

# 実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.3, No.1 昭和61年4月～6月の成果概要



1986年7月

動力炉・核燃料開発事業団  
大洗工学センター

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ください。

〒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

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

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

## 実験炉部技術課試験研究成果速報

### Vol.3, No.1昭和61年4月～6月の成果概要

溝尾 宣辰

#### 要 旨

本報告書は、実験炉部技術課が担当している試験研究のうち、昭和61年4月から6月の間に技術課内部資料（技術課メモ）として速報されたものの要旨をまとめたものである。

各成果速報は、その内容別に下記の項目に分類して編集されている。

- 高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価
- 運転監視コード“MAGI”による解析結果
- 炉心内の機械的特性の解析と評価
- 大型炉炉心設計研究のための解析評価
- MK - II 炉心における自然循環試験の結果と解析・評価
- 高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析
- 高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析
- 計算機コード・マニュアルの作成と整備
- その他の試験研究および解析評価作業の成果

上記の通り、本報告書は多岐に亘る内容の要旨を速報するものである。よって、これらの各項目の詳細な解析、評価及び検討結果については、それぞれ別途報告書が発行される。

July 1986

Preliminary Results on Experiments, Analyses and Evaluations  
Performed by Reactor Technology Section,  
Experimental Reactor Division. Vol.3, No.1

Nobutatsu Mizoo

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during April through June, 1986. All results described in the report were released with internal memorandum of Reactor Technology Section, before detail analysis, evaluations, and/or discussions.

Each result is classified into the following categories according to its content.

- Results of measurements, analyses and evaluations for core characteristics of JOYO.
- Results of analyses for monitoring and evaluating JOYO MK-II core performance characteristics by "MAGI" code.
- Results of analyses and evaluations for core mechanics.
- Results of analyses and evaluations for large core design study.
- Results of measurements and analyses for natural circulation test in JOYO MK-II core.
- Results of measurements and analyses on the plant characteristics of Experimental Fast Reactor "JOYO".
- Results of measurements and analyses of neutron flux and gamma ray of JOYO.
- Production and/or arrangements of analyses codes and code manuals.
- Miscellaneous results.

After detail discussions, analyses and evaluations, the final report for each program will be published, respectively.

---

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

## 目 次

1. まえがき .....	1
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究	
2.1 高速実験炉の工程（昭和61年4月～6月） .....	2
2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和61年4月～6月） .....	21
3. 高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価	
3.1 MK - II 炉心第9サイクル反応度係数試験結果（技-61-10） .....	24
3.2 MK - II 炉心第10サイクル反応度係数試験結果（技-61-75） .....	27
3.3 高速実験炉『常陽』MK - II 各サイクルの0 MW～100 MW間の平均出力係数 （技-61-74） .....	30
3.4 MK - II 炉心第10サイクル制御棒較正試験結果（技-61-29） .....	32
3.5 制御棒較正試験時の核計装バイアス値の補正方法について（技-61-49） .....	35
3.6 制御棒干渉効果の計算（技-61-9） .....	36
3.7 燃料集合体ノード毎の崩壊熱計算（技-61-26） .....	39
3.8 ステップ応答測定結果（MK - II 炉心第9サイクル中の経時変化） （技-61-24） .....	40
3.9 中性子ゆらぎ量測定結果（MK - II 炉心第9サイクル）（技-61-23） .....	42
3.10 2次取替制御棒の防振機構の最適構造の検討（技-61-71） .....	45
3.11 出力系中性子計装の温度補正（その2）（技-61-55） .....	47
3.12 高速実験炉照射用炉心の炉心燃料ペレットの不純物仕様変更に対する 炉心核的特性評価（技-60-309） .....	50
3.13 MK - II 炉心第10, 11サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測 （技-61-6, 67） .....	53
4. 運転監視コード“MAGI”による解析結果	
4.1 MK - II 炉心第9サイクル“MAGI”記録計算結果（技-61-3） .....	56
4.2 MK - II 炉心第10サイクル“MAGI”記録計算結果（技-61-66） .....	60
4.3 MK - II 炉心第12サイクル“MAGI”予備計算結果（技-61-62） .....	63
4.4 MK - II 炉心第12サイクルのC3Mと第11サイクル取り出し燃料の 置換反応度の計算（技-61-36） .....	66
4.5 MK - II 炉心第13サイクル“MAGI”予算計算結果（技-61-32） .....	67
4.6 MK - II 炉心第14サイクル“MAGI”予算計算結果（技-61-38） .....	71

4.7	MK - II 炉心第14サイクル" MAGI " 予測計算結果 (技- 61-38)	75
4.8	AMIR-31, AMIR-32, INTA-S の検討 (B4C 装荷に伴う 炉心特性への影響評価) (技- 61-22)	77
5.	炉心内の機械的特性の解析と評価	
5.1	炉心湾曲解析コードのベンチマーク (IAEA/IWGFR 主催) - EXAMPLE 1, 2 の計算結果中間報告- (技- 61-46)	81
5.2	炉心湾曲解析コードのベンチマーク (IAEA/IWGFR 主催) - EXAMPLE 4 の計算結果中間報告- (技- 61-48)	83
5.3	第3次取替燃料工認のための燃料体曲げモーメントの計算 (技- 61-48)	84
6.	大型炉炉心設計研究のための解析評価	
6.1	大型高速増殖炉要素技術設計の研究II) レファレンス炉心の特性 (技- 61-15)	85
6.2	大型高速増殖炉要素技術設計の研究II)に於ける炉心のパラメータサーベイ (技- 61-13)	87
6.3	大型炉炉心燃料崩壊熱計算 (技- 61-6)	91
7.	MK - II 炉心における自然循環試験の結果と解析・評価	
7.1	自然循環試験 II - D (75MW) 試験結果 (速報版) (技- 61-5)	92
7.2	自然循環試験 II - D 測定データの補正について (技- 61-2)	94
7.3	自然循環試験 (TEST-II) 崩壊熱計算 (技- 61-21)	95
7.4	" MIMIR - N 2 " コードによる自然循環試験 II - D 試験後解析 (その1) (技- 61-54)	96
7.5	" COMMIX-1A " による自然循環試験後解析 (技- 61-53)	98
7.6	" COMMIX-1A " による自然循環試験後解析 (その2) (技- 61-72)	99
7.7	自然循環試験 II - D における長尺液面計, INTA, 中心燃料集合体 出口実測データ (技- 61-33)	100
8.	高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析	
8.1	サイクル報 (MK - II 炉心第9サイクル) (技- 61-51)	103
8.2	MK - II 炉心第10サイクル系統圧損測定結果 (技- 61-16)	106
8.3	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果 (技- 61-20)	109
8.4	M 系列・安定性試験結果 (技- 61-27)	113
8.5	MK - II 炉心第10サイクルにおける1A ベーン開度挙動 (技- 61-50)	116
8.6	主冷却器1A ベーン開度と気温の関係 (技- 61-58)	118
8.7	MK - II 炉心第10サイクル流量計特性試験速報 (技- 61-14)	122

9.	高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析	
9.1	Fertile物質による核分裂反応率測定の限界 (技-61-28) .....	126
9.2	TTJT-01の反応率測定結果 (技-61-30) .....	135
9.3	コバルトガラス線量計による格内床下のガンマ線照射量測定結果 (技-61-37) .....	138
9.4	$^{54}\text{Fe}$ (n, p) $^{54}\text{Mn}$ の平均断面積の径方向依存性 (技-61-40) .....	141
10.	計算機コード・マニュアルの作成と整備	
10.1	CAMACシステムの導入について (技-61-4) .....	146
10.2	ステップ応答試験支援プログラムについて (技-61-31) .....	149
10.3	MAGI-UTILITY コマンド" MAGIUTL " のマニュアル - 改訂版 - (技-61-65) .....	151
10.4	解析手法による2次系流量校正 -解析コード内容とコード使用説明- (技-61-73) .....	152
10.5	炉雑音の生データ解析用プログラムについて (技-61-45) .....	153
11.	その他の試験研究および解析評価作業の成果	
11.1	『常陽』起振実験解析作業について (技-61-41) .....	157
11.2	『常陽』1次系カバーガスサンプリング用ポット内の水素挙動試験 (技-61-61) .....	159
11.3	『常陽』2次系ナトリウムサンプリングに関する不純物偏析試験 .....	163

昭和61年4月から6月までの間に発行された技術課メモを目的とする業務の内容に添って分類した。

#### A. 炉心管理業務

技術課メモ 題名	番 号	頁
MK - II 炉心第9サイクル反応度係数試験結果	(技-61-10)-24	-
MK - II 炉心第10サイクル反応度係数試験結果	(技-61-75)-27	-
高速実験炉『常陽』MK - II各サイクルの0 MW~100MW間の 平均出力係数	(技-61-74)-30	-
MK - II 炉心第10サイクル制御棒校正試験結果	(技-61-29)-32	-
制御棒校正試験時の核計装バイアス値の補正方法について	(技-61-49)-35	-
制御棒干渉効果の計算	(技-61-9)-36	-
燃料集合体ノード毎の崩壊熱計算	(技-61-26)-39	-
MK - II 炉心第9サイクル“MAGI”記録計算結果	(技-61-3)-53	-
MK - II 炉心第10サイクル“MAGI”記録計算結果	(技-61-66)-60	-
MK - II 炉心第12'サイクル“MAGI”予測計算結果	(技-61-62)-63	-
MK - II 炉心第12'サイクルのC 3 Mと第11サイクル取り出し燃料の 置換反応度の計算	(技-61-36)-66	-
MK - II 炉心第13サイクル“MAGI”予測計算結果	(技-61-32)-67	-
MK - II 炉心第14サイクル“MAGI”予測計算結果	(技-61-38)-71	-
MAGI-UTILITYコマンド“MAGI UTL”のマニュアル -改訂版-	(技-61-65)-151	-
2次取替燃料と3次取替燃料との置換反応度の計算	(技-61-35)-75	-
AMIR-31, AMIR-32, INTA-Sの検討 (B 4 C 装荷に伴う炉心特性への影響評価)	(技-61-22)-77	-
MK - II 炉心第10, 11サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測	(技-61-6,67)-53	-
ステップ応答測定結果 (MK - II 炉心第9サイクル中の経時変化)	(技-61-24)-40	-
MK - II 炉心第10サイクル流量計特性試験速報	(技-61-14)-122	-
TTJT-01 反応率測定結果	(技-61-30)-135	-



## B. プラント健全性確認

技術課メモ 題名	番号	頁
サイクル報 (MK - II 炉心第9サイクル)	(技 - 61-51)	-103-
MK - II 炉心第10サイクル系統圧損測定結果	(技 - 61-16)	-106-
主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果	(技 - 61-20)	-109-
M系列・安定性試験結果	(技 - 61-27)	-113-
MK - II 炉心第10サイクルにおける1Aベーン開度挙動	(技 - 61-50)	-116-
主冷却器1Aベーン開度と気温の関係	(技 - 61-58)	-118-

## C. 分析業務

技術課メモ 題名	番号	頁
『常陽』1次系カバーガスサンプリング用ポット内の水素挙動試験	(技 - 61-61)	-159-
『常陽』2次系ナトリウムサンプリングに関する不純物偏析試験	(技 - 61-64)	-163-

## D. 改良・合理化

技術課メモ 題名	番号	頁
中性子ゆらぎ量測定結果 (MK - II 炉心第9サイクル)	(技 - 61-23)	-42-
2次取替制御棒の防振機構の最適構造の検討	(技 - 61-71)	-45-
出力系中性子計装の温度補正 (その2)	(技 - 61-55)	-47-
炉雑音の生データ解析用プログラムについて	(技 - 61-45)	-154-

## E. 試験機能拡充

技術課メモ 題名	番号	頁
CAMACシステムの導入について	(技 - 61-4)	-148-
ステップ応答試験支援プログラムについて	(技 - 61-31)	-149-

## F. 多目的利用（特殊試験・解析）

技術課メモ 題名	番号	頁
自然循環試験Ⅱ-D（75MW）試験結果（速報版）	（技-61-5）	-92-
自然循環試験Ⅱ-D測定データの補正について	（技-61-2）	-94-
自然循環試験（TEST-ⅡD）崩壊熱計算	（技-61-21）	-95-
“MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-D試験後解析 （その1）	（技-61-54）	-96-
“COMMIX-1A”による自然循環試験後解析	（技-61-53）	-98-
“COMMIX-1A”による自然循環試験後解析（その2）	（技-61-72）	-99-
自然循環試験Ⅱ-Dにおける長尺液面計，INTA，中心燃料集合体 出口実測データ	（技-61-33）	-100-
解析手法による2次系流量較正 -解析コード内容とコード 使用説明-	（技-61-73）	-152-
『常陽』起振実験解析作業について	（技-61-41）	-157-
Fertile 物質による核分裂反応率測定の限界	（技-61-28）	-126-
コバルトガラス線量計による格内床下のガンマ線照射量測定結果	（技-61-37）	-138-
$^{54}\text{Fe}$ （n, p） $^{54}\text{Mn}$ の平均断面積の径方向依存性	（技-61-40）	-141-

## G. 計画検討

技術課メモ 題名	番号	頁
炉心湾曲解析コードのベンチマーク（IAEA/IWGF 主催） -EXAMPLE 1, 2の計算結果中間報告-	（技-61-46）	-81-
炉心湾曲解析コードのベンチマーク（IAEA/IWGF 主催） -EXAMPLE 4の計算結果中間報告-	（技-61-47）	-83-
第3次取替燃料工認のための燃料体曲げモーメントの計算	（技-61-48）	-84-
高速実験炉照射用炉心の炉心燃料ペレットの不純物仕様変更 に対する炉心核的特性評価	（技-61-309）	-50-

## H. 大型炉設計研究

技術課メモ 題名	番号	頁
大型高速増殖炉要素技術設計の研究（Ⅱ）レファレンス炉心の特性	（技-61-15）	- 85 -
大型高速増殖炉要素技術設計の研究（Ⅱ）に於ける炉心の パラメータサーベイ	（技-61-13）	- 87 -
大型炉炉心燃料崩壊熱計算	（技-61-1）	- 91 -

## 1. ま え が き

本報告書は、実験炉部技術課が担当している種々の試験研究の成果のうち、昭和61年4月1日から6月30日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要をその内容毎に編集したものである。

本報告書はあくまでも成果の速報性を主眼としているため、各作業の途中段階での中間報告も含まれている。これらについては、今後の試験研究の進捗に伴い、より詳細かつ正確な検討評価結果が各試験研究毎の報告書に記載される。したがって、本報告書に記載されている数値や記述の引用については、上記の点に留意されたい。

## 2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究

### 2.1 高速実験炉の工程（昭和61年4月～6月）

4月上旬に、MK-II定格第9サイクルの停止後点検を行った後、MK-II定格第10サイクル運転の為に燃料取扱作業に入った。燃料取扱作業は、13体の炉心構成要素（炉心燃料集合体9体、A型特殊燃料集合体1体、制御棒2体、照射リグ1体）の炉内燃料取扱を行った。

この燃料取扱作業により、改造型制御棒（SCR）は、CR#3からCR#6へ移動した。

これにより、MK-II定格第10サイクルの炉心構成は

炉心燃料	63体
B型特殊燃料	1体
C型特殊燃料	2体
計測線付C型特殊燃料（INTA）	1体
構造材料照射用反射体（SMIR）	2体
制御棒材料照射用反射体（AMIR）	2体

となった。4月25日には第10サイクルが起動され同月29日に定格100MW出力に到達した。

5月に入ってから引き続き第10サイクル定格100MW出力の運転を行い、予定のM系列試験、安定性試験、熱出力校正、ステップ応答試験及びFFD特性試験等を実施した。

MK-II定格第10サイクルは、順調に運転を継続し、予定どおり6月10日に原子炉出力を50MWまで降下し、翌11日に原子炉出力を30MWまで降下した後、手動制御棒一斉挿入により原子炉を停止した。

停止後点検を行った後、MK-II定格第11サイクル運転の為に燃料取扱作業に入った。燃料取扱作業は、10体の炉心構成要素（炉心燃料10体）の炉内燃料取扱を行った。

この燃料取扱作業により、改造型制御棒（SCR）は、CR#6からCR#2へ移動した。

これにより、MK-II定格第11サイクルの炉心構成は、

炉心燃料	63体
B型特殊燃料	1体
C型特殊燃料	2体
計測線付C型特殊燃料（INTA）	1体
構造材料照射用反射体（SMIR）	2体
制御棒材料照射用反射体（AMIR）	2体

となった。

尚、MK-II定格第11サイクルの起動は7月4日である。

本期間中に実施した主な自主点検，改造工事ならびに運転特性試験を以下に列記する。

(1) 4月

- ① 運転前点検
- ② 主送風機ベーン・ダンパ開度特性測定
- ③ 流量計特性試験
- ④ 系統圧損測定
- ⑤ 制御棒校正試験
- ⑥ 燃料集合体出口温度計校正
- ⑦ INTA/UPR オンライン試験
- ⑧ 制御棒振動効果測定
- ⑨ 出力係数測定
- ⑩ 炉雑音測定
- ⑪ 熱出力校正
- ⑫ ステップ応答試験
- ⑬ FFD特性試験
- ⑭ 原子炉保護系点検

(2) 5月

- ① ステップ応答試験
- ② FFD特性試験
- ③ INTA,UPR オンライン試験
- ④ 熱出力校正
- ⑤ M系列・安定性試験
- ⑥ 出力係数測定

(3) 6月

- ① ステップ応答試験
- ② INTA/UPR オンライン試験
- ③ FFD特性試験
- ④ 燃焼係数測定
- ⑤ 制御棒振動効果測定
- ⑥ 出力係数測定
- ⑦ 停止後点検
- ⑧ 主送風機入口ベーン点検
- ⑨ 原子炉保護系点検
- ⑩ JOYDAS停止

⑪ 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験

本報告に係る期間中（昭和61年4月～6月）の原子炉運転実績を表1-1, 1-2に, その工程表及びプラント状態表をそれぞれ表2-1～2-3と表3-1～3-3に示す。

100MW定格第10サイクルの原子炉熱出力, 原子炉出入口温度及びNa 流量を図1～図7に示す。

図8-1, 図8-2には, それぞれ100MW第10サイクル定格運転時と100MW第11サイクル定格運転時の炉心構成図を示す。

---

参考文献

- 高速実験炉「常陽」プラント管理月報  
1986年4月分 PNC SN86-004  
1986年5月分 PNC SN86-005  
1986年6月分 PNC SN86-006

表1-1 月間の原子炉運転実施

期 間	昭和61年4月			昭和61年5月			昭和61年6月		
	月 間			月 間			月 間	100MW第10 サイクル 期間 S61.4.25~ 6.12)	61年度1四半期 期間 S61.4.1~ 6.30)
原子炉起動回数(回)	2			0			1	2	3
運 転 日(日)	7			31			12	49	50
積算運転時間(日)	133			744			258	1,135	1,135
積算熱出力(MWH)	8,932			74,301			24,394	107,627	107,627
利 用 率(%)	12			99.8			34	92	49
平均熱出力(MW)	67			99.8			95	95	95
最大熱出力(MW)	100			100			100	100	100

表1-2 積算原子炉運転実施

期 間	昭和61年4月30日まで			昭和61年5月30日まで			昭和61年6月30日まで		
	61年度累計 期 間 S61.4~ S61.4.30	MK-II累計 S57.11.22~	MK-I, II累計 S52.4.24~	61年度累計 期 間 S61.4~ S61.5	MK-II累計 S57.11.22~	MK-I, II累計 S52.4.24~	61年度累計 期 間 S61.4~ S61.6	MK-II累計 S57.11.25~	MK-I, II累計 S52.4.24~
原子炉起動回数(回)	2	131	393	3	131	393	3	132	394
運 転 日(日)	7	-	-	38	-	-	50	-	-
積算運転時間(H)	133	12,070	25,038	877	12,814	25,782	1,135	13,072	26,040
積算熱出力(MWH)	8,932	1,044,662	1,646,624	83,233	1,118,963	1,720,925	107,627	1,143,357	1,745,319
利 用 率(%)	12	-	-	57	-	-	49	-	-
平均熱出力(MW)	67	-	-	95	-	-	95	-	-
最大熱出力(MW)	100	-	-	100	-	-	100	-	-



表2-1 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	S. 61. 4																															
	1	2	3	4	⑤	⑥	7	8	9	10	11	12	⑬	14	15	16	17	18	⑱	⑳	21	22	23	24	25	26	㉑	28	㉒	30		
一般事項					第一土休					IAEA 科技厅査察									第三土休		IAEA 科技厅査察			常陽初臨界記念日					天皇誕生日			
記事	停止後点検									燃料取扱作業											運転前確認											
	燃取機器 運転前確認									燃料移送												INTA吊降し										
	INTA吊上げ 停止後点検									燃料移送 (4/8~16) FMFへ(ギヤスクガー渡し) (4/1)																						
	FFD特性試験									1 特殊燃料 (AIM) 1体 洗浄、プールへ (4/8~10, 12~16)																						
										1 炉心燃料集合体 9体 2 サーベイランス 1体 3 制御棒 2体																						
										炉内へ (4/9~16)																						
										1 炉心燃料集合体 11体 2 制御棒 2体																						
										2次主ポンプ ブラシ交換																						

表2-2 高速実験炉「常陽」実績工程表

項目	年月日		S. 61. 5																														
	1	2	③	④	⑤	6	7	8	9	10	⑪	12	13	14	15	16	⑰	⑱	19	20	21	22	23	24	⑳	26	27	28	29	30			
一般事項			憲法記念日		こどもの日																											IAEA 科技庁査察	第一土曜振替
記事	4/25~		100MW第10サイクル運転																														
			照射試験(特燃(B2M, C2M, C3M) INTA-1, UPR-1, AMIR-2, 4, SMIR-7, 8)																														
			INTR, UPRオンライン試験																														
			M系列試験																														
			安定性試験																														
			熱出力校正																														
			ステップ応答試験																														
			FFD特性試験																														
			燃焼係数測定																														
			チリングユニット点検																														
		Ar, N2廃ガス処理系グラフィックパネル交換																															
		運転中点検																															
		原子炉保護系点検																															

表2-3 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	S. 61. 6																																
	①	2	3	4	5	6	⑦	⑧	9	10	11	12	13	14	⑮	16	17	⑱	19	20	⑳	㉑	㉒	23	24	25	26	27	28	㉔	30		
一般事項																										IAEA							
記事	~4/25 100MW 第10サイクル運転																																
	~4/28 100MW 定格出力運転											燃料取扱作業																					
	出力降下 (50MW)											炉内燃料取扱 (1)											炉内燃料取扱 (2)										
	制御棒振動効果試験											燃料移送											運転前確認										
	出力降下 (30MW)											燃料移送											INTA吊下し										
	停止 (30MWからCR一斉挿入)											洗浄, プールへ																					
	臨界点確認											1) 炉内燃料集合体 10体																					
	出力係数測定											炉内へ																					
	照射試験											1) 炉内燃料集合体 8体 2) 内側反射体 1体 3) 外側反射体 1体																					
	INTA, UPRオンライン試験											原子炉保護系点検																					
ステップ応答試験											「常陽」変電所 1Aメタクラ点検																						
FFD特性試験											(一般系停電)											O/F系EMP特性試験											
燃焼係数測定											Naタンク間移送 D/T(A)→OF/T																						
											主送風機入口ベーン点検											1次主ポンプ モータブラシ交換 (1次補助系運転) ベーンダンパ 開度特性試験											
											1次Na純化系計装品点検 (EMP停止, 予熱)											JOYDS停止											

表3-1 高速実験炉「常陽」プラント状態表

実験炉部 高速増殖炉第1課

項目	年月日																													
	S. 61. 4月																													
	1	2	3	4	⑤	⑥	7	8	9	10	11	12	⑬	14	15	16	17	18	⑱	⑳	21	22	23	24	25	26	⑳	28	㉑	30
主要工程	停止後点検										燃料取扱作業										100 MW 第10 サイクル運転									
	INTA吊上げ				炉内燃料取扱 (1)				燃料移送				2次主ポンプブラシ交換				炉内燃料取扱 (2)				運転前確認				制御棒校正試験					
													⑬ 床下空気置換				格床下空素置換				INTA吊降し				制御棒振動効果測定					
													床下サーベイ				床下立入作業				流量計特性試験				炉雑音測定					
																	原子炉保護系点検				系統圧損測定									
																	ベーン・ダンパ開度特性試験													
原子炉出力											停止										15~85kw 2 50 90 100 MW									
炉内状況	* ←→ *										GL-6100										* ←→ ○									
冷却系											Na温度 250°C										435 487 出口 500°C									
1次系	100%										Na流量 20%										367 入口 370°C									
Na温度											Na温度 250°C										367 420 462 入口 472°C									
Na流量											Na流量 100%										355 315 出口 343°C									
2次系											Na流量 100%										Na流量 100%									
Na温度											停止																			
Na流量											停止																			
⑬ 関係											閉鎖																			
E/H											窒素										空気									
床下雰囲気											窒素										空気									
その他	FFD特性試験										1次, 2次 Na Ar SP										出力係数測定									
											燃交廃液移送										FFD特性試験									
											低レベル廃液移送										INTA, UPRオンライン試験									
											床下バウンダリー開閉										出力校正									
																					ステップ応答試験									

- \*ドライバー 63体
  - A特 0体
  - B特 1体
  - C特 2体
  - INTA 1体
  - SMIR 2体
  - AMIR 2体
  - (UPR) 1体
- ドライバー 63体
  - A特 0体
  - B特 1体
  - C特 2体
  - INTA 1体
  - SMIR 2体
  - AMIR 2体
  - (UPR) 1体

表3-2 高速実験炉「常陽」プラント状態表

項目	年月日																															
	1	2	③	④	⑤	6	7	8	9	10	⑪	12	13	14	15	16	⑰	⑱	19	20	21	22	23	24	⑳	26	27	28	29	30	㉑	
	S. 61. 5																															
	100MW第10サイクル運転																															
主要工程						M系列試験		安定性試験																	運転中点検		原子炉保護系点検					
原子炉出力	100MW				95		95																	100MW								
炉内状況	GF-6100																															
冷却系	500°C				493		493																	出口Na温度: 500°C								
Na温度																入口Na温度: 370°C																
1次系	Na流量: 100%																															
Na流量	472°C				467		467																	入口Na温度: 472°C								
Na温度																出口Na温度: 343°C																
2次系	343°C				344		344																	Na流量: 100%								
Na流量																																
Ⓔ 関係																																
E/H																																
床下雰囲気																閉鎖 窒素																
その他	暴出力校正										ステップ応答試験					FFD特性試験					INTA, UPRオンライン試験											
																1次, 2次Na, Ar, SP																
	高レベル廃液移送															低レベル廃液移送																

\*ドライバー 63体  
 A特 0体  
 B特 1体  
 C特 2体  
 INTA 1体  
 SMIR 2体  
 AMIR 2体  
 (UPR) 1体

表3-3 高速実験炉「常陽」プラント状態表（実績）

実験炉部 高速増殖炉第1課

項目	年月日		S. 61. 6月																											
	①	2	3	4	5	6	⑦	⑧	9	10	11	12	13	14	⑮	16	17	18	19	20	⑳	㉑	㉒	23	24	25	26	27	28	㉑
主要工程	100MW第10サイクル運転											燃料取扱作業																		
												停止後点検 炉内燃料取扱 (1) INTA吊上げ 「常陽」変電所1Aメタクラ点検(一次系停電) Naタンク間移送D/T(A)→OF/T 出力係数測定 制御棒振動効果測定 燃料移送 炉内燃料取扱 (2) INTA吊降し 1次主ポンプA, Bモータブラシ交換 ベーン・ダンパ開度特性試験 運転前確認																		
												原子炉保護系点検																		
原子炉出力	100 MW											50 39 臨界 停止																		
炉内状況												* ← * * ← → *																		
冷却系	出口Na温度 500°C											予熱窒素ガスフロア(A)運転																		
	入口Na温度 370°C											1次補助系運転																		
	Na流量 100%											Na流量 20%																		
	入口Na温度 472°C											ポニー																		
1次系	出口Na温度 343°C											Na温度 250°C																		
Na温度	435 409											200°C																		
Na流量	420 400											20																		
2次系	出口Na温度 343°C											Na流量 100%																		
Na温度	355 360											200°C																		
Na流量	Na流量 100%											停止																		
格関係 E/H 床下雰囲気												閉鎖 窒素																		
その他	ステップ応答試験											1次, 2次Na, Ar SP																		
	FFD特性試験											熱交換液移送																		
	INTA, UPRオンライン試験											低レベル廃液移送																		

- \*ドライバー 63体
  - A特 0体
  - B特 1体
  - C特 2体
  - INTA 1体
  - SMIR 2体
  - AMIR 2体
  - (UPR) 1体
- \*ドライバー 63体
  - A特 0体
  - B特 1体
  - C特 2体
  - INTR 0体
  - SMIR 2体
  - AMIR 2体
  - (UPR) 1体
- ドライバー 64体
  - A特 0体
  - B特 0体
  - C特 2体
  - INTA 0体
  - SMIR 2体
  - AMIR 2体
  - (UPR) 1体



常陽MK-2 定格第10サイクル

(1986/4/26 1:0 ~1986/6/11 23:0)  
原子炉熱出力

REACTOR POWER

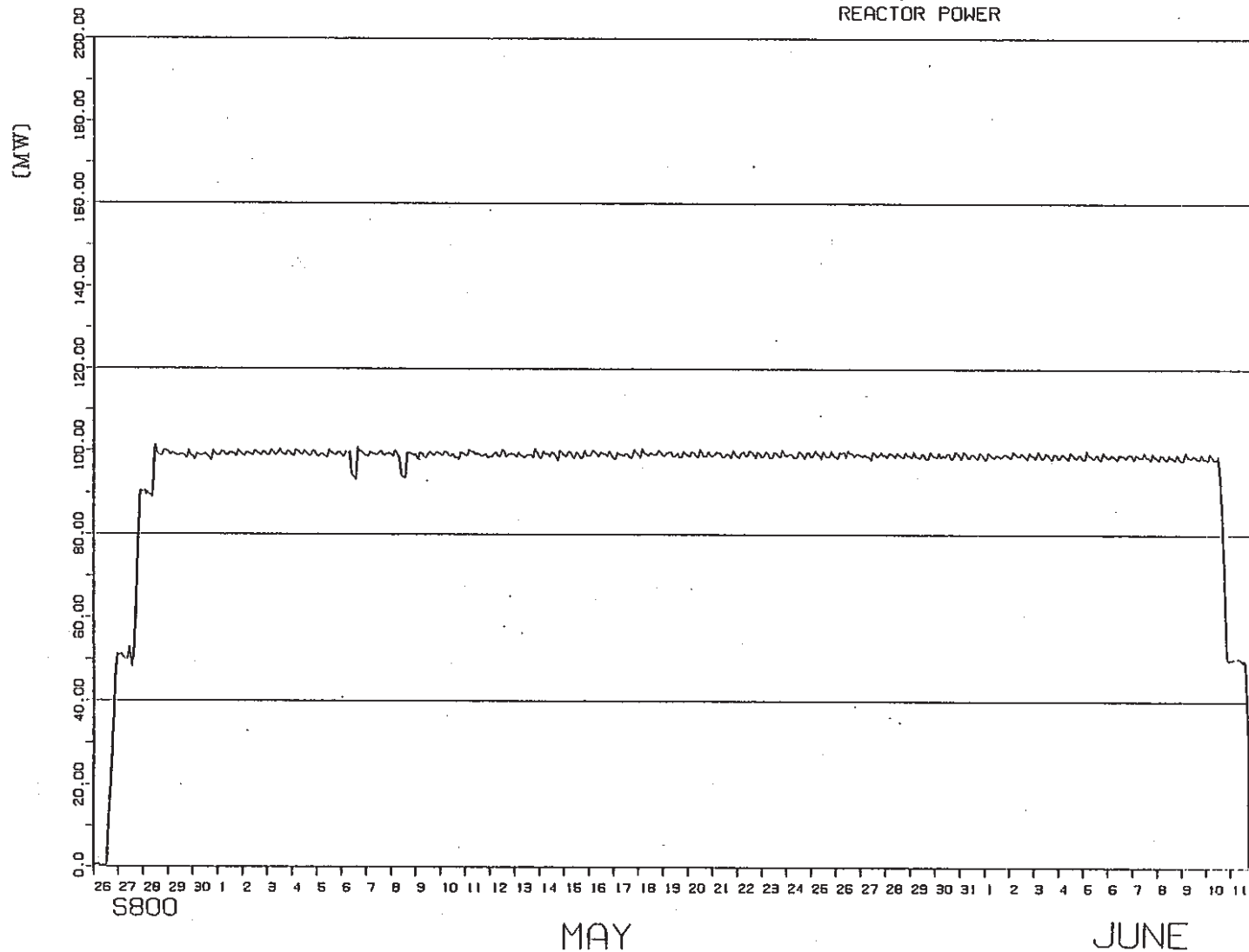
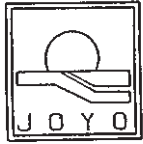


図1 「常陽」定格第10サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

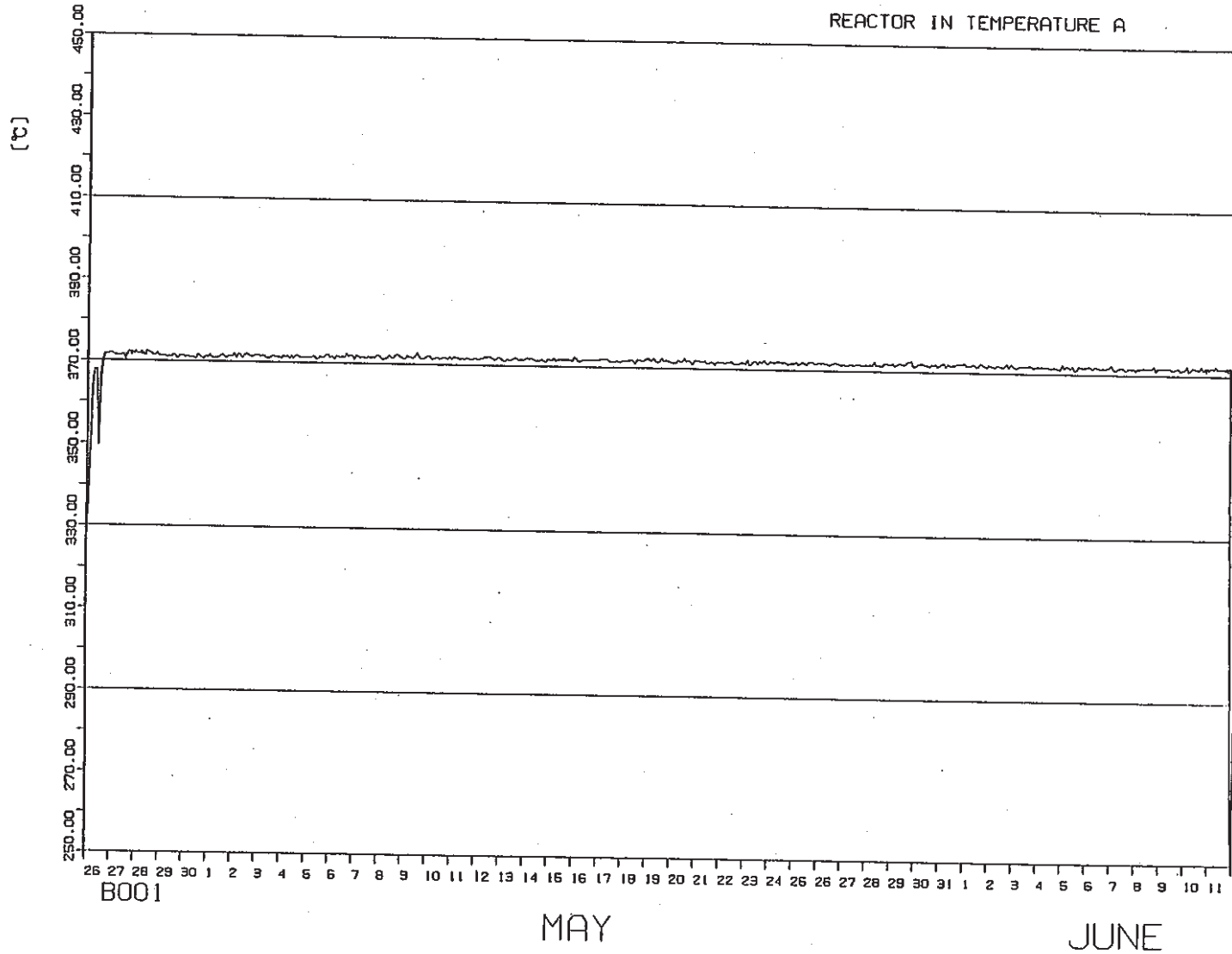


常陽MK-2 定格第10サイクル

(1986/4/26 1:0 ~1986/6/11 23:0)

炉容器入口Na温度 (A)

REACTOR IN TEMPERATURE A

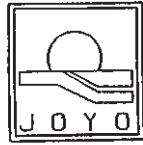


PNC TN9410 86-085

図2 「常陽」定格第10サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PILOT





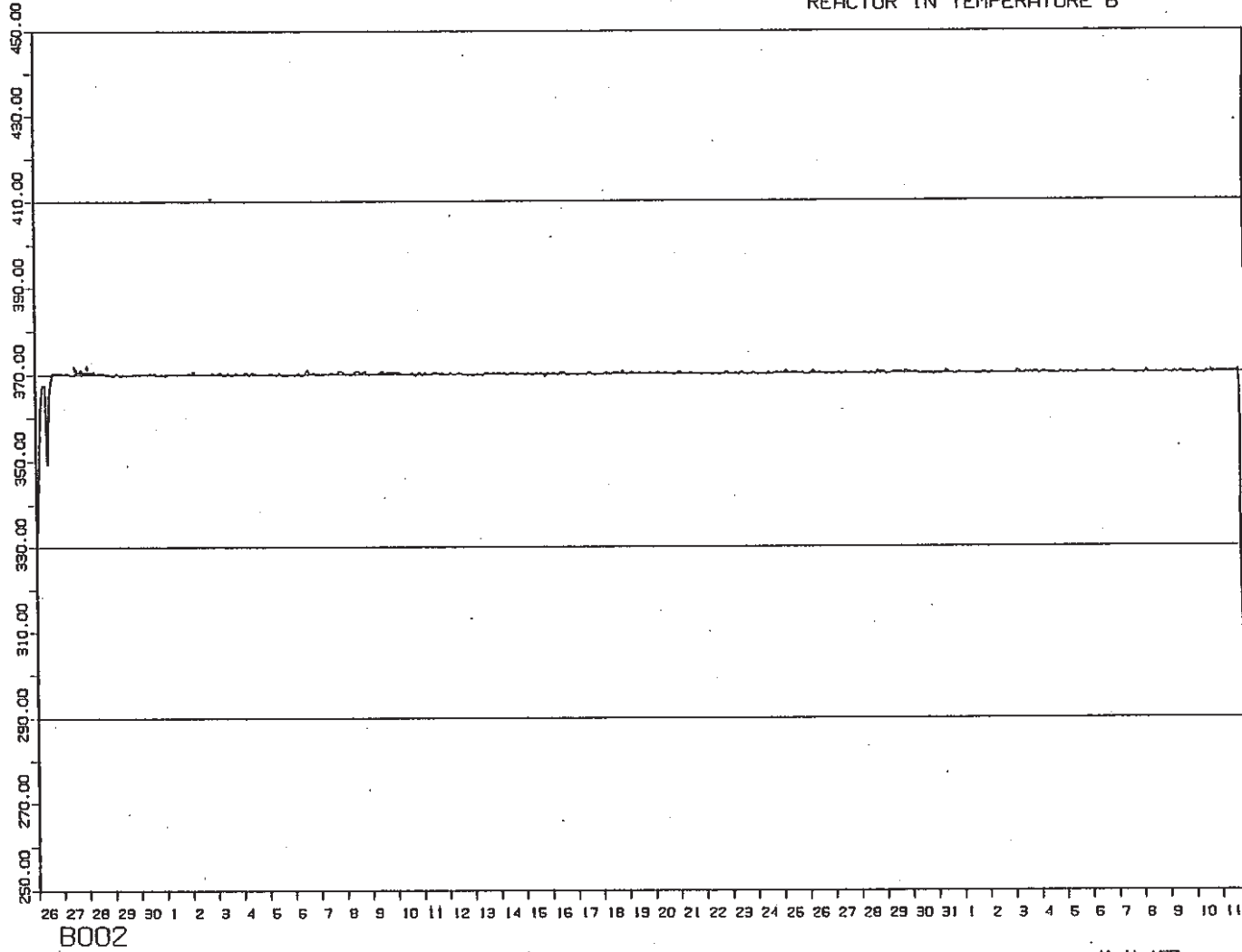
常陽MK-2 定格第10サイクル

(1986/4/26 1:0 ~1986/6/11 23:0)

炉容器入口Na温度 (B)

REACTOR IN TEMPERATURE B

[2]



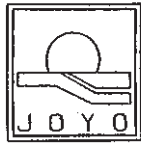
B002

MAY

JUNE

PNC-JOYO JOYDAS-PL0T

図3 「常陽」定格第10サイクル



常陽MK-2 定格第10サイクル

(1986/4/26 1:0 ~1986/6/11 23:0)

炉容器出口Na温度 (A)

REACTOR OUT TEMPERATURE A

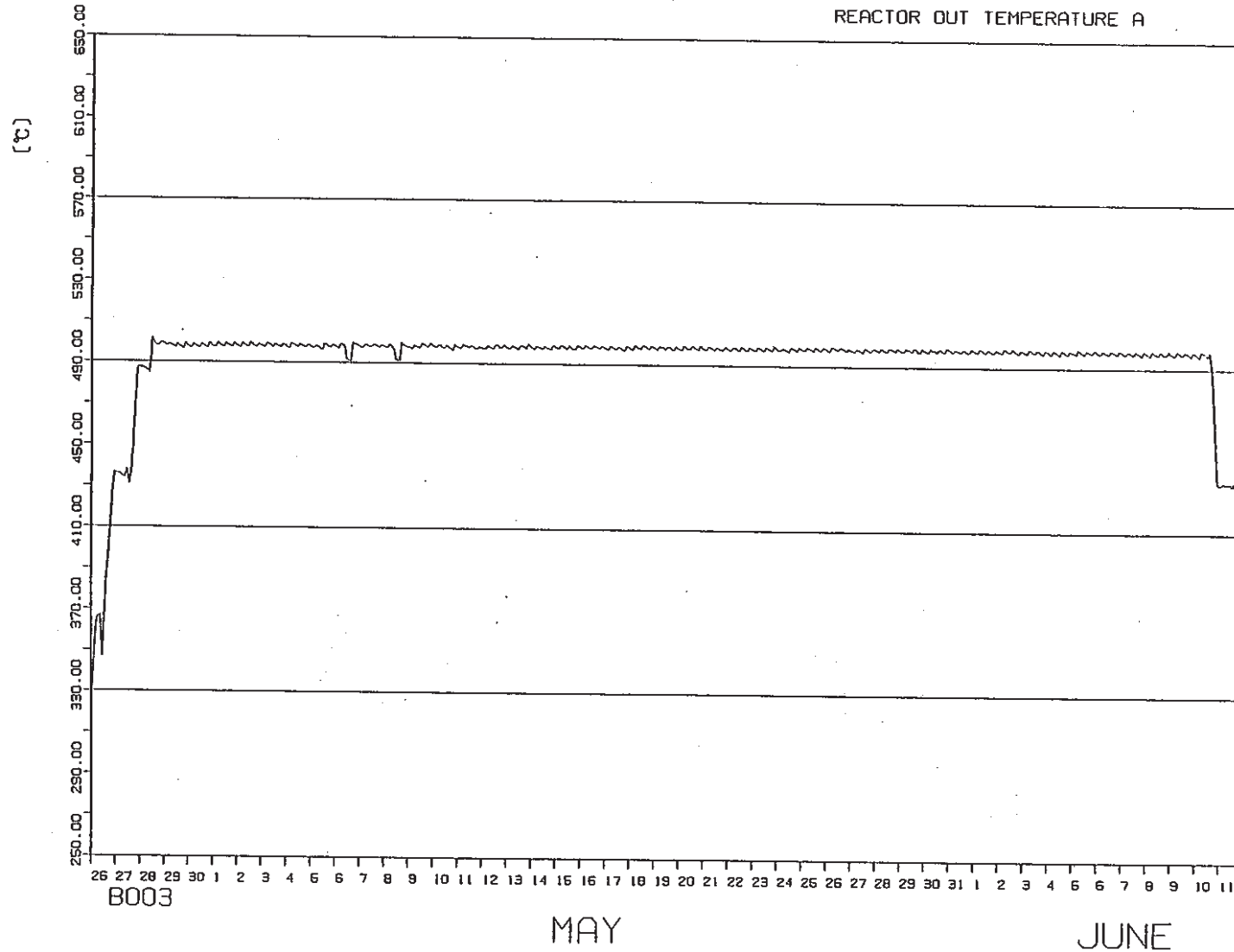
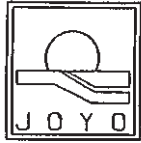


図4 「常陽」定格第10サイクル

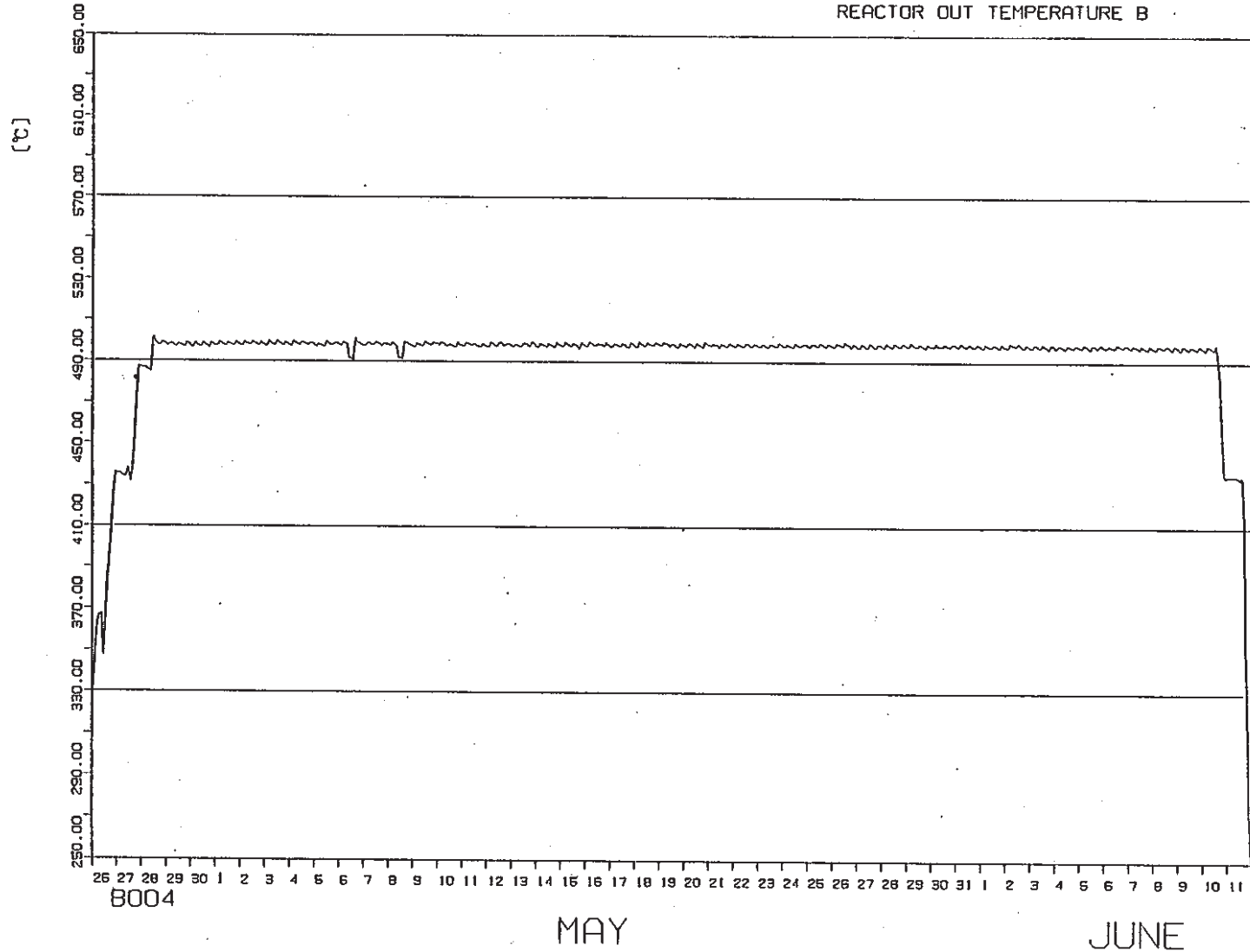
PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



常陽MK-2 定格第10サイクル

(1986/4/26 1:0 ~1986/6/11 23:0)  
炉容器出口Na温度 (B)

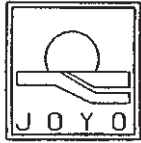
REACTOR OUT TEMPERATURE B



PNC TN9410 86-085

図5 「常陽」定格第10サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-plot

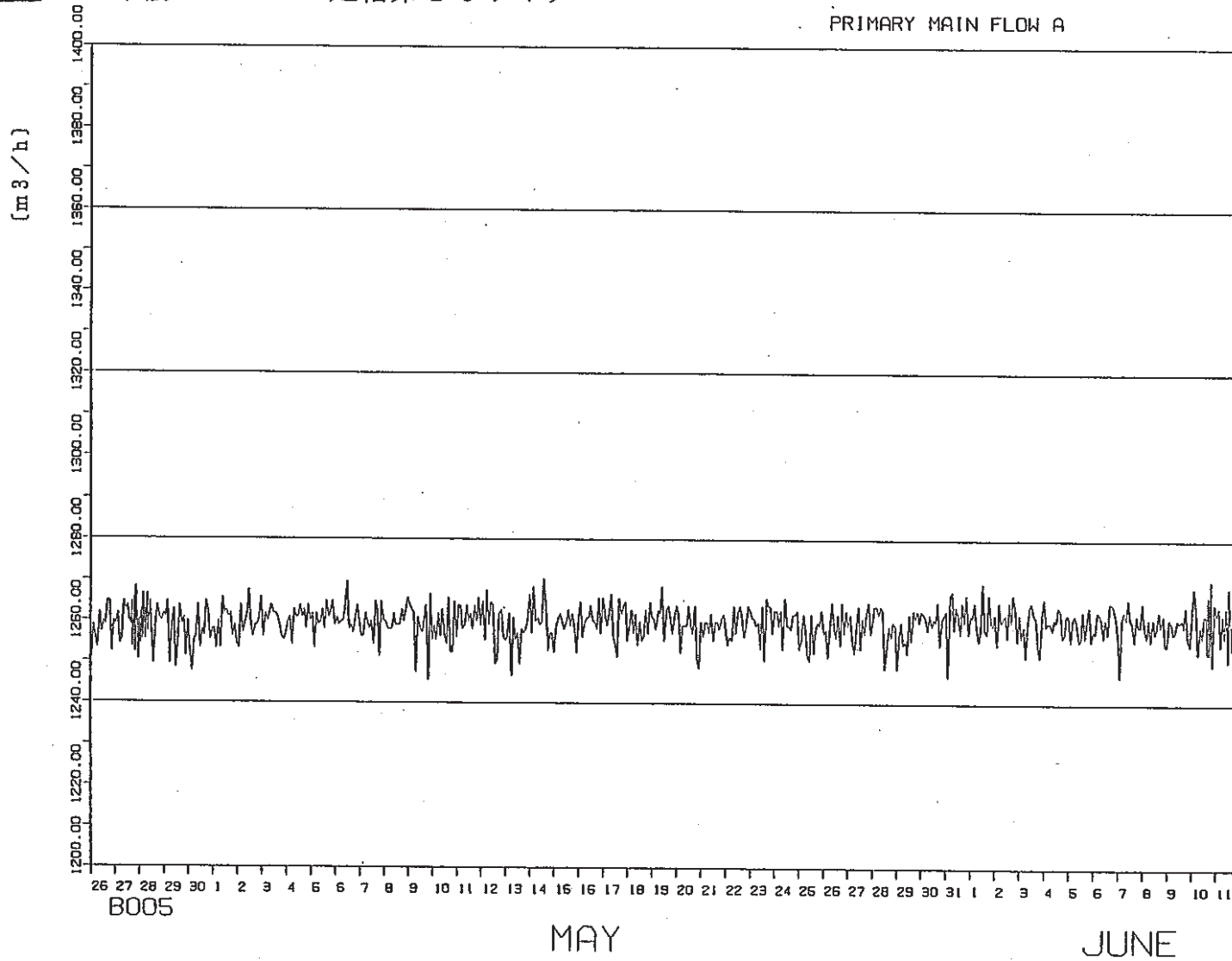


常陽MK-2 定格第10サイクル

(1986/4/26 1:0 ~1986/6/11 23:0)

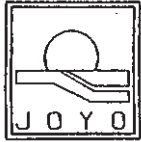
炉容器入口Na流量 (A)

PRIMARY MAIN FLOW A



PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

図6 「常陽」定格第10サイクル

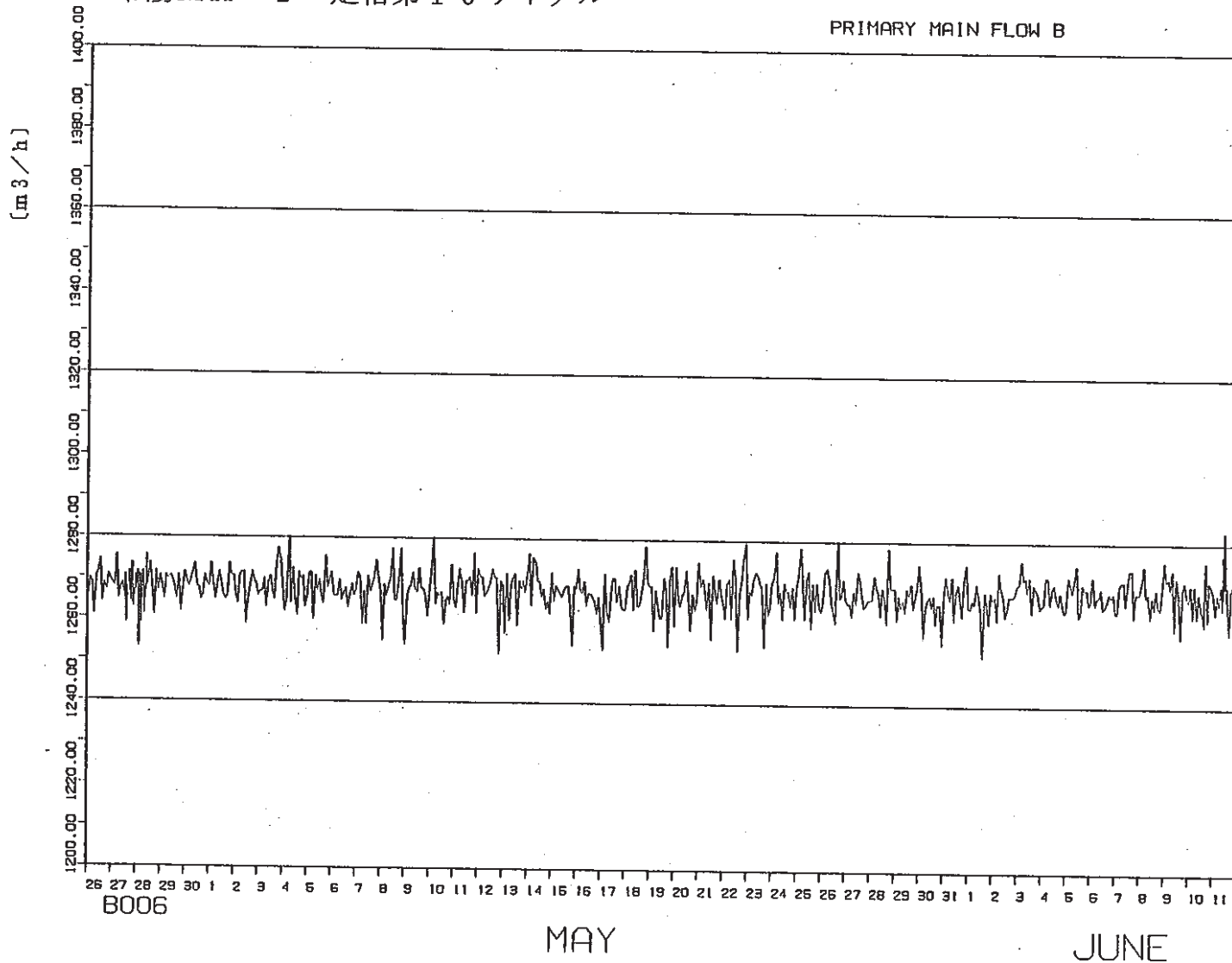


常陽MK-2 定格第10サイクル

(1986/4/26 1:0 ~1986/6/11 23:0)

炉容器入口Na流量 (B)

PRIMARY MAIN FLOW B



PNC TN9410 86-085

図7 「常陽」定格第10サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

基準方位 ( T · R · 側 )

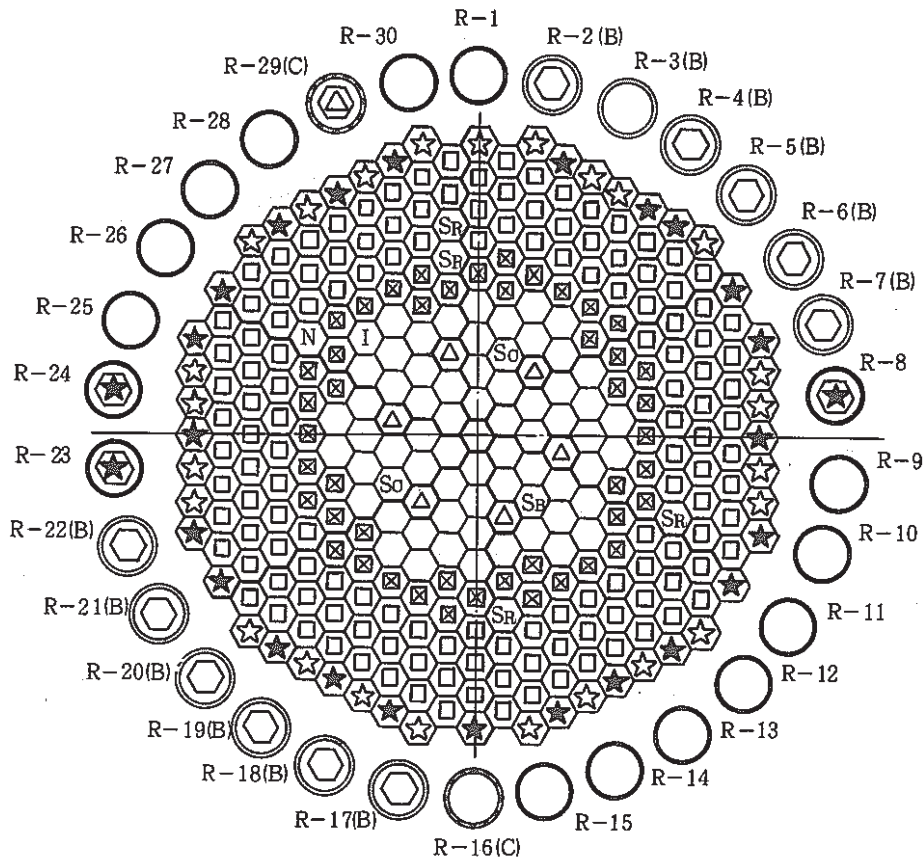


図 8 - 1 炉心構成図 ( 100 MW 第10 サイクル定格運転 )

炉心構成要素名	炉心領域	炉内貯蔵ラック	記号
	取替後本数	取替後(A,C/B)	
炉心燃料	63	0 / 11	⬡
制御棒	6	1 / 0	△
内側反射体	46	0 / 0	⊠
外側反射体 (A)	141	0 / 0	⬢
外側反射体 (B)	25	0 / 0	⬤
中性子源	1	0 / 0	N
特殊燃料 A型	0	0 / 0	⬡
” B型	1	0 / 0	⬡
” C型	2	0 / 0	⬡
INTA	1	0 / 0	T
特殊反射体	4	0 / 0	⬡
MKI 反射体 (サーベランスを含む)	23	3 / 0	★

特殊要素名称	装荷位置
B型特殊燃料	3 C 2
C型特殊燃料	3 A 2, 3 E 1
制御棒材料照射用反射体	6 C 6, 6 F 6
構造材料照射用反射体	7 B 7, 7 F 7
INTA	5 F 2

基準方位 ( T · R · 側 )

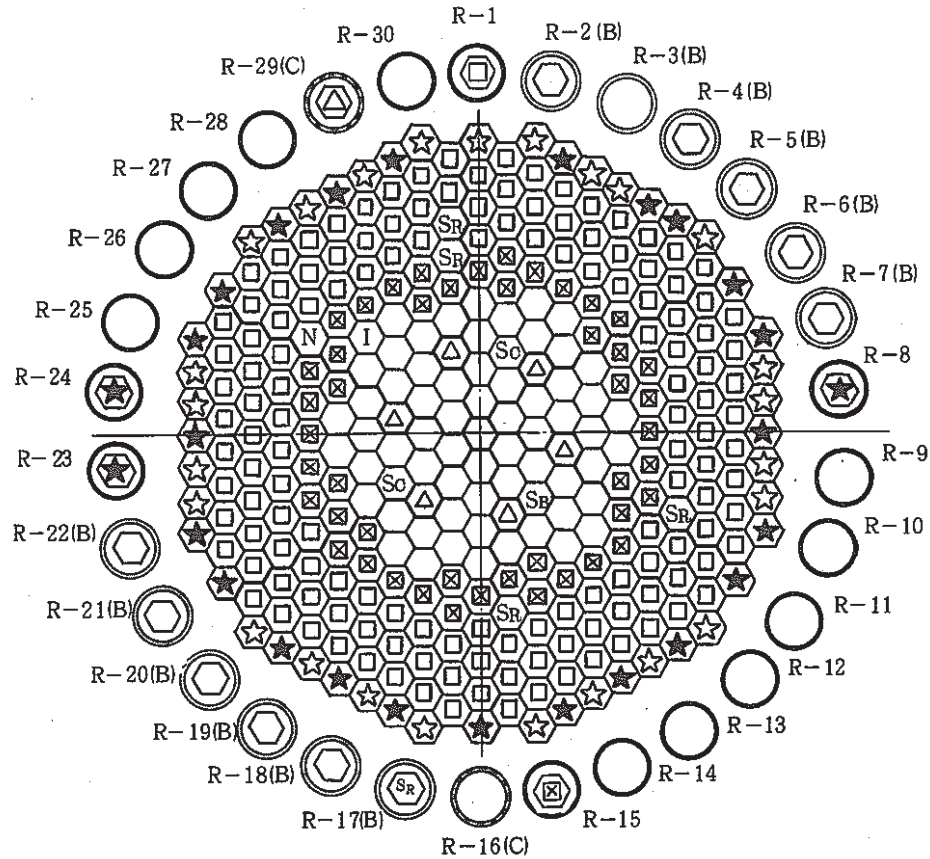


図 8-2 炉心構成図 ( 100 MW 第 11 サイクル定格運転 )

作業期間	自 61 年 6 月 14 日		至 61 年 6 月 30 日	
炉心構成要素名	炉心領域	炉内貯蔵ラック		記号
	取替後本数	取替後(A,C/B)		
炉心燃料	64	0 / 8		⬡
制御棒	6	1 / 0		⬠
内側反射体	46	1 / 0		⊗
外側反射体 (A)	141	1 / 0		⊕
外側反射体(B)(スリット)	1(打)/無 24	0 / 0		⊗
中性子源	1	0 / 0		N
特殊燃料 A型	0	0 / 0		SA
” B型	0	0 / 1		SB
” C型	2	0 / 0		SC
INTA	1	0 / 0		L
特殊反射体	4	0 / 0		SR
MKI 反射体(サーベランスを含む)	23	3 / 0		☆

特殊要素名称	装荷位置
C型特殊燃料	3A2, 3E1
I N T A	5F2
制御棒材料照射用反射体	6C6, 6F6
構造材料照射用反射体	7B7, 7F7

## 2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和61年4月～6月）

### (1) 昭和61年4月中の概略実施内容

MK - II 定格第10サイクルの起動に伴う運転特性試験を実施した。とくに、防振機構改良型制御棒（SCR）の性能確認のため試験を実施した。この試験においては、従来型制御棒の振動に伴う中性子束のゆらぎ量を1体毎に測定し、その個体差ないし位置依存性を求めたが、その最大と最小では数倍におよぶことが判明した。この原因については現在検討中である。

設置変更許可申請（その10）については、技術顧問会による現地調査を終了し、原子力委員会、原子力安全委員会及び原子炉安全専門審査に諮問され、第42部会において第2次審査が進められることになった。

今月中に実施された主な試験及び解析項目は、以下の通りである。

#### 〔試験項目〕

#### ◦ MK - II 定格第10サイクル運転特性試験

系統圧損測定

中心流速計（流量計）特性試験

主送風機ベーン・ダンパ開度特性測定

制御棒校正試験

出力係数測定

ステップ応答試験

FFD特性試験

#### ◦ ドジメータ計測（B1J, TTJ01, SMIR-2, -3）, O/Rb 分析法開発試験Na/Arの純度管理分析, 「もんじゅ」関係R & Dに係る各種の分析

#### 〔解析項目〕

#### ◦ MK - II 定格第9サイクル運転特性試験の解析・評価

MK - II 定格第10～13サイクル炉心特性予測評価

自然循環試験TEST II - D 試験後解析

#### ◦ 「常陽」起振実験の解析準備

タグコード及びFFD感度評価コードの整備

#### 〔その他〕

◦ 設置変更申請ヒヤリング, FPソース（U-Ni 合金）の設工認申請の開始

◦ 回転プラグ冷却ブロー運転の検討

◦ ギャギングシステム・CGCSの検討

### (2) 昭和61年5月中の概略実施内容

MK - II 定格第10サイクル運転に伴う運転特性試験を実施した。試験は、M系列、安定性、ステップ応答、FFD特性等を実施するとともに、BOCにおいて実施した制御棒校正、出力係



数等の試験の解析を進めている。

また、MK-II定格第9サイクルEOCに実施した75 MW定格運転状態からの自然循環試験（TEST-II D）の解析については、運転履歴を反映した崩壊熱の見直しとともに集合体間の熱移行等の解析モデルの改良に着手した。さらに、FFDL試験計画を具体化し感度校正用のU-Ni FPソースは設工認を進めることが決定された。

設置変更許可申請（その10）については、第1回目の第42部会（第2次審査）が5月16日に行われた。

今月中に実施された主な試験及び解析項目は、以下の通りである。

〔試験項目〕

- MK-II定格第10サイクル運転中特性試験
  - M系列, 安定性試験
  - ステップ応答試験
  - FFD特性試験
- ドジメータ計測, O/Rb分析法開発試験, Na及びArの純度管理分析
  - 「もんじゅ」関係R & Dに係る各種の分析

〔解析項目〕

- 「常陽」起振実験の解析
  - 炉心湾曲に関するIAEAベンチマーク解析
  - サーマルストライピングに関する応力評価
- 制御棒価値の詳細評価
- 第3次取替燃料に係る炉心特性

〔その他〕

- 中期運転計画の決定（12'サイクルまで）
- 2重管SG設置検討W.G.の発足

(3) 昭和61年6月の概略実施内容

MK-II定格第10サイクルの運転終了に伴い、EOCにおける運転特性試験（出力係数、燃焼係数、炉雑音特性等）を実施し、炉心の健全性を確認した。また、前サイクルに引き続き、SCRの性能確認のための試験を行った。

今年度（昭和61年度）のMK-II定格第12サイクル終了時に予定されている100MW定格運転からの自然循環試験について、予備解析を進めている。

設置変更許可申請（その10）については、第42部会による第2回目の審査が6月13日に行われた。

今月中に実施された主な試験及び解析項目は以下の通りである。

〔試験項目〕

- MK - II 定格第10サイクル終了時運転特性試験
  - ステップ応答試験
  - FFD特性試験
  - 制御棒振動効果測定
- 主送風機ベーン・ダンパ開度特性測定
- ルビジウム中酸素濃度の分析, 「もんじゅ」関係R & Dに係る各種の分析

〔解析項目〕

- MK - II 定格第11~14サイクル炉心特性予測計算
- 炉心湾曲に関するIAEA ベンチマーク解析
  - サーマルストライピングに関する応力評価
  - コールドトラップ耐震解析, 熱衝撃解析
- 自然循環試験TEST II - D 試験解析

〔その他〕

- 第2次照射計画の検討
- オンライン $\gamma$ 線モニタ設置の検討
- 2重管SG 設置の検討

### 3. 高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価

本章は、高速実験炉の炉心核熱特性解析のために実施された測定及び核計算で得られた成果の速報をまとめたものである。

#### 3.1 MK-II 炉心第9サイクル反応度係数試験結果

報告者：大内・長崎（炉心・運転計画 Gr）

##### 1. 目的

MK-II 炉心第9サイクル運転時の各種反応度係数等を測定し、原子炉運転および運転特性試験に必要な炉心核特性の情報を得る。

##### 2. 結果

第9サイクル炉心核特性の測定結果（一部計算結果）をまとめたものを表1及び図1～4に示す。

表1 第9サイクル反応度係数試験結果

項 目	計 算 ・ 測 定 結 果					
期間積算出力 (MWD)*1	4242 (昭和61年2月12日～昭和61年3月31日)					
炉心平均燃焼度 (MWD/T)*2	BOC→16,380 / EOC→22,200					
制御棒全反応度価値*3 (%ΔK/K)	1	2	3	4	5	6
	1.98	2.01	1.93	2.05	2.09	1.96
零出力時余剰反応度 (%ΔK/K)	B O C			E O C		
	2.19			1.11		
出力係数 (平均) ( $\times 10^{-3}$ %ΔK/K/MW)	B O C*4			E O C*5		
	- (4.25 ± 0.94)			- (2.88 ± 0.31)		
燃 焼 係 数 ( $\times 10^{-4}$ %ΔK/K/MWD)	零出力	定 格 出 力 NP <sup>239</sup> 効果を含む		定 格 出 力 NP <sup>239</sup> 効果を除く		
	-2.55	-2.43		-2.40		

\* 1：“JOYDAS” オンラインテープの記録結果を使用

\* 2：運転監視コード“MAGI”計算結果（特殊燃料集合体を除く）

\* 3：6本同時差換法のデータを計算により外挿した値

\* 4：20MWt～95MWtの平均値（昭和61年2月13日～2月15日測定）

\* 5：95MWt～35MWtの平均値（昭和61年3月29日測定）

\* 6：等温係数 -  $4.3 \times 10^{-3}$  %ΔK/K/°C（MK-II 炉心第3サイクル測定）

(技-61-10)

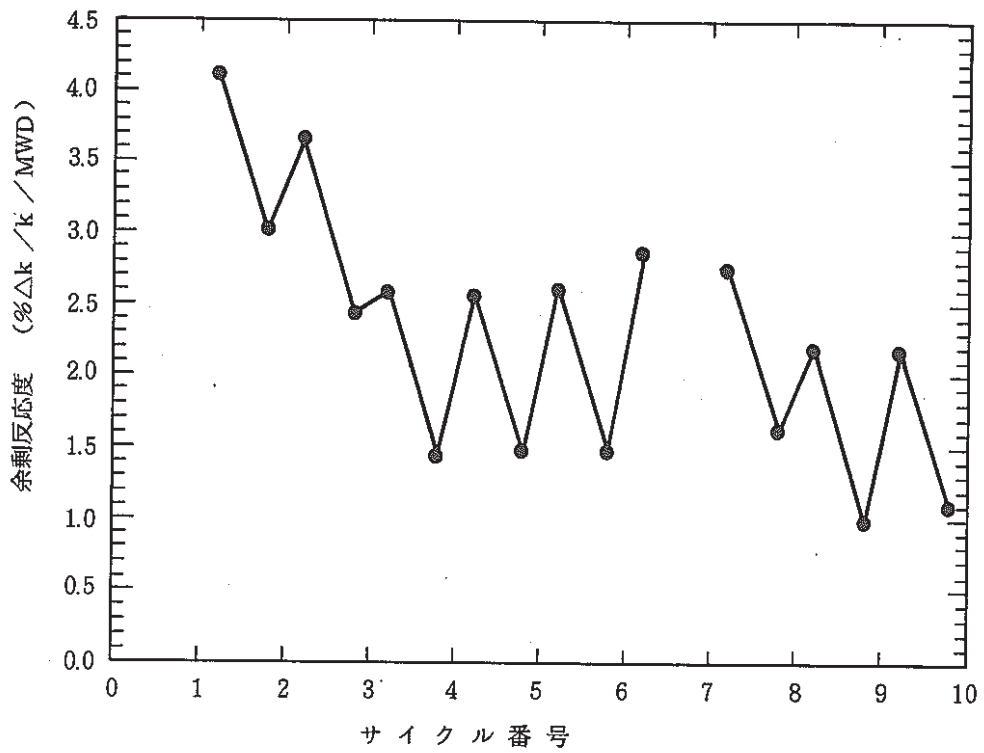


図1 サイクル間余剰反応度変化

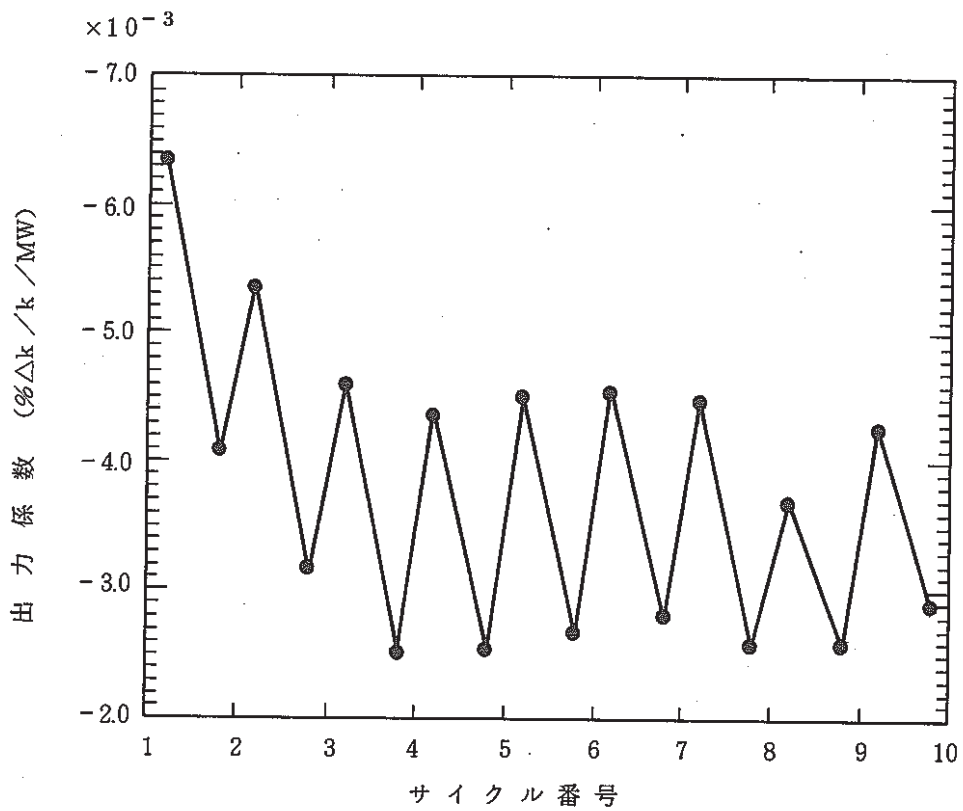


図2 出力係数サイクル間変化

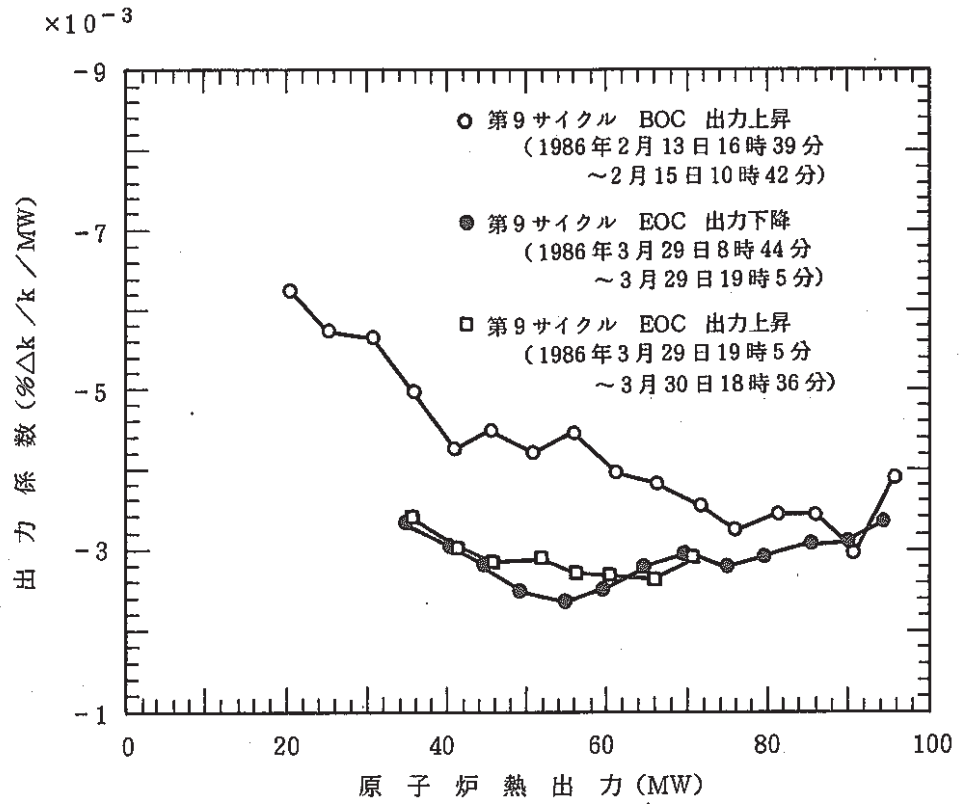


図3 出力係数測定結果

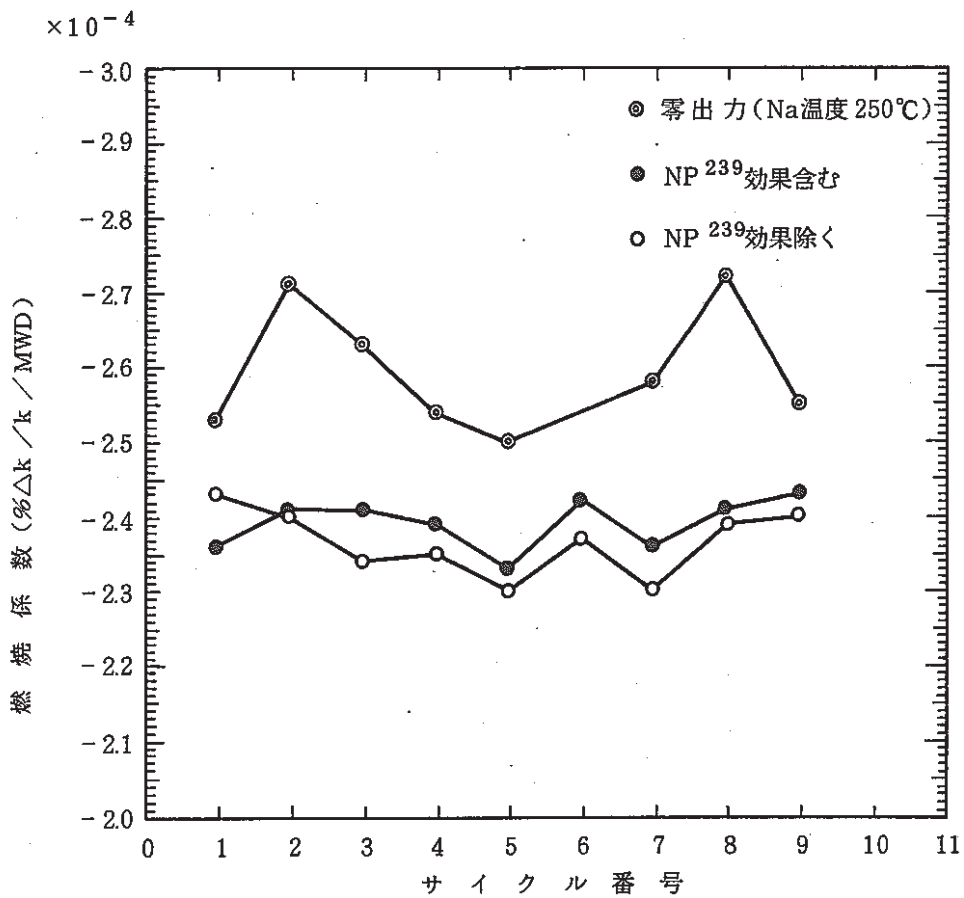


図4 燃焼係数サイクル間変化

## 3.2 MK-II炉心第10サイクル反応度係数試験結果

報告者：大内・長崎（炉心・運転計画 Gr）

## 1. 目的

MK-II炉心第10サイクル運転時の各種反応度係数等を測定し、原子炉運転および運転特性試験に必要な炉心核特性の情報を得る。

## 2. 結果

第10サイクル炉心核特性の測定結果（一部計算結果）をまとめたものを表1及び図1～4に示す。

表1 第10サイクル反応度係数試験結果

項目	計算・測定結果					
期間積算出力 (MWD) *1	4452 (昭和61年4月25日～昭和61年6月11日)					
炉心平均燃焼度 (MWD/T) *2	B O BOC→15,570 / EOC→21,680					
制御棒全反応度係数 *3 (%ΔK/K)	1	2	3	4	5	6
	2.06	2.08	1.96	2.04	2.08	1.96
零出力時余剰反応度 (%ΔK/K)	B O C			E O C		
	2.44			1.27		
出力係数 (平均) ( $\times 10^{-3}$ %ΔK/K/MW)	B O C *4			E O C *5		
	-(4.57 ± 0.82)			-(3.20 ± 0.45)		
燃 焼 係 数 ( $\times 10^{-4}$ %ΔK/K/MWD)	零出力	定格出力 NP <sup>239</sup> 効果を含む		定格出力 NP <sup>239</sup> 効果を除く		
	-2.63	-2.42		-2.40		

\* 1：“JOYDS”オンラインテープの記録結果を使用

\* 2：運転監視コード“MAGI”計算結果（特殊燃料集合体を除く）

\* 3：6本同時差換法のデータを計算により外挿した値

\* 4：20MWt～95MWtの平均値（昭和61年4月26日～4月28日測定）

\* 5：95MWt～35MWtの平均値（昭和61年6月10日～6月11日測定）

\* 6：等温係数  $-4.3 \times 10^{-3}$  %ΔK/K/°C（MK-II炉心第3サイクル測定）

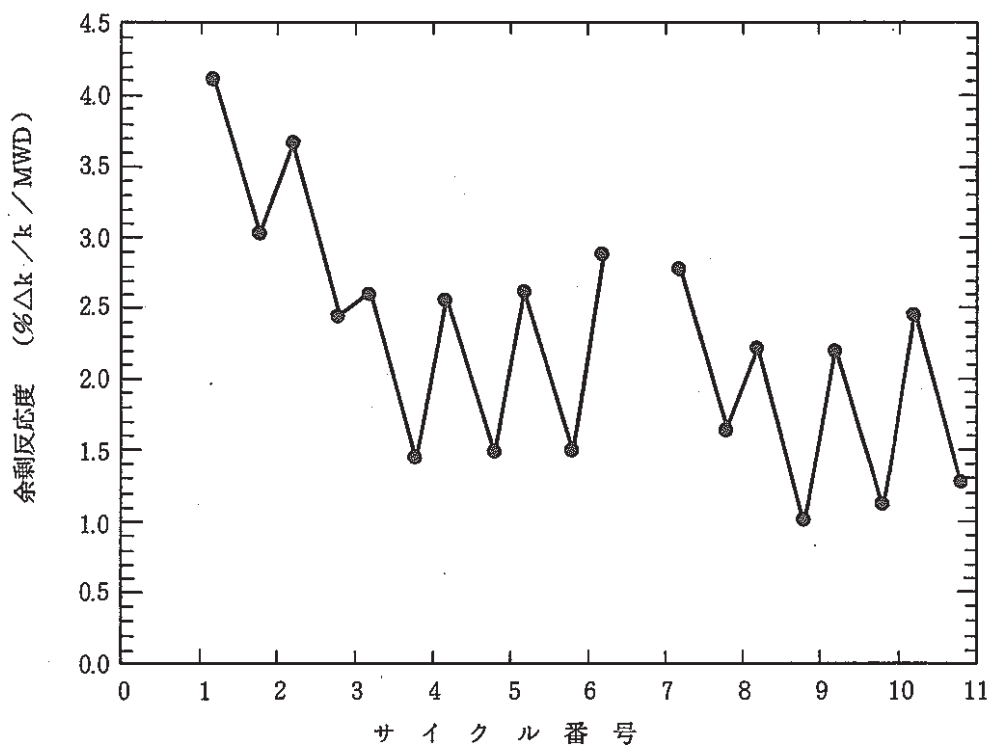


図1 サイクル間余剰反応度変化<sup>\*1</sup>

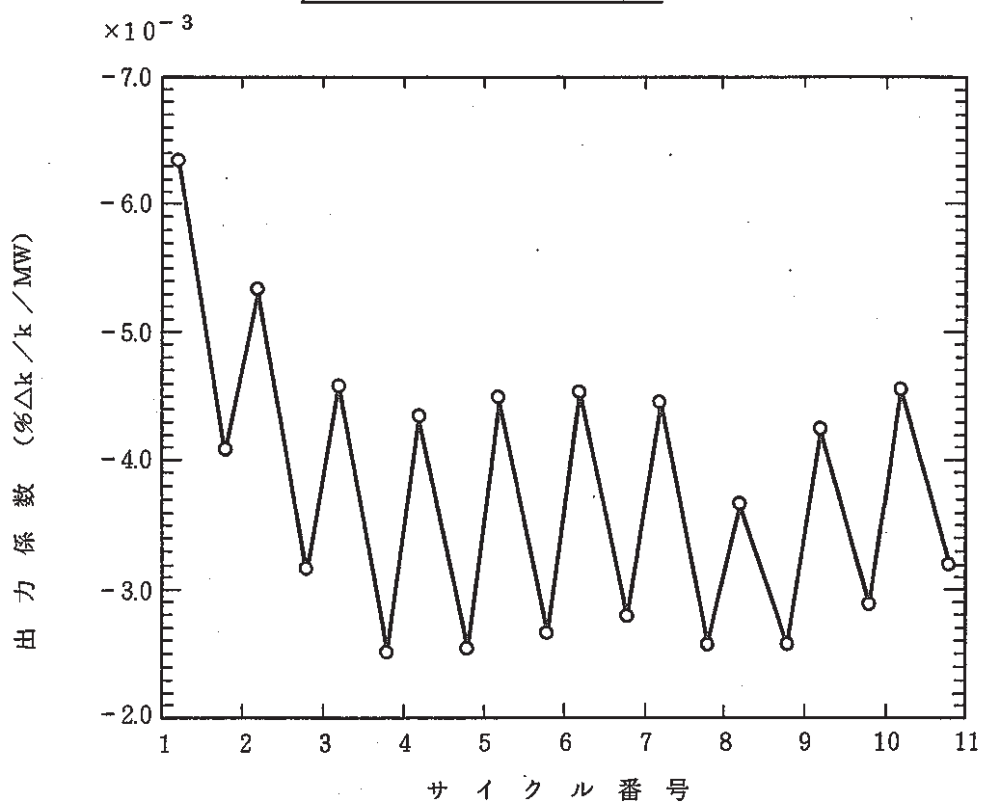


図2 出力係数サイクル間変化

\*1 第6サイクルEOC測定値なし

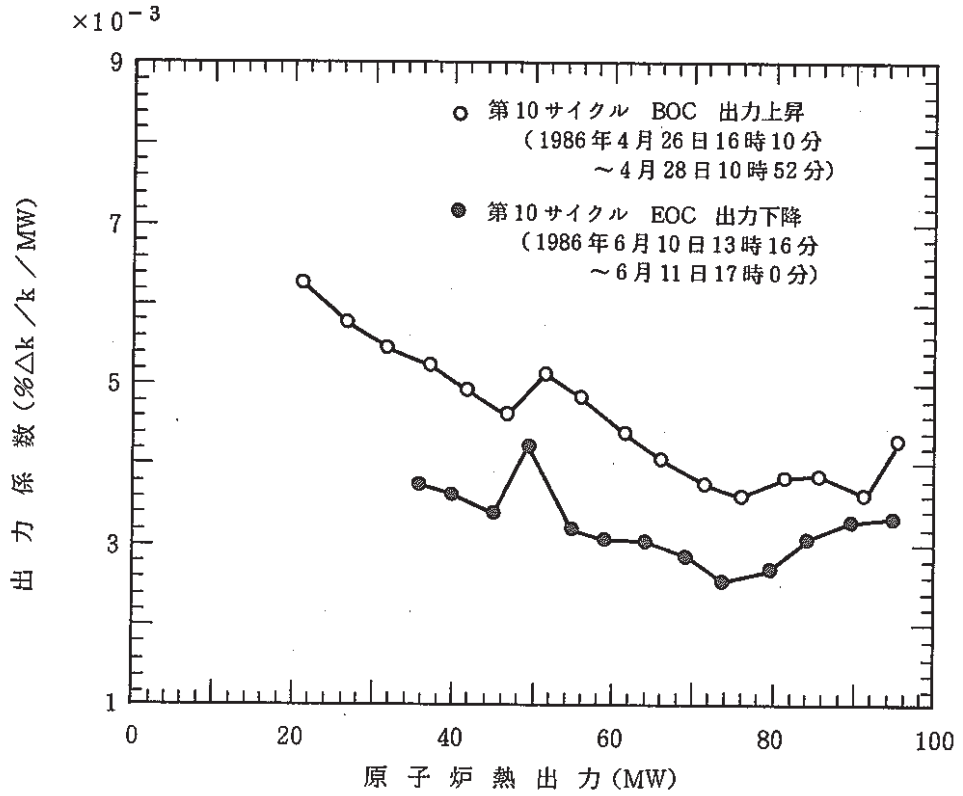


図3 出力係数測定結果

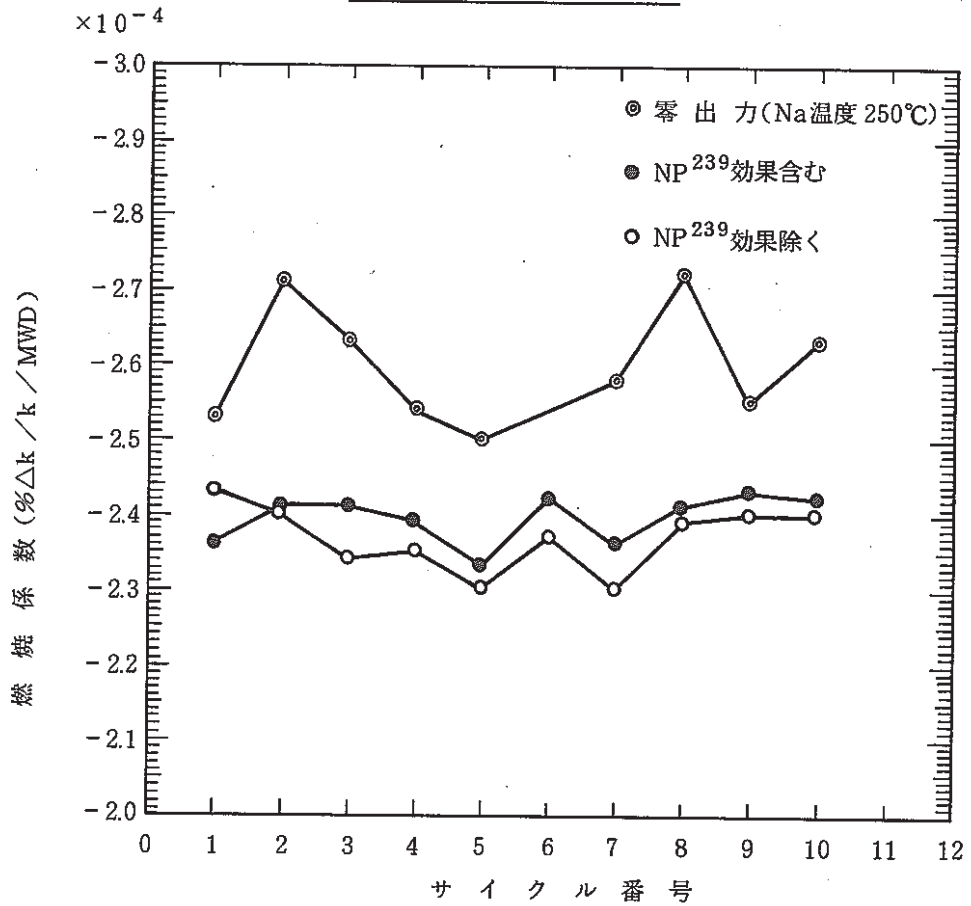


図4 燃焼係数サイクル間変化



### 3.3 高速実験炉「常陽」MK-IIサイクル0MW～100MW間の平均出力係数

報告者：大内（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 概要

高速実験炉「常陽」MK-IIの各サイクルの反応度関係の試験結果の技メモに於いて、出力係数の平均を載せているが、そこでの平均とは、測定した出力の区間内での平均である。出力係数には、出力依存性が有り、測定する区間によって平均出力係数が異なる。

ここでは、性能試験から第10サイクルまでについて、0MW～100MW間の平均出力係数の算出した結果を報告する。

#### 2. 方法

第6サイクルEOCを除く各サイクルのBOC,EOCに於いてNa温度250℃、100%流量、起動系中性子計装 $5 \times 10^4$  cps、制御棒位置が均等挿入という状態で余剰反応度を測定している。このデータから等温係数によりNa温度370℃、0MW出力での余剰反応度を求め、これと100MW出力での余剰反応度より、0MW～100MW間の反応度変化を求めた。この値に燃焼補正を行い、0MW～100MW間の平均出力係数を求めた。

#### 3. 結果

今回求めた出力係数を表1に示す。また、以前の技メモに載せた値との比較を図1に示す。

表1 0MW～100MW間の平均出力係数

( $\times 10^{-3} \% \Delta K / K / MW$ )

サイクル	性能試験	1	2	3	4	5
BOC	-6.10	-6.04	-5.45	-4.53	-4.49	-4.46
EOC	-5.91	-5.29	-3.78	-3.60	-3.67	-3.67
サイクル	6	7	8	9	10	
BOC	-4.76	-4.54	-3.79	-4.42	-4.75	
EOC	—	-3.40	-2.89	-3.89	-3.76	

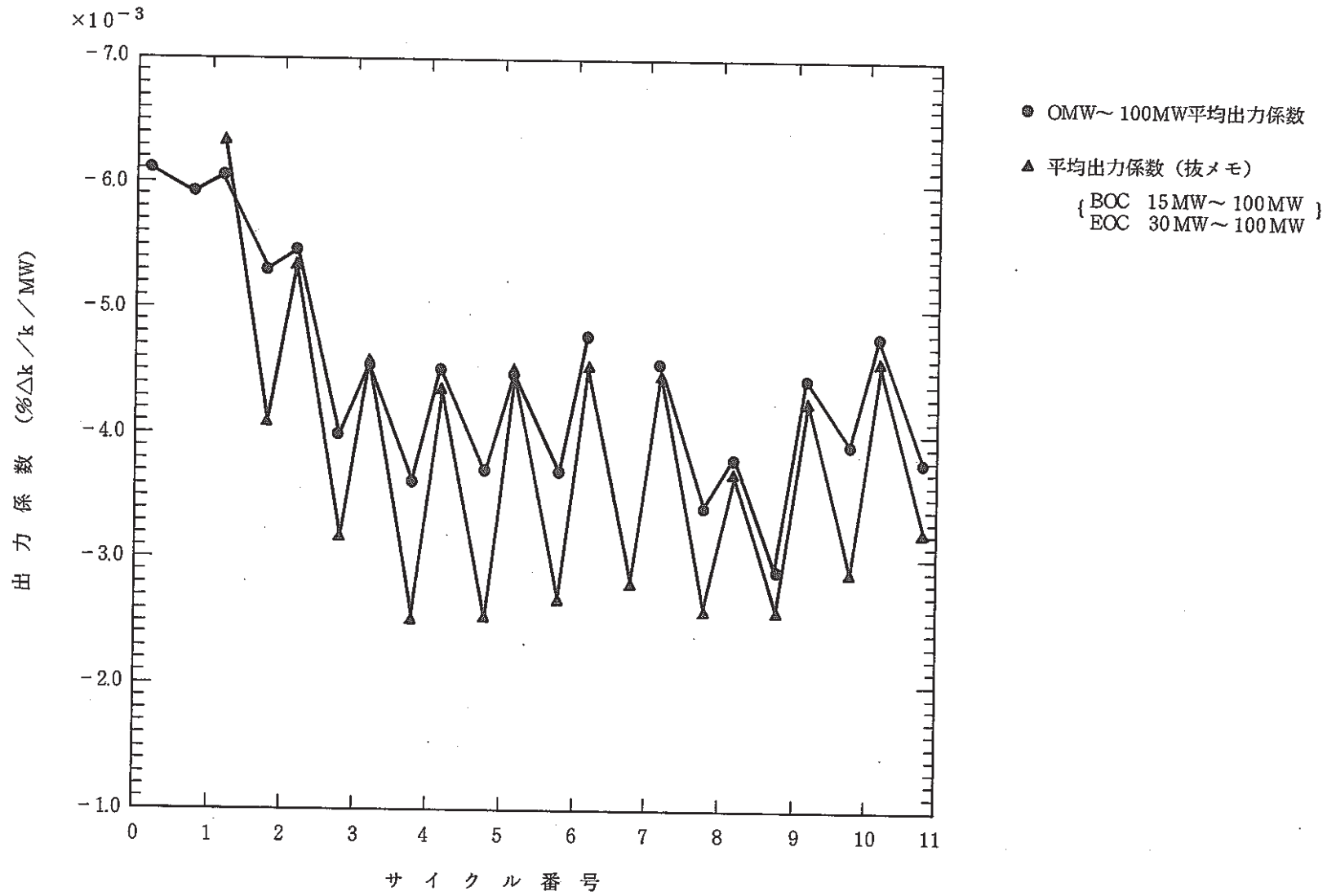


図1 出力係数サイクル間変化

### 3.4 MK-II 炉心第10サイクル制御棒校正試験結果

報告者：大内・長崎（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 目的

MK-II 炉心第10サイクル（定格出力 100MW）起動にあたり制御棒値を測定し、炉運転及び各種試験に必要な制御棒反応度特性の情報を得る。

#### 2. 試験方法

- (1) 6本同時差換法により制御棒校正曲線（350mm～650mm）を得る。
- (2) 未臨界法及び6本同時差換法の測定値より制御棒全反応度値を得る。

#### 3. 結果

- (1) 制御棒校正曲線：以下に干渉効果補正後校正曲線近似式を示す。

$$\text{制御棒値値 (\%}\Delta K / K) = -\sum_{i=0}^5 \text{CRCOEF}(i, R) \times X^i$$

R：制御棒番号      X：制御棒位置（mm）

CR 1	CR 2	CR 3
COEF(0)=-3.3776951D+00	COEF(0)=-2.7984756D+00	COEF(0)= 3.8473403D+00
COEF(1)= 1.2872887D-02	COEF(1)= 7.2439436D-03	COEF(1)=-5.8023493D-02
COEF(2)=-4.1295182D-05	COEF(2)=-2.0464027D-05	COEF(2)= 2.3791443D-04
COEF(3)= 1.1363509D-07	COEF(3)= 7.6080541D-08	COEF(3)=-4.3410576D-07
COEF(4)=-1.5329520D-10	COEF(4)=-1.1995955D-10	COEF(4)= 3.8027421D-10
COEF(5)= 7.4245586D-14	COEF(5)= 6.2534972D-14	COEF(5)=-1.3200094D-13
CR 4	CR 5	CR 6
COEF(0)=-1.1383888D+00	COEF(0)=-2.3987584D+00	COEF(0)= 8.1405298D+00
COEF(1)=-9.2272251D-03	COEF(1)= 4.7309126D-03	COEF(1)=-1.0066162D-01
COEF(2)= 4.5675137D-05	COEF(2)=-1.5327519D-05	COEF(2)= 4.0580726D-04
COEF(3)=-5.6008641D-08	COEF(3)= 7.4234158D-08	COEF(3)=-7.6193311D-07
COEF(4)= 1.0490872D-11	COEF(4)=-1.2528685D-10	COEF(4)= 6.9795662D-10
COEF(5)= 1.1609390D-14	COEF(5)= 6.7030381D-14	COEF(5)=-2.5431372D-13

図1～6に干渉効果補正後校正曲線を示す。

- (2) 制御棒全反応度値 \* 1

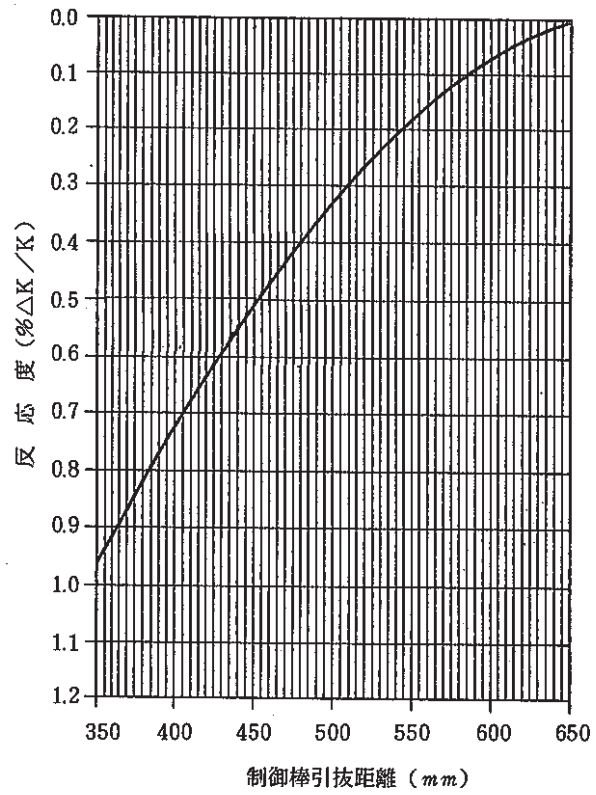
制 御 棒	1	2	3	4	5	6
制御棒全反応度値 (%ΔK / K)	2.06	2.08	1.96	2.04	2.08	1.96

- (3) 臨界データによる余剰反応度 \* 2

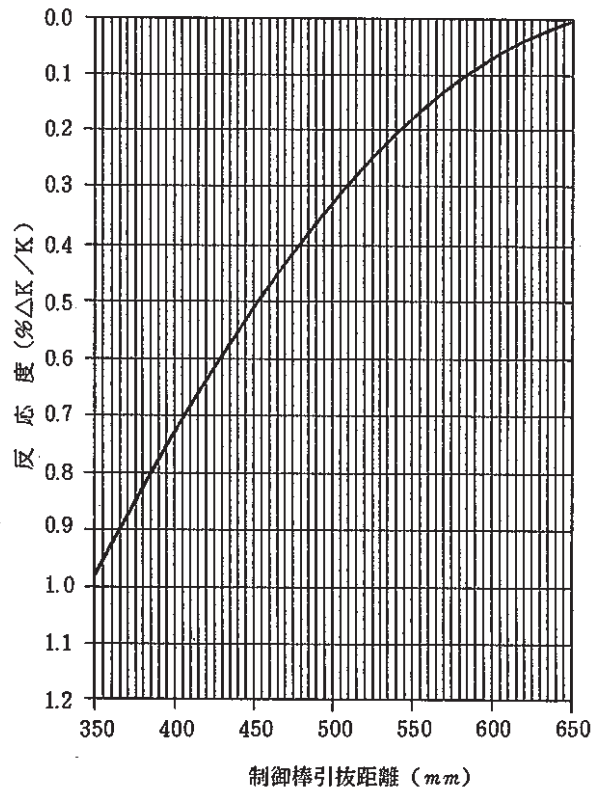
2.45 %ΔK / K      制御棒位置（473.9 mm）

- 1：6本同時差換法のデータを計算により外挿した値
- 2：炉内 Na 温度 250℃・制御棒均等挿入状態

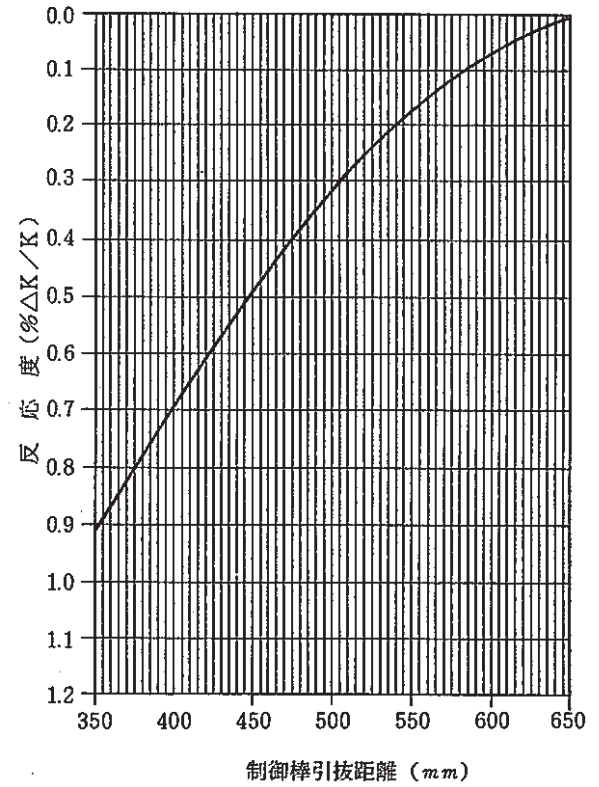
（技-61-29）



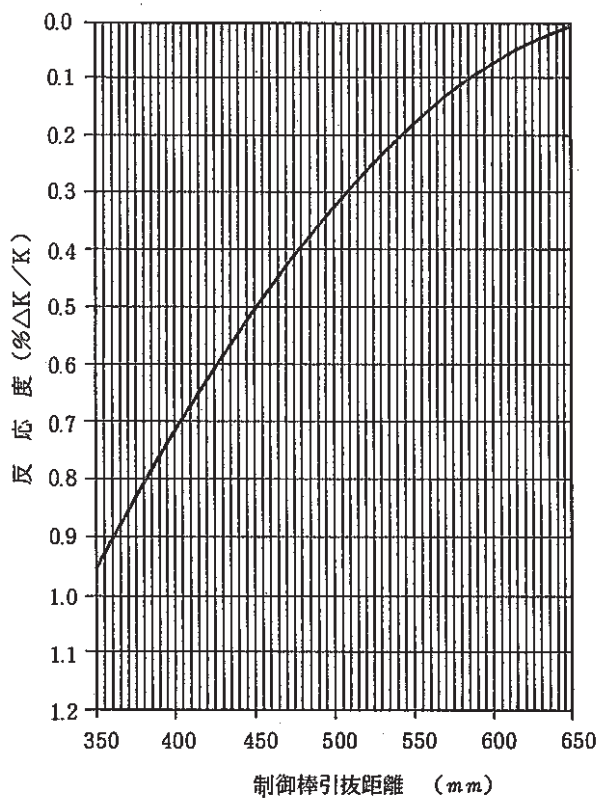
(図1) 第10サイクル  
制御棒1 ストローク曲線



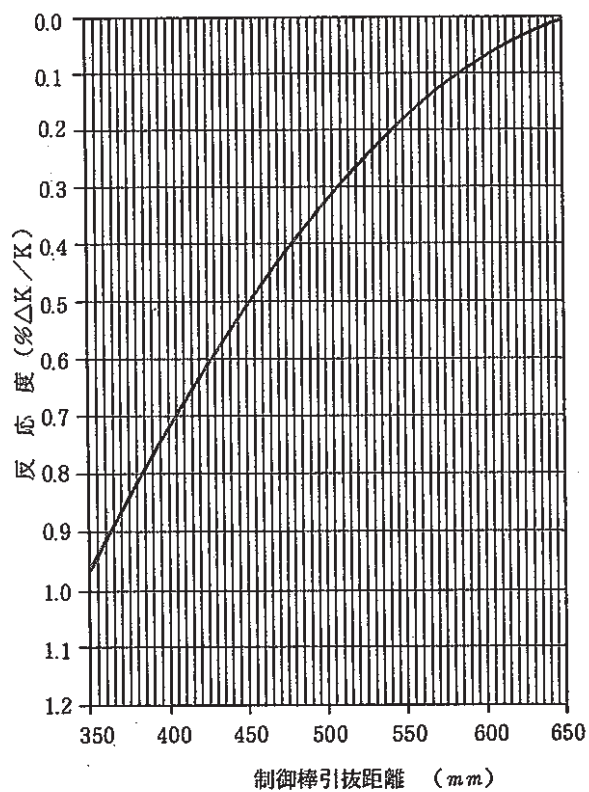
(図2) 第10サイクル  
制御棒2 ストローク曲線



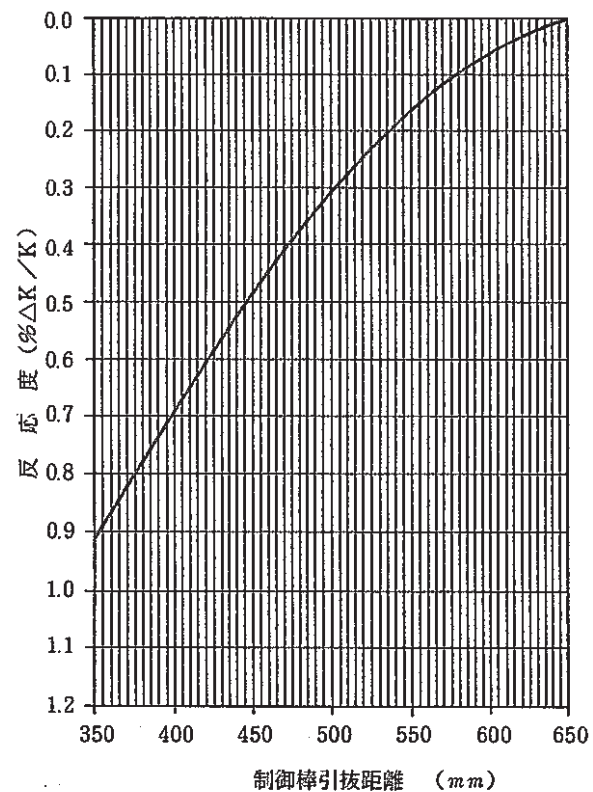
(図3) 第10サイクル  
制御棒3 ストローク曲線



(図4) 第10サイクル  
制御棒4 ストローク曲線



(図5) 第10サイクル  
制御棒5 ストローク曲線



(図6) 第10サイクル  
制御棒6 ストローク曲線

## 3.5 制御棒較正試験時の核計装バイアス値の補正方法について

報告者 庄野（炉心・運転計画 Gr）

## 1. 概 要

制御棒較正試験時には、中性子束信号として、出力系ch 6, ch 7, ch8の3信号を用いている。本メモは、これらの信号が零出力時にバイアス値を持つ場合に、制御棒較正試験で得られる値（微分反応度）に対して補正すべき係数を算出し、まとめたものである。

## 2. 補正係数の算出方法

- (STEP 1) 「常陽」炉心動特性モデルにおいて、 $\pm (8.0 \sim 10.0)\phi$ を投入した場合の倍増時間 $t_D$ 、半減時間 $t_{1/2}$ を算出する。（注1）
- (STEP 2) 「常陽」炉心動特性モデルにおいて、 $\pm 8\phi$ を投入した場合に、バイアス値を $(-1.0 \sim -5.0)\%$ とした中性子束信号について $t_D, t_{1/2}$ を算出する。
- (STEP 3) STEP 1, STEP 2 でそれぞれ得られる $t_D, t_{1/2}$ を比較し、中性子束信号のバイアス値に対する微分反応度の補正係数を決定する。

## 3. 結 果

中性子束信号バイアス値(%)	-1.0	-1.5	-2.0	-2.5	-3.0	-4.0	-5.0
+ 8 $\phi$ 投入時補正係数	0.984	0.977	0.969	0.962	0.954	0.941	0.927
- 8 $\phi$ 投入時補正係数	0.958	0.937	0.918	0.899	0.881	0.846	0.814

- (注1)  $t_D$ は、中性子束信号が35% から70% へ増大するのに要する時間  
 $t_{1/2}$ は、40% から20% へ減少するのに要する時間と定義した。

### 3.6 制御棒干渉効果の計算

報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 目的

各サイクルのBOCでの制御棒校正試験のデータ処理で行っている制御棒干渉効果の補正値は第7サイクルまでは第1サイクル炉心を用いて計算していた。また体系、原子数密度等多くの近似値を用いて計算していたため、今回は第0～第8サイクルまでの各炉心の構成、組成を取り入れ、サイクル毎に詳細計算を行ったので報告する。

#### 2. 計算方法

1つの干渉効果補正係数を求めるには基本的には図1の4ケースの計算を行い、各体系炉心での実効増倍率（Keff）を求める。

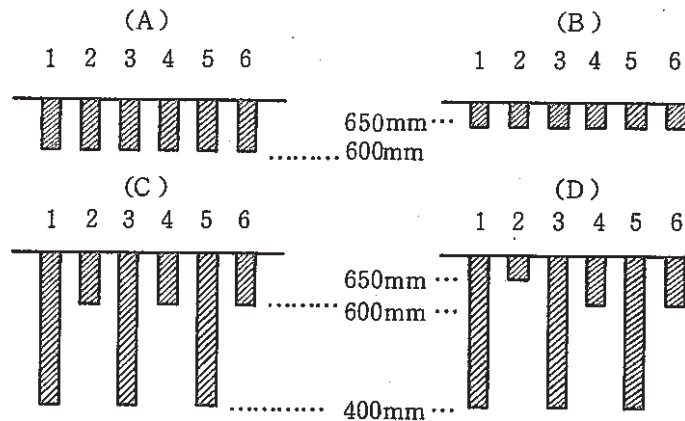


図1 干渉効果計算用制御棒位置

650mm 位置での干渉効果は

$$Y(650) = 1/6 (Keff(B) - Keff(A)) / (Keff(D) - Keff(C))$$

で求め、6本均等挿入時の制御棒位置での干渉効果を1.0として1次式で干渉効果係数a及びbを求める。

つまり

$$Y(650) = a \times 650 + b$$

$$1.0 = a \times (\text{均等挿入制御棒位置}) + b$$

を解きa, bを求めればよい。

#### 3. 計算条件

- 1) 計算コード：拡散計算コード“CITATION”を用いた3次元Hex-Z計算
- 2) 原子数密度：各サイクル毎の燃焼組成を生かすために“MAGI”計算結果の集合体組成ファイルより各サイクル、各集合体毎の原子数密度をノード毎に与えた。

3) 実効微視的断面積：

各サイクル毎に“RANDCIT”，“EXPANDA”，“MICLIB”コードを使用して作成したもの（技-60-165）を使用した。

4) 炉心体系：

“MAGI”OUTPUT ファイルを基に各サイクルの構成（25×25）をそのまま使用した。また、軸方向も20ノードとし“MAGI”に合わせた。

5) 各サイクル400mm相当位置：

本計算に使用したノード位置は過去のサイクルでの実績を基に決定した400mm相当位置を表せない位置もあるのでその場合、最も近いノード位置で計算を行った。（表1参照）

4. 計算結果

計算結果の各サイクルの $K_{eff}(A)$ , (B), (C), (D)とそれにより求めた干渉効果及び干渉効果係数を表1に示す。

今回の計算は今まで様々な方法で計算していたのに対し計算手法も各サイクルを通じて一貫性を持たせたため各サイクル間の値の変化にも一貫性が表われていると思われる。

そのために今後今回の計算値を使用して制御棒校正試験の再評価を行う必要があると思われる。



表1 制御棒干渉効果計算結果

$$Y_{(650)} = 1/6 (K(B) - K(A)) / (K(B) - K(C)), Y = aX + b$$

Y : 干渉効果  
 X : 制御棒位置  
 a : 一次式干渉効果係数  
 b : 一次式干渉効果係数

計算 ケース	炉心体系 & 組成	均等挿入時 制御棒位置	400mm 相当位置	MAGI 制御棒挿 入近似ノード位置	Keff (A)	(fullout) Keff (B)	Keff (C)	Keff (D)	干渉効果 Y (650)	干渉効果係数 a	干渉効果係数 b
1	第0サイクル	450 mm	370 mm	9 (350mm)	1.0176325	1.022124	0.9886971	0.9892987	1.24432	$1.222 \times 10^{-3}$	0.4503
2	第1サイクル	405	300	10 (300)	1.017355	1.021379	0.982037	0.982583	1.2283	$9.318 \times 10^{-4}$	0.6226
3	第2サイクル	425	330	9 (350)	1.017251	1.021276	0.989703	0.990251	1.22415	$9.962 \times 10^{-4}$	0.5766
4	第4サイクル	465	390	8 (400)	1.007911	1.011883	0.988219	0.988772	1.197107	$1.065 \times 10^{-3}$	0.5046
5	第4サイクル	475	400	8 (400)	1.007911	1.011883	0.988219	0.988772	1.197107	$1.126 \times 10^{-3}$	0.4650
6	第6サイクル	455	370	9 (350)	1.012387	1.016382	0.985506	0.986044	1.23761	$1.219 \times 10^{-3}$	0.4456
7	第8サイクル	445	355	9 (350)	1.008939	1.012906	0.982052	0.982594	1.21987	$1.073 \times 10^{-3}$	0.5227
8	第8サイクル	435	340	9 (350)	1.008939	1.012906	0.982052	0.982594	1.21987	$1.023 \times 10^{-3}$	0.5551
9	第8サイクル	415	315	10 (300)	1.008939	1.012906	0.974481	0.975015	1.23814	$1.013 \times 10^{-3}$	0.5795

### 3.7 燃料集合体ノード毎崩壊熱計算

報告者：生田目（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 目的

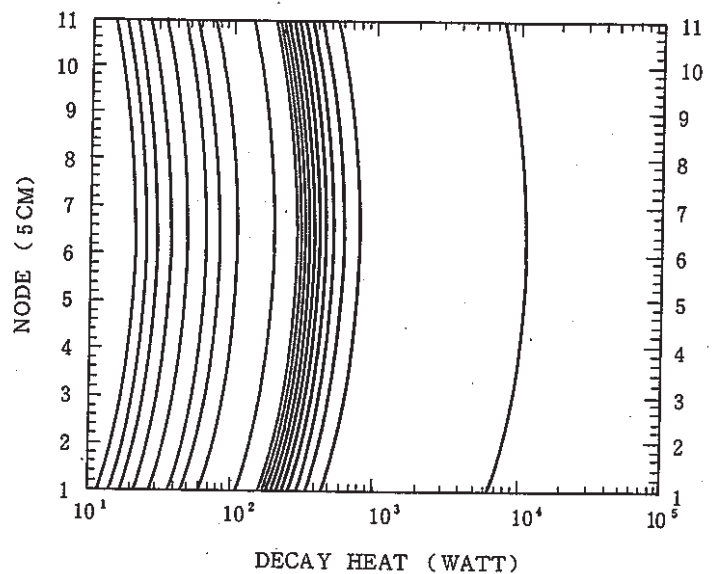
標記の件について高速炉1課・燃取Grより依頼があったので計算を行った。この計算結果は燃取Grの計測線付缶詰缶による集合体崩壊熱測定の予備検討に使用される。

#### 2. 計算条件

- (1) 計算コード "FPGS-3.5"
- (2) 対象集合体 PFD114, PFD107 の2体
  - ・ 10(100 MW) サイクル終了時炉外取出しで Burnup の高い2本
  - ・ 炉心長(55cm)を5 cm 毎の11ノードにわけて軸方向の分布を計算した。
- (3) 照射履歴 PFD114 4(100 MW)~9(100 MW) サイクル  
PFD107 3(100 MW)~9(100 MW) サイクル
- (4) 照射中性子束, 集合体出力, 組成等は "MAGI" 記録計算値を用いた。
- (5) 冷却ステップ 0~365 (DAY) 20 ステップ

#### 3. 計算結果

- この図は、軸方向(11ノード)の崩壊熱の時間変化をプロットしたものである。図中の実線は、右から冷却期間(T)=0, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 20, 50, 75, 100, 150, 200, 250, 300, 365 days である。
- たて軸下端のNODE 1が最上部ノードに対応。  
( "MAGI" の5~15に対応する )



### 3.8 ステップ応答測定結果 (MK-II 炉心第9 サイクル中の経時変化)

報告者：庄野 (炉心・運転計画 Gr )

#### 1. 概要

MK-II 炉心第9 サイクルの定格運転期間中に実施した制御棒操作によるステップ応答試験結果をまとめ、運転中の反応度フィードバック特性の変化を調べた。

#### 2. 測定方法

炉出力約 100MW にて制御棒を 6 mm 挿入又は引抜くことにより  $\pm (2.9 \sim 4.2) \%$  の反応度を加えて中性子束、S/A 出口温度各信号の応答を測定する。投入反応度と各信号変化量の比を求めることにより、反応度フィードバック特性を考察する。

#### 3. 測定結果

図1に定格運転継続に伴う出力係数の変化を示す。この出力係数はステップ応答試験時の中性子束信号変化量から算出したものである。

図よりわかる通り、出力係数は徐々に減少し、反応度フィードバック特性が弱くなっていくことを示している。本サイクルのデータは第4～第8サイクルにおける値とほぼ同様であった。

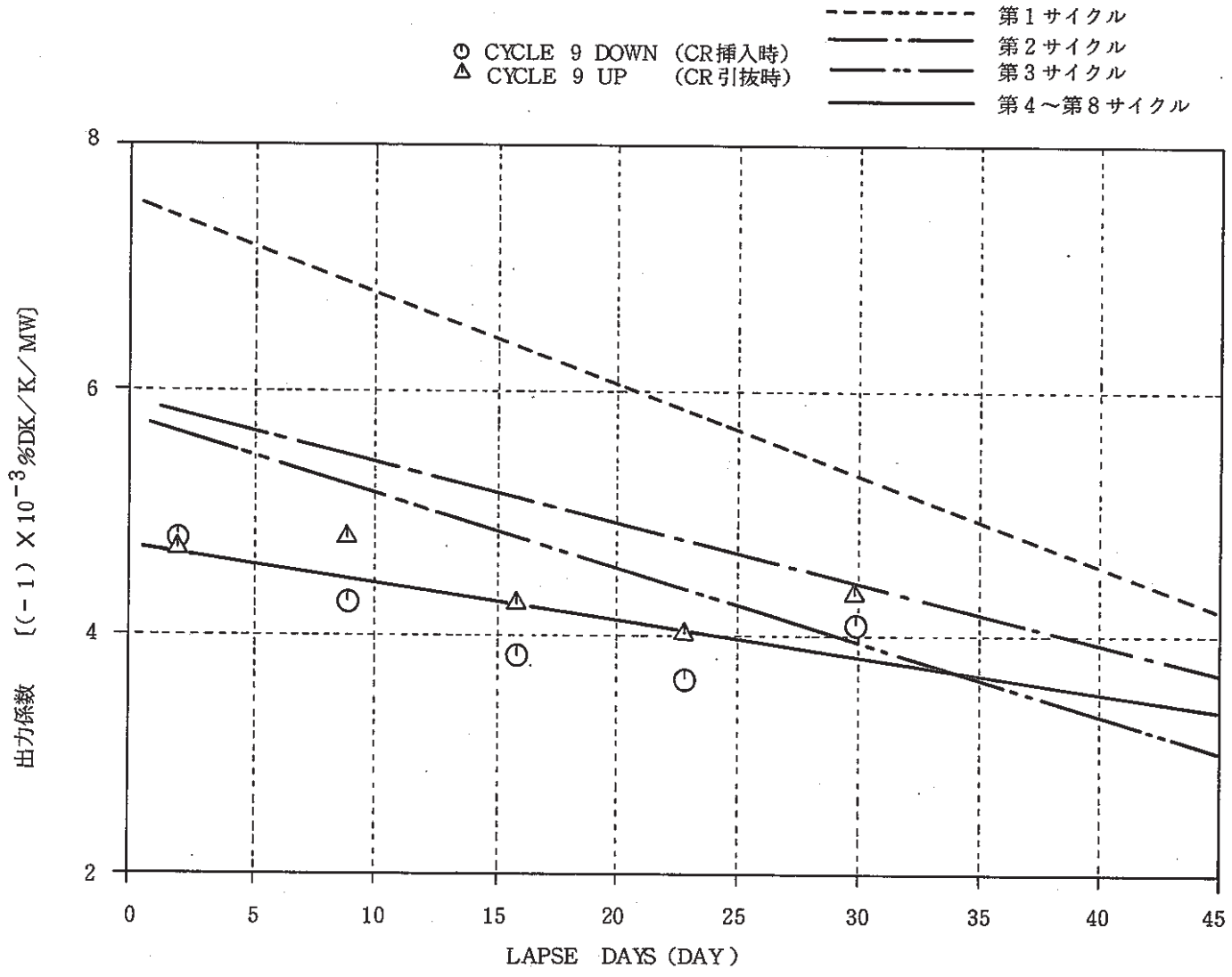


図1 定格運転に伴う出力係数の経時変化 (MK-II炉心第9サイクル)

### 3.9 中性子束ゆらぎ量測定結果 (MK-II 炉心第9サイクル)

報告者：庄野 (炉心・運転計画 Gr)

#### 1. 概要

MK-II 炉心第10サイクル運転中に、定格出力における中性子束ゆらぎ量を定期的に測定した結果をまとめた。

#### 2. 測定方法

熱出力測定システムにより、出力系中性子束 ch 6, ch 7, ch 8 をサンプリング周期 4 秒, サンプリング回数 30 回で測定した。

#### 3. 測定結果

(1) 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化を図 1 に示す。

(2) 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係を図 2 に示す。

#### 4. 結論

(1) 従来の定格サイクルと同様に、定格運転継続に伴って中性子束ゆらぎ量が徐々に減少する傾向を示した。

(2) 第 9 サイクルの余剰反応度は  $0.3 \sim 1.2 \% \Delta K / K$ , 中性子束信号の rms 値は  $0.1 \sim 0.2 \%$  であった。これらの値は第 8 サイクルと同様である。

(3) 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の間には強い直線性があるが、これは、運転中の中性子束ゆらぎ量の大部分が制御棒の流力振動によって発生していることを示すものである。

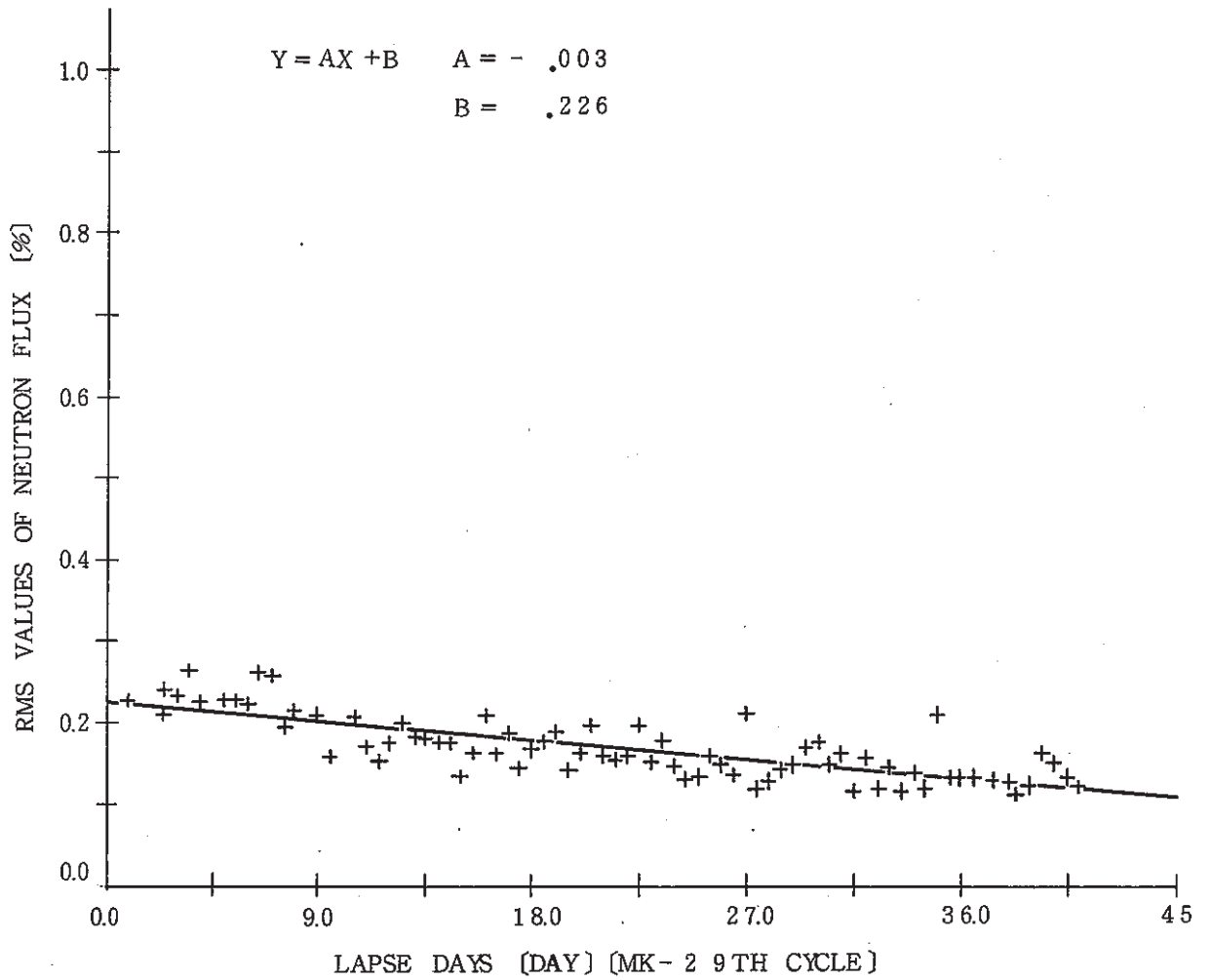


図1 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化  
 (第9サイクル '86. 2. 15 ~ 3. 29)

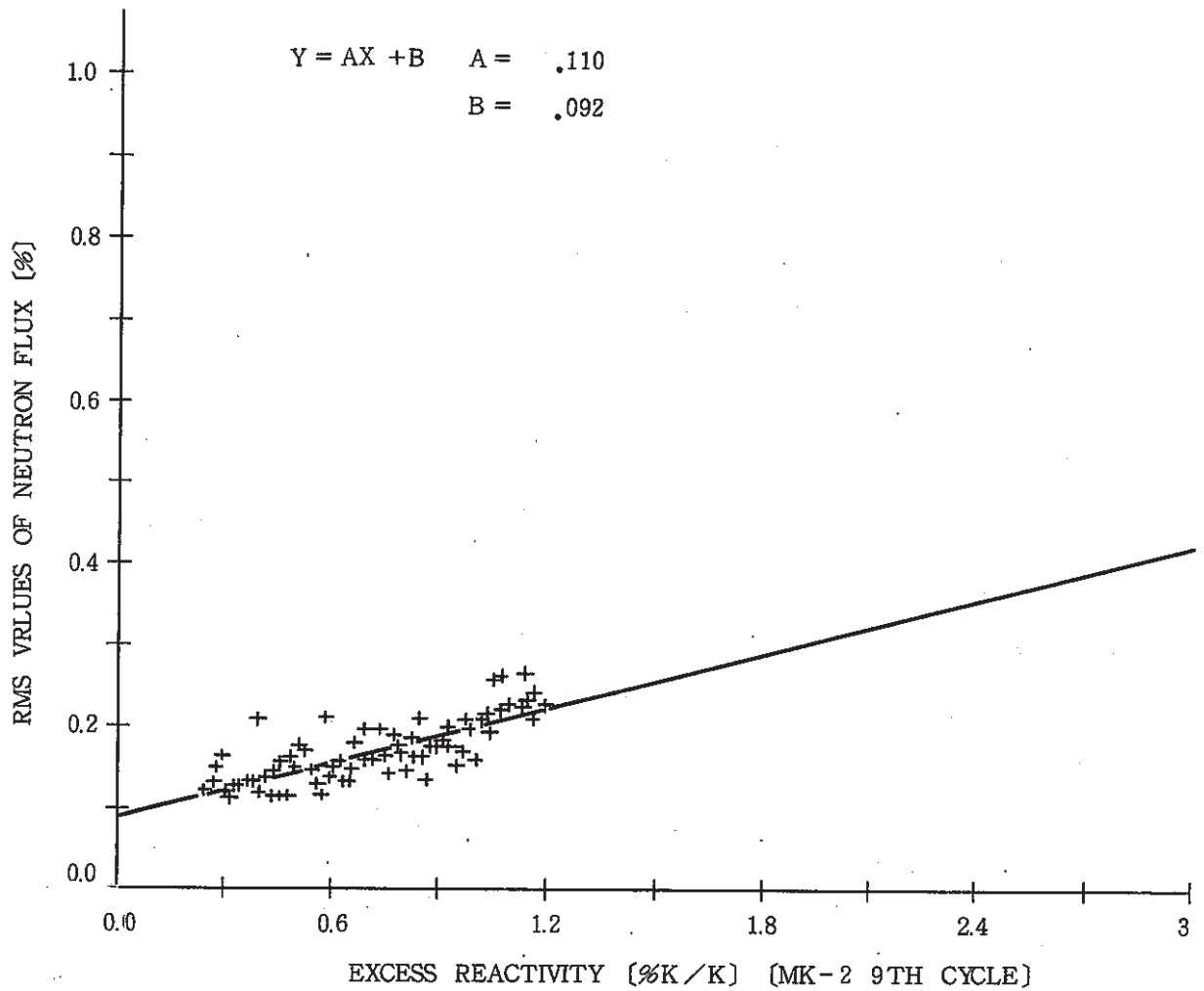


図2 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係

(第9サイクル '86.2.15~3.29)

## 3.10 2次取替制御棒の防振機構の最適構造の検討

報告者：庄野（炉心・運転計画 Gr）

## 1. 概要

現在、2次取替制御棒の構造検討が進められており、防振機構の設計もその中で1つの課題となっている。考慮すべき点としては、①制御棒振動による中性子束ゆらぎ量を極力低減し、将来予測される下部案内管スウェリングに対応できること、②スクラム挿入性や引抜荷重特性が良好であること、③構造をよりシンプルにし、コスト低減を図ること等があげられる。

本資料では、上記①の観点から種々の防振機構モデルにおける制御棒振動量を算出して現状モデルの値と比較を行い、最適な防振機構の構造について検討を行った。

## 2. 結論

(1) 防振機構と下部案内管内面とのギャップ幅について（設置個数 軸方向1ヶ所）

ギャップ幅2mm（現状値）では、防振機構位置を変更してもCR振動量は最大15%しか低減されない。ギャップ幅1mmを変更しても設置位置を変えなければCR振動量は30%しか低減されず、B<sub>4</sub>C吸収体下端付近に設置位置を変更すれば約50%の低減が図れる。

(2) 防振機構の軸方向個数について

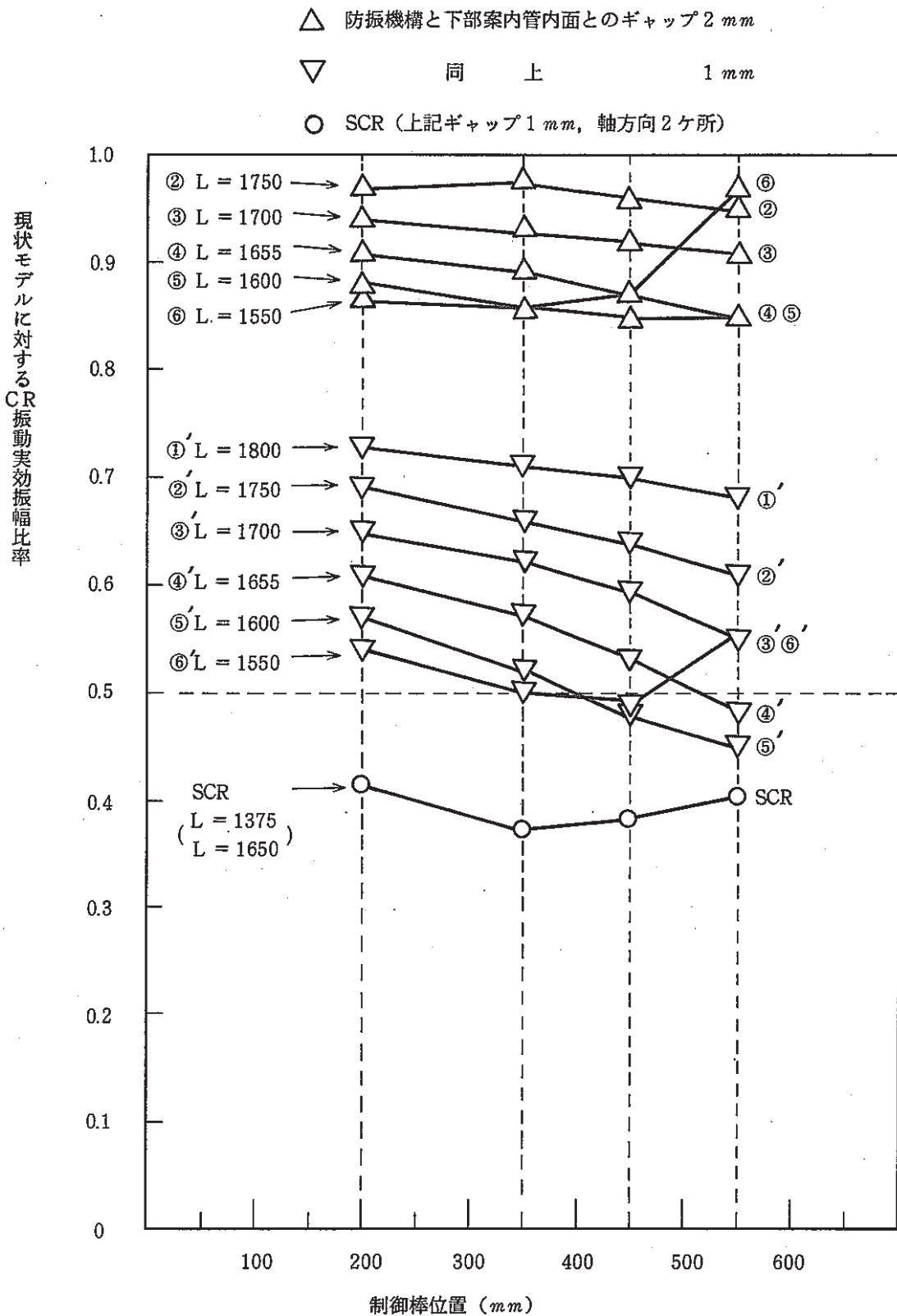
軸方向2ヶ所（SCR<sup>\*</sup>モデル）の場合、軸方向1ヶ所のあらゆるモデルに比べてCR振動量を小さくできる。（図1参照のこと）また、下部案内管スウェリングによる中性子束ゆらぎ量の増大は、軸方向2ヶ所に防振機構を設けることにより回避できる。

(3) 防振機構の最適構造（案）

以上(1)、(2)の検討結果より、将来予測される下部案内管スウェリング効果をも考慮した中性子束ゆらぎ量低減性能を評価すると、2次取替制御棒の防振機構の構造としては、SCRのように軸方向2ヶ所設けるのが最適である。

\* SCR（Silent Control Rod）とは、現在試作体によって実機試験中の制御棒で、軸方向2ヶ所に防振機構を設置してある。





(注) L ; 防振機構と制御棒上端との距離 (mm)

②~⑥ギャップ幅  $2\text{ mm}$ , ①'~⑥'ギャップ幅  $1\text{ mm}$

図1 各防振機構モデルの現状モデルに対するCR振動実効振幅比率

### 3.11 出力系中性子計算の温度補正 (その2)

報告者：玉山 (異常監視技術 Gr )

#### 1. はじめに

出力系中性子計装にはグラファイト温度などの温度依存性があり、各運転サイクル開始時には、正しく指示をしないため必要に応じてアンプの調整を示している。

(技-60-264)にて、MK-II炉心第8サイクル立上げ時の温度補正式を求めたが、ここでは第9サイクルEOC (End of Cycle) 時の補正係数について述べる。

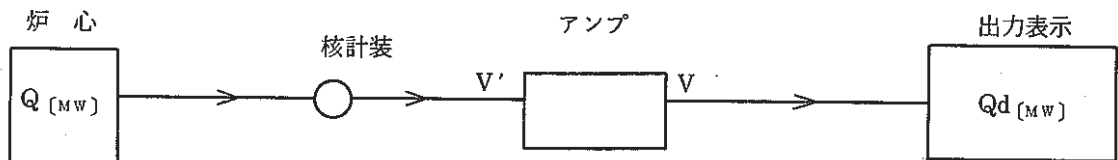
#### 2. 方法および補正式

##### (1) 測定

前報と同様であり、プラント出力、グラファイト温度、出力系中性子計装電圧出力値を測定した。

##### (2) 補正方法

以下の通り。



$$V' = (\alpha'_T + \beta'_{T_0} + r') \cdot Q, \quad V = K' \cdot V' + C', \quad Q_d = \frac{100}{8} \cdot V$$

##### (イ) 核計装出力

前報に示した様に核計装出力は以下の通り

$$V' = (\alpha'_T + \beta'_{T_0} + r') \cdot Q$$

$V'$  : 核計装出力

$Q$  : 炉出力

$T$  : グラファイト温度

$T_0$  : 原子炉出口 Na 温度

$\alpha', \beta', r'$  : 係数

##### (ロ) アンプ出力

ゼロ及びゲインでアンプ調整を行うのでリニア変換をする。

$$V = K' \cdot V' + C'$$

$V$  : 核計装アンプ出力

$V'$  : 核計装出力

$K', C'$  : 係数

## (ハ) 炉出力表示

アンプ出力 0～8 V が 0～100MW に相当するので

$$Q_d = \frac{100}{8} \cdot V$$

Qd : 出力表示

V : 核計装アンプ出力

## 3. 第9サイクルEOCのデータ処理

前報の式で誤差を計算すると図1の様になる。(ここでの誤差とは、出力計算値と熱出力測定値の差を言う。)

前回と今回では、以下に示す3回の熱出力較正を実施している。

- ① 第8サイクル EOC 12/7～12/18
- ② 第9サイクル EOC 2/15～2/24
- ③ 第9サイクル電喪後 3/25～3/28

よって図1で誤差が発生したのは、2(2)、(ロ)に示したアンプ出力の係数が変化したためと判断する。

リニア補正した後の誤差を図2に示す。±0.3 MW内に納っている事がわかる。

2(2)、(ニ)のアンプリニア変換に対し計算処理上は出力計算値をリニア変換する事で実施した。

$$Q_d = K \cdot Q_d' + C$$

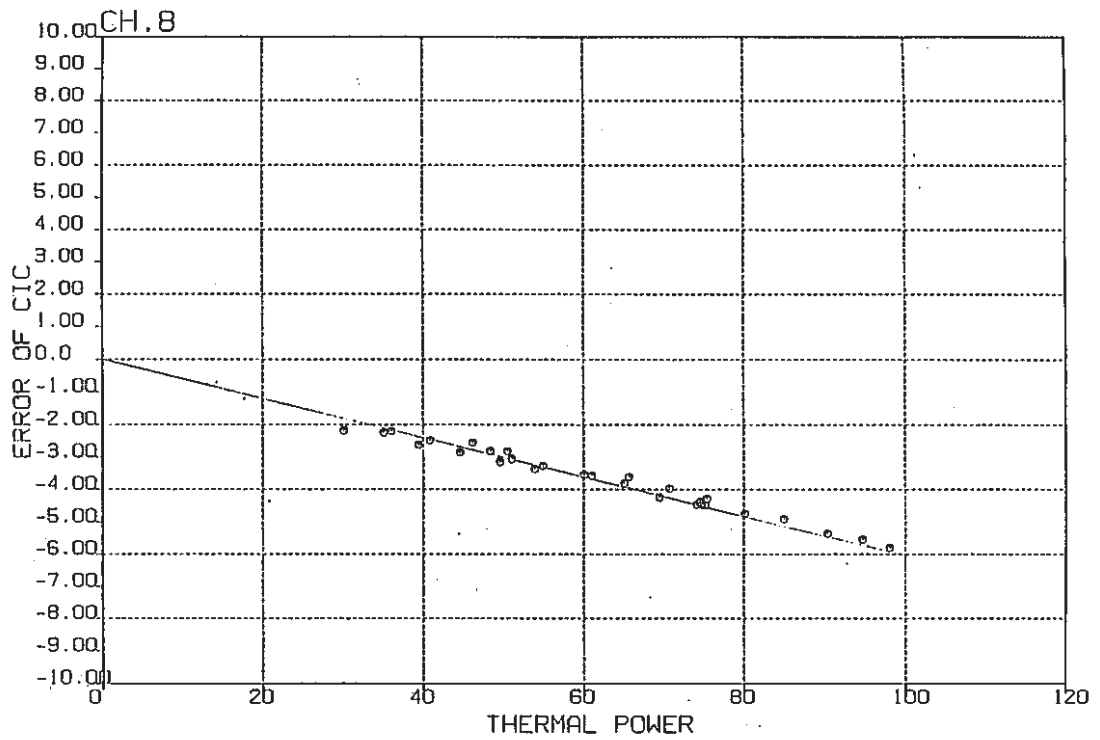
各chの係数は以下の通り

ch \ 係数	K	C
CH6	1.011	1.5
CH7	1.008	1.0
CH8	1.06	0.15

## 4. 結果および評価

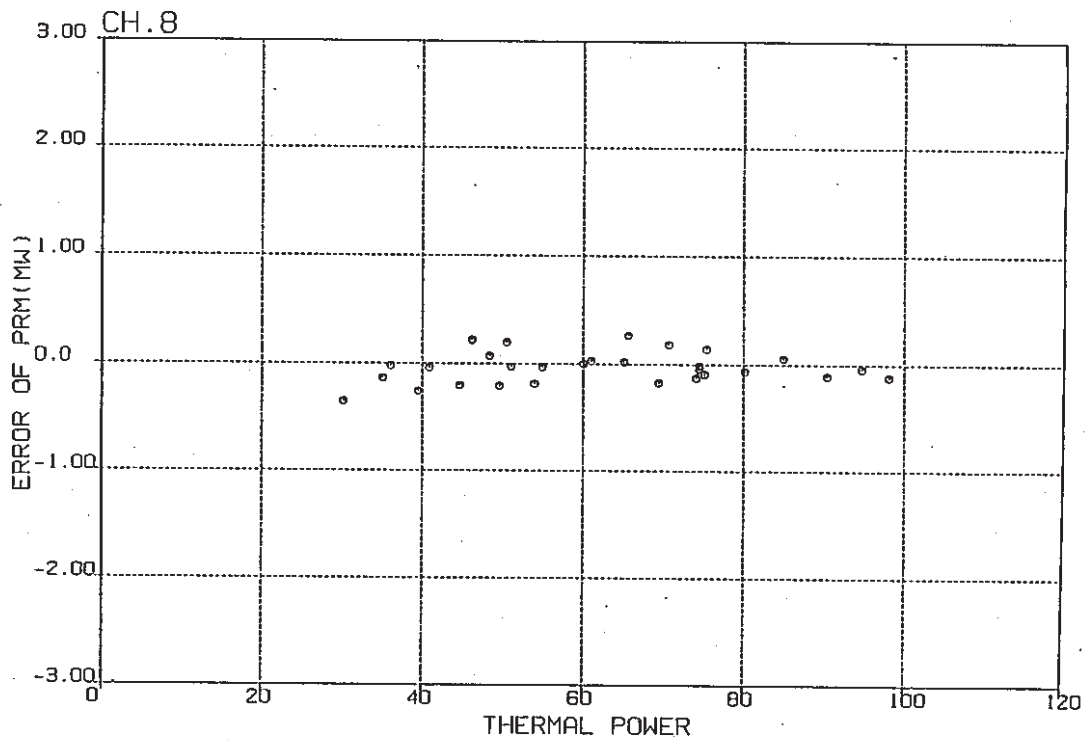
- ・ グラファイト温度が 127℃～114℃ の間しか変化していない事もあって、かなり良い精度で補正が出来る事がわかった。(±0.3 MW)
- ・ マイコン (CAMAC) で自動補正する場合、アンプ調整に対応するためには、リニア補正のみで十分との見通しを得た。
- ・ アンプ調整はゲインだけなので、係数のCはゼロと予測していたが、3に示したようにCは1.5, 1.0, 0.15 となった。

この理由については今後検討していきたい。



CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR

図1 アンブ補正前の誤差



CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR

図2 補正後の誤差 (ch 8)

### 3.12 高速実験炉照射用炉心の炉心燃料ペレットの不純物仕様変更に対する炉心核的特性評価

報告者：森木（原子炉利用 Gr）

#### 1. 概 要

高速実験炉「常陽」の燃料は、製造工程中ペレットの焼しまり改善のため乾式回収粉を原料粉に混合しているが、この際（ボールミルでの粉碎工程中）、Al と Si が不純物として混入し、現ペレット不純物仕様では今後歩止りの低下がかさみ、工程への安定供給に支障を来すとの理由から、第 1 表に示すとおり不純物仕様の変更提案が出された。

この不純物仕様の変更が燃料の健全性及び核熱特性上問題ないことを確認する必要がある。ここでは、核的特性についてマクロ断面積を比較することにより検討したので報告する。

#### 2. 検討結果

燃料及び不純物の原子数密度及び 0.1MeV 以上の高速中性子に対する断面積を第 2 表に示す。ただし、不純物は 500ppm の原子数密度である。

同表より、不純物 Al, Si, Cu, Zn の混入割合をそれぞれ 500ppm から 700ppm に変更したときの燃料及び不純物のマクロ断面積の変化は約 0.06% である。この値は、現燃料仕様で規定されている燃料ペレット密度の変動  $\pm 2\%$  がマクロ断面積に与える影響（1.83%）に比べて十分小さい。

また、本変更において対象とする不純物は、すでにラップ管その他の炉心構成要素部材中に多量に含有されている。

以上のことから、炉心燃料ペレットの不純物仕様の変更（Al : 500ppm  $\rightarrow$  700ppm, Si + Cu + Zn : 700ppm  $\rightarrow$  1,400ppm）が核的特性に与える影響は十分無視できる。

第1表 照射用炉心の炉心燃料ペレットの仕様変更内容

変 更 前			変 更 後		
• PuO <sub>2</sub> / (PuO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub> ) 29±1wt %			• PuO <sub>2</sub> / (PuO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub> ) 29±1wt %		
• Pu 同位体組成 ( <sup>239</sup> Pu + <sup>241</sup> Pu) 75±2wt %			• Pu 同位体組成 ( <sup>239</sup> Pu + <sup>241</sup> Pu) 75±2wt %		
• <sup>235</sup> U濃縮度 13.4±1wt %			• <sup>235</sup> U濃縮度 13.4±1wt %		
• O / M比 1.97 <sup>+0.02</sup> <sub>-0.03</sub>			• O / M比 1.97 <sup>+0.02</sup> <sub>-0.03</sub>		
• 蒸発性不純物 (水分以外) 150 μℓ/g・Mo 以下			• 蒸発性不純物 (水分以外) 150 μℓ/g・Mo 以下		
• 水 分 30ppm以下			• 水 分 30ppm		
• 不純物	Al	≤ 500 ppm	• 不純物	Al	≤ 700 ppm
	B	≤ 20 ppm		B	≤ 20 ppm
	C	≤ 300 ppm		C	≤ 300 ppm
	Ca	≤ 80 ppm		Ca	≤ 80 ppm
	Cd	≤ 20 ppm		Cd	≤ 20 ppm
	Cl	≤ 25 ppm		Cl	≤ 25 ppm
	Cr	≤ 500 ppm		Cr	≤ 500 ppm
	F	≤ 25 ppm		F	≤ 25 ppm
	Mg	≤ 150 ppm		Mg	≤ 150 ppm
	N	≤ 200 ppm		N	≤ 200 ppm
	Fe	≤ 1600 ppm		Fe	≤ 1600 ppm
	Ni	≤ 500 ppm		Ni	≤ 500 ppm
	V	≤ 500 ppm		V	≤ 500 ppm
	Cu+Zn+Si	≤ 700 ppm		Cu+Zn+Si	≤ 1400 ppm
	Ag+Mn+Mo+Pb+Sn	≤ 400 ppm		Ag+Mn+Mo+Pb+Sn	≤ 400 ppm
	TOTAL	≤ 4000 ppm		TOTAL	≤ 4000 ppm

第2表 高速中性子に対する断面積

元素または 同位体	マイクロ断面積 $\sigma_t$ ( $\times 10^{-24}$ cm <sup>2</sup> )	原子数密度 N ( $\times 10^{24}$ n/cm <sup>3</sup> )	マクロ断面積 $\Sigma_t$ (cm <sup>-1</sup> )
<sup>235</sup> U	7.00	$2.25 \times 10^{-3}$	0.01575
<sup>238</sup> U	7.08	$1.44 \times 10^{-2}$	0.10195
<sup>239</sup> Pu	7.38	$4.66 \times 10^{-3}$	0.03439
<sup>240</sup> Pu	7.10	$1.46 \times 10^{-3}$	0.01037
<sup>241</sup> Pu	7.38	$4.61 \times 10^{-4}$	0.00340
<sup>241</sup> Pu	7.16	$2.14 \times 10^{-4}$	0.00153
O	1.82	$4.60 \times 10^{-2}$	0.08372
Al	2.43	$3.00 \times 10^{-5}$ ( $4.20 \times 10^{-5}$ )	0.00007 (0.00010)
Si	2.36	$2.51 \times 10^{-5}$ ( $3.51 \times 10^{-5}$ )	0.00006 (0.00008)
Cu	3.70	$4.23 \times 10^{-5}$ ( $5.92 \times 10^{-5}$ )	0.00016 (0.00022)
Zn	3.50	$3.28 \times 10^{-5}$ ( $4.59 \times 10^{-5}$ )	0.00012 (0.00016)

・不純物の ( ) 内は 700ppm の値である。

## 3.13 MK - II 炉心第10, 11サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測

報告者：小倉（異常監視技術 Gr）

## 1. 目的

MK - II 炉心第10, 11サイクルにおける燃料集合体出口冷却材温度を予測し、集合体出口温度計装の警報値の算出に資する。

## 2. 方法

運転監視用コード“MAGI”による予測計算結果に対し、過去の実測値から得られた補正値を加味して第10, 11サイクルでの予測値を求める。

$$P(i) \equiv (i+1)^2$$

$$R(i) \equiv \frac{(T_M(i) - T_{in})}{(T_c(i) - T_{in}) \cdot Q_c(i)}$$

$$T_F(N) \equiv \frac{\sum_{i=0}^{N-1} P(i) \times R(i)}{\sum_{i=0}^{N-1} P(i)} \times Q_c(N) \times (T_c(N) - T_{in}) + T_{in}$$

但し

P	: 重み	T <sub>c</sub>	: “MAGI” で計算された温度
R	: 温度比	T <sub>in</sub>	: 炉入口温度
T <sub>F</sub> (N)	: 第10, 11 サイクル予測温度	Q <sub>c</sub>	: 集合体流量 (“MAGI” 計算値)
T <sub>M</sub>	: 実測温度	N	: 注目サイクルNo.

## 3. 結果

表1に第10サイクルの予測値を、表2に第11サイクルの予測値をそれぞれ示す。

## 4. 評価

第10, 11サイクルのBOCでの実測データより、予測値の1部に実測値と大きな差が出るものがあつた為、一部修正を行った。



表1 第10サイクル集合体出口温度予測値

TA-4, 1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II 第10サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	556	543	547	543	552	541	546					
TA-4, 2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(°C)	541	524	525	497	526	544	537	472	489	477	481	492
TA-4, 3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(°C)	540	544	544	523	519	530	490	484	494	483	482	485
TA-4, 4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(°C)	546	541	529	539	515	523	518	492	486	488	487	490
TA-4, 5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(°C)	551	523	457	509	514	537	514	493	508	493	490	489
TA-4, 6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(°C)	547	523	532	520	504	489	481	472	486	475	480	477
TA-4, 7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(°C)	547	537	513	531	524	507	522	492	476	481	486	483
TA-4, 8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(°C)	545	531	539	508	518	540	525	491	494	489	483	483
TA-4, 9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(°C)	554	536	539	530	504	527	494	488	528	486	482	489
TA-4, 10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(°C)	532	530	523	536	517	529	498	484	495	493	484	466

表2 第11サイクル集合体出口温度予測値

TA-4, 1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II 第11サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	550	553	541	556	548	552	539					
TA-4, 2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(°C)	533	537	521	491	519	537	532	469	486	474	477	488
TA-4, 3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(°C)	534	539	538	518	514	524	488	482	492	480	480	483
TA-4, 4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	5B3	6B4	6B5	6B6
	温度(°C)	542	537	526	537	535	520	516	493	485	488	487	491
TA-4, 5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(°C)	553	522	560	510	516	538	515	494	512	495	494	489
TA-4, 6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(°C)	545	521	531	520	503	495	484	473	485	479	480	477
												△	
TA-4, 7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(°C)	542	533	511	527	519	505	516	491	476	480	486	483
TA-4, 8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(°C)	538	526	531	503	532	533	518	489	492	487	479	477
TA-4, 9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(°C)	546	529	530	523	498	520	488	481	522	481	479	483
TA-4, 10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(°C)	525	544	516	530	511	521	494	482	500	497	483	462
										△	△		

## 4. 運転監視コード“MAGI”による解析結果

本章は、技術課において管理・運用している運転監視コード“MAGI”の計算で得られた成果の速報をまとめたものである。

### 4.1 MK-II 炉心第9サイクル“MAGI”記録計算結果

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 概要

MK-II 炉心第9サイクル運転終了に伴い、“MAGI”コードによる運転監視記録計算を行ったので主要項目をまとめて報告する。

#### 2. 計算条件

従来通りの計算方法であるが、特に第8サイクル記録計算のために準備した事項のみを記す。

##### (1) オンラインデータ（MT）処理

従来のイベントコードの他に今回“SE”というイベントコードが表われたため従来の編集プログラム“MTREAD”で処理できなくなった。今後のイベントコードの種類の追加も想定し、以下の8種類のイベントコード以外は取り扱わない（読み飛ばす）よう修正を行った。

No.	イベントコード		No.	イベントコード	
1	PR	定 時	5	DM	デマンド
2	SP	停 止	6	SC	スクラム
3	RS	再 起 動	7	CR	臨 界
4	RG	スロースクラム	8	RA	定格到達

現在、その他に3つのイベントコードがある。

TR：トレンドデータM/T記録

SA：燃料集合体誤差データ

SE：燃料集合体規格値データ

##### (2) 集合体ライブラリ（原子数密度）RANDファイル

第8サイクル記録計算で作成したRANDファイルに対しRANDファイル作成,更新プログラム“S406 A. RANDH1.LOAD”を使用して2次取替燃料PFD214～PFD225の実績データを追加し、“S406#.RAND.CY08.SEQ50.DATA”とした。更にこのファイルに対しMCR107を追加して“S406#.RAND.CY08.SEQ52.DATA”としこのファイルを第9

(技-61-3)

サイクル記録計算に使用した。

(3) 断面積ライブラリ LTA ファイル

第9サイクル予測計算の際に作成したファイル "S406 #.LTA.CY09.SEQ01.DATA" を使用した。

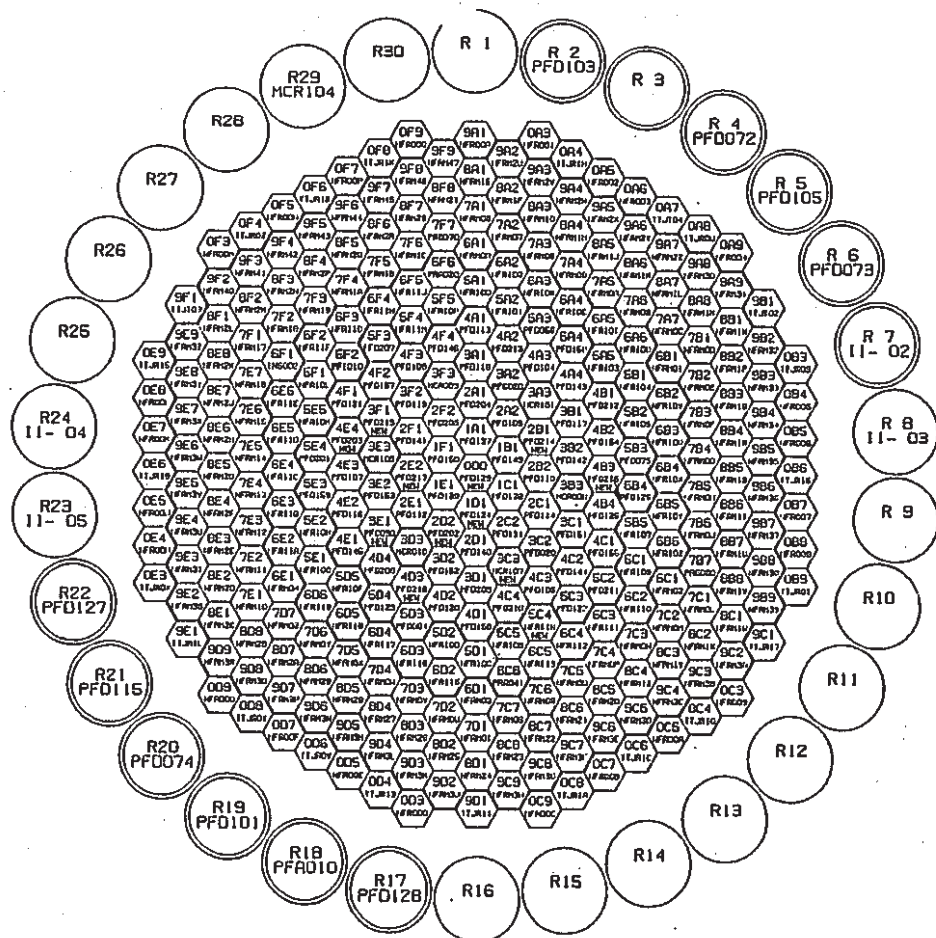
(4) "TOMAGI" 用入力データ

"MAGI" 計算に使用する "KIROIN ファイル" を作成するプログラム "TOMAGI" の入力データとして原子炉起動日時を "8602121300" とした。

3. 計算結果

図1 に計算結果の OUTPUT ファイルから得られる集合体構成図及び移動履歴を示す。

表1 に記録計算結果サマリーを示す。



CYCLE NO. 9  
 BOC DATE 1986. 2. 17.  
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY09. SEQ10. DATA

	炉心	ラック
炉心燃料	63	9
内側反射体	46	0
外側反射体 (A)	141	0
外側反射体 (B)	48	4
制御棒	6	1
中性子源	1	0
特殊燃料 A	0	1
特殊燃料 B	1	0
特殊燃料 C (INTA含む)	3	0
特殊反射体	4	0

	燃交前	燃交後
1	0000 PFD115	PFD129
2	1D1 PFD105	PFD124
3	2B1 PFD103	PFD214
4	2D2 PFD128	PFD202
5	2E2 PFA010	PFD217
6	3C3 MCR007	MCR107
7	3E1 PFD101	PFC030
8	3F1 PFD127	PFD215
9	4B3 PFD072	PFD216
10	4D3 PFD073	PFD218
11	4E4 PFD074	PFD203
12	5C4 PRS050	NFRI1N

図 1. JOYO S/A CONFIGURATION

## "MAGI" 記録計算結果サマリー

## MK - II 第9サイクル

運転開始 (定格到達) 日					昭和 61 年 2 月 17 日			
運転終了 (定格終了) 日					昭和 61 年 3 月 31 日			
E. F. P. D					42.42 日			
炉心構成 (添付図 参照)	炉心燃料	A 型特燃	B 型特燃	C 型特燃	CMIR	SMIR	AMIR	その他
	63	0	1	2	0	2	2	INTA
炉心平均燃焼度 (at EOC, 除 特燃)					2.22 × 10 <sup>4</sup> MWD/T			
最大燃焼度集合体 (at EOC)	位置	R 5	集合体 番号	PFD 105	燃 焼 度 ポイント最大	6.04 × 10 <sup>4</sup> MWD/T		
最大線出力集合体 (at BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD 129	線 出 力 ポイント最大	376 W/cm		
(ノミナル) 被覆管最高温度 ( BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD 129	温 度	618 °C		
(ノミナル) 燃料最高温度 ( BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD 129	温 度	2327 °C		
集合体毎の計算結果は 次の集合体について記 す。					PFD 105, PFD 129, PFC020, PFB020, PFC 030, PFI 010			

## 4.2 MK-II 炉心第10サイクル "MAGI" 記録計算結果

報告者：原，青山（炉心・運転計画Gr）

### 1. 概要

MK-II 炉心第10サイクル運転終了に伴い，"MAGI"コードによる運転監視記録計算を行ったので主要項目をまとめて報告する。

### 2. 計算条件

従来通りの計算方法であるが，特に第10サイクル記録計算のために準備した事項のみを記す。

#### (1) 集合体ライブラリ（原子数密度）RANDファイル

第9サイクル記録計算結果で作成したRANDファイル

"S406#.RAND.CY09.SEQ10.DATA"をそのまま使用した。

#### (2) 断面積ライブラリLTAファイル

今サイクルは特燃の燃交がなかったので第9サイクル記録計算で使用したものと同一ファイル"S406#.LTA.CY09.SEQ01.DATA"を今サイクルも使用した。

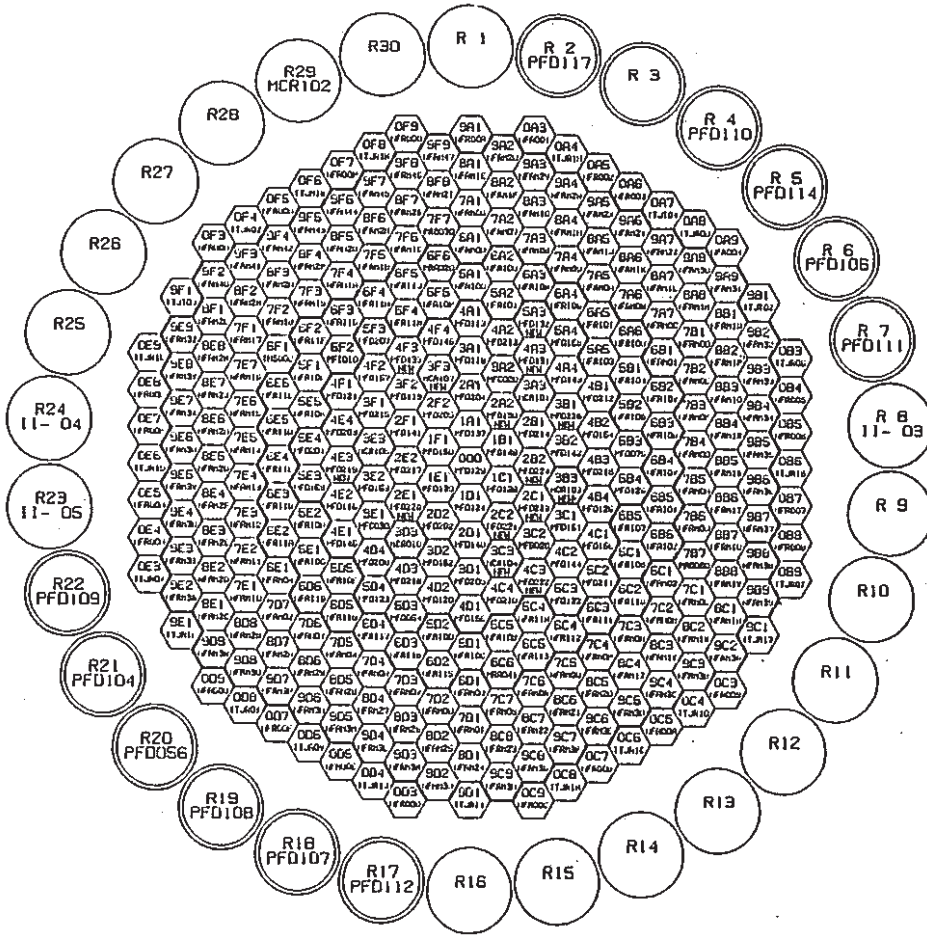
#### (3) "TOMAGI"用入力データ

"MAGI"計算に使用する"KIROINファイル"を作成するプログラム"TOMAGI"の入力データとして原子炉起動日時を"8604251000"とした。

### 3. 計算結果

図1に計算結果のOUTPUTファイルから得られる集合体構成図及び移動履歴を示す。

表1に記録計算結果サマリーを示す。



	炉 心	ラック
炉 心 燃 料	63	11
内側反射体	46	0
外側反射体 (A)	141	0
外側反射体 (B)	48	3
制 御 棒	6	1
中 性 子 源	1	0
特殊燃料 A	0	0
特殊燃料 B	1	0
特殊燃料 C	2	0
特殊反射体	4	0
I N T A	1	0
	燃 交 前	燃 交 後
1	2A2 PFD109	PFD130
2	2B2 PFD110	PFD224
3	2C1 PFD114	PFD223
4	2C2 PFD111	PFD221
5	2E1 PFD112	PFD220
6	3B1 PFD117	PFD225
7	3B3 MCR008	MCR103
8	3C3 MCR107	MCR104
9	3F3 MCR009	MCR107
10	4A3 PFD104	PFD131
11	4C3 PFD106	PFD222
12	4E3 PFD107	PFD219
13	4F3 PFD108	PFD133
14	5A3 PFD056	PFD132

CYCLE NO. - 10

BOC DATE 1986. 4. 28.

FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY10. SEQ10. DATA

図 1 JOYO S/A CONFIGURATION



## "MAGI" 記録計算結果サマリー

## MK-II 第10 サイクル

運転開始 (定格到達) 日				昭和 61 年 4 月 28 日				
運転終了 (定格終了) 日				昭和 61 年 6 月 11 日				
E. F. P. D				44.5 日				
炉心構成 (添付図 参照)	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	CMIR	SMIR	AMIR	その他
	63	0	1	2	0	2	2	INTA
炉心平均燃焼度 (at EOC, 除 特燃)				2.17 × 10 <sup>4</sup> MWD/T				
最大燃焼度集合体 (at EOC)	位置	R5	集合体 番号	PFD 114	燃 焼 度 ポイント最大	5.45 × 10 <sup>4</sup> MWD/T		
最大線出力集合体 (at BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD 129	線 出 力 ポイント最大	364 W/cm		
(ノミナル) 被覆管最高温度 ( BOC)	11 位置	2B2	集合体 番号	PFD 224	温 度	613 °C		
(ノミナル) 燃料最高温度 ( BOC)	1 位置	000	集合体 番号	PFD 129	温 度	2270 °C		
集合体毎の計算結果は 次の集合体について記 す。	PFD 129, PFD 114, PFD 224 (以上炉心燃料) PFC 020, PFC 030, (以上C型特燃) PFB 020 (B型特燃) PFI 010 (INTA)							

### 4.3 MK-II 炉心第 12' サイクル "MAGI" 予測計算結果

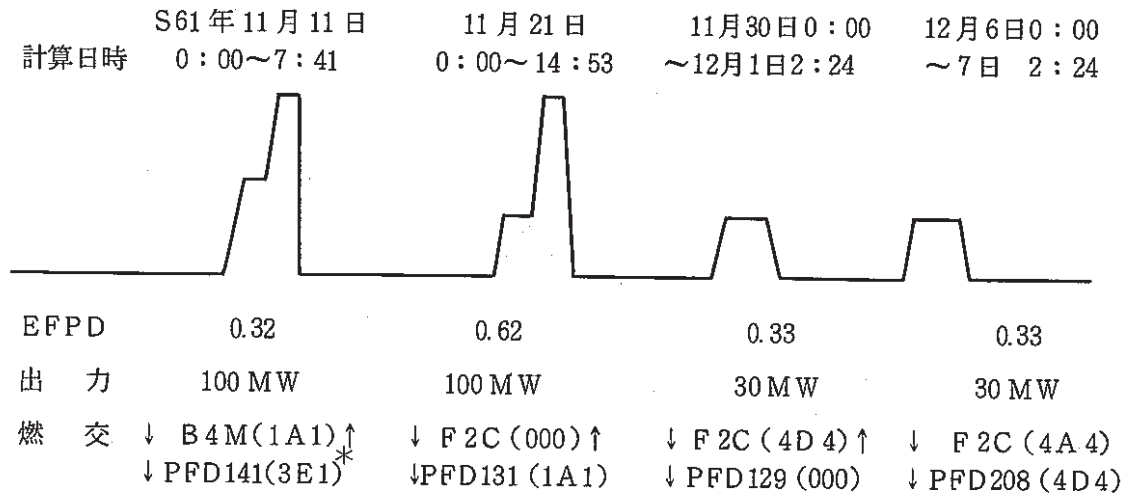
報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 概要

第 12' サイクルの燃交計画（案）が決まり、F2C、B4Mの組成も照射課より入手できたので、"MAGI"コードを使用して第 12' サイクル 1～4 までの予測計算を行った。計算結果の主要目をまとめて報告する。

#### 2. 計算条件

##### (1) 運転条件及び燃交



\*) PFD 141 は第 11 サイクルで取り出された燃料で置換反応度を上げるために C3M(3E1) と交換するものとした。

##### (2) 原子数密度

本計算のために新たに集合体組成ファイルへ F2C (PFF020) と B4M (PFB040) を追加した。F2C 及び B4M の原子数密度は照射課より支給されたデータ（照射課メモ 照-61-41）をそのまま使用した。

##### (3) 実効マイクロ断面積

実効マイクロ断面積は第 12 サイクルの構成で "LTA" を使用して計算したものを第 12' サイクルにおいて共通に使用した。

##### (4) 圧損係数

F2C の圧損係数は C1J 2 列の値、B4M の圧損係数は B2M 2 列の値を使用した。それぞれの値を以下に示す。

尚、C1J 2 列、B2M 2 列の値は技-58-158 による。

	流路名	要素内		上部もれ		下部もれ	
		圧損係数	指数	圧損係数	指数	圧損係数	指数
B 4 M (B 2 M 2 列)	SHIGH	$2.125 \times 10^{-4}$	1.98165	$2.366 \times 10^{-1}$	2.0	1.618	1.786
F 2 C (C 1 J 2 列)	SHIGH	$3.101 \times 10^{-4}$	1.87715	$2.366 \times 10^{-1}$	2.0	1.618	1.786

### 3. 計算結果

計算結果の主要目を表 1. に示す。

#### (1) B 4 M の線出力に関して

第 12' サイクル-1 での B 4 M の最大出力は燃料集合体全体で、核分裂による発熱が  $1.489 \times 10^4$  W,  $r$  線による発熱が  $3.324 \times 10^3$  W であった。これらのうち燃料ピンによる寄与を考慮すると最大出力は  $1.527 \times 10^4$  W となり、燃料ピン 1 本分の線出力は 381.7 w/cm と判断できる。

#### (2) F 2 C の線出力に関して

第 12' サイクル-2 での F 2 C の最大出力は、燃料集合体全体で、核分裂による発熱が  $1.216 \times 10^3$  W,  $r$  線による発熱が  $3.793 \times 10^3$  W であった。これらのうち F 2 C 集合体内のラップ管、U-Ni ソースピン及びダミーピンの割合を考慮すると最大線出力は U-Ni ソースピンは 12.3 w/cm, ダミーピンは 6.62 w/cm と判断できる。

#### (3) 反応度に関して

第 12' サイクル-1 BOC の  $k_{eff}$  は、1.016966 であり、これは第 12 サイクル EOC との置換反応度が  $-0.93 \% \Delta k/k'$  であることを示している。また反応度余裕については 250 °C の臨解点相当で  $+1.67 \% \Delta k/k$  であり、これに 250 °C → 370 °C の温度補正分  $-0.5 \% \Delta k/k$  と 0 MW → 100 MW の出力上昇補正分  $-0.4 \% \Delta k/k$  を考慮すると 0.76 %  $\Delta k/k$  程度となる。

最も反応度的に厳しいのは第 12' サイクル-2 の EOC で反応度余裕は 250 °C 臨界点相当で  $+1.52 \% \Delta k/k$  であり、これに 250 °C → 370 °C の温度補正分  $-0.5 \% \Delta k/k$  と 0 MW → 100 MW の出力上昇補正分  $-0.4 \% \Delta k/k$  を考慮すると 0.62 %  $\Delta k/k$  となる。この値は先に計算した予測計算での第 8, 9, 10 サイクルの反応度余裕値よりは大きい。

#### (4) 温度に関して

問題なし

#### (5) 燃焼度に関して

要素平均最大は第 12' サイクル-4 の PFD141 (これは第 11 サイクルで取り出したものを C3 M と交換した集合体である) で  $4.80 \times 10^4$  MWD/T であり、 $5 \times 10^4$  MWD/T を下回っている。

表1 計算結果主要目

項 目	12 'cycle - 1		12 'cycle - 2		12 'cycle - 3		12 'cycle - 4	
	集合体名称	計 算 値	集合体名称	計 算 値	集合体名称	計 算 値	集合体名称	計 算 値
k <sub>eff</sub> BOC EOC	1.016966		1.015606		1.023415		1.023493	
	1.016886		1.015450		1.023323		1.023405	
EFPD	0.32 (100 MW)		0.62 (100 MW)		1.1 (30 MW)		1.1 (30 MW)	
最大線出力(BOC) w/cm	3:PFD230	363	3:PFD230	360	3:PFD230	112	7:PFD231	112
上位3点及び 特 燃	7:PFD231	362	7:PFD231	359	7:PFD231	111	3:PFD230	111
	4:PFD132	349	4:PFD132	342	4:PFD132	106	4:PFD132	106
	2:PFB040	382						
被覆管温度 (hot spot BOC °C)	24:PFD235	640	24:PFD235	641	3:PFD230	452	7:PFD231	452
上位3点	27:PFD240	638	21:PFD234	638	24:PFD235	452	3:PFD230	452
	3:PFD230	638	3:PFD230	637	7:PFD231	452	24:PFD235	450
燃料最高温度 °C (over power hot spot)	3:PFD230	2548	3:PFD230	2532	3:PFD230	995	7:PFD231	992
上位3点	7:PFD231	2541	7:PFD231	2525	7:PFD231	990	3:PFD230	989
	4:PFD132	2472	2:PFD131	2427	4:PFD132	959	4:PFD132	957
最大 Burn up (EOC) ポイント最大	32:PFD141	5.61×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	5.62×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	5.62×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	5.63×10 <sup>4</sup>
上位3点 MWD/T	33:PFD153	5.26×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	5.27×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	5.28×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	5.28×10 <sup>4</sup>
	58:PFD121	5.23×10 <sup>4</sup>	58:PFD121	5.24×10 <sup>4</sup>	30:PFD152	5.28×10 <sup>4</sup>	30:PFD152	5.28×10 <sup>4</sup>
最大 Burn up (EOC) 要素平均	32:PFD141	4.78×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	4.79×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	4.80×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	4.80×10 <sup>4</sup>
上位3点 MWD/T	33:PFD153	4.53×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	4.54×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	4.54×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	4.55×10 <sup>4</sup>
	58:PFD121	4.54×10 <sup>4</sup>	58:PFD111	4.54×10 <sup>4</sup>	30:PFD152	4.53×10 <sup>4</sup>	30:PFD152	4.54×10 <sup>4</sup>
最大 Burn up (EOC) 集合体平均	32:PFD141	4.43×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	4.44×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	4.45×10 <sup>4</sup>	32:PFD141	4.45×10 <sup>4</sup>
上位3点 MWD/T	33:PFD153	4.11×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	4.12×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	4.12×10 <sup>4</sup>	33:PFD153	4.13×10 <sup>4</sup>
	58:PFD121	3.95×10 <sup>4</sup>	58:PFD121	3.95×10 <sup>4</sup>	30:PFD152	4.11×10 <sup>4</sup>	30:PFD152	4.12×10 <sup>4</sup>
Fluence (Peak値) 0.1 MeV 以上	32:PFD141	6.84×10 <sup>22</sup>	32:PFD141	6.85×10 <sup>22</sup>	32:PFD141	6.86×10 <sup>22</sup>	32:PFD141	6.87×10 <sup>22</sup>
上位3点 EOC	33:PFD153	6.08×10 <sup>22</sup>	33:PFD153	6.10×10 <sup>22</sup>	33:PFD153	6.10×10 <sup>22</sup>	33:PFD153	6.11×10 <sup>22</sup>
	30:PFD152	6.06×10 <sup>22</sup>	30:PFD152	6.07×10 <sup>22</sup>	30:PFD152	6.08×10 <sup>22</sup>	30:PFD152	6.08×10 <sup>22</sup>
集合体流量 kg/sec	2:PFB040	3.987	1:PFF020	5.306	53:PFF020	5.297	41:PFF020	5.297
	88:PFI010	5.009	88:PFI010	4.999	88:PFI010	4.971	88:PFI010	4.971
	109:PRA041	0.432	109:PRA041	0.431	109:PRA041	0.431	109:PRA041	0.431
	127:PRA020	0.432	127:PRA020	0.431	127:PRA020	0.431	127:PRA020	0.431
	141:PRS080	0.400	141:PRS080	0.399	141:PRS080	0.398	141:PRS080	0.398
	169:PRS070	0.400	169:PRS070	0.399	169:PRS070	0.398	169:PRS070	0.398

4.4 MK-II炉心第12'サイクルでのC3Mと第11サイクル取り出し燃料の置換反応度の計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目的

第12'サイクルに於いてC3M(3E1)を第11サイクルで取り出した燃料(PFD141:2F1)に置き換えた場合の置換反応度の計算を行ったので報告する。これは第12'サイクルで感度校正用集合体を装荷することによる反応度の減少をどの程度回復出来るかを検討するものである。

2. 計算方法

“MAGI”コードを用いて第12サイクルの炉心体系に対し3E1(C3M)へ第11サイクルで取り出した燃料(PFD141:2F1)を装荷し燃焼計算(5日)を行う。(第12'予測計算)

燃焼計算結果のBOC  $k_{eff}$ と第12サイクルEOCの $k_{eff}$ から置換反応度を計算する。(尚PFD141は第6～第11サイクル燃焼されて居り最大燃焼度は $5.60 \times 10^4$  MWD/Tである。)

3. 計算結果

計算結果の置換反応度は $0.25\% \Delta k/kk'$ であった。

この値を用いて第12'サイクルBOCの反応度余裕を概算すると

第12サイクルEOC余剰反応度 .....	+ 2.6 % $\Delta k/kk'$
感度校正用集合体と新燃料の置換反応度 (CMIR相当) .....	- 1.67% $\Delta k/k$
同集合体との交換燃料が4サイクル燃焼であることの補正 .....	+ 0.16% $\Delta k/k$
+ ) 今回計算のC3M←6サイクル燃焼燃料の置換反応度 .....	+ 0.25% $\Delta k/kk'$
	+ 1.29

(250℃臨界点相当)

これに250℃から370℃への温度補正分 $-0.5\% \Delta k/k$ と $0 \rightarrow 100$  MWの補正分 $-0.4\% \Delta k/k$ を考慮に入れると第12'サイクルBOC 100 MWでの反応度余裕は約 $+0.39\% \Delta k/k$ となる。 $+0.39\% \Delta k/k$ のうち $0.25\% \Delta k/k$ は今回計算の置換反応度によるものであるから反応度余裕にかなり大きなWeightを占めることが分かる。尚EOCでの余剰反応度については予測計算と実測の燃焼係数を評価中であり10サイクル終了後再検討し報告する。

#### 4.5 MK-II炉心第13サイクル“MAGI”予測計算結果

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

##### 1. 概要

“MAGI”コードを使用して第13サイクルの予測計算を行ったので、計算結果の主要目をまとめて報告する。

##### 2. 計算条件

###### (1) 原子数密度

第12サイクル予測計算で作成したRANDファイルに対し新燃料PFD 241～PFD 255, SMIR-10, SMIR-11, AMIR-31, AMIR-32及びINTA-Sを追加した。新燃料の組成は2次取替製造実績データの平均的組成であるPFD 210と同様とした。

###### (2) 実効マイクロ断面積

今回新たに第13サイクル用の断面積ファイルを作成した。

###### (3) “MAGI”ソースプログラムの修正

従来“MAGI”コードはA型及びB型特燃については各々6体までしか計算出来なかった。しかし第13サイクルではB型特燃として扱った集合体が7体（PRS 090, PRS 100, PRS 110, PRC 010, AMIR-31, AMIR-32, INTA-S）あったため、ソースプログラムを修正して10体まで取り扱えるようにした。

修正したSUBROUTINEは、

```

SUBROUTINE  UG1 GCL
SUBROUTINE  UN1 GCL
SUBROUTINE  US1 GCL
SUBROUTINE  U17 KPG
SUBROUTINE  U17 KPN
SUBROUTINE  U17 KPS
SUBROUTINE  U17 N1G
SUBROUTINE  U17 S1G

```

以上の8つでCOMMON/LBKPTF/の変数PHITA (6, 7, 20), PHITB (6, 7, 20)をそれぞれPHITA (10, 7, 20), PHITB (10, 7, 20)に修正した。

##### 3. 計算結果

計算結果の主要目を表1に示す。

###### (1) 余剰反応度に関して

表1より第13サイクルEOCの $k_{eff}$ は1.016844で余剰反応度は1.656%  $\Delta k/k$ となり、

これは第8, 第9, 第10サイクルの予測計算結果より余裕があることを示している。“MAGI”

(技-61-32)

予測計算の計算誤差を考慮に入れても約1%Δk/k程度の余裕はあると思われる。参考の為に第8～第13サイクルにおけるBOC, EOC各余剰反応度の“MAGI”予測計算値と実測値との比較（実測値は第8, 第9サイクルのみ）を図1に示す。

(2) 温度に関して

被覆管ホットスポット温度の制限値650℃に対しては、第13サイクルではPFD235(2B2)の637℃が最高であり、また過出力時燃料ホットスポット温度の制限値2650℃に対しては、PFD230(1B1)の2494℃が最高であり、いずれも制限値を下回っている。

(3) 燃焼度に関して

制限値である集合体平均燃焼度47,000 MWD/Tに対してPFD204(2A1)の4374 MWD/Tが最大で条件を満足している。

4. 評 価

現状の炉心構成及び暫定炉心燃料組成データでの第13サイクル予測計算結果では余剰反応度は充分であり、温度、燃焼度はいずれも制限値を下回っている。しかし第14サイクル以降の余剰反応度が厳しくなっていくと予想されること、また炉心燃料組成データが暫定値であることを考慮すると、今後第14サイクル以降の予測計算及び実績データ入手後の再計算を行った上で再考慮の余地があると思われる。

表 1 第 13 サイクル予測計算結果 (主要目)

EFPD	45 日		
$k_{eff}$ BOC	1.027708 (20 °C体系, 原子数密度で計算)		
$k_{eff}$ EOC	1.016844 "		
余剰反応度 (EOC)	1.656 % $\Delta k/k$		
最大線出力 (BOC)	3 1 B1	PFD 230	353
w/cm	7 1 F1	PFD 231	349
上位 3 点	4 1 C1	PFD 132	337
被覆管温度	24 3 B2	PFD 235	637
(hot spot BOC °C)	30 3 D2	PFD 243	634
上位 3 点	21 3 A2	PFD 234	633
燃料最高温度	3 1 B1	PFD 230	2494
(over power hot spot)	7 1 F1	PFD 231	2473
上位 3 点 BOC °C)	4 1 C1	PFD 132	2404
最大 Burn up (EOC)	8 2 A1	PFD 204	$5.499 \times 10^4$
ポイント最大	54 4 E1	PFD 145	$5.231 \times 10^4$
上位 3 点 MWD/T	43 4 B2	PFD 154	$5.148 \times 10^4$
最大 Burn up (EOC)	8 2 A1	PFD 204	$4.720 \times 10^4$
要素平均	54 4 E1	PFD 145	$4.559 \times 10^4$
MWD/T 上位 3 点	43 4 B2	PFD 154	$4.449 \times 10^4$
最大 Burn up (EOC)	8 2 A1	PFD 204	$4.374 \times 10^4$
集合体平均	54 4 E1	PFD 145	$3.985 \times 10^4$
MWD/T 上位 3 点	43 4 B2	PFD 154	$3.930 \times 10^4$
Fluence (Peak値)	1 0 0 0	PFD 129	$6.667 \times 10^{22}$
0.1 MeV 以上	8 2 A1	PFD 204	$6.588 \times 10^{22}$
上位 3 点 EOC	71 5 B5	NFR107	$6.389 \times 10^{22}$
集合体流量	3 1 B1	PFD 230	8.868 (8.868)
kg/sec	24 3 B2	PFD 235	7.591 (7.591)
BOC, ( )はEOC	8 2 A1	PFD 204	8.409 (8.409)
特燃 C 最大 Burn up	32 3 E1	PFC 030	
ポイント最大			$3.488 \times 10^4$
(MWD/T) 集合体平均			$3.025 \times 10^4$



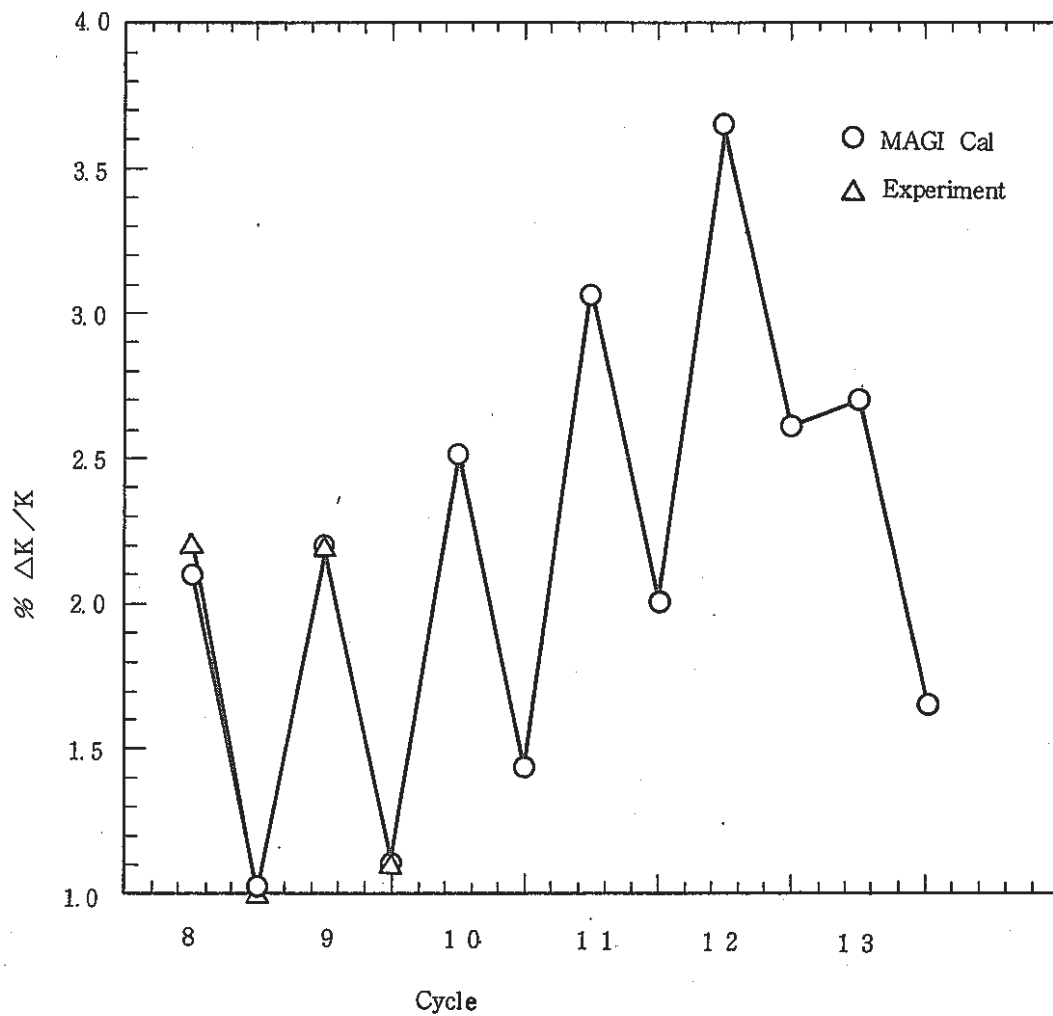


図1 MAGI予測計算結果と実測値の各Cycle BOC, EOC余剰反応度の比較

#### 4.6 MK-II 炉心第14サイクル "MAGI" 予測計算結果

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

##### 1. 概要

"MAGI"コードを使用して第14サイクルの予測計算を行ったので計算結果の主要目をまとめて報告する。

##### 2. 計算条件

###### (1) 原子数密度

新たに新燃料11体（PFD256～PFD270）を追加した。組成は現在入手している燃料組成実績データのうち、平均Pu fissile量を有するPFD210と同様とした。

###### (2) 実効マイクロ断面積

第14サイクルの炉心体系を基に"LTA"を使用して作成した。その際、領域数が20以下に限定されているため、炉心0～4列、B型特燃とC型特燃、外側反射体AとBをそれぞれ組み合わせて1つの領域とした。尚、縮約用中性子スペクトル計算に用いる原子数密度は各集合体の燃焼組成を反映させるため、第13サイクル予測計算結果の集合体組成ファイルの値を使用した。

###### (3) B型特燃の圧損係数

今回B3Mを使用するので、(技-58-158)に基づきB3M 3列について以下の値を用いた。

流路名	要素内		上部もれ		下部もれ	
	圧損係数	指数	圧損係数	指数	圧損係数	指数
SHIGH	$2.447 \times 10^{-4}$	1.97146	$2.366 \times 10^{-1}$	2.0	$2.300 \times 10^{-1}$	1.701

##### 3. 計算結果

計算結果の主要目を表1に示す。

###### (1) 余剰反応度に関して

$k_{eff}$  はBOCで1.023005, EOCで1.012069で、EOC余剰反応度は1.193%  $\Delta k/kk'$ と厳しくなるが第8サイクル、第9サイクルの余剰反応度よりは若干余裕がある。第8～第14サイクルの予測計算と実測値の余剰反応度の比較図を図1に示す。(予測計算は20℃状態、実測値はゼロ出力、250℃状態である。)尚、第13サイクルEOCとの置換反応度は、0.592%  $\Delta k/kk'$ で第14サイクルの燃焼反応度は1.056%  $\Delta k/kk'$ であった。

###### (2) 温度に関して

表1より被覆管に関する温度制限（ホットスポット温度650℃）に対してPFD252(000)の642℃が最大であり、また燃料に関する温度制限（過出力時ホットスポット温度2650℃）  
(技-61-38)

に対してはPFD252(000)の2570℃が最大であり、すべて制限値を満足している。

(3) 燃焼度に関して

表1より、集合体平均最高燃焼度の制限値47,000 MWD/Tに対してPFD214(2B1)の44,550 MWD/Tが最大であり、充分下回っている。

(4) フルエンスに関して

最大フルエンスは内側反射体NFRI0K(5E5)の $6.786 \times 10^{22}$  nvt(0.1 MeV以上)であり、燃料集合体を上回る値を持つ反射体が多くなる傾向が出て来ている。

表1 第14サイクル予測計算結果主要目

項 目	アドレス	集 合 体 称 名	計 算 結 果
BOC $k_{eff}$ EOC			1.023005
			1.012069
最大線出力 (BOC)	1 (000)	PFD252	367
w/cm	3 (1B1)	PFD230	347
上位3点	7 (1F1)	PFD231	347
被覆管温度	1 (000)	PFD252	642
(hot spot BOC °C)	17 (2E2)	PFD255	633
上位3点	15 (2D2)	PFD254	632
燃料最高温度	1 (000)	PFD252	2570
(over power hot spot)	3 (1B1)	PFD230	2461
上位3点 BOC °C	7 (1F1)	PFD231	2458
最大Burn up (EOC)	10 (2B1)	PFD214	$5.561 \times 10^4$
ポイント最大	50 (4D1)	PFD156	$5.115 \times 10^4$
上位3点 MWD/T	49 (4C4)	PFD210	$5.051 \times 10^4$
最大Burn up (EOC)	10 (2B1)	PFD214	$4.780 \times 10^4$
要素平均	50 (4D1)	PFD156	$4.476 \times 10^4$
上位3点 MWD/T	49 (4C4)	PFD210	$4.406 \times 10^4$
最大Burn up (EOC)	10 (2B1)	PFD214	$4.455 \times 10^4$
集合体平均	50 (4D1)	PFD156	$3.879 \times 10^4$
上位3点 MWD/T	49 (4C4)	PFD210	$3.855 \times 10^4$
Fulence (Peak 値)	86 (5E5)	NFR10K	$6.786 \times 10^{22}$
0.1 MeV 以上	10 (2B1)	PFD214	$6.742 \times 10^{22}$
上位3点 EOC	81 (5D5)	NFR10F	$6.700 \times 10^{22}$
集合体流量	2 (1A1)	PRC010	0.998 (0.998)
kg/sec	27 (3C2)	PFB030	4.006 (4.006)
BOC ( )はEOC	32 (3E1)	PFC030	3.718 (3.718)
	66 (5A5)	PRS100	0.389 (0.389)
	88 (5F2)	PFI01S	4.988 (4.988)
	109 (6C6)	PRA031	0.421 (0.421)
	127 (6F6)	PRA032	0.421 (0.421)

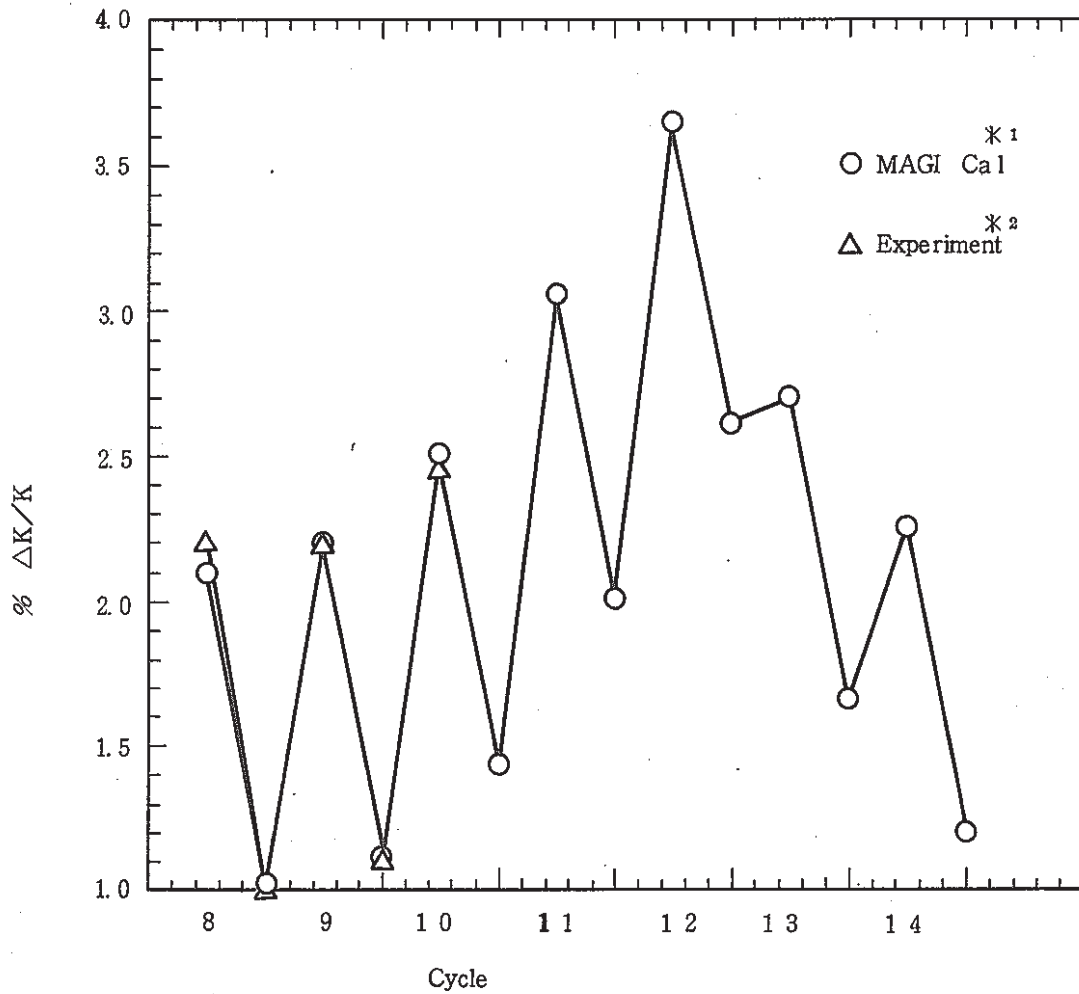


図1 予測計算と実測値の余剰反応度の比較図

- \*1の条件
- ①Na 250℃
  - ②体系温度 20℃
  - ③Na以外の組成 20℃

- \*2の条件
- ①Na 100%Flow
  - ②Na出入口温度 250℃
  - ③  $C/R$  均等挿入
  - ④中性子計装ChIで  $5 \times 10^4$  cps

## 4.7 2次取替燃料と3次取替燃料との置換反応度の計算

報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

## 1. 目的

第15サイクル以降で装荷される予定の3次取替燃料について反応度の点から燃交の判断基準とするために炉心各列毎に1本だけ新燃料を装荷した場合の2次取替燃料と3次取替燃料の置換反応度を計算したので報告する。

## 2. 計算条件

- 1) 計算コード - "MAGI" 予測計算
- 2) 断面積 - 第14サイクル予測計算で作成した"LTA"実効マイクロ断面積を使用
- 3) 原子数密度 - 第13サイクル"MAGI"予測計算で作成した集合体組成ファイルを使用した。

新燃料の3次取替燃料は（技-59-60）に基づき以下の条件の燃料を使用した。

$(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / \text{Pu (w/o)}$	72
Pu 同位体	$^{239}\text{Pu}$ 60
組成比	$^{240}\text{Pu}$ 25
	$^{241}\text{Pu}$ 12
	$^{242}\text{Pu}$ 3
ウラン濃縮度 (w/o)	18
ペレット密度 %TD	94
ペレット直径 (mm)	4.63
Pu 富化度 (w/o)	27.8
核分裂性Pu 富化度 (w/o)	20.03
$^{239}\text{Pu}$ 等価フィッサイル濃度 (w/o)	30.24

計算に使用した新燃料の2次取替燃料及び3次取替燃料の組成（原子数密度）を表1に示す。

- 4) 炉心体系 - 第13サイクル炉心体系に対し各列毎に2次取替燃料3次取替燃料をそれぞれ1体新燃料として装荷した体系

## 3. 計算結果

表2に計算結果の各 $k_{\text{eff}}$ と置換反応度を示す。

表 1 2次取替燃料と3次取替燃料の原子数密度

 $(\times 10^{24} \text{個/cc})$ 

NUCLIDE	ID	DENSITY 2ND	DENSITY 3RD
O	10	1.692500 D-02	1.706660 D-02
NA	11	8.730280 D-03	8.730310 D-03
CR	19	3.585390 D-03	3.585390 D-03
FE	20	1.281260 D-02	1.281260 D-02
NI	21	2.521610 D-03	2.521610 D-03
MN	22	3.493190 D-04	3.493190 D-04
MO	25	2.857570 D-04	2.857570 D-04
U-235	34	8.269747 D-04	1.140150 D-03
U-238	36	5.276968 D-03	5.128410 D-03
PU-239	37	1.705327 D-03	1.440310 D-03
PU-240	38	5.348005 D-04	5.976260 D-04
PU-241	39	1.687930 D-04	2.856670 D-04
PU-242	40	7.850962 D-05	7.112120 D-05

表 2 2次取替燃料と3次取替燃料の置換反応度

位 置	2次取替燃料装荷		3次取替燃料装荷		置換反応度 % $\Delta k / k k'$
	$K_{eff}$ -BOC	$K_{eff}$ -EOC	$K_{eff}$ -BOC	$K_{eff}$ -EOC	
5 × 4	1.017287	1.006408	1.017507	1.006633	0.021
4 × 1	1.016897	1.006007	1.017216	1.006331	0.031
4 × 3	1.017079	1.006192	1.017398	1.006517	0.031
3 × 2	1.017088	1.006196	1.017525	1.006634	0.042
2 × 2	1.018333	1.007433	1.018892	1.007989	0.054
1 B 1	1.017448	1.006547	1.018110	1.007201	0.064
1 F 1	1.017438	1.006537	1.018100	1.007192	0.064
0 0 0	1.019157	1.008225	1.019852	1.008911	0.067

#### 4.8 AMIR-31, AMIR-32, INTA-Sの検討

(B<sub>4</sub>C 装荷に伴う炉心特性への影響評価)

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

##### 1. 目的

第13サイクルより照射試験を計画しているAMIR-31, 32(6C6, 6F6)とINTA-S(5F2)へのB<sub>4</sub>Cペレット装荷量を決定するための検討及びデータの支給について照射課より依頼があったので、検討結果及び計算結果をまとめて報告する。

##### 2. 検討内容

- 1) AMIR-31, 32(各14個のB<sub>4</sub>Cペレットを装荷)とINTA-S(6個, 3種のB<sub>4</sub>Cペレットを装荷)による炉心反応度損失, 出力分布変化等の炉心に及ぼす影響を検討する。
- 2) INTA-SにB<sub>4</sub>Cを装荷した場合と装荷しない場合のINTA-Sの他の試験への影響を検討するためのINTA-S内のフラックス,  $\gamma$ 発熱のデータ支給, さらにINTA-SのB<sub>4</sub>Cキャプセル設計に必要な<sup>10</sup>B反応率データを支給する。

##### 3. 計算条件

"MAGI"コードによる第13サイクル予測計算でAMIR-31, 32及びINTA-Sを装荷したケースと同位置に内側反射体を挿入したケースの2ケースを計算する。

##### 4. 計算結果

###### 1) 炉心反応度損失

INTA-S, AMIR-31, 32装荷時と同位置へ内側反射体装荷時の反応度差(BOC)は0.332%  $\Delta k/kk'$ 程度で3体装荷時EOC  $k_{eff}$  は1.016844で約1%  $\Delta k/k$ 以上の余剰反応度がある。

###### 2) 出力分布変化

計算結果の各集合体の出力分布の変化を図1に示す。図1より出力分布の変化は3列より内側では1%以内, 最大はAMIR-32とINTA-Sの間の集合体(5F4)で約4%程度となっている。

###### 3) 中性子束分布(軸方向)

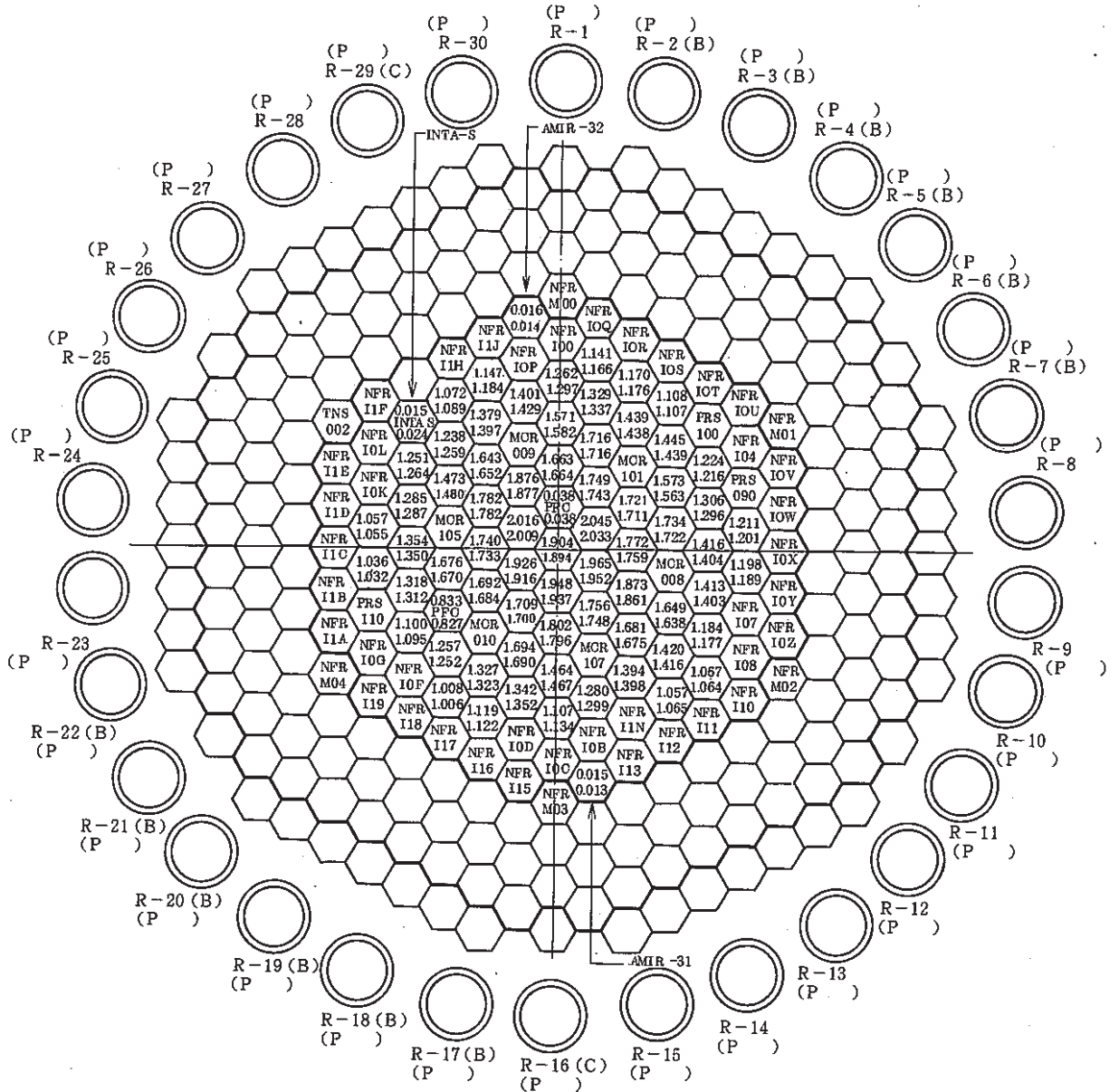
計算結果のINTA-S, AMIR-31, AMIR-32の中性子束分布(軸方向)について内側反射体と比較したので一部(AMIR-31)を図2に示す。図2よりAMIR-31及びAMIR-32について全中性子束では<sup>10</sup>Bによる中性子吸収の変化が見られるが高速中性子束についてはほとんど影響していないことがわかる。INTA-SについてはB<sub>4</sub>Cペレット装荷位置がノード1とノード2(上部反射体付近)であるため全中性子束に対してもほとんど影響は見られない。

1), 2), 3)よりAMIR-31, 32, INTA-Sの炉心に及ぼす影響は問題ないと判断出来る。

(技-61-22)



また今回のAMIRのB,Cペレット位置はすべて(14個)軸方向中心近くに装荷したが,中心からずらしてゆくに従い更に影響は小さくなってゆく。









- |   |  |                             |
|---|--|-----------------------------|
|  : 炉心燃料    |  : 内側反射体    | 第13サイクル                     |
|  : 制御棒     |  : 外側(A)反射体 | BOC                         |
|  : 中性子源    |  : 外側(B)反射体 | keff 1.027708<br>(1.031221) |
|  : 特殊燃料集合体 |  : 材料照射用集合体 |                             |

図1 上段はINTA-S, AMIR-31, AMIR-32を使用した場合のPower(MW)  
下段は内側反射体に変えて計算した場合のPower (MW)

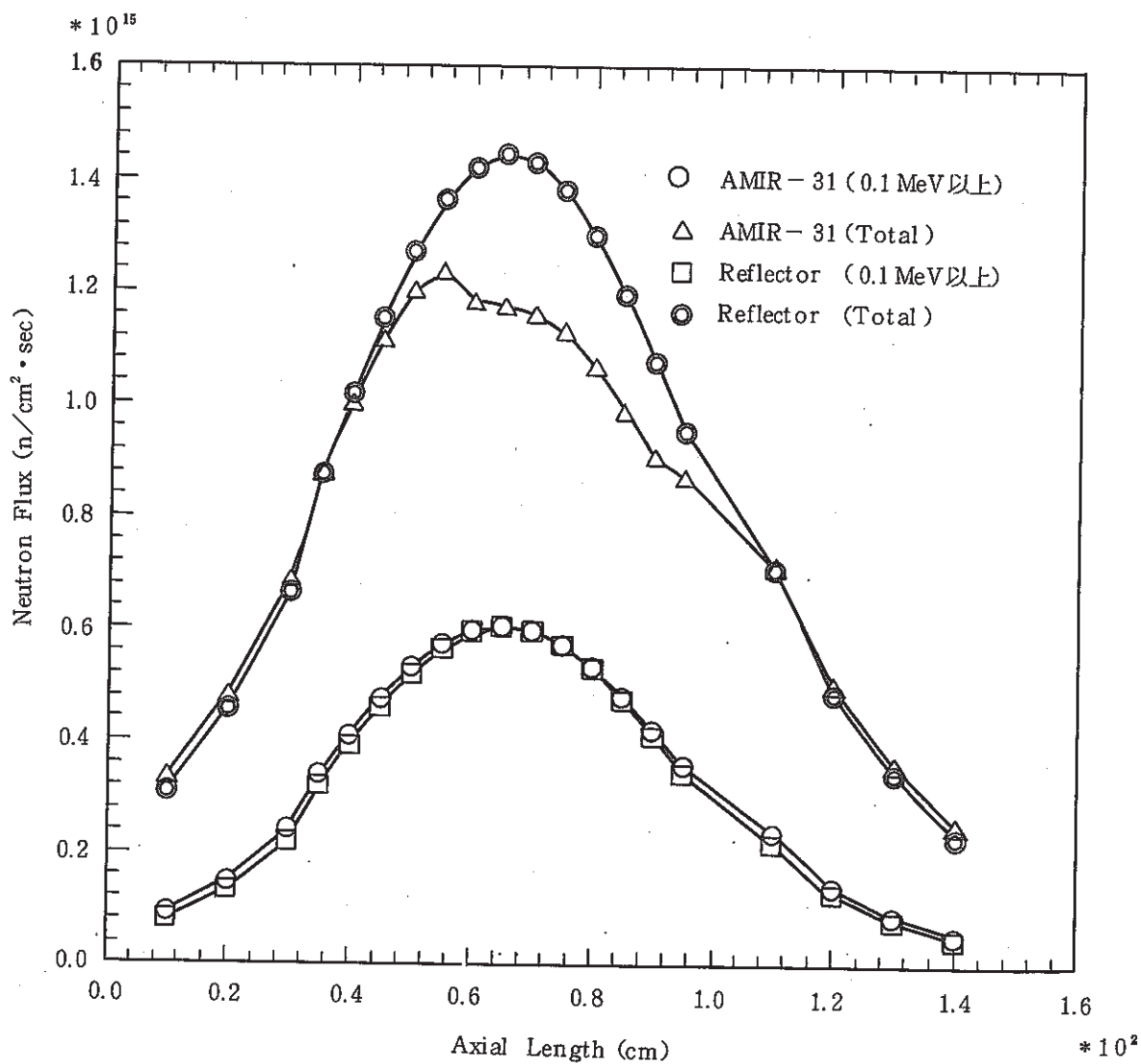


図2 AMIR-31と内側反射体の中性子束軸方向分布の比較

## 5. 炉心内の機械的特性の解析と評価

本章は、炉心構成要素の挙動解析に関する速報をまとめたものである。

### 5.1 炉心湾曲解析コードのベンチマーク (IAEA/IWGFR主催)

— EXAMPLE 1, 2 の計算結果中間報告 —

報告者：横山 (原子炉利用Gr)

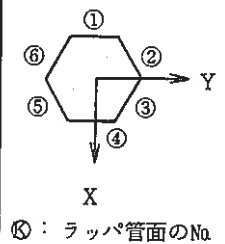
#### 1. 概要

炉心湾曲解析コードのベンチマーク問題 (IAEA/IWGFR主催) のうち, EXAMPLE1, 2 の入力データ及び計算結果 (感度解析を除く) をまとめた。

EXAMPLE 1, 2 は, ラップ管単体の自由湾曲量 (スエリング・クリープは含まず, 温度のみ考慮) を求める問題である。ここでは, "HIBEACON" コード内の自由湾曲量を計算するサブコード FREEBW により計算を実施した。

#### 2. 解析ケース

問題	ケースNo.	曲げモーメント・断面2次モーメント計算オプション	ラップ管壁の温度
EXAMPLE 1	EX 101	薄肉ラップ管として計算	y軸方向に線形
	EX 102	肉厚を考慮	"
EXAMPLE 2	EX 201	薄肉ラップ管として計算	非線形
	EX 202	肉厚を考慮	"



その他の入力データ： 軸方向ノード数= 20, ラップ管全長 400 cm,

ラップ管外側対面間距離= 10.69 cm, ラップ管肉厚 0.3 cm

線膨張係数=  $18 \times 10^{-6}$  1/°C, ヤング率=  $1.734 \times 10^6$  kg/cm<sup>2</sup>

## 3. 解析結果及び評価

湾曲量の解析結果を下表に示した（中心軸からの変位量）。ノード番号は、ノード1が下端、ノード20が上端部となる。

ノードNo. ケースNo.	ノード13 (mm)	ノード15 (mm)	ノード20 (mm)
EX 101	1.44	3.54	13.39
EX 102	1.57	3.86	14.57
EX. 1の問題 で提示された値 (手計算値)	1	3.25	12.25
EX 201	1.92	4.72	17.85
EX 202	2.09	5.14	19.42

薄肉ラップ管として計算したEx 101より、肉厚を考慮したEx 102の方がより詳細な計算をしている。左表で、手計算値と大きくずれているのは、入力データの誤り（ラップ管の対面間距離 10.69→13.29 cm）と考えられる。現在計算見直しを行っている。

Ex 1よりEx 2の方が、湾曲量が大きいののは、ラップ管対面間の温度差がEx 1よりEx 2の方が大きいためである。

## 5.2 炉心湾曲解析コードのベンチマーク (IAEA/IWGFR 主催)

### — EXAMPLE 4 の計算結果中間報告 —

報告者：横山 (原子炉利用Gr)

#### 1. 概要

炉心湾曲解析コードのベンチマーク問題 (IAEA/IWGFR 主催) のうち, EXAMPLE 4 の入力データ及び計算結果 (感度解析を除く) をまとめた。

EXAMPLE 4 は, 1/6 回転対称炉心 (60°セクター内にラップ管 22 体を含む) についての問題である。炉心外側に拘束棒を有する。また, ラップ管は, 熱により湾曲するものとし (ラップ管面の温度差による), スエリング・クリープの影響は含まない。

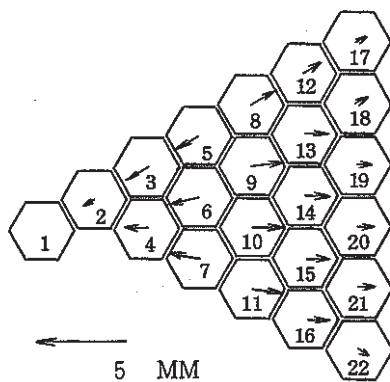
#### 2. 解析条件

- ① 1/6 回転対称炉心
- ② ラップ管の軸方向ノード数 = 20
- ③ ラップ管の下端における境界条件は, 「上部支持板にて完全固定」とした。
- ④ ラップ管の曲げモーメント・断面 2 次モーメントは, 「薄肉ラップ管」として計算した。
- ⑤ ラップ管内の冷却材平均流速はゼロとした (クリープを入れないため)。
- ⑥ ラップ管壁の高速中性子束はゼロとした (スエリングを入れないため)。

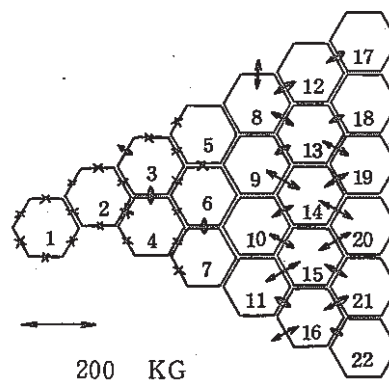
(なお, EXAMPLE 4 の計算にあたり, "HIBEACON" に大きな修正は加えていない。)

#### 3. 解析結果及び評価 (EXAMPLE 4 では, 変位及び接触荷重を出力する。)

ラップ管上端部での変位と接触荷重を下図に示した。



ラップ管の変位量と変位方向



\* LESS THAN 35.77 KG

接触荷重

なお, 左図において, ラップ管面に温度差を与えたのは, S 8, 9, 10, 11 のみである。他のラップ管温度は全て 400 °C とした。

自ら湾曲するラップ管は S 8, 9, 10, 11 であり, 他のラップ管はこの 4 体のラップ管に押されて湾曲する。ラップ管の変位方向と接触位置は問題ない。

5.3 第3次取替燃料工認のための燃料体曲げモーメントの計算

(燃焼度変更に係るチェック)

報告者：宮川，横山（原子炉利用Gr）

1. 概要

照射課より依頼のあった題記の件について下記のとおり回答します。

本解析は、潜伏期のないスエリング式（WARD式）を用いかつ照射クリープは無視するなど保守的な解析条件下において、“Hi-Beacon”コードにより熱湾曲とスエリング湾曲による自由湾曲を算出し、これを真直矯正するときに発生する曲げモーメントを同じく“Hi-Beacon”コードにより求めた。

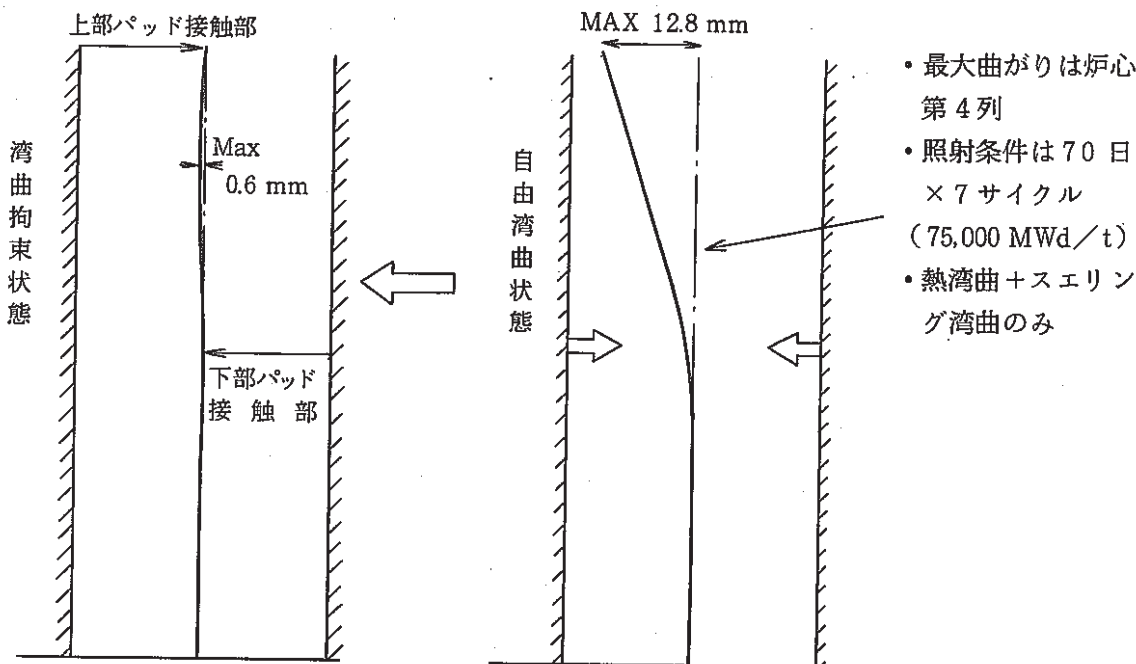
2. 計算結果及び評価

最大荷重は炉心4列の集合体に発生し、下記のとおりである。

	曲げモーメント(kg・mm)	曲げ応力(kg/mm <sup>2</sup> )
ラップ管パッド部	55,700 / 9,440	5.3 / 1.04
ラップ管下端部	2,130 / 4,110	0.2 / 0.45
エントランスノズル部	702 / 4,110	0.06 / 0.70

(但し：今回解析値/従来工認値)

3次取替燃料から燃焼度が增大するため、従来工認値より最大曲げモーメントが増大している。



(技-61-48)

## 6. 大型炉炉心設計研究のための解析評価

本章は、実験炉技術課で実施している大型高速増殖炉の炉心最適化研究で得られた成果の速報をまとめたものである。

### 6.1 大型高速増殖炉要素技術設計の研究（Ⅱ）レファレンス炉心の特性

報告者：大内（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 概要

大型高速増殖炉要素技術設計の研究(Ⅱ)におけるレファレンス炉心について、拡散計算コード“CITATION”によって、平衡炉心用燃料でR-Z体系4サイクル燃焼計算を行った。この結果の組成を用いて4サイクルBOC, EOCのトライアングル-Z計算を行った。これらの結果から、レファレンス炉心の特性を調べた。

#### 2. 計算条件

- (1) 計算コード “CITATION” 2次元R-Z体系拡散燃焼計算，3次元トライアングル-Z体系拡散計算
- (2) 群定数 JFS-3R-J2より，“EXPANDA-GSⅡ”，“MICLIB-Ⅱ”で7群に縮約した。(技-60-298)で作成したファイル。
- (3) 原子数密度 燃料，ブランケット部は，“NDENS”コードで計算し，その他は体積比より算出した。温度は360℃として，Naだけ単純に430℃に熱膨張させた。
- (4) 形状 360℃での体積を保存するように領域を定めた。
- (5) 燃焼条件 熱出力2600 MW，365 days/cycleで4サイクル燃焼。燃料交換は，燃料集合体を3バッチ，ブランケット集合体を4バッチとした。



## 3. 結 果

表1 レファレンス炉心の炉心特性

R-Z 計算 4 サイクル BOC での $k_{eff}$		1.03051
R-Z 計算 4 サイクル EOC での $k_{eff}$		0.99851
トライアングル-Z 計算 BOC 主制御棒 1/2 挿入での $k_{eff}$		0.97926
トライアングル-Z 計算 BOC 制御棒全引抜での $k_{eff}$		1.02241
トライアングル-Z 計算 BOC 主制御棒全挿入での $k_{eff}$		0.93806
トライアングル-Z 計算 EOC 制御棒全引抜での $k_{eff}$		1.00123
主系統全制御棒価値	(% $\Delta k / kk'$ )	8.80
燃焼反応度	(% $\Delta k / kk'$ )	3.11
Fissile Pu inventory	(ton)	4.06
増殖比		1.28
原子炉倍増時間	(年)	19.7
システム倍増時間	(年)	42.9
複合システム倍増時間	(年)	29.8
フルエンス (3 サイクル)	(n/cm <sup>3</sup> )	$3.24 \times 10^{23}$
最大燃焼度 (3 サイクル)	(MWD/MTM)	$1.476 \times 10^5$
ピーク線出力	(W/cm)	437

表2 レファレンス炉心の出力分担

	BOC (%)	EOC (%)
内側炉心 (0 列 ~ 3 列)	10.1	10.0
内側炉心 (4 列 ~ 6 列)	25.5	25.4
内側炉心 (7 列 ~ 9 列)	29.2	28.7
外側炉心	30.1	28.4
軸ブランケット	2.8	4.4
径ブランケット	2.3	3.1

## 6.2 大型高速増殖炉要素技術設計の研究(Ⅱ)に於ける炉心のパラメータサーベイ

報告者：大内，原（炉心・運転計画 Gr）

### 1. 概 要

大型高速増殖炉要素技術設計の研究(Ⅱ)の炉心設計に於いて、レファレンス体系から、ピン径、ピンピッチ、ワイヤ系、ダクト間距離、ラップ管肉厚をパラメータとして変化させた時、炉心の特性（燃焼反応度、Fissile Pu inventory、増殖比、倍增時間、0.1 MeV以上のピークFLUX、圧損）がどのように変化するかを調べた。

### 2. 計算条件

- (1) 計算コード "CITATION" 2次元R-Z体系拡散燃焼計算
- (2) 群定数 JFS-3R-J2より、"EXPANDA-GSⅡ"、"MICLIB-Ⅱ"で7群に縮約した。（技-60-298）で作成したファイル。
- (3) 原子数密度 燃料、ブランケット部は、"NDENS"コードで計算し、その他は体積比より算出した。温度は360℃として、Naだけ単純に430℃に熱膨張させた。（技-60-297参照）
- (4) 形 状 360℃での体積を保存するように領域を定めた。
- (5) 燃 焼 条 件 熱出力2600 MW, 365 days/cycleで4サイクル燃焼。燃料交換は、燃料集合体は3バッチ、ブランケット集合体を4バッチとした。

### 3. 結 果

図1～図4にピンピッチ、ピン径、ダクト間ギャップ、ラップ管肉厚をパラメータとしたときの炉心特性の変化を示す。図5に炉心大型化による炉心特性の変化を示す。

- ピン径に関しては、昭和60年度外部委託で設定した7.5 mmよりも太くした方が炉心特性は良くなる。
- ピンピッチに関しては、昭和60年度外部委託で設定した9.0 mmより小さくすると圧損は上がるが、他の炉心特性は向上する。
- ラップ管肉厚に関しては、昭和60年度外部委託で設定した4.0 mmより薄くすると、炉心特性は全ての点で向上する。
- ダクト間ギャップに関しては、昭和60年度外部委託で設定した7.0 mmより小さくすると炉心特性は全ての点で向上するが、その効果はラップ管肉厚の変化に対する変化よりも小さい。

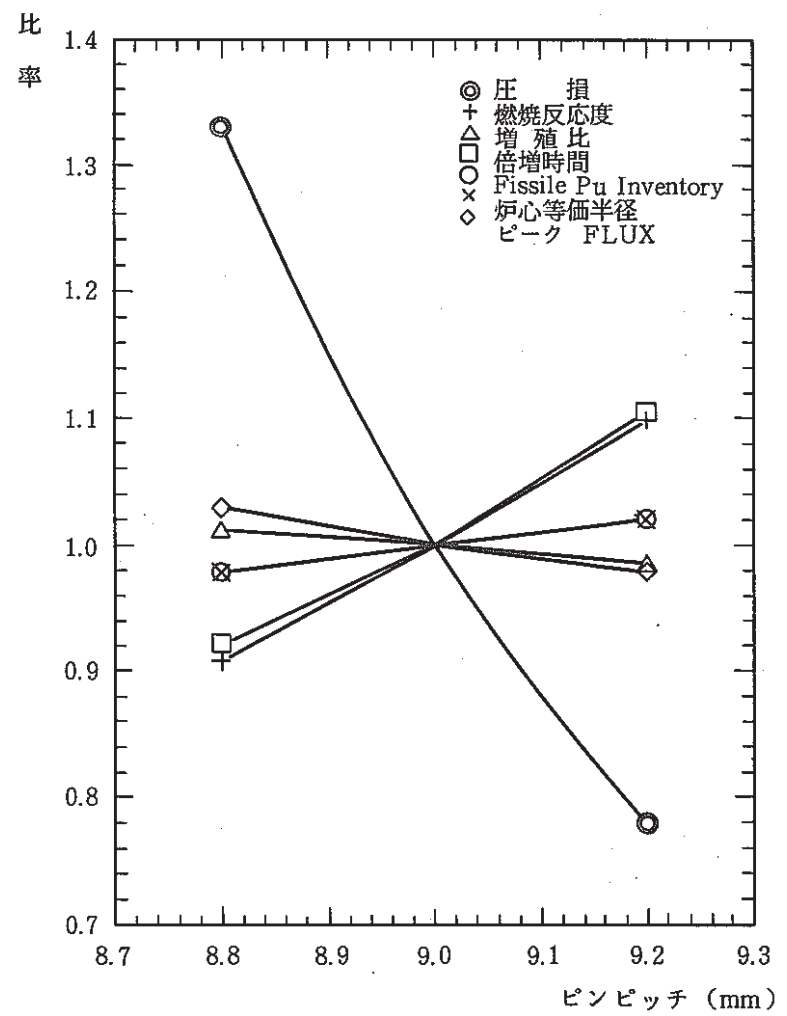


図1 ピンピッチによる炉心特性の変化

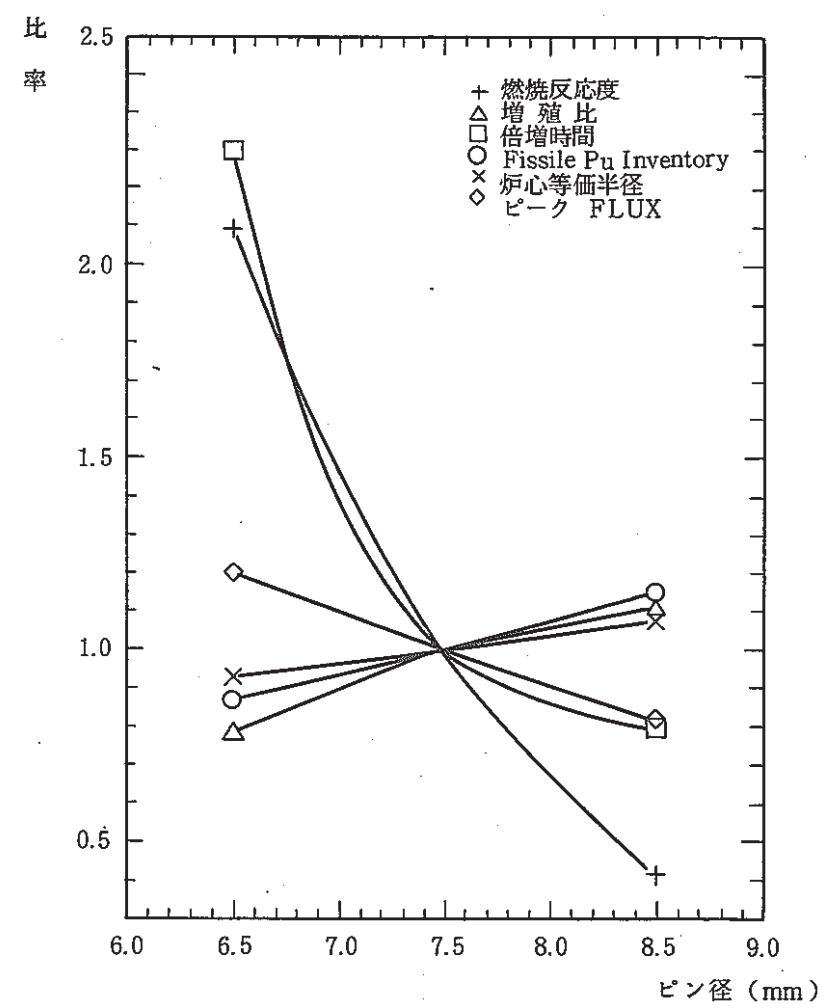


図2 ピン径による炉心特性の変化

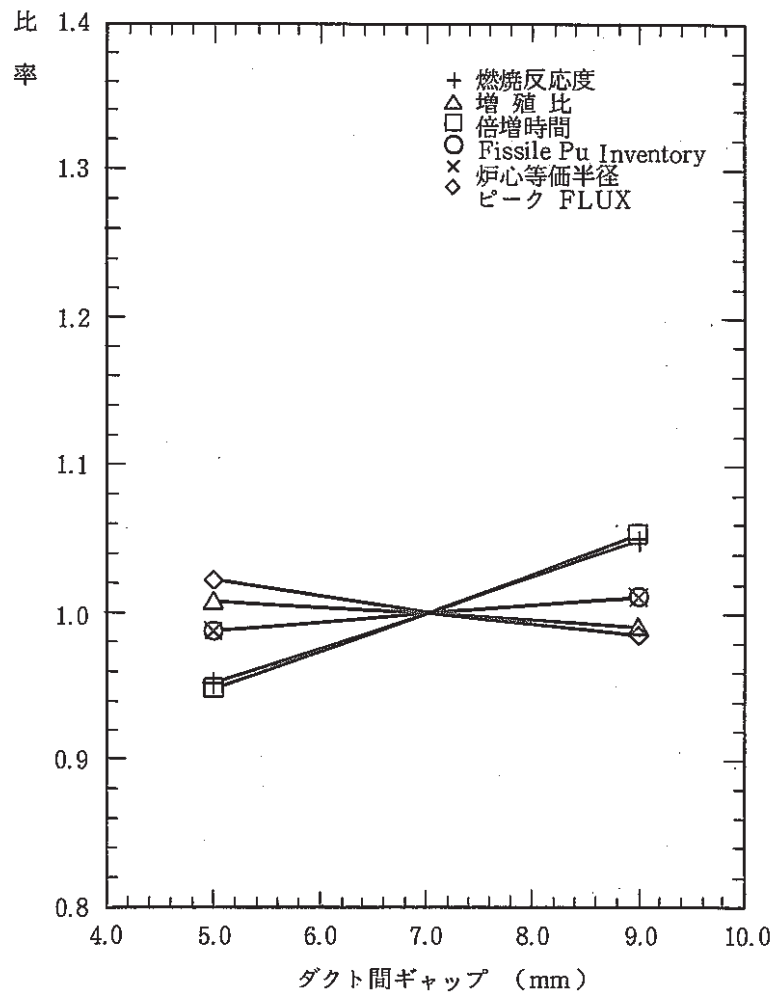


図3 ダクト間ギャップによる炉心特性の変化

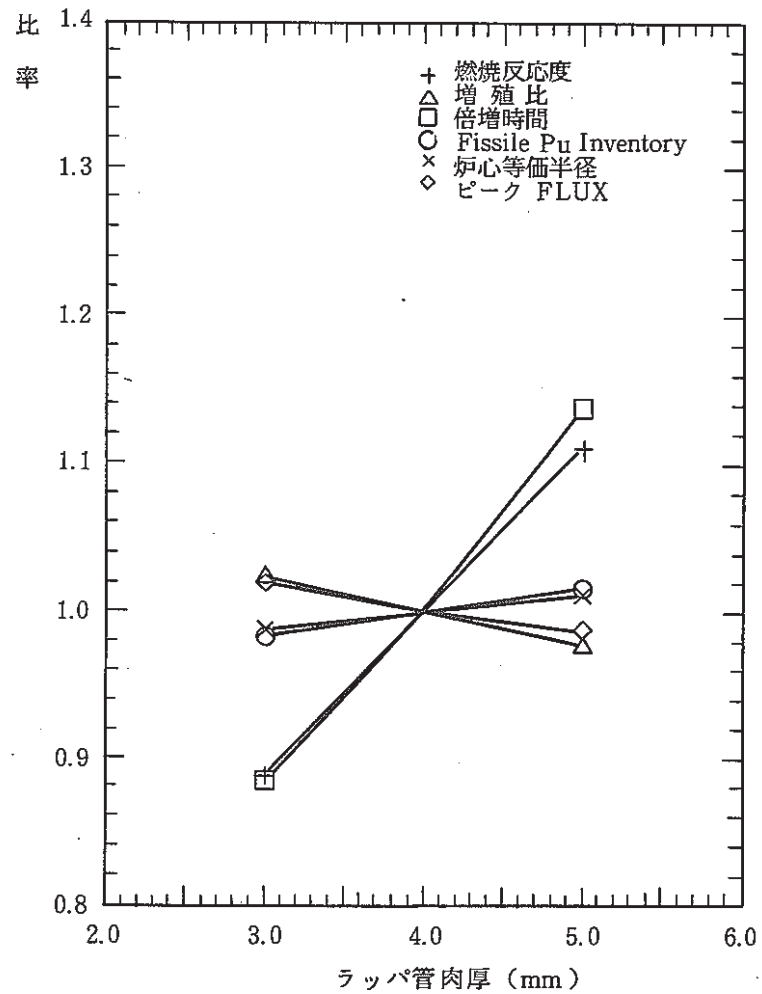


図4 ラップ管肉厚による炉心特性の変化

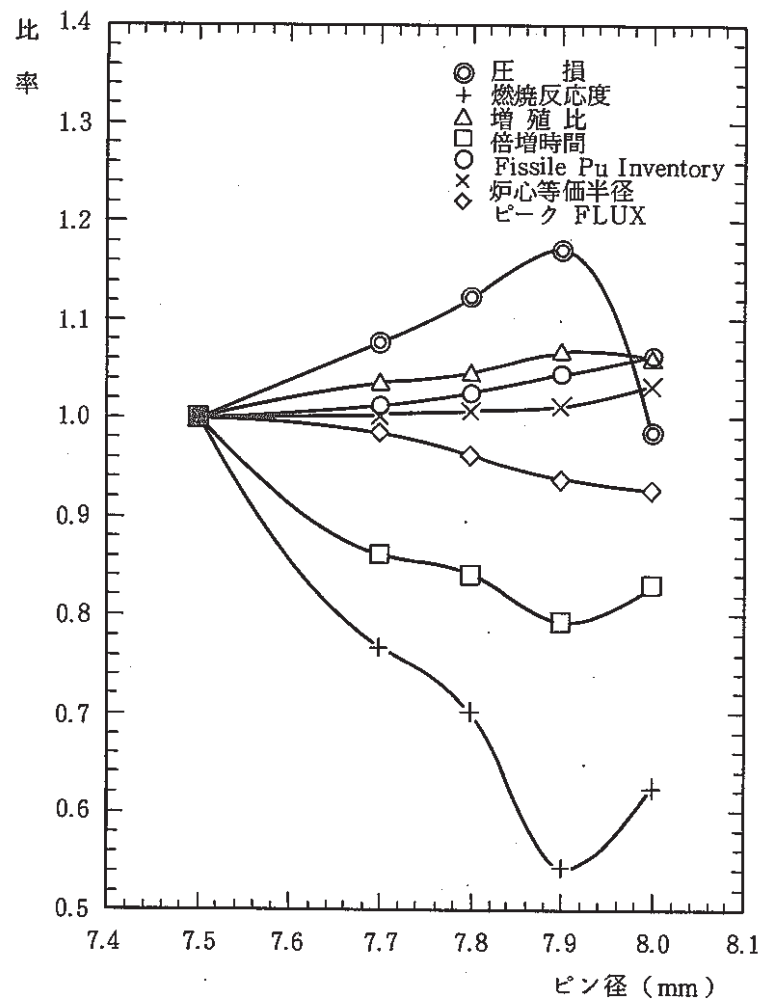


図5 炉心大型化による炉心特性の変化

### 6.3 大型炉炉心燃料崩壊熱計算

報告者：生田目（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 目的

SUPER MONJU 炉心燃料のIVS冷却後の崩壊熱を評価する。また、IVSでの照射効果による崩壊熱の増分（IVSで冷却した場合と炉外で冷却した場合の崩壊熱の差）も評価する。さらに将来構想としてIVSでの冷却を行わず、直接炉外へ取出す場合の崩壊熱も評価する。

#### 2. 計算条件

(1) 計算コード " FPGS - 3.5 "

(2) 照射履歴 CASE1 365日運転65日休止を3サイクル

CASE2 365日運転65日休止を4サイクル

(最終サイクルはIVS冷却)

(3) 照射中性子束、集合体出力、組成、中性子スペクトル等はCITATION-RZ計算にて求めた。

(4) 冷却ステップ CASE1 0～495 (DAY) 17ステップ

CASE2 0～365 (DAY) 13ステップ

#### 3. 計算結果

(1) IVS冷却終了直後の崩壊熱は約2.7kwである。

(2) IVSでの照射効果は20w以下で無視できる。

(3) 将来構想として、IVS冷却を行わず、直接炉外へ取出す場合は炉停止後7日で燃料交換を行うとして、崩壊熱は約26kwである。

## 7. MK-II 炉心における自然循環試験の結果と解析・評価

本章は、高速実験炉「常陽」のMK-II 炉心において実施している一連の自然循環試験の予備解析および実験データによる解析評価で得られた成果の速報をまとめたものである。

### 7.1 自然循環試験II-D (75 MW) 試験結果 (速報版)

報告者：沢田 誠 (プラントGr)

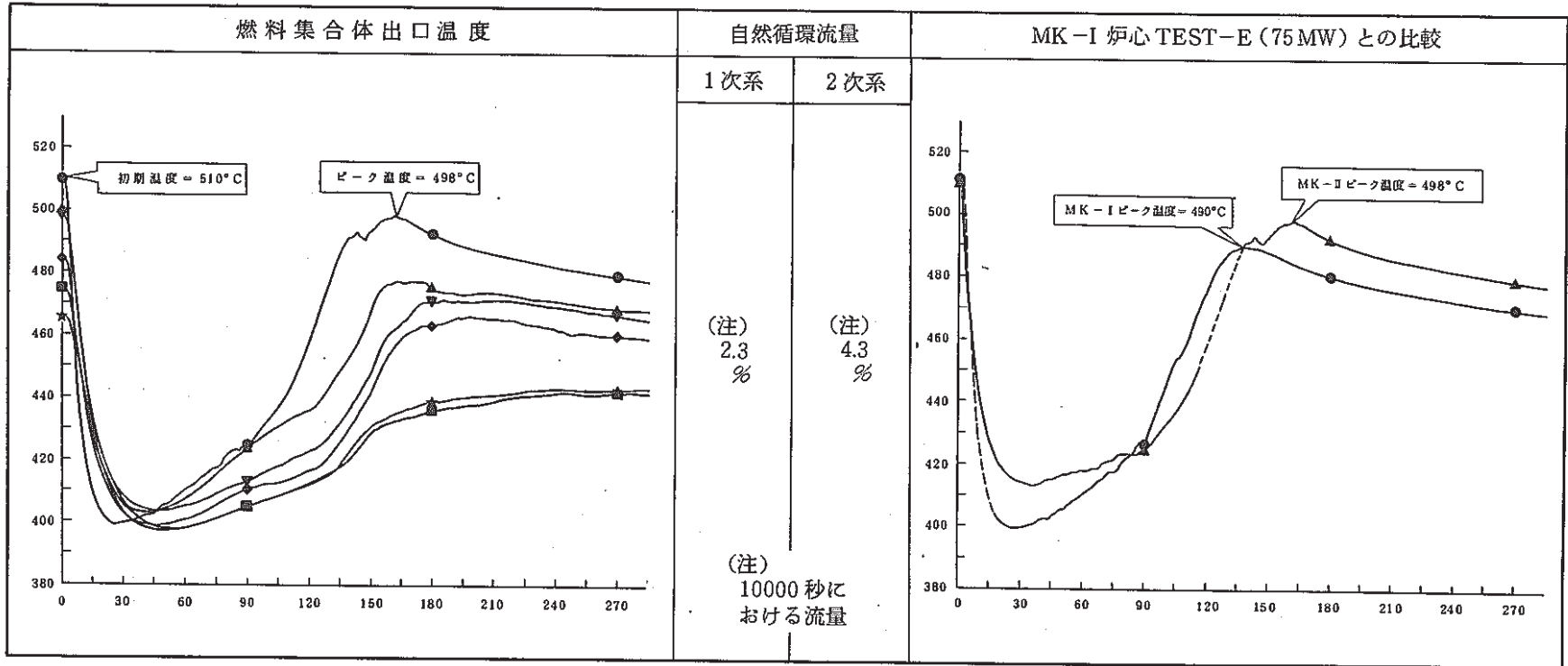
MK-II 炉心第9 サイクル終了時の昭和61年3月31日に、75 MW出力からの自然循環試験を実施したが、試験データの整理が終了したのでその結果を報告する。本試験データは、「常陽」及び「もんじゅ」の自然循環試験解析コードの検証データとして用いられる。

#### 1. 試験結果

本試験において温度的に最も厳しい中心燃料集合体出口のピーク温度は498℃で、初期温度510℃を下回るものであった。自然循環流量は1次系で23%、2次系で43% (平均)の流量が確保されたことが確認された。

#### 2. 評価

75 MW出力における炉心崩壊熱は、自然循環により十分除熱できることが確認された。MK-I 炉心でのTEST-Eと比較すると長時間での自然循環流量は同一流量であるが、極短時間ではMK-Iの流量の方が多く、これによりMK-IIのピークの方が高くなる。これは炉心圧損の差に起因すると考えられる。





## 7.2 自然循環試験Ⅱ-D測定データの補正について

報告者：菅谷（プラントGr）

### 1. 概要

3月31日に実施した自然循環試験Ⅱ-Dの測定データ(JOYDAS“イベントリコール”及びHIDIC-350)を以下に示す通り補正を行い、以後、自然循環試験Ⅱ-Dに関する検討は、補正したデータを使用するものとする。

### 2. 補正方法

#### (1) 燃料集合体出口ナトリウム温度

- イベントリコール：-2℃（昭和59年11月26日の測定データから）
- HIDIC-350：試験開始前の温度を、補正したイベントリコールの温度に合わせる。

#### (2) 各系統温度（1次，2次，補助）—HIDIC-350

試験開始前の温度を、熱出力測定システムに合わせる。

#### (3) 1次系ナトリウム流量—HIDIC-350

試験開始前の流量を、熱出力測定システムに合わせ、さらに以下の補正を加える。<sup>\*</sup>

- Aループ：+5.7 m<sup>3</sup>/h
- Bループ：-0.4 m<sup>3</sup>/h

#### (4) 2次系ナトリウム流量—HIDIC-350

試験開始前の流量を、熱出力測定システムに合わせる。

補正式については現在検討中である。

#### (5) INTA及び長尺液面計温度—HIDIC-350

試験開始前の温度を、JOYDASに合わせる。

※ HIDIC-350の補正は「工学単位変換パラメータ」のサブプレッション電圧で調整を行った。

また、(3)のAループ+5.7，Bループ-0.4の補正は、同パラメータの工学単位の最小値及び最大値をシフトさせて補正した。

補正後の「工学単位変換パラメータ」は“S402#.MK2NC.MTPARA.DATA (TEST2D)”に作成した。

---

\* 技-60-29 MK-II炉心自然循環試験Ⅱ-B試験結果報告（速報）  
（技-61-2）

7.3 自然循環試験 (TEST-II D) 崩壊熱計算

報告者：生田目 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的

昭和61年3月31日に行われた自然循環試験 (TEST-II D) 時の崩壊熱を運転実績を基に計算した。

2. 計算条件

- (1) 計算コード "FPGS-3.5"
- (2) 運転履歴 \*1



\*1 100 MW第9サイクル BOCまでのFP量を考慮するために第7サイクルから入力した (但し、炉心中心燃料については9 (100 MW) サイクルのみ)

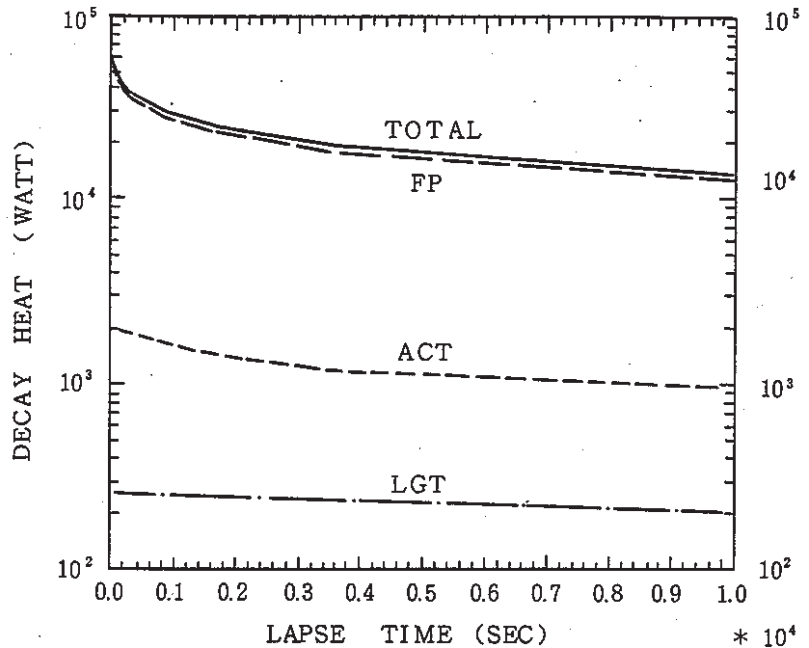
\*2 100 MW第9サイクルについてはEFPDを保存し7ステップ入力とした。

(8) 照射中性子束, 集合体出力, 燃料組成等については "MAGI" 記録計算結果の列平均値を用いた。

(4) 冷却ステップ 0 ~ 10,000 (SEC) 20 ステップ

計算結果 (代表例)

炉心中心燃料  
崩壊熱曲線  
F.P.: 核分裂生成物  
ACT: 核燃料物質  
LGT: 構造材



#### 7.4 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-D試験後解析（その1）

報告者：有川・近藤（プラントGr）

##### 1. 概要

61年3月31日に行われた自然循環試験Ⅱ-Dの試験後解析を“MIMIR-N2”コードを用いて行った。本解析では、崩壊熱及び定常出力分布の見直しを行い、1次系流量及び原子炉入口温度に実測値を用い、炉心部のみの過渡計算を試験後10000秒まで実施した。

##### 2. 結果

中心燃料集合体出口Na温度のピーク値は約517℃（試験開始後約136秒）となり、予測と比較して約22℃低くなったが、まだ測定値より約18℃高くその発生時刻は約26秒早い。短時間の中心燃料集合体出口Na温度変化を図1に示す。

##### 3. 評価

今回の解析では集合体間径方向熱移行はモデル化されておらず、中心燃料集合体出口Na温度のピーク値は測定値より高めとなっている。また、ピーク値発生時刻は測定より早めであり、集合体流量の過大評価が考えられる。

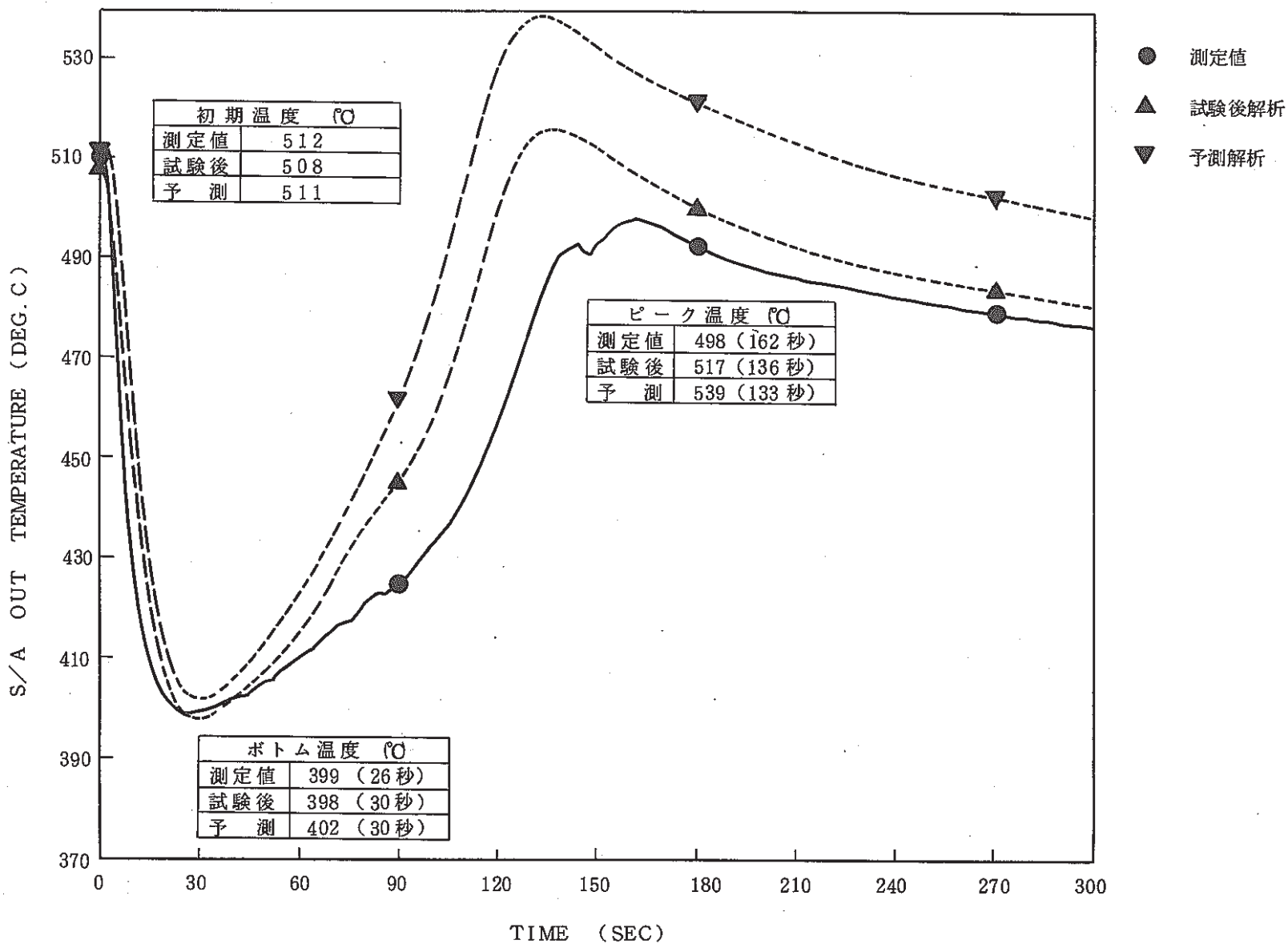


図1 中心燃料集合体出口 Na 温度変化

## 7.5 "COMMIX-1A"による自然循環試験Ⅱ-D試験後解析(その1)

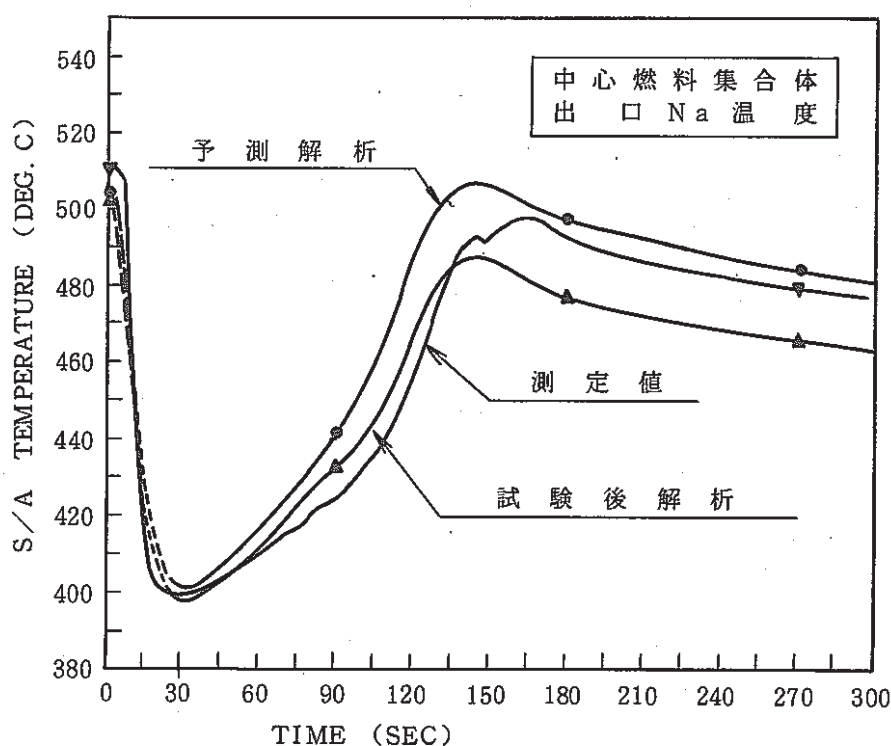
報告者:有川,菅谷(プラントGr)

## 1. 概要

「常陽」MK-II自然循環試験「試験Ⅱ-D」の炉心挙動試験後解析を熱流動解析コード「COMMIX-1A」を用いて2次元体系で実施した。予測解析条件のうち、初期出力分布、崩解熱は記録計算結果に、原子炉入口流量、温度(境界条件)は実測値に、それぞれ変更し解析を行った。

## 2. 結果・評価

- (1) 中心燃料集合体出口ピーク温度は、実測値(498℃)に対し、試験後解析値(487℃)<sup>\*2</sup>(予測解析値507℃)<sup>\*1</sup>
- (2) ボトム温度レベルは実測値に対して、予測解析、試験後解析共に概ね一致している。
- (3) 75 MWt初期定常時各集合体出口温度解析値は、全体的に実測値より高く、今後、燃料集合体圧損評価方法の見直しを行う。オリフィス部とオリフィス部以外に圧損評価を分割、それぞれ実験式を適用し、解析を行う。



\*1 技-60-292 自然循環試験Ⅱ-D 予測解析(その2)

\*2 技-61-5 自然循環試験Ⅱ-D 試験結果(速報)

(技-61-53)

## 7.6 “COMMIX-1A”による自然循環試験Ⅱ-D試験後解析(その2)

報告者：有川，菅谷（プラントGr）

### 1. 概要

実験炉「常陽」MK-II自然循環試験Ⅱ-D（75 MW過渡試験）の試験後解析を，多次元熱流動解析コード“COMMIX-1A”を用いて2次元体系で実施した。

前回の試験後解析<sup>\*1</sup>では，燃料集合体出口温度が全体的に低い結果であった為，今回の解析では燃料集合体の圧力損失の評価方法を変更して実施した。

### 2. 圧力損失評価方法

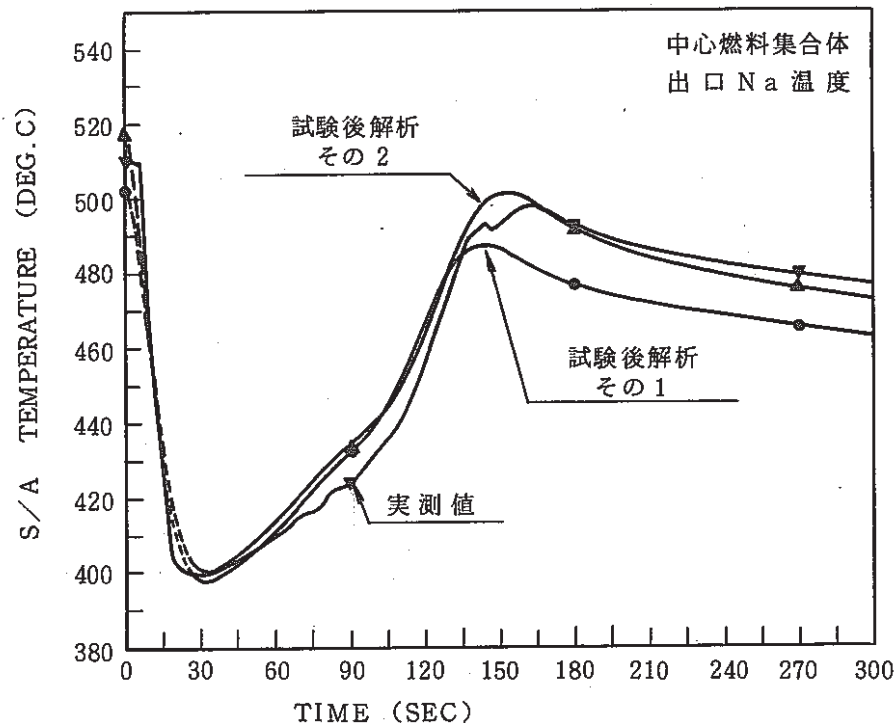
- ① 入口ノズル部…実験評価式<sup>\*2</sup>
- ② 炉心部…入口ノズル部を除く全体圧損評価式<sup>\*3</sup>

### 3. 結果

中心燃料集合体出口のピーク点は実測値 498℃（162秒）に対し，試験後解析その2では約 501℃（約 153秒）であった。

### 4. 評果

温度レベルは，少し高目ではあるが，実測値に近い結果が得られ，ほぼ妥当な圧損評価方法であることが確認された。



\*1 技-61-53

\*2 SJ 206 78 - 10

\*3 SN 941 81 - 62

(技-61-72)

COMMIX-1A による自然循環試験Ⅱ-D試験後解析(その1)

「常陽」照射用炉心の炉内流動に関する試験研究

「常陽」MK-II燃料集合体流動試験(V)

## 7.7 自然循環試験Ⅱ-Dにおける長尺液面計，INTA，燃料集合体出口実測データ

報告者：有川（プラント Gr）

### 1. 概要

自然循環試験Ⅱ-D時における長尺液面計，INTA内計装，中心燃料集合体出口流速計による測定結果を報告する。

### 2. 内容

測定内容を第1表に示す。

第1表 測定項目

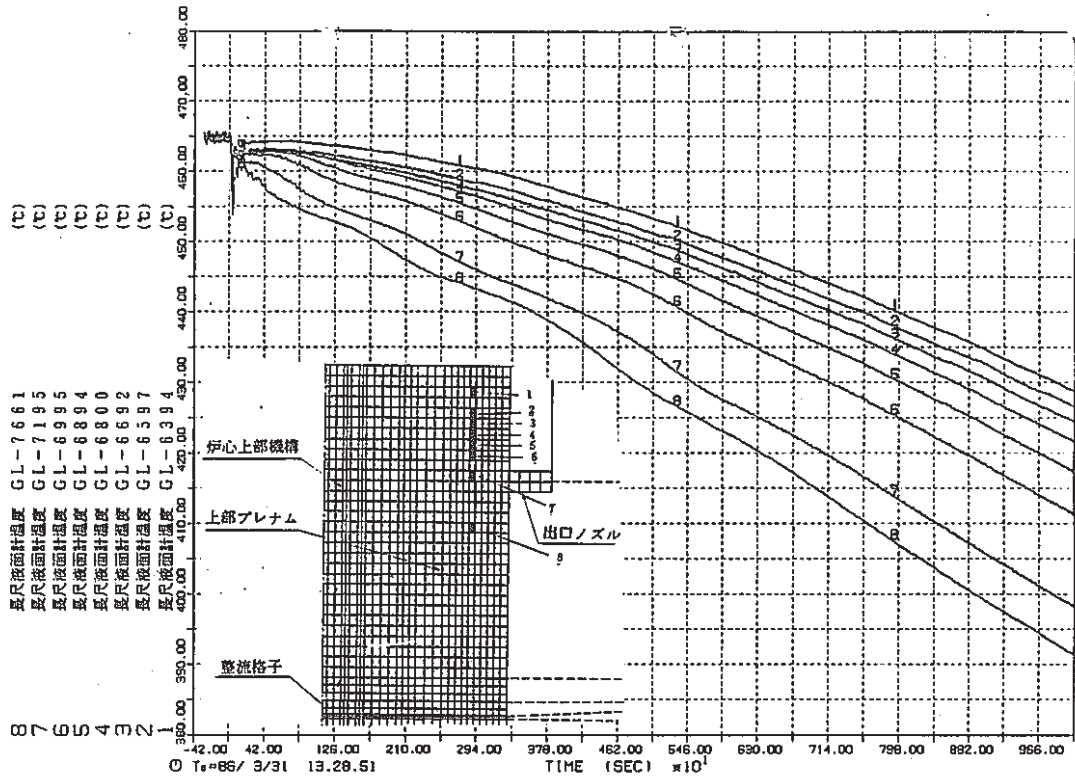
内 容	計 測	備 考
上部プレナム冷却材温度	長尺液面計熱電対	第1図
INTA内流量	INTA内電磁流量計	第2図
INTA内冷却材温度	INTA内冷却材温度用熱電対	第3図
中心燃料集合体出口流速	渦電流式流速計	第4図

### 3. 結果

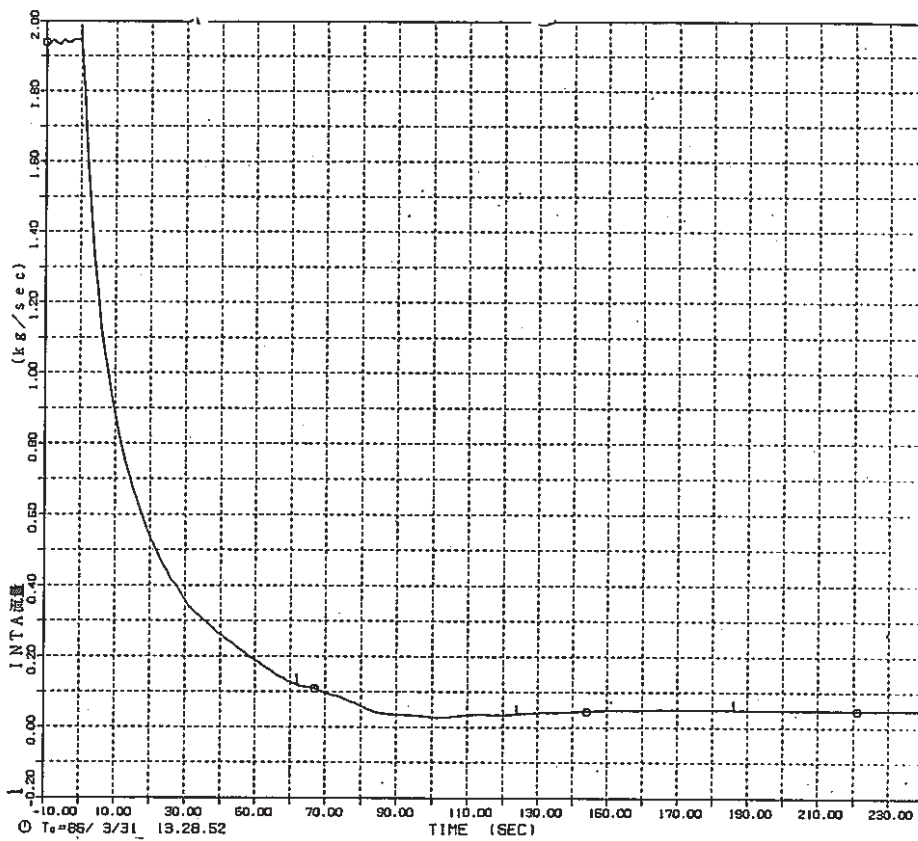
第1図～第4図に各測定結果を示す。

### 4. 評価

- (1) 上部プレナムでは，初期に原子炉スクラムによるコールドショックが見られるが，すぐに初期プレナム温度近くまで回復し，その後，各部共，緩やかに降温する。顕著な温度成層界面は観測されず，また，プレナム下層ほど降温速度が大きくなる傾向が見られた。
- (2) INTA燃料ピン上端部冷却材ピーク温度は約480℃であり，初期温度（約505℃）を十分下回っている。

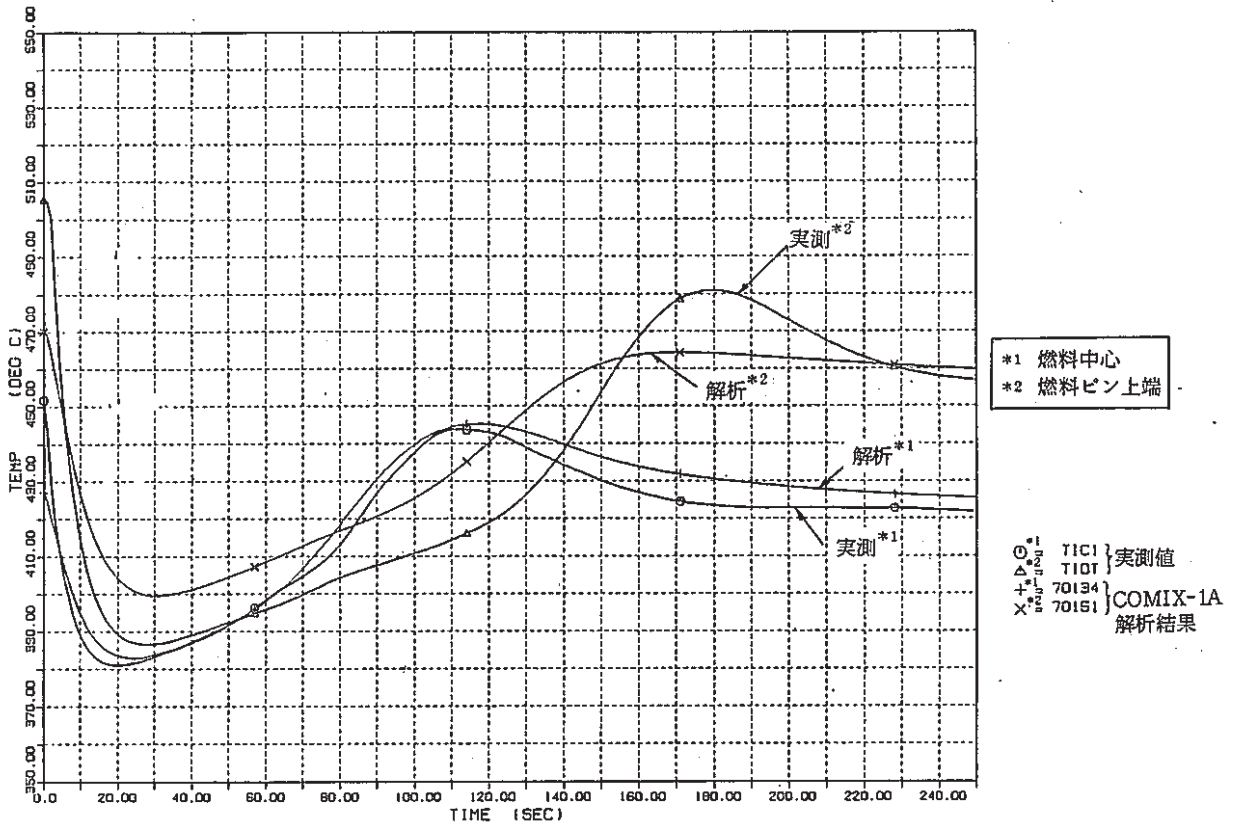


第1図 長尺液面計温度 (TEST II-D 実測値)

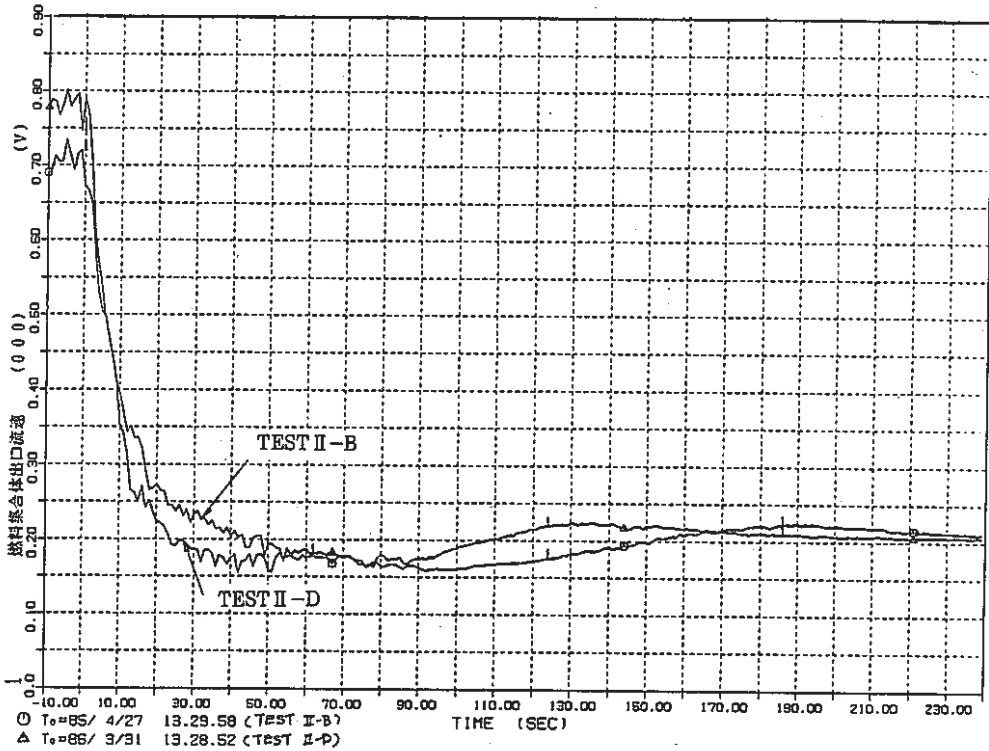


第2図 INTA 流量 (TEST II-D 実測値)





第3図 INTA 冷却材温度 (TEST II -D 実測値)



第4図 中心燃料集合体出口流速実測値 (TEST II -D, TEST II -B)

## 8. 高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析

本章は、プラント諸特性の把握のために実施された各試験により得られたデータや解析結果のうち、速報として報告されたものをまとめたものである。

### 8.1 サイクル報 (MK-II 炉心第9サイクル)

報告者：小倉 (異常監視技術 Gr.)

#### 1. 概要

MK-II 炉心第9サイクルは、1986年2月12日に起動し同月15日に定格出力に到達した。以後、定格運転を続けていたが、3月23日に悪天候による外部電源喪失が原因となる原子炉スクラムが発生した。

同月24日に再起動をし、3月29日まで定格運転を継続した後、31日に75MW自然循環試験の実施と伴に原子炉を停止した。

本サイクル報は、下記項目に関する測定データをまとめ、異常の有無を評価したものである。なお、第9サイクルの原子炉運転履歴は図1に示す通りであった。

#### 2. 本サイクル報の内容

- 〔1〕 炉心及びプラント特性試験 (表1参照のこと)。
- 〔2〕 定格運転時データ
- 〔3〕 原子炉熱出力履歴
- 〔4〕 その他
  - (1) S/A 出口温度監視結果
  - (2) 炉雑音測定結果
  - (3) ステップ応答測定結果

#### 3. 評価

上記2項のデータを評価した結果、第9サイクルにおいてはプラント運転に関する異常な現象は特に発生しなかったと判断できる。

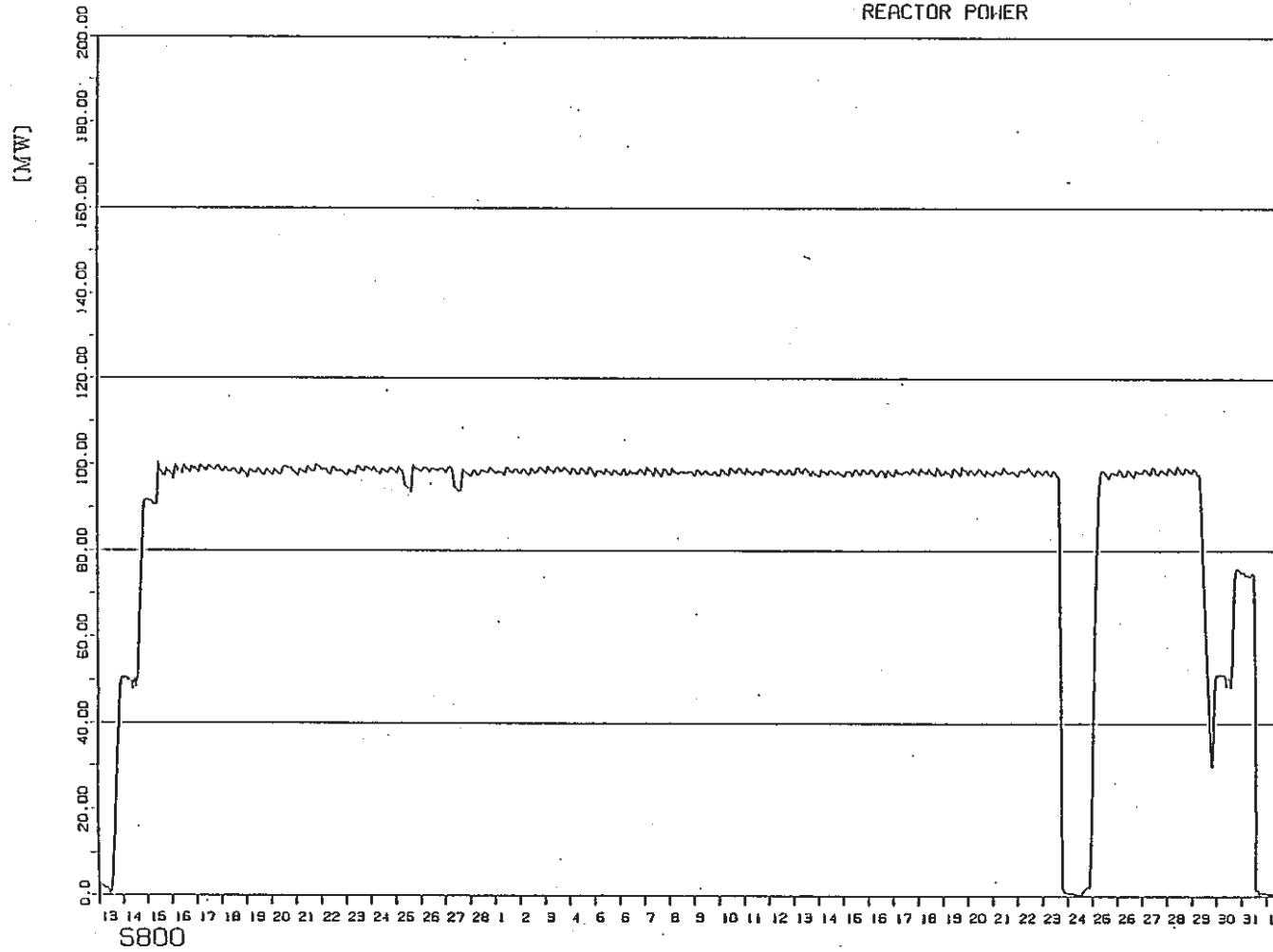


常陽MK-2 定格第9サイクル

(1986/2/13 1:0 ~ 1986/4/2 0:0)

原子炉熱出力

REACTOR POWER



S800

3月

図1 第9サイクル原子炉熱出力履歴

表 1. 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 定格第 9 サイクル)

(1) 炉心関係

全制御棒価値 (% Δk/k)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	1.98	2.01	1.93	2.05	2.09	1.96
BOC 臨界点 (mm)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	485.8	484.9	485.0	484.9	485.0	485.0
250 °C 余剰反応度 (% Δk/k)	2.19					
(注 1) 出力係数 ( $\times 10^{-3}$ % Δk/k/MW)	BOC		EOC		(注 1) 平均値を採用	
	-(4.25 ± 0.94)		-(2.88 ± 0.31)			
燃 焼 係 数 ( $\times 10^{-4}$ % Δk/k/MWD)	- 2.40		(定格出力時, Np-239 効果含む)			
(注 2) スクラム時間 (msec)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	-	-	593	-	-	-

(注 2). 電磁オシロによる測定値

表 2. プラント関係

	A ループ	B ループ		
系 統 圧 損 (mNa)	48.8	47.7	} (注 3) 250 °C での測定	
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	817.8	817.4		
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1 A	2 A	1 B	2 B
	10.6	8.6	8.3	8.2

表 3. 計装関係

ベーン開度信号 ヒステリシス (mA)	1 A		2 A		1 B		2 B	
	1.076		1.080		1.087		1.095	
流量計零点ドリフト量	1 次系	A ループ	B ループ	2 次系	A ループ	B ループ		
		-	-		-	-		
S/A 出口温度計校正結果	別 添							
センタ流速計特性	別 添							

## 8.2 MK-II 炉心第10 サイクル系統圧損測定結果

報告者：有川（プラントGr.）

MK-II 第10 サイクル炉心における系統圧損測定結果を報告する。

### (1) 測定日

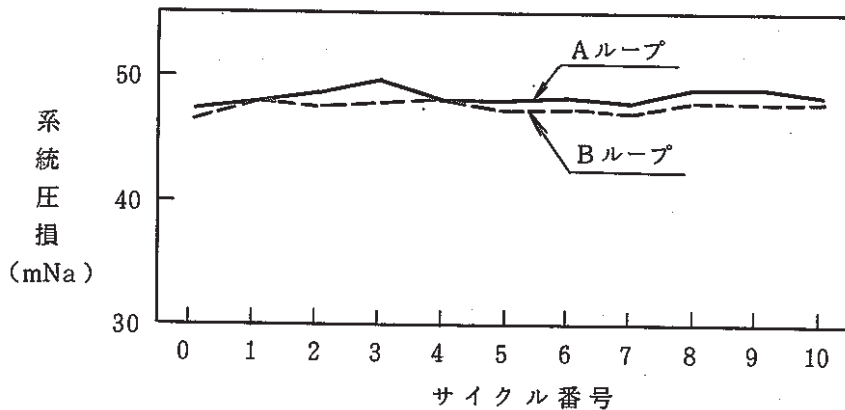
昭和 61 年 4 月 24 日

### (2) 炉心体系

構成要素名	員数	装荷位置
炉心燃料集合体	64	INTA (5F2)
特殊燃料 A 型	—	
” B 型	1	3C2
” C 型	2	3A2, 3E1
AMIR	2	6C6, 6F6
SMIR	2	7B7, 7F7

### (3) 測定結果

定格流量（ $1260 \text{ m}^3/\text{hr}$ ）における系統圧損はA ループ 48.3 mNa，B ループ 47.9 mNa であった。MK-II 炉心移行後の系統圧損の変化を第1図に示す。



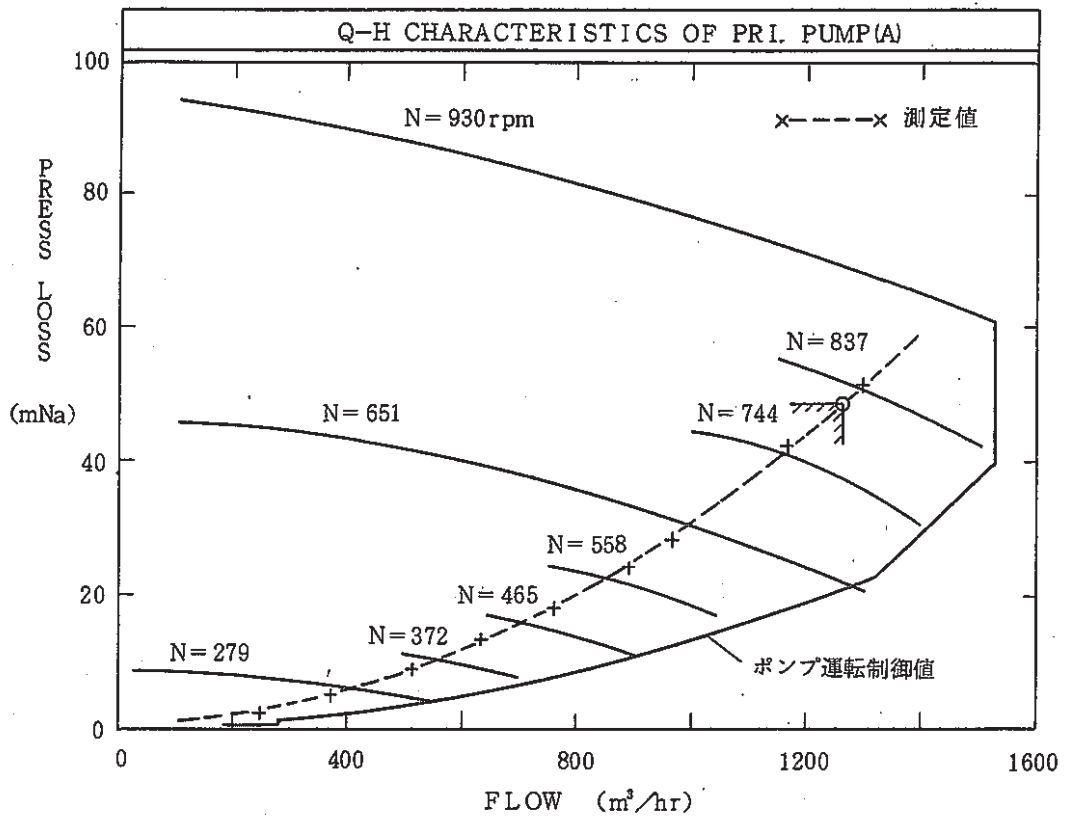
第1図 系統圧損の変化

(4) 評価

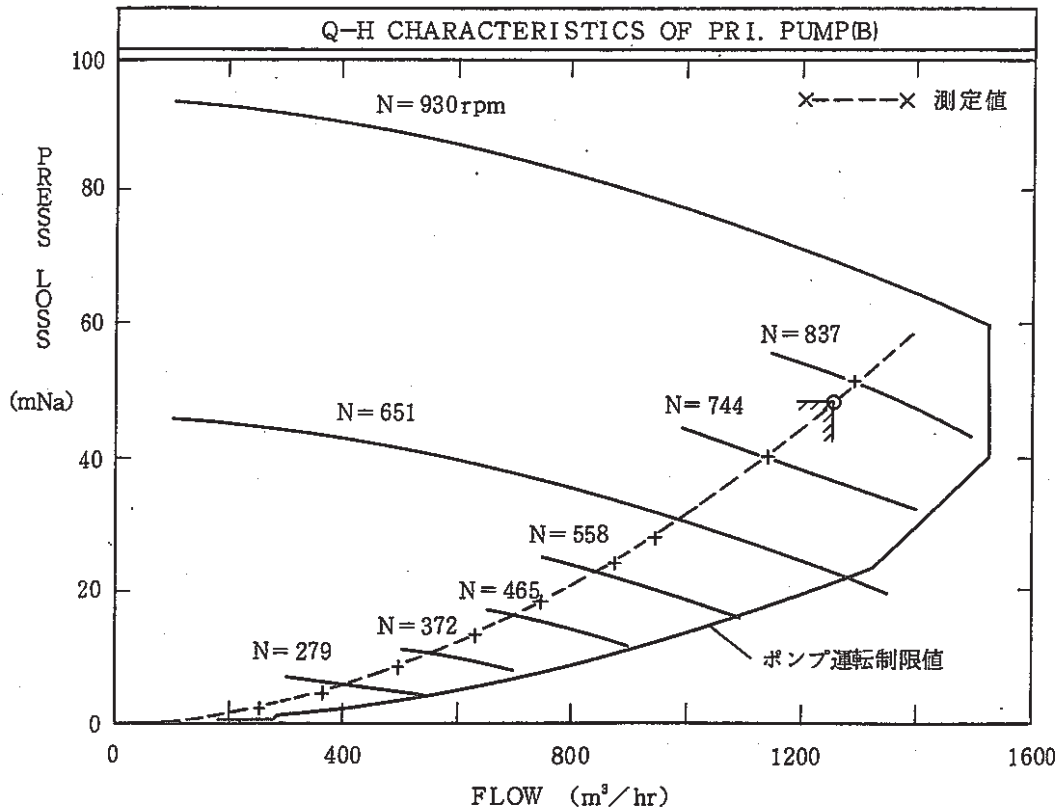
(a) 第2図, 第3図に示すように, A, B ループ共に運転制限値 (20.9 mNa) を満足する結果であった。

(b) A, B ループ共, 前サイクルの圧損からあまり変化はなかった。

(前サイクル; A ループ = 48.8 mNa, B ループ = 47.7 mNa)



第3図 Bループ1次主循環ポンプQ-H特性



第2図 Aループ1次主循環ポンプQ-H特性

### 8.3 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果

報告者：小倉，深見（異常監視技術Gr.）

#### 1. 概要

MK - II 炉心第 10 サイクルの起動前に主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験を昭和 61 年 4 月 16 日に実施し採取したデータより，各種設定値を算出した。昭和 61 年 4 月 22 日に，この設定値を制御系に設定し，模擬電喪信号によるベーン開度測定試験を実施した。

#### 2. 測定内容

主送風機入口ベーン・ダンパを「全閉」→「全開」→「全閉」と動作させ，調節計制御信号とベーン・ダンパ開度の特性データを採取し，調節計設定値を算出する。

また，算出された設定値を制御系に設定し，模擬電喪信号を印加し下記データを確認する。

- ① 冷却材温度「高」状態でのベーン開度  $6.5 \pm 1\%$
- ② 冷却材温度「低」状態でのベーン開度  $0 \pm 1.5\%$

#### 3. 測定結果

##### 1) ヒステリシス，オーバーラップ領域

前回の試験結果（昭和 61 年 2 月 3 日測定）と比較した結果，ベーンのヒステリシスはあまり大きな変化はなくダンパについても，あまり変化していない。また，オーバーラップ領域は，算出値に差があることが判った。

##### 2) 2次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上，下限値

上記試験の算出値及びこれを用いて行なった模擬電喪信号によるベーン開度測定の結果を表に示す。

#### 4. 評価

今回の試験結果より，全てのベーン開度の設定値は判定基準内にあり問題なし，と考えられる。よって，今回の試験で定めた設定値を第 10 サイクル中使用し，次回の試験（第 11 サイクル）実施により経時変化等に対処することとした。



表 主送風機ベーン・ダンパ開度測定試験 設定値一覧表

設定値 名称	ベーン	算出値		再設定値		設定箇所
		設定値	開度(%)	設定値	開度(%)	
比率 $\alpha$	1A	1.073	/	/	/	UNIT 1 105 SV
	2A	1.071	/	/	/	UNIT 1 107 SV
	1B	1.090	/	/	/	UNIT 2 105 SV
	2B	1.078	/	/	/	UNIT 2 107 SV
6.5 % ML	1A	84.93	8.3	86.73	6.1	UNIT 1 CL02 LP 01. 02 ML
	2A	84.56	8.2	86.56	6.0	UNIT 1 CL 07 LP 03. 04 ML
	1B	84.12	6.4	-	-	UNIT 2 CL 02 LP 01. 02 ML
	2B	85.40	7.8	86.70	6.7	UNIT 2 CL 07 LP 03. 04 ML
0 % MH	1A	92.56	0.5	-	-	UNIT 1 CL 02 LP 01. 02 MH
	2A	91.50	0.6	-	-	UNIT 1 CL 07 LP 03. 04 MH
	1B	91.23	- 1.2	-	-	UNIT 2 CL 02 LP 01. 02 MH
	2B	91.14	1.3	-	-	UNIT 2 CL 07 LP 03. 04 MH

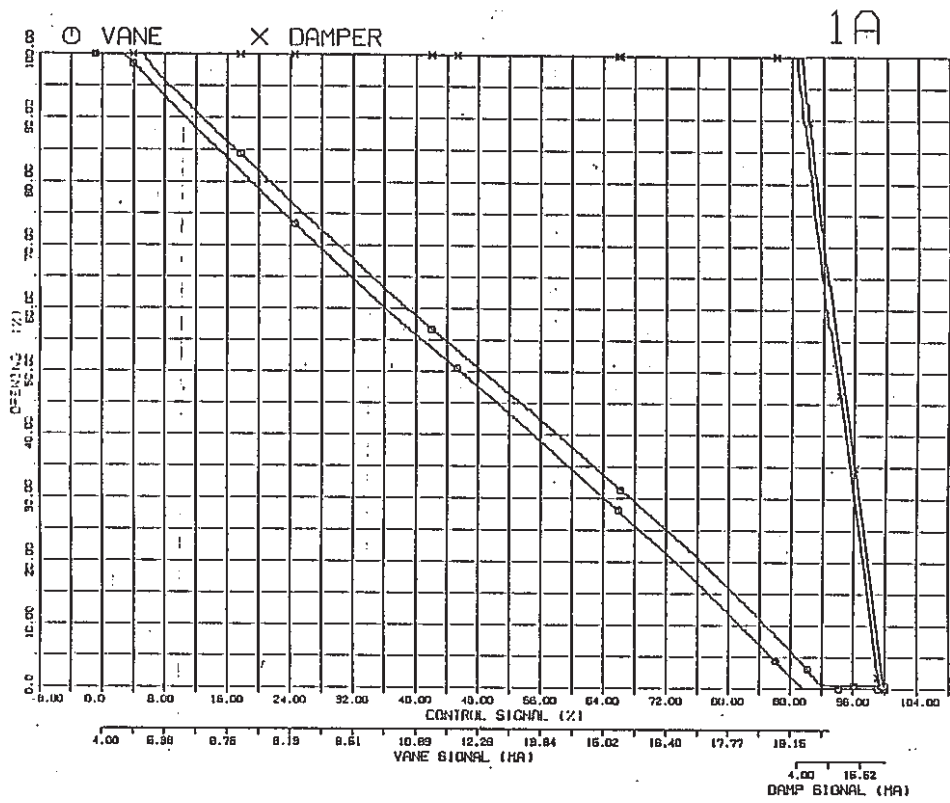


図1 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域(IV) 昭和61年4月16日測定

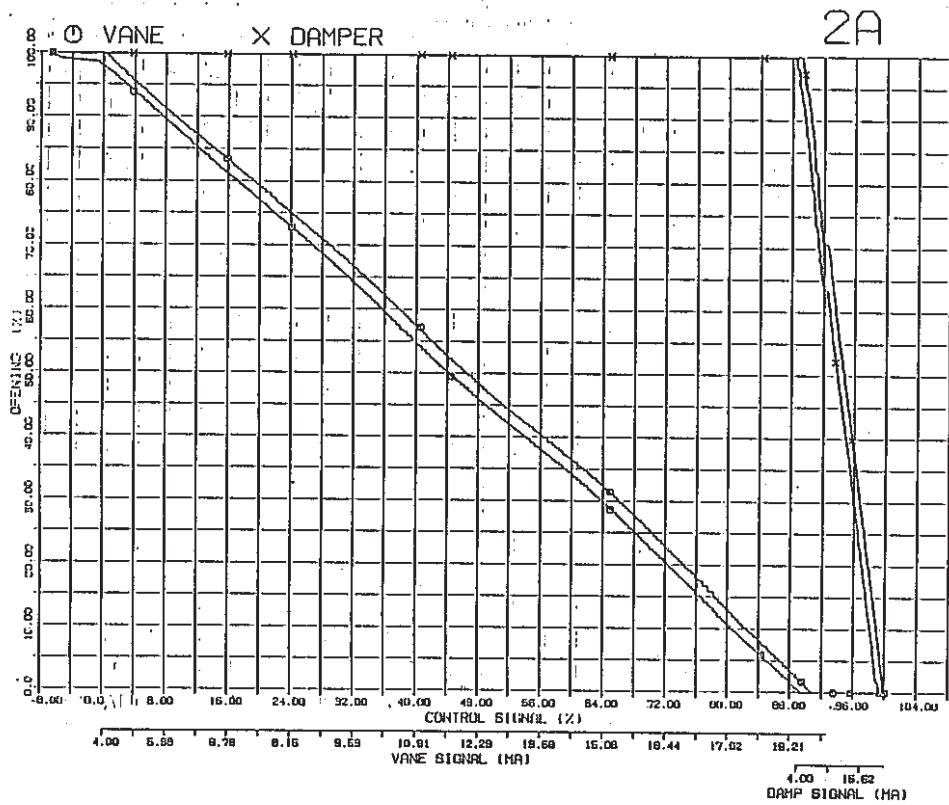


図2 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域(2A) 昭和61年4月16日測定

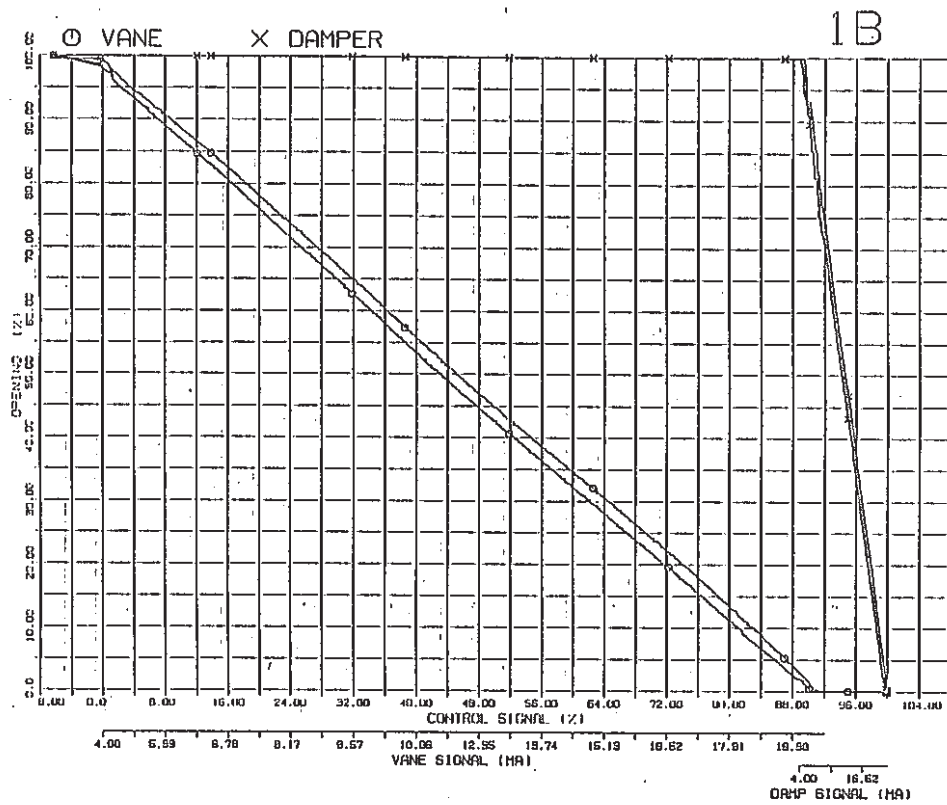


図3 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (1B) 昭和61年4月16日測定

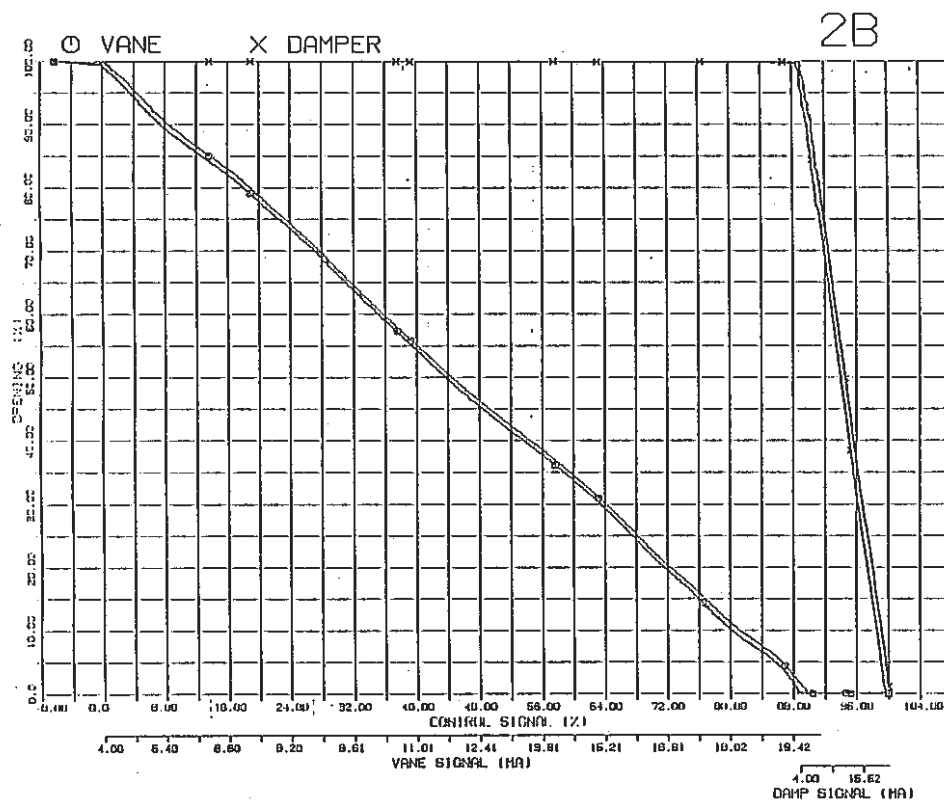


図4 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (2B) 昭和61年4月16日測定

## 8.4 MK-II炉心第10サイクルM系列・安定性試験結果

報告者：小倉，深見（異常監視技術Gr.）

## 1. 試験目的

- M系列試験により，定格出力における冷却材温度制御系の安定範囲を明確にする。
- M系列試験結果より，安定性試験時の制御定数を決定する。
- 安定性試験により，主冷却器出口Na 温度の外乱に対して，プラントが十分安定に運転できることを確認する。

## 2. 試験結果

試験実施日  $\left( \begin{array}{ll} \text{M系列試験} & 1986. 5. 6 \\ \text{安定性試験} & 1986. 5. 8 \end{array} \right)$

- 各主冷却器（1A，2A，1B，2B）について，ゲイン余裕，位相余裕を求めた。
- 試験実施時の比例ゲインとゲイン余裕は下表の通りであり，十分な安定領域にあることを確認した。第9サイクルに比べ，A系のゲイン余裕が増大したが，B系の変化は小さかった。

主冷却器	1 A	2 A	1 B	2 B
比例ゲイン (K <sub>p</sub> )	2.60 ( 2.14 )	2.50 ( 2.14 )	2.11 ( 1.94 )	2.10 ( 1.96 )
ゲイン余裕 (dB)	14.15 ( 10.6 )	11.5 ( 8.6 )	8.6 ( 8.3 )	8.6 ( 8.2 )

(注) ( ) 内の数値は第9サイクルでの値

- 定格第1～第10サイクルのゲイン余裕経時変化を図1に示す。
  - 安定性試験実施時の制御定数をM系列試験結果より設定した。
  - 安定性試験結果を図2に示す。(全3ケース)
- いずれのケースにおいても不安定現象は発生しなかった。

## 3. 評価

M系列・安定性試験結果より，第10サイクルにおけるプラントの安定性が確認された。

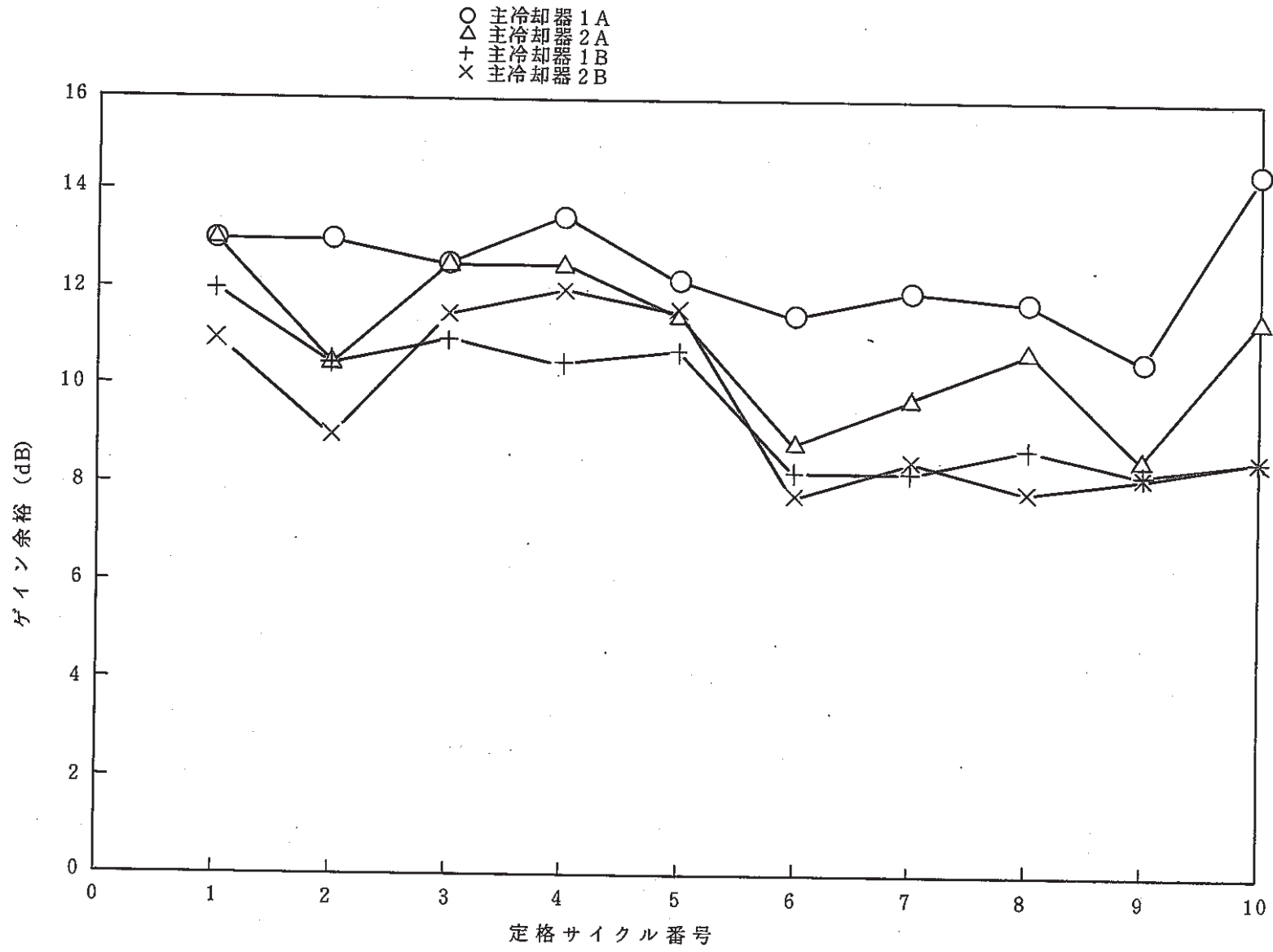


図1 各主冷却器ゲイン余裕の経時変化 (MKII 定格第1~第10サイクル)

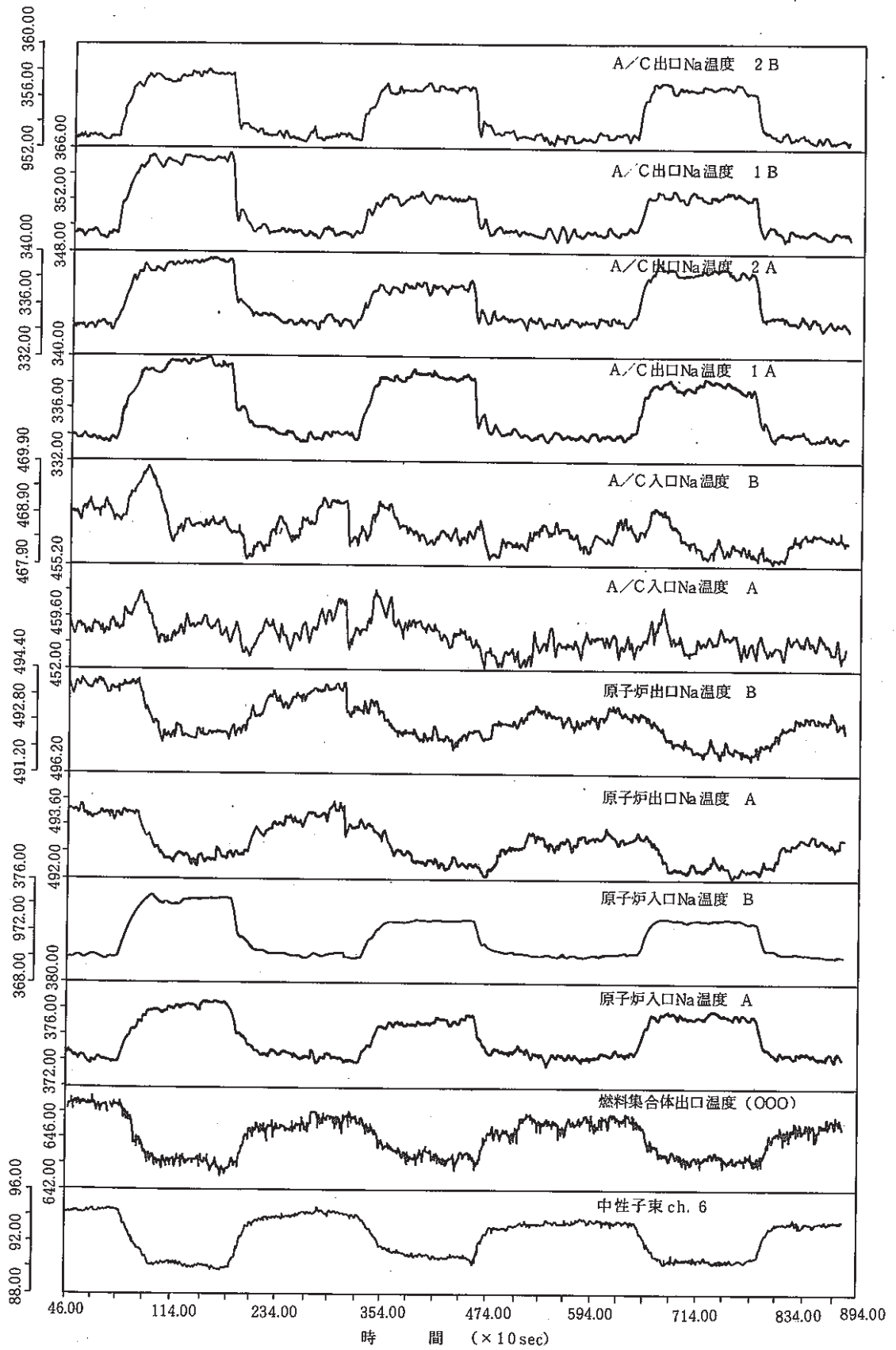


図2 安定性試験 (MK-II第10サイクル)

## 8.5 MK-II炉心第10サイクルにおける1Aベーン開度挙動

報告者：玉山（異常監視技術Gr.）

### 1. はじめに

第11サイクルは真夏期の運転であり主冷却器の除熱余裕については過去2年の経験があるものの常に監視を行う必要がある。第10サイクルの5月には主冷却器1Aベーンが約80%まで開となる日があった。このため常陽プラントDBS（GEYSER）を用いて挙動を調査した。

### 2. 検討結果

図1に第10サイクルのベーン開度を示す。その他プロッター図を作成し、除熱余裕について検討した。

#### (1) 1Aベーンの開度について

1Aベーン開度は平均的には第3サイクルで54%、第10サイクルで56%開度となっているので2%多目にひらいている事になる。

第4サイクルの昼間は定常的には72%開であった。2%多目にひらいた理由を風量の変化と仮定すると、等量の風量に担当するのはベーンの風量特性図よりベーン開度で4%であるので、今夏は76%開となる。

#### (2) 100%開の可能性について

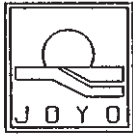
前項は昼間の定常的な値で短時間的には、かなりベーンは開閉を繰返している。絶対風量も限界に近い事、時間的には100%になった実績もあり、今夏も100%開となる可能性はある。

#### (3) ベーン動作自体について

X軸を1Aベーン開度、Y軸を2Aベーン開度とした図を作成した。これにより、第3、9、10サイクルについては2つのベーン開度の相関は強い事がわかるが第1サイクルについては相関が弱い。よって第1サイクルのみの不具合と考えられる。

#### (4) その他

第11サイクル前に二課によりベーンのオーバホール作業が実施される。動作がスムーズになれば制御性も改善され、制御の遅れによるオーバーシュートが減少する。各図で見られるベーン動作の大きな動きも減少する事が期待される。



# JOYO MK-II CYCLE 10

(1986/4/15 10:0 ~ 1986/5/28 9:0)

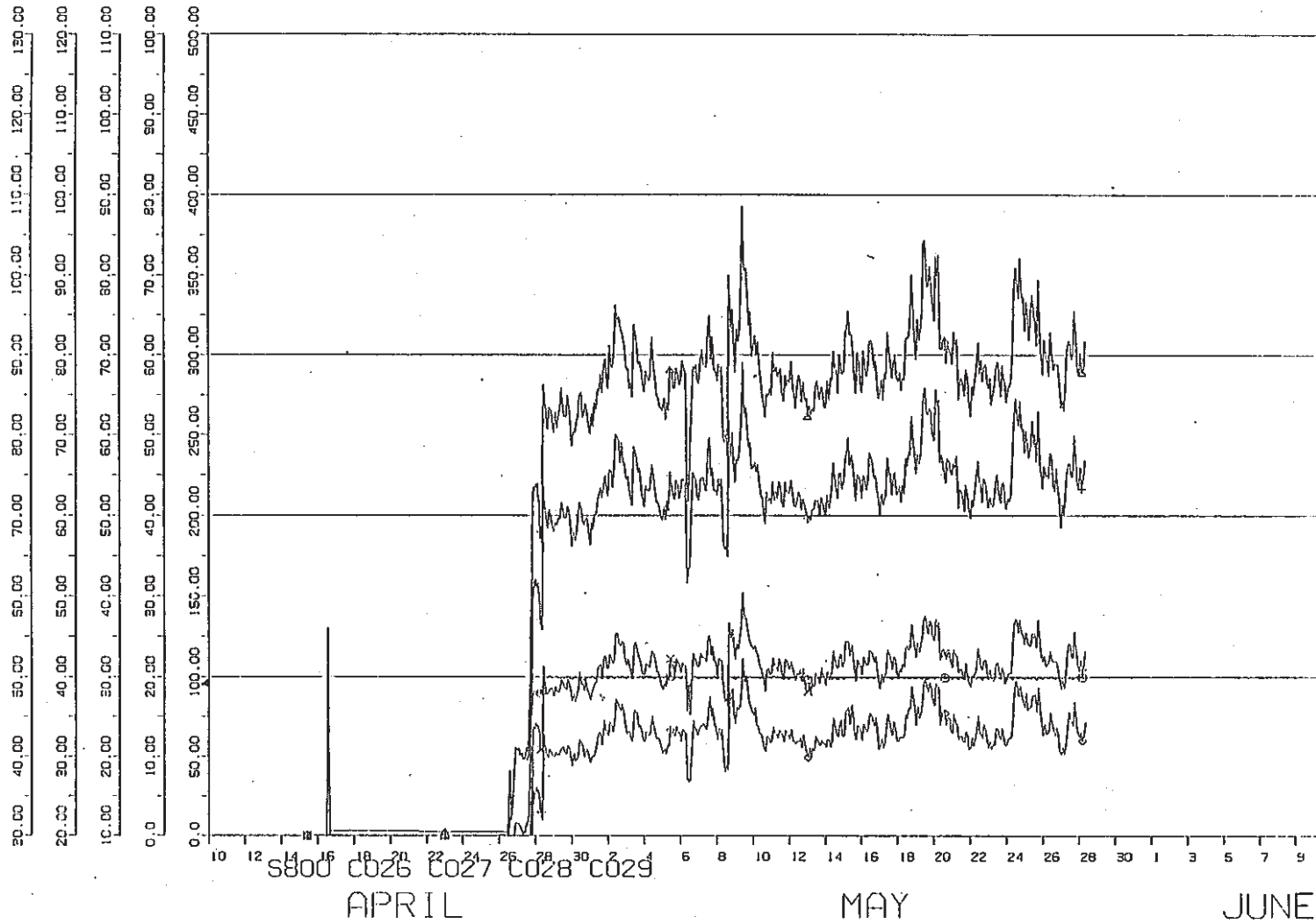


図1 第10サイクルのベーン開度

PNC-JOYO JOYDAS-PL01



## 8.6 主冷却器 1A ベーン開度と気温の関係

報告者：玉山（異常監視技術Gr.）

### 1. はじめに

プラント出力が一定ならば、主冷却器のベーン開度と気温との相関は強いはずである。安対課の気象データが入手できたので JOYDAS の 1A ベーン開度との対応を調査した。

### 2. 方法

JOYDAS からのデータは、常陽プラント DBS (GEYSER) として大型計算機に記憶されている。また安対課からのデータも変換して \* GEYSER の中へ収録した。この中から主冷却器 1A ベーン開度と気温のデータをぬき出し、プロッター図を作成した。図 1～3 に示す。

### 3. まとめ

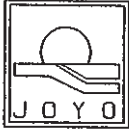
各サイクルごとにプロッター図を作成し検討した。

- (1) 図 3 に示した様に第 1 サイクルのベーン開度と気温の相関は良くなく、ベーンの動作が滑らかではない事を示している。
- (2) 第 3 および第 4 サイクルでは途中で停止や電喪による計画外停止があり、その時点を境界として特性がずれている。すなわちベーンの動作上のヒステリシスを示していると言える。
- (3) 第 2, 5, 6, 7, 8, 9 サイクルに関してはほぼ良い相関を示している。

---

(技-61-58)

\* 変換方法については (技-61-57) を参照のこと。



# JOYO MK-II CYCLE 9

(1986/2/16 0:15 ~1986/4/1 0:0)

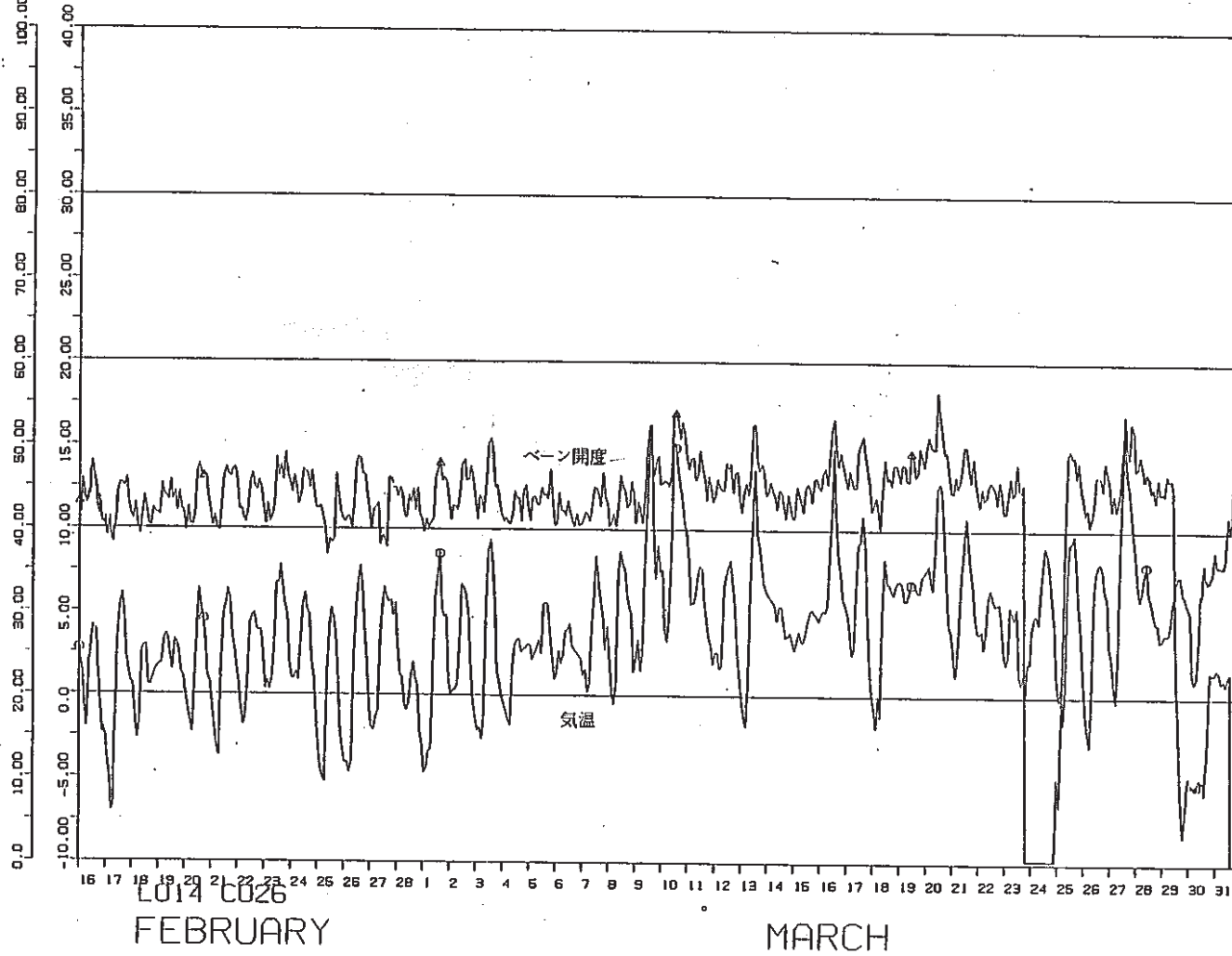
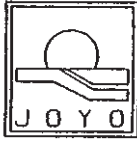


図1 第9サイクルのベーン開度と気温

PNC-JOYO JOYDAS-17.111

PNC TN9410 86-085



(1986/2/16 0:0 ~1986/4/1 0:0)

# JOYO MK-II CYCLE 9

1 L014  
2 C026

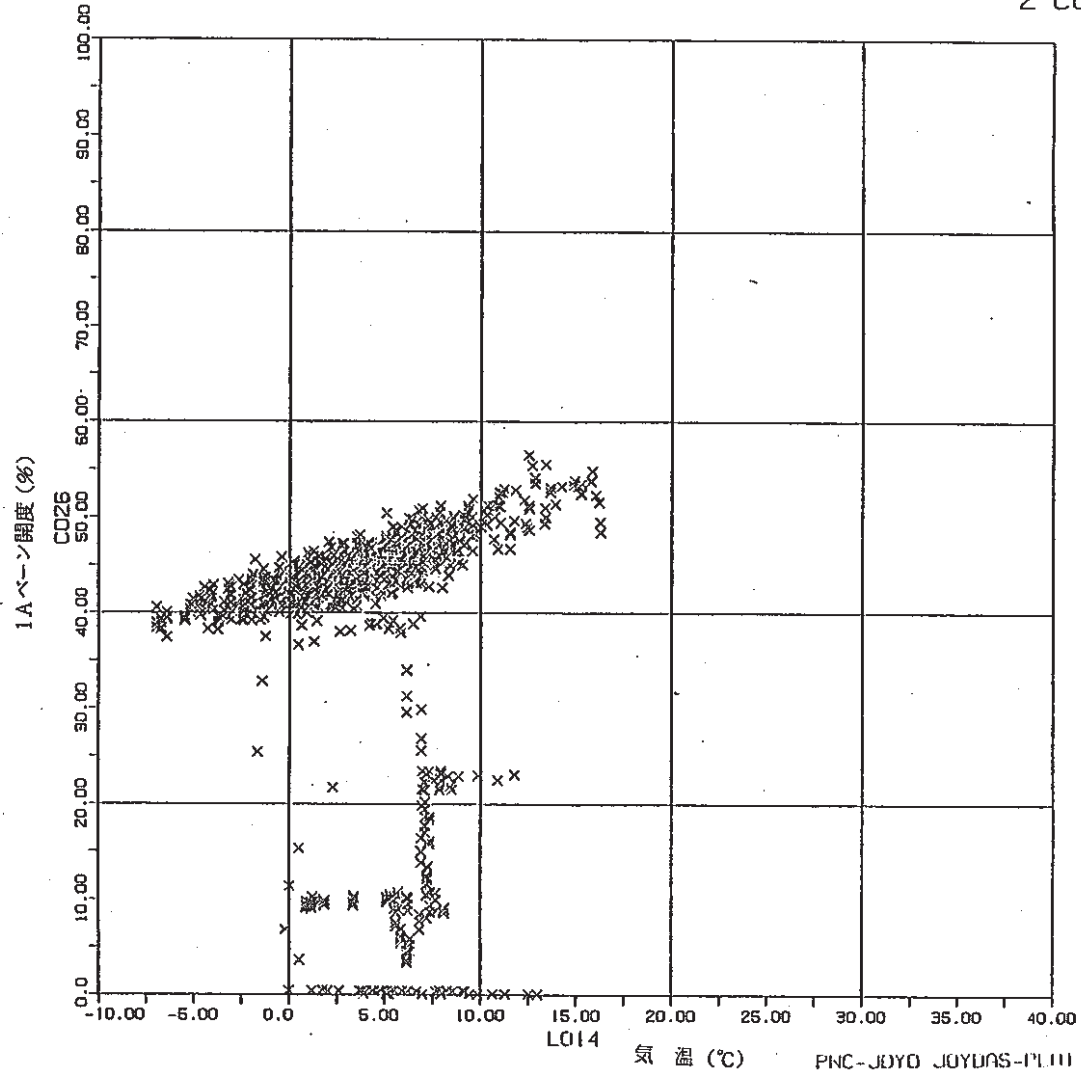
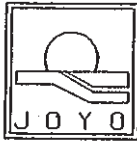


図2 第9サイクルのベーン開度と気温 (X-Y)



(1983/8/13 0:0 ~ 1983/9/21 0:0)

# JOYO MK-II CYCLE 1

1 L014  
2 C026

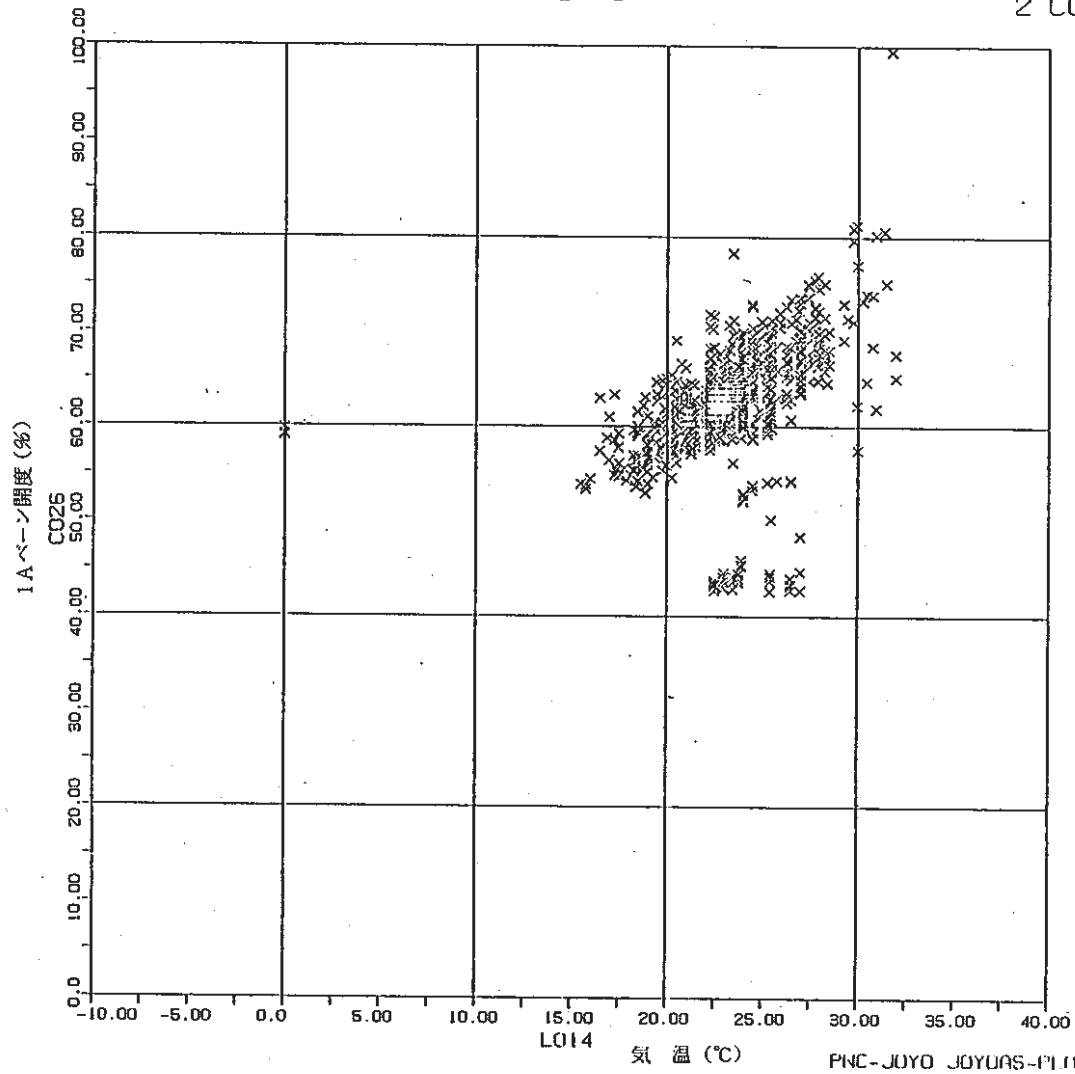


図3 第1サイクルのペーン開度と気温 (X-Y)

## 8.7 MK - II 炉心第 10 サイクル流量計特性試験速報

報告者：小倉，深見（異常監視技術 Gr.）

### 1. 概要

MK - II 炉心第 10 サイクル起動前に流量計特性試験を昭和 61 年 4 月 24 日に実施した。また，前回（昭和 61 年 2 月 10 日）の試験と同様 INTA 電磁流量計の特性もあわせて採取した。

### 2. 試験内容

1 次系主流量を 100 % の状態から 10 % ずつ 20 % まで段階的に流量を降下させ各流量段階の安定時にデータを採取した。

### 3. 試験結果

表 1 に今回採取したデータの一覧を示す。

図 1，図 2 にセンタチャンネル流速計出力及び INTA 電磁流量計出力の 1 次系主流量に対する変化をそれぞれ示す。また，表 2 に JOYDAS 回転数とシステム回転数を示し，図 3 はそれらを対比させたプロット図を示す。

### 4. 評価

図 1，図 2 より 1 次系主流量に対し，センタチャンネル流速計及び INTA 流量計の出力はほぼ直線上にありなんら問題はない。

また，図 3 の JOYDAS 回転数とシステム回転数の対比では，70 % と 75 % の流量にて A，B ループのズレが若干見られるがほぼ直線上であり問題はないと思われる。

表1 流量計特性試験データシート

試験日 昭和61年4月24日

試験 ステップ	JOYDAS アナログ値		1次系主流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	INTA 流量 ( $\text{kg}/\text{s}$ )	センタチャンネル 流量計出力 ( $\text{mV}$ )	備考
	B 005	B 006				
1	1268.0	1269.0	2537.0	2.481	595.0	
2	1138.8	1143.6	2282.4	2.210	530.1	
3	953.0	942.7	1895.3	1.850	452.8	
4	887.1	874.0	1734.1	1.710	452.1	
5	752.8	752.2	1505.0	1.470	376.1	
6	634.1	641.8	1275.9	1.250	330.7	
7	517.1	507.2	1024.3	1.000	280.2	
8	376.8	372.7	749.5	0.730	225.0	
9	246.9	248.6	495.5	0.510	176.4	

表2 1次系主ポンプ回転数データシート

ステップ	1次系流量 ( $\text{m}^2/\text{hr}$ )	システム回転数		JOYDAS 回転数		備考
		A	B	A	B	
1	2537.0	840.3	837.3	848.5	840.0	
2	2282.4	753.9	745.5	756.0	740.5	
3	1895.3	628.5	621.3	634.5	609.5	
4	1734.1	582.0	577.5	594.5	564.5	
5	1505.0	500.7	496.5	513.5	498.0	
6	1275.9	424.8	423.0	433.0	425.0	
7	1024.3	345.6	339.9	354.0	339.5	
8	749.5	255.6	252.9	262.5	254.5	
9	495.5	175.5	174.9	179.0	177.0	

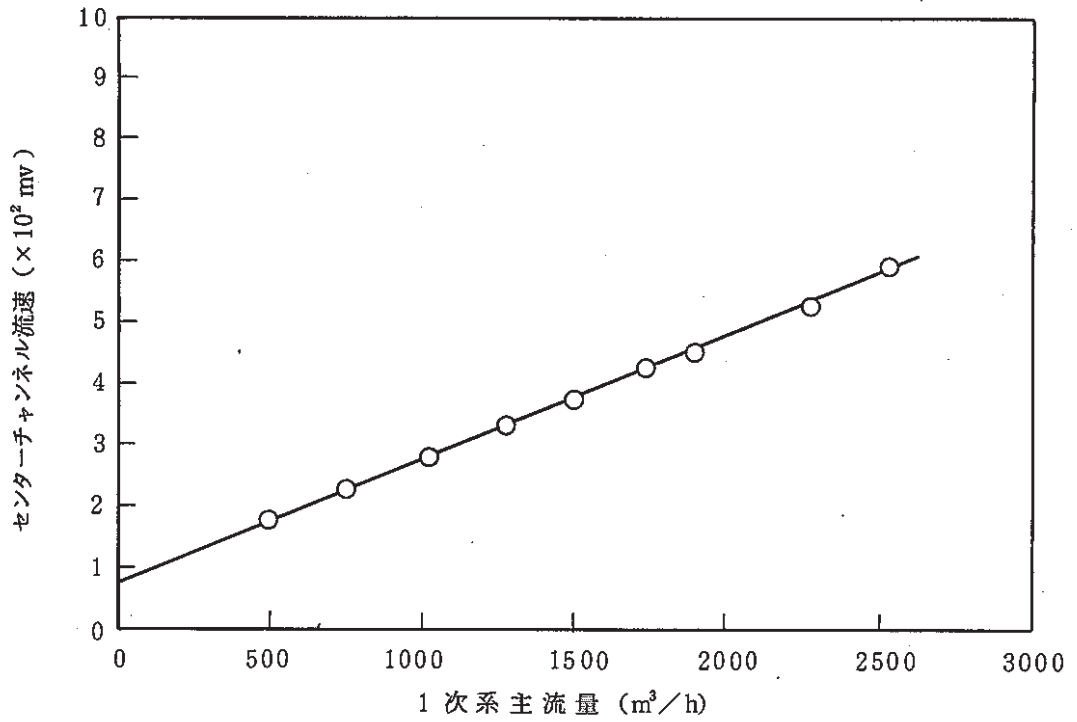


図1 1次系主流量に対するセンタチャンネル流速計の変化

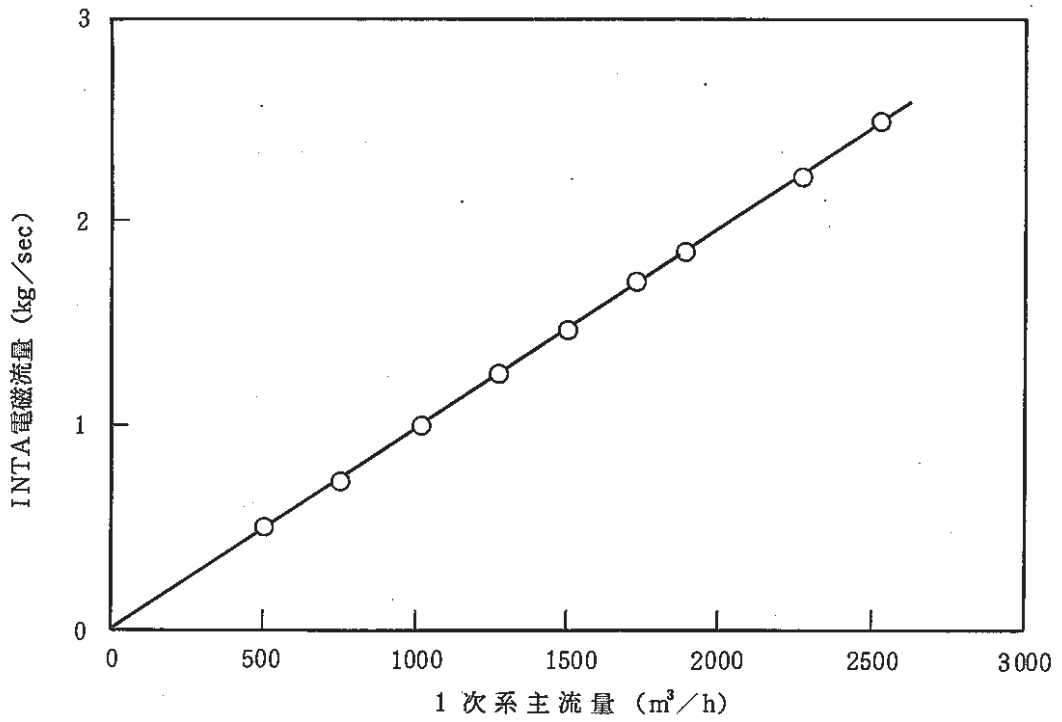


図2 1次系主流量に対するINTA電磁流量計の変化

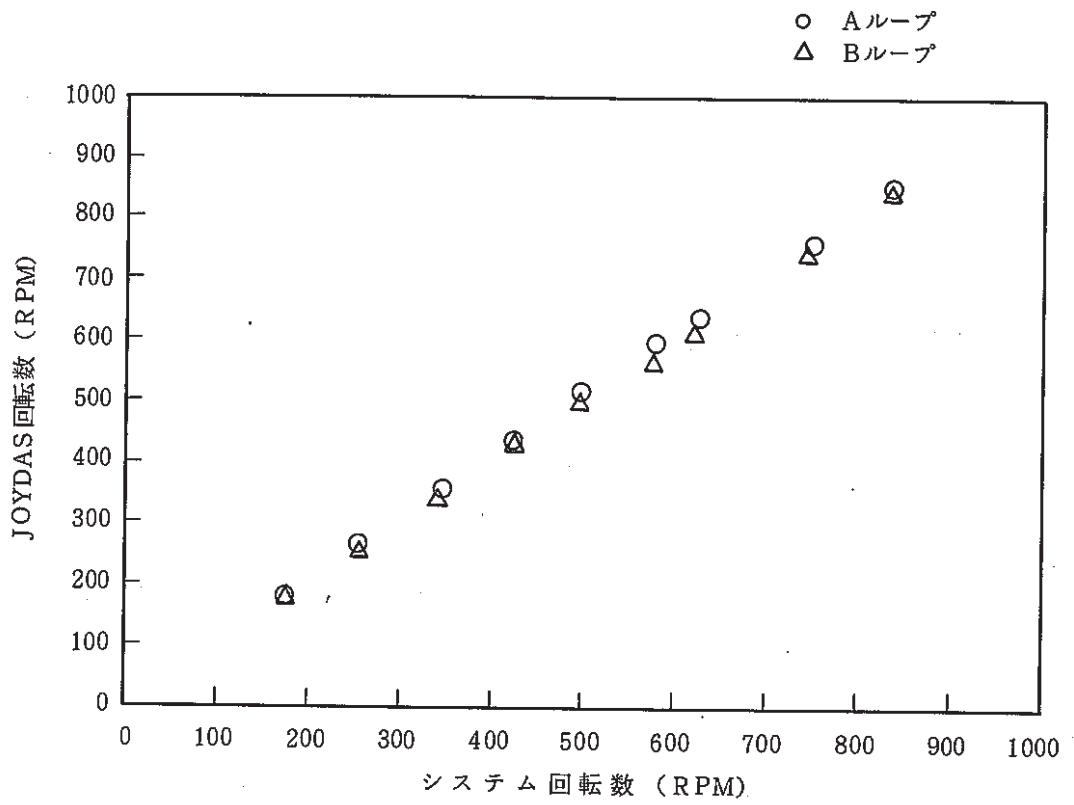


図3 JOYDAS回転数とシステム回転数の対比



## 9. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析

本章は、高速実験炉「常陽」において実施された中性子束・ガンマ線の測定データ等の解析により得られた成果の報告をまとめたものである。

### 9.1 物質ドシメータによる核分裂反応率測定の限界

報告者：鈴木 s (計測 Gr.)

#### 1. 概要

Fertile 物質である  $^{238}\text{U}$  ドシメータ、 $^{232}\text{Th}$  ドシメータの核分裂反応率測定により高速中性子の nvt 評価を行う場合における fissile 物質の生成による測定限界を検討した。

Fertile 物質ドシメータ ( $n, f$ ) 反応率を評価する場合、直接的には  $^{137}\text{Cs}$  生成量等が測定されるが、これは、fertile 物質中に build-up する  $^{239}\text{Pu}$  等の fissile 物質からも生成してその効果を補正する必要がある。 $^{238}\text{U}$  ドシメータを例に、この補正量を評価し高速中性子モニタとしての使用限界を検討した。

#### 2. 評価法

図 1 に示す  $^{238}\text{U}$  に起因する 2 つの  $^{137}\text{Cs}$  生成反応、即ち  $^{238}\text{U} (n, f) ^{137}\text{Cs}$  と  $^{239}\text{Pu} (n, f) ^{137}\text{Cs}$  による  $^{137}\text{Cs}$  生成量を次の連立微分方程式で計算する。

$$\frac{dN}{dt} = \sigma \phi N_0 - \sigma_1 \phi N \quad (1)$$

$$\frac{dn}{dt} = \epsilon_1 \sigma_1 \phi N + \epsilon_2 \sigma_2 \phi N_0 - (\sigma_3 \phi + \lambda) n \quad (2)$$

ここで $N$ = $^{239}\text{Pu}$ の原子数	$n$ = $^{137}\text{Cs}$ の原子数
$N_0$ = $^{238}\text{U}$ の "	$\phi$ = 中性子束
$\sigma$ = $^{238}\text{U} (n, \gamma)$ 反応断面積	$\lambda$ = $^{137}\text{Cs}$ の decay constant
$\sigma_1$ = $^{239}\text{Pu} (n, f)$ "	$\epsilon_1$ = $^{239}\text{Pu}$ の $^{137}\text{Cs}$ fission yield
$\sigma_2$ = $^{238}\text{U} (n, f)$ "	$\epsilon_2$ = $^{238}\text{U}$ の "
$\sigma_3$ = $^{137}\text{Cs} (n, \gamma)$ "	$t$ = 照射時間

$t = 0$  で  $n = 0$ ,  $N = 0$  として ①, ② 式を解くと

$$n = \frac{N_0 \epsilon_1 R}{R_1 - R_3} (e^{-R_1 t} - e^{-R_3 t}) + \frac{N_0 (\epsilon_1 R + \epsilon_2 R_2)}{R_3} (1 - e^{-R_3 t}) \quad (3)$$

$$N = \frac{R}{R_1} N_0 (1 - e^{-R_1 t}) \quad (4)$$

③, ④式において  $R = \sigma \phi$ ,  $R_1 = \sigma_1 \phi$ ,  $R_2 = \sigma_2 \phi$ ,  $R_3 = \sigma_3 \phi + \lambda$  である。

一方, 全ての  $^{137}\text{Cs}$  が  $^{238}\text{U}(n, f)$  反応のみで生成し  $^{137}\text{Cs}$  の消滅がないとすると  $^{137}\text{Cs}$  の生成量  $n'$  は

$$n' = \epsilon_2 R_2 N_0 t \quad (5)$$

で表わされる。

③, ④式より  $^{239}\text{Pu}$  からの  $^{137}\text{Cs}$  生成を考慮した場合としない場合の比  $f$  は

$$f = \frac{n}{n'} = \frac{1}{\epsilon_2 R_2 t} \left\{ \frac{\epsilon_1 R}{R_1 - R_3} (e^{-R_1 t} - e^{-R_3 t}) + \frac{\epsilon_1 R + \epsilon_2 R_2}{R_3} (1 - e^{-R_3 t}) \right\} \quad (6)$$

で表わされる。

⑥式中の  $R$ ,  $R_1$ ,  $R_2$ ,  $R_3$  を計算するために用いた中性子束 (“MAGI”により求めた MK-II 炉心第2列の炉中心レベルと  $-72.5\text{ cm}$  の位置) とそれから求めた反応率を表1, 表2に示す。反応断面積は, 群定数作成コード “COMICR” により ENDF/B-IV から作成した無限希釈断面積である。

### 3. 計算結果

2章で算出した③, ⑤, ⑥式で計算した  $^{238}\text{U}$  ドシメータに対する  $^{137}\text{Cs}$  の生成量 ( $^{239}\text{Pu}$  Build up を考慮したケースと考慮しないケース) とその比を図3, 図4に示す。各図に示した  $^{137}\text{Cs}$  の生成量は, 標的核種  $^{238}\text{U}$  1原子により生成される  $^{137}\text{Cs}$  の原子数で表わしてある。

$^{238}\text{U}(n, f)$  反応率は, 通常⑥式で評価されているため⑥式で得られる  $f$  が  $^{239}\text{Pu}$  Build-up 効果の補正係数に相当するものである。炉心中心レベルでは,  $n$  と  $n'$  の差は比較的小さく5サイクル照射した時の補正は, 40%程度である。これは,  $^{238}\text{U}$  ドシメータを5サイクル照射した後の  $^{137}\text{Cs}$  の存在量のうち40%は,  $^{239}\text{Pu}$  の  $(n, f)$  反応で生成したことを意味する。

一方, 炉心第2列の下部反射体領域では, 1サイクル照射でも補正が  $3 \times 10^3\%$  にもなり  $^{238}\text{U}(n, f)$  反応測定が全く意味をもたないことが判る。これは, この領域では炉心中心レベルに比べスペクトルが軟かく  $^{238}\text{U}(n, \gamma)$  反応率  $C_{28}$  が  $^{238}\text{U}(n, f)$  反応率  $F_{28}$  より圧倒的に大きいためである。参考として図5に熱中性子炉における  $^{238}\text{U}$  からの  $^{137}\text{Cs}$  生成量と照射時間の関係を示す。(この例では, 熱中性子炉であるが  $\phi_{\text{total}} = 6 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2/\text{sec}$  と「常陽」に比べ低フラックスであることに注意) 軽水炉では,  $F_{28}/C_{28}$  を大きくするため Cd カバーが有効であることが判る。

4. まとめ

$^{238}\text{U}$ 等の fertile 物質をドシメータとして用い (n, f) 反応を測定する場合,  $^{239}\text{Pu}$ 等の fissile 物質の build up による妨害を考慮する必要がある。

この build up の妨害効果は, 高フルエンスである程また capture/fission ratio が大きい程つまりスペクトルが軟い程大きくなる。定量的には, 注目する測定場での build-up の補正量が 50%を超える場合には, fertile 物質ドシメータを使用しない方がよい。

今回評価したMK-II炉心第2列における  $^{238}\text{U}$ ドシメータの例では, 炉心レベルでは, 7.5 サイクル以上の長期のモニターには, このドシメータは適さない。また下部反射体領域では全く使用できない。(  $^{137}\text{Cs}$  は,  $^{238}\text{U}$ からでなく  $^{239}\text{Pu}$ から生成する!! )

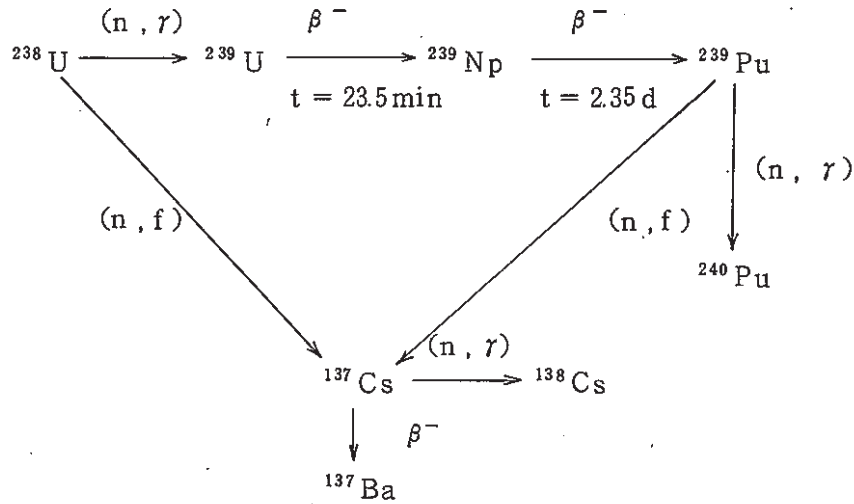


図1  $^{238}\text{U}$ の中性子反応による  $^{137}\text{Cs}$  の生成

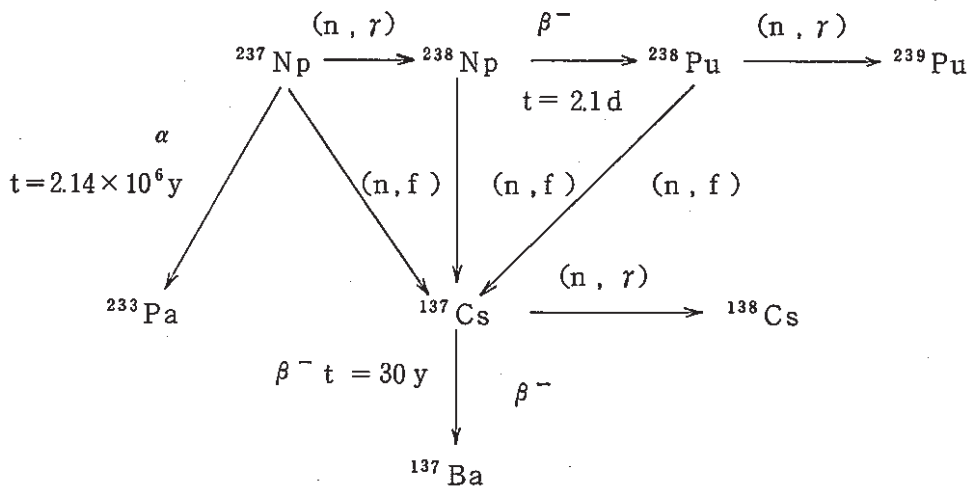


図2  $^{237}\text{Np}$ の中性子反応による  $^{137}\text{Cs}$  の生成

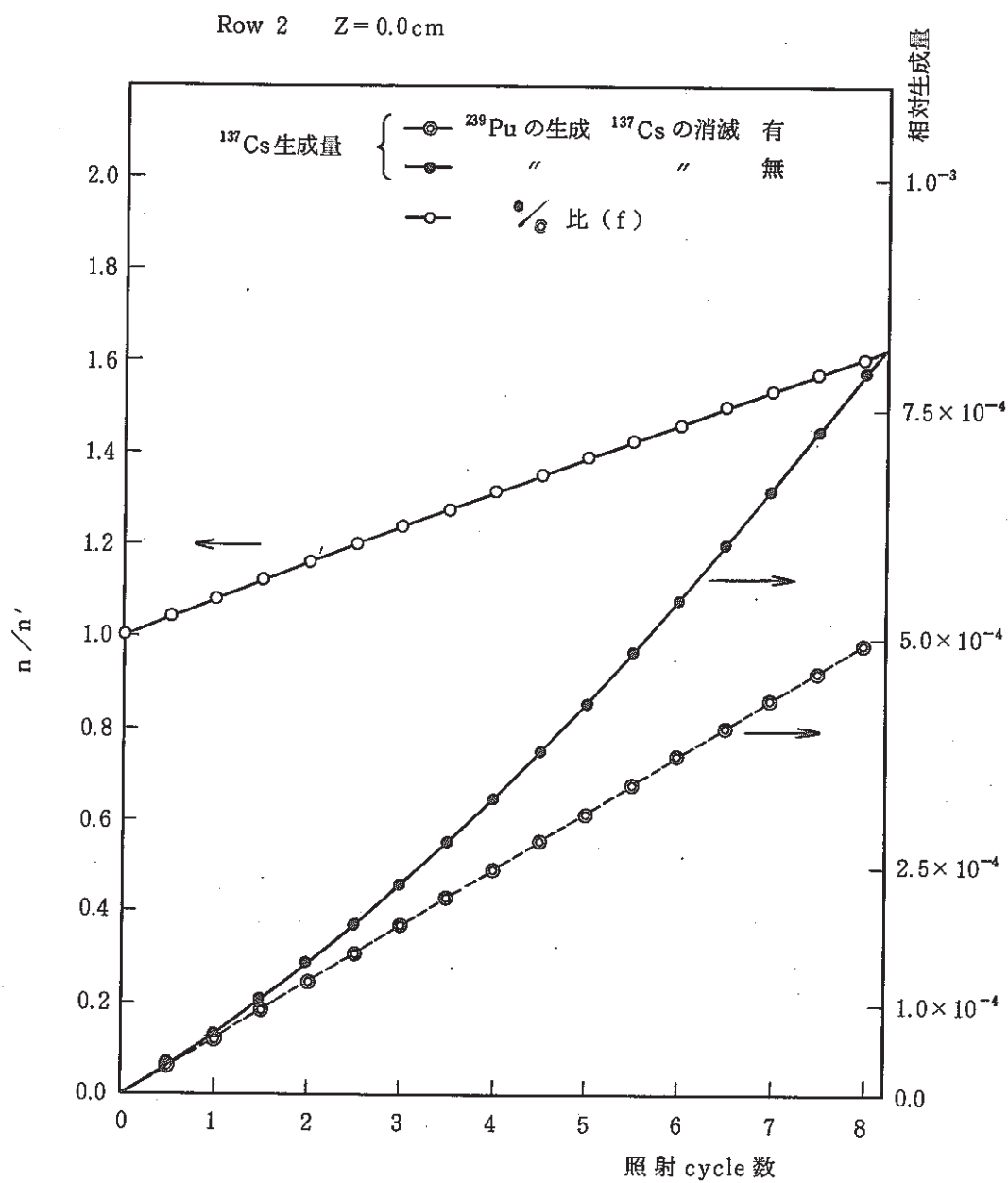


図3 MK-II炉心第2列炉中心レベルのCs生成量

Row 2 Z = 72.5cm

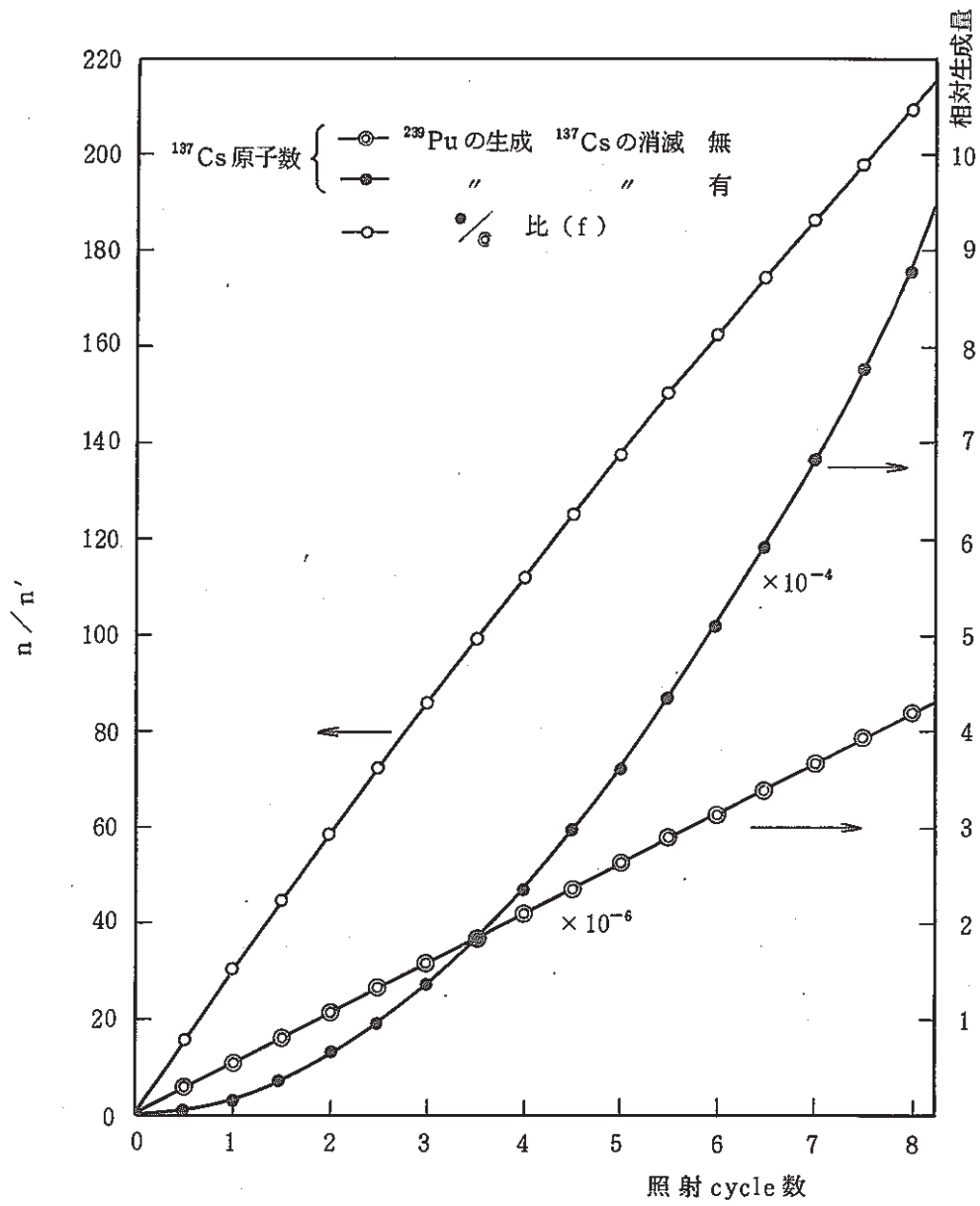


図4 MK-II炉心第2列下部反射体部のCs生成量

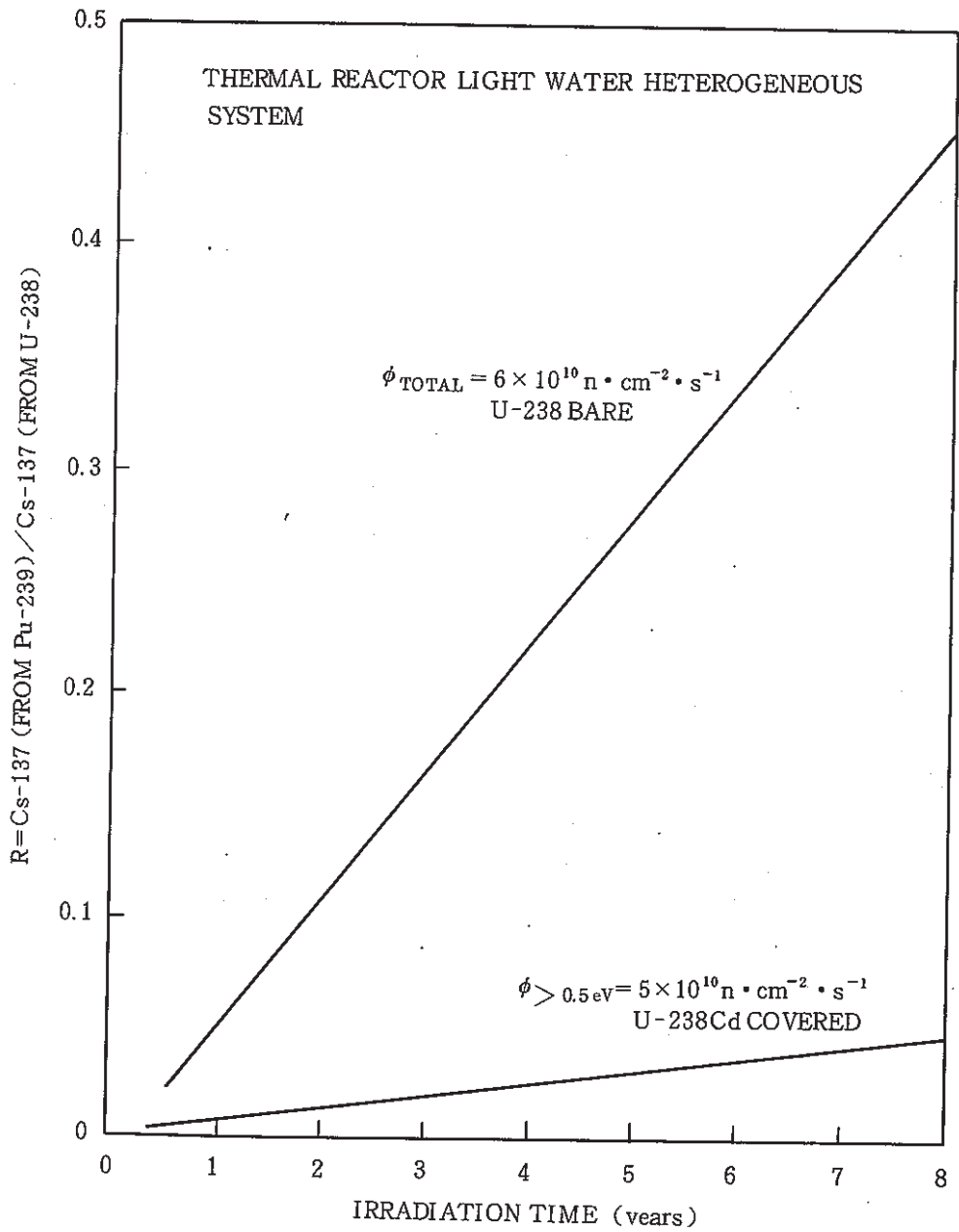


図5 熱中性子炉における $^{238}\text{U}$ からの $^{137}\text{Cs}$ 生成  
(ASTM規格E 844-81より引用)

表1 炉心第2列炉中心レベルの $\phi_n$ と反応率

(Z = 0.0 cm)

Gr	$E_n$	$\phi_n^*$ (1/100 MWt)	$\sigma$ (barn) $^{238}\text{U}(n, \gamma)$	$\sigma_1$ (barn) $^{239}\text{Pu}(n, f)$	$\sigma_2$ (barn) $^{238}\text{U}(n, f)$	$\sigma_3$ (barn) $^{137}\text{Cs}(n, \gamma)$
1	10.5 MeV ~	$4.744^{+14} 2^*$	$3.711^{-2}$	1880	$5.225^{-1}$	$1.539^{-1}$
2	1.4 ~	$9.305^{+14}$	$1.121^{-1}$	1.673	$1.478^{-2}$	$1.655^{-3}$
3	0.4 ~	$1.273^{+15}$	$1.419^{-1}$	1.524	$6.112^{-5}$	$2.511^{-3}$
4	0.1 MeV ~	$1.065^{+15}$	$4.341^{-1}$	1.659	$6.550^{-5}$	$8.963^{-3}$
5	10 KeV ~	$2.079^{+14}$	1.327	3.244	$2.051^{-5}$	$1.845^{-1}$
6	1 KeV ~	$3.273^{+13}$	9.594	$1.313^{+1}$	$4.817^{-5}$	$1.039^{-3}$
7	100~0.215eV	$7.868^{+11}$	$4.103^{+1}$	$2.504^{+2}$	$9.586^{-9}$	$1.172^{-2}$
		total $3.984^{+15}$				
	$\sum_{i=1}^n \sigma_i \phi_i$	反応率 3*	$1.387^{-9}$	$7.457^{-9}$	$2.618^{-10}$	$1.257^{-10}$

\*  $\phi_n$ : "MAGI" 計算値2\*  $4.744^{+14} = 4.744 \times 10^{14}$ 

3\* (reaction/sec/atom)/100 MWt

表2 炉心第2列下部反射体位置の $\phi_n$ と反応率

Z = -72.5 cm

Gr	En	$\phi_n^*$ (1/100 MWt)	$\sigma$ (barn) $^{238}\text{U}(n, \gamma)$	$\sigma_1$ (barn) $^{238}\text{Pu}(n, f)$	$\sigma_2$ (barn) $^{238}\text{U}(n, f)$	$\sigma_3$ (barn) $^{137}\text{Cs}(n, \gamma)$
1	10.5 MeV ~	$3.398^{+12} 2^*$	$3.711^{-2}$	1.880	$5.225^{-1}$	$1.539^{-1}$
2	1.4	$2.961^{+13}$	$1.121^{-1}$	1.673	$1.478^{-2}$	$1.655^{-3}$
3	0.4	$7.726^{+13}$	$1.419^{-1}$	1.524	$6.112^{-5}$	$2.511^{-3}$
4	0.1 MeV ~	$1.734^{+14}$	$4.341^{-1}$	1.659	$6.550^{-5}$	$8.963^{-3}$
5	10 KeV ~	$5.995^{+13}$	1.327	3.244	$2.051^{-5}$	$1.845^{-1}$
6	1 KeV ~	$5.880^{+13}$	9.594	$1.313^{+1}$	$4.817^{-5}$	$1.039^{-3}$
7	100 ~ 0.215 eV	$4.366^{+13}$	$4.103^{+1}$	$2.504^{+2}$	$9.586^{-9}$	$1.172^{-2}$
		total $4.461^{+14}$				
		反応率 3*	$2.525^{-9}$	$1.236^{-8}$	$2.233^{-12}$	$1.395^{-11}$

\*  $\phi_n$ : "MAGI" 計算値2\*  $3.398^{+12} = 3.398 \times 10^{12}$ 

3\* (reaction/sec/atom)/100 MWt



表3 炉心第2列での反応率等

変数	定 義	炉心第2列 Z = 0.0	炉心第2列 Z = -72.5 cm
$\sigma$	X sec $^{238}\text{U}(n, \gamma)$	} 表1参照	} 表2参照
$\sigma_1$	" $^{239}\text{Pu}(n, f)$		
$\sigma_2$	" $^{238}\text{U}(n, f)$		
$\sigma_3$	" $^{137}\text{Cs}(n, \gamma)$		
$\lambda$	decay const $^{137}\text{Cs}$	$7.3218^{-10} \text{ s}^{-1}$	$7.3218^{-10} \text{ s}^{-1}$
$\epsilon_1$	F. Y $^{239}\text{Pu}(n, f)$	0.0660	0.0660
$\epsilon_2$	" $^{238}\text{U}(n, f)$	0.0603	0.0603
R	$\sigma \phi$	$1.387^{-9} \text{ s}^{-1}$	$2.525^{-9} \text{ s}^{-1}$
R <sub>1</sub>	$\sigma_1 \phi$	$7.457^{-9} \text{ "}$	$1.236^{-8} \text{ "}$
R <sub>2</sub>	$\sigma_2 \phi$	$2.618^{-10} \text{ "}$	$2.233^{-12} \text{ "}$
R <sub>3</sub>	$\sigma_3 \phi + \lambda$	$8.579^{-10} \text{ "}$	$7.461^{-10} \text{ "}$

表4 スペクトラルインデックス  $^{238}\text{U}$

位 置	MK-II第2列 炉中心レベル	MK-II第2列 下部反射体領域
$F_{28}/C_{28}$	$\frac{2.618^{-10}}{1.387^{-9}} = 0.189$ (表1より)	$\frac{2.233^{-12}}{2.525^{-9}} = 8.84^{-4}$ (表2より)

## 9.2 TTJT-01の反応率測定結果

報告者：山縣（計測Gr.）

## 1. 概要

照射リグ・TTJT-01の中性子照射量を評価するため、TTJT-01に装荷したフラックスモニターの反応率を測定評価した。

TTJT-01は、高速実験炉「常陽」の炉心アドレス9E 1の位置で、MK-I炉心50MW第0サイクルからMK-II炉心100MW第6サイクル（1978年4月18～1985年1月12日）の期間照射されたものである。

今回のフラックスモニターは、Fe, Ni, Cuの3種類で1セットとされ、キャプセルに封入された後、照射リグに装荷されていた。フラックスモニターの装荷された炉心軸方向レベルは、炉心中心を0として-147.5～117.5mm内である。

## 2. 方法

反応率は、高速実験炉「常陽」のドシメトリーシステムによるγ線スペクトロスコピーから得られたγ線放出率およびフラックスモニターデータ、運転履歴等により、下記の式で $^{54}\text{Fe}$  (n, p)  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Fe}$  (n, γ)  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{58}\text{Ni}$  (n, p)  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{63}\text{Cu}$  (n, α)  $^{60}\text{Co}$ の各反応率を算出した。

$$RR = \lambda \frac{C_p \times A}{\epsilon_p \times Pr \times W \times P \times a \times Na \times FI \times FB \times FS \times FC} \times \frac{e^{\lambda T_c}}{1 - e^{-\lambda T_M}} \times \frac{1}{S}$$

$$S = \frac{\lambda}{P_0} \int_0^{T_I} P(t) e^{-\lambda(T_I - t)} dt$$

$$AC = \lambda \frac{C_p}{\epsilon_p \times Pr \times W \times FS \times FC} \times \frac{e^{\lambda T_c}}{1 - e^{-\lambda T_M}}$$

where

RR : neutron reaction rate (reaction/sec/atom/100 MWt)  
 S : saturation factor  
 Ac : specific activity at end of irradiation (decay/sec/g)  
 Cp :  $\gamma$ -ray photo peak area (counts)  
 $\epsilon_p$  : photo peak efficiency  
 Pr :  $\gamma$ -ray emission probability  
 W : dosimeter weight (g)  
 P : purity of dosimeter material  
 Na : Avogadro No.,  $6.0220 \times 10^{23}$   
 A : atomic mass  
 a : isotope abundance  
 $T_I$  : irradiation time  
 $T_M$  : live count time  
 $T_C$  : cooling time  
 FI : correction factor for impurity  
 FB : correction factor for burn-up of dosimeter material  
 FS : correction factor for  $\gamma$ -ray self-shielding  
 FC : correction factor for random summing of  $\gamma$ -ray counting  
 $\lambda$  : decay constant (1/sec)  
 Po : nominal power

$$S = \frac{\lambda}{Po} \sum_{i \text{ cycle}} P(t_i) (t_{i+1} - t_i) e^{-\lambda(T_I - t_j)}$$

$$= \frac{\lambda}{Po} \sum_{i \text{ cycle}} [PI(t_{i+1}) - PI(t_i)] e^{-\lambda(T_I - t_j)}$$

where  $t_j = (t_{i+1} + t_i)/2$

PI : integral power

### 3. 結果

TTJT-01 に装荷されたフラックスモニターの反応率測定結果を表に示し、反応率の軸方向分布を図に示す。

今回の測定結果をMK-I 炉心時に炉心アドレス 9A 1 で照射されたドシメータの反応率測定結果と比較すると、 $^{58}\text{Fe} (n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$  反応では、約 7% 高い値が得られ、他の反応では約 0.4% 以内で一致した。 $^{58}\text{Fe} (n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$  反応で高い値になった理由は、MK-I 炉心

時のブランケット燃料に対し、MK-II炉心では、反射体になっているために中性子が減速されているためと考えられる。

表 TTJT-01 フラックスモニターの反応率測定結果

モニター キャプセル 刻印	Fe			Ni		Cu	
	軸方向位置 〔mm〕	反応率 × 10 <sup>24</sup> <sup>54</sup> Fe(n, p) <sup>54</sup> Mn	反応率 × 10 <sup>24</sup> <sup>58</sup> Fe(n, γ) <sup>59</sup> Fe	軸方向位置 〔mm〕	反応率 × 10 <sup>24</sup> <sup>58</sup> Ni(n, p) <sup>58</sup> Co	軸方向位置 〔mm〕	反応率 × 10 <sup>24</sup> <sup>63</sup> Cu(n, α) <sup>60</sup> Co
H-83	117.5	8.871 × 10 <sup>10</sup> (1.9)	1.238 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	107.5	1.290 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	97.5	9.134 × 10 <sup>9</sup> (2.6)
	75.0	8.777 × 10 <sup>10</sup> (1.9)	1.231 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	90.0	1.332 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	85.0	8.275 × 10 <sup>9</sup> (2.6)
	72.5	8.457 × 10 <sup>10</sup> (1.9)	1.215 × 10 <sup>13</sup> (4.2)	72.5	1.334 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	72.5	1.062 × 10 <sup>9</sup> (2.6)
H-84	7.5	9.095 × 10 <sup>10</sup> (2.0)	1.247 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	-2.5	1.904 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	-12.5	1.211 × 10 <sup>9</sup> (2.6)
	-15.0	9.165 × 10 <sup>10</sup> (2.0)	1.256 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	-20.0	1.956 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	-25.0	1.147 × 10 <sup>9</sup> (2.6)
	-37.5	8.968 × 10 <sup>10</sup> (1.9)	1.233 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	-37.5	1.289 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	-37.5	9.852 × 10 <sup>8</sup> (2.6)
H-85	-102.5	7.618 × 10 <sup>10</sup> (1.9)	1.125 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	-112.5	1.140 × 10 <sup>11</sup> (2.4)	-122.5	8.448 × 10 <sup>8</sup> (2.6)
	-125.0	7.472 × 10 <sup>10</sup> (2.0)	1.177 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	-130.0	1.151 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	-135.0	7.536 × 10 <sup>8</sup> (2.6)
	-147.5	7.664 × 10 <sup>10</sup> (2.0)	1.197 × 10 <sup>13</sup> (4.4)	-147.5	1.153 × 10 <sup>11</sup> (2.3)	-147.5	1.335 × 10 <sup>9</sup> (2.6)

注) 反応率の単位は、reaction/sec/atom/100 MWt である。

( ) 内は、1σ 誤差である。

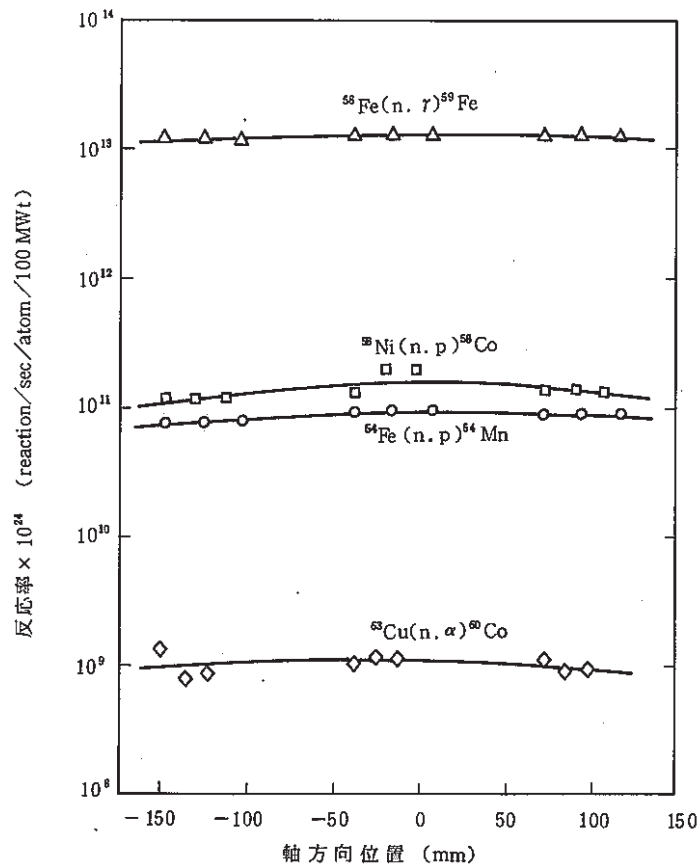


図 TTJT-01 フラックスモニターの反応率軸方向分布

### 9.3 コバルトガラス線量計による格内床下のガンマ線照射量測定結果

報告者：鈴木s (計測Gr.)

#### 1. 概要

格納床下に設置されている「もんじゅ」用メカナス等のガンマ線照射量（1次冷却材Na中の $^{24}\text{Na}$ の $\gamma$ 線）をコバルトガラス線量計でモニタしたのでその結果を報告する。

モニタは、R-204, 205, 206室の計10点でMK-II第8, 第9サイクルを通して行った。素子の設置回収は、高速増殖炉第2課が行い線量の読み取りは、NAIGが実施した。

#### 2. 照射条件

図1にコバルトガラス素子の照射条件を示す。第8, 9サイクルで照射しその間の積算出力Pは、

$$P = 8657 \text{ MWD} = 2.078 \times 10^5 \text{ MWh}$$

であった。

#### 3. 測定結果

各位置の第8, 9サイクルの積算ガンマ線照射量の測定結果を表1に示す。またこの結果から積算出力を考慮して算出した100 MWt運転時のガンマ線量率を表2に示す。各位置の第10サイクル以降の積算線率は、次式で評価できる。

$$\Phi_{\gamma} = \phi_{\gamma} \times P \times \frac{1}{100}$$

$\Phi_{\gamma}$  : 積算ガンマ線量 (R)

$\phi_{\gamma}$  : 表2に示す値 (R/h / 100 MWt)

P : 積算出力 (MWh)

#### 4. 評価

MK-II炉心2サイクルの照射により最大 $1.4 \times 10^7 \text{ R}$ となりCoガラス線量計の測定範囲上限であった。一次主冷却系各室の100 MWt定格出力時のガンマ線量は、 $2.0 \times 10^3 \sim 7 \times 10^3 \text{ R/h}$ である。

図1 第8, 9サイクルCoガラス照射条件

(1) 照射位置 (図2-1~2-3参照)

高速実験炉の格納容器床下の窒素雰囲気中で照射

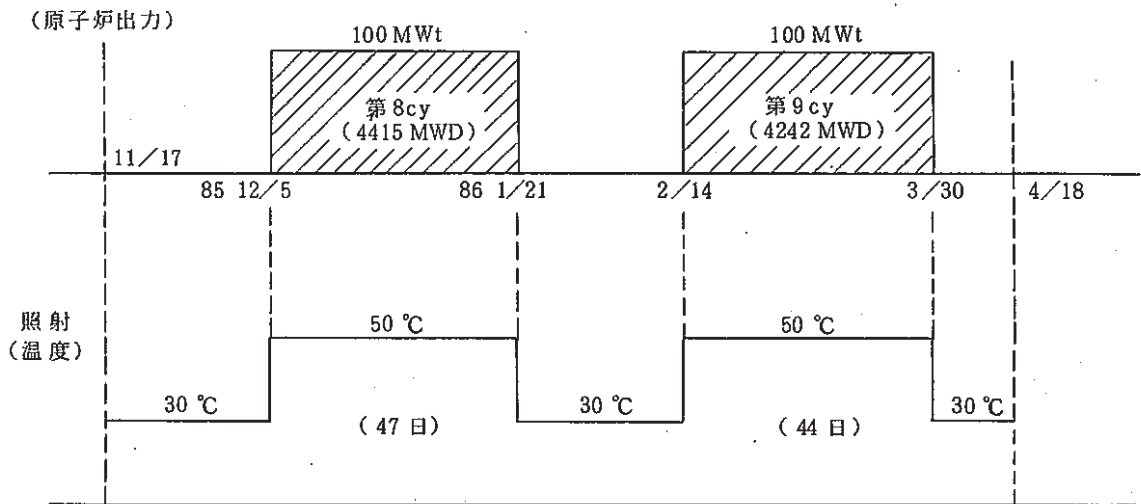
(2) 照射条件

① MK-II 第8サイクル, 第9サイクルで照射

(4415 MWD) (4242 MWD)

② 期間 1985年11月17日~1986年4月18日

③ 照射中の温度と炉出力 (全Coガラス 10個に対し同一)



(3) Coガラス素子 (Standard size)

• No 41 ~ 50 計10個

表1 コバルトガラス測定結果

(MK - II 第8, 9サイクル合計)

コバルトガラス 線量計番号	照射線量 (R) (Co-60の $r$ 換算)	備 考	
41	$8.74 \times 10^6$	キズ有り	
42	$5.89 \times 10^6$		
43	$1.05 \times 10^7$		
44	$1.05 \times 10^7$		
45	$9.85 \times 10^6$		
46	$3.91 \times 10^6$		
47	$1.05 \times 10^7$		
48	$1.43 \times 10^7$		測定範囲上限値であり取り扱い注意
49	$4.30 \times 10^6$		
50	$6.60 \times 10^6$		

表2 100 MWt 運転時のガンマ線量率

Co ガラス 線量計番号	設置場所	ガンマ線量率 (R/h/100 MWt)	備 考
41	R-206	$4.21 \times 10^3$	「もんじゅ」メカテナモニタ用
42	R-204	$2.83 \times 10^3$	
43	R-205	$5.05 \times 10^3$	
44	R-205	$5.05 \times 10^3$	
45	R-205	$4.74 \times 10^3$	
46	R-205	$1.88 \times 10^3$	
47	R-206	$5.05 \times 10^3$	主冷配管 (A) 出口付近
48	R-206	$6.88 \times 10^3$	
49	R-206	$2.07 \times 10^3$	床面オイラモニタ用
50	R-205	$3.18 \times 10^3$	床面オイラモニタ用

9.4  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$  の平均断面積の径方向依存性

報告者：鈴木 s (計測 Gr.)

## 1. 概要

Fe ドシメータによる高速中性子照射量 (約 1 MeV 以上) の測定評価や放射性腐食生成物 ( $^{54}\text{Mn}$ ) の生成評価上重要な  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$  反応の平均断面積  $\bar{\sigma}$  の高速実験炉内における径方向依存性を計算により評価した。

## 2. 計算法と評価位置

次式により平均断面積  $\bar{\sigma}$  を算出した。

$$\bar{\sigma} \equiv \frac{\int_0^{\infty} \sigma(E) \phi(E) dE}{\int_0^{\infty} \phi(E) dE} = \frac{\sum_{i=1}^{100} \sigma_i \phi_i}{\sum_{i=1}^{100} \phi_i}$$

$\phi_i$  : 重みスペクトル。MK-II 炉心の平衡炉心に対して 2次元輸送計算コード "DOT 3.5" で計算した 100 Gr. 中性子スペクトル。単位は、n/cm<sup>2</sup>/sec/100 MWt.

$\sigma_i$  : ENDF/B-V より群定数作成コード "COMICR" で作成した  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$  反応の 100 Gr. 無限希釈断面積。(表 1 参照)

平均断面積の  $\bar{\sigma}$  の評価位置を図 1 (1~6) に示す。

## 3. 計算結果と評価

前章で述べた計算式で評価した各位置の平均断面  $\bar{\sigma}$  を図 2 及び表 2 に示す。各位置の  $\bar{\sigma}$  は、大きな径方向依存性 (領域依存性) をもち、炉心中心から炉容器内面までで約 4 桁変化することが判った。



表1  $^{54}\text{Fe}$  (n, p) $^{54}\text{Mn}$  反応の無限希釈断面積 (ENDF/B-V)

Gr	UP Energy (eV)	$\sigma$ (barn)
1	1.492E+07	3.60564E-01
2	1.350E+07	4.38099E-01
3	1.221E+07	4.71546E-01
4	1.105E+07	4.73466E-01
5	1.000E+07	4.76269E-01
6	9.048E+06	4.77755E-01
7	8.187E+06	4.75158E-01
8	7.408E+06	4.71139E-01
9	6.703E+06	4.66864E-01
10	6.065E+06	4.47433E-01
11	5.488E+06	4.09746E-01
12	4.966E+06	3.54111E-01
13	4.493E+06	3.05363E-01
14	4.066E+06	2.64333E-01
15	3.679E+06	2.08886E-01
16	3.329E+06	1.91088E-01
17	3.012E+06	1.36841E-01
18	2.725E+06	8.04355E-02
19	2.466E+06	5.09273E-02
20	2.231E+06	3.27425E-02
21	2.019E+06	1.65422E-02
22	1.827E+06	6.07961E-03
23	1.653E+06	3.52445E-03
24	1.496E+06	2.06642E-03
25	1.353E+06	1.15102E-03
26	1.225E+06	5.43719E-04
27	1.108E+06	2.42799E-04
28	1.003E+06	8.25185E-05
29	9.072E+05	1.78343E-05
30	8.209E+05	4.29746E-06
31	7.427E+05	1.01858E-06
32	6.721E+05	2.69871E-07
33	6.061E+05	8.31907E-08
34	5.502E+05	3.05312E-08
35	4.979E+05	1.80038E-08
36	4.505E+05	1.62905E-08
37	4.076E+05	1.47403E-08
38	3.688E+05	1.33376E-08
39	3.337E+05	1.20683E-08
40	3.020E+05	1.09199E-08
41	2.732E+05	9.88091E-09
42	2.472E+05	8.94062E-09

(群構造は JSD - 100 と同じ)

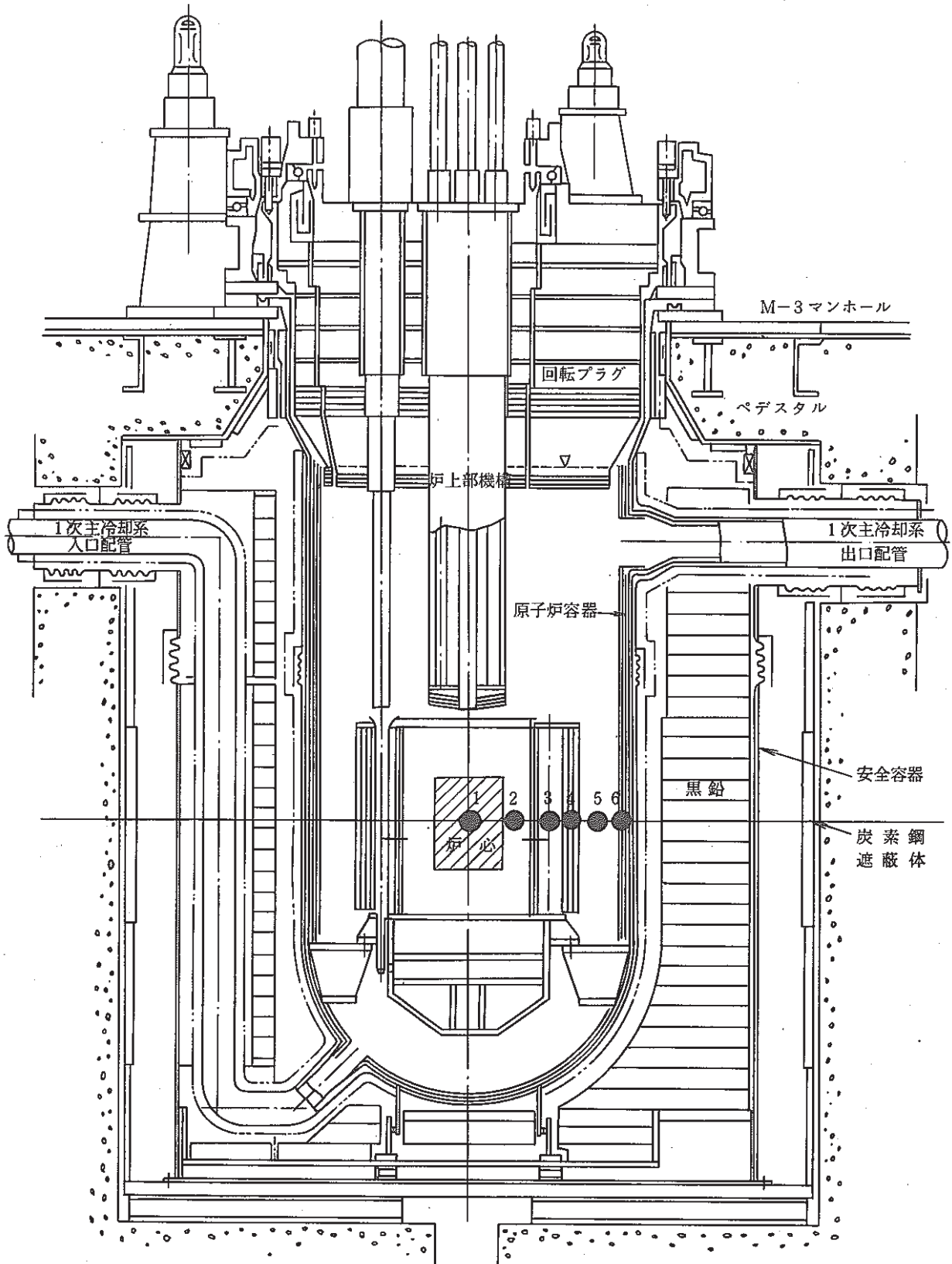
表2 径方向各位置での $^{54}\text{Fe}$  (n, p)  $^{54}\text{Mn}$  反応の代表的 $\bar{\sigma}$ 

(Z: 炉心中心レベル) (R: 炉心中心からの距離)

評価計算位置 R (cm)	$\phi_{\text{total}}^{2*}$ (n/cm <sup>2</sup> /sec)/100 MWt	$\sum_{i=1}^{100} \sigma_i \phi_i$	$\bar{\sigma}$ (barn)
① *炉心中心 1.5	$5.165 \times 10^{15}$	$7.653 \times 10^{13}$	$1.482 \times 10^{-2}$
② SUS 反射体 57.6	$7.965 \times 10^{14}$	$4.132 \times 10^{11}$	$5.188 \times 10^{-4}$
③ 貯蔵ラック 92.0	$1.234 \times 10^{14}$	$3.291 \times 10^9$	$2.667 \times 10^{-5}$
④ コアパレル 111.2	$6.955 \times 10^{13}$	$8.581 \times 10^8$	$1.234 \times 10^{-5}$
⑤ Na 領域 148.9	$7.596 \times 10^{12}$	$2.475 \times 10^7$	$3.258 \times 10^{-6}$
⑥ 炉容器近傍 172.1	$2.097 \times 10^{12}$	$7.669 \times 10^6$	$3.657 \times 10^{-6}$

\* 図1中の番号に対応

2\* "DOT 3.5" による計算値



炉体断面図 (JOYO)

図1  $^{54}\text{Fe}$  (n, p)  $^{54}\text{Mn}$  の  $\bar{\sigma}$  評価位置 (図中の1~6)

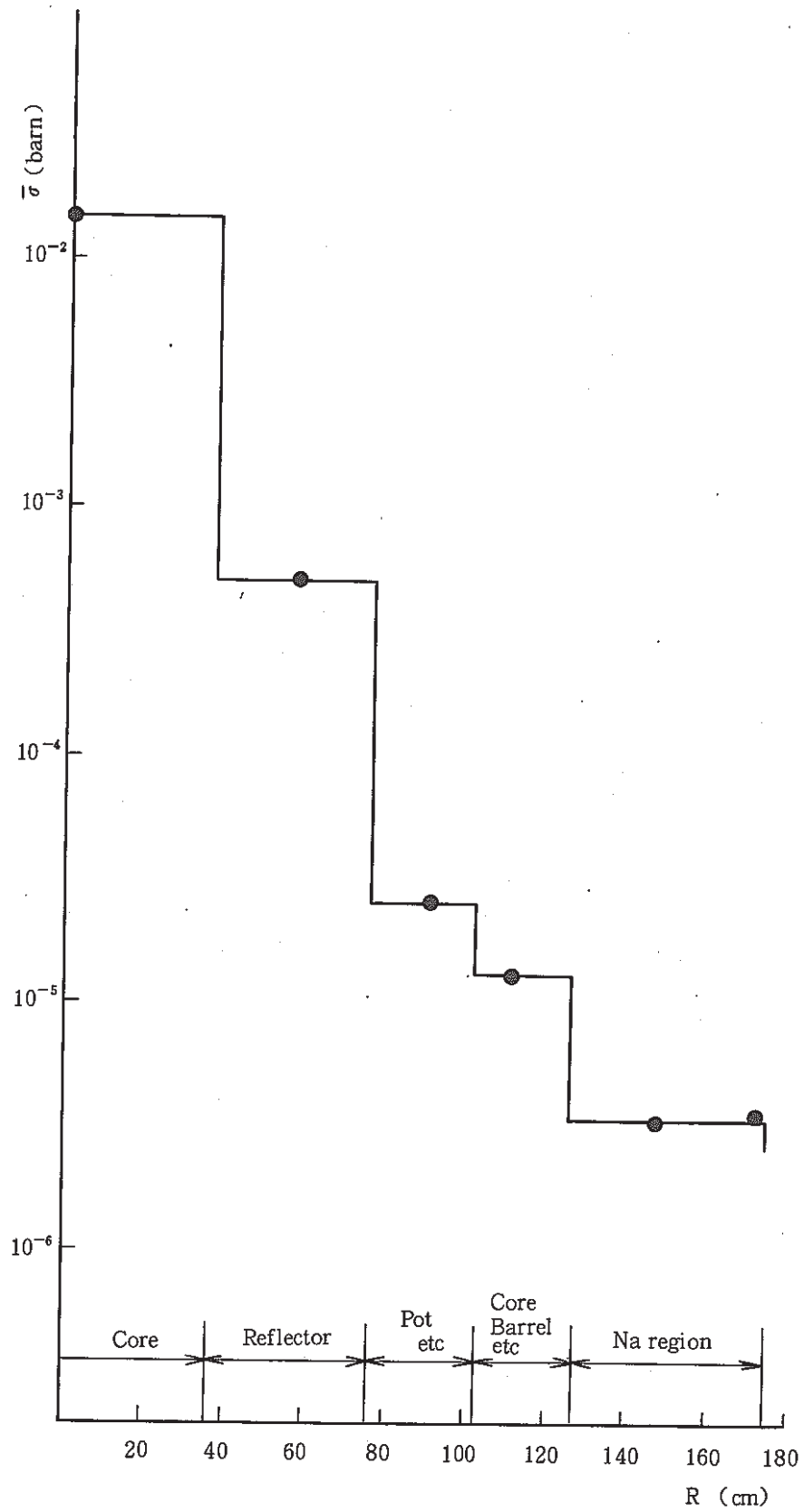


図2  $^{54}\text{Fe}$  (n, p)  $^{54}\text{Mn}$  の平均断面積  $\bar{\sigma}$  の径方向依存性

## 10. 計算機コード・マニュアルの作成と整備

本章は、実験炉・技術課において運用、管理している計算コードの取扱い説明等を示した報告をまとめたものである。

### 10.1 CAMAC システムの導入について

報告者：小倉（異常監視技術Gr.）

#### 1. 概要

CAMAC とは、" Computer Automated Measurement And Control" の略であると言われている。CAMAC を一言で説明するとすれば、「世界的に共通なデジタルインタフェース規格」という言葉が適切であると思われる。

CAMAC の基本部分の規格は、ヨーロッパ各国の共同設立による高エネルギー研究所 (CERN) で、多量のデータを高速で収集処理する必要から計算機を導入した計測システムを構成し、このとき問題となるインタフェース部分の標準化のために 1969 年 ESONE (European Standard of Nuclear Electronics) 委員会で制定されたものである。

この規格は、イギリスの Harwell 研究所の規格を基本にして作成したものであったが、1972 年にアメリカの NIM (National Instrumentation Methods) 委員会の協力を得て改訂が行われ、現在の基本規格となっている。

その後、この基本規格はアメリカの IEEE 規格や ANSI 規格に採用され 1975 年には既に IEC 規格になっており、この分野では比較的実績の古いモジュール形インタフェースに関する国際標準規格である。

日本においても、ここ数年 CAMAC が科学技術部門の学者や技術者の間で好んで使用され始め、日本原子力研究所、高エネルギー物理学研究所や多くの大学等に於いて使用されている。中でも日本原子力研究所 (那珂研究所) の臨界プラズマ試験装置 "JT-60" の制御、データ収集システムに CAMAC システムが全面的に使用されており、日本国内で本格的に CAMAC システムを導入している一例である。

現在「常陽」のプラントコンピュータである "JOYDAS" において検討されている機能向上計画の中に「入力点の拡大」があり、これに対処する為に今後の拡張性、購入単価の点ならびに仕様の公開性等も考慮に入れて CAMAC システムを試験的に購入した。

#### 2. CAMAC について

CAMAC には先ず欠かせないクレートと言うものがある。この、クレートには 1 から 24 までのノーマルステーション (Normal Station) と言われるスロットと 25 番目にコントロールステーション (Control Station) と言われるスロットがある。

この2種のステーションは、その使用法のみならず、ハード機能や構成も異なっている。

各スロット又は、いくつかのスロットにまたがって、モジュール (Module) とされる寸法上規格に合った機器が挿入される。この、モジュールがアナログ-デジタル変換やデジタル入力、デジタル-アナログ変換などの機能を持っているわけである。そしてこれらのモジュールは、電力を受けるためや、他のモジュールと接続されるために設けられたカマックデータウェイ (CAMAC Dataway) と挿入接続されるのが一般である。

このカマックデータウェイには2種類のものがあり、1つは共通のバスラインであり他はステーション単位に設けられた独立なラインで、各ステーションからみると86本の線がある。

データウェイに接続される各種モジュールは、その使い方が定められたN, A, Fで構成されるCAMACコマンドで動作するようになっており、これらのコマンドによるデータウェイ動作は1 $\mu$ sで終了するようになっている。又、データウェイの各信号ラインの電氣的条件は、標準TTLに合わせてあり、負論理となっている。

このようにCAMAC規格の基本はインターフェース部分をモジュール化して標準化することにより、この結果、任意の計算機と任意の測定、制御機器を組合せて変更が容易で多様な計測システムを構成できることが特徴となっている。

### 3. プログラムの作成方法

すでに用意されているCAMACハンドリング・ソフトを用いてマイクロコンピュータのBASICレベルで容易にアナログ入力、アナログ出力等をさせるプログラムを作成する事ができる。実際にCAMACシステムを動作させるにはクレートコントローラのレジスタに対してデータのリード/ライトを行えば、クレートコントローラは同一クレート内にある該当するモジュールを動作させるわけである。

しかし、制御用マイクロ・コンピュータで、直接このレジスタとデータのリード/ライトを行うことは、かなり煩雑な手続きが必要となるので、一定の簡単な手続きでCAMACをコントロールする為のCAMACハンドリング・ソフトが用意されている。

CAMACハンドリング・ソフトは、制御用マイクロ・コンピュータであるPC-9801 Vm2のN88-DISK BASIC (86)から呼び出す形式の、機械語レベルのサブルーチンとなっている。

### 4. まとめ

今回、購入したCAMACシステムでは、マイクロ・コンピュータのBASICレベルで比較的簡単にCAMACモジュールをコントロールすることが出来る。

しかし、付属のCAMACハンドリング・ソフトが実時間での制御を行っておらず、実用性のあるプログラムを制作するには、やや機能不足な点が目立つ。この為、ユーザ側で制作するプログラムに実時間の制御を行うルーチンを入れなければならない。

今後の開発目標としては、この実時間の制御を汎用のサブルーチンとして使用できるように整備することと、実際に試験等に使用する実用プログラムの作成がある。

## 10.2 ステップ応答試験支援プログラムについて

報告者：小倉（異常監視技術Gr.）

### 1. 概要

先に技術課で導入したCAMAC システムを利用した「ステップ応答試験支援プログラム」を作成した。本プログラムは、従来行っていた、ステップ応答試験のペンレコーダー・チャート用紙からのデータ採取と各種の計算を、CAMAC とこれを制御するマイクロコンピュータにて自動的に処理する機能を持つ。また、この他に計算結果をフロッピーディスクに保存し、別途作成した、データ処理プログラムにて使用することが出来る様にする機能等を持つ。

本プログラムは、CAMAC 制御用マイクロコンピュータであるPC-9801のN 88-DISK BASIC (86) と、制御用ハンドリングプログラムにて構成されており、投入反応度計算用に制御棒校正データファイルをプログラムディスク内に持っており、必要に応じて読み出す形を取る。

### 2. 取扱方法

本プログラムを使用する為の詳細な方法については、技術課メモ（技-61-31）を参照することとし、ここでは概略を図1に示す。

基本的な操作を習得すれば、以後はCRT 上に表示されるガイダンスに従って操作を行うことにより、データの採取～計算処理を実行させることが出来る。

### 3. まとめ

本プログラムは、これまでステップ応答試験で、人が行っていた大部分の所を自動化しており、データの精度向上や省力化に貢献したと言える。



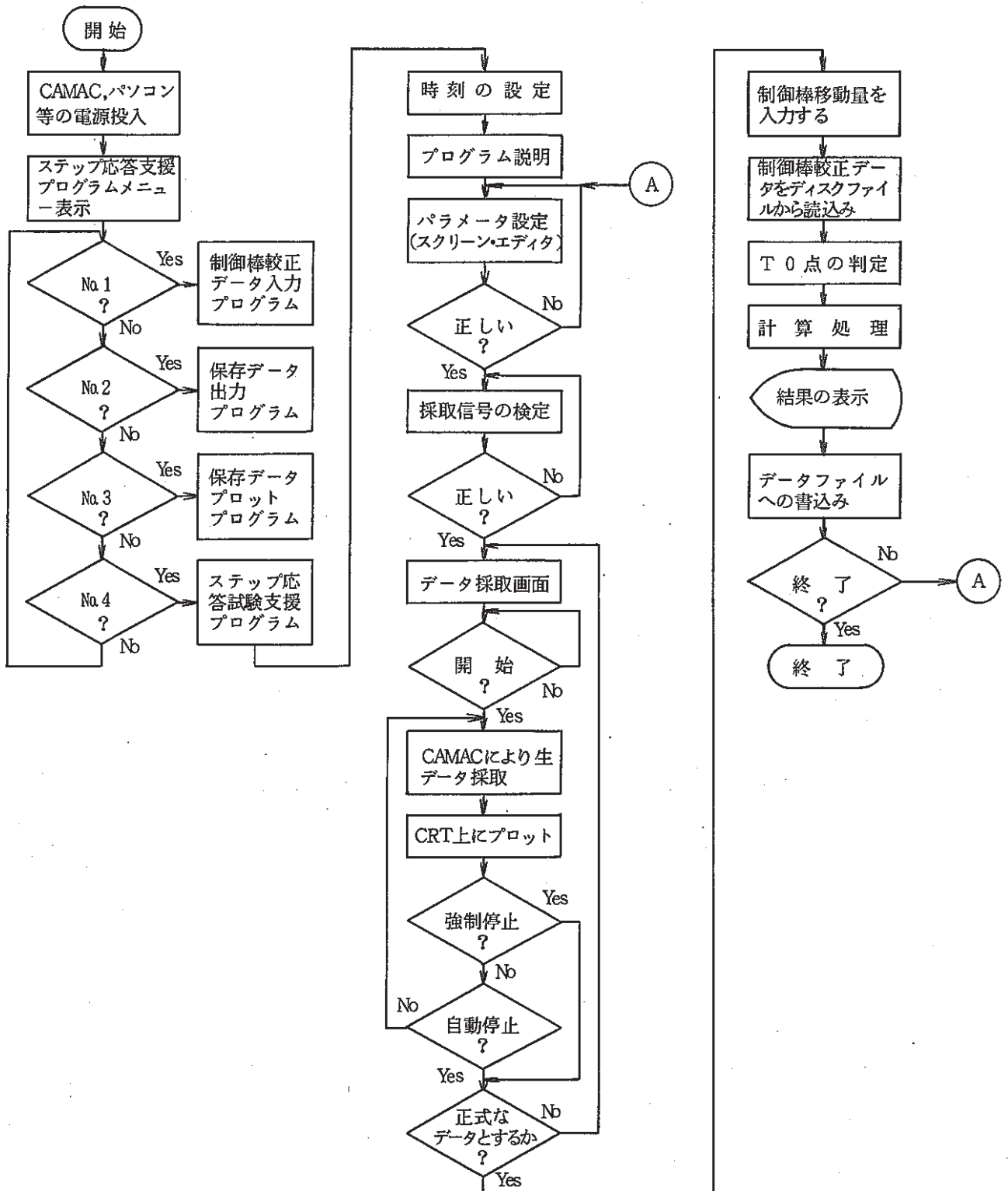


図1 ステップ応答試験支援プログラム操作の流れ図

### 10.3 MAGI-UTILITY コマンド 「MAGIUTL」 のマニュアル-改訂版-

報告者：生田目（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 目的

標記コマンドのマニュアルを（技-60-62）で報告したがその後機能の充実もあり，実情にそぐわないので，マニュアルの改訂版を作成した。

#### 2. 本コマンドで扱えるMAGI 計算結果出力ファイルの種類

- (1) 出力ファイル                      (OUTPUT ファイル)
- (2) 集合体ライブラリー              (RAND ファイル)
- (3) 実効マイクロ定数ファイル      (LTA ファイル)
- (4) 集合体照射履歴ファイル
- (5) 集合体移動履歴ファイル
- (6) 運転履歴サマリーファイル
- (7) MAGI 引渡しファイル

### 10.4 解析手法による2次系流量校正 ー解析コード内容とコード使用説明ー

報告者：有川，菅谷（プラントGr.）

#### 1. 概要

2次系実測流量の精度と較正法について、これまで検討が行われてきているが、特に、自然循環低流量時には試験データの評価上、2次流量の精度と較正法が問題点の1つとなっている。

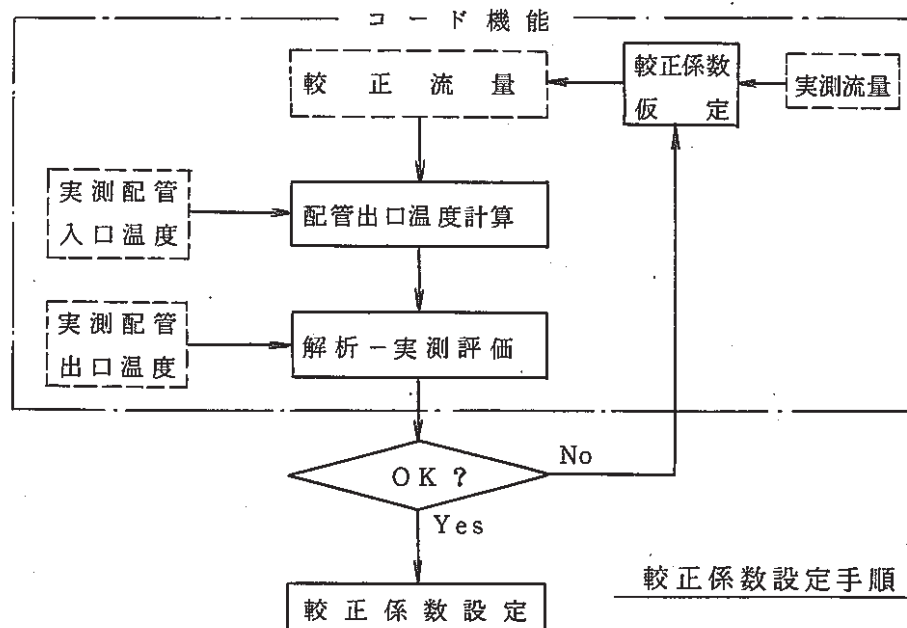
そこで、解析手法による流量較正法について検討し、そのための解析コードシステムを作成した。ここでは解析コード（FRECOG）の内容と使用説明についてまとめた。

#### 2. 内容

本コードでは、2次系実測流量、2次系各実測温度から、流量較正係数をパラメータとし、配管内エネルギー式を解き、配管出口温度応答計算を行う。さらに、解析で得られた配管出口温度応答と、実測配管出口温度応答の誤差を評価する。

#### 3. 検討方法

較正係数の検討手順を下図に示す。あわせて、本解析コードの解析範囲を示す。



#### 4. 今後の予定

本コードを用いて、較正係数について、パラメータサーベ及び検討を行う。

## 10.5 炉雑音の生データ解析用プログラムについて

報告者：大山幸男（炉心・運転計画Gr.）

## 1. 目的

従来の炉雑音解析では、測定された生データをもとに、相関関数計算、パワースペクトル等の計算を実行し、測定データのプロット図を得ていた。当プログラムは、その前段階として、測定された生データを、4変量単位でプロットするプログラムである。

## 2. プログラムの特長

## (1) 固定スケール、オートスケールの選択

固定スケールは、平均処理を行っており、測定されたデータのゆらぎ幅が、直観的に把握できるようになっている。また、他の測定ケースとの、相互比較等が容易に行なえる。オートスケールは、測定データの最大値、最小値を求め、プロット図化するもので、測定時のノイズ等の確認又、固定スケール実行の前段階として、スケール幅の設定に使用される。

## (2) チャンネルセレクト機能

測定されたデータに対して、最大32チャンネルの信号を、一括して処理できるほか、4信号単位で最大12チャンネル以内の信号を、プロット処理できる。これによって解析実行時間の短縮、また、必要な信号のみを取り出して、生データの波形解析が行なえる。

## (3) データサンプル個数の選択

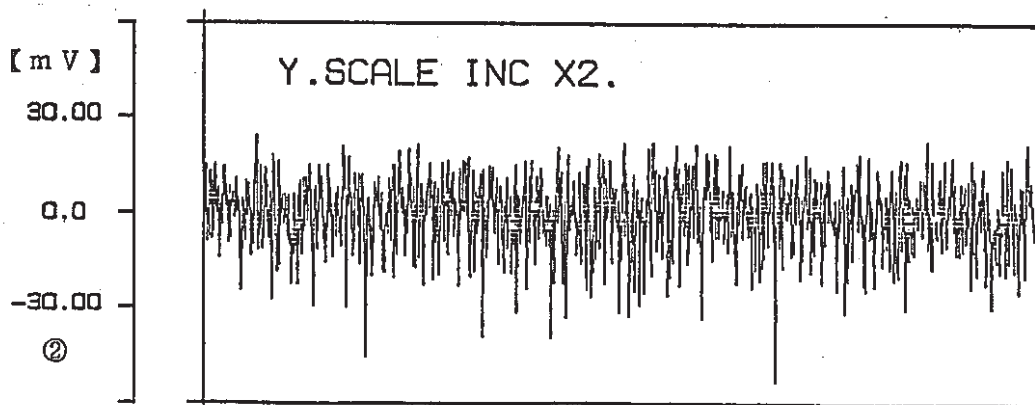
測定されたデータに対して、最大3000個以内で解析が行なえるため、短時間スケールの解析等にも対応できる。

## (4) データスキップ機能

任意の時点より、3000個以内で、解析を行なえる。

## (5) オーバスケール補正機能

固定スケールを選択して、波形のプロットを実行した場合、JCL上で指定した、固定スケール幅以内に、波形が取り込めない場合、当プログラムでは、自動的に補正倍率を掛けて最適な振幅で、波形をプロットすることができる。



(上図の場合、JCL上で指定したスケールが、オーバーしたため、自動的にスケールを2倍してプロットした)

3. プロット図出力例

(1) 図1 - オートスケール選択

(2) 図2 - 固定スケール選択

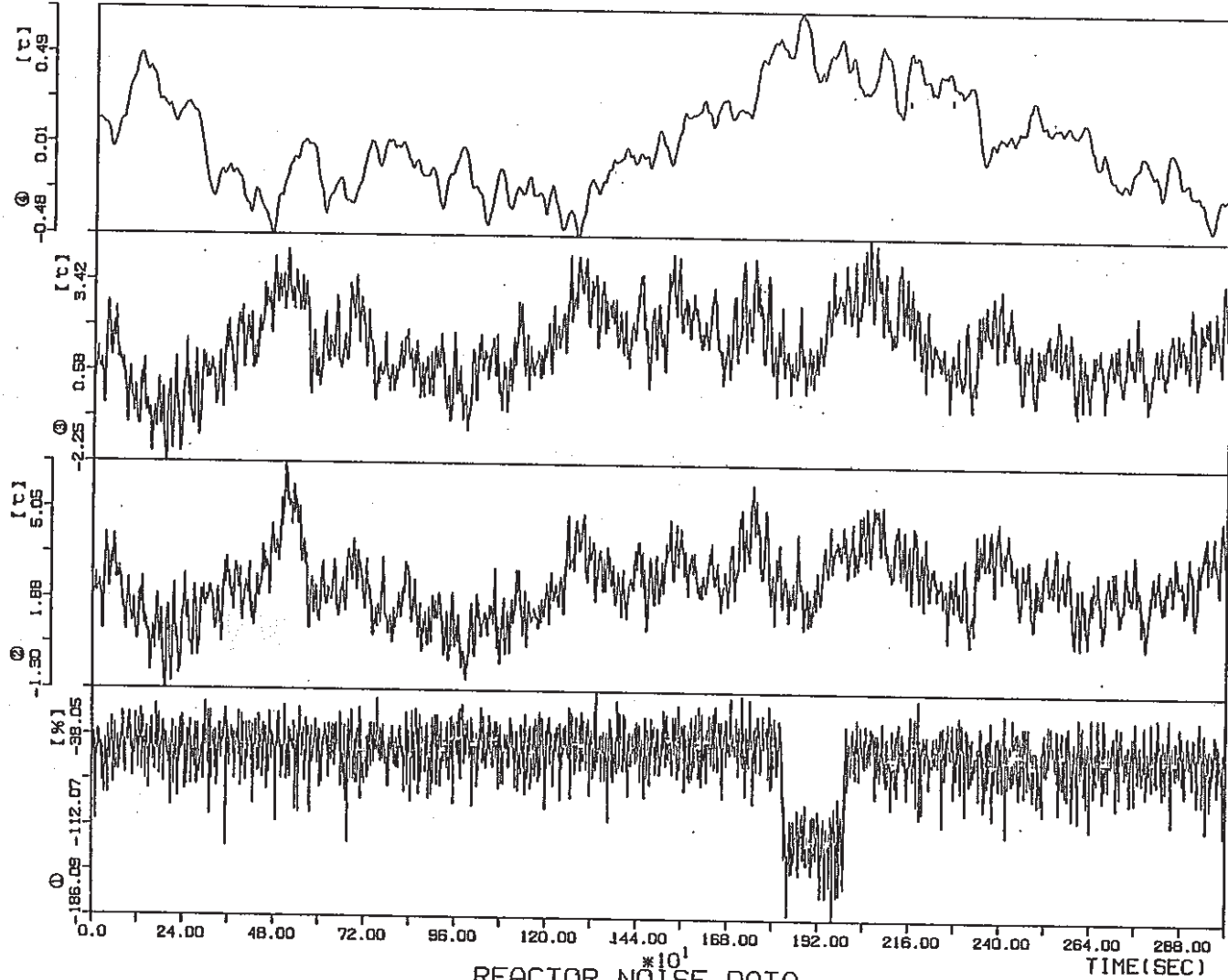
(注) 補正倍率の実行表示がある。

① PRI FLOW-B P=100MW

③ INTA FULL CENTER TEMP FC2(P19)

② INTA FULL CENTER TEMP FC1(P18)

④ REACTOR INLET TEMP-A P=100MW



REACTOR NOISE DATA  
 1986 4/15 9CYCLE-EOC,P=100MW,RAW DATA  
 SAMPLING TIME= 1.0 SEC

CHANNEL NO ① 5 ② 6 ③ 7 ④ 8

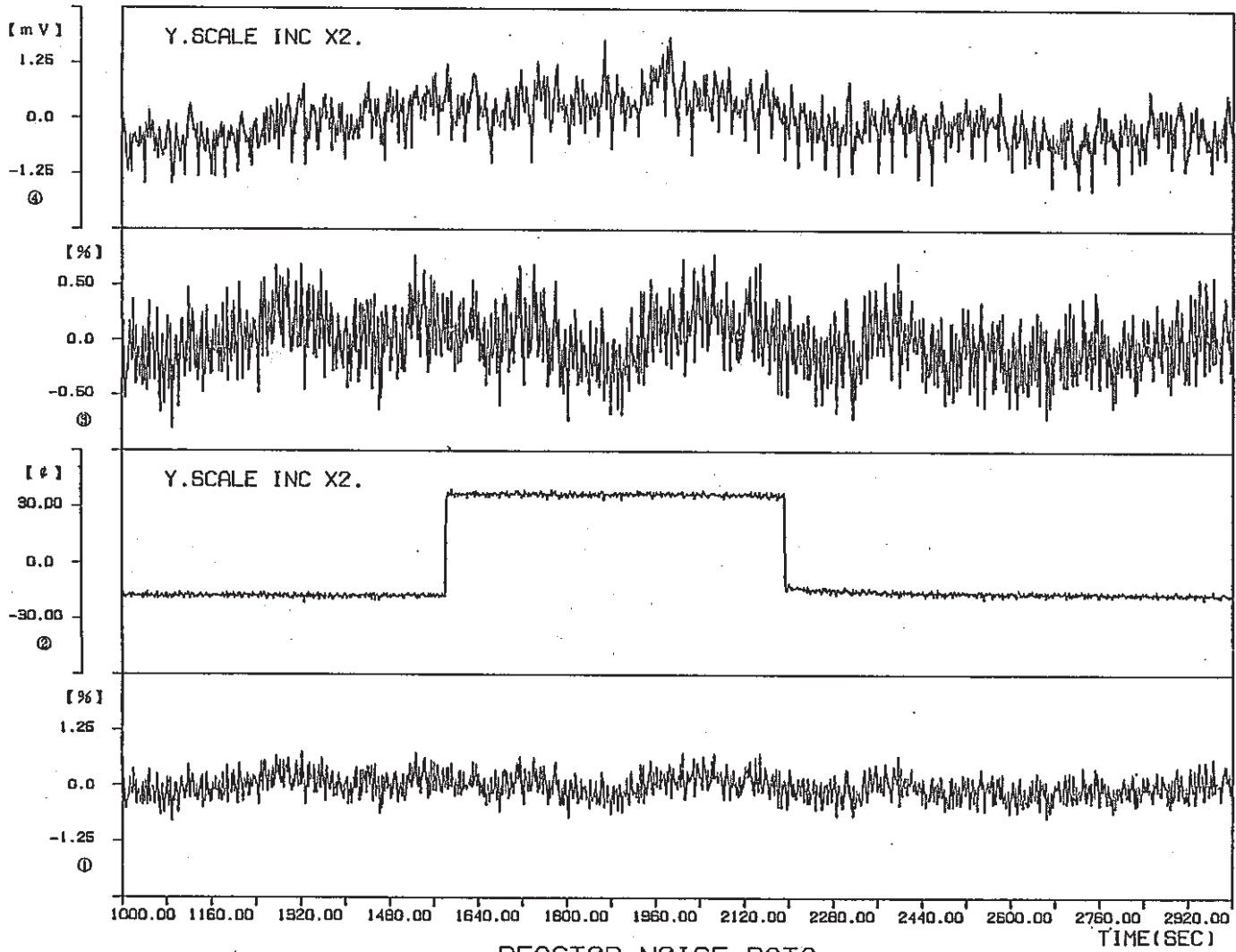
☒ 1

① FLUX CH.6 P=100MW

③ FLUX CH.7 P=100MW

② REACTIVITY P=100MW

④ S/A OUTLET TEMP SIGNAL (000)



REACTOR NOISE DATA

1986 5/12 SBPLOT13 TEST PLOT P5  
SAMPLING TIME= 1.0 SEC

CHANNEL NO ① 1 ② 32 ③ 2 ④ 31

⊗ 2

## 11. その他の試験研究および解析評価作業の成果

実験炉部技術課で実施している各種試験研究の成果のうち、3章から10章のカテゴリーに属さないものについて本章で一括して速報する。

この他、本成果報告に係る期間中に多数の成果が技術課メモとして速報されているが、現段階では技術的内容等の観点から割愛した。

### 11.1 「常陽」起振実験解析作業について

報告者：沢田 誠（プラントGr.）

現在、（財）電力中央研究所との共同研究で作業を進めている「常陽」地震時応答特性に係る実験的研究の作業の一環として、「常陽」起振実験解析作業を行った。本作業は、「常陽」耐震解析モデル同定のための作業として予備調査的に行ったものである。解析は、（株）竹中工務店殿所有の耐震解析コード“RESP-M”を用いて、新たに考慮した側面バネ等についてパラメータサーベイを行った。

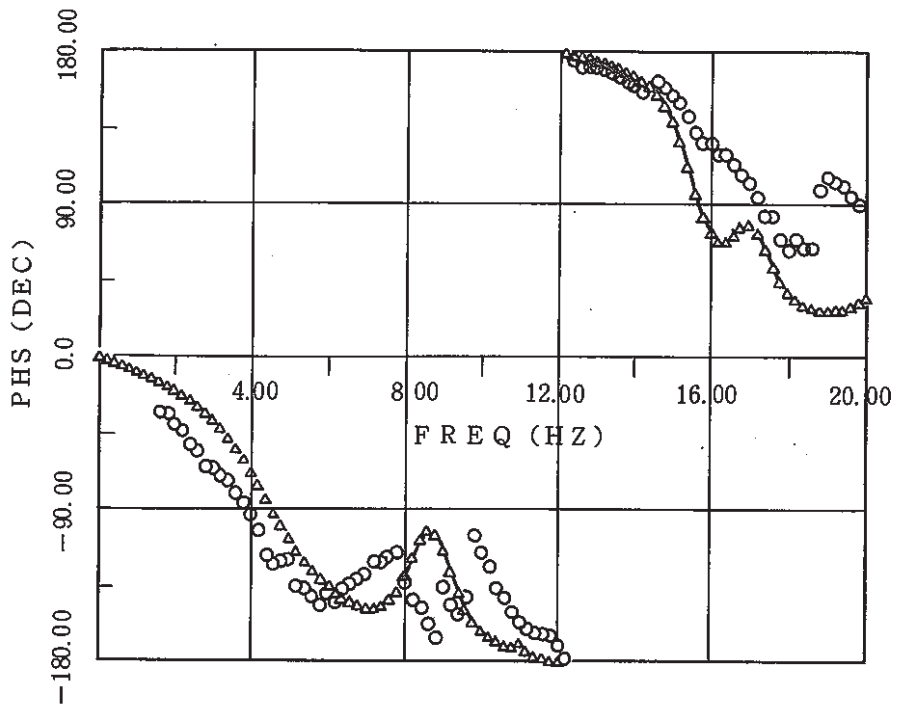
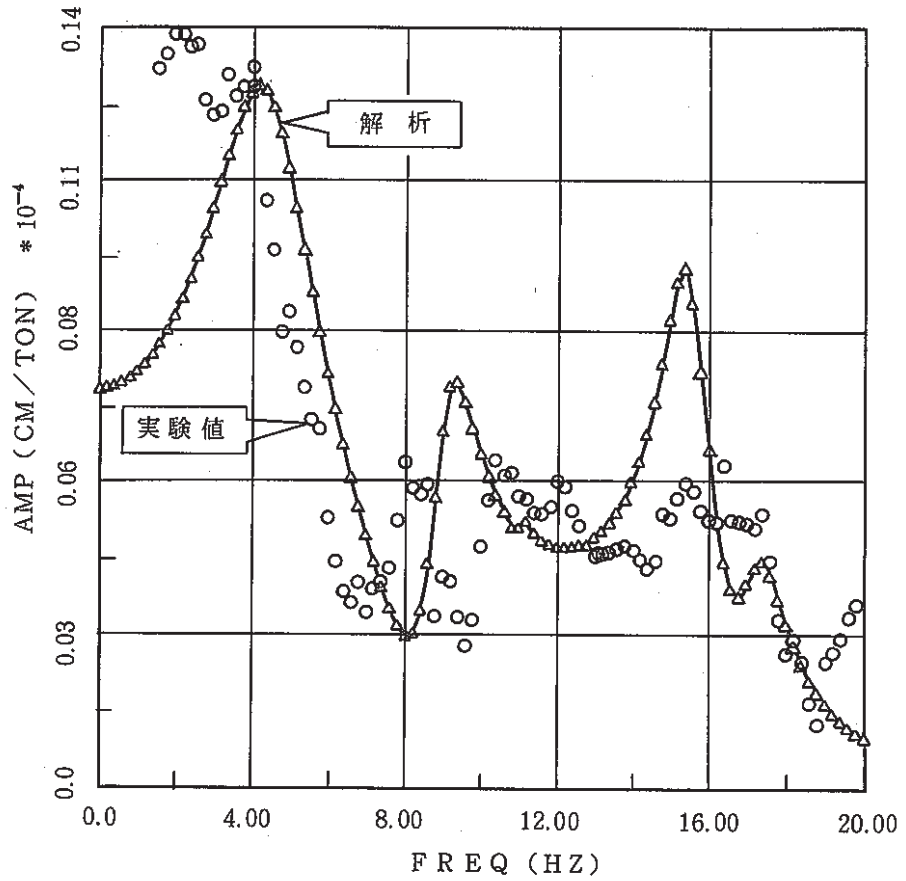
#### 1. 本解析から得られた知見

1次ないし2次の低次モードについては静的地盤バネを調整することによりある程度実験値を再現できるが、解析精度を高めるには格子モデルを用いるなど地盤バネモデルの見直しと共に、10HZ以上の高次モードについては周波数依存の動的バネを用いた検討が必要と考えられる。また、建家のビーム定数についても原子炉付属建家屋上階の振動特性の違いから雑壁等を考慮するなどの見直しが必要である。

#### 2. 今後の予定

地盤物性調査から得られた地盤モデルと本解析から得られた知見を基に、起振実験結果及び地震観測結果を用いて「常陽」耐震解析モデルの同定を行う。





JOYO (EW) RESONANCE CURVE

原子炉付属建家共振曲線図 (B2F)

## 11.2 「常陽」一次系カバーガスサンプリング用 ポット内の水素挙動試験

報告者：助川一弥

鈴木 実（分析Gr.）

### 1. 概要

高速実験炉「常陽」では一・二次系カバーガスの採取にステンレス製の容器を用いている。採取したガス中の不純物の分析項目としては、一般にHe, H<sub>2</sub>, N<sub>2</sub>, O<sub>2</sub>, CO, CO<sub>2</sub> 及び<sup>3</sup>Hを行っている過去において二次系カバーガスのサンプリング容器を用いて上記分析項目の元素等が含まれていない純Arガスを封入し、数日間放置後分析した所、水素が検出されまたそれは放置日数に比例して増加するデータを得ている。本試験は一次系カバーガスのサンプリング容器について二次系サンプリング容器と同様な検討を行ない水素の増加する要因等を調べ水素分析のためのサンプリング容器に対する知見を得る。

### 2. 試験方法

現在一次系カバーガスの採取に用いているP-1及びP-2ポットに水素ガスの含まれていない純Arガスを封入し、封入後7日間及び14日間放置してそれぞれの日数での水素濃度増加量を求める。

### 3. 結論

- 1) P-1及びP-2ポットでは純Arガスを封入後の放置日数に比例して水素濃度が増加し、2週間放置後では約15 ppmとなった。したがって水素分析のために用いるには不適當であることがわかった。（図-1参照）
- 2) P-1及びP-2ポットでの水素増加量は封入した純Arガス圧に反比例し、放置日数に比例した。その割合はそれぞれ-0.0106 ppm/mmHg及び0.20～0.29 µℓ/dayであった。（図-2・3参照）
- 3) 増加する水素はポット材質のステンレス材中から拡散してくることがわかった。
- 4) P-1及びP-2ポットに関しては、放置日数7日間及び14日間の場合、純Arガスの封入圧力をそれぞれ約1600 mmHg及び約2600 mmHgとすればポット材質からの水素の拡散を防止できるものと推定出来た。しかし実際には圧力以外の拡散要因も考えられ、それらを考慮する必要があるものと思われる。（図-2参照）

### 4. 今後の検討試験

ステンレス材からの水素の拡散が確認され一次系カバーガスの現サンプリング法では、その拡散を防止する事は不可能である。また一般に金属材には水素が多く含まれており、サンプリング容器に金属材を用いる限り水素の増加は考えられる。したがって金属製サンプリング容器内面をプラスチック等水素放出のない物質でコーティングするなどして水素の増加を防止する

---

(枝-61-61)

ような方法の検討試験が必要と思われる。また実際には現在まで本検討に使用した容器を用いてカバーガスを採取し、それを分析してきた事から放置日数等の水素増加要因を把握し、既に出ている分析値に補正をするための検討試験も必要と思われる。

#### 5. 評価

サンプラー中の水素増加要因が見い出されており、水素分析を対象とした場合の知見が得られているので今後のサンプラー製作にかなり参考になるものと思われる。また水素の増加もある規則性を持っていることも確認され、今後の追加検討によっては、現在までの水素増加のあるサンプラーでの分析値の補正が期待できそうで注目される所である。

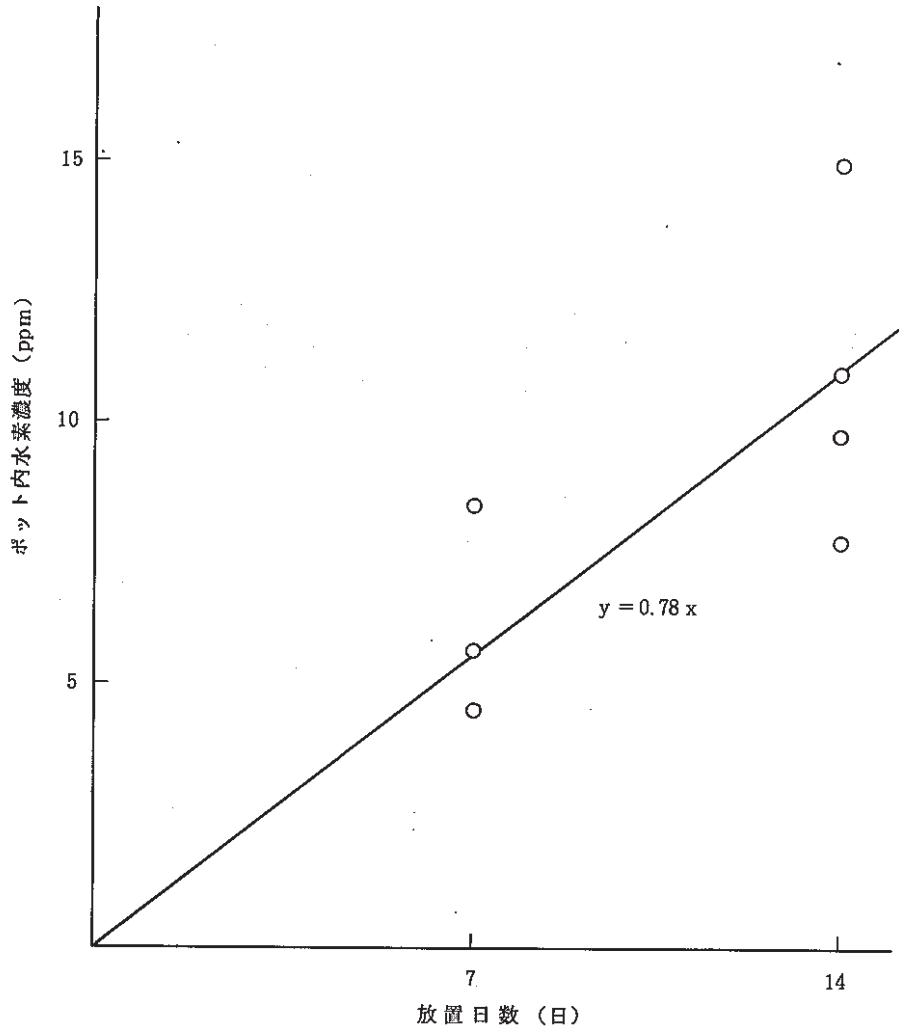


図-1 代表的なサンプリングポット内水素濃度と放置日数との関係

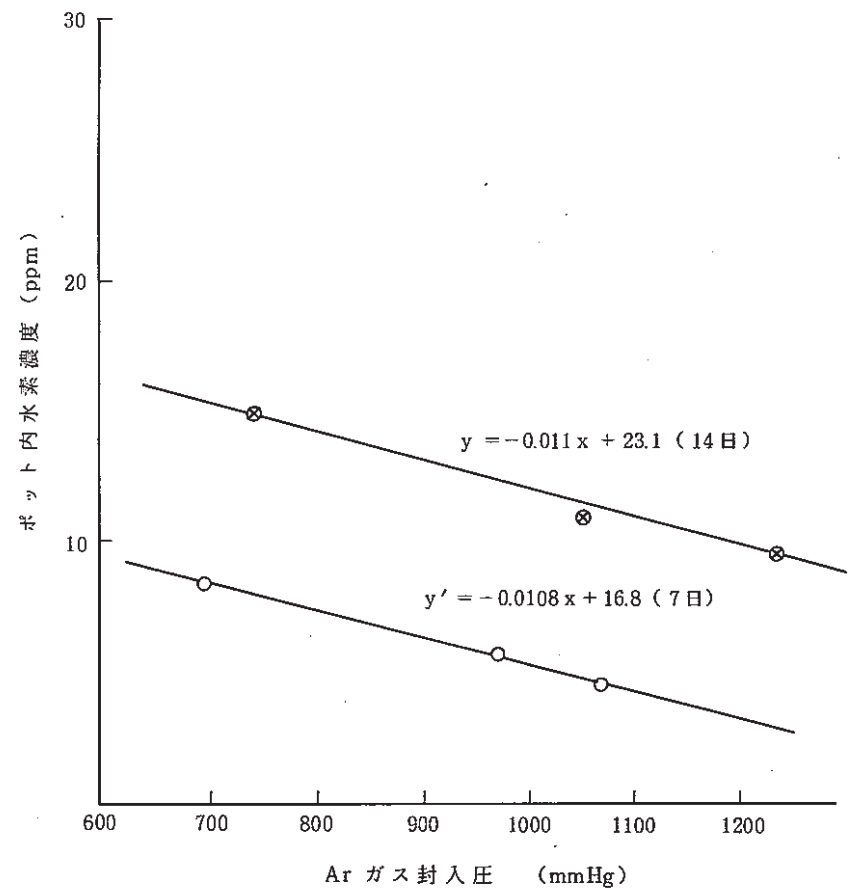


図-2 代表的な7日及び14日放置に対するAr ガス封入圧力とサンプリングポット内水素濃度との関係

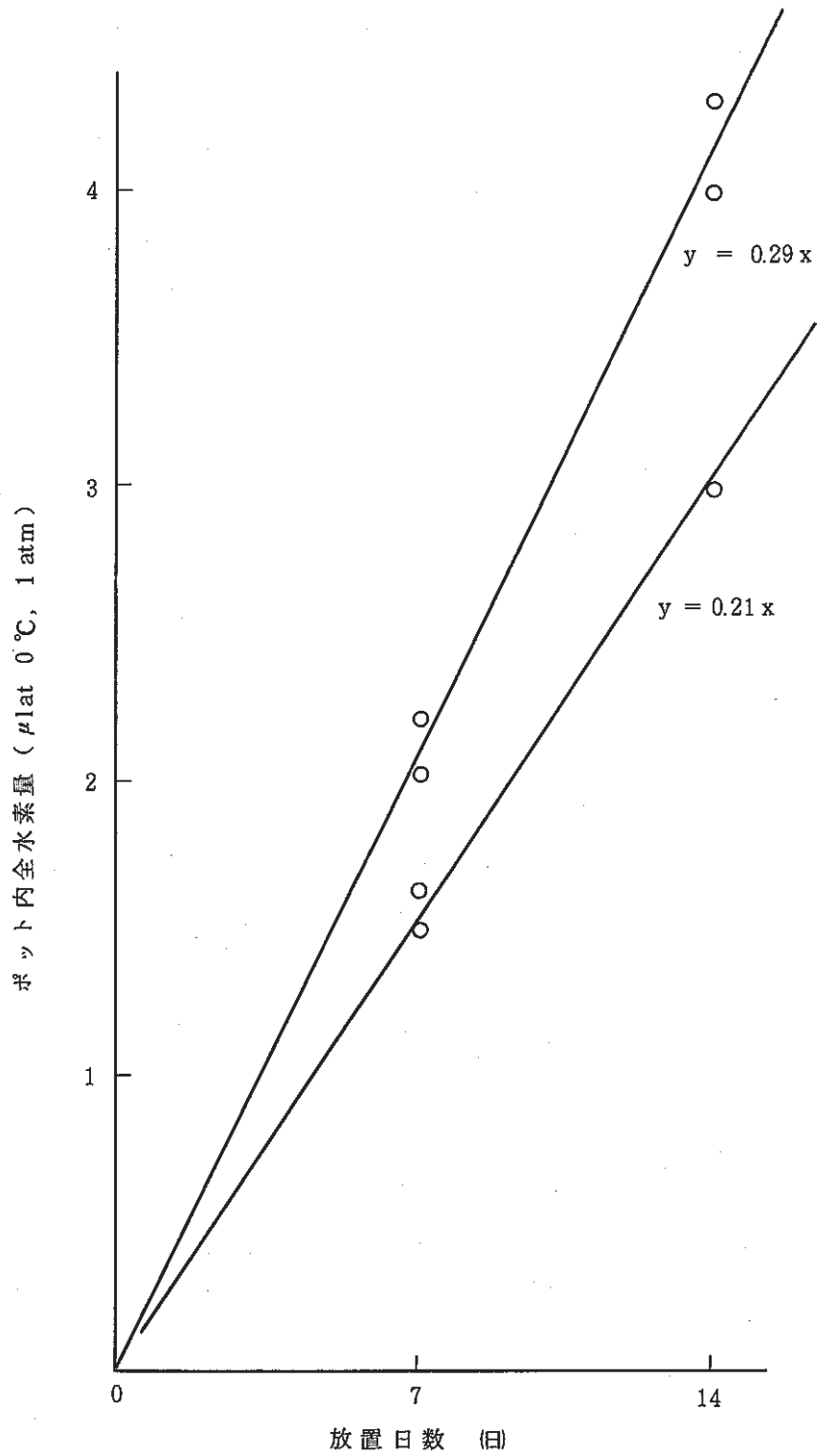


図-3 代表的なサンプリングポット内全水素量と放置日数との関係

### 11.3 「常陽」二次系ナトリウムサンプリングに関する不純物偏析試験

報告者：根本昌明

鈴木 実（分析Gr.）

#### 1. 概要

高速実験炉「常陽」一・二次系ナトリウムの純度管理は純化系統よりバイパスフロースルー法を用いてナトリウムをサンプリングし、そのナトリウムの一部を化学分析して行っている。バイパスフロースルー法によるサンプリングの場合サンプリング管内のナトリウム中微量不純物濃度が長さ方向で違ってくる。いわゆる偏析がある事がわかってきた。またボイドが発生し、代表的な分析結果及び分析のための2次サンプリング操作に支障をきたしている。したがって今回は2次系のサンプリング装置を用い3つの冷却操作を行い冷却方法の違いによってサンプリング管内の微量不純物の偏析の程度及びボイド等の発生との関係を調査した。

#### 2. 結果

- (1) 液体ナトリウムを約5分で固化すればトリチウムの場合ほぼ均一な濃度分布を示すことがわかった。（図-1参照）
- (2) 液体ナトリウムを約25～30分で固化した場合は、酸素・水素ともに標準偏差（ $1\sigma$ ）で16～27%偏析した濃度分布になった。（図-2,3参照）
- (3) 液体ナトリウムを約5分で固化すれば、球状及び細長いボイドが発生し約25～30分で固化した場合は球状になることがわかった。（図-1～3参照）
- (4) 液体ナトリウムを約25～30分で固化させる場合、押し込み操作を行なえば行なわない場合に比べ約1/3.5にボイド量が減少した。（図-2及び3の比較による）
- (5) 液体ナトリウムを約25～30分で固化する時、他より早く何ヶ所か固化する場所が出来その結果微量不純物の移動、偏析は固化された間の流体ナトリウムのみで起きるものと推定された。

#### 3. 評価

バイパスフロースルー法の場合のサンプリング方法に対する知見、すなわち全体的に平均して急冷すれば不純物は均一となりボイドの発生が多くなる。言い換えれば均一性とボイドとは相反する事が確認され、今後は均一性のみを追求すべき方向性が見い出され有効なデータである。

#### 4. あとがき

冷却試験及びそのデータ採取、並びにサンプリングは高一課4Gr.が実施しサンプリングした試料の調査は、技術課分析Gr.が行った。本報告書に使用したデータの一部は（一課メモ60-4006）に基づいた。

---

（技-61-64）

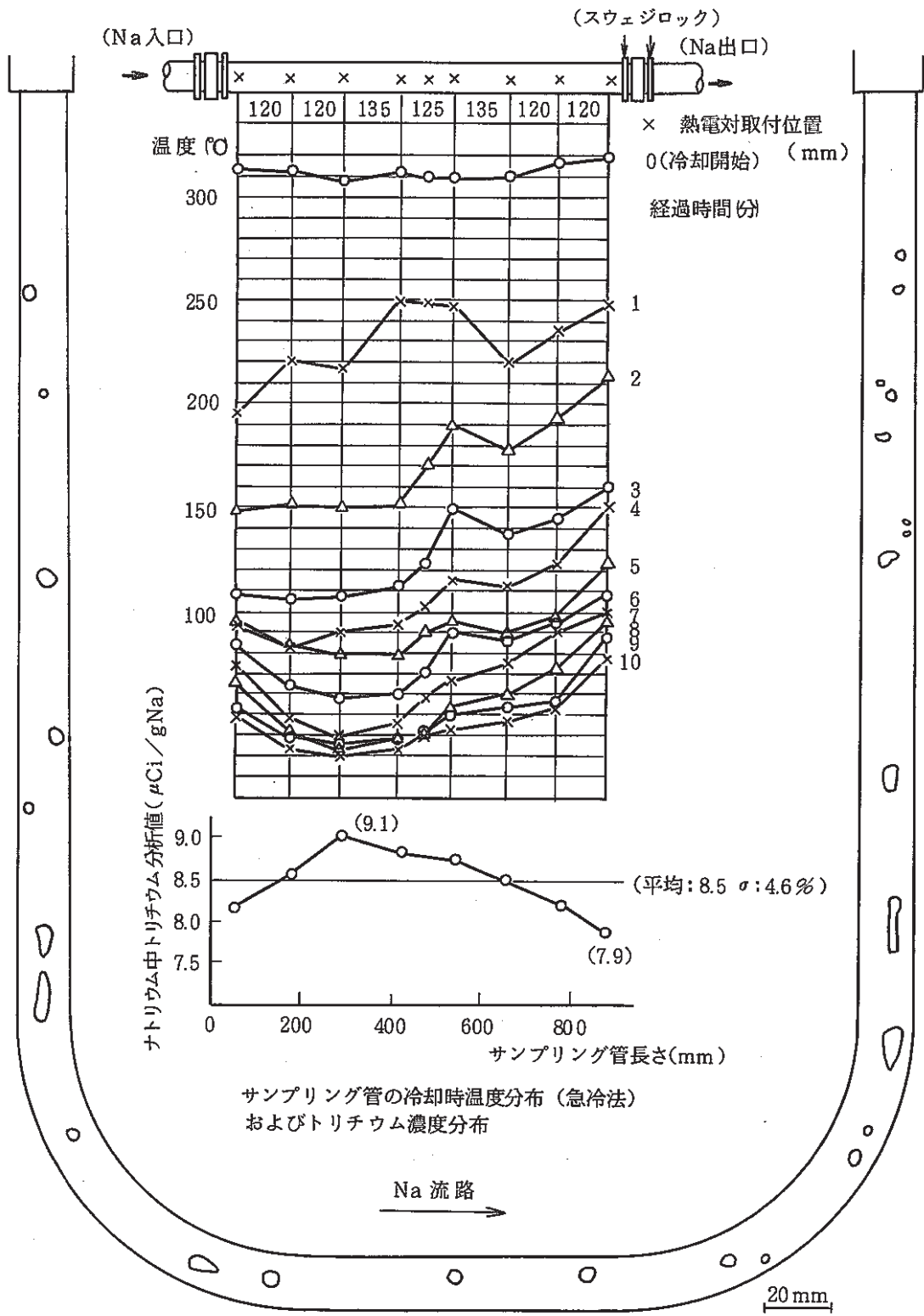


図-1 急冷法におけるナトリウム中ボイド分布

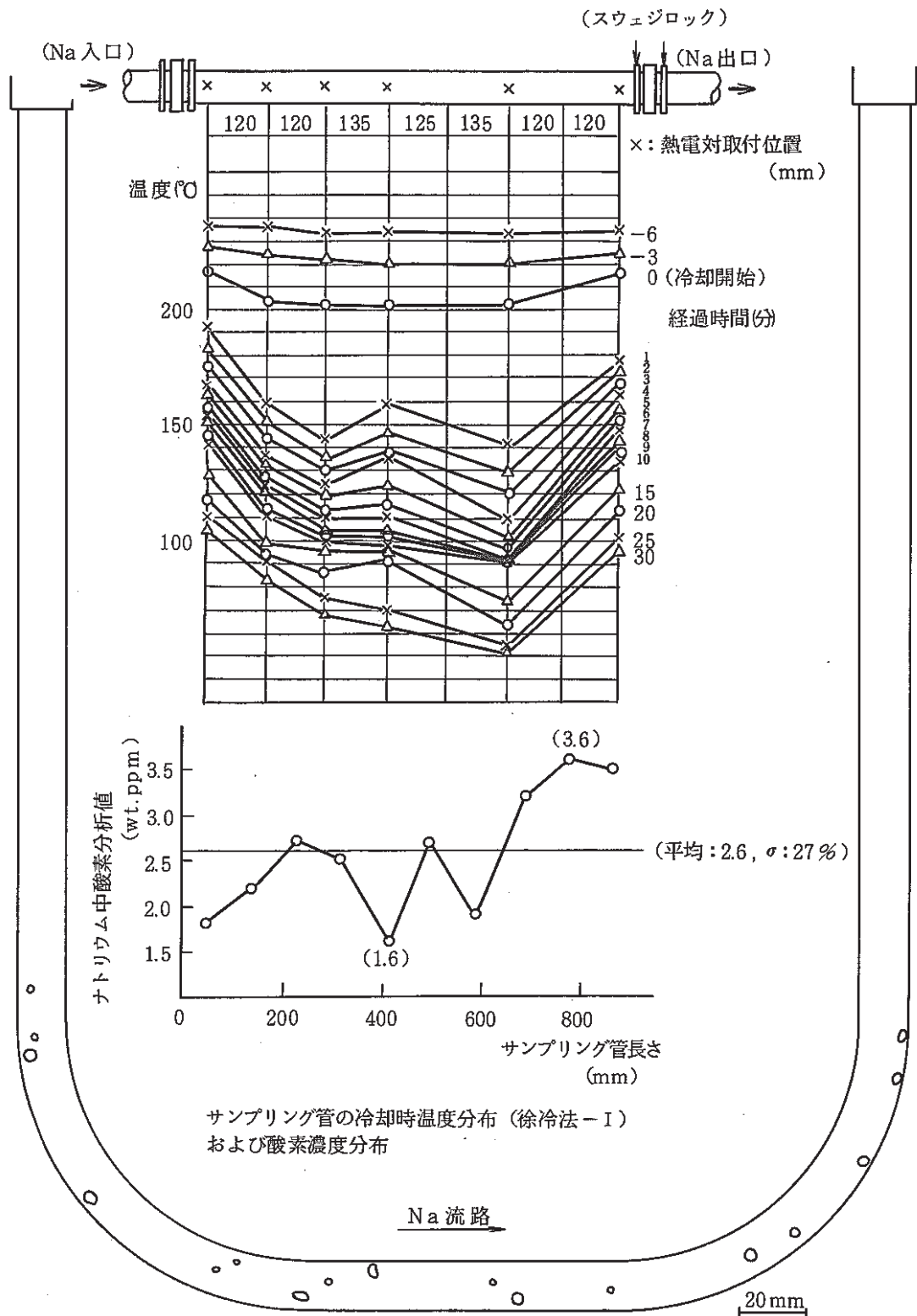


図-2 徐冷法-I (押し込み操作有) におけるナトリウム中ボイド分布



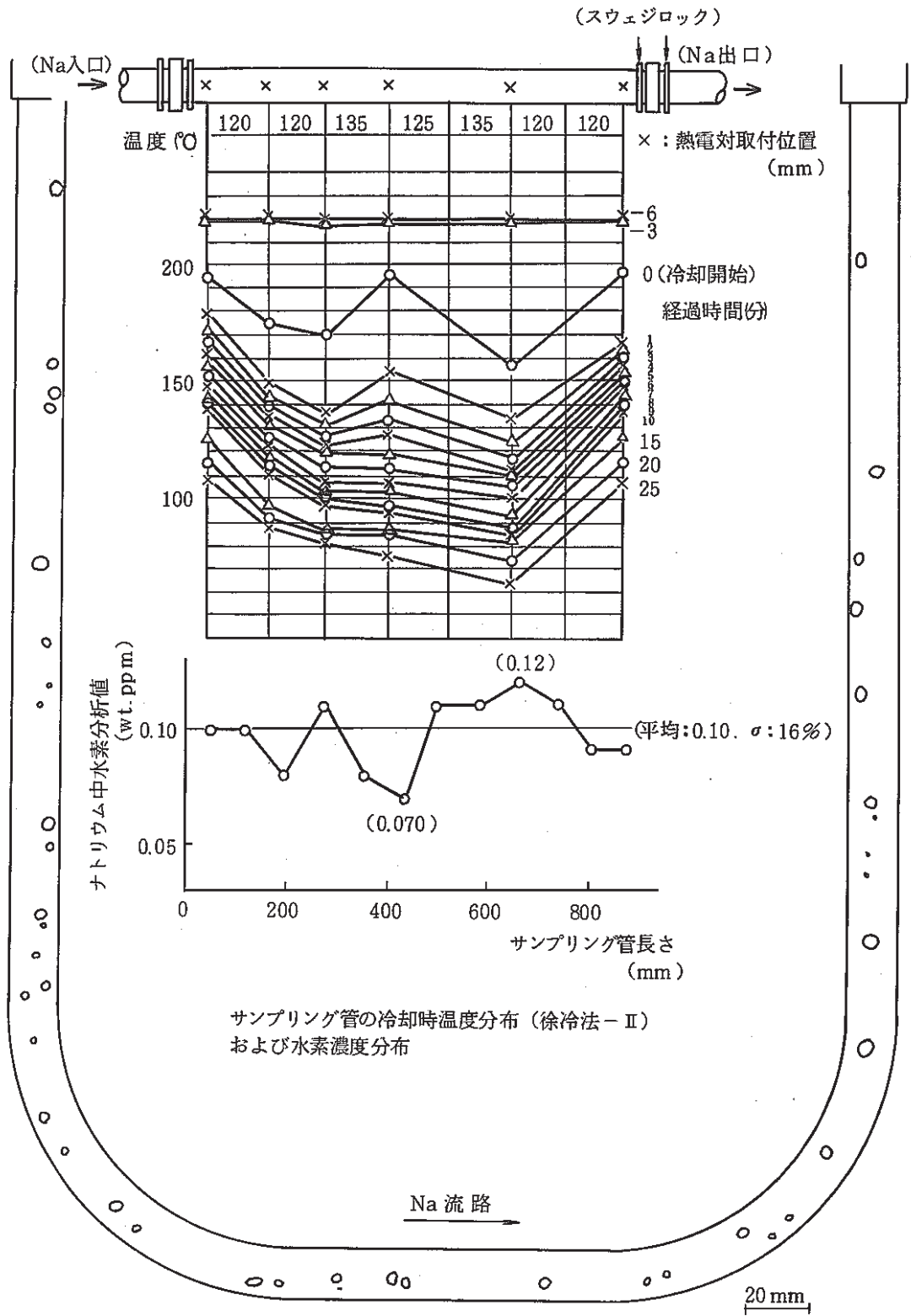


図-3 徐冷法-II (押し込み操作無) におけるナトリウム中ボイド分布