

JRR-2 の第一次燃料と

出力上昇

1962年8月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

JRR-2 の第 1 次燃料と出力上昇

要 旨

1961 年 3 月におこなわれた JRR-2 の第 1 次出力上昇試験全般にわたって記してある。まず第 1 章に出力上昇の問題となった第 1 次燃料について、燃料要素の仕様・検査および問題点と安全性についての検討をした結果をのべてある。この検討にしたがい、万一燃料被覆破損が生じた場合、できる限り早期に発見し、処置を容易にするために破損燃料検出装置を追加設置した。この破損燃料検出装置の検出の方法、装置の内容について第 2 章に記してある。最後に第 3 章に実施した第 1 次出力上昇試験の経過についてのべてある。

1962 年 1 月

日本原子力研究所

JRR-2 管理課

The first loading fuel elements and power-up for JRR-2

Summary

This report describes the first power-up test of JRR-2, made in March 1961, and the overall results obtained. Paragraph 1 discusses the specifications, the testing procedure and the results obtained, the problems involved, and the safety aspects, of the fuel elements used as the primary fuel which presented problems in the power-up. Following the discussions, in preparation for the accidental rupture of the fuel cladding, additional rupture detecting devices were fixed on the reactor in order to detect the rupture as early as possible, so that adequate measures may be taken readily. Paragraph 2 describes the operational procedure and the mechanism of the detecting device. Lastly, in Paragraph 3 are described the actual procedure of the power-up test and the results obtained.

Jan. 1962

Japan Atomic Energy Research Institute

JRR-2 Control Office

序 文

日本原子力研究所における第2号研究用原子炉 JRR-2 は熱出力 10 MW, 平均熱中性子束密度 $2 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{sec}$ に設計された本格的研究用原子炉である。日本原子力研究所は AMF 社との契約によりこの建設に着手したのであるが、この規模の炉は、当時わが国ではもちろんのこと世界的にも第1級の研究用原子炉であった。1958年4月この原子炉の建設に着手して以来、幾多の困難な問題がおこり、かつその大部分が未知の分野であり未経験の問題であったので、これを解決するため担当者のみなみならぬ努力がはらわれたのである。1959年12月末原子炉の組立を完了、ひきつづき機能試験を開始したが、その後に第1次装荷燃料である 20% 濃縮ウラン燃料に問題が起り、この解決のために多くの努力がなされた。1960年10月1日 JRR-2 原子炉は臨界に達し翌年3月には第1次出力上昇目標である 1000 kW 運転に成功した。その後約半年間 1000 kW で 370,000 kWh 運転をおこなったが、さしたる問題も起らず良好な結果が得られている。

この報告は建設の当初から 1000 kW 運転にいたる間の技術的報告をまとめたものである。

なお、1961年11月には 20% 濃縮ウラン燃料を用い、第2次出力上昇試験で 3000 kW 運転に成功したことを見記す。(神原豊三)

1962年1月

本報告集は下記の諸編からなり、順次刊行の予定である。(太字は既刊)

No. 1 JRR-2 の建設	(JAERI 6009)	No. 6 板状型合金燃料板の熱的安全性の検討	(JAERI 1026)
No. 2 JRR-2 Cooling tower test	(JAERI 1022)	No. 7 JRR-2 の第1次燃料と出力上昇	(JAERI 1027)
No. 3 JRR-2 の機能試験	(JAERI 1023)	No. 8 放射線モニタリング	(JAERI 1028)
No. 4 JRR-2 における水・ガスの処理と分析	(JAERI 1024)	No. 9 JRR-2 建家気密試験	(JAERI 1018)
No. 5 JRR-2 の臨界実験と特性測定	(JAERI 1025)		

本編の関係者はつぎのとおりである。

神原豊三、莊田勝彦、平田穂、庄司務、小早川透、両角実、上林有一郎、鶴肇、小金沢卓、中井靖、萩野谷欣一、北原種道、横田光雄、宮坂靖彦、吉川静雄、林昭夫、牛尾正二、八巻治恵、小山田六郎、森田守人、榎原俊一、市原正弘、沢井定、上野三安、堀木欧一郎、横尾宏、川上弘紀、石川迪夫、谷口薫、大田黒寛治、

高村三郎、鈴木義雄、田村和行、渡辺智美、家田千代子、菊地雄、岩下昶、吉藤久、福田保昌、笠原佑倖、原邦男、山口森、金成章、広原進、飯田謙一、島宗弘治、後藤満

外来研究員 井上実、早勢哲

目 次

1. 破損燃料検出装置

要 旨	
1.1 破損燃料検出の方法	1
1.2 破損燃料検出装置の概要	1
1.3 検出装置作製の条件	3
1.3.1 燃料破損の仮定	3
1.3.2 核分裂生成物の放出	3
1.4 ヘリウム系に設置した検出器	3
1.4.1 ヘリウム中の核分裂生成物	3
1.4.2 ヘリウム中の放射性核種	3
1.4.3 計数箱	4
1.4.4 沈積箱	5
1.5 重水系に設置した検出器	6
1.5.1 重水中の核分裂生成物	6
1.5.2 重水中の放射性核種	7
1.5.3 イオン交換分離計数装置	9
1.5.4 遅発中性子計数装置	11
1.6 破損燃料の位置決定	12
1.6.1 破損燃料の位置決定法	12
1.6.2 チエレンコフ計数管の構造と感度	12
1.6.3 チエレンコフ計数管による 核分裂生成物の測定	13
1.7 核分裂生成物の除去	14
1.7.1 ヘリウム中のガス状核分裂 生成物の除去	14
1.7.2 重水中の核分裂生成物の除去	14
1.8 結 語	14
文 献	

2. JRR-2 第1次燃料

要 旨	
2.1 JRR-2 第1次燃料入手と出力上昇の経過	16
2.2 JRR-2 燃料要素の仕様と検査	18
2.2.1 燃料要素の仕様	18
2.2.2 燃料検査	22
2.3 JRR-2 第1次燃料の問題点と安全性の検討	31
2.3.1 AMF 社の見解	32

2.3.2 AMF 社見解に対応する

燃料検査の結果の概要	33
2.3.3 JRR-2燃料の熱的検討	33
2.3.4 被覆破損の機構について	34
2.3.5 Inclusion よりの核分裂生成物 の放射能	34
2.3.6 被覆破損検出のため付加した検出器	35
2.4 JRR-2 の出力上昇	36
文 献	
Appendix: Specifications for JRR-2fuel elements	37

3. JRR-2 第1次出力上昇試験

要 旨	
3.1 緒 言	45
3.2 出力上昇試験の準備	46
3.2.1 制御系	46
3.2.2 冷却系	46
3.2.3 破損燃料検出装置	46
3.2.4 実験孔	47
3.2.5 重水・軽水・ヘリウムガス	47
3.2.6 中性子源とスタート・アップ・ チャネル	47
3.3 出力上昇試験	47
3.3.1 出力上昇試験の計画	47
3.3.2 出力上昇試験	47
3.3.3 熱的等価試験	50
3.4 1000 kW 連続運転	54
3.4.1 1000 kW 連続運転	54
3.4.2 クセノンの蓄積	54
3.4.3 実験孔内のグラファイトおよび 重水の温度上昇	54
3.4.4 重水・ヘリウムガス	55
3.4.5 生体遮蔽	56
3.4.6 排 気	56
3.5 結 語	57
文 献	

Contents

1. Fuel Failure Detector	
Summary	
1.1 Method of fuel failure detection	1
1.2 Outline of fuel failure detector	1
1.3 Condition for detector making.....	3
1.3.1 Assumption on fuel failure	3
1.3.2 Release of fission product from failed fuel	3
1.4 Detector in the helium system	3
1.4.1 Fission product in the helium system	3
1.4.2 Radioactive nuclei in the helium system	3
1.4.3 Counting box.....	4
1.4.4 Precipitator	5
1.5 Detector in the heavy water system	6
1.5.1 Fission product in the heavy water system	6
1.5.2 Radioactive nuclei in the heavy water system	7
1.5.3 Ion exchange separation counter	9
1.5.4 Delayed neutron counter.....	11
1.6 Location of failed fuel.....	12
1.6.1 Method of location of failed fuel.....	12
1.6.2 Cerenkov counter	12
1.6.3 Measurement of fission product by Cerenkov counter	13
1.7 Removal of fission product	14
1.7.1 Removal of gaseous fission product.....	14
1.7.2 Removal of fission product in heavy water	14
1.8 Conclusion	14
Reference	
2. Description of the first loading fuel elements and power-up for JRR-2	
Summary	
2.1 Procurement of the first loading fuel elements and the power-up procedure	18
2.2 Specification and Inspection	18
2.2.1 Specification	18
2.2.2 Inspection	22
2.3 Problems on JRR-2 first loading fuel elements and analysis of safety	31
2.3.1 Technical opinion of AMF atomics.....	32
2.3.2 Summary of inspection results	33
2.3.3 Analysis of thermal problems	33
2.3.4 Cladding failure mechanism	34
2.3.5 Activity of fission products from inclusions	34
2.3.6 Supplementary detectors prepared for cladding failure	35
2.4 Power up of JRR-2.....	36
Reference	
Appendix : Specifications for JRR-2 fuel elements	37
3. 1st power-up test for JRR-2	
Summary	
3.1 Introduction	45
3.2 Preparation of power-up test	46
3.2.1 Control system	46
3.2.2 Cooling system	46
3.2.3 Failed fuel detector	46
3.2.4 Beam tube	47
3.2.5 Heavy water, Light water and helium gas	47
3.2.6 Neutron source and start up channel	47
3.3 Power-up test	47
3.3.1 Schedule for power-up test	47
3.3.2 Power-up test	47
3.3.3 Thermal equivalent test	50
3.4 1000 kW Continuous operation	54
3.4.1 1000 kW Continuous operation	54
3.4.2 Xenon build up	54
3.4.3 Temperature increase of graphite and heavy water in the beam tube	54
3.4.4 Heavy water and helium gas	55
3.4.5 Biological shield	56
3.4.6 Dackt	56
3.5 Conclusion	57
Reference	

研究炉管理部長
JRR-2 管理課

神原豊三

莊田勝彦，平田 穂，庄司 務，小早川透，両角 実，上林有一郎，部 肇，小金沢卓中井 靖，萩野谷欣一，北原種道，横田光雄，宮坂靖彦，吉川静雄，林 昭夫，牛尾正二，八巻治恵，小山田六郎，森田守人，袖原俊一，市原正弘，沢井 定，上野三安，堀木欣一郎，横尾 宏，川上弘紀，石川廸夫，谷口 薫，大田黒寛治，高村三郎，鈴木義雄，田村和行，渡辺智美，家田千代子，菊地 雄，岩下 駿，吉藤 久，福田保昌，笠原佑倖，原 邦男，後藤 満

技術研究室

松本元一，坂田 肇，島宗弘治，佐藤雅幸，駒田正興，富井格三，江連秀夫，杉 曜夫井上晃次，白井英次，薄羽皓雄，遠藤雄三

折田良生，平松一郎

井上 実，鈴木顕二，早勢 哲，博田忠邦，豊田行雄，鹿毛 量

研究炉業務課
外 来 研究員

1. 破損燃料検出装置

要旨

JRR-2 では、1961 年 3 月の第 1 次出力上昇にさきだって、破損燃料検出装置を設置した。これは、万一燃料が破損した場合に、ヘリウムおよび重水中に放出される核分裂生成物を検出するものであって、設置以来 1 年近くの間測定をおこなってきたが、まだ核分裂生成物によると思われる信号は認められておらず、燃料に異常はないと考えられる。

この報告は、破損燃料検出装置の製作とその測定経験についてまとめたものである。

Fuel Failure Detector

Summary

In JRR-2, fuel failure detectors were installed before the first power up. In case any fuel fails fission products will release from it. These equipments are to detect them. We have operated them for about one year since the first power up, but any signal by fuel failure has never been detected. In this paper, preparation procedure and operation experience are reported.

1.1 破損燃料検出の方法

JRR-2 の燃料は、MTR 型といわれるものであって 30 ミル厚のウラニウムとアルミニウムの合金をミートとし、これに 15 ミル厚のアルミニウムを被覆した板を 17 枚組合せて作られており、ウラニウム 235 の濃縮度は 20% である。このような燃料が 24 本装荷でき、10 MW まで出力を上昇させる予定であるが高出力で運転中に燃料板の内部で局部的な過熱や、腐食などのために、被覆が破れてミートが重水中に露出するといった事故が生じないともかぎらない。このような事故が起ると、重水中に核分裂生成物が放出されるから、これを検出することにより、燃料の破損を検知するのは可能であって、諸外国の原子炉においても種々の検出装置が取り付けられており、検出の例も報告されている。¹⁾

検出は大別すると、燃料のどれかが破損したことを知る (Bulk detection) と、破損した燃料の位置をきめる (Location) との 2 つの過程からなり、各個の炉でも炉の形式に応じて種々特色ある装置が考案されているが JRR-2 では、炉に付属する設備としては Bulk detection のみを目標とし、Location については別に方法を考え装置を準備した。

1.2 破損燃料検出装置の概要

JRR-2 には、炉作製のはじめから、重水主熱交換器およびイオン交換樹脂塔の出口につらなる重水サンプリング配管の一部に、イオンチャンバーが設置されており、燃料破損の際の重水中の全ガンマ放射能の増加を検出するようになっているが、炉運転中には、重水中に腐食などにより生ずるアルミニウム、鉄などの不純物が、中性子照射を受けて放射化すること、および燃料被覆のアルミニウムが高速中性子と反応して²⁴Na, ²⁷Mgなどを生じ、これが反跳により重水中に放出されることなどのために、正常な場合でも相當に重水によるガンマレベルは高いと予想されるので、このチャンバーの検出能力については疑問があった。また、重水系のイオン交換樹脂塔には、NaI シンチレーション計数管がとりつけてあり、樹脂に捕えられる放射性核種によるガンマを測定しているので、これによっても燃料破損時に放出される核分裂生成物が検出できるかもしれないが、正常運転時の計数が相当に大きくなると予想されるので、充分な検出能力を期待できないように思われた。

そこで、以下に述べるような検出装置を追加し、破損燃料の検出に万全を期した。新しく設置したものは

- (1) ヘリウム中に放出されるガス状の核分裂生成物を検出するもの。
- (2) 重水中に放出される核分裂生成物を検出するものの 2 つに大別される。

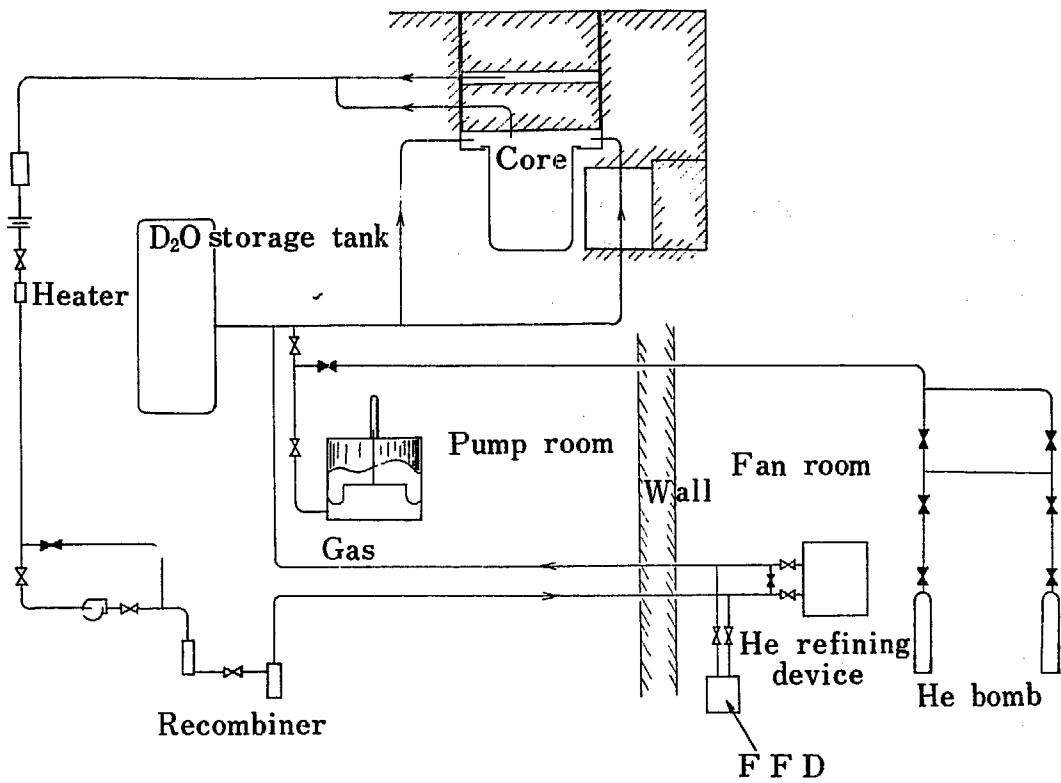


Fig. 1 Flow diagram of the helium system and fuel failure detector.

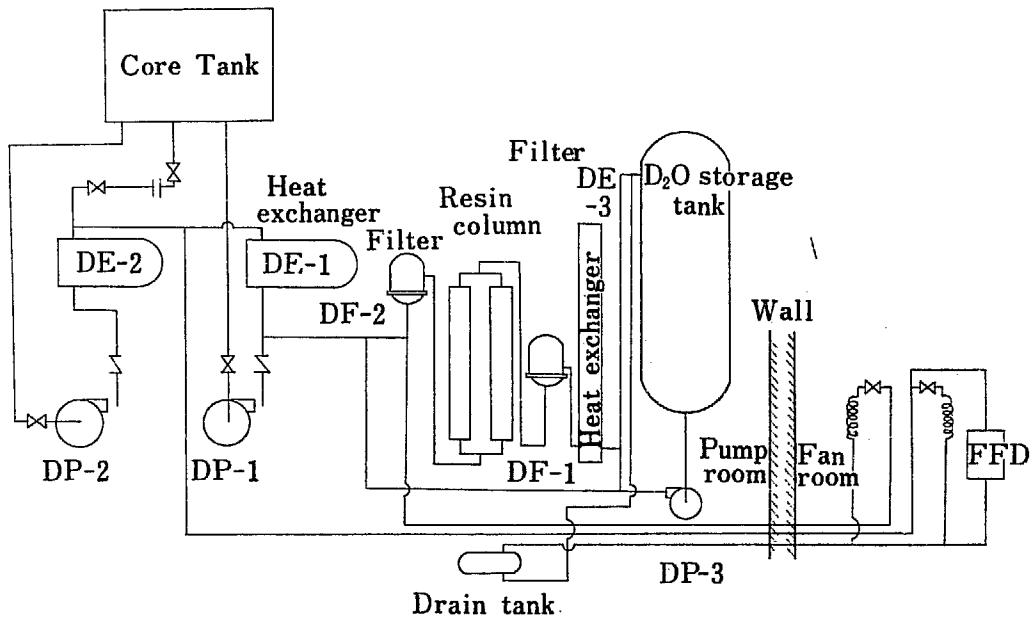


Fig. 2 Flow diagram of the heavy water system and fuel failure detector.

ヘリウム中に設置したもの 2 種あり、いずれもヘリウム主配管から純化装置にいたる配管よりとったバイパスにとりつけられており、

- (1) 計数箱
 - (2) 沈積箱
- よりなる。

重水系に設置したものも 2 種あり、いずれも主熱交

換器からの重水サンプリング配管の一部に、前述のイオンチャンバーと並列にとりつけられていて

- (1) イオン交換分離計数装置
 - (2) 遅発中性子計数装置
- よりなる。これらの取付け位置を Fig. 1 および Fig. 2 に示す。

このほかに、各燃料上部のプラグに孔をあけておき

以上の装置により燃料破損が検出された場合には、燃料上部から重水試料を採取し、核分裂生成物のうち高エネルギーのベータを出すものに注目して、チレンコフ計数装置に重水試料を注入して、試料中の核分裂生成物の量を比較することにしている。

1.3 検出装置作製の条件

1.3.1 燃料破損の仮定 装置の作製にあたっては、何らかの燃料破損を想定し、核分裂の生成物の放出量を仮定して、感度を求める必要がある。

ここでは、JRR-2 の第1次装荷燃料のラジオグラフに、白く写っているインクルージョンに注目し、これは燃料ミートのウラニウムとアルミニウムの合金中に、合金にならない純ウラニウムの部分が残っているのであると仮定し、そのうちでかなり大きくて、直径が 100 ミル (2.5 mm) のものを対象とした。すなわち、この部分はウラニウムのみであるから、他の部分に比して発熱量が大きく、したがって過熱しやすいと考え、ガス状の核分裂生成物も保持されにくくて被覆のアルミニウムにふくらみを生じたり、あるいは被覆が破れるなどの事故が発生するとして、このような場合における核分裂生成物の重水中への放出量を計算し、かつ、これを検出するに要する装置の感度を求めた。

1.3.2 核分裂生成物の放出 燃料被覆が破れて、ミートが重水中に露出したと仮定し、放出される核分裂生成物の量を求める場合に、考えられる過程としては核分裂の反跳による放出、ガス状生成物の拡散があるが、ここでは反跳による放出のみを考えて生成量を求めた。

被覆に $\alpha \text{ cm}^2$ の孔があった場合、核分裂収率が Y_i である核種 i の放出量 N_i は、反跳核の飛程を l_i とすると、

$$N_i = \sum_i \phi \frac{l_i \alpha}{4} \cdot \frac{Y_i}{100}$$

で与えられる。ここで \sum_i は核分裂の断面積、 ϕ は中性子束である。計算にあたり、 ϕ としては JRR-2 における測定結果 $9 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec/watt}$ を用い、1MW で $\phi = 9 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ とすると、直径 100 ミルの円孔の場合

$$N_i = 4.45 \times 10^6 Y_i \text{ 個/sec} \quad (2)$$

となる。

以下に述べる各検出装置は、この式に基づいて求めた核分裂生成物の量について、感度を評価している。

1.4 ヘリウム系に設置した検出器²⁾

1.4.1 ヘリウム中の核分裂生成物 燃料破損により、重水中に放出される核分裂生成物のうち、ガス状のものは一部は重水に溶けるであろうが、大部分はヘリウム中に出ると思われる。JRR-2 の炉心タンクでは、重水は燃料下部のノズルより上昇し、タンクの両側にある出口よりポンプにもどるのであるが、燃料板の間を流れる際の流速は非常に大きく、したがって、燃料板から流れ出た重水ははげしい攪拌をうけながら出口に吸い込まれるので、重水中のガス状の核分裂生成物は燃料より放出されてから 5 秒後に 50 パーセントがヘリウム中に出るとした。なお、これらのガスが炉心タンク上部のヘリウム中に含まれ、プロアーによって 270 l/min の流量で流れ、検出器の中に流れ込むまでには約 4 分を要する。ガス状核分裂生成物 Kr および Xe のヘリウム中での存在量を Fig. 3 に示す。

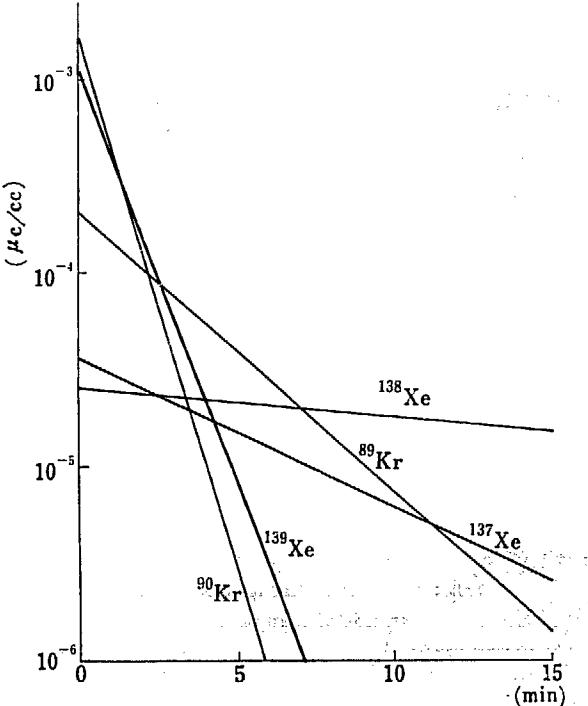


Fig. 3 Gaseous fission products in helium.

1.4.2 ヘリウム中の放射性核種 ヘリウム 99% は程度の濃度にして運転する予定であり、このためにヘリウム中に残存する空気を除く目的で、活性炭吸着器を有するヘリウム純化装置が設置してある。³⁾ 実際ににはヘリウムをこの程度の濃度に保つのはなかなか難しいのであるが、ここではヘリウム濃度は 99% 残りの 1% は空気とし、炉心タンク上部のヘリウム中の中性子束は不明であるが 1MW で $2 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と仮定して空気中のアルゴンが中性子照射により生ずる ^{41}Ar の量を求めると $8.5 \times 10^{-3} \mu\text{c}/\text{cc}$ となる。このほかに空気中の酸素、ネオンから ^{16}N , ^{18}O , ^{23}Ne

などができるが、いずれも量が少ないか、半減期が短いために検出器の位置では問題にならない。

1.4.3 計数箱

(1) 計数箱における核分裂生成物の判別

ヘリウムにより運ばれるガス状の核分裂生成物のうち、高エネルギーのベータを出すものに注目し、検出器として GM 計数管を内蔵した計数箱を設置した。この場合バックグラウンド計数を与える核種としては前述のとおり ^{41}Ar がある。これも検出の対象となる核種と同様にベータを放出するので GM 計数管により判別するためには、計数管の前にアルミ板をおき、エネルギーの違いによる透過率の差を利用した。

計数箱の体積は 50 cc なので、この中のガス状核分裂生成物およびその崩壊生成物の量は TABLE 1 のようになる。なお ^{41}Ar の量も一緒に表示した。

TABLE 1 Fission products in helium.

Nuclide	μc	β MeV	Transmit-tivity of 500 mg/cm ² Al plate	cpm
^{138}Xe	1.1×10^{-3}	2.4	0.033	5.5
^{137}Xe	9.0×10^{-4}	3.5	0.125	17
^{89}Kr	2.8×10^{-3}	4.0	0.183	77
^{90}Kr	5.5×10^{-4}	3.2	0.097	8
^{89}Rb	9.5×10^{-4}	3.9(7%) 2.8(5%)	0.167 0.062	1.7
^{91}Rb	2.1×10^{-3}	3.0	0.078	25
^{80}Rb	7.5×10^{-3}	5.7	0.333	375
				510 cpm
^{41}Ar	4.2×10^{-1}	1.18(99.3%) 2.5 (0.7%)	0.00017 0.037	10.7 16
				27 cpm

TABLE 2 Count rate of GM counter by standard samples.

Sample	β MeV	μc	cpm	cpm/ μc
^{234}Pa	2.32	0.0116	2400	2.07×10^5
^{210}Bi	1.17	0.024	9300	3.9×10^5

GM 計数管の効率を標準試料により求めると、TABLE 2 のようになり、 $3 \times 10^5 \text{ cpm}/\mu\text{c}$ という値が得られる。TABLE 1 から知られるように ^{41}Ar は大部分 1.18 MeV のベータを放出するのに対し、核分裂の生成物のベータは 3 MeV 以上のものが多い。1.18 MeV に相当する飛程は 500 mg/cm² なので、GM 計数管の前に 500 mg/cm² のアルミ板をおいた場合の透過率も TABLE 1 に示している。幾何学的効率を 1/2 として計数率を求めるとき、TABLE 1 のようになる。したがって、核分裂生成物による計数率と ^{41}Ar によるものとの比

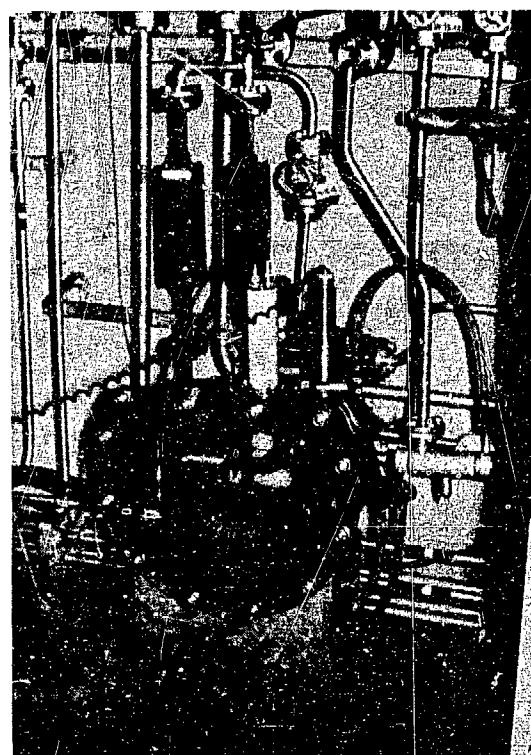


Fig. 4 Detector installed in the helium system.

は $510/27 = 19$ となる。ヘリウム濃度は 97% 程度で運転することが多いが、この場合でも $570/27 \times 3 = 6$ となり判別は可能と考えられる。

(2) 計数箱の構造

計数箱の外観を Fig. 4 に示す。この図で、下部の円弧状の容器は沈積箱、その後方の金属製の容器は計数箱である。箱は容積 50 cc のステンレススチール製でハロゲン封入の端窓型 GM 計数管をとりつけてある。箱の壁は厚さ 3 cm で計数管は厚さ 1 cm のステンレススチール製のケースに入れ、パッキングにより気密を保っている。計数管のすぐあとには流量計がとりつけられてあるが、高出力で運転中には炉の重水は炉室内の気温より 10°C 以上も高温になるので、ヘリウム中に飽和蒸気として含まれる重水は炉心タンクの外に出て冷やされ復水するため、これが流量計にたまつてヘリウムの流通を妨げる。この水をドレンするよう流量計の下部には弁がつけられている。なお、ヘリウム流量は 20 l/min 程度である。

(3) 計数箱による測定の経験

1961 年 4 月から、1 MW で運転をおこない、計数箱により測定をおこなった。計数は出力の増加とともに増大し、1 MW で定常に達した際にはほぼ 1000 cpm となった。出力増加に伴なう計数の増大の様子を Fig. 5 に示す。

なお、1 MW で運転中に炉をスクラムすると、計数

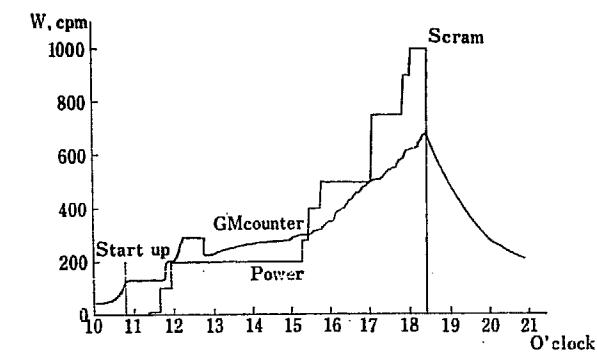


Fig. 5 Indication of the counting box and reactor power.

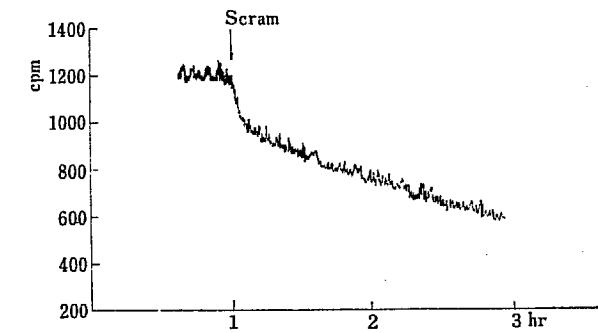


Fig. 6 Decay curve of the counting box.

は Fig. 6 のように減少し、これは明らかに ^{41}Ar の減衰と全く同じ半減期を有すること、および 1 MW で運転時にヘリウム 1 リットルをとり、256 チャンネル波高分析計によりガムマスペクトルを測定すると、Fig. 7 のようになって、 ^{41}Ar のガムマ 1.2 MeV のピークのみが得られることからみて、計数箱に計数を与えているのは、 ^{41}Ar のみであると考えてもよいと思われる。1000 cpm は ^{41}Ar 15 μc に相当し、これは 0.3 $\mu\text{c}/\text{cc}$ にあたる。この値は TABLE 1 の計数値の約 35 倍にあたるが、計数値はヘリウム濃度を 99 パーセントとしているのに反し、実際は 97 パーセント程度で運転しているので、計数値の約 3 倍になることと、計算の際の中性子束の値が必ずしも適当でないことにによると思われる。

以上の測定経験によると、直径 100 ミルのインクルージョンから核分裂生成物が放出される場合には、1 MW 運転の際にヘリウム中に存在する ^{41}Ar による計数の 10 倍近い計数が得られる予想されるので 1 MW 運転の際は 2000 cpm を記録計のフルスケールに調整しておき、異常を生じてフルスケールになれば制御室で警報を発するようにしている。

さらに出力を上昇すれば ^{41}Ar による計数も増加すると予想されるから、それに応じて適当に警報レベルを設定する予定である。

1.2 MeV ^{41}Ar

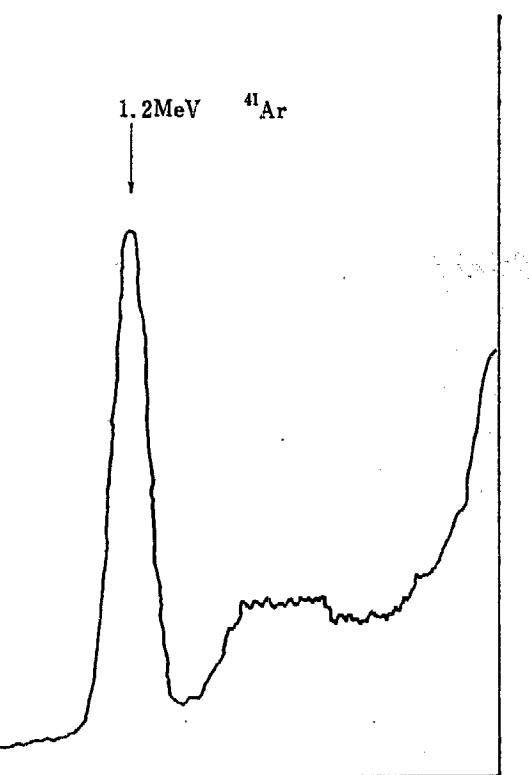


Fig. 7 Gamma spectrum of helium sample.

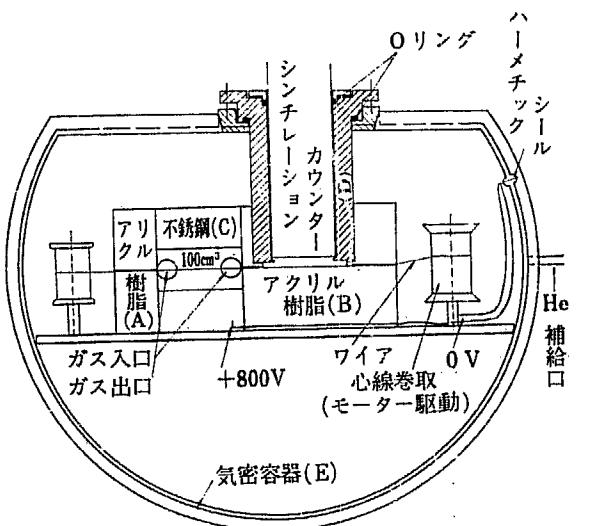


Fig. 8 Structure of the precipitator.

1.4.4 沈積箱

(1) 沈積箱における核分裂生成物の判別

ヘリウムにより運ばれるガス状の核分裂生成物の崩壊生成物を、高電圧をかけた針金に沈積させ、放出するベータをプラスチックシンチレーターを用いた計数管で検出する。

核分裂生成物のうち、Kr および Xe は崩壊して固体状の Rb および Cs になる。生成する Rb および Cs が針金に沈積するためにはイオン化していなければならぬので、沈積量は箱内での Kr および Xe の崩壊量できまると考えてよい。このようにして求めた Rb および Cs の沈積箱の体積 100 ccあたりの量を TABLE 3 に示す。これによる沈積箱の感度は次項である。

沈積箱の場合も、バックグラウンド計数を与えるのは、針金の通る孔から計数管の前面へ漏れてくる⁴¹Ar からのベータである。

(2) 沈積箱の構造と感度

沈積箱は Fig. 8 のような構造で、その外観は Fig. 4 に示す。Fig. 8 でヘリウムはステンレス製の箱の後方から入り同じく後方から出る。

ワイヤは、モーターでまわる捲き取りプーリーにより 20 mm/min の速さで左から右へ移動し、シンチレーション計数管の前にいたる。A および B はアクリル製のケースであって、ヘリウムの漏れを防ぎ、ワイヤを電気的に絶縁する役を果す。

ステンレスワイヤは径が 0.25 mm で、ガス状の核分裂生成物が箱内にとどまる時間 (transit time) と、Rb, Cs イオンが沈積箱の壁から中心線に達する時間 (migration time) が等しくなる電圧 800 V が与えられており、移動速度は毎分 20 mm である。

箱内に TABLE 3 に示すような核種が存在する場合に沈積効率を 50% として沈積数を求めて同じく TABLE 3 に示してある。

沈積する核種はすべて、半減期が 2 min に比べて大きいので、沈積後、計数管の前に来るまでの減衰を

TABLE 3 Count rate of precipitator

Parent nucleus	Decay number in 100cc	50% precipitate	糸が 20 mm/min 動くとして、沈積数/mm	dps/min
⁸⁹ Kr	2.1×10^2	105	315	2.54×10^{-1}
¹³⁸ Xe	8.1×10	41	123	4.2×10^{-2}
¹³⁹ Xe	8.1×10	41	123	1.5×10^{-1}
¹²⁷ Xe	6.7×10	33	99	~0
⁹⁰ Kr	4.1×10	21	63	2.6×10^{-1}
				7.1×10^{-1}

無視し、計数管の計数率を 10 パーセントとすると、沈積物による計数として 1 MW の場合 220 cpm という値が得られる。

(3) 沈積箱による測定の経験

ステンレスワイヤには高圧がかけられているので、水分の付着は絶縁を悪くし動作を不能にするおそれがある。1 MW 以上で炉を運転すると、重水温度が上昇するため、ヘリウム中の水蒸気量が増加して沈積箱にいたる配管の途中で冷却され、箱内で凝結することにより絶縁不良を生じた。そこで、箱の前に径 50 mm 長さ 300 mm 程度の凝結器をつけ流水で冷却したところ、水分は除かれて正常な動作状態を得ることができた。⁴¹Ar によるバックグラウンドは、ディスクリミネーションレベルを適当にすることにより、ヘリウム濃度 95% 1 MW で 70 cpm 程度にすることができた。

警報は計数箱の場合と同じく、記録計のフルスケールに設定しておき、1 MW 運転の際は 200 cpm をフルスケールに合わせておくことにより、警報を制御室に伝えることしている。

1.5 重水系に設置した検出器⁴⁾

1.5.1 重水中の核分裂生成物 重水系に設置した検出器は、燃料破損により重水中に放出された核分裂

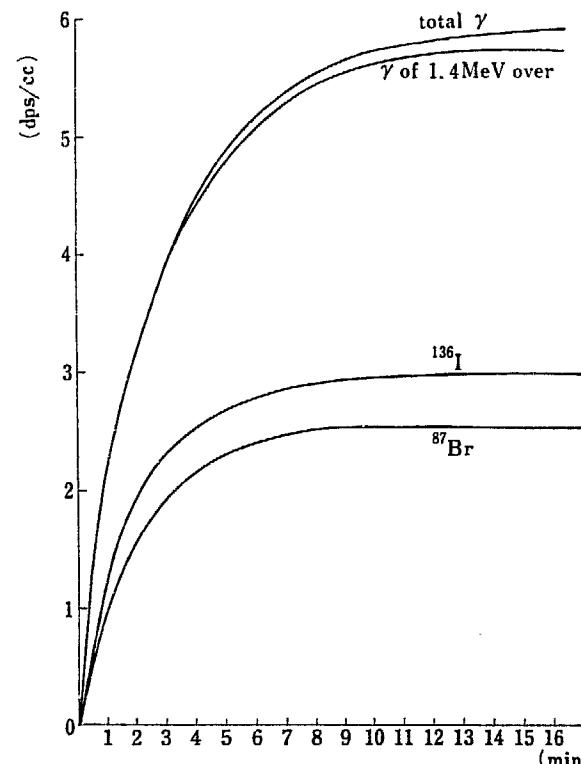


Fig. 9 Storage of the gamma radioactive nuclei in heavy water.

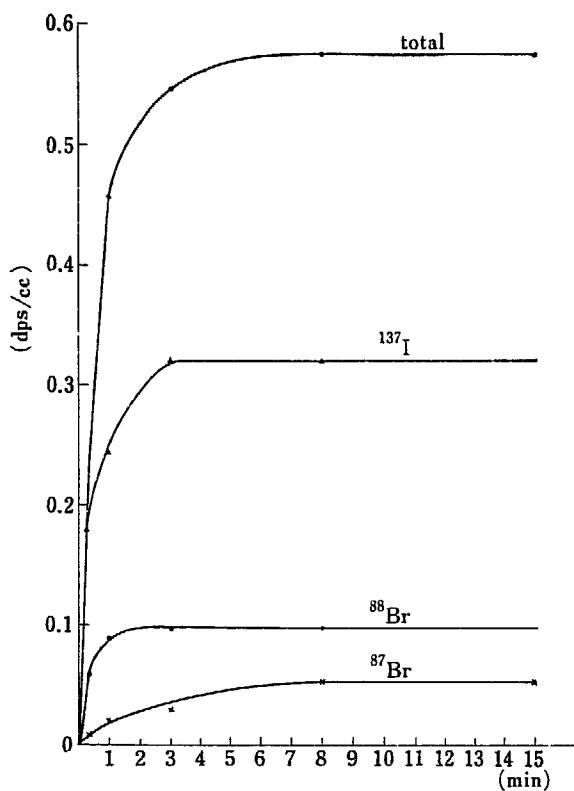


Fig. 10 Storage of the nuclei emitting neutron in heavy water.

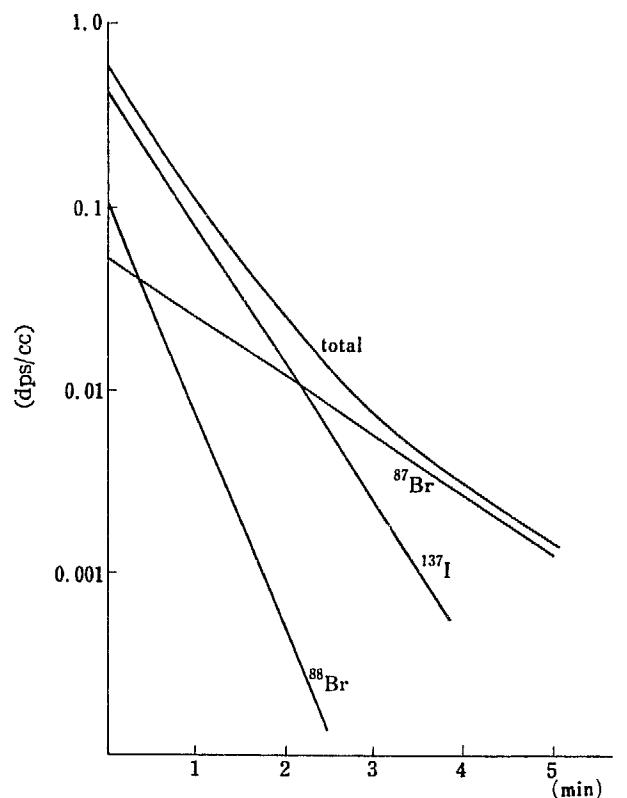


Fig. 12 Decay curve of the nuclei emitting neutron.

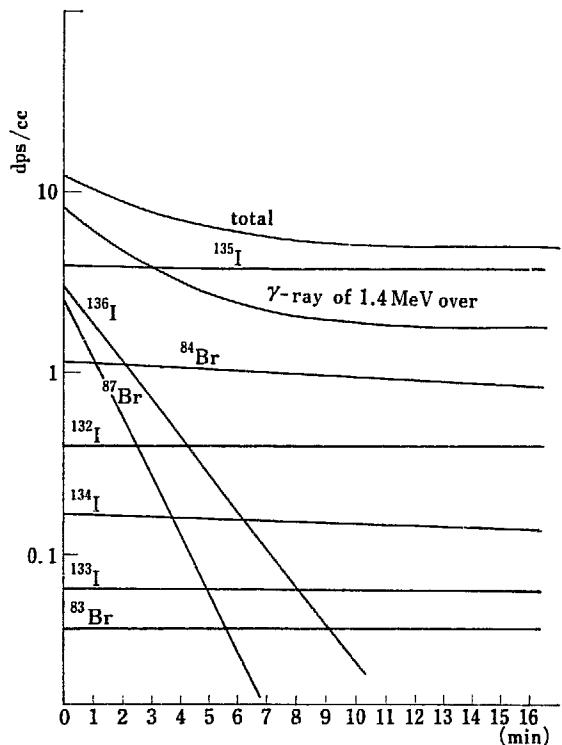


Fig. 11 Decay curve of the gamma detective nuclei.

生成物のうち、陰イオンとなるものをイオン交換樹脂搭により捕獲検出しようとするもの、および同じく核分裂生成物の中で遅発中性子を放出するものを検出す

るのを目標としており、核分裂生成物のうち陰イオンは Mo, Te, Br, I があるがこのうち Br, I は同位元素も多く破損部より放出されやすいので、これについて存在量を求めた。なお、遅発中性子を出すもののうち寿命がかなり長い ^{87}Br , ^{137}I についても、その存在量を求めた。重水が循環している間の蓄積量を Fig. 9 および Fig. 10 に、検出装置への配管に入ってからの減衰の状態を Fig. 11 および Fig. 12 に示す。

1.5.2 重水中の放射性核種 重水中の放射性核種としては

- (1) 重水が中性子照射をうけて生ずる固有のもの
- (2) 炉材料が腐食により重水に溶け、中性子照射をうけて生ずるもの。
- (3) 燃料表面に付着しているウランからの核分裂生成物

がある。これらのうち(1)にあたるのは、トリチウム, ^{17}N , ^{19}O , ^{16}N , ^{17}F がある。1 MW で運転中に重水中に存在するこれらの量を TABLE 4 に示す。トリチウムは、炉に重水を注入する前にすでに $10 \mu\text{c/l}$ 程度含まれており、運転の継続とともに徐々に増加し、10 MW の場合飽和値は 36 mc/cc にもおよぶが、これは 18 keV 程度のベータを出すにすぎず、検出器には影響はないと考えてよい。 ^{17}N , ^{16}N はいずれも半減

TABLE 4 Intrinsic radioactive materials in heavy water (1 MW)

Nuclide	$T_{1/2}$	Concentra-	Radiation		Note
			β MeV	τ MeV	
^{3}T	12.5 yr	6.1 mc/cc	β^- 0.02	—	
^{17}N	4.1 sec	$1.4 \times 10^{-3} \mu\text{c}/\text{cc}$	β^- 3.7	—	
^{16}O	29.4 "	1.2 "	β^- 4.5 2.9	1.6	Calculated concentration
^{16}N	7.5 "	2.8 "	β^- 4.3 3.8	6.1 7.1	Measured concentration
^{17}F	1.2 min	0.50 "	β^+ 1.7	—	Measured concentration
^{18}F	11.2 "	$5.0 \times 10^{-4} \mu\text{c}/\text{cc}$	β^+ 0.55	—	Calculated concentration

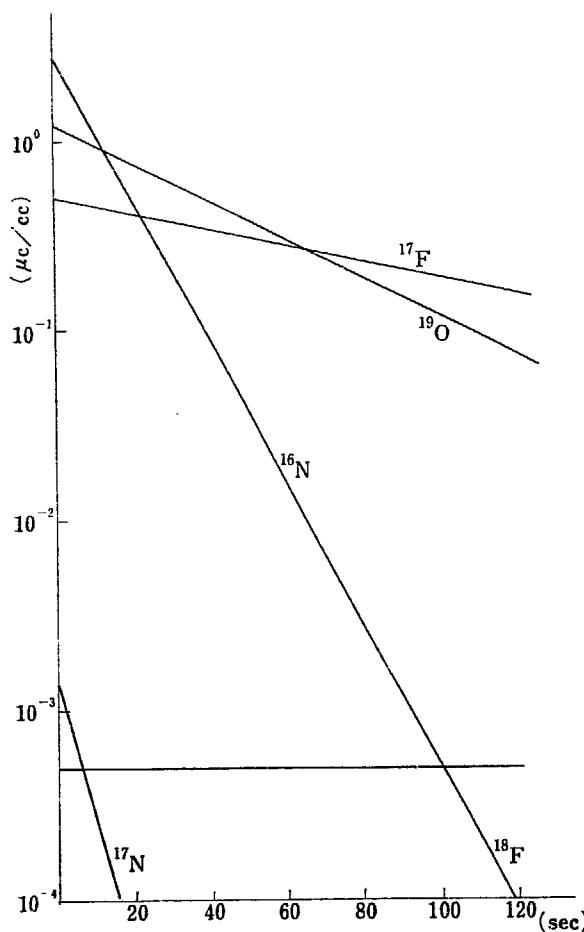


Fig. 13 Decay curve of the nuclei being intrinsic to heavy water.

期が短いので 2 分程度のおくれ時間の間に減衰するが ^{17}F , ^{19}O は半減期がそれぞれ 1 分および 30 秒でやや長く、検出器の設計上考慮を要する。これらが炉心タンクを出てからの減衰の状態を Fig. 13 に示す。

(2) に相当するものとしては、炉材料のアルミニウムおよび鉄から生ずる ^{28}Al , ^{24}Na , ^{56}Mn などがある。これらはある程度イオン交換樹脂で除き得るが、半減期は長く、燃料破損検出に障害となることも考えられる。これらの存在量を TABLE 5 に示す。ただし、検出

TABLE 5 Radioactive materials produced from impurities in heavy water.

Nuclidh	$T_{1/2}$	Concen-	Radiation		Note
			tration	$\mu\text{c}/\text{cc}$	
^{24}Na	15.0 hr	1.1×10^{-2}	β^-	1.39 2.81	1.37 2.75
^{56}Mn	2.6	2.0×10^{-2}	β^-	1.04 0.65	0.822 2.13
^{38}Cl	37.3 min	6.0×10^{-4}	β^-	1.11 2.77	4.81 2.15
^{28}Al	2.3 "	3.0×10^{-2}	β^-	2.87	1.78
^{27}Mg	9.45 "	2.0×10^{-3}	β^-	1.75 1.95	0.84 0.58
^{41}Ar	109 "	1.0×10^{-2}	β^-	1.19	1.29

* 渡辺孝三ほか：第一回原子力総合発表会

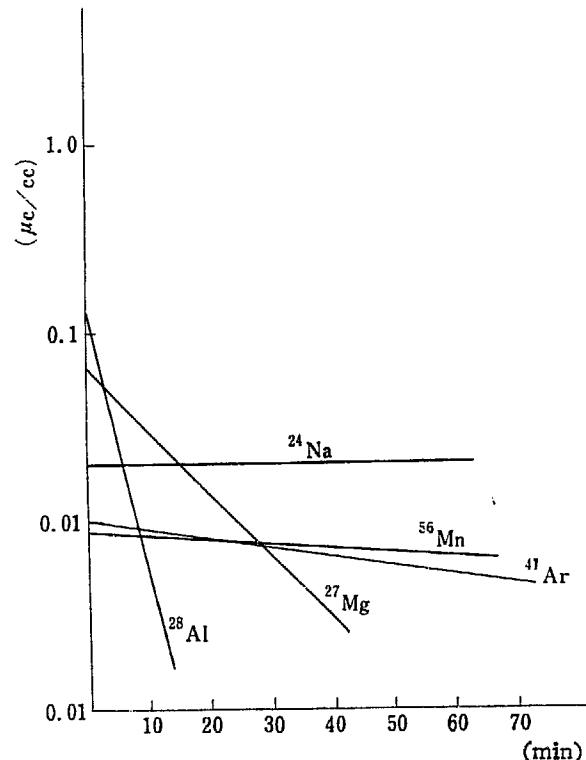


Fig. 14 Decay curve of the nuclei produced from impurities.

装置を設計した 1960 年夏には、これらについて計算ができておらず、測定は炉が運転されていないのであるからもちろん不能なので、JRR-2 の “Design Manual” に示されている推定値を採用した。10 MW の際の値は TABLE 6 のようになる。1 MW の場合のこれらの装置への配管部における減衰の状態を Fig. 14 に示す。このほかに、ヘリウム中に残っている空气中に含まれるアルゴンが、重水に溶けて中性子照射をうけ ^{41}Ar を生ずる。40°C で 1 MW の場合、ヘリウム濃度を 99 パーセントとすると $10^{-2} \mu\text{c}/\text{cc}$ 程度になる。

(3) は燃料製作の過程において表面に付着したウラ

TABLE 6 Radioactive materials produced by recoil which are indicated in JRR-2 design manual (10 MW)

Nuclide	dis/sec·cc	$\mu\text{c}/\text{cc}$
^{28}Al	4.8×10^4	1.3
^{27}Mg	2.5×10^4	0.67
^{56}Mn	3.3×10^3	0.089
^{24}Na	8.1×10^3	0.21

ンによるものであるが、ウランの量は JRR-2 の燃料の場合、表面 1 ft^2 あたり $10 \mu\text{g}$ 以下と指定されているのみで正確な値が不明なので、ここでは考えないことにした。

1.5.3 イオン交換分離計数装置

(1) イオン交換分離計数装置による核分裂生成物の判別

この装置は、重水系サンプリング配管に陽イオン交換樹脂塔および陰イオン交換樹脂塔をこの順に設置し重水中の不純物のうち ^{24}Na , ^{27}Mg など陽イオンから生成する放射性核種をあらかじめ分離除去したのち、核分裂生成物のうちの陰イオン、特にヨードを捕獲検出するもので、この場合バックグラウンド計数を与えるのは、陽イオンは除かれているのであるから、陰イオンを形成する放射性核種 ^{19}O , ^{17}F がある。このほかに ^{41}Ar は重水中に残っているので、これも障害を与える。これらの影響を除くには ^{19}O , ^{17}F についてはおくれ時間を長くして減衰させることにより ^{41}Ar は 1.4 MeV 以下のガンマを放出するので、NaI シンチレーション計数管の出力電圧を適当なディスクリミネーターにより切りおとして S/N 比を上げることにした。

(2) イオン交換分離計数装置の構造と感度

イオン交換分離装置の外観および系統図をそれぞれ Fig. 15 および Fig. 16 に示す。樹脂塔は内径 80 mm 高さ 500 mm のステンレス製円筒で、樹脂はアンバ

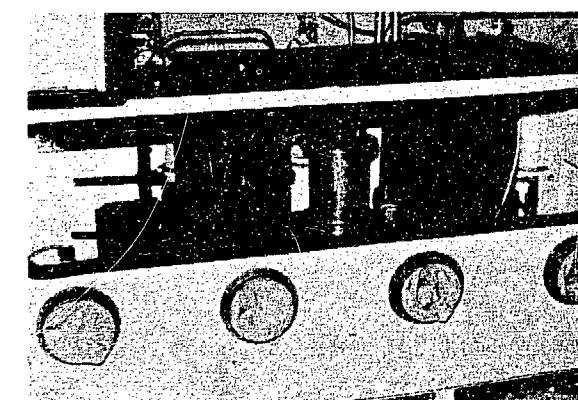


Fig. 15 Ion exchange separation counter.

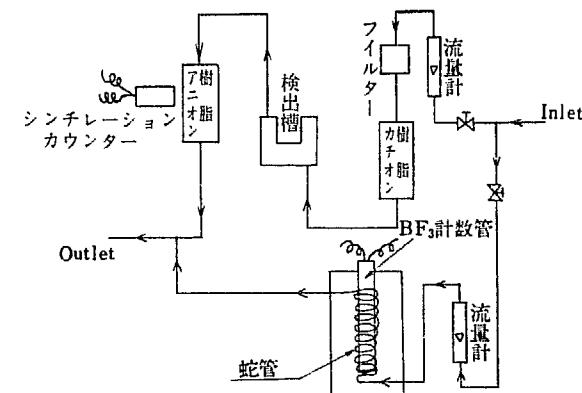


Fig. 16 Flow diagram of the detector installed in the heavy water system.

ーライト IR 120 と IRA 400 とを用いている。塔の外側には NaI シンチレーション計数管をとりつけ、厚さ 50 mm の鉛で塔のまわりをかこみ遮蔽してある。塔への重水の流路には流量計をおき $100 \sim 200 \text{ cc/min}$ で重水を流している。鉛遮蔽の中に設置したシンチレーション計数管にはさらに 3 mm 厚の鉛板をかぶせてある。

この装置の感度を求めるために、樹脂塔に放射性核種が蓄積した場合の塔外での線量率を求める。

樹脂塔の大きさを、高さが 50 cm 、径が 8 cm とし塔が厚さ 3 mm の鉛板で囲まれている場合に、ガンマのエネルギーを 1 MeV として、 $10 \mu\text{c}$ の放射性核種が塔内に一様に分散しているとして計算すると、塔のすぐ外側での線量率は 1 mr/hr となる。重水の流量を 100 cc/min とし、放射性核種の濃度を $10^{-2} \mu\text{c}/\text{cc}$ とすると、塔に流れ込む核種の量は毎分 $1 \mu\text{c}$ であるからこれが塔内に一様に分散するならば、塔の外側での線量率は毎時 6 mr/hr の割合で増大することになる。実際には、核種が 1 MeV のガンマを出すものとは限らないこと、塔の断面積は 50 cm^2 であるから、流量が 100 cc/min とすると塔を流出するのに 25 分かかるために減衰を考慮する必要があること、核種は塔の入口付近で除かれやすく、一様に分散するという仮定は成立しないことなどのために、上記の計算結果そのまま実際の装置に適用するには問題があるが、非常に粗い取り扱いとして用いてみる。塔にとりつける NaI 結晶は $1'' \phi \times 1''$ とし、 3 mm 厚の鉛で囲んで適当にディスクリミネーションレベルを選び、 0.1 MeV 以下程度の低エネルギーのガンマを除くと、 1 mr/hr あたり $3 \times 10^3 \text{ cpm}$ という感度を得た。この値と前述の計算とより、計数率の増加は毎時 $1.8 \times 10^4 \text{ cpm}$ という結果が得られる。TABLE 6 表の値を 1 MW に換算して陽イオンによる計数を求めると毎時 $1.8 \times 10^5 \text{ cpm}$

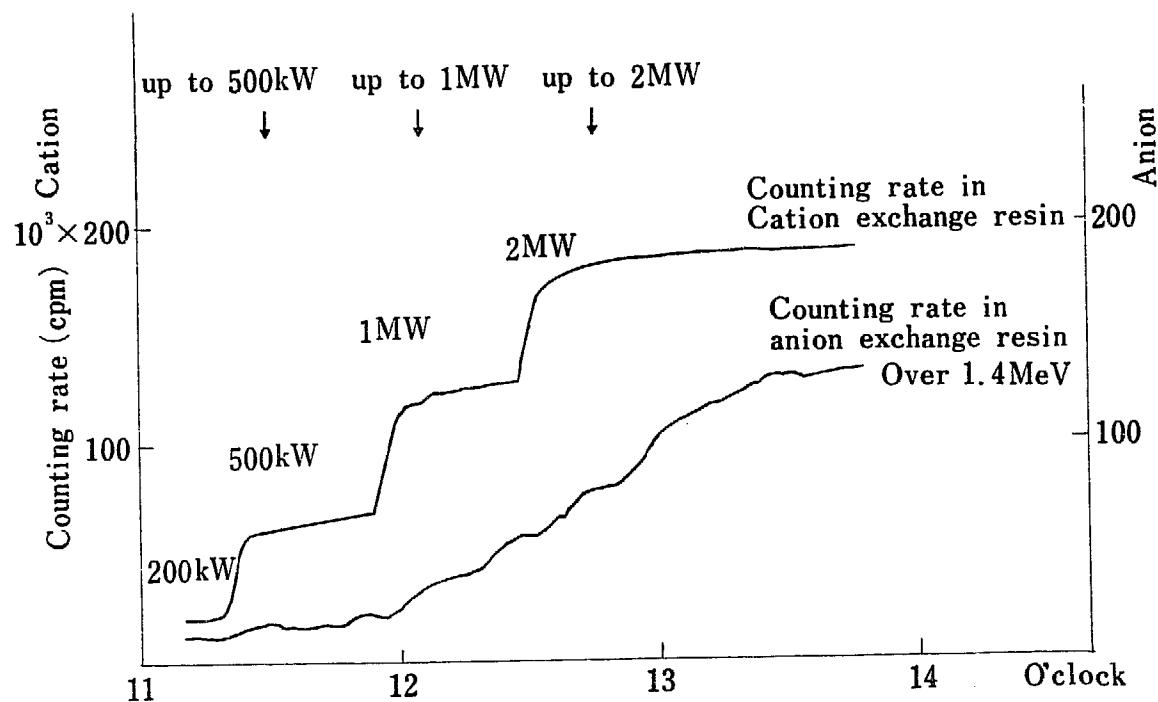


Fig. 17 Counting rate of the ion exchange separation detector and reactor power.

の増加となる。

この系に流れてきた重水が炉心タンクを出てから流量計、陽イオン交換樹脂塔を経て 20 分程度のおくれ時間で陰イオン交換樹脂塔に流れこむとすると、Fig. 11 より、燃料破損により放出される I あるいは B^r のうち、1.4 MeV 以上を出すものの濃度は $6 \times 10^{-5} \mu\text{c}/\text{cc}$ 程度としてよいので、これによる計数率の増加は流量が 100 cc の場合 110 cpm/hr ということになる。

バックグラウンド計数を与える核種は、陽イオンはすべて除かれているとすると、 ^{38}Cl と重水中に溶けている ^{41}Ar である。設計当時は ^{38}Cl については考えておらず ^{41}Ar のみとした。検出器の位置での ^{41}Ar の量は Fig. 14 から $0.01 \mu\text{c}/\text{cc}$ であるから、これによる計数率の増加は毎時 $1.8 \times 10^4 \text{ cpm}$ となり、明らかに F.P. によるものより大きいので、適当なディスクリミネーションにより除く必要があり、 ^{41}Ar のガンマは 1.29 MeV であるから、1.4 MeV 以下のガンマによる信号は除くことにした。

以上の考察では、陽イオンが全く除去されるとしているけれども、実際にはいくらか残るかもしれないし陽イオンの中には ^{24}Na のように 1.4 MeV 以上のガンマを出すものがあるので、これによる信号がバックグラウンドとして現われるおそれがあるし、燃料表面に付着していると予想されるウランからの F.P. による計数もあるかもしれない。

(3) イオン交換分離計数装置の測定経験

2 MW にて運転している際の陽陰両イオン交換樹脂塔での計数を Fig. 17 に示す。これによると、陽イオンによるものは出力の上昇に伴なってステップ状に増加しているが、陰イオンによるものは徐々に増加して出力によるステップが認められない。これは陽イオン樹脂では重水が炉心から流れてくるのに約 2 分を要するのに反し、陰イオン樹脂ではさらに 20 分程の時間おくれがあるために、半減期の短い核種はかなり減衰してしまうのによるのではないかと思われる。陽イオンでは計数も多く、Fig. 17 の場合、2 MW では出力上昇直後でも 20 万 cpm にも達し、毎時の増加は $1.3 \times 10^4 \text{ cpm}$ 程度で、陽イオンの実測値を用いて計算すると $2.1 \times 10^6 \text{ cpm}$ となり、測定値は計算値よりかなり小さく $1/10$ 程度である。陰イオンでは計数は少なく、2 MW に出力上昇直後で 130 cpm、20 時間以上運転した後でも 700 cpm 程度で、増加率は毎時 30 cpm 程度にあたり、この核種の濃度は検出器の位置までの減衰を考えると $3 \times 10^{-4} \mu\text{c}/\text{cc}$ で、これによる計数率の増加はガンマ放出の効率を考えて設計計算の数値を用いると、500 cpm/hr 程度となるが、測定値はこれに比してはなはだしく小さく $1/15$ になっている。

以上のべたように、陽陰イオンのいずれも測定値は設計計算で求めた値よりもかなり小さいが、計数率の増加はそれぞれ特徴のある状態を示しており、増加の

状態に急変があれば、ただちに重水試料を採取してその中に含まれる核種を分析してその原因を確かめることにしている。

2 MW で運転中、陰イオン交換樹脂塔についた検出器は 1000 cpm をフルスケールとして用い、記録計の警報もここに設定した。ここで検出の対象となる核分裂生成物は計算によれば、2 MW では 420 cpm/hr の計数率増加を与えることになっている。実際はこの 1/10 程度かもしれないが、それでも計数率の増加は認められると思われる。なお、1962 年 3 月までは、燃料破損によると思われる異常な信号は検出されていない。

1.5.4 遅発中性子計数装置

(1) 遅発中性子計数装置による核分裂生成物の判別

この装置は重水を蛇管の中に流してそのまわりを軽水を満たしたタンクで囲み、蛇管の中に BF_3 計数管を入れて核分裂生成物から放出される遅発中性子を軽水で減速して検出しようとするもので、この場合、バックグラウンド計数を与えるのは、重水中に存在する ^{16}N あるいは ^{24}Na などからの高エネルギーのガンマにより重水素が放出する光中性子と、 ^{17}N が放出する中性子である。以下、核分裂生成物からの遅発中性子およびバックグラウンドによる計数について考察する。

(2) 遅発中性子計数装置の構造と感度

装置は径 10 mm のステンレス管を 35 mm 10 回巻きの蛇管にしたものと、径が 500 mm のステンレス製の軽水タンクの中央に取つけ、蛇管の中に BF_3 計数管を挿入したもので、その外観と系統図を Fig. 18 および Fig. 16 に示す。

この場合、蛇管を流れる重水中の核分裂生成物から

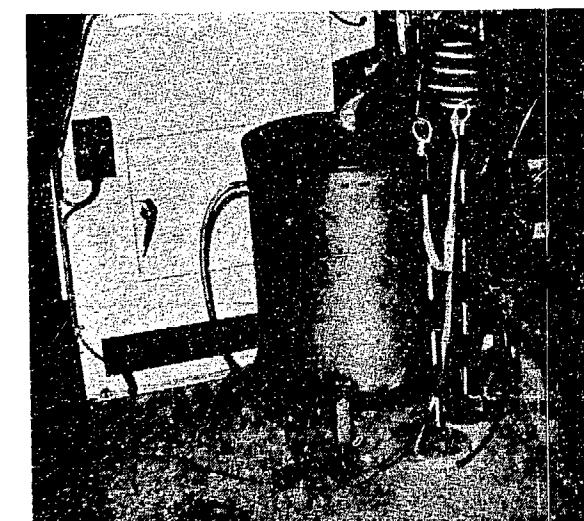


Fig. 18 Delayed neutron detector.

放出される中性子のタンク内での減速拡散を計算し熱中性子束を求めると、 BF_3 計数管の位置では、熱中性子束 ϕ は毎秒単位体積から放出される中性子数が Q である場合

$$\phi = 55 Q$$

となる。核分裂中性子のうちで中性子を出し、かつ、かなり半減期の長い ^{87}Br , ^{88}Br および ^{137}I から放出される中性子数 Q は前述の計算によると $0.03 \text{ n/cc} \cdot \text{sec}$ なので、 ϕ は $1.65 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ となる。

使用した BF_3 計数管の感度は単位中性子束あたり 6 cps なので、前述の中性子束による計数は 10 cps となる。

計数管の感度をたしかめるために $\text{RaE} + \text{Be}$ 中性子源 ($1.9 \times 10^5 \text{ n/sec}$) をパラフィンで囲んだものを用いて計数を求めたところ、中性子源と計数管の中心とが 10 cm 離れている場合に 210 cps を得た。異状中性子源から放出される中性子について、パラフィンによる減速を考えて中性子束を求めるとき $250 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ となり、これから予期される計数は 1500 cps で、上記の測定値とかなり異なるが、これは測定の際には中性子源と計数管の間の空気層が大きく、計算ではパラフィンのみによることによると思われる。

この装置でバックグラウンド計数を与えるのは、重水中に存在する ^{16}N および ^{24}Na のガンマにより重水素が放出する光中性子と、 ^{17}N が崩壊する際に出す中性子であるが、 ^{24}Na を $10^{-2} \mu\text{c}/\text{cc}$ とするとこれによる光中性子が与える計数は 4 cps となり、これ以外のものは減衰がすみやかであることから無視できる。

以上のほか、燃料表面に付着しているウランによる計数があると思われるが、ここでは考えていない。

(3) 遅発中性子計数装置の測定経験

1 MW および 2 MW への出力上昇および連続運転に際して、必ず動作させて測定をおこなったが、バッ

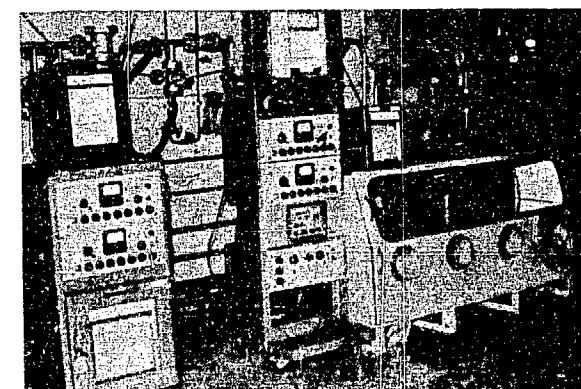


Fig. 19 The ion exchange separation detector, count rate meter and recorder.

クグラウンド計数は 1 cps 程度で変化はなく、燃料破損によると思われる指示は全く認められなかった。測定器に異常はないので、これは中性子による計数がほとんどないとみなすほかはなく、燃料表面に付着しているウランからの核分裂生成物による指示が認められないのは納得し難いので、さらに検討を加えている。

なお、警報は計数率計のレインヂを 10 cps とし、記録計のフルスケールに接点をつけて、異常を制御室で知り得るようにした。

装置ならびに計数率、計記録計の全景を Fig. 19 に示す。

1.6 破損燃料の位置決定⁵⁾

1.6.1 破損燃料の位置決定法 これまでのべてきた各種の装置により燃料破損が検出された場合には、破損した燃料の位置を決定する必要がある。このためには、各燃料チャネルの上部から重水試料を採取し、その中の核分裂生成物の量を比較することにした。

ある燃料が破損すると、これから連続的に核分裂生成物が放出され、水の循環に伴なって炉の各部に拡がって、一部はイオン交換樹脂により除かれるし、また循環して再び炉心タンクにもどり、破損していない燃料の間を流れる重水中にくるまでにはいくらか減衰することも考えられる。このような過程について平衡状態を仮定して、破損した燃料チャネルおよび破損していない燃料チャネル上部より採取した重水中的核分裂生成物の存在比を求めると、測定に好都合なのは半減期が 1 分程度のもので、比の値は 30 近くになることが知られた。採取する試料中には核分裂生成物が含まれているのであるから、かなり強いガンマを放出すると思われる。このようなバックグラウンドの下で 1 分程度の半減期をもつ核種に特有の現象を利用することにより検出の効率を上げるために、⁸⁷Br, ¹³⁶I から放出される高エネルギーのベータに注目してチerenkov 計数管を用意した。

なお、炉上部プラグに挿入されている燃料上部のプラグも、中央に 10 mm ϕ の孔を有するものに作り替え、6 mm ϕ のステンレス製のパイプを挿入することにより各燃料チャネル上部の重水を採取できるようにした。

1.6.2 チerenkov 計数管の構造と感度 チerenkov 計数管の外観および系統図を Fig. 20, 21 に示す。試料槽はステンレス製の円筒の先端にあり、内径 50 mm, 長さ 50 mm で、アクリルの壁で光電子増倍管と接しており、内面には白色塗料をぬって反射率を

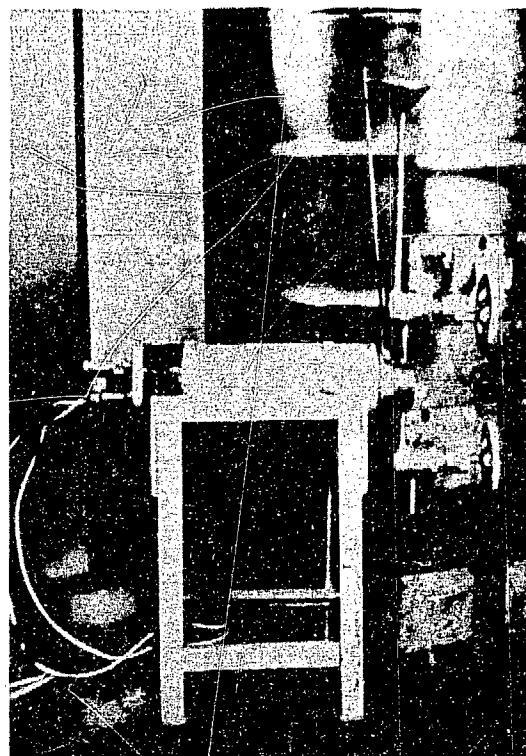


Fig. 20 Cerenkov counter.

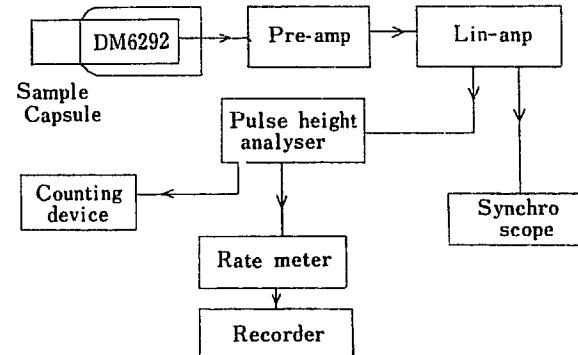


Fig. 21 Block diagram of Cerenkov counter.

増していく、試料約 100 cc を入れることができる。

光電子増倍管はシリコングリースでアクリル板に密着されており、すぐ後に前置増幅器をおき比例増幅器につながっていて全増幅度は約 7000 倍としている。この状態で雑音は 3 V 以下であった。

この装置の感度を求めるために、既知試料についてパルス波高とベータエネルギーの関係をしらべた。用いた試料を次表に示す。

試料	半減期	ベータのエネルギー (MeV)
⁴² K	12.51 hr	3.58(82%) 2.04(18%)
²⁴ Na	15.0 hr	1.39
⁸² Br	35.9 hr	0.465

これらの試料はそれぞれ、KI, NaCl および NH₄Br を各 0.1 g JRR-1 の実験孔で 7 時間照射して作った

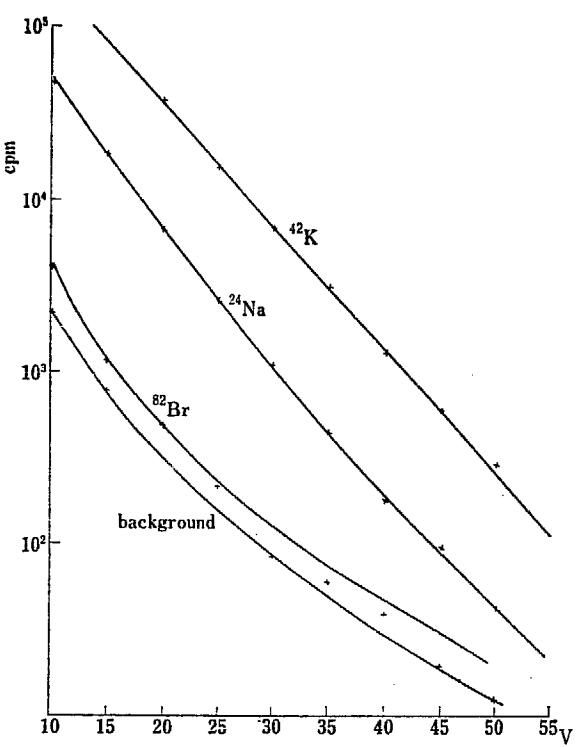


Fig. 22 Beta energy and pulse height.

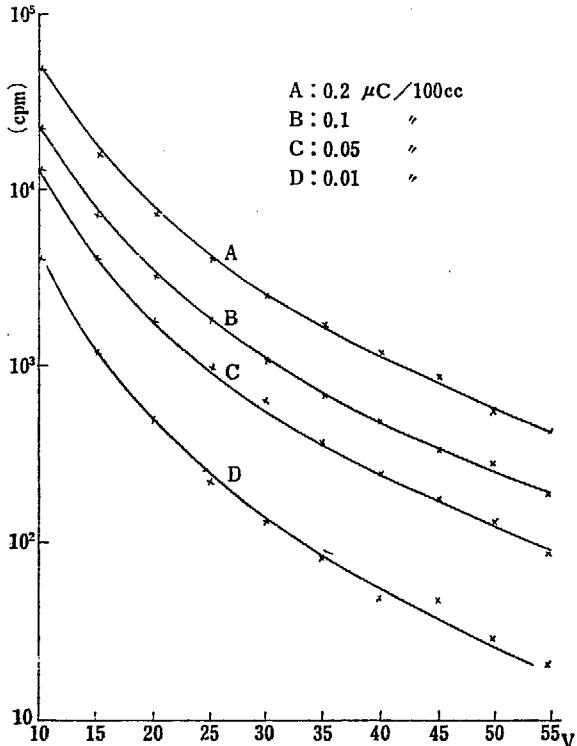


Fig. 23 Concentration of radioactive materials and pulse height.

ものであって、照射後 3~5 日を経ており半減期の短い ³⁸Cl, ¹³¹I などは減衰して全く認められなかった。

これらの試料を用いてパルス波高と計数率の関係を求めたのが Fig. 22 である。用いた試料の強さは ⁴²K

が 0.02 μc , ²⁴Na が 0.01 μc , ⁸²Br が 0.01 μc であって、これらを 100 cc の水に溶かして測定した。この図でも明らかのように、同じ崩壊数であってもベータエネルギーの大きなものほど、波高の大きなパルスが得られている。

次に ⁸²Br について、水中での濃度を変えて同様な測定をおこなったところ、Fig. 23 のような結果を得た。この図で曲線 A, B, C, D はそれぞれ 0.2 $\mu\text{c}/100$ cc, 0.1 $\mu\text{c}/100$ cc, 0.05 $\mu\text{c}/100$ cc, 0.01 $\mu\text{c}/100$ cc に対するものであって、計数率が濃度に比例しているのを知ることができる。

1.6.3 チェレンコフ 計数管による核分裂生成物の測定 核分裂生成物について測定をおこなう場合には硝酸ウラニル 0.1 g を JRR-1 の気送管で 10 分および 1 時間照射したものを試料として用いた。光電子増倍管の電圧を 1300 V, ディスクリミネーションレベルを 66.5 V とした場合の 1 時間照射試料による計数を Fig. 24 に示す。照射直後は計数が多く減衰もすみやかであるが、5 分程度たつと時間とともにほぼ直線状に計数は減少し、10 分照射のものと 1 時間照射のものとでは、同じディスクリミネーションレベルの場合計数率はほぼ 1:6 となった。

以上の実験より、この計数装置は $1 \times 10^{-4} \mu\text{c}/\text{cc}$ 程度の濃度までは測定が可能で、破損燃料のチャネルか

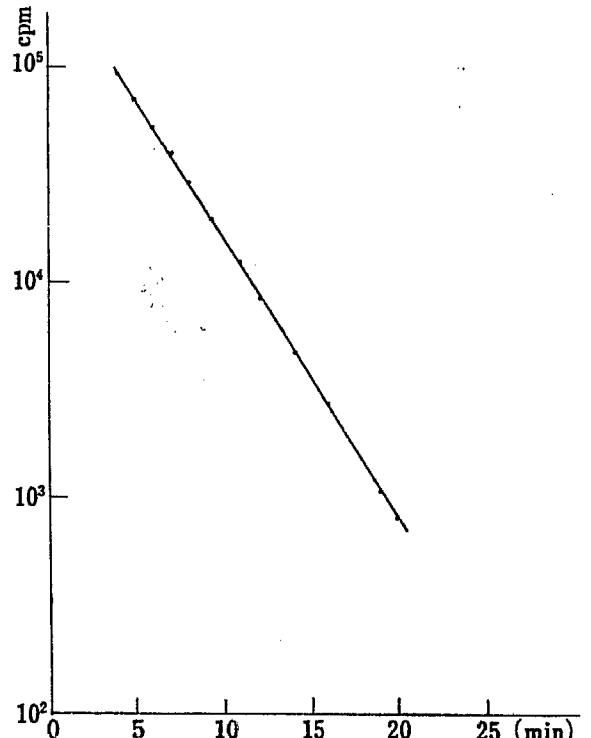


Fig. 24 Counting rate of Cerenkov counter with uranyl nitrate.

らとった試料中の核分裂生成物のうち、⁸⁷Br および¹³⁶I はそれぞれ $10^{-2} \mu\text{c}/\text{cc}$ および $10^{-3} \mu\text{c}/\text{cc}$ 程度と予想されるので検出可能であり、非破損燃料のチャネルからとった試料中の 1/10 これらの量は前記の以下と考えられるので、両者の区別は可能と思われる。

1.7 核分裂生成物の除去

7.1 ヘリウム中のガス状核分裂生成物の除去 ヘリウム系には活性炭吸着器を有するヘリウム純化装置があり、液体窒素で冷却した場合空気約 2 m^3 を吸着除去し得る容量をもっている。³⁾ ガス状の核分裂生成物 Kr, Xe などは常温でも活性炭 1 ccあたり数百 cc 吸着されるといわれており、JRR-2 で実験をおこなった場合にも定量的な結果は得られなかったがかなり多量に吸着されることを知った。したがって、燃料の破損が検出され、ヘリウム中にガス状核分裂生成物の存在が認められると、炉を停止し、純化装置をはたらかせてこれらの核分裂生成物を除き、減衰を待つか、あるいは純化装置中にヘリウムを吹き込みうすめながら徐々に放出することにより、支障なく処理することは可能と考えられる。運転の際、ヘリウム濃度は 97 %程度なので、純化装置を通してヘリウムを循環させても吸着器が飽和することではなく、流量 $150 \text{ l}/\text{min}$ で運転すれば 2 時間半ほどでヘリウム総容積 20 m^3 になるが、この 3 倍 7~8 時間通過させれば、系全体に拡がった核分裂生成物を吸着捕獲し得ると思われる。

1.7.2 重水中の核分裂生成物の除去 重水系にはイオン交換樹脂塔が設置されており、放射性核種はこれに捕えられるので、運転中は樹脂塔にとりつけた NaI シンチレーション計数管による計数が増大するの認められる。1 MW で運転中に燃料破損を生じた場合、放出される核分裂生成物の量は 10^{-7} 化学当量程度で、樹脂の総交換容量は 48 化学当量であるから交換容量には問題はない。

樹脂塔への流量は 5 ガロン/min で約 $20 \text{ l}/\text{min}$ であることから、重水 8.3 トンにひろがった核分裂生成物が樹脂により除かれるに要する時間を見ると、

1/10 になるのに	15 時間
1/100 "	30 "
1/1000 "	45 "

を要することになり、約 2 日で 1/100 にできるのが知れる。なお、このようにして捕えられた核分裂生成物が 75 l の樹脂塔全体に一様に分布したとして、塔の外での放射線レベルを求めると、樹脂塔には 10 cm の鉛の遮蔽があるので、ガンマエネルギーを 1.3 MeV とした場合遮蔽の外で 1 mr/hr 程度になり、これも問題になるほどの線量率ではないので、樹脂塔に接近して樹脂塔の交換などの作業をすることに支障はないと考えられる。

1.8 結 語

以上、JRR-2 に設置した破損燃料検出装置についてその構造と感度および使用経験を述べた。また、燃料破損の際に重水あるいはヘリウム中に放出される核分裂生成物の除去についても述べた。1961 年 12 月の 3 MW への出力上昇まで、燃料破損による異常は認められておらず、炉は安全に運転されている。

(谷口記)

参考文献

- 1) P. R. TUNNICLIFFE and A. C. WHITTIER : AECL Report RDP-51
R. L. HEATH : IDO-16213
- 2) 谷口薰, 北原種道, 田村和行 : 研究炉管理部報告 '61-20
- 3) 谷口薰, 大田黒寛治ほか : 研究炉管理部報告 '61-16
- 4) 谷口薰, 高村三郎 : 研究炉管理部報告, '62-31
- 5) 谷口薰, 田村和行 : 研究炉管理部報告, '61-28

2. JRR-2 第1次燃料

要　　旨

JRR-2 第1次燃料は検査の結果 inclusion の存在などの問題のために、その出力限界を決定し、これと運転計画との関連から第1次燃料を受理すべきか否かが重大な問題となった。AMF 社は原研に技術的見解を寄せこの燃料を使用する限り 1 kW 運転を勧告してきたが、その内容が技術的に納得のゆかぬものであったので、原研は独自の見解にたって熱的な問題、被覆破損の機構、核分裂生成物の放射能および検出器の信頼性などについて検討をおこない、充分の安全度をもって 1000 kW 運転は可能であるとの結論を得た。もともと JRR-2 は低出力における特性測定の後、出力を 1000 kW で数か月間運転し、ついで 5000 kW, 10,000 kW と段階的に上げてゆく予定だったので、1000 kW 出せれば第1次燃料を用いても当初の運転計画に支障はきたさない。

臨界量は予定量を上まわったが、特性測定の結果から 10,000 kW 運転時において、20% 濃縮燃料を用いるならば実験に約 4% の反応度をふりむけることが可能であり、90% 濃縮燃料ならばさらに 5% くらいの反応度の増加が見込まれることが分った。(第2次燃料は 90% 濃縮の予定である)。

出力上昇の実験としては 3 月下旬 1 MW に到達してから 8 月中旬まで 370,000 kWh の運転をおこない良好な結果を得ている。

Description of the first loading fuel elements and power-up for JRR-2

Abstract

After checking of the JRR-2 first loading fuel elements, there were found the problems of inclusions, therefore it became most important problem whether the fuel elements be accepted or not considering the reactor operation schedule.

AMF Atomics advised JAERI that 1 kW operation was allowable limit so long as these fuels stay in core, this AMF's opinion, however, were not agreeable from the technical viewpoints. JAERI performed the re-checking of heat problems, cladding failure mechanism, activity of fission products and the reliabilities of detectors, and reached the conclusion that 1000 kW operation was permissible with high degree of safety.

The reactor operation schedule calls for stepwise increase of 1,000 kW operation for several months, 5,000 kW operation, finally 10,000 kW operation after the low power experiments, therefore the above mentioned conclusion does not need any change of operationschedule.

The critical mass exceeded the calculated amounts, and characteristic measurements proved that the 20% enriched fuel elements allow approximately 4% excess reactivity for experiments and 90% enriched fuel elements add more 5% excess reactivity at 10,000 kW operation respectively. (Second loading fuel elements use 90% enriched fuel).

Accumulative total output is approximately 370,000 kWh without any troubles since the power level was raised to 1 MW towards the end of March in the middle of August.

2.1 JRR-2 第 1 次燃料入手と出力上昇の経過

JRR-2 は 30% 濃縮ウランを用いた重水減速冷却の研究炉であって、最高熱出力 10,000 kW を目標としている。燃料要素は MTR 型であって、外形は 3 in 角、長さ約 3 ft の箱状で炉心内に全部で 24 本が挿入できるようになっている。

JRR-2 について日本原子力研究所と AMF 社の間に契約が結ばれたのは 1956 年 11 月であった。その後 AMF 社より原子炉の耐震性その他について設計変更の申入れがあり、原子炉の建設に着手したのは 1958 年 4 月であった。建設工事の途上種々の問題が生じ、1959 年 12 月末組立を完了、翌年はじめからたちに各部の機能試験をはじめたが、以下のべる燃料入手の問題のため、JRR-2 が臨界に到達したのは 1960 年 10 月 1 日であった。

さて JRR-2 の第 1 次燃料については炉の機能試験よりも約 2 年前に AMF 社から仕様書を受け取り、原子力研究所で検討の上原子力局に提出した。原子力局ではこの仕様書にもとづいて B & W 社、Sylcor 社、M & C 社、G.E. 社などに引合を出して入札した結果、1958 年 10 月 M & C 社に落札した。

しかし、AMF 社の仕様書では製作上いろいろの問題がおこり、これを解決するため原子力研究所では AMF 社との間に契約をむすんで図面の変更など仕様の変更を M & C 社と協議させた。その理由は AMF 社は原子炉契約の保証条項の中に燃料の保証を含んでおり、このための燃料の仕様書が AMF 社および燃料製作 M & C 社の両社に受け入れられるものである必要があったからである。

こうして原子力局が契約できる段階になったのであるが、第三者の補償の問題から立法措置を講ずることが必要となり、契約が完了したのは 1959 年の 10 月であった。ついで M & C 社は燃料要素 22 本の製作を 1960 年 3 月に完了した。この燃料要素についてはのちにくわしくのべるように寸法検査、材料の化学分析、表面の U 汚染度、900°F のブリスター試験、X 線検査などがおこなわれたが、原子力研究所では AMF 社との間に契約を結び、これらの立合い試験を代行させることとした。

原子力研究所ではこれよりさき、燃料要素の保持機構を検討していたが、実際の燃料要素とこれとのギャップが小さく最小のものでは 0.5 mm くらいであって使用後万一変形などのため燃料要素を炉内より取出しが困難となるようなことがあると非常に大きな問題と

なるので、AMF 社の技術陣と種々交渉をおこなっていた。もちろん MTR 型燃料要素について Nucleonics などに報告されている結果では、JRR-2 における程度の使用圧力では変形はしないことになっていた。しかし、念のため AMF 社では上記の試験の外に機械的強度を調べるために実際の燃料要素について水を流して流動試験をおこなうこととなった。この試験は 1960 年 4 月におこなわれた。試験条件は燃料要素 1 本当り 360 gal/min で水温 80°C でおこなわれたが、これは炉の使用状態（原子炉を 10 MW で運転した場合の重水温度は約 54°C、1 本当りの流量 270 gal/min）にくらべるとより苛酷な条件であった。

この試験をおこなった結果では、変形は最大のところでも間隙などの変形は最大 10 mil 以下で問題とするほどではなかった。しかし、AMF 社からは機械的強度をまず目的で今 1 度かしめ直すことをすすめてきたが、M & C 社からは材料がアルミニウムなので、かえって悪くなる危険が多いという意見が強く打ち出され、種々検討の結果、原子力研究所としてはそのまま受け取るという結論になった。これで燃料の問題は解決したと思われたが、たまたまこの流動試験をおこなった燃料板の表面に試験後異物の付着しているのが発見された。これを M & C 社で分析した結果ウランであること、したがって燃料板のアルミ被覆が破損していることが判明した。ではどうしてアルミ被覆が破損したのかいろいろと実験をおこない検討した。最初は鉄などの不純物がアルミ被覆内に含まれていてこれが腐食を起こしたのではないかと考えられていた。しかし腐食の速さが非常に早いことから考えて、このように考えられないことがわかった。また切断面の腐食試験から U-Al 合金の腐食によるものでないことも判明した。被覆破損を起している燃料板の X 線試験フィルムを綿密に検査したところ、上記の部分はフィルム上で黒化度の少ない部分、すなわち密度の大きい部分に相当することが判明した。この部分の大きさは直径 1~2 mm 位であるが、これが燃料板の U-Al 合金部の端の部分、すなわちアルミ被覆のうすい部分にある場合に起こっていることがわかった。こういう事態になったので原子力研究所では残り全部について追加試験として沸騰水試験を要求し、このため M & C 社では 100°C の 24 時間沸騰水試験を全数 22 本についておこなった。この結果 22 本の燃料要素のうち 3 本が被覆破損を起し残り 19 本が合格した。燃料要素 3 本について被覆破損を起した場所は 8 箇所、燃料板の数にしてわずか 5 枚であった。しかしながら、M &

C社はAMF社の同意したX線検査の基準にしたがって検査をしており、検査合格品は燃料要素ごとに²³⁵Uの量の調整のため全部をまぜてしまったため、わずか5枚のプレートではあるが3本の燃料要素が不合格になったのである。

さて、被覆破損を起こした原因についていろいろと検討されたが、その結論として燃料のU-Al合金の中に純ウランあるいはウランカーバイドの含有物があり、これが硬いためロール中にアルミニウム被覆に亀裂を生じ、水が浸入してこの含有物が腐食を起したものと考えられた。この含有物としてAMF社ではオークリッジ研究所のDr. CUNNINGHAMの意見として、るっぽのグラファイトのため生じたウランカーバイドではないかとのべている。これに対してM&C社では20%濃縮ウランの場合はアルミニウムに比しウランの量が重量比で45%と多いので、アルミと合金になつてない純ウランであると考えた。

AMF社ではU-Al合金内の含有物がウランカーバイドあるいは純ウランのいずれにせよ、燃料の仕様書の中にU-Alと指定しているので、このような不純物あるいは純ウランのあるのは仕様書に合っていないと主張、これに対しM&C社では含有物の大きさをきめるX線試験基準についてあらかじめAMF社の同意を得ており、これにしたがって試験をし合格したものであるから、これらの燃料は仕様書に合致しているとし契約どおりのものであると主張、全く対立したわけである。M&C社はこの19本は原研の追加要求した沸騰水試験にも合格したものであるから至急受け取ってもらいたい、また契約どおり使用中破損燃料があれば無料取替の保証はするとのべたわけである。

さて、ここで燃料要素の使用状態を考えてみると、10,000 kW運転時の重水温度は約54°C、アルミニウム被覆の表面温度が125°Cである。これが1,000 kW運転では重水温度は30°C余、アルミニウム被覆の表面温度も50°C余で使用温度としてはほとんど問題のない温度である。この燃料を受け取るか否かについて昨年7月種々討議されたわけである。当初から原子力研究所におけるJRR-2の運転計画として考えられていたものは、臨界到達後特性測定に約半年かける予定であった。たとえばMITの炉でも特性測定には7か月余かけており、彼らの意見でもなるべく多くの低出力での実験をした方がよいということであった。またJRR-2ではこの特性測定後出力上昇を1,000 kWで数か月運転後5,000 kW、10,000 kWと段階的にやる予定で計画をたて、すでに原子力局に提出してあっ

た。換言すれば、10,000 kWでただちに連続運転する計画ではなかったので、この燃料要素がこうした計画にそっての運転に支障はないか、また燃料の受取りを拒否した場合にどの程度さらに日数がかかるかということが討議の対象となつた。後者についてはM&C社の意見では製作しなおすとすると早くても10か月くらいかかるということであった。また、前者について原子力研究所で燃料要素の使用限界を技術的に検討した結果、熱的には別にのべるとおり2,000 kW程度で用いても安全であるという結論をえた。また万一、アルミ被覆が破損しても、これが大きくならない前に充分検出できるか、また精製系統が放出された核分裂生成物を処理する能力が充分であるかなどの検討をおこなつたわけである。その結果、原子力研究所としては1,000 kW程度までは充分安全に運転できるとの見通しが得られたので、この燃料を受け取ることに決定、原子力局に報告した。

このようにして8月中旬燃料要素が東海研究所に到着したので、重水タンクなど重水系統の乾燥をおこない、ついで重水の注入をおこなつた。臨界実験は9月30日から着手し翌10月1日未明JRR-2は臨界に到達した。その後現在まで原子炉の種々の特性の測定をおこなつてゐる。原子力研究所ではなるべく早い機会に出力上昇試験をおこなうため年末に一応短期間の1,000 kWの出力上昇試験をおこない、ついでまた低出力での特性を測定するつもりであった。正式の出力上昇試験は3月末に原子力局の立合いのもとにおこなうことになつた。一方契約上の問題としてJRR-2の保証期間の延長をAMF社と交渉中であったところが、AMF社はこの燃料要素を用いるのなら原子力研究所がAMF社のすすめる低出力運転をまもるかぎり保証期間を2月中旬まで延長してもよいとのべてきた。燃料要素についてのAMF社の言い分といふのはAMF社は仕様に合っていないと考えており、19本中約半数は200 kW、残りの約半分は1 kW以上で用いてはならないといふのである。JRR-2の運転にはほとんど全数が必要なので、AMF社の勧告に従えば1 kW以上の運転ができないことになる。すなわち、保証期間中出力上昇試験を中止するか、あるいはAMF社の保証期間を延長させるか、いずれが得策かということになつた。保証期間が延長になればこの期間の部品の故障などはAMF社が無償で取り替えることはもちろんである。

原子炉の性能を燃料と原子炉に分けて考えることができる。第1次燃料がある程度問題のあることは事実

で、この燃料で全出力運転をすることは問題があるが、燃料は消耗品でこの燃料で 10 MW 運転ができなくとも、炉の性能が問題なければこれで適当な出力で運転し、つぎの燃料で全出力運転をおこなうことができるわけである。

ここで JRR-2 が全出力で運転できるかどうか性能を試験することを考えてみよう。実際に出力を上昇し原子炉の性能を試験することはもっとも望ましいことであるが、低出力運転をおこなっていても遮蔽を除き大部分の性能の良否を検討することができることも事実である。自動制御がうまくゆくかどうかなど制御系統の検討、計測器の精度、感度、実験孔内の中性子束密度、原子炉の反応度など多くの特性が低出力運転で測定され検討される。ただ、遮蔽が充分であるかどうかは少なくとも数百 kW 以上で運転しなければ推定することは困難である。冷却能力も問題である。

この遮蔽については軽水タンクを熱遮蔽に用いている点はこの炉の特長であるが、この点の良否については契約前にすでに検討され、とくに速中性子に対する遮蔽がすぐれていることが認められていた。また、冷却塔の熱除去能力についてもすでに実験がおこなわれ実際の蒸気を吹き込んで 10,000 kW の熱がどれことが確認されていた。したがって、高出力運転をしなくとも炉の性能の推定がある程度できると考えられ、むしろ保証期間を延長させて部品の不良を取り替えさせた方が得策と考え、出力上昇試験は 3 月に延期することとしたわけである。

このようにして JRR-2 が臨界に到達した 10 月 1 日から、2 月末にいたる間に制御棒、熱出力などの較正

温度係数、中性子束密度分布の測定などの静特性、中性子寿命などの動特性の測定をおこなった。3 月からいよいよ 1,000 kW までの出力上昇試験をおこなうこととなり、破損燃料検出器などを整備し 3 月 6 日より開始、3 月 22 日には 1,000 kW に到達した。以後 8 月中旬現在までに 370,000 kWh の運転をおこなったが、燃料要素その他に異状を認めず良好な結果を得ている。

2.2 JRR-2 燃料要素の仕様と検査

2.2.1 燃料要素の仕様 燃料要素は 20% 浓縮ウランを用いたいわゆる MTR 型で、Fig. 25 に示すように外形は 3 in 角、長さは約 3 ft の箱状をなし、中身は 17 枚のハッブ型燃料板からなっており、1 本の燃料要素あたりの U-235 の量は約 180 g である。

燃料板は、厚さ 60 mil、長さ 24.63 in (外側の 2 枚の燃料板は 29.25 in)、幅 2.811 in である。燃料合金部の寸法は、厚さ 30 mil、長さ 23.5 in、幅 2.4 in で 20% 浓縮ウラン、アルミニウムおよび最高 3 重量% までのシリコンを含む三成分系合金である。17 枚の燃料板のうち、外側の 2 枚のウラン含有量は内側の 15 枚の約 2 分の 1 になっている。各燃料要素のウラン含有量を TABLE 7 に示す。

また、この燃料の性能は、運転条件が下記の数値を越えないときは、炉を 300 MWD 運転できるものであることが保証されている。

	連続状態	過渡状態
冷却材 pH	5~8	5~8
冷却材電気抵抗 $\Omega \cdot \text{cm}$, 最小	10^6	10^6

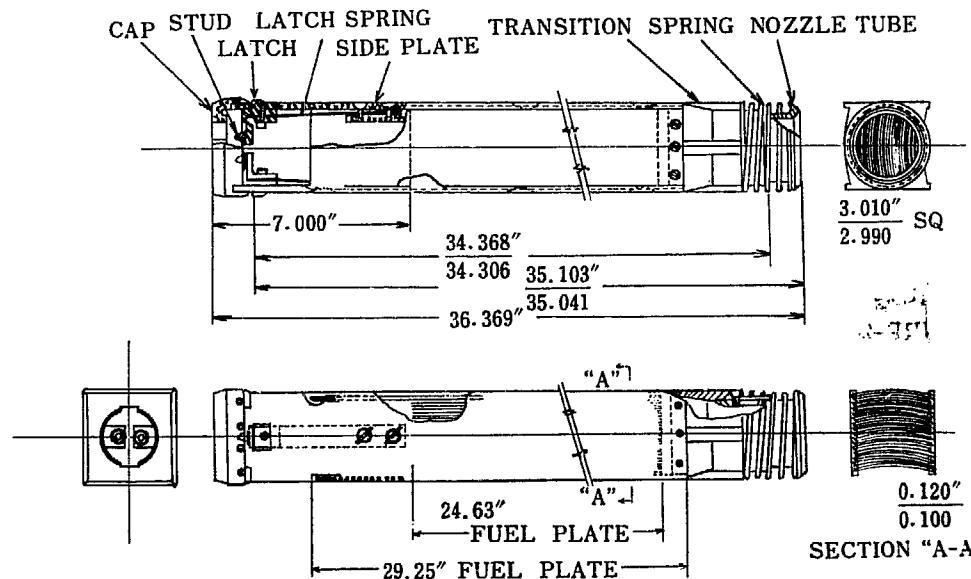


Fig. 25 JRR-2 fuel element assembly.

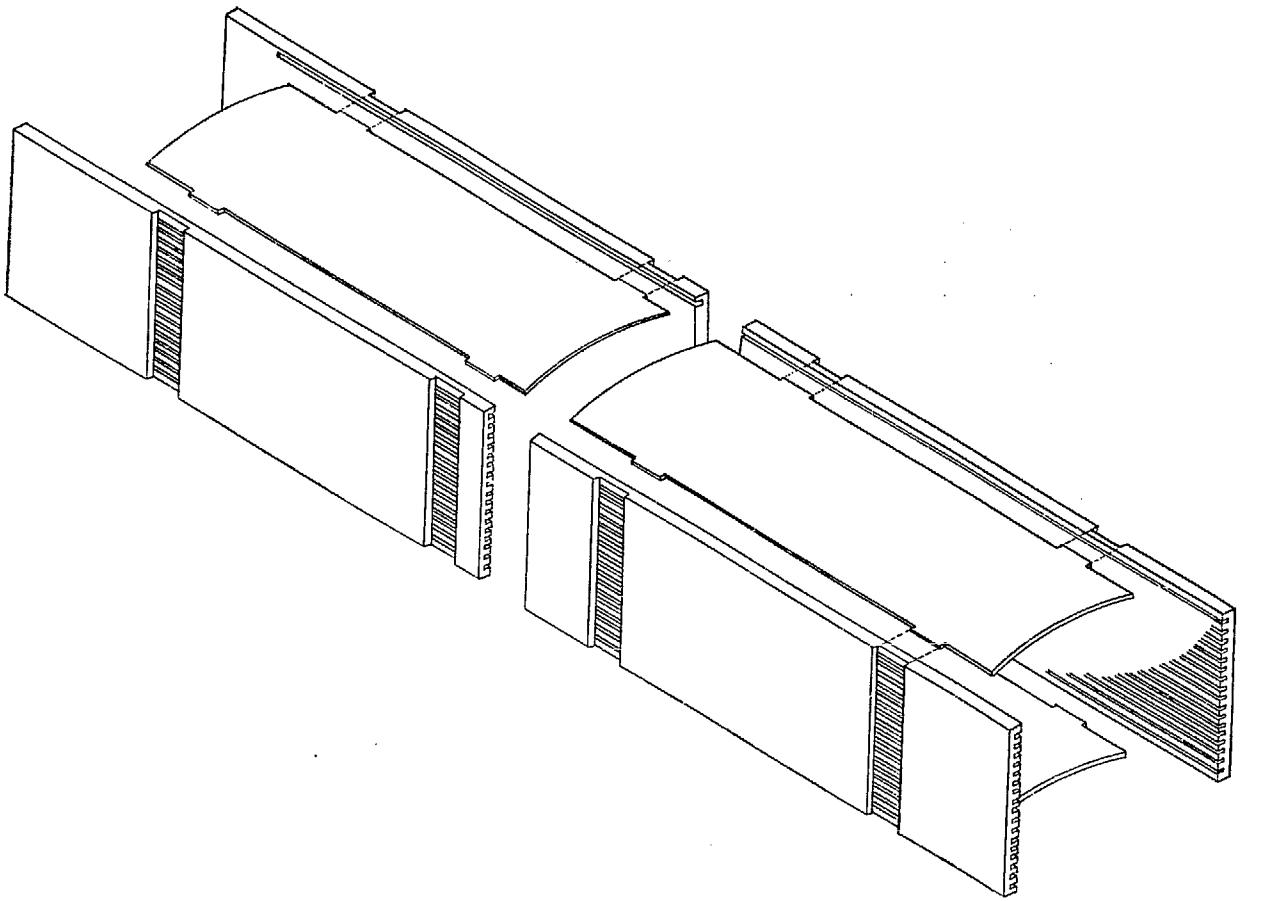


Fig. 26 Mechanical assembly "Tab method"

TABLE 7 Fuel plate loading (gram)

Plate No.	Fuel element No.											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	5.554	5.571	5.741	5.532		5.689	5.541	5.593			5.566	5.513
2	11.21	10.649	10.624	11.49		10.652	11.38	11.507			11.146	11.54
3	10.632	10.851	10.690	11.40		10.669	11.41	11.317			11.220	11.261
4	10.643	10.806	10.686	11.56		10.763	11.37	11.229			11.146	11.292
5	10.681	10.846	10.856	11.57		10.731	11.30	11.402			11.201	11.270
6	10.893	10.861	10.789	11.47		10.707	11.33	11.338			11.195	11.691
7	10.868	10.896	10.768	11.47		10.781	11.51	11.256			11.183	11.813
8	10.878	10.865	10.746	11.431		11.180	11.56	11.397			11.160	11.239
9	10.830	10.665	10.790	11.436		10.942	11.50	11.240			11.158	11.386
10	10.869	11.083	11.148	11.396		11.185	11.39	11.256			11.154	11.243
11	11.072	11.224	11.202	11.316		11.127	11.34	11.458			11.174	11.252
12	11.155	11.157	11.221	11.319		11.173	11.29	11.549			11.064	11.229
13	11.208	11.095	11.207	11.396		10.879	11.23	11.510			11.143	11.413
14	10.974	11.194	11.200	11.435		10.836	11.25	11.275			11.127	11.252
15	11.208	11.177	11.061	11.424		10.872	11.39	11.343			11.136	11.253
16	11.202	11.085	11.108	11.519		11.218	11.23	11.416			11.162	11.441
17	5.696	5.618	5.686	5.434		5.572	5.538	5.490			5.444	5.484
Total	175.573	175.643	175.523	182.598		174.976	181.559	181.576			178.379	181.572

Plate No.	Fuel element No.										
	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	
1	5.480	5.562	5.682	5.560	5.582	5.499	5.468	5.627	5.520	5.623	
2	11.130	11.120	11.419	10.583	11.707	11.351	11.385	11.654	11.266	11.196	
3	10.925	11.216	11.348	10.596	11.846	11.505	11.354	11.520	11.227	11.207	
4	11.070	11.214	11.312	11.028	11.888	11.329	11.282	11.431	11.288	11.205	
5	10.836	11.120	11.268	10.598	11.709	11.324	11.277	11.419	11.229	11.222	
6	10.752	11.120	11.350	10.977	11.416	11.353	11.259	11.423	11.253	11.188	
7	10.671	11.203	11.380	10.956	11.416	11.368	11.234	11.438	11.299	11.191	
8	10.977	11.170	11.260	10.920	11.457	11.234	11.331	11.430	11.235	11.204	
9	11.038	11.146	11.234	10.952	11.451	11.400	11.275	11.427	11.234	11.171	
10	11.069	11.156	11.284	11.014	11.444	11.380	11.412	11.440	11.291	11.155	
11	10.930	11.142	11.462	10.989	11.564	11.283	11.470	11.361	11.139	11.121	
12	10.770	11.221	11.479	10.968	11.389	11.455	11.356	11.364	11.041	11.181	
13	10.769	11.212	11.528	10.983	11.425	11.225	11.381	11.349	11.241	11.131	
14	10.781	11.200	11.235	10.990	11.421	11.291	11.398	11.308	11.19	11.199	
15	10.765	11.219	11.352	11.028	11.503	11.250	11.339	11.376	11.422	11.203	
16	11.011	11.122	11.305	11.079	11.549	11.311	11.387	11.337	11.232	11.216	
17	5.562	5.553	5.517	5.543	5.548	5.467	5.477	5.768	5.764	5.603	
Total	174.536	178.696	181.415	174.764	184.318	181.025	181.085	182.672	179.871	179.016	

冷却材流速 ft/sec, 最小 16.3
" " , 最大 30 30

冷却器温度 °F 133 139

被覆温度(表面) °F, 最大 257 280

熱流束 BTU/ft²·hr, 最大 600,000 783,000

燃焼度 % ²³⁵U, 最大 20 20

その他の仕様の詳細については卷末の "Specifications for fuel elements for 10 MW heavy water research reactor JRR-2" を参照されたい。

上記仕様書によると、組立法に関してはただ機械的方法によることのみを指示し、その具体的な方法は製作者に一任している。

M & C 社では、"かしめ"による方法を採用した。これは Fig. 26 に示すように、燃料板の両側に一辺 5 箇所ずつ等間隔に耳がついている。また、側板にはこの耳に対応する位置でこの耳がやっとはいるくらいの孔があけてある。この孔の中に燃料板の耳を差し込み、外側からかしめてある。このように機械的方法がとられたのは次の理由による。

- (1) 溶接法と違って組立中に狂いが生じない。
- (2) 側板が高温にさらされないのでその仕上精度を高くすることが許される。
- (3) 溶接のフラックスに含まれる Li が存在しない。
- (4) 製作費が安い。

燃料要素の上部のキャップは、燃料の炉内への着脱

TABLE 8 Analytical results of U-Al
U Element content (%)

Ingot No.	Position			Average
	Top (min)	Middle	Bottom	
N-1	47.9	47.9	47.1	47.63
N-2	48.1	46.4	46.5	47.00
N-3	48.0	43.0	43.1	44.7
N-4	47.0	43.8	45.1	45.3
N-5	51.0	44.7	45.0	46.9
N-6	47.2	43.7	43.1	44.67
N-7	46.9	44.6	44.7	45.4
N-8	49.1	45.5	46.4	47.0
N-9	47.1	45.7	46.1	46.3
N-10	47.5	47.0	46.4	46.96
N-11	46.9	45.5	46.2	46.2
N-12	47.6	45.5	46.0	46.36
N-13	48.2	46.6	46.9	47.2
N-14	48.1	44.2	45.1	45.8
N-15	47.9	45.4	45.2	46.2
N-16	49.2	45.5	46.4	47.03
N-17	45.7	44.1	45.8	45.2
N-18	48.2	44.3	45.4	46.0
N-19	46.4	45.2	45.4	45.7
N-20	47.8	46.3	46.4	46.8
NL-1	28.9	27.8	26.5	27.7
NL-2	27.6	27.7	30.3	28.5

の際、燃料交換用キャスクのロッドの擱み部になっている。キャップのすぐ下部に、板バネでおさえられたラッチがついていて、炉内にあるときはこれが炉体側

TABLE 9 Chemical composition of fuel elements
materials (%)

Cap, 6061-T 6 Al

Cu	0.15-0.40
Fe	0.70
Si	0.4-0.8
Mn	0.15
Mg	0.8-1.2
Zn	0.25
Cr	0.15-0.35
Ni	—
Ti	0.15
Other materials, Each	0.05
Total	0.15

Side Plate, 1100-H 14 Al

Al	min. 99
Fe+Si	max. 1.0
Cu	max. 0.2
Mn	max. 0.05
Zn	max. 0.10
Other elements, Each	0.05
Total	0.15

Transition, 356-T 6 Cast Al

Si	7.0
Fe	0.34
Cu	0.04
Mg	0.32
Ti	0.10
B	0.002

Nozzle Tube, 6061-T 6 Al

Cu	0.15-0.40
Fe	0.70
Si	0.4-0.8
Mn	0.15
Mg	0.8-1.2
Zn	0.25
Cr	0.15-0.35
Ni	—
Ti	0.15
Other elements, Each	0.015
Total	0.15

Cover Plate, C 64-0 Al

Al	min. 99.30
Fe	max. 0.50
	min. 0.35
Si	max. 0.17
Cu	max. 0.04
Mn	max. 0.03
Zn	max. 0.03
Mg	0.01
Cr	0.03
Ni	0.01
Ti	0.05
Pb	0.01

Sn	0.01
B	0.001
Bi	0.01
Cd	0.003
Co	0.001
Li	max. 0.008

Frame Plate, 5050-O Al

Al	min. 99.0
Fe	max. 0.7
Si	max. 0.40
Cu	max. 0.20
Mn	max. 0.10
Zn	max. 0.25
Mg	max. 1.8
	min. 1.0
Cr	max. 0.10
Other materials, Each	0.05
Total	0.15

Helical Spring, 302 Stainless Steel

C	0.045
Mn	0.49
P	0.028
S	0.010
Si	0.56
Cr	18.16
V	—
Ni	8.58

Latch, 304 Stainless Steel

C	0.050
Mn	1.67
P	0.031
S	0.025
Si	0.39
Cr	18.29
Ni	9.48
Mo	0.24
Co	0.13
Cu	0.21

Latch Spring, 304 Stainless Steel

C	0.051
Mn	1.18
P	0.017
S	0.011
Si	0.47
Ni	10.30
Cr	18.50

Latch Spring Plate, 1100-H 18 Al

Al	min. 99.0
Cu	0.20
Si	1.0
Mn	0.05
Zn	0.10
Other elements, Each	0.05
Total	0.15

Angle, 304 Stainless Steel

C	0.056
Mn	1.59
P	0.029
S	0.023
Si	0.43
Ni	9.74
Cr	18.21

Screw, 304 Stainless Steel

C	—
Mn	—
P	—
S	—
Si	—
Ni	—
Cr	—

の燃料案内管にひっかかり、下方からの重水圧力に抗して燃料要素を保持している。下部のノズルはスプリングによって伸縮可能になっており、燃料要素と炉心タンク内下部のグリッド板上に圧着させる。各部の材料およびその分析表は TABLE 9 にまとめてある。TABLE 8 は 22 箇の U-Al インゴットのおおのの上部、中央部および下部から試料を切りとってウラン分析した結果である。

2.2.2 燃料検査**(1) 検査項目**

燃料の検査項目は、燃料の種類によって当然異なってくる。M & C 社は、製作過程の適当な時期に検査および試験をおこない、仕様書に合致する燃料の製作にしたがった。実施された検査および試験の内容としては次のようなものがあげられる。

- (i) 肉眼検査
- (ii) 寸法検査
- (iii) X 線透過検査
- (iv) ブリスター試験 (900°F, 30 分)
- (v) 沸騰水試験 (24 時間)
- (vi) 被覆厚さ検査 (マグナゲージ)
- (vii) 流動耐圧試験
- (viii) 表面汚染度検査 (比例カウンター)
- (ix) 材料の化学分析

上記項目についての試験および検査は M & C 社の手のみでおこなわれたこともあつたし、M & C 社と AMF 社によっておこなわれたこともあつた。その記録および報告書は原研に提出されたが、そのいくつかの項目について述べる。

(2) 燃料板の検査

燃料板の立合検査は前後 2 回にわたって実施され

た。検査の内容は肉眼検査と寸法検査である。第 1 回目には、総計 22 個のインゴットの中、No. 1 インゴットから採取された 40 枚が検査されたが、仕様書にしたがって表面のしづわおよび深さ 5 mil を越える傷のため 3 枚が不合格となつた。第 2 回目も第 1 回目と同じ方法で、インゴット番号 No. 3, 4, 5, 6 および 7 から採取された燃料板のうち、M & C 社の社内検査に合格したもの 103 枚についておこなつた。これらはすでに 900°F, 30 分間のブリスター試験、X 線透過検査およびマグナゲージによる被覆厚さの測定検査などを終了しているが、まだハツ橋型彎曲加工や陽極処理は施されていないものであった。寸法検査は AMF 社の図面にしたがっておこなわれた。表面仕上検査はまず拡大鏡を用いて Scratch standard (1.1 mil, 2.0 mil, 2.8 mil, 3.1 mil, および 3.5 mil 深さの標準の傷をアルミニウム板にきざみつけたもの) に照合しながら観察してゆき、これはと疑問視されるものは光学マイクロスコープにより精密測定をおこなつた。この検査の結果は、不合格 2 枚、手直し再検査 11 枚、合格 90 枚であった。第 3 回立合検査は残りの燃料板 230 余枚に対して第 1 回および第 2 回のときと同様の手順でおこなわれた。ただし、今度は陽極処理を施したものについておこなつた。組立直前における状態において検査をおこなうのがよりよい方法であると考えられたからである。陽極処理の仕様は TABLE 10 にしめしてあるが、燃料仕様書に指定する 0.5 mil にするに必要な時間の決定には、燃料板と同一材料で試験片をつくり、実験的に 75 ± 10 分とした。

燃料板の被覆厚さはマグナゲージ (Model FM-100 Magna-flux corp.) で測定されたが、さらに後述の X 線検査基準決定の際に 3 枚の燃料板の不良箇所から 7 箇の試験片を切りとり実測をおこなつた。結果は TABLE 15 に示すとおりで、該当する X 線フィルムの所見の程度では AMF 社の仕様に合致していることが確かめられた。

(3) 燃料要素の検査

主として肉眼検査および寸法検査で、立合検査は 2 回にわたっておこなわれたが、新たに生じた問題の解決のため、手直しやら討議やら前後を通じて約 1 か月半も費された。その問題点というのは、一応製作を完了した燃料要素に

- (i) 本体断面寸法が、仕様からはずれて大きな箇所がある。
- (ii) 下部スプリング部の外径が仕様からはずれて大きな部分がある。

(iii) 燃料要素をたてにしたとき、左右のラッチの高さに食い違いがあり、かつラッチ先端の側板からのでっぱりに高低がある。

(iv) キャップ面が燃料要素の中心軸に対して直角になつてない。

などの諸欠点があることであった。炉内において燃料要素と保持機構との隙間は最小 0.5 mm くらいであり使用後万一変形などのため燃料要素を炉内から取りだすことが困難となるようなことがあると大問題であるので、断面寸法は正確に図面どおりになつていなければならぬ。また、ラッチは下部からの重水圧力に抗して燃料要素を保持しているところであるから、正確にはめ合うようになつていなければならぬ。キャップは燃料要素の炉内からの出し入れの際に摺み部となるところで、この面が燃料要素中心軸に直角に保たれてないと燃料要素は傾いた状態となつて挿入取出しに都合が悪い。このように実際上重大なところであるにかかわらず、AMF 社の仕様に明確を欠くところが

あつたため、M & C 社との間に連絡の不行届きがあり、ほとんどの燃料要素が満足な状態になかつたのですべて手直しをすることに決定した。手直しには約 5 週間費し、3 月下旬再検査をおこない全数合格した。

(4) 流動試験

4 月にはいって AMF 社は 1100 アルミニウムより機械的強度の弱い C-64 アルミニウムが燃料板に使用されていることを理由に、模擬燃料による静水圧試験の実施を要求し、みずからも材料の引張試験をおこなつた。その結果は強度的に問題ないことが判明した。C-64 と 1100 との引張強度の比較は TABLE 11 に示してある。C-64 試験片は実際に使用される材料から切りとつたものである。これによると、C-64 の降伏点は 1100 より高く、破断強さは 1100 の最小値より 2 % 低くまた伸びはほとんど等しい。

しかし AMF 社は、組立の方法に関しやはり強度上の点からさらに検討すべきことを主張し、実際の燃料要素についての流動試験の実施を要求した。MTR 型

TABLE 10 Specification for anodize and test results.

(1) Degrease							
(2) Water rinse							
(3) Non etch cleaner, Time 4 to 5 min.							
(4) Water rinse							
(5) Chromate desmitter							
(6) Water rinse							
(7) Anodize							
Times: 75±10 min							
oSution: Sulfuric							
Volts: 15±2							
Temp.: 60 to 70 F							
	(8) Water rinse						
	(9) Hot water seal, Times 15 to 20 min.						
	(10) Air dry						

(Unit: inch)

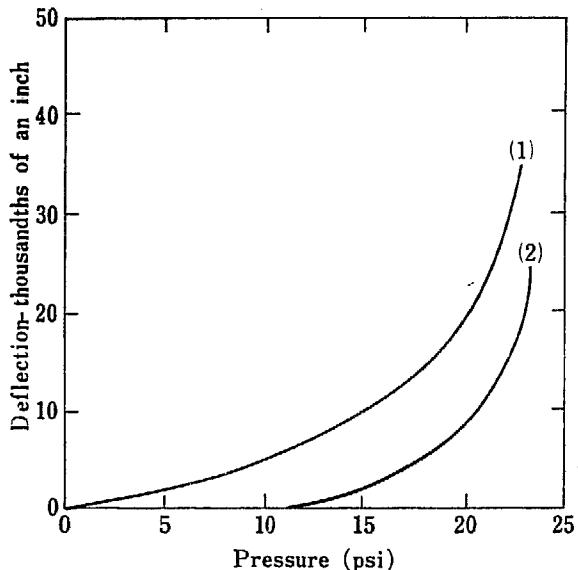
TABLE 11 Results of tensile tests of alcoa C-64-0 Al

Material	Yield strength PSI	Ultimate strength, PSI	Elongation %	Remarks
C-64-0	5730	10,819	44.3	AMF data-longitudinal
C-64-0	5400	10,985	39.3	AMF data-transverse
1100-0	*3500	*11,000		ALCOA structural handbook, 1956
1100-0	5000	13,000	35.0	Reynolds Metal Co. Book, 1954
1100-0	5000	13,000	45.0	ALCOA data book, 1947

* Stated as minimum Value

燃料要素についてはすでにその実験結果が報告されているし、M & C 社においても模擬燃料要素による流動試験をおこなったり、また AMF 社においても流動圧による変形やバックリングの計算をおこなったりして、JRR-2 における程度の使用条件では破損や問題になるような変形は生じないことが確かめられていた。また、照射による燃料合金の grain growth や核分裂

生成ガスの放出による被覆破損についても JRR-2 の程度では心要ないことが文献によって確かめられていた¹⁾²⁾³⁾⁴⁾。Fig. 27 はすでに報告されている文献からとった MTR 型燃料要素の外側燃料板に対する静水圧試験の結果であり、圧力がかかっている間の変形量と圧力を除いた後の残響変形量を示す。また、Fig. 28 は JRR-2 燃料要素の外側燃料板に作用する圧力荷重を



Curve (1): Max. deflection of MTR elements in static pressure test.
Curve (2): Permanent deflection of MTR elements in static pressure test.

Fig. 27 Pressure test of MTR fuel elements.

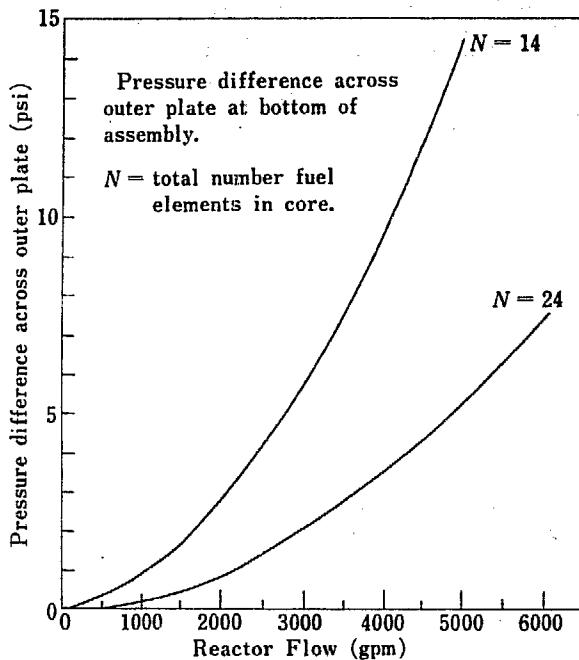


Fig. 28 Hydraulic characteristics of JRR-2 fuel element.

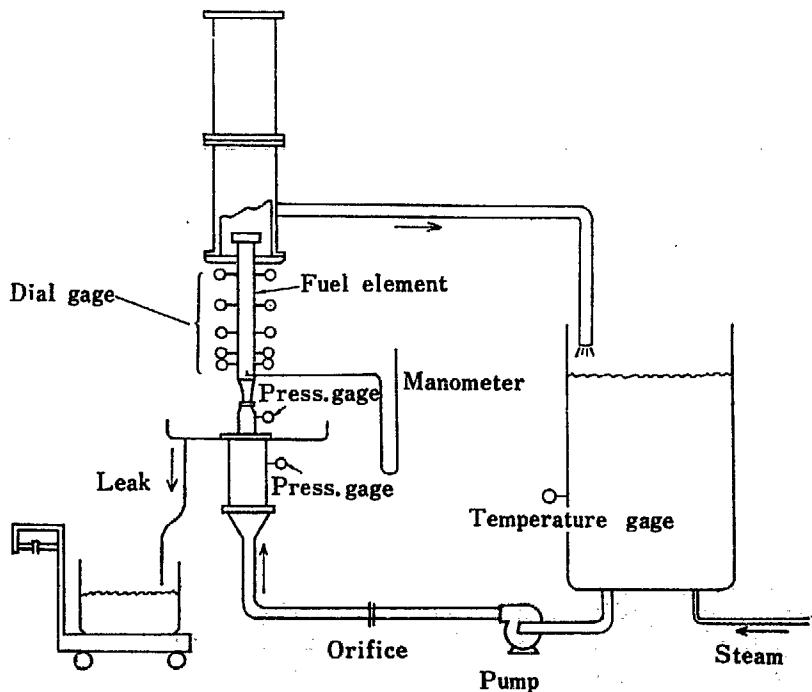


Fig. 29 Flow test equipment.

冷却材流量の関数として求めた計算値である。このように予備検討は充分におこなわれていたが、念のために実際の燃料要素について流動耐圧試験をおこなうことになった。

第1回流動試験は1960年4月上旬おこなわれた。この試験において燃料板間隔に若干の変化が生じていることが認められたが、試験開始前の寸法測定が不完全であったため、この変化が果たして流動圧力によって生じたものか、最初の測定が正しくなかったためかあるいはまた時効硬化のために起ったものか判定することができず、結論を得なかった。第2回の流動試験は4月下旬におこなわれた。装置の概略はFig. 29に示してある。試験に使用された燃料要素は“JRR-2 No.9”である。試験条件は燃料要素1本あたり最高360 gal/min、水温 176°F (80°C) でおこなわれ、試験前と試験後の外形寸法および流路間隙寸法の変化、流動中の外側燃料板の撓みを調べた。この試験条件は原子炉の使用状態すなわち熱出力 10 MW で運転した場合の重水温度 128°F (54°C)、炉出口温度、1本あたり

E および F は燃料板下端から測定点までの距離をあらわし、小文字のアルファベット a~p は燃料板間流路の名称である。(1), (2) および (3) は流路の中央と中央から左右 $\frac{3}{4}$ in の点をあらわす。また大文字のアルファベット X, Y, Z および W はそれぞれ断面の外形寸法をあらわす。結果は TABLE 12, 13 および TABLE 14 にまとめてある。この試験の結果は、燃料板間隙の変化が最大のところでも 10 mil 以下、また外形寸法の変化は TABLE 13 に示すとおりのもので、AMF 社は機能上さしつかえないものと認めた。

しかし AMF 社は、試験の結果が当初予想していた値より若干大きくなっていることから機械的強度に一層の信頼性をもたせるため、かしめなおしをすることをすすめてきた。これに対して M & C 社は、材料がアルミニウムであるから“かしめなおし”をするとかえって悪くなる危険があると AMF の意見に反対した。原研は燃料製作に実際的経験の豊富な M & C 社の意見をとすることにし、そのまま燃料を受けとることにした。

(5) 沸騰水試験

第2回目の流動試験の終了後、燃料要素の内部表面を検査したところ、1箇所に黒色の異物が付着しているのが発見された。はじめは流動試験中に外部から付着した鉄さびか、あるいはアルミニウム被覆内に含まれた鉄などが腐食を起して生じたさびではないかと考えられた。しかし、M & C 社において分析した結果、この付着物はウランでありその箇所に被覆破損を起していることが判明した。被覆破損の原因については実験的に検討が加えられ、結論として U-Al 合金中に金属ウランあるいはウランカーバイドなどのかたい物質が存在し、圧延の途中にこの部分にあたるアルミニウ

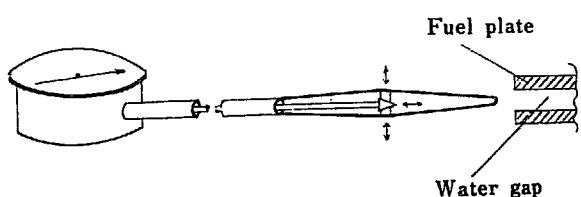


Fig. 30 Dial indicator for water gap measurement.

の流量約 270 gal/min にくらべるとかなり苛酷な条件である。流路間隙の寸法の測定には Fig. 30 に示すようなダイヤルゲージで1流路間隙あたり3箇所ずつ全長にわたっておこなわれた。測定箇所は Fig. 31 にしめしてある。大文字のアルファベット A, B, C, D,

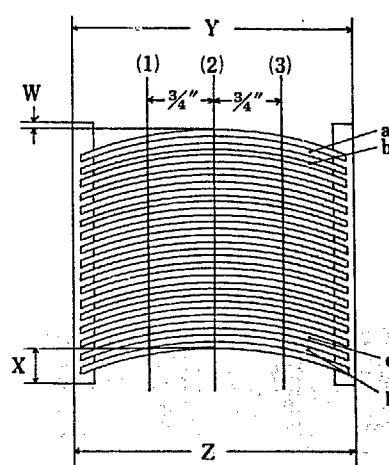


Fig. 31 Locations of water gap measurement.

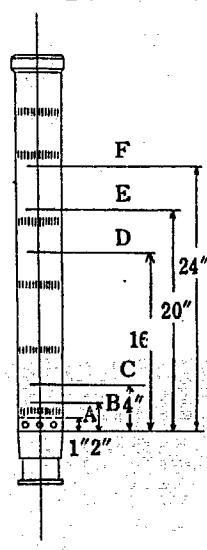


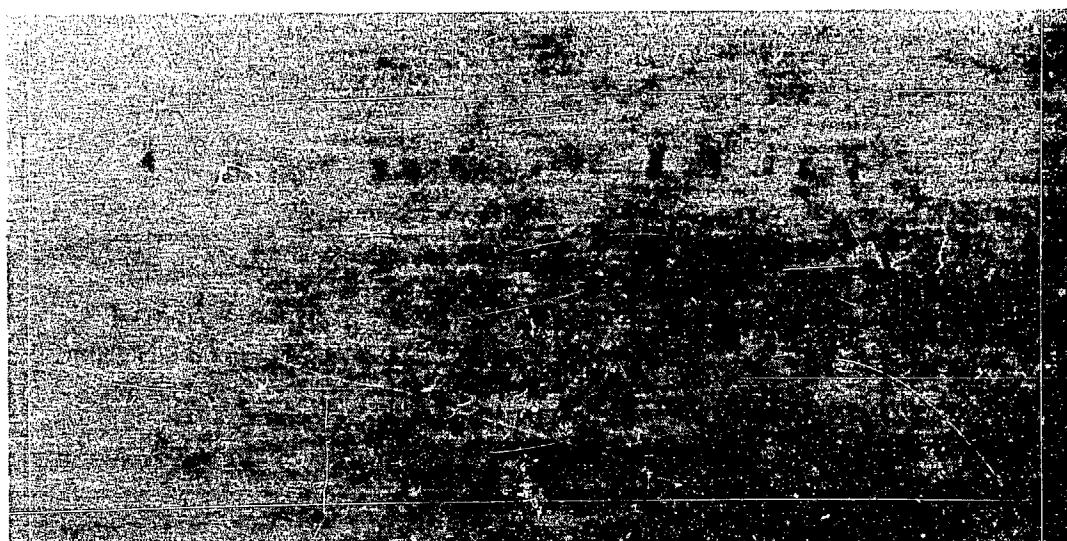
TABLE 12 Test results of flow test on JRR-2 fuel element #9, 4/26/60 (unit: inch)

Water channel	Elev	Orig. dimensions AMF measurement			Dimensions after 100% flow (360 gpm), AMF measurement			Dimensions after test program, M & C measurement		
		(1)	(2)	(3)	(1)	(2)	(3)	(1)	(2)	(3)
a	A	.115	.116	.115	.119	.119	.116	.111	.115	.113
	B	.116	.118	.116	.115	.120	.116	.111	.117	.113
	C	.116	.120	.118	.119	.121	.119	.113	.118	.115
	D	.117	.121	.116	.115	.122	.114	.113	.121	.116
	E	.114	.119	.115	.114	.117	.113	.113	.121	.113
	F	.110	.112	.113	.111	0113	.112	.109	.109	.111
b	A	.108	.108	.108	.105	.105	.105	.104	.106	.105
	B	.108	.108	.107	.105	.105	.105	.104	.104	.104
	C	.107	.109	.107	.104	.105	.104	.104	.104	.104
	D	.108	.111	.110	.105	.107	.106	.104	.110	.107
	E	.116	.120	.115	.106	.110	.109	.106	.111	.110
	F	.112	.113	.114	.108	.113	.110	.109	.114	.114
c	A	.111	.111	.109	.109	.109	.109	.107	.108	.109
	B	.111	.111	.110	.109	.109	.108	.107	.108	.108
	C	.111	.110	.110	.109	.108	.108	.107	.108	.107
	D	.111	.111	.110	.110	.110	.109	.107	.108	.108
	E	.110	.110	.110	.108	.108	.108	.107	.108	.109
	F	.111	.111	.111	.109	.110	.110	.108	.111	.110
d	A	.114	.114	.115	.110	.112	.113	.109	.111	.111
	B	.113	.114	.113	.109	.112	.112	.108	.111	.111
	C	.114	.115	.116	.110	.113	.111	.107	.110	.110
	D	.113	.115	.115	.112	.112	.111	.109	.111	.111
	E	.114	.114	.112	.112	.112	.112	.111	.111	.111
	F	.110	.109	.110				.108	.108	.107
e	A	.114	.114	.114	.111	.113	.110	.114	.112	.111
	B	.113	.115	.113	.112	.111	.110	.112	.111	.111
	C	.115	.115	.113	.113	.114	.112	.113	.113	.112
	D	.113	.113	.112	.110	.111	.110	.109	.110	.109
	E	.111	.112	.113	.108	.109	.109	.107	.109	.108
	F	.111	.112	.110	.107	.110	.110	.107	.107	.108
f	A	.112	.113	.112	.111	.113	.109	.110	.111	.109
	B	.111	.111	.110	.109	.108	.107	.108	.109	.107
	C	.110	.110	.109	.107	.105	.104	.107	.106	.103
	D	.117	.118	.113	.112	.112	.113	.110	.112	.110
	E	.117	.118	.116	.113	.115	.112	.113	.113	.111
	F	.117	.119	.115	.113	.114	.112	.114	.114	.115
g	A	.113	.113	.112	.109	.109	.108	.107	.108	.109
	B	.114	.115	.113	.110	.111	.111	.107	.110	.110
	C	.115	.115	.114	.112	.113	.112	.109	.111	.111
	D	.111	.111	.111	.107	.107	.107	.107	.107	.107
	E	.111	.112	.112	.107	.109	.108	.108	.109	.108
	F	.112	.114	.114	.109	.110	.110	.109	.109	.109
h	A	.111	.113	.111	.109	.111	.110	.108	.109	.110
	B	.112	.113	.111	.108	.108	.107	.107	.108	.108
	C	.111	.112	.111	.108	.112	.111	.108	.111	.111
	D	.113	.113	.112	.110	.112	.110	.108	.108	.107
	E	.111	.112	.111	.107	.110	.108	.107	.108	.107
	F	.113	.113	.111	.108	.109		.109	.109	.106
i	A	.110	.110	.110	.111	.112	.111	.108	.111	.112
	B	.110	.110	.109	.112	.112	.111	.108	.111	.112
	C	.110	.111	.111	.114	.113	.111	.110	.111	.112
	D	.113	.115	.114	.114	.116	.114	.113	.113	.113
	E	.114	.115	.113	.116	.119	.117	.117	.116	.116
	F	.109	.112	.111	.115	.117	.116	.114	.114	.113
j	A	.108	.109	.108	.110	.114	.111	.112	.112	.113
	B	.108	.109	.109	.113	.113	.110	.111	.112	.113
	C	.107	.109	.110	.118	.114	.113	.111	.111	.113
	D	.106	.105	.105	.110	.112	.110	.109	.109	.109
	E	.103	.105	.105	.106	.107	.107	.105	.106	.107
	F	.103	.105	.105	.106	.107	.108	.105	.107	.108

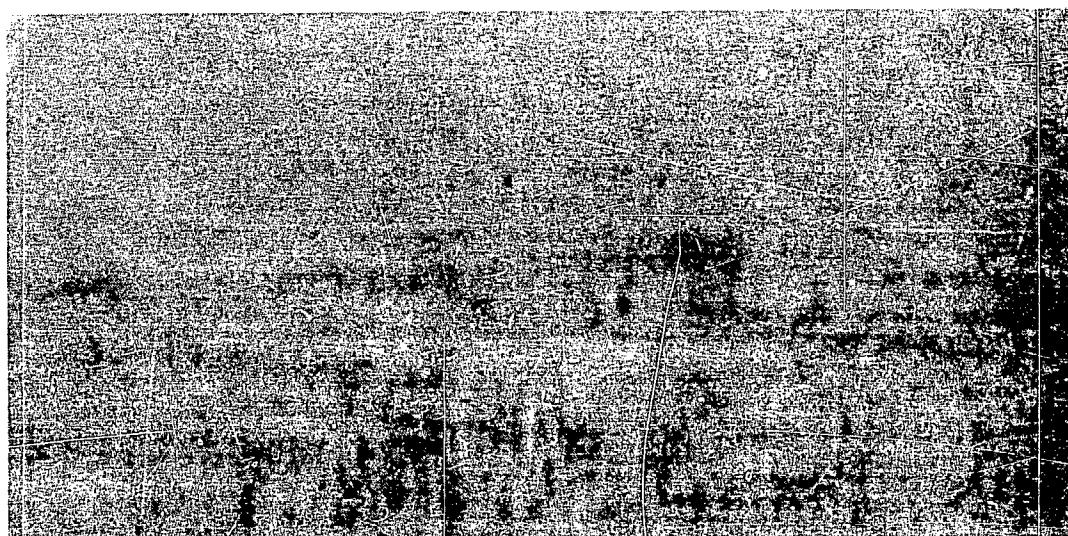
Water channel	Elev	Orig. Dimensions AMF measurement			Dimensions after 100% flow (360 gpm), AMF measurement			Dimensions after test program, M & C measurement		
		(1)	(2)	(3)	(1)	(2)	(3)	(1)	(2)	(3)
k	A	.107	.107	.107	.113	.113	.112	.113	.113	.113
	B	.106	.106	.104	.113	.111	.111	.111	.111	.110
	C	.108	.106	.105	.112	.111	.111	.111	.111	.110
	D	.106	.107	.105	.112	.110	.111	.110	.109	.109
	E	.107	.108	.106	.113	.113	.113	.113	.112	.111
	F	.108	.109	.108	.116	.116	.115	.116	.115	.114
l	A	.108	.110	.111	.115	.116	.115	.113	.114	.115
	B	.109	.109	.108	.115	.115	.115	.113	.114	.115
	C	.108	.109	.107	.115	.116	.115	.114	.115	.115
	D	.107	.107	.106	.113	.115	.113	.114	.114	.115
	E	.105	.106	.105	.110	.111	.112	.111	.113	.112
	F	.105	.105	.105	.108	.111	.110	.111	.111	.112
m	A	.100	.100	.102	.109	.105	.107	.105	.103	.108
	B	.095	.094	.097	.107	.099	.102	.102	.101	.102
	C	.101	.094	.100	.105	.098	.103	.102	.100	.102
	D	.105	.103	.103	.109	.105	.106	.109	.106	.107
	E	.107	.102	.102	.111	.106	.106	.109	.107	.107
	F	.103	.100	.100	.108	.103	.104	.114	.104	.108
n	A	.107	.109	.107	.111	.114	.113	.110	.113	.114
	B	.108	.108	.107	.111	.113	.113	.109	.113	.114
	C	.109	.107	.107	.112	.114	.114	.111	.114	.114
	D	.109	.105	.106	.111	.114	.111	.111	.114	.114
	E	.107	.104	.106	.109	.112	.108	.111	.113	.113
	F	.107	.105	.105	.110	.112	.109	.113	.113	.113
o	A	.111	.115	.110	.113	.121	.121	.111	.119	.119
	B	.109	.115	.110	.119	.121	.116	.111	.119	.119
	C	.113	.115	.113	.117	.121	.117	.112	.119	.119
	D	.108	.111	.110	.112	.116	.114	.113	.117	.117
	E	.104	.111	.112	.109	.117	.115	.113	.117	.117
	F	.103	.110	.112	.105	.116	.114	.111	.114	.115
p	A	.103	.102	.101	.114	.114	.112	.113	.115	.116
	B	.104	.104	.103	.119	.123	.117	.112	.118	.119
	C	.104	.104	.103	.117	.124	.119	.112	.120	.119
	D	.105	.105	.105	.114	.115	.112	.115	.117	.116
	E	.106	.106	.104	.112	.110	.108	.112	.111	.110
	F	.113	.112	.111	.116	.114	.109	.119	.117	.115

TABLE 13 Test results of flow test on JRR-2 fuel element #9, 4/26/'66 (unit: inch)

Elev	Orig. dimensions AMF measurement			Dimensions after 360 GPM flow AMF measurement		Dimensions after test program M & C measurement		
	Y	Z	Y	Z	Y	Z		
A	2.997	2.994	3.000	2.995	3.003	3.006		
	2.998	3.007	3.111	3.005	3.005	3.003		
	3.000	3.000	3.018	3.013	3.015	3.013		
	3.001	3.010	3.015	3.021	3.011	3.021		
	2.999	3.000	3.007	3.005	3.002	3.003		
	2.997	3.000	3.004	3.006	3.000	3.002		
	X	W	X	W	X	W		
A	.200	-.007	.194	+.005	.192	-.001		
	.196	-.003	.193	+.002	.186	.005		
	.195	-.001	.178	-.003	.181	.002		
	.197	.002	.189	-.005	.190	.000		
	.199	-.001			.196	.001		
	.197	-.005	.195	.001	.199	.003		



N-8-15



N-12-24

Fig. 32 Typical examples of inclusions in X-ray film(positive).

ム被覆に亀裂がはいり、そこから水が滲透して腐食を起したものと考えられた。このことは、X線フィルムと実際に破損を起した箇所とを照合すると、黒化度の薄い点すなわち密度が U-Al 合金部に比して高いところに相当していること、実際に不良燃料板を切断して 24 時間の沸騰水試験をおこなうと U-Al 合金部は腐食を起しにくいが高密度部にあたる点では腐食が早いこと、金属ウランは迅速な腐食を起すこと、アルミニウム中の金属ウラン以外の不純物は 24 時間沸騰水試験では著しい腐食を示さないことなどによって判断された。M & C 社ではさらに残り 21 本のうち、X線フィルムから疑わしいもの 6 本をとって 24 時間の沸騰水試験をおこなったところ被覆破損を起したもののが 2 本 (No. 5, No. 10) あった。原研としては念のために残りの

15 本についても沸騰水試験をおこなってもらったが、その結果は全部大丈夫であった。結局 22 本のうち合格したものは 19 本であったが、これを燃料板の数でみると総数 374 枚のうち破損を起したもののは 5 枚で、破損を起した箇所は 1 枚が 3 箇所、1 枚が 2 箇所、3 枚が 1 箇所ずつで合計 8 箇所である。

(6) X線検査基準

ここで問題になるのは、最初に X 線透過試験をおこなっておきながらなぜこのような被覆破損の原因となるような高密度部の存在を許しておいたのかということである。このことについては、1959 年 12 月から翌年初頭にかけて M & C 社と AMF 社は X 線検査の合格基準なるものを協議作製し、M & C 社はこれにもとづいて製品の品質管理をおこなうことになった。

TABLE 14 Test results of flow test on JRR-2 fuel element #9, 4/26/60

		Test #1	Test #2	Test #3	Test #4	Test #5	Test #6
Flow rate	gpm	100	180	270	0	360	0
Flow man	Hg	1.1"	4.0	9.8	0	16	0
Plenum press	psi	3	6.5	14	0	21	0
Inlet man	Hg	2.6	7.0	15.4	0	23.5	0
Outlet man	Hg	0.5	0.2	0.2	0	0	0
Temp H ₂ O	F	176	175	176	—	178	—
#1 Leakage test	lbs	—	200	200	0	200	0
Dur leakage test	—	—	3 M 15 S	2 M 24 S	0	2 M 15 S	0
Leakage	gpm	—	7.37	10.3	0	10.7	0
Leakage	% Flow	—	4.1	3.8	0	2.98	0
#2 Leakage test	lbs	—	200	200	0	100	0
Dur leakage test	—	—	3 M 23 S	2 M 24 S	0	1 M 10 S	0
Leakage	gpm	—	7.1	10.3	0	10.3	0
Leakage	% Flow	—	3.9	3.8	0	2.96	0
Indicator locations							
Convex #1	in	0.001	0.004	0.008	0.001	0.008	0
Convex #2	in	.001	.003	.0085	.0015	.009	—
Convex #3	in	.004	.005	.002	0.004	—	—
Convex #4	in	-.001	-.002	.000	0	-.001	—
Concave #5	in	.004	.008	.014	0.0085	.014	0.004
Concave #6	in	.005	.009	.020	.0115	.022	.008
Concave #7	in	.004	.009	.019	.015	.018	.008
Concave #8	in	.000	.002	.009	.005	.010	.004
Convex #9	in	.002	.0015	.002	.0035	0.0095	0.001
Concave #10	in	0.0015	0.003	0.003	0.0035	—	—

TABLE 15 Metallographic measurements of sectioned pieces (in)

Section No. 1 (Random points across width)

Clad	0.0151	0.0152	0.0154	0.0151	0.0152	0.0152	0.052	0.0152
Core	.0313	.0314	.0310	.0306	.0304	.0313	.0309	.0311
Clad	.0157	.0155	.0155	.0162	.0169	.0159	.0157	.0159
Gage	0.0619	0.0621	0.0619	0.0619	0.0625	0.0624	0.0624	0.0622

Section No. 2 (Random points across width)

Clad	0.0151	0.0163	0.0152	0.0147	0.0169	0.0173	0.0152	0.0145
Core	.0315	.0299	.0308	.0304	.0274	.0283	.0327	.0333
Clad	.0155	.0163	.0164	.0162	.0183	.0172	.0156	.0155
Gage	0.0621	0.0625	0.0624	0.0613	0.0626	0.0628	0.0635	0.0633

Sections No. 3 (Random points along length thru defect area)

Clad	0.0153		0.055		0.0231		0.0120	0.0114
Core	.0307		.0308		.0157		.0383	.0371
Clad	.0161		.0159		.0229		.0111	.0131
Gage	0.0621		0.0622		0.0617		0.0619	0.0616

Section No. 4 (Random points across width thru defect area)

Clad	0.0152	0.0158	0.0146	0.0168	0.0153	0.0144	0.0150	0.0156
Core	.0313	.0318	.0319	.0307	.0321	.0324	.0320	.0313
Clad	.0169	.0158	.0172	.0164	.0146	.0160	.0151	.0155
Gage	0.0634	0.0634	0.0637	0.0639	0.0620	0.0628	0.0621	0.0624

Section No. 5 (Random points across width)

Clad	0.0162	0.0171	0.0158	0.0141	0.0144	0.0167	0.0166	0.0155
Core	.0312	.0299	.0312	.0333	.0336	.0307	.0303	.0309
Clad	.0149	.0157	.0145	.0136	.0134	.0146	.0152	.0153
Gage	0.0623	0.0627	0.0615	0.0610	0.0614	0.0620	0.0621	0.0617

Section No. 6 (Random points along length thru defect area)

Clad	0.0170		0.0182		0.0162		0.0151	
Core	.0313		.0309		.0335		.0341	
Clad	.0147		.0142		.0134		.0135	
Gage	0.0630		0.0633		0.0631		0.0627	

Section No. 7 (Random points across width thru defect area)

Clad	0.0144	0.0137	0.0139	0.0128	0.0144	0.0137	0.0139	0.0128
Core	.0324	.0333	.0334	.0364	.0324	.0333	.0334	.0364
Clad	.0150	.0147	.0159	.0141	.0150	.0147	.0159	.0141
Gage	0.0618	0.0617	0.0632	0.0633	0.0618	0.0617	0.0632	0.0633

結果論になるが、両社とも高出力用の 20% 濃縮燃料要素を作製した経験が少なく、この検査基準を決めるときの判断が甘かったと考えられる。当時は inclusion の問題よりも U-Al 合金部や被覆の厚さが問題であった。TABLE 15 は X 線検査基準を決める際に対象となつた 3 枚の燃料板 (N-1-8, N-1-12, N-116) の不良箇所から 7 箇の試験片を切りとり実測をおこなった結果である。いずれも AMF 社の仕様に合致していることが判明したので、該当する X 線フィルムの程度では合格であるとの基準で以後の品質管理をおこなった (X 線検査基準となった X 線フィルムは原研に提出されていない)。後日、inclusion が問題になった時の両者のいい分は次のようにあった。まず M & C 社は、燃料要素の設計者であり仕様書の作製者でありかつまた inspector である AMF 社が承認した検査基準にしたがって製作した以上その検査基準に合格していれば仕様に合致したものではないかと主張した。一方、AMF 社は、この検査基準ならばよいだろうと M & C 社がすすめてきたからそれをそのまま承認したのであって、当時はその高密度部が金属ウランやウランカーバイドであることは不明であり、契約の免責条項である latent defect に該当する、とにかく仕様書には U-Al 合金と指定しているのであるから、製品は仕様に合致しないとの意見であった。

(7) 受取り検査と手直し

以上のように両社の見解は全く対立したのであるが原研としては別項に説明するように種々検討した結果たとえ欠陥があつても当面の炉運転計画には使用することが可能であるとの結論に達し、19 本の燃料要素を受取ることに決定した。Fig. 32 の写真は Inclu-

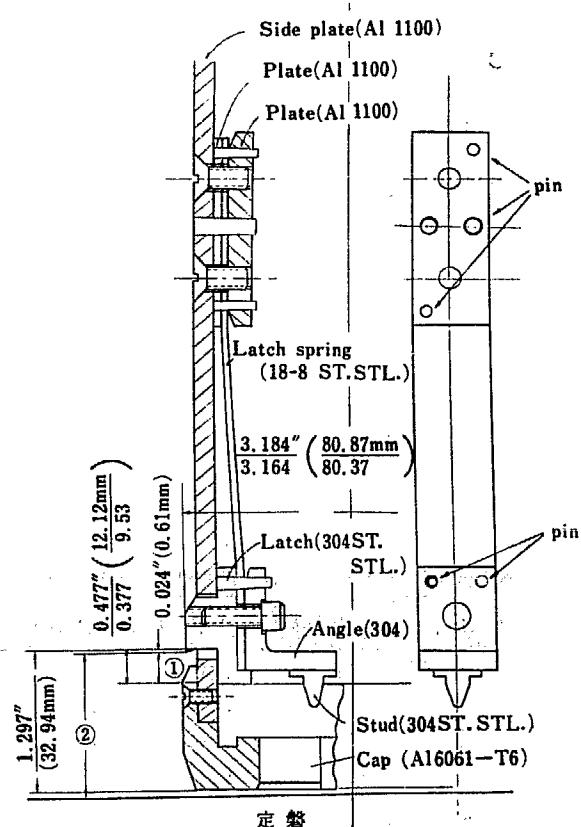


Fig. 33 Hold down mechanism.

sion 部のポジ写真で、いずれも最終的に受理され、実際に原子炉に装填された燃料板で、上図はもっとも程度の悪いもの、下図は中程度のものの例である。TABLE 16 は AMF 社による燃料板 X 線フィルム所見をまとめたものである。AMF 社は inclusion の大きさを定量的に区分けしているが、Fig. 32 の写真で分るとおり測定者の主觀によってその判定はかなり変わってくるもので、AMF 社は安全側に大きめに見積っている。

TABLE 16 Distribution of inclusions within elements

Number of plate having:
Inclusions wsth Max. dimensions:

Element Number	Radiographs Inspected	0.030" or less	0.031" to 0.050"	0.051" to 0.100"	Greater than 0.100	Streaks	Mottled Areas	No Defect	Reactor power recommended by AMF
1	17	2	1	4	-	-	2	8	200 kW
2	15	3	1	1	-	-	-	10	1
3	17	1	2	-	-	-	-	14	200
4	17	5	3	1	-	-	-	8	200
5	0	Scrapped				-	-	-	-
6	16	2	3	-	3	-	1	7	1
7	17	1	-	2	-	-	3	11	200
8	17	4	3	1	1	-	1	7	1
9	0	Scrapped				-	-	-	-
10	0	Scrapped				-	-	-	-
11	17	1	5	1	-	-	1	9	200
12	16	3	4	1	1	2	1	4	1
13	17	-	1	2	1	1	2	10	1
14	17	-	-	-	-	-	-	17	10000
15	16	1	3	2	-	-	4	6	1
16	17	5	1	1	-	-	-	10	200
17	16	1	2	1	1	-	3	8	1
18	15	3	3	-	-	-	-	9	1
19	17	1	-	1	-	-	-	15	200
20	17	1	1	2	2	-	1	10	1
21	17	-	-	2	-	-	1	14	200
22	17	-	-	-	1	-	-	16	1
Total	315	34	33	22	10	3	20	193	

また、面積のみ問題にして厚さを全く無視している。X線フィルムを仔細に観察すると、面積の大きいものは影が薄くしたがって厚みが薄いようである。

1960年8月、19本の燃料要素が原研に到着した。ここで再び寸法検査、保持機構の機能検査をおこなった。燃料交換用キャスクをもって燃料要素を原子炉に装填してみたところ次の諸欠点が判明した。

(i) ラッチが押し下げられ、その下端が側板の窓枠に接触してラッチが引込んだまま出なくなることがある。これは、Fig. 33 に示す構造から明らかのように、ラッチとスプリング、ならびにスプリングと側板はそれぞれバカ孔をとおしてネジ止めになっているため、スタッド部に燃料要素軸線方向の強い力が作用すると、ラッチと側板が相対運動をおこすからである。

(ii) ラッチが紙面と直角方向に移動する。これも Fig. 33 から明らかのように、ラッチ、アングル、スプリング、押板、側板はそれぞの間で相対的ズレを起す可能性がある。とくにラッチ、アングルおよびスプリングはただ1本のネジで押さえられているためこの可能性が強い。

(iii) 板バネがゆるみ、ラッチと側板との間に隙間が生ずる。

上記欠点をなくし、燃料要素の着脱を確実におこなわせるために手直し再調整をおこなった(不銹鋼製ピン打、Fig. 9)。手直しをおこなったのち、燃料交換用キャスクを用いて着脱の模擬実験を数回おこなってみたところ、ラッチの軸方向のズレは 1/100 mm 以下であり、かつ前記の諸欠点もみられぬようになった。調整結果は TABLE 17 にまとめてある。

2.3 JRR-2 第次燃料の問題点と安全性の検討

上述の燃料要素の検査結果からみると、問題と思われる点は inclusion の問題と機械的強度の問題である。後者については AMF 社における流動試験の結果からみると問題は少ないようと思われる。したがって第1次燃料の問題点は inclusion にしほられてしまう。この inclusion が純ウランかウランカーバイドであるは AMF 社 M & C 社で意見がくいちがっているが、筆者らの見解としてはおそらくウランカーバイドと考えられる。このため問題となるのは一つは局部的にウ

TABLE 17 Result of dimensional adjustment of hold down mechanism

Fuel No.	測定箇所 Capを下側にConcave側を手前にして立てたとき左側奥	①				②				平均	
		"	"	"	"	"	"	"	"		
標準	AMF 図面	左手前	右奥	右手前	左奥	左手前	右奥	右手前			
No. 1	調整前後	—	9.66	9.81	9.86	—	32.33	32.35	32.33	32.39	80.66
No. 2	調整前後	10.13	10.38	9.96	10.27	32.81	32.99	32.75	33.05	80.53	
No. 3	調整前後	9.77	9.82	9.77	9.67	32.41	32.41	32.37	32.41	80.70	
No. 4	調整前後	9.08	9.09	10.02	10.03	32.61	32.61	32.83	32.83	80.80	
No. 4	調整前後	9.90	9.90	9.44	9.62	32.41	32.39	32.37	32.41	80.82	
No. 6	調整前後	9.88	9.77	9.82	9.74	32.51	32.47	32.37	32.37	80.81	
No. 6	調整前後	10.15	9.95	10.13	9.97	32.65	32.89	32.71	32.51	80.75	
No. 7	調整前後	9.80	9.75	9.87	9.82	32.35	32.33	32.39	32.39	80.65	
No. 7	調整前後	9.80	10.00	9.67	9.66	32.37	32.37	32.37	32.35	80.84	
No. 8	調整前後	9.66	10.10	10.08	10.15	32.67	32.77	32.71	32.81	80.12	
No. 11	調整前後	9.82	9.84	9.69	10.17	32.39	32.29	32.11	32.71	80.56	
No. 12	調整前後	9.82	9.90	9.80	9.89	32.31	32.35	32.35	32.35	80.38	
No. 13	調整前後	9.81	10.25	10.41	10.45	32.81	33.05	32.93	33.05	80.70	
No. 13	調整前後	9.39	9.58	9.92	9.95	32.41	32.51	32.41	32.41	80.75	
No. 14	調整前後	9.79	10.18	9.73	9.90	—	32.37	32.37	32.37	80.75	
No. 14	調整前後	10.21	9.80	9.88	9.88	32.35	32.37	32.37	32.37	80.70	
No. 15	調整前後	9.85	9.75	9.97	9.93	32.33	32.39	32.33	32.33	80.85	
No. 16	調整前後	9.85	9.74	9.99	9.92	32.55	32.51	32.33	32.39	80.81	
No. 16	調整前後	9.76	10.23	10.53	10.40	32.85	32.95	33.16	33.13	80.90	
No. 17	調整前後	9.80	9.83	9.83	9.78	32.37	32.37	32.31	32.33	80.94	
No. 18	調整前後	9.88	10.38	10.35	10.58	32.43	32.41	32.41	32.41	80.25	
No. 19	調整前後	9.86	10.54	10.26	10.26	32.37	32.37	32.29	32.27	80.94	
No. 20	調整前後	9.86	9.83	9.43	9.39	32.37	32.45	32.31	32.31	80.80	
No. 21	調整前後	9.88	10.31	10.22	10.14	32.23	32.21	32.97	32.85	81.05	
No. 22	調整前後	9.88	9.88	10.02	9.91	32.35	32.31	32.41	32.37	80.85	
No. 22	調整前後	10.27	10.29	10.27	10.24	32.69	32.61	32.65	32.67	80.70	
No. 22	調整前後	9.88	9.88	10.02	9.91	32.35	32.41	32.27	32.29	80.73	

ラン含有量が大きくなるので原子炉を運転中局部的発熱による熱的な問題と、もう一つは inclusion の硬度が大きいのでロール中にアルミ被覆に亀裂を生じさせるとか、あるいはウランの場合 grain growth とかガス発生による Swelling などのためアルミ被覆に亀裂を生じ、内部の核分裂生成物を放出することである。このうちロール中の亀裂については燃料要素全数について沸騰水試験をおこなっているので問題は少ないと考えられる。

以下熱的な問題と核分裂生成物の放出の問題について、AMF 社ならびに筆者らの見解をのべることにする。

2.3.1 AMF 社の見解 AMF 社は昭和 35 年 11 月 JRR-2 燃料に関する報告を送付してきた。この報告の中に彼らの見解をのべているが、その結論をのべると次のとおりである。

(1) ウランアルミ合金中に含まれる inclusion をもっとも悪く考えて純ウランと考える。この直径が 100 mil 以下のものについては、ウランの厚さ 60 mil (ウランアルミ合金とアルミ被覆の厚さを加えたもの) の無限平板と仮定して、熱伝達の計算をする。ウランの発熱量は 45 重量% のウランアルミ合金の発熱量の 9.6 倍であり、かつまた厚さを 60 mil と 2 倍に考えているので、正常なる燃料板と同じ熱流束にするため

には熱出力は 1/19.2 に制限しなければならない。また、燃料要素の機械的強度に若干問題もあると思われる所以で主重水ポンプ台で冷却すると考えると

$$\frac{10000 \text{ (kW)}}{9.6 \times 2} \left(\frac{1}{2} \right)^{0.8} = 298 \text{ (kW)}$$

安全係数を 1.5 とすれば 100 mil 以下の inclusion をもつ燃料板でも 200 kW に出力を制限すべきである。

(2) 200 kW 1000 時間運転後、直径 100 mil、厚さ 50 mil の inclusion より核分裂生成物の全部が重水中に放出したとすると 5.25 キュリーである。この値は 10000 kW 運転停止直後の ^{16}N が減衰したものの重中の放射能の 1/3 にすぎないが、重中の放射能の減衰は核分裂生成物より早いので、停止後 8 時間では両者同じ程度となる。したがって核分裂生成物の最大許容放出量を 6 キュリーと考える。

(3) 100 mil より大きい直径の inclusion のある燃料板については、アルミ被覆全部がはがれて燃料板内の全核分裂生成物の 50% が重水中に放出されるものとし、このときの核分裂生成物の量を上記の 6 キュリーにおさえると運転可能な出力は 1 kW になる。

2.3.2 AMF 社見解に対応する燃料検査の結果の概要 さて AMF 社のおこなった X 線検査の結果よりみると直径 100 mil より大きい inclusion を含む燃料板は全部で 10 枚、燃料要素にして 7 本ある。すなわち TABLE 16 のとおりである。

しかし X 線フィルム上でのこの含有物の黒化度には差があり、含有物の厚さが相当違っていることを示している。とくに大きい含有物は黒化度の差が少なくうすいと推定される。この厚さは熱計算にしても、被覆破損のとき放出される核分裂生成物の量にしても、また被覆破損の起こる可能性にしても、非常に大きな影響をあたえるのであるが、AMF 社ではこの点について検討をおこなわず、アルミ被覆も含めた燃料板と同じ厚さという極端に厚い仮定をして 200 kW および 1 kW 運転という結論を出しているわけである。

Fuel No.	AMF	JAERI	Fuel No.	AMF	JAERI
1	200 kW	B	14	10000 kW	A
2	1	A	15	1	B
3	200	A	16	200	B
4	200	C	17	1	A
6	1	D	18	1	C
7	200	B	19	200	A
8	1	B	20	1	A
11	200	E	21	200	A
12	1	D	22	1	A
13	1	E			

フィルムの黒化度より inclusion の厚さを推定することはなかなかむずかしい問題であるが、これを考慮に入れて良好な順に ABCDE に分類してみると次のようになる。

2.3.3 JRR-2 燃料の熱的検討 AMF の計算では高い熱発生率の Inclusion が無限平板状に存在する場合を考えたため、燃料板中心温度は著しく過大に評価されている。実際には inclusion は局部的に存在するものであり、この部に発生した熱は最短距離を通じて直接燃料板表面へ放出されるものほかに、側面から周囲の部分へ伝導で逃げる量もかなりあるはずである。原研ではこの点に注目し、inclusion 部の大きさが局所的であることの影響を次のように形状を模型化し、安全側にたった仮定をおいて検討をおこなった。このくわしい報告は別報にゆずることとしここではその概略をのべる。高さ t 、半径 r なる円柱状の inclusion が、燃料板 U-Al 合金部の中央に位置しているとし、発生した熱量のうち上下両底面より放出される分と側面から放出される分との割合を計算し、大きさが有限であることの考慮をとり入れた場合の中心最高温度を推定してみた。Fig. 34 は inclusion を金属ウランおよびウランカーバイドと仮定したときに、inclusion 中心最高温度と冷却材温度との差が、inclusion がない正常な場合に比して幾倍 (R) になるかを示すものである。inclusion の半径 r を変動とし、厚さ t をパラ

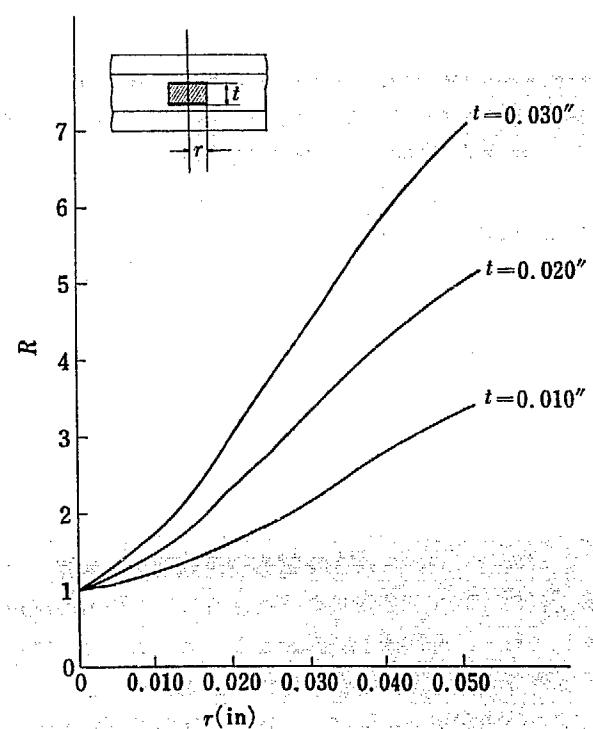


Fig. 34 Temperature rise factor of metallic U.

メータにとっている。いまかりに、直径 100 mil, 厚さ 20 mil の inclusion を想定すると（実際にはこのように大きなものは存在しないと判断される）、inclusion 部最高温度が inclusion がない場合の正常値を越えないという条件でウランの場合 2000 kW、ウランカーバイドの場合 2500 kW までだすことが可能である。もし、冷却循環ポンプを 1 台のみ使用するときはウラン鉱の場合 $2000 \text{ kW} \times (1/2)^{0.8} = 1200 \text{ kW}$ ウランカーバイドの場合 1500 kW まで許される。

2.3.4 被覆破損の機構について つぎにアルミ被覆破損について述べる。

AMF 社の報告では、熱的計算はむしろ従で、含有物の成分が不明であるからアルミ被覆破損の機構がもっとも問題であるとしている。その 1 つとして、ガス発生による swelling の問題がある。すなわち、AMF 社の報告では厚さ 50 mil、直径 100 mil の含有物はウランと考え、ウランは U-Al 合金とは違ってすべてのガスを放出するとすれば、200 kW で運転した場合、体積増加率が 1 日に 0.006% になるとし、その結果 2 か月に 1 mil だけ伸びるから問題であると報告している。しかしこれは検討の結果、数値計算の誤りで 1 か月に 0.1 mil の伸びにすぎない。とくに JRR-2 を 1000 kW で運転した場合の燃料板の表面温度はわずか 54°C、燃料板中心温度も 60°C 以下で、ガス放出をほとんど起こらないと思われる。

つぎに grain growth の問題がある。AMF 社の報告に使っている値は 1 % atom burnup 当り 350% grain growth を起こすという値で、これは単結晶で温度の高い場合の結果と考えられる。この値を用いると、200 kW 運転した場合 0.7%/day 伸びることになる。ところが、燃料板温度は上述のように低いので 1 % atom burnup 当り grain growth は 2~3% くらいに過ぎないと考えられ、かりにこの値の倍を見ても 1 日に 0.01% くらいしか伸びないことになる。筆者らがこの燃料を使って、かうに 1000 kW で 3 月から今年いっぱい動かしても、だいたい 100 MWD 程度であるから、含有物の伸びはせいぜい 0.1 mm くらいにしかならない。したがって、アルミニウム被覆破損の可能性は非常に少ない。

2.3.5 Inclusion よりの核分裂生成物の放射能 燃料要素についてはすでに述べたようにいろいろの試験をしており、沸騰水試験もおこなっているので、アルミ被覆破損がほとんど起こらないと考えている。しかし多くの燃料板の中には、これらの試験で発見されなかった亀裂が絶対にないとはいいきれないし、また上

述のアルミ被覆破損がおこる可能性が絶対ないとはいえないでの、ある程度核分裂生成物が出てきた場合の対策を検討しておく必要がある。

ここで含有物個 1 当りの核分裂生成物の放射能を考えてみよう。200 kW で 1000 時間運転した場合、直径 100 mil 厚さ 50 mil の含有物より生ずる核分裂生成物の量は 5.25 キュリーである。この値は 10 MW 運転停止後 ^{16}N が減衰した後の重水中の Al, Mg, Na などの放射能の 1/3 にすぎないが、停止 8 時間後では核分裂生成物の放射能の減衰が小さいので同じ程度になる。このため AMF 社の報告では 6 キュリーを重水中に放出されてもよい最大の量と考えたわけである。

上述のように 1 kW に出力を制限した場合に燃料板のアルミ被覆が全部はがれるというありそうもない極端な仮定をしているが、この 6 キュリーという許容量が 200 kW, 1 kW という出力制限の 1 つの論拠となっている。

TABLE 18 に AMF の仮定の場合と inclusion の厚さが U-Al 合金と同じ厚さの 30 mil とし 1000 kW 10 日連続運転の場合との核分裂生成物の放射能を示してある。

TABLE 18 Activity of fission products

	I (AMF の仮定)	II
1. inclusion の大きさ (mil)	$100\phi \times 50$	$100\phi \times 30$
2. 運転出力 (kW)	200	1000
3. 運転継続時間 (hr)	1000	240
4. 核分裂生成物の放射能原子炉停止直後で ^{16}N が (curie) 減衰したのち	5.25	.13.5
r (MeV/sec)	1.6×10^{11}	3.9×10^{11}
8 時間後(精製系なし) r	3.6×10^{10}	9.0×10^{10}
(精製系あり) r	1.1×10^{10}	2.7×10^{10}
18 時間後(精製系あり) r	0.2×10^{10}	0.5×10^{10}
5. 10000 kW 運転停止直後(curie)	17	
N^{13} が減衰したのちの background r (MeV/sec)		1×10^{12}
8 時間後 r (MeV/sec)		3.7×10^{10}

JRR-2 原子炉には重水系、ヘリウム系に精製系統を有しており、放射能の時間的減衰を無視しても、重水中の放射線レベルは 2 日で 1/100 くらいになる。また重水精製系の樹脂塔のシールドも 10 MW で設計されているので、たとえば 6 キュリー程度のものが樹脂塔で全部とられても、鉛のシールドのすぐ外側で 1 mR/hr 以下である。しかし樹脂の取替えなどを安全に操作することを考えると、時間的減衰もあるので、この 100 倍くらいは安全に処置できるものと思われる。また樹脂の交換能力については、この 10,000 倍以上も

TABLE 19 Additional detectors

装 置 名	対象とする核分裂生成物	予想する存在量	予想する計数	正常時に計数を与える核種	正常時の計数	検出感度**
ヘリウム系	GM Counter	Kr, Xe	0.16 μC	8000 cpm	^{41}A	1000 cpm
	Fission products precipitator	Cs, Sr	$2 \times 10^{-8} \mu\text{C}$	600 cpm	^{41}A	100 cpm
重水系	Ion chamber	I	$5 \times 10^{-4} \mu\text{C}/\text{cc}$	2000* cpm/hr	重水中の腐食性成物イオン	2000* cpm/hr
	Delayed neutron monitor	Br, I	$5 \times 10^{-4} \mu\text{C}/\text{cc}$	130 cps	D	1 cps

* 1 時間あたりの計数增加の割合

** 正常時の計数を 1 として、failure 発生時の計数の倍率

ありほとんど問題にならない。したがって 1,000 kW で運転中アルミ被覆破損が起り、直径 100 mil 厚さ 30 mil の含有物から核分裂生成物が全部放出されたとしても精製されるので、10,000 kW 運転停止後の重水中の放射能と同じ程度を許すとすれば、数個おこつて重水中に核分裂物質が出たとしても処理は因難な問題ではない。

つぎにガス状の核分裂生成物であるが、I は重水にとられるものも相当あるが、Xe, Kr などが He 系に放出されてくると思われる。Xe などについて簡単な吸着の実験もおこない、充分の処理能力を有する活性炭の精製系統を He 系統に追加設置した。また、重水系ヘリウム系ともに密閉回路で外部にもれ出る量はわずかである。いまかりに Xe, Kr などが全部もれ出たと仮定しても、上記のアルミ被覆破損 1 個あたり 1 キュリー程度で、10 MW 平常運転時の煙突より放出される A の量 1 日 13 キュリーに比して小さい値である。もちろんこの A の量も許容値の数十分の一である。既設の放射線モニタのほかに、破損燃料を早期に検出するため重水系ヘリウム系に高感度の検出装置を追加設置した。ANL の CP-5 でも 90% のウランを使っていて、核分裂生成物が重水中に出た経験があるようである。ただ、それから重水中、He 中へはいる量は非常にわずかなものであったようである。また、インドの CIR についての最近の報告では、相当大きく天然ウランのアルミ被覆が破損したけれども出力を 15,000 kW くらい上げたが、冷却水中ならびに空気中に出る量は非常に少なかったとのべている。筆者らもアルミ被覆破損はおそらく起らないと思うが、万一起っても上述のとおりこれに対する対策は充分考えたつもりであり、安全に処理できる予定である。

2.3.6 被覆破損検出のため付加した検出器 アルミ被覆破損による被害を防止するためには、なるべく早く破損検出をおこなう必要がある。JRR-2 にすでに付加した検出器ではいささか不充分なので、TABLE 19

TABLE 20 A list of JRR-2 nuclear characteristics

	反応度	備 考
1. 制御棒効果		
C ₁	-8.5%	燃料 19 本模擬燃料 5 本水平実験孔にはグラファイト
C ₂	-7.3"	垂直実験孔はボイド、中央
C ₃	-5.6"	実験孔には重水を入れた時
C ₄	-4.6"	の max の値
C ₅	-5.3"	
C ₆	-7.2"	
2. 上部反射体効果	-2.3%	上部反射体の重水を通常水位から 622 mm 下げた時、これは燃料ミート上 6 小時に相当
3. 熱遮蔽水効果	-1.37%	熱遮蔽水の軽水を通常水位から 1930 mm 下げた場合
4. 燃料要素の反応度		
第 1 リング (4 A)	2.05%	燃料 18 本の時この位置に燃料を追加する場合
第 2 " (1 B)	1.34"	
第 3 " (5 C)	1.36"	
5. 模擬燃料の反応度		
6C の位置	-0.12%	この位置に模擬燃料を追加する場合
1C	-0.09"	
6D	-0.08"	
5D	-0.22"	
6. 鉛シャッター効果	0.026%	鉛シャッターを上下した時燃料 19 本
7. ポラル・カーテン効果	0.005%	ポラル・カーテンを上下した時燃料 19 本
8. 温度係数	%/°C	
30°C の時	0.033	
40°C "	0.036"	
9. 実験孔の効果		
HT-1(4"S)	0.19%	
HT-2(7½'L)	0.70"	
HT-5(11")	1.24"	
HT-6(4'L)	0.17"	
HT-7(6"S)	0.12"	
HT-8(4'L)	0.07"	
HT-9(6"S)	0.09"	
HT-10(6'L)	0.15"	
HT-11(7½",S)	0.14"	
HT-14(11")	0.94"	
HT-15(4"S)	0.11"	
HT-3-13	0.10"	
HT-4-12	0.29"	
VT-4	0.06"	
VT-9	0.09"	
VT-1	2.33"	重水注入の場合

の検出器を付加し万全を期することとした。

また、1000 kW 運転の際の計数と 1000 mil ϕ × 30 mil 厚の inclusion が cladding failure を起した場合

に検出装置内で予想される核分裂生成物の量およびこれによる予想される計数は TABLE 19 のようになる。

2.4 JRR-2 の出力上昇

JRR-2 が臨界に到達した 10 月 1 日以降、炉の特性の測定をおこなったが、その詳細については別報にゆることとし、そのうち原子炉の反応度に関係ある測定値は TABLE 20 のとおりである。

さて、JRR-2 は原子炉の性能として燃料に問題がない場合に、炉自体が 10 MW で運転し充分な実験ができる反応度をもつかどうかという問題がある。臨界実験の結果、燃料要素 15 本で臨界になったが、そのときの超過反応度と中央実験孔の補正をすると、臨界量は燃料要素にして 14 本 ^{235}U にして約 2.5 kg である。燃料要素 1 本当りの等価反応度などは TABLE 20 に示すとおりであって、現在 19 本でも 7 % の超過反応度があり、24 本全部入れた場合の超過反応度は 13 ~ 14 % と推定される。またこの炉を 10,000 kW で動かすに必要な反応度の計算値は、TABLE 21 に示すとおり 8.7 % である。実際の測定値から推定すると、このうちの温度上昇とか、燃料の燃焼についての反応度は、これよりはわずか大きくなる。Xe は少しく小さいと予想され、だいたい 9 ~ 10 % くらいあれば 10,000 kW で必要な反応度を持つことになる。したがって、20 % 濃縮の燃料を用いても、実験に約 4 % の反応度をふりむけることができる。二次燃料として現在 90 % 濃縮のものを交渉中であり、これが入手可能となればさらに 5 % くらいの反応の増加が可能となり、この炉を用いた実験の自由度が非常に増加することが期待される。

このような推定のもとに JRR-2 の静特性および動特性の測定を終了した 3 月上旬から出力上昇試験に着手した。これに関しては別の報告にくわしくのべてあるが、3 月 22 日 1000 kW に到達、以降 8 月中旬までに 370,000 kWh の運転をおこない良好な結果を得

TABLE 21 Excess reactivity at power operation

運転出力	10 MW	1 MW
1. Xe-135	3.56%	2.47%
2. Sm-149	0.83	0.83
3. 温度上昇	0.79	0.2
4. 燃料の burn-up ⁽¹⁾ と Xe, Sm 以外の FP の poison	3.5	1.75 ⁽²⁾
Total	8.68	5.25

1) ただし 4 項は運転の当初は必要でない。

2) 130 MWD の burn-up を仮定した。

ている。大きな問題ではないが、その後発生し解決した主な問題としては、上部遮蔽体と炉体との隙間よりの放射線の漏洩、制御棒の補修取替えなどがある。また、重水系ヘリウム系に設置した破損燃料検出器の指示の傾向およびヘリウム、重水中の放射性核種の分析の結果からみて、核分裂生成物によると思われるものは全く検出されていない。（神原、島宗記）

参考文献

- 1) D. S. BILLINGTON : International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, A/CONF. 8/P/744, "Radiation Damage in Reactor Materials"
- 2) W. C. FRANCIS : Transactions of the American Nuclear Society, 1959 Annual Meeting, Vol. 2, No. 1 June 1959. Session No. 6, "Progress Report on Fuel Element Development Studies at the MTR"
- 3) M. H. BARTS : Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, A/CONF. 15/P/1878, "Performance of Metals During Six Years Service in the MTR"
- 4) M. B. REYNOLDS : Nuclear Science and Engineering, Vol. 3, No. 4, April 1958. "Fission Gas Behavior in the U-Al System"
- 5) IDO-16394, MTR Quarterly Progress Report, Second Quarter, 1957.

AMF ATOMICS
140 Greenwich Avenue Greenwich, Connecticut

SPECIFICATIONS FOR FUEL ELEMENTS FOR
10 MW HEAVY WATER RESEARCH
REACTOR JRR-II

October 4, 1957
January 9, 1959-FE-RR-2g
June 26, 1959-FE-RR-2h
July 10, 1959
January 6, 1960
February 1, 1960

TABLE OF CONTENTS

- I General
 - II Performance Guarantee
 - III Drawing List
 - IV Special Conditions
- Appendix A : Purchase Specification

I GENERAL

Fuel elements used in the 10 MW Heavy Water Research Reactor shall be of the MTR-type and shall conform to AMF Purchase Specification FE-RR-2h, included herein as Appendix A. They shall be fabricated in accordance with the AMF drawings listed in Section III, and shall be guaranteed by the fabricator as stated in the Performance Guarantee. The Performance Guarantee conforms with the AMF-JAERI Contractual fuel guarantee clause which guarantees the initial loading of fuel element assemblies, including spares, to operate for a total of 300 MW-days or for 180 days from the time the reactor is first brought to criticality, whichever occurs first. The Performance Guarantee is included herein under Section II.

II PERFORMANCE GUARANTEE

The fuel manufacturer guarantees that not more than six of the fuel assemblies delivered will suffer cladding failures attributable to corrosion, erosion, or radiation damage during 180 days from the time of criticality, provided that the following conditions are not exceeded:

	Sustained Conditions*	Surge Conditions**
Coolant pH	5 to 8	5 to 8
Coolant resistivity, ohm-cm, min.	10^6	10^6
Coolant velocity, ft./sec., min.	16.3	16.3
" max.	30	30
Coolant bulk temperature, °F max.	133	139
Cladding temp. (surface), °F max.	257	280
Heat flux, Btu/ft. 2/hr. max.	600,000	783,000
Burn-up, % ^{235}U max.	20	20

In the event the fuel assemblies are exposed to water before reaching criticality, the pH and resistivity of this water must be within the above limits. If such pre-critical exposure to water exceeds 10 days, such excess will be deducted from the 180-day limit of the guarantee. The coolant pH and resistivity value must be measured and recorded at least hourly while the fuel is in the reactor and at least daily while it is in wet storage.

The manufacturer agrees to supply without charge replacements for any of the original thirty fuel assemblies that do not meet this guarantee, i. e., for any excess over the six elements permitted to have cladding failures by the guarantee. The manufacturer will pay also for all expenses in delivering these replacements to the receiving point if Japan specified by the Japan Atomic Energy Research Institute.

All obligations under this guarantee will terminate one year from the date of receipt of the fuel assemblies at the delivery point.

In the event a claim is made under this guarantee, M & C Nuclear will be given access to all reactor operating records and an opportunity to inspect the reactor.

* Hot Spot peak specified to allow for sustained 11.5 MW operation due to calibration errors.

** Hot Spok peak specified to allow for temporary surge to 15 MW due to transient plus calibration errors.

III DRAWING LIST

The fuel elements are to be fabricated in general accordance with the design, dimensions and specifications included in the following AMF drawings:

Drawing No.	Title
89-21-E-7294-C	Fuel Element Assembly
89-21-C-7144-C	Cap
89-21-C-7145-D	Side Plate-LH
89-21-B-7146-B	Inner Fuel Plate
89-21-B-7147-B	Outer Fuel Plate
89-21-A-7148	Cam Follower Assembly
89-21-A-7149	Stub
89-21-A-7150-A	Angle
89-21-A-7151-A	Latch
89-21-B-7152-A	Latch Spring
89-21-B-7153-B	Plate
89-21-D-7154-C	Transition
89-21-C-7155-C	Nozzle
89-21-A-7156-C	Compression Spring
89-21-C-7159-D	Side Plate-RH
89-21-A-7460-A	Plate

Any deviations from the dimensions and materials specified in these drawings must be approved in writing by AMT ATOMICS. The methods of fabrication are the sole responsibility of the fuel fabricator and at his discretion.

IV SPECIAL CONDITIONS

For paragraph 3.4 of Purchase Specification FE-RR-2h a radiograph will be required of each Fuel Plate accepted for assembly into a Fuel Element.

AMF ATOMICS

Greenwich, Connecticut

PURCHASE SPECIFICATION FE-RR-2h**1. SCOPE**

This specification defines and lists the critical requirements for Fuel Elements which are made up of several individual aluminum clad Fuel Plates containing an aluminum base uranium fuel alloy. These Fuel Elements will be used in nuclear reactors which are to be employed for research and educational purposes. The reactors may use either heavy or light water as coolant and will have a maximum metal temperature of 280°F. In addition to meeting the critical requirements enumerated below, it is expected the supplier will take any precaution that he deems necessary during manufacture to insure satisfactory dry storage and service performance of the assemblies or parts of assemblies.

2. METHOD OF MANUFACTURE

2.1 Individual Fuel Plates shall be made by encasing a fuel filler of an aluminum-uranium alloy within an aluminum cladding in a manner which will insure complete bonding between the fuel and the cladding and complete cladding integrity.

2.2 A Fuel Element shall be made by combining the necessary number of plates and end fittings into an assembly which is held together by mechanical means and is suitable for immediate in-pile insertion in the reactor. The detailed method of mechanical fastening shall be approved in advance by the purchaser.

2.3 The number of live and/or dummy Fuel Plates shall be in accordance with the Purchase Order and designated drawings.

2.4 There shall be no change in the materials or process of manufacture from beginning to end of an order or between successive orders without prior approval of the purchaser.

3. CRITICAL REQUIREMENTS**3.1 Fuel Alloys**

The alloy used for the fuel material shall be a binary alloy of aluminum and uranium. A ternary alloy containing up to 3 w/o silicon may be used, if the prescribed loading, in terms of grams of ^{235}U and the isotopic enrichment of uranium, will require alloy to contain in excess of 20 w/o uranium.

3.2 Raw Materials

3.2.1 Aluminum for filler alloy shall be 99.3% pure aluminum.

3.2.2 Aluminum for cladding shall be 1100 or grades of higher purity. (ASTM-B209-55T Grade 990A) In those cases where the composition of the fuel alloy requires a stronger cladding material for mechanical compatibility during hot rolling, 6061 (ASTM-B209-55T Grade GS11A) or 5050 may be used. These alloys also are permissible for use in making "picture

frame" components.

3.2.3 Aluminum for the end fittings shall be 356-T7 castings or shall be machined from 6061 solid bar stock.

3.2.4 Fissionable material for fuel shall be as reported by the Atomic Energy Commission for purity and isotopic analysis.

3.2.5 The boron in the aluminum used for fuel alloy and for cladding shall be reported as ppm (for information purposes only).

3.3 Fissionable Materials

3.3.1 The amount of uranium contained within each Fuel Element shall be adjusted in terms of the isotopic assay of the uranium raw materials so as to give the necessary weight of ^{235}U as specified on the designated drawing. In addition, the amount of fissionable material in any individual Fuel Plate shall not differ more than plus or minus 3% from the amount in any other Fuel Plate in the same Fuel Element. The sampling plan used to establish the amount of fissionable material in an element shall be approved in advance by the purchaser.

3.3.2 The enriched uranium furnished shall be used by the supplier as efficiently as possible. The supplier shall notify the purchaser should the irrecoverable scrap generated in manufacture make it impossible to complete the order from the material for which the purchaser obtained allocation.

3.4 Location of Fuel Filler

Location of the fuel filler within a completed Fuel Plate in terms of the prescribed drawing shall be verified by fluoroscopic examination or by suitable beta gage scanning of the full length of each plate. If beta gage scanning is used, the equipment and procedure shall be approved in advance by the purchaser. In addition, one randomly selected plate from each heat shall be radiographed to give a permanent record of homogeneity and fuel location. In some cases a radiograph of each plate will be required and so stipulated on the purchase order. All radiographs shall become the property of the purchaser.

3.5 Dimensions

All dimensions shall be in accordance with the prescribed drawings as specified in the purchase order.

3.6 Bonding of Cladding and Fuel

Complete bonding between cladding and fuel of individual fuel plates shall be verified by a short time "blister" test consisting of heating the completed plates to 900°F for 30 minutes at temperature and examining the plates immediately after removal from the furnace. Plates exhibiting raised or blistered areas while hot shall be rejected. Blistered areas on rejected plates shall be marked while hot with a suitable crayon. In the case of the flat plate elements, acceptable plates shall be cold rolled to finish size by a thickness reduction of at least 5%.

3.7 Marking

3.7.1 Each Fuel Plate manufactured shall be assigned a serial number at the time it is assembled for rolling. This number shall be marked on the plate and carried forward in all subsequent processing steps. This number shall be shown on the list of accepted plates and on the reference drawing as required by paragraph 3.8.1.c.

3.7.2 Each Fuel Element or Dummy Element shall be engraved on both side plates, in letters at least 2" high, with a serial number as specified by the purchaser. The depth of engraving shall be 0.003 inch to 0.005 inch and shall be clear and legible.

3.8 Records and Reports

3.8.1 Four certified test reports shall be furnished for each order, giving the following information:

- a. Chemical analysis of each heat of fuel alloy and the calculated value of the ^{235}U content per plate and per element as required by 3.3.1.
- b. Chemical analysis of all other major materials used in the fabrication of the element.
- c. Complete reference drawing of each element detailing the internal dimensions and giving the serial number of the element. (See Paragraph 3.8.1d) These drawings shall show the location of each plate with its associated heat and rolling identification and the total quantity of ^{235}U in each element.
- d. Inspection records of all dimensional measurements. (Forms similar to MTR form WC-R-100a and 102 may be used.) If dimensions are within tolerance, they need not be recorded individually.
- e. A statement that the elements have been manufactured in accordance with and do, in fact, meet the specification.

3.8.2 Radiographs as required by 3.4.

3.8.3 A five-gram sample from each heat of core material.

3.8.4 Record of plates passing Magnagage test or photomicrographs as required in 3.11.

3.8.5 Serial numbers of all acceptable plates as required by 3.7.1.

3.8.7 Samples to show depth of anodizing as required by 3.9.1,

3.9 Cleanliness and Corrosion Resistance

In order to avoid any hazard of contaminating the reactor coolant water and also to verify that the surfaces of Fuel Elements do not contain imperfections which could adversely affect service performance, each Fuel Element shall be treated in the following manner:

3.9.1 Fuel Plates and Side Plates which have been checked for surface contamination and found to have less than 10 micrograms of uranium per square foot shall be electrolytically anodized immediately prior to assembly. Depth of anodizing shall be 0.0005 in. minimum. Anodized parts shall be handled only with white, lint-free gloves. Suitable samples to verify the depth of anodizing shall be submitted to the purchase.

3.9.2 After anodizing, but before assembly, all parts shall be closely examined for the presence of any imperfection which could be indicative of poor service performance; e.g., bond line attack on fuel plates. If the supplier so desires, workmanship standards which have previously been aged upon may be used as a basis for inspection.

3.9.3 If the method of mechanical assembly requires use of a lubricant, the method of cleaning to remove lubricant after assembly shall be approved in advance by the purchaser.

3.9.4 Immediately following inspection a sufficient amount of desiccant suitably contained in porous bags shall be placed in the end fittings of each fuel element and the element placed in a polyethylene bag. The material for the polyethylene bag shall be at least 0.010 in. thick.

The bag shall then be twice evacuated and backfilled with dry nitrogen after which the bag shall be closed by heat sealing the open joint.

3.10 Scratches and Marks

Scratches, pits, or other marks on the heat transfer surfaces shall be 0.003 in. maximum in depth as determined by a suitable optical depth gage.

3.11 Cladding Thickness

In order to verify that the cladding is sufficiently thick to adequately protect the fuel from corrosion and also to retain fission products, Magnagage measurements shall be made of cladding thickness at each end of the fuel portion of each plate on both surfaces. Minimum thickness shall be 0.010 in. Go no-go type of inspection may be used provided an adequate record is kept of each plate inspected.

A suitable set of standards shall be maintained in order to calibrate the Magnagage at frequent intervals with respect to the thickness being measured. As an alternate, one randomly selected plate from each heat shall be destructively tested. Two small longitudinal samples from each end of the plate shall be suitably prepared and examined microscopically to establish the actual thickness of cladding covering the end of the fuel filler. Cladding thickness less than 0.010 in. shall be cause for rejection. A photomicrograph shall be made of each specimen and given to the purchaser.

4. INSPECTION

Inspection shall be at the place of manufacture. Fuel Plates and Fuel Elements inspected and accepted, but which are subsequently found to be not in accordance with the specification, are subject to rejection. During and after manufacture the supplier shall afford the purchaser's representative reasonable access to the plant and records to establish that Fuel Elements or Dummy Elements have been manufactured in accordance with and do, in fact, meet the requirements of this specification.

5. PACKING AND MARKING

The method of packing and marking, whether for overseas or domestic shipment, shall be as stipulated on the order. All packing shall be for safe shipment in accordance with existing Atomic Energy Commission and other Federal regulations. The method of packing shall insure integrity of the polyethylene bag in which the fuel element has been sealed. For certain types of elements it will be necessary to insert strips of plastic or other suitable non-contaminating material between plates in order to maintain proper spacing during shipment.

6. CUSTOMER LICENSE PROVISION

In some instances the reactor owner must make application for a Special Nuclear Materials License. The supplier shall notify the purchaser or purchaser representative at least 2 months prior to shipment of the crating and shipping procedures to be employed.

7. SAFETY AND AEC APPROVAL

Nothing in these specifications shall absolve the supplier of his responsibility for good workmanship, safe manufacturing, suitable inspection procedures, proper and adequate health physics, and security control in complete compliance with U.S. AEC regulations.

8. REQUEST FOR WAIVER

It is expected that only Fuel Elements which have been fully inspected by the supplier and found to be in accordance with this specification will be submitted to the purchaser for inspection. In those cases where elements are known by the supplier not to be in strict accordance with the specification, but where there is good reason to expect satisfactory service performance from the elements, the supplier should in advance submit in writing a request for a waiver of the appropriate requirement. This request should clearly state the extent of deviation from the specification and the reason why the supplier is requesting acceptance.

The purchaser will make every effort to expeditious review and approve or disapprove of all waivers submitted. At the time of inspection the purchaser's inspector can be expected to closely scrutinise all elements for which a waiver has been granted in order to verify that the facts pertaining to the waiver are in accordance with the request.

3. JRR-2 第1次出力上昇試験

要　　旨

この報告書は JRR-2 の第1次出力上昇試験ならびに 1,000 kW 連続運転について記したものである。JRR-2 は出力 10,000 kW に設計されたものであるが、第1次装荷燃料には問題があったため、第1次の出力上昇は 1,000 kW とした。試験は昭和 36 年 3 月 6 日に開始し 3 月 22 日に 1,000 kW に到達した。以後 8 月末まで 370,000 kWh の運転をおこなったが良好な動作を示している。

1st power-up test for JRR-2

Abstract

JRR-2 (Japan Research Reactor No. 2) is a 10,000 kW heavy water moderated and cooled, CP-5 type heterogeneous reactor fabricated by American Machine & Foundry Co. at Tokai Laboratory of JAERI. 1st power-up for JRR-2 was started Mar. 6 '61 and attained to 1,000 kW on 22 Mar. By the end of Aug. JRR-2 was operated 370,000 kWh with good conditions.

3.1 緒　言

JRR-2 は昭和 35 年 10 月 1 日臨界に到達して以来、約 5か月間制御棒の較正、中性子束分布の測定、熱出力の較正、上部反射体効果、燃料の反応度、実験孔の反応度、反応度の温度係数など各種の特性測定を実施してきた。これらの実験中の熱出力はきわめて低く、数 10 ワット程度であった。炉に挿入した燃料に問題がありまた AMF 社の要請もあったので、熱出力としては 12 月 27 日に 1 kW の運転を約 30 分間実施したのが最高であった。

昭和 36 年 3 月から 4 月にかけて出力上昇試験をすることに決定して、2 月から各種系統機器類の点検検査をして、出力上昇試験にそなえた。燃料は 1 本ずつ炉外に取出して肉眼で点検した。この方法の点検は臨界以来 3 度目であったが、前回に比べて特に悪い点はなく腐食もほとんどみられなかった。この点検の場合の放射線量率は表面で最高 100 mr/hr 程度であった。

制御棒も 1 本ずつ取出し点検をした。さらに出力上昇にあたっては、万一燃料が破損し核分裂生成物が重水あるいはヘリウムガス中に出た場合に、なるべくすみやかに発見でき得るように重水系およびヘリウム系に破損燃料検出装置を追加した。もちろん、重水、ヘリウムガス、軽水は定期的にサンプリングして分析する。万一燃料が破損し核分裂生成物が出た場合には上記の破損燃料検出装置で検知されるが、破損燃料を知

るために特殊の燃料プラグを作成して炉上面から燃料上部の重水をサンプリングできるようにした。1 MW 運転の場合には、重水系は主重水ポンプ DP-1 1 台を運転することになる。したがって、主重水ポンプの他の 1 台 DP-2 および熱交換器 DE-2 は当分の間使用しないことになるので、熱交換器の二次系の水はおとして乾燥窒素ガスをつめて腐食が進行しないようとした。ただし、この系統の重水は死水になるので炉の停止時に DP-2 を運転して重水がよごれないよう注意した。また、主重水ポンプを運転すると、3,000 gpm の流量があるので、ダミー・エルのラッチが万一はずれると、自重が軽いので浮上してしまうおそれがある。よって燃料プラグとの間に特に製作したスペーサーを挿入してラッチがはずれても浮上しないようにした。

今まででは熱出力が低かったので炉外およびポンプ室にもほとんど放射線が出なかつたので炉の遮蔽が充分であるかどうかは確認ができなかつたが、出力が上昇してくれば測定が可能なので各出力レベルで炉体側面上面ならびにポンプ室、フワンルームなどの放射線分布とくわしく測定することにした。特に遮蔽の不充分な箇所があれば、遮蔽を追加して次の出力レベルに進むようにした。

出力上昇試験では臨界実験と同じように研究炉管理部の JRR-2 管理課、技術研究室、技術部の工務課の人たちで特にグループを編成して実施した。また、米

国アルゴンヌ国立研究所の CP-5 原子炉に長く従事しているスティーブンス氏をまねいて、種々の忠告を聞いた。

以上のような準備をして 3 月 6 日より試験を開始して 3 月 22 日 1,000 kW の出力に到達した。

3.2 出力上昇試験の準備

3.2.1 制御系 JRR-2 の制御系は 10 MW 運転に適するように設計されているので、低出力の場合には測定器の追加およびスクラムの設定点の変更が必要となる。まず炉の起動に際しての計測器としては臨界実験およびその後の実験に使用したスタート・アップ・チャネルを使用した。中性子源および計数管は炉が臨界に到達したら引きぬいて、炉の停止後再び挿入した。スクラム回路は出力 100 kW までと 100 kW 以上の時と運転するポンプが違うのでそれぞれ TABLE 22 にみられるよう設定した。表中の○印のある “DP-4 failure” と “重水バルブ DV-5 が開いている時” の

TABLE 22 Scram circuit

Scram circuit	Less than 100 kW	Over 100 kW
DP-1 failure	Bypass	Operate
DP-2 failure	Bypass	Bypass
D ₂ O flow	Bypass	Operate
○ DP-4 failure	Operate	Bypass
Remove top plate	Bypass	Bypass
Log less than 0.002%	Bypass	Bypass
○ DV-5 open	Operate	Operate

3 つのスクラム回路を追加した。前者は 100 kW 以下の運転時において運転する重水緊急停止ポンプ DP-4 が停止した時スクラムする回路、後者は重水バルブ DV-5 が開いて重水系が自然循環の回路をつくった時にスクラムする回路である。

他のスクラム回路は通常どおり働かせた。アラームは特に変更するものはなかったが、エーリア・モニターは一応 1 mr/hr にアラームを設定した。ただし、重水モニターはどの程度になるか不明なので一応 1 mr/hr として出力上昇をおこなってから考慮することにした。

3.2.2 冷却系 冷却系は低出力の場合は相当数のポンプを停止して炉を運転することになる。一応出力 100 kW 以下の場合と 100 kW 以上の場合を区別し TABLE 23 のように運転することにした。ちょうど出力上昇試験時は冬季で重水温度は低く、10°C 以下で起動する場合もあったので、かなりの重水の温度上昇を許容し得たので二次系のポンプの運転は重水温度の上

TABLE 23 Pump and blower

	Less than 100 kW	Over 100 kW
D ₂ O system		
Main D ₂ O pump DP-1	Stop	Operate
Main D ₂ O pump DP-2	"	Stop
Auxiliary D ₂ O pump DP-3	Operate	Operate
Emergency shutdown pump DP-4	"	Stop
Eductor	"	Operate
He system		
Blower	Operate	Operate
H ₂ O system		
Main pump PP-1	Operate	Operate
Irradiated air system		
Blower	Operate	Operate
2ndry cooling system		
Auxiliary pump	Operate	Pumps are operated according to D ₂ O temp.
other pumps	Stop	

昇のようすをみて主ポンプを運転したり、必要によってはファンも運転させることにした。

3.2.3 破損燃料検出装置¹¹⁾ JRR-2 の一次装荷燃料がインクルージョンをもっている燃料板があるのでホット・スポットができアルミニウム被覆が破れ、核分裂生成物が重水中に出てくるおそれがあると考えられるので、万一被覆が破れた場合すみやかに発見できるように前にのべた破損燃料検出装置を追加した。重水系にはすでに重水モニターとしてイオン・チェンバー、重水イオン交換樹脂塔に設置されている NaI シンチレーション計数管で重水の放射線量率を測定するようになっているが、このほかにイオン交換分離塔および遅発中性子計数管を追加した。イオン交換分離塔は重水サンプリング配管の一部に陽陰両イオン交換樹脂塔を設置し、アルミニウムの腐食などで重水中にある不純物の陽イオンを除いたのち、陰イオンとなる核分裂生成物を集積させて NaI シンチレーション計数管で検出する。これを連続に記録してまず定常の状態をつかみ、異常を検知する*. 遅発中性子計数管はイオン交換分離塔と並列に設置した軽水減速型の遅発中性子計数管で検出する**。燃料から核分裂生成物が出た場合に、この中には気体状のものもあるので当然ヘリウムガス中にも出ることが予想される。よって、ヘリウム系にも計数箱と核分裂生成物沈積箱を追加し

* 通常の運転の場合この陽陰両イオン交換樹脂塔の表面線量率の割合は、陽対陰が 8:1 で陽イオン交換樹脂塔内の核種は²⁴Al, ²⁴Mg, ²⁴Na で陰イオン交換樹脂塔内の核種には³⁶Cl, ⁵⁶Mn などが見出された。

** 1000 kW 運転時のこの計数管のバックグラウンドは 1 cps 程度でもし 100 mil² × 50 mil の燃料被覆破損が生じた場合にはこの 100 倍以上の計数があると計算されている。

た。計数箱はヘリウム純化装置への配管からバイパスをとり、ヘリウムを流してその中に含まれる核分裂生成物からのベータ線を GM 計数管により検査する*. 核分裂生成物沈積箱は計数箱と並列に設置して Kr および Xe の崩壊生成物である固体状の Rb および Cs をステンレス製のワイヤーに沈積させ、これからのベータ線をプラスティック・シンチレーション計数管で検査する**。以上の4個の検出器を追加して燃料破損の検出に万全を期した。

3.2.4 実験孔 出力上昇試験の際の実験孔の状態は、臨界実験ならびにそれに続いた特性試験の時と同様にした。すなわち、水平実験孔にはグラファイトを入れ、水平実験孔はボイドにした。中央実験孔には重水を入れ、これを時々サンプリングして濃度、不純物などを調べた。計数管は炉の起動時に必要な BF_3 を1チャネル残しただけであとは取り去った。水平実験孔のグラファイトには、熱電対を取付けて出力上昇時の温度上昇を連続記録することにした。

3.2.5 重水・軽水・ヘリウムガス⁴⁾⁵⁾ 重水は毎日、濃度、電気伝導度、PD その他を測定しているがほとんど変化はなく良好な状態にあったが、精製系の流量が幾分低下しているのがみられたのでフィルターを交換した。出力上昇時には定期の検査の他にウラニウムのマイクロ・アナリシスを実施することにした。軽水系も同様フィルターの交換をした。臨界後各種の特性試験を実施するためにプラグを抜く場合が多くだったので、空気をヘリウムで置換していくなかった。出力を上昇すれば、被照射空気の放射化が多くなるのでこの点でもヘリウムガスを入れねばならない。ヘリウムガスの置換は、まずヘリウム系の配管の一部からヘリウムガスを挿入して他端からバージュする方法を取り、ヘリウム・ガスピーベ 7本で空気を追出した。これでヘリウム系のヘリウム濃度が 90% 以上になったことをガスクロマトグラフにより知り、つづいてヘリウム純化装置によってヘリウムを純化した。ヘリウムの純化は時間と労力をかければ 95% 程度には割合簡単にすることができた。ヘリウムの濃度はアルゴンの CP-5 の運転でも 85% 程度以上なので充分と思われた。

* この計数管の計測数はパックグラウンドは 40 cpm 程度であるが 1000 kW 運転時にはヘリウム系中に残っている空気中のアルゴンのために 1000 cpm くらいになるが、この値では一定になるので核分裂生成物が出れば検知されると考えられる。

** このパックグラウンドは 2 cpm 程度であるが 1000 kW 運転時には ^{41}A が少量もれてくるためか 75 cpm くらいになってしまい、また、ヘリウムガス中の重水蒸気がわざわざしているようである。現在この点について改修中である。

3.2.6 中性子源とスタート・アップ・チャネル

中性子源は出力上昇試験までは中央実験孔に挿入してあったが、中央実験孔には重水が入れてあるので出し入れに不便なので垂直実験孔の 1つ VT-6 に入れた。したがって、スタート・アップ・チャネルの BF_3 チャネルは垂直実験孔 VT-2 に移した。炉の起動に際して出力 1 W で臨界にして中性子源も BF_3 対数管も引き出してプラグをし炉の停止後再び力との位置にもどすこととした。100 kWh 運転後にはこれらを挿入する必要がなくなった。

3.3 出力上昇試験

3.3.1 出力上昇試験の計画 出力上昇に際しては、不測の事態が生ずることがあるかもしれないで充分余裕をとって出力レベルをすこしづつ上げてはようすをみて次のレベルへ進む方針をとった。まず 3 月 6 日からの週は 10 kW, 100 kW と上げて, 200 kW まで、次の週は 500 kW 程度、3 週目で目標の 1,000 kW 到達したいと考えた。この目標 1,000 kW は現在炉に挿入されている燃料を考慮して得た値である²⁾³⁾。その後出力を落して各出力レベルである程度の連続運転して各種のデータをとり 4 月下旬には原子力局の立合試験を受ける計画で実施した。

3.3.2 出力上昇試験 3 月 6 日出力上昇試験の開始の日は、原子炉の点検後、起動し 1 W で中性子源、 BF_3 計数管を引き出し 30 W, 100 W, 500 W, 1 kW と慎重に出力レベルを上げてはようすをみて 10 kW まで実施した。ちょうど寒い時期なので重水温度は低く、15°C 前後であった。この日の記録を Fig. 35 に示してあるが重水の電気伝導度が著しく増大した。この主な原因是燃料表面の汚れなどによるものと思われる。翌 7 日は前日と同様に臨界から 10 kW までさらに 25 kW, 50 kW にして 100 kW まで上昇させた。この時の重水の電気伝導度ならびに重水モニターの記録を Fig. 36 に示してある。電気伝導度は前日に比べて減少した。重水モニターは重水系のサンプル・ラインの一部に重水の蛇管があり、この中に置かれたイオン・チェンバーで測定する。設計では重水が炉心からここまで到達するのに 60 秒以上を要することになっているが、実際はもっと早いようであった。そのため重水中のアクティビティの ^{28}Al , ^{24}Na , ^{27}Mg などのほかに半減期の短い ^{16}N が相当量含まれているので放射線量率が大きく出た。よって蛇管を通る流量を調節して ^{16}N を少なくした。3 月 8 日は 100 kW から 150 kW, 200 kW と上昇させた。この時の重水

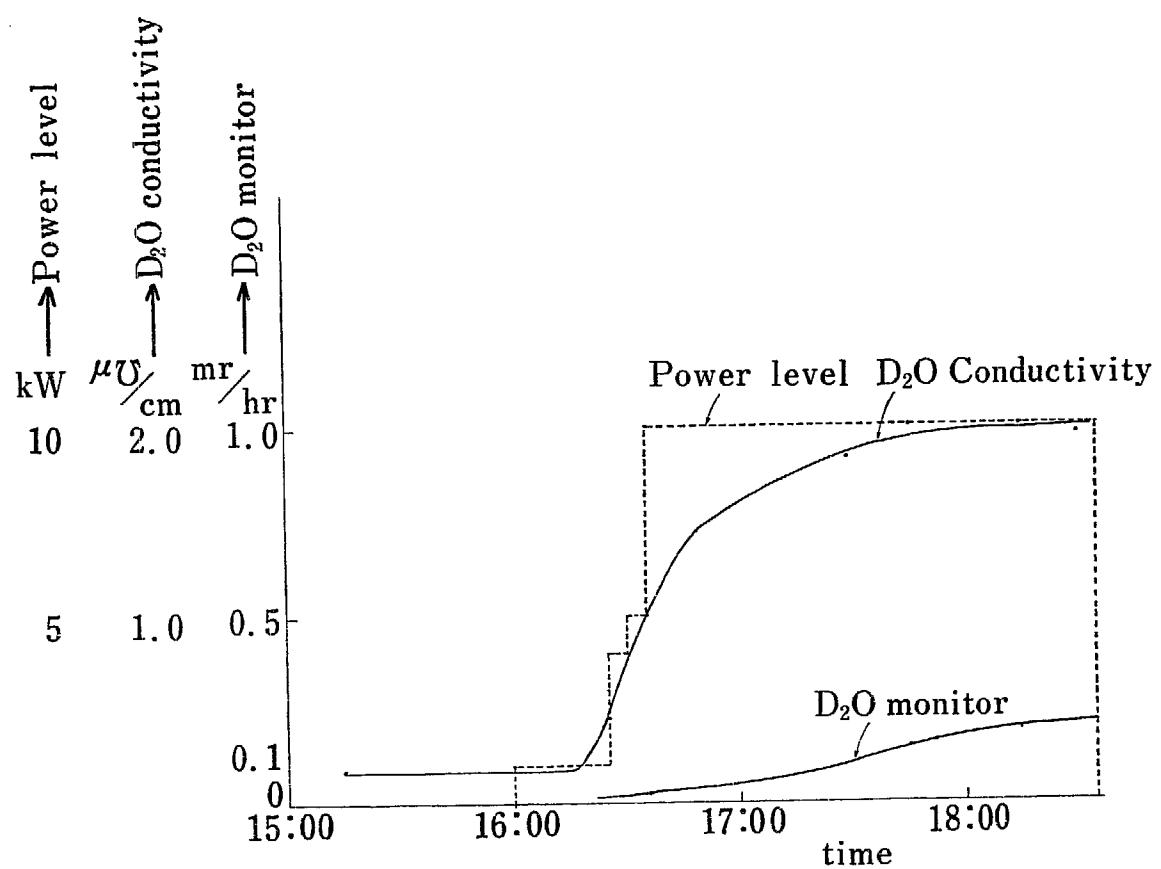


Fig. 35 10 kW power-up test (Mar. 6, '61)

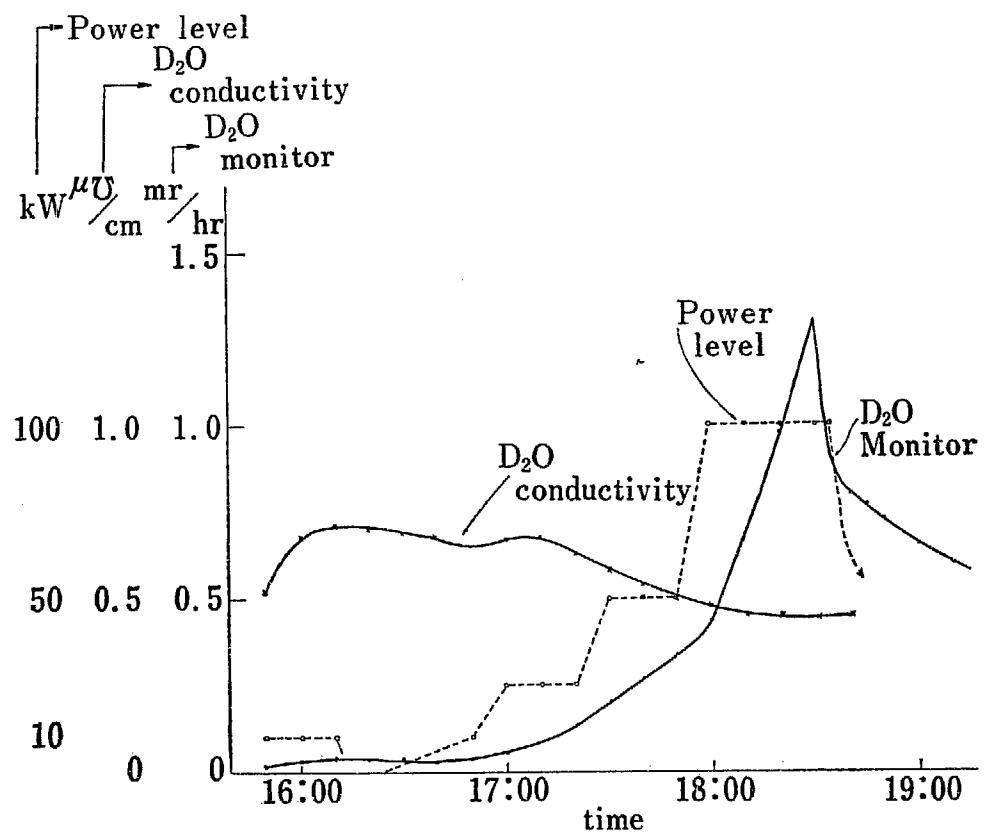


Fig. 36 100 kW power-up test (Mar. 7, '61)

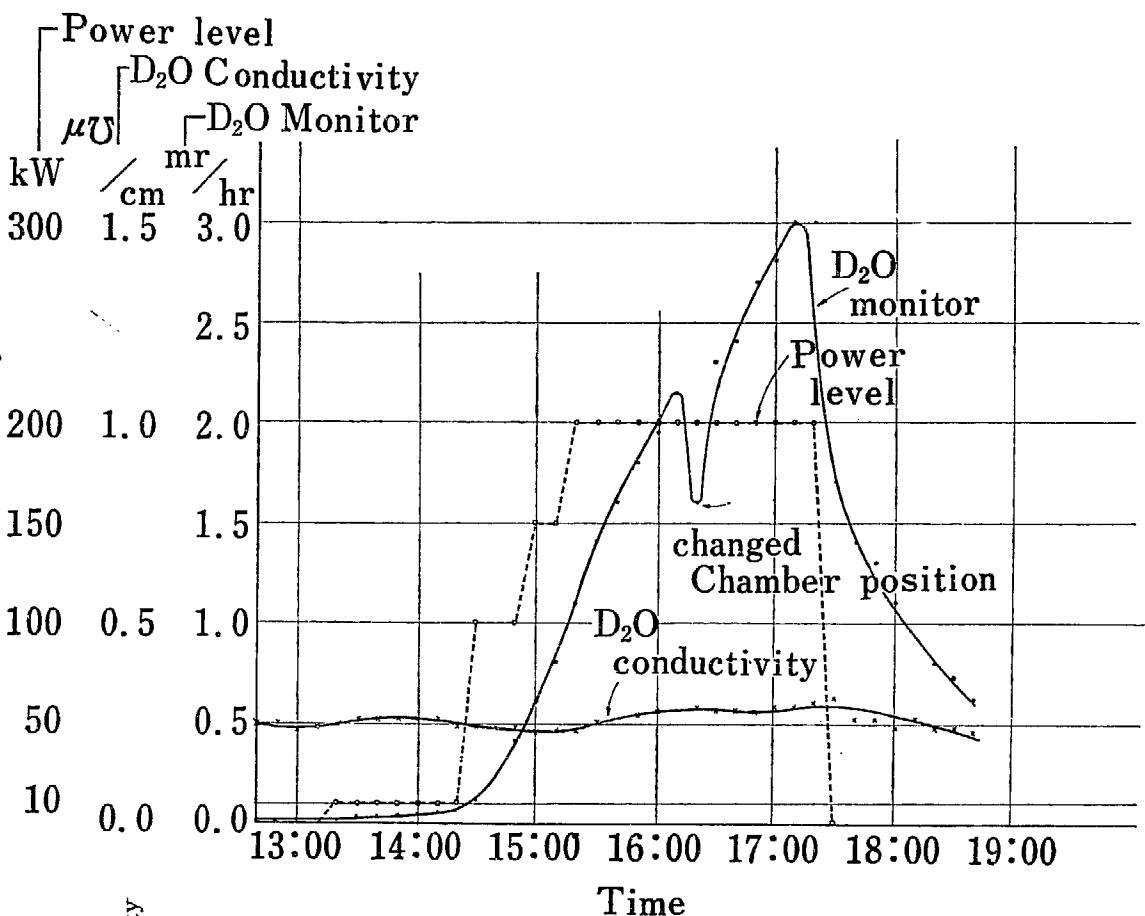


Fig. 37 200 kW power-up test (Mar. 8, '61)

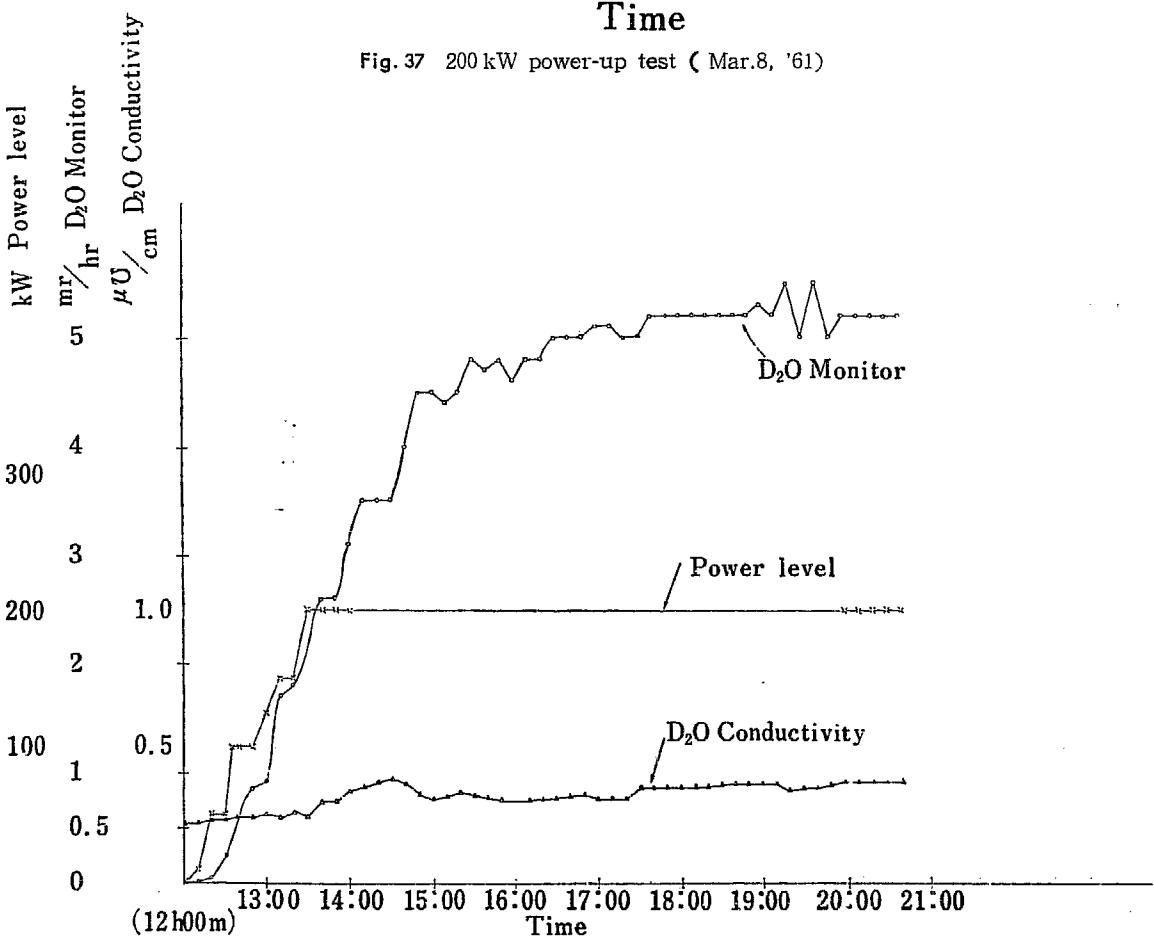


Fig. 38 200 kW 8.5 hrs operation (Mar. 9, '61)

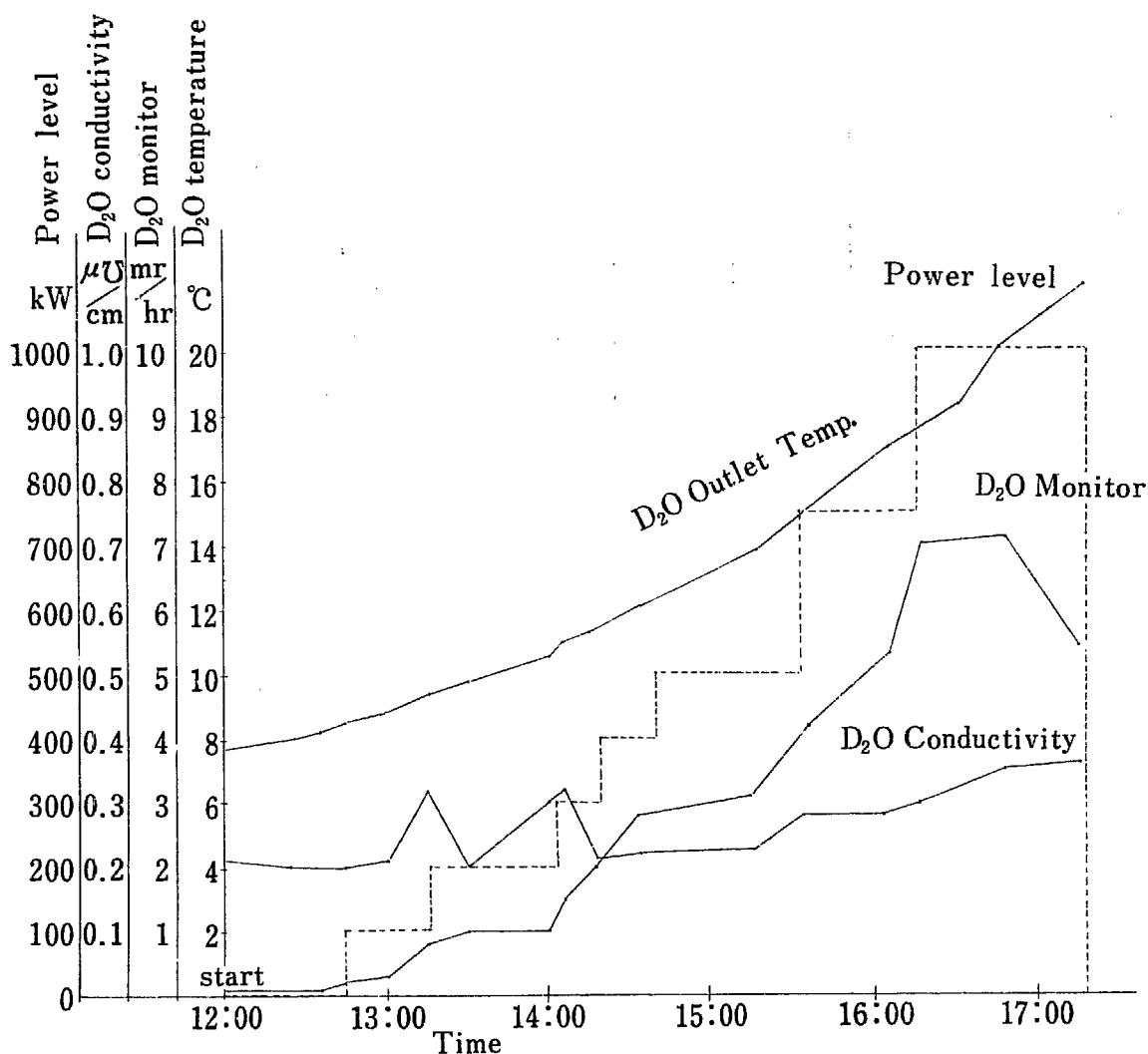


Fig. 39 100 kW power-up test (Mar.32, '61)

電気伝導度、重水モニターの記録を Fig. 37 に示してある。重水モニターは途中でチェンバーの位置を変更した。JRR-2 の重水系には精製系をもっており、一部をつねに精製しているが、重水中のアルミニウムその他の不純物は完全にフィルターやイオン交換樹脂塔でとり去れないで重水の放射線量率がより以上に大きくなつたと思われる。3月9日には 200 kW で 8.5 時間の連続運転を実施した。その時の測定結果を Fig. 38 に示してある。この図で見られるように重水の電気伝導度、重水モニターの測定値はほぼ一定に落着いているのが見られる。

第1週は予定どおり 200 kWまでの出力上昇に成功して第2週にかかった。第2週は3月13日再び 200 kW 運転を実施して様子を見たが前週の値とほとんど相違がなかった。3月14日には 500 kW、15日には 750 kW、16日には予定より早く 950 kW まで出力上昇した。第3週目の3月22日待望の 1,000 kW

出力上昇に成功した。この時の測定値を Fig. 39 に示してある。この日の重水温度はきわめて低く、起動時には 8°C でなるべく重水温度を上昇させたいと考え二次系は循環ポンプ 1 台のみを運転し、ブースター・ポンプ、冷却用ファンは運転しなかった。そのために重水温度の急激な上昇がみられる。重水電気伝導度、重水モニターの測定値も一定の値に落着いてゆくのがみられる。以上で一応予定の出力 1,000 kW 運転に成功したのでその後重水流量を少なくして 200 kW、300 kW の連続運転をおこない、重水出口入口温度差による熱出力をみると燃料に対する熱的の等価試験を実施した。4月20日、21日の両日 1,000 kW 24 時間連続運転の原子力局立合の試験をおこなって 1,000 kW 運転の使用許可を得た。

3.3.3 熱的等価試験 JRR-2 の重水系の循環ポンプは 125 馬力の主重水ポンプ 2 台と 5 馬力の緊急停止ポンプの 1 台である。主重水ポンプを 1 台運転すると

TABLE 24 Thermal equivalent test

Power level	Operated time	Thermal equivalent power level with coolant temp increase	Thermal equivalent power level with temp increase of center and surface of fuel
100 kW	10 hrs	3.1 MW	1.7 MW
200 kW	32 hrs	6.2 MW	3.4 MW
300 kW	25 hrs	9.3 MW	5.1 MW
400 kW	1.5 hrs	12.4 MW	6.8 MW
500 kW	1 hr	15.5 MW	8.5 MW

重水が炉心をとおる間の温度上昇、燃料板表面温度、燃料板中心温度と出力と流量とは次の関係がある。表は燃料 19 本、量水流量 200 GPM Hot channel factor を 1 にとった場合の等価出力をあらわしたものである。

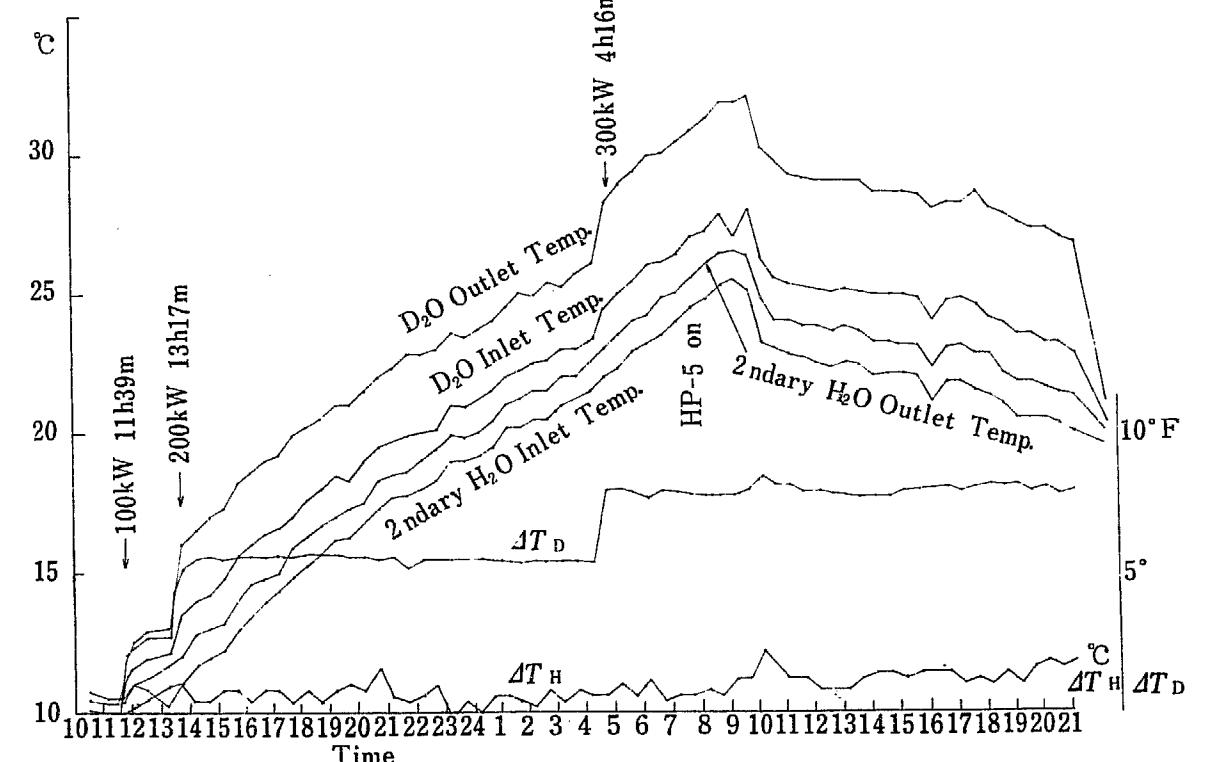


Fig. 40 200 kW 15 hrs, 300 kW 17 hrs operation (Apr. 5 and 6, '61)

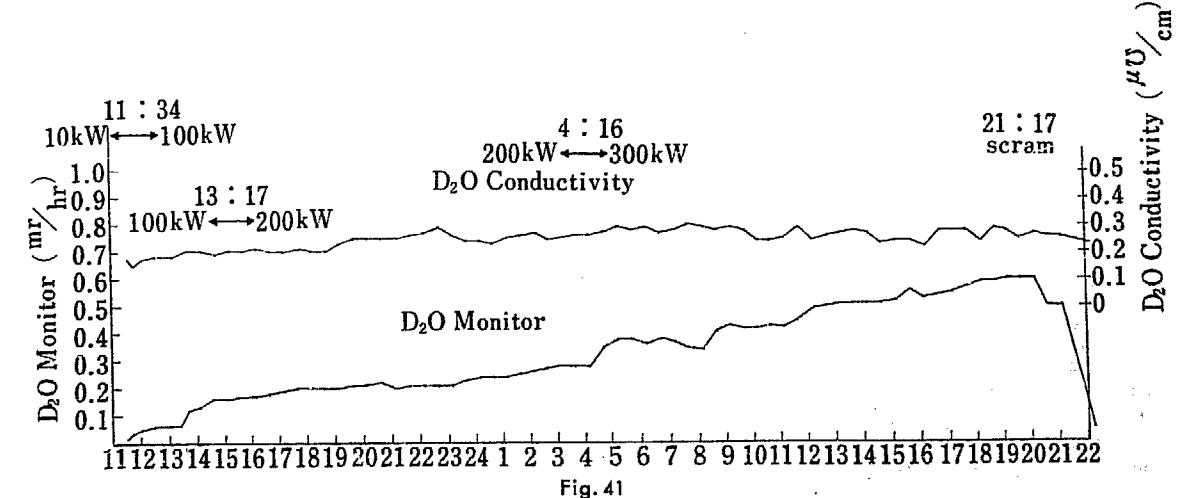


Fig. 41

1. Coolant の温度上昇 $\Delta T_w = \text{const} \frac{(\text{出力})}{(\text{流量})}$
2. (燃料板の表面温度) - (coolant の温度) = ΔT_s

$$\Delta T_s = \frac{Q_a}{h} = \text{const} \cdot \frac{Q}{R^{0.8} P^{0.4}} = \text{const} \frac{(\text{出力})}{(\text{流量})^{0.8}}$$
3. (燃料板中心温度) - (coolant の温度) = ΔT_c

$$\Delta T_c = Q_a \left(\frac{b-a}{k_c} + \frac{1}{h} \right) + \frac{Q_{a^2}}{2 k}$$

 $= \text{const} (\text{出力}) + \text{const} \frac{(\text{出力})}{(\text{流量})^{0.8}}$

重水の流量は 3,000 gpm で緊急停止ポンプの場合は 200 gpm と 1/15 に減少してしまう。主重水ポンプ 1 台を運転すると出力 1,000 kW でも重水出口、入口の温度差は 2°F 以下であって、温度差からの出力の較正も誤差が大きくなる。よって流量を減じて出力を数百 kW にするとこの温度差は大きくなる。一方この

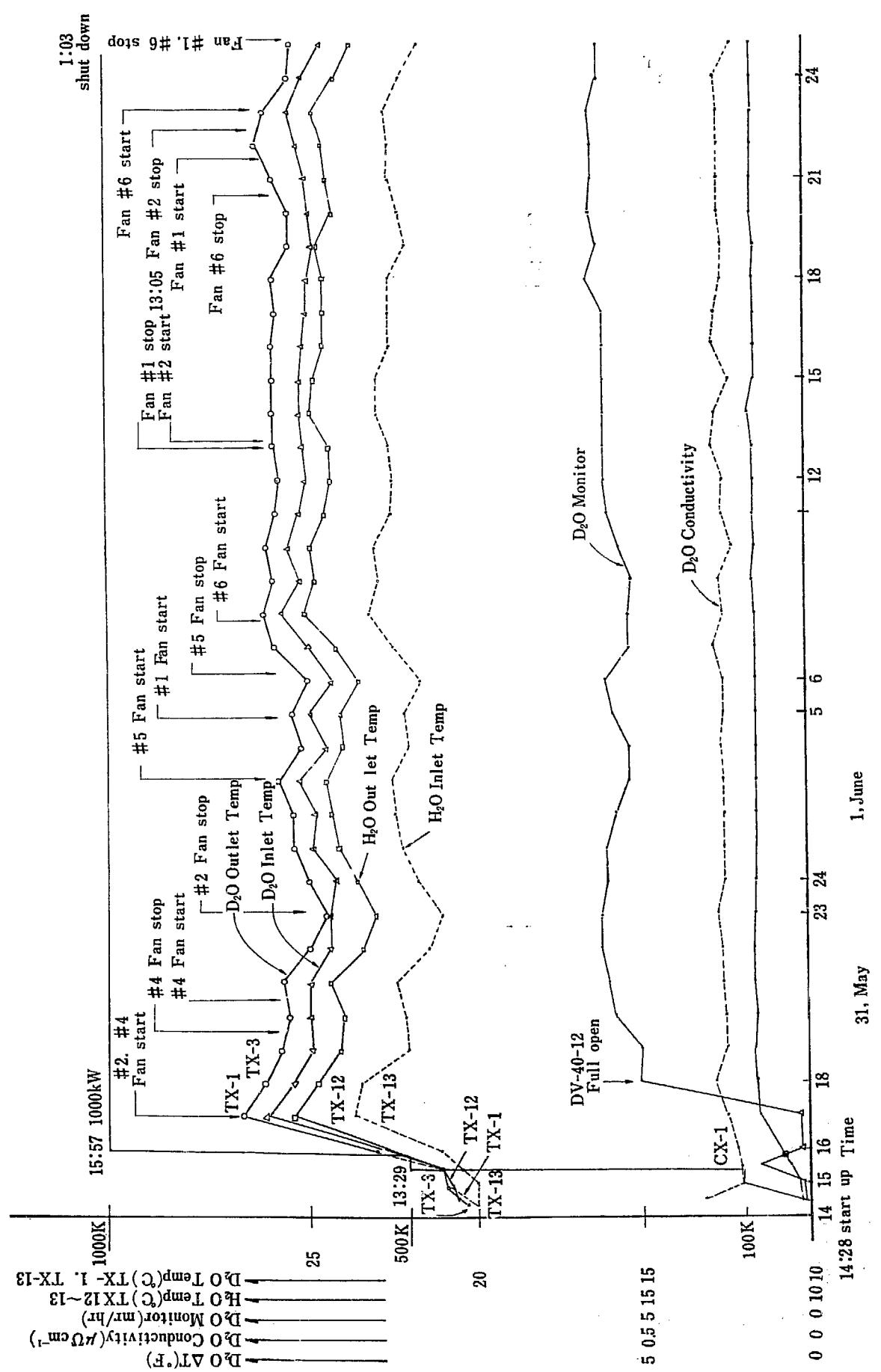


Fig. 42 1000 kW 33 hrs operation (May 31 and Jun. 2.)

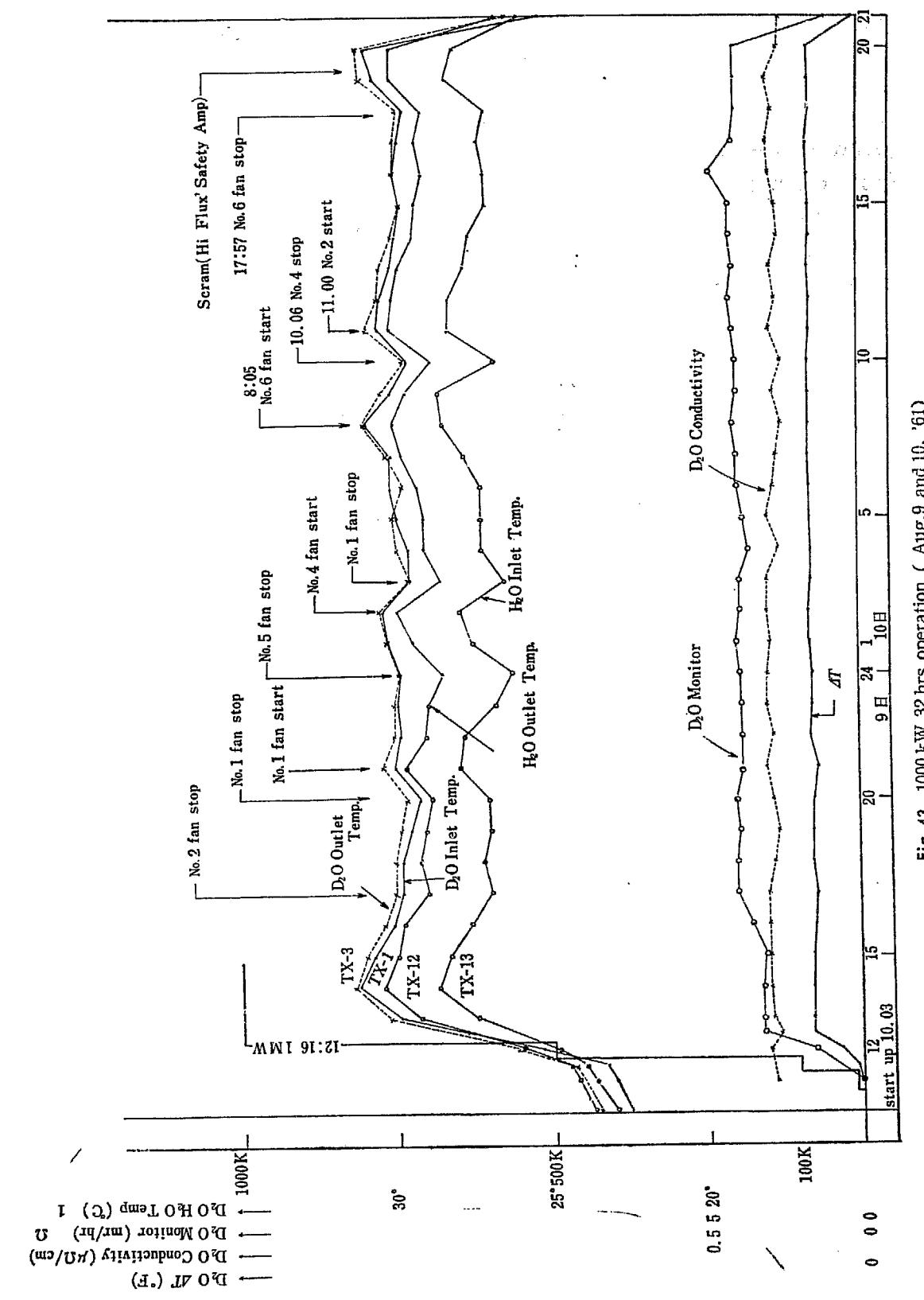


Fig. 43 1000 kW 32 hrs operation (Aug.9 and 10, '61)

ことは熱的に見て燃料が高出力で運転した場合と同じような温度上昇を示すことになる。緊急停止ポンプのみを運転した場合の等価出力ならびに運転時間を TABLE 24 に示してある。このうち 200 kW, 300 kW の運転時間が長いのは 4月5日, 6日の 200 kW 15時間, 300 kW 17時間連続運転が含まれている。この時の記録を Fig. 40, 41 に示してある。重水温度が 32°C になった時にブースター・ポンプを運転してそれ以上上昇するのをとめた。重水の出力、入口の温度差は 8°F、軽水の出口、入口の温度差は 1.1°F であった。温度差からの出力は 280 ないし 290 kW と計算された。以上の熱的等価試験中もその後に実施した試験でも燃料被覆が破損したと思われるようなことはなかった。

3.4 1,000 kW 連続運転

3.4.1 1,000 kW 連続運転 原子力局の立合試験を実施後 1,000 kW で 30 時間程度の連続運転を 8月中旬までに 10 回実施し 8月末の総出力量の合計は約 370,000 kWh であった。この中の記録の例を Fig. 42 および Fig. 43 に示してある。重水温度を 25°C あるいは 30°C 付近に一定にたもつために冷却塔のファンを運転したり停止したりした。重水温度を 42°C まで上げた運転も実施した。またこの期間中は JRR-2 の利用の準備として試料の照射試験ならびに設置されて

いる実験装置による実験も実施された。

3.4.2 クセノンの蓄積 低出力運転の場合は、制御棒の位置は重水温度が一定ならばほとんど同じ位置で臨界となる。高出力運転の場合には重水温度による他に燃料中のクセノンの蓄積が起り反応度の変化が加わる。この反応度がどれくらいあるかを知ることは運転上必要である。さらに炉を停止するとクセノンの蓄積が進む、最高値を経て減じてゆくことが知られている。このクセノンの蓄積の飽和値、ならびに炉停止後の模様を知るために、5月31日から6月1日まで 1,000 kW で 33 時間連続運転をした後炉をいったん停止させ、ふたたび 10 kW で 15 時間運転してクセノンの蓄積の模様をみた。この時の記録を Fig. 44 に示してある。

3.4.3 実験孔内のグラファイト、重水の温度上昇

原子炉の出力を上昇すれば、実験孔内に挿入したものが γ 線を受けて温度が上昇する。これは実験孔内に実験装置や照射試料を挿入する場合にも当然問題になる。よって出力上昇試験時に水平実験孔内に入れたグラファイトの内 HT-6(径 4" Long), HT-7(6" Short) HT-2(7.5" Long), HT-5(11" Long) の 4 つの中心点 3箇所の温度上昇を測定した。その後測定を繰り返した結果 HT-6, HT-7 では 25°C, HT-2 では 85°C HT-5 では 110°C の温度上昇が見られた。その記録を Fig. 45 に示してある。出力が 1,000 kW に達し

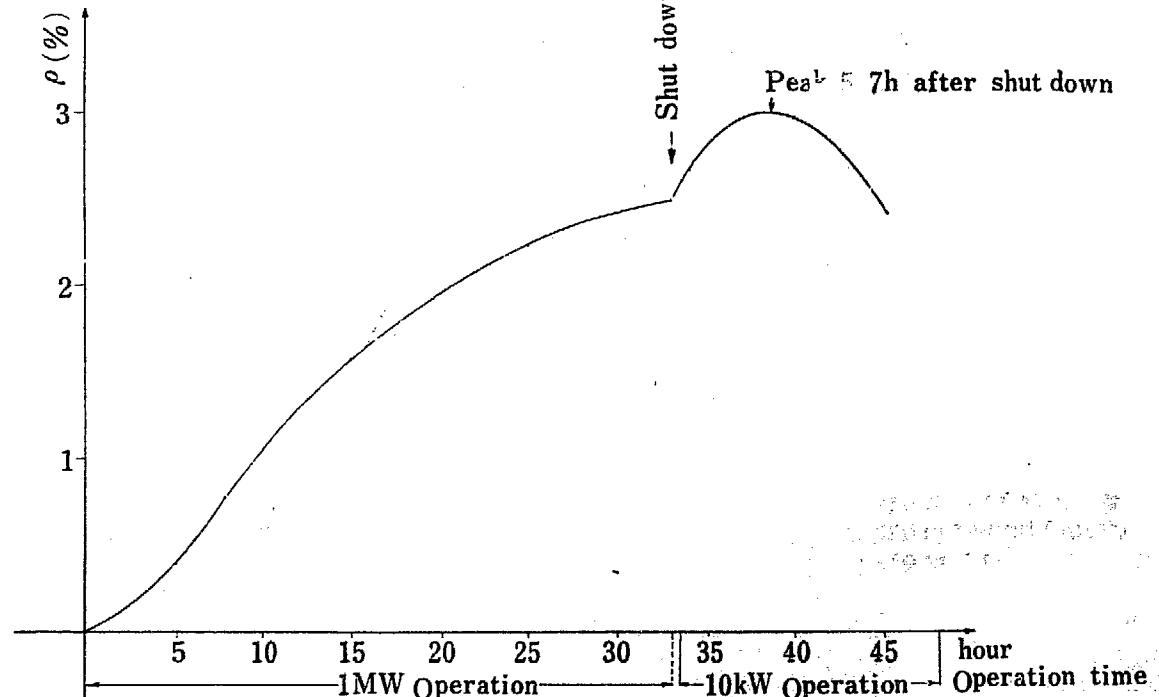


Fig. 44 ^{135}Xe Poison build up curve.

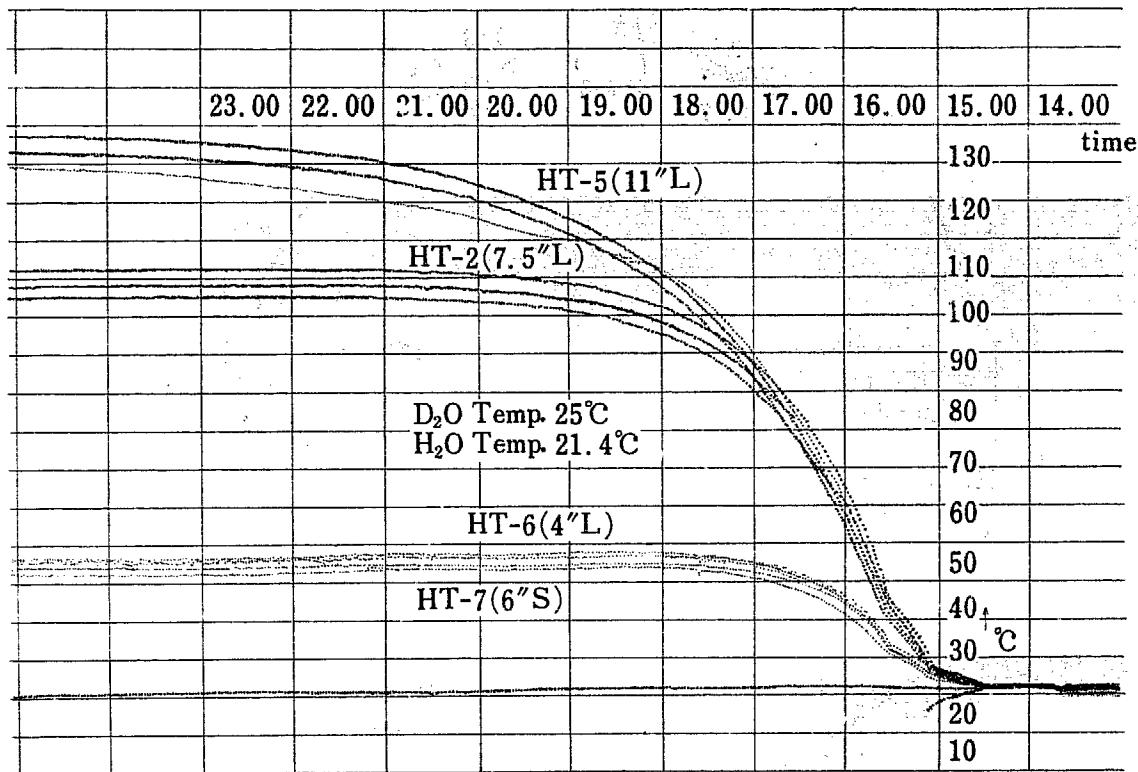


Fig. 45 Temp increase of graphite in beam tube at 1000 kW operation.

てから大きな径のものでも 8~9 時間で飽和している。もっともこの温度の上昇はグラファイトの支持の方法などでかなり相違するものと考えるが、この場合には発熱量は 0.013 W/g となった。中央実験孔内の重水の温度上昇も測定したが、重水温度は炉心内の重水温度とほとんど相違なかった。水平実験孔内に挿入した実験装置の温度の測定を実施したが、温度上昇は 30°C 以下であった。

3.4.4 重水およびヘリウムガス⁴⁾⁵⁾ JRR-2 の重水は昭和 35 年 9 月に注入してから約半年の間上部ヘリウムガスを入れなかったが濃度，“PD”など考えていたよりずっと影響を受けなかった。重水の濃度は現在 99.70 mol % で “PD” は 7.1~5.7 であった。運転時における重水の放射線量率は前に出ている運転記録にあるが、¹⁶N を多く含んでいるポンプ室内の重水主配管の表面の放射線量率は 1,000 kW 運転時に 2.5 r/hr 程度を示した。この値はアルゴンスの CP-5 の値に比べて半分程度で重水がかなりきれいであると考えられる。重水中の放線能は ¹⁶N のほか Al など炉の構造機からできる核種以外は見出されていない。1,000 kW ではトリチウムもごく少量で 100 μc/l 以下で蒸気は検知されていない。ポンプの運転中シール部から少し重水の漏洩があるが、これは全部回収しているが濃度はほとんどおちていない。回収量は今まで

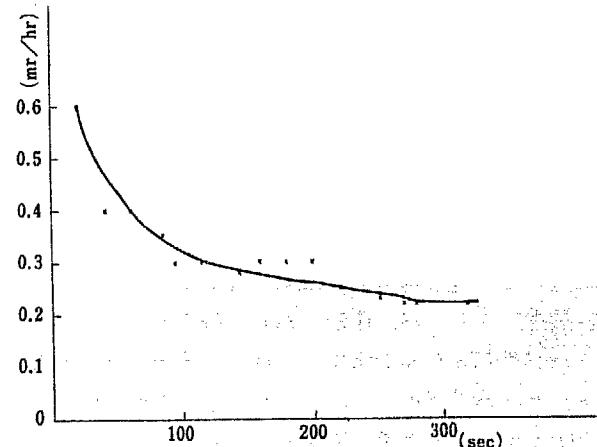


Fig. 46 Decay curve of D₂O activity.

約 200 kg である。重水の放射能の減衰曲線の 1 例を Fig. 46 に示してある。

ヘリウムガスは全部で 20 m³ あり、外気圧より水柱 2½ in だけ加圧されている。ヘリウム系配管は厳格なテストをして漏洩量を極力へらしたので、15 l/hr ないし 20 l hr の漏洩におさまっている。しかし、通常ほとんどヘリウムの純度の低下はみられないが、制御棒、燃料棒の交換、重水系のフィルター、イオン交換樹脂塔やバルブ、メーター類などを配管からはずすとヘリウムガスが逃げて急激に純度が低下する。高出力運転ではヘリウムガス中の空気の量をでき得るかぎり少なくしないと ⁴¹A による放射線量率が上がる。

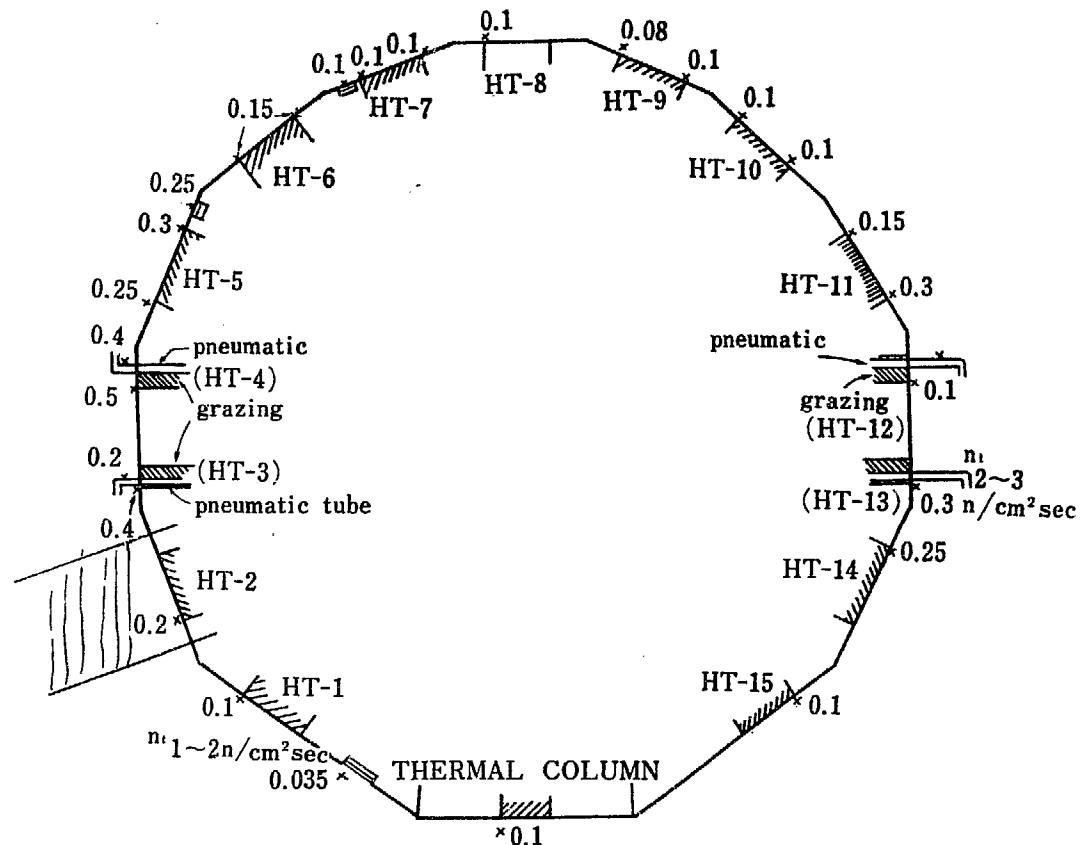


Fig. 47 γ and neutron radiation distribution of reactor face at 1000 kW operation.

ので濃度を上げることが望ましい。1,000 kW 運転時にはヘリウム純化装置によりヘリウム濃度を 95% 以上にして運転している。炉の運転中、ヘリウムガスをサンプリングして、ガス・クロマト・グラフで濃度を調べている。最初は窒素と酸素の量から計算したヘリウム濃度は等しいが、運転が進むと酸素の量が窒素の量に比べてだんだんと減少してゆく、最後にはなくなってしまう結果が得られた。これは重水の放射線による分解でできた重水素、酸素の水に対する溶解度は酸素の方が大きく、また、重水が分解する時過酸化重水素ができること、炉材のアルミニウムが酸化することなどのために、ヘリウム中の重水素に対して酸素の量が不足してゆく。このために再結合器中で重水が復水するときヘリウムガス中の空気に含まれている酸素が消費されていると考えられる。

3.4.5 生体遮蔽⁶⁾ 炉室ならびに地下室の人が常時立入る場所の放射線量率を知ることは炉の運転上必要である。出力上昇試験においては、出力レベルを上昇するごとに、保健物理部員によってくわしく調べられ遮蔽の薄いところには、鉛、あるいはパラフィン・ブロックを積んで放射線量率を低下させるようつとめた。原子炉本体は、炉上面のトップ・プラグと本体と

の間隙以外はほとんど問題はなかった。ただし、実験装置と炉本体との間隙からは相当量漏れるので遮蔽を追加した。しかし、人が常時立入る必要のない場所はある程度の放射線量率があっても、なわをはって注意をうながすこともできる。すなわち、放射線量率が 2 mr/hr 以上の場所には、なわをはって人がみだりに立入らぬよう注意をする。1,000 kW 運転時の炉側面の放射線量率を Fig. 47 に示してある。炉の上面の放射線量率を Fig. 48 に示してあるが、上面は炉本体とトップ・プラグとの間隙から相当量の γ 線、中性子が漏れ出るのでかりに鉛およびパラフィン・ブロックをつんで測定した。この測定の結果から恒久的の遮蔽を準備中である。さらに炉の周囲に各種の実験装置を設置するごとに遮蔽を調べ、不充分な場合は遮蔽を追加している。1,000 kW 運転時の炉室の壁にある計測器による放射線量率は 0.1 mr/hr 以下であった。

3.4.6 排 気 実験孔内の照射されて放射性をもった空気はフィルターを通り、照射されない多量の空気で薄められて建家の後方にある高さ 40 m の煙突から排気される。この被照射空気の放射線量率とダストの線量率はたえず記録されている。被照射空気の放射線濃度は、実験孔の状態で左右されるが、出力上昇試

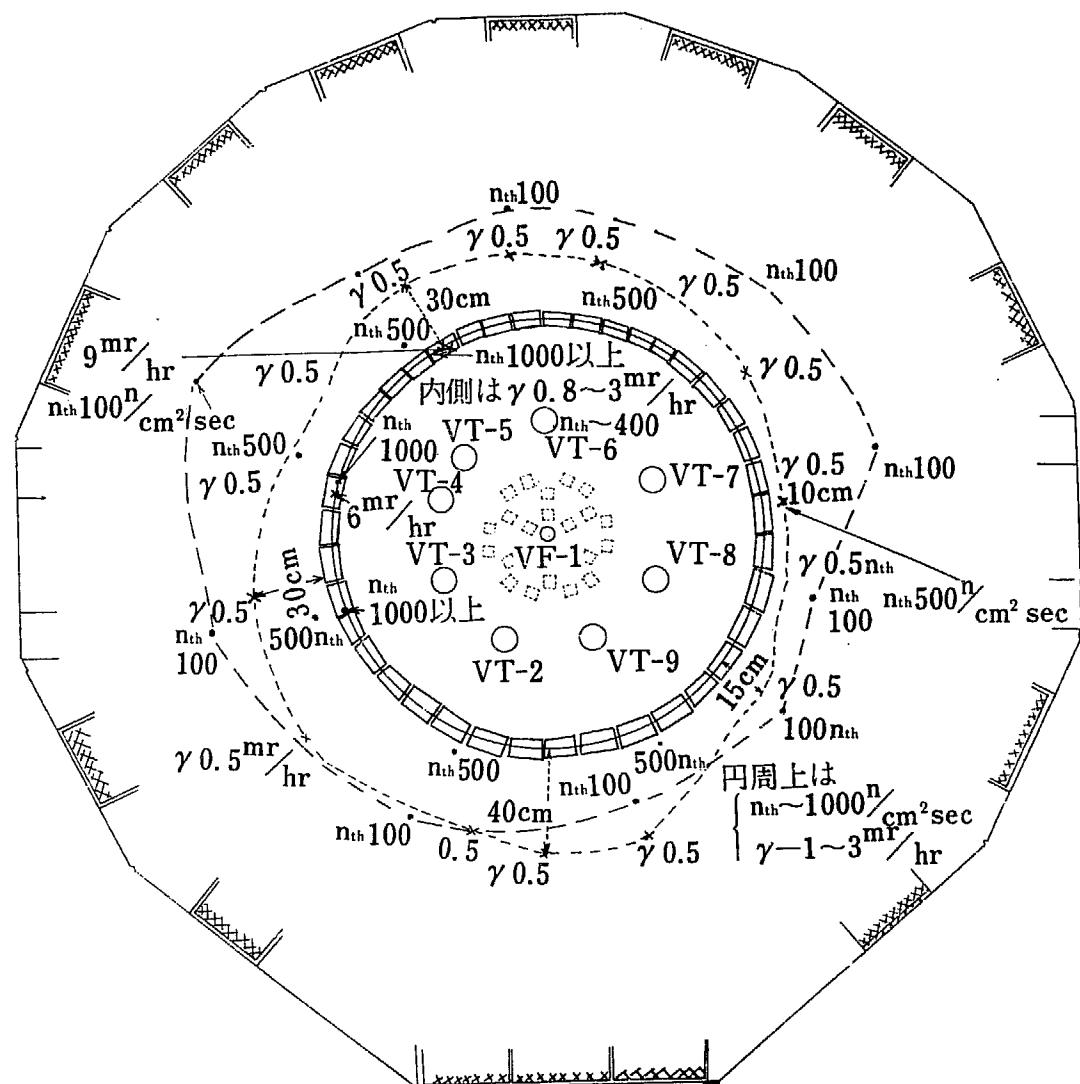


Fig. 48 r and neutron radiation distribution of Reactor top at 1000 kW operation.

験時は垂直実験孔は中央実験孔を除いて全部ボイドといふ悪い条件のために少し大きかったが $4 \times 10^{-4} \mu\text{c}/\text{cc}$ 程度であり、煙突の出口では $5 \times 10^{-6} \mu\text{c}/\text{cc}$ であった。

3.5 結 言

以上 JRR-2 の第1次出力上昇試験の経過ならびに結果の概要をのべたが、JRR-2 の最高出力 10 MWまでの出力上昇試験は今後数回に分けられて実施されることになる。原子炉を安全かつ有効に利用するためには出力上昇試験につづく各出力レベルでの連続運転によって炉の必要データーをとることはもちろんであるが、高出力になればなるほど炉の利用面の問題、

すなわち実験装置の遮蔽、実験孔への挿入物の温度上昇、照射物のハンドリングの問題が大きくクローズアップしてくる。これらのことや燃料を勘案して適当な出力レベルを目標として漸次出力上昇試験を実施したいと考えている。

参考文献

- 1) JRR-2 の燃料破損検出装置, 谷口
 - 2) JRR-2 の燃料と出力上昇の問題, 神原
 - 3) JRR-2 の燃料の熱的検討, 島宗
 - 4) JRR-2 の重水化, 分析, 谷口
 - 5) JRR-2 の He 純化, 谷口
 - 6) JRR-2 の放射線測定, 福田