

JRR-4 の臨界試験ならびに 特性試験の概要

1967 年 12 月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

日本原子力研究所は、研究成果、調査結果の報告のため、つぎの3種の研究報告書を、それぞれの通しナンバーを付して、不定期に公刊しております。

- | | | |
|---------|----------------------------------|-----------------|
| 1. 研究報告 | まとまった研究の成果あるいはその一部における重要な結果の報告 | JAERI 1001-3999 |
| 2. 調査報告 | 総説、展望、紹介などを含め、研究の成果、調査の結果をまとめたもの | JAERI 4001-5999 |
| 3. 資料 | 研究成果の普及、開発状況の紹介、施設共同利用の手引など | JAERI 6001-6999 |

このうち既刊分については「JAERI レポート一覧」にタイトル・要旨をまとめて掲載し、また新刊レポートは「原研びよりお」でその都度紹介しています。これらの研究報告書に関する頒布、版権、複写のお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あてお申し越しください。

Japan Atomic Energy Research Institute publishes the nonperiodical reports with the following classification numbers:

1. JAERI 1001-3999 Research reports,
2. JAERI 4001-5999 Survey reports and reviews,
3. JAERI 6001-6999 Information and Guiding Booklets.

Any inquiries concerning distribution copyright and reprint of the above reports should be directed to the Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JRR-4 の臨界試験ならびに特性試験の概要

要　　旨

遮蔽研究を主な目的とした JRR-4 (熱出力 1,000kW, 濃縮ウラン, スイミングプール型原子炉) の臨界試験および特性試験を実施した際の, 計画・準備・経過を報告した.

臨界試験の結果にもとづき, 標準炉心の決定と制御板の較正をしたのち, 炉心部中性子束分布, 質量係数, ボイド係数, 温度係数などの特性試験をおこなった. さらに, 制御板振動に対する対策検討, サーマルコラムの熱中性子を増加させるための改造を経て, 1,000kW および 2,500kW の出力上昇試験ならびにこれらによる連続運転試験をおこなった. これらの過程で明らかにされた問題点を述べた.

1967年4月

日本原子力研究所 東海研究所

JRR-4 管理課

Outline of Critical Experiment and Characteristic Test of JRR-4

Summary

Japan Research Reactor-4 (JRR-4) is a swimming pool type reactor, 1,000 kW in thermal power with light water as the coolant and moderator. The fuel elements consist of planes of an alloy of 90% enriched uranium-235 and aluminum.

The JRR-4 is installed as the fifth reactor in Japan Atomic Energy Research Institute, and intended mainly for the study of shielding. The JRR-4 is now in operation for the mock-up-tests of shielding of the first nuclear ship.

This paper reports the outline of critical experiment and characteristic tests of JRR-4. The test include control rods calibration, thermal flux measurement, mass, void and temperature coefficient measurement, power up and full power test, etc.

Apr. 1967

JRR-4 Operation Section
Japan Atomic Energy Research Institute

なお本レポートの関係者は次のとおりである。

木場規矩雄(現技術部), 八剣達雄(現研究炉管理部), 原 忠(現 JMTR 部原子炉課), 宮坂駿一(現動力炉開発部遮蔽研究室), 吉田恭二郎(現 JMTR 部原子炉課), 三輪秀泰(現 JMTR 部原子炉課), 山田為彦(現大洗管理事務所事務課), 中崎ちよ子(現研究炉管理部研究炉業務課), 野上隆則(現研究炉管理部研究炉業務課), 苦米地顕, 一柳勝悟, 富井格三, 両角 実, 岡島正直, 田村和行, 小山田六郎, 大西信秋, 大塚徹雄, 若林隆雄, 薄羽皓雄, 蔴 肇, 小菅征雄, 渡辺終吉, 東山 豊, 御手洗岩男(外来研究員)

目 次

1. まえがき.....	1	11. サーマルコラムの改造.....	7
2. 計画立案.....	1	12. 出力上昇試験.....	7
3. 臨界実験の準備.....	2	13. 安全審査関係書類の改訂.....	9
4. ゲート取扱い訓練中に生じた事故によるスケ ジュールの変更.....	3	14. 1,000kW 連続運転試験	9
5. 臨界試験の実施.....	3	15. ^{135}Xe の毒性効果の測定.....	10
6. 標準炉心の決定.....	4	16. 2,500kW 出力上昇試験ならびに連続運転試験	11
7. 制御板の較正.....	5	17. 特性試験期間中に判明または発生した問題点.....	12
8. 炉心部の熱中性子束の測定.....	5	18. あとがき.....	13
9. 質量係数, ボイド係数, 温度係数の測定.....	6	19. 参照文献.....	13
10. 制御板振動問題の発見と対策.....	6	20. 付録.....	13

Contents

1. Introduction.....	1	10. Control rods vibration trouble.....	6
2. Planning of the tests program.....	1	11. Modification of thermal column.....	7
3. Preparation for the critical experiment.....	2	12. Power-up test I (1,000kW)	7
4. An accident concerning pool gate handling ..	3	13. Revise of hazard report.....	9
5. Critical experiment	3	14. Full power test (1,000kW)	9
6. Decision of standard core	4	15. Xe poisoning measurement	10
7. Control rods calibration.....	5	16. Power-up test II (2,500kW).....	11
8. Thermal flux measurement in core region	5	17. Technical problem	12
9. Mass, void and temperature coefficient measurements.....	6	18. Afterwards	13
		19. Reference	13

表 目 次

TABLE 1. JRR-4 特性試験工程表

- " 2. 精細工程表
- " 3. 訓練日程表
- " 4. 精細工程表 改-1
- " 5. 訓練予定表 改-1
- " 6. JRR-4 特性試験工程表 改-2
- " 7. 初臨界データ

TABLE 8. JRR-4 余剰反応度内訳 (設計値)

- " 9. JRR-4 制御板等価反応度計算値・測定値対比表
- " 10. ボイド係数の位置による変化
- " 11. JRR-4 性能試験工程表 改-3
- " 12. 水中の放射性核種 (自然循環)
- " 13. JRR-4 特性試験工程表 改-5

図 目 次

- Fig. 1. 燃料要素挿入順序およびエキストラチャンネル概略配置図
- " 2. 臨界時臨時班編成表
 - " 3. 臨界曲線 (All rods 50%)
 - " 4. 臨界曲線 (All rods 100%)
 - " 5. 臨界予想曲線 (ALL RODS 100%)
 - " 6. JRR-4 炉心構成図
 - " 7. 比較法によって求めた C_1 の反応度較正曲線
 - " 8. 比較法によって求めた C_2 の反応度較正曲線
 - " 9. ピリオド法によって求めた C_3 の反応度較正曲線
 - " 10. ピリオド法によって求めた C_4 の反応度較正曲線
 - " 11. ピリオド法によって求めた C_5 の反応度較正曲線
 - " 12. JRR-4 燃料要素
 - " 13. 燃料領域熱中性子束分布図
 - " 14. 燃料要素内熱中性子束分布 (垂直方向)
 - " 15. 燃料領域熱中性子束分布 (水平方向 1)
 - " 16. 燃料領域熱中性子束分布 (水平方向 2)
 - " 17. 質量係数
 - " 18. 温度係数
 - " 19. 粗調整安全板改造図
 - " 20. 特殊反射体改造図
 - " 21. プール内コラム改造図
 - " 22. pH および電気伝導度の変化 ($\sim 200\text{kW}$)
 - " 23. 水の放射能 ($\sim 200\text{kW}$)
 - " 24. 温度上昇曲線 (200kW)
 - " 25. ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇 ($\sim 200\text{kW}$)
 - " 26. 出力計の読みと温度差による炉出力との関係 ($\sim 200\text{kW}$)
 - " 27. pH および電気伝導度 (自然循環)
 - " 28. 水の放射能 (自然循環)
 - " 29. 炉心タンク内温度分布 (自然循環)
 - " 30. ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇 (自然循環)

Fig. 31. 対流状態観測図

- " 32. 炉心内流量、流速および温度差 (自然循環)
- " 33. pH および電気伝導度 (1000kW)
- " 34. 水の放射能 (1000kW)
- " 35. 温度上昇曲線 (1000kW)
- " 36. ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇 ($\sim 1000\text{kW}$)
- " 37. 出力計の読みと温度差による炉出力との関係 ($\sim 1000\text{kW}$)
- " 38. 24hr 連続運転ならびに Xe 毒性効果測定工程表
- " 39. pH および電気伝導度 (1000kW 連続運転)
- " 40. 炉心タンク水の放射能 (1000kW 連続運転)
- " 41. 冷却系関係各部温度 (1000kW 連続運転)
- " 42. 炉周囲構造材温度変化 (1000kW 連続運転)
- " 43. ホットチャンネルにおける燃料板表面温度変化 (1000kW 連続運転)
- " 44. ^{135}Xe 反応度の累積 $0.75\text{MW}\text{ 時}$
- " 45. ^{135}Xe 反応度の累積 $2.25\text{MW}\text{ 時}$
- " 46. pH および電気伝導度 ($\sim 3000\text{kW}$)
- " 47. 水の放射能 ($\sim 3000\text{kW}$)
- " 48. ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇 ($\sim 3000\text{kW}$)
- " 49. 出力計の読みと温度差による炉出力との関係 (3000kW)
- " 50. 2500kW 連続運転スケジュール
- " 51. pH および 電気伝導度 (2500kW 連続運転)
- " 52. 水の放射能 (2500kW 連続運転)
- " 53. 冷却系関係各部温度 (2500kW 連続運転)
- " 54. 炉周辺構造材の温度変化 (2500kW 連続運転)
- " 55. ホットチャンネルにおける燃料板表面温度変化 (2500kW 連続運転)
- " 56. 熱出力の時間的変化 (2500kW 連続運転)

1. まえがき

JRR-4 は、JRR-1, 2, 3, および JPDR にひきつづき、日本原子力研究所東海研究所に設置された第5番目の大型原子炉である。この炉は、主として遮蔽に関する実験研究を行なう目的で計画設計された原子炉で、その目的に最も適した炉型としてスイミングプール型が選ばれ、炉の出力、中性子束密度等も、予想される実験の規模の面から $1,000\text{kW}$, $10^{13}\text{n/cm}^2/\text{sec}$ 程度とされた。

同炉は、1962年（昭和37年）6月に着工され、1964年

（昭和39年）10月現地据付完了、1965年（昭和40年）1月臨界をへて同年11月定格出力運転試験を完了した。このレポートは JRR-4 に関する臨界特性試験の概要につきまとめたものである。

JRR-4 の概要ならびに関連する諸事項については、「JRR-4 の概要, JAERI memo 1354」のほか、巻末参考文献を参照されたい。

2. 計画立案

1964年（昭和39年）5月、JRR-4 建設室では、当時の工事の進捗情況よりみて、同年10月に予定通り据付工事を完了することはほぼ確実であると判断したので、それに続く臨界ならびに特性試験の計画立案に着手した。同計画の立案に関し留意した点は次の通りである。

1) 臨界特性試験の時期に関する問題

JRR-4 の製作据付業者日立製作所との契約によれば、日立製作所は原子炉の据付が完了したときは、ただちに原研に引き渡し、臨界ならびに特性試験は原研が主体となって行なうこととなっており、一方原子炉の所有権の移転は、特性試験終了の日、または現地据付完了後6カ月を経過した日となっていた。このことは、JRR-4 建設室としては、現地据付完了後6カ月以内に臨界ならびに特性試験を完了し、原子炉が契約仕様に定める諸性能を満足していることを確認する必要があることを意味している。また JRR-4 は1965年秋以降は、原子力船事業団等による原子力第一船のための遮蔽モックアップテスト

トに利用される予定となっており、このためにも炉としての特性試験はできるだけ早目に行なうことがのぞましかった。

2) 実験の内容に関する問題

スイミングプール型の原子炉の諸特性は、すでに同型の炉で実証済であり特に問題となる点は少ない。JRR-4 についても同様と考えられ、その意味では前項の時期的な問題とも関係し、できるだけ簡単な内容とすることも考えられる。一方臨界・特性試験の時期は、従来 JRR-4 を建設してきた人と、将来その炉を運転管理してゆく人との引きつきの時期にあたっている。JRR-4 建設室としては、これらの新たに配属された人たちが JRR-4 の諸特性を正確に把握し、特性試験終了後ただちに通常運転を開始しうるよう配慮しなければならない。各試験の内容の決定にあたってはこの点も留意する。

上記の点に立脚し、次のような計画方針がたてられた。

1) 主として時期的問題を考慮し、今回の実験は仕様書に定められた性能の確認、原子炉の安全性の確認、運転上の信頼性の確認に関する項目にしぼり、実験設備に関する特性試験、動特性試験等は第2期試験として別途考慮する。特に実験設備の特性試験に関しては、それが原船団モックアップテストの予備試験をかねているので、遮蔽研究室、原船団等に協力を要請する。

2) 各実験の内容は主として前記(1)項との関連において、できる限り標準的なものを採用する。

上記方針に従い、9月中旬「臨界試験・特性試験要領書案」（付録、資料1）が作成された。

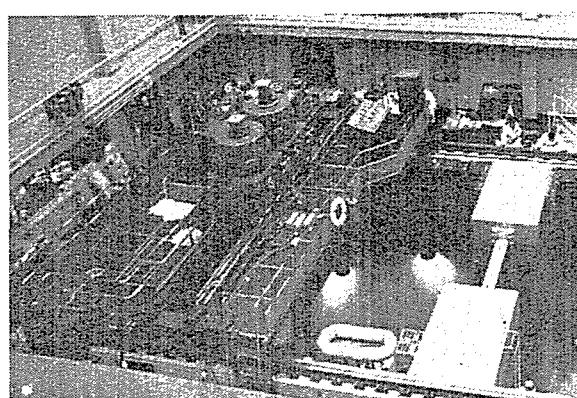


Photo.1 JRR-4 原子炉本体

3. 臨界実験の準備

1964年（昭和39年）9月、原子炉関係工事は予定期の11月10日に終了することが明らかとなった。JRR-4建設室ではさきに完成した「臨界試験・特性試験要領書」の内容をさらに具体化する作業に入り、要領書記載の工程を若干改め「JRR-4 性能試験工程表」(TABLE 1)を作成した。

臨界実験に関しては、上記要領書の方針を確認のうえさらに次の具体案が決定された。

- 1) 臨界実験の実施にあたっては JRR-4 建設室員のみならず広く所内各部課室の協力を求める。臨界実験参加者総数は40~50名程度とする。
- 2) 臨界試験の若干前の日より、通常の建設室の体制をとき臨時班編成とする。
- 3) 臨界実験は No.1 プール定位置で行なう。
- 4) 臨界予想燃料本数は核設計計算より 13~15 本 (^{235}U 量 2100~2400gr) と考えられる。
- 5) 各ステップにおける燃料の挿入本数は、それぞれのステップにおける予想臨界本数から、装填済本数を差し引いた数の半分以下とする。
- 6) エキストラチャンネルとして BF_3 4 チャンネル、CIC 1 チャンネルを用意する。
- 7) 中性子源は入手の難易、価格、運転状況等を考慮して Am-Be 5C を使用する。
- 8) 制御板操作は次のとおりとする。
 - i) 燃料挿入時の各制御板の位置は全ストロークの 50% の位置とする。
 - ii) 計測が終了すると各制御板をフルストロークまで引き抜く。
 - iii) 計測が終了すれば全制御板をもとの 50% の位置まで挿入する。
 - iv) 燃料を追加する。
 以上の操作をくり返し臨界に近づける。
- 9) 黒鉛反射体はあらかじめ全部挿入しておき、燃料追加の都度燃料とさしかえる。
- 10) 上記各方針を詳細なマニュアルにまとめ、関係者に徹底しておく。

この方針に従い「臨界実験要領書」(付録 資料2)が作成された。同要領書は11月中旬完成し、その後細部に改訂を加えたうえ臨界実験直前に最終版が確定した。同要領書を作成する段階で燃料棒の挿入手順、エキストラチャンネルの位置等の詳細が決定された。燃料要素の挿入手順については、当初は、予想臨界量が13~15本であるところから6本、3本、2本、以後1本ずつという順序が考えられたが、臨界実験自体には時間的余裕があるので、安全を期し5本、2本、以後1本ずつとし、Fig. 1 にしめすとおり中心部より周辺部へ順次挿入してゆくこ

ととした。エキストラチャンネル検出器の位置は、炉心からの距離、中性子源位置との関係で、できるだけ臨界量推定のやりやすい位置、すなわち適当な $1/c$ カーブが得られると思われる位置を選び Fig. 1 のとおりとした。その他エキストラチャンネルに関し留意した点は、各検出器の性能より見て、燃料無装荷時の計数を 200cpm 程度とすることがのぞましいので、検出器を上下させて調整すること、JRR-4 では炉心が水面下約 9m の深い所にあり、計数管とプリアンプの間が 12m 以上になるので、S/N 比のよい電流増幅型プリアンプを主力とする（電流増幅型 3、電圧増幅型 1）こと、 BF_3 および FC 系のノイズを低くするため、電源は商用電源と電気的に分離した M-G 系よりもとこと、エレベーター、シャッター等は実験中は停止しておくこと等である。これらの配慮の結果得られた $1/c$ カーブは、各チャンネルともほぼ直線に近く、臨界量の推定を比較的正確に行なうことができた。

上記要領書の作成と併行して、臨界実験までの詳細スケジュール (TABLE 2 詳細工程表、TABLE 3 訓練日程表参照) が検討作成された。同スケジュールによれば原子炉の引き取り後ただちに運転操作等の習熟訓練にはいることとなっており、訓練を 3 つの期間にわけた。第 1 期は原子炉各設備の解説、保安規程、運転要領等の勉強会ならびに実習で、主として JRR-4 の建設に従事した各部門の担当者が指導をうけもち、8 日間を予定した。第 2 期は臨界実験時の臨時班編成に別かれ、主として実験時に実際に行なうこと、または実験の準備のため必要な事項を実習することとし、6 日間を予定した。第 3 期は、全員による総合訓練で、非常事故訓練ならびに模擬臨界実験を行なうこととした。

上記訓練後の機器の再調整、プール水の汚れをとりのぞくための水の入れ替え等を考慮し、臨界実験の日程は 1964 年（昭和39年）12月 15, 16 日と決められた。

臨界実験時の臨時班編成は、室長、主任技術者等により構成される総括指揮班・事務係・記録係・燃料の取扱い係、挿入を行なう炉本体係、原子炉の運転を行なう制御係、エキストラチャンネルによる計測を行なう中性子計測係、計測結果に基づき臨界曲線を算出する計算係、放射線管理係ならびに設備工務係の一班 8 係制とし、各係の人員は、実験が24時間程度を要する予想であったので、2 班交代を原則としたため、総員約60名程度とし、JRR-4 遮蔽研究室他関連部課室の課室員、ならびに日立製作所よりの助成員により構成することとした。(Fig. 2 臨界実験時臨時班編成表参照)

4. ゲート取扱い訓練中に生じた事故によるスケジュールの変更

11月11日より各種訓練ならびに実験準備が開始され、おおむね順調に進行していた。11月27日第2期訓練の一環としてプールゲートの取扱い訓練を行なっていた外来研究員御手洗岩男ならびにJRR-4建設室員渡辺終吉の両氏がゲート吊具により頭部に重軽傷を負うという事故が発生した。(事故の内容、経過については「JRR-4においてゲート吊り作業中に発生した人身事故に関する報告書(その1)」付録資料3参照)

この事故により、炉本体係責任者ならびに中堅担当者が失われ、その補充ならびに事故原因の調査、施設の改善、損傷個所の補修等を行なう必要が生じた。それぞれの工程につきチェックした結果、12月末までに修復ならびに改修工事を行ない、1月より第2期訓練を再開し、

1月下旬臨界実験を実施することとし、詳細工程表ならびに訓練予定表を改訂した。(TABLE 4, TABLE 5)

改修ならびに補修を行なった個所は次のとおりである。
①ゲート破損部分整形、②吊り具再製作 ③ゲート置場改修、④炉心タンク配管換え用作業台取り付け、⑤その他訓練中に生じた不具合個所の手直し。

この事故により、原子炉据付完了後6カ月以内に全性能試験を完了することは不可能となったので、その旨日立製作所に申し入れ、諒承を得るとともに、特性試験の全工程表を改め「JRR-4 特性試験工程表 特改-2」のとおりとした。(TABLE 6)

1965年(昭和40年)1月、第二期訓練が再開され、1月26日臨界実験の全準備が完了した。

5. 臨界実験の実施

1965年(昭和40年)1月26日における原子炉の状態は次のとおりであった。

- 1) No. 1, No. 2 プールおよびリドタンクは規定液面まで給水されている。
- 2) 炉心ブリッジは No. 1 プール定位位置に固定されている。
- 3) 冷却系設備はすべて点検調整され、いつでも稼動できる状態にある。
- 4) 中性子計測制御設備はすべて点検調整され、正確に計測制御操作が行なえることが確認されている。
- 5) 臨界実験用エキストラチャンネルは規定の位置にセットされ、正確に計測できることが確認されている。
- 6) 黒鉛反射体および中性子源は炉心タンク内所定位置に正しく装荷されている。
- 7) 燃料要素は全数検査完了後新燃料貯蔵庫に格納されている。
- 8) その他諸設備も異常なく運転作動し、または運転作動しうることが確認されている。

以上の状態は「臨界実験要領書」に定める臨界実験前確認事項がすべて満足されていることを示していた。

1965年(昭和40年)1月27日要領書に定める全員が配置につき、臨界試験が開始された。同日の午前中に要領書第2項の臨界実験開始直前の準備事項(主として原子炉関係プリチェック)が完了し、15時25分最初の燃料要素が炉心内に装荷された。

実験は要領書に定める手順に従い、定められた数の燃料要素を炉心に挿入し、各制御板を引き抜き計測することをくり返しながら順調に進行した。1月29日午前1時

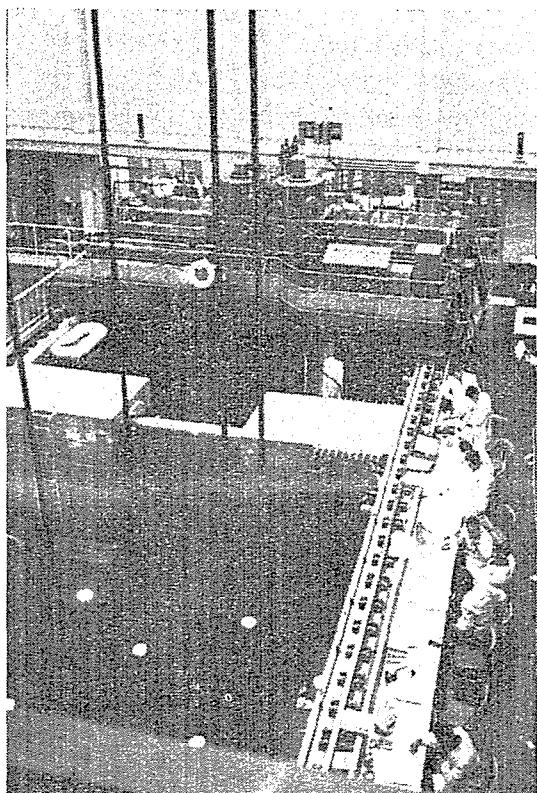


Photo. 2 JRR-4 臨界実験

頃11本目の燃料要素装填が終り、制御板を引き抜き、計数が完了した段階で、次の12本目の燃料で臨界になるのではないかとの期待が高まった。このため、それまで炉室中央で実験全体の指揮をとっていた総括指揮班が制御室内に移動し、実験手順を要領書第3項B「臨界到達附近の手順」にきりかえ実験を継続することになった。1

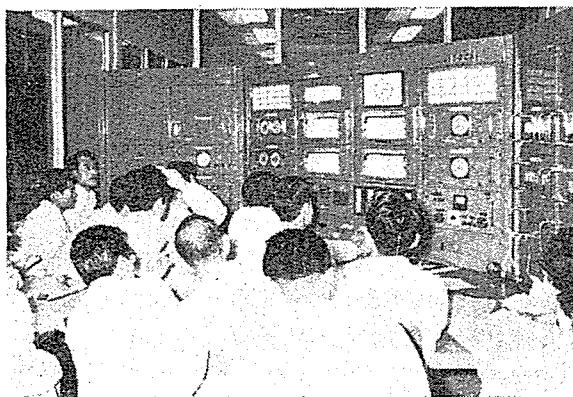


Photo. 3 初臨界時の制御室

時48分、12本目の燃料が装填され制御板の引き抜きが開始された。3時3分、 $C_1 \sim C_3$ および C_5 の各制御板全引抜、 C_4 の位置 400mm 付近で各エクストラチャンネルの計数が急速に増大し、同時に炉本体計測系のペリオド計、線型出力系にも反応が現われ始めた。この付近で若干制御板を上下させて臨界点を求めたところ3時17分 C_4 位置 433mm、計器上出力 9W (No. 1 チャンネル 線型出力計) で臨界となった。ひきつづきニュートロンソースを取り出し、 C_4 により臨界を追跡した結果、3時25分 C_4 位置 444mm 計器上出力 7.5W (No. 1 チャンネル 線型出力計) で再び臨界を確認した。臨界時のデーターを TABLE 7 に、臨界曲線および臨界予想曲線を Fig. 3～5 にしめす。

臨界に到るまでの手順ならびにエクストラチャンネルの配置詳細、計数率の変化等の記録については付録資料2「JRR-4 臨界実験記録」および付録資料3「JRR-4 臨界実験中性子計測データ」を参照されたい。

なお、臨界量に関する計算値と設計値のずれについて

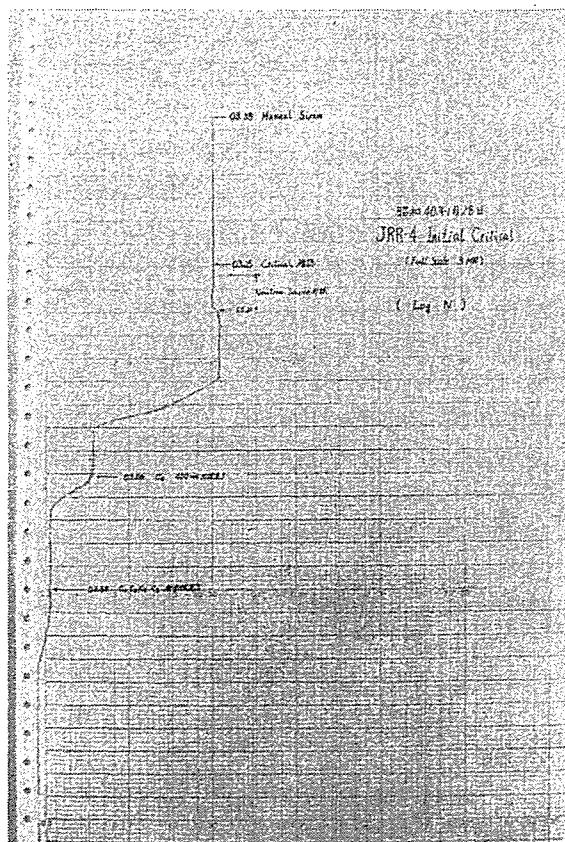


Photo. 4 初臨界時の線型出力計記録紙

は炉の設計者日立製作所において精細に検討されたが、各固有値の計算に際する炉心形状の簡単化、中性子の縦方向への漏れの扱い方、速中性子組定数の影響、燃料要素等の製作公差の問題等が誤差の原因と考えられる。これらの諸点については「小形原子炉核計算上の問題点 (JRR-4 の解析)」日立評論 Vol. 48, No. 8 に詳しい。

6. 標準炉心の決定

臨界試験終了後ただちに特性試験にはいることとなつたが、まず問題となったのは標準炉心の組み方であった。JRR-4 の標準炉心は、当初 5 行 4 列、燃料要素 20 本で組む予定であったが、臨界量が予想を下まわる 12 本であったため、当初予定した標準炉心では余剰反応度が大きく超過することが確実となった。すなわち追加燃料 8 本を 4 本ずつにわけ、臨界炉心の両側に配列した場合は、10% を越える余剰反応度となり、この値は JRR-4 が必要とする設計余剰反応度 5.9% を大きく上まわるのみならず制御板の全等価反応度 18.5% (設計値) に比較しても過大な値である (Fig. 6, TABLE 8 参照)。したがって標準炉心を構成する燃料要素の本数を減らす必要があるが、その際制御板との相対的な位置関係、炉心内中性子束分布の対称性、炉心四方にある各実験設備への影響等を考慮する必要があった。これらの諸点につき討議の

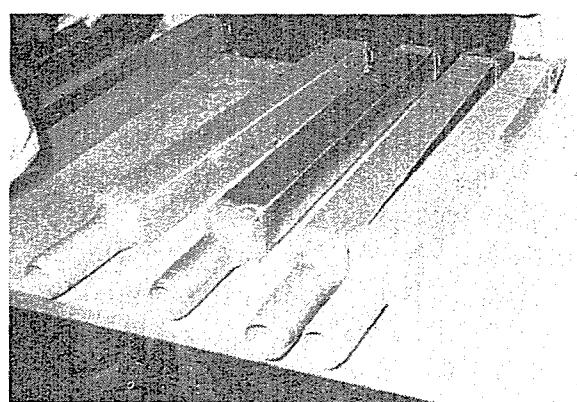


Photo. 5 JRR-4 燃料要素

結果 5 行 4 列の四隅をおとした十字型に燃料要素を配列することとした (Fig. 6 参照)。この結果追加される余剰反応度は計算上 7～8% 程度となるが、この値は必要と

する設計余剰反応度をカバーし、かつ制御板の全等価反応度18.5%の50%以下であるので原子炉の安全上充分な値であると考えられた。(ただし「設置に関する書類」、

「設計および工事の方法」に関する書類の改訂は必要であったので必要な手続きをとった。)

追加燃料の挿入は2月11日に行なわれた。

7. 制御板の較正

標準炉心の決定にひきつづき2月中旬より制御板の較正実験にはいった。JRR-4の制御板は、4枚の粗調整板(巾235mm, 厚さ5mm, 有効部分長さ800mm), 1枚の微調整板(巾40mm, 厚さ5mm, 有効部分長

さ1000mm), 2枚の後備安全板(巾140mm, 厚さ5mm, 有効部品長さ1000mm)よりなっており、それぞれの板は、1.59w/oのボロン入りステンレススチール製である。各板の配置をFig. 6にしめす。

実験は3期にわけ、最初に臨界実験時の炉心につき落下法、末臨界法により粗い較正を行ない(2月2日~8日), 次に標準炉心組立て後ペリオド法、比較法により微分曲線、積分曲線を求め(2月17日~3月5日), 最後に落下法(補外法および積分法)により各板の全等価反応度ならびに各板相互の干渉効果の測定を行なった。最後の補外法に関しては補外線の引き方に関し新しい考案を導入した方法を採用し、積分法に関しては反応度の小さいB₁, B₂, C₅等を考慮し、落下直後より10分程度計数する方法をもちいた。

これらの諸試験の結果、各制御板の相互干渉は相当大きく、較正曲線は他の制御板の位置によって異なり、最大20%程度の相違があることが明らかとなった。各制御板の積分曲線をFig. 7~11に、各板に関する測定値と計算値の対比をTABLE 9に示す。

制御板較正の詳細については「JRR-4の特性試験(1)(JRR-4の制御板較正) JAERI-memo 2393」を参照されたい。

なおJRR-4の制御板については、その後、後述の振動問題が発生し、これに対する対策として各粗調整板にローラー状の振動防止装置をとりつけた。この結果各制御板を再較正したが、新たに取り付けた構造物が微小であったので認めうる程度の差はなかった。

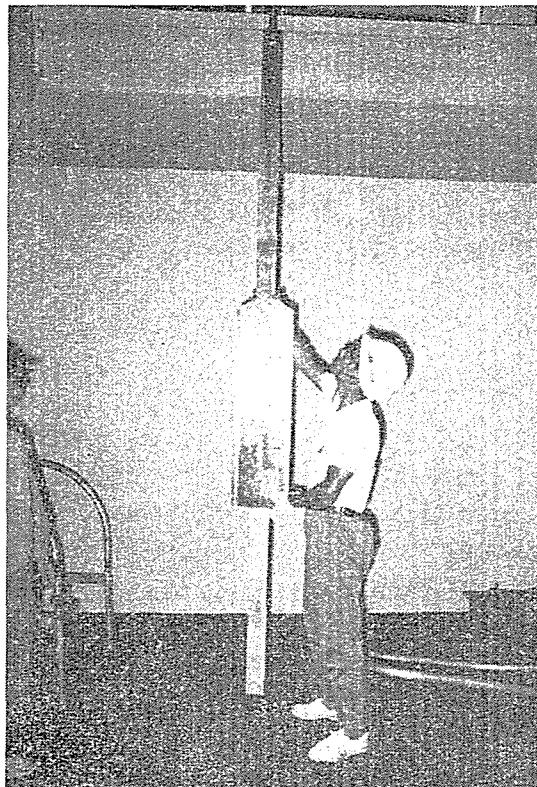


Photo. 6 JRR-4 粗調整安全板

8. 炉心部の熱中性子束分布の測定(出力較正)

2月5日ペリオド法による制御板の較正曲線に関する実験が終了したので、炉心部の熱中性子束分布の測定ならびに第1回出力較正にはいることとなった。

測定は2月6日より22日にかけて行なわれた。

JRR-4の炉心はFig. 6に示すように16本の燃料要素により構成され各燃料要素の構造は厚さ1.26mmのウランアルミ合金15枚により構成されている。(Fig. 12参照)

熱中性子束の分布の測定は通常の方法に従い銅テープならびに金箔(一部カドミウム板付)をアクリル製ホルダーにセットし、同ホルダーを燃料板のすきま(4mm)に挿入固定する方法によった。なお測定は予備測定と本

測定にわけ、予備測定においては最適照射量の決定とCICの粗い位置ぎめを行なった。本測定の結果得られた熱中性子束分布をFig. 13~16にしめす。

なおCICの位置については、本測定の結果にもとづき調整したが、本測定による出力較正後得られた値をのちに実施した高出力運転時の熱的出力測定実験により得られた値と比較した場合、若干の相違がみられたので、実験精度その他につき討議した結果再調整を行なっている。熱中性子束分布測定実験の詳細に関しては「JRR-4の特性試験(3)、熱中性子束分布の測定 JAERI-memo 2834」を参照されたい。

9. 質量係数、ボイド係数、温度係数の測定

3月22日熱中性子分布の測定が終了したので、質量係数、ボイド係数、温度係数等の測定にはいることとなつた。質量係数の測定は3月23日から25日にかけて行なわれ、ボイド係数の測定は3月26日から4月2日にかけて行なわれた。これにひきつづき、4月3日から温度係数の測定にはいる予定であったが、後述の制御板の振動問題が発生したので、その対策が終ったのち6月2日から3日にかけて行なうこととした。

質量係数の測定は特定位置の燃料要素を装填した場合と取り出した場合の制御板の位置の変化から反応度をもとめる方法により炉心構成の対称性を考慮して $1/4$ 象限につき行なつた。得られた結果ならびに20本標準炉心に関する計算値との比較をFig. 17に示す。

ボイド係数の測定はアクリル製薄形ボイドボックスを燃料板のすき間に挿入し、ボックス内の空気を水に置きかえた場合の出力上昇の程度から反応度を求める方法に

より、全炉心につき $-2.96 \times 10^{-3} \Delta k/k\% \text{ void}$ なる結果を得た。燃料要素位置による反応度変化を TABLE 10 にしめす。

温度係数の測定は2次冷却系を蒸気で加熱して一次系を暖ため、原子炉の温度を変化させて較正済の制御板の位置の差から等価反応度を求める方法により、炉心温度 $20^{\circ}\text{C} \sim 40^{\circ}\text{C}$ の範囲において $-0.0159\% \Delta k/k^{\circ}\text{C}$ の値を得た。JRR-4 はプールタイプであるため、炉の安全性解析上問題となるもっと高い温度での実験を行なうことができなかつた。計算によれば温度係数は高温ほど大きくなる。実測でもわずかではあるがこの傾向がみとめられる。温度係数測定結果を Fig. 18 にしめす。

上記各実験に関する詳細は、「JRR-4 の特性試験(2) JRR-4 の質量係数、ボイド係数、温度係数の測定 JAERI-memo 2420」を参照されたい。

10. 制御板振動問題の発見と対策

1965年(昭和40年)3月下旬温度計数測定実験の予備テストを行なうため一次冷却系主ポンプを起動し、ついで原子炉を起動したところ、ペリオド系の指針が大きくふれ、アラームポイント(20sec)を超過し、それにともなって出力系も設定出力に対し数%ふらつくことが確認された。最小ペリオドは7秒を記録した。この現象は零出力試験期間中はポンプが起動されず、またそれに先立つ臨界前作動試験時には、原子炉が起動されていなかったので発見されなかつた。種々の方法により原因を調査した結果、強制冷却水流により制御板が振動し、その振動が炉心領域における振動であるため単なる機械的振動にとどまらず、核的振動にまで発展していることが確認された。

この問題に関し JRR-4 管理課が立案した対策は次のとおりであった。

- 1) JRR-4 の制御板は燃料要素の間隙内を上下する構造となっている。したがつて問題を解決するためには、なんらかの方法によって間隙内のガタをとる一方、それが制御板の挿入、引き抜き、落下等に支障を与えない方法をとらなければならない。
- 2) したがつて本質的な解決策としては、炉心領域に制御板のガイドを組み込む等の改造が必要である。しかしそのような改造は相当長期にわたる日時を必要とし、JRR-4 の設置の当面の目的である原子力第一船のための遮蔽効果確認実験等の実施時期に重大な支障をおよぼす。

3) したがつて比較的短時間のうちになんらかの暫定的な対策を講じた上で、できるだけ早く炉を完成させ、原子力第一船のための実験が終了したのち本格的な改造を行なう。

JRR-4 管理課では上記方針に従い、改造対策、工程の遅れ、付属的に発生する諸問題等について検討し、理事会の諒承を得た。

この方針に従い特性試験工程表改-3 (TABLE 11) が作成された。振動防止策としては既設の制御板をとりはずし、粗調整板についてはローラーを制御板にとりつけ、微調整板については現在これをガイドしている特殊反射体要素にローラーをとりつけることとした。粗調整板ならびに特殊反射体の改造状況を Fig. 19, 20 にしめす。上記改造を要した期間は4月中旬より5月下旬までの約50日であった。この改造の結果、ペリオドの平均振動100秒以下、出力の振動3%以下とほぼ実用上差支えない程度の改善がなされた。

制御板の振動問題ならびに対策の詳細については、「JRR-4 の制御板の振動問題 (JAERI-memo 近刊)」を参照されたい。

11. サーマルコラムの改造

上記の零出力試験と併行してリドタンクに設置したコンバーターの出力を遮蔽実験に必要な程度とし、コンバーター表面において熱中性子束の分布をできるだけ平均化する目的で、サーマルコラム内の黒鉛を実験的に組みかえる作業が計画されていた。この作業に先立ちサーマルコラム出口における熱中性子束の測定を遮蔽研究室に依頼したところ予想より大巾に少なく、遮蔽実験に最低必要とされる $10^8 \text{n/cm}^2/\text{sec}$ の熱中性子束を得るためにはファクター10程度の改善が必要であることが報告される。出口中性子束密度の予想値は1次元によるチェック計算ならびに2次元2群拡散方程式により計算した値を採用したが、このような長大（約4m）なコラムにつきこのような計算法を適用したことによる誤差、ならびに実際の複雑な形状のコラムを計算にのせるため行なった簡単化により誤差が生じたものと思われる。熱中性子束の値を改善するためには、

- 1) プール内に突出しているプール内コラムを大きくし、炉心タンクとの間の水ギャップができるだけつめ、プール内コラムからの中性子のもれを少なくする。同時に炉心要素と炉心タンク壁との間の水の層を空気層で置き換えて熱中性子束の増大をはかる。
- 2) プール内コラムの減速物質（黒鉛）を重水に変更する。

の二案が提出されたが工事方法の難易、工事期間の长短、費用の大小等を考慮して2)案を採用することとした。

この際、改造前の設計計算値と実測値の間に大きな差があったことを考慮し、プール内コラムを3層にしき

り、充填しうる重水の量を調節可能とすることとした。プール内コラムの改造状況をFig. 21にしめす。

上記2)案にもとづくサーマルコラムが改造工事を実施するには、材料手配、工場製作等のため約3カ月程度の日時が必要と考えられた。サーマルコラムをそのままにしてただちに高出力運転試験を行なうことは、プール内コラムおよびコラム内構造物を放射化し、以後の作業を著しく困難にするおそれがあった。そこで、零出力運転試験は予定通りNo. 1プールで行なうが、以後の試験は炉心タンクをサーマルコラムとは関係のないNo. 2プールに移動して行なうこととし、この間にサーマルコラム関係の工場製作を行なうこととした。

改造工事は高出力運転試験の終了後7月下旬から9月にかけて行なわれた。改造の結果プール内コラム重水一層（厚さ340mm）でサーマルコラム出口における熱中性子束 $9 \times 10^7 \text{n/cm}^2/\text{sec}$ (1MW換算値)、コンバーター表面における熱中性子束 2.3×10^7 、カドミ比3.35、コンバーター表面（有効径550mm）における平坦度0.8以上という結果を得た。この値は熱中性子束としてはほぼ所期の値に近いが、カドミ比が悪く、カドミ比を向上させるため減速物質の量を多くするとせっかく向上させた中性子束が低下するため現状の炉心内中性子束密度ならびにコラムの形状を前提とする限りより以上の改善はむずかしい。

サーマルコラムに関する測定ならびに改造については「JRR-4 リドタンク設備特性試験報告書、JAERI-memo 2605」を参照されたい。

12. 出力上昇試験

1965年（昭和40年）6月中旬、制御板の改造ならびにそれに続く温度係数の測定実験が終了したので、出力を上昇させることとなった。出力の上昇は二期にわけ200kWまでの第1回出力上昇試験ならびに定格出力1000kWまでの第2回出力上昇試験とした。なおJRR-4はNo.1、No.2各プールの定位置以外では、強制冷却用配管をとりはずし、200kW以下の出力で自然冷却運転も可能な設計となっているので、自然循環による運転試験もあわせて行なう必要があった。

1) 第1回出力上昇試験

200kWまでの出力上昇試験は6月16日から21日にかけて行なわれた。出力の上昇は50kW, 100kW, 150kW, 200kWの4段階にわけて上昇させ、既設計器により異常の有無を監視するほか各出力におけ

るプール水および炉心タンク水の電気伝導度、pH、水の放射能、冷却水温度、ホットチャンネルの燃料板表面温度、熱出力ならびにプール表面線量率等を測定した。電気伝導度ならびにpHは冷却系備付の電気伝導度計、pH計により連続記録した。炉心タンク水の放射能は、真空ポンプにより炉心タンク水面下3.5mの水を採取し、GM管により放射能を測定した。冷却水温度は既設の温度計のほかに炉心直上直下のタンク壁ならび格子栓に熱電対を取付けて計測した。燃料板表面温度は試験用燃料要素燃料板表面2カ所に熱電対を取付けて計測した。プール表面放射線量率はサーベイメータにより計測した。炉出力に対する電気伝導度およびpHの変化をFig. 22にしめす。炉心タンク水の放射能の時間的変化を

Fig. 23 にしめす。200kW 時における各部温度変化を Fig. 24 にしめす。炉出力に対するホットチャンネル燃料表面温度を Fig. 25 にしめす。また冷却水温 度差より計算した熱出力と出力計による熱出力表示 値との対比を Fig. 26 にしめす。

これらの測定の結果、電気伝導度、pH および各部温 度は全く問題なく、また炉心タンク水面下 3.5m の水は 200kW 時に 110cpm であるが遮蔽温水系統を作動して いたため炉心ブリッジ上では BG 程度であることが確認された。また冷却水温 度差から算出した熱出力は、200kW 時に出力計表示値より 25% 程度高くなるが、これは温 度差が小さいため、誤差が大きく出たものと思われ、今後行なう予定の高出力運転時に再チェックすることとした。

2) 自然循環時の冷却材特性の測定

6月28日より30日にかけて 200kW 以下の運転条件における自然循環時の諸特性につき測定が行なわ れた。炉の運転は No. 1 プールおよび No. 2 プー ル各 1 カ所において、自然循環弁、燃料交換用蓋開放、1 次、2 次冷却系停止、遮蔽温水系統停止の条件で第 1 回出力上昇試験と同じステップにより出力を上昇させた。測定項目は電気伝導度、pH および 放射能の測定、冷却材ならびにホットチャンネル燃 料表面温度、ならびに対流状況の観察であった。電 気伝導度、pH は、自然循環のため既設の計器が使 用できないので、真空ポンプにより測定個所の水を汲み上げて測定を行ない、同時に GM 管ならびに パルスハイドアナライザーにより放射能の測定なら びに核種の分析を行なった。冷却材ならびに各部温 度の測定は、既設温度計ならびに各部にとりつけた 熱電対によった。対流状況の観測は、棒の各所にテ ーブル状の綿布をとりつけた器具をタンクおよびプー ル内に設置し綿布の動きにより冷却水の流れを推定 した。自然循環時の pH および電気伝導度の推移を Fig. 27 に、水の放射能を Fig. 28 に、核種分析の結果を TABLE 12 にしめす。炉心タンク内温度分布を Fig. 29 に、ホットチャンネル燃料表面温度を Fig. 30 にしめす。炉心タンク内の対流状況の観測結果を Fig. 31 に、炉出力に対する冷却水流量、流速炉 心出入口温 度差を Fig. 32 にしめす。

電気伝導度、pH、水の放射能はほぼ問題なく、炉心ブ リッジ付近の線量率は 200kW のとき最大 0.32mR/hr となる。炉心タンク内の温度はほぼステップ状に近い出 力上昇に対し、水面下 6 m で 30 分、4.5 m で約 1 時間の 時間遅れで定常状態に達する。プール全体の温 度上昇は 炉出力 200kW 時に No. 1 プールで 0.4°C/hr、No. 2 プールで 0.25°C/hr で相当長時間運転を行なっても 問題となる値ではない。200kW 時に自然対流の流量は 22 m³/hr、流速は 9.5cm/sec となり冷却水出入口温 度差は

8.1°C である。ホットテストスポットの燃料板表面温 度上昇は燃料中央部に生じ 26.6°C であった。

以上の各データを総合し 200kW 自然循環における 運転は特に問題がないことが明らかとなった。

3) 第 2 回出力上昇試験

6月30日、自然循環時に関する測定が終了したの で、定格出力まで出力を上昇するに際し、約半月間 各機器の点検整備を行なった。200kW から 1000 kW への出力上昇試験は 7月14日から21日にかけて 行なわれた。実験の第 1 日と 2 日は 600kW まで、

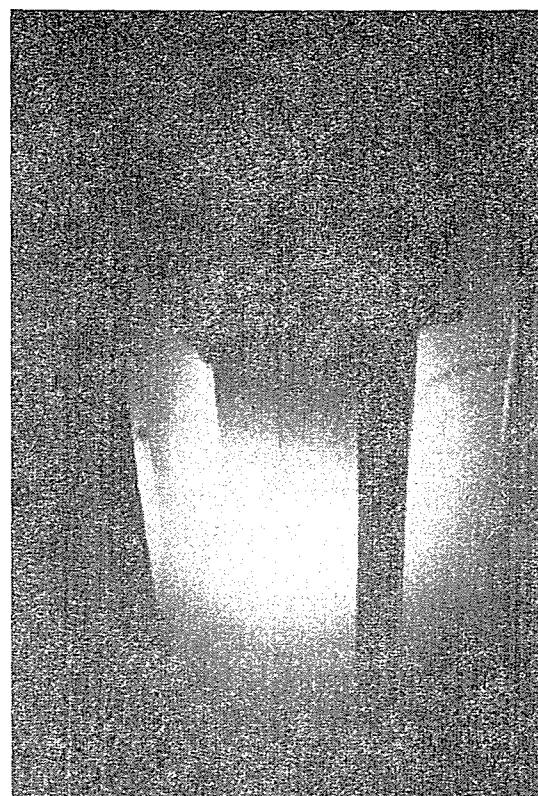


Photo.7 定格出力における炉心部

第 3、第 4 日は 1000kW まで、第 5 日は 600kW 一定で、1 次系流量を変化させて測定を行なった。それぞれの日に予定された最大出力に到達する以前に第 1 回出力上昇試験と同様二、三のステップをも うけ、各ステップで異常のないことを確認のうえ次のステップに進んだ。測定項目、測定方法は第 1 回出力上昇実験とほぼ同様であった。1000kW 時における電気伝導度ならびに pH の推移を Fig. 33 に、炉心タンク水の放射能の時間的経過を Fig. 34 に、各部温 度の推移を Fig. 35 にしめす。炉出力に対応するホットチャンネル燃料表面温 度上昇を Fig. 36 に、冷却水温 度差より算出した炉出力と出力計指示値との対比を Fig. 37 に示す。

電気伝導度、pH は問題はない。炉心タンク水の 放射能は 1MW 運転後約 4 時間で 3200cpm 程度 に達し、空間線量率は No. 2 プール水面で 0.11

mR/hr, No. 2 プール壁 1 次系配管埋込個所で最高 0.55mR/hr, 冷却機器室内で最高 4R/hr (立入禁止区域), 同入口付近で 85mR/hr であり, 出入口遮蔽扉閉の状態で 1~0.55mR/hr 程度であった. なお FFD (バルク水モニター) は, 200kW 時 100cpm 600kW 時に 200cpm, 1000kW 時に 350cpm を数えたが, 核種分析の結果異常は認められなかつた. ホットチャンネルの燃料板表面温度上昇は 1000 kW 時に 26.3°C (600kW 時より外補) であった. 热交換器の熱量流率は 1000kW 時に実測値約 1400 kcal/m²hr°C であり, 設計値に比べ若干良好な除

熱能力をもっていることが明らかとなった. 炉出力計と熱量測定による炉出力の比は, 高出力になるにしたがい 1.0 に近づくが, 全体的にみて炉出力計は高目の値を指している. 両者の精度を検討のうえ, 将来出力計を再較正することとなった.

以上のデータを総合し, JRR-4 は 1000kW の定格出力において充分安全に運転しうることが確認された.

上記出力上昇試験の詳細については「JRR-4 の特性試験(4) JRR-4 高出力運転試験 (1000kW) JAERI memo-2394」を参照されたい.

13. 安全審査関係書類の改訂

1965年（昭和40年）7月までの諸試験により, JRR-4 の諸特性, 各種係数が実験的に明らかになった. 一方, 「設置に関する書類」, 「設計および工事の方法」等の安全審査関係書類は, 設計段階における計算値にもとづいて記載されていたため, 若干の数値を改訂する必要が生じた. その主なものは次の通りである.

1) 超過反応度

申請値は 20 本炉心に関する計算にもとづき「5.9 % $\Delta k/k$ 」となっているが, 決定した標準炉心につき実測した結果, 6.5% $\Delta k/k$ の値を得た. したがって制御板の相互位置による変化, ならびに若干の余裕を見て「7.5% $\Delta k/k$ 以下」と変更する.

2) 粗調整板の等価反応度

申請値は 20 本炉心に関する計算にもとづき「約 19 % $\Delta k/k$ 」となっていたが, 炉心領域が縮少し, 制御板の効きが若干悪い形となった結果, 相当減少しているものと考えられた. 実測値については, 4 枚を同時に落下させて測定することはできないが, 各制御板の 1 枚ごとの測定値を合計した値は, 17.34% と申請値を下まわっているので若干の余裕をみて「15.6% $\Delta k/k$ 以上」と変更する.

3) 微調整板の等価反応度

申請値は「約 0.5% $\Delta k/k$ 」となっており, 実測値は 0.496% $\Delta k/k$ と若干下まわっているので「0.4% $\Delta k/k$ 以上」と変更する.

また臨界実験以降の運転経験よりみて従来の申請内容

では不都合な個所の訂正をあわせて行なった. その内容は次のとおりである.

- 1) 制御板の駆動速度が遅く, 起動から臨界までの時間がかかりすぎる. 各制御板の駆動速度を倍程度に早めても, 次項に記載する制御板のひきぬき条件の変更を行なえば, 安全上問題となる点はない. したがって各制御板の駆動速度の申請値「0.5% $\Delta k/k/min$ 」を「約 1% $\Delta k/k/min$ 以下」と改める.
- 2) 前項との関連で, 従来の「3 枚同時引きぬき」をやめ「任意の 2 枚が下限にあるとき, 2 枚同時引抜可能」と改める.
- 3) アラームスクラム項目を完成後の実情に応じ若干変更する.

これらの変更申請は 9 月 13 日内閣総理大臣宛提出され, 原子力委員会原子炉安全専門委員会の審査に付されることとなった.

1000kWまでの出力上昇試験にひきつづく特性試験のスケジュールについては, 原子力局より 24 時間連続運転試験, ^{135}Xe の毒性効果に関する測定等の長時間の炉運転をともなう試験の実施は, 上記安全審査の結論がでてから行なうべきであるとの見解が示されたので, 7 月下旬 No. 2 プールで行なう予定であった諸試験は一時延期し, 安全審査ならびにサーマルコラムの改造の完成をまって No. 1 プールで, 再度出力上昇試験を実施した上長時間運転を伴う諸試験を行なうこととした. 改訂後の工程と各試験の実施実績の一覧表を TABLE 13 にしめす.

14. 1,000kW 連続運転試験

安全審査関係書類の改訂は, 1965年（昭和40年）10月8日付で認可となり, 「設計および工事の方法」関係書類の改訂も10月18日付で認可となった. またこれと併行して行なっていたサーマルコラムの改造工事も10月上旬

完成したので, 炉心タンクを No. 1 プールに移動し, 再度出力上昇試験ならびに 1000kW による連続運転試験, Xe の毒性効果に関する測定等を行なうこととなった. 出力上昇試験は No. 2 プールの場合とはほぼ同じ方

式により10月25日に行なわれ、特に異常は認められなかった。

連続運転試験は10月27日から29日にかけて実施された。この間最初の24時間は定格出力1000kWによる正規の連続運転試験であり、ひきつづき Xe の毒性効果測定のための運転が行なわれ、合計44.5hr(内1000kW, 36hr; 1kW, 8.5hr)の運転をおこなった。24時間連続運転時の原子炉の運転状況をFig. 38に示す。試験中に2回スクラムが発生しているが、いずれも原子炉に異常がないことを確認したのちただちに再起動している。最初のスクラムは1000kW到達後2時間以内であったので、ただちに再起動し、その時点から改めて連続運転試験を再開した。スクラム原因は、主ポンプ停止ボタンにデータシート保持板が触れ、主ポンプが停止したためである。2度目のスクラムは構内全域停電により、20時間4分目に発生したが原子炉本体の性能とは直接関係のないものであったので再起動し、ロスタイムを差しひいて前後を継続した試験とみなした。

試験は通常の炉、プロセス計装により異常の有無をチェックするほかタンク水、プール水の電気伝導度ならびにpHはプロセス系既設の電気伝導度計ならびにpH計により1時間ごとに記録し、炉心タンク水の放射能は、タンク水をサイフォン作用でリドタンクに流し、その間にGM管をおき連続的に測定するとともに3時間ごとにその水の一部を採水し、パルスハイツアナライザー

で核種の分析を行なった。原子炉各部、冷却機の温度およびホットチャンネルの燃料板温度の測定は、既設の温度計のほか燃料要素、格子栓、周辺構造材に熱電対を取りつけて測定した。

各測定結果をFig. 39～Fig. 43にしめす。

Fig. 39において、電気伝導度がタンク水、プール水とも時間の経過とともに減少しているのは、炉の運転開始とともに精製装置を作動させたためである。

Fig. 40において、水中の放射能が時間とともに上昇するのは ^{41}Ar の蓄積によるものと思われる。核種分析の結果はNo.2プールにおける出力上昇試験時と同様であった。

Fig. 41において、冷却材各部の温度はすべて外気の温度条件に依存していることがしめされている。

Fig. 42において、サーマルコラム鉛遮蔽体中央部の温度が出力とともに変動しているのは、 γ 線による発熱のためと考えられる。その他の点はすべてプール水温と同じ温度をしめしている。

Fig. 43において、燃料板の表面温度は直接一次冷却水入口温度に影響されていることがしめされている。

以上の結果JRR-4は充分な安全性をもって長時間の運転が行なえることが確認された。連続運転試験の詳細については「JRR-4の特性測定(4) JRR-4高出力運転(1000kW) JAERI-memo 2394」を参照されたい。

15. ^{135}Xe 毒性効果の測定

1000kW 24時間連続運転試験にひきつづき、さらに原子炉の運転を継続して ^{135}Xe を飽和に近い状態まで蓄積し、その毒性効果を測定する実験が行なわれた。原子炉の運転ならびに測定方法は次のとおりである。

原子炉は出力表示1000kWで36時間連続運転する。この間自動微調整板C₅の位置を30分置きに記録し、その変化より ^{135}Xe の反応度を求める。この際C₅は上限および下限付近では効きが悪くなるので常にC₅が200mm～500mmの範囲にはいるよう、他の制御板(C₁～C₄)で補償した。測定結果をFig. 44に示す。なお同様の実験を後述の2500kW連続運転試験に際しても行なったが、その結果をFig. 45に示す。750kW(この実験を行なった当時はまだ出力計の再較正が行なわれていなかったので、出力計は1000kWを示していたが、実際の出力は750kWであった)、36時間運転時の ^{135}Xe のビルドアップによる反応度は1.90%4k/k、2250kW(出力表示3000kW)に関するそれは3.02%4k/kであった。

36時間運転後ただちに炉出力を1kWに下げ、炉停止後の ^{135}Xe の反応度が最大になる時間(T_{max})を測定した。測定はC₅の位置によって行ない、 T_{max} の近傍

では5分ごとに記録した。750kW運転の場合 T_{max} は6.21時間、反応度は2.35%4k/kであった。2250kW運転の場合 T_{max} は8.13時間、反応度は4.94%4k/kであった。

750kWにおける測定中、原子炉が2回にわたりスクラムしているが、測定結果にはほとんど影響はないと考えられる。またFig. 45に関し運転開始直後の右下がりカーブは実験前日の運転の影響である。また炉停止後の反応度の計算値と実測値が大きく異なるのは制御板の位置のファクターによるものと思われる。すなわち、JRR-4の超過反応度は約6.5%であるため、 T_{max} 近傍において各制御板はほとんど引きぬかれた状態となり、通常運転時の制御板位置における中性子分布を用いた計算値と大きく異なるものと考えられる。このことは T_{max} から炉心内の平均中性子密度を算出する場合も、制御板のパターンによる炉心内中性子束分布の変化を考慮に入れなければ正当な評価とならないことをしめしており、本実験と関連して行なった二、三の試算の結果も同様の結果をしめしている。 ^{135}Xe の毒性効果測定実験の詳細については「JRR-4の特性試験(6) JRR-4の ^{135}Xe の蓄積(JAERI-memo 2396)」を参照されたい。

16. 2500kW 出力上昇試験ならびに連続運転試験

前項までの諸試験により、当初予定していた第1期特性試験（原子炉本体の特性試験）は一応終了したが、これらの諸試験ならびに追加として行なった若干の試験の結果、JRR-4 の冷却系にはなお相当の余力があること、ホットチャンネルの燃料板表面温度にも余裕があることが確認された。

この点は、JRR-4 の設計仕様書ならびに安全審査関係書類においても、長時間連続運転の場合の最高出力が 1000kW、冬期等 2 次冷却水温が 20°C 以下のときは短時間最大出力 3000kW とされていたことからも当然予想された。しかし 2 次冷却水温をあらかじめ予測して運転を開始し、継続することは安全上問題があり、困難であるので、年間を通じいつでも到達しうる最高出力を規定し、その出力までパワーアップ試験を行なうことが望ましかった。この方針に従い主として、「(1)過去の記録によれば年間を通じ湿球温度が最高 30°C をこえたことがない。(2)ホットテスト・スポット位置の燃料板表面最高温度が、最高湿球温度時に沸騰点以下である」の二点を中心に熱特性を再検討した結果、炉の最高出力は 2500kW とすることがのぞましいとの結論に達した。このような変更は、安全審査関係書類の改訂をともなうので、そのために若干の時間が必要なこと、ならびに 1000kW 連続運転試験が完了した 1965 年（昭和 40 年）10 月以降には、原子力第一船のための遮蔽モックアップテストが予定されていること等の理由から、まず 1000kW による定常運転を開始し、後刻適当な時期にパワーアップ試験を行なうこととした。パワーアップテストの時期は遮蔽実験との関連で、1966 年（昭和 41 年）3 月下旬となった。

同試験は 3 月 22 日に行なわれ、1000kW 出力上昇試験時とほぼ同様の測定が行なわれた。原子炉の出力は、5 kW, 200kW, 1000kW, 1500kW, 2000kW, 2500kW とステップ状に上昇させ、最後に先般来問題となっていた出力計の再較正を行なうため 3000kW による運転を行なった。測定方法、測定項目は 1000kW 時とほぼ同様であった。

電気伝導度、pH の各出力に対する変化を Fig. 46 にしめす。精製系入口の pH が 1500kW 以降不安定となっているのは計器の故障によるものである。

タンク水中の放射能の強度を Fig. 47 にしめす。放射能が 2000kW 付近から急速に増加しているのは、採水箇所と炉心部の温度差の時間遅れならびに高出力で温度の上った下部冷却水と上部水との逆転がおこったためと思われる。核種分析の結果は 1000kW 出力上昇試験時と同様であった。FFD の計数も出力とともに増加しているが ^{17}N によるバックグラウンドと推定される。

ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇を Fig.

48 にしめす。出力計指示 2500kW および 3000kW におけるホットスポット温度は冷却材よりそれぞれ 45.6°C, 58°C の上昇をしめすが、いずれも外気湿球温度 30°C 以下では沸騰を起す値ではない。

冷却水温度差より算出した炉出力と出力計表示値との対比を Fig. 49 にしめす。同図において TRA-2 の指示は不安定であり、TI-12, TI-13 は温度計の位置がはなれているので誤差が大きい。その他の点について見た場合、従来の出力表示は 10~25% 程度実出力より高かったと推定される。この結果次の連続運転試験は計器上 3000kW で運転することをもって 2500kW 連続運転とみなすこととした。

翌 3 月 23 日より連続運転試験ならびに Xe の毒性効果の測定試験にはいった。原子炉の運転方法ならびに測定試験方法は 1000kW 連続運転試験の場合とほぼ同様であった。（Fig. 50 参照）

各測定結果を Fig. 51~56 にしめす。

電気伝導度の測定において PHRI-1（タンタ水精製系入口）は故障により使用できなかった。

水の放射能は 2500kW 到達後 4 時間で飽和に達している（Fig. 52 参照）。核種分析の結果は従来通りで特に問題はない。

冷却材各部の温度変化は各系とも外気温度に、格子栓上下部の温度は 1 次冷却水温に、その他の炉周囲構造材の温度はプール水温にそれぞれ依存しており特に問題はない。

ホットチャンネル燃料板表面温度は各チャンネルとも時間とともに低下する傾向をしめしているが（Fig. 55 参照），これは後述の熱出力自体の低下によるものと思われる。

冷却系温度差より算出した熱出力は時間とともに低下している。この原因是、Xe 等の蓄積を補償するため制御板が徐々に引きぬかれてゆき、それにともなって自動制御をつかさどる CIC の効率がよくなることによるものと思われる。今後、自動制御で炉を運転する場合の問題点の一つとなる。

以上の結果 JRR-4 は 2500kW の連続運転に対し充分の安全性をもっていることが確認された。2500kW への出力上昇試験ならびに連続運転試験の詳細については「JRR-4 の特性試験(5) JRR-4 の高出力運転試験(2.5MW) JAERI-memo 2395」を参照されたい。

連続運転試験と併行して行なわれた Xe の毒性効果に関する試験の結果については 15 項に記載した通りである。

なお出力計は、冷却系温度差よりの推定、Xe の蓄積量よりの推定等の結果を総合して、従来の出力表示が 25

%程度オーバーであったと判断されるので、連続運転試験終了後各検出器の位置を変えて最終的に調整した。こ

の結果、従来の 3000kW の出力表示は実出力 2250kW、1000kW の出力表示は実出力 750kW となった。

17. 特性試験期間中に判明または発生した問題点

2500kW 連続運転試験をもって JRR-4 の第 1 期特性試験はすべて終了した。これらの特性試験の結果、または特性試験期間中の運転経験より明らかとなった問題点は次の通りである。

1) 制御板の振動問題

10 項記載のとおりローラー状の振動防止装置をつけて一応解決したが、この方法はローラー軸、軸受の耐用年数、ガイドとなる燃料要素にあたえる損傷等多くの問題を残しており、本格的な解決法ではない。原子力第一船に関する遮蔽効果確認実験の終了等 JRR-4 の設置の当面の目的達成後可及的速かに本格的改造を行なう必要がある。

2) サーマルコラムの手直し

サーマルコラム出口における熱中性子束の不足は、11 項記載のとおりプール内コラムを黒鉛より重水に変えることにより一応解決し、現在の炉出力、炉心の構造、コラムの構造を前提とする限り、より以上の改善は困難な状況となっている。しかし、性能的には必ずしも満足すべきものではないので、将来上述の制御板の振動対策の一環として炉心部を改造する際にはあわせて改良をはかりたい。

3) 制御板の駆動速度

JRR-4 の粗調整安全板の設計駆動速度は 30mm/min(反応度印加率 0.54k/k/min, 全ストローク 650 mm) であったため、一本の制御板の引き抜きに約 22 分必要であった。このような緩慢な制御板の駆動は安全上はともかく、炉起動より臨界までの時間が長くかかりすぎるくらいがあった。特に JRR-4 は通常の運転形態として毎日起動、停止し、また運転中出力の変動もたびたび行なわれることが予想されたので駆動速度をより速めることが必要となった。したがって、安全性につき再検討のうえ、13 項記載の安全審査関係諸手続きの一環として駆動速度を倍程度に速めることとした。改造工事としては駆動用モーターに余力があったので減速歯車のとりかえのみで解決した。

4) 出力指示計の制御板パターンへの依存性

JRR-4 の出力指示計用中性子検出器は炉心構造上炉心領域のすぐ側方におくこととなつたため、制御棒のパターンによって検出器の感度が影響されやすく、その結果出力指示値と実出力の間に相当の相違が生じることが明らかとなった。この問題は、具体的には、16 の項でもふれたとおり長時間運転により Xe 等が蓄積してくる場合、長時間運転後燃料の

バーンアップが進行してきた場合等に問題となるので今後検討を要する。

5) 出力指示計用中性子検出器 (CIC) の γ 線補償
JRR-4 の CIC (3 箇) の高圧電源としては、プラス、マイナスとも同じ程度の電圧をかける設計となっているが、そのままでは γ 線を補償しすぎる傾向があり、高出力運転後の再起動が運転技術上きわめてむずかしいという問題が生じた。すなわち、CIC につながる Log N-Period 系では、起動時にインプットのバイアスが下がりすぎ、ある程度出力が上ってくるまで検出器が動作せず、一定出力で急に動作を始めるためペリオドが急に短くなつて炉がスクラムするという状況がそれである。これに対する対策として、ヘリポットによりマイナス電圧を可変にし、起動前に動作点まで電圧を調整する方式を採用している。Lin-N 系に接続されている他の CIC についても同様の問題が考えられるが、それらは、ペリオド系に接続されていないので運転上は大きな障害となっていない。この問題は先述の出力計指示値の制御板パターンへの依存の問題同様本質的には検出器の位置に關係することであるので、将来炉心を改造する場合には考慮しなければならない。

6) 起動系付属のペリオド計

JRR-4 の炉計装では、起動系対数計数率計にペリオドメータが付けられているが、炉の起動時には計数率が低く統計的変動も大きいので、メータ指針が大巾にふらつき運転上ほとんど役に立たない。ペリオド計のふらつきを少なくするには時定数を相当大きくしなければならず、時定数を大きくすると応答が悪くなる。したがって同メータは現在ほとんど運転者への助けとならないが、さいわい Log-N が比較的低いレベルから動作するので運転上差支えない。

18. あとがき

JRR-4 の臨界特性試験の実施にあたり、JRR-4 建設室においては、スイミングプール型原子炉の臨界特性試験は、すでに多くの炉で実証すみであり、大きな問題点はないと考えていた。しかし試験の進行につれて制御板の振動問題、サーマルコラムの熱中性子不足等多くの困難な問題が発生した。これらを一つずつりこえ、まがりなりにも、定常運転の開始を1965年秋の原子力第一船のためのモックアップテストに間に合わせることができたのは、一つは研究炉管理部他原研内外関連機関ならびに原子炉メーカー日立製作所の協力があり、一つには木場

室長以下の室員の努力の成果と考える。

本稿を終るにあたり、JRR-4 の建設に終始たゞさわり、臨界を前にして負傷され、今日なお病床にある外来研究員御手洗岩男氏の回復の一日も早からんことを祈念する。

本稿の執筆にあたっては JRR-4 管理課長日高丘平氏より多くの有益な指導をいただいた。また資料の整理その他に関し JRR-4 管理課大川真一君の協力をうけた。厚く感謝する。

19. 参照文献

(JAERI-memo はいざれも未公開です。入手の問合せは JRR-4 管理課まで)

- 1) JRR-4 の概要, JAERI-memo 1354.
- 2) JRR-4 重要図面集, JAERI-memo 近刊.
- 3) JRR-4 契約関係書類集, JAERI-memo 近刊.
- 4) JRR-4 安全審査関係書類集, JAERI-memo 近刊.
- 5) JRR-4 の特性試験(1) (JRR-4 の制御板較正), JAERI-memo 2393.
- 6) JRR-4 の特性試験(2) (JRR-4 の質量係数, ポイド係数, 温度係数の測定), JAERI-memo 2420.
- 7) JRR-4 の特性試験(3) (JRR-4 の出力較正), JAERI-memo
- 8) JRR-4 の特性試験(4) (JRR-4 の高出力運転試験——1000kW), JAERI-memo 2394.
- 9) JRR-4 の特性試験(5) (JRR-4 の高出力運転試験——2.5MW), JAERI-memo 2395.
- 10) JRR-4 の特性試験(6) (JRR-4 の¹³⁵Xe の蓄積), JAERI-memo 2396.
- 11) JRR-4 の特性試験(7) (JRR-4 の気送管の高速中性子束), JAERI-memo 2397.
- 12) JRR-4 の特性試験(8) (JRR-4 リドタンク特性試験報告書), JAERI-memo 2605.
- 13) JRR-4 の制御板の振動問題, JAERI-memo 近刊.
- 14) JRR-4 の放射線管理, JAERI-memo 2349.
- 15) JRR-4 の建設, JAERI 1141.
- 16) JRR-4 実験設備の利用手引き, JAERI 6016.

20. 付録

資料 1 JRR-4 においてゲート吊り作業中に発生した人身事故に関する報告書（その1）

資料 2 JRR-4 臨界実験記録

資料 3 JRR-4 臨界実験中性子計測データ

資料 1 JRR-4 においてゲート吊り作業中に発生した人身事故に関する報告書（その 1）

JRR-4 建設室長

1. 事故発生日時 昭和39年11月27日（金）
2. 事故発生の場所 JRR-4 炉室2階プール北側
3. 人身傷害者氏名ならびに傷害の程度

御手洗岩男（船舶技術研究所外來研究員）

- (1) 側頭骨骨折
- (2) 脳挫傷
- (3) 頭がい底骨骨折

1カ月の入院加療を
要する見込み

渡辺 終吉（JRR-4 建設室員）

- (1) 前頭部裂傷
- (2) 脳震盪症

1週間の入院加療を
要する見込み

4. 事故の経過

11/27（金）

時 分

14.30 ゲート移動作業開始

プール北側炉壁に吊ってあったゲートの一つ（アルミニウム製 6 m × 2.16m, 水中重量約1.2 t）を所定のゲート吊り具により天井クレーンで吊って、ゲート置場よりゲート所定位置（No. 1 プール, No. 2 プール境界部）に移動する作業を開始した。

現場見取図および作業従事者名は下記のとおり。

作業従事者

宮坂 駿一（JRR-4 第4係長）

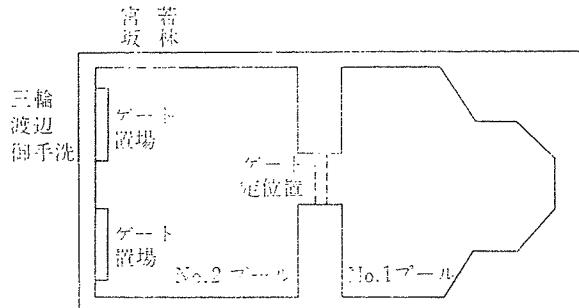
御手洗岩男（船舶技術研究所外來研究員）

三輪 秀泰（JRR-4 室員）

若林 隆雄（　　"　　）

渡辺 終吉（　　"　　）

クレーン運転者 川崎 好孝（工務2課）



現場見取図

14.40～14.45 天井クレーン（補巻 5ton）のフックをゲート吊り金具に吊り、三輪、渡辺、御手洗の3名がゲート吊り具のフックをゲートの吊り具にかけ、目視等により確認するとともに確実を期すため一旦少し吊り上げた後、もとに戻すよう、三輪を通じてクレーンマンに指示し、そのように操作した。

つづいて、そのまま上方にひきあげると、プール上部のオーバーフロー金網枠に引っかかるおそれがあるので、No. 1 プール方向に若干ずらせ小ささみに3回ひきあげた。

14.45 三輪、御手洗、渡辺の3名がゲートの位置、ひっかかりの有無等を点検するため、プール上部よりのぞき込んで確認し、この直後、ゲート吊り具がはね上り、御手洗、渡辺の頭部に激突した。御手洗はその場にうつぶし、渡辺はプール壁から後の床にたおれた。

事故後、ゲート吊り金具フックを調べたところ、写真のとおり一方がのびていることが判明した。

5. 事故後の処置

14.45～14.46 事故発生を目撃した宮坂はただちにページング（室内指令連絡装置）により救急車の派遣を依頼し、通報をうけた山田はただちに非常用電話222により関係箇所に連絡し、救急車の手配を依頼した。三輪、若林は事故発生後ただちに事務室、居室等に応援を依頼した。これを聞いた原、吉田、大塚、関、東山、小山田、大西等 JRR-4 室関係者ならびに階下にいた日立工事作業員4名が現場にかけつけた。

14.46～14.55 御手洗、渡辺をスノコに乗せ、上記人員が協力して炉室2階より JRR-4 事務室前まではこび出した。この間、御手洗は全く意識なく、渡辺は意識混濁状態であった。

14.54 安全衛生課員ならびに御手洗の妹（保物）、飯島（保物）の各氏が到着した。

14.55 診療所の患者移送車1台が、JRR-4 前に到着したので、傷の重い御手洗を先にのせ職員診療所に移送した。

15.00 渡辺を JRR-4 室員の自動車で診療所へ移送した。

15.00～ 事故発生を知った工務1、2課、構内課等の関係者が現場に到着した。

15.15～ 庶務課を通じ、各理事、所長、他関係箇所に連絡が行なわれた模様で各所より問合せがあった。

この間、船舶技術研究所外來研究員布施卓嘉（遮蔽研）、宮坂（JRR-4）が御手洗の家族、派遣先の船舶技研に対する連絡を行なった。

15.20 柳下担当理事、他関係箇所にその後の経過を報告した。

15.30 診療所付添人（山田）より連絡があり、御手

- 洗は酸素吸入ならびにレントゲン撮影を行なうこと、診療所より慈恵医大専門医に来診を要請したこと、渡辺は傷口を縫合していること等の連絡があった。
- 15.45 診療所付添人 (JRR-4 宮坂) より、レントゲン撮影の結果、御手洗の頭部の骨に異常があるとの連絡があった。
柳下担当理事が現場に到着、情況を説明した。
- 16.05 JRR-4 若林を、渡辺宅 (千葉県市川市) に連絡のため派遣した。
- 16.40 診療所付添人 (山田) より連絡があり、御手洗の手術につき、B型血液 2000cc 程度入用とのこと、B型血液保有者の確保を要請された。
このころ、勝田警察署東海警部補派出所より現地調査に来室。
- 16.40～16.50 JRR-3、炉管理部にB型血液保有者の調査を依頼し、回答があったが、不足が考えられたので、庶務課に協力を要請した。
- 17.03 庶務課より献血要請に関する構内放送があつた。
このころ、楠瀬理事来室、事故情況を説明した。
- 17.55 水戸労働基準監督署長、他3名が来室、事故の情況を説明した。
- 18.55 慐恵医大藤本医師他1名診療所に到着との連絡あり。
- 20.00 現場を保存した上、連絡、涉外等必要人員を残し、自宅待機させ、現場連絡所を診療所に移した。
- 20.00～ 船舶技研外来研究員、診療所、庶務課等と協力のうえ、当室員を次のように配置した。
- (1) 総括 木場室長 八剣主任技術者
 - (2) 被害者家族、関係者への連絡、接待、情況説明
一柳、山田、中崎
 - (3) 御手洗、渡辺の付添い、医師等よりの指示に従う連絡
宮坂、岡島、三輪、関 (放管)
東山、両角、小管
- 20.50頃 御手洗の手術開始
- 22.50 手術完了、経過良好のこと。
- 23.40 渡辺の実兄診療所到着、事情説明
- 11/28
- 2.00 船舶技研 佐藤部長、高田課長、中田東海出張所長他1名
診療所到着、事情説明。
- 9.10 楠瀬、柳下理事に事情説明。
- 10.30 荒木事務部長と今後の事故措置につき打合せ、事故原因調査 (委) を設置すること。
- 11.30 御手洗氏家族、診療所到着、事情説明。
以後 JRR-4 室員2名を交替で連絡のため、待機させることとした。
- 11/30
- 10.00 第1回事故調査会開催、別添議事録の通り、午後ゲートをワイヤーで吊り、再度取り外し作業を試みたが、不能のため中止。
- 12/1
- 8.00 再度クレーンで吊り、前後にゆすって吊ったところ、取りはずせたので炉室2階キャットウォークに立てかけ現場に保存、ゲート下部に損傷あり。
- 9.30 事故委員会により、ゲートその他の調査。
- 14.00 No. 1, No. 2 プール排水開始。
- ### 6. 今後の対策ならびに工程等に関する影響
- (1) 事故そのものに対する処置
事故調査委と協力し事故原因を解明する。
目下補修を要すると考えられる箇所は次の通りであるのでこれらの補修を行なう。
 - (1) ゲート吊り具再製作。
 - (2) ゲート本体補修。
 - (3) 要すればゲート取付金具 (ゲートをプール壁に取付ける金具) の再検討ならびに補修。
 - (2) 今後の安全保持に関する問題点
 - ① 今回の事故は、臨界前習熟訓練中に発生したものであるが、今後に予定する訓練の実施について、作業の安全制につき再点検を行なう。しかし訓練そのものを簡略化したり省略したりしない。
 - ② 法定の安全管理者以外に補助者をおき、作業の安全性につき専門的に監督させる。
 - ③ 重量物の運搬に関しては、各関係箇所(工務課)との業務連繋をより密にする。この点に関し、将来も重量物を多量に扱う点から見て、専任の重量物取扱いの専門家が必要と思われる所以、関係箇所と協議したい。
 - ④ 建設要員より運転要員への、設備の受け渡しについてさらに細心の配慮をする。
 - ⑤ 作動不良箇所、作業のやりにくい箇所等を再検討し、設備器具の改良をはかる。
 - (3) 工程等に対する影響
JRR-4 は別添工程表、ならびに詳細工程改-2 のとおり12月中旬を目標に工程を進めていたが、上記、事故原因の調査ならびに排除、補修を行なう必要を生じたので、相当程度影響があるものと思われる。事故原因調査委の進度よりみて今週(12月5日)中には一応の結論があるものと思われる所以、その結果に従い至急補修箇所、必要期間につき検討し、工程の再編成を行なう予定である。

資料 2 JRR-4 臨界実験記録

昭和40年1月27日～1月28日

記録係 岡島 正直 大塚 徹雄
内田 紀郎 塚越 亮一

1月27日					
12 : 56		総括係長指令「全員配置に着き実験準備せよ」	15 : 07		計測係は Ex. Ch. の点検を開始せよ 点検完了 A-106 の No. 4 Ch. の計数値を 180cpm に訂正のこと (田村)
13 : 01	(A-101) (A-102)	開始	12		
13 : 05	(A-101) (A-102)	完了	15 : 12	A-110	開始 燃料 1 本目貯蔵棚へ挿入完了 " 2 " " " 3 " " " 4 " " " 5 " " 反射体要素 (IV-4) 取出開始 " " 完了
13 : 05	A-103	完了	14		
13 : 05	A-104	開始	16		
13 : 18	A-104	完了	17		
13 : 18	A-105	開始	18		
19		C ₅ 引抜開始	19		
20		C ₅ 325m/m まで引抜完了	24		
"		C ₁ ～C ₃ ギヤングにて引抜開始	27		F-01 装填完了
31		C ₁ ～C ₃ 325m/m まで引抜完了	28		反射体要素 (IV-4) 取出完了
32		C ₄ 引抜開始	29		F-02 装填完了
43		C ₄ 325m/m まで引抜完了	31		反射体要素 (V-4) 取出完了
"	A-105	完了	33		F-03 装填完了
13 : 43	A-106	開始	34		反射体要素 (V-5) 取出完了
51		Reactor 起動時温度 9°C, その後 異常なし (吉田)	35		F-04 装填完了
13 : 55	A-106	完了	36		反射体要素 (V-6) 取出完了
13 : 55	A-107	開始	37		F-05 装填完了
"		C ₅ 引抜開始	38		燃料要素装填状態確認開始
56		C ₅ 650m/m まで引抜完了	39		" " 完了
"		C ₁ 引抜開始	40		反射体要素 5 本取出完了
14 : 07		C ₁ 650m/m まで引抜完了	41		炉心ブリッジ掃除
"		C ₂ 引抜開始	42		完了
18		C ₂ 650m/m まで引抜完了	15 : 46	A-110	開始
"		C ₃ 引抜開始	43		計数完了
30		C ₃ 650m/m まで引抜完了	44		計算開始
"		C ₄ 引抜開始	45		計算完了
41		C ₄ 650m/m まで引抜完了	16 : 04	A-111	完了
"	A-107	完了	16 : 04	A-112	開始
14 : 42	A-108	開始	46		C ₅ 650m/m まで引抜完了
"		燃料係 燃料貯蔵庫より置場まで搬入開始	47		C ₁ " "
45		燃料 5 本搬入完了. 直ちに 点検開始	48		C ₂ " "
14 : 52	A-108	完了	49		C ₃ " "
14 : 53	A-109	開始	50		C ₄ " "
54		C ₅ 下限に到着	51		完了
15 : 02		A-109 完了後 Ex. Ch. 点検せよ	16 : 51	A-112	開始
04		燃料点検完了 (三輪)	52		燃料要素 F-06～F-10 を貯蔵庫より 炉室置場に搬入開始
"		C ₁ ～C ₄ 325m/m まで挿入完了	53		同上完了
"		C ₅ 325m/m まで引抜開始	54		燃料係点検開始
07		C ₅ 引抜完了	55		各係内交代で 17.00～19.00 の間に食事せよ
15 : 07	A-109	完了	17 : 02		F-08 にキズのあることを発見した ため報告書により点検

17 : 04 06 16 17 "	A-114	開始 C ₅ 下限に到達 C ₁ ～C ₄ 325m/m まで挿入完了 C ₅ 325m/m まで引抜完了 完了	20 : 28 29 32 39 40 "	A-305	開始 C ₅ 下限到達 燃料係燃料挿入準備開始 C ₁ ～C ₄ 325m/m まで挿入完了 C ₅ 325m/m まで引抜完了 完了
17 : 17 21 23 24 25 26 29 35 35	A-201	開始 F-06, F-07貯蔵棚へ挿入完了 R-23 貯蔵棚へ挿入完了 F-06, IV-6 へ装填完了 R-29 貯蔵棚へ挿入完了 F-07, IV-5 へ装填完了 R-23, R-29 取出. 搬出完了 F-06, F-07 装填確認完了 (挿入用 トングで再装填を行なった) 完了	20 : 40 43 44 45 " 46 20 : 47	A-401 A-401	開始 F-10 貯蔵棚へ挿入完了 R-30 " " F-10 VI-6 へ装填完了 F-10 装填確認完了 R-30 取出. 搬出完了 完了
17 : 35 47 52	A-202	開始 計数完了 完了	20 : 47 54 20 : 58	A-402 A-402	開始 計数完了 完了
17 : 52 18 : 04 15 26 38 "	A-203	開始 C ₅ 全引抜完了 C ₁ " C ₂ " C ₃ " C ₄ " 完了	20 : 58 21 : 00 04 10 22 33 44 21 : 44	A-403 A-403 A-403	開始 C ₅ 全引抜完了 総括係より臨界試験要領書の訂正 個所を発表「A-504の備考を消去し A-404の備考に『燃料要素炉室へ 搬入. 点検開始. F-11～F-16』を 記入する」 C ₁ 全引抜完了 C ₂ " C ₃ " C ₄ " 完了
18 : 38 51 "	A-204	開始 計数完了 完了	21 : 44	A-404	開始 燃料係 F-11～F-16を炉室に搬入 開始 Log CRM 指示値 2 cps 燃料係, 燃料搬入完了後点検開始 計数完了 完了
18 : 51 53 19 : 03 04 "	A-205	開始 C ₅ 下限到達 C ₁ ～C ₄ 325m/m まで挿入完了 C ₅ 325m/m まで引抜完了 完了	21 : 51 46 48 51 21 : 51	A-404 A-404	開始 燃料係 F-11～F-16を炉室に搬入 開始 Log CRM 指示値 2 cps 燃料係, 燃料搬入完了後点検開始 計数完了 完了
19 : 04 05 07 09 10 11 "	A-301	開始 F-09 貯蔵棚へ挿入完了 (F-08にキズあるためF-09に変更) R-28 貯蔵棚へ挿入完了 F-09, IV-4 へ装填完了 R-28 取出. 搬出完了 F-09 装填確認完了 完了	21 : 51 54 22 : 03 04 22 : 04	A-405 A-405	開始 C ₅ 下限到達 C ₁ ～C ₄ 325m/m まで挿入完了 C ₅ 325m/m まで引抜完了 完了
19 : 12 26 30	A-302	開始 計数完了 完了	22 : 04 06 08 10 " 12 22 : 12	A-501 A-501	開始 F-11 貯蔵棚へ挿入完了 R-19 " " F-11 III-5 へ装填完了 F-11 装填確認完了 R-19 取出. 搬出完了 完了
19 : 30 31 43 54 20 : 05 17 "	A-303	開始 C ₅ 全引抜完了 C ₁ " C ₂ " C ₃ " C ₄ " 完了	22 : 13 20 22 : 24	A-502 A-502	計数完了 完了
20 : 17 27 "	A-304	開始 計数完了 完了	22 : 24 25 36 47 59 23 : 10	A-503 A-503	開始 C ₅ 全引抜完了 C ₁ " C ₂ " C ₃ " C ₄ " (計測係より : C ₄ 引抜時注意のこと) 完了

23 : 11	A-504	開始 Log CRM 3cps 計数完了 完了	1 : 44	B-103	開始 F-13 貯蔵棚へ挿入完了 R-20 "
12			45		F-13, III-6 へ装填完了. 確認完了
18			47		R-20 取出. 搬出完了
23 : 18	A-504	完了	48		
			51		
23 : 18	A-505	開始 全制御板 325m/m まで挿入後, 24.00 まで休息する. 各係当直者氏名 総括係: 佐藤. 事務係: 全員休息 計算係: 新藤. 記録係: 岡島 燃料係: 根上. 制御係: 小山田 計測係: 角田. 保物係: 池沢 工務係: 小沼. C ₅ 下限到達 C ₁ ~C ₄ 325m/m まで挿入完了 C ₅ 325m/m まで引抜完了 完了 当直者以外全員休息	1 : 51	B-103	完了
18			1 : 54	B-104	開始 計数完了 (全制御板 325m/m 位置の値で計算)
			57		
20			2 : 02	B-104	完了
30			2 : 03	B-105	開始 C ₅ 全引抜完了 (651m/m)
"			04		
"	A-505	完了 当直者以外全員休息	2 : 04	B-105	完了
				B-106	省略
23 : 53	A-601	23 : 55 までに各係配置完了のこと	2 : 04	B-107	開始 C ₁ 全引抜完了 (651m/m)
0 : 03	A-602	完了 (各係配置完了)	15		
0 : 03	A-603	開始 F-12 貯蔵棚へ挿入完了 R-18 "	2 : 15	B-107	完了
05			21		
08			23		計算完了 (C ₀ 値は全制御板 325m/m の値を使用)
10			2 : 24	B-108	完了
"			2 : 24	B-109	開始 C ₂ 全引抜完了 (650m/m)
11			35		
12	A-603	F-12 装填確認 R-18 取出. 搬出完了 完了	2 : 35	B-109	完了
0 : 12	A-604	開始 計数完了	2 : 35	B-110	開始
19			2 : 39		計数完了
0 : 22	A-604	完了	42		計算完了 (C ₀ 値は全制御板 325m/m の値を使用)
0 : 22	A-605	開始 C ₅ 全引抜完了	2 : 42	B-110	完了
24			2 : 44	B-111	開始 C ₃ 全引抜完了 (653m/m)
35			55		
47			2 : 55	B-111	完了
58					
1 : 10			2 : 56	B-112	開始
1 : 10	A-605	C ₂ "	3 : 00		計数完了
		完了	02		計算完了 (C ₀ 値は全制御板 325m/m の値を使用)
1 : 10	A-606	開始 Log CRM-Rec. 8cps Log N-Rec. 0.45W Log Period-Rec. 約 50sec $\mu\mu A$ No.11-Rec. 若干ふれている 計数完了 完了	3 : 02	B-112	完了
12			3 : 03	B-113	開始
			(a)		C ₄ 400m/m まで引抜き 1 分間停止せよ
			06		C ₄ 440m/m まで引抜完了
18			08		Period-Rec. 80sec
1 : 18	A-606		12	(b)	Ex. Ch. CIC 上昇中
					C ₄ 400m/m で一時停止せよ
			12		Period-Rec. 40~50sec
			13		Ex. Ch. No. 2 電源 OFF
			13		Log CRM-Rec. 上昇中
			14		$\mu\mu A$ No. 1-Rec 5~6W 上昇中
1 : 19	A-607	開始 燃料係. 燃料装填準備開始	3 : 15	(B-114) (B-115)	臨界点を求めよ
20			17		C ₄ 433m/m まで挿入完了
21					$\mu\mu A$ No. 1-Rec. 9W
30					Period-Rec. $\approx \infty$
31					
1 : 31	A-607	C ₅ 325m/m まで引抜完了 完了			
1 : 32		燃料 12 本目で臨界になる可能性があるため, 総括係は制御室に移動。			
1 : 41	B-101	開始			
1 : 44	B-102	完了			
		C ₁ : 325, C ₂ : 324, C ₃ : 327, C ₄ : 324, C ₅ : 325			

3 : 18	(B-115) 18 18 20 21 22 25	開始 燃料係、N.S. 取出準備せよ 計測係、計数開始 Noiseによるアラーム発生(Reset完) N.S. 把み完了 N.S. 約40cm 引抜き C_4 431m/m まで挿入 N.S. 引抜完了 C_4 444m/m まで引抜	3 : 25 32	B-119	10分間保持し、臨界データを採取せよ 臨界データ採取完了
3 : 25	(B-117) 25	C_4 444m/m にて臨界 N.S. 貯蔵棚へ挿入完了	3 : 38 " 50	(B-120) (B-121)	スクラム(手動)
			3 : 41 43	B-122	中性子源装填 N.S. 装填完了
			3 : 43 46		燃料係:全作業完了 計測係:全作業完了 制御係:Magnet 接着待ち 記録係:作業完了

各実験ステップの最終制御板位置

A-105		A-107		A-109		A-112		A-114	
C_1	325	1	651	1	325	1	652	1	325
C_2	325	2	650	2	324	2	651	2	324
C_3	325	3	653	3	327	3	653	3	327
C_4	325	4	650	4	324	4	650	4	324
C_5	325	5	653	5	326	5	652	5	325
A-203		A-205		A-303		A-305		A-403	
C_1	651	1	325	1	651	1	325	1	652
C_2	651	2	324	2	650	2	324	2	650
C_3	650	3	327	3	653	3	326	3	653
C_4	653	4	324	4	650	4	324	4	650
C_5	650	5	325	5	651	5	325	5	651
A-405		A-503		A-505		A-605		A-607	
C_1	325	1	652	1	325	1	652	1	325
C_2	324	2	650	2	324	2	650	2	324
C_3	327	3	653	3	327	3	654	3	327
C_4	324	4	650	4	324	4	650	4	324
C_5	325	5	651	5	325	5	652	5	325
B-102		B-105		B-107		B-109		B-111	
C_1	325	1	325	1	651	1	651	1	651
C_2	324	2	324	2	324	2	650	2	650
C_3	327	3	327	3	327	3	327	3	653
C_4	324	4	324	4	324	4	324	4	324
C_5	325	5	651	5	651	5	651	5	651
B-118		B-119							
C_1	651	1	651						
C_2	650	2	650						
C_3	653	3	654						
C_4	444	4	444						
C_5	651	5	651						

臨界データ

臨界質量	1987gr	Log CRM-Rec.	0.65×1000cps	$\mu\mu A$ No. 1	7.4W
Lin CRM	0.66×1000cps	Log N	21W	$\mu\mu A$ No. 2	6.3W
Scalar	675cps	Log N-Rec.	30W		
Log CRM	0.6×1000cps	$\mu\mu A$ No. 1-Rec.	7.5W		

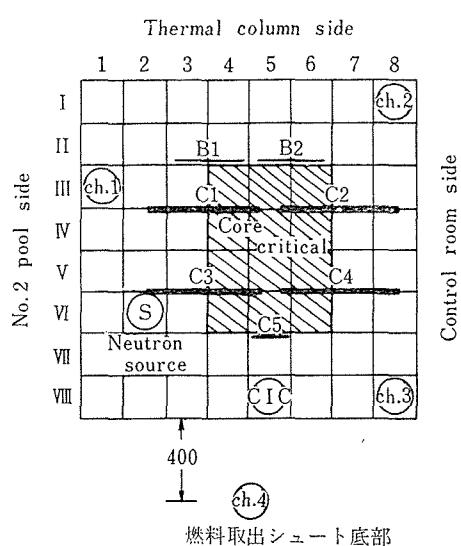
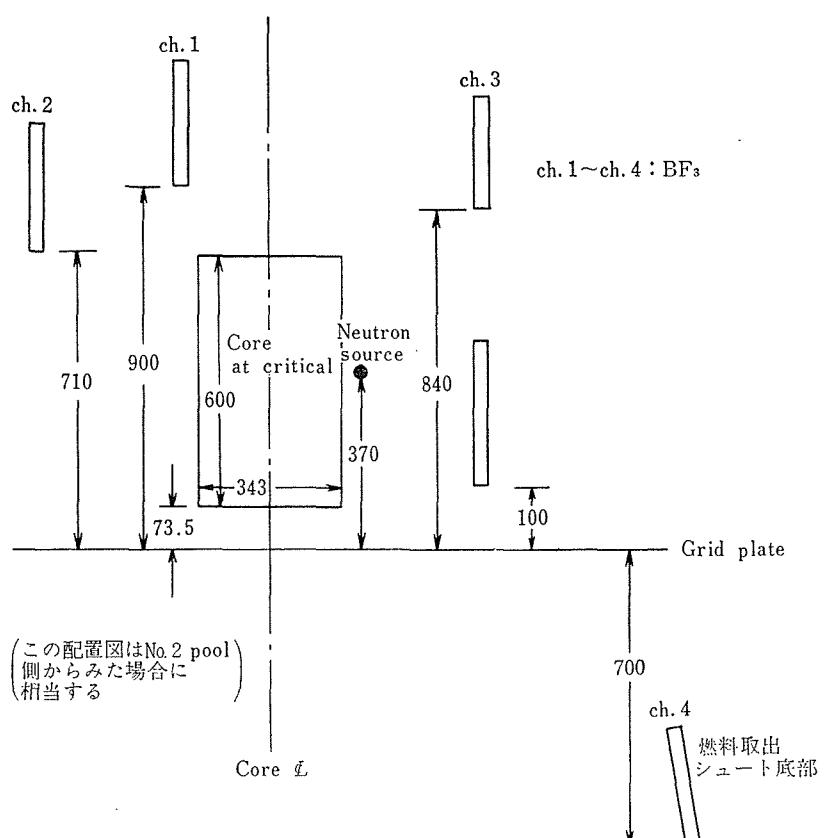
JRR-4 臨界実験中性子計測データ

1965. 1. 27~28

担当 田村

Ch. 1 (BF_3) 角田 (JRR-3) 斎藤 (JRR-3)Ch. 2 (BF_3) 福田 (JMTR) 石塚 (JMTR) 近藤 (JMTR)Ch. 3 (BF_3) 神原 (JMTR) 若山 (計測) 中田 (JMTR)Ch. 4 (BF_3) 古田 (遮蔽研) 古川 (計測) 布施 (遮蔽研)

CIC 薄羽 (技研)

Neutron source
Am-Be 5Ci

Detector Configuration

Extra Channel Condition at Critical Experiment

Channel Condition	No. 1	No. 2	No. 3	No. 4	C. I. C.
Detector	BF ₃ 日立 EB-125	BF ₃ 日立 EB-125	BF ₃ 日立 EB-125	BF ₃ 日立 EB-125	G. E. Cat No. 5467870G9
Detector position from grid plate (cm)	+90	+71	+84	-70	+10
Detector operating voltage (V)	2600	2600	2600	2700	+500 - 90
Pre amp.	神戸工業 PA-20C	神戸工業 PA-20C	神戸工業 PA-20C	東京原子工業 PA-1	—
Type	—	—	—	—	$\mu\mu A$ meter Keithly model 415
Linear amp	Coarse	—	—	—	$\times 64$
	Fine	1/10	2/10	2.5/10	$\times 1/2$
	Overall	256k Ω	233k Ω	189 Ω k	132000
Rise time	—	—	—	delay line	—
Discri. level	200 μA	200 μA	200 μA	50 V	—
High voltage source	—	—	—	—	Dry cell
Recorder	—	—	—	—	東亜電波 EPR-2T

臨界実験 Extra Channel 計数率測定値

Step No.	Ch. 1 BF ₃ counter				備 考
	N/min	n(cpm)	n average(cpm)	n ₀ /n	
0-0	1183/5	236	233	1.000	step に対する no とし て扱う (All rods 325mm up)
	1151/5	230			
0-1	1179/5	236	236	1.000	同上 (All rods 650mm up)
	1180/5	236			
0-2	1349/5	270	269	1.000	0-1 の再確認
	1333/5	267			
0-1	1244/5	249	315	0.749	
	—	—			
5-1	1575/5	315	440	0.591	
	1582/5	316			
5-2	2203/5	440	362	0.677	
	2324/5	465			
7-1	1813/5	362	354	0.450	
	1725/5	345			
7-2	2985/5	597	413	0.571	
	2974/5	595			
8-1	2895/7	413	785	0.341	
	—	—			
8-2	5491/7	785	413	0.571	
	—	—			

9-1	2084/5 —	417	417	0.565	
9-2	5055/5 —	1011	1011	0.265	
10-1	2263/5 —	453	453	0.524	
10-2	8293/5 —	1659	1659	0.162	
11-1	2499/5 —	500	500	0.472	
11-2	16152/3 —	5384	5384	0.0498	
12-1	1670/3 489/1	557 489	557		All rods 325mm up
12-1-1	2373/3 787/1	791 787	791		C ₁ 651mm up C ₂ ~C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-2	3515/3 1167/1	1172 1167	1170		C ₁ 651mm up C ₂ 650mm C ₃ , C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-3	9763/3 3271/1	3255 3271	3263		C ₁ 651mm up C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-4	10065/1 —	10065 —	10065		C ₁ 651mm up C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 400mm C ₅ 651mm

1965. 1. 28 at 3:25 critical

C₁ 651mm
C₂ 650mm
C₃ 654mm
C₄ 444mm
C₅ 651mmFuel : 12
Mass (²³⁵U) 1986.69gr

Step No.	Ch. 2 BF ₃ counter				備 考
	N/min	n(cpm)	n average(cpm)	n ₀ /n	
0-0	1209/5	242	240		
	1195/5	239			
0-1	1250/5	250	251	1.000	step に対する no とし て扱う (All rods 325mm up)
	1261/5	252			
0-2	1542/5	308	305	1.000	同上 (All rods 650mm up)
	1504/5	301			
0-1	1231/5	246			
	—	—			
5-1	2729/5	546	550	0.456	0-1 の再確認
	2767/5	554			
5-2	6313/5	1263	1274	0.239	
	6420/5	1284			

7-1	4069/5 4109/5	814 822	818	0.307	
7-2	13450/5 13589/5	2690 2718	2704	0.113	
8-1	7149/7 —	1021 —	1021	0.245	
8-2	29310/7 —	4173 —	4173	0.0731	
9-1	6155/5 —	1231 —	1231	0.204	
9-2	32929/5 —	6586 —	6586	0.0464	
10-1	7472/5 —	1494 —	1494	0.168	
10-2	69305/5 —	13861 —	13861	0.022	
11-1	9150/5 —	1830 —	1830	0.137	
11-2	147228/3 —	49076 —	49076	0.00621	
12-1	7564/3 —	2521 —	2521		All rods 325mm up
12-1-1	12446/3 —	4149 —	4149		C ₁ 651mm up C ₂ ~C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-2	31297/3 —	10432 —	10432		C ₁ 651mm up C ₂ 650mm C ₃ , C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-3	95939/3 —	31980 —	31980		C ₁ 651mm up C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-4	111148/1 —	111148 —	111148		C ₁ 651mm up C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 400mm C ₅ 651mm

1965. 1. 28 at 3:25 critical

C₁ 651mm
C₂ 650mm
C₃ 654mm
C₄ 444mm
C₅ 651mmFuel : 12
Mass (²³⁵U) 1986.69gr

Step No.	Ch. 3 BF ₃ counter				備 考
	N /min	n(cpm)	n average(cpm)	n ₀ /n	
0-0	998/5	200	197		
	973/5	195			
0-1	955/5	191	191	1.000	step に対する no とし て扱う (All rods 325mm up)
	950/5	190			

0-2	1007/5 1050/5	201 210	205	1.000	step に対する no として扱う (All rods 650mm up)
0-1	992/5 —	198 —	198		0-1 の再確認
5-1	1191/5 1196/5	238 239	239	0.799	
5-2	1785/5 1699/5	357 340	348	0.589	
7-1	1320/5 1347/5	264 269	267	0.715	
7-2	2789/5 2799/5	558 560	559	0.367	
8-1	2287/7 —	327 —	327	0.584	
8-2	6159/7 —	880 —	880	0.232	
9-1	1860/5 —	372 —	372	0.513	
9-2	7256/5 —	1452 —	1452	0.141	
10-1	2001/5 —	400 —	400	0.477	
10-2	12365/5 —	2473 —	2473	0.083	
11-1	2268/5 —	454 —	454	0.421	
11-2	23211/3 —	7737 —	7737	0.0265	
12-1	1532/3 500/1	511 500	506		All rods 325mm up
12-1-1	2125/3 715/1	708 715	712		C ₁ 651mm up C ₂ ~C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-2	3547/3 1158/1	1182 1158	1170		C ₁ 651mm C ₂ 650mm C ₃ , C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-3	12458/1 12546/1	12458 12546	12502		C ₁ 651mm C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-4	381367/1 —	381367 —	381367		C ₁ 651mm C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 400mm C ₅ 651mm

1965. 1. 28 at 3:25 critical

C₁ 651mm
C₂ 650mm
C₃ 654mm
C₄ 444mm
C₅ 651mmFuel : 12
Mass (²³⁵U) 1986.69gr

Step No.	Ch. 4 BF ₃ counter				備 考
	N/min	n(cpm)	n average(cpm)	n ₀ /n	
0-0	878/5 864/5	176 173	174		
0-1	939/5 972/5	188 194	181	1.000	step に対する no とし て扱う (All rods 325mm up)
0-2	911/5 858/5	182 172	177	1.000	同上 (All rods 650mm up)
0-1	898/5 —	180 —			0-1 の再確認 step に対 する正式の no とする
5-1	1052/5 1241/5	210 248	229	0.786	
5-2	1110/5 1065/5	222 213	217	0.815	
7-1	1186/5 1184/5	237 237	237	0.759	
7-2	1370/5 1409/5	274 282	278	0.637	
8-1	2834/10 —	283 —	283	0.636	
8-2	2521/7 —	360 —	360	0.491	
9-1	1485/5 —	297 —	297	0.606	
9-2	2574/5 —	515 —	515	0.344	
10-1	1629/5 —	326 —	326	0.552	
10-2	3745/5 —	749 —	749	0.236	
11-1	1746/5 —	349 —	349	0.516	
11-2	5820/3 —	1940 —	1940	0.0912	
12-1	1204/3 —	401 —	401		All rods 325mm up
12-1-1	1320/3 462/1	440 462	446		C ₁ 651mm up C ₂ ~C ₄ 325mm C ₅ 651mm
12-1-2	1760/3 557/1	587 557	579		C ₁ 651mm up C ₂ 650mm C ₃ , C ₄ 325mm C ₅ 651mm

12-1-3	3876/3	1292	1291		C ₁ 651mm C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 325mm C ₅ 651mm
	1287/1	1287			
12-1-4	94612/1	94612	94612		C ₁ 651mm C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 400mm C ₅ 651mm
	—	—			
1965. 1. 28 at 3:25 critical			C ₁ 651mm C ₂ 650mm C ₃ 654mm C ₄ 444mm C ₅ 651mm	Fuel 12 Mass (²³⁵ U) 1986.69gr	

Step No.	Ch. 5 CIC				備 考
	n(A)		n average (A)	n ₀ /n	
0-0	0.70×10 ⁻¹⁰ 0.70×10 ⁻¹⁰		0.70×10 ⁻¹⁰		
0-1	0.78×10 ⁻¹⁰ 0.78×10 ⁻¹⁰		0.78×10 ⁻¹⁰	1.000	step に対する no として扱う (All rods 325mm up)
0-2	0.94×10 ⁻¹⁰ 0.94×10 ⁻¹⁰		0.94×10 ⁻¹⁰	1.000	同上 (All rods 650mm up)
0-1	0.78×10 ⁻¹⁰ —		0.78×10 ⁻¹⁰		0-1 の再確認
5-1	1.05×10 ⁻¹⁰ 1.05×10 ⁻¹⁰		1.05×10 ⁻¹⁰	0.743	
5-2	1.56×10 ⁻¹⁰ 1.56×10 ⁻¹⁰		1.56×10 ⁻¹⁰	0.602	
7-1	1.23×10 ⁻¹⁰ 1.23×10 ⁻¹⁰		1.23×10 ⁻¹⁰	0.634	
7-2	2.24×10 ⁻¹⁰ 2.24×10 ⁻¹⁰		2.24×10 ⁻¹⁰	0.420	
8-1	1.54×10 ⁻¹⁰ 1.54×10 ⁻¹⁰		1.54×10 ⁻¹⁰	0.506	
8-2	0.31×10 ⁻⁹ —		0.31×10 ⁻⁹	0.303	
9-1	1.75×10 ⁻¹⁰ —		1.75×10 ⁻¹⁰	0.446	
9-2	0.47×10 ⁻⁹ —		0.47×10 ⁻⁹	0.200	
10-1	1.85×10 ⁻¹⁰ —		1.85×10 ⁻¹⁰	0.421	
10-2	0.75×10 ⁻⁹ —		0.75×10 ⁻⁹	0.125	
11-1	2.03×10 ⁻¹⁰ —		2.03×10 ⁻¹⁰	0.384	

11-2	2.25×10^{-9} —		2.25×10^{-9}	0.0418	
12-1	2.20×10^{-10} —		2.20×10^{-10}		All rods 325mm up
12-1-1	2.90×10^{-10} —		2.90×10^{-10}		C_1 651mm up $C_2 \sim C_4$ 325mm C_5 651mm
12-1-2	0.51×10^{-9} —		0.51×10^{-9}		C_1 651mm C_2 650mm C_3, C_4 325mm C_5 651mm
12-1-3	1.21×10^{-9} —		1.21×10^{-9}		C_1 651mm C_2 650mm C_3 654mm C_4 325mm C_5 651mm
12-1-4	0.425×10^{-8} —		0.425×10^{-8}		C_1 651mm C_2 650mm C_3 654mm C_4 400mm C_5 651mm

 1.29×10^{-8} A at critical

1965. 1. 28 at 3:25 critical

 C_1 651mm
 C_2 650mm
 C_3 654mm
 C_4 444mm
 C_5 651mmFuel 12
Mass (^{235}U) 1986.69gr

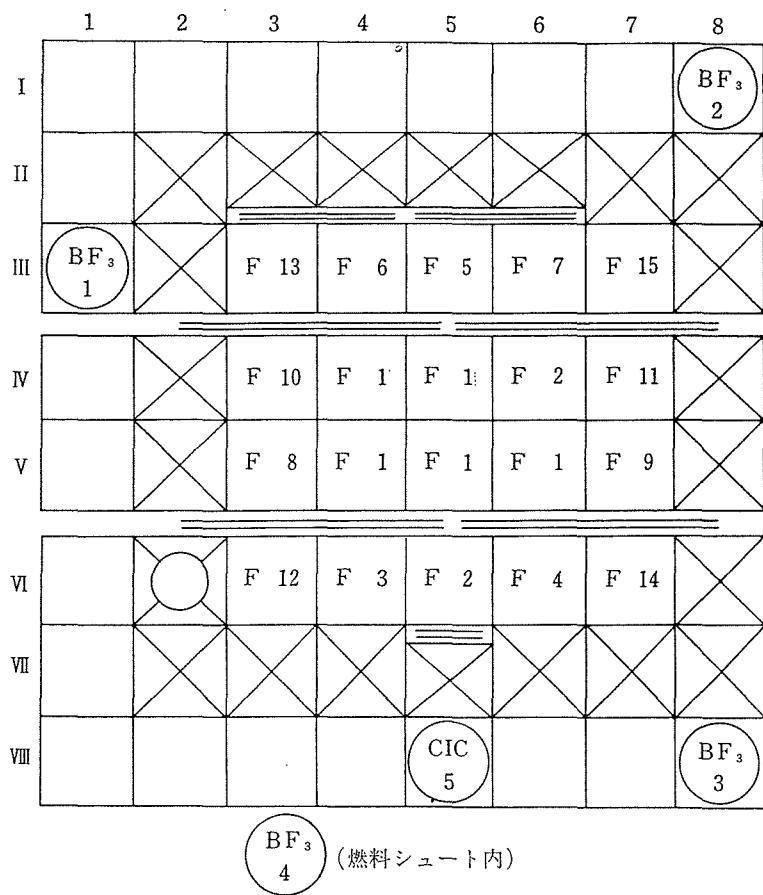


Fig. 1 燃料要素挿入順序およびエキストラチャンネル概略配置図

予想臨界量は13~15本であったが、計画では若干余裕をみて20本までの挿入手順を作成した。Fの後の数字は挿入ステップをしめす。エキストラチャンネルは BF_3 4本、(1~4チャンネル) CIC 1本(4チャンネル)で、炉心からの距離、中性子源の位置との関係で、できるだけ臨界量の推定のやりやすい位置として上図の位置を採んだ。円内の数字はチャンネルNoをしめす。

総括班			事務係 ○山田, ※中崎, 吉田(JRR-3), 蝶田(炉物1), 山崎
室長	木場	計算係 ○新藤, ※鶴尾, 大村 or 斎藤(MTR)	
室長補佐	原	記録係 ○岡島, ※大塚, 内田(建設), 塚越(JRR-3)	
主任技術者	八剣	炉本体係 ○御手洗, ※三輪, 若林, 渡辺, 石井, (JRR-3), 杉沢(日立), 有川(日立), 斎藤(JRR-3)	
主任技術者補佐	佐藤 (JRR-3)		
Consultant	天野(計測)	制御係 ○吉田, ※両角, ※小山田, 大西, 東山, 小菅, 高田(JRR-3) 未武(JRR-3), 高橋(日立)	
"	平山 (MTR)		
"	根上(日立)		
"	鈴木(")		
"	小野寺(")	中性子計測係 ○田村, ※若山, 薄羽, 角田(JRR-3), 古田, 石塚(MTR), 中田(計測), 福田(MTR), 坂野(JRR-3), 布施, 近藤(MTR), 神原(計測)	
"	太組(")		
"	小林(")		
連絡指令担当	宮坂	放射線管理係 ○加藤, ※関, 大内, 池沢, 成富, 遠藤	
"	古川(計測)		
"	一柳		
涉外広報担当	成井(庶務)	設備工務係 ○石田, 小沼, 宮地	
総計 67名		○印は責任者	※印は同上代理

Fig. 2 臨界実験時臨時編成表

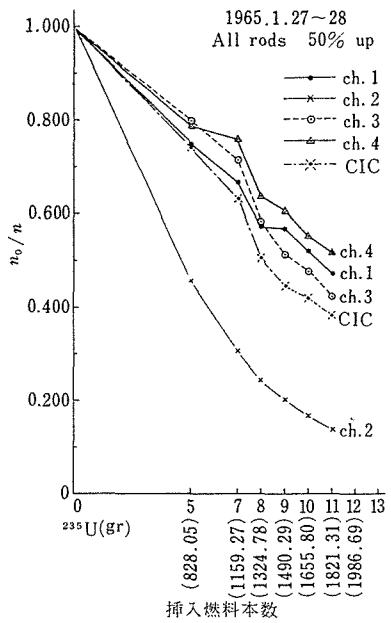


Fig. 3 臨界曲線 (All rods 50%)

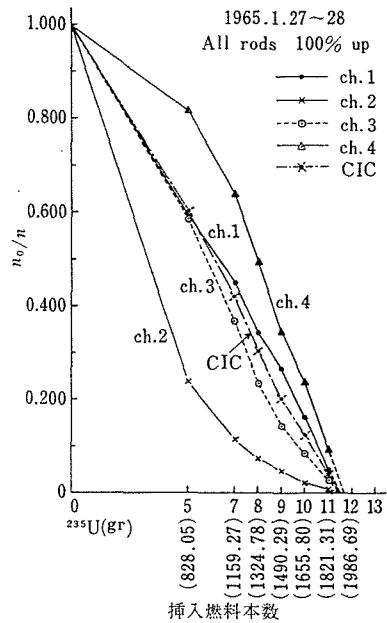


Fig. 4 臨界曲線 (All rods 100%)

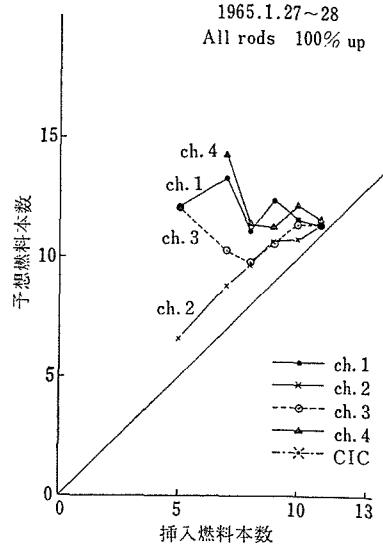


Fig. 5 臨界予想曲線 (All rods 100%)

臨界曲線は予想どおり中性子源にもっとも遠い2チャンネルが急速に下がり、もっとも中性子源に近い4チャンネルが最初もっとも鈍感であり、挿入本数がまして臨界に近づくにしたがい敏感となった。Fig. 5 は各挿入ステップで、各チャンネルが指示した臨界予想本数をプロットしたものであるが、燃料11本挿入の段階では各チャンネル共一致して12本で臨界になることを示しており、臨界量の推定を正確に行なうことができた。

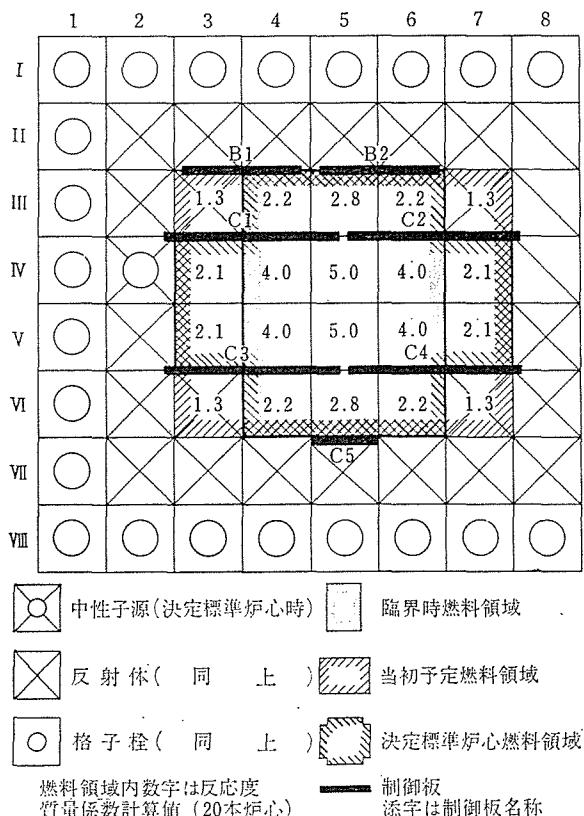
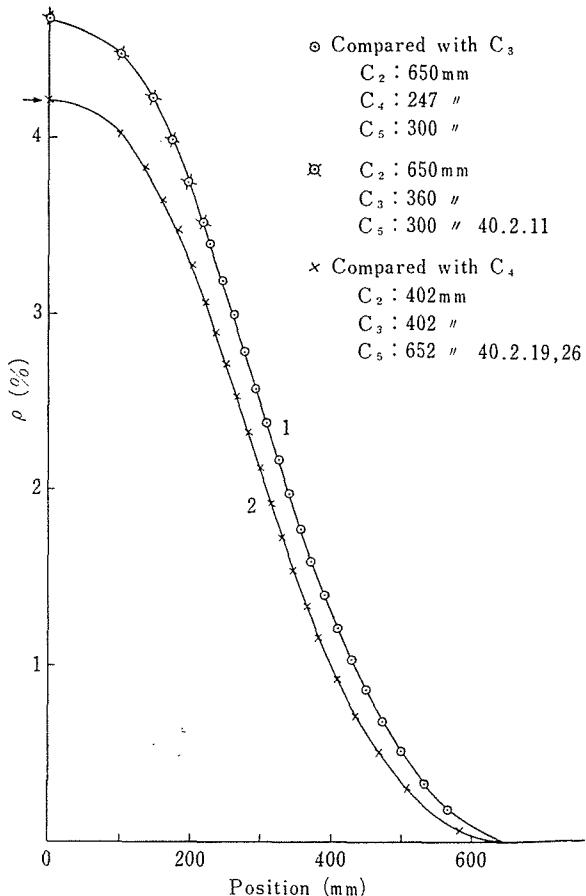
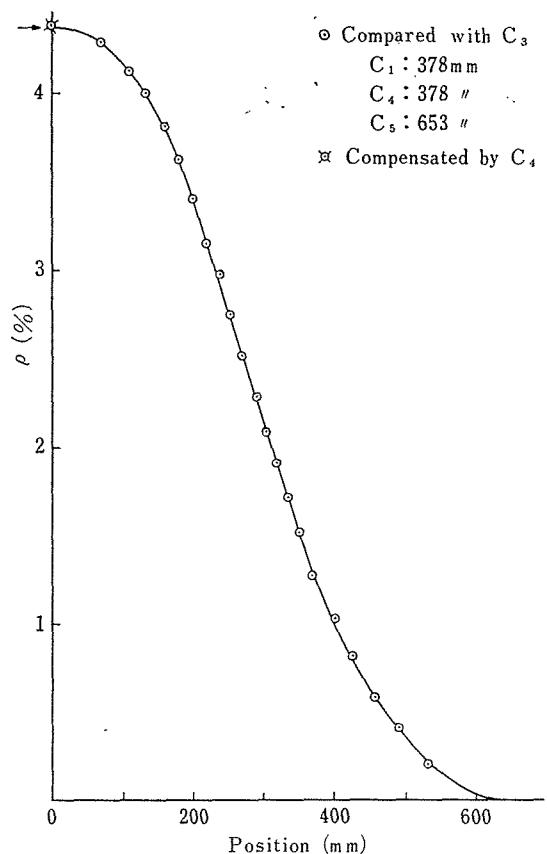
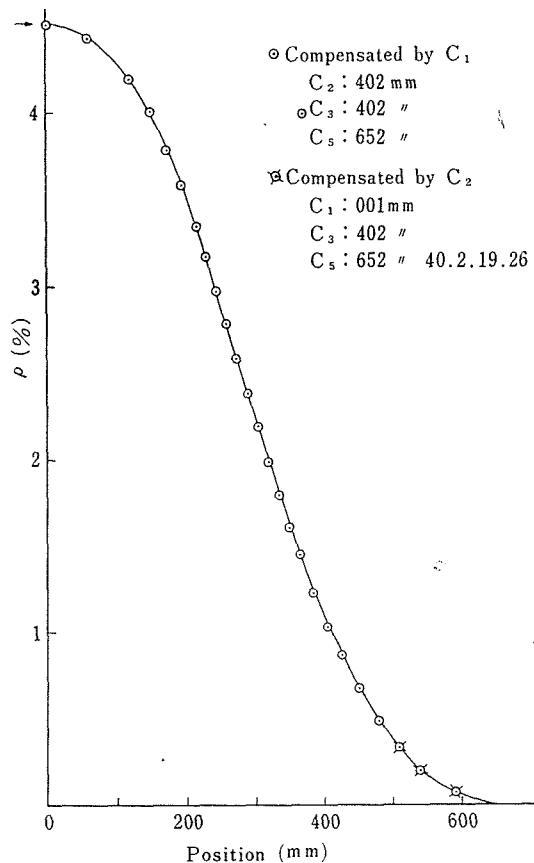
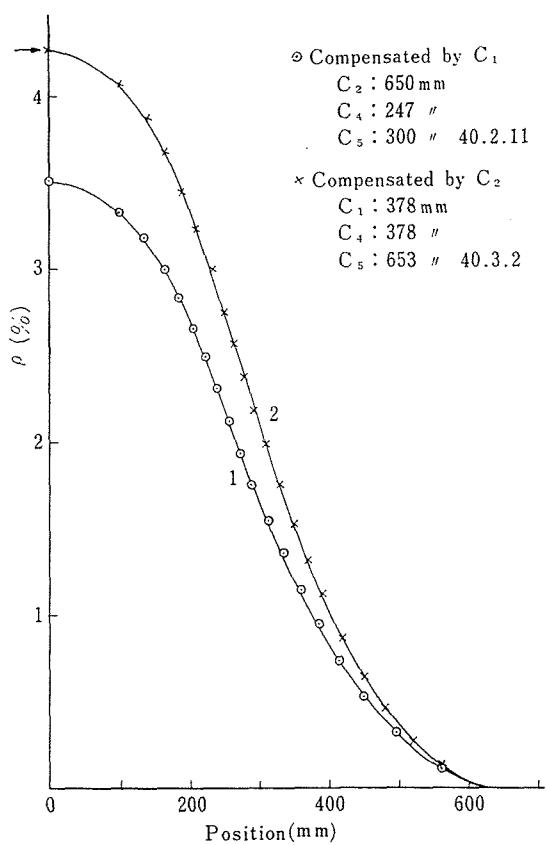
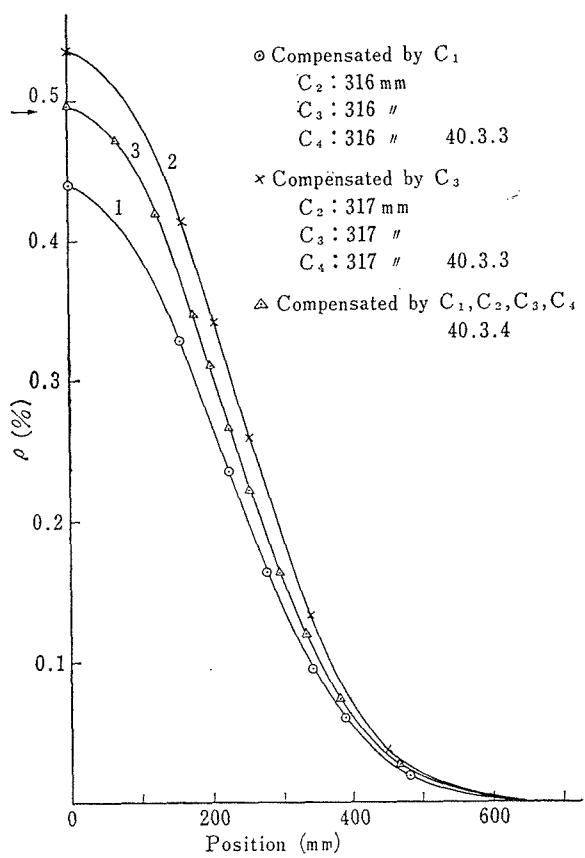


Fig. 6 JRR-4 炉心構成図

Fig. 7 比較法によって求めた C₁ の反応度較正曲線

Fig. 8 比較法によって求めた C_2 の反応度較正曲線Fig. 9 ピリオド法によって求めた C_3 の反応度較正曲線Fig. 10 ピリオド法によって求めた C_4 の反応度較正曲線Fig. 11 ピリオド法によって求めた C_5 の反応度較正曲線

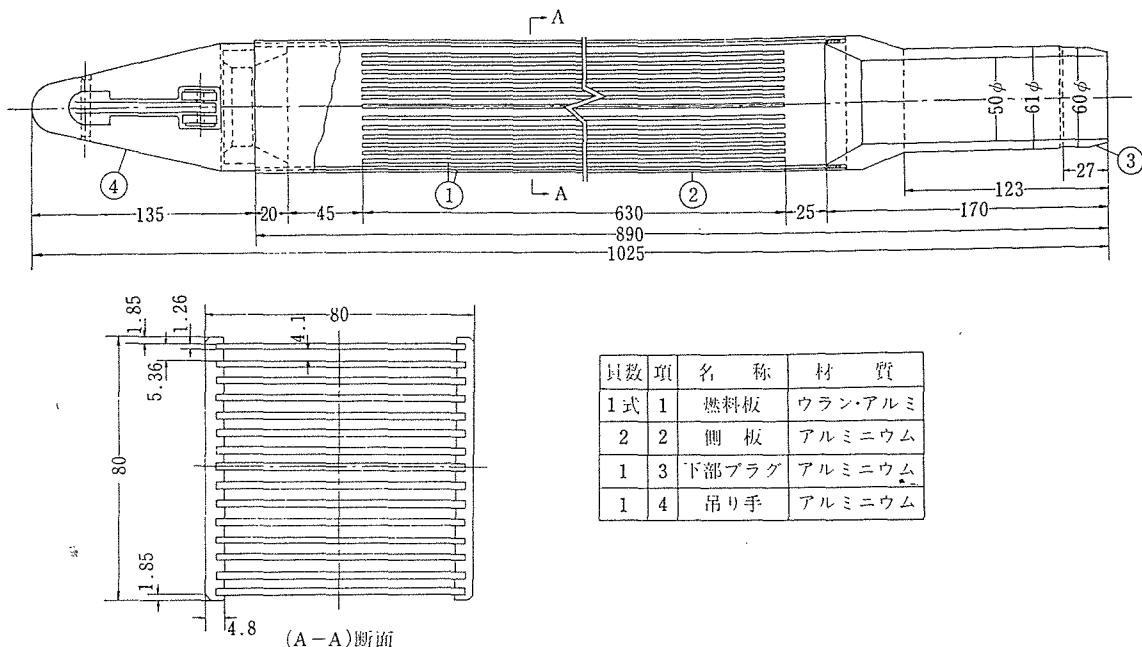


Fig. 12 JRR-4 燃料要素

JRR-4 の燃料要素は MTR 形で厚さ 0.5mm のウランアルミ合金を厚さ 0.38mm のアルミ板で被覆した燃料板 15 枚を 2 枚の側板にとりつけたものである。図左側吊り手部の鍵状構造物は燃料要素の抜け出し防止装置である。

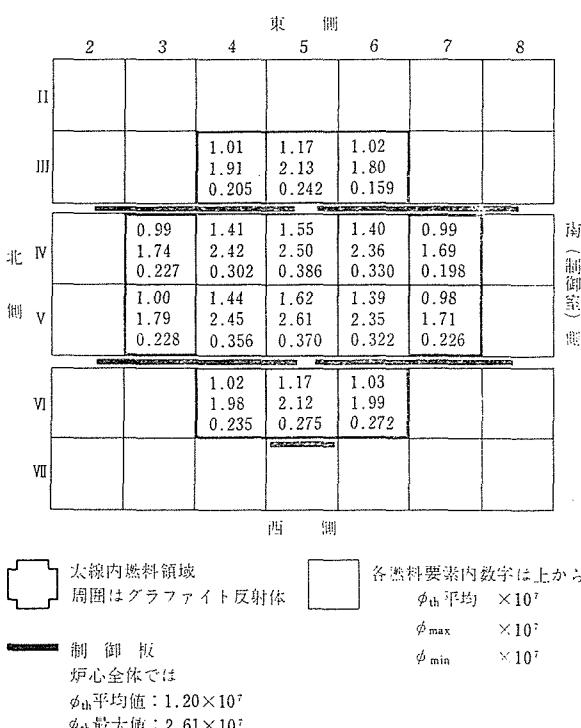
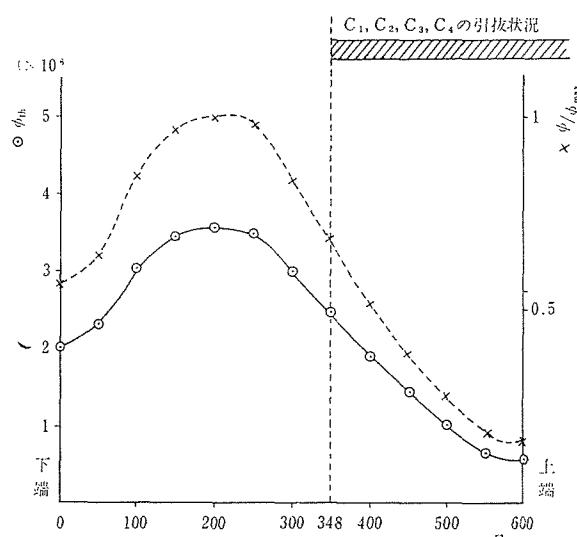
Fig. 13 燃料領域熱中性子束分布図（出力 1 W*）
* 1966.4.25 較正の出力計指示値

Fig. 14 燃料要素内熱中性子束分布（垂直方向）燃料要素位置 V-5

図は制御板 348mm 引抜いた状況で炉心のほぼ中央部の燃料要素に関するものである。○印は、 ϕ_{th} 、×印は ϕ/ϕ_{th} をしめす。

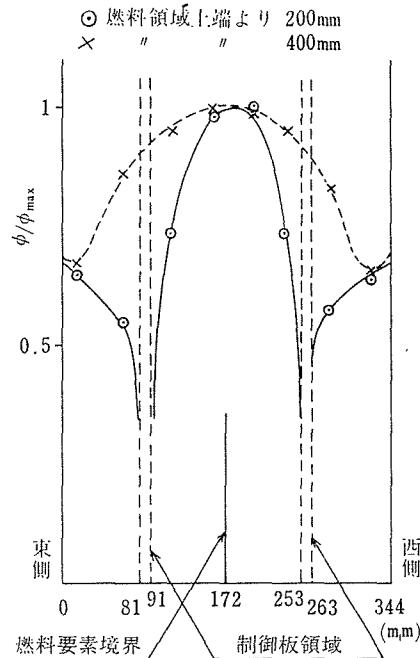


Fig. 15 燃料領域熱中性子束分布（水平方向 1）

Fig. 15 は炉心の東西断面であり、制御板を横ぎる方向である。Fig. 16 は南北断面で制御板と併行している。

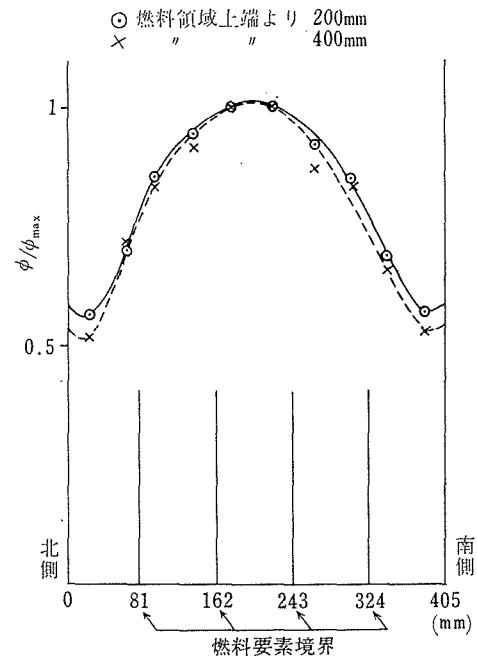


Fig. 16 燃料領域熱中性子束分布（水平方向 2）

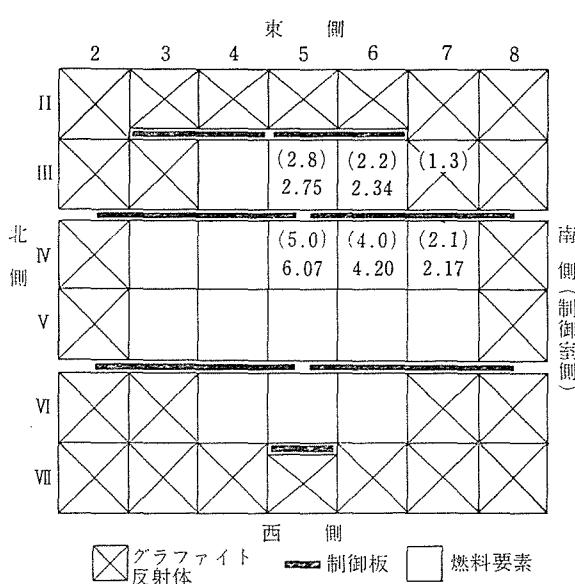


Fig. 17 質量係数

燃料要素内上段括弧内の数値は20本炉心についての計算値であり下段の数値は16本炉心についての実測値である。

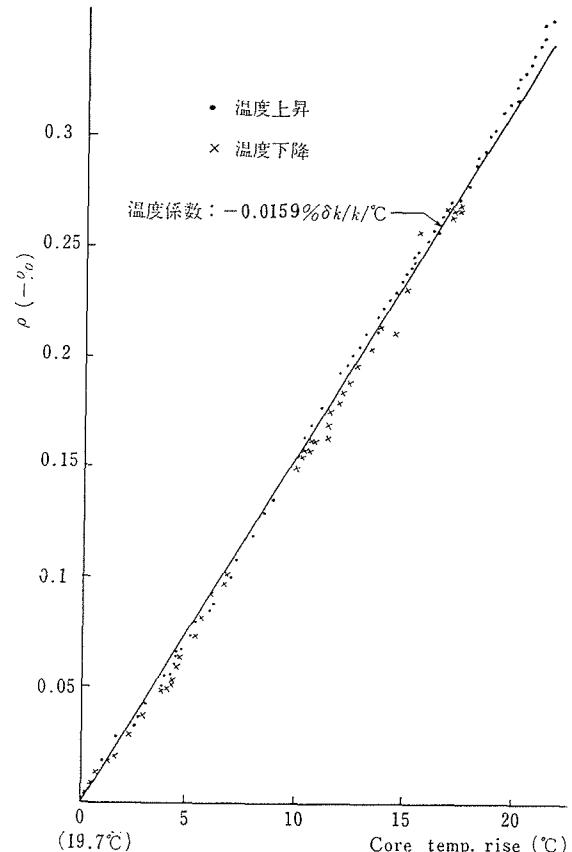


Fig. 18 温度係数

ポジティブ・ピリオド法により、炉心の温度範囲 20~40°C にわたって測定した結果である。炉心がオープン・ホールタイプのためより高い温度範囲にわたる実験はできなかつたが、若干これを上回る値になるものと思われる。

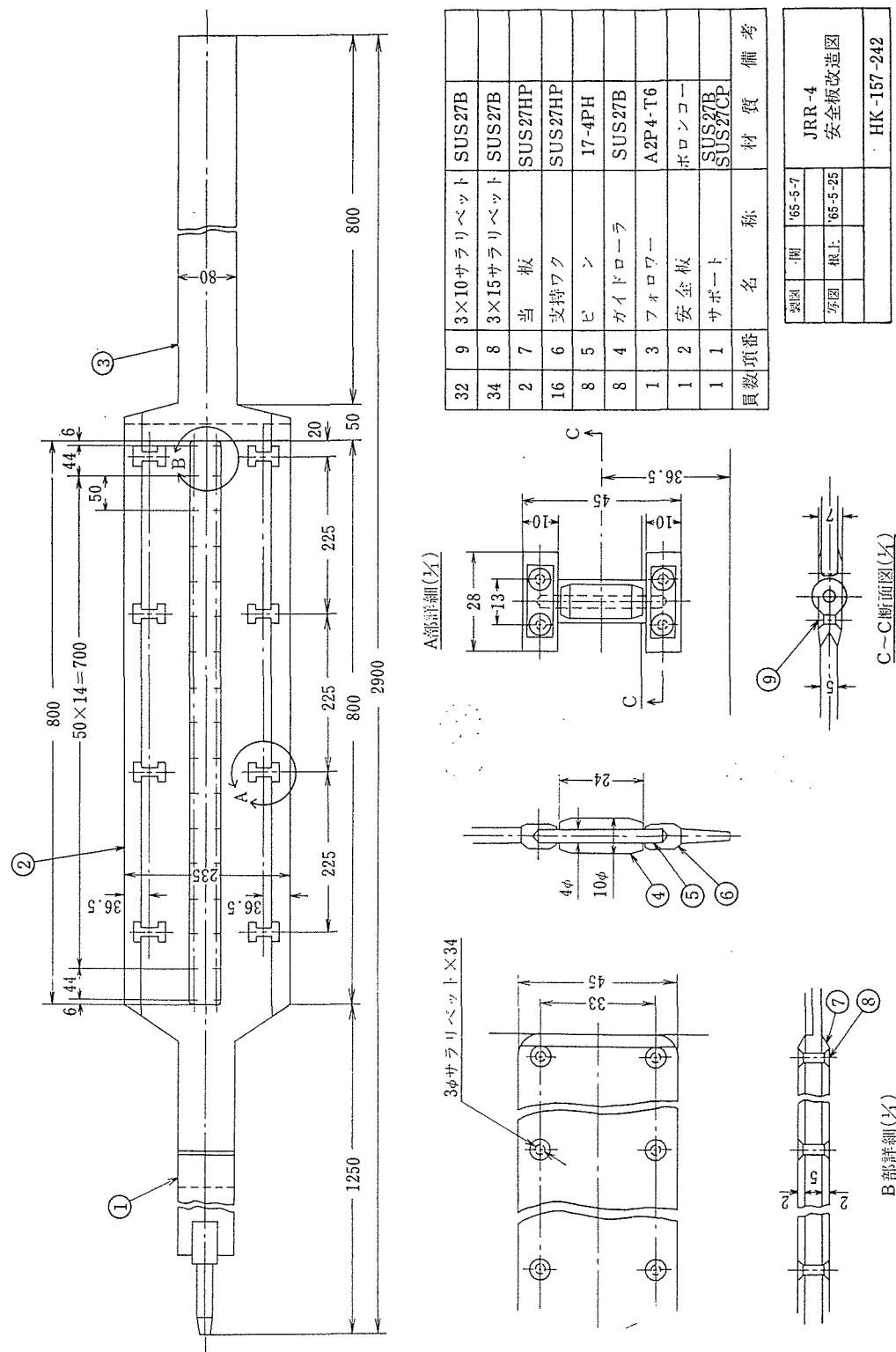
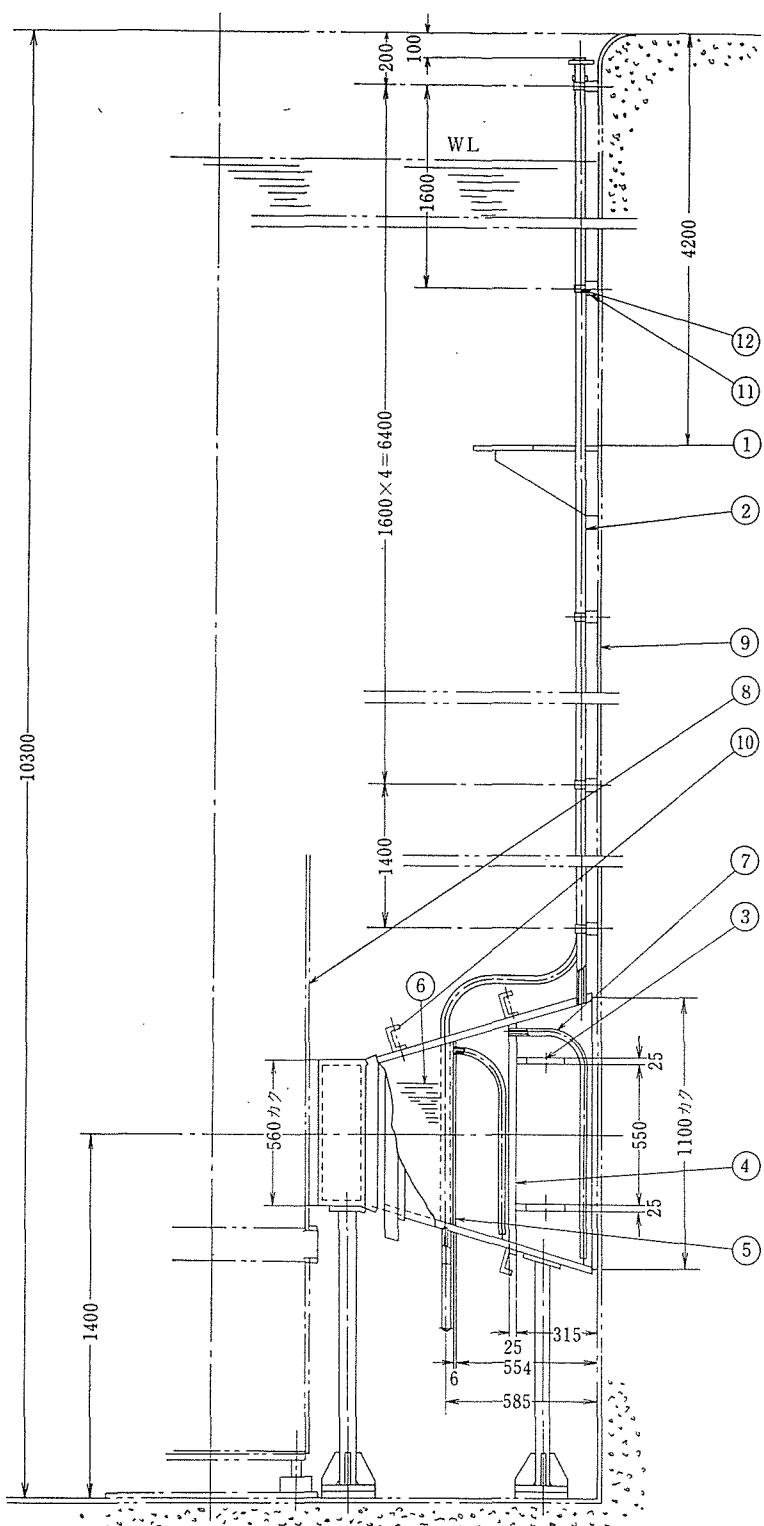


Fig. 19 粗調整安全板改造図

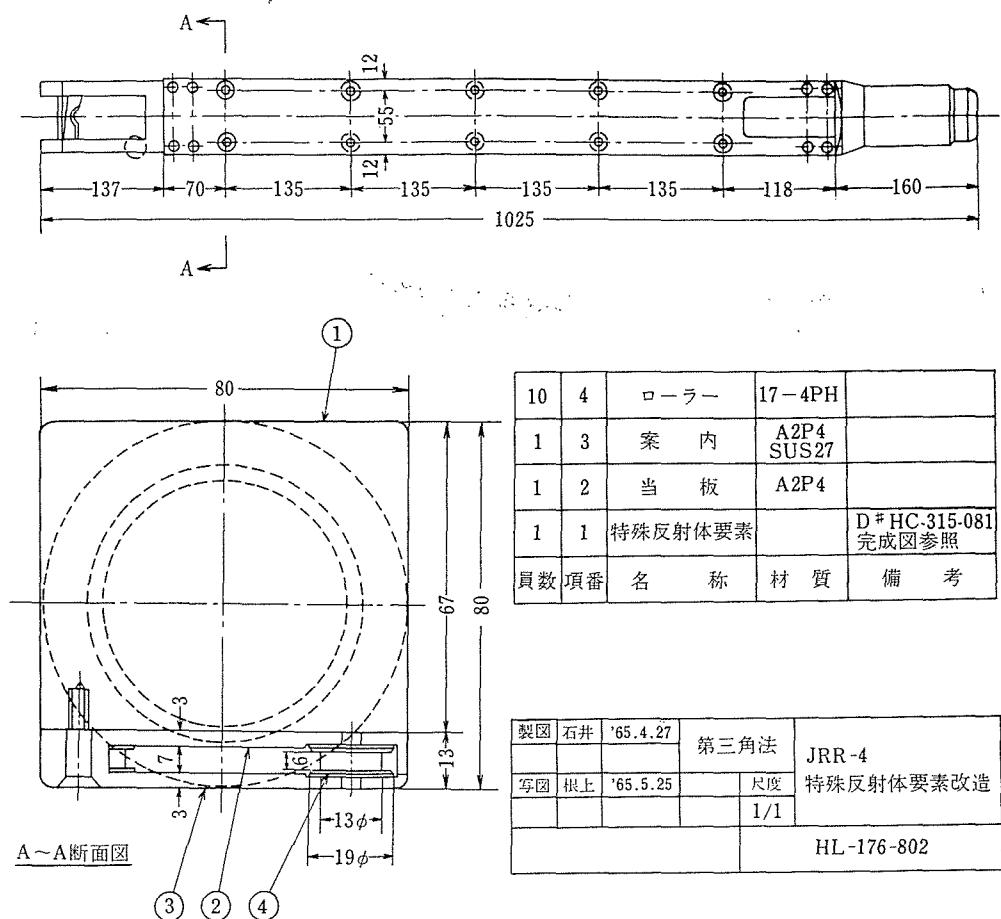
粗調整板用のローラーは既設の粗調整板に 8 ホールをあけ、「A部詳細」に示すローラーを取りつけた。ガイドとなる燃料要素側板とのすき間は 11mm であるのでガタは 1mm 程度となる。



員数	項番	名 称	材 質	備 考
12	12	クリート	SUS27CS	
6	11	配管サポート	A2P1-H	
	10	リドタンク設備		決定図 HG-113-632参照
	9	プールライニング		" HA-156-616 "
	8	炉心タンク		" HA-156-616 "
2	7	連通管	A2T1-H	
1	6	減速材 重水		
1	5	仕切板	A2P1-H	
1	4	仕切板	A2P1-H	
2	3	補強板	A2P1-H	
1	2	配 管	A2T1-H	
1	1	配 管	A2T1-H	

Fig. 21 プール内コラム改造図

サーマルコラムのプール内突出部は、3層に仕切られた重水槽で、重水はプール上部より第一槽(炉心側)に送り込まれ順次オーバーフローさせることにより、第2槽、第3槽に注入できる。重水を取り出す場合は第三槽側から He ガスを加圧することにより順次抜き出すことができる。



特殊反射体要素は、通常の黒鉛反射体の一面の厚さを薄くし、その部分に微調整板のガイドを組込んだものである。微調整板は当板②と案内③のすき間をローラー④にガイドされて上下する。

Fig. 20 特殊反射体改造図

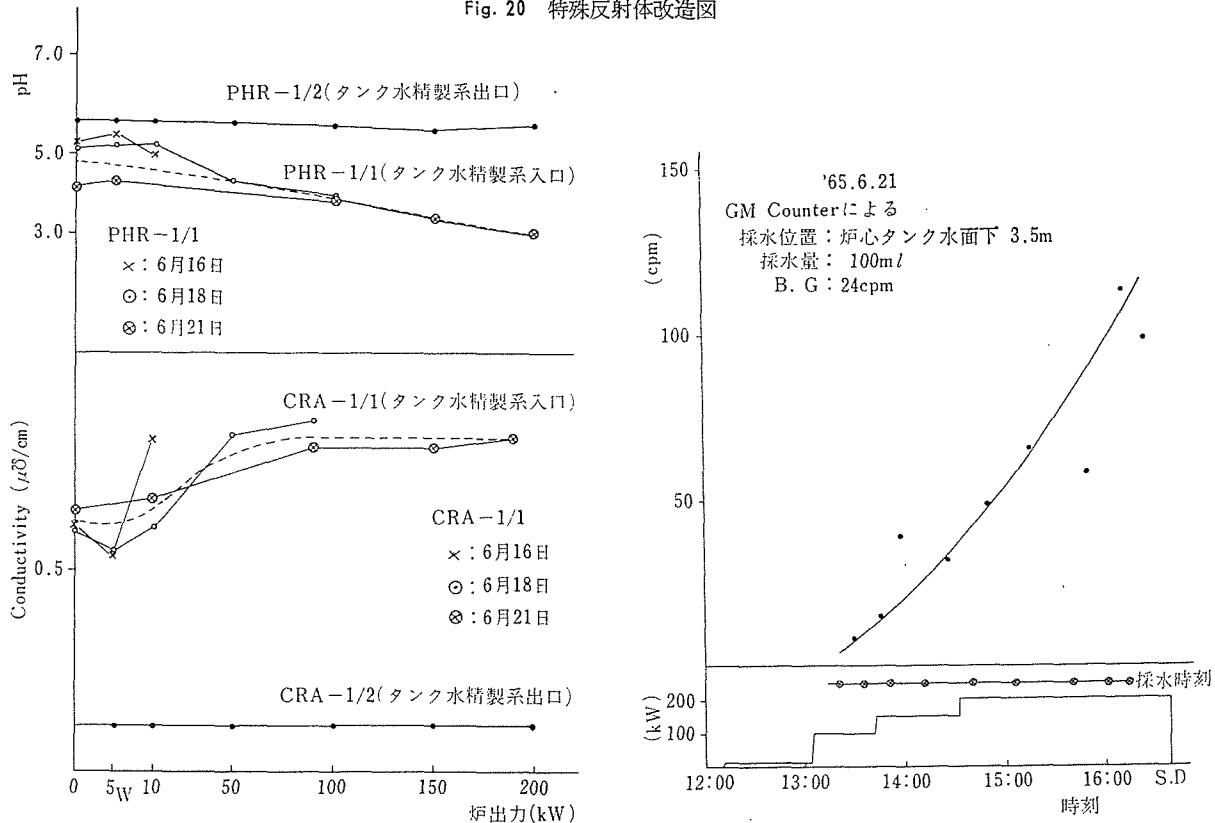


Fig. 22 pH および電気伝導度の変化 (~200kW)

Fig. 23 水の放射能 (~200kW)

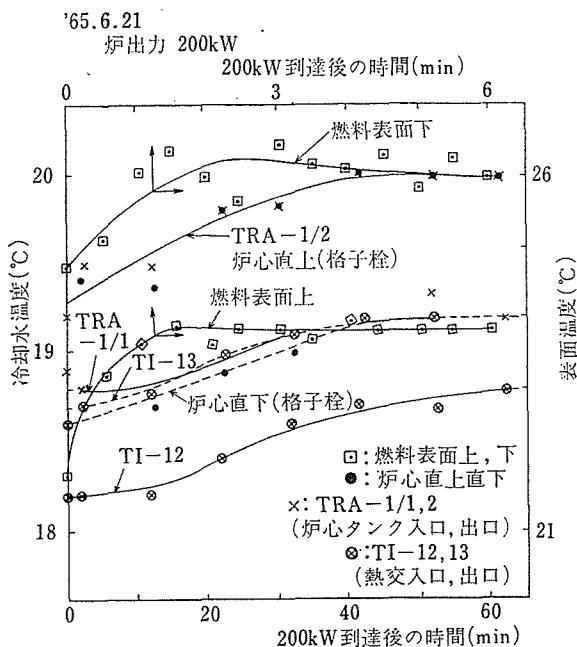


Fig. 24 温度上昇曲線 (200kW)

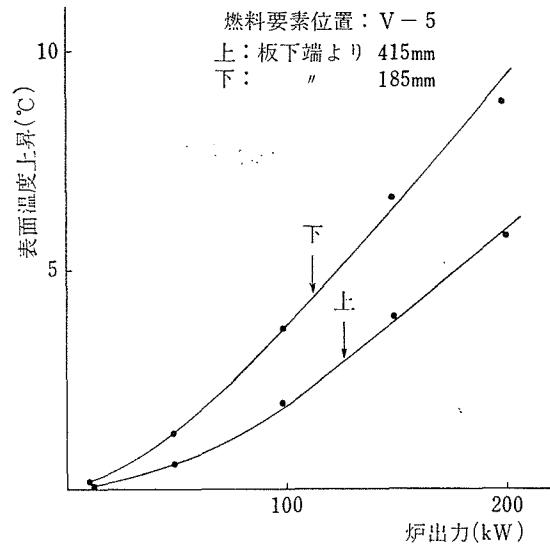


Fig. 25 ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇 (~200kW)

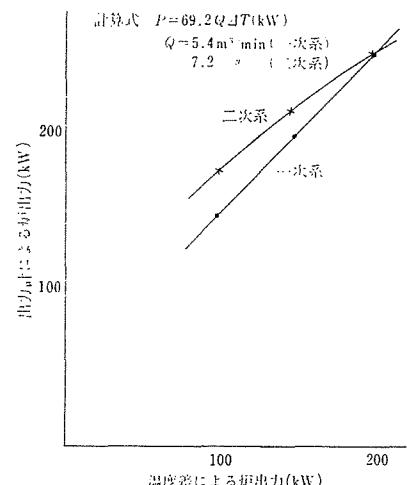


Fig. 26 出力計の読みと温度差による炉出力との関係 (~200kW)

出力計の較正が不十分なために出力計の値が熱出力よりも可成り低くなっている。

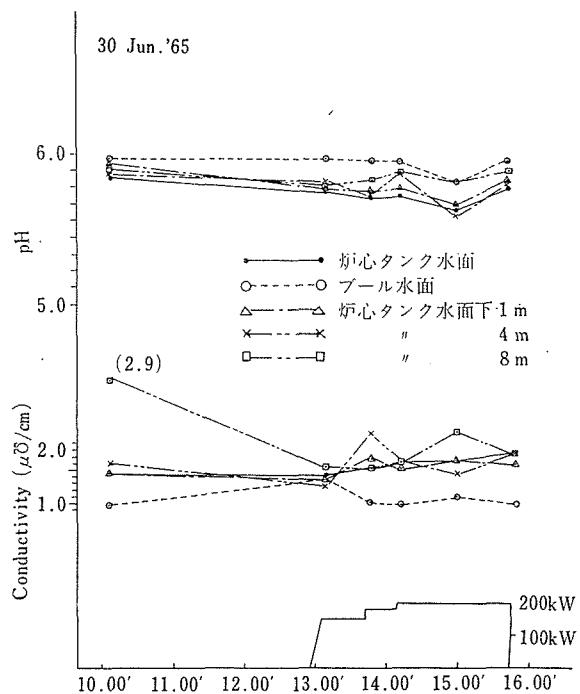


Fig. 27 pH および電気伝導度 (自然循環)

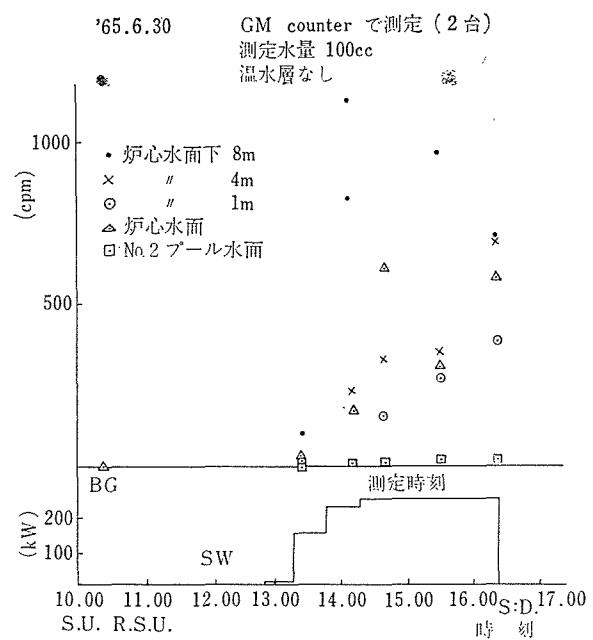


Fig. 28 水の放射能 (自然循環)

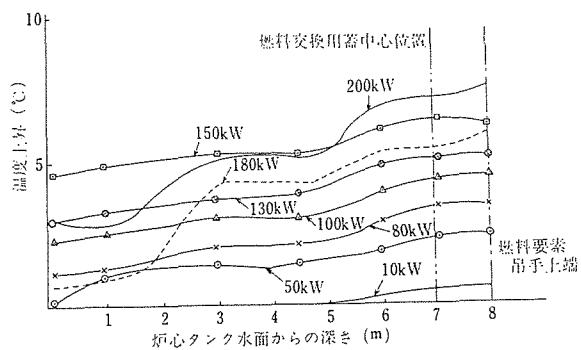


Fig. 29 炉心タンク内温度分布 (自然循環)

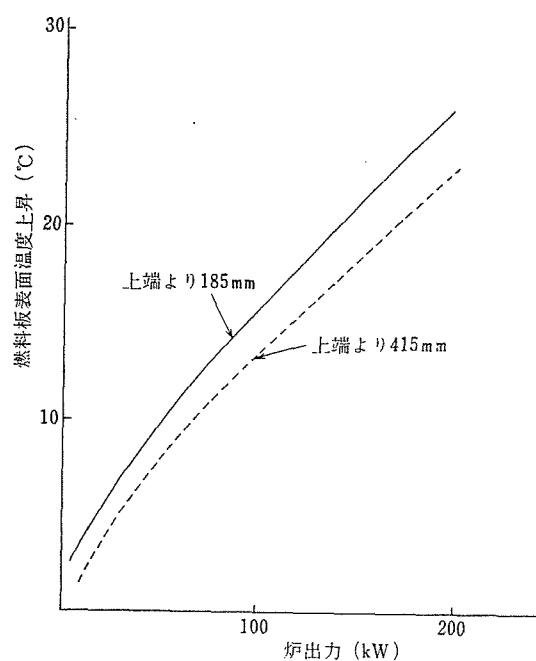


Fig. 30 ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇
(自然循環)

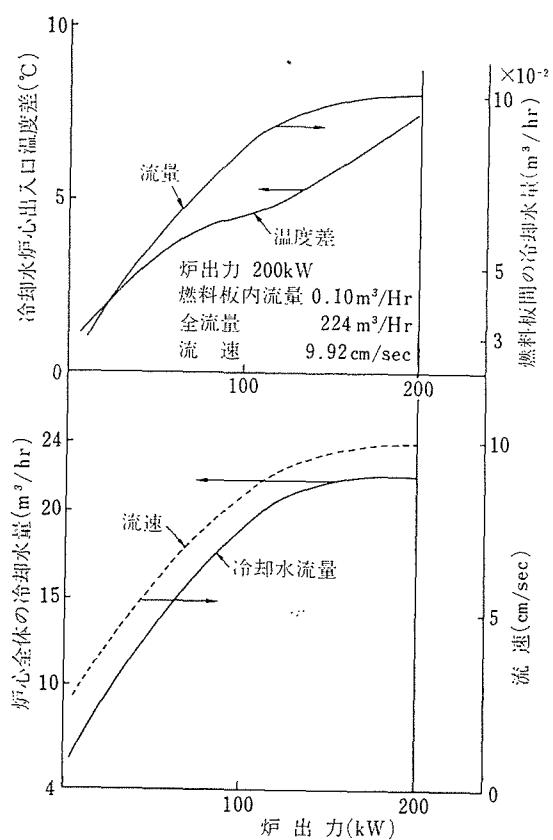


Fig. 32 炉心内流量、流速および温度差 (自然循環)
上図における流量ならびに流速は測定した温度差から炉心内中性子束分布の状況を考慮して計算した値である。

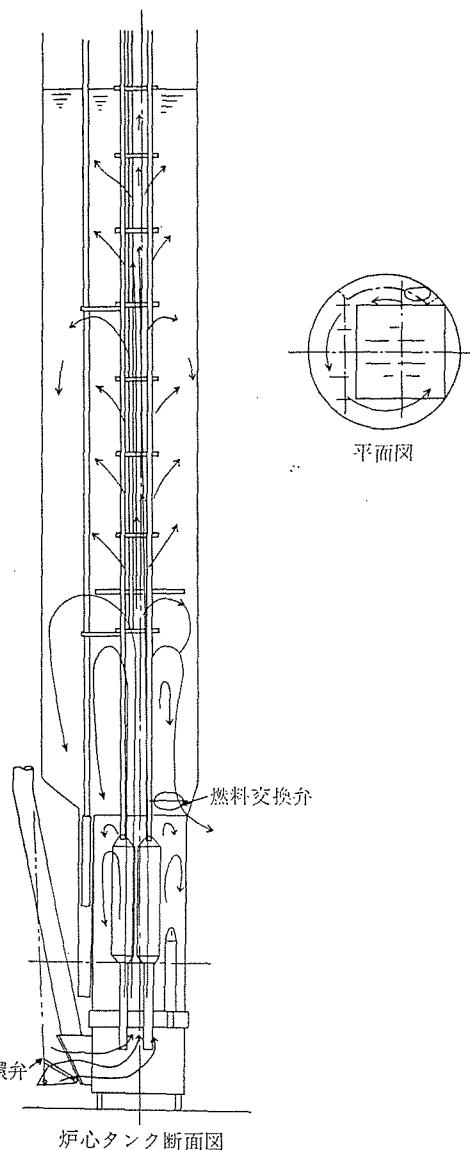


Fig. 31 対流状態観測図 (炉出力 100kW 以上自然循環)

矢印は綿布の動きにより観察した自然対流時の流れの方向とその強さを表わす。

冷却水は、炉心下方の冷却配管の1部に取り付けられた自然循環弁より入り、炉心上方の燃料交換弁より流出する。

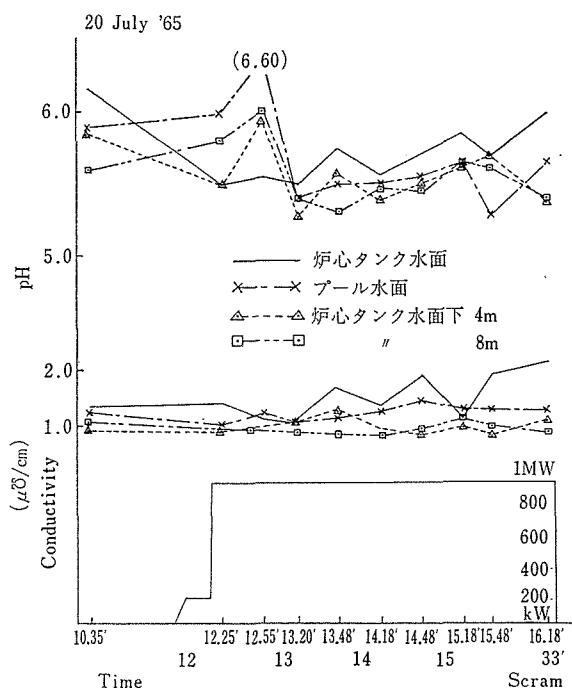


Fig. 33 pH および電気伝導度 (1,000kW)

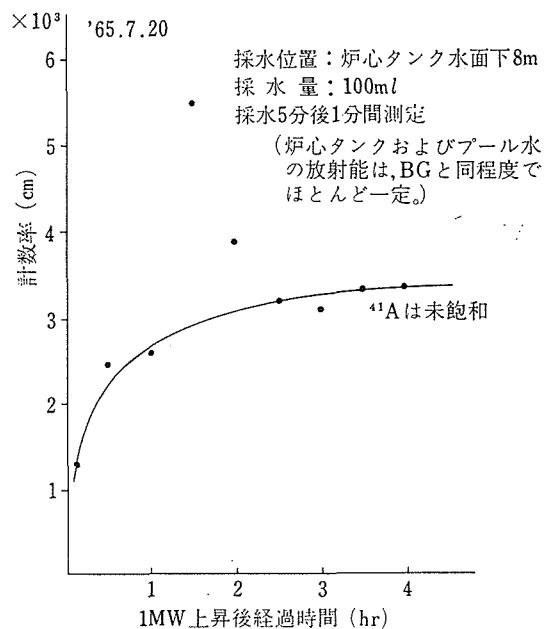


Fig. 34 水の放射能 (1,000kW)

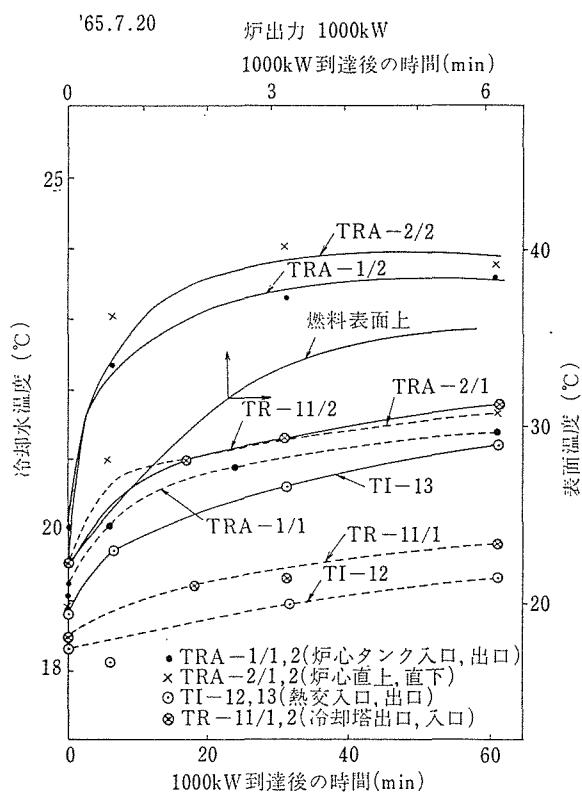


Fig. 35 温度上昇曲線 (1,000kW)

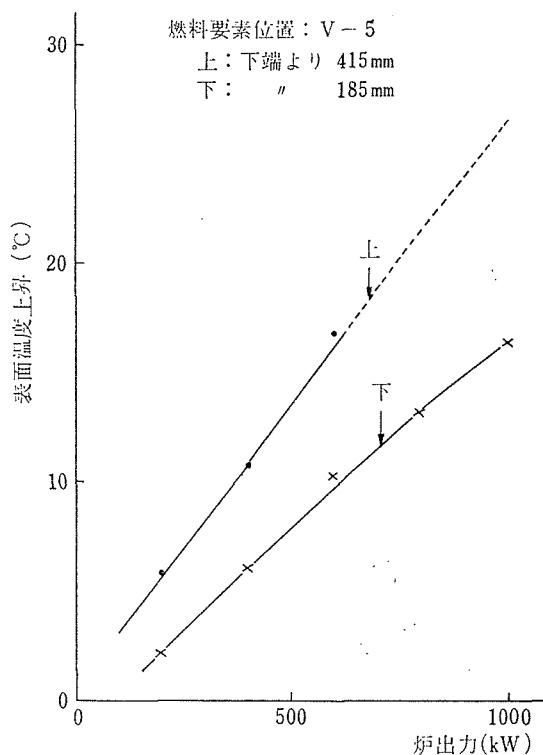


Fig. 36 ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇 (1,000kW)

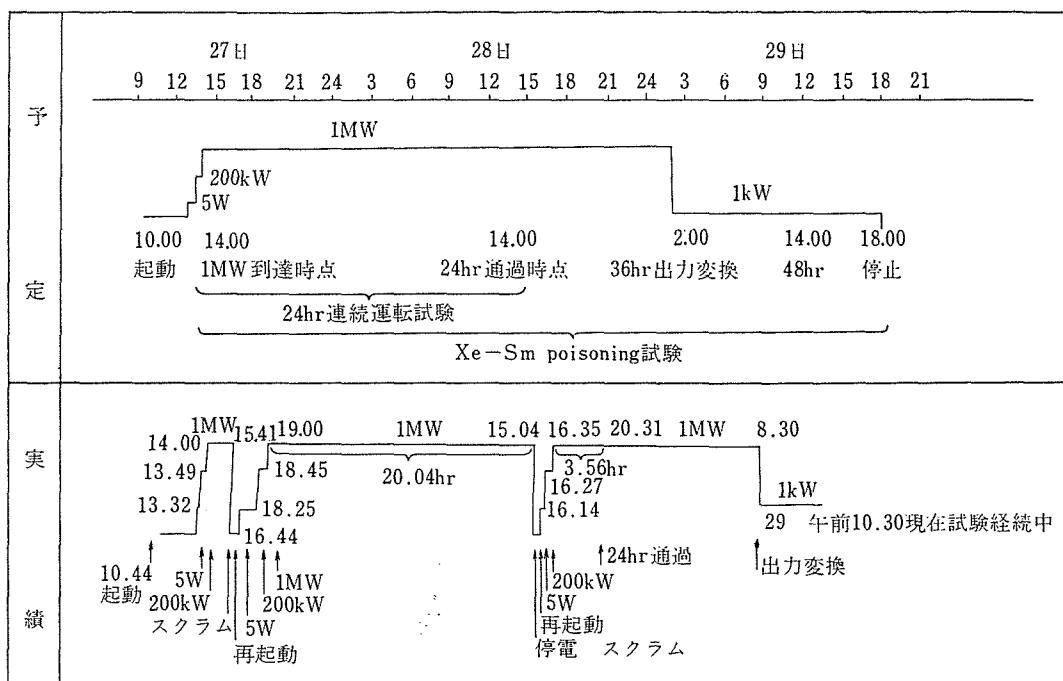


Fig. 38 24 hr 連続運転ならびに Xe 毒性効果測定工程表

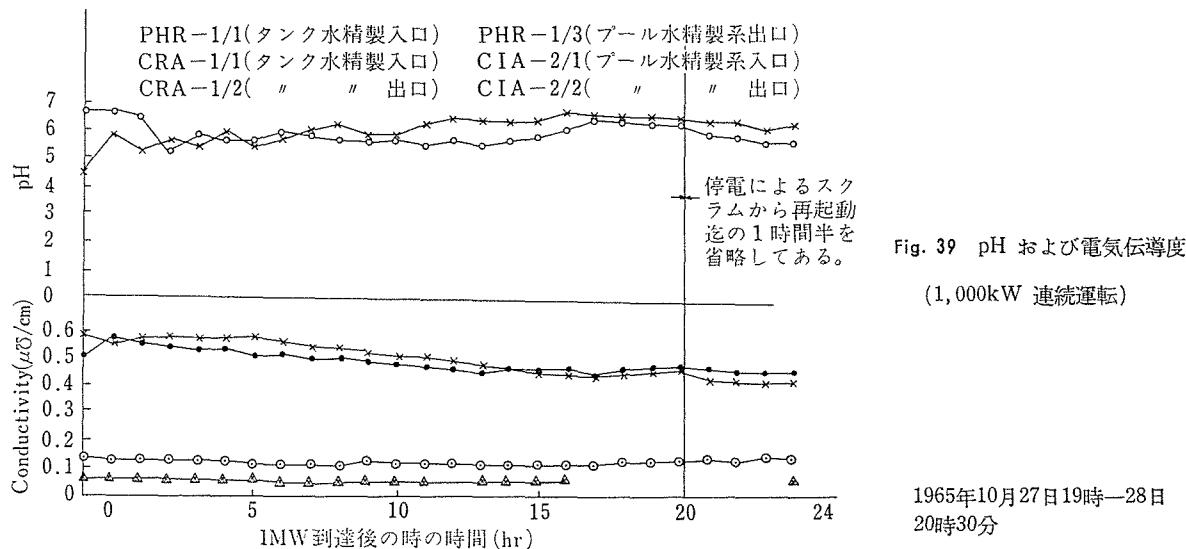
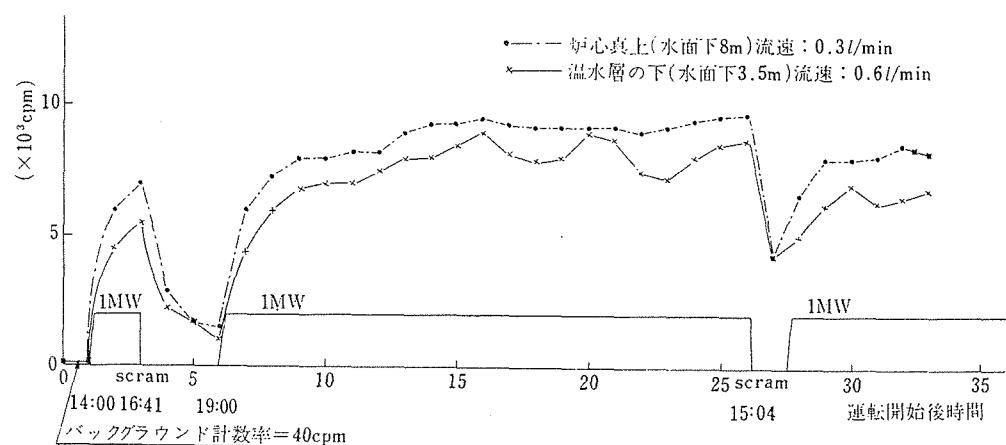
Fig. 39 pH および電気伝導度
(1,000kW 連続運転)

Fig. 40 炉心タンク水の放射能 (1,000kW 連続運転) 1965 10/27~29

炉心タンクの水をサイフォン作用でリドタンクに流し、中間にGMカウンターを置いて測定した。
カウンターから採水点までのビニール管 (ID=7mm) の長さは 15.0m である。

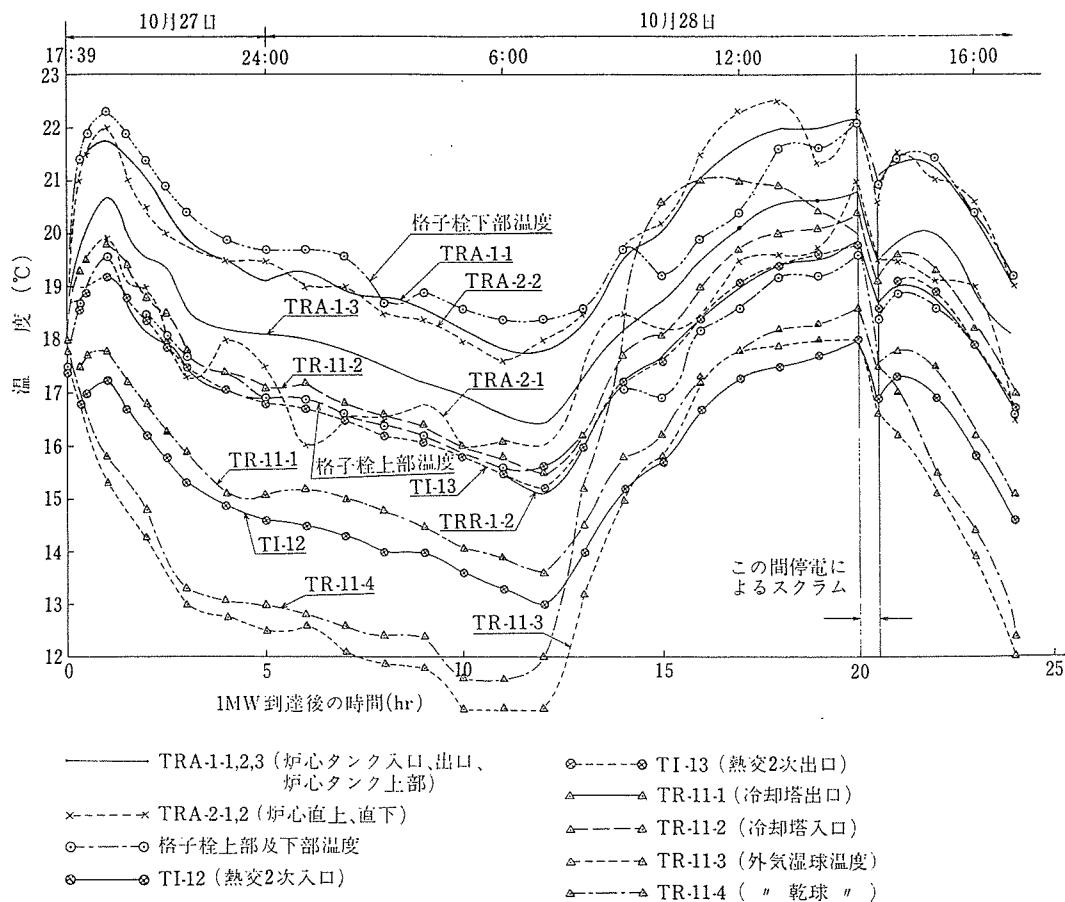
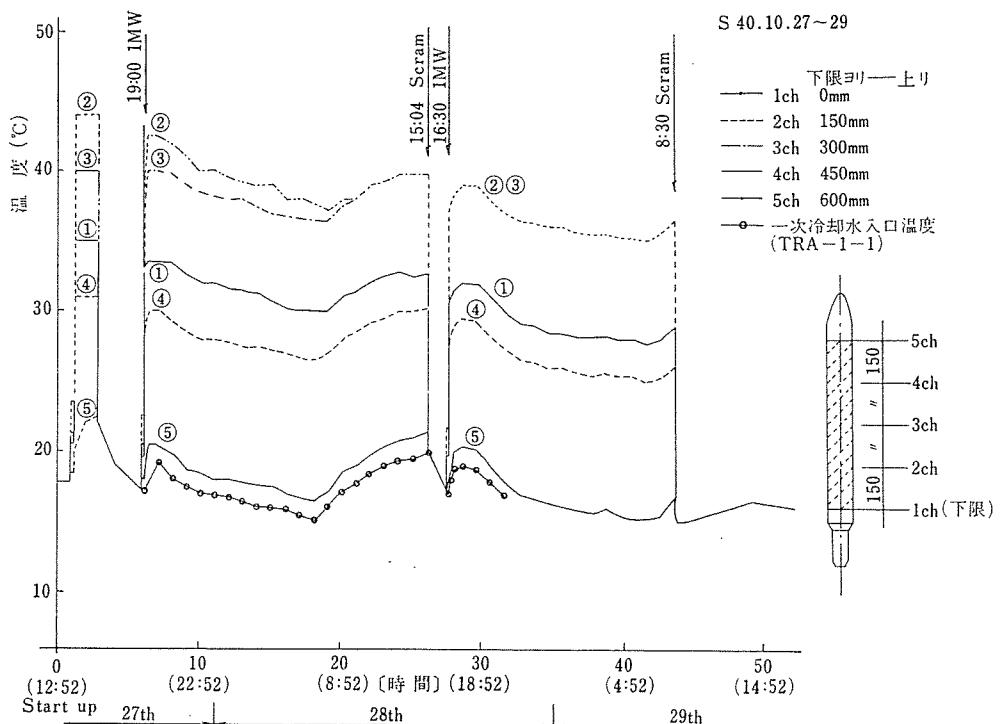
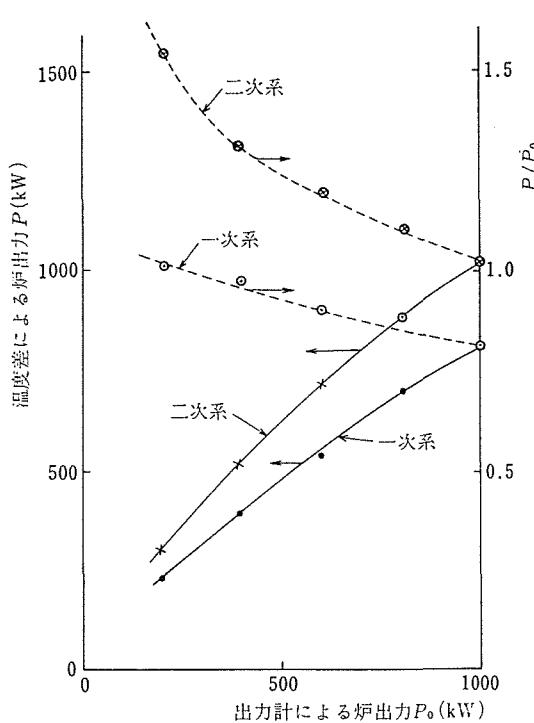


Fig. 41 冷却系関係各部温度 (1,000kW 連続運転)

Fig. 43 ホットチャンネルにおける燃料要素表面温度変化 (1,000kW 連続運転)
温度検出器 (C-C) : 助川電気製 “ニンブロックス” T-35-15,000AT8A-0.3EXD



$$\text{計算式 } P = 69.2 Q \Delta T \text{ (kW)}$$

$$Q = 5.4 \text{ m}^3/\text{min} \text{ (一次系)}$$

$$7.4 \text{ " } \text{ (二次系)}$$

Fig. 37 出力計の読みと温度差による炉出力との関係
(~1,000kW)

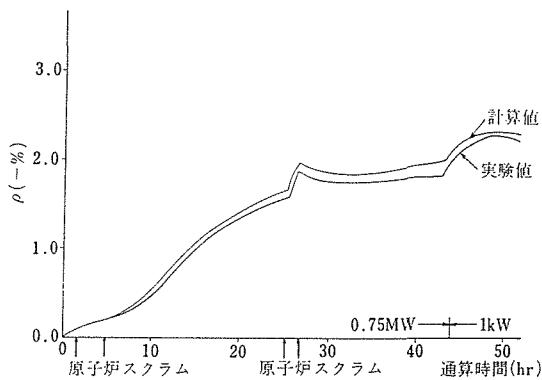


Fig. 44 ^{135}Xe 反応度の累積0.75MW時(出力指示1MW)

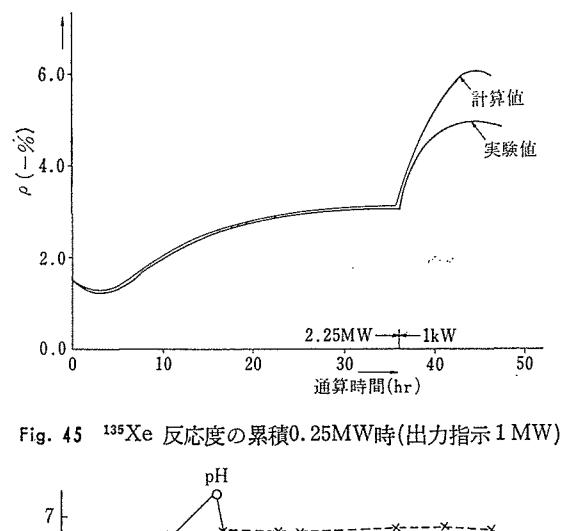


Fig. 45 ^{135}Xe 反応度の累積0.25MW時(出力指示1MW)

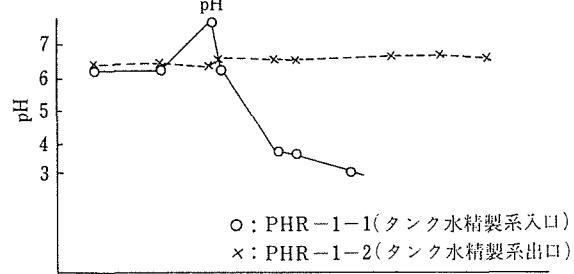


Fig. 46 pH および電気伝導度 (~3,000kW)

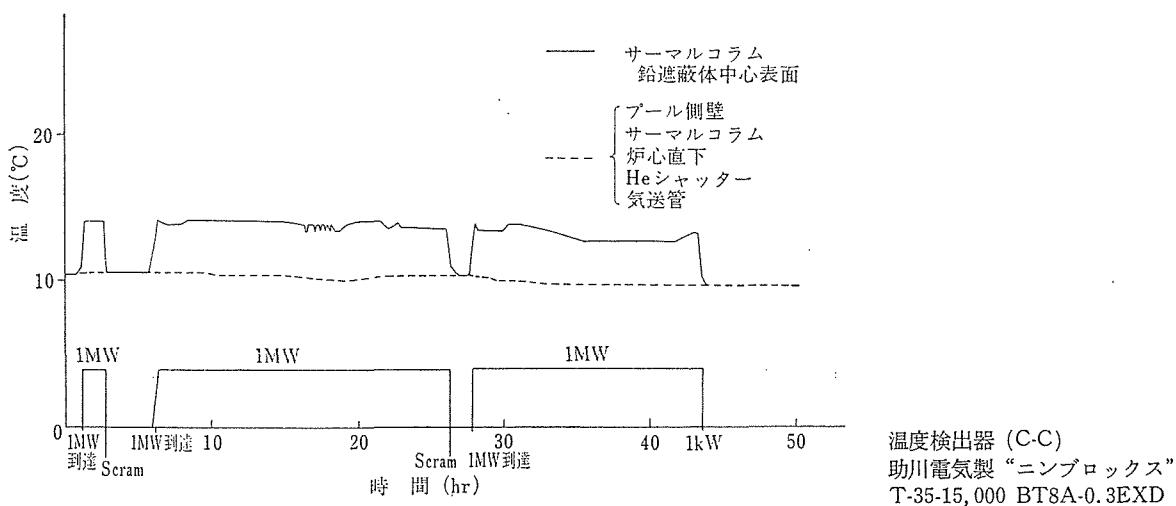
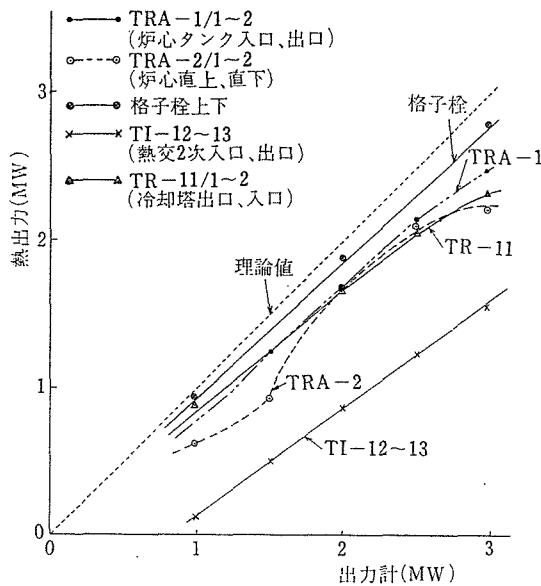


Fig. 42 炉周囲構造材温度変化 (1,000kW 連続運転) 1965.10/27~29

Fig. 49 出力計 (Lin-1) と熱出力との関係 ($\sim 3,000\text{kW}$)

計算式 $P=69.2Q : \Delta T (\text{kW})$
 ただし $Q=5.4\text{m}^3/\text{min}$ (一次系)
 $7.4\text{m}^3/\text{min}$ (二次系)

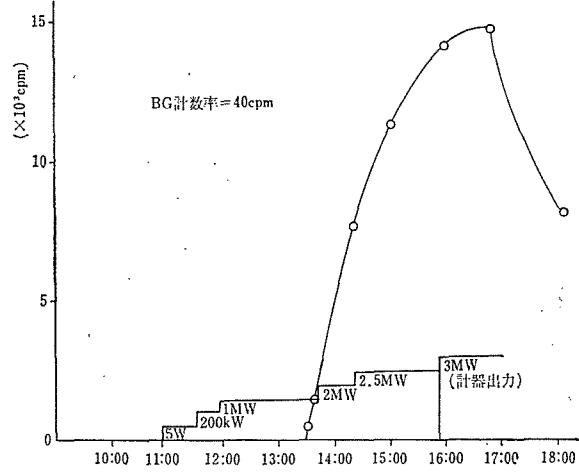
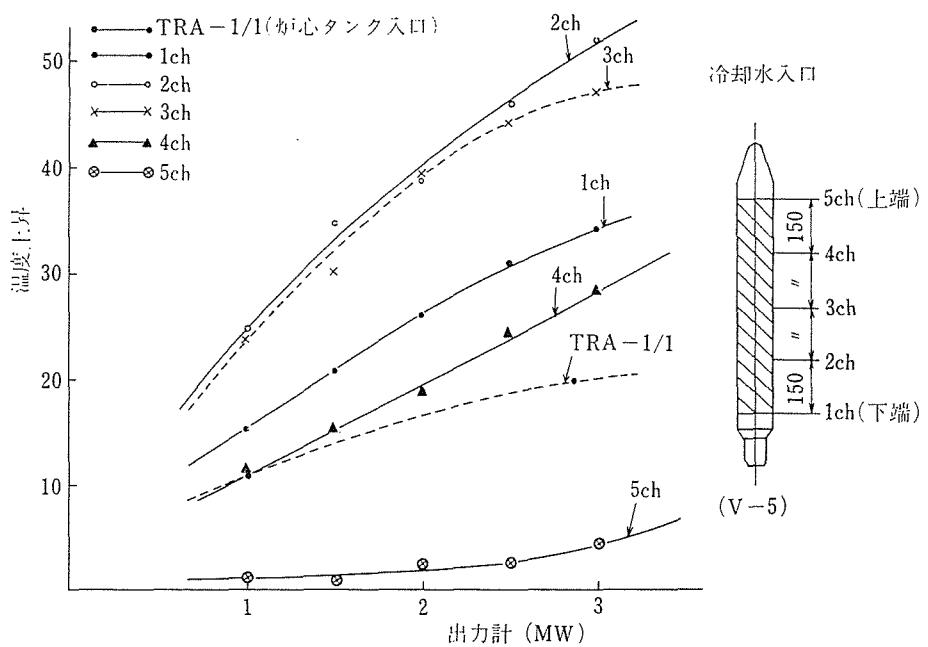


Fig. 47 水の放射能 ($\sim 3,000\text{kW}$)
 カウンターから 採水点までの ビニール管 (ID=7mm)
 の長さ: 15.0m 採水点: 炉心タンク水面下0.23m 流速
 : 0.6l/min
 (注) 热出力は計器出力 3MW にて 2.5MW である。

Fig. 48 ホットチャンネルにおける燃料板表面温度上昇 ($\sim 3,000\text{kW}$)

一次系流量 $5.4\text{m}^3/\text{min}$ 炉心内流量 $4.45\text{m}^3/\text{min}$ 溫度検出器 (C-C) 助川電気製 “ニンブロッ
 クス” T-35-15,000AT8A-0.3EXD

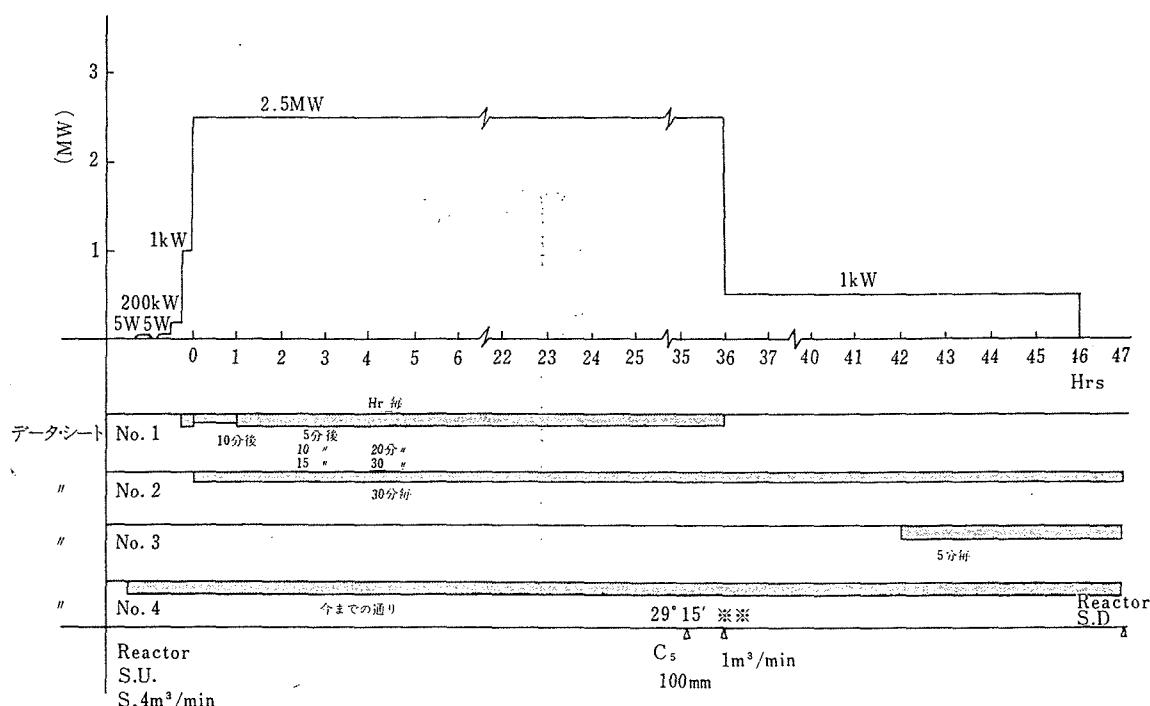


Fig. 50 2,500kW 連続運転スケジュール

データ・シート名称

No. 1 : 2.5MW 連続運転試験データ・シート

No. 2* : ¹³⁵Xe 反応度データ (30分毎)No. 3* : ¹³⁵Xe 反応度データ・シート (55分毎)

No. 4 : 運転記録表

* Cs が 500mm 以上になったら30分毎のデータ記録時間をさけて、自動運転のまま Cs が 100mm 近くまで下るようC₁～C₄を上げ、一様な位置にする。入替前後の各制御棒の位置およびTRA-1/12 を記録する。

** C₁～C₅ を同時に下げ 1kW にし、C₁ はもとの位置にする。High-Low 切換を Low 側にし、VCM-10閉主ポンプ No. 2 OFF. VCM-9 で 1m³/min を set する。

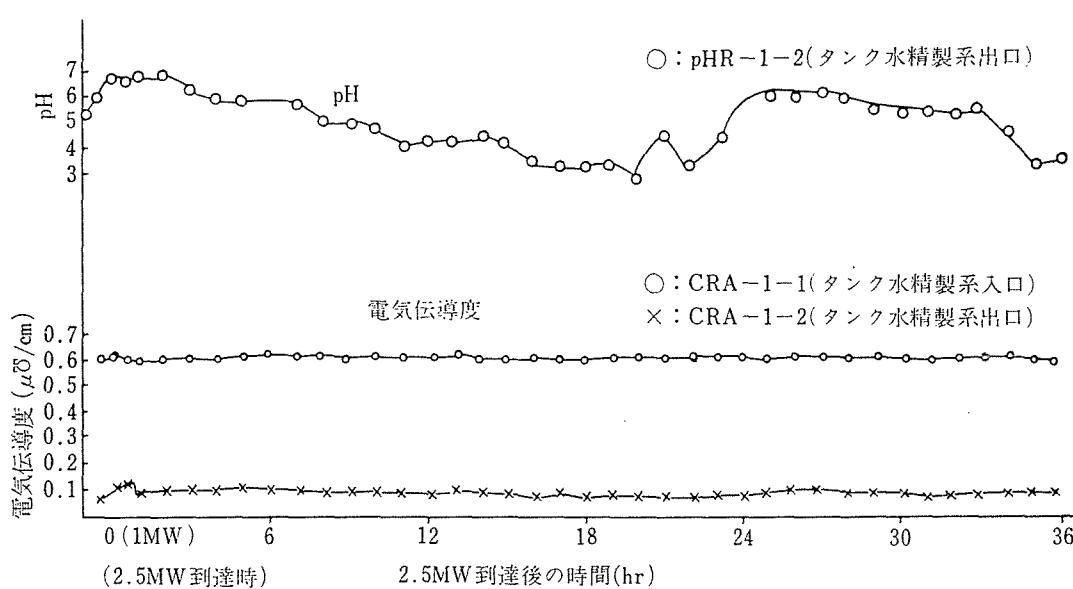
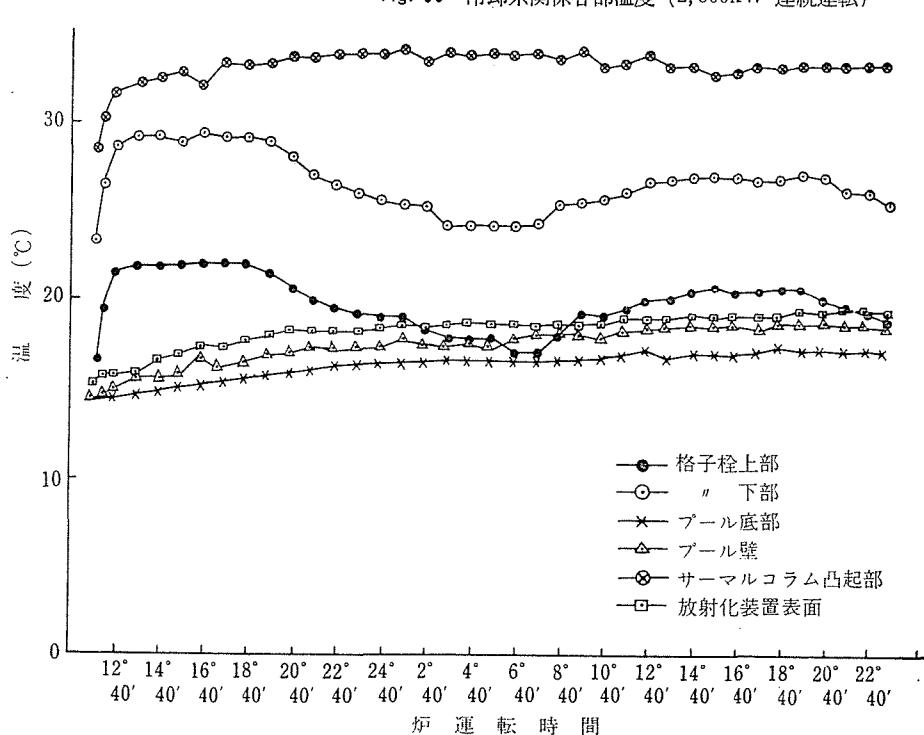
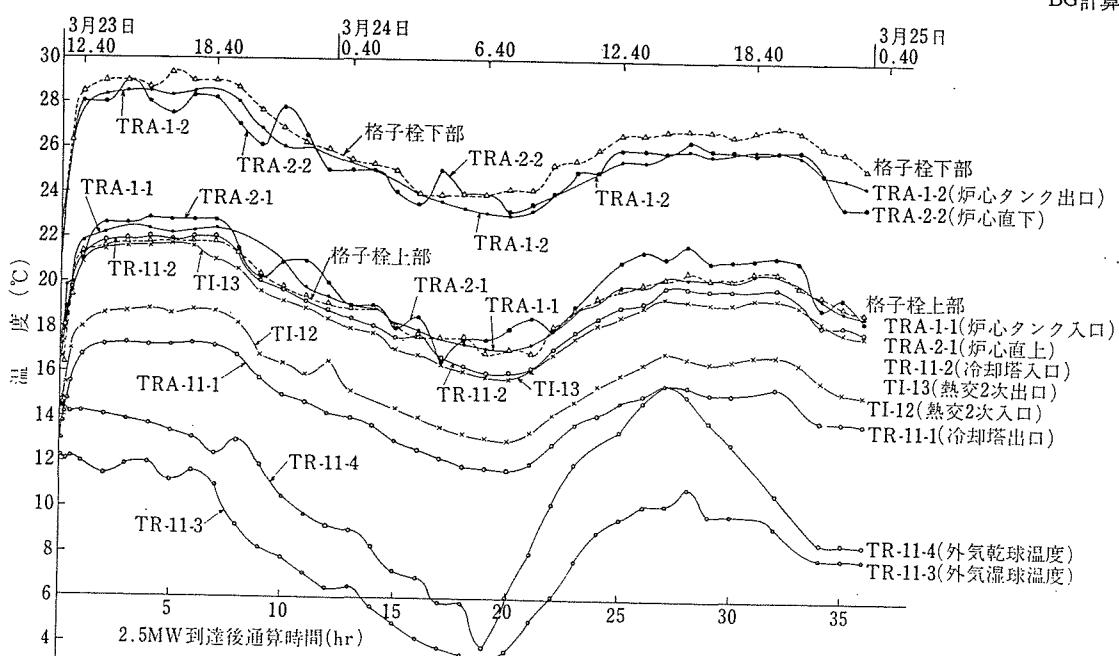
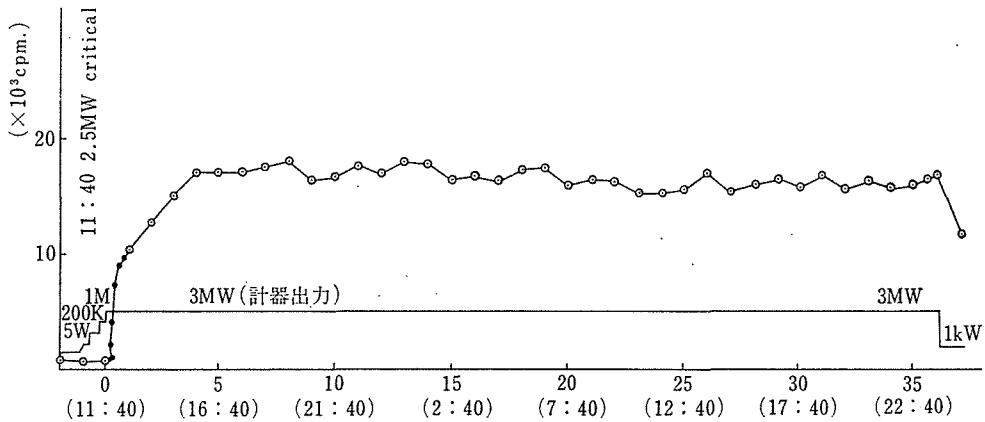
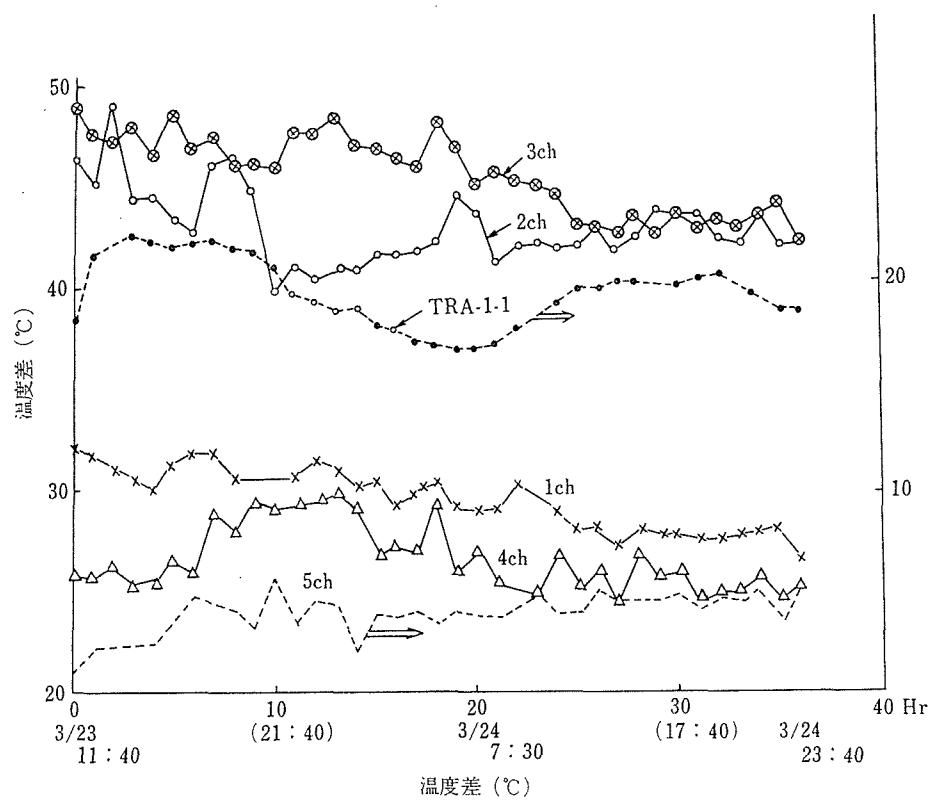


Fig. 51 pH および電気伝導度 (2,500kW 連続運転)





① channel の位置については Fig. 47 参照

② $T_{Hot} = 1ch \sim 5ch$ の温度

$T_{In} = TRP-1-1$ (熱交出口温度)

Fig. 55 ホットスポットにおける燃料板表面温度変化 ($T_{Hot} - T_{In}$) (2,500kW 連続運転)

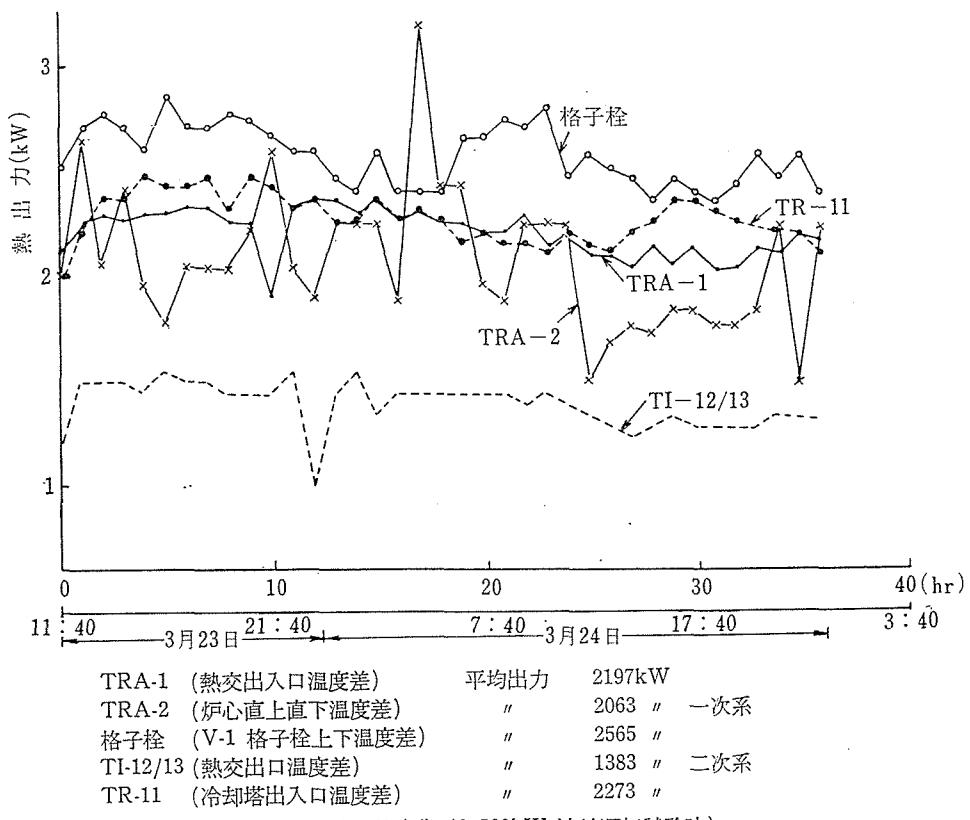


Fig. 56 热出力の時間的変化 (2,500kW 連続運転試験時)

TABLE I JRR-4 特性試験工程表

		39				40				41				39. 11. 10		
		月	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
作動試験		臨界準備														
臨界試験		臨界実験 余剰反応度追加														
第一期特性試験	零出力試験				制御棒較正		— 質量係数ホイド係数 — 密度係数									
	低出力試験						第一回出力上昇試験 0 ~ 200kW — サーマルコラム組換									
	高出力試験							第二回出力上昇試験 200kW ~ 1,000kW(3,000kW) — 出力較正 — Xe, Sm効果 — 定格出力運転								
第二期特性試験	実験設備							実験設備関係調整予備試験 No.1 プール餌量分布、スペクトル分布測定: — コンベータ熱出力測定 — リドタンク線量分布、スペクトル分布測定:								
	原子炉設備								熱交換器特性試験 — 動特性試験 — 定常運転準備							
定常運転																
その他								JMTRC 搬付(No. 2ブール) JMTRC 実験					41年2月まで			

TABLE 2 詳細工程表

TABLE 3 訓練日程表

年月日	曜	訓練区分	訓練内容	午		前		午		後	
				午	前	午	前	午	前	午	後
1 11/11	水	第一期訓練 JRR-4 各機器に關する講義ならびに実習	原子炉本体講義(岡島)	プロセス系講義(三輪)							
2 12	木		実驗設備講義(御手洗)	計測制御設備講義(吉田)							
3 13	金		付属設備講義(大塚) " 実習(石田)	第1班 第2班	付属設備講義(大塚)	原子炉本体実習(宮坂) 保安規程勉強会(一柳)	第1班 第2班	原子炉本体実習(宮坂) 保安規程勉強会(一柳)	第1班 第2班	原子炉本体実習(宮坂) 保安規程勉強会(一柳)	第1班 第2班
4 17	火		第1班 第2班	非常事故措置要領実習(三輪) プロセス系実習(一柳)	第1班 第2班	非常事故措置要領実習(三輪) プロセス系実習(一柳)	第1班 第2班	非常事故措置要領実習(三輪) プロセス系実習(一柳)	第1班 第2班	非常事故措置要領実習(三輪) プロセス系実習(一柳)	第1班 第2班
5 18	水		第1班 第2班	計測制御設備講習(吉田) 運転要領勉強会(吉田)	第1班 第2班	運転要領勉強会(吉田) 実驗設備実習(吉田)	第1班 第2班	運転要領勉強会(吉田) 実驗設備実習(吉田)	第1班 第2班	運転要領勉強会(吉田) 実驗設備実習(吉田)	第1班 第2班
6 19	木		第1班 第2班	計測機器取扱実習(田村)	第1班 第2班	計測機器取扱実習(田村)	第1班 第2班	計測機器取扱実習(田村)	第1班 第2班	計測機器取扱実習(田村)	第1班 第2班
7 20	金		第1班 第2班	運転要領勉強会(吉田)	第1班 第2班	運転要領勉強会(吉田)	第1班 第2班	運転要領勉強会(吉田)	第1班 第2班	運転要領勉強会(吉田)	第1班 第2班
8 21	土		第1班 第2班	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日
9 22	日		予 備 日	計 算 係	記 録 係	炉 本 体 係	計 测 制 御 係	中 性 子 計 测 係	放 射 線 管 理 係	設 备 工 事 係	事 务 係
10 26	木	第二期訓練 各係別訓練	通常業務	データシート準備	午前 搬入訓練	午後 打合せ	ex. ch 準備	機器準備	通常運転	通常業務	
11 27	金		"	午前 搬入訓練	午後 打合せ	ex. ch 準備	"	"	"	"	
12 30	月		"	午前 搬入訓練	午後 打合せ	成	"	"	"	"	
13 12/1	火		"	午前 搬入訓練	午後 打合せ	→ ただし必要に応じ 搬入訓練にきりかかる。	ex. ch 据付	"	"	"	
14 2	水		"	午前 搬入訓練	午後 打合せ	ex. ch 調整	"	"	"	"	
15 3	木		臨界手順打合せ	臨界手順打合せ	臨界手順打合せ	臨界手順打合せ	臨界手順打合せ	臨界手順打合せ	臨界手順打合せ	臨界手順打合せ	
16 4	金		予 備 日	午	前	午	前	午	前	午	後
17 7	月	第三期訓練	総合訓練	非常事故訓練							
18 8	火		模擬臨界打合せ	模擬臨界							
19 9	水		総括 反省	総括							
20 10	木		予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日	予 備 日

1. 班別編成は別にきめる。 2. 各係別編成は臨界実験要領による。

TABLE 4 詳細工程表 改-1

TABLE 6 JRR-4 特性試験工程表 改-2

年 月		40										
		39										
手直しならびに 臨界実験備 置												
臨界実験		40										
零出力試験		39										
第一期 特性試験	臨界実験 余剰反応度追加		40									
	A-5 組立下系数 A-1 第1回制御盤較正 A-2 出力較正 A-3 質量係数 A-4 雷座係数		39									
低出力試験			40									
	各部点検 B-第1回出力上昇試験 C-1 自然循環時冷却材特性 C-2 自然循環時冷却材表面質量評定		39									
高出力試験			40									
	各部点検 高出力運転体験 第2回出力上昇試験 E-4 定格出力較正 E-5 1回出力較正 E-2 振動特性試験 E-3 Xe-Sm効果 E-1 フーリエスペクトル分布 コンバータ無出力測定 リドランク線量分布、スペクトル分布 散乱実験孔特性試験		39									
第二期 特性試験	第1回サーマルコラム組立 C-3 第2回サーマルコラム組立		40									
			39									
実験設備 原子炉設備			40									
	熱交換器特性試験 動特性試験 リドランク線量分布、スペクトル分布 散乱実験孔特性試験		39									
定常運転			40									
	定常運転準備 第1期特性試験データ整理 JMTRC操作、No 2アーバン JMTRC実験 41年2月まで		39									
その他		40										

39. 12. 7

(改-1 39. 12. 8)

TABLE 7 JRR-4 初臨界データー (40, 1, 28)

時 刻	1965. 1. 28 12本	3 时 25分	Burn up	1. 5%
燃 料 本 数	1987gr (²³⁵ U)	Xe-Sm		2.9
臨 界 質 量				
制御板位置	C ₁ 651mm, C ₂ 650mm, C ₃ 654mm C ₄ 444mm, C ₅ 651mm	実験用 制御用		1.0 0.2
計 器 指 示	Lin CRM 0.66 × 1000cps Scaler 675cps Log CRM 0.6 × 1000cps Log CRM Recorder 0.65 × 1000cps Log N 21W Log N Recorder 30W $\mu\mu$ A No 1 Recorder 7.5W $\mu\mu$ A No 1 7.4W $\mu\mu$ A No 2 6.3W	Xe-Sm オーバードライ	合 計	0.3 5.9

TABLE 8 IRR-4 金利反応度内訳 (設計値)

TABLE 8 IRR-4 金利割引考慮内訳 (設計・値)

TABLE 9 JRR-4 制御板等価反応度計算値、測定値対比表

Run No.	Plates	Calculated V.	Measured V.
	B ₁	0.9	0.633
	B ₂	1.3	0.884
1, 2	B ₁ B ₂	— (2.2)	1.26 (1.52)
7	C ₁	4.0	3.66
8	C ₄	4.0	4.67
9	C ₁ C ₄	9.0 (8.0)	10.8 (8.33)
10	C ₁	4.0	4.85
11	C ₂	4.0	5.65
12	C ₁ C ₂	8.1 (8.0)	10.5 (10.5)
13	C ₁	4.0	4.22
14	C ₃	4.0	4.56
15	C ₁ C ₃	— (8.0)	9.65 (8.78)

1) 単位: %

2) () 内数值: 単独の値を加えたもの

3) 計算値は20本燃料炉心に対する、2次元2群拡散コード
熱外中性子の吸収無視⁹⁾

TABLE 10 Void 係数の位置による変化

燃料位置	ボイド体積 (cm ³)	ボイド率 % Void	反応度 % $\delta k/k$
V-7	176	0.379	-0.0862
VI-6	176	0.379	-0.0721
VI-5	176	0.379	-0.0932
V-6	176	0.379	-0.1544
V-5	176	0.379	-0.1782

TABLE 12 水中の放射性核種 (自然循環)

核反応	半減期	E _r (MeV)
¹⁶ O (p, α) ¹³ N	10 m	$\beta^+ \rightarrow 0.51$
²⁷ Al (n, p) ²⁷ Mg	9.45 m	0.84, 1.02
⁴⁰ Ar (n, γ) ⁴¹ Ar	110 m	1.20
¹⁸ O (p, n) ¹⁸ F	112 m	$\beta^+ \rightarrow 0.51$
²⁷ Al (n, α) ²⁴ Na	15 h	2.76, 1.38

TABLE 11 JRR-4 性能試験工程表 改-3

年 月	40												40.5.3
	I	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
臨界実験													
第一期 特性 試験	0 出力試験												
第二期 特性 試験	振動対策												
低出力試験													
高出力試験													
リドタンク													
散乱実験室													
No.1 ブール													
No.2 ブール													
その他の													

サーマルコラム手直し
テスト
JMTR-C 据付
JMTR-C 临界実験

TABLE 13 JRR-4 特性試験工程表 改-5