

JAERI-M
9202

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 —

1980年11月

安藤 弘栄・河村 弘・瀬崎 勝二・小向 文作

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

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

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—

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

安藤 弘栄・河村 弘・瀬崎 勝二・小向 文作

(1980年11月7日受理)

軽水炉燃料安全研究に関して最も基本的な実験である燃料中心温度測定実験をJMTRの水ループOWL-1で行うことが計画されている。3体の計装付燃料集合体の照射が行われるが、第1次試料の照射が完了した。

ここでは燃料中心温度の測定値と原研の燃料温度分布計算コードFREG-4の予測値とを比較検討した。また局所線出力の求め方などのデータ解析方法、炉内計装の炉内挙動分析結果について述べた。燃料中心温度は通常時最高1250°C、線出力は最高320W/cm、到達燃焼度は最大1600MWD/TUである。

Fuel Centerline Temperature Measurement
Experiment in JMTR (II)

(Experiment Analysis of the First Test Assembly)

Hiroei ANDO, Hiroshi KAWAMURA, Katsuji SEZAKI
and Bunsaku KOMUKAI

Division of JMTR Project, Oarai Research Establishment,
JAERI

(Received November 7, 1980)

Fuel centerline temperature measurement experiment which is the most fundamental for the LWR fuel safety study, is planned to conduct in JMTR using OWL-1 loop facility. Irradiation of the first test assembly was completed.

In this paper, the comparison between measured fuel centerline temperature data and predicted ones by JAERI's FREG-4 code which is a computer program to calculate fuel temperature distribution is made. Furthermore, the data analysis method such as how to estimate local linear power and inpile behavior of the instrumentations are described.

The maximum fuel center temperature was 1250 °C at steady state, the maximum linear power was 320 W/cm, and the maximum burnup was about 1600 MWD/T.

Keywords : LWR Fuel, Fuel Centerline Temperature,
JMTR, Irradiation Data,
Instrumented Fuel, Local Linear Power

目 次

1. まえがき	1
2. 実 験	1
2.1 試料及びループ	1
2.2 実験方法	2
3. 実験結果と解析	3
3.1 出力履歴	3
3.2 燃料中心温度データ及び計算値との比較	3
4. 炉内計装の評価	5
4.1 中心温度測定熱電対	5
4.2 燃料棒伸び検出器	5
4.3 FPガス圧力・温度検出器	6
4.4 アセンブリ計装	6
5. 結 論	7
6. あとがき	7
謝 辞	7
参考文献	8
Appendix A 核的模擬実験	26
Appendix B OWL-1に於ける試料総発熱量の決定法	34

CONTENTS

1. Introduction	1
2. Experiment Description	1
2.1 Test Assembly and Inpile Loop	1
2.2 Experiment Conduct	2
3. Experiment Results and Analysis	3
3.1 Power History	3
3.2 Fuel Centerline Temperature Data and Comparison with Calculation	3
4. Instrumentation behavior	5
4.1 Fuel Center Thermocouple	5
4.2 Fuel Cladding Elongation Sensor	5
4.3 Penum pressure and Temperature Transducer	6
4.4 Assembly Instrumentations	6
5. Conclusion	7
6. Concluding Remarks	7
 Acknowledgement	 7
 References	 8
 Appendix A Nuclear Mockup Experiment Results.....	 26
 Appendix B Assembly Power Determination in the water loop (OWL-1).	 34

1. ま え が き

原子力委員会は軽水炉施設の安全研究の相当部分を国が実施すべきであるとの結論を得て、「原子炉施設等安全研究専門部会」を設置し、安全研究の企画立案及び調整、その成果の評価・活用などについて諮問した。

同専門部会はこの諮問を受けて具体的な研究課題について検討し、51年度からの5ヶ年計画を策定した。軽水炉燃料の安全研究については専門部会に「燃料検討会」が設置され検討が重ねられた。

JMTRにおける燃料中心温度測定実験は、燃料検討会が提示した研究課題に基づき、通常時の燃料ふるまいを調べるため、中心温度などが測定できる計装付き燃料集合体をJMTRの水ループに装荷し照射実験を行うものである。さらに本実験を進めつつ各種炉内計装技術の開発を行いJMTRの照射技術上に資するものである。

燃料中心温度または燃料内温度分布はペレット・被覆機械的相互作用(PCMI)およびFPガス放出を介してPCI破損しきい値に影響を与える他、異常な過度変化時および事故時の初期条件として重要であり、そのデータは燃料ふるまいコードの熱解析モデル検証に必須である。

JMTR水ループによる中心温度測定実験は、3体の燃料集合体が製作される予定になっており、第1次試料は既に照射され、照射試験が行われている。本報告書は主として第1次試料の照射履歴、燃料中心温度対線出力の測定値と計算コード予測値を比較検討した結果について述べたものである。

第1次試料は製造時ペレット-被覆管ギャップをパラメータにした4本の燃料ピンから成る。各燃料棒内のペレットの仕様は同一である。BWR 8×8型燃料の仕様で被覆管、ペレット等を製造した。

今回炉内計装として使用されたWRe熱電対、伸び検出器、FPガス圧力検出器、中性子検出器(SPND)、タービンフローメータについても炉内挙動を報告する。

2. 実 験

2.1 試料及びループ

OWL-1で行う中心温度測定実験の第1次試料は、燃料-被覆管ギャップをパラメータとしたときの中心温度及びギャップコンダクタンスと線出力との関係を調べるため、4本の燃料ピンのギャップをそれぞれ100, 200, 300, 400 μm (直径) とした。これは商用燃料のギャップが200~300 μm であることを考慮して選択された。供試燃料ピンは商用BWR 8×8型燃料仕様に合わせて製作され、Heを1 atmで封入した。

各燃料棒のピーク線出力位置に、中心温度を測定するためのWRe熱電対が挿入してある。

またRod 1 には伸び検出器, Rod 3 にはFPガス圧力検出器が取付けられている。Table 1 に燃料ピンの製造データと計装について示す。

OWL-1はJMTR炉心反射体領域(第2層目)に設置された冷却水折返し型の水ループであり, BWR及びPWR条件下での照射実験が可能である。

2.2 実験方法

本実験の運転パラメータは;

原子炉熱出力	50 MW
ループ冷却水圧力	7.2 Mpa
ループ炉内管入口温度	240°C
熱中性子束(平均)	1.0×10^{14} n/cm ² ·sec
高速中性子束(平均) (1MeV以上)	2.5×10^{13} n/cm ² ·sec
γ線発熱率	1.8 W/g

燃料集合体の概略図をFig. 1 に示す。

本試料は1979年11月から1980年2月まで(JMTR第48, 49サイクル), 通算42日の照射が行われた。JMTRの1サイクルは, 前半11日~燃料入替~後半11日の運転パターンである。出力上昇は原子炉出力をステップ状に上昇させ, 各ステップで定常になってから主要なデータを専用デジタルデータレコーダー及びプロセス計装により採取した。

燃料ピンの線出力は次のような方法により求めた。先づ50MW定常運転時の試料総発熱量 P_{50}^{Loop} をループ炉内管入口・出口温度差, 冷却水流量などの測定値(プロセス計装による)から求める。一方燃料ピンの出力分担比 F_H^i , 熱電対接点位置のピーキング係数は f_z は, 燃料ピン, タイロッド等が容易に分解組立が可能ないように製作した核的模擬試料(Nuclear Mockup Capsule)に熱中性子束測定用のDyフォイルを貼り臨界実験装置JMTRCで照射し, 箔放射化法により求める。これから50MW時の線出力 Q_{50}^i は,

$$Q_{50}^i = \frac{P_{50}^{Loop} \cdot F_H^i \cdot f_z}{M \cdot L} \quad (1)$$

M : 燃料ピン本数

L : スタック長

と求まる。また燃料集合体に取付けられているRh-SPNDの中性子束感度が直線性を示すことから, 出力上昇中の線出力はSPND出力を内挿することにより求めた。核的模擬実験について詳細をAppendix Aに示す。またOWL-1における試料総発熱量の決定法をAppendix Bに示す。

3. 実験結果と解析

照射中に得られた燃料中心温度などのデータの詳細を報告する。中心温度及び出力の履歴については特に詳細にのべる。中心温度対線出力およびギャップコンダクタンス対線出力についてはFREG-4コードによる計算値との比較を行う。また今回は必ずしも満足なデータが得られなかった燃料棒伸び検出器、FPガス圧力センサー、タービンフローメータの炉内挙動についても報告する。

3.1 出力履歴

燃料中心温度測定実験第1次試料は予定通り2サイクル間、約42日にわたる照射が行われた。Fig. 2に原子炉熱出力履歴を示す。48サイクル出力上昇中に1回出力低下があった他は計画通り原子炉は運転された。

JMTR炉心の中性子束は制御棒の引抜きなどによりかなり変動する。先に3次元核計算により求めた熱中性子束の変動の様子をFig. 3に示す⁽¹⁾。これはOWL-1の位置に相当する照射孔の計算値であり、中心制御棒(SH-2)が燃料の燃焼を補償して引抜かれるに従って、炉中心(縦方向)付近の中性子束が次第に減少していくのが認められる。

Fig. 4にSPNDにより測定した熱中性子束の変動の様子を示す。運転初期から次第に減少し、運転末期で5~10%減少する。この熱中性子束の変動に伴い、試料発熱量はFig. 5のように変化する。試料発熱に関するデータは1日3回採取した。48サイクル最初の異常なピーク(11月14, 15日の時点)は、OWL-1の運転の都合により補助の流量調整弁を使用したため発熱量をやや大きく評価していることによる。

核的模擬実験から求めた燃料ピンの出力分担比、熱電対测温部ピーキング係数と上記試料総発熱量から、测温部の線出力が求められる。但し核的模擬実験は運転初期の制御棒位置で行われるので運転初期以外は、線出力は運転初期の値とSPND出力とから求めるのが適当である。

運転初期の線出力の測定誤差は、試料総発熱量の測定誤差を±3.7%(Appendix B参照)、出力分担比、ピーキング係数の測定誤差を1%とすれば±4%と見積られる。

3.2 燃料中心温度データ及び計算値との比較

各燃料ピンの中心温度測定値をFig. 6~Fig. 9に示す。各ピン間の温度の違いは燃料-被覆管ギャップ及び出力分担比すなわち熱中性子束の違いによる。JMTRの反射体領域の中性子束は勾配を持っており、炉心側のピンは反対側のピンより約20%大きい。No. 2ピンの熱電対が短時間であったが最高1390°C(1月30日のデータ)を記録した。これは出力上昇時、原子炉出力がオーバーシュートしたためであり定常時は1250°Cであった。

4回の出力上昇時に於て、線出力をパラメータとして各燃料ピンの中心温度の測定値とを比

較した。計算コードはFREG-3コード⁽²⁾⁽³⁾の最新版であるFREG-4を用いた。計算に使用したオプションモデルはTable 2に示すものを選んだ。スウェリングモデルは燃焼度が低く、燃料温度も比較的良かったのでスウェリングは無視できると考えて除外した。リロケーションモデルを考慮しなかった場合についても検討した。Table 3に計算に用いた各燃料ピンの出力履歴を示す。

Fig. 10は最初の出力上昇時の中心温度対線出力の測定値と計算値を比較したものである。商用動力炉燃料のギャップ（通常230 μm ）より小さいギャップを持つNo 1, No 2ピンでは計算値と良い一致を示した。リロケーションモデルを含まない計算値に良く合っており、FREG-4のリロケーションモデルは本実験の範囲ではリロケーションを過大に評価しているようであるが、照射後試験における残留ギャップの測定などにより確認する予定である。

大ギャップのNo 3, No 4ピンは小ギャップの燃料ピンとは様子が異なる。No 3ピンは線出力が低い場合、計算値は実測値より低く、線出力が高くなるに従って実測値に一致する傾向がある。No 4ピンのギャップは、No 3ピンのギャップより広いので、同一線出力で比較するとより高い温度を示すはずであるが、測定値はほぼ等しい温度を示した。一方予備的に行われた熱電対出力信号のノイズ解析実験において、熱電対の温度応答特性が調べられたが、No 4ピンの熱電対は他の3本と比較して異なるふるまいを示したので、熱電対自体に問題あることが考えられる。Fig. 11にノイズ解析により得られた熱電対の応答特性を示す。

Fig. 12~Fig. 15に各燃料ピンについて4回の出力上昇時に得られた燃料中心温度対線出力のデータとFREG-4による計算値（first ramp）を示す。Rod 1, Rod 2のデータはリロケーションモデルなしの場合に良く一致している。すなわち100 μm , 200 μm 程度の比較的狭いギャップの燃料ピンの中心温度は900MWd/T迄の低バーンアップの場合、変化幅が小さく計算値と一致すると言える。さらにギャップが広いRod 3の場合は中心温度の変化幅がやや大きくなるが計算値とかなり良く一致している。約150W/cm以下の線出力では計算値の方がやや低めの評価をしている。~150W/cm以上の線出力で測定値を詳細に見れば、初回、第2回目の出力上昇時のデータは一致しているが、第3回目、第4回目になると中心温度がやや低下している。これはリロケーションがある程度進んだためと思われる。Rod 4の熱電対は前述のように指示値にやや疑問が残るが、初回の出力上昇時はリロケーションモデルを含む計算値に良く合っている。

Fig. 16は燃料中心温度、線出力の測定値から求めたギャップコンダクタンスを線出力の係数として計算値と比較したものであり、最初の出力上昇時において全燃料ピンの比較を行った。ギャップコンダクタンスはFig. 17のように次元熱計算コードGENGTICを改良したプログラムを使用して求めた。この際 UO_2 の熱伝導率はFREG-4と同様の値を使用した。Fig. 18~Fig. 21は各々の燃料ピンについて4回の出力上昇時のデータと計算値（FREG-4）との比較を示す。計算値は初回及び第4回の出力上昇時のデータに対応するものであり、リロケーションモデルの有無についての比較を行った。

これらのギャップコンダクタンス対線出力の図から言えることは次の通りである。FREG-4のリロケーションモデルに関して、その実験値は前述の中心温度データと同様にリロケーションモデルなしの場合に合っており、本実験の場合リロケーションによるギャップ閉塞がほとんど

ど無く、そのリロケーションモデルはリロケーション量を過大に評価していると言えよう。

リロケーションは中心温度を低める要因であるが、一方中心温度を高める要因として、クラックやガスバブルによる燃料熱伝導率の低下、焼きしまりによるギャップの拡大、封入ガスへ不純物ガスが混入することによるギャップガスの熱伝導率の低下などが考えられる。

本実験の燃料ピンについて推測すると、中心温度は $\sim 1200^{\circ}\text{C}$ でありクラックの数もあまり多くなく、燃焼度が平均 1000 MWD/T と小さいので F P ガスの蓄積も小さい。従ってペレットの熱伝導率に与える影響は小さいと思われる。焼きしまりに関しては、密度 95% T. D で焼結温度は 1700°C のペレットを用いており、この影響は無視できると考えられる。燃料ピンに熱電対を挿入・密封までの管理方法によっては大気の流れが起るが、He ガス封入は十分真引きをして行っているため He ガスの純度は多少悪くなっているものの熱伝導率にあまり影響していないと思われる。今後ホットセルでの照射後試験に於て、残留ギャップの測定、金相試験などを行いここで述べた事柄の裏付けとなるデータを得て総合的な解析を行う予定である。

4. 炉内計装の評価

今回使用した炉内計装は、燃料ピン計装として中心温度測定熱電対、伸び検出器、F P ガス圧力検出器であり、集集体計装として S P N D、タービンフローメータ、冷却水温度測定熱電対である。その設計製作の詳細は別の報告書に譲るが、ここでは主として照射中の挙動について述べる。

4.1 中心温度測定熱電対

中心温度測定熱電対は W 5% Re/W 26% Re 素線、BeO 絶縁材、Mo シース ($\phi 1.8$) から成る。熱電対は前述のように予定の 42 日間作動し、十分満足できるデータを得ることができた。短時間に最高 1390°C を示し、定常時は 1250°C であった。

計算値と比較して、Rod 4 に取付けた熱電対の指示値が予想よりやや低い温度を示し、ノイズ解析による応答特性データによると他の熱電対と比べて特性が異っていた。燃料ピンに取付け完了した時点で絶縁抵抗を測定したが、Table 4 に示すように Rod 4 の熱電対の値が特に小さいとは言えない。

4.2 燃料棒伸び検出器

Fig. 22 は燃料棒伸び検出器の出力信号の履歴である。被覆管伸び量を初回出力上昇直前（零出力時）の値を基準として表示した。第 48 サイクル前半の 14 日間、伸び検出器は正常に作動したと思われる。Fig. 23 に 48 サイクル出力上昇時の被覆管伸び対線出力のデータを示す。

これらのデータから明らかなように、48 サイクル後半以降零出力時の伸びデータは、最初の基準点に比べ、負の（縮む）方向に移動したような指示をしている。通常このような現象が起

ることはなく、一般には永久伸びが表れ被覆管が縮むことは考えられない。OWL-1ではFP放出実験が多く行われ、一次系の除染に化学除染が施こされた。それ以後一次系のクラッド (crud) が増加している。クラッドの成分はFe, Ni, Cr が主成分である。その分析結果をTable 5に示す。一次系内のクラッドが検出器に付着し磁場に影響を与え較正值が外れることが考えられる。特にループ起動時には配管の随所に付着していたクラッドが起動時に流水のショックで剥れ、冷却水中のクラッド濃度が高くなり検出器に付着する量が多くなる。今回使用した検出器は渦電流方式のものであり、予め使用環境を模擬した較正が行われ、エレクトロニクス回路が組まれている。クラッドの付着など較正時の環境と異なる場合は誤差が大きくなると考えられる。

今後JMTRの照射実験で、この型のものを使用する際には、使用条件を十分吟味した較正試験を行うことが重要である。

4.3 FPガス圧力・温度検出器

本実験に使用されたFPガス圧力検出器は、伸び検出器と同じ原理によるもので、圧力をベローズで変位に変換しそれを渦電流に変換している。Fig. 24に取付け部の詳細を示す。プレナムガスの温度を測定するためクロメル-アルメル熱電対が取付けられている。測温部をプレナム中央に設ける予定であったが、熱電対貫通部のシールが不可能であったため、端栓内に密閉されプレナムガスには触れない状態で製作された。そのためプレナムガスの温度を測定しているとは言えないが、検出器端部の温度を測定していると推定される。原子炉50 MW運転時には周囲の冷却水温より 10°C 高い温度を示した。一般にはプレナム内の温度は冷却水温にほぼ等しいと言われており、GAPCON-THERMAL-1でも冷却水温 $+10^{\circ}\text{F}$ (6°C)として計算している⁽⁴⁾。 $+10^{\circ}\text{C}$ はやや高すぎると思われるが、ガンマ線発熱などを考慮すれば、この測定値は妥当な温度であろう。

Fig. 25にガス圧力測定値の履歴を示す。図には最初の出力上昇時(零出力時)の測定値を基準値としそれからの増加量を示した。この図によれば零出力から全出力になるまでに $0.5 \sim 1.0\text{MPa}$ 増加している。上記のCA熱電対のデータから温度は 240°C から 264°C に上昇している。Heを1 atmで封入しているので、温度上昇による圧力上昇を計算すれば 0.005MPa 程度である。最初の基準点の圧力の読みは 1.75MPa であり、これも予想値の 0.18MPa と比べ1桁大きい値である。また零出力時の圧力が次第に低下しているのが見られる。

照射後試験に於て、プレナムガス圧力測定及びガス分析を行うことにより予想値との不一致の原因を調べる予定である。

4.4 アセンブリ計装

アセンブリ計装としてロジウム-SPND, CA熱電対, タービンフローメータが取付けられている。SPNDについては出力電流をFig. 4に示した通り良好に作動し、出力モニターとしての機能をはたした。試料出入口に取付けられたCA熱電対も良好に作動した。

タービンフローメータが今回JMTRで始めて炉内で使用され、流量計としての機能を確認する予定であったが、炉外測定器の故障で出力パルスから流量に変換することができなかった。また運転初期に出力パルスを発生しなくなった。羽根車軸受部の故障が考えられるので、照射後試験による調査に期待したい。

5. 結 論

JMTRで行われる軽水炉燃料安全研究に関する最初の実験として、燃料中心温度測定実験が選ばれ、第一次試料の照射が終了した。燃料中心温度、試料発熱密度のデータは十分な精度で測定できた。試料発熱密度の測定は±4%の誤差であり、これはハルテンププロジェクトと同程度であると評価される。燃料棒温度計算コードFREG-4と比較した結果、実測値と計算値は良く合っている。

第一次試料の場合、燃料中心温度、試料発熱密度の測定は所期の通り満足なデータを得ることができたが、燃料棒伸び検出器、FPガス圧力検出器、タービンフローメータは予期しなかった現象が現れた。そのため満足できるデータを得ることができなかった。

6. あとがき

伸び検出器、圧力検出器は今回始めて使用した型の輸入品であり、較正試験などの炉外試験及びその特性把握が不十分であったと思われる。今後の使用に際しては、使用環境を十分考慮した炉外試験等が必要であることが痛感された。

今後照射後試験で残留ギャップ測定金相試験、プレナムガス分析、燃焼度測定、ガンマスキャンなどを行い照射データの裏付けとなるデータを採取するとともに、タービンフローメータ、伸び検出器など故障を起したと思われる計装の原因調査を行い今後の開発の手がかりにしたい。

謝 辞

本実験は材料試験炉部内に設置された中心温度実験タスクフォースを中心として推進された。タスクフォースを発足された高田稔前部長、実質的推進力である大内信平前部長、発足時タスクフォース委員長であった瑞穂満課長、現委員長の佐藤雅幸課長および実施を担当している材料試験炉部の関係者諸氏に深く感謝する。

参 考 文 献

- (1) 永岡芳春, “JMTR運転中の熱中性子束変動の評価”, JAERI-M 6661, August 1976.
- (2) 原山泰雄, 泉文男他, “照射履歴に従った燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達解析プログラム FREG-3 の入力手引”, JAERI-M 6742, October 1976.
- (3) 原山泰雄, 泉文男, “FREG-3: 照射履歴に従った燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達率評価プログラム”, JAERI-M 7278, September 1977.
- (4) 原山泰雄, 泉文男他, “燃料棒プレナム内平均温度の考察”, JAERI-M 6249, September 1975.

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

Rod No	Pellet ^(a)		Cold ^(b) Diametral gap mm	Density ^(c) % T. D.	Enrichment % ²³⁵ U	Stack		Instrumentation		Cladding Length	
	Diameter mm	length mm				Length mm	O.D I.D mm mm	Temperature	Pressure		
1	10.68	0.11	0.11	94.7	1.52	617.0	12.52	10.79	TC ^(d)	—	ES ^(f)
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 ^(e)	—
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

TABLE 2 OPTIONAL MODEL AND EQUATION

FUEL THERMAL CONDUCTIVITY EQUATION	LYONS.(DOCKET STN-50447-1)
FUEL THERMAL EXPANSION EQUATION	CONWAY, FINCEL AND HAIN (BNWL-1778, SEP. 1973. GAPCON-THERMAL-1)
FUEL THERMAL EXPANSION MODEL	BRITTLE MODEL (COMPLETE CRACK TYPE)
FUEL SWELLING MODEL	FUEL SWELLING IS NOT TAKEN INTO ACCOUNT.
FUEL RELOCATION MODEL	GAPCON-THERMAL-2 RELOCATION MODEL (BNWL-1898, NOV. 1975)
FUEL DENSIFICATION MODEL	E. ROLSTAD (HALDEN) (HPR-188, PAPER NO.17)
CLADDING-TO-COOLANT HEAT TRANSFER COEFF. COOLANT IS WATER	DITTUS-BOELTER EQUATION
GAP CONDUCTANCE EQUATION	ROSS AND STOUTE EQUATION (CRFD-1075)

Table 3 Power History of the Rods for FREG-4 Code Input Data.

	days	Rod 1	Rod 2	Rod 3	Rod 4
1	0.0	0.0 (W/cm)	0.0 (W/cm)	0.0 (W/cm)	0.0 (W/cm)
2	0.05	63.4	65.1	52.3	52.0
3	0.075	92.4	95.1	76.2	75.4
4	0.158	199	205	165	163
5	0.375	199	205	165	163
6	0.375	182	187	150	149
7	0.929	182	187	150	149
8	0.992	243	249	200	198
9	1.125	292	299	241	238
10	11.246	292	299	241	238
11	11.255	0.0	0.0	0.0	0.0
12	11.326	60.6	62.3	50.0	49.5
13	11.359	91.1	93.7	75.3	74.5
14	11.484	206	212	171	169
15	11.555	265	272	218	216
16	11.588	297	305	245	242
17	22.259	297	305	245	242
18	22.268	0.0	0.0	0.0	0.0
19	22.297	43.1	44.2	36.0	35.2
20	22.322	83.2	85.6	68.6	68.0
21	22.351	124	127	102	101
22	22.372	168	166	133	132
23	22.393	198	203	164	162
24	22.871	198	203	164	162
25	22.943	250	257	206	204
26	23.013	307	315	253	250
27	31.135	307	315	253	250
28	31.143	0.0	0.0	0.0	0.0
29	31.197	41.3	42.4	34.0	33.6
30	31.247	82.1	84.3	67.8	67.1
31	31.297	122	126	101	100
32	31.339	161	165	132	131
33	31.401	213	219	176	175
34	31.472	269	276	223	219
35	31.518	307	315	253	250
36	42.145	307	315	253	250
37	42.153	0.0	0.0	0.0	0.0

(77LF-33 J, JMTR 48 & 49 cycle)

Table 4 Insulation Resistance of
W-Re Thermocouples

<u>No.</u>	<u>as installed*</u>	<u>as received**</u>
1	$5.0 \times 10^9 \Omega$	$0.97 \times 10^{11} \Omega$
2	3.5×10^9	1.1×10^{11}
3	7.5×10^9	1.1×10^{11}
4	2.0×10^9	0.65×10^{11}

* applied voltage : 10 VDC

** " : 25 VDC

Table 5 Chemical Analysis Data* of the Crud
in OWL-1 Coolant

Concentration : $1.69 \mu\text{g}/\text{l}$ as Fe_2O_3

Composition :

<u>Element</u>	<u>Weight</u>	<u>%</u>
Fe	$1125 \mu\text{g}$	92.7
Cr	24	2.0
Ni	50	4.1
Mn	7.5	0.6
Co	3.5	0.3
Cu	3.8	0.3
Total	1213.8	100.0

* The sample is the crud caught by
a electro-magnetic filter.

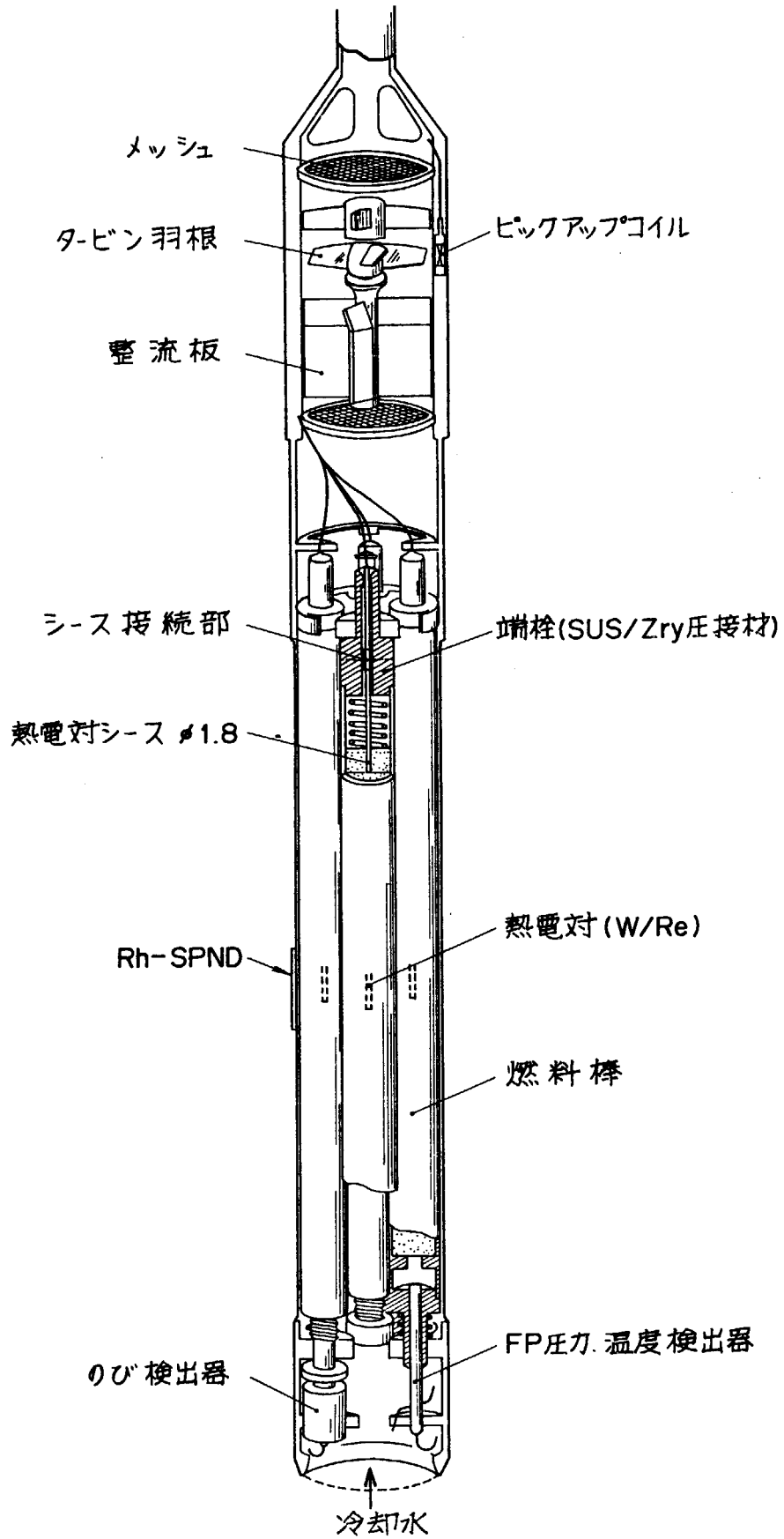


Fig. 1 Cut-away view of the instrumented fuel assembly (77LF-33J).

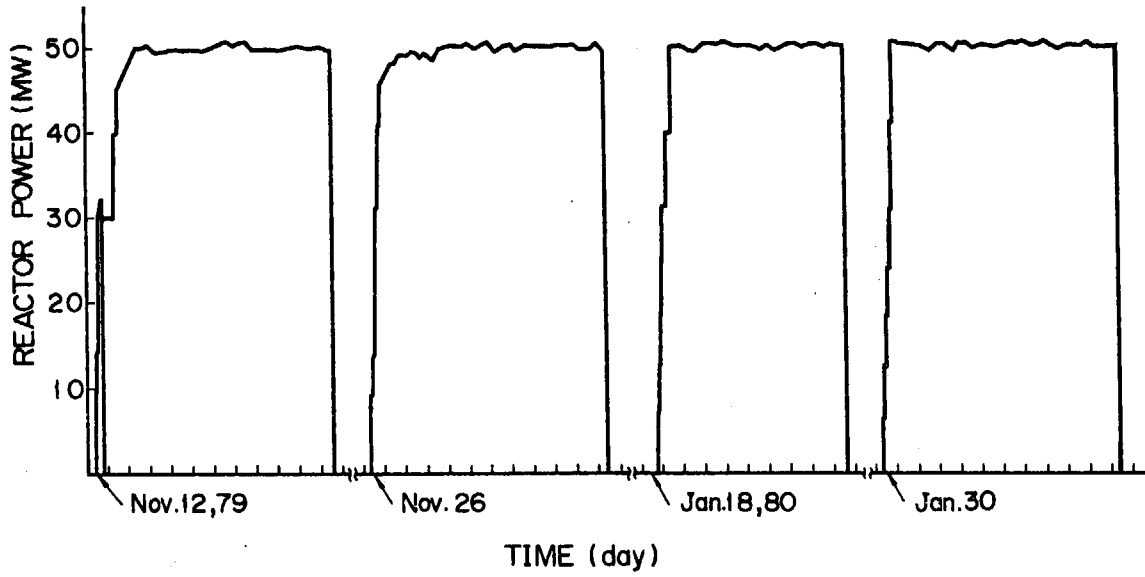


Fig. 2 Reactor power history during the irradiation period.

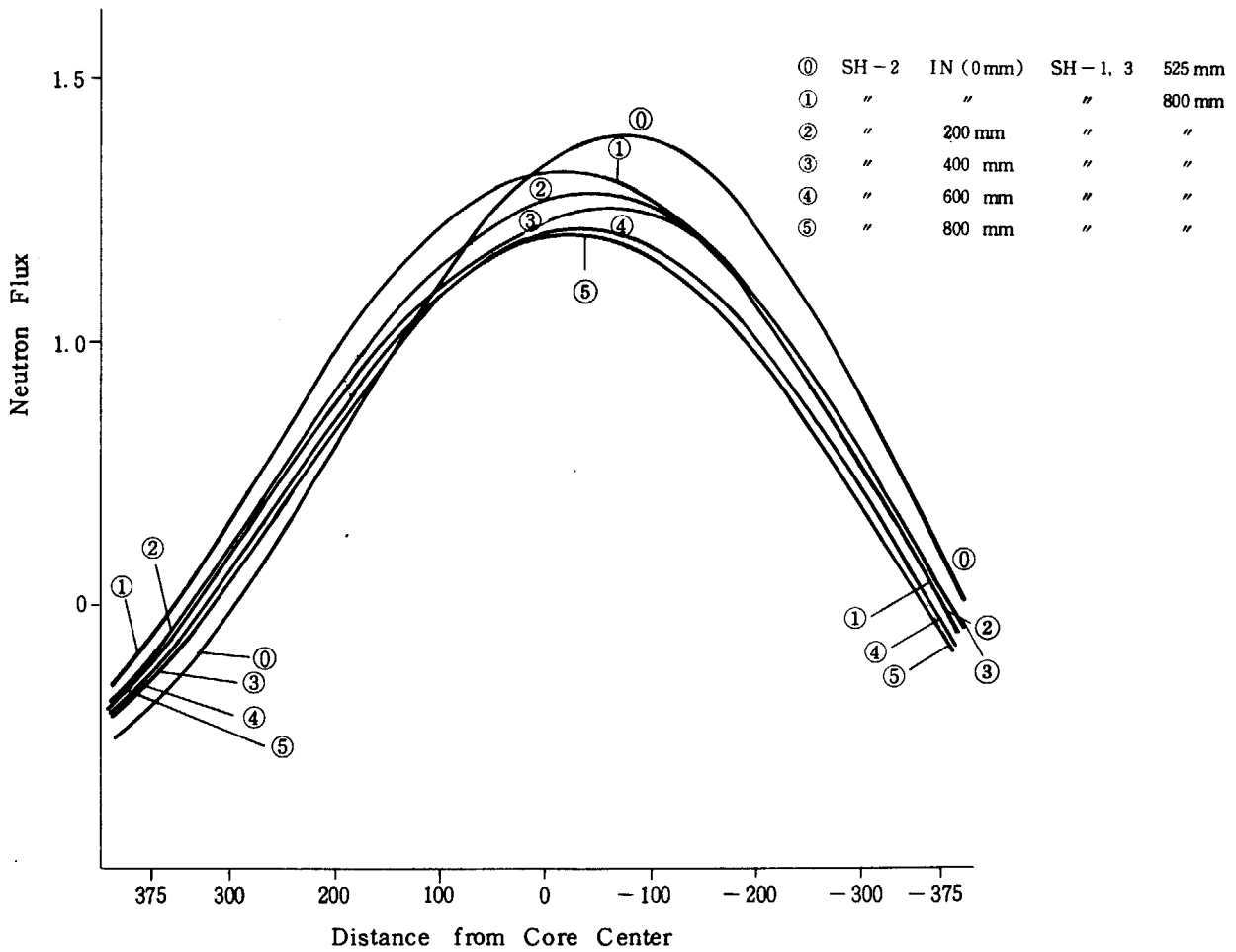


Fig. 3 Thermal neutron flux fluctuation during reactor operation as a function of the control rod position. Those were calculated by a 3-D diffusion code "CITATION". (SR-1, 2 withdrawn)

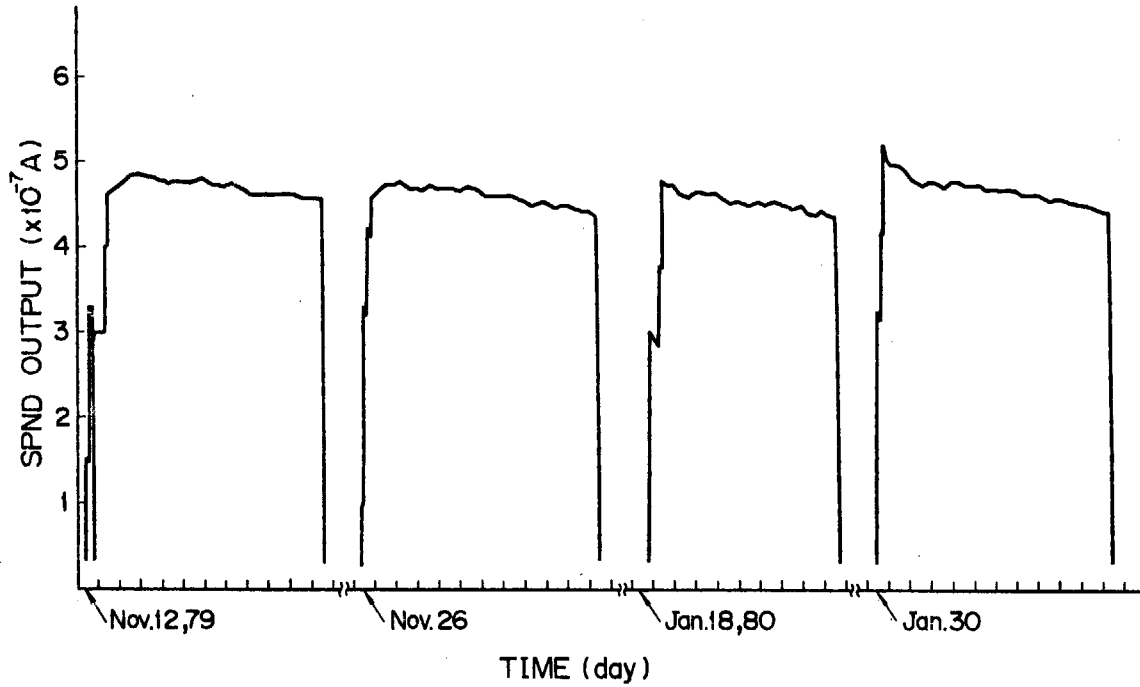


Fig. 4 SPND current history during the irradiation period.

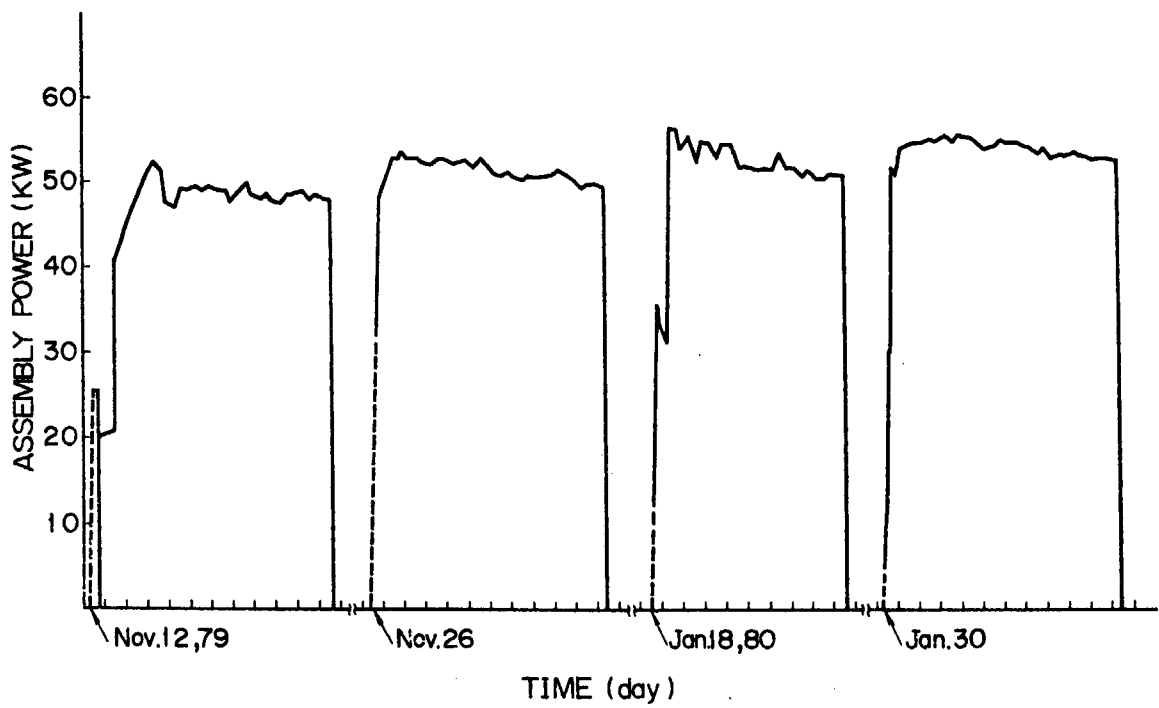


Fig. 5 Assembly power history during the irradiation period.

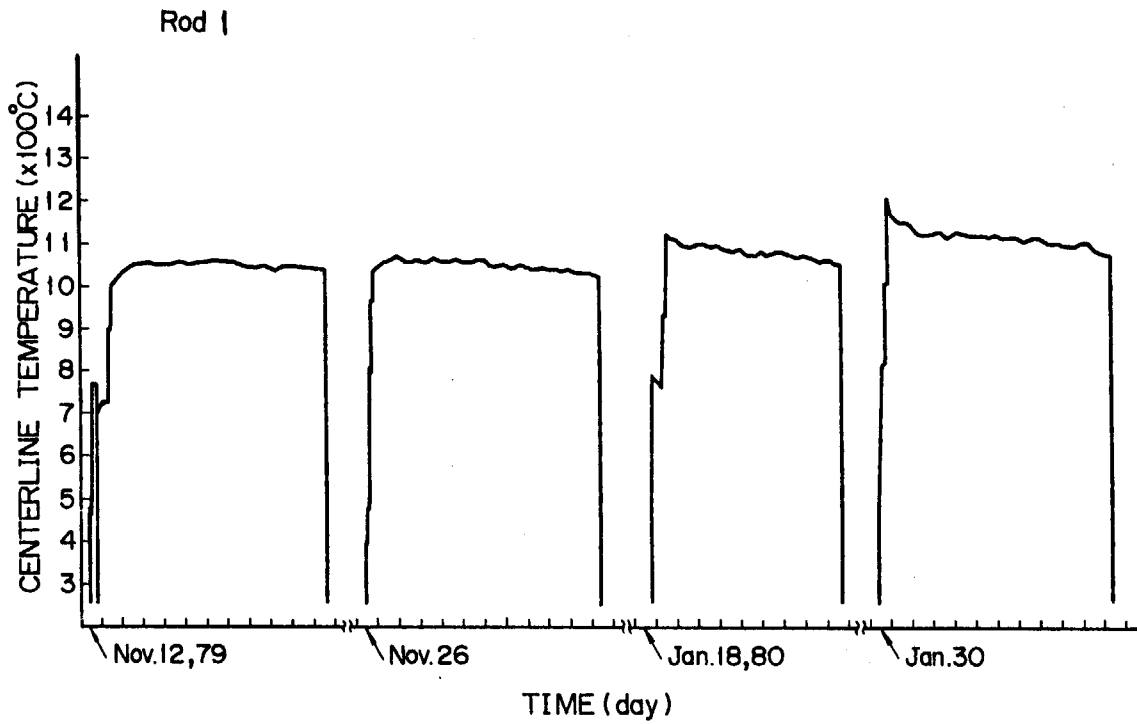


Fig. 6 Fuel centerline temperature history of rod 1 from November 1979 through January 1980.

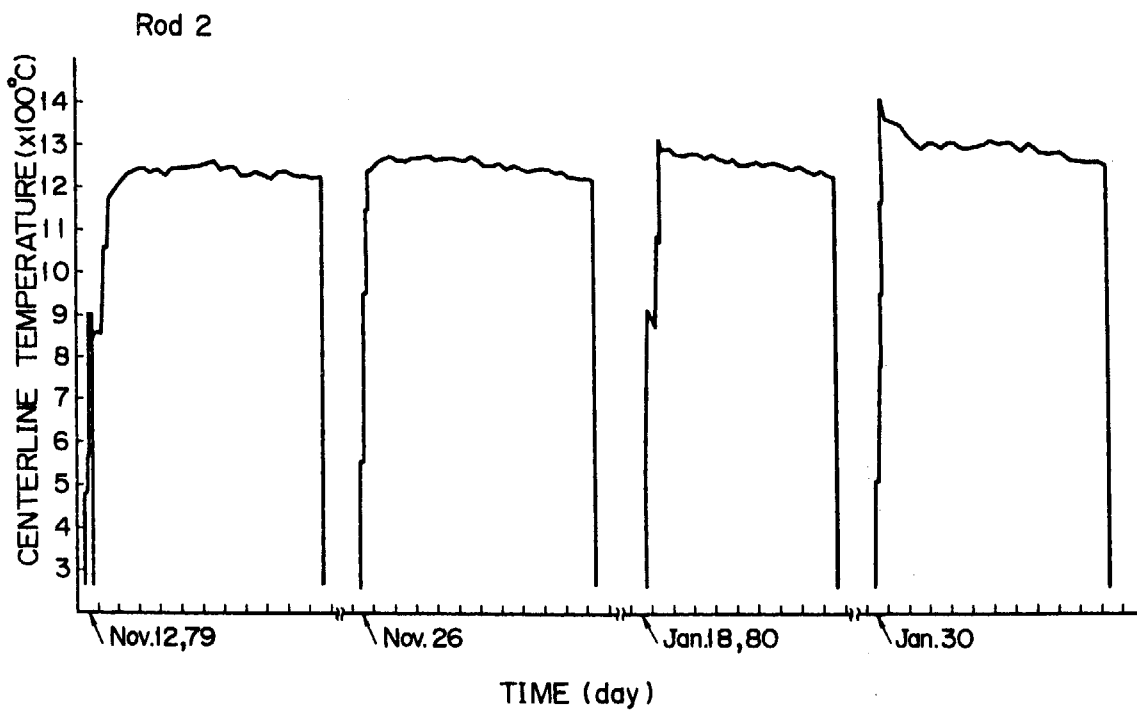


Fig. 7 Fuel centerline temperature history of rod 2 from November 1979 through January 1980.

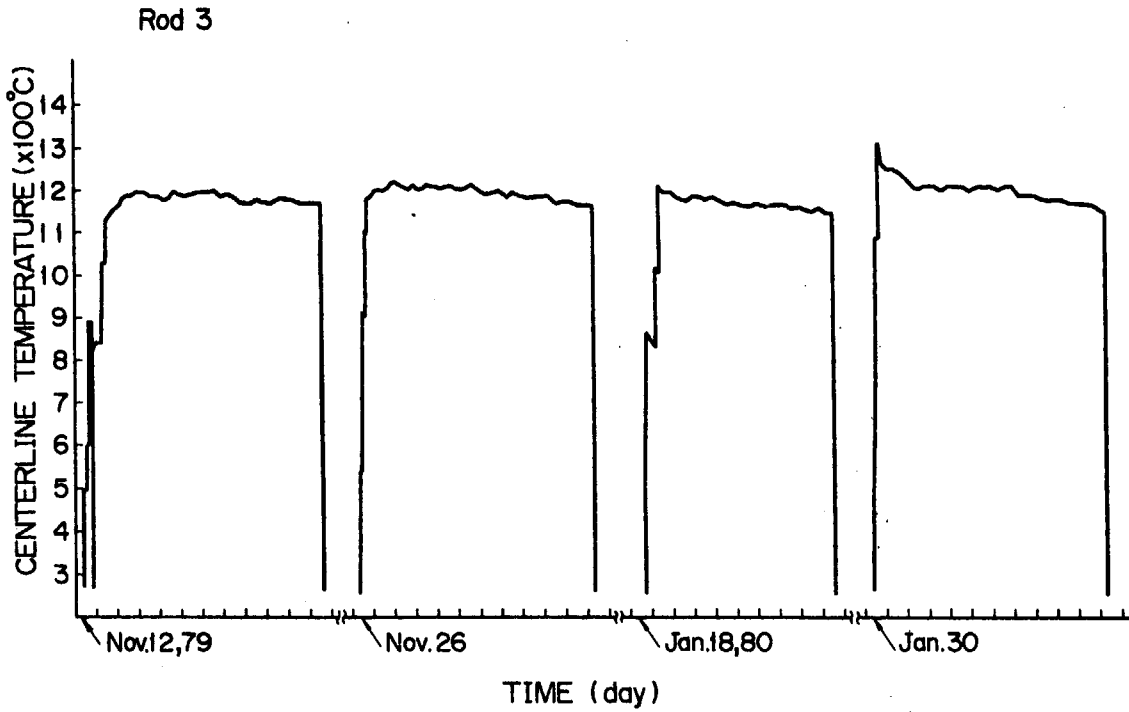


Fig. 8 Fuel centerline temperature history of rod 3 from November 1979 through January 1980.

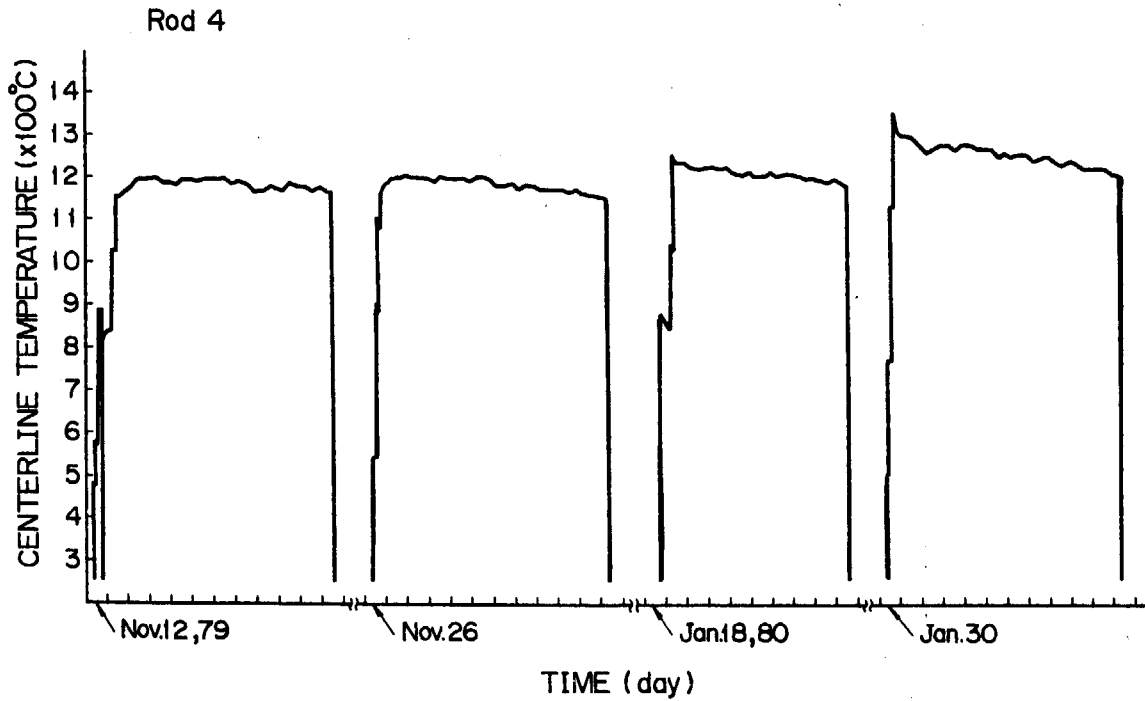


Fig. 9 Fuel centerline temperature history of rod 4 from November 1979 through January 1980.

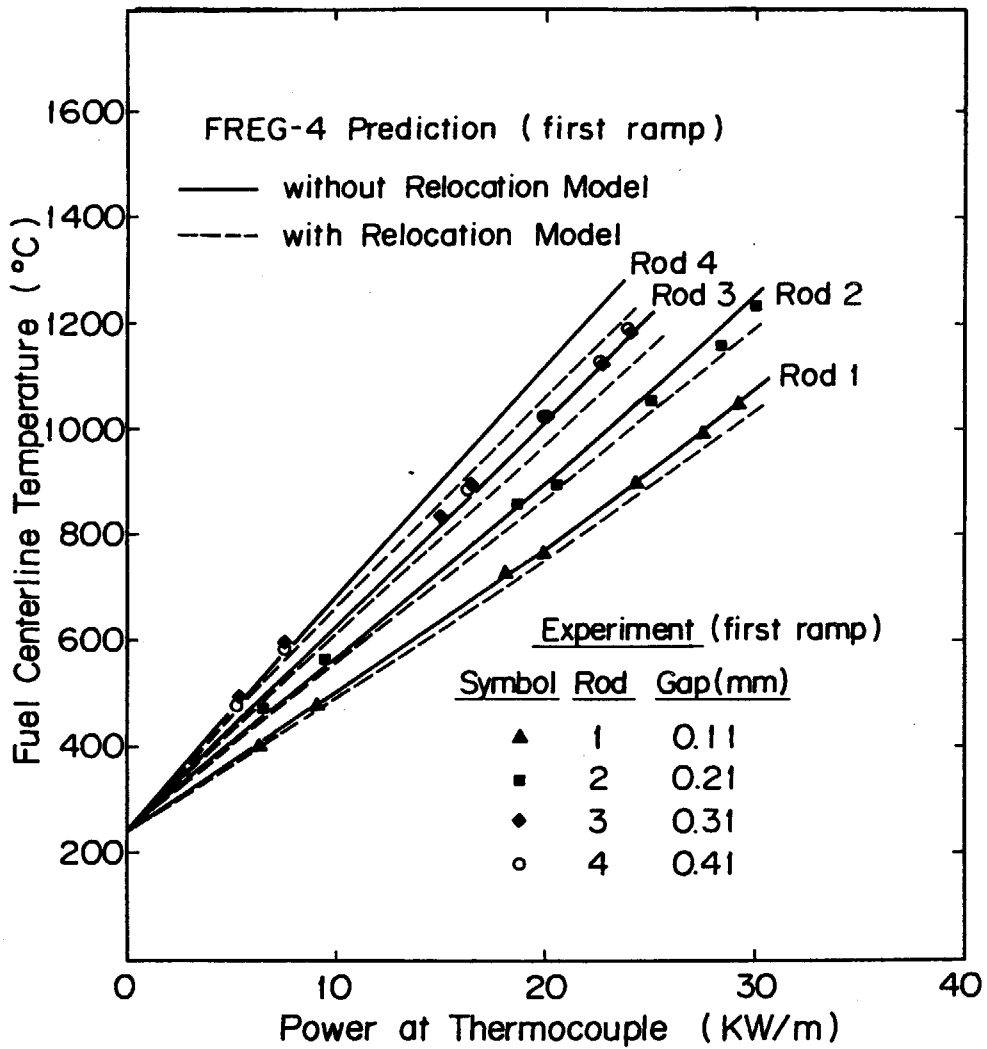


Fig. 10 Fuel centerline temperature versus power during the first-power ramp.

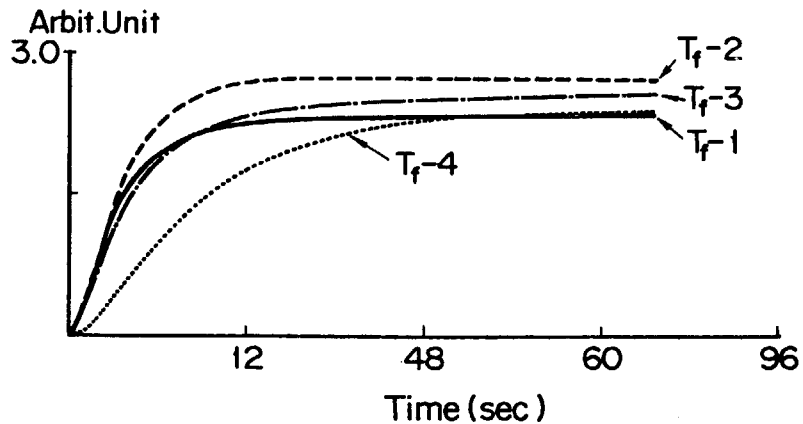


Fig. 11 Transient temperature response of the thermocouples obtained by noise analysis.

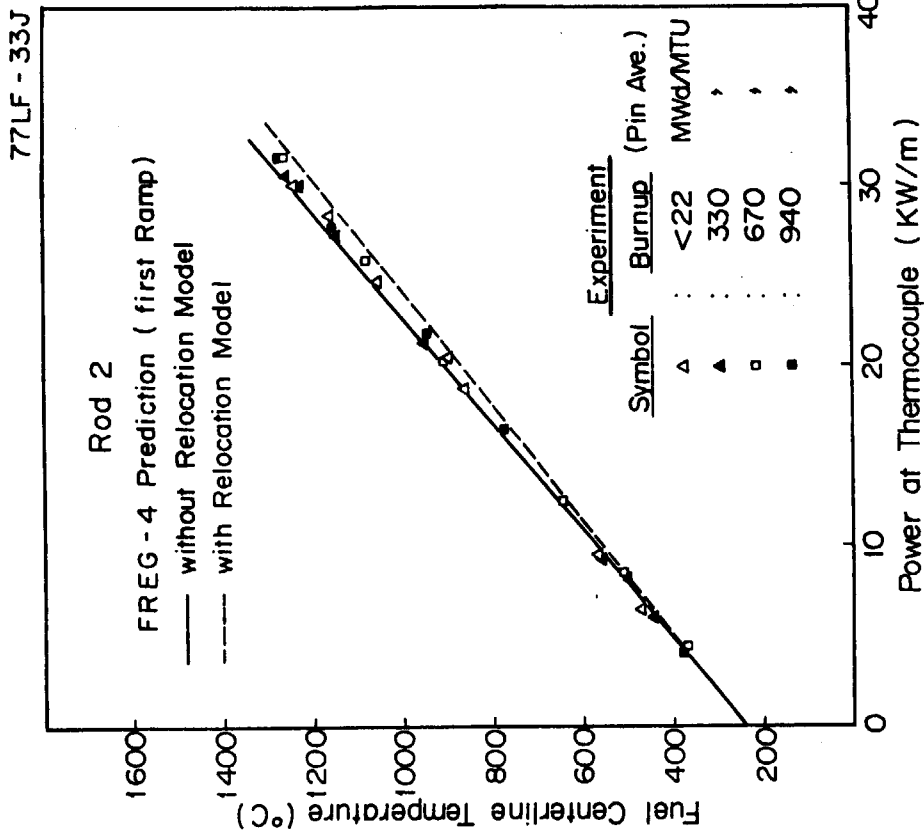


Fig. 13 Rod 2 fuel centerline temperature versus power during four power ramps.

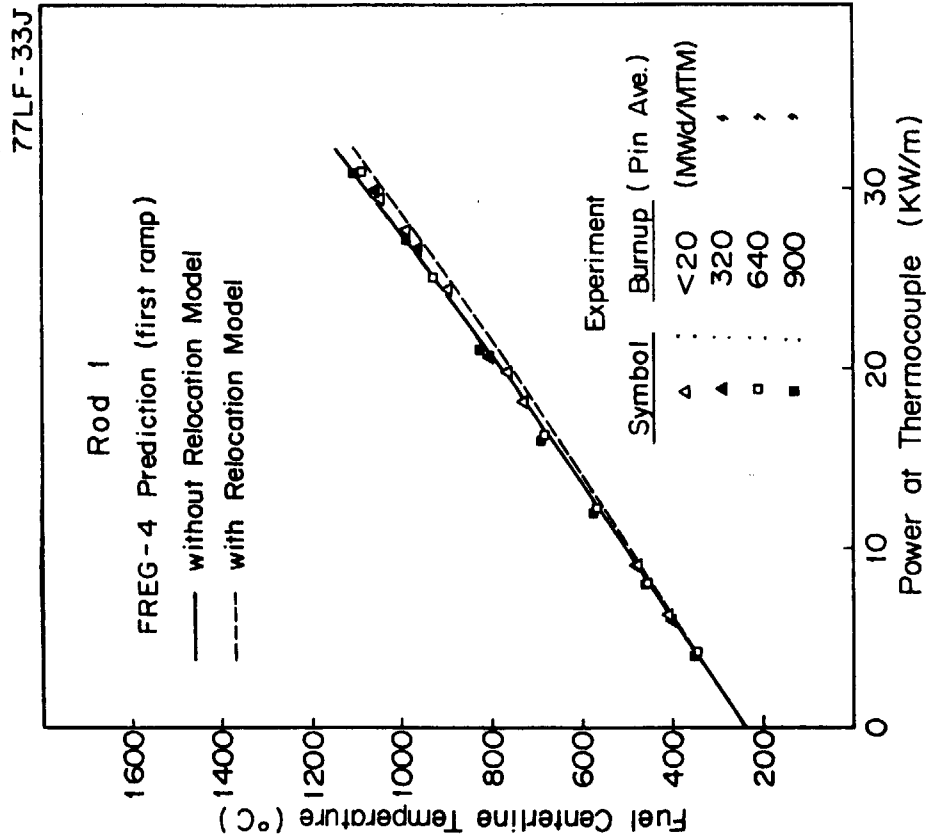


Fig. 12 Rod 1 fuel centerline temperature versus power during four power ramps.

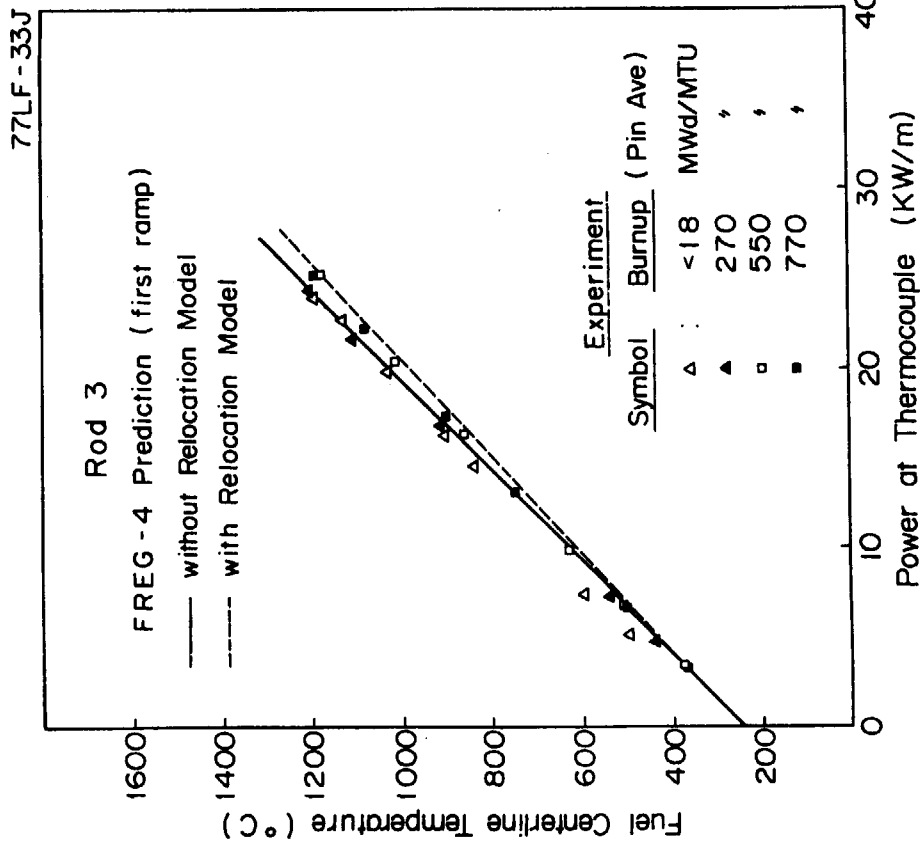


Fig. 14 Rod 3 fuel centerline temperature versus four power ramps.

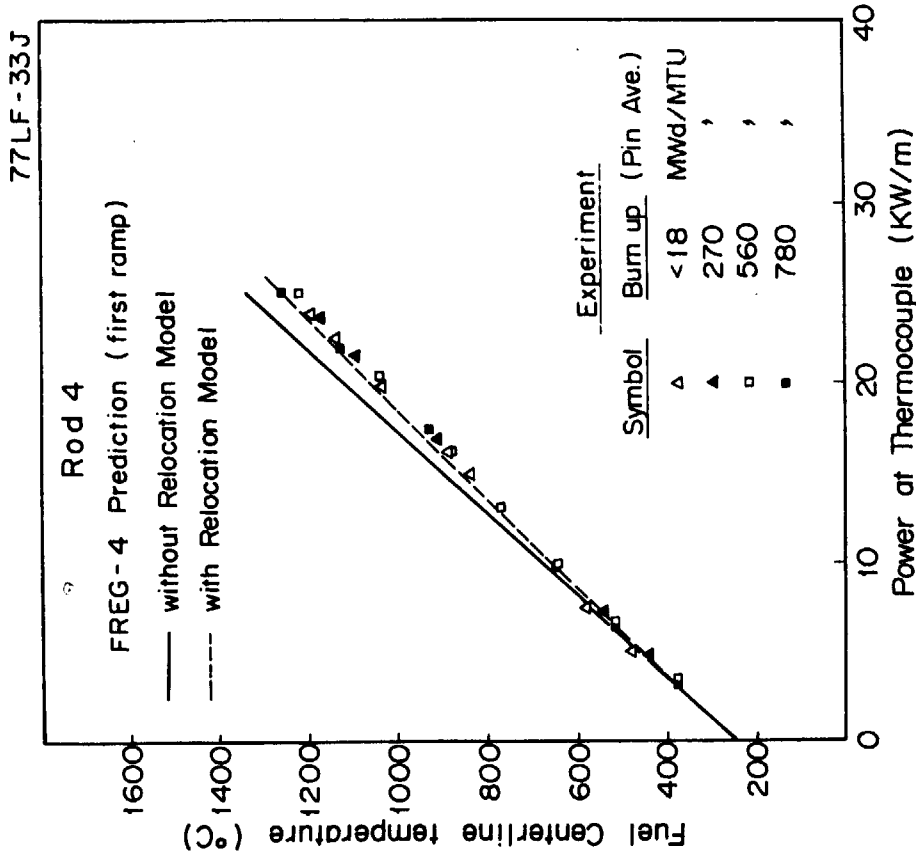


Fig. 15 Rod 4 fuel centerline temperature versus power during four power ramps.

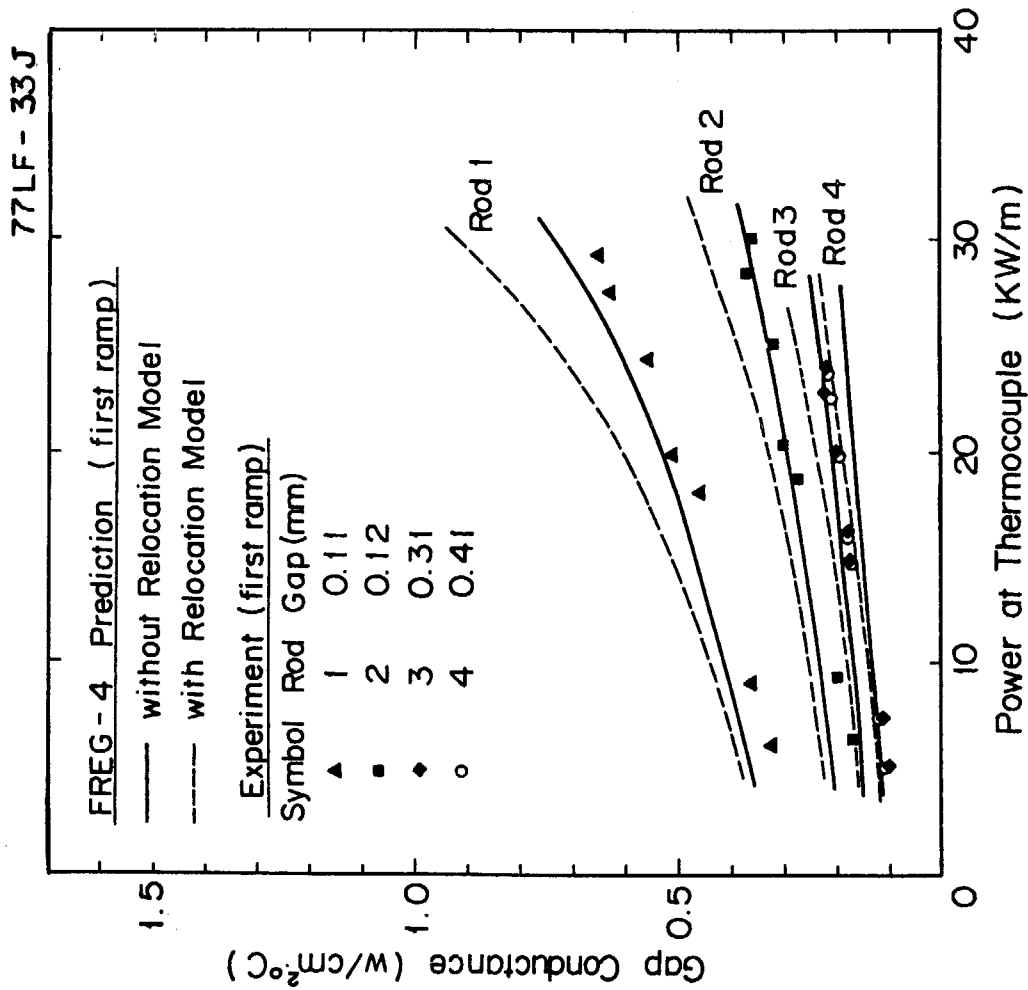


Fig. 16 Gap conductance versus power during the first power ramp.

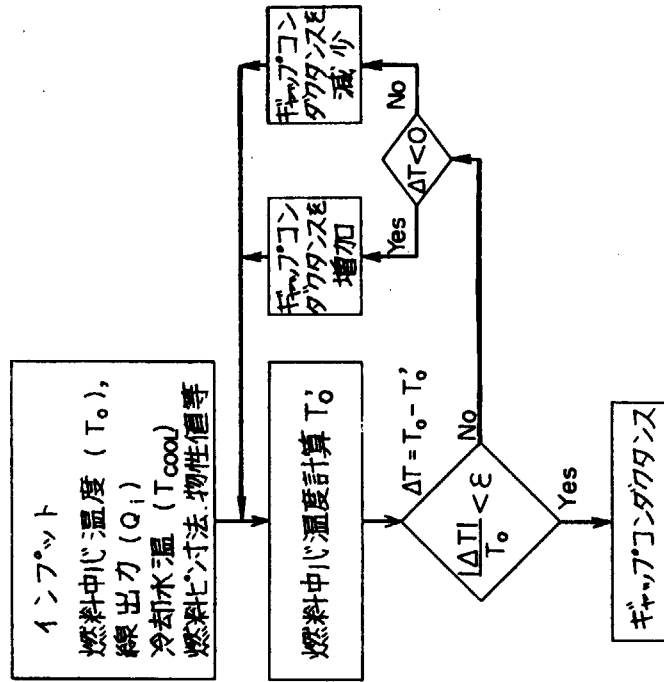


Fig. 17 The method of gap conductance calculation from measured fuel centerline temperature and rod power.

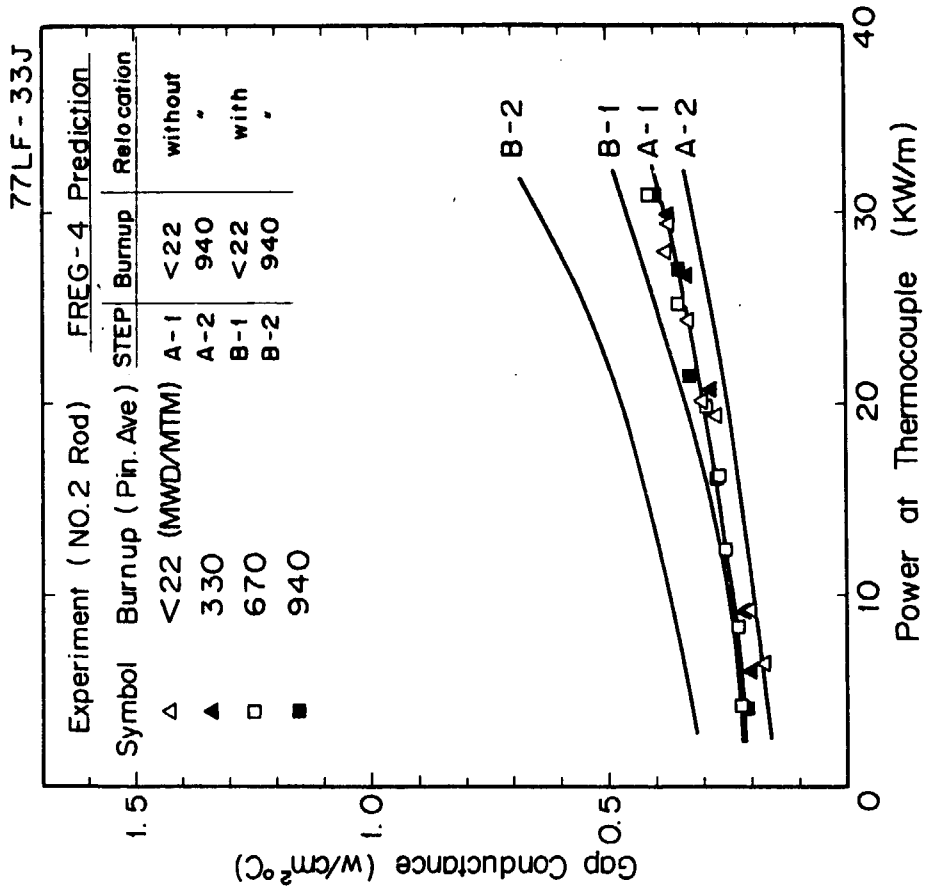


Fig.19 Rod 2 gap conductance versus power during four power ramps.

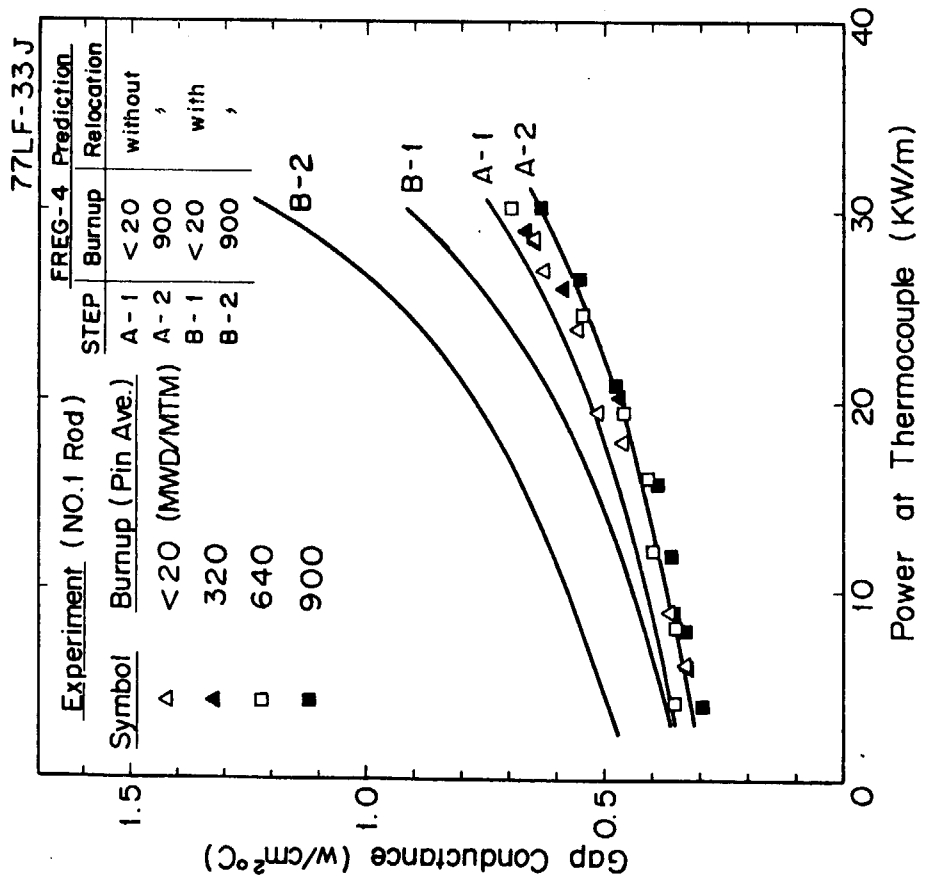


Fig.18 Rod 1 gap conductance versus power during four power ramps.

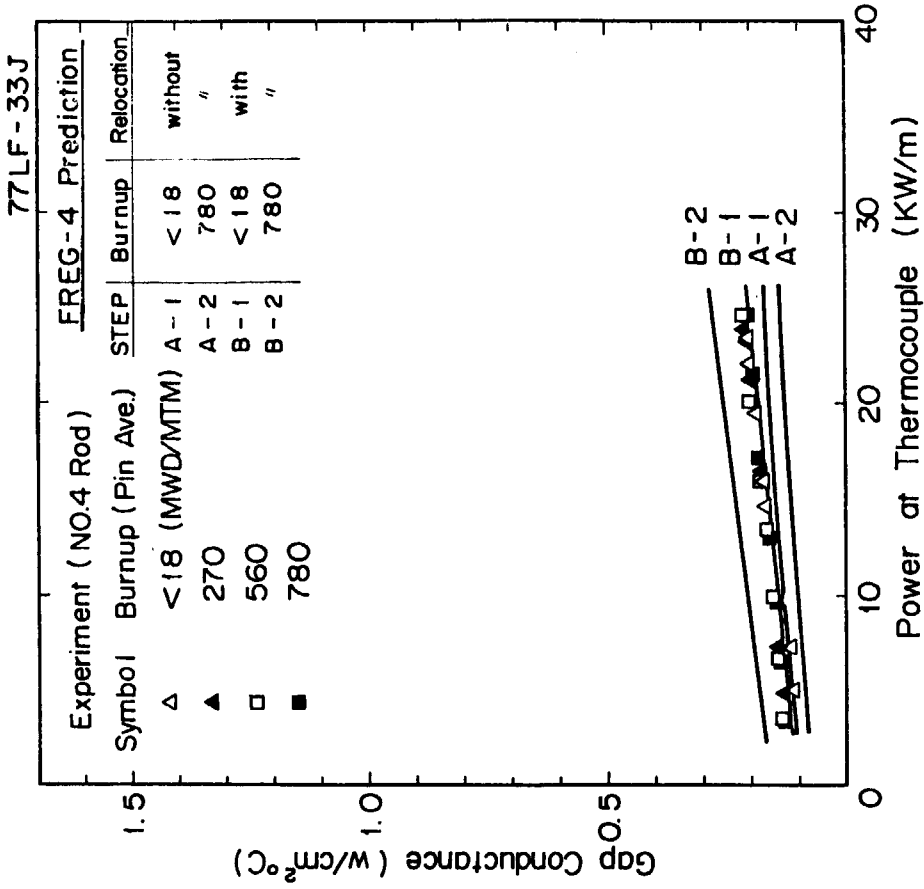


Fig. 21 Rod 4 gap conductance versus power during four power ramps.

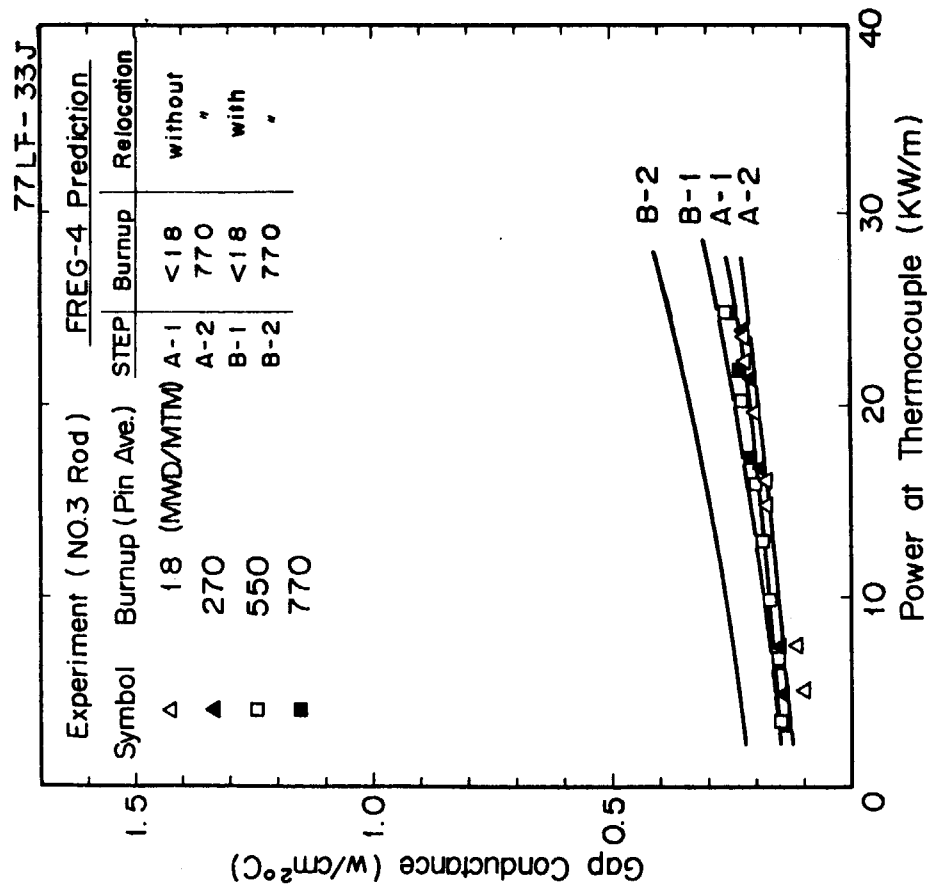


Fig. 20 Rod 3 gap conductance versus power during four power ramps.

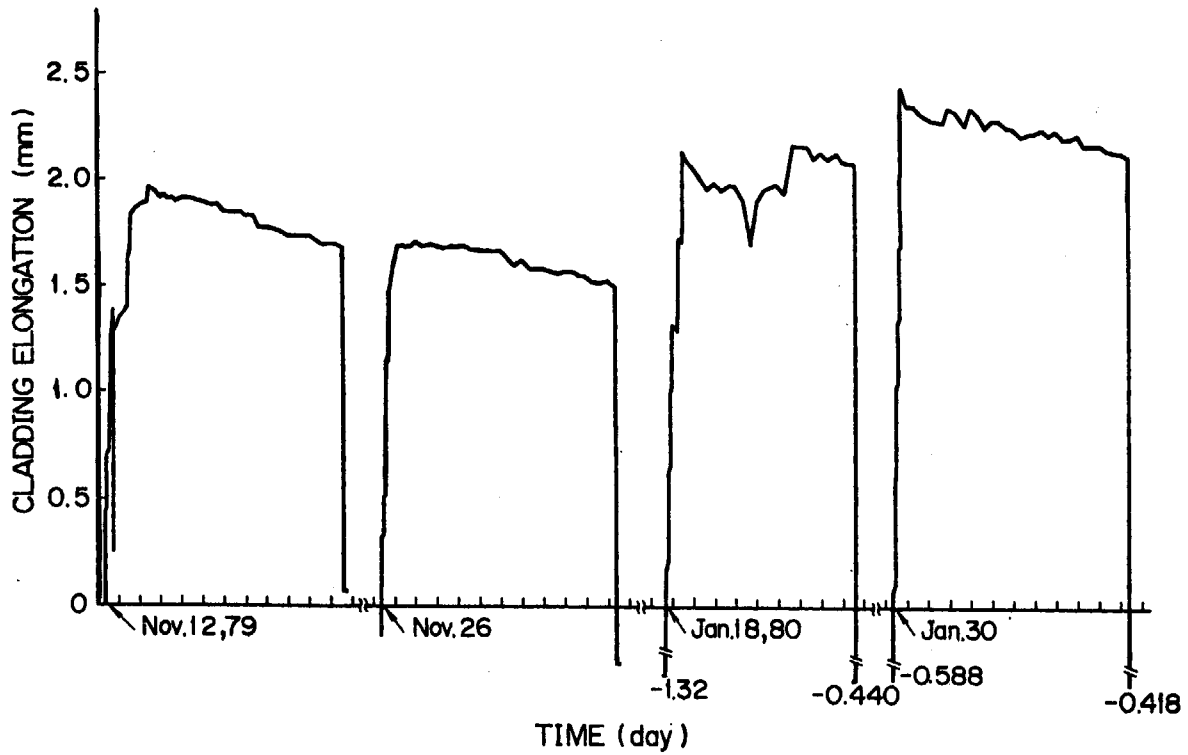


Fig. 22 Elongation sensor output history during the irradiation period.

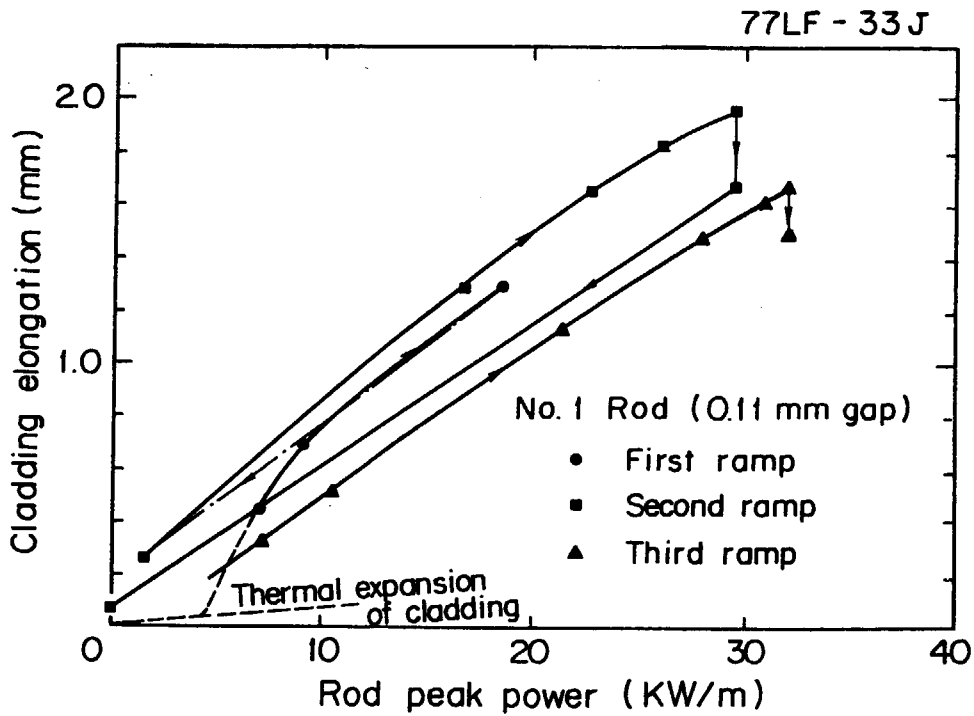


Fig. 23 Cladding elongation versus power during the first three power ramps.

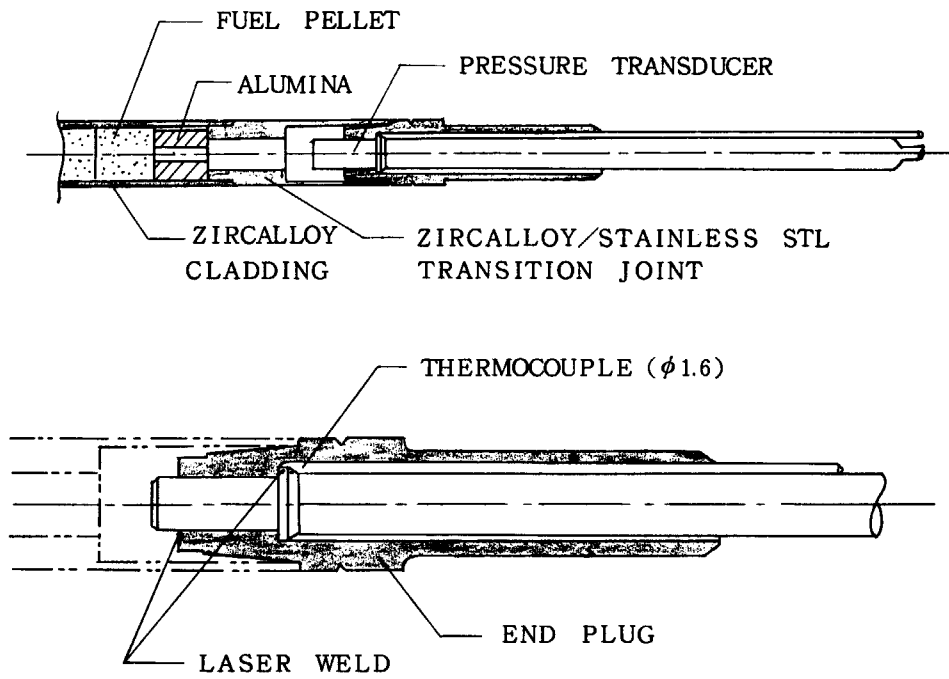


Fig. 24 Installation of Pressure Transducer and Thermocouple

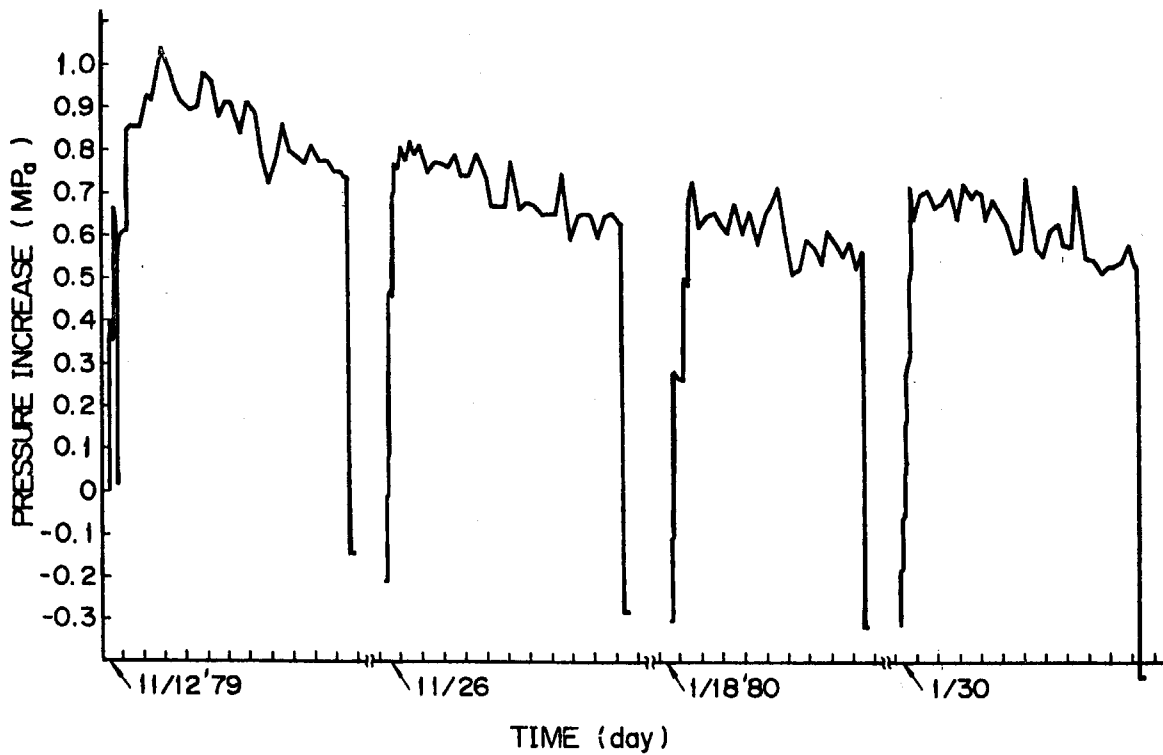


Fig. 25 Prenum pressure transducer output history during the irradiation period.

Appendix A 核的模擬実験

A.1 核的模擬実験の方法

JMTRには臨界実験装置JMTRCが設置されており、JMTRの炉心配置、炉心構成を模擬して、詳細な中性子束分布などを測定しJMTRの炉特性が把握できる。実験に供された核的模擬資料はFig.A.1に示すように照射用燃料ピンと同仕様の UO_2 ペレット、被覆管を持つ燃料ピン、タイプレート等から構成され、分解組立が容易に行えるようになっている。

実験は各燃料ピンの出力分担比、軸方向ピーキング係数を求め、中心温度測定位置の線出力評価に使用するのが主目的である。OWL-1の挿入孔は反射体第2層目(D-7)であり、制御棒の動きにより中性子束分布が変動しやすいので、JMTRの最初の出力上昇時の制御棒位置を模擬した実験を行った。すなわちFig.A.2に示すJMTRC炉心配置に於て制御棒SA-1, 3(JMTRの微調整棒SR-1, 2に相当)を650mmに引抜き、炉心装荷 ^{235}U 量を減らすことにより粗調整棒SH-1, 2(JMTRの粗調整棒SH-1, 3に相当)の臨界点を640mm及び730mm*とし、2回の核的模擬実験を行った。また中性子束分布の相対測定はデイスプロシウム製のフォイル、ワイヤーを用いた箔放射法により測定した。Fig.A.3に測定点を示す。出力分担比は燃料ピンにDyのテープを巻き照射し、約3mm²に切断後計測し単位質量当りの計数率を求めた。また軸方向の中性子束分布は3mm²のフォイルを図のように燃料ピン表面にはりつけることにより求めた。

A.2 実験結果

Fig.A.4, 5に制御棒SH-1, 2の臨界点から640mm, 730mmのときの各燃料ピン中心温度測定位置被覆管周囲の熱中性子束分布を示す。この図から各燃料ピンの出力分担比がTable A-1のように示まる。一方軸方向の熱中性子束分布はNo.1ピンで2ヶ所、No.3ピンで1ヶ所の測定を行った。測定結果をFig.A.6, 7に示す。この図から中心温度測定位置のピーキング係数はTable A.2のようになる。燃料棒No.1とNo.3で有意な差がなかった。

中心温度測定部横断面の熱中性子束相対分布をFig.A.8に示す。燃料ピンの値は被覆管表面の値の平均値を示し、その他にSPND位置、タイロッド表面、外筒管表面及びA1反射体要素表面の熱中性子束の測定を行った。

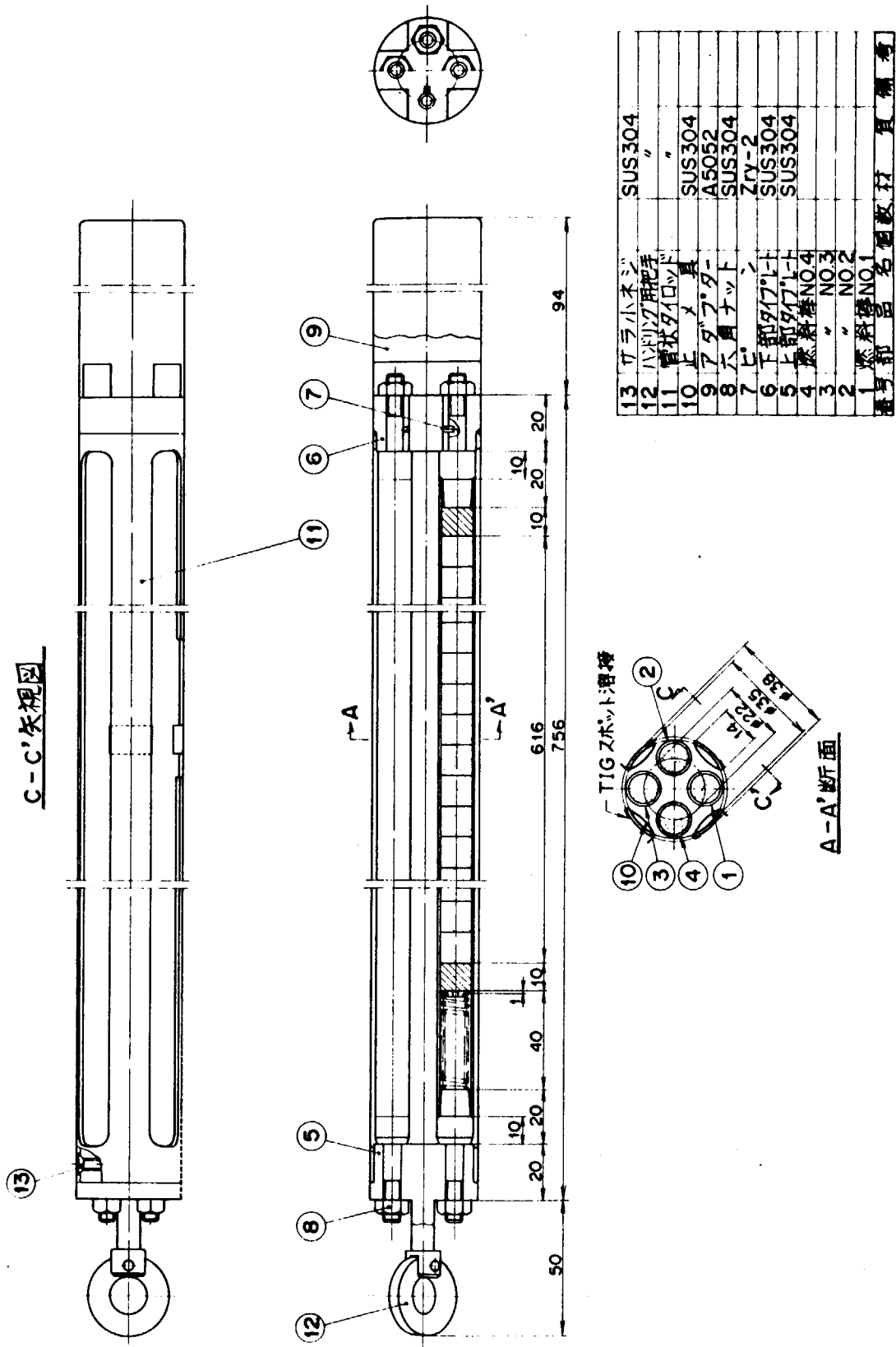
* JMTRの出力上昇時、過去の運転記録から粗調整棒(SH-1, 3)の臨界点が炉出力10MW到達後650mm以上である。

Table A.1 Normalized power ratio (F_H)
of the fuel pins

SH-1, 2 Rod Position	Pin No.	Power Ratio
640 mm	1	1.09
	2	1.12
	3	0.89
	4	0.90
730 mm	1	1.09
	2	1.12
	3	0.90
	4	0.89

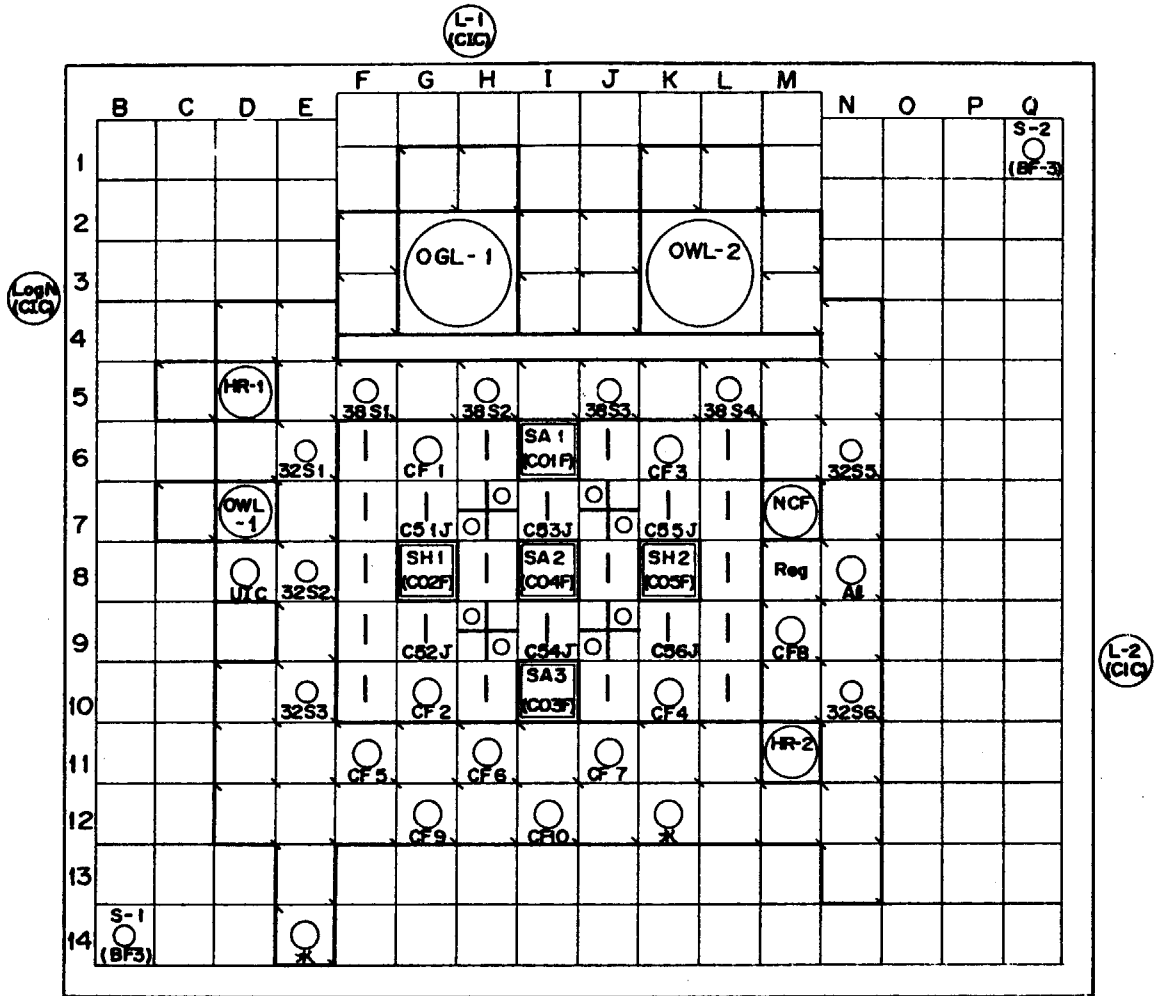
Table A.2 Power Peaking Factors at
thermocouple end junction

SH-1, 2 Rod Position	Peaking Factor
640 mm	1.30
730 mm	1.26



13	ナラ小ネジ	SUS304
12	ハンドリヤ用把手	"
11	管状タロロフ	SUS304
10	上メ	A5052
9	アダプター	SUS304
8	六角ナット	Zr-2
7	ピン	SUS304
6	下部タロロフ	SUS304
5	上部タロロフ	SUS304
4	麻紐巻NO.4	
3	NO.3	
2	NO.2	
1	燃料棒NO.1	
番号部品名個数材質		

Fig. A. 1 Nuclear Mockup Capsule for estimating neutron flux.







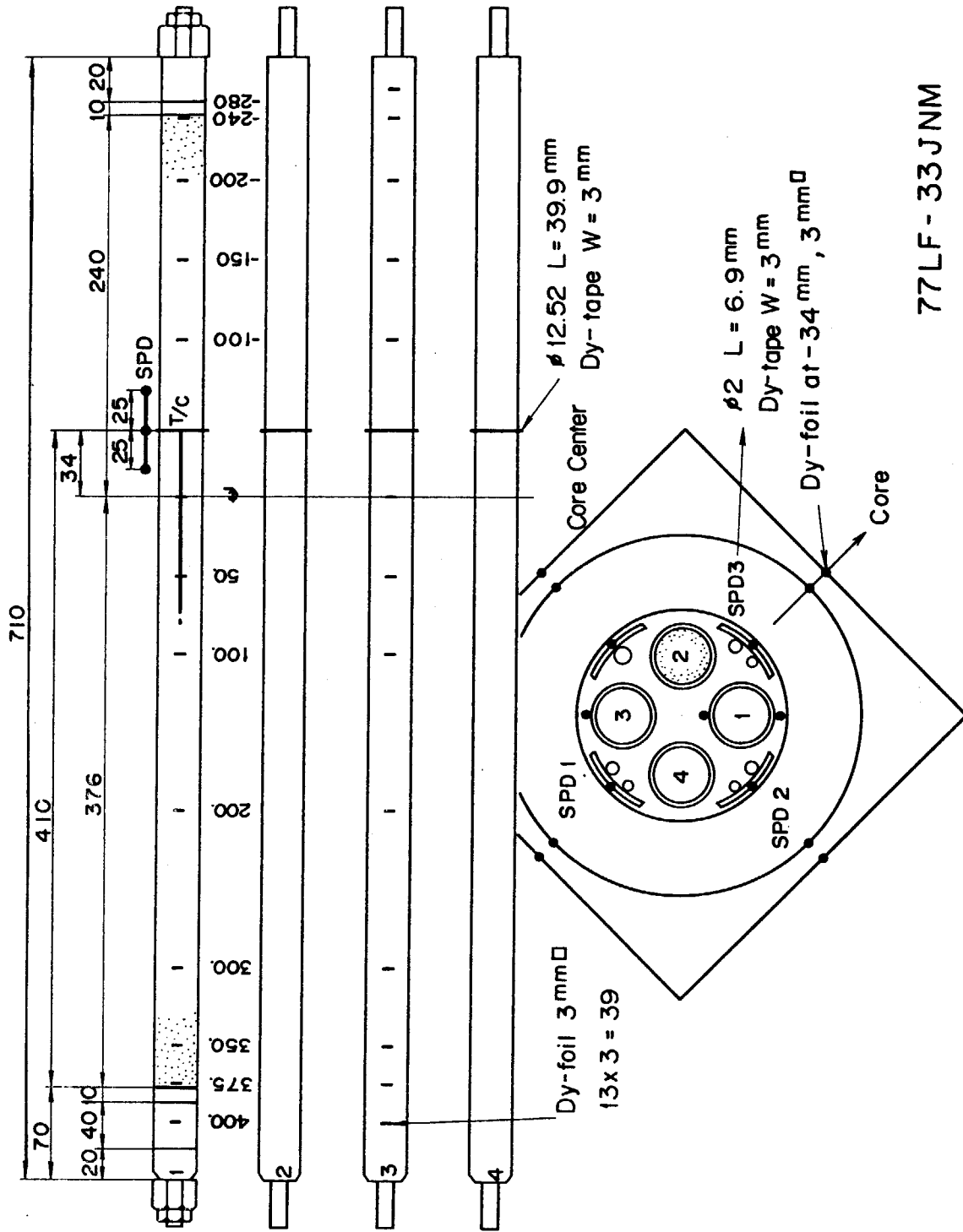
-  Fuel Element
-  Be Reflector
-  Al Reflector
-  Nuclear Mockup Capsule

Fig.A.2 The core configuration of the critical facility JMTRC.



77LF-33JNM

Fig.A.3 Flux measuring points in the foil activation method.

77LF-33JNM

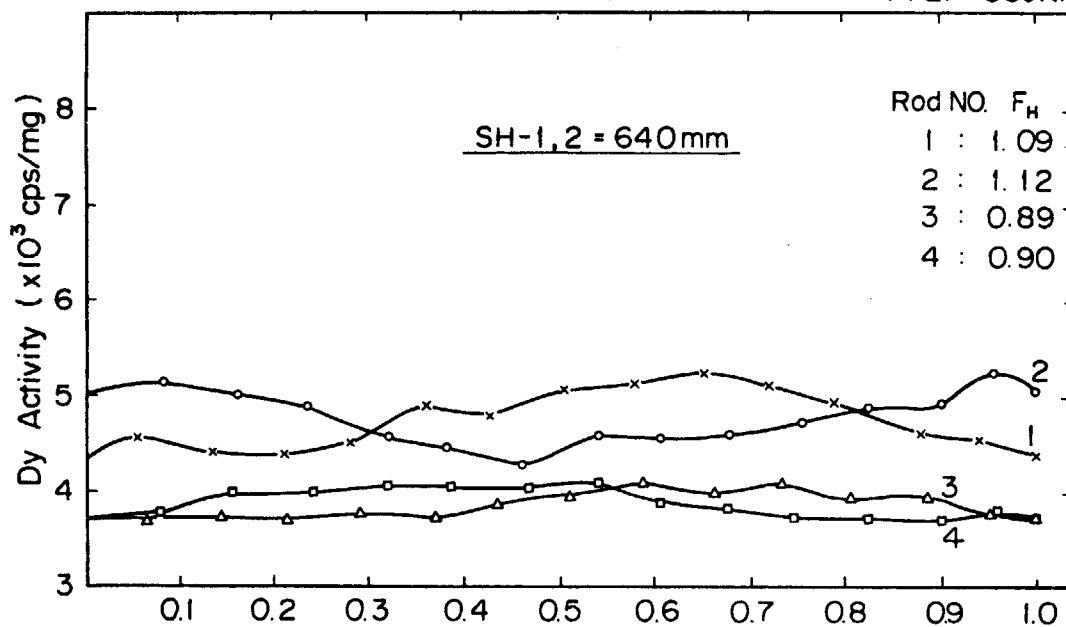


Fig. A.4 Activity data of Dy foil put on the cladding circumference. (SH-1, 2 rods ; withdrawn 640 mm)

77LF-33JNM

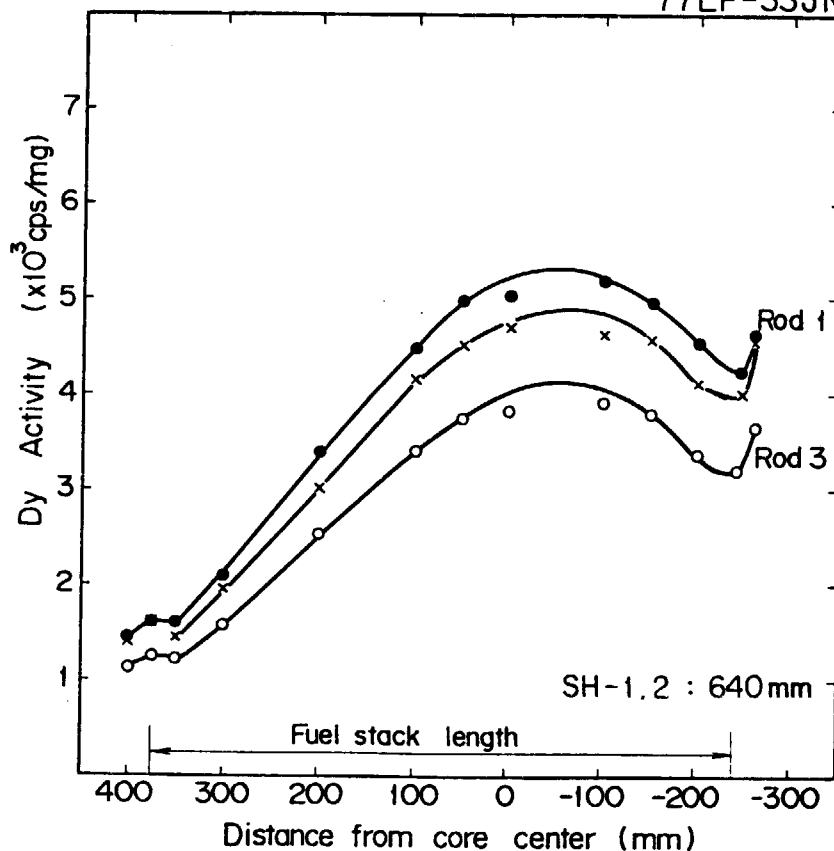


Fig. A.5 Activity data of Dy foil put on the axial fuel pin surface. (SH-1, 2 rods ; withdrawn 640 mm).

77LF-33JNM

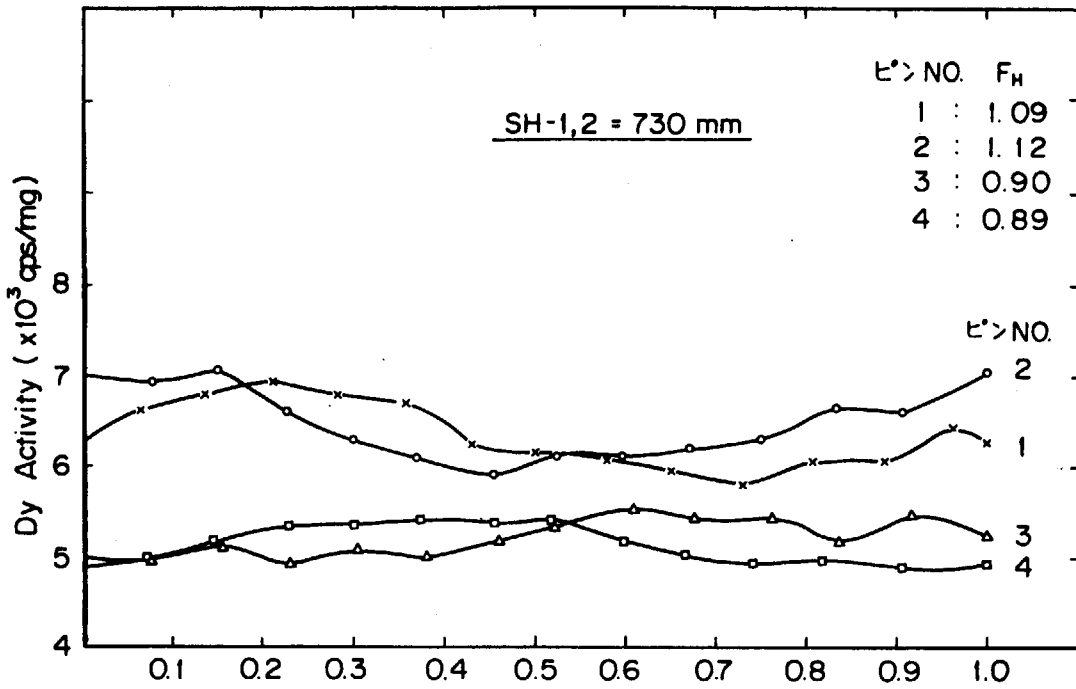


Fig. A.6 Activity data of Dy foil put on the cladding circumference. (SH-1, 2 rods ; withdrawn 730 mm)

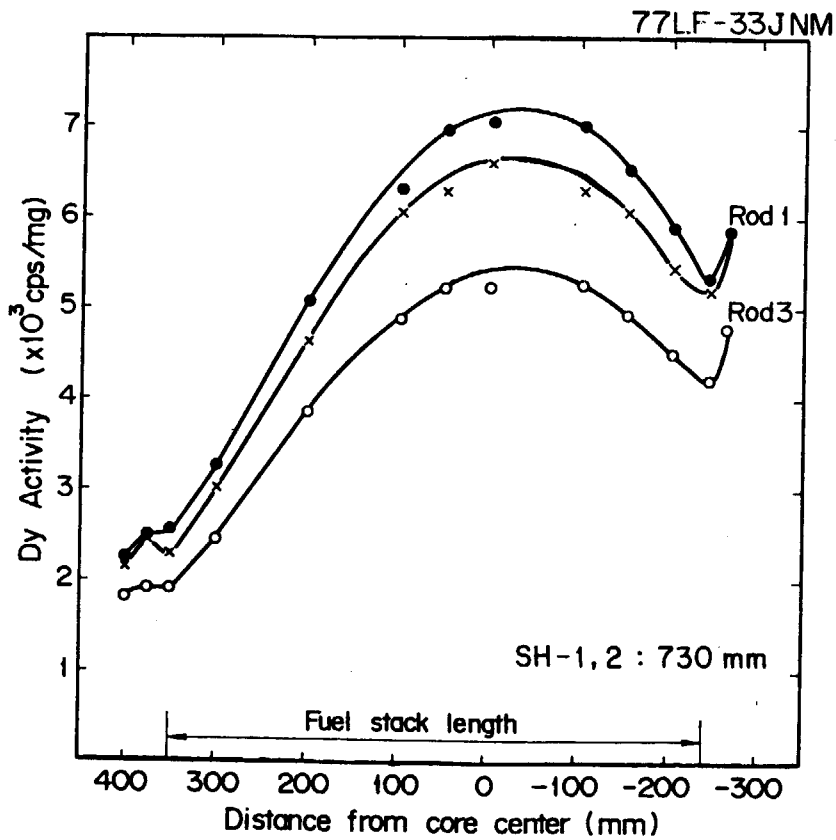


Fig. A.7 Activity data of Dy foil put on the axial fuel pin surface. (SH-2 rods ; withdrawn 730 mm)

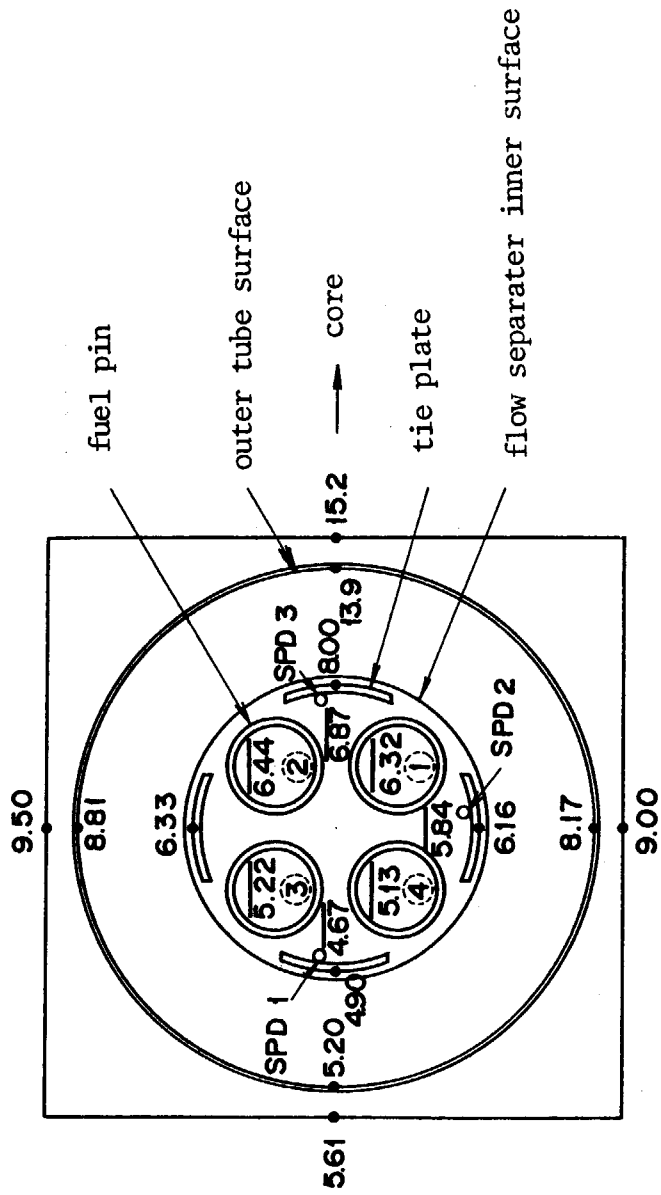


Fig. A. 8 Horizontal thermal neutron flux distribution at the reactor core center (arbitrary unit).

Appendix B 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。

B.1 試料総発熱量の算出

OWL-1 に於て試料発熱量は Fig.B.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 : 測温低抗体により測定)、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 $T_1 \sim T_8 = T_i$, $T_9 \sim T_{16} = T_o$ 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^{*1}に従って計算され、Fig.B.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.B.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
 λ : 断熱層熱伝導率
 ΔT_n : 炉内管内外温度差

D_{1n}, D_{2n}, L_n の値及び ΔT_n の定義を Table B.1 にまとめて示す。 λ 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.B.5 に示す。これから炉内管断熱層からの放熱量は、Fig.B.6 のように求められる。

さらに Fig.B.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 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。

B.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：± 1.0% (測温抵抗体± 0.5%, 計器± 0.5%)

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

従って熱収支の測定誤差は± 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.B.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、± 1.5 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 B.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、試料ホルダ一等の重量は 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 (77 LF-33 J) 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± 1.4%であり発熱量に換算して± 0.8 KW、炉内管放熱量の測定誤差は± 1.5 KW、ガンマ発熱の測定誤差は± 1.0 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 B.1 炉内管各部の放熱量計算パラメーター

	L (m)	D ₁ (mm)	D ₂ (mm)	K (m)	ΔT (°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 ^{*1}	$T_{12} - T_{r3}$
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 D₁, D₂ 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 B.2 Experimented Gamma Heat Rate in OWL-1

Operating Cycle No.	Gamma Heat Rate
33	1.882 (W/g)
35	1.895
37	1.670
39	1.746
42	1.761
Average	1.79 ± 0.1

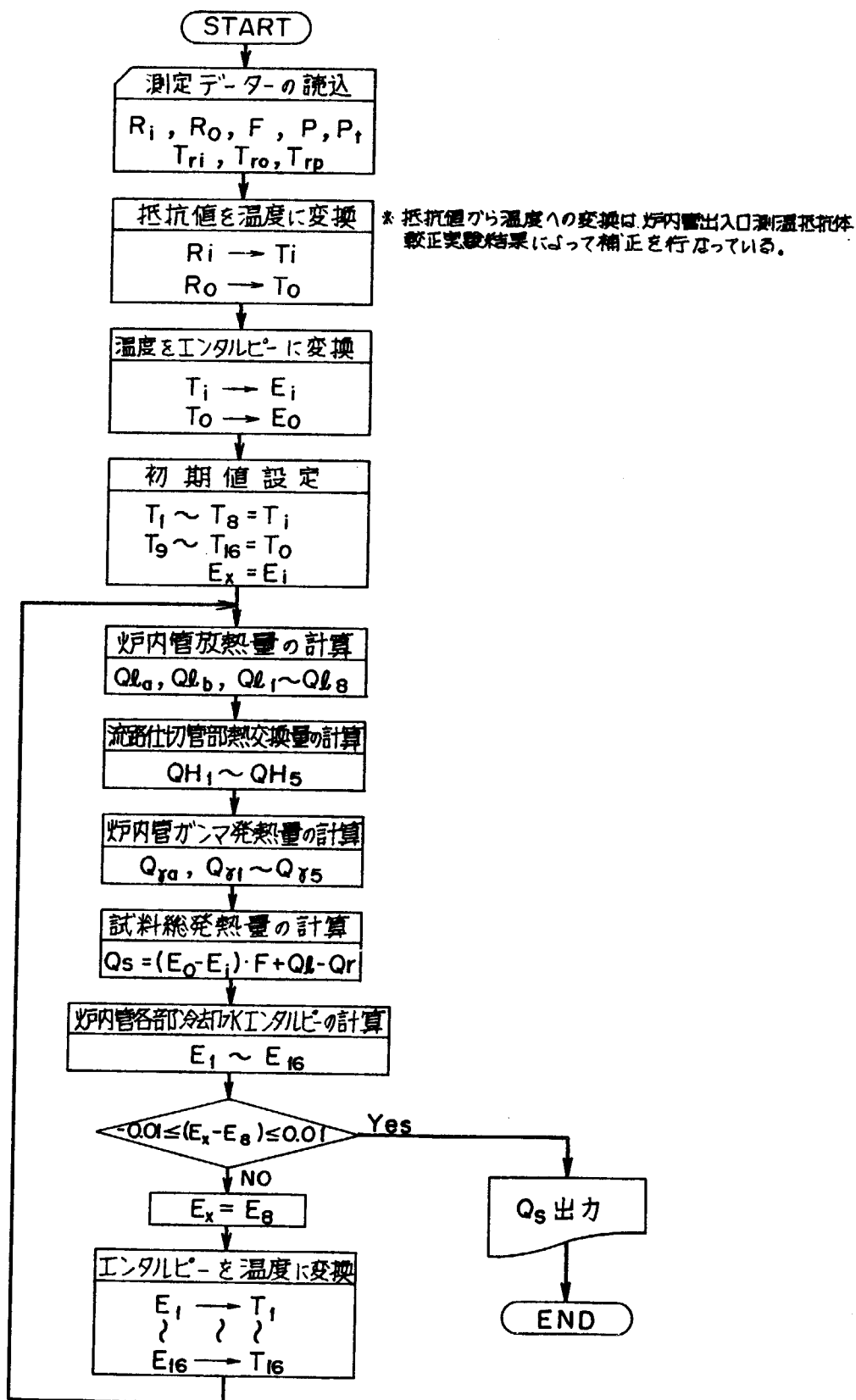
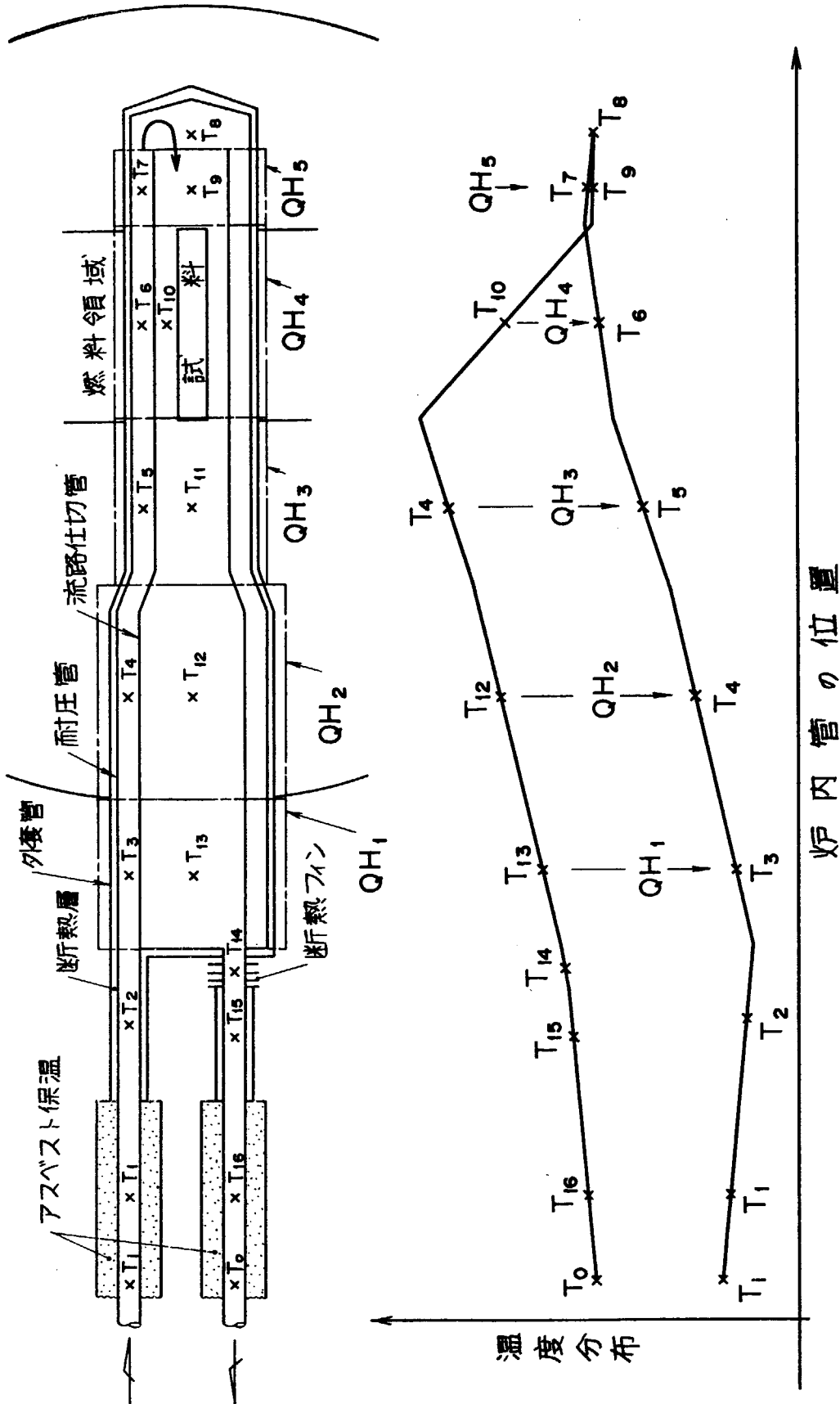


Fig. B.1 Flow diagram of the code to predict the fuel assembly power.



QH1~5 : 流路仕切管部熱交換量

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

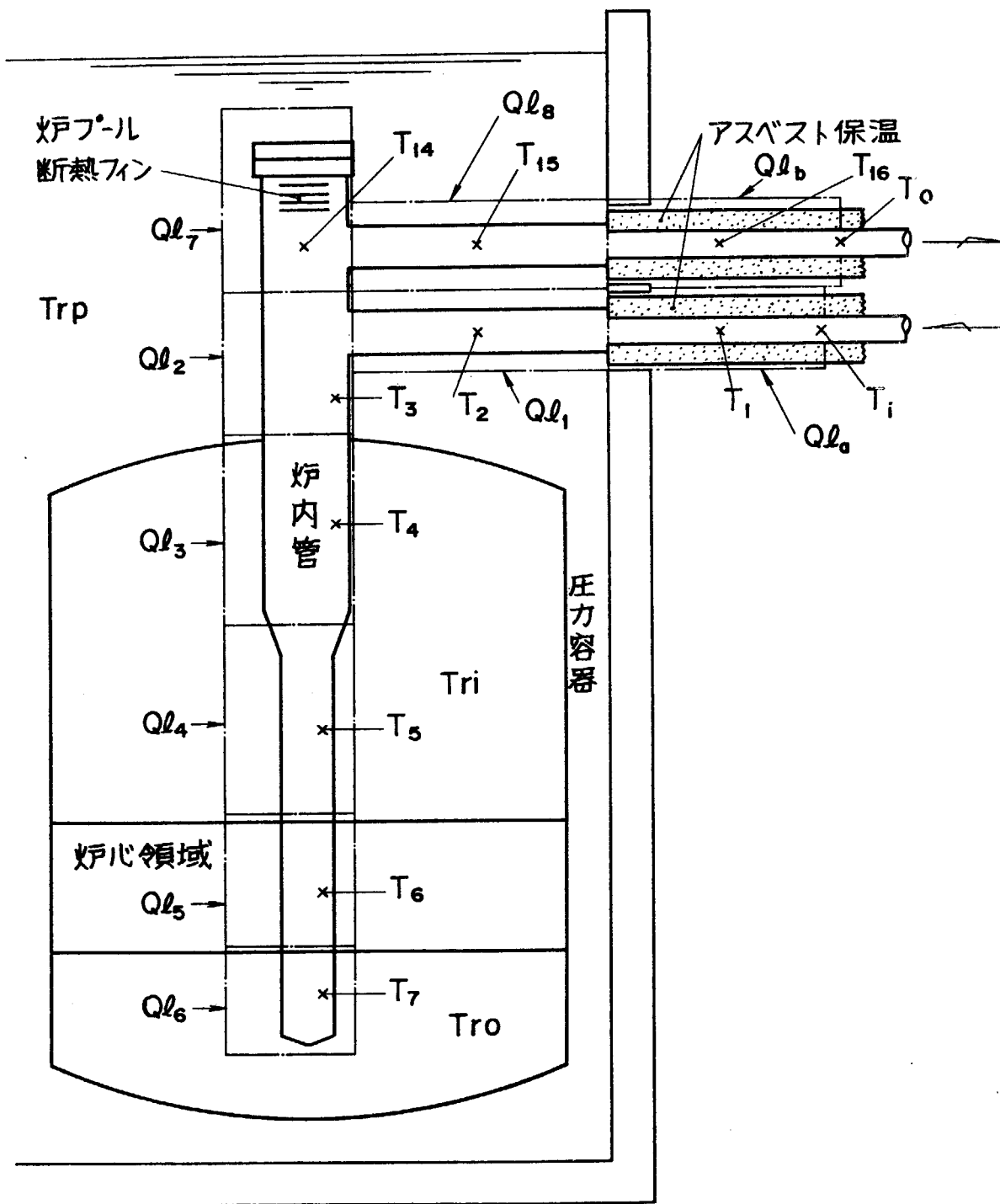


Fig. B.3 Calculation model of heat leakage from inpile tube, inlet/outlet tube to reactor coolant.

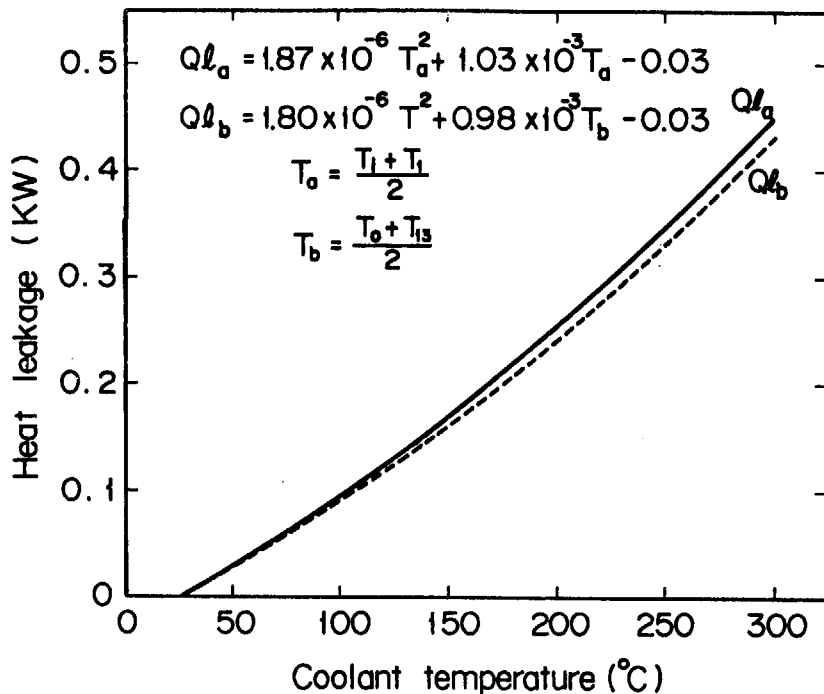


Fig. B.4 Heat leakage estimation at the asbestos covered pipe region.

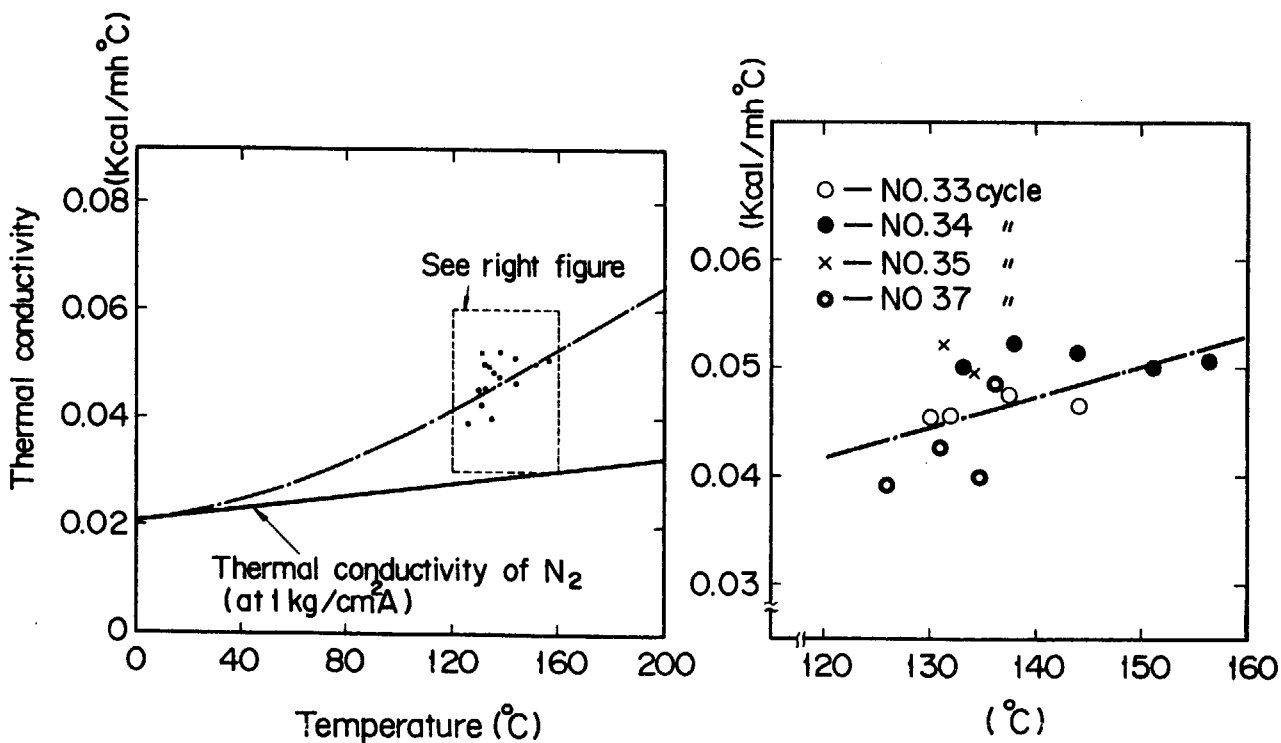


Fig. B.5 Effective thermal conductivities through inpile tube. These were obtained experimentally.

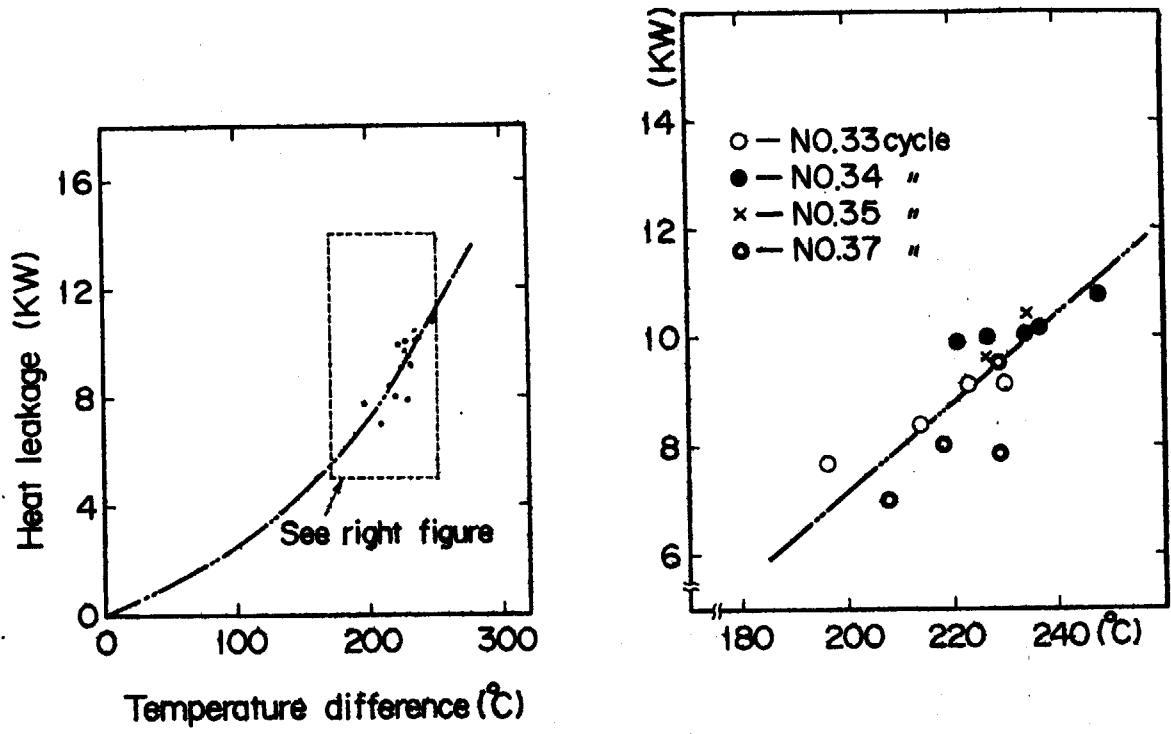


Fig. B.6 Heat leakage from inpile tube to reactor coolant.