

JAERI-M
5845

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和48年度)

1974年9月

研究炉管理部

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

研究炉・ホットラボの運転と技術管理
(昭和48年度)

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部
(1974年8月26日受理)

本報告書は、昭和48年度における当部の業務全般について、記録し、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。研究炉管理部では、JRR-2、JRR-3及びJRR-4の各研究炉並びに原子炉燃料、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、燃料及び水・ガスの管理を含む技術管理、放射線管理等の幅広い業務が行われ、また、研究炉に関連した各種の開発試験が進められている。

なお、TLG-1 (Technical Laboratory Gas Loop-1)による8年間余にわたった研究は、所期の目的を達成して、本年度ですべて終了した。

ホットラボでは、各種燃料、材料の照射後試験及びこれらの技術開発が行われ、十分な成果をあげた。

Report on the Operation, Utilization and Technical
Development of Research Reactors and Hot Laboratory
(April 1, 1973 to March 31, 1974)

Division of Research Reactor Operation, Tokai, JAERI
(Received August 26, 1974)

This is an annual report describing the whole activities of the Division of Research Reactor Operation in fiscal 1973.

Main works of the Division are Operation and Maintenance of JRR-2, JRR-3 and JRR-4 and post irradiation test at Hot-Laboratory.

In performance of the works mentioned above, research and development were made in various fields of reactor engineering such as operation and maintenance of reactors, technical management of fuels and coolants, radiation control and irradiation technique etc.

TLG-1 (Technical Laboratory Gas Loop-1) was removed from the JRR-2 at the end of fiscal 1973. This equipment had been used for the development of irradiation technique and the studies on behaviour of fission products for eight years.

Post irradiation tests of various fuels and materials were performed at the Hot Laboratory as well as the technical development of test procedures.

目 次

まえがき	1
1 概 要	3
1.1 昭和48年度事業概要	5
1.1.1 研究炉の運転管理	5
1.1.2 研究炉の利用	6
1.1.3 ホットラボの運転管理	6
1.1.4 研究及び技術開発	8
2 研究炉の運転管理	11
2.1 JRR-2の運転管理	13
2.1.1 運 転	13
2.1.2 保守整備	14
2.1.3 燃 料	15
2.1.4 技 術	18
2.1.5 放射線管理	18
2.2 JRR-3の運転管理	21
2.2.1 運 転	21
2.2.2 保守整備	22
2.2.3 燃 料	25
2.2.4 技 術	27
2.2.5 放射線管理	28
2.3 JRR-4の運転管理	30
2.3.1 運 転	30
2.3.2 保守整備	31
2.3.3 燃 料	32
2.3.4 技 術	33
2.3.5 放射線管理	34
2.4 重水・ヘリウム管理	35
2.4.1 研究炉の重水管理	35
2.4.2 JRR-2の重水管理	36
2.4.3 JRR-3の重水管理	37
2.5 研究炉の利用	41
2.5.1 照 射	41
2.5.2 実 験	43
3 ホットラボの運転管理	47
3.1 運転管理	49

3.2	保守整備	55
3.3	汚染除去	56
3.4	放射線管理	57
4	T L G - 1 の運転経過と撤去	61
5	主な技術的事項	77
5.1	原子炉施設及び機器	79
5.1.1	JRR-2 の改修工事	79
5.1.2	JRR-2 のアルゴン低減対策	87
5.1.3	JRR-2 熱遮蔽水への重水漏洩	95
5.1.4	JRR-3 炉心孔点検	97
5.1.5	JRR-3 主重水ポンプ (DP-1) の改造	99
5.1.6	廃液中和施設の設定と運転	102
5.2	原子炉の特性試験	106
5.2.1	JRR-2 円筒燃料内高速中性子スペクトルの測定	106
5.2.2	JRR-3 UO ₂ 燃料第3ステップ特性試験	108
5.2.3	XSDRN Code の整備	112
5.3	燃 料	118
5.3.1	使用済燃料の貯槽内検査	118
5.3.2	使用済燃料の解体検査	118
5.3.3	JRR-2 FP 異常放出燃料体ロケーション	121
5.4	計測制御	125
5.4.1	JRR-4 データ・ログの整備	125
5.5	照射技術	128
5.5.1	JRR-2 における核燃料の照射	128
5.5.2	JRR-2 における炉材料の照射	136
5.5.3	JRR-2 6C円筒燃料内における特性測定	140
5.5.4	JRR-3 標準試料表の整備	143
5.5.5	JRR-4 気送管照射設備	148
5.5.6	JRR-4 フィッションチェンバの照射試験	149
5.6	ホットラボの技術	152
5.6.1	被覆粒子燃料ペレットの電気化学的解砕	152
5.6.2	化学ケープの扉及びホイストの制御回路	153
6	研究開発	157
6.1	JRR-4 の炉雑音測定 (その 2)	159
6.2	FP の沈着に関する研究	163
6.3	被覆燃料粒子の機械的強度	171
6.4	鉄及び鉄合金の高温における照射効果	173
6.5	非破壊測定法による核燃料の燃焼度測定法の開発	176

7 付 録	181
7.1 研究炉管理部の組織と業務	183
7.2 外部投稿論文	184
7.3 研究炉刊行物	184
7.4 口頭発表	184
7.5 特 許	186
7.6 受託業務	186
7.7 受託調査	187
7.8 共同研究	187
7.9 委託調査	187
7.10 外国出張	187
7.11 委員会	187
7.12 教育訓練講師	188
7.13 官庁許認可等一覧	188
あ と が き	190

Contents

Preface

1 General Description

1.1 Activities in Fiscal 1973

1.1.1 Operation and Maintenance of Research Reactors

1.1.2 Utilization

1.1.3 Operation and Maintenance of Hot Laboratory

1.1.4 Research and Development

2 Operation and Maintenance of Research Reactors

2.1 Operation and Maintenance of JRR-2

2.1.1 Operation

2.1.2 Maintenance

2.1.3 Fuel

2.1.4 Reactor Techniques

2.1.5 Radiation Control

2.2 Operation and Maintenance of JRR-3

2.2.1 Operation

2.2.2 Maintenance

2.2.3 Fuel

2.2.4 Reactor Techniques

2.2.5 Radiation Control

2.3 Operation and Maintenance of JRR-4

2.3.1 Operation

2.3.2 Maintenance

2.3.3 Fuel

2.3.4 Reactor Techniques

2.3.5 Radiation Control

2.4 Heavy Water and Helium

2.4.1 Heavy Water Management for Research Reactors

2.4.2 Heavy Water and Helium in JRR-2

2.4.3 Heavy Water and Helium in JRR-3

2.5 Utilization of Research Reactors

2.5.1 Irradiation

2.5.2 Experiment

3 Operation and Maintenance of Hot Laboratory

3.1 Operation

3.2 Maintenance

3.3 Decontamination

3.4 Radiation Control

4 Operation of Technical Laboratory Gas Loop-1 and its Dismantlement

5 Reactor Techniques

5.1 Facility and Machinery

5.1.1 Remodification of JRR-2

5.1.2 Method for Decrease of ^{41}Ar in JRR-2

5.1.3 Heavy Water Leakage into the Thermal Shield Water System in JRR-2

5.1.4 Inspection of Fuel Guide Tube in JRR-3

5.1.5 Repair of Main-Pump (DP-1) in JRR-3

5.1.6 Construction and Operation of Neutralization Equipment for Waste Water

5.2 Reactor Performance Test

5.2.1 Measurement of Fast Neutron Spectrum in JRR-2 Cylindrical Fuel

5.2.2 The Third Test on the Characteristic of JRR-3 UO₂ Fuel

5.2.3 XSDRN Code

- 5.3 Fuel
 - 5.3.1 Inspection of Leaky fuels in Spent Fuel Pond
 - 5.3.2 Destructive inspection of Spent fuel
 - 5.3.3 Location of F.P Leak Fuel in JRR-2 Core
- 5.4 Measurement and Control
 - 5.4.1 Improvement of Data-Logger in JRR-4
- 5.5 Irradiation Techniques
 - 5.5.1 Irradiation of Nuclear Fuel in JRR-2
 - 5.5.2 Irradiation of Reactor Materials in JRR-2
 - 5.5.3 Characteristic Measurements of Thermal Neutron Flux
in JRR-2 Cylindrical Fuel 6C
 - 5.5.4 Standard Irradiation Samples Table for JRR-3
 - 5.5.5 Irradiation Facility with Pneumatic Tube in JRR-4
 - 5.5.6 Irradiation Test of Fission Chamber in JRR-4
- 5.6 Hot Laboratory Techniques
 - 5.6.1 Electric Disintegration of the Coated Particle Fuels
 - 5.6.2 Design of Control Circuit for Chemical Cave Door and Hoist
- 6 Research and Development
 - 6.1 Measurement of JRR-4 Reactors Noise (No 2)
 - 6.2 Studies on Deposition of Fission Products
 - 6.3 Mechanical Strength of Coated Fuel Particles
 - 6.4 Irradiation Effects in Iron and Iron Alloys at High-Temperature
 - 6.5 Fuel Burn-up Measurement by Non Destructive Method
- 7 Appendix
 - 7.1 Organization of the Division
 - 7.2 Papers
 - 7.3 JAERI Reports
 - 7.4 Oral Presentations

7.5 Patents

7.6 Entrusted Works

7.7 Entrusted Investigations

7.8 Joint Research Works

7.9 Commissioned Investigation

7.10 Overseas Inspections

7.11 Activities of Committees

7.12 Lecturers for School

7.13 Permisson etc.

まえがき

48年度、研究炉管理部の業務及び研究は、ほぼ当初の計画どおり順調に行われた。

JRR-2は、予定どおり10サイクルの共同利用運転を終え、48年12月から炉心上部遮蔽体等の改修工事の準備に入った。改修工事については、契約を48年11月に締結したが資材の高騰や入手難のために工事完了が、当初計画(49年7月)より大巾に遅れ50年7月の見込みとなった。JRR-3は、 UO_2 燃料炉心移行第3ステップを終了した。また、運転は当初11サイクルの予定であったが、主重水ポンプの改修作業の遅れのため1サイクルの運転を中止した。JRR-4は、計画どおり順調に稼動したほか、49年1月に共同利用業務の認可を受け、外部利用を開始した。

本年度は、各炉から排出される放射性アルゴンガスの放出量の低減対策について、検討がなされ、特に、JRR-2については、改修工事と関連させて検討し、各種の実験及び工事が行われ、低減についての見通しが得られた。

TLG-1(Technical Laboratory Gas Loop-1)によるFPの沈着に関する研究は、所期の成果を納めて、本年度下期までに終了し、これによって8年余にわたる本ループによる研究はすべて完了したので施設を撤去した。

ホットラボでは、原電東海炉燃料モニタリング、多目的高温ガス炉用燃料の試験などをするため、 γ スキニングセルの使用許可を得て利用の準備を行った。

以上のほか、各施設では、安定運転維持のための保守・整備、照射技術の向上及び照射後試験技術開発のために積極的に業務を推進した。

このような当部の活動について、本報告書は、第2、3章に運転管理、第4章にTLG-1、また、第5、6章にはそれぞれ運転管理上の技術的事項と研究成果について述べている。

1 概 要

General Description

1.1 昭和48年度事業概要

1.1.1 研究炉の運転管理

1) JRR-2

JRR-2は、計画どおり10サイクルの利用運転を実施した。熱遮蔽軽水系への一次重水漏洩量の増大、破損燃料の発生などのため運転時間が、若干短縮されたサイクルがあった。原子炉運転開始から48年度末までの累計運転時間並びに熱出力量は、それぞれ約30,000時間、約245,000MWhである。

なお、49年1月から改修工事のための休止期に入り、年度内に機械室遠方制御化工事及びTLG-1(Technical Laboratory Gas Loop-1)の撤去工事を終了した。夏期定期自主検査期間には、自主検査の他に二次冷却系ポンプ類の更新、自動制御系及び計装回路の更新並びにHWL-1(Horizontal Water Loop-1)の撤去を実施した。

改修工事については、48年8月末に各種モックアップテストを終り、本工事の契約の折衝に入ったが、社会情勢の急変のために契約作業が難航し、工程は遅れる見込である。

アルゴン低減対策については、夏期オーバーホール期間に実験用配管工事を行った後、第7サイクルから第10サイクルにわたって放射線管理課の協力のもとに、測定を行った。この結果から排風量の低減方式のみでは目標値に達する見込みは少いと判断し、次年度実施する気密化工事と並行して、減衰方式についても、検討を進めることとなった。燃料関係では、改修に伴って若干の形状変更が生じた角型燃料及び増量された新円筒燃料について、検討並びにモックアップ実験を行い発注した。廃液中和設備が完成し、JRR-2の廃液は中和処理を行ったのち排水することになった。

2) JRR-3

本年度の共同利用運転は、当初11サイクルを実施する計画であったが、改修に出した主重水ポンプ(DP-1)の納入遅延のため、1サイクルの運転を中止した。しかし、これ以外は安定した利用運転を確保し、年間を通じ10MW運転中の計画外停止(スクラム、リバース)が一度も無かったことが特記事項として挙げられる。

UO₂燃料移行計画では、第3ステップを実施し、これにより利用し得る領域における中性子束増加は予測どおりであった。また、第4ステップ用UO₂燃料体(1.5%濃縮)76体の製作を行い、本計画を次年度に完了する運びとなった。

保守整備関係では、定常的な点検保守のほか業務計画に基づく整備をほぼ計画どおり実施した。また、前年度に継続して行った燃料棒炉心挿入孔の変形調査については、今年度で全数の調査を終了した。また、変形の成長度の調査として、約2.5%(60孔)の孔について測定を行い、著しい変化のないことを確かめた。

3) JRR-4

JRR-4は、年度計画にしたがって、利用運転、整備を行い、原子炉は順調に稼動した。

運転については、48年度は43週の利用運転を計画にしたがって実施し、運転実績は、従来の平均を上回る良好な結果を示しており安定かつ順調に進行した。

整備については、6月及び11月に定期自主検査を実施し、6月に官庁検査を受け、整備計画にしたがって自動制御系の改修、制御板、特殊反射体の製作、主冷却ポンプのオーバーホー

ル、熱交換器の非破壊検査などを実施するとともに、廃液中和設備を完成し、JRR-3、JRR-4の廃液は、中和処理を行ったのち排水することとなった。また、気送管照射設備の改修は、工事を完了し、次年度後半からの利用開始を目標に整備を進めている。

技術管理としては、東芝(株)から受託したフィッシュンチェンバの照射試験(10¹⁹nvt)を本年度末に完了し、東大の炉雑音測定と名大の水中モノクロメータによる中性子ラジオグラフィの測定を協力研究として、それぞれ行った。また、前年度から進めてきた出力変更計画は所内諸手続きを完了し、国の安全審査が行われている。

JRR-2、JRR-3及びJRR-4の使用計画とその実績をFig.1.1.1に示す。

1.1.2 研究炉の利用

研究炉の利用は、大別して、研究炉利用課が実施する共同利用照射と、利用者が実験孔に設置し、かつ、運転管理する装置やループによる実験利用とに分けられる。

共同利用照射については、研究炉利用課が申込書の受付から照射試料の検討、照射試料受付、照射、詰替、照射試料引渡など、その他付属作業にいたる一貫業務を行っている。実験利用については、年度ごとの使用計画と各サイクルごとの実験計画表を各研究炉の管理課長に提出し、原子炉運転計画表に基づいて実験を行っている。

次に、本年度の利用実績の概要を各炉別に述べる。

JRR-2は、改修工事のために第3四半期までの10サイクルが計画され、ほぼ予定どおりの照射業務が行われた。JRR-3は、第3サイクルが中止されたのを除いて、ほぼ予定どおりの照射業務が行われた。JRR-4は、順調に稼動し、照射利用は本年度も増加の傾向を示した。

なお、JRR-4は、49年1月18日付で「JRR-4共同利用に関する業務」が認可され、1月26日から共同利用が開始された。

JRR-2では、垂直実験孔、インコア照射装置、時間照射装置、気送管を共同利用照射に使用し、水平実験孔は前年度に引き続き、ループ及びビーム実験装置による各種の実験に使用された。実験装置のうち、HWL-1及びTLG-1が実験終了に伴って、48年9月と49年2月にそれぞれ撤去された。

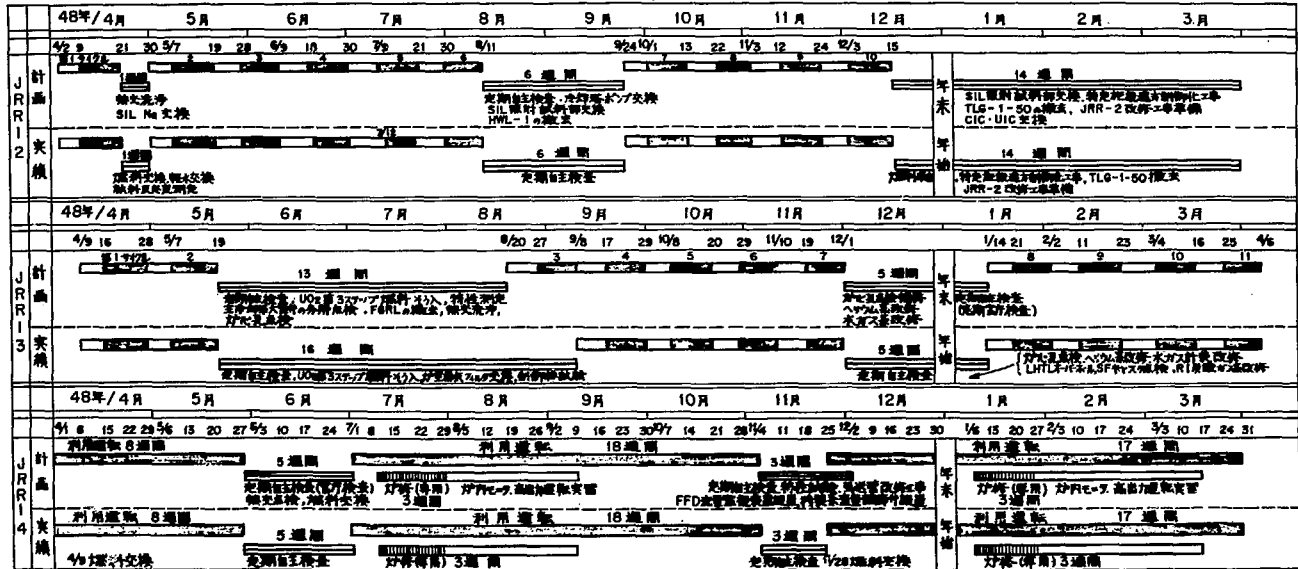
JRR-3では、垂直実験孔、時間照射装置、気送管を共同利用照射に使用し、水平実験孔は、前年度に引き続きJRR-2と同様の実験に使用された。実験装置のうち、中性子速度選別器及びFGRL(Fission Gas Release Loop)が実験終了に伴って、共に48年8月撤去された。

JRR-4では、TS(Tamura, Shimozawa)照射パイプは共同利用照射に使用し、各実験設備はJRR-2及びJRR-3のような占有方式と異なる形態で、任意出力による1日7時間の運転を行い、主として遮蔽実験、炉物理実験、その他に使用され、このほか特定期間を設けて原子炉研究所研修生の運転実習に利用された。

1.1.3 ホットラボの運転管理

ホットラボの業務は、原子炉燃料、材料及び照射試料などの照射後試験の遂行と、それに必要な施設、機器類の保守整備及び照射後試験技術の開発と確立にある。

現在、実施されている照射後試験は、燃料集合体、カプセル及び照射リグなどの解体、又は、



注1 JRR-2, JRR-3 1978基準運転表

項目	第1週			第2週			第3週		
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
運転時間	11	12	13	14	15	16	17	18	19
停止時間	1	2	3	4	5	6	7	8	9
運転率	90%	83%	77%	70%	63%	57%	50%	43%	37%

← 10MW運転運転

注2 JRR-4 週別基準運転表

項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
運転時間	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
停止時間	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
運転率	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%

注3 年度運転割合

項目	計画	実績
JRR-2 共同利用運転	30週間	30週間
JRR-2 定期自主検査	21週間	21週間
JRR-3 共同利用運転	18週間	18週間
JRR-3 定期自主検査	18週間	21週間
JRR-4 共同利用運転	43週間	43週間
JRR-4 定期自主検査	5週間	6週間

- 注4. JRR-3共同利用運転中、生産用Au₁₉₈取付LeRの200V174の電圧降下原因は、第3週と第4週に発生した。第4週8日～11日の間に6.3時間程度。
- 注5. JRR-4ではAuの長時間照射は6週行なった。
- 注6. JRR-2.3の日付は処理開始日、停止日を示す。JRR-4の日付は日曜日を示す。

* JRR-2 改修工事準備中
** 特別試験(1週間)2回

Fig. 1.1.1 昭和48年度研究炉使用計画と実績態括表
(Operation schedule and results of reactors.)

切断から金相試験などに至る一連の試験である。これらの試験について、特性の異なる種々の試料を、円滑かつ効率的に試験することが可能なように施設、機器及び技術的改善を図ることが必要である。また、一方では、研究開発の進展に伴い各項目ごとに測定精度の向上、新規技術の開発が望まれている。このような観点からホットラボにとって、新規試験技術の開発と、現状の各項目の試験処理量の増加が大きな課題となっている。

48年度の業務の主なものは、次のとおりである。① JRR-2 使用済燃料の対米返還に伴う作業。② 研究炉使用済燃料の照射後試験 (JRR-2 及び JRR-3)。③ 研究炉、材料試験炉照射試料の照射後試験 (多目的高温ガス炉用燃料試料、耐熱材料等を含む)。④ JAPCO 東海炉燃料モニタリング。⑤ 実用発電炉鋼材モニタリングなどである。これらの内容については、第3章1項を参照されたい。

保守整備に関して主な項目は、次のとおりである。① モニタリングケーブル、冶金ケーブルの間仕切扉の修理。② 冶金Dケーブルのオーバーホール。③ モニタリングケーブルの放射線モニター更新。④ 冶金サービスエリア汚染検査室の改装。⑤ パワーマニプレータ、ホイストの修理調整。⑥ 遠隔操作型硬度計のオーバーホールなどである。これらについては、第3章2項を参照されたい。

技術開発は、① 原子炉燃料、材料の照射後試験法の開発。② 施設及び内装機器の開発の二つのテーマによって進められている。①については、④ 被覆燃料粒子の機械的強度測定法の開発。⑤ 中性子ラジオグラフィによる照射後試料の非破壊検査法の開発。⑥ Pu 燃料試験施設の検討。④ 微小局部燃焼度測定技術の開発。⑤ 材料試験技術の開発の各項目について、実施されている。

②については、⑧ 長尺燃料試験施設の建設 (2 m長 J PDR-II, JRR-3 UO₂ 燃料対象)。⑨ 非破壊燃焼度測定技術の開発。⑩ 高温材料試験機器の開発などについて実施している。これらは、ほぼ計画どおり進捗しつつある。これらの業務の主なものは、第5章及び第6章に記述した。運転に附随する業務として、廃棄物の処理、施設の汚染除去などがあるが、本年度は、大掛りなケーブルのオーバーホールが1件も無かったので、固体廃棄物、排出塵埃及びガスの量は前年度の50%乃至80%に止まった。気体の排出放射エネルギーが一時増加したが、これは被覆燃料粒子燃料カプセルの外筒を切断した際、放出されたI-131によるものである。これらの内容については、第3章3項及び4項に述べてある。

1.1.4 研究及び技術開発

各研究炉の安定運転の確保と炉の利用効率の向上並びにホットラボ施設の有効利用を計るためには、施設、機器に関する技術・経験を系統的に蓄積して効率的な保守整備を進めると同時に、積極的な技術開発・研究が必要である。本年度においても、広範囲にわたる技術検討、試験及び技術開発が行われた。

JRR-2については、大規模の改修工事に先立って溶接試験、制御棒変更のための試作・試験などが行われた。また、環境へ放出されるAr-41の低減対策のための予備試験が行われた。炉運転の過程では、熱遮蔽系への重水漏洩の対策、FP放出燃料のロケーションなど保守技術の面から貴重な経験が積み重ねられた。

JRR-3においては、UO₂ 燃料へ移行の第3ステップに入り特性試験が行われた。また、

保守の面においては、炉心孔の変形の点検及び原因調査、主重水ポンプDP-1の改造が行われた。

JRR-4においては、データ・ロガの整備がすすめられた。

これら研究炉での利用効率を促進させる観点から、原子炉での照射試験、照射孔の特性把握はとくに重要な意味をもつ。JRR-2では核燃料、炉材料の照射試験とともに円筒燃料内の特性測定などが行われた。JRR-4でもフィッション・チェンバの照射試験が行われ、照射用気送管の改修も進められた。

照射技術の促進とともにホット・ラボの施設の充実及び照射後試験等の技術開発も重要な課題である。ホット・ラボの放射線モニタの改修、ケーブルの制御系の技術的検討などが行われるとともに被覆粒子燃料についての試験が進められた。被覆燃料粒子の機械的強度に関する研究、高温における鉄鋼の照射効果の測定なども行われた。

多くの技術的経験を基盤にして系統的な技術開発をすすめ、技術水準をより高度なものへと発展させる努力もなされてきた。JRR-4の炉雑音についても長期にわたって測定が続けられ、測定結果が解析された。TLG-1ガス・ループを利用した高温ガス配管内へのFPの沈着の研究はほぼ所期の目的を達成し、年度末にループ本体及び付属施設の撤去が行われた。

2 研究炉の運転管理

Operation and Maintenance of
Research Reactors

2.1 JRR-2の運転管理

2.1.1 運 転

48年度の利用運転は、10MW、13日連続運転10サイクルを、運転計画にしたがって実施した。第3サイクルの後半から熱遮蔽軽水中への重水漏洩量が増大したため、第4サイクルの運転にあたって、原子炉委員会に付議し、安全性の検討を行った。このため原子炉の運転開始は予定より2日遅れた。また、第5サイクルに破損燃料が生じたため、運転を一時中断した。このほかは、順調な運転を行った。各利用運転の準備期間には燃料交換、試料の反応度測定及びインコア試料の反応度測定のための試験運転を行った。

今期間の運転実績をTable 2.1.1に、計画外停止原因の分類をTable 2.1.2に示す。なお、運転時間、運転出力量及び累計出力量には、それぞれ試験運転時間と出力量が含まれている。

Table 2.1.1 Data of JRR-2 reactor operation.

(Apr. 1973 to Dec.)

Cycle No.	Date	Operation time (hr)	Power (MWh)	Integrated Power (MWh)	Unscheduled shutdown*
Beginning		27,101:21		218,891.2	
R2-48-1	4/2 ~ 4/22	278:33	2,629.4	221,520.6	0
-2	4/23 ~ 5/20	305:26	2,876.7	224,397.3	0
-3	5/21 ~ 6/10	305:36	2,918.4	227,315.7	1
-4	6/11 ~ 7/1	243:30	2,335.2	229,650.9	1
-5	7/2 ~ 7/22	208:11	1,885.3	231,536.2	0
-6	7/23 ~ 8/12	299:39	2,638.7	234,174.9	5
Periodical inspection	8/13 ~ 9/23	7:53	0		0
-7	9/24 ~ 10/14	267:44	2,611.6	236,786.5	1
-8	10/15 ~ 11/4	301:25	2,901.7	239,688.2	4
-9	11/5 ~ 11/25	302:22	2,929.8	242,618.0	0
-10	11/26 ~ 12/16	204:02	1,985.5	244,603.5	3
Periodical inspection	12/17 ~ 12/31	2:54	0.1	244,603.6	0
Total		2,727:15	25,712.4		15
Ending		29,828:36		244,603.6	

* Unscheduled shutdown during 10MW operation.

Table 2.1.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	During 10MW operation	During sub-Critical operation below 10KW
Short period	0	14
Rodoff magnet	11	2
Manual scram	0	6
Other troubles	4	1
Total	15	17

2.1.2 保守整備

1) 概況

48年度の夏期定期自主検査の期間に、二次冷却塔のポンプ交換工事、制御室の自動制御系回路の改造、記録計の交換工事、アルゴン低減実験のための配管工事及び実験装置については、HWL-1 (Horizontal Water Loop-1) の撤去作業を実施した。定期自主検査は、機器の交換工事を含めて、48年8月3日から9月23日までの期間及び12月17日から49年3月31日にかけて実施した。

特に、第10サイクル終了後の12月17日から3月31日にかけて、JRR-2改修工事関係の作業を主として行った。また、制御室リレーパネルの整備・交換、放射線モニタの改修、TLG-1 (Technical Laboratory Gas Loop-1) の撤去作業、その他、機械室遠方制御化工事を計画にしながら実施した。利用運転中及び運転前の異常分類をTable 2.1.3に示す。

2) 主な保守整備

(1) 主重水熱交換器

前年度の第13サイクルの試験運転時に、核加熱(原子炉出力300KW)による乾燥剝離洗浄作業を実施し、運転を続けてきたが、第4サイクル終了時点で熱貫流率が $640 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{C}$ に低下したので、第5サイクルの試験運転時に前年度と同様の方法で、乾燥剝離洗浄を実施した。

作業を数回くり返して行ったが、スケールの剝離が悪く期待した洗浄効果が得られなかったため、第6サイクルは、炉心重水出口温度上昇により、一時、原子炉出力を8.5MWに下げて運転を続けた。第10サイクル終了後、熱貫流率が $520 \text{ kcal/m}^2 \cdot \text{h} \cdot \text{C}$ に低下したので、49年6月に化学洗浄を実施する予定である。

(2) 制御棒

第2サイクルの試験運転期間に、マグネット部分の電気回路の故障した制御棒(V-13)を新制御棒(CR-8)に交換し、そのワースを測定した。

Table 2.1.3 Comparison between fuel schedule and accomplishment.

	計 画 値	48年 実 行 値
(1) 取出時燃料の平均 (Burn up) (第1サイクル～第9サイクル)	20.4%	20.4%
(2) 平均交換本数 (第1サイクル～第9サイクル)	35本	34本
(3) 年間使用燃料本数 (第1サイクル～第9サイクル)	27本	28本
(4) 照射試料用反応度 (第1サイクル～第10サイクル)	1.7%Δk/k	平均 1.30 %Δk/k (Max 2.12 ") (Min 0.57 ")
(5) 運転開始前反応度 (第1サイクル～第10サイクル)	7%Δk/k	平均 7.37 %Δk/k (Max 8.41 ") (Min 6.97 ")

(3) ポンプ

8月中旬から9月末にかけての定期自主検査の期間に老朽化対策の年次計画に基づいて、二次冷却塔ポンプ、循環ポンプ(HP-1, HP-2), 押し上げポンプ(HP-4, HP-5), 二次冷却系非常用ポンプ(HP-7), 冷却塔凍結防止ポンプ(HP-8)及び流量計を交換した。同時に、二次冷却水サンプリング配管、ポリクリン注入装置の改修も行った。

(4) 下段プラグの点検

47年度1月から3月末にかけて、燃料孔下段プラグ(4B, 2C, 6D, 1C, 1D)の腐食部分を樹脂(エビコード828)により応急補修を実施した。その後、47年度13サイクル、48年度2サイクル運転後補修部分を点検したところ、腐食の進行は特になく異常は認められなかった。

(5) 電気伝導度計の改修

重水及び軽水系の電気伝導計が老朽化し、作動が不安定になったため、検出端を含めて改修工事を実施した。

2.1.3 燃 料

1) 燃料管理

48年度は、JRR-2の改修工事が、49年1月から開始されることになったため、運転は第10サイクルで終了した。運転終了後、燃料は全部取り出し、改修後の炉心では使用しな

い計画であったため、燃料経済の面から第10サイクルは、燃料交換をしないで運転を行った。詳細については第9サイクルまでの値をTable 2.1.3に示す。第10サイクル終了後取り出した24本の燃料中、最大の燃焼度は、27.8%最小は4.8%、平均で15.4%であった。

Table 2.1.4 Detail of shipped fuels.

Shipment No.	Cask	Total activity (Ci)	Average burn up (%)	Cooling time (days)
13 th	No. 1	13,000	23.5	595
	No. 2	16,000	22.7	472

燃料の購入では、第17次分13本(JRR-2B型1本円筒型2本)が49年2月28日に納入された。これはJRR-2の改修後の炉心で使用される燃料である。燃料発注は、第18次、第19次分で、本数は両者ともJRR-2B型16本、円筒B型2本づつである。

円筒B型燃料は、従来の円筒燃料に比較し、U-235量が120gから195gに、燃料板層が4層から5層に、外径が76.2mmφから130mmφに改良されたものであり、48年11月に安全審査が終了し、改修後の炉心でJRR-2B型と混合し4本まで使用することが可能になっている。

また、この燃料の流水試験が、48年12月から49年3月にかけて燃料メーカーと原研の共同で行われ円筒B型燃料の詳細設計資料に用いられた。

2) 炉心内FP放出燃料調査

第5サイクルの運転中(7月9日)、破損燃料検出装置のヘリウム系NaIシンチレーションカウンタ指示が前サイクルに比較して上昇した。このため、燃料からFP放出の疑いが濃いと判断されたので、原子炉を一時停止し、ロケーションを行ったがわからなかった。これは破損の程度が小さく運転時間が短かったことによると考えられたので、運転を続行した場合の安全性を十分検討した後、7月12日運転を再開し、7月20日原子炉を停止した。7月23日10KWにて6本の燃料について採水測定したところ、6A孔燃料(MB-403)が、破損していることが確認された。FP放出の原因については、冷却したのち調査する予定である。なお、この破損燃料(MB-403)は、46年9月に燃料棒の反応度比較試験後炉心から取り出され、使用済燃料プールに約1.8年置かれ第5サイクルの試験運転の期間に再挿入された燃料である。

3) 使用済燃料の管理

今年度は、第13回目の米国への送還を行った。送還した燃料数は24本で、いずれも増量ウラン燃料(U-235, 195g)である。燃料の詳細をTable 2.1.4, Table 2.1.5に示す。

Table 2.1.5 Measured neutron multiplication in shipping casks.

Shipment No.	Casks	Neutron multiplication
13 th	No. 1	2.11
	No. 2	3.30

Table 2.1.6 Radioactive wastes from JRR-2
(Apr. 1973 to March 1974)

Month	Radioactive dusts			Radioactive gases			Radioactive liquid waste	
	*1) Average ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Total (μCi) ⁸⁰ Br, ³⁸ Cl etc	¹³¹ I	*3) Average ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Total (Ci) ⁴¹ Ar ³ H		(m^3)	*4) (μCi)
1973.4	4.4×10^{-10}	1.4×10^4	0	2.1×10^{-5}	7.3×10^2	3.5	1.9×10^3	4.0×10^4
5	5.8×10^{-10}	1.9×10^4	0	2.7×10^{-5}	8.8×10^2	9.6×10^{-1}	2.2×10^3	8.4×10^7
6	5.9×10^{-10}	1.9×10^4	0	3.0×10^{-5}	9.4×10^2	2.9	2.3×10^3	1.3×10^8
7	3.0×10^{-10}	1.0×10^4	8.0×10^{-1}	1.5×10^{-5}	4.8×10^2	2.3	1.2×10^3	0
8	4.5×10^{-10}	1.5×10^4	3.0	1.7×10^{-5}	5.7×10^2	3.0	9.9×10^2	0
9	*2) $< 2.2 \times 10^{-13}$	0	0	$< 1.6 \times 10^{-6}$	1.9	1.6	9.6×10	7.1×10^6
10	3.6×10^{-10}	3.9×10^4	8.0×10^{-1}	2.3×10^{-5}	9.6×10^2	1.8	1.3×10^3	4.9×10^6
11	4.7×10^{-11}	1.8×10^3	3.9×10^{-1}	2.0×10^{-5}	7.7×10^2	1.8	86×10^2	3.0×10^7
12	2.5×10^{-11}	1.0×10^3	6.8×10^{-1}	1.0×10^{-5}	4.3×10^2	6.3	5.3×10^2	6.0×10^3
1974.1	*2) $< 2.9 \times 10^{-13}$	0	0	$< 1.2 \times 10^{-6}$	0	1.5	0	0
2	*2) $< 2.9 \times 10^{-13}$	0	0	$< 1.2 \times 10^{-6}$	0	4.7×10^{-1}	3.8×10	4.4×10^3
3	*2) $< 2.9 \times 10^{-13}$	0	0	$< 1.2 \times 10^{-6}$	0	2.3×10^{-1}	1.9×10	0
Total		1.2×10^5	5.7		5.8×10^3	2.6×10	1.1×10^4	2.6×10^8
	*1) Nuclide ⁸⁰ Br, ³⁸ Cl, ^{82m} Br (short half life)			*3) ⁴¹ Ar			*4) ³ H	
	*2) Reactor was not operated. Long half life nuclide							

今年度の使用済燃料貯槽への燃料の受け入れは57本、炉心への再挿入2本、取り出し49本（うち1本はホットラボで解体検査）で、年度末の貯蔵数は95本である。

貯槽水はpH、電気伝導度、放射能濃度のいずれも管理規定値（pH；5.5～7.5、電気伝導度； $1.0 \times 10^{-5} \text{ } \Omega \cdot \text{cm}^{-1}$ 以下、放射能濃度； $1.0 \times 10^{-4} \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下）以内に維持している。トリチウム濃度はほぼ $2.0 \times 10^{-2} \text{ } \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、昨年度末以来、平衡状態を保っている。また、炉心改修工事に先立ち、全炉心装荷燃料（24本）を貯槽に受け入れたが、水の温度は年末年始休暇中でも10℃程度しか上昇しなかった。

2.1.4 技 術

JRR-2改修工事に関しては、前年度から継続して改修工事の仕様・設計について検討を行い、本体関係については、48年11月1日に日立造船株式会社と契約が成立した。また、改修に伴う国の安全審査も11月に終了した。なお、変更内容は、次のとおりである。① 円筒中空型で燃料板5重層からなる円筒B型燃料の採用。② 炉心上部遮蔽体の改造。③ 制御棒駆動設備の構造変更。④ 燃料交換キャスクの変更。⑤ 非常用電源設備のうち40kVAの撤去。⑥ 実験設備のうち水平実験孔HT-2に挿入されているTLG-1の撤去などである。

アルゴン低減実験については、48年8月から9月のオーバーホール期間に低減実験のための配管工事を実施し、10月からの利用運転中に、アルゴン放出量の測定を行った。この実験では、水平孔の総排気量を $1.1 \text{ m}^3/\text{min}$ （定常値）から $0.1 \text{ m}^3/\text{min}$ の範囲で変化させ、各系統からのアルゴン放出量を測定した。（詳細は5.1.2項参照）

2.1.5 放射線管理

1) 概 況

48年度の共同利用運転（10MW）時における原子炉施設内の放射線レベルは、9月にアルゴン低減実験のため、被照射空気系の配管変更を行ったことによるAr-41のγ線の影響で、ファンルーム内の放射線量率が、昨年度に比べて約2倍（Max 40mR/h）になった以外は昨年度とほぼ同じであった。

本年度に実施した主な放射線作業は、HWL-1とTLG-1のループの撤去であるが、作業計画に基づいて行い、特に異常はなかった。また、計画被曝線量よりも少ない被曝線量で終了することができた。

2) 排放射放射性塵埃及びガス

48年度に、JRR-2から排出された月別の放射性物質をTable 2.1.6に示す。排出塵埃のほとんどは短半減期核種のBr-80、Cl-38であるが、第5サイクルに生じた燃料破損の影響で、I-131が年間総量、約 $6 \text{ } \mu\text{Ci}$ 放出された。排出された放射性ガスの量は、年間Ar-41が $5.8 \times 10^3 \text{ Ci}$ 、トリチウムが 26 Ci であった。

3) 排放射放射性廃液

48年度に、JRR-2から排出された月別の放射性廃液をTable 2.1.6に示す。年間の廃液量は、 $1.1 \times 10^4 \text{ m}^3$ であり、 $2.6 \times 10^2 \text{ Ci}$ のトリチウムが排出された。

これは昨年度同様、熱遮蔽軽水の排水によるものであり、熱遮蔽軽水への重水の漏洩量の増加、重水中トリチウム濃度の増加によるもので、46年度の2.2倍、47年度の1.6倍であった。49年度に実施されるJRR-2改修工事によって、この排水はなくなる予定である。

Table 2.1.7 Whole-body radiation exposure for
JRR-2 personnel

	1st. quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (mrem)	220	860	380	40	1,540
Average dose (mrem)	8	30	13	2	55
Maximum dose (mrem)	70	100	120	40	

トリチウム以外の濃度は、すべて検出感度以下であった。

4) JRR-2における被曝線量

JRR-2管理課員の48年度における被曝線量は、最大300mrem、平均70mremであり、昨年度の平均被曝線量123mremより約43%少ない被曝であった。これは昨年度と比べて、大きな放射線被曝の生ずる作業がなかったためである。JRR-2管理課員の四半期別被曝線量をTable 2.1.7に示す。

5) 主な放射線作業

(1) HWL-1の撤去

水平実験孔(HT-6)に設置されているHWL-1の撤去作業が、6日間(48年9月3日～9月10日)の作業日数で実施され、全身被曝最大30mrem、平均8mrem(作業人員19名)、局部被曝(手指)最大110mremの被曝で作業が終了した。作業中の放射線量率は、照射筒表面(最大)7R/h、照射孔からの漏洩(最大)50R/h、また、放射性汚染は、鉄ブラグ、鉛遮蔽体内側が、 10^5 dpm/100cm²以上、照射筒先端部、 3×10^4 dpm/100cm²であった。

空気汚染は、配管切断、照射筒切断時に切断くずの飛散防止などの十分な防護策を講じたため、発生しなかった。

(2) TLG-1の撤去

水平実験孔(HT-2)に設置されているTLG-1の撤去作業が、約1か月間(1月28日～3月5日)にわたって実施した。全作業期間中の全身被曝線量[※]は、最大44mrem、平均11mrem(作業人員30名)であった。作業中の放射線量率は、照射ブラグ表面で、最大1,000R/h、放射性汚染は、装置内部に 10^5 dpm/5cm²以上、作業場所に 10^3 ～

※ 被曝線量は、フィルムバッジによる値をとるのが正式であるが、この作業ではフィルムバッジは、全作業者ともバックグラウンド以下(<20mrem)であった。ここに示したのは、ポケットドジメータ(直読式)による値である。

10^4 dpm/100 cm² (Ta-182) のスポット状汚染がみられた。また、空気汚染は、配管切断器をビニールシートで包んで切断するなどの対策を講じ、注意して作業を実施したため発生しなかった。

2.2 JRR-3の運転管理

2.2.1 運 転

48年度の共同利用運転は、当初予定の11サイクルに対し10サイクルを実施した。中止した1サイクルは、48年度第1回定期自主検査期間中に完了する予定であった第1主重水ポンプ(DP-1)の補修が遅れたことによるものである。このため第3サイクルを中止した。なお、この定期自主検査期間中にUO₂燃料計画の第3ステップ特性試験を実施した。Table 2.2.1に運転実績を示す。第11サイクルの運転時間、出力量が他のサイクルに比較していくぶん少な目であるが、これは第6サイクルにFFD計数率が上昇して取り出された燃料の調査の結果判明したことをもとに、サイクルの初日に燃料の振動点検作業を行ったためである。

Table 2.2.2に計画外停止原因の分類を示す。48年度の運転において特筆されることは、10MW共同利用運転中にリバース又はスクラムによる計画外停止が一度も無かったことで、原子炉として非常に安定した運転状況であった。

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		20580:52		167,166.3	
R3-48-1	⁴⁸ 4/9 ~ 4/29	295:59	2,838.7	170,005.0	1
-2	4/30 ~ 5/20	293:32	2,858.7	172,863.7	1
Periodical inspection & UO ₂ 3rd step	5/21 ~ 8/19	95:03	0.3	172,864.0	0
R3-48-3 (discontinuance)	8/20 ~ 9/9	0	0	172,864.0	0
-4	9/10 ~ 9/30	290:38	2,597.0	175,461.0	1
-5	10/1 ~ 10/21	295:11	2,860.5	178,321.5	1
-6	10/22 ~ 11/11	275:11	2,669.1	180,990.6	1
-7	11/12 ~ 12/2	298:48	2,921.8	183,912.4	0
Periodical inspection	12/3 ~ ⁴⁹ 1/13	0	0	183,912.4	0
R3-48-8	1/14 ~ 2/3	293:18	2,857.4	186,769.8	0
-9	2/4 ~ 2/24	295:28	2,871.9	189,641.7	0
-10	2/25 ~ 3/17	289:12	2,794.7	192,436.4	1
-11	3/18 ~ 4/7	262:15	2,548.9	194,985.3	1
Total		2984:35	27,819.0		7
Ending		23565:27		194,985.3	

Table 2.2.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	1
Measuring instrument in cooling system	1
Trouble of electric power supply	0
Miss-operation	0
Earthquake	0
Other troubles	5
Total	7

2.2.2 保守整備

1) 概況

48年度は、第1主重水ポンプ(DP-1)の改修、炉心孔の変形調査、燃料交換キャスク(SFキャスク)の改修及び分解点検などの主要な保守作業を行った。

共同利用運転期間中の異常分類はTable 2.2.3に示すとおりである。定期自主検査は、48年5月21日から第3サイクルの中止期間を含め9月9日までと、12月3日から49年1月13日までの間実施した。なお、今年度中の定期官庁検査は行われなかった。

Table 2.2.3 Troubles in JRR-3

Items	
Equipments in cooling system	10
Measuring instruments in cooling system	6
Neutron measurement system	8
FFD & FT	8
Conventional equipments & radiation control	8
Irradiation & experimental facilities	8
Others	0
Total	48

2) 主な保守整備

(1) DP-1の改修

下部ベアリングの異常摩耗防止の恒久対策として、ベアリングの設計変更を行い、合わせてインペラを新造し交換した。詳細については、第5.1.4項で述べる。

(2) 主重水熱交換器(DE-1, 2)の乾燥洗浄

汚れ係数が基準値(0.65)を下まわったので、48年5月と49年2月の2回、乾燥法による洗浄を実施した。崩壊熱及び局所排風機を利用して乾燥したのち、二次冷却水ポンプを運転して強制循環により付着物をはくりさせた。この方法は、一時的な効果しかないので、49年5月頃化学洗浄を実施する予定である。

(3) 重水漏洩検出装置の交換

既設の検出装置は、真空管式で、約10年の使用により作動が不安定になってきたため、新たに半導体化した装置を製作し約2か月の試験を行って作動の安定性を確認した上で交換した。新装置は、瞬時作動でも作動検出器の位置が分かるようになっている。

(4) 炉心孔の変形調査

下段遮蔽体のアルミニウム製案内管部の変形に関し、寸法測定を行った。前期の定期自主検査期間中に全炉心孔についての測定が一応終了し、後期では変形の成長度を見るためサンプル孔について測定した。詳細については、第5.1.3項で述べる。

(5) 制御棒関係

制御棒駆動部の動力用電源コネクタが、連続して焼損した。調査の結果、コネクタピンに短絡現象が見られたため、新しく設計・製作したものに交換し、更に、サーキットブレーカを設置して大電流が流れるのを防止した。

また、微調整棒(R-2)の異常作動が、UO₂燃料第3ステップの制御棒校正時に起こったが、点検の結果リレーの作動不良とツークセス上の誤配線が重なったためと判明し、リレーについてはダブルに設置して信頼性の向上を図った。

(6) SFキャスクの改修及び分解点検

昨年度の温度測定用燃料体落下、損傷の際問題となった燃料交換用キャスク(SFキャスク)の整備として、安全クラッチ、ケーブルガイドローラの設置などの改修を行った。安全クラッチにより荷重が、200~300kgの間になると機械的に巻き上げがスリップする機構となった。また、リミットスイッチ及び制御用リレーの交換、減速機類の分解清掃、オイル交換、回転部への注油などの分解点検を行うとともに、重水ドレンラインを清掃することにより線量率を低下させる効果があった。

(7) 溢流重水ポンプ(DP-4, 5)の分解点検

使用時間(約5,300時間)からみてメカニカルシールが寿命に近づいたため、交換を兼ねて分解点検を行った。汚染除去場で除染を行い、点検、組立てを実施したが、DP-5については軸に摩耗が見られたため新造後8月20日に組立てた。この際、わずかであるが作業員に内部被曝が発生した。除染後、組み立てまでに約2週間が経過したため、部品が乾燥して付着していた放射性微粉末が浮き上がり、組み立て時の衝撃によって飛散したものと考えられる。

(8) 破損燃料検出系 (FFD) の保守

第4サイクルの運転開始直後にch, 14のDNタンクの減速用軽水が漏れた。これは軟鋼で作られていたため長期間の使用で腐食したためで、過去に3台交換している。ステンレス鋼製の予備品と交換したが、今後も起り得るので残り全チャンネルの交換を検討している。また、浮子不良となった重水流量計6本、吹き付けヘリウム流量計5本を交換した。なお、新規にピストン型のヘリウムブロウを購入したが、交換は、49年8月頃行う予定である。

(9) FFD-GM検出系吸収板の交換

UO₂燃料第3ステップの実施により炉心のUO₂燃料体装荷量が約4分の3となり、残りの金属ウラン燃料体も新しい補充燃料体のみとなったのでGM計数率が低下してきた。このため、計数率の適正化を考え、第5サイクル前にアルミニウム吸収板を厚さ4.5mmのものから厚さ2.5mmのものに交換した。これにより計数率は、約100から200cpsに増加し、第6サイクルに発生したFP異常放出燃料体(炉心孔版51)の検出及びロケーションにも十分その機能を果たした。

(10) 制御棒軽水注入装置の撤去

原子炉の後備安全装置の一つであった本装置は、UO₂燃料計画の開始以後設備変更許可を受け廃止したので装置の撤去と制御棒側の修復を行った。

(11) 水ガス計装系の改修

前年度に続いて、RI炭酸ガス系の計器交換など一連の改修を行い、これにより水ガス計装盤はほぼ全面改修が完了し、操作や監視が容易に行えるようになった。また、ドレン槽液面計(LI-22)と主重水流量計(FI-1-1,2)の発信器を交換するとともに保守の容易な場所へ移設した。なお、DP-1,2の振動監視のため、アラーム付振動計(速度型)を水ガス計装盤に設置した。

(12) 重水精製系の保守

第2重水イオン交換樹脂塔(DD-2)のストレーナ清掃及び樹脂交換を行ったが、DD-1,2ともに流れが悪いため入口配管の改修を行い、樹脂交換時の逆流防止を考慮するとともに樹脂交換作業が容易に行えるようにした。また、約1年半使用(通水量:5,000m³)した重水フィルタ(DF-1,2)を交換した。0.1μの陶管フィルタにはある程度の放射性物質が付着しており、未だに浮遊ウランの除去に効果があると考えられるので、今回も一方を陶管フィルタに交換した。

(13) 燃料体の点検

FP放出燃料体の調査過程で見つかった冷却管下端のキズに関連し、炉内における燃料体の着座状況を確認するため、冷却重水を流した状態で振動を検査した。その結果、約30体が振動が大きいと判定され吊り上げて冷却管下端の目視検査を行うとともに、再挿入時角度を変えるなどの処置をとった結果、振動を少なくすることができた。なお、冷却管下端の目視検査の結果キズがあると判定された2本をモニタ用として取り出し(ホットラボにて解体検査を予定)、また、振動のあるものについては今後も経過を追うなどの検査を続ける。

(14) その他

エアラインの増設、反射体炭酸ガス自動供給系の改修、緊急軽水注入系の短管移設、反射

体炭酸ガスブロー（CB-3）の分解点検，重水凝縮機の点検，FT装置の改修，運転用モニタの整備，熱遮蔽軽水供給系の配管改修，設定比較機構（DEM）のデジタル指示化などの整備を行った。

2.2.3 燃料

1) 概況

48年度のJRR-3燃料の動きとしては、① UO_2 燃料計画の第3ステップへの移行を実施したこと。② 第4次 UO_2 燃料体の製作が完了し、76体が納入されたこと。③ 天然 UO_2 燃料体の1体が炉内装荷中にFPの放出が検出され、ホットラボでの解体検査によって破損が確認されたことなどが大きな事項としてあげられる。これらの動きに伴う燃料管理上の燃焼度計算その他の事務処理は、定常的に実施できたが、特に、 UO_2 燃料の第3ステップ移行に伴って、炉心内の燃料構成が天然金属ウラン燃料体（MNU燃料体）と1.5%濃縮 UO_2 燃料体（EUO₂燃料体）及び天然 UO_2 燃料体（NUO₂燃料体）の3種類による混合炉心状態となり、燃焼度計算方法の妥当性、炉特性との関連等に関して種々検討を行った。

そのほか、IAEAによる査察が年度内に2回（9月28日、49年1月21日）実施され、計量管理状況及び燃料在庫状況が確認された。

2) UO_2 燃料第3ステップへの移行

48年6月に UO_2 第3ステップ炉心への移行を実施し、炉心第1領域にNUO₂燃料体59体を挿入した。これによりMNU燃料体、EUO₂燃料体、NUO₂燃料体の3種類の燃料体による混合炉心となり、炉内の中性子束分布や燃料出力の分布も複雑になってきている。このような炉心に対する燃焼度計算を正確に行っていくことは難しさを伴うことであるが、 UO_2 燃料移行炉心に核計算の代表的数値を採用した計算方法を作成しており、定常の燃焼度計算はその方法によって進めた。一方、燃料棒温度測定装置（FT装置）による燃料冷却水出入口温度差のデータが全炉心燃料について得られているが、この熱出力の炉内分布が燃焼度計算値の妥当性を裏付けている。また、Fig.2.2.1に示すとおり炉内の核燃料物質の量が移行ステップが進むにしたがって大きく変化し、第3ステップにおいてはMNU全炉心の時に比べてウラン量で約2分の1、U-235量で約3分の2と少なくなってきており、燃焼に伴う余剰反応度の変化が大きくなってきた。このことは、原子炉の管理上重要なことであり、燃焼度計算と関連づけた計算方法及び計算コードを作成することを検討中である。

3) 第4次 UO_2 燃料体の購入

48年2月に原子燃料工業（株）と契約して製作を進めていた第4次 UO_2 燃料体76体は、48年11月末日までに全数納入された。製作に伴う立合検査を6月から都合18回にわたって実施した。この第4次燃料体の購入によって、JRR-3の UO_2 燃料炉心を構成する全炉心分の燃料購入が完了し、次期の製作からは第2期炉心分として購入することになる。

4) NUO₂ 燃料体（#3231）の解体検査

UO_2 燃料第3ステップの特性試験のあと、9月から共同利用運転が続けられたが、2サイクル目後半からFFD計数率の上昇が見られ、3サイクル目の第6サイクル前半に炉心孔 ϕ 51に装荷されているNUO₂燃料体からFPの放出が検出されたため11月2日取り出した。

ホットラボにおける解体検査を、詳細に実施する一方、製作時及び炉内使用期間中において

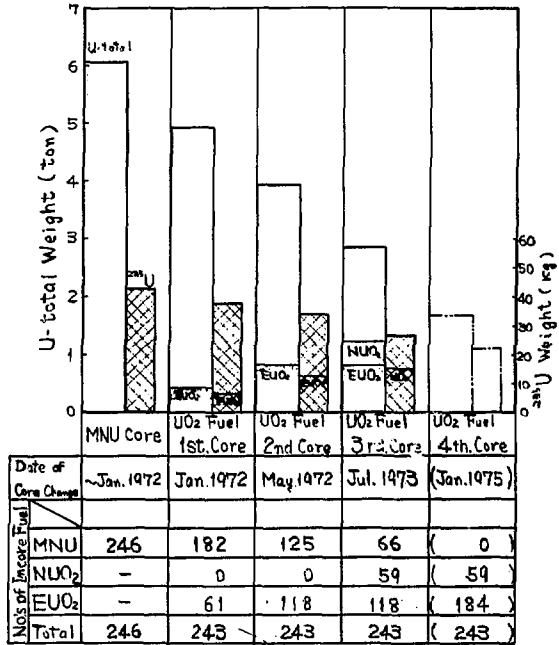


Fig.2.2.1 Fuel constitution of JRR-3 UO₂ core.

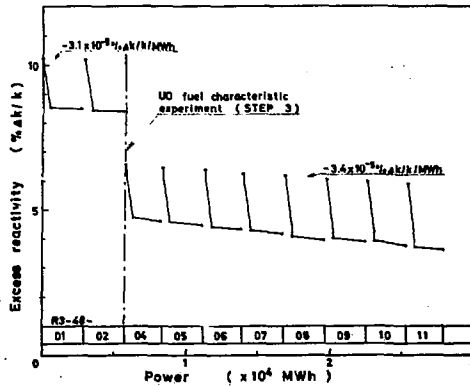


Fig.2.2.2 Variation of JRR-3 excess reactivity in 1973 F.Y.

このような状態をひき起こした要因の調査，検討を進めている。

(詳細については，第 2.2.4 項を参照。)

5) 使用済燃料の管理

今年度は，63体の燃料交換を行った。年度末における貯蔵数は，燃料364体，燃料要素550本(うち2本は UO_2 燃料)である。

使用済燃料貯槽水の水質は，前年度管理規定値(JRR-2と同じ)を越えていた電気伝導度を含めて，いずれも管理規定値以内に維持している。しかし，廃液受槽の劣化により，浄化用イオン交換樹脂の再生ができないため，水質が低下する可能性があるため，陽イオン交換樹脂塔(プレフィルタ)の性能を増すことにより水質の維持をはかっている。

2.2.4 技 術

今年度は，第2サイクルの運転終了後， UO_2 燃料計画第3ステップの燃料装荷と特性試験を実施した。これにより炉心の約4分の3が UO_2 燃料に交換され，通常の運転に伴う技術管理の一つである余剰反応度管理が重要になってきた。各運転サイクルにおいて，天然ウラン金属燃料炉心ではほとんど変化のなかった余剰反応度が，今年度はFig.2.2.2に示すとおりの変化を示した。第1，2サイクルのデータに示すとおり，第2ステップの UO_2 燃料混合炉心においてもゆるやかな燃焼に伴う反応度減少があったが，第3ステップとして48年6月に天然 UO_2 燃料体59体を炉心第1領域へ装荷したことにより約3.6% $\Delta k/k$ の反応度減少があり，余剰反応度は約6.6% $\Delta k/k$ となった。これら特性試験の詳細については，第5.2.2項を参照されたい。この後，8サイクルの運転が行われたが，この間，ほぼ一定の反応度減少があり，天然ウラン金属燃料炉心では燃料交換の基準が規定燃焼度に達することであったのに対し，今後の UO_2 燃料炉心では運転に必要な余剰反応度を確保するよう燃料交換を行っていくことになる予想される。測定された反応度減少は計算から推定されたものに近いが，今後これらのデータをもとに原子炉の利用等に最適で，しかも，経済的な燃料交換計画を検討していく予定である。

主重水熱交換器の熱貫流率の管理については，今年度も化学洗浄をせず乾燥法による熱交換器の洗浄を必要に応じて実施したのみで，温度の制限値を越えることはなかった。JRR-3は，温度的に余裕があるため，通常の温度監視によって熱貫流率の低下を推定することが容易で，また，乾燥法による洗浄が非常に効果的であることが分った。

このほかの主要な技術管理項目として，第3ステップ UO_2 燃料特性試験の実実施計画の検討及びデータ解析(第5.2.2項参照)，昨年発見された炉心孔案内管部の変形に関する調査(第5.1.2項参照)，第6サイクルに検出されたFFD計数率上昇に伴う調査などがある。FFD計数率の上昇は，後で調査した結果，第5サイクルの後半から生じていたようであるが，第6サイクルではガス状FPを検出するGM検出器及び遅発中性子を検出するDN検出器の両方で計数率が約2倍に上昇した。FFDによる調査の結果，第3ステップで装荷した天然 UO_2 燃料体(炉心孔番号51，燃料体番号3231)からFPが放出されていることが判明したため，燃料交換を実施した。FPが放出された原因を調べるため， SHIPPINGによる検査及びホットラボにおける解体検査が現在進行中である。一方，FFDの機能としては非常に満足される状態であった。天然ウラン金属燃料のときに生じたウランの炉内流出によってFFDの機能が低下

し、この回復のために多大の努力を払ったのであるが、今回の計数率上昇に際して確実に作動することが証明された。今後の UO_2 燃料炉心に対しても、常に十分な注意を払っていけば有効な検出器であると考えられる。

安全面の検討として、スタックから放出される放射性ガス（主に $Ar-41$ ）の減少対策が考えられる。現在、JRR-3では比較的生成量が少ないので、放出基準を十分下まわっているが、今後のことを考えて各種の測定、実験等を行いデータを収集したが長期にわたっての検討が必要である。また、主重水系の大型弁やエキスパンションジョイントの交換作業を行う際、炉心タンク重水をドレンする必要があるが、この時の冷却機器室における空間線量率がどう変わるかを調べた。ブレンラム室までの完全ドレンはできなかったが、ほぼ全体が空になったときでも、あまり大きな空間線量率の増加とはならず（第2.2.5項参照）ある程度作業の見通しができた。今後、更に検討していく計画である。

2.2.5 放射線管理

1) 概況

共同利用運転時（炉出力10MW）における原子炉施設内での放射線レベルは、概して、前年度と同様で大きな変化はなかったが、サーマルコラム（H-1）に設置してあった実験装置を撤去し、元の状態にしたので、その周辺の放射線量率は若干減少した。

UO_2 燃料移行計画（第3ステップ）に基づく燃料交換、制御棒校正、中性子束測定など一連の作業や、定期自主検査時に主重水ポンプ（DP-1）の分解点検、核分裂ガス拡散ループ（FGRL）の撤去、重水イオン交換樹脂の交換、SFキャスクの点検調整、水ガス計装改修などの作業が行われたが、溢流重水ポンプ（DP-5）の組み立て時のCo-60ダストの吸入を除いて放射線管理上大きく問題になることはなかった。

炉心タンク（DT-1）の重水ドレン時における冷却機器室内の線量率変化が測定された。その結果、炉心直下（天井）で平常時0.7R/hがmax3.5R/hに、立下り管リングヘッド下部で平常値0.1~0.2R/hがmax.1.2R/hに上昇した他は大きな変化がないことが分った。

その他、アルゴンガスの放出低減対策として、RIトレインのボイド部にアルミニウム缶を挿入するなど二、三の試みがなされたが、大きな効果を得るにはいたらなかった。

2) 排出放射性物質の管理

本年度中にスタックから排出された放射性物質についてTable 2.2.4にその平均濃度と量を示す。放射性ガスについては、ほぼ前年度と同じで、放射性塵埃は検出限界濃度（ $2.8 \times 10^{-13} \mu Ci/cm^3$ ）以下であった。

排水については、トリチウムが年間1.9mCi、その他、Cs-137、Co-60、未知核種を合せたものが年間5.5mCi放出された。

3) 放射線作業の管理と職員の被曝線量

主重水ポンプ（DP-1）の分解点検作業が、2回（6月8日~6月28日と9月5日~9月10日）実施された。作業場所（冷却機器室）の放射線レベルは10~200mR/hで、この作業に係る作業員の被曝線量は、最大450mrem^{*}、合計線量は1回目（作業人員：19人）が3,128man-mrem^{*}、2回目（15人）が、2,196man-mrem^{*}であった。

FGRLの撤去作業においては、作業にあたって周到な準備をしたことや、炉室など低線量区

Table 2.2.4 Radioactive gaseous waste discharged from JRR-3 stack

nuclide		Gas		Dust
		^{41}Ar	^3H	
Annual release rate (Ci/y)		1,497	36	※
Concentration	annual average ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	2.5×10^{-6}	6.0×10^{-8}	※
	monthly average ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	$< 4.2 \times 10^{-6} \sim$ 5.6×10^{-6}	$2.0 \times 10^{-8} \sim$ 1.8×10^{-7}	※

※ less than detectable amount ($2.8 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

域がその主な作業場所であったことから、5月28日～8月9日と比較的長い作業期間であったが、作業員(16名)の被曝線量は最大65mrem※、合計232man-mrem※に押えられた。

特記すべきこととして、8月20日、外来作業員が溢流重水用ポンプ(DP-5)の組み立て作業中、機器表面から飛散したCo-60ダストを吸入したことがあげられる。しかし、幸いにもこれに係る作業員(4名)の内部被曝線量は10mrem/∞以下であった。

本年度におけるJRR-3管理課員の四半期別及び年間の被曝線量をTable 2.2.5に示す。前年度に比べ年間被曝線量は最大、平均とも少し低くなっている。

Table 2.2.5 Whole-body radiation exposure for JRR-3 personnel

	1st quarter	2nd quarter	3rd quarter	4th quarter	Annual
Total dose (mrem)	4280	5730	1600	2800	14070
Average dose (mrem)	122	179	53	88	440
Maximum (mrem)	480	680	260	320	1,530

※ 直読式ポケット線量計の値

2.3 JRR-4の運転管理

2.3.1 運 転

48年度の利用運転は、43週の計画をすべて消化し、順調な運転を実施した。この間、金照射のために約14hrの長時間運転を6回、原子炉研修所の運転実習並びに気送管設置に伴う原子力局立合特性試験運転を行った。

49年1月26日に共同利用業務の認可がおり広く所外の利用にも供することになった。

なお、48年度の運転実績はTable 2.3.1に、計画外停止はTable 2.3.2に示す。

Table 2.3.1 Data of JRR-4 reactor operation

Menth	Operation days	Operation time (hr:min)	Power (kWh)	Unscheduled shutdown
Apr.1973	16	93:58	60,736	1
May.	12	76:45	65,016	0
Jun.	2	13:41	0	0
Jul.	20	107:03	64,209	1
Aug.	21	140:49	283,387	1
Sep.	19	115:41	214,804	0
Oct.	17	95:24	68,152	0
Nov.	6	36:00	1,104	0
Dec.	14	87:17	78,334	3
Jan.1974	13	67:28	30,141	0
Feb.	16	99:56	200,180	0
Mar.	16	101:17	130,582	0
Total	172	1035:19	1,196,645	6

Integrated power 8,643,505 kWh

Integrated Operation time 7,550 hr : 20 min

Table 2.3.2 Unscheduled shutdowns

Cause of trouble	
Neutron measurement system	3
Miss operation	2
Interruption of electric current by thunderbolt	1
Total	6

2.3.2 保守整備

1) 概要

今年度に処置したトラブル件数を項目別に整理し、Table 2.3.3に示す。整備は通常の点検、保守及び定期自主検査のほか、次の項目について実施した。① 原子炉本体関係の整備。

② 冷却設備関係の保守・整備。③ 中性子計測、制御機器関係の保守・整備。④ 実験設備関係の保守・整備。⑤ その他の保守・整備。⑥ データ・ログのための整備。

Table 2.3.3 Troubles in JRR-4

Items	Troubles
Reactor structure	2
Cooling system	2
Nuclear instrument	21
Process instrument	11
Experimental facility	0
Building & peripheral	2
Others	7
Total	45

2) 主な整備内容

(1) 炉本体に関しては、制御板3枚と反射体要素5本(特殊反射体を含む)の予備品を製作した。制御板は、3枚のうち2枚が粗調整安全板で、現在使用中のものはガイドローラ部がH型の穴の中に2分割軸受によって保持されているが、この形状は加工及び軸受の製作が困難なため穴の形状を楕円型にし、軸受は縦線型にして強度を増し製作を容易なものに改良した。

(2) 熱交換器は、設置以来9年余を経過しているので劣化状態の検査を非破壊法(超音波

厚み計)によって行った。この結果、胴厚は腐食等により約0.5 mm程度薄くなっていることが分った。胴厚の設計値は6 mmで、このうち2 mmの腐食代を含んでいるので特に問題になることはなかったが、今後も計画的に検査を行う。

一次系主ポンプのオイル洩れは、構造上の欠陥によるものであったので改修すると同時にモータ及びポンプ部のオーバーホールを行った。

(3) 中性子計装機器のうち自動制御系のモジュール化装置を後期オーバーホール時に取り付けた。これによってJRR-4の計装機器のモジュール化はほぼ完成した。また、制御棒駆動用モータの改修と検出器の劣化ケーブルの交換を行った。

(4) 実験設備としては気送管照射装置を設置した。この詳細については、5章の5.6.5に記述した。

(5) データ・ログ装置は、インターフェース装置が11月に納入されハード面の調整と、JRR-4計器との接続準備を行った。また、計算機本体にも電源刺込処理装置の組み込みを完了した。

3) 定期自主検査

本年度の定期自主検査は、前期(5月28日～6月23日)と後期(11月5日～11月24日)の2回に分けて実施した。前期は官庁検査(6月27日、7月2日)に主眼をおき、後期は長期間を要する工事を主力とし、その間に自主検査を並行して行った。

2.3.3 燃 料

1) 概 況

JRR-4の48年度における原子炉運転日数は、43週、172日であった。年度当初に、燃焼の進んだ燃料1本を交換し、運転を続けた。その後、金照射のための長時間運転、高速炉用核分裂計数管の照射実験、気送管照射筒の炉心内設置などにより、炉の余剰反応度が5% $\Delta k/k$ 以下に低下したため、11月に4本を新燃料と交換した。

本年度の燃料使用状況をTable 2.3.4に示す。なお、本年度の炉心装荷燃料5本は、1次燃料2本及び昨年度製作した2次燃料10本のうちの3本である。

Table 2.3.4 Configuration of JRR-4 fuel elements

	1st fuel	2nd fuel	Total
In-core fuel element	17	3	20
Unused	0	7	7
Used	1	0	1
Spent	7	0	7
Total	25	10	35

2) 使用済燃料の管理

JRR-4の使用済燃料は、本年度に炉心より取り出した5本を含めて、年度末現在で7本となり、その平均燃焼度は14.54%である。これらは、総て1次燃料で、このうち5本はJRR-4の臨界時に装荷したもので、使用開始から9年を経過している。このため燃料被覆板の腐食などには十分留意し、水質の管理を行っている。プール水は、電気伝導度を約 $0.5\mu\text{S/cm}$ に、pHを約6.0に保ち、また、年間2~3回プール水の交換を行い、放射性不純物の蓄積や、水質の劣化を押えている。

2.3.4 技 術

1) 余剰反応度管理

本年度は、余剰反応度5.2% $\Delta\text{k/k}$ でスタートし、金照射のための長時間運転6回を含め、積算出力は1,196,645kWhとなり、この運転による反応度の減少は1.2% $\Delta\text{k/k}$ であった。このほかに、実験、利用施設などの設置による減少が0.3% $\Delta\text{k/k}$ であった。この減少分を補うために、5本を新燃料と交換し、更に、5本のシャフリングを実施した。これによって増加した反応度は、1.8% $\Delta\text{k/k}$ となり、年度末における余剰反応度は、5.5% $\Delta\text{k/k}$ となった。

2) 炉心タンクダストモニタに関する調査

炉心タンク内で発生する燃料被覆破損を監視する目的で設置した炉心タンクダストモニタが、47年11月以降、高い値を示したため、この原因調査を進めていた。その結果、FPであるCs-138が検出されたが、きわめて微量であるため、発生個所の確認は困難であり、発生原因も解明できなかった。この炉心ダストモニタの指示が、1月及び4月の2回の燃料交換後、元に戻ったことから、交換した2本の使用済燃料に原因があるものと推定し、これらを破損燃料収納容器に封入し、FPの確認を行った。その結果Table 2.3.5に示すとおり、微量のFP溶出が検出され、炉心タンクダストモニタの上昇原因の一つとなったものと思われるが、燃料破損と断定することはできなかった。

Table 2.3.5 FP released fuel element of JRR-4

Fuel element No.	#101	#109
^{137}Cs ($\mu\text{Ci/ml}$)	7.1×10^{-7}	4.0×10^{-7}
Burn up rate (%)	15.13	14.59
In-core loading	Jan. 28.1965	Jan. 28.1965
Unloading	Jan. 8.1973	Apr. 9.1973

2.3.5 放射線管理

1) 概況

2.5 MW利用運転時における原子炉施設内の放射線レベルは概して前年度と同様であり、大きな変化は認められなかった。

本年度は、気送管装置が設置されたために、原子炉運転中は最大地点で20 mR/hの放射線量率になるγ線源室に出入りするようになったが、作業時間の制限などにより外部被曝を最小限に押えることができた。

2.5 MW原子炉運転時に炉心タンクで検出されるCs-138については、前年度に引き続き燃料検査などの原因調査を行ったが結論は得られなかった。

11月に炉室内空気汚染事故があり、放射性ダスト及び放射性ガスが放出された。

2) 定常時の放射性排出物濃度と排出R1量

JRR-4のスタックから放出された放射性ガスAr-41は年間 6.4×10^6 mCiであり、月間平均ガス濃度は、検出感度(1.5×10^{-6} μ Ci/cm³)以下であった。このAr-41は気送管装置の運転により放出されたものである。放射性塵埃の排出濃度は前年と同様に検出感度(2.0×10^{-13} μ Ci/cm³)以下であった。放射性排水はすべて一般排水溝に排水した。この排水で排出された放射能は年間4.6 mCiであり、このうち3.2 mCiはプール水から排出されたものである。

3) JRR-4における被曝線量

JRR-4管理課員15名及び常駐関係者13名、計28名中年間の全身被曝線量が30 mremを越えた者は5名であり、最大被曝者の被曝線量は100 mremであった。これは前年度の310 mremに対し68%減になる。

4) FPによる炉室内空気汚染

11月27日炉心ブリッジ上において空気汚染が発生した。このためスタックから放射性ガス(Xe-138)が 2.0×10^{-1} Ci及び放射性塵埃(CI-38)が9 mCi放出された。このときの放射性ガス濃度は、最大 2.0×10^{-4} μ Ci/cm³であり、1日平均(8h)濃度は、検出感度(8.0×10^{-7} μ Ci/cm³)以下であった。放射性塵埃濃度については、最大 1.9×10^{-7} μ Ci/cm³であり、1日平均(8h)濃度は 2.4×10^{-8} μ Ci/cm³であった。また、室内塵埃濃度は最大 2.8×10^{-7} μ Ci/cm³であり、放射線量率は炉心ブリッジ上で最大70 mR/hであった。空気汚染の原因は、炉心内照射装置Sパイプ内のフィッシュンチェンバの破損によるものであった。なお、このときの作業者の鼻孔や頭髮から汚染が発見されたため、ヒューマンカウンタによる体内汚染検査を行ったが体内の汚染は認められなかった。

2.4 重水、ヘリウム管理

2.4.1 研究炉の重水管理

48年度JRR-2, JRR-3における重水の管理状況を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40 kg, JRR-3で440 kgの増である。JRR-3への補給が多いのは, 天然ウラン燃料からUO₂燃料への移行に伴う炉心の容積増, 前年度補給を極力抑え不足気味だった分の補充などのためである。回収重水はJRR-2で71 kgと少ないのが目立つ。48年度消費重水量の装荷重水に対する比率はJRR-2で5.7%, JRR-3で0.75%である。JRR-2の値が大きいのは熱遮蔽水系への重水漏洩が原因である。

Table 2.4.1 Heavy water at JRR-2 and JRR-3

	装荷重水量 48.4.1 (kg)	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	消費重水量 (kg)	装荷重水量 49.3.31(kg)
JRR-2	8,964*	624	71	513	9,004
JRR-3	27,776	907	254	212	28,217
合計	36,740*	1,531	325	725	37,221

*47年度の年報の数値は本表の数値に訂正する

Table 2.4.2 Stored heavy water

未使用重水量 48.4.1 (kg)	受 入 れ (kg)			払 出 し (kg)	未使用重水量 49.3.31 (kg)
	購 入	再生, 精製	小 計		
1,133	906	284	1,190	1,510	813

Table 2.4.3 Recovered heavy water

回収重水量 48.4.1 (kg)	受 入 れ (kg)	払 出 し				回収重水量 49.3.31 (kg)
		再生, 精製	転用(補給)	廃 棄	小 計	
34	325	12	21	72	105	254

2.4.2 JRR-2の重水、ヘリウム管理

1) 重水

(1) 重水濃度

重水濃度は、96.43～96.76mol%であった。(Fig.2.4.1参照)

(2) pH

重水のpHは、年間を通じて6.0～7.5であった。

(3) 電気伝導度

重水の電気伝導度は、0.17～0.50 $\mu\text{S}/\text{cm}$ に維持された。前年度と同じく原子炉起動日に一時的に高い値を示すことが第6サイクル以後5回あった。これは、ポンプ起動で冠水管所のアルミニウム腐食生成物の可溶性成分が重水系に溶け出すためと考えられる。(Fig.2.4.1参照)

(4) 全 β 放射能(トリチウム除く)

原子炉出力10MW時サンプリング1時間後の値で0.032～0.082 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ であった。この値は、前年度とほぼ同じ値である。第5サイクルの燃料破損時においても特に高い値にはならなかった。

(5) γ 線スペクトル

Ge(Li) γ 線検出器により検出される核種は、Na-24, Mg-27, Mn-56, Ar-41などである。第5サイクルにFPを検出し、FP放出燃料体についてのロケーションを実施した。詳細については、第5.3.1項で述べる。

(6) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は、48年12月14日現在で、 $9.6 \times 10^2 \mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。

2) ヘリウム

ヘリウムチャージは、各サイクルごとに1回、燃料、試料交換完了後に実施し、通常11回行った。ヘリウム濃度は、10サイクルの平均値で原子炉起動時が96.64%、原子炉停止時96.60%である。ヘリウムの年間使用量は、588 m^3 である。ヘリウムからの γ 線スペクトルは、第5サイクルのFP検出時以外は正常であった。ヘリウム系には重水の放射線分解で重水素及び酸素が発生する。原子炉運転で酸素は徐々に消費されるので重水素が相対的に蓄積される。酸素/重水素の濃度比が0.35以下になると再結合器の重水素再結合性能は急激に低下する。そこで、重水素の再結合が完全に行われ、ヘリウム中の重水素濃度(Fig.2.4.1参照)を低く維持するために酸素補給を年間を通じて15回実施した。酸素の補給量は100 ℓ /回である。

3) 熱遮蔽水

重水系から熱遮蔽水系への重水漏洩量は、350kg(昭和48年4月～49年3月)である。熱遮蔽水の重水濃度変化は、Fig.2.4.1に示す。熱遮蔽水のpHは6.0～7.8、電気伝導度は0.63～0.95 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。熱遮蔽水の交換のためにイオン交換水の補給を9回(281 m^3)実施した。

4) 二次冷却水

補給水量は、350～400 ton/day に維持した。第5サイクル後半～第6サイクルは、重

水温度が上昇したため強制的に二次水をドレンさせ補給量を $600 \sim 1000 \text{ ton/day}$ に調節した。腐食防止剤ポリクリン I-131 の注入を行った。

また、第7サイクル～第9サイクルにスライム防止剤ポリクリン A-433 を試験的に使用したが、顕著な効果は認められなかった。pH は $7.1 \sim 8.8$ であった。

5) イオン交換樹脂

熱遮蔽水系のイオン交換樹脂は、完全再生樹脂を使用して1基、純水装置で活性化したイオン交換樹脂を使用して3基、合計4基交換した。重水系イオン交換樹脂の交換は行っていない。

2.4.3 JRR-3 の重水、ヘリウム管理

1) 重水

(1) 重水濃度

重水濃度は、 $99.61 \sim 99.67 \text{ mol}$ 毎で重水の濃度低下は認められない。(Fig. 2.4.2 参照)

(2) pH

重水の pH は、年間を通じて $5.8 \sim 8.1$ であった。(Fig. 2.4.2 参照)

(3) 電気伝導度

重水の電気伝導度は、 $0.24 \sim 0.58 \mu\text{S/cm}$ と正常値に維持されたが、第9サイクル精製系イオン交換樹脂の性能劣化に伴って、徐々に上昇した。イオン交換樹脂塔切り換え後は正常値に戻っている。(Fig. 2.4.2 参照)

(4) アルミニウム、ウランなどの定量分析

重水中のアルミニウム濃度は、 $0.11 \sim 0.31 \mu\text{g/ml}$ であった。重水中のウラン濃度は検出感度 (3 ng/ml) 以下で、異状は認められない。

(5) 全β放射能(トリチウム除く)

原子炉出力 10 MW 時サンプリング1時間後の値でβ放射能は、 $0.067 \sim 0.17 \mu\text{Ci/ml}$ であった。

(6) γ線スペクトル

Ge(Li) γ線検出器による重水からのγ線スペクトルは、JRR-2 重水のそれと異なり、FP が検出されている。これは、炉心領域内付着ウランに起因しているものと考えられる。第6サイクル(10月31日)精製重水からのγ線スペクトルで通常値の1.5倍のFPを検出した。

(7) トリチウム

重水中のトリチウム濃度は、49年3月27日現在 $4.8 \times 10^2 \mu\text{Ci/ml}$ である。

2) ヘリウム

ヘリウム精製は、各サイクルごとの原子炉起動時に実施し通算9回行った。ヘリウム精製に液体窒素 2500ℓ を消費した。ヘリウム濃度は、10サイクルの平均値で原子炉起動時が 96.8% 原子炉停止時で 93.1% である。ヘリウムの年間使用量は、 147 m^3 である。JRR-3 では、重水の放射線分解量が少なく、ヘリウム中に重水素ガスの蓄積がほとんどないので、酸素補給は行っていない。

3) 熱遮蔽水

熱遮蔽水の pH は 6.4 ~ 8.2, 電気伝導度は 0.10 ~ 0.73 $\mu\text{U}/\text{cm}$ であった。

4) 二次冷却水

腐食防止剤ポリクリン I-131, 10 ppm 相当量の注入が行われ pH 値は 7.2 ~ 8.4 の間であった。

5) イオン交換樹脂

重水系イオン交換樹脂には 100% 活性化したものを使用し, 2 基交換した。熱遮蔽水系イオン交換樹脂の交換は行っていない。

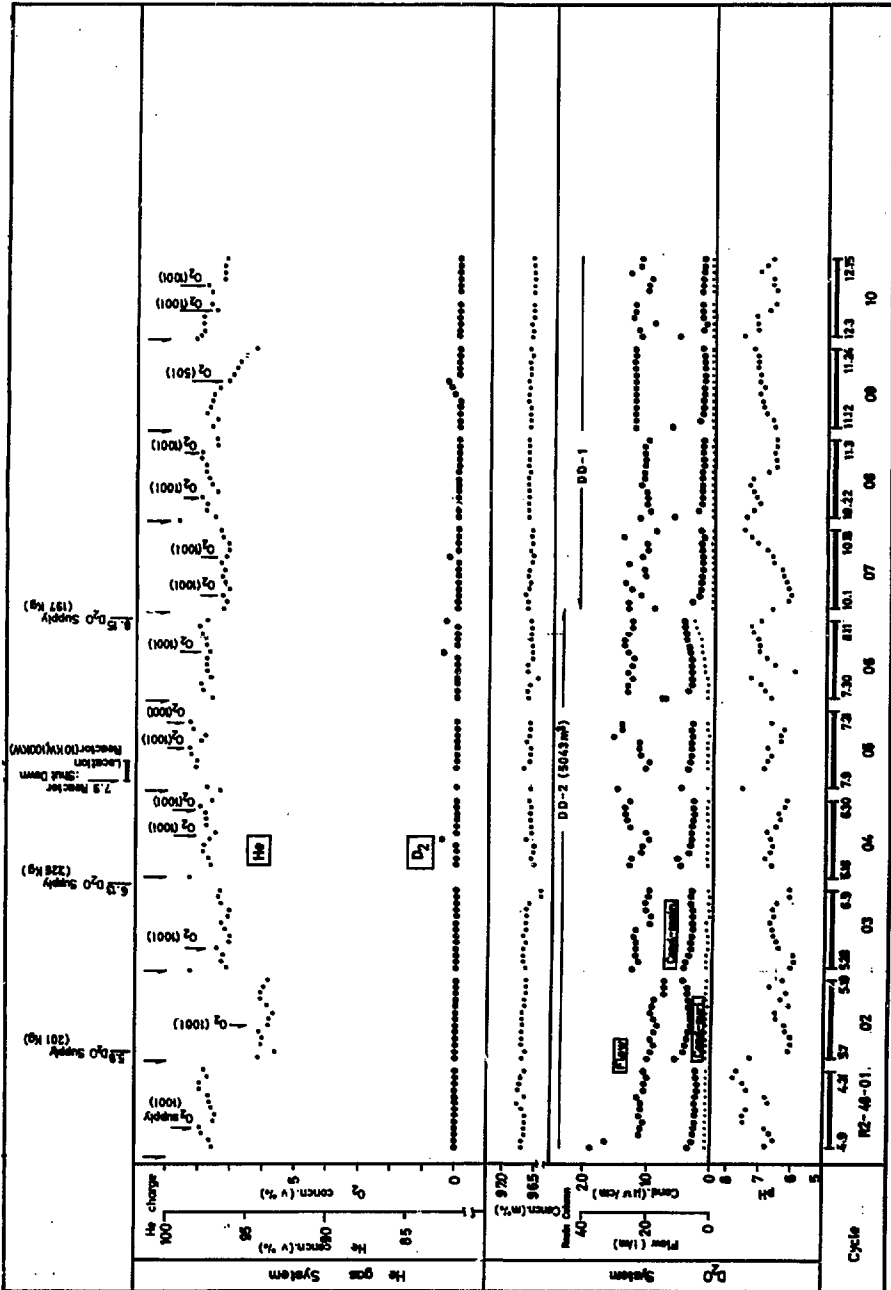


Fig.2.4.1 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-2.

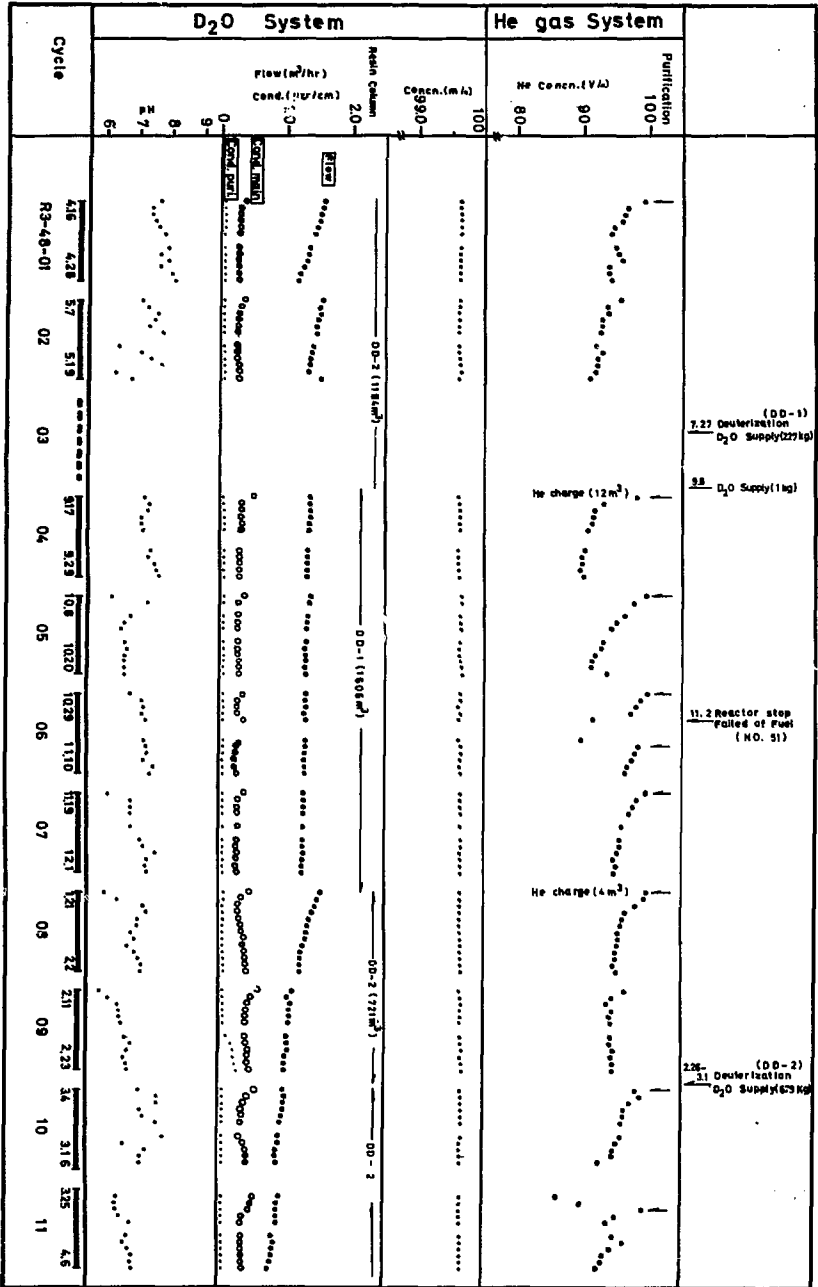


Fig.2.4.2 Analysis of heavy water and helium gas in JRR-3.

2.5 研究炉の利用

2.5.1 照射

1) JRR-2における照射

48年度、JRR-2における共同利用照射は、改修工事のため第3四半期までの10サイクルが計画され、ほぼ予定どおりの照射業務を行った。そのため照射カプセル個数は、1,484個（前年度2,066個）に止まったが、中央実験孔（VT-1）・インコアにおける計装付カプセル照射が20本に上り、高温照射・照射温度の制御など高度な技術を要する照射が増加した。Table 2.5.1にJRR-2における照射利用状況を示す。

VT-1では、第1サイクルから第3サイクルにわたって動燃事業団から受託したGカプセル（低密度UO₂ペレット）3本の照射試験を行った。一方、従来定常的に垂直実験孔（VT-2）でI-131生産用の二酸化テールを照射していたが、Mo-99生産に移行するため、今年度から取り止めになった。時間照射装置による照射は、109個で、その内訳は、所内68個、所外41個で所外の利用率が高くなった。第1から第3サイクルまでの間にRI生産用金の生成量が、規定値30Ci/gに達せず、約23Ci/gしか生成されないという異常照射が3回引き続いて起きた。これらの要因としては、① 試料作成、② 原子炉出力の変動、③ 照射位置、④ 冷却時間、⑤ プロセス方法などが考えられた。そこで、研究炉利用課とRI製造課合同で各要因について、検討を行ったが結論を見い出すに至らず、対応策として、ターゲット量の増加を図った。

気送管装置による照射は、1,231個で所内及び所外の利用率はほぼ同率で、気送管装置においても所外の利用増加が目立った。また、第10サイクルにおいては1サイクル当たり約2倍（218個）の照射個数があった。照射目的は、前年度とほぼ同じで、公害調査に関連する放射化分析の照射個数がほぼ半数を占め、動植物と土壌の分析・ペーパークロマト用濾紙やポリアミドフィルムの分析及び陽電子消滅実験用の線源（Cu-64）作成などが全サイクルをとおして定常的に行われた。また、気送管装置による浮遊塵埃中の短寿命核種の放射化分析、ドライアイスによる冷却照射、再照射などが行れた。特に、ドライアイスによる冷却照射は定常化した感がある。

2) JRR-3における照射

JRR-3における48年度の共同利用照射は、第3サイクルが中止されたのを除いてほぼ予定どおり照射業務を行った。照射カプセル個数は976個（前年度209個）に上ったが、これはJRR-2停止の影響によるものである。Table 2.5.2にJRR-3における照射状況を示す。

時間照射装置による照射個数は77個で、1サイクル当たりの平均個数は前年度なみであったが、垂直照射孔による照射個数は121個で、1サイクル当たりの平均個数は前年度より50%増加した。これは、I-131生産用の二酸化テールの照射が取り止めになった一方所外の利用が大巾に増加したためと考えられる。垂直照射孔及び時間照射装置による照射を目的別にみると、生産用RIの製造と放射化分析で全体の3分の2を占めており、その他照射損傷、FPの研究及び実験用RIの製造に利用されている。

実験用RIの製造では、Mo-99製造試験用の二酸化ウラン及び照射容器の照射を行った。

Table 2.5.1 Summary of in-pile irradiation in JRR-2.

炉	電 機 系	RI	時間照射	照射管	合計		
炉	VT-1	VT-2,9	VT-3-8	RI	時間照射	照射管	合計
1	2	4	9	37	52	70	
2	2	4	9	12	52	70	
3	2	4	9	44	65	142	
4	2	6	11	67	125	149	
5	1	2	6	13	55	77	
6	4	2	7	13	66	89	
7	2	2	10	11	75	103	
8	2	4	5	16	19	8	
9	3	2	6	11	11	13	
10	3	2	2	6	11	10	
11	3	3	2	6	11	10	
12	4	3	2	6	11	10	
13	2	2	7	9	10	12	
14	2	2	7	9	10	12	
15	2	2	7	9	10	12	
16	2	2	7	9	10	12	
17	2	2	7	9	10	12	
18	2	2	7	9	10	12	
19	2	2	7	9	10	12	
20	2	2	7	9	10	12	
21	2	2	7	9	10	12	
22	2	2	7	9	10	12	
合計	22	17	79	96	556	772	
	26	25	93	109	1231	1484	

上段：照射管数，下段：照射管数
 *印の数字は長期照射の照射サイクル数
 ()の数字は長期照射の件数及び管数

Table 2.5.2 Summary of in-pile irradiation in JRR-3.

炉	電 機 系	時間照射	照射管	合計		
炉	VR	VG	VC	時間照射	照射管	合計
1	6	5	5	4	15	30
2	6	5	5	4	15	30
3	6	5	5	4	15	30
4	6	5	5	4	15	30
5	6	5	5	4	15	30
6	6	5	5	4	15	30
7	6	5	5	4	15	30
8	6	5	5	4	15	30
9	6	5	5	4	15	30
10	6	5	5	4	15	30
11	6	5	5	4	15	30
12	6	5	5	4	15	30
13	6	5	5	4	15	30
14	6	5	5	4	15	30
15	6	5	5	4	15	30
16	6	5	5	4	15	30
17	6	5	5	4	15	30
18	6	5	5	4	15	30
19	6	5	5	4	15	30
20	6	5	5	4	15	30
21	6	5	5	4	15	30
22	6	5	5	4	15	30
合計	60	30	36	60	446	621
	85	36	36	77	778	976

上段：照射管数，下段：照射管数
 *印の数字は長期照射の照射サイクル数
 ()の数字は長期照射の件数及び管数

Table 2.5.3 Summary of in-pile irradiation in JRR-4.

炉	Tタイプ	Sタイプ	合計
4	29	4	33
5	56	4	60
6	定期検査		
7	69	8	77
8	60	6	66
9	44	3	47
10	48	3	51
11	定期検査		
12	74	5	79
13	26	2	28
2	59	11	70
3	57	5	62
合計	578	78	656

上段：炉内照射管数
 下段：照射管数
 *：炉外照射管数
 **：照射管数

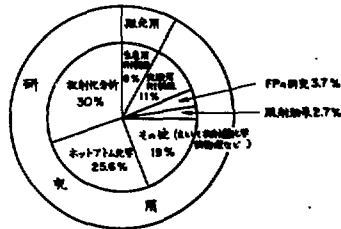


Fig. 2.5.1 Summary of irradiation purpose in JAERI research reactors.

特殊なものの照射としては、ラットの肝臓、月の岩石があった。

生産用 R I 製造は、炭酸ナトリウム、炭酸カリウム、フタロシアン銅、銅、酸化ヒ素が定常化している。しかし、需要がなく照射中止になった試料も多くあった。

3) J R R - 4 による照射

J R R - 4 は、49年1月18日付で「J R R - 4 共同利用に関する業務」が認可され、1月26日から共同利用を開始した。

J R R - 4 における照射は、照射個数の上では前年度の625個に対して48年度は654個で約4%増加であった。J R R - 4 における照射利用状況を Table 2.5.3 に示す。照射目的の別にみるとホットアトム化学が最も多く、前年度は57%であったのが、48年度は73%となっている。

実験用 R I 製造としては、Mo-99 製造試験用の二酸化ウランの照射があった。生産用 R I 製造としては炭酸ナトリウム、炭酸カリウム、銅、金及び酸化第二水銀などの照射を行い、そのなかで金については J R R - 3 の第3サイクルを中止した8月から9月にかけて、5週間連続して長時間照射（前週金曜日に6時間照射を行ったのち月曜日に約14時間照射する。）を行った。各炉の照射について特徴的なことを述べたが、48年度研究炉全体としての照射カプセル個数は3,114個に上り、これを照射目的別に分類すると、①放射化分析30%、②ホットアトム化学25.6%、③実験用 R I 製造11%、④販売用 R I 製造8%、⑤ F P の研究3.7%、⑥照射効果の研究2.7%、⑦その他19%などとなっている。Fig.2.5.1 に照射目的別分野の比率を示す。

J R R - 4 の共同利用開始によって、今後は、J R R - 2、-3、-4 とそれぞれの特長を生かした広範囲な照射利用が実施できる体制となった。

4) 照射装置の保守整備

装置の保守整備に関しては、炉の定期自主検査期間にそれぞれの設備について保守点検を行った。また、J R R - 2 の水平プラグハンドラ、J R R - 3 の R I キャスクのオーバーホールを行ったほか、J R R - 2 の気送管装置の改造（操作をホットラボ側に集中化し、試料の挿入から取り出しまでを自動化した）工事を行った。J R R - 2 の放射性アルゴンガス低減対策については、気送管、時間照射、R I トレンなどの照射設備の気密化法について、モックアップ試験などによって検討を進めた。

2.5.2 実 験

1) J R R - 2 における実験

J R R - 2 の水平実験孔15本のうち中性子回折装置などのビーム実験に5本、インパイル・ループ装置に1本使用されている。

ビーム実験関係では、H T - 1 に東北大学の中性子分光器 (TUNS)、H T - 8 に東京大学物性研究所の中性子回折装置 (ISSP-ND)、H T - 10 及び H T - 14 に中性子回折研究室の中性子分光器 (CTNS-1 及び PTNS-1)、H T - 11 に核物理第1研究室のクリスタルモノクロメータが設置されている。インパイル・ループ関係では、H T - 15 に動燃事業団からの受託によるナトリウム・インパイル・ループ (S I L) が設置されている。また、H T - 6 及び H T - 2 に設置されていた H W L - 1 及び T L G - 1 は実験目的を達成したので、48年

9月及び49年2月にそれぞれ撤去された。

48年度のJRR-2における実験装置の利用状況をTable 2.5.4に示す。

2) JRR-3における実験

JRR-3の水平実験孔8本は、中性子回折装置などのビーム実験に6本、インパイル・ループ装置に2本使用されている。

ビーム実験関係では、H-3に東京大学物性研究所の中性子回折装置(ND-2)、H-7とH-9に中性子回折研究室の中性子回折装置(ND-1)と中性子分光器(PTNS-2)、H-8に東北大学金属研究所の中性子回折装置(ND-3)がそれぞれ設置されている。また、H-4にホットラボ管理室の中性子ラジオグラフィ装置、H-6に核物理第2研究室のコンプトン・スペクトロメータが設置されている。

H-1(サーマルコラム)に設置された核物理第1研究室の中性子速度選別器は、実験目的を達成したので、48年8月に撤去された。

インパイル・ループ関係では、H-2に高崎研究部の低温化学照射装置(LTFL)、H-5に固体物理第2研究室の極低温照射装置(LHTL)が設置されている。

VC-3に設置されていたFP研究室の核分裂ガス拡散ループ(FGRL)は、実験目的を達成したので、48年8月に撤去された。

48年度のJRR-3における実験装置の利用状況をTable 2.5.5に示す。

3) JRR-4における実験

JRR-4における実験は、炉1プール、リドタンク、散乱実験室及びFC照射筒などにおける実験装置によって、原子炉遮蔽の研究、中性子被曝線量の評価、熱ルミネッセンス線量計の照射特性測定、東芝から受託で高速炉用核分裂計数管の照射実験、東大との協力研究で炉雑音測定実験及び名大との協力研究で中性子ラジオグラフィの実験、中性子測定装置の特性測定などの実験が行われた。48年度のJRR-4における実験施設の利用状況をTable 2.5.6に示す。

Table 2.5.4 Utilization of experiment facilities in JRR-2.

実験名	サイクル 名称	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
HT-1	TUNS (素子大線)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
HT-2	TLG-1 (中性子)	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×	49年12月検査	
HT-6	HWL-1 (中性子)												
													実験終了 48年9月検査
HT-8	中性子源 (素子大線)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
HT-10	中性子源 (中性子源)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
HT-11	クラスシールド 放射線源(10)	×	×	×	○	○	○	×	×	○	○	○	
HT-14	中性子源 (中性子源)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
HT-15	S (素子大線 第2期)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

○ : そのサイクルに実験利用されたことを示す。

Table 2.5.5 Utilization of experiment facilities in JRR-3.

実験名	サイクル 名称	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
H-1	中性子源 (中性子源)	×	×	×	×	×	×	×					48年8月検査
H-2	LYFL (中性子)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	
H-3	中性子源 (素子大線)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	
H-4	中性子源 (素子大線)	○	○		○	○	○	○	×	×	×	×	
H-5	LHTL (中性子源)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	
H-6	CGS (中性子源)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	
H-7	ND-1 (中性子源)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	
H-8	中性子源 (素子大線)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	
H-9	PTNS-1 (中性子源)	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	
VC-3	FGS (F.P.源)												実験終了 48年8月検査

○ : そのサイクルに実験利用されたことを示す。

Table 2.5.6 Utilization of experiment facilities in JRR-4.

実験 No.	No.17-ル リドラング	リドラング	中性子源	FC	放射線	放射線	S-パイプ	K-パイプ
4	○	○	○					
5	○	○						
6								
7		●			○		○	
8	○	○	○	○				○
9	○	○			○			○
10	○				○		○	
11	○							
12	○	○			○		○	
1	○				○			
2	○	○			○			○
3	○	○			○			○

○～● : ○の数は、行われた実験の件数を示す。

3 ホットラボの運転管理

Operation and Maintenance of
Hot Laboratory

3.1 運転管理

3.1.1 運転状況

1) 運転計画

48年度は、前年度から繰越された35件(所外2件を含む)の試験に加えて、照射計画調整会議で決定された約30件の試験の申込みが予定されていた。また、所外利用としてJAPCO燃料モニタリング、JAPCO敦賀炉鋼材モニタリングなどの試験申込みが予想された。これらの試験に対処するため、特に、JMTR、JRR-2で照射した多目的用被燃粒子燃料及びコンパクト並びに耐熱材料の照射後試験の実施に重点をおいて運転計画を定め、Table 3.1.1のように実施した。

Table 3.1.1 Operation of caves and cells in 1973

	I			II			III			IV		
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
1)	↔											
2)	←————→											
3)		↔										
4)									←	→		
5)	←————→											
6)		↔										
7)										←————→		
8)	←————→											

- 1) JRR-2使用済燃料の対米送達に伴う作業。(第13回)
- 2) 研究炉照射試料の照射後試験。
- 3) JPDR関係照射後試験。
- 4) SIL模擬燃料板の照射後試験。
- 5) JAPCO東海炉燃料モニタリング。
- 6) " 黒鉛モニタリング。
- 7) JAPCO敦賀炉鋼材モニタリング。(第3回)
- 8) 東電福島炉鋼材モニタリング。(第1回監視試験)

2) 運転実績

48年度の利用申込件数の前年度繰越と新規件数の内訳をTable 3.1.2に示す。これを47年度に比較すると、前年度繰越は91件に対し35件、年度受付件数は、96件に対し

Table 3.1.2 Request and performed experiment in 1973

(単位 件)

試 験 内 容	前年度 繰越 1	48年度 受付 2	手 持 3(1+2)	処 理 4	次年度 繰越 (3-4)	処理率 $\frac{4}{3}(\%)$ 3	備 考
1 JRR-2使用済燃料 対米送還に伴う作業	1		1	1		100	切断・重量測定
2 研究炉照射試料の照射 後試験							
所内							
燃料工学部	*16	14	30	14	16		*取消し1件含む
安全工学部	4	3	7	3	4		
研究炉管理部	*6	3	9	8	1		*取消し1件含む
原子炉工学部	1		1	1			
" 化学部	1	1	2	2			
保健物理安全管理部		1	1	1			
RI事業部		6	6	6			
原子炉研修所		2	2	2			
(小計)	(28)	(30)	(58)	(37)	(21)	(64)	
所外							
大 学		6	6	6			
学 振	1		1	1			
勲 燃		1	1	1	1		低密度ペレット 金相組織変化 観察
(小計)	(1)	(7)	(8)	(7)	(1)	(88)	
3 JMT R照射試料の照 射後試験	4		4	3	1	75	
4 JPDR関係 照射後試験		1	1	1		100	試料採取
5 原電モニタリング							
燃 料 (東海)		53	53	53			
黒 鉛 (")		1	1	1			
鋼 材 (敦賀)		1	1		1		
(小計)		(55)	(55)	(54)	(1)	(98)	
6 東電モニタリング							
鋼 材 (福島)	1		1	1		100	
合 計	(35)	(93)	(128)	(104)	(24)	(81)	

93件で、受付総件数は、187件から128件へと減少が見られた。処理件数は、152件に対し、104件であり、次年度繰越分は、35件に対し24件である。処理率は、本年度の約81%は前年度と全く同程度であった。

このうち総受付件数(特に、年度受付件数)の減少は照射計画調整会議の調整効果の現われを解すべきであり、処理件数はほとんど変わっていない。ただ比較的容易に処理できる依頼がなく、特に、多目的炉利用被覆粒子燃料など処理に要する工程数の多いものが多かつたことから見て内容的には、若干の進歩が見られた。

この申込件数について、申込別比率をFig. 3.1.1に、試験内容別比率をFig. 3.1.2に、また、照射原子炉別比率をFig. 3.1.3に示す。

3) ケーブ デー

ホットラボにおける部別ケーブルデー使用実績の推移をTable 3.1.3, Table 3.1.4に示す。本年度は、研究炉及びJ M T R照射試料の照射後試験(主として燃料工学部)と研究炉使用済燃料の試験に重点を置いた計画となつたほか、機器、施設の故障修理、オーバーホール等に多くの日数を充当した。

Table 3.1.5にセル別稼働ケーブルデー数を示す。この表で見る範囲では、年平均ケーブルデー数の和に対する全実働ケーブルデー数の和の比、すなわち達成率は約70%である。各ケーブルごとに見た場合、平均を上廻る稼働を示したものは、化学B, 冶金A, B, C, D, C_L-1, D_T-2, U_M5~12, S_t2の各ケーブル、セルであり、著しく下廻つたものは化学A, C_L-2, 3, D_T-1, -3, U_M-3, -4, であつた。これは依頼者側の試験要求項目の変化、作業手法の変遷などの要因のほか、機器の故障、あるいは動作不良などによる影響も含まれており、更に、研究炉使用済燃料の試験のためセル外における治具設計・製作、モックアップ等に技術係員が動員されたことにも起因している。これらのため全実働ケーブルデー数は、前年度に比較して約180日減少している。

3.1.2 主な試験

1) J R R - 2 使用済燃料の対米送還に伴う作業

今年度は、第13回対米送還に伴う作業を5月に実施した。実施燃料数24体であり、6月11日搬出を終了した。

2) 研究炉使用済燃料の照射後試験

J R R - 2の円筒燃料1体(FP放出燃料)については、6月より解体に着手し、1月までにすべての試験を終了した。

J R R - 3 UO₂ 燃料(第3ステップ装荷分)1体については、3月解体に着手し、年度末までに燃料ビン外観検査を終了した。その他の試験は、引き続き次年度に実施する予定である。なお、J R R - 3の補充燃料(天然ウラン金属燃料)は、年度当初1体の試験が予定されていたが、プール内検査で異常が認められなかつたため中止された。

3) 研究炉, J M T R 照射試料の照射後試験

本年度実施した試験のうち主なものは、次のとおりである。

(1) 多目的炉用燃料被覆粒子及びコンパクトの試験

今年度着手したものは10件であり、うち3件がJ M T R照射分、7件がJ R R - 2照射

Table 3.1.3 Used cave-days for each division from 1969 to 1973

年度	燃料	原子炉	安全	研究炉	所内	所外	所外	計
	工学部	工学部	工学部	管理部	その他	(東海燃料モ ニタリング)	その他	
44	27.0	0.9	—	14.0	29.1	17.0	12.0	100
45	19.9	3.7	—	37.0	7.1	21.4	10.9	100
46	11.5	—	—	33.7	17.0	18.5	19.3	100
47	18.0	1.4	—	44.3	18.2	15.6	2.5	100
48	29.9	1.8	2.1	34.2	4.8	16.9	10.3	100

Table 3.1.4 Operation of caves and cells for each division in 1973 (Day)

年度	燃料 工学部	安全 工学部	原子 炉化学 部	研究 炉管 理部	ホットラボ			原 子 炉 研 修 所	J P D R	J M T R	所 内 そ の 他	所 外 そ の 他	J A P C O	計
					整 修 備 理 故 障	開 発 業 務	そ の 他							
47	443.5	—	3.0	61.5	462.0	—	569.5	—	41.5	395.0	47.0	61.0	385.5	2,469.5
48	683.5	48.0	5.0	226.0	196.0	100.5	261.0	71.0	19.0	36.5	16.5	235.5	386.5	2,285.0

Table 3.1.5 Operation of each caves and cells in 1973 (Day)

項目	ケーブル	化		Hot		冶					Sto-	CL		
		A	B	実験室	SH	金	B	C	D	M _T	rage	1	2	3
年平均 ケーブル-(A)		270	140	60	60	270	270	140	270	—	—	140	170	110
実績 (B)		127.7	144.8	1.1	43.3	211.5	237.4	115.1	231.3	8.0	4.4	102.2	48.0	26.3
($\frac{B}{A}$) %		47.3	103.4	1.8	72.2	78.3	88.3	82.2	85.7	—	—	73.0	28.2	23.9
項目	ケーブル	D _T				UM			St				そ の 他	計
		1	2	3	4	34	5~12	9	1	2	34	5.6		
年平均 ケーブル-(A)		270	120	140	110	140	270	80	110	80	60	30	—	3310
実績 (B)		113.0	90.6	58.1	67.6	49.4	208.6	70.6	71.5	72.7	41.9	1.2	65.6	2285
($\frac{B}{A}$) %		41.9	75.5	41.5	61.5	35.3	77.3	88.3	65.1	90.9	69.8	4.0	—	

分であり、この中には、TLG-1 (Technical Laboratory Gas Loop-1) による照射コンパクトの試験は、6月と10月の2回に分けて着手されたが、6月末に着手したもののうち、1本のカプセルから放射性汚素が放散し、スタックから排出された。幸い規制値より1桁低い濃度であったが、照射後試験の安全解析に関する反省を要する問題であった。このほか照射後試験は、ほぼ順調に進捗し、酸浸出試験の一部を除いて年度内に終了した。

(2) 耐熱材料の試験

本年度実施された材料試験のうち、耐熱材料の照射効果及び材料の高温照射に関するものは8件であり、うち1件が次年度に持越され、また、1件は試料保管中である。これらは主として高温引張試験である。

(3) その他の燃料関係試験

動力炉核燃料開発事業団との共同研究及び共同利用申込みに基づき、 UO_2 試料の照射後試験を3件行つた。2件は中心溶融条件による照射を行つたもので、共同研究として照射及び照射後試験が行われ、11月に終了した。また、1件は低密度 UO_2 の照射による確性試験で、共同利用業務であるが、年度末現在非破壊検査のみが終了している。

(4) その他の材料試験

IAEA^{*}共通鋼材の試験(主としてシャルピー試験)は、4月から6月にかけて実施され完了した。また、被覆材の照射効果に関する試験は、4件(うち3件はJMTR照射)であり、うち3件は実施中、残り1件は繰越しとなった。

また、日本学術振興会から受託したFe-Cu系合金の照射効果に関する試験は、1月末日までに終了したほか、原子炉圧力容器鋼材の照射脆化に関する試験は5件のうち1件を除き終了した。

(5) その他

動燃団受託業務契約に基づくSIL (Sodium Inpile Loop, JR R-2に設置) の第1回模擬燃料試料の試験は、年度末に終了した。また、JMTR試用期間試料の枠外試験は、6月中に完了したほか向しくJMTRで照射したアメリカウム試料のカプセル解体を α - γ セルで4月と11月に行つた。

4) JAPCO東海炉燃料モニタリング

本年度は、47年度契約済繰越分9本と48年度分32本計41本について非破壊検査を行い、また、別途12本について破壊検査を行つた。

47年度分については、6月末までに試験を終了、データの解析評価を含め、9月末までに終了した。また、48年度分の試験は、破壊検査を含め2月末までに終了し、年度末現在データの解析評価を実施中である。

これらの燃料は、破損燃料を除きすべてチャンネル平均3,400MWD/T以上であり、燃料要素としては、4,000~5,500MWD/Tのものが多く、高燃焼度における照射挙動について多くの知見が得られつつある。特に、炉内滞在期間の長い炉心周辺域(通称3.8" Zone)の燃料と

* IAEA共通鋼材の試験(鋼材の中性子照射脆化について、IAEAが作成した共通試料を各国で照射、その照射量と脆化の関係を総合判定するための国際協同試験)

炉心中心域（4.0" Zone）との間における挙動の差については、比較的明らかとなりつつあると考えられる。

5) 実用発電炉鋼材モニタリング

前年度から繰越された東電福島1号炉の第1回モニタリングは、初期試験を含めて7月までに終了した。

JAPCO敦賀炉の第3回モニタリングは、11月に試料が搬入され、49年1月から試験に着手したが、モニタワイヤ測定、引張試験の2項目が未了であり、49年度に繰越された。

3.2 保守整備

ホットラボ施設は、全般的にここ数年来老朽化が目立つてきており、施設と内装機器の不調、故障が頻発しているため、絶えず修理、改造、調整など保守整備を行つてきている。この点検保守業務と照射後試験に伴う治具製作などの作業業務は、ホットラボの業務にとつて不可分なものである。

本年度における保守整備業務のうち主要なものは、次のとおりである。

3.2.1 施設関係

1) ケーブ関係

48年4月から5月にかけて、冶金Dケーブルの内装機器更新・整備のためオーバーホールを行い、同時に照明器具の更新を行つた。

また、モニタリングケーブル、冶金ケーブルとも間仕切扉に不調があり、原因の究明をするとともに、根本的な対策及び処置を検討し、修理を行つた。

安全に關しては、老朽化の著しい冶金ケーブル及びモニタリングケーブルの放射線モニタを更新した。更新にあつては、検出器のプラグ内収納方式、半導体増増方式を新たに採用し、配線は複合ケーブルを使用した。なお、化学ケーブル及び鉛セルについては49年度に実施する予定である。

2) 冶金汚染検査室の改装

冶金サービスエリア出入用汚染検査室は、ケーブル内汚染レベルの増大による汚染チェックステムの変更を行う必要があるため、また、使用上の改善を図るための改装を7月に行つた。この改装に伴い、サービスエリアの立入、退出は、一方通行システムとなり、退出通路にはゲートモニタが新設され、靴、衣服の汚染検出に役立つ。

また、従来一部に使用が許されていた黄色実験衣の使用を全面的に禁止するなど、汚染防護対策の充実を計つた。

3) 排気系改修工事

小型カプセルや試片等の切断、加工作業を実施している冶金Aケーブルの排気系ダクトをモニタリングケーブルの系統へ接続することなど、従来の排気系にあつた問題点を改良するため、建設部の協力を得て、排気系改修の技術的検討及び設計を行い、核燃料物質使用施設の一部変更に関する申請を行つた。工事は、次年度実施する。

3.2.2 機器関係

1) パワーマニプレータ及びホイストの修理調整

現在、ケーブル内のパワーマニプレータ、ホイストは各3台が内装されているが、このうちモニタリングケーブルで使用しているTP-3型マニプレータの老朽化による不調はなほだしく、本年度内に3度の修理作業を行つた。また、これに附属するホイストも不調であり、TP-3型については、各操作盤の改造、ケーブル巻き取り装置の修理調整も実施した。

冶金ケーブルで使用中のGE製パワーマニプレータも本年度1回修理を行つた。

TP-3型については、抜本的対策を検討中であるが、全般的に老朽化が著しく、かつ放射性汚染が高いため修理が難航しており更新を考えている。

2) 硬度計のオーバーホール

UM鉛セルに設置してある遠隔操作型硬度計(米国製)は、老朽化のため使用が困難であつたので、年度初めからオーバーホールを行つた結果、9月末までに一部使用可能な状態までに機能が回復した。しかし、この装置は、取得後12年以上を経過し、すでに同型式機は製造が中止されているため部品などの入手が困難であり、今後の試験を考えると国産機器との代替が必要であろう。

3) その他

本年既は、施設機器の修理保守以外の治工具製作等の作業業務を約100件実施した。これらはケーブル内作業上必要なものである。この主なものは、次のとおりである。① JRR-2円筒燃料解体治具。② JRR-3 UO₂燃料解体及び検査治具。③ 電子顕微鏡直接観察用試料の電解研磨装置部品。④ 遠隔操作用硬度計部品。⑤ その他PIE用治具工具類。⑥ 大型異形廃棄物廃棄用遠隔容器の密封。⑦ MHマニプレータ取り付け作業などであり、これ以外に所の電気工作物規程に基づいた点検等の作業を実施した。

3.3 汚染除去

本年度ホソトラボで行われた除染作業のうち作業補助要員の外部委託を必要としたものは、28件であり、所要人員は、ホソトラボ管理室員延63人、放射線管理課員延56人、業者延118人、計延237人であつた。

本年度は、47年度のモニタリングケーブル除染及び不要機器撤去のような大掛りな作業が計画されなかつたため前年度に比較して、件数で8件、延人員で約2分の1に減少している。実際的には、これ以外に物品搬出時、機器の点検補修時などに附随する除染作業がかなりの回数で実施されている。本年度の作業上の進歩と見なされるのは、① 自給式フロッグマンスーツを試用して効果を確かめたこと。② 全面及び半面防護マスクにMSAを採用したことなどで、これらにより放射性粉塵からの防護システムが改善されたことである。①は従来から使用しているエアラインスーツと比較して、フィルタによるケーブル内空気の浄化供給式のため、ガス、ヒューム環境での防護面での性能は劣るが、粉塵のレベルが低い場合などエアラインが無い場合、大幅な行動の自由が得られ、作業効率が向上し、また、エアラインからの騒音がないため心理的にも好ましい点で好評であつた。これは、49年度にも追加発注し、正式採用する予定である。②は従来と全く問題のあつた防護マスクの顔面密着性の点を改善するものであり、

すべて作業員個人が貸与を受け管理する方式としたが、性能的に優秀なものであつて、粉塵の吸入を防止するうえで効果的措置であつた。

なお、個人用警報線計及びエアラインスーツ着用時の通話体制の改良については引き続き関係箇所と検討を進めている。

3.4 放射線管理

3.4.1 概況

48年度にホットラボ建家内で、実施された主な放射線作業は、ケーブル・セル内における機器の補修、整備及び除染、マニプレータの修理、ケーブル内廃棄物の整理及び廃棄、黒鉛モニタリング、地階排風機室の排気フィルタ交換、空コンテナ・キャスクの整理及び除染、Ra線源入り容器の密封などであつた。これらの放射線作業により被曝は、高い放射線量率場における大掛りな作業が少なかつたことから、被曝線量は低く押えられた。

放射線管理上、特記されるものとして、スタックからのヨウ素異常排出があつた。この排出の原因は冷却期間の短い多目的炉被覆粒子燃料を、排気系に活性炭フィルタの装着されていないケーブル内で解体したことである。このような燃料を切断及び解体する場合には、事前に綿密な安全解析を行うとともに、排気系に活性炭フィルタのあるケーブルで行うなど、ヨウ素漏洩防止対策の必要性を痛感した。なお、ヨウ素排出時の一日平均最大濃度は、ホットラボの保安規程に定める規準値 ($3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \times 100$) の約10分の1であつた。

管理区域内における放射線管理上の従来の問題点としては、次のようなものがある。

- ① ケーブル内作業員の作業衣服が高度に放射性汚染することがある。これについては、本年度7月にゲートモニタをチェンジングルームに新設し、ハンドフットモニタにかかる前の全身一次チェックを行うようにした。
- ② ケーブル内放射性廃液を移送する配管内に、放射性物質が蓄積するために、地階排風機室の放射線量率が上昇している。これについては、前年度1～2月に配管更新を行つたが、再び蓄積して、現在では、1～3 R/h の線量率の箇所が6箇所もあり機械室員の被曝線量が増加している状況である。このため、49年度に配管更新が行われることになつている。
- ③ 活性炭フィルタの装着されている排気第1系統は、A側とB側のいずれか片方を運転しているが、排気の一部は運転していない側のフィルタ系を経て、運転中の活性炭フィルタを通過するというような構造上の欠陥がある。これは、活性炭フィルタの性能を著しく劣化させる原因となるため関係箇所と改善について検討を進めている。
- ④ M_T ケーブルは、隣接の冶金Aケーブルで、燃料や照射済燃料を切断する際に舞い上つた放射性塵埃が間仕切り間隙から流入し、 $10^5 \sim 10^6$ dpm/100cm²で汚染する。この改善工事は、49年度中に実施する計画である。

管理区域周辺については、放射性廃液貯留タンク周辺の放射線量率が、上昇しているという問題があつた。これについては、本年度4月にコンクリート遮蔽壁を設けたので、現在遮蔽壁周辺の放射線量率は、バックグラウンド程度になつている。

なお、放射線管理上、次の事項が望まれる。

- ① ケーブル及びセルの除染を行う際に放射性塵埃の舞い上りによる汚染の拡大を防止するた

め、これまで仮設のアイソレーションルームを設置してきたが、この効果が認められたことからより作業性を考慮した恒久的なアイソレーションルームを設けること。

(2) 冶金サービスエリア内における中レベル廃棄物の一時保管場所として、現在大型コンテナを使用している。しかし、これは作業者の被曝軽減と作業のしやすさの観点上、これらを改良した恒久的な置場を設けること。

3.4.2 主な放射線管理データ

1) 排出放射性塵埃及びガス

ホットラボのメインスタックから排出された放射性塵埃を Table 3.4.1 に示す。全排出量の約 92% は、7月11日、冶金 A ケーブにおいて被覆粒子燃料解体時に排出された I-131 である。また、短半減期核種として、Br-80m, Br-80, Cl-38 及び Rn-222 とその娘核種が、全排出量の約 0.5% であった。これはセミホットセルにおいて炉利用課の JRR-2 で照射したアンプルの取り出し作業時及び Ra 線源入り容器の密封作業時にそれぞれ排出されたものである。また、燃料切断時に通常排出される長半減期核種 (Sb-125, Cs-137, Ta-182, etc) の排出放射能は、前年度とはほぼ同程度であった。なお、排出放射性ガス及びサブスタックからの排出は、検出されなかった。

2) 排出放射性廃液

ホットラボ建家から放射性廃棄物処理場に移送された放射性廃液を Table 3.4.2 に示す。これらの値を前年度と比較すると、廃液量が約 65%、放射性物質濃度が 28% (β , γ)、22% (α)、放射性物質量が 18% (β , γ)、16% (α) 程度のいずれも低い値になっている。この原因として、本年度は、ケーブ及びセルの除染回数が、前年度に比べて少なかったことがあげられる。

3) 放射性固体廃棄物

放射性固体廃棄物の年度総数は、3,181個で、このうち、中高レベル廃棄物、可燃性低レベル廃棄物及び不燃性低レベル廃棄物の占める割合は、3%、13%及び80%であった。残り4%は、その他の不定形廃棄物であった。廃棄物総数は前年度の約57%であった。

4) 作業者の被曝線量

48年度におけるホットラボ建家内放射線作業従事者(施設第1課員3名、放射線管理課員5名を含む)の外部被曝線量を Table 3.4.3 に示す。本年度は、高い線量率下における作業が少なかったことからホットラボ室員の全身総被曝線量は、前年度の20%に減少している。一方、施設第1課員は、地階排風機室内の機器点検及び補修作業を行うためケーブ排水管の線量率上昇による被曝を受けており、被曝線量は前年度と同程度であった。

また、放射線管理課員の被曝線量は、前年度とはほぼ同じであるが、これは管理区域内のルーチン作業による被曝である。局部被曝(手先)に関しては、総被曝線量において前年度の約8%であった。全身及び局部被曝線量の最大被曝線量は、前年度のそれぞれ約40%及び25%であった。

Tabl 3.4.1 Radioactive dusts released from the Hot-Laboratory during fiscal 1973

項目		月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
*1 長半減期核種	一日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		2.5×10^{-10}	4.7×10^{-10}	2.6×10^{-10}	4.2×10^{-10}	3.3×10^{-11}	1.9×10^{-10}	1.9×10^{-10}	5.0×10^{-11}	2.5×10^{-10}	9.0×10^{-12}	2.5×10^{-12}	4.7×10^{-12}
	月の平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		2.7×10^{-11}	5.5×10^{-11}	3.1×10^{-11}	2.4×10^{-11}	4.8×10^{-12}	7.0×10^{-12}	2.9×10^{-11}	5.4×10^{-12}	3.9×10^{-11}	6.2×10^{-13}	4.0×10^{-13}	3.2×10^{-13}
	一日最大排出量 (μCi)		2.5×10^2	4.7×10^2	2.6×10^2	4.2×10^2	3.3×10	1.9×10^2	1.9×10^2	5.0×10	2.5×10^2	9.0	2.5	4.7
	月間平均排出量 (μCi)		8.2×10^2	1.7×10^3	1.0×10^3	7.2×10^2	1.5×10^2	2.1×10^2	8.9×10^2	1.6×10^2	1.2×10^3	1.9×10	1.1×10	9.5
*2 短半減期核種	一日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		0	1.3×10^{-10}	0	3.4×10^{-8}	4.1×10^{-10}	2.6×10^{-11}	0	0	0	0	0	1.7×10^{-10}
	月の平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		0	5.1×10^{-12}	0	2.6×10^{-9}	8.8×10^{-11}	4.0×10^{-12}	0	0	0	0	0	7.3×10^{-12}
	一日最大排出量 (μCi)		0	1.3×10^2	0	3.4×10^4	4.1×10^2	2.6×10	0	0	0	0	0	1.7×10^2
	月間平均排出量 (μCi)		0	1.6×10^2	0	7.7×10^4	2.7×10^3	1.2×10^2	0	0	0	0	0	2.2×10^2

年間総排出R I量, 8.7×10^4 (μCi)

*1: 核種, ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{182}Ta , etc.

*2: 核種, $^{80\text{m}}\text{Br}$, ^{80}Br , ^{38}Cl , ^{222}Rn -daughter, ^{131}I (7日~9日)

Table 3.4.2 Radioactivity concentrations in the liquid wastes released in the fiscal 1973 and the radioactivities discharged.

項目		月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	合計
放射性濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	$\beta\gamma$		1.1×10^{-2}	8.0×10^{-3}	2.5×10^{-3}	2.3×10^{-3}	2.2×10^{-3}	2.2×10^{-3}	6.3×10^{-3}	8.9×10^{-3}	9.4×10^{-3}	0	5.4×10^{-3}	4.2×10^{-3}	6.1×10^{-3}
	α		3.1×10^{-5}	1.6×10^{-5}	9.5×10^{-6}	2.7×10^{-6}	2.8×10^{-6}	4.6×10^{-6}	3.3×10^{-5}	4.5×10^{-5}	4.5×10^{-5}	0	1.5×10^{-5}	2.2×10^{-5}	2.2×10^{-5}
排出排液量 (m^3)			1.5	4.5	2.9	1.1	6.8	9.7	3.0	7.5	1.2	0	2.9	9.6	8.5
排出放射性物質量 (μCi)	$\beta\gamma$		1.6×10^5	3.6×10^4	7.3×10^3	2.5×10^4	1.5×10^4	2.1×10^4	1.9×10^4	6.7×10^4	1.1×10^5	0	1.5×10^4	5.7×10^4	5.3×10^5
	α		4.6×10^2	7.2	2.8	3.0	1.9	4.5	9.9	3.4×10^2	5.3×10^2	0	4.1	2.1×10^2	1.9×10^3

* これらの廃液は、すべて処理場に輸送され、処理された。

Table 3.4.3 External exposure doses of
the radiation personnel during
fiscal 1973

被曝区分 項目	全身被曝関係	局部被曝関係
放射線作業者	51名(放管5名, 施設1課3名含)	
フィルムリング使用者数		26人
" 使用延回数		55回
総被曝線量	3,130 man·mrem	2,750 man·mrem
内訳 { ホットラボ室員	1,520 "	
放射線管理員	1,000 "	
施設第1課員	610 "	
平均被曝線量		
全 員	61 mrem	{ 106 mrem/人 50 mrem/回
ホットラボ室員	35 "	
放射線管理課員	200 "	
施設第1課員	203 "	
最大被曝線量	370 mrem	860 mrem

4 TLG-1 の運転経過と撤去

Operation of Technical Laboratory Gas
Loop-1 and its dismantlement.

4.1 はじめに

TLG-1 (Technical Laboratory Gas Loop-1)は41年1月JRR-2の水平実験孔HT-2に設置されて以来、多様な照射試験を通じて、大型インパイループにおける照射技術の開発及び炉工学的安全性の研究に利用されてきたが、8年間にわたつた研究は、所期の目的を達成したので本年度ですべての実験計画を終了した。この間、ループの運転時間は22,100hr(炉出力10MWに換算)に達し、照射プラグ先端の照射量 n_{fvt} が 1.0^{21}n/cm^2 に近くなつたこと、装置各部の老朽化が目立つことなどの理由から49年3月に撤去された。ここでは、TLG-1の撤去について述べるとともに、装置の利用、特徴・問題点についての経過を振り返り、その概略をまとめる。

TLG-1は、当初、平均質プロジェクトの一環として計画され、36年8月三菱原子力工業(株)との間に製作の契約が締結され、38年10月までに設計・製作が行われた。¹⁾38年12月に炉特研地下へ据え付けを終え、装置の安全性確認と特性測定のため炉外試験を行い、(39年2月~12月)^{2),3),4)}ヘリウム漏洩対策など一部改修をした後、炉内へ移設された。また、39年6月から安全審査を受け、⁵⁾40年3月設置の許可を得た。

炉内移設工事は、炉運転との関係で、40年3月から3期に分けて行い、41年1月に完了した。⁶⁾この間安全性確認と特性測定のための炉室内予備試験を行つた(40年6月)。⁷⁾

炉内設置後の主な変更として、FPの放出実験ができるように排気系機器の増設(42年1月完)、⁸⁾高温照射をするための真空制御装置の新設(44年8月完)、⁹⁾FP沈着系の新設(47年8月完)¹⁰⁾などを行つた。

4.2 装置の概要¹⁾

TLG-1は、冷却材としてヘリウムガスを使用し、最高ガス温度550℃、最高圧力15kg/cm²G、最大流量70g/sまでの任意の条件で運転を行い、U-235 37gまでの照射が可能である。Fig. 4.1に概略フローシートを示すが、照射プラグ、主冷却ガス系、照射プラグ冷却水系、中間冷却水系、ガス精製系、FP沈着系、給排気系、二次囲、計測制御系などによつて構成される。

炉内挿入部の照射プラグはステンレス鋼製の4重管で、外側から外管、保温層外管、圧力管、案内管と呼ばれる。照射試料は試料取扱装置によつて案内管の内部へ挿入され、また、取り出される。主冷却ガス系は案内管の外側を往路、内側を復路として照射試料を冷却する回路であり、炉外の再生熱交換器、主冷却器、ブロウ、ヒータなどにより構成され、安全確保のため二次囲内に収納されている。

照射プラグ冷却水系は、JRR-2実験孔を保護するために、照射プラグの最外層を冷却する回路、中間冷却水系は主要機器を冷却するための回路であり、いずれも精製水を使用している。ガス精製系は主冷却ガス中のFPガス及び不純物ガスを測定し、除去するための回路であり、FP沈着系はいわゆるFPの沈着挙動を調べるための回路である。給排気系はヘリウムガスの給排気及び二次囲内の空気を排気するための回路である。計測制御系は各冷却系のプロセス計装、電源、モニタなどによつて構成され、安全上重要な項目については警報、ループクルダウン、炉スクラムにつながれている。

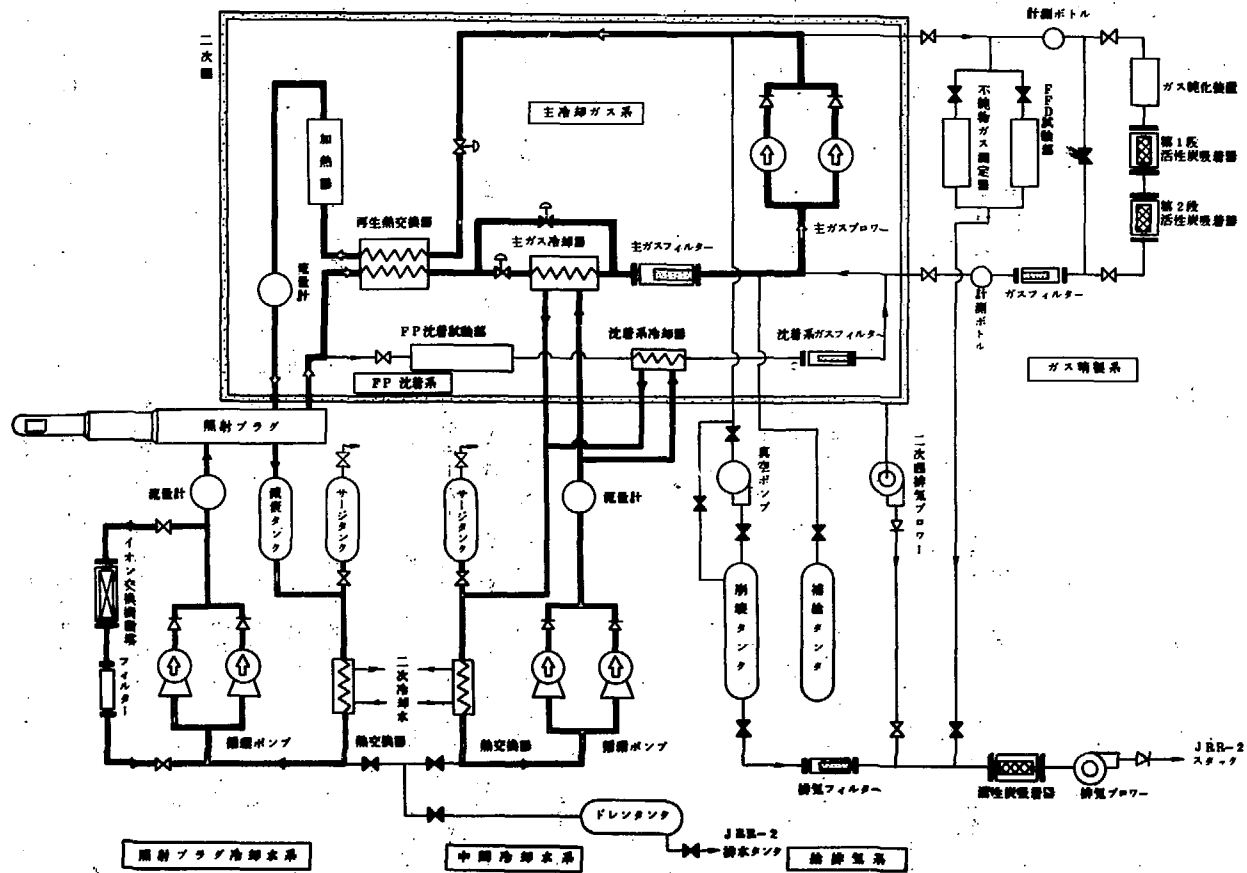


Fig. 4.1 Schematic flow sheet of TLG-1 in-pile loop.

この他にも二次冷却水系、緊急冷却系もあり、各所に遮蔽が施されている。

4.3 装置の利用

4.3.1 概 要

炉内設置後の全運転時間 22,100 hr のうち照射実験に利用した時間はほぼ半分の 11,700 hr (炉出力 10 MW に換算) で、残りの時間は炉の運転に伴う T L G 炉内管冷却のための、いわゆる空運転に費された。

照射実験の経過を Table 4.1 に示す。装置は大略次のような目的の照射実験に利用した。

- ① 装置の特性測定。② UO_2 燃料の確性試験。③ UO_2 燃料の熱伝導率測定。④ ガス状 F P の放出挙動実験。⑤ F P の沈着挙動実験。⑥ ストレングージの照射試験

このうち①、②は設置直後にのみ行われ、特に、②は 4.4 節で述べるように燃料照射位置における平均熱中性子束が $10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 以下であつて、高い燃焼度を必要とする照射に適さないことが分つたので、以後の実験は③以下の項目について行われた。

なお、上に掲げた照射実験に必要な技術開発は主要な目的であるが、ここでは個々の項目の中に含めて考え、総合的な取り扱いほしない。

以下実験項目別に概略を述べる。

4.3.2 UO_2 燃料の熱伝導率測定

炉心設計上の基本的データである UO_2 の熱伝導率の測定を通して、高温照射技術の開発をすることを目標に、振動充填燃料について 3 個のキャプセル、ペレットについて 1 個のキャプセルを製作し、熱伝導率の測定を行つた。いずれの場合にも円筒状のキャプセルを用い、内部発熱で生ずる半径方向の温度分布を測定する方法 (Radial heat flow 法) を採用した。燃料温度の設定は T L G - 1 の主冷却ガス温度、又は原子炉出力を変化させることにより行つた。しかしこれらの温度制御だけでは広い温度範囲のデータを得るには十分でないので、振動充填燃料については天然ウランキャプセル (VNU-1)¹¹⁾、5.9 多濃縮ウラン二重キャプセル (VEU-1)¹²⁾、1.0 多濃縮ウラン三重キャプセル (VEU-2)¹³⁾ と半径方向の断熱層及び濃縮度の異なるキャプセルを用いた。ペレットについては粉末充填断熱層の真空度を変える方法で広い温度範囲における値を得ることができた。¹⁴⁾

振動充填燃料の熱伝導率 k の測定値は、燃料温度 t °C に対して 100~1,800°C の範囲で実験式で表わされる。^{12),13)}

$$k = \frac{1}{27.8 + 0.021t} \quad (W/cm^2 \cdot ^\circ C)$$

4.3.3 ガス状 F P の放出挙動実験

燃料破損が発生したときの F P 測定技術を確立すること及び γ 線スペクトルから得られる情報と F P の放出挙動との関連を把握することを目的として次のような実験を行つた。すなわち、被覆管に微小な孔をあけた燃料又は被覆管なしの燃料を照射し、ループ中に放出される F P の γ 線スペクトルを Ge (Li) 検出器で測定し、F P 放出量の崩壊定数依存性、孔の大きさ依存性などによつて F P の放出挙動を調べた。また、同時に破損燃料検出装置による測定を行い、

Table 4.1 Irradiation experiments with TLG-1

試料名または実験名	年 月	原子炉運転サイクル	実 験 項 目
GAMMA-1	41. 4	R2-40-10	γ熱測定
NU-1	41. 6	R2-41- 3	天然ウランUO ₂ ペレット燃料の照射
GAMMA-2	41. 8	R2-41- 6	γ熱測定
GAMMA-3	41.10	R2-41- 7	γ熱測定
STRAIN-1	同 上	同 上	ストレインゲージの照射効果
EU-1	41.10~12	R2-41-8, 9, 10	濃縮ウランUO ₂ ペレット燃料の照射
U-A1-1	42. 6	R2-42-1	U-A1箔からのFP放出実験
VNU-1	42. 7	R2-42-2, 3	振動充填燃料の実効熱伝導度測定
JNU-1	42. 8	R2-42-4	孔あき燃料棒(UO ₂ ペレット)からのFP放出挙動実験
JNU-2	42.10	R2-42-5	同 上
JEU-1	42.11, 12	R2-42-7, 8	同 上
U-A1-2	43. 2, 3	R2-42-10, 11	U-A1箔からのFP放出挙動実験
STRAIN-2	同 上	同 上	ストレインゲージの照射効果
JEU-2	43.3, 4	R2-42-12, 13	孔あき燃料棒(UO ₂ ペレット)からのFP放出挙動実験
VEU-1	43. 6	R2-43-1	振動充填燃料の実効熱伝導度測定
JNU-3	43. 7	R2-43-2	裸のペレットからのFP放出実験
STRAIN-3	同 上	同 上	ストレインゲージの照射
JVNU-1	44. 2	R2-43-3	孔あき燃料棒(振動充填)からのFP放出挙動実験
JVNU-2	44. 3	R2-43-4	同 上
JVNU-3	44. 3	R2-43-5	同 上
STRAIN-4	44. 4	R2-44-1	ストレインゲージの照射
VEU-2	44. 5, 6	R2-44-2, 3	振動充填燃料の実効熱伝導度測定
PEU-1	44. 7, 8	R2-44-4	温度制御キャプセルの照射試験
JEU-3	44. 9, 10	R2-44-6, 7	可動被膜管を有する燃料からのFP放出挙動実験, FP沈着実験
PEU-2	44. 11, 12	R2-44-9, 10	高温照射によるFP放出挙動実験, FP沈着実験
PEU-3	45. 4~6	R2-45-1~3	同 上 同 上
SGL-1	45. 7	R2-45-5	ナトリウムカバーガス系のFP放出挙動実験
STRAIN-5	45.10	R2-45-6	ストレインゲージの照射効果
PINF-3	45.10, 11	R2-45-7, 8	微小孔からのFP放出挙動実験
PINF-1	45.12	R2-45-9	同 上
U-A1-3	46. 2, 3	R2-45-11, 12	U-A1箔からの短半減期FPの測定
STRAIN-6	同 上	同 上	ストレインゲージの照射効果
HIDEX-1	46. 5, 6	R2-46-3	加熱試料によるFP沈着実験
HIDEX-2	46.10	R2-46-8	加熱試料によるFP沈着実験
HIDEX-3	47. 4	R2-47-1	同 上
DFP-1	47.10	R2-47-7	沈着ループによるFP沈着実験
DEP-2	47.11	R2-47-8	同 上
COFT-1	48. 1, 2	R2-47-10, 11	被膜粒子燃料ペレットからのFP放出挙動実験および熱伝導度測定
DEP-3	48. 4	R2-48-1	沈着ループによるFP沈着実験
DEP-4	48. 5	R2-48-2	同 上
DEP-5	48. 6	R2-48-3	同 上
DEP-6	48. 6	R2-48-4	同 上
DEP-7	48. 7	R2-48-4	同 上
DEP-8	48. 7	R2-48-5	同 上
DEP-9	48. 7, 8	R2-48-6	同 上
DEP-10	48. 8	R2-48-6	同 上

その検出応答特性を調べた。

Fig. 4.2 は被覆なしのウランアルミニウム合金燃料の照射によつて放出されたガス状FPの γ 線スペクトルを示したものであり、ほとんど全部のガス状FPとその娘核の一部を含む例である。実際の燃料破損では、短半減期の核種の割合は少なくなる。

Fig. 4.3 は被覆管に微小孔を有する燃料を照射したときのFP放出率の崩壊定数依存性を示したものであり、縦軸の放出率は生成率との比で表わしてある。上の2本(PINF)は円筒内に直接反跳により放出されたFPが拡散で穴の外へ出てくる割合であり、孔径50 μ 以下では λ に逆比例する。中央の3本(JVNU)は振動充填燃料の場合で、孔径が大きくなるにつれ、 λ のほゞ0.5乗に逆比例する関係となり、放出が燃料結晶内の拡散によつて支配されるようになる。¹⁵⁾ 下の2本(JEU)はペレットの場合でここでも孔径が1mmならば λ のほゞ0.5乗に逆比例しており、燃料結晶内の拡散による放出と考えられる。^{16), 17)}

破損燃料検出器は、プレシピテータ型とガスクロマトグラフ型について試験を行った。^{18), 19)} プレシピテータ型は短半減期核種を対象としているため、破損孔の大きさが1mm ϕ 以上の場合、FP以外のバックグランドレベルが高くとっても有効であり、ガスクロマトグラフ型は小さい破損に対して有効であるがバックグランドレベルの影響を受け易いことが分つた。^{18), 19)}

このほかに、ガス状FPの除去を目的とした活性炭吸着器の試験や、アルミニウム中でのFPの飛程測定などを行った。

4.3.4 FPの沈着挙動実験

前項の実験の際、放出されたハロゲン核種や金属核種などのいわゆる固体状FPがループ内面に沈着・蓄積することが明らかになつた。そこで①主ガス系フィルタ、ガス精製系フィルタ及び試料ホルダ軸について核種別の沈着量をGe(Li)検出器で測定するとともに、②試料ホルダ軸にステンレス鋼、鉄、ニツケル、銅、アルミニウム、ジルカロイ、黒鉛など材質の異なるクーボン(2cm \times 2cmの薄板)を流れて平行に取り付けて、それらの表面への沈着を調べた。^{17), 20), 21)}

また、被覆粒子燃料を使用する高温ガス炉では、固体状FPの沈着が重要な課題であることから、多目的高温ガス炉開発プロジェクトの一環として③TLG-1の照射部へ加熱装置つきの試料アセンブリ¹³⁾を挿入し、一部のガスを昇温させて、600~900 $^{\circ}$ Cでの沈着を調べる実験(加熱試料による実験)、^{22), 23)}及び④ガスの流動条件が沈着に及ぼす効果を調べるための実験(沈着ループによる実験)²³⁾を行った。②の実験により沈着表面材質による各核種の沈着し易さを比較した。これによると、常温及び550 $^{\circ}$ Cの2つの条件でテルル、ヨウ素は銅、銀、鉄に沈着し易いことが分かつた。また、炉内管の流動条件下で沈着のし易さを定量的に表わす沈着係数をガス中の濃度に対する単位面積当りの沈着率の比で定義し、ガス温度550 $^{\circ}$ Cレイノルズ数12,500~16,000に対して4.2~5.1cm/sの値を得た。¹³⁾ ③の実験ではステンレス鋼3種類、インコロイ800、インコネル600など内径8mmの管内面への沈着分布を測定することレイノルズ数1,300におけるZr-95, Mo-99, Ru-103, Te-129^m, I-131, Te-132, Ba-140, Co-141の沈着係数を得た。また、沈着表面の材質の差及び610~860 $^{\circ}$ Cまでの範囲の特定温度で選択的に沈着する現象はとも認められなかつた。²³⁾ ④については本報告書の6.2節に詳述されている。

4.3.5 ストレンゲージの照射試験

原子炉内のような放射線環境下でストレンゲージを使用する場合、通常環境下の場合と異な

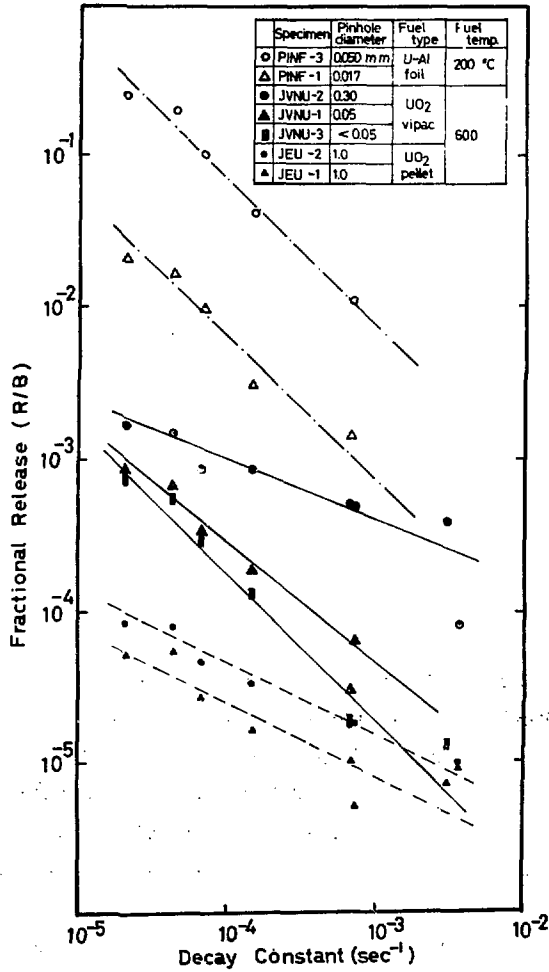


Fig. 4.3 Dependences of fractional release (R/B) from various leaky fuels on decay constant of gaseous fission products.

る挙動が予想された。そこで①放射線によるみかけ歪の現われ方及び感度の変化、②その原因となる機構、③放射線の影響を除去した歪測定の可能性の3点を調べることを目的として一連の照射実験を行った。対象としたゲージは主にアドバンス素線のベークライトゲージであり、ステンレス鋼及びアルミニウム合金の板又は円筒に接着し、TLG-1ループ中で温度を一定に保ちながら照射し、そのみかけ歪及びリーク電流を測定した。^{13),24)} その結果は次のように要約できる。

① 放射線によるみかけ歪は照射線量率によつて発生するものと、照射積算量によつて発生するものに分類でき、いずれも圧縮側への変化を示す。前者の大きさは照射履歴に依存しなかつた。

② 一定歪を与えたときの出力変化の大きさは照射積算量の影響を受けなかつたことから、感度(ゲージファクタ)の変化はないといえる。

③ 照射線量率によるみかけ歪は主にγ線の強度によつて生じ、ゲージ素線と被測体間及びゲージ素線相互間に流れる微小短絡電流により、みかけの抵抗が小さくなるためと考えられる。

④ 照射積算量によるみかけ歪の発生原因については明確な結論は得られていないが、抵抗素線の比抵抗の変化が影響しているものと考えられる。

⑤ 材質、形状の同じゲージをハーフブリッジ又はフルブリッジに組合せて使用することにより、動的歪の測定及び短期間の静的歪の測定は可能である。

4.4 装置の特徴と運転経験

4.4.1 中性子束分布

照射プラグ内軸方向の熱中性子束及び高速中性子束の分布をFig.4.4.に示す。熱中性子束は、数回の測定値の平均値を示したもので、8年間を通じての熱中性子束の変動は10%以下であった。同図には、照射プラグを挿入する前の実験孔内の熱中性子束分布も示した。照射プラグはステンレス鋼の四重管であるため、これを挿入したことにより熱中性子束は大幅に減少し、かつ距離に対する減衰率も大きくなつたことが分かる。照射試料を挿入すると熱中性子束は更に減少する。試料の形状、寸法、材質によつて減少の割合は異なるので、試料の設計にはいろいろな制約を受けた。

圧力管先端の全照射量は $n_{thvt}=1.8 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$, $n_{fv t}=5.6 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ であり、溶接個所の照射量はこれより少なかつた。なお、熱サイクルは約50回であつた。照射プラグの外管表面には4箇所シース型のクロメル-アルメル熱電対(シースの材質:ステンレス鋼, 同外径:1.6mm)が取り付けられていて、最先端の熱電対は $n_{thvt}=3.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$, $n_{fv t}=8.8 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ の照射を受けたが、4本とも最後まで正常に作動した。

4.4.2 照射プラグの熱特性

TLGを設計した当時、HT-2実験孔におけるガンマ熱の測定データがなかつたので、他の実験孔の測定データから1W/gの1様発熱があるとして設計を行った。ループ完成後、測定した結果、Fig.4.4.に示すような値が得られた。この値から、照射プラグ内で主冷却ガス系に加わる熱入力を計算すると1.1kWとなり、照射プラグ冷却水系に対しては2.8kWとなる。一方、照射プラグ内における主冷却ガス系の熱損失は、ガス温度とともに急激に増加し、

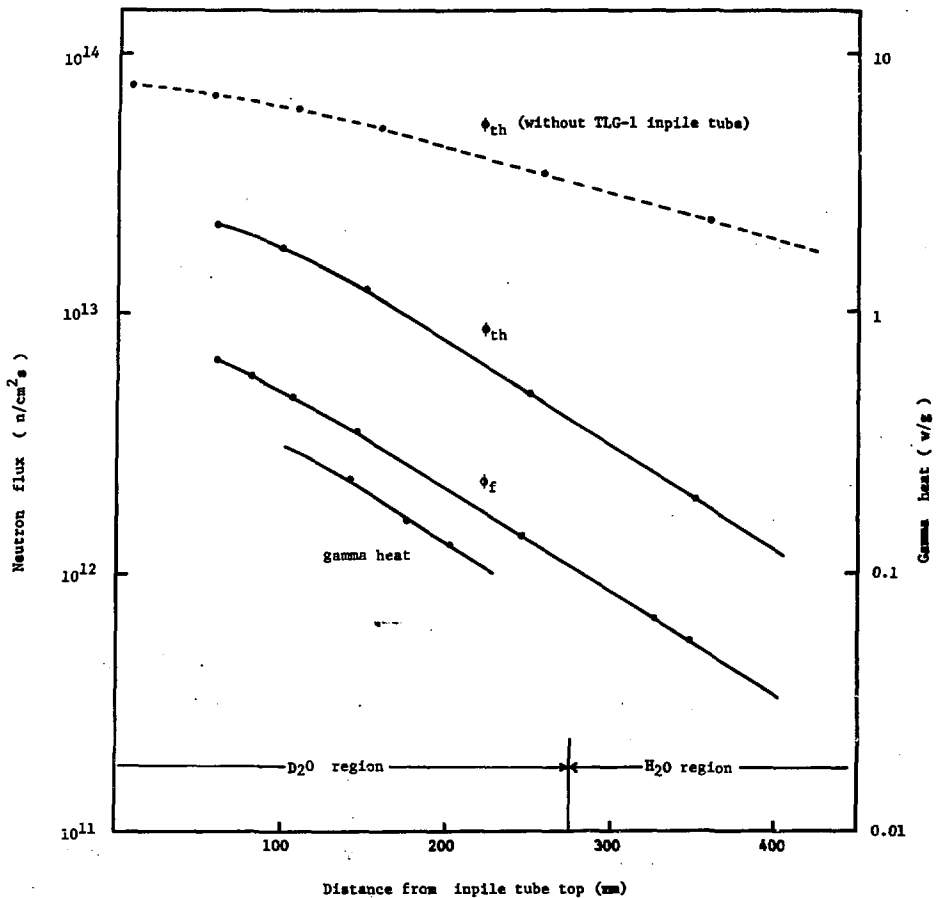


Fig. 4.4 Distributions of neutron fluxes and gamma heat in TLG-1 inpile tube.

500℃で12kWを越える。したがってヒータ出力を最高値40kWにしても、ガス温度は設計値550℃に達しなかつた。そこで、設計では保温層にはヘリウムを1気圧入れることになつてはいたが、真空にひくことにより、100 Torr ぐらいから熱損失が急激に減少し、1 Torr では6kWとなり、ガス温度550℃が得られた。したがって、照射試験はすべて保温層を真空にひいた状態で行つた。保温層には先端のガス層の部分を除いて、チタン酸アルカリフアイバが断熱材として使用されている。照射プラグの熱特性の測定結果から、8年間の使用による断熱性能の低下はみられなかつた。原子炉が10MWで運転されているとき、主冷却ガス流量を停止すると、圧力管先端の温度は急激に上昇を始め、30分で400℃に達し、更にゆっくり上昇して行く。同様に照射プラグ冷却水を停止すると外管先端の温度は急激に上昇し、4分で先端の照射プラグ冷却水が沸騰し始めるが、後方から水が流れこむので、外管先端の温度は冷却水の沸騰点で落ちつく。この時、先端で発生した気泡が激しく移動するので、原子炉に対してわずかな反応度の変化を与え、ベリオド計が不安定になる。これらの特性から、原子炉が高出力で運転されているときは、照射試料が挿入されていなくてもTLG-1を運転せざるを得ず、大きな負担となつた。

4.4.3 主要な機器の性能

主冷却ガス系には、ヘリウム漏洩のない特殊な型の機器が多く使用されている。ここでは、その中からブロワ、流量計について、使用実績をもとに報告する。各機器の詳細な性能は既報を参照して欲しい。¹⁾

ブロワは、ガスベアリングを使用したキャンド型で、点検、保守のための分解の必要がなく、気密性がきわめて高い。並列に2基設置されていて、常時1基を運転するが、電源喪失、流量低下により他方が自動起動する。2基同時に運転した場合は、全負荷が片方(どちらか決まっていない)にかかり、他方は無負荷となるので、並列運転は意味がなかつた。流量はブロワ出口の流量調節弁により、定格流量の20~100%の広い範囲にわたって安定に制御できた。ガスベアリングを保護するため、ブロワの運転中はガス中の水分を10~100ppmの範囲に保つように要求されていたが、4.4.4節に述べるように必ずしもこの範囲内で運転を行わなかつた。撤去するまでの全運転時間は、それぞれ、15,800、7,990時間に達したが、異常は全く認められなかつた。

主冷却ガス流量計には最初ポツタメータを使用した。¹⁵⁾ポツタメータは体積流量に比例して回転する羽根車の回転数をピツクアップコイルで計数するもので、保守の必要がないと云われ、配管に溶接でとりつけられていた。しかし、ほぼ1年(正味約2,500時間)で、使用中に突然羽根車が動かなくなり、原子炉がスクラムした。解体検査した結果、ボールベアリングのリテーナが摩耗して、はずれていることが分かつた。リテーナは二硫化モリブデンを成型加工したもので、ほぼ1年ごとに交換する必要があることが、その後の調査で分かつた。このような計器を配管に溶接で取り付けると点検保守がしにくいこと、また、この計器から流量低下のスクラム信号をとることは不適当であることから、以後、流量計はオリフィス流量計に交換した。

4.4.4 ヘリウムの管理

照射試料を交換した場合、主冷却ガス系を約0.1 Torr までひいたのち、公称99.99%のヘリウムを補給する。したがって、主冷却ガス系には数百ppmの空気が不純物ガスとして存在

する。照射によつて主冷却ガス系に放出されたFPを除去するために、ときどき活性炭の吸着器を作動させたが、それによつて不純物ガスがどの程度除去されたか測定したことはなかつた。しかし、FP沈着実験を行うために47年に、酸化銅ベツド、チタンスポンジベツドとモレキュラー・シーブ・ベツドから成る純化装置及び高感度のガスクロマトグラフと水分濃度計をループにとりつけ、ヘリウムの純度管理を行った。その結果、次のことが明らかになつた。

① 新しく試料を交換しヘリウムを補給したのち、主冷却ガス系に存在する不純物は、空気： $200 \sim 300$ ppm, H_2O ： $10 \sim 20$ ppm, H_2 , CO , CO_2 及び CH_4 < 1 ppm である。

② ループ起動後、ガス温度をあげると、試料及び試料ホルダ軸の表面から水分が発生し、 H_2O が急激に増加する。 H_2O は直ちにループ構造材のステンレス鋼及びループ内に存在する黒鉛粉末と反応して、 H_2 , CO , CO_2 , CH_4 が急激に増加する。

③ 酸化銅ベツド及びチタンスポンジベツドを作動させることにより H_2 , CO を10 ppm以下に、モレキュラー・シーブにより H_2O を1 ppm以下に保つことができる。

ヘリウム・インパイル・ループにおいては、ヘリウム中に存在する 3He (存在比 1.7×10^{-3} %)の(n, p)反応(断面積約5,400b)により 3H が生成される。TLG-1では、熱中性子束 $= 10^{13}$ n/cm²sの部分の実効容積が2.7ℓで、全体の容積450ℓに比べ小さいので、1サイクルで生成される 3H は測定によると 6×10^{-3} $\mu Ci/mℓ$ に過ぎない。したがつて、ガスを排気するときは、ガス精製系及び排気系の活性炭吸着器を通した以外、特に 3H の回収はしなかつた。

4.4.5 FP放出実験に関する装置の性能

(1) TLG-1は、照射中の燃料が破損し最大10CiのFPが主冷却ガス系に放出された場合にも安全に処置できるように製作された。しかし、高温高圧のループ内に常時FPが放出される実験は、国内で初めての経歴であつたので、いろいろな角度からの検討と準備を行った。最も重点を置いたのが、ヘリウムの漏洩である。JR R-2の炉室にはループ・キュービクルがないので、TLG-1の主冷却ガス系は二次缶に収納され、ループからヘリウムが漏れても、FPが炉室に放出されないようになつている。しかし、大きな漏洩に対して、ループキュービクルと同様な安全防護壁の機能が期待できる確信が持てなかつたので、FP放出実験に先だつて、漏洩の可能性のあるバルブ、熱電対の取り付けなどを改造し、照射ブラグ後端と主冷却ガスフィルタ両端のフランジを除いて、主冷却ガス系はすべて溶接構造にした。その結果、ヘリウムの漏洩率は高温運転中においても5 atmℓ/s以下におさえることができた。しかもこの漏洩率の大部分は排気系に至るペロー弁の弁座洩れであつて、炉室内への漏洩率ははるかに少なかつた。

(2) FP放出実験でループ内に放出されるFPの量は、次の点を考慮して最大120 mCiにした。

① 遮蔽のない配管の表面から1 m離れた点における線量率が 1 nR/h以下であること。

② ループガスが10 atmℓ/sで漏れた時TLG-1から放出されるFPと原子炉本体から放出されるAr-41の両者による最大被曝量が許容値以下であること。

実際のFP放出実験での最大放出量は、約45 mCiであつた。なお、ループガスの排気については、原子炉停止後3日程度の減衰時間があればほとんどのFPは問題にならないが、Xe-133(半減期5.3日)については、無視できないために活性炭吸着器によりトラップ

して排気を行った。

(3) セラミック燃料からのFP放出挙動を調べるのに、いわゆるonce throughのループがよく使用される。²⁶⁾そこで、FP放出実験の面から、これらonce throughのループ(以下once throughという)と比較しながらTLG-1の特徴を述べる。①

① once throughでは、ガスは燃料から放出されたFPを測定部まで運ぶキャリアとして使用され、消費を少なくするために流量が少ない。したがって、FPが測定部に到達するまでの時間が長く、短寿命核種が測定できない。これに対して、TLG-1ではガスがループを一巡する時間が約10秒であり、燃料から測定部までの到達時間を10秒以下にできるので、半減期16秒のXe-140まで測定可能である。その結果、燃料からのFPの放出挙動を調べる場合に、半減期の広い範囲にわたって放出量の半減期依存性が得られる利点がある。

② once throughでは、燃料からの放出量の時間的変化を、一定の遅れ時間ののちそのまま測定できるのに対し、TLG-1では、放出されたFPはループ内で混つてしまうので、その時間までに放出された蓄積量を測定することになる。したがって、照射が進むにつれて放出量に変化する場合、又は、照射条件を変えて放出量の変化を測定する場合に、精度が悪く、微細な変化はつかめないこともある。

③ TLG-1のガス流量は最高70g/sで、原子炉の冷却系の流動条件と同じ条件が得られるので、配管内におけるFPの沈着を調べるのに最も適した装置である。

以上述べた点から、once throughは少量の燃料物質を照射し、FP放出の詳細な機構を調べるのに適しており、TLG-1のような大型のループは、模擬破損燃料からのFP放出挙動や、冷却系におけるFPの挙動を調べるのに適していると云える。

4.4.6 アラーム及びスクラム

TLG-1には、炉スクラムにつながる項目が5個、アラームにつながる項目が約50個ある。そして、8年間で発生したスクラム及びアラームは、それぞれ3回、126回であった。アラームの中には装置の故障又は、運転条件の異常に基づくもののほかに、アラーム設定点の不適當及び設定機構の不良に基づくものもかなりあった。

ループのような実験装置においては、温度、圧力、流量などを実験の目的によつて広い範囲で変えることが多い。その場合、アラームの設定点もそれに応じて適当に変える必要がある。したがって、アラームは計器パネルの表面から容易に設定でき、信頼性が高く、しかも、誤信号の出ないものが要求される。この点でTLG-1の計器は余り満足できるものだったとは云いがたい。

4.5 TLG-1撤去

まえがきに述べたような理由から、TLG-1は49年1～3月の工事で解体・撤去された。この工事に先きだつて48年4月から5月には撤去作業の安全性について検討を行い、「TLG-1の撤去作業(作業の安全性の検討)」を作成し、48年6月12日の所内原子炉運転委員会において、その安全性が審議された。11月14日に原子炉施設の変更の許可、49年1月29日に原子炉施設設置変更に係る設計及び工事の方法の認可、及び同年2月14日に核燃料物質の使用の変更許可を得て、TLG-1撤去に必要な対外的手続きが完了した。この

間、工事に必要な治具、コフィン、補助遮蔽キャップについての設計、具体的な撤去のマニユアルの作成を行った。

撤去工事は49年1月28日から始まり、計画とおりに進捗し、同年3月4日に終了した。撤去工事は、炉外部分の解体と炉内挿入部分の解体と二つに分けられ、前者については、放射性汚染の考えられる部分（主ガス冷却系、照射プラグ冷却水系、ガス精製系、水精製系、FP沈着系、排気系、試料の取扱い装置）と放射性汚染の考えられない部分（中間冷却水系、二次冷却水系、緊急冷却系、計測制御安全系及び遮蔽）とに分けて作業を行った。放射性汚染の考えられる部分の作業としては、配管類は、切断口が密封されるようにするため、油圧式の“押し切りカッター”で切断し、このカッターが使用できない部分は、パイプカッター又は、金鋸で切断しキャップをかぶせ全周溶接し、フランジ構造のものは盲フランジをした。二次圏内の機器、配管、弁類は解体せず二次圏ごと処理場のD型ピットに廃棄した。FP放出挙動及びFP沈着挙動の研究のため、多量のFPをループ内に放出したために、ループ配管、機器内面には、多量のFPが沈着しており、撤去工事による周囲への汚染が予想されたが、ループ内の汚染度が高いにもかかわらず、冷却期間が約5ヶ月あつたことによつてヨウ素が減衰していたこと、また、他のFPが非常に脱離しにくかつたことのために、配管の切断による周囲への汚染は、ほとんど生じなかつた。

炉内挿入部分の解体には、照射プラグ及び遮蔽プラグの引き抜きがあつた。照射プラグ及び遮蔽プラグの生成放射能は60日冷却で、それぞれ8,800Ci, 12Ciであり、前者については、照射プラグ出入装置により引き抜き、照射プラグの先端に厚み10mmの鉄製キャップをつけ、後者については、コフィンを使用することにより表面での線量率をそれぞれ10mR/h, 30mR/h以下に押えることができた。

撤去工事に従事した作業員の延べ人数は、237人、積算被曝線量は、フィルムパッチで検出感度(20mrem)以下、ポケット線量計で372man·mrem、個人最大被曝線量は、ポケット線量計で44mremであり、計画被曝線量50mrem内で全作業を終了することができた。

参 考 文 献

- 1) 河原誠二他：TLG-1-50の計画の概要，JAERI-memo 1141(1963)。
- 2) 河原誠二他：炉外試験，(1966)(所内資料)。
- 3) 白井英次他：模擬試料の熱特性，JAERI-memo 2292(1966)
- 4) 横尾宏他：TLG-1-50インパイルガスループ中における照射用燃料棒の振動実験，JAERI-memo 3616(1969)
- 5) 河原誠二他：TLG-1-50の安全審査資料，JAERI-memo 1649(1964)。
- 6) 佐藤雅幸他：工事記録，(1967)(所内資料)。
- 7) 佐藤雅幸他：炉室内予備試験，(1966)(所内資料)。
- 8) 佐藤雅幸他：TLG-1 Progress Report Ⅱ，(1967)(所内資料)
- 9) 村田秀男他：TLG-1高温照射装置(I)，概要と安全性の検討。(1967)(所内資料)。

- 10) 北原種道他：高温ガス配管内におけるFP沈着の研究，(1973)(所内資料)。
- 11) 白井英次他：振動充填燃料の実効熱伝導度測定，JAERI-memo 2996(1968)。
- 12) 白井英次他：振動充填燃料の熱伝導度測定(II)，JAERI-memo 4128(1970)。
- 13) 北原種道他：TLG-1 Progress Report №9，(1972)(所内資料)。
- 14) 村田秀男他：TLG-1 高温照射(III)(1971)(所内資料)。
- 15) 北原種道他：TLG-1 Progress Report №8，(1971)(所内資料)。
- 16) 北原種道他：TLG-1 Progress Report №6，(1969)(所内資料)。
- 17) 北原種道他：TLG-1におけるFP放出実験(2)，JAERI-memo 3671(1969)。
- 18) 北原種道他：TLG-1における燃料破損検出装置実験，JAERI-memo 4157，66-72(1971)。
- 19) 豊島昇他：Naカバーガス系における燃料破損検出器の試験，JAERI-M 4752，162-164(1971)。
- 20) 北原種道他：高温ガス配管内のFP沈着，ibid.，170-171(1971)。
- 21) 北原種道他：TLG-1 Progress Report №7，(1969)(所内資料)。
- 22) 北原種道他：高温ガス配管におけるFP沈着，JAERI-M 5025，156-159(1972)。
- 23) 北原種道他：高温ガス配管内におけるFP沈着，JAERI-M 5371，201-205(1973)。
- 24) 熊谷勝昭他：ストレンゲージの照射試験，JAERI-M 4752，164-170(1971)。
- 25) 北原種道他：TLG-1 Progress Report №3，(1968)(所内資料)。
- 26) 亀本雄一郎他：核分裂拡散ループ，JAERI-1121(1967)。

5 主な技術的事項

Reactor Techniques

5.1 原子炉施設および機器

5.1.1 JRR-2の改修工事

1) これまでの経過と今後の工事計画

JRR-2原子炉は、48年12月まで運転し49年1月から改修工事の準備のため停止した。

改修工事計画は、47年夏に決められ、これまでに各種の試作、試験を行った。炉体については、重水漏洩防止のための立ち上りシール実物大溶接試験及び炉心上部遮蔽体の試作試験がある。この他に、制御棒装置の試作と連続2,000回スクラム、駆動試験、燃料交換キャスタの昇降装置の試作と連続2,000回駆動試験及び円筒B型燃料要素（旧円筒燃料の改良型）の試作などを行った。

改修工事に関する国の安全審査は、48年11月に完了した。現在、最終の詳細設計及び工事準備を行っている、改修工事の概略工程をTable 5.1.1にまた、改修後の炉垂直断面図をFig. 5.1.1に示す。

炉心上部遮蔽体などの据え付け工事は50年6月までに実施し、その後、機能試験、臨界・特性試験、出力上昇試験を行う。利用運転の開始は50年11月に予定している。48年度に実施した諸試験の結果を次に述べる。なお、工事計画、設計と安全性については、参考文献¹⁾²⁾を参照のこと。

2) 試作・試験結果

(1) 炉体に関する試作試験

炉体に関する試作、試験は、立ち上りシール部並びに上段遮蔽の中央部について実施した。これらの試験は、改修工事を完成させるに必要な施工法の妥当性を確認することが目的である。

立ち上りシールの溶接工事はFig. 5.1.2のように行い予定であるが、この部分を模擬した実物大の溶接試験で炉内での溶接及び検査ができることを確認した。(Fig. 5.1.3参照)

重水タンクは、支持リングの内周ボルトで固定され、軽水タンクの軽水中に据え付けてある。このため、重水抜き、軽水抜きなどの水の重量変化や浮力の作用によって支持リングにたわみを生じる。実物大モックアップでのたわみ量の測定値は、最大1.26mmである。また、炉体での測定値はモックアップの約5分の1である。立ち上りシールのシールプレートは、このたわみ量を吸収しても問題ないかどうか小型試験と実物大試験で調べた。

小型試験は、下記の条件で実施したが、ヘリウムリーク試験及び金相検査で溶接部に問題のないことを確認した。

小型試験片	たわみ振巾	最大繰返し数
A	0~2.92mm	200回
B	0~1.46mm	1,000回

実物大試験は、ASMEコードSECGに規定されている「実働荷重の2倍の値を負荷し、実律サイクル数を繰り返しても破壊しないこと」という条件を目安に荷重16,500kg（たわみ量約3mm）50サイクルで実施した。負荷試験後溶接部のヘリウム試験、外観検査及び液体浸透探傷試験などによって全く問題ないことを確認した。

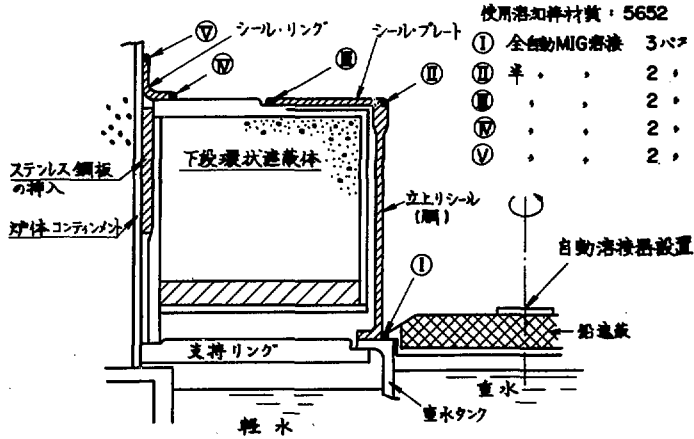


Fig.5.1.2 Standing seal weld.



Fig.5.1.3 Mock-up of standing seal weld.



Fig.5.1.4 Mock-up of upper plug.
(Central gone)

上段遮蔽体の中央部は、燃料孔、制御棒孔及び実験孔などが集中しているため、重コンクリートの充填、アルミニウム製の罐体の製作など最も複雑な部分である。この部分の試作は Fig. 5.1.4 に示す。製作方法は、捨管板を設け、鉛及び重コンクリート充填時に管と管のピッチ精度を保持し、また、捨管板に重コンクリート充填孔を多数設け手詰め方式（モルタルを一定高さまで先に注入し、粗骨材（鉄球）をモルタル中に落下充填する方法）で重コンクリートを充填し、最後に捨管板の上に管板を重ね気密溶接した。試作結果をまとめると次のとおりである。

①捨管板を用いる製作方法は、本番でも採用できる。②重コンクリートの充填密度は約 5 g/cc （充填率約 95%）であり、仕様を満足している。③遮蔽体の寸法精度は管自身の曲りの少ないものを採用し、管外径と管板孔径のキャップをできるだけ現物合せにすれば、試作品以上に精度を上げることができる。④試作に用いた管の肉厚は 3 mm であったが、管の引き抜き精度と管板との溶接性をよくするため、本番設計での管の肉厚を 4 mm に変更する。⑤管板と管の溶接部の気密性は十分に得られた。⑥管の外表面には耐放射線の防食塗料（名称ポリアミド・イミド）を用いこの塗料の塗装法を確認した。

② 制御棒装置に関する試作試験

立ち上りシールを新たに設けるため、旧制御棒装置が使用できなくなり、6式全部を新造し、交換することにした。（Fig. 5.1.5, Fig. 5.1.6参照のこと）

新しい制御棒装置を製作するにあたって、信頼性の高いものにするため、これまでの経験を基に主要部品の改良につとめ、更に試作制御棒装置一式による炉外総合試験を実施した。

試作制御棒装置には、吸着力特性を改良した電磁石耐放射線性のカール・コード、電磁石とアマチュアとの吸着検出器（ON・MG）の無接触検出方式、ボール・ネジ方式、電磁石を放射線から保護するため、下部遮蔽（約鉛 10 cm と 2 枚のボラール板）の取り付けなどを採用した。

炉外総合試験の結果をまとめると次のとおりである。①駆動特性：挿入引き抜きの所要時間差約 8% であった。また、連続試験による変化は認められなかった。②位置指示：位置指示は良好であった。③スクラム特性：スクラム時間は 0.55 sec であって、 0.6 sec 以内の仕様を満足した。また、連続試験による変化は認められなかった。④衝撃応力：スクラムのとき、吸収体の落下によってストップ部に集中応力が生じるこの値は歪測定より換算すると、空气中落下で最大約 10 kg/mm^2 である。なお、約 1,000 回以上の落下試験で十分に耐えることが確認された。⑤カール・コード：機械的摩擦による損傷は生じなかった。⑥ボール・ネジ：無潤滑でも連続試験を行いボール・ネジの摩擦変形を調べたが、仕様を満足していた。⑦メカニカル・シール：回転軸のレールにメカニカル・シールを用いる設計であったが、組立時に破損したので、別途試験を行うことにした。

以上、連続 1,000 回のスクラム・駆動試験によって、試作制御棒装置は、気密性の点を除いて、ほぼ期待した性能を有することを確認した。なお、細部について若干の改良を加え更に信頼性の向上を図ることにした。

③ 燃料交換キャスク昇降装置の試作試験

本キャスクの昇降装置は、燃料をつかむグリップ、チェーン駆動装置、操作盤よりなって

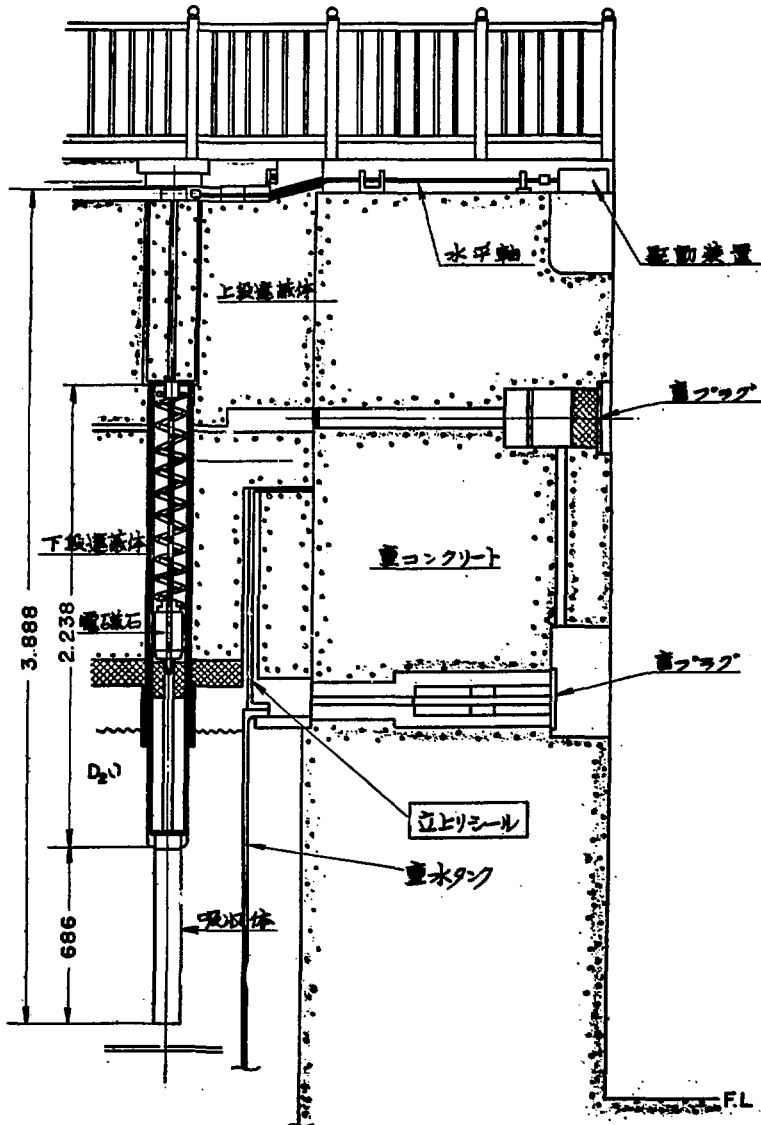


Fig.5.1.5 JRR-2 control rod assembly after the modification.

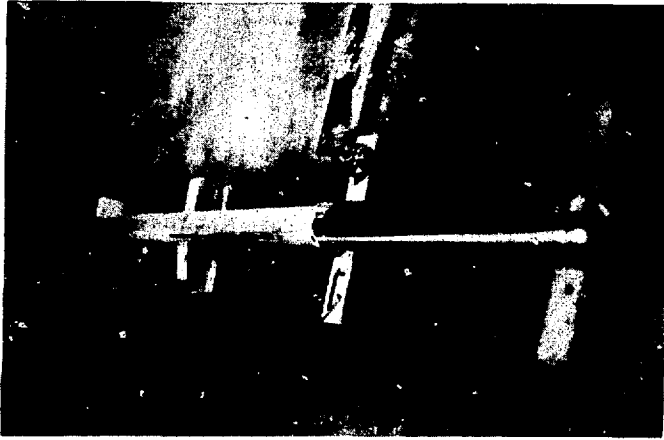


Fig.5.1.6 JRR-2 control rod assembly(Mock-up)

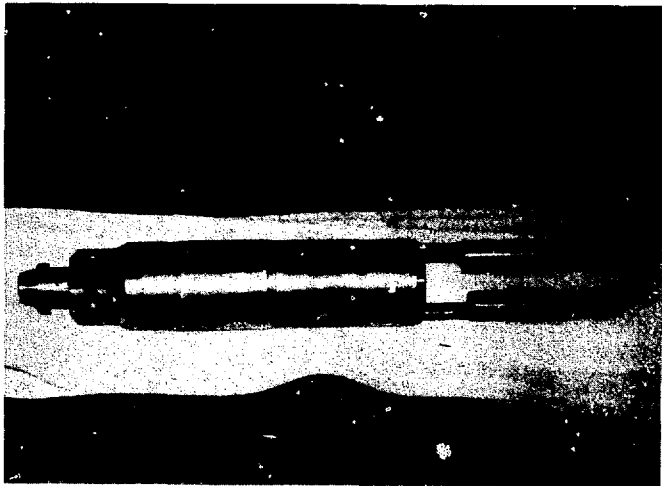


Fig.5.1.7 Refueling cask gripper (Mock-up)

いる。この部分について試作し約1,000回の連続試験を行った。

試作昇降装置の構造はFig. 5.1.7, Fig. 5.1.8に示す。昇降は電動チェーン巻き上げ方式である。また、グリップの爪の開閉は巻き上げチェーンを上下にスライドするロッキング・アーム方式を採用した。安全機構は、トルクリミッタ、オフロード・オーバーロード検出器、位置検出器などがあり、操作手順と連動するように設計した。

模擬燃料孔を設け試作昇降装置を設置し、連続操作試験を行った。その試験条件並びに結果は、次のとおりであった。

試験条件 I) ストローク——4,550 mm (うち1,514 mm 水中)

II) 雰囲気——空气中 (常温・常圧)

III) 模擬燃料孔——炉体と同一寸法

IV) 昇降速度

{	高速	上昇 2.57 m/分
		下降 2.60 m/分
	低速	上昇 0.27 m/分
		下降 0.35 m/分

V) 模擬燃料要素使用

①昇降動作は電動・手動とも良好であった。②つかみ機構の作動は良好であった。③ロードセル自体の信頼性は問題ないが、チェーン荷重の変化などのためロードセルの感度が悪いことが判明した。したがって、感度を上げるため、ロードセルの取り付け方法を検討している。④グリップの組立精度が悪く、また、模擬燃料孔の曲りのためグリップとアルミニウムスリーブとの接触が多少生じた。⑤燃料は同一角度で出し入れができる。(回転しない) ⑥爪摺動部の摩擦はほとんどなかった。⑦爪開閉時間は6 sec (60Hz 電源) である。⑧安全機構については、細部の検討が必要である。

以上の試作試験の結果、改良に必要な多くの有益な情報が得られたが、2本のチェーンによるグリップの操作という基本的な点では問題なかった。安全機構を中心とした電気的な面で、更に十分な検討改良を加え本番に反映するよう進めている。

(4) 円筒B型燃料要素の試作

円筒B型燃料要素は、5重円筒、U-235含有量195g、外径103mm、長さ950mmである。この燃料の試作は、燃料板をアルミニウム板で模擬し、流水テスト用に製作した。

この流水テストは、現在、実施中である。したがって、ここでは流水テスト試験項目のみ上げる。

①流量と圧力降下の関係。②燃料板間の流速分布の測定。③燃料要素の浮き上り荷重(流水による効果)。④燃料案内管での水の盛り上がり高さ。⑤燃料要素の流水中での観察(振動など)。⑥燃料要素の流水による強度試験(ギャップの変化)。⑦中心に挿入されるキャプセルの状態観察(振動など)

参考文献

1) JRR-2改修工事に関する設計と安全性

JRR-2管理課: JAERI-memo 5543 (1974)

2) 研究炉・ホットラボの運転と技術管理 JAERI-M 5371 (95~102) 1973

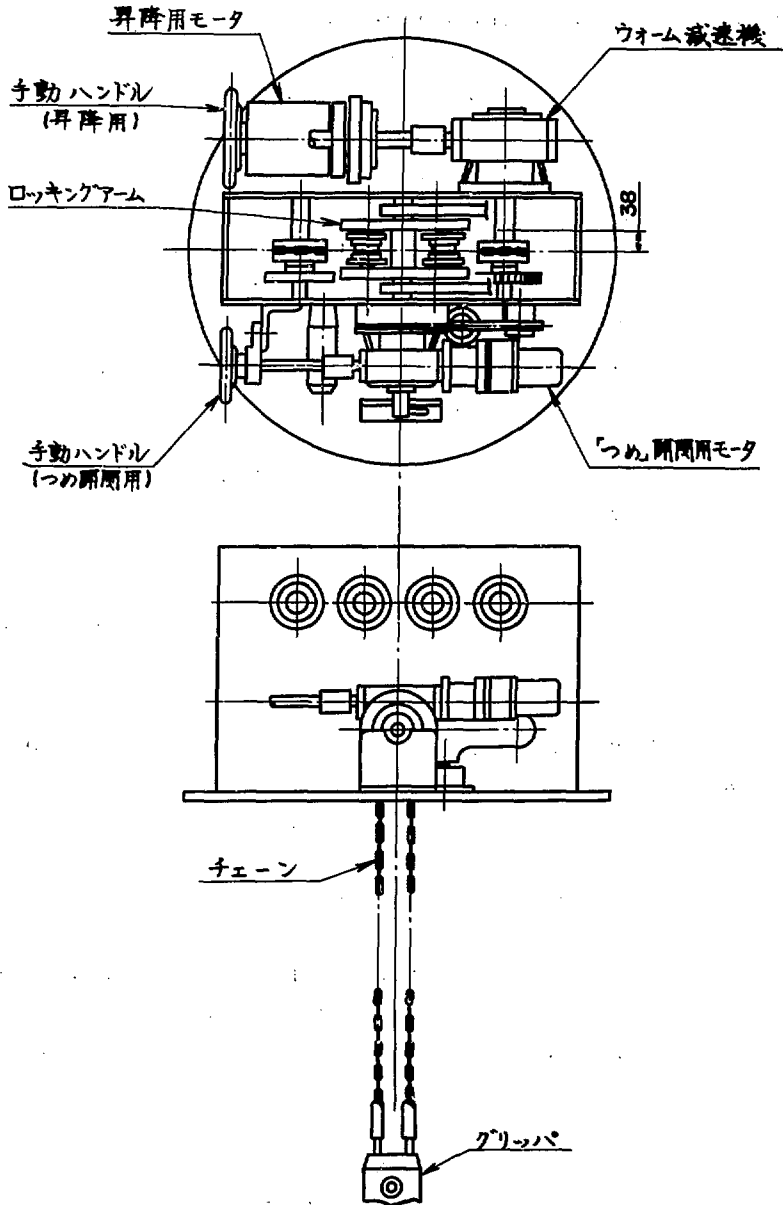


Fig.5.1.8 Chain hoist device of refueling cask mock-up.

5.1.2 JRR-2 Ar-41低減対策

1) 概要

JRR-2では、既に39年の出力上昇運転前に、現在の構造で可能な範囲の方法でAr-41生成量の低減化を実施した。更に、現在、東海研究所の各施設から排出される放射能による周辺における被曝線量をできるだけ少なくする方針で低減対策が進められており、JRR-2では現在の排出量の約3分の1(10MW運転時約1Ci/h以下)を目標にしている。

JRR-2の各実験孔、計測孔及びRIトレン孔には排気管と給気管が配管されている。排気管は実験孔内で生成したAr-41などが炉室内に漏洩するのを防止するため、生体遮蔽体内に埋設されたリングヘッドを通して被照射空気系へ導かれている。一方、給気管は同様に生体遮蔽体に埋設されている配管を通して炉心直下の重水ポンプ室へ導かれているが現在は使用していない。

今回、Ar-41低減対策として、炉心に近い位置に接続されている排気管は、ポンプ室内で切離し、そのかわりに炉壁に近い位置にある給気管を延長して被照射空気系へ接続し、また、被照射空気量を少なくするため未使用実験孔の気密化工事を行った。

(1) 配管変更工事

ポンプ室で盲栓のしてあった19本の給気管及び垂直実験孔の排気系配管1本の計20本を第1系統(HT-1, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 15), 第2系統(HT-2, 3, 4, 5, 12, 13, 14), 第3系(RIトレン×4), 第4系統(W-2~9, サーマルコラム)の4グループにまとめてファンルームへ導き、それぞれ流量計を通して更に1本にまとめた後、フィルタ、流量計を通して既設被照射空気系排風機の入口側配管に接続した。また、各実験孔及び4グループのAr-41濃度を測定するためのサンプリングラインを設けた。各実験孔の排気管をアルゴン低減実験のためリングヘッドからおりている4本の排気管の内2本は切離し盲フランジを施した。

また、他の2本については燃料交換時にキャスクプロアの排気に使用するため電磁弁を設けた。

(2) 気密化工事

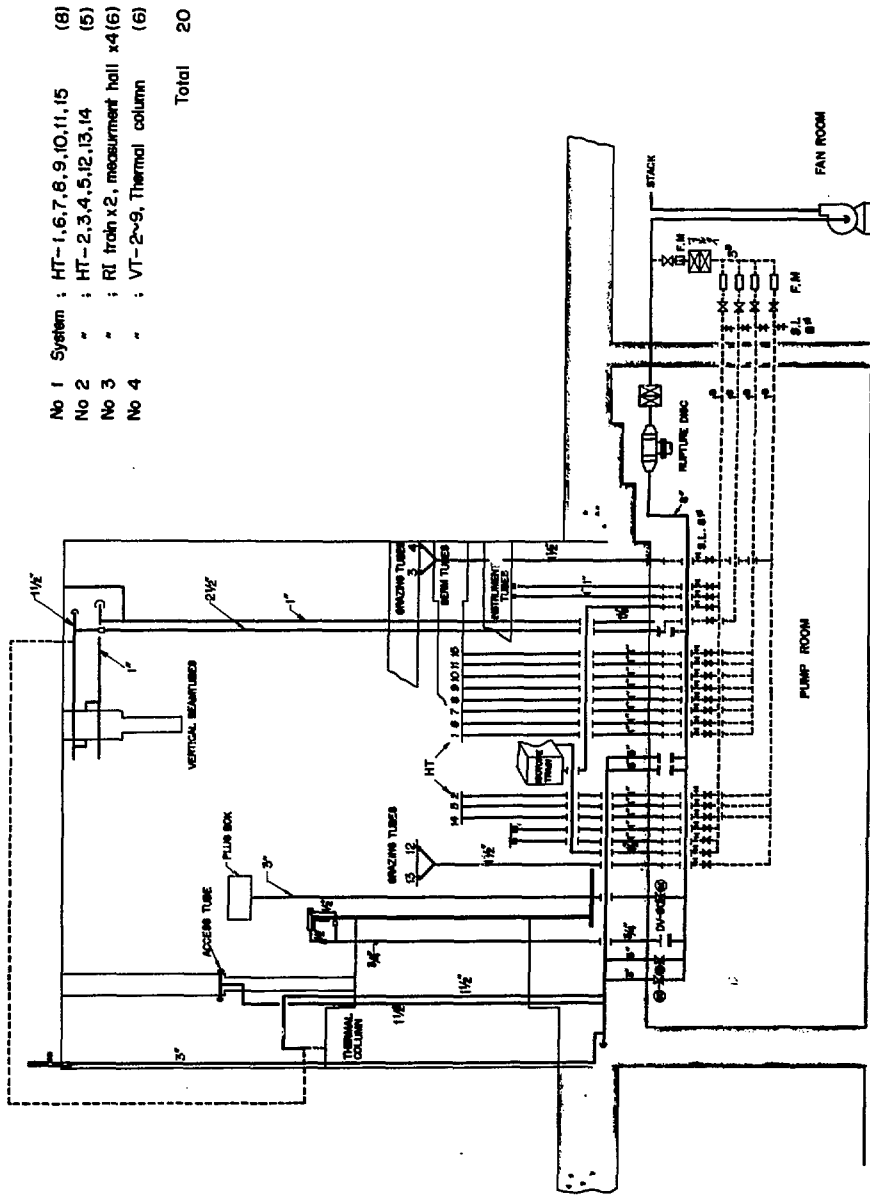
水平実験孔の気密化は現在使用されていない8本のうち(HT-4, 5, 6, 7)の4本についてアルミニウム及びステンレス製カバーを取り付けた。他の実験孔4本については隣接している実験装置の遮蔽構造上、今回は行わなかった。

(3) その他

サーマルコラム系の排気管はリングヘッドに導かれているか配管変更工事により、リングヘッドは使用されなくなり、サーマルコラムからの排気が不可能になったため、新たに炉壁面に排気管を設け、垂直実験孔の排気管に接続した。Ar-41低減化に伴う配管図をFig. 5.1.9~Fig. 5.1.12に示す。

2) Ar-41排出濃度、排出量の測定

被照射空気排気系の配管変更工事終了後、第7~第10サイクルの10MW時におけるAr-41の各実験孔及び各排気系からの排出濃度及び排出量を測定した。濃度は主として1.5ℓのガス捕集型電離箱と振動容量型電位計を用い、内径約8mmのビニールホースを通して被測定



- No 1 System : HT-1,6,7,8,9,10,11,15 (8)
 - No 2 " : HT-2,3,4,5,12,13,14 (5)
 - No 3 " : RI train x2, measurement hall x4 (6)
 - No 4 " : VT-2~9, Thermal column (6)
- Total 20

① 6-5-1027 ② LL 70-1021/2
 ③ 5-1-1027 ④ F.M 70-1-1027

Fig.5.1.10 Irradiated air exhaust system.

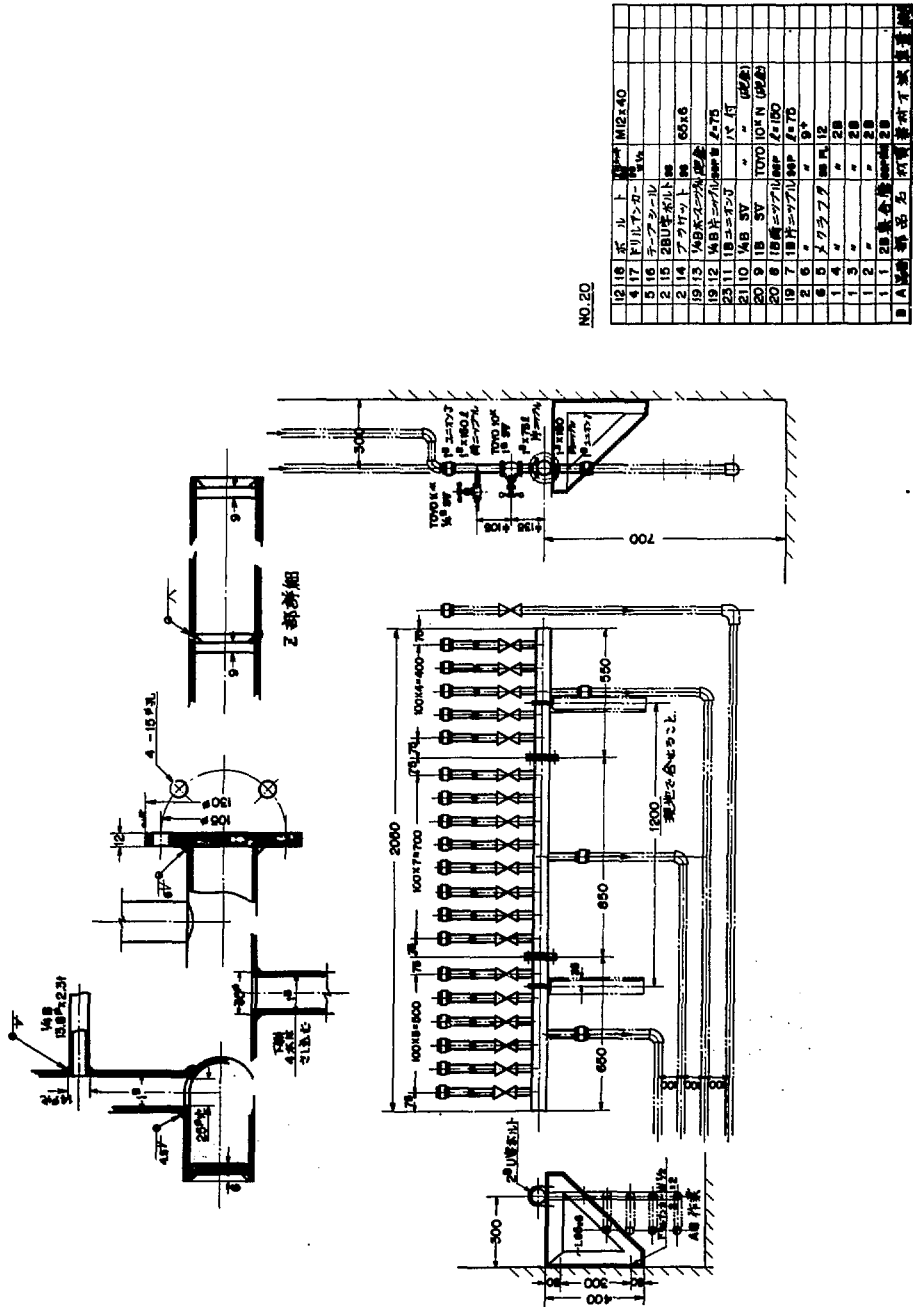


Fig.5.1.1 Header of irradiated air exhaust line.

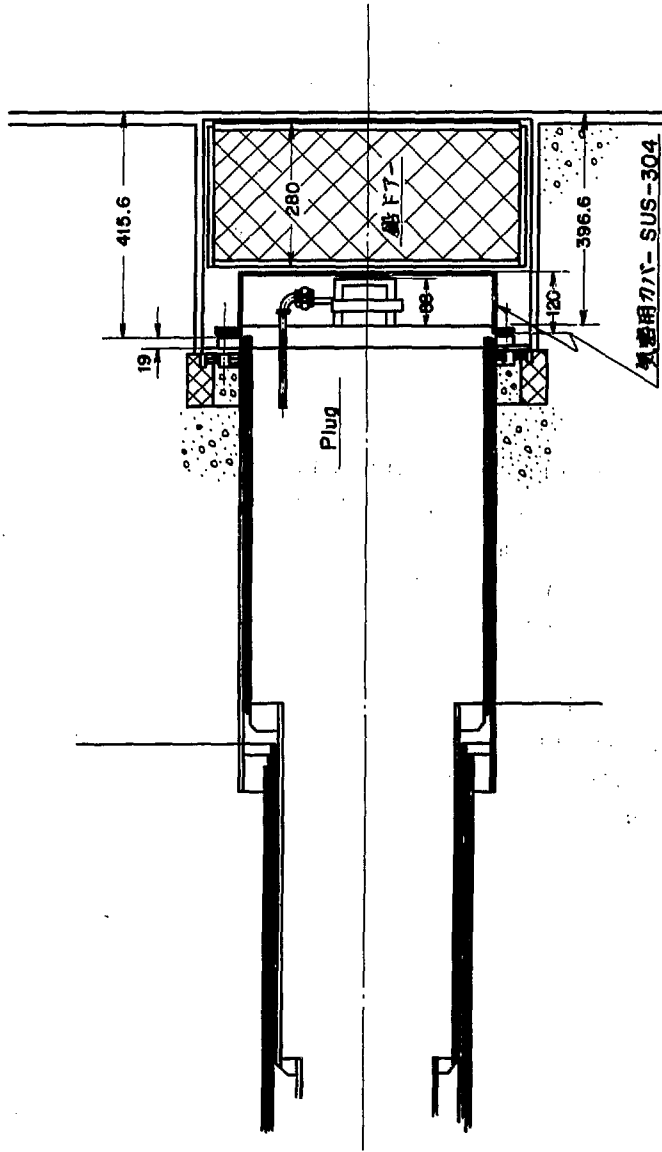


Fig. 5.1.1.2 Airtight cover of experimental hole.

個所から2~5ℓ/min空気を流通させながら計測した。ガス捕集型電離箱は印加電圧90Vでは高濃度において飽和電離電流が得られないので後に補正係数を求めて計測値を補正した。

(1) 各実験孔の排気濃度

水平実験孔、RI孔などの排出濃度をポンプルーム内ヘッダ前からサンプリングして測定した。I~IV系統 (Fig. 5.1.10 No.1~No.4) の排気風量が $1.1\text{m}^3/\text{min}$ であるときの各実験孔などの濃度をTable 5.1.2に示す。 $10^{-5}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下の濃度の実験孔は炉壁から吸入した外気が放射化されずに排出されていると考えられる。 $10^{-1}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度の濃度の空気は実験孔奥の放射化された空気が排出しているものと考えられる。HT-9, 10, 11と計測孔-4の実験孔はそれぞれサンプリング個所と対応がとれていない。

49年8月の実験孔密封作業時に確認する予定である。HT-4の炉壁側は密封カバーで封されたが、カバー内にAr-41が充滿し、密封カバー表面が800mR/hになった。密封カバーの吸気用バルブを開くことによって外気が吸引され、HT-4の排気濃度はバックグラウンドに低下した。

(2) 各排気系からのAr-41の排出率

被照射系I~IV系統の排気風量が $0.65\text{m}^3/\text{min}$ 、 $0.20\text{m}^3/\text{min}$ 及び $0.11\text{m}^3/\text{min}$ であるときの各排気系のAr-41の排出量をTable 5.1.3に示す。JRR-2から排出されているAr-41 (2.5~3.0 Ci/h) の約90%はI~IV系統からの排気であり、残りは照射装置系 (使用時0.2~0.25 Ci/h)、熱遮蔽軽水系 (0.014 Ci/h)、SIL (0.018 Ci/h) からの排出である。I~IV系統からの排出もI, II系統からの排出が多い。I, II系統はともに水平実験孔の排気系であり貫通実験孔を有するIII系統からの排出が特に多い。

I~IV系統の排気風量を変化させたとき、I~IV系統とスタックからAr-41排出量の変化をFig. 5.1.1.3に示す。I~IV系統の排気風量を減少させたとき、排気濃度が上昇し、排気風量を減少させてもAr-41の排出量はそれ程大きく減少しない。しかし、I~IV系統の排気風量を $0.11\text{m}^3/\text{min}$ にしたとき排出量の低下の傾向がみられた。

Ar-41の排出量Rは次式によって表わされる。

$$R = k \phi F (1 - e^{-\lambda V/F})$$

ここで、 ϕ ; 中性子束

F ; 排気風量

λ ; ^{41}Ar の崩壊係数

k ; 換算係数

V ; 照射空気量

上式は今回の実験によって得られた数値を入れて、I~IV系統の排気風量を $0.1\text{m}^3/\text{min}$ 以下にしたときのRを求めると、更にAr-41の排出量の減少が期待され、Fを $2.0\text{ℓ}/\text{min}$ にしたとき、I~IV系統からのAr-41の排出量は約1 Ci/h になるものと推定される。

(3) 排気風量を減少させたときのAr-41の炉室への漏洩 I~IV系統の排気風量を $0.4\text{m}^3/\text{min}$ 以下に減少させたとき、実験孔から炉室へのAr-41の漏洩が生じる。漏洩の認められた実験孔はHT-5, 8, 12, 13 であり、特に、時間照射装置附近から多く認められた。

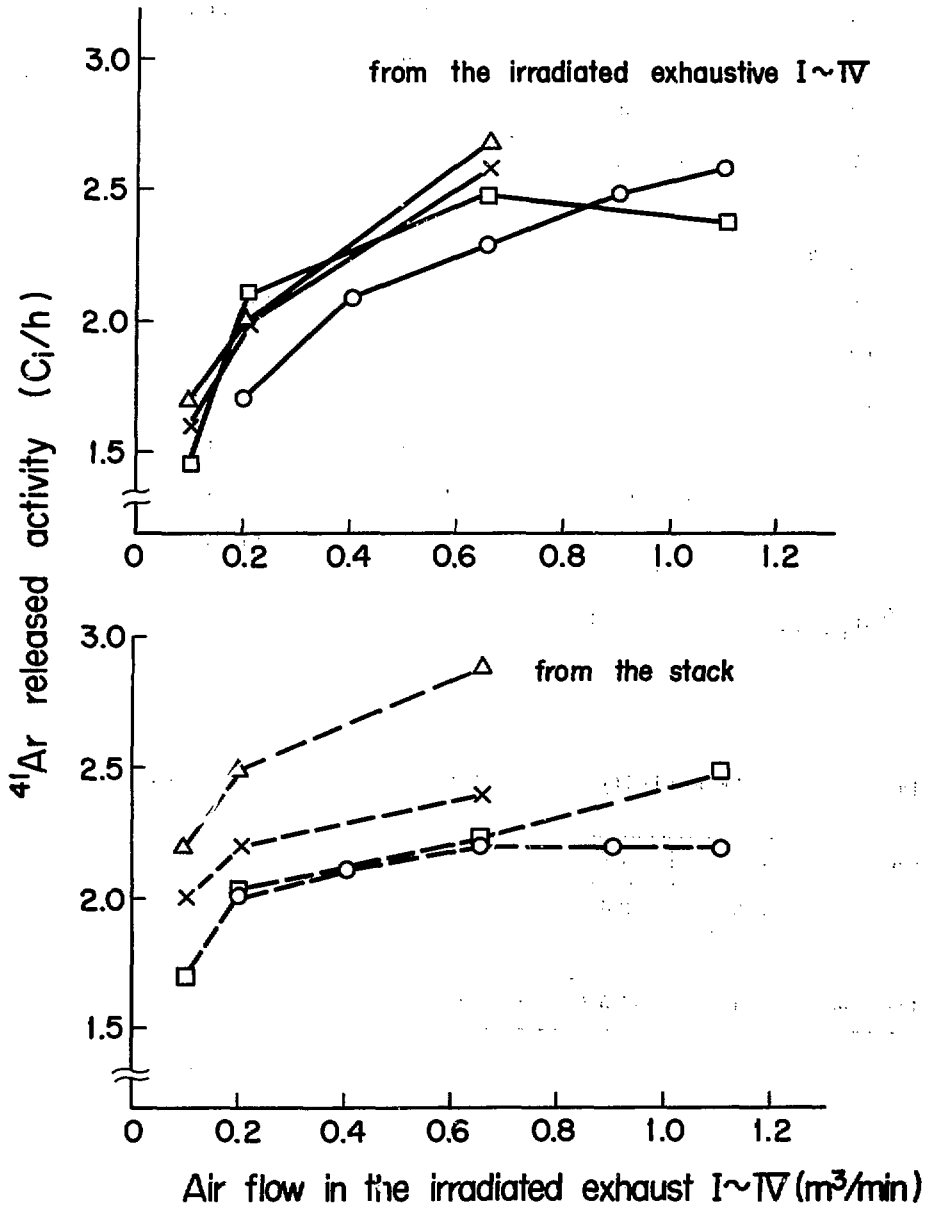


Fig. 5.1.13 Activity of ⁴¹Ar released vs. flow rate of irradiated exhaust.

Table 5.1.2 ^{41}Ar concentrations in air released from tubes.

実験孔名	濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	実験孔名	濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
HT- 1	$<8 \times 10^{-6}$	HT- 2	$<8 \times 10^{-6}$
- 6	1.3×10^{-1}	-3, 4	5.0×10^{-2}
- 7	5.0×10^{-2}	- 5	7.5×10^{-2}
- 8	5.2×10^{-2}	-1,2,3	2.3×10^{-1}
- 9 *	3.6×10^{-2}	-14	$<8 \times 10^{-6}$
}	{	計測- 1	1.6×10^{-5}
-11	$<8 \times 10^{-6}$	- 2	8×10^{-6}
-15	$<8 \times 10^{-6}$	- 3	4.6×10^{-3}
VT- 1	{	- 4 *	6.6×10^{-2}
	}	RI- 1	9×10^{-6}
- 9			- 2

* HT-9~11 及び計測-4 の濃度は、これら実験孔とそれぞれ対応していない。

Table 5.1.3 ^{41}Ar activity released from exhaust lines (Ci/h)

I~IV流量	気送管系	I~IV系統	熱遮蔽系	炉室排気系	実験室系	スタック
$0.65 \text{ m}^3/\text{m}$	0.22	2.6	-	-	-	2.4
$0.20 \text{ m}^3/\text{m}$	0.24	2.0	-	<0.02	<0.03	2.2
$0.11 \text{ m}^3/\text{m}$	0.21	1.58	0.014	<0.02	<0.03	2.0

HT-5 は実験孔からの漏洩ではなく、床面の気送管からの漏洩と考えられる。気送管の排気を停止させたために気送管照射筒内のAr-41の濃度が上昇し配管接続部から漏洩したものと考えられる。HT-8からの漏洩は後の再調査では認められなかった。垂直実験孔は常時プラグ上面がビニールシートでおおわれており、ビニールシート上面では漏洩は認められなかった。

3) 今後の低減対策の方向

今回のAr-41の排出の状況の調査結果をもとにして今後実施すべき低減対策事項として次のことがあげられる。①I~IV系統の排気量の減少。②各実験孔の気密化(49年度実施予定)。③アルゴン含有量の少ない気体の封入。④減衰タンクの設置。⑤③、④の各項の具体的な方式について現在検討中である。

今回の調査で明らかになったことは上記対策に伴う排気系の配管などの表面線量率の上昇である。特に、照射装置系の配管において問題となり、対策を検討している。

5.1.3 JRR-2 熱遮蔽軽水系への重水漏洩

JRR-2では、重水タンク支持リング部からの重水漏洩が発生し、過去2回漏洩防止の補修工事が行われている。しかしながら、熱遮蔽軽水系への重水漏洩はその後も発生し、前年度下期より増加の傾向を示した。本年度第3サイクル後半に、原子炉がスクラム作動により停止した直後より、重水漏洩量がそれまでの1日約2kgより10kgに急激に増加した。このため第4サイクルの運転開始に先立って、臨時の原子炉運転委員会において、原子炉運転の安全性について検討が行われた。一方、JRR-2では漏洩量を減少させる対策として熱遮蔽軽水液面と重水系液面間の圧力差を小さくするなどの措置を講じた。

運転委員会では第4サイクルの運転条件として、重水漏洩に対する監視体制を強化し、①重水漏洩量が1日で20kgに達したとき及び②熱遮蔽軽水中への漏洩量がトリチウム換算で150Ciに達したときは原子炉を停止することとした。また、第5サイクル以降の運転に関しては第4サイクルの運転結果をレビューし決定することになった。Fig. 5.1.14に48年度の重水漏洩の状況を示す。熱遮蔽軽水の総量は約9tであり、重水中のトリチウム濃度は、年度初め0.91Ci/l、第4サイクル前0.94Ci/l、第10サイクル後は0.96Ci/lであった。第4サイクルの重水漏洩量は、起動時に約6kg、停止時に約7kgあったのみで運転中の漏洩はほとんど認められなかった。したがって、第5サイクル以降の運転も監視を厳重にし、前述の炉停止条項を守って運転することになった。その後の重水漏洩状況はFig. 5.1.14に示すように、第7サイクル前の停止期間と第10サイクルの運転期間中に比較的顕著な漏洩が認められたが、それ以外は漏洩量が少く運転はほぼ計画とおり実施することができた。

第4サイクルから第10サイクルまでの重水漏洩量は約159kgであり、重水中のトリチウム濃度を0.95Ci/lとすればトリチウム量は136Ciとなり運転規制値を下回る量であった。また、48年度中の全重水漏洩量は約350kgであり、熱遮蔽軽水の交換に伴い炉外に排出した重水は約328kg、重水中のトリチウム濃度の平均を0.94Ci/lとすればトリチウムの廃棄量は280Ciになる。

40年以降、幾度か発生した重水漏洩の故障も現在実施中の改修工事の完了により10年ぶりに解決することになる。

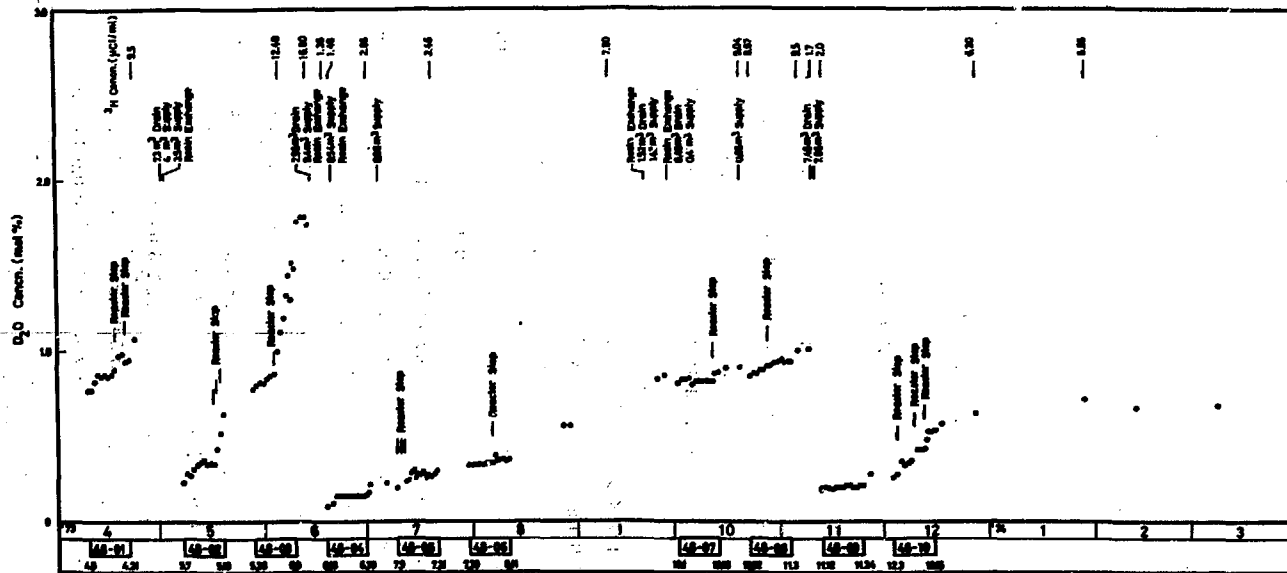


Fig. 5.1.14 Concentration of heavy water in JRR-2 thermal shield water.

5.1.4 JRR-3 炉心孔点検

1) 概要

47年10月、温度測定用燃料体(TMF)の損傷に伴う取り出し作業時に、炉心孔の状態を確認するため点検(内径測定及び内面観察)を行ったところ、一部の炉心孔については下部案内管に局所的な変形のあることが分かった。同様の変形が他の炉心孔についても発生していることが懸念されたため、全燃料体(243体)の引き抜き試験及び約半割(116孔)については内径測定を実施した。その後、48年5月から9月にかけて UO_2 燃料体装荷試験と平行して残数(127孔)についても内径測定を実施した結果、下部案内管の内径寸法 $69\text{mm}\phi$ (図面寸法)の部分が $65\text{mm}\phi$ 以下になっているものが8孔あったが、燃料体の取り出し、挿入には支障がなかった。また、6月と12月には成長度調査のサンプリングとして前年度に内径測定した燃料孔の内から30孔を選んで再度点検したが、変形の進行は認められなかった。

2) 炉心孔

炉心孔はFig. 5.1.15に示すように、炉心タンク(DT-1)内に燃料体を垂直に挿入するため上段遮蔽体及び下段遮蔽体に案内管(ステンレス鋼)を貫通させた構造で、DT-1内に 150mm ピッチで正三角形格子状に243孔が配列されている。

上段遮蔽体の案内管上部には、燃料体のリング部に対応する位置が精密仕上げされており、上・下段遮蔽体間のヘリウムガスが炉外に漏洩することを防止している。

下段遮蔽体の案内管下部には下部案内管が設けられており、その下端部 200mm が炉心重水中に浸されており、燃料交換時に下段遮蔽体と重水液面間のヘリウムガスが炉外に漏洩することを防止している。

下部案内管はFig. 5.1.16に示すように、ソケット(ステンレス鋼)とスカート(アルミニウム)がネジ接合される構造となっている。また、内径寸法は $69\text{mm}\phi$ でこれに対応する燃料体の最大外径寸法は $64\text{mm}\phi$ で半径寸法で 2.5mm の隙間が保たれるようになっている。

今回、変形が発生していると確認されたのはこのネジ接合部の内面であり、炉上面より約 $3,430\text{mm}$ から $3,470\text{mm}$ の深さの位置である。

3) 点検方法

(1) 引き抜き試験

燃料体の取り出し、挿入等に支障がないことを確認するため、燃料交換用キャスク(SFキャスク)の附属ホイストにチェンブロック、荷重計、専用チャック等をセットし、荷重計の指示値に注意しながら徐々に燃料体を吊り上げ回転させて下部案内管との異常な接触がないことをたしかめた。

(2) 寸法測定

引き抜き試験後、SFキャスクを用いて燃料体を取り出し、簡易ゲージを挿入して、下部案内管の内径寸法及び局所的な変形のある場合はその位置を測定した。使用した測定ゲージはGO-NO型で、直徑寸法 $34.0\text{mm}\phi$ 、 $64.25\text{mm}\phi$ 、 $64.5\text{mm}\phi$ から $68.0\text{mm}\phi$ までは 0.5mm 間隔の各種を用いた。

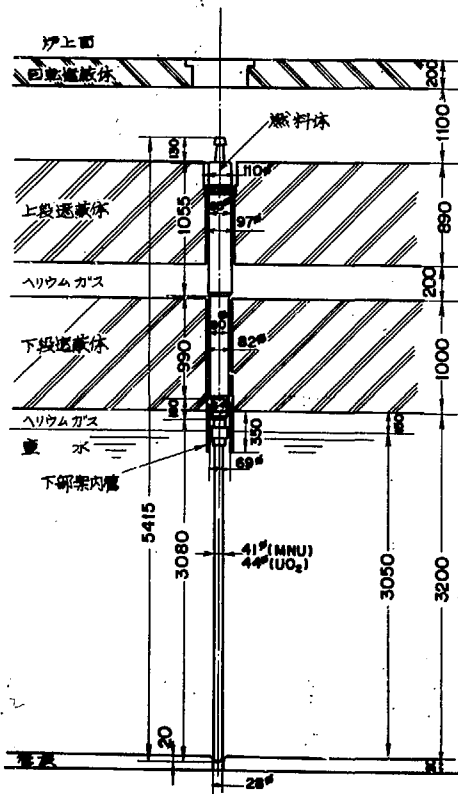


Fig. 5.1.15 Schematic cross-section of fuel assembly hole in JRR-3.

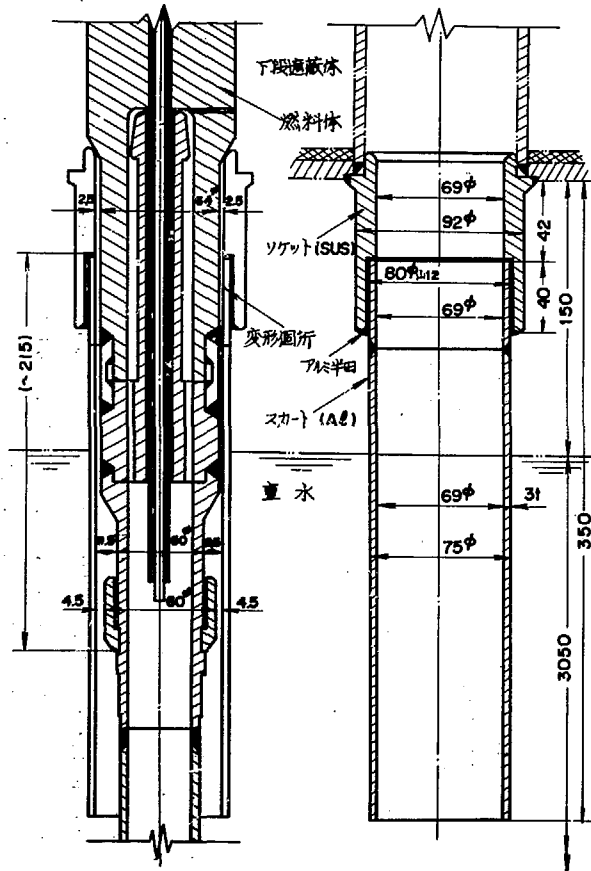


Fig. 5.1.16 Diagram of fuel assembly and its guide tube in JRR-3.

4) 点検結果

引き抜き試験の結果、全微燃料体の取り出し、挿入等には支障がなかったが、燃料体が下部案内管にやや接触していると判断されるものが24孔あった。また、燃料体の挿入時に方向性のあるものが3孔あった。

内径測定の結果は、68.0mmφ以上のものが136孔、68.0mmφ以下で65.0mmφまでの範囲のものが97孔、65.0mmφ以下で64.0mmφまでの範囲のものが8孔あった。変形部の位置は全て下部案内管のソケットとスカートとのネジ接合部である約40mmの範囲内であることが確認できた。その後、変形が進んでいないかを調査するために炉心孔を再度点検した結果、特別に問題はなかった。

5) 変形の原因

簡易ゲージによる内径測定とボロスコープによる内面観察により炉心孔の下部案内管を詳細に調べたところ、変形の原因は長年月の間にソケットとスカートとのネジ接合部にアルミニウムの腐食生成物が生じ、これによりスカートの一部が内側にふくれ変形したものと推定された。

6) 今後の対策

変形の原因が下部案内管のスカートの腐食によるものと推定され、また、成長度の調査の結果著しい変化が認められないことから、当面原子炉の停止期間を利用してサンプリング孔を選び定期的に点検を実施して、変形の有無を調べていくことにしている。

なお、下部案内管の内径寸法をより精度よく測定するため、円周方向を連続的に測定でき、その結果を炉上面に遠隔指示・記録できる機能をもった炉心孔寸法測定装置を開発し製作した。また、これらと平行して変形部の補修及び燃料体の仕様(寸法)変更についても検討している。

5.1.5 JRR-3主重水ポンプ(DP-1)の改修

1) 概要

47年10月6日、作動試験を行ったところインベラの接触音が確認されたので原因調査のため分解点検を実施した。その結果、下部のインベラリングとケーシングリングが接触したことが判明した。

この接触原因の解明のため、分解点検による各部の寸法、芯振れ等の測定結果をもとに、設計上、材質上及び組立て・据付け上から種々検討した結果、接触の原因は明確にできなかったが、下部軸受カートリッジの外径部に前回の分解点検時と同じく摩耗が見られた。このため上、下部軸受については設計変更を含めて新規に製作し交換することになった。また、インベラについても数回の分解点検、リング交換等により動的不釣合が生じていることが懸念されたため新規に製作し交換することになった。ただし、これらの製作には長期間を要するため応急対策と恒久対策に分けて実施することになった。

次に分解点検の結果とその検討の結果実施した対策について述べる。

2) 分解点検結果

上部キャップを取り外し、手動ターニングトルクを測定したところ18kg-m(通常約8kg-m)を超え回転不能であったので、分解点検を行った結果以下のことが判明した。

① 据付け状態でモータのフランジ部に0.23mmの傾きがあった。② ケーシングリングの擦過傷から下部のインベラリングが接触したことが分かった。しかし、インベラ及び軸端の

芯振れは共に0.02mmで特に異常は認められなかった。③ Fig. 5.6.17に示す下部軸受カートリッジ外径の摩耗度合が運転時間に比較して大きいことが判明した。(この摩耗は前回の分解点検時にも認められカートリッジを交換したが、以後約1,400時間の運転で0.07から0.09mm摩耗した。④ スラストベアリング用イコライザリングの全数(9組)にピン間隔の寸法違いが発見された。

なお、③の原因については、動的不適合に起因する回転子の振動及び起動、停止時の流量変化あるいは圧力変動により軸受部に振動荷重が働いたためと推定されるほか、④に述べたイコライザリングのピン間隔の寸法違いのため正規のピッチが出ておらず、したがって下部軸受に設計値以上の荷重がかかったことが推定される。また、材質的にはカートリッジ外径面はステライト盛金で本来ステンレス鋼(ハウジング内面)より硬い筈であるが、形状的には点接触到に近いので摩耗したものと考えられる。②に述べたようにインペラ及び軸端の芯振れには問題なかったが、これをポンプケーシングに据え付けた状態では①に述べたように0.23mmの傾きがあった。これもリングの接触到寄与した一因として考えられる。

3) 対策

(1) 応急対策

分解点検の結果をもとに恒久対策実施までの間次の応急的な措置を施した。

① 新品のラジアル軸受のカートリッジ外径面を点接触から面接触到するため、当り面の巾を約5mmから2倍の約10mmにし、その表面には硬質クロームメッキを施して硬度を持たせた。また、カートリッジピン穴とピン径の隙間を調心性を失わない範囲でできるだけ小さくして(0.5mmから0.2mm)交換した。

② ガスケットの圧縮代を考慮した上でケーシングのフランジ間にライナ(5.4mm t)を入れて締め込み、ガスケットの変形やフランジ面の傾きが生じないようにした。

③ 据え付け時にケーシングリングとインペラリングが同心になるように調整し、インペラリング部の隙間を確保した。なお、モータ組立ての際も、ハウジングと固定子の隙間、ケーシングカバと軸の隙間(ラピンス部)が平均になるように組立てた。

④ イコライザリングは全数(9組)を新規に製作し交換した。なお、リングピン(ステライト)は旧品を使用した。

以上の措置を施し試験運転を行った結果、初期(46年6月)の性能を満たしたので48年5月まで運転した。なお、この間は特に振動値、電流値、温度等の監視点検を行い運転の安全を確保した。

(2) 恒久対策(改修)

分解点検した結果をもとに検討を行い48年6月から9月にかけて次の改修を施した。

① インペラは過去におけるリング交換、接触傷の手直し等によって動的不適合が生じていることが懸念されたので新規に製作し交換した。製作、検査にあたっては使用材料の組成検査、液体浸透探傷検査、外観寸法検査のほか、動的適合測定試験を行い残留不適合量が4.5gr-cm(許容値9.5gr-cm以下)であることを確認し、更に異常な接触を防ぐためインペラリングとケーシングリングとの隙間寸法をポンプ性能(規定流量10m³/minにおいて全揚程32mH₂O以上)を低下させない範囲でできる限り大きくし直径で

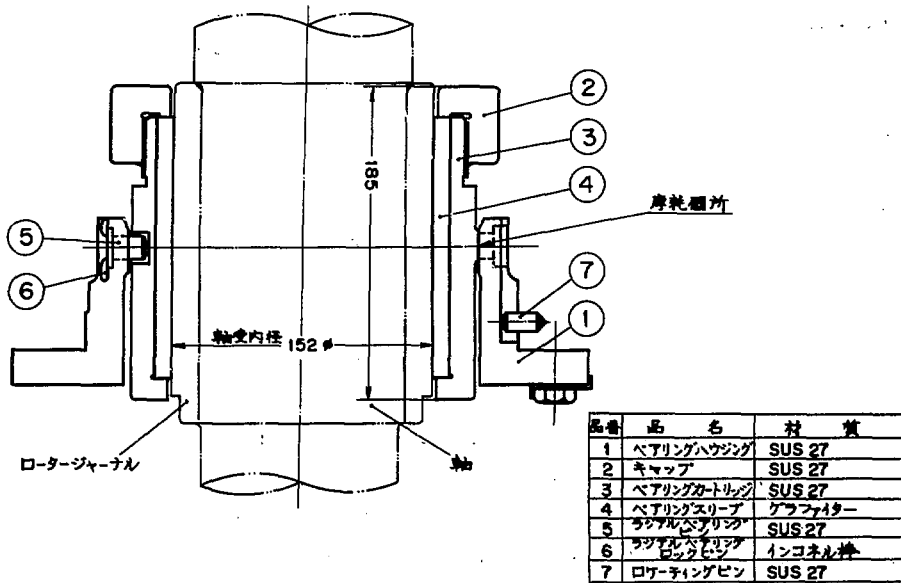


Fig.5.1.17 Radial bearing of JRR-3 main-pump (old)

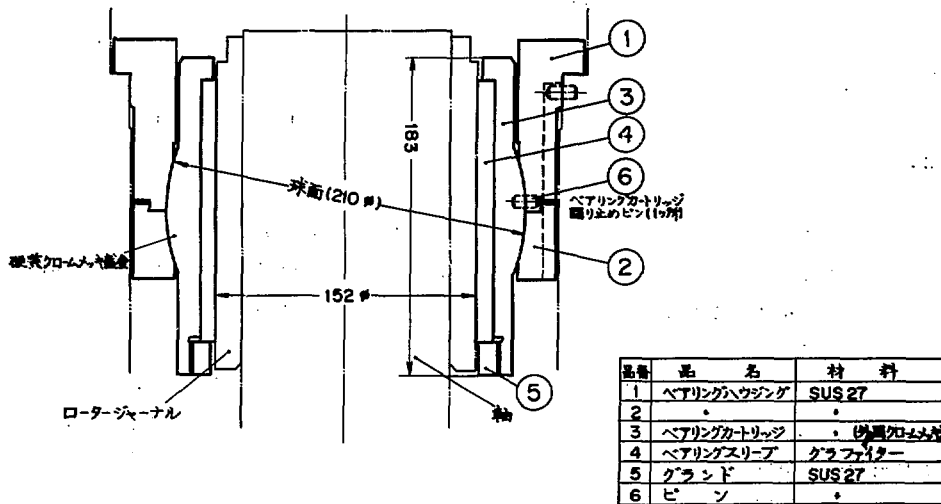


Fig.5.1.18 Radial bearing of JRR-3 main-pump (Modified)

0.93mm (改修前は0.59mm)とした。また、ケーシングリングも異物の噛込みを考慮してその内側面にはラビリンスを設け新規に製作して交換した。

② Fig. 5.1.18に示すように上、下部ラジアル軸受部のカートリッジ外径面を球面形状(直径約210mmφ)にし接触面を大きくし、その表面には硬質クロームメッキを施して硬度を持たせある程度の振動荷重に耐えられるようにして新規に製作して交換した。

③ 回転子にスラストランナ及び新規に製作したインペラを取り付けた状態で、総合的な動的釣合測定試験を行い残留不釣合量が上部で16.65gr-cm、下部で5.95gr-cm(許容値30gr-cm以下)であることを確認した。

④ ①から③までの措置を施してから、模擬ケーシングを用いてモータ単独試験運転を行い良好であることを確認した。

⑤ モータの最終組立て状態におけるインペラの振れ測定を行い最大0.025mm(許容値0.05mm以下)であることを確認した。なお、据え付け後の手動ターニングトルクは8.0kg-mで通常値であった。

以上の改修を施し総合性能試験を行った結果、ポンプ性能は流量 $10\text{m}^3/\text{min}$ において全揚程 $37.5\text{mH}_2\text{O}$ であり、また、 10MW 運転時の設定流量である約 $8.6\text{m}^3/\text{min}$ においては全揚程 $40.7\text{mH}_2\text{O}$ であり十分に満足できる性能を得ることができた。また、運転中におけるポンプ本体の最大振動値も $6\sim 10\mu$ (両振巾)で設計目標値である 40μ 以下を大きく下まわり、更に連続試験運転も特に異常なく安定している。

5.1.6 廃液中和施設の設置と運転

1) 概要

JRR-2, JRR-3では原子炉の熱遮蔽軽水及び使用済燃料プール水として、また、JRR-4では原子炉のプール水の補給用として純水製造装置(イオン交換樹脂塔)が設置されている。イオン交換樹脂の再生には塩酸と水酸化ナトリウムを使用するのでその廃液のpH値が高い。そこで、この廃液を中和し、茨城県条例の規制値($5.8 < \text{pH} < 8.6$)の範囲で排水ができるように廃液中和施設を2基設置した。廃液中和施設の処理容量はJRR-2用 10m^3 、JRR-3, -4用 60m^3 である。

2) JRR-2 廃液中和施設の概要と運転

JRR-2用廃液中和施設は内面をエポキシライニングした半地下式鉄筋コンクリート製で、1回の運転で約 8m^3 の廃液が3時間以内で処理できる。運転操作は攪拌機で攪拌しながらpHが8以上の場合にはpH計に連動した薬注ポンプで塩酸を注入し、pHが8以下になると薬注が停止し、中和完了後自動的に排水する。

また、pHが6以下の場合にはpH値を見ながら水酸化ナトリウムを手動で注入し、アルカリ性にしてから前述の中和を行う半自動方式の中和施設である。これまでに4回運転したが、いずれも良好な結果が得られ、県条例の規制値以内に廃液を処理し排水することができた。施設のフロートと運転中のpH変化をそれぞれFig. 5.1.19, Fig. 5.1.20に示す。

3) JRR-4 廃液中和施設の概要と運転

本施設は、JRR-3, -4共用廃液中和施設である。構造の面でJRR-2用施設と多少異なる点があるが、目的及び性能などは大差のないものである。

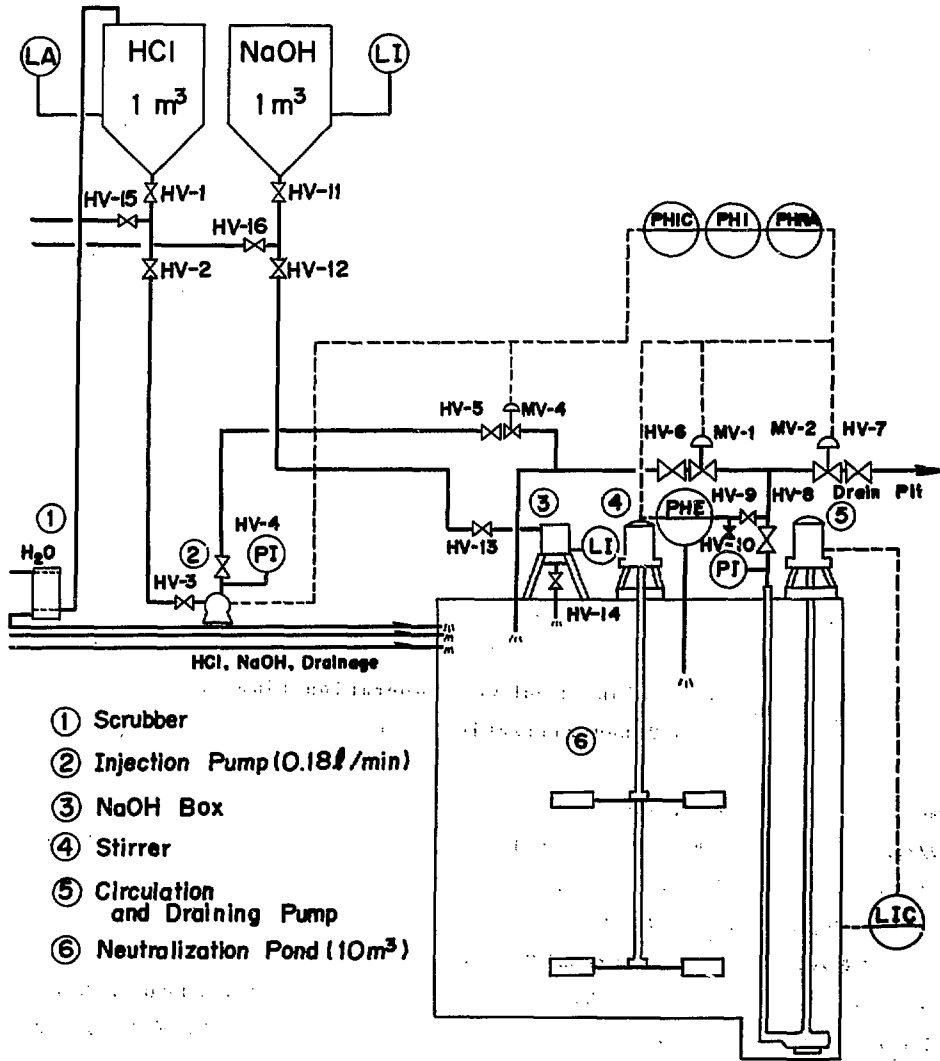


Fig.5.1.19 Flow diagram of neutralization system in JRR-2.

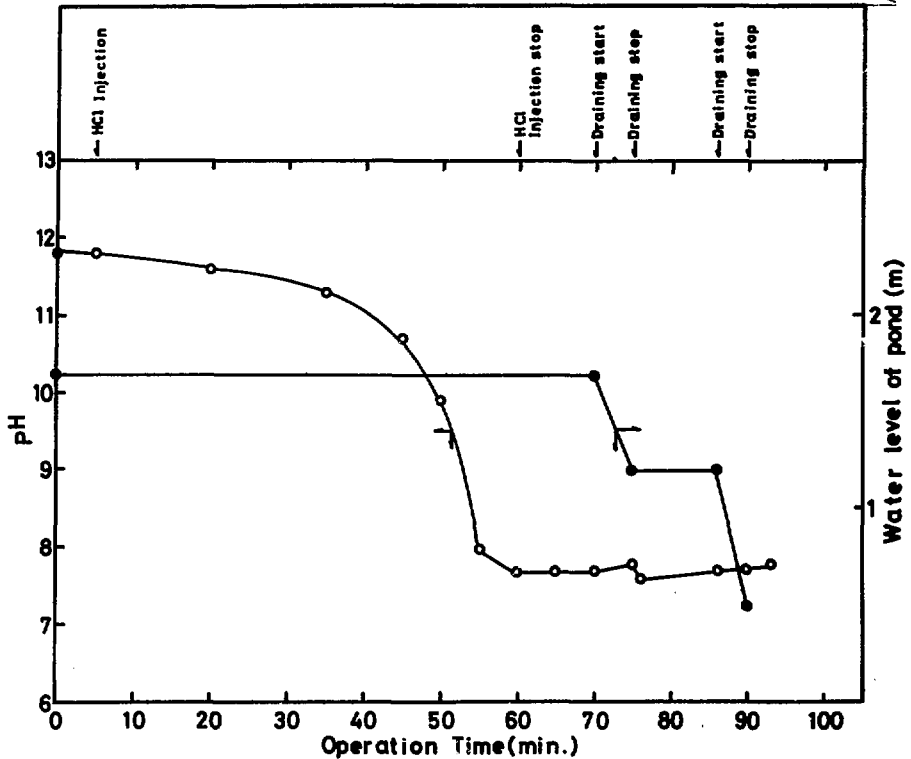


Fig. 5.1.20 Variation of pH V. S. operation time in JRR-2 neutralization system

本施設は内面をエポキシライニングした半地下式鉄筋コンクリート製の槽で、 60 m^3 の廃液を収容、処理できる。処理時間は2時間～4時間の幅があり液量に比例する。運転操作は、自動運転システムになっており、手動が必要な場合は選択が可能である。

本装置での廃液処理は、JRR-2用の装置と同様に、必ずアルカリ性側にしてから中和を行うものである。装置の構成はFig. 5.1.21に示す。

JRR-4納水装置からは1日約 30 m^3 の廃液(25%水酸化ナトリウム400ℓ, 33%塩酸70ℓを含む)が排水され、通常約3時間内でpH 7 ± 1 の範囲内に中和処理できる。これまでに通算7回運転を行ったが、いずれも良好な結果が得られた。

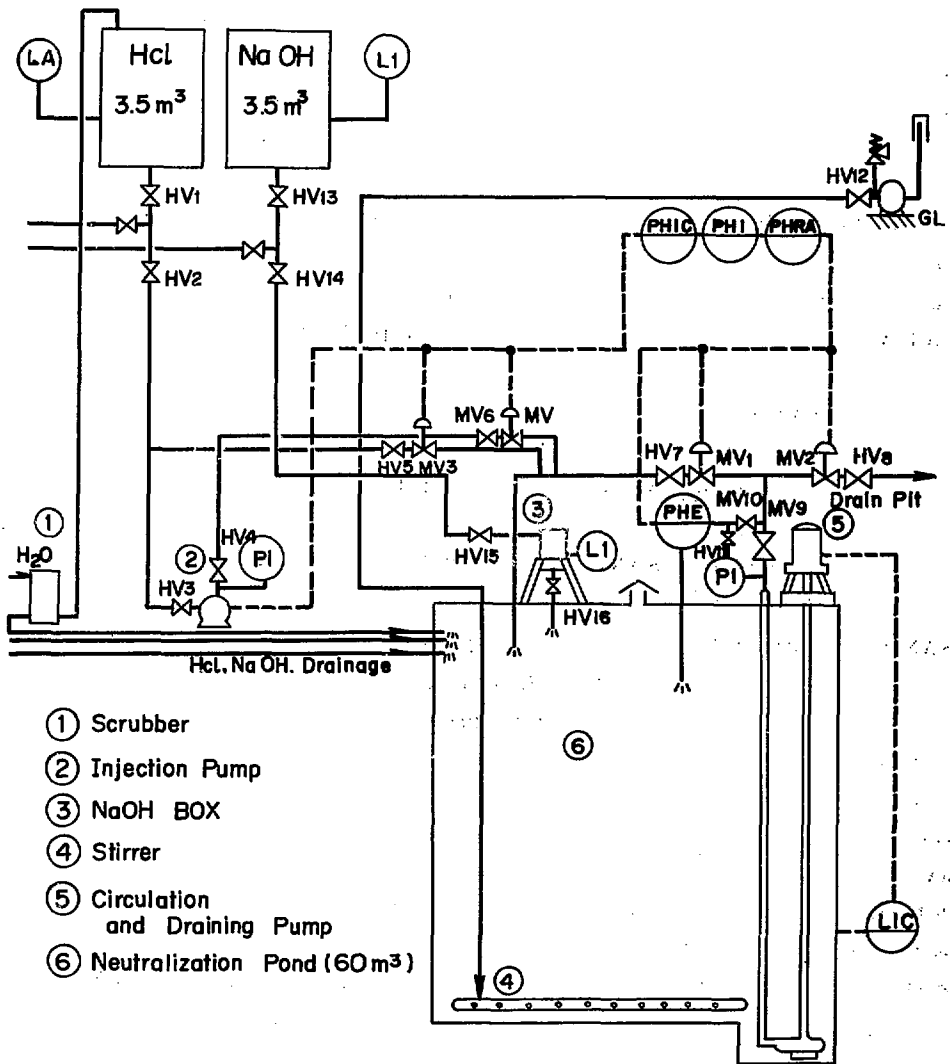


Fig. 5.1.21 Flow diagram of neutralization system in JRR-3 and JRR-4.

5.2 原子炉の特性試験

5.2.1 JRR-2 円筒燃料照射孔内の速中性子スペクトルの測定

JRR-2 円筒燃料照射孔 (6C, 6D 孔) は、速中性子の照射実験などに多く利用されており照射孔内の速中性子束は、今までに何回か測定されているが、^{1), 2)} 速中性子スペクトルの測定は、まだなされていない。

今回、しきい検出器を用いて、円筒燃料照射孔内の速中性子スペクトルを測定した。

- ① 試料は、円筒燃料上下方向で燃料板のほぼ中央部の位置に取り付け、原子炉出力 10KW で照射した。
- ② しきい検出器は Table 5.2.1 に示す 5 種類の反応を用い、試料はいずれも箔で、厚さ 0.5 mm のカドミニウム板で覆って照射した。
- ③ しきい検出器からの γ 線の絶対測定には、Ge (Li) 検出器を用い、検出器の検出効率 は IAEA の標準線源により求めた。各検出器の反応率を Table 5.2.1 に示す。
- ④ しきい検出器の反応率から中性子スペクトルを求めるための解析には、SPECTRA コード^{3), 5)} 及び SAND- \square コード^{6), 8)} を使用した。初期スペクトルとして、SAND- \square コードについては、核分裂スペクトルを、SPECTRA コードについては、3MeV でやや変型したスペクトルを仮定した。繰り返し数は、測定値と計算値との差が、測定誤差の限界とほぼ等しくなるまで行った。
- ⑤ 各検出器の反応断面積は、SAND- \square コードのライブラリとして使用されている Simons と McElroy の評価データ⁹⁾ を用いた。

SAND- \square 、SPECTRA 両コードで計算されて得られた中性子スペクトルを Fig. 5.2.1 に示すが、二つのスペクトルは良い一致を示している。しかし、二つのコードから得られるスペクトルは、いずれも初期スペクトルに大きく依存していることもあるので、参考のため二つの計算結果と比較してみたが、同じ重水炉である PLUTO の Mr- \square 円筒燃料内の高エネルギースペクトルをモンテカルロ法で計算した結果¹⁰⁾ とは比較的よく一致した。次に、GGC-4 コード¹¹⁾ による JRR-2 炉心を均一化した計算からのスペクトルとは、3 MeV 以下の範囲では一致しなかった。核分裂スペクトルと得られたスペクトルとの差をみるといずれも 3 MeV 以上では、ほとんど一致したが 3 MeV 以下では、解析で得られたスペクトル及び計算によるスペクトルは、核分裂スペクトルと差違を生じた。いずれにしても今回の測定では 1.5 MeV 以下のしきいエネルギーを持つ適当な検出器を使用できなかったため、エネルギーの低い範囲の部分について明確な判断を下し得なかった。

参考文献

- 1) JAERI-memo 4141 (1970)
- 2) JAERI-memo 4738 (1972)
- 3) Greer C. L. and Walker J. V. : Rad. Meas. in Nucl. Power, 270 (1966)
- 4) Greer C. L., Halbleib J. A. and Walker J. V. : SC-RR-67-746 (1967)
- 5) Halbleib J. A. : SC-RR-70-251 (1970)

Table 5.2.1 Threshold detector and reaction rate

Threshold reaction	Half life	Measured gamma-ray energy (MeV)	Reaction Rate*
$^{115}\text{In}(n, n')^{115m}\text{In}$	4.5 hr.	0.335	9.55×10^{-15}
$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	71.3 d	0.81	3.80×10^{-15}
$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	2.58 hr.	0.84	3.67×10^{-17}
$^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$	15.0 hr.	1.37	5.24×10^{-17}
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	15.0 hr.	1.37	2.48×10^{-17}

* 原子炉出力10 KWにおける照射燃料一原子あたりの反応率

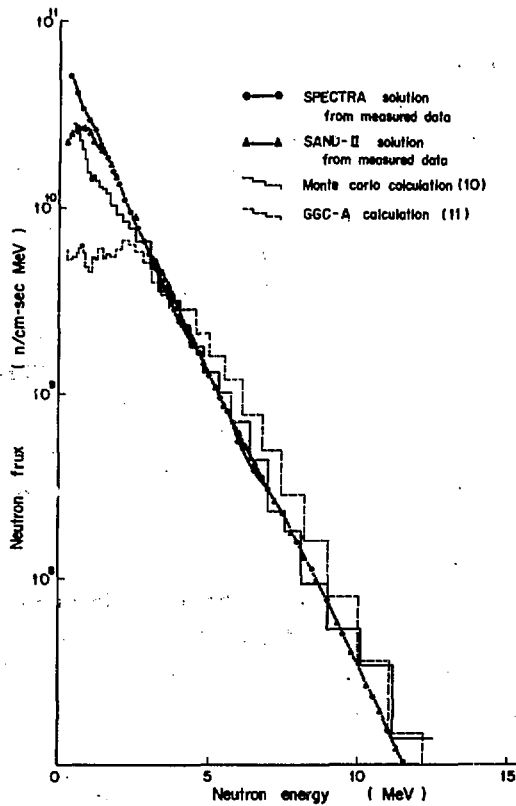


Fig.5.2.1 Fast neutron spectrum in JRR-2 cylindrical fuel.

- 6) McElroy W. N., Berg S. and Gigas G. : Nucl. Sci. Eng. 27, 533
(1967)
- 7) McElroy W. N., Berg S. and Crockett T. : AFWL-TR 67-41 Vol. [~N
(1967)
- 8) Berg S. ; BNWL-855 (1968)
- 9) Simons R. L. and McElroy W. N. : BNWL-1312 (1970)
- 10) Wright S. B. : AERE-R 4080 (1962)
- 11) 末武雅晴, 青柳長紀, 島敬二郎 : JAERI-memo 5667 (1974)
- 5.2.2 JRR-3 UO₂ 燃料第3ステップ特性試験

1) 試験の概要

JRR-3の燃料を天然ウラン金属(MNU)燃料からUO₂燃料に変更する計画は、47年1月から第1ステップ特性試験¹⁾が開始され、47年5月から開始された第2ステップ特性試験²⁾まで終了した。本年度はこれに続く第3ステップ特性試験を48年6月から開始し、炉心の第1領域へ59体の天然ウランUO₂(NUO₂)燃料体を装荷した。特性試験の項目、測定方法等は今までとほぼ同様で、燃料変更に伴い原子炉の安定運転を確認した。今回の特性試験を実施するにあたって、第2ステップから第3ステップまでの間の燃焼に伴う反応度減少や、NUO₂燃料体を装荷することによる反応度減少等を考慮しなければならなかった。

2) NUO₂燃料体装荷試験

第3ステップでは炉心第1領域²⁾をNUO₂燃料体に変更した。この領域は炉心の中央で、インポートランスの高いところであるが、装荷するのがNUO₂燃料体であるため余剰反応度は減少すると予想された。この試験では交換本数を1回に約12体としたほかは、今までと同様の交換方法とし、装荷ステップごとの余剰反応度減少を測定した。

燃料体装荷試験における余剰反応度の変化及び平行パターン(粗調整棒均等引き抜き)の粗調整棒位置変化をFig. 5.2.2に、また燃料体等価反応度をまとめてFig. 5.2.3に示す。測定された結果は、予想以上に反応度減少が大きく、3.60%Δk/k減って余剰反応度は6.59%Δk/kとなった。第2ステップ炉心における燃焼に伴う反応度減少や、任意の炉心半径位置における燃料体の等価反応度等、今後のUO₂燃料炉心を検討していくうえで貴重なデータが得られた。

3) 制御容量と反応度バランス

制御容量や余剰反応度の値を決めるため、粗調整棒12本(S-1~12)、微調整棒2本(R-1, 2)について、第1, 2ステップと同様の方法で較正を行った。制御棒は平行パターンで各制御棒の等価反応度曲線を測定し、この値から制御容量等を算出した。また、安全棒3本(Sa-1~3)については全挿入及び全引き抜き時の臨界点から、粗調整棒の反応度変化として測定した。

制御棒較正の結果から求めた原子炉の制御容量、余剰反応度、炉停止余裕をTable 5.2.2に示す。余剰反応度は6.64%Δk/kとなり、燃料体装荷試験の最終値6.59%Δk/kと非常に良い一致を示した。第2ステップ特性試験では臨界点制御棒位置が低かったためか、炉心内の中性子束分布の歪が大きく、制御棒の等価反応度曲線から求まる余剰反応度と燃料体装荷試験

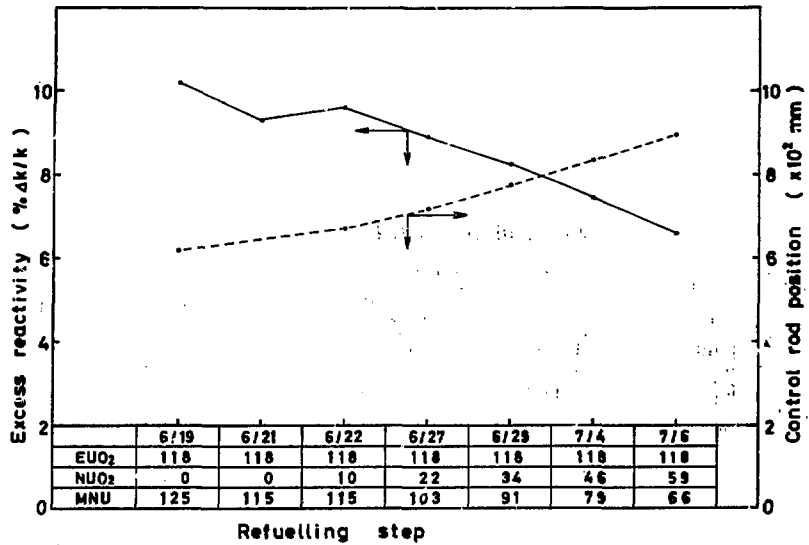


Fig.5.2.2 Excess reactivity change in UO₂ fuel characteristic experiment (STEP 3)

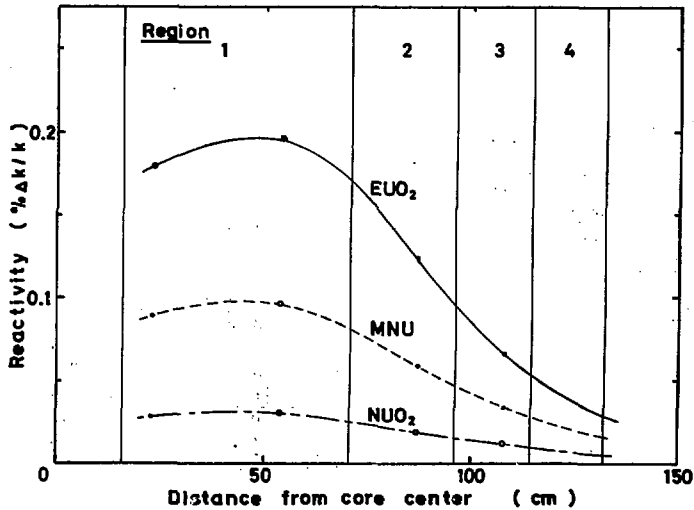


Fig.5.2.3 Reactivity worth of each fuel assembly in JRR-3.

Table 5.2.2 Control rod worth and excess reactivity
(Control rod pattern:F)

Control rod	Rod worth (%Δk/k)	Shutdown margin (%Δk/k)	Excess reactivity (%Δk/k)
Safety rods (Sa-1~3)	2.27	2.27	0
Inner shim rods (S-1~6)	6.14	3.36	2.78
Outer shim rods (S-7~12)	6.65	2.93	3.72
Regulating rods (R-1, 2)	0.56	0.42	0.14
Total	15.62	8.98	6.64

Table 5.2.3 Thermal neutron flux in JRR-3 (at 10MW)

Name	Distance from core center (mm)	STEP - 2				STEP - 3				
		F-pattern		S-pattern		F-pattern		S-pattern		
		ϕ_{max}^2 (n/cm ² ·s) [Position (mm)]	$\bar{\phi}$ (n/cm ² ·s)	ϕ_{max}^2 (n/cm ² ·s) [Position (mm)]	$\bar{\phi}$ (n/cm ² ·s)	ϕ_{max}^2 (n/cm ² ·s) [Position (mm)]	$\bar{\phi}$ (n/cm ² ·s)	ϕ_{max}^2 (n/cm ² ·s) [Position (mm)]	$\bar{\phi}$ (n/cm ² ·s)	
Fuel assembly hole *	2	225	$\times 10^{13}$	$\times 10^{13}$	2.90×10^{13} (1,050)	1.63×10^{13}	4.27×10^{13} (1,150)	2.20×10^{13}	4.93×10^{13} (1,150)	2.44×10^{13}
	24	456			3.12 (750)	1.64				
	65	739			3.54 (800)	2.13	5.20 (1,150)	2.66	5.99 (1,150)	2.85
	131	1,031	3.30 (900)	1.85	2.79 (1,150)	1.77	4.29 (1,150)	2.19	4.20 (1,150)	2.37
	156	1,105	2.41 (850)	1.40	1.80 (1,050)	1.22				
	178	1,179	2.31 (1,050)	1.38						
Irradiation hole	VC-2	418	3.12 (600)		2.00 (800)	1.54	2.60 (800)	2.03	2.60 (850)	1.79
	VC-4	389	2.75 (700)		2.50 (650)	1.71	2.40 (800)	1.55	3.20 (700)	2.05
	VR-1	1,063	2.62 (850)		2.50 (1,250)	1.80	3.15 (900)	1.97	3.60 (1,100)	2.52
	VR-3	845	3.00 (800)		2.75 (1,100)	2.08	3.15 (900)	1.96	3.80 (1,000)	2.51
	VG-7	2,000	0.19 (1,100)		0.28 (1,250)		0.28 (1,100)	0.20	0.32 (1,200)	0.24
	HP-1	455 (1,255)	2.50		2.19	1.54	2.75	2.32	2.70	2.41
	HP-2	325 (1,655)	1.88		2.19	1.46	1.55	1.32	2.10	1.67
	HR-2	1,855	0.60		0.54		0.58	0.49	0.60	0.50

() ; Distance from floor level

* ; Flux at surface of shroud tube

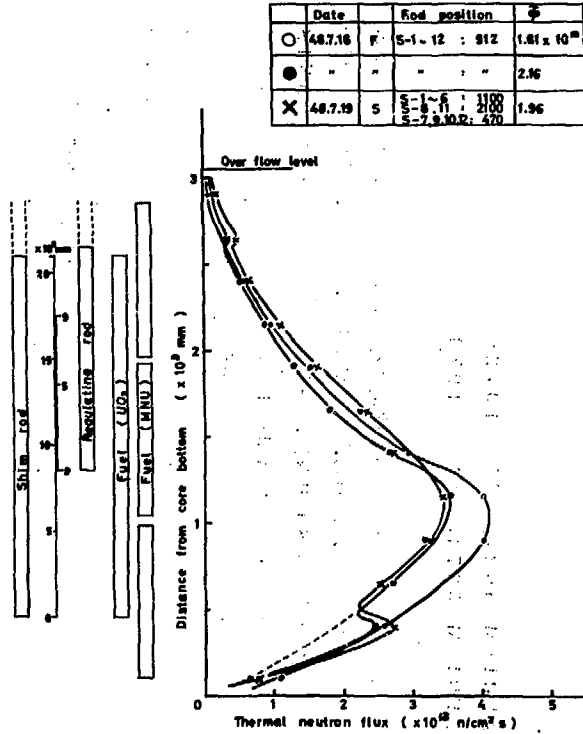


Fig. 5.24 Thermal neutron flux distribution in #131 fuel assembly hole at 10MW (STEP 3).

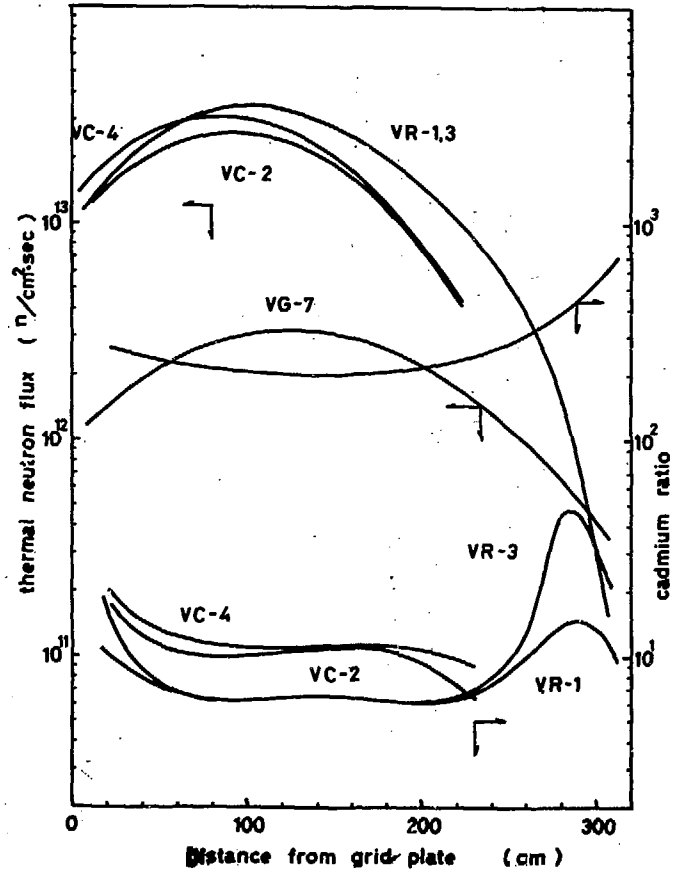


Fig. 5.25 Thermal neutron flux distribution in vertical irradiation holes at 10MW (STEP 3).

からの値とに大きな差が生じたが、第3ステップでは両者が一致した。これは制御棒較正が比較的精度良く実施できたためと考えられる。現在の制御容量と余剰反応度の関係を今後の運転時にも確保していくようにすれば、運転管理上いろいろな面で好都合である。また、これらの結果をもとに通常の運転に用いる標準パターンを決定した。

4) 中性子束分布

平行パターンと新たに決めた標準パターンについて、金箔及び金線の放射化法によって中性子束を測定した。測定方法は従来今までのステップと同様とし、対応させることができるようにした。なお、燃料体領域については中性子束測定管付の UO_2 燃料体を使用した。

熱中性子束の測定結果をTable 5.2.3に示す。また、代表的な炉心孔及び垂直実験孔等の熱中性子束分布をそれぞれFig. 5.2.4, Fig. 5.2.5に示す。中性子束は炉心内で比較的良く平坦化されている。そして炉心垂直方向の中性子束分布は中心より下方に最大値があり、また、 UO_2 燃料体では燃料部分が短くなったため、上下に反射体効果が見られる。

5) 出力上昇試験

低出力における特性試験が終了したのち、高出力運転時における原子炉の特性を調べるため、出力上昇と定格出力運転試験を行った。試験は48年度第4サイクルの共同利用運転を利用し、従来今までのと同様な方法で行った。原子炉各系統の飽和値、放射線管理上のデータ、その他についても特別な問題はなく、新たに決めた制御棒の標準パターンも妥当なものであった。しかし、今回炉心中央部へ NUO_2 燃料体を装荷したことは、いろいろな面で検討していかなければならない。燃料チャンネルの温度分布からも発熱量バランスの問題があることが分かる。このようなデータから、燃料燃焼特性の変化、中性子束分布の平坦化、余剰反応度の変化など今後長期にわたって検討を続け、今後の UO_2 燃料炉心を効果的に運転できるように考えていく計画である。

参考文献

- 1) 研究炉管理部編, JAERI-M 5025, 65 (1972)
- 2) 研究炉管理部編, JAERI-M 5371, 114 (1973)

5.2.3 XSDRNコードの整備

XSDRNは、高速、共鳴、熱中性子領域での多群核定数を計算するための、離散化座標スベクトル・コードである。一次元での矩形、円筒形、球形座標系で、固定源、固有値、臨界サーチ等の問題を解くことが可能である。XSDRNは、一次元非等方離散化座標コードANISNと、共鳴領域をノードハム積分で取り扱うGAM-Ⅱの特性を結合したものであり、そのプログラムはDTF-Ⅱ及びANISNで開発された整合配列法を用いている。このコードは、三つの特徴をもっている。第一は、微細群パラメータをつくる共鳴計算法、第二は、微細群フラックスのための中性子束計算法、第三は、多群定数の計算を、継続して行うことが可能で、また、他のコードと連結することができる点である。共鳴吸収体をもつ媒質については、平均衝突密度で表わした積分方程式を、直接、数値積分によって解き、共鳴領域及び未分割共鳴領域での微細群定数を算出する。これらの定数は、滑らかなデータとして結合し、完全な微細群断面ライブラリを形成する。 P_3 弾性散乱、非弾性及び $(n, 2n)$ 散乱マトリックス、その他必要な反応、吸収、分裂、 (n, p) 等をもった、任意の群構造のマイクロ群断面ライブラリが利

用できる。現在の主ライブラリは、エネルギー $\sim 10^{-4}$ eV から15MeVの範囲で、123群のデータをもっている。空間及びエネルギー平均多群パラメータは、他の計算コード、ANISN, CITATION, DOT, EXTERMINATOR, ROD プログラムの入力として接続可能なテープを作成する。

IBM-360/75用に作られたプログラムを入手したのが、47年度、これをFACOM-230用に変換したのは48年度上半期である。断面積ライブラリは、それぞれ123群でTable 5.2.4に集録してあり、Table 5.2.5は70K, XSDRNコントロール・カード(DISK), Table 5.2.6は150K, XSDRNコントロール・カード(TAPE)を示す。

JRR-2の炉心計算に、このXSDRNを使用した。計算過程で、ミクスチャーによって、ディスクに入っているプログラム(容量70K)がオーバーフローする場合が発生したので、現在、150KのXSDRNプログラムを作成し、テープに納めてある。70K及び150K用のXSDRNの使用コントロール・カードを末尾に示してある。JRR-2の計算では、セル内計算により、燃料領域の断面積を、123群から27群に縮約し、セル計算で、更に、これを3群に縮約した。炉心定数は、このセル定数を、一次元炉心フラックスで荷重し、7領域に分割した炉心の各領域ごとに求めた。この定数をEXTERMINATOR(拡散コード)に入力して、固有値を求めた。従来の計算方法、UGMG, THERMOS, TWENTY-GRANDによる計算値と比較してみても、反応度の点では、ほとんど差はなかったが、XSDRNで縮約した高速群定数は、UGMGの結果と比較してやや大きく評価されている。³⁾

以上のXSDRNの整備については、計算コード・ワーキング・グループによって進めて来たが、特に、現安全工学部 大西信秋氏及び富士通 南多善氏の努力によるもので、感謝の意を表する次第である。XSDRNに関する詳細については、文献1), 2)を参照されたい。

参考文献

- 1) N. M. Greene, C. W. Craven, Jr. XSDRN : A Discrete Ordinates Spectral Averaging Code. (ORNL-TM-2500)
- 2) N. M. Greene, R. Q. Wright, XLACS : A Program to Produce Weighted Multigroup Neutron Cross Sections From ENDF/B. (ORNL-TM-3646)
- 3) 島敬二郎, 末武雅晴, 青柳長紀 JAERI-memo 5667: "JRR-2円筒燃料炉心の臨界計算"(XSDRN-EXTERMINATOR)

Table 5.2.4 (1) XSDRN master library (123groups)

LITHIUM-7		BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 950.0 K	30078
LITHIUM-7		BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1000.OK	30079
BERYLLIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	40000
BERYLLIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	40005
BERYLLIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 800.0 K	40006
BERYLLIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 850.0 K	40007
BERYLLIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 950.0 K	40008
BERYLLIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1000.OK	4009
BORON	NATURAL		50000
BORON-10			50100
CARBON	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 675.02 K	60000
CARBON	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 627.13 K	60001
CARBON	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 589.26 K	60002
CARBON	NATURAL	SIGS=4.53 THERMAL TEMPERATURE= 900.0 K	60005
CARBON	NATURAL	SIGS=4.53 THERMAL TEMPERATURE= 800.0 K	60006
CARBON	NATURAL	SIGS=4.53 THERMAL TEMPERATURE= 850.0 K	60007
CARBON	NATURAL	SIGS=4.53 THERMAL TEMPERATURE= 950.0 K	60008
CARBON	NATURAL	SIGS=4.53 THERMAL TEMPERATURE= 1000. K	60009
CARBON	NATURAL	SIGS=4.65 THERMAL TEMPERATURE= 900.0 K	60015
CARBON	NATURAL	SIGS=4.65 THERMAL TEMPERATURE= 800.0 K	60016
CARBON	NATURAL	SIGS=4.65 THERMAL TEMPERATURE= 850.0 K	60017
CARBON	NATURAL	SIGS=4.65 THERMAL TEMPERATURE= 950.0 K	60018
CARBON	NATURAL	SIGS=4.65 THERMAL TEMPERATURE= 1000. K	60019
CARBON	FOR DON STEINER	THERMAL TEMP= 500 K	60025
CARBON	FOR DON STEINER	THERMAL TEMP=1500 K	60026
CARBON	FOR DON STEINER	THERMAL TEMP=2000 K	60027
CARBON	FOR DON STEINER	THERMAL TEMP=2500 K	60028
NITROGEN		THERMAL TEMP=294.6	70003
OXYGEN	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	80000
OXYGEN	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 344.69 K	80001
OXYGEN	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 361.39 K	80002
OXYGEN	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	80003
OXYGEN		THERMAL TEMPERATURE= 294.6 K	80004
OXYGEN		THERMAL TEMP = 900.0 K	80005
FLUORINE	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	90000
FLUORINE	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	90005
FLUORINE	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 800.0 K	90006
FLUORINE	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 850.0 K	90007
FLUORINE	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 950.0 K	90008
FLUORINE	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1000. K	90009
SODIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	110000
SODIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	110005
MAGNESIUM		THERMAL TEMP. = 900.0 K	120005
ALUMINUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 627.13 K	130000
ALUMINUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	130005
SILICON		THERMAL TEMP. = 900.0 K	140005
SULFUR		THERMAL TEMP. = 900.0 K	160005
POTASSIUM		THERMAL TEMP. = 9000.0	190005
CHROMIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 627.13 K	240000
CHROMIUM		THERMAL TEMP = 294.6	240003
CHROMIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	240005
MANGANESE		THERMAL TEMP. = 900.0 K	250005
IRON	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 527.13 K	260000
IRON		THERMAL TEMP = 294.6	260001
IRON	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	260005
NICKEL	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 627.13 K	280000
NICKEL		THERMAL TEMP = 294.6	280003
NICKEL	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	280005
COPPER		THERMAL TEMPERATURE= 294.6 K	290001
COPPER		THERMAL TEMP. = 900.0 K	290005
KRYPTON-82			360820
KRYPTON-83			360830
ZIRCONIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 627.13 K	400000
ZIRCONIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	400005
NIObIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 627.13 K	410000
NIObIUM	NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	410005

Table 5.2.4(2)

THORIUM-232-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	902320
THORIUM-232-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.00 K	902325
THORIUM-232-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 800.0 K	902326
THORIUM-232-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 850.00 K	902327
THORIUM-232-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 950.00 K	902328
THORIUM-232-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1000.0 K	902329
PROTACTINIUM-231	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	912310
PROTACTINIUM-231	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	912315
PROTACTINIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	912330
PROTACTINIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	912335
PA-233 AT 1000 DEGREES K		912339
URANIUM-232		922320
URANIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	922330
URANIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	922335
URANIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 800.0 K	922336
URANIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 850.0 K	922337
URANIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 950.0 K	922338
URANIUM-233	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1000.0 K	922339
URANIUM-234-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	922340
URANIUM-234-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	922345
U-234 AT 1000 DEGREES K		922349
URANIUM-235	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	922350
URANIUM-235	THERMAL TEMPERATURE = 294.6 K	922351
URANIUM-235	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	922355
U-235 AT 1000 DEGREES K		922359
URANIUM-236-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	922360
URANIUM-236-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	922365
U-236 AT 1000 DEGREES K		922369
URANIUM-238-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	922380
URANIUM-238R	THERMAL TEMPERATURE = 294.6 K	922381
URANIUM-238-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	922385
NEPTUNIUM-237	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	932370
NEPTUNIUM-237	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	932375
NEPTUNIUM-239	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	932390
NEPTUNIUM-239	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	932395
PLUTONIUM-238	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	942380
PLUTONIUM-238	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	942385
PLUTONIUM-239	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	942390
PLUTONIUM-239	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	942395
PLUTONIUM-240-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	942400
PLUTONIUM-240-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	942405
PLUTONIUM-241	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	942410
PLUTONIUM-241	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	942415
PLUTONIUM-242-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1165.0 K	942420
PLUTONIUM-242-R	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	942425
PLUTONIUM-239	ENDF DATA--THERMAL TEMP=293 K	942392
PLUTONIUM-239R	ENDF DATA--THERMAL TEMP=293 K	942393
PLUTONIUM-240	ENDF DATA--THERMAL TEMP=293 K	942402
PLUTONIUM-240R	ENDF DATA--THERMAL TEMP=293 K	942403
PLUTONIUM-241	ENDF DATA--THERMAL TEMP=293 K	942412
PLUTONIUM-242	ENDF DATA--THERMAL TEMP=293 K	942422
PLUTONIUM-242R	ENDF DATA--THERMAL TEMP=293 K	942423
HYDROGEN IN WATER	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 344.69 K	10000
HYDROGEN--THERMOS ID=1803(X-640)	THERMAL TEMPERATURE= 294.6 K	10001
DEUTERIUM IN D2O	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 344.69 K	10020
DEUTERIUM IN D2O	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 361.39 K	10021
DEUTERIUM IN D2O	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	10022
LITHIUM-6	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	30060
LITHIUM-6	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.000	30065
LITHIUM-6	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 800.000	30066
LITHIUM-6	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 1000.00	30069
LITHIUM-7	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	30070
LITHIUM-7	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	30075
LITHIUM-7	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 800.0 K	30076
LITHIUM-7	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 850.0 K	30077

Table 5.2.4 (3)

MOLYBDENUM NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 627.13 K	420000
MOLYBDENUM NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	420005
MOLYBDENUM-95		420950
TECHNETIUM-99		430990
RUTHENIUM-100		441000
RUTHENIUM-101		441010
RUTHENIUM-102		441020
RUTHENIUM-106		441060
RHODIUM NATURAL	(RH-103)	450000
RHODIUM-105		451050
PALLADIUM-105		461050
PALLADIUM-106		461060
PALLADIUM-107		461070
PALLADIUM-108		461080
SILVER-109		471090
CADMIUM-113		481130
CADMIUM-113	THERMAL TEMPERATURE= 294.6 K	481131
INDIUM-115		491150
TIN NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 626.54 K	500000
TIN NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	500005
IODINE-129		531290
IODINE-131		531310
XENON-131		541310
XENON-133		541330
XENON-135		541350
XENON-136		541360
CESIUM NATURAL	(CS-133)	550000
CESIUM-134		551340
CESIUM-135		551350
LANTHANUM-139		571390
PRASEODYMIUM NATURAL	(PR-141)	590000
PRASEODYMIUM-143		591430
NEODYMIUM-143		601430
NEODYMIUM-144		601440
NEODYMIUM-145		601450
NEODYMIUM-146		601460
NEODYMIUM-148		601480
PROMETHIUM-148		611481
PROMETHIUM-147		621470
PROMETHIUM-148M		611480
SAMARIUM-147		621470
SAMARIUM-149		621480
SAMARIUM-149		621490
SAMARIUM-150		621500
SAMARIUM-151		621510
SAMARIUM-152		621520
SAMARIUM-154		621540
EUROPIUM-153		631530
EUROPIUM-154		631540
EUROPIUM-155		631550
GADOLINIUM-155		641550
GADOLINIUM-157		641570
RHENIUM-187	THERMAL TEMP = 900.0 K	751875
TUNGSTEN NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	740000
TUNGSTEN NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	740005
GOLD-197	THERMAL TEMPERATURE= 294.6 K	791971
SLOWLY SATURATING FISSION PRODUCTS		
LEAD NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 293.6 K	820000
LEAD NATURAL	BROWN - ST. JOHN KERNEL TEMP. = 900.0 K	820005
1/V NUCLIDE SIGA=1.0 ' 2200 M/S	=1	111111
1/V NUCLIDE SIGA=1.0 ' 2200 M/S	=2	222222
1/V NUCLIDE SIGA=1.0 ' 2200 M/S	=3	333333
NON-SATURATING FISSION PRODUCTS		3000000

Table 5.25 70K, XSDRN control card (DISK)

NO	J383,	
		T.5/TIME 60
		W.3/PAGE 240
		C.2/CORE 128
GJOB	9071632,K,SHIMA,514.03	
EXEC.D	XSDRN	KANRI
DISK	F01,TRK=200,INC=100	
DISK	F02,TRK=200,INC=100	
DISK	F03,TRK=200,INC=100	
DISK	F04,TRK=200,INC=100	
DISK	F09,TRK=200,INC=100	
DISK	F10,TRK=200,INC=100	
DISK	F11,TRK=200,INC=100	
DISK	F12,TRK=200,INC=100	
DISK	F18,TRK=200,INC=100	
DISK	F19,TRK=200,INC=100	
DISK	F20,TRK=200,INC=100	
TAPE	F08,J1621.XSCRND,OLD,001223	
DATA		
JEND		

Table 5.26 150K, XSDRN control card (TAPE)

NO	J203,	
		T.5/TIME 60
		W.3/PAGE 240
		C.3/CORE 200
GJOB	8051632,K,SHIMA,514.03	
EXEC.T	XSDRN,J1332,XSDRN,001417,OUT=500	KKS
DISK	F01,TRK=200,INC=100	
DISK	F02,TRK=200,INC=100	
DISK	F03,TRK=200,INC=100	
DISK	F04,TRK=200,INC=100	
DISK	F09,TRK=200,INC=100	
DISK	F10,J1332.XSDRN2,OLD,001147	
DISK	F11,TRK=200,INC=100	
DISK	F12,TRK=200,INC=100	
DISK	F18,TRK=200,INC=100	
DISK	F19,TRK=200,INC=100	
TAPE	F20,J1332.XSDRN3,NEW,001146	
TAPE	F08,J1621.XSDRN,OLD,001223	
DATA		
JEND		

5.3 燃料

5.3.1 使用済燃料の貯槽内検査

1) JRR-2

47年度第7サイクル及び48年度第6サイクルにおいて、炉心内でのFPの異常放出燃料と疑われた燃料(TM-15, MB-403)についてwet sipping検査をした。検査では、水の放射性物質濃度と γ 線スペクトルから破損の確認、単独核種の定量から破損の大きさを推定することを試みた。検査の結果、両燃料とも破損していることが確認され、Cs-137の定量からいずれの燃料とも破損は前に破損した燃料(1680)¹⁾よりも若干大きいことが推察された。

2) JRR-3

48年度第6サイクルにおいて、FFDによりFPの異常放出が認められた燃料(UO₂燃料163231)についてsipping検査を行った。検査はdry法とwet法によって行った。dry法は冷却せずに燃料を密封容器内に放置しておくため自己発熱によりガス状のFPが放出しやすくなり、破損発生の有無を判別するにはwet法より優れているといわれている。²⁾

dry法においてFPガスが容器内に放出される状況をFig. 5.3.1に示す。検査の結果、燃料は破損しており、長寿命のFPガスは引き続き放出されていることが確認された。wet法では、容器内の水量を燃料のシートゾーンを3分割するように漸次増していきその時の水の放射性物質濃度などを測定した。結果をFig. 5.3.2に示す。検査の結果、Ru-103及びグロスの放射性物質濃度の上昇から、破損位置は3分割した上、中部にあることが推察された。ガス及び水の代表的な γ 線スペクトルをFig. 5.3.3, Fig. 5.3.4に示す。

5.3.2 使用済燃料の解体検査

1) JRR-2

前述のFP放出燃料TM-15をホットラボで解体検査した。外観検査の結果、全燃料板(12枚)に点蝕が生じており、特に、著るしい板では片面で10個以上もあることが分かった。更に、腐蝕が進行したと思われる数個所ではミートまで貫通した孔のあることが確認された。貫通した孔の断面を金相検査したところ孔周辺のアリウム被覆材が盛り上がっていることが分かった。これは内圧がかかったことを意味し、破損はミートにも関係あることを示している。開孔部の代表的な断面をFig. 5.3.5に示す。

参考文献

- 1) 高柳弘, 足立守, 松野見爾, 内山順三, 佐藤博, 島敬二郎, 伊藤忠春, 山原武, "JRR-2使用済燃料の解体検査(II)", JAERI-memo 3315 (未公開) Sep. 1968
- 2) IAEA: "Detection and location of failed fuel elements." Report of a Panel, Vienna 216.

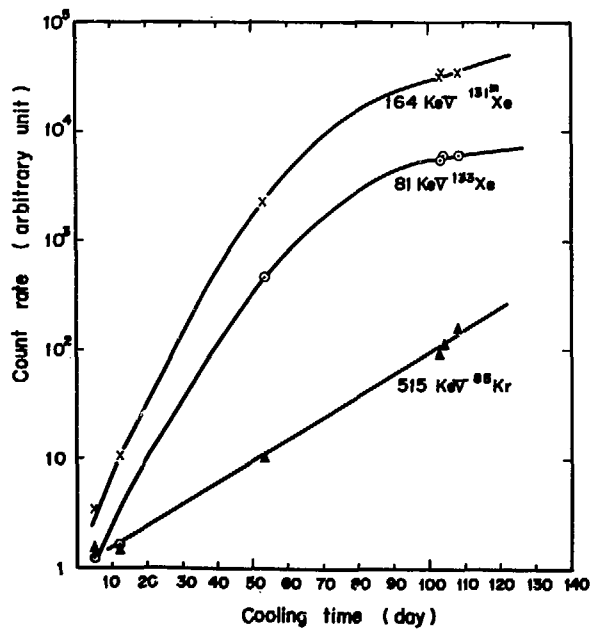


Fig.5.3.1 Fission gas accumulation in the ruptured fuel can.

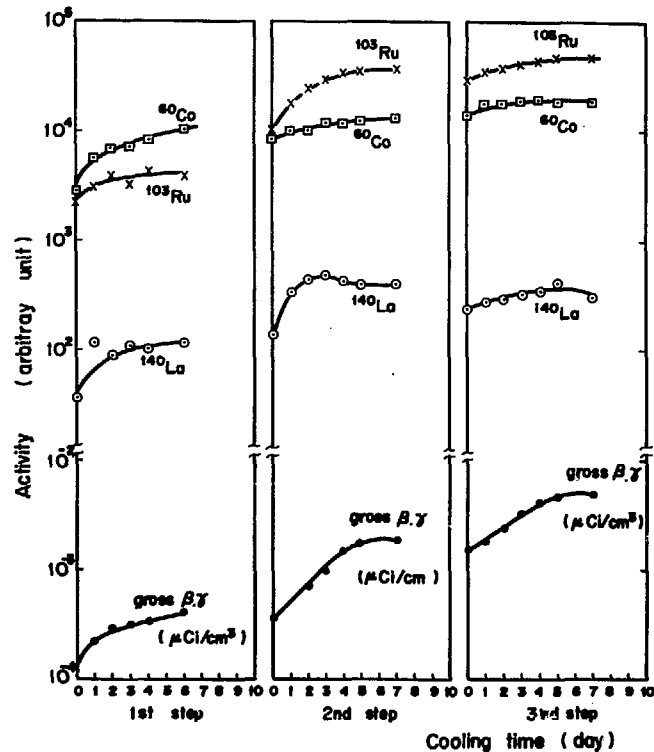


Fig.5.3.2 Activity variations of water in ruptured fuel can.

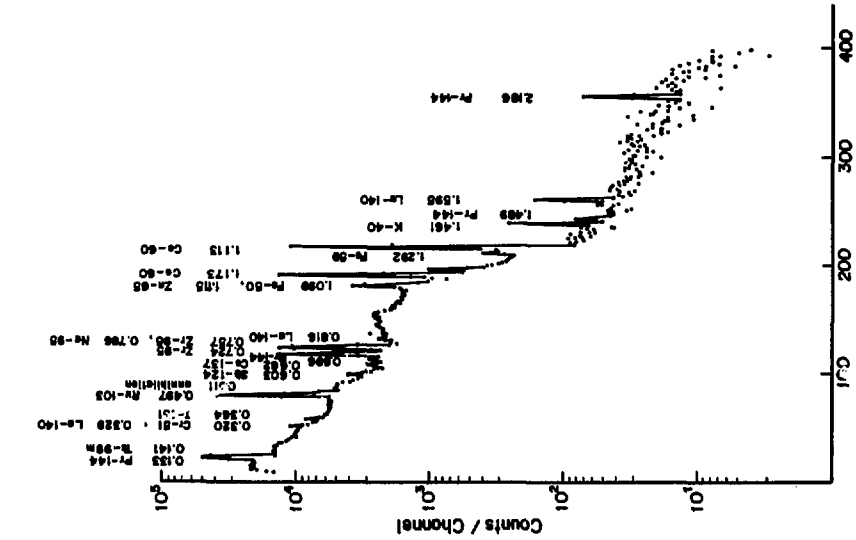


Fig.5.34 γ -ray spectrum of water in ruptured fuel can.

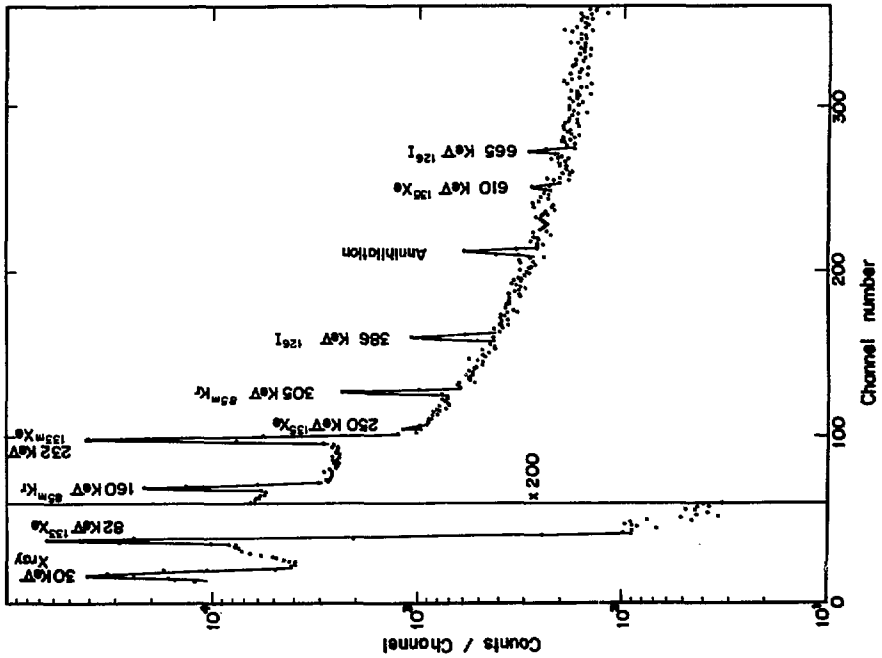


Fig.5.33 γ -ray spectrum of gas in ruptured fuel can.



Opening of the failed port. (5X)



Fig.5.35 Microphotographs of the cross section
of the failed part.

5.3.3 JRR-2 FFP放出燃料体のロケーション

JRR-2におけるFFDとしては、重水系に BF_3 カウンタ、ヘリウム系に NaI シンチレーションカウンタとGMカウンタが設置されている。48年度第5サイクル(7月9日~21日)の原子炉起動時(7月9日)に、 BF_3 カウンタの指示値は正常値にもかかわらず NaI シンチレーションカウンタの指示値が正常値の約1.5倍を示した。ヘリウム濃度分析の結果は、ヘリウム97.51%、酸素0.82%、窒素1.67%であり、ヘリウム系の配管並びにFFD配管に重水の留水は認められなかったので異常な指示はAr-41や原子炉稼動時の通常の放射性核種に起因するものではないことが明らかになった。5MW到達1.5時間後並びに10MW到達6時間後にサンプリングしたヘリウム(100mL)のGe(Li) γ 線検出器による γ 線スペクトルからAr-41の他にFP核種としてKr-85m, Kr-87, Kr-88, Xe-135m, Xe-135, Xe-138, Rb-88, Cs-138などが検出された。同じく10MW時の主重水にはNa-24, Mn-56が大部分で、わずかにCs-138, Xe-133, Tc-99mが確認され、精製系重水にはAr-41, Mn-56の他にKr-85m, Kr-88, Xe-133, Xe-135, Xe-138などFP核種が検出され、FP放出燃料体の存在が確認された。そこでFP放出燃料体に関するロケーションを実施した。

ロケーションの方法としては、各燃料体上部の重水をストロークポンプで一定量サンプリングし、そのgross γ 放射能をウェルタイプの NaI シンチレーションカウンタ、gross β 放射能(トリチウム除く)をGMカウンタ、 γ 線スペクトルをGe(Li) γ 線検出器、表面線量率をGM-169測定器で測定した。

第1次ロケーションは7月10, 11日に原子炉出力 zero power, 10kW, 100kWの条

件下で、重水の表面線量率の測定（前回の経験に基づく）を行った。けれども、この第1次ロケーションでは、FP放出燃料体を判別することはできなかった。原子炉は7月12日に再起動し、定常出力運転下でのFP放出挙動を監視しながら運転は続けられたが、FFD指示値がFig. 5.3.6に示すような上昇傾向を示したので、原子炉は7月20日4時50分に停止された。

第2次ロケーションは7月21日に前記4項目の測定を行った。表面線量率、gross γ 放射能、gross β 放射能（トリチウム除く）の各々につき、もっとも大きな値を示したのは燃料孔1Cの試料であり、次いで大きいのが燃料孔6Aの試料であった。一方、 γ 線スペクトルに基づく核種分析結果からは1C試料にはNa-24が他の試料に比較して2倍、Tc-99m（FP核種）はほぼ平均値、6A試料にはTc-99m、Xe-135が他の試料に比較してもっとも多くTc-99mで40%、Xe-135で70%大きく、Na-24はほぼ平均値であることが明らかになった。したがって、1C試料の表面線量率、gross γ 、 β 放射能測定値は、FP核種によるのではなくNa-24に基づくものであることが判明し、FP放出は、燃料孔6Aの燃料体から起きているものと推定した。

第3次ロケーションは、7月23日に原子炉出力 zero power, 10 kWの条件下で、燃料孔6Aを中心に6本について行った。測定結果をFig. 5.3.7, Fig. 5.3.8に示す。zero powerでは、6A試料がgross γ 放射能でわずかに大きな値であるが、表面線量率、gross β 放射能では有意の差は認められなかった。次に10 kW時では、6A試料がgross γ 、 β 放射能、表面線量率、FP核種のすべてについて、もっとも大きな値であった。

以上のロケーション結果に基づき、FPを放出している破損燃料体は燃料孔6AのMB-403と断定された。FP放出燃料体MB-403取り出し後の第6サイクルにおいては炉心内ウラン推定量は8.8 mg（第5サイクル）から2.2 mgまで低下し、重水中のFPは減少し、FFD指示値はほぼ定常値に戻った。

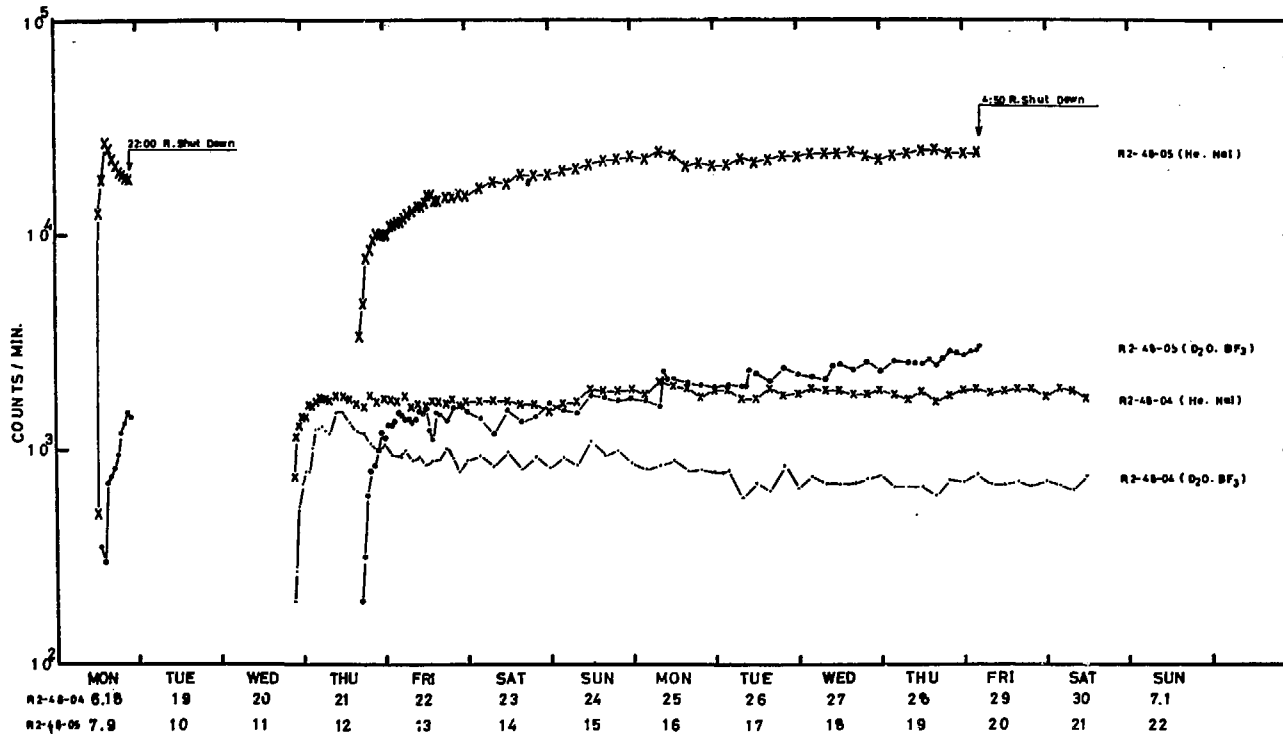


Fig.5.3.6 Counts rates of various failed fuel detector vs. operation cycle for JRR-2.

Surface dose rate (mR/hr-120m)	10 LW									
	5A	6A	1A	1B	1C	1D	1E	1F	1G	1H
Counts / (3m ² -5m)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Green-γ activity (counts/min-m ²)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Green-β activity (counts/min-m ²)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Heavy water residue present	5 A	6 A	1 A	1 D	1 C	1 C	1 C	1 C	1 A	4 C

○ 5 m above hot element (sampling position)
 ○ 10 m
 ○ 15 m
 ○ 20 m

Fig.5.3.7 Result of the third location (1)

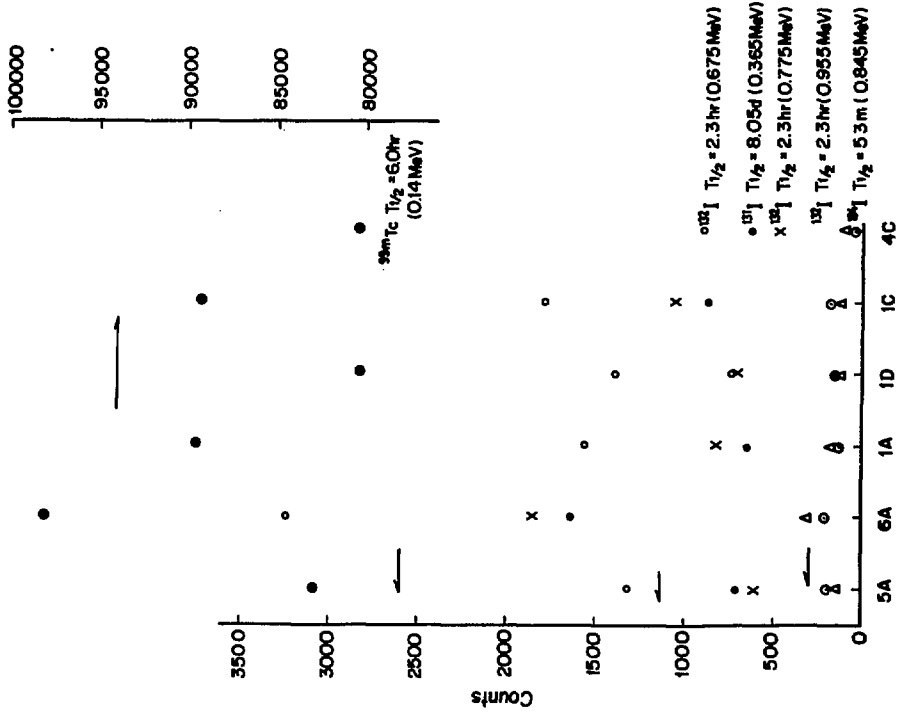


Fig.5.3.8 Result of the third location (2)

5.4 計測制御

5.4.1. JRR-4 データ・ロガの整備

JRR-4 データ・ロガは、FACOM-R (8KW, 16ビット) 計算機を使用したシステムである。そのシステムをFig. 5.4.1に示す。このうち計算機本体、入出力タイプライタ、紙テープリーダーは47年度までに完備し、ソフトウェアの訓練に使用してきた。また、JRR-4計装機器のうちプロセス計器の整備もほぼ完了し、47年度においてCAMAC方式によるデータ・ロガ制御装置(インターフェース装置)をエレクトロニクス課に製作依頼した。

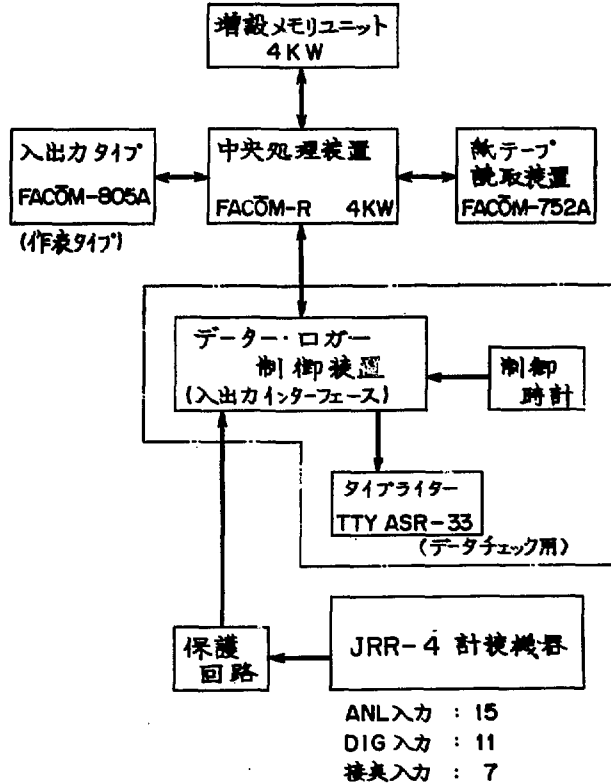
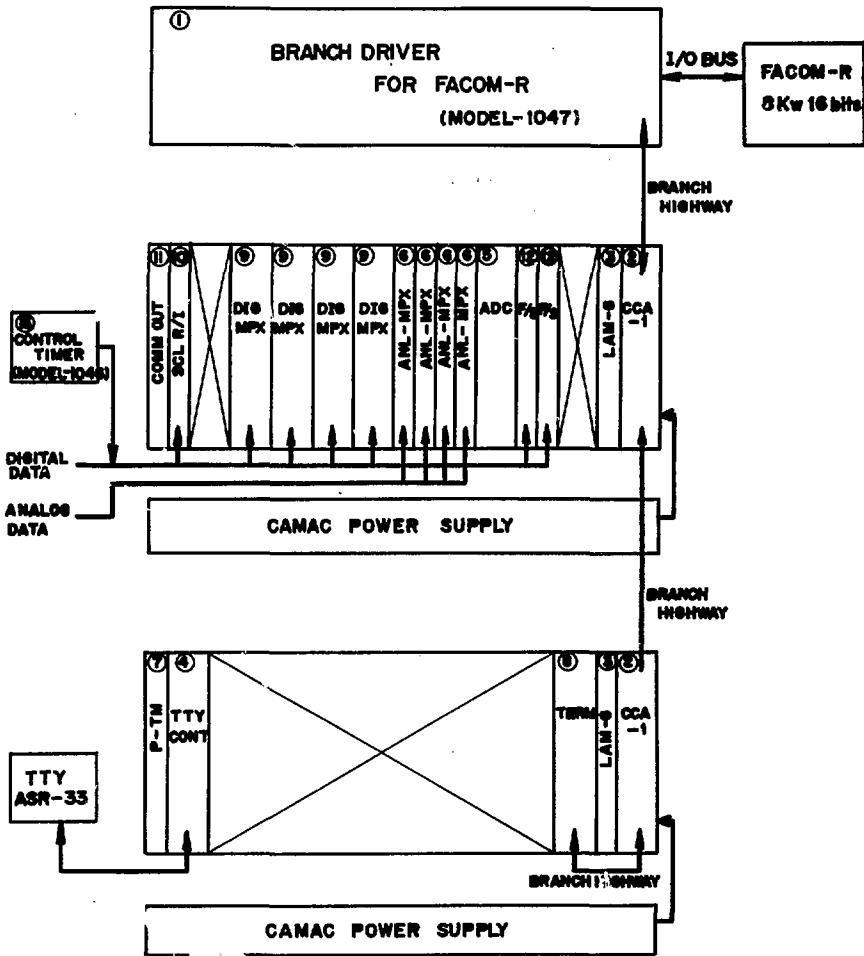


Fig. 5.4.1 Diagram of the data-logger in JRR-4

48年度前半期はこの装置の工場製作期間であり、この間に調整試験用プログラムの準備を行った。装置は物価変動、部品不足などにより工場製作が遅れ、48年11月にJRR-4に搬入され本格的な調整に入った。データ・ロガ制御装置の構成はFig. 5.4.2に示すもので、各ユニットの調整は計算機を介して行い、ハードに関してはエレクトロニクス課が担当し、ソフトに関してはJRR-4が担当して49年3月中旬に各ユニットの調整が完了し全装置を制御室の隣にある測定室に設置した。また、これら調整作業と並行してJRR-4計装機器のロギング出力部に保護回路の取り付けを行った。

JRR-4計装機器との接続は、Lin-N系(2Ch)、制御板位置指示(5Ch)、を完了し、



- | | | | |
|--------------|-----------------|--------------|---------------------|
| ① MODEL-1047 | ブランチドライバ | ⑥ MODEL-1048 | ブランチ・タイマー |
| ② -1080 | クレートコントローラ-AI | ⑦ -1084 | 8chパルシブル・マルチプレクサ |
| ③ -1049 | 4ch グレーダ | ⑧ -1038A | スケッチャー・リードイン |
| ④ -1085 | TTYコントローラ | ⑨ -1038A | 8chコマンド・アクト |
| ⑤ -1082 | 4chMPX用A.Dコンバータ | ⑩ -1043A | 8chアラーム & ステータス・テスト |
| ⑥ -1081 | 8chアナログ・マルチプレクサ | ⑪ -1046 | コントロール・タイマ |
| ⑦ -1083 | パルス・タイマ | | |

Fig.5.4.2 Control system for the data-logger.

テストプログラムにより運転中のデータのロギングを開始した。次年度にプロセス系との接続を行い、全チャンネルの試験運転を行う予定である。

5.5 照射技術

5.5.1 JRR-2における核燃料の照射

48年度、JRR-2で実施した主な核燃料照射は、VT-1とインコア60照射孔における計装カプセル照射に代表され、実績はVT-1が4本、インコアが1本であった。ただしVT-1孔照射の3本はG型シリーズと呼ばれる同一構造のカプセルであって構造上の違いにより分類すればG型、VP型、IP型の3種類に分けられる。いずれの型もすでにシリーズものとして照射の経験がある。Table 5.5.1に各カプセルの構造、照射条件、照射結果をまとめた。

1) G-4, 5, 6照射カプセル

G型カプセルは動燃団との受託契約により設計、製作及び照射を行った。今回実施した3本の照射は低密度 UO_2 ベレット(グリーンベレット)の照射挙動を調べることが目的であった。照射条件として UO_2 ベレットの目標線出力密度を $400W/cm$ におき、照射時間は各々1時間、5時間、及び1サイクルとした。

照射カプセルはアルミニウム外筒、アルミニウム熱媒体、燃料ピンの3要素から構成されており、カプセル外筒(全長445mm)は周囲に18枚の冷却フィンを備えている。(フィン先端直径95.5mm、フィン根本直径60mmである。)熱媒体は燃料ベレット内で発生する多量の熱を外部に逃がすための中空円筒状アルミニウムブロック(外径47.9mm、内径12.4mm、全長338mm)である。燃料ピンはジルカロイ-2被覆管と8個の UO_2 ベレットからなる。1本の燃料ピンには6%濃縮 UO_2 グリーンベレット(理論密度61%)6個とこの両側をはさみ形で断熱用の天然 UO_2 ベレット2個が充填されている。そして照射カプセル1本につき上下方向2本の燃料ピンが入っている。カプセルプレナム部は全てヘリウムガスが充填されていて、照射温度の設定はヘリウムガスギャップと UO_2 ベレット熱出力との兼ねあいで決定した。

G型照射カプセルの組立図及び部品構成をFig. 5.5.1, Fig. 5.5.4に示す。照射温度はアルミ熱媒体に埋め込んだ6本のクロメル・アルメル熱電対で測定し、その結果をもとに UO_2 ベレットの線出力密度を求め、約 $400W/cm$ に収まるようにカプセルの照射位置を調整した。照射カプセルの位置調整は原子炉出力を一たん未臨界に下げた状態で行った。位置調整幅と線出力密度の変化幅の対応関係が非常に微妙であるため、始めのうちは数回位置調整を行った。この理由としてJRR-2炉心径が小さいため熱中性子束分布の勾配が大きいことが挙げられる。最初計算による線出力密度をもとに照射位置を推定し、炉心上方250mmにカプセルをセットしたが5MW時点で目標値を大幅に上回ることが予測されたため照射位置調整を行い最終設定位置は炉心上方410mmとした。最終設定位置における線出力密度(約 $400W/cm$)をもとに初期設定位置(設計値)での線出力密度を評価すると約3.3倍高い値が得られた。

誤差の主な要因は①熱中性子束歪、②核分裂断面積、③ギャップ・コンダクタンスが考えられる。①と②の評価にTHERMOSコードの計算結果を用いたが実際とかなり違いがあることがわかった。ちなみに実効核分裂断面積は計算値が274バーンで実験結果から求めた値が479バーンとはるかに大きい。ギャップ・コンダクタンスについても計算の上では $1500 Btu/ft^2 \cdot h \cdot ^\circ F$ を使用したが発験結果によれば約 $1,000 Btu/ft^2 \cdot h \cdot ^\circ F$ であることが分

かった。

今後、この点の詳細な検討が安全解析を行う上で必要と考えられる。

2) VP-5 照射カプセル

当カプセルは、高温ガス炉用被覆粒子燃料のアメーバ効果等を調べるため、設計、製作した照射カプセルで前述のG型カプセルと同じくVT-1照射孔において温度制御が可能な構造を有している。前年度実施したVP-3カプセルの照射結果(試料粒子両端の温度勾配)が実用に比べやや大きいため、今回試料ホルダの構成を一部変えてVP-5カプセルを製作した。VP-5カプセルの構造及び寸法はVP-3カプセルと全く同じであるがVP-5カプセルの場合試料粒子の間に黒鉛粉末を充填し試料粒子両端の温度勾配を小さくする工夫を行った。

VP-5カプセルは、アルミフィン付外筒、アルミスペーサブロック、タンタル内筒から構成され、タンタル内筒内には黒鉛製の試料ホルダが納まっている。この試料ホルダの中心に直径5mmの穴を明け、中にヒータ用の被覆粒子燃料(20%濃縮 UO_2 核)を充填し、円周孔に照射試料(20%濃縮 UC_2 核)を充填した。

VP-5照射カプセルの組立図及び部品構成をFig. 5.5.2, Fig. 5.5.5に示す。

VP-5カプセルの照射位置は炉心上方290mmにセットした。その時のカプセル中心温度は1,670°Cを示し、ほぼ設計値を満足する結果が得られた。しかし、試料粒子両端の温度勾配は280°Cと前回のVP-3の350°Cに比べるとかなり小さくはなったが、まだ、目標値(150°C)より大きくこの照射の主目的である温度勾配の低減化をはたすことができなかった。

3) IP-2 照射カプセル

IP-2カプセルは、被覆粒子燃料の先行試験を目的として製作した高温照射カプセルである。カプセルはステンレス外筒、アルミニウム内筒、タンタル内筒及びグラファイト試料ホルダから構成され各構成物間のガスギャップを0.32mm, 0.76mm, 1.00mmとした。前回実施したIP-1カプセルに比べ第2層目のガスギャップを0.15mm大きくした。第1, 第3層は同じである。また、IP-1カプセルでは全て空隙にヘリウムガス充填を行ったが、IP-2カプセルでは第3層目(タンタル内筒・試料ホルダ間)に熱伝導率の小さいアルゴンガスを封入し高温を得るようにした。

試料粒子に関してはIP-1カプセルの場合20%濃縮 UO_2 15.2gを照射したが、IP-2カプセルでは8%濃縮 UO_2 (TRISO-II型) 9.9g, 20%濃縮 UC_2 (BISO型) 5.2g, 天然 UC_2 (BISO型) 5.6gの3種類の被覆粒子燃料を照射した。照射目標を線出力密度110W/cmに定めたが、照射後セシウム量の燃焼度測定の結果84W/cmであることが分かった。

IP-2照射カプセルの組立図及び部品構成をFig. 5.5.3, Fig. 5.5.6に示す。

試料部の照射温度はホルダ中央に埋込んだ2本のタングステン・レニウム熱電対で測定した。IP-1カプセルの最高温度1,240°Cに対し、IP-2カプセルではアルゴンガスの効果により最高温度1,460°Cが得られた。

ホット・ラボにおける照射後試験の結果、高温下においてタンタル内筒と試料粒子の被覆

材である熱分解炭素 (PyC) が反応を起こしたことが観察された。今後、高温照射カプセルのタンタル材使用については共存性を十分考慮する必要がある。

Table 5.5.1 The fuel irradiation capsule in JRR-2

Number	Cycle No.	Capsule name	Irradiation hole	Irradiation time	Irradiation specimen	Structure of Capsule	Thermocouple	Maximum temp. °C	Irradiation position mm ^{*2)}	Reactivity Δk/k %	Rod power W/cm (φ _{th} n/cm ² ·sec)
1	01	G-4	VT-1	1Hr 15min	<UO ₂ pellet> ① 6% UO ₂ • 10.7φ×14ℓ • 611% TD • 99.98g ② NU • 10.7φ×14ℓ • 94.0% TD • 52.66g	G Type (Double containment) Al Fin tube Al spacer Fuel pin (Zry-2)	C/A 6	365 (2560 ^{*1)}	+500	<-0.01	341 (3.0×10 ¹³)
2	02	G-5	VT-1	5Hr 00min			C/A 6	391	+470	-0.02	418 (3.5×10 ¹³)
3	03	G-6	VT-1	291Hr 32min			C/A 6	385	+535	<-0.01	403 (2.3×10 ¹³)
4	04	VP-5	VT-1	233Hr 10min	Coated Particle fuel • 20%UC ₂ 1.528g • 20%UO ₂ 6.449g	VP Type (Double containment) Al Fin tube Al Spacer Ta Inner can	W/Re 2 C/A 6	1,670	+250	-0.39	184 (1.02×10 ¹⁴)
5	04	IP-2	IN-CORE 6C	233Hr 10min	Coated particle fuel • 20%UC ₂ 5.2g • 8%UO ₂ 99g • N ₂ UC ₂ 5.6g	IN-CORE Type (Triple containment) SUS Outer can AL Inner can Ta Inner can	W/Re 2 C/A 3	1,460	-	-0.50	84 (6×10 ¹³)

G-4.5.6: PNC Trust investigation

*1) Temperature of Pellet centre(calculated)

VP-5,IP-2: Fuel Irradiation and Analysis Lab.

*2) Distance from core centre

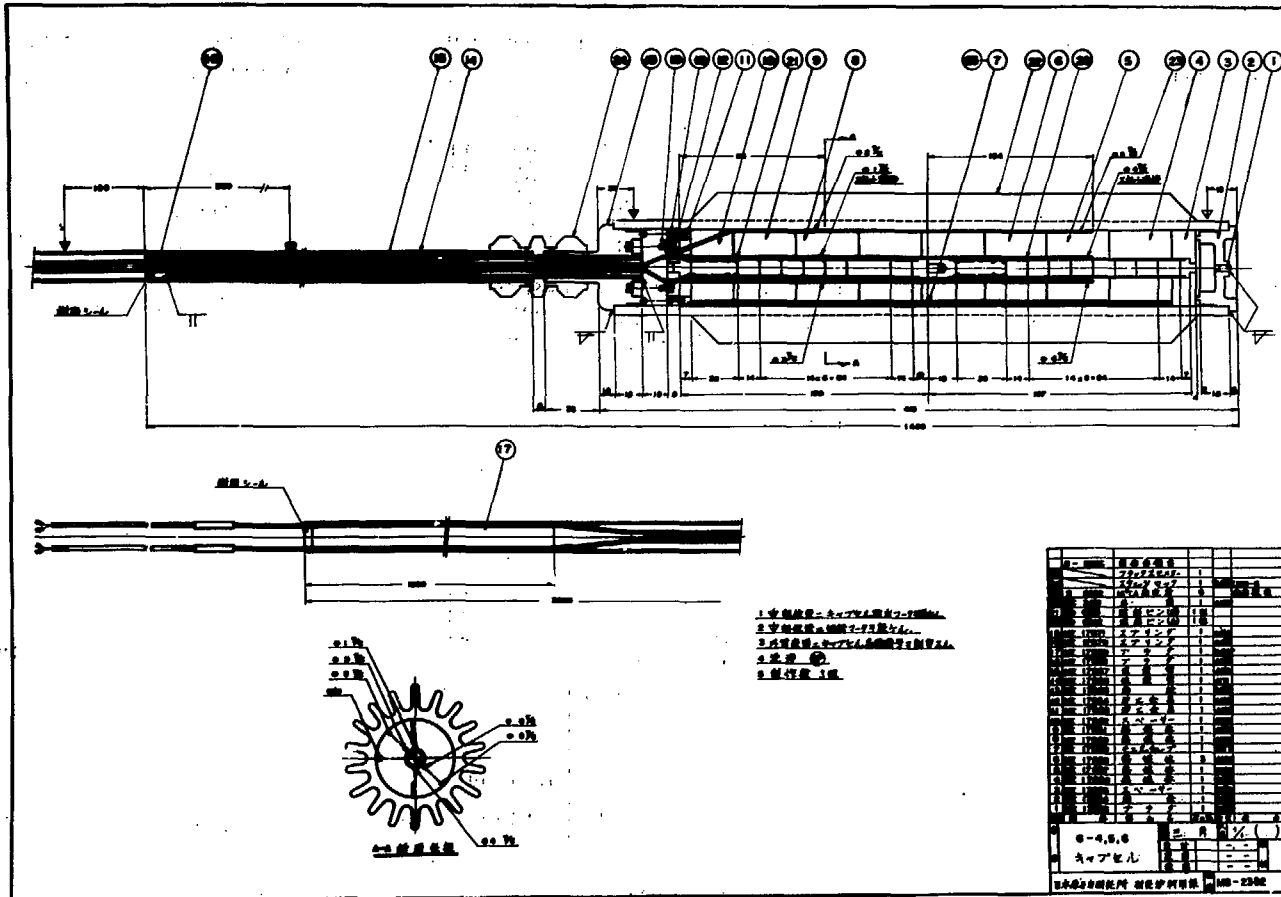


Fig.5.51 Cross section of G type irradiation capsule.

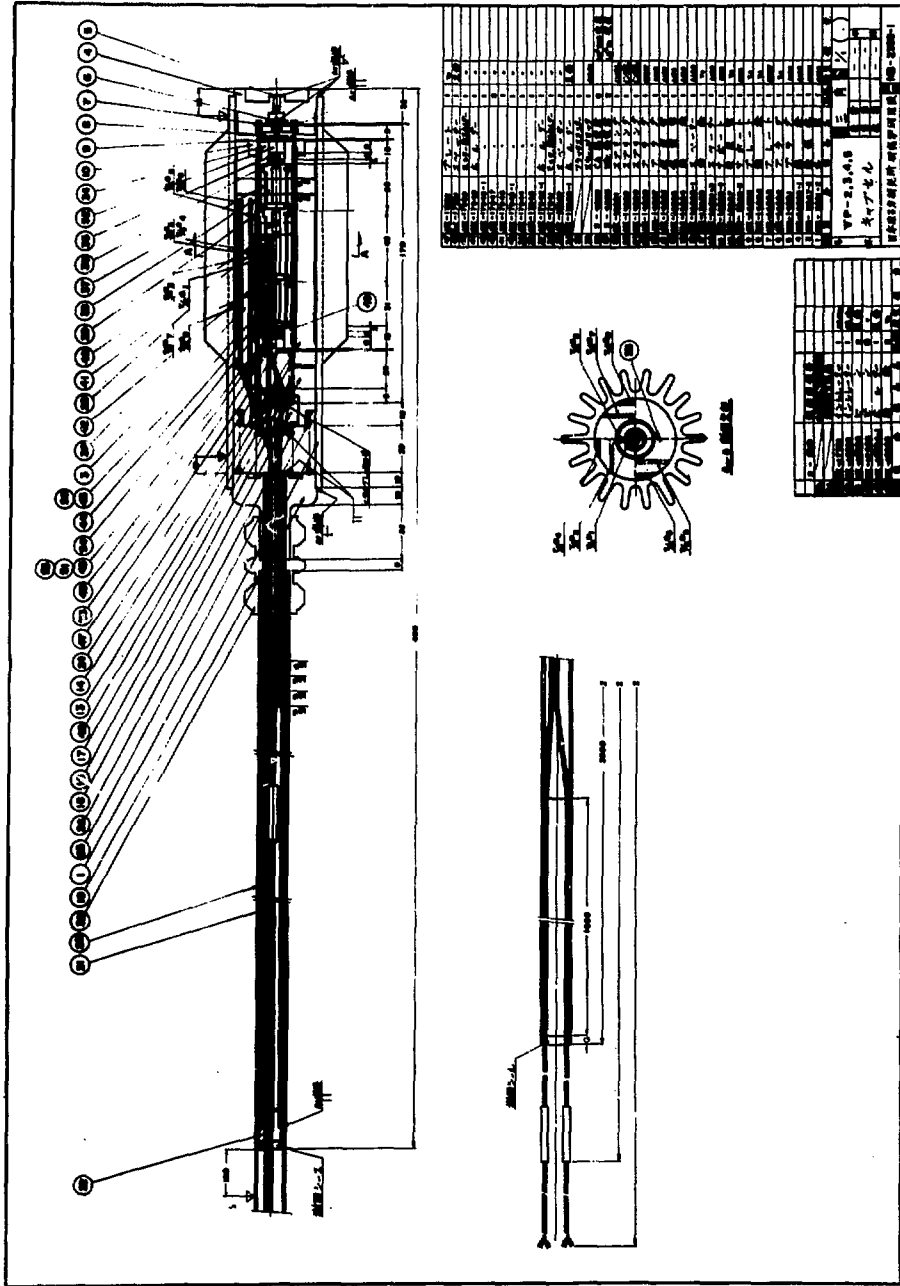


Fig.5.5.2 Cross section of VP type irradiation capsule.

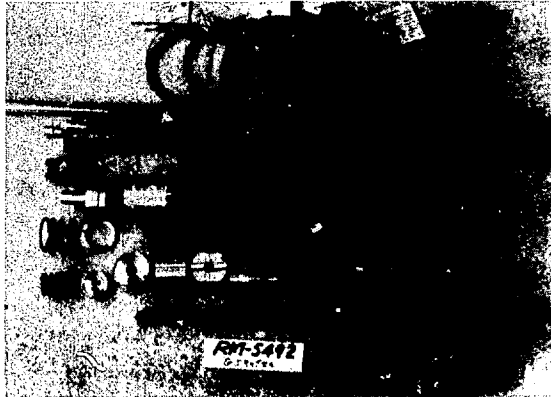


Fig. 5.54 G Type irradiation capsule.

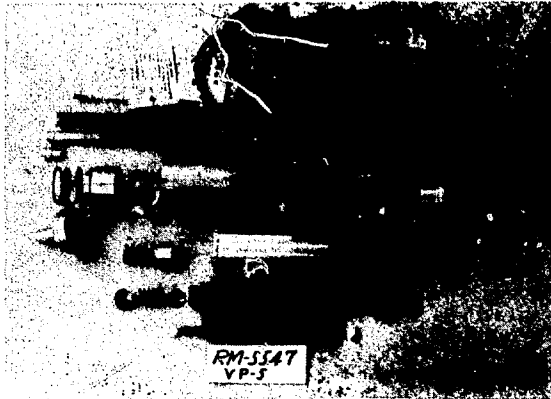


Fig. 5.55 VP Type irradiation capsule.

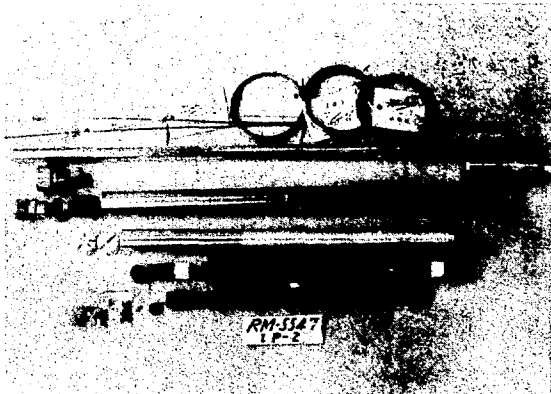


Fig. 5.56 IP Type irradiation capsule.

5.5.2 JRR-2における炉材料の照射

1) 照射計画

炉材料の照射は、高速中性子束の高い6C、6D円筒燃料内照射孔と熱中性子束の高いVT-1照射孔で行った。これらの照射孔は①利用率の高いこと、②試料が原子炉の動特性に与える影響が大きいこと及び照射後試験がホット・ラボ管理室で行われることなどの理由から炉材料の照射については、あらかじめ研究炉利用課、ホット・ラボ管理室、利用者の3者が協議して作成した年間照射計画に基づいて行った。48年度に照射したカプセルをTable 5.5.2に示す。

2) 6C、6D照射孔における炉材料の照射

6C、6D照射孔における照射カプセルは、カプセルシリーズ番号MT-9H、10、11、12の4本でいずれも前年度から継続の温度計装カプセルであった。

MT-9H型カプセルは、高温下で照射できるよう設計されたもので組立図をFig. 5.5.7に示す。カプセル各部の照射目標温度は1,000°C、800°C、550°Cの3段階として、各温度下での試料照射を計画した。Table 5.5.3にMT-9H型カプセル内の試料名、重量、形状、数量を示す。本カプセルの照射中における計測温度をFig. 5.5.8に示したが、第1グループと第2グループは目標温度からかなりのずれが認められたが、これはカプセルの熱電対の取り付けの不良が原因であった。MT-10、-12には高温ガス炉に使用されるグラファイトの試験片、MT-11は鋼材の試験片の照射であった。Table 5.5.4にこれらカプセル内の試料名、重量、吸収反応度を示す。

なお、MT-9Hカプセルの吸収反応度変化 $0.79\% \Delta k/k$ の値は従来の照射カプセルの中でも特に大きい方であった。

3) VT-1照射孔における炉材料の照射

VT-1における炉材料の照射はすべて無計測で行った。照射は溶封型カプセルに試料を入れて行い方法と試料を直接重水中に漬けて照射する方法がある。前者はVT-1では一般的な照射方法でホルダ内にカプセルが6本挿入できるので同時に照射でき、Cu-39、Cu-41、Cu-42をこの方法で照射した。後者は炉材料(シールビ試験片が主である)を専用ホルダに入れて行いDT-16、17をこの方法で照射した。Table 5.5.4にCu型とDT型カプセル内の試料名、重量、実測した反応度を示す。

現在、VT-1及びインコプ照射孔を合せて挿入試料を規制する目安として $-1.5\% \Delta k/k$ の反応度を与えている。一本の照射カプセルで全体の2分の1以上の反応度消費に寄与するものもあり、照射孔の利用効率からみるとMT-9H型カプセルが限度と思われる。

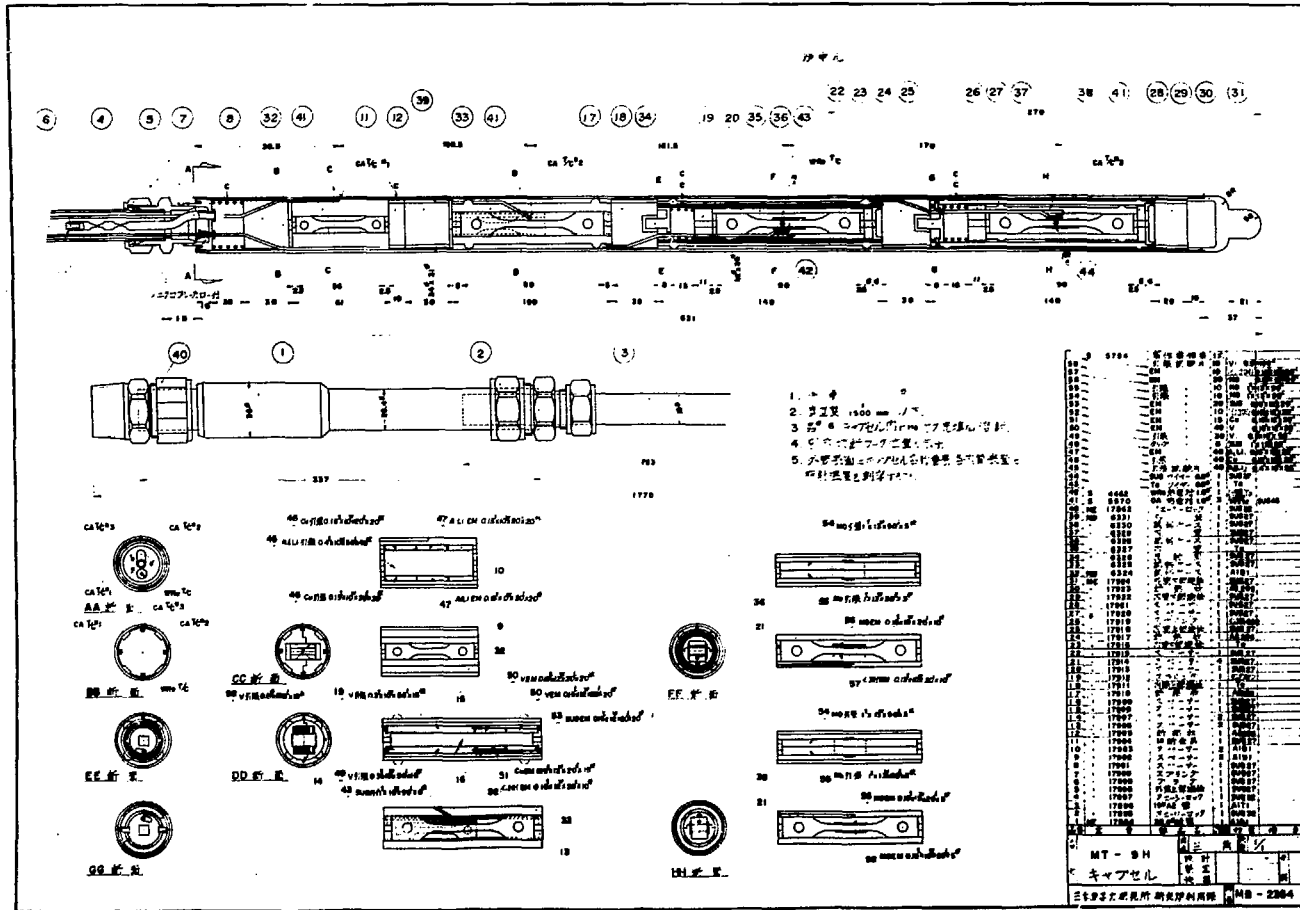


Fig.5.57 Cross section of MT-9H irradiation capsule.

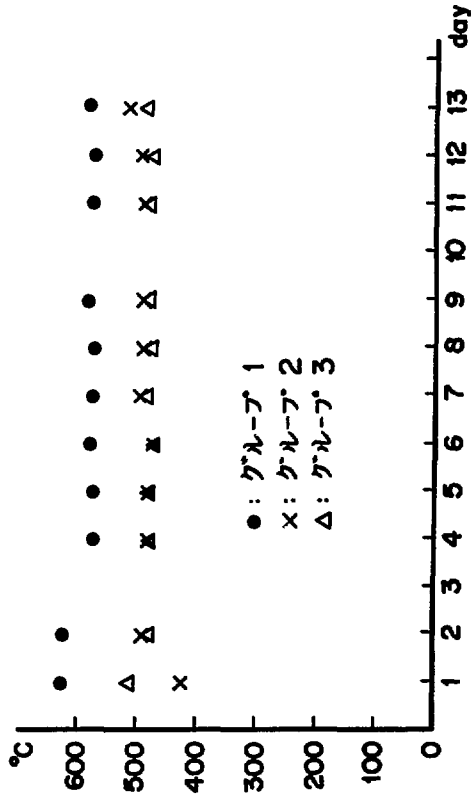


Fig.5.5.8 Irradiation temperature vs. irradiation time.

Table 5.5.2 Irradiation capsule in JRR-2 (In cylindrical fuel & VT-1)

照射孔 \ Cycle	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
6C	MT-9H												
6D	MT-10			MT-11					MT-12				
VT-1	DT-16		CU-39		DT-16	CU-41 DT-17	DT-16	CU-42					

Table 5.5.3 Summary of MT-9H irradiation capsule.

グループ	照射温度	試料名	重量	形状	数量
1	1,000 °C	モリブデン	49 (gr)	90 ^l × 13 ^W × 1 ^t	6 枚
				20 ^l × 11 ^W × 0.15 ^t	10 枚
		ニオブ	40.5 (gr)	90 ^l × 13 ^W × 1 ^t	10 枚
		インコロイ	10 (gr)	20 ^l × 11 ^W × 0.15 ^t	10 枚
2	800 °C	モリブデン	49 (gr)	90 ^l × 13 ^W × 1 ^t	6 枚
				20 ^l × 11 ^W × 0.15 ^t	10 枚
		ニオブ	40.5 (gr)	90 ^l × 13 ^W × 1 ^t	6 枚
3	550 °C	ステンレス・スチール	74 (gr)	90 ^l × 15 ^W × 1 ^t	8 枚
				20 ^l × 17 ^W × 0.15 ^t	20 枚
		バナジウム	56 (gr)	56 ^l × 10 ^W × 0.3 ^t	40 枚
				20 ^l × 12 ^W × 0.15 ^t	40 枚
		カウパー	56 (gr)	100 ^l × 0.8 ^φ	10 本
			20 ^l × 18 ^W × 0.15 ^t	15 枚	
		インコロイ	10 (gr)	20 ^l × 18 ^W × 0.15 ^t	10 枚

Table 5.5.4 Summary of irradiation capsule in VT-1

カプセル名	試料名	重量	反応度 (-Δk/k)
MT-10	グラファイト	60 (gr)	-0.07(%)
MT-11	A-5.4.3鋼	270 (gr)	-0.21(%)
MT-12	グラファイト	178.1 (gr)	-0.09(%)
MT-9H	(Table 5.5.3 参照)		-0.79(%)
DT-16	Fe	1,000 (gr)	-0.39(%)
CU-39	V-合金	245 (gr)	
DT-17	Fe	1,000 (gr)	-0.74(%)
CU-41	Mo, Nb, Fe	123.5 (gr)	-0.11(%)
CU-42	Fe, Nb	260 (gr)	

反応度は実測値を示す。

5.5.3 JRR-2 6C円筒燃料内における特性測定

1) 熱中性子束分布の測定

過去、数回JRR-2における各種の特性測定が行われたが、インコア6C照射孔の熱中性子束分布については、いずれも低出力運転時の結果しか得られていなかったため、今回、定格出力運転時におけるインコア6C照射孔の熱中性子束分布を測定した。

熱中性子束モニタに0.17% Co-Al合金(直径0.5mm)を用い、各試料をアルミニウム(2S)製パイプ(全長600mm、外径2.0mm、内径1.0mm)内に等間隔に取り付けた。試料の取付位置をFig. 5.5.9に示す。照射カプセルは、インコア照射専用設計したIS-3型カプセルを用い、先に準備したモニタ試料を照射カプセル上部開口から挿入、上下端栓はアルゴンアーク溶接し、スウェージロックにより計装プラグに接続し、インコア6C円筒燃料孔に挿入した。照射は47年度第12サイクルから第13サイクルの連続2サイクル行い、照射終了後、約10ヶ月間ホットケープにおいて冷却しJRR-1測定室で400チャンネル波高分析装置とGe(Li)検出器を使用してIAEA標準線源(コバルト60)との比較による絶対測定を行った。測定結果をTable 5.5.5、Fig. 5.5.9に示す。今回の測定で、6C孔の熱中性子束最大値は $7 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ であることが分かった。熱中性子束分布がやや右下りなのは隣接制御棒の影響を受けているものと思われる。また、従来得られた2本のグラフと比較して顕著に異なる点は、炉心から±15cm離れた位置に凹みが認められることである。過去に実施した特性測定は、低出力短時間照射であり今回は定格出力長時間照射中の制御棒の変化、燃料の燃焼状態の影響が積分された形でこのような分布が現われたものと推測される。JRR-2改修後に改めて両者について熱中性子束測定を実施し、比較を行う必要があると思われる。

2) 照射温度測定

照射温度の測定は、内径30.0mm、外径33.8mm、全長1,755mmのアルミニウム製カプセル内へ、下端から260mm及び400mmの位置に一般小試料を模擬した直径20.7mmで長さ10mm及び20mmのアルミニウム(2S)試験片を積みこんで行った。照射温度は、クロメル-アルメル熱電対(シース外径1.0mmφ、常用限度500°C)をアルミニウム試験片の中心部とカプセルの空間部それぞれ2箇所(Fig. 5.5.11)に取り付け、合計4本の熱電対を炉心内照射装置計装系に接続して測定した。照射はインコア(6C)照射孔で48年度第5サイクルから第6サイクルにかけて連続照射を行った。第6サイクルには外気温の影響で原子炉の一次系重水出口温度が設定値を越えたため、運転途中から原子炉出力を下げ、最終的には8.5MWまで下げて照射した。Fig. 5.5.10.に照射中の温度測定結果を示す。6C孔におけるアルミニウムのガンマ発熱量は平均1.5W/gであることがすでに分かっているので、炉心中心部の単位長さあたりの発熱量は17.8W/cmとなる。

ギャップコンダクタンスを求めると $90.3 \text{ Kcal/cm}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ となり、高温照射カプセルや燃料ピンの設計値は一般に0.1mmギャップの場合 $7317 \text{ Kcal/cm}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}$ ($1500 \text{ BTu/ft}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{F}$)を採用しているが、この値に比較して一般小試料片のような構成では、ギャップコンダクタンスは非常に小さいことが分かる。したがって、このギャップコンダクタンスの悪さが小発熱体にもかかわらず照射温度を高める原因となっている。本測定ではインナーカプセル重量に

対する試料重量の割合は10%に満たないため、ガンマ発熱の温度上昇に寄与したのはむしろインナーカプセルの部材によると考えられる。

カプセル内部の雰囲気温度は、一般小試料片の場合(強発熱物質B, Cd, Li等は除く)約200°Cになることが分かった。なお、Fig. 5.5.10に見られる照射時間の経過にしたがって指示温度が徐々に低下する現象はカプセル伝熱面の酸化が進み輻射率が増加すること起因していると考えられる。

Table 5.5.5 Thermal neutron flux in 6C

Irradiation position No.	Weight of sample (mg)	counting rate (cps)	Weight of cobalt (μg)	disintegration rate $\times 10^4$ (dps)	thermal neutron flux $\times 10^{13}$ ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)
1	5.58	155.2	9.49	122.2	4.58
2	5.82	175.4	9.89	138.1	5.17
3	5.70	206.9	9.69	162.9	5.97
4	5.67	210.7	9.64	165.9	6.12
5	5.69	234.5	9.67	184.6	6.79
6	5.57	243.5	9.47	191.7	7.21
7	5.46	229.6	9.28	180.8	6.93
8	5.71	213.9	9.70	168.4	6.17
9	5.60	214.0	9.52	168.5	6.28
10	5.60	164.7	9.52	129.7	4.84

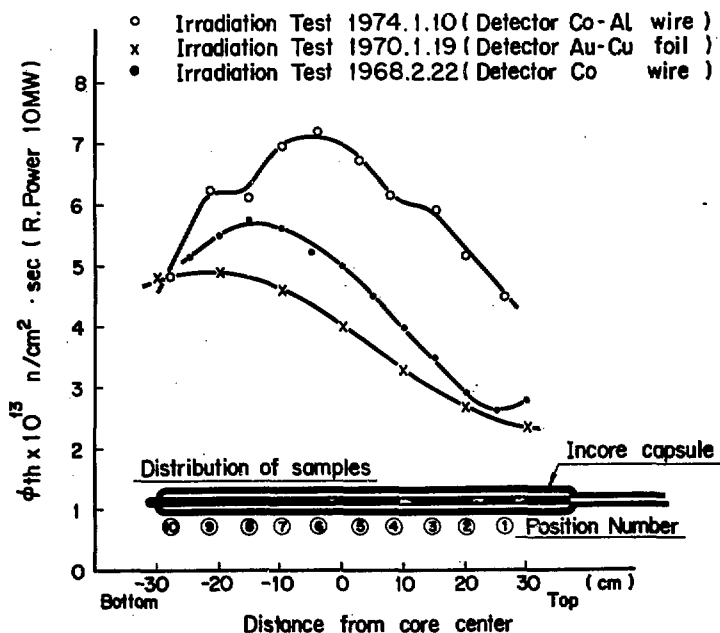


Fig.5.5.9 Distribution of thermal neutron flux (6C).

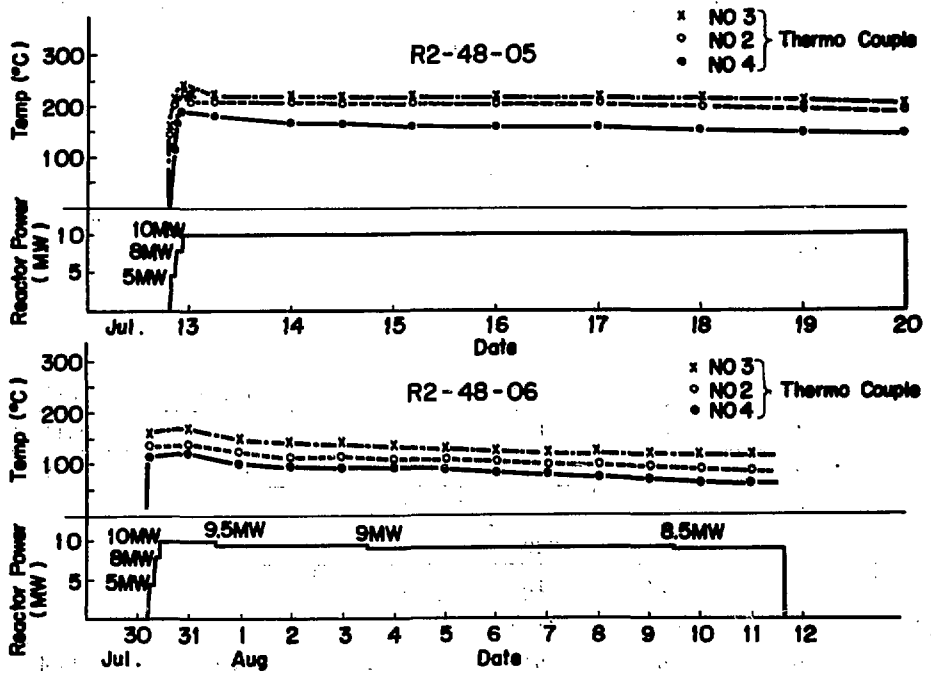


Fig. 5.5.10 Temperature variation in IM-2 irradiation capsule.

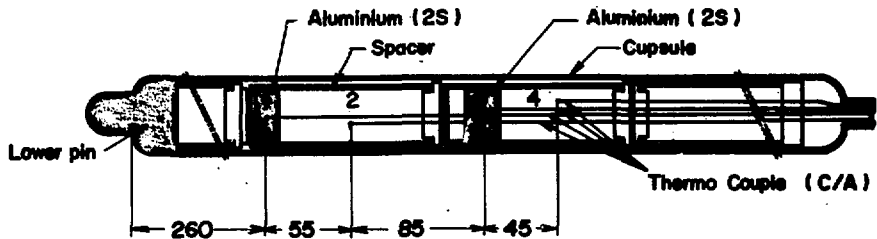


Fig. 5.5.11 Cross section of IM-2 irradiation capsule.

5.5.4 JRR-3の標準試料表の整備

JRR-3で共同利用の照射に使用している垂直照射孔(VR)、水平照射孔(HR)及び気送管(HP)について、標準試料表(案)を作成した。これはJRR-3保安規程第22条(そう入物の制限)の規定に基づくもので、特別の許可なしに照射できる試料の一覧表である。こゝでは標準試料表の作成の考え方についてまとめた。

JRR-2及びJRR-3の共同利用開始より現在までに照射を経験した試料は、431種である。これらの物質について、次に述べる項目別に検討し、安全側にあると認められるもの151種の照射孔別の重量と包装方法を決めた。全体の傾向としては、試料の化学的性質から標準試料表に掲載できなかったもの及び誘導放射能によって重量を制限したものが多かった。

標準試料表の作成は、現在の照射方法、施設、ハンドリング及び通常の包装方法を前提として行ったものである。今後、これらの改善と、照射や実験データを積み重ねることによって、逐次内容を改訂していく予定である。

1) 試料からの誘導放射能

現在、JRR-3で標準的に取り扱えるコンテナは、試料の取り扱い施設の関係から最大で鉛厚さ5 cmである。このため鉛厚さ5 cmのコンテナ表面の線量率が、規制値200 mR/hになるような試料別の重量を電算機により求めた。

この規制によるとβ線や低エネルギーのγ線だけを放出する試料は、誘導放射能がかなりのキュリ数になる。そこで包装の破損やコンテナの転倒などにより試料の漏出することを想定して、20キュリになる重量を一応の限度とした。また、気送管は通路管がしゃへいされていないために、取り出しのときの周囲の線量が一時高くなり短寿命核種が問題となるので、1 mの距離で5.7 R/h(アルミニウム3 gを気送管で照射したときの飽和値)を超えない重量で制限した。各元素の計算結果をTable 5.5.6に示す。

2) 中性子吸収の影響

JRR-3実験装置等の設置に関する基準によると、照射試料の反応度変化の許容値は原子炉運転中に±0.01%Δk/kである。運転中に試料の挿入、取り出しを行うのは気送管と水平照射孔であり、気送管での反応度変化±0.01%Δk/kは、硼酸約3 g、あるいはカドミウム板表面積12 cm²の照射に相当することが実験で確認されている。これをもとに中性子吸収断面積の大きい元素について気送管、水平照射孔のそれぞれの限界量を計算で求めた。

3) 化学的性質で制限をうけるもの

照射中における試料の変化は、密封包装内での圧力を上昇させ、包装材を破損させることがある。このようなことを防ぐためには、蒸発、熱分解及び放射線分解などの変化を定量的にとらえることが必要である。しかし、蒸発に関しては文献も多いが、熱分解やとくに放射線分解については分からないことが多い。傾向として熱的に不安定な物質は、放射線的にも不安定であると考えられる。そこで照射経験のある試料について、熱分解などの変化を生ずる限界の温度を文献によって求めた。この温度が200°C以下のものについては標準試料表より除き、200°C~300°Cの範囲のものについては重量を100mgに制限した。また、潮解性や結晶水のある試料は、水の蒸発や分解によってトラブルを生じ易い。潮解性のある試料については重量を100mgに制限し、結晶水のある試料については照射経験の多いものに限

り、いづれも加熱乾燥したものであることを条件として標準試料表に入れた。水和物、アンモニア塩及びハロゲン化合物などは放射線分解が生ずるものとして石英管包装とした。しかし、放出ガスに人体に対する毒性や、カプセルや炉材料に対して腐食性がなく、試料そのものがこぼれたりする恐れのないものについては、垂直照射孔では容量がフレキシブルなアルミニウム箔のシーム包装とし、気送管ではポリエチレン管の溶封包装とした。

カプセルや炉材料を腐食させたり、これらのものと化学反応を生ずるものは除くか制限を加えた。例えば、水銀はカプセル材料のアルミニウムと合金をつくるために避けて比較的安定な酸化第二水銀を石英管封入で0.1 gを限度として入れた。

人体に対し毒性の強い物質は、重量を10 gに制限した。例えば、ヒ素化合物、ベリリウム、ベリリウム化合物、セシウム化合物などであり、包装についても垂直照射孔では石英管封入にアルミニウム箔一重、気送管ではポリエチレン管にポリエチレン袋のシーム封入とした。

発火性や引火性のある試料は除いた。微粉末の金属、特にマグネシウムやアルミニウム及び微粉末の炭素なども同様である。特殊な例では、照射中に酸化クロム(Cr_2O_3)と赤鐵は自然発火性のものに変化すると¹⁰⁾の報告もあるので除いた。

4) 発熱による制限

発熱で照射上問題となるのは、比重の大きい物質の γ 発熱及びリチウム又はボロンの(n, α)反応の2次粒子による発熱である。核分裂物質は他の規制によって、一重石英管封入で天然ウラン50 mg以下となっているが、熱的に問題となる量ではないので発熱による規制は行わなかった。

(1) γ 発熱による重量の制限

気送管の試料は空気冷却をしながら照射するが、カプセル、ショックアブリーバ及び試料の包装はポリエチレン材であるので、垂直孔などより発熱量の規制は厳しい。試料の表面温度は、ポリエチレンの軟化温度90°C以上になってはならない。この表面温度は、特に¹¹⁾試料の大きさに依存する。実験により直径10mm、長さ50mmの試料では4Wの発熱量が上限となる。一方、気送管での γ 発熱率は、¹²⁾0.13W/gと実測されているので、この大きさの試料の場合は30gが限界となる。さまざまな試料の大きさについて、それぞれの限界の重量をきめることは実用的でないので、安全を見込み3分の1の10gに制限した。比重の大きい物質については、更に2分の1の5gに制限した。

垂直照射孔は、照射中に炭酸ガス冷却が行われているが、カプセル及び主な包装はアルミニウムである。モデル化した直径10mm、長さ100mmの試料について、表面温度がアルミニウムの融点658.8°Cの約3分の2の200°C¹¹⁾になる発熱量を計算で求めると20Wとなる。一方、VC孔での γ 発熱率は¹²⁾0.2W/gと実測されているので、この大きさの試料の場合は100gが限界となる。このことから比重の大きい試料では2分の1の50gに、他は75gに制限した。実際の経験としては、直径12mm、長さ130mmの重量100gの試料を照射したことがあり、異常は認められなかったが、包装の熱的条件が個々について著しく異なるので、この数値は採用しなかった。

(2) ボロン及びリチウムの発熱

(n, α)反応で α 線を放出するボロンとリチウムは発熱密度が高く、特に問題となる。

JRR-2の気送管で行った実験値をもとにして定められたJRR-2の標準試料表の値から、熱中性子束換算で重量の制限をした。

5) 包 装

現在行っている包装の種類をTable 5.6.7に示す。各々の試料の性質に基づいて包装の方法を指定した。

表中、[I]の包装は試料が洩れたり、変化を伴う恐れがない金属や固形物に適用した。金属であっても表面が酸化されてはく離し易すかったり、固形物であっても粉末をペレット状に加工したものは含まない。

[II]の包装は試料が粉末のものや、分解ガスの発生があっても毒性や腐食性でないものに適用した。気送管では、ややげしい反応が予想されるもの及び毒性のある試料の一部にも適用した。これはポリエチレン管の溶封が簡単に行えること、アルミニウム箔のよりに取り扱ひ中に破れる恐れがないこと及び石英管に比べて気密性は劣るが衝撃に優るなどの長所があるためである。また、試料とカプセルの間隔をあけるために発熱量の大きい試料にも適用した。

[III]の包装は比較的げしい反応が予想されるものや、毒性や腐食性の試料か、又は、そのようなガスの発生があるものに適用した。試料の石英管に占める容積は5分の1以下であることとした。

[IV]の包装は核燃料物質及び水銀化合物に適用した。試料の石英管に占める容積は10分の1以下であることとした。

参考文献

- 1) JRR-3管理課「JRR-3特性試験(低出力)II」JAERI-memo1471(1963)
- 2) 日本化学会編「化学便覧」(1961)
- 3) 岩波書店編「理化学辞典」(1971)
- 4) 日本化学会編「化学実験の安全指針」(1966)
- 5) 貴志二郎他「常用化学便覧」(1966)
- 6) 物化同好会編「常用化学定数表」(1962)
- 7) 日本化学会編「防災指針」(1968)
- 8) 日本放射性同位元素協会編「アイソトープ便覧」(1962)
- 9) N. Irving Sax "Dangerous properties of Industrial materials."
- 10) J. Bromley "A guide to the irradiation of materials in the reactors DIDO and PLUTO," AERE-M 2117 (1969)
- 11) 研究炉利用課「JRR-2停止に伴うJRR-1及びJRR-3の支援共同利用について」JAERI-memo3483(1968)
- 12) 日本原子力学会「44年6月、原子力学会予稿集"JRR-3照射孔(VO-2)での照射装置の冷却効果」(1969)
- 13) 研究炉利用課「JRR-2における委託照射技術開発の経過と現状」JAERI-memo1618(1964)

Table 5.5.6 Maximum weight limited by induced activity

(1) Calculation base

照射孔 項目	$\phi_{th}(n/cm^2 \cdot sec)$	照射時間	冷却時間	遮蔽(Pb5cm距離75cm)
VR	2.5×10^{13}	280 hr	67 hr	200mR/hr
HR	5.0×10^{12}	75 hr	20min	#
HP	2.0×10^{13}	1 hr	30min	#

(2) Weight of each element

(g)

元素	VR	HR	HP	元素	VR	HR	HP
Na	0.0063	0.0015	0.008	Y	88	8.8×10^2	
Mg			24.3	Zr	40	90	
Al			35.8	Nb	2×10^3	3.8×10^5	
Si	3.9×10^{10}	4.2×10^3		Mo	7.0	12	49
P				Ru	45	4.5	8.1
S				Rh		21	27
Cl	2.5×10^{11}	0.053	0.024	Pd	3.5×10^4	10	5.3
Ar	4.5×10^8	0.025	0.022	Ag	0.16	3.0	56
K	3.9	0.476	2.2	Cd	34	0.31	0.37
Ca	1.27×10^3	6.3	3.5	In	5	0.00017	0.00009
Sc	0.0002	0.0024	0.04	Sn	6.1×10^2	4.8×10^2	
Ti		1.2×10^5		Sb	0.034	0.38	5.8
V		0.1	0.16	Te	23	9.7	5.3
Cr	1.4×10^5	2.2×10^6		I		9.5	3.9
Mn	2.2×10^4	0.0019	0.0021	Cs	0.14	2.5	48
Fe	8.4	1.4×10^2		Ba	12	25	18
Co	0.013	0.21	0.64	La	0.0017	0.0037	0.039
Ni	3.1×10^7	2.3×10^3	2.6	Ce	1.3	27	
Cu	7.5	0.95	3.4	Pr	0.083	0.041	0.27
Zn	1.8	32		Nd	48	12	6.9
Ga	0.026	0.005	0.025	Sm	91	2.5	
Ge	0.59	0.05	0.21	Eu	0.0024	0.0003	0.0011
As	0.055	0.055	0.46	Gd			
Se	4.8×10^4	7.3	3.1	Tb	0.012	0.22	4.0
Br	0.012	0.021	0.19	Dy	2.8×10^6	0.096	0.098
Kr	2×10^2	2.8	1.8	Ho	0.055	0.058	0.5
Pb	0.48	1.87	1.0	Er	9.2×10^2	9.7	28
Sr	2.1×10^3	3.6×10^4		Tm			

元 素	VR	HR	HP	元 素	VR	HR	HP
Yb	1.6×10^{10}	2.2	1.9	Ir	0.048	0.036	0.24
Lu	1×10^7	2×10^2		Pt	5×10^5	29	12
Hf	40	6.2×10^2		Au	0.18	0.79	10
Ta	0.012	0.21	4.0	Hg			
W	0.23	0.41	3.3	Bi	1×10^6	8.4×10^6	
Re	0.55	0.2	1.2	Th		31	12.6
Os	78	5.6×10^2					

Table 5.5.7 Classification of packages.

包 装	気 送 管 (HP)	垂直孔 (VR) 水平孔 (HR)
(I)	ポリエチレン袋シーム封入	アルミニウム箔非密封
(II)	ポリエチレン管溶封	アルミニウム箔シーム封入
(III)	石英管気密封入	石英管気密封入
(IV)	石英管減圧封入	石英管減圧封入

5.5.5 JRR-4 気送管の改修

1) 概況

気送管は、炉心タンク外壁に接するように設置されていたため、中性子束が $\sim 10^{10} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と低く、ほとんど利用されなかった。

今回の改修では、気送管の照射部を炉心内反射体領域に設置し、中性子束を上げること、移動可能なカドミウムフィルタを照射部外周に設置し、熱中性子、高速中性子の照射が行えること、短寿命核種の実験が可能なことなどに主眼を置いた。

JRR-4 気送管系統図を Fig. 5.5.12 に、概要を次に示す。①型式：堅型二重管窒素ガス圧送式。②配管系：1 インチ、外径 34mm ϕ × 内径 30mm ϕ 。③設置位置：炉心内反射体領域 G-3。④搬送ガス：窒素ガス。⑤カプセル：ポリエチレンカプセル。⑥Cd フィルタ：69.5mm ϕ × 300mmL × 0.6mm t。⑦熱中性子束： $2.38 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ (2,500KW)。⑧Cd 比：3.93 (Cd フィルタを下げた時)。⑨照射試料の最大許容印加反応度：0.012% $\Delta k/k$ 。⑩カプセルスピード：約 11m/sec。

2) 照射方法

試料の照射は、手動又は自動で操作ができ、自動照射のばあいには、0~99秒、0~30分のいずれかのタイマーの選択が可能で、最大照射時間は30分である。

試料の挿入、取り出しは窒素ガスによる圧送方式で行い、取出口は測定部と貯蔵庫の2方向があり、測定部に取り出した場合は、再照射が可能である。照射物の制限はおよそ JRR-2、-3 に順換するが細部については検討中である。

3) 搬送ガスについての検討

従来の気送管の搬送方式のほとんどは、空気による圧送又は減圧吸引方式が採用されており、一部で炭酸ガスが用いられていた。JRR-4では、今回の改修時にアルゴン-41低減対策として、圧送ガスに窒素ガスを採用した。採用にあたって、窒素ガス、炭酸ガス中のアルゴンの定量分析を行った結果、質量分析では窒素ガス中に含まれるアルゴンは、38~43 ppm、ガスクロマトグラフィでは12.4 ppm、炭酸ガス中に含まれるアルゴンは、ガスクロマトグラフィでは検出限界以下であった。質量分析では、炭酸ガスに含まれるアルゴンは長時間ブローした後にサンプリングすれば、ほとんど検出限界以下であったが、ブロー初期には0~260 ppmであった。気送管ではブローせずにガスを使用するのでアルゴンの含有量が一定して低い窒素ガスの方が得策だと考え、窒素ガスを採用した。2,500 kW、5時間照射直後の気送管によるアルゴン-41の生成量は、測定の結果 $6 \mu\text{Ci}$ 、1日8時間あたりの平均放出濃度は、 $2.6 \times 10^{11} \mu\text{Ci/cc}$ であった。

4) カドミウムフィルタ

照射試料にカドミウムカバーをつけなくても高速中性子照射が可能ないように、気送管照射部外周に上下移動可能なカドミウムフィルタを設置した。カドミウムフィルタを下にした場合、カプセル中心から上下150mmの範囲がカドミウムフィルタでカバーされる。カドミウムフィルタの等価反応度は、0.35% $\Delta k/k$ であった。

5) 測定管

測定管は気送管照射部と配管で直結され、照射直後から簡単な測定ができるよう、3"×3"、

1) 原研分析センター。

2"×2"のシンチレータが取り付けられる遮蔽体があり、測定試料は遮蔽体中心に位置決めされる。また、測定部に試料が到達してから一定時間後(0~10 sec)にDC5Vの出力信号が取り出せるようになっている。

5.5.6 フィッション・チェンバー(F・C)の照射試験

1) 概 況

高速実験炉「常陽」の核計器の一部として起動領域及び中間領域に使用するP7A型核分裂計数管の照射寿命試験を、JR R-4を用いて、48年8月から49年3月まで行った。本研究は東芝からの受託で行ったものであり、装置の製作及びF・Cの特性測定は東芝が担当し、その他設計の援助、官庁手続き、炉内照射などを原研が担当した。「常陽」では 10^{19} nvt程度まで使用が予定されており、今回の照射寿命試験も、最初の計画では、550°Cで照射量 10^{19} nvtで、検出器の劣化特性を調べる予定であった。しかし、P7Aの入手の関係で、照射温度300°C、照射量 10^{19} nvtまでの照射を行った。照射はヒータ、熱電対及びSPNDを一緒に組み込んだ照射キャプセルを格子位置A-1に挿入して実施した。

試験項目は次のとおりである。①原子炉停止時のパルス波高分布、プラト-特性。②原子炉停止時の直流電流特性。③原子炉起動時の出力直線性。以上の3項目を照射量約 1×10^{19} nvtまで照射し、測定を行った結果、P7Aは「常陽」での使用に十分耐えることが判明した。

2) 照射実験

キャプセル本体は、80mm角×1,035mmの寸法で、主要部は外径78mmφ、肉厚2mmのステンレス製のパイプを使用しており、その中に、F・C1本、熱電対5本、SPND3本及びヒータ2本が内蔵されている。リード線は案内管を介して、水面上に導びかれて、計測器類に接続される。

特性測定の温度条件は次のとおりである。①室温(炉停止時)。②300°C(ヒータによる昇温時)。③200°C程度(γ加熱時)。計測器は①チャージ・センシティブ・アンプ系(パルス系)：CSA系を主測定器とし、その他に②カレント・アンプ系(パルス系)：CA系③ワイド・レンジ・アンプ系(パルス系)：WRA系④キャンベル系及び直流系：DC系を補助的なものとして使用した。

3) 結 果

照射量 1×10^{19} nvt程度では、照射前後におけるF・Cのプラト-特性、ディスクリ特性には、特に、変化は現われていない。しかし、F・Cの照射特性に及ぼす炉内γ線及び冷却水の温度の影響については今後の研究課題である。参考として、Fig. 5.5.13にディスクリ特性を、また、Fig. 5.5.14にプラト-特性を示す。

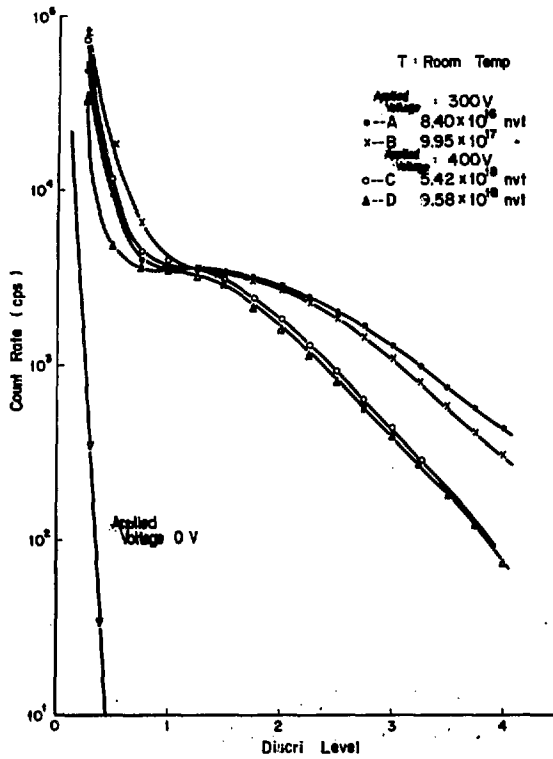


Fig.5.5.13 Characteristic curves of discrimination.

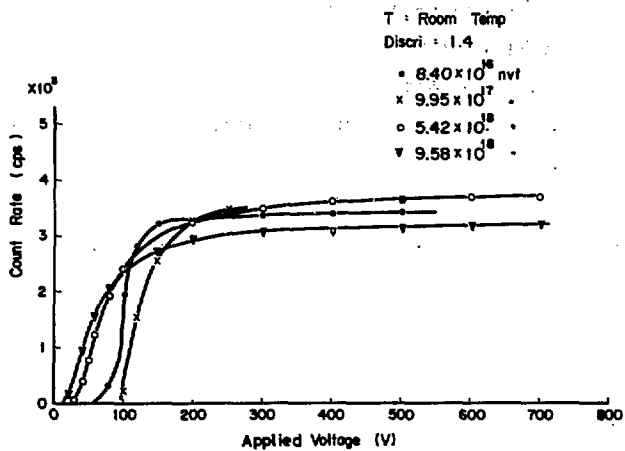


Fig.5.5.14 Plateau curves.

5.6 ホットラボの技術

5.6.1 被覆粒子燃料ペレットの電気化学的解砕

1) はじめに

被覆燃料粒子が照射中に起る破損として、機械的な原因によるもの、アマーバ効果によるものなど、いくつか考えられているが、破損を実験的に確認する方法として、燃料粒子を硝酸で煮沸することによって破損粒子からウランを溶出する酸浸出法がとられている。しかし、被覆燃料粒子を黒鉛マトリックス中に分散させた燃料ペレット中の燃料粒子の破損率を求めるためには、直接酸浸出する方法は適当でなく、一たん燃料ペレットを砕き、硝酸煮沸によってウランの溶出が容易となったのち、酸浸出法をとらなければならない。この燃料ペレットの粉砕は、分散された被覆燃料粒子に対して、破損率に影響するような損傷を与えないよう考慮する必要がある、このために電気分解を利用した電気化学的解砕法が、考案された。

2) 実験結果

実験に用いた電解解砕装置をFig. 5.6.1に示す。燃料ペレット(24mmφ×25mmℓ, 8mmφの中空)をガラス製ホルダ中の1mmφ白金線をうず巻状にした陽極上に乗せ、ペレット上方で陽極から30mmはなれた位置に陽極と同形の白金陰極を置いた。このガラス製ホルダを200ccのビーカに入れ、ビーカ内に陰極が完全につかるよう約17ccの7N硝酸を入れ、ビーカ外部を水で冷却しながら直流電流を通した。電流値が2A未満では解砕は起らず、2Aで解砕が始り、ペレット上端部よりさかんに気体が発生した。2A以上では電流の増加にともなって急激に解砕量が増加するが、電流の急激な増加はペレットがブロック状に解砕され、良い結果とならない。しかし、長時間解砕を続けると解砕の進行が遅くなる。これはペレット減少に伴って陰極とペレット上端部の距離が長くなり電流密度が減少するためと考えられる。この現象は解砕終了近くで著しく、ペレットの厚さが数mm以下になると電流値が減少し、ペレット上部で電気分解が行われなため、ペレット上端部からの気体の発生量が減少し、陽極からのガスの発生量が増加する。このためペレットの厚さが5mm以下になると、電流を増加しても解砕が全く進行しなくなる場合がある。

この解砕実験の装置、機構、条件につき検討した結果、次のような結論が得られた。

① ペレットの解砕は、水の電気分解により発生する酸素ガスの圧力によるものと考えられ、硝酸は水に電導性を与えるもので濃度には関係しない。

② 解砕を効率良く行うためには、電極からの流れ電流を少なくするより電極の形状に工夫が必要である。

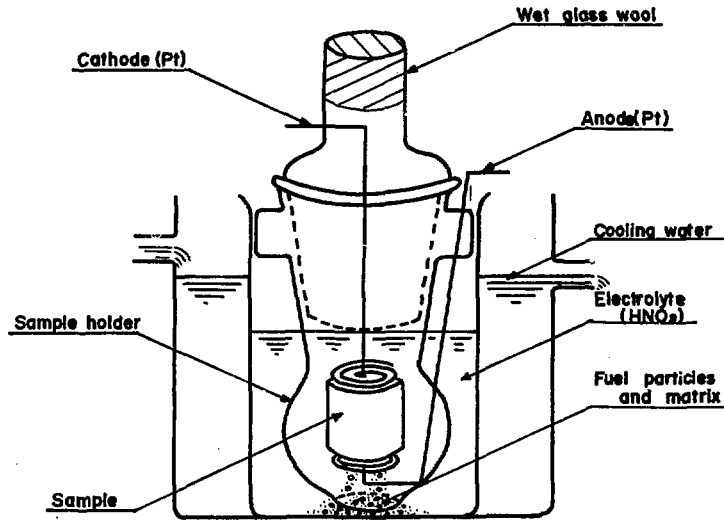


Fig. 5.6.1 Schematic drawing of the electrolytic destruction of fuel pellet.

5.6.2 化学ケープ扉, ホイスト制御装置の設計

化学ケープに附帯する諸設備で、遮蔽扉やケープ内ホイストは建設当時の35年から使用され、機械部分の磨耗や電気部品の劣化が生じている。部分的修理が可能な遮蔽の本体、電動機、駆動機構及びホイスト本体を除き部品の劣化の著しい制御装置を改装した。本装置の改装にあたって、複数操作盤における誤操作を防ぐため操作手順を変更し利便さでは多少のマイナス面もあるが、安全動作を優先にした方式で回路の設計を行った。主要部品については寿命や実装面を考慮し、本装置に適合するものを採用した。

1) 安全動作上の改良点

化学ケープは3個の扉と1台のホイストに対し現在操作盤が7個所に設置されている。この安全対策として、操作盤は先行動作優先回路構成を防止するため回路構成を変更し、更に表示方法の適切化を要点とした次のような点を追加変更した。以下それらについて述べる。

(1) 先行動作優先回路

従来は、任意の操作盤でスイッチを投入にすると、どの操作盤でも操作が可能であった。今回は、先にスイッチを投入した操作盤のみが使用可能で他の操作盤ではすべての操作が禁止されるように設計した。その概略回路図をFig. 5.6.2に示す。

同図における回路の動作は、操作盤No.1の押ボタンスイッチS1を押すと先づTRIG信号がD1, S1, b1の経路で供給されてRy1が動作し、s1, a2, a3がONとなる。次にa2, D2, b1を通して+24V電源でRy1は保持され同時にa1によってTRIG信号がGNDされるため、操作盤No.7のS1によるTRIG動作が不可能となり同操作盤による操作は禁止される。No.2~No.6の操作盤についても同様である。

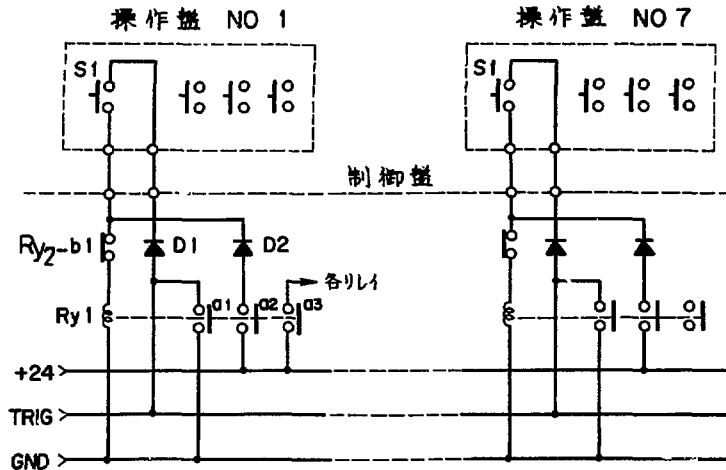


Fig. 5.6.2 Circuitry to determine the Priority action

(2) 切り忘れ防止回路

今回、新たに加えた動作で、使用中の操作盤で1つの動作が終了する毎に優先回路はリセットされ、その操作盤は初期状態に戻る。この操作は扉の開閉などをくり返しおこなう場合などスイッチ操作が1回増えたことになり、煩雑さでマイナスであるが切り忘れは防止できる。

この回路は前述の Fig. 5.6.2 に含まれており、その動作は同図の Ry 2-b1 へ集められた終了信号で Ry 1 がリセットされることにより行われる。

(3) ホイストのメクラ運転防止対策

背面扉と間仕切扉の状態によっては操作盤の位置からホイストが直視できない場合がある。このため次の条件を追加しメクラ運転の防止に努めた。

① A, B ケーブともホイストの在中検出 (回路新設), ② 背面扉全開でホイスト直視可能な操作盤のみ使用可能, ③ 間仕切扉全開でホイストが直視可能な操作盤のみ使用可能。

以上①, ②, ③の条件によると、各部の状態は扉、ホイスト、操作盤が各々3つあり、以上を組み合わせた数の状態が考えられるため、ブール代数を用いて検討しこのような条件を満足する論理回路の設計を行った。

(4) 非常スイッチの追加

A, B ケーブ内に設けてある非常開のスイッチを1回路ずつ追加して、1 ケーブ内2個所どし、とじ込め防止対策をより完全なものにした。

(5) 表示方法の変更とランプの断線防止対策

ランプ表示について次の点を改善した。① 電源投入の表示を制御装置筐体に新設。② 使用中表示を各操作盤に新設、先行動作優先回路で使用中の操作盤のみが点灯表示される。

③ 動作中表示をランプの連続点灯からフリッカ方式に変更。④ ランプの断線防止対策とし

て、消灯時に定格電流の約10%を通電しておき点灯時の電流は定格の90%におさえることとした。これによりフリッカ動作及び長時間の連続点灯に対しフィラメント形のランプの寿命を大幅に伸すことができる。

2) 部 品

制御回路の主要部品となる論理回路素子として、寿命の点や複雑な回路に適用し易い無接点スイッチ又は制御回路用ICの使用が望ましいが、雑音対策と実装部品の市場性で問題がある。それと化学ケープでは制御信号と電力機器の配線が同一の配管内を貫通する個所が多く電力線からの誘導雑音による誤動作を防ぐのが困難で、この点では有接点リレーの方が有利である。本装置では、制御回路用としてダイオードとの組み合わせ使用がし易い直流24V型の4T接点を備えたリレーを使用した。ランプはすべて25,000時間仕様のもので採用した。

配線の接続に用いる端子板もネジのユルミ等による接触不良を避けるため、線材と接触子、接触子と端子板とも圧着、圧入方式のもので採用した。

6 研究開発

Research and Development

6.1 JRR-4の炉雑音測定(その2)

1) 概要

原子炉の雑音源は、運転パラメータを替えたときの炉雑音の挙動から定性的に推定することが可能である。それを実際、JRR-4を用いて実証することを試みた。実験は、47年度と48年度の2年度にわたって行った。

47年度には、まず、雑音源を定性的に推定するための運転パラメータとして、炉出力と一次系流量をとり、中性子密度(炉出力)のゆらぎを測定した。その結果、一次系の流れによる制御板の振動が主雑音源であると推定され、更に炉出力を上昇するほど0.1Hz以下のゆらぎが増えることから0.1Hz以下の低周波では冷却水入口温度ゆらぎも寄与しているらしいことが推定された。(47年度年報参照)。

48年度には、上記の推定結果を実証するため、制御板の振動及び冷却水入口温度ゆらぎと中性子密度のゆらぎを同時に測定した。その結果、制御板振動と中性子密度ゆらぎとの間に、きわめて高い相関を観測した。

また、冷却水入口温度ゆらぎは0.1Hz以下の低周波で増加するゆらぎであることが分かり前記の推定が正しいことが実証された。

また、2本のCICを用いて同時測定により炉出力のゆらぎは、本実験で問題にしている時間オーダでは空間的に一様にゆらいでいることが分かった。

2) 実験結果

(炉出力ゆらぎと粗調整板振動及び冷却水入口温度ゆらぎとの比較)

粗調整板4板(C₁~C₄)の挿入量の組み合わせにより、次の3種類の制御板パターンを設定した。

Rod Pattern I : 4本均等挿入、引き抜き量407mm(全ストローク650mm)
通常のパターン

Rod Pattern II : C₁全挿入、C₂~C₄等高引き抜き、引き抜き量560mm

Rod Pattern III : C₄全挿入、C₁~C₃等高引き抜き、引き抜き量560mm

なお、制御板の振動はC₄制御板の振動を測定している。

Fig. 6.1.1 に炉出力200KW、一次系流量5.4m³/min、Rod Pattern Iの条件で同時測定した時の炉出力のゆらぎとC₄制御板の振動の周波数スペクトルを示す。このグラフから次のことが指摘できる。

①両者の周波数スペクトルは、きわめてよく似ている。特に、2.5Hz以下では一致が良く0.2Hz及び1.4Hzの共振ピークが両者に現われている。

②制御板振動のゆらぎの大きさはFig. 6.1.2で、他の制御板(C₁~C₃)が全挿入されている状態のものに比べて1桁以上小さい。

③制御板の振動の周波数スペクトルは、共振ピークだけでなく、低周波域まで広い周波数範囲にわたって大きい成分をもつ。

②の理由は、炉停止状態では制御板は全挿入されており、本実験で、測定のためC₄制御板のみを引き抜くと(引き抜き量400/650)引き抜かれた部分に、炉心の上方にふき出す冷却水が当たって、ゆらぎを大きくしているためと考えられる。①、③で示した結果は、従来の、制

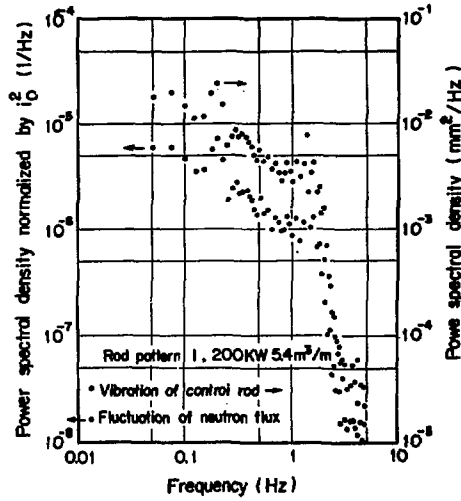


Fig. 6.1.1 Comparison between reactor power fluctuation (neutron density fluctuation) and power spectrum density of C_4 shim rod vibration. (200 kW, 5.4m³/min, $C_1 \sim C_4$: equal position)

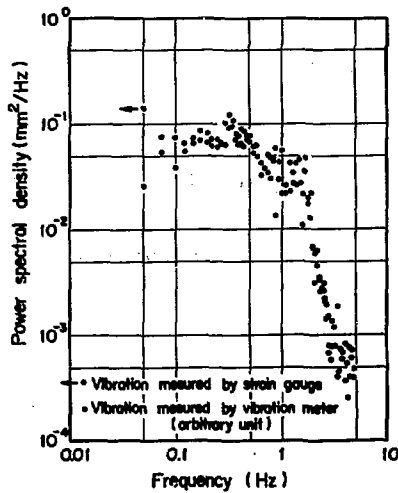


Fig. 6.1.2 Comparison of C_4 shim rod frequency spectrum between strain gauge method and induced coil method. (0 power, 5.4m³/min, C_4 : 400mm, $C_1 \sim C_3$: 0 mm)

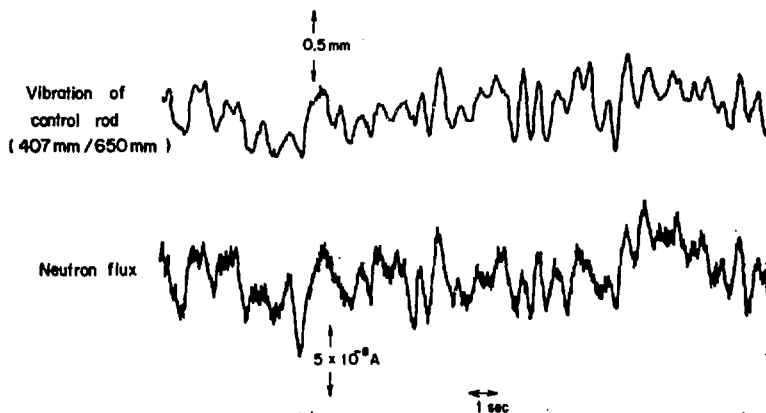


Fig.6.1.3 Pen-recorder trace of C₄ shim rod vibration and neutron flux fluctuation.
 (200 kW, 5.4 m³/min, C₁~C₄: equal position)

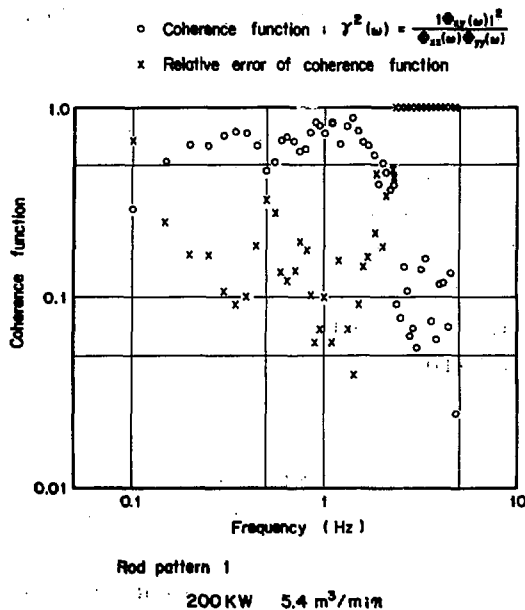


Fig.6.1.4 Coherence function of C₄ shim rod and reactor power fluctuation.

御板振動には共振により、ある特定の周波数成分のところのみゆらぎが集中するだろうから他の雑音源を考えなければ、炉出力のゆらぎが低周波まで幅広いスペクトルを持つことが説明できないとする考え方(こうした考え方による理論解析がいくつか発表されている)を否定し、制御板振動という単一の雑音源のみで炉出力のゆらぎが生ずることもあると云うことを示した点で重要である。

Fig. 6.1.3 に、この時の信号をペンレコーダで書かせたものを示す。④制御板の振動と中性子束のゆらぎが一致して振動している様子が良く分かる。

Fig. 6.1.4 に、この時の制御板振動と中性子束ゆらぎの間のコヒーレンス関数とその相対誤差を示す。相対誤差が1.0であるものは、コヒーレンス関数推定の誤差がきわめて大きく求まっているコヒーレンス関数の値が正確でないことを示す。⑤2.3Hz以下の低周波ではコヒーレンス関数の値はきわめて大きく、制御板振動と炉出力ゆらぎの相関がきわめて高いことを示す。

Fig. 6.1.1, Fig. 6.1.3及びFig. 6.1.4 はいずれも200KW, 5.4m³/min, Rod Pattern Iの条件でのデータであるが流量と制御板パターンはそのまま、炉出力を50KW, 1MW, 2MWとした場合にも、Fig. 6.1.1~6.1.4と同様のゆらぎが観測された。今まで、雑音源と考えられるものと炉出力ゆらぎを測定して相関をとることは何度か行われているが、Fig. 6.1.3に示したような明確な相関があるのを示したデータはなく、雑音源と炉出力ゆらぎとの高い相関を得て、雑音源をきわめて明確に示したと云う意味で、Fig. 6.1.2~6.1.4のデータは貴重である。

3) まとめ

2年間にわたる実験で得られた主な結果を列挙すると次のようになる。

①制御板の振動と炉出力のゆらぎに0.5以上の強いコヒーレンスがあった。②制御板振動と炉出力ゆらぎの周波数スペクトルは、きわめて良く似ている。③信号をペンレコーダで書かせて比較しても両者の類似は明らかであった。④流量及び制御板挿入量をかえた場合の制御板振動の大きさ及び周波数成分は炉出力のゆらぎのこの二つのパラメータに対する挙動と一致していた。⑤冷却水入口温度ゆらぎは0.1Hz以下で大きくなる。このことは、炉出力が大きくなるほど炉出力ゆらぎに0.1Hz以下の成分がふえることを説明できる。⑥制御板振動の周波数スペクトルには顕著な共振ピークは存在せず、低周波に広くまたがる成分を持っていることがはっきりした。

これらの結果から、運転パラメータ(流量、制御板位置、出力など)を変えて炉出力ゆらぎを測定することにより推定した「一次系の流れによる制御板の振動」が高出力運転時のJRR-4の主雑音源であるという結果が正しいことが確認された。

JRR-4管理課 田村和行
東京大学 岡芳明

6.2 高温ガス配管内におけるFP沈着

1) 概要

高温ガス冷却系におけるFPの沈着挙動に影響を及ぼす因子の中で、冷却ガスの流動条件は、特に重要な役割を果たすと考えられる。この流動条件（レイノルズ数）が、FPの沈着分布及び沈着係数（後述）に及ぼす効果を調べるために、TLG-1（Technical Laboratory Gas Loop-1）による沈着実験を前年度に引き続いて行った。今年度は、ガス流量、温度の異なる8つの条件下での実験を行い、多くの核種についての沈着分布を得た。ヨウ素、セシウムの分布は複雑であるが、一般の金属核種の分布は指数関数的であり、解析の結果、境界層の物質伝達則によって沈着量が決定できることが分った。

配管内面に沈着したFPの一部は脱離する。なかでもヨウ素の脱離は大きいことが予想され、複雑な沈着分布を検討するために必要なので、簡単なループを用いてFPの脱離実験を行った。一般の金属核種については脱離の効果は小さく無視することができるが、ヨウ素については、脱離の効果を実に考慮する必要があることが分った。

2) 沈着実験

(1) 実験方法

実験は、内径15mm、長さの約2mの管（沈着管）へFPを含む高温のヘリウムガスを一定流量で、一定時間流し、沈着管内面へFPを沈着させるループ実験と、その後の沈着FPの測定とから成る。また、固体状FPの濃度と拡散係数を知るため、沈着管入口からガスの一部を内径4mm、長さ約1.2mの細管（拡散管）にバイパスさせ、その内面に沈着したFPを同様に測定する。

ループ実験は、TLG-1を用いて行った。まず、沈着管及び拡散管をFP沈着試験部（前報参照）に挿入し、炉内部で UO_2 ペレット（外径9.15mm、長さ1.52mm、濃縮度8%）3個を裸のまま照射する。放出するFPはループの主冷却ガスに混って沈着管を通過し、一部が沈着する。温度測定は、沈着試験部の出入口ガス温度及び沈着管温度（3点）について行った。

実験条件をTable 6.2.1に示す。沈着管入口温度400℃及び500℃に対して、ガス流量を0.5~5g/s（レイノルズ数1,300~13,000）の範囲で変化させた。燃料表面温度は、約700℃（沈着管入口温度500℃のとき）及び約600℃（同400℃のとき）であり、放出されたFPが沈着試験部まで到達する時間は、0.3秒（5g/sのとき）~1.0秒（0.5g/sのとき）であった。

冷却ガス中の不純物ガス濃度は、FP沈着に影響を及ぼすと考えられる。そのため今期の初め、測定装置（ガスクロマトグラフ及び露点計）と純化装置（チタンスポンジ、酸化銅及びモレキュラ・シーブ）を設置した。不純物ガス濃度は、原子炉の起動及びループの昇温とともに増加するので、沈着実験開始前に一定レベルまで低下させた。Table 6.2.1の不純物ガス濃度の上限値は一時的な値であり、運転期間の大部分は下限値に近い範囲にあった。

ループ実験後、沈着管及び拡散管を取り出し、外表面を洗浄してから、5cmずつの長さに切断し、測定用カプセルに封入した。各試料はGe(Li)検出器と多重波高分析器によって4回（運転終了後0~2日、1~2週、1~1.5か月、0.5~1年の冷却に対して） γ 線スペクトルを測定した。なお、これらの切断と測定には専用の自動切断機と自動試料交換機を使用した。また、 γ 線スペクトルの解析には直接定量のできるコード“DEPOS”

Table 6.2.1 Conditions of deposition experiments

run No	flow rate (g/s)	Reynolds No	dep. tube temp. (C)		gas temp (C)	
			inlet	outlet	inlet	outlet
DEP-1	2.62	6,100	516	490	526	499
DEP-2	2.54	6,000	510	484	520	493
DEP-3	0.97	2,300	501	445	526	465
DEP-4	4.80	11,300	511	494	517	500
DEP-5	0.56	1,360	514	432	559	462
DEP-6	1.02	2,620	410	375	433	394
DEP-7	4.90	12,540	415	404	421	410
DEP-8	3.00	7,790	418	406	429	416
DEP-9	1.00	2,440	489	445	521	469
DEP-10	2.08	5,270	422	317	504	366

duration (hr) : 90~240

gas pressure(kg/cm²G) : 10.5~12.0

impurities (ppm) : H₂ 1~10, H₂O 0.5~2, CO 1~10, CO₂ 1~30, CH₄ 0~2

Table 6.2.2 Conditions and results of desorption experiments

run No	脱離温度 (C)	実験時間(h)	測定法	¹³¹ I の結果	
				未脱離比	脱離係数 (sec ⁻¹)
DES-1	400	3.2	取出法	0.35	1.8×10 ⁻⁴
DES-2	500	3.5	取出法	0.20	5.5×10 ⁻⁴
DES-3	400	70	連続法	0.14	
	500	48			
DES-4	400	17	連続法	0.18	1.2×10 ⁻⁴
DES-5	500	120	連続法	0.10	3.7×10 ⁻⁴
DES-6	500	18	連続法	0.10	4.2×10 ⁻⁴

を使用した。

γ線スペクトルにより検出され、沈着分布の得られる核種は、測定までの冷却時間の関係で半減期が約10時間以上のものであるが、沈着過程ではむしろ半減期の短い先行核の状態として沈着したものと考えられる。しかし、先行核が検出核種と同様の金属ならば、一連の崩壊チェーンのうちのどの核種で沈着したかは問わないことにし、それらは全て検出核種の状態として沈着したものと考えた。

(2) 沈着分布

実験により得られた沈着分布の一例を Fig. 6.2.1, Fig. 6.2.2 に示す。Fig. 6.2.1 には実験時のガス温度及び沈着管温度もあわせて示した。activityは、実験終了時に換算した値である。各核種は4回の測定のうち冷却時間が適切で信頼度の高いものを選んだ。

この例からも分かるようにFP核種は沈着分布により、次のように3種類に大別して考えることができる。すなわち、第1グループはZr, Mo, Ru, Teなど蒸気圧の低い金属で、しかも崩壊チェーンの中に稀ガスの先行核をもたない核種でFig. 6.2.1に見られる右下りの直線(指数関数)的分布をする。沈着管入口で沈着密度が高いのは流れが一樣になる前の入口効果による。第2グループは、稀ガスの先行核を有するBa-140, La-140, Ce-141などの核種でFig. 6.2.2のように右上り分布をすることが多いが、流量によって右下りになることもある。第3グループは、I-131, I-133, Cs-137など蒸気圧の高い核種であり、実験の都度複雑な沈着分布をした。ヨウ素は特に複雑で、沈着管の後半で急激に増加し、1~2桁高い沈着密度を示すことがあった。

(3) 沈着係数

流動ガス中のFPは、①流れの境界層を通過して管壁面の極く近傍に達し、②そこから管壁面へ沈着する。①の過程に熱伝達と相似の物質伝達の考え方を、また、②の過程にLangmuirの等温吸着の考え方を適用して、流れの断面での物質収支をもとに沈着密度分布を求めてみる。第1グループの核種については、脱離が無視できる(脱離実験による)ので、発達した流れに対して沈着分布は次式で表わされる²⁾。

$$A(x, t) = kN_0(1 - e^{-\lambda t})e^{-\frac{x}{V}(\lambda + \frac{4k}{d})} \quad (1)$$

$$k = \frac{h}{1 + \frac{h}{\sigma k}} \quad (2)$$

- ここで、 A : 沈着FPの濃度 (dps/cm^2)
 N_0 : 沈着FPの入口濃度 ($\text{個}/\text{cm}^3$)
 k : 沈着係数 (cm/s)
 h : 物質移行係数 (cm/s)
 \bar{v} : 沈着FPの平均速度 $\sqrt{RT/2\pi m}$ の \pm (cm/s)
 σ : 適応係数
 V : ガス平均流速 (cm/s)
 λ : 沈着FPの崩壊定数 ($1/\text{s}$)

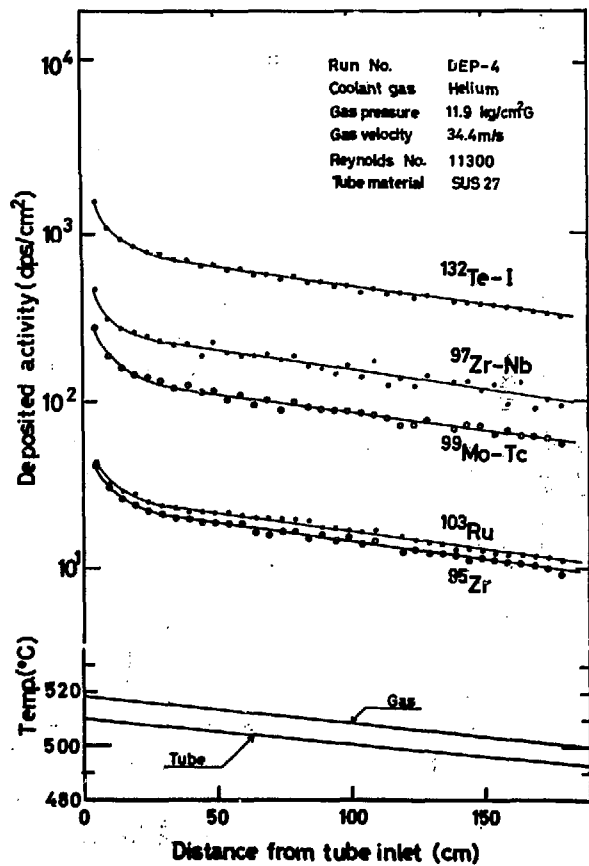


Fig.6.2.1 Distributions of fission products deposited on a stainless steel tube.

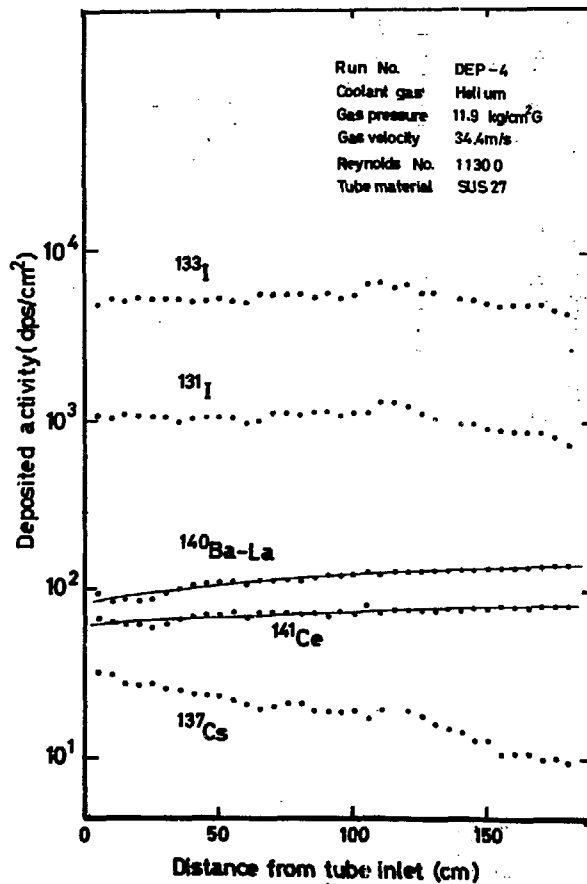


Fig.6.2.2 Distributions of fission products deposited on a stainless steel tube.

d : 沈着管の直径 (cm)

沈着FPでは $\lambda < 4k/d$ が満たされるので、沈着密度分布の勾配 α (cm^{-1}) から次式により沈着係数が求められる。

$$k = \alpha v d / 4 \quad (3)$$

第1グループの核種について、実験から得られた沈着係数 k をレイノルズ数に対してプロットしてみると、レイノルズ数が2500と12000の範囲で、 k はレイノルズ数の0.8~0.9乗に比例する。 σk がレイノルズ数に無関係であり、 h がレイノルズ数のほぼ0.8乗に比例するので、(2)式により $h < \sigma k$ と考えられる。したがって、 $k \approx h$ であり、境界層の物質移行によって沈着が決定されると考えられる。

そこで沈着係数 k の大きさを、他で得られた物質移行係数 h と比較してみる。 k を無次元化したシャーウッド数 $Sh \equiv kd/D$ をレイノルズ数に対してプロットすると Fig. 6.2.3 が得られる。ここで D は本来冷却体ヘリウムと沈着FPとの相互拡散係数 (cm^2/s) であるが、拡散管による測定からは十分結果が得られなかったので、Hirschfelder の算式³⁾により He-Xe の相互拡散係数 $D_{\text{He-Xe}}$ を用いた。レイノルズ数が3000以下でバラツキが大きいのは沈着量が少なく、測定精度が低かったためである。図中の破線は乱流に対する Gilliland の実験式⁴⁾及び層流に対する理論式⁴⁾である。レイノルズ数2500以上の実験値に対して Gilliland の式に平行な直線を引くと、次の実験式が得られる。

$$\frac{kd}{D_{\text{He-Xe}}} = 0.014 \text{Re}^{0.83} \text{Sc}^{0.44} \quad (4)$$

次に、第2グループの核種について検討した。これらの核種は、核分裂により直接生成される (direct yield は Cs-140, Ba-140 については2.25%, Cs-141~Ce-141 については5%) だけでなく、稀ガス先行核からの崩壊による新たな生成があるので、稀ガス先行核の濃度と生成核 (沈着核種) の濃度との比を考慮した。生成核は金属核種なので第1グループの沈着挙動と同じと考え、沈着分布を計算により求めた。先行核と生成核との濃度比が沈着分布に敏感に反映し、濃度比の測定精度の範囲内でも右上りになったり、右下りになったりする。計算による沈着分布と測定値との相対的比較の一例を Fig. 6.2.4 に示す。図中のパラメータは沈着FPの入口濃度を表わす。したがって、第2グループの核種も境界層での物質移行により沈着が決定されると考えられる。

3) 脱離実験

(1) 実験方法

沈着実験から得られた試料の一つを Fig. 6.2.5 のような簡易ループの中央部に挿入し、一定温度 (400°C又は500°C) に加熱したヘリウムガスを流し、沈着量の減少を Ge (Li) 検出器で追跡した。

実験は、Table 6.2.2 に示すように6回行った。連続法とは Fig. 6.2.5 に示すように脱離操作を続けながら測定する方法であり、取出法とは一定時間脱離を行った後、バックグラウンドの低い場所で測定する方法である。連続法の実験の場合でも最初と最後は取り出し法で測定した。図に示した案内管 (試料の両端に結合) はFPが試料部の内壁や試料の外面に再沈着することを防止するための管であるヘリウムの流量は $100 \sim 150 \text{cm}^3/\text{min}$ である。

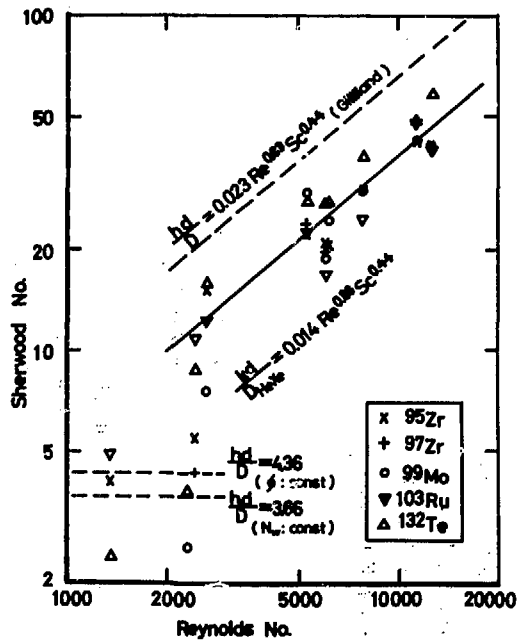


Fig.6.2.3 Dependence of Sherwood number on Reynolds number.

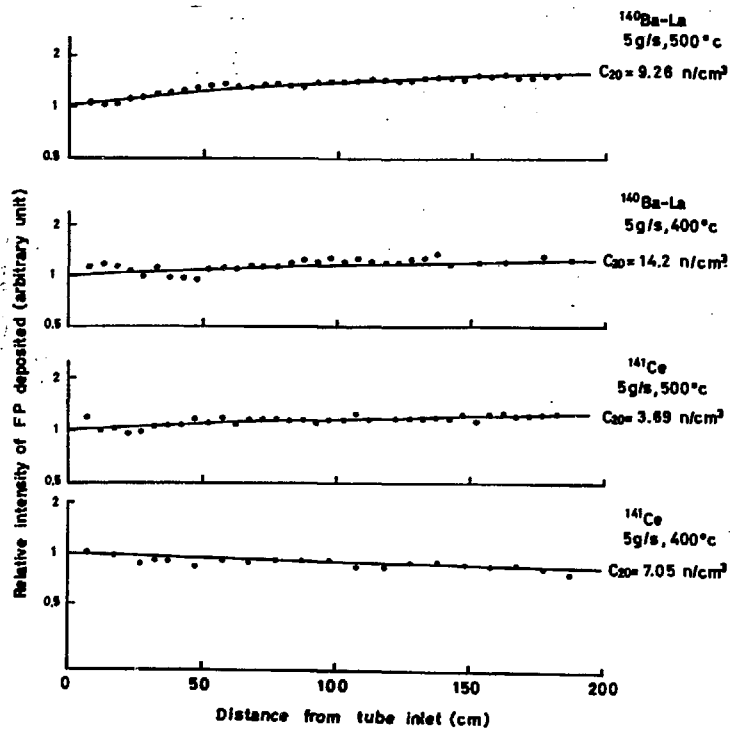


Fig.6.2.4 Distributions of deposited fission products with gaseous precursor comparison of the measured with the calculated. C_{20} means the concentration of the daughter at the tube inlet.
calculated, • measured

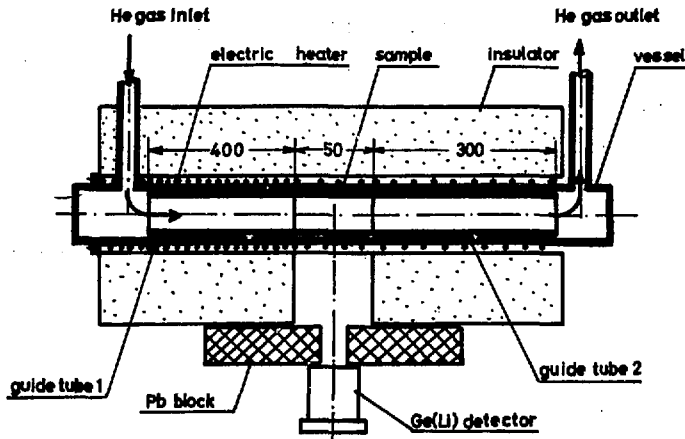


Fig.6.2.5 Apparatus for desorption experiment of fission products.

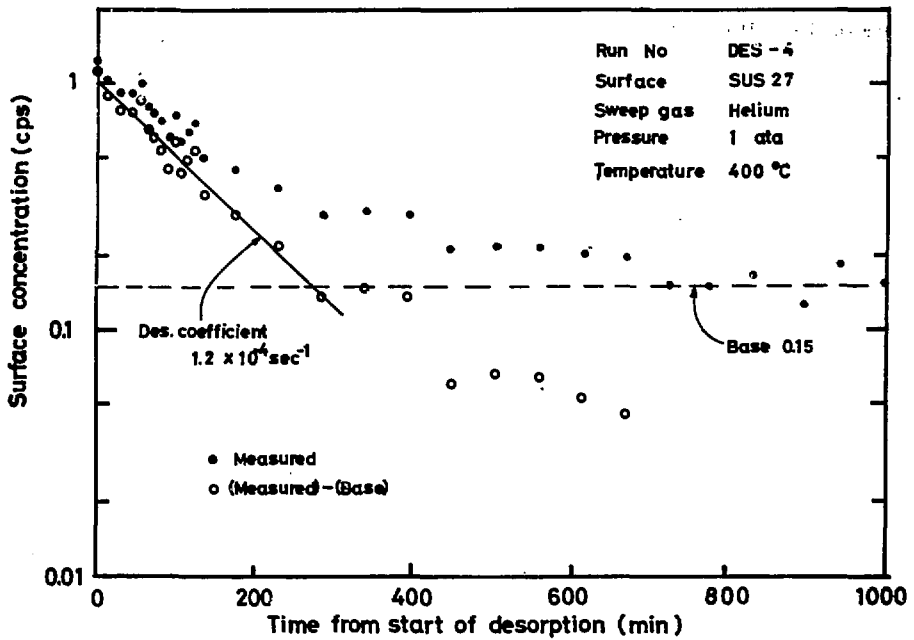


Fig.6.2.6 Desorption of ^{131}I from stainless steel surface.

(2) 結果

I-131, I-133は極めて脱離し易いものに対して, Zr-95, Nb-95, Mo-99, Ru-103, Te-132, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-141などの金属核種は脱離しにくいことが分かった。I-131について実験経過の一例をFig. 6.2.6に示す。最初急激に脱離するが、一定レベル(図のBase)まで達すると脱離は進まなくなる。脱離による対数減衰率(脱離係数)を求めると $1.2 \times 10^{-4} \text{ sec}^{-1}$ が得られる。Table 6.2.2には得られた脱離係数、及び最初のレベルに対して実験終了時のレベルの比(未脱離比)を示してある。

研究炉技術課

北原種道, 横尾 宏, 海江田圭右, 豊島 昇, 態谷勝昭, 山田忠則, 小管征夫,
尾又 徹, 福島征夫

参考文献

- 1) 北原種道他: JAERI-M-5371, 201(1973)
- 2) Kress, T.S.: Parameters of Isothermal Fission-Product Deposition, ORNL-TM-1330, Revised (1966)
- 3) Hirschfelder, J.C., Curtiss, C.F., Bird, R.B.: Molecular Theory of Gases and Liquids, John Wiley & Sons (1954)
- 4) Rohsenow, W.M., Choi, H.Y.: Heat, Mass and Momentum Transfer, Prentice-Hall (1961)

6.3 被覆燃料粒子の機械的強度

1) 概 要

被覆燃料粒子の被覆破損をできる限り小さく押えなければならないことは、安全上の面から必須の条件である。被覆破損にはいくつかの形態が考えられるが、そのうちでも機械的破損が最も重要視されている。この機械的破損は燃料核のスエリング、FPガス等の内部圧力及び速中中性子照射によるピロカーボンの非等方的寸法変化などが原因で被覆層内に応力が誘起され、これがある限界値に達すると起きる。この応力値を理論的に解析する試みは最初ORNLのPrados, Scottによってなされ¹⁾、後にGGAのKaseが更に発展させ²⁾た。彼らが行った解析はすべて球状の粒子を対象としたものであり、不規則な形状をした実際の粒子に適用する際、精度の面で問題が残された。そこで、筆者はこのような不規則な形状をした粒子にも適用できる新しい数学的モデルを開発し、三重層型粒子について解析して大きな成果をあげることができた。

2) 応力評価法

一般に不規則な形状をした物体の力学的問題を解く方法はいろいろ考えられるが、被覆燃料粒子の場合は被覆層の2つの主方向と、これと右手系にとった第3の方向を座標軸とする局所座標系を被覆層内に設定し、座標原点の近傍領域に含まれる被覆層の平衡方程式と座標軸方向の応力間の関係式より、主方向の応力を求めることができる。実際の計算に当って、次のような方法又は仮定している。① 低密度ピロカーボンの機械的強度は無視する。② 内部圧力の評価はRedlich-Kwongの式による。③ Fractional Free Volumeを0.95とする。④ 高密度ピロカーボンの初期密度を 1.9 g/cm^3 とする。⑤ 炭化珪素は速中中性子照射により寸法変化しない。⑥ 高密度ピロカーボンのクリープ定数は $2.8 \times 10^{-24} (\text{kg/mm}^2 \cdot \text{nvt})^{-1}$ 。⑦ 速中中性子照射量を小さく分割し、その小区間内で応力-ひずみの収束値を求める。以上のような方法により炭化珪素、高密度ピロカーボンの主方向の応力を主曲率をパラメータとして計算した。

3) 結 果

炭化珪素層内の応力は粒子が球状の場合、速中中性子照射量が $\sim 4 \times 10^{20} \text{ nvt}$ までは圧縮応力が増大し $\sim 41 \text{ kg/mm}^2$ までになる。照射量がさらに大きくなるとピロカーボンの非等方的寸法変化とFPガスの蓄積による内部圧力の増加のために圧縮応力は減少し、 $\sim 4 \times 10^{21} \text{ nvt}$ で引張り応力に転ずる。粒子の局所的曲率が小さい所では一般に圧縮応力は小さく、圧縮側から引張り側に転ずる時期は早くなる。球より曲率が大きい部分の応力は一般に圧縮応力は大きく、引張り応力に転ずる時期は遅く、更に曲率が大きくなると常に圧縮側にあって照射量が大きくなるに従い急激に増大する傾向にある。

ピロカーボン層内の応力は $\sim 4 \times 10^{20} \text{ nvt}$ までは引張り応力が増大し、やがて減少するが $\sim 1 \times 10^{21} \text{ nvt}$ より再び大きくなり、その値は $\sim 5 \times 10^{21} \text{ nvt}$ の照射量で $\sim 20 \text{ kg/mm}^2$ になる。形状との関係は炭化珪素層内の応力程大きく変化しないが、 $\sim 2 \times 10^{21} \text{ nvt}$ までは内側、外側共に曲率が小さければ引張り応力が大きく、それ以上の照射量では外側は内側と逆に、曲率が大きい程引張り応力が大きい。

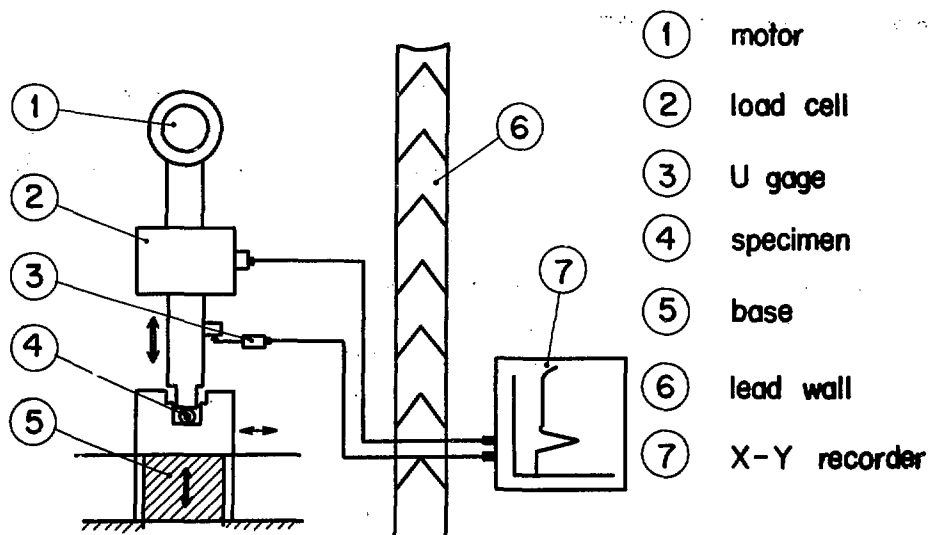


Fig.6.3.1 Equipment for compression of coated particles.



Fig.6.3.2 Compression fracture of coated fuel particles.

4) 考 察

炭化珪素層内の応力が形状によって大きく変化するのはFPガス等による内部圧力による応力が大きく変化するためであり、これに反してパイロカーボン層内では炭化珪素の寸法安定性とヤング率が大きいことのために内側より受ける応力の変化は殆どなく、パイロカーボン自身の寸法変化によって応力が変化するだけである。以上三重層型の形状の任意な被覆燃料粒子について理論的に応力を評価することができたが、実際にどのような応力値で被覆層が破損するかは実験によって確認されるべきであり、Fig. 6.3.1 に示すような装置によって粒子を破壊し(Fig. 6.3.2), その機械的強度について実験的な面でも検討を進めている。更に照射した粒子について外観検査, X線検査の結果と合わせて総合的に今後検討する。

(ホットラボ管理室 吉田博夫)

References

- 1) J.W.Prados and J.L.Scott, Nuc. Appl.3(1967)488
- 2) J.L.Kaas, J.Nucl.Matev.32(1969)322
- 3) 吉田, 49年原子力学会年会要旨集, P55

6.4 鉄鋼の高温における照射効果

1) 概 要

軽水型原子炉における压力容器用鋼の照射脆化は、安全性の見地から極めて重要な課題である。本報告では、290℃における鉄及び鉄合金の照射を行い、その強度特性の変化を調べ、これらと~60℃における照射との結果の比較を行い、その機構を調べることを目的として行った。

2) 実験方法

用いた試料及びその化学組成, 熱処理並びに照射条件を Table 6.4.1 に示す。照射は、

Table 6.4.2 The Chemical Compositions, heat treatments and irradiation conditions of iron and iron alloys

試 料	化学組成(wt/o)			熱 処 理	高温照射		室温照射	
	Cu	Mo	N		照射量	照射温度	照射量	照射温度
Fe-N	-	-	0.007	800℃, 1hr, 10 ⁻⁵ torr 焼鈍後急冷	2×10 ¹⁹ nvt	290℃	3×10 ¹⁹ nvt	~60℃
Fe-Cu-N	0.2	-	0.007	同 上	同上	同上	同上	同上
Fe-Mo-N	-	0.5	0.007	同 上	同上	同上	同上	同上

JRR-2におけるIn-Core及びVT-1 照射孔を用い前者によって290℃, 後者で約60℃の温度条件で照射を行った。一方, 強度特性測定には Instron 型引張試験機を用い, 全て室温で測定を行った。Strain rateは $3.47 \times 10^{-4} \text{ sec}^{-1}$ ~ $1.39 \times 10^{-3} \text{ sec}^{-1}$ の範囲で測定した。試験片の寸法は, 平行部 $1 \times 3 \times 24 \text{ mm}^2$ のものを用いた。

3) 実験結果及び考察

照射温度の相違による照射硬化量の変化を Fig. 6.4.1 に示す。照射に基づく降伏強度の増加は, 照射温度290℃のものは60℃のものに比べて小さく, かつ, 合金による差が小さい。これは照射硬化の origin と考えられている複合点欠陥の形成量が小さいことに基因すると推測

される。次に、測定された応力-歪線図を真応力-真歪線図に変換すれば、均一塑性変形領域では応力を σ 、歪を ϵ として次の関係が成り立つ。

$$\sigma = K \epsilon^n \quad (1)$$

ここで n は加工硬化指数であり次のように表わせる。

$$n = \frac{d \log \sigma}{d \log \epsilon} \quad (2)$$

すなわち n は σ と ϵ との \log - \log plot より求めることができる。Fig. 6.4.2, Fig. 6.4.3 はこのように求めた n と抗張真歪 ϵ_u との関係を室温照射 ($\sim 60^\circ\text{C}$) の場合と高温照射 (290°C) の場合について示した結果である。前者では照射前の値に比べ照射後 n 値及び ϵ_u が低下しているのに対し、高温照射ではその変化が小さかった。ここで(2)式は転位密度を ρ として次のように表わせる。

$$n = \frac{d \log \sigma}{d \log \epsilon} = \frac{d \log \sigma}{d \log \rho} \cdot \frac{d \log \rho}{d \log \epsilon} \quad (3)$$

これは n が転位の硬化への寄与割合を表わしている $\frac{d \log \sigma}{d \log \rho}$ 項と転位の増殖速度を表わしている $\frac{d \log \rho}{d \log \epsilon}$ 項との積であることを示している。更に、流動応力に対する転位密度の寄与は現象論的には次の式で示される。

$$\sigma = \sigma_i + \alpha \mu b \rho^{1/2} \quad (4)$$

ここで σ_i は摩擦力を表わし、obstacle による硬化が含まれる。 μ は shear modulus, b はバーガース・ベクトル, ρ は転位密度である。

これらのことより室温照射において n 値及び ϵ_u が著しく低下するのは、Fig. 6.4.1 に示すように高温照射に比べて室温照射では obstacle hardening が大きく、したがって、摩擦力 σ_i が高い値を示すので $\frac{d \log \sigma}{d \log \epsilon}$ が小さくなり、また、obstacle のため cross slip がしにくくなり、Gilman-Johnston 機構による転位増殖、すなわち $\frac{d \log \rho}{d \log \epsilon}$ も小さくなる。

結局、室温照射の方が n 値が小さくなり、したがって、(ホットラジウム室獲刃勝利)抗張真歪 ϵ_u も減少すると考えられる。

参考文献

- 1) J.O. Stiegler and J.R. Weir, JR.; Ductility (1967) American Society for Metals.
- 2) A.S. Kech and S. Weissman; Electron Microscopy and strength of Crystals (1963).
- 3) D. Hull, I. D. Melvor and W. S. Owen; The Relation between the structure and mechanical properties of metals, part II, (1963).

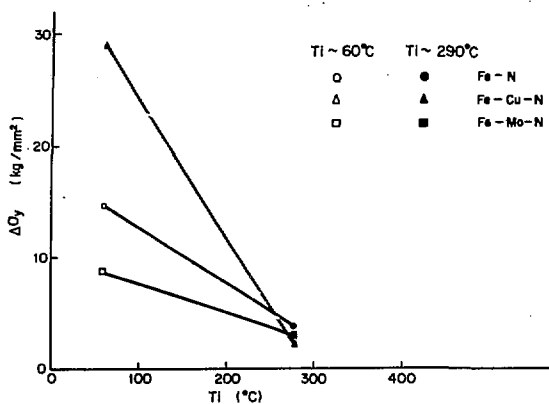


Fig.6.4.1 The relation between irradiation temperature and irradiation hardening.

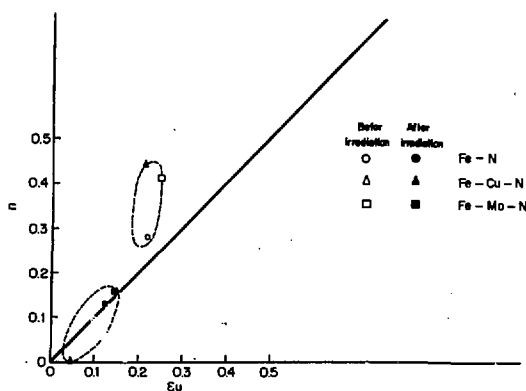


Fig.6.4.2 The relation between n and ϵu in irradiation at ~60°C.

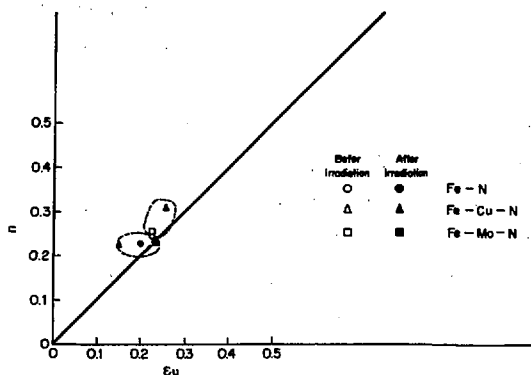


Fig.6.4.3 The relation between n and ϵu by irradiation at 290°C.

6.5. 非破壊測定法による核燃料の燃焼度測定法の開発

1) 長尺燃料試験施設

JPDR-II, JRR-3長尺燃料の非破壊燃焼度測定用としてストレージケープわきに建設準備を進めていた長尺燃料試験施設(ガンマスキャンニングセル)は、48年度建設に着手し、9月末に工事を完了したあと原子力局立合による放射線漏洩試験を実施し、48年11月13日付48原第9789号をもって使用許可を得た。セル平面及び断面をFig. 6.5.1, Fig. 6.5.2に示す。前述のように本セルは増設コンクリートストレージケープに隣接して建設されたもので、ケープ遮蔽壁のプラグ孔を進してストレージケープとつながっている。本セルは、燃焼度20,000MWd/TのJPDR-II燃料を6ヶ月冷却した場合、燃料要素1本当たり約3,800Ci、ガンマ線エネルギーは、ほとんど0.7~0.8MeVと考えられるので、取扱容量を5,000Ci(1MeV)として遮蔽体を設計した。

本セルは、前面にコリメータホール、遮蔽窓、ボールソケットトング及び予備プラグ孔、天井にコリメータホール、背面に遮蔽扉を有し、側面上部はセル内設置のガンマスキャンナ引き出しに備えて取り外し可能な構造に設計した。ガンマスキャンナは架台上に取り付けられ、スキャンナ本体はストレージケープ遮蔽壁プラグ孔を通り、ケープ内に約900mmオーバーハングしている。測定対象にJRR-2, JRR-4の板状燃料も含まれているので、当初ビームは垂直に取り出す予定であったが、下側からガンマ線を入射させるGe(Li)検出器は特別に作る必要があり、故障の場合容易に交換できないこと、検出器が第1種管理区域にはいり、操作室から操作しにくいことなどのため、水平方向から取り出すことにした。このため、燃料支持V溝のコリメータ側ブロックを全長にわたって削り取り、代りに3mm厚のアルミニウム板を立てて支持した。アルミニウム板によるビームの減衰はCs-137で数%と推定される。JRR-2, JRR-4板状燃料については幅方向の移動機構の改造が不可能なため、当初計画とおり垂直にビームを取り出すこととした。コリメータホールをセル前面遮蔽壁、セル天井の2ヶ所に設けたのはこのような理由による。

スキャンナの駆動はセル前面の操作室に置かれた駆動装置によりベネトレーション機構を通して行われる。スキャンニングスピードは縦送り10, 20, 50, 100, 200及び400mm/minの6段変速、横送りは20, 50mm/minの2段変速が可能である。スキャンナ位置の読み取り装置は、縦送り軸及び横送り軸の駆動軸にそれぞれ取り付けられたシンクロモータとデジタルカウンタの組み合わせによる機械的検出方法をとっている。レコーダのチャートスピードはスキャンナの送り速度に縦送り、横送りとも同期するようになっている。

板状燃料の幅方向のスキャンニングを行うため、テーブルの横送りを行った場合、ケーププラグ孔(150mmφと200mmφの2段プラグ)に余裕がないので横送りしたまゝケープ側右側に移動するとケープ壁面に衝突する恐れがある。これを防ぐためスキャンナは安全装置を有している。即ち、横送りのまゝ左行は可能であるが、右行は芯が出ていることが条件となっている。Fig. 6.5.3, Fig. 6.5.4に安全装置を示す。

2) 計測機器の整備

ガンマスキャンニング用の検出器としてGe(Li)検出器を使用する場合、コンプトン散乱によるバックグラウンドと重なった光電ピークを検出してその強度を決定せねばならないが、こ

の際、バックグラウンド成分を減少させ光電ピークの検出限界を向上させる必要がある。この一方法として1個のゲルマニウム単結晶に2個分のダイオードを型成させたいわゆるダブルダイオードを使用し、2系統の出力信号をこれから取り出して同時計数によりバックグラウンド成分を減少させたガンマ線スペクトルを得る方法があるが、このダブルダイオード型検出器を製作するため前年度に購入したHobo-Ken社(ベルギー)製ゲルマニウム単結晶(42mmφ×50mmℓ)を使用して同軸型p-i-n接合ダイオードの製作を行った。この作業は、49年度当初に完成の予定である。

本検出器用のクライオスタットの設計発注も同時に行った。

また、TML-1024マルチチャンネル波高分析器(以下MCAという)用紙テープさん孔機(リコー製TCP-25型、20字/秒)を購入したか、コードが1BM系であったのでガンマ線測定センタ設置のPDP-11/20小型計算機用紙テープと共用可能とするためASCII系に改め、同時に室用上ほとんど不用と考えられるチャンネルNoの出力を省略するようMCA本体回路の改造を行った。本機によって作成された紙テープを計算センター設置のFACOM 230-25にて読み取り、パンチカード又は磁気テープを作成して大研計算機で処理可能な形にするためのプログラム整備も平行して行った。これによってガンマスキューニングその他のデータを計算機で大量処理することが可能になった。

更に、MCA出力データ処理計算プログラムの整備として、Covell計算で求めたパラメータを利用してMCA出力データの光電ピーク部を判定し、入力された一連のデータのうち指定された分のデータのプロット図を描くプログラムを作成し、計算センターの共用ファイルに登録した。

計算機用端末機器の整備としては、ガンマ線測定センタ(研究2棟103室計測研究室内)設置GEOS-7000波高分析器と、PDP-11/20小型計算機からなるGEOS-QUANTAシステムをガンマスキューニングセル前の端子盤から使用するためのケーブル(同軸4本、制御線16本)が前年度までに敷設済みであったが、今年度は、同システム制御用テレタイプASR-33型を購入して建家側端子盤より同システムに接続、動作試験を行い、異常なきことを確認した。

(ホットラボ管理室 石本 清)

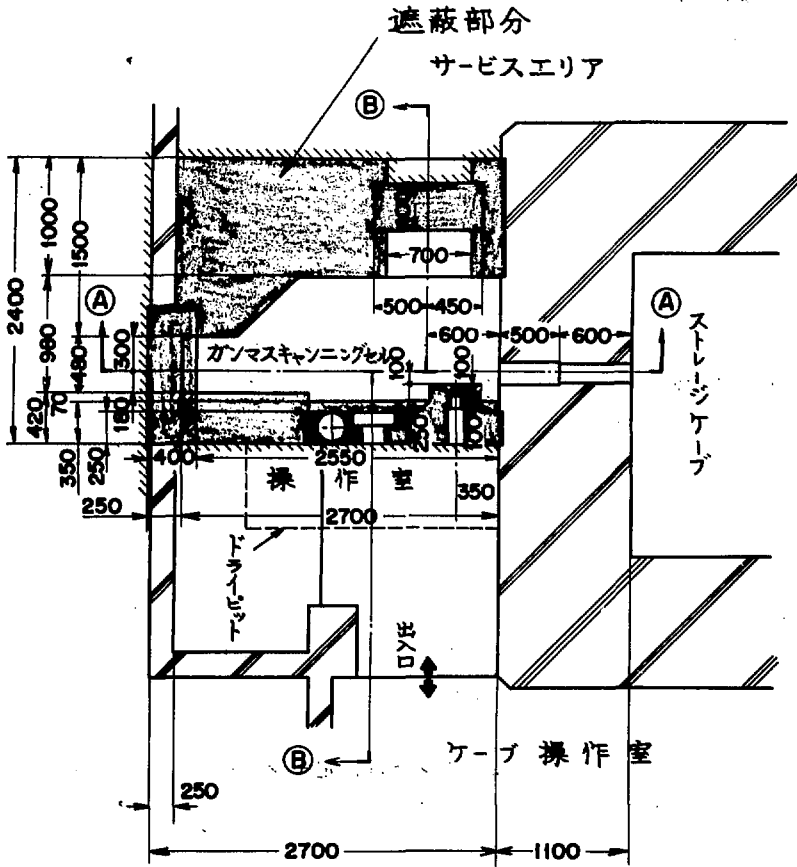


Fig.6.5.1 The plane figure of gamma-scanning cell.



Fig.6.5.3 Safety equipment for scanning table.

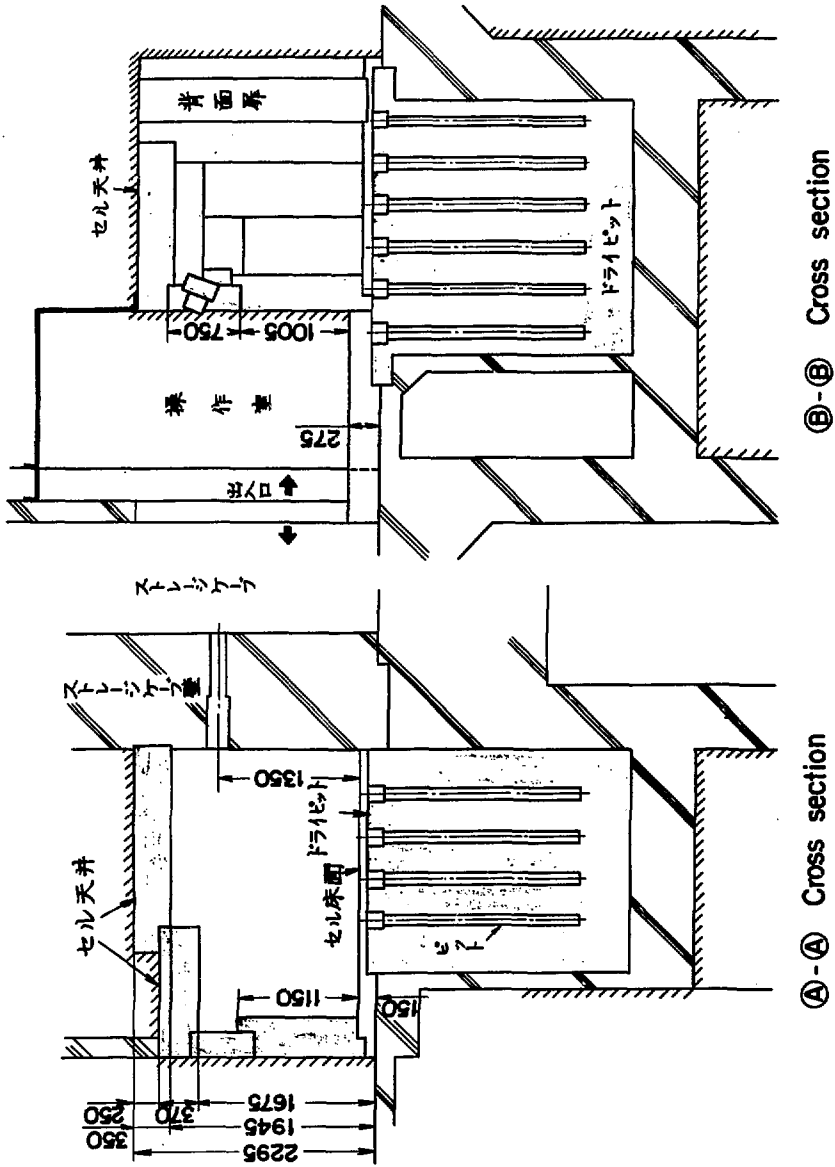


Fig.6.5.2 Vertical cross section of gamma-scanning cell.

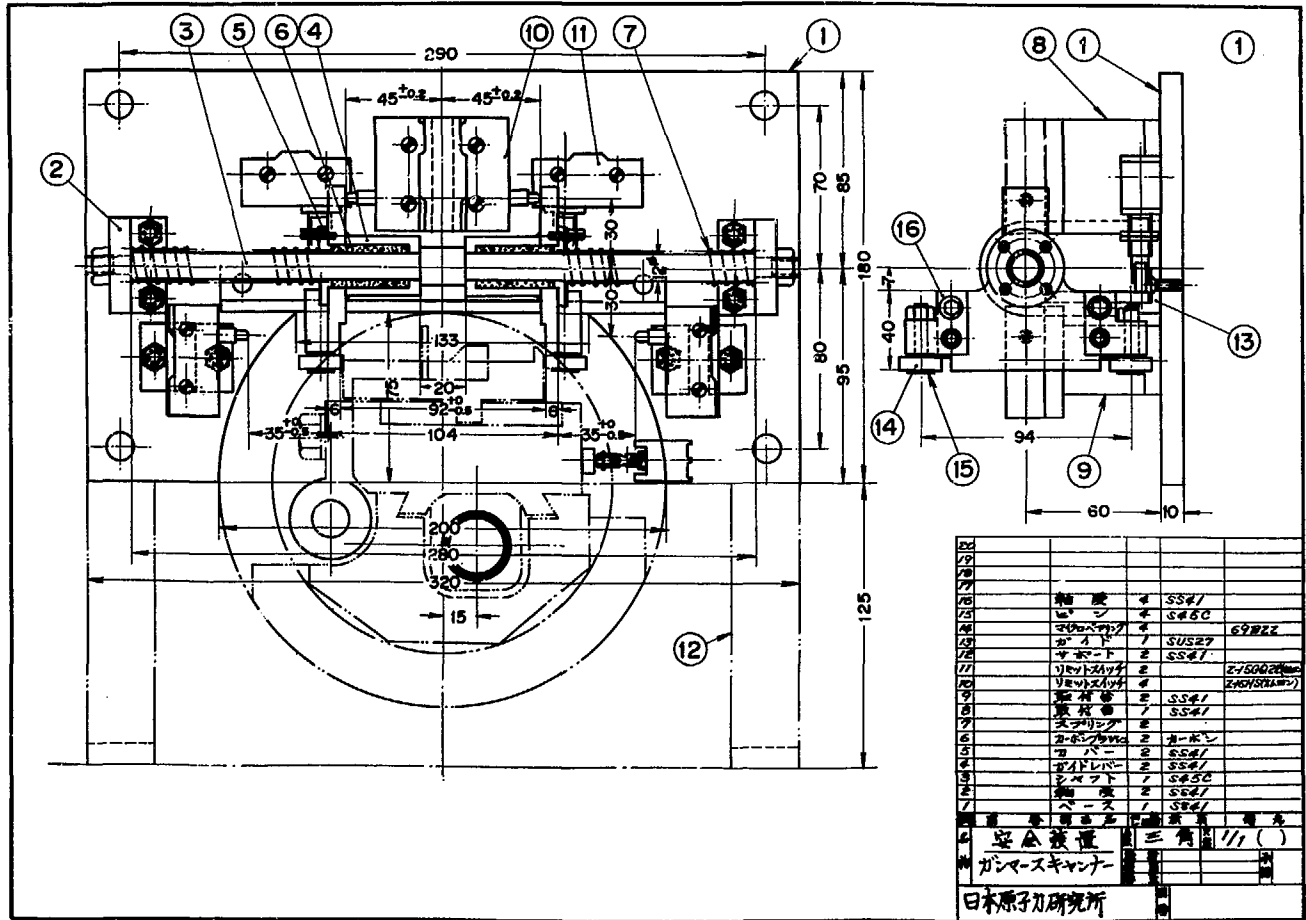


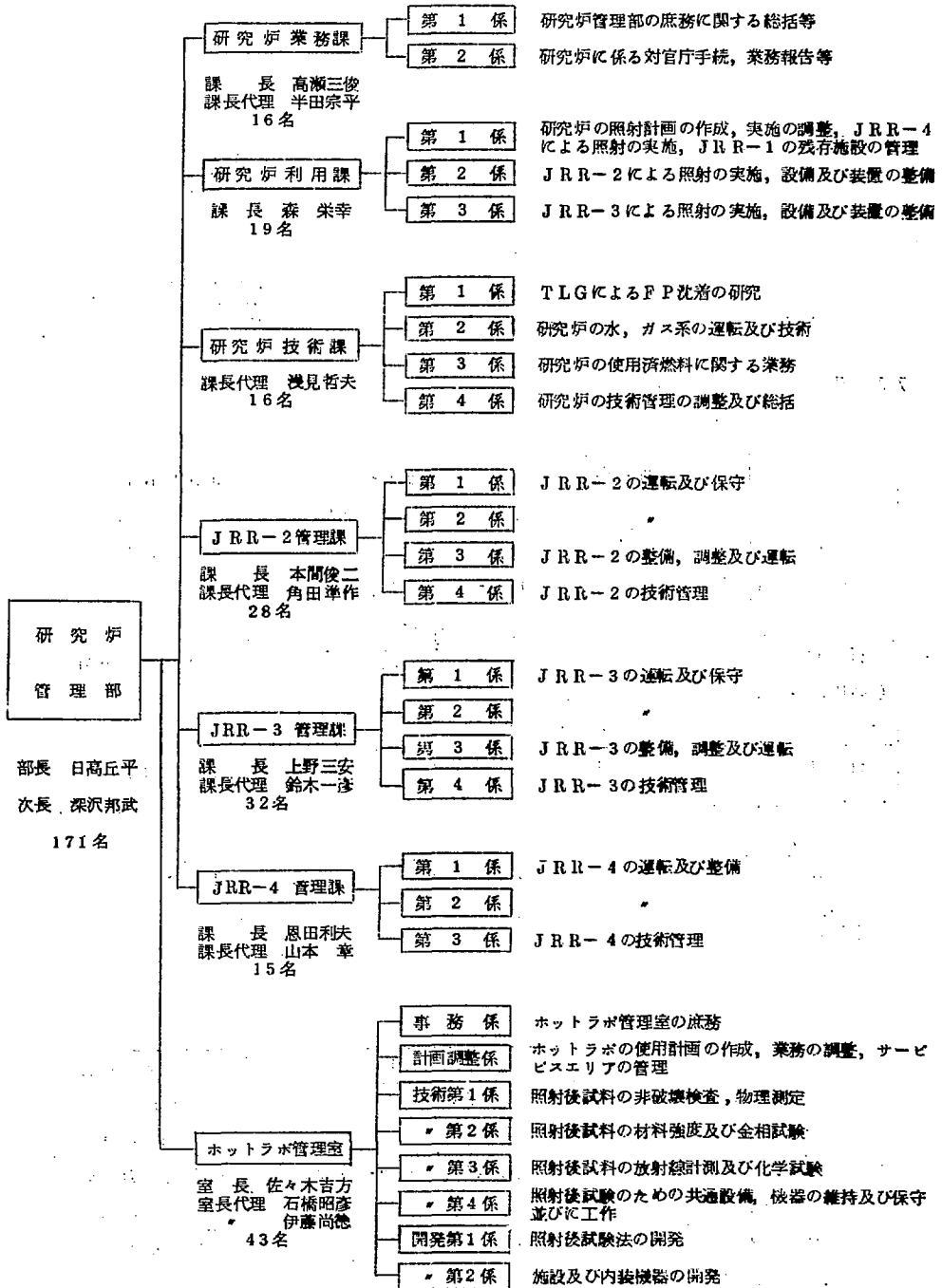
Fig.6.5.4 Safety equipment of scanning table.

7 付 録

Appendix

7.1 研究炉管理部の組織と業務

49. 3. 31現在



7.2 外部投稿論文

氏名	題目	投稿誌名
山本 章 (東工大 鈴木, 井関)	原子炉照射による石英ガラスの物理的性質の変化	東京工大報告 (Bull of TIT)
山本 章	照射申込書の記載について	きそんかん (大学開放研)
北原 種道 (横尾 宏)	F P の移行と沈着	高温ガス炉の安全に関する調査 2
渡辺 勝利 (中形, 橋口)	鉄合金の照射硬化	proc, 3rd Int conf on the strength of Metals and Alloys

7.3 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47年度)	JAERI-M レポート 5371
富井 格三 (東大 岡, 安)	原子炉出力, 一次冷却材流量をパラメータとしたJRR-4の炉雑音実験解析	JAERI-M レポート 5295
石井 敏雄 (高田, 深沢, 天野)	日本原子力研究所東海研究所 研究炉管理部における運転・保守要員の訓練について	JAERI-M レポート 5414
石井 敏雄 (高田, 深沢, 両角, 小早川)	日本原子力研究所における研究炉の運転保守の経験	JAERI-M レポート 5415
石井 敏雄 (高田, 深沢, 両角, 小早川)	研究炉における炉内中性子の有効利用のための改善	JAERI-M レポート 5416

7.4 口頭発表

氏名	題目	発表学会名
日高 丘平	エネルギー需要と原子力	中丸小PTA (49.1)
山本 章 (東工大 鈴木, 井関)	中性子照射による石英ガラスの物理的性質の変化	日本原子力学会 (48.9)
鈴木 義雄 (近藤, 田中, 吉島, 重本, 鎌田)	原子炉用アルミニウム材についての腐食模擬試験	日本原子力学会 (48.4)

氏名	題目	発表学会名
吉島 哲夫 (鈴木, 根本, 重本, 鎌田)	重水中の放射性核種の除去	日本原子力学会 (48. 4)
北原 種道 { 横尾, 海江田, 山 田, 豊島, 福島, 熊谷, 小菅	ガス温度550~900°CにおけるFP の沈着(II)試料アンブリーとループ実験	日本原子力学会 (48. 4)
横尾 宏 { 小菅, 北原, 山田 海江田, 豊島, 福 島, 熊谷	核種決定・定量的ための γ 線スペクト ル解析コード	日本原子力学会 (48. 4)
白井 英次	JRR-2, 3, 4のFFD	破損燃料に関する短期研 究会 京大(48. 7)
吉田 博夫	任意形状の被覆燃料粒子の応力解析	日本原子力学会 (48. 4)
渡辺 勝利 (東工大 井形)	鉄鋼の中性子照射硬化	鉄鋼協会第85回講演会 (48. 4)
松島 秀夫 (阿部, 金井塚, 佐川)	α - γ 施設の運転経験と問題点(II)	日本原子力学会 (48. 4)
本間 俊二 (石橋, 吉田, 松島)	α - γ 施設の運転経験と問題点(III)	日本原子力学会 (48. 4)
園部 清美 (大内, 名大工堀木, 松井, 桐原)	炭化ウランのJMTR照射後試験	日本原子力学会 (48. 9)
渡辺 勝利 (井形)	鉄及び鉄合金の高温(290°C)におけ る照射効果	鉄鋼協会 第86回講演会 (48. 10)
沓掛 忠三 (田中)	閾検出器によるJRR-4, Tパイプの の速中性子スペクトルの測定	日本原子力学会 (48. 4)

7.5 特 許

出 願

特 実	発 明 の 名 称	発 明 (考 案) 者		出 願 日 番 号
		所 属	氏 名	
特	原子炉用鉄鋼材料の中性子照射 脆化抑制法	東大工学部	井 形 直 弘	48. 4. 19
		ホットラボ管理室	渡 辺 勝 利	48-43636
実	尹 過 装 置	ホットラボ管理室	園 部 清 美	48. 12. 6
		・	石 本 清	48-139194
		・	佐 川 民 雄	
		・	小 松 俊 夫	
		・	三 村 英 明	
特	試 料 埋 込 法	ホットラボ管理室	園 部 清 美	48. 12. 28
		・	石 本 清	48-144771
		・	佐 川 民 雄	
		・	小 松 俊 夫	
	原子炉燃料の樹脂注入装置	ホットラボ管理室	園 部 清 美	49. 1. 15
		・	石 本 清	49-29161
		・	佐 川 民 雄	
		・	小 松 俊 夫	

登 録

特 実	名 称	考 案 者		登録番号 登録日
		所 属	氏 名	
実	対数増幅器の動作開始点を確定 する装置 (共同出願)	JRR-3 建設室	本 間 俊 二	48. 8. 20
		日本原子力事業	高 田 光	1012672
			伊 藤 睦	
特	半導体単結晶を使用した対創成 ガンマ線スペクトロメーター用 半導体検出器	ホットラボ管理室	吉 田 広	48. 11. 29 710129

7.6 受託業務

件 名	相手方	担当課	備 考
JRR-2による低密度 UO_2 ペレット の照射試験	勲燃事業団	JRR-2管理課	47. 9. 30
			48. 6. 30

7.7 受託調査

件名	相手方	担当課	備考
東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査	日本原子力 発電 ㈱	ホットラボ 管理室	48. 4. 4
			49. 5. 31
			48. 6. 16
			49. 3. 31
敦賀発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験（第3回）に関する調査	.	材料工学研究室 ホットラボ管理室	48. 11. 10
			49. 5. 31
東海発電所用燃料の照射後試験に関する調査	.	ホットラボ 管理室	47. 4. 18
			48. 9. 30
フュージョンチェンバーの照射	東芝 ㈱	JRR-4 管理課 研究炉利用課	47. 8. 5
			49. 3. 31
福島発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験（第1回）に関する調査	東京電力 ㈱	ホットラボ管理室 材料工学研究室	47. 10. 9
			48. 7. 31

7.8 共同研究

件名	相手方	担当課	備考
JRR-2 円筒燃料による高速炉用 PuO_2 - UO_2 燃料開発のための照射試験研究	動燃 団	JRR-2 管理課	48. 4. 2
			49. 3. 31

7.9 委託調査

件名	相手方	担当課	備考
JRR-2 重水タンク気密溶接法の調査	軽金属協会	JRR-2 管理課	48. 3. 5 ~
			48. 8. 31

7.10 外国出張

氏名	出張・留学先	期間	目的
堀木 欧一郎	オーストラリア	48. 2. 10	原子炉の技術管理の研修
		49. 8. 10	

7.11 委員会

委員会名	委員長
研究炉利用協議会	東海研究所長
東海炉モニタリングプロジェクト	研究炉管理部長

7.12 教育訓練講師

原子炉研修所		R I 研修所	
氏名	期間	氏名	期間
山本 肇	48. 4. 1 ~ 49. 3. 31	佐々木 吉方	48. 4. 1 ~ 49. 3. 31
恩田 利夫	・		
池田 良和	・		
田村 和行	・		
大塚 徹雄	・		
葉谷 兵太	・		
渡辺 勝利	・		
大串 勲	・		
富岡 秀夫	48. 10. 12 ~ 49. 3. 31		
蒔 肇	・		
白井 英次	48. 11. 27 ~ 49. 3. 31		
本間 俊二	48. 4. 1 ~ 48. 6. 1		
富井 格三	・ ~ 48. 6. 1		
岡島 正直	・ ~ 48. 7. 15		
両角 実	・ ~ 48. 7. 1		

7.13 官庁許認可等一覧

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可 合格年月日	種別
J R R 1 2	HWL-1の撤去	48. 7. 16	48. 7. 30	設計及び工 事の方法
		48. 8. 8	48. 10. 19	使用前検査
	被照射空気系配管及び水平実験孔の一部変更	48. 8. 9	48. 8. 24	設計及び工 事の方法
		48. 9. 4	48. 10. 19	使用前検査
	二次冷却系ポンプの交換	48. 7. 30	48. 10. 19	使用前検査
	JRR-2改修工事	48. 7. 7	48. 11. 14	設計及び工 事の方法
	* B型及び円筒型燃料の一部変更	48. 11. 29	49. 1. 18	設計及び工 事の方法
TLG-1-50の撤去及び75 kVA 無停電源装置の負荷変更等	48. 12. 25	49. 1. 29	設計及び工 事の方法	
	第18次燃料の製作	48. 12. 18		使用前検査
J R R 1 3	FGRLの撤去	48. 5. 29	48. 6. 9	設計及び工 事の方法
		48. 6. 21	48. 9. 26	使用前検査
主重水ポンプの一部改修	48. 5. 21	48. 6. 7	設計及び工 事の方法	
	48. 6. 21	48. 9. 26	使用前検査	

・ 再変更手続きを次年度に行う予定

原子炉名	件名	申請年月日	許可・認可 合格年月日	種別
J R R 1 3	燃料取替キャスクの一部改修	48. 7. 6 48. 8. 8	48. 7. 27 48. 9. 1	設計及び工 事の方法 使用前検査
	制御棒孔軽水注水装置の撤去	48. 10. 23 48. 11. 26	48. 11. 13 49. 1. 11	設計及び工 事の方法 使用前検査
	L H T L 極低温照射装置の一部改修	48. 10. 23 48. 12. 21	48. 12. 7 49. 3. 29	設計及び工 事の方法 使用前検査
	破損燃料検出装置用ヘリウム圧縮機の 更新	49. 1. 9 49. 2. 25	49. 2. 20	設計及び工 事の方法 使用前検査
J R R 1 4	フィッションチェンバ照射装置の設置 (一部変更)	48. 6. 23 48. 8. 8	48. 6. 30 48. 8. 11	設計及び工 事の方法 使用前検査
	粗調整安全板	48. 8. 15 49. 1. 28	49. 9. 4	設計及び工 事の方法 使用前検査
	ガンマ線源装置の改修(炉内)	48. 9. 17 48. 10. 18	48. 10. 12 48. 11. 13	設計及び工 事の方法 使用前検査
	ガンマ線源装置の改修(炉外)	48. 11. 21 49. 3. 11	48. 12. 12 49. 3. 26	設計及び工 事の方法 使用前検査
	微調整安全板の製作	49. 2. 12		使用前検査
	特殊反射体要素(Ⅲ型) 反射体要素, 中性子源用要素の製作	49. 2. 6	49. 3. 4	使用前検査
H ・ L	γ スキャニングの新設	48. 6. 29	48. 11. 13	使用許可

あとがき

47年度にひきつづき、JRR-2、JRR-3、JRR-4の運転、技術管理を中心として、炉関係の技術開発の成果、利用上の問題などと共にホットラボの運転管理の成果を含め、研究炉管理部全体の総合的な成果を部年報としてまとめた。

今回は、新旧の合同編集委員会において、過去の編集方針の見直しを行い、編集に際しては、重複をできるだけ避け簡潔な文章と、内容の充実に重点をおき、用語及び記号等の統一に心掛けた。

原子力関係の各方面において、活用し、また、有用な情報となりうれば幸である。

編集委員長

編集委員会メンバー

委員長	日高丘平	
副委員長	深沢邦武	
委員	梅井弘	(研究炉利用課)
,	鈴木義雄	(研究炉技術課)
,	角田準作	(JRR-2管理課)
,	*宮坂靖彦	()
,	新保利定	(JRR-3管理課)
,	*白井英次	()
,	富岡秀夫	(JRR-4管理課)
,	*田村和行	()
,	内田英男	(ホットラボ管理室)
庶務	平根元則	(研究炉業務課)

(*印は委嘱査読員)

J A E R I - M 5 8 4 5 正誤表

頁	行	誤	正
14	12	Table 2.1.3	Table 2.1.2
23	上 4	第5.1.4項	第5.1.5項
"	" 17	" 5.1.3項	" 5.1.4項
27	下 8	(第5.1.2項)	(第5.1.4項)
45	Table 2.5.6	7月, リドタンク ◎	7月 リドタンク ◎
52	上 4~5	現われを解すべき	現われと解すべき
53	Table 3.1.4	Division in 1973 (Day)	Division in 1972 and 1973 (cave-day)
54	上 1~2	照射コンパクトの試験は	照射コンパクトが1件含まれて いる。これらの被覆粒子及 びコンパクトの試験は
55	下 11	増大による汚染	増大による汚染
63	上 1	TLG-1 (Technical Laboratory Gas Loop-1)	TLG-1 (Technical Laboratory Gas Loop-1)
79	下 3	実律サイクル	実働サイクル
82	上 13	⑤ 管の外面には耐放射線の 防食塗料	⑤ 管の外面には耐放射線の 防食塗料
117	Table 5.2.5	70KXSDRN control	70KXSDRN control
"	Table 5.2.6	150KXSDRN control	150KXSDRN control
129	上 14	(20%濃縮UC ₂ 核)	(20%濃縮UO ₂ 核)
"	下 9	20%濃縮UC ₂	20%濃縮UO ₂
"	下 8	天然UC ₂	天然UO ₂
160	Fig. 6.1.2	Comparison of ~	Comparison of ~
163	上 11	簡果なループを	簡単なループを
171	上 8	更に発展させる	更に発展させた
"	上 18	方法又は仮定している	方法又は仮定をしている
174	上 20	高い値を示ので	高い値を示すので

174	上 22	したがって、(ホットラボ管理室渡辺勝利)抗張真歪 ϵ_{11} も減少すると考えられる。	したがって、抗張真歪 ϵ_{11} も減少すると考えられる。 (ホットラボ管理室渡辺勝利)
177	上 12	同時に室用上	同時に実用上
"	上 14	大研計算核	大型計算核
184	7.2	きそんかん	きそうかん
187	7.7	フィッシュンチェンバーの照射	フィッシュンチェンバーの照射
187	7.7	福島発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試(第1回)に関する調査	福島発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験(第1回)に関する調査