

JAERI-M  
83-003

燃料中心温度測定実験第1次試料  
(77LF-33J)の実験総合報告

1983年2月

安藤 弘栄・松原 邦彦・酒井 陽之・河村 弘

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）  
あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城  
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 山 田 軽 印 刷 所

燃料中心温度測定実験第1次試料(77LF-33J)の実験総合報告

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

安藤 弘栄・松原 邦彦・酒井 陽之・河村 弘

(1983年1月10日受理)

軽水炉燃料の安全性研究に関する照射実験で、最も基本的な燃料中心温度測定実験を、JMTRの水ループOWL-1で実施している。燃料中心温度実験は第1次から第3次までの計装燃料集合体の照射を予定しており、第1次試料の照射および照射後試験を実施した。燃料棒封入ガスの分析データを基に燃料中心温度と線出力との関係をFREG-4、FEMAXI-3で計算し実測値と比較したが、両者は比較的良い一致をしていることを確認した。また照射後試験結果、計算結果などから初期リロケーションは、初期ギャップの50%程度と推定される。本報告では中心温度測定熱電対、渦電流方式変位・圧力検出器、タービンフローメータなど炉内計装の炉内試験結果、設計・製作上の問題点についても言及する。

A Final Report on the First Test Assembly (77LF-33J)  
for Fuel Center Temperature Measurement Experiment

Hiroei ANDO, Kunihiro MATSUBARA,  
Haruyuki SAKAI and Hiroshi KAWAMURA

Division of JMTR Project, Oarai Research  
Establishment, JAERI

(Received January 10, 1983)

An experiment of fuel center temperature measurement, which is one of the most fundamental experiment for LWR fuel safety, is progressing in the water loop (OWL-1). Three test fuel assemblies were designed and fabricated for the experiments, and the irradiation and post-irradiation examinations (PIE) on the first test assembly were completed.

Temperatures of the rods were re-calculated by using FREG-4 and FEMAXI-3 codes due to the plenum gas analysis data. Comparisons between calculated and measured values of the center temperature are in good agreement with a tolerable measurement error. The initial relocation of the tested rods was estimated to be 50% of initial gap from the PIE and comparison results.

Some problems on the design and fabrication of instrumentations such as tungsten-rhenium thermocouple, eddy-current type displacement and pressure sensors, and turbine flowmeter are also discussed.

Keywords: LWR Fuel, Fuel Center Temperature, JMTR, PIE, FREG-4,  
FEMAXI-3, Relocation, In-core Instrumentation.

## 目 次

1	はじめに	1
2	実験の概要	2
3	実験結果	5
3.1	燃料棒の熱的ふるまい	5
3.2	炉内計装の評価	14
3.2.1	中心温度測定熱電対	14
3.2.2	燃料棒伸び検出器及びF Pガス圧力検出器	14
3.2.3	タービンフローメータ	15
3.3	照射後試験結果	18
4	結 論	21
5	あとがき	21
	Appendix A OWL-1 に於ける試料総発熱量の決定法	23

## Contents

1.	Introduction	1
2.	Outline of Experiment	2
3.	Results of Experiment	5
3.1	Thermal Behavior of Fuel Rod	5
3.2	Incore Instrumentations	14
3.2.1	Thermocouple for Fuel Center Temperature Measurement	14
3.2.2	Elongation Sensor and Pressure Transducer	14
3.2.3	Turbine Flowmeter	15
3.3	Results of Post Irradiation Examination	18
4.	Conclusion	21
5.	Concluding Remarks	21
	Appendix A Assembly Power Determination in the Water Loop OWL-1	23

## 1. はじめに

JMTRにおける燃料中心温度測定実験は、通常運転時の燃料棒の熱的ふるまいを調べるための実験であり、主として燃料中心温度が測定できる計装付き燃料棒をJMTRの水ループに装荷し照射実験を行うものである。また本実験では各種炉内計装を組み込み照射中における燃料棒のふるまいに関するデータを得るとともに、炉内計装技術の開発を行うことも含めて実施した。

燃料中心温度、すなわち燃料内温度分布はPCMIおよびFPガス放出に直接影響し、PCI破損しきい値を決定する重要な因子であるほか、事故時の初期条件としての蓄積熱を決定する重要な因子である。それ故、燃料中心温度測定実験は上記の燃料温度分布を記述する計算モデルの検証データを得るために、最も有効な実験であることから、JMTRにおける最初の軽水炉燃料の計装燃料集合体実験として選択されたものである。

第1次試料は燃料棒のペレット-被覆管ギャップを異にした4本の計装燃料棒から成り、照射後試験までの全ての試験が終了した。本試料はJMTRにおける初めての本格的計装燃料集合体であるため、製作上幾つかの問題に遭遇した。すなわち照射後試験結果、燃料棒に $N_2$ , Arがかなり封入されていることが明らかになり製作時のHe置換が不十分であることが指摘された。また渦電流型の燃料棒伸び検出器は、ループ冷却水中の鉄などの酸化物(クラッド)の影響を受けやすい、また沸騰モード時の流量測定のため試験的に取付けたタービンフローメータは羽根車の軸が切損しており、炉外試験などによる開発試験がさらに必要であることが確認された。

燃料中心温度データは熱電対が全て正常であったので、正味42日間のデータが得られた。しかしHe 100%封入で計画したにもかかわらず、 $N_2$ , Arの混入が確認された。ガス分析はFP圧力検出器の取付けられている300 $\mu$ mギャップの燃料棒のみ行う計画であったため、他の燃料棒の封入ガスの組成について詳細は明らかでない。ここでは300 $\mu$ mギャップの燃料棒について上記のガス分析値を用い、燃料中心温度の計算値と測定データとの比較を行い、計算モデルの評価などを行う。さらに照射後試験データから得られる知見、炉内計装の評価、問題点の抽出を行う。

## 2. 実験の概要

第1次試料は、4本の燃料棒から成り、各燃料棒の製造時におけるギャップはそれぞれ100, 200, 300, 400  $\mu\text{m}$ (直径)である。本実験はギャップをパラメータとして、燃料中心温度と燃料棒発熱密度(線出力)とを実測し、ギャップと燃料中心温度との関係を求める実験である。

4本の燃料棒には、中心孔付ペレットに高温測定用のシース型タンゲステン・レニウム熱電対を挿入した。JMTR炉心の有効長さは75 cmであり、軸方向の中性子束はコサイン状の分布をしており照射用燃料棒の線出力も軸方向で同様の分布をもっている。中心温度測定点は、軸方向で線出力が最大になる位置に設定した。また100  $\mu\text{m}$  ギャップの燃料棒には伸び検出器、300  $\mu\text{m}$  ギャップの燃料棒にはFPガス圧力検出器を取付けた。Table 1に本試料の仕様を示す。

OWL-1はJMTR炉心の反射体第2層に設置された水ループであり、BWR, PWRなど動力炉の条件で燃料照射ができ、最大150  $\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$ , 320  $^{\circ}\text{C}$ の圧力・温度条件での照射が可能である。

第1次試料は1979年11月から1980年2月まで(JMTR運転サイクル:第48,49サイクル)正味42日の照射が行われた。JMTRの運転は、通常1サイクルが、前半、後半に分れ、定格出力で11日運転し、燃料入れ換えのため約3日停止し、さらに定格出力で11日運転するという方式であり、出力上昇は各ステップで、各種の照射データを採取するため、所定の出力である時間保持しながら行われる。

燃料中心温度測定実験では、燃料中心温度および測温部の線出力を精度良く測定することが大切である。出力上昇時の測温部の線出力 $Q^i$ は次式により求めた。

$$Q^i = \frac{I^{SPD}}{I_{50}^{SPD}} Q_{50}^i \quad (1)$$

$$Q_{50}^i = \frac{P_{50}^{100P} \cdot F_H^i \cdot F_Z}{M \cdot L} \quad (2)$$

ここで、

- $Q^i$  : 燃料棒 i の測温部の線出力 (kw/m)
- $I^{SPD}$  : 線出力測定時の中性子検出器の出力(A)
- $I_{50}^{SPD}$  : 50 MW時の中性子検出器の出力(A)
- $Q_{50}^i$  : 50 MW時の燃料棒 i の測温部線出力 (kw/m)
- $P_{50}^{100P}$  : 50 MW時のループ試料総発熱量 (kw)
- $F_H^i$  : 燃料棒 i の出力分担比
- $F_Z$  : 測温部の軸方向出力分布係数
- $M$  : 燃料棒の数 (= 4)
- $L$  : 燃料棒のスタック長さ

基本的には、 $P_{50}^{100P}$  はループ炉内管出入口冷却水温度と冷却水流量の測定値から、エンタルピー増加量を求め、それとループ炉内管からの放熱量、試料構造材等からのガンマ線発熱量の

Table 1 Fabrication Parameters and Instrumentation for 77LF-33J

Rod No	Pellet <sup>(a)</sup> Diameter		Pellet <sup>(b)</sup> gap mm	Density <sup>(c)</sup> % T. D.	Enrichment % <sup>235</sup> U	Stack Length		Cladding		Instrumentation		Cladding Length
	mm	mm				mm	mm	mm	mm	Temperature	Pressure	
1	10.68	0.11	0.11	94.7	1.52	617.0	12.52	10.79	TC <sup>(d)</sup>	—	ES <sup>(f)</sup>	
2	10.58	0.21	0.21	94.7	1.52	615.3	12.52	10.79	TC	—	—	
3	10.48	0.31	0.31	94.6	1.52	615.8	12.52	10.79	TC	PT <sup>(e)</sup>	—	
4	10.38	0.41	0.41	94.7	1.52	616.4	12.52	10.79	TC	—	—	

(a) Fuel pellet length = 11.0 mm

Pellet end shape = flat

Centerline thermocouple hole diameter = 2.2 mm

Oxygen-to-metal ratio = 2.005

(b) Helium Pressure = 1 atm

(c) The value listed here are geometric densities (weight divided by volume)

(d) TC = Thermocouple

(e) PT = Pressure Transducer

(f) ES = Elongation Sensor



熱収支計算により求める。第1次試料の場合、放熱量は試料発熱量の約20%と大きく、 $P_{50}^{loop}$ の測定精度は主として放熱量の評価誤差に支配される。放熱量はループ冷却水温度に依存しほぼ一定値であるから試料発熱量が小さい程、その測定誤差は大きくなる。従って(1)式のように、原子炉出力上昇途中の線出力は、中性子検出器の出力を使用して求めるものとした。線出力の測定誤差は、主に $P_{50}^{loop}$ の測定誤差に依存し、±4%程度と評価される。ループ試料総発熱量の測定方法およびその測定誤差の詳細を Appendix A に示す。

$F_H$ ,  $F_z$  は臨界実験装置 JMTRC において、模擬燃料棒を使用し、測定されており、その値は Table 2 のとおりである<sup>(1)</sup>。 $F_H$ ,  $F_z$  の測定誤差は2%程度であり、線出力の測定誤差は±5%以内にあると評価できる。

Table 2 Normalized power ratio ( $F_H$ ) and axial peaking factor ( $F_z$ ) of the fuel pins

SH-1,3 Control Rod Position	Pin No.	$F_H$	$F_z$
640 mm	1	1.09	1.30
	2	1.12	
	3	0.89	
	4	0.90	
730 mm	1	1.09	1.26
	2	1.12	
	3	0.90	
	4	0.89	

### 3. 実験結果

#### 3.1 燃料棒の熱的ふるまい

原子炉熱出力、ループ試料総発熱量、燃料中心温度、中性子検出器 (SPND) の履歴データを Fig. 1～7に示す。原子炉は最初の出力上昇中に出力低下があったほかは、計画通り稼動した。JMTR 炉心反射体領域の中性子束は燃料の燃焼を補償するため制御棒が引き抜かれることにより、わずかながら徐々に低下し、SPNDや燃料中心温度の履歴にはその様子が認められる。

前報では燃料棒に封入したガスは He 100% として、燃料中心温度と線出力の関係を計算し、実測値と比較したが、照射後試験の結果、Table 3 のように N<sub>2</sub>、Ar が多量含まれていることが判明したため、ここでは Rod 3 (300 μm ギャップ) についてガス分析値をガス組成値として燃料中心温度と線出力の関係を計算し実測値と比較した。

計算コードは FREG-4<sup>(3)</sup> 及び FEMAXI-3<sup>(4)</sup> を用いた。それぞれの計算コードは、計算モデル、計算パラメータなど使用者が選択して使えるオプションをもっているが、標準として推奨されているものを使用することを原則とした。

Rod 3 について、FREG-4 により計算した結果を実測値と共に Fig. 8 に示す。実測値の方は、燃焼が進んでも、ペレットのリロケーションによる中心温度の低下が顕著でない。すなわちリロケーションは、最初の出力上昇時に一定の値まで進み、それ以降ほとんど進行していない。一方計算値は図のように、最初の出力上昇時とそれ以降の出力上昇時の中心温度の差が比較的大きい。この理由は FREG-4 コードに組み込まれたリロケーションモデルが、燃焼度の関数となっているが、このモデルは、燃焼度が 0 に近い最初の出力上昇時には、リロケーションがほとんど進まず、約 1000 MWD/T でリロケーション量が初期ギャップの約 50% に飽和しているとしている。FREG-4 による計算結果は、最初の出力上昇時のリロケーション量が 15%、第 2 回目が 33%、第 3 回目が 42%、第 4 回目が 45% となっている。Fig. 8 において最初の出力上昇時の燃料中心温度対線出力の実測値が第 4 回目の出力上昇時の計算値 (リロケーション 45%) にほぼ一致していることから、リロケーションは最初の出力上昇時にある程度線出力が高くなると、初期ギャップの約 50% まで進行すると言える。

Fig. 9 には、FEMAXI-3 による計算結果を実測値と比較して示した。FEMAXI-3 のリロケーションモデルは、最初の出力上昇時に初期ギャップのある割合だけリロケーションを起し、それ以降の進行はないとし、最初から初期ギャップをある量だけ狭くして温度計算を行うモデル (初期リロケーションモデル) である。FEMAXI-3 では初期リロケーションとして 30% を標準値としているが、本実験では 50% とすると燃料中心温度の計算値と実測値が一致する。

Rod 3 以外の燃料棒については、ガス分析は行わなかったので最終的な封入ガスの組成は明らかでない。ここで封入ガスの組成を仮定して計算し、実測値との比較を試みた。Rod 1, Rod 2, Rod 4 について、封入ガスの組成を Rod 3 と同じと仮定して計算した結果を Fig. 10～Fig.

12 に示す。Rod 4 については他と傾向が異なるのでHeガスの混合比をさらに高めた場合についても示した。

これらの図によると Rod 4 を除き Rod 3 の分析値 (He 49%) で計算すると、実測値からあまり離れていない。さらに詳細に見ると Rod 3 より狭いギャップを持つ Rod 1, Rod 2 の計算値が低目であり、He 組成比が Rod 3 より小さいと推定される。また 400  $\mu\text{m}$  ギャップの Rod 4 では、He の組成を 75% と仮定すると実測値と良く一致する。すなわちギャップの狭い燃料棒ほど、製作時のガス置換が、より困難であったことを示している。

中心温度測定結果を整理する方法として、測定した線出力を基に、冷却水温から被覆管内面までの温度を計算し、燃料中心温度測定値と線出力からペレット表面温度を求め、ギャップ部分の温度差からギャップコンダクタンスを計算する方法がある。このようにして求めたギャップコンダクタンスを Fig. 13 に示す<sup>(1)</sup>。図には参考のため、ハンデン炉における He 100% 封入燃料棒の実験結果<sup>(5)</sup> も一諸に示した。同様のギャップを持つ燃料棒につき、両者を比較すると、本試料のギャップコンダクタンスは 200  $\mu\text{m}$  gap の Rod 2 でハルデン試料の 1/2, 300  $\mu\text{gap}$  の Rod 3 で 2/3, 400  $\mu\text{gap}$  の Rod 4 はほぼ同じという結果が得られ、このことは上に述べた、ギャップの狭い燃料棒ほど封入された He の割合が小さいということの裏付けとなるものである。

Table 3 Inner gas composition data for rod3

全放出ガス量 (S.T.P)		5.1 cc	
ガス分析			
容量比		F.P の同位元素比	
成分	Volume %	核種	存在比 %
He	48.25	<sup>83</sup> Kr	16.17
		<sup>84</sup> Kr	26.73
N <sub>2</sub>	43.19	<sup>85</sup> Kr	8.21
		<sup>86</sup> Kr	48.89
Ar	6.56		
Kr	0.27	<sup>131</sup> Xe	10.39
		<sup>132</sup> Xe	18.75
		<sup>134</sup> Xe	28.91
Xe	1.73	<sup>136</sup> Xe	41.96

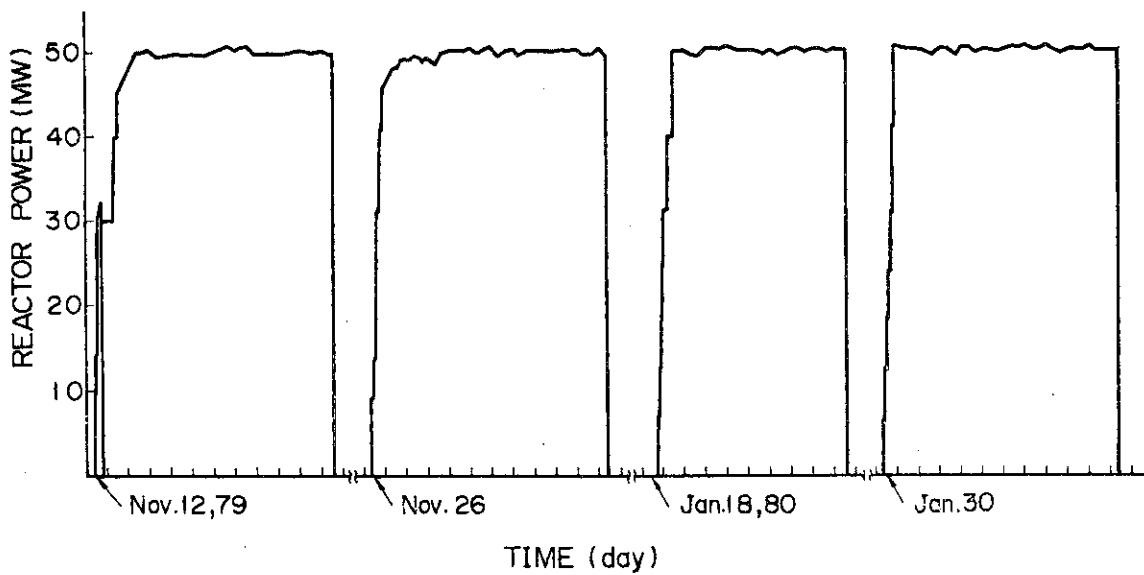


Fig.1 Reactor power history during the irradiation period.

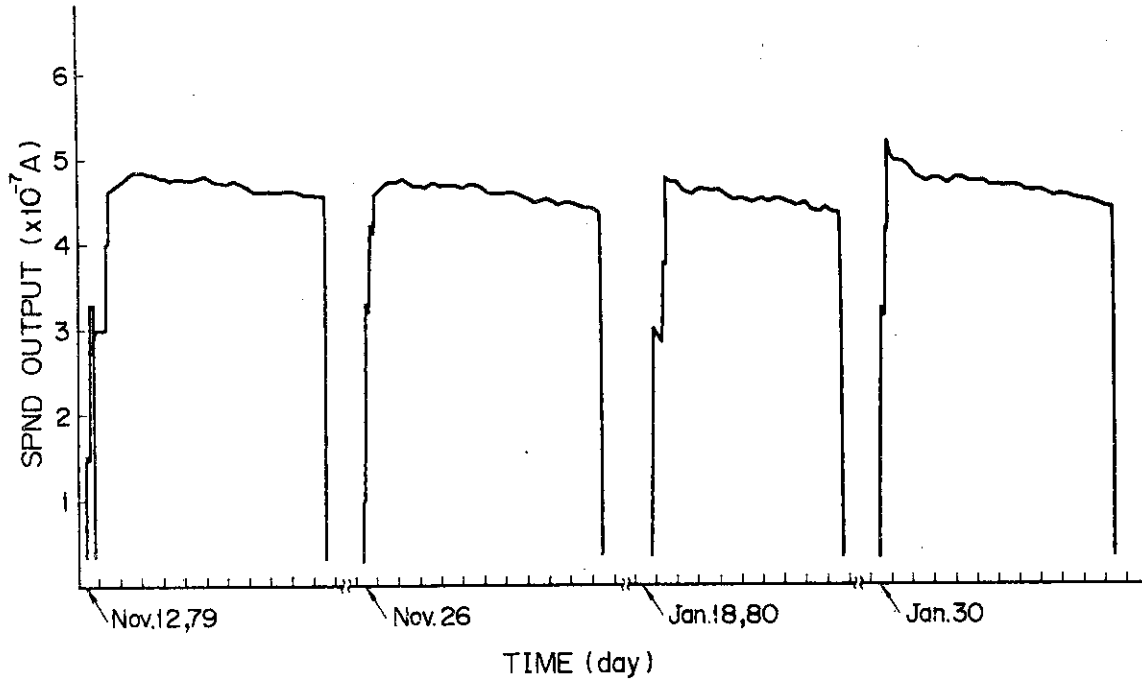


Fig.2 SPND current history during the irradiation period.

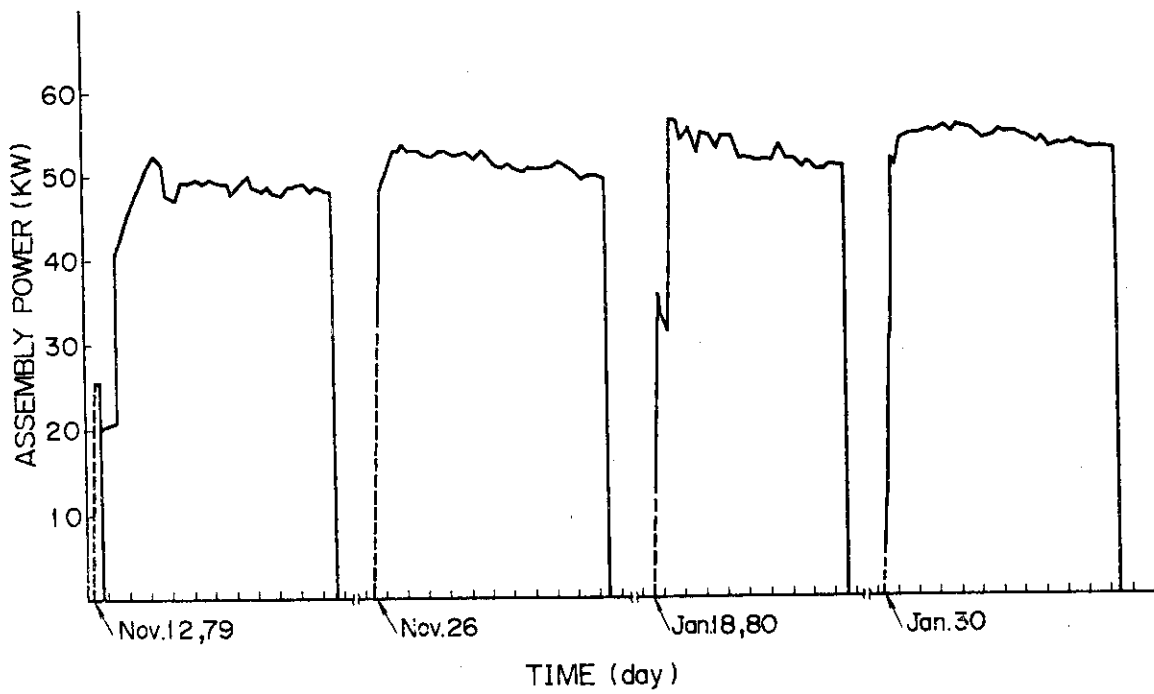


Fig.3 Assembly power history during the irradiation period.

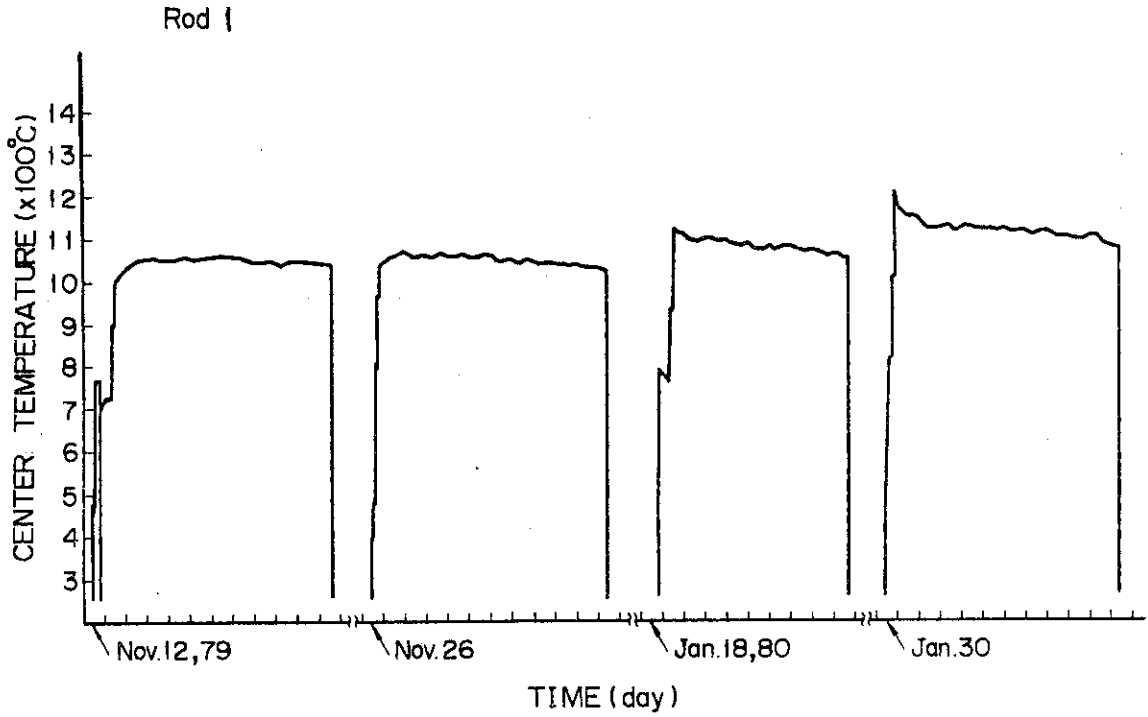


Fig.4 Fuel center temperature history of rod 1 from November 1979 through January 1980.

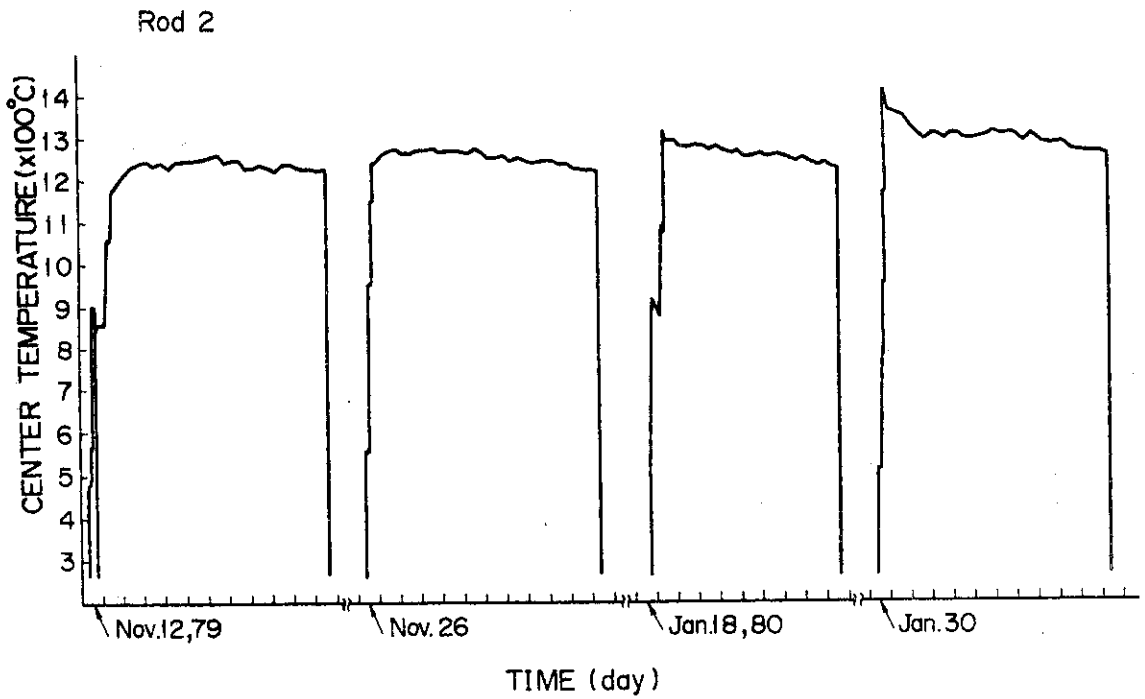


Fig.5 Fuel center temperature history of rod 2 from November 1979 through January 1980.

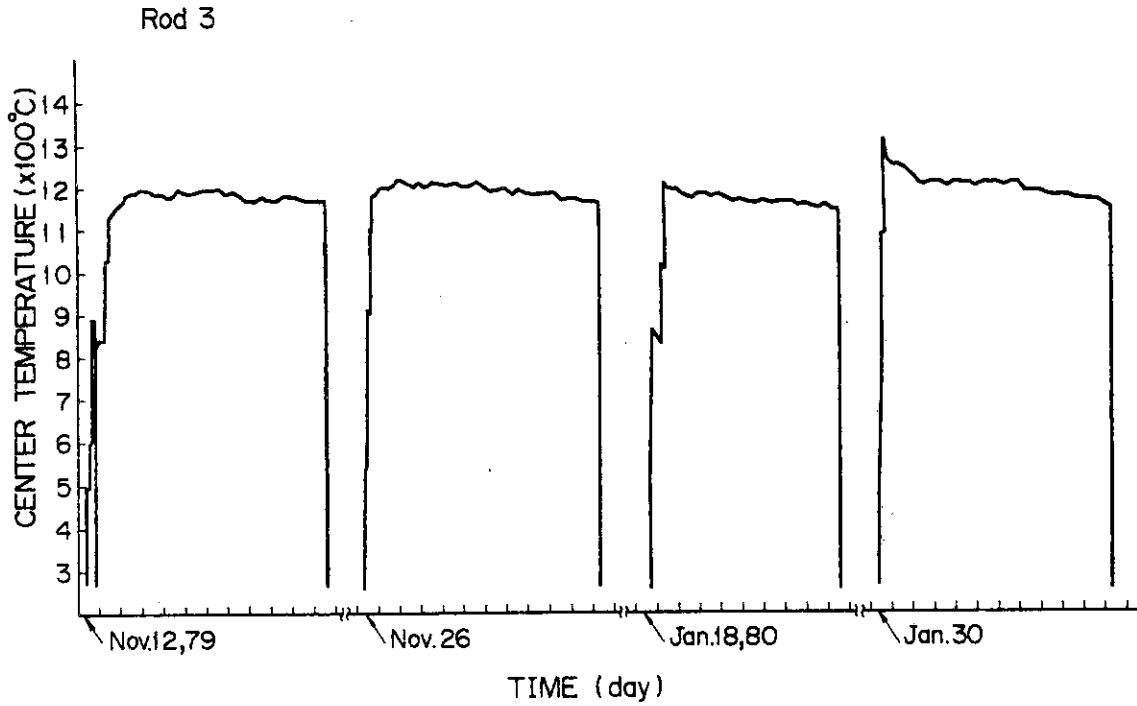


Fig.6 Fuel center temperature history of rod 3 from November 1979 through January 1980.

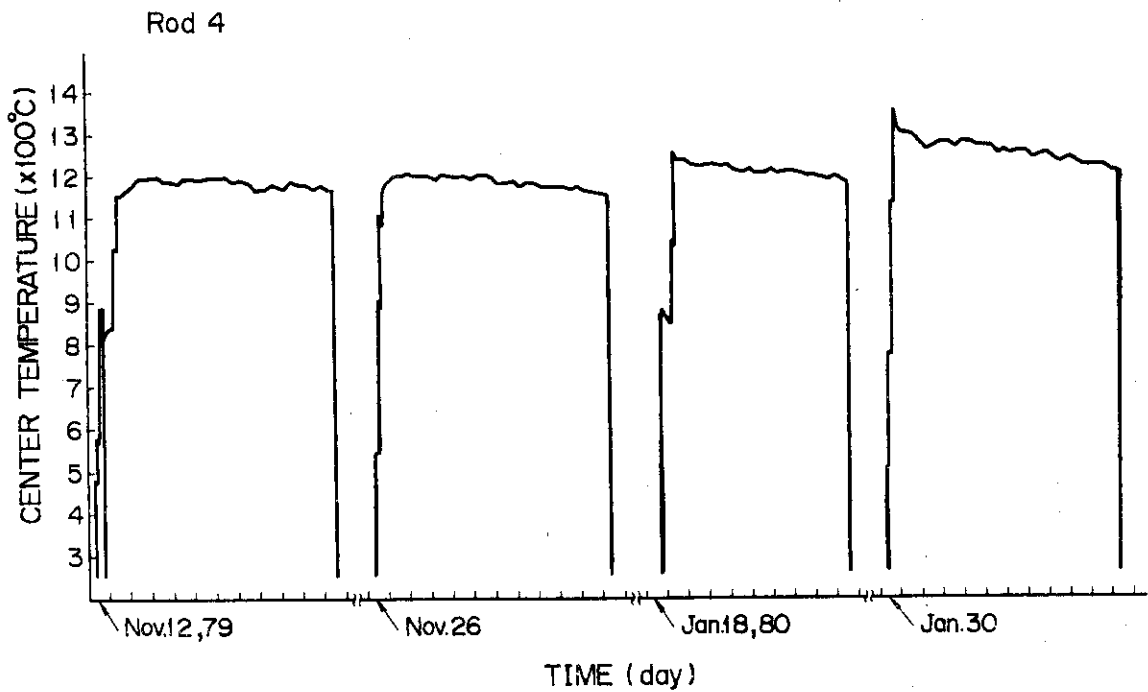


Fig.7 Fuel center temperature history of rod 4 from November 1979 through January 1980.

77 LF - 33 J

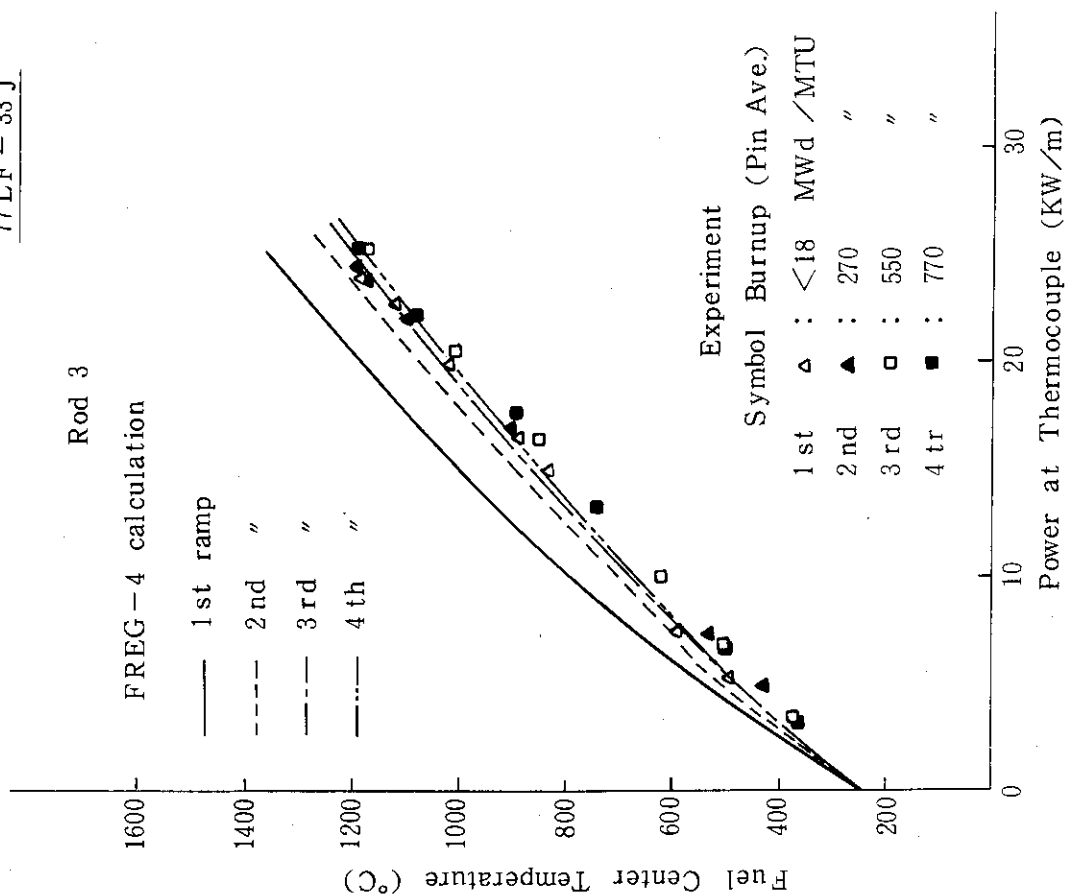


Fig. 8 Fuel center temperatures versus power for rod 3 during four power ramps.

77 LF - 33 J

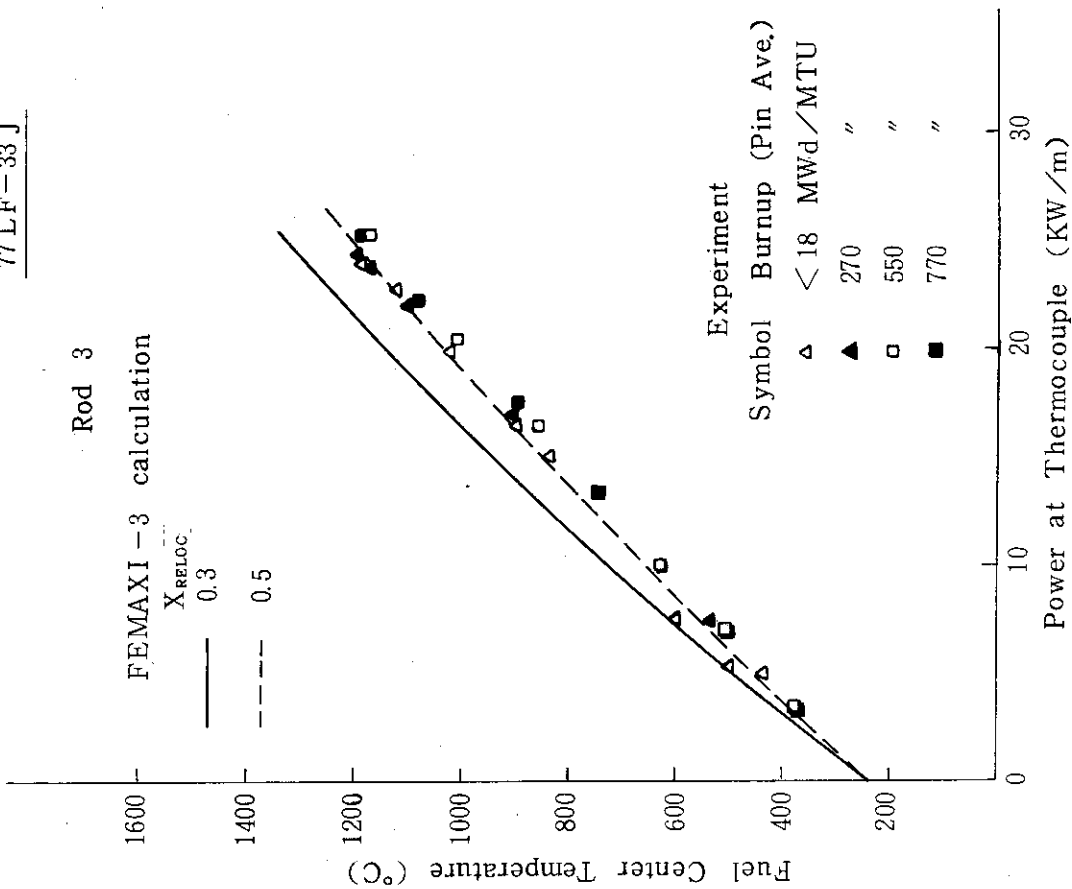


Fig. 9 Fuel center temperatures versus power for rod 3.



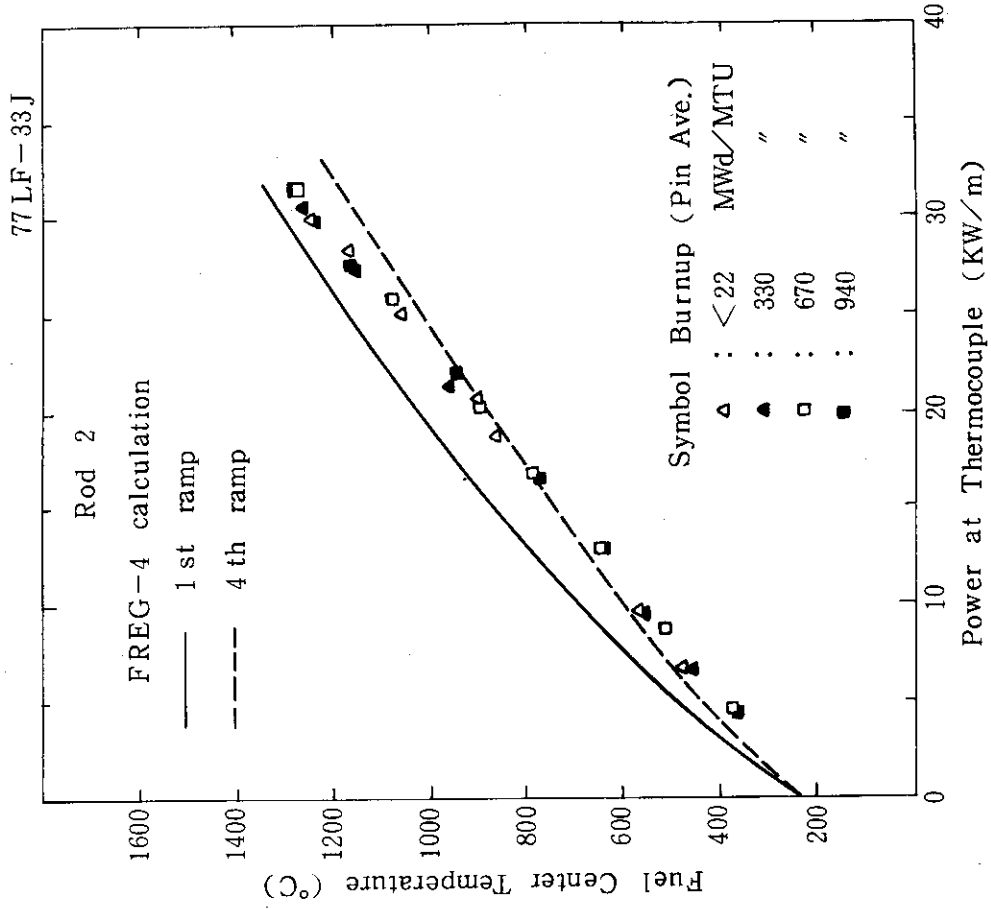


Fig. 11 Fuel center temperatures versus power for rod 2.

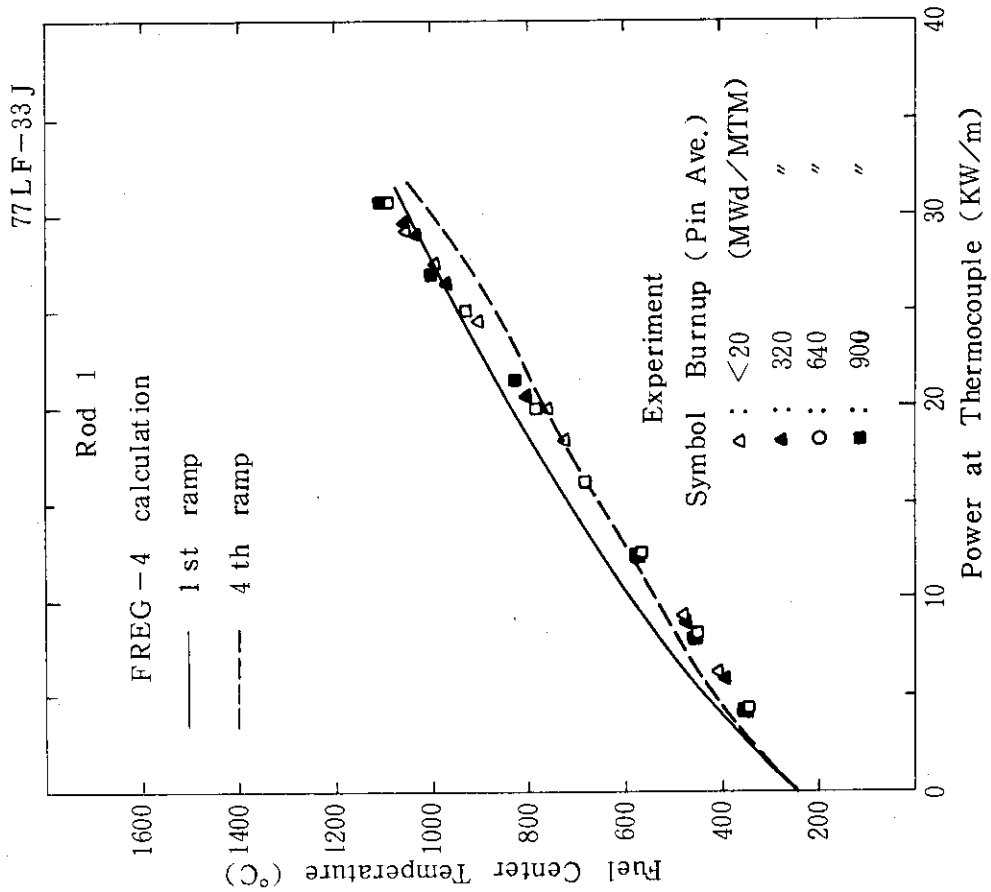


Fig. 10 Fuel center temperatures versus power for rod 1.

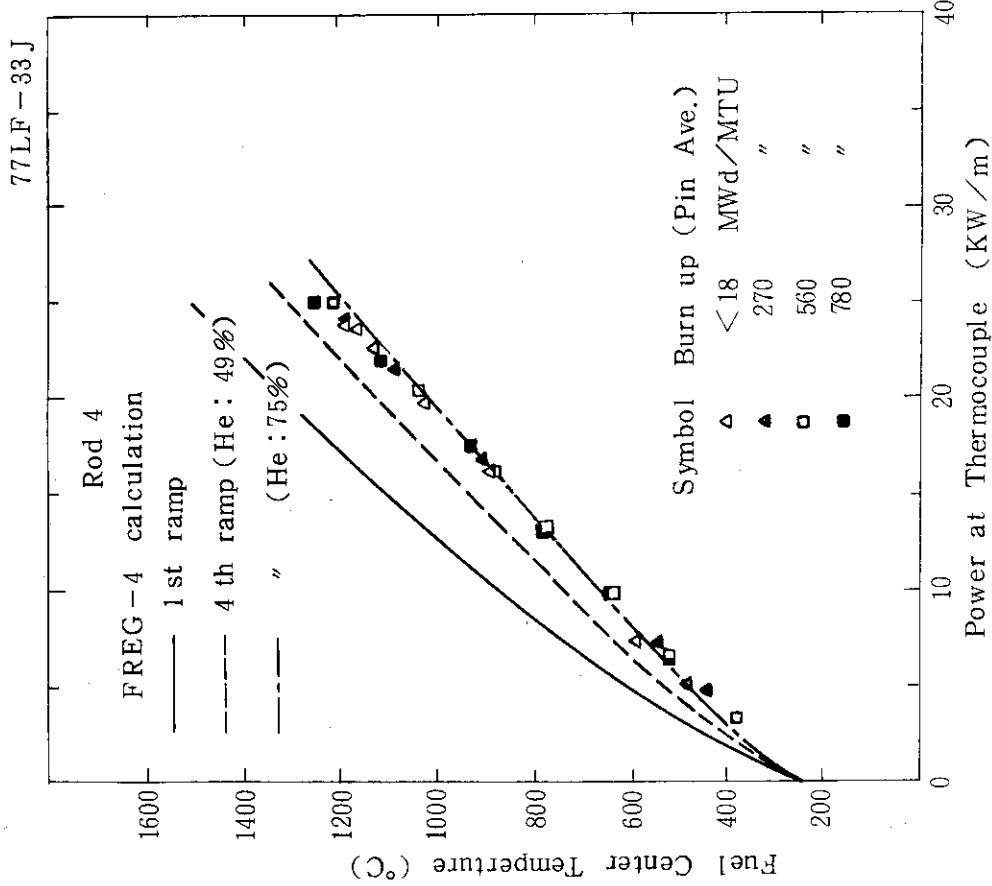


Fig. 12 Fuel center temperatures versus power for rod 4.

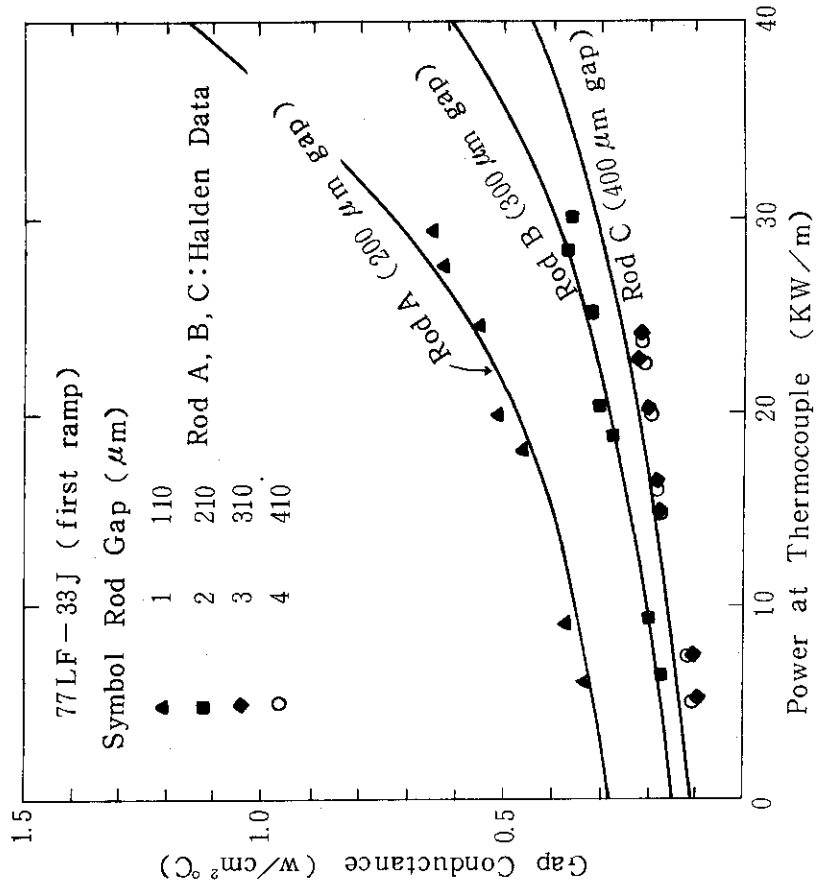


Fig. 13 Gap conductances versus power for rods 1, 2, 3, 4. The solid lines show the Halden data.

### 3.2 炉内計装の評価

本実験の炉内計装として、燃料棒の計装に中心温度測定熱電対、伸び検出器、FPガス圧力検出器を、集合体計装に中性子検出器（SPND）、タービンフローメータ及び冷却水温度測定用熱電対を使用した。それらの設計、製作の詳細については文献(5)で述べてあるが、さらに設計、製作上の問題点などについてのべる。

#### 3.2.1 中心温度測定熱電対

中心温度測定熱電対として用いたタングステン・レニウム熱電対は、素線：W5%Re/W26%Re、絶縁材：BeO、被覆材：Mo（ $\phi$ 1.8）から成り、仏国S社の製品である。熱電対は4本ともに、42日間、安定した出力を示し満足できる性能を有していた。照射時の中心温度が最も高いRod 2で、中心温度は50 MW運転時に1250℃（短時間には1390℃）であった。

Rod 4に取付けた熱電対の指示が、他の熱電対に比較し低目であると前報で述べたが、Rod 4は大ギャップの燃料棒であり、Heガス置換が他より良く行われ、Heガスの組成比が大きいためであると思われる。

中心温度測定熱電対は本実験では最も重要であることから、その選定に当っては注意を払った。燃料中心温度測定熱電対のJMTRにおける使用実績は、キャプセルに限られ、熱電対の取付け上の問題がありジルカロイ被覆燃料棒の照射は不可能であり、熱電対も寿命が短いなど問題があった。熱電対の被覆材の選定は、使用上重要である。入手可能な被覆材として、耐熱金属のMo、Ta、Nb、WRe合金などがある。Taは高温特性に優れているが、ホットセルでの解体時、汚染拡大の問題があり、NbはMoと比較して高温時の機械的特性およびUO<sub>2</sub>中の酸素との両立性が劣る。WRe合金は高温時の特性が最も優れ、化学的にも安定であるが、加工性に難がありメーカにおける開発が十分進んでいない。以上のような事実を考慮して、Moを被覆材として選定し、1800℃までの使用を予定した。WRe熱電対は、まだ国産化が行われていないので、輸入品を使用することとし、当初3社に注文したが、結局1社しか仕様を満足するものを納入できなかった。熱電対の製作上、絶縁抵抗を上げるため、絶縁材の湿分、不純物を除去するための厳重な管理が必要であると共に、使用中の急な熱サイクルによる断線が起らないような設計上の工夫が必要である。熱電対の性能を検査する方法として、700℃程度の高温時の絶縁抵抗試験、1200℃程度までの熱サイクル試験は、最も重要である。今後Mo被覆熱電対についてはさらに高温での使用を、また2000℃以上のより高温測定用としてWRe被覆熱電対の使用を予定している。

#### 3.2.2 燃料棒伸び検出器及びFPガス圧力検出器

伸び検出器として、JMTRで使用経験がある差動変圧器方式があるが、本試料の場合、燃料棒に取付けるためには空間的制限から、さらに小型化のための開発が必要であり、使用が見送られた。その代替として米国K社製の渦電流方式のものを採用した。Fig. 14に検出器の原理を示す。

渦電流方式の検出器は、高精度で高温（590℃まで）に耐えるが、被測定子付近の構造物が

変形し、被測定子に冷却水中の鉄の酸化物（クラッド）などが付着するような場合、測定誤差が大きくなるという欠点がある。すなわち検出器の校正は炉外であらかじめ温度をパラメータとして行い、温度補償を行うためのエレクトロニクス回路のゲイン等が設定されているので、使用条件が校正時と異るとドリフトなどの測定誤差が顕著になる。

伸び検出器は、初期には正常に作動したが、照射時間の経過とともにドリフトが非常に大きくなり測定不可能になった。OWL-1の冷却水中のクラッドが被測定子に付着したのが原因と考えられ、照射後試験で観察した結果、被測定子、検出端の両面にクラッドが付着しているのが認められた。

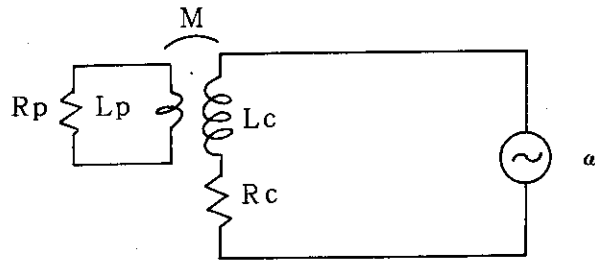
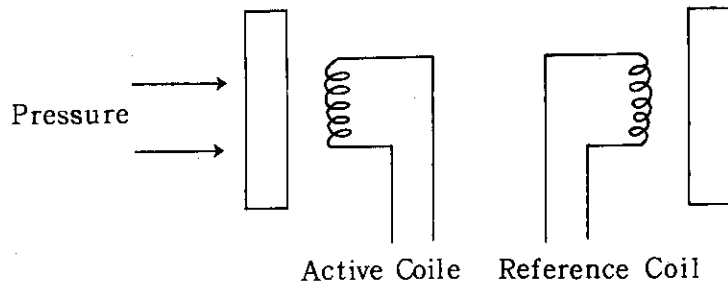
一方、Fig. 15に示す照射後試験における伸び検出器の外観写真から判断すると、被測定子（ターゲット）と検出器の円心が一致していないと見られる。照射中、流水による振動などでターゲットの取付部がゆるみ、製作時の位置から外れて中心ずれを起こしたことが考えられる。中心ずれの影響を少なくするためには、ターゲットの径は検出器の径より大きいことが必要であるが、本試料では流路確保のため取付部のスペースに余裕がなく両方とも直径を同じに設計する必要があった。そのため取付部のゆるみがあると中心ずれの影響を受けやすい。

FPガス圧力検出器については、最初から出力が予測値と大幅に異って、較正值から大きく外れてしまったが、FPガス圧力検出器は、構造が伸び検出器と異なり、ターゲットが密閉されているのでクラッド付着の影響は考えにくい。検出器の燃料棒への取付けはFig. 16のように、End Plugと被覆管をTIG溶接により行った。なお検出器とEnd Plugとの取付けは、メーカーにおいて、レーザー溶接で行い納入された。TIG溶接時の熱影響がどの程度検出器に害を与えるかは明らかでないが、TIG溶接はかなり入熱が大きいので、検出器内部が、校正時のデメンションと異ってしまったとも考えられる。従ってこの問題を解決するためには、TIG溶接後の再校正が必要であると考えられる。

### 3.2.3 タービンフローメータ

タービンフローメータは照射初期に出力パルスが発生しなくなり、タービン軸受部の故障が考えられた。照射後試験の結果、シャフトが折損しているのが認められ、回転による摩耗が原因と考えられる。シャフト及びベアリングには超硬合金(WC+Co)を使用しているが、摩耗による振動で折れたことが考えられる。シャフト、ベアリングの材質、構造を再検討すべきである。

タービンフローメータは沸騰水の流量を測定するのに適した流量計である。OWL-1にはベンチュリ管のプロセス流量計があり、試料発熱量測定用に用いられている。今回は国産のタービンフローメータの開発試験として初めて炉内試験を行ったものである。今回のものと構造が相似であるがより大型のタービンフローメータについて、炉外試験を行った結果は満足できるものであった。しかしOWL-1炉内管の中に組込むために、小型化が必要であり、回転速度も従来の2倍近くなるのでシャフトを太くするなど対策を施して新しく製作した。



Equivalent Circuit (Active Coil)

$$Z = \left[ R_c + \left( \frac{\omega^2 M^2 R_p}{R_p^2 + \omega^2 L_p^2} \right) \right] + j \omega \left[ L_c - \left( \frac{\omega^2 M^2 L_p}{R_p^2 + \omega^2 L_p^2} \right) \right]$$

Fig. 14 Eddy-current type transducing principle.

The impedance  $Z$  is a function of the conductive plate (diaphragm) position.

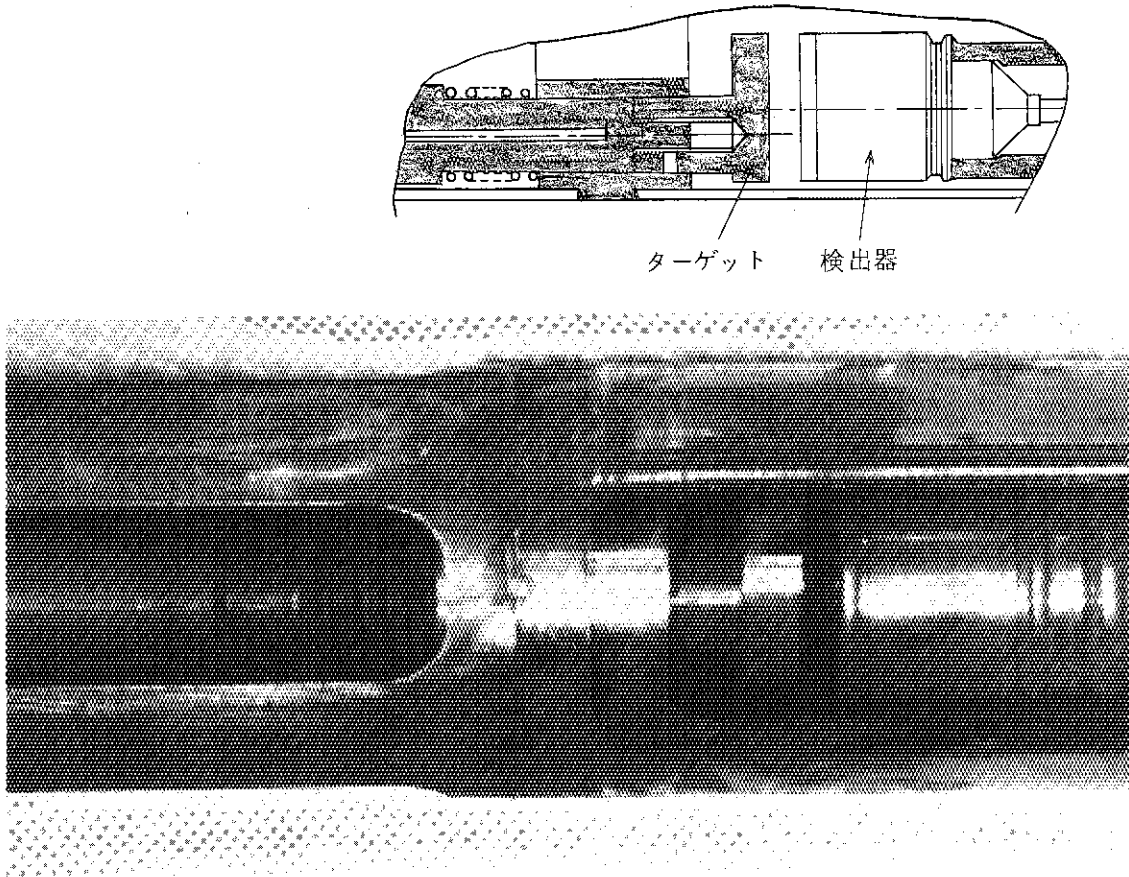


Fig. 15 An outward appearance of the elongation sensor from the PIE.

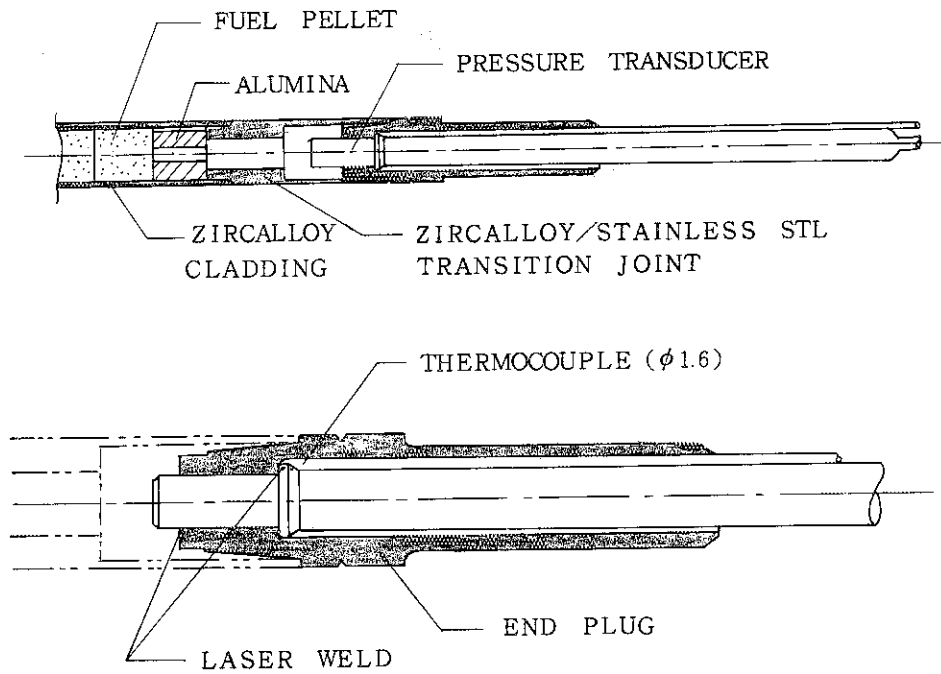


Fig.16 Installation of Pressure Transducer and Thermocouple

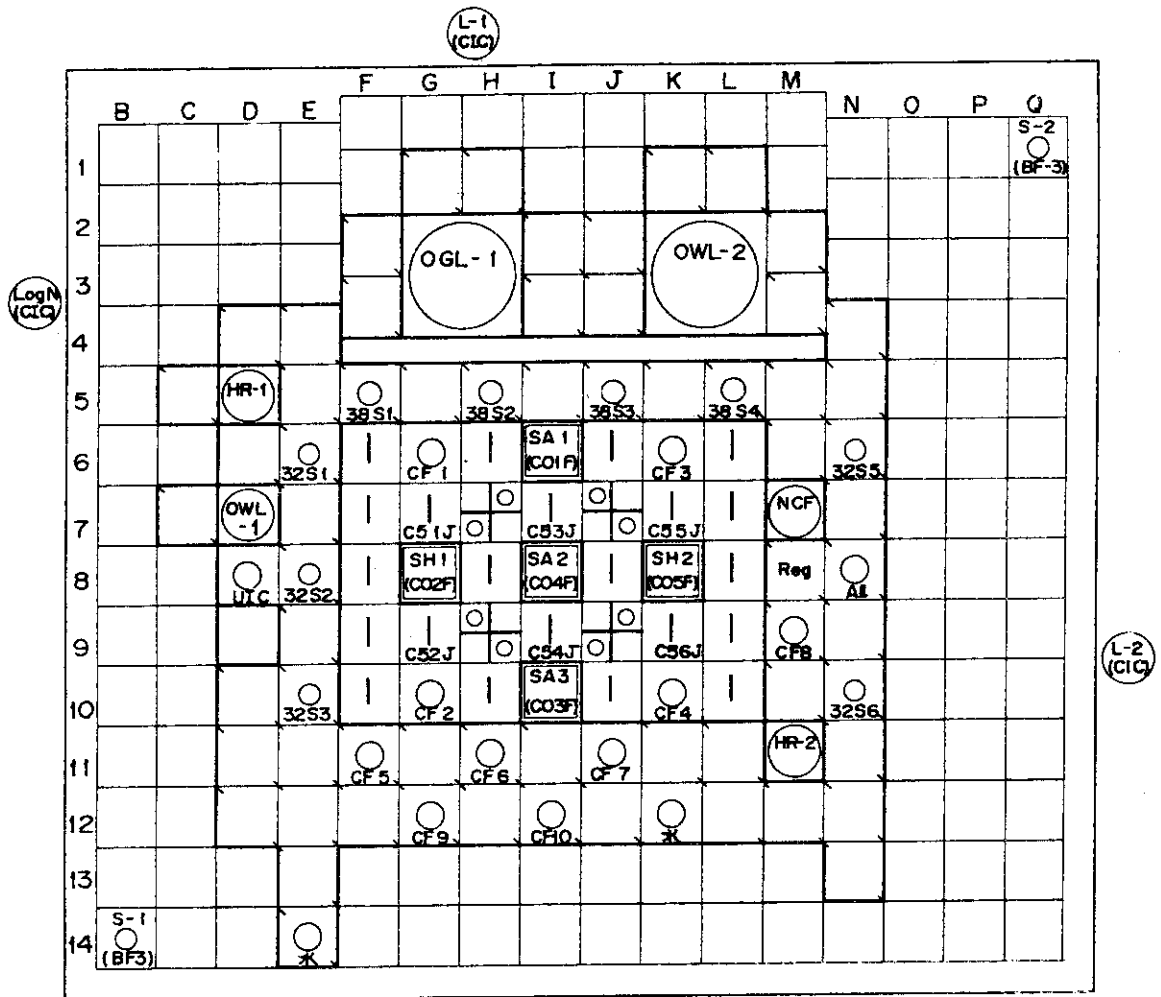
### 3.3 照射後試験結果

OWL-1から取出された本試料は、JMTR原子炉本体からホットラボに通じるカナル水中で、約3ヶ月冷却後、ホットラボに搬入され、1980年5月中旬から照射後試験が行われた。そのデータの詳細は別途報告されているが<sup>(2)</sup>、燃料棒に関して得られた知見は、次のようである。

- (1) 燃料棒の表面にはクラッドの付着、多数の小さなすり傷が認められたが、腐食、亀裂などはなかった。
- (2) ガンマスキニングの結果から、Rod 1, 2, 3, 4それぞれの出力分担比( $F_R$ )を求めると、1.03, 1.21, 0.89, 0.88となり\*、JMTRC実験値1.09, 1.12, 0.90, 0.89に比較して、Rod 1, 2がやや異っている。これはFig. 17, 18に示すようにJMTRの炉心配置とJMTRC実験炉心配置を比較して、JMTR炉心でOWL-1の北隣り(Rod 2側)に、吸収効果の大きいキャプセルが挿入されているので熱中性子束分布がRod 2側で低下しているためである。  
さらに各燃料棒の軸方向出力分布係数( $F_z$ )は、熱電対高温接点部で、1.24である。JMTRC実験値1.26よりわずかに小さいが、これはJMTRC実験では中実ペレットを使用したのに対し、本体の燃料棒では、途中まで中空ペレットを使用しているためである。
- (3) ガンマスキニングの結果からスタック長さは、照射前と比較して、Rod 1, 2, 3, 4それぞれ0.4, 0.3, 0.7, 1.2 mm短くなっている。スタック長さの縮みは焼きしまりによるが、より狭いギャップの燃料棒ではペレットが焼きしまっても、被覆管との相互作用で軸方向の移動が拘束され、見かけ上のスタック長の縮みが、広いギャップの燃料棒より小さくなるものと推定される。
- (4) 残留ギャップ測定値は、Rod 1, 2, 3それぞれ53, 142, 167  $\mu$ (測温点付近における最初の測定値)であり、製造時ギャップに対する割合はそれぞれ48%, 68%, 54%であった。この結果は、リロケーション量を50%程度として温度計算をすることの妥当性を示しており、この結果は海外炉での実験結果<sup>(7), (8)</sup>と良く一致している。
- (5) 直径プロフィールを測定した結果、Rod 1(100  $\mu$ ギャップ)のピーク出力位置の付近にリッジングが認められた他には、直径の変化はなかった。

---

\* ガンマ線スペクトル分析によると、ガンマ線の強度は $N_0^{95}$ が支配的であるので、 $N_0^{95}$ の半減期(35 day)を用い、ガンマスキニングを行った日時の違いを補正した。



- Fuel Element
- Be Reflector
- Al Reflector
- Nuclear Mockup Capsule

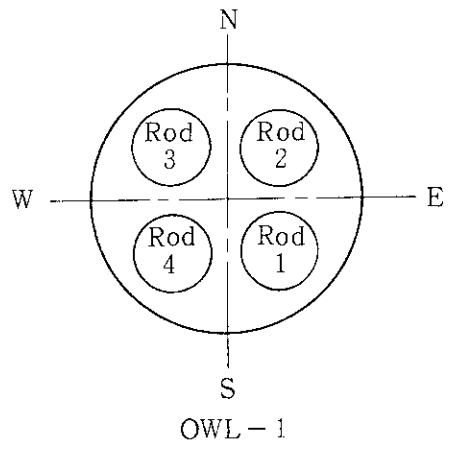


Fig.17 Core configuration of the critical facility JMTRC



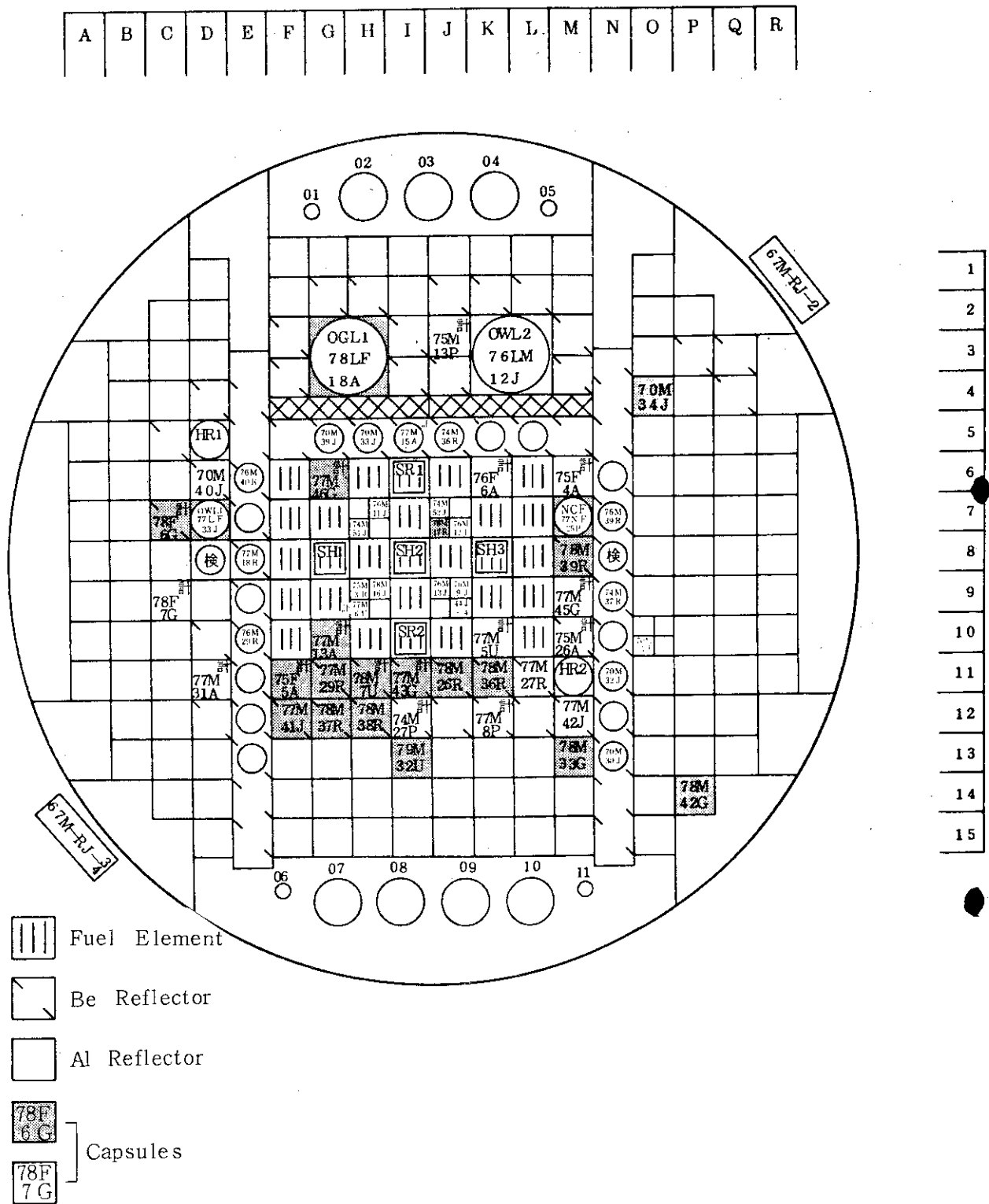


Fig. 18 Core configuration of the JMTR (48 cycle).

## 4. 結 論

- (1) 照射後試験の結果、封入ガスはHeの他にN<sub>2</sub>, Arが多量混入していた。この封入ガス組成を基に熱計算を行い、燃料中心温度の計算値と実測値を比較した結果次のことが明らかになった。
  - FRFG-4 コードによる計算値は、最初の出力上昇時において、実測値との一致が良くなく、3, 4回目の出力上昇時に良い一致を示す。これはFREG-4のリロケーションモデルが燃焼度依存であり、通常、極く初期に50%程度のリロケーションが認められるが、その効果を十分にモデル化していないためである。
  - FEMAXI-3は初期リロケーションの効果を一定として取扱っており、FEMAXI-3の標準値30%は、本実験結果と比較してやや過小評価であり、50%が妥当な値である。
- (2) HeにN<sub>2</sub>, Arが混入していたのは、He封入方法が不完全であったためであり、He封入孔は1.0φ程度と大きくする、封入容器中の真空度は10<sup>-5</sup> mm Hgで約15分間保持し、5回程度置換を行うなどの封入方法の改善が必要である。
- (3) 燃料棒伸び検出器として渦電流方式の変位検出器を使用した。この検出器は冷却水中のクラッドが多い所では、ドリフトを起しやすい。またターゲットの取付けには照射中にゆるみが生じないように工夫が必要である。今回試作したタービンフローメータはシャフトの摩耗による折損が起った。今後炉内計装として実用化するためには、ベアリング、シャフトの構造、材質について再検討し、炉外試験の実績を積む必要がある。

## 5. あ と が き

本実験はJMTRで最初に行う重計装の燃料集合体の照射実験であり、燃料棒、炉内計装の仕様などについて部内に燃料中心温度測定実験タスクフォースを設置し、十分討議の上決定した。しかし本試料の設計から照射後試験が終了するまで約3年の期間を要した。このように長期間を要したのは、燃料の設計変更、製作上のトラブル、設計及び工事の方法の認可申請作業の遅れなどによるところが大きい。今後この種の実験を行うに当っては、計画から実験終了までの期間をできるだけ短縮することが課題であり、また本実験で得られた貴重な経験を生かしたい。

## 謝 辞

本実験を初めるに当りタスクフォースを発足させた高田稔元部長、実質的推進者であった大内信平元部長、及び鋭意検討に参加したタスクフォースのメンバーに深く感謝します。また実験の準備、データの採取、整理に協力していただいた瀬崎勝二氏（照射第1課）小向文作氏

## 4. 結 論

- (1) 照射後試験の結果、封入ガスはHeの他にN<sub>2</sub>, Arが多量混入していた。この封入ガス組成を基に熱計算を行い、燃料中心温度の計算値と実測値を比較した結果次のことが明らかになった。
  - FRFG-4 コードによる計算値は、最初の出力上昇時において、実測値との一致が良くなく、3, 4 回目の出力上昇時に良い一致を示す。これはFREG-4のリロケーションモデルが燃焼度依存であり、通常、極く初期に50%程度のリロケーションが認められるが、その効果を十分にモデル化していないためである。
  - FEMAXI-3 は初期リロケーションの効果を一定として取扱っており、FEMAXI-3 の標準値30%は、本実験結果と比較してやや過小評価であり、50%が妥当な値である。
- (2) HeにN<sub>2</sub>, Arが混入していたのは、He封入方法が不完全であったためであり、He封入孔は1.0φ程度と大きくする、封入容器中の真空度は10<sup>-5</sup> mm Hgで約15分間保持し、5回程置換を行うなどの封入方法の改善が必要である。
- (3) 燃料棒伸び検出器として渦電流方式の変位検出器を使用した。この検出器は冷却水中のクラッドが多い所では、ドリフトを起しやすい。またターゲットの取付けには照射中にゆれが生じないように工夫が必要である。今回試作したタービンフローメータはシャフトの摩耗による折損が起った。今後炉内計装として実用化するためには、ベアリング、シャフトの構造、材質について再検討し、炉外試験の実績を積む必要がある。

## 5. あ と が き

本実験はJMTRで最初に行う重計装の燃料集合体の照射実験であり、燃料棒、炉内計装の仕様などについて部内に燃料中心温度測定実験タスクフォースを設置し、十分討議の上決定した。しかし本試料の設計から照射後試験が終了するまで約3年の期間を要した。このように長期間を要したのは、燃料の設計変更、製作上のトラブル、設計及び工事の方法の認可申請作業の遅れなどによるところが大きい。今後この種の実験を行うに当っては、計画から実験終了までの期間をできるだけ短縮することが課題であり、また本実験で得られた貴重な経験を生かしたい。

## 謝 辞

本実験を初めるに当りタスクフォースを発足させた高田稔元部長、実質的推進者であった大内信平元部長、及び鋭意検討に参加したタスクフォースのメンバーに深く感謝します。また実験の準備、データの採取、整理に協力していただいた瀬崎勝二氏（照射第1課）小向文作氏

(照射第2課), OWL-1の発熱量測定法確立に尽力された北島敏雄氏(照射2課), データ採取に協力いただいた照射2課の関係者諸氏, タービンフローメータの設計製作を担当された米川 出氏(現大型トカマク開発部), 大友昭敏氏(照射2課), 照射後試験を担当されたホットラボ課の関係者諸氏には心より感謝の意を表します。またFEMAXI-3の使用にあたり便宜をはかっていただいた市川達生室長(安全工学部), 設計・製作を担当していただいた菊地泰二氏(工作課)に心から感謝の意を表します。

## 参 考 文 献

- (1) 安藤弘栄, 河村 弘, 瀬崎勝二, 小向文作, "JMTRにおける燃料中心温度測定実験(II) - 第1次燃料試料の実験解析 - " JAERI-M 9202, November, 1980.
- (2) 酒井陽之他" JMTRにおける燃料中心温度測定実験(III) - 第1次燃料試料の照射後試験 - " JAERI-M 82-034, April, 1982.
- (3) 原山泰雄, 泉 文男, 石橋明弘, "FREG-4:照射履歴に従った燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達評価プログラム" JAERI-M 9631, August, 1981.
- (4) 中島鉄雄, 市川達生, 岩野義彦, 伊東賢一, 斉藤裕明, 鹿島光一, 木下幹康, 大久保忠恒, "FEMAXI-III - 軸対称有限要素法による燃料ふるまいコード", JAERI-M 9251, January, 1981.
- (5) Kolstad, E., et al. : CSNI Specialist Meeting in Espoo, 1980.
- (6) 中島照夫, 松原邦彦, 大岡紀一, 伊丹宏治, "JMTRにおける燃料中心温度測定実験(I) - 第1次燃料試料(77LF-33J)の設計と製作 - ", JAERI-M 9600, August, 1981.
- (7) H. Stehle, H. Assmann and F. Wunderlich, "Uranium Dioxide Properties for LWR Fuel Rods", Nucl. Eng. Des., 33 (1975), 230.
- (8) C. E. Beyer, et al. BNWL-1898 (1975)

## Appendix A OWL-1 に於ける試料総発熱量の決定法

中心温度測定実験による計算コード検証用の精度良いデータを得るためには中心温度測定位置の発熱密度（線出力）をできるだけ正確に求めることが大切である。

OWL-1 に於る発熱量決定法は、基本的にはエンタルピー増加量に放熱量、ガンマ発熱量を考慮して求める。

ここにその算出法と精度などについて述べる。

### A. 1 試料総発熱量の算出

OWL-1 に於て試料発熱量は Fig. A. 1 に示すフローチャートに従って計算される。入力データとなる測定値は、炉内管入口温度( $T_i$  : 測温抵抗体により測定)、同出口温度( $T_o$ )、炉内管入口流量( $F$ )、炉内管出口圧力( $P$ )などである。Fig. B. 2 に示すように炉内管を5つのブロックに分け先ず各部の温度を  $T_1 \sim T_8 = T_9 \sim T_{16} = T_o$  と設定する。次に炉内管各部の放熱量を計算する。炉内管入口枝管放熱量( $Q_{1a}$ , アスベスト保温部)、同出口枝管放熱量( $Q_{1b}$ )は管外自然対流熱伝達の式<sup>\*1</sup>に従って計算され、Fig. A. 3 のように放熱曲線が求められる。炉内管断熱層(窒素断熱)放熱量 $Q_{1c}$ は、Fig. A. 4 に示すように $Q_{11} \sim Q_{18}$ の8ブロックに分け円管熱伝導による熱計算で求める。すなわち、

$$Q_{1n} = K_n \lambda \Delta T_n \quad (n = 1 \sim 8) \quad (1)$$

$$K_n = \frac{2\pi L_n}{l_n D_{2n} / D_{1n}} \quad (2)$$

$D_{1n}$ ,  $D_{2n}$  : 各部の内外径

$L_n$  : 各部の長さ

$\lambda$  : 断熱層熱伝導率

$\Delta T_n$  : 炉内管内外温度差

$D_{1n}$ ,  $D_{2n}$ ,  $L_n$  の値及び  $\Delta T_n$  の定義を Table A. 1 にまとめて示す。 $\lambda$  は放熱量測定実験による測定値を使用している。その測定値を Fig. A. 5 に示す。これから炉内管断熱層からの放熱量は、Fig. A. 6 のように求められる。

さらに Fig. A. 2 に示したように流路仕切管部の熱交換量を5ブロックに分けて円管強制対流熱伝達による熱計算で求める。但し流路仕切管部熱交換特性実験によって求められた熱通過率補正係数を使用し計算値を補正する。

\*1 伝熱工学資料, 日本機械学会

最後に炉内管ガンマ発熱量( $Q_r$ )の計算を行う。燃料試料を除く、炉内管構造材、冷却水、試料ホルダなどで発生するガンマ発熱量の計算を行うものとし、原子炉燃料領域内の炉内管部(炉内テストセクション)にある物質の重量と中性子束に比例して発熱すると仮定する。また炉内テストセクションを5つの領域に分け、各領域に於る構造材、冷却水の重量、中性子束を考慮する。ガンマ発熱密度は実測されており、 $1.79 \text{ w/g}$  (熱中性子束  $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$  当り)である。

このように $Q_i$ 、 $Q_r$ が求めれば次式により試料発熱量 $Q_s$ が求められる。

$$Q_s = (E_o - E_i) F + Q_i - Q_r \quad (3)$$

実際にはフローチャートに示すように炉内管各部が熱平衡に達するまで繰り返し計算が行われ、試料発熱量が求められる。

## A.2 試料総発熱量の測定精度

試料発熱量は(3)式から求められる。(3)式の右辺第1項は炉内管出入口温度差と流量から求められる熱収支である。その測定誤差はOWL-1プロセス計装の公称値から次のように算定される。

温度差の測定誤差： $\pm 1.0\%$  (測温抵抗体 $\pm 0.5\%$ ，計器 $\pm 0.5\%$ )

流量の測定誤差： $\pm 1.0\%$  (ベンチュリー管 $\pm 0.5\%$ ，計器 $\pm 0.5\%$ )

従って熱収支の測定誤差は $\pm 1.4\%$ となる。

(3)式第2項は炉内管放熱量であり、炉内管各部の温度によって決る定数であり、Fig. A. 6の曲線から求められる。図に示した測定値のバラツキからOWL-1の運転温度の範囲では、 $\pm 1.5 \text{ kW}$  (一定値)である。

第3項はガンマ発熱量であり、ガンマ発熱率はOWL-1に試料が装荷されていない運転サイクル時に測定された。その値をTable A. 2に示す。平均値と誤差は $1.79 \pm 0.1 \text{ w/g}$  (炉出力50 MW時)である。中心温度測定実験第1次試料の場合、炉内管及び冷却水、試料ホルダー等の重量は10 kgであり、ガンマ発熱は、

$$1.79 \pm 1.0 \text{ KW (炉出力 50 MW時)}$$

と求められる。

第1次試料(77LF-33J)の場合試料発熱量は、54 KWと求められている。炉内管出入口熱収支の測定誤差は $\pm 1.4\%$ であり発熱量に換算して $\pm 0.8 \text{ KW}$ ，炉内管放熱量の測定誤差は $\pm 1.5 \text{ KW}$ ，ガンマ発熱の測定誤差は $\pm 1.0 \text{ KW}$ である。従って試料発熱量の測定誤差は、

$$\pm 2.0 \text{ KW}^* \text{ または } \pm 3.7\%$$

と推定される。なおこの測定誤差は試料の発熱量が小さい程大きくなる。

---

\* 測定誤差  $= \pm \sqrt{0.8^2 + 1.5^2 + 1.0^2} = \pm 2.0 \text{ (KW)}$

Table A.1 炉内管各部の放熱量計算パラメーター

	L (m)	D <sub>1</sub> (mm)	D <sub>2</sub> (mm)	K (m)	$\Delta T$ (°C)
Q1a	6.30	48.6	150.0		$(T_1 + T_2) / 2$
Q11	2.40	48.6	60.0	1.19	$(T_1 + T_2) / 2 - T_{r3}$
Q12	0.49	74.0	86.0	0.34	$T_2 - T_{r3}$
Q13	4.16	74.0	86.0	2.90	$T_3 - T_{r1}$
Q14	1.36	60.2	64.2	2.21	$T_4 - T_{r1}$
Q15	0.75	60.2	64.2	1.22	$T_5 - (T_{r1} + T_{r2}) / 2$
Q16	0.50	60.2	64.2	0.81	$T_6 - T_{r2}$
Q17				2.47 <sup>*1</sup>	$T_{12} - T_{r3}$
Q18	2.40	48.6	60.0	1.19	$(T_{12} + T_{13}) / 2 - T_{r3}$
Q1b	6.00	48.6	150.0		$(T_0 + T_{13}) / 2$

Q11, Q110 の D<sub>1</sub>, D<sub>2</sub> は保温層の内外径を示す。

\*1 炉内管トップクロージャー部の放熱量を炉内管断熱層部放熱量の 20% と仮定した。

Table A.2 Experimented Gamma Heat Rate in OWL-1

Operating Cycle No.	Gamma Heat Rate
3 3	1.882 (W/g)
3 5	1.895
3 7	1.670
3 9	1.746
4 2	1.761
Average	1.79 ± 0.1

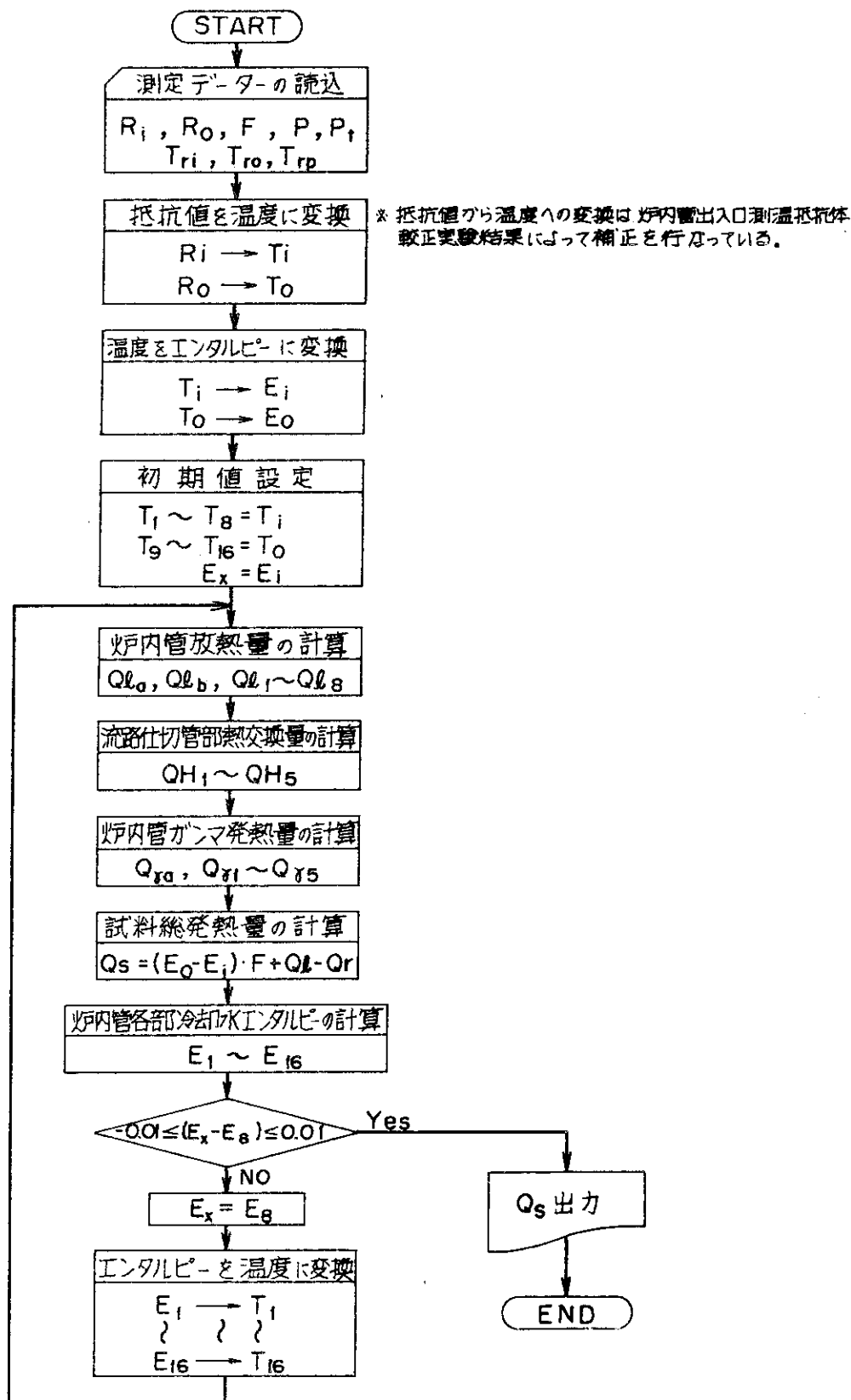
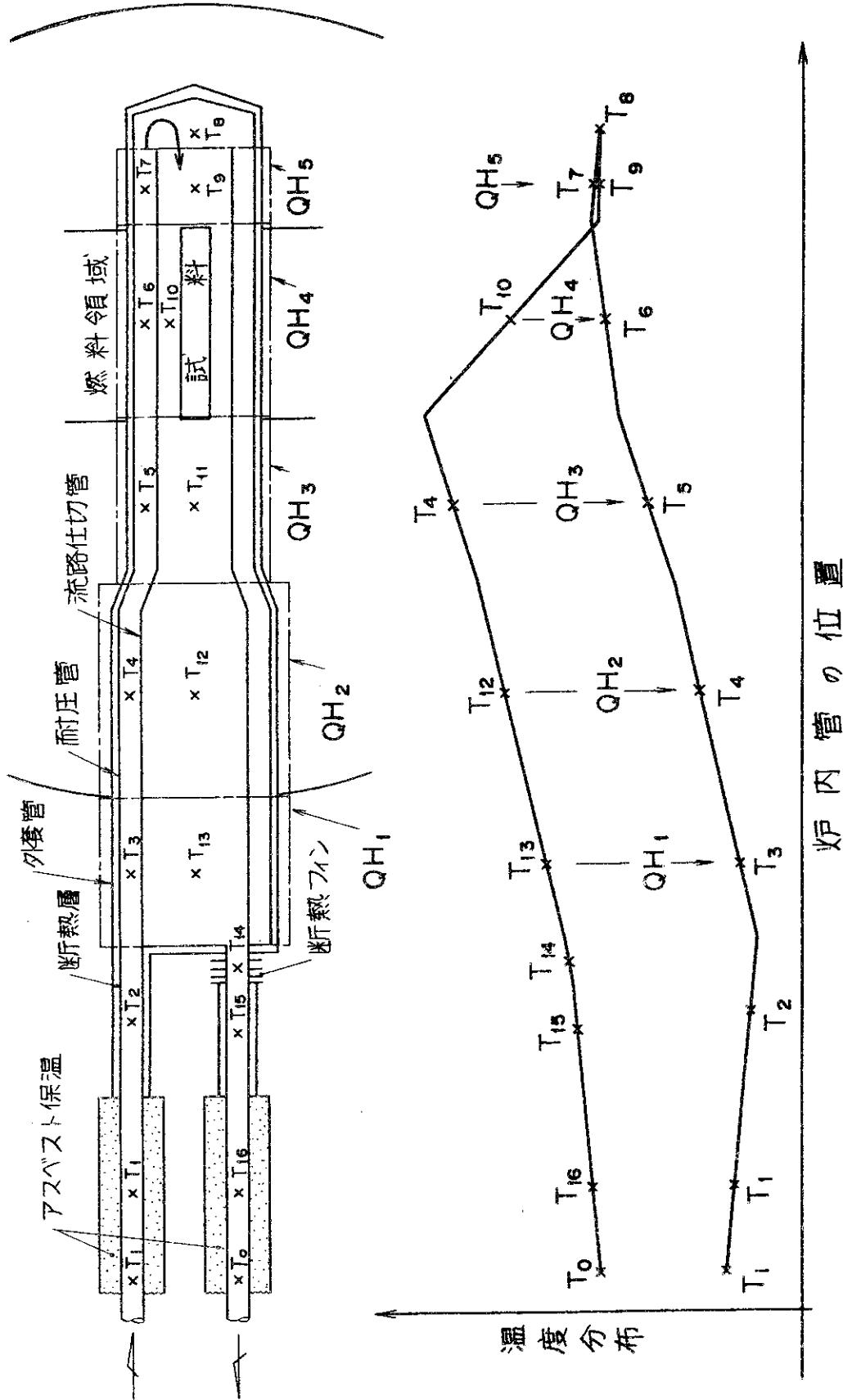


Fig. A.1 Flow diagram of the code to predict the fuel assembly power.





**QH1~5 : 流路仕切管部熱交換量**

Fig. A.2 Calculation model of heat exchange through the inpile partition tube.  $T_1$  to  $T_{16}$  show temperatures corresponding to the region.  $T_1$ ,  $T_0$  are inlet, outlet temperatures respectively.

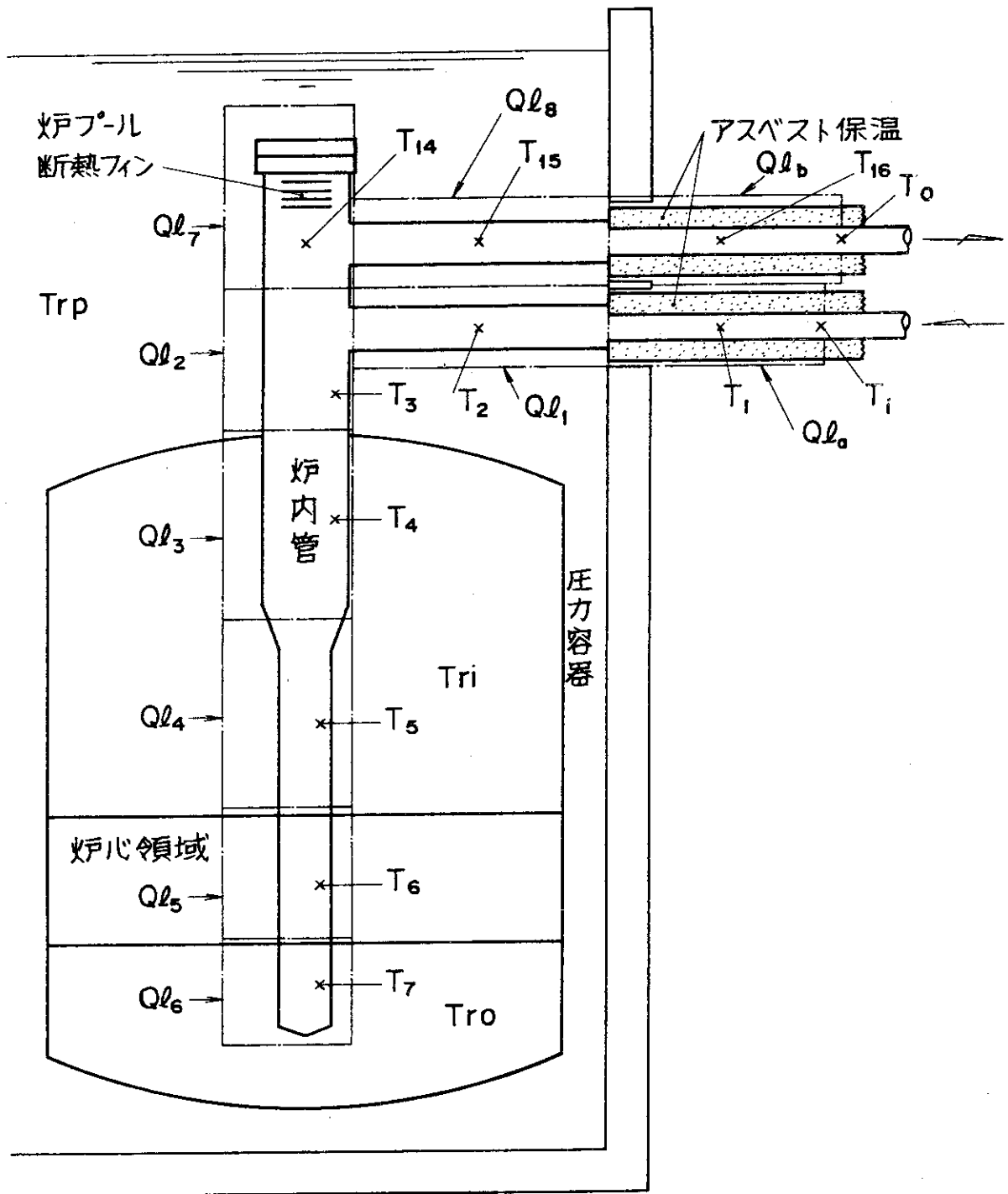


Fig. A.3 Calculation model of heat leakage from the inpile tube, inlet/outlet tube to reactor coolant.

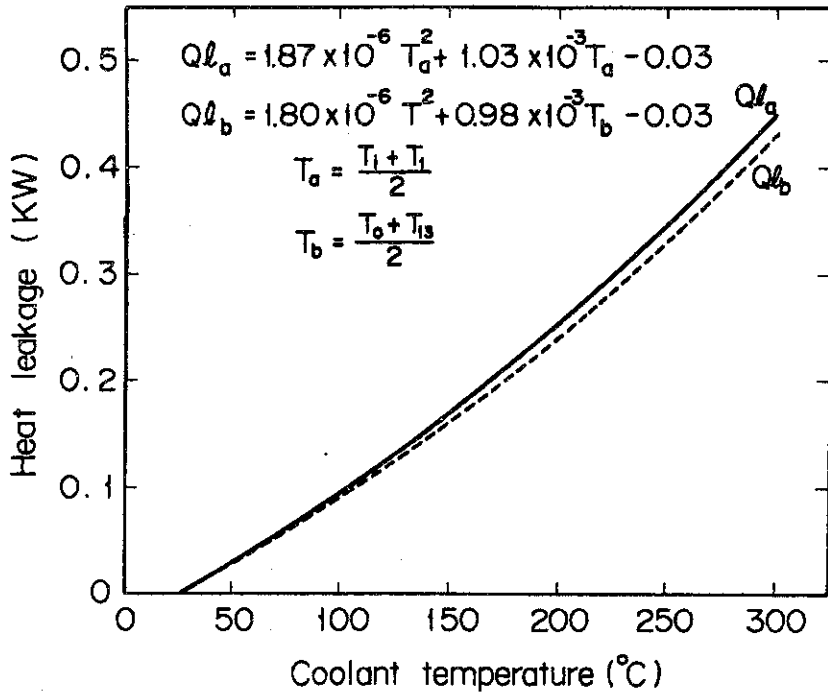


Fig. A.4 Heat leakage estimation at the asbestos covered pipe region.

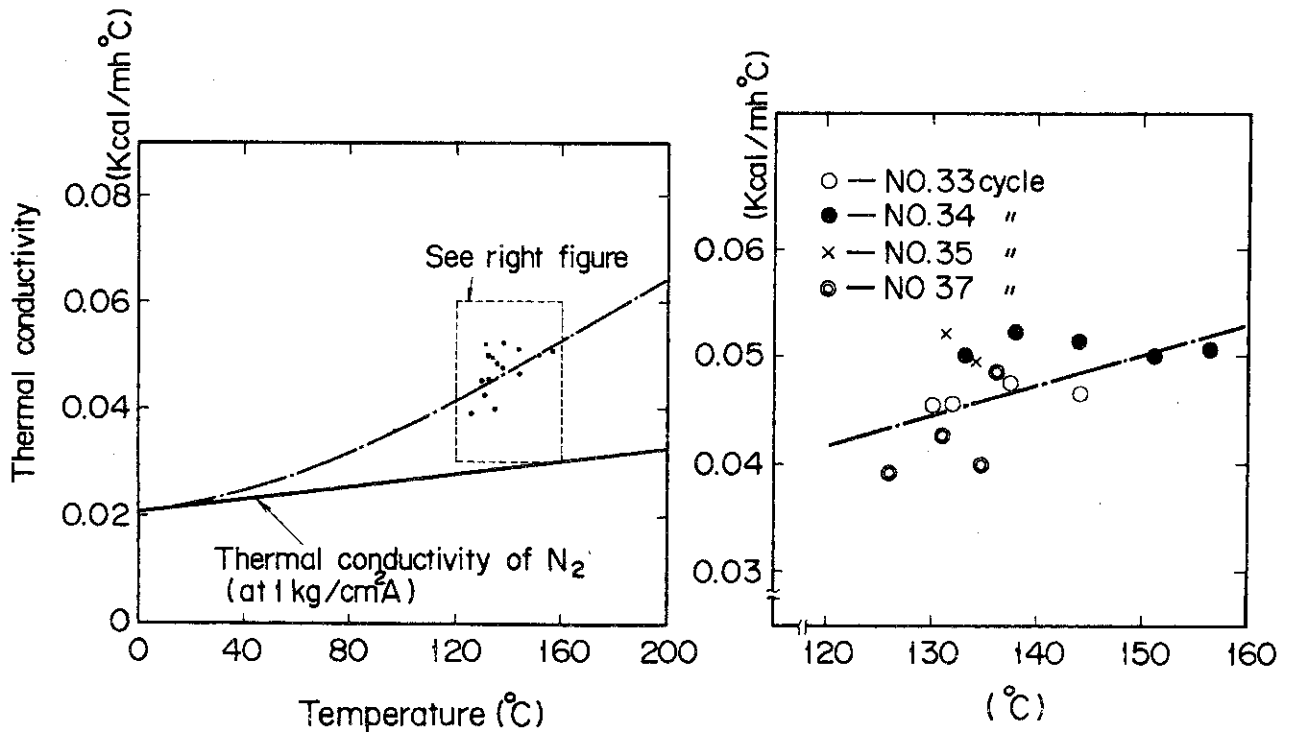


Fig. A.5 Effective thermal conductivities through the inpile tube. These were obtained experimentally.

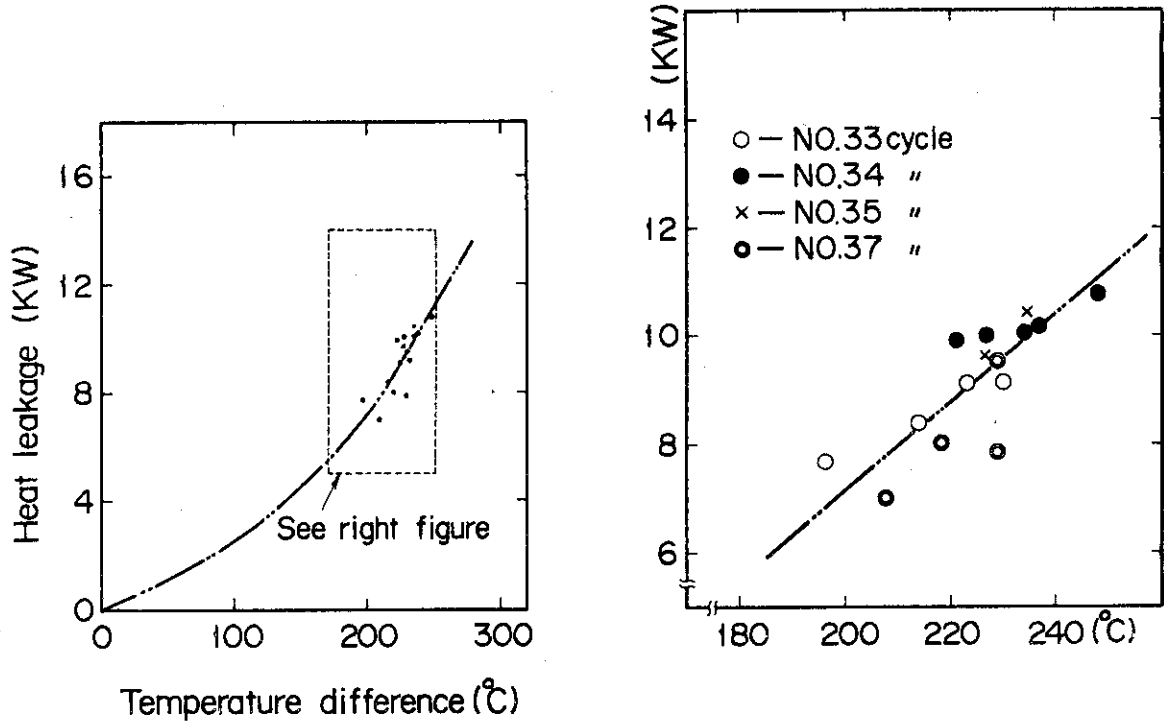


Fig. A.6 Heat leakage from the inpile tube to reactor coolant