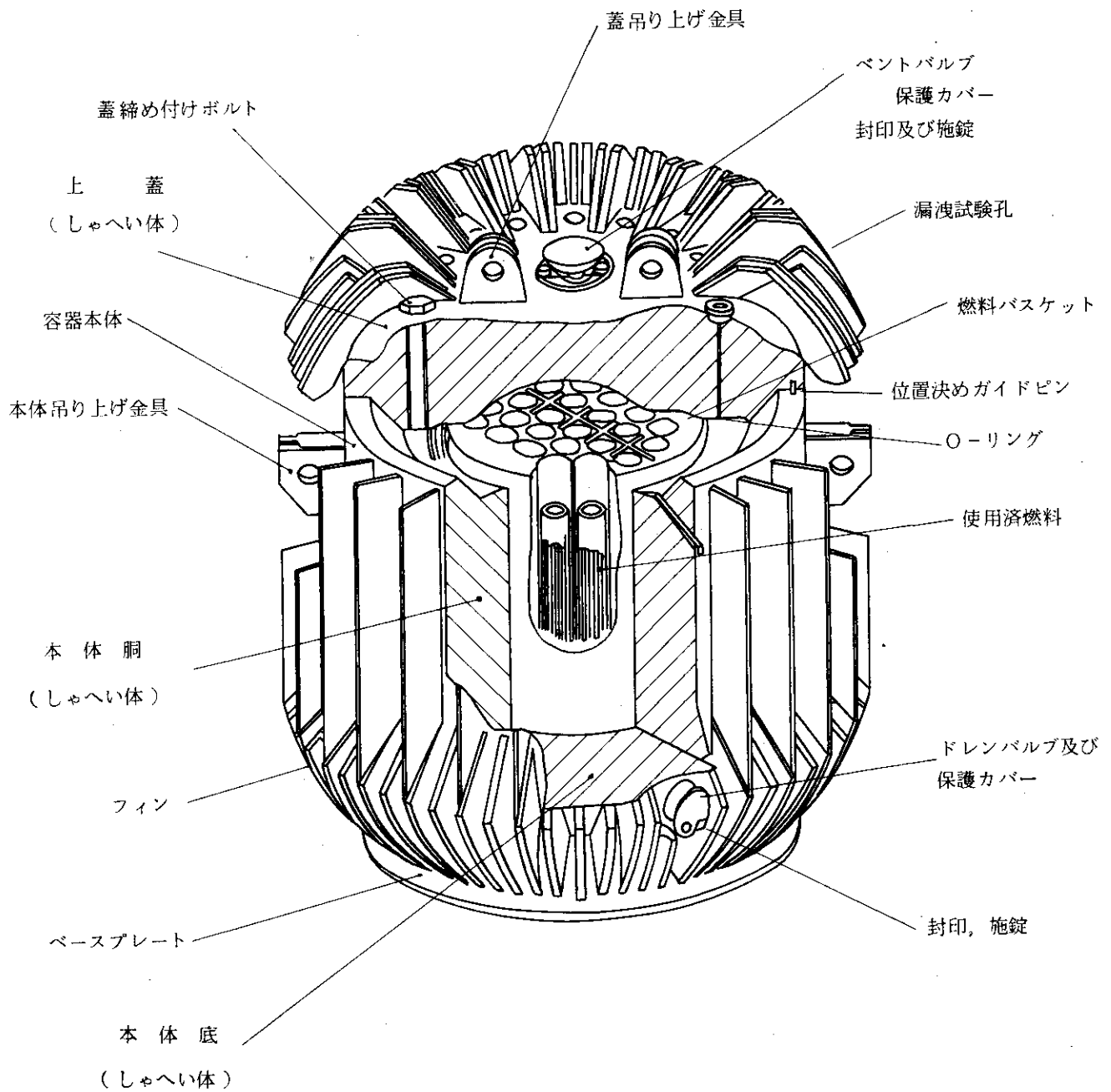
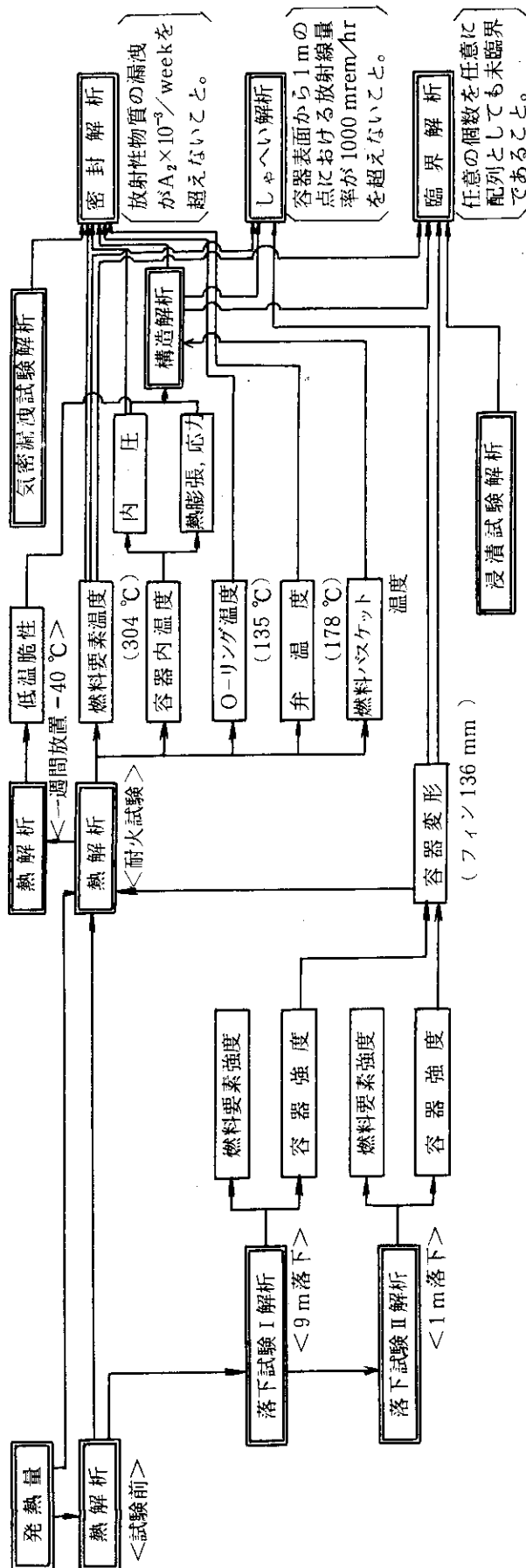


Fig. 4.3.4 Package



結果

密封解析
放射能物質の漏洩は 7.3×10^{-8} Ci/week ($0.04 \times A_2 \times 10^{-3}$ /week) であり
府令及び告示に定める技術基準に適合している。

しゃへい解析
容器表面から 1m の点における放射線量は 3.8 mrem/hr であり
府令及び告示に定める技術基準に適合している。

臨界解析
任意個の輸送物を任意に配列しても $K_{eff} + 3\sigma = 0.782$ で未臨界であり
府令及び告示に定める技術基準に適合している。

解析区分

評価事項

技術基準事項

設計条件事項

解析結果

Fig. 4.3.6 Analysis Flow on Special testing condition

4.4 照射技術

4.4.1 JRR-4 リドタンク特性測定

1) はじめに

JRR-4 リドタンク内の特性測定として熱中性子束分布及び γ 線量率分布の測定を実施した。これは3.5 MWに出力上昇後、核分裂計算管照射寿命試験に使用している関係でデーターを取っていなかったためと、「純中性子場」として改造する場合の設計資料にするためである。また、運転中、台車を使用しての試料交換等の作業が可能かどうかの目安を得るためにリドタンク内外の線量率測定をも合せて実施した。以下に実験方法、測定結果等を述べる。

リドタンクの断面図を Fig. 4.4.1 に示す。

2) 実験方法

(1) 熱中性子束分布の測定

熱中性子測定用検出器としては、金箔10 mm口 $\times$ 0.01 mm $\times$ 0.01 mmを使用し、そのうち約半数は0.5 mm $\times$ 0.01 mmのカドミウム板でカバーしたものを用いた。この検出器を十文字にクロスさせたアルミ板に5 cm 間隔に取り付け、それを台車先端と先端より330 cm 後方とに設置し原子炉出力3.5 MW で5.5 時間照射した。金箔の測定は、Ge(Li) 検出器と4096 ch 波高分析装置で行ない、その値より次の算出式を用いて熱中性子束及びカドミウム比を求めた。

$$\phi_{th} = \frac{A_{bare} (1 - 1/R_{cd})}{N \sigma \sqrt{\pi} / 2 (1 - e^{-\lambda t})} \quad \dots\dots\dots (1)$$

$$R_{cd} = \frac{A_{bare}}{A_{cd}} \quad \dots\dots\dots (2)$$

但し

- ϕ_{th} : 熱中性子束 (n/cm²・sec)
- R_{cd} : カドミウム比
- A_{bare} : 単位重量あたりに生成した裸の¹⁹⁸Au の照射直後の放射能 (dps/mg)
- A_{cd} : " カドミウムで覆った "
- N : 単位重量あたりの¹⁹⁷Au の原子数 (mg⁻¹)
- σ : 0.0253 eV の中性子に対する¹⁹⁷Au の捕獲反応断面積 (cm²)
- λ : 崩壊定数 (1/sec)
- t : 照射時間 (sec)

(2) γ 線量率分布の測定

検出器として⁷LiF TLD (Thermoluminescence Dosimeter) を用い、それをたこ糸に取り付け台車先端の垂直方向断面に対し8方向に取り付けた。また、それより280 cm 後方に同様な方法で設置し原子炉出力200 KWで5分照射した。測定はナショナル製VD-502 B "READER" を用いて行った。

(3) リドタンク内外線量率分布

原子炉運転中リドタンク台車の出し入れが可能か否かを確認するため運転中台車を引き出し、

ボラル、鉛、両シャッターを閉じた場合のリドタンク内及び上部の線量率分布を測定した。測定は、 γ 線量率についてはGMサーベイメーター、GM式テレタクターを使用し、中性子については、 BF_3 中性子サーベイメーター、とフィッションチェンバーを使用した。

3) 測定結果

炉心中心軸の熱中性子束測定結果を Fig. 4.4.2 に、台車先端部への垂直、水平方向の同分布を Fig. 4.4.3 に示す。これより台車先端で $2 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、カドミウム比170を得た。これは前回（1975年2月7日）の測定値と比較的よい一致を示した。

γ 線量率の炉心中心軸分布を Fig. 4.4.4 に、台車先端部の断面分布を Fig. 4.4.5 に示す。この測定はリドタンクが現在の状態になって最初の測定であり、比較できるデータがないこと、検出器としてTLDを使用したのでその特性を確認していないこと、他の実験装置との競合状態での測定値であることなどいくつかの問題点はあるが、台車先端で $9 \times 10^3 \text{ R/hr}$ であった。これより n/r 比は $8 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{mR}$ となる。

また運転中に台車を引き出した状態での線量率分布を測定した。その結果を Fig. 4.4.6 に示す。これより50 kW 運転中台車を引き出すことにより、リドタンクの上部で γ 線量率が35 mR/h、中性子線200 cpm (0.2 mrem 相当) になった。台車を全引き出した後、ボラル、鉛、両シャッターを下し、鉛シャッター面で γ 線が30 mR/hであり、1 m離れた位置での γ 線量率は15 mR/h であった。これを炉出力と線量率の係数に直線性があると仮定し、3.5 MW 時に換算すると鉛シャッター面での γ 線量率は、1 m離れた点では約1 R/h となり、現状のままで、ボラル、鉛両シャッターを下ろしたとしても3.5 MW 時台車等の取扱いは困難であることが分かった。

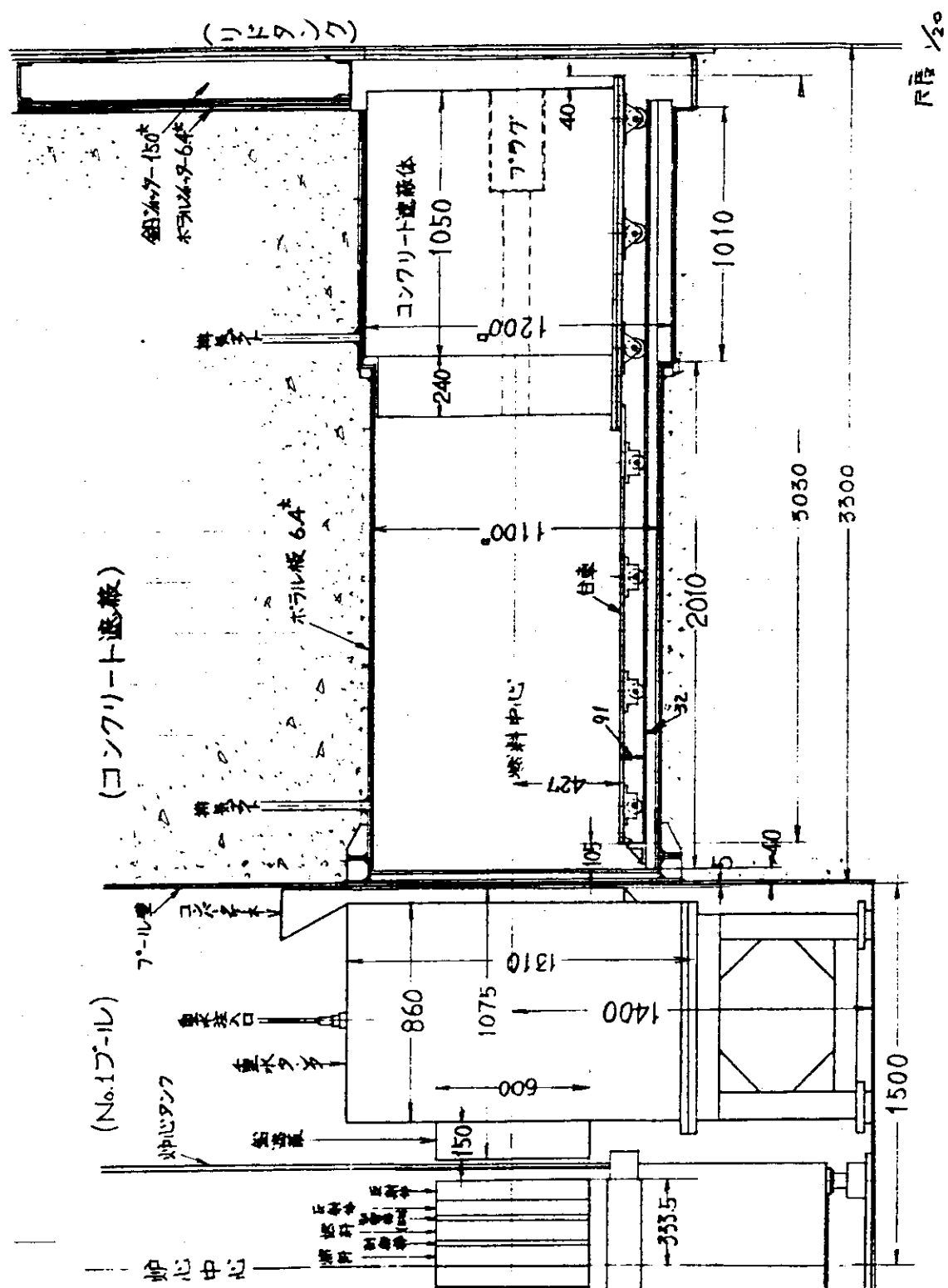


Fig. 4.4.4.1 Lid tank facility of JRR-4 (Vertical view)

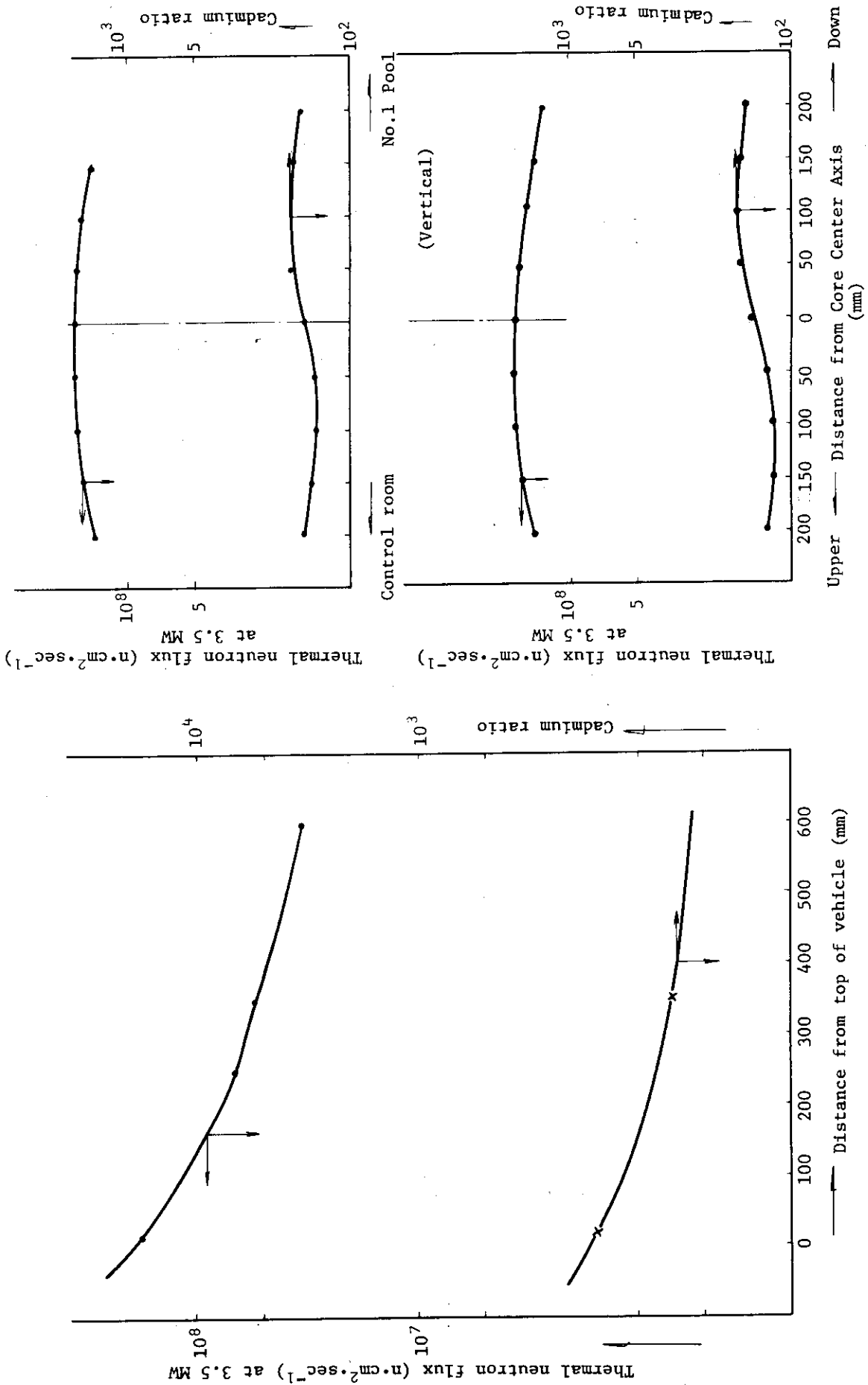


Fig.4.4.2 Thermal neutron flux distribution of core center axis in lid tank

Fig.4.4.3 Distribution of thermal neutron flux at vehicle top of lid tank

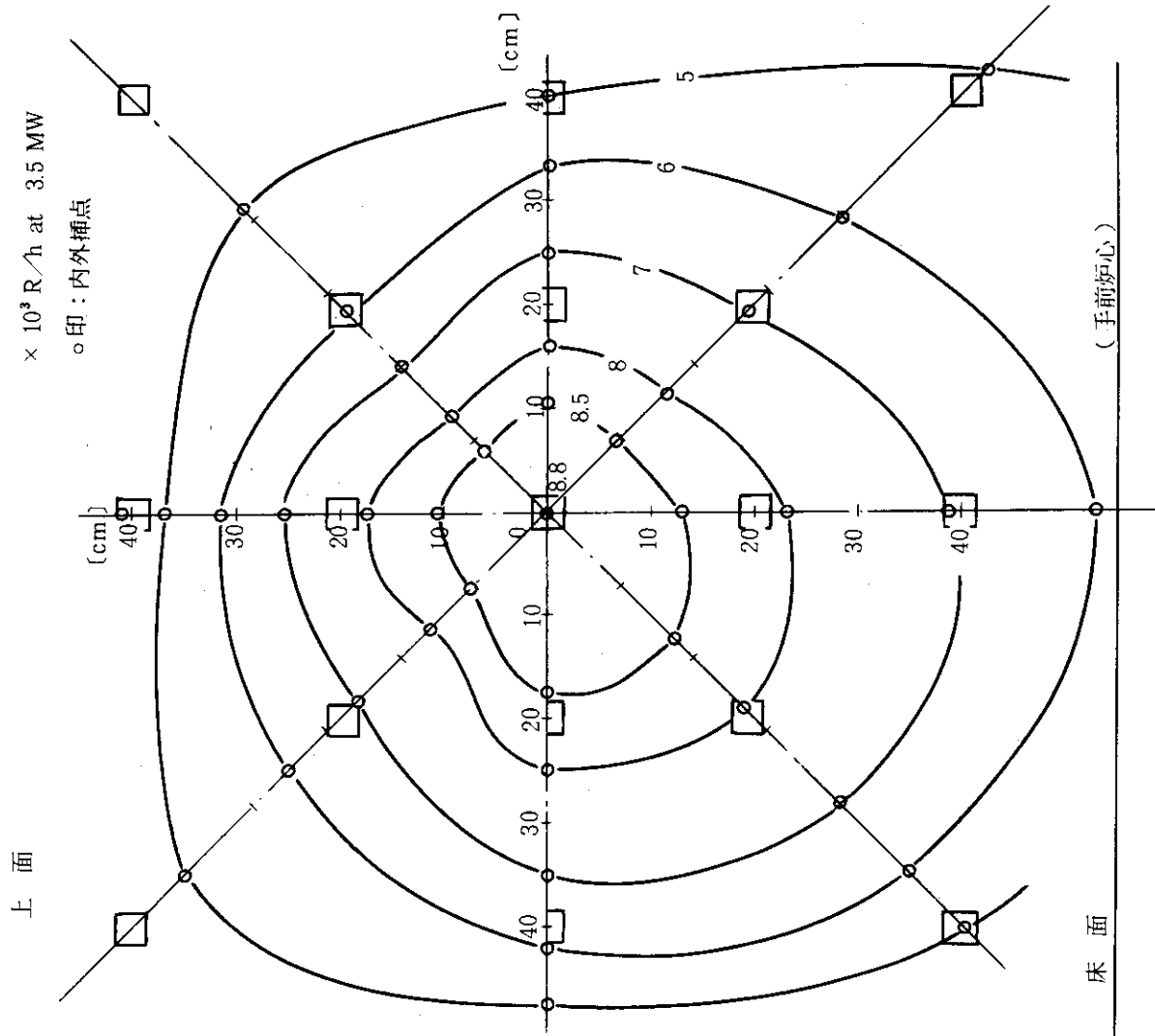


Fig. 4.4.5 Distribution of r Dose rate in lid tank (50cm backward from vehicle top)

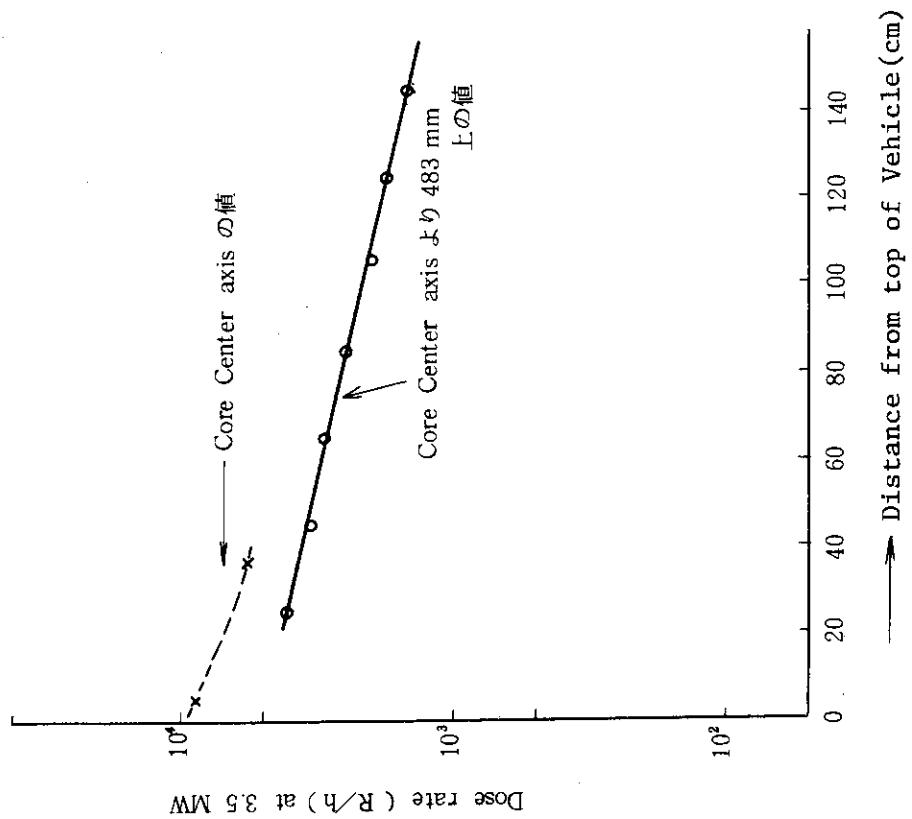


Fig. 4.4.4 r Dose rate distribution of lid tank (Axle)

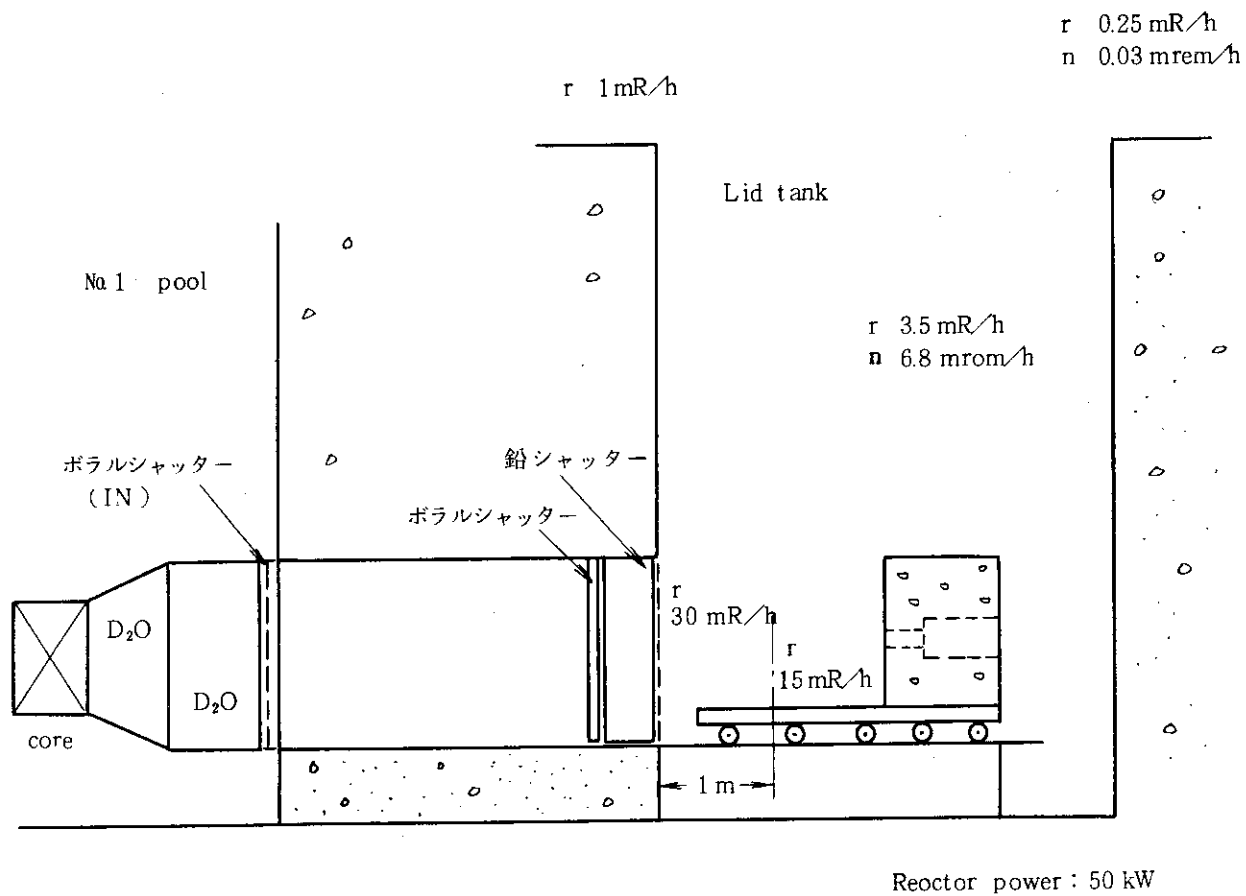


Fig. 4.4.6 γ -Dose rate of lid tank

4.4.2 直接圧縮成型ポリイミドキャプセルの開発

1) 概 要

JRR-3 気送管装置による長時間照射は、主として RI 生産用に利用されており、照射キャプセル個数は年々増加している。一方運営管理の面からみると、耐熱性、耐放射線性及び機械的強度に優れた特性をもっている高分子材ポリイミド樹脂（デュポン社製 SP-1）製のキャプセルが非常に高価（1個 15～16 千円）な点が問題となる。現在使用しているキャプセルは、丸棒から機械加工によって製品化しているので、歩留りが悪く、また素材自身が高価であるので割高となっている。

そこでキャプセルの諸特性はできるだけ従来のままとし、また、照射後の取り扱いについても問題のない、より原価なキャプセルを開発した。この方式によりキャプセルの購入価格を従来品に比べ $1/3$ 以下に軽減することができた。

2) 製作検討

(1) 直接成型用金の製作

ポリイミド材は融点を明確な形で現さず、ゆるやかな熱劣化を示すので、ポリエチレンの様に射出成型が不可能である。そのために素材は通常、粉末冶金法と類似の方法による常温高圧圧縮成型法で製作されている。前記の特質より、従来のポリイミドキャプセル（Fig. 4.4.7）の型状・寸法の成型は不可能と判断し、素材を直接成型し、ネジ切り等の機械加工を行ってキャプセルとして仕上げる方式とした。

成型後の密度がキャプセルの強度、その他の特性に関係するが、密度を高めるために肉厚を薄くすると、加圧の関係で金型の強度及び原料コンパウンドの均一配分に難を生じる。そこで数個の成型用金型を試作し、種々検討の結果 Fig. 4.4.8 に示す金型に決定した。

(2) ポリイミド材の機械的性質

従来の素材と、今回開発した直接圧縮成型した素材の主な機械的性質を Fig. 4.4.9 に示す。直接圧縮成型品は、従来の素材より、やや脆化の傾向を示すが、キャプセル加工後のテストから十分使用に耐えることがわかった。

3) 製品試験

(1) 気送テスト

直接成型の準完成品を機械仕上げし、従来型のキャプセル寸法に仕上げたものを、JRR-3 気送管装置（HP-1）で、通常操作により気送試験を実施した。これは、衝撃に対する簡易テストで、空キャプセル及びキャプセル内部に錘りを入れ、それを 5g, 10g, 20g と順次増加する方法で実施した。試験は各重量毎に 1 個の 独打ち込み及び同重量のもの 2 個の同時打ち込みについて行い、気送音の聴取及びホットケープ内取り出し後の外観検査等を行った。

この結果、気送時の異音、ホットケープ取り出し後の外観検査にいずれも異常は認められなかった。さらに、RI 棟詰替セルへの同様テストも良好であった。

(2) 放射線量率測定

直接成型によるキャプセルと従来のキャプセルを同時照射し、その線量率を測定した。照射条件は、10 MW 運転時に 1 時間、1.5 時間、20.5 時間照射を行い、4 日間の線量率の減衰を測定した。

測定結果を Fig. 4.4.10 に示す。その結果、直接成型品の方が成型時に加わる微量の添加物の関係で、やや線量率が高くなったが、3～4日の冷却後10 mR/hr 以下となり、廃棄時の問題もなく使用上特に問題のないことが確認された。

4) まとめ

このキャプセルの開発によりキャプセルの購入価格の低減を目ざした実験は、従来型のキャプセルとほぼ同質のものを、1/3 以下に価格軽減することができ、ほぼ目的を達成することができた。

なお、成型金型の検討及びキャプセル試作に御協力いただいたデュボンファーマーイースト日本支社の方々に深甚なる謝意を表します。

Technical drawing of a mechanical part, likely a bush or sleeve, showing dimensions and manufacturing requirements.

Dimensions and Tolerances:

- Overall length: 46 (+2.0 / -0.0)
- Reference length: 5 (REF.)
- Inner bore length: 31 MIN (STRAIGHT BORE)
- Outer diameter: 25φ ±0.1
- Inner bore diameter: 17φ ±0.1
- Reference diameter: 19 (REF.)
- Radius: 12.5R ±0.5
- Bottom groove width: 5.0 (GROOVE WIDTH ±0.1 AT BOTTOM)
- Bottom groove depth: 2.5 ±0.2
- Bottom groove radius: 2 MAX. DRAFT
- Bottom groove width: 1.0 ±0.1
- Surface finish: 0.0/S.S R.
- Surface finish: 0.0/0.2R TYP. ALL

Notes:

- ALTERNATE SHAPE AT BOTTOM OF BORE PERMISSABLE-WITHIN LIMIT OF MACHINED SHAPE
- INSIDE SHAPE AND OVERALL LENGTH TO BE MACHINED BY DUFE OR CUSTOMER

- 139 -

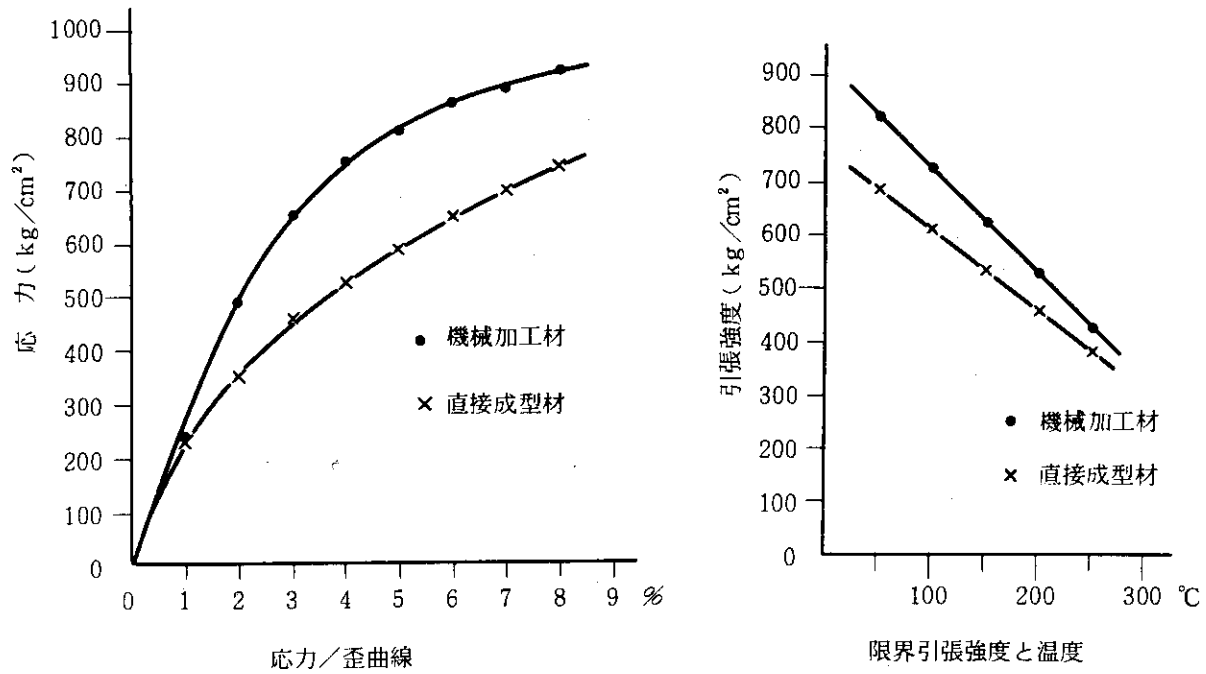


Fig. 4.4.9 Mechanical characteristics of polyimide resin

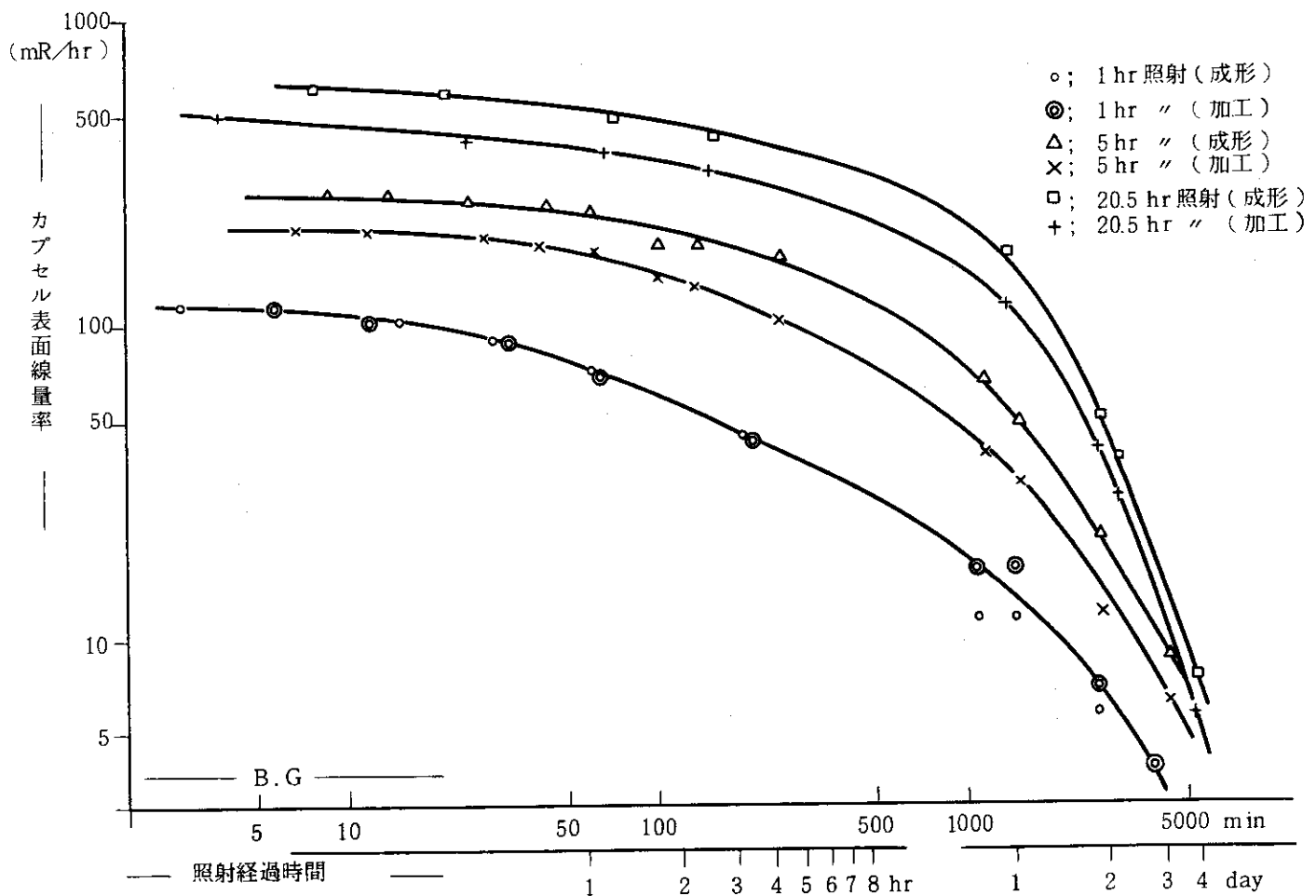


Fig. 4.4.10 Radiation decay curve of polyimide capsule

4.4.3 低融点試料照射用摩擦圧接キャプセルの開発

1) まえがき

硫黄をターゲットとして $^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})$ 反応によって生成される ^{32}P は、一定の比放射能を有する製品を年間契約に基づいて一定量、かつ定期的に出荷されている。

近年 JRR-2 のインコア照射孔における照射物の増加により ^{32}P の照射孔の確保が難しくなってきたが、大量の ^{32}P が得られれば、照射回数を減らすことができ、より効率的なインコア照射孔の利用が可能となることから、高速中性子束の最も高い 6 A 孔での照射技術の開発を昭和 57 年に開発した。

2) 照射キャプセルの開発

昭和 53 年に行った実験から、従来の二重気密構造照射ホルダーを用いた 6 A 孔での照射では γ 発熱によって冷間圧接キャプセルが破損することが予想されたため、新たに照射キャプセル及び照射装置の開発の必要が生じた。

照射中、硫黄（沸点 444.5℃ 融点 114℃）のように各温度領域で態様が種々変わる照射物に対してのキャプセル密封方法の調査検討を行った結果、自動車工業などに広範囲に利用され、また大洗原研で使用されている実績などから摩擦圧接方法が最適であると判断し、この方法を採用することにした。

3) 照射キャプセルの開発

(1) 摩擦圧接法¹⁾

摩擦圧接法の原理は、高速回転下にあるキャプセル母材と静止状態にある他方の母材圧接面を接触させる摩擦熱で所定の温度まで上昇させた後に急停止させ、アプセット圧力(押込圧力)を加えて接合する方法である。この方法の特徴を Table 4.4.1 にしめす。摩擦圧接法は圧接が短時間で終り、機械の条件設定さえ行えば全て自動で行える点で、信頼性及び再現性が高く、従来の溶接によるピンホールなどの欠陥は生じない。また作業時間が短いので、硫黄への熱影響がほとんど無視できることがわかった。欠点としては、大型機械を必要とし製作コストの高いことである。

(2) 開発実験

photo. 4.4.1 に圧接後のキャプセルを示す。このキャプセルの寸法は従来の冷間圧接キャプセルとはほぼ同様である。摩擦圧接法のキャプセルへの応用は、肉厚キャプセル部材について既に大岡²⁾、田中³⁾らの報告があるが、本キャプセルのような薄肉のアルミニウム材への使用例はない。そこで今回薄肉アルミニウムキャプセルの実用化を考えてキャプセルの強度や試料への熱影響などの安全評価のための実験を行った。

① 圧接時の温度測定

キャプセル内に充填されている硫黄が圧接時にどのように熱影響を受けるかを調べた。最初に圧接キャプセルの内外面にサーモワッペン(温度測定紙)を取り付け、おおよその温度予想を行い、その後にキャプセルの各部位に取りつけた熱電対からの指示温度を高速打点レコーダーで読み取った。この結果を Fig. 4.4.11 に示す。図から、①の圧接部で約 600℃ まで温度の上昇があったが 3 秒後には急激に下がっている。④の硫黄の表面では、180℃ まで上昇するがただちに 100℃ 以下に下がっている。このことから、硫黄の表面のごく一部は溶ける

が、熱的な影響はほとんど無視できることがわかった。Fig. 4.4.12に電子ビーム溶接と本方法との温度比較を示す。図から摩擦圧接法が試料への温度影響が非常に少いことがわかる。

② 破損試験

破損試験に用いたキャプセルを Fig. 4.4.13に、その結果を Table 4.4.2 に示す。結果から、 70 kg/cm^2 と2倍の耐圧強度があることがわかった。

③ X線検査およびヘリウムリークテスト

X線検査の結果、製作したキャプセルは全て JIS B 級に合格した。このことは大岡²⁾が行った金相試験結果の組織状態からも十分証明される。

吹きつけ法によるヘリウム漏洩検査の結果ヘリウム漏洩率は $10^{-7} \text{ atom} \cdot \text{cc/sec}$ 以下であり十分満足すべき結果であった。

④ 加熱バースト試験

炉内での硫黄の温度は 400°C 程度が予想されるため、電気炉を用いて 200°C から 460°C までの昇温試験を行った。その結果、 400°C では直径で最大約 0.6 ミリの膨張があり、 460°C では半数がバーストした。この結果から、 400°C までは健全性が維持されることがわかった。

4) まとめ

炉外試験、炉内試験結果及びソフト面からの安全解析から 6 A 孔で安全に硫黄の定常照射を行える見通しが得られ、昭和 55 年年度より硫黄 100 g / カプセルの照射を開始し、 ^{32}P のより安定した出荷供給を予定している。

参考文献

- 1) 岡村；“摩擦圧接〔I〕－〔IV〕”溶接技術 No.6～No.9 vol 18 (1970)
- 2) 大岡、伊丹：JAERI-M 6758, 1976
- 3) 田中、伊藤、他：JAERI-M 6799, 1976

Table 4.4.1 Characteristics of Friction Welding Method

(1) 圧接時間が短かく照射試料への熱影響が少ない。 (2) 低融点照射試料などのキャプセル製作に適している。 (3) 圧接後の寸法精度が高く品質の均一なものが得られる。 (4) 圧接条件を一定にすれば自動運転ができるため作業員は熟練を要しない。 (5) 広い範囲の異種材料の圧接が可能である。 (6) 同径および異径断面の接合ができる。	(1) 両素材の組立て位置の定められている形状のものは圧接が困難である。 (2) キャプセル製作仕上げの場合、バリの除去および切削加工をしなければならない。 (3) 冷間圧接キャプセルの製作に比べ1本当りのコストが高い。
---	---

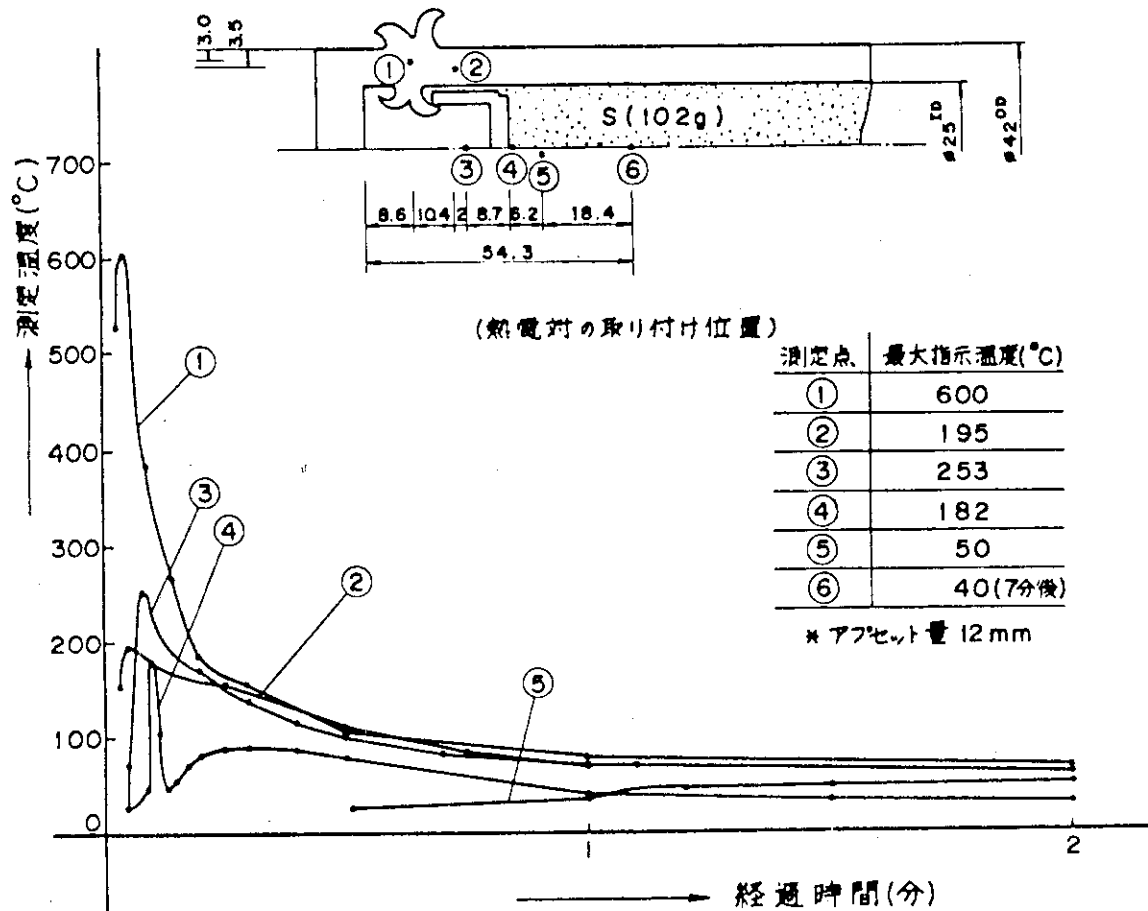


Fig. 4.4.11 Results of temperature measurement at friction welding

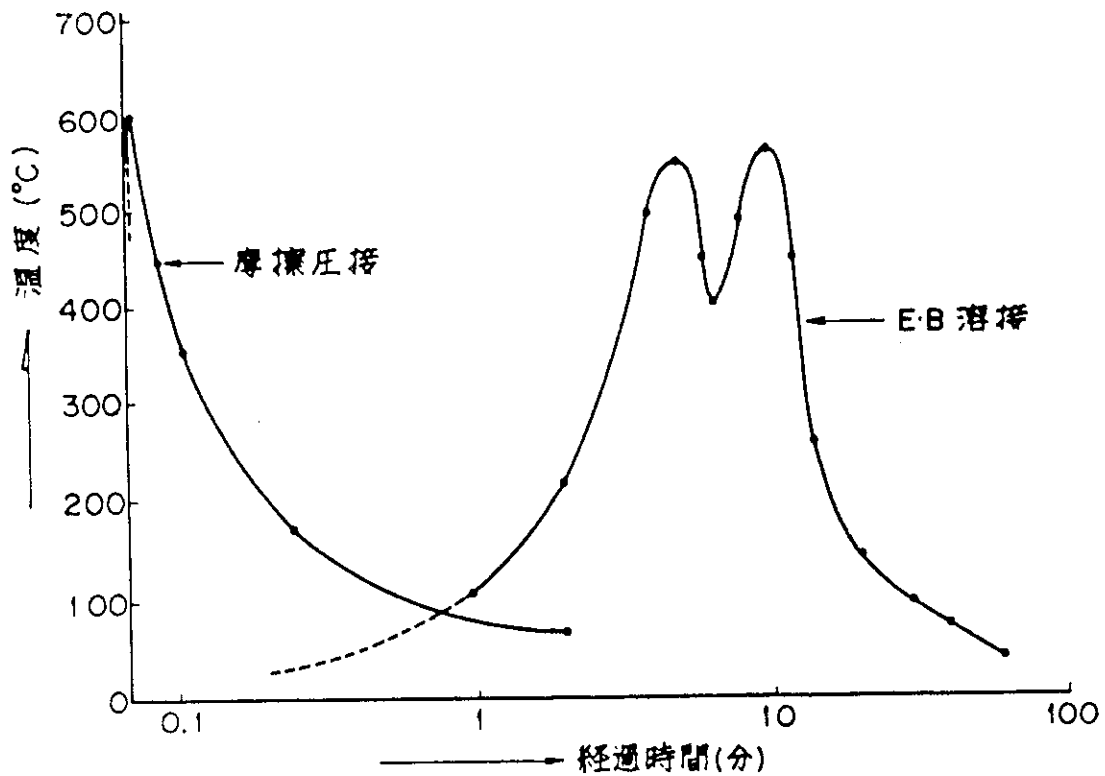


Fig. 4.4.12 Comparison of temperature in friction welding and electron beam welding

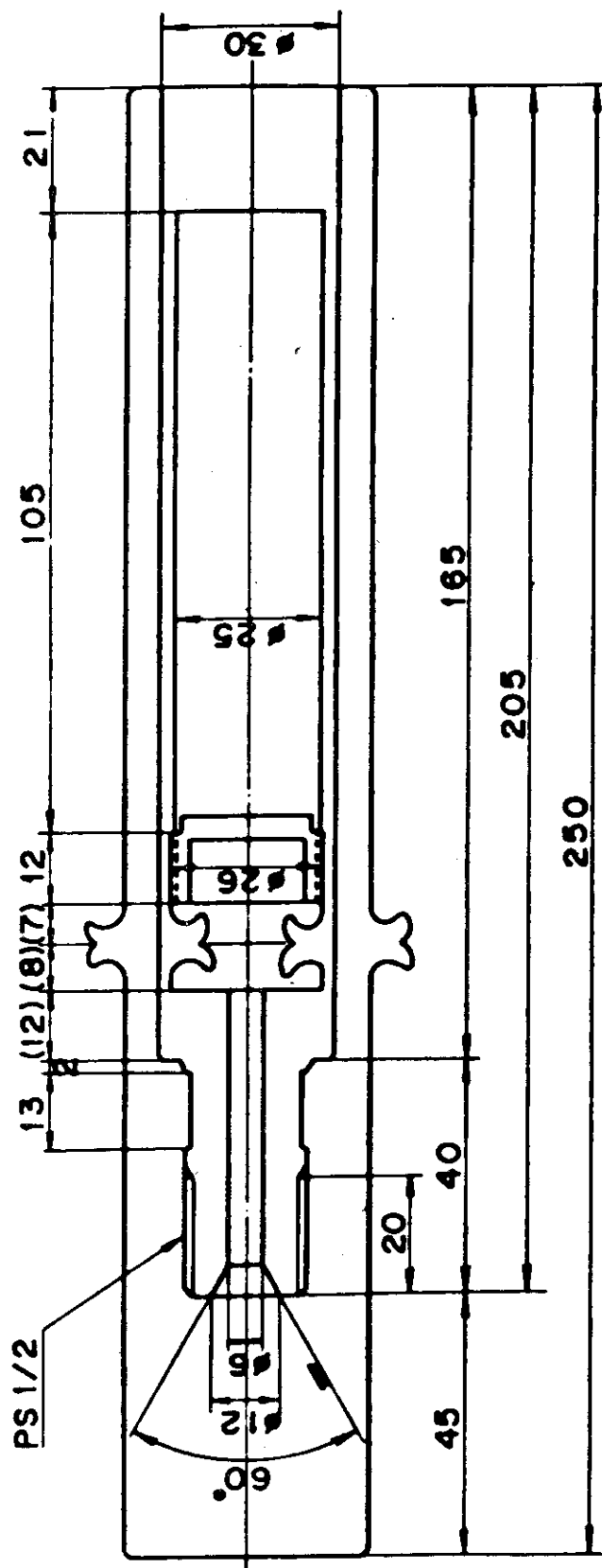


Fig. 4.4.13 Rupture testing capsule

Table 4.4.2 Results of Rupture testing

試料No	寸法(mm)	破壊圧(Kgf/cm^2)	破壊部	温度 $^{\circ}\text{C}$
1	12.6	140	母材	25
2	11.5	140	"	"
3	12.0	150	"	"
4	12.0	140	"	"

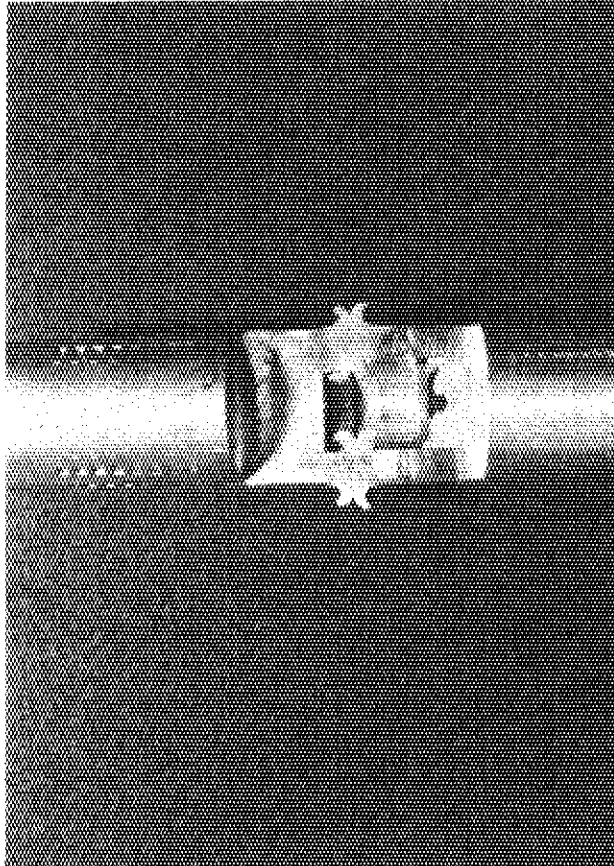


Photo 4.4.1 Friction welding capsule

4.4.4 原子炉燃料・材料研究開発のためのキャプセル照射試験

54年度は、JRR-2のインコア、VT-1、VT-10及びVT-12の各照射孔において、燃料関係5本、材料関係9本、RI製造その他12本のキャプセル照射を行った。Table-4.4.3にその一覧を示す。

ここでは、燃料・材料キャプセルの主なものについてその照射目的、キャプセルの構造及び照射結果を以下に述べる。

1) 燃料キャプセル

(1) VOF-4H, ICF-28Hキャプセル

これらのキャプセルは多目的高温ガス炉用Th系燃料の研究開発を目的とした照射試験キャプセルである。試料は、 ThO_2 及び $(\text{Th} + \text{U})\text{O}_2$ を核とする被覆燃料粒子であり、それらの照射健全性を調べるものである。

VOF-4Hは、Th系燃料のはじめての照射試験であり、その一般的な健全性を調べることを目的としている。被覆層はBISO型である。

ICF-28Hは、燃料核と被覆層の共存性及び被覆層の速中性子照射による損傷など、被覆層の健全性に着目した照射試験であり、被覆層は、BISO型、TRISO-II型など3タイプのものが用いられた。

① キャプセル構造

照射試験は、VOF-4Hが、 ThO_2 核粒子(直径 $700 \sim 850 \mu\text{m}$) 10 g、 $(\text{Th} + \text{U})\text{O}_2$ 核粒子($760 \mu\text{m}$) 10 gであり、ICF-28Hが、 ThO_2 核粒子($800 \mu\text{m}$) 3.2 g、 $(\text{Th} + \text{U})\text{O}_2$ 核粒子($800 \mu\text{m}$) 3.4 gである。

粒子の重量は、1粒子約1 mgである。

また、28Hでは、試料部のヒータ用として、 UO_2 核粒子($920 \mu\text{m}$) 5.4 gが同時に装荷された。これらの粒子は、黒鉛製のホルダに収納され、Nb-1%Zr製の試料筒、SUS 304製内筒でそれぞれ密封した後、さらにAl熱媒体を介してAl製外筒で密封した3重気密構造を有している。

キャプセルの試料部長さは、4Hが170 mm、28Hが136 mmである。

照射温度は、4Hでは、 $1000 \sim 1200^\circ\text{C}$ 、28Hでは、 1200°C が目標とされた。キャプセルには、温度測定のための熱電対が挿入されている。熱電対の本数と测温場所は、4Hでは、合計7本で、試料ホルダ部4本(WRe 2本、CA 2本)、Al熱媒体部3本(CA)、28Hでは、合計6本で、試料ホルダ部3本(WRe)、Al熱媒体部3本(CA)である。

また、キャプセルは、外筒、内筒間の混合ガス温度制御構造を有している。キャプセル内封入ガスは、4Hでは、試料筒内がHe-90%Ar、内筒内がHe、28Hでは、いずれもHeである。

② 照射結果

炉内照射は、VOF-4Hについて、VT-10の孔でR2-54-02~03の2サイクル間、ICF-28Hについて、インコア6D孔でR2-54-11~55-01の4サイクル間実施された。炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が、4Hで+260~310 mm(位置調整)、28Hで+7.5 mmであった。そして、この時のキャプセル挿入反応度

は、4Hで $-0.13 \sim -0.10\% \Delta K/K$ 、28Hで $-0.26\% \Delta K/K$ であった。

照射温度については、4Hでは、試料ホルダ部挿入の熱電対指示 $900 \sim 1200^\circ\text{C}$ 、Al熱媒体部挿入熱電対指示約 130°C となった。また、28Hでは、同様にそれぞれ $1100 \sim 1200^\circ\text{C}$ 、約 450°C となった。したがって、照射目標温度はほぼ達成された。

(2) V1F-16H キャプセル

多目的高温ガス炉用被覆燃料粒子コンパクト及び黒鉛スリーブ熱伝導特性を調べる目的のキャプセルで、すでに報告したV1F-11Hキャプセルと同様のものである。16Hでは、特にコンパクト、スリーブ間のギャップのちがいが熱伝導特性に与える影響に着目したものである。

① キャプセル構造

試料は、8%濃縮 UO_2 を核とする被覆燃料粒子コンパクト（外径18mm、長さ18mmの円柱状）10個と、それを5個ずつ2段に分けて収納する黒鉛スリーブである。そして、各段にこれらの熱伝導特性を調べるため径方向4本の熱電対（W/Re）が配置されている。また、このコンパクト、スリーブ間ギャップは、上段が0.2mm、下段が0.4mm（直径ギャップ）となっている。

試料は、Nb-1%Zr製内筒に密封され、さらにAl製熱媒体を介してAl製外筒に密封した2重気密構造を有している。そして、この熱媒体にも、3本の熱電対（C/A）が挿入されている。

キャプセル試料部長さは230mmである。キャプセル内筒内封入ガスはHeであり、外筒、内筒間は混合ガス温度制御構造となっている。

② 照射結果

炉内照射は、VT-1孔でR2-54-07~09の3サイクル間実施された。炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が $+360 \sim 550\text{mm}$ （位置調整）であった。この時のキャプセル挿入反応度は $-0.16\% \Delta K/K$ 以下であった。

照射温度については、コンパクト中心の最高温度で 1380°C 、熱媒体部最高温度で 180°C であった。混合ガス温度制御および位置調整で、20点以上の温度ステップをつくり出し、コンパクト及びスリーブの熱伝導特性が測定された。

(3) VOF-2H キャプセル

多目的高温ガス炉用被覆燃料粒子及びコンパクトを試料として、主にそのアメーバ効果を調べることを目的とする照射キャプセルであり、すでに報告した^{注)}VOF-1Hにつづくものである。

① キャプセル構造

キャプセルの構造をFig. 4.4.14に示す。試料のコンパクトは寸法が2種類（外径10mm、長さ10mmの円柱状および外径 $\phi 11.5\text{mm}$ 、内径 $\phi 4.5\text{mm}$ 、長さ15mmの円筒状）あり、各6個ずつ合計12個である。これらをそれぞれ黒鉛製ホルダに収納し、キャプセルの中段および下段に配置した。そして、このホルダには、8本の縦穴が設けられ、その中に、キャプセル発熱量を補い目標温度を達成する目的で被覆燃料粒子（ヒータ粒子）が充填された。

また、試料の被覆燃料粒子は、黒鉛製ディスク（外径 $\phi 28\text{mm}$ 、内径 $\phi 6.3\text{mm}$ 、厚さ2mm）に設けられた多数の小穴（2.2mm ϕ 貫通孔）に1個ずつ収納して黒鉛パウダーで焼結固定さ

れている。このディスクを 30 枚積み重ねて、キャプセル上段に設置した。そしてこの中心孔 (6.3 mm ϕ) には、同様にヒータ粒子が充填された。

キャプセルは、これらの試料部全体を、Nb-1%Zr 製試料筒、SUS 304 製円筒、さらに Al 製熱媒体を介して Al 製外筒にそれぞれ密封した 3 重気密構造とした。また、試料部に 4 本の W/Re 熱電対、Al 熱媒体部に 3 本の C/A 熱電対が挿入されている。

キャプセルの試料部全長は 261 mm であり、封入ガスは試料筒内、内筒内ともに He-90% Ar である。また、外筒、内筒間は混合ガス温度制御構造となっている。

② 照射結果

炉内照射は、VT-10 孔で R2-54-05~55-01 の 10 サイクル間行われた。炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が +195.5~494.5 mm (位置調整) であった。また、この時のキャプセル挿入反応度は $-0.15\% \Delta K/K$ 以下であった。

照射温度については、下段のコンパクト中心で 1600 $^{\circ}\text{C}$ を目標に、照射中の位置調整が行われた。この時のキャプセル軸方向での温度分布は、おおむね、中段コンパクトで 1350 $^{\circ}\text{C}$ 、上段粒子ディスクで 1000 $^{\circ}\text{C}$ であった。また、照射期間中を通じての到達最高温度は、それぞれ、1660 $^{\circ}\text{C}$ 、1360 $^{\circ}\text{C}$ 、1180 $^{\circ}\text{C}$ であった。そして Al 熱媒体部の最高温度は 330 $^{\circ}\text{C}$ であった。

なお、Al 熱媒体部に挿入した C/A 熱電対 1 本は照射開始前に、下段コンパクト中心に挿入した W/Re 熱電対 1 本は 08 サイクル照射開始前にそれぞれ断線した。

2) 材料キャプセル

(1) ICM-19 キャプセル

このキャプセルは、黒鉛材料の常温照射における照射損傷を調べることを目的としたものである。照射後の試料は、熱伝導率測定、比熱測定、X 線回析実験などに供される。照射温度は、生成された損傷の回復を防ぐため、100 $^{\circ}\text{C}$ 以下が目標とされた。

① キャプセル構造

照射試料は角形の黒鉛片であり、寸法、形状の異なるもの 5 種類で合計 35 個 (重量約 18 g) である。

これらの試料は、Al 製熱媒体に装荷され、さらに Al 製外筒で密封された 1 重気密構造である。キャプセルの試料部長さは 242 mm である。

また、Al 熱媒体には 3 本の熱電対 (C/A) が挿入されている。キャプセル内の封入ガスは He である。

② 照射結果

炉内照射は、インコア 6 C 孔で R2-54-01~04 の 4 サイクル間実施された。炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が -94 mm である。この時のキャプセル挿入反応度は $-0.16\% \Delta K/K$ であった。

また、照射温度は 60 $^{\circ}\text{C}$ 以下であった。

(2) ICM-22H, ICM-23H キャプセル

核融合炉用材料の Mo, W 材の照射試験キャプセルであり、特にインパイルクリープ照射試験を主な目的としたものである。

ICM-22H では、Mo 板状試験片の引張クリープと Mo 板状試験片の曲げクリープ、ICM

23 H では、Mo 棒状試験片の引張りクリープ照射試験が行われた。また、22 H、23 H とともに、板状引張試験片および電子顕微鏡試料が応力無付加試料として、同時に照射された。照射時の温度は 22 H では応力付加試料 400℃、無付加試料 600℃、23 H ではいずれも 700℃が目標とされた。

① キャプセル構造

(ICM-22 H)

照射試料は、応力付加試料が、Mo 板状引張クリープ試験片（厚さ 0.25 mm 長さ 56 mm み部巾 10 mm ゲージ部巾 3 mm）5 枚、Mo 及び W 板状曲げクリープ試験片（厚さ 0.25 mm 長さ 60 mm 巾 5 mm）各 10 枚である。応力無付加試料が Mo 及び W 引張試験片（寸法は引張クリープ試験片と同じ）各々 55 枚と 15 枚ずつ、さらに電顕試料（外径 ϕ 3 mm 厚さ 0.2 mm 円板状）20 枚である。

試料はキャプセル内に 4 段に配置された。

これら試料部の全長は 341 mm となった。

曲げクリープ試験片への応力付加は、試験片を一括して曲率をとった試料ホルダに強制的に収納して試験片に所定の曲げたわみを与える方法によった。

引張クリープについては、試験片 10 枚を一括して上下 み部を金具で押え、上部は荷重ロッド、下部は荷重スリーブを介して、キャプセル計装パイプ上端まで引き出し、相互を荷重ボルト、ナットで連結し、その締め付け力で試験片に引張応力を付加する構造とした。この操作は、炉頂でトルクレンチを用いて行うこととした。

これらの試料は、SUS 304 製ホルダ（曲げクリープ部は Mo 製）、反射筒などとともに、Al 製外筒および計装パイプに収納、密封され、内部には He が充填された。

また、温度測定のため、各段の試験片に沿わせるように、熱電対 (C/A) が 4 本挿入されている。

(ICM-23 H)

本キャプセルの構造を Fig. 4.4.15 に示す。照射試料は、応力付加試料が Mo 棒状引張クリープ試験片（ゲージ部外径 3 mm 長さ 124 mm み部外径 8 mm 試験片部全長 178 mm キャプセル取付けネジ部を含を全長 207 mm）1 本である。

応力無付加試料は、板状引張（厚さ 1 mm 長さ 90 mm み部巾 13 mm ゲージ部巾 4 mm）20 枚、電顕（寸法は 22 H と同じ）20 枚である。

試料は、ほぼ炉心中心部になるようなキャプセル内の位置にあり、中心部に引張クリープが配置されそのまわりをとり囲むように、SUS 304 製試料ホルダを介して応力無付加試料が配置されている。試料部全長は 178 mm である。

また、その上部には、ベローズ加圧円筒、すなわち、内部にベローズを内蔵し、その伸縮を下方に伝えるロッドをもった密閉容器が設置されている。

クリープ試験片への応力付加は、このベローズ機構により行われる。

試験片の上端は、ネジ止めにより固定支持体などを経て上部のベローズ加圧円筒に固定されている。また、試験片の下端も、ネジ止めによりヨークなどを介して上部に引き出され、上記の、ベローズに固定されたロッドに連結されている。そして、これらの全体が、反射筒、スプ

リングなどにより SUS 304 製外筒に収納され、He - 50% Ar を充填して密封されている。

ベローズ加圧円筒からは、加圧管が引き出されており、これを通じて He ガスにより加圧することにより、ベローズは縮む方向に力が働く。それが上記 構によって試験片に引張応力として付加される。加圧管はキャプセル計装パイプを通じて炉頂に引き出されており、この加圧系統は炉頂に設置された。

また、試料部をはじめとしてキャプセル内には熱電対 (C/A) が 5 本挿入されている。

② 照射結果

(ICM-22H)

炉内照射は、インコア 6C 孔で R2-54-05~08 の 4 サイクル間行われた。炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が -0.5 mm である。そして、この時のキャプセル挿入反応度は -0.47% $\Delta K/K$ であった。

照射温度については、おおむね、最上段の引張クリープ試験片部で 300℃、2 段目、3 段目の曲げクリープ試験片部でそれぞれ 470℃、680℃、最下段の引張試験片部で 550℃であった。

インパイルクリープ試験の応力付加条件は次のとおりである。

2 段目、3 段目の曲げクリープ試験片については、前述したように、キャプセル製作時に試料ホルダに強制的に収納する形で、試験片に最大約 1.85 mm の曲げたわみが付加されている。

最上段の引張クリープ試験片については、原子炉の定常運転到達後、炉頂において前述の荷重ネジをトルクレンチで締めつけることにより引張応力が付加された。付加応力は、降伏応力の約 1/3 にあたる 11.6 kg/mm² である。また、各サイクルの応力付加操作の都度、ネジの回転数により試料の伸びが測定された。

(ICM-23H)

炉内照射は、インコア 6C 孔で R2-54-12~55-01 の 3 サイクル間実施された。炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が -5 mm である。この時のキャプセル挿入反応度は -0.50% $\Delta K/K$ であった。

照射温度については、最初のサイクル初期では、クリープ試験部で約 1200℃であったが、このサイクル途中に原子炉がスクラムし、再起動後には、約 890℃に低下した。そして、その後のサイクルでも温度は約 830~860℃に安定した。この温度低下の現象は、クリープ試験部だけでなく、キャプセルの他の各部に挿入した熱電対にもみられた。この原因については、照射後試験での調査も含め、現在検討中である。

引張クリープ試験片に対する応力付加は、ベローズ加圧円筒を加圧することにより行われた。応力条件は、照射開始当初の約 60 時間については、5.01 kg/mm²、その後は、2.53 kg/mm² とした。このときのベローズへの加圧圧力は、それぞれ 10 kg/cm²、5 kg/cm² である。

3) ICM-25H キャプセル

多目的高温ガス炉用黒鉛材料の疲労強度に関する研究を目的としたキャプセルである。

① キャプセル構造

照射試料は、棒状およびリング状の黒鉛材料試験片で、形状が 5 種類、総数 186 個である。これらは、棒状試験片 (外径 5 mm) を中心にして、そのまわりにリング状試験片を 3 重 (外径

8.7 mm, 14.7 mm, 24.8 mm) にはめこみ, 試料部全長が360mmになるようキャプセル内に積み上げられた。

試料は, SUS 304 製反射筒に収納され, SUS 304 製内筒, Al 製外筒により密封された2重気密構造である。内筒の外径を, キャプセル中央部に大きく, 端部に小さくなる7段階の段ちがい構造にすることにより, 内筒, 外筒間のガスキャップ厚みを中央部に薄く, 端部に厚くして, 炉心軸方向の r 発熱分布によらず試料部温度が均一になるようにした。

内筒内には, He-50%Arが充填されており, また, 内筒, 外筒間は混合ガス温度制御構造となっている。そして, 試料部には4本の熱電対(C/A)が挿入されている。

② 照射結果

炉内照射は, インコア6B孔でR2-54-12~55-01の3サイクル間実施された。炉心軸方向の照射位置は, 炉心中心に対してキャプセル試料部中心が-5mmである。この時のキャプセル挿入反応度は, $-0.62\% \Delta K/K$ であった。

照射温度については, キャプセルの軸方向均一という点では, 中央部と端部で最大約170℃の温度差(端部の方が高い)がつき, また, 内筒, 外筒間のガスをHeでフラッシングしても除々に温度が上昇していく(50時間で最大約80℃ぐらいの温度上昇)などの現象がおり, 結果として試料部温度は, 適宜, 内筒, 外筒間の混合ガス制御およびHeフラッシングを行いながらも, 約500~800℃という大きな巾をもつものとなった。これらの原因については現在検討中である。

4) V1M-22Hキャプセル

多目的高温ガス炉用圧力容器鋼材である, $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼の照射試験キャプセルである。

① キャプセル構造

本キャプセルの構造をFig. 4.4.16に示す。キャプセル構造は, すでに報告した^{注)}V1M-15Hキャプセルとほぼ同様のものである。

照射試料は, シャルピー試験片(外形寸法10×10×55mm)16本, 硬さ試験片(外形寸法10×10×2mm)8個である。

シャルピー試験片は8本ずつAl製ホルダに収納され2段に配置されている。この2段の間にはAl製ホルダに収納された硬さ試験片が配置されている。これら試料部の全長は, 120mmである。

そして, この試料部全体は, 外側にコイル状の溝を切ってシースヒータを巻きつけたSUS304製ヒータスペーサ, さらに, SUS304製の円筒形スペーサに収納された後, Al製外筒に収納されている。シースヒータは, 上段に密, 下段に粗に巻きつけてあり, キャプセル軸方向の温度均一化の考慮をはらってある。ヒータの能力は, 最大3kwである。

試料部には, 5本の熱電対(C/A)が挿入されている。また, 外筒内にはHeが充填されている。

② 照射結果

炉内照射は, VT-1孔でR2-54-10~11の2サイクル間行われた。炉心軸方向の照射位置は, 炉心中心に対してキャプセル試料部中心が+110mmであった。この時のキャプセル挿入反応度は $-1.24\% \Delta K/K$ であった。

照射温度は、最高指示熱電対で約 355℃一定のヒータ温度制御により行われた。この時の他の熱電対の指示は約 330～360℃であった。また、ヒータの出力は約 1.5 KW であった。

5) V1M-23B, V0M-6 キャプセル

多目的高温ガス炉用耐熱合金材料である Fe および Ni 基合金のリーキー型無計装キャプセルである。

① キャプセル構造

V1M-23B の照射試料は、引張試験片（ゲージ部外径 ϕ 3 mm 長さ 30 mm み部外径 7 mm 試験片全長 60 mm）31 本、シャルピー試験片（外形寸法 5 × 10 × 55 mm）8 本であり、総重量 447 g である。

V0M-6 の照射試料は、引張試験片（寸法は V1M-23B と同じ）48 本であり、総重量 413 g である。

試料は、穴あきのリーキー型ホルダに装荷されている。試料部全長は、V1M-23B で 60 mm, V0M-6 で 246 mm である。

② 照射結果

炉内照射は、V1M-23B について VT-1 孔で R2-54-05～06 の 2 サイクル間、V0M-6 について VT-12 孔で R2-54-09～55-01 の 6 サイクル間実施された。

炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が、V1M-23B で +137 mm, V0M-6 で -70 mm である。この時のキャプセル挿入反応度は、それぞれ -0.39, -0.15 % $\Delta K / K$ であった。

6) V0M-3 キャプセル

本キャプセルは、燃料試験施設（大型ホットラボ）内装機器のデータ解析用 ^{60}Co 標準試料作成のための無計装照射キャプセルである。

① キャプセル構造

照射試料は、20% Fe - 30% Cr - Co 合金のペレット（外径 12 mm）であり、形状は 5 種類 総数 10 個で総重量約 400 g である。

試料は、SUS 304 製被覆管および Al 製外筒に密封された 2 重気密構造である。試料部の全長は 496 mm である。

② 照射結果

炉内照射は、VT-12 孔で R2-54-05～08 の 4 サイクル間行われた。炉心軸方向の照射位置は、炉心中心に対してキャプセル試料部中心が -34 mm である。この時のキャプセル挿入反応度は -0.38 % $\Delta K / K$ であった。

注) JAERI-M 8702

研究炉・ホットラボの運転と技術管理（昭和 53 年度） 1980 年 3 月 研究炉管理部

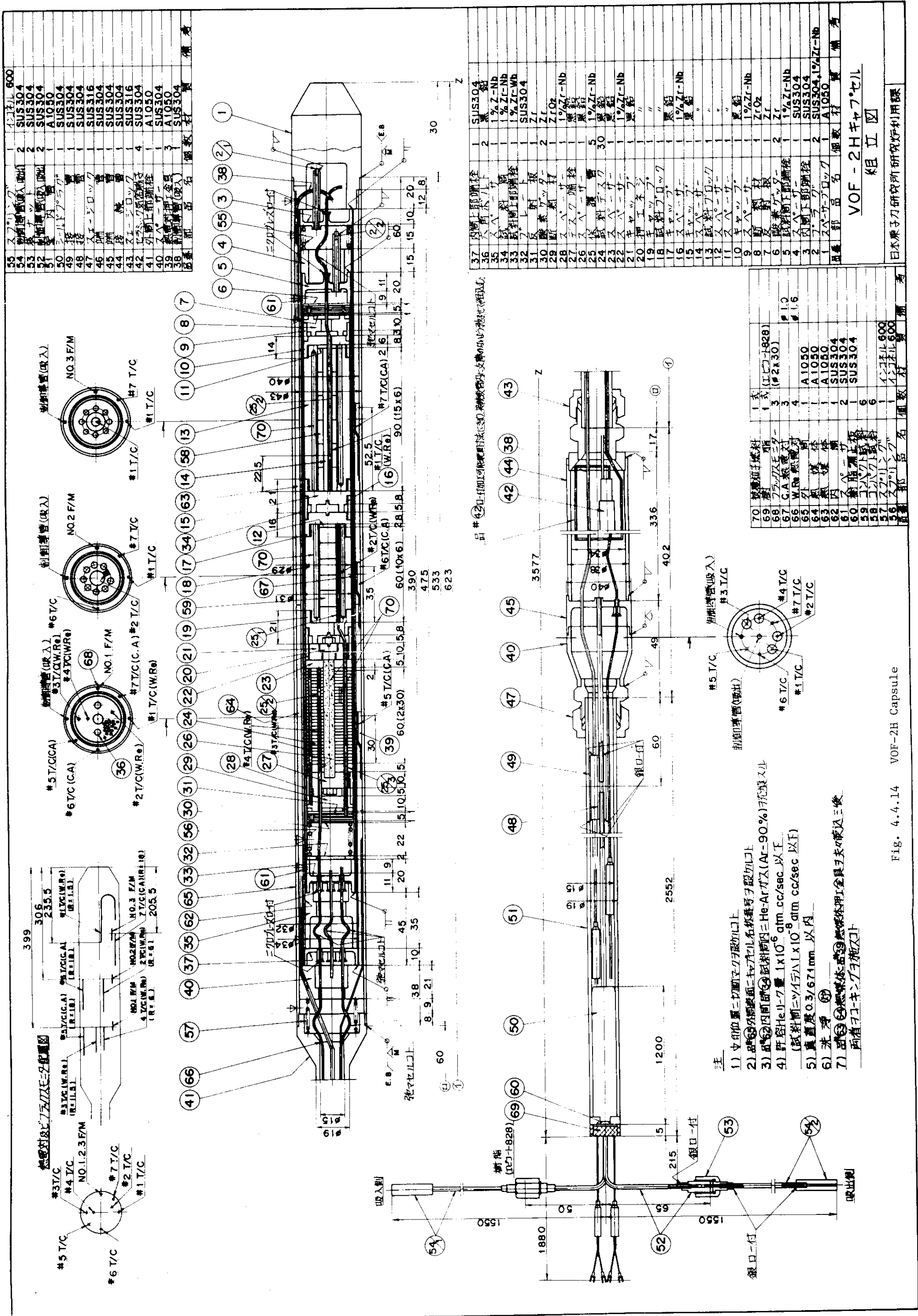
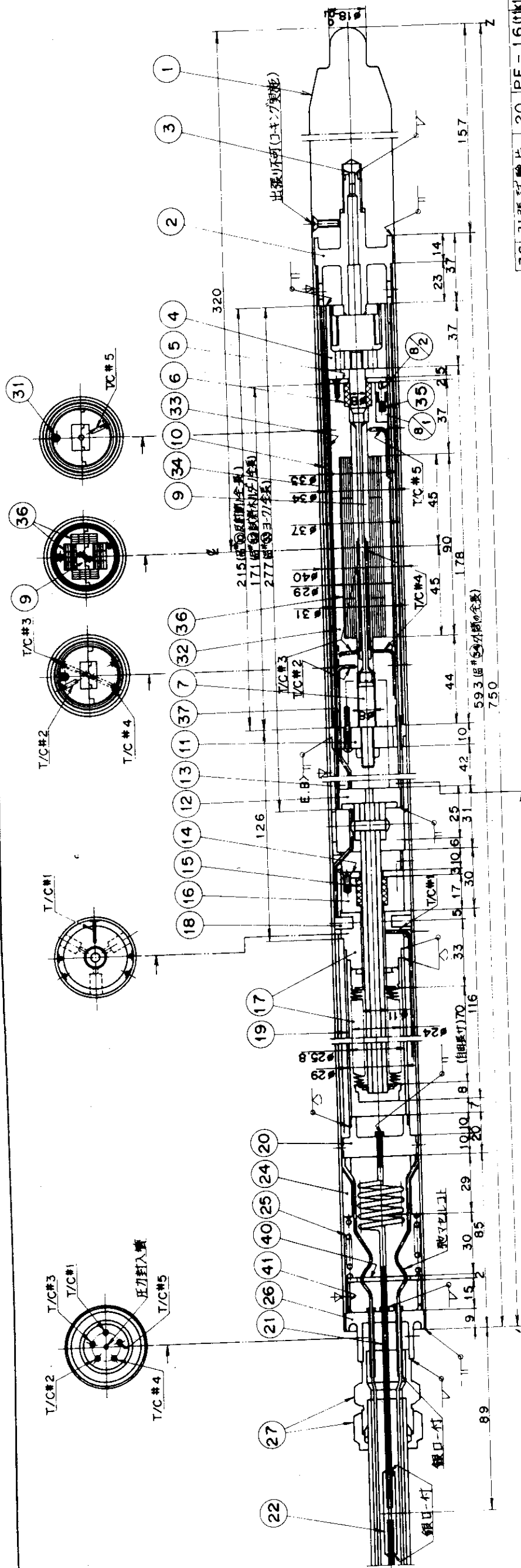


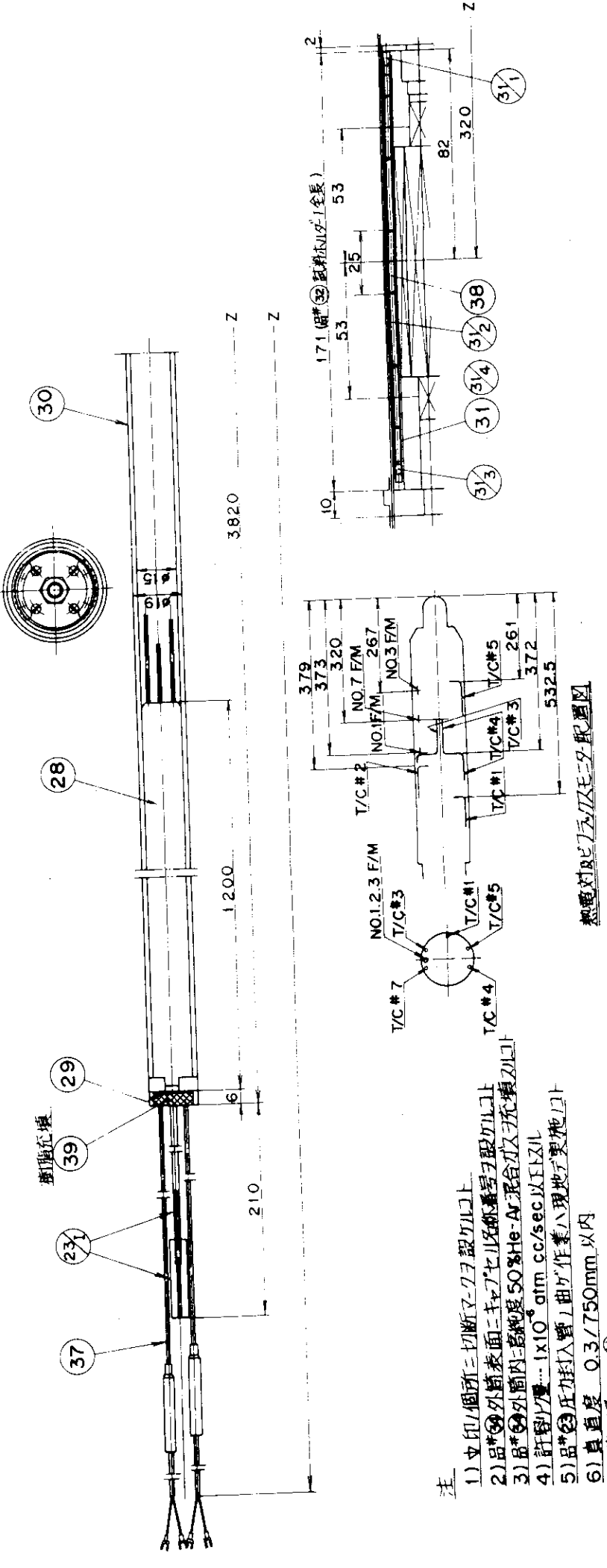
Fig. 4.4.14 VOF-2H Capsule



36	引張試験片	20	PE-16 (11x13x90)
35	EM 試験片	20	PE-16 (11x13x90)
34	外筒	1	SUS304
33	試験ホルダ	17	Nb-1%Zr
32	試験ホルダ	17	SUS304
31	試験ホルダ	17	SUS304
30	保護管	1	AlQ50
29	耐熱遮断板	1	SUS304
28	シールドプラグ	1	SUS304
27	スウェーデン	1	SUS316
26	外筒上部端栓	1	SUS304
25	スプリング	1	1/2ボール600
24	スプリング	1	SUS304
23	圧力封入管	27	SUS304
22	圧力封入管	1	SUS304
21	圧力封入管	1	SUS304
20	気密内筒端栓	1	SUS304
19	気密内筒	1	SUS316
18	接合部	3	Nb-1%Zr
17	ベローズ	17	SUS316, 12球 625
16	ベローズ	17	SUS304
15	ベローズ	17	SUS304
14	スプリング	1	SUS304
13	スプリング	1	Nb-1%Zr
12	耐熱遮断板	1	Nb-1%Zr
11	耐熱遮断板	1	Nb-1%Zr
10	反動	1	SUS304
9	スプリング	17	SUS304
8	EM 試験片	17	SUS304
7	EM 試験片	17	Mo
6	EM 試験片	17	Mo
5	EM 試験片	17	SUS304
4	EM 試験片	17	Nb-1%Zr
3	EM 試験片	17	SUS304
2	外筒下部端栓	1	SUS304
1	外筒	1	AlQ50

組立図
ICM-23H キャプセル

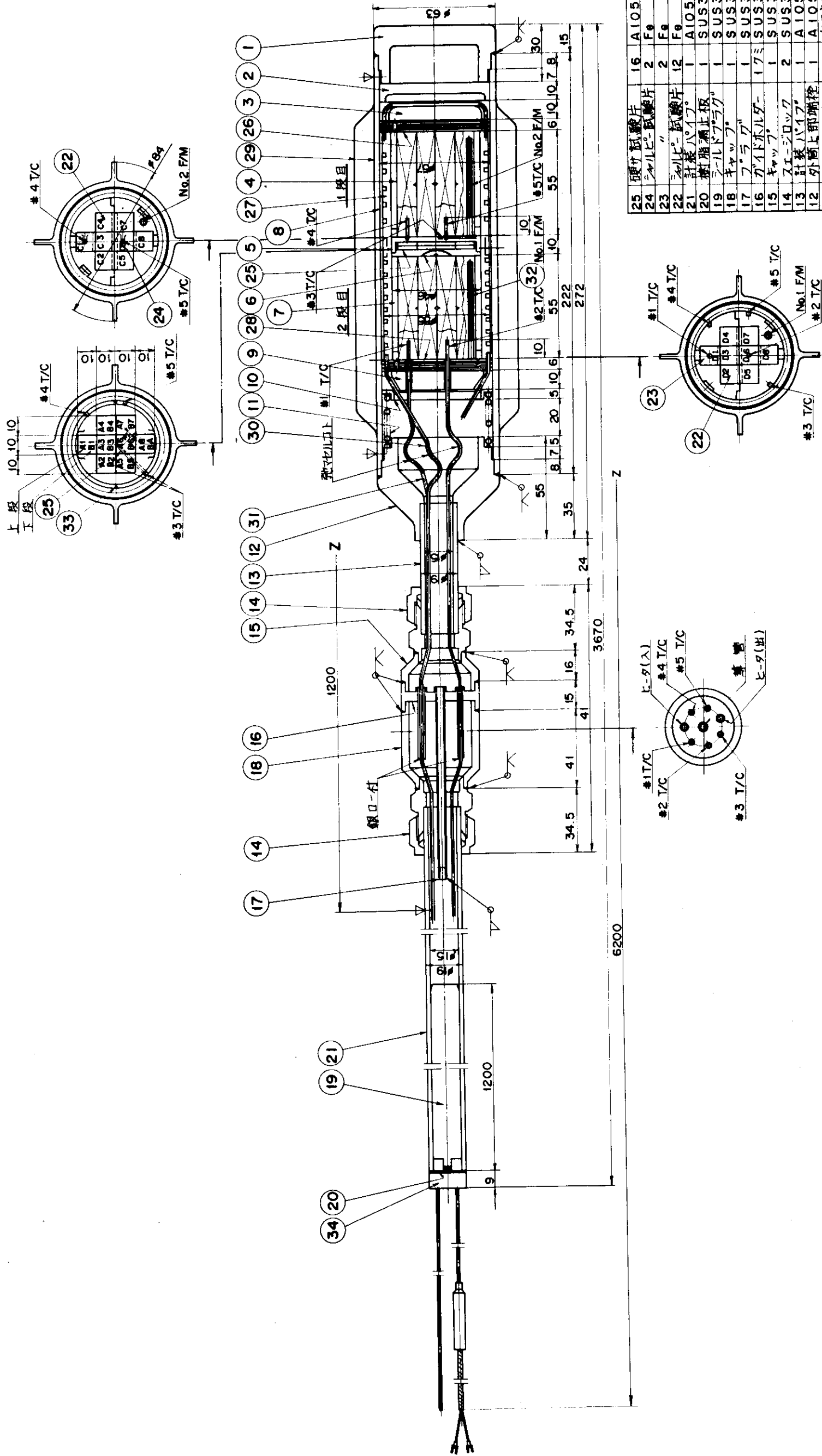
日本原子力研究所研究炉利用課



41	スプリング	1	SUS304
40	スプリング	1	SUS304
39	シールドプラグ	1	1式 (Eピット 828)
38	スプリング	13	1式
37	C.A. 熱電対	5	1式

- 注
- 1) 印刷用紙に切断マクロ図を記す。
 - 2) 品#29 外筒表面にキャプセル及び保護管を記す。
 - 3) 品#29 外筒内、高純度 50% He-Ar 混合ガスを充填する。
 - 4) 許容圧力... 1x10⁶ atm cc/sec 以下。
 - 5) 品#29 圧力封入管、曲げ作業は現地で実施する。
 - 6) 真直度 0.3/750mm 以内。
 - 7) 洗浄

Fig. 4.4.15 ICM-23H Capsule



注
1) 品② 外面表面ニキャップセル名称番号ヲ設ケルコト。
2) 品③ 外面表面ニ切斷マ-クヲ設ケルコト。
3) 品④ 外面表面ニ高純度Heガスを充填スルコト。
4) 品⑤ 外面表面ニ高純度Heガスを充填スルコト。
5) 品⑥ 外面表面ニ高純度Heガスを充填スルコト。
6) 品⑦ 外面表面ニ高純度Heガスを充填スルコト。
7) 品⑧ 外面表面ニ高純度Heガスを充填スルコト。

Fig. 4.4.16 VIM-22H Capsule

部品名				組立図			
部品名				VIM-22Hキャプセル			
25	破テ試験片	16	AlO50	25	破テ試験片	16	AlO50
24	シールド試験片	2	Fg	24	シールド試験片	2	Fg
23	シールド試験片	12	Fg	23	シールド試験片	12	Fg
22	計測パイプ	1	AlO50	22	計測パイプ	1	AlO50
21	計測パイプ	1	SUS304	21	計測パイプ	1	SUS304
20	計測パイプ	1	SUS304	20	計測パイプ	1	SUS304
19	計測パイプ	1	SUS304	19	計測パイプ	1	SUS304
18	計測パイプ	1	SUS304	18	計測パイプ	1	SUS304
17	計測パイプ	1	SUS304	17	計測パイプ	1	SUS304
16	計測パイプ	1	SUS304	16	計測パイプ	1	SUS304
15	計測パイプ	1	SUS304	15	計測パイプ	1	SUS304
14	計測パイプ	1	SUS304	14	計測パイプ	1	SUS304
13	計測パイプ	1	AlO50	13	計測パイプ	1	AlO50
12	計測パイプ	1	AlO50	12	計測パイプ	1	AlO50
11	計測パイプ	1	AlO50	11	計測パイプ	1	AlO50
10	計測パイプ	1	SUS304	10	計測パイプ	1	SUS304
9	計測パイプ	1	SUS304	9	計測パイプ	1	SUS304
8	計測パイプ	1	SUS304	8	計測パイプ	1	SUS304
7	計測パイプ	1	AlO50	7	計測パイプ	1	AlO50
6	計測パイプ	1	AlO50	6	計測パイプ	1	AlO50
5	計測パイプ	1	AlO50	5	計測パイプ	1	AlO50
4	計測パイプ	1	AlO50	4	計測パイプ	1	AlO50
3	計測パイプ	1	SUS304	3	計測パイプ	1	SUS304
2	計測パイプ	1	SUS304	2	計測パイプ	1	SUS304
1	計測パイプ	1	AlO50	1	計測パイプ	1	AlO50

Table 4.4.3 Fuel and material irradiation capsule in JRR-2 (1979)

キャプセル名 ^{*1}	研究室	試料	キャプセル構造	計装	制御	照射孔	照射量(nvt) ^{*2} (上段熱,下段:速)	照射サイクルNo (照射サイクル数)	照射温度 ^{*3} (°C)	キャプセル反応度 ^{*4} (%ΔK/K)
ICM-19	固体物理第2	黒鉛	1重気密	CA T/C 3本		インコア6C	2.0×10 ²⁰ 1.5×10 ²⁰	01~04 (4)	60(max.)	-0.16
ICM-22H	材料物性	Mo, Mo _W 合金	1重気密	CA T/C 4本	引張クリープ 曲げクリープ	インコア6C	2.0×10 ²⁰ 1.4×10 ²⁰	05~08 (4)	680(max.)	-0.47
ICM-23H	材料物性	Mo, Mo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	12~55-01 (3)	200(max.)	-0.50
ICM-25H	高温材料強度	Gr	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	12~55-01 (3)	500~800	-0.62
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	11~55-01 (4)	1100~1200	-0.26
ICR-S (18~20)	RI製造	S	2重気密	CA T/C 1本	—	インコア6B	5.5×10 ¹⁹ 5.1×10 ¹⁹	03, 05, 07 (各1)	60(max.)	$\frac{18}{19}-0.23$ $\frac{19}{20}-0.19$ $\frac{20}{20}-0.19$
ICR-S (WX)	RI製造	S	1重気密	CA T/C10本	—	インコア6A	—	09特殊運転 10MW30min	400(max.)	-0.30(推定)
V1M-14	材料物性	Mo, Mo合金	1重気密	CA T/C 4本	位置調整	VT-1(吊)	2.6×10 ²⁰ 1.5×10 ¹⁹	53-13~02 (3)	390	-0.52
V1F-16H	燃料照射	UO ₂ 核被覆燃料 粒子コンバクト	2重気密	WRe T/C 8本 CA T/C 3本	混合ガス 位置調整	VT-1(吊)	1.2×10 ²⁰ 2.0×10 ¹⁸	07~09 (3)	1380(max.)	-0.16以下
V1M-22H	高温材料強度	2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼	1重気密	CA T/C 5本	ヒータ 位置調整	VT-1(吊)	2.9×10 ²⁰ 3.2×10 ¹⁹	10~11 (2)	330~360	-1.24
V1M-23B	材料工学	Ni基耐熱合金 Fe基耐熱合金	リ-キ-	—	—	VT-1(吊)	2.7×10 ²⁰ 2.9×10 ¹⁹	05~06 (2)	—	-0.39
V1R-I (9)	RI製造	Ir	1重気密	—	—	VT-1(下)	4.0×10 ²⁰ 4.6×10 ¹⁹	05~06 (2)	—	-0.55
V1R-C (9)	RI製造	Cr	1重気密	—	—	VT-1(底)	4.0×10 ²⁰ 3.4×10 ¹⁹	05~06 (2)	—	
V1R-M (1~3)	RI製造	MoO ₃	1重気密	—	—	VT-1(底)	(6.0,20)×10 ²⁰ (5.2,17)×10 ¹⁹	07~09,12,13 (3,1,1)	—	$\frac{1}{1}-0.18$ $\frac{2}{2}-0.20$ $\frac{3}{3}-0.20$ (推定)
ICR-M (1)	RI製造	MoO ₃	1重気密	—	—	VT-1(底)	4.0×10 ²⁰ 3.4×10 ¹⁹	10~11 (2)	—	-0.14
V0F-1H	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 位置調整	VT-10	3.4×10 ²⁰ 7.6×10 ¹⁸	53-07~01 (8)	1650(max.)	-(0.06~0.09)
V0F-2H	燃料照射	UO ₂ 核被覆燃料粒子 同コンバクト	3重気密	WRe T/C 4本 CA T/C 3本	混合ガス 位置調整	VT-10	4.8×10 ²⁰ 1.3×10 ¹⁹	05~55-01 (10)	1600(max.)	-0.15以下
V0M-3	燃料試験	20%Fe-30%Cr-Co	2重気密	—	—	VT-12	4.2×10 ²⁰ 2.8×10 ¹⁹	05~08 (4)	—	-0.38
V0F-4H	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 2本 CA T/C 5本	混合ガス 位置調整	VT-10	1.1×10 ²⁰ 5.2×10 ¹⁸	02~03 (2)	900~1200	-(0.10~0.13)
V0M-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	09~55-01 (6)	—	-0.15
X-9	炉利用	MoO ₃ , Mo	リ-キ- (外筒ネジ蓋)	—	—	インコア6A	—	05特殊運転 10KW30min	—	—
X-11	炉利用	エネルギースペクトル測 定用箔検出器(10種)	Al円筒 (検出器ガイド)	—	—	インコア6B	—	05特殊運転 100KW30min	—	—

* - 1 キャプセル略号 IC : インコア V1 : VT-1 V0 : VT-10, 12 X : 特性測定 F : 燃料 M : 材料 R : RI 製造 H : 高温型 B : バスケット
 * - 2 JRR-2 改修後の特性測定結果から算出 (JAERI-M-6943) 1 サイクル = 265.5 hr 下段の速中性子は (> 1 MeV) 炉心軸方向位置はキャプセル試料部中心
 * - 3 実測値
 * - 4 キャプセル挿入時の実測値

4.4.5 高比放射能リン-32 製造開発のための炉内照射試験 (II)

1) 概 要

原子炉における $^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})$ 反応によって生成される無担体 RI の ^{32}P は主に医療面を中心に農・工業面で広く利用されている。 $^{32}\text{S}(\text{n}, \text{p})$ 反応のしきい値は 0.95 MeV と高く原子炉を利用する ^{32}P の大量製造にはかなり大きな速中性子束が必要で、研究炉で利用可能な照射孔は JRR-2 の VT-1、及びインコア孔に限られる。中でも、インコア孔はその大きい速中性子束に加えすぐれた冷却性能を兼ね備えていることから専ら優先的に利用されてきた¹⁾。そして最近になってインコア 6A、及び 6B 孔がそれぞれ高中性子束照射孔として照射装置が整備されたのを契機にそれまで検討段階にあった高比放射能 ^{32}P 製品の開発計画が実施に移された。まず 53 年にインコア 6B 孔における試験照射が行われ在来のインコア 6C、6D 孔に比べ比放射能で約 30% 大きい ^{32}P 製品を得ることができ、これを受けて昭和 53 年度第 9 サイクルから 6B 孔における実用照射を開始した²⁾。引続き本年度は、JRR-2 で最も速中性子束の大きい ($\phi_F = 6 \times 10^{13}$ n/cm²·sec) 6A 孔を使用した場合の硫黄照射について装置の開発および計装キャプセルによる照射健全性の評価を行った。

2) 硫黄照射装置の開発

伝熱特性が良くない在来の二重気密構造型キャプセルを用いたインコア 6A 孔における硫黄照射ではガンマ発熱の増加による温度上昇に起因し、内部の試料温度は沸点を超え内圧上昇によってキャプセルがラプチャーする恐れがあるため在来型を改め冷却性の良い一重気密構造キャプセルへの変更の必要が生じた。そして、二重構造から一重構造への変更によって生ずる耐圧や気密性能の低下に関しては冷間圧接に代る新たな溶封方法として摩擦圧接を取り入れ併せて厚肉アルミニウムキャプセルの採用により性能向上を図った。このキャプセルは今回同じく開発されたリーキ型のバケットホルダーに収納して照射を行う。

(1) 装置の構成

試射装置は硫黄ターゲットを内蔵する摩擦圧接キャプセルとこれを収めるインコア用照射ホルダーとから構成される。Fig. 4.4.17 は圧接加工を完了し切削加工待ちの段階にある摩擦圧接キャプセルを示す。Fig. 4.4.18 に示すインコア用照射ホルダーはリーキ型のバケット構造を有しており冷却性にすぐれ、くり返し使用が可能であり、キャプセルの解体および廃材処理が不用である等の利点を有している。

(2) 安全評価

① 温度分布

二次元温度分布計算コード「TAC2D」³⁾を用いて硫黄照射キャプセル内の温度分布を求めた。Fig. 4.4.19 に計算結果を示す。

② キャプセル強度

照射中は硫黄試料のほとんどが液体状態にあると予想されるので硫黄の比重に 1.8 を使用し、ターゲット重量 100g と容器内容積から硫黄の体積膨張を考慮したプレナム容積は約 3 cm³ となる。そして、試料中心部の温度 400℃における硫黄の蒸気圧約 300 mm Hg を用いてプレナム内圧 9.4 kg/cm² が求まりこの値は摩擦圧接キャプセルの破壊強度試験で得た約 140 kg/cm² の耐圧強度に比べて十分小さく安全であることが確かめられた。

3) 炉内照射試験

(1) ICR-S(WX) キャプセル

改良型照射装置の温度特性を調べる目的で実機を模擬する計装型キャプセル ICR-S(WX) を製作した。Fig. 4.4.20 に ICR-S(WX) キャプセルの内部構造および2本の測定用キャプセルに組込んだ熱電対配置を示す。熱電対は 1.0 mm ϕ C/A 線を使用し、キャプセル軸方向および半径方向にそれぞれ5本を挿入した。

(2) 試験結果

炉内照射試験は昭和 54 年 9 月 29 日、インコア 6 A 孔において約 1 時間の 10 MW 特殊運転のもとで行った。得られた温度測定結果を Fig. 4.4.21 と Fig. 4.4.22 に示す。各熱電対の指示値から試料中心における最高温度は 390℃であり、硫黄の沸点 445℃に達しないことが確認できた。またキャプセルの容器表面に近い領域を除いてほとんどの試料が熔融状態にあるとの予想が今回の実験から立証され、計算結果との良い一致を見た。そして既設の 6 C、及び 6 D 孔に比べ比放射能で約 2 倍強の ^{32}P 製品を得ることができ、この結果を受けて昭和 55 年度第 1 サイクルから 6 A 孔における実用照射を開始する計画である。

インコア孔における高品位 ^{32}P 製品の製造開発は 6 A 孔の利用とリーキ型バケットホルダーおよび摩擦圧接キャプセルの整備をもってほぼ完了の域に達した感があり、今後は作業性の改善と供給拡大をねらった装置のオンパワーハンドリング化が新たな課題として考えられる。

<参考文献>

- 1) 一色正彦, 宮内武次郎, 他: JRR-2 におけるラジオアイソトープ生産用硫黄照射の実績と技術開発, JAERI-M 8539 (1979)
- 2) 研究炉管理部: 研究炉・ホットラボの運転と技術管理 (昭和 53 年度), JAERI-M 8702 (1978)
- 3) Petersen, J. F.: TAC 2D General Purpose Two Dimensional Heat Transfer Computer Code, GA-8868 (1969)

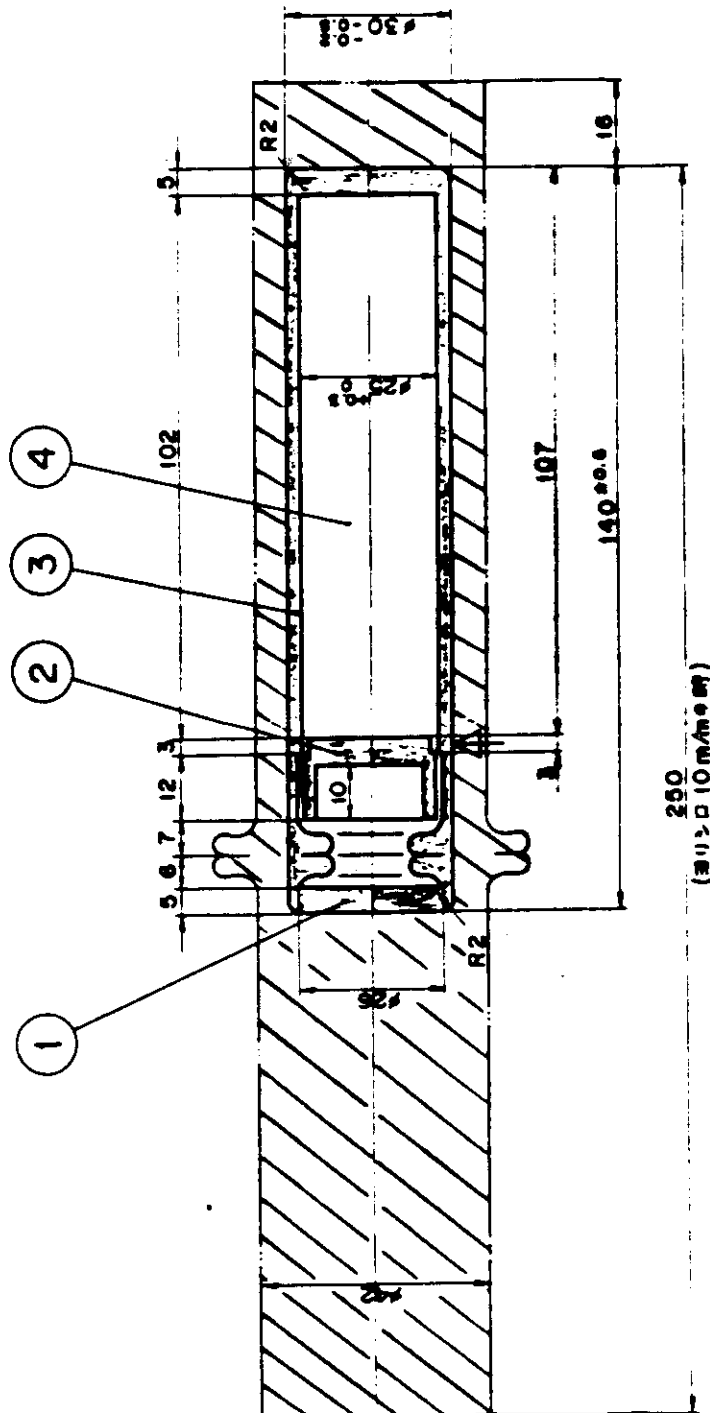


Fig. 4.4.17 Schematic drawing of friction welding capsule for sulfur irradiation

注記

1. 本図は摩擦圧接後の加工を示す。
2. 中央位置外周部に切斷マークを入れること、
スジ目及び口レット仕上げる焼入深さ0.1mm以上。
3. 内部にアルゴンガス封入すること。

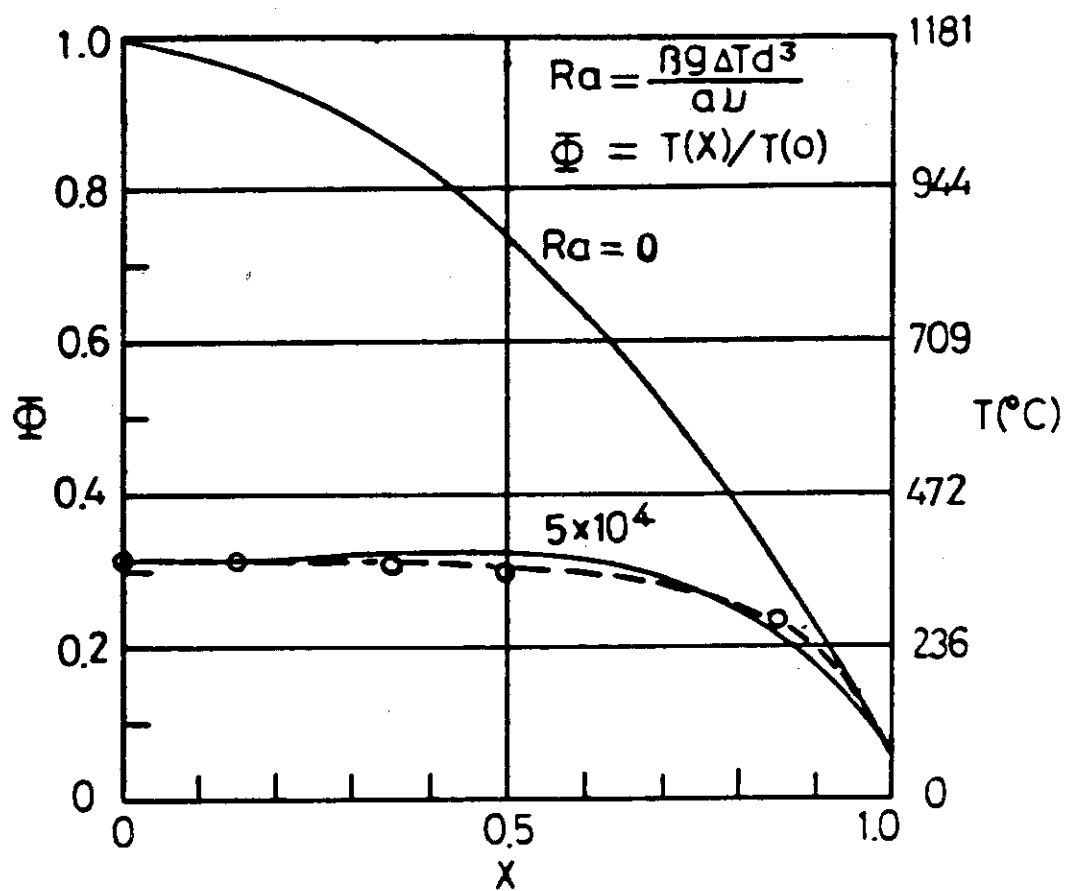


Fig. 4.4.19 Comparison between experimental and theoretical results

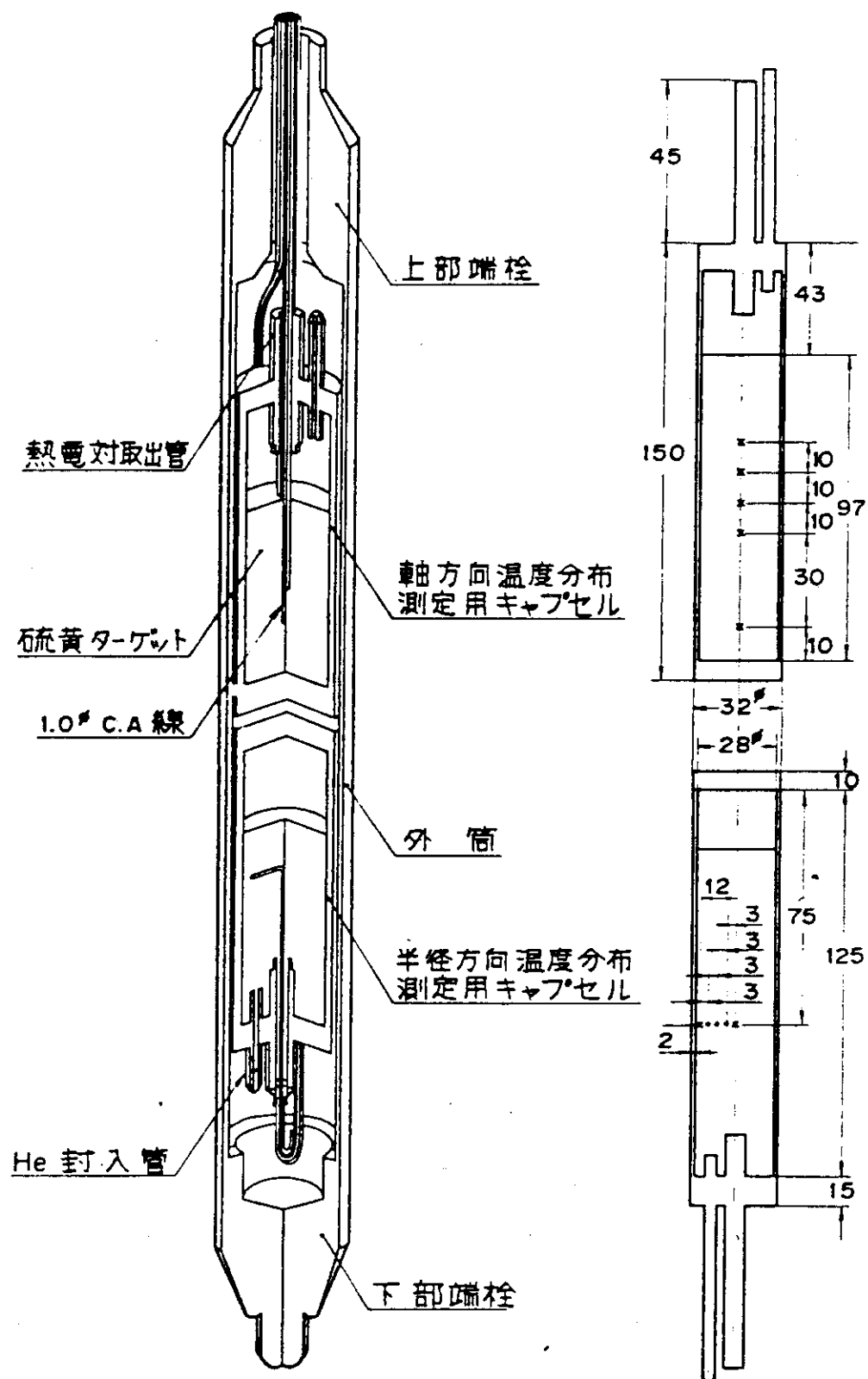


Fig. 4.4.20 ICR-S(WX) Capsule for temp. measurement

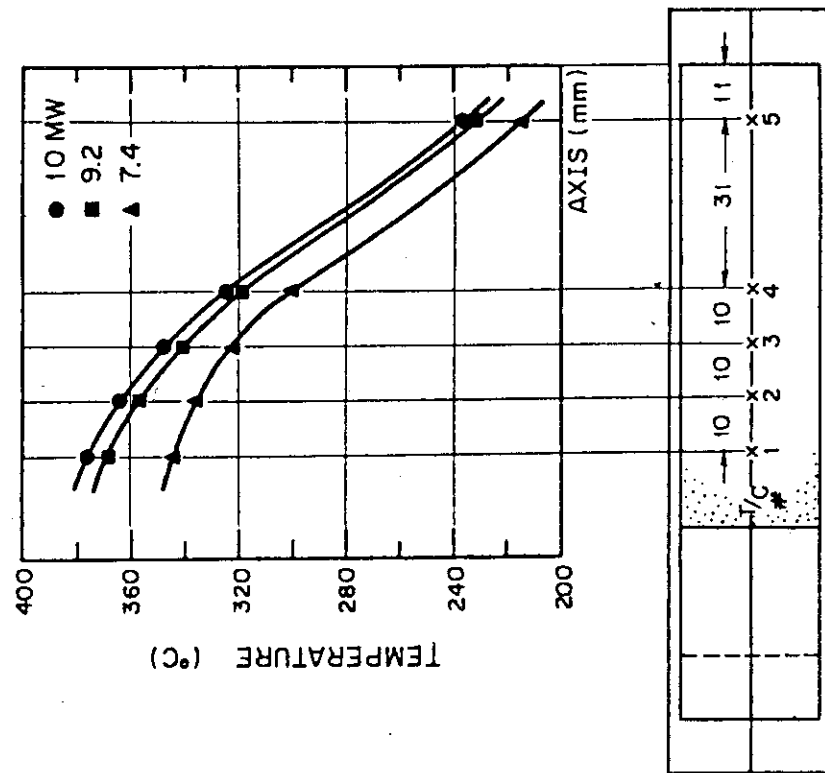


Fig. 4.4.22 Axial temperature distribution in sulfur target

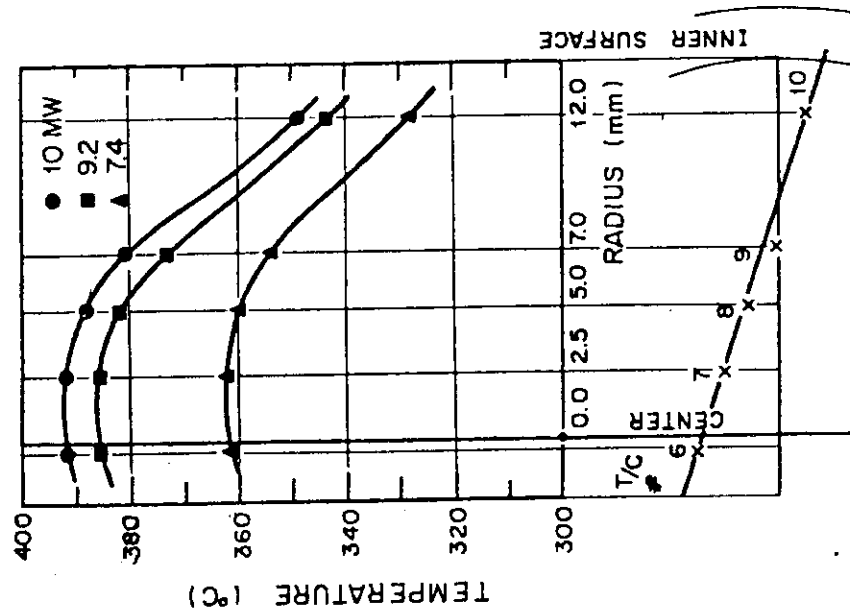


Fig. 4.4.21 Radial temperature distribution in sulfur target

4.4.6 JRR-2 垂直実験孔 VT-7 の水素濃度と水質分析

1) はじめに

JRR-2 垂直実験孔 VT-7 (VT-7) は軽水浸漬状態での試料の照射に利用されている。試料の照射中に、軽水は、高速中性子や γ 線などの吸収エネルギーによって放射線分解し、水素ガスを発生する。これまで、種々の試料を軽水浸漬状態で照射してきたが軽水の放射線分解に伴う水素ガス濃度についての測定値は得られていない。今回、特にトリチウム製造研究の一環として長期間照射に対する Li・Al ターゲットの健全性の試験を VT-7 を利用して実施することとなった。このため、VT-7 内に軽水約 7 l を注入して原子炉運転中に、VT-7 上部のガスを採取して水素ガス濃度を測定した。また、軽水の水質分析を行って溶出したアルミニウム濃度から VT-7 内壁面の侵食率の推定と、Li・Al ターゲットを照射しない状態でのトリチウム濃度の上昇を測定した。

2) 測定方法

(1) 水素ガス濃度

水素ガス濃度は Fig. 4.4.23 に示す装置でガスを採取し、ガスクロマトグラフ（柳本製作所製 G-800 型）を使用して測定した。測定条件はモレキュラシーブ 5 A（30～40メッシュ）を充てん剤とした 2 m のカラムを使用し、ブリッチ電流 200 mA、キャリアガスとしてヘリウムを使用し、カラムと検出器との温度は室温とした。また、標準ガスは、ヘリウムガス中に窒素ガス 10.2 Vol %，酸素ガス 5.22 Vol % 及び水素ガス 1.01 Vol % を混入したものを使用した。

(2) 水質分析

水質分析は 100 ml のポリエチレン製瓶に軽水 100 ml を採取し、分取して電気伝導度、pH、アルミニウム濃度、トリチウム濃度及び硝酸イオン濃度などについて実施した。測定装置は、電気伝導度計（電気化学計器製 AO-5 型）pH 計（電気化学計器製 HG-3 型）、液体シンチレーションカウンタ（パッカー社製 3320 型）、イオンメータ（米国オリオン社製 901 型）などを使用した。また、アルミニウム濃度は試料水を酸処理した後にオキシニ抽出比色法で測定した。

3) 測定結果

(1) 水素ガス濃度

水素ガス濃度は軽水中に空気を通気する方法（Under bubbling condition）と上部の空気相だけ循環してガスを採取する方法（Static Condition）の 2 通りの方法で実施した。測定は JRR-2 の 54 年の第 6，7，9 サイクルの共同利用運転中に実施した。

第 6 サイクルの各炉出力に於ける空気を通気した状態での測定結果を Fig. 4.4.24 に示す。水素ガス濃度は炉出力に比例して上昇し、1 MW で約 3 Vol %，5 MW で約 3.5 Vol %，10 MW で約 5 Vol % であった。また、原子炉停止中の残留出力でも軽水が分解し、水素ガス濃度約 2.5 Vol % であった。また、水素ガスは空気を置換した直後でも急激に上昇し、約 5 Vol % 前後で平衡濃度に達した。なお、Fig. 4.4.25 に第 6 サイクル、第 7 サイクル及び第 9 サイクルの測定結果を示す。第 9 サイクルにおいて空気を通気した場合と空気相だけを循環した場合の水素ガス濃度を測定した。この結果、空気を通気すると約 5 Vol %，空気相だけの循環では約 2 Vol % で、空気を通気することにより約 2.5 倍の水素ガス濃度になった。

(2) 軽水の水質変化

軽水照射中の水質変化を Fig. 4.4.26 に示す。軽水の電気伝導度は約 $60 \mu\text{S}/\text{cm}$ 、pH は 4 前後の弱酸性となった。また、アルミニウム濃度は第 6 サイクルで約 $8 \mu\text{g}/\text{ml}$ 、第 7 サイクル、第 8 サイクル及び第 9 サイクルでは約 $2 \mu\text{g}/\text{ml}$ であった。硝酸イオンは原子炉運転開始後 5 日間で約 $10 \mu\text{g}/\text{ml}$ の濃度となり、その後では徐々に上昇した。

一方、トリチウム濃度の変化を Fig. 4.4.27 に示すが、原子炉運転に伴って増加し 1 サイクルの期間では約 $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ から約 $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ になった。

4) 測定結果の考察

(1) 水素ガスの発生量

水素ガス濃度は軽水中に空気を通気すると約 5 Vol % で、空気相だけの循環で約 2 Vol % となった。VT-7 内の空気相の容積が約 1 ℓ 程度であるから、約 50 cc と約 20 cc の水素量となる。Li・Al ターゲットの照射は空気を通気しないで行うため、水素ガス濃度としては電気伝導度約 $60 \mu\text{S}/\text{cm}$ では約 2 Vol % (約 20 cc) 程度になると考えられる。

水素ガスの発生は、高速中性子が熱中性子に変化する過程と γ 線が、軽水に吸収されるエネルギーによる放射線分解によって起る。高速中性子の吸収エネルギーを約 $1.3 \times 10^{19} \text{ MeV}/\text{hr}$ 、 γ 線の吸収エネルギーを約 $2 \times 10^{18} \text{ MeV}/\text{hr}$ とし、全吸収エネルギーを約 $1.5 \times 10^{19} \text{ MeV}/\text{hr}$ とすると水素ガスの発生量は約 56 cc 程度となる。

しかし、実測値では 50 cc と 20 cc 程度で平衡となる。この原因としては、軽水中で逆反応が生じているためと考えられる。特に、空気を軽水に通気しない場合には空気による脱気が無く、逆反応が進行して平衡濃度として約 2 Vol % となるものと考えられる。また、水素ガス濃度が平衡となる原因としては、水素ガス濃度がある程度まで上昇すると OH 基との反応 (逆反応) が多くなり H_2O になるためと考えられる。

(2) 水質変化

電気伝導度と硝酸イオンとは相対的な関係があり、約 $4 \mu\text{g}/\text{ml}$ の硝酸イオンの生成で電気伝導度として約 $10 \mu\text{S}/\text{cm}$ 程度の変化となる。また、硝酸イオンの生成により pH は弱酸性側に移行するが水素ガス濃度が高くなると水酸化アンモニウム (NH_4OH) やヒドラジン (N_2H_4) などの生成も考えられる。したがって、硝酸イオンの生成量と pH 変化との関係は明確にできなかった。今回の測定では、硝酸イオン濃度が約 $7 \sim 10 \mu\text{g}/\text{ml}$ で pH 4 ~ 5 となった。

アルミニウム濃度は第 6 サイクルに高い値を示したが、この原因としては軽水交換時に VT-7 底部にアルミニウムを含有した軽水約 1 ℓ 程度が残留したためと考えられる。第 9 サイクル運転前に VT-7 内の軽水全量を交換した。この結果、アルミニウム濃度は $2 \mu\text{g}/\text{ml}$ 程度になった。VT-7 内の軽水の接液面を約 350 dm^2 とし、アルミニウムが全面腐食されるものとして侵食率を求めると約 $2 \times 10^{-3} \text{ mils}/\text{yr}$ ($5 \times 10^{-5} \text{ mm}/\text{yr}$) となる。この値は、純水中でのアルミニウムの侵食率の約 $4 \times 10^{-4} \text{ mils}/\text{yr}$ の約 10 倍となる。この原因としては、硝酸イオンの生成により VT-7 の内壁表面に硝酸アルミニウムが形成され、腐食性が増加するためと考えられる。

一方、トリチウム濃度は第 9 サイクルでは約 $3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ から $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ まで上昇した。このトリチウム濃度の上昇は VT-7 軽水中での熱中性子束を約 $1.5 \times 10^{13} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ として軽水中の重水素 (150 ppm) からの生成量を計算すると $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ から

$1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/ml}$ となり、重水素からの生成量と一致する。

5) 結 論

(1) 軽水照射による水素ガス濃度変化

軽水の放射線分解量は軽水に吸収される高速中性子及び γ 線のエネルギーによって左右され、原子炉停止中でも残留出力によって水素ガスの発生が見られる。また、水素ガス濃度は炉出力によって変化し、電気伝導度が約 $60 \mu\text{S/cm}$ 程度で 10 MW では空気を軽水中に通気すると約 5 Vol % , 空気相だけの循環で約 2 Vol % で平衡濃度に達する。水素ガスと空気との爆轟下限値は 18.3 Vol % 以上で今回の 5 Vol % の水素ガス濃度では爆発などの危険性はないものと考えられる。しかし、軽水の電気伝導度の上昇によって放射線分解量が増大するため、電気伝導度はできるだけ低く維持する必要がある。

(2) 軽水の水質変化

軽水中に溶存している空気及び空気相が照射を受けて軽水中に硝酸イオンが生成される。硝酸イオンと電気伝導度とは相関関係が見られるが pH との関連は明確にできなかった。

アルミニウム濃度から VT-7 内壁の侵食率を求めると約 $5 \times 10^{-5} \text{ mm/yr}$ となるが、VT-7 の厚みが約 4 mm であるから腐食は問題とならない。しかし、腐食生成物の放射化による軽水の汚染が問題となり、定期的な軽水交換を実施するための軽水交換方法を考慮する必要がある。

トリチウムは軽水中に約 150 ppm 含有している重水素から生成され VT-7 で 1 サイクル照射すると $10^{-4} \mu\text{Ci/ml}$ から約 $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/ml}$ まで上昇する。したがって、Li・Al ターゲット照射中のトリチウム濃度の上昇は、重水素からの生成であり、ターゲットから透過したトリチウムによるものでないことが再確認できた。

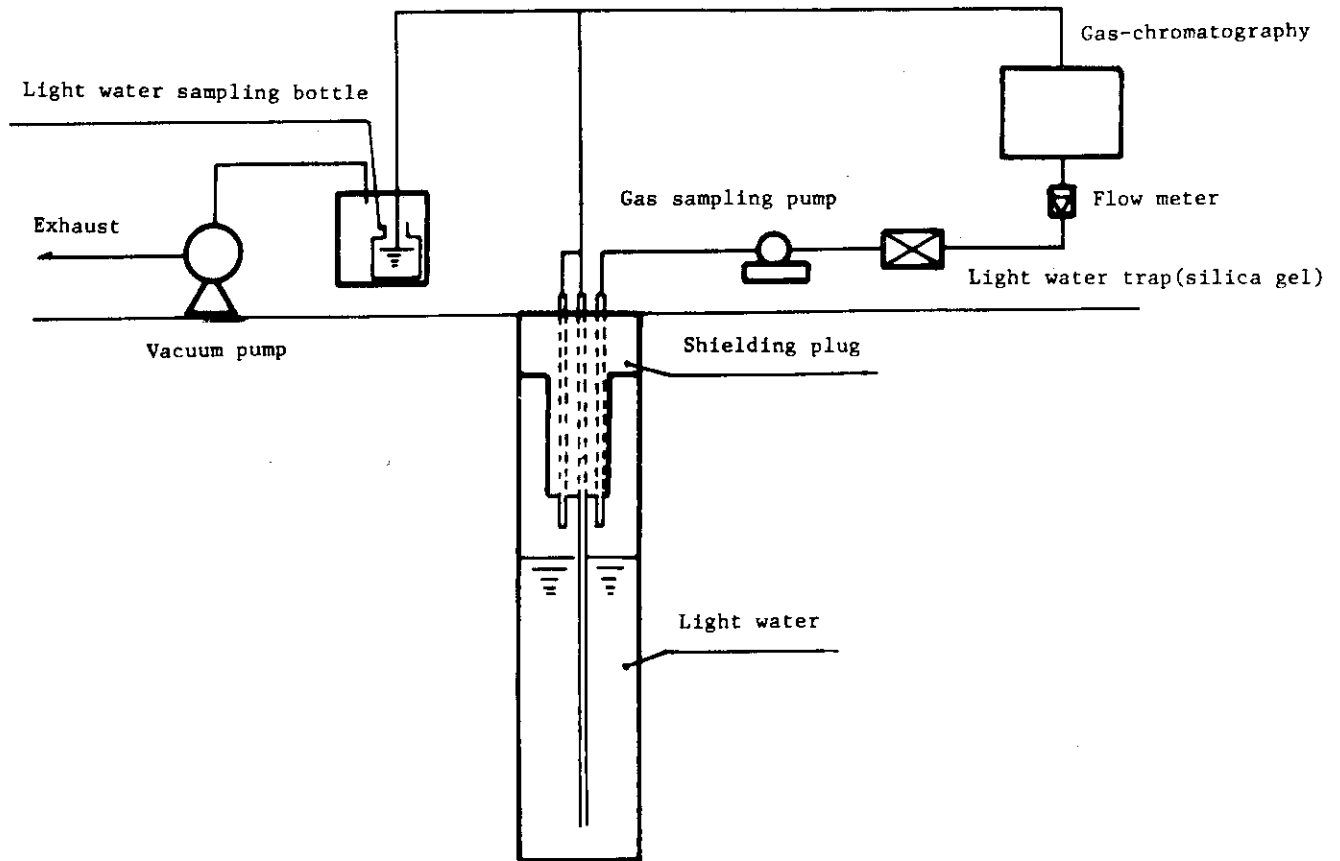
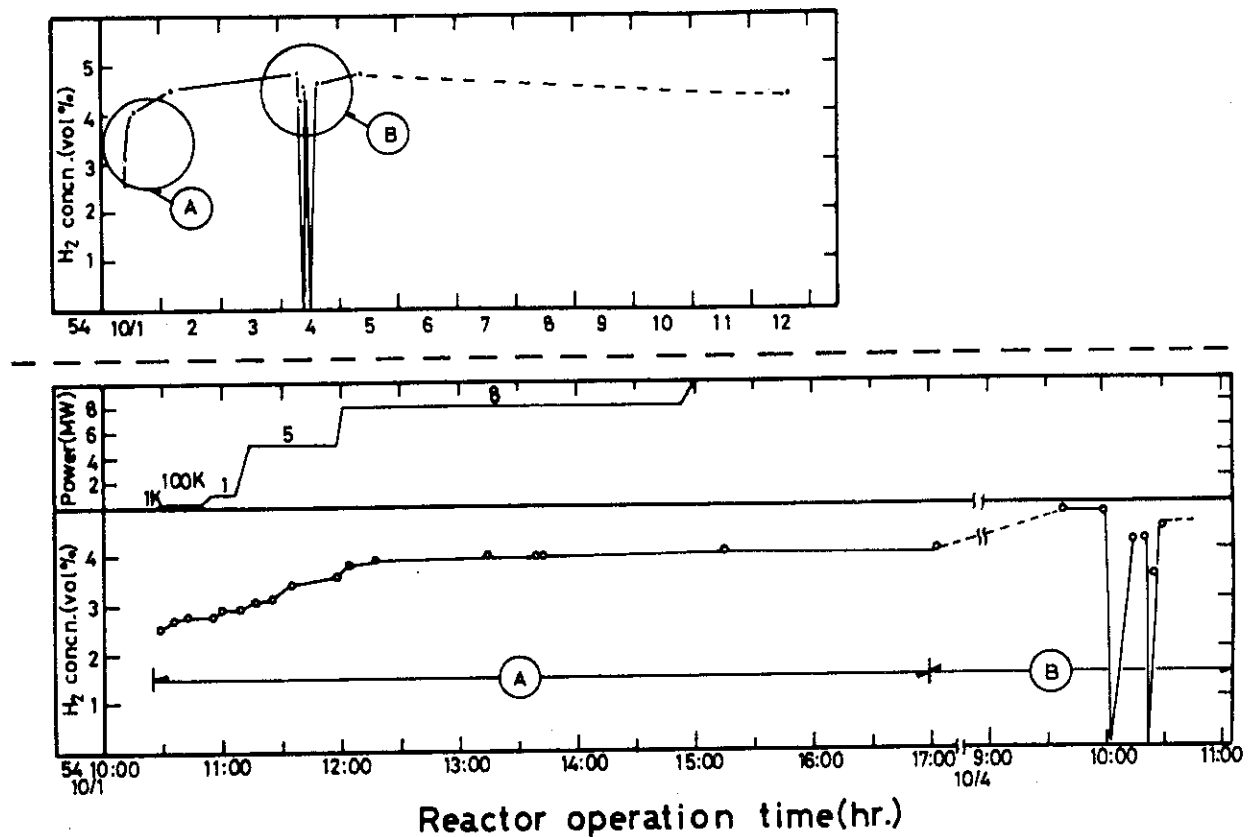


Fig. 4.4.23 Schematic diagram of sampling system

Fig. 4.4.24 Variation of H₂ concn. in VT-7 (1)

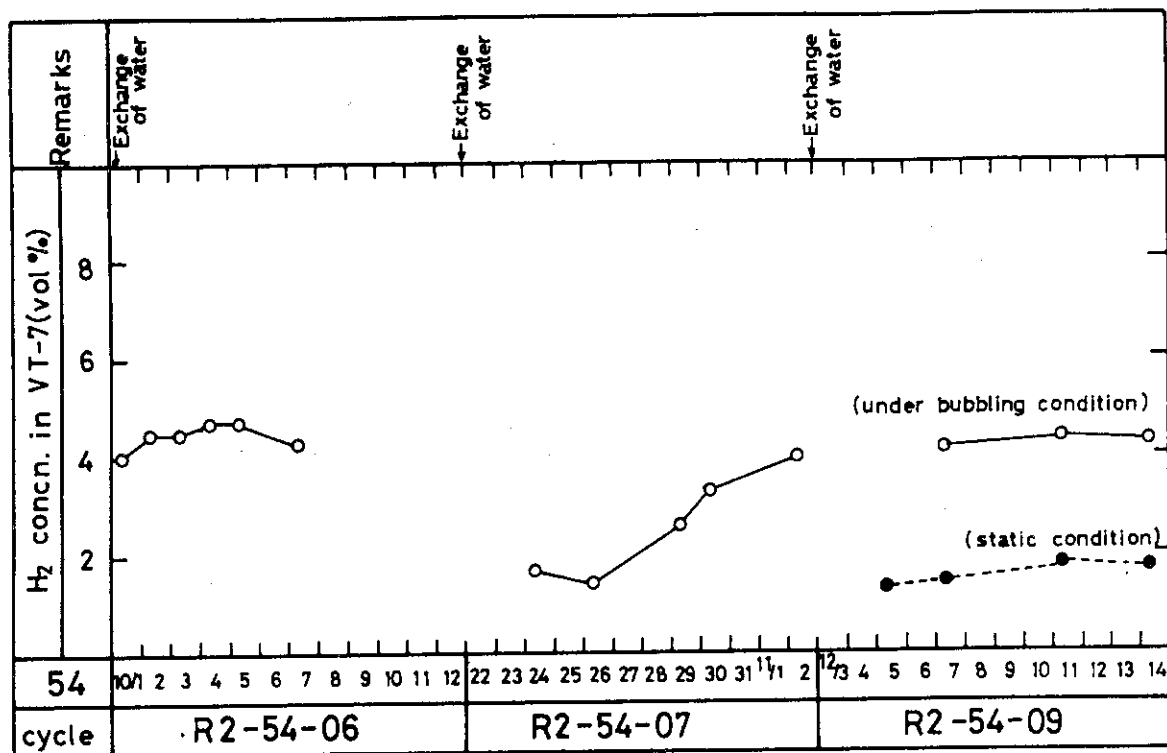
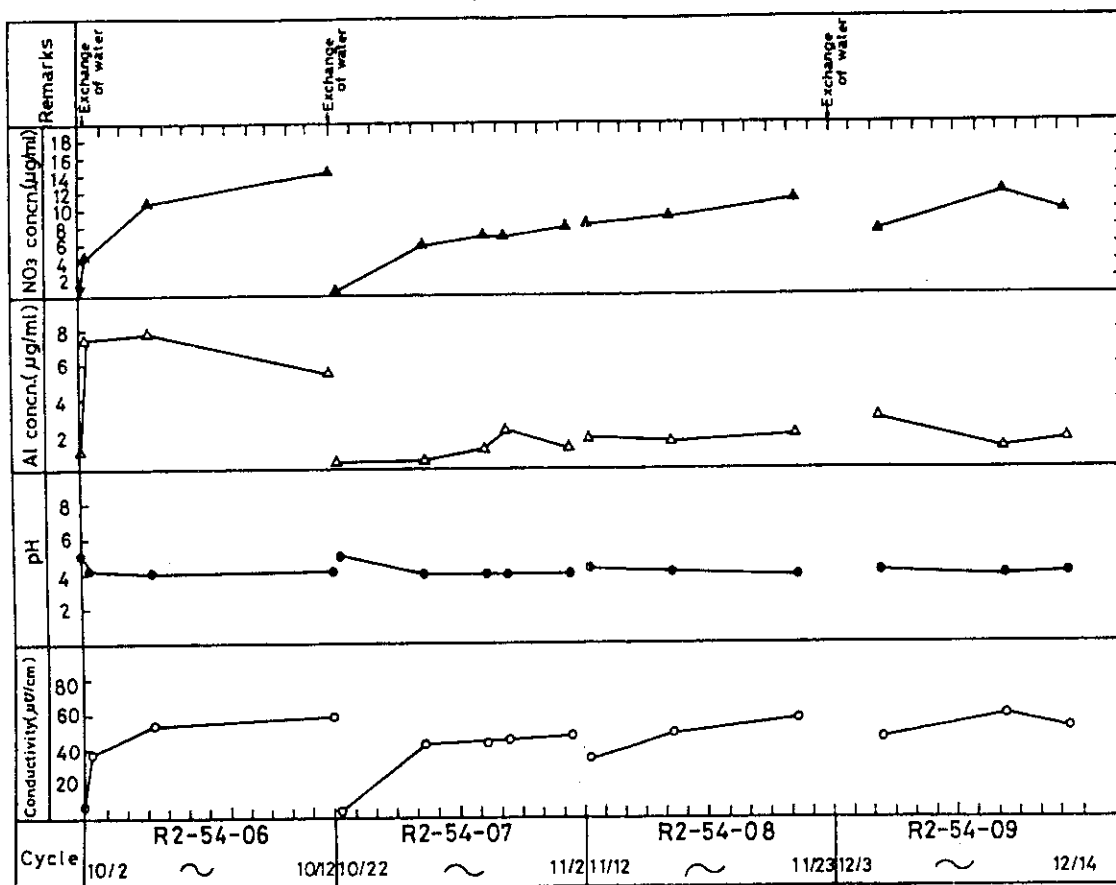
Fig. 4.4.25 Variation of H_2 concn. in VT-7 (2)

Fig. 4.4.26 Variation of conductivity, pH, Aluminum concn. and Nitrate concn. in light water

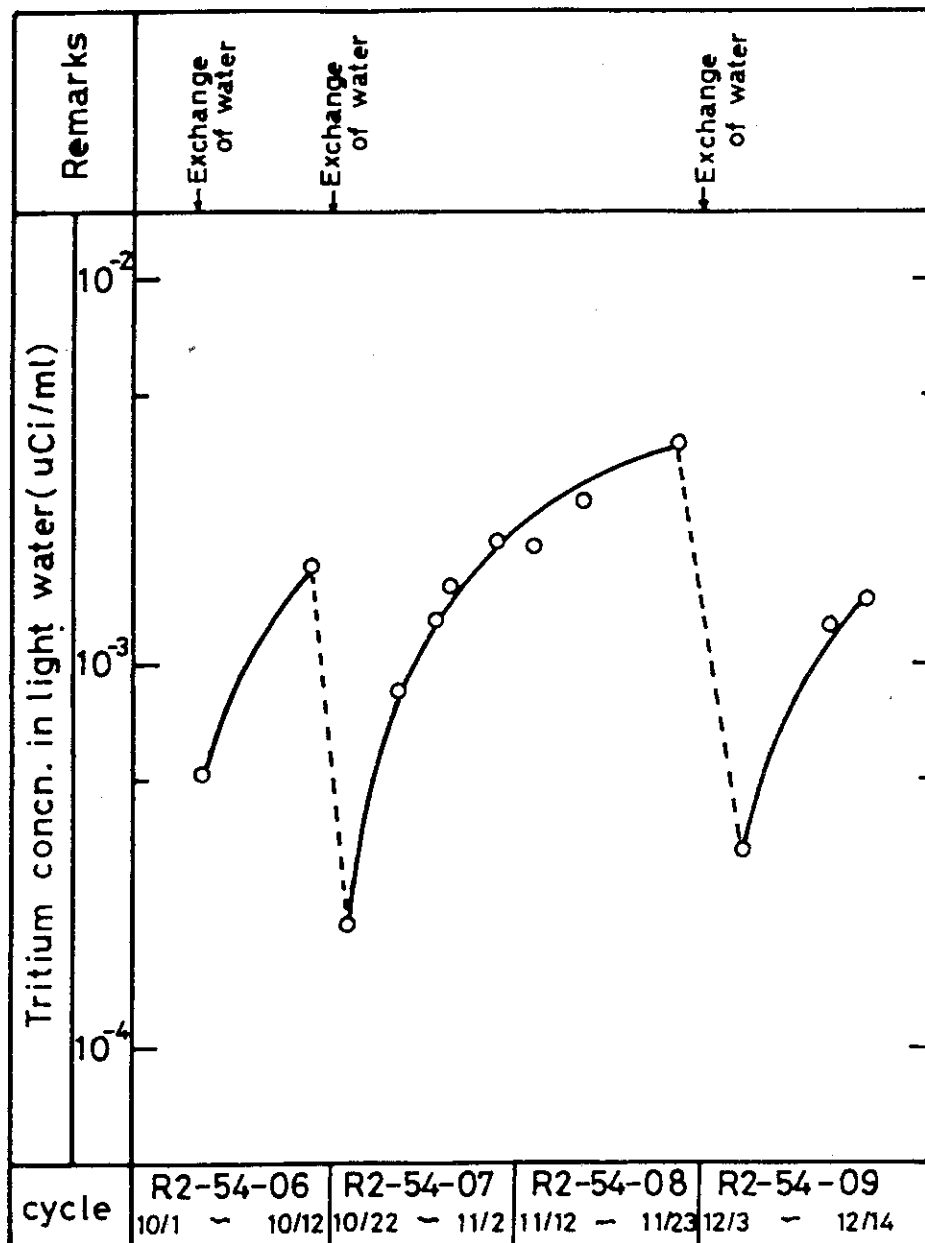


Fig. 4.4.27 Variation of tritium concn. in light water

4.5 ホットラボの技術

4.5.1 計装シャルピー衝撃試験

1) はじめに

金属材料の靱性を評価する方法のひとつとして、シャルピー衝撃試験が広く用いられている。通常のシャルピー衝撃試験では、破壊に要するエネルギーが得られるのみである。しかし、破断時における荷重、変位を検出できるよう計装化することによって、試験片の変形、破壊に至る過程を知ることができ、金属材料の靱性を評価、解析する上で貴重な情報が得られる。さらに疲労き裂入りの試験片を用いると、破壊力学に基づく動的破壊靱性 (K_{Ic}) も求めることが可能となる。

本試験装置は、構造強度研究室とホットラボの協力のもとに発注し、54年6月に据付け、調整を完了して、以後順調に稼動している。これまでに、IAEA 共研、圧力容器鋼材の構造健全性評価に関する各種の試験を実施してきた。

ここでは、試験装置の概要と、ホットラボで実施した計装シャルピー衝撃試験結果について概説する。

2) 試験装置の概要

試験装置の概略を Fig. 4.5.1 に示す。本装置は、容量 30 Kgf・m の遠隔操作型自動シャルピー衝撃試験機に、試験片自動設置機構を付加させ、さらに試験片の変形、破壊特性を測定するために荷重-変位曲線を求め得るよう計装化したものである。また試験片を所定の試験温度に保持するための恒温槽と、その制御装置を備えている。Fig. 4.5.2 及び Fig. 4.5.3 に、本体と制御装置の据付状況を示す。

3) 試験装置の特徴

(1) ハンマー持上げ角度変更機構及びデジタル角度表示

ハンマー持上げ角度は、試験の多様化に備えて遠隔操作により、 $10^{\circ} \sim 140^{\circ}$ まで、 0.1° 毎に任意に設定でき、持上げ角度及び振り上がり角度はアナログ目盛板のほかに、操作制御盤上にデジタル表示される構造になっている。

(2) 試験片自動設置機構

恒温槽によって、所定の試験温度に保持されている試験片を、迅速かつ、精度よくハンマー打撃位置にセッティングさせるもので、操作はすべて遠隔で行われ、動作部はすべてエアシリンダによって駆動され、試験片をアンビルまで押し出したあと、正確に打撃される機構となっている。

シャルピー衝撃試験規格 (JIS, ASTM) においては、恒温槽から試験片を取り出し、打撃するまでの時間 (試験所要時間) を「5 sec」以内と規定しているが、本装置では「3.0 ~ 3.5 sec」で行うことができるものである。

(3) 荷重の検出

荷重の検出には、ハンマーの刃の両側に半導体ひずみゲージを貼り付け、試験片の変形、破壊過程における荷重に比例した電圧信号を出力させ、荷重を検出するものである。

(4) 変位の検出

変位の検出には、ハンマー軸に精密級ポテンショメータを取り付け、ハンマーの動きに比例し

た電圧信号の出力を変位量として検出するものである。

(5) 出力記憶装置

荷重及び変位の出力記憶には、8ビット、1,024ワード、2チャンネルの出力記憶装置（ウェーブメモリWM-842）を用い、X-Yレコーダにより荷重-変位曲線の記録を行っている。

なお、55年度中に、精度向上のため、本機の記憶容量を4,096ワードに増設、及びデータ集録の大量処理化に備えてカセットテープ集録装置を付加させる予定である。

4) 計装システム仕様諸元

本計装システムの仕様諸元を以下に示す。

(1) 荷重検出（ダイレクト及びアンプ使用）

イ) ひずみゲージ

半導体ひずみゲージ $GF = -103, R = 350 \Omega$

ロ) 定電圧装置

印加電圧 10 VDC $\pm 1\%$

リップル $\pm 1 \text{ mV}$

出力電流 MAX 80 mA

出力抵抗 300Ω 以下

S/N比 -46 dB 以下

ハ) アンプ（差動結線直流方式）

周波数 DC 840 KHz

出力ノイズ 10 mVP-P

GAIN 10 倍

最大出力 $\pm 10 \text{ V}$ 及び 1/1

ニ) 変位検出（直流定電圧電源付属）

ポテンショメータ $2 \text{ K}\Omega$, 直線度 $\pm 0.1\%$ 精密級

変位出力信号電圧 約 300 mV, MAX 10 V

トリガーパルス 15 V, パルス巾 20 μsec

トリガー位置調整 $\pm 5\%$

輝度変調巾 50 ~ 500 msec

輝度変調出力 30 V 正負極性

(2) 出力記憶装置（（株）N.F 回路設計、ウェーブメモリ）

記憶容量 8ビット, 4,096 ワード

チャンネル数 2チャンネル

最短サンプリング間隔 1 μsec

出力端子 アナログ, デジタル

5) 試験結果

ホットラボで実施した計装シャルピー衝撃試験結果の一例を Fig. 4.5.4 に示す。今回行った A 508 class 3 のような低合金鋼では、通常のシャルピー衝撃試験を行うと図のようなシャルピー衝撃特性を示す遷移曲線が得られ、吸収エネルギーと温度との関係が求められるのみである。

が、これを計装化したことによって、試験片の破断時における破壊挙動を知ることができる。すなわち、図中 (1), (2), (3) は荷重-変位曲線の代表的なもので、(a), (b), (c) は破断後にみられる試験片の破面の状態をあらわしたものである。

(a)のように、100%脆性破面を呈するような領域での荷重-変位曲線は、(1)に示すように全面降伏することなく、弾性限度内で脆性破壊したことを示している。(2)は、全面降伏したあと、ノッチ底部で加工硬化が生じると共に、延性き裂が発生してゆるやかに進展してゆく。そのあと荷重が急激に減少し脆性き裂へ転移、破壊に至る。(b)はそのときにみられる剪断破断面率60%を示す破面である。(3)のように、100%延性破面(c)を呈する領域になると、(2)でみられた荷重が激減するような脆性き裂は発生せず、全面降伏したあと荷重はゆるやかに減少してゆき延性破壊したことを示している。

6) あとがき

以上がホットラボに新設した計装シャルピー衝撃試験装置と試験結果の概略であるが、このように計装化することによって、従来のシャルピー衝撃試験に比べ、より多くの貴重な情報が得られ破壊現象の解明を容易に行えるようになった。

今後、压力容器鋼材の監視試験と併行して、動的破壊靱性試験を含め、所内各研究室の需要に対応できるものと確信している。

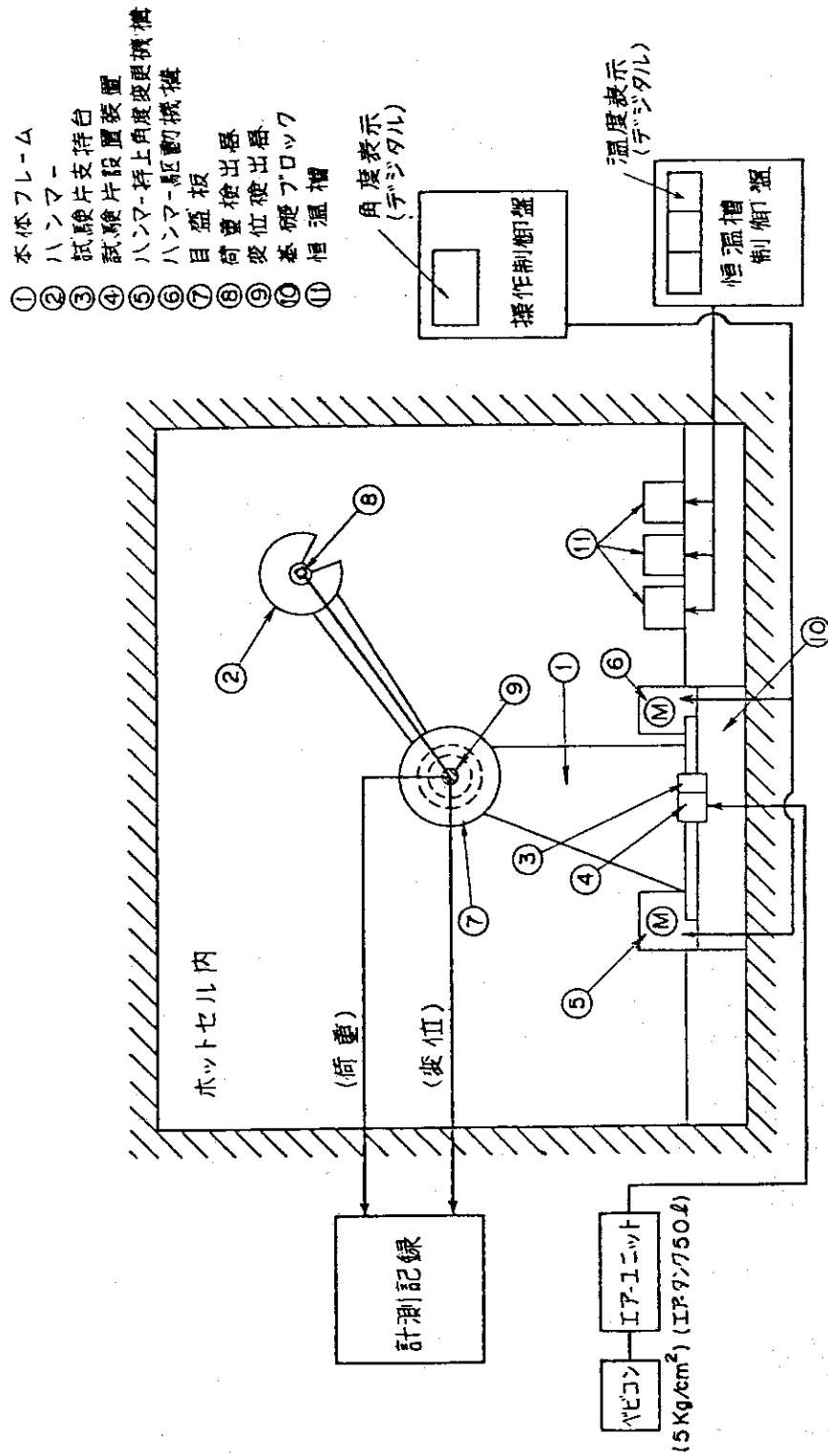


Fig. 4.5.1 Schematic illustration of instrumented Charpy impact testing machine

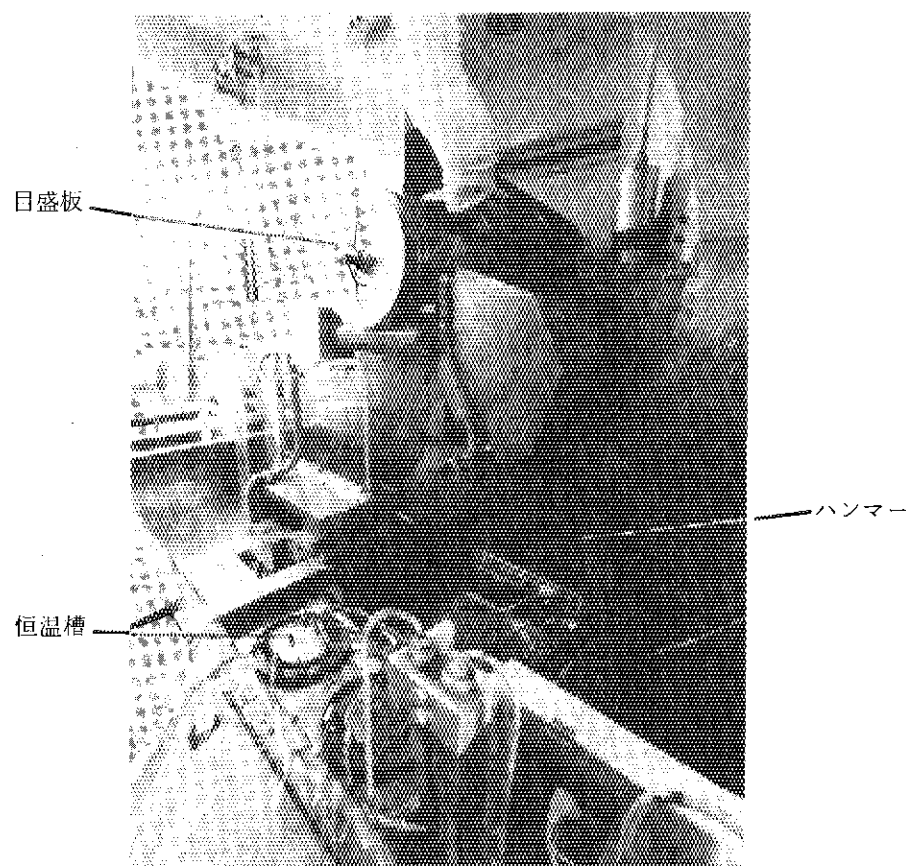


Fig. 4.5.2 Instrumented charpy impact testing machine installed in hot cell

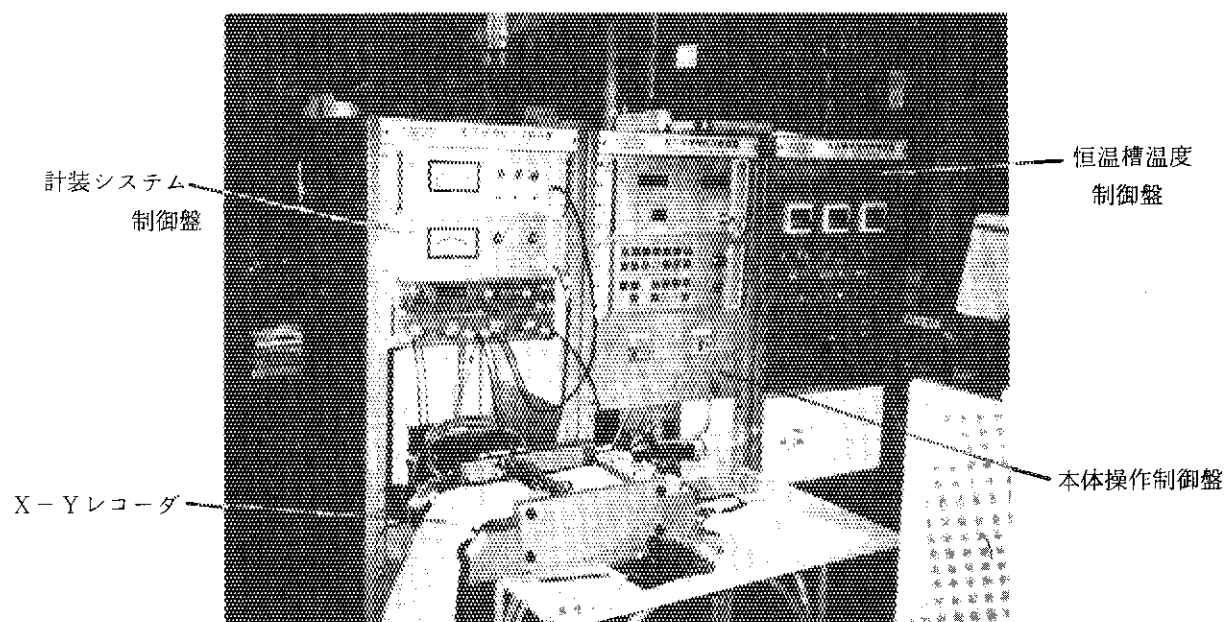


Fig. 4.5.3 Control apparatus of instrumented charpy impact testing machine

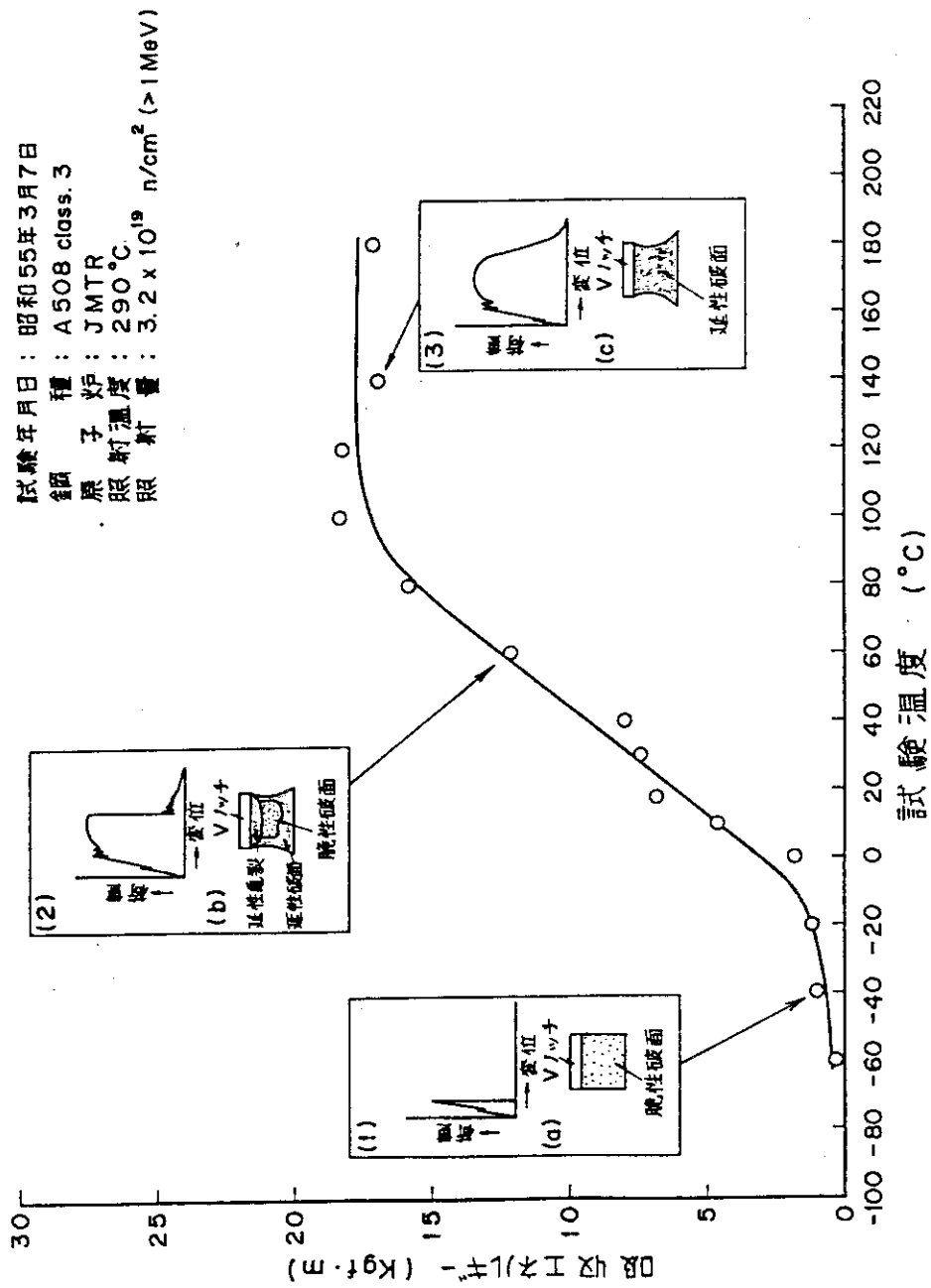


Fig. 4.5.4 Fracture characteristics of A508 cl.3 steel obtained from instrumented charpy impact test

4.5.2 金相試験施設における研磨廃液の処理システム

1) はじめに

現在ホットラボにおいては、U/M鉛セルライン (No.1～No.12セル)が、金相試験を実施している施設である。顕微鏡観察用試料の作成には、研磨は欠くことのできない重要な工程である。研磨では機械的湿式法のため、試料の研磨屑と水が多量に研磨廃液として排出される。このほかにも、エッチング液、電解液、カッターの冷却水、試料の洗浄廃水・アルコール等、セル内において数多くの液体を使用している。これらについては、放射能濃度の高いものは、石膏、バーミキュライトにより固化廃棄しており、濃度の低いものについては、ホット排水としてD・Pタンクに貯蔵している。しかし、研磨廃液は、放射能濃度が非常に高く、多量に排出されるため、施設の問題、廃棄物の増量の問題、作業能率の問題等から固化廃棄は困難である。従来この研磨廃液はフィルターを通したあと、ホット配管を介してD・Pタンクに貯蔵してきた。この結果、配管内及びD・Pタンク内に放射性粒子の蓄積が進み、周辺に高線量率を与えるようになった。近年、試料数の激増、試料の比放射能量の増大により、この研磨廃液の処理が急務となった。現在行っている処理方法のうち、主に研磨廃液濃縮復水装置について述べる。Fig. 4.5.5 に、U/M鉛セルライン、Fig. 4.5.6 に、研磨セルを示す。

2) 研磨廃液の処理方法

- (1) 沈澱効果 : 防水槽, フィルタケーシングによる。
- (2) 汙過効果 : 布フィルター, グラスウールによる。
- (3) 吸着効果 : 活性炭による。
- (4) 蒸溜効果 : 研磨廃液濃縮復水装置による。

以上の(1)～(4)の組合により処理を行っている。Fig. 4.5.7 にフィルター類、Fig. 4.5.13 に処理工程を示す。

3) 研磨廃液濃縮復水装置の概要

研磨廃液を、蒸溜効果により研磨屑と水に分離する装置で、研磨屑は固化廃棄し、復水は再度研磨水として利用することを検討中であるが、現在はホット排水としてD・Pタンクに貯蔵している。本装置は、遠隔操作により濃縮槽の着脱、ヒータの交換、研磨廃液の注入等が行える。処理能力は1ℓ/1.0hr/1基で、蒸溜効果についてはTable 4.5.1, 装置についてはFig.

4.5.8, Fig. 4.5.9に示す。

(1) ヒータ及び濃縮槽 (Fig. 4.5.10 参照)

- イ) ヒータ: 500 W, シースヒータ (ニクロム線内蔵型)
- ロ) 濃縮槽: ステンレス製 (174 mmφ × 120 mmH) で水位計により濃縮槽内の廃液の量がチェックできる。30～40ℓの研磨廃液を処理したのち廃棄している。

(2) 冷却機

濃縮槽で発生した全ての蒸気を、蛇管冷却管内で復水するために、5℃～10℃にコントロールした冷却水を循環している。冷却機の能力は、510 Kcal/hr at 20℃, 450 Kcal/hr at 10℃, 280 Kcal/hr at 0℃である。現在使用中の装置を、Fig. 4.5.11に示す。

(3) 安全装置

急激な温度上昇や過熱防止対策を行うため、温度センサを取付け濃縮槽の表面温度の測定を行

っている。

(4) その他

研磨廃液の汲上げ、濃縮槽への注入、冷却水の循環は、マグネットポンプで行い、各バルブには遠隔操作のためマグネットバルブを使用している。

4) まとめ

高汚染が予想されるセル内で使用する装置については、従来から検討をかさね、コンパクト化、遠隔操作による廃棄、また汚染拡大防止等の対策を講じてきた。今回、研磨廃液の処理方法が確立したことにより、セル内の空間線量率の低下及びオーバーホール時（セル内除染含む）の被曝線量の減少に役立った。また、配管及びD・Pタンク周辺の線量率も、除々ではあるが低下してきている。

今後の検討事項として下記の4点が考えられる。

(1) 復水の再利用

復水は、研磨液として十分使用できるものであるが、鉛セルにおいては、施設上の制約で現在は利用していない。しかし、大型施設やスペースに余裕のあるケーブ・セルでは利用できるものと考えられ、液体廃棄物の減量に役立つと思われる。

(2) 試料洗浄廃水の処理

低レベルではあるが、大量処理が要求されるため、遠心力を利用した濾過方法を検討中である。

(3) 固体廃棄物の減量

現在、廃棄物用カートリッジ（Fig. 4.5.12）が小さいため、濃縮槽の大きさが制限される。また廃棄物の搬出の頻度も多く、経済的とは言えない。これは搬出に使用する γ ゲートの大きさに制約をうけているためであり、 γ ゲートを大きくするよう改造されれば、研磨廃液の処理能力及び、作業能率の向上につながると思われる。

(4) 捕集効率の向上

沈澱、濾過、吸着の各工程において99.73%捕集し、次いで研磨廃液濃縮復水装置の蒸溜効果により99.995%の捕集を行っている。これは、水に混入している放射性粒子の分離の限界と考えられ、これよりさらに捕集効率を上げるとすれば、水に溶け込んでいる放射性粒子の分離を考えなければならない。今後はイオン交換樹脂等の利用による捕集も検討して行きたい。

Table 4.5.1 Vaporization effect of polishingwaste liquid

測定回数		1				2				3			
測定試験	材料	研磨廃液	復	水	復	研磨廃液	復	水	復	研磨廃液	復	水	復
試験材料	処理	なし	なし	なし	なし	1/100に希釈	なし	なし	なし	1/100に希釈	なし	なし	なし
試験水量 (cm ³)	種	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	4	4
測定線種	種	$\beta(r)$	α	$\beta(r)$	α	$\beta(r)$	α	$\beta(r)$	α	$\beta(r)$	α	$\beta(r)$	α
測定年月日	日	53年12月20日				54年3月15日				54年4月17日			
測定器	器	SA-250	2 π ガスプロ	SA-250	2 π ガスプロ	SA-250	2 π ガスプロ	SA-250	2 π ガスプロ	SA-250	2 π ガスプロ	SA-250	2 π ガスプロ
計数	率	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1	stage 1
試料計数率	c/m	1254/5	0/5	205/5	0/5	19621/1	9/5	1633/5	3/5	25022/1	32/5	16857/5	3/5
	cpm	250.8	0	41	0	19621	11.8	326.6	0.6	26047.9	6.4	3371.4	0.6
自然計数率	c/m	217/5	1/5	217/5	1/5	221/5	0/5	221/5	0/5	224/5	0/5	224/5	0/5
	cpm	43.4	0.2	43.4	0.2	44.2	0	44.2	0	44.8	0	44.8	0
正味計数率	cpm	207.4	<0.6	<8.3	<0.6	20165.8	11.8	282.4	0.6	26003.1	6.4	3326.6	<0.6
検出感度	2σ (cpm)	8.3	0.6	8.3	0.6	8.4	0.6	8.4	0.6	8.4	0.6	8.4	0.6
放射能濃度	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	2.3×10^{-6}	3.3×10^{-7}	2.3×10^{-6}	3.3×10^{-7}	2.3×10^{-6}	3.3×10^{-7}	2.3×10^{-6}	3.3×10^{-7}	2.3×10^{-6}	3.3×10^{-7}	2.3×10^{-6}	3.3×10^{-7}
	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	5.7×10^{-5}	$<3.3 \times 10^{-7}$	$<2.3 \times 10^{-6}$	$<3.3 \times 10^{-7}$	1.6	6.6×10^{-4}	7.7×10^{-5}	$<3.3 \times 10^{-7}$	2.1	3.6×10^{-4}	1.1×10^{-3}	4.2×10^{-7}
	β/α					2.4×10^3				5.8×10^3			
復水濃度	研磨廃液濃度					$\frac{1}{20000}$				$\frac{1}{2000}$			
※捕集効率 (%)	率 (%)	100				99.995				99.95			
備考	備	研磨試料が材料であったため、 α はない。又濃縮槽も3 ℓ 程度しか処理していないこととや、廃液の濃度が低いこととあって、復水は、検出感度以下であった。				研磨試料は、材料、燃料、混在している。濃縮槽で30 ℓ 程度処理後サンプリングした。				研磨試料は2回目と同じであるがこの濃縮槽は60 ℓ 程度処理後サンプリングしているため、濃縮槽内が高濃縮となり、除々に復水に混入し始めていることが判る。30 ℓ 処理後、濃縮槽を交換しておれば、捕集効率99.995%は維持できるものと思う。			

① 研磨試料
JAPCO U. Magnox 燃料
被覆粒子燃料 (主に UO_2)
ステンレス, Mo, Nb, 銅材
などの材料。

※② ここでの研磨廃液とは
各フィルタ通過後の排出液
で捕集効率99.73%後の研
磨廃液である。

③ 測定者
ホットラボ放射線管理室

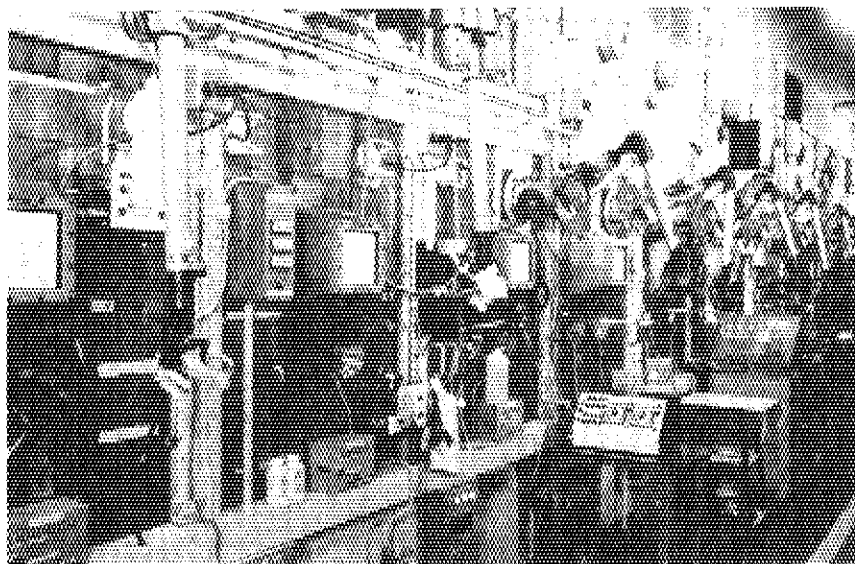


Fig. 4.5.5 Lead cell line (No.1 ~12)

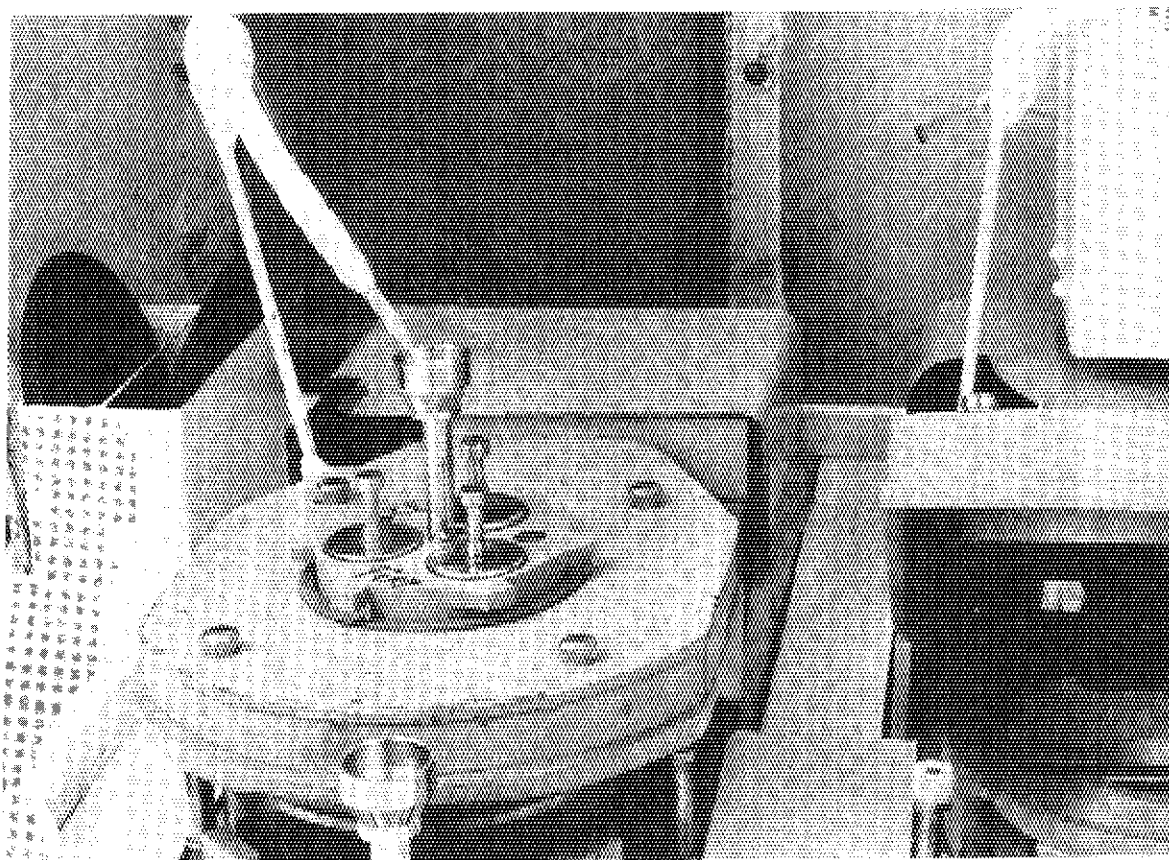


Fig. 4.5.6 Polishing machine (in No.6 cell)

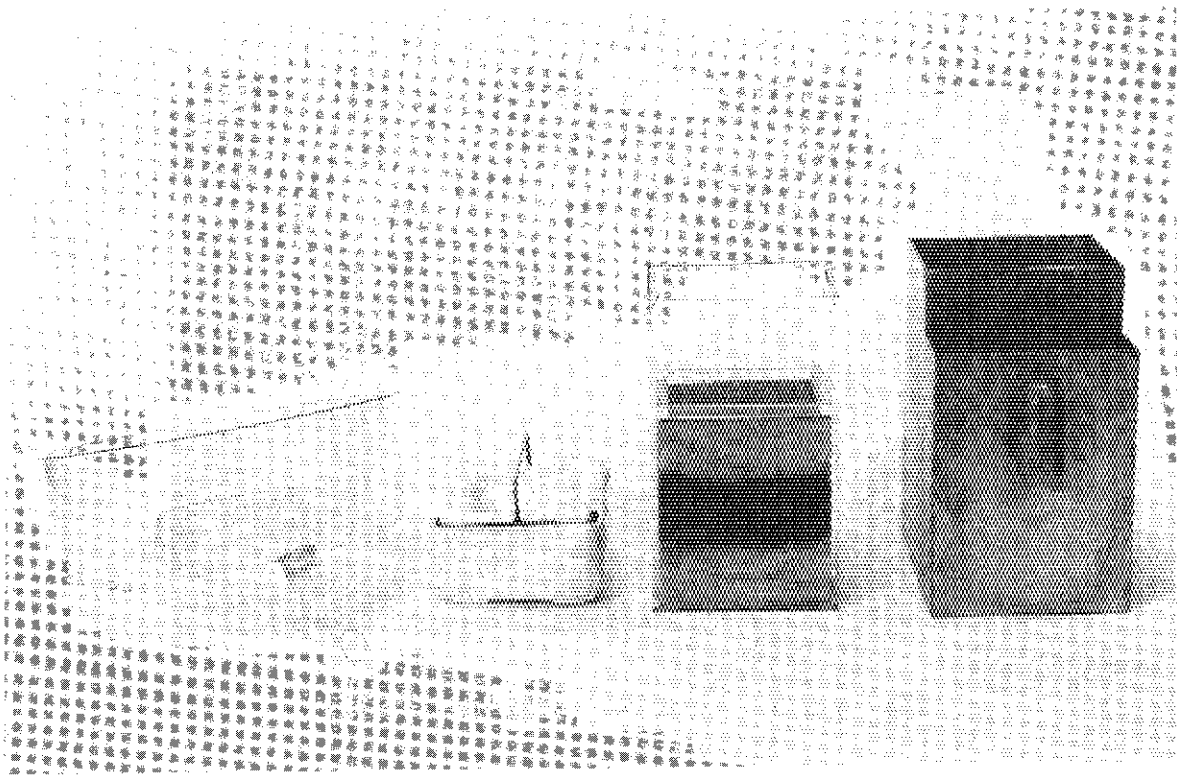


Fig. 4.5.7 Cover, Cloth filter, Cartridge filter, Casing
(From left)

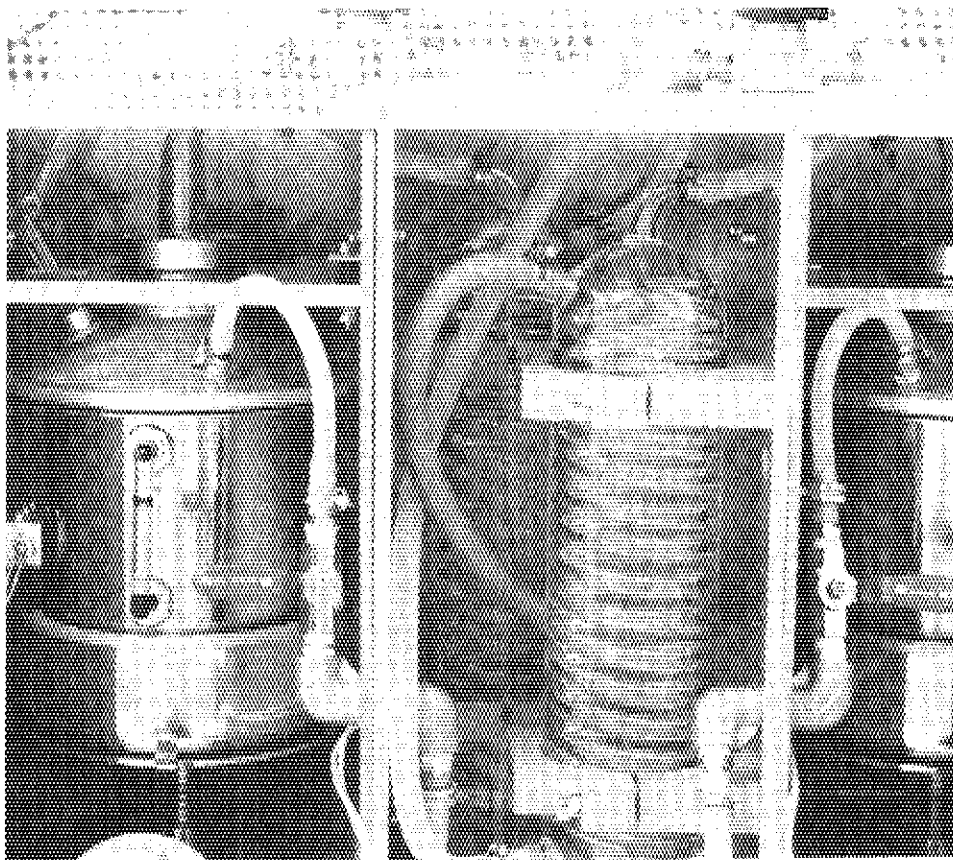


Fig. 4.5.8 Concentration and Coolant System

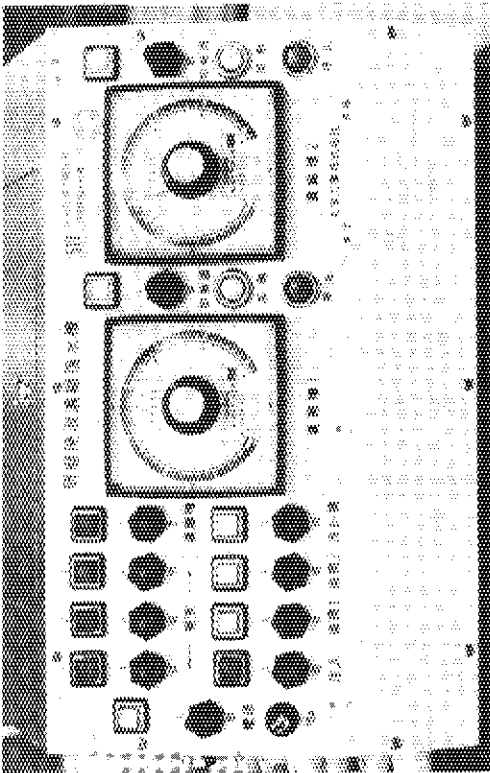


Fig. 4.5.9 Control panel

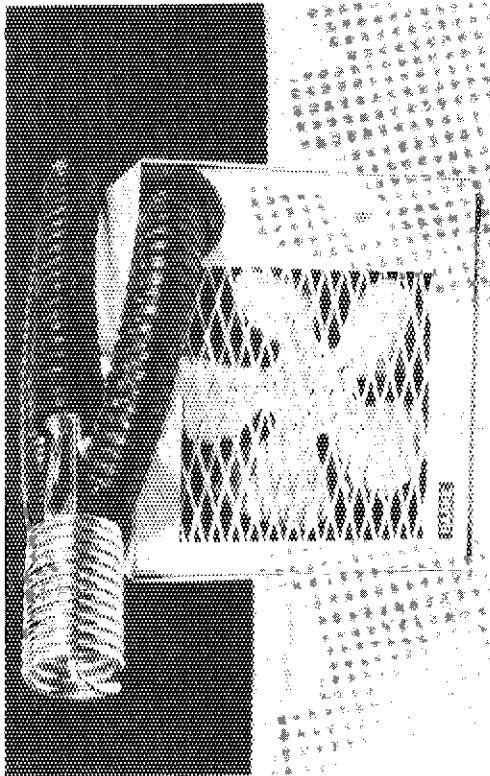


Fig. 4.5.11 Cooler

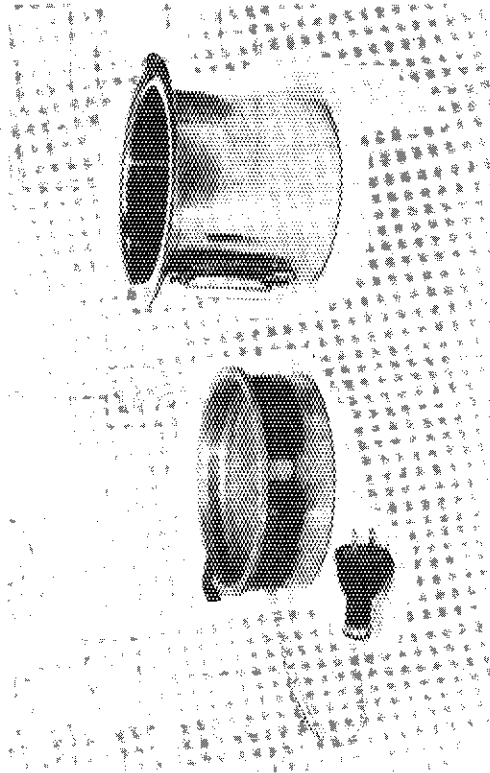


Fig. 4.5.10 Heater and bath

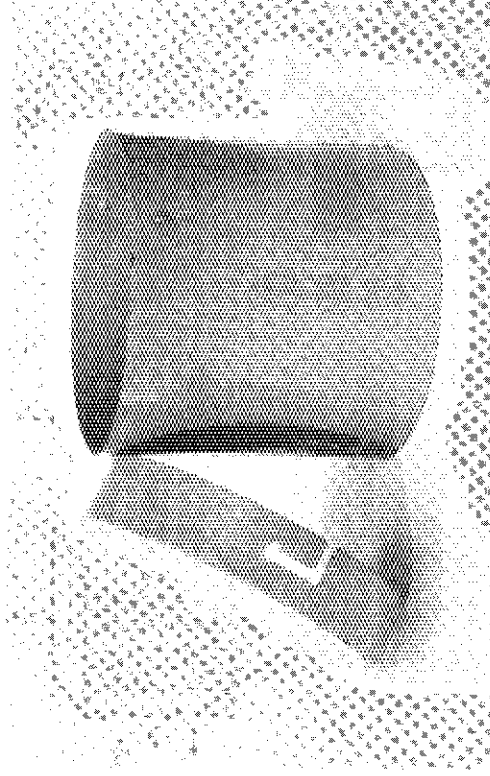


Fig. 4.5.12 Disposal cartridge

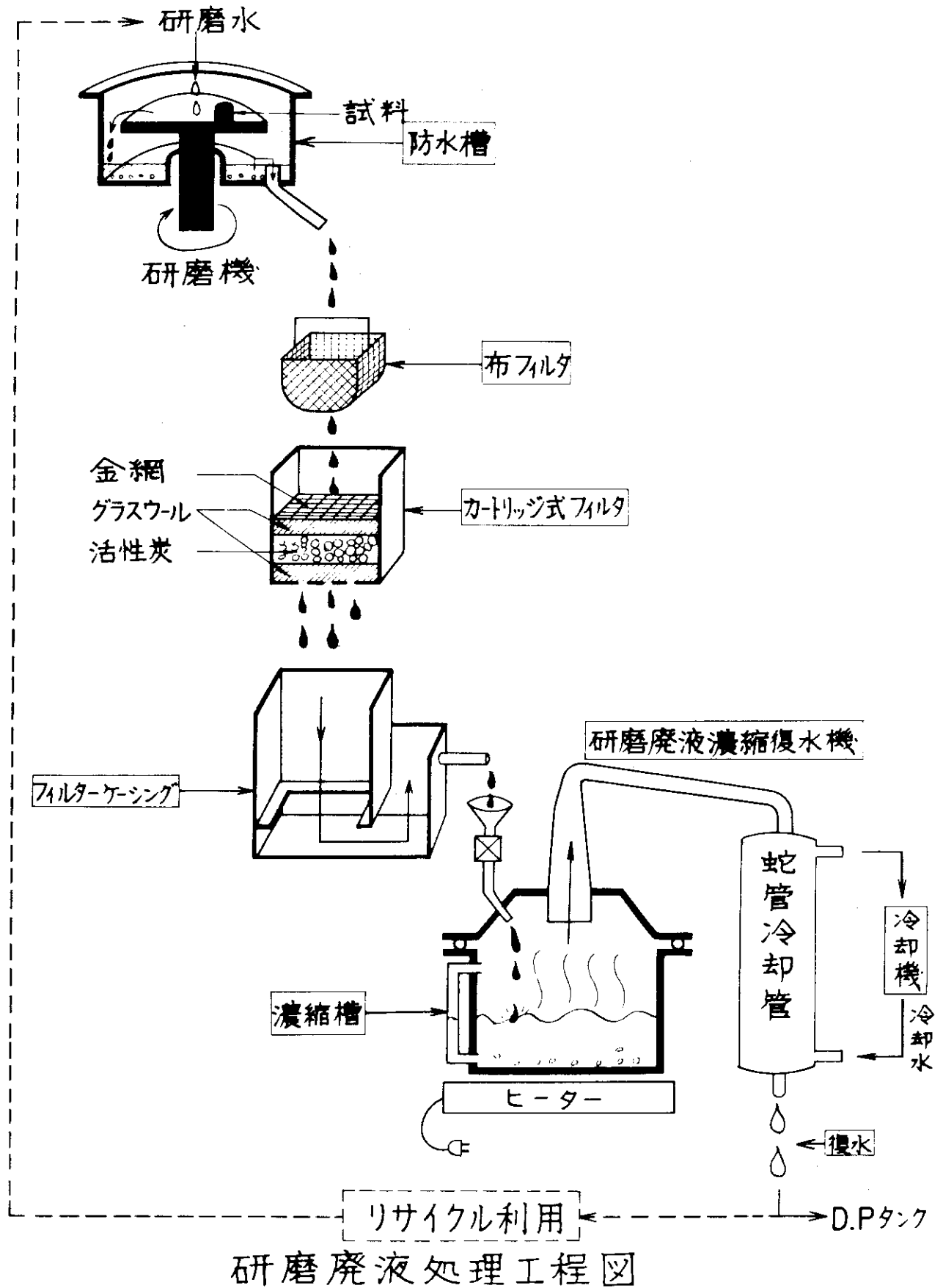


Fig. 4.5.13 Flow diagram of polishing waste liquid treatment system

4.5.3 ウラン／マグノックス鉛セル試料移送装置の更新

1) はじめに

ホットラボのウラン／マグノックス鉛セル（以下U／Mセルという）は、ホットラボ建屋東側に位置し、全長約15メートルでセル前面は鉛ブロック積層構造、天井及び背面扉は厚鋼板で構成され、セル数はNa 1～Na 12まで12セルである。本セルはJAPCO東海炉の実物燃料体の照射後試験の一施設として建設されたが、現在では高温材料、多目的高温ガス炉燃料の金相試験を主体に使用している。本セル内部には金相試験試料、エッチング液、試験用資材等のセル間運搬を目的とした試料移送装置があり、本装置の老朽化対策として昭和54年度に更新したので、その内容を報告する。

2) 概 要

U／Mセルの試料移送装置更新の内容は、旧試料移送装置を全面的に撤去し、新たに機械、電気設備を現状スペース内で据付できるよう設計・製作したものである。Table 4.5.2に新旧装置の比較を示す。機械関係では駆動装置、パワーシリンダ、台車、ケージ及び手動操作機構を、電気関係では、制御盤、操作盤（12面）、U／Mセル扉開閉表示盤及び台車停止位置を指定するインジケータを更新したものである。更新による特徴は従来の装置に比較して、

- (1) 1本のワイヤロープで、走行、昇降動の2動作ができること。
- (2) 制御はシーケンス・コントローラでプログラム制御を行い、電源、入出力ポート、CPU等ユニット構成である。
- (3) U／Mセルの背面扉、セル間シャッタ、γゲート等の開閉状態を集中表示し、セルの状況把握がひと目でできるよう改善したこと。

その結果、機構の単純化、制御のユニット化が進み、本装置の運転、保守が容易となった。Fig. 4.5.14に旧試料移送装置の概略を示す。Fig. 4.5.15は更新した同装置の系統図を示す。

3) 試料移送装置の動作

本装置はU／Mセル内を台車とケージがともに左右移動し、昇降動は台車に関係なくケージだけが作動する機能を有するもので、走行通路はセル内後方（背面扉前部）天井付近となっている。ケージ内の運搬物の出し入れは、M-H型マニプレータ、又はボールソケットマニプレータを使用して行うため、ケージは上限位置より約80センチメートル吊り下げられるようになっている。Fig. 4.5.15の試料移送装置系統図に示すように、同装置のワイヤロープは両端をかしめ接続したリング状のものである。台車は1セル側端部でワイヤロープかしめ部にクランプされ、ワイヤロープの動きに追従するようになっている。ケージはケージのワイヤシープを通るワイヤロープの重錘張力によって吊られている方式をとっている。走行動作はワイヤロープに重錘張力を加えた状態で走行電動機を回し、駆動用シープ（Fig. 4.5.15のRCD 248）の回転力によって行われる。昇降動作はパワーシリンダで重錘を押し上げ、ワイヤロープにタルミを生じさせ、このタルミを利用してケージを降し、上げる場合は逆にパワーシリンダを下げて重錘張力を加えて行う。本機構の動作条件として、ケージが上限すなわちワイヤロープに重錘張力が負荷されている場合だけ左右動が行えるように電氣的にインタロックされている。インジケータはセル内台車位置を決めるもので、約1/20の縮小動作比で行っている。

4) 更新の内容

(1) 機械関係の更新

従来の機構でもっとも問題となった点は、台車、ケージの動作伝達材であるテープが使用中に硬化し、もろくなり切断することである。このためテープをワイヤロープに変えることにして装置の製作を行った。Table 4.5.3 はテープとワイヤロープの比較をしたものである。

1本のワイヤロープで2動作を可能にしたことで、装置全体の動作が単純化された。また、部品も全て汎用品である。ワイヤシープ径はその直径をワイヤロープ径の約35倍以上になるようにし、ワイヤロープ曲げ応力が最少限になるようにした。ワイヤシープはワイヤロープがタルミ等で脱落しないよう防止策として、深溝型加工を施し、かつガイド用ピンを設けた。ワイヤ交換作業はセル外で行うことができ、従来と違ってセルの運転停止及び除染は全く必要がなくなった。Fig. 4.5.16に駆動機構を、Fig. 4.5.17にパワーシリンダを示す。

(2) 電気関係の更新

検出関係は従来と同じくリミットスイッチを用い、制御はリレー制御からシーケンス・コントローラを用いたプログラム制御方式とした。Table 4.5.4 にシーケンス・コントローラの主な性能を示す。シーケンス・コントローラは単体で果す機能が各々区分されているため、ユニットの交換、追加変更等は技術的にも比較的容易に行える。制御内容は自動運転、寸動運転（インチング動作）制御及故障表示ができる。Fig. 4.5.18に制御盤の外観を示す。操作盤はランプ表示を発光ダイオード（LED）とし、自動操作押釦、寸動操作押釦、非常停止押釦等に分かれ、その場に応じた操作ができるように組み入れた。Fig. 4.5.19に操作盤外観を示す。Fig. 4.5.20にU/Mセル扉開閉グラフィック・パネルを示す。U/Mセル全体を上から投影した断面を表わし、赤色・緑色で開閉状態を示した。

5) まとめ

U/Mセル試料移送装置更新にあたり、従来の装置に比して機能をできるだけ単純化し、操作も簡便化することを目的とした。動作伝達媒介をワイヤロープとして、ワイヤロープの持つ性質を十分に生かすように設計した。完成に至るまでには、当室内だけでなく施工業者とも度重なる技術的検討を積み重ねる努力を行った。この成果を今後の運転に反映してホットラボワークに貢献してほしいと望むものである。

Table 4.5.2 Comparison of the old and new transfer equipments

	装 置 項 目	旧 試 料 移 送 装 置	新 試 料 移 送 装 置
性 能	動 作 範 囲	No. 1 ~ No. 11 セル	No. 1 ~ No. 12 セル
	走 行 速 度	6 m/min	6 m/min
	昇 降 速 度	3 m/min	3.5m/min
	初 期 動 作	0 ~ 瞬時加速	2 段加速動作
	停 止 動 作	動作速度から停止	右に同じ
	負 荷	max 5 kg 程度	max 10 kg (通常負荷は 7 kg に設定)
機 構	動力伝達材	走行 ステンレス・テープ 厚さ 0.2 mm 巾 25 mm 昇降 " 厚さ 0.1 mm 巾 25 mm	走行・昇降別なく 1 本のステンレ スワイヤ 3φ 7×19 0.01 mm
	走 行 駆 動	ギア減速モータ	ギア減速ブレーキモータ (2 段加速 スタータ付)
	昇 降 駆 動	"	パワーシリンダ
	走行伝達機構	台車の両端部で、テープを半田付固 定し、テープを左右に動かす。	台車の No. 1 セル側端部にワイヤを クランプし、ワイヤーを左右に動 かす。
	昇降伝達機構	No. 1 セル天井巻取ドラム固定、No. 11 セル天井に昇降用電動巻取ドラムが あり、本ドラムの回転によって巻取 り、送り込み動作をさせる。 ※電動巻取りドラムはテープを予備 に多く巻きつけ、通常使用テープ損 傷前に No. 1 セル側に巻取り、電動巻 取りドラムから新しいテープを送り 込む。	ワイヤ重錘をパワーシリンダで押 し上げてタルませ、又下げて重錘 張力を加える。
	手 動 操 作	走行、昇降はハンドルで行う。 クラッチ、走行系、昇降系同時解除 ※クラッチは同時解除のため、ハン ドルをロックしていないと、勝手に 働く。	左に同じ クラッチは各々に備えている。
	セル内台車停 止位置検出	セル内固定リミットスイッチによる。	セル外固定インジケータによる。

Table 4.5.3 Comparison of tape and wire rope

項 目	テープ使用	ワイヤロープ使用	利 得
1. 仕 様			
1) 走 行	厚さ0.2 mm 巾 25 mm	$\left. \begin{array}{l} 3 \phi \quad 7 \times 19 \phi \text{ 素線径 } 0.9 \text{ mm} \\ \text{左に同じ} \\ 625 \text{ kg} \end{array} \right\}$	2種のテープ使用より1本のワイヤロープで2動作できる方が構造が簡単で良い。 耐食性が共に良い 垂直荷重で約4.6倍ワイヤロープの方が強い。
2) 昇 降	厚さ0.1 mm 巾 25 mm		
3) 材 料	ステンレス鋼		
4) 破断強度	厚さ0.2 mm : 平均 123 kg 厚さ0.1 mm : 平均 149 kg		
2. 使用条件			
プーリ径	最大応力を受けるプーリとして 30 ϕ	最大応力を受けるシープとして 100 ϕ	テープを受けるプーリ径は小さすぎる欠点がある。これは本機構のテープ動作に大きいプーリを使えないという制約があるため。 ワイヤロープ用シープはワイヤ径の35倍以上の直径としたため、台車構造、レール取付位置を検討し、ワイヤ径路を決めた。
プーリ数 (セル内)	走行の場合 9 個 昇降の場合 7 個 計 16 個	計 6 個 有	
けん引材張力吸収機構	無		リボンテープ使用機構の場合、張力吸収機構がないため夏期は延び、冬場は収縮によって張力が大きくなる。
3. 作業条件			
けん引材交換	セル運転一時停止、汚染除去作業有	セル天井作業で可能	ワイヤロープは作業が容易、運転停止、除染作業なし

Table 4.5.4 Sequential Control

CPU ユニット

制御方式	ストアード・プログラム方式
主制御素子	8 bit マイクロ・プロセッサ C-MOS TTL
プログラム方式	論理シンボル式
命令語長	16 bit (2 バイト) / ステップ 1 語 = 1 ~ 3 ステップ
命令数	max 1.5 K
入出力点数	max 128 点 内部補助リレー付
タイマ・カウンタ	タイマ (0.1 sec ~ 9.9 sec) カウンタ (0 ~ F)
クロック時間	0.1 sec $\pm$ 5 %
1 ステップ処理時間	平均 40 μ sec / ステップ
故障診断	渋滞監視 WDT
バック・アップ・バッテリー	2 年間

DC 入力ユニット

入力電圧	DC 24 V $\pm$ 10 % - 15 %
入力電流	12 mA / 点
ON デイレー時間	5 ~ 10 msec
OFF デイレー時間	15 ~ 35 msec
回路数	8 回路

接点出力ユニット

出力開閉容量	AC 200 V 2 A DC 24 V 2 A max 10 A / ユニット
リレー駆動電源	DC 24 V $\pm$ 10 % 5 %
リレー駆動電流	23.6 mA / 点 189 mA / ユニット
ON デイレー時間	15 mA sec 以下
OFF デイレー時間	15 mA sec 以下
回路数	8 回路

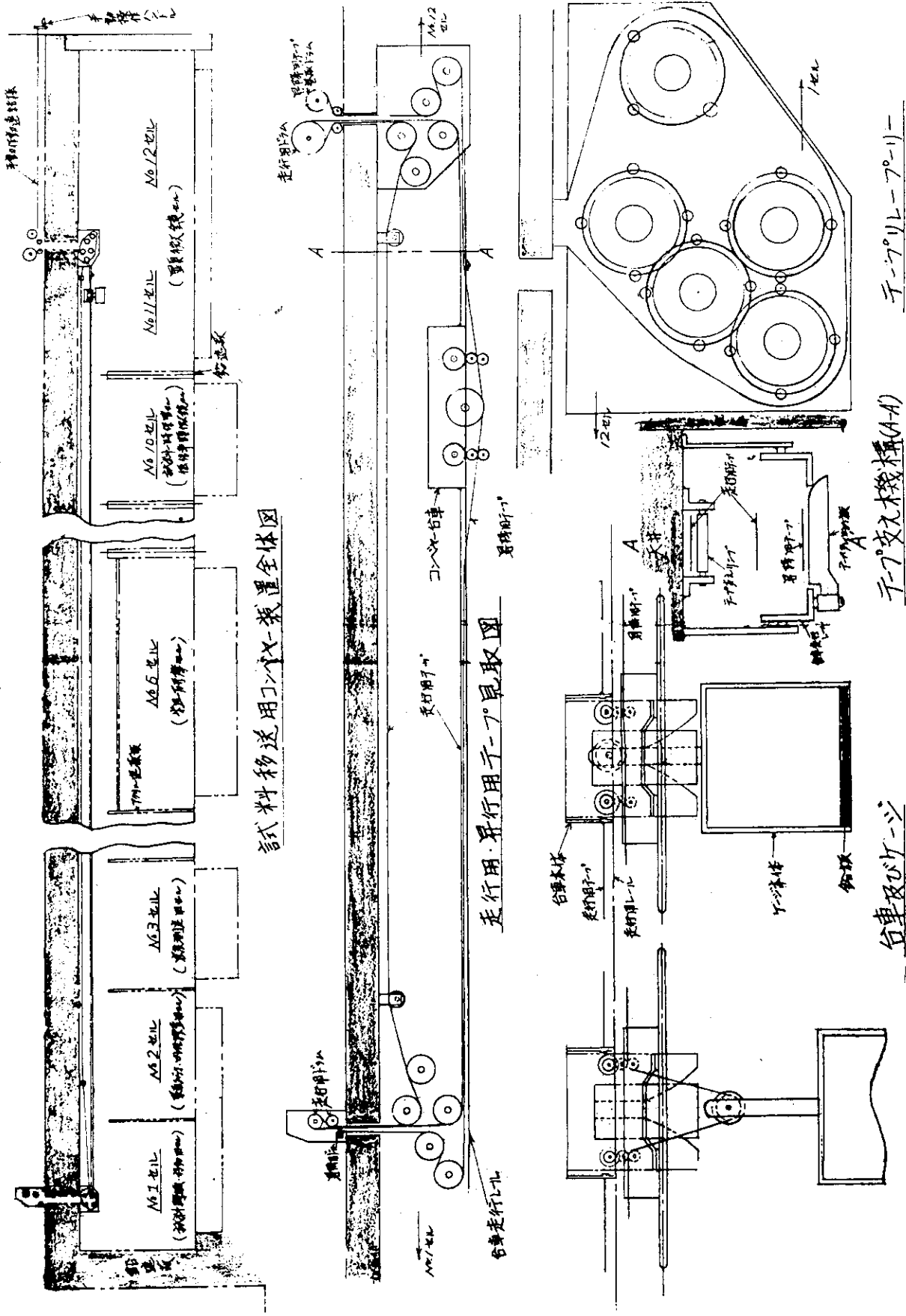


Fig. 4.5.14 The old transfer equipment

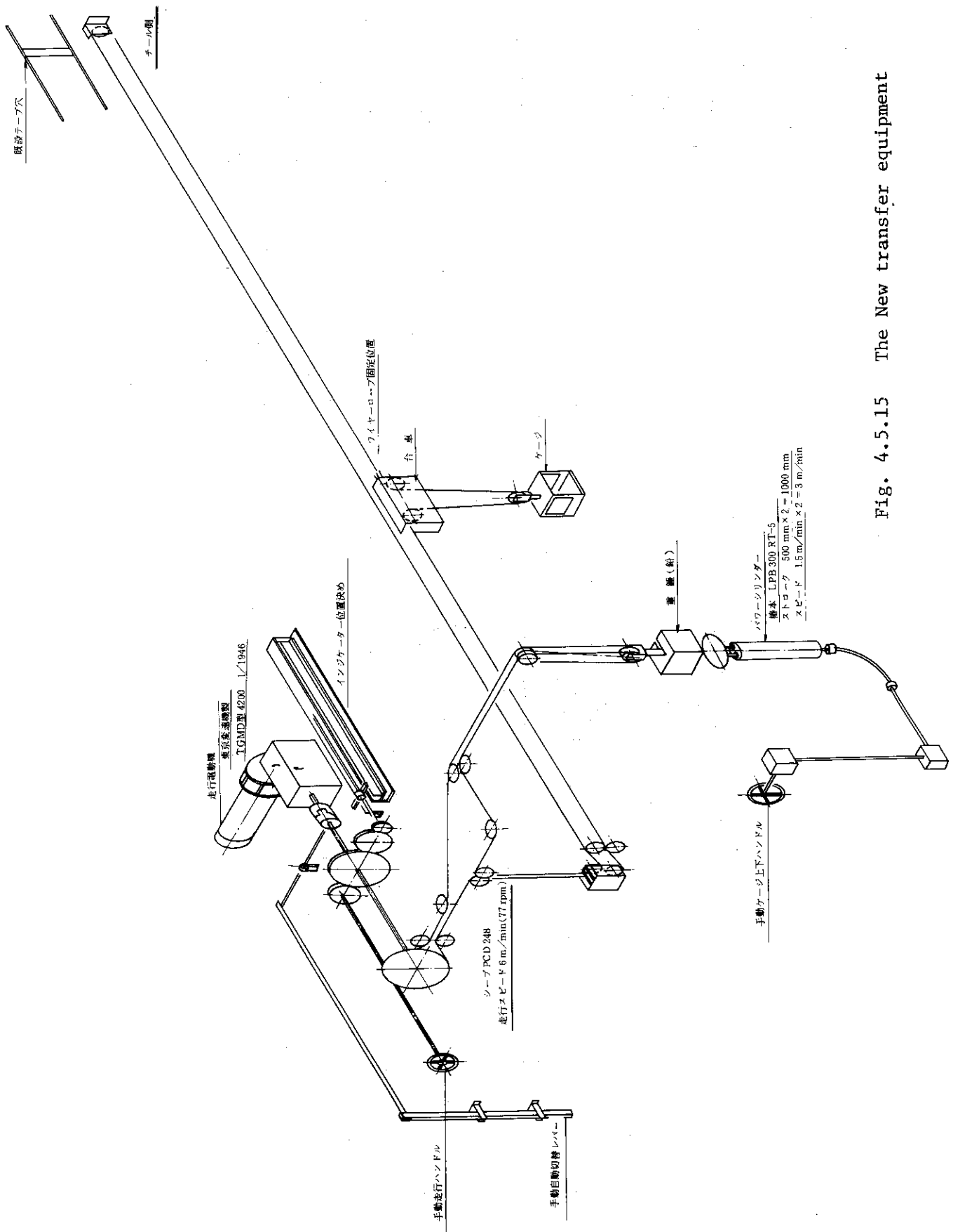


Fig. 4.5.15 The New transfer equipment

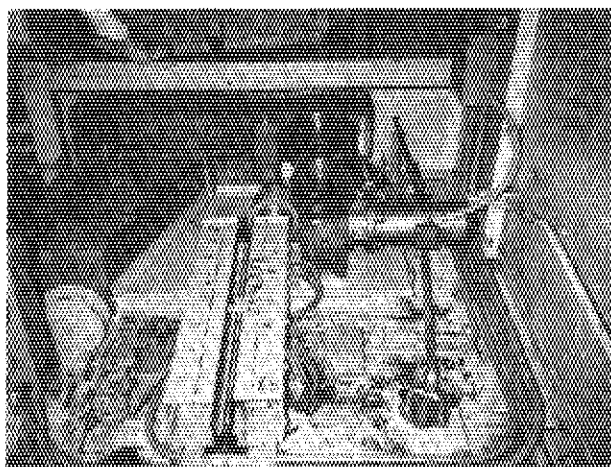


Fig. 4.5.16 Driving mechanism

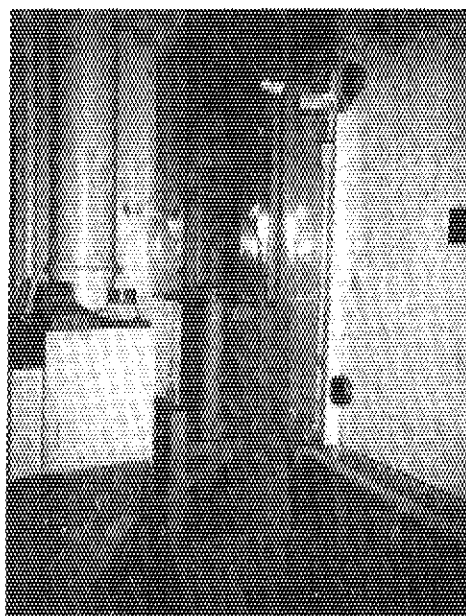


Fig. 4.5.17 Power Cylinder

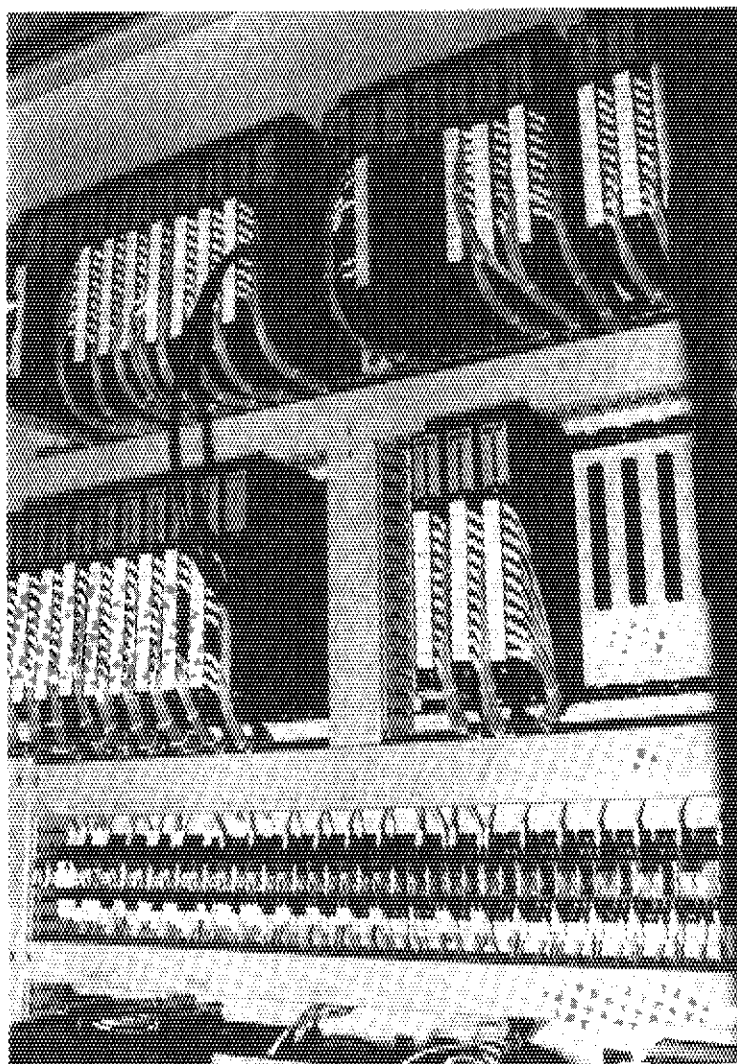


Fig. 4.5.18 Inside view of Control Panel

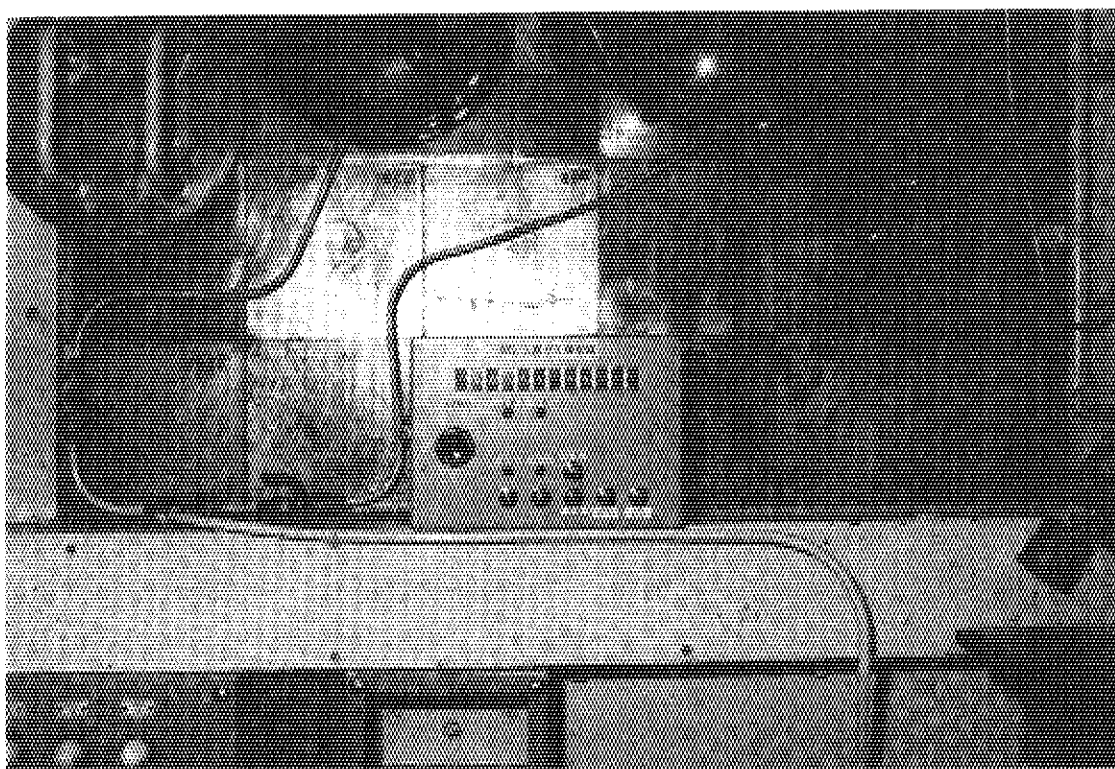


Fig. 4.5.19 Control unit of each cells

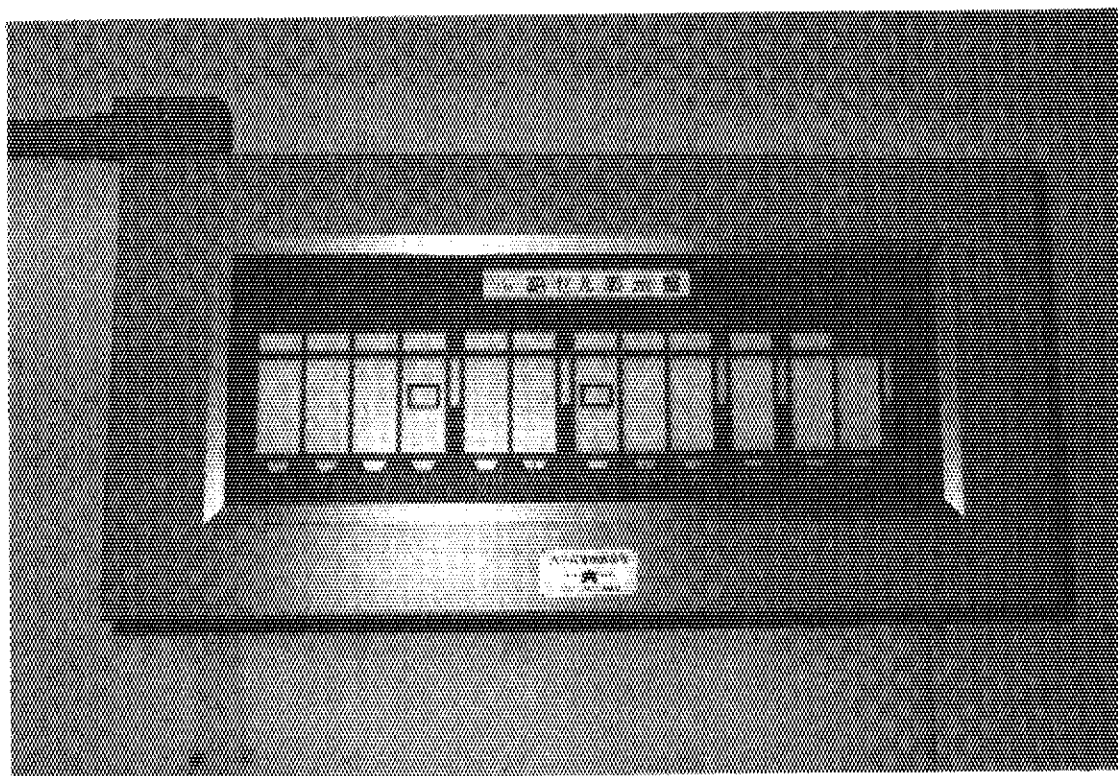


Fig. 4.5.20 Graphic display of cells

4.5.4 高温ガス炉燃料の照射後試験技術

1) はじめに

多目的高温ガス実験炉の燃料には燃料核 (UO_2) のまわりを熱分解炭素 (PyC) と炭化ケイ素 (SiC) で4重に被覆したいわゆる被覆粒子 (直径約 0.92 mm) を黒鉛マトリックス中に分散させて燃料コンパクトとし、さらにこれを黒鉛スリーブに入れ燃料棒とした後、黒鉛ブロックに収めたものを使用している。したがって軽水炉燃料等に於ける金属被覆の燃料ピンを集合体として組立てたものとは、形状を大いに異にしている。それ故、ホットラボに於ける照射後試験の実施に際しては、黒鉛部材を主とする高温ガス炉燃料に適した取扱いと、試験法の技術開発が必要である。

高温ガス炉燃料についての照射後試験は、昭和 45 年度から JRR-2 及び JMTR 照射キャプセルにつき実施している。さらに並行して実験炉の予備設計 (46 年度)、第1次概念設計 (50 年度) の MK-Ⅲ仕様と燃料の適正化がなされるとともに、実験炉の炉内状態に近い条件の照射が計画された。これは OGL-1 ガスループで照射が実施され、54 年度末に JMTR よりこの OGL-1 照射燃料体が当ホットラボへ輸送され、実験炉用部分燃料体の確性試験に対する照射後試験を実施している。

このように多目的高温ガス炉研究開発の進展に伴って、照射後試験データの重要性は益々増大している。このため、これまでに開発した専用内装機器と取扱技術の改良等の成果を基にケーブル内装機器の配置を整えた。さらに冶金ケーブル最大取扱量の変更許可の取得も行った。燃料に関して、非破壊検査関係では燃料体寸法測定装置、燃料体内面観察装置、γスキャン装置、被覆粒子外観・X線対応検査装置、被覆粒子区分装置がある。破壊試験関係では、燃料体切断装置、低速精密切断機、被覆粒子破壊強度測定装置、電解・酸浸出試験装置等がある。また材料に関しては高温クリープ試験機、真空高温引張試験装置などを開発し照射後試験を行った。Table 4.5.5. にケーブル別内装機器の配置を示し、Fig. 4.5.21 に OGL-1 燃料体照射後試験フローシートを示す。

これらのうち、既報告のものを除いた主な事項について述べる。

2) OGL-1 燃料体寸法測定装置

OGL-1 ガスループによる多目的高温ガス実験炉の健全性評価のため、第1次から第7次までの燃料体の照射試験が計画され、現在 JMTR において第4次までの照射が終了している。東海ホットラボでは燃料工学部燃料照射研究室と協力のうえ、OGL-1 で照射された燃料体の黒鉛ブロック、黒鉛スリーブなどの構成部品について長さ、内径、外径及び真直度を測定する目的で昭和 53 年 7 月に燃料体寸法測定装置を製作した。

本装置はベース、コラム、チャック部及び測定部などの本体をケーブル内に、制御部、表示・記録パネルなどの制御盤をケーブル操作室に設置し、この間を両端に着脱容易なコネクタを取付けた多芯ケーブルにより接続する。測定結果は制御盤にアナログ及びデジタル表示され、同時にプリント・アウトされる。装置本体部と制御盤の前面写真を Fig. 4.5.22 に、本体部の略図を Fig. 4.5.23 に示す。

黒鉛ブロック、黒鉛スリーブなどの燃料体構成部品は本装置の下部及び上部チャックに固定された後、測定子の接触により寸法測定が行われる。内径及び外径はマスターゲージの測定値を基

準値とし、これとの比較から被測定物の値を比較測定法により求める。この場合、外径測定は左右に対向する電気マイクロメータヘッドの移動量をロータリエンコーダにより検出し、長さ測定は測定部の移動量を同様にエンコーダにより検出する。内径測定は測定子のロッドの動きを電気マイクロメータで検出して行う。また、真直度測定は外径については左右の電気マイクロメータの移動量の差から、内径については先端に測定子のついた連結パイプをピボット軸受で受けて、先端の動きをレバー方式で後部の電気マイクロメータで検主して行う。本装置の測定精度を Table 4.5.6 に示す。OGL-1 第1次の照射燃料体の構成部品である黒鉛ブロックについてプリントアウトされた結果の一部を Table 4.5.7 に示す。

本装置はコールドモックアップテスト等の調整後、55年3月に冶金Cケーブに設置された。遠隔操作によるモックアップテストを行い、55年5月より OGL-1 照射燃料体の本実験を実施中である。

3) OGL-1 燃料体内面観察装置

OGL-1 照射済燃料体は黒鉛ブロック内に黒鉛スリーブが、黒鉛スリーブ内には燃料コンパクトが挿入されたピン・イン・ブロック構造になっている。これらの燃料体構成部品の照射による腐食や変色やクラックなどの孔内部表面状態を観察する目的で、燃料照射研究室と内面観察法の検討を行い、昭和54年8月に装置一式を完成した。Fig. 4.5.24に装置の写真を示す。

本装置は被検査試料のセットや移動を行う駆動装置部と、内面観察を行うテレビ式管内検査器から構成されている。駆動装置部は被検査試料の軸方向の移動機構、移動量を mm 単位で検出するロータリエンコーダ、テレビ式管内検査器の上下駆動機構、黒鉛ブロックを 120° ずつ回転させる回転機構などから構成されている。駆動装置部の性能及び略図を Fig. 4.5.25 に示す。テレビ式管内検査器は検査部の有効長約 800 mm、視野角度 43° 、外径 21 mm の回転式管内検査器とテレビカメラ、モニターテレビ、ビデオカセットレコーダ、 15° 毎の角度と mm 単位の距離をモニターテレビに表示する電子文字合成器などの各機器から構成されている。

被検査試料の内面観察は、駆動装置部の軸方向の試料移動と、テレビ式管内検査器の検査部の回転と組合せて試料孔内を連続スキャンニングすることができる。スキャンニング位置はモニターテレビに表示される試料の移動距離と、管内検査器の回転角度より確認する。試料孔内部表面状態は、管内検査器に直結されたテレビカメラからケーブ操作室の 12 吋モニターテレビで映像となり、ビデオカセットレコーダに録画記録される。12 吋モニターテレビによる映像の倍率は、被検査物と管内検査器内の対物プリズムとの距離により決定される。例えば、内径 24.2 mm の黒鉛スリーブの場合は約 24 倍となり、黒鉛ブロックの孔の内径 3.26 mm の場合は約 11 倍になる。Fig. 4.5.26 に未照射黒鉛スリーブの端栓ネジ部の内面観察写真を示す。

本装置は現在、コールドモックアップ中であり、55年7月より OGL-1 第1次、第2次の黒鉛ブロック、黒鉛スリーブの本実験を行う予定である。

4) OGL-1 照射済燃料の γ スキャンニング装置

(1) γ スキャンナ

OGL-1 燃料の燃焼度分布や FP の分布を測定するため、燃料棒から放射される γ 線の強度分布及び γ スペクトロメトリを実施することになり、そのために γ スキャンナを製作した。装置の外観を Fig. 4.5.27 に示す。装置全体は L 形鋼をフレームとして走行部は LM ガイドを使用し、

駆動部はボールスプラインを使用した。駆動機構はX, Y, Zの3駆動を有しステッピングモータを動力として、デジタル表示によりスキャン位置の確認、測定位置のプリセットが行えるものである。各々の駆動とそのストロークはX方向0～860mm, Y方向0～100mm, Z方向0～600mmで、スキャンニングスピードは0～50mm/minまで可変できる。動作精度は5/100mmである。

(2) γ スキャンナコントローラ

OGL-1用 γ スキャンナの制御方式は高線量下において安定した動作と制御の簡素化を重点に、ステッピングモータを使用したオープンループ方式を採用した。この方式においてステッピングモータを精度よく制御するための γ スキャンナ制御システムをスキャンナの製作と並行して設計、製作した。システムはFig. 4.5.28に示すように原研型標準モジュール(NIM規格)化されたスキャンコントローラ、スキャンドライバ、+6Vパワーサプライとステッピングモータ直流電源などで構成されている。この中からX, Y, Z軸方向の制御を統轄するスキャンコントローラについて概要を述べる。

γ スキャンニングコントローラはFig. 4.5.29に示すようにNIM規格の幅に納め、X, Y, Z軸方向別に測定位置の移動やスキャンスピードを設定するためのスイッチ類をフロントパネルに装着した。また位置表示用のディスプレイを設けスキャン位置を逐次監視できるようにした。リヤパネルには各軸方向のドライバに情報を送るためのコネクタとリモート及びコンピュータ用のコネクタを装着してある。フロントパネルの押ボタンスイッチR, U, FとはX, Y, Z軸方向の順にRight, Up, Frontの略であり、L, D, Bとは同じくLeft, Down, Backの略である。押ボタンスイッチSTEPはスピードセレクトスイッチがSTEPの時に有効でボタンを押す毎にステッピングモータは1ステップ角(0.9°)の回転をする。スキャンスピードは0.1, 1, 2, 5, 10, 20, 50, 200mm/minとし、レコーダのチャートスピードに合せてあるが、その他のスピードを得たい場合は内部回路にあるX, Y, Z軸に関する情報を記憶したメモリ(P-ROM)の一部を書きかえるだけで任意のスピードを作り出すことができる。さらにスピードセクタをEXTにすると外部パルスをBNC端子から入力することができ、これと同期したステッピングモータの回転が得られる。測定位置の設定は6桁のデジタルスイッチで1/100mmまでのプリセットができる。この際ディスプレイ上の表示がプリセット値と一致するまでステッピングモータは作動し続けるが、その途中でオーバーラン防止リミットスイッチの信号を検出した時は停止し、動作方向表示LEDの点滅と共に警報アラームが鳴る。また動作停止中においてステッピングモータの発熱を防ぐため、停止してから約3秒以内に次の動作指示がない場合は電源用リレーをOFFにする機能を有している。スキャンコントローラは前述のマニュアル操作の他に、リモートとコンピュータによる操作方法がありこれらはフロントパネルの切替えスイッチで選択できる。リモート操作はFig. 4.5.30に示す専用のリモートコントローラを使用することによって、位置のプリセットやスピードの設定などの情報をスキャンコントローラに転送でき、パネル面のスイッチ類はマニュアル操作と同じ要領で操作できる。コンピュータでの操作は8ビットパラレルのI/Oポートが内蔵されており、8ビットで定義した各動作のコードパターンを直接入力するだけですべての動作を指令することができる。動作と8ビットコードとを対応した表をTable 4.5.8に示す。

(3) 放射能測定及び解析

放射能測定は 0.3 mm 幅のスリットを持つ鉛コリメータを使用してピュア Ge 検出器を使用した。データ解析はマイクロエイトと呼ぶマイクロコンピュータを介して計算センタの大型計算機で放射能解析をした。測定装置全体を Fig. 4.5.31 に燃料棒の γ 線強度分布及び X 線ラジオグラフを Fig. 4.5.32 に示し γ スペクトルを Fig. 4.5.33 に示す。

5) OGL-1 燃料体用切断装置

OGL-1 燃料体（外径 80 mm, 長さ 840 mm の黒鉛ブロック及びタイロッド）の解体用切断装置は、タイロッド部（ハステロイ-X, 直径 15 mm）と黒鉛スリーブ部（外径 30 mm, 長さ 800 mm）をレジノイドと石（外径 150 ~ 255 mm, 穴径 25.4 mm, 厚さ 1.0 ~ 1.5 mm, 種類: WA 80 P 又は GC 80 L）を用いて乾式切断するものである。以下に各主要部を説明する。

主軸及び主軸動力：主軸はレジノイドと石をフランジで固定し、500 ~ 1000 rpm で回転する。主軸動力は 200 V 400 W モータから 2 連 V ベルトを介して伝達される。

主軸のスイング及び送り装置部：主軸の切断送りはスイング式で、自動送りされる。送り速度は 0.13 ~ 2.5 mm/min の連続可変である。主軸のスイングは、ワイヤーにより吊り下げられ、切断時の「過負荷及びたるみ防止」のため自動送り停止用のリミットスイッチを有している。送り動力は速度制御型ギョモータ（100 V 300 mA, 減速比: 1/750）より送りネジ棒を介して伝達される。もどり機構はクラッチ切換方式による手動（マニピュレータ操作）である。

バイス部及び補助台：バイス部は平口バイス（開き 90 mm）と L 字型バイスの 2 種類を有し、平口バイスは黒鉛ブロックを、L 字型バイスはタイロッド部を固定するものである。補助台は試料のバランスをとるものである。

操作盤：本装置の操作盤は操作室へ設置され、本体（ケーブル内）とはケーブルで接続される。本体部（ベース寸法 500 × 500 mm）は容易にケーブル内で移動ができる。

本装置により OGL-1, 1 次及び 2 次燃料体の切断解体を実施した。1 次はタイロッド部及びコネクタ部を、2 次はタイロッド部（両者共材質: ハステロイ-X）を切断解体した（主軸の回転数: 1000 rpm, 送り 0.54 mm/min, と石: GC 80 L), Fig. 4.5.34 に第 2 次燃料体を切断解体中の同切断装置外観を示す。

6) 金相試験に於ける試料仕上げの改善

金相試験関係では、燃料コンパクト用低速精密切断機を開発し、試料輪切り切断面の仕上りを改善するとともに X 線検査用の薄片試料採取を可能にした。本切断機の使用により、従来の高速ダイヤモンドカッターに比べ切断面の仕上がりが滑かで黒鉛マトリックスの損傷が少く、且つ被覆粒子の脱落を著しく減少させることができた。

燃料コンパクトの切断採取部分の位置決めは 0.05 mm の精度で行うことができ、輪切り薄片（0.5 mm 厚まで可能であるが X 線検査試料としては 2.0 mm 厚を採取）の採取寸法をより確実にすることができるようになった。Fig. 4.5.35 に低速精密切断機の本体を示す。

ディスク状試料及び燃料コンパクト輪切薄片試料は、研磨仕上げ中に照射影響等による被覆の間隙などのため、燃料核の脱落と被覆が欠落する場合が多いので、この保護対策として間隙部分への樹脂注入を行う減圧・加圧型試料埋込装置を実用化した。この結果金相試料に対する仕上げ処理の大巾な改善を計ることができた。Fig. 4.5.36 に減圧・加圧型試料埋込装置本体を示す。

Table 4.5.5 Equipments in caves

ケープ名	モニタリング ケープ	冶金Aケープ	冶金Bケープ	冶金Cケープ	冶金Dケープ	化学A, Bケープ	ウラン, マグネ ツクスセル	ジュニアセル
最大取扱量 ()変更前 単位 Ci	100,000	50,000 (10,000)	30,000 (5,000)	30,000 (5,000)	30,000 (2,000)	10,000	1~4 10,000 5~12 500	500
装置名	X線撮影装置 ペリスコープ 外観撮影装置 内面観察装置 切断装置	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)	燃料体寸法測 定装置 ペリスコープ	γスキヤニ ング装置 コンバクト燃 料寸法測定装 置	粒子燃料区分装置 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

Table 4.5.6 Measuring accuracy for dimensional inspection

(unit:mm)

測定項目	測定方法	測定範囲	測定精度
外径	外径マスケットとの比較により	±0.2	±0.01
内径	φ24.2, φ32.6 に対して	±0.2	±0.02
長さ(外径)		850	±0.1
長さ(内径)		850	±0.1
真直度(外径)		±0.2	±0.02
真直度(内径)		±1.0	±0.2

Table 4.5.7 Outer diameter and inner diameter of irradiated OCL-1 fuel block
for dimensional inspection

測定値	偏差左(mm) 偏差右(mm)		測定値	同 左		測定値	偏差(mm) 内 径(mm)		測定値	同 左	
	真直度(mm)	外 径(mm)		真直度(mm)	外 径(mm)		真直度(mm)	内 径(mm)		真直度(mm)	内 径(mm)
0°(基準)の軸方向プロット	00.027	00.060	90°の軸方向プロット	00.019	00.086	0°(基準)の軸方向プロット	-0.09	32.670	90°の軸方向プロット	0.02	32.632
	-0.01	80.089		-0.03	80.107		0155.0			0155.0	
	0155.0			0155.0							
	00.030	00.060		00.020	00.084		-0.08	32.667		0.03	32.635
	-0.01	80.092		-0.03	80.106		0150.0			0150.0	
	0150.0			0150.0							
0°(基準)の軸方向プロット	00.025	00.060	90°の軸方向プロット	00.023	00.085	0°(基準)の軸方向プロット	-0.08	32.671	90°の軸方向プロット	0.03	32.633
	-0.01	80.087		-0.03	80.110		0145.0			0145.0	
	0145.0			0145.0							
	00.028	00.055		00.022	00.082		-0.07	32.672		0.03	32.642
	-0.01	80.085		-0.03	80.106		0140.0			0140.0	
	0140.0			0140.0							
0°(基準)の軸方向プロット	00.028	00.057	90°の軸方向プロット	00.021	00.078	0°(基準)の軸方向プロット	-0.06	32.677	90°の軸方向プロット	0.03	32.638
	-0.01	80.087		-0.02	80.101		0135.0			0135.0	
	0135.0			0135.0							
	00.027	00.058		00.025	00.076		-0.05	32.674		0.02	32.636
	-0.01	80.087		-0.02	80.103		0130.0			0130.0	
	0130.0			0130.0							

黒鉛ブロックの外径寸法

黒鉛ブロックの内径寸法

Table 4.5.8 Action to 8-Bit code Convert Table

8-bit code	Binary								Hexa-decimal	
Action	7	6	5	4	3	2	1	0	7~4	3~0
STOP	0	0	0	0	x	x	x	x	0	0~F
RIGHT	1	1	1	1	S ₃	S ₂	S ₁	S ₀	F	0~9
LEFT	1	1	1	0	S ₃	S ₂	S ₁	S ₀	E	0~9
UP	1	1	0	1	S ₃	S ₂	S ₁	S ₀	D	0~9
DOWN	1	1	0	0	S ₃	S ₂	S ₁	S ₀	C	0~9
FRONT	1	0	1	1	S ₃	S ₂	S ₁	S ₀	B	0~9
BACK	1	0	1	0	S ₃	S ₂	S ₁	S ₀	A	0~9
LOAD	1	0	0	1	x	x	x	x	9	0~F
CLEAR	1	0	0	0	x	x	x	x	8	0~F
PRESET 1	0	0	0	1	d ₃	d ₂	d ₁	d ₀	1	0~9
" 2	0	0	1	0	d ₃	d ₂	d ₁	d ₀	2	0~9
" 3	0	0	1	1	d ₃	d ₂	d ₁	d ₀	3	0~9
" 4	0	1	0	0	d ₃	d ₂	d ₁	d ₀	4	0~9
" 5	0	1	0	1	d ₃	d ₂	d ₁	d ₀	5	0~9
" 6	0	1	1	0	d ₃	d ₂	d ₁	d ₀	6	0~9

4-bit code	Binary				Hexa-decimal
Speed (mm/min.)	S ₃	S ₂	S ₁	S ₀	
STEP	0	0	0	0	0
0.1	0	0	0	1	1
1	0	0	1	0	2
2	0	0	1	1	3
5	0	1	0	0	4
10	0	1	0	1	5
20	0	1	1	0	6
50	0	1	1	1	7
200	1	0	0	0	8
EXT	1	0	0	1	9

x = irrelevant

S₀~S₃ = scan speedd₀~d₃ = preset data BCD

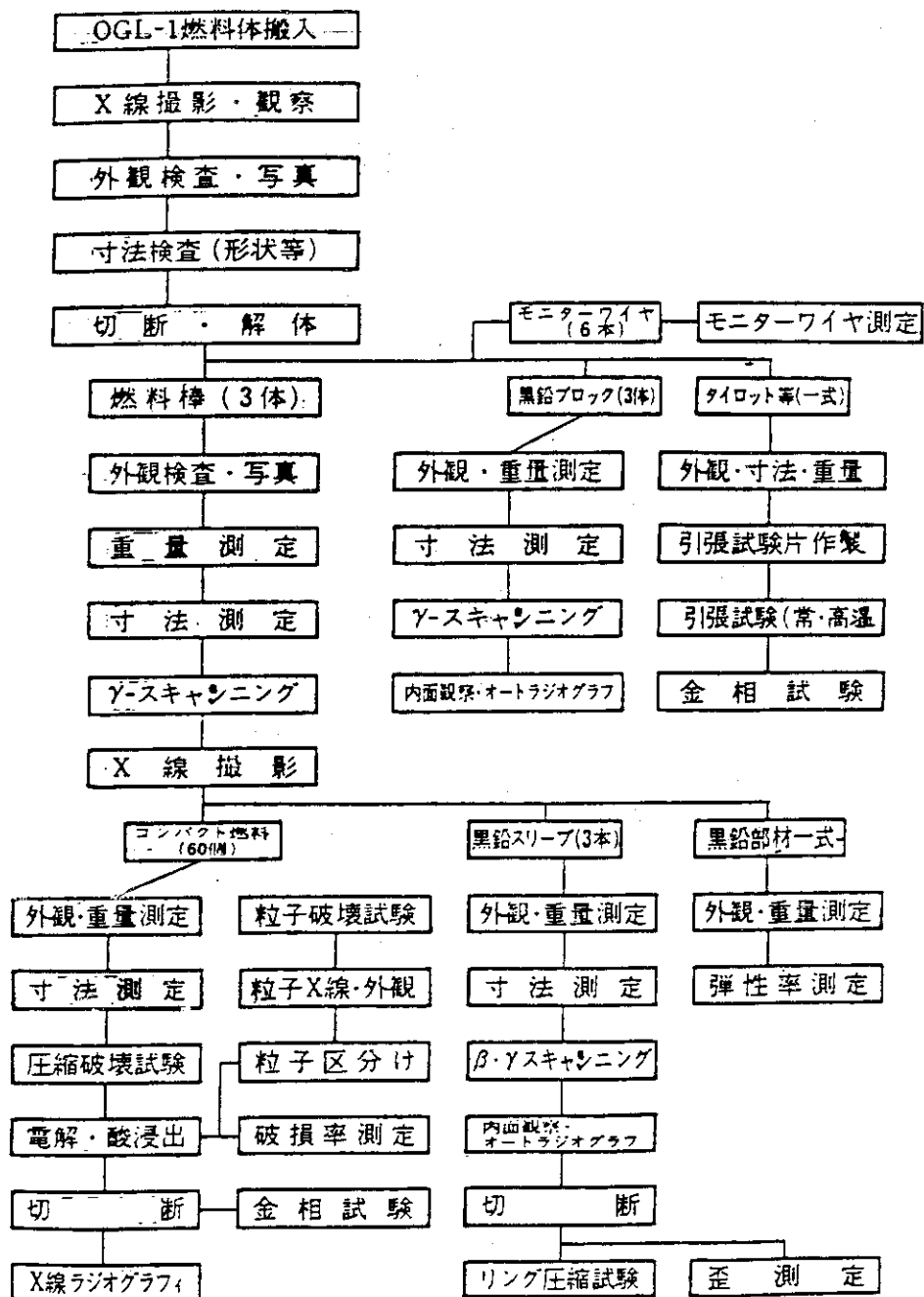


Fig. 4.5 21 Flowsheet of OGL-1 fuel post-irradiation examination

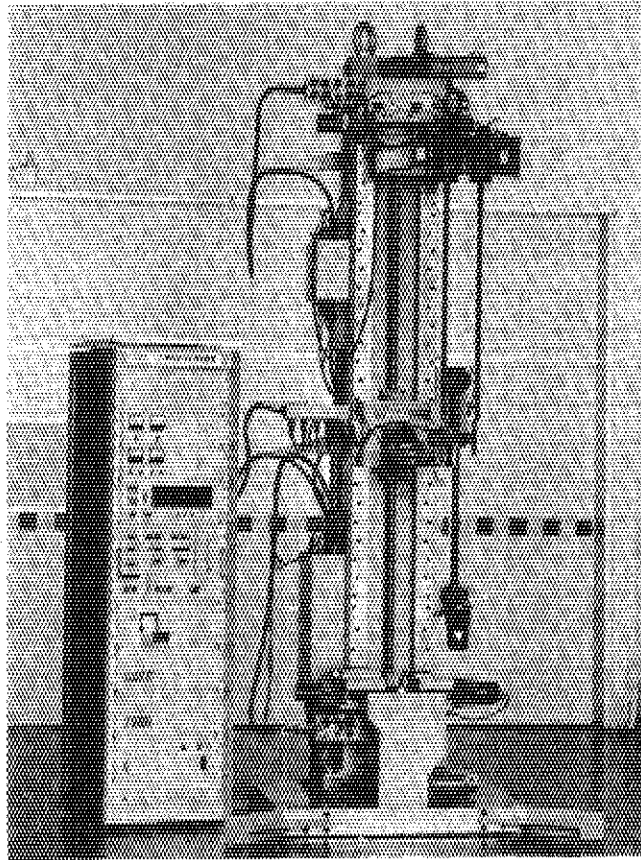


Fig. 4.5.22 Dimensional inspection apparatus of OGL-1
fuel elements

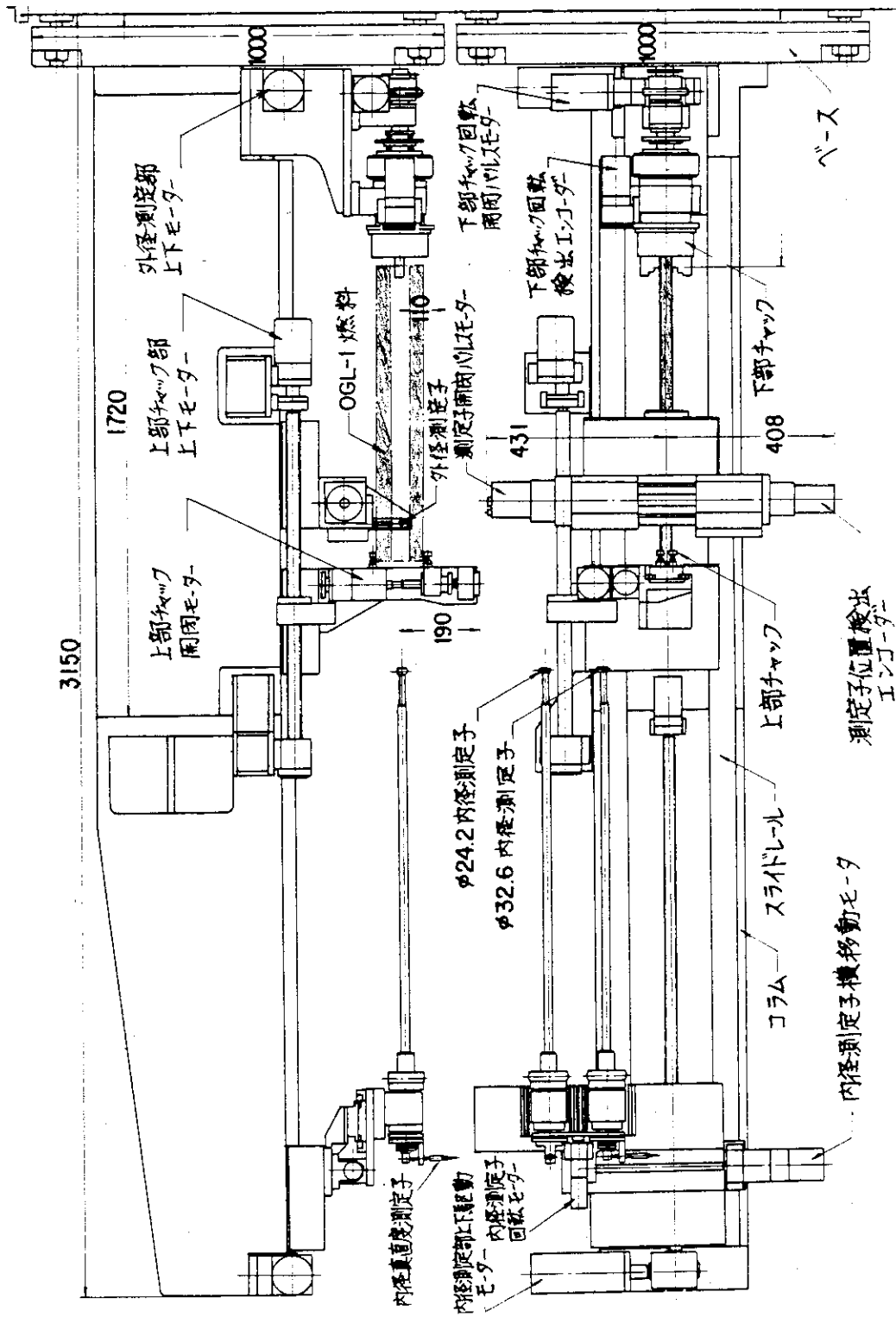


Fig. 4.5.23 Dimensional inspection apparatus of OGL-1 fuel elements

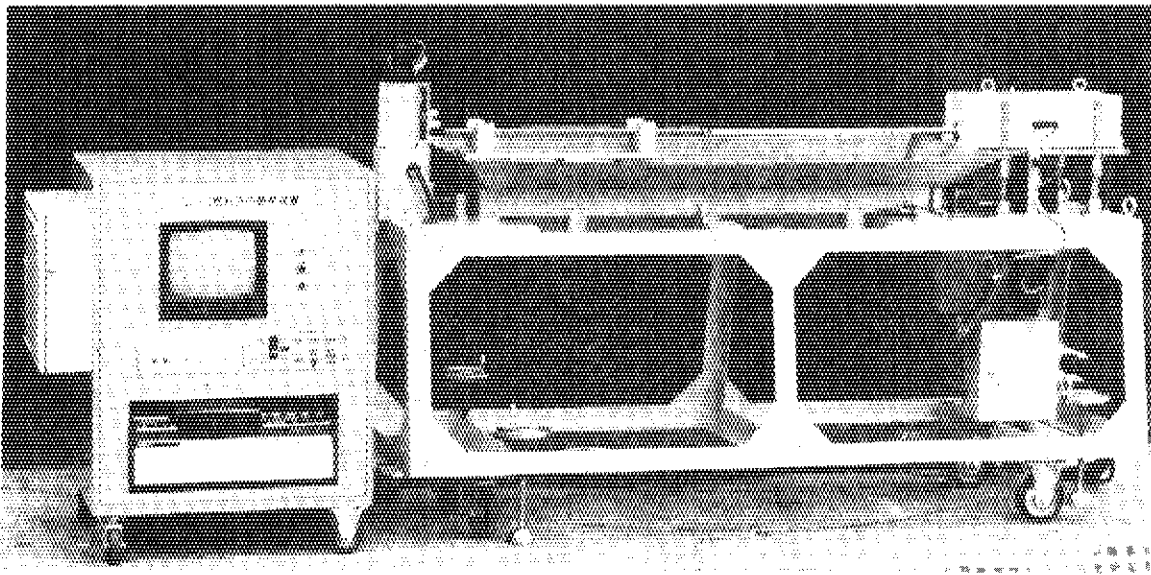


Fig. 4.5.24 Innersurface inspection apparatus of OGL-1 fuel elements

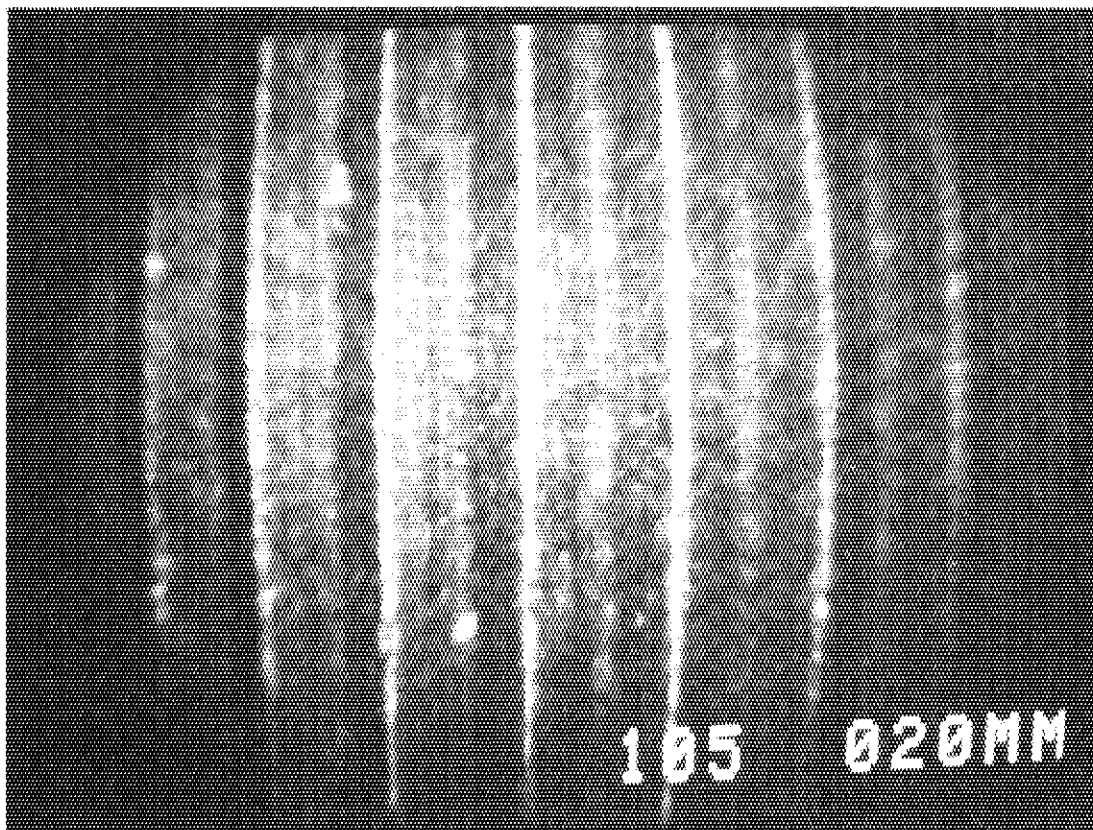


Fig. 4.5.26 Innersurface observation of unirradiated OGL-1 fuel graphite sleeve

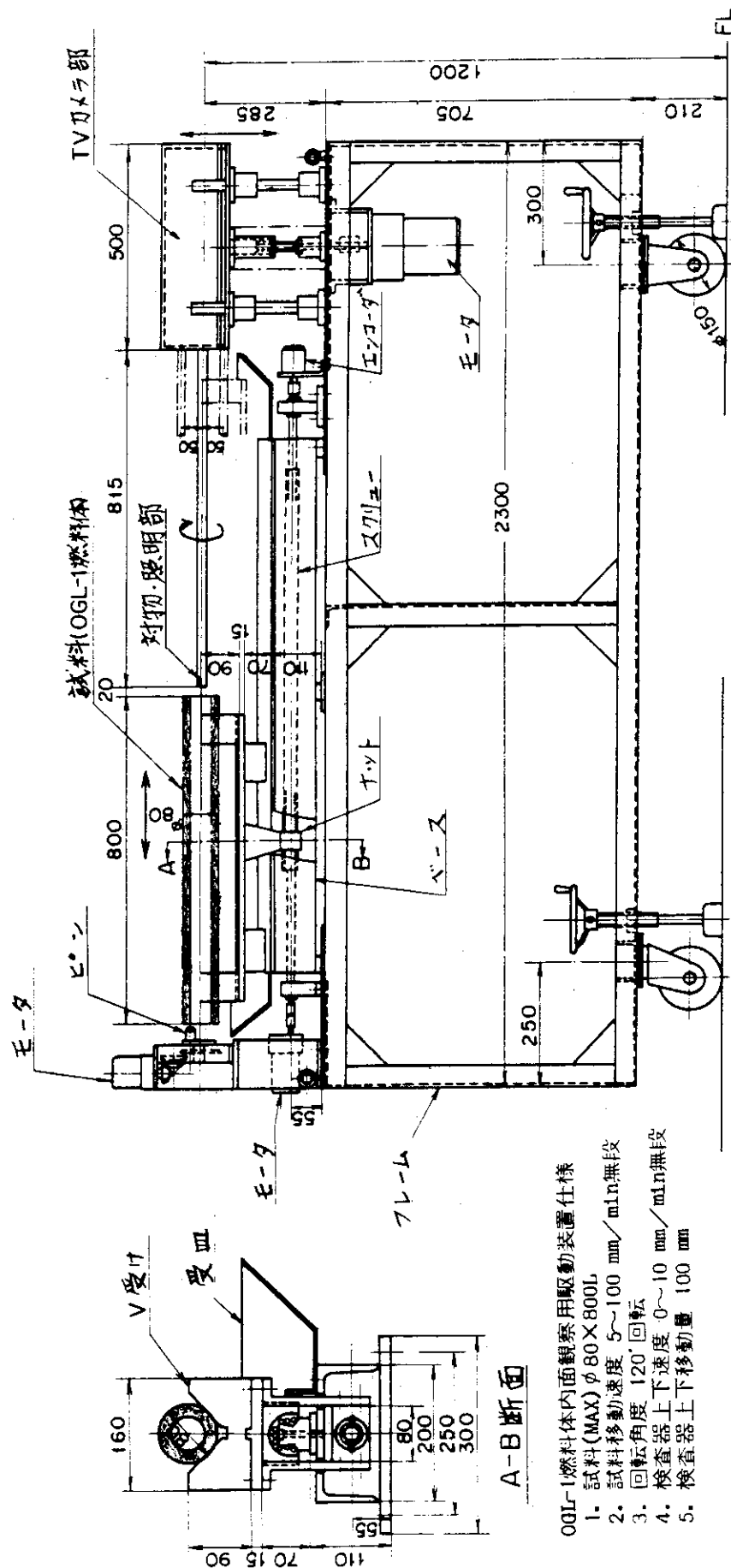


Fig. 4.5.25 Driving device of immersurface inspection for OGL-1 fuel elements

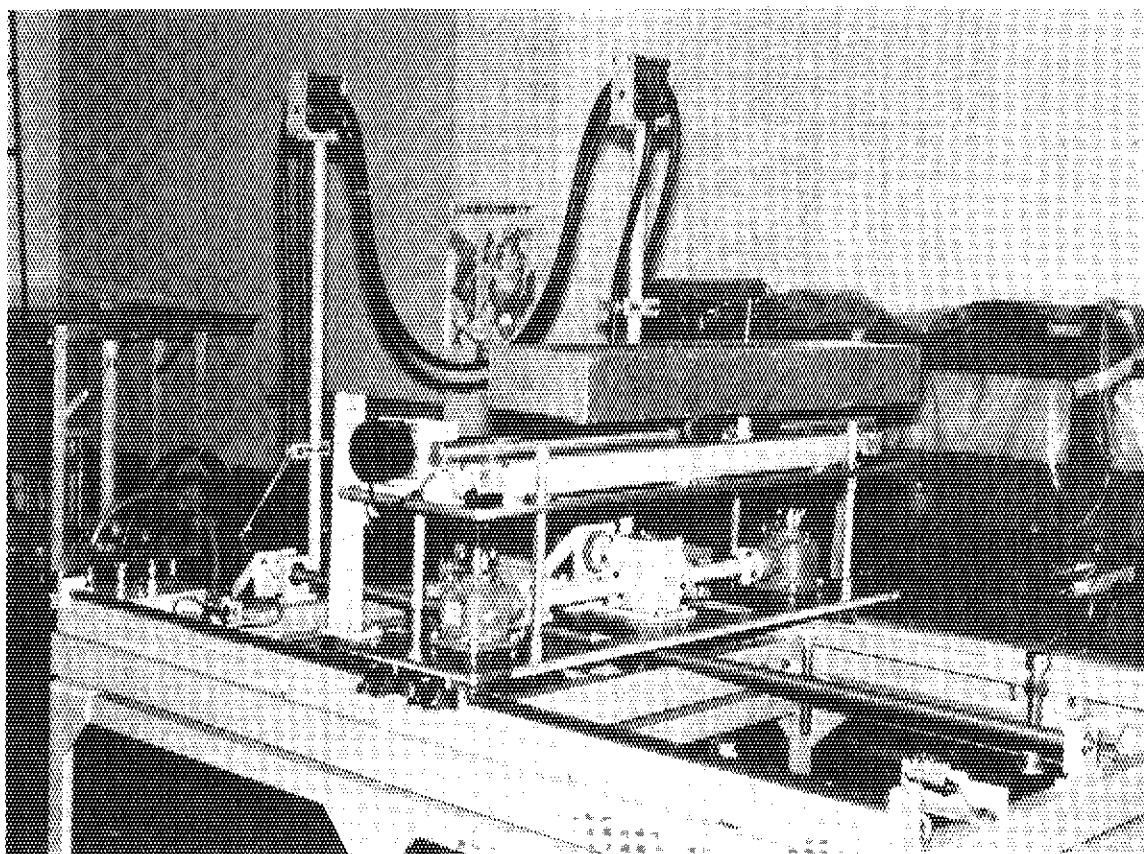


Fig. 4.5.27 γ scanning apparatus

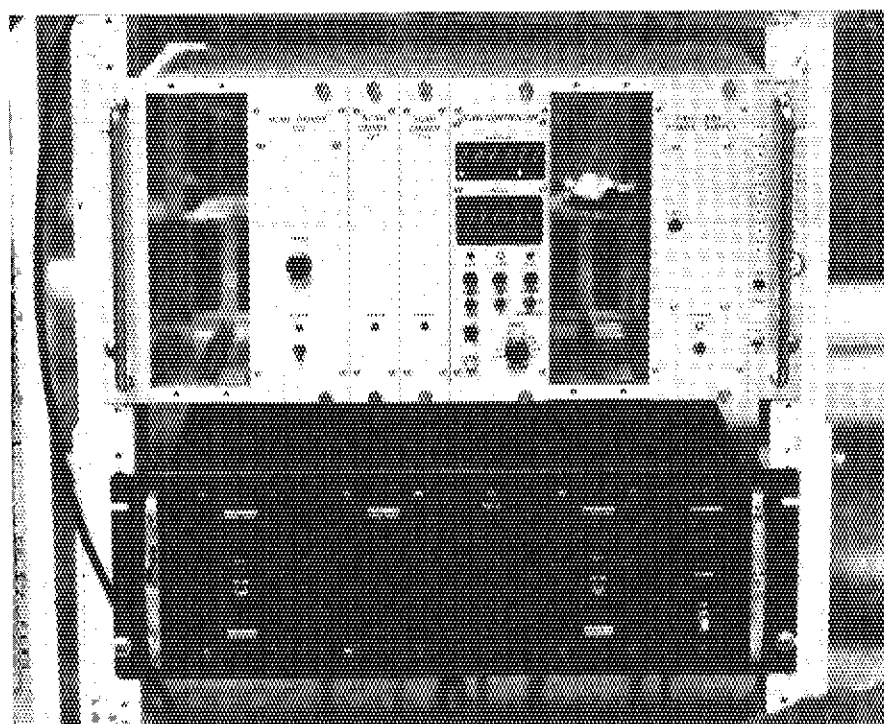


Fig. 4.5.28 γ scanning control system

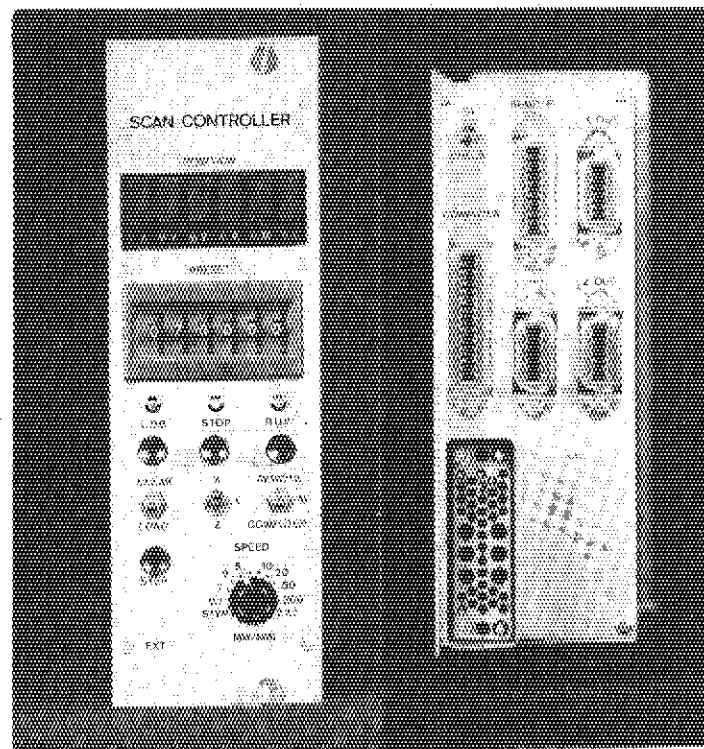


Fig. 4.5.29 γ scanning controller

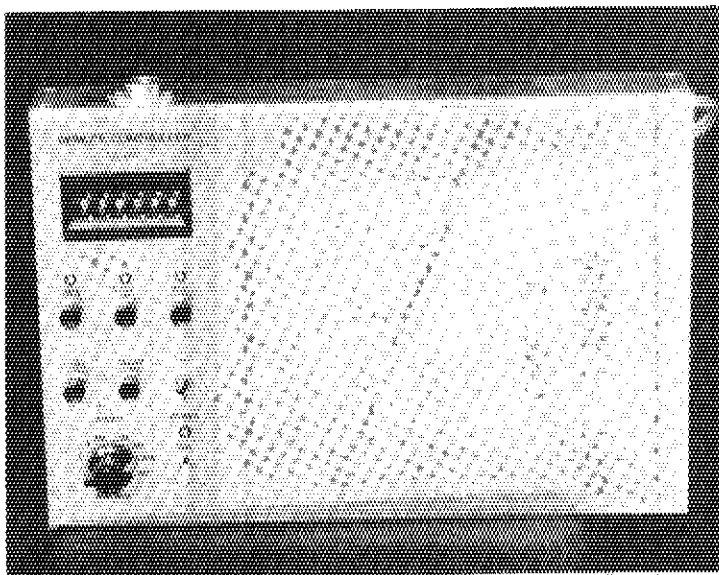


Fig. 4.5.31 Data collection controller of γ scanning

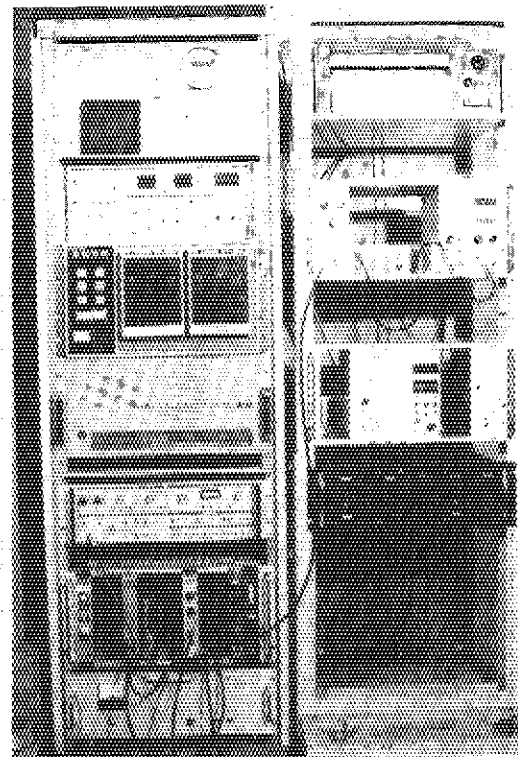


Fig. 4.5.30 Remote controller of γ scanning

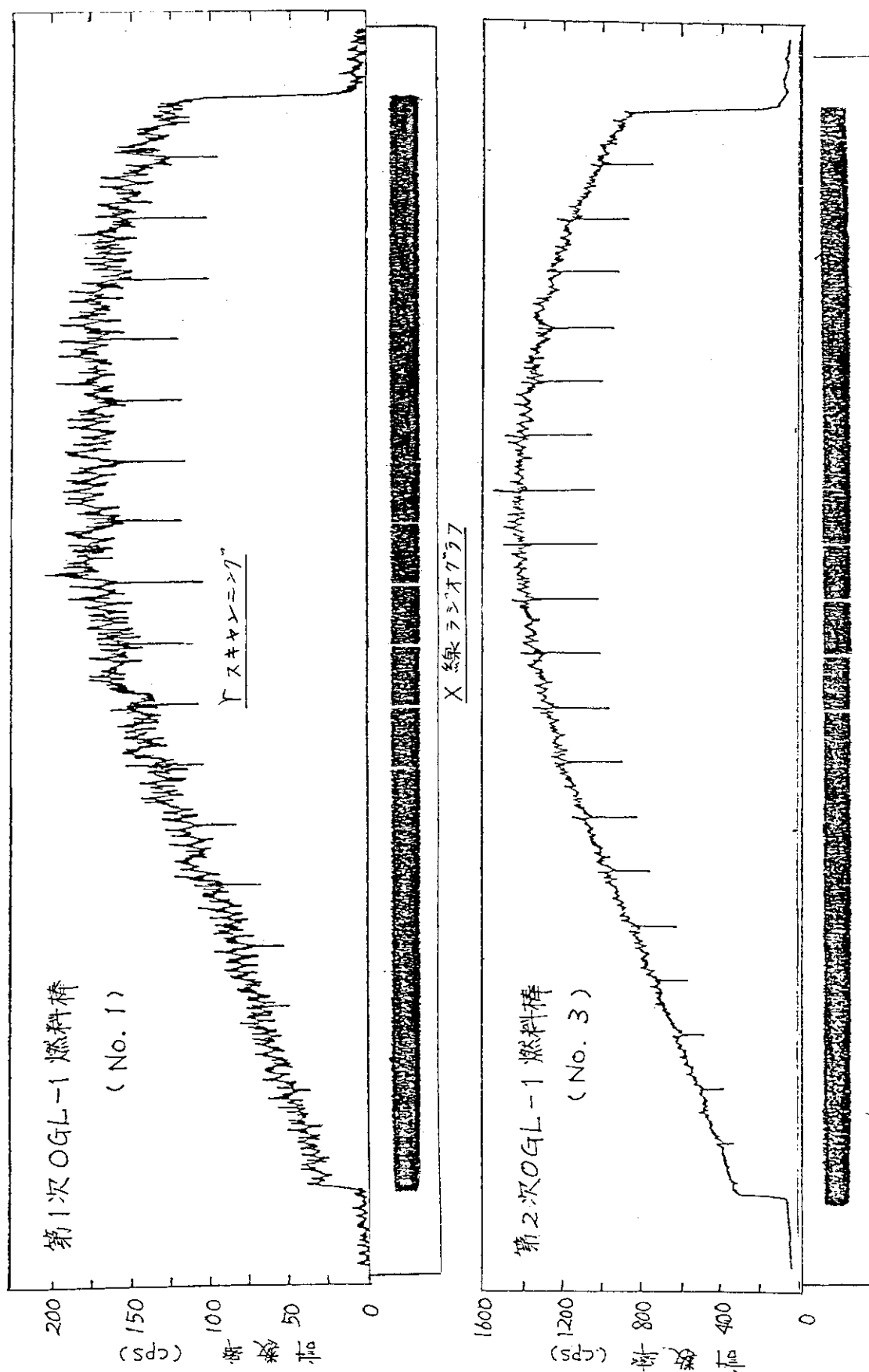
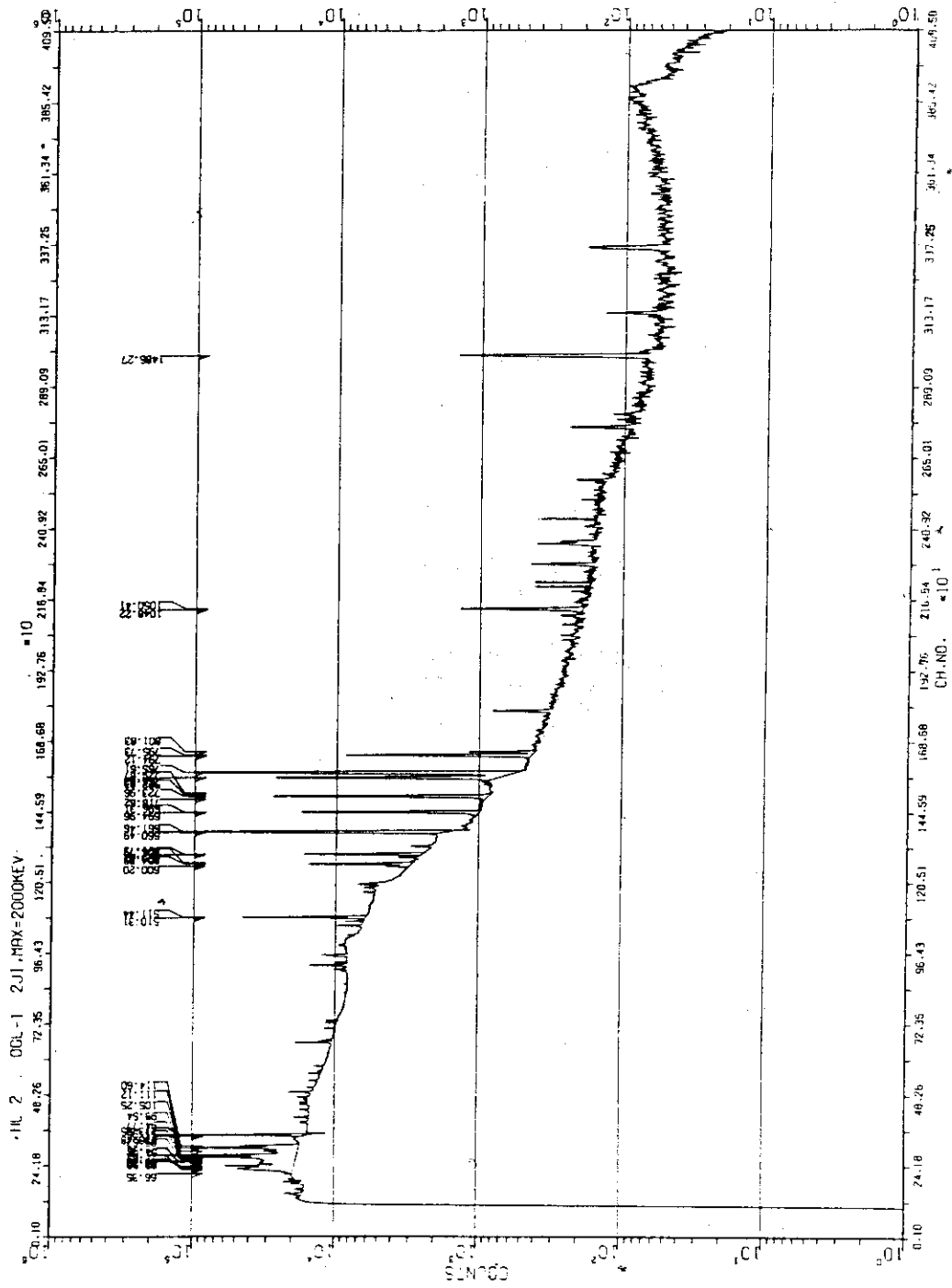


Fig. 4.5.32 γ scanning and X-ray radiograph of OGL-1 irradiated fuel rod



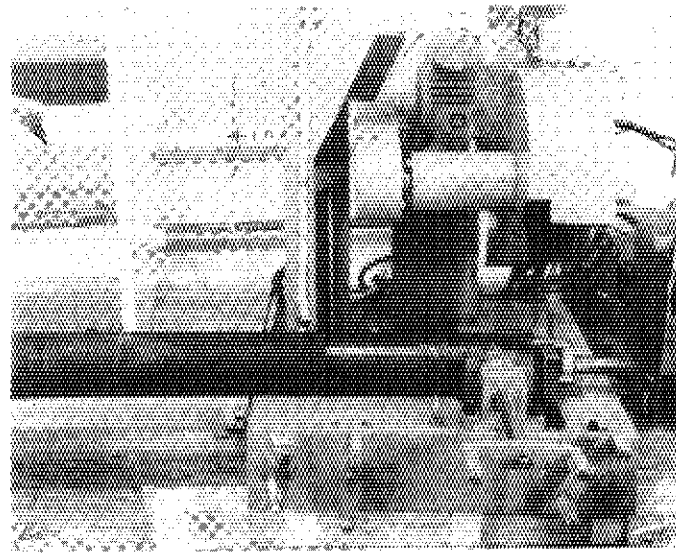


Fig. 4.5.34 Cutting machine of OGL-1 irradiated fuel

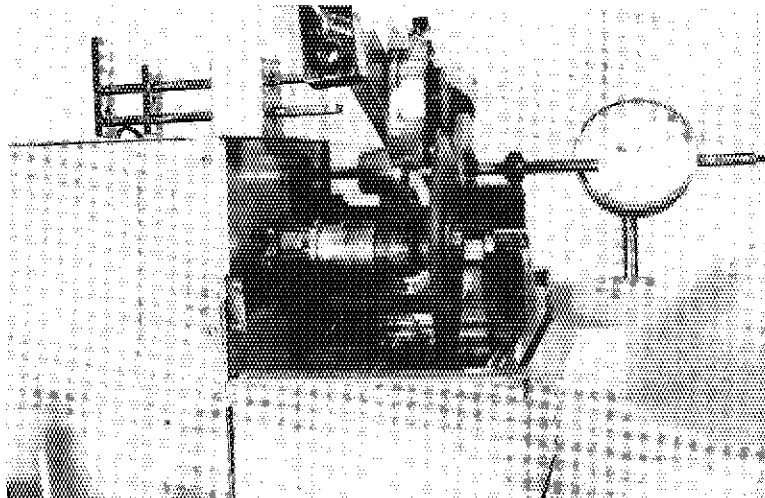


Fig. 4.5.35 Low speed micro-cutter

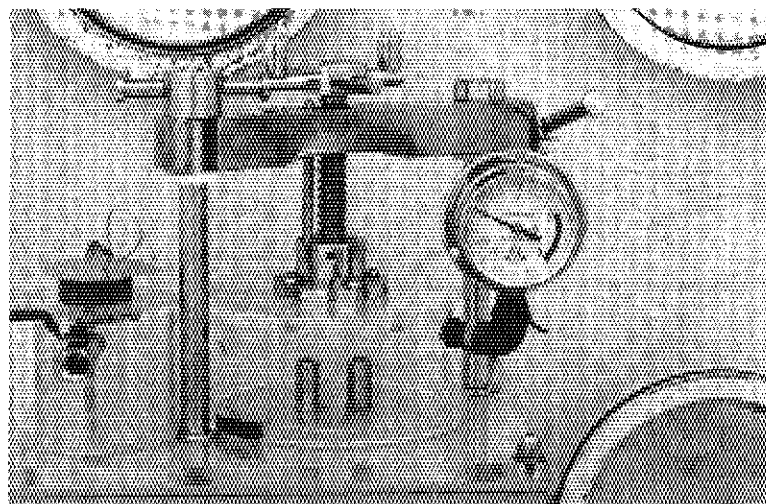


Fig. 4.5.36 Pressurizing mount apparatus for metallographic specimens

4.6 研究炉長期整備計画

4.6.1 JRR-3の改造計画

1) 概要

研究炉長期整備計画に基づくJRR-3の改造は、熱出力を10 MWから20 MWに倍増し、JRR-2の炉心に似た重水減速重水冷却型のものに更新するものである。ここでは、現在の回転遮蔽体、上段遮蔽体、下段遮蔽体、炉心タンク等の主要な炉体構造物及び冷却系統施設等の全てを更新する大規模なものである。この計画に従って、前年度、解体工法に関する調査等の各種の検討を実施した¹⁾。

これらの調査を通じて改造に対する見通しを得ることができたので、今年度において、解体工法に関するより詳細な検討を行うとともに、炉体の概念設計を行った。一方、改造後の利用施設の中心となると予想される冷中性子源装置に関する調査や、改造後も使用する炉室建家等の健全性に関する調査も実施した。

これらの建家等の健全性調査を通じて、原子力施設に対する耐震評価が問題点として表面に出て来て、特に、動的解析の面での不備と強度面での不足が判明してきた。また、炉体を遮蔽体ごと一括して搬出する工法が土木建築技術的には確立したものであることがわかった。これらのこと、研究炉長期整備計画自体の見直しを進めたことにより、JRR-3の改造方針が変更されることになった。このような経過のため、今年度実施した調査、検討の結果がそのままの形で生かされる訳ではないが、今後の参考として、概略をここでまとめておく。

2) JRR-3の解体工法に関する調査

(イ) はじめに

JRR-3の改造を進めるうえで、現施設の解体は重要な項目であるため、昭和53年度において、原子炉本体の解体工法に関する調査を行い、技術的には解体可能である結果を得た¹⁾。

これに続いて、冷却系機器の解体工法について検討を行い、手順等を明らかにすることとした。また、前回の調査において、廃棄物とその運搬に多大な費用がかかることがわかったので、より簡素化した手段の再検討を行った。以下でこれらの調査結果の概要をまとめる。

なお、検討にあたっての基本方針等は、ほぼ前回と同様と考え、現有の技術、経験の延長線上で調査を進めた。

(ロ) 冷却系機器の解体工法

JRR-3の冷却系機器、配管等のほとんどは炉室地下室に設置されている。これらを解体、撤去、搬出するための作業手順を検討した。全体的な解体工法の進め方をFig. 4.6.1に示す。各項目についての詳細手順は割愛するが、概略以下のように進めていく計画である。

現在使用中の重水貯槽(DT-2, 3)、軽水貯槽(TT-2)等を炉室1階に移設し、仮重水貯蔵設備として重水を収容する。系内を適宜洗浄した後、まず、高放射性汚染物体と考えられる、炉心直下のエキスパンション継手5体と重水冷却器出入口のエキスパンション継手4体の合計9体を、配管との切り離しに十分注意を払って切断し、両端をシールして保管する。冷却機器室の重水冷却器、ポンプ等の機器、配管は、ハッチの近傍から順序よく解体、撤去を進めていく。ループテスト室、FFD室内のものについても同様に取り出す。

解体される機器の一覧表と重量、処理方法、作業時間、被曝線量等を Table 4.6.1 に示す。ここでの作業評価は現状を基準として見積っている。また、解体された機器を解体廃棄物として処分する場合、一般廃棄（○印）として解体後そのまま建家外に廃棄できるもの、分解廃棄（□印）として分解して一般廃棄と処理廃棄に区分して処理するもの、処理廃棄（×印）として解体後密封包装して廃棄物処理場に運搬し保管廃棄するものの3種類に区分した。

このように、各機器を詳細に検討して分類を行い、順序よく、安全かつ能率的に解体、撤去、搬出する手順を確立することができた。また、これらの作業を実施するに要する期間としては約3カ月、間接作業員を含めた必要人員は延べ1540人と推定された。

今後、具体的に実施するにあたり、より詳細な検討を行っていく計画である。

(イ) 原子炉本体の解体工法

原子炉本体の解体工法については昭和53年度に検討を行い、一応の結論を得ることができた。しかし、①解体工事費の低減、②解体工事の簡略化、③解体工事期間の短縮、④解体工事工数の低減、⑤解体工事による被曝、汚染の見直し、を目的として再検討を行った。これは、前回の検討で開発機材及び廃棄物収納容器のための費用がかかりすぎることと勘案したものである。

検討を行った結果、根本的な解体工法の変更をしない限り前回と大差のないことがわかったので、今回の基本骨子として、下段遮蔽体をステンレス鋼製の底板の分離を行わず、使用済燃料室（SF室）に隣接して保管室を新設し、ここに保管することと、炉心タンクは切断せず、SFプールに保管することとした。これらの骨子に基づき、回転遮蔽体、上段遮蔽体の保管及び各計測孔、実験孔等のアルミ材質及びステンレス鋼材質部の保管等を含めて再検討した。概略の解体の進め方を Fig. 4.6.2 に示す。放射性廃棄物の処理に関するものを除けば、基本的には前回と同様であるが、今回の検討の結果、工事に必要な期間は約9カ月で約2カ月の短縮、必要人員は延べ7080人で約30%の減少とすることができた。

このように大巾に改善された工法で解体することが可能であるという結果が得られたが、後述するように、炉本体を生体遮蔽体ごと一括して撤去する工法の見通しが得られ、JRR-3の改造に対してもその方が良いため、改造計画が変更されることになった。今回の検討結果は今後の参考としていきたいと考えている。

3) 炉体の概念設計

(イ) はじめに

概要で述べたとおり、炉体の遮蔽体を残して、JRR-2の炉心に類似した炉体を設計するため、概念設計を行った。設計項目は、①炉心タンク、②上部遮蔽体、③燃料要素交換の概念、④炉心タンクモックアップ試験装置、⑤主冷却系の系統概念、で、それぞれについて設計を行うとともに、強度、耐震性、遮蔽性能等の検討を実施した。詳細について決まらない点も多々あったが、52年度に実施した調査結果²⁾を基本として検討を進めた。

設計にあたっては、原子炉建設に関する各種の設計審査指針等を参考にし、安全性を十分配慮した設計方針を決め、これを適用するとともに、各系統別にも設計方針を決めて検討した。また、関連する系統に対する想定事故を考え、これについても設計上の配慮を加えた。設計内容の詳細は割愛するが、ここでは検討を行った時点の考え方に基づき各項目についてその概略を述べる。

なお、概要で述べたとおり、炉型が変更になる見通しであるが、今回の検討結果も今後の参考にしていく予定である。

(ロ) 炉心タンク

炉心タンクは、既設のものと交換されるため、本体や出入口管等の基本構造は既設炉との取り合い条件に適合する必要がある。また、燃料要素、制御棒、水平実験孔等の炉内構造物については、52年度計画の基本配置に基づき、各部の構造について検討した。

今回設計した炉心タンクに関して、Fig. 4.6.3に示す。タンク各部の構造強度評価は、発電用原子炉施設に対する考え方を準用し、第1種容器としての構造解析（応力、耐震性）を実施した。結果の詳細は割愛するが、各部とも十分な強度を有していることを確認した。

炉心構成がJRR-2型に変わることにより影響を受けると考えられる流動解析については、炉心タンクの流路を形成するプレナム部、管板及びグリッドノズル部の形状について解析し、流量分布の均一性を裏づける結果を得た。これについては後述する炉心タンクモックアップ試験で確認していく項目の一つである。

また、この炉心タンクの製作、据付けの方法についても検討し、一連の問題点摘出を行った。具体的には詳細設計の段階で検討されることになるが、主な検討項目としては次のようなものが考えられる。

- ① 既設炉体との取り合い寸法の確認と新炉心タンクの製作寸法精度等の検討。
- ② 既設熱遮蔽タンクの上部支持構造との関連の検討。
- ③ プレナム部の最終溶接施工法と検査確認のための手段の検討。
- ④ 水平実験孔と管板の位置に関する検討

(ハ) 上部遮蔽体

今回検討する上部遮蔽体は、現遮蔽体を撤去した後、新しい炉心構成に合わせて設計することになるが、既設計との取り合い、遮蔽体の支持方法からくる制限から、現遮蔽体とほぼ同様な形状とした。詳細は省略するが、概略構造はFig. 4.6.3からわかるように、下段遮蔽体、上段遮蔽体及び回転遮蔽体から構成される。

これらの遮蔽体は、原子炉運転中において十分な遮蔽性能を有することはもとより、原子炉施設としてAsクラスの耐震性能を有していることを確認した。遮蔽計算は、中性子や γ 線の透過計算だけでなく、間隙部のストリーミング計算も行い、十分な性能を有することを確認した。また、各部の構造強度についても計算を行った。

製作に関しても、JRR-2における実績等も生かして、進めていくことができる見通しを得た。詳細については今後検討していくことになるが、主な検討項目としては次のようなものが考えられる。

- ① 既設配管等との関連の検討。
- ② 燃料孔、垂直照射孔等の案内管間隙への重モルタル打設方法の確性試験。
- ③ 遮蔽体内発熱量の評価と遮蔽体強制冷却の必要性の検討。
- ④ 上部遮蔽体と既存生体遮蔽体間隙部のストリーミング線量の詳細計算。

(ニ) 燃料要素交換の概念

改造炉においては、燃料要素の形状が大きく変更になるので、これに合わせた燃料交換方式

について概略の検討を行った。基本的には現状の配置を基にし、JRR-2における方式を参考とした。そして、作業時間の短縮化と、制御システム技術を加味した自動化をはかった。

今回は交換作業の流れを中心とした検討であるため、装置の具体的な設計は実施しなかったが、現在と同様の自走式台車を利用し、また、計算機制御を行うことにより、遠隔自動運転で交換できるような方式にすることができた。機構的にはいろいろなものが加わる必要はあるが、現在の技術からみると相当高度な操作をさせることができ、これを基本として詳細設計を行っていけば良いという見通しが得られた。

ここでの検討を通じての問題点としては、実際に設計をする場合に必要となるものが多いので割愛するが、今後の調査等を通じて決めていく計画である。

(ホ) 炉心タンクモックアップ試験装置

前に述べた新しい炉心タンク及び内部構造物の構造検討並びに流動解析結果の妥当性を確認するために必要なモックアップ試験項目の検討と試験装置の設計を行った。

試験の目的としては次のようなものを考えた。

- ① 燃料要素用ノズル形状の決定（流量分布の均一性等の確認）
- ② 燃料要素各部の流量確認（流量分布、圧損分布等の確認）
- ③ 燃料要素の固定方法の決定（燃料要素の浮き上り力等の確認）
- ④ 各部の振動の確認（流量と振動の関係等の確認）
- ⑤ 重水出口管の高さ及び形状の決定（流動状態等の確認）

これらの試験を行うため、Fig. 4.6.4に概略を示すような試験装置を設計した。ここでは現寸大の装置を製作し、各試験目的に合わせた内部構造物、測定器等を準備して実施する計画である。

(ヘ) 主冷却系の系統概念

主冷却系は重水を用いた20 MW相当のものとして概略系統を検討した。系統としては、現冷却系とはほぼ同様であるが、容量の面から機器の単体は大型とならざるを得ず、配置的には制約を受けることになると予想される。具体的には今後の検討を待たざるを得ないが、配管の引き廻しが複雑になり、系統の圧損等を考慮していかなければならない。

(ト) 炉心の核計算

今回の概念設計においては、炉心構成を設定して進めた。詳細に検討し、最適炉心を決定することが望ましいが、種々の要因でまとまらないため、今までの検討結果を参考にし、JRR-2とはほぼ同様の円筒型燃料要素24本、制御棒6本の炉心とし、核計算を行った。燃料要素は外径114 mmの6層円筒型で、143 mmの格子ピッチで配置した。45%濃縮ウランを用い、1要素あたり250 gのU-235量とした。また、燃料有効長は700 mmとした。

計算については省略するが、結果は、

$$K_{eff} = 1.291 \quad (\rho_{ex} = 22.5\% \Delta k/k)$$

という値が求まり、炉心としてはほぼ満足できるものであった。また、中性子束分布も今まで検討してきた場合とほとんど変わらず、炉心の下端に位置する水平実験孔の先端においても約 $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ の中性子束が得られると期待される。

ここでは概念設計のための検討が主であったが、さらに、最適炉心設計に向って検討を進め

たいと考えている。

4) 建家健全性に関する調査

(イ) はじめに

JRR-3の改造を進めるにあたって、炉体や機器等の内部構成物は更新されるが、炉室等の建家は継続使用の予定であるため、これら既存建家の現状を把握し、将来にわたっての使用に支障がないかどうか、補修・補強等の必要性和その程度などを明らかにするため、調査を実施した。

調査項目は、①耐震診断、②建家及び周辺地盤の常時微動計測、③コンクリート構造体等の建築工學上の健全性、で、それぞれについて調査、検討を行った。その結果、多少の問題点は有るが、補修等を施すことにより、今後の使用に対する見通しを得ることができた。ここで調査結果の概略を以下で述べる。

(ロ) 耐震診断

現在の建物は、炉室建家について水平震度 $k = 0.3$ 、使用済燃料室 (SF室) について水平震度 $k = 0.2$ として、通常の耐震設計がなされているが、動的検討はなされていない。ここでは、改造計画において再使用していくため、炉室は耐震 A クラス、SF室は耐震 A クラス又は B クラス相当の検討条件で、現状レベルの把握を目的とした。

動的解析は、岩盤 (頁岩) へ入力地震波を与え、建家を質点系に置き換えたモデルとして実施し、静的解析と合わせて各部の検討を行った。計算方法については省略し、各部の検討結果をまとめると次のとおりである。

① 炉室

炉室は耐震 B クラス相当として設計されていたにもかかわらず、各耐震壁の曲げ及びせん断応力のレベルは動的解析値、静的震度による値とも低く、 S_1 地震相当に対する弾性設計の範囲では問題がない。しかし、1 階外壁の配筋量が少なく、じん性が劣るので、 S_2 地震を想定していく場合はねばりの少ない建物であるから注意をする必要がある。

炉室の基礎については、安定性の面では問題がないが、地反力度に対する断面検討では、概略の計算ではあるが、配筋量が不足である結果が得られた。これに対しては、基礎コンクリートの補強が必要である。

炉室は頁岩の上に構築されていることを含め、耐震 A クラス相当の建物として今後使用していくことが可能である見込みが得られた。

② SF 室

SF 室についても同様の検討を行ったが、元来耐震 C クラス相当で設計されていたものであるため、耐震 A クラス相当の条件下で各部の検討を行った結果、短辺方向妻壁の耐力が大巾に不足するとともに、地震時の転倒モーメントに対する接地率が小さ過ぎる等問題点が多いことがわかった。

耐震 B クラス相当の建物としては、短辺方向の両妻面の壁を補強すれば、特に問題はないことがわかった。このため、耐震 B クラス相当として利用していくことを考えていく予定である。

(ハ) 建家及び周辺地盤の常時微動計測

建家及びその周辺地盤についての振動性状を把握するために常時微動計測を行い、その波形解析により卓越周期、減衰量を推定した。

その結果、炉室建家の1次卓越周期は、N-S、E-W両方向とも0.116秒であり、建物の異方性は認められなかった。また、減衰量は1～2.6%程度と推定された。一方、SF室建家の1次卓越周期は、短辺方向で0.151秒、長辺方向で0.135秒であり、減衰量は0.5～5%程度と推定された。

今回の常時微動計測結果と前に述べた耐震診断解析値は、微動と大地震という歪レベルの差を考慮すると比較的妥当な対応を示し、また、後述するコンクリートの強度試験結果と合わせると、構造材料として比較的健全であると判断された。

(二) コンクリート構造体等の建築工学上の健全性

現状のコンクリート構造体の強度等を調べるため一連の試験を実施した。結果について概略をまとめると次のとおりである。

コンクリートコアボーリングによる抜き取り試料の圧縮強度試験の結果は、平均314 kg/cm²で、構造上必要としている設計基準強度180 kg/cm²を十分に上まわるものであった。同時に測定されたコンクリートの静弾性係数は平均 2.11×10^5 kg/cm²で、設計上用いられた 2.10×10^5 kg/cm²を若干上まわるに留まったが、現状からみて特異なものではないと判断された。

コンクリートの中性化の進行度は、一般に算定され、又は、測定される深さと比べほぼ同程度か、下まわっており、炉室外部で平均4～6 mm程度であった。

コンクリートのきれつについては、地下階においては巾1.5～2.0 mmのものが4～5 m間隔に、また、1階において平均巾0.2～0.25 mmのものが3 m以下の間隔ではほぼ垂直に入っているのが観察された。地下部分は外側にアスファルト防水層が施されているので浸水は認められないが、1階では貫通し、漏水の跡が見られた。

これらの結果から、コンクリート自体の強度の面では問題がないが、きれつに対しては、気密性の向上と漏水防止の両面から、樹脂の充填を実施することが必要と考えられた。また、建家外部はコンクリート打放面の全面にアクリルゴム系水性樹脂による弾性化粧防水吹付け仕上げを施して、中性化の進行や細かなきれつからの劣化防止とする。このような補修を施すことにより今後20～30年の使用に十分耐えることが可能と判断された。

5) 炉体の一括搬出工法

(イ) はじめに

JRR-3の改造にあたって現存の大部分の施設は更新していくが、炉心タンクは、前述の2)に示すとおり、置き換える方向で検討をしてきた。しかし、原子炉は燃料、制御棒、冷却材を取り出した後でも、炉心周囲の物質はかなり高度に放射化されており、炉体構造物の撤去処分を行う場合、その取扱いは大きな危険がつきものである。通常の解体方法として、炉心部の構造物等を細分割し撤去する方法があるが、これらの方法は遠隔操作による解体機器の開発が相当進んだとしても、作業者の放射線被曝の危険がつきまとう。

そこで、生体遮蔽体を遮蔽として積極的に利用し、炉全体を一括して搬出する工法を検討し、技術的な見通しを得ることができた。ここでその概略について述べる。

(ロ) 炉体の撤去計画

炉体撤去計画を具体的に進めるため、原子炉本体と炉室の特性を生かし、最適な工法の選定を行った。工法の選定にあたっては、次の条件を満足することを前提とした。

- ① 放射線被曝や放射化物の散逸の恐れが無いように、炉心構造物には極力手をつけないで済むこと。
- ② 生体遮蔽体を積極的に利用できること。
- ③ 必要な技術は現有のものであること。
- ④ 炉室建家構造に支障がないこと。
- ⑤ 炉体撤去跡の復旧が容易なこと。
- ⑥ 実施に当たって安全であること。
- ⑦ 妥当な工期であること。
- ⑧ 妥当な工費であること。

これらを考慮して選定した一括搬出工法の概略を Fig. 4.6.5 に示す。ここでは、燃料、制御棒、冷却材等以外の炉心部を構成している汚染、又は、放射化された物質は一切取り出さず、炉心部はモルタルグラウト等により密封する。この処理を行った後、周囲の生体遮蔽体をダイヤモンドドリル連続孔あけなどの方法により炉室躯体から切り取り、炉心構造物もろとも一括して搬出する。搬出方法としては、コロ転動装置を装着した炉体吊上げ用フレームを用い、センターホールジャッキで吊り上げる。そしてコロ引き運搬をし、別に建設する保管室へ収納する方法である。このような方法により、生体遮蔽体を移動時のキャスクの遮蔽代りとし、また、保管場所においては放射性廃棄物の遮蔽体として積極的に利用することにより、より安全に原子炉を所定の場所で保管管理することが可能な工法である。

この工法の採用にあたって、コンクリート構造体の切断や重量物の運搬は、現実の建築物において実施している実績を持っているので大きな問題はないと考えられる。また、このように全体を撤去できると、その後へ再構築する原子炉の選定についても自由度が増え、好ましいことである。このため、今後の JRR-3 の改造は、この一括搬出工法を基礎として検討を進めていくことになり、詳細について詰めていく計画である。

なお、この工法で炉体を搬出し終わるまでに要する期間は、約6カ月と見込まれている。

(ハ) 耐震性の検討

前項で述べたとおり、炉体を一括して撤去する工法に見通しが得られたが、これに関連した炉室関係の耐震性を検討した。ここでは、現行の考え方に基づいて、耐震 A クラスの建物として安全であるかどうか、動的耐震計算を含めて検討した。詳細については割愛するが、大部分についてはほぼ問題がないという結果が得られた。しかし、改造にからんで問題となりそうな点としては、現在とほぼ同様なものとして使用していく場合には、①現制御室の一部の梁、柱を補強する必要がある、② 炉体支承壁は配筋が不足しているので補強の必要がある、③基礎板の配筋は、上端筋、下端筋ともかなり不足しており、補強の必要がある、などが考えられる。補強方法等については今後の検討課題であるが、基礎版の補強については炉体の重量が大きく影響していることがわかった。

そこで、炉体の一括撤去後、重量を JRR-2 並の約 $1/2$ とした炉体を再構築するとして検

討を行った。その結果、基礎版は上端筋のみを補強すれば良く、実施も容易であるとの結果が得られた。また、炉体支承壁の補強も重量が半減することにより必要量が少なくなることがわかった。

これらのことから、現炉体を使用するより、炉体自身を更新し、軽量化をはかることが非常に効果的であるという結果が得られた。再構築する炉体については炉型と関連するので今後の検討課題であるが、今回の検討結果を踏まえて進めていく計画である。

6) 冷中性子源装置の概念設計

(イ) はじめに

JRR-3改造炉におけるビーム実験の中心として冷中性子源装置を設置する計画である。この装置は、外国においては原子炉で実用化されているが、国内では未だに検討段階である。ここでは、水素又は重水素を使用するので、安全性についても検討が必要である。これらのことから、海外における現状調査、形式の決定を含む概念設計を実施した。ここでその概略を述べる。

(ロ) 冷中性子源装置の現状

海外における冷中性子源装置はヨーロッパの原子炉が中心となって稼動している。そこで、これらの装置に関して、原子炉の能力、クライオスタットの特長、減速材、冷却方式、安全性等の項目について調査を行った。結果をTable 4.6.2に示す。原子炉の状況に合わせた設計がなされていることがわかる。

(ハ) JRR-3用冷中性子源装置

前項の調査結果を基礎として、JRR-3に設置する装置の概念設計を行った。概略の構造をFig 4.6.6に示す。今回の設計では、本体（クライオスタット）は縦型とし、減速材は液体水素を使用することにした。また、水素の液化はヘリウム冷凍機を用いて行う。系は、水素の系の外側に真空断熱層とヘリウム層を置き、3重の圧力バウンダリを設けて爆発等に対する安全性を確保する。これらの考えを入れ、各部について概略の検討を行った。ここで、最も重要なことは安全性の確保であるため、諸外国の例を参考にしながら検討を加えた。これら検討の内容については省略するが、本装置を設置できる見通しが得られた。また、本装置の設置完了までに約2年間を要することがわかった。

今後、開発試験として、減速材セルの破壊試験、コンデンサ及びサーモサイフンの性能試験、装置全体の安全性試験等を実施し、さらに詳細についての検討を行うことが必要である。

7) まとめ

以上で述べたとおり、JRR-3の改造を進めるにあたり重要であると思われる項目を中心に検討を進めてきた。その結果、詳細については今後の検討を待たなければならないが、実施について大筋の見通しを得ることができた。しかし、研究炉長期整備計画の見直しや、原子炉のデコミッショニングに対する考え方、耐震設計の指針等諸般の事情から改造炉の形式が変更されることになった。ここでは、現炉体を一括撤去した後へ、濃縮ウラン板状燃料を用い、重水反射体タンクを持ったスイミングプール型の原子炉を再構築する方針となった。これにより、これまでの調査、検討の結果がそのまま将来に生かされるとは限らなくなったが、この間の経過等を参考にしながら、新しい計画に対する検討を進める計画である。

参 考 文 献

- 1 研究炉管理部, 研究炉・ホットラボの運転と技術管理 (昭和53年度), JAERI-M 8702, p 230, (1980)
- 2 研究炉管理部, 研究・ホットラボの運転と技術管理 (昭和52年度), JAERI-M 8089, p 89, (1979)

Table 4.6.1 Dismantled Equipments and
Evaluation of Dismantling Works

	機 器 名 称	重 量	処 理 法	空間線量(mR/h)	作業時間	作業人数	被曝線量
		(kg)		汚染密度	(h)	(人)	(人・mR)
1	軽水循環ポンプ (TP-1.2)	(1) 340 (2) 340	○	1 なし	12	3	36
2	軽水冷却器 (TR-1)	1.840	○	1 なし	12	4	48
3	軽水イオン交換樹脂 塔 (TD-1)	100	○	1 なし	6	4	24
4	軽水貯槽 (TT-2)	2.000	○	1 なし	30	4	120
5	二次冷却水系大口径 配管		○	1 10^3	36	5	180
6	反射体用炭酸ガスブ ローア (CB-1)	2.000	□	1 10^3	18	4	72
7	反射体用炭酸ガス冷 却器 (CE-1)		□	1 10^3	12	2	24
8	重水吸上ポンプ	150	□	1 10^5	6	4	24
9	重水貯槽 (DT-2.3)	2) 3.000 3) 3.000	×	1 10^3	30	5	150
10	反射体用炭酸ガス フィルター (CF-1)	110	□	1 10^3	12	2	24
11	RI 用炭酸ガスブ ローア (CB-3)	1.500	□	1 10^3	12	3	36
12	RI 用炭酸ガス 冷却器 (CE-2)	700	□	1 10^3	12	3	36
13	RI 用炭酸ガスブ ローア (CB-2)	1.500	□	1 10^3	18	4	72
14	RI 用炭酸ガス貯槽 (CT-3)	480	○	1 なし	12	3	36
15	反射体用炭酸ガス 貯槽 (CT-2)	1.500	○	1 なし	18	4	72
16	He ガス膨張槽 (DT-10)	200	□	1 10^3	12	3	36

Table 4.6.1 (Continued)

	機 器 名 称	重 量	処 理 法	空間線量(mR/h)	作業時間 (h)	作業人数 (人)	被曝線量 (人・mR)
		(kg)		汚染密度(dpm)			
17	制御棒用He ガス 貯槽 (DT-9)	200	□	1 10 ³	12	3	36
18	真 空 槽 (AT-3.4)	(3) 100 (4) 100	□	1 10 ³	12	2	24
19	真 空 ポ ン プ (AB-3.4)	(3) 150 (4) 150	□	1 10 ³	12	2	24
20	He ガスプロア (DB-1.7)	(1) 900 (7) 900	□	1 10 ⁴	12	4	48
21	電 熱 器 (DE-7)		×	1 10 ⁴	12	2	24
22	乾 燥 器 (DM-3)		×	1 10 ⁴	4	3	12
23	重水再結合器 (DR-1)		×	1 10 ⁴	12	2	24
24	蓄 冷 器 (DE-3.4)		×	1 10 ⁴	12	12	24
25	活性炭吸着器 (DA-1)		×	1 10 ⁴	12	3	36
26	He ガス冷却器 (DE-8)		×	1 10 ⁴	12	3	36
27	真 空 ポ ン プ (DB-3)		□	1 10 ⁴	12	3	36
28	冷 却 器 (DE-5.6)		×	1 10 ⁴	12	3	36
29	He ガス貯槽 (DT-7)	1.500	□	1 10 ⁴	18	4	72
30	重水イオン交換樹脂 塔 (DD-1.2)	(1) 5.100 (2) 5.100	□	5 な し	24	4	480
31	重水フィルター (DF-1.2)	(1) 450 (2) 450	□	5 な し	12	3	180
32	炉心直下エキスパ ンション(5体)	(1) 450 (2) 450	×	表面 500 100 10 ⁵	12 10 ² 4 ²	5 2 5	*-1 18.000
33	緊急用ポンプ (HP-1.2)	(1) 700 (2) 700	□	10 10 ³	12	4	480

Table 4.6.1 (Continued)

	機器名称	重量	処理法	空間線量(mR/h)	作業時間	作業人数	被曝線量
		(kg)		汚染密度(dpm)	(h)	(人)	(人・mR)
34	排水ポンプ (HP-3)	360	□	10	6	3	180
				10^3			
35	重水供給ポンプ (DP-6.7)	(6) 300	□	10	18	5	900
		(7) 300		10^4			
36	重水冷却器出入口エキスパンション(4体)		×	表面 300	6	3	*-2
				10/30	12	2	8.100
				10^5	6	6	
37	重水冷却器 (DE-1.2)	(1) 4.000	×	5	24	6	720
		(2) 4.000		10^5			
38	溢流重水貯槽 (DT-5)	1.000	×	50	12	4	2.400
				10^5			
39	溢流重水ポンプ (DP-4.5)	(4) 80	□	10	12	3	360
		(5) 80		10^5			
40	非常用重水ポンプ (DP-3)	300	□	50	6	3	900
				10^5			
41	主重水ポンプ (DP-1.2)	(1) 2.200	□	100	18	5	000
		(2) 2.200		10^5			
42	リングヘッダー ポンプ・ケーシング		×	50	18	6	400
				10^5			
43	重水ダンプ槽 (DT-4)	2.400	×	100	18	5	000
				10^5			
44	熱遮蔽冷却系 ヘッダー		○	10	18	4	720
				10^3			
45	重水ドレン槽 (DT-6)	1.000	×	60	6	4	*-3
				5	4	2	780
				10^5	6	6	
46	昇圧ブローア (DB-4)		□	1	12	4	48
				10^4			
47	実験用圧縮空気槽 (AT-1)		○	< 0.1	6	3	1.8
				なし			
48	計器用圧縮空気槽 (AT-2)		○	< 0.1	6	3	1.8
				なし			
49	圧縮機 (AB-1.2)		○	< 0.1	6	3	1.8
				なし			
50	圧縮機操作盤		○	< 0.1	6	4	2.4
				なし			

Table 4.6.1 (Continued)

	機器名称	重量	処理 法	空間線量(mR/h)	作業時間 (h)	作業人数 (人)	被曝線量 (人・mR)
		(kg)		汚染密度(dpm)			
51	脱 湿 機		○	< 0 ¹	6	3	1. ⁸
				な し			
52	液 面 計 (LGG-20)		□	0 ¹	6	3	1. ⁸
				10 ⁴			
53	オイルダンパー用 フィルターユニット		○	0 ¹	18	4	7. ²
				な し			
54	オイルダンパー		○	< 0 ¹	6	3	1. ⁸
				な し			
55	水ガス計装 盤		○	< 0 ¹	6	3	1. ⁸
				な し			
56	He ガス精製系 操作盤		□	< 0 ¹	6	3	2. ⁴
				10 ³			
57	He ガス重水凝縮機		□	0 ¹	6	3	1. ⁸
				10 ³			
58	水ガス機器現地 操作盤		○	0 ¹	6	4	2. ⁴
				10 ³			
59	照射空気検出槽		×	10	6	3	180
				10 ⁴			
60	軽水二次冷却水 検出槽		○	10	6	3	180
				な し			
61	Na 1, 2 モニタ ブローア		×	10	12	3	360
				10 ⁴			
62	熱遮蔽冷却水 検出槽		○	10	6	3	180
				な し			
63	R I 冷却炭酸ガス 検出槽		□	10	6	3	180
				10 ³			
64	反射体炭酸ガス 検出槽		□	10	6	3	180
				10 ³			
65	He ガス 検出槽		×	10	6	3	180
				10 ⁴			
66	検 出 槽 架 台		○	0 ¹	6	3	1. ⁸
				な し			
67	重水二次冷却水 検出槽		○	0 ¹	6	2	1. ²
				な し			

Table 4.6.1 (Continued)

	機 器 名 称	重 量 量	処 理 法	空間線量 (mR/h)	作業時間 (h)	作業人数 (人)	被曝線量 (人・mR)
		(kg)		汚染密度 (dpm)			
68	二次冷却水揚水 ポンプ		○	0. ¹	6	3	1. ⁸
				な し			
69	精製重水検出槽		×	0. ⁵	6	3	9
				10 ⁵			
70	主重水検出槽		×	0. ⁵	6	3	9
				10 ⁵			
71	水ガス分析室		□	0. ¹	12	3	3. ⁶
				*-4			
72	He ガスプロア (DB-5.6)		□	3	12	4	144
				10 ³			
73	He ガス貯槽 (DT-8)		×	3	12	4	144
				10 ³			
74	重水流量計 (DR)		×	3	30	4	360
				10 ⁴			
75	遅発中性子検出タン ク (DN)		×	3	18	4	216
				10 ⁴			
76	気水分離器 (GS)		×	3	12	3	108
				10 ⁴			
77	凝 縮 機 (FE)		×	3	12	3	108
				10 ⁴			
78	視 流 器 (HR)		×	3	6	3	54
				10 ⁴			
79	検 出 槽 (FD)		×	3	12	2	72
				10 ⁴			
80	FFD系操作盤		○	0. ²	6	3	3. ⁶
				な し			
81	He ガス流量計		×	1	12	2	24
				10			
82	緊急軽水貯槽 (HT-3)	3,000	○	< 0. ¹	6	4	2. ⁴
				な し			
	合 計				1000. ⁴	301	61797. ⁴

Table 4.6.2 List of Cold Neutron Sources

設置場所	設置時期	原子炉能力 熱中性子束	クライオスタット (減速材及びセル)				He 冷凍機				制御	運転時間	安全装置	備考	文献
			方式	材料	減速材冷中性子ゲイン	セル容積	しゃんかん方式	方式	能力	コールドボックス					
西ドイツ ユーリッヒ原子力研究所 (FRJ-2)	1969年	25 MW (D ₂ O) 8×10^{14}	罐型	内罐 D Al 炉心より, 190 mm	L H ₂ 1 ~ 27	変型円筒 直径 150 長さ 55 (1.4) 減速材 減速材 間 1.2 m 25 mm ヘッド	熱サイフォン 容量 3.5 L He のプレ イトンサイ クル (高圧 10 気圧)	炉室内, 最低 1.46 K × 1 kW (LN ₂ なし)	炉室外, レシプロ オイルフリー	—	遠隔自動制 御 (パネルは 炉室内操作)	—	クライオスタット及び 配管外側は He パ リヤー付 (50 L/H, STP × 1.5 気圧) クライオスタット外側 は重水冷却管 付	1) 使用最高圧 4.5 気圧 2) He 冷媒は減速 器, セル, 及び B L フィルター冷 却 3) 減速器面積 3000 cm ² T 発熱 4.2 W/g L H ₂ 1.2 W/g A L	1) C. Doose, Cryogenics 107, April (1971)
フランス グラノーブル ラウエ・ランジ ュバン研究所 (HFR)	1969年	57 MW (D ₂ O) 6×10^{14}	罐型	内罐 非合金 A L 1.5 t 外罐 ジルカロイ 炉心より 700 mm	L D ₂ I) 1 ~ 150	直径 380 球 (25 L) 減速材 10.5 m	熱サイフォン 減速器と減 速材間 10.5 m	炉室内, He プレート ンサイクル (高圧 15 気圧)	炉室外 レシプロ オイルフリー (ラベリン ス)	700 kW 6000 m ³ /H ₂ × 2 台, 吸入 1 気圧 吐出 15 気 圧	遠隔自動制 御 (炉室内パ ネル操作)	864 hr	クライオスタット, 配管 He パリヤー付 し, 減速器は 2 Ne 内圧防漏イオン ポンプ。 クライオスタット外側は D ₂ O 中に浸漬	1) GD ₂ は常温タン ク 18 m ³ × 3 気圧 貯蔵 (タンクは 2 重壁で GN ₂ + パー ライト)	3) フランス原子力カ レポート, (1972)
デンマーク リソ国立研究 所 (RISO, DR-3)	1号機 1975 2号機 1978	10 MW (1.5 × 10 ¹⁴)	罐型	内罐 A L - 3 % Mg 合金, 5 t	CH ₄ 15 気圧 × 28 K	回転 円筒体 長さ 150 直径 50	熱サイフォ ン	炉室内, He 逆スタ ーリングサ イクル	炉室内 レシプロ オイルフリー	—	遠隔自動制 御	3 Week (4 日休み)	クライオスタット, 配 管 He パリヤー付。 1) 破壊圧 250 気圧 以上	5) J. A. Leth, Description of cold neutron DR-3, (1973)	5) J. A. Leth, Description of cold neutron DR-3, (1973)
アメリカ ブルクヘブン 国立研究所 (HFBR)	計画中	60 MW (3 × 10 ¹⁴)	罐型	内罐 6061 A L 外罐 6061 A L	L H ₂	回転 円筒体 長さ 200 直径 70	熱サイフォ ン	炉室内, He プレイ ンサイクル (高圧 10 気圧)	炉室外 レシプロ オイルフリー	—	遠隔自動制 御	—	クライオスタット, 配管 He パリヤー付 側は H ₂ O 冷却管 付	7) BNL FINAL SAFETY ANALYSIS REPORT (1976)	7) BNL FINAL SAFETY ANALYSIS REPORT (1976)
フランス サクレー原子 力研究所	EL-3, H-1 改造 H-5 改造 1972	12.5 MW (D ₂ O) 3×10^{13} (EL-3)	罐型	内罐 A L 1 t 外罐 A - 3 % Mg, 10 t	L H ₂ 5 ~ 20	回転 円筒体 長さ 106 直径 74	熱サイフォ ン	炉室内, He 逆スタ ーリングサ イクル (2 台, 1 台予備)	炉室内 レシプロ オイルフ リー	45 kW × 2 冷却水 5 °C に保てられ 一付	遠隔自動制 御	3 week (1 week 休)	外 フランジ 2 重 O-リング, 中間 H ₂ リーク検知 クライオスタット外 側は H ₂ O 冷却管 付	6) 蒸口, 原研レポート, (1979) 9) B. Farnoux, Saclay Report	6) 蒸口, 原研レポート, (1979) 11) CEA Report
フランス オルフェ研究 所 ORPHEE	計画 中	14 MW (D ₂ O) (1.5 × 10 ¹⁴)	罐型	内罐 SUS 外罐 A L	L H ₂	205 × 130 × 50 (1.3 L)	熱サイフォ ン H ₂ - He 熱交換部へ 下げた。	炉室内, He 逆スタ ーリングサ イクル	炉室内	—	—	—	外罐と冷中性子導出 管の水ギャップは 1 mm としている。	6) 蒸口, 原研レポート, (1979) 11) CEA Report	6) 蒸口, 原研レポート, (1979) 11) CEA Report
日本 京大原子炉 (KUR-1)	計画中	5 MW (D ₂ O) (4 × 10 ¹³)	罐型	内罐 A L 外罐 A L 15 t	L H ₂	円筒体 (一)	熱サイフォ ン	炉室内, He 逆スタ ーリングサ イクル	炉室内	20 K × 60 W	—	—	クライオスタット He + Ne パリヤー付 クライオスタット外側 は H ₂ O 冷却管 付	—	低温工学施設構中

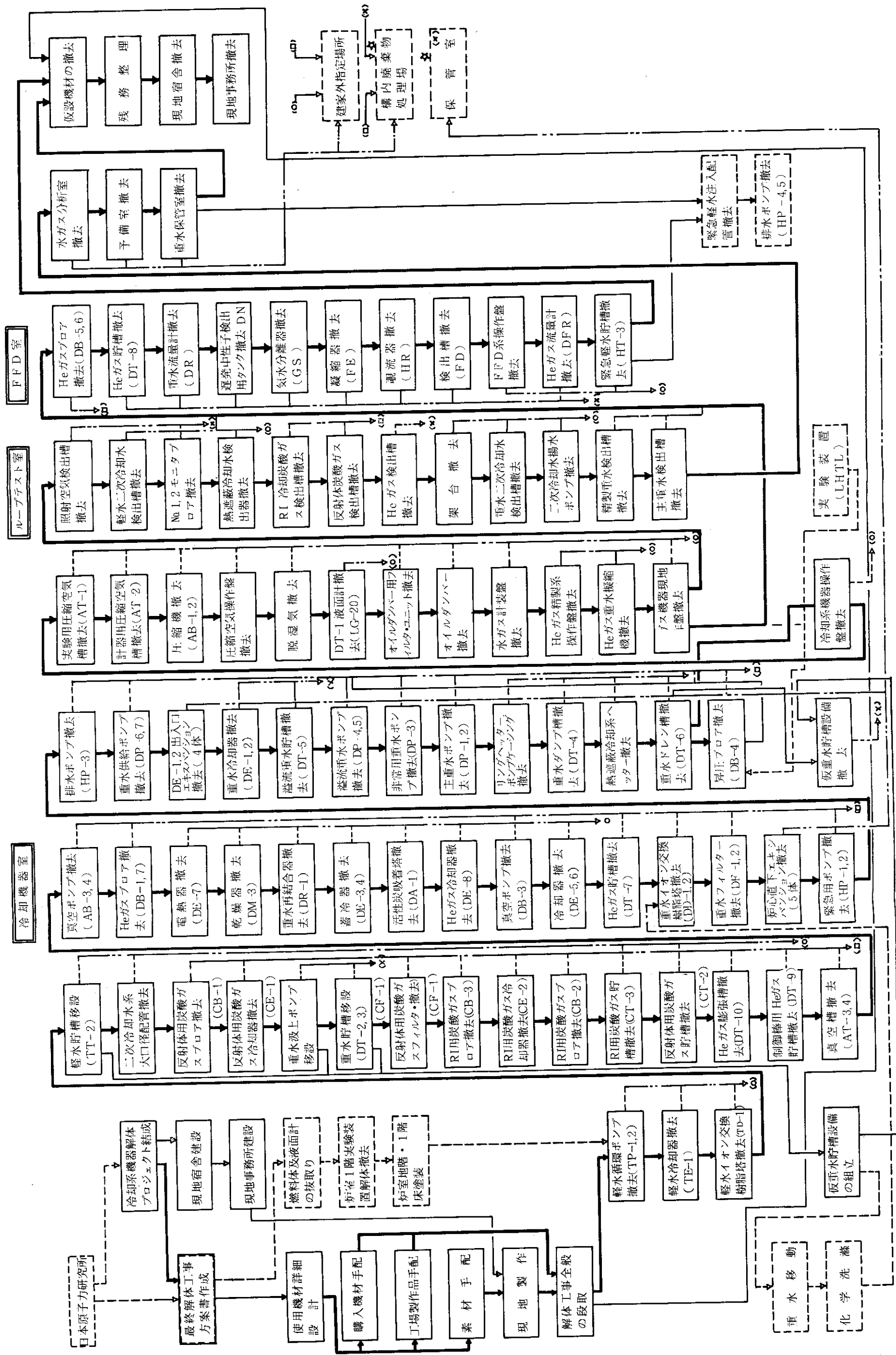


Fig. 4.6.1 Flow diagram of cooling systems decommissioning method

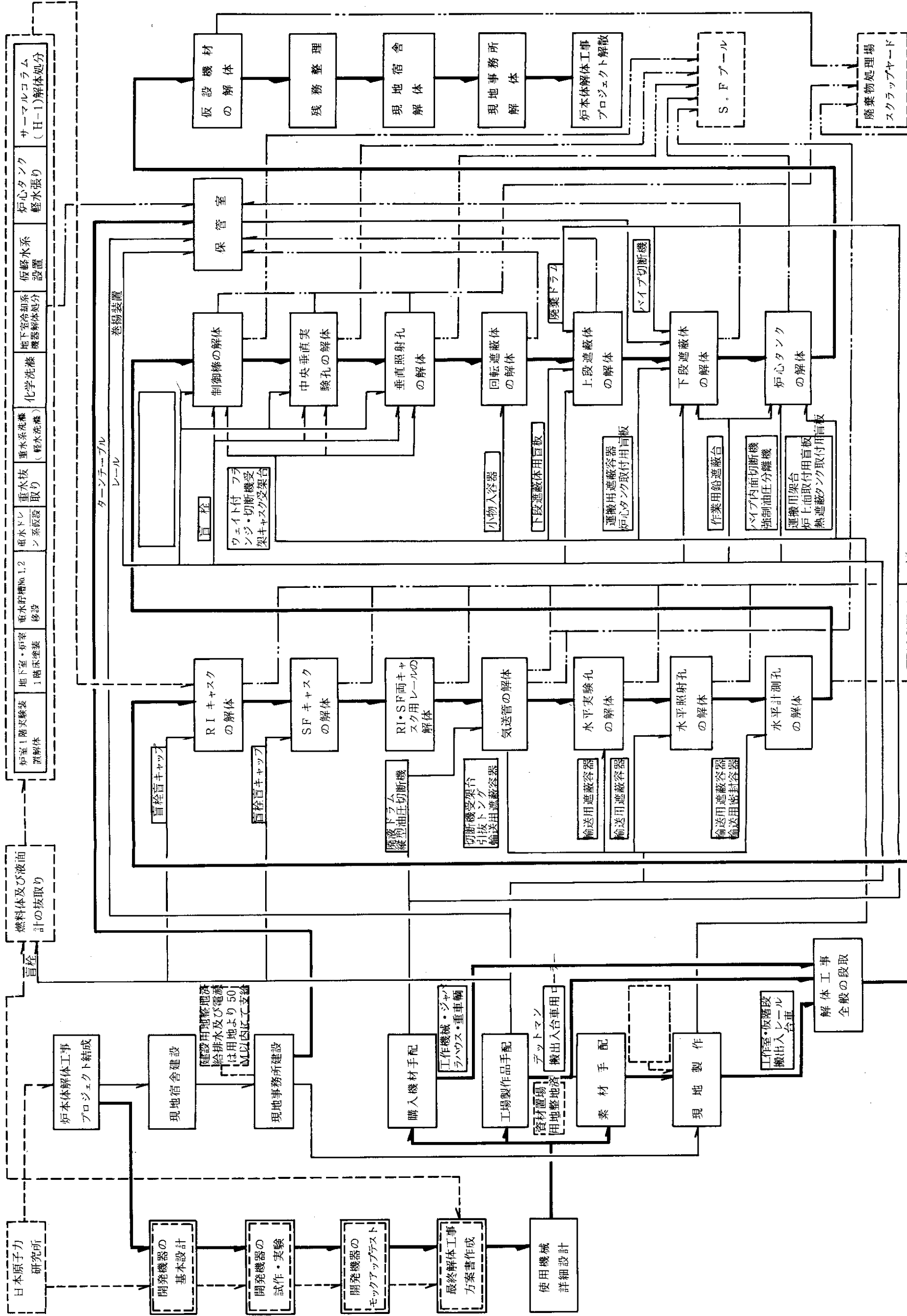


Fig. 4.6.2 Flow diagram of JRR-3 dismantling works

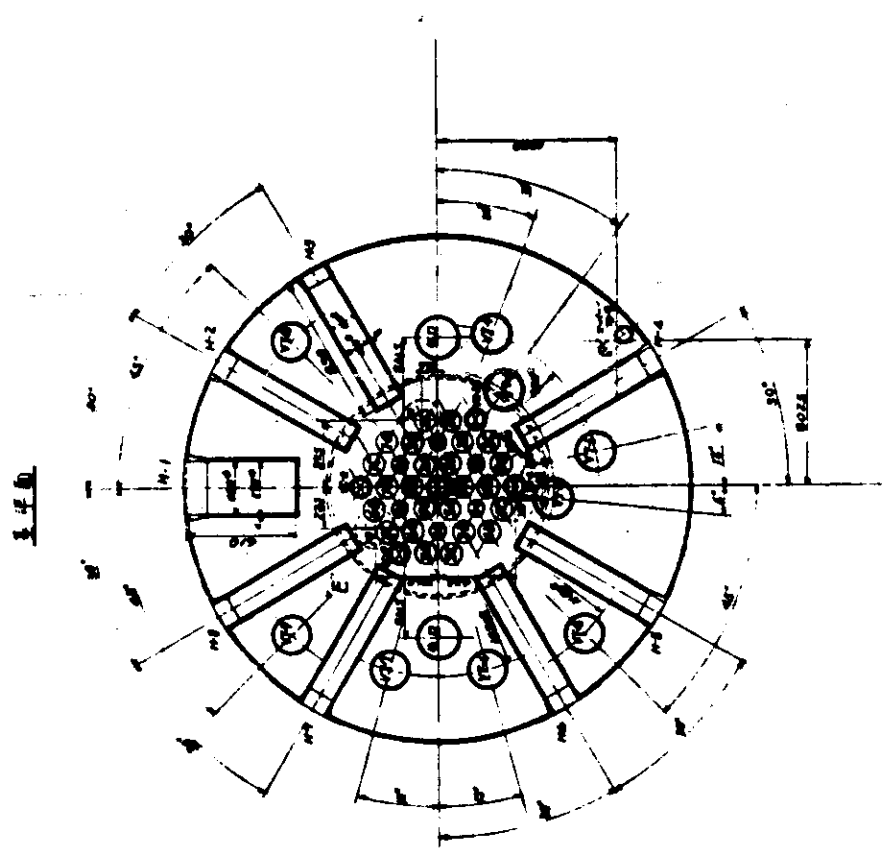
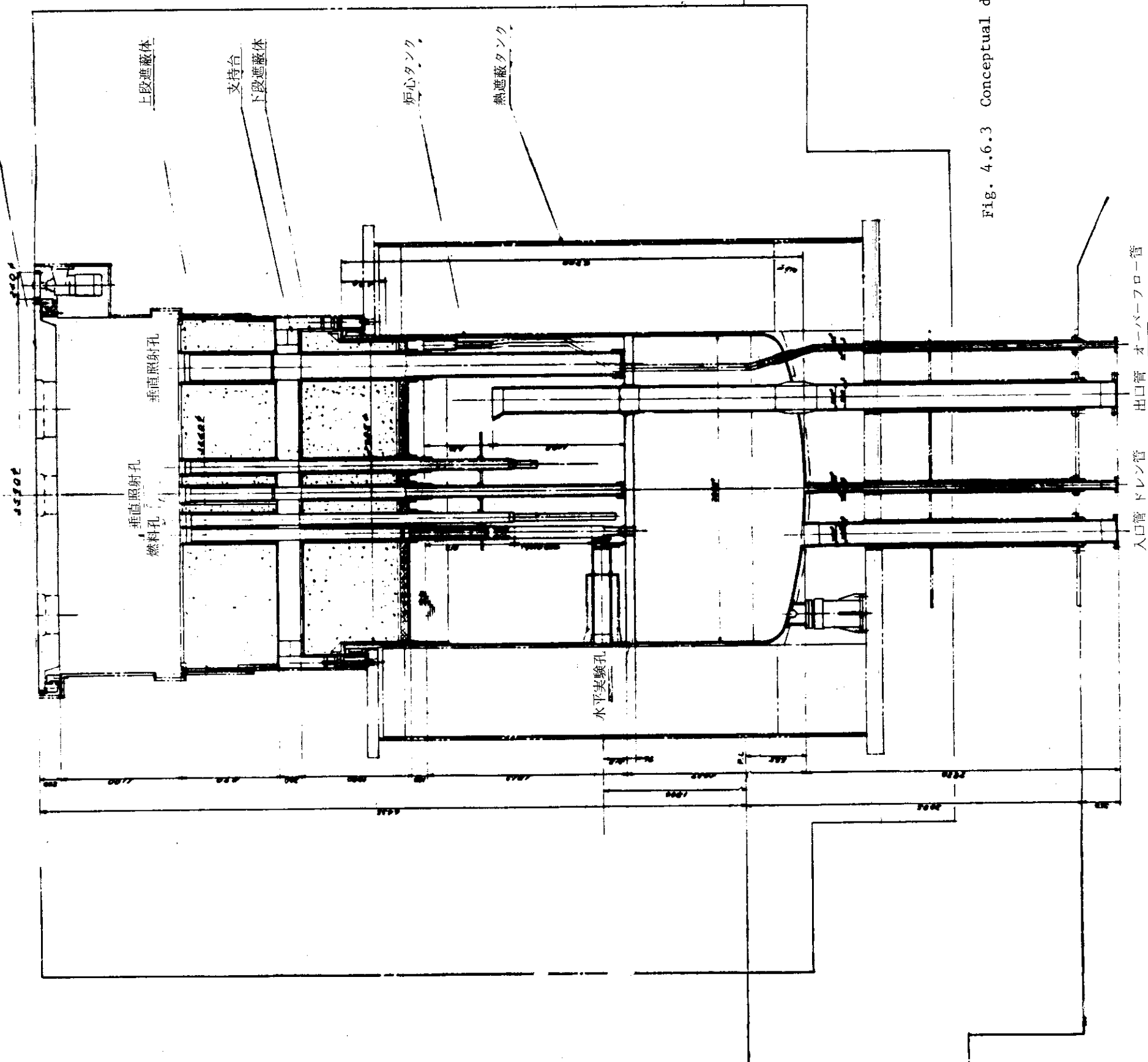


Fig. 4.6.3 Conceptual design of JRR-3 modification

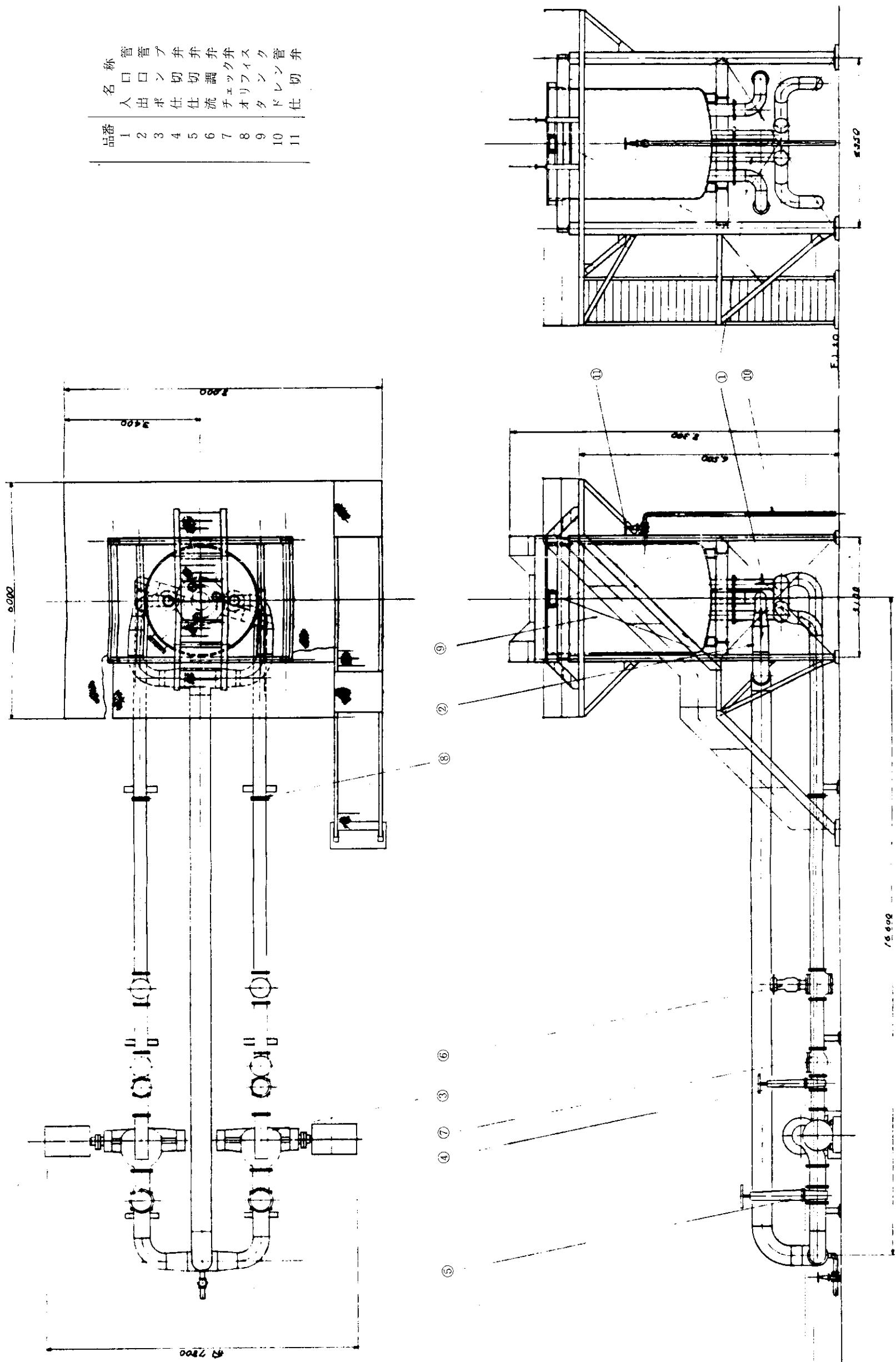


Fig. 4.6.4 Test equipments of JRR-3 modification mock up

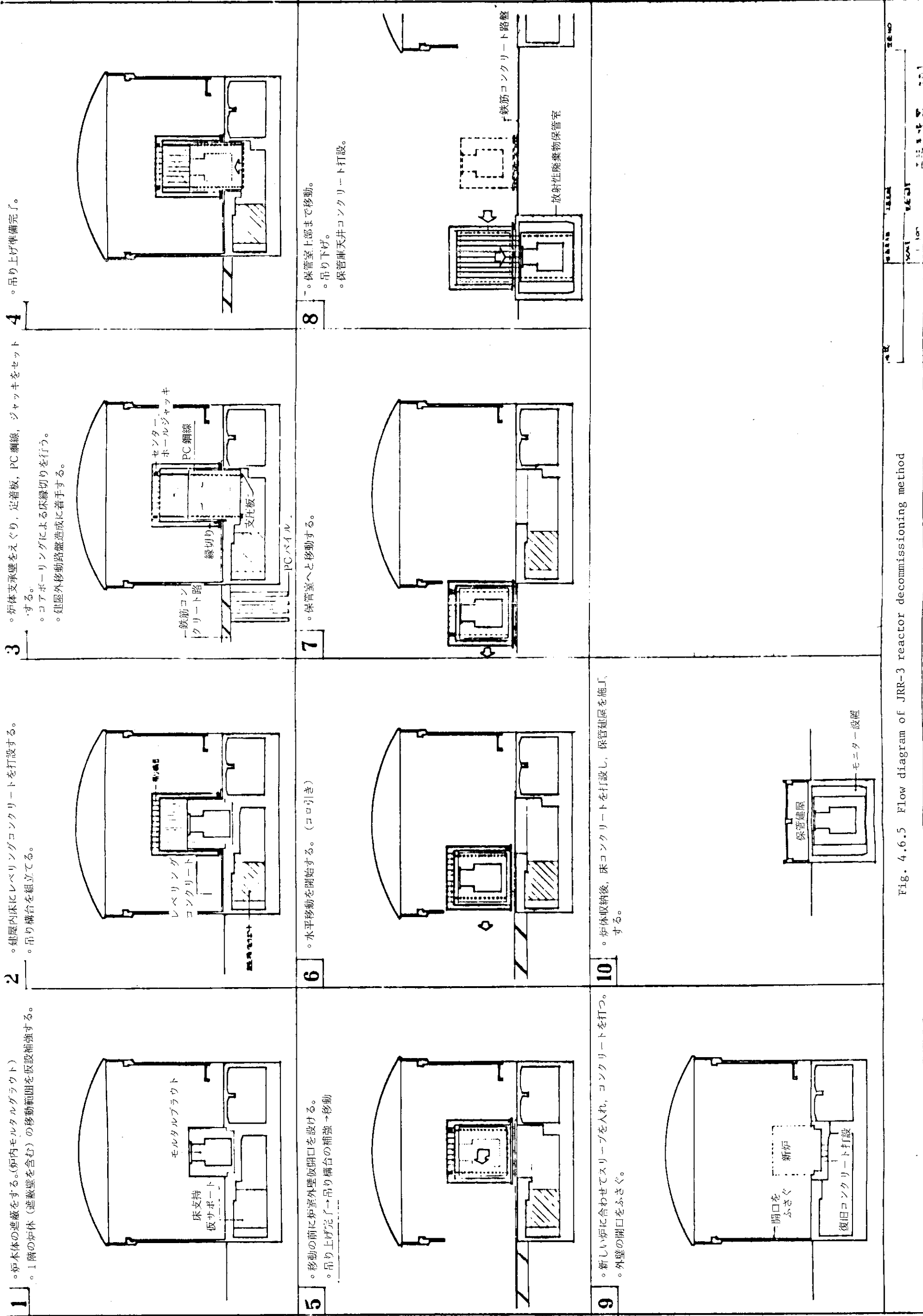


Fig. 4.6.5 Flow diagram of JRR-3 reactor decommissioning method

作業手順および解説

- a. 炉心部の燃料棒、冷却機を取り去った後の空間に、モルタル、重モルタルを注入し、炉内の固定及び放射線を遮蔽する。(図1)
- b. 各プラグ類を溶接等で強固に固定する。このプラグ類は現在使用しているものを利用する。これよりプラグを別箇処分する必要がなくなると共に各開孔部を完全にふさぐことができる。(図1)
- c. 建屋内床の炉体移動部分に、レベリングコンクリートを打設する。巾 1.5 M ⑦ 0.2 M 程度。(図2)
- d. レベリングコンクリート上に 50 kg レールを進行方向に敷き、その上にコロによる転動装置を装着した鉄骨製吊り構台を組立てる。ひき続き脚部を固定する(図2)但し、構台下部の縁切りコアボーリングをすませておく。
- e. 炉体吊り上げ用 PC 鋼線の支圧板が取付けられるように、部分的に炉下支承壁コンクリートをえぐる。ひき続き、PC 鋼線をダイヤモンドドリルであらかじめあけた炉体中の孔に通し、支圧板とセンターホールジャッキとをセットし、吊り上げの準備を行なう。
- f. 連続コアボーリングにより床と炉体との縁切りを行なう。その際、支承壁からジャッキへの荷重の移動がスムーズに行われるようジャッキ圧に注意する。
- g. 建屋外における炉体移動路盤の構成と、炉室外壁仮開口を炉体の移動に先立って完了させておく。
- h. 次に、ジャッキ荷重が均等にかかるようにジャッキ油圧を自動制御し、吊り上げ作業に移る。
- i. 吊り上げは、PCI 専用センターホールジャッキと油圧自動制御装置により行う。
- j. 吊り上げ完了後、吊り構台脚部を固定したままで、移動作業に備え、脚部相互の緊結およびブレース、その他補強を施す。
- k. コロ引用転動装置の固定を解放し、レールクランプを使用し、レール自身を反力にしてオイルジャッキにより炉体ごと吊り構台を水平移動する。
- l. あらかじめ建造した地下保管室上部まで吊り構台を移動させ再び吊り上げと逆の手順で炉体を吊り下げ、着床、周囲を固定する。
- m. 炉体上部の保管室コンクリート床を固定する。

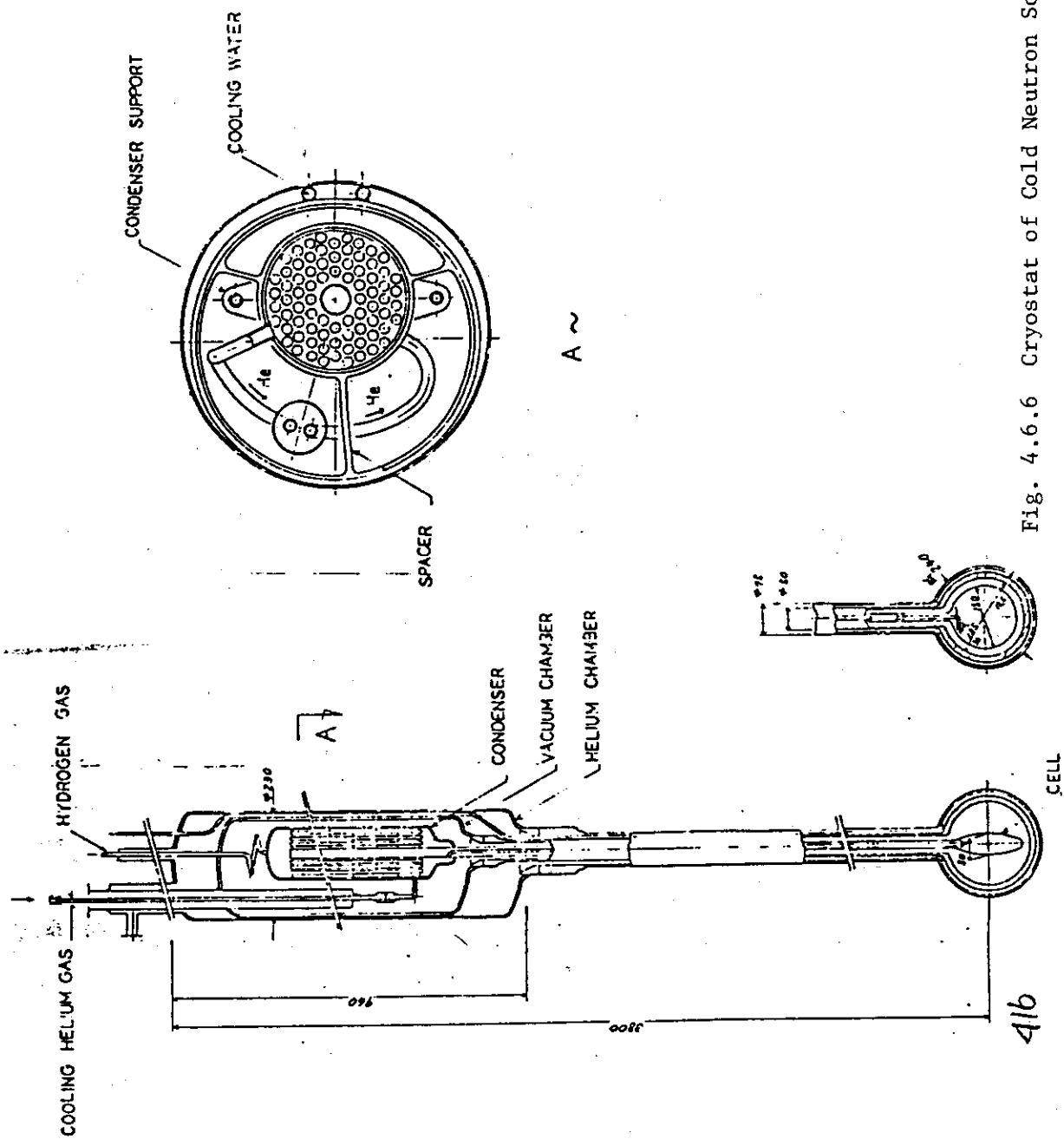


Fig. 4.6.6 Cryostat of Cold Neutron Source in JRR-3

4.6.2 JRR-4の改造計画

1) 概要

研究炉長期整備計画の一環として、前年度に引続いてJRR-4改造炉の概念設計を行い、実物大モックアップ装置を発注したが、55年5月に結審した研究炉長期整備計画検討委員会に於て、JRR-4は当面、炉型を変更せずに燃料のウラン濃縮度を20%未満にし、利用性の向上を図るとともに全般的な整備を行うことになった。

このため、次年度には、現在の炉型のままで使用できるウラン濃縮度20%未満の燃料(LEU燃料)の設計を行い、モックアップ装置はLEU燃料を使用した場合の炉心流動試験を行うために、仕様の一部を変更することにした。

改造炉の基本仕様の決定には、システムとしての様々な要素が相互に関連するので、重要な要素をパラメータとして、相互の影響を調査し、総合的な最適解を導くことが必要である。よって、改造後の利用の動向を展望しながら、これに対応した炉心の核計算に関するケーススタディを行い、最適と思われる燃料の基本仕様と炉心構成の自由度を検討した。炉心構成の自由度は利用上の要求への適応性能と燃料の製造技術の進歩への適応性能と言う点で重要である。また、このような炉心に対応して、利用性を考慮した炉心周辺の構造及び核計装と制御装置の概念設計、冷却系の概念設計を行った。核計装とプロセス計装及び制御装置に関しては、安全上の基準や指針を調査し、改造炉の熱出力その他の主要な条件を考慮した最適設計を目標に検討した。

建家に関しては、建設以来すでに17年経過しているので、改造後15年以上の使用を見込んだ健全性の調査及び、耐震性に関する動的解析による評価を行った。

ここでは、これらの検討結果の概要を報告する。原子炉本体の概念設計は、モックアップ装置の設計との重複を避けて割愛したので、次項を参照されたい。

2) 燃料設計及び核熱計算

研究炉長期整備計画の一環として計画された、JRR-4改造炉は、当初93%濃縮ウラン燃料を使用する予定であったが、その後、核拡散防止政策に基づき、中、低濃縮(45, 20%)ウランの使用方針が出されたため、これに沿って、改造炉心の核計算パラメータサーベイをすすめた。

JRR-4の改造炉心は、①燃料は20%又は45%濃縮ウラン、 UAl_3-AI 燃料、②熱出力は5~10MW、③炉心部は、半固定式9行9列格子配列 ④制御棒はAg-In-Cd合金フォークロッド ⑤ 炉心内照射孔を増強 などが主な計画仕様として提示された。これらをもとにして、想定される改造炉心の構成モデルを3つ選び、(Fig. 4.6.7 参照) 各々について計算を行った。

炉心構成は周囲に反射体要素、中心部に燃料要素を配置し、照射筒は反射体領域に数本、必要に応じ燃料領域に4~6本の範囲で配置したものを考えた。

パラメータとしては、濃縮度は45%と20%を、燃料板の芯合金の厚みは、0.51mmと0.76mmを、ウラン濃度は、現在ATRで実用に供されておりコマーシャルベースで利用可能な最高値42w/oを、燃料板枚数は、ウォーターギャップとの関係で製作最小ギャップを2.15mmに設定し、15枚~23枚、などをとることにした。

計算には、一次元SN輸送計算コードXS DRNと炉心解析コードCITATIONを使用した。燃料セル及び各領域の群定数計算に使用した断面積は、ENDF/B IIIより多群中性子断面積計算コードXLACSにより作成されたXS DRN専用123群ライブラリーである。計算のFlow

を Fig. 4.6.8 に示す。

計算の結果、まず燃料の濃縮度を 45 % にとすれば、

$K_{eff} = 1.08 \sim 1.12$ の範囲で反応度を確保でき、照射専用炉として十分稼働できることがわかった。次に 20 % 濃縮度の場合は、燃料芯合金の厚さは 0.51 mm では、燃料板を最大 23 枚にしても U-235 量が約 160 g 程度であるためこれは検討外として、芯合金の厚さを 0.76 mm 1 本で扱うことにした。ウラン濃度を 42 % にし、燃料板枚数を 18 ~ 25 に変化させウォーター、メタル比を考慮して計算すると Fig. 4.6.9 に示すピークがあらわれ、この結果をもとにして、以下に示す改造炉の燃料設計仕様を打ち出した。

濃 縮 度	20 %
U-235 量	0.76 mm
芯 合 金 厚	2.1 枚
燃料板枚数	21 枚
ウラン濃度	42 w/o

この燃料を用いて、代表的改造炉心 3 つについて計算した結果、No.1 炉心では、フラックスストリップを設置した場合は、反応度的に余裕がないため daily operation が条件となり、設置しない場合は、反応度的に十分余裕があるため連続運転が可能であることがわかった。

No.2, No.3 炉心では、照射筒を炉心配置図のように 6 本全部配置すると稼働はかなり苦しくなるため、炉心内に設置する照射筒の本数を 2 ~ 3 本に制御すれば、一応目的とする炉心を稼働することは可能であることがわかった。(Fig. 4.6.10 参照) 以上サーベイした炉心の中から No.3 の代表的な中性子束分布を Fig. 4.6.11 に示す。これによれば、炉心内照射筒のところで、10 MW 運転で約 $2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ S}$ の値が得られることがわかった。

熱的検討は、最も厳しい条件になると思われる No.1 炉心について行った。計算は炉出力 10 MW 1 次系流量 $20 \text{ m}^3/\text{min}$ 、1 次系温度 60°C (現制限値)、燃料板間通過流速は控え目に見積って、 3.5 m/sec として行った。これらの条件のもとでの最高燃料板表面温度は、インコア燃料、Fork Rod 燃料で約 106°C 、標準燃料で約 100°C となり、熱的には問題ないことがわかった。なお、プレート式熱交換器を用いた場合、夏期の最も厳しい条件に於ても、1 次系炉心出口温度を 45°C 以下に抑えることができ、熱的にさらに余裕をもてることも判明した。

また、燃料圧力損失、沸騰開始熱流束、限界熱流束などの検討も 20 本炉心を想定して行った。これらの検討の結果、平均熱流束における ONB 比は 1.80、DNB 比は 5.0 以上 (流束 4 m/sec) となり、また流路内で沸騰がおこるのを避けるには、冷却材速度が 2.5 m/sec 以上あればよいこともわかった。今後、実際の炉心に於ける出力分布、ホットチャンネル係数などを加味して、さらに検討を加える必要がある。

3) 核計装及び制御設備

(1) 設計方針

改造炉の安全を確保するため安全審査指針などの核計装制御に関する基本的な考えを取入れるとともに安全運転及び操作性なども十分考慮する設計方針で、その主要なものは次のとおりである。

・事故時などには炉の状態を知るに必要なパラメータが監視できる。

- 安全上重要な系統及び機器の安全機能を確保することができる電源とする。
- 制御室は事故時にも事故対策操作が可能なものとし、また、制御室外の適切な場所からも原子炉停止ができるものとする。
- 安全保護系は異常状態を検知したとき原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。
- 安全保護系はその機能喪失のないよう構成するチャンネル相互を分離するようにし、フェール・セーフを考慮する。また、主要部は運転中に単独で機能試験ができるようにする。
- 計算機システムを導入し、運転監視、機器の監視など安全上問題とならない範囲においてできる限りこれを活用する。また、CRTディスプレイを有効に利用し、異常時には適切に対処し得るようにする。

(2) 計装制御システム

イ) 概 要

本計装制御システムは原子炉の起動及び運転に伴う必要なパラメータの計測、指示、記録及び必要な機器の操作などを行うとともに原子炉が危険な状態に至らないように必要な保護動作を行う機能を有する。本計装制御システムは Fig. 4.6.12 に示すもので、核計装、プロセス計装、安全保護系、自動制御系、制御棒操作系及び破損燃料検出器などで構成されており、これらの系統は有機的に結合し、制御室において集中的に監視及び操作ができるものである。

ロ) 核計装

核計装には起動系、対数出力系及び線型出力系の3系統を設ける。各系統の計測範囲は Fig. 4.6.13 に示すものである。

出力領域での中性子束監視は線型出力系にアイソレーション増中器を設けて安全系と線型出力系の双方の機能を有するものとし、安全・線型出力系（仮称）とした。これにより計装制御系と安全保護系を電氣的に分離し、安全保護系の機能を確保するようにする。

原子炉の出力制御やスクラムなどの安全保護動作の信号発生に用いる安全線型出力系及びそのバックアップとして用いる対数出力系は、改造炉が100時間程度の連続運転を目標としているため稼働率の向上と安全性を高ちるために out of 3 構成とする。起動系は安全性を重視して1 out of 3 構成とする。起動系の検出器は出力上昇後引抜き中性子束モニターとして使用する。各系統の検出器は Fig. 4.6.14 に示すように炉心の各コーナー付近に配置し、炉心全体の中性子束レベルが把握できるようにする。

起動系

起動系のブロック図を Fig. 4.6.15 に示す。この系の原子炉ペリオドは計測中性子束が低いためにペリオドのふらつきが大きい。従って、不必要な原子炉停止を避けるためにペリオドによる保護動作は行わない。また、この系には、起動インターロックと制御棒一斉挿入の安全保護動作をもたせるが、出力上昇時には安全線型出力系の信号によりバイパスされる。

対数出力系

対数出力系のブロック図を Fig. 4.6.16 に示す。この系は中性子束による原子炉出力及び出力上昇時の原子炉ペリオドの監視に用い、安全保護動作としてはペリオドによる警報及び

スクラム信号を設ける。

安全線型出力系

安全線型出力系のブロック図は Fig. 4. 6. 17 に示すもので、中性子束による原子炉出力の監視及び出力の自動制御を行うために用いる。線型増巾器のレンジ切換は自動レンジ切換又は手動レンジ切換のいずれかを選択可能とし、線型増巾器出力は安全保護動作を行うため直接トリップユニットに入る。偏差検出平均回路、出力平均値回路及び故障チャンネル判別回路などへの信号はアイソレーション増巾器を介して行い安全保護動作に影響のないようにする。この系の安全保護動作は、中性子束レベル上昇により各レンジでアラーム、スクラム信号が出る。

プロセス計装

プロセス計装は原子炉の運転及び保護動作に必要なプロセスに関する情報を得るため、Fig. 4. 6. 18 に示すように温度、流量、圧力、水位などで構成する。これら基本的な機器構成は従来と同じであるが、安全保護系との関連で測定系の多重化やアイソレーション増巾器による電気的分離を行う。

安全保護系

安全保護系はスクラム回路、制御棒一斉挿入回路、警報回路及びインターロック回路などで構成され、原子炉運転の誤操作を防ぎ安全を確保する。

スクラム動作は各制御棒駆動機構に設けられた保持電磁石を切離し、制御棒を自重で炉心に挿入し原子炉を停止させる。スクラム条件は Table 4. 6. 3 に示すとおりで、その多重性は原則として out of 3 構成とする。

制御棒一斉挿入及び警報の各条件は Table 4. 6. 4 及び Table 4. 6. 5 に示したものである。

インターロック回路には、起動インターロック、自動制御インターロック、低出力運転条件及び高出力運転条件などがあり、原子炉運転の誤操作を防ぎ安全を確保する。

自動制御系

自動制御系は Fig. 4. 6. 19 に示すような機器構成であり、入力信号としての中性子束信号は核計装の安全線型出力系の平均値を使用する。この信号とあらかじめ設定された基準値との偏差をとりこれにより制御棒の位置制御を行う。

破損燃料検出器

この系は Fig. 4. 6. 20 に示すもので従来とほぼ同じ機器構成となっている。

(3) 計算機システム

主要項目とその機能は下記のとおりで、全体の概念を Fig. 4. 6. 21 に示す。

イ) 運転データロギング

運転中の必要データを周期的に集録したり運転員が要求する必要データを CRT に表示する。また、これらの集録データは各種統計データの作成に使用し運転管理に役立てる。

ロ) 運転監視

運転中の炉内主要部の状況や、オペレータの要求する部分の状態も表示可能なものとし CRT 表示で炉の状況が把握できるとともに操作指示も出す。全計装制御システムの必要箇所は運転中に機能検査が可能なものとし、異常又は故障などの監視を行う。

ハ) 起動前および終業点検

通常運転の開始前と停止後には計器及び機器類の点検を行い異常の有無を確認しこの結果を記録・表示する。また、起動前には起動条件を確認し異常のないことなどを運転員に知らせる。

ニ) 異常時

各種信号を分析して異常と判断した場合は、オペレータに対して的確な対応を指示するとともに、異常時の炉に関する主要データを連続的に記録し事後の解析に役立てる。

ホ) DDC (Direct Digital Control)

現在実施を希望するものは、Start-up, SShut-down, 定値制御（通常出力時）、及び出力変更などがある。しかしながら現段階ではこれらの制御を計算機で実施するにはソフト面で種々の問題がある。したがってソフト面が完備すれば実施が可能なシステムをハード的に備えておく。

ヘ) その他

技術管理に必要なバーンアップ計算、余剰反応度の評価、及び炉特性に関する諸計算などに使用する。

(4) 制御棒駆動機構

① 設計方針

改造炉に使用する駆動機構の設計方針は次のとおりである。

- (イ) 原子炉の中性子束上昇、炉周期短、冷却水温度上昇、冷却水流量低下、及び地震などの異常状態のとき、制御棒の安全保護動作が確実であること。
- (ロ) 制御棒は自由落下方式とし落下時間、引抜速度、及び挿入速度などは、炉の安全性を十分満足した動作特性にする。
- (レ) 自動制御系や安全保護系を含めた全体の動作特性の安定性を確保する。
- (ニ) 基本的な動作及び構造は、在来のもので同等なものとする。これはJRR-4での使用実績から信頼性があり、シンプルな構造で保守性など優れたものである。
- (ホ) 信頼度の高い材料や部品を使用し、フェールセーフや耐水性などを十分考慮する。
- (ヘ) 改造炉はオープン型となるのでこの炉型に適する構造とし、利用・実験などの諸機能を考慮する。
- (ト) 制御棒はフォークロッドを使用する計画である。したがってこの特殊燃料要素と駆動装置とのカップリングには操作性を十分考慮する。
- (チ) 改造炉は、長時間連続運転が計画されているので、瞬時停電などによる炉停止を防止するための無停電対策としてDC電源を使用する。

② 構造概要

現段階では構造面を主体とした概念設計であり、これをFig. 4.6.22に示す。全体は次の4つの部分から構成される。

- (イ) 駆動部
- (ロ) 垂直変換部
- (レ) 上部連結ロッド

(ニ) 下部連結ロッド

これらの全長は約 9.5 m, 主要部の太さは約 70 mm ϕ と細長い構造で, これをプール上部の炉心ブリッジで支持し吊り下げる。下端にはフォークロッドを取り付け, これをフォークロッド用燃料要素内に挿入し, 下部連結ロッドの下部先端ガイドで位置合わせをする。

(イ) 駆動部

駆動部はパルスモータと位置指示発信機から構成されている。パルスモータ (複合型ステッピングモータ) は停止時に保持トルクがありこれがブレーキの代替となる可能性があるもので, 今回の案はこの試験をするためブレーキを省略した。また, このモータは小型で駆動トルクは割合に大きく, 回数数はモータ入力パルス数で調整するので減速機構も不要となり, 回転出力が直接垂直変換部に接がるので構造は在来のものに比べ非常に簡単になる。制御棒の引抜速度は在来のもの (1 mm/sec) と同じとし, 挿入速度は異常時又は全挿入動作時に引抜速度の 2 倍の速さにする。これは原子炉再起動などにも有効である。位置指示発信機は在来のもと同じシャフトエンコーダを使って全ストローク (650 mm) をデジタル信号で取り出す。

(ロ) 垂直変換部

この部分は一般的によく使用されているボールナットスクリューを使い, 構造的にも在来のものとはほぼ同じである。ロッドジャム機構及び各種リミットスイッチはこの部分に取り付け, 出力軸の下部は防水構造になっている。

(ハ) 上部連結ロッド

外径約 70 mm ϕ のガイドチューブが構造強度的に主要なもので, この内部に垂直変換部に接ぐ約 20 mm ϕ の連結ロッドと, この下端にはフォークロッドを吊るマグネットが入る。ガイドチューブは細い連結ロッドを保護することとマグネットの上下動作のガイドとなる。マグネットを水中に入れた理由は, マグネット以下のアーマチャからフォークロッドまでの重量を軽減し小型の水ダンパーにすることと, フォークロッドの交換時に分割するのに都合がよいためである。

(ニ) 下部連結ロッド

外観は上部連結ロッドとほぼ同じであるが内部は水ダンパー構造になっている。連結ロッドの先端にはフォークロッドを接ぐ。また, ガイドチューブの先端はフォークロッド用燃料要素と結合するためのガイドプラグとなっている。

現在までにまとめた駆動機構は第一次案で本編 4.6.3-(2)に示すものである。また, 自動制御系との動特性などソフト面の検討はまだ行っていない。

4) 主要な冷却系機器の概念

冷却系のフローシートを Fig. 4.6.23 に示す。主要機器につき以下に述べる。

(1) 一次冷却系ポンプ

ポンプ型式はキャンタイプポンプを計画している。このタイプのポンプは分解点検まで 3 万時間以上の運転が行え, 設置面積が少く漏れもない。また, 芯出し, クリアランス調整等に熟練や配慮を必要としない等の利点がある。しかし, 価格が高い, ポンプ本体の冷却が必要である。さらにポンプ吸込圧の検討を要する。

(2) 熱交換器

プレート式熱交換器を検討している。総括伝熱係数 (U) 値は $2000 \sim 4000 \text{ Kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ と多管式熱交換器に比べ $3 \sim 5$ 倍優れている。据付面積は $1/2 \sim 1/3$ ですみ、耐圧は 20 kg/cm^2 のものである。パッキン材質の耐放射線性と経年劣化に対する検討及びハッチより搬入することのできる熱交換器を、製作できるかの検討が必要である。

(3) 補助ポンプ

補助冷却と水移動に使用するもので、流量 $3 \text{ m}^3/\text{min}$ を予定している。

(4) 一次冷却系配管

主配管は口径 $16''$ を考えている。主要なバルブは電動化して制御室より遠隔操作を行うことができるようにし、冷却機室内の床を保守、整備の場所として確保するため配管は上部に行う。NO-1 プール壁面と冷却機室天井に穴をあけて配管をするが、壁と床の穴あけ工法はダイヤモンドビッド法を考えている。ライニング、アルミニウム配管溶接後の耐食処理方法の検討が必要である。

(5) 一次冷却系用精製系

現用の炉心タンク精製系イオン交換樹脂塔 2 基を一組、プール水精製系イオン交換樹脂等 2 基を一組として用い、流量 $20 \sim 30 \text{ m}^3/\text{min}$ を流す。精製された冷却水は温水用熱交換器を通し、必要に応じて温度を上げ、炉心上部に流出させる。炉心タンク精製系イオン交換樹脂塔は鋼铸件にゴムライニングされており、今後長期間使用することを考え更新する必要がある。

(6) 減衰槽

NO-1 プール海側に容量約 2.3 m^3 の減衰槽を設置し、減衰時間を約 1 分間期待している。アルミニウムを用いて製作し、下部に整流管を設け場所の有効利用とプールへの冷却水流出を、2 次的に制御する効果を持たせる。圧力損失の関係で、減衰槽をポンプ吸込側に設置することができるかどうかを検討する必要がある。

(7) 整流管

減衰槽の下部に口径 500 mm 、長さ 2600 mm の配管を 2 本設け、口径 100 mm の流出口を 320 個作り、冷却水の流出する平均流速を 0.13 m/sec とするように予定している。

(8) プール水貯槽

炉室東側に $300 \text{ t} \times 2$ 基の貯槽を作る計画である。放射性核種で汚染されたプール水が貯槽より漏れ、環境に放出されることを防ぐ方法、タンク容量の再検討、タンクを建家内に設ける必要性、空気抜きからの排気処理の方法等の検討事項が残っている。

(9) 排水系

排水系は既設の機器、系統を使用する計画である。経年劣化に対する配慮が必要である。

(10) 二次冷却系

冷却塔の検討を行った。冷却塔型式は現用と同じで、既設冷却塔の改修で 5 MW 、2 区画の増設冷却塔で 5 MW の除熱能力を持つようにする。ポンプ室は Pond 水面より下げて、ポンプケーシングに常時水が満されるようにする。一次冷却水温度を年間を通じ変動を少なくする目的で、2 次冷却水温度の変化を少なくする方法の検討を行った。

(11) 被照射空気排気系

プール水面全域の空気を排気する排気系統、燃料破損時等に使用できる非常用排気系統が必要である。排気風量、ダクトを設ける方法等についても検討が必要である。

12 純水製造・中和槽装置

現用の装置を使う計画である。腐食性の強い薬液を使用しているため、計画的な保守、整備を行う必要がある。

5) JRR-4 炉室建家健全性調査

(1) 概 要

JRR-4は主として遮蔽に関する実験・研究を行う目的で建設された。昭和36年に着工し、昭和39年10月据付完了、昭和40年1月に臨界に達して以来、現在まで実験に供されてきたが、このたびJRR-4の改造計画により、改めて炉室建屋全体の健全性を調査することになり、大成建設（株）に調査を依頼した。

(2) 調査内容

調査内容は下記のとおりであるが、調査は昭和54年10月1日～54年12月25日に行われた。

- ① 炉室建屋のコンクリートの健全性調査
- ② 炉室気密化のための調査
- ③ 炉室建屋耐震性検討
- ④ プール壁貫通孔設置に対する強度診断

の4項目について調査が行われた。

炉室建屋コンクリートの健全性に関しては、表面劣化の目視調査、ひびわれ調査とその現況図の作成、中性化調査、鉄筋の腐食調査、シュミットハンマー及びコアサンプルによる強度調査を行った。

炉室の気密化に対しては、現状の調査をふまえて貫通部を気密化する対策と、それに伴う気密度の推定も行った。

耐震診断では、現状建屋の保有耐力の計算と、エルセントロ、タフト、JPDRで観測した現地波の3種の地震波を入力とした動的解析を行い耐震性を評価した。

プール壁貫通孔の新設については、直径16インチ孔2本貫通した場合のプール壁の強度診断を行った。

(3) 調査結果

① 炉室建屋コンクリートの健全性

(a) コンクリートは全体的にはほぼ健全であるが、南側の制御室上部右の壁は補修が必要である。

(b) 構造上の強度に影響を与えるような亀裂はない。

(c) 中性化の激しいものはない。

(d) シュミットハンマー測定値及びコアサンプルによる圧縮強度、ヤング率測定値からは耐力的に十分な強度を有し、コンクリートは総合的にも健全である。

② 炉室の気密化

炉室の気密化に対しては、気密化工事を実施すれば、漏洩率を77%Vol/day (10mm

Aq) 程度まで改善できる。

㊦ 炉室建屋の耐震性検討

耐震性については波入力とした動的解析を行い耐震性の評価を行った。この結果、基盤への入力地震加速度 100 gal に対して 20 % 程度しか余力のない部材があり現在の耐震設計審査指針の基準に近づけるためには炉室建屋の大巾な改造が必要である。

㊧ プール壁貫通孔設置に対する強度診断

これについては全く問題がないことが確認された。

Table 4.6.3 List of Scram Condition

No.	項 目	論理回路	備 考
1	線型安全主力 高	2 out of 3	各レンジ
2	原子炉ベリオド 短	2 out of 3	
3	1 次系流量 低	2 out of 3	
4	No.1 プール水位 低	2 out of 3	
5	自然循環弁 開	2 out of 3	高出力運転時
6	自然循環弁 閉	2 out of 3	低出力運転時
7	地 震 動 大	1 out of 2	水平ならびに垂直
8	電源電圧 異常	—	炉室内各所
9	手 動	—	
10	非常用安全スイッチ	—	

Table 4.6.4 List of All Control Rods
Insertion Condition

No.	項 目	論理回路	備 考
1	炉心出口温度 高	2 out of 3	自動制御時 低出力時
2	2 次系流量 低	2 out of 2	
3	手 動	—	
4	制御棒位置 最下限	—	
5	レンジスイッチ 高	—	

Table 4. 6. 5 List of Alarm Condition

No.	項 目	論 理 回 路	備 考
1	線型安全出力 高	2 out of 3	各レンジ
2	原子炉ベリオド 短	2 out of 3	
3	出力偏差 大	—	自動制御時
4	中性子計数率 低	1 out of 2	起動時
5	1次系流量 低	2 out of 3	
6	2次系流量 低	1 out of 2	
7	炉心出口温度 高	2 out of 3	
8	2次系熱交換器出口 温度 高	—	
9	No.1 プール水位 低	2 out of 3	
10	1次系ポンプ圧力 低	—	
11	1次水水質 劣 化	—	電気伝導度
12	冷却塔ファン 停 止	—	電源喪失
13	リドタンク台車 引出し	—	
14	ロッドジャム	—	
15	制御棒位置 下 限	—	自動制御時
16	燃料破損 検 出	—	FFD
17	制御棒 離 脱	—	
18	2次系線量 高	—	水モニター
19	ロードングドック扉 開	—	炉室側
20	散乱室遮蔽扉 開	—	
21	炉室空調 異 常	—	
22	炉室線量 高	—	
23	計器機能 喪 失	—	
24	ポンプ室扉 開	—	
25	運転中試験	—	

No.1 Pool 上部水温 高

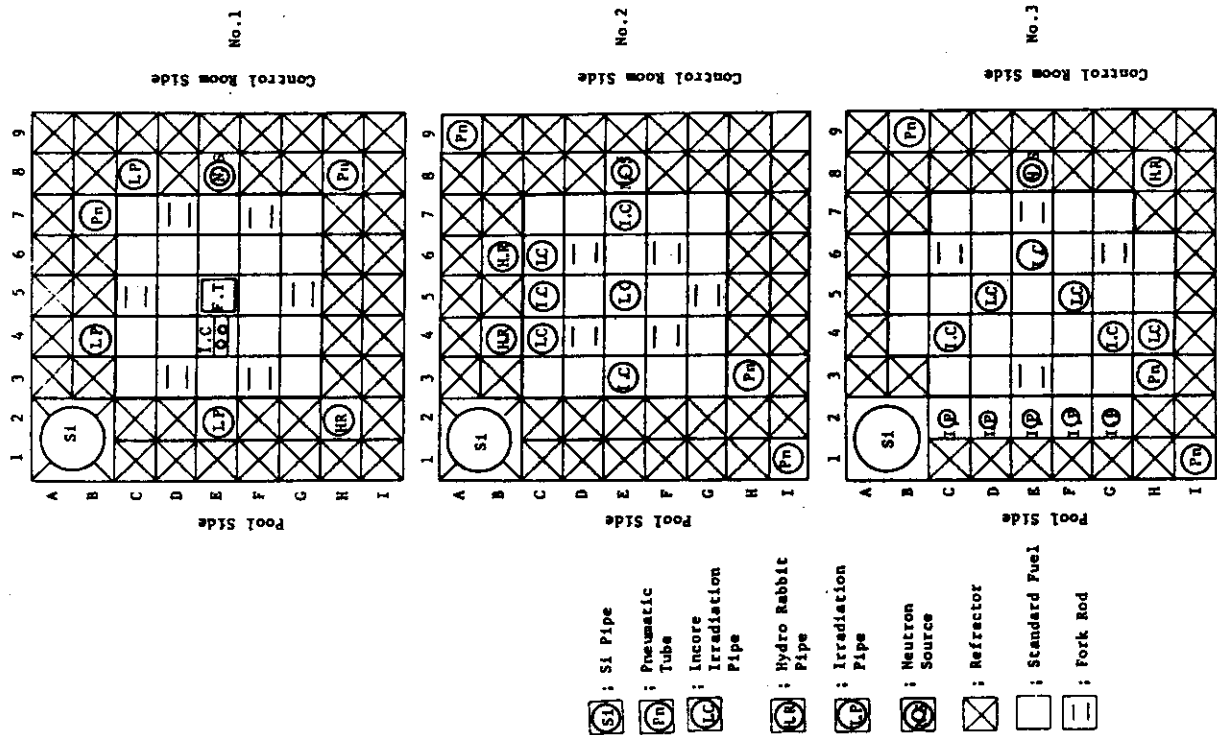


Fig. 4.6.7 JRR-4 Remodeling Core Model

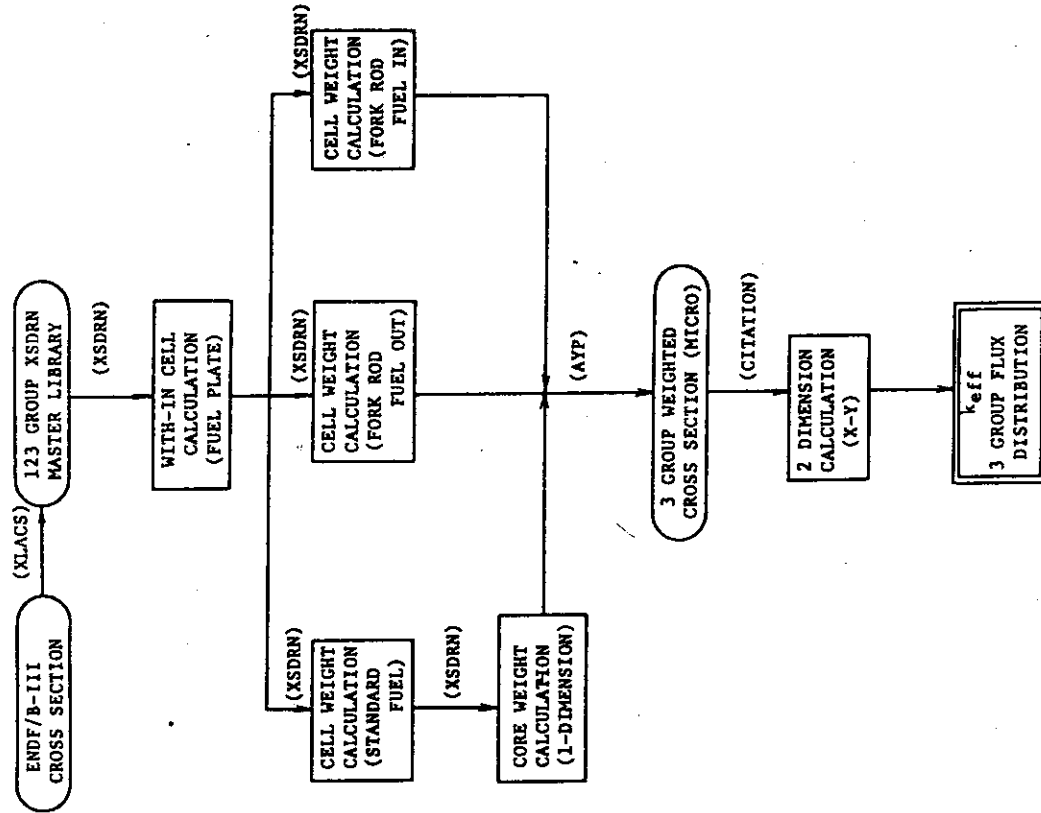
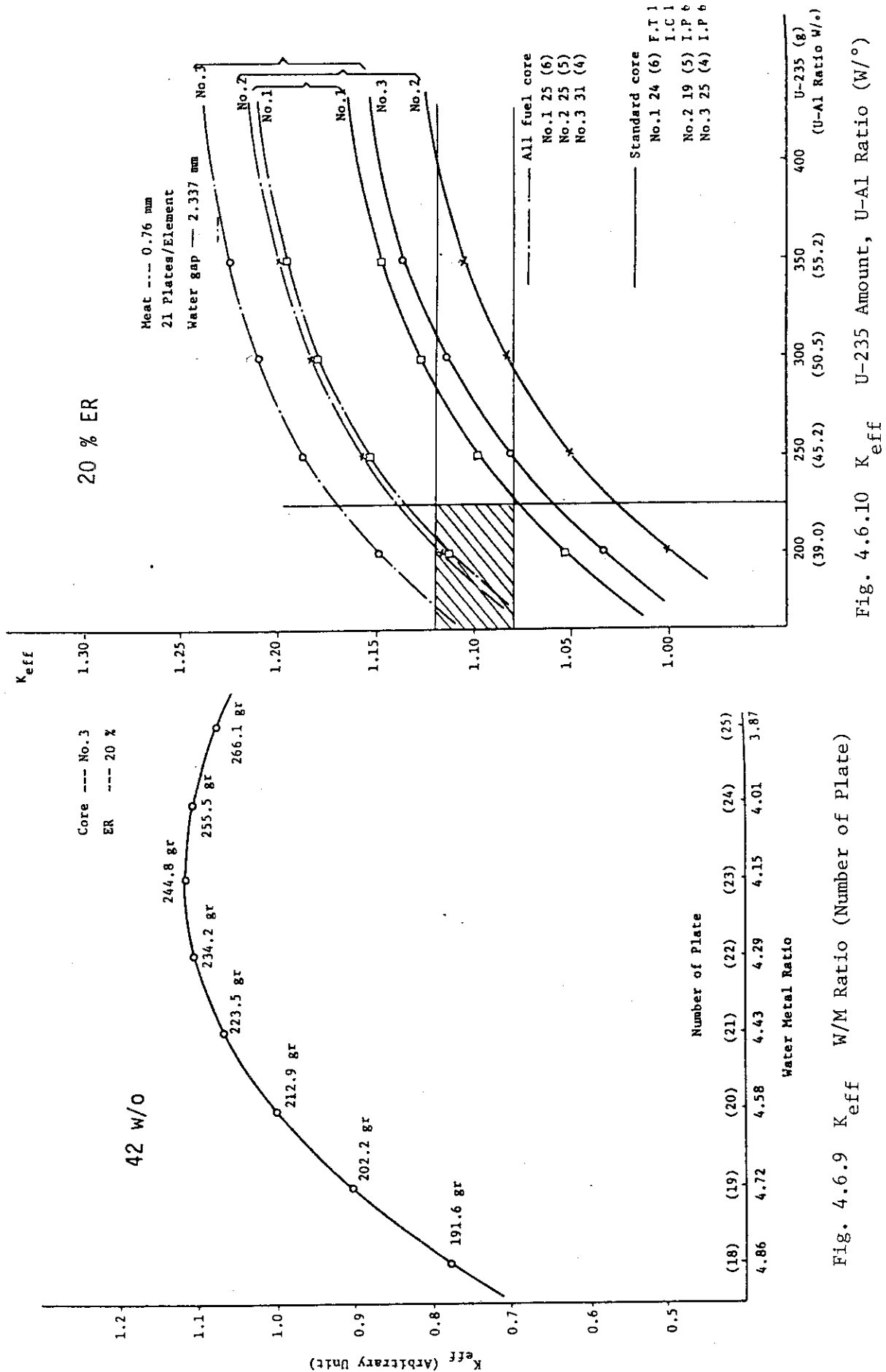
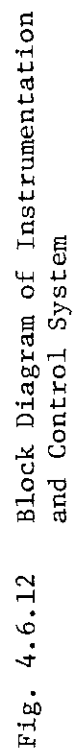


Fig. 4.6.8 JRR-4 Remodeling Core Calculation Flow





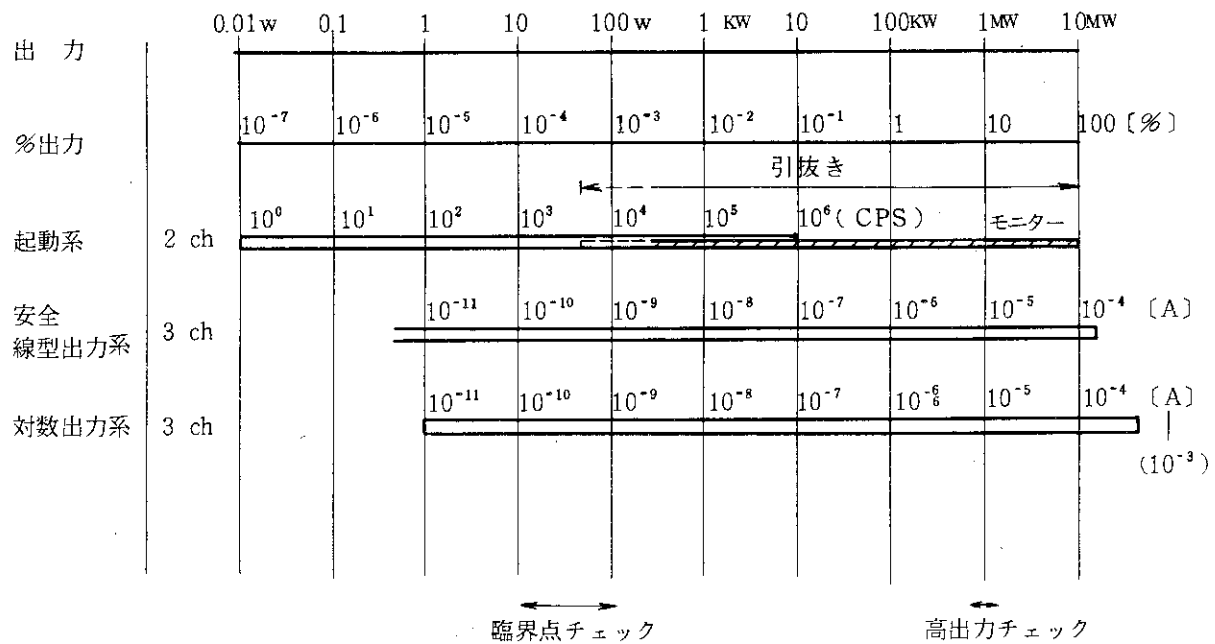


Fig. 4.6.13 Measuring Range of Nuclear Instrumentation

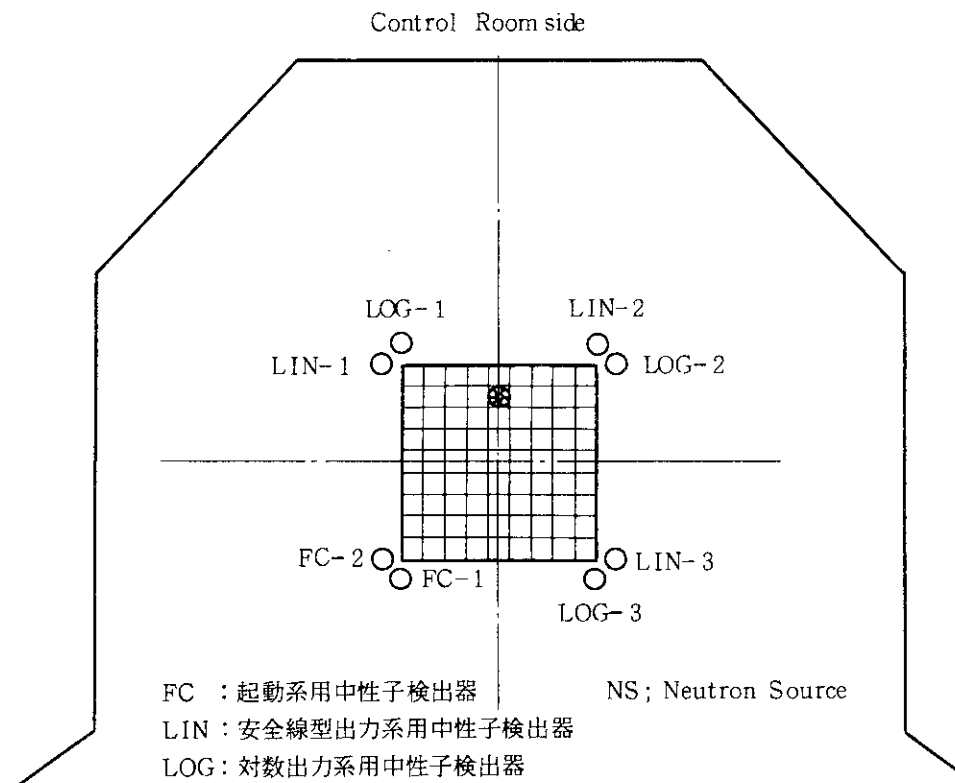


Fig. 4.6.14 Detector Location of Nuclear Instrumentation

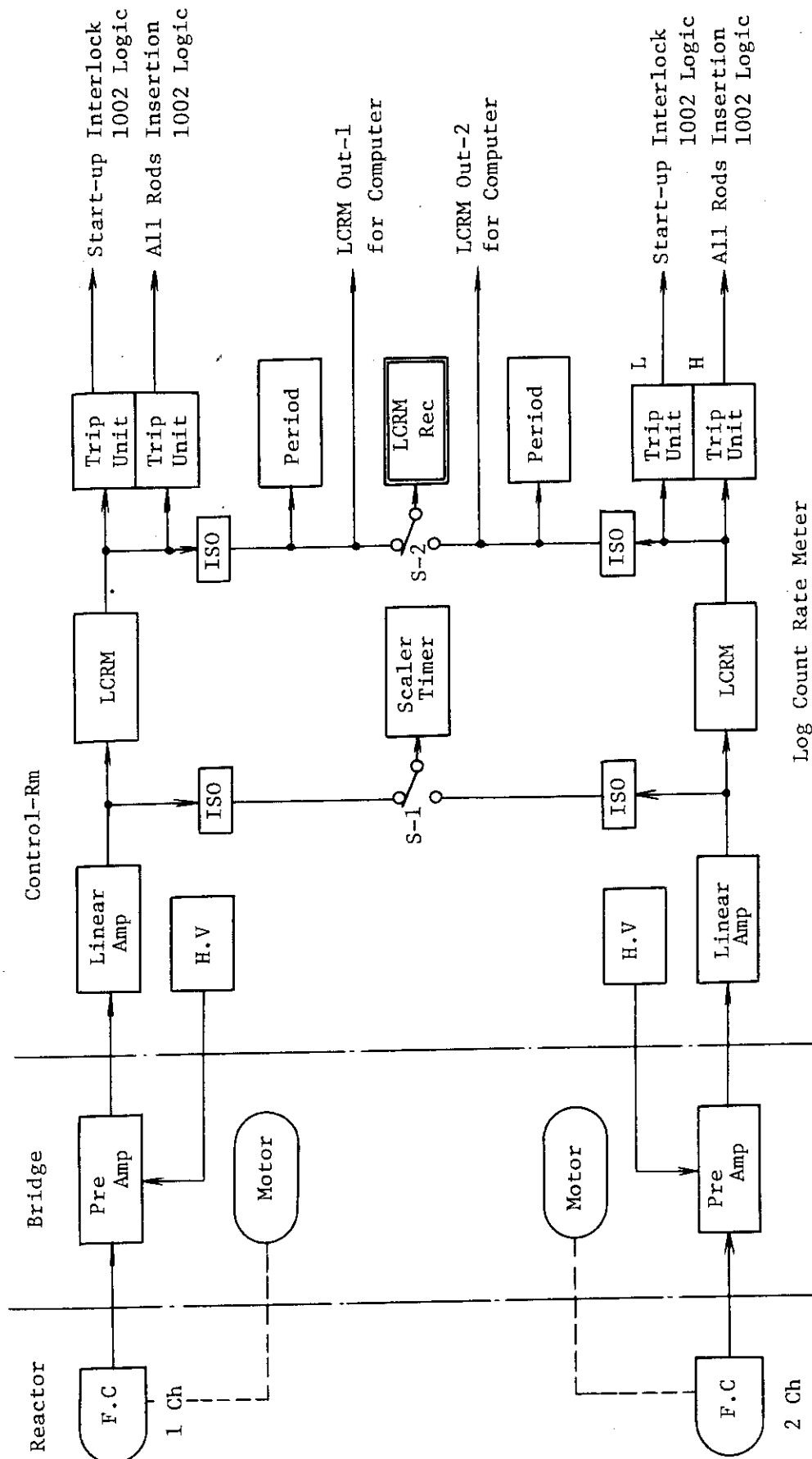


Fig. 4.6.15 Start-up channel block diagram

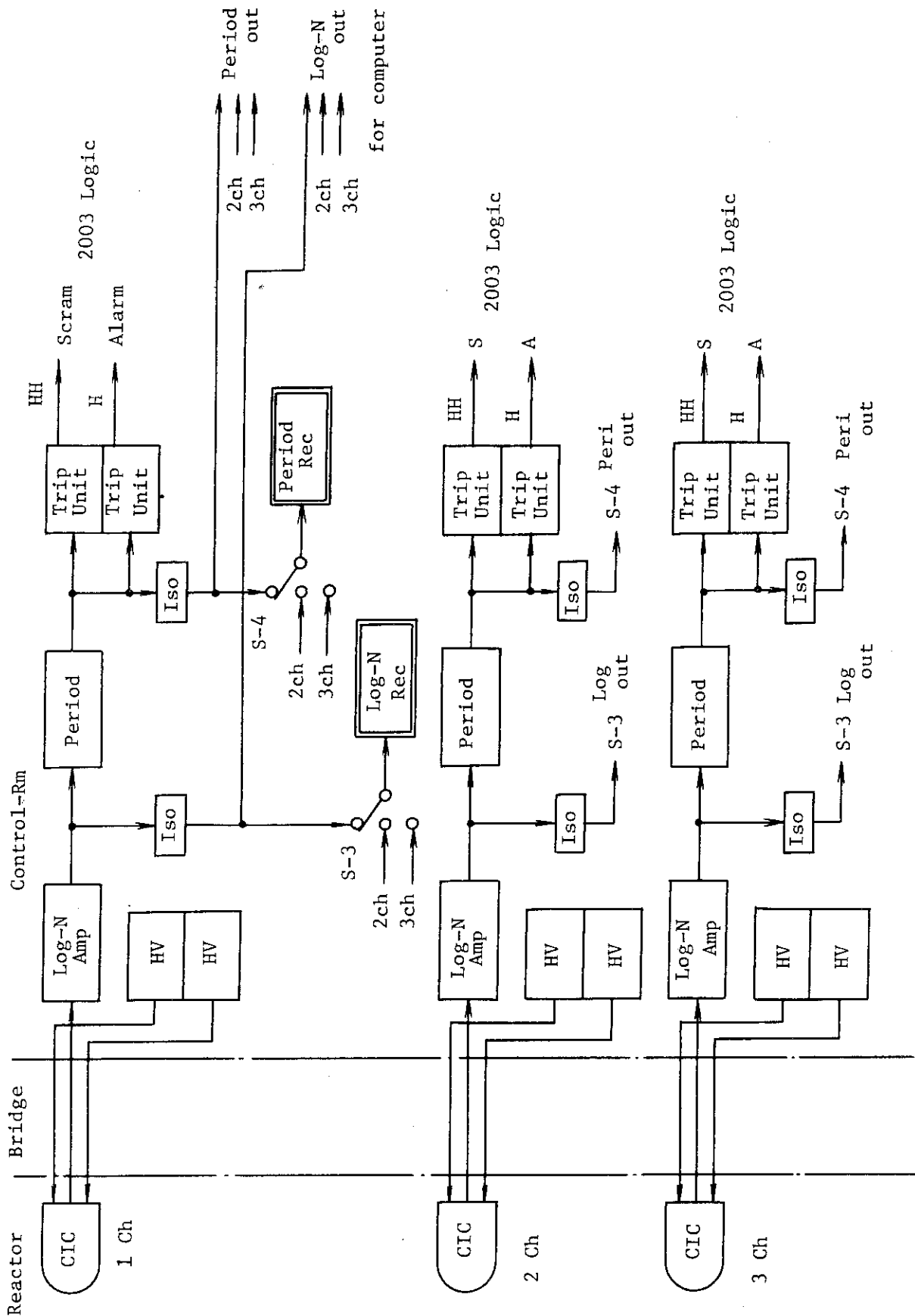


Fig. 4.6.16 Log-power channel block diagram

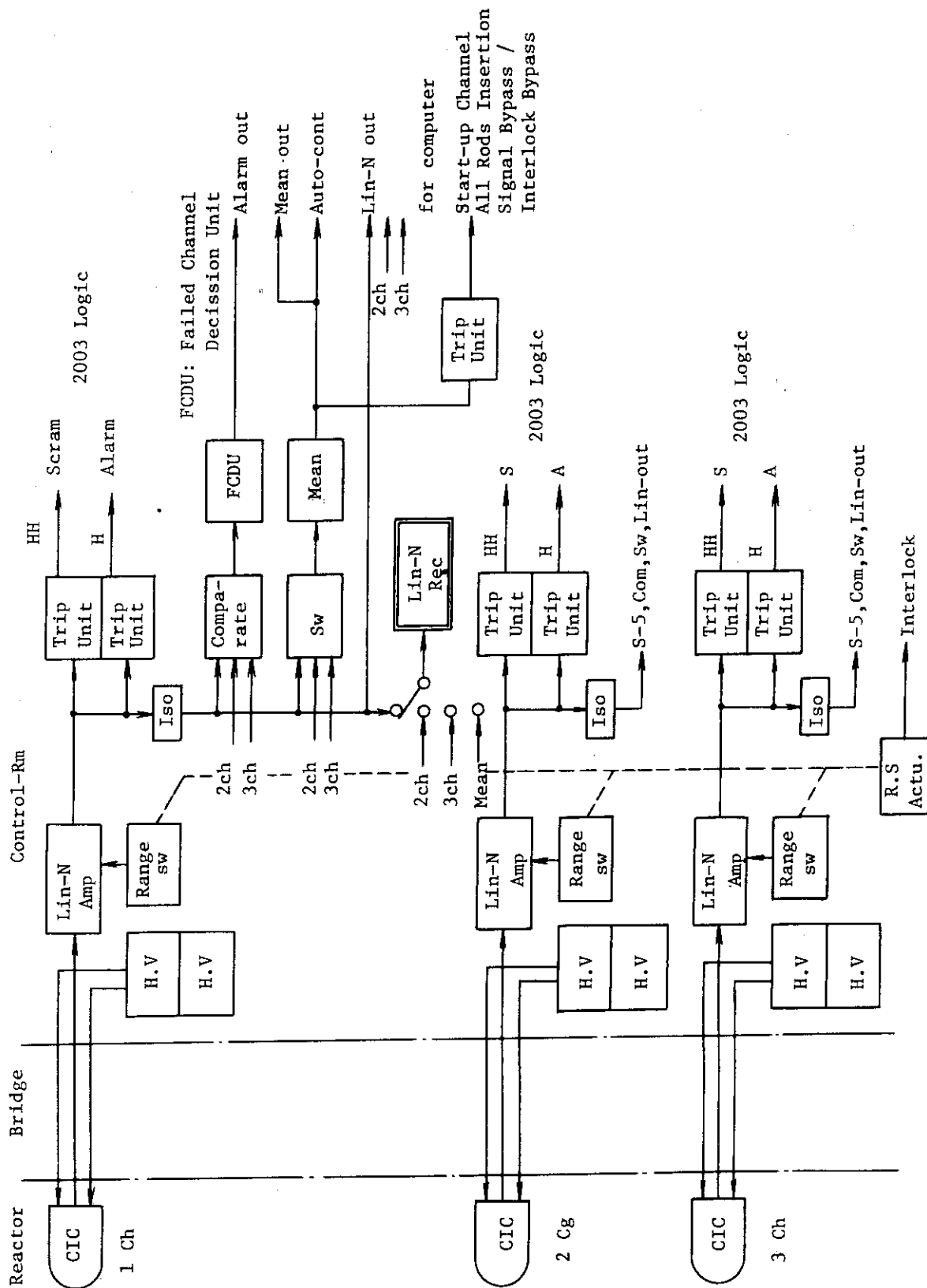


Fig. 4.6.17 Safety and linear-power channel block diagram

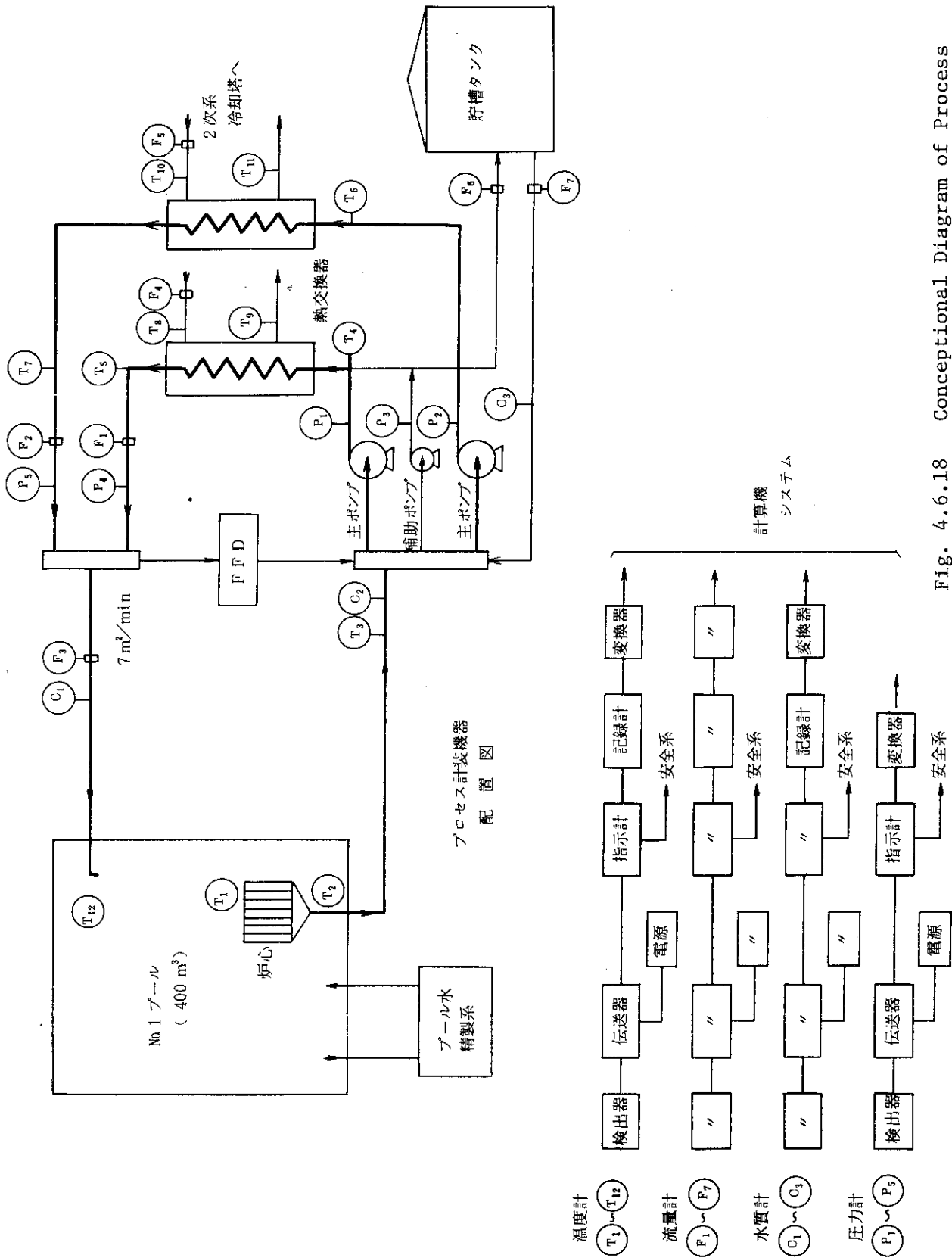


Fig. 4.6.18 Conceptional Diagram of Process Instrumentation

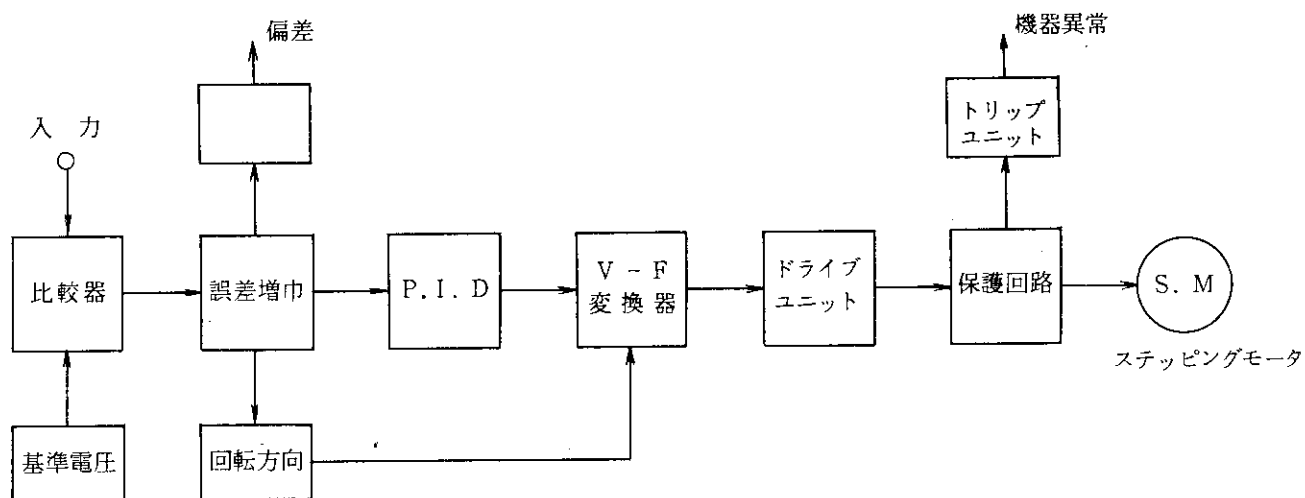


Fig. 4.6.19 Block Diagram of Automatic Control System

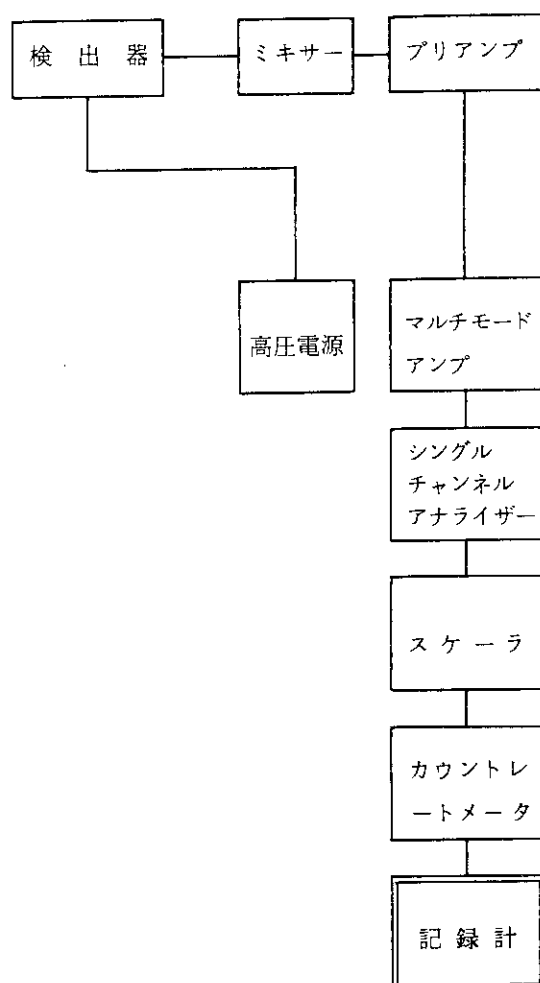


Fig. 4.6.20 Block Diagram of Fuel Failure Detection System

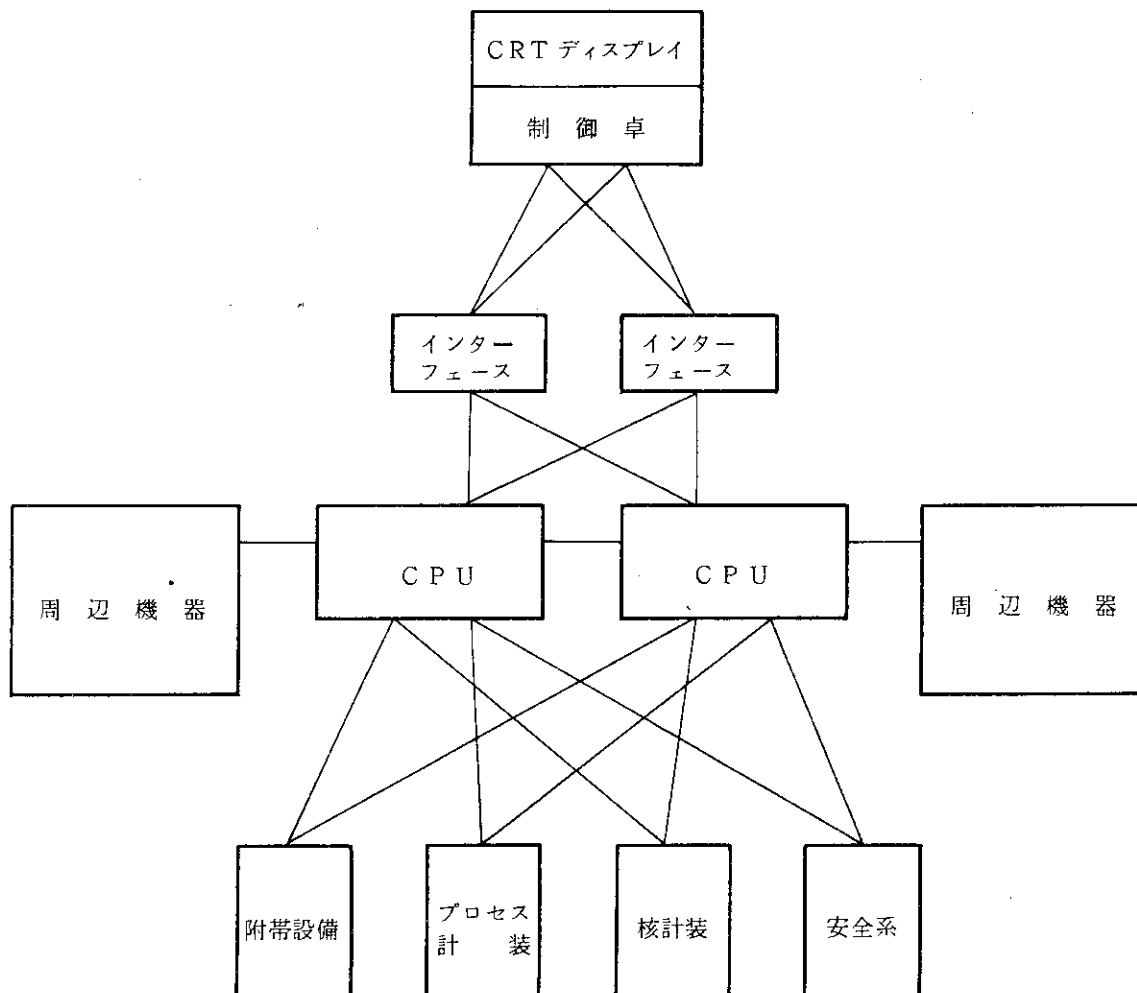


Fig. 4.6.21 Component of Computer System

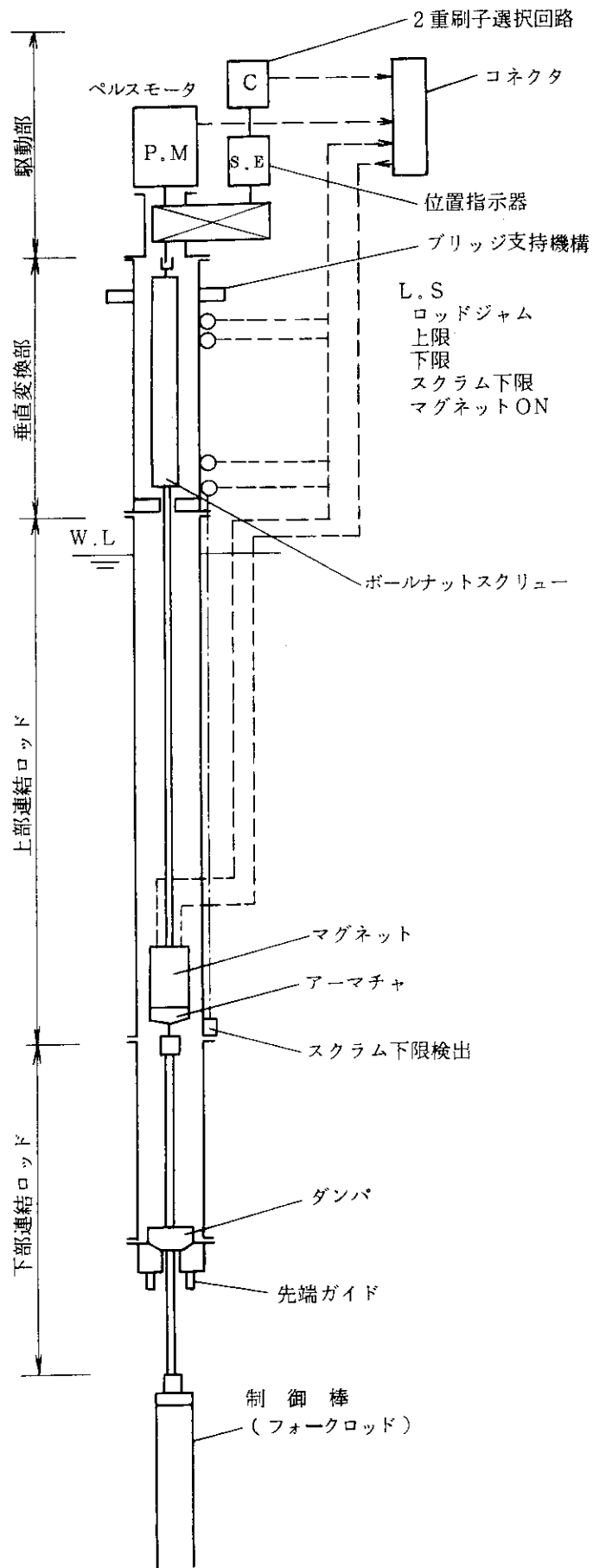
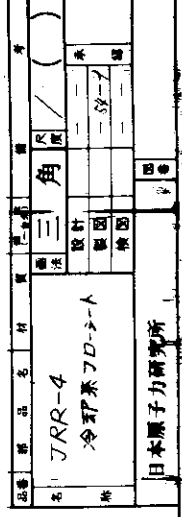


Fig. 4.6.22 Conception of Control Rod Drive Mechanism



— 263 ~ 264 —

4.6.3 JRR-4 モックアップ装置の検討

1) モックアップ実験装置

(1) 概 要

JRR-4 改造炉は、熱出力 10 MW、一次冷却水流量 $20 \text{ m}^3/\text{min}$ のオープン型原子炉で、炉心上部がプール水中に開放された構造となっている。燃料は、20%濃縮ウランを用いた ETR 型板状燃料で、制御棒には、Ag-In-Cd あるいは、ハフニウム製のフォーク型制御棒を用いる。また、一次冷却水の循環経路は、現代の原子炉が炉心タンクを有しているため、ほぼ閉回路になっているのに対し、改造炉では、オープン型のため、熱交換器で除去された一次冷却水は、一旦、プール内に吐き出された後、燃料要素内を下向流となって流れ、再び熱交換器入口に戻る回路となる。このため、プール内に吐き出された一次冷却水の状態によっては、炉心部で生成される ^{16}N や ^{41}Ar がプール上面まで拡散し、プール上面の線量率を上昇させる恐れがある。この対策として、一次冷却水の炉心出口に減衰槽を設け、短寿命核種の放射能を減衰させるとともに、プール内への吐出口にデフューザを設け、吐出口の水流を弱めることにした。

ここで検討したモックアップ装置は、上記プール内の一次冷却水の流動状態の確認や、炉心領域の流量分布の測定を行い、併せて、フォーク型制御棒の駆動試験、燃料等の炉心要素操作性の確認などを目的としたもので、実物大のものである。

(2) 構 造

改造炉のモックアップ装置の構造を Fig. 4.6.24 と Fig. 4.6.25 に示す。モックアップ実験装置は、大別して原子炉本体とポンプ設備に分けられる。これらは、NO-1 プールに据え付けられる。

イ) 原子炉本体

モックアップ装置の原子炉本体は、基本的に改造型原子炉本体と同じ構造で、炉心部は、上部がプール水中に開放されており、9行9列の格子板上に、燃料、反射体、照射筒などが配列されている。炉心部の周囲には、重水タンク、ボイド箱、中性子検出器用の遮蔽板などがある。これらの炉心部や実験設備関係機器は、基本的には固定型であるが、実験の必要上あるいは、改修の際に取り外し可能なように考慮されている。プール上面には固定型の炉心ブリッジがあり、このブリッジ上に制御棒のサポートや、自然循環弁駆動機構などがある。また、プール内には、制御棒交換時の足場と照射筒のサポートを兼ねた作業台がある。

ロ) ポンプ設備

モックアップ実験装置のポンプ設備として、現在の原子炉の冷却設備の最大流量は約 $9 \text{ m}^3/\text{min}$ で、モックアップ実験用の流量を確保できないため、NO-1 プール内に $10 \text{ m}^3/\text{min}$ の水中ポンプを2台仮設することにした。ポンプ入口に設けるべき減衰槽については、モックアップ実験で、その効果を確認できないので、外形だけを模擬したものを設置し、その中に水中ポンプを格納することにした。ポンプ出口に設けた2基のデフューザーは、円筒の周囲に多数の穴をあけたもので、吐出口の流速が約 $0.2 \text{ m}/\text{sec}$ 程度になるようにしたものである。

ハ) 据付方法

モックアップ実験装置の据付けは、モックアップ実験期間が3カ月間であり、実験終了後、原状復帰しなければならないこと、及び、プールライニングを保護するため、炉心ブリッジを除いては、全てアルミニウムの敷板を敷設し、その上に固定することにした。

2) 制御棒駆動装置

モックアップ実験を行う駆動装置は Fig. 4. 6. 26 及び Fig. 4. 6. 27 に示すものである。本装置の構造概念は本編 4. 6. 2-(4)に記してあり、これを第一次案としてまとめたもので主要部は下記のとおりである。

(1) 駆動部

駆動モータ : ステッピングモータ
 回転角度 : 0.9度/パルス (1~2相励磁)
 出力軸回転数 : 12 r, P, m / 24 r, P m (下降時)
 位置指示発信器 : シャフトエンコーダ
 位置指示範囲 : 0~650 mm

(2) 垂直変換部

ロッドジャム機構 : ボールナットスクリュー (リード mm)
 リミットスイッチ動作点
 上限 : 650 mm
 下限 : 0 mm
 ロッドジャム : -5 mm

(3) 上部連結ロッド

ホールドマグネット : DC 24 V, 400 mA
 吊下げ荷重 = 50 kg 以上
 切離し時間 = 50 msec 以下

検出器 : マグネット ON
 スクラム下限

(4) 下部連結ロッド

水ダンパー : ストローク 650 mm のうち上部 600 mm は自然落下に支障のない構造とし下部 50 mm にダンパーを入れる。

3) タービン流量計の製作 (manubacture of turbine flowmeter)

モックアップ試験の主要な項目の1つに炉心内流量分布の測定があげられていた。この測定方法として、① ピトー管、②タービン流量計が考えられた。前者は、従来の経験から、10 m もの深さのプールで使用するには、エア抜きなどが難しく、差圧測定なども面倒なため、(ただし、圧力損失は少ない) 流量の絶対値を求めるために使用することにした。

タービン流量計は、最近の市販のものが数多くだされているが、国産メーカーが少なく、しかも、燃料要素内に組込まねばならないという構造上の問題、また価格などの面から、①京大炉などで使われた永久磁石とリードスイッチを組合せた方法、②反射形光電スイッチを利用する方法を検討した。結局、後者の分解能が前者のそれより約10倍よいということで、反射形光電スイッチによる方式を採用した。

光電スイッチ形タービン流量計の構造は、Fig. 4. 6. 28 に示してある。試験の結果、流速に対するローターの回転速度が予想より大きく、羽根角度を調整しなければならなかった。特性測定及び耐久試験は、55年度に実施する計画である。

Fig. 4.6.24 Mock up test facility (Reactor)

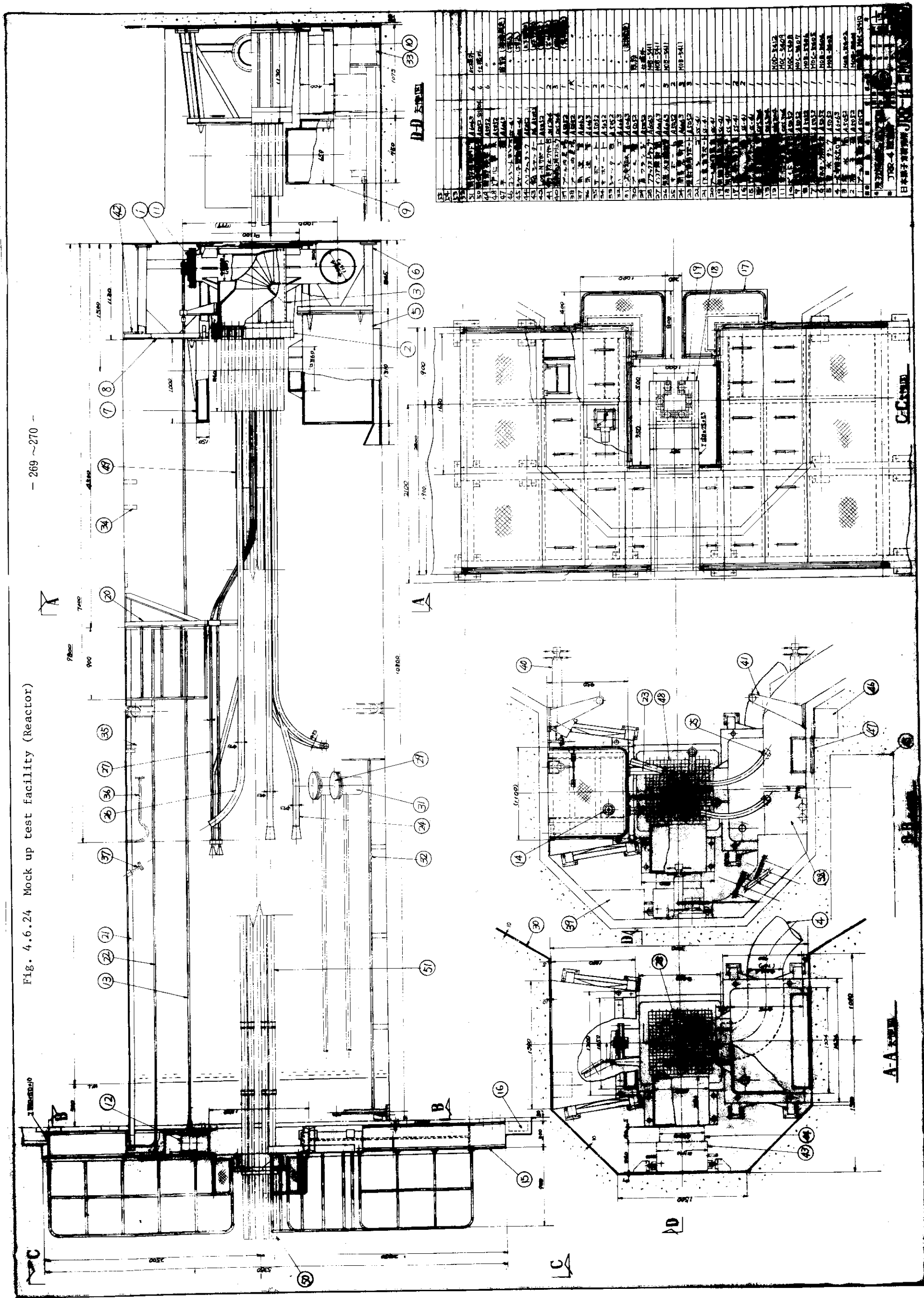


Fig. 4.6.24 Mock up test facility (Reactor)

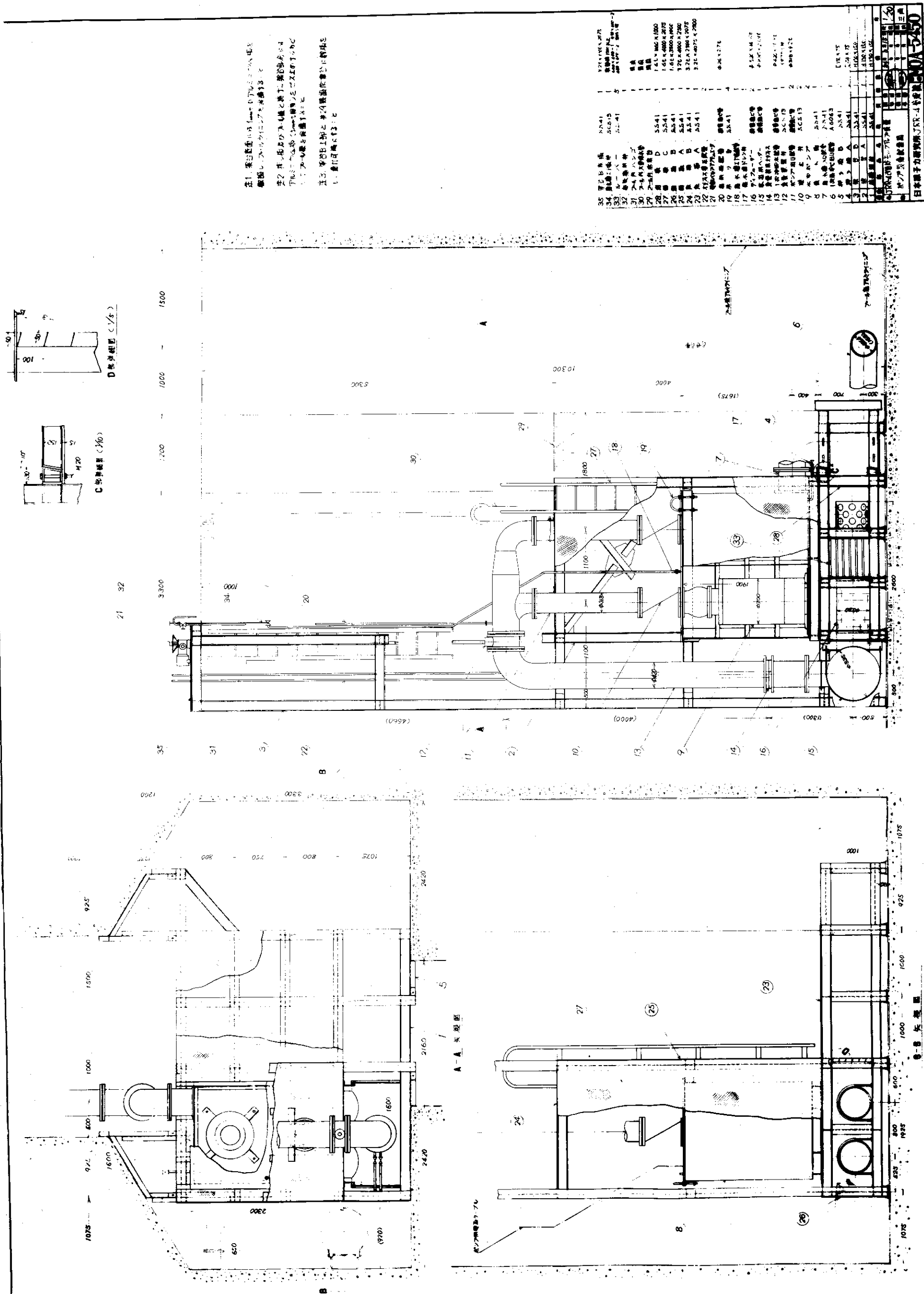
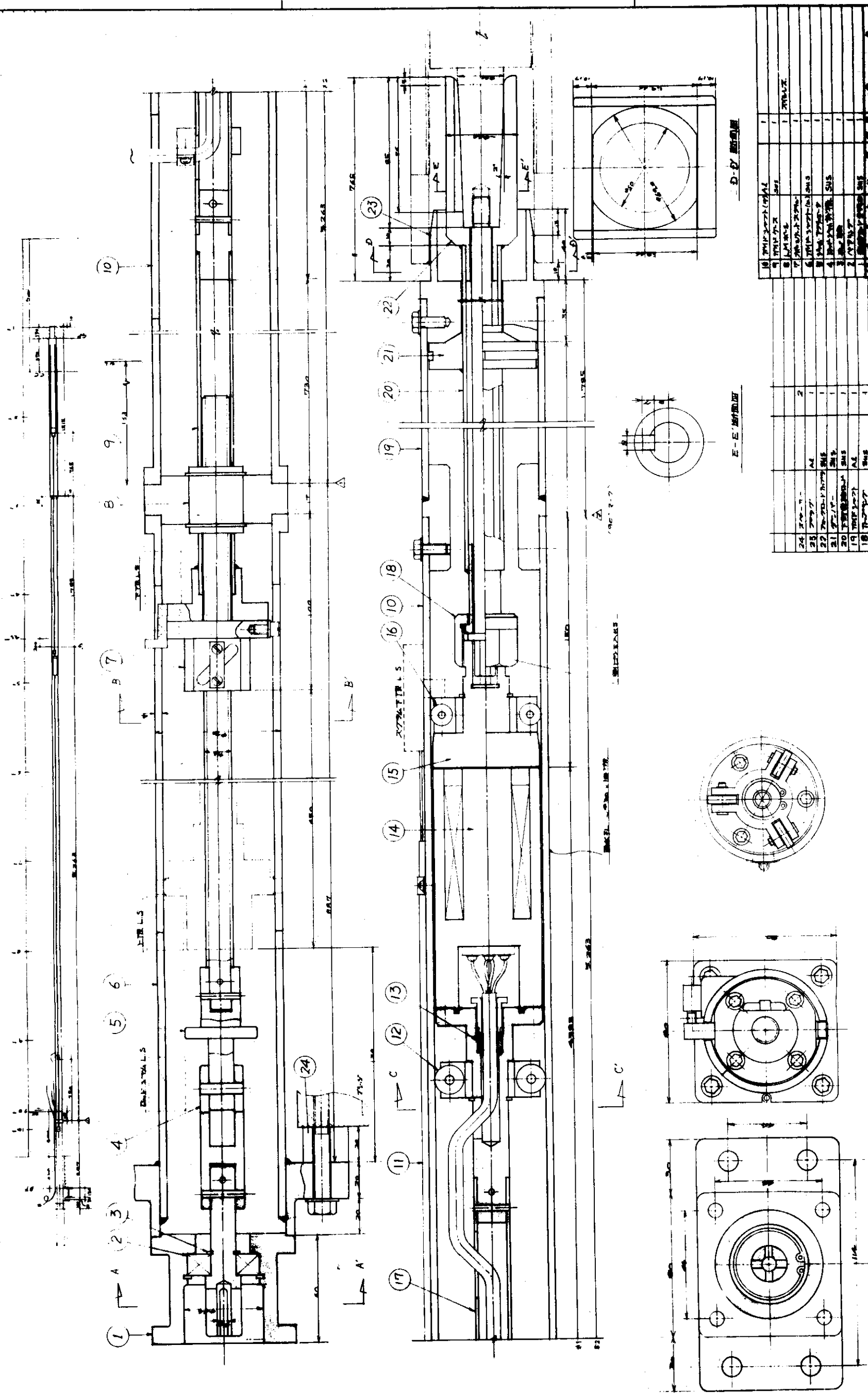


Fig. 4.6.25 Mock up test facility (Pump equipment)



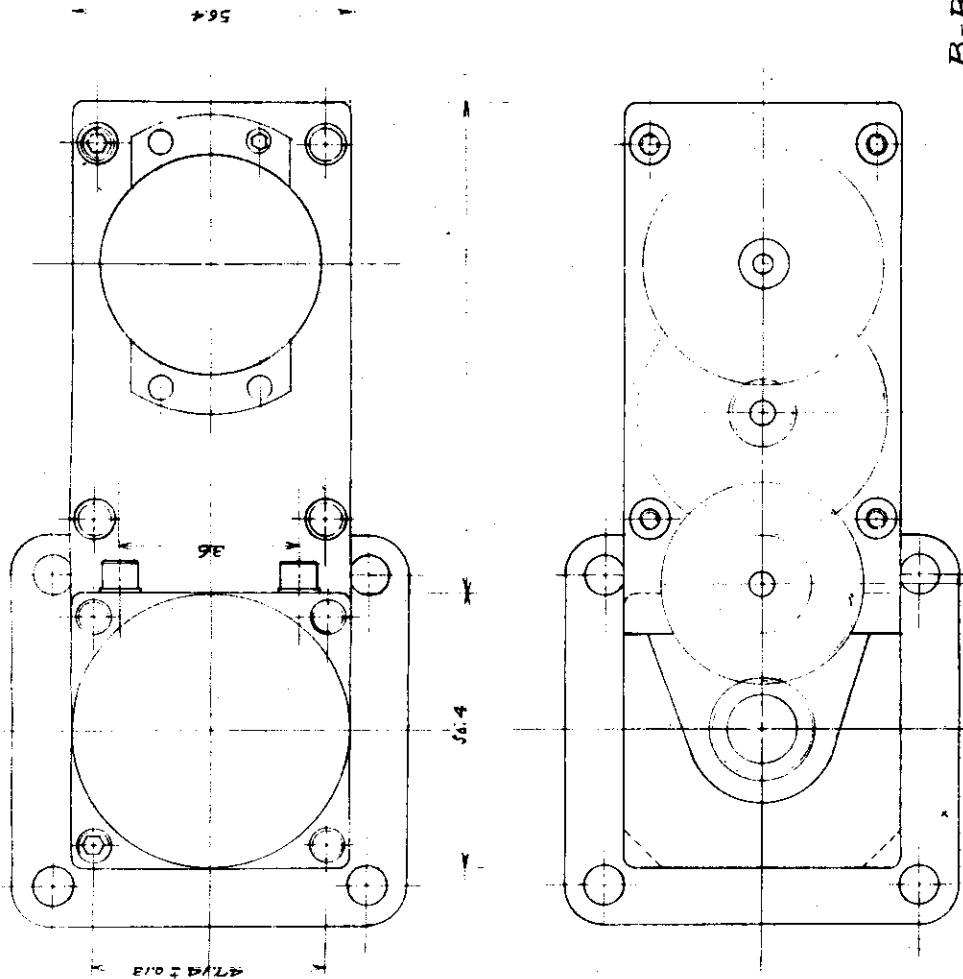
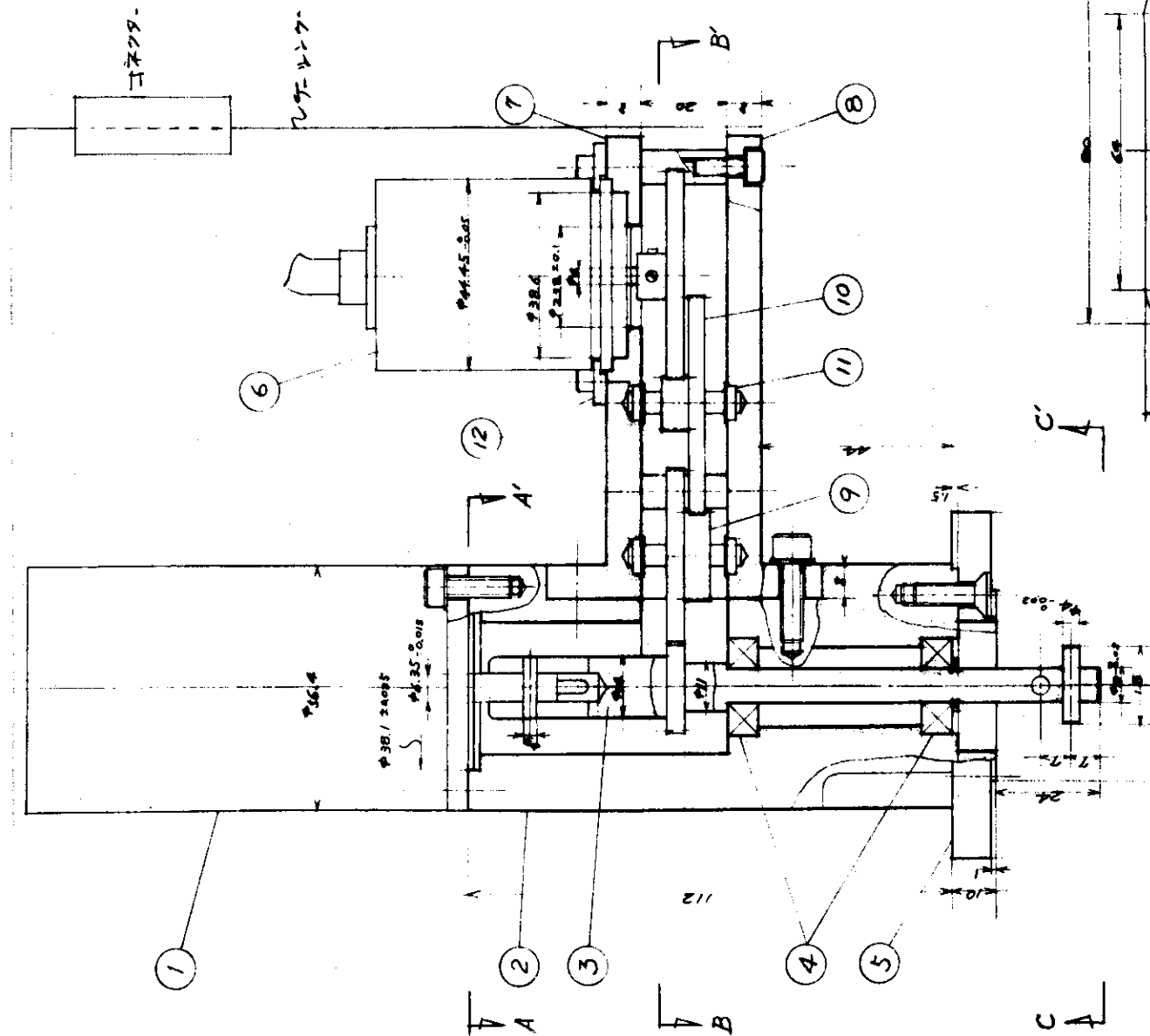
A-A 断面図

B-B 断面図

C-C 断面図

Fig. 4.6.26 Control rod drive mechanism

図番	品名	材質	数量	単位	備注
1	ボルト	SS400	1	個	
2	ナット	SS400	1	個	
3	ワッシャー	SS400	1	個	
4	シール	SS400	1	個	
5	シール	SS400	1	個	
6	シール	SS400	1	個	
7	シール	SS400	1	個	
8	シール	SS400	1	個	
9	シール	SS400	1	個	
10	シール	SS400	1	個	
11	シール	SS400	1	個	
12	シール	SS400	1	個	
13	シール	SS400	1	個	
14	シール	SS400	1	個	
15	シール	SS400	1	個	
16	シール	SS400	1	個	
17	シール	SS400	1	個	
18	シール	SS400	1	個	
19	シール	SS400	1	個	
20	シール	SS400	1	個	
21	シール	SS400	1	個	
22	シール	SS400	1	個	
23	シール	SS400	1	個	
24	シール	SS400	1	個	

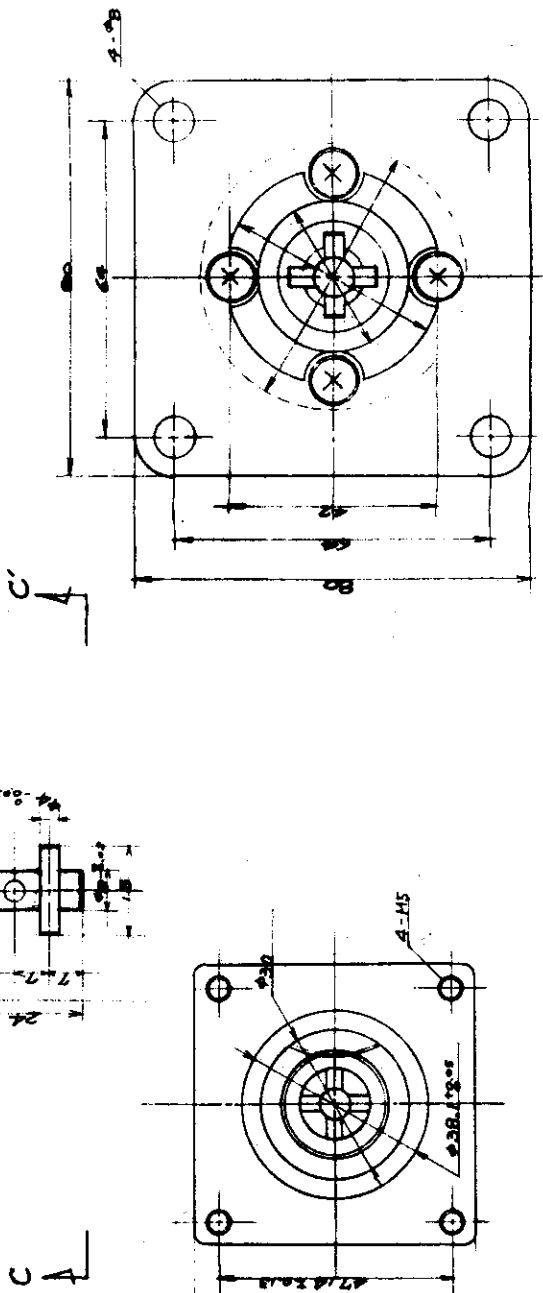


B-B' 断面図

Total 減速比
1/20
1/2
1/25
1/4
1/6
1/20
1/30
1/30

品番	部品名	材質	数量	単位	備考
12	止板	SUS304	2		
11	ハブ	A2017BD-T4	4	NMB 55RF-B30J-52H	
10	ハブ	SUS304			
9	ハブ	A2017P-T3	1		
8	上ガイド	A2017P-T3	1		
7	上ガイド	A2017P-T3	1		
6	ガイド	A2017P-T3	1		
5	ガイド	A2017P-T3	1		
4	ハブ	SUS304	2	NSK 608 3RS	
3	ハブ	A2017BD-T4	1		
2	ハブ	A2017BD-T4	1		
1	ハブ	A2017BD-T4	1		

A-A' 断面図



C-C' 断面図

Fig. 4.6.27 Control rod drive unit

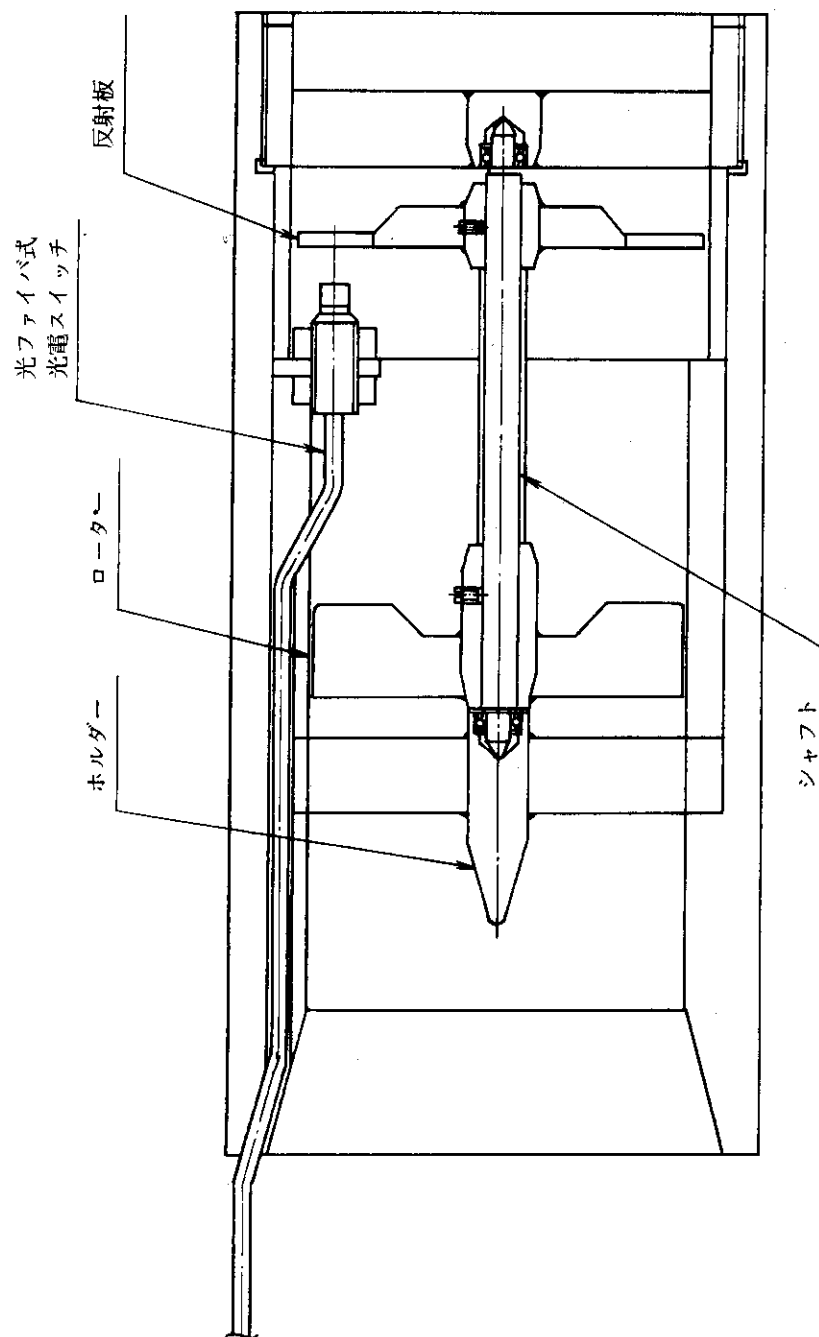


Fig. 4.6.28 Sketch of Turbine Flowmeter

4.6.4 研究炉長期整備計画の第2次検討

昭和52年6月に作成された「研究炉長期整備計画」は、その実現のための準備作業が進められてきたが、この間に、核不拡散政策の強化に伴う高濃縮ウラン使用制約の問題、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及ぼすと思われる外部情勢の変化が生じた。そのため、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、計画の見直し及び改訂作業が行われた。

検討委員会は7回の審議を経て、情勢の変化並びに準備作業の間に得られた諸情報を勘案の上、先に決定をみた「研究炉長期整備計画」を大巾に修正し、昭和55年5月に新計画を立案した。次下に主な変更等を述べる。

1) JRR-3

前回の検討委員会では、炉体関係は炉心タンク及び上部遮蔽体のみを解体撤去し、その跡に、JRR-2型炉心の構成に適した炉心タンク及び上部遮蔽体を製作設置し、炉心タンクをとりまく黒鉛反射体、熱遮蔽タンク及び生体遮蔽体は既設のままで再使用する案が採用された。また熱出力はJRR-2の2倍の20 MWであるが、炉型式はJRR-2とほぼ同じの高濃縮ウラン重水減速重水冷却タンク型に改造することになっていた。

今回の見直し検討の結果、次のようなことが判明した。

- ① ウラン濃縮度の低減は国際的な合意に基づくものであり、20 MWクラスの原子炉の場合、現在確立されている燃料製造技術の範囲では、45%濃縮ウラン程度が限界と考えられること。
- ② 現JRR-3の炉体部分の重量のままで、最近の発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針を満足させるためには、大規模な補強工事が必要となること。
- ③ 炉体部分の一括搬出工法は、原子炉への適用例はないが、過去の建物等の実施例からみて技術的な点で問題がないと判断したこと。
- ④ 解体工事の際の従事者被曝・廃棄物処理の面で一括搬出工法が部分解体より優れていること。
- ⑤ 変更に伴って経済的な負担は殆んど増えないこと。
- ⑥ 炉型の選定、実験孔の配置など自由に選定できること。
- ⑦ 重水炉と軽水炉を比較した場合、性能並びに利用性で大きな差異がなく、保守管理面で後者が優れていること。

以上の理由により、JRR-3の改造については、45%濃縮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ことに変更することが妥当であるとの結論を得た。改造JRR-3の主要諸元をTable 4.6.6に示す。

2) JRR-4

前回の検討委員会では、JRR-4の改造は現炉心を低出力炉としてNo.2プールに残し、No.1プールに5 MW程度のオープン型炉を設置する計画であった。

今回の見直し検討の結果、次のようなことが判明した。

- ① JRR-4の建家は、炉体構造等の改造を行う場合、最近の発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針への適合が要求されたとき、これを満足させるには、建家全体を再建設するのと同程度の工事を必要とすること。

- ② ウラン濃縮度の低減は国際的な合意に基づくもので、核熱的には現行炉のままで 20 %未満に低減できること。
- ③ 現在の炉体構造のままで、照射設備を整備することによって、照射利用に関しては増強が可能であること。

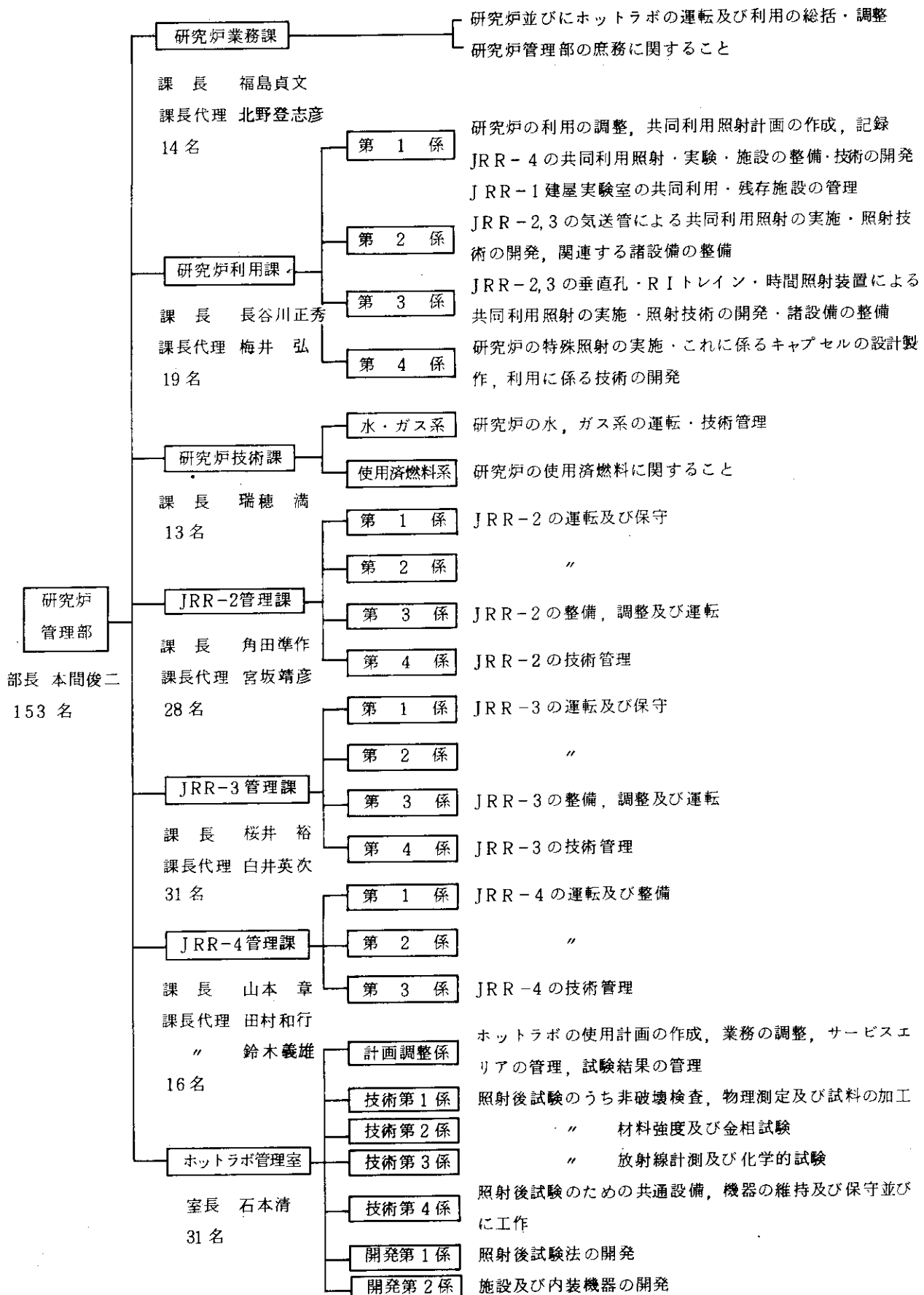
以上の理由により、JRR-4 の改造については、20 %未満濃縮ウラン燃料とするほかは、炉体構造及び熱出力は当面現在 (3.5 MW) のままとし、JRR-3 の改造着手前に利用設備の充実整備を図ることが妥当であるとの結論を得た。

Table 4.6.6 Reactor design data of present and after upgrading on JRR-3

項 目	現 状	改 造 後
炉 型	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 最高中性子束	10 MW ϕ_{th} : 約 $3 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ ϕ_f : 約 $1 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$	20 MW ϕ_{th} : 約 $4 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ (フラックスストラップ) ϕ_f : 約 $2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$
炉 心 部 炉心寸法 炉心構造 炉心出口温度 冷却水流量	直径 : 約 2.6 m, 高さ : 約 2.1 m アルミニウムタンク, 150 mm 三角形格子 最高 57.5 °C 17.3 m ³ /min	縦 : 約 56 cm, 横 : 約 40 cm 5 行 15 列格子板 固定式両側面重水反射体タンク付 最高 約 60 °C 約 30 cm ³ /min
燃 料 形 状 被 覆 材 要 素 数 U-235装荷量	1.5 %濃縮 UO ₂ ピン状 ジルカロイ 243 本 約 20 kg (平衡炉心)	45 %濃縮ウラン・アルミ分散型板状, ETR 形板 約 19 枚 アルミニウム 29 本 (標 : 23 本, 制 : 6 本) 約 6 kg (平衡炉心)
制 御 棒 型 状 数 量 駆 動 部	カドミウム, アルミニウム被覆 17 本 ワイヤドラム巻上式 (粗) ボールナットスクリュウ (微)	ハフニウム, フォークロッド型 6 本 ボールナットスクリュウ
実 験 設 備	$\phi_{th} \quad \phi_f$ 中央照射孔 (200 ϕ) 2×10^{13} 3×10^{11} 1 本 炉心領域 (130 ϕ) 2×10^{13} 3×10^{11} 照射孔 (3 本) " (38 ϕ) 3×10^{13} 6×10^{11} " (3 本) 気送管 (30 ϕ) $3 \sim 0.02 \times 10^{13}$ 照射孔 (3 本) 水平実験孔 (150~300 ϕ) 6×10^{12} 7 本 サーマルコラム (1本) 4×10^{11} 3×10^8	$\phi_{th} \quad \phi_f$ 燃料領域 (50 ϕ) $\sim 4 \times 10^{14} \sim 1.5 \times 10^{14}$ 照射孔 (3 本) " (30 ϕ) $\sim 3 \times 10^{14} \sim 1.5 \times 10^{14}$ " (6 本) 反射体領域 (100 ϕ) $\sim 1 \times 10^{14}$ 照射孔 (2 本) " (50 ϕ) $\sim 1 \times 10^{14}$ " (2 本) 水平実験孔 (5本) $\sim 1.7 \times 10^{14}$ ガイドチューブ用 (2本) $\sim 1.2 \times 10^{14}$ 実験孔

5.1 研究炉管理部の組織と業務

55. 3. 31 現在



5.2 口頭発表

氏 名	題 目	発 表 学 会 名
吉島哲夫 (梅井, 田中, 飯田) (田中 (核融合))	トリチウム製造技術の開発 (Li-Al ターゲットの原子炉照射)	日本原子力学会 (54.10)
鶴野 晃	JRR-2 中性子ラジオグラフィ装置	日本非破壊検査学会第1分 科会 (54.8)
田畑俊夫 (鈴木, 鶴野, 梅井)	トリチウム製造技術の開発 (Al-Li の中性子ラジオグラフィ)	日本原子力学会 (54.10)
鶴野 晃	Neutron radiographic techniques for post-irradiation examination	Conference on post- irradiation examination (British Nuclear Energy Society)
清水堅一 (鶴野, 鈴木, 田畑)	JRR-2 中性子ラジオグラフィ装置	日本原子力学会 ポスターセッション 昭和55年年会
一色正彦 (川上, 岡根, 金田) (宮内, 相沢)	硫黄のインコア照射技術の開発(Ⅱ) — 測温キャプセルによる炉内照射試験 —	日本原子力学会 昭和55年年会
瑞穂 満	原研研究炉の今後の計画	京大 HFR 計画調査研究会 (熊取)

5.3 外部投稿論文

氏 名	題 目	投 稿 誌 名
清水堅一 (鶴 野)	中性子ラジオグラフィ普及のために	日本原子力学会誌 (談話室)
鶴野 晃 (鈴木, 田畑)	中性子ラジオグラフィ	百科辞典 (平凡社版)

5.4 研究所刊行物

氏 名	題 目	レポ ー ト 番 号
研究炉管理部	研究炉・ホットラボの運転と技術管理 (昭和53年度)	JAERI-M 8702

5.5 受託調査

件 名	相 手 方	担 当	備 考
原電東海炉原子炉压力容器鋼材等の監視試験（第5回）に関する調査	日本原子力発電（株）	ホットラボ管理室	54.6.11～55.5.31
原電東海炉モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査	"	"	54.6.11 ～55.5.31
計装燃料用高温熱電対の照射試験（I）	動力炉核燃料開発事業団	研究炉利用課	54.5.1 ～55.10.31

5.6 官庁許認可一覧

原子炉名	件 名	申請年月日	許可，認可 合格年月日	種 類
J R R 1 2	燃焼度及び炉心装荷本数の増加	54.8.16		原子炉設置変更許可
	第24次B型燃料要素の製作	54.7.17	54.7.31	設計及び工事の方法の認可
		54.8.2	54.11.20	使用前検査
	第25次円筒B型燃料要素の製作	54.10.8	54.11.6	設計及び工事の方法の認可
		54.11.7	55.3.4	使用前検査
J R 3 R	使用済燃料貯蔵施設の設置	54.12.14		原子炉設置変更許可
	第7次二酸化ウラン燃料要素の製作	(53.11.6)	54.6.6	使用前検査
J R R 1 4	ウラン濃縮度の変更	(53.12.13)	54.6.27	使用前検査
	第8.9次B型燃料要素の製作	54.11.27	54.11.30	設計及び工事の方法の認可
		55.2.19		使用前検査
	冷却水循環ループの一部改造	54.9.26	54.9.28	設計及び工事の方法の認可
		54.12.17	55.2.8	使用前検査
	トリチウム放出挙動実験装置用照射筒の製作	54.4.11	54.7.11	使用前検査

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。早期に刊行する目標で開始しましたが、非常におくれましたことをおわび致します。

(編集委員長)

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	塚田 久 (研究炉利用課)
	島 敬二郎 (研究炉技術課)
	黒沢 正義 (JRR-2 管理課)
	鈴木 正年 (JRR-3 管理課)
	大場 永光 (JRR-4 管理課)
	鶴野 晃 (ホットラボ管理室)
庶務	清水 時代 (研究炉業務課)