

高速実験炉「常陽」性能試験報告書

NT-34出力係数

1980年1月

動力炉・核燃料開発事業団

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)

高速実験炉「常陽」性能試験報告書

NT - 34出力係数

石 川 真*

遠 藤 雅 行**

関 口 善 之*

要 旨

高速実験炉「常陽」50 MW出力上昇試験の一項目として実施された出力係数試験(NT - 34)の結果について報告する。

本試験は、出力上昇時の定格出力までの各出力レベルにおいて、原子炉の熱出力及び余剰反応度を測定する事によって、出力上昇に伴う反応度変化量(出力係数)を求める事をその内容とする。

出力係数は、1978年7月から8月にかけて計6回の出力上昇・下降時に測定され、その結果、以下の主要諸点が確認された。

- (1) 出力係数は、50 MW定格までの全出力範囲で負であり、非常に良い再現性をもって、下式で表わせる。

$$\text{出力係数 } f_p (\% \Delta k/k / \text{MW}) = -5.93 \times 10^{-5} P - 6.05 \times 10^{-3}$$

$$P : \text{炉熱出力 (MW)} \quad (11 \text{ MW} \leq P \leq 53 \text{ MW})$$

出力係数は、10 MW時の $-6.6 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{MW}$ から50 MW時の $-9.0 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{MW}$ まで、直線的に負の方向に大きくなる。

- (2) 出力係数の絶対値に対する測定誤差は+4.6 ~ -9.7%であり、その大部分が系統誤差である。内訳では、制御棒延長管と炉容器の熱膨張の差による誤差が約±4%で最大の寄与である。誤差幅が負の方向に偏っているのは、試験時に用いた調整棒価値が干渉効果の変化・炉心配置の変更・調整棒の燃焼のために、現実の価値よりも数%過大評価であったと見積られるためである。
- (3) 出力係数は、出力上昇と下降時で差異が見られない。原子炉は、新しい出力レベルに到達した後、約20分経過すれば、炉容器も含めて反応度的・熱的に充分な平衡に達する。

* 大洗工学センター高速実験炉部技術課

** 同上(現、三菱原子力工業)

Jan., 1980

Experimental Fast Reactor "JOYO" Power-Up Test Report

Power Coefficient (NT-34)

Makoto Ishikawa*, Masayuki Endoh**
and Yoshiyuki Sekiguchi*

Abstract

This report describes the results of the power coefficient test (NT-34) that was planned and performed as a part of the power-up testing of the Experimental Fast Reactor "JOYO".

The purpose of this test is to measure the reactivity change against the power increase (power coefficient) by measuring the reactor thermal power and excess reactivity at steps of the power ascension procedure.

This testing was made from July through August in 1978, and the followings were confirmed.

- (1) The power coefficient was negative in all power range through 50MW rated power, and could be fitted with good reproducibility as follows.

$$\text{Power coefficient } f_p (\% \Delta K/K/MW) = -5.93 \times 10^{-5} P - 6.05 \times 10^{-3}$$

P: Reactor thermal Power (MW) for 11MW $\leq$ P $\leq$ 53MW.

The power coefficient was linear against the power and became less negative with range 10MW ($-6.6 \times 10^{-3} \% \Delta K/K/MW$) through 50MW ($-9.0 \times 10^{-3} \% \Delta K/K/MW$).

- (2) The experimental error was from +4.6% to -9.7%, and the dominant parts were the systematic errors. Particularly, the maximum error was derived from the difference of the thermal expansion between the extension pipes of the control rods and the reactor vessel. The error range was biased to the negative direction because the control rod worth used in this testing was seemed to be a few percent larger than the real worth by reasons of the change of the shadowing effect, the change of the core fuel arrangement and the burn-up of control rods.
- (3) There was no significant difference between the results of the power ascent and descent. The reactor attained enough equilibrium of reactivity and thermal condition within about 20 minutes.

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

** The same above (Mitsubishi Atomic Power Industries, INC, present affiliation)

NT-34 出力係数 試験報告書

目 次

第1章 諸 言	1
第2章 設備概要	2
2.1 主冷却系設備	2
2.2 制御設備	2
2.3 炉心構成	6
第3章 試験の方法	13
3.1 出力係数の定義	13
3.2 余剰反応度の測定方法	13
3.3 原子炉熱出力の測定方法	14
3.4 データの整理方法	16
3.5 原子炉入口 Na 温度係数の測定方法	16
3.6 流量変化による反応度変化の測定方法	17
第4章 試験の経過	18
第5章 試験の結果	21
5.1 出力係数	21
5.2 流量変化による反応度変化	22
5.3 原子炉入口 Na 温度係数	23
第6章 制御棒延長管の熱膨張効果	44
6.1 評価方針	44
6.2 延長管及び炉容器の温度評価法	44
6.3 評価結果	45
6.4 調整棒本体の熱膨張（参考）	46
第7章 測定の誤差評価	56
7.1 炉熱出力の測定誤差	56
7.2 余剰反応度の測定誤差	57
7.3 出力係数の測定誤差	61
第8章 結 言	70
（付 録）設計による出力係数	73

表 リ ス ト

表 5.1	出力係数データ整理シート	78年7月 8日
表 5.2	"	78年7月 21日
表 5.3	"	78年7月 25日
表 5.4	"	78年8月 6～7日
表 5.5	"	78年8月 11日
表 5.6	"	78年8月 16日
表 5.7	測定日毎出力係数データ fitting 結果	
表 5.8	流量係数データ整理	78年7月 28日
表 5.9	出力係数測定記録（入口 Na 温度効果）	78年6月 17日
表 6.1	CRD 延長管及び原子炉容器の温度評価法	
表 6.2	CRD 延長管及び炉容器の熱膨張量	
表 6.3	炉容器と CRD 延長管の熱膨張量の差	
表 7.1	調整棒 1 較正曲線測定値	
表 7.2	調整棒 2 較正曲線測定値	
表 7.3	50 MW出力上昇試験末期の調整棒燃焼量	
表 7.4	10 → 50 MWの出力係数測定値の再現性	
付表 1	初期炉心設計における各出力時の炉内平均温度	
付表 2	" 膨張及びドップラー効果に基づく出力係数	
付表 3	" 湾曲効果による出力係数	
付表 4	" 湾曲による変位量 Δr_{ij}	
付表 5	" 全出力係数（初期炉心）	
付表 6	第2期出力炉心設計における出力係数（75 MW初期）	

図 リ ス ト

- 図 2.1 原子炉冷却系統図
- 図 2.2 制御棒構造概要図
- 図 2.3 原子炉断面図
- 図 2.4 調整棒駆動機構
- 図 2.5 1978 年 4 月 26 日現在炉心構成図
- 図 4.1 原子炉運転実績 1978 年 7 月分
- 図 4.2 原子炉運転実績 1978 年 8 月分
- 図 5.1 出力係数測定データ (1978 年 7 月 8 日～8 月 16 日)
- 図 5.2 規格化後出力係数測定データ (1978 年 7 月 8 日～8 月 16 日)
- 図 5.3 Average Power Coefficient at 10 MW Intervals
(50 MW Power Ascension Test in 1978)
- 図 5.4 炉入口 Na 温度効果 (1978 年 6 月 17 日)
- 図 6.1 炉容器と CRD 延長管の熱膨張計算モデル
- 図 6.2 調整棒延長管温度分布
- 図 6.3 原子炉容器壁温度分布
- 図 6.4 CRD 延長管と炉容器壁の軸方向積算熱膨張量
- 図 6.5 炉容器と CRD 延長管の熱膨張量の差
- 図 6.6 調整棒本体概念図
- 図 7.1 原子炉出口 Na 温度の A・B ループ差
- 図 7.2 調整棒ストロークカーブの実測値と 6 次多項式 fitting 値の差
- 図 7.3 原子炉余剰反応度の fitting 値と測定値の差
- 付図 1 初期炉心設計における集合体湾曲計算結果 (80 MW)
- 付図 2 第 2 期出力炉心設計における基準方向最確温度分布湾曲計算結果 (75 MW)
- 付図 3 出力係数の設計値と測定値の比較

第1章 緒 言

本報告書は、1978年4月から9月まで行なわれた高速実験炉「常陽」50 MW出力上昇試験の一項目として実施されたNT-34出力係数試験の結果について、報告するものである。

本試験は、出力上昇時の定格出力までの各出力レベルにおいて原子炉の熱出力及び余剰反応度を測定する事によって、出力上昇に伴う反応度変化量を求める事をその内容とする。

出力係数は、炉心が固有の自己抑制効果をもつために、全出力範囲にわたって負でなければならない。

以下に、本報告書の内容を概括する。

第2章では、本試験に関連する系統設備を主冷却系設備・制御設備・試験時炉心構成に分けて記述する。

第3章では、試験の方法として出力係数の定義、原子炉余剰反応度・熱出力の測定方法、データの整理方法を記述する。但し、本試験は炉熱出力としてPT-11熱出力較正試験で測定された値を採用しているので、炉熱出力の測定方法及びデータ等の詳細については、SN 941 79-179熱出力較正試験報告書を参照されたい。

第4章では、試験の経過を記述する。出力係数は、7月8日から8月16日まで計6回の出力上昇・下降時に測定された。

第5章では、試験の結果をグラフ及び生データと共に整理して示す。ここでは、出力係数の他に本試験の一環として測定された流量変化による反応度変化・原子炉入口Na温度係数についても結果を記述する。

第6章では、原子炉の余剰反応度測定の際に、最も重要な誤差要素として考えられる制御棒延長管の熱膨張効果の定量的評価を試みた結果を記述する。

第7章では、出力係数試験結果の測定誤差評価を記述する。

第8章では、本試験全体の結果を要約し結言とする。

なお、付録として「常陽」炉心設計における出力係数の値をまとめる。設計は、初期炉心設計と第2期出力炉心設計の2回行なわれた。

第2章 設 備 概 要

本章では、出力係数に関連する系統設備を、主冷却系設備・制御設備・試験時炉心構成に分けて記す。

2.1 主冷却系設備

主冷却系設備は、2系統から成り各系統は1次冷却系及び2次冷却系から構成される。

炉心部で発生した熱は、1次主冷却系から中間熱交換器を介して2次主冷却系に伝達され、さらに主冷却器により大気中に放散される。

(1) 1次主冷却系

ループ数	2 [ループ]
冷却材流量	1085.6 [t/h/ループ]
運転温度	原子炉入口 370 [°C]
(50 [MW] 時)	原子炉出口 435 [°C]

(2) 1次補助冷却系

ループ数	1 [ループ]
冷却材流量	56.5 [t/h] (通常運転時逆流 13.5 [t/h])

(3) オーバフロ系

ループ数	1 [ループ]
冷却材流量	11 [t/h]

原子炉冷却系統図及び温度・流量の測定点を図 2.1 に示す。

2.2 制御設備

原子炉の出力を制御する制御設備は、制御棒、制御棒駆動機構（以下CRDという）、原子炉出力制御設備および原子炉保護系設備からなる。

各設備の機能は次の通りである。

2.2.1 制 御 棒

制御棒は、制御棒要素（ B^{10} 濃縮 B_4C ペレットを SUS 316 ステンレス鋼管で被覆したもの）7本を、円形断面を有する SUS 316 ステンレス鋼製保護管内に、三角形格子状に配列して固定した構造をもち、上端にハンドリングヘッド、下端にスクラム時減速用のダッシュラムを有し、その全長は約 2,250 mm である。（図 2.2 参照）

制御棒の主な仕様は次の通りである。

- | | |
|---------------|--|
| (a) 制御棒個数 | 6 (安全棒 4, 調整棒 2) |
| (b) 吸収材の種類 | 炭化硼素 |
| (c) 吸収材の有効長 | 約 700 mm |
| (d) 反応度制御能力 | 安全棒 $0.056 \Delta k/k$ 以上
調整棒 $0.028 \Delta k/k$ 以上 |
| (e) 反応度付加率 | $0.00015 \Delta k/k/sec$ 以下 |
| (f) 冷却材導入プレナム | 安全棒 低圧プレナム
調整棒 高圧プレナム |

- (g) 最も反応度効果の大きい安全棒 1 本が完全に引抜かれた状態でも十分余裕を持って残りの安全棒および調整棒で停止できる制御能力を有する。

2.2.2 CRD

CRD は、小回転プラグ中の炉心上部機構に組込まれ、(a)駆動部、(b)上部案内管、(c)延長管、(d)加速管、(e)下部案内管、(f) アルゴンガス系設備で構成されており、全部で 6 基ある。このうち 4 基が安全棒駆動機構で、安全棒を炉心へ急速挿入（スクラム）させる機能を持ち、2 基が調整棒駆動機構で原子炉通常運転時に調整棒を炉心へ引抜・挿入および位置保持等をするための機能を有する。

CRD は電動機駆動により通常速度で制御棒の挿入・引抜動作を行なう。安全棒のスクラム動作は保持電磁石の消磁により駆動装置に連結されている安全棒を解放し、スプリング力で急速落下させる。燃料交換時には、制御棒を炉心内の下部案内管内へ全挿入して切離し、延長管を引上げるにより回転プラグの回転操作を可能にする。

つぎに各部の機構について記述する。(図 2.3 ～ 4 参照)

(a) 駆 動 部

(ア) 駆動機構

駆動機構はハウジング、駆動モータ、減速材、電磁ブレーキ、ボールネジとナットおよびロードセルからなり、炉心上部機構上面に固定されている。駆動モータは、減速機を介してボールネジを回転させ、これにかみ合ったナットを上下させる。このナットは外側延長管に結合されているため制御棒が上下する。電磁ブレーキはモータに直結されていて停止および停止中の位置の保持を行なう。ロードセルは駆動系の過負荷時に各部を保護する。

駆動機構の駆動速度は 130 mm/min 以下に設計されており、これにより反応度付加率の最大値が $0.00015 \Delta k/k/sec$ 以下となる。上下動ストロークは安全棒が 900 mm、調整棒が 700 mm である。

(イ) 位置検出器

シンクロ発信器・歯車伝達機構からなり、制御棒の炉心内位置を検出して原子炉制御盤に指示する。精度は、安全棒 ± 4 mm以下、調整棒 ± 3 mm以下で設計されている。

(ウ) 保持電磁石

平板型直流電磁石で外側延長管上端と結合している電磁石ケーシング内に鉄心とコイルが、内側延長管上端にアーマチュアが固定されている。通常時はアーマチュアが吸着されていて、コイルの電流をしゃ断すると内側延長管がデラッチスプリングと自重により上下に押し出されてラッチ機構が外れ安全棒を解放落下させる。電磁石の保持力は約400 kgである。

(エ) ラッチ検出機構

ラッチ機構の状態がラッチ状態か、デラッチ状態かを検出するもので、内側延長管と外側延長管の相対位置をリミットスイッチで検出されている。さらに実際に制御棒を保持したことを前述のロードセルの荷重変化で検出している。

(b) 上部案内管

炉心上部機構の上部および下部に嵌合されている円管であり、制御棒と延長管の上下動および安全棒の急速落下の際の案内をする。

(c) 延長管

延長管は外側延長管、内側延長管、ストロークベローズおよびラッチベローズからなりCRDと制御棒とを連結するための管で、延長管下端にラッチ機構があり、内側延長管の下端にフィンガー動作棒が、外側延長管下端には4つ割りのラッチフィンガーがついている。ラッチ時は常時閉の角度に組立てられているラッチフィンガーをフィンガー動作棒が押し広げる構造になっていて、保持電磁石の鉄心にアーマチュアが吸着され、内側と外側延長管は一体化されて駆動系の上下動を制御棒へ伝える。CRDと制御棒の切り離しは、保持電磁石が消磁されデラッチスプリングの力と自重により内側延長管が約30 mm落下することにより起る。内側延長管と外側延長管との間はラッチベローズ、外側延長管と外側生体遮蔽体との間はストロークベローズで炉内ガスと炉上部雰囲気とをシールしている。これらのベローズは厚さ約0.15 mmのステンレス板製である。

延長管内の摺動する部分には、表面硬化処理を施すと共に、管内面の摺動面は精密仕上を行ないかじりが起らないように留意している。

なお、CRD材料は、ナトリウムおよびナトリウム蒸気との接触部には主としてオーステナイトステンレス鋼を用いている。

(d) 加速管

安全棒駆動機構には加速スプリングと加速管がついていて、スクラム時に、安全棒は解放されると同時に加速管を介して伝達されるスプリング力により加速されて急速落下する。

加速管の落下衝撃を吸収するため上部案内管にダンピングスプリングが組み込まれている。また加速管頭部に永久磁石が組み込まれており、加速管が落下すると上部案内管外面に巻かれた誘導コイルに起電力が発生し、安全棒駆動機構のスクラム機能が正常であることが確認できるようにスクラム時間測定装置がついている。スクラム機能は保持電磁石励磁電流断から上記誘導コイルに発生する起電力の半周期までの時間が1秒以内と決められている。

安全棒駆動機構は制御棒の浮上りを加速管で押えているが、調整棒駆動機構は調整棒押え管を取付て制御棒の浮上りを防止している。

(e) 下部案内管

炉心内で制御棒の上下動の案内、安全棒の急速落下時の緩衝（ダッシュポット部）および冷却材の導入の機能を有し、炉心支持板にエントランスノズルを挿入しバイヨネット方式で固定されている。

地震時のスクラム特性上および運転制御上の要求から調整棒と安全棒とでは、それぞれ下部案内管との間隙が異なり、調整棒は約1 mm、安全棒は約5 mmの半径間隙を有している。また冷却材の導入も、発熱量の違いにより流量に差をもたせるため、調整棒に対しては高圧プレナム、安全棒に対しては低圧プレナムより行なっている。

(f) アルゴンガス系設備

炉内カバーガスをシールしている金属溶接ベローズおよび炉心上部機構と上部案内管との間をシールしているOリングの破損検出と、破損後の炉内ガス漏出を防ぐためシールガス圧を高くしている。破損の検出は流量計から発信される警報により行なう。

2.2.3 原子炉出力制御設備

原子炉出力制御設備は、

- (a) 原子炉制御盤
- (b) 駆動電動機制御盤
- (c) ロードセル計装盤
- (d) 補助継電器盤

より構成される。

各盤の機能は次の通りである。

(a) 原子炉制御盤

原子炉制御盤は、制御棒を遠隔操作により手動で制御する機能を有する。

このため、原子炉の運転を監視するための制御棒位置指示計、中性子束指示計および記録計、炉周期指示計および記録計と、CRD および中性子検出器駆動装置を操作するためのスイッチ類等が取り付けられている。

また盤面上部には故障表示器が取り付けられ、アイソレーション、スクラムおよび調整

棒一斉挿入等の原因を警報表示する。

さらに緊急時の手動操作スイッチを設け、アイソレーション、スクラムおよび調整棒一斉挿入を手動で行なうことができる。

(b) 駆動電動機制御盤

駆動電動機制御盤には、CRD に収納されている駆動電動機と、中性子検出器駆動装置内に収納されている駆動電動機用の電磁接触器が収納されており、この電磁接触器の開閉により駆動電動機を駆動する。

(c) ロードセル計装盤

ロードセル計装盤には、CRD 並びに中性子検出器駆動装置の荷重検出用演算器と荷重指示計が取り付けられている。

荷重検出器（ロードセル）は CRD および中性子検出器駆動装置に取り付けられ、引抜または挿入荷重を指示すると同時に、所定の設定値を超過した場合には警報表示をし、制御棒挿入時を除いて駆動電動機を停止させる。

(d) 補助継電器盤

補助継電器盤は、CRD および中性子検出器駆動装置を操作するための補助継電器、故障表示用の警報継電器など原子炉出力制御設備関係の継電器を収納する。

2.2.4 原子炉保護系

原子炉保護系は、ロジック盤 A、ロジック盤 B および地震計等で構成され、原子炉各部の状態を監視する計装から異常信号が発せられた場合、異常の程度により安全動作を行なわせるための設備である。

安全動作としては、アイソレーション、スクラムおよび調整棒一斉挿入がある。

2.3 炉心構成

出力上昇試験期間は、昭和 53 年 4 月 18 日～9 月 16 日までであった。NT - 34 出力係数試験は、7 月 8 日から 8 月 16 日（100 時間連続運転終了）まで実施され、この間、炉心及び燃料貯蔵ラックの配置に変更はなかった。試験中の炉心構成図を、図 2.5 に示す。

(1) 炉心構成

炉心燃料	70 体
ブランケット燃料	内側 44 体
	外側 143 体
制御棒	調整棒 2 体
	安全棒 4 体
反射体	スリット有 12 体

スリット無 36 体

中性子源 1 体 (7 F 1)

パイルオシレータ 1 体 (5 F 2)

(2) 燃料貯蔵ラック構成

炉心燃料 1 体 (R 11)

炉心用計装燃料 4 体 (R 10 ・ R 15 ・ R 17 ・ R 19)

ブランケット燃料 3 体

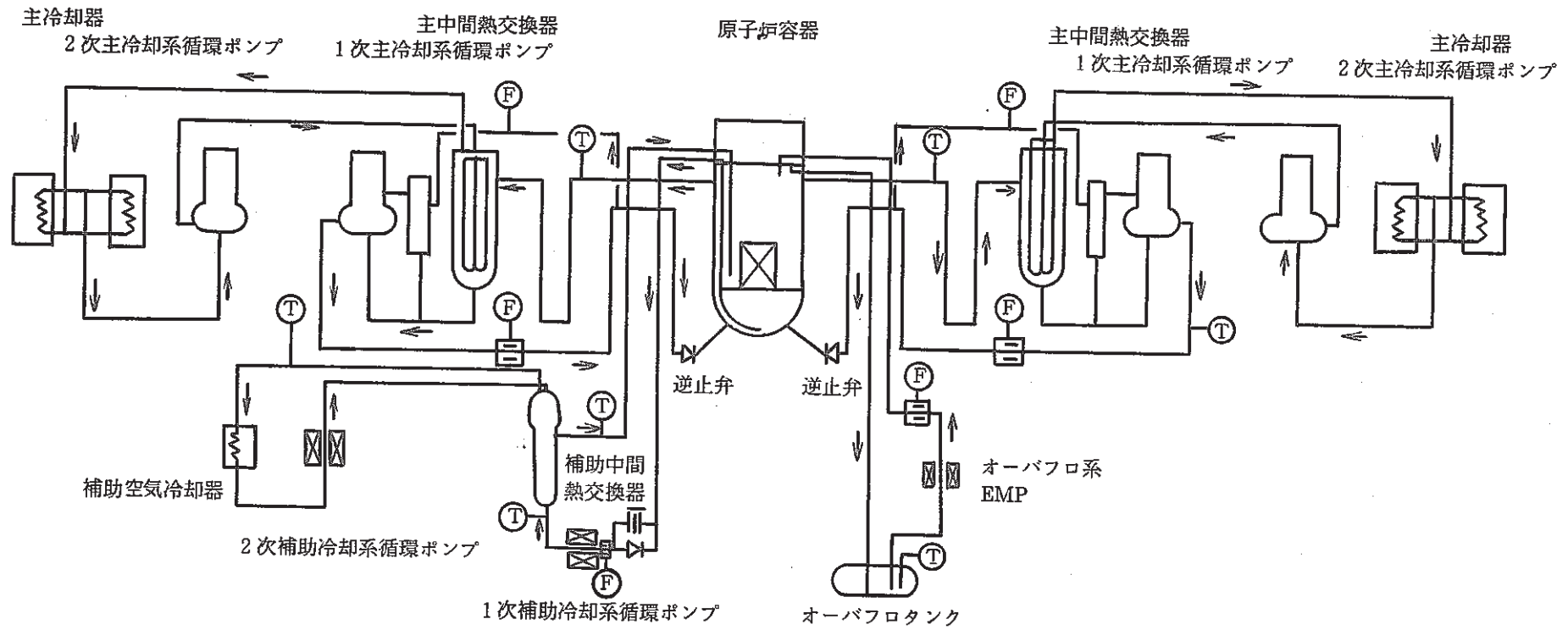
ブランケット用計装燃料 5 体

サーベイランス 5 体

ダミー要素 1 体

中性子源 (Be 部) 1 体

γ 線源収納体 1 体



注) →印は原子炉通常運転時の
冷却材流れ方向を示す。

図 2.1 原子炉冷却系統図

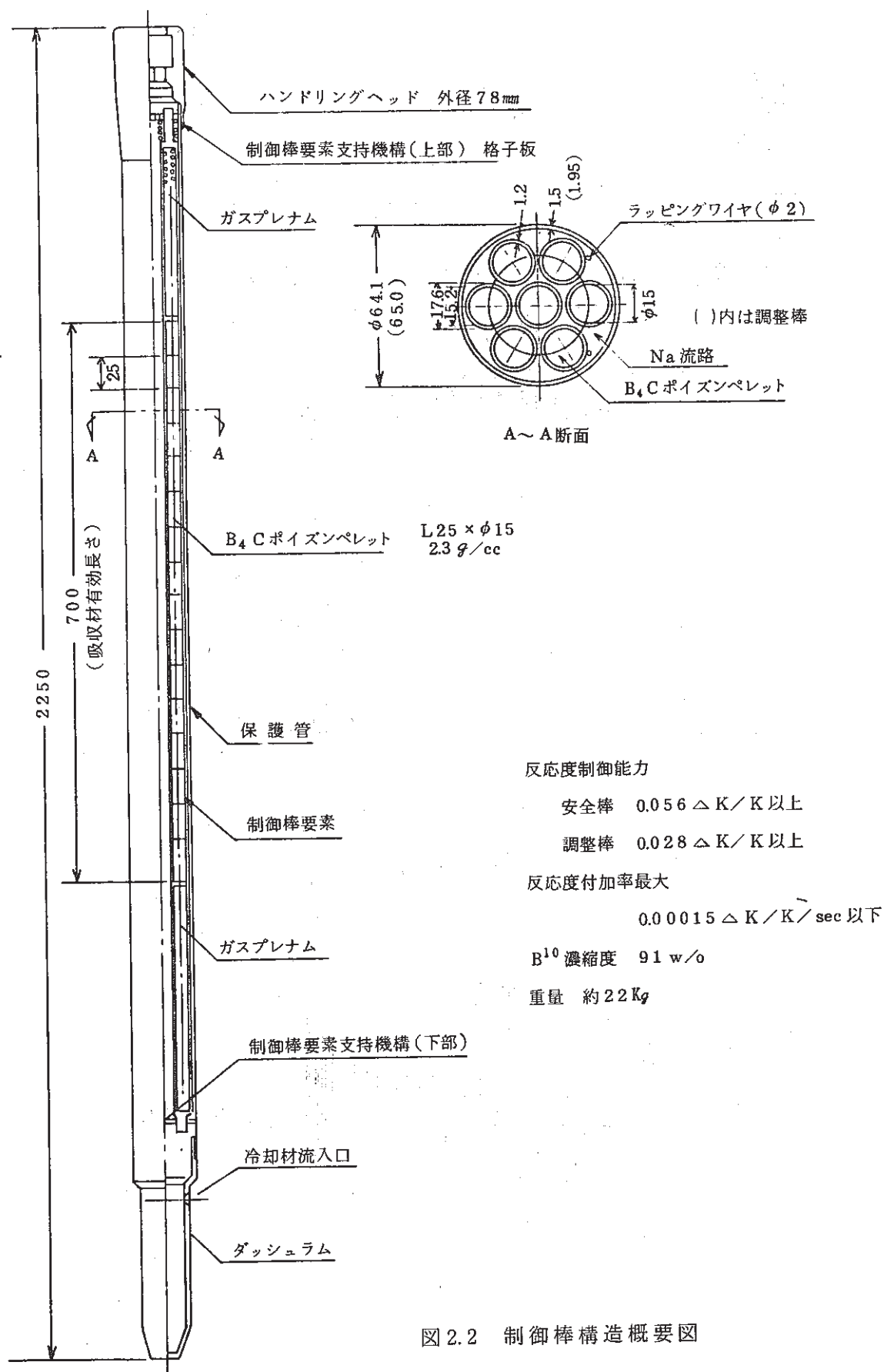


図 2.2 制御棒構造概要図

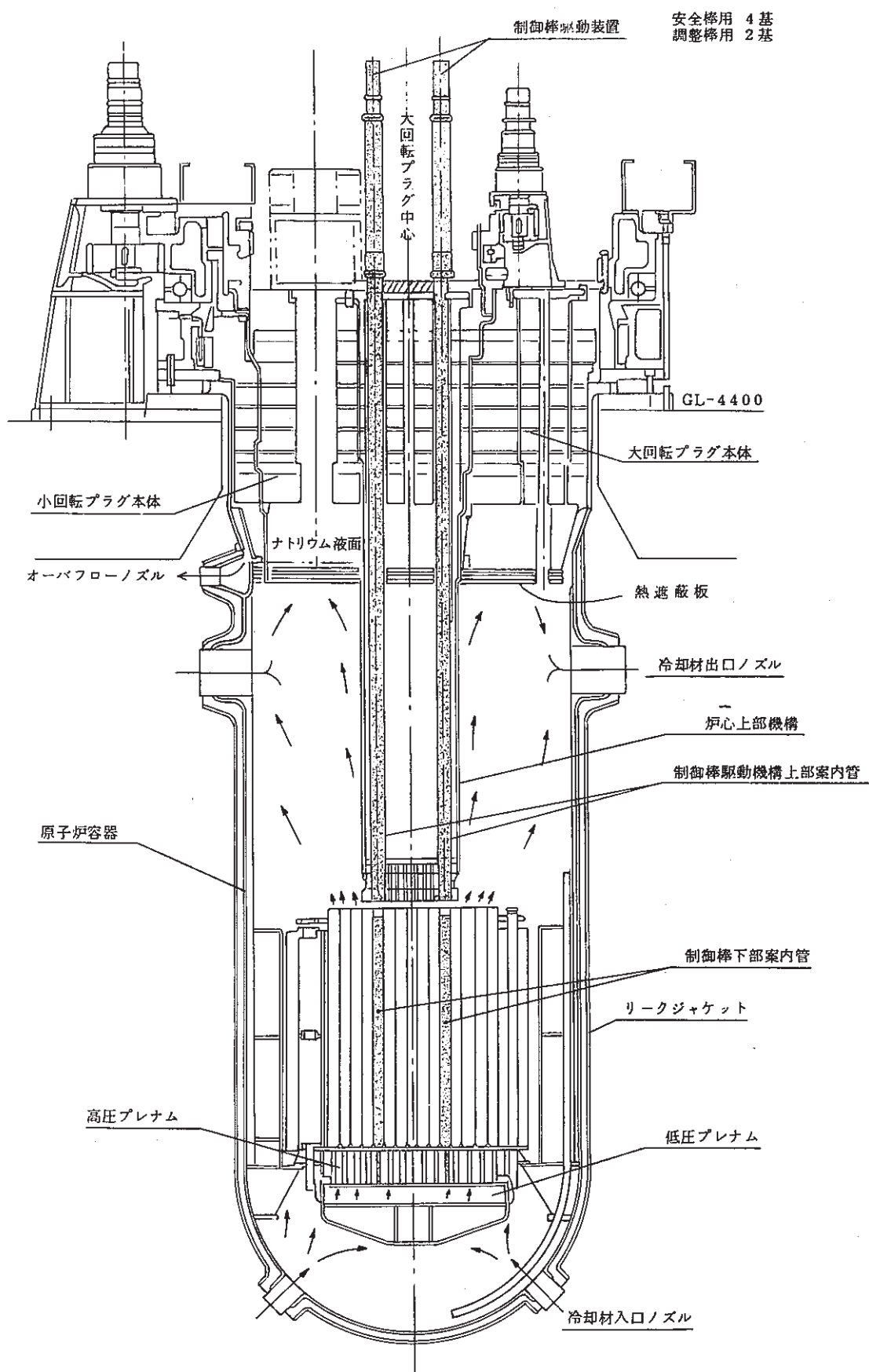


图 2.3 原子炉断面图

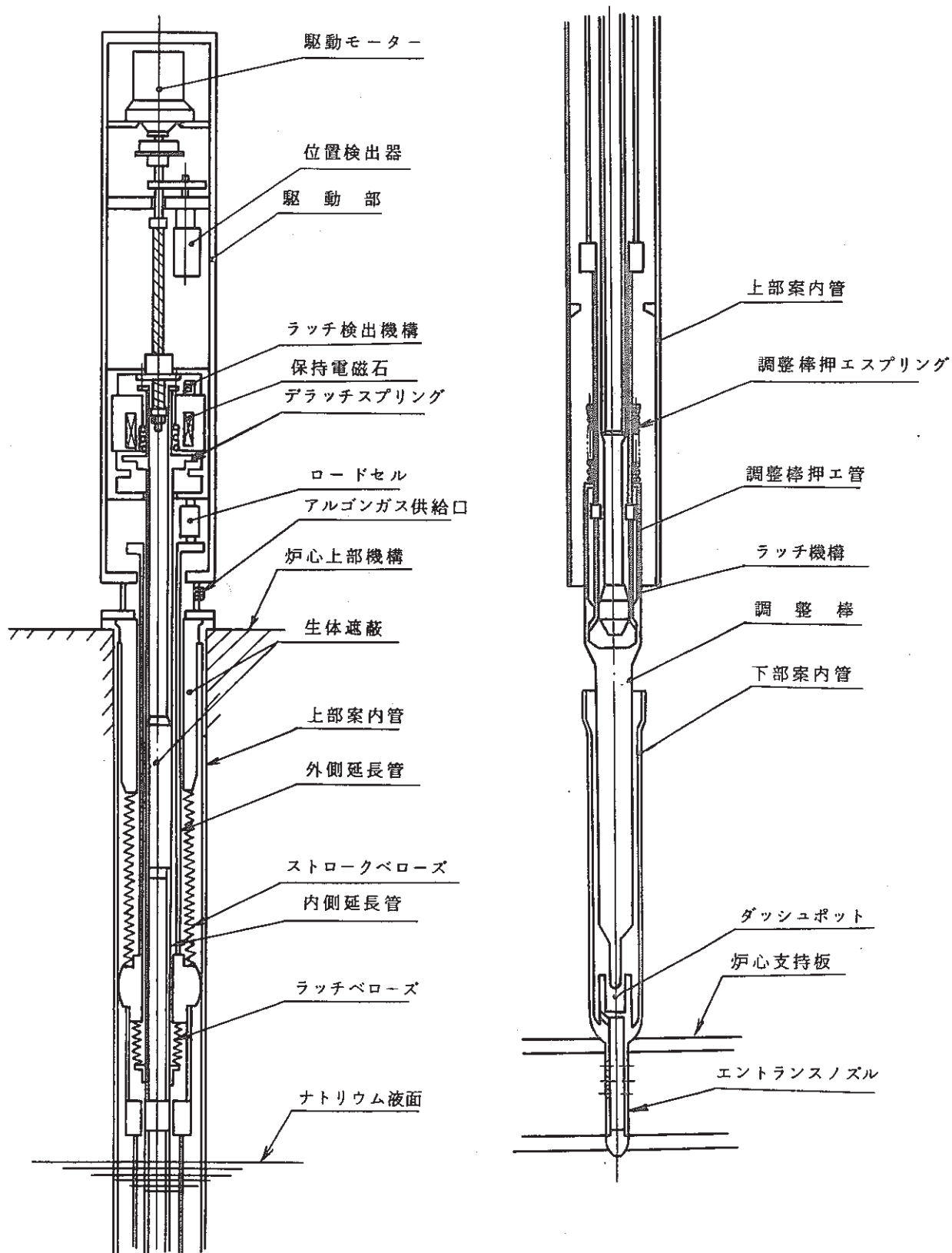


図 2.4 調整棒駆動機構

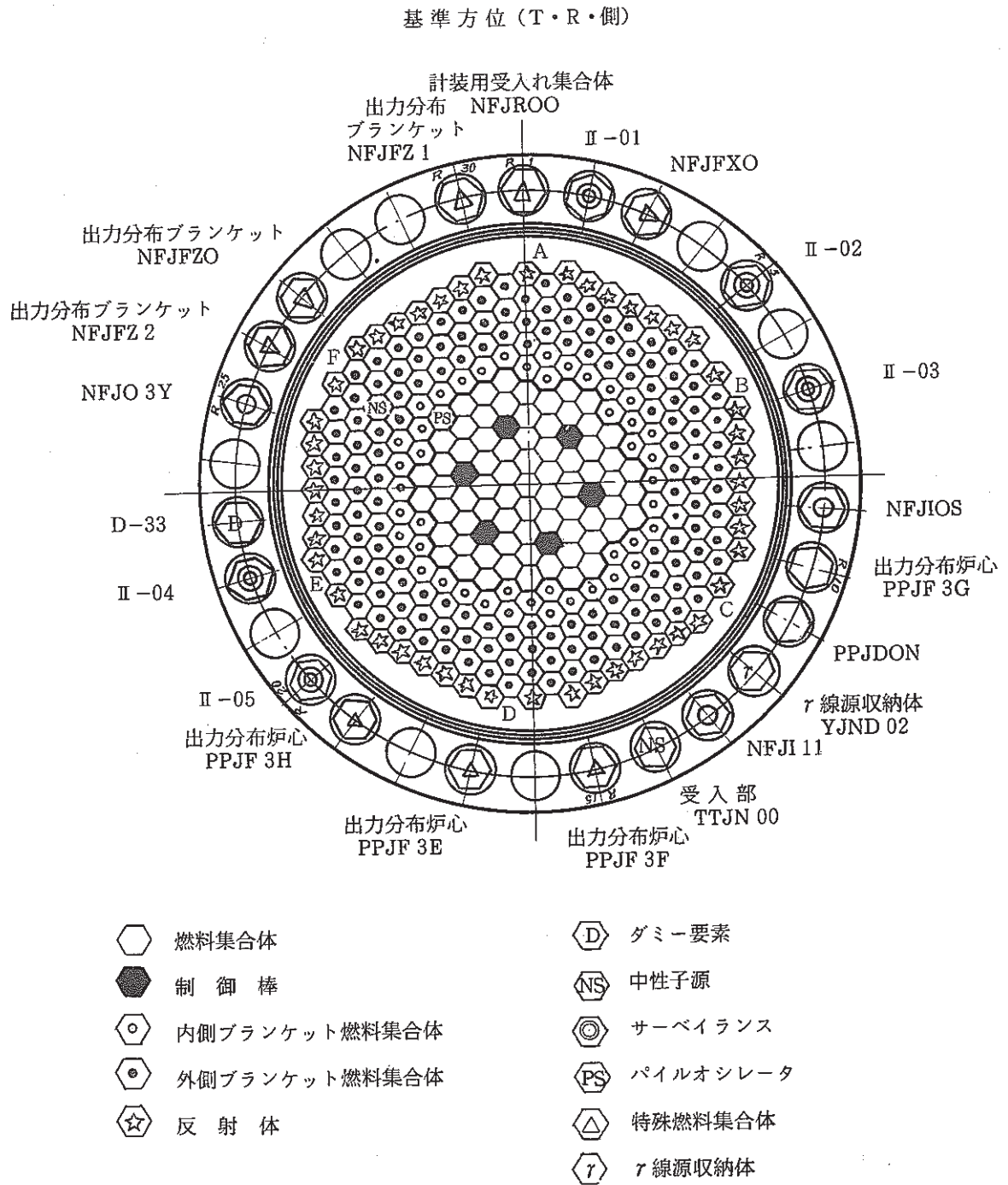


図 2.5 炉心構成図 (1978 年 4 月 26 日現在)

第3章 試験の方法

3.1 出力係数の定義

出力係数は、原子炉の出力上昇に伴う反応度変化量を測定する事をその内容とし、出力係数 f_p は以下の式によって原子力出力の関数として、定義される。

$$f_p = \frac{dk_{ex}}{dp}$$

ここで、 f_p : 出力係数 ($\% \Delta k/k / MW$)

k_{ex} : 規格化余剰反応度 ($\% \Delta k/k$)

(※ 規格化の方法は後述)

p : 原子炉熱出力 (MW)

又、特に、区間平均の出力係数を次式で定義する。

$$f_{p, i \rightarrow i+1} = \frac{k_{ex, i+1} - k_{ex, i}}{p_{i+1} - p_i} \quad (i : \text{出力ステップNo.})$$

3.2 余剰反応度の測定方法

原子炉の余剰反応度は、制御棒の引抜位置を測定する事によって得られる。原子炉の通常運転状態においては、安全棒4本は全ストローク引抜であり、調整棒2本の中途挿入量によって、その余剰反応度が以下のように決定される。

$$k_{ex}^0(x_1, x_2) = \left\{ \rho_1(700) - \rho_1(x_1) \right\} + \left\{ \rho_2(700) - \rho_2(x_2) \right\}$$

ここで、 k_{ex}^0 : 炉余剰反応度 (規格化前) ($\% \Delta k/k$)

x_1, x_2 : 調整棒1・2の引抜距離 (mm)

ρ_1, ρ_2 : 調整棒1・2の価値 ($\% \Delta k/k$)

但し、 $\rho(0) = 0$ ($\% \Delta k/k$)

$\rho(700) =$ 各調整棒の全価値 ($\% \Delta k/k$)

ここで、制御棒ストロークカーブは、1977年「常陽」性能試験低出力試験期間中にNT21制御棒正試験で測定された値を用いる。(制御棒校正試験の詳細に関しては、SN 941 79-191報告書を参照の事。)

調整棒1・2のストロークカーブを用いて測定制御棒位置を反応度に換算するためには、図から読み取るのではなく、ストロークカーブを6次多項式でfittingした結果に代入して求めた。

以上で述べたように、本試験(1978年50MW出力上昇試験)では、1977年低出力試験で得ら

れた制御棒ストロークカーブをそのまま用いたが、以下の3点でストロークカーブに変化が生じている可能性がある。これは、第7章において誤差として評価する。

- (1) NT 21 制御棒校正試験は、1次冷却材温度約250℃の等温状態測定され、調整棒2本の位置は均等引抜の場合約350mmであった。従って、用いたストロークカーブにはこの状態での干渉効果が含まれている。しかし、出力係数試験においては原子炉入口温度が約370℃であり、この温度上昇による反応度降下を補償するため、及び出力上昇による反応度降下を補償するため、調整棒2本は相当の長さ引き上げられていた。50 MW出力時の調整棒位置は、均等引抜で506 mm (7月8日)～523 mm (8月16日)であった。この引き上げ長さの増大は、制御棒校正試験時に比して正の干渉効果を減少させていると考えられる。
- (2) 低出力試験時には、5 C 2 に中性子源が挿入されていたが、50 MW出力上昇試験時には7 F 1 に移動され、また低出力試験時にはなかったパイルオシレータ (B₄C組成)が5 F 2 位置に挿入された。これらの炉心配置の変化は、炉内の中性子スペクトルを変化させ調整棒価値を変化させている可能性がある。
- (3) 運転監視コードによると、50 MW出力上昇試験中に調整棒は約0.6 a / 0 (下端から20 cmの部分平均) 燃焼した。これは、吸収材B 10の減少であり、そのまま調整棒価値の減少となる。

調整棒価値の算出式

$$\rho = \sum_{n=0}^6 a_n x^n$$

ρ : 調整棒価値 (% $\Delta k/k$)

a_n : 6次fitting係数 ($n = 0 \sim 6$)

x : 調整棒引抜距離 (mm, $0 \leq x \leq 700$)

(fitting 係数)

	調整棒 1	調整棒 2
a_0	-7.04668×10^{-4}	-1.18956×10^{-3}
a_1	$+2.56298 \times 10^{-4}$	$+6.77042 \times 10^{-5}$
a_2	$+2.92570 \times 10^{-6}$	$+5.62820 \times 10^{-6}$
a_3	$+3.84128 \times 10^{-8}$	$+2.39917 \times 10^{-8}$
a_4	-1.01042×10^{-10}	-6.46881×10^{-11}
a_5	$+8.65036 \times 10^{-14}$	$+4.28305 \times 10^{-14}$
a_6	-2.49826×10^{-17}	-4.91912×10^{-18}

3.3 原子炉熱出力の測定方法

原子炉熱出力の測定方法の詳細については、SN 941 79 - 179 「常陽性能試験報告書 PT -

11 熱出力校正」(1979 年 10 月)中に、測定器具・各種換算式等も含めて既に報告済であるので、ここでは簡単にまとめだけを示す。

出力係数試験における原子炉熱出力は、PT-11 熱出力校正試験で採用した定義と同一で、以下の式によって求められる。

$$Q_R = Q_{MA} + Q_{MB}$$

$$= \frac{1}{860 \times 10^3} [\tau_{MAi} W_{MA} (I_{MAO} - I_{MAi}) + \tau_{MBi} W_{MB} (I_{MBO} - I_{MBi})]$$

ここで、 Q_R : 原子炉熱出力 (MW)

Q_{MA} : A ループの 1 次主冷却系流量と炉容器出入口温度差から求まる熱量 (MW)

Q_{MB} : B ループの //

τ_{MAi} : A ループ炉容器入口温度での冷却材密度 (kg/m^3)

τ_{MBi} : B ループ //

W_{MA} : A ループ冷却材流量 (サイフォンブレイクラインを無視) (m^3/hr)

W_{MB} : B ループ //

I_{MAO} : A ループ炉容器出口温度での冷却材エンタルピ (kcal/kg)

I_{MBO} : B ループ //

I_{MAi} : A ループ炉容器入口温度での冷却材エンタルピ (kcal/kg)

I_{MBi} : B ループ //

上式における原子炉熱出力は、1 次冷却材が中間熱交換器により 2 次冷却材へ伝達する熱であって、本来は、出力係数に用いるべき炉心からの (即ち燃料からの) 発熱とはその定義が異なる。炉心からの発熱は以下の式で定義される。

$$Q_{\text{core}} = Q'_{MA} + Q'_{MB} + Q_{\text{AUX}} + Q_{\text{OV}} + Q_{\text{LOSS}} - Q_{\Delta P}$$

ここで、 Q_{core} : 炉心からの発熱量

Q'_{MA} : サイフォンブレイクラインを考慮したメイン A ループのヒートバランスから求まる除熱量

Q'_{MB} : サイフォンブレイクラインを考慮したメイン B ループのヒートバランスから求まる除熱量

Q_{AUX} : 1 次補助系からの除熱量

Q_{OV} : オーバーフロー系からの除熱量

Q_{LOSS} : 炉容器入口温度計から出口温度計までの配管および炉容器からの放熱量

$Q_{\Delta P}$: 炉容器入口温度計から出口温度計までの配管および炉容器におけ

る1次主循環ポンプによる圧損失熱量

この各々の量に対する検討は、PT-11 熱出力較正報告書においてなされており、 $Q_{AUX} + Q_{OV}$ は全炉出力の 0.6 ~ 1.1 % であり、サイフォンブレイク流量を無視した分 0.8 % とキャンセルする。また、 Q_{LOSS} と $Q_{\Delta P}$ は直接の測定値はないが、その符号が反対のためその和は微少で無視できる。従って、結論として Q_R と Q_{core} は約 ± 0.2 MW 以内で一致し、これは測定誤差の範囲内であるので、出力係数における原子炉熱出力として、PT-11 熱出力較正試験における定義を採用する事とした。

3.4 データの整理方法

3.1 で示したように、出力係数は原子炉熱出力に対する余剰反応度の変化として定義される。ここで用いる余剰反応度としては、3.2 で示した調整棒位置から直接算出される余剰反応度に対して、以下の2点の補正を加えて規格化した値を採用しなければならない。

(1) 原子炉入口 Na 温度による補正

出力係数測定時には、原子炉入口 Na 温度をできるだけ 370 °C 一定に保つが、厳密に 370.0 とするのは困難である。原子炉入口 Na 温度が変化すれば、同じ原子炉熱出力であっても炉心内温度が異なる事となり、余剰反応度が変化するので、後述する別試験で原子炉入口 Na 温度変化に対する反応度変化量を測定し、測定余剰反応度を入口 Na 温度 370.0 °C に規格するために使用する。

(2) 燃焼による反応度降下の補正

出力係数試験中にわずかではあるが、原子炉の燃焼に伴って余剰反応度が降下する。これを補正するために試験中の各測定間の積算出力を算定し、これに NT-35 燃焼係数試験で測定された燃焼係数を用いる。

従って、余剰反応度規格化のための計算式は以下のようになる。

$$k_{ex}^c = k_{ex}^o + \alpha (T_{in} - 370) + \beta \cdot P_{AO}$$

ここで、 k_{ex}^c : 規格化余剰反応度 (%Δk/k)

k_{ex}^o : 調整棒位置から算出される補正前余剰反応度 (%Δk/k)

α : 炉入口 Na 温度補正係数 ($3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$)

T_{in} : 原子炉入口 Na 温度 (A・B ループの相加平均)

β : 燃焼係数 ($7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / 50 \text{ MW} \cdot \text{DAY}$)

P_{AO} : 基準値から、測定時までの原子炉積算出力 (MWD)

3.5 原子炉入口 Na 温度係数の測定方法

3.4 で示したように、規格化余剰反応度を算出するために、原子炉入口 Na 温度係数が必要で

ある。この炉入口 Na 温度係数 α は原子炉出力を一定として、A・B ループ入口 Na 温度を変化させ、各々の入口 Na 温度における余剰反応度を求める事によって算出される。

$$\alpha = \frac{k_{ex,2} - k_{ex,1}}{T_{in,2} - T_{in,1}} \quad (\text{原子炉出力一定})$$

ここで、 α : 炉入口 Na 温度係数 ($\% \Delta k / k / ^\circ C$)

$k_{ex,i}$: i ステップの余剰反応度 ($\% \Delta k / k$)

$T_{in,i}$: i ステップの炉入口 Na 温度 (A・B ループの平均) ($^\circ C$)

3.6 流量変化による反応度変化の測定方法

原子炉出力および原子炉入口 Na 温度を一定としながら、1 次冷却材流量を変化させ、余剰反応度の変化量を調整棒位置によって測定する。

流量係数^{*1)}は、以下の式で定義される。

$$f_{Flow} = \frac{k_{ex,2} - k_{ex,1}}{(F_2 - F_1) / F_1} \quad (\text{炉出力・炉入口 Na 温度一定})$$

ここで、 f_{Flow} : 流量係数 ($\Delta k / k / \Delta F / F$)

$k_{ex,i}$: i ステップの余剰反応度 ($\% \Delta k / k$)

F_i : i ステップの 1 次冷却材流量 (%)

また、実際の試験時には炉出力及び炉入口 Na 温度を厳密に一定とできないので、出力係数及び炉入口 Na 温度係数を用いて補正する。

* 1) 但し、本試験では 1 点しか測定されず、敢えて「流量係数」としては、データを整理しなかった。

第4章 試験の経過

NT-34 出力係数測定試験は、1978年7月8日から8月16日まで計6回の出力上昇及び下降時に測定された。データ点数は計33点である。

第1回 7月8日（出力上昇時・DATA数9）

7月5日に最初に50 MWに到達してから、初めての11 MWから50 MWまでの出力上昇時の測定である。測定の出力インターバルは5 MWおきであった。

第2回 7月21日（出力上昇時・DATA数5）

7月14～20日まで約6日の休止期間のあとの12 MWから53 MWまでの出力上昇時の測定である。測定の出力インターバルは5～10 MWおきであった。

第2回 7月25日（出力上昇時・DATA数4）

16 MWから50 MWまでの出力上昇時の測定であり、この時に官庁立合を受け合格した。測定の出力インターバルは10 MWおきであった。

第4回 8月6～7日（出力下降時・DATA数11）

49 MWから13 MWまでの出力下降時の測定である。測定の出力インターバルは10～5 MWであるが、定常伝達熱試験と同時に実施したため各出力レベルでの保持時間が長く、燃焼補正が他の測定日と比べて大きい。

第5回 8月11日（出力上昇時・DATA数4）

100時間連続運転開始時の17 MWから50 MWまでの出力上昇時の測定である。測定のインターバルは10 MWおきであった。

第6回 8月16日（出力下降時・DATA数2）

100時間連続運転終了時の49 MWから12 MWまでの出力下降時の測定である。測定は、49 MWと12 MWの2点のみであった。

流量係数 7月28日（DATA数2）

炉熱出力38 MWで、1次系流量を100%から78%まで変化させ、流量変化による反応度変化量を測定した。

原子炉入口Na温度係数 6月17日（DATA数6）

炉熱出力が15 MWと25 MWの状態、各々炉入口Na温度を370℃、375℃、365℃の3点に変化させ、このデータをfittingして温度係数を求めた。

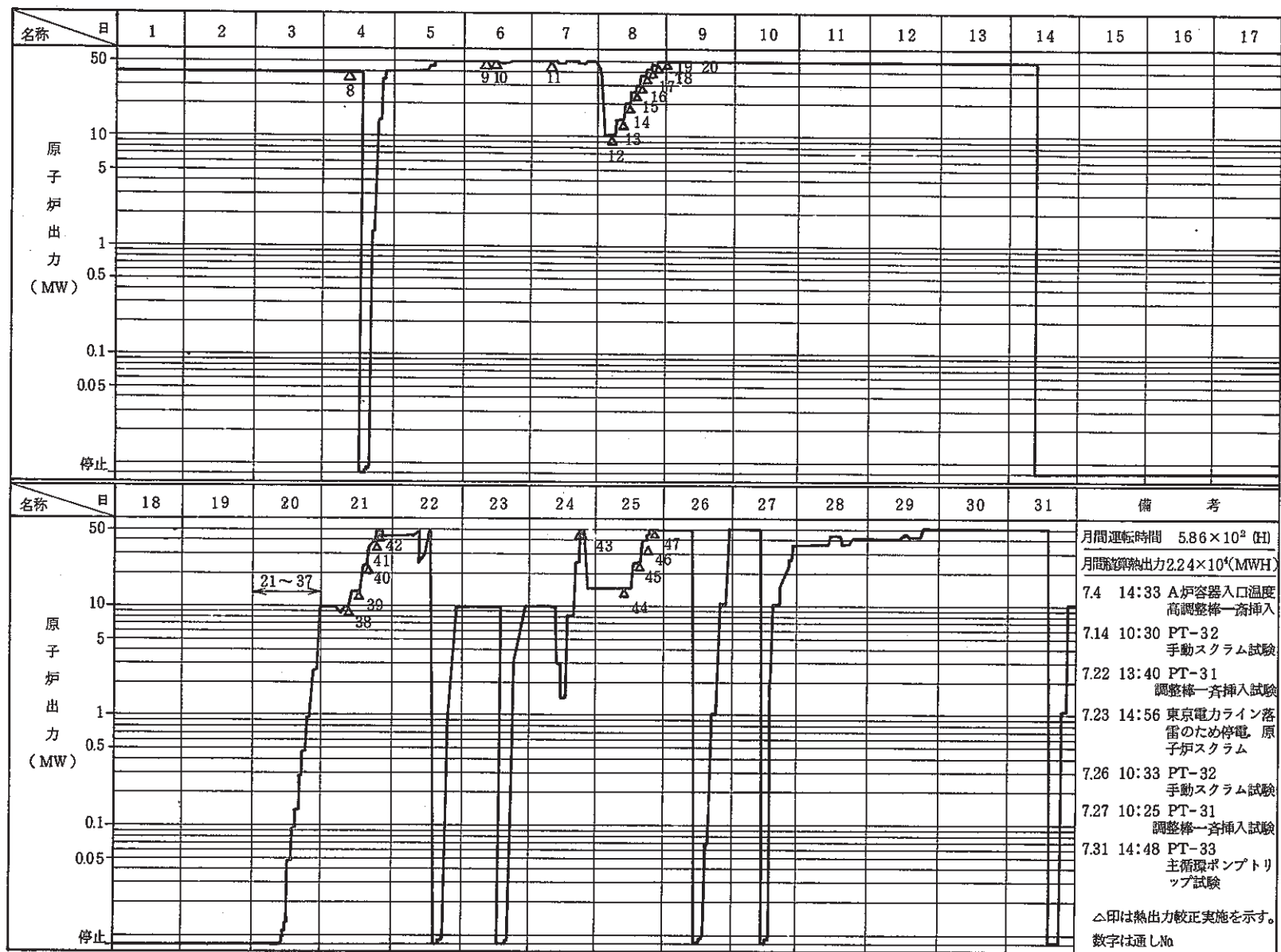


図 4.1 原子炉運転実績 1978 年 7 月分

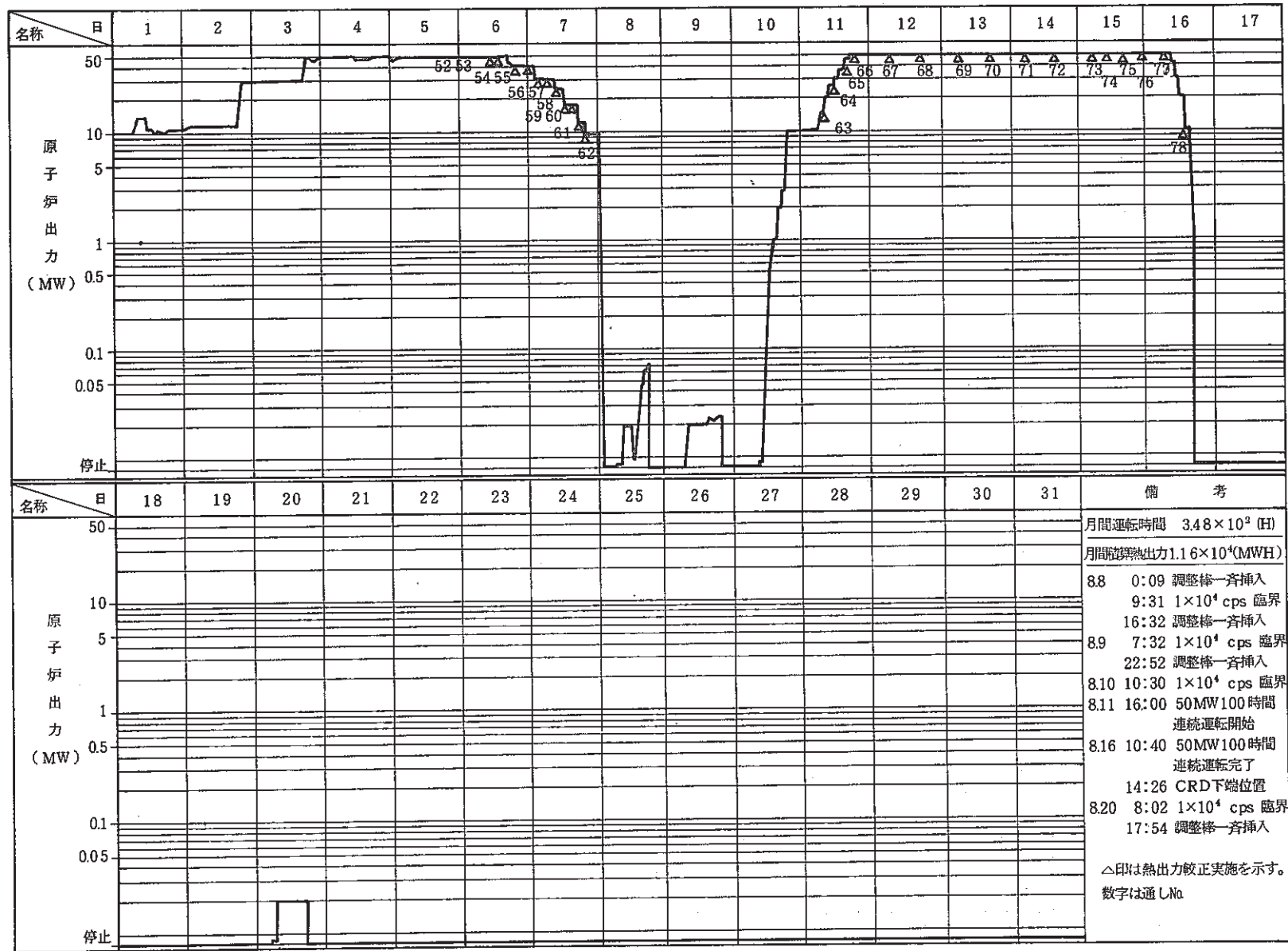


図 4.2 原子炉運転実績 1978 年 8 月分

第5章 試験の結果

5.1 出力係数

7月8日から8月16日までの計6回の測定結果(33点)及びその整理結果を表5.1～5.6に生データの形で示す。本試験は、PT-11熱出力較正試験と同時に実施されており、熱出力関係の詳細データに関してはSN 941 79-179熱出力較正試験報告書を参照されたい。各測定日の原子炉熱出力に対する原子炉余剰反応度(炉入口Na温度補正・燃焼補正済の値)の変化の様子を図5.1に示す。ここで、各カーブが測定日と共に下に下がっているのは、燃焼による反応度低下である。反応度変化曲線を、30.0 MWで $k_{ex} = 1.0000 \% \Delta k/k$ に規格化した結果を図5.2に示す。

具体的なデータ整理手順を以下に示す。

- 1) 各測定日毎に、炉余剰反応度を炉熱出力に対してfittingする。検討の結果、2次多項式で充分な精度のfittingができる事がわかった (fitting値と測定値の偏差は0.3¢以下)。各fitting結果及びその誤差を、表5.7に示す。
- 2) 各fitting式で30.0 MW時の k_{ex} を求め、 $1.0000 \% \Delta k/k$ との差を算出する。
- 3) 各測定余剰反応度に、2)で求めた補正值を加え、各データを30.0 MWで $k_{ex} = 1.0000 \% \Delta k/k$ に規格化し、再度全データを2次多項式でfittingする。(表5.1～5.6に、規格化後余剰反応度を示す。) fitting値と規格化後データの偏差は1.2¢以下であった。
- 4) 3)で求めた2次多項式を微分する事により、出力係数が熱出力の1次関数の形で得られる。

図5.3に、得られた出力係数を10 MW毎の平均出力係数と共に示す。(設計出力係数の詳細については、付録を参照の事。)

規格化後出力係数 fitting 結果

DATA 数 33 (1978.7.8～8.16)

k_{ex} : 余剰反応度 (30 MWで1.0000に規格化) ($\% \Delta k/k$)

P : 熱出力較正による原子炉熱出力 (MW)

$$k_{ex} = -2.96682 \times 10^{-5} P^2 - 6.04963 \times 10^{-3} P + 1.20796$$

(fitting 誤差 $0.0060 \% \Delta k/k$ (= 1.2¢) 以下。)

出力係数

$$f_P = \frac{d}{dP} k_{ex} = -5.93364 \times 10^{-5} P - 6.04963 \times 10^{-3} (\% \Delta k/k/MW)$$

$$f_P(15) = -6.940 \times 10^{-3}$$

$$f_P(50) = -9.016 \times 10^{-3}$$

$$15 \sim 50 \text{ MW 平均} \quad -7.98 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{MW}$$

測定の結果をまとめる。

- ① 原子炉余剰反応度-炉熱出力曲線は、上に凸な単調減少の滑らかなカーブとなった。
- ② 上記カーブは、2次多項式で非常に良く fitting できる。(各測定日毎の fitting 偏差は 0.3¢以下。規格化後の全データ fitting 偏差は 1.2¢以下。)
- ③ 出力上昇時(計4回)と出力下降時(計2回)の測定結果に有意な差異は、みられない。

本測定においては、測定目標出力レベルに到達した後、10～20分中性子束及び原子炉出入口温度の安定を待ち、それから10～20分かけて測定を行なった。出力上昇時と下降時に差異がないことから、上記時間で炉子炉の状態は炉容器も含めて充分平衡となっており、その直前の原子炉状態による影響(ヒステリシス)は、本測定結果には含まれていないと考えてよい。

- ④ 出力係数は、原子炉熱出力の一次関数として、以下の式で示される。

$$f_P (\% \Delta k / k / \text{MW}) = -5.93 \times 10^{-5} P - 6.05 \times 10^{-3}$$

ここで、P : 炉熱出力 (MW) ($11 \text{ MW} \leq P \leq 53 \text{ MW}$)

- ⑤ 上記式から、ポイント出力係数が以下のように求められる。

原子炉熱出力 (MW)	ポイント出力係数 ($\% \Delta k / k / \text{MW}$)
10	-6.64×10^{-3}
15	-6.94×10^{-3}
20	-7.24×10^{-3}
25	-7.53×10^{-3}
30	-7.83×10^{-3}
35	-8.13×10^{-3}
40	-8.42×10^{-3}
45	-8.72×10^{-3}
50	-9.02×10^{-3}
15～50 平均	-7.98×10^{-3}
10～50 平均	-7.83×10^{-3}

5.2 流量変化による反応度変化

7月28日に、原子炉出力を約40MW一定としながら1次冷却材流量を100→78%に変化させ、それに伴う反応度変化を測定した。測定データ及び整理データを表5.8に示す。

データ整理手順は以下の通りである。

- 1) 1次流量100%での調整棒位置・炉入口Na温度・炉熱出力を測定する。

- 2) 1次流量 80 %での調整棒位置・炉入口 Na 温度・炉熱出力を測定する。
- 3) 1) 2) の調整棒位置から求められた余剰反応度に、炉入口 Na 温度を 370 °C に補正、又燃焼補正を加える。
- 4) 出力を規格化するために、100 %流量時のデータに 5.1 で測定された出力係数を用いて補正を加え、80 %流量時の炉熱出力に規格化する。(100 %流量時のデータを補正するのは、80 %流量時の出力係数が測定されていないため。)

試験結果は以下のようになった。

原子炉熱出力	37.58 MW
1次流量変化	100 → 77.82 %
反応度変化	- 1.12 % $\Delta k/k$ (= 2.24 ϕ) ^{注1), 注2)}

5.3 原子炉入口 Na 温度係数

6月17日に、原子炉出力が 15 MW と 25 MW の 2 点で各々、炉入口 Na 温度を 370 °C、375 °C、365 °C の 3 点に変化させ、原子炉入口 Na 温度変化による反応度変化を測定した。測定結果を、表 5.9 及び図 5.4 に示す。

本測定では、原子炉出力は線形出力系 (ch. 6 ~ 8) で決定し、通常の熱出力測定は行っていない。又、燃焼量もわずかなので燃焼補正も加えていない。データの整理は、421 盤の端子からマルチ温度計で測定した炉入口 Na 温度を正として、15 MW・25 MW 各々で 1 次式 fitting を行ない、両者の相加平均を最終値とした。

炉出力 15 MW 時炉入口 Na 温度係数

$$- 3.60 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C \quad (365 ^\circ C \leq T \leq 376 ^\circ C)$$

炉出力 25 MW 時炉入口 Na 温度係数

$$- 3.86 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C \quad (365 ^\circ C \leq T \leq 375 ^\circ C)$$

平均炉入口 Na 温度係数

$$- 3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C \quad (365 ^\circ C \leq T \leq 375 ^\circ C)$$

この値を、出力係数のデータ整理のために用いた。^{注3)}

注1) 設計では、上記出力・流量変化の反応度変化は $- 2.43 \times 10^{-2} \% \Delta k/k$ (= 4.86 ϕ) となっている。

注2) 7月28日に1次流量 100 %, 2次流量 80 %の試験も同時に行なったが、予想されるように、測定誤差以上の反応度変化はなかった。(差は + 0.3 ϕ)

注3) 1977 年低出力試験 NT - 33 等温係数試験で得られた 70 体未燃焼炉心時の等温係数は、 $- 3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$ である。(170 °C $\leq T \leq$ 250 °C)

表 5.1 (1) NT-34 出力係数データ整理シート

78年7月8日 No.①											
データ番号	測定日時	熱出力校正 の熱出力 (MW)	調整棒位置 (mm)		調整棒位置か らの余剰反応 度 (%Δk/k)	原子炉入口 Na平均温度 (℃)	炉入口 Na 温度補正 (%Δk/k)	燃 焼 補 正 (%Δk/k)	補正済余剰反 応度 (%Δk/k)	30 MW 1,0000 に規 格化した余剰 反応度 (%Δk/k)	備 考
			RR 1	RR 2							
1	9:14	11.32	470.0	460.0	1.2150	370.90	+0.0034	-	1.2184	1.1391	(区間平均出力係数)
2	10:17	16.29	"	468.0	1.1812	370.55	+0.0021	+0.0001	1.1834	1.1041	-7.04×10^{-3} %Δk/k/MW
3	13:05	21.76	"	477.8	1.1407	370.50	+0.0019	+0.0004	1.1430	1.0637	-7.39
4	14:05	27.19	"	488.3	1.0985	370.60	+0.0022	+0.0006	1.1013	1.0220	-7.68
5	15:00	31.42	"	497.4	1.0630	371.15	+0.0043	+0.0008	1.0681	0.9888	-7.85
6	16:10	36.12	"	506.5	1.0286	370.10	+0.0004	+0.0011	1.0301	0.9508	-8.09
7	17:15	40.62	"	518.0	0.9867	370.60	+0.0022	+0.0014	0.9903	0.9110	-8.84
8	18:34	45.68	"	531.0	0.9415	370.95	+0.0035	+0.0018	0.9468	0.8675	-8.60
9	20:09	50.51	"	543.2	0.9011	370.05	+0.0002	+0.0023	0.9036	0.8243	-8.94
									30 MW 1.0773		

入口 Na 温度補正係数 $-3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$ (15, 25 MW 平均)

燃焼補正係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.1 (2) NT - 34 出力係数燃焼補正データシート

78年7月8日 No.①-2

データ番号	測定日時	前測定からの経過時間 (hours)	熱出力較 正熱出力 (MW)	前測定との間の 平均出力 (MW)	50 MW換算 経過時間 (hours)	前測定との間の 燃焼による反応 度降下 (% Δ k/k)	積算反応 度降下 (% Δ k/k)	備考
1	9:14		11.32					
2	10:17	1.05	16.29	13.81	0.29	0.0001	0.0001	
3	13:05	2.80	21.76	19.03	1.07	0.0003	0.0004	
4	14:05	1.00	27.19	24.48	0.49	0.0002	0.0006	
5	15:00	0.92	31.42	29.31	0.54	0.0002	0.0008	
6	16:10	1.17	36.12	33.77	0.79	0.0003	0.0011	
7	17:15	1.08	40.62	38.37	0.83	0.0003	0.0014	
8	18:34	1.32	45.68	43.15	1.14	0.0004	0.0018	
9	20:09	1.58	50.51	48.10	1.52	0.0005	0.0023	

燃焼係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$ $= -3.25 \times 10^{-4} \% \Delta k/k / \text{hour} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.2 (1) NT-34 出力係数データ整理シート (局立リハーサル)

78年7月21日 Na②											
データ番号	測定日時	熱出力校正 の熱出力 (MW)	調整棒位置 (mm)		調整棒位置から の余剰反応度 (%Δk/k)	原子炉入口 Na 平均温度 (°C)	炉入口 Na 温度補正 (%Δk/k)	燃 焼 補 正 (%Δk/k)	補正済余剰反 応度 (%Δk/k)	30 MW 1.0000 に規 格化した余剰 反応度 (%Δk/k)	備 考
			RR 1	RR 2							
1	9:04	12.06	454.3	481.0	1.1944	369.45	-0.0021	-	1.1923	1.1341	(区間平均出力係数)
											$-7.12 \times 10^{-3} \frac{\% \Delta k}{k / \text{MW}}$
2	13:05	18.13	"	492.0	1.1506	369.50	-0.0019	+0.0004	1.1491	1.0909	
											-7.67
3	14:14	28.47	"	513.0	1.0714	369.40	-0.0022	+0.0006	1.0698	1.0116	
											-8.24
4	15:45	43.50	"	549.9	0.9471	369.40	-0.0022	+0.0010	0.9459	0.8877	
											-9.12
5	17:11	53.26	"	582.7	0.8540	370.40	+0.0015	+0.0014	0.8569	0.7987	
									30 MW 1.0582		

入口 Na 温度補正係数 $-3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ \text{C}$ (15, 25 MW 平均)

燃焼補正係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.2(2) NT-34 出力係数燃焼補正データシート

78年7月21日 No②-2								
データ番号	測定日時	前測定からの経過時間 (hours)	熱出力較 正熱出力 (MW)	前測定との間の 平均出力 (MW)	50 MW換算 経過時間 (hours)	前測定との間の 燃焼による反応 度降下 (%Δk/k)	積算反応 度降下 (%Δk/k)	備考
1	9:04		12.06					
2	13:05	4.02	18.13	15.10	1.21	0.0004	0.0004	
3	14:14	1.15	28.47	23.30	0.54	0.0002	0.0006	
4	15:45	1.52	43.50	35.99	1.09	0.0004	0.0010	
5	17:11	1.43	53.26	48.38	1.38	0.0004	0.0014	

燃焼係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$

$= -3.25 \times 10^{-4} \% \Delta k/k / \text{hour} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.3(1) NT-34 出力係数データ整理シート (局 立)

78年7月25日 No.⑨											
データ番号	測定日時	熱出力校正 の熱出力 (MW)	調整棒位置 (mm)		調整棒位置から の余剰反応度 (%Δk/k)	原子炉入口 Na 平均温度 °C	炉入口 Na 温度 補 正 (%Δk/k)	燃 焼 補 正 (%Δk/k)	補正済余剰反 応度 (%Δk/k)	30 MW 1.0000 に規 格化した余剰 反応度 (%Δk/k)	備 考
			RR 1	RR 2							
1	13 : 21	16.59	465.2	483.3	1.1386	369.45	-0.0021	-	1.1365	1.0990	(区間平均出力係数)
											$-7.38 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{MW}$
2	14 : 45	27.35	"	504.5	1.0562	370.20	+0.0007	+0.0002	1.0571	1.0196	
											-7.90
3	16 : 15	40.81	"	534.5	0.9500	370.05	+0.0002	+0.0005	0.9507	0.9132	
											-8.86
4	17 : 33	49.64	"	559.7	0.8710	370.15	+0.0006	+0.0009	0.8725	0.8350	
									30 MW 1.0375		

入口 Na 温度補正係数 $-3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ \text{C}$ (15, 25 MW 平均)

燃焼補正係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.3 (2) NT - 34 出力係数燃焼補正データシート

78年7月25日 No③-2								
データ番号	測定日時	前測定からの経過時間 (hours)	熱出力較正熱出力 (MW)	前測定との間の平均出力 (MW)	50 MW換算経過時間 (hours)	前測定との間の燃焼による反応度降下 (%Δk/k)	積算反応度降下 (%Δk/k)	備考
1	13:21		16.59					
2	14:45	1.40	27.35	21.97	0.62	0.0002	0.0002	
3	16:15	1.50	40.81	34.08	1.02	0.0003	0.0005	
4	17:33	1.30	49.64	45.23	1.18	0.0004	0.0009	

燃焼係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$

$= -3.25 \times 10^{-4} \% \Delta k/k / \text{hour} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.4 (1) NT-34 出力係数データ整理シート (出力降下時)

78年8月6～7日 No④			表 5.4(1) NT - 34 出力係数データ整理シート (出力降下時)								
データ番号	測定日時	熱出力較正 の熱出力 (MW)	調整棒位置 (mm)		調整棒位置から の余剰反応度 (%Δk/k)	原子炉口 Na 平均温度 (℃)	炉入口 Na 温度 補 正 (%Δk/k)	燃 焼 補 正 (%Δk/k)	補正済余剰反 応度 (%Δk/k)	30 MW 1,0000 に規 格化した余剰 反応度 (%Δk/k)	備 考
			RR 1	RR 2							
1	8/6 9:15	48.81	470.0	566.0	0.8326	365.35	-0.0173	-	0.8153	0.8457	
2	21:10	48.65	"	"	0.8326	365.20	-0.0179	+0.0006	0.8153	0.8457	(区間平均出力係数)
3	22:40	39.63	"	539.8	0.9124	364.40	-0.0209	+0.0010	0.8925	0.9229	
4	8/7 0:30	39.82	"	"	0.9124	364.43	-0.0208	+0.0015	0.8931	0.9235	$-8.61 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / MW$
5	1:50	30.72	"	518.3	0.9856	363.70	-0.0235	+0.0018	0.9639	0.9943	
6	10:40	30.33	"	519.1	0.9827	364.575	-0.0202	+0.0036	0.9661	0.9965	-7.85
7	13:10	25.88	"	508.2	1.0223	363.025	-0.0260	+0.0041	1.0004	1.0308	
8	14:30	25.79	"	"	1.0223	363.05	-0.0259	+0.0043	1.0007	1.0311	-7.58
9	16:05	19.42	"	494.0	1.0761	360.95	-0.0338	+0.0045	1.0468	1.0772	
10	18:10	19.27	"	"	1.0761	361.00	-0.0336	+0.0048	1.0473	1.0777	-7.16
11	19:40	13.36	"	488.0	1.0997	364.85	-0.0192	+0.0050	1.0855	1.1159	-6.42
入口 Na 温度補正係数 $-3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$ (15, 25 MW 平均)									30 MW 0.9696		

表 5.4 (2) NT-34 出力係数燃焼補正データシート

78年8月6～7日 No④-2								
データ番号	測定日時	前測定からの経過時間 (hours)	熱出力較 正熱出力 (MW)	前測定との間の 平均出力 (MW)	50 MW換算 経過時間 (hours)	前測定との間の 燃焼による反応 度降下 (%Δk/k)	横算反応 度降下 (%Δk/k)	備考
1	8/6 19:15		48.81					
2	21:10	1.92	48.65	48.73	1.87	0.0006	0.0006	
3	22:40	1.50	39.63	44.14	1.32	0.0004	0.0010	
4	8/7 0:30	1.83	39.82	39.73	1.45	0.0005	0.0015	
5	1:50	1.33	30.72	35.27	0.94	0.0003	0.0018	
6	10:40	8.83	30.33	30.53	5.39	0.0018	0.0036	
7	13:10	2.50	25.88	28.11	1.41	0.0005	0.0041	
8	14:30	1.33	25.79	25.84	0.69	0.0002	0.0043	
9	16:05	1.58	19.42	22.61	0.71	0.0002	0.0045	
10	18:10	2.08	19.27	19.35	0.80	0.0003	0.0048	
11	19:40	1.50	13.36	16.32	0.49	0.0002	0.0050	

燃焼係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$

$= -3.25 \times 10^{-4} \% \Delta k/k / \text{hour} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.5 (1) NT-34 出力係数データ整理シート (100 hr 連続運転開始)

78年8月11日 Na⑤											
データ番号	測定日時	熱出力校正 の熱出力 (MW)	調整棒位置 (mm)		調整棒位置から の余剰反応度 (%Δk/k)	原子炉口 Na 平均温度 f℃	炉入口 Na 温度 補 正 (%Δk/k)	燃 焼 補 正 (%Δk/k)	補正済余剰反 応度 (%Δk/k)	30 MW 1.0000 に規 格化した余剰 反応度 (%Δk/k)	備 考
			RR 1	RR 2							
1	11:10	17.45	477.5	490.5	1.0589	370.5	+0.0019	-	1.0608	1.0914	(区間平均出力係数)
											$-7.30 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{MW}$
2	12:50	27.09	494.9	"	0.9895	370.2	+0.0007	+0.0002	0.9904	1.0210	
											-7.85
3	14:30	41.43	515.0	500.0	0.8772	370.0	0	+0.0006	0.8778	0.9084	
											-9.06
4	16:00	50.76	"	523.7	0.7908	370.4	+0.0015	+0.0010	0.7933	0.8239	
										30 MW 0.9694	

入口 Na 温度補正係数 $-3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ \text{C}$ (15, 25 MW 平均)

燃焼補正係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$

表 5.5 (2) NT - 34 出力係数燃焼補正データシート

78年8月11日 No.⑤-2								
データ番号	測定日時	前測定からの経過時間 (hours)	熱出力較 正熱出力 (MW)	前測定との間の 平均出力 (MW)	50 MW換算 経過時間 (hours)	前測定との間の 燃焼による反応 度降下 (%Δk/k)	積算反応 度降下 (%Δk/k)	備 考
1	11 : 10		17.45					
2	12 : 50	1.67	27.09	22.27	0.74	0.0002	0.0002	
3	14 : 30	1.67	41.43	34.26	1.14	0.0004	0.0006	
4	16 : 00	1.50	50.76	46.10	1.38	0.0004	0.0010	

$$\text{燃焼係数} = 7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$$

$$= 3.25 \times 10^{-4} \% \Delta k / k / \text{hour} \cdot 50 \text{ MW}$$

表 5.6 (1) NT - 34 出力係数データ整理シート (出力降下時 100 hr 連続運転後)

78年8月16日 No.⑥											
データ番号	測定日時	熱出力較正 の熱出力 (MW)	調整棒位置 (mm)		調整棒位置から の余剰反応度 (%Δk/k)	原子炉口 Na 平均温度 (°C)	炉入口 Na 温度補正 (%Δk/k)	燃 焼 補 正 (%Δk/k)	補正済余剰反 応度 (%Δk/k)	30 MW 1.0000 に規 格化した余剰 反応度 (%Δk/k)	備 考
			RR 1	RR 1							
1	9 : 30	48.74	515.0	530.2	0.7684	370.0	0.0	-	0.7684	0.8451	(区間平均出力係数)
											$-7.72 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / MW$
2	12 : 50	12.07	445.2	530.2	1.0507	370.03	+0.0001	+0.0007	1.0515	1.1282	

入口 Na 温度補正係数 $-3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$ (15, 25 MW 平均)

燃焼補正係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / day \cdot 50 MW$

表 5.6 (2) NT - 34 出力係数燃焼補正データシート

78年8月16日 No.⑥-2								
データ番号	測定日時	前測定からの経過時間 (hours)	熱出力較 正熱出力 (MW)	前測定との間の 平均出力 (MW)	50 MW換算 経過時間 (hours)	前測定との間の 燃焼による反応 度降下 (%Δk/k)	積算反応 度降下 (%Δk/k)	備考
1	9:30		48.74					
2	12:50	3.33	12.07	30.41	2.02	0.0007	0.0007	

$$\text{燃焼係数} = 7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{day} \cdot 50 \text{ MW}$$

$$= -3.25 \times 10^{-4} \% \Delta k / k / \text{hour} \cdot 50 \text{ MW}$$

表 5.7 測定日毎出力係数データ fitting 結果

日 付 (データ点数)	k_{ex} ($\% \Delta k/k$) $\sim P$ (MW) 2次 fitting 式	y ($\% \Delta k/k/MW$) $\sim P$ (MW) 1次 fitting 式
① 7 月 8 日 (9点)	$k_{ex} = -2.87907 \times 10^{-5} P^2$ $-6.25964 \times 10^{-3} P$ $+1.29296$ (fitting 誤差 0.0009 $\% \Delta k/k$ 以下)	$y = -5.75814 \times 10^{-5} P$ -6.25964×10^{-3} $y_{15} = -7.12 \times 10^{-3}$ $y_{50} = -9.14 \times 10^{-3}$ } 平均 -8.13×10^{-3}
② 7 月 21 日 (5点)	$k_{ex} = -2.84225 \times 10^{-5} P^2$ $-6.27621 \times 10^{-3} P$ $+1.27207$ (0.0007 以下)	$y = -5.68450 \times 10^{-5} P$ -6.27621×10^{-3} $y_{15} = -7.13 \times 10^{-3}$ $y_{50} = -9.12 \times 10^{-3}$ } 平均 -8.13×10^{-3}
③ 7 月 25 日 (4点)	$k_{ex} = -3.08331 \times 10^{-5} P^2$ $-5.92541 \times 10^{-3} P$ $+1.24300$ (0.0009 以下)	$y = -6.16662 \times 10^{-5} P$ -5.92541×10^{-3} $y_{15} = -6.85 \times 10^{-3}$ $y_{50} = -9.01 \times 10^{-3}$ } 平均 -7.93×10^{-3}
④ 8 月 6 ~ 7 日 (11点)	$k_{ex} = -3.47341 \times 10^{-5} P^2$ $-5.49878 \times 10^{-3} P$ $+1.16578$ (0.0014 以下)	$y = -6.94682 \times 10^{-5} P$ -5.49878×10^{-3} $y_{15} = -6.54 \times 10^{-3}$ $y_{50} = -8.97 \times 10^{-3}$ } 平均 -7.76×10^{-3}
⑤ 8 月 11 日 (4点)	$k_{ex} = -3.65892 \times 10^{-5} P^2$ $-5.50519 \times 10^{-3} P$ $+1.16752$ (0.0012 以下)	$y = -7.31784 \times 10^{-5} P$ -5.50519×10^{-3} $y_{15} = -6.60 \times 10^{-3}$ $y_{50} = -9.16 \times 10^{-3}$ } 平均 -7.88×10^{-3}
⑥ 8 月 16 日 (2点)		

表 5.8 NT-34 流量係数データ整理

1978年7月28日

データ番号	測定日時	調整棒位置からの 余剰反応度 (%Δk/k)	調整棒位置		炉入口 Na 温度 平均 (°C)		炉入口 Na 温度補正反応度 (%Δk/k)	37.58 MW に出力補正 (%Δk/k)	積 算 出 力 (MWD)	燃焼による 補正反応度 (%Δk/k)	燃焼補正済 37.58 MW・ 370°C規格化余 剰反応度 (%Δk/k)	原子炉熱出力 (MW)	1次冷却材 流量 (kg/hr)
			RR 1 (mm)	RR 2 (mm)	A 側	B 側							
	(初期状態)							2次 fitting 式使用					
1	8:38	0.9801	465.2	525.6	369.95		-0.0002	-0.0163	0.0	0.0	0.9636	35.63	2.17625 × 10 ⁶
					369.6	370.3							
	(2次流量変化)												(100%)
2	12:30	0.9335	465.2	539.5	368.40		-0.0060	+0.0367	6.44	+0.0010	0.9652	41.87	2.17526 × 10 ⁶
					367.9	368.9							
	(1次流量変化)												(99.95%)
3	17:00	0.9483	465.2	535.0	370.50		+0.0019	0.0	13.94	+0.0022	0.9524	37.58	1.69348 × 10 ⁶
					370.7	370.3							
													(77.82%)
							1次流量変化 100 → 77.82%						
							反応度変化	-1.12 × 10 ⁻² %Δk/k					

原子炉入口 Na 補正係数 $-3.73 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$ 燃焼係数 $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / 50 \text{ MW} \cdot \text{DAY} = -1.56 \times 10^{-4} \% \Delta k / k / \text{MWD}$

表 5.9 (1) 出力係数測定記録その 1
(NT-34 入口 Na 温度効果試験時)

78 年 6 月 17 日

出力係数

最高出力 25 MW

データ 番号	時 刻	中 間 出 力 計			線 形 出 力 計			出 力 計 モ ニ タ 電 圧				調 整 棒 位 置		余剰反応度 (% ΔK/K)	備 考	
		ch. 3	ch. 4	ch. 5	ch. 6	ch. 7	ch. 8	ch. 3 () 内 ch. 4		ch. 6 () 内 ch. 7		RR 1	RR 2			
		(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(%)	(volt)	換算(%)	(volt)	換算(%)	(mm)	(mm)			
	10 : 07														ブロー A 起動 (熱出力 ~10.5 MW)	マルチ温度計 入 口 Na 平 均 温 度 () 内 計 算 機
	10 : 20														ブロー B 起動	
	10 : 31														出力上昇開始 (10→15MW)	
1	11 : 05	24.3	25.5	17	30.0	30.9	31.0	8.96 (8.98)	23.8	2.43 (2.48)	30.4	462.0	448.0	1.3007	15MW・370℃ (11 : 15 370→375℃)	370.6 (370.9)
2	11 : 45	24.3	25.5	17	30.0	30.9	31.0	8.96 (8.98)	23.8	2.43 (2.47)	30.4	"	453.0	1.2788	" ・ 375℃ (11 : 55 375→365℃)	376.3 (375.45)
3	13 : 55	24.3	25.7	17	30.0	30.9	30.9	8.96 (8.98)	23.8	2.43 (2.48)	30.4	"	443.9	1.3187	" ・ 365℃ (14 : 05 15→25MW 365→370℃)	365.2 (365.28)
4	15 : 05	42.2	43.7	30	49.9	50.2	50.0	9.36 (9.37)	41.3	4.01 (4.02)	50.1	"	466.2	1.2224	25MW・370℃ (15 : 15 370→375℃)	370.3 (371.15)
5	15 : 50	42.3	43.8	30	50.0	50.3	50.1	9.36 (9.37)	41.3	4.04 (4.04)	50.5	"	470.8	1.2032	" ・ 375℃ (16 : 00 375→365℃)	375.0 (374.7)
6	16 : 40	42.5	44.0	30	50.1	50.5	50.3	9.37 (9.38)	41.9	4.05 (4.06)	50.625	"	461.2	1.2436	" ・ 365℃ (17 : 05 365→370℃)	364.55 (363.9)
		仮リニア記録 計の針		log メータ	本設リニア記録計の針			モ ニ タ 端 子 (J 4)				制 御 盤		後で計算		
		ch. 3 N (%) = 10 ^(0.6×V-4) ch. 6 N (%) = 12.5×V										15MW (マルチ温度計) 25MW		p = - 3.59688 × 10 ⁻³ T + 2.63276 p = - 3.85945 × 10 ⁻³ T + 2.65087		

表 5.9 (2) 出力係数測定記録その 2
(NT-34 入口 Na 温度効果試験時)

78 年 6 月 17 日

データ 番号	時刻	1 次冷却材温度		1 次冷却材流量		S/A 出口温度 0 / 1A1 / 2A1 / 3A1 / 4A1 / 5A1	計算機熱出力 (MW)		チャート熱出力 (MW)		制御盤メーターの 一次冷却材温度		マルチ温度計 一次冷却材温度	
		原子炉入口 A/B	原子炉出口 A/B	A/B (m ³ /h)	A+B (m ³ /h)		1 回目 / 2 回目 / 3 回目	平均	B ループ	Total	原子炉入口 A/B	原子炉出口 A/B	炉入口 A/B	炉出口 A/B
1	11:05	367 / 366	388 / 386	1252 / 1262	2514	400 / 400 / 398 / 396 / 393 / 384	16.6 / 16.6 / 16.6	16.60	5.25×1.5 =7.875	2.26×7.5 =16.95	370 / 369	390 / 391	<u>370.8</u> 370.4	<u>392.8</u> 390.9
2	11:45	371 / 372	394 / 392	1252 / 1265	2517	407 / 407 / 403 / 402 / 398 / 390	16.0 / 16.3 / 16.1	16.13	5.07×1.5 =7.605	2.22×7.5 =16.65	375 / 374	396 / 397	<u>376.3</u> 376.3	<u>398.1</u> 396.3
3	13:55	361 / 361	384 / 381	1252 / 1266	2518	395 / 396 / 393 / 391 / 387 / 379	16.8 / 16.7 / 16.7	16.73	5.27×1.5 =7.905	2.30×7.5 =17.25	365 / 363	385 / 387	<u>365.3</u> 365.1	<u>387.8</u> 385.9
4	15:05	366 / 366	401 / 398	1250 / 1263	2513	421 / 418 / 414 / 412 / 406 / 391	26.2 / 26.3 / 26.3	26.27	1.68×7.5 =12.6	3.57×7.5 =26.775	370 / 370	402 / 404	<u>370.2</u> 370.4	<u>404.9</u> 402.9
5	15:50	371 / 371	406 / 404	1255 / 1260	2515	425 / 424 / 419 / 416 / 411 / 397	26.5 / 26.5 / 26.3	26.43	8.40×1.5 =12.6	3.54×7.5 =26.55	373 / 372	408 / 409	<u>375.2</u> 374.8	<u>409.6</u> 407.5
6	16:40	361 / 360	396 / 394	1252 / 1261	2513	416 / 415 / 410 / 406 / 401 / 388	26.5 / 26.5 / 26.4	26.47	1.67×7.5 =12.525	3.58×7.5 =26.85	362 / 362	398 / 399	<u>364.3</u> 364.8	<u>399.4</u> 397.8
	中制の 時計	計算機ディスプレイ (Gr.5, 棒グラフ Gr.8)					計算機室 start ボタン		中制チャート		制 御 盤			

補正済
 余剰反応度 K_{ex}
 ($\% \Delta K/K$)

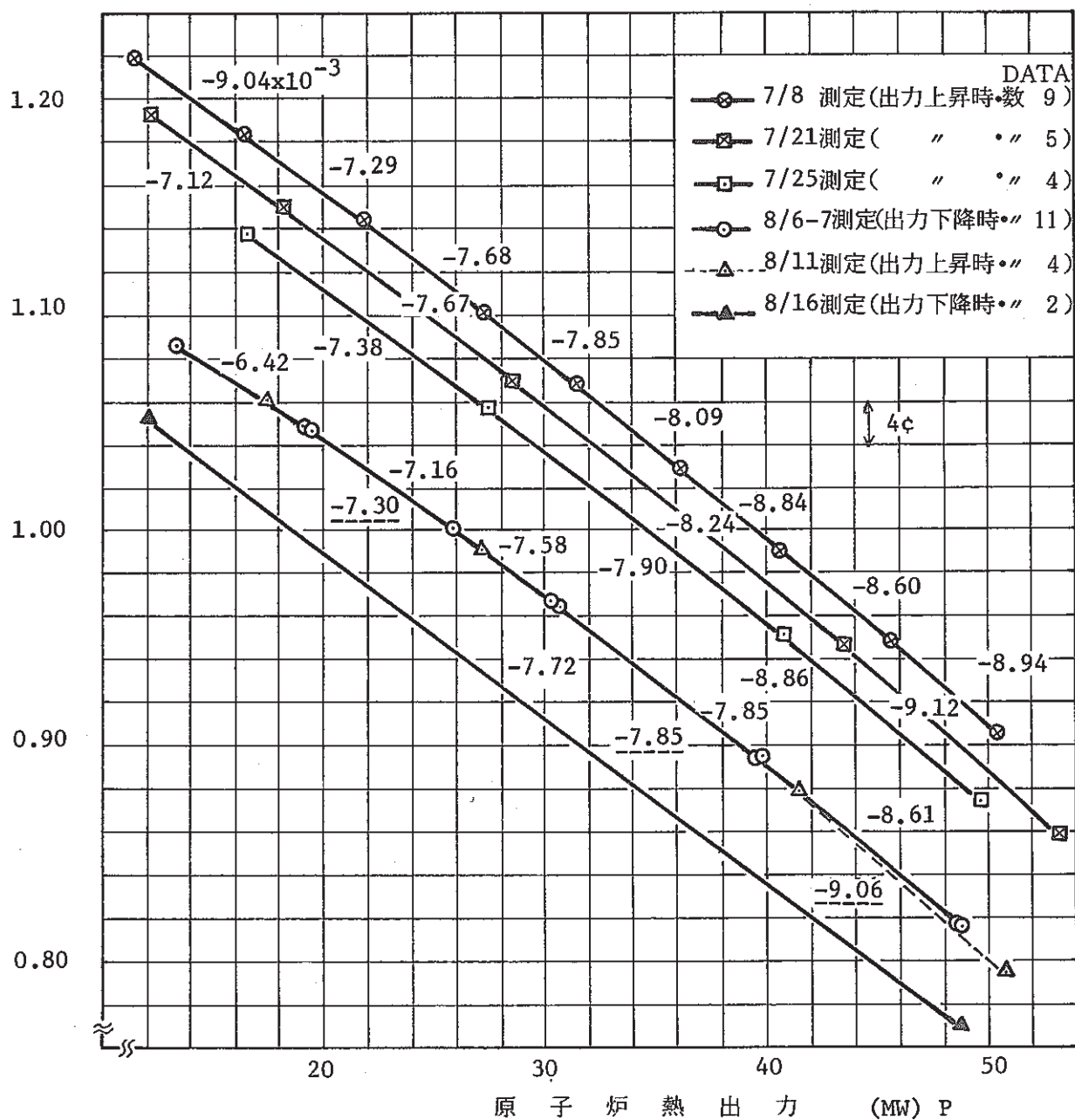


図 5.1 出力係数測定データ

(1978年7月8日～8月16日)

規格化

余剰反応度 K_{ex}
($\% \Delta K/K$)

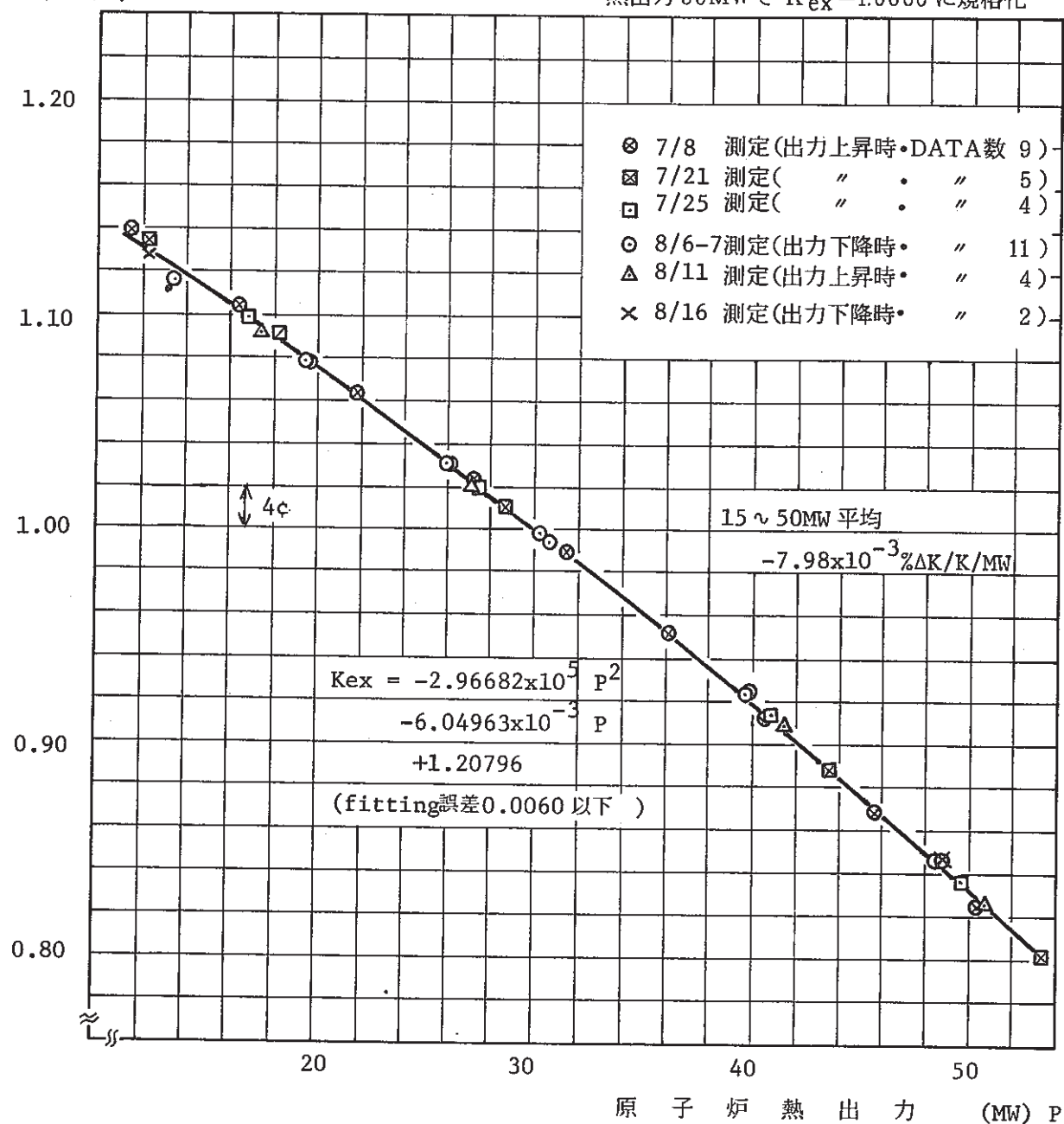
熱出力 30MW で $K_{ex}=1.0000$ に規格化

図 5.2 規格化後出力係数測定データ

(1978年7月8日~8月16日)

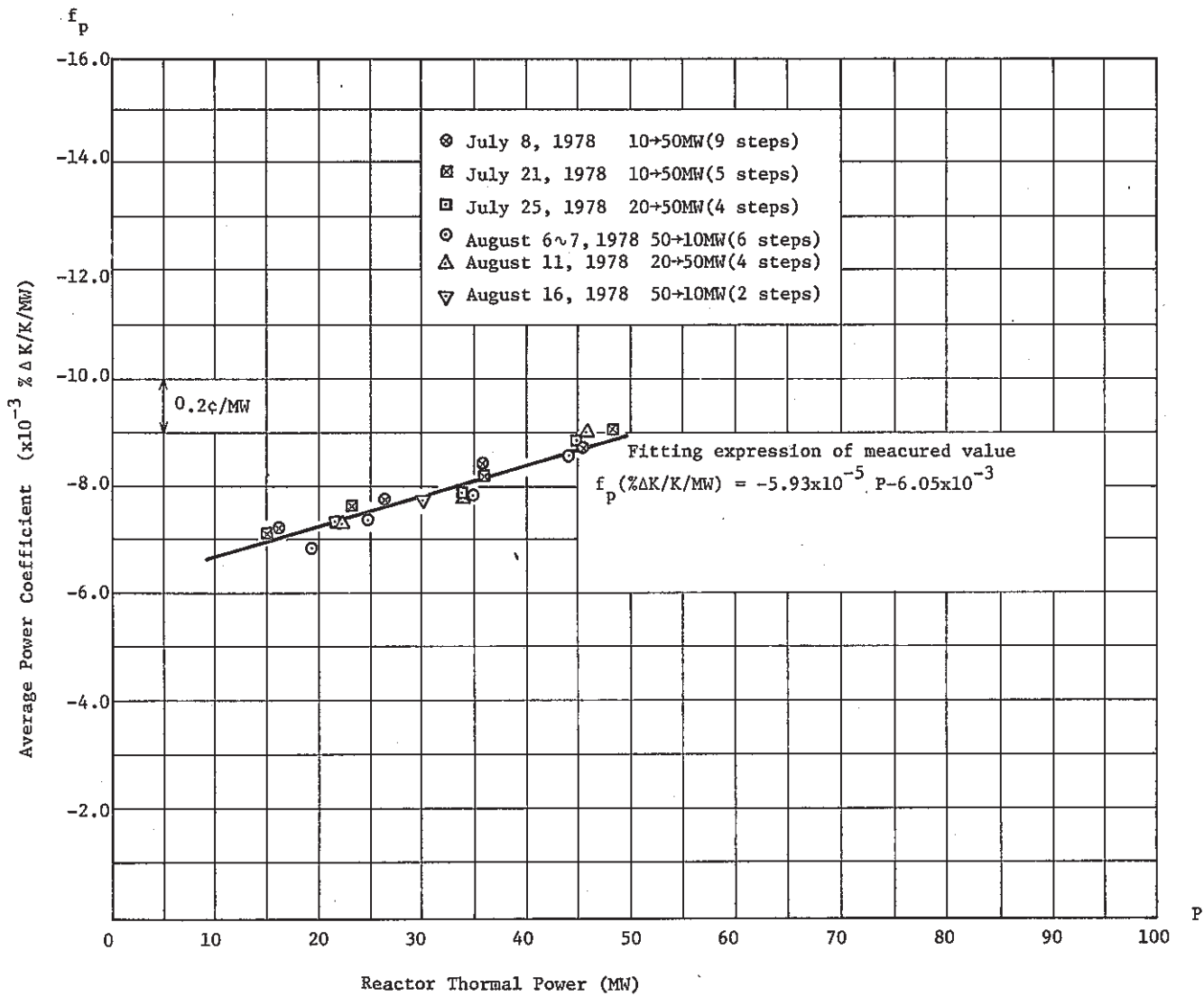


図 5.3 Average Power Coefficient at 10MW Intervals
(50MW Power Ascension Test in 1978)

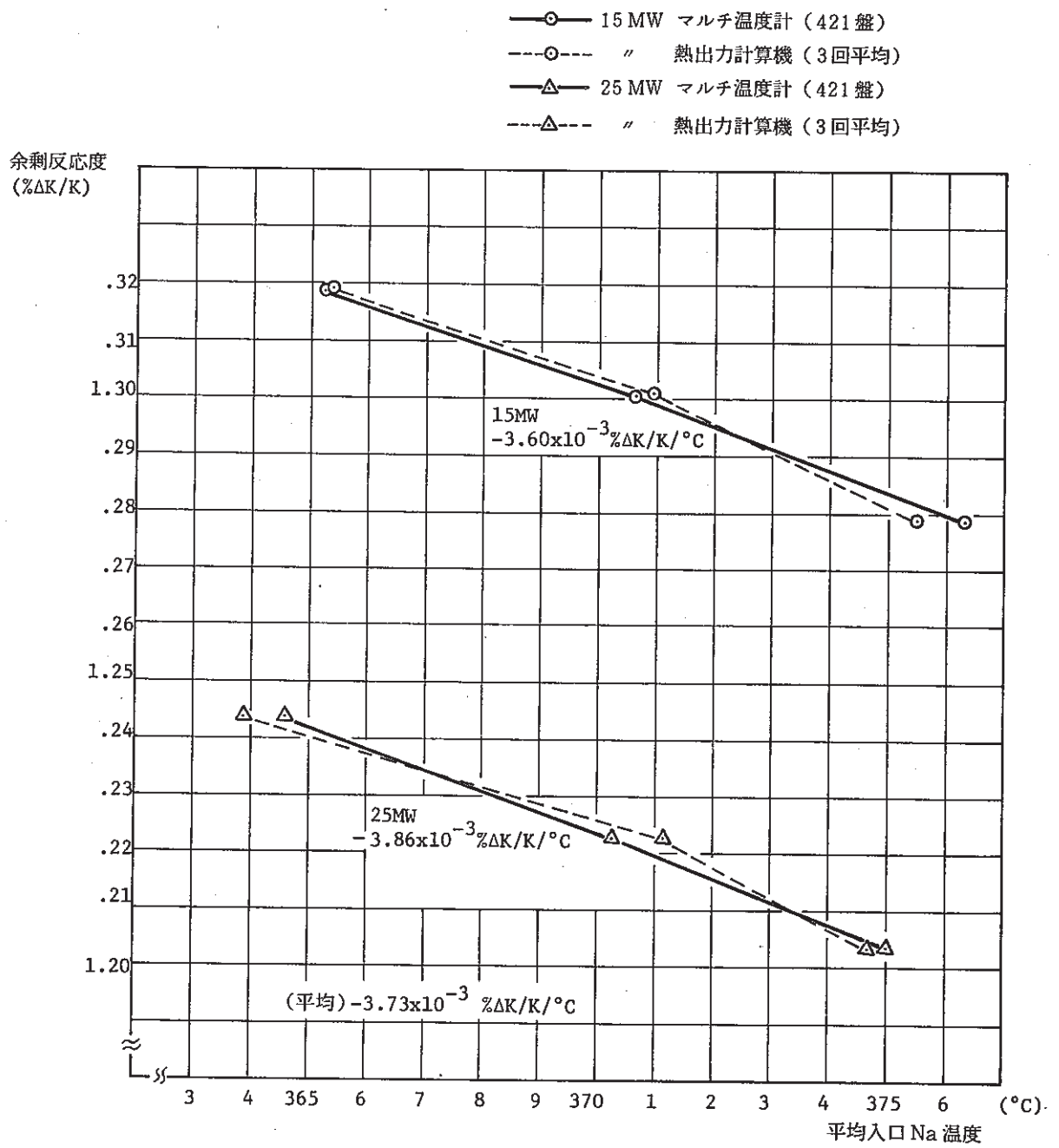


図 5.4 NT-34 出力係数

炉 入 口 Na 温 度 効 果 (1978 年 6 月 17 日 測 定)

第6章 制御延長管の熱膨張効果

出力係数の測定において、調整棒位置は制御盤の位置指示計指示値をそのまま採用している。位置指示計はシンクロ発振器・歯車伝達機構からなる位置検出器により動作するが、これは制御棒駆動機構の駆動部の動きを測定しているものであり、直接炉内の制御棒実位置を測定しているわけではない。制御棒延長管は、約7mもの長さを持ち、出力変動（即ち炉内温度分布変動）による熱膨張の変化が調整棒の実位置測定に相当量の誤差を与えていないかとの懸念がある。この延長管の熱膨張による誤差は、測定値の中に系統的な誤差として含まれ、再現性試験等の手段では除去できないものである。

図2.4に、調整棒駆動機構の概念図を示す。

6.1 評価方針

調整棒延長管の熱膨張効果を調べるために、以下の方針を採用した。

- (1) 出力係数で問題となるのは、延長管と原子炉容器の熱膨張量の原子炉出力に対する依存性である。ここでは、78年7月21日の原子炉出力10→50 MWの出力上昇時（出力レベル5点）を対象とした。
- (2) 図6.1に、炉容器とCRD延長管の熱膨張計算モデルを示す。延長管はCRD上板（GL-3110）で固定されているとし、回転プラグ部（炉上部機構部）、GAS部、Na部の各々の温度により、自由熱膨張を下方に向かって行なうものとする。又、原子炉容器はペDESTAL部上端（GL-4220）で固定されているものとし、炉心部を支えている下部支持板との接合部（GL-12245）まで、各部の温度に応じた自由熱膨張を下方に向かって行なうものとする。

6.2 延長管及び炉容器の温度評価法

CRD延長管及び原子炉容器の温度評価法及び測定点を、表6.1に示す。

(1) CRD延長管

回転プラグに入っている部分については、炉上部機構温度測定値（軸方向に5点）をそのまま延長管の温度と仮定した。同じ軸方向位置で数点測定点があるものについては、その平均をとった。（以下、同様。）1978年7月21日の測定データはないので、PT-51運転温度圧力確認試験の50 MW出力（1978年11月6日測定）と25 MW出力（1978年5月30日測定）の測定データを直線内外挿して、各炉出力時の温度とした。（性能試験結果報告書No 54-67 参照）

Gas部については、回転プラグ下面の温度とNa液面の温度勾配が直線であると仮定した。

Na液面の温度については、各炉熱出力測定時のA・Bループ出口Na温度の平均と仮定し

た。(炉上部機構の存在のために、誤差が大きいと思われる。)

燃料集合体頂部及び延長管下端の温度については、各炉熱出力測定時の調整棒 3 D 3 の周辺の 6 体の炉心燃料集合体出口温度の平均と仮定した。

以上のように、CRD 延長管の温度評価は直接の温度測定データがなく、周辺の雰囲気温度データで代用・推定しなければならなかったために、熱膨張量の絶対値には相当の誤差を含んでいるものと考えねばならない。しかし、本章の目的である原子炉出力の上昇に対する熱膨張量の相対的変動は、ある程度押えられるであろう。

(2) 原子炉容器

炉容器の外壁には熱電対が取り付けられており、本章では、このデータをそのまま炉容器温度として採用した。軸方向測定点は、GL - 4470 から GL - 12260 まで 7 点であり、その間は直線温度分布とした。

但し、ペDESTAL部上端 (GL - 4220) の温度は GL - 4470 の測定データで代用し、下部支持板との接合部 (GL - 12245) の温度は、GL - 12260 のデータで代用した。

本来は、炉容器内壁と外壁の間には温度勾配があり、又、熱電対も単に炉壁に押し付けているだけであるので、真の炉容器温度を採取している保証はない。

しかし、これも炉出力に対する相対温度変動の面からはある程度使用できると考える。

6.3 評価結果

原子炉状態は 12.1 MW, 18.1 MW, 28.5 MW, 43.5 MW, 53.3 MW の 5 点を扱った。CRD 延長管の軸方向温度分布を図 6.2 に、炉容器壁の軸方向温度分布を図 6.3 に、及びそれらの数値を表 6.2 に示す。

延長管温度は、回転プラグ内では常温から 3 百数十度まではほぼ直線的に上昇し、Ar Gas 内で約 80 度の温度勾配がついて、Na 部に入る。

炉容器壁は、Ar Gas 相当部で約 200 度の急激な温度勾配がつき、燃料集合体頂部相当部でピーク温度をもち、それから下部では下部支持板相当部まで、ほぼ Na 温度と同じ温度で直線的に下がっていく。また、Na 液面から燃料集合体頂部までの動きはほぼ直線的で、炉容器内壁付近の Na 温度も同様の分布となっていると考えてよい。

延長管と炉容器壁の熱膨張量を、上記温度分布から算出した結果を表 6.2 に示す。

(* SUS 熱膨張係数は、本来は温度の関数であるが、ここでは温度測定の誤差等を考え、 $1.7 \times 10^{-5} \Delta l / l / ^\circ\text{C}$ の一定値を用いた。)

図 6.4 に、12 MW 時と 53 MW 時の軸方向積算熱膨張量を軸位置に対して比較した結果を示す。延長管・炉容器とも Na に浸っている部分の熱膨張が大部分であり、この部分の温度評価が重要である事がわかる。(特に、延長管について。)

表 6.3 及び図 6.5 に、炉容器と CRD 延長管の熱膨張量の差を示す。出力上昇につれて、炉容

器の熱膨張量よりも延長管の熱膨張量の方が、少しづつではあるが直線的に大きくなる（即ち、調整棒の実位置は、出力上昇と共に下方に少しづつ移動する）事が示されている。その量は、1 MW当り 0.046 mm（10 → 50 MWで 1.8 mm）である。

6.4 調整棒本体の熱膨張（参考）

調整棒本体の概念図を、図 6.6 に示す。B₄C被覆管は格子板下によって保護管に固定されている。従って、保護管は出力上昇による温度上昇と共に下方に伸びるが、被覆管は上方に伸び、B₄Cペレットの位置は両者の相殺の結果で決まる。

以下に、12 MW → 53 MWの膨張量を試算する。

$$(\text{保護管}) \quad 1980 \times \left(\frac{463 + 370}{2} - \frac{387 + 370}{2} \right) \times 1.7 \times 10^{-5} = 1.28 \text{ mm}$$

＊温度は、周辺 6 体の炉心燃料の Na 温度を用いており、大きめの仮定。

$$(\text{被覆管}) \quad 650 \times \left(\frac{463 + 370}{2} - \frac{387 + 370}{2} \right) \times 1.7 \times 10^{-5} = 0.42 \text{ mm}$$

$$\therefore 1.28 - 0.42 = 0.86 \text{ mm}$$

ゆえに、1 MW当り 0.021 mmの膨張があると推定されるが、この量は保護管及び被覆管温度の推定がラフすぎて相当の誤差があるものと思われる。

表 6.1 CRD 延長管及び原子炉容器の温度評価法

C R D 延長管 温度 測定 法				炉 容 器 壁 温 度 測 定 法			
測 定 位 置		検 出 端 No	備 考	測 定 位 置		検 出 端 No	備 考
回 転 プ ラ グ 部	GL - 3110	TR 14 X - 3 - 4	炉出力 50 MW時（1978. 11. 6） と 25 MW時（1978. 5. 30）の 2 点 の測定値を、直線内外挿して、各 出力レベルの相当温度を算出。 （＊ 1978. 7. 21 の測定値ではない 事に注意。）		GL - 4470	TE 71 - 132 - 133	各出力レベルでの測度測定値。但 し、Na 温度測定値とは、最大 15 分程度の時間ずれがある。
	GL - 3670	TE - 03 - 1 - 6		炉 容 器 盤	GL - 5675	TE 71 - 130 - 131	
	GL - 4160	TE - 03 - 2 - 8 - 9			GL - 6000	TE 71 - 128 - 129	
	GL - 4640	TE - 03 - 3 - 10 - 11			GL - 7200	TE 71 - 125 - 126 - 127	
	GL - 5130	TE - 03 - 4 - 12 - 13			GL - 9490	TE 71 - 123 - 124	
	GL - 5360	TE - 03 - 5 - 15			GL - 10860	TE 71 - 121 - 122	
					GL - 12260	TE 71 - 119 - 120	
Na 部	GL - 6100	TE - 31.1 - 1 A - 1 B	各測定時の原子炉出口 Na 温度 A・B ループの平均				
	GL - 9490	H - 500 出力	各測定時の調整棒 2 の周辺集合体 6 体の集合体出口温度の平均				
	GL - 9924	同 上	同 上				

表 6.2 CRD 延長管及び炉容器の熱膨張量

CRD 延長管の熱膨張量及び温度分布								炉容器の熱膨張量及び温度分布							
原子炉状態		約 250℃ 等温	12.06 MW	18.13 MW	28.47 MW	43.50 MW	53.26 MW	原子炉状態		約 250℃ 等温	12.06 MW	18.13 MW	28.47 MW	43.50 MW	53.26 MW
温度測定日時		79.7. 3	78.7.21 9:04	78.7.21 13:05	78.7.21 14:14	78.7.21 15:45	78.7.21 17:11	温度測定日時		79.7. 3	78.7.21 9:00	78.7.21 13:00	78.7.21 14:00	78.7.21 16:00	78.7.21 17:00
GL-3110 (560 mm)	CRD 上板 (固定)	39℃ (0.39 mm)	38℃ (0.23 mm)	38℃ (0.25 mm)	38℃ (0.28 mm)	38℃ (0.32 mm)	38℃ (0.35 mm)	GL-4220 (1455 mm)	ベデスタル上端 (固定)			(GL-4470 のデータで代用)			
GL-3670 (490 mm)	回転プラグ内	82℃ (0.66 mm)	50℃ (0.59 mm)	54℃ (0.62 mm)	60℃ (0.66 mm)	69℃ (0.72 mm)	75℃ (0.77 mm)	GL-4470 (1455 mm)		95℃ (2.75 mm)	131℃ (3.90 mm)	133℃ (3.96 mm)	133℃ (3.97 mm)	136℃ (4.07 mm)	137℃ (4.12 mm)
GL-4160 (480 mm)	"	117℃ (0.91 mm)	132℃ (1.11 mm)	134℃ (1.13 mm)	139℃ (1.19 mm)	145℃ (1.26 mm)	149℃ (1.31 mm)	GL-5875 (325 mm)		167℃ (1.06 mm)	224℃ (1.53 mm)	227℃ (1.56 mm)	228℃ (1.59 mm)	233℃ (1.66 mm)	236℃ (1.70 mm)
GL-4640 (490 mm)	"	147℃ (1.19 mm)	179℃ (1.54 mm)	184℃ (1.59 mm)	193℃ (1.69 mm)	205℃ (1.82 mm)	213℃ (1.91 mm)	GL-6000 (1200 mm)		257℃ (4.85 mm)	371℃ (7.18 mm)	378℃ (7.33 mm)	388℃ (7.53 mm)	408℃ (7.96 mm)	419℃ (8.18 mm)
GL-5130 (230 mm)	"	179℃ (0.70 mm)	230℃ (0.98 mm)	238℃ (1.01 mm)	253℃ (1.07 mm)	273℃ (1.14 mm)	286℃ (1.19 mm)	GL-7200 (2290 mm)		258℃ (9.27 mm)	373℃ (13.84 mm)	381℃ (14.13 mm)	390℃ (14.50 mm)	412℃ (15.28 mm)	423℃ (15.71 mm)
GL-5360 (740 mm)	炉上部機構下面	221℃ (2.81 mm)	310℃ (4.12 mm)	318℃ (4.22 mm)	332℃ (4.39 mm)	357℃ (4.64 mm)	363℃ (4.79 mm)	GL-9490 (1370 mm)	燃料集合体頂部	258℃ (5.48 mm)	378℃ (8.28 mm)	385℃ (8.44 mm)	395℃ (8.62 mm)	413℃ (8.91 mm)	424℃ (9.02 mm)
GL-6100 (3390 mm)	Na 液面	266℃ (14.18 mm)	385℃ (21.09 mm)	393℃ (21.64 mm)	406℃ (22.53 mm)	426℃ (23.89 mm)	439℃ (24.84 mm)	GL-10860 (1385 mm)	炉心中心	253℃ (5.49 mm)	373℃ (8.24 mm)	380℃ (8.31 mm)	385℃ (8.33 mm)	392℃ (8.42 mm)	391℃ (8.42 mm)
GL-9490 (434 mm)	燃料集合体頂部 (3 D 3)	266℃ (1.81 mm)	387℃ (2.71 mm)	398℃ (2.79 mm)	416℃ (2.92 mm)	443℃ (3.12 mm)	463℃ (3.27 mm)	GL-12245	下部支持板・炉 容器接合部			(GL-12260 のデータで代用)			
GL-9924	延長管下端位置	266℃	387℃	398℃	416℃	443℃	463℃	GL-12260		253℃	367℃	366℃	363℃	363℃	364℃
20℃常温からの熱膨張量 の合計		22.65 mm	32.37 mm	33.25 mm	34.73 mm	36.91 mm	38.43 mm	20℃常温からの熱膨張量 の合計		28.90 mm	42.97 mm	43.73 mm	44.54 mm	46.30 mm	47.15 mm

使用熱膨張係数 $1.7 \times 10^{-5} \Delta L / L / ^\circ C$

表 6.3 炉容器と CRD 延長管の熱膨張量の差

		約 250℃ 等 温	12.06 MW	18.13 MW	28.47 MW	43.50 MW	53.26 MW
20℃常温からの熱膨張量	炉容器	28.90	42.97	43.73	44.54	46.30	47.15
	CRD 延長管	22.65	32.37	33.25	34.73	36.91	38.43
熱 膨 張 量 の 差 (炉容器－延長管)		6.25	10.60	10.48	9.81	9.39	8.72
250℃等温時の差を 0 mm と規格化		0	4.35	4.23	3.56	3.14	2.47
12.06 MW時の差を 0 mm と規格化		-4.35	0	-0.12	-0.79	-1.21	-1.88

単位：mm

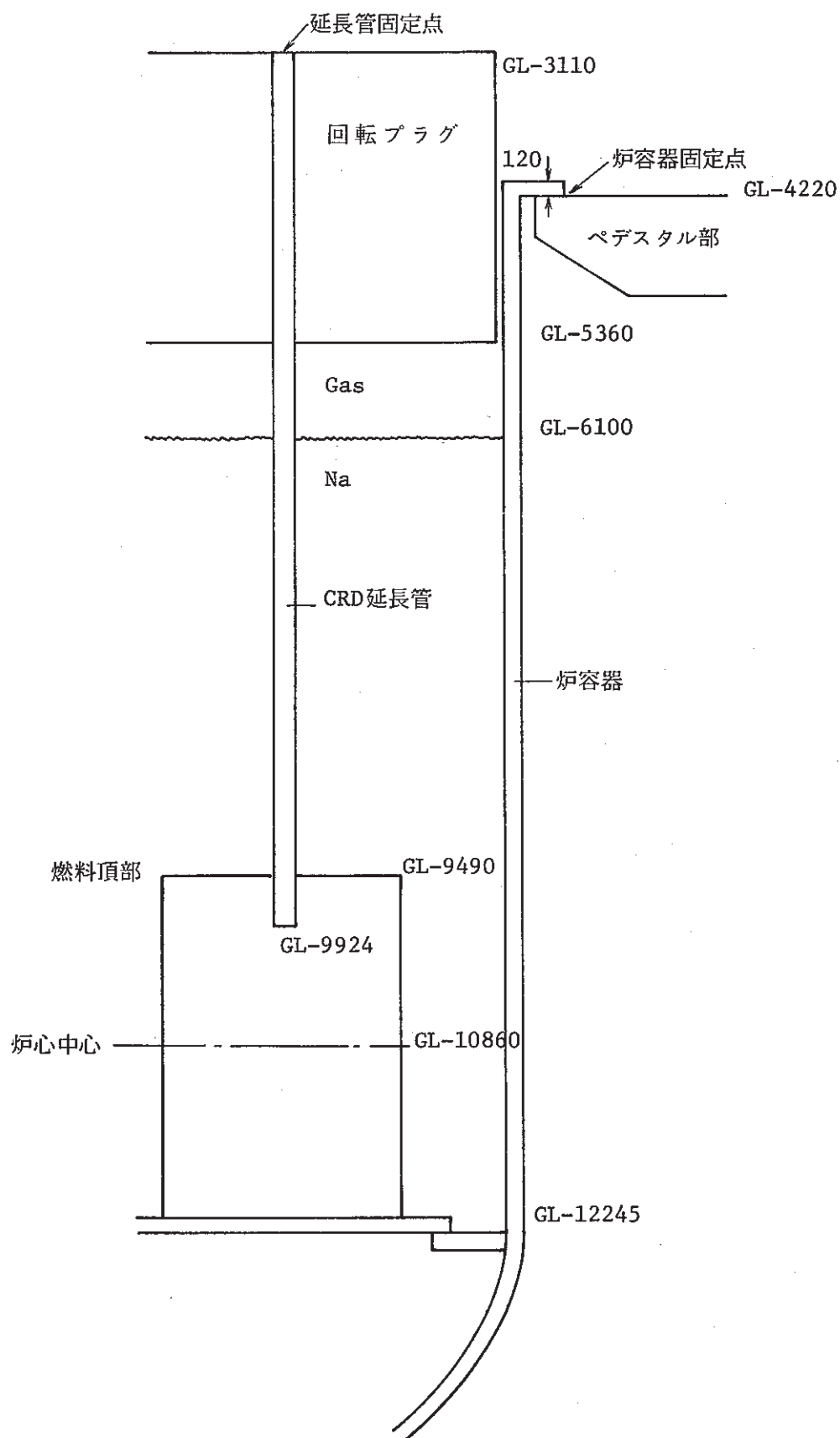


図 6. 1 炉容器と CRD 延長管の熱膨張計算モデル

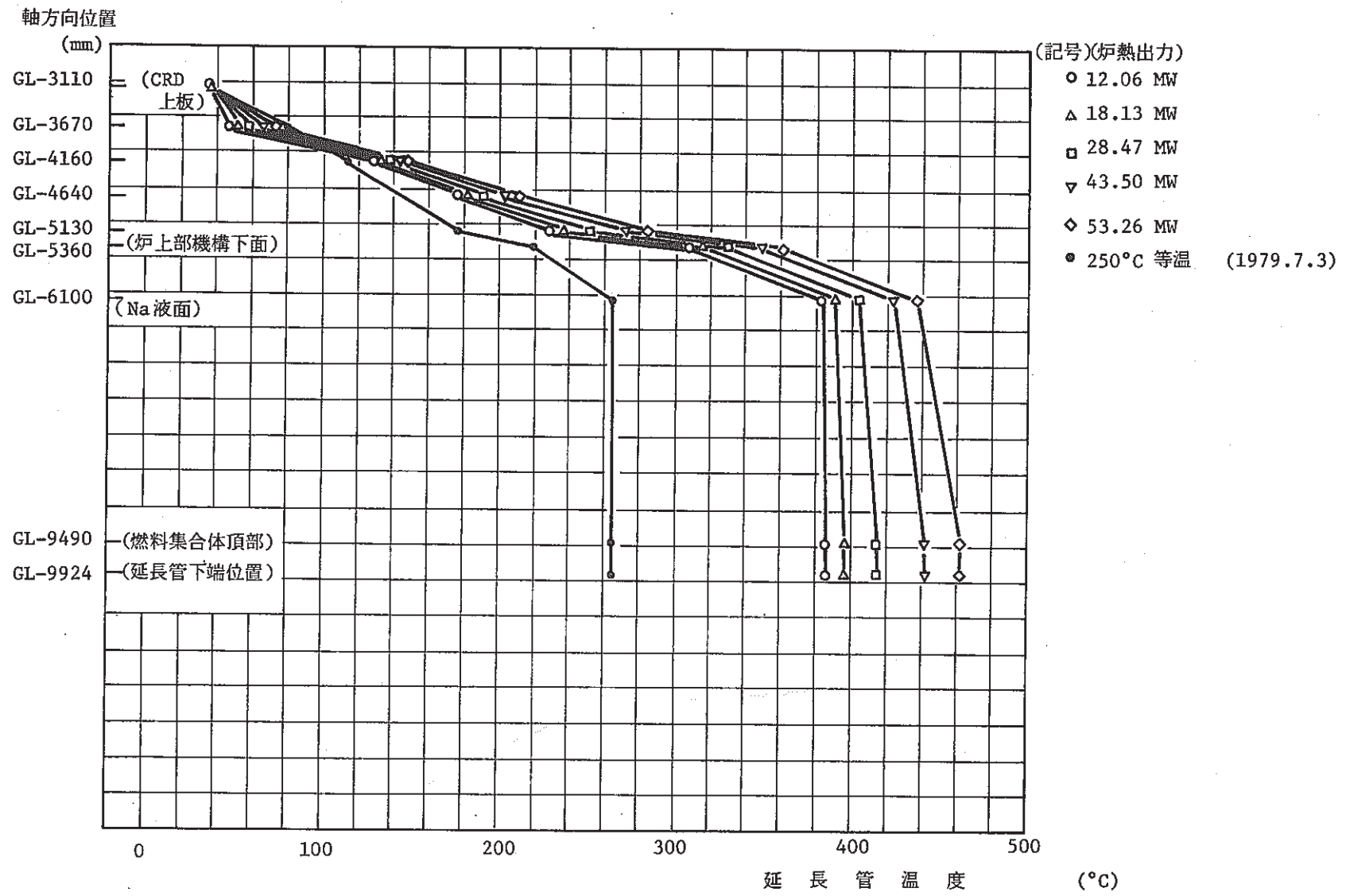


図 6.2 調整棒延長管 温度分布

(1978年7月21日 10→50MW出力上昇時)

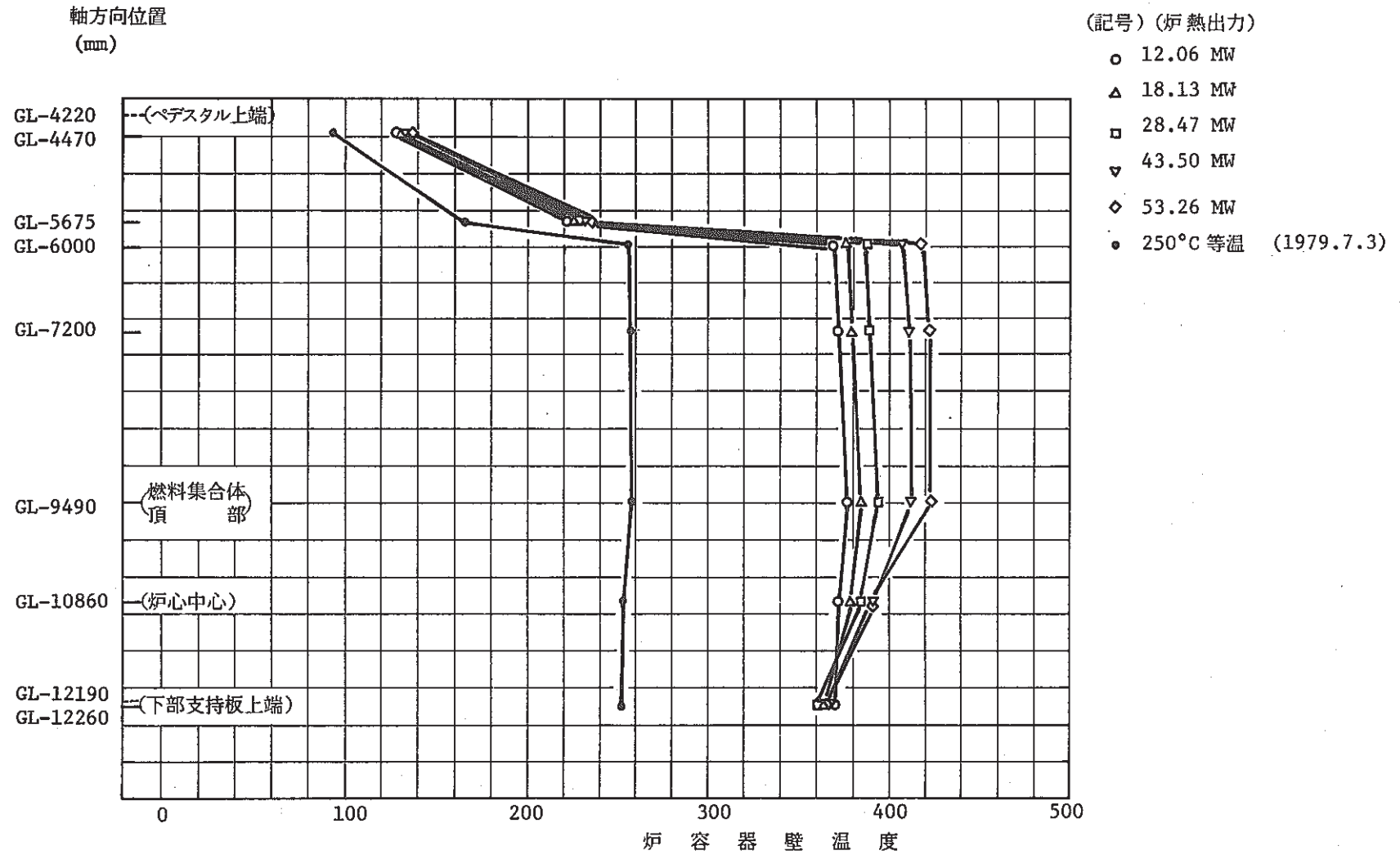


図 6.3 原子炉容器壁 温度分布

(1978年7月21日 10→50MW出力上昇時)

積算
熱膨張量
(mm)

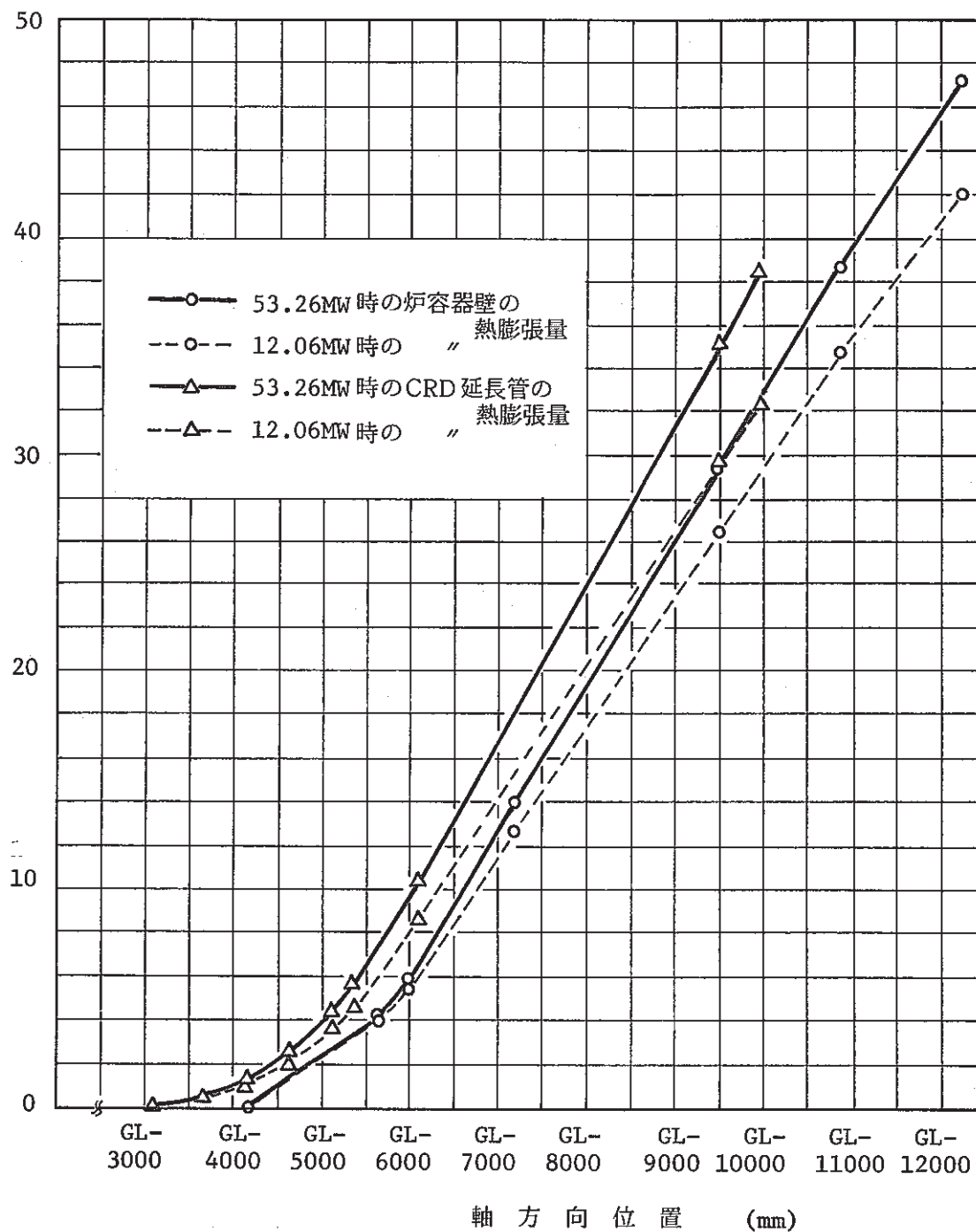


図 6.4 CRD 延長管と炉容器壁の軸方向積算熱膨張量

(1978年7月21日測定)

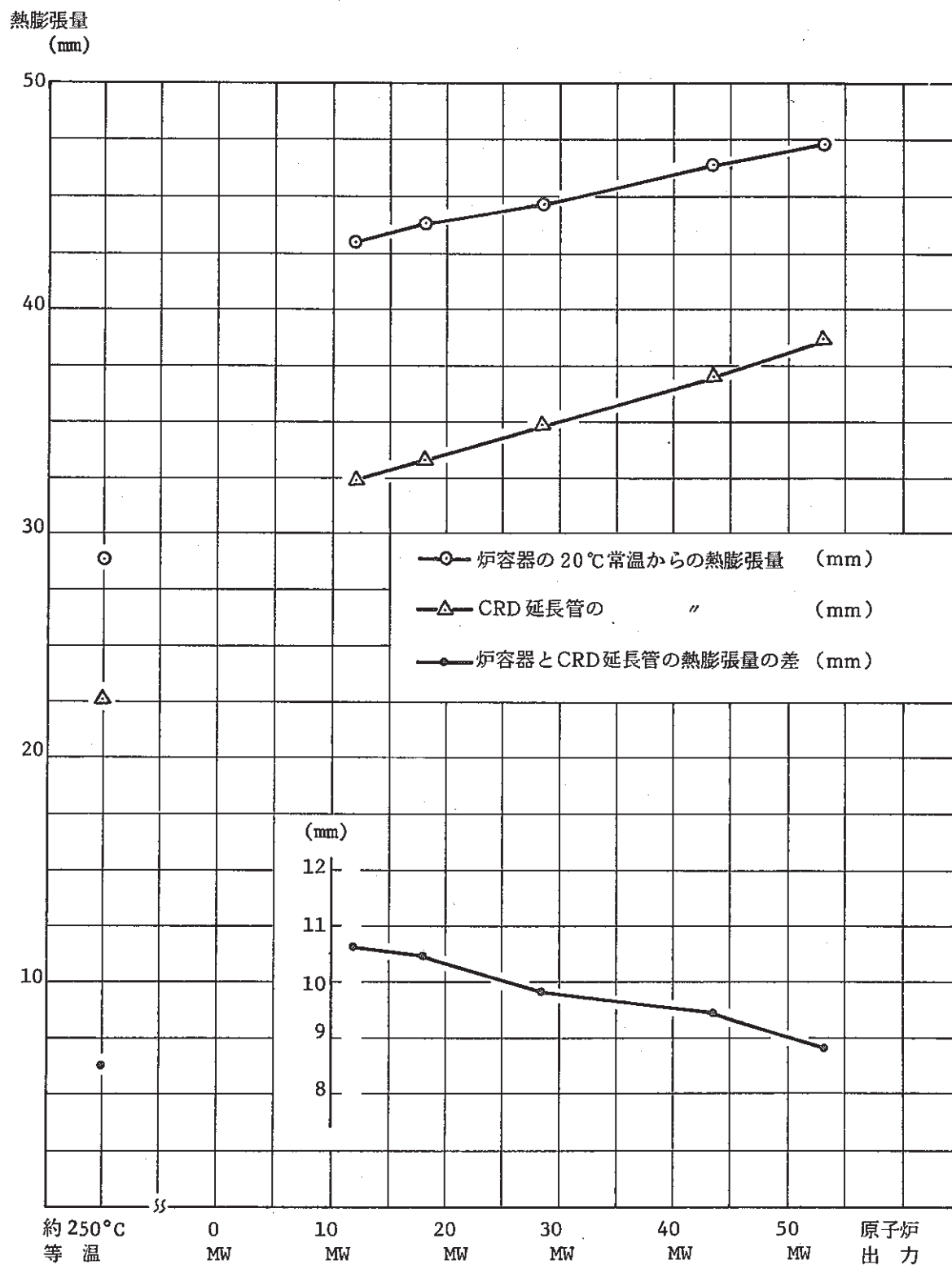


図 6.5 炉容器と CRD 延長管の熱膨張量の差

(1978 年 7 月 21 日測定)

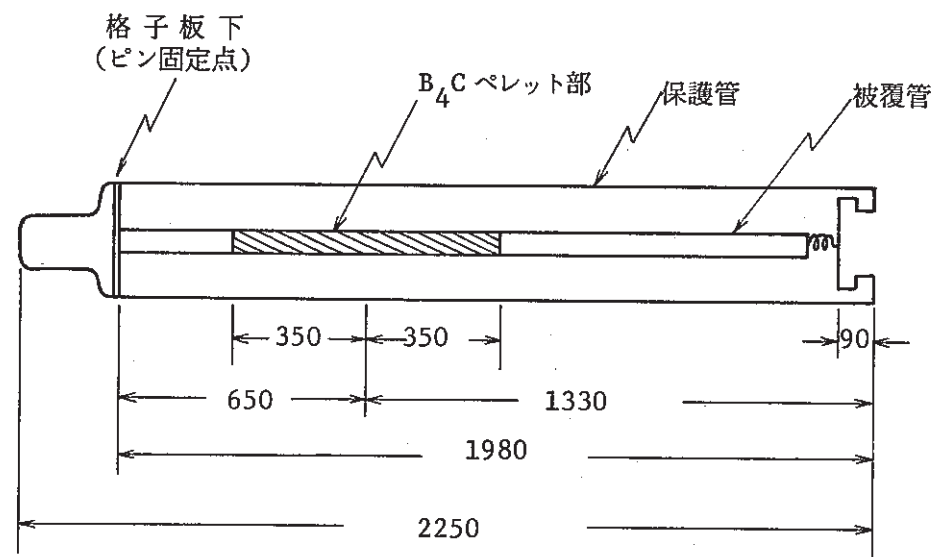


図 6.6 調整棒本体 概念図

第7章 測定の誤差評価

本章では、出力係数の測定誤差を検討する。

3章で記したように、出力係数は熱出力測定値に対する余剰反応測定値の変化として得られるので、その各々の測定誤差が重なる。ここでは、測定誤差を以下の2種に区別して整理する。ひとつは、測定値の中に系統的に含まれているもので出力係数の絶対値に関わるものであり、測定計器精度向上・測定回数の増大等の手段では取り除けない。本来は実測値を基にした補正係数とするのが望ましいが、現在までの所では計算・間接的推定でしか評価できないので、本章ではこれらを系統誤差として扱う。もうひとつは、測定のばらつきに対する誤差、即ち測定の再現性誤差と呼ぶべきもので、測定条件の異なる場合の測定値（例えば、出力上昇時と下降時）の差が有意であるか否かを判断する際に有力な指標である。

又、5章では最終出力係数測定値として、熱出力-余剰反応度曲線を実験式として2次多項式の形でfittingし、それを微分した値を採用しているので、この整理が測定の誤差を越えていない正当なものであったかどうかの評価も必要である。

7.1 炉熱出力の測定誤差

本試験は、PT-11熱出力校正試験と同時に行なわれたので誤差項目及びその値として、同試験で評価されたものを採用する。詳細については、SN 941 79-179熱出力校正試験報告書を参照されたい。

(1) 系統誤差

出力係数において熱出力の系統誤差となるのは、 $f_p = \frac{\Delta k_{ex}}{\Delta p}$ の式からわかるように、熱出力の差に関するものである。従って、単なるゲタはき（温度指示が熱出力に拘らず、いつも一定値だけ正值からずれているような場合）の項目は、除去して考えねばならない。

Na流量測定に関する系統誤差は、その大部分が流量計製造時の校正誤差であって、 $\pm 2.3\%$ である。熱出力は、炉出入口Na温度差にNa流量を乗じたものでこの流量誤差は、そのまま熱出力系統誤差となる。

温度測定に関しては、上記報告書の中で $+0.12 \sim -2.12$ ℃の熱電対起電力誤差が報告されている（ミルシートによる値）が、これは熱出力に依存の値ではないので、ここでは採用しない。熱出力に依存した誤差としては、炉入口Na温度は 370 ℃一定なので考慮なくてよく、炉出口Na温度のみを考えればよい。技術課メモ（54）-278によると、金属の融点を用いる熱電対の定点校正の結果として、出口AのT/Cに対して、次の値が得られている。（出口AのT/Cは1974～1979.11まで連続使用。）

鉛（融点 327.5 °C）に対して + 3.6 °C

亜鉛（融点 419.6 °C）に対して + 4.4 °C

（1979 年 12 月測定）

従って、 $\Delta T = 92$ °C に対して、出口 A の T / C の出力依存誤差は + 0.8 °C と見積る。

出口 B の T / C については、定点較正を行っていないが、1978 年 7 ～ 8 月の各測定において出口 A の T / C と比較した結果を、図 7.1 に示す。データのバラツキが大きいが、炉熱出力が高くなるにつれて、（炉出口 A - 炉出口 B）の値は大きくなる事がわかる。出口 A の T / C 指示値が、熱出力につれて基準値から次第に高い方にずれていく事を考えると、出口 B の T / C は基準値に対して出力依存性は殆どないと見なせる。

従って、温度測定に関する系統誤差として、以下の値をとる。

$$\frac{-0.8}{92} \times \frac{1}{2} \times 100 = -0.4 \%$$

流量と温度測定の誤差を合わせて、出力係数測定に関わる熱出力の系統誤差は、+ 2.3 ～ - 2.7 % となる。

(2) 再現性誤差

上記報告書によれば、測定間のばらつき（再現性）に関する誤差は、出力依存性がなく ± 0.33 MW である。相対誤差にすれば 50 MW 時で ± 0.66 %，10 MW 時で ± 3.3 % である。

(3) その他

原子炉熱出力の定義として、本試験ではサイフォンブレイク流量を考慮しない A・B 主冷却系のヒートバランスの和としたが、この定義と原子炉炉心からの発熱（核発熱）との差は ± 0.2 MW 以内であり、問題はない。（3 章 3.3 項参照。）

7.2 余剰反応度の測定誤差

原子炉の余剰反応度は、調整棒位置から求められるが、その際の誤差として以下の項目がある。

- ① NT - 21 制御棒較正試験における制御棒値測定の誤差
- ② 上記測定結果を 6 次多項式で fitting した際に生じた誤差
- ③ 調整棒位置読み取り誤差及び位置指示計の精度
- ④ NT - 21 制御棒較正試験時と、出力係数測定時の制御棒引抜距離の差による干渉効果の変化
- ⑤ NT - 21 制御棒較正試験時と出力係数測定時の炉心配置の変化による効果（中性子源 5 C 2 → 7 F 1，パイルオシレータ 5 F 2）
- ⑥ 出力上昇試験期間中の制御棒の燃焼効果
- ⑦ 調整棒延長管と炉容器の熱膨張量の差に基づく、調整棒の位置指示計と実位置の差

ここで統計的に生じる誤差は③のみであり、その他の①，②，④，⑤，⑥，⑦は全て系統的に

測定値に含まれるものである。

又、本試験では測定余剰反応度に対して条件を規格化するために、以下の2項目の補正を行っている。この補正時に入る誤差がある。いずれも統計処理項目である。

⑧ 入口Na温度を370℃に規格化するための、入口Na温度測定値と使用した入口Na温度係数の誤差

⑨ 燃焼による反応度降下を除去するための、積算出力測定値と使用した燃焼係数の誤差
以下に、誤差の各項目の定量的検討を行なう。

A. 系統誤差

(1) NT-21 制御棒校正試験における制御棒値測定誤差

SN 941 79-191 制御棒校正試験報告書において、各調整棒値について、以下の測定誤差が評価されている。

調整棒1 : $2.128 \pm 0.013 \% \Delta k/k$ (相対誤差 0.61%)

調整棒2 : $2.121 \pm 0.016 \% \Delta k/k$ (相対誤差 0.75%)

ゆえに、相対誤差を $\pm 0.8\%$ と見積る。

(2) 調整棒ストロークカーブを6次多項式でfittingした誤差

図7.1, 表7.1, 表7.2に、調整棒ストロークカーブの実測値と6次多項式でfittingした値の差を示す。6次fittingは引抜距離0~700mmの33点の測定値を最小自乗法で行なったので、33点の偏差の2乗和はminimumとなっている。本試験での調整棒使用範囲は、約460~570mmであり、この範囲に該当する7点の測定値とfitting値の差の平均は、以下ようになる。

$$\text{調整棒1} \quad \pm \sqrt{(3^2 + 22^2 + 2^2 + 26^2 + 7^2 + 15^2 + 13^2)} / 7 = \pm 15.2 (\times 10^{-4} \% \Delta k/k)$$

$$\text{調整棒2} \quad \pm \sqrt{(2^2 + 4^2 + 0 + 10^2 + 3^2 + 7^2 + 6^2)} / 7 = \pm 5.5 (\times 10^{-4} \% \Delta k/k)$$

ゆえに調整棒1・2を合わせて、

$$\pm \sqrt{(15.2)^2 + (5.5)^2} \times 10^{-4} = \pm 1.6 \times 10^{-3} \% \Delta k/k \text{ の誤差が見込まれる。}$$

10→50 MWの反応度降下量は $0.3132 \Delta k/k$ であるので、

相対誤差は、

$$\pm \frac{2 \times 1.6 \times 10^{-3}}{0.3132} \times 100 = \pm 1.0 \% \text{ である。}$$

(3) 干渉効果の変化による誤差

3.1項で記したように、制御棒校正試験時は、調整棒2本の位置は均等引抜の場合約350mmであるのに対して、出力係数試験時は50MWで約510mmであり、約160mmの差がある。この引き上げ長さの増大は、制御棒校正試験時に比して正の干渉効果を減少させている、即ち、制御棒値が相対的に小さくなっていると思われる。

干渉効果の差は、実験的には求められないので計算値を用いる。SN 941 79-236「常陽」性能試験解析報告書によると、3次元Hex-Z計算で調整棒2本全挿入時の干渉効果は+4.3%、調整棒2本350 mm挿入時の干渉効果は+1.7%（但し、coarse meshであることの補正はしていない値）であると報告されている。この量から内挿して、干渉効果の変化量は、

$$\frac{160}{350} \times (1.7 - 4.3) = -1.2\% \text{と見積られる。}$$

これは、このまま出力係数の過大評価の定量評価となる。

(4) 炉心配置の変化による効果

5 F 2にパイルオシレータが入った事による調整棒価値の変化は、データがなく、又、小さいと考えられるので、5 C 2から7 F 1に中性子源が移った事による効果のみを対象とする。制御棒校正試験結果によると、本来同じ価値を持つと予想された安全棒4本の中で、中性源に近い2本は他の2本（SR 3, 4）に比べてその価値が大きくなっている。（これは、解析でも確認された。）ここでは、中性子源が5 C 2にあるとき調整棒1, 2は安全棒1, 2の半分の中性子源効果を受けているとし、安全棒3, 4は中性子源効果を受けていず、又、中性子源が7 F 1に移った時の調整棒1, 2に対する中性子源効果はないと仮定する。

中性子源が5 C 2にある時の各制御棒の価値

安全棒 1	2.23 ± 0.03 %△k/k
“ 2	2.21 ± 0.03 “
“ 3	2.17 ± 0.03 “
“ 4	2.17 ± 0.03 “
調整棒 1	2.13 ± 0.02 “
“ 2	2.12 ± 0.02 “

ゆえに、調整棒価値の中性子源位置変化による相対変化は、以下のように見積られる。

$$\frac{2.17 - 2.22}{2.17} \times \frac{1}{2} \times 100 = -1.2\%$$

(5) 調整棒の燃焼による効果

原子炉の運転とともに、調整棒中の吸収材B 10は燃焼により減少していく。これは、そのまま調整棒価値の減少となる。

50 MW出力上昇第2 cycle 末期（1978年7月14日）までの積算熱出力は1456.0 MWD、出力上昇第3 cycle 末期（1978年8月20日）までの積算熱出力は2436.2 MWDであった。この第3 cycle 末期における各ノード毎（10 cm幅）の調整棒の燃焼量を表7.3に示す。

炉心の反応度に効くのは、調整棒引抜距離が約500 mmであるので調整棒下端から200 mm（node No.1と2）のB 10部分の燃焼量を採用する。表7.3から、約-0.6%が燃焼による調整棒価値の減少量である。

(6) 制御棒延長管の熱膨張効果

第6章で評価した熱膨張量を反応度に換算する。

調整棒の実位置は、出力上昇とともに1 MW当り0.046 mm下方に移動するので、位置指示計の読みを用いて算出した出力係数は過大評価である。

10 → 50 MWの移動距離は1.8 mmで、これは引抜距離約500 mmの付近で調整棒1体で $6.9 \times 10^{-3} \%k/k$ に相当する。

相対誤差は、

$$\pm \frac{6.9 \times 10^{-3} \times 2}{0.3132} \times 100 = \pm 4.4 \% \text{ とする。}$$

(* 6章の検討では、調整棒の実位置は下方に移動するとなったが、評価方法にかなり大きな仮定を用いているので、ここでは正負の誤差とする。)

B. 再現性誤差

(1) 調整棒位置読み取り誤差及び位置指示計の精度

技術課メモ(51)-170で、スケール測定による制御棒の実位置に対する位置指示計の精度を、位置読み取り誤差を含んだ形で評価している。本試験に関わる誤差は、調整棒の相対引抜距離に対するものであり、上記メモから $\pm 0.2 \text{ mm}$ である。本試験で使用している引抜長さ500 mm付近では、この量は $\pm 0.0009 \% \Delta k/k$ に相当する。

(2) 入口Na温度規格化による誤差

使用している入口Na温度係数の誤差は、15 MW時測定値と25 MW測定時の差をとり、
 $(3.3 \pm 0.13) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$ と見積る。(5.3項参照。) 又、入口Na温度測定の誤差は、ここでは測定における再現性誤差であり、SN 941 79-179熱出力較正報告書から $\pm 0.5^{\circ}\text{C}$ である。

ゆえに、 $\pm (3.73 + 0.13) \times 10^{-3} \times 0.5 = \pm 1.9 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$ が入口Na温度規格化による誤差となる。

(3) 燃焼補正による誤差

本試験では、燃焼係数として $-7.8 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / 50 \text{ MW} \cdot \text{DAY}$ を用いたが、誤差として $\pm 10 \%$ (やや大きめの仮定) を見積る。又、積算出力としては測定間の経過時間に両測定の平均出力を乗じて求めたが、この誤差として $\pm 10 \%$ を見積る。10 MWから50 MWまでの出力上昇もしくは下降にかけた時間は、3 ~ 24 hr であり平均して半日とする。 $\pm (7.8 \times 10^{-3} \times 0.1) \times (\frac{50 + 10}{2} \times 0.5 \times 0.1) = \pm 1.2 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$ (10 → 50 MW)

従って、10 → 50 MWの間の出力上昇に伴う反応度降下量の統計的測定誤差は、

$$\pm \sqrt{(9 \times 10^{-4})^2 + (9 \times 10^{-4})^2 + (1.9 \times 10^{-3})^2 + (1.9 \times 10^{-3})^2 + (1.2 \times 10^{-3})^2} \\ = \pm 3.2 \times 10^{-3} \% \Delta k/k (= 0.64 \phi) \text{ とする。}$$

10 → 50 MWの反応度降下量は,

$$-7.83 \times 10^{-3} (\% \Delta k / k / \text{MW}) \times (50 - 10) (\text{MW}) = -0.3132 \% \Delta k / k$$

であるので, 相対誤差は,

$$\pm \frac{3.2 \times 10^{-3}}{0.3132} = \pm 1.02 \% \text{である。}$$

7.3 出力係数の測定誤差

前2項で記した誤差の各項目から, 出力係数の測定誤差を算出する。誤差として, データのパラッキ (再現性) に関するものと, 系統的に測定に含まれるものに区別して整理する。

7.3.1 再現性誤差

熱出力の再現性誤差は ± 0.33 MWであり, これを反応度に換算すると,

$$10 \text{ MW出力} \quad \pm 2.2 \times 10^{-3} \% \Delta k / k$$

$$50 \text{ MW出力} \quad \pm 3.0 \times 10^{-3} \% \Delta k / k \text{となる。}$$

10 → 50 MWの出力上昇に対する熱出力測定再現性誤差の相対値は,

$$\frac{\pm 0.33 \times 2}{50 - 10} \times 100 = \pm 1.65 \% \text{である。}$$

又, 反応度降下測定の再現性誤差相対値は ± 1.02 %であるので, 10 → 50 MWの出力係数平均値の相対誤差は,

$$\pm \sqrt{(1.65)^2 + (1.02)^2} = \pm 1.9 \% \text{である。}$$

実際に 10 → 50 MW の反応度降下測定について, 1 回毎の測定値と全データ整理 fitting 値との差を示したのが, 表 7.4 である。8 / 6 ~ 7 のデータ (+ 3.5 %) 以外は全て ± 1.9 %以内に入っている。8 / 6 ~ 7 は, 測定に通常の倍の 24 hr をかけている事が燃焼補正の誤差を大きくしており, データのずれが大きい原因のひとつと考えられる。

7.3.2 系統誤差

熱出力測定に起因する相対系統誤差は, + 2.3 ~ - 2.7 %である。但し, 熱出力は分母にくるので正負の符号が逆転する。反応度変化測定に起因する相対系統誤差は, 以下の項目である。

- | | |
|--------------------------|-------------|
| ① 制御棒校正試験誤差 | ± 0.8 % |
| ② 制御棒ストロークカーブ fitting 誤差 | ± 1.0 % |
| ③ 干渉効果の変化による誤差 | - 1.2 % |
| ④ 炉心配置の変更による誤差 | - 1.2 % |
| ⑤ 調整棒の燃焼による誤差 | - 0.6 % |
| ⑥ 制御棒延長管の熱膨張による誤差 | ± 4.4 % |

まとめると、反応度測定の前対誤差は、

$$+ 3.2 \sim - 9.2 \% \text{である。}$$

出力係数としての前対系統誤差は、

$$+ \sqrt{(2.7)^2 + (3.2)^2} = + 4.2 \%$$

$$- \sqrt{(2.3)^2 + (9.2)^2} = - 9.5 \%$$

となる。

系統誤差と、再現性誤差を合わせた出力係数測定の前対値に対する total 誤差は、

$$+ \sqrt{(4.2)^2 + (1.9)^2} = + 4.6 \%$$

$$- \sqrt{(9.5)^2 + (1.9)^2} = - 9.7 \%$$

となる。絶対値に直せば、

$$50 \text{ MW出力時は } - 9.02 \left(\frac{+ 0.87}{- 0.41} \right) \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{MW}$$

$$10 \text{ MW出力時は } - 6.64 \left(\frac{+ 0.64}{- 0.31} \right) \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{MW} \text{となる。}$$

7.3.3 余剰反応度 fitting の評価

5章で記したように、本試験においては熱出力の変化に対する余剰反応度の変化を、2次多項式の形で整理した。実験式として、2次多項式を採用した事を評価するために、図7.3に余剰反応度の fitting 値と測定値の偏差を示す。

7月8日・21日の測定値は、fitting 値に対して熱出力の上昇につれて小さくなり、8月6～7日・11日・16日の測定値は逆に大きくなっている系統的傾向が見られるようである。しかし、いずれの場合も偏差は1点を除いて $\pm 4 \times 10^{-3} \% \Delta k / k$ ($\pm 0.8 \phi$) 以内に入っており、余剰反応度の再現性誤差が $\pm 2 \times 10^{-3} \% \Delta k / k$ 、熱出力の再現性誤差が $\pm 3 \times 10^{-3} \% \Delta k / k$ ある事を考えると、測定結果を2次多項式で整理した事は妥当であったとして良い。

表 7.1 調整棒 1 校正曲線測定値

単位 (% $\Delta k/k$)

Reg - Rod 1 ストローク	反応度計算値 $\rho^{\dagger}$	炉心付加反応度		$(\times 10^{-4})$ f - 実	$\frac{\rho}{\rho^*} \times 100$ (%) * 1	Reg - Rod 2 ストローク
		ρ	fitting 値			
0 ~ 50	0.0214	0.0214	0.0236	+ 22	1.01	620.4 ~ 609.8
50 ~ 90	0.0470	0.0684	0.0679	- 5	3.22	609.8 ~ 589.2
90 ~ 120	0.0520	0.1204	0.1197	- 7	5.66	589.2 ~ 569.4
120 ~ 145	0.0562	0.1766	0.1757	- 9	8.30	569.4 ~ 550.6
145 ~ 170	0.0681	0.2447	0.2434	- 13	11.50	550.6 ~ 529.8
170 ~ 190	0.0621	0.3068	0.3056	- 12	14.42	529.8 ~ 511.9
190 ~ 210	0.0682	0.3750	0.3746	- 4	17.63	511.9 ~ 493.7
210 ~ 225	0.0542	0.4292	0.4303	+ 11	20.17	493.7 ~ 480.1
225 ~ 240	0.0582	0.4874	0.4892	+ 18	22.91	480.1 ~ 466.0
240 ~ 255	0.0612	0.5486	0.5510	+ 24	25.79	466.0 ~ 451.8
255 ~ 270	0.0664	0.6150	0.6153	+ 3	28.91	451.8 ~ 436.7
270 ~ 285	0.0662	0.6812	0.6818	+ 6	32.02	436.7 ~ 422.2
285 ~ 300	0.0694	0.7506	0.7502	+ 4	35.28	422.2 ~ 407.4
300 ~ 315	0.0695	0.8201	0.8200	- 1	38.55	407.4 ~ 392.4
315 ~ 330	0.0701	0.8902	0.8909	+ 7	41.84	392.4 ~ 377.8
330 ~ 345	0.0734	0.9636	0.9625	- 11	45.29	377.8 ~ 362.2
345 ~ 360	0.0722	1.0358	1.0345	- 13	48.69	362.2 ~ 347.2
360 ~ 375	0.0717	1.1075	1.1064	- 11	52.06	347.2 ~ 332.0
375 ~ 390	0.0720	1.1795	1.1779	- 16	55.44	332.0 ~ 316.6
390 ~ 405	0.0695	1.2490	1.2486	- 4	58.71	316.6 ~ 301.6
405 ~ 420	0.0700	1.3190	1.3182	- 8	62.00	301.6 ~ 286.0
420 ~ 435	0.0672	1.3862	1.3864	+ 2	65.16	286.0 ~ 272.4
435 ~ 450	0.0662	1.4524	1.4529	+ 5	68.27	272.4 ~ 257.0
450 ~ 465	0.0646	1.5170	1.5173	+ 3	71.30	257.0 ~ 240.8
465 ~ 480	0.0602	1.5772	1.5794	+ 22	74.13	240.8 ~ 225.5
480 ~ 495	0.0616	1.6388	1.6390	+ 2	77.03	225.5 ~ 208.2
495 ~ 510	0.0544	1.6932	1.6958	+ 26	79.59	208.2 ~ 192.6
510 ~ 535	0.0913	1.7845	1.7838	- 7	83.88	192.6 ~ 163.7
535 ~ 560	0.0798	1.8643	1.8628	- 15	87.63	163.7 ~ 132.1
560 ~ 585	0.0693	1.9336	1.9323	- 13	90.89	132.1 ~ 95.9
585 ~ 615	0.0699	2.0035	2.0029	- 6	94.17	95.9 ~ 32.1
615 ~ 650	0.0623	2.0658	2.0672	+ 14	97.10	32.1 ~ - 0.2
650 ~ 700	0.0617	2.1275	2.1272	- 3	100	* 3

* 1 ρ^* : Total worth 2.1275 % $\Delta k/k$ * 2 saf - Rod 4 900 $\rightarrow$ 711.4* 3 saf - Rod 4 711.4 $\rightarrow$ 646.6

表 7.2 調整棒 2 校正曲線測定値

Reg - Rod 2 ストローク	置換反応度 ρ (% $\Delta k/k$)	炉心付加反応度 ρ (% $\Delta k/k$)	$\frac{\rho}{\rho^*} \times 100$ (%)	6 次多項式 fitting 結果	f - 実 ($\times 10^{-4}$)
-0.2 ~ 32.1	0.0049* 1	0.0049	0.23	0.0075	+ 26
32.1 ~ 95.9	0.0699	0.0748	3.53	0.0731	- 17
95.9 ~ 132.1	0.0693	0.1441	6.79	0.1433	- 8
132.1 ~ 163.7	0.0798	0.2239	10.6	0.2244	+ 5
163.7 ~ 192.6	0.0913	0.3152	14.9	0.3138	- 14
192.6 ~ 208.2	0.0544	0.3696	17.4	0.3682	- 14
208.2 ~ 225.5	0.0616	0.4312	20.3	0.4324	+ 12
225.5 ~ 240.8	0.0602	0.4914	23.2	0.4927	+ 13
240.8 ~ 257.0	0.0646	0.5560	26.2	0.5596	+ 36
257.0 ~ 272.4	0.0662	0.6222	29.3	0.6259	+ 37
272.4 ~ 286.0	0.0672	0.6894	32.5	0.6863	- 31
286.0 ~ 301.6	0.0700	0.7594	35.8	0.7573	- 21
301.6 ~ 316.6	0.0695	0.8289	39.1	0.8271	- 18
316.6 ~ 332.0	0.0720	0.9009	42.5	0.8999	- 10
332.0 ~ 347.2	0.0717	0.9726	45.8	0.9724	- 2
347.2 ~ 362.2	0.0722	1.0448	49.3	1.0443	- 5
362.2 ~ 377.8	0.0734	1.1182	52.7	1.1189	+ 7
377.8 ~ 392.4	0.0701	1.1883	56.0	1.1884	+ 1
392.4 ~ 407.4	0.0695	1.2578	59.3	1.2590	+ 12
407.4 ~ 422.2	0.0694	1.3272	62.6	1.3275	+ 3
422.2 ~ 436.7	0.0662	1.3934	65.7	1.3933	- 1
436.7 ~ 451.8	0.0664	1.4598	68.8	1.4600	+ 2
451.8 ~ 466.0	0.0612	1.5210	71.7	1.5207	- 3
466.0 ~ 480.1	0.0582	1.5792	74.4	1.5790	- 2
480.1 ~ 493.7	0.0542	1.6334	77.0	1.6330	- 4
493.7 ~ 511.9	0.0682	1.7016	80.2	1.7016	0
511.9 ~ 529.8	0.0621	1.7637	83.1	1.7647	+ 10
529.8 ~ 550.6	0.0681	1.8318	86.4	1.8321	+ 3
550.6 ~ 569.4	0.0562	1.8880	89.0	1.8873	- 7
569.4 ~ 589.2	0.0520	1.9400	91.5	1.9394	- 6
589.2 ~ 609.8	0.0470	1.9870	93.7	1.9870	0
609.8 ~ 620.4	0.0214	2.0084	94.7	2.0089	+ 5
620.4 ~ 650.0	0.0526	2.0610	97.2	2.0608	- 2
650.0 ~ 700.0	0.0603	2.1213	100	2.1214	+ 1

* 1

$$\begin{aligned}
 \rho &= \rho_{R1} (615 \sim 650) - \rho_{S4} (900 \sim 711.4) \\
 &= \rho_{R1} (615 \sim 650) - \rho_{R1} (0.3 \sim 82.7) \\
 &= 0.0623 - 0.0574 \\
 &= 0.0049
 \end{aligned}$$

表 7.3 50 MW出力上昇試験末期の調整棒燃焼量
(運転監視コード記録計算による)

SMART ** 1976 CYCLE 3 ** 1978.7.20-8.20 (50 MW) PAGE=135

3RD RECORD *** ACCUMULATED BURN UP, POWER AND FLUX ***

LOC=3A3 TYPE OF LOC=R.ROD BUNDLE NAME=TTJC01

ACCUMULATED POWER(MWD)= 0.0 MAXIMUM BURN UP(0/0) = 1.021E-01 AVERAGE BURN UP(0/0) = 3.221E-01

BURN UP OF EACH NODE (0/0) =

NODE= 1	7.315E-01	NODE= 2	5.263E-01	NODE= 3	4.765E-01	NODE= 4	2.987E-01	NODE= 5	1.350E-01
NODE= 6	5.819E-02	NODE= 7	2.808E-02	NODE=					

LOC=3D3 TYPE OF LOC=R.ROD BUNDLE NAME=TTJC02

ACCUMULATED POWER(MWD)= 0.0 MAXIMUM BURN UP(0/0) = 9.071E-01 AVERAGE BURN UP(0/0) = 2.631E-01

BURN UP OF EACH NODE (0/0) =

NODE= 1	6.390E-01	NODE= 2	4.700E-01	NODE= 3	4.054E-01	NODE= 4	1.869E-01	NODE= 5	8.260E-02
NODE= 6	3.660E-02	NODE= 7	2.118E-02	NODE=					

表 7.4 10 → 50 MW の出力係数測定値の再現性

測定日	出力変化	区間平均出力係数 ($\% \Delta k / k / \text{MW}$)		偏差 ($\frac{B-A}{A} \times 100$)
		$\Delta k_{\text{ex}} / \Delta P$ から算出した値 (A)	fitting 式から算出した値 (B)	
1978 年 7 月 8 日	11.32 → 50.51 MW	-8.03×10^{-3}	-7.88×10^{-3}	-1.9 %
7 月 21 日	12.06 → 53.26 MW	-8.14×10^{-3}	-7.99×10^{-3}	-1.8 %
7 月 25 日	16.59 → 49.64 MW	-7.99×10^{-3}	-8.01×10^{-3}	+0.3 %
8 月 6 ~ 7 日	48.81 → 13.36 MW	-7.62×10^{-3}	-7.89×10^{-3}	+3.5 %
8 月 11 日	17.45 → 50.76 MW	-8.03×10^{-3}	-8.07×10^{-3}	+0.5 %
8 月 16 日	48.74 → 12.07 MW	-7.72×10^{-3}	-7.85×10^{-3}	+1.7 %

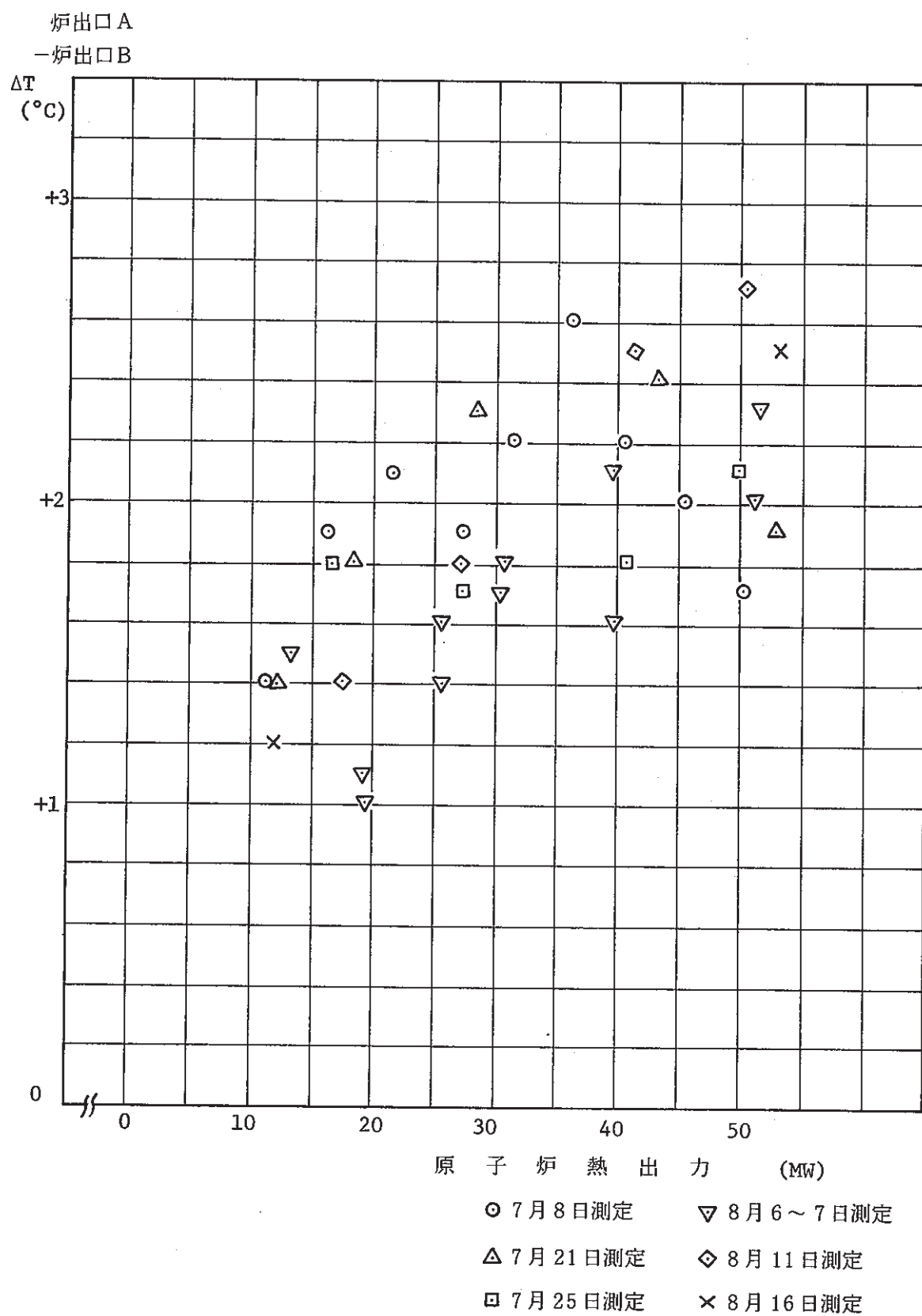


図 7.1 原子炉出口 Na 温度の A・B ループ差
(1978 年 7～8 月測定)

fitting値-実測値

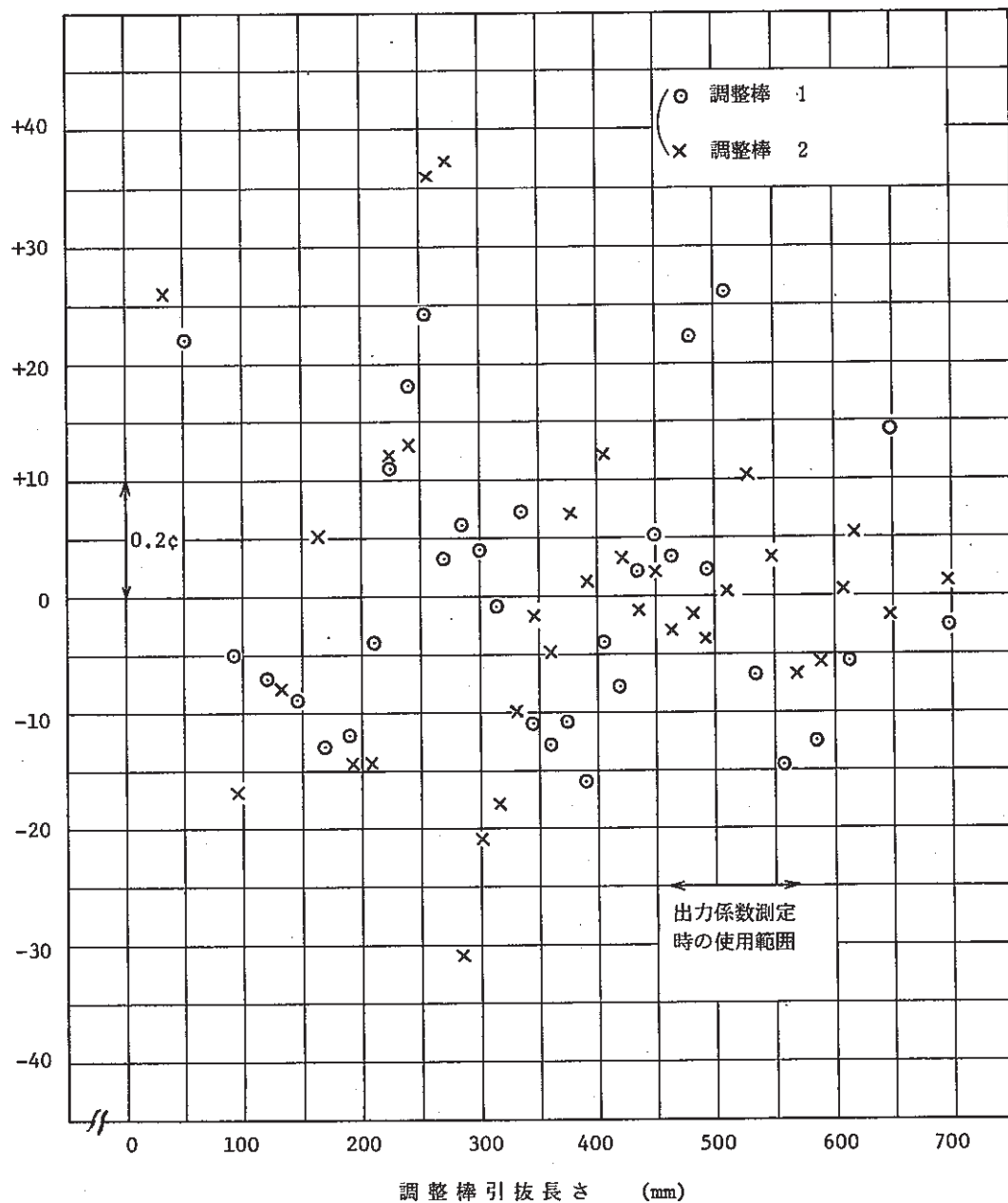
 $(\times 10^{-4} \% \Delta K / K)$ 

図 7.2 調整棒ストロークカーブの実測値と 6 次多項式 fitting 値の差

fitting 余剰反応度
-測定余剰反応度

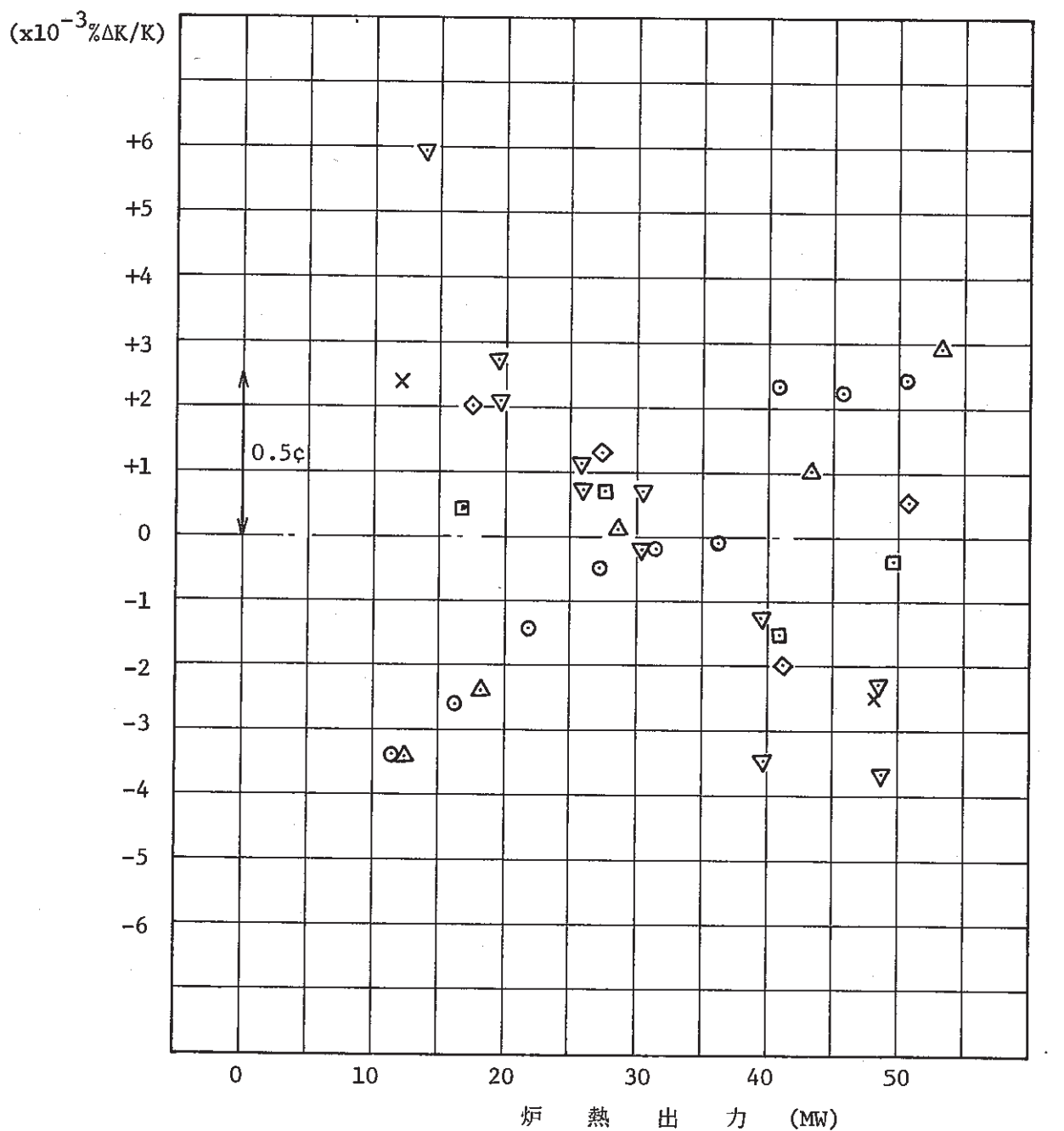


図 7.3 原子炉余剰反応度の fitting 値と測定値の差

(1978年7~8月測定)

第 8 章 結 言

NT-34 出力係数試験は、1978 年 7～8 月にかけて実施され、その結果以下の諸点が確認された。

1. 出力係数は、50 MW 定格までの全出力範囲で負であり、非常に良い再現性（約±2%）をもって下式で表わせる。

$$\text{出力係数 } f_p (\% \Delta k/k / \text{MW}) = -5.93 \times 10^{-5} P - 6.05 \times 10^{-3}$$

$$P : \text{炉熱出力 (MW)} \quad (11 \text{ MW} \leq P \leq 53 \text{ MW})$$

この式は、出力係数の絶対値が 10 MW 時の $-6.6 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{MW}$ から、50 MW 時の $-9.0 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / \text{MW}$ まで直線的に増加する事を示す。

2. 出力係数の絶対値に対する測定誤差は、+4.6% から -9.7% の間であると見積られる。誤差の大部分が系統誤差であり、中でも制御棒延長管と炉容器の熱膨張の差による誤差が±4.4% で最大の寄与を示す。熱膨張量の定量評価は、温度分布データが少ないために非常に困難であるが、出力係数測定の誤差を縮小するためには、この熱膨張差を補正值として入れられるようにしなければならず、今後の課題として残された。

又、誤差幅が負の方向に偏っているのは、試験に用いた調整棒価値が干涉効果の変化・炉心配置の変更・調整棒の燃焼のために現実の値よりも過大に評価していたと見積られるためである。従って、設計と比較すべき出力係数実測値は、上式よりも絶対値で 2～3% 小さい値と考えて良い。

しかし、誤差項目の中には出力に依存してその寄与量が増加するものではなく、出力増大につれて出力係数の絶対値が大きくなる傾向が変わる事はない。

3. 試験結果と設計値を比較すると、10 MW から 50 MW までの total 反応度降下量については、良い一致を示す。

10 → 50 MW の反応度降下量

試験結果 $-0.313 \left(\begin{smallmatrix} +0.030 \\ -0.014 \end{smallmatrix} \right) \% \Delta k/k$

初期炉心設計 $-0.307 \% \Delta k/k$ (未燃焼 67 本炉心)

第 2 期出力炉心設計 $-0.238 \% \Delta k/k$ (燃焼・炉心拡大効果込み)

しかし、炉出力に対する出力係数の依存性は大きく異なっている。これは、大きな原因が設計における燃料温度計算及び熱湾曲計算にあると考えられ、今後の詳細な解析が必要である。

4. 測定時のプラント状態については、新しい出力レベルに到達した後、約 20 分程度経過すれば原子炉は炉容器も含めて反応度的・熱的に十分な平衡に達する事が判った。これは、出力上昇・下降時に測定した各々の出力係数に差異が見られなかった事からもわかる。

最後に、本試験実施に際して原子炉一課運転直の皆様にはプラント状態の設定等で非常な御協力を、又、制御棒延長管の熱膨張評価に際して原子炉二課横田淑生氏・鈴木利明氏・原子炉一課第4Grの皆様には多大な助言を戴きました。ここに、深く感謝の意を表します。

(付録) 設計による出力係数

(付録) 設計による出力係数

本章では、「常陽」炉心設計の出力係数解析結果をまとめる。設計は、初期炉心設計と第2期出力炉心設計の2回行なわれた。

初期炉心設計：「常陽 3711」常陽核設計(II) 核設計計算書 (第1期出力炉心設計) 1972年9月

第2期出力炉心設計：「常陽」安全性確認のための炉心解析(II) 報告書第2・4分冊 1974年2月

この2回の解析では、炉心条件、熱湾曲量コード等が大きな相違点であり、結果としては熱湾曲反応度の寄与の仕方が大きく異なっている。

付図3に、設計出力係数をまとめて測定値とともに示す。

1. 初期炉心設計

原子炉の各出力レベルにおける炉心・上下部軸ブランケット・径ブランケットの各領域の平均温度を熱特性計算によって求め、各領域の熱膨張係数・ドップラー係数から、膨張及びドップラー効果にもとづく出力係数を求めている。

ここで用いた反応度係数には、FCA 実験解析に基づく補正を加えてある。

付表1には各出力時の各領域の平均温度を示す。

付表2には膨張及びドップラー効果に基づく出力係数を示す。出力上昇と共に、少しずつその絶対値が小さくなる結果となっている。(付図3参照)

ラッパー管対面間の温度差によって生じる集合体の湾曲に伴う反応度変化は、1次元湾曲計算コードBOW-IIIコードで計算した湾曲量にもとづいた2次元RZ摂動計算によって求めている。但し、湾曲量に対するモックアップ実験は行なわれていないので、計算値をそのまま標準値としている。

付図1に集合体各列毎の湾曲計算結果(80 MW時)を示す。

付表4に湾曲による変位量(50 MW時)を示す。

付表3に湾曲効果による出力係数を示す。結果によると、0～40 MWでは $-0.26 \times 10^{-5} \Delta k/k/MW$ (全出力係数の約4%) の小さい一定の負値であるのに対し、40 MW以上で $-2.6 \times 10^{-5} \Delta k/k/MW$ (全出力係数の約30%) の大きい負値が不連続に投入される。

付表5、付図3に膨張・ドップラー反応度に湾曲反応度を加えた全出力係数を示すが、0～40 MWまでは次第にその絶対値が減少し、40 MW以上で急に大きくなる結果となっている。

2. 第2期出力炉心設計

膨張及びドップラー反応度については、計算手法及びC/E補正手法については、初期炉心設計と同じである。但し、炉心状態については設計時の運転計画に従った燃焼及び炉心拡大を考慮に入れている。

付表6及び付図3に、膨張及びドップラー反応度を示す。結果をみると、出力上昇とともにその絶対値が小さくなる傾向は初期炉心設計と同じであるが、絶対値としては、初期炉心設計よりも約15%程度小さくなっている。

熱湾曲量の計算は、HICODEMコード（BOW-IVコードの改良版、熱湾曲についてはBOW-IVと同一）を用いており、湾曲量→反応度換算は、初期炉心設計の手法と変わらない。但し、本設計は安全解析として実施されたので、中でラップ管壁温度分布等を様々に振らせたパラメータサーベイを行なっている。

付図2に最確温度分布による湾曲計算結果（75 MW）を示す。

付表6に湾曲反応度及び全出力係数を示す。結果として、湾曲反応度は0～75 MWの全出力範囲で、 $-0.14 \times 10^{-5} \Delta k/k/MW$ （全出力係数の約2%）の小さい一定の負値であって、初期炉心設計でみられたような不連続な負値の増加はない。従って、全出力係数も出力上昇とともに少しずつその絶対値が小さくなる滑らかな変化である。

付表1 初期炉心設計における各出力時の炉内平均温度 (°C)

領 域	物 質	原 子 炉 出 力 (MWT)				
		10	25	50	75	100
炉 心	燃料体	461.	598.	827.	1,056	1,284
	冷却材	380.0	395.0	420.0	445.0	470
	構造材	384.0	405.0	440.0	475.0	510.0
径 フ ラ ン ケ ット	燃料体	382.	400	430	460	490
	冷却材	372.	375	380	385	390
	構造材	372	375	380	385	390
ブ 上 部 軸 ケ ット	燃料体	402	450	530	610	690
	冷却材	388	415	460	505	550
	構造材	388	415	460	505	550
ブ 下 部 軸 ケ ット	燃料体	381	398	425	453	480
	冷却材	371	373	375	378	380
	構造材	371	373	375	378	380

100 MW 時の炉内平均温度を基準として内挿して求めた。

付表2 初期炉心設計における膨張及びドップラー効果に基づく出力係数

内 訳	出力係数標準値 $10^{-5} \Delta k/k/MW$				
	0～10 MW	10～25 MW	25～50 MW	50～75 MW	75～100 MW
燃料体膨張	- 3.06	- 3.06	- 3.06	- 3.06	- 3.06
冷却材膨張	- 1.17	- 1.17	- 1.17	- 1.17	- 1.17
構造材膨張	- 0.16	- 0.16	- 0.16	- 0.16	- 0.16
ドップラー効果	- 3.08	- 2.70	- 2.28	- 1.90	- 1.65
合 計	- 7.48	- 7.10	- 6.67	- 6.30	- 6.05
不確かさの巾	+ 59 % ～ 48 %	+ 61 % ～ 49 %	+ 64 % ～ 50 %	+ 66 % ～ 52 %	+ 62 % ～ 53 %

付表3 初期炉心設計における湾曲効果による出力係数

 $(10^{-5} \Delta k/k/MW)$

		0～10 MW	10～20 MW	20～30 MW	30～40 MW	40～50 MW	50～60 MW	60～70 MW	70～80 MW	80～90 MW
湾曲による 出力係数	初期炉心	- 0.26	- 0.26	- 0.26	- 0.26	- 2.59	- 2.93	- 1.84	- 0.49	- 0.25
	燃焼炉心	- 0.25	- 0.25	- 0.25	- 0.25	- 2.66	- 2.81	- 0.97	+ 0.15	- 0.22
湾曲以外の 出力係数**	——	- 7.5	- 7.1	- 7.1	- 6.7	- 6.7	- 6.3	- 6.3	- 6.1	- 6.1

付表 4 初期炉心設計における湾曲による変位量 Δr_{ij}

初期炉心熱出力 50 MW

(mm)

列 層	1	2	3	4	5
1	0.013	0.030	0.046	0.065	0.071
2	0.017	0.036	0.055	0.077	0.084
3	0.023	0.048	0.069	0.095	0.105
4	0.036	0.068	0.094	0.123	0.138
5	0.057	0.10	0.132	0.166	0.189
6	0.084	0.15	0.187	0.227	0.262

付表5 初期炉心設計における全出力係数（初期炉心）

($\Delta k/k/\text{MWT} \times 10^{-5}$)

出力区間	出力係数									
	0 ~ 10 MWT	10 ~ 20 MWT	20 ~ 30 MWT	30 ~ 40 MWT	40 ~ 50 MWT	50 ~ 60 MWT	60 ~ 70 MWT	70 ~ 80 MWT	80 ~ 90 MWT	90 ~ 100 MWT
最大値	- 11.66	- 11.19	- 10.92	- 10.66	- 14.14	- 14.19	- 12.56	- 10.37	- 9.86	- 10.85
標準値	- 7.74	- 7.35	- 7.14	- 6.94	- 9.26	- 9.23	- 8.14	- 6.66	- 6.29	- 6.91
最小値	- 4.50	- 4.18	- 4.03	- 3.88	- 5.03	- 4.94	- 4.39	- 3.62	- 3.41	- 3.70

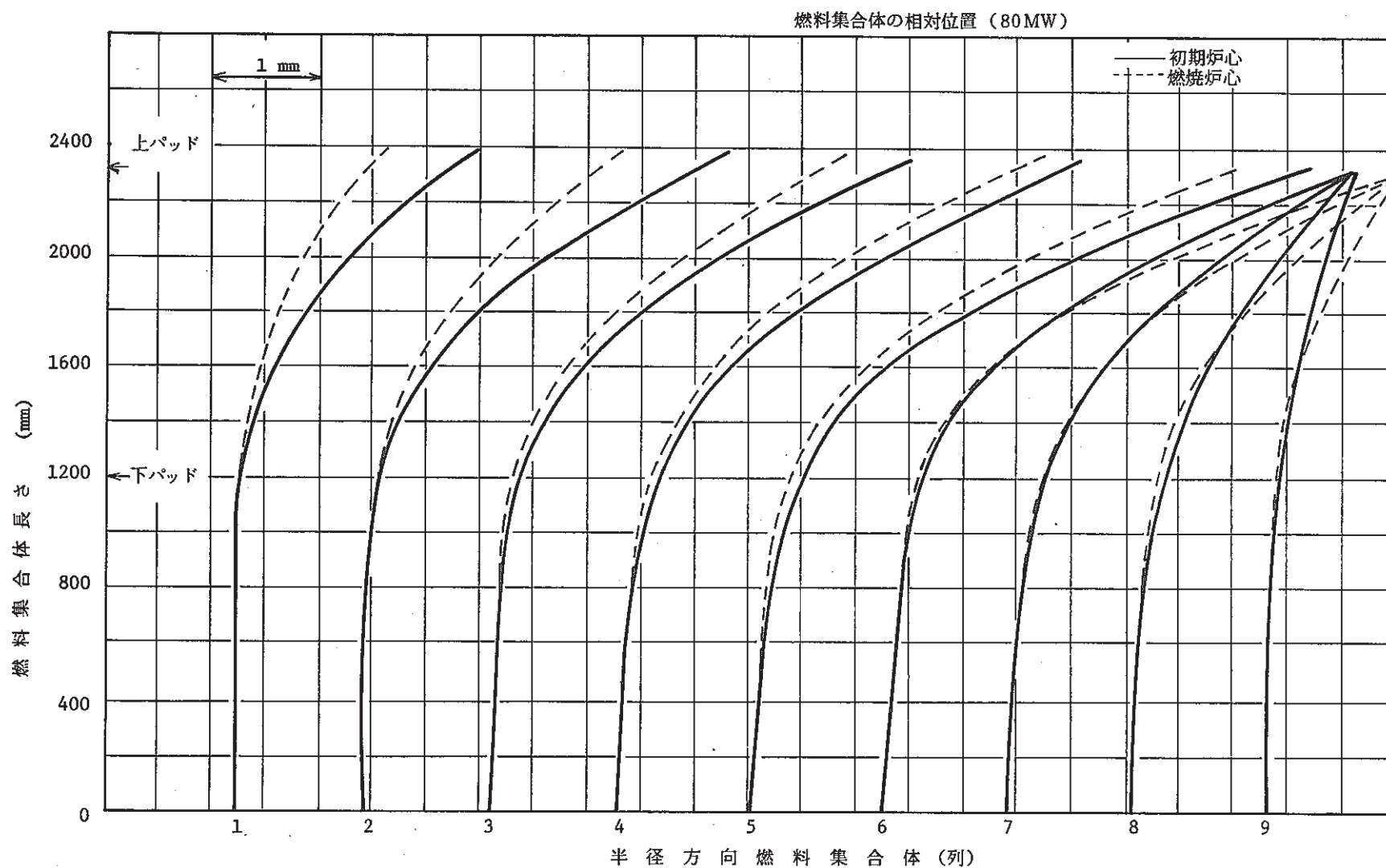
付表6 第2期出力炉心設計における出力係数（75 MWt 初期A-XD 最確温度分布）

反応度計算標準値

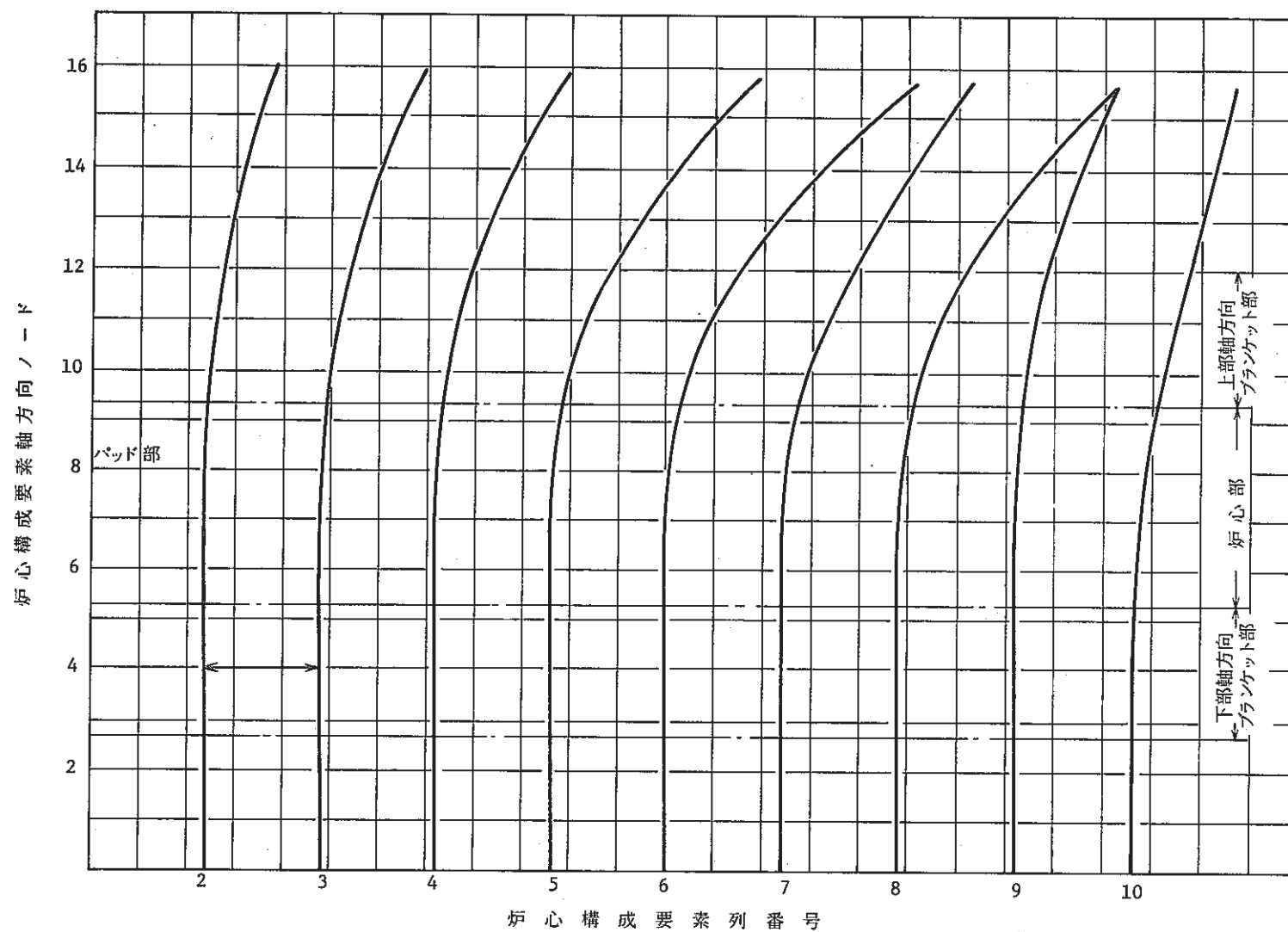
（単位； $\Delta k/k/MWt \times 10^{-5}$ ）

出力区間 (MWt) 項 目	0～10	10～20	20～30	30～35	35～40	40～45	45～50	50～60	60～70	70～75
1) 燃 料 体 膨 張	-2.11	-2.16	-2.20	-2.24	-2.24	-2.28	-2.28	-2.33	-2.37	-2.40
2) 冷 却 材 膨 張	-1.62	-1.62	-1.62	-1.62	-1.62	-1.62	-1.62	-1.62	-1.62	-1.62
3) 構 造 材 膨 張	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13	-0.13
4) ド ッ プ ラ - 効 果	-2.21	-2.03	-1.88	-1.76	-1.76	-1.65	-1.65	-1.55	-1.47	-1.41
1) + 2) + 3) + 4) の 小 計	-6.07	-5.94	-5.83	-5.75	-5.75	-5.68	-5.68	-5.63	-5.59	-5.56
5) 湾 曲 効 果	-0.14	-0.14	-0.14	-0.14	-0.14	-0.14	-0.14	-0.14	-0.14	-0.14
1) + 2) + 3) + 4) + 5) 全 出 力 係 数	-6.21	-6.08	-5.97	-5.89	-5.89	-5.82	-5.82	-5.77	-5.73	-5.70

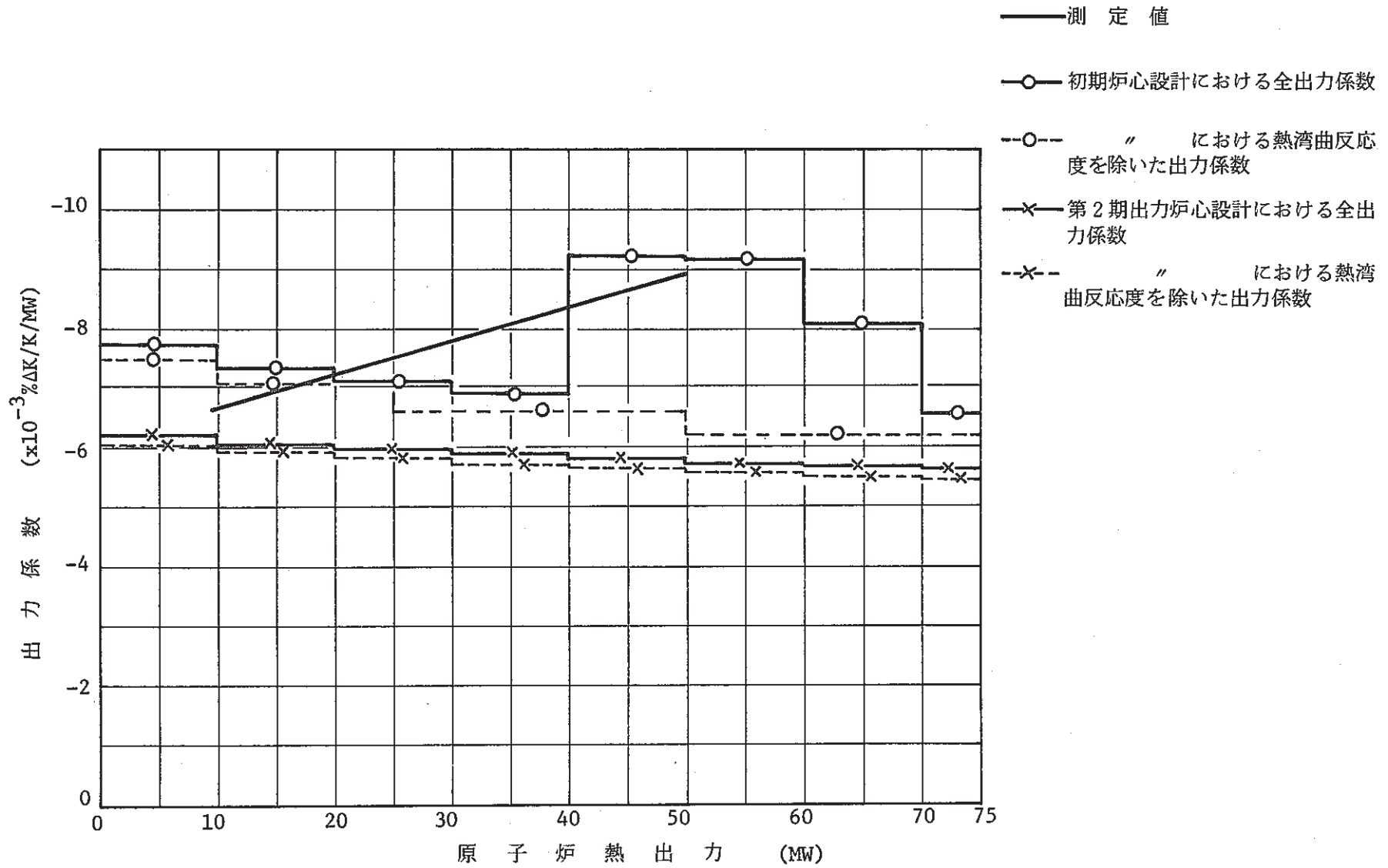
（注）○湾曲計算出力点は10 MW, 20 MW, 30 MW, 40 MW, 50 MW, 60 MW, 70 MW, 75 MWである。



付図1 初期炉心設計における集合体湾曲計算結果 (80MW)



付図2 第2期出力炉心設計における基準方向最確温度分布湾曲計算結果 (75MW)



付図3 出力係数の設計値と測定値の比較

参 照 文 献

1. PNC SN941 79 - 191
高速実験炉「常陽」性能試験報告書 制御棒特性 (NT-21, 22, 23) (1979年10月)
2. PNC SN941 79 - 179
高速実験炉「常陽」性能試験報告書 PT - 11 熱出力較正 (1979年10月)
3. PNC SN941 79 - 113
高速実験炉「常陽」性能試験報告書 通常運転時性能確認試験 PT - 51 運転温度圧力確認 (その1) (1979年7月)
4. PNC SN941 78 - 70
高速実験炉「常陽」運転試験報告書
- 原子炉制御設備の運転経験 (Mar., 1977 ~ Feb., 1978) - (1978年5月)
5. PNC SN941 79 - 75
高速実験炉「常陽」運転試験報告書
制御棒駆動機構の熱的影響について (1979年6月)
6. PNC SN941 78 - 143
高速実験炉「常陽」性能試験報告書 総集編 (1978年10月)
7. 常陽 3711 常陽核設計 (II) 核設計計算書 (第1期出力炉心設計) (1972年9月)
8. 「常陽」安全性確認のための炉心解析 (II) 報告書 第2・4分冊 (1974年2月)
9. PNC SN 941 79 - 236
高速実験炉「常陽」性能試験解析報告書
炉心核特性の解析 (その1) (1979年12月)