

# 実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.2, No.4 昭和61年1月～3月の成果概要



1986年5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.2, No.4 昭和61年1月～3月の成果概要

溝尾 宣辰, 吉野 富士男

要 旨

本報告は、実験炉部技術課が担当している種々の試験研究のうち、昭和61年1月から3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。

- 高速実験炉の核特性の解析と評価
- 炉内熱流力特性の測定・解析
- 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
- 炉雑音及び制御棒振動の測定と解析
- 高速実験炉におけるCP および遮蔽特性の測定と解析
- 高速実験炉における燃料破損検出技術の開発
- 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。

May 1986

Preliminary Results on Experiments, Analyses and Evaluation  
Performed by Reactor Technology Section,  
Experimental Reactor Division. Vol.2, No.4

Nobutatsu Mizoo and Fujio Yoshino

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during January through March, 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 analyses and evaluations for core characteristics of JOYO.
- Results of measurements and analyses on the thermal-hydraulic characteristics of Experimental Fast Reactor "JOYO".
- Results of analyses and evaluations for large core design study.
- Results of measurements and analysis 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 on the reactor noise and the control rod vibration.

---

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



- Results of measurements and analyses on the corrosion products and the shielding characteristics.
- Research and development on the failed fuel detection and location.
- Miscellaneous results.

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

## 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 1 月～3 月） .....	2
2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和 61 年 1 月～3 月） .....	27
3. 高速実験炉の核特性の解析と評価	
3.1 全制御棒価値の算出（技－60－241, 276） .....	29
3.2 2次取替燃料製造実績データを使用した第9～12サイクル“MAGI”予測計算 （技－60－285） .....	32
3.3 MK－Ⅱ炉心第8サイクル“MAGI”記録計算結果（技－60－286） .....	35
3.4 MK－Ⅱ炉心第8サイクルにおける反応度係数試験結果（技－60－278） .....	38
3.5 MK－Ⅱ炉心第9サイクルにおける制御棒校正試験結果（技－60－281） .....	42
3.6 出力系中性子計装の温度補正（技－60－264） .....	45
4. 炉内熱流力特性の測定・解析	
4.1 MK－Ⅱ炉心第9サイクル流量計特性試験速報（技－60－267） .....	49
4.2 MK－Ⅱ炉心第9サイクルにおける系統圧損測定結果の報告（技－60－270） .....	51
4.3 MK－Ⅱ炉心第9サイクルにおける集合体出口冷却材温度予測 （技－60－256, 274） .....	52
4.4 炉上部機構のサーマルストライピングに対する再解析について（技－60－288） .....	54
5. 大型炉炉心設計研究のための解析評価	
5.1 大型高速増殖炉要素技術設計研究（Ⅱ）の炉心検討に用いた原子数密度 （技－60－297） .....	55
5.2 大型高速増殖炉要素技術設計研究（Ⅱ）の炉心検討に用いた群定数 （技－60－298） .....	58
5.3 大型炉制御棒（B－10）の燃焼率評価（技－60－272） .....	61
6. MK－Ⅱ炉心における自然循環試験の結果と解析・評価	
6.1 “MIMIR－N2”コードによる自然循環試験Ⅱ－B試験後解析 （技－60－305） .....	62
6.2 自然循環試験Ⅱ－D崩壊熱予測計算（技－60－268） .....	64
6.3 自然循環試験Ⅱ－Dプラント挙動予測解析（技－60－304） .....	65
6.4 自然循環試験Ⅱ－D予測解析（その2）（技－60－292） .....	67

6.5	“MIMIR-N 2”解析用プレナム間圧損式の作成(技-60-291)	68
6.6	単相多次元熱流動解析コード“COMMIX-1A”のタイムステップサーベイ (技-60-250)	69
7.	高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析	
7.1	サイクル報(MK-II炉心第8サイクル)(技-60-261)	70
7.2	M系列・安定性試験結果(MK-II炉心第9サイクル)	73
7.3	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果(技-60-273)	76
7.4	2次主循環ポンプトリップの許容回数について(技-60-252)	80
7.5	ステップ応答測定結果(MK-II炉心第8サイクル定格運転中の経時変化) (技-60-259)	81
7.6	ステップ応答測定結果(MK-II炉心第8サイクルの出力上昇・出力下降時) (技-60-260)	84
7.7	瞬停発生時のプラント信号変化量(実測値と計算値の比較)(技-60-277)	88
7.8	ステップ応答測定結果(MK-II炉心第9サイクルBOC)(技-60-280)	89
7.9	中性子束信号ステップ応答形状の比較(MK-II炉心第7~9サイクルBOC) (技-60-290)	93
7.10	フィードバック反応度の時間的挙動の考察(第1報)(技-60-303)	96
8.	炉雑音及び制御棒振動の測定と解析	
8.1	炉雑音解析用データ及び較正用データセットの整備結果(技-60-243)	99
8.2	中性子束ゆらぎ量測定結果(MK-II炉心第8サイクル)(技-60-258)	101
8.3	異常診断のための炉雑音解析ソフトウェアシステム“NOISA”使用法 (技-60-296)	105
8.4	改造型制御棒(SCR)の開発(技-60-302)	106
8.5	移動平均補正による中性子束ゆらぎ量算出方法の検討(技-60-293)	108
8.6	制御棒振動効果測定結果(第1報)(流力振動防止機構改造前後の中性子束 ゆらぎ特性の比較)(技-60-294)	110
9.	高速実験炉におけるCPおよび遮蔽特性の測定と解析	
9.1	一次主冷却系機器のCP付着量・線量率測定結果(技-60-249, 271, 275)	113
9.2	生体遮蔽コンクリート部のダクトストリーミング遮蔽板の遮蔽性能測定結果 (技-60-283)	118
9.3	M-3マンホール開孔調査結果(技-60-240)	123
10.	高速実験炉における燃料破損検出技術の開発	
10.1	ウラン・ニッケルFPソースを用いた「常陽」FFDの較正試験説明資料 (技-60-279)	130

10.2	液化アルゴンガス中の Kr , Xe 濃度測定結果 (技 - 60 - 239) .....	134
10.3	カバーガス浄化装置の浄化効率 (技 - 60 - 245) .....	136
10.4	F 燃安検討準備会の RTCB 試験, PTM試験に対する考え方 (現状のまとめ) (技 - 60 - 289) .....	138
11.	その他の試験研究および解析評価作業の成果	
11.1	Na 中の全炭素分析におけるフラックス粒度の検討 (技 - 60 - 299) .....	145
11.2	新型コールドトラップの耐震評価結果について (技 - 60 - 300) .....	149
11.3	新型コールドトラップ断熱ガス層板の強度評価について (技 - 60 - 307) .....	150
11.4	新型コールドトラップの熱応力解析について (技 - 60 - 301) .....	151

## 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 1 月 1 日から 3 月 31 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. 高速炉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1～3月）

100 MW定格第8サイクルは、12月2日に起動して以来順調に運転を継続し、予定どおり1月20日に30 MWまで原子炉出力を降下した後、手動制御棒一斉挿入により原子炉を停止した。

1月下旬から、MK-Ⅱ第9サイクル運転のための燃料取扱作業を開始し、14体の炉心構成要素（制御棒2体、炉心燃料集合体12体）の炉内燃料取扱を行った。

2月に入ってから引き続き、燃料取扱作業を行い、炉心燃料18体、A型、C型特殊燃料各1体、制御棒2体及び内側反射体1体、計23体の炉心構成要素の炉内燃料取扱作業を実施した。尚、1、2月の燃料取扱作業において交換した4体の制御棒の内1体は、防振機構を改良した制御棒（SCR）となっている。

これにより、MK-Ⅱ第9サイクルの運転用炉心構成は、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2体（SMIR-7、8）、制御棒材料照射用反射体2体（AMIR-2、4-1）となった。

2月12日には、MK-Ⅱ第9サイクルが起動され、15日に100 MW出力に到達した。

MK-Ⅱ第9サイクルは、3月23日の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したが、翌24日に再起動し3月29日まで定格出力運転を継続した後、31日の75 MW自然循環試験と共にMK-Ⅱ第9サイクルを予定どおり終了した。

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) 1月

- ① ステップ応答試験
- ② INTA、UPR オンライン試験
- ③ FFD DN 法応答特性試験
- ④ 2次補助冷却系Na 純化試験
- ⑤ FFD 特性試験
- ⑥ 停止後点検
- ⑦ 原子炉保護系点検
- ⑧ 制御棒振動効果測定
- ⑨ 出力係数測定
- ⑩ 燃料集合体出口温度記録計ケーブル改造工事
- ⑪ FFD-CG 法停電対策

- ⑫ 主冷空調用冷却塔交換工事
- ⑬ JOYDAS 停止
- ⑭ 燃料取扱作業

(2) 2月

- ① 運転前点検
- ② ベーン・ダンパ開度特性試験
- 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 熱出力較正
- ⑫ ステップ応答試験
- ⑬ FFD 特性試験 (含オンラインモニター)
- ⑭ Ar 廃ガス系ドレントラップ及びドレン配管の改造
- ⑮ M系列, 安定性試験
- ⑯ 原子炉保護系点検

(3) 3月

- ① ステップ応答試験
- ② FFD 特性試験
- ③ Ar 廃ガス系ドレントラップ及びドレン配管の改造
- ④ INTA, UPR オンライン試験
- ⑤ 熱出力較正
- ⑥ 出力係数測定
- ⑦ 自然循環試験
- ⑧ 制御棒振動効果測定

本報告に係る期間中(昭和61年1月～3月)の原子炉運転実績を表2-1, 表2-2に, その工程表及びプラント状態表をそれぞれ表3-1～3-3, 表4-1～4-3に示す。又, 昭和60年度の年間運転実績を表5に示す。

100 MW定格第9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3-2に示す。図4-1～4-2には，それぞれ，定格第8サイクル運転時，定格第9サイクル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1月分 PNC SN 9320 86-01

1986年2月分 PNC SN 9320 86-02

1986年3月分 PNC SN 9320 86-03



表2-1 月間の原子炉運転実績

期 間	昭 和 61 年 1 月			昭 和 61 年 2 月			昭 和 61 年 3 月		
	月 間	100 MW 第8サイクル		月 間			月 間	100 MW 第9サイクル	年度第四半期 期間 (S. 61.1.1~3.31)
原子炉起動回数 (回)	1	4		2			1	4	4
運 転 日 数 (日)	21	51		17			31	49	69
積算運転時間 (H)	477	1,171		394			713	1,107	1,583
積算熱出力 (MWH)	47,170	110,220		35,159			68,006	103,201	150,371
利 用 率 (%)	63	90		52			91	88	49
平均熱出力 (MW)	99	94		89			95	93	94
最大熱出力 (MW)	100	100		100			100	100	100

表2-2 積算原子炉運転実績

期 間	昭和 61 年 1 月 31 日まで			昭和 61 年 2 月 28 日まで			昭和 61 年 3 月 31 日まで		
	60 年度累計 期間 (S. 60.4~ 61.1)	MK - II 累計 (S. 57. 11. 22 ~)	MK - I, II 累計 (S. 52. 4. 24 ~)	60 年度累計 期間 (S. 60.4 ~ 61.2)	MK - II 累計 (S. 57. 11. 22 ~)	MK - I, II 累計 (S. 52. 4. 24 ~)	60 年度累計 期間 (S. 60.4.1 ~ 61.3.31)	MK - II 累計 (S. 57. 11. 22 ~)	MK - I, II 累計 (S. 52. 4. 24 ~)
原子炉起動回数 (回)	7	126	388	9	128	390	10	129	391
運 転 日 数 (日)	57	-	-	74	-	-	105	-	-
積算運転時間 (H)	1,276	10,830	23,798	1,670	11,224	24,192	2,383	11,937	24,905
積算熱出力 (MWH)	115,958	932,529	1,534,491	151,153	967,724	1,569,686	219,159	1,035,730	1,637,692
利 用 率 (%)	16	-	-	19	-	-	25	-	-
平均熱出力 (MW)	91	-	-	91	-	-	92	-	-
最大熱出力 (MW)	100	-	-	100	-	-	100	-	-

表3-1 高速実験炉「常陽」実績工程表

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	25	26	27	28	29	30	31	
一般事項	元旦	年始休日	〃	第一土休											成人の日									WEA 科技庁 査察								
記事	100 MW第8サイクル (炉上部開放運転)																															
	照射試験 (特燃 (A 1M, B 2M, C 2M) INTA-1, UFR-1, AMIR-2, 4, SMI R-5, 7, 8)																				燃料取扱作業											
																					炉内燃料取扱 (1)											
																					燃料移送											
																					停止後点検 INTA引抜 原子炉保護系点検											
																					制御棒振動効果測定 出力係数測定 臨界点確認 ステップ応答試験											
	燃焼係数測定																															
	INTA, UPRオンライン試験																															
	FFDD / N法応答特性試験																															
	FFD特性試験										2次補助冷却系Na純化試験																					
																					2次主ポンプブラシ点検 2次系煙式Na/Dアンペア交換 JOYDAS停止 主冷空調用冷却塔交換工事											
																					FFD-CG法停電対策 燃料集合体出口温度記録計ケーブル改造工事											
										「常陽」外周P.P設備補修																						

表3-2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	S. 61. 2																												
	①	②	3	4	5	6	7	8	⑨	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	
一般事項	第一土休										建国記念の日																		
記事																													

表3-3 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日		S. 61. 3																																								
		①	②	3	4	5	6	7	8	⑨	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31										
一般事項		第一 土休										IAEA 科技厅 査察				第三 土休													春分 の日				第五 土 休 暇日									
記事													100MW第9サイクル運転(炉上部開放運転)																													
		照射試験(特燃(B2M C2M C3M) INTA-1, UPR-2, 4, AMIR-2, 4, SMIR-7, 8)																																								
		INTA UPRオンライン試験																																								
		100MW定格出力運転																																								
																								外部電源喪失		出力降下(30MW)																
																								原子炉スクラム		出力上昇(50MW)																
																								非常D/G自動起動運転		出力上昇(75MW)																
																								再起動, 出力上昇		自然循環試験(75MW)																
																								原子炉保護系点検		1, 2次主ポンプ停止 で原子炉スクラム																
																								熱出力校正		出力係数測定																
																								制御棒振動効果試験 (50MWで7時間保持)																		
		ステップ応答試験																																								
		FFD特性試験																																								
		アルゴン廃ガス系ドレントラップおよびドレン配管の改造																																								

表4-1 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	25	⑳	27	28	29	30	31
主要工程	100MW第8サイクル運転											燃料取扱作業																			
												燃料移送										炉内燃料取扱									
												2次主ポンプブラシ清掃										停止後点検									
												INTA引抜										制御棒一斉挿入 制御棒振動効果測定(50MW)									
原子炉出力	100MW											30MW 臨界										停止									
炉内状況												GL-6100																			
冷却系 Na 温度	出口Na温度 500°C											409°C										Na 温度 250°C									
1次系 Na 流量	入口Na温度 370°C																					Na 流量 20%									
	Na 流量 100%																														
Na 温度	入口Na温度 472°C											400°C										Na 温度 250°C									
2次系 Na 流量	出口Na 温度 343°C											Na 流量 100%										100%									
関係 E/H 床下雰囲気												閉鎖										停止									
その他	FFD特性試験											2次補助冷却系Na純化試験																			
												FFD D/N法応答特性試験																			
												INTA, UPRオンライン試験																			
												1, 2次Na, Ar, SP										低レベル廃液移送									
																						燃交廃液移送									

- \*ドライバー 63本  
A, B, C特 各1体  
INTA 1体  
SMTR 3体  
AMTR 2体  
(UPR) 1体
- ※ドライバー 63体  
A, B, C特 各1体  
INTA 0体  
SMTR 3体  
AMTR 2体  
(UPR) 1体
- ドライバー 63体  
A, B, C特 各1体  
INTA 0体  
SMTR 2体  
AMTR 2体  
(UPR) 1体

表4-2 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月 項目	1986 2月																															
	①	②	3	4	5	6	7	8	⑨	10	⑪	12	13	14	⑮	⑯	17	18	19	20	21	22	⑳	24	25	26	27	28				
主要工程	運転前確認										100 MW第9サイクル運転																					
	燃料取扱作業			炉内燃料取扱②		INTA 装備			流量計特性試験 (INTA, 中心燃料)		系統圧損測定		制御棒校正		第1次取替用制御棒局立		S/A温度計校正		制御棒振動効果測定		ステップ応答		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	停止				15~85 kW		50		90		100MW										95		95									
炉内状況	*←*		*←○																													
冷却系																																
Na 温度	Na 温度 250°C				367		435		487		出口Na 温度 500°C																		493		493	
1次系 Na 流量	Na 流量 20%				100		Na 流量 100%																									
温度	ポニー補助系				367		420		462		入口Na 温度 472°C																		467		467	
2次系 Na 流量	Na 温度 250°C				367		355		345		出口Na 温度 343°C																		344		344	
⊗関係 E/H 床下雰囲気	閉鎖														窒素																	
その他	1次Na Ar SP				炉雑音測定		出力係数		熱出力校正		RFD 特性試験		INTA UPR オンライン試験		1次Na SP		低レベル廃液移送															

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

表4-3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日 項目	1986 3月																														
	①	②	3	4	5	6	7	8	⑨	10	11	12	13	14	⑮	⑯	17	18	19	20	⑳	22	㉓	24	25	26	27	28	㉙	⑳	31
主要工程	100 MW 第9サイクル運転																														
原子炉出力																															
炉内状況	GL-6100																														
冷却系 Na 温度																															
1次系 Na 流量																															
Na 温度																															
2次系 Na 流量																															
⊗関係 E/H 床下雰囲気	閉鎖 窒素																														
その他	ステップ応答 FFD 特性試験 INTA UPР オンライン試験 1次, 2次Na Ar SP 低レベル廃液移送																														

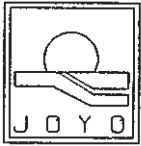
表5 年間原子炉運転実績表 昭和60年分

項目	月	4	5	6	7	8	9	10
項目	100							
	90							
	80							
	70							
	60							
	50							
	40							
	30							
	20							
	10							
	1							
	停止							

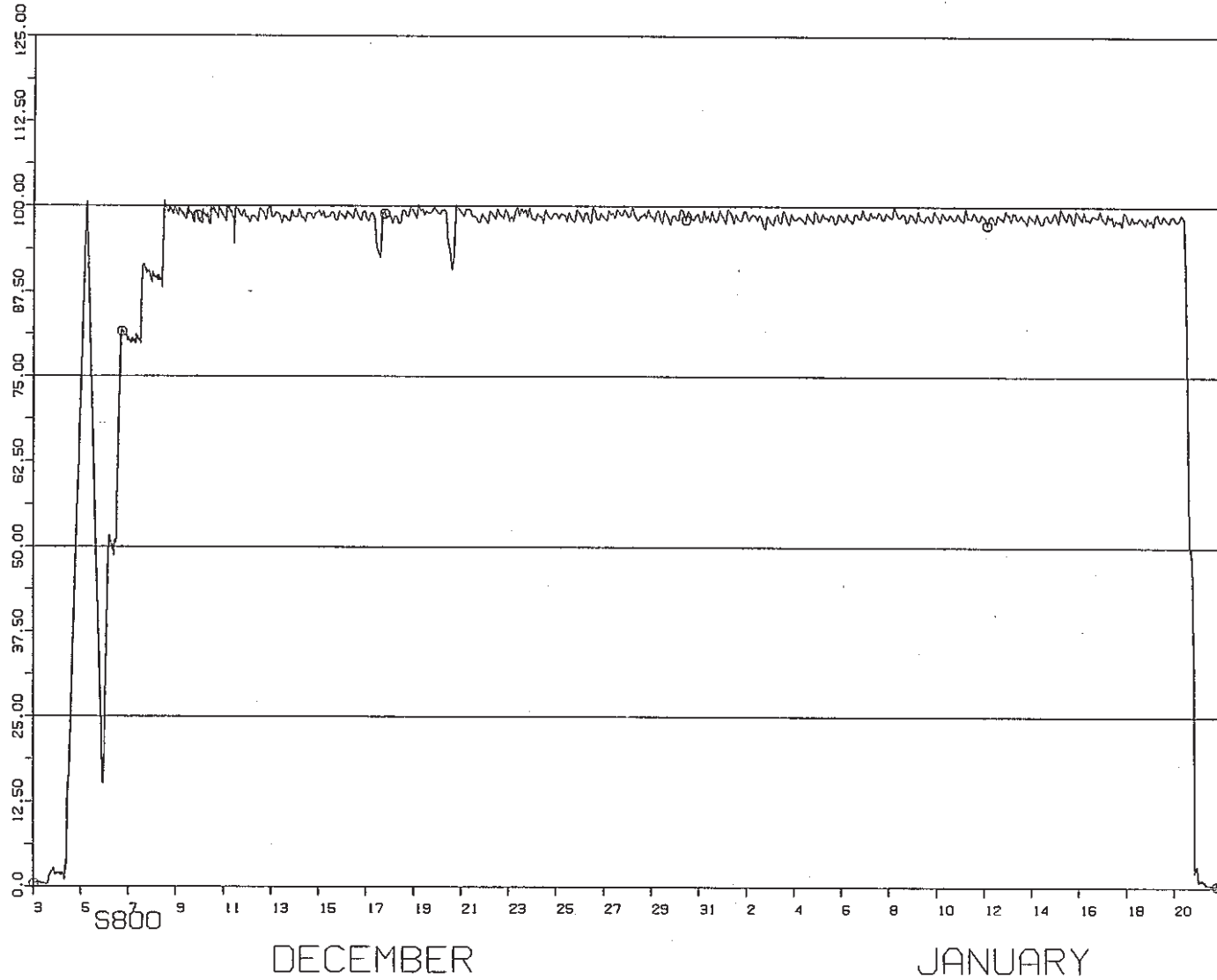
項目	月	11	12	1	2	3	備考
項目	100						<p>S.60 年度積算運転時間 2,382.63 (H)</p> <p>S.60 年度積算熱出力 219,159 (MWH)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>100 MW 運転開始</li> <li>4/3 運転開始</li> <li>4/17 燃料、系統停止、出力上昇</li> <li>18 100→50 MW 出力降下、原子炉停止</li> <li>4/20 燃料、系統停止、出力上昇</li> <li>4/27 30 MW スタラム (1 次主ポンプ停止)</li> <li>自然循環運転</li> <li>5/5 100 MW 運転再開</li> <li>100 MW 運転再開</li> <li>10/28 燃料、制御棒調整</li> <li>3 原子炉停止、燃料、制御棒調整</li> <li>4 系統停止完了、炉内出口温度調整</li> <li>5 100→15 MW 出力降下</li> <li>15 MW 出力上昇</li> <li>6 100 MW 到達</li> <li>7 100 MW 到達</li> <li>10 燃料、系統調整</li> <li>12/28 100 MW 出力降下、30 MW 運転再開</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>100 MW 運転再開</li> <li>12/21 燃料、系統調整</li> <li>12/28 燃料、系統調整</li> <li>1/1 燃料、系統調整</li> <li>1/8 燃料、系統調整</li> <li>1/15 燃料、系統調整</li> <li>1/22 燃料、系統調整</li> <li>1/29 燃料、系統調整</li> <li>2/5 燃料、系統調整</li> <li>2/12 燃料、系統調整</li> <li>2/19 燃料、系統調整</li> <li>2/26 燃料、系統調整</li> <li>3/5 燃料、系統調整</li> <li>3/12 燃料、系統調整</li> <li>3/19 燃料、系統調整</li> <li>3/26 燃料、系統調整</li> <li>4/2 燃料、系統調整</li> <li>4/9 燃料、系統調整</li> <li>4/16 燃料、系統調整</li> <li>4/23 燃料、系統調整</li> <li>4/30 燃料、系統調整</li> <li>5/6 燃料、系統調整</li> <li>5/13 燃料、系統調整</li> <li>5/20 燃料、系統調整</li> <li>5/27 燃料、系統調整</li> <li>6/3 燃料、系統調整</li> <li>6/10 燃料、系統調整</li> <li>6/17 燃料、系統調整</li> <li>6/24 燃料、系統調整</li> <li>7/1 燃料、系統調整</li> <li>7/8 燃料、系統調整</li> <li>7/15 燃料、系統調整</li> <li>7/22 燃料、系統調整</li> <li>7/29 燃料、系統調整</li> <li>8/5 燃料、系統調整</li> <li>8/12 燃料、系統調整</li> <li>8/19 燃料、系統調整</li> <li>8/26 燃料、系統調整</li> <li>9/2 燃料、系統調整</li> <li>9/9 燃料、系統調整</li> <li>9/16 燃料、系統調整</li> <li>9/23 燃料、系統調整</li> <li>9/30 燃料、系統調整</li> <li>10/7 燃料、系統調整</li> <li>10/14 燃料、系統調整</li> <li>10/21 燃料、系統調整</li> <li>10/28 燃料、系統調整</li> <li>11/4 燃料、系統調整</li> <li>11/11 燃料、系統調整</li> <li>11/18 燃料、系統調整</li> <li>11/25 燃料、系統調整</li> <li>12/2 燃料、系統調整</li> <li>12/9 燃料、系統調整</li> <li>12/16 燃料、系統調整</li> <li>12/23 燃料、系統調整</li> <li>12/30 燃料、系統調整</li> </ul>
	90						
	80						
	70						
	60						
	50						
	40						
	30						
	20						
	10						
	1						





(1985/12/3 1:0 ~1986/1/21 23:0)

# JOYO MK-II CYCLE 8

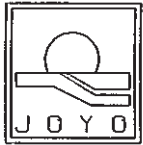


DECEMBER

JANUARY

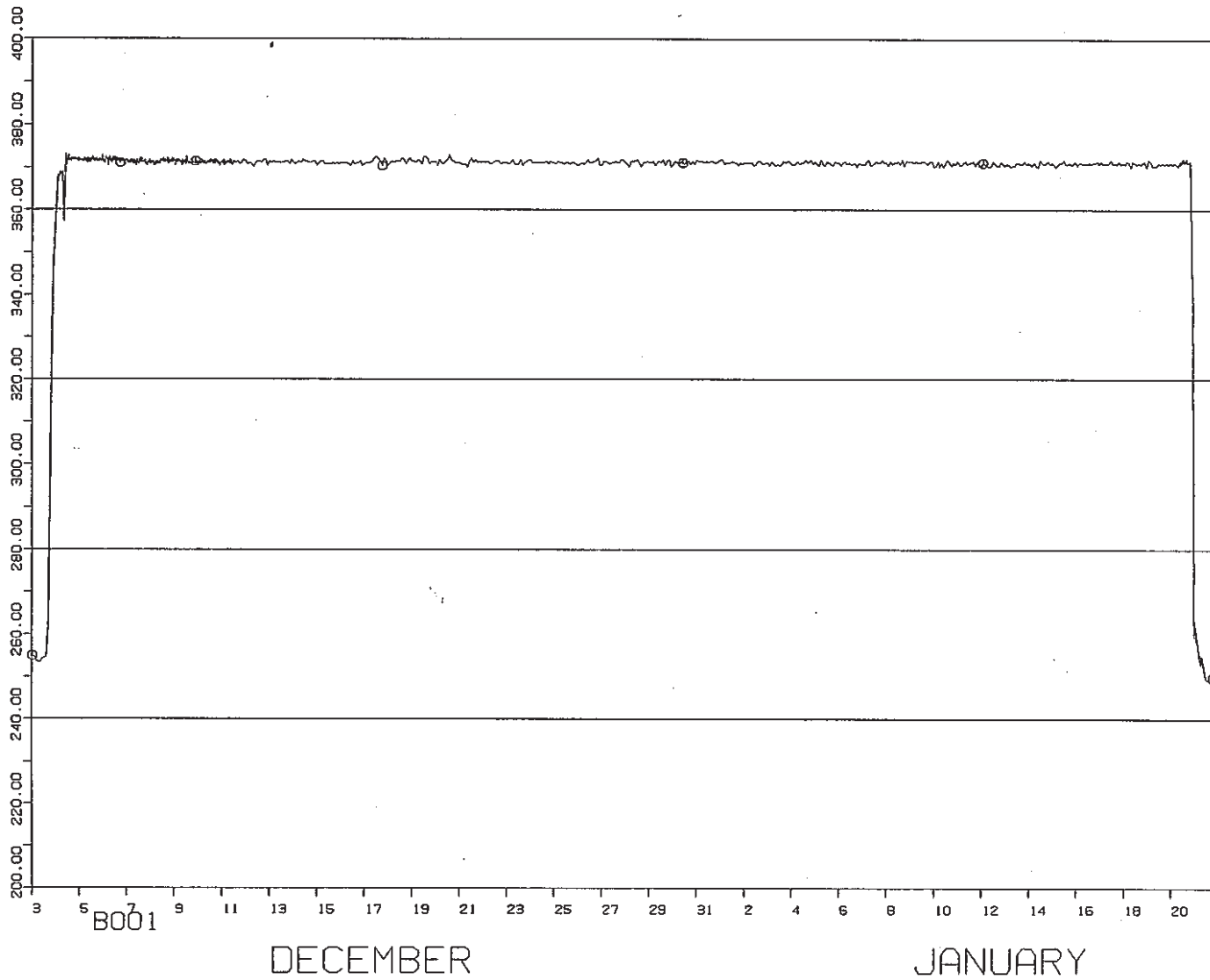
図1 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



(1985/12/3 1:0 ~1986/1/21 23:0)

# JOYO MK-II CYCLE 8



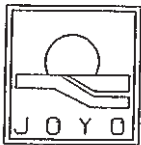
BOO1

DECEMBER

JANUARY

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

図2 「常陽」MK-II 定格第8サイクル



(1985/12/3 1:0 ~1986/1/21 23:0)

# JOYO MK-II CYCLE 8

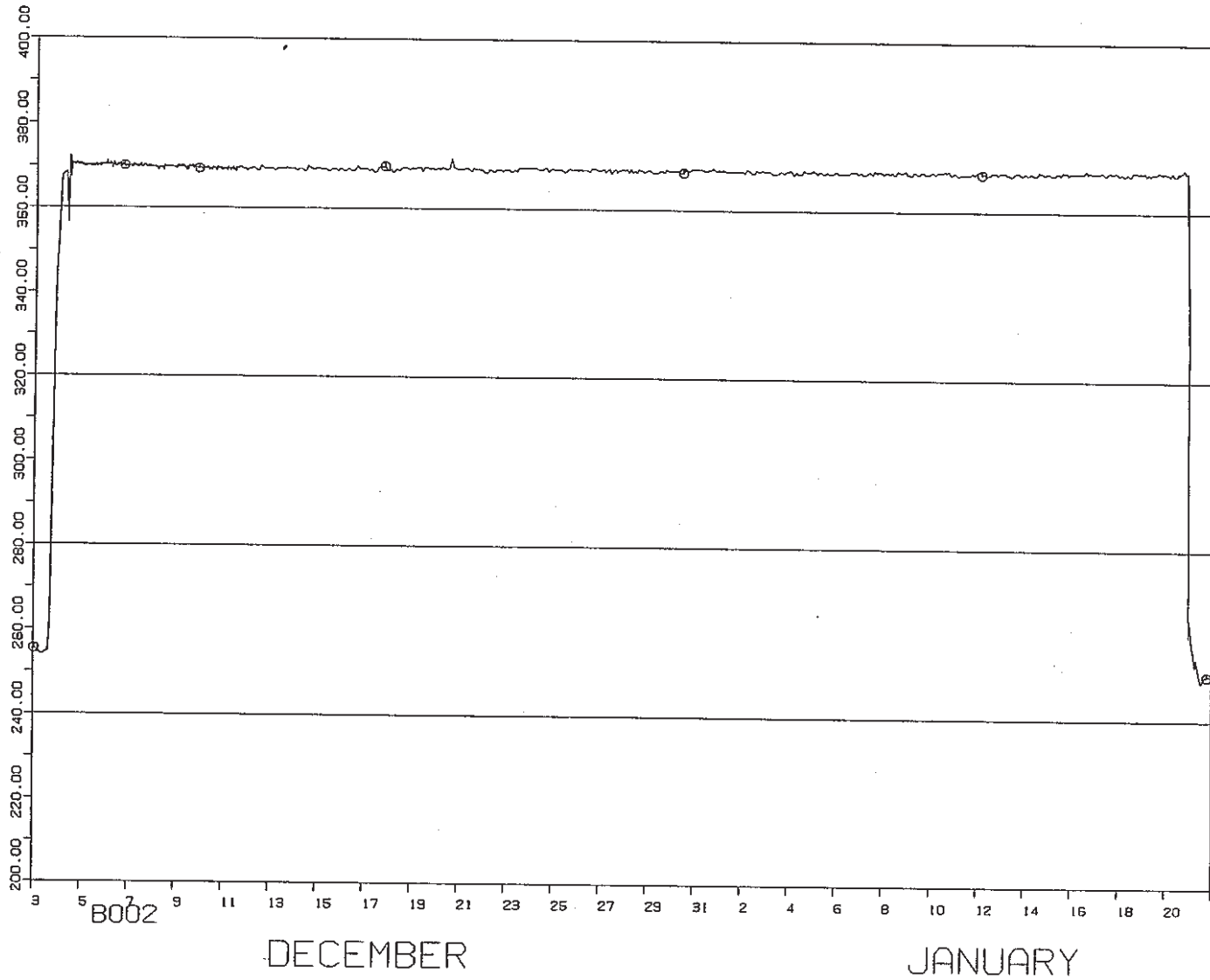
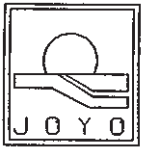


図3 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



(1985/12/3 1:0 ~1986/1/21 23:0)

# JOYO MK-II CYCLE 8

PNC TN9410 86-051

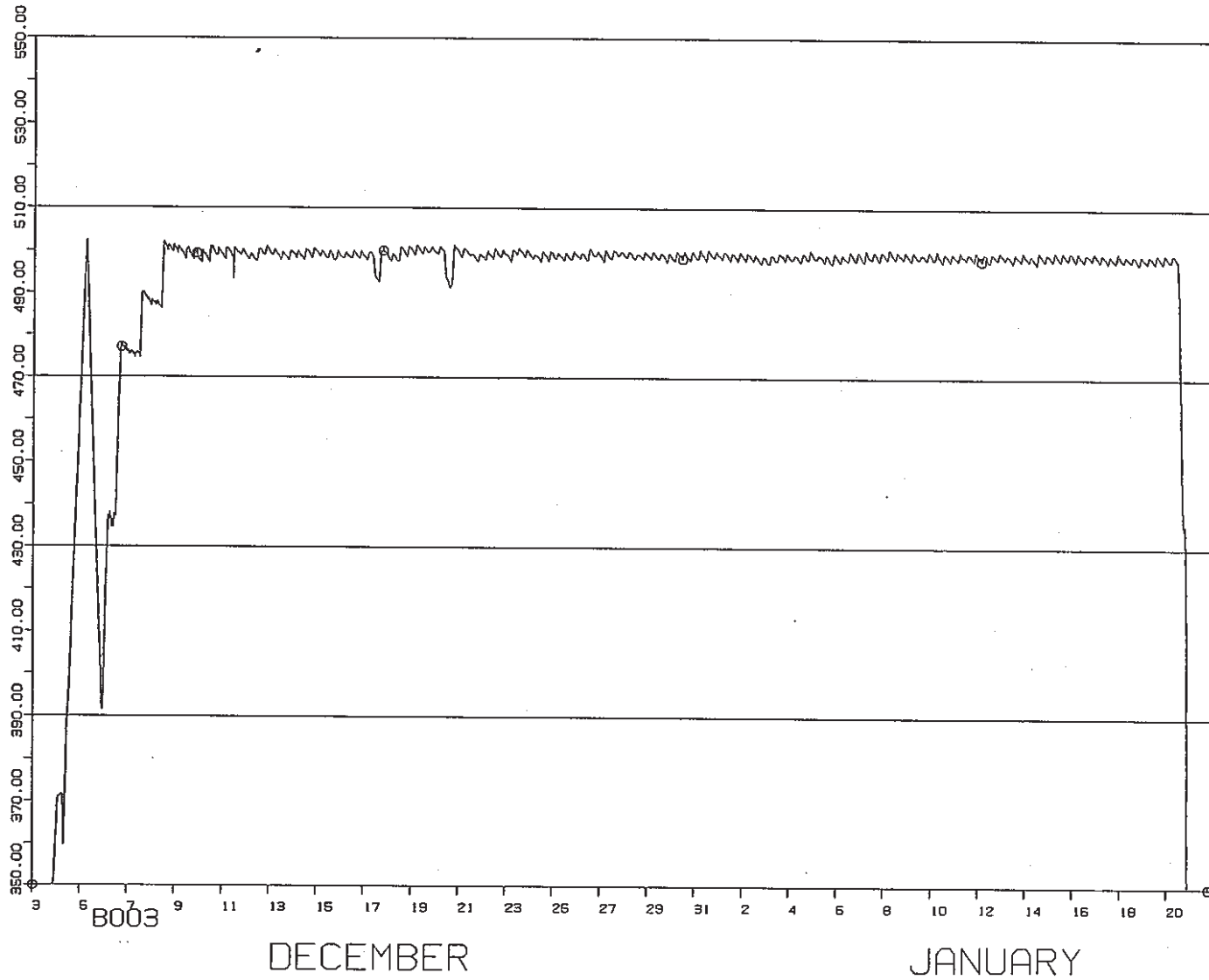
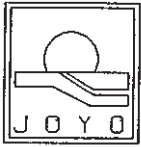


図4 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



(1985/12/3 1:0 ~ 1986/1/21 23:0)

# JOYO MK-II CYCLE 8

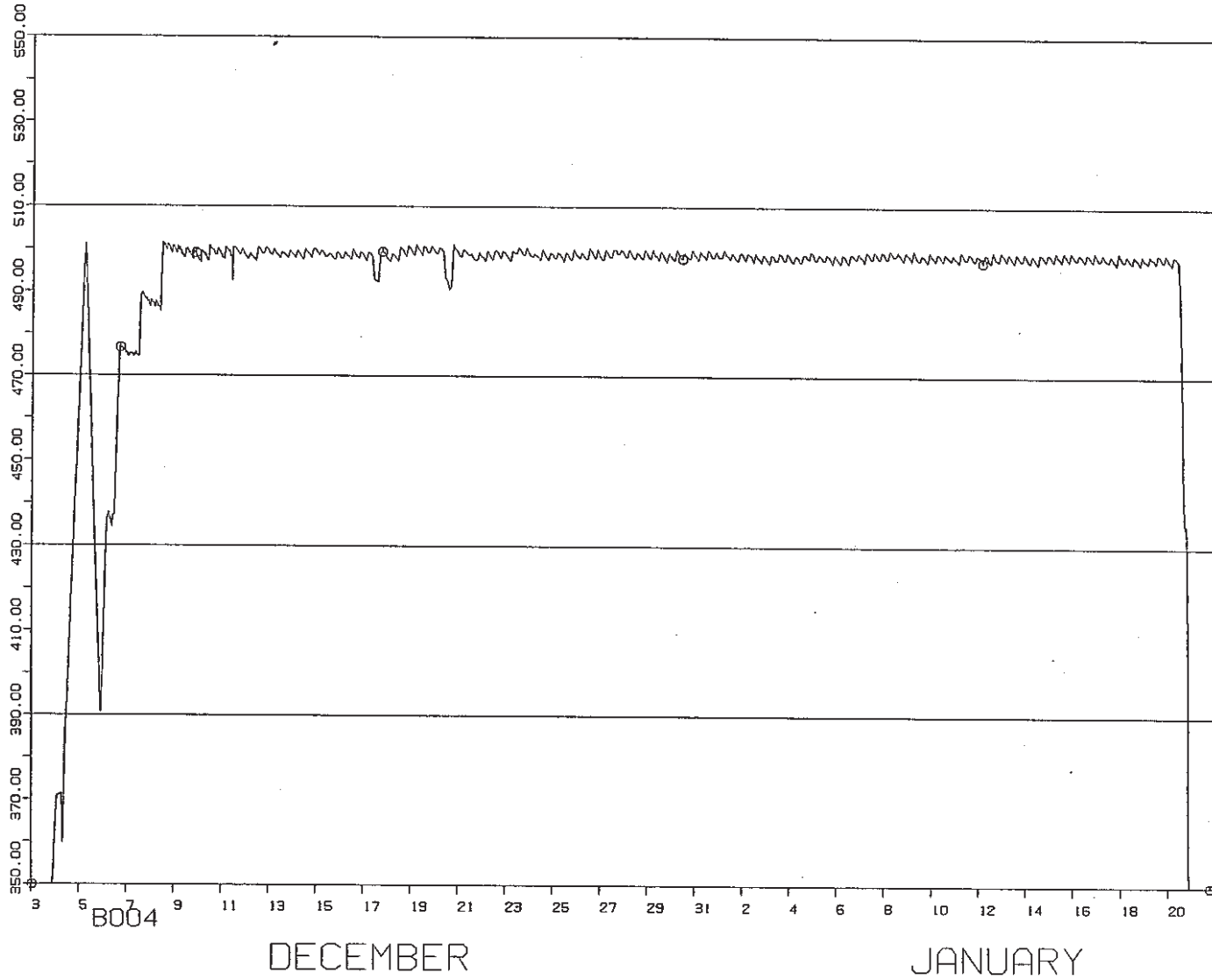
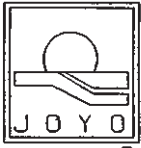


図5 「常陽」 MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



(1985/12/3 1:0 ~1986/1/21 23:0)

# JOYO MK-II CYCLE 8

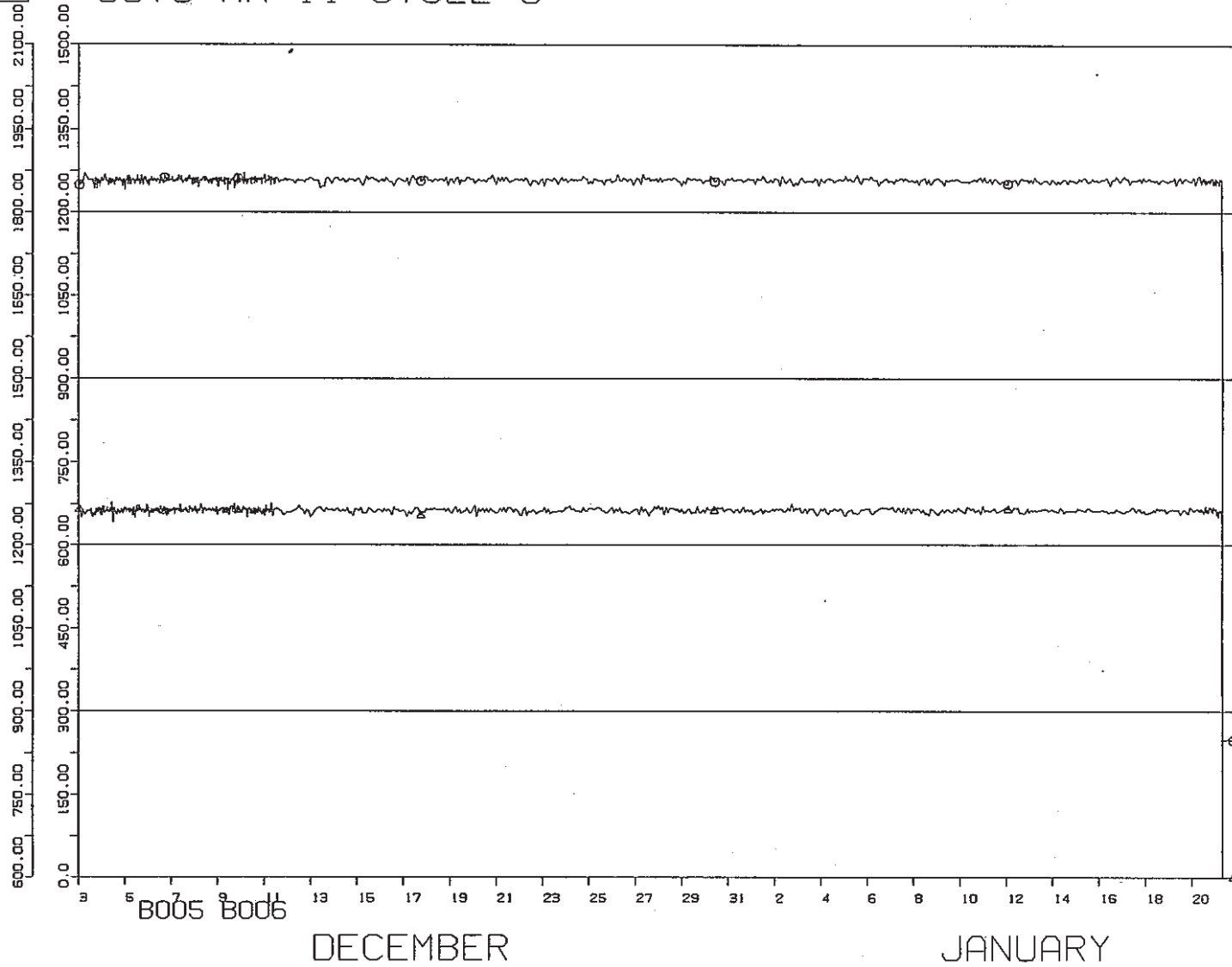


図6 「常陽」 MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



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

# JOYO MK-II CYCLE 9

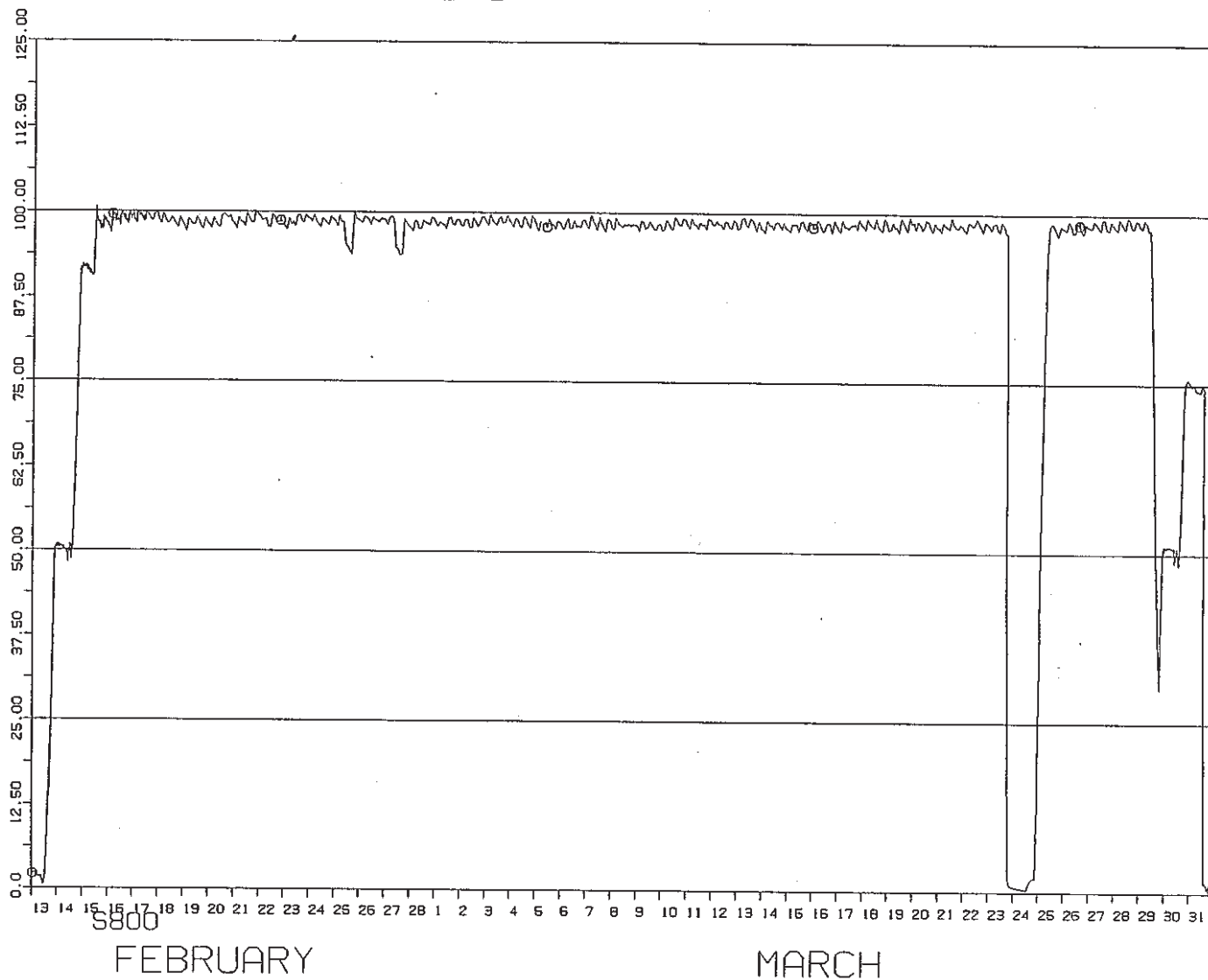
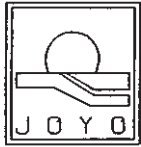


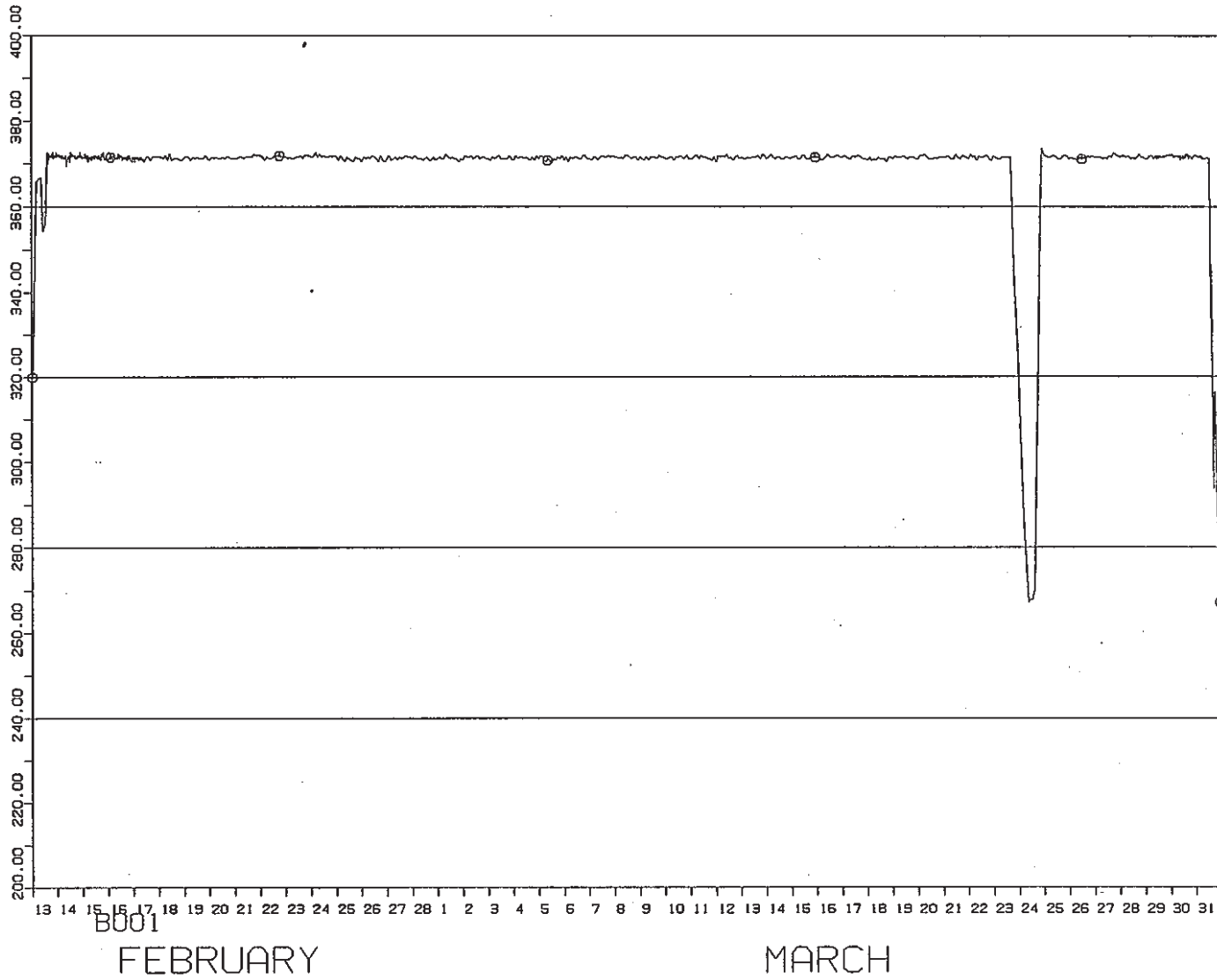
図7 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



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

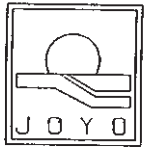
# JOYO MK-II CYCLE 9



PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

図8 「常陽」MK-II 定格第8サイクル





# JOYO MK-II CYCLE 9

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

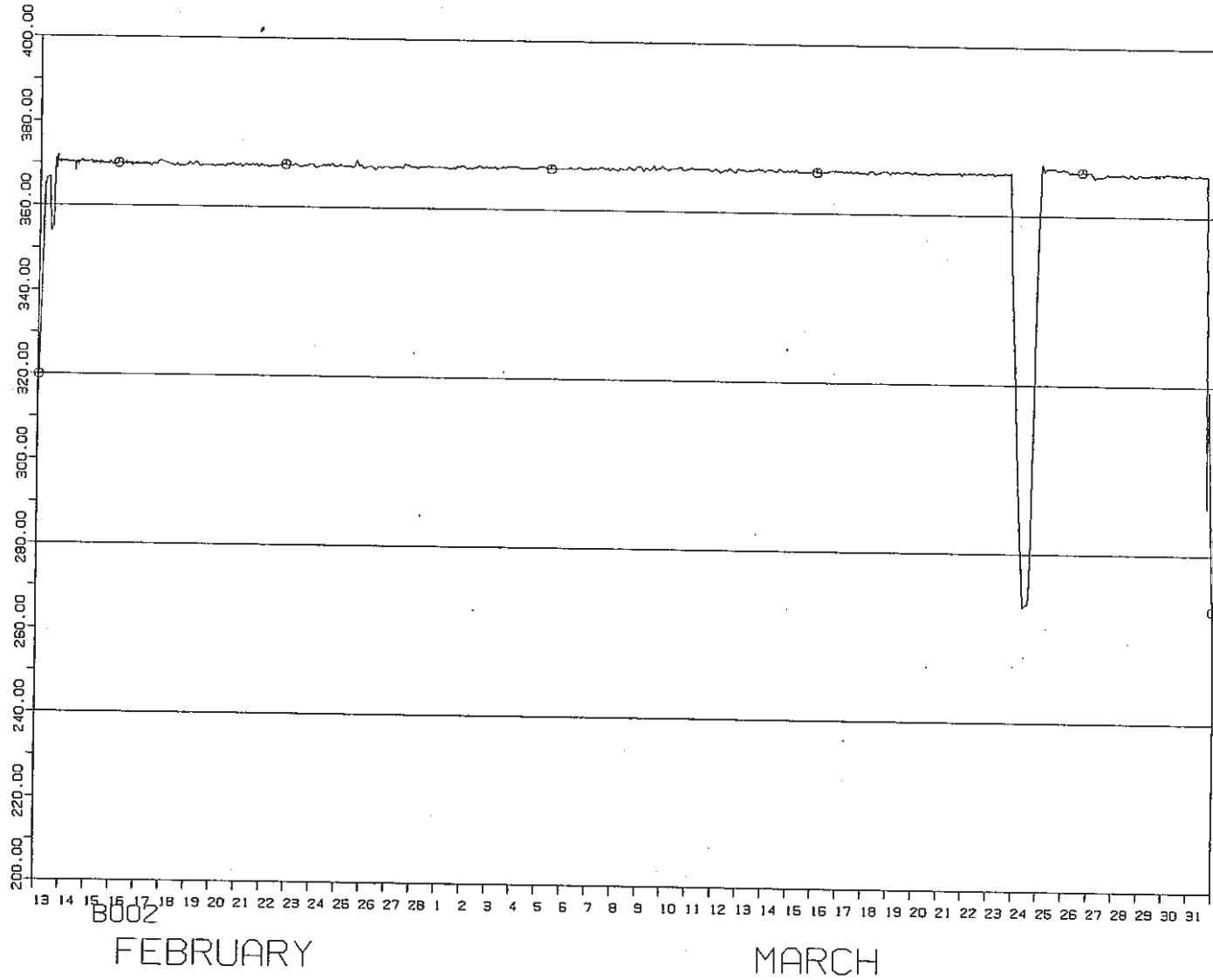
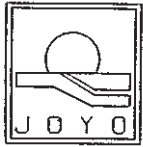


図9 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



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

# JOYO MK-II CYCLE 9

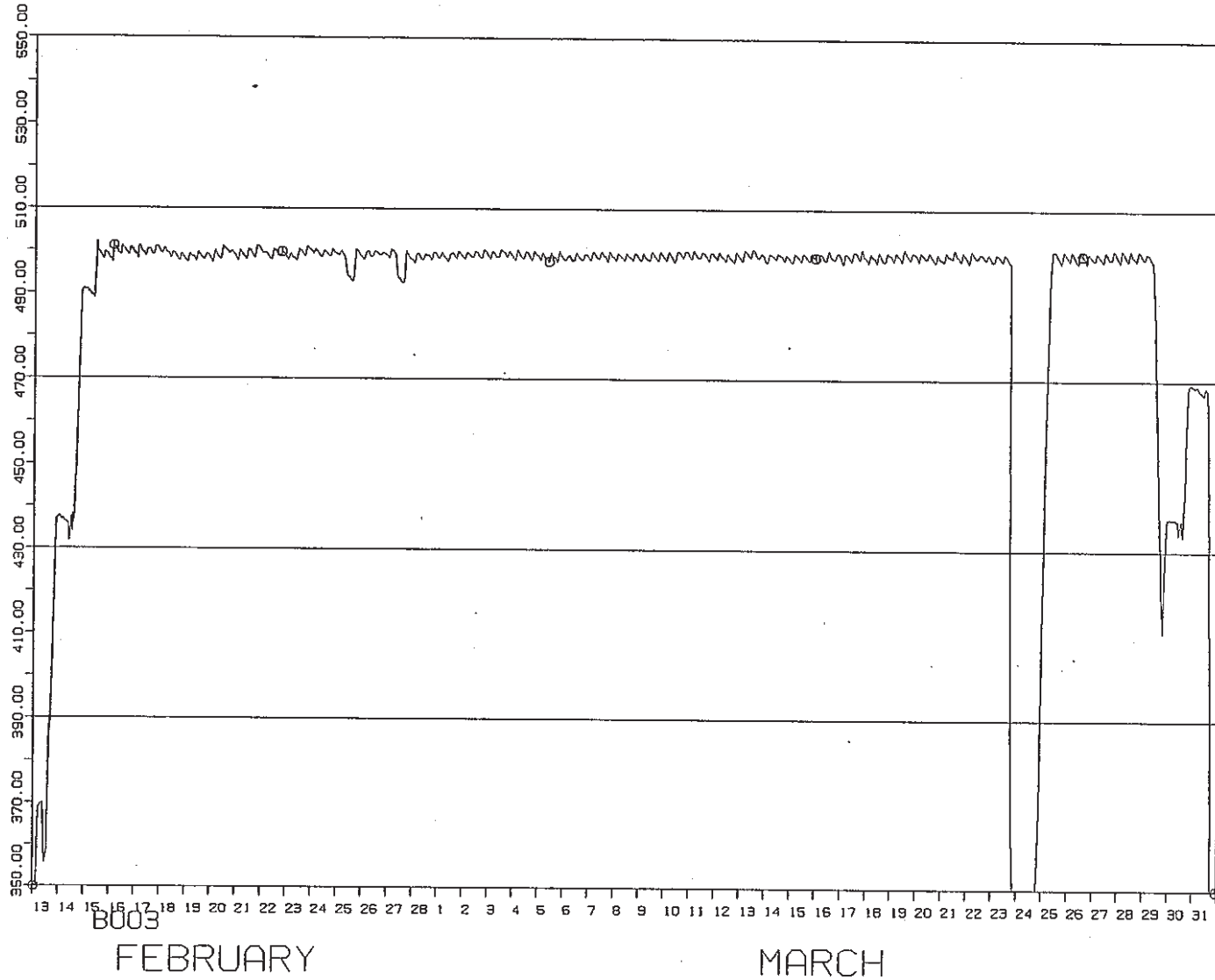
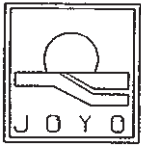


図10 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



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

# JOYO MK-II CYCLE 9

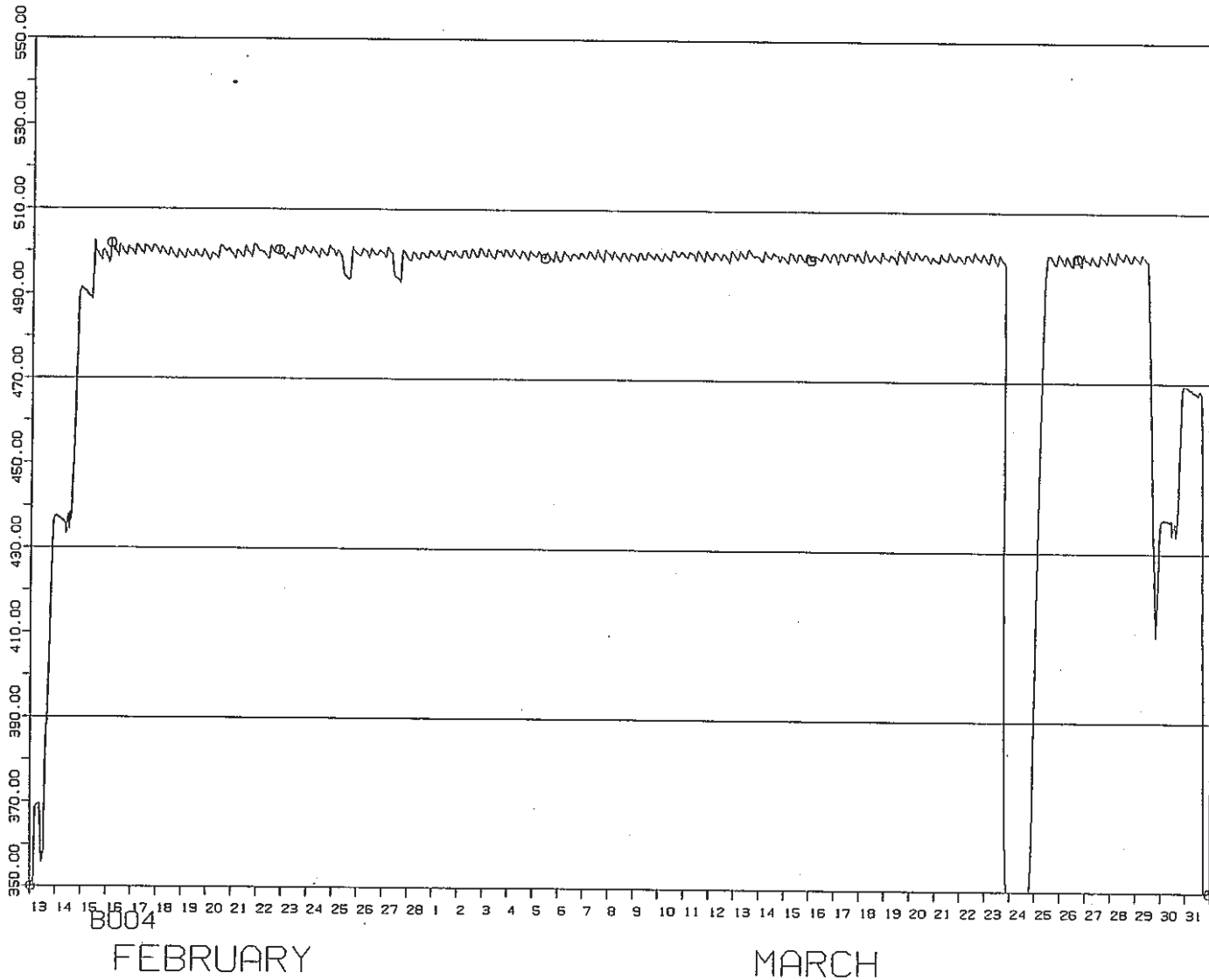
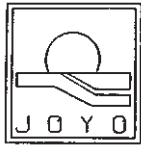


図11 「常陽」 MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



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

# JOYO MK-II CYCLE 9

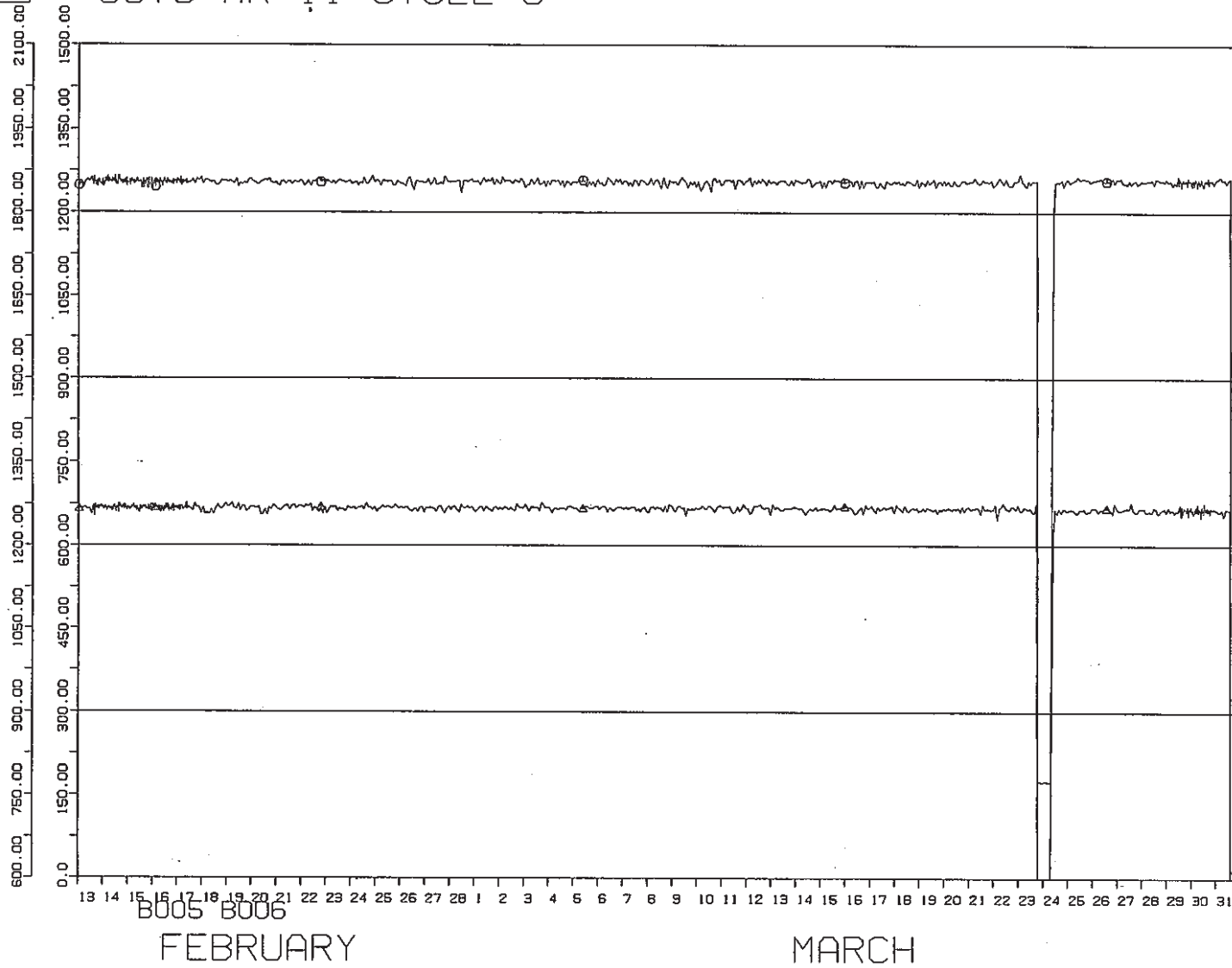


図12 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

基準方位 (T・R・側)

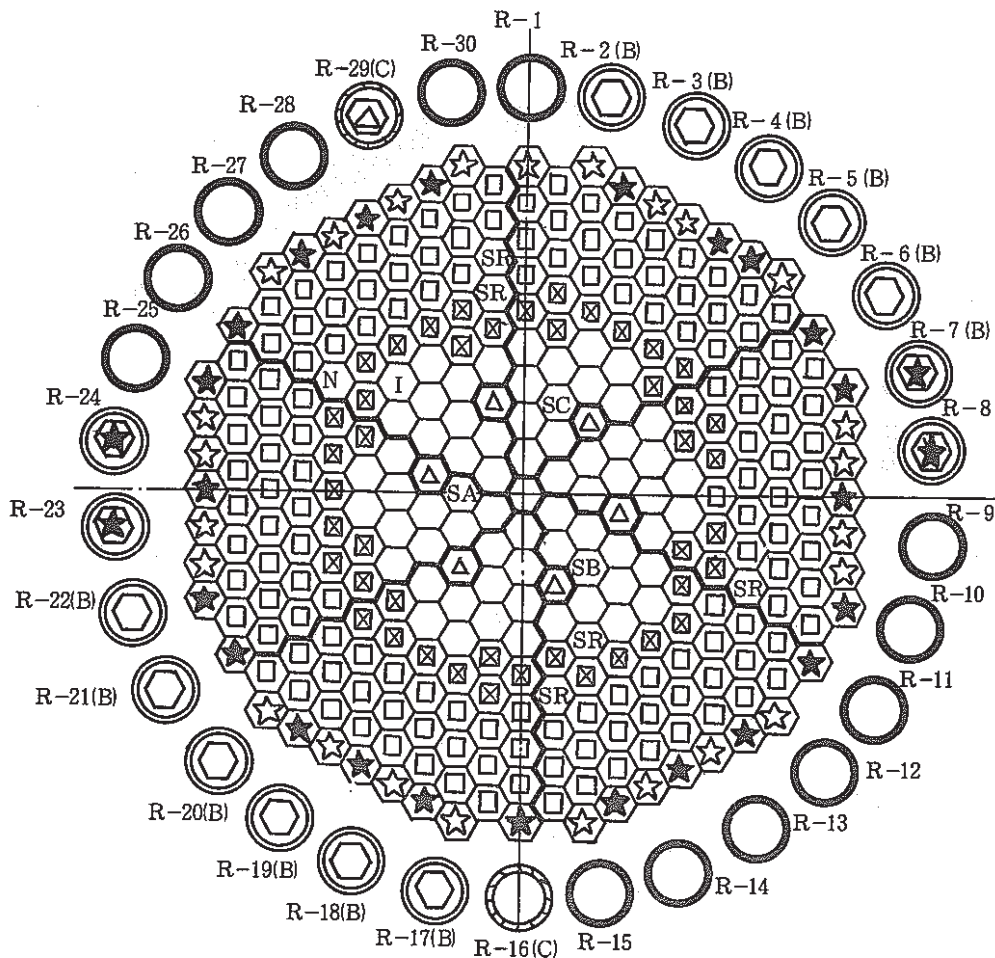


図 4 - 1 炉心構成図 (100 MW 第 8 サイクル定格運転)

炉心構成要素名	炉心領域	炉心貯蔵ラック	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	45	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	⬢
特殊燃料A型	1	0 / 0	⬢
"    B型	1	0 / 0	⬢
"    C型	1	0 / 0	⬢
INTA	1	0 / 0	⬢
特殊反射体	5	0 / 0	⬢
MK-II反射体(サーベランスを含む)	23	3 / 1	⬢

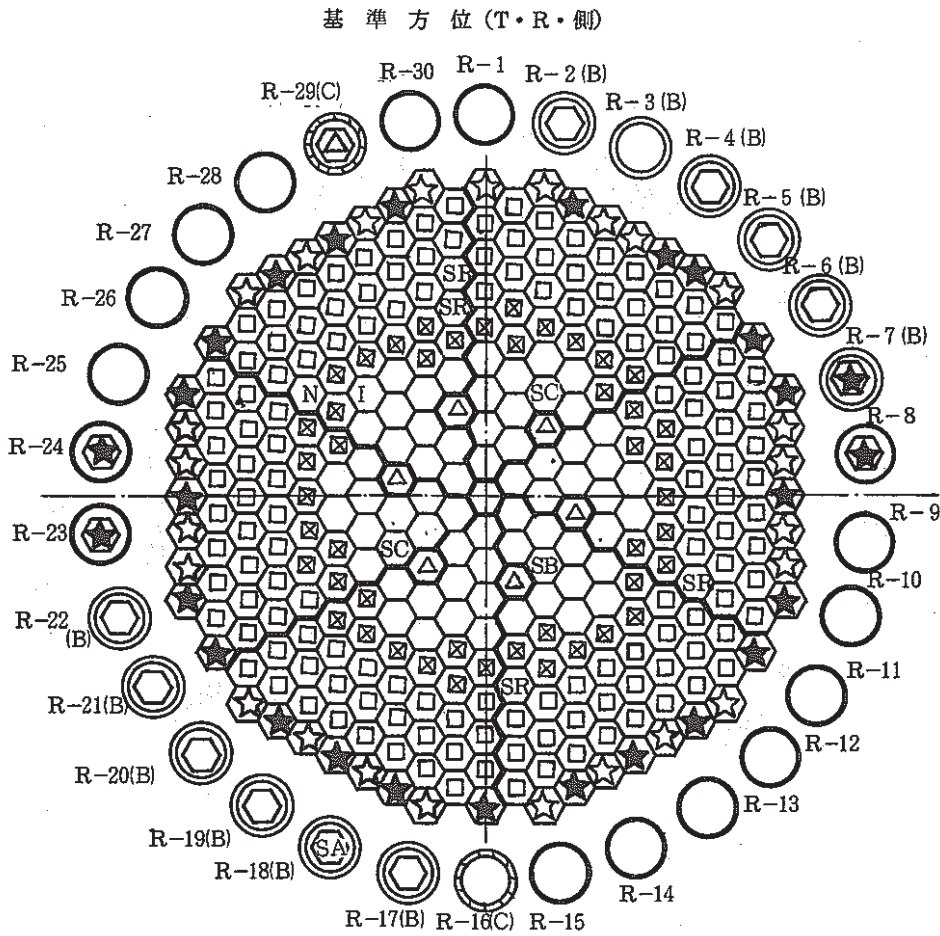


図4-2 炉心構成図 (100 M W<sub>e</sub> 第9サイクル定格運転)

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 / 9		⬡
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 / 1		SA
” B型	1		0 / 0		SB
” C型	2		0 / 0		SC
INTA	1		0 / 0		I
特殊反射体	4		0 / 0		SR
MKI 反射体(ザ・ベランスを含む)	23		3 / 1		⬢

## 2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和61年1月～3月）

### (1) 昭和61年1月中の概略実施内容

定格第8サイクル運転中およびサイクル終了時（EOC）の運転特性測定を実施した。EOCにおける出力係数の測定結果は、定格第6、7サイクルと再現性があり、また、EOCの臨界点は予測と一致した。

「常陽」の設置変更許可申請（その10）については、集中的な規制課ヒアリングが行われ、1月29日付で正式申請が受理された。また、本件に関する県への説明を1月30日に行った。科技庁へ提出する3ヶ年運転計画を作成し、回議に付した。

F燃安（PTM, RTCB試験の安全性判断基準の作成）については、原安協との契約待ちであったが、各部担当者から成るワーキング・グループの第3回打ち合わせ会をもち、各種資料の作成に着手した。

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〕

定格第8サイクル運転特性測定（ステップ応答、出力係数、制御棒振動効果、臨界点確認、FFD特性等）、

「もんじゅ」タグガス濃縮捕集試験（Ar中Xe, Kr分析を終了）

B1Jドジメータ測定、O/Rb分析法開発試験、Na/Ar分析等の実施

#### 〔解析項目〕

定格第8サイクル運転特性測定結果検討、炉雑音解析、床下CP測定結果解析、自然循環試験解析、炉容器炉心支持部健全性解析、炉上部機構のサーマルストライピング評価、大型炉要素技術（炉心最適化、遮蔽関係）の設計計算

### (2) 昭和61年2月中の概略実施内容

定格第9サイクルの起動に伴う運転特性試験を実施した。余剰反応度は予測値を0.2%Δk/k下回ったが、炉心燃料の製造実績データに基づいて予測値を見直した結果と良く一致した。出力係数は第8サイクルと異り、第7サイクルまでの従来値に復帰した。

改良型制御棒（SCR：Silent Control Rod）の振動効果測定を50MW出力時に実施した。

設置変更許可申請（その10）については、第1回顧問会が3月5日開催の予定であり、原子炉規制課のヒアリングと伴に、その準備を進めている。

F燃安W・Gについては、今月中に2回のW・G会合をもち、原子力安全研究協会用の当面の資料準備を終了した。

1次純化系コールドトラップ（A）の改造計画について第8BWGで検討を進めて来たが、W・Gでの結論を得、3月の特別部会に報告の予定である。

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〕

定格第9サイクル運転特性試験（系統圧損，流速計特性，主送風機ベーン・ダンパ開度特性測定，制御棒較正，出力係数，ステップ応答，M系列安定性，FFD特性等）

ドジメータ計測（SMIR-2, 3, 6, TTJT 01）, O/Rb分析法開発試験, Na/Ar分析等の実施

〔解析項目〕

定格第9サイクル運転特性試験解析，サーマルストライピング，改造用コールドトラップ耐震・応力解析，TAGコード整備，CP測定，大型炉要素技術（炉心最適化，遮蔽関係）の設計計算，自然循環試験（75 MW）予備解析

(3) 昭和61年3月中の概略実施内容

定格第9サイクルの運転に伴うMOC，EOCでの運転特性測定，外部電源喪失原子炉スクラム（3/23）後の再起動時の熱出力校正および75 MW出力からの自然循環試験（3/31）を実施した。

「常陽」の設置許可申請（その10）については，3月中に2回の技術顧問会（3/5, 19）が開発され，4月上旬の現地調査（東海，大洗）を経て4月下旬に原子力安全委員会での審査に付される予定である。

原子力安全研究協会でのF燃安（高速炉燃料安全評価検討委員会）の第1回会合が3月26日に開催され，調査の基本的な進め方について審議された。本年10月末には作業終了の予定である。

改造制御棒（SCR）については，第9サイクルまでの振動効果特性測定結果を部内技術検討会に報告し，実機適用に向けて検討を進めることが了承された。

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〕

定格第9サイクル運転特性試験（ステップ応答，M系列，安全性，出力係数，制御棒振動，熱出力校正，臨界点確認等）

自然循環試験（75 MW, 3/31）, ドジメータ測定, O/Rb分析法開発, Na/Ar分析等の実施

〔解析項目〕

定格第9サイクル運転特性試験結果解析，改造コールドトラップ耐震・応力解析，ドジメータ解析，CP解析，大型炉要素技術（炉心最適化，遮蔽関係）の設計計算，炉心湾曲ベンチマーク解析



### 3. 高速実験炉の核特性の解析と評価

本章は、高速実験炉の炉心核特性解析のために実施された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 全制御棒価値の算出

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

##### 1. 概要

過去第0～第9サイクルまでの各制御棒の全制御棒価値を算出する。

##### 2. 計算方法

制御棒校正においては差し換え法により各制御棒の均等挿入位置より上については実験的に求められている。全制御棒価値については未臨界法にて実験的に求められているが未臨界法は精度が悪い。そこで差し換え法をベースに差し換え法で測定していない下部の部分は計算により補う。

以下に計算手順を示す。

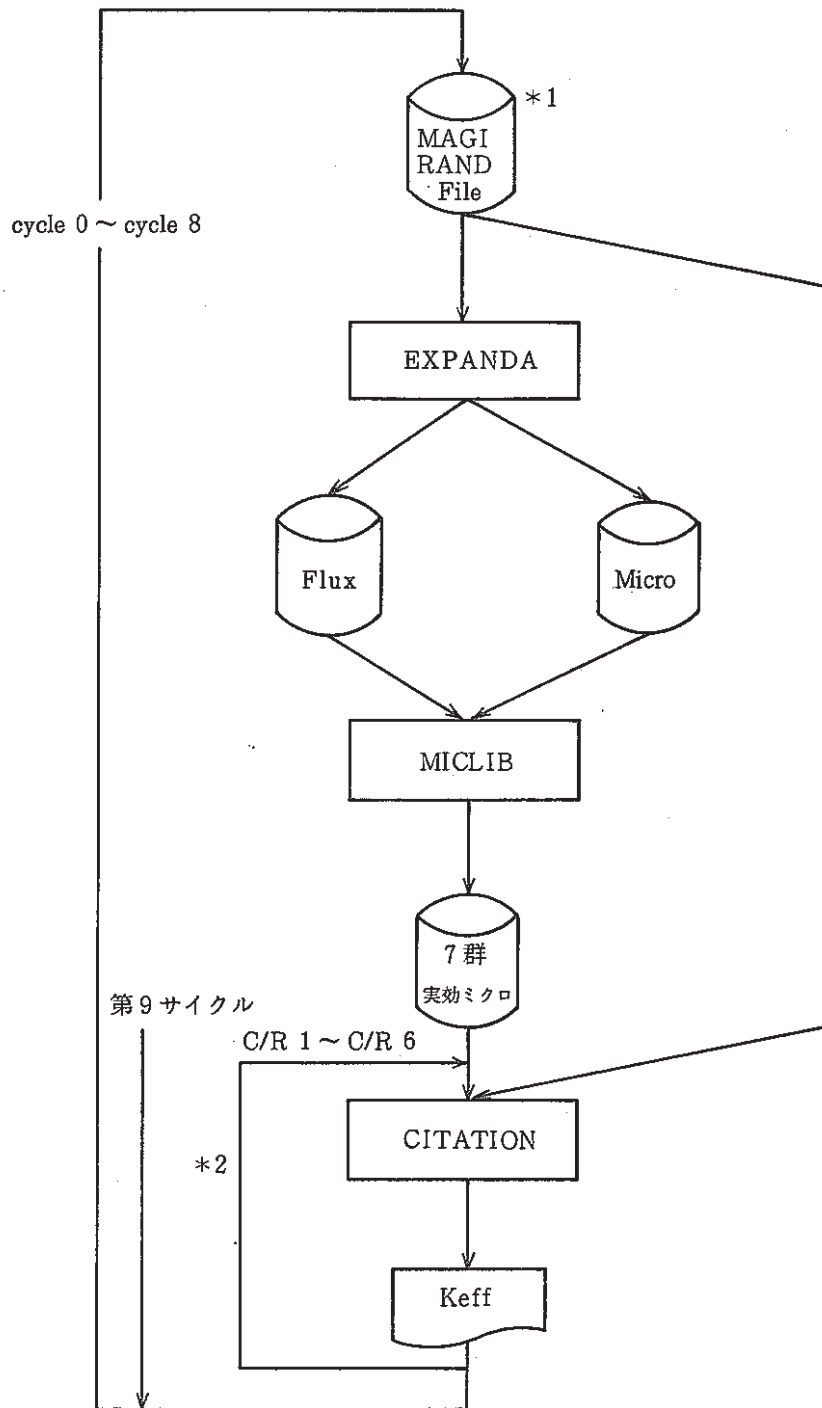
- 1) 各サイクル各制御棒の全制御棒価値を計算（CITATION HEX-Z）にて求める →  $\rho_{ij(0)c}$  とする（ここで  $i$ : サイクルNo,  $j$ : 制御棒No）
- 2) 各サイクル各制御棒の 450 mm位置の制御棒ワースを1)と同様の計算で求める →  $\rho_{ij(450)c}$  とする。
- 3) 各サイクル各制御棒の 450 mm位置の制御棒ワース（差し換え法での実測値）を  $\rho_{ij(450)E}$  とする。
- 4) 各サイクル各制御棒の全制御棒価値（実測ベース）を1), 2), 3) で求めた値を基に以下の式で外挿して求める。

$$\rho_{ij(0)E} = \frac{\rho_{ij(0)c}}{\rho_{ij(450)c}} \times \rho_{ij(450)E}$$

##### 3. 計算条件

各サイクル毎の組成変化を生かすために（実際の炉心の条件に合わせるため）MAG I 記録計算の集合体組成ファイルから各サイクル毎の組成を使用するシステムとし、実効断面積作成には“EXPANDA”、“MICLIB”を使用し各サイクル毎の断面積ファイルを準備した。

図1 計算流れ図



\*1 第 N cycle の全制御棒価値の計算の場合、第 N - 1 cycle の RANDFile 出力と第 N cycle の OUTPUT File を合わせて使用する。

\*2 CITATION は各サイクルにつき Reference (Full out), 450 mm × 6, Full in × 6 の計 130 ケースの計算を行った。

また拡散計算には“CITATION”を使用し各サイクル毎、各制御棒毎に3次元HEX-Z計算を行った。

計算の流れ図を図1に示す。

4. 計算結果

計算結果の第0～第9サイクルまでの外挿全制御棒価値の一覧を表1に、実測余剰反応度と今回計算した全引き抜きでの $k_{eff}$ の比較を表2に示す。

表1 第0～第9サイクル制御棒外挿 Total Worth 一覧

外挿 TOTAL WORTH	C/R 1	C/R 2	C/R 3	C/R 4	C/R 5	C/R 6
CYCLE - 0	2.06	2.06	2.04	2.06	2.08	2.07
CYCLE - 1	1.80	1.94	1.98	1.95	2.02	1.96
CYCLE - 2	1.94	1.95	1.97	1.91	2.03	2.03
CYCLE - 3	2.07	1.98	1.84	1.95	2.03	2.06
CYCLE - 4	2.09	2.05	1.98	2.09	2.13	2.04
CYCLE - 5	1.97	1.94	1.84	2.02	2.04	2.01
CYCLE - 6	1.99	1.95	1.90	2.03	2.04	2.00
CYCLE - 7	1.93	1.93	1.86	2.01	2.01	1.92
CYCLE - 8	1.99	1.99	1.92	2.08	2.08	1.96
CYCLE - 9	1.98	2.01	1.93	2.05	2.09	1.96

PNC TN9410 86-051

表2 第0～第9サイクル実測余剰反応度(BOC)と計算値full out  $k_{eff}$ の比較

Cycle	計算値 full out $k_{eff}$	実測余剰反応度 (BOC $\Delta k/kk'$ )
Cycle - 0	1.022124	3.14
Cycle - 1	1.021379	4.10
Cycle - 2	1.021276	3.65
Cycle - 3	1.012787	2.58
Cycle - 4	1.011883	2.55
Cycle - 5	1.013216	2.60
Cycle - 6	1.016382	2.87
Cycle - 7	1.016758	2.76
Cycle - 8	1.012906	2.20
Cycle - 9	1.014112	2.19

### 3.2 2次取替燃料製造実績データを使用した第9～12サイクル“MAGI”予測計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 概要

“MAGI”コードを使用して第8，第9，第10，第11，第12サイクルの予測計算は先に技メモ（技-60-90）で報告したが，2次取替燃料の組成は暫定値を用いて計算した。その後2次取替燃料の製造実績データもPFD 201～PFD 225まで入手出来たのでそれらの組成を用いて第9～第12サイクルまでの予測計算の再計算を行ったので報告する。またINTAの圧損係数も再考慮されたので今回の計算では考慮に入れた。

#### 2. 計算条件

##### i) 原子数密度

原子数密度はPFD 225までは実績データに基づいて“RAND 80”で作成したものを使用した。また第12サイクルまでにはPFD 239まで必要とするのでPFD 226～PFD 239まではPFD 201～PFD 225までの平均のPu Fissile量（約2360g）に近い値を有するPFD 210の組成と同じ値を使用した。

##### ii) 実効マイクロ断面積

実効マイクロ断面積は“LTA”を使用して第9サイクルの炉心体系で計算し，第10～第12サイクルは第9サイクルと同様のものを使用した。

##### iii) INTAの圧損係数

技-60-211に基づき

$$\Delta P = 2.715 \times 10^{-4} Q^{1.963} \text{ から}$$

$$\Delta P = 1.319 \times 10^{-4} Q^{1.992} \text{ に変更した。}$$

#### 3. 計算結果

計算結果の主要項目を表1に示す。

##### i) 余剰反応度に関して

実績データを用いて予測計算の再計算を行った場合の実効増倍係数は暫定データで計算した値（技-60-90）に比べ第9～第10サイクルを通じ0.3～0.4%低目になっている。これは実績データのFissile量が暫定データよりも減少しているためで，Pu Fissile量だけで見ると第9サイクルで暫定データより約3%の475g減少していることに起因する。

表1より第9サイクルのEOCの余剰反応度は第8サイクルEOC同様（技60-90）に厳しいことが分かる。第8サイクル暫定データで余剰反応度1.233%  $\Delta k/k$  の予測値に対し実測値が1.0%  $\Delta k/k$  であったのを考慮に入れると（0.3%以内の高目の評価）約0.8%  $\Delta k/k$  程度の余剰反応度と判断出来る。

また余剰反応度の最も大きい第12サイクルのBOCは暫定データでの予測値より0.4%減少して居り100℃の余剰反応度5.5%  $\Delta k/k$  以下の制限値を更に満足する。

ii) 温度に関して

表1より被覆管に対する温度制限(ホットスポット温度650℃)及び燃料に対する温度制限(過出力時ホットスポット温度2650℃)をすべて満足している。

iii) 燃焼度に関して

表1より最大燃焼度(集合体平均)の制限値である約47000MWD/Tを充分に下回っている。

表1 第9, 第10, 第11, 第12サイクル予測計算結果 (主要目)

	第9サイクル	第10サイクル	第11サイクル	第12サイクル
EFPD	45日	45日	45日	45日
Keff BOC	1.022304	1.025716	1.031549	1.037875
EOC	1.011103	1.014514	1.020409	1.026754
$\rho$ (% $\Delta k/kk'$ )	1.084 % $\Delta k/kk'$	1.076 % $\Delta k/kk'$	1.058 % $\Delta k/kk'$	1.044 % $\Delta k/kk'$
最大線出力 (BOC)	000 372.9	000 359.5	1C 1 366.3	1B 1 373.9
w/cm	1D 1 369.7	1D 1 357.0	1E 1 363.5	1F 1 371.0
上位3点	2E 2 359.0	2C 1 356.3	1A 1 362.9	1C 1 355.0
被覆管温度	2E 2 643.1	2C 1 641.8	3C 2 642.7	1B 1 644.1
(hot spot BOC °C)	000 641.2	2E 2 635.8	2C 1 640.8	1F 1 641.8
上位3点	1D 1 637.6	000 632.6	1C 1 636.8	3B 2 641.3
燃料最高温度	000 2598	000 2526	1C 1 2563	1B 1 2605
(over power hot spot)	1D 1 2580	2C 1 2514	1E 1 2547	1F 1 2589
上位3点 BOC °C	2E 2 2529	1D 1 2512	1A 1 2544	1C 1 2502
最大 Burn up (EOC)	PFD 114 2C 1 $5.454 \times 10^4$	PFD 119 3F 2 $5.235 \times 10^4$	PFD 141 2F 1 $5.60 \times 10^4$	PFD 153 3E 2 $5.26 \times 10^4$
ポイント最大	PFD 056 5A 3 $5.241 \times 10^4$	PFD 139 1E 1 $5.219 \times 10^4$	PFD 140 2D 1 $5.54 \times 10^4$	PFD 152 3D 2 $5.25 \times 10^4$
上位3点MWD/T	PFD 107 4E 3 $5.193 \times 10^4$	PFD 137 1A 1 $5.210 \times 10^4$	PFD 142 3B 2 $5.29 \times 10^4$	PFD 121 4F 1 $5.22 \times 10^4$
最大 Burn up (EOC)	2C 1 $4.257 \times 10^4$	3F 2 $4.042 \times 10^4$	PFD 141 2F 1 $4.43 \times 10^4$	PFD 153 3E 2 $4.10 \times 10^4$
集合体平均 MWD/T	5A 3 $3.859 \times 10^4$	1E 1 $4.235 \times 10^4$	PFD 140 2D 1 $4.36 \times 10^4$	PFD 152 3D 2 $4.09 \times 10^4$
	4E 3 $3.951 \times 10^4$	1A 1 $4.216 \times 10^4$	PFD 142 3B 2 $4.12 \times 10^4$	PFD 121 4F 1 $3.94 \times 10^4$
Fluence (PeoK 値)	PFC 020 3A 2 $6.654 \times 10^{22}$	PFC 020 3A 2 $7.614 \times 10^{22}$	PFD 141 2F 1 $6.83 \times 10^{22}$	PFD 153 3E 2 $6.07 \times 10^{22}$
0.1 MeV 以上	PFD 114 2C 1 $6.580 \times 10^{22}$	PFD 139 1E 1 $6.554 \times 10^{22}$	PFD 140 2D 1 $6.73 \times 10^{22}$	PFD 152 3D 2 $6.05 \times 10^{22}$
上位3点 EOC	PFD 107 4E 3 $5.954 \times 10^{22}$	PFD 137 1A 1 $6.519 \times 10^{22}$	PFD 150 1F 1 $6.52 \times 10^{22}$	NFRI 07 5B 5 $5.90 \times 10^{22}$
集合体流量 kg/sec	000 9.01 (9.01)	000 9.01 (9.01)	1C 1 8.95 (8.95)	1B 1 8.89 (8.89)
BOC, ( )はEOC	2C 1 8.54 (8.54)	2C 1 8.54 (8.54)	3C 2 7.66 (7.66)	3E 2 7.61 (7.61)
	2E 2 8.54 (8.54)	3F 2 7.71 (7.71)	2F 1 8.49 (8.49)	
	INTA 5.06 (5.06)	INTA 5.06 (5.06)	INTA 5.03 (5.03)	INTA 5.00 (5.00)
特燃C 最大 Burn up	$5.04 \times 10^4$	$5.73 \times 10^4$	$6.40 \times 10^4$	-
PFC 020 ポイント最大 (MWD/T) 集合体平均	$4.29 \times 10^4$	$4.90 \times 10^4$	$5.48 \times 10^4$	

### 3.3 MK-II 炉心第8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8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。

##### i) 集合体ライブラリ（原子数密度）RAND ファイル

第7サイクル自然循環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“S 406 A . RANDH1 . LOAD”を使用して2次取替燃料PFD 201～PFD 213の実績データ及びINTAを追加し“S 406 # . RAND . CY 7L . SEQ 51 . DATA”とした。更にこのファイルに対し、PRA 041を追加して“S 406 # . RAND . CY 7L . SEQ 52 . DATA”としてのファイルを第8サイクル記録計算に使用した。

##### ii) 断面積ライブラリLTA ファイル

第8サイクル予測計算の際に作成したファイル“S 406 # . LTA . CY 08 . SEQ 02 . DATA”を使用した。

##### iii) “TOMAGI” 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“8512021000”とした。

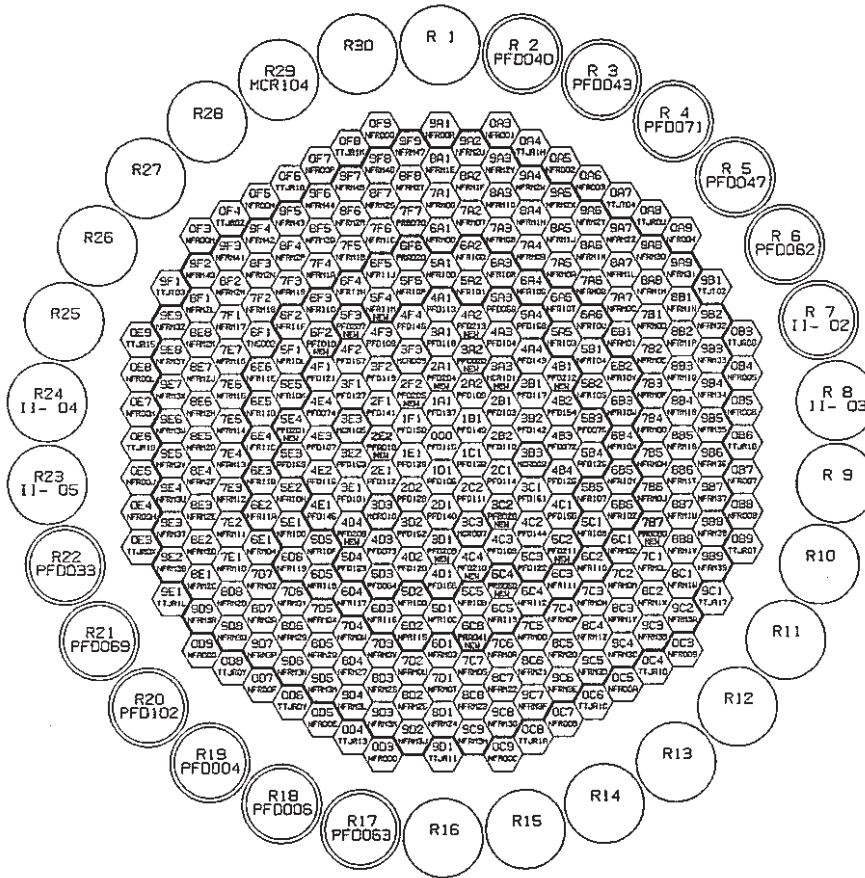
##### iv) INTAの圧損係数

技 60 - 211 に基づき  $\Delta P = 2.715 \times 10^4 Q^{1.963}$  から  
 $\Delta P = 1.319 \times 10^4 Q^{1.992}$  に変更した。

#### 3. 計算結果

図 1 に計算結果の OUT PUT 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. 8  
 BOC DATE 1985. 12. 7.  
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY08. SEQ10. DATA

図1 JOYO S/A CONFIGURATION

	炉心	ラック
炉心燃料	63	11
内側反射体	45	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	1	0
特殊燃料 B	1	0
特殊燃料 C	1	0
特殊反射体	5	0
I N T A	1	0
	燃 交 前	燃 交 後
1	2A1 PFD070	PFD204
2	2E2 PFD002	PFA010
3	2F2 PFD102	PFD205
4	3A2 PFD027	PFC020
5	3A3 MCR104	MCR101
6	3C2 PFD061	PFB020
7	3D1 PFD071	PFD209
8	4A2 PFD033	PFD213
9	4B1 PFD036	PFD212
10	4C4 PFD043	PFD210
11	4D4 PFD047	PFD208
12	5C2 NFR109	PFD211
13	5C4 PFD004	PRS050
14	5E4 PFD006	PFD201
15	5F2 NFR10M	PFI010
16	5F3 PFD062	PFD207
17	5F4 PFD063	NFR11M
18	6C6 PRA010	PRA041
19	7B7 NFRM0K	PRS080



表1 “MAGI”記録計算結果サマリー（MK-II炉心第8サイクル）

運転開始（定格到達）日		昭和60年12月7日						
運転終了（定格終了）日		昭和61年1月20日						
E. F. P. D		44.15 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	1	1	1	0	3	2	INTA
炉心平均燃焼度（at EOC, 除特燃）		22080 MWD/T						
最大燃焼度集合体（at EOC）	位置	1D1	集合体 番号	PFD105	燃焼度ポイ ント最大	6.00 × 10 <sup>4</sup> MWD/T		
最大線出力集合体（at BOC）	位置	1F1	集合体 番号	PFD150	線出力ポイ ント最大	363 W/cm		
被覆管最高温度 （ノミナル） （BOC）	位置	1F1	集合体 番号	PFD150	温 度	610 °C		
燃料最高温度 （ノミナル） （BOC）	位置	1F1	集合体 番号	PFD150	温 度	2140 °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 150 PFA 010, PFB 020, PFC 020 PFI 010						

3.4 MK - II 炉心第 8 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. 概要

「常陽」では昭和 60 年 12 月 2 日から昭和 61 年 1 月 20 日にかけて MK - II 炉心第 8 サイクル運転を実施した。本メモでは，第 8 サイクル運転中に実施した各種反応度係数関連試験の結果をまとめて報告する。

2. 結果

第 8 サイクル炉心核特性の測定結果（一部計算結果）をまとめて下表に示す。

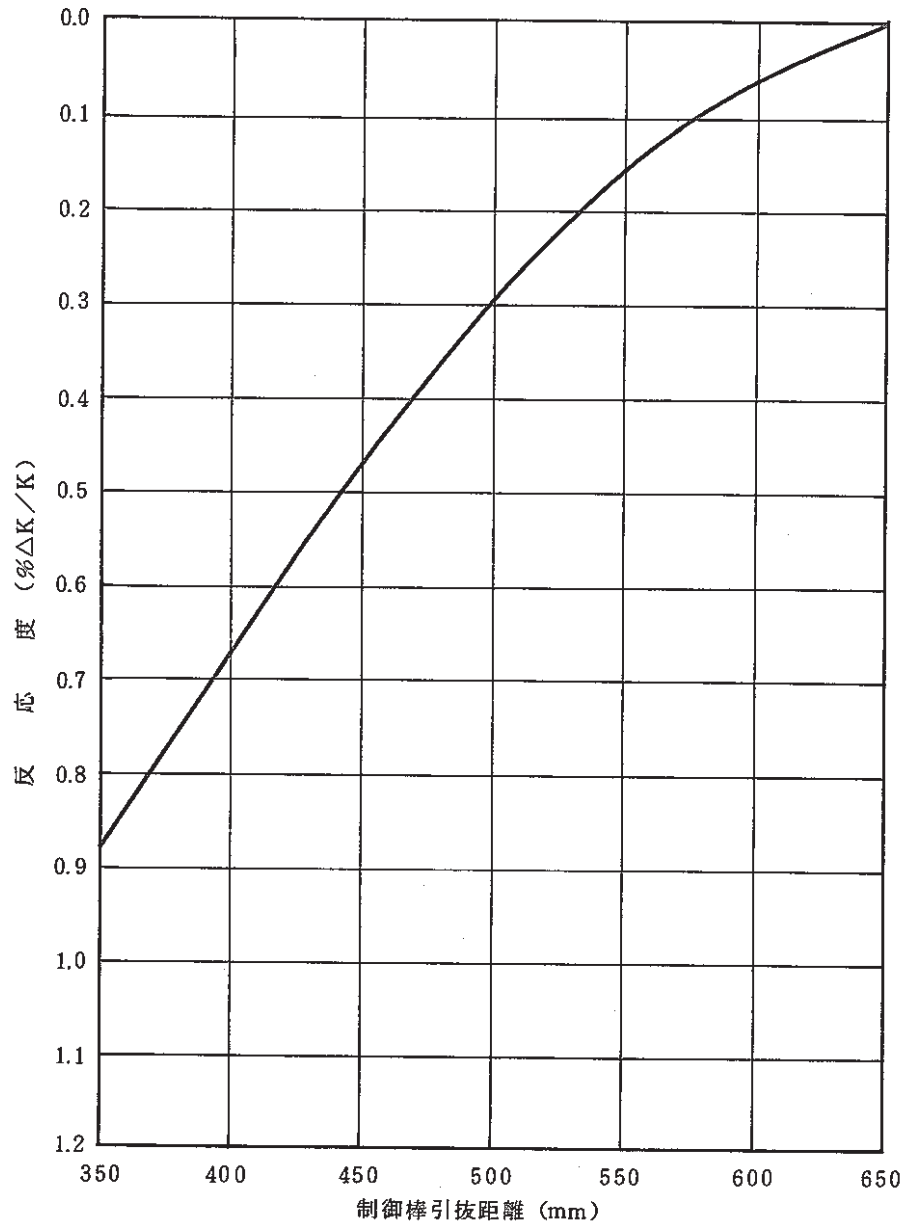
表 1 第 8 サイクル炉心核特性

項 目	計 算 ・ 測 定 結 果					
期間積算出力 (MWD)	4415 (60年12月2日~61年1月20日)					
炉心平均燃焼度 (MWD/T)	BOC → 17870/EOC → 22410					
制御棒全反応度係数 (% ΔK/K)	1	2	3	4	5	6
	1.99	1.99	1.92	2.08	2.08	1.96
零出力時余剰反応度 (% ΔK/K)	B O C			E O C		
	2.20			1.00		
出力係数 (平均) (× 10 <sup>-3</sup> % ΔK/K/MW)	B O C *1			E O C		
	- (3.67 ± 0.61)			- (2.57 ± 0.33)		
燃 焼 係 数 (× 10 <sup>-4</sup> % ΔK/K/MWD)	零出力	定 格 出 力 NP <sup>239</sup> 効果含む		定 格 出 力 NP <sup>239</sup> 効果除く		
	-2.72	- 2.41		- 2.39		

- (1) 制御棒較正曲線のフィッティング係数及び較正曲線の一例を図 1 に示す。
- (2) 第 1 サイクルから第 8 サイクルまでの燃焼係数 (NP<sup>239</sup>効果除く) 及び平均出力係数のサイクル間変化を図 2 及び図 3 に示す。
- (3) 10 MW 毎区間平均出力係数の炉心熱出力に対する変化を図 4 に示す。

\*1 : 20 MW<sub>t</sub> ~ 95 MW<sub>t</sub> の平均値 (昭和 60 年 12 月 4 日 ~ 12 月 5 日測定)

\*2 : 等温係数 - 4.3 × 10<sup>-3</sup> % ΔK/K/°C (第 3 サイクル測定)



〔干渉効果補正後較正曲線近似式〕

$$Y = \sum_i \text{Coef}(i) \times X^i$$

X.....制御棒位置 (mm)

Y.....反応度 (%ΔK/K)

COEF(0) = 4.33090723D+00

COEF(1) = -6.07181343D-02

COEF(2) = 2.43091228D-04

COEF(3) = -4.36712189D-07

COEF(4) = 3.77329559D-10

COEF(5) = -1.29224205D-13

図1 第8サイクル制御棒#3較正曲線

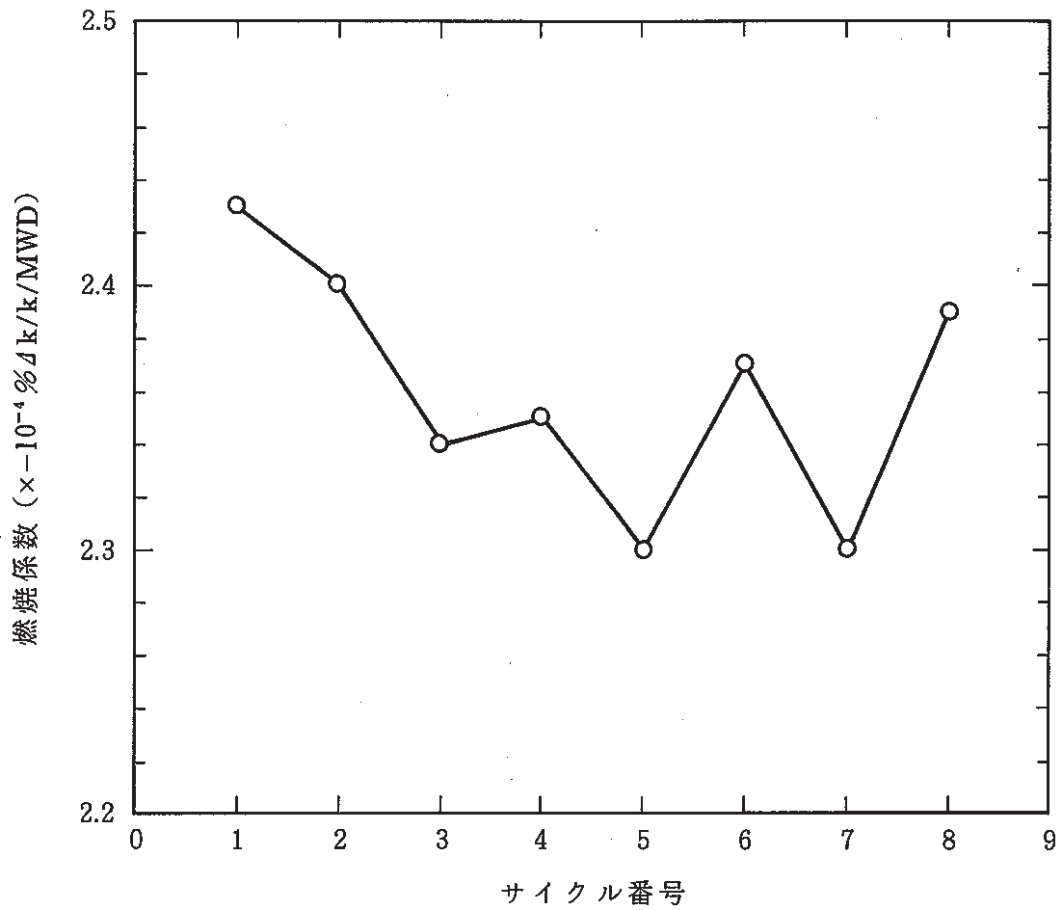


図2 燃焼係数サイクル間変化

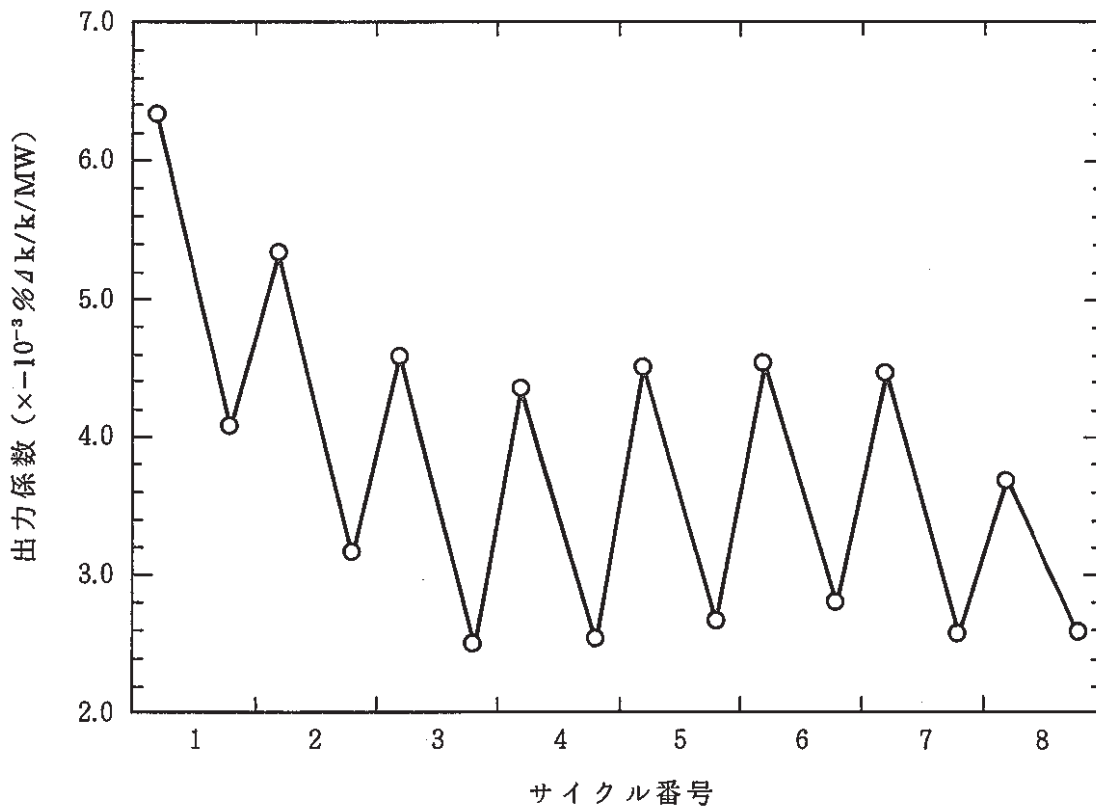


図3 出力係数サイクル間変化

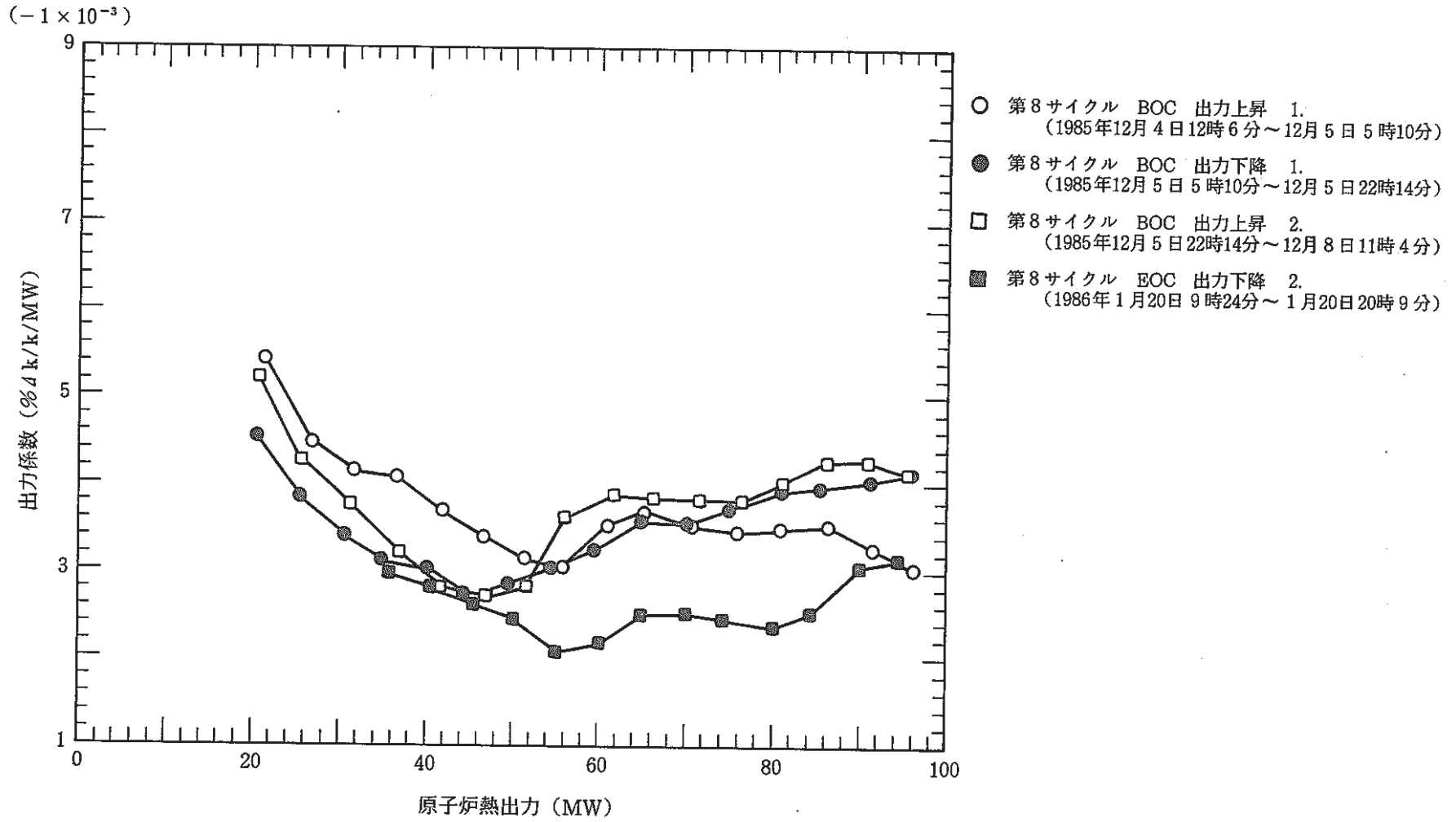


図4 出力係数測定結果

3.5 MK - II 炉心第 9 サイクル制御棒校正試験結果

報告者：長崎（炉心・運転計画 Gr）

1. 概要

MK - II 炉心第 9 サイクル起動にあたり，制御棒値を測定し炉運転および運転特性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

6 本同時差換法によって制御棒校正曲線（350 mm～650 mm）を得る。又，6 本同時差換法及び未臨界法により制御棒全反応度値を得る。

3. 結果

測定・計算結果を表 1 及び図 2～3 に示す。

- (1) 制御棒校正曲線 \* 1 [干渉効果補正後校正曲線近似式] ;  $Y = \sum_{i=0}^5 \text{Coef}(i, R) \times X^i$   
 Y…反応度 (% Δk/k)      R…制御棒番号      X…制御棒位置 (mm)

表 1 制御棒校正曲線フィッティング係数

C R 1	C R 2	C R 3
COEF(0)= 2.3616874 D+00	COEF(0)= 1.7453611 D+00	COEF(0)= 3.6938840 D-01
COEF(1)= - 3.9812018 D-02	COEF(1)= - 3.4751411 D-02	COEF(1)= - 2.1420487 D-02
COEF(2)= 1.5385518 D-04	COEF(2)= 1.3705106 D-04	COEF(2)= 8.7781856 D-05
COEF(3)= - 2.4892575 D-07	COEF(3)= - 2.2060651 D-07	COEF(3)= - 1.3217474 D-07
COEF(4)= 1.8347601 D-10	COEF(4)= 1.5914639 D-10	COEF(4)= 8.1366946 D-11
COEF(5)= - 5.0660318 D-14	COEF(5)= - 4.2106504 D-14	COEF(5)= - 1.5167976 D-14
C R 4	C R 5	C R 6
COEF(0)= 1.2626862 D+00	COEF(0)= 4.9516059 D+00	COEF(0)= 4.7842866 D+00
COEF(1)= - 2.9944086 D-02	COEF(1)= - 6.8426692 D-02	COEF(1)= - 6.5191720 D-02
COEF(2)= 1.1632119 D-04	COEF(2)= 2.7366291 D-04	COEF(2)= 2.5971035 D-04
COEF(3)= - 1.7519632 D-07	COEF(3)= - 4.9251433 D-07	COEF(3)= - 4.6685903 D-07
COEF(4)= 1.1000792 D-10	COEF(4)= 4.2653928 D-10	COEF(4)= 4.0453959 D-10
COEF(5)= - 2.1275215 D-14	COEF(5)= - 1.4634279 D-13	COEF(5)= - 1.3909426 D-13

- (2) 制御棒全反応度値（6 本同時差換法データより算出）

制御棒全反応度値 (% ΔK/K)	1	2	3	4	5	6
	1.98	2.01	1.93	2.05	2.09	1.96

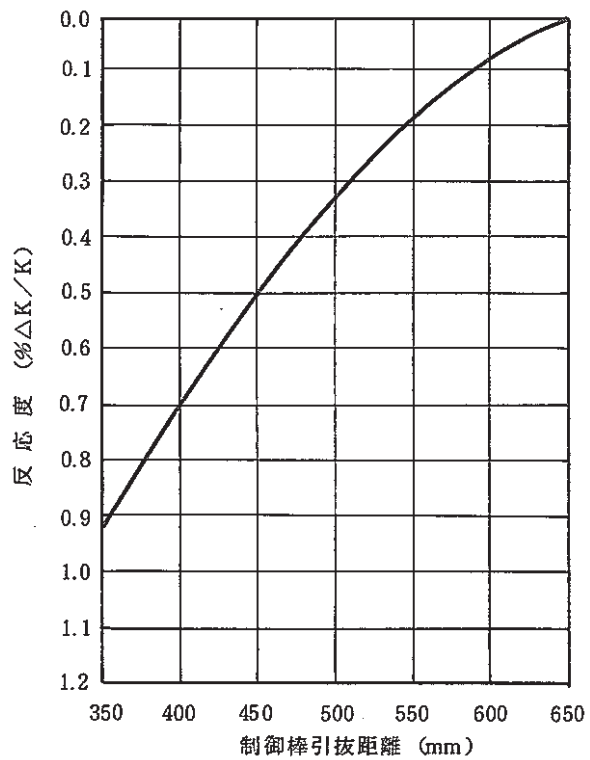
- (3) 炉内 Na 温度 250 °C での余剰反応度（制御棒均等挿入状態）\* 2

2.19 % ΔK/K

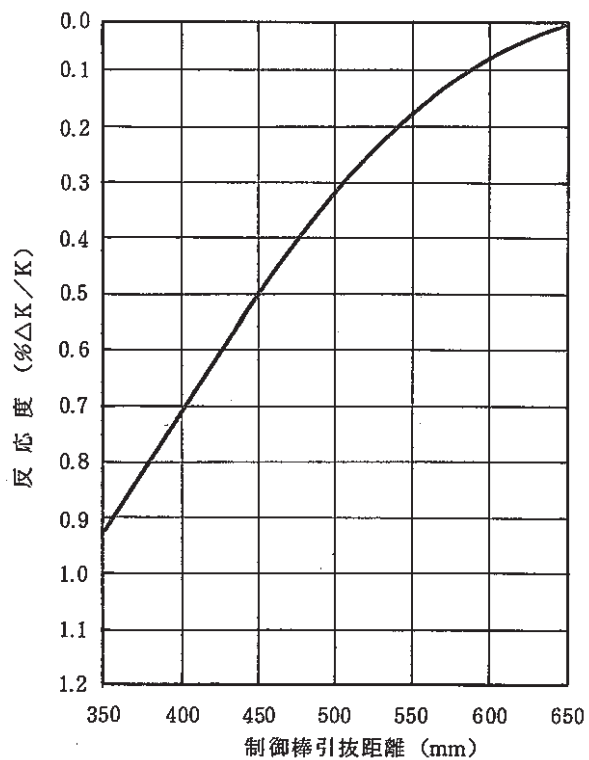
\* 1 : 制御棒校正曲線は昭和 61 年 2 月 12 日測定

\* 2 : 制御棒位置は 485.1 mm

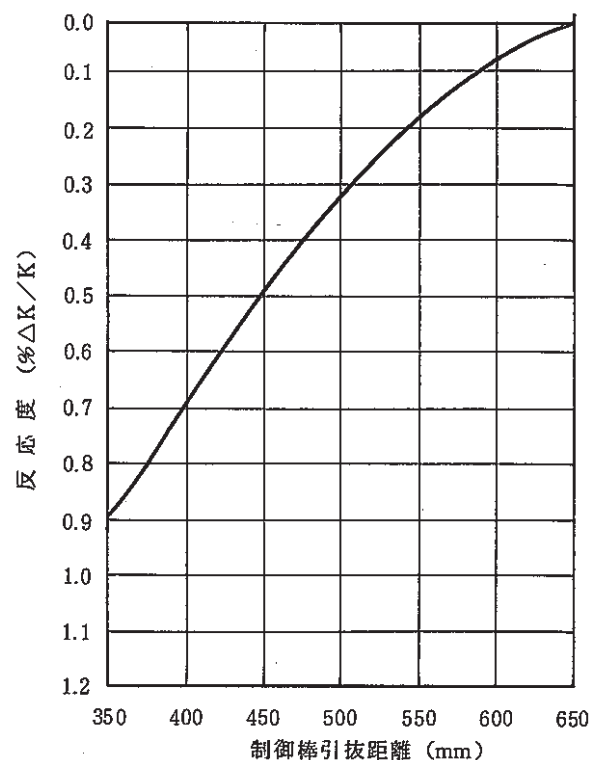
(技メモ-60-281)



第9サイクル制御棒1 ストローク曲線

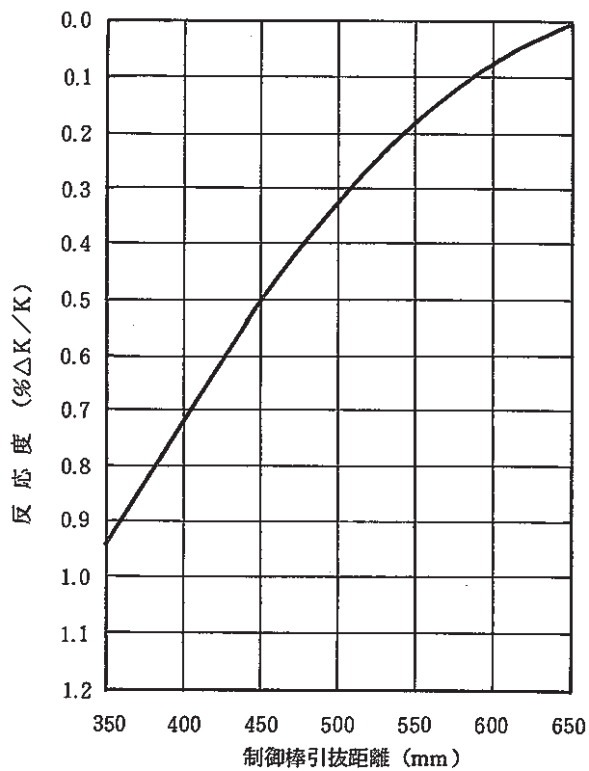


第9サイクル制御棒2 ストローク曲線

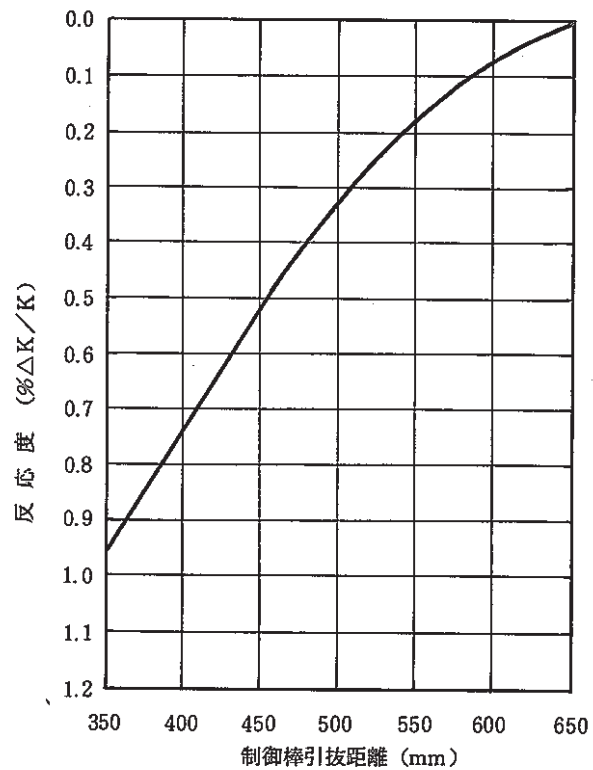


第9サイクル制御棒3 ストローク曲線

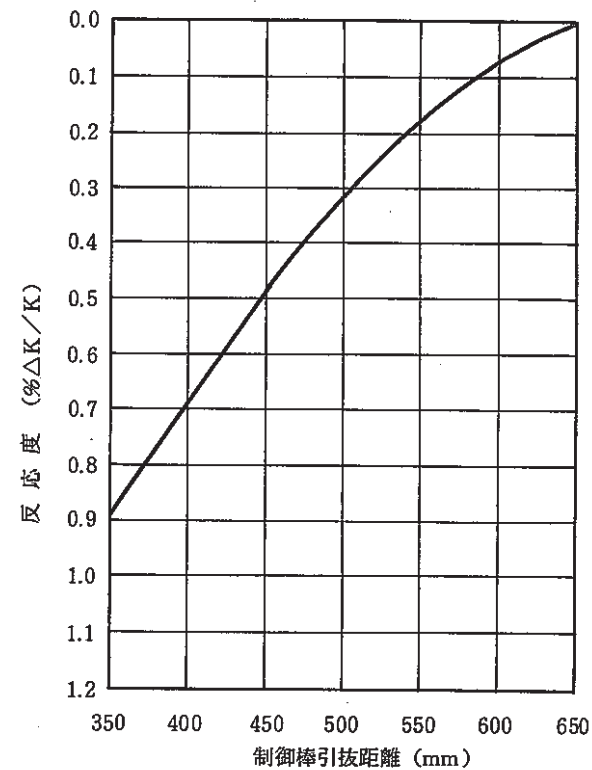
図1 制御棒校正曲線



第9サイクル制御棒4 ストローク曲線



第9サイクル制御棒5 ストローク曲線



第9サイクル制御棒6 ストローク曲線

図2 制御棒校正曲線



3.6 出力系中性子計装の温度補正

報告者：玉山（異常監視技術Gr）

1. 目的

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している。

自動補正方法を確立し、アンプ調整などの作業の省力化を目指すと共に精度向上によるプラントの安全性向上をも目指す。

2. 方法

第8サイクル起動時のプラント出力起動時の15 MWから100 MWの間においてプラント出力、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。

これらのデータを検討した結果、中性子計装の出力電圧を熱出力で割ったものは、グラファイト温度と原子炉出口冷却材温度の一次式に比例する事がわかった。

すなわち 
$$\frac{V}{Q_r} = \alpha' T + \beta' T_0 + r'$$

ここで V : 出力系中性子計装電圧出力 (0~8V)

Q<sub>r</sub> : 原子炉出力 (0~100 MW)

T : グラファイト温度 (°C) (No.27)

T<sub>0</sub> : 原子炉出力冷却材温度 (°C)

α', β', r' : 係数

ここで温度補正後の中性子計装から求まる出力をQ<sub>comp</sub> (MW) とし、また原子炉出口冷却材温度 (T<sub>0</sub>) は「常陽」の場合、原子炉出力に比例するのでQ<sub>r</sub> で置き換えると次の式で表わされる。

$$Q_{comp} = \frac{100}{8} V / (\alpha \cdot T + \beta \cdot Q_r + r)$$

3. 結果

最小自乗法を用いて各係数を求めた。その結果を下表に示す。

中性子計装 \ 係数	α	β	r
ch 6	2.16102 × 10 <sup>-3</sup>	8.76095 × 10 <sup>-5</sup>	0.747048
ch 7	2.16187 × 10 <sup>-3</sup>	- 1.170 × 10 <sup>-6</sup>	0.747158
ch 8	2.16066 × 10 <sup>-3</sup>	4.49534 × 10 <sup>-4</sup>	0.748658

補正の有無による出力系中性子係装（ch8）の指示と熱出力の関係を図1及び図2に示す。

図2に示す様に自動補正を実施すると±1.0 MWの誤差内に入る事がわかった。

#### 4. 評 価

今回の測定結果より「常陽」においてはグラファイト温度及び原子炉出口温度による補正を行う事で出力系中性子計装の精度が向上する事がわかった。

今後は経時変化の検討をすると共に、1次系主冷却系流量の変化の依存性を測定して本補正方法を確立する必要がある。

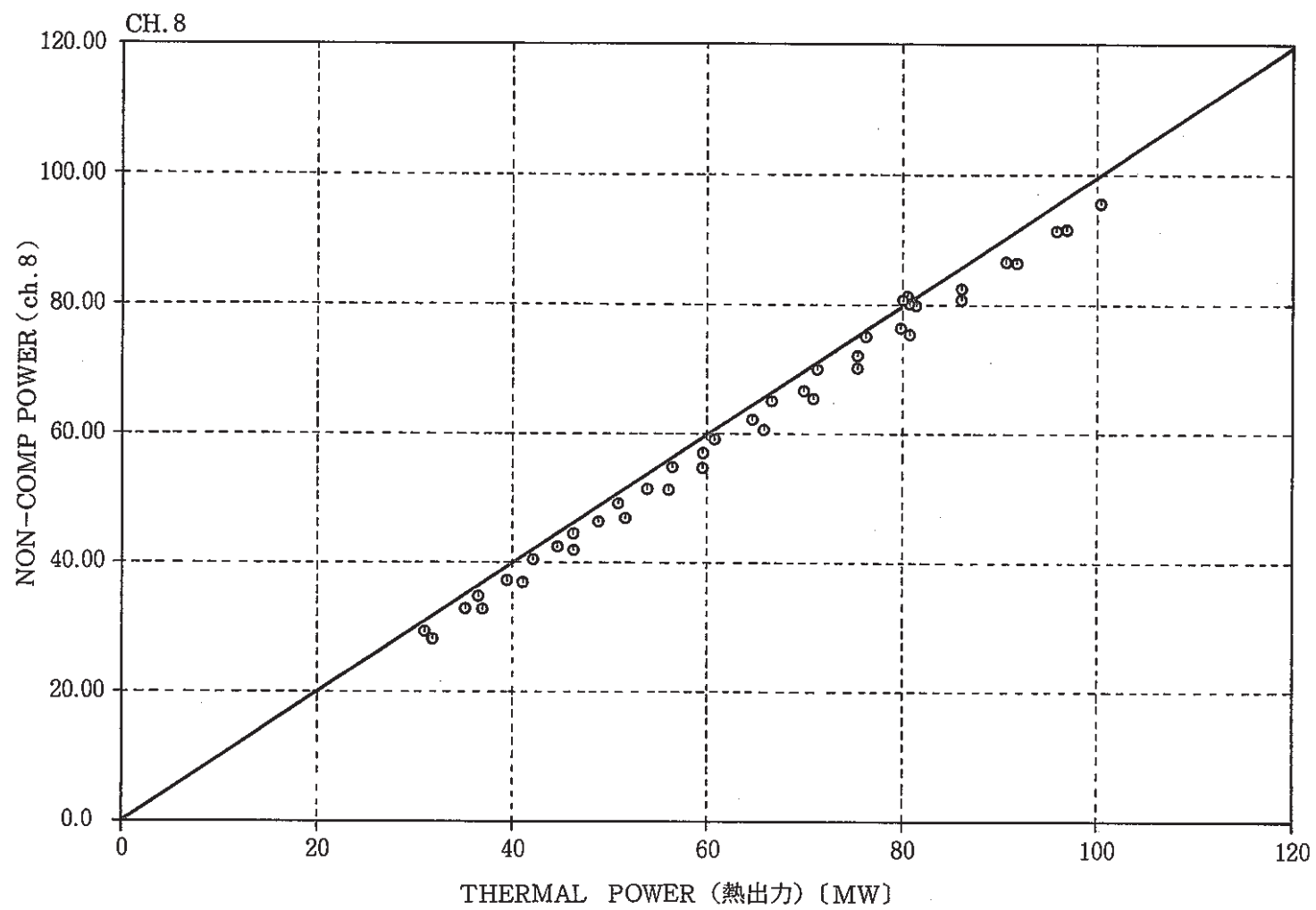


図1 原子炉出力と補正なしの中性子計装出力 (ch. 8) の関係

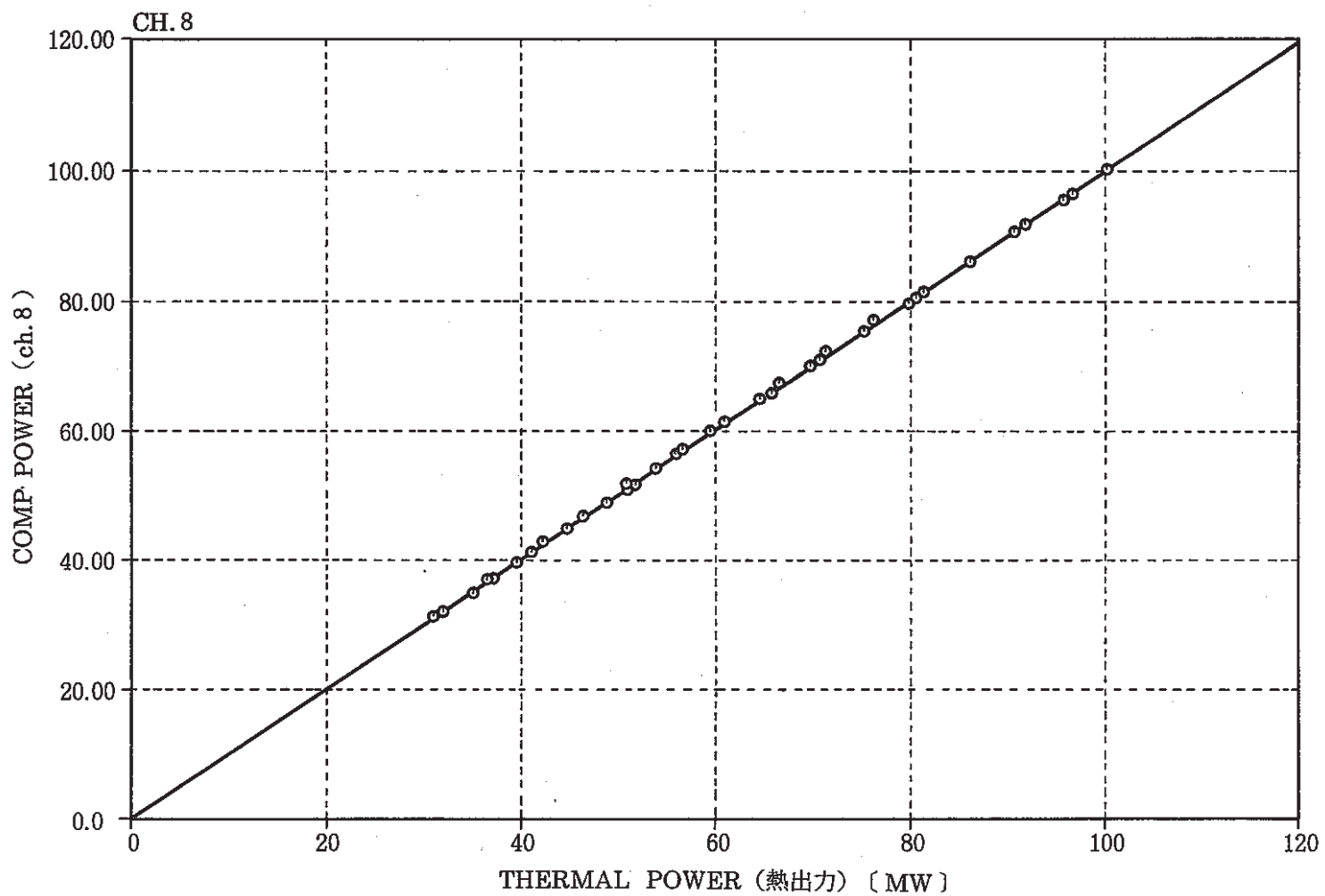


図2 原子炉出力と補正した中性子計装出力 (ch. 8) の関係

## 4. 炉内熱流力特性の測定・解析

本章は、主にMK-II第9サイクルの熱流力特性に関して得られた成果の速報をまとめたものである。

### 4.1 MK-II炉心等9サイクル 流量計特性試験速報

報告者：小倉（異常監視技術Gr）

#### 1. 概要

「常陽」第9サイクル起動前に流量計特性試験を実施した。また、前回の試験にひきつづきINTAに装荷されている電磁流量計の特性もあわせて採取した。

#### 2. 試験方法

1次系主流量100%の状態から90, 75, 70, 60, 50, 40, 30, 20%と段階的に流量を降下させ各流量段階でデータを採取した。

#### 3. 結果

表1に本試験において採取したデータの一覧を示す。図1にセンタチャンネル流速計出力の1次系主流量に対する変化を示す。図2にINTA電磁流量計出力の1次系主流量に対する変化を示す。

#### 4. 評価

本試験の結果を見ると、前回の試験と同様に、INTA流量計、センタチャンネル流速計は1次系主流量に対し直線性が見られ流量計の特性を満足している。

表1 流量計特性試験データ

試験 ステップ	JOYDAS アナログ値		1次系主流量 (m <sup>3</sup> /h)	INTA 流量 (kg/s)	センタチャンネル 流速計出力 (mV)	備 考
	B 005	B 006				
1	1253	1263	2516	2.511	682.8	
2	1116	1126	2242	2.241	608.0	
3	934	946	1880	1.866	510.8	
4	870	881	1751	1.745	478.8	
5	745	748	1493	1.491	415.1	
6	623	627	1250	1.251	357.3	
7	495	497	992	0.997	294.2	
8	371	370	741	0.747	240.6	
9	249	250	499	0.508	192.1	

(技-60-267)

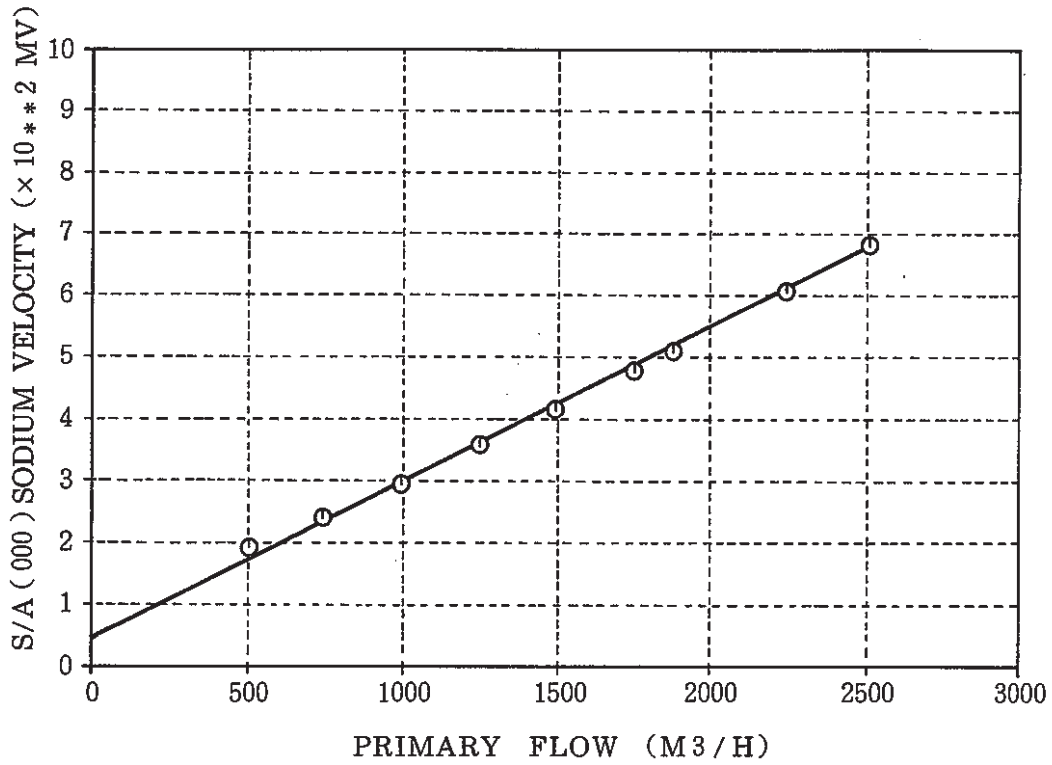


FIG. 1 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/02/10)

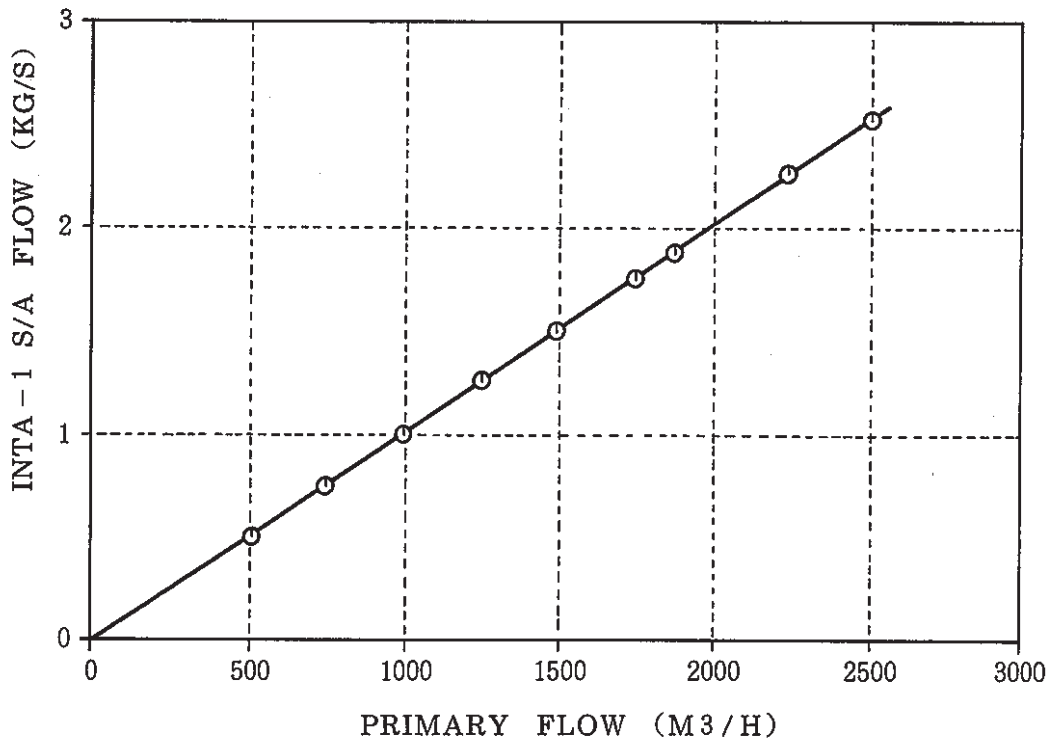


FIG. 2 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/02/10)

#### 4.2 MK-II 第9サイクルにおける系統圧損測定結果の報告

報告者：沢田 誠（プラントGr）

MK-II 第9サイクル炉心における系圧損測定を2月10日に実施した。測定結果は次の通りであった。

##### 1. 炉心体系

構成要素名	員数	装荷位値
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
制御棒材料照射用反射体	2	6C6, 6F6
構造材料照射用反射体	2	7F7, 7B7

##### 2. 測定結果

定格流量時の系統圧損は、

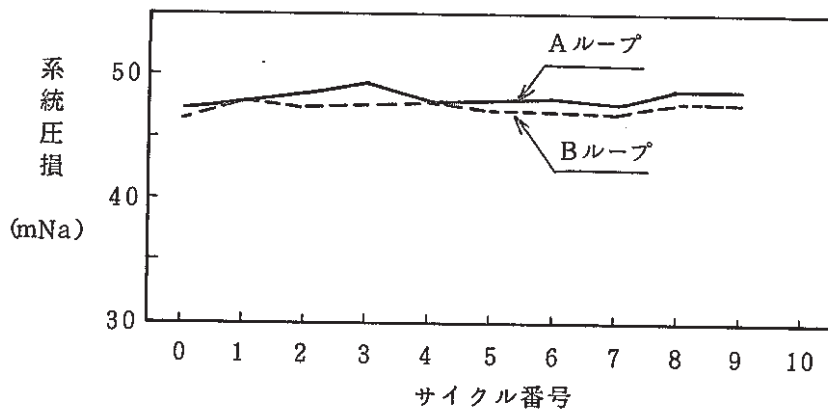
A ループ = 48.8 mNa
B ループ = 47.7 mNa

であった。

##### 3. 評価

- 1) A, B ループとも運転制限値 (20.9 mNa) を十分満足する結果であった。
- 2) A, B ループとも前サイクルの圧損から殆ど変化はなかった。

(前サイクル: A ループ = 48.8 mNa, B ループ = 47.9 mNa)



(技-60-270)

### 4.3 MK-II炉心第9サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測

報告者：玉山（異常監視技術 Gr.）

#### 1. 目的

MK-II炉心第9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加味して第9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	$T_C$	: “MAGI”で計算された温度
R	: 温度比	$T_{in}$	: 炉入口温度
$T_F(N)$	: 第9サイクル予測温度	$Q_C$	: 集合体流量 (“MAGI”計算値)
$T_M$	: 実測温度	N	: 注目サイクル $N_0$ (9)

#### 3. 結果

表1に示す。

#### 4. 評価

第9サイクルのBOCでの実測データより、新燃料となった集合体の出口温度が予測より若干高目になったが、その外側の反射体の出口温度におよぼす影響を反映しきれない事がわかった。このため実測値をベースに修正した値を表1の各項目の最下段に示した。

(技-60-256)

(技-60-274)



表 1 集合体出口温度予測値

TA-4, 1	Address	000	1A 1	1B 1	1C 1	1D 1	1E 1	1F 1	MK-II 第9サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	564	549	553	549	556	547	553					
TA-4, 2	Address	2A 1	3A 1	3A 2	4A 1	4A 2	4A 3	5A 3	5A 1	5A 2	6A 2	6A 3	6A 4
	温度(°C)	548	527	526	497	532	523	514	473	489	478	483	493
TA-4, 3	Address	2A 2	2B 1	3B 1	4A 4	4B 1	5A 4	5A 5	5B 1	5B 2	6A 5	6A 6	6B 2
	温度(°C)	527	554	526	525	524	532	491	484	496	485	483	486
TA-4, 4	Address	2B 2	3B 2	4B 2	4B 3	4B 4	5B 3	5B 4	5B 5	6B 3	6B 4	6B 5	6B 6
	温度(°C)	534	545	532	544	518	526	521	495	488	490	489	491
TA-4, 5	Address	2C 1	3C 1	3C 2	4C 1	4C 2	4C 3	5C 3	5C 1	5C 2	6C 2	6C 3	6C 4
	温度(°C)	523	530	462	512	515	519	517	497	518	495	503	497
TA-4, 6	Address	2C 2	2D 1	3D 1	4C 4	4D 1	5C 4	5C 5	5D 1	5D 2	6C 5	6C 6	6D 2
	温度(°C)	535	526	538	526	505	497	490	474	487	487	474	479
TA-4, 7	Address	2D 2	3D 2	4D 2	4D 3	4D 4	5D 3	5D 4	5D 5	6D 3	6D 4	6D 5	6D 6
	温度(°C)	557	542	515	538	531	508	524	492	478	482	485	485
											490	495	
TA-4, 8	Address	2E 1	3E 1	3E 2	4E 1	4E 2	4E 3	5E 3	5E 1	5E 2	6E 2	6E 3	6E 4
	温度(°C)	529	540	544	510	521	522	528	492	496	491	485	486
									500				
TA-4, 9	Address	2E 2	2F 1	3F 1	4E 4	4F 1	5E 4	5E 5	5F 1	5F 2	6E 5	6E 6	6F 2
	温度(°C)	554	540	547	537	505	533	495	500	536	488	494	503
TA-4, 10	Address	2F 2	3F 2	4F 2	4F 3	4F 4	5F 3	5F 4	5F 5	6F 3	6F 4	6F 5	6F 6
	温度(°C)	539	534	525	517	520	536	502	493	509	503	498	470

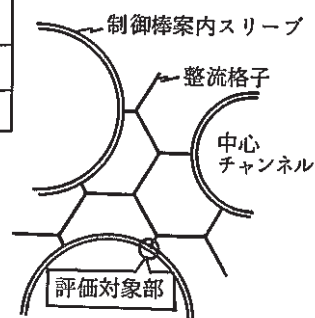
#### 4.4 炉上部機構のサーマルストライピングに対する再解析について

報告者：沢田 誠（プラントGr.）

掲記サーマルストライピングの問題については、昭和60年4月に製作会社である三菱重工業（株）による研究成果報告<sup>(注)</sup>がなされた。サーマルストライピングは、「もんじゅ」53項目の対応の一つに挙げられており、これに関連して「常陽」におけるサーマルストライピングがクローズアップされる可能性がある。こうした状況を踏まえ、先に三菱が行った解析の見直しを行ったところ、解析モデルの簡易化、独自の評価方法の採用等、再検討の余地が残されていることが判明した。本メモは、当課にて独自に実施した再解析・評価について報告するものである。

##### 1. 解析結果

	評価応力	疲労損傷係数	クリープ損傷係数	累積損傷係数
三菱の解析	12.7 kg/mm <sup>2</sup>	59.1	—	> 1.0
本解析	4.3 kg/mm <sup>2</sup>	0.0	0.47	0.47



—解析モデル図—

上表に示す通り、本解析ではクリープによる損傷を考慮に入れても寿命末期の構造健全性は確保されるという評価結果が得られた。

##### 2. 評価

三菱の解析結果と本解析結果は全く相反する検討結果であるが、これは解析モデルのバウンダリー設定位置の違いによるものである。等価モデルで評価対象部近傍に設定した三菱の解析より、実機モデルに即し、なるべく広範囲にわたってモデル化を行った本解析の方が、信頼性は高いと評価する。

(注) S J 222 85-08「常陽」炉上部機構のサーマルストライピングに対する強度評価」,  
1985年4月(三菱重工業)

## 5. 大型炉炉心設計研究のための解析評価

本章は、実験炉部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。

### 5.1 大型高速増殖炉要素技術設計研究(Ⅱ)の炉心検討に用いた原子数密度

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研究(Ⅱ)の炉心の核計算のために用いた原子数密度をまとめた。

#### 2. 計算条件

- (1) 仕様 … 大型高速増殖炉要素技術設計研究(Ⅱ)の基本的な炉心体系
- (2) 温度 … 360℃、ただし、形状についても360℃で求めたが、Naの原子数密度は、430℃にNaだけを熱膨張させて求めた。
- (3) 作成法 … 燃料、ブランケット部については、“NDENS”コードで計算し、その他の部分は、体積比より求めた。

#### 3. 結果

作成した原子数密度の燃料部について、Pu富化度をパラメータとして求めた原子数密度を表1に示す。また、その他の部分の原子数密度を表2に示す。

表1 燃料部の原子数密度

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	PU=15.0%	PU=15.1%	PU=15.2%	PU=15.3%	PU=15.4%
10 O	1.67236E-02	1.67243E-02	1.67249E-02	1.67256E-02	1.67263E-02
11 Na	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03
19 Cr	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03
20 Fe	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02
21 Ni	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03
22 Mn	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04
25 Mo	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04
34 U - 235	2.20556E-05	2.20307E-05	2.20058E-05	2.19808E-05	2.19559E-05
36 U - 238	7.23724E-03	7.22905E-03	7.22087E-03	7.21269E-03	7.20450E-03
37 Pu - 239	7.40462E-04	7.45432E-04	7.50404E-04	7.55375E-04	7.60346E-04
38 Pu - 240	3.05119E-04	3.07167E-04	3.09216E-04	3.11265E-04	3.13313E-04
39 Pu - 241	1.77346E-04	1.78436E-04	1.79626E-04	1.80816E-04	1.82006E-04
40 Pu - 242	5.04221E-05	5.07706E-05	5.11092E-05	5.14478E-05	5.17864E-05

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	PU=15.5%	PU=15.6%	PU=15.7%	PU=15.8%	PU=15.9%
10 O	1.67269E-02	1.67276E-02	1.67283E-02	1.67289E-02	1.67296E-02
11 Na	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03
19 Cr	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03
20 Fe	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02
21 Ni	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03
22 Mn	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04
25 Mo	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04
34 U - 235	2.19309E-05	2.19060E-05	2.18810E-05	2.18560E-05	2.18311E-05
36 U - 238	7.19631E-03	7.18812E-03	7.17994E-03	7.17175E-03	7.16356E-03
37 Pu - 239	7.65319E-04	7.70292E-04	7.75265E-04	7.80239E-04	7.85212E-04
38 Pu - 240	3.15362E-04	3.17411E-04	3.19460E-04	3.21510E-04	3.23560E-04
39 Pu - 241	1.83196E-04	1.84386E-04	1.85577E-04	1.86767E-04	1.87958E-04
40 Pu - 242	5.21250E-05	5.24638E-05	5.28025E-05	5.31412E-05	5.34800E-05

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	PU=20.0%	PU=20.1%	PU=20.2%	PU=20.3%	PU=20.4%
10 O	1.67568E-02	1.67575E-02	1.67581E-02	1.67588E-02	1.67595E-02
11 Na	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03
19 Cr	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03
20 Fe	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02
21 Ni	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03
22 Mn	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04
25 Mo	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04
34 U - 235	2.08057E-05	2.07807E-05	2.07556E-05	2.07306E-05	2.07055E-05
36 U - 238	6.82710E-03	6.81888E-03	6.81065E-03	6.80243E-03	6.79421E-03
37 Pu - 239	9.89541E-04	9.94534E-04	9.99528E-04	1.00452E-03	1.00952E-03
38 Pu - 240	4.07757E-04	4.09814E-04	4.11872E-04	4.13930E-04	4.15988E-04
39 Pu - 241	2.36868E-04	2.38064E-04	2.39259E-04	2.40455E-04	2.41650E-04
40 Pu - 242	6.73966E-05	6.77367E-05	6.80768E-05	6.84169E-05	6.87571E-05

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	PU=20.5%	PU=20.6%	PU=20.7%	PU=20.8%	PU=20.9%
10 O	1.67601E-02	1.67608E-02	1.67614E-02	1.67621E-02	1.67627E-02
11 Na	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03	8.65654E-03
19 Cr	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03	3.25434E-03
20 Fe	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02	1.16296E-02
21 Ni	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03	2.28879E-03
22 Mn	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04	3.17066E-04
25 Mo	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04	2.59373E-04
34 U - 235	2.06804E-05	2.06554E-05	2.06303E-05	2.06052E-05	2.05801E-05
36 U - 238	6.78598E-03	6.77775E-03	6.76953E-03	6.76130E-03	6.75307E-03
37 Pu - 239	1.01451E-03	1.01951E-03	1.02450E-03	1.02950E-03	1.03449E-03
38 Pu - 240	4.18046E-04	4.20104E-04	4.22163E-04	4.24222E-04	4.26281E-04
39 Pu - 241	2.42845E-04	2.44041E-04	2.45237E-04	2.46433E-04	2.47629E-04
40 Pu - 242	6.90973E-05	6.94375E-05	6.97778E-05	7.01181E-05	7.04584E-05

表 2 燃料以外の部分の原子数密度

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	R-BLANKET 径ブランケット	A-BLANKET 軸ブランケット	原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	SHIELD SUS 遮蔽体 SUS	SHIELD B <sub>4</sub> C 遮蔽体 B <sub>4</sub> C
10 O	2.30972E-02	1.71960E-02	6 B-10	0.0	8.01449E-03
11 Na	6.67475E-03	8.65654E-03	7 B-11	0.0	3.48438E-02
19 Cr	2.74704E-03	3.25434E-03	8 C	0.0	1.07146E-02
20 Fe	9.81672E-03	1.16296E-02	11 Na	5.21601E-03	5.21601E-03
21 Ni	1.93200E-03	2.28879E-03	19 Cr	1.33620E-02	4.08720E-03
22 Mn	2.67640E-04	3.17066E-04	20 Fe	4.60366E-02	1.46059E-02
25 Mo	2.18941E-04	2.59373E-04	21 Ni	4.14746E-03	2.87500E-03
34 U-235	3.50881E-05	2.61233E-05	22 Mn	1.17931E-03	3.98208E-04
36 U-238	1.15136E-02	8.57198E-03	25 Mo	1.12760E-04	3.25751E-04

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	90% B10 主系統制御棒	90% B10 後備系統制御棒
6 B-10	3.28481E-02	3.13429E-02
7 B-11	3.31800E-03	3.16595E-03
8 C	8.44860E-03	8.62014E-03
11 Na	1.00918E-02	1.03640E-02
19 Cr	2.73528E-03	2.86104E-03
20 Fe	9.77469E-03	1.02241E-02
21 Ni	1.92404E-03	2.01250E-03
22 Mn	2.66493E-04	2.78746E-04
25 Mo	2.18003E-04	2.28026E-04

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	UPPER GAS 上部ガスプレナム	BOTTOM GAS 下部ガスプレナム	UPPER SHIELD 上部遮蔽体	BOTTOM SHIELD 下部遮蔽体
11 Na	1.01145E-02	8.02812E-03	6.82617E-03	1.00918E-02
19 Cr	3.09684E-03	4.26012E-03	1.05167E-02	8.72460E-03
20 Fe	1.10668E-02	1.52238E-02	3.75820E-02	3.11779E-02
21 Ni	2.17837E-03	2.99664E-03	7.39760E-03	6.13702E-03
22 Mn	3.01719E-04	4.15055E-04	1.02462E-03	8.50021E-04
25 Mo	2.46819E-04	3.39533E-04	8.38183E-04	6.95354E-04

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	H/H ハンドリングヘッド	E/N エントランスノズル
11 Na	1.22916E-02	1.85962E-02
19 Cr	7.19976E-03	2.82960E-03
20 Fe	2.57288E-02	1.01118E-02
21 Ni	5.06443E-03	1.99039E-03
22 Mn	7.01459E-04	2.75683E-04
25 Mo	5.37824E-04	2.25520E-04

原子数密度 ( $\times E+24$ 個/cc)	CR TOP 制御棒上部	CR MID 制御棒引抜部	CR GUIDE TUB 制御棒案内管	CR BOTTOM 制御棒下部
11 Na	1.87096E-02	1.62150E-02	2.07960E-02	1.48090E-02
19 Cr	2.51520E-03	4.48020E-03	1.30476E-03	5.45484E-03
20 Fe	8.98822E-03	1.60103E-02	4.66264E-03	1.94932E-02
21 Ni	1.76923E-03	3.15144E-03	9.17789E-04	3.83702E-03
22 Mn	2.45051E-04	4.36497E-04	1.27120E-04	5.31455E-04
25 Mo	2.00462E-04	3.57074E-04	1.03990E-04	4.34733E-04

## 5.2 大型高速増殖炉要素技術設計の研究(Ⅱ)の炉心検討に用いた群定数

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)の炉心の核計算のために用いた群定数について報告する。

### 2. 計算条件

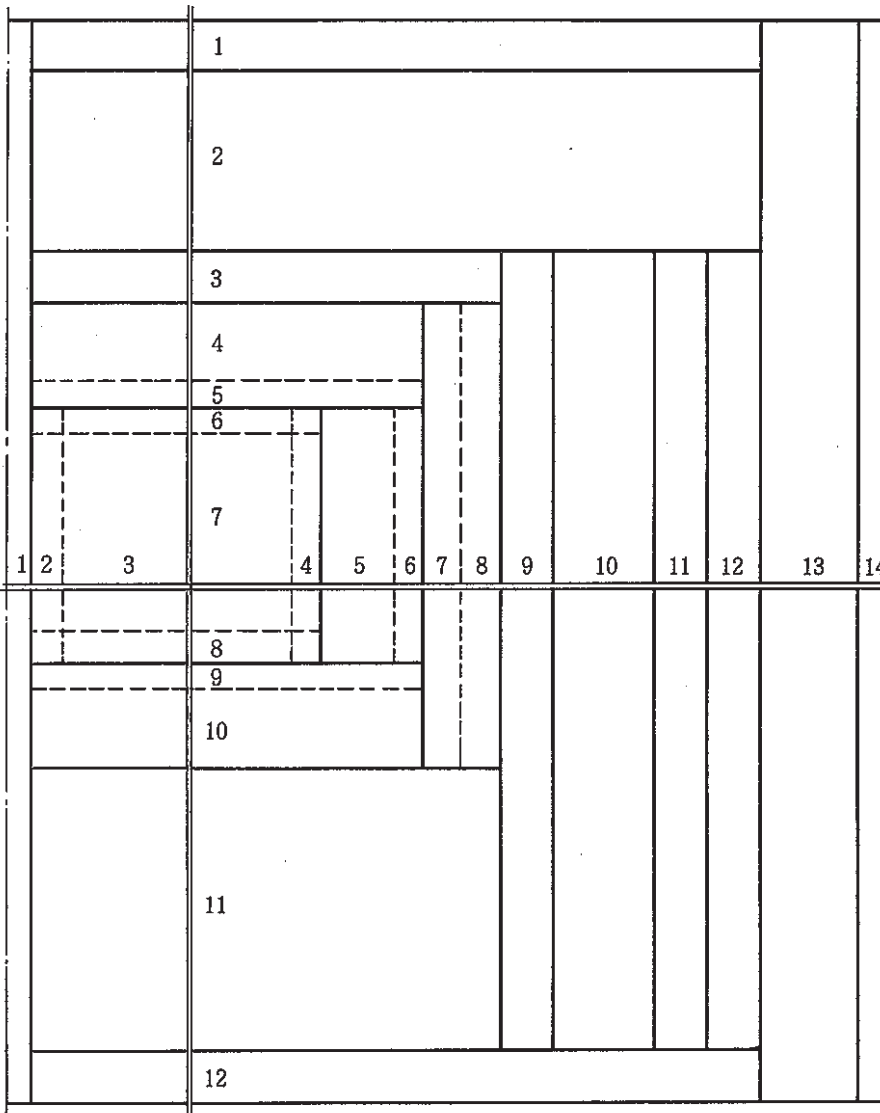
- (1) 基本となる群定数 …… JFS-3R-J2
- (2) エネルギー群数 …… 7群(70群を4/8/19/28/37/46/70に縮約)  
25群(70群を2/4/6/8/10/13/16/19/22/25/  
28/31/34/37/40/43/46/49/52/55/58/  
61/64/67/70に縮約)
- (3) 原子数密度 …… “高速大型炉技術資料, LF-85-018, S 60.2.14”に従った。
- (4) 温度 …… 360℃, ただし, 形状についても360℃で求めたが, Naの原子数密度は, Naだけを410℃に熱膨張させて求めた。
- (5) 作成法 …… “EXPANDA-GSⅡ”, “MICLIB-Ⅱ”により縮約した。  
“EXPANDA-GSⅡ”の計算における領域を図1に示した。また, “MICLIB-Ⅱ”の計算での引用ファイルについて表1に示した。

### 3. 結果

作成した実行微視断面積のデータセット名を示す。

- (1) 7群実行微視断面積  
S 4041. ICITEMIX. COARSE 07. P 860303
- (2) 25群実行微視断面積  
S 4041. ICITEMIX. COARSE 25. P 860303

<case-1>径方向, B <sub>4</sub> C無し	<case-2>径方向, B <sub>4</sub> C有り	<case-3>軸方向内側炉心部
11 制御棒引抜部	1 制御棒B <sub>4</sub> C (20% B-10)	1 ハンドリングヘッド
2 内側炉心(1)	2 内側炉心(1)	2 上部遮蔽体
3 " (2)	3 " (2)	3 上部プレナム
4 " (3)	4 " (3)	4 上部ブランケット(1)
5 外側炉心(1)	5 外側炉心(1)	5 " (2)
6 " (2)	6 " (2)	6 内側炉心(1)
7 径ブランケット(1)	7 ブランケット(1)	7 " (2)
8 " (2)	8 " (2)	8 " (3)
9 遮蔽体 SUS	9 遮蔽体 SUS	9 下部ブランケット(1)
10 遮蔽体 B <sub>4</sub> C (1)	10 遮蔽体 B <sub>4</sub> C (1)	10 " (2)
11 IVS	11 IVS	11 下部プレナム
12 遮蔽体 B <sub>4</sub> C (2)	12 遮蔽体 B <sub>4</sub> C (2)	12 下部遮蔽体
13 Na	13 Na	
14 炉容器	14 炉容器	



<case-4>  
 <case-5>  
 <case-6>  
 は、それぞれ<case-2>の制御棒のB・10濃度が40, 60, 90%となったものである。

case-1, 2, 4, 5,

case-3

図1 "EXPANDA-GS II"での計算体系

表1 “MICLIB-II”による実行微視断面積ファイルの“EXPANDA-GS II”  
の実行微視断面積，FLUXの割付け

No.	領 域 名	実行微視断面積		FLUX	
		case	No.	case	No.
1	内側炉心燃料部	1	3	1	3
2	外側炉心 "	1	5	1	5
3	径ブランケット内側中心	1	7	1	7
4	" 外側中心	1	8	1	8
5	" 内側上	1	7	1	7
6	" 外側上	1	8	1	8
7	" 内側下	1	7	1	7
8	" 外側下	1	8	1	8
9	軸ブランケット内側炉心上	3	4	3	4
10	" 外側炉心上	3	4	3	4
11	" 内側炉心下	3	10	3	10
12	" 外側炉心下	3	10	3	10
13	上部ガスプレナム燃料集合体	3	3	3	3
14	" ブランケット集合体	3	3	3	3
15	下部ガスプレナム燃料集合体	3	11	3	11
16	" ブランケット集合体	3	11	3	11
17	上部プラグ燃料集合体	3	3	3	3
18	" ブランケット集合体	3	3	3	3
19	下部プラグ燃料集合体	3	11	3	11
20	" ブランケット集合体	3	11	3	11
21	上部Na部	3	3	3	3
22	下部Na部	3	11	3	11
23	遮蔽体 SUS	1	9	1	9
24	" B <sub>4</sub> C内側	1	10	1	10
25	IVS 中心	1	11	1	11
26	" 上部ガスプレナム	3	3	1	11
27	" " プラグ	3	3	1	11
28	" " Na	3	3	1	11
29	" 下部ガスプレナム	3	11	1	11
30	" " プラグ	3	11	1	11
31	" " Na	3	11	1	11
32	遮蔽体 B <sub>4</sub> C 外側	1	12	1	12
33	上部遮蔽体	3	2	3	2
34	下部 "	3	12	3	12
35	ハンドリングヘッド	3	1	3	1
36	外部Na	1	13	1	13
37	制御棒 B <sub>4</sub> C (20% B-10) (0列, 6列)	2	1	2	1
38	" " (3列)	2	1	2	1
39	" " (8列)	2	1	2	4
40	" 引抜部 (0列, 3列, 6列)	1	1	1	1
41	" " (8列)	1	1	1	4
42	" チャンネル	3	1	3	1
43	炉 容 器	1	14	1	14
44	制御棒 B <sub>4</sub> C (40% B-10)	4	1	4	1
45	" B <sub>4</sub> C (60% B-10)	5	1	5	1
46	" B <sub>4</sub> C (90% B-10)	6	1	6	1



### 5.3 大型炉制御棒（B-10）の燃焼率評価

報告者；池上（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. はじめに

昭和 61 年 2 月 10 日の大型炉炉心・燃料 JOB GROUP において、メーカーより提出された資料「制御棒構造の検討」（LF 050-3024）にて、 $B_4C$  ペレットの燃焼率が  $1.08 \times 10^{22} \text{ cap/cm}^3$ （半挿入時反応率×3 サイクル）と記されていたが、「常陽」、「もんじゅ」の外挿からみて燃焼率が小さすぎるとのコメントが動力炉・核燃料開発事業団側より出された。

この件を検討する目的で、技術課にて内部実施で行っている計算結果より評価した。

#### 2. 評価にあたっての前提

- 炉心体系：内部実施での Super Monju 体系とする。  
(外部実施の炉心体系とは、細部において異なるのみで、本質的差異はない。)
- 制御棒の構造及び組成：58 年度設計（日立案）とする。
- 計算体系：3 次元（Tri-Z）計算で、第 3 サイクル BOC を模擬した。制御棒 1/2 挿入状態。  
制御棒の先端部（約 8 cm）のみを独立の領域とした計算

#### 3. 結果

3 サイクル（365 日×3）で

- 制御棒の軸方向、径方向平均燃焼率：約  $1.1 \times 10^{22} \text{ cap/cm}^3$
- 制御棒のピーク燃焼率：約  $2.2 \times 10^{22} \text{ cap/cm}^3$

よって、メーカー資料中の燃焼率は平均値であり、ピーク値ではない（設計条件としてはピーク値を使用すべきである）と解釈できる。

## 6. 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測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。

### 6.1 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験II-B試験後解析

報告者；後藤（プラント Gr.）

#### 1. 概要

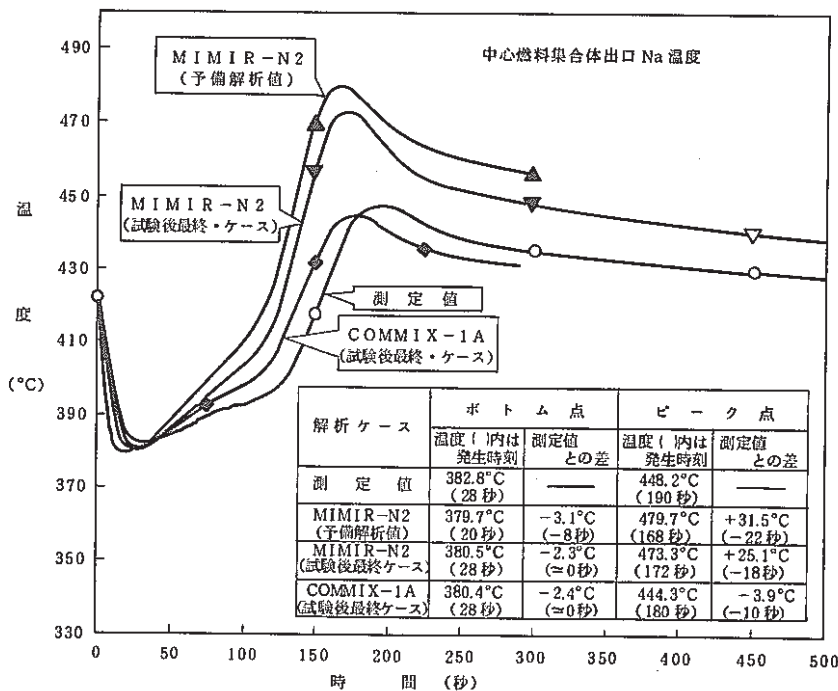
自然循環試験II-B（30 MWからの過渡試験）の試験後解析をプラント動特性解析コード“MIMIR-N2”を用いて実施した。

#### 2. 解析条件

前に報告された予備解析（技-59-306, 技-60-06）時のデータを基に、主に1)ギャップ・コンダクタンス, 2)崩壊熱, 及び3)プレナム間圧損係数の項目について変更した。（尚、詳細については参考文献\*参照の事。）

#### 3. 解析結果

中心燃料集合体出口Na温度のピーク値が予備解析時では479.7℃（発生時刻168秒）に対し、試験後解析では473.3℃（発生時刻172秒）と計算され、約6℃程改善されたが測定値と比較すると約25℃程高い。



(技-60-305)\*

#### 4. 評 価

中心燃料集合体出口Na温度の挙動について、“COMMIX-1A”コードによる解析結果と比べるとまだ精度良く再現できていない。(下図参照) 今後は次の課題について検討を行ってゆく計画である。

- 1) 流量再配分後の炉心集合体流量の見直し
- 2) 上部反射体モデルの見直し
- 3) 集合体間径方向熱移行の考慮

6.2 自然循環試験Ⅱ-D崩壊熱予測計算

報告者；生田目義夫（炉心・運転計画Gr.）

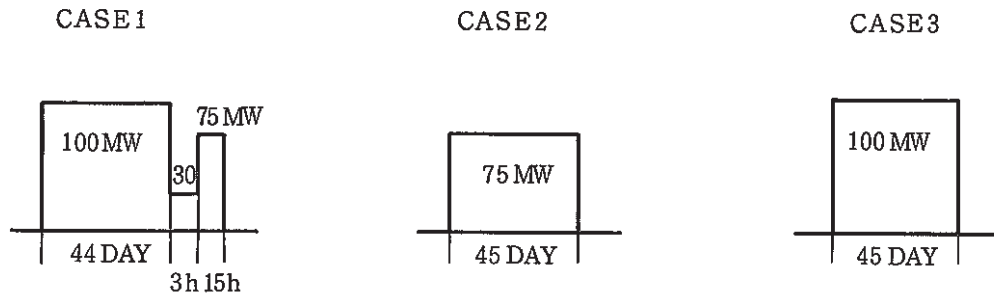
1. 目的

MK-II 炉心第9サイクルEOCで予定されている炉出力75 MWからの自然循環試験は、工程の都合上75 MWでの保持時間に制約があるため、それ以前の出力履歴が崩壊熱におよぼす影響を調べる。

2. 計算条件

炉心中心装荷燃料1体について計算した。

- 計算コード “FPGS-3.5”
- 照射履歴 CASE1は予定されている出力履歴



- 照射中性子束, 出力 MK-II 炉心第9サイクル“MAGI”予測計算値を使用
- 燃料組成 PFD124（MK-II 炉心第9サイクル中心装荷燃料）の値を使用
- 冷却ステップ 0, 60, 120, 200, 600, 1800, 3600, 7200 (SEC)の8ステップ

3. 計算結果（FP+ACT+LGT<sup>\*1</sup>）

下記の結果が得られた。

〔単位 W/55 cm〕

冷却ステップ (SEC)	0	60	120	200	600	1800	3600	7200
CASE1	9.65×10 <sup>4</sup> (1.02)	5.27×10 <sup>4</sup> (1.04)	4.62×10 <sup>4</sup> (1.05)	4.19×10 <sup>4</sup>	3.37×10 <sup>4</sup>	2.53×10 <sup>4</sup>	2.03×10 <sup>4</sup>	1.92×10 <sup>4</sup>
CASE2	9.45×10 <sup>4</sup> (1.0)	5.08×10 <sup>4</sup> (1.0)	4.42×10 <sup>4</sup> (1.0)	3.99×10 <sup>4</sup>	3.17×10 <sup>4</sup>	2.34×10 <sup>4</sup>	1.83×10 <sup>4</sup>	1.42×10 <sup>4</sup>
CASE3	1.26×10 <sup>5</sup> (1.33)	6.77×10 <sup>4</sup> (1.33)	5.89×10 <sup>4</sup> (1.33)	5.32×10 <sup>4</sup>	4.24×10 <sup>4</sup>	3.12×10 <sup>4</sup>	2.44×10 <sup>4</sup>	1.90×10 <sup>4</sup>

\*1 FP；Fission Product ACTI 燃料核種 LGT；構造材

\*2 ( )内数値はCASE2で規格化した値

### 6.3 自然循環試験Ⅱ-Dプラント挙動予測解析

報告者；近藤康英（プラントGr）

自然循環試験Ⅱ-Dは75 MW出力運転状態から原子炉スクラム後の崩壊熱を自然循環にて除去することを目的とする試験でありMK-II炉心第9サイクル後に実施が予定されている。本資料は“MIMIR-N2”コードを用いて、自然循環試験Ⅱ-D時の短時間及び長時間のプラント挙動を予測した結果を報告するものである。

#### 1. 解析方法

今回の予測解析では、自然循環試験Ⅱ-Bの試験後解析（技-60-305）の結果を反映し、炉心部プレナム間圧損及び主冷却器の自然空気風量を従来の予測解析（自然循環試験Ⅱ-A、Ⅱ-B）の値から変更した解析を行った。

#### 2. 解析結果

- (1) 中心燃料集合体出口Naのピーク温度は試験開始134秒後に537℃となり、その後8000秒で416℃となる。
- (2) 自然循環流量は、試験開始後8000秒で、定格流量に対して1次系が2.1%、2次系が5.1%確保される。

図1にAループの系統温度の挙動を示す。

#### 3. 評価

本解析の精度に関する評価については、自然循環試験Ⅱ-D実施後に報告の予定である。

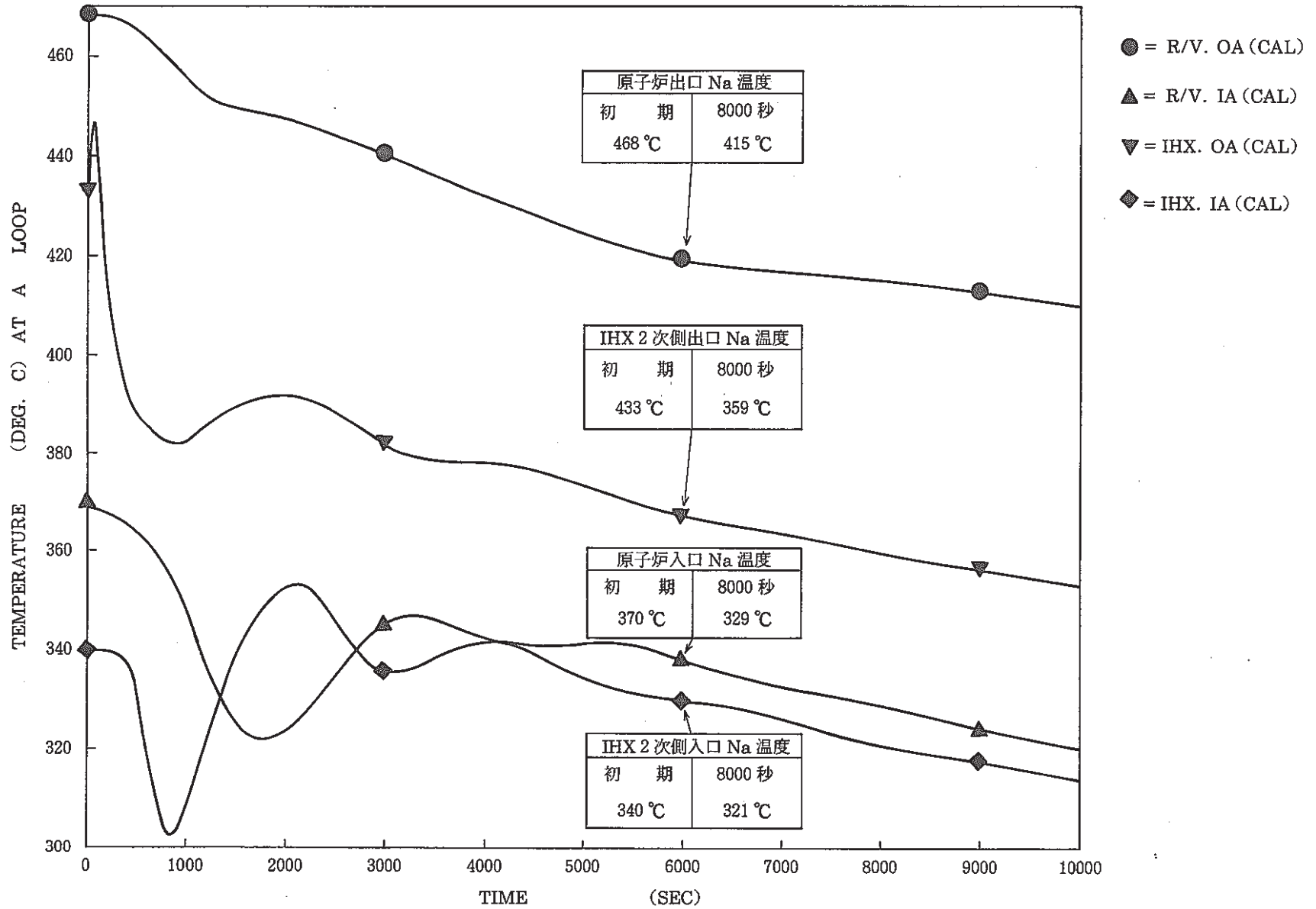


図1 系統温度 (A ループ)

6.4 自然循環試験Ⅱ-D予測解析(その2)

報告者;菅谷(プラントGr.)

1. 概要

高速実験炉「常陽」MK-II炉心自然循環試験Ⅱ-Dの予測解析を、熱流動解析コード“COMMIX-1A”を用いて2次元体系で実施した。前予測解析(技-60-190)では、MK-II炉心第8サイクルの出力分布と古い流量データを使用しているため、今回の解析では、MK-II炉心第9サイクルの出力分布と新しい流量データを用いて実施した。

2. 結果

(1) 中心燃料集合体のナトリウム温度挙動をMK-I炉心自然循環試験-Eと比較して下図に示す。

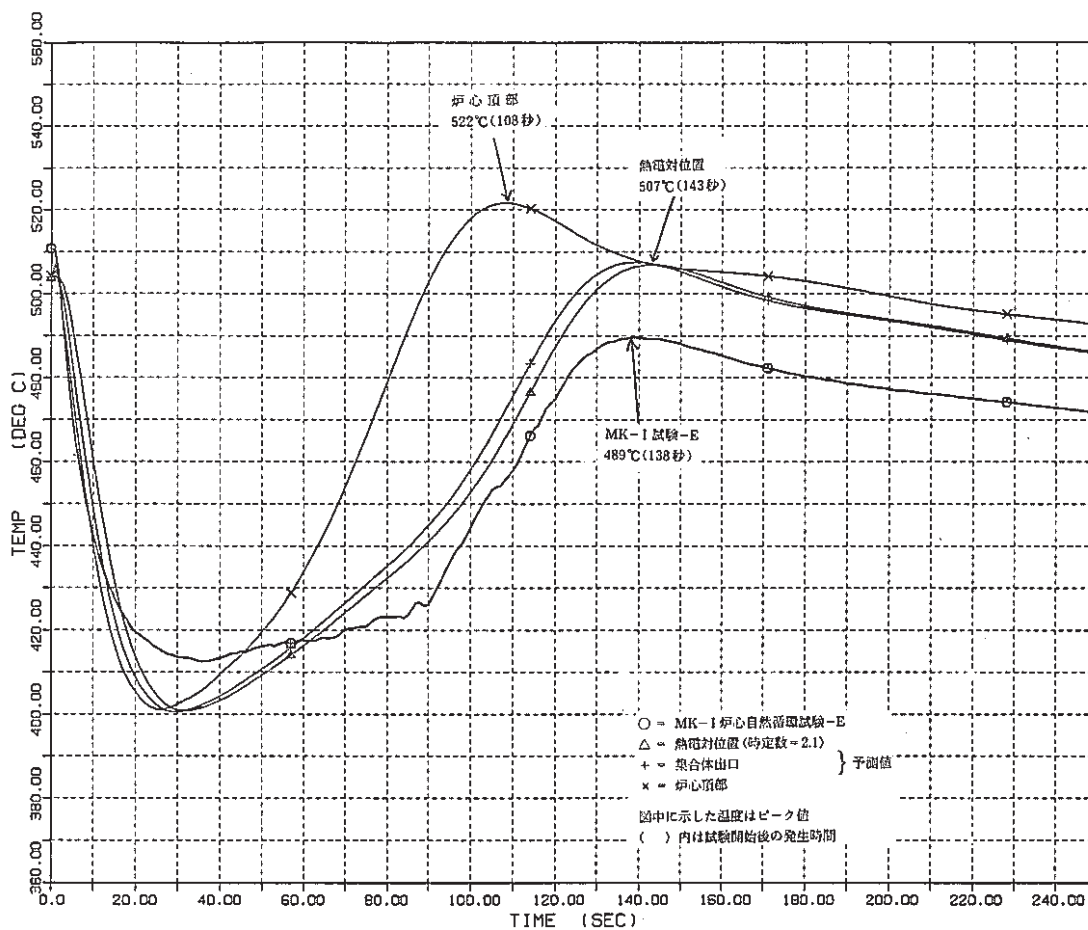
- 熱電対位置でのピーク値: 507℃ (試験開始後 143秒) (制限温度 590℃)
- 炉心頂部でのピーク値 : 522℃ ( 同 108秒)

(2) INTAの炉心頂部温度

- 熱衝撃 = 1.41℃/sec      • ピーク値 : 483.7℃ (試験開始後 130秒)

(3) AMIR及びSMIR温度は初期温度を大幅に越える値ではない。

(4) 炉容器内のナトリウムの流動は基本的には前予測解析と同じである。



### 6.5 “MIMIR-N2”解析用プレナム間圧損式の作成

報告者；後藤（プラント Gr.）

#### 1. 概要

現在、プラント動特性コード“MIMIR-N2”において使用している、各プレナム間圧損式は定格流量時の圧損を基に流量の2乗に比例すると仮定して設定されている。低流量時（特に自然循環時）において圧損は必ずしも流量の2乗に比例しないので、より精度の高い解析をする上において、各プレナム間圧損の特性を反映した圧損式を作成したので報告する。

#### 2. 作成方法

先に報告（技-60-236）した炉心圧損曲線を“JOYFL-II”コードにより作成した際、各炉心流量時における各プレナム間圧損も計算されているので、これを使用し、“MIMIR-N2”解析用に流量配分を変換し直して、プレナム間圧損式を作成する。（尚、詳細については参考文献<sup>\*</sup>参照の事。）

#### 3. 作成結果

1) 下部プレナム， 高圧プレナム間

$$\Delta P \text{ (kg/cm}^2\text{)} = 3.663 \times 10^{-7} W^{1.997} \text{ ( W: (kg/sec) )}$$

2) 高圧プレナム， 低圧プレナム間

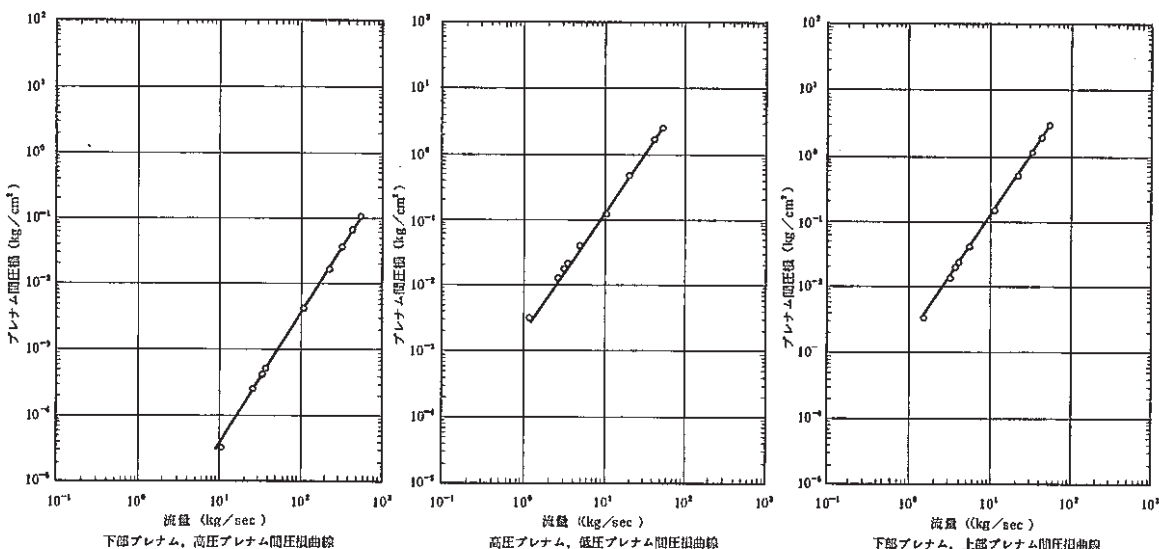
$$\Delta P \text{ (kg/cm}^2\text{)} = 2.046 \times 10^{-3} W^{1.816} \text{ ( W: (kg/sec) )}$$

3) 下部プレナム， 上部プレナム間

$$\Delta P \text{ (kg/cm}^2\text{)} = 1.893 \times 10^{-3} W^{1.830} \text{ ( W: (kg/sec) )}$$

#### 4. 評価

低流量域でのプレナム間圧損特性を反映した式を得る事ができ、自然循環解析での解析精度を高める事が期待できる。



(技-60-291)<sup>\*</sup>



## 6.6 単相多次元熱流動解析コード“COMMIX-1A”のタイムステップサーベイ

報告者：菅谷（プラントGr）

### 1. 概要

自然循環試験解析に使用している単相多次元熱流動解析コード“COMMIX-1A”のタイムステップサーベイを実施した。

本メモは、今後の自然循環試験解析でのCPU時間の短縮化を目的とし、タイムステップ0.1秒の「自然循環試験Ⅱ-B・試験後解析その2（技-60-204）」の結果を再現できるタイムステップ及びステップ間の収束判定条件をサーベイした結果を記するものである。

### 2. 結果

今回のタイムステップサーベイでは、3ケース実施したが、そのなかで、タイムステップ0.5秒、収束判定条件は、今までの解析で使用していた $\epsilon_1 = 1.0 \times 10^{-4}$ 及び $\epsilon_3 = 5.0 \times 10^{-5}$ のケースが、タイムステップ0.1秒の結果とよく一致した。

また、CPU時間については、ピーク点までタイムステップ0.1秒では約15時間であったが、上記のケースでは約9時間に短縮された。通常の解析では、300秒付近まで解析を行っており、タイムステップ0.1秒ではCPU時間で約19時間必要とするものが、上記のケースでは約10.5時間程度で計算を終了するものと予想される。

他の2ケース（タイムステップ0.5秒・判定条件10倍及びタイムステップ1.0秒・判定条件10倍）については、タイムステップ0.1秒の解析結果の温度挙動と違いが見られ、条件としては不適當である。

よって今後の解析では、タイムステップ0.5秒、収束判定条件は従来通りりものを標準とする。

## 7. 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種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。

### 7.1 サイクル報（MK-II炉心第8サイクル）

報告者；庄野（異常監視技術 Gr.）

#### 1. 概要

MK-II炉心第8サイクルは、1985年12月2日に起動し、燃料温度の挙動を確認するために、出力上昇・出力下降を行った後、同月8日に定格出力に到達した。以後、定格運転を1986年1月20日まで継続した後、30 MWまで出力降下し、制御棒一斉挿入にて原子炉を停止した。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8サイクルの原子炉熱出力履歴は図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測定結果（表1参照のこと）

- (1) 炉心関連
- (2) プラント関連
- (3) 計装関連

〔2〕 定格運転時測定データ

〔3〕 原子炉熱出力履歴

〔4〕 その他

- (1) 集合体出口温度監視結果
- (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8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。

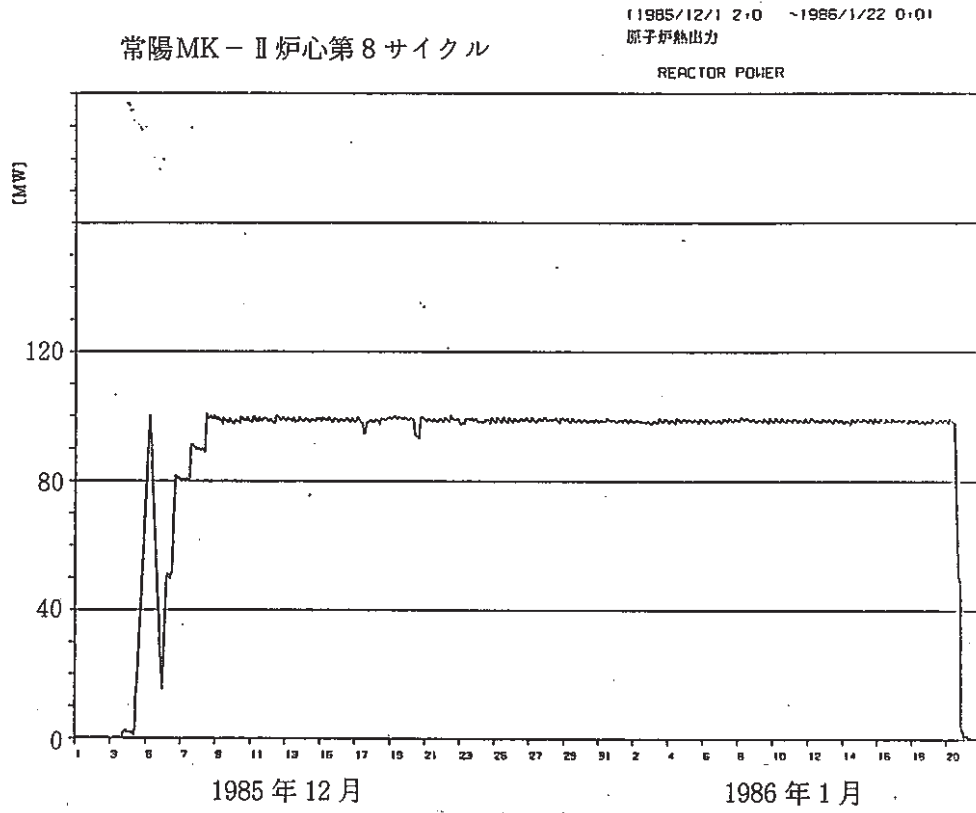


図1 第8サイクル原子炉熱出力履歴

1. 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 炉心第8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
	2.02	1.92	1.83	2.03	2.20	2.15
BOC臨界点 (mm) (254℃)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	484.9	484.8	485.0	486.0	486.0	485.3
250℃余剰反応度 (%Δk/k)	2.31					
(注1)出力係数 ( $\times 10^{-3} \% \Delta k / k / MW$ )	BOC	EOC	(注1) 平均値を採用			
	-3.67	-2.57				
燃焼係数 ( $\times 10^{-4} \% \Delta k / k / MWD$ )	-2.41 (定格出力時, $N_p - 239$ 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
	465	654	660	493	654	660

(注2) 電磁オシロによる測定値

2. プラント関係

系統圧損 (mNa)	Aループ	Bループ	(注3) 250℃での測定	
	48.8	47.9		
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	819.1	816.0		
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1A	2A	1B	2B
	11.8	10.8	8.8	7.9

3. 計装関係

ベーン開度信号ヒステリシス (mA) (於50%開度)	1A	2A	1B	2B		
	0.35	0.38	0.31	0.11		
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					

## 7.2 M系列・安定性試験結果 (MK-II 炉心第9サイクル)

報告者 ; 庄野 (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	M系列試験	1986. 2. 25
	安定性試験	1986. 2. 27

- 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8サイクルに比べ、A系のゲイン余裕がわずかに減少したが、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 (Kp)	2.14 ( 2.3 )	2.14 ( 2.2 )	1.94 ( 1.9 )	1.96 ( 1.9 )
ゲイン余裕 (dB)	10.6 ( 11.8 )	8.6 ( 10.8 )	8.3 ( 8.8 )	8.2 ( 7.9 )

(注) ( ) 内の数値は第8サイクルでの値

- 定格第1～第9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系列試験及び安定性試験によりプラントが十分安定な領域にあることを確認した。また、その安定度が従来の定格サイクルと同等であることを確認した。

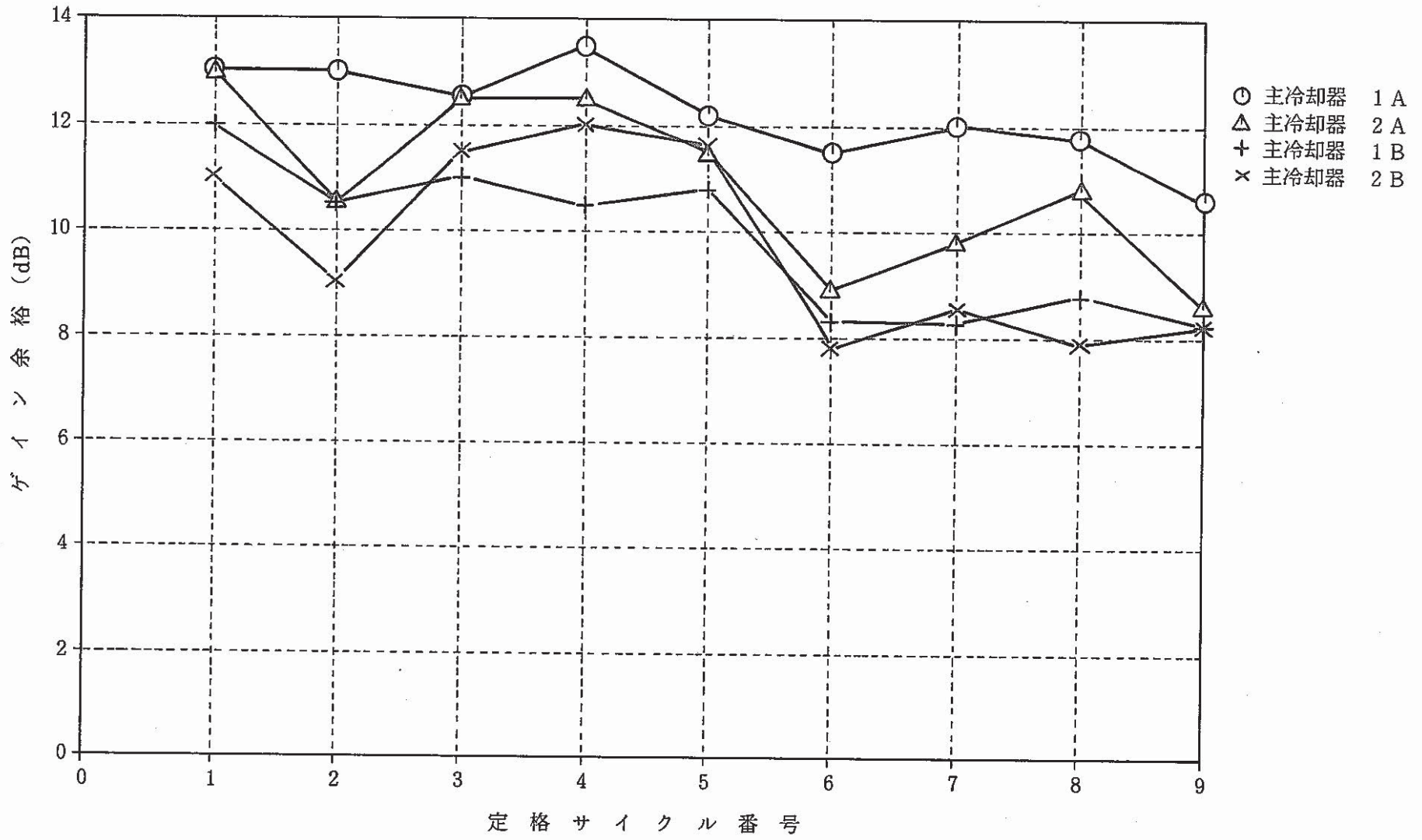


図1 各主冷却器ゲイン余裕経時変化 (MK-II炉心 第1~第9サイクル)

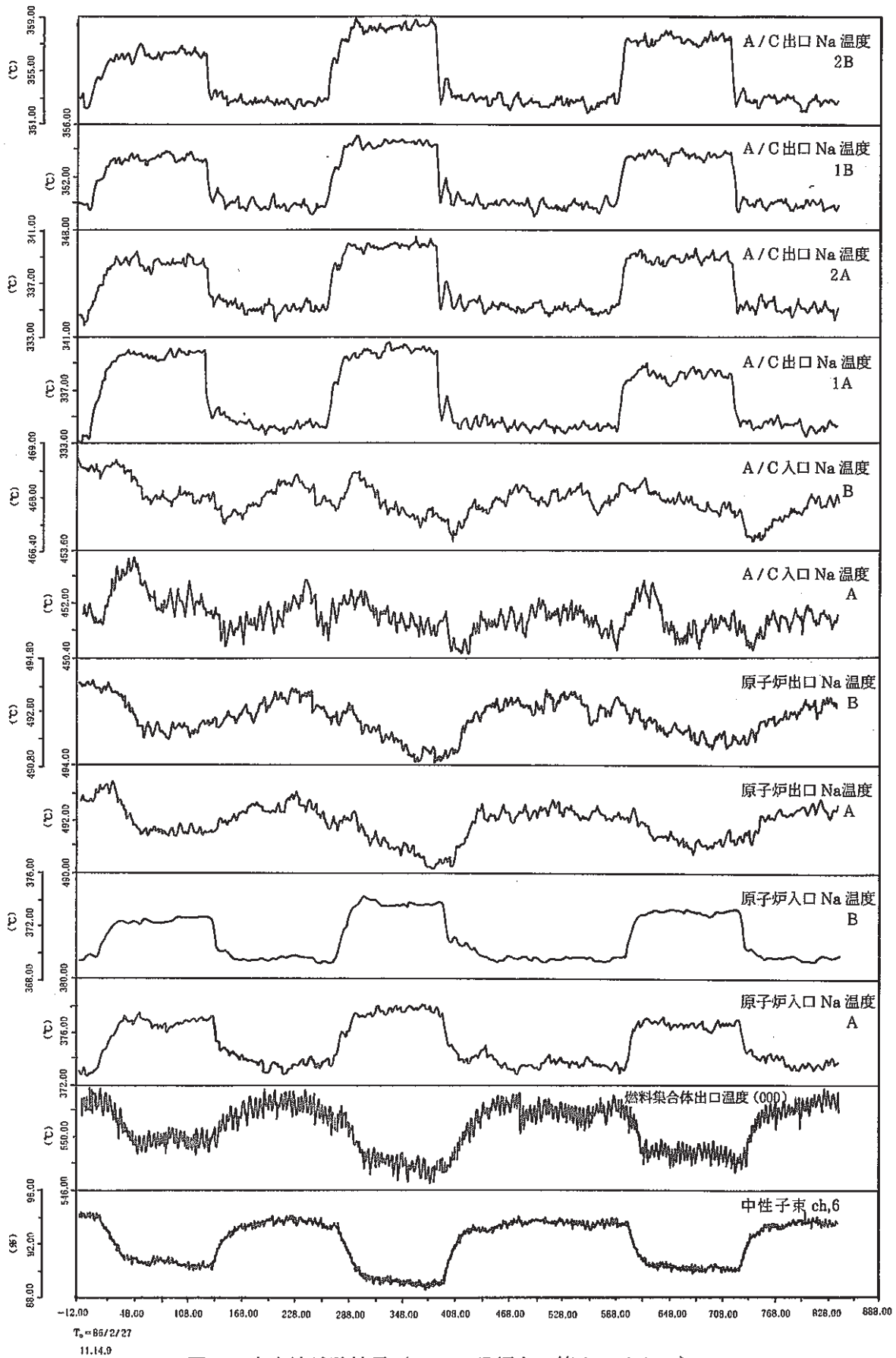


図2 安定性試験結果 (MK-II炉心 第9サイクル)

### 7.3 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果

報告者；小倉（異常監視技術 Gr.）

#### 1. 概要

MK-II 炉心第9サイクル起動前に主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験を実施し、採取したデータより、各種設定値を算出した。この各種設定値を制御系へ設定した後、模擬電喪信号によるベーン開度測定の実験を実施した結果を報告する。

#### 2. 測定内容

測定は、主送風機入口ベーン・ダンパを「全閉」→「全開」→「全閉」のサイクルで動作させこの間の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するものである。この採取データを計算センターで処理し調節計設定値を算出する。

模擬電喪信号によるベーン開度測定試験では、上記の算出された設定値等を制御系に設定した後、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（第8サイクル起動前）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ことが判った。また、オーバーラップ領域は前回の調整値と今回の算出値に差があるため、設定値を変更する必要があることが判った。（図1～4参照）

##### 2) 2次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上、下限値

上記の試験の算出値（設定値）及びこれを用いて行った模擬電喪信号によるベーン開度測定の結果を表1に示す。

#### 4. 評価

「主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験」と、これに続いて行った「模擬電喪信号によるベーン開度測定試験」にて得られた結果より検討した所、全てのベーン開度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、そのまま第9サイクル中に使用し、第10サイクル起動前の「主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験」まで継続して使用することとした。



表1 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 $\alpha$	1 A	1.076				UNIT1 105 SV
	2 A	1.080				UNIT1 107 SV
	1 B	1.087				UNIT2 105 SV
	2 B	1.095				UNIT2 107 SV
6.5 % ML	1 A	84.96	8.5	86.96	6.0	UNIT1 CL02 LP01.02ML
	2 A	84.44	6.9	-	-	UNIT1 CL07 LP03.04ML
	1 B	84.25	5.5	83.25	6.4	UNIT2 CL02 LP01.02ML
	2 B	85.03	7.3	-	-	UNIT2 CL07 LP03.04ML
0 % MH	1 A	94.94	0.5	-	-	UNIT1 CL02 LP01.02MH
	2 A	91.16	0.5	-	-	UNIT1 CL07 LP03.04MH
	1 B	90.98	- 1.3	90.90	- 1.3	UNIT2 CL02 LP01.02MH
	2 B	90.07	0.7	-	-	UNIT2 CL07 LP03.04MH

試験日：昭和61年2月6日 設定日：昭和61年2月6日

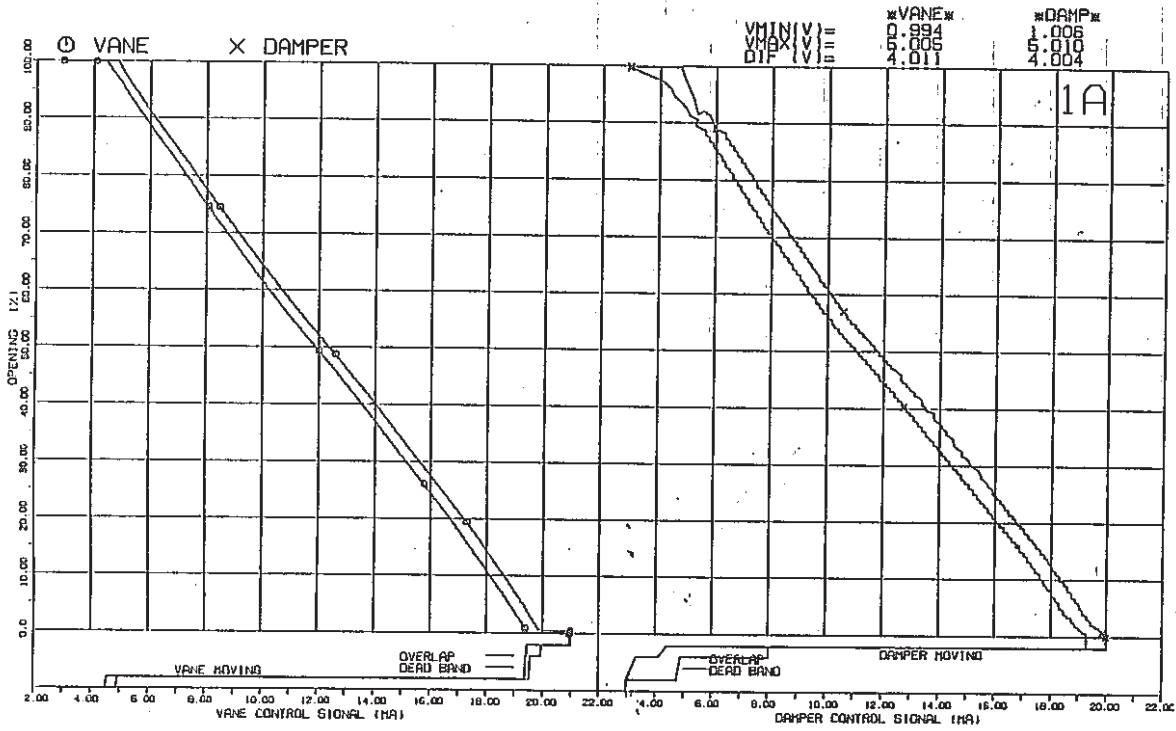


図1 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性(1A)昭和61年2月3日測定

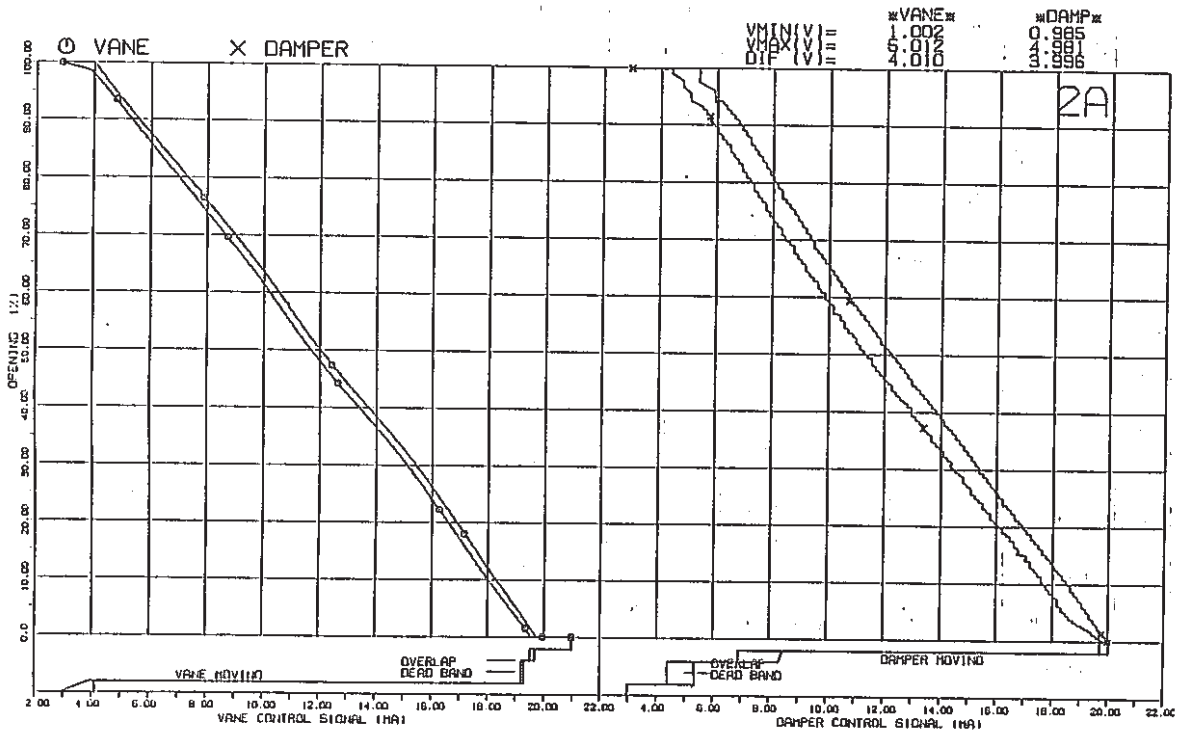


図2 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性(2A)昭和61年2月3日測定

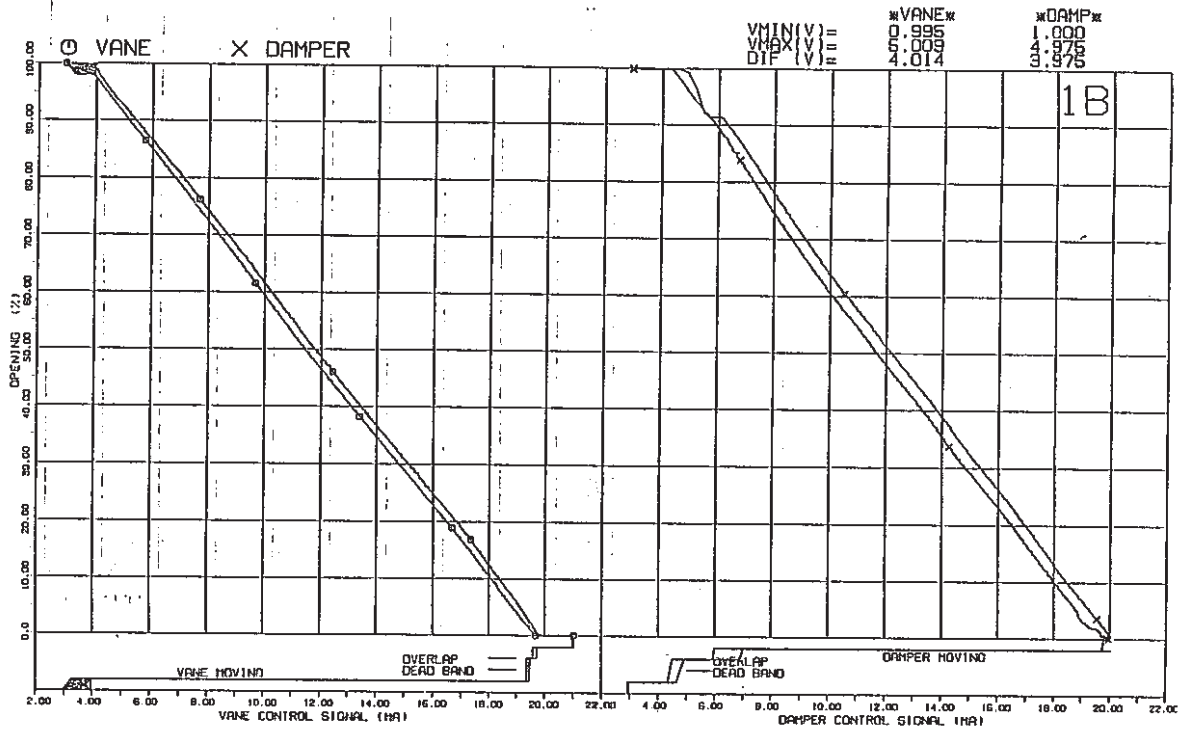


図3 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性(1B)昭和61年2月3日測定

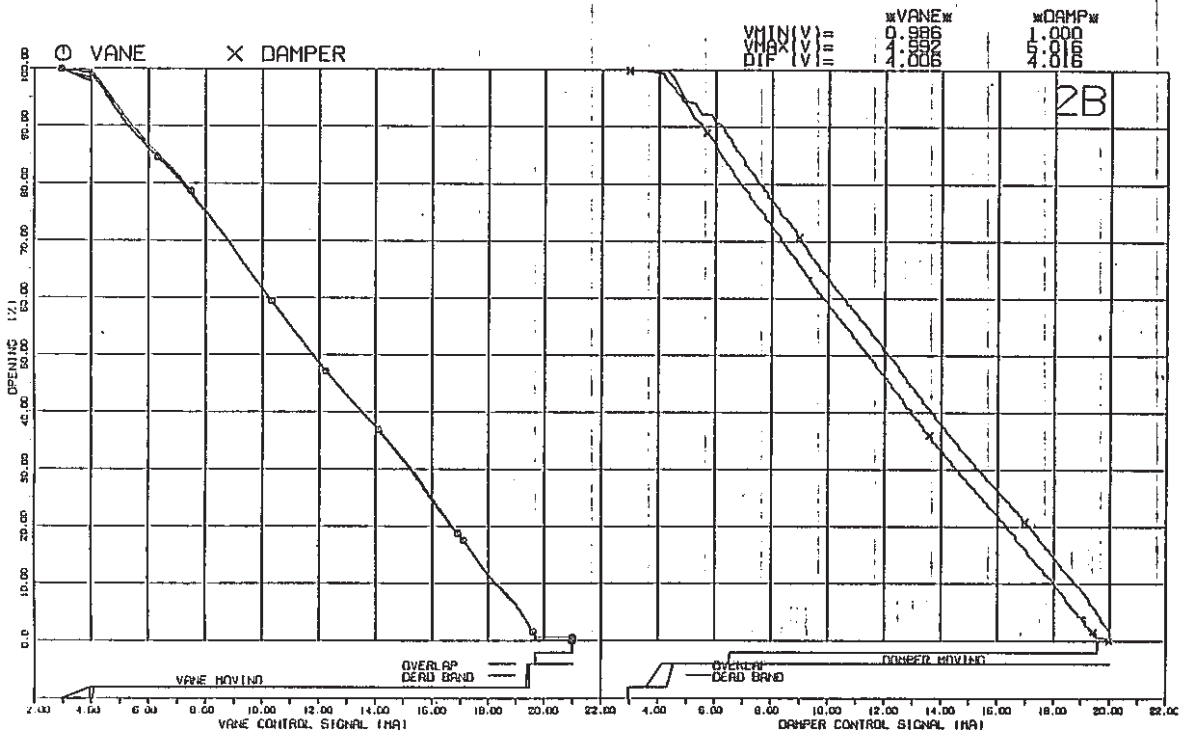
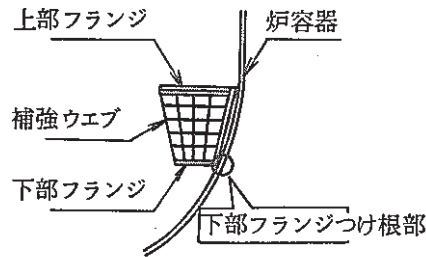


図4 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性(2B)昭和61年2月3日測定

7.4 2次主循環ポンプトリップの許容回数について

報告者；沢田 誠（プラントGr.）

2次主循環ポンプトリップが発生した場合は、原子炉入口温度によるホットショックによって原子炉容器コアサポート部（下部フランジ付根部）に厳しい熱衝撃の生じることが、<sup>(注)</sup>従来の検討より明らかにされている。これに伴い、原子炉容器コアサポート部の余寿命評価という観点から、2次主循環ポンプトリップの許容回数の算出を行った。尚、評価は「常陽」Na 機器構造設計指針を用いて行った。



1. 算出方法

2次主循環ポンプトリップによるホットショックと100 MW手動スクラムによるコールドショックとの重畳を考慮した応力サイクル ( $S_n = 59.6 \text{ kg/mm}^2$ ) と、コールドショック単独による応力サイクル ( $S_n = 22.8 \text{ kg/mm}^2$ ) とから、ポンプトリップの許容回数の算出を行った。

2. 算出結果

	1次 + 2次応力	繰返しピーク応力	疲労損傷係数	クリープ疲労損傷係数	累積疲労損傷係数
ホットショックとコールドショックとの重畳	59.6	198.5	0.0167	0.29	0.31 < 1.0
コールドショック	22.8	22.8	0.0016		
2次主ポンプトリップ許容回数	$n = 1.0 - (0.0016 + 0.29) / 0.0167 = 42.4 \text{ 回}$				

3 評価

2次主ポンプのトリップ許容回数は42回という結果が得られたが、この回数は過去の運転実績、運転経験等から判断すると、コアサポート部の構造健全性に支障を与える回数ではないと判断する。

(注) 技-60176 「原子炉容器コアサポート部3次元応力解析結果報告」

## 7.5 ステップ応答測定結果（MK-II 炉心第 8 サイクル定格運転中の経時変化）

報告者；庄野（異常監視技術 Gr.）

### 1. 概要

MK-II 炉心第 8 サイクルの定格運転期間中に、制御棒操作によるステップ応答試験を実施した。試験は原則として毎週月曜日に実施した。全試験回数は 7 回であった。

### 2. 試験条件

- 炉出力 100 MW
- 投入反応度  $\pm (2.1 \sim 4.1) \phi$  ; 制御棒操作量  $\pm 6 \text{ mm}$

### 3. 試験結果

定格運転継続日数と出力係数との関係を図 1 に示す。定格運転継続に伴って出力係数が徐々に減少する傾向がいずれの定格サイクルにおいても見られたが、第 8 サイクルではこの傾向は従来の定格サイクルよりも弱まっていることが確認された。

また、定格運転継続に伴う中性子束信号及び S/A 出口温度のステップ応答形状の変化を図 2、図 3 に示す。いずれの信号においても、単位投入反応度に対する変化量の経時変化は顕著には現われなかった。

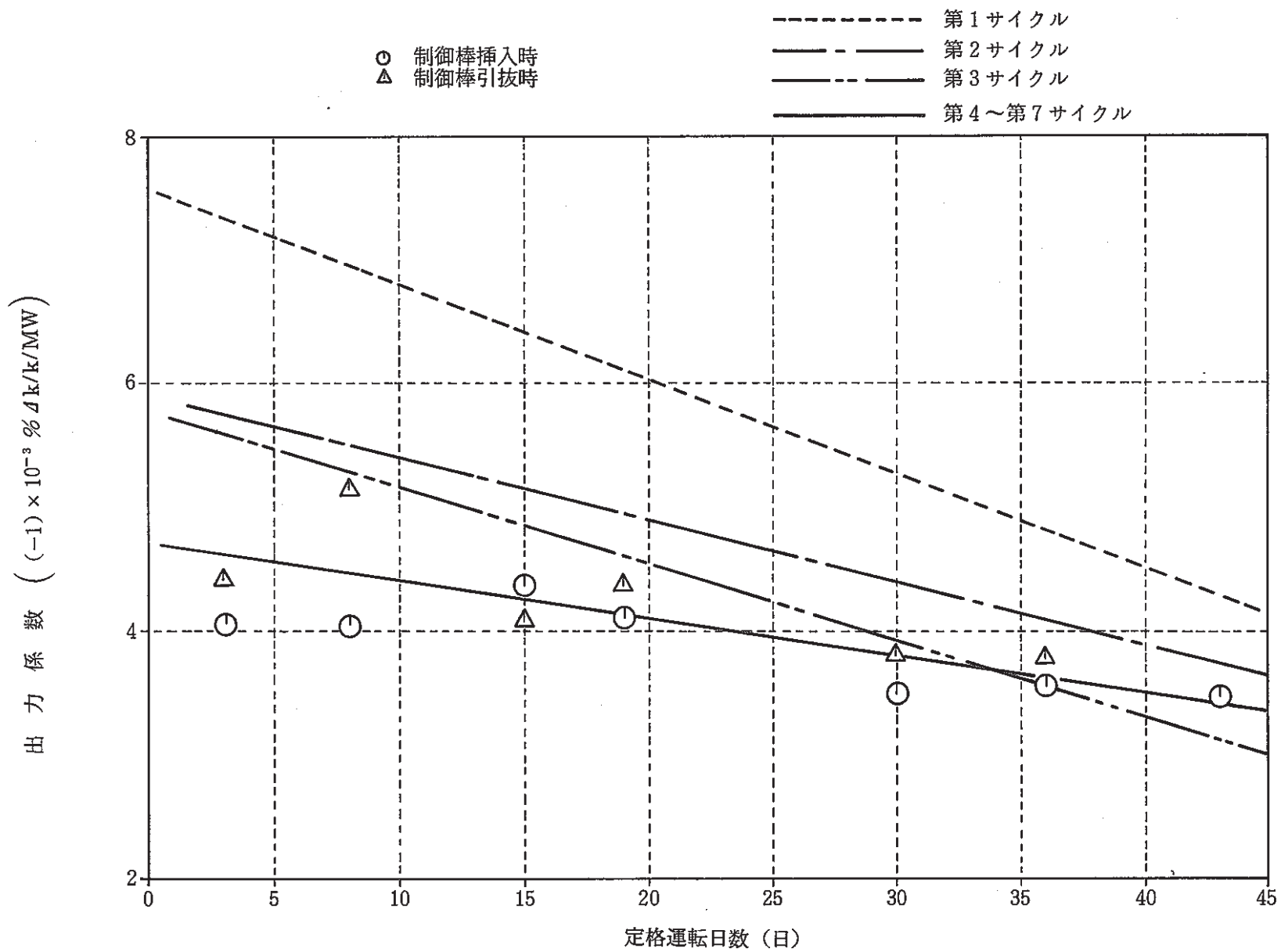


図1 定格運転に伴う出力係数の経時変化(MK-II炉心第8サイクル)

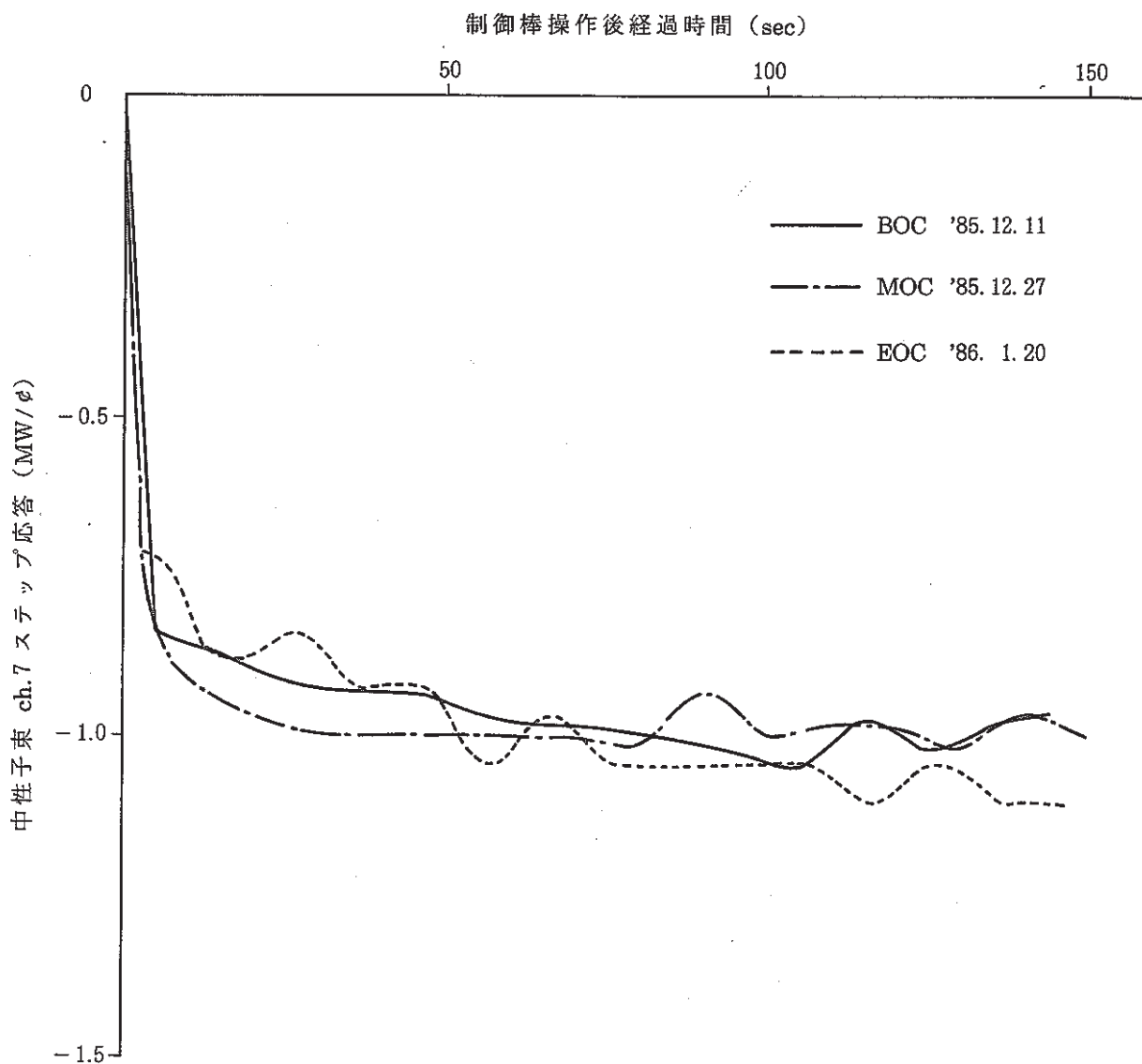


図2 中性子束ステップ応答経時変化  
(MK-II炉心 第8サイクル 原子炉出力 100 MW)

## 7.6 ステップ応答測定結果（出力上昇・出力下降時；MK-II炉心第8サイクル）

報告者；庄野（異常監視技術Gr.）

### 1. 概要

MK-II炉心第8サイクルのBOC及びEOCの出力変更操作時に実施したステップ応答測定結果を報告する。

### 2. 試験条件

- 測定時期    BOC-1    15→100 MW 出力上昇（'85.12.4）  
                  BOC-2    100→15 MW 出力下降（'85.12.5）  
                  BOC-3    15→100 MW 出力上昇（'85.12.5～8）  
                  EOC        100→35 MW 出力下降（'86.1.20）
- 投入反応度  
      ±（2～4）‰；制御棒操作量 約4 mm に対応

### 3. 測定結果

ステップ応答試験前後の中性子束信号変化量と制御棒操作による投入反応度との比より出力係数を算出した。

- (1) 図1に第8サイクルで得られた全データを示す。BOCで測定した3回の値は良い再現性を示している。また、EOCではBOCに比べて出力係数が減少した傾向がある。これは従来の定格サイクルでの測定結果に類似している。
- (2) 図2，図3に、それぞれBOC，EOCで測定された出力係数を第6～第8サイクルのデータを用いて示す。いずれも3回の定格サイクル間の再現性は比較的良好であるが、徐々に出力係数が減少する経時変化が若干見られる。
- (3) 本サイクルで実施した4回の測定と同時に実施された、通常測定手法による出力係数との比較を行った。ステップ応答法による値は、通常測定手法による値に比べ、絶対値で $(1\sim 2)\times 10^{-3}\% \Delta k/k/MW$ 程度大きい傾向を示す。BOCデータについては、両者の差異が60 MW以下で大きく、60 MW以上で小さいという傾向が見られた。



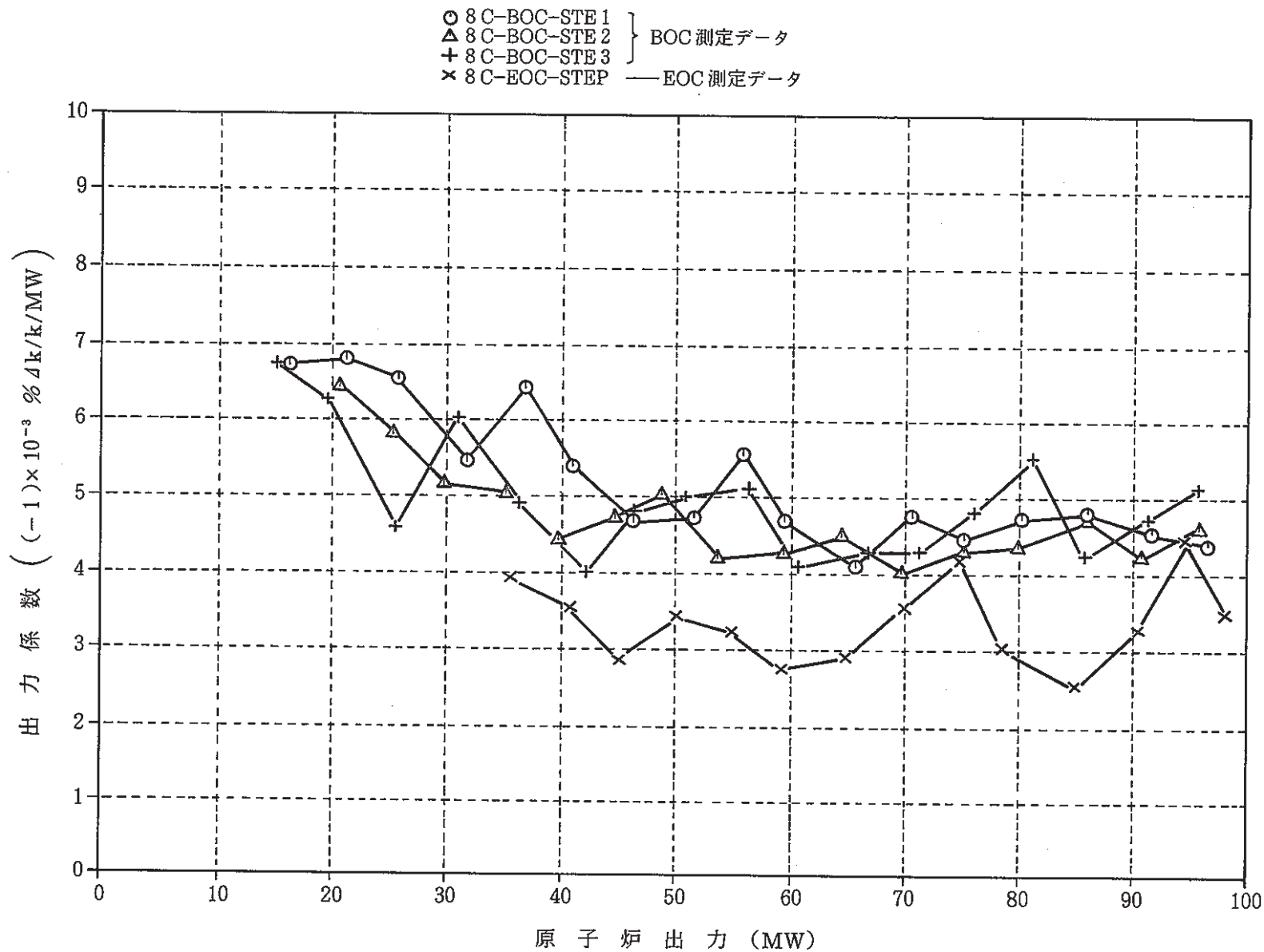


図1 MK-II炉心第8サイクル 出力係数測定結果の比較 (ステップ応答法)

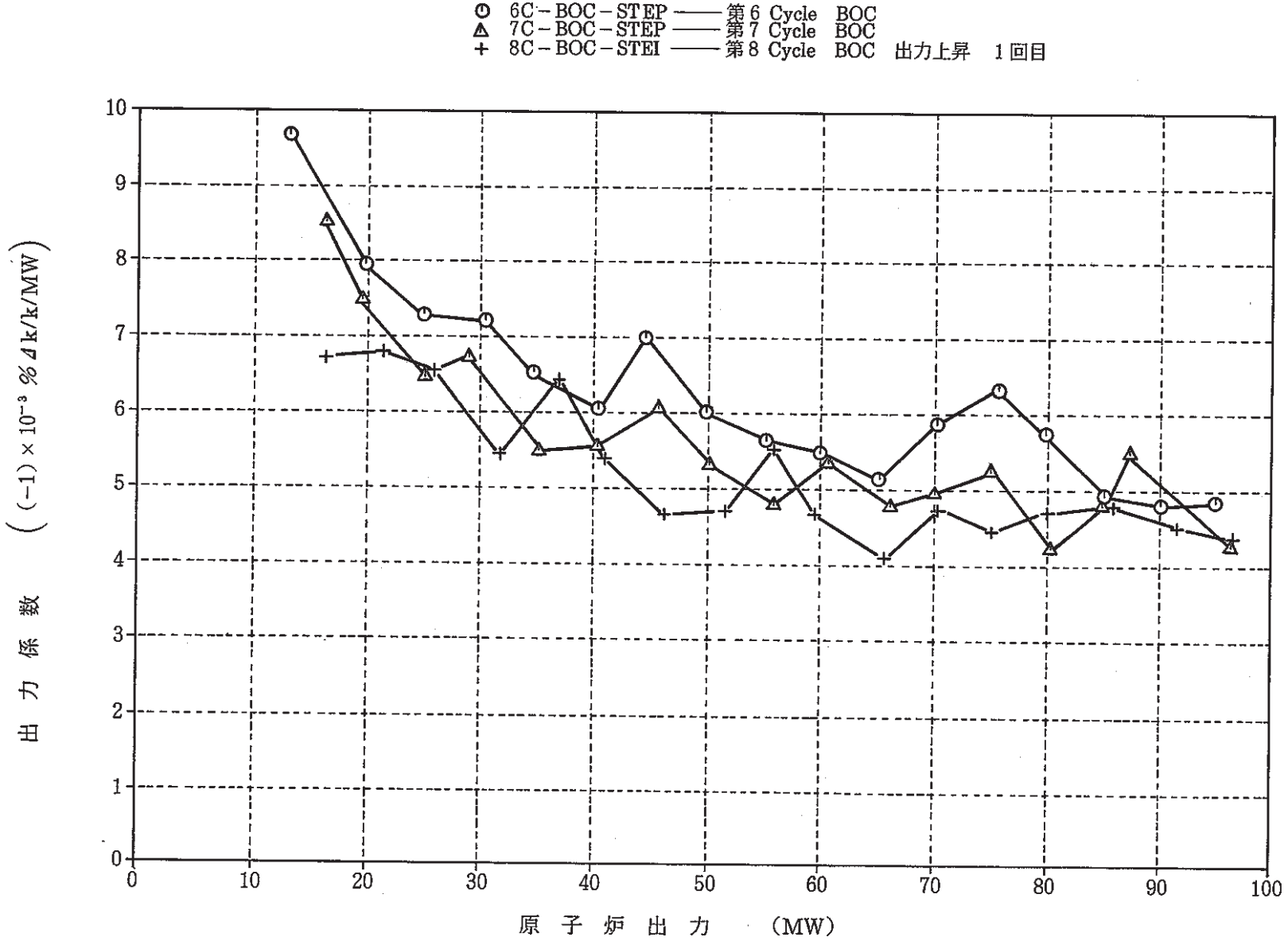


図2 定格サイクルBOCでの出力係数測定結果の比較(ステップ応答法, 第6~第8サイクル)

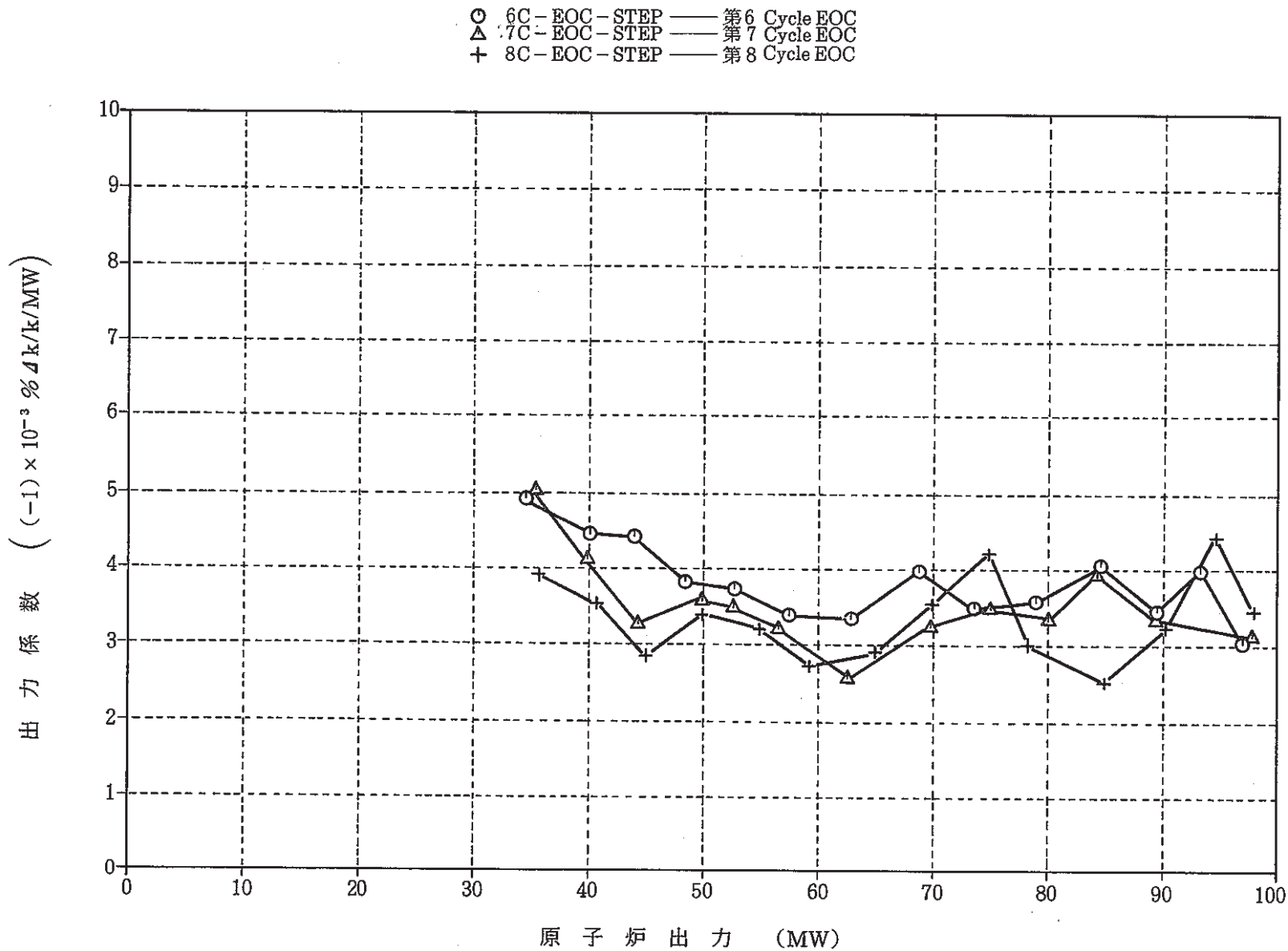


図3 定格サイクル EOCでの出力係数測定結果の比較(ステップ応答法, 第6~第8サイクル)

7.7 瞬停発生時のプラント信号変化量（実測値と計算値の比較）

報告者；庄野（異常監視技術 Gr.）

1. 概要

1986年2月17日16:30頃第9サイクル100MW運転中に瞬停が発生し、中性子束を初めとするプラント信号に変化が見られた。瞬停発生時の中性子束、S/A出口温度等の挙動については、1984年9月27日発行の技術課メモ59-188で示したように実測値と計算値が良く一致することを確認済であるが、今回はINTAにより燃料中心温度、冷却材温度等のデータが新たに得られたので再度計算値との比較を実施した。

2. 計算方法

- 使用コード “SPIDER”；簡易炉心動特性解析コード
- 入力条件 初期条件 炉出力 100MW  
1次系流量 100%流量状態から瞬停時挙動を入力

3. 計算結果

信号名	単位	100MW時 定常値	定常値からの瞬停時変化量		備 考
			実測値	計算値	
中性子束	MW	100	- 5.0 ~ 0	- 5.0 ~ 0	
反応度	ρ	0	- 3.7 ~ + 1.6	- 3.7 ~ + 1.4	
S/A 出口 温度	(000)	566.5	- 1.5 ~ + 14.4	- 1.3 ~ + 13.9	熱電対時定数3secで評価  熱電対時定数7secで評価
	(1A1)	546.9	- 1.1 ~ + 5.3	- 0.7 ~ + 7.3	
	(3C2)	454.4	- 1.8 ~ + 4.7	- 0.3 ~ + 3.5	
燃料 中心 温度	18ピン	1839	- 18.0 ~ + 6.5	- 28.3 ~ 0	W/Re熱電対は燃料に密着し、かつ時定数なしと考えた。
	13ピン	1671	- 13.0 ~ + 5.8	- 25.0 ~ 0	
	8ピン	1737	- 28.4 ~ + 2.9	- 26.3 ~ 0	
INTA冷却材温度	℃	530.6	- 2.4 ~ + 15.0	- 2.1 ~ + 22.8	熱電対時定数は考慮せず
INTA出口温度	℃	550.5	- 3.6 ~ + 19.8	- 2.4 ~ + 25.6	

4. 評価

- (1) 各信号の変化量については実測値と計算値の間に良い一致が見られた。
- (2) 解析では燃料温度の初期値からの上昇はないが、実測値では見られているのが相異点である。

## 7.8 ステップ応答測定結果 (MK-II 炉心第9 サイクル BOC)

報告者 ; 庄野 (異常監視技術 Gr.)

### 1. 概要

MK-II 炉心第9 サイクル BOC の出力上昇時に実施したステップ応答試験の結果得られた出力係数を通常測定手法の結果とともに示す。

### 2. 測定時期

第9 サイクル BOC 出力上昇時 (1986年2月13～15日)

15 → 50 MW (2/13), 50 → 90 MW (2/14), 90 → 100 MW (2/15)

### 3. 測定結果

- (1) 図1に通常測定手法によって得られた出力係数との比較を示す。ステップ応答法による値の方が絶対値にして  $(1 \sim 2) \times 10^{-3} \% \Delta k/k / MW$  大きな値を示し、従来通りの傾向であるが、65～80 MW の範囲では両者の差が大きかった。
- (2) 図2に第7～第9 サイクルでの BOC のステップ応答測定結果の比較を示す。第9 サイクルの値は第7, 第8 サイクルの値に比べて同等もしくは若干大きい値を示したが、前述の65～80 MW の範囲では顕著に絶対値が大きくなっていることがわかる。
- (3) 図3に65～80 MW でのステップ応答試験時の中性子束信号の挙動を第8, 第9 サイクルのデータを用いて比較した。いずれのデータにおいても制御棒引抜20秒以降で相異が見られた。第8 サイクルデータは、制御棒引抜直後の変化からさらに上昇するのに対し、第9 サイクルデータは、制御棒引抜直後の値でそのまま安定状態に達するという違いがある。

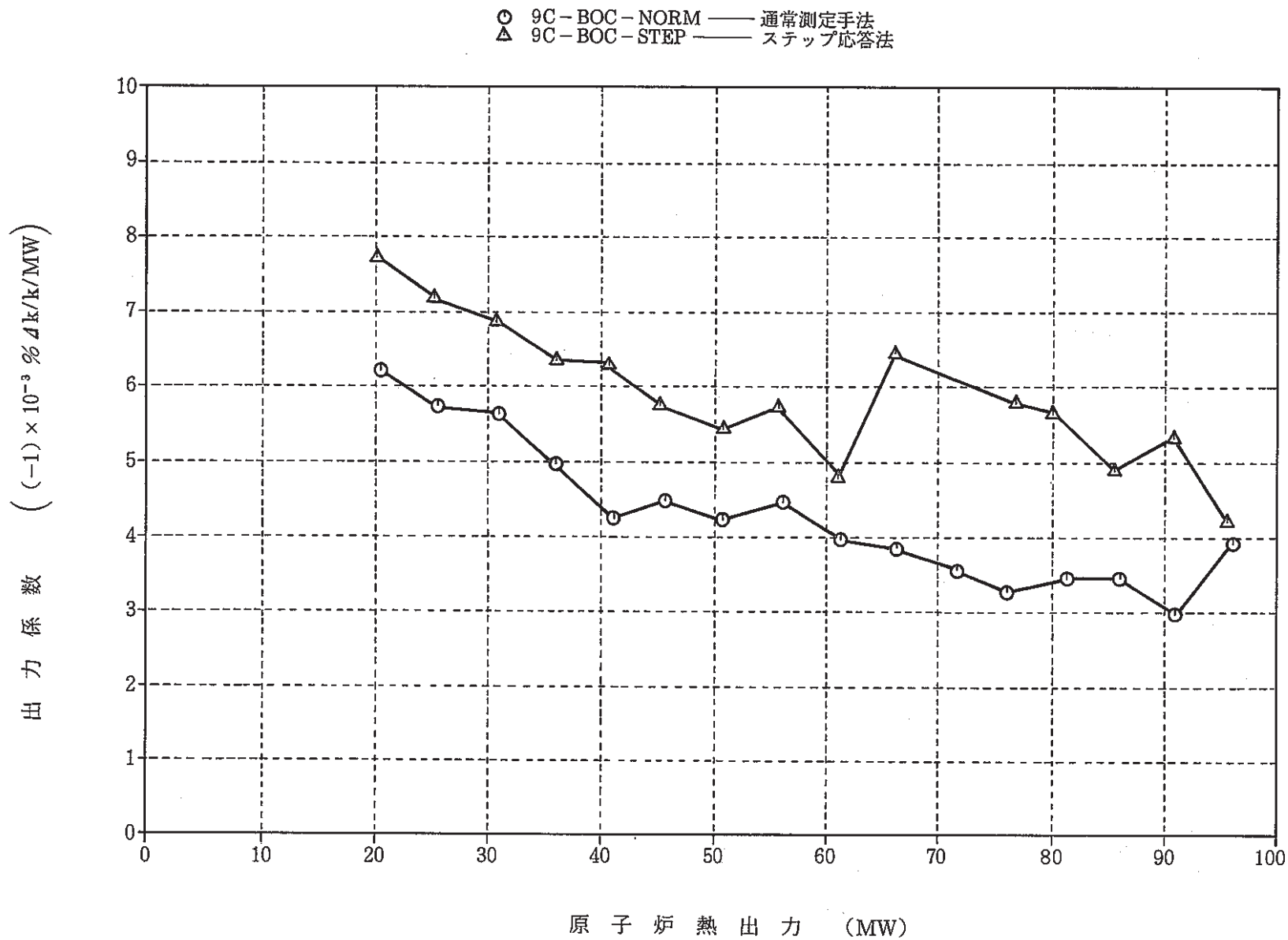


図1 出力係数測定結果の比較(第9サイクルBOC, 通常測定手法とステップ応答法)

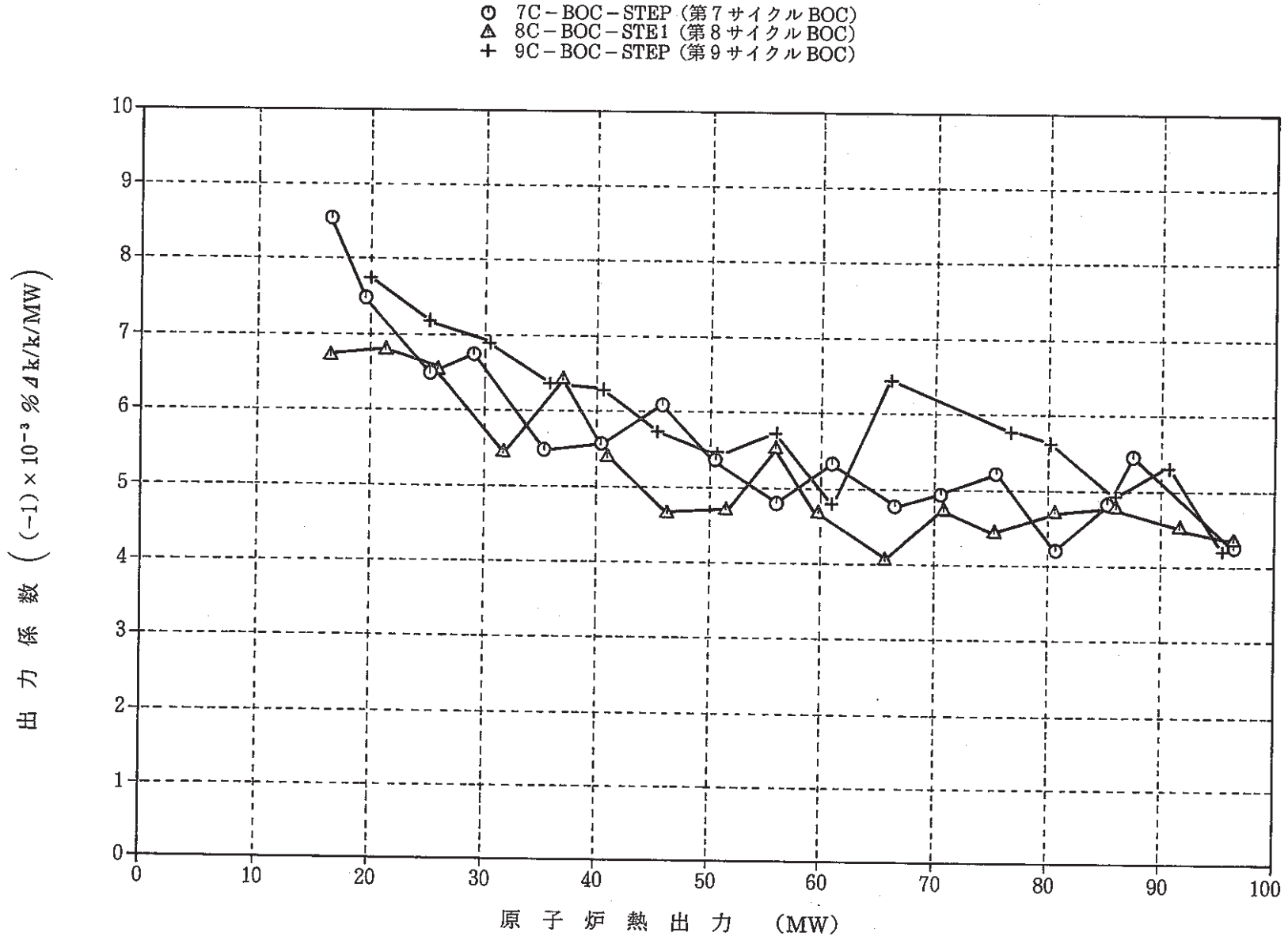


図2 ステップ応答法による出力係数測定結果の比較 (第7～第9サイクル BOC)

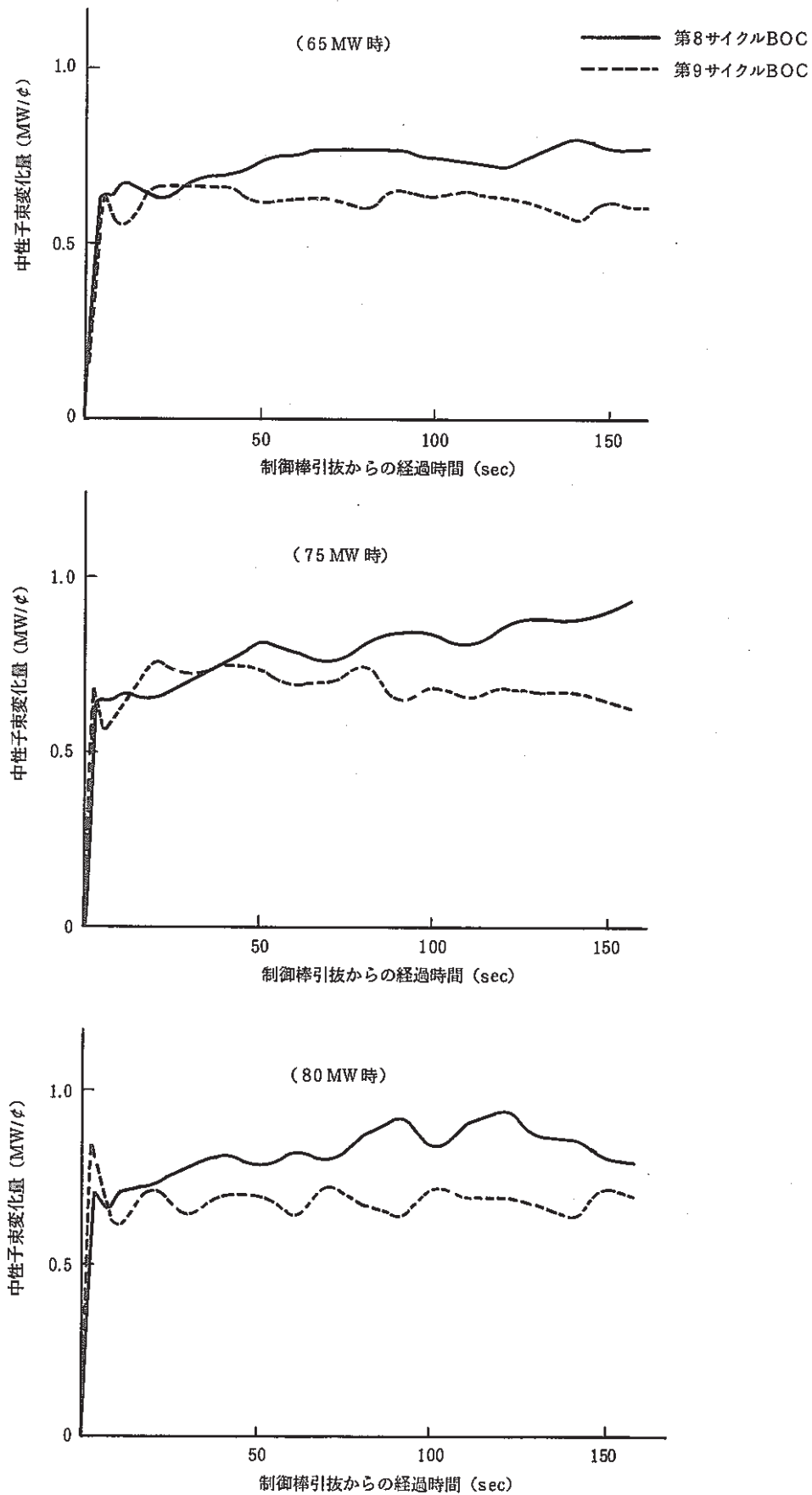


図3 中性子束 ch. 7 のステップ応答形状の比較 (第 8, 第 9 サイクル BOC)



## 7.9 中性子束信号ステップ応答形状の比較 (MK-II炉心第7～第9サイクルBOC)

報告者；庄野 (異常監視技術 Gr.)

### 1. 概要

MK-II炉心第7～第9サイクルBOC出力上昇時の通常測定手法による出力係数を比較すると、60 MW以下の領域で、第8サイクルのデータのみが小さい (フィードバック特性が弱い) という傾向がある。そこで、同時期に測定された中性子束信号のステップ応答形状を比較し、第8サイクルの出力係数の変化原因を推定する。

### 2. 通常測定手法による出力係数測定結果

図1に第7～第9サイクルBOCにおける測定値を示す。

### 3. 中性子束信号のステップ応答形状の比較

図2, 図3にそれぞれ、25 MW, 30 MWからの中性子束信号ステップ応答形状 (第7～第9サイクルBOC) を示す。

### 4. 結論

- (1) 通常測定手法によって、第8サイクルBOCの出力係数は第7, 第9サイクルの値より小さいという結果が得られたが、同時点で実施したステップ応答法では、第7～第9サイクルのデータ間に顕著な差異は見られなかった。
- (2) 25 MW, 30 MWからの中性子束信号ステップ応答の形状の第7～第9サイクルのデータ間にも顕著な差異は見られなかった。
- (3) 上記(1), (2)及び両測定手法の差異から、第8サイクルBOCにおいては、他のサイクルに比べ制御棒引抜後3分以上経過してから発生するフィードバック反応度の性質に変化が生じたものと推定される。
- (4) 変化が生じたと推定されるフィードバック反応度の項目としては、湾曲反応度, CRDMと炉容器の熱膨張量の差に起因する反応度, 燃料要素特性の変化に起因する反応度等が考えられるが、個々の因子の定量的な評価については今後の課題である。

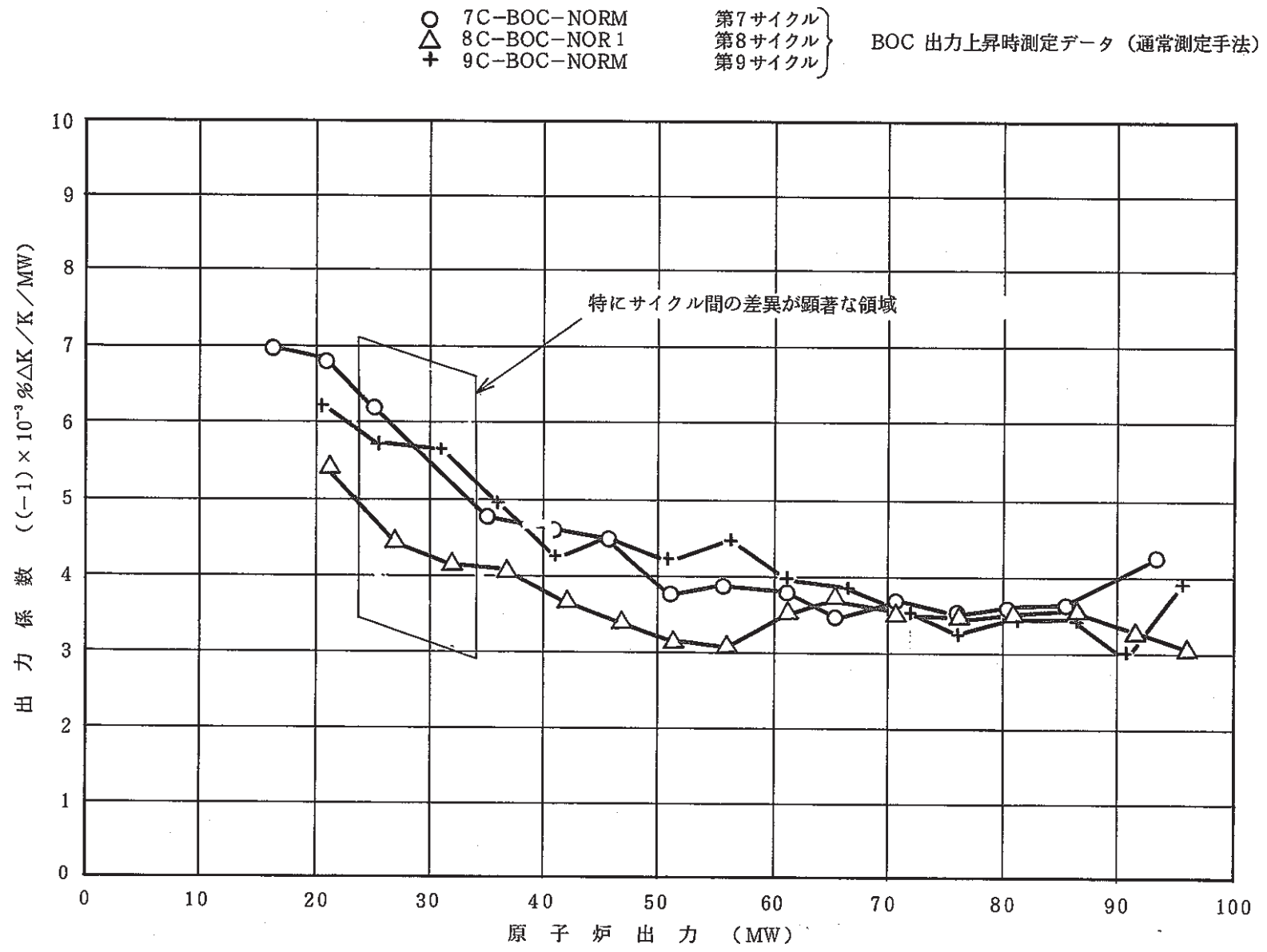


図1 各定格サイクルBOCにおける出力係数測定結果の比較 (通常測定手法)

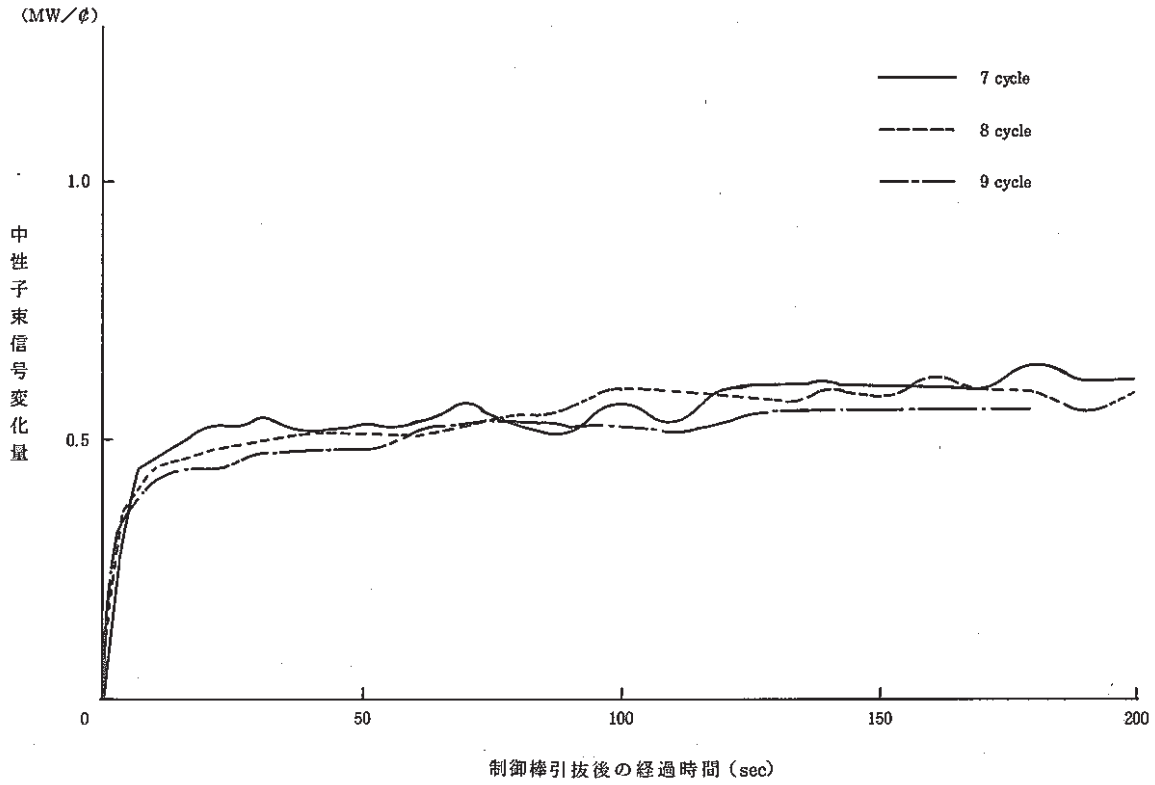


図2 中性子束信号ステップ応答形状の比較(初期出力 25 MW)

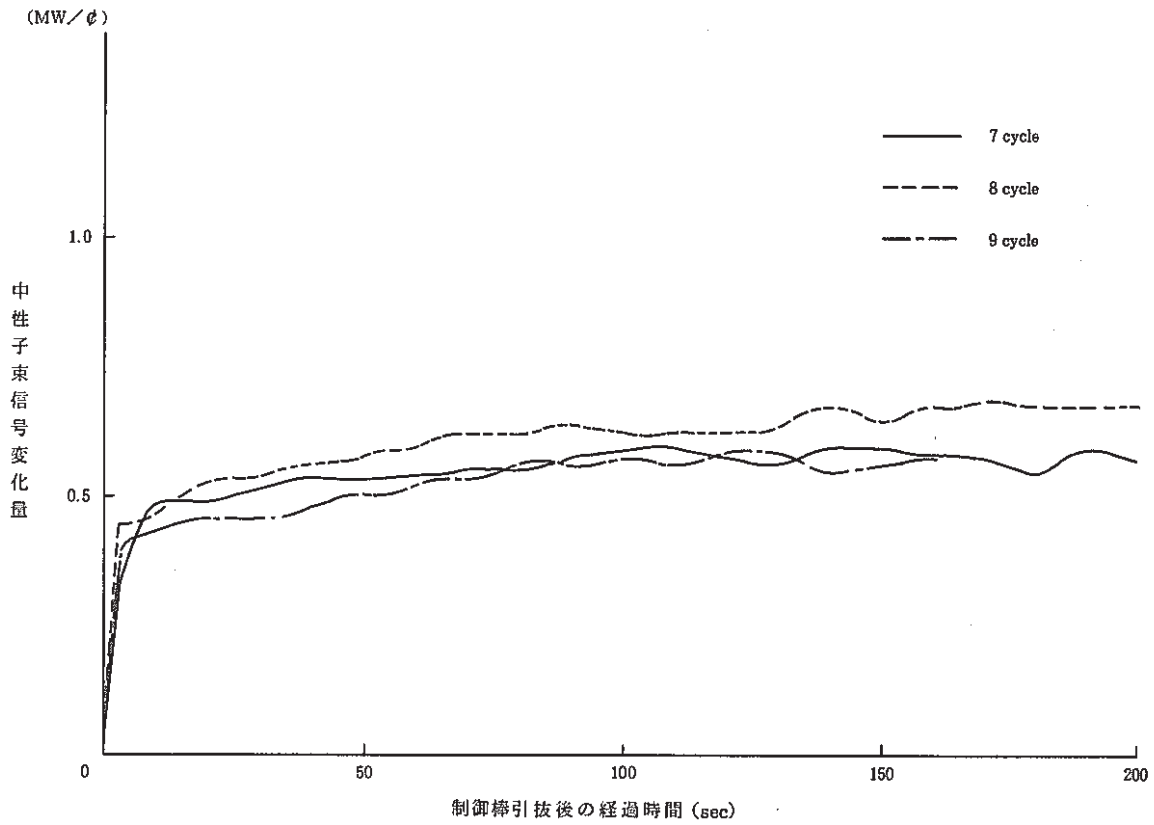


図3 中性子束信号のステップ応答形状の比較(初期出力 30MW)

## 7.10 フィードバック反応度の時間的挙動の考察（第1報）

報告者；庄野（異常監視技術 Gr.）

### 1. 概要

反応度フィードバック特性測定のために実施している出力係数については、通常測定手法とステップ応答法の測定値に差異がある。この理由として、技術課メモ技-60-290では、出力変更開始後3分以降に、設計で考慮していない未知の正のフィードバック反応度の存在を推定したが、本メモではこの未知反応度の時間的挙動を解明する一助として、第8サイクルBOC 50→55 MW出力上昇時の中性子束信号実測値と“SPIDER”による計算値との比較を実施した結果を報告する。

### 2. 解析モデル（解析フローを図1に示す。）

- 炉心動特性解析コード“SPIDER”に、制御棒操作、炉入口温度（いずれも実測値）を入力し、中性子束応答を計算。
- フィードバック定数 $\alpha_F^{*1}$ は、1回目のステップ応答データで校正。

### 3. 結果及び考察

- (1) 上記データと“SPIDER”計算値を比較した結果、出力上昇開始後、約5分後から継続的に、設計で考慮していない正の反応度が炉心に発生していることがわかった。（図2参照）
- (2) 上記未知反応度は、今回のデータからは約2.3 $\rho$ と推定される。
- (3) 第9サイクルEOC 50 MW出力にて、1回の制御棒操作で約5 MW変化するように操作量を大きくし、40～50分間継続してデータ測定を実施することを計画している。

\*1 軸方向燃料膨張反応度係数

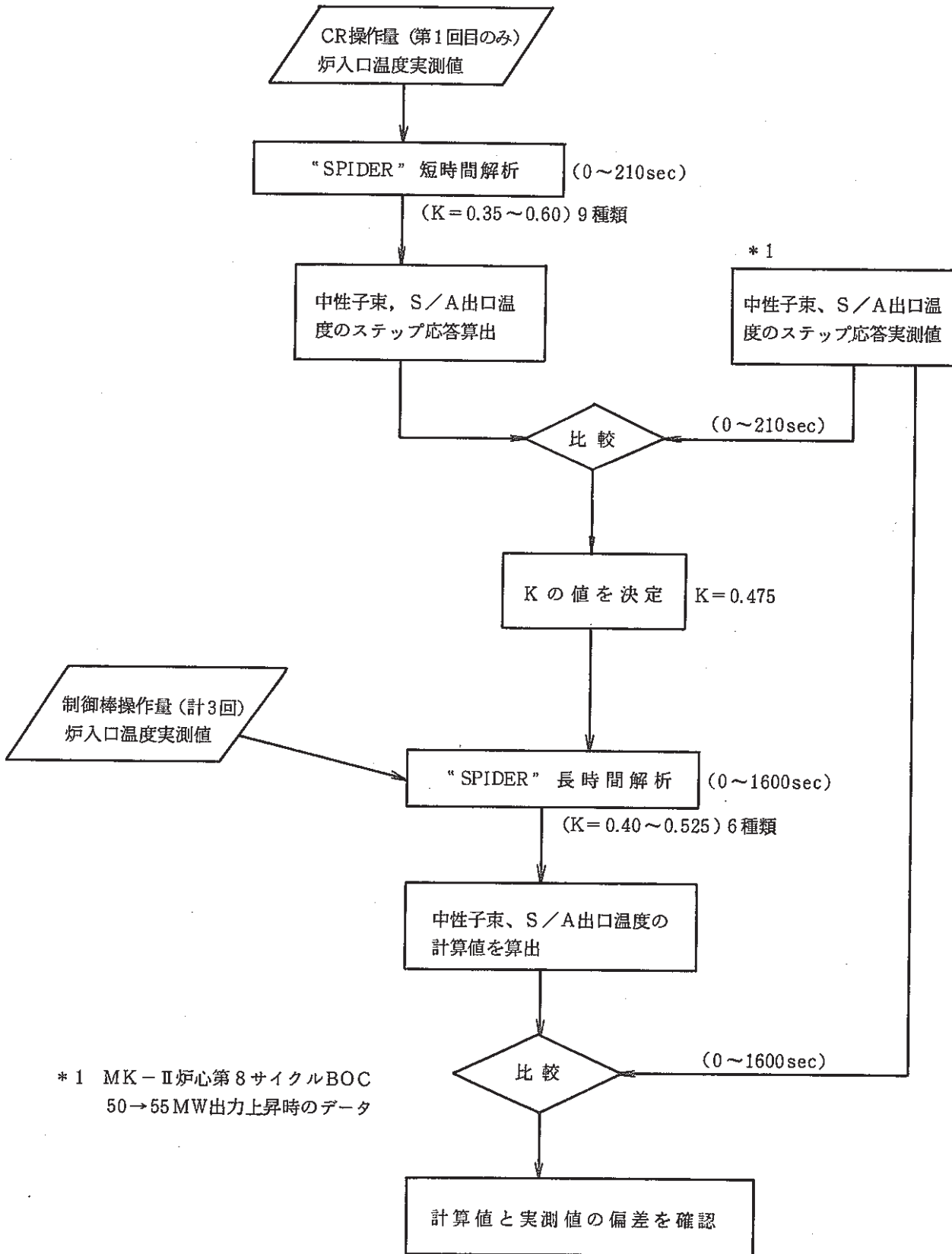


図1 ステップ応答シミュレーションの解析フロー

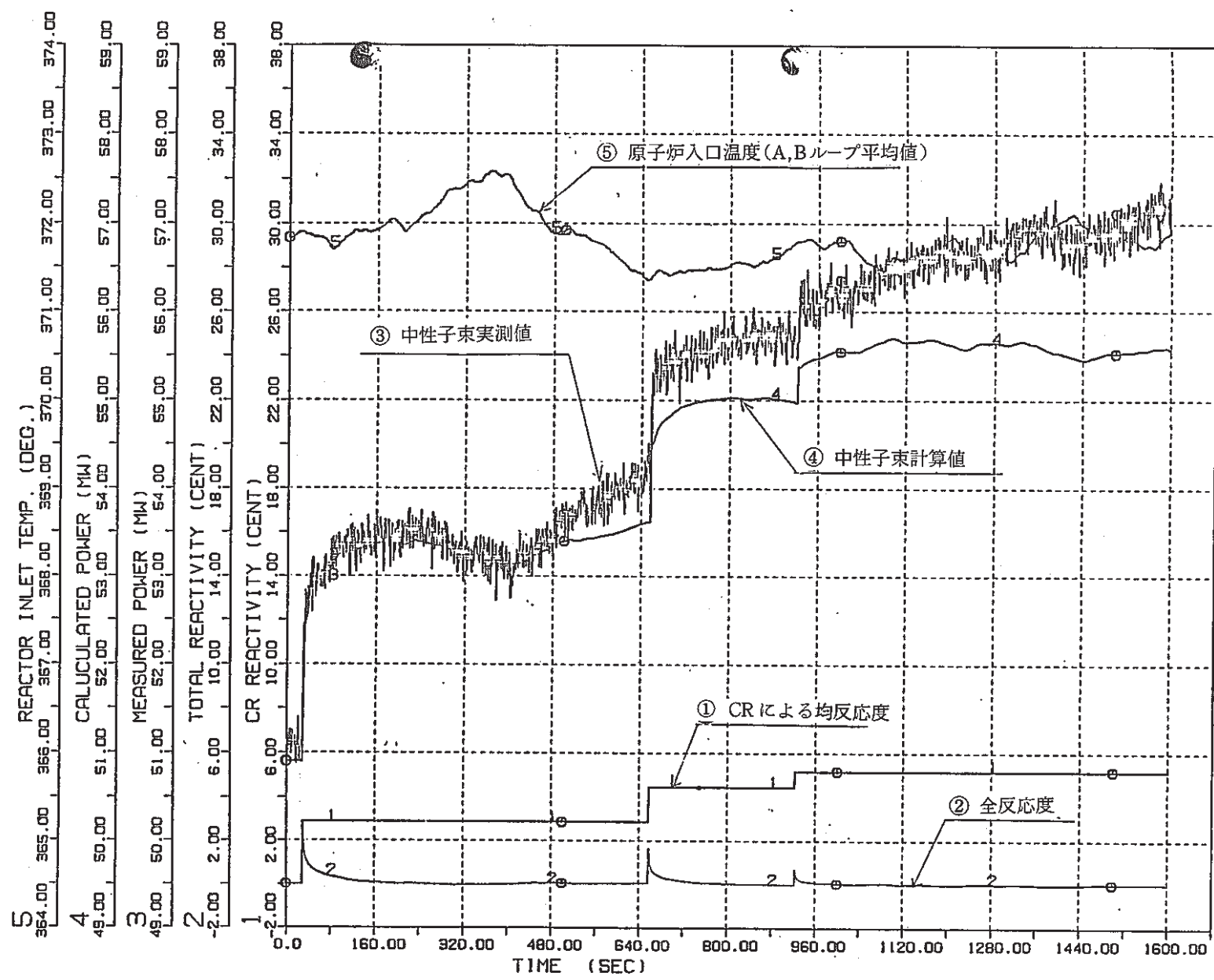


図2 中性子束信号のシミュレーション結果(MK-II炉心第8サイクルBOC, 50→55MW, K=0.475)

## 8. 炉雑音及び制御棒振動の測定と解析

本章は、主にMK-II炉心第9サイクルの炉雑音及び制御棒振動効果測定の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。

### 8.1 炉雑音解析用データ及び校正用データセットの整備結果

報告者；庄野・大山（異常監視技術 Gr.）

#### 1. 概要

「常陽」において測定された炉雑音データを効率良く大型計算機で処理することを目的とし、校正用データセットを整備した。

#### 2. 作業内容

「常陽」MK-II炉心において測定された炉雑音データの中で汎用雑音解析コード“NOISA”によって処理する必要のあるものは、A/D変換を行った後、M/Tの形で計算センタに登録してある。現在、登録M/Tは10本であり、データファイル個数にして106に達している。

106 ケースの内容別内訳は下記の通り

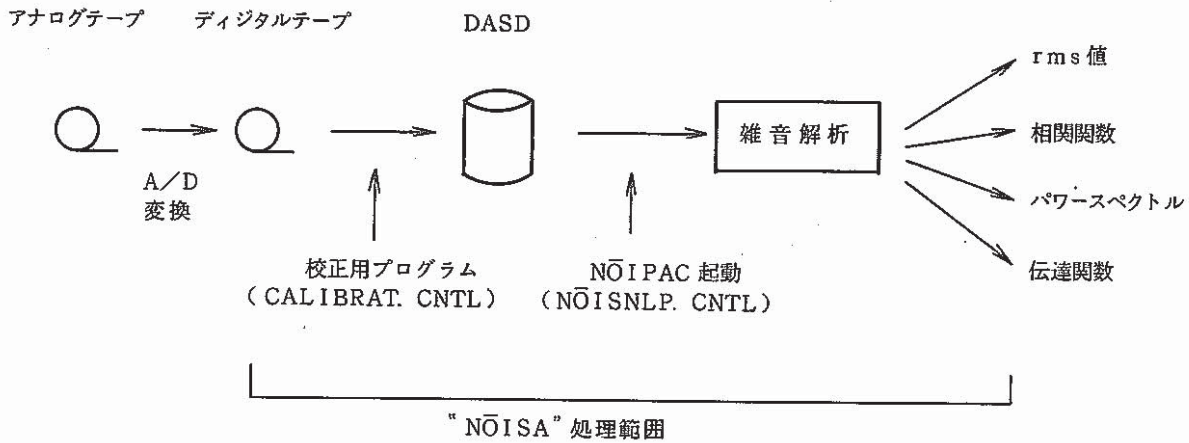
① 低出力時 制御棒振動効果測定	……………	32 ケース
② 高出力時                    ”	……………	36 ケース
③ 炉雑音測定	……………	38 ケース

このM/Tデータを活用して“NOISA”を起動する時には、前処理として、④ M/T から DASD へのデータ書きこみ ⑤ デジット値から物理量への換算 ⑥ 移動平均、データ長の選定等の機能を持つ校正用プログラムを実行しなければならない。

そこで、上述の106ケースについて、校正用プログラム実行に必要なパラメータ（M/T番号、ファイル番号、換算定数、ケース名）をすべて CALIBRAT. CNTL (××××××) に登録する作業を実施した。〔注. ××××××はメンバ名〕

また、全106ケースの測定条件と解析時に必要なパラメータを合わせて見れる一覧表を作成した。

### 3. “NOISA” 実行に伴う一連の作業フロー



### 4. 評価

本作業の実施により、種々の条件下で測定された炉雑音データの解析ならびに解析結果の比較を効率良く実施できるようになった。また、新たに測定されるデータの処理手順が明確になった。



## 8.2 中性子束ゆらぎ量測定結果(定格第8サイクル)

報告者; 庄野(異常監視技術 Gr.)

### 1. 概要

MK-II 炉心第8サイクルの期間中に、定格出力において、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. 測定系

熱出力測定システム …… サンプリング周期4秒, サンプリング回数30回

測定信号 …… 出力系中性子束信号 ch.6, ch.7, ch.8

### 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(図1)

(2) 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係

第8サイクル …… 図2

第1サイクル～第8サイクル全データ …… 図3

### 4. 結論及び評価

(1) 本サイクルは従来の定格サイクルに比べて最も余剰反応度が小さく、0.2～0.5(%Δk/k)でのデータが初めて測定された。

(2) 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。

(3) 図2より、余剰反応度が0%Δk/kになっても、0.1%(rms値)程度の中性子束ゆらぎ量が残存することが推定される。これは、CR振動以外の要因の中性子束ゆらぎの存在を示しており、原子炉入口温度ゆらぎによる成分と思われる。

(4) 第1～第8サイクル全データを統計処理することにより、余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の間に関係式として下式を得た。

$$Y = 0.245 X - 0.020 \quad X; \text{余剰反応度 } (\% \Delta k / k)$$

$$R_{XY} (\text{相関係数}) = 0.965 \quad Y; \text{中性子束信号 rms 値 } (\%)$$

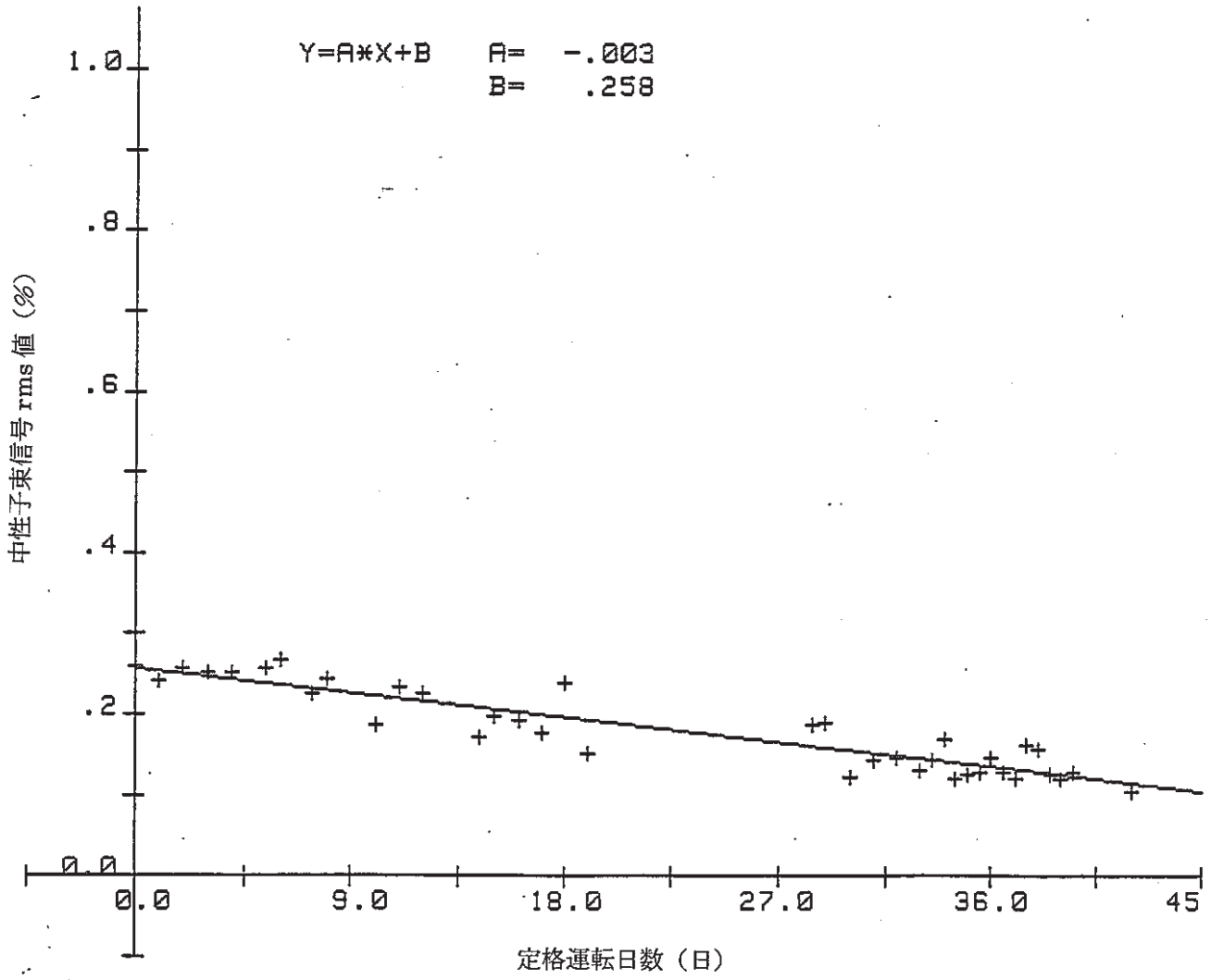


図1 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化  
(第8サイクル '85.12.9~'86.1.20)

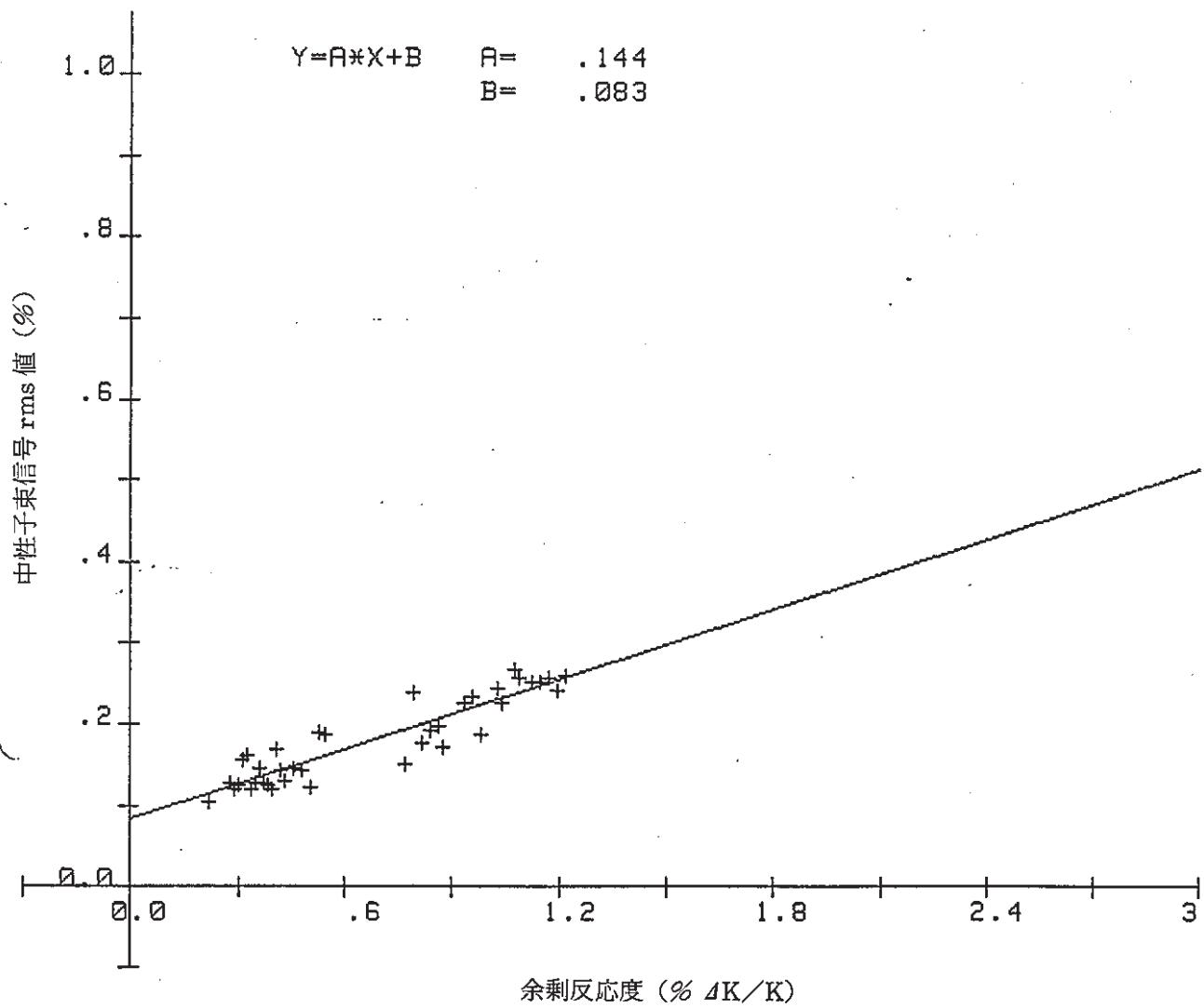


図2 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係  
(第8サイクル '85.12.9~'86.1.20)

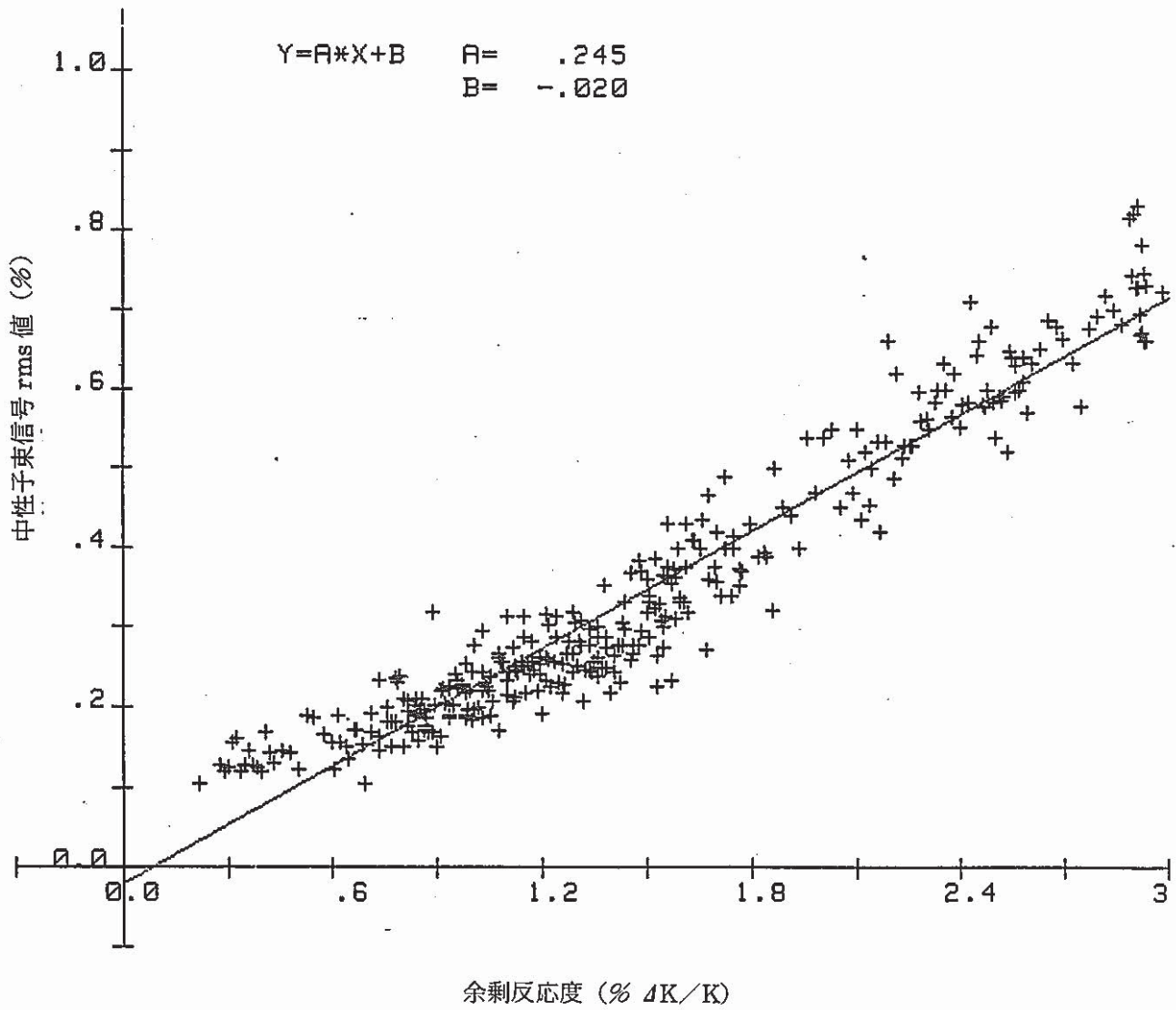


図3 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係  
(MK-II 炉心第1～第8サイクル)

### 8.3 異常診断のための雑音解析ソフトウェアシステム“NOISA” 使用法

報告者；庄野，大山（異常監視技術 Gr.）

#### 1. 概要

雑音解析用コード“NOISA”は高速炉炉心異常診断法の開発の一環として、雑音解析による数値処理およびグラフ作成を一貫して行い直観的で理解しやすいグラフ形式で出力するプログラムである。本メモでは“NOISA”の使用方法についてまとめた。

#### 2. “NOISA”の主な機能

##### ① データ校正及びデータ編集

- a. Initial Skip & Residual Data Omit の指定
- b. Channel Selection の指定
- c. Data Skip の指定
- d. 移動平均の選択
- e. 雑音解析による平均値結果出力
- f. “ R. M. S 値結果出力
- g. “ 移動平均補正結果出力

##### ② 周波数解析（最大 10 変量）

- a. 自己相関関数，相互相関関数のグラフ出力
- b. 自己パワースペクトル，相互パワースペクトルのグラフ出力
- c. 周波数応答関数，コヒーレンス関数のグラフ出力

#### 3. 本メモの主な構成

- ① 雑音解析ソフトウェアシステム（NOISA）概説
- ② 炉雑音解析用データシートの作成方法
- ③ データ校正及びデータ編集プログラム
- ④ 雑音解析用プログラムパッケージ NOIPAC

#### 4. その他

“NOISA”は、制御棒振動解析や、INTA 信号の雑音解析等の炉雑音特性のデータ処理に有用なソフトウェアである。

## 8.4 改造型制御棒（SCR）の開発

報告者；庄野（異常監視技術 Gr.）

### 1. 概要

本資料は、MK-II 炉心第9サイクルより装荷した改造型制御棒（SCR<sup>\*</sup>）について、その開発経緯、目的・意義、試験結果、今後の計画等を簡潔にまとめたものであり、61年3月の部内技術検討会資料として作成した。

本資料の主なポイントとしては、① SCR設計・製作に際して実施した評価及びR&D結果、②〔3C3〕における中性子束ゆらぎ量低減効果測定結果、③ SCRの構造を制御棒全数に適用する際の検討・評価結果、の3点である。

特に③については、制御棒全数に適用し得るという結論を示しており、現在構造検討中の第2次取替用制御棒（4体；照射課担当）の設計にあたって、SCRを1つの構造案として、他の案とともにさらに詳細な検討・評価を進めていく旨、上記検討会で合意が得られたものである。

なお、SCRは、従来の制御棒と同様に、運転用制御棒として工認を取得しており、第9～第15サイクルまで7サイクル使用の予定である。

SCRを制御棒全数に適用した場合の中性子束ゆらぎ量低減効果の評価は、本年度4月末の第10サイクルBOCの測定結果によって実施する。また、SCRの〔3C3〕以外の装荷位置における特性は、定格サイクル毎に装荷位置を変更することにより把握する予定である。

### 2. 本資料の主な内容

#### ① 改造型制御棒（SCR）について

- (1) SCRの開発目的
- (2) SCRと従来型制御棒の防振機構部の比較
- (3) SCRの開発経緯

- イ. MK-II 性能試験結果
- ロ. 中性子束ゆらぎ量低減策の検討
- ハ. 防振機構モデルの検討
- ニ. 炉外水中試験結果

#### ② 制御棒振動効果測定結果

- (1) SCRの中性子ゆらぎ量低減効果
- (2) 今後の試験計画

---

(技-60-302)

\* Silent Control Rod の略

③ SCRの実機制御棒全数への適用の検討

- (1) スクラム特性
- (2) 防振機構部スウェリング量の評価
- (3) 工 程
- (4) まとめ

## 8.5 移動平均補正による中性子束ゆらぎ量算出方法の検討

報告者；庄野（異常監視技術 Gr.）

## 1. 概要

「常陽」で測定した中性子束信号ゆらぎには、①制御棒振動による定常ゆらぎと②炉入口温度変動に起因するゆるやかな変動とが混在している。したがって、各種プラント条件下での中性子束信号 rms 値の比較から制御棒振動効果を評価するためには、可能な限り②の成分を除去する必要がある。このために、移動平均を用いて測定信号に補正を施すことを試みた。

## 2. 移動平均補正方法

測定信号を  $R(n)$ ，移動平均を  $P(n)$ ，移動平均補正を  $C(n)$  とすると，

$$\begin{cases} P(n) = \frac{1}{Q} \left( \sum_{i=n-\frac{Q}{2}+1}^{n+\frac{Q}{2}} R(i) \right) \\ C(n) = R(n) - P(n) \end{cases} \quad \begin{array}{l} \text{ただし、} Q \text{ は偶数} \\ \frac{Q}{2} \leq n \leq N - \frac{Q}{2} \\ \text{（} n \text{ は時系列データの順番を表わす）} \end{array}$$

3. 検討項目（ $Q$  をパラメータとして下記項目の検討を実施した）

- |                                   |                              |
|-----------------------------------|------------------------------|
| ① $R(n)$ ， $P(n)$ ， $C(n)$ のプロット図 | ③ $C(n)$ のパワースペクトル           |
| ② $C(n)$ の rms 値                  | ④ $C(n)$ と $R(n)$ とのコヒーレンス関数 |

## 4. 結論

- (1) 測定信号とその移動平均との差をとることにより、ゆるやかな中性子束変動成分を除去することができる。（図1参照）
- (2) 「常陽」炉雑音データを用いて制御棒振動効果を評価する際に除去すべき中性子束変動成分は 0.02 Hz 以下であり、そのためには、移動平均の項数  $Q$  を  $Q = 160 \sim 360$  の範囲で設定すれば良いことを周波数解析等の手法で確認した。（サンプリングタイム 0.25 sec のデータに対する結論）
- (3) サンプリングタイムを  $\Delta t$  の場合、制御棒振動効果の評価に際して使用する  $Q$  は、 $Q = \frac{60}{\Delta t}$  を採用することとした。



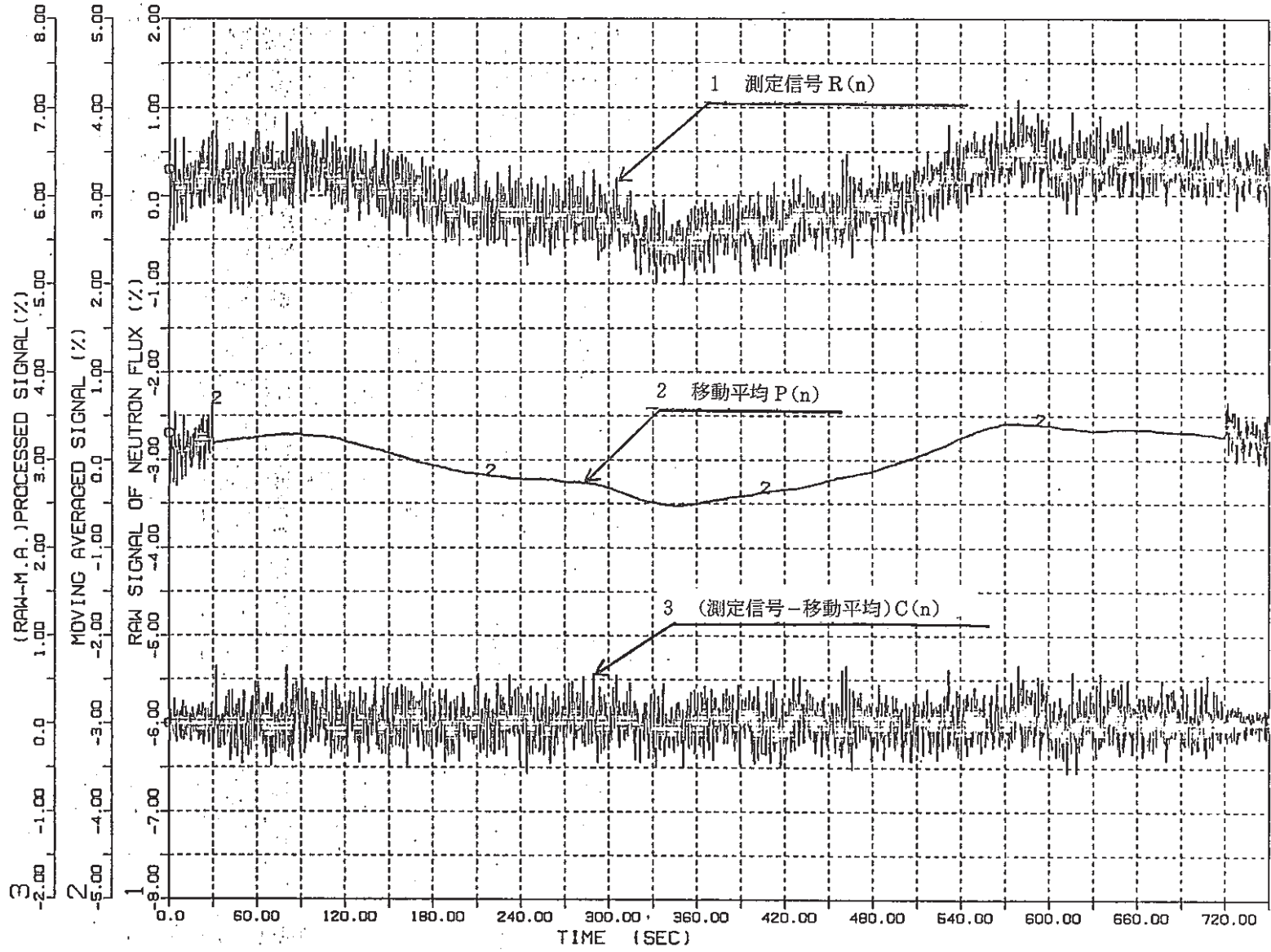


図1 移動平均補正結果(項数240)第8サイクルEOC, 50MW出力 CASE1  
 中性子束信号, サンプルング周期0.25sec

## 8.6 制御棒振動効果測定結果（第1報）

（流力振動防止機構改造前後の中性子束ゆらぎ特性の比較）

報告者；庄野（異常監視技術Gr.）

### 1. 概要

MK-II 炉心第9サイクルBOCで制御棒振動効果測定を実施した。本サイクルでは、中性子束ゆらぎ量の低減を目的として製作した第1次取替用制御棒その2（通称SCR<sup>\*</sup>）を〔3C3〕に装荷している。（CR3）したがって、試験時のCR（制御棒）パターンはCR3の挿入量を、他のCRに比べて大きくし、中性子束ゆらぎの大部分がCR3の流力振動によって発生するように設定した。第8サイクルBOCにおいても従来型のCRに対して同様の条件で測定しているので、両サイクルのデータを比較することにより、流力振動防止機構の改造による効果を評価した。

### 2. 測定結果

炉出力50 MWにおいて、CR3のみで運転した状態での中性子束ゆらぎ信号を図1に示す。また、同図中に防振機構の構造の相異も示す。また、それぞれの状態での中性子信号のパワースペクトル密度の比較を図2に示す。制御棒を従来型からSCRに変更することにより、中性子束ゆらぎ量が大幅に減少することが判明した。今後、さらに、下記の測定・解析を行い、SCRの中性子束ゆらぎ量低減効果を定量的に評価する予定である。

### 3. 今後実施する予定の測定

- ① 〔3A3〕～〔3F3〕各アドレスでのSCR振動特性
- ② 定格サイクル末期における測定（制御棒位置の影響の把握）

### 4. 評価

制御棒防振機構の改造により、運転中の中性子束ゆらぎ量を大幅に低減できることが判明した。

---

（技-60-294）

\* Silent Control Rod の略

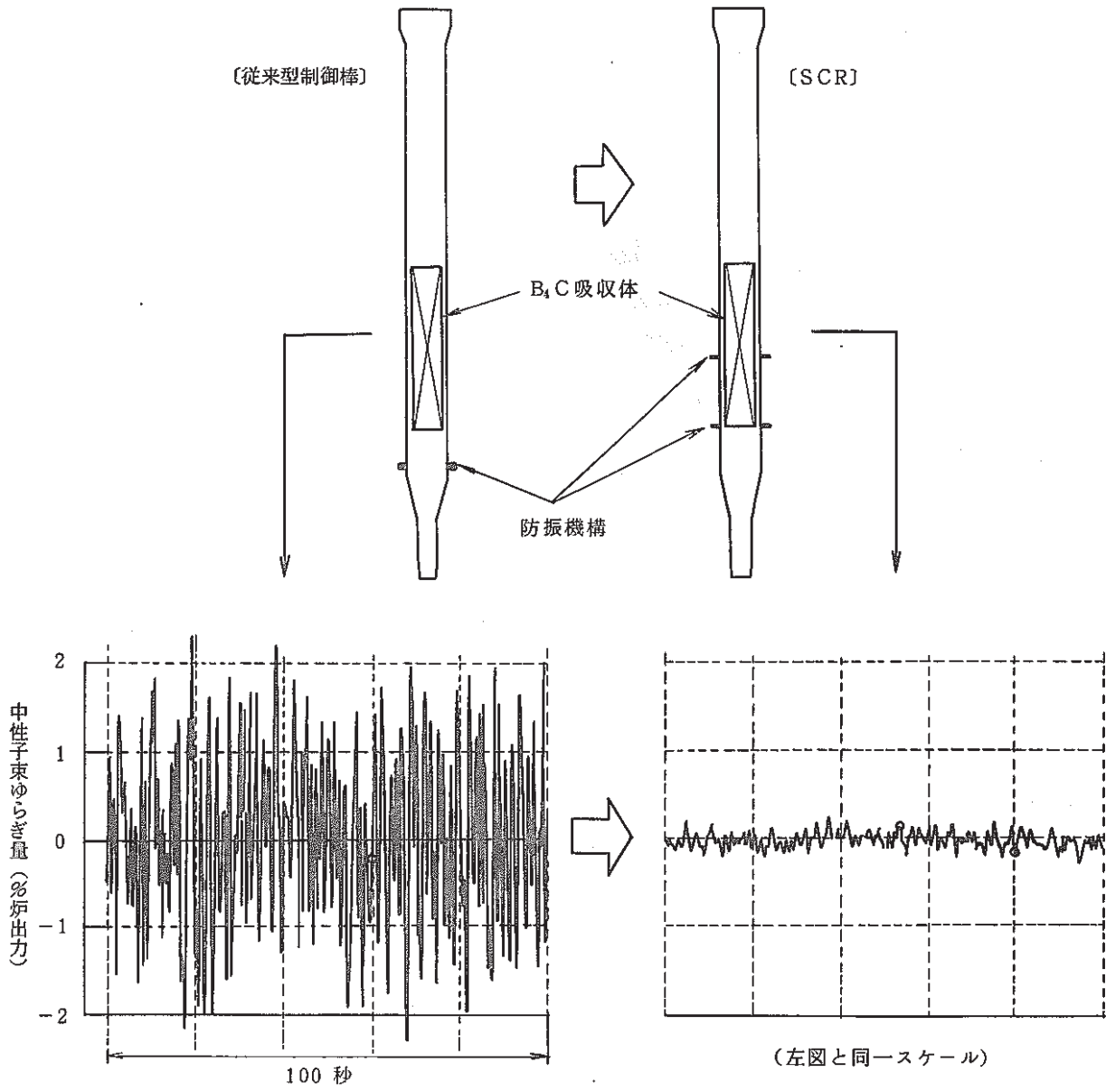


図1 制御棒防振機構の改良と中性子束ゆらぎ量の変化

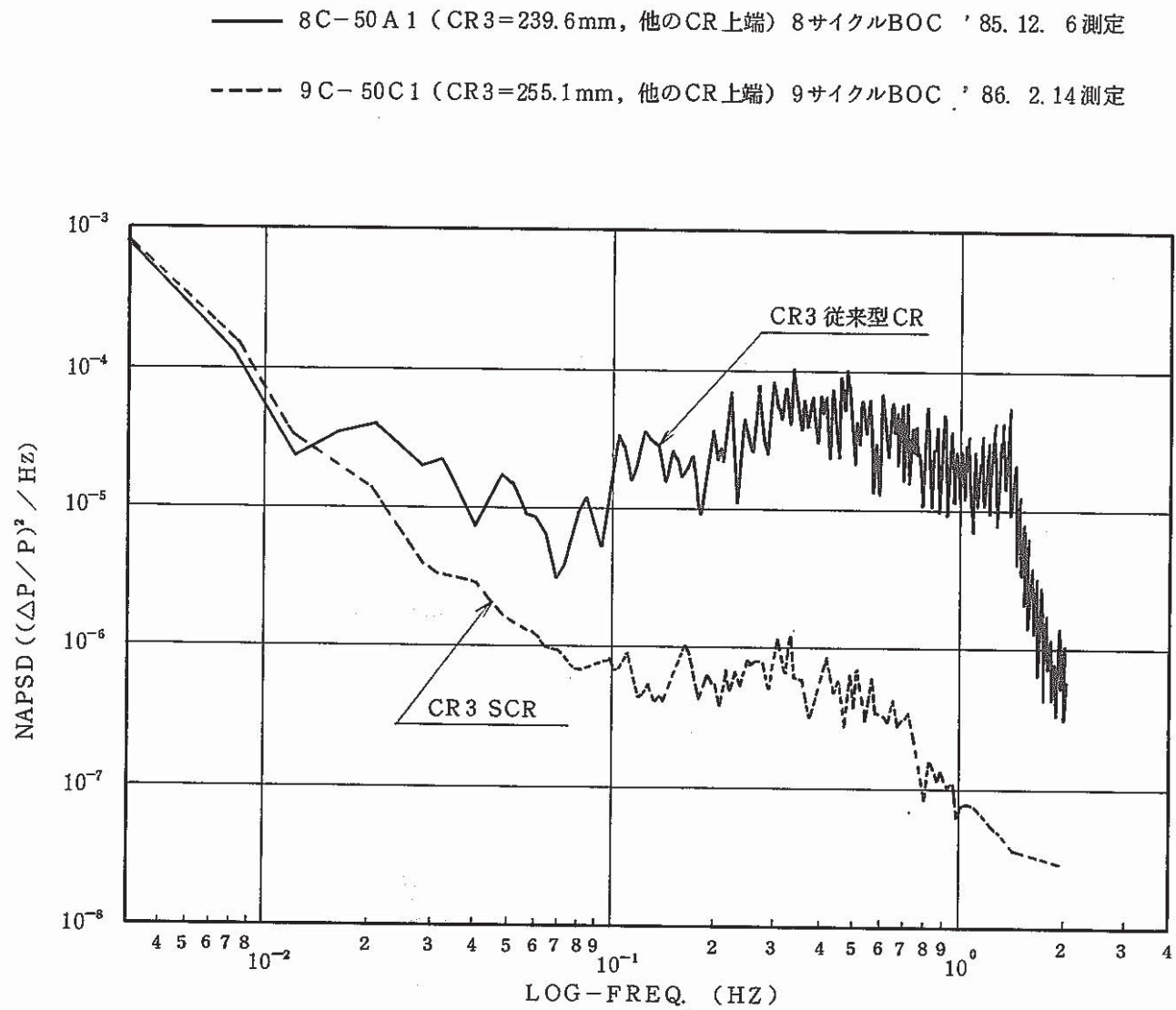


図2 SCR装荷による中性子束信号NAPSDへの影響

## 9. 高速実験炉におけるCPおよび遮蔽特性の測定と解析

本章は、高速実験炉におけるCPの測定・解析によって得られた成果の速報ならびに、遮蔽特性の測定、評価によって得られた成果の速報をまとめたものである。

### 9.1 一次主冷却系機器のCP付着量・線量率測定結果

報告者：鈴木s・小林・大戸・山縣（計測Gr.）

#### 1. 概要

高速炉プラントにおけるCP発生メカニズム、移行沈着挙動を解明し被曝低減化をはかるために、高速実験炉「常陽」の一次主冷却系においてCPの測定を実施した。

#### 2. 測定方法

今回のCP測定は、高速実験炉「常陽」の第5回定検時（MK-II炉心第7サイクル終了時）に、一次主冷却系配管、主中間熱交換器（IHX）、主循環ポンプ（Pri. Main Pump）、オーバーフローカラム（OFC）のA、Bループを対象とし実施した。

測定には、一次主冷却系機器の保温材表面線量率を測定するためにTLD素子及び電離箱型サーベイメータを用い、配管内のCP沈着量を測定するために高純度Ge半導体検出器を用いた。Ge検出器は検出効率較正済のものを使用し、Ge検出器センサー部を鉛コリメータによりしゃへいして、測定位置付近の配管等からの $\gamma$ 線影響を防いだ。

#### 3. 結果

今回と過去数年間に測定された一次冷却系配管の表面線量率を図-1,2に示した。測定ポイントは、93（配管軸方向） $\times$ 4（径方向）であり、図の線量率（mR/h）は、4ポイントの平均である。

一次主冷却系機器間の平均線量率を表-2に示し、その経時変化（積算原子炉出力との関係を示すグラフ）を図-5に示す。

一次主冷却系配管内のCP（Co-60, Mn-54）付着量を表-1に示し、その経時変化を図-3,4に示す。

Ge検出器による一次主冷却系のCP沈着量の測定ポイントを図-6に示す。

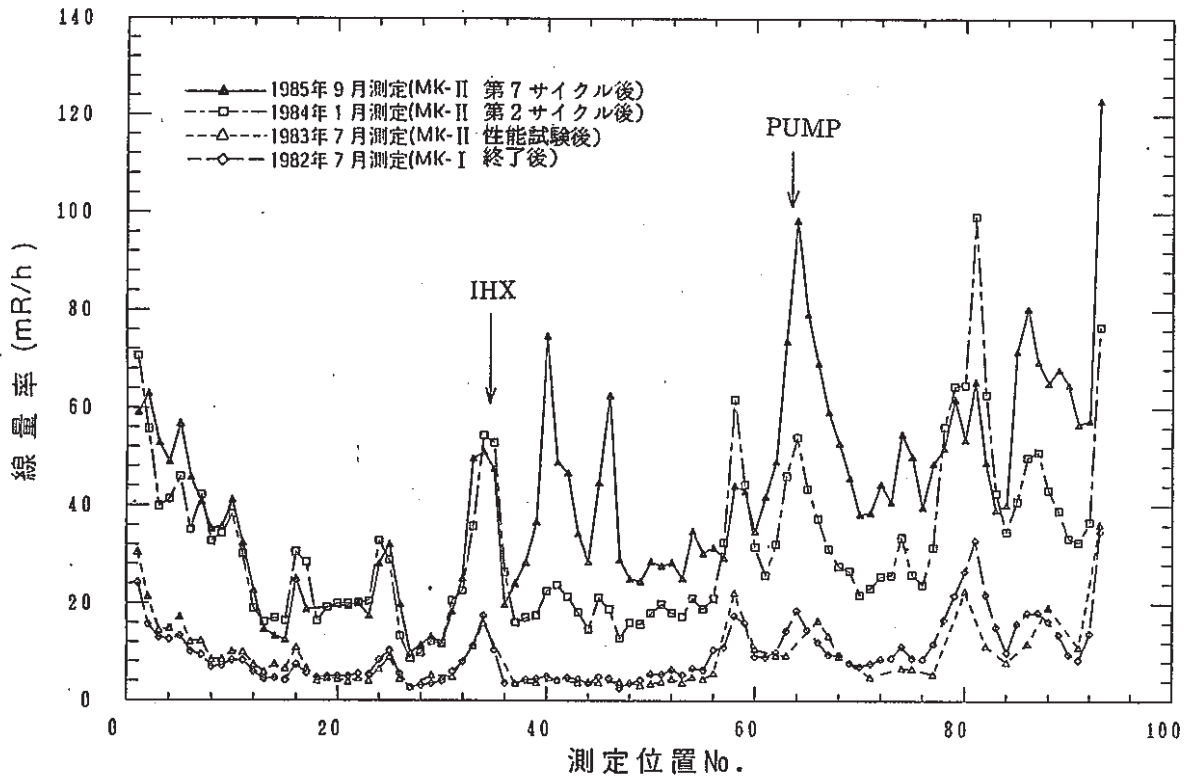


図-1 一次主冷却系配管(A)表面線量率(TLD)

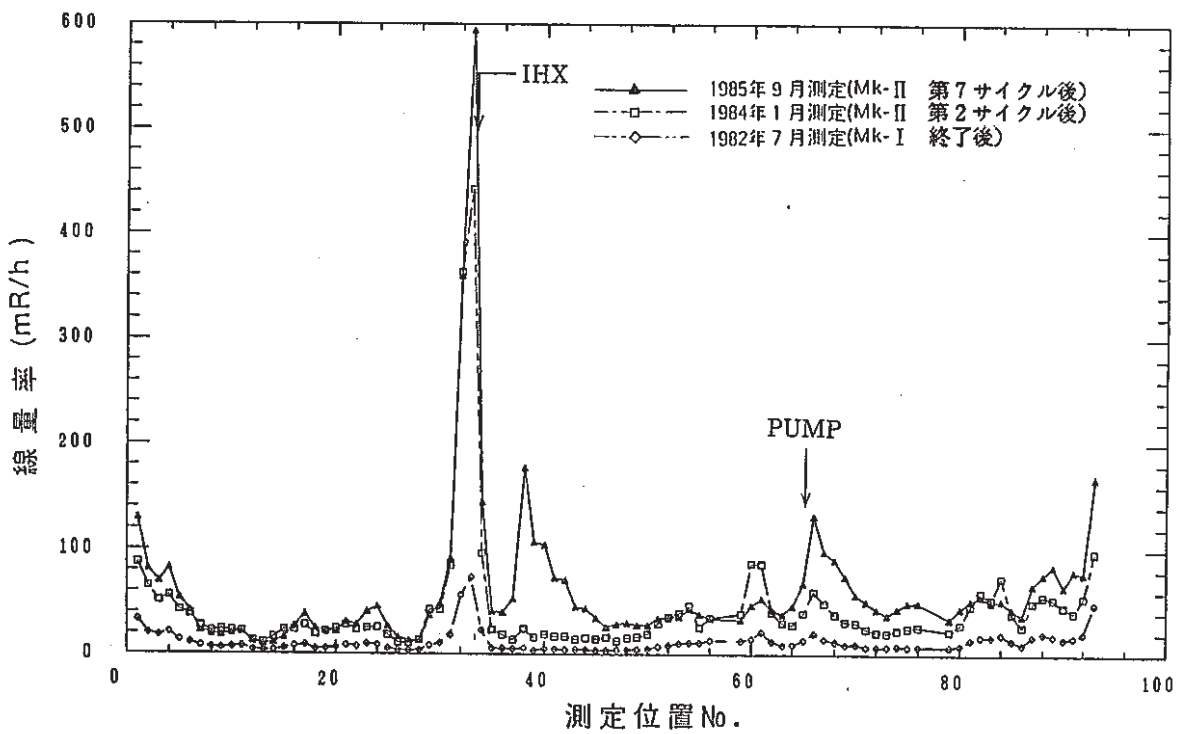


図-2 一次主冷却系配管(B)表面線量率(TLD)

表-1 1次主冷却系配管内CP付着量

単位:  $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$

部 分	測定値 評価時点	核 種	MK-I終了時	MK-II第2サイクル後	MK-II第7サイクル後
			1981年12月23日	1983年11月30日	1985年5月1日
A ループ HOT LEG 炉容器~IHX		Co-60	0.0380	0.104	0.125
		Mn-54	0.366	0.427	0.644
A ループ COLD LEG IHX ~主循環ポンプ		Co-60	0.0101	0.0507	0.0745
		Mn-54	0.183	0.379	0.818
A ループ COLD LEG 主循環ポンプ~炉容器		Co-60	0.0273	0.0801	0.110
		Mn-54	0.380	0.657	1.895
B ループ HOT LEG 炉容器~IHX		Co-60	0.0664	0.187	0.395
		Mn-54	0.313	0.364	0.413
B ループ COLD LEG IHX ~主循環ポンプ		Co-60	0.0299	0.0891	0.110
		Mn-54	0.299	0.474	0.862
積算原子炉出力(MWD)			$2.789 \times 10^4$	$3.949 \times 10^4$	$6.168 \times 10^4$

表-2 平均線量率強度 (TLD)

単位:  $\text{mR}/\text{hr}$

部 分	測定年月	第1回定検	第2回定検	第3回定検	1)	第4回定検	第5回定検
		1979年9月 (MK-I)	1980年12月 (MK-I)	1982年7月 (MK-I終了時)	1983年7月 (MK-II)	1984年1月 (MK-II)	1985年9月 (MK-II)
主冷却A ループ 炉容器~IHX(A)		1.9 <sup>2)</sup>	6.1 <sup>2)</sup>	8.05	9.18	28.4	30.4
主冷却A ループ IHX(A)~主循環ポンプ(A)		2.1 <sup>2)</sup>	5.0 <sup>2)</sup>	6.96	6.61	24.9	37.6
主冷却A ループ 主循環ポンプ(A)~炉容器		3.3 <sup>2)</sup>	9.4 <sup>2)</sup>	14.4	13.8	42.1	59.0
主冷却B ループ 炉容器~IHX(B)		—	—	12.8	—	53.5	63.3
主冷却B ループ IHX(B)~主循環ポンプ(B)		—	—	8.7	—	31.2	54.4
主冷却B ループ 主循環ポンプ(B)~炉容器		—	—	14.9	—	42.5	66.1
積算原子炉出力(MWh)		$2.132 \times 10^5$	$4.281 \times 10^5$	$6.694 \times 10^5$	$7.361 \times 10^5$	$9.477 \times 10^5$	$1.480 \times 10^6$

1) 55 MWt 特性試験終了時

2) 
$$\left( \begin{array}{c} \text{第1回及び第2回定検時の} \\ \text{平均線量率強度} \end{array} \right) = \left( \begin{array}{c} \text{第1回, 第2回定検時のGMサーベイ} \\ \text{メータによる線量率強度} \end{array} \right) \times \left( \begin{array}{c} \text{第3回定検時のTLD素子} \\ \text{による線量率強度とGMサ} \\ \text{ーベイメータによる線量率} \\ \text{強度の比} \end{array} \right)$$

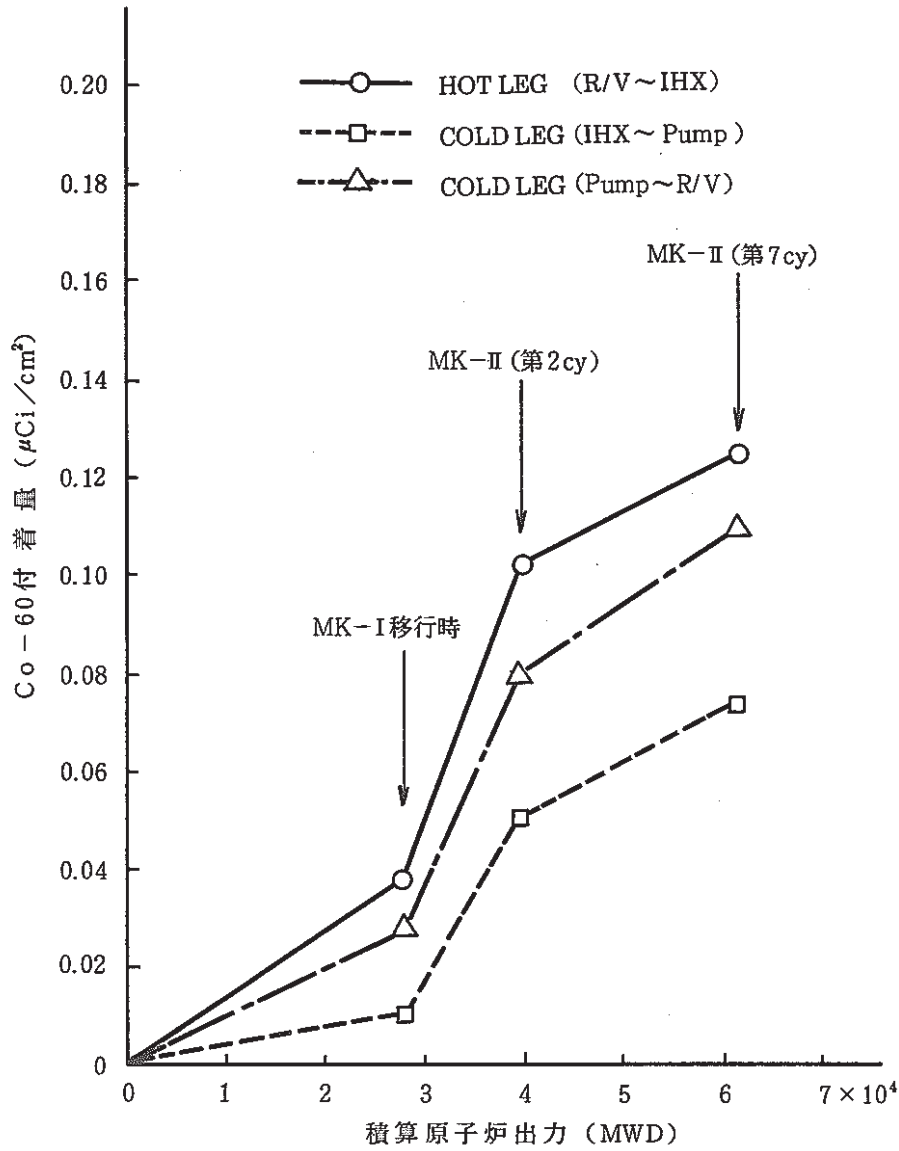


図-3 1次系配管内 Co-60 付着量経時変化

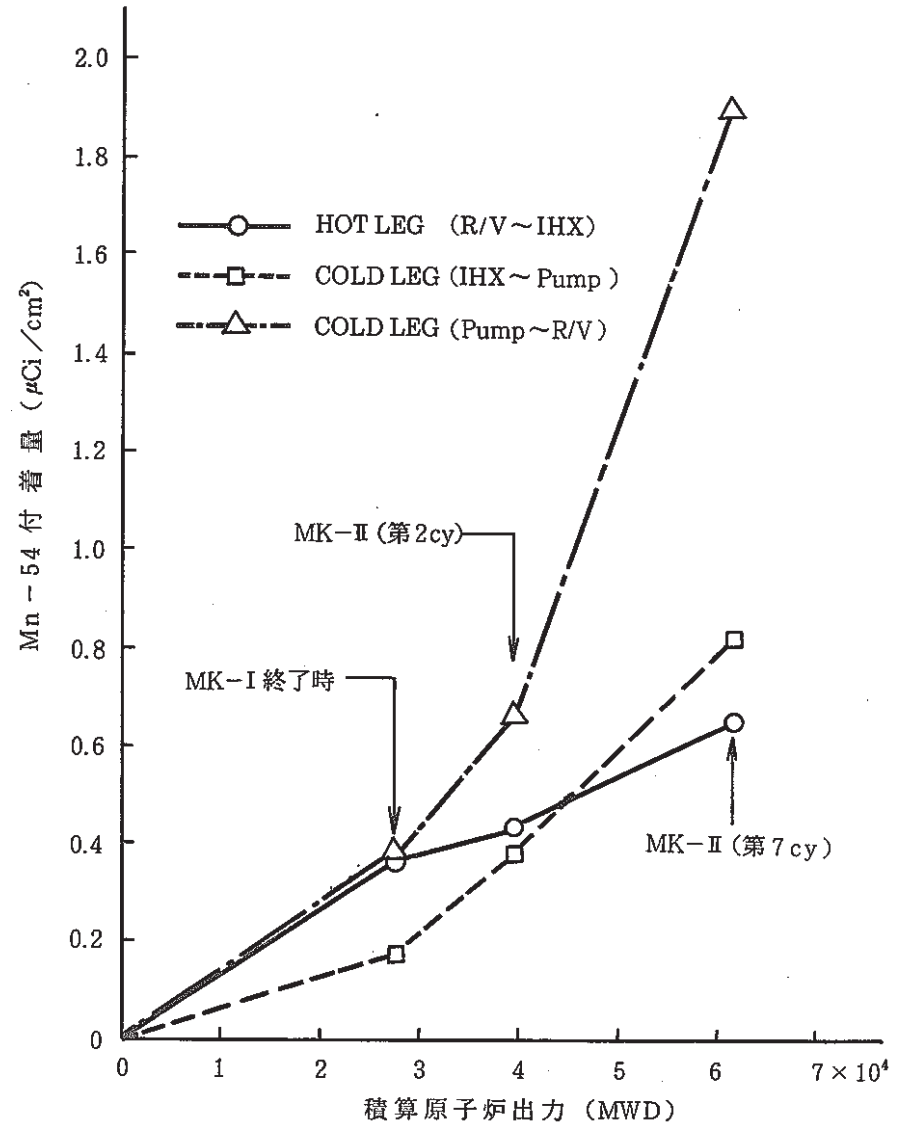


図-4 1次系配管内 Mn-54 付着量経時変化



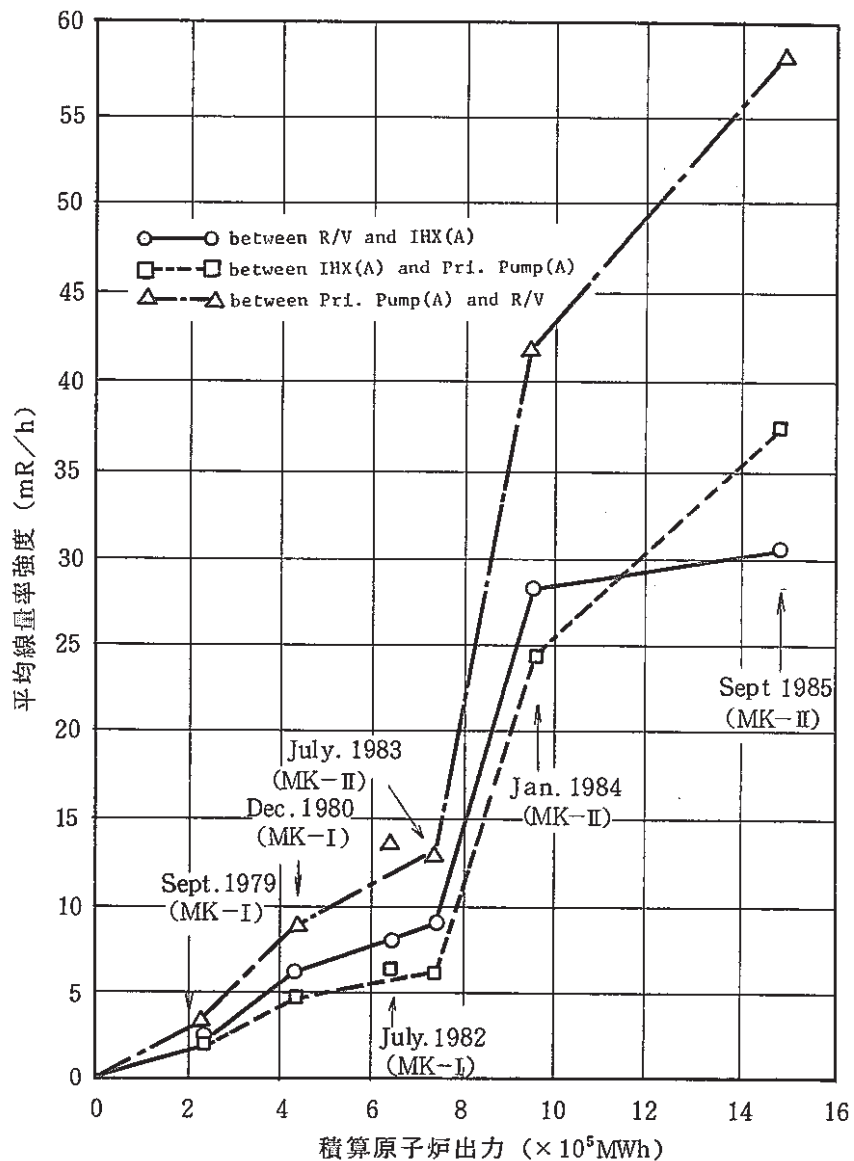


図-5 平均線量率強度の経時変化

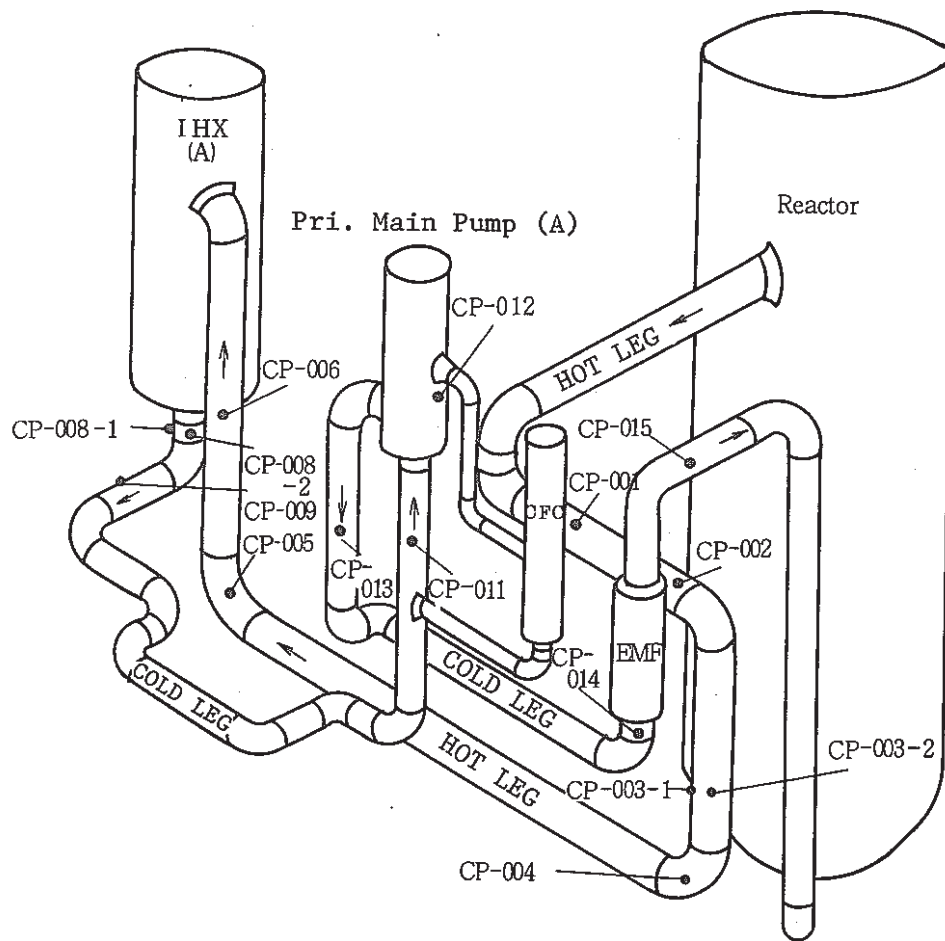


図-6 Ge半導体検出器によるCP沈着量測定位置

## 9.2 生体遮蔽コンクリート部のダクトストリーミング遮蔽板の遮蔽性能測定結果

報告者：鈴木s (計測Gr)

### 1. 概要

第5回定検時に一次主冷却配管の生体遮蔽コンクリート貫通部へB<sub>4</sub>C遮蔽板を追加設置した。この遮蔽効果を測定データから評価するため第7サイクル(B<sub>4</sub>C遮蔽板設置前)と第8, 9サイクル(設置後)におけるFFD・DN法(A)のB-10比例計数管の応答変化を検討した。

### 2. FFD・DN法(A)のB-10比例計数管の計数率変化

FFD・DN法の応答は破損燃料が皆無であることからほぼ100%生体遮蔽コンクリートのダクトストリーミングと考えられている。このためFFD・DN法の応答変化を検討することにより、B<sub>4</sub>C遮蔽板の遮蔽性能が評価できる。図1, 2, 3に夫々第7, 8, 9サイクルの原子炉出力とB-10比例計数管の計数率の関係を示す。

#### (1) 第7サイクルのFFD・DN法計数率

原子炉出力に比例した安定な応答を示した。100 MWt定格出力時の計数率 $N_{1t}$ は

$$N_{1t} = 10^{1.80} = 63.1 \text{ CPS}$$

また、原子炉停止時の計数率 $N_{1b}$ は

$$N_{1b} = 10^{0.4} = 1.1 \text{ CPS}$$

よって中性子ストリーミングによる計数率 $N_{1n}$ は

$$N_{1n} = N_{1t} - N_{1b} = 63.1 - 1.1 = 62.0 \text{ CPS である。}$$

#### (2) 第8サイクルのFFD・DN法計数率

B-10比例計数管のディスクリ電圧の測定回路系設定値変更のため直接第7サイクルの値と比較できない。INTA照射試験時と第7サイクル時との設定値を比較するとAmp.Gain 122.4 → 133.3で変更量が小さくまたディスクリ電圧は、変更されていない。よってAmp.Gainに対し計数率は、直線的に変化するとしてINTA照射試験時のB-10比例計数管の計数率を補正する。

INTA照射試験時の計数率 $N'_{2t}$ は

$$N'_{2t} = 10^{1.55} = 35.5 \text{ CPS}$$

Amp.Gainの差を補正すると

$$N_{2t} = N'_{2t} \times \frac{122.4}{133.3} = 32.6 \text{ CPS}$$

また原子炉停止時の計数率 $N_{2b}$ は

$$N_{2b} = 10^{0.04} = 1.1 \text{ CPS}$$

よってストリーミング中性子による計数率 $N_{2n}$ は

$$N_{2n} = N_{2t} - N_{2b} = 32.6 - 1.1 = 31.5 \text{ CPS である。}$$

(技-60-283)

## (3) 第9サイクルのFFD・DN法計数率

1986年2月18日に測定回路系設定値が変更されAmp.Gain, ディスクリ電圧とも第7サイクルと同一条件にされた。この時の計数率 $N_{3t}$ は

$$N_{3t} = 10^{1.50} = 31.6 \text{ CPS}$$

この条件における原子炉停止時の計数率は、第9サイクルと同一として

$$N_{3b} = N_{2b} = 1.1 \text{ CPS}$$

よってストリーミング中性子による計数率 $N_{3n}$ は

$$N_{3n} = 31.6 - 1.1 = 30.5 \text{ CPS}$$

となり第8サイクルでの値とほぼ一致する。

## 3. 評価と結論

第7サイクルと第8,9サイクルのFFD・DN法応答変化の要因として以下のものが考えられる。

- ① プラント特性の変化（炉心構成, グラファイト温度etc）によるストリーミングの入口側強度変化
- ② FFD・DN体系中の較正用線源（Am-Be中性子源 1 mCi）の撤去
- ③ 1次主冷却配管貫通部のB,C遮蔽板によるストリーミング中性子遮蔽効果

このうち①については、第8,9サイクルではほぼ同じ値（～31 CPS）が得られており第7サイクルでもほとんど変わらないと考えられる。②については、原子炉停止時の計数率が、第7,8サイクルとも～1.1 CPSであり有意な変化は認められていない。よってFFD・DN法の計数率は、③によるものと考えられる。

FFD・DN法の計数率の低減率つまりは、B,C遮蔽板のストリーミング遮蔽効果 $f$ を次式で定義すると

$$f = \frac{N-n}{N}$$

N: B,C遮蔽設置前の計数率  
n: " 後の計数率

（第8サイクルでの結果）

$$f = \frac{62.0 - 31.5}{62.0} = 0.492$$

（第9サイクルでの結果）

$$f = \frac{62.0 - 30.5}{62.0} = 0.508$$

である。

よって今回設置した1次主冷却配管貫通部のB,C遮蔽板によりダクトストリーミング中性子の50%が遮蔽できたと結論できる。

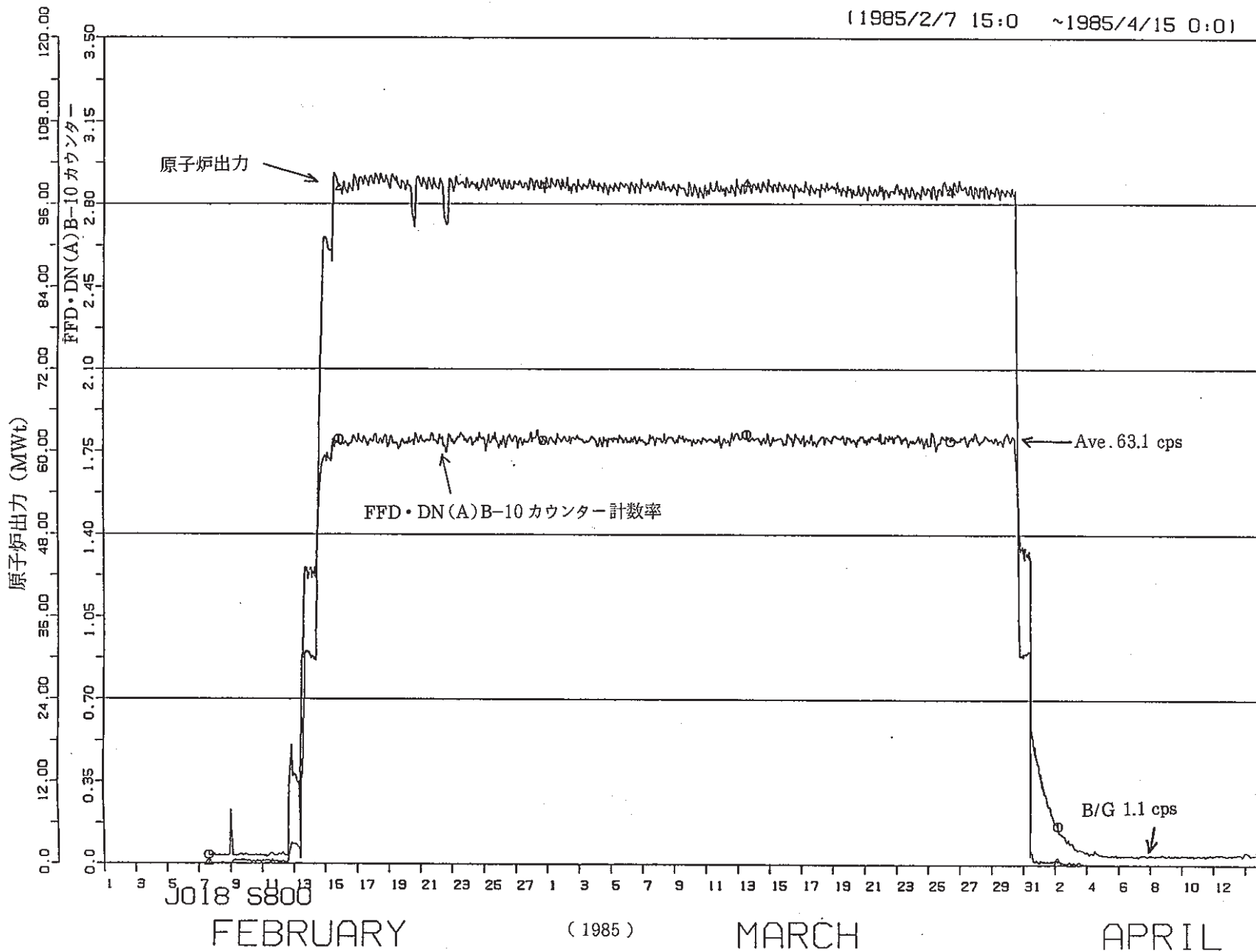


図1 第7サイクルにおける FFD・DN (A) のB-10 カウンター計数率

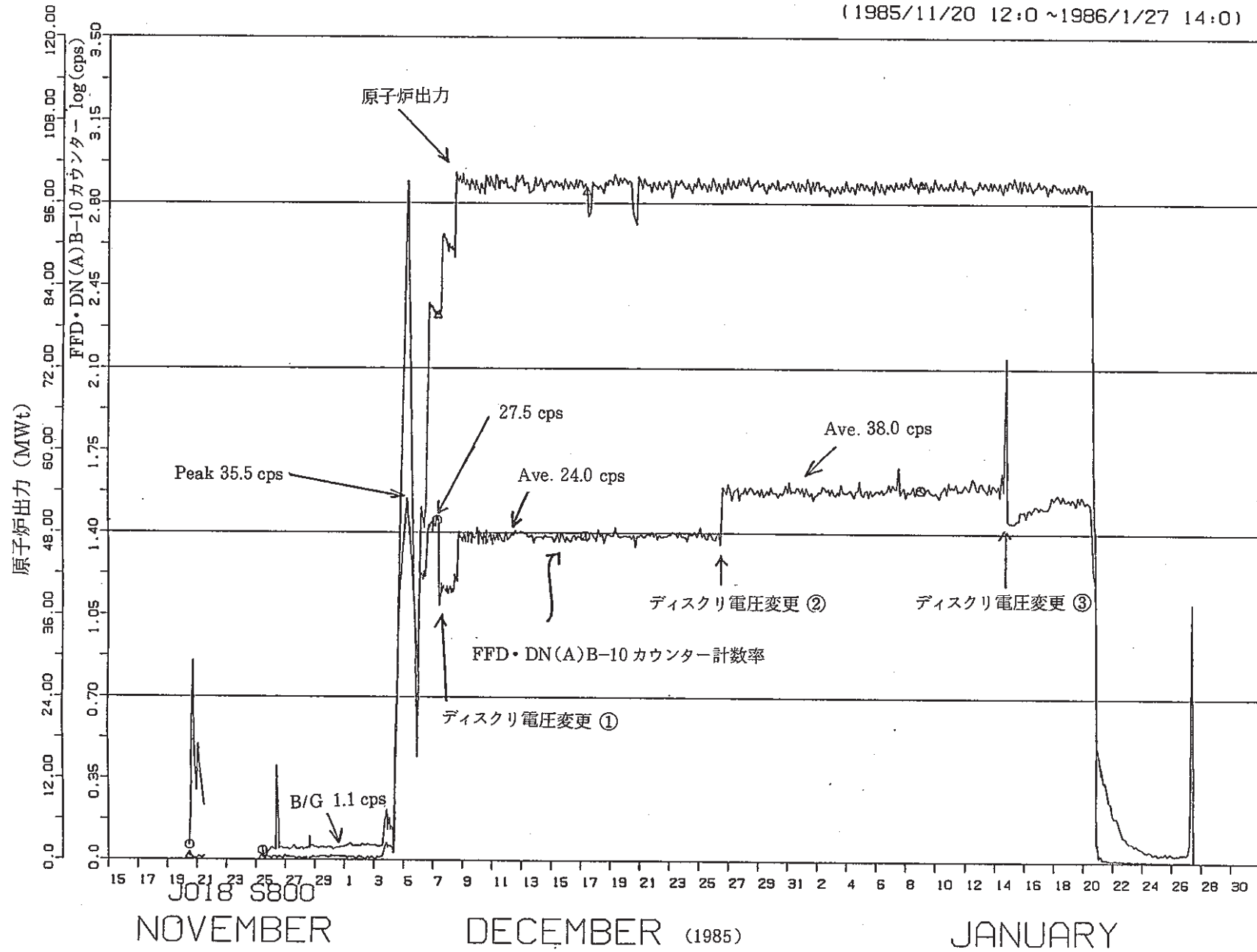


図2 第8サイクルにおける FFD・DN(A)のB-10カウンター計数率

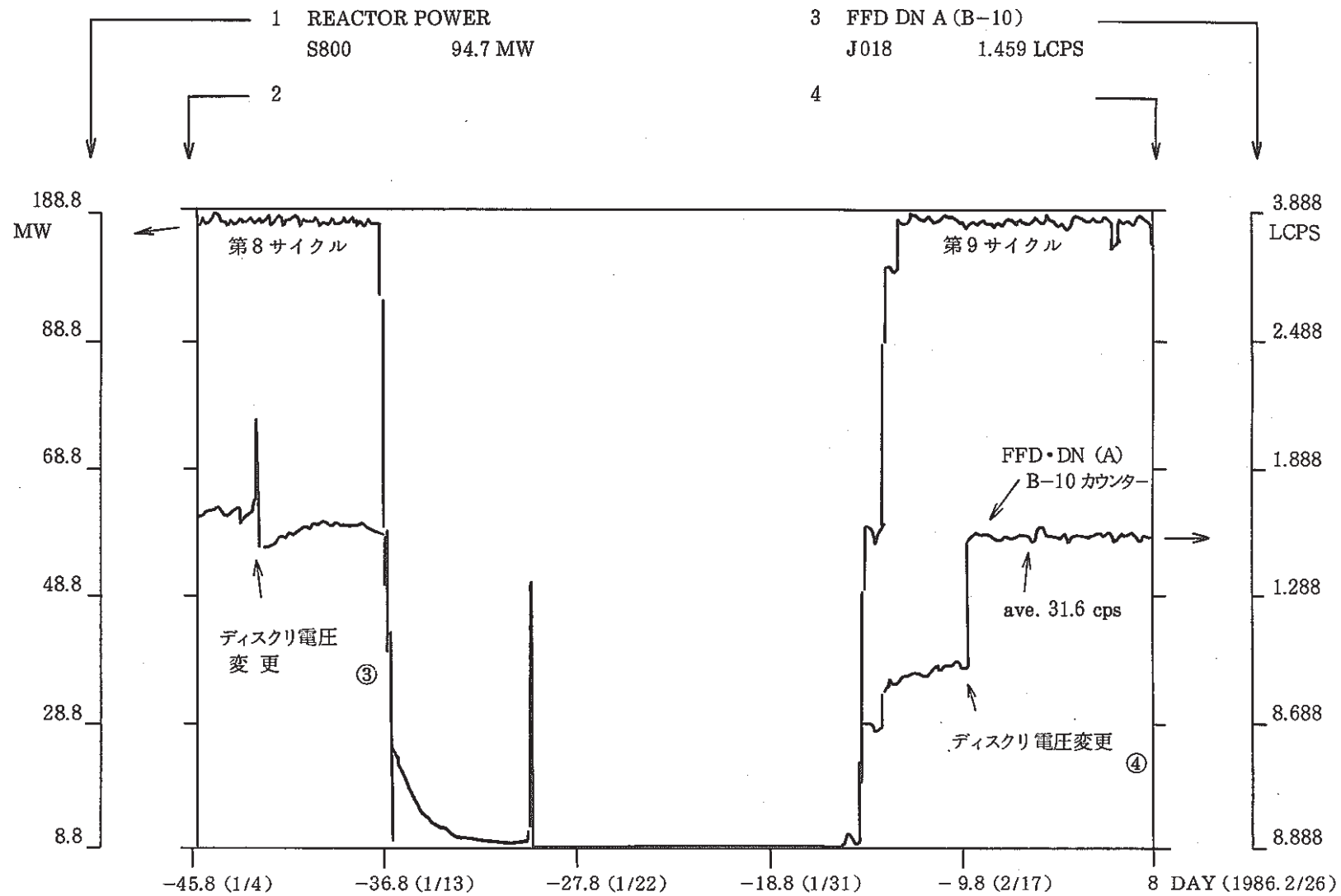


図3 第9サイクルにおける FFD・DN(A) B-10 カウンター計数率変化

### 9.3 M-3 マンホール開孔調査結果

報告者：鈴木s(計測Gr.)

#### 1. 概要

高速実験炉「常陽」の回転プラグユニット(RPU)の床面ペDESTALコンクリート部には、M-1, M-2, M-3 と称するマンホールが3箇所存在し安全容器へ通じている。(但し、総合機能試験以降は、コンクリート円板遮蔽体が挿入されて密封されている。)これらのうちM-3 マンホールを用いて原子炉容器外壁に構造材料照射装置を吊り込むことが計画されている。

このため第5回定検中の昭和60年11月に本マンホールの開孔予備工事を実施し、マンホール下部のガンマ線量率、マンホール内部状況の観察を行った。また、次回の本工事の作業性向上のためコンクリート遮蔽板を撤去し、鉛ブロック、ポリエチレン等から成る仮設遮蔽体を仮挿入した。

#### 2. 開孔予備工事内容

##### (1) 開孔作業

第5回定期点検期間中の10月26日から11月28日にかけてM-3マンホールの開孔予備工事を実施した。本マンホールは1977年に実施した炉容器外壁遮蔽特性測定試験時に一度開孔した後、図1に示す構造とされていた。

今回の作業では、まず核計装Ch7の上部遮蔽体の一部(この遮蔽体は、M-3マンホール上部と重っておりこの部分だけ本体と切り離して撤去できる構造となっている。)を撤去した後、炭素鋼製の上部ガンマ線遮蔽体を撤去した。

この後、図1に示した全周溶接の第1バウンダリーを破り、各ステップ毎にガンマ線量率を測定しながら計10枚挿入されているコンクリート円板を順次撤去した。そして、図1の3に示すバウンダリー③を含むM-3マンホールの健全性(気封性、外面観察等)を確認した。コンクリート遮蔽板の最下段(10枚目)のものは、調査作業終了後再挿入し仮遮蔽体挿入作業時の被曝低減のため再装荷した。

##### (2) 再封閉時の構造

図2に示すような構成で耐熱グラスウール袋詰ホウ素含有ポリエチレン、鉛ブロックおよびポリエチレンブロックからなる仮遮蔽体を再挿入した。ペDESTAL下面の温度は、最高70℃となるが、ポリエチレンは耐熱グラスウールに入っており温度上の問題は生じない。

本仮遮蔽体挿入後、ペDESTAL上面においてM-3マンホール出口を鋼板で全周溶接し密封構造とした。さらにその上部にガンマ線遮蔽体およびポリエチレンブロックを高さ25cmに積層してBack up遮蔽とした。

図2に示す遮蔽構成の物量を表1に示す。

(技-60-240)

### 3. 調査測定結果・仮遮蔽体の遮蔽能

コンクリート遮蔽体9枚を撤去した状態でM-3マンホールの外面観察(含写真撮影)、漏洩検査(安全容器N<sub>2</sub>ガス圧200mmAq)を実施した結果何れも異常は認められなかった。(マンホール内面の一部に錆や傷が認められたため溶接で穴埋めした後グラインダーで仕上げ全面に防錆塗料を塗布した。)

コンクリート撤去時のM-3マンホール内外のガンマ線量率の測定位置、結果を図3、表2に示す。また、コンクリート遮蔽板の放射化(実際には、コンクリート円板の炭素鋼ケーシングの放射化)は、上部8枚については、全く検知されず9枚目のもので表面最大9.0mR/hであった。

本工事終了後、第8サイクル運転時にM-3マンホール上部の放射線量率を測定し、図2に示した遮蔽構造の遮蔽性能を確認した。その結果を図4、表3に示す。図4中の測定点⑥がベデスタル部の代表的線量率を示す位置であるがM-3マンホール上部の全点で⑥よりも低い線量率を示し、図2に示した仮遮蔽が十分な性能を有することが判った。

### 4. 評価・結論

今回の予備工事においてM-3マンホールの内部状況調査、コンクリート遮蔽体撤去時のガンマ線量率測定結果よりM-3マンホールを用いて構造材料照射試験装置の吊り込みが可能であることが判った。

また、この時の作業性向上のために挿入した仮遮蔽体は、十分な遮蔽能を有し、RPUの新たな空間線量率の上昇をもたらさないことが判明した。



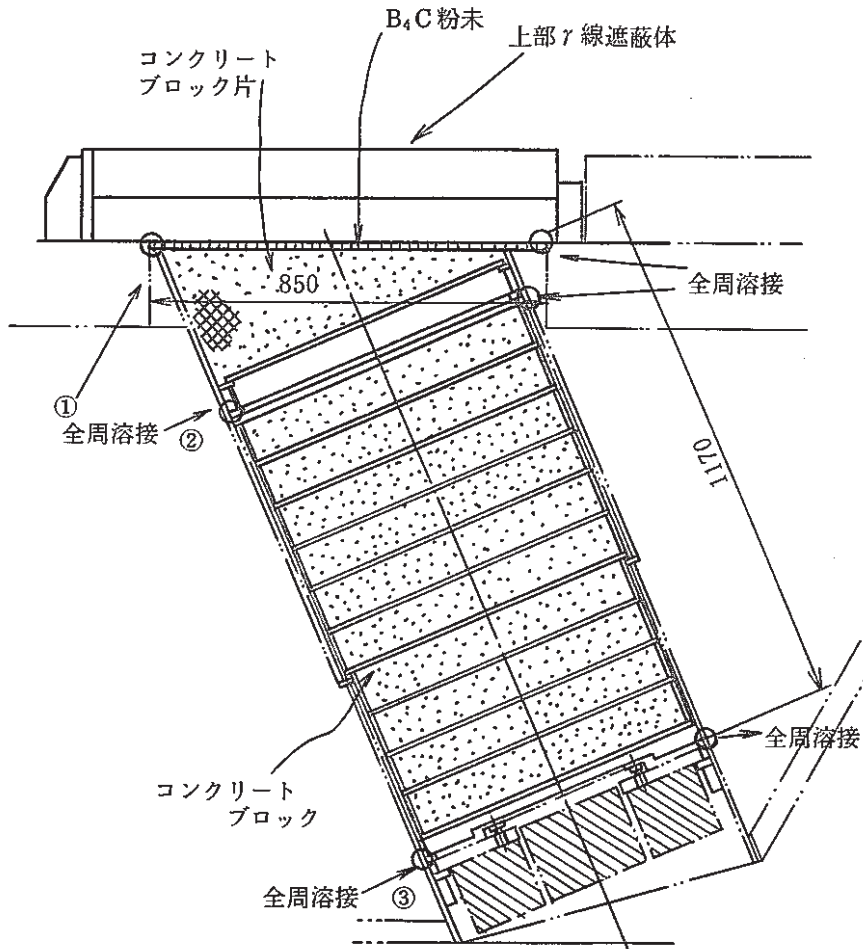


図1 M-3マンホール構造図  
(予備工事前)

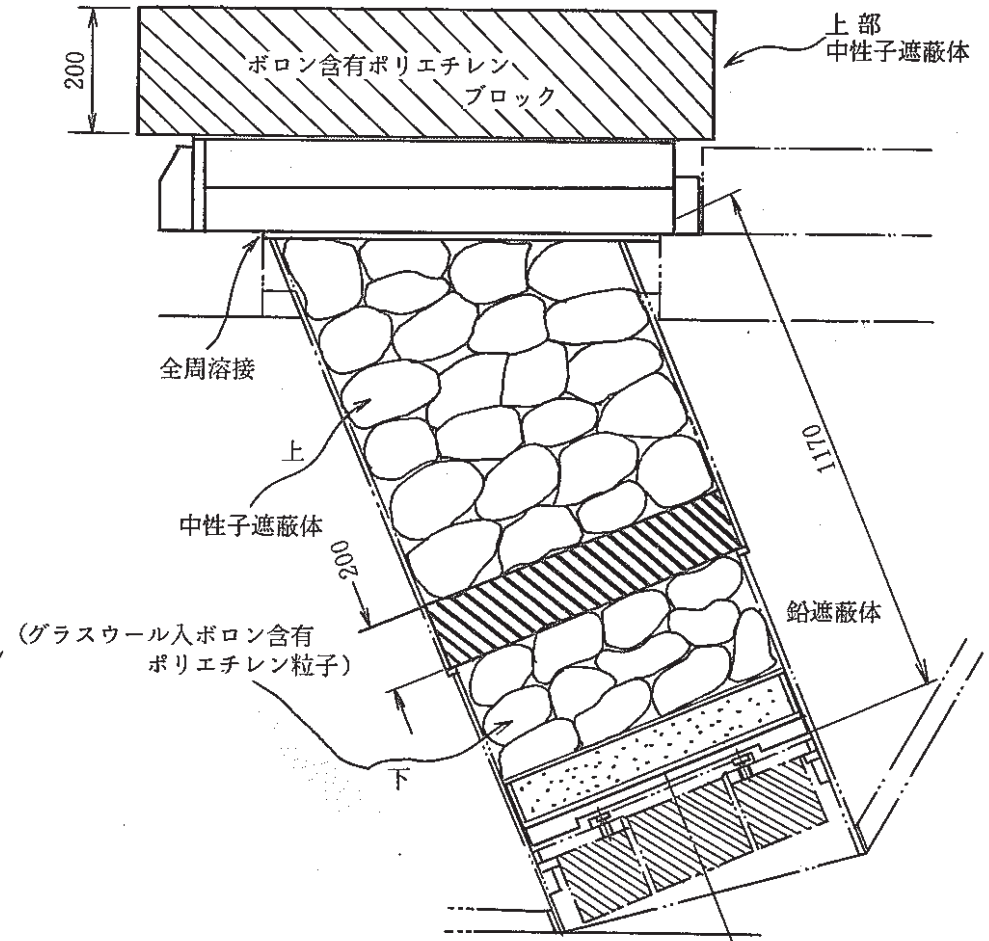


図2 M-3マンホール構造図  
(予備工事後)

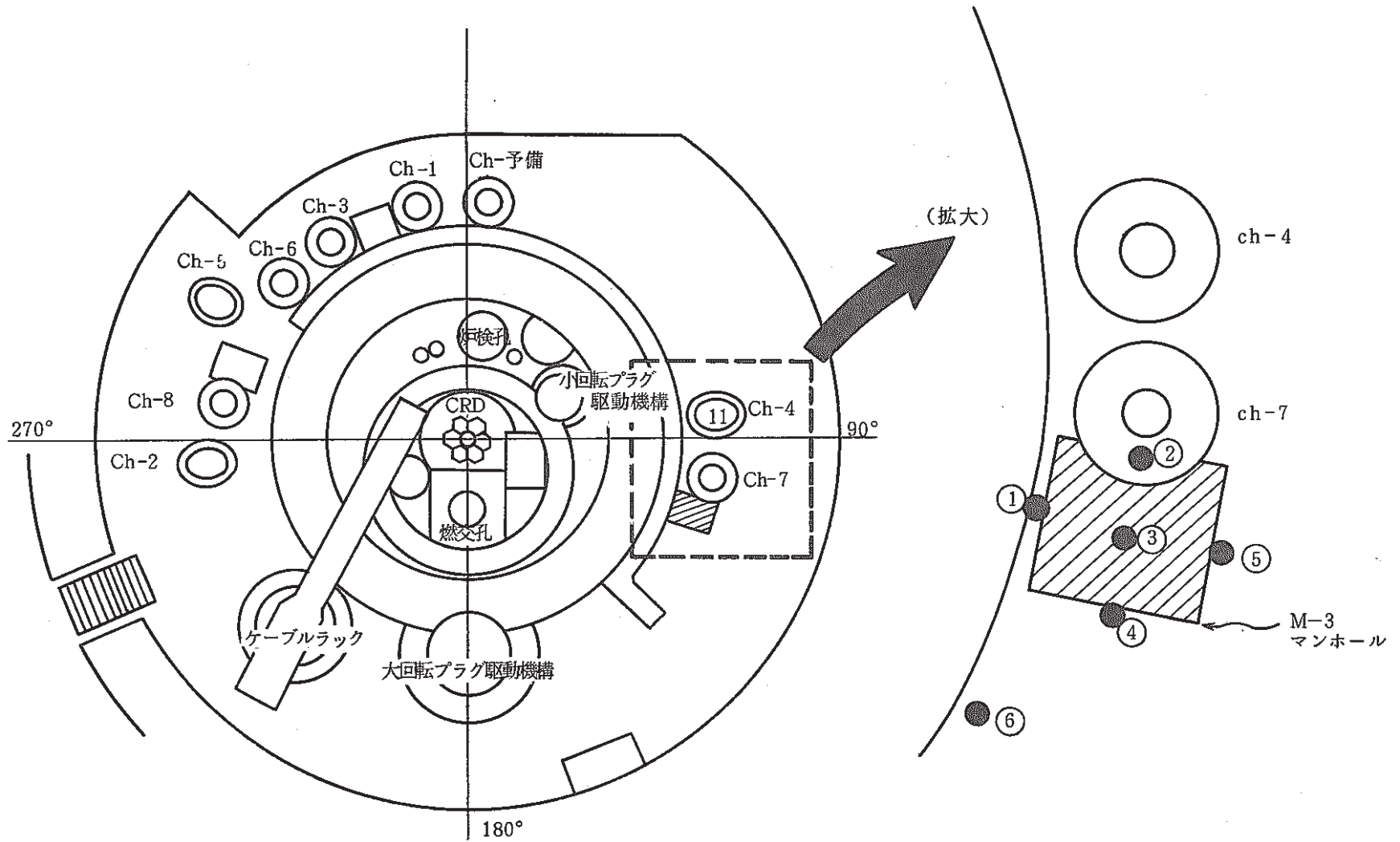


図3 炉上部ピット室・回転プラグ平面図

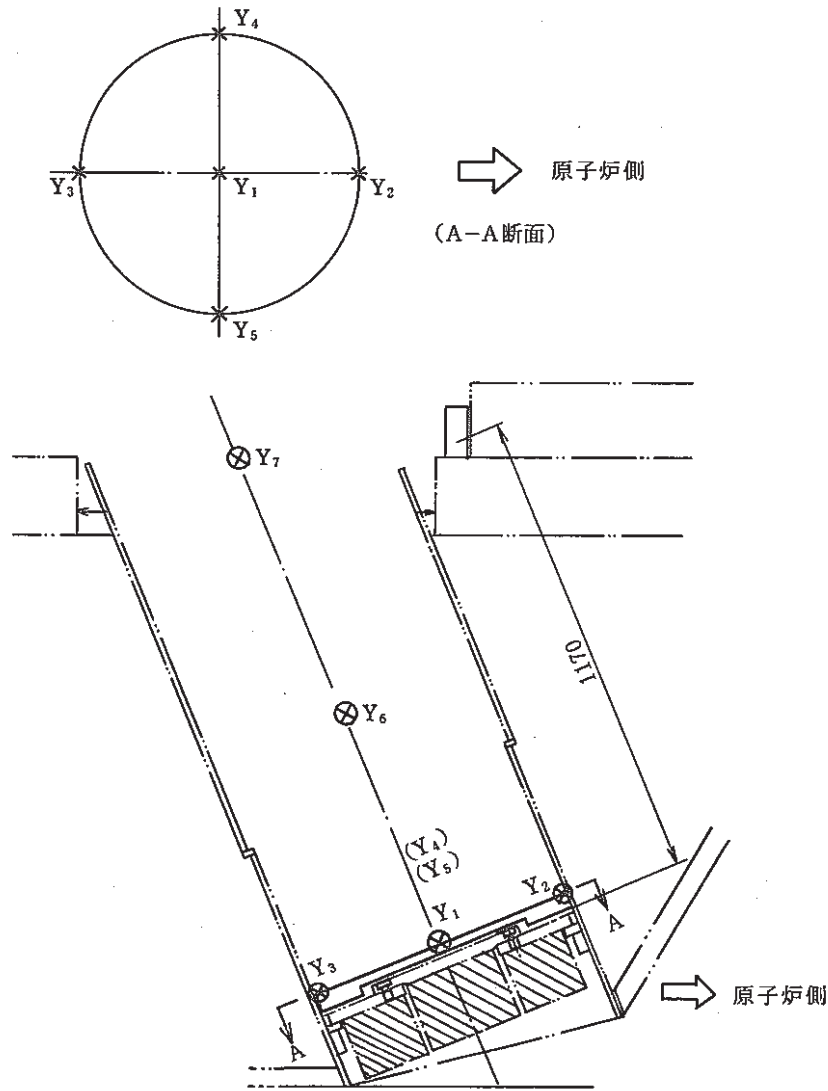


图 4-1  $\gamma$  線量率測定点 (10枚撤去時)

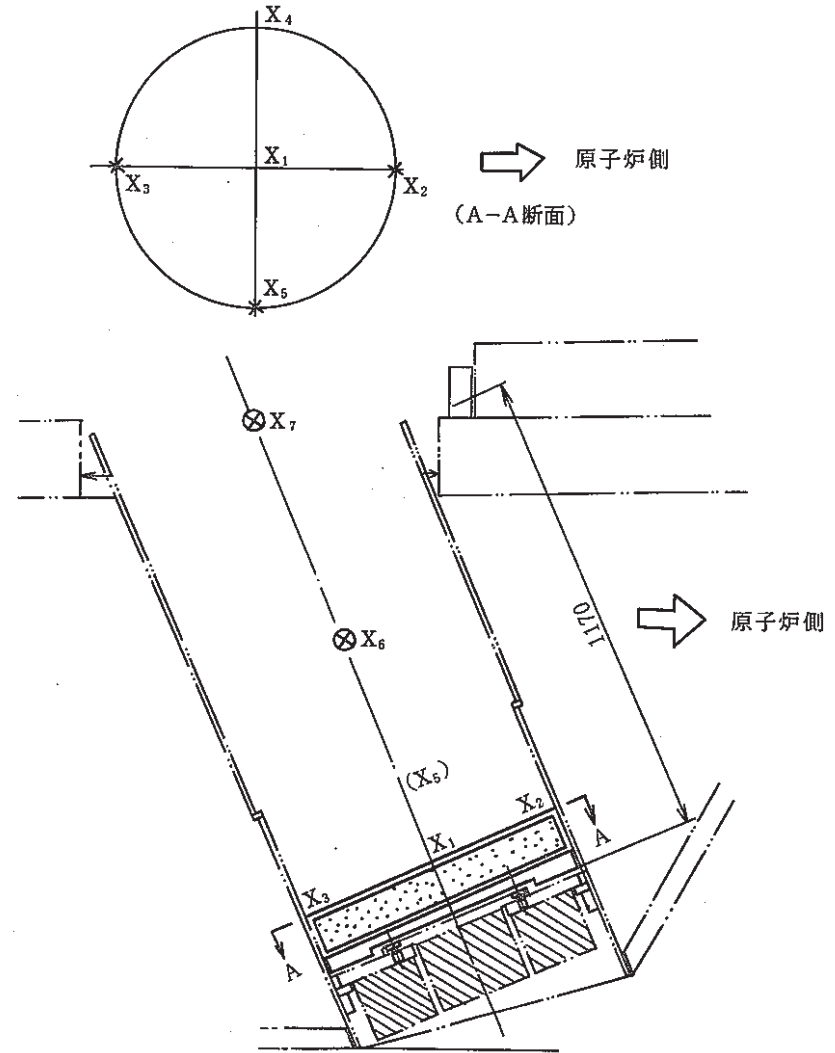


图 4-2  $\gamma$  線量率測定点 (9枚撤去時)

表1 M-3 マンホール仮遮蔽体構成

(1) グラスウール袋入ホウ素含有ポリエチレン粒子

装荷位置	使用数量		合計(kg)	充填率(vol%)
	大 <sup>*</sup>	小 <sup>2*</sup>		
鉛遮蔽体下部	14	6	36.8	39
鉛遮蔽体上部 " 第1段	15	0	113.8	38
" 第2段	15	14		
" 第3段	9	14		

\* W = 2.2 kg      ζ = 1.07      B 8.16 wt%  
 2\* W = 1.0 kg      ζ = 1.05      H<sub>3</sub>BO<sub>3</sub> 10 wt%

(2) 鉛ブロックγ遮蔽体

装荷位置	使用数量		合計 (kg)	充填率 (vol%)
	鉛ブロック <sup>*</sup>	鉛粒 <sup>2*</sup>		
第1段	24	12	838	95
第2段	17	12		
第3段	17	12		

\* 200 ℓ × 100 w × 50 tmm, 11.34 kg  
 2\* 木綿袋入 5 kg

(3) 上部中性子遮蔽体

ホウ素含有ポリエチレンブロック (200 ℓ × 100 w × 50<sup>t</sup>mm)

181 個使用, 合計積層厚 250 mm

表2 コンクリート円板撤去時の $\gamma$ 線量率\*

S 60.11.14 測定

コンクリート円板9枚撤去		全コンクリート円板(10枚)撤去	
測定点(Fig.3-2)	$\gamma$ 線量率(mR/h)	測定点(Fig.3-1)	$\gamma$ 線量率(mR/h)
X <sub>1</sub>	100	Y <sub>1</sub>	900
X <sub>2</sub>	32	Y <sub>2</sub>	100
X <sub>3</sub>	12	Y <sub>3</sub>	60
X <sub>4</sub>	50	Y <sub>4</sub>	300
X <sub>5</sub>	50	Y <sub>5</sub>	300
X <sub>6</sub>	50	Y <sub>6</sub>	250
X <sub>7</sub>	50	Y <sub>7</sub>	250

測定器：テレテクター電離箱

(\*) 放管メモ“M-3マンホール開口作業に伴う線量率測定等について”S60.12.23より運転

表3 M-3マンホール回り線量率測定結果

測定日：1985年12月20日

測定器：n レムカウンター  
 $\gamma$  電離箱サーベイメータ

測定位置 Fig.参照	測定値 (P=95 MWt)		100 MWt 換算値	
	n 線	$\gamma$ 線	n 線	$\gamma$ 線
①	5.0mrem/h	8.0mrem/h	5.3mrem/h	8.4 mR/h
②	6.0	3.4	6.3	3.6
③	6.0	4.0	6.3	4.2
④	11.0	3.4	11.6	3.6
⑤	4.2	1.0	4.4	1.1
⑥*	20	9.4	21	9.9

(\*) M-3マンホール遮蔽体位置以外の代表的位置

## 10. 高速実験炉における燃料破損検出技術の開発

本章は、高速実験炉において進められている模擬破損燃料を用いた燃料破損検出設備の試験およびタグガスを用いた破損燃料位置検出法の開発成果の速報をまとめたものである。

### 10.1 ウラン・ニッケル FPソースを用いた「常陽」FFDの較正試験説明資料

報告者：大戸（計測Gr）

#### 1. はじめに

2/19日の幹部会における永根副理事長からの質問に対する説明用として、研開本部島田主幹より、資料の提出が依頼されたので、作成し提出した。

以下に、提出した資料の概要を示す。

#### 2. 試験工程

試験工程(案)を図1.に示す。

#### 3. ウラン-ニッケル合金試験要素本数とFFD・DN計数率の関係

FFD・DN法BF<sub>3</sub>のB.G.計数率は、炉出力に比例しており、また、ウラン-ニッケル合金から放出されるFPによる計数率（以後Signalと呼ぶ）も、炉出力に比例すると考えられるため、Signal対（B.G.+Signal）の比（以後S/N比と呼ぶ）は炉出力に依存しない。よって特定の炉出力でS/N比を計算すれば良い。仕様に示す組成、形状の合金要素を「常陽」炉心第4列Aループ出口配管側領域に装荷し100 MW出力で運転した場合、1要素当り得られるBF<sub>3</sub>計数率は約60 cpsである。

「常陽」100 MWでのBF<sub>3</sub>・B.G.計数率は約9000 cpsであり、Signalの判別が可能な計数率をB.G.の20%とすると、1800 cpsのSignalが得られれば良い。よって、 $1800 \text{ [cps]} \div 60 \text{ [cps/本]} = 30$ 本の合金要素が必要である。

#### 4. 「常陽」のFFD・DN法の検出性能について

「常陽」のFFD・DN法に対しては、設置時の仕様として、検出性能に対する特定の要求はない（設置許可、設工認、保安規定では検出性能に関して、規制側から要求された値はない）。

その後、行った感度評価の1例を以下に示す。

DN法は冷却材中に放出されたFPのうち、遅発中性子先行核種（主として<sup>87</sup>Br、<sup>137</sup>I）からの中性子を検出するものであり、本原子炉においてはBF<sub>3</sub>及び<sup>10</sup>Bの中性子検出器を1次主配管ホットレグ側に設置している。これらの燃料破損の検知性能は、検出系のバックグラウンド計数率（BG）との関係によって定まる。

---

（技-60-279）

本原子炉のDN法のBGは、炉容器からのストリーミング中性子によるものが大部分を占め、その計数率は炉出力レベルに対して線形である。本DN法の燃料破損検知性能を評価した結果では、BGの200%増を以って破損の検出下限（警報設定点に同じ）とすると、炉心内の全FPインベントリ（DN核種）の約 $1.2 \times 10^{-5}$ %のDNを検知できる。これをもとに検出可能な燃料部破損開口面積を求めると約 $0.5 \text{ cm}^2$ である。

5. 安全性の予備検討

(1) 試験用集合体の健全性

本試験で使用するウラン-ニッケル合金FPソースの炉内外における健全性は、ANLにおける炉外試験およびEBR-IIにおける照射後のPIEで確認されている。つまり、炉外試験においては、Uの含有率4w/oまでのU-Ni合金のナトリウムとの共存性はNi-200と変わらないことが確認され、EBR-II照射（1017 MWD（約16.5 EFPD）、炉内滞在期間約50日）後のPIEにおいて、金相的变化及びナトリウムとの反応が無いこと並びにFPソースの外径増加が無視できるものであることが確認されている。

よってFPソースの「常陽」での使用時の健全性については特に問題なしと評価される。

(2) 放射線管理についての評価

1) 環境への影響

「常陽」では、平常運転時の原子炉施設周辺の線量評価として最大炉心インベントリの2%破損（炉心の燃焼度50,000 MWD/T）の条件を採用し、計算条件としては、FPの燃料ペレット及び要素からの放出率は100%、ヨウ素のカバーガスへの移行率 $10^{-5}$ という安全側の仮定を用いている。

本試験により生成・放出されるFPの量を、安全側の評価として炉出力及び運転時間を100 MW、5日間として、上記評価と同じ条件<sup>(注1)</sup>で計算し、スタックにおける主要FPについて2%破損と比較した結果を次表に示す。

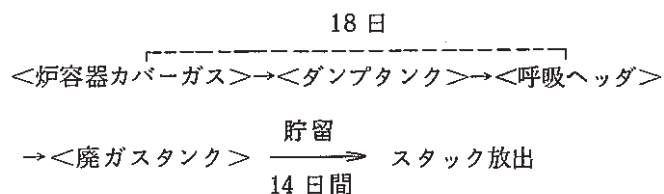
	① 2%破損	② 本試験	② / ①
希ガス(Xe, Kr)	$1.56 \times 10^3 \text{ Ci}$	1.23 Ci	$7.88 \times 10^{-4}$
ヨウ素	$2.52 \times 10^{-3} \text{ Ci}$	$2.99 \times 10^{-6} \text{ Ci}$	$1.19 \times 10^{-3}$

すなわち、放出される希ガスFP量は、2%破損発生時の1/100以下であり、環境への影響はきわめて小さい。また下表に示すとおり、原子炉施設保安規定に定められる年間放出管理目標値（2%破損発生後運転継続した場合の放出値に対応）、さらには、茨城県との安全協定で定められた運転目標値（3ヶ月間Total）に対しても、十分無視できる量である。

		①放出管理目標値 (年間)	②運転目標値 (3ヶ月)	③本試験	③/①	③/②
タ放 ンク 出	希ガス	30,000 Ci	4,400 Ci	1.23 Ci	$4.1 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-4}$
	ヨウ素	$4.7 \times 10^{-2}$ Ci	$6.3 \times 10^{-3}$ Ci	$2.99 \times 10^{-6}$ Ci	$6.4 \times 10^{-5}$	$4.7 \times 10^{-4}$

なお、本試験で使用する燃料が未照射ピンであるため、要素からのFPガス放出割合が5%程度であることを考えると、環境への放出FP量は更に小さくなり、環境への影響は無視できる。

(注1)：2%破損時は、Arカバーガスの流れとして下記を想定している。



これに対して、本試験ではダンプタンクでの減衰(18日間)を待たずに廃ガスタンクへページし、タンクにおける貯留を40日間とすることとして上記数値を算出した。

2) プラント内被曝

プラント被曝の観点から重要となる  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  の1次冷却材中への放出量(炉出力100MW, 運転時間5日及び100%放出を仮定)は、それぞれ0.177 Ci,  $5.6 \times 10^{-5}$  Ciである。

これは、MK-1の保守点検時(1次系ナトリウムはダンプタンクへドレンされている。)のCPに対する1次系配管での計測値

$^{54}\text{Mn}$  :  $10^{-3}$  Ci/m<sup>2</sup> (配管系合計 0.22 Ci)

$^{60}\text{Co}$  :  $10^{-4}$  Ci/m<sup>2</sup> (配管系合計 0.022 Ci)

を下まわるものであり、 $^{137}\text{Cs}$  の配管への付着率  $1.6 \times 10^{-3}$  (分配比率  $K_D = 8.9 \times 10^{-2}$  [cm]<sup>\*</sup>として求めた)を考慮すると、付加される被曝線源としては、無視できる量となる。

\* 東芝FPLにおける実験値を用いた。  
三塚哲正他; 東芝レビュー 34.331 (1979)



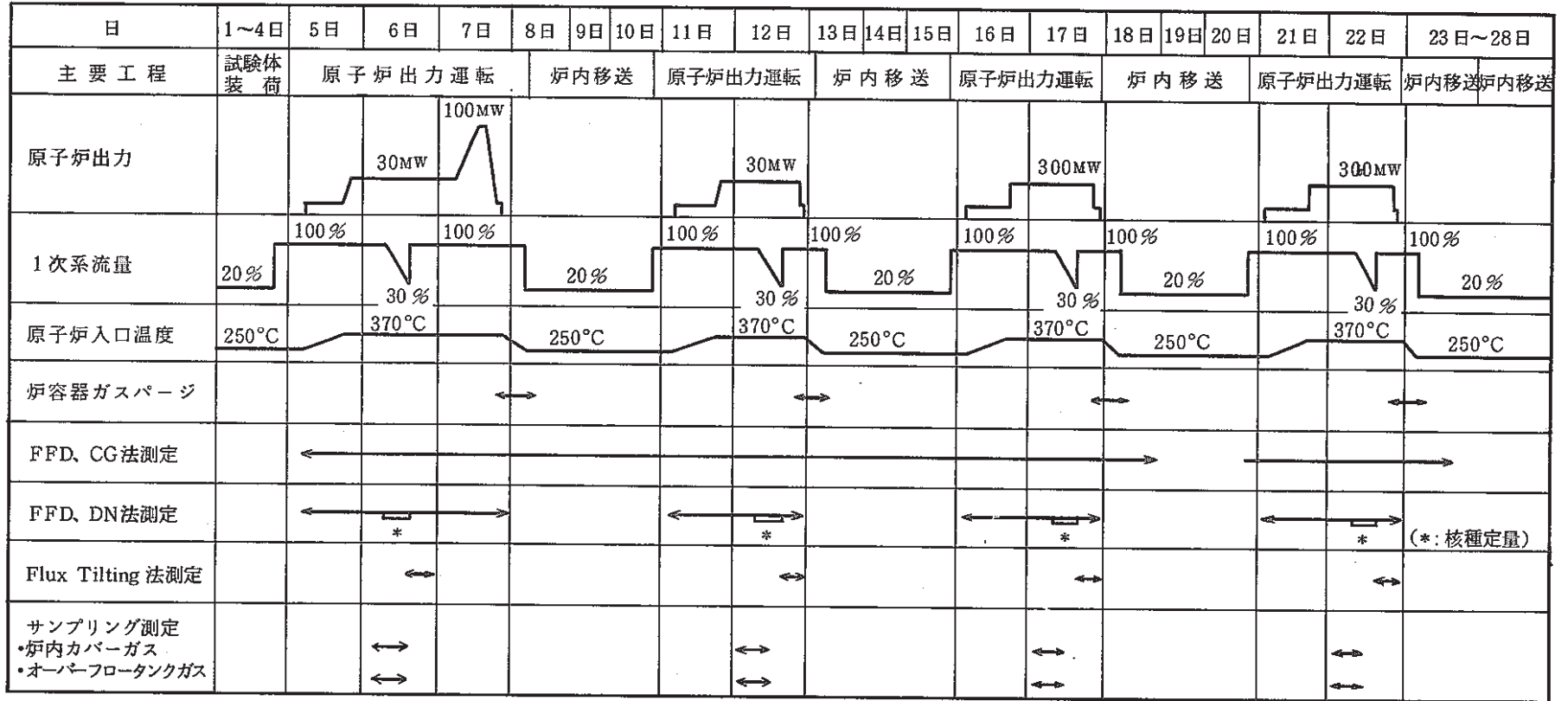


図1 U-NiFPソースを用いた「常陽」FFDの校正試験

## 10.2 液化アルゴンガス中のKr, Xe濃度測定結果

報告者：小林（計測Gr.）

### 1. 概 要

高速原型炉「もんじゅ」では破損燃料位置検出系としてタグging法を用いる予定である。本法では、燃料破損に際してカバーガス中へ放出される微量のタグガス（Kr及びXe）を精度よく計測する必要があるため、カバーガスとして用いるAr中に当初から存在するKr及びXe量が問題となる。ここでは、動力炉建設運転本部・電気課からの依頼に基づき市販の液化Arガス中に不純物として存在するKr及びXeの濃度測定を試みたので、その結果を報告する。

### 2. 方 法

液化Arガス中のKr及びXe量は非常に小さいと予想されることから、濃度測定に当ってはタグging法FFDLシステム用に開発したタグガス濃縮捕集装置を用いてKr及びXeを濃縮した後、質量分析計により定量分析を行った。なお、濃縮捕集方法、装置の詳細等については（技-60-146）に述べてある。

### 3. 結 果

供試ガスとしては、テイサン社製及び日本酸素社製の液化Arガスを用いた。測定結果を表1に示す。

- (1) 濃縮捕集によって液化Arガス中から回収したKr及びXe量を基に、回収率を100%として算定した液化Arガス中から回収したKr及びXe濃度は、両試料とも $10^{-3}$ ppbオーダーであった。
- (2) 高速原型炉「もんじゅ」では、燃料破損に伴って放出されるタグガスのカバーガス中濃度を最低0.1ppbと想定している。今回の結果はこの値の6%以下であるが、タグガスの同位体組成を考慮すれば、さらにバックグラウンドの影響が大きくなる恐れもある。また、これらバックグラウンドによる誤差は、質量分析の誤差として見積られている値である3%を上回るものになってしまう。

以上のことから、今回の供試ガスと同等の液化Arガスを用いる場合には、タグガス組成選定に当ってスペーシングファクタを大きくとるか、あるいはバックグラウンドKr, Xeを低減するための装置を設置する等の対策が必要になると考えられる。

表1 液化Ar ガス中Kr, Xe測定結果

試料	濃縮捕集条件		回収量		アルゴン中濃度*	
	流通ガス量 (Nm <sup>3</sup> )	流量 (Nm <sup>3</sup> /h)	Kr (CC)	Xe (CC)	Kr (ppb)	Xe (ppb)
A	10	3	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-3}$
B	15	3	$2 \times 10^{-5}$	$4 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-3}$

[ A : テイサン製液化アルゴン ]  
 [ B : 日本酸素製液化アルゴン ]

\* アルゴン中濃度は、流通したアルゴン中のKr及びXeが全て回収されたものとして算出した値である。

### 10.3 カバーガス浄化装置の浄化効率

報告者：小林（計測Gr.）

#### 1. 概要

活性炭深冷吸着方式のカバーガス浄化装置を「常陽」1次カバーガス系に設置した場合の希ガスFP核種に対する浄化効率を算出する。

#### 2. 計算条件

炉内カバーガス量	: 65 Nm <sup>3</sup>
カバーガス処理量	: 6.0 Nm <sup>3</sup> /hr
カバーガス連続処理時間	: 最大6 hr
希ガスFP核種回収能力	: 90%以上

#### 3. 計算手法

浄化開始後 T (hr.) 経過した時のカバーガス中濃度は、次式で表わされる。

$$N_i = N_{oi} e^{-(\eta \cdot 6.0 / 6.5 + \lambda_i) T}$$

$N_i$  : 核種 i の T 時間浄化後の濃度

$N_{oi}$  : " の浄化開始時濃度

$\lambda_i$  : " の崩壊定数 ( $h^{-1}$ )

$\eta$  : 回収率

T : 浄化時間 (h)

ただし  $0 < T \leq 6$

#### 4. 計算結果

上式を用いて<sup>133</sup>Xe及び<sup>135</sup>Xeについて計算した結果を図1に示す。回収率  $\eta$  を0.9とした場合、<sup>133</sup>Xe濃度を1/10とするのに2.75 hr, 1/100とするのに5.5 hrの浄化時間を要し、同様に $\eta = 0.99$ の場合にも各々2.5 hr, 5.0 hrを要することがわかった。

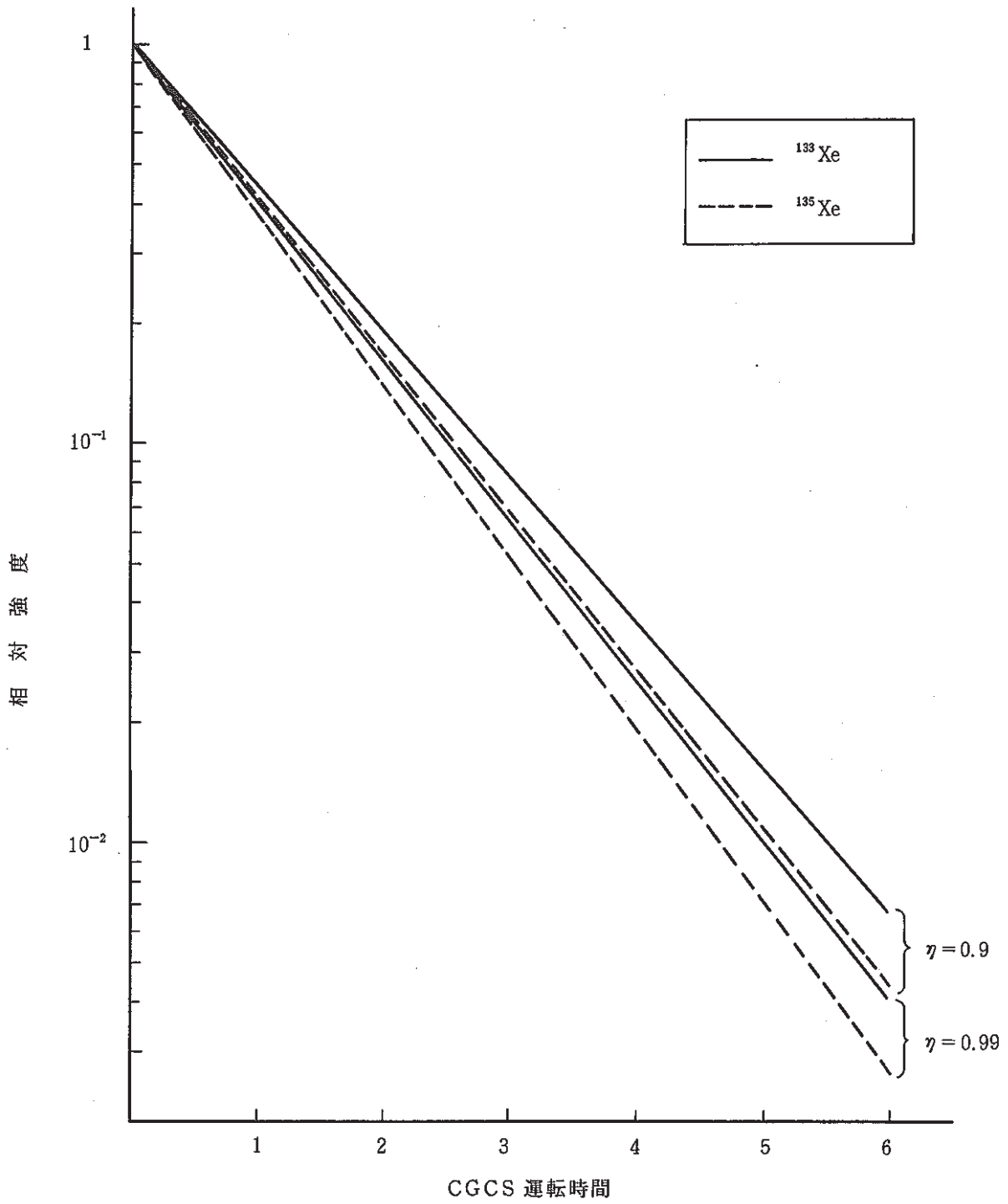


图1 净化效率

## 10.4 F 燃安検討準備会の RTCB 試験, PTM 試験に対する考え方

(現状 (昭和 61 年 2 月末時点) のまとめ)

報告者: 大戸 (計測 Gr.)

### 1. はじめに

今後の高速実験炉「常陽」の在り方及び高速炉実用化へ向けての燃料の高性能化への課題を考えた場合、「常陽」で RTCB (Run To Cladding Breach) や PTM (Power to Melt) 等の高速炉用燃料の性能実証試験をできるように照射機能を拡充することは単に我国の高速炉開発のためだけでなく、国際協力の点からも強く望まれるところである。従って、できる限り早期に性能実証試験の実施が実現できるよう、安全評価基準等の見直し、検討を行う必要があるが、PNC の検討結果だけでは、STA を十分に納得させることができない可能性がある。そこで、今回、財原子力安全研究協会への業務委託研究として、広く識者の検討を求め安全評価基準等の考え方を明確化することとした。

本委託研究は、PNC より資料を提出し、東大の近藤先生を委員長とする専門委員会で審査していただき、最終的に、原子力安全研究協会が報告書としてまとめ、PNC に提出することになっている。

実験炉部技術課では、専門委員会への提出資料を準備するためのワーキンググループを設立し、PNC 内各部所のメンバーから成る当ワーキンググループの事務局として、資料の作成及びとりまとめを進めている。

以下に、現状での、高速炉用燃料の性能実証試験の安全評価基準に関する検討準備会 (F 燃安検討準備会) の RTCB 試験, PTM 試験に対する考え方についてまとめた。

### 2. RTCB 試験

#### (1) 位置付け

「常陽」では、当面、長寿命燃料の開発を目標とした、RTCB 試験を行う。運転信頼性試験である、RBCB (Run beyond Cladding Breach) は、RTCB の経験を積んだ後に、その成果を反映して行うものとする。

#### (2) 試験の範囲

当面の試験範囲を、下記のとおり設定する。

- 1) B 型特殊燃料集合体の、要素 5 本/コンパートメントのタイプを使用する。
- 2) 同一コンパートメント内は、RTCB 試験燃料要素 1 本と、新燃料又はそれに準ずる要素 4 本の組み合わせとする。
- 3) RTCB 試験の燃料破損後は、FFD・CG 法又は DN 法の計数率指示が保安規定に定める運転制限値 (それぞれ BG 計数率の 10 倍, 5 倍) に達したら、速やかに原子炉を停止することとする。

---

(技-60-289)

4) RTCB試験燃料要素は、原則として、破損するまで照射することとするが、到達燃焼度の上限を20万MWD/T(暫定)とする。

(3) 安全評価基準(案)

- 1) RTCB試験燃料要素の破損を検知し、速やかに原子炉を停止できること。
- 2) 各種事故時<sup>\*1</sup>においても、隣接する燃料要素の健全性を損わせないこと(判定基準は第1図に示す。現許可(現在申請中のもの)のとおり)
- 3) RTCB試験燃料要素が溶融しないこと。
- 4) RTCB試験により環境へ放出されるFP量が、本試験に対して定めた管理目標値<sup>\*2</sup>の範囲内に納まること。

\*1 ; 設置許可変更申請書添付書類十で定める事故のうち重大事故、仮想事故を除いたもの

\*2 ; PA上十分納得してもらえる値で、かつ、試験が十分に行えるもの。例えば、貯留タンクをバイパスして放出することが許可されている量(バイパス放出基準値)を管理目標値として、RTCB試験による放出量と、バイパス放出量を加え合わせても、管理目標値を下回ることを担保する。

(4) 3.で定めた基準に対する許可取得の見通し

第2図に示す事象推移シナリオを想定すると、安全評価基準の(1)~(4)は、大むねクリアできる見通しを得ている。ただし、第2図の太せん部B, E, Fについては、一応の見通しは得ているものの、詳細解析により確認する必要がある。

3. PTM試験

(1) 位置付け

「常陽」では、当面、新燃料を用いたPTM試験を低い線出力密度から高い線出力密度へと段階的に進める。この経験を積んだ後に燃焼の進んだ燃料のPTM試験に移っていく。また、運転信頼性試験であるOT(Operational Transient)の実施も検討する。

(2) 試験の範囲

当面の試験範囲を、下記のとおり設定する。

- 1) PTM試験燃料要素は、新燃料とする。
- 2) 実際に溶かす試験は、まず10%溶融面積程度を目途にして行い、これで、CEDARを検証して、より溶融面積の大きい試験に進んでゆく。
- 3) 燃焼度の進んだ燃料のPTM試験は、PNCの解析能力に応じて実施してゆく。

(3) 安全評価基準(案)

- 1) 各種事故時においても、PTM試験燃料要素を破損に至らせないこと(判定基準は第3図に示す。現許可(現在申請中のもの)のうち、ペレット溶融以降を1部修正したもの)。
- 2) 各種事故時においても、PTM試験燃料要素以外の要素の健全性を損わせないこと。(判

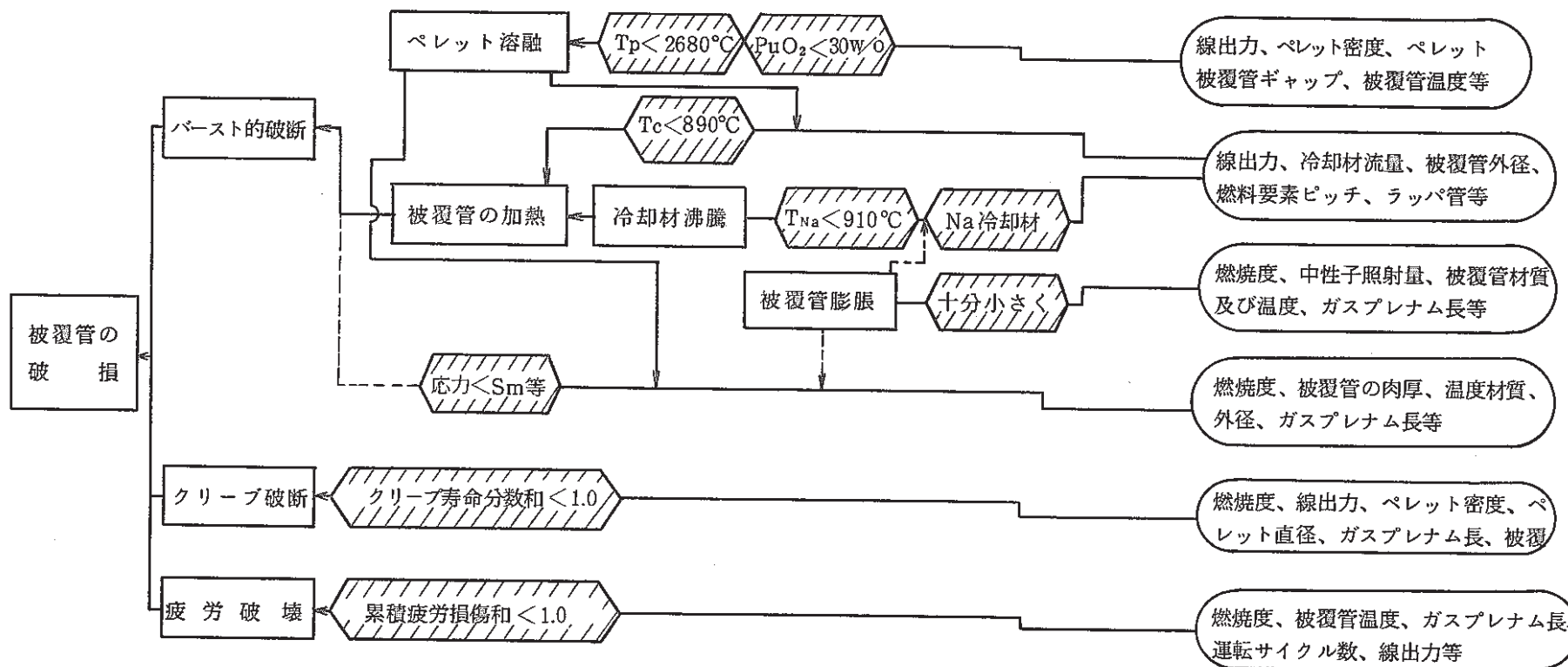
定基準は、第1図に示す。現許可（現在申請中のもの）のとおり）

(4) (3)で定めた基準に対する許可取得の見通し

第4図に示す事象推移シナリオを想定し、現在、確認作業を進めている。方法は以下のとおり。

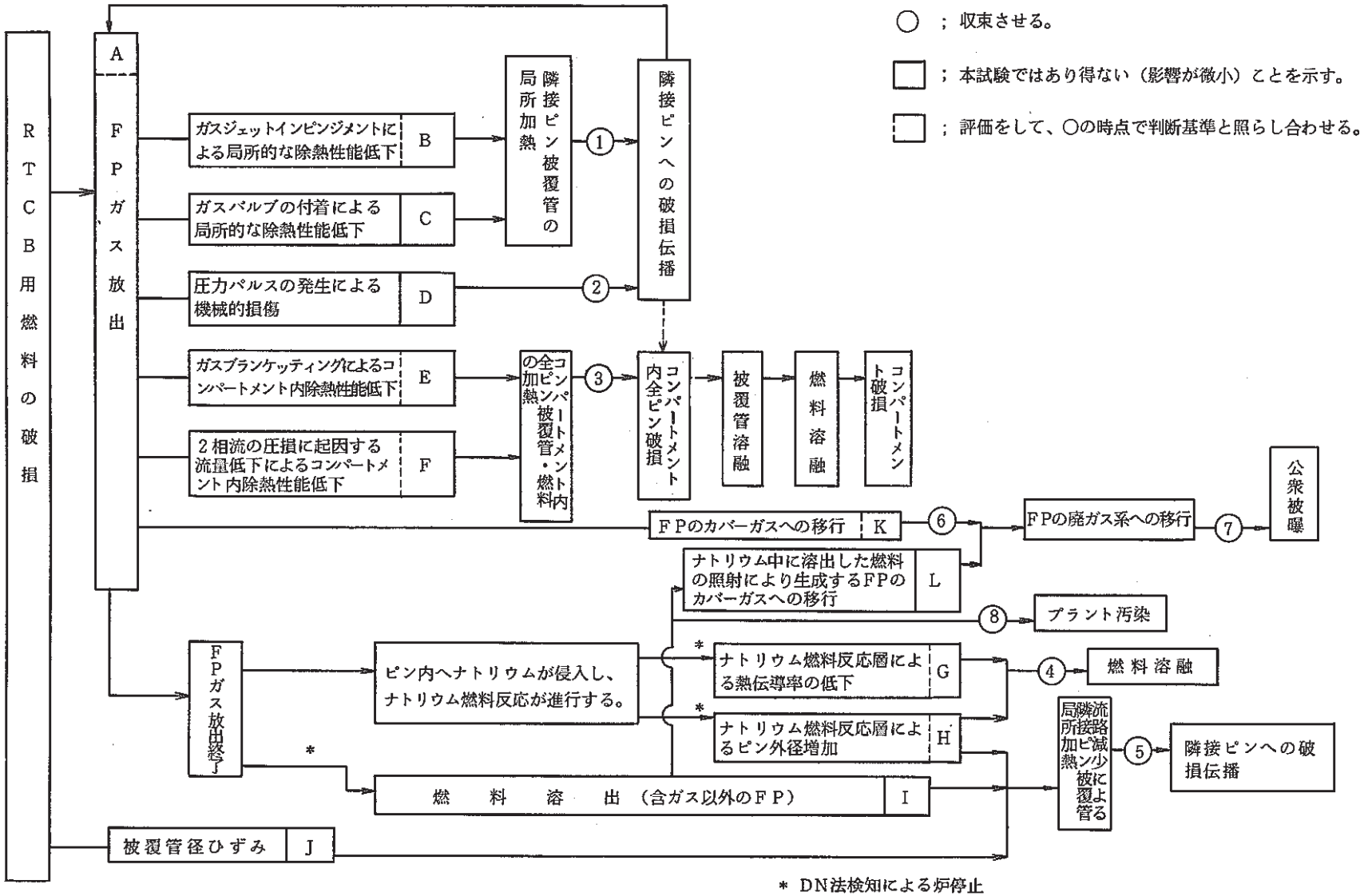
- 1) ㊸ブロックについては、“CEDAR”又は、簡易評価モデルを用いた計算により、発生応力を計算し、判定基準と比較する。
- 2) ㊹ブロックについては、“CEDAR”等で溶融面積割合を計算し、試験条件を25%溶融面積割合に制限（各種事故時）する。また、25%溶融面積で、メルトスルーによる被覆管破損が生じないことは、海外炉での試験例で説明する。
- 3) ㊺、㊻ブロックについては、“EXCURSE”等の炉心動特性解析コードで評価する。





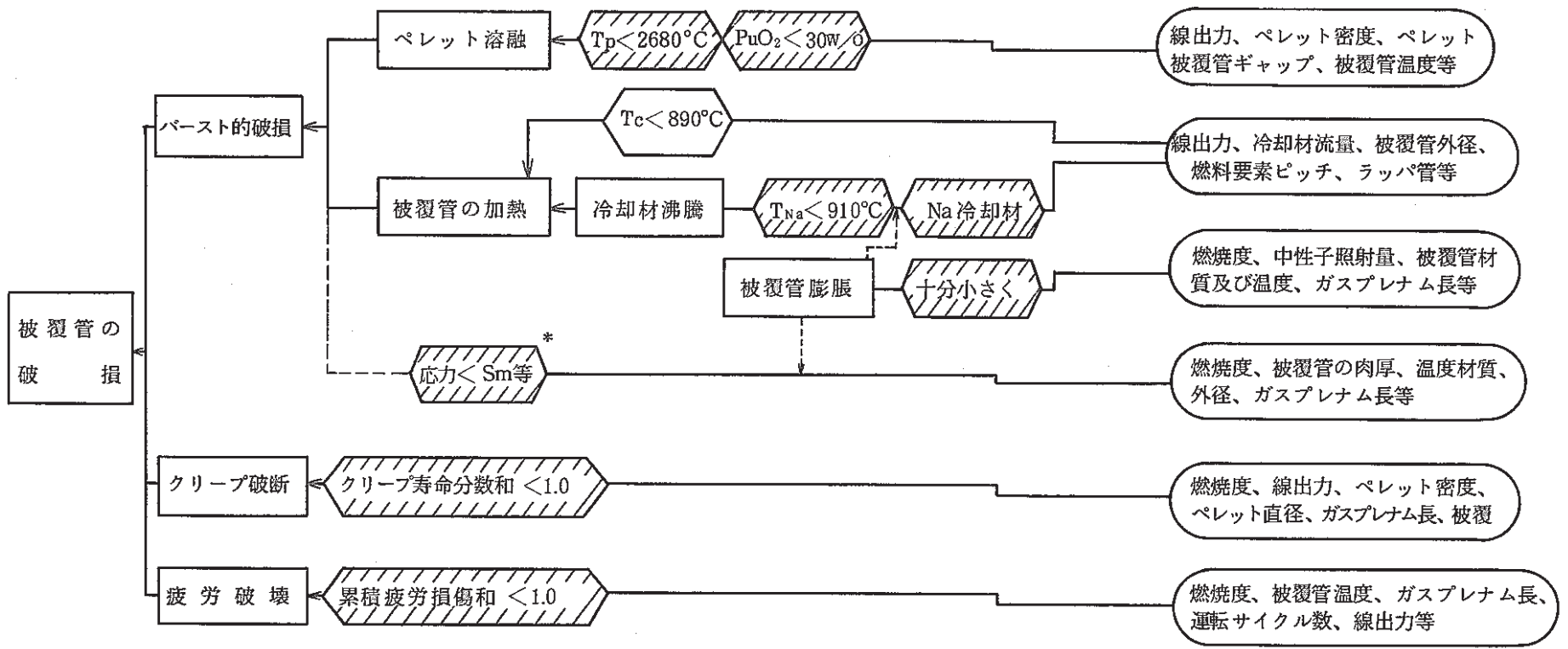
\* ASME N47 に準じたもの。

第3図 特殊燃料集合体の現許可（その10で申請中のもの）での安全性の担保項目



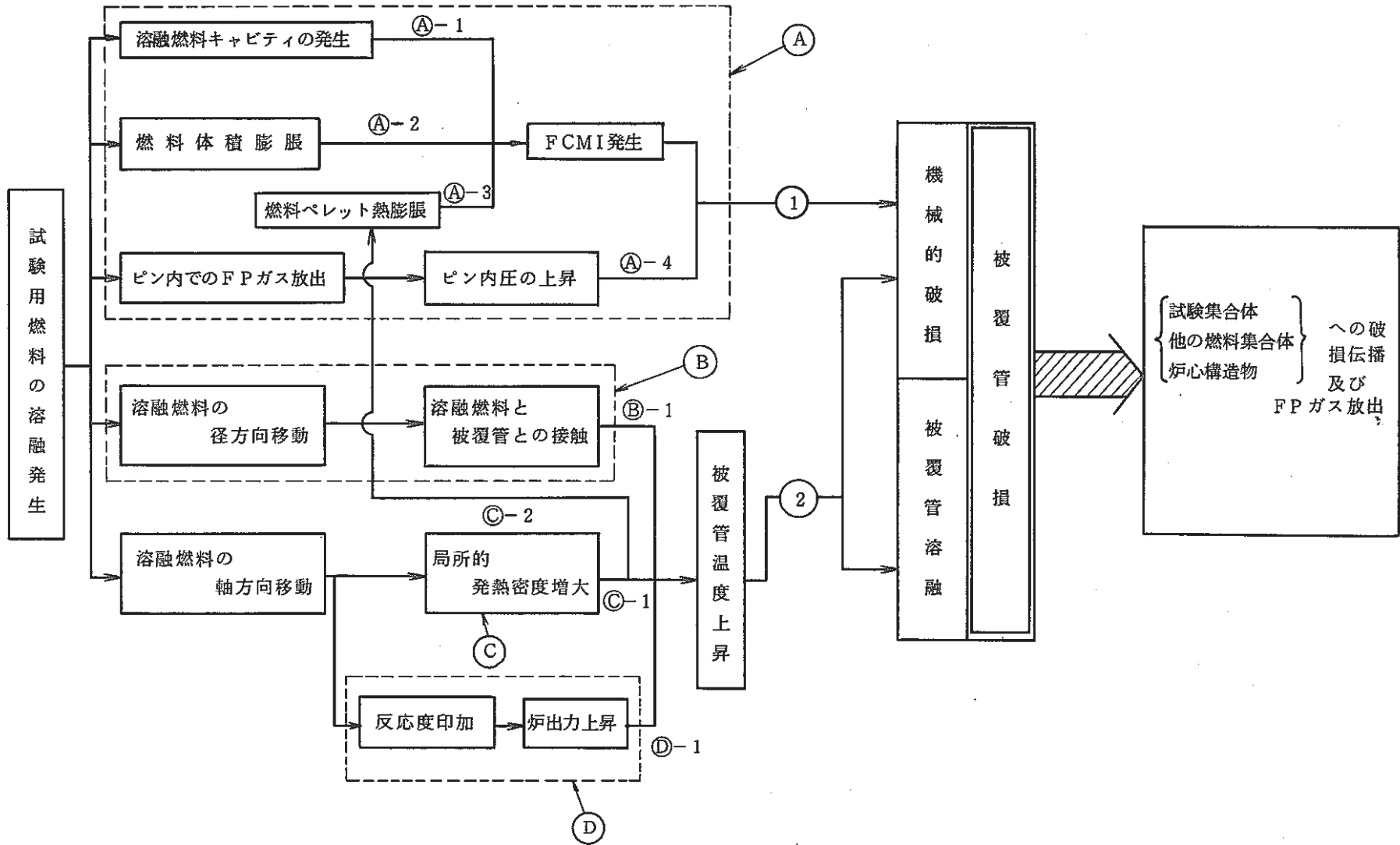
\* DN法検知による炉停止

第2図 RCTB試験の事象推移シナリオ



\* ASME N47 に準じたもの。

第1図 特殊燃料集合体の現許可（その10で申請中のもの）での安全性の担保項目



第4図 PTM試験実施時の事象推移

## 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 Na中の全炭素分析におけるフラックス粒度の検討

報告者；有馬・聡宏（分析Gr.）

#### 1. 概要

本法は、金属Na試料を石英るつぼに入れ、フラックスで覆い酸素気流中で燃焼、Na中の炭素を二酸化炭素（ $\text{CO}_2$ ）として、その $\text{CO}_2$ の量によって、Na中の炭素濃度を求めるものでNaを酸素気流中で燃焼させる際、金属Naのすべてが酸化ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{O}$ ）となるがこの $\text{Na}_2\text{O}$ の一部が石英るつぼ内から放出されると放出された $\text{Na}_2\text{O}$ が低温部のガス流路壁に付着し、石英るつぼ内で酸化発生した $\text{CO}_2$ が管壁に付着した $\text{Na}_2\text{O}$ と接触、反応して炭酸ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{CO}_3$ ）を形成し、管壁部に捕獲されて結果的には分析値が低くなってしまふことになる。

フラックスは、これらを防ぐために用いるもので、Naと酸素の反応を抑制し、生成した $\text{Na}_2\text{O}$ が石英るつぼから放出されないようにするとともにNaの酸化が内部まで良く起きるような働きをする。その為にはNa量に対しての添加量と粒度が関係してくる。検討はフラックス量を一定とし粒度が70 mesh及び300 meshの2種類について、金属ナトリウム中の全炭素を分析、その結果の比較評価試験を実施した。

#### 2. 試験方法

##### (1) 分析方法\*

グローブボックス内でNa試料をフラックス（ $\text{SiO}_2$ ）の入った石英るつぼに採取、燃焼管（図-1）に入れ、全炭素分析装置に取り付けて、ヘリウム-酸素混合気流中で、赤外線イメージ炉によって初め300℃で15分間加熱、ナトリウム試料を酸化させ、次いで1,000℃で25分間加熱し、その時発生した $\text{CO}_2$ をコールドトラップに捕集して、捕集した $\text{CO}_2$ をガスクロマトグラフ装置によって測定する。

##### (2) 検討方法

(1)の分析法を用い、Na採取量\*\*0.4g、フラックス量\*\*\*を3gとし、その粒度をパラ

（技-60-299）

\* 前報 ナトリウム中全炭素の迅速分析法（高温直接燃焼法）PNC N 941 82-46 参照

メータとして、70 meshと 300 meshを使用して同一Na 試料の分析を行う。

### 3. 結 果

フラックス粒度の 70 meshでは、分析平均値で 3.66 ppm、標準偏差 0.32、300 meshでは、分析平均値 2.43 ppm 標準偏差 0.81であった。300 meshでの分析値は、遊離炭素分析法による分析結果よりも低値を示し、バラツキも 70 meshに比べて約 2.4 倍大きかった。分析結果を表-1 に示す。

### 4. 考 察

300 meshのフラックスを用いた時、Naを酸素気流中で燃焼させると、ナトリウム煙( $\text{Na}_2\text{O}$ )が見られ、酸化ナトリウム ( $\text{Na}_2\text{O}$ )のスモークの一部が石英るつぼより燃焼管上部に広がり、管壁に付着した。また、燃焼管内部は、局部的に激しい浸食が見られ、加熱高温部には失透も見られた。

燃焼後のフラックス状態は不均一になっている事が目視で確認できた。

これに対し、70 meshのフラックス使用時では、ナトリウム煙の発生は認められず  $\text{Na}_2\text{O}$ は、るつぼ内にほとんど保持され燃焼後のフラックスの状態も均一でよく燃焼反応が行われていることが目視で確認できた。

以上の結果から判断して、300 meshのフラックスでは均一な燃焼反応は出来ず  $\text{Na}_2\text{O}$ の放出もあってそのために発生した二酸化炭素 ( $\text{CO}_2$ )がそれと反応して分析結果に低値を示すとともにバラツキが大きくなったものと思われる。

しかし、70 meshのフラックスを用いるとNaとよく混ざり燃焼反応が均一に行われ、生成した  $\text{Na}_2\text{O}$ も石英るつぼ内に保持できるためバラツキの少ない安定した分析値が得られるものと考えられる。また分析結果も遊離炭素分析結果に対し、やや高め(約 0.4 ppm)の結果が得られておりNa中には遊離炭素の他にカーバイト系炭素及び炭酸系炭素も考えられるので全炭素分析値は遊離炭素分析結果よりやや高めになるのが妥当なものと思われる。

### 5. ま と め

- 1) フラックス粒度は 70 meshが適当であることがわかった。
- 2) 燃焼条件は前報通りで良い事が確認できた。
- 3) 本検討Na 試料では、FC (Free Carbon) 濃度に対し、T.C(Total Carbon) 濃度は約 0.4 ppm 高いことがわかった。

### 6. 評 価

\*\* Na 試料； 高速炉機器室 50 MWSGにおいて、バイパスフロールー法により採取されたNa を長さ方向全炭素濃度が均一であるとして、現在「JOYO」Na 純度管理に用いているNa 中炭素(遊離炭素)の分析法で分析した炭素濃度(表-1 中 1 及び 2 に示した)を基準とする。

\*\*\* フラックス； 高純度化学研究所製、特級二酸化ケイ素 ( $\text{SiO}_2$ ) 70 mesh 及び 300 mesh、使用量 3.0 g は前報<sup>\*</sup>により、1.4 g ~ 4.0g の範囲で炭素がほぼ 100%回収されると報告されているところから決定した。

全炭素分析操作法の内、フラックス粒度は分析結果を左右する要因の1つでこれが本検討によって解明できたことは高い評価ができ今後多少の検討を継続する事によって、高速実験炉「常陽」の日常純度管理分析法として用いられる見通しがついた。

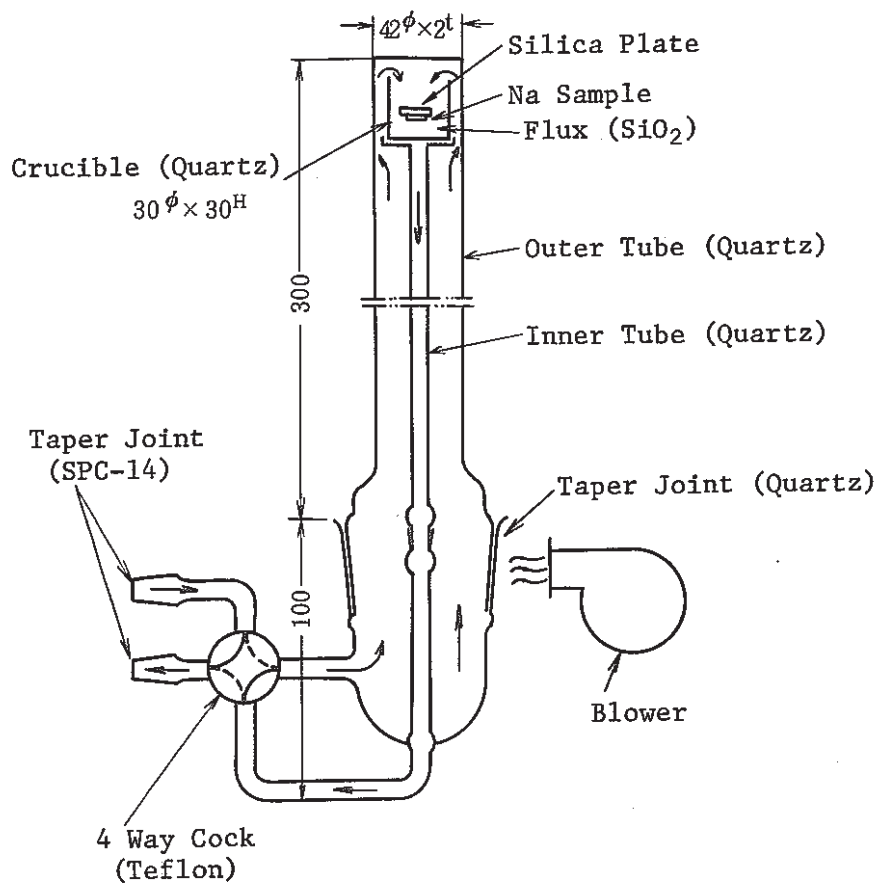


図1 Combustion Tube

表-1 分析結果

	Na採取量 (g)	分析方法	フラックス mesh	濃度 (wt.ppm)	濃度平均 (wt.ppm)	標準偏差
1	1.02	遊離炭素	—	3.23	} 3.29	—
2	1.06	"	—	3.34		—
3	0.29	全炭素	70	4.00	} 3.66	0.32
4	0.35	"	"	3.91		
5	0.32	"	"	3.50		
6	0.38	"	"	4.00		
7	0.33	"	"	3.27		
8	0.35	"	"	3.26	} 2.43	0.81
9	0.28	"	300	1.46		
10	0.41	"	"	2.07		
11	0.31	"	"	3.81		
12	0.29	"	"	2.79		
13	0.32	"	"	2.00		



## 11.2 新型コールドトラップの耐震評価結果について

報告者：沢田 誠（プラント Gr.）

新型コールドトラップは、耐震Bクラスの機器であり指針上からは動解析は要求されない。しかしながら、同機器はプラント運転上重要な機器であるため1種機器並みに動解析を実施して、同解析結果と静的地震力との比較を行うこととした。尚、動解析は線形構造耐震解析コード「SAP-IV」を用いて行った。

### 1. 検討結果

#### (1) 固有値解析

コールドトラップは、耐震構造上剛構造（一般的に 20 Hz 以上）とは言えない構造である。

	固有振動数
1次	8.4 (Hz)

#### (2) 最大せん断力の比較

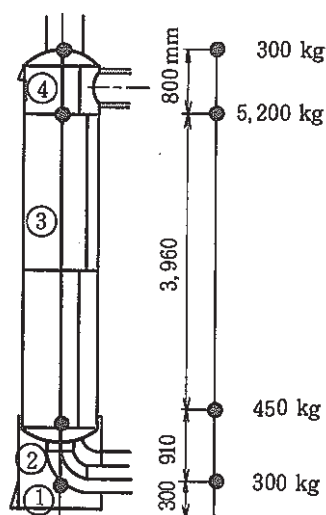
静的震度によるせん断力の方が、動解析結果によるせん断力より大きい結果であった。

(単位: kg)

	ビーム要素			
	1	2	3	4
動解析	370.9	370.8	368.7	24.4
静的地震力	600.0	571.2	528.0	28.8

### 2. 評価

構造は剛構造ではないものの、静的地震力の方が動解析より大きいことから、工認申請時の耐震評価は、規定通り静的評価を行えば安全側に評価できることが確認された。



(解析モデル図)

11.3 新型コールドトラップ断熱ガス層板の強度評価について

報告者：沢田 誠（プラント Gr.）

新型コールドトラップの熱応力に対する構造健全性は、問題のないことが確認されたが、<sup>(注)</sup>その他断熱ガス層板については構造的に座屈が生じやすい構造であり、熱荷重以外の荷重についても強度評価を行っておく必要がある。よって、次のように強度評価を行った。

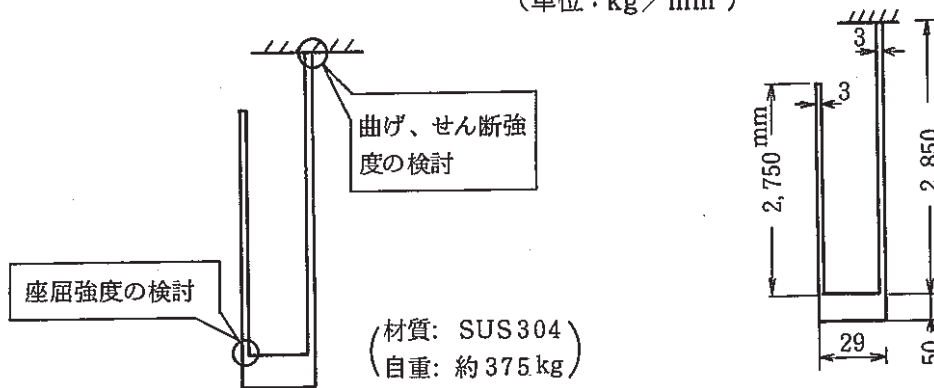
- 1) 座屈強度の検討
- 2) 曲げ、せん断強度の検討

1. 検討結果

下表に計算結果をまとめる。

座 屈 強 度		曲 げ ・ せん 断 強 度			
座屈応力	許 容 応 力	自重による 曲 げ 応 力	地震による せん断応力	合成応力	許 容 応 力
0.02	10.7	0.6	0.05	0.6	10.7

(単位：kg/mm<sup>2</sup>)



2. 評 価

上表に示す通り、座屈応力及び曲げ・せん断応力とも許容応力に対して微小であり、十分な構造強度を有していることが確認された。

(注) 次項 11.4 301 「新型コールドトラップ熱応力解析について」

(枝 - 60 - 307)

## 11.4 新型コールドトラップの熱応力解析について

報告者：沢田 誠（プラント Gr.）

電源喪失復旧時に発生する熱過渡を対象として、新型コールドトラップの熱応力解析を実施したのでその結果を報告する。解析は、汎用構造強度解析コード「FINAS」を用いて行った。

## 1. 解析結果

最大応力は、上管板と同筒胴との下部付根部（外表面）において発生することが確認された。下表に解析結果をまとめる。

1次+2次応力強さ Sn (kg/mm <sup>2</sup> )	許容応力 3Sm (kg/mm <sup>2</sup> )	許容回数 Ni (回)	累積疲労損傷係数 Df + R ≤ 1.0
38.8	32.1	2,000	0.01

## 2. 評価

コールドトラップにおける熱応力は、熱過渡により発生する熱応力は極微小であり、定常熱応力が支配的である。最大応力は上表に示すように、弾性挙動範囲である許容応力（3Sm）を上まわるほど大きな応力であるが、簡易弾塑性評価の結果、今後20年間における定期点検時のNaドレンーNa充填による熱サイクルを負荷回数と想定しても、疲労損傷係数は許容値1.0に対して0.01と小さく、構造強度上は十分なる疲れ強度を有しており問題のないことが確認された。

