

高速実験炉「常陽」性能試験報告書

燃料集合体出口温度測定

1980年1月

動力炉・核燃料開発事業団

## 高速実験炉「常陽」性能試験報告書

## —燃料集合体出口温度測定—

田村 誠司\*、村松 寿晴\*  
三田 敏男\*\*、池上 哲雄\*\*\*

## 要 旨

本報告書は、50MW出力上昇試験期間および50MW定格運転中に得られた燃料集合体出口温度の測定結果についてまとめたものである。

炉心の中央部115体の燃料集合体出口に熱電対が設置され、運転中の冷却材温度が監視できる。この情報は、別に得られた集合体毎の流量と併わせて集合体毎の発熱および温度分布の推定に活用される。

各種プラント状態で集合体出口冷却材温度測定により以下の結果が得られた。

- 1) 炉心冷却材温度250℃等温状態の測定温度の標準偏差は0.59℃で、±2℃内に99.8%の測定点が入る。出力上昇試験前と1年後の2サイクル運転後における標準偏差の顕著な変化はない。
- 2) 50MW運転時の温度分布を計算値(計算による発熱分布と零出力時に測定した集合体毎の流量分布とより算出)と比較した結果、炉心部で約6℃、ブランケット部で約20℃程測定値が高い。検討の結果、低温等温状態の流量分布と高温運転時の流量分布とで差が生じていると思われる。
- 3) 原子炉入口温度をA、Bループで15℃の差をつけて集合体出口温度分布を測定した結果、炉心を2分する温度変化が観られ、炉容器下部プレナムではほとんどA、Bループの冷却材の混合はない。
- 4) 原子炉入口温度を370℃と250℃で運転した時の温度分布の比較で、370℃運転時で集合体流量の減少と思われる傾向が見られた。

今後、集合体流量分布の温度依存性確認の観点より試験、検討を進めていく。

\* 大洗工学センター高速実験炉部技術課  
\*\* 同上 (現 日立製作所, エネルギー研究所)  
\*\*\* 同上 (現 FBR本部)

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター  
システム開発推進部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Technology Management Section, O-arai Engineering Center, Power Reactor  
and Nuclear Fuel Development Corporation 4002, Narita O-arai-machi Higashi-  
Ibaraki-gun, Ibaraki, 311-14, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development  
Corporation)

Jan., 1980

## "JOYO" Start-Up Test Report

## Measurement in Fuel Subassembly Outlet Temperature

Seiji Tamura\*, Toshiharu Muramatsu\*,  
Toshio Sanda\*\* and Tetsuo Ikegami\*\*\*

## Abstract

Thermocouple temperature sensors are installed above center region of the core, to monitor outlet coolant temperatures of 115 subassemblies. This paper presents a study of temperature measurements obtained during the initial 50MW power ascension and the first 2 cycle operations of the reactor.

- According to the study of data obtained under various plant conditions,
- 1) A standard deviation of temperature data under 250°C isothermal was 0.59°C and no remarkable change during the period was seen.
  - 2) Temperature distribution at 50MW operation was compared with calculated temperature distribution, and it was found that the former was higher than the latter as much as 6°C and 20°C in core region and blanket region respectively. It is estimated that the difference is due to flowrate change with the reactor power.
  - 3) Through the observation of temperature distribution under unequal temperature in A and B loop inlets, it was found that coolant from two loops is not well mixed in the lower plenum of the vessel.
  - 4) On the measured data under 370°C and 250°C reactor inlet temperature operations, same tendency of flowrate change was seen.

The testing to study flowrate dependency on reactor power and temperature is to be continued.

\* Reactor Technology Section, Experimental Fast Reactor Division, O-arai Engineering Center, PNC.

\*\* Energy Research Lab., Hitachi Ltd. (in the present)

\*\*\* FBR Development Project (in the present)

## 目 次

1. 諸 言 .....	1
2. 設 備 概 要 .....	2
3. 試 験 の 目 的 と 方 法 .....	5
3.1 零出力時温度測定 .....	5
3.2 炉出力と温度分布 .....	5
3.3 制御棒パターンと温度分布 .....	5
3.4 炉内冷却材のミキシング効果 .....	5
3.5 低流量時の温度分布 .....	5
4. 試 験 結 果 と 検 討 .....	6
4.1 零出力時温度測定 .....	6
4.2 炉出力と温度分布 .....	9
4.3 制御棒パターンと温度分布 .....	15
4.4 炉内冷却材のミキシング効果 .....	18
4.5 低流量時の温度分布 .....	21
5. 結 言 .....	27

## List of Figures

Figure No.	Figure Title	
2.1	Cross Section of Reactor Vessel.....	3
2.2	Location of S/A Outlet Temperature Measurement.....	3
2.3	Relative Location of T/C.....	4
2.4	Thermocouple Well.....	4
4.1	Frequency Distribution of Isothermal Temperature Data.....	7
4.2	Temperature Distribution of S/A Outlet (25MW).....	11
4.3	ditto (40MW).....	11
4.4	ditto (50MW).....	12
4.5	Temperature Profile of Each Core Section (50MW).....	12
4.6	Flowrate Distribution.....	13
4.7	Temperature profiles of Measured and Calculated.....	14
4.8	Temperature Difference Due to Rod Pattern Change, (Measured).....	16
4.9	Temperature Difference Due to Rod Pattern Change, (Calculated).....	17
4.10	Conceptual Description of Coolant Mixing Test.....	19
4.11	Predicted Temperature Distribution at S/A Inlet (351°C Base).....	20
4.12	Temperature Profile at Low Flow and Low Temperature Operation.....	23
4.13	Flowrate Distributions Obtained under 250°C Isothermal Condition.....	24
4.14	Comparison of Temperature Profiles of Normal Operation, and Low Flow and Low Temperature Operation.....	25

## List of Tables

Table No.	Table Title	
4.1	Compensation Factor of Individual S/A Temperature Data.....	8
4.2	S/A Outlet Temperatures under Low Flow Operation.....	26

## 1. 緒 言

高速実験炉「常陽」の燃料集合体出口部に、温度検出器が設置されており、炉心中央部115点の燃料集合体出口部の冷却材温度が測定される。この情報は、原子炉運転中の炉心部の挙動を知る一手段で、燃料集合体毎の流量と合せて集合体毎の熱流動的監視ができる。

集合体出口温度監視システムは、最終的に運転監視の手法のひとつとして確立していくべきものである。それにより、運転中の1)被覆管、燃料ペレットの温度推定、2)集合体毎の流量変動、流量閉塞等の監視、3)集合体毎の燃焼度の推定等が期待できる。

本報告書では、昭和53～54年に実施した50MW出力上昇試験および50MW定格運転時に得られた試験結果およびその検討結果についてまとめたものである。

## 2. 設備概要

燃料集合体出口温度計は、炉心上部機構下端に設置され115点の集合体出口部の冷却材温度を検出する。図2.1に温度計の設置位置を示す。また図2.2に集合体位置に対応する温度計位置を示す。集合体のハンドリングヘッドより流出した冷却材は、ハンドリングヘッド頂部より30mm上部にある整流格子へ流れ込み、その中央部に設置された温度計で測定される。温度計と集合体の相対的な位置関係を図2.3に示す。

温度計はクロメル-アルメル、接地型、素線径0.5mmの熱電対で、シース内に2対の熱電対素子が封入されている。絶縁物はMgOで、シースはSUS32の外径3.2である。熱電対を入れる保護管は図2.4に示す構造で、全長約6.3mである。

2対の熱電対素子のうち1対の信号は補償導線を介して計算機に接続され、3秒周期で入力される。他の1対は同じく補償導線を介して温度記録警報計に入力され連続記録される。

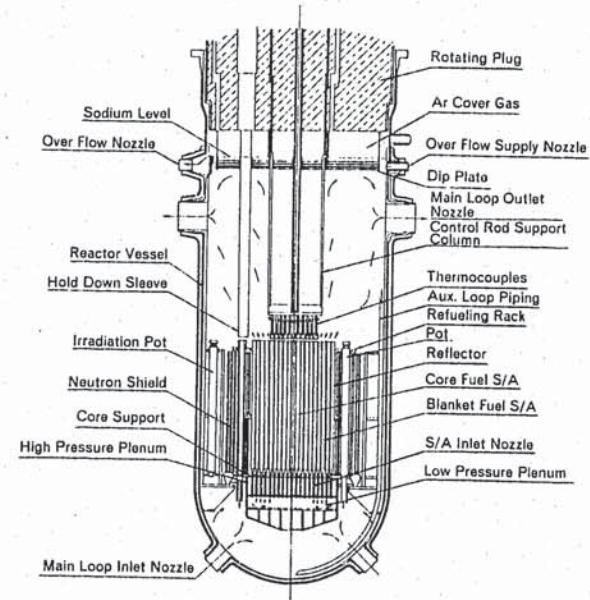


Fig. 2.1 Cross Section of Reactor Vessel

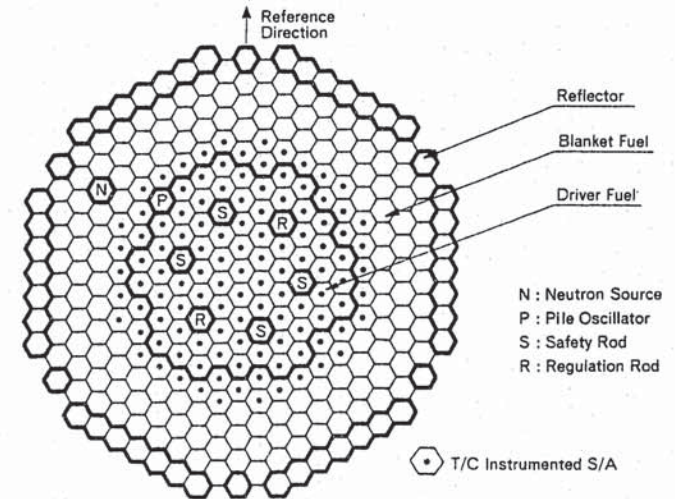


Fig. 2.2 Location of S/A Outlet Temperature Measurement

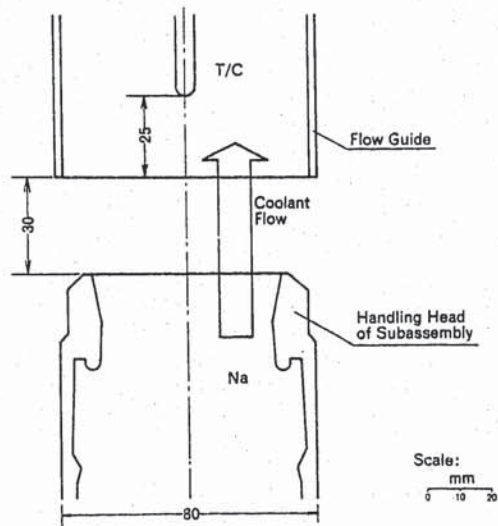


Fig. 2.3 Relative Location of T/C

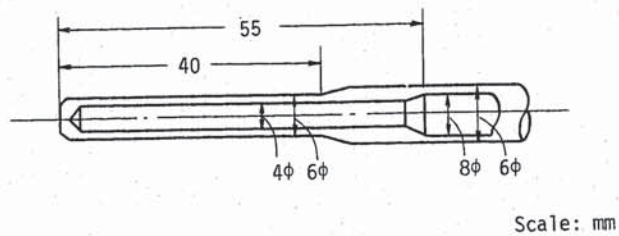


Fig. 2.4 Thermocouple Well

### 3. 試験の目的と方法

集合体出口冷却材の温度分布測定は一括して計算機に取込んだ値をプリントアウトして行っている。以下、温度測定時のプラント、炉心状態を中心に記す。なお特にことわりのない限り70体炉心で試験が実施されている。

#### 3.1 露出力時温度測定

温態待機状態（主冷却系内冷却材が約250℃に予熱されている。）の炉内等温状態で集合体出口冷却材温度を測定し、各検出器の相対的なバラツキを評価するためのデータを得る。

#### 3.2 炉出力と温度分布

原子炉出力25MW、40MW、50MWの各状態で、集合体出口冷却材温度分布を測定し、計算値と比較する。

#### 3.3 制御棒パターンと温度分布

2本の調整棒位置を変更して、それに伴う集合体出口冷却材温度分布の変化を測定し、出力分布の変動を推定する。この時、原子炉出力48MWで保持したまま調整棒の位置を同レベルとした場合、各々1本を上端まで引抜いた場合等の3ケースについて測定した。

#### 3.4 炉内冷却材のミキシング効果

炉容器に流入するA、B2ループの冷却材温度に約15℃の温度差を与え、集合体出口冷却材温度分布を測定して炉容器下部プレナムでの両ループ冷却材のミキシング状況を推測する。この試験は原子炉出力25MWで行った。

#### 3.5 低流量時温度分布

1次主冷却系流量を定格の18%流量、原子炉出力10MWの状態では、集合体出口冷却材温度を測定し、定格流量状態での測定結果と比較することにより流量分布の流量依存性を検討する。

### 4. 試験結果と検討

#### 4.1 零出力時温度測定

温態待機状態の炉心内を等温状態に保ち、燃料集合体出口冷却材温度を測定した。炉容器入口冷却材温度が24.7℃から25.5℃まで12ケースにつき測定し、各ケースの平均温度で基格化して度数分布を作成した。(Fig.4-1参照) 測定点数1,368点で、標準偏差0.591℃が得られた。Fig.4-1より、平均値の±2℃内に99.8%の測定点が入ることがわかる。この測定は出力上昇試験の開始直前の53年4月14日より4月17日までの間に行なわれた。なお一連の出力上昇試験終了後の53年8月22～23日に同様の条件で測定したが、顕著な変化は見られなかった。一方熱電対購入時点での定格校正の結果では、標準偏差約0.48℃であった。この間約2年間250℃のナトリウム中にあり経年変化による熱電対個々の誤差(バラツキ)が増加したと思われる。

また同条件で炉容器入口冷却材温度を測定した結果と比較すると集合体出口温度は0.5～2.5℃高めであった。以上のデータより、各集合体毎の熱電対の温度補正值をTable 4.1の様に定め、以下の得られたデータを熱電対個々の誤差として補正している。

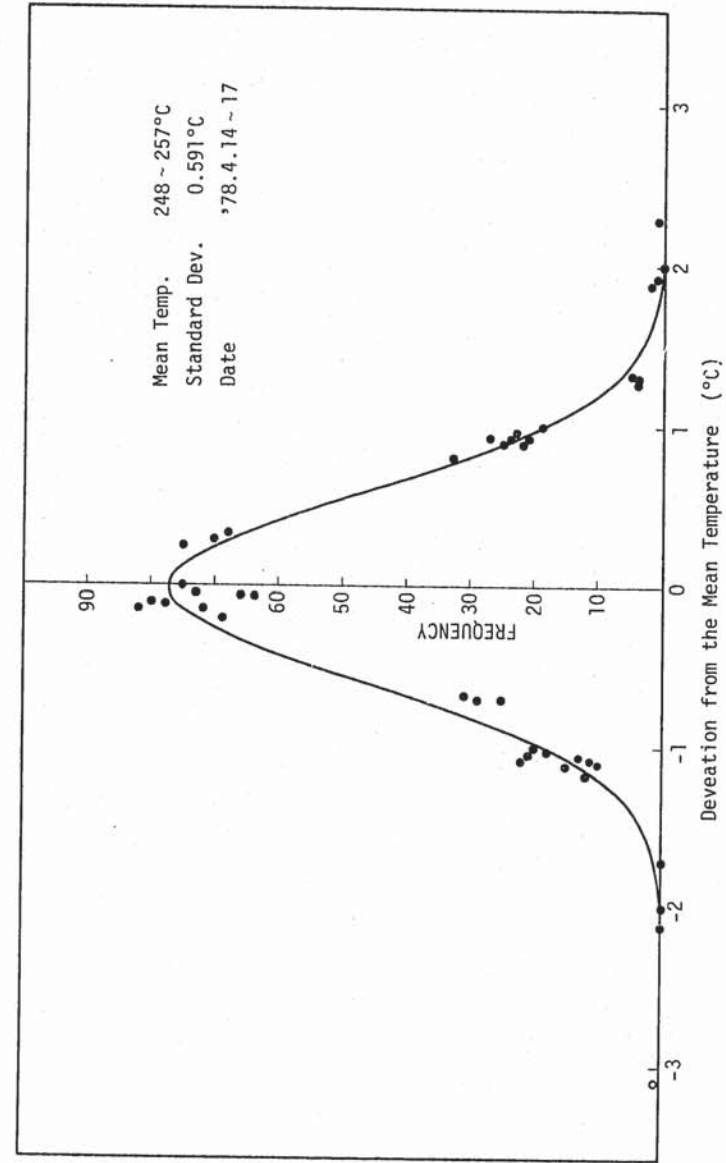


Fig. 4.1 Frequency Distribution of Isothermal Temperature Data

Table 4.1 Compensation Factor of Individual S/A Temperature Sensor

Address	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	Address*	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	Address	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	Address	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	Address	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	Address	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$	Address	$\Delta T(^{\circ}\text{C})$
0	1.5	1 B 1	1.3	1 C 1	1.1	1 D 1	1.1	1 E 1	1.1	1 F 1	0.9		
1 A 1	1.7	2 B 1	1.3	2 C 1	1.3	2 D 1	1.1	2 E 1	1.5	2 F 1	1.1		
2 A 1	0.7	2	0.7	2	1.7	2	1.7	2	1.3	2	1.1		
2	1.7	3 B 1	1.1	3 C 1	1.3	3 D 1	1.3	3 E 1	1.5	3 F 1	1.1		
3 A 1	1.7	2	0.5	2	1.7	2	1.7	2	1.1	2	1.1		
2	0.5	4 B 1	0.9	4 C 1	0.9	4 D 1	1.1	4 E 1	1.3	4 F 1	0.5		
4 A 1	1.3	2	1.1	2	1.3	2	1.3	2	1.5	2	1.1		
2	1.1	3	1.7	3	1.1	3	1.1	3	0.9	3	1.1		
3	1.3	4	0.7	4	1.5	4	1.9	4	1.1	4	1.7		
4	1.1	5 B 1	1.3	5 C 1	1.9	5 D 1	1.7	5 E 1	2.3	5 F 1	1.5		
5 A 1	1.5	2	1.7	2	1.9	2	1.5	2	1.7	2	-		
2	2.3	3	2.1	3	2.1	3	2.5	3	1.9	3	2.1		
3	1.9	4	1.9	4	1.7	4	2.3	4	1.5	4	1.9		
4	2.1	5	1.7	5	1.7	5	2.1	5	1.9	5	1.9		
5	1.7	6 B 2	1.9	6 C 2	1.7	6 D 2	1.7	6 E 2	1.5	6 F 2	2.1		
6 A 2	1.5	3	1.9	3	1.7	3	2.1	3	2.1	3	1.7		
3	1.7	4	2.1	4	1.7	4	1.7	4	1.5	4	1.9		
4	1.5	5	1.7	5	1.9	5	2.1	5	1.5	5	1.9		
5	1.9	6	1.9	6	1.9	6	2.1	6	1.9	6	1.3		
6	2.1												

\*) Note: Obtained by  $\Delta T_i = T_i - (T_{\text{reactor inlet}})$  under isothermal condition

4.2 炉出力と温度分布

50MW連続100時間運転時に、燃料集合体出口冷却材温度を測定した。この時期は、原子炉熱出力を一次系流量、原子炉出入口温度を直接測定して計算しているのでの熱出力をベースにしてデータ整理した。

データ処理装置で一括して測定した集合体出口温度を以下の換算式で補正した。

$$T_{\text{SA1}} = (T_{11} - T_2 - \Delta T_1) \times \frac{50}{P} + 370^{\circ}\text{C} \quad (4.1)$$

ここに、

$T_{\text{SA1}}$  : 50MW, 原子炉入口温度370°Cでの i 集合体出口冷却材温度

$T_{11}$  : i 集合体出口冷却材温度測定値

$T_2$  : 原子炉入口温度

$\Delta T_1$  : i 集合体の温度計補正值 (Table 4-1)

P : 熱出力 (測定時の炉心発熱)

Fig. 4.2 ~ 4.4 に式 4.1 による補正後の集合体出口冷却材温度を示す。Fig. 4.5 に、Fig. 4.4 に示す縦断面毎の温度分布を示す。ここで炉心燃料の最外周 (炉心第5列) でピークが見られるが、このピークは設計時には予想していなかった現象である。冷却材の流量配分とあわせて以下に検討する。

零出力時に集合体毎の冷却材流量を測定しているがその結果を設計流量とともに Fig. 4.6 に示す。ここで明らかな様に炉心第5列 (CORE-5) で、実測流量が設計値より低く他の領域の傾向と逆転している。その流量の低い分だけ炉心第5列で温度のピークが生じている。また Fig. 4.6 で、ブランケット第2列 (BLKT-2) のうち6x5位置 (6A1, 6B1~6F1) の6体については、集合体のエントランス・ノズル下部に支持構造物が位置しているため、同じブランケット第2列でも他の集合体と圧損条件が異なるため BLKT-2' として他と別になっている。

Fig. 4.7 に 50MW 運転時の集合体出口温度を冷却材流量領域毎に平均した値を、計算値と比較して示す。ここで計算値とは、3次元 Hex-Z 体系の拡散計算によって得られる集合体毎の発熱と上述の実測流量分布データを用いて、ヒートバランスにより集合体出口冷却材温度を算出したものである。この集合体毎の発熱量を求める際、ガンマ線発熱は考慮されているが、集合体間の熱移動は考慮せず集合体間は断熱モデルで取扱っている。無論ここで全集合体の発熱は 50MW に規格化している。また炉心構成は、70体炉心燃料体系で計算しているが、ブランケット領域の 5 F 2 位置に装着しているパイル・オシレータはブランケット集合体として計算している。

Fig. 4.7 の測定温度と計算値との比較において、すべての領域で測定温度が高い値を示し



ている。このことは、(1)測定値が実温度より一律に高い値を示しているか、(2)温度測定時の原子炉出力を高く見積っているか、(3)計算値に使用した集合体毎の冷却材流量を低めに見積っているか、またはそれ等の組合せによる原因が考えられる。(1)の測定温度の誤差は、等温状態の250℃~370℃の間で集合体出口温度計と主系統の温度計(炉容器出入口温度計で原子炉出力算出時に使用)との相対較正は実施しており、その相対誤差は補正している。特にここでは炉容器入口温度との相対温度を取扱っているため、測定誤差は生じにくい。隣接する集合体から流出する冷却材が混合して測定温度に影響を与えるとしてもまた集合体間の熱移動を考慮しても一律に全集合体出口温度が高い値を示すことはあり得ない。またガンマ線の発熱が直接熱電対の温度上昇に与える影響を検討した結果では、高々0.5℃の止昇であり無視できる値である。以上の考察より、測定温度が一律に高い温度を示すことは無いと考えられる。

(2)の原子炉出力の不確かさであるが計算値側は、炉心発熱で50MWと規格化しているので問題は無い。一方測定された熱出力には誤差が含まれ、50MWで約4.6%<sup>1)</sup>が見積もられている。極端な場合を考えて、この4.6%程熱出力が高めに得られていたとすると、測定温度を4.6%低くして計算値と比較しなければならない。そこで計算値と測定値のパーセント誤差は、炉心部で8%、ブランケット部で40%であり、炉心部では数%で一致するが、ブランケット部では補正し切れない。

次に(3)の冷却材流量の不確かさであるが、計算温度を算出する際に使っている集合体毎の冷却材流量は、250℃等温状態で測定した値である。この様な条件下で得られた値を、原子炉入口冷却材温度370℃で、かつ集合体間で空間的に温度分布を持ち、高い所では500℃にも達する炉心に対して適応している点に問題があると思われる。つまり、炉心部の温度上昇に伴って集合体圧損の増加が推定される。FFTFで、冷却材温度を425°Fより786°Fまで上昇する過程で系統圧損が40%上昇したことが報告<sup>2)</sup>されている。これは系統の最初の温度上昇であり、系統にフィルタが取付けられた特殊な状態なので直接常陽の炉心にあてはめることはできないが、炉心の温度が上昇すると系統圧損の増加する傾向があると考えられる。温度の変化に伴う冷却材流量変化は今後検討を進めていくが、Fig. 4.7で明らかな様に炉心部、ブランケット部それぞれで計算値と測定値の温度分布が相対的に酷示していることから、測定された集合体流量の相対分布は正しいものと思われる。

1) 石川、常陽 性能試験報告書、熱出力較正 PNC SN941 79-179

2) FFTF/EBR-II/JOYO Information Exchange, 1979 October 資料

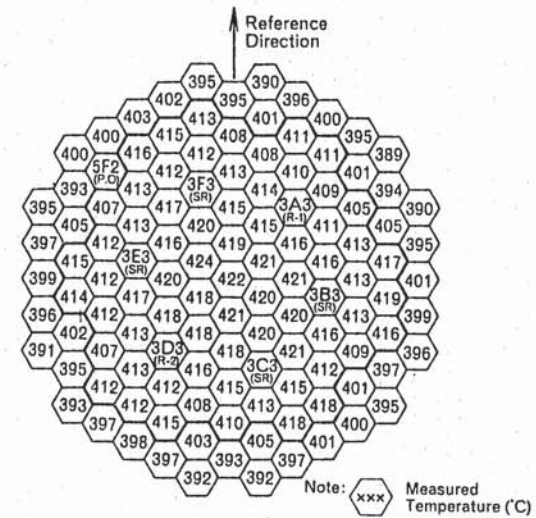


Fig. 4.2 Temperature Distribution of S/A Outlet (25MW)

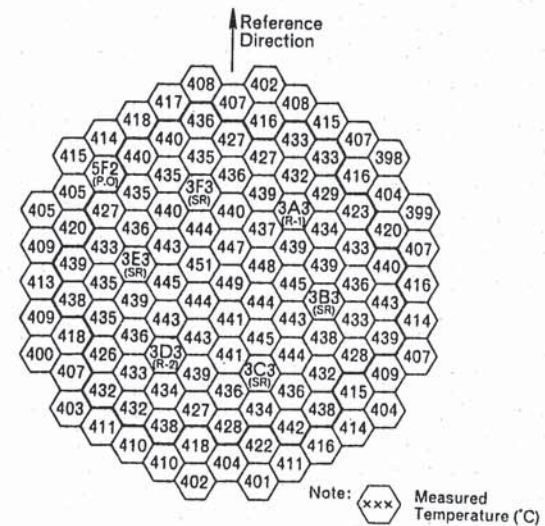


Fig. 4.3 Temperature Distribution of S/A Outlet (40MW)

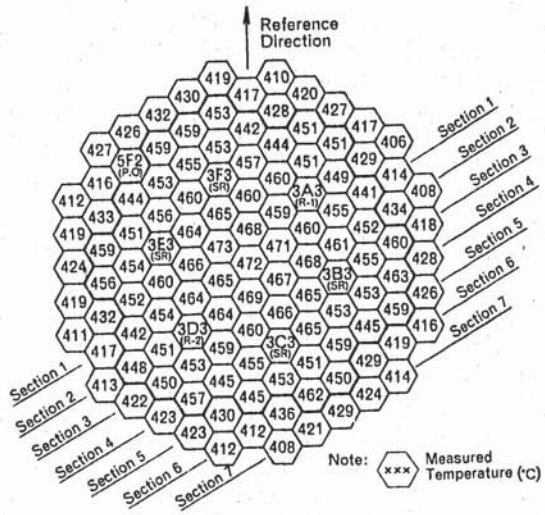


Fig. 4.4 Temperature Distribution of S/A Outlet (50MW)

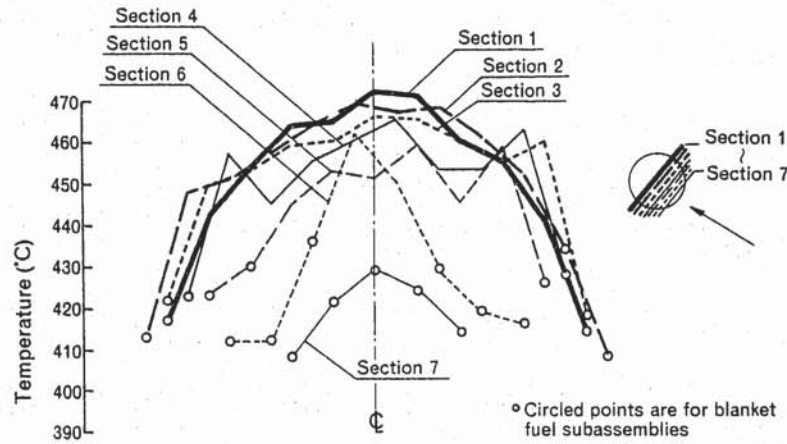


Fig. 4.5 Temperature Profile of Each Core Section (50MW)

Note: — Denotes design flowrate,  
 - - - Denotes measured flowrate  
 Flow zone B-2' is for 6X5's.

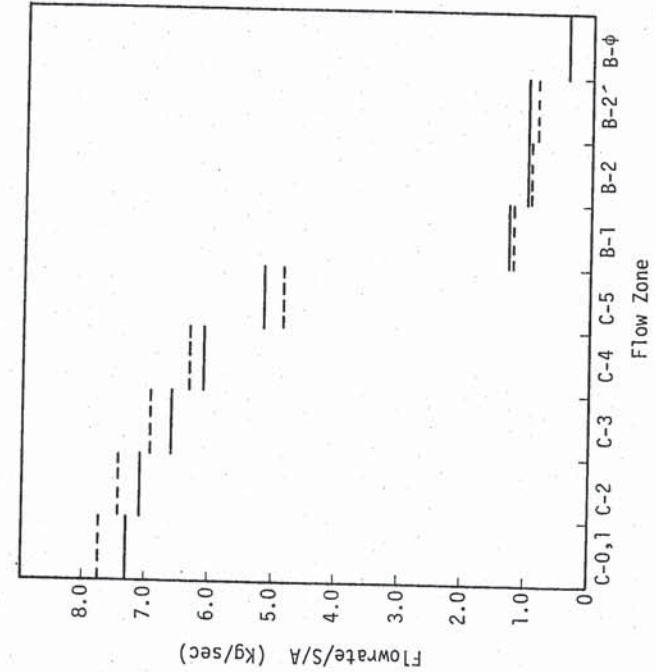


Fig. 4-6 Flowrate Distribution

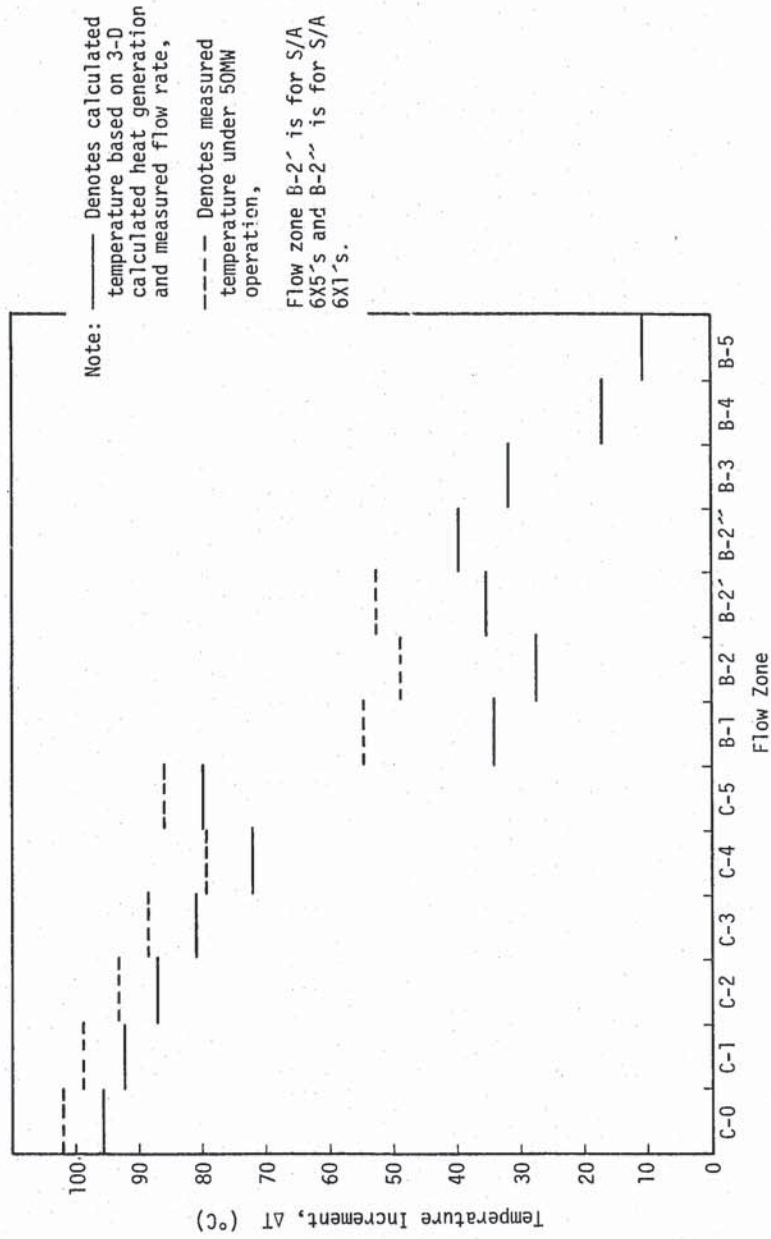
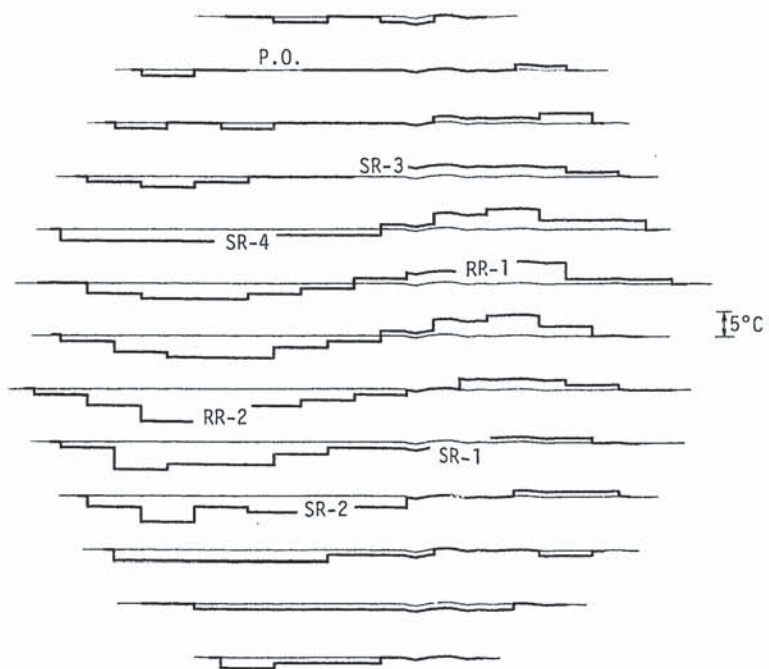


Fig. 4.7 Temperature Profiles of Measured and Calculated

### 4.3 制御棒パターンと温度分布

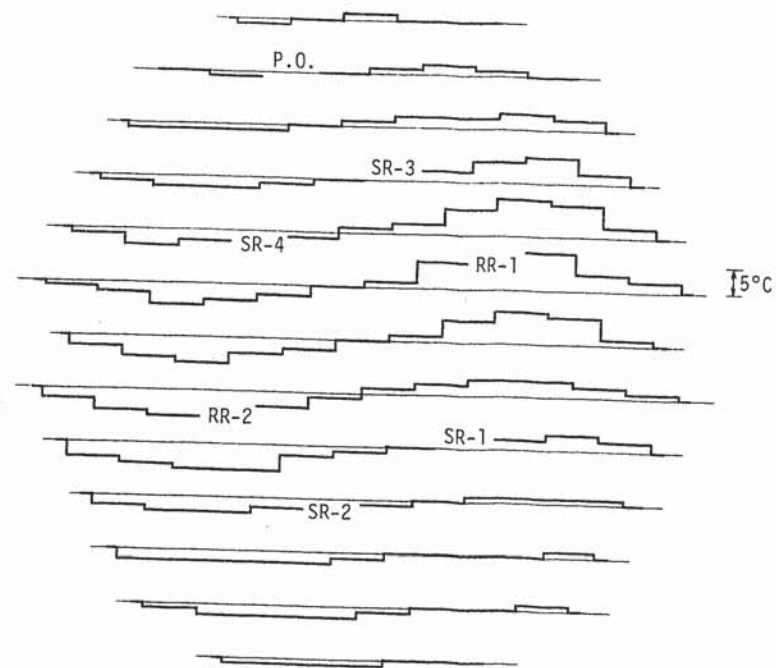
調整棒1と2を同一レベル(511.1mm)で、原子炉出力48MWの状態(Case I)で集合体出口温度分布を測定した後、調整棒1が上端(700.0mm)の位置で同じ出力となる調整棒2の位置(409.1mm)で保持(Case II)、し同様の温度測定を実施した。この際4本の安全棒は上端位置(900.0)で固定されている。Fig.4.8にCase IIの温度分布よりCase Iの温度分布を差引いた値を縦断面毎に図式化したものを示す。この調整棒差替による各調整棒の分担する反応度の移行は約0.43%ΔK/Kである。その差替の結果、調整棒の周囲で温度変化が生じ、最も大きく変化した場所で5℃、集合体の発熱に換算すると約7%の変化に相当する。

比較のために、計算コード(SMART)による同様の温度分布の差をFig.4.9に示す。ここでは、原子炉出力および調整棒の位置が異なるため、定量的な検討は省略するが、温度変化の傾向は測定結果と良く一致している。



case	I	II
Reactor Power (MW)	48	48
RR-1 Position (mm)	511.1	700.0
RR-2 Position (mm)	511.1	409.1

Fig. 4.8 Temperature Difference Due to Rod Pattern Change  
Case II - Case I, (Measured)



case	I'	II'
Reactor Power (MW)	50	50
RR-1 Position (mm)	504.3	700.0
RR-2 Position (mm)	504.3	400.7

Fig. 4.9 Temperature Difference Due to Rod Pattern Change  
Case I' - Case II', (Calculated)

4.4 炉内冷却材のミキシング効果

炉容器下部で炉容器壁に対して直角に、且つ相対してA、B両ループの冷却材が流入する。(Fig.2.1参照) A、B両ループの冷却材の識別のために流入する冷却材を互いに異なる温度に設定し、集合体出口温度分布の測定により、下部プレナムでの冷却材混合状況を推定する。

原子炉入口冷却材の温度変更は、2次主冷却系の一方のループの空気冷却器出口温度の設定を5℃ステップで下げていき、原子炉入口A、B間で約15℃の温度差をつけた。この際冷却材温度の変化にともなう原子炉出力の変化は、制御棒の調整により約25MW一定とした。また制御棒位置の差による出力分布の影響を少なくするために、2本の調整棒の位置を互いに等しい状態とした。

下部プレナムの冷却材ミキシング状況を集合体出口温度分布より以下の方法により推定した。冷却材の混合状況を見るためにFig.4.10の様に炉容器内を模式化して検討する。図でA、B入口温度一定 ( $T_A = T_B$ ) の場合、集合体入口の冷却材温度  $T_i$  は  $T_i = T_A = T_B$  で均一であり、集合体出口では  $T_o$  の様な温度分布を持つとする。次にAの入口温度だけを一定量下げたとする ( $T_A \rightarrow T_A'$ ) と、集合体入口では  $T_i'$  の様な温度分布となると予想され、集合体出口では  $T_o'$  の様に温度分布が観測される。ここで集合体入口温度分布を低く下げた温度 ( $T_A'$ ) を基準 ( $T_{base}$ ) として温度差  $\Delta T_i$  により表わすことにする。つまり原子炉出力を同一出力に基格化し、集合体毎の温度上昇は両ケースで変わらない ( $T_o - T_i = T_o' - T_i'$ ) とし、上記温度差  $\Delta T_i$  を求めると、下式で得られる。

$$\Delta T_i = T_o' - (T_o - T_i) \frac{P}{P} - T_{base} \quad (4.2)$$

各々の集合体出口温度について式(4.2)を用いて、A側の原子炉入口温度を下げた状態における集合体入口温度分布を求めた結果をFig.4.11に示す。一見して温度を下げたAループ入口に近い炉心半分はほぼその入口温度に近く、他の炉心半分はBループ入口温度に近い値を示している。このことから、下部プレナムでは2ループから流入した冷却材はほとんど混ぜせずに集合体に流入していると思われる。しかし同図でブランケット領域においては、その内側の温度より平均的な値を示していることから炉心部に比べ混合している様に見える。このことは、炉心集合体は高圧プレナムより直接冷却材が流入しているのに比べ、ブランケット集合体は、高圧プレナムより一度低圧プレナムへ流入して冷却材が供給されるために、その低圧プレナム内で混合されると推測される。

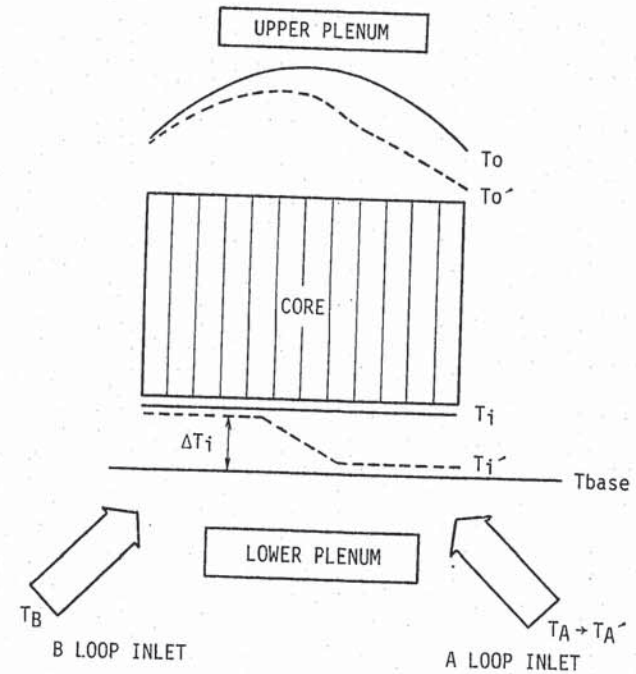


Fig. 4.10 Conceptual Description of Coolant Mixing Test

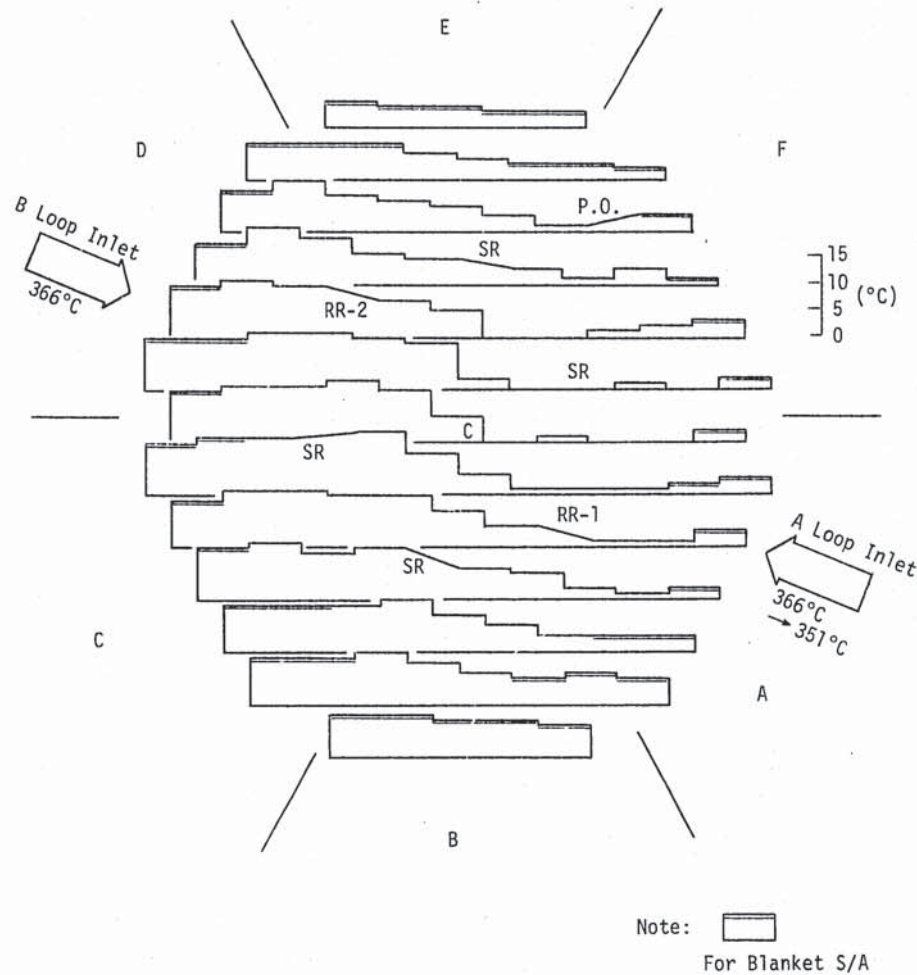


Fig. 4.11 Predicted Temperature Distribution at S/A Inlet (351°C Base)

4.5 低流量時の温度分布

1次主冷却系流量を定格の18%流量まで下げ、原子炉出力10MWで運転した際の、燃料集合体出口温度分布を、定格流量10MW時のデータと比較した。この低流量時のデータは自然循環流量確認試験時に得られたもので、原子炉入口温度は242.5°Cと通常運転時の370°Cより低い状態で運転されている。これは低流量時では炉心での温度上昇分が大きく、通常の原子炉入口温度で運転すると原子炉出口温度が高くなり過ぎてしまうことと、高温(370°C)での主循環ポンプの低流量運転経験のないことから、250°C付近の温度で試験は実施された。

この低流量時の集合体出口温度分布の検討のために、100%流量、10MWの通常運転時の集合体出口温度分布と比較する。前者は、前述の様に低温(240.5°C)、低流量(454m<sup>3</sup>/h)運転時の値であり、後者は高温(365°C)、定格流量(2511m<sup>3</sup>/h)と炉心内の温度条件は異なるが、両ケース共原子炉熱出力が約10MWなので集合体毎の発熱分布は等しい。

Fig. 4.12に低温、低流量時(case-V)と通常運転時(case-VI)の集合体出口冷却材温度分布を示す。当然ながら低流量時の温度上昇はcase-VIに較べて大きく、このままでは炉心部の熱的、流動的条件の違いによる温度分布の比較はできない。よってcase-VIの条件に下式で規格化した。

$$\Delta T_i = (\Delta T_{Vi} - e_i) \frac{P_{Vi} \cdot F_{Vi} \cdot \rho_{Vi} \cdot C_{Vi} \cdot \Delta F_{Vi}}{P_V \cdot F_V \cdot \rho_V \cdot C_V \cdot \Delta F_V} \quad (4.3)$$

ここで、 $\Delta T_i$  : case-VIの条件に規格化したi番目オリフィス領域の集合体出入口温度差

$P_V, P_{Vi}$  : それぞれ case V, VIの原子炉出力

$F_V, F_{Vi}$  : " " の1次冷却材流量

$\rho_V, \rho_{Vi}$  : " " の原子炉入口温度におけるNa比重

$C_{Vi}, C_{Vi}$  : " " のi番目オリフィス領域の集合体出入口平均Na温度における比熱

$\Delta F_{Vi}, \Delta F_{Vi}$  : それぞれ低出力試験時に得られた20%流量時と100%流量時のi番目オリフィス領域の冷却材流量

$e_i$  : i番目オリフィス領域の熱電対の誤差

$\Delta T_{Vi}, \Delta T_{Vi}$  : それぞれ case V, VIのi番目オリフィス領域の集合体間出入口温度差の測定値

以上の補正、規格化で、運転条件の相違、ナトリウム物性値等の補正の他に、冷却材の全体流量の差違によるオリフィス領域毎の流量分布の変化もcaseVIの条件に規格化している。な

お、この流量分布の変化は零出力、等温条件下で得られた測定結果<sup>3)</sup>を使用している。Fig. 4.13に流量分布の測定結果を示す。Fig.4.14に補正、規格後のオリフィス領域毎の集合体出口温度分布を示す。Fig.4.14で caseVで低流量、低温度時データより変換した値は、一律に caseVIに較べて低い値を示している。この相違が生じた原因のひとつとして、炉心部の温度の相違による炉内流量分布変化が考えられる。これは4.2の実測温度分布と低温度時に測定した流量分布を使って計算された温度分布の比較において見られた傾向と同じであり、その時の推論と同じことが言える。

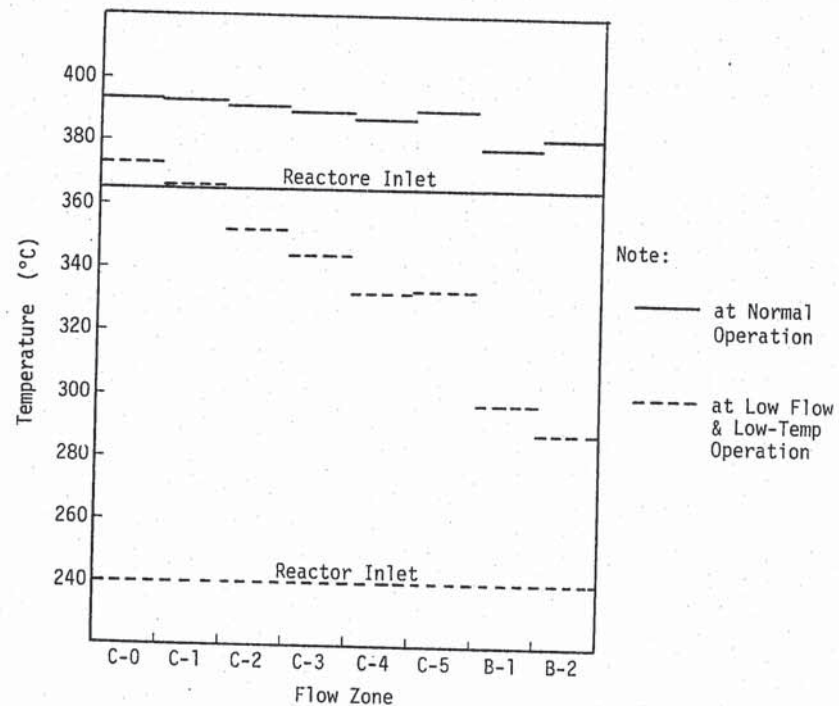


Fig. 4.12 Temperature Profile at Low Flow and Low Temperature Operation

3) 三田他, PNC SN941 79-190, 「常陽」性能試験報告書, 炉内流量分布, 1979, 10

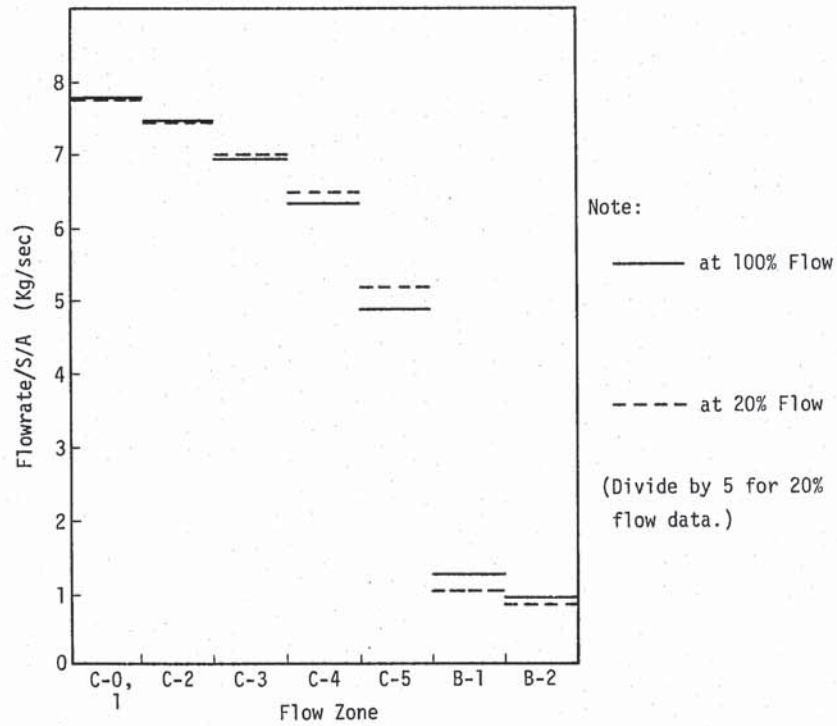


Fig. 4-13 Flowrate Distributions Obtained Under 250°C Isothermal Condition

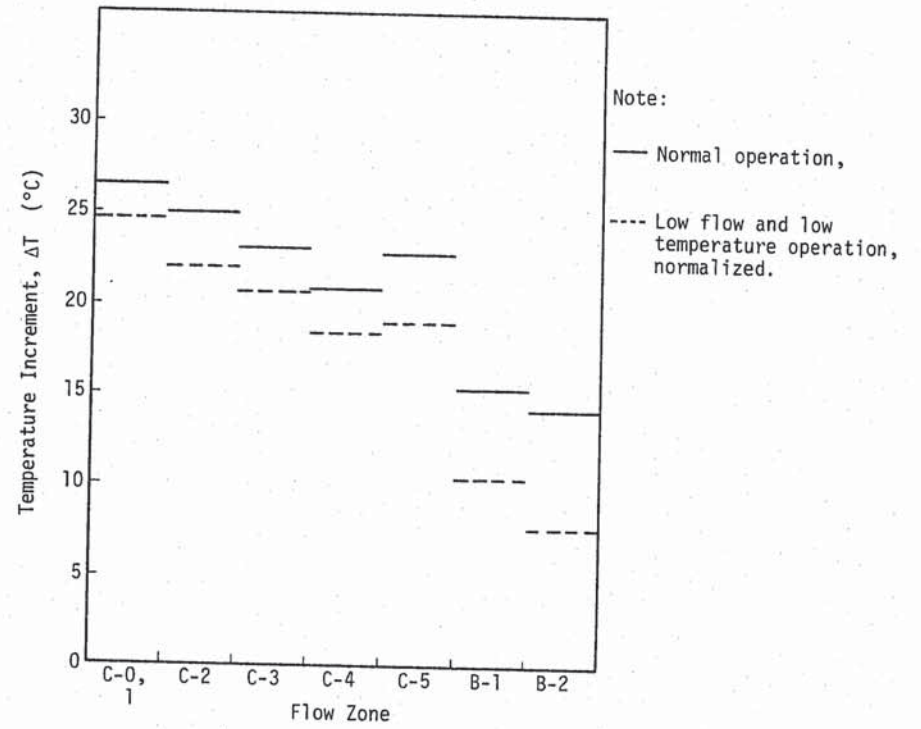


Fig. 4.14 Comparison of Temperature Profiles of Normal Operation, and Low Flow and Low Temperature Operation



Table 4.2 S/A Outlet Temperatures under Low Flow Operation

Plant Cond'ns	Measured		Compensated and Normalized		Flowrate (meas'd at isothermal)	
	case V	case VI	case V*	case VI	OMW	OMW
Reactor Power	11.59MWt	12.08MWt	12.08MWt	12.08MWt	100%	20%
Total Flowrate	454 m <sup>3</sup> /h	2511 m <sup>3</sup> /h	2511 m <sup>3</sup> /h	2511 m <sup>3</sup> /h	370 °C	370 °C
Reactor Inlet	240.5 °C	365.0 °C	365.0 °C	365.0 °C		
Flow Zone	S/A Outlet Temp. (°C)		S/A T-Increment (°C)		Flowrate	
core 0, 1	366.3	392.7	24.6 *	26.5	7.77	1.547
core 2	351.9	391.1	21.9	24.9	7.44	1.490
core 3	344.4	389.2	20.6	23.0	6.93	1.401
core 4	331.6	387.0	18.3	20.8	6.33	1.298
core 5	332.3	389.6	18.9	22.7	4.87	1.035
Blanket 1	305.6	382.1	10.3	15.3	1.23	0.200
Blanket 2	287.8	380.9	7.7	14.1	0.921	0.162

\*) Note: Measured case V Data was compensated for their individual S/A error and normalized at case VI plant conditions.

## 5. 結 言

原子炉出力 50MW への出力上昇試験, およびそれに続く 2 サイクルの定格運転期間の各種プラント状態における燃料集合体出口温度分布を測定した。

- (1) 試験期中, 熱電対の断線および指示値の大きなずれも無く, 安定した測定が続けられた。
- (2) 50MW 出力運転時の集合体出口温度測定値と, 予測計算値を比較すると, 炉心部で約 6 °C プランケット部で約 20 °C 程度測定値が高かった。検討の結果予測計算に低出力時に測定した集合体毎の流量分布を使っており, 出力運転時の様に, 高温でかつ 3 次元の温度分布を持つ炉心へ適応した点に問題があると思われる。
- (3) 原子炉入口を A, B ループで 15 °C の温度差をつけて集合体出口温度分布を測定した結果炉容器下部プレナムではほとんど A, B ループの冷却材の混合が無いことが判った。今後, 炉心の流動特性の検討を進め, 運転中の炉心監視手法を確立していく。