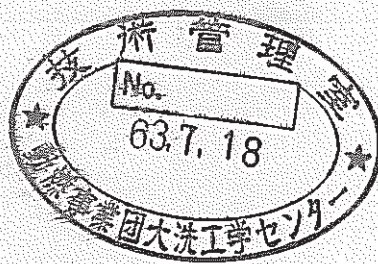


実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol. 4, No. 4 昭和63年1月～3月の成果概要



1988年4月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	N9410 88-042
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

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. 4, No. 4 昭和63年1月～3月の成果概要

溝尾 宣辰* 前田 清彦*

要 旨

本報告書は、実験炉部技術課が担当している試験研究のうち、昭和63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測定と解析・評価
- 炉内熱流力特性の測定・解析
- 炉心内の機械的特性の解析・検討
- 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討
- 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析
- 高燃焼度試験のための設置変更許可
- 分析技術に関する研究開発
- その他の試験研究及び解析・評価作業の成果

また、上記内容別の目次に加えて、技術課が担当する業務種別毎に分類した目次も設けた。

上記のとおり、本報告書は多岐に亘る内容の要旨を速報するものであり、これら各項目の詳細な解析・評価及び検討結果については別途報告書が発行される。

* 動力炉核燃料開発事業団，大洗工学センター，実験炉部技術課

Preliminary Results on Experiments, Analyses and
Evaluations Performed by Reactor Technology Section,
Experimental Reactor Division

Quarterly Report Vol.4, No.4

Nobutatsu Mizoo*, Kiyohiko Maeda*

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during January through March, 1988. All results described in the report were released with internal memoranda of Reactor Technology Section, before detailed analyses, evaluations, and/or discussions.

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

- Results of measurements, analyses and evaluations for nuclear characteristics in JOYO.
- Results of measurements, analyses and evaluations for in-core thermal-hydraulic characteristics.
- Results of analyses and evaluations for core mechanics.
- Results of measurements and analyses for the plant characteristics of JOYO.
- Results of measurements and analyses of neutron flux, gamma ray and decay heat of JOYO.
- Preparation of Construction Permit Amendment for RTCB (Run to Cladding Breach) test.
- Results of study and development for analytical technic.
- Miscellaneous results.

Tables classified by kind of work are added.

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

*Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division,
Oarai Engineering Center, PNC

目 次

1. まえがき	1
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究	2
2.1 高速実験炉の工程（昭和63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63年1月～3月）	13
3. 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価	16
3.1 MK-II炉心第14サイクル反応度係数試験結果（技-62-283,287,302,311,313,343,347,401）	17
3.2 燃料交換方式の変更に関する説明	19
3.3 第15サイクル用燃交計画について	20
3.4 第14サイクル余剰反応度測定結果	24
3.5 MK-II炉心第14サイクルEOC出力係数測定結果（速報）（技-62-347）	27
3.6 第15サイクル予測計算結果	29
3.7 ステップ応答測定結果（MK-II炉心第14サイクル）	30
3.8 “MAGI”による第14サイクル記録計算	33
3.9 MK-II炉心第14サイクルEOC流量反応度係数測定結果 （速報）	37
3.10 「常陽」燃料交換実績について	38
3.11 INTA計測器の中性子発熱及び生成壊変数の計算	41
3.12 第15サイクルBOC余剰反応度測定結果	44
3.13 MK-II炉心第15サイクルBOC出力係数測定結果（速報）（技-62-393）	48
3.14 INTA-1熱電対組成変化の計算	50
3.15 INTA-2線出力の計算	53
3.16 MK-II炉心第15サイクルBOC流量反応度係数測定結果 （速報）	56
3.17 MK-II炉心第15サイクル等温温度係数測定結果（速報）（技-62-398）	57
3.18 位置替えを含む燃料交換方式の改良について	58
3.19 MK-II炉心第15サイクル制御棒較正試験結果	59
4. 炉内熱流力特性の測定・解析	64
4.1 一次系原子炉出口温度の相違に関する検討	65
4.2 MK-II炉心第15サイクルにおける集合体出口冷却材温度 の予測	68

4.3	MK-II炉心第15サイクルにおける流量計特性試験結果	・(技-62-380).....	70
5.	炉心内の機械的特性の解析・検討	75
5.1	IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較		
	STAGE1A 提案問題の検討結果について(技-62-325).....	76
5.2	IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較		
	STAGE2 提案問題の検討結果について(技-62-326).....	77
5.3	IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較		
	STAGE2 問題(EX-1A, EX-1B)改訂版の作成(技-62-402).....	78
6.	高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討	79
6.1	サイクル報(MK-II炉心第14サイクル)(技-62-352).....	80
6.2	MK-II炉心第15サイクルにおける系統圧損測定結果(技-62-378).....	83
6.3	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験(MK-II炉心第15 サイクル(技-62-381).....	84
6.4	150MW炉心におけるプラント動特性解析(電喪)(技-62-382).....	90
6.5	オーバフロー戻り配管安全容器貫通部の応力解析・評価条件 について(技-62-391).....	91
6.6	M系列・安定性試験結果(MK-II炉心第15サイクル)(技-62-404).....	95
7.	高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析	98
7.1	AMIR-1グラジェントモニターの反応率測定結果(技-62-346).....	99
7.2	使用済燃料の燃焼度分布測定結果(技-62-345,366).....	107
7.3	使用済燃料第3プールの増設の為の線源評価(技-62-350).....	112
7.4	外側反射体の長期間線源評価(技-62-359).....	119
7.5	SMIR-5装荷ドシメータの反応率測定結果(技-62-376).....	122
7.6	ATRフラックスモニターの放射化量測定結果(技-62-403).....	125
8.	高燃焼度試験のための設置変更準備	127
8.1	炉心, 冷却系, 計装データ(技-62-374).....	128
8.2	高線出力試験, 高燃焼度試験(技-62-383).....	129
8.3	燃料挙動と破損しきい値(技-62-406).....	130
8.4	Na火災関連(技-62-407).....	131
9.	分析技術に関する研究開発	132
9.1	SG水中塩素分析に関する問題点(技-62-327).....	133
9.2	「常陽」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験 (ナトリウムサンプリング容器の検討試験-II)(技-62-333).....	135

9.3	ナトリウム酸化物の形態別分析（X線回折法）の試験計画（技-62-355）	137
9.4	SG水中塩素分析に関する問題点（原因調査結果）	139
10.	その他の試験研究及び解析評価作業の成果	143
10.1	「常陽」1次系ナトリウム放射エネルギーデータのまとめ	144
10.2	昭和63年度～昭和65年度3ヶ年運転計画の作成	148
10.3	「常陽」仮想事故時プルトニウム被曝評価の概要	151
10.4	JOYDAS M/T管理システムの作成と取扱いについて	154

昭和63年1月から3月までの間に発行された技術課メモを目的とする業務の内容に添って分類した。

A. 炉心管理業務

タ イ ト ル	技メモ番号
3.1 MK-II炉心第14サイクル反応度係数試験結果	技-62-283, 287, 302 311, 313, 343 347, 401
3.3 第15サイクル用燃交計画について	技-63-338
3.4 第14サイクル余剰反応度測定結果	技-62-343
3.5 MK-II炉心第14サイクルEOC出力係数測定結果(速報)	技-62-347
3.6 第15サイクル予測計算結果	技-62-348
3.7 ステップ応答測定結果(MK-II炉心第14サイクル)	技-62-349
3.8 "MAGI"による第14サイクル記録計算	技-62-353
3.9 MK-II炉心第14サイクルEOC流量反応度係数測定結果(速報)	技-62-373
3.10 「常陽」燃料交換実績について	技-62-375
3.11 INTA計測器の中性子発熱及び生成壊変数の計算	技-62-387
3.12 第15サイクルBOC余剰反応度測定結果	技-62-392
3.13 MK-II炉心第15サイクルBOC出力係数測定結果(速報)	技-62-393
3.15 INTA-2線出力の計算	技-62-395
3.16 MK-II炉心第15サイクルBOC流量反応度係数測定結果(速報)	技-62-397
3.17 MK-II炉心第15サイクル等温温度係数測定結果(速報)	技-62-398
3.19 MK-II炉心第15サイクル制御棒校正試験結果	技-62-400
7.1 AMIR-1グラジェントモニターの反応率測定結果	技-62-346
7.2 使用済燃料の燃焼度分布測定結果	技-62-345, 366
7.4 外側反射体の長期間線源評価	技-62-359
7.5 SMIR-5装荷ドシメータの反応率測定結果	技-62-376

B. プラント健全性確認

タイトル	技メモ番号
3.14 INTA-1 熱電対組成変化の計算	技-62-394
4.1 一次系原子炉出口温度の相違に関する検討	技-62-368
4.2 MK-II 炉心第15サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測	技-62-372
4.3 MK-II 炉心第15サイクルにおける流量計特性試験結果	技-62-380
6.1 サイクル報 (MK-II 炉心第14サイクル)	技-62-352
6.2 MK-II 炉心第15サイクルにおける系統圧損測定結果	技-62-378
6.3 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験 (MK-II 炉心第15サイクル)	技-62-381
6.4 150 MW 炉心におけるプラント動特性解析 (電喪)	技-62-382
6.5 オーバフロー戻り配管安全容器貫通部の応力解析・評価条件について	技-62-391
6.6 M 系列・安定性試験結果 (MK-II 炉心第15サイクル)	技-62-404
7.6 ATR フラックスモニターの放射化量測定結果	技-62-403

C. 分析業務

タイトル	技メモ番号
9.1 SG 水中塩素分析に関する問題点	技-62-327
9.2 「常陽」1次系ナトリウムサンプリング装置改良試験 (ナトリウムサンプリング容器の検討試験-II)	技-62-333
9.3 ナトリウム酸化物の形態別分析 (X線回析法) の試験計画	技-62-355
9.4 SG 水中塩素分析に関する問題点 (原因調査結果)	技-62-358
10.1 「常陽」1次系ナトリウム放射能量データのまとめ	技-62-323

D. 改良・合理化

タイトル	技メモ番号
3.2 燃料交換方式の変更に関する説明	技-62-329
3.18 位置替えを含む燃料交換方式の改良について	技-62-399

F. 多目的利用 (特殊試験・解析)

タイトル	技メモ番号
10.2 昭和63年度～昭和65年度3ヶ年運転計画の作成	技-62-341
10.4 JOYDAS M/T 管理システムの作成と取扱いについて	技-62-388

G. 計画検討

タ イ ト ル	技メモ番号
5.1 IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較 STAGE 1 A提案問題の検討結果について	技-62-325
5.2 IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較 STAGE 2提案問題の検討結果について	技-62-326
5.3 IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較 STAGE 2問題(EX-1A, EX-1B)改訂版の作成	技-62-402
7.3 使用済燃料第3プールの増設の為の線源評価	技-62-350
8.1 炉心, 冷却計, 計装データ	技-62-374
8.2 高線出力試験, 高燃焼度試験	技-62-383
8.3 燃料挙動と破損しきい値	技-62-406
8.4 Na火災関連	技-62-407
10.3 「常陽」仮想事故時プルトニウム被曝評価の概要	技-62-356

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63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歩に伴い、より詳細かつ正確な検討評価結果が各試験研究毎の報告書に記載される。したがって、本報告書に記載されている数値や記述の引用については、上記の点に留意されたい。

2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究

2.1 高速実験炉の工程（昭和63年1月～3月）

「常陽」は、第14サイクル運転として60日運転を無事達成し、1月29日に原子炉を停止した。その後、燃交作業を約1カ月に渡って実施し、現在最初の70日運転となる第15サイクル運転を順調に継続中である。なお、原子炉停止中の2月2日に送電線の故障による停電が発生したが、機器はシーケンス通り作動しプラントの復旧は正常に行われた。

1月：29日に60日運転を達成し、同日通常停止により原子炉を停止した。なお、30日に流量係数測定を伴うプラント運転を実施し、各流量における臨界点確認を行った。

2月：第15サイクル用燃交作業と原子炉運転前起動を終了の後、29日に70日運転として初めての運転サイクルとなる第15サイクル運転を開始した。なお、21日に「常陽」バックアップ受電設備増設に伴い、所内電源復電負荷試験を実施し、その性能を確認した。

3月：3日に100MW出力に到達した後、ステップ応答試験、M系列試験、安定性試験を実施した。

本報告に係る期間中（昭和63年1月～3月）の原子炉運転実績を表2.1.1及び表2.1.2に、工程表及びプラント状態表をそれぞれ表2.2.1～2.2.3に示す。また第14サイクル及び第15サイクル運転時の炉心構成図をそれぞれ図2.1.1及び2.1.2に示す。

表 2.1.1 月間の原子炉運転実績

期 間	昭和63年1月		昭和63年2月		昭和63年3月	
	月 間	100MW第14サイクル 期 間 S.62.1.28~S.63.1.30	月 間		月 間	S62年度第4四半期 期 間 S.63.1.1~S.63.3.31
原子炉起動回数(回)	1	3	1		0	2
運 転 日 数(日)	30	64	1		31	62
積算運転時間(H)	700	1,504	14		744	1,457
積算熱出力(MWH)	68,831	144,322	3		70,861	139,695
利 用 率(%)	93	94	0		95	64
平均熱出力(MW)	98	96	0.2		95	96
最大熱出力(MW)	100	100	1		100	100

表 2.1.2 積算原子炉運転実績

項 目	S62年度累計 期 間 S.6 2.41～ S.6 3.1.30	MK-II累計 期 間 (S.57.11.22 ～)	MK-I, II 累 計 (S.5 2.4.24 ～)	S62年度累計 期 間 S.6 2.41～ S.6 3.2.29	MK-II累計 期 間 (S.57.11.22 ～)	MK-I, II 累 計 (S.5 2.4.24 ～)	S62年度累計 期 間 S.6 2.41～ S.6 3.3.31	MK-II累計 期 間 (S.57.11.22 ～)	MK-I, II 累 計 (S.5 2.4.24 ～)
原子炉起動回数(回)	8	150	412	98	151	413	9	151	413
運 転 日 数(日)	126	—	—	127	—	—	158	—	—
積算運転時間(H)	2,920	18,394	31,362	2,933	18,407	31,375	3,677	19,151	32,119
積算熱出力(MWH)	278,464	1,636,493	2,309,823	278,467	1,636,496	2,309,826	349,328	1,707,357	2,380,687
利 用 率(%)	38	—	—	35	—	—	40	—	—
平均熱出力(MW)	95	—	—	95	—	—	95	—	—
最大熱出力(MW)	100	—	—	100	—	—	100	—	—

表 2.2.1 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	⑳	25	26	27	28	29	㉑	㉒	
一般事項	元旦	年始休日	年始休日	御用始											成人の日							IAEA 科技庁査察										
記 事	100MW第14サイクル運転(11/28~1/30)																															
	100MW定格運転(12/1~1/29)(60日)																															
																									30MW出力降下							
																									制御棒一斉挿入							
																									臨界点確認							
																									流量係数測定							
																									出力係数測定							
																									INTA-S吊上げ							
																									停止後点検							
																									燃取機器運転前確認							
				ステップ応答試験																												
				FFD特性試験																												
				炉雑音特性試験																												
				燃焼係数測定																												
				照射試験(特燃(A2D, C3M), CMIR-1, INTA-S, UPR-1-2, AMIR-2, AMIR-3-1, AMIR-3-2, SMIR-9)																												
														燃料出入機ドアバルブ分解点検																		
										燃焼度測定装置特性試験																						
										崩壊熱測定装置使用済燃料の崩壊熱測定試験																						
						保物モニタ定期点検																										

表 2.2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	63. 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	29	30	31				
一般事項										JAEA 科技庁 査察	建 国 記 念 の 日																								
記 事	停止後点検 燃取機器 運転前確認																																		

(*)
 特燃(A2D)
 特燃(B3)
 特燃(C3M)
 CMIR-1
 INTA-S
 UPR-1・2
 AMIR-2
 AMIR-3・1
 AMIR-3・2
 SMIR-9
 SMIR-10

表 2.3.1 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

項目	年月日		63.1																																
	①	②	③	4	5	6	7	8	9	⑩	11	12	13	14	⑮	⑯	⑰	18	19	20	21	22	23	⑳	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛
主要工程	100MW第14サイクル運転														出入機ドアバルブ分解、点検			原子炉保護系点検			制御棒一斉挿入 臨界点確認 流量係数測定 出力係数測定 INTA-S吊上げ 停止後点検 燃取機器運転前確認														
原子炉	100MW																												30臨界 停止						
炉内状況	GL-6100														*←※																				
冷却系	出口Na温度 500℃														炉心構成																				
1次系Na温度	入口Na温度 370℃														*ドライバー 65体 A特 1体 B特 0体 C特 1体 INTA-S 1体																				
1次系Na流量	Na流量 100%														SMIR 1体 AMIR 3体 CMIR 1体 (UPR) 1体																				
2次系Na温度	入口Na温度 472℃														※ドライバー 65体 A特 1体 B特 0体 C特 1体 INTA-S吊上げ中																				
2次系Na流量	出口Na温度 343℃														SMIR 1体 AMIR 3体 CMIR 1体 (UPR) 1体																				
⑳ 関係E/H 床下雰囲気	閉鎖																																		
その他	ステップ応答試験 FFD特性試験 炉雑音特性試験 燃焼係数測定																																		
	(注) 1次、2次Na, Ar, SP														(注) 2次Na_SP 低レベル廃液移送																				

表 2.3.2 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

項目	年月日		63. 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	⑳	29
主要工程	燃料取扱作業																												
	100MW第15サイクル運転																												
原子炉	炉内燃料取扱(1)																												
	炉内燃料取扱(2)																												
炉内状況	停止後点検																												
	GL-61,00																												
冷却系	Na温度 250℃																												
	Na流量 20%																												
1次系	Na温度 250℃																												
	Na流量 100%																												
2次系	Na温度 250℃																												
	Na流量 100%																												
⑩ 関係E/H 床下雰囲気	窒素																												
	空気																												
その他	JOYDAS停止(オーバーホール)																												
	FFD C/G法第2V/Tメッシュ交換及びC/P吐出圧力計設置																												

- 炉心構成
- *ドライバー 65体
 - A特 1体
 - B特 0体
 - C特 1体
- INTA-S吊上げ中
- SMIR 1体
- AMIR 3体
- CMIR 1体
- (UPR) 1体
- ※ドライバー 64体
 - A特 1体
 - B特 1体
 - C特 1体
- INTA-S吊上げ中
- SMIR 2体
- AMIR 3体
- CMIR 1体
- (UPR) 1体
- ◎ドライバー 64体
 - A特 1体
 - B特 1体
 - C特 1体
- INTA-S 1体
- SMIR 2体
- AMIR 3体
- CMIR 1体
- (UPR) 1体

表 2.3.3 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

項目	年月日		63年 3月																												
	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
主要工程	100MW第15サイクル運転																														
	FFD D/N法B・G測定試験 流量係数測定 等温係数測定 S/A温度計校正 出力係数測定 熱出力校正																														
	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																														
	炉内状況																														
	1次系Na温度																														
	1次系Na流量																														
2次系Na温度																															
2次系Na流量																															
⊗ 関係E/H 床下雰囲気																															
その他																															

- 炉心構成
- *ドライバー 64体
 - A特 1体
 - B特 1体
 - C特 1体
 - INTA-S 1体
 - SMIR 2体
 - AMIR 3体
 - CMIR 1体
 - (UPR) 1体

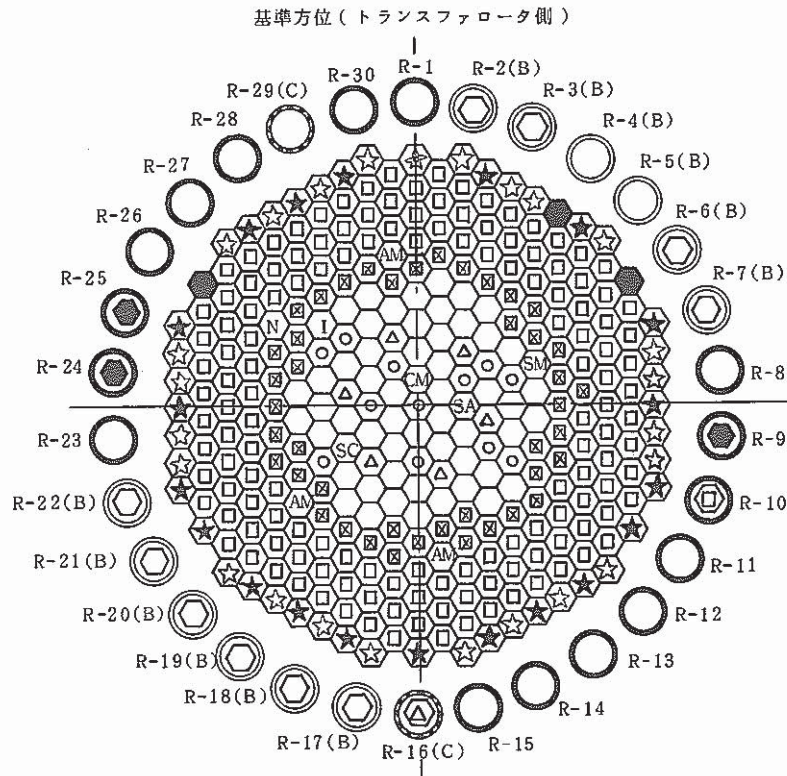


図 2.1.1 100MW 第 14 サイクル炉心構成図

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)			
炉心燃料集合体	J 1 燃料	53	0/10		⬡
	J 2 燃料	12	0/0		⬢
A 型特殊燃料集合体	1	0/0		SA	
C 型特殊燃料集合体	1	0/0		SC	
制御棒	6	1/0		△	
中性子源	1	0/0		N	
内側反射体	42	1/0		⊗	
外側反射体(A)	143	0/0		⬠	
外側反射体(B) (スリットなし)	24	0/0		☆	
外側反射体(B) (スリット付き)	1	0/0		☆	
特殊反射体 (AMIR)	3	0/0		AM	
特殊反射体 (SMIR)	1	0/0		SM	
特殊反射体 (CMIR)	1	0/0		CM	
MK-I 反射体	20	0/0		☆	
サーベイランス	3	3/0		⬢	
INTA-S	1	0/0		I	

特殊要素名称	装荷位置
A 型特殊燃料 (A2D)	2B2
B 型特殊燃料 (C3M)	3E1
構造材料照射用反射体 (SMIR)	5B2
制御棒材料照射用反射体 (AMIR)	6C5, 6D6, 6F6
燃料材料照射用反射体 (CMIR)	1A1
INTA-S	5F2

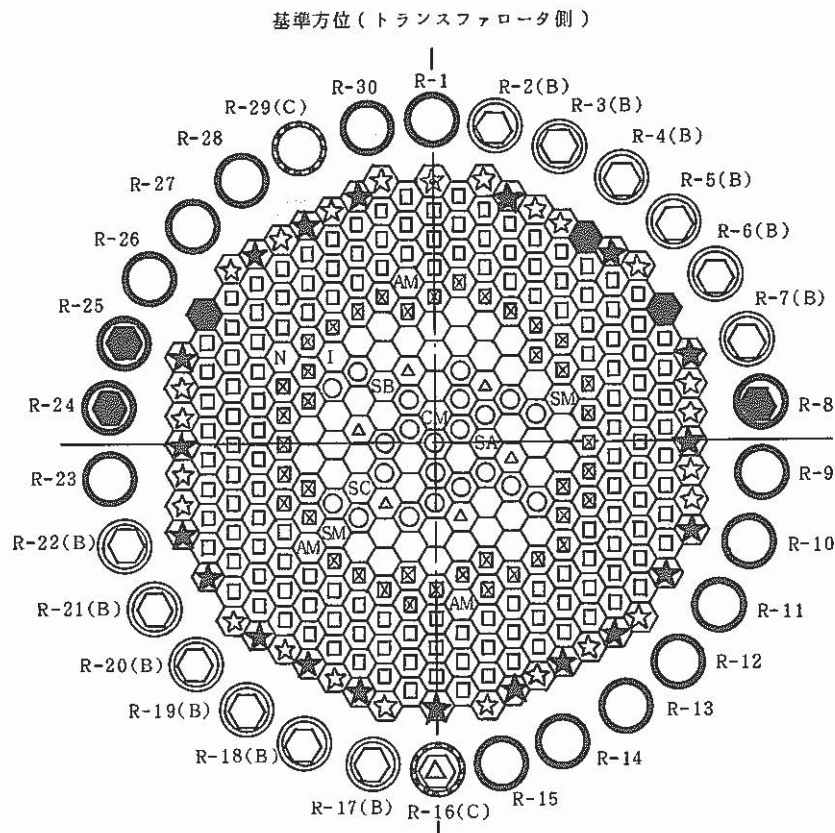


図 2.1.2 100MW第15サイクル炉心構成図

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)	
炉心燃料集合体	J 1 燃料	42	0/12	○
	J 2 燃料	22	0/0	⊙
A型特殊燃料集合体		1	0/0	SA
B型特殊燃料集合体		1	0/0	SB
C型特殊燃料集合体		1	0/0	SC
制御棒		6	1/0	△
中性子源		1	0/0	N
内側反射体		41	0/0	⊗
外側反射体(A)		143	0/0	□
外側反射体(B)(スリットなし)		24	0/0	☆
外側反射体(B)(スリット付き)		1	0/0	☆
特殊反射体 (AMIR)		3	0/0	AM
特殊反射体 (SMIR)		2	0/0	SM
特殊反射体 (CMIR)		1	0/0	CM
MK-I 反射体		20	0/0	★
サーベイランス		3	3/0	●
INTA-S		1	0/0	I

特殊要素名称	装荷位置
A型特殊燃料集合体	2B2
B型特殊燃料集合体	3F2
C型特殊燃料集合体	3E1
構造材料照射用反射体	5B2, 5D5
制御棒材料照射用反射体	6C6, 6D6, 6F6
燃料材料照射用反射体	1A1
INTA-S	5F2

2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和63年1月～3月）

(1) 昭和63年1月中の概略実施内容

法令で定められた「常陽」の運転計画書を作成した。

第14サイクルの記録計算の準備をしている。第15サイクルの燃交計画を検討した。

出力系核計装補正回路の試験運用を継続している。オンライン γ 線モニタの改造を進めている。FFD特性試験を実施している。

崩壊熱測定試験及び燃焼度測定試験を進めるとともに、これらのデータ整理及び評価を実施している。

トリチウム挙動評価に関する試験につき検討を開始した。

ポンプ内のサーベイランス材取出計画の変更案を作成した。オーバフロー系等の構造解析に基づく運転管理基準の見直しにつき報告書を作成した。MK-II自然循環試験の成果報告書を作成した。

地中波を用いた床応答再評価を進めている。

音響法異常診断の予備試験用ポールについて検討を行った。

「常陽」高性能化検討の一環として、炉心高性能化、二重管SG設置検討、安定性試験余寿命評価につき検討を進めている。

ソースターム低減化研究の一環として、よう素溶解度、ナトリウム酸化物形態につき検討を開始した。1次系Naサンプリング装置の改良試験を進めている。

1次系、2次系のNa、Arの管理分析、その他依頼分析（SG水の分析等）を実施している。

燃料性能実証試験に関する検討を進めている。

IAEAコンサルタント会議の結果に従い、ベンチマーク問題のデータ調査を行っている。

(2) 昭和63年2月中の概略実施内容

第15サイクルの起動に備え、運転特性試験計画書を作成し、一部実施した。反応度計のパラメータ（ β 、 λ ）を変更した。

第14サイクルの記録計算及び、第15サイクルの予測計算を実施した。

核計装補正回路の試験運用を終了し、一課、二課への運用及び保守を引継いだ。オンライン γ 線モニタの改造を終了し、運転試験を開始した。FFD-DN法バックグラウンド試験の計画書を作成した。

崩壊熱測定試験及び燃焼度測定試験について測定結果をとりまとめている。カラム部スリット付燃料照射試験の計画書を作成した。燃料性能実証試験について設置変更許可申請準備を進めている。

第5次取替燃料以降の燃料製造計画変更に関する検討を行っている。

ドシメトリ試験については、ATRフラックスモニタ、SMIR-5、TTJT01、TTJT07、AMIR-1グランディエントモニタにつき反応率評価、中性子照射量解析等を行った。

地中波による「常陽」耐震再評価作業の報告会を行った。

JOYDASについてCRT表示、デジタル入力等の機能拡張の検討を進めている。炉雑音測定用データレコーダの整備を進めている。

INTA-S出口部の熱流動解析を進めている。

第3プール増設に関し、耐震及び線源評価につき支援を行っている。

1次、2次ナトリウム及びカバーガスの管理分析を行っている。

ソースターム低減化研究及び1次ナトリウムサンプリング装置の改良試験を進めている。

「もんじゅ」からの依頼でフランス製ナトリウムの分析を行った。また、「もんじゅ」用分析設備の仕様検討を支援している。その他依頼分析を実施している。

炉心変形コードに関する研究開発の計画について検討している。

(3) 昭和63年3月中の概略実施内容

第15サイクル起動に伴う運転特性試験を実施した。第14サイクルの運転特性試験結果のまとめを行った。オンラインγ線モニタの補修を完了した。FFD-DN法バックグラウンド試験を実施した。

崩壊熱測定試験及び燃焼度測定試験を継続実施し、またデータ整理を進めている。

燃料性能実証試験について設置変更許可申請準備を進めている。

ドシメトリ試験については、PFB011、PFB031、ATRフラックスモニタ、I-01、II-01、B1Jにつき放射化量測定、中性子照射量解析等を進めている。また、九州大学に委託したHe集積中性子ドシメータの開発の報告を受けた。

第3プール設置に関し、耐震及び線源評価につき支援を行っている。

JOYDASの整備について検討を進めた。「ふげん」とプラント計算機システムに関する打合せを行い、助言した。

炉上部熱流動解析を進めている。

1次、2次ナトリウム及びカバーガスの管理分析を行っている。

ソースターム低減化研究及び1次ナトリウムサンプリング法改良試験を進めている。「もんじゅ」からの依頼でフランス製ナトリウムの追加分析を行った。その他多くの依頼分析を行った。

二重管SG設置検討の3案中2案の中間報告を受けた。

構造健全性評価としてオーバフロー戻り配管の解析を進めている。

炉心変形挙動に関する研究開発計画について案をまとめた。

I A E A 主催の炉心変形コード国際ベンチマークの問題改訂を進めている。

3. 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価

本章は、高速実験炉の炉心核特性の測定と解析で得られた成果をまとめたものである。

3.1 MK-II炉心第14サイクル反応度係数試験結果

報告者：青山，長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 目的

MK-II炉心第14サイクル運転時の各種反応度を測定し，原子炉運転及び運転特性試験等に必要な炉心核特性の情報を得る。

2. 結果

MK-II炉心第14サイクル運転中に行った各種反応度係数試験の測定結果をまとめて下表及び図3.1.1～3.1.2に示す。

第14サイクル炉心核特性

項 目	測 定 ・ 計 算 結 果					
期間積算出力 (MWd)* ¹	5.949×10 ³ (1987.11.28～1988.1.30)					
炉心平均燃焼度 (MWd/t)* ²	1.854×10 ⁴ (BOC)			2.646×10 ⁴ (EOC)		
制御棒全反応度係値* ³ (%Δk/k)	1	2	3	4	5	6
	2.26	2.24	1.99	1.92	1.91	2.04
零出力時余剰反応度 (%Δk/k)* ⁴	2.986 (BOC)			1.528 (EOC)		
等温温度係数	-4.00×10 ⁻³ %Δk/k/°C (BOC測定)					
流量反応度係数	-2.3×10 ⁻⁴ %Δk/k/%Flow (BOC測定)					
出力係数 (0～100MW) (×10 ⁻³ %Δk/k/MW)	BOC			EOC		
	-4.97			-4.35		
燃焼係数 (×10 ⁻⁴ %Δk/k/MWd)	零出力臨界時		定格出力NP ²³⁹ 効果含む		定格出力NP ²³⁹ 効果除く	
	-2.45		-2.37		-2.33	

*1：“JOYDAS”オンラインテープの記録結果

*2：運転監視コード“MAGI”記録計算結果

*3：制御棒6本同時差換法のデータを計算により外挿した値

*4：炉内Na温度250℃，制御棒均等挿入状態

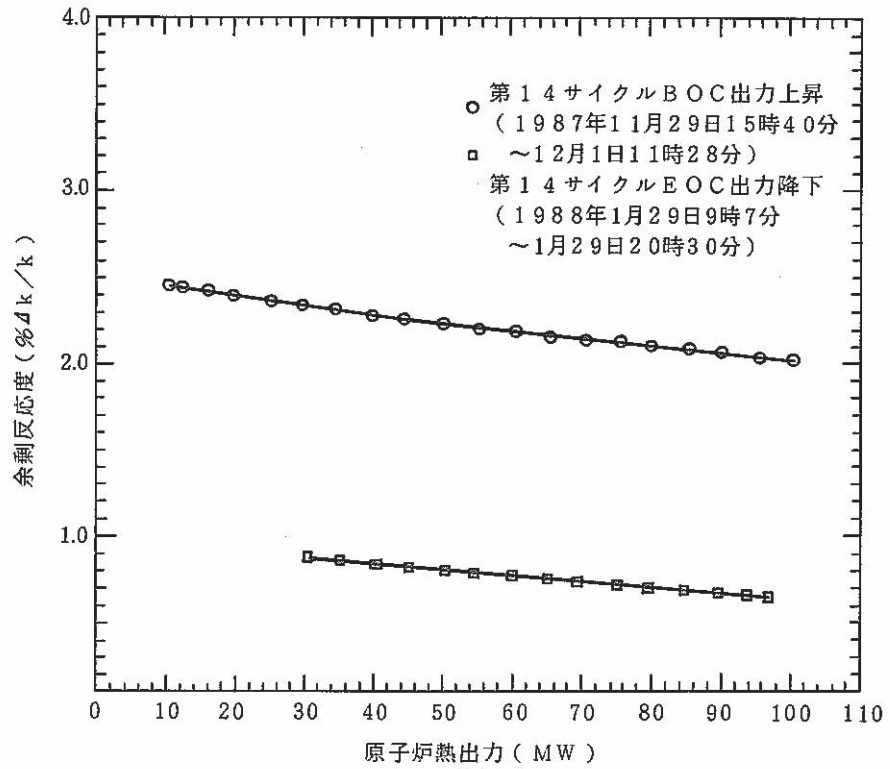


図 3.1.1 熱出力変化に伴う余剰反応度変化

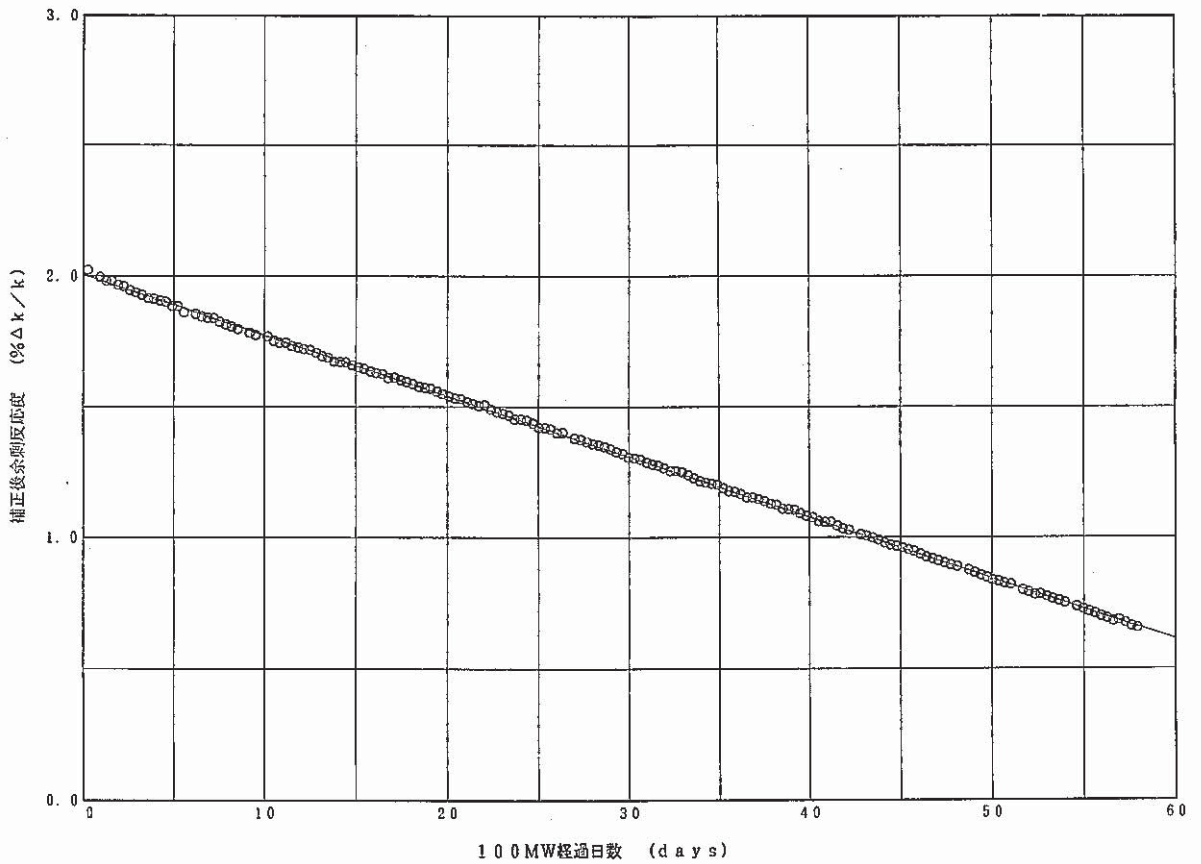


図 3.1.2 100MW定格出力時の余剰反応度変化

3.2 燃料交換方式の変更に関する説明

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目的

「常陽」の燃料交換方式にシャフリングを取り入れる件につき、設置許可との整合性について規制側への説明をまとめる。シャフリングの炉特性への影響については別途評価を行う予定である。

2. 主要な結論

2.1 炉心燃料交換方式

添付書類八に記載されている「5～8バッチの分散方式」という記述は燃料設計における燃料の使われ方を記述したものであり、燃料交換方式を制限したものではないという立場をとる。また、軽水炉の例においても申請書で交換方式を制限していない。

2.2 シャフリングの影響

(1) 「常陽」は小さな高速炉心であるため、中性子束の変動は小さい。

(2) 照射計画に基づく炉心構成では標準平衡炉心にくらべ、

① 特燃等の装荷により、炉心内側で出力が低下している。

② # , 余剰反応度が小さく、制御棒挿入率が小さく炉心内側で高くない。

傾向があり、シャフリングの与える効果と逆方向であり、影響は相殺される。

以上より、シャフリングを含む燃料交換は申請書に明確な記述はないが、許容される範囲にある。したがって、設工認での特段の説明も要しない。

3. 今後の予定

当面シャフリングの交換本数が少なく影響は少ない。シャフリング本数が増える頃までに炉特性への影響の定量的評価を行う。

3.3 第15サイクル用燃交計画について

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

概要

第15サイクル用燃交計画を表3.3.1の通り作成した。

今サイクルの燃交では新燃料10体（すべて第3次取替燃料）、B型特燃1体、SMIR1体を装荷する。3列に装荷されるB型特燃（B3）は新しい第3次取替燃料に隣接するのを避けるため、〔3F2〕へ装荷することとした。燃交前後の炉心構成表を表3.3.2に、燃交時に取り出す燃料集合体の燃焼度を表3.3.3に示す。

表3より取り出し燃料の燃焼度（要素軸方向平均最大値）は $4.3\sim 4.7\times 10^4$ MWd/tである。

尚、今回の燃交後の炉心構成における第15サイクルEOCの余剰反応度は0 MW, 250℃で1.28% k/k であり、運転に必要な反応度を確保している。

表 3.3.1 第 15 サイクル燃交計画表

Address	燃 交 前	燃 交 後	備 考
1 B 1	PFD231 ¹⁾	PFD315	
1 D 1	PFD255 ²⁾	PFD318	
1 F 1	PFD232 ³⁾	PFD314	
2 A 2	PFD130	PFD323	
2 C 1	PFD223	PFD322	
2 C 2	PFD221	PFD319	
2 E 1	PFD220	PFD313	
3 A 2	PFD235 ⁴⁾	PFD324	
3 C 3	MCR104 ⁵⁾	TCR203	5) ラック保存
3 D 2	PFD225 ⁶⁾	PFD317	
3 F 1	PFD215	PFD232 ³⁾	3) 1 F 1 より
3 F 2	PFD229 ⁷⁾	PFB030 ⁸⁾	8) B 3
3 F 3	MCR107	TCR202	
4 A 2	PFD213	PFD231 ¹⁾	1) 1 B 1 より
4 B 1	PFD212	PFD134 ⁹⁾	9) 現 R-22
4 C 4	PFD210	PFD225 ⁶⁾	6) 3 D 2 より
4 D 1	PFD156	PFD229 ⁷⁾	7) 3 F 2 より
4 D 4	PFD208	PFD320	
5 A 4	PFD158	PFD235 ⁴⁾	4) 3 A 2 より
5 B 1	NFRI04	NFRI1X	
5 D 5	NFRI0F	PRS100 ¹⁰⁾	10) SMIR-10
5 E 3	PFD159	PFD255 ²⁾	2) 1 D 1 より
5 F 5	NFRIOP	NFRI1W	

表 3.3.2 燃交前後の炉心構成表

炉心構成要素種別	燃 交 前	燃 交 後
◦ ドライバー燃料	6 5	6 4
第 1 次取替燃料	(1 3)	(1 0)
第 2 次取替燃料(その 1)	(3 5)	(2 7)
第 2 次取替燃料(その 2)	(5)	(5)
第 3 次取替燃料	(1 2)	(2 2)
◦ 特 殊 燃 料	2	3
A 型 (A 2 D)	(1)	(1)
B 型 (B 3)	(0)	(1)
C 型 (C 3 M)	(1)	(1)
◦ 制 御 棒	6	6
◦ 内側反射体	4 2	4 1
◦ 外側反射体(A)	1 4 3	1 4 3
◦ 外側反射体(B)	2 5	2 5
◦ 特殊反射体	5	6
C M I R	(1)	(1)
A M I R	(3)	(3)
S M I R	(1)	(2)
◦ INTA-S	1	1
◦ MK-I 反射体	2 0	2 0
◦ サーベイランス	3	3
◦ 中性子源	1	1
計	3 1 3	3 1 3

表 3. 3. 3 燃料交換時に取り出す燃料集合体の燃焼度

Address	集合体番号	取替バッチ数	要素軸方向平均 最高燃焼度 (MWd/t)
2 A 2	PFD130	5	4.34×10^4
2 C 1	PFD223	5	4.39×10^4
2 C 2	PFD221	5	4.57×10^4
2 E 1	PFD220	5	4.35×10^4
3 F 1	PFD215	6	4.47×10^4
4 A 2	PFD213	7	4.57×10^4
4 B 1	PFD212	7	4.33×10^4
4 C 4	PFD210	7	4.61×10^4
4 D 1	PFD156	8	4.67×10^4
4 D 4	PFD208	7	4.56×10^4
5 A 4	PFD158	8	4.56×10^4
5 E 3	PFD159	8	4.57×10^4

3.4 第14サイクル余剰反応度測定結果

報告者：青山，長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

MK-II 定格第14サイクルの余剰反応度測定結果を報告し，“MAGI”予測計算結果との差を示す。

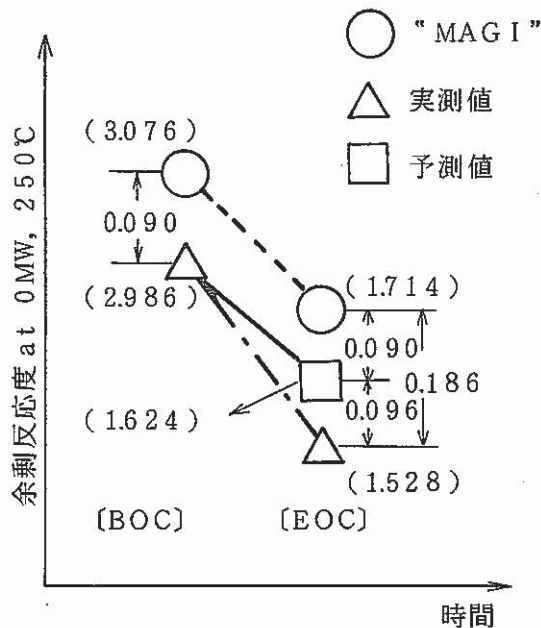
2. BOC（昭和62年11月28日）での余剰反応度測定結果

- (1) 0 MW, 250℃での余剰反応度実測値（温度補正後，表 3.4.1 参照）：2.986%Δk/k
- (2) “MAGI”計算値：3.076%Δk/k

3. EOC（昭和63年1月30日）での余剰反応度測定結果

- (1) 0 MW, 250℃での余剰反応度実測値（温度補正後，表 3.4.2 参照）：1.528%Δk/k
- (2) “MAGI”計算値：1.714%Δk/k

4. 余剰反応度の実測値と“MAGI”計算値との比較



左図に第14サイクルBOCとEOCにおける零出力臨界時の余剰反応度の“MAGI”計算値と実測値との差を示す。

両者の差はBOCで0.090%Δk/k，EOCで0.186%Δk/kであり，EOCの方が0.096%Δk/kだけ差が大きくなっており，その分だけ余剰反応度の予測値を大き目に評価する結果となった。

この原因は主にBOC，EOCでの出力係数の相違（ヒステリシス）によるものと考えられる。出力係数のヒステリシスによる反応度喪失量は第13サイクルでは，0.107%Δk/kであった。^{*}

したがって燃焼度向上に伴う出力係数のヒステリシスの増加はみられなかった。

注. 予測値は，EOCの“MAGI”計算値に，BOCでの“MAGI”計算値と実測値との差を補正したものである。

*技-62-283

(技-62-343)

表 3.4.1 第 1 4 サイクル BOC における余剰反応度測定結果

臨 界 デ ー タ						No. C 1 4 - 1 1987 年 11 月 28 日 10 時 58 分	
制御棒番号	1	2	3	4	5	6	
制御棒位置指示値 (mm)	453.8	454.0	453.9	453.6	453.2	453.7	
ラッチ後 下端 L/S ON 位置 (mm)	臨 界 時	+0.1	+0.0	-0.1	+0.2	+0.2	+0.2
	較 正 時	+0.1	+0.0	-0.1	+0.2	+0.2	+0.2
	臨 界 時 - 較 正 時	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0
ラッチ点補正済制御 棒位置 (mm)	453.8	454.0	453.9	453.6	453.2	453.7	
ラッチ点補正済制御 棒位置 (%Δk/k)	0.54401	0.53500	0.47426	0.46030	0.46227	0.48973	
ラッチ点補正済余剰反応度				2.96558 %Δk/k			
一次主循環流量 (m ³ /hr)	A		B		A・B 平均		
	1287.1		1279.7		1283.4		
炉容器出入口温度 (℃)	入 口		出 口		出入口 A・B 平均		
	A	B	A	B			
	254.2	254.1	255.1	254.3	254.5		
炉容器出入口 Na 温度補正量 (補正係数 -4.00E-3)				0.01790 (%Δk/k)			
ラッチ点, 炉容器出入口 Na 温度補正済余剰反応度				2.98347 (%Δk/k)			
CRD 熱収縮補正	ラッチ点測定 時 刻	臨界点測定 時 刻	臨界点測定ま での経過時間	CRD 熱収縮補正量 $1.027 \times 10^{-2} - 1.44 \times 10^{-4} t + 2.082 \times 10^{-7} t^2$ $t \geq 345$ 補正量 = -0.01463			
	9:59	10:58	59min	0.00250 %Δk/k			
ラッチ点, 炉容器出入口 Na 温度, 熱収縮補正済余剰反応度				2.98597 %Δk/k			

注) 。 ラッチ点補正済余剰反応度は, 第 1 4 サイクルでの制御棒較正曲線より算出した。

(技-62-311 参照)

。 一次系冷却材流量の定格流量からのずれによる反応度補正は微小であるため無視した。

。 原子炉入口 Na 温度による反応度補正に用いた等温係数は, 第 1 4 サイクル BOC における測定値 ($-4.00 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$) を使用した。(技-62-287 参照)

表3.4.2 第14サイクルEOCにおける余剰反応度測定結果

臨 界 デ ー タ						No.C14-9 1988年1月30日21時00分	
制御棒番号	1	2	3	4	5	6	
制御棒位置指示値 (mm)	525.0	525.0	524.0	524.0	513.0	524.1	
ラッチ後 下端L/S ON位置 (mm)	臨 界 時	+0.0	+0.0	+0.0	+0.2	+0.1	+0.4
	較 正 時	+0.1	+0.0	+0.1	+0.2	+0.2	+0.2
	臨 界 時 較 正 時	-0.1	+0.0	+0.1	+0.0	-0.1	+0.2
ラッチ点補正済制御棒 位置 (mm)	524.9	525.0	524.0	524.0	512.9	524.3	
ラッチ点補正済制御棒 価置 (%Δk/k)	0.27920	0.26629	0.23848	0.23240	0.26342	0.24484	
ラッチ点補正済余剰反応度				1.52464 %Δk/k			
一次主循環流量 (m ³ /hr)	A		B		A・B平均		
	1280.6		1282.9		1281.8		
炉容器出入口温度 (℃)	入 口		出 口		出入口A・B平均		
	A	B	A	B			
	254.2	254.1	255.4	254.5	254.6		
炉容器出入口Na温度補正量(補正係数 -4.00E-3)				0.01840 (%Δk/k)			
ラッチ点, 炉容器出入口Na温度補正済余剰反応度				1.54304 (%Δk/k)			
CRD熱収縮補正	ラッチ点測定 時刻	臨界点測定 時刻	臨界点測定ま での経過時間	CRD熱収縮補正量 $1.027 \times 10^{-2} - 1.44 \times 10^{-4} t + 2.082 \times 10^{-7} t^2$ $t \geq 345$ 補正量 = -0.01463			
	10:00	21:00	660min	-0.01463 %Δk/k			
ラッチ点, 炉容器出入口Na温度, 熱収縮補正済余剰反応度				1.52841 %Δk/k			

- 注) ○ ラッチ点補正済余剰反応度は, 第14サイクルでの制御棒校正曲線より算出した。
 ○ 一次系冷却材流量の定格流量からのずれによる反応度補正は微小であるため無視した。
 ○ 原子炉入口Na温度による反応度補正に用いた等温係数は, 第14サイクルBOCにおける測定値 ($-4.00 \times 10^{-8} \% \Delta k/k / ^\circ C$) を使用した。

3.5 MK-II炉心第14サイクルEOC出力係数測定結果（速報）

報告者：青山，長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

MK-II炉心第14サイクルEOC（昭和63年1月29～30日）出力降下時において出力係数の測定を行った。結果を報告する。

2. 測定結果及び評価

下表に0MW～100MW平均の出力係数を示す。

比較のために、第14サイクルBOCでの値、第13サイクルBOC，EOCでの値も示す。

サイクル No	運転日数 (日)	炉心平均燃焼度 (万MWd/t)		0～100MW平均出力係数 ($\times 10^{-3} \Delta k/k/MW$)		
		BOC	EOC	BOC	EOC	差(絶対値)
13	55	1.70	2.43	-4.84	-3.97	0.87
14	60	1.85	2.65	-4.97	-4.35	0.62

上表より出力係数を13サイクルと14サイクルで比較すると、BOC，EOCとも14サイクルの方が大きくなっており、燃焼度増加に伴う出力係数の低下はみられなかった。またBOCとEOCの出力係数の差（ヒステリシス）について比較すると、14サイクルの方が小さく、1サイクルあたりの燃焼度の増加分の上昇によるヒステリシスの増加はみられなかった。

図3.5.1に、出力係数の炉出力依存性を13サイクルと14サイクルとで比較して示す。本図よりBOCでは14サイクルの方が50MW以下の出力領域において出力係数が大きくなっていることがわかる。EOCについても、0～100MW平均の出力係数の値より、30MW以下で出力係数が大きくなっていることが予想される。

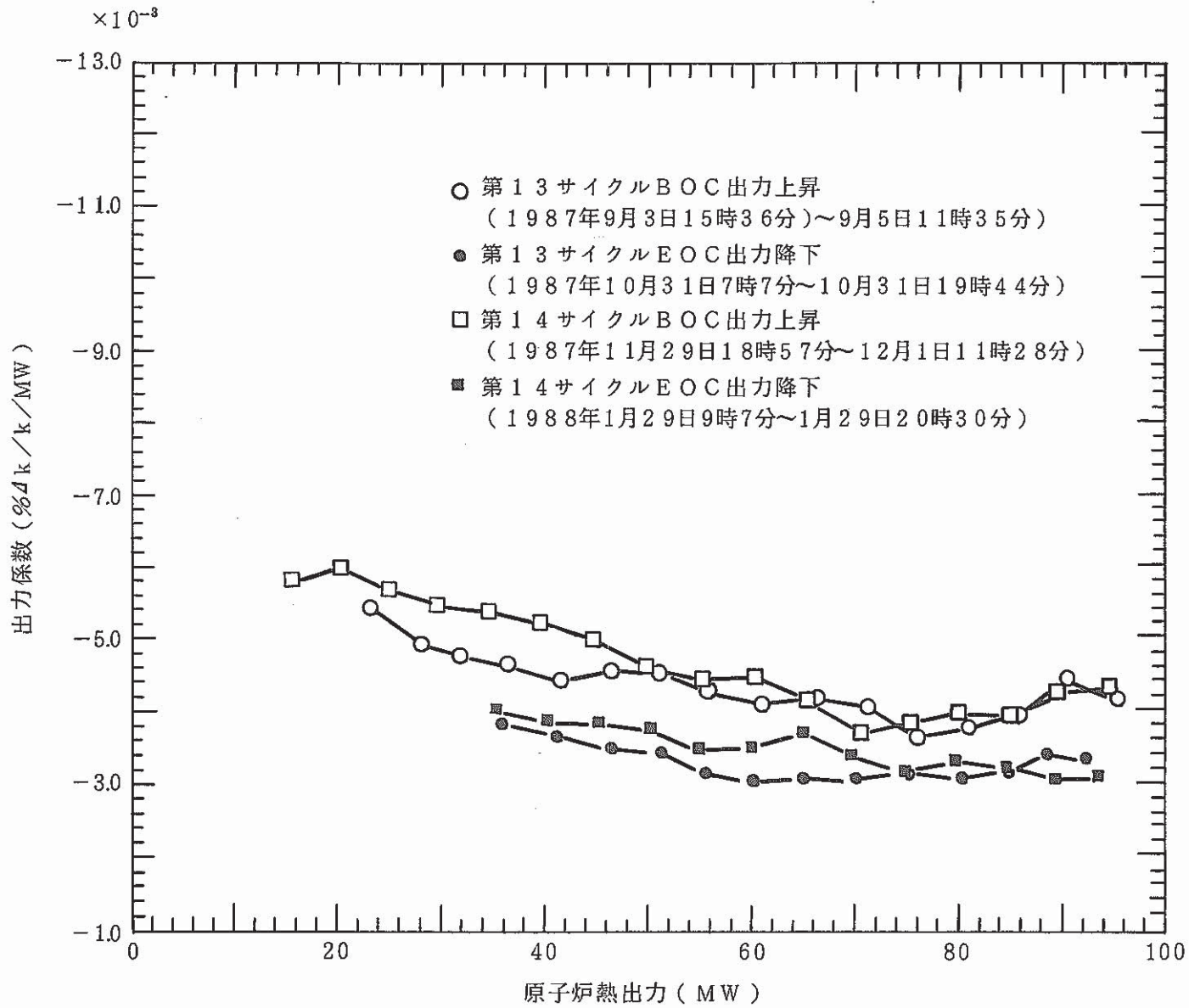


図 3.5.1 出力係数測定結果 (第13サイクルと第14サイクルの比較)

3.6 第15サイクル予測計算結果

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

「常陽」MK-II 定格第15サイクル運転開始にあたり、運転監視コード“MAGI”による予測計算を行って、余剰反応度及び、制御棒校正時、反応度計算に用いる動特性パラメータ（JOYDAS設定値）を算出したので報告する。

2. 計算結果

(1) 余剰反応度予測（0 MW・250℃）

BOC	2.896	% $\Delta k/k$
EOC	1.277	% $\Delta k/k$

$$\left[\begin{array}{l} \text{余剰反応度予測値} \\ = \rho - 0.186 \\ \text{MAGI計算値} \end{array} \right]$$

（技-62-343 参照）

(2) 動特性パラメータ

(i) β_{eff}

β_1	1.245×10^{-4}
β_2	9.134×10^{-4}
β_3	7.964×10^{-4}
β_4	1.600×10^{-3}
β_5	6.313×10^{-4}
β_6	1.684×10^{-4}
β_{Total}	4.234×10^{-3}

(ii) λ_{eff} (sec⁻¹)

λ_1	1.283×10^{-2}
λ_2	3.139×10^{-2}
λ_3	1.273×10^{-1}
λ_4	3.314×10^{-1}
λ_5	1.396×10^0
λ_6	3.776×10^0

備考：今回の動特性パラメータの計算は、第14サイクル記録計算結果を反映させた最新版であり、JOYDASの制御棒反応度計算に供することとする。
尚、反応度計入力用データは、技-62-304のデータを使用することとする。
両者の差は0.05%（相対値）以下である。

3.7 ステップ応答測定結果 (MK-II 炉心第14サイクル)

報告者：島田 (異常監視技術Gr)

1. 概 要

MK-II 炉心第14サイクルの出力上昇, 下降時及び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, 反応度フィードバック特性の経時変化を測定した。

2. 試験条件

出力：約15～100MW 投入反応度：±約2～5φ

3. 結 果

- (1) 図3.7.1, 図3.7.2に定格運転継続に伴う出力係数, 規格化S/A出口温度変化量の遷移を示す。出力係数について従来サイクルはEOCに向けて絶対値が低下する傾向を示し, 第13サイクルではデータのばらつきが大きく, その傾向が顕著に表われなかったが, 今回は観察できた。また, 規格化S/A出口温度変化量については, EOCに向けて上昇していく傾向がまた観察される様になった。これらは今後, サイクル日数の長期化につれて変化に注目する必要がある。
- (2) 図3.7.3に出力上昇, 下降時の出力係数の変化について, 通常測定法とステップ応答法による比較を示す。ステップ応答法による値の方が絶対値として大きな値を示し, 従来と同じ傾向を示す。

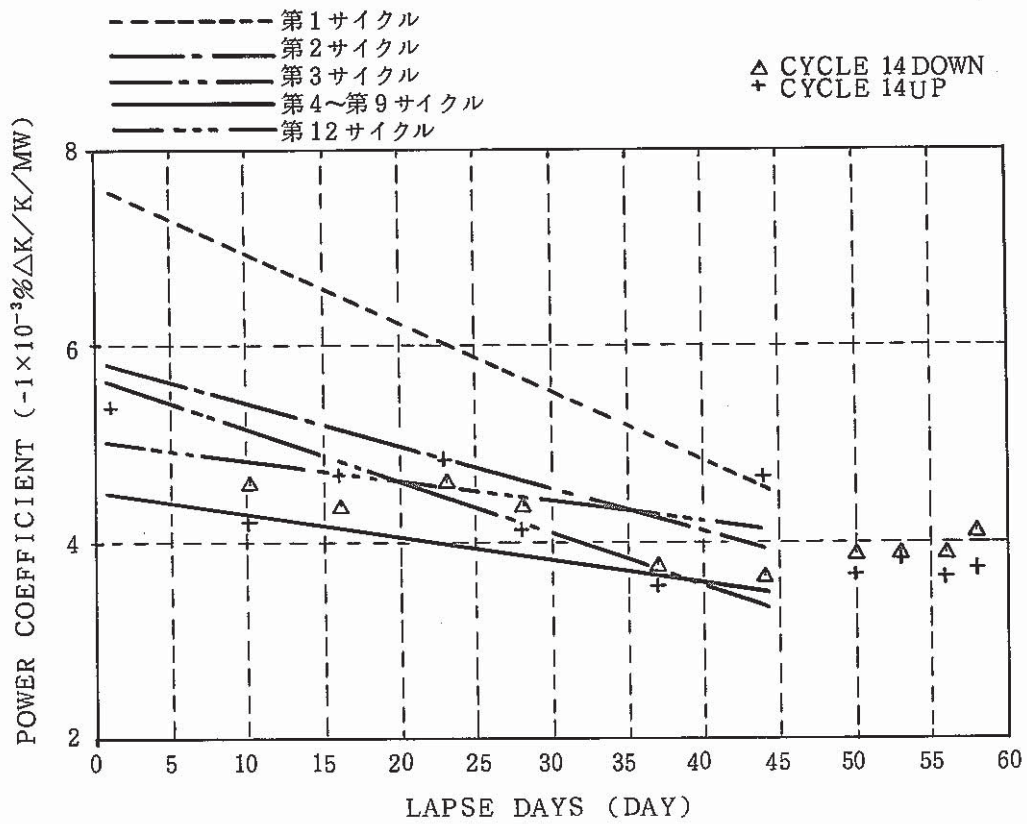


図 3.7.1 定格運転に伴う出力係数の経時変化 (MK-II 炉心第 14 サイクル)

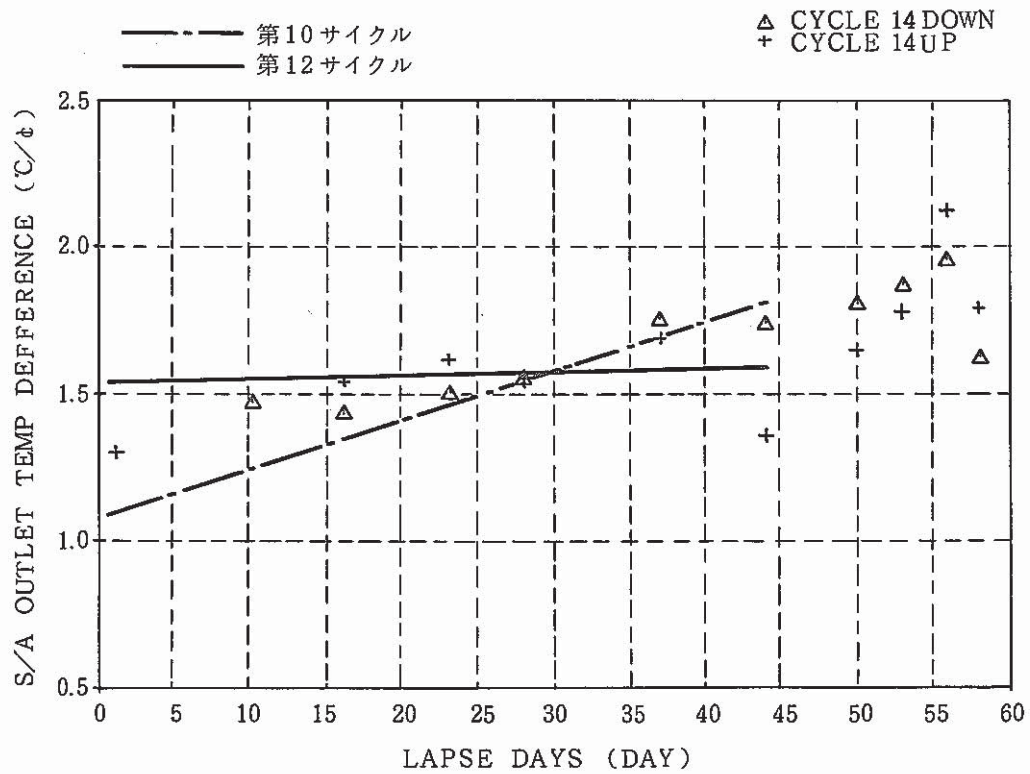


図 3.7.2 定格運転に伴う規格化 S/A 出口温度変化量の経時変化 (MK-II 炉心第 14 サイクル)

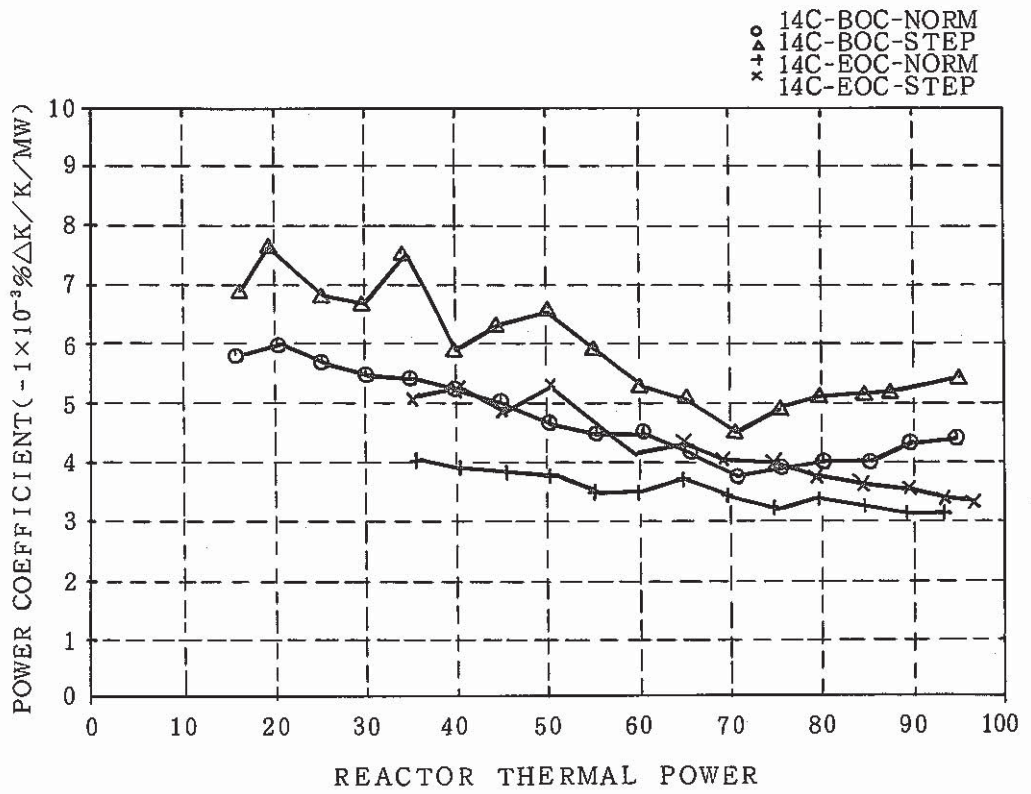


図 3.7.3 出力上昇, 下降時における通常測定法とステップ応答法の比較

3.8 “MAGI”による第14サイクル記録計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目的

第14サイクル運転終了に伴い“MAGI”第14サイクル記録計算を行ったので、主要項目をまとめ報告する。

2. 計算条件

(1) オンラインデータの処理

JOYDASよりのMT管理番号

600480-F5324-MKE136

600485-C5308-MKE137

600488-G4204-MKE138

600489-G4201-MKE139

600490-G4419-MKE140

600492-F5409-MKE141

以上の6本を使用した。

(2) 集合体ライブラリ（組成ファイル）RAND

第13サイクル記録計算結果のRAND Fileに対し、以下の組成を追加登録して、今サイクル記録計算に使用した。

(i) PRC010 (CMIR-1)	} 照射課支給データ（照-62-221）に基づいて作成
(ii) PFA020 (A2D)	

(3) 圧損係数

入力データとなる特燃の圧損係数は照-62-221に基づき以下の値とした。

$$\text{CMIR} : 5.30 \times 10^{-3} Q^{1.994}$$

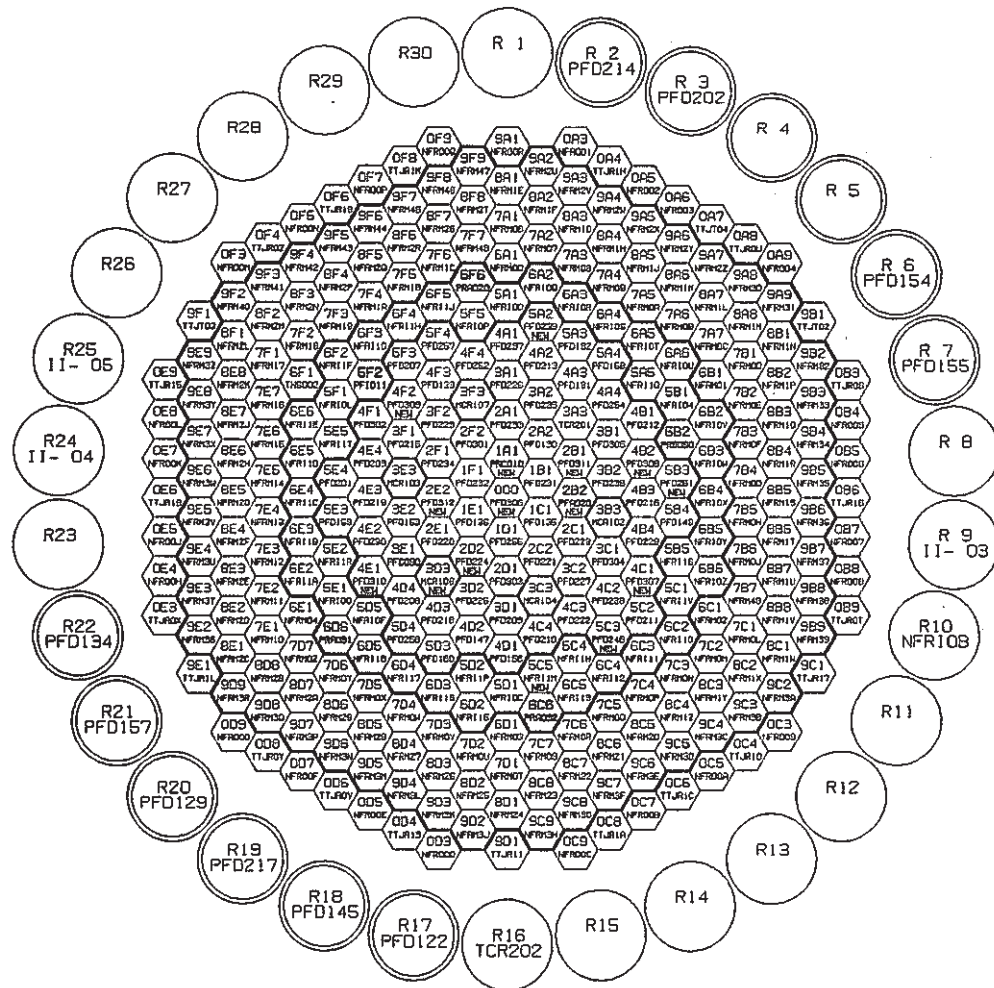
$$\text{A2D} : 1.107 \times 10^{-4} Q^{1.887}$$

3. 計算結果

図3.8.1に計算結果のOUTPUT Fileから得られる集合体構成図を示す。

図3.8.2に計算結果のRAND Fileより得られる100MW第14サイクル燃焼度ヒストグラムを示す。

表3.8.1に記録計算結果サマリーを示す。



	炉 心	ラック
炉 心 燃 料	6 5	1 0
内側反射体	4 2	1
外側反射体 [A]	1 4 3	0
外側反射体 [B]	4 8	3
制 御 棒	6	1
中 性 子 源	1	0
特殊燃料 A	1	0
特殊燃料 B	0	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	0 0 0 0 PFD129	PFD306
2	1 A 1 PFD134	PRC010
3	2 B 1 PFD214	PFD311
4	2 B 2 PFD224	PFA020
5	2 D 2 PFD202	PFD224
6	2 E 2 PFD217	PFD312
7	3 D 3 MCR101	MCR106
8	4 B 2 PFD154	PFD308
9	4 C 1 PFD155	PFD307
10	4 E 1 PFD145	PFD310
11	4 F 2 PFD157	PFD309
12	5 A 2 NFRI01	PFD239
13	5 B 3 NFRI1M	PFD251
14	5 C 3 PFD122	PFD246
15	5 C 5 NFRI0B	NFRI1M

CYCLE NO. 140
 BOC DATE 1987. 12. 1.
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY14. SEQ10. DATA

図3.8.1 JOYO S/A CONFIGURATION

FILE NAME : S406#. RAND. CY14. SEQ10. DATA

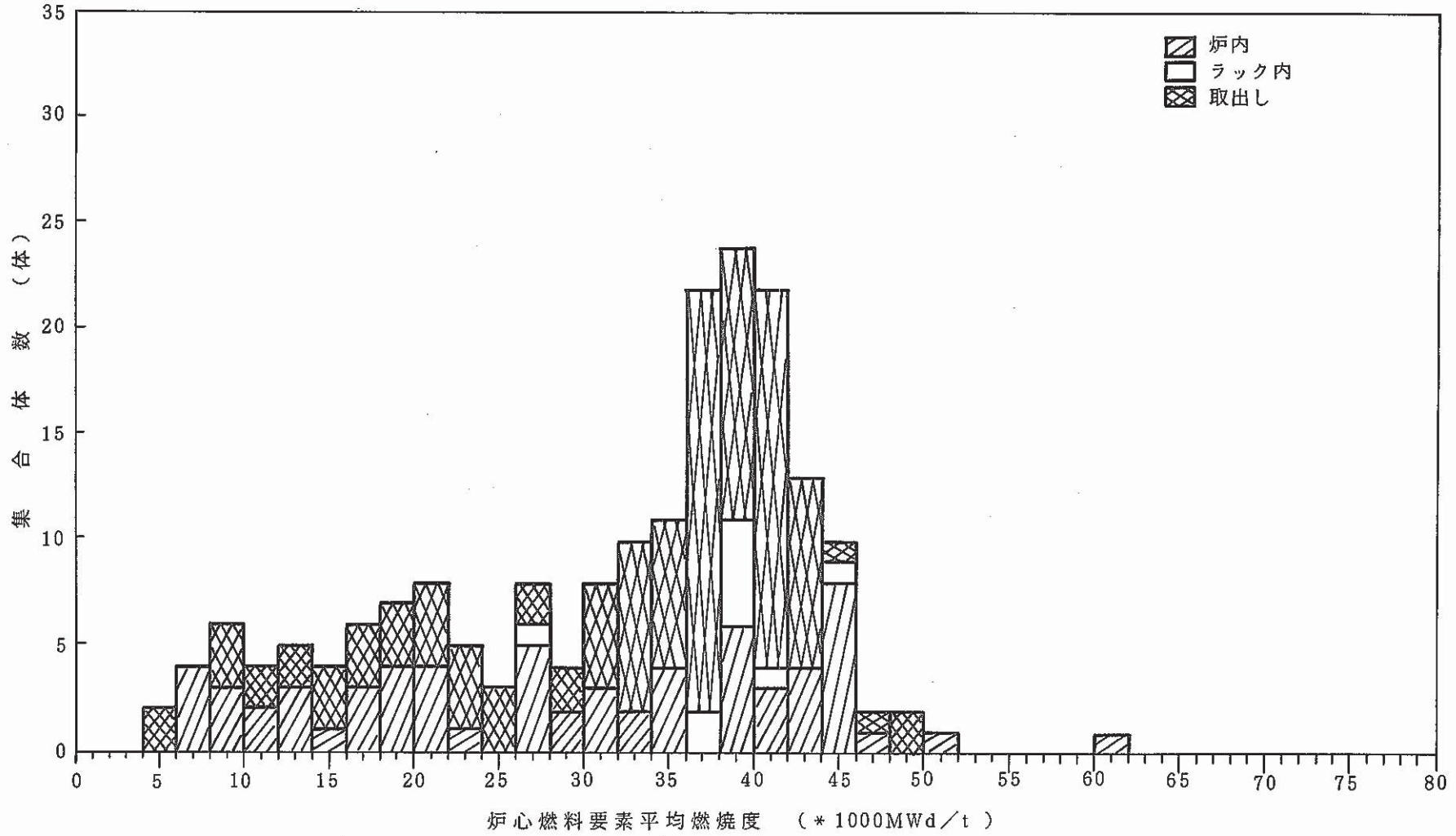


図 3.8.2 100MW第14サイクル燃焼度ヒストグラム

表 3.8.1 “MAGI” 記録計算結果サマリー
MK-II 第14 サイクル

運転開始(定格到達)日		昭和62年12月 1日						
運転終了(定格終了)		昭和63年 1月29日						
E. F. P. D.		59.49 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
	65	1	0	1	1	1	3	INTA
炉心平均燃焼度(at EOC, 除 特燃)		2.65 × 10 ⁴ MWd/t						
最大燃焼度集合体(at EOC)	位置	3E2	集合体 番号	PFD153	燃 焼 度 ポイント最大	7.15 × 10 ⁴ MWd/t		
最大線出力集合体(at BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD306	線 出 力 ポイント最大	386 W/cm		
被覆管最高温度 (ノミナル) (BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD306	温 度	622℃		
OVER POWER(ノミナル) 燃料最高温度(BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD306	温 度	2340℃		
集合体毎の計算結果は、 次の集合体について記す。		PFD306, PFD153, PFA020, PFC030						

3.9 Mk-II 炉心第 14 サイクル EOC 流量反応度係数測定結果 (速報)

報告者：青山，長崎 (炉心・運転計画 Gr)

1. 概 要

Mk-II 炉心第 14 サイクル EOC において，1 次系冷却材流量反応度係数を測定した。測定方法，測定結果について報告する。

2. 測定方法

本試験では 1 次系冷却材流量の変化に対する反応度変化量を臨界法により測定した。すなわち，系統温度約 250℃，ゼロ出力の状態では，1 次系冷却材流量を図 3.9.2 のように変化させ，臨界操作を行い，その時の制御棒位置より余剰反応度を求め，その差をとることにより反応度変化量を算出した。

3. 測定結果

図 3.9.1 に 1 次系冷却材流量と余剰反応度との関係を示す。余剰反応度は，ゼロ出力，系統温度 250℃ での値であり，測定時の系統温度と 250℃ との温度差による反応度変化を等温係数 (第 14 サイクル BOC での実測値) を用いて補正している。図 3.9.1 より今回の測定では，ステップ 1 → ステップ 2 (100% → 20%) では +0.02%Δk/k (5σ) 程度の反応度の付加があったが，ステップ 2 → ステップ 6 (20% → 40% → 60% → 80% → 100%) では，反応度変化はほとんどなかった。

この原因としては，温度差による反応度補正に用いた等温係数が BOC と EOC で異なっていること及び崩壊熱による炉内温度分布の影響等が考えられ，現在検討中である。

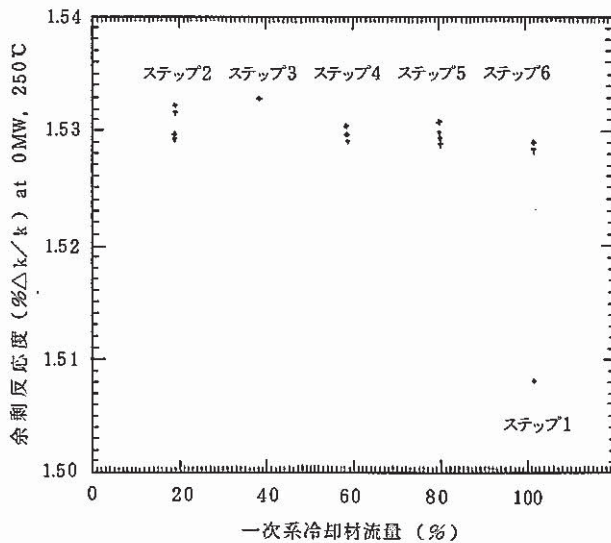


図 3.9.1 1 次系冷却材流量と余剰反応度

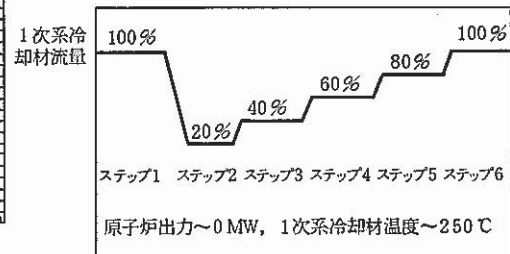


図 3.9.2 試験工程 (概略図)

3.10 「常陽」燃料交換実績について

報告者：長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概 要

高速炉用CP挙動解析コード（PSYCHE/JOANDARC）の整備の一環として、「常陽」第15サイクル時点における、MK-I炉心及びMK-II炉心で照射された炉心構成要素の交換実績を各列毎にまとめた。

今回まとめた炉心構成要素は以下の通り。

MK-I（表3.10.1）……………炉心燃料集合体

特殊燃料集合体

ブランケット燃料集合体

特殊反射体

MK-I反射体（サーベイランス及びパイルオシレータ含む）

MK-II（表3.10.2）……………炉心燃料集合体

特殊燃料集合体

内側及び外側反射体（MK-I反射体及びサーベイランス含む）

特殊反射体（INTA含む）

注）別添資料の炉内装荷本数及び交換実績において、以下の構成要素は含まない。

- 制御棒（安全棒及び調整棒）
- 中性子源

表3.10.1 炉心構成要素の交換本数(1/2)

(単位:体)

No	運転サイクル	期 間	EFPD	炉心燃料及び特殊燃料										ブランケット燃料及び反射体										備 考							
				炉内		0, 1列		2列		3列		4列		5列		炉内装荷数		5列		6列		7列			8列		9列		10列		
				装荷数	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	ブランケット	反射体	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出		装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷
1	MK-1 50MW	0	S53 4.18 ~ 9.16	48.73	70	7	1	12		12		24		15	1	187	48	14 ₊	2	35		42		48		54		42		+1はバイロンシレータ	
2	"	1	S53 10.27 ~ 12.11	42.46	71	1			1					2	1	187	48	2													
3	"	2	S54 1.12 ~ 2.26	42.82	71		1	1					1	1		187	48		3												
4	"	2'	S54 4.11 ~ 5.26	3.28	73	1					1		2			185	48	1													
5	75MW	0	S54 7.3 ~ 8.23	26.89	73		1				1					185	48		3												
6	"	1	S55 1.16 ~ 3.9	38.81	75	1	3		1	1			2			183	48	1	1								1				
7	55MW(特)		S55 4.14 ~ 4.21	0.25	76	4	1	1					1			182	48														
8	75MW	2	S55 5.8 ~ 6.24	40.53	76	1			1					1		182	48		1		1					1	1				
9	"	3	S55 7.14 ~ 9.4	39.86	77		2	1	2		1		1	2		181	48			1	1					1	1				
10	"	4	S56 3.12 ~ 5.11	45.13	77	2		2		1		1				181	48			1						1					
11	"	4'	S56 5.25 ~ 5.29	3.4	77	1	2		1				1	1		181	48		1								1				
12	"	5	S56 6.19 ~ 8.9	43.99	78	1	3	1	1				1			180	48		1		1					1	1				
13	"	6	S56 11.2 ~ 12.23	41.50	79	3	7	1	12		12		24	1	24	179	48		6	1	36		42		48	1	49		25		

表3.10.2 炉心構成要素の交換本数(2/2)

(単位:体)

No	運転サイクル		期 間	EFPD	炉心燃料及び特殊燃料										ブランケット燃料及び反射体										備 考							
					炉内		0,1列		2列		3列		4列		5列		炉内装荷数		5列		6列		7列			8列		9列		10列		
					装荷数	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	ブランケット	反射体	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出		装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	
1	MK-II	0	S57 11.17~ S58 7.31	27.9	66.1	6.1	2.1	12	1	12		24		12	1		240	18		35		42	2	48		54		42		+1はCHIR		
2		1	S58 8.9~ 9.30	43.8	65	3	2	1	1		1		3			241	2	1			2	1										
3		2	S58 10.12~ 12.2	45.6	66	2	1	1	2	1	3	3	4	1		240		1		2	1											
4		3	S59 4.19~ 6.10	44.4	66	1	1	2	2	3	2	4	3		1	240	1	1	2													
5		4	S59 6.25~ 8.12	44.0	67	1		2	5	2	2	3	2	1	1	239																
6		5	S59 9.3~ 10.22	45.2	67		3	5	2	2	1	2	4	1	2	239																
7		6	S59 S60 11.26~ 1.12	45.0	67	3	2	2		1	3	4	4	2	2	239						1				1						
8		7	S60 2.11~ 3.31	44.4	67	2				3		4		2		239						1	1			1						
9		7	S60 4.17~ 4.19	2.06	67	1	1				1					239						1										
10		7	S60 4.26~ 4.27	0.32	66				2	1	(1) 3		4		4	240		2		1		1										
11		8	S60 S61 12.2~ 1.21	45.9	67		2	2	3	3	2	4	3	4		239	2	1	1		1											
12		9	S61 2.12~ 3.31	43.0	67	2		3	5	2	1	3	4		1	239	1															
13		10	S61 4.25~ 6.11	44.8	67		3	5		1	3	4	2	1		239																
14		11	S61 7.4~ 8.20	44.8	67	3	2		2	3	2	2	2		2	239		1														
15		12	S61 9.13~ 10.29	43.1	67	2		2		2		2		2		239	1															
16		12	S61 11.13~ 11.14	0.37	67	1	1	1	1							239																
17		12	S61 11.24~ 11.26	0.55	67											239																
18		12	S61 12.3~ 12.5	0.57	67		1		2		2		4		3	239		6		2		2										
19		13	S62 8.31~ 10.31	54.2	66	1	2	2	3	2		4	4	2	1	240	7	2	2		2											
20		14	S62 S63 11.28~ 1.30	59.5	67.1	1.1		3	4		2	4	5	3	2	239.1		3													+1はCMIR	
21		15	S63 2.29~ 5.12	70.0	67.1	3		4		2		(4) 5		(2)		239.1	3														±はCMIR	

3.11 INTA計測器の中性子発熱及び生成壊変数の計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目的

INTA計測器特性評価のため流量計磁石の組成変化と中性子発熱計算を“FPGS-3.5”コードを使用して行ったので、計算結果をまとめ報告する。

従来この様な計算にはORIGENコードも使用していたが、ORIGENコードは一群断面積を使用しているため炉心中心から離れた今回のようなケースでは、スペクトルも違い不向きである。そのため25群（ABBN型）断面積を内蔵し、入力データの25群スペクトルによってコード内部で一群化して計算に使用するFPGS-3.5コードを採用した。

また、ORIGENとの違い（スペクトルの効果）を見るため、スペクトルを炉心中心、5列下部反射体、内側反射体下部の3ケース用意し、比較評価も合わせて行ったので報告する。

2. 計算条件

FPGS-3.5断面積縮約用スペクトルとして、CITATION 25群R-Z計算結果の各領域の25群中性子束を使用した。各領域と計算ケースの対応は、

ケース1. ORIGEN相当の計算 → 炉心中心中性子スペクトル

ケース2. INTA-1相当の計算 → 5列下部反射体中性子スペクトル

ケース3. INTA-S相当の計算 → 内側反射体下部の中性子スペクトル

各スペクトルの比較図を図3.11.1に示す。

3. 計算結果

各ケースの崩壊熱計算結果を表3.11.1に示す。

各ケースの8~12 cycle 燃焼後の崩壊熱は、ケース1：1.6W、ケース2：70W、ケース3：78Wであった。

この差は図3.11.1のスペクトルの違い（炉心に比べ、かなり軟かい）が ^{152}Sm 、 ^{59}Co の (n, γ) 一群断面積を大きくしていることに起因する。

表3.1.1.1 磁石崩壊熱 (W)

1. ORIGEN相当スペクトル(炉心)を使用した崩壊熱(W)

(EOC)

	8 cycle	9 cycle	10 cycle	11 cycle	12 cycle
FP	0.726	0.725	0.726	0.729	0.653
FPの内 $^{153}\text{Sm}\beta$ 崩壊	0.374	0.372	0.371	0.371	0.299
Light element	0.607	0.707	0.809	0.908	0.947
内 ^{60}Co の(n, γ)	0.097	0.186	0.279	0.370	0.456
Total	1.333	1.432	1.535	1.637	1.600

2. INTA-1磁石付近のスペクトル(第5列下部反射体)を使用した崩壊熱(W)

(EOC)

	8 cycle	9 cycle	10 cycle	11 cycle	12 cycle
FP	50.877	48.064	45.611	43.619	35.130
FPの内 $^{153}\text{Sm}\beta$ 崩壊	41.887	38.783	35.852	33.233	24.855
Light element	9.160	15.577	22.251	28.741	34.529
内 ^{60}Co の(n, γ)	6.623	12.722	19.058	25.217	30.944
Total	60.037	63.641	67.862	72.360	69.659

3. INTA-S磁石付近のスペクトル(内側反射体下部)を使用した崩壊熱(W)

(EOC)

	8 cycle	9 cycle	10 cycle	11 cycle	12 cycle
FP	61.391	57.134	53.460	50.540	40.438
FPの内 $^{153}\text{Sm}\beta$ 崩壊	50.915	46.346	42.079	38.318	28.178
Light element	9.733	16.653	23.846	30.838	37.087
内 ^{60}Co の(n, γ)	7.144	13.720	20.550	27.184	33.352
Total	71.124	73.787	77.306	81.378	77.525

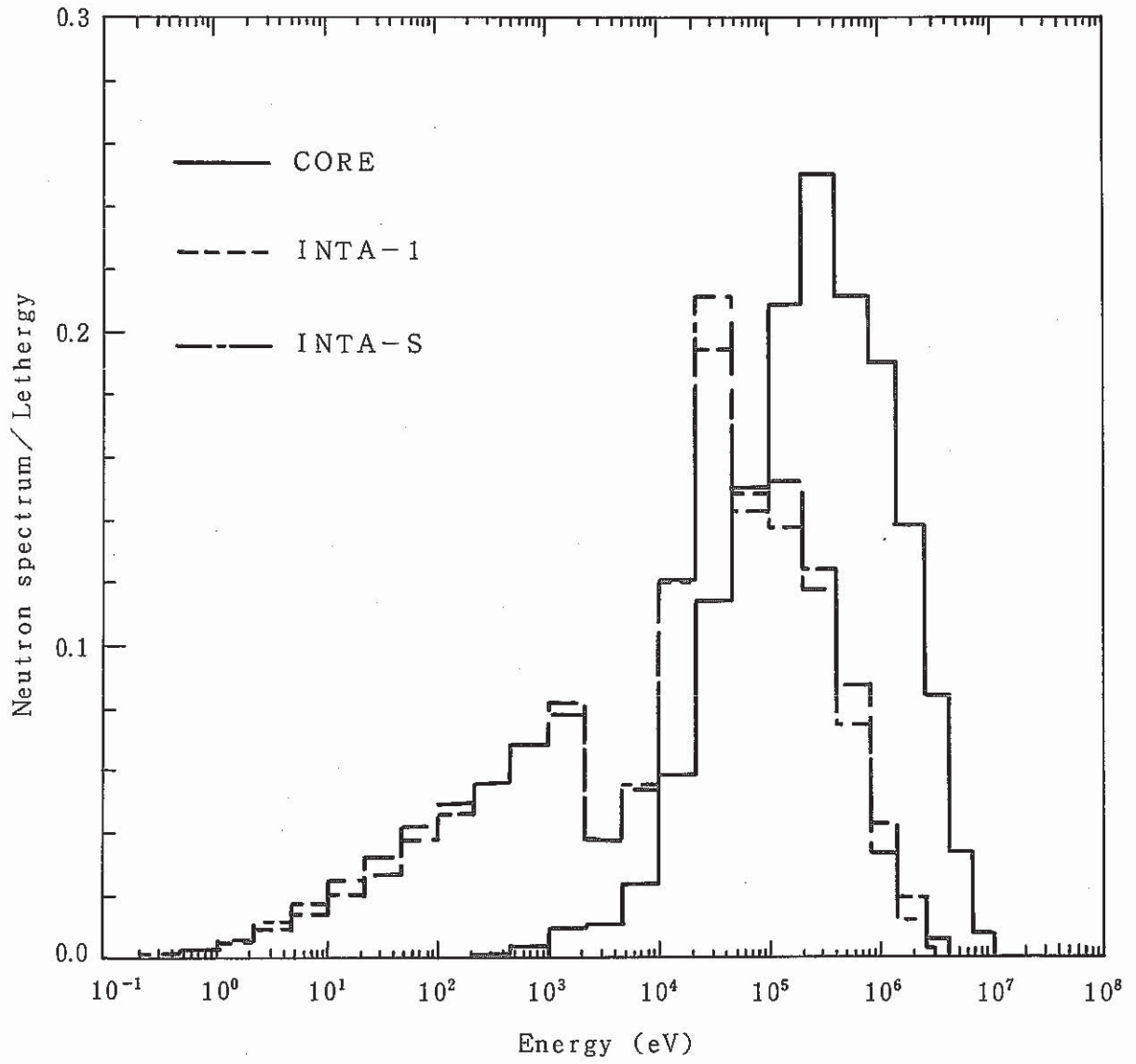


図 3.11.1 計算に使用した各ケースのスペクトル比較図

3.12 第15サイクルBOC余剰反応度測定結果

報告者：青山，長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

MK-II 定格第15サイクルBOCにおける余剰反応度測定結果を報告し，“MAGI”予測計算結果との差を示す。

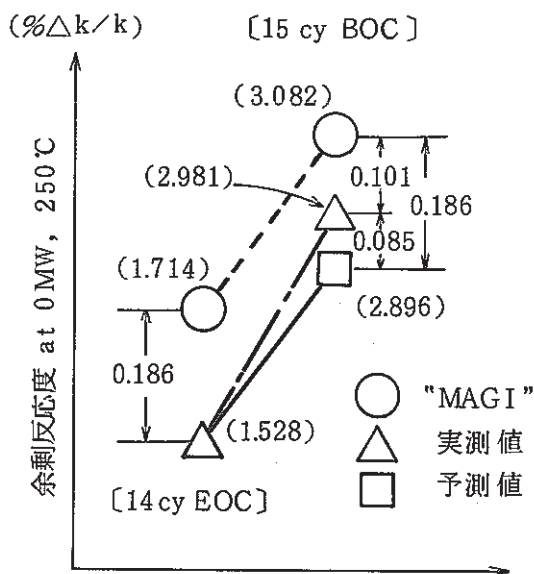
2. 第15サイクルBOC（昭和63年2月29日）での余剰反応度測定結果

- (1) 0MW, 250℃での余剰反応度実測値（温度補正後，表3.12.2参照）：2.981%Δk/k
- (2) 0MW, 250℃での余剰反応度“MAGI”計算値*：3.082%Δk/k

3. 第14サイクルEOC（昭和63年1月30日）での余剰反応度測定結果

- (1) 0MW, 250℃での余剰反応度実測値（温度補正後，表3.12.2参照）：1.528%Δk/k
- (2) 0MW, 250℃での余剰反応度“MAGI”計算値*：1.714%Δk/k

4. 余剰反応度の実測値と“MAGI”計算値との比較



左図に第15サイクルBOCと第14サイクルEOCにおける零出力臨界時の余剰反応度の“MAGI”計算値と実測値との差を示す。両者の差は第15サイクルBOCで0.101%Δk/k，第14サイクルEOCで0.186%Δk/kであり，前者の方が0.085%Δk/kだけ差が小さくなっており，その分だけ余剰反応度の予測値を小さめに評価する結果となった。

この原因は主に第15サイクルから3列[3F2]に装荷されたB型特燃の置換反応度を過大評価したことによるものと考えられる**しかし，この値は，燃交による全置換反応度1.453%Δk/kに対して，6%（相対値）程度の誤差である。

また，BOCでの余剰反応度の測定値より，EOCでの余剰反応度は，1.350%Δk/kと予

注) 予測値は第15サイクルBOCの“MAGI”計算値に，第14サイクルEOCでの“MAGI”計算値と実測値との差を補正したものである。

* “MAGI”計算値は実測値による補正を含まない。

** B型特燃の置換反応度については，過去のB型特燃の出入りのあった運転サイクルでの余剰反応度予測結果と比較して評価する予定である。

想され（第14サイクルでの燃焼係数を用いて計算した。）、70日運転に必要な反応度は確保できている。

表3.12.1 第15サイクルBOCにおける余剰反応度測定結果

臨 界 デ ー タ						No. C 1 5 - 1 1 9 8 8 年 2 月 2 9 日 1 0 時 2 8 分	
制御棒番号	1	2	3	4	5	6	
制御棒位置指示値 (mm)	453.4	453.3	453.6	453.4	453.4	453.7	
ラッチ後 下端L/S ON位置 (mm)	臨 界 時	+0.0	+0.0	-0.1	+0.2	+0.2	+0.3
	較 正 時	+0.0	+0.0	-0.1	+0.2	+0.2	+0.3
	臨 界 時 - 較 正 時	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0	+0.0
ラッチ点補正済制御棒位置 (mm)	453.4	453.3	453.6	453.4	453.4	453.7	
ラッチ点補正済制御棒位置 (%Δk/k)	0.53535	0.54207	0.51175	0.46927	0.43208	0.46339	
ラッチ点補正済余剰反応度				2.95391 %Δk/k			
一次主循環流量 (m ³ /hr)	A		B		A・B平均		
	1284.7		1280.6		1282.7		
炉容器出入口温度 (°C)	入	口	出	口	出入口A・B平均		
	A	B	A	B			
	256.0	255.8	256.7	255.8	256.1		
炉容器出入口Na温度補正量(補正係数 -4.00E-3)				0.02450 (%Δk/k)			
ラッチ点, 炉容器出入口Na温度補正済余剰反応度				2.97841 (%Δk/k)			
CRD熱収縮補正	ラッチ点測定時刻	臨界点測定時刻	臨界点測定までの経過時間	CRD熱収縮補正量 $t \geq 345$ $1.027 \times 10^{-2} - 1.44 \times 10^{-4} t + 2.082 \times 10^{-7} t^2$ 補正量 = -0.01463			
	9:31	10:28	57 min	0.00274 %Δk/k			
ラッチ点, 炉容器出入口Na温度, 熱収縮補正済余剰反応度				2.98115 %Δk/k			

注) ○ラッチ点補正済余剰反応度は, 第15サイクル(今サイクル)での制御棒校正曲線より算出した。

○一次系冷却材流量の定格流量からのずれによる反応度補正は微小であるため, 無視した。

○原子炉入口Na温度による反応度補正に用いた等温係数は, 第14サイクル(前サイクル)BOCにおける測定値 ($-4.00 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$) を使用した。(技-62-287 参照)

表 3.12.2 第 14 サイクル EOC における余剰反応度測定結果

臨 界 デ ー タ							No. C 1 4 - 9
							1 9 8 8 年 1 月 3 0 日 2 1 時 0 0 分
制御棒番号	1	2	3	4	5	6	
制御棒位置指示値 (mm)	525.0	525.0	524.1	524.0	513.0	524.1	
ラッチ後 下端L/S ON位置 (mm)	臨 界 時	+0.0	+0.0	+0.0	+0.2	+0.1	+0.4
	較 正 時	+0.1	+0.0	-0.1	+0.2	+0.2	+0.2
	臨 界 時 - 較 正 時	-0.1	+0.0	-0.1	+0.0	-0.1	+0.2
ラッチ点補正済制御 棒位置 (mm)	524.9	525.0	524.0	524.0	512.9	524.3	
ラッチ点補正済制御 棒位置 (%Δk/k)	0.27920	0.26629	0.23848	0.23240	0.26342	0.24484	
ラッチ点補正済余剰反応度				1.52464			%Δk/k
一 次 主 循 環 流 量 (m ³ /hr)	A		B		A・B 平均		
	1280.6		1282.9		1281.8		
炉 容 器 出 入 口 温 度 (°C)	入	口	出	口	出入口 A・B 平均		
	A	B	A	B			
	254.2	254.1	255.4	254.3	254.6		
炉容器出入口Na温度補正量(補正係数 -4.00E-3)				0.01840			(%Δk/k)
ラッチ点, 炉容器出入口Na温度補正済余剰反応度				1.54304			(%Δk/k)
CRD熱収縮補正	ラッチ点測定 時刻	臨 界 点 測 定 時刻	臨 界 点 測 定 ま での経過時間	CRD熱収縮補正量 $1.027 \times 10^{-2} - 1.44 \times 10^{-4} t + 2.082 \times 10^{-7} t^2$ $t \geq 345$ 補正量 = -0.01463			
	10:00	21:00	660 min	-0.01463			%Δk/k
ラッチ点, 炉容器出入口Na温度, 熱収縮補正済余剰反応度				1.52841			%Δk/k

注) ○ラッチ点補正済余剰反応度は, 第14サイクルでの制御棒校正曲線より算出した。

(技-62-311参照)

○一次系冷却材流量の定格流量からのずれによる反応度補正は, 微小であるため無視した。

○原子炉入口Na温度による反応度補正に用いた等温係数は, 第14サイクルBOCにおける測定値($-4.00 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C$)を使用した。

3.13 MK-II 炉心第15サイクルBOC出力係数測定結果(速報)

報告者：青山，長崎(炉心・運転計画Gr)

1. 概要

MK-II 炉心第15サイクル(定格出力100MW)BOC(昭和63年3月1日～3月3日)出力上昇時において出力係数の測定を行った。結果を報告する。

2. 測定結果及び評価

下表に0MW～100MW平均出力係数・炉心平均燃焼度及び炉内J2燃料本数を示す。比較のために、第13サイクル及び14サイクルでの値も示す。また、図3.13.1に出力係数の13サイクル～15サイクル(BOC)炉出力依存性を示す。

サイクル No.	運転日数 (日)	炉心平均燃焼度 (万MWd/t)		0～100MW平均出力係数 ($\times 10^{-3}\% \Delta k/k/MW$)		炉内J2本数 (本)
		BOC	EOC	BOC	EOC	
13	55	1.70	2.43	-4.84	-3.97	5
14	60	1.85	2.65	-4.97	-4.35	12
15	70	1.98	—	-5.42	—	22

上表より出力係数は、第13サイクル以降、サイクルを経るに従ってBOC、EOC共に大きくなっている。特に、図より60MW以下の出力係数が14、15サイクルで次第に大きくなっており、これが0～100MW平均出力係数の増加につながっていることがわかる。

出力係数と炉心平均燃焼度との関係を見ると、炉心平均燃焼度の上昇に伴って出力係数が増加する傾向がみられる。また、各サイクルにおける炉内J2燃料本数(炉内核分裂物質質量)と出力係数との関係を見ると、J2燃料本数の増加に伴って出力係数が大きくなる傾向がみられる。特に第15サイクルでは、炉中心付近にJ2燃料を集中的に装荷しており、発熱分布も新燃料に大きなピークが生じているため、燃料の膨張効果に与える影響等が大きくなっていることも考えられ、今後これらについて検討を行っていく予定である。

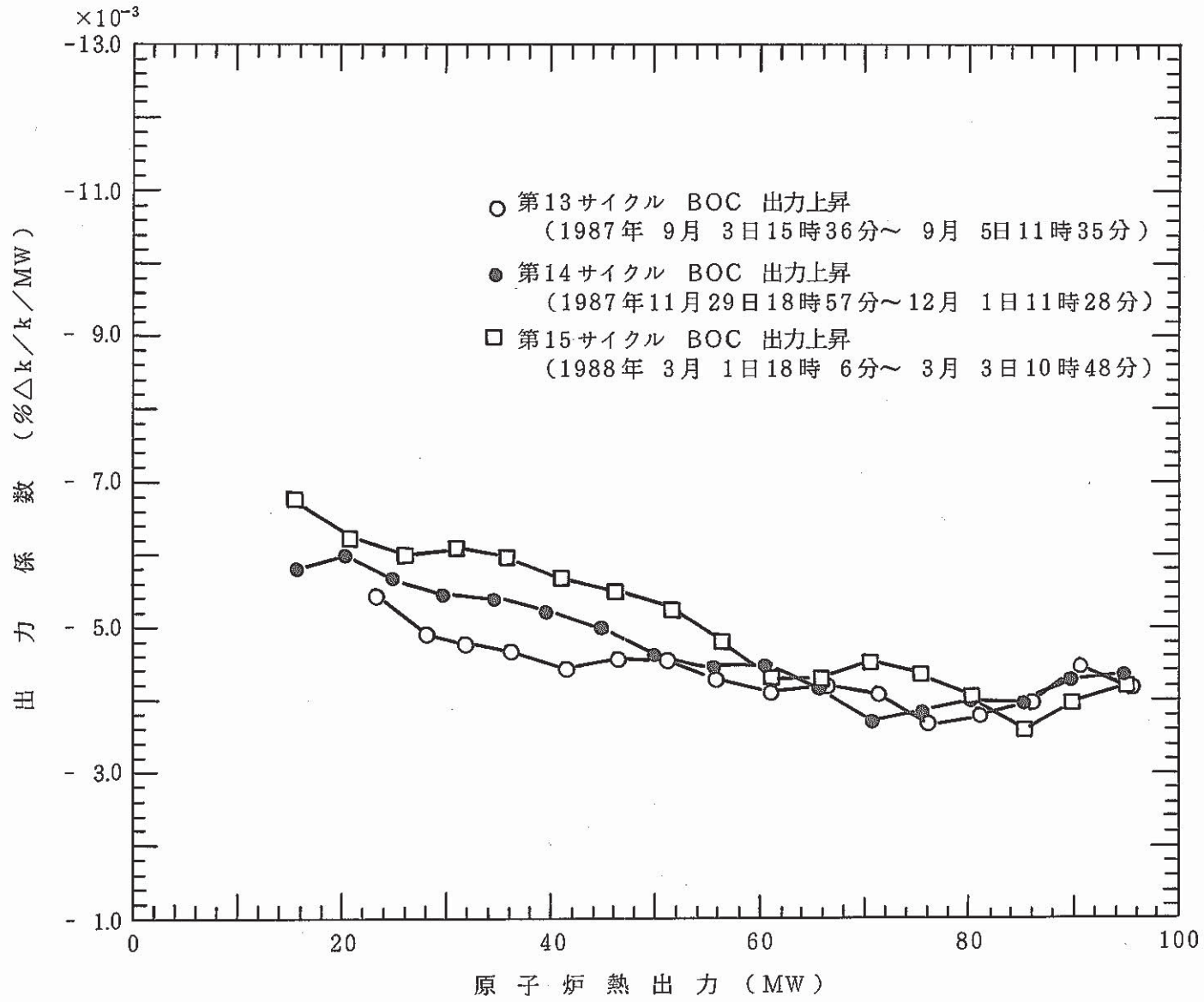


図3.13.1 出力係数測定結果

3.14 INTA-1 熱電対組成変化の計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目的

INTA-1 計測器特性評価のため燃料温度測定用熱電対素線の組成変化について，“FPGS-3.5”コードを使用して計算したので報告する。

熱電対の組成はW, Reであるが、現状の“FPGS-3.5”に収納されている核種にはReが含まれていないため、本計算に先立ってRe, Osの核種追加も行った。

2. 計算条件

(1) 熱電対の組成

照-62-310のW, Reの質量密度, W, Reの組成比を基に, 5% Reと26% Reの2ケース用意した。

(2) 断面積縮約用スペクトル

“CITATION” 25群R-Z計算結果の炉心5列, 軸方向中心の中性子束を使用した。

(3) 中性子束

8~12cycle “MAGI” 記録計算結果のINTA-1 集合体軸方向中心の全中性子束を使用した。

(4) FPGSライブラリの核種の追加

図3.14.1に従い ^{185}Re , ^{187}Re , ^{188}Re , ^{186}Os , ^{188}Os の計6核種を追加した。

3. 計算結果

表3.14.1に計算結果の元素別生成壊変量及び壊変割合を示す。

表3.14.1より12cycle末期でのOsの割合は, W-5% Reで0.4%, W-26% Reでは1.8%であった。また, W-5% Reではcycleが進むにつれてReの量が増え, W-26% Reではcycleが進むにつれてReの量が減少している傾向がみられる。これは, Wに対するReの比が, ある量を越えると,

$$\left. \begin{array}{l} ^{185}\text{W}^{\beta^-} \rightarrow ^{185}\text{Re} \\ ^{187}\text{W}^{\beta^-} \rightarrow ^{187}\text{Re} \end{array} \right\} \text{の量が} \left. \begin{array}{l} ^{185}\text{Re}^{(n,\gamma)} \rightarrow ^{186}\text{Re} \\ ^{187}\text{Re}^{(n,\gamma)} \rightarrow ^{188}\text{Re} \end{array} \right\} \text{を下まわることが考えられる。確認のため瞬}$$

時の計算を手計算で行ってみると,

$$\frac{dN_{\text{Re}}}{dt} = \lambda_{\text{W}} N_{\text{W}} - \sigma_{\text{Re}} \phi N_{\text{Re}} \text{より}$$

$$\begin{aligned}
 5\% \text{Re} \frac{dN_{\text{Re}}}{dt} &= 1.06967 \times 10^{-7} \frac{(\text{1/sec})}{(\text{cm}^2)} \times 6.069 \times 10^{19} \frac{(\text{g/cc})}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \\
 &\quad - 1.9763 \times 10^{-24} \frac{(\text{cm}^2)}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \times 2.10285 \times 10^{15} \frac{(\text{g/cc})}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \times 1.310 \times 10^{21} \frac{(\text{g/cc})}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \\
 &= 6.4918 \times 10^{12} - 5.4026 \times 10^{12}
 \end{aligned}$$

∴ $\lambda_w N_w > \sigma_{\text{Re}} \phi N_{\text{Re}}$ となり増加する傾向にあるが、

$$\begin{aligned}
 26\% \text{Re} \frac{dN_{\text{Re}}}{dt} &= 1.06967 \times 10^{-7} \frac{(\text{1/sec})}{(\text{cm}^2)} \times 4.727 \times 10^{19} \frac{(\text{g/cc})}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \\
 &\quad - 1.9763 \times 10^{-24} \frac{(\text{cm}^2)}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \times 2.10285 \times 10^{15} \frac{(\text{g/cc})}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \times 6.364 \times 10^{21} \frac{(\text{g/cc})}{(\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec})} \\
 &= 5.0563 \times 10^{12} - 2.64479 \times 10^{13}
 \end{aligned}$$

∴ $\lambda_w N_w < \sigma_{\text{Re}} \phi N_{\text{Re}}$ となり減少する傾向にある。

現状のライブラリには、Re が収納されていない。Re の生成壊変は以下のCHAINとなり、分岐割合、半減期を考慮して の流れを省略することにし、 ^{185}Re , ^{187}Re , ^{188}Re , ^{186}Os , ^{188}Os の計6核種を追加した。

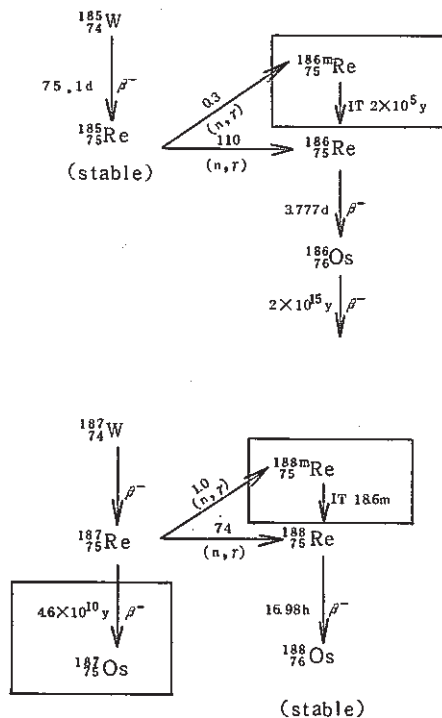


図3.14.1 FPGSライブラリへの核種の追加

崩壊 Chain 及び半減期は Table of Radioactive Isotopes を基にした。 ^{185}Re , ^{187}Re の (n, γ) 25 群断面積は ENDF/B-IV を基にプラント工学室で 25 群処分を行って頂いたものを使用した。 (n, γ) 断面積の ground state と metastable の分岐は BNL-325, Third Edition (1973) より上記の様になり 100% ground state に近似した。

表 3.14.1 元素別生成壊変量及び壊変割合

W-5% Re 元素別生成壊変量 (g/cc)

初期量は $19.1 \times 0.95 + 21.2 \times 0.05 = 19.205$ g/cc

核種 \ cycle	INITIAL	8 cycle	9 cycle	10 cycle	11 cycle	12 cycle
Ta	0.0	1.8810×10^{-6}	8.4583×10^{-6}	1.8641×10^{-5}	3.0996×10^{-5}	4.4643×10^{-5}
W	18.151	1.8124×10^1	1.8096×10^1	1.8068×10^1	1.8036×10^1	1.8003×10^1
Re	1.06	1.0706×10^0	1.0843×10^0	1.1013×10^0	1.1190×10^0	1.1361×10^0
Os	0.0	1.3351×10^{-2}	2.7170×10^{-2}	4.2080×10^{-2}	5.7010×10^{-2}	7.139×10^{-2}

W-5% Re 元素別生成壊変割合 (%)

核種 \ cycle	INITIAL	8 cycle	9 cycle	10 cycle	11 cycle	12 cycle
Ta	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
W	94.48	94.36	94.21	94.05	93.88	93.72
Re	5.52	5.57	5.65	5.73	5.82	5.91
Os	0.0	0.07	0.14	0.22	0.30	0.37

W-26% Re 元素別生成壊変量 (g/cc)

初期量は $19.1 \times 0.74 + 21.2 \times 0.26 = 19.646$ g/cc

核種 \ cycle	INITIAL	8 cycle	9 cycle	10 cycle	11 cycle	12 cycle
Ta	0.0	1.4645×10^{-6}	6.5897×10^{-6}	1.4517×10^{-5}	2.4147×10^{-5}	3.4798×10^{-5}
W	14.137	1.4120×10^1	1.4099×10^1	1.4072×10^1	1.4048×10^1	1.4025×10^1
Re	5.512	5.4620×10^0	5.4150×10^0	5.3649×10^0	5.3188×10^0	5.2739×10^0
Os	0.0	6.8850×10^{-2}	1.3877×10^{-1}	2.1261×10^{-1}	2.8460×10^{-1}	3.524×10^{-1}

W-26% Re 元素別生成壊変割合 (%)

核種 \ cycle	INITIAL	8 cycle	9 cycle	10 cycle	12 cycle	12 cycle
Ta	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
W	71.95	71.85	71.74	71.62	71.49	71.37
Re	28.05	27.80	27.55	27.30	27.07	26.84
Os	0.0	0.35	0.71	1.08	1.45	1.79

3.15 INTA-2 線出力の計算

報告者：青山，長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 目的

「常陽」の第21'サイクルに照射を計画している計測線付集合体2号機（INTA-2）のパラメータサーベイを行うために，INTA-2の各ピンの線出力を評価する。

2. 方法

「常陽」炉心特性総合評価システム“MAGI”を基本的に用い，INTA集合体内各ピンに対する径方向分布については，“CITATION”のTriangle（24メッシュ／集合体）計算を用いる。すなわち，下記の2ステップを経る。

(1) INTAの集合体としての出力を求めるにあたって

INTAの組成は照-62-328に基づいたものを使用し，現在最も新しい燃交計画で計算した第20サイクル予測計算から引き続いて5F2にINTA-2を交換しただけの体系で10日間の“MAGI”予測計算を行う。

BOC 100MW到達時の計算を行うために，第20サイクルEOCの余剰反応度から，制御位置は471mm引き抜き（6本均等）とした。

(2) 集合体内の径方向出力分布

“CITATION”のTriangle計算にて1集合体を24分割した計算結果から，内挿より各ピンの出力分担を求める。

ただし，本計算はすでに技-58-275にて行なわれているので，その結果を基に19ピン位置で内挿した。（図3.15.1参照）

3. 計算結果

“MAGI”の計算結果を軸方向について炉心部（55cm）を5cm毎に11ノードに分けた線出力（集合体内径方向平均）を表3.15.1に示す。

次にINTA内各ピンの出力分布（図3.15.1）を考慮して，軸方向最大について線出力を求めたものを図3.15.2に示す。

なお，燃料中心温度測定ピン及び入力温度測定ピンの中空ペレット線出力は，ペレット外半径3.2mm，ペレット内半径0.95mmより，中空ペレットと中実ペレットの断面積比（= 0.912）を中実ペレットの線出力に乗ずることにより求めた。

また，制御棒の中途挿入効果は+2%（全引抜として計算した場合に比し，最大線出力が+2%大きくなる）であった。

表 3.15.1 INTA-2 軸方向出力分布

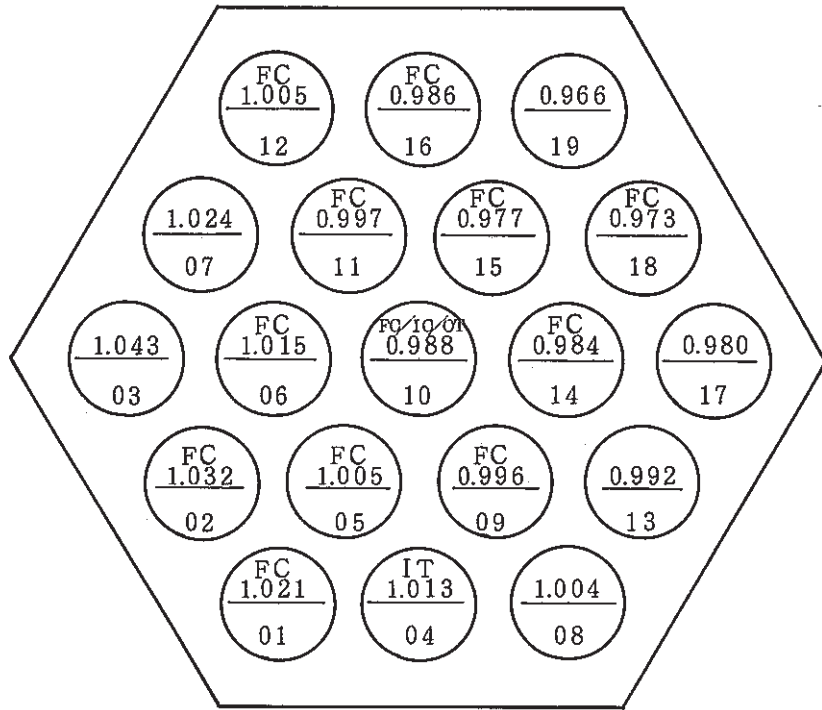
ノード	*線出力 (W/cm)
1	229
2	256
3	289
4	319
5	340
6	351
7	368
8	361
9	342
10	318
11	305

* 集合体中の Fuel の Vol 比は 0.106 であるので γ 発熱については、Volume に比例すると考えて、

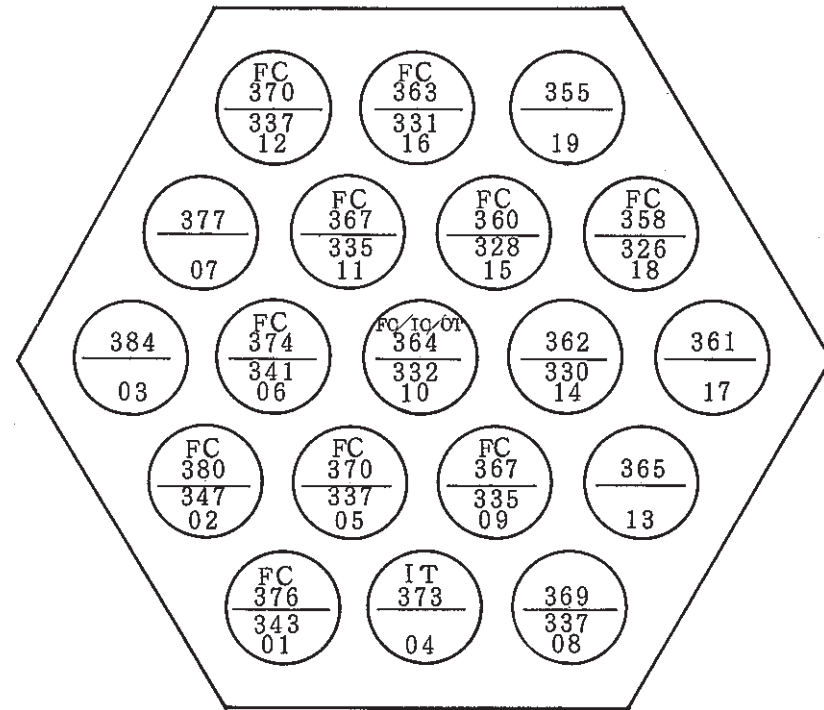
$$\text{燃料線出力} = \text{neutron 発熱} + \gamma \text{ 発熱} \times 0.106$$

とした。

FC : Fuel centerline thermocouple
 IC : Spacer thermocouple
 OT : Outlet temperature thermocouple
 IT : Inlet temperature thermocouple



(19 ピンの平均値が 1.0)



上段 : 中実ペレットとした場合の軸方向最大線出力 (W/cm)

下段 : 中空ペレットとした場合の軸方向最大線出力 (W/cm)

図 3.15.1 INTA-2 内各ピンの出力

図 3.15.2 燃料中心温度測定ピンの線出力

3.16 MK-II 炉心第 15 サイクル BOC 流量反応度係数測定結果 (速報)

報告者：青山，長崎 (炉心・運転計画 Gr)

1. 概 要

MK-II 炉心第 15 サイクル BOC において，1 次系冷却材流量反応度係数を測定した。測定方法，測定結果について報告する。

2. 測定方法

本試験では 1 次系冷却材流量の変化に対する反応度変化量を臨界法により測定した。測定法の詳細については，第 14 サイクルの測定結果の技メモ (技-62-302, 373) を参照のこと。今回の測定は，FFD・DN 法 BG 測定試験のプラント状態で実施し，炉出力は約 1 MW であり，微小ながら炉内の発熱がある状態で測定した。(第 14 サイクルではゼロ出力で測定した。) しかし，この発熱の影響により，1 次主ポンプの回転量の変化に伴うポンプ発熱量の増減による系統温度の変化は前サイクルより小さく，最大 2℃程度であった。

3. 測定結果

図 3.16.1 に 1 次系冷却材流量 (定格流量に対する相対値) と余剰反応度 (等温係数と出力係数を用いて 1 MW, 250℃に補正したもの) の関係を，また図 3.16.2 に試験工程を示す。ステップ 1 とステップ 6 はともに 100% 流量時であり，0.005%ΔK/K 程度の反応度差が生じたが，流量を低下させるに従って反応度が上昇する (最大 6σ 程度) 傾向はみられ，14 サイクル BOC での再現性が得られた。直線回帰による流量反応度係数は， $-2.9 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \% \text{ flow}$ であり，14 サイクル BOC での値 $-2.3 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \% \text{ flow}$ に近い値となった。

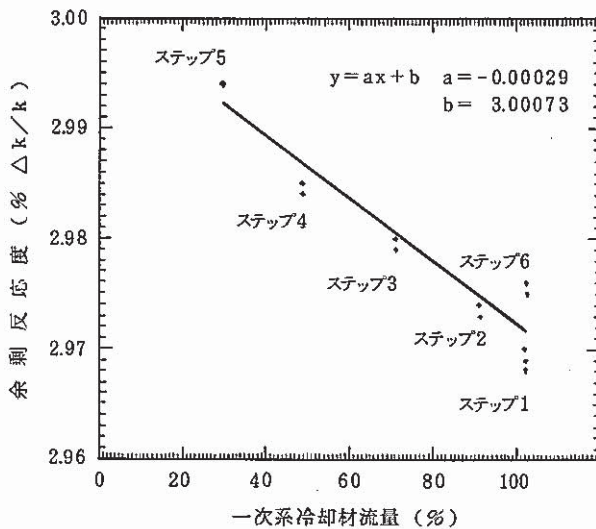


図 3.16.1 一次系冷却材流量と余剰反応度

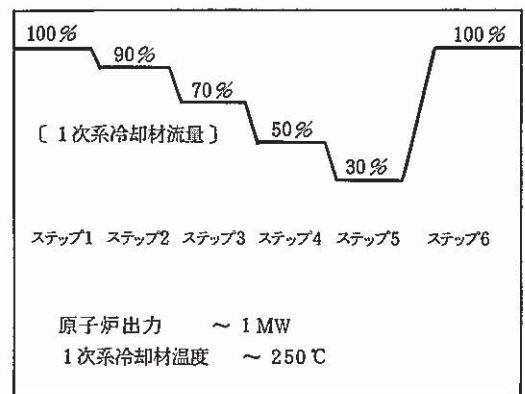


図 3.16.2 試験工程 (概略図)

3.17 MK-II 炉心第 15 サイクル等温温度係数測定結果 (速報)

報告者：青山，長崎 (炉心・運転計画 Gr)

1. 概 要

MK-II 炉心第 15 サイクル (定格出力 100 MW) BOC において等温温度係数を測定した。
等温温度係数は系統温度が約 250℃ 及び約 370℃ で余剰反応度を測定し、その差より求めた。

2. 測定日

昭和 63 年 3 月 1 日 (測定日の工程を参考資料に示す。)

3. 測定結果

系統温度が約 250℃ 及び約 370℃ における余剰反応度測定結果を表 3.17.1 に示す。

表 3.17.1 系統温度約 250℃ 及び約 370℃ における余剰反応度測定結果

系統温度	原子炉出入口温度 (平均)	余 剰 反 応 度	原子炉出力
約 250℃	262.1℃	2.9256% $\Delta k/k$	0.92 MW
約 370℃	369.4℃	2.5095% $\Delta k/k$	2.17 MW

余剰反応度は、系統温度約 250℃ 及び約 370℃ のそれぞれの温度における臨界点での制御棒位置 (ラッチ点補正済) から制御棒較正曲線を用いて算出し、制御棒駆動機構の延長管の熱収縮補正^{*1} 0 MW への出力補正を行った。

4. 評 価

表 3.17.1 より系統温度約 250℃ ~ 約 370℃ における等温温度係数は、

$$-3.88 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ\text{C}$$

となった。

第 13 ~ 15 サイクルにおける等温温度係数を比較して示す。表 3.17.2 より各サイクルとも等温温度係数は約 $-4.0 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ\text{C}$ であり、系統温度上昇による反応度変化は各サイクルともほぼ一定していると言える。

表 3.17.2 第 13 ~ 15 サイクルにおける等温温度係数の比較

サイクルNo.	等温温度係数 ($\times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ\text{C}$)
13	-4.00
14	-4.00
15	-3.88

*1 : 技-61-285 参照
(技-62-398)

3.18 位置替えを含む燃料交換方式の改良について

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

1. 概 要

本報告は、位置替えを含む燃料交換方式の改良について示したものである。J2炉心平衡時の燃料交換計画の策定にあたっては、本方式を基本に検討を行うこととする。

2. 改良した燃料交換方式について

位置替えを含む燃料交換方式の場合、炉心を内側と外側の2領域に分け、新燃料は、内側領域のみに装荷する。そして、2～3バッチ燃焼させた後、外側領域へ移動する。そこで更に3～4バッチ燃焼させた後、炉外へ取り出す。燃交時の炉心燃料の動きに着目すると、外側炉心から燃料が取り出され、その場所へ内側領域から燃料が移動し、空いている内側領域の場所へ新燃料が装荷される。内側領域と外側領域の境界は炉心第3列とし、これより内側（第3列も含む）を内側領域、外側を外側領域とする。この際、装荷する燃料本数と取り出す燃料本数のバランスを取る（内側領域における1サイクルあたりの装荷本数期待値と外側領域における1サイクルあたりの取り出し本数期待値とが一致するようにする）ため、第3列と第4列の一部に位置替えを行わない領域を新たに設けた。この改良による反応度の変化は微小であり、燃交時に実施する位置替えの回数が減り、燃交期間の短縮につながるメリットがある。

今後J2炉心平衡時の燃料交換計画の策定にあたっては、本方式を基本にして、照射リグの出入り、運転日数の変更等照射計画、運転計画に合わせた燃料交換計画を作成することとする。

3.19 MK-II 炉心第 15 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. 目的

MK-II 炉心第 15 サイクル（定格出力 100 MW）起動にあたり制御棒値を測定し原子炉運転及び各種試験に必要な制御棒反応度特性の情報を得る。

2. 試験方法^{*1}

- i) 制御棒 6 本同時差換法により制御棒校正曲線（350mm～650mm）を得る。
- ii) 中性子源増倍法及び 6 本同時差換法の測定値より制御棒全反応度値を得る。

3. 結果

MK-II 炉心第 15 サイクルの制御棒校正試験の結果を表 3.19.1 及び図 3.19.1～3.19.6 に示す。

i) 制御棒校正曲線

以下に干渉効果補正後校正曲線近似式を示す。

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

R : 制御棒番号

X : 制御棒位置 (mm)

表 3.19.1 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)= 4.8835735D-01	COEF(0)=-8.6229401D-01	COEF(0)=-1.9775491D+00
COEF(1)=-2.8131157D-02	COEF(1)=-1.4232767D-02	COEF(1)=-1.3839342D-03
COEF(2)= 1.2816411D-04	COEF(2)= 6.7735886D-05	COEF(2)= 1.6126998D-05
COEF(3)=-2.3305225D-07	COEF(3)=-9.9841601D-08	COEF(3)=-1.9807301D-09
COEF(4)= 1.9872157D-10	COEF(4)= 5.3437239D-11	COEF(4)=-3.7391423D-11
COEF(5)=-6.7427134D-14	COEF(5)=-5.3839999D-15	COEF(5)= 2.8286107D-14
C R 4	C R 5	C R 6
COEF(0)= 1.0490763D+00	COEF(0)= 1.6429594D-01	COEF(0)= 9.3745127D-01
COEF(1)=-3.1140563D-02	COEF(1)=-1.9757723D-02	COEF(1)=-2.9259556D-02
COEF(2)= 1.3662173D-04	COEF(2)= 8.6809920D-05	COEF(2)= 1.2917225D-04
COEF(3)=-2.4615967D-07	COEF(3)=-1.4279035D-07	COEF(3)=-2.3462892D-07
COEF(4)= 2.0796083D-10	COEF(4)= 1.0268780D-10	COEF(4)= 2.0067589D-10
COEF(5)=-6.9388661D-14	COEF(5)=-2.6851737D-14	COEF(5)=-6.7922191D-14

*1：制御棒校正試験は昭和 63 年 2 月 29 日に実施
（技-62-400）

ii) 制御棒全反応度価値(差換法データ外挿による計算値)

制 御 棒	1	2	3	4	5	6
Total Worth ($\% \Delta k / k$)	2.23	2.27	2.12	1.93	1.79	1.90

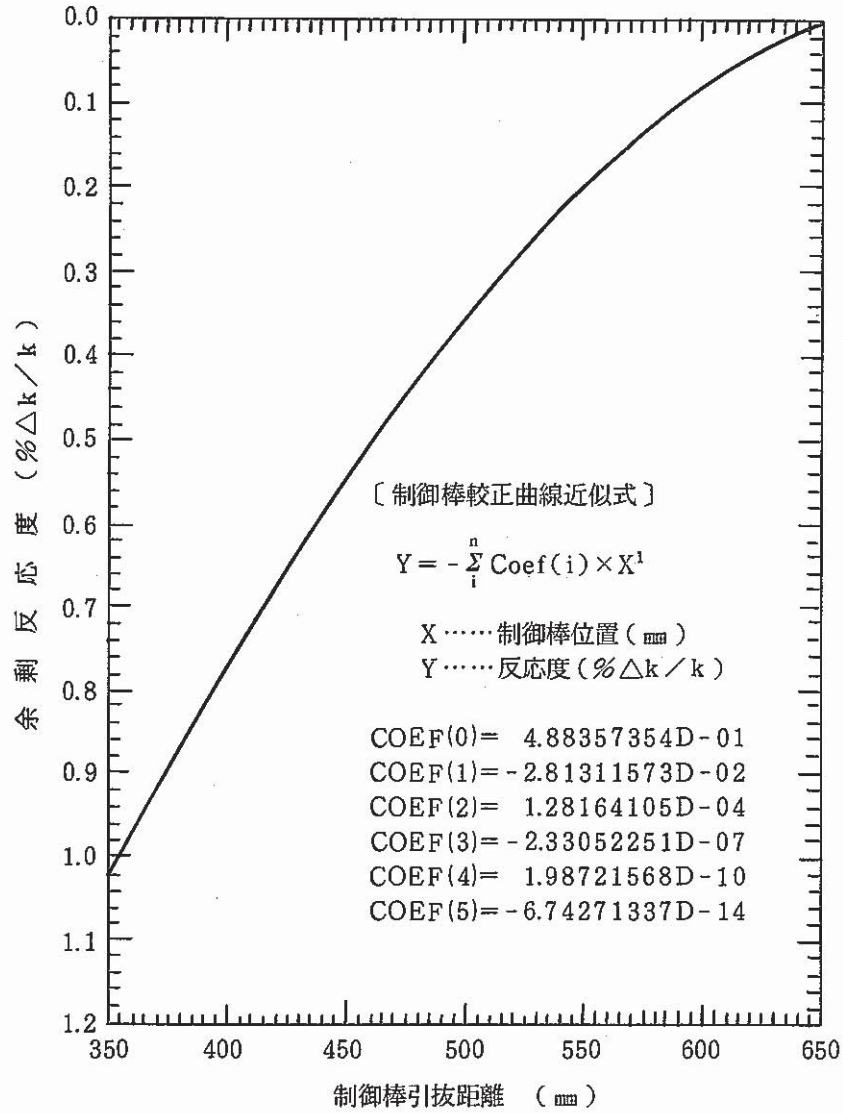


図 3.19.1 制御棒 1 ストローク曲線

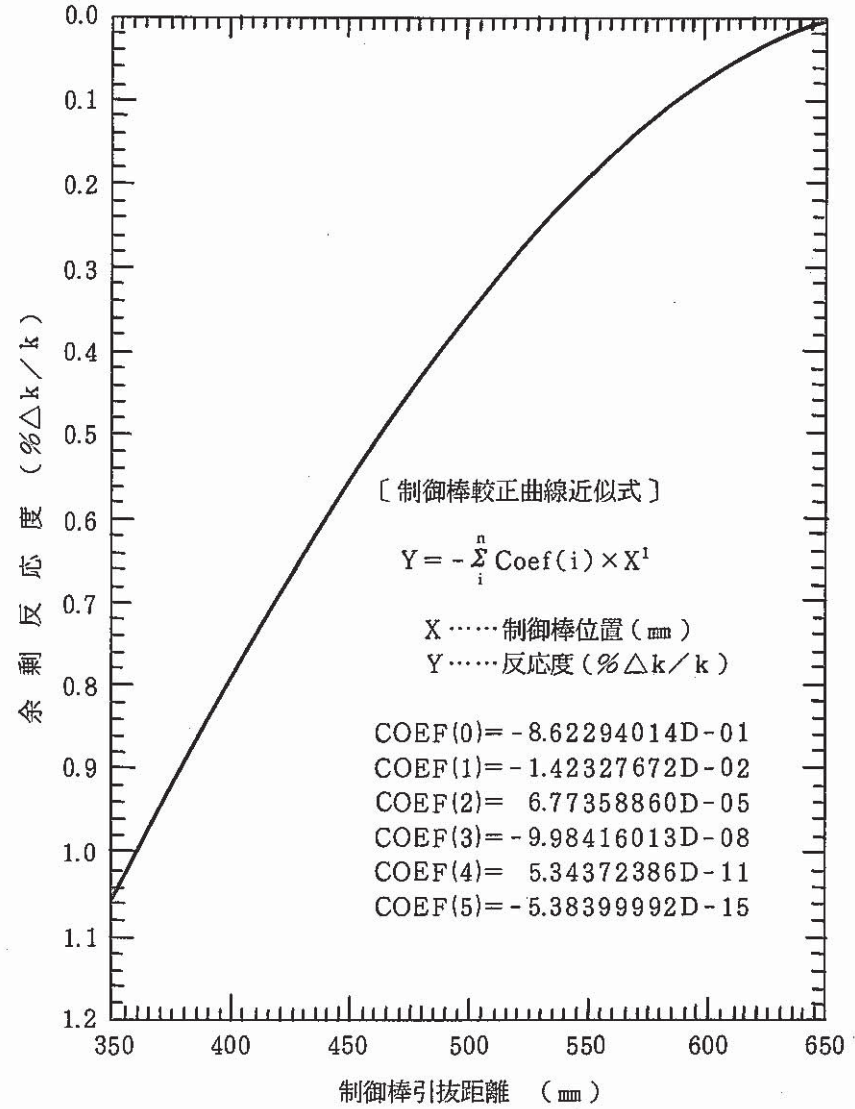


図 3.19.2 制御棒 2 ストローク曲線

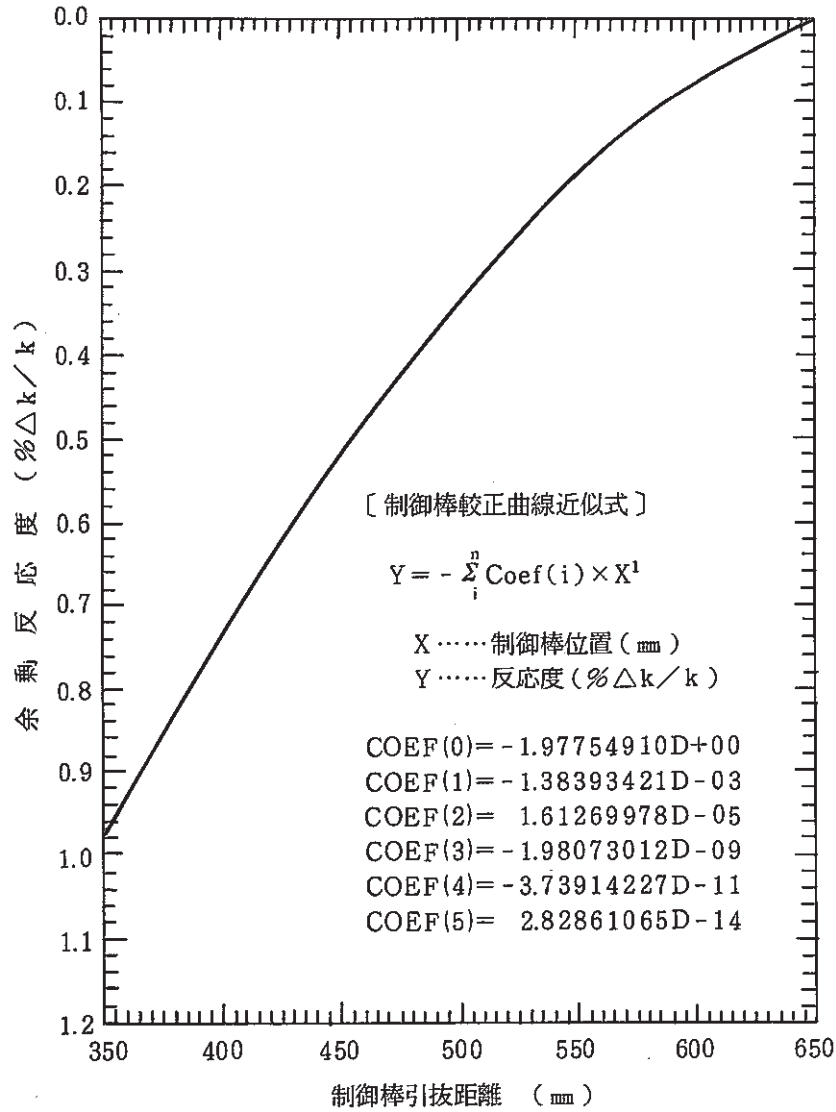


図3.19.3 制御棒3ストローク曲線

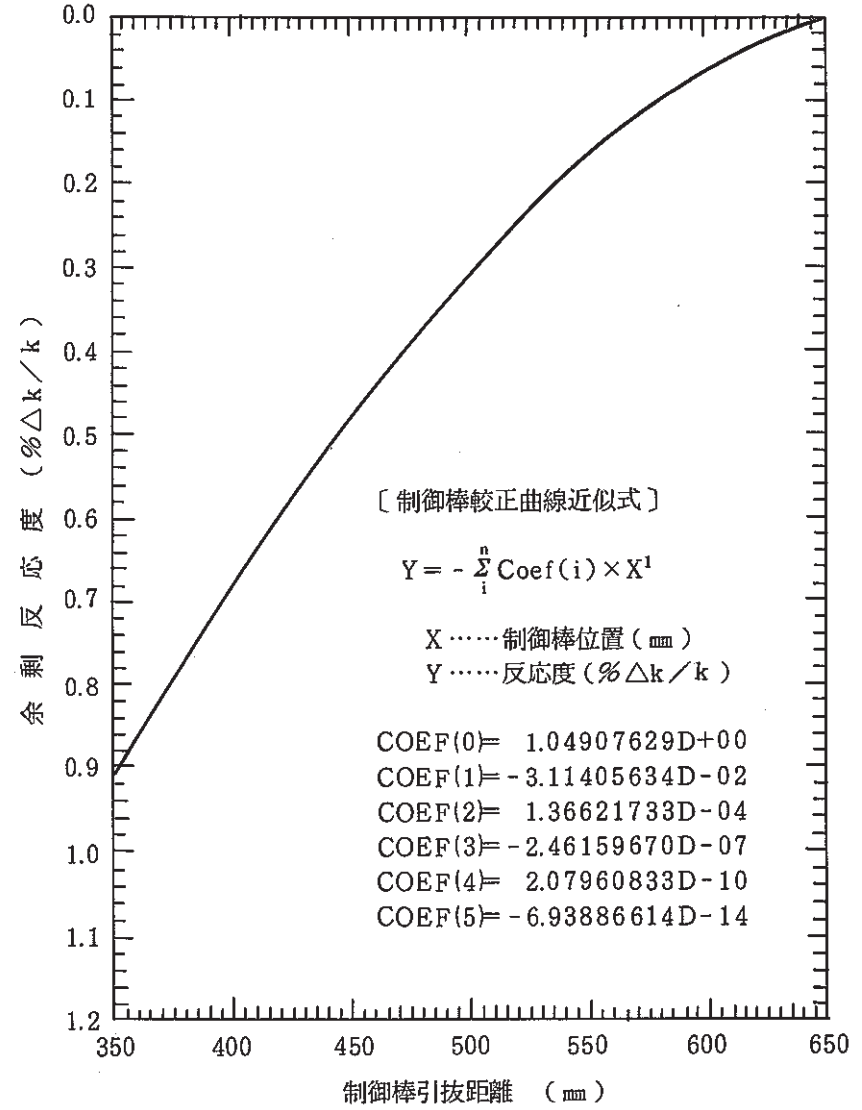


図3.19.4 制御棒4ストローク曲線

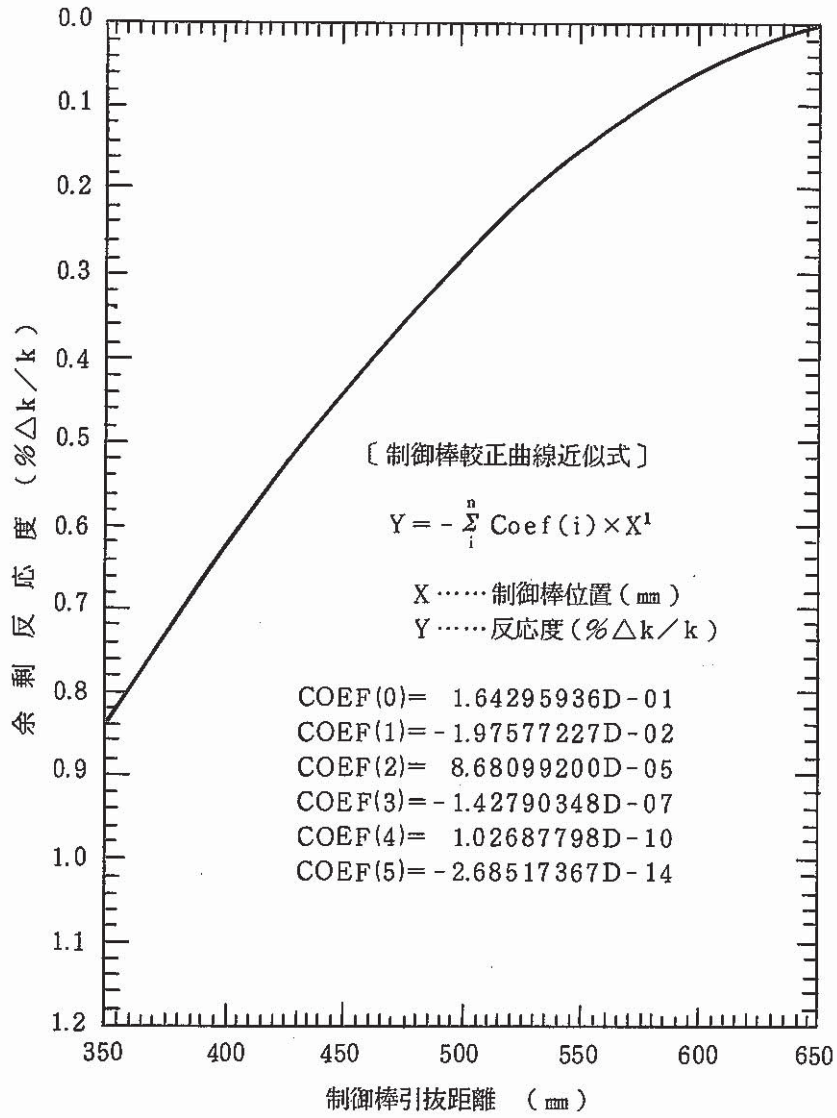


図3.19.5 制御棒5ストローク曲線

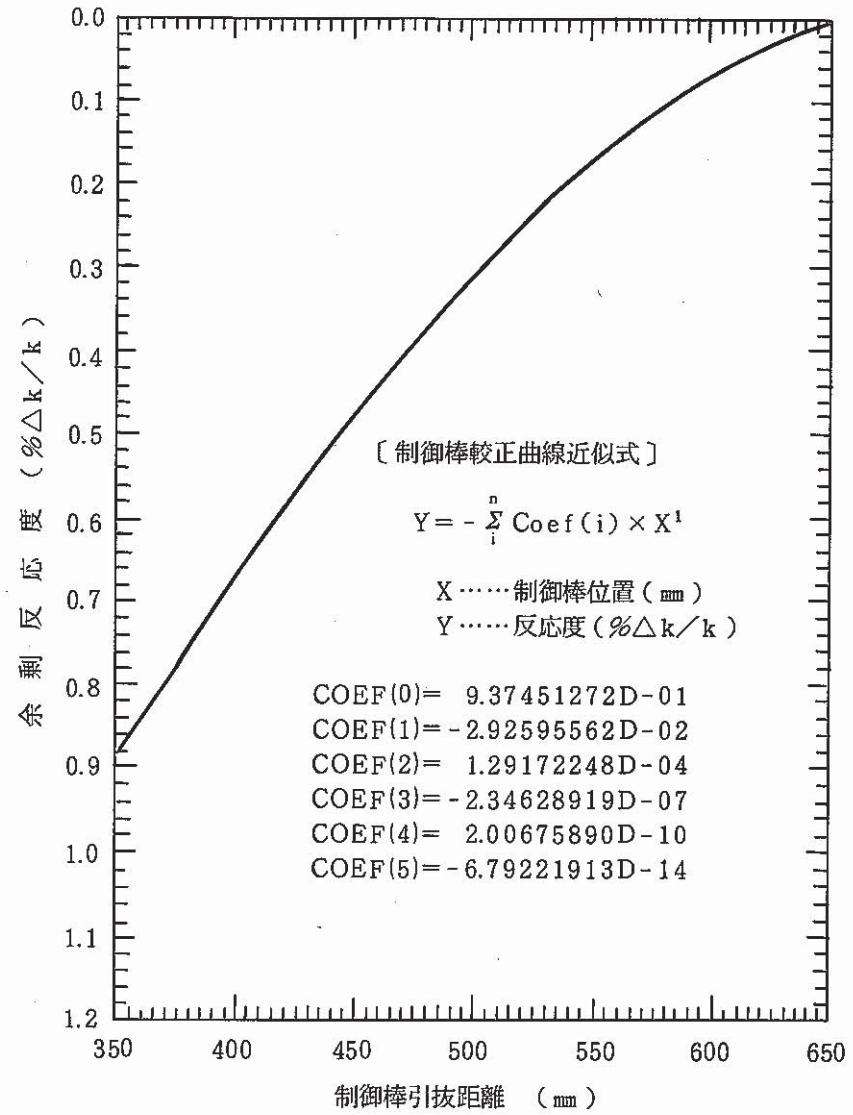


図3.19.6 制御棒6ストローク曲線

4. 炉内熱流力特性の測定・解析

本章は、炉内の熱流動に関わる諸特性の検討及び解析で得られた成果をまとめたものである。

4.1 一次系原子炉出口温度の相違に関する検討

報告者：田代（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

第14サイクルにおいて、A,Bループの原子炉出口温度に相違が生じたため、標記の件について検討を行った。計算にあたり以下の仮定を行う。

- ① 温度計装の誤差は考慮しない。
- ② 一次系の出口配管位置を考慮して炉心をAループ側とBループ側に分割し中心位置の集合体1体の出力をA,Bループに均等に割振る。
- ③ A,Bループの燃料集合体のバンドル出力を使用して入口温度からの温度上昇分を評価する。
- ④ 使用する物性値は入口と出口の中間の温度の435℃の値を使用する。

燃料集合体のバンドル出力を使用してA,Bループの温度上昇分を評価した結果、J1を含む新燃料の装荷位置が片寄る事に因って、A,Bループの温度変化に影響を与える事が判明した。温度変化を定量的に評価する事は困難であるが、13,14サイクルにおけるJOYDASの記録と概略計算の比較より、ほぼ妥当な原子炉出口温度の予測が可能となった。14サイクルでAループ側の原子炉出口温度が13サイクルより上昇した要因としてJ1を含む新燃料の装荷位置が片寄った事と、一次系の冷却材流量が定格流量の1260m³/hより4m³/h少ない事が考えられる。14サイクルと同様に15サイクルでもJ1を含む新燃料の装荷位置が片寄って装荷されるため、14サイクルより5割程度大きめにAループ側の原子炉出口温度の上昇が予想される。J1を含む新燃料の装荷位置が片寄った理由はB型特燃と周囲の集合体出口温度の差が50℃を越えないように考慮した事と、燃焼度を7万MWd/t迄で燃焼させるための燃料集合体がBループ側に存在した事による。

2. 計算結果

図4.1.1は、13サイクルにおける燃料集合体のバンドル出力(MAG I記録計算)を示している。Aループ側のバンドル出力は48.5MW、Bループ側のバンドル出力は47.9MWで中央列より右側がAループ側、左側がBループ側の集合体とし中央列の出力はA,B両方に均等に配分し、原子炉出口温度の推定を行う。

$$\text{温度上昇} ; \Delta T = \frac{Q}{4.1868} \cdot \frac{1}{W \cdot C_p}$$

ここで,

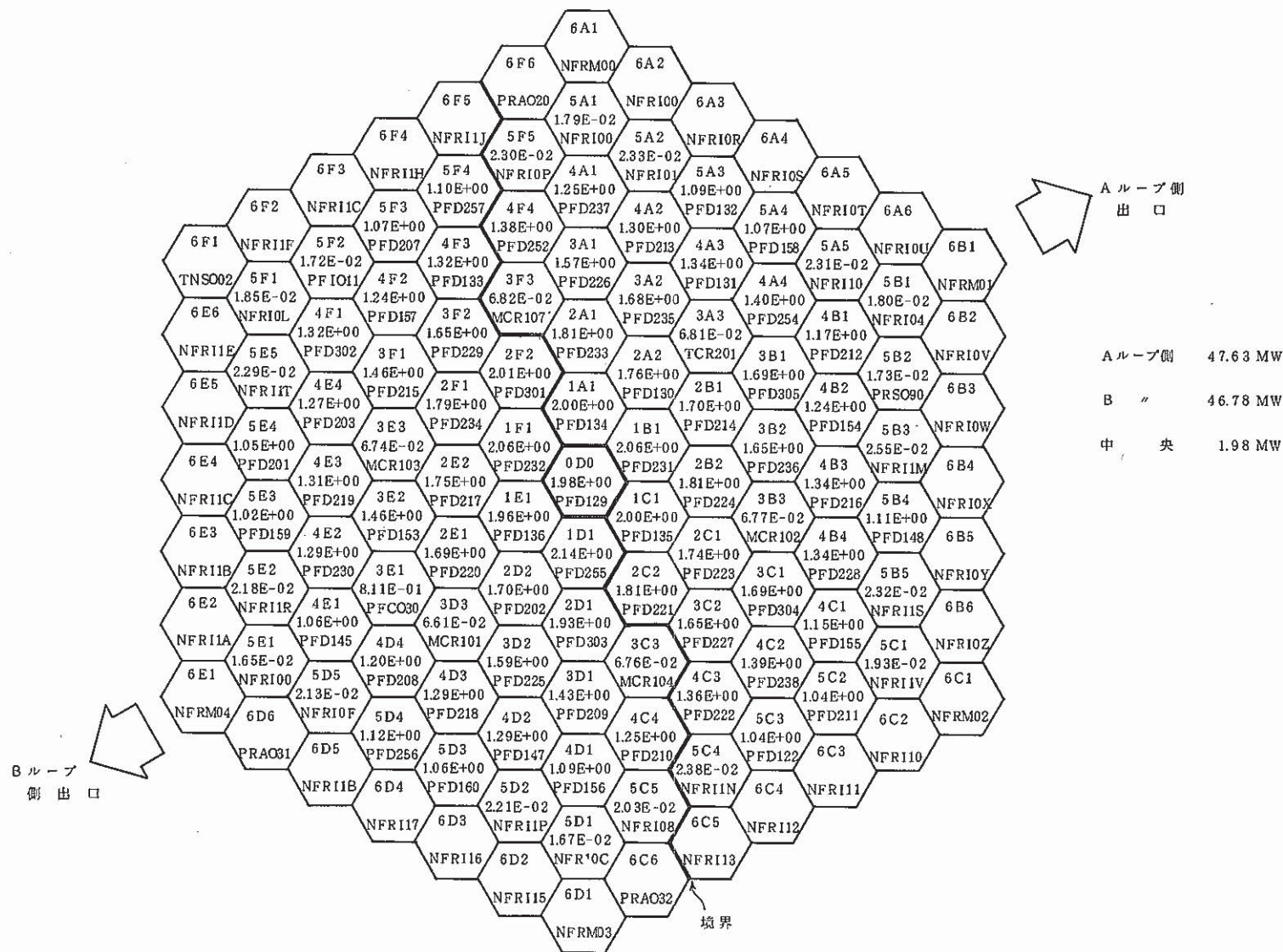
Q ; バンドル出力 (kW)

Cp ; 比熱 (kcal/kg・℃)

W ; 冷却材重量 (kg/sec)

4.1868 ; kWをkcalに変換する

概略計算において、Aループ側の原子炉出口温度はJOYDASの記録と良く一致しているが、Bループ側に関しては13, 14サイクル共JOYDASの記録より3℃低い温度となっている。Bループ側の原子炉出口温度が3℃低くなる原因は今後の検討課題とする。



MK-II 第13サイクル炉心BOC集合体出力 (MW)

図 4.1.1 第13サイクルにおける集合体出力 (MAG i 記録計算)

4.2 MK-II炉心第15サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測

報告者：小倉（異常監視技術Gr）

1. 目的

MK-II炉心第15サイクルにおける燃料集合体出口冷却材温度を予測し、集合体出口冷却材温度計装の警報値の算出に資する。

2. 方法

運転監視コード“MAG I”による予測計算結果と、過去の実測値から得られた補正値を加味して第15サイクルでの予測値をもとめる。

$$P(i) \equiv \{i+1-(N-5)\}^2$$

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

$$T_F(N) \equiv \frac{\sum_{i=N-5}^{N-1} P(i) \times R(i)}{\sum_{i=N-5}^{N-1} P(i)} \times Q_c(N) \times (T_c(N) - T_{in}) + T_{in}$$

ただし、

- P : 重み
- R : 温度比
- $T_F(N)$: 第15サイクル予測温度
- T_M : 実測温度
- T : “MAG I”で計算した温度
- T_{in} : 炉入口温度
- Q_c : 集合体流量 (“MAG I”予測値)
- N : 注目サイクルNo

3. 結果

表4.2.1に集合体出口冷却材温度の予測値を示す。

4. 評価

実測データとこの予測値とは多少の差はあるものの、修正を要するほどの差は見られず、良い予測値であった。

表 4.2.1 集合体出口冷却材温度予測結果一覧表

TA-4. 1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II 第15サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	566	531	567	538	570	530	564					
TA-4. 2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(°C)	525	522	563	498	516	522	518	486	526	484	481	486
TA-4. 3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(°C)	563	553	546	527	505	522	493	478	467	483	480	477
TA-4. 4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(°C)	541	541	552	523	521	540	532	499	488	500	494	497
TA-4. 5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(°C)	562	531	538	536	530	518	530	497	508	499	500	499
TA-4. 6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(°C)	563	538	516	515	499	496	484	474	487	492	474	475
TA-4. 7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(°C)	530	558	512	512	532	499	513	460	476	477	482	471
									△				
TA-4. 8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(°C)	550	510	507	515	514	509	511	485	485	478	473	462
TA-4. 9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(°C)	553	552	512	504	509	502	474	464	372	469	461	467
TA-4.10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(°C)	529	490	531	507	510	508	515	499	483	479	476	471
			△										

(注) 表中の△マークは、計算機より出力された集合体出口冷却材温度予測結果に修正を加えたことを示している。

4.3 MK-II 炉心第 15 サイクルにおける流量計特性試験結果

報告者：深見，杉江（異常監視技術 Gr）

1. 概要

MK-II 炉心第 15 サイクル流量計特性試験を昭和 63 年 2 月 26 日に実施し，1 次系主流量，センターチャンネル流速，I N T A 流量及び 1 次系主ポンプ回転数を採取した。

2. 試験内容

1 次系主流量 20% の状態より 100% まで流量を上昇させ，この間 10% 段階ごとに安定状態にて JOYDAS アナログ平均 100 回にてデータを採取する。同時に，センターチャンネル流速も測定する。

3. 結果

表 4.3.1～2 に本試験において採取したデータの一覧を示す。図 4.3.1～2 に一次系主流量におけるセンターチャンネル流速計及び I N T A 流量計の出力変化を示す。また，図 4.3.3 にシステム回数数と JOYDAS 回転数の対比を示す。

4. 評価

試験結果より，前回（第 14 サイクル）の試験結果と照合したところ，ほとんど同じ傾向を示している。したがって，流量計の特性は保たれ現時点において問題は発生していない。

表 4.3.1 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 ³ /hr)	INTA 流量 (kg/s)	センタチャンネル 流速計出力 (mV)	備 考
	B005	B006				
1	239	242	481	0.563	197.7	
2	365	376	741	0.833	251.7	
3	489	502	991	1.087	304.4	
4	610	619	1229	1.329	354.3	
5	731	738	1469	1.577	405.5	
6	865	867	1732	1.842	459.3	
7	928	936	1864	1.972	486.7	
8	1109	1123	2232	2.353	573.1	
9	1259	1256	2515	2.634	641.1	

表 4.3.2 1次系主ポンプ回転数データ

ステップ	1次系主流量 (m ³ /hr)	システム回転数(rpm)		JOYDAS 回転数(rpm)		備 考
		A	B	A	B	
1	481	168.2	167.4	171.3	168.9	
2	741	250.2	250.8	256.7	251.5	
3	991	329.8	330.8	338.6	330.0	
4	1229	407.0	407.0	416.2	407.1	
5	1469	485.0	484.6	497.6	485.0	
6	1732	570.6	570.0	585.4	555.0	
7	1864	612.6	612.6	624.0	598.8	
8	2232	736.4	736.4	740.1	729.0	
9	2515	830.8	825.4	840.5	824.3	

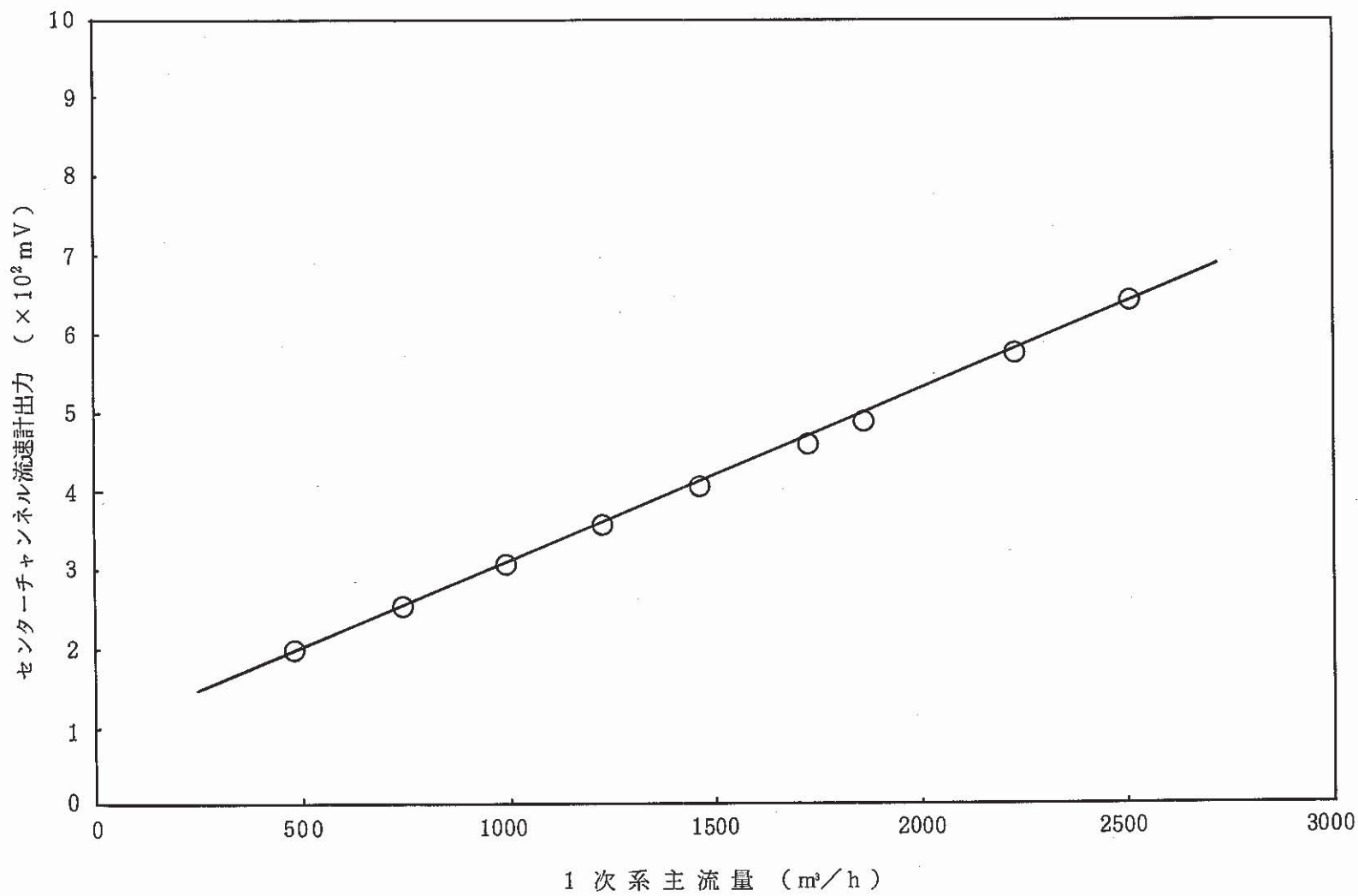


図4.3.1 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (88/02/26)

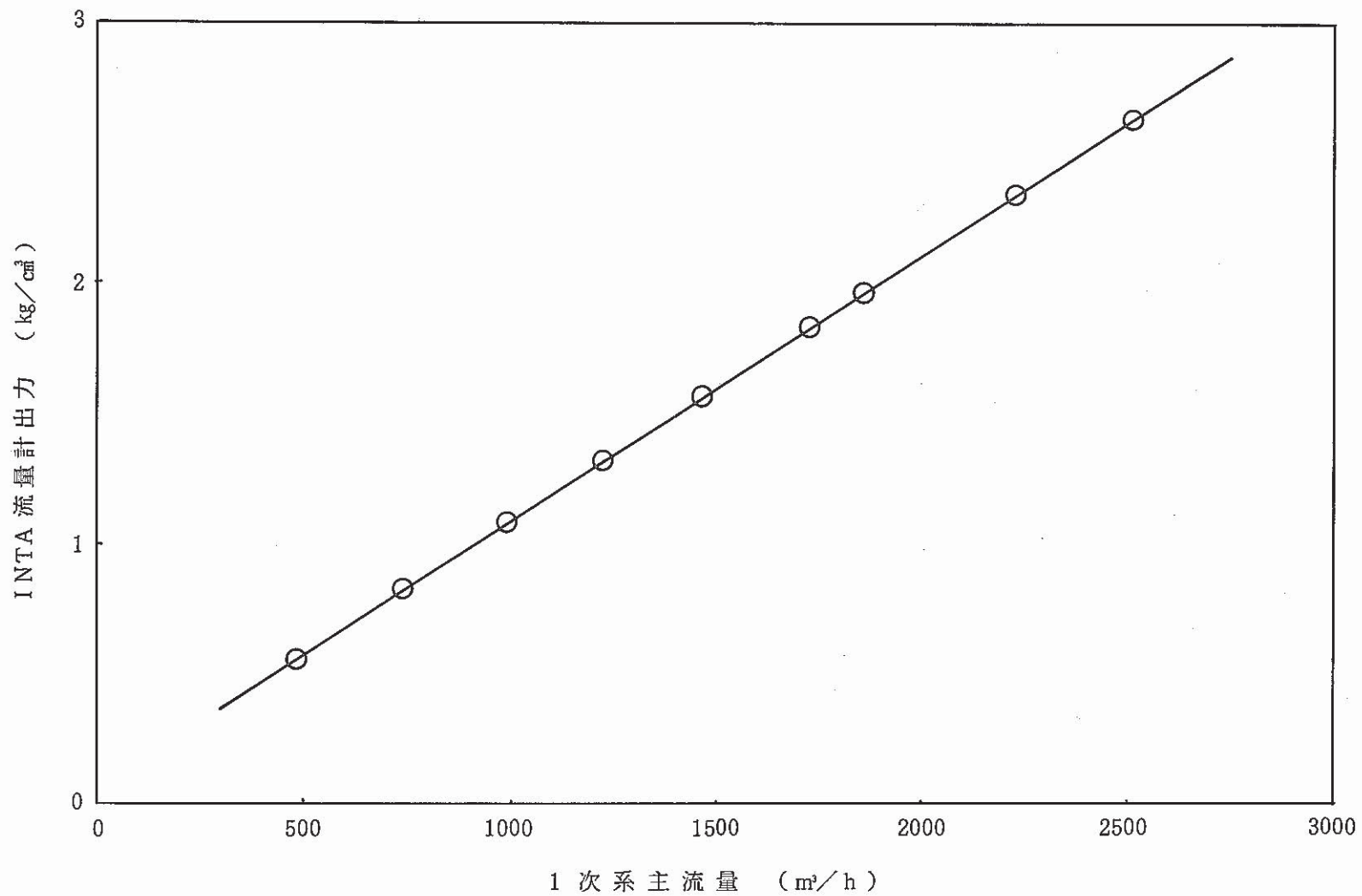


図4.3.2 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (88/02/26)

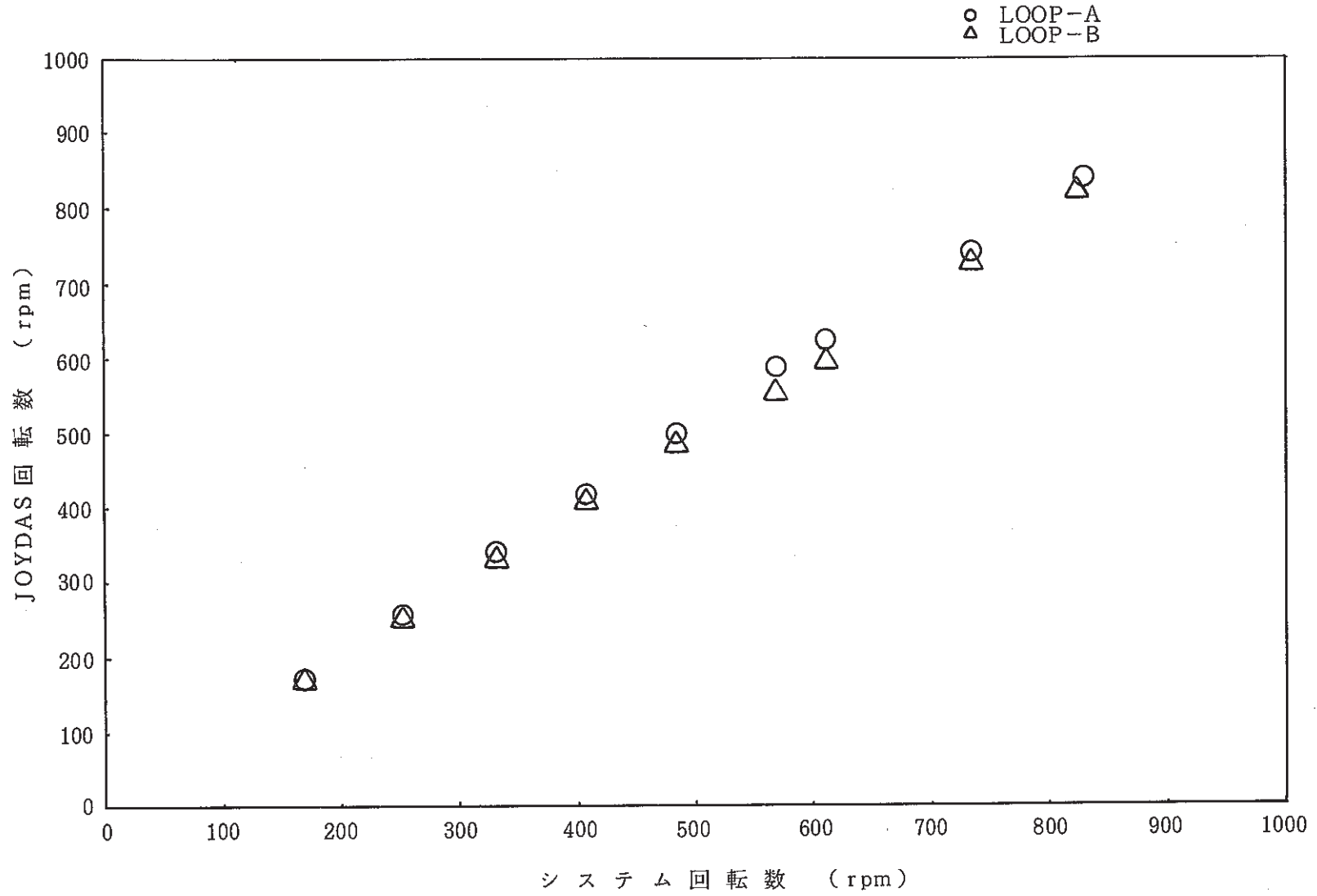


図4.3.3 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (88/02/26)

5. 炉心内の機械的特性の解析・検討

本章は、炉心構成要素の挙動解析に関する成果をまとめたものである。

5.1 IAEA/IWGFR 炉心湾曲解析コードの国際比較

STAGE 1A 提案問題の検討結果について

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

1. 目的

昭和62年12月8～9日に開催された炉心湾曲解析コードの国際比較に関するコンサルタントミーティングで決定、承認されたSTAGE 1Aの概要をまとめる。

2. STAGE 1A検討結果

STAGE 1（Code to Code問題、Example 1～6）より更に発展した複雑な問題として、Example 7～10が提案され、STAGE 1Aと名付けられた。本、問題の原案は先に発行した（技メモ62-136）でその概要を報告した。

コンサルタントミーティングでの検討の結果、Example 9を除く、3問が了承された。原案から変更された点を以下に示す。

	内 容	主な変更点
Example 7	単体集合体の複雑なスエリング変形	<ul style="list-style-type: none"> Ex.6(STAGE1)に於けるS62、S101の自由スエリング変形 ↓ Ex.5(STAGE1)に於けるS67、S100の自由スエリング変形
Example 8	単体集合体のスエリング変形 + バルジング変形	<ul style="list-style-type: none"> 8A：原案どおり 8B：上下パッド部+炉心中心部での3点接触 ↓ 上部パッド+炉心中心部での2点接触とし、新たに“8D”とする（8Bは削除）。 8C：削除
Example 9	運転サイクルを伴うラップ管変形	削 除
Example 10	摩擦問題	<ul style="list-style-type: none"> 下部パッドなしのモデルに変更 上部パッド間ギャップを0.1mmに変更

3. 今後の予定

解析結果は昭和63年10月の中間報告を経て、昭和64年4月1日までにIAEAに報告する。

5.2 IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較

STAGE 2 提案問題の検討結果について

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

1. 目 的

昭和62年12月8～9日に開催された炉心湾曲解析コードの国際比較に関するコンサルタントミーティングの場で決定、承認されたSTAGE 2（実験データコード間比較）の概要と今後の作業予定についてまとめる。

2. STAGE 2 検討結果

STAGE 2 対応として、PNCが作成、提案したベンチマーク問題の4問（Example 1～4）について検討がなされた結果、Example 4（541集合体全炉心体系の外部クランピング試験）を除く、3問が了承された。

ミーティングでの質議内容は技メモ参照。

3. 今後の予定

- ① PNCは、各問題に関するコメント反映の上、STAGE 2問題の改訂版を作成し、昭和63年5月までに各国に送付する。
- ② 解析結果は、昭和63年10月の中間報告を経て、昭和64年4月1日までにIAEAに報告する。

（関連資料）

提案問題：PNC SN9450 87-008

「IAEA/IWGFR Coordinated Research Programme on Inter-comparison of LMFBR Core Mechanics Code—Japanese ex-reactor data for the validation exercise—」

5.3 IAEA/IWGFR炉心湾曲解析コードの国際比較

STAGE 2 問題 (EX-1A, EX-1B) 改訂版の作成

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

1. 概 要

IAEA炉心湾曲解析コード国際比較のSTAGE 2（炉外試験コード間比較）は、昭和62年12月に開催されたコンサルタントミーティングの場で日本が提案したベンチマーク問題4問中、3問がSTAGE 2問題として承認された。

各問題については、会議で出されたコメント等を反映した上で昭和63年5月までに改訂版を作成し、ベンチマーク参加各国に配布する予定である。

本メモでは、STAGE-2 EX-1A, B（単体S/A熱湾曲試験）の提案問題についての訂正、追記事項、及びコードの入力時必要となるラップ管温度の補間法について述べる。

2. 訂正、追記事項及びEX-1A, B改訂版

技メモ参照。

3. ラップ管温度の補間法

- (i) 周方向分布、軸方向分布について、測定点間の補間は直線近似する。
 - (ii) 軸方向のラップ管対面間温度差はS/A軸方向位置 = 570mm, S/A頂部位置 = 2440mmの位置で“0”とする。
 - (iii) バンドヒータの取付面に相対するラップ管壁面の温度は（室温 = 20℃）一定とする。
- 詳細は技メモ参照。

4. 今後の予定

- (i) 引続きEX-2, 3の改訂版を作成する。
- (ii) EX-1A, Bの“HIBEACON”コードによる予備解析を実施する。

6. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討

本章は、高速実験炉のプラントに関する諸特性を把握するために実施した実験とその詳細解析により得られた成果をまとめたものである。

6.1 サイクル報（MK-II 炉心 第14サイクル）

報告者：深見，杉江，島田，小倉（異常監視技術Gr）

1. 概 要

MK-II炉心第14サイクルは、昭和62年11月28日に起動し、12月1日に定格出力100MWに到達した。その後、定格運転を続け予定どおり、昭和63年1月29日30MWより制御棒一斎挿入にて、原子炉を停止した。本サイクル報は、下記項目の測定データをまとめ原子炉プラント異常の有無を評価したものである。

2. 内 容

- (1) 炉心及びプラント特性試験結果（表6.1.1）
- (2) 定格運転特性*
- (3) 原子炉熱出力履歴（図6.1.1）
- (4) その他*
 - (a) S/A出口温度監視結果
 - (b) 炉雑音測定結果
 - (c) ステップ応答測定結果

* 内容については技術課メモを参照のこと。

3. 評 価

上記、測定結果より第14サイクルにおいて原子炉プラント運転に関する異常な現象は発生しなかったと判断できる。

表 6.1.1 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 定格第 14 サイクル)

(1) 炉心関係

全制御棒価値 ($\% \Delta k / k$)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	2.26	2.24	1.99	1.92	1.91	2.04
BOC臨界点 (mm)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	453.8	454.0	453.9	453.6	453.2	453.7
250℃余剰反応度 ($\% \Delta k / k$)	2.99					
(注1) 出力係数 ($\times 10^{-3} \% \Delta k / k / MW$)	BOC		EOC		(注1) 平均値を採用	
	-4.73		-3.51			
燃焼係数 ($\times 10^{-4} \% \Delta k / k / MWD$)	-2.33		(定格出力時, Np-239 効果含む)			
(注2)スクラム時間 (msec)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	-	-	-	447	-	-

(注2) スクラム時間自動測定装置による

2. プラント関係

	Aループ	Bループ		
系統圧損 (mNa)	47.71	47.33	} (注3) 250℃での測定	
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	811.9	818.6		
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1A	2A	1B	2B
	12.2	12.2	9.4	9.4

3. 計装関係

ベーン開度信号(50%開度) ヒステリシス (mA)	1A		2A		1B		2B	
	0.75		0.93		0.50		0.79	
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	Fig.1 参照の事							
センタ流速計特性	Table.1, Fig.2~4参照の事							



「常陽」MK-II第14サイクル

(1987/11/27 1:0 ~1988/1/31 0:0)

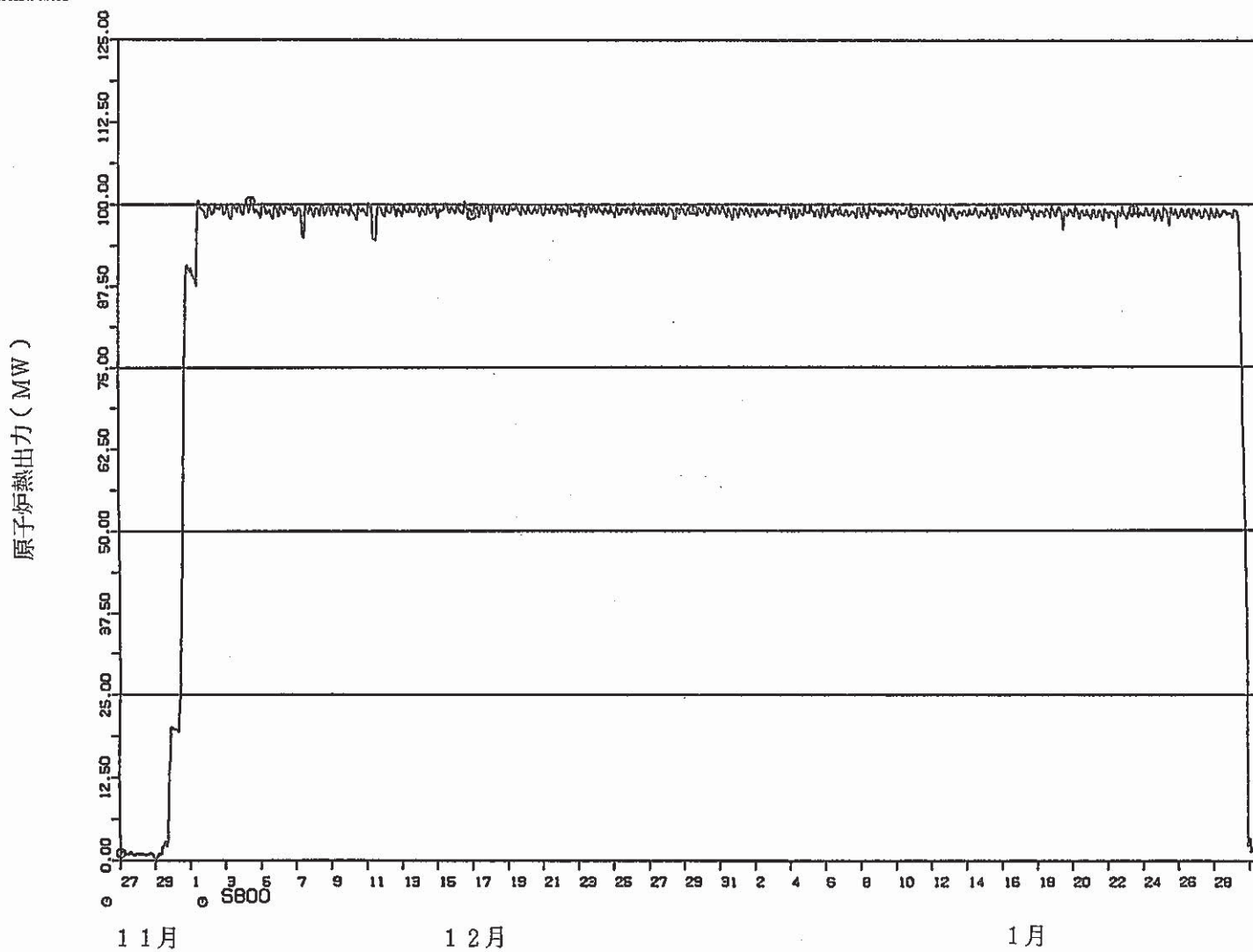


図6.1.1 第14サイクル原子炉熱出力履歴

6.2 MK-II炉心第15サイクルにおける系統圧損測定結果

報告者：河津, 菅谷(プラントGr)

MK-II第15サイクル炉心における系統圧損測定を実施した。

測定結果は以下の通りであった。

1. 測定日時

昭和63年2月26日
(17:00~21:30)

2. 炉心体系

右表に示す。

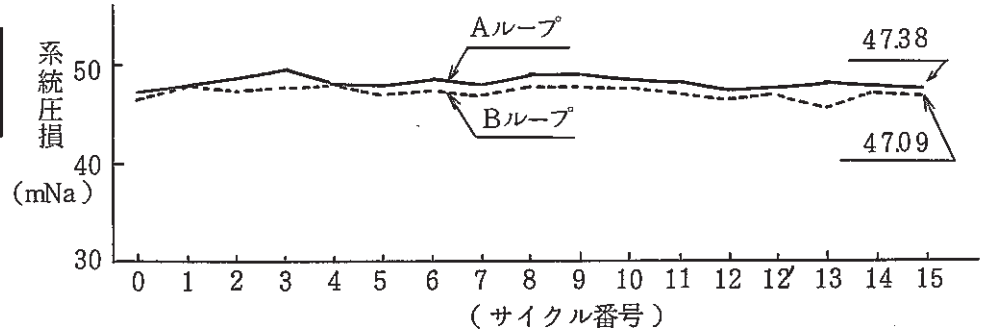
構成要素	員数	装荷位置
炉心燃料集合体	64	INTA(5F2)
特殊燃料 A型	1	2B2
" B型	1	3F2
" C型	1	3E1
AM1R	3	6C6, 6D6, 6F6
SM1R	1	5B2
CM1R	1	1A1

3. 測定結果

定格流量(1260m³/hr)時の

系統圧損は

Aループ：47.38mNa
Bループ：47.09mNa



4. 評価

- 1 A, Bループ共に運転制限値(20mNa)を満足するものであった。
- 2 前回(14cycle)の炉心体系との違いは, 炉心燃料1体が特殊燃料(B型)1体になった点であるが, 系統圧損には特に影響はなかった。

6.3 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験（MK-II炉心第15サイクル）

報告者：河津，新堀（プラントGr）

1. 概要

MK-II炉心第15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 $\pm 1.5\%$

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14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6.3.1-4参照）。

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6.3.1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15サイクル中に使用することとした。

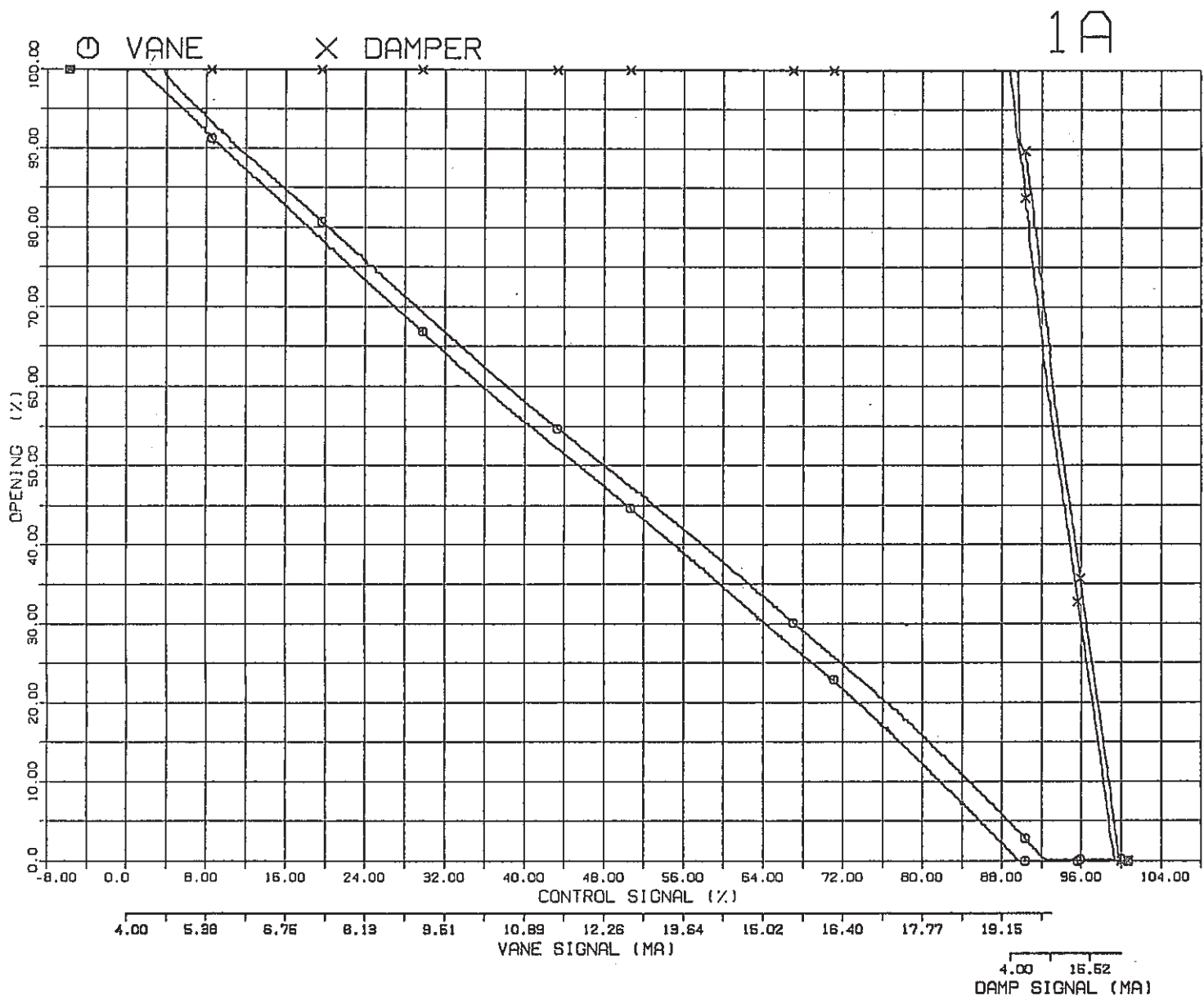


図 6.3.1 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (1A) 昭和 63 年 2 月 23 日測定

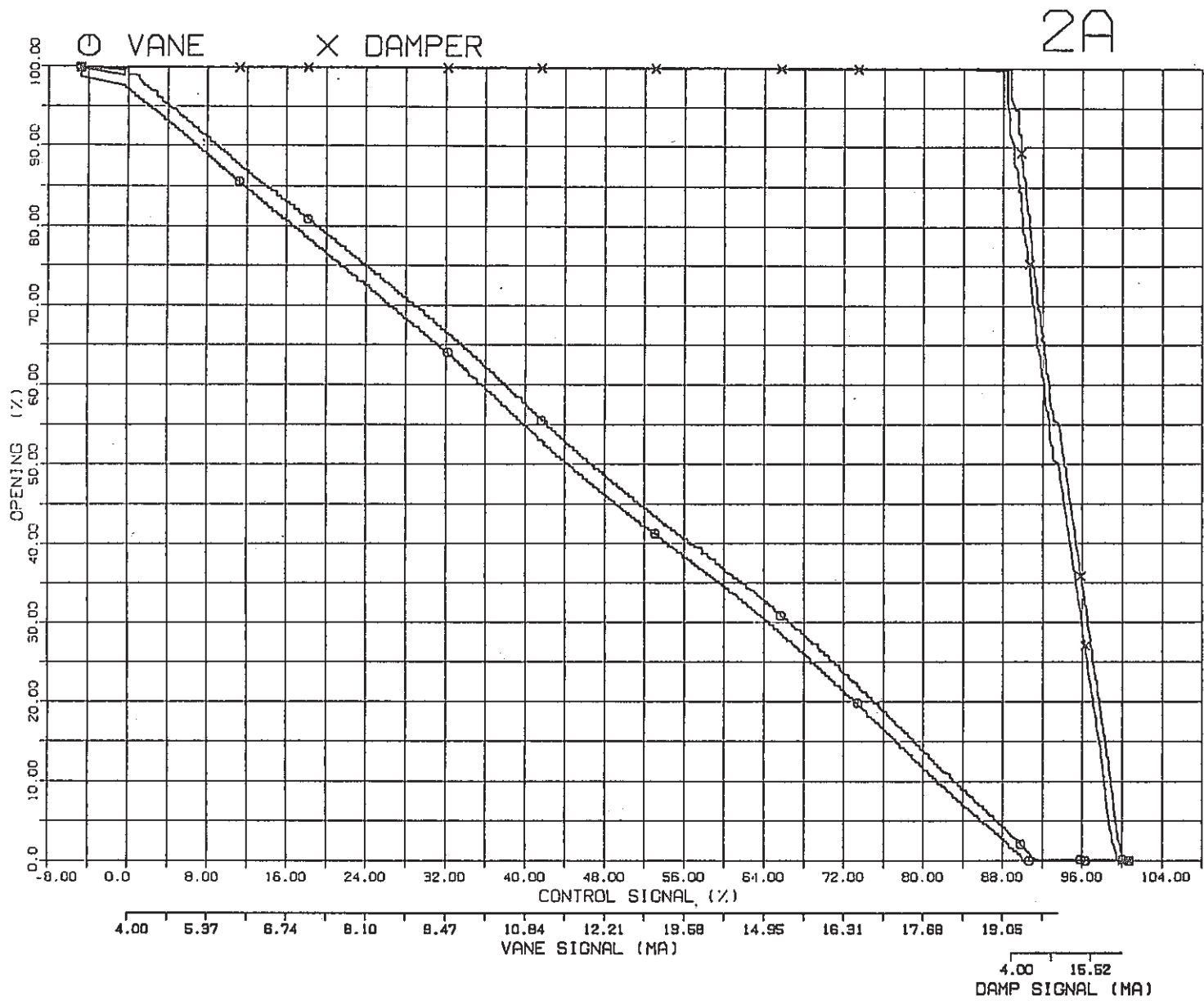


図 6.3.2 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (2A) 昭和63年2月23日測定

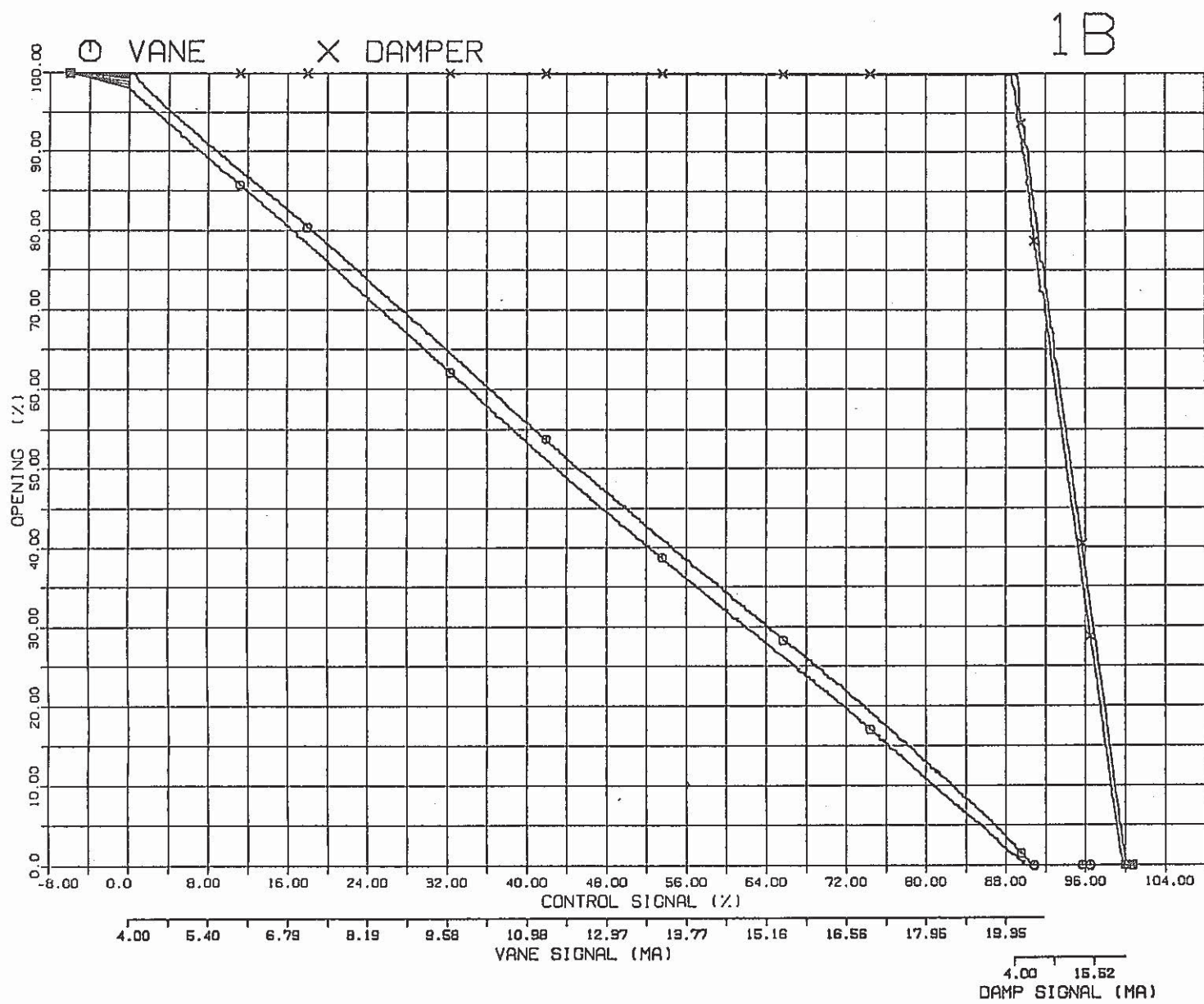


図 6.3.3 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (1B) 昭和63年2月23日測定

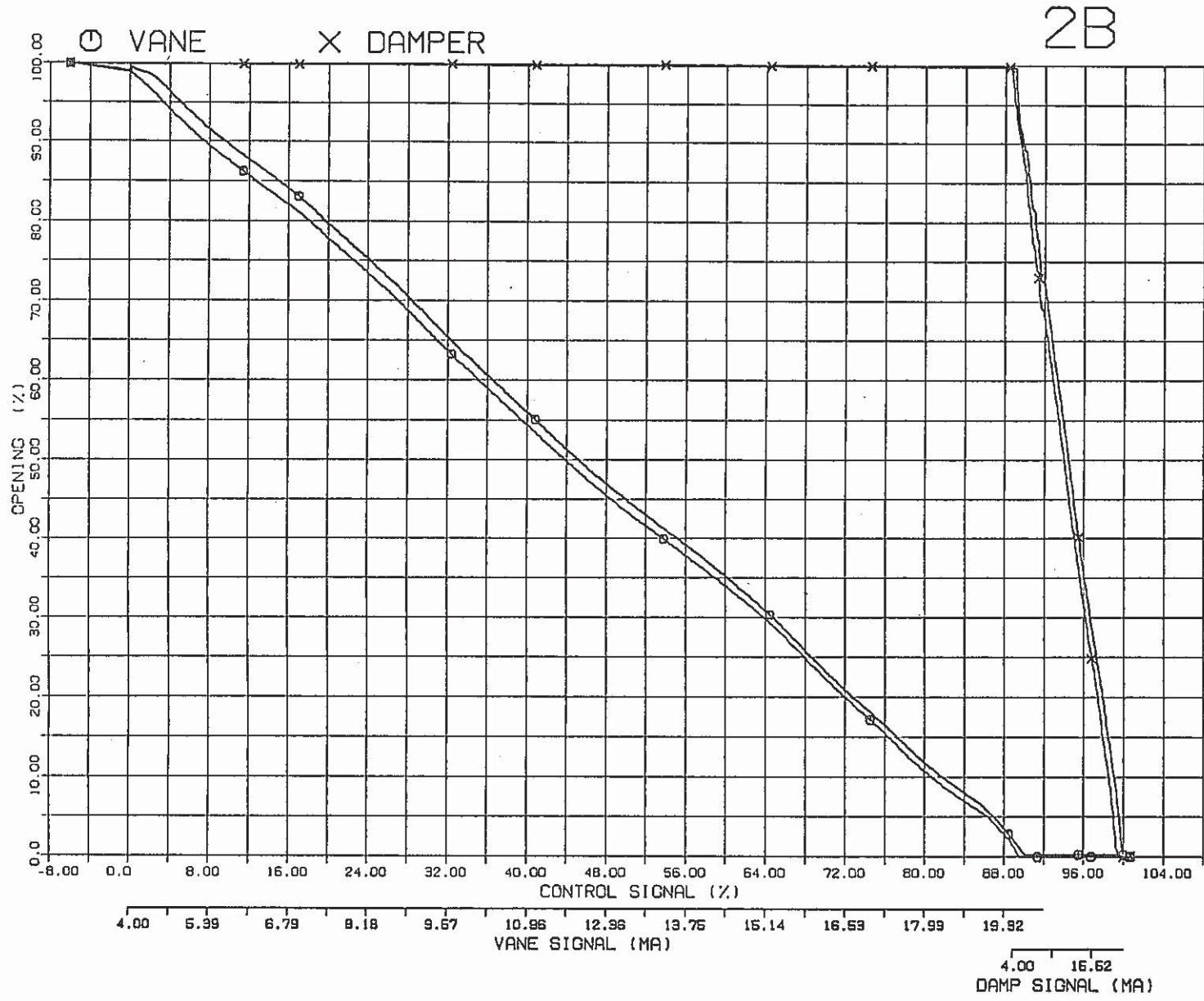


図 6.3.4 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (2B) 昭和63年2月23日測定

表 6.3.1 主送風機ベーン・ダンパ開度測定試験 設定値一覧表

試験日：昭和63年 2月23日

設定日：昭和63年 2月26日

設定値 名称	ベーン	算 出 値		再設定値		設 定 箇 所	備 考
		設定値	開度(%)	設定値	開度(%)		
比 率 α	1 A	1.074	/	/	/	UNIT 1 105 SV	
	2 A	1.070	/	/	/	UNIT 1 107 SV	
	1 B	1.090	/	/	/	UNIT 2 105 SV	
	2 B	1.088	/	/	/	UNIT 2 107 SV	
6.5 % ML	1 A	84.90	8.8	87.20	6.0	UNIT 1 CL02 LP01.02ML	
	2 A	84.35	7.5	85.40	6.2	UNIT 1 CL07 LP03.04ML	
	1 B	83.94	5.0	82.00	6.7	UNIT 2 CL02 LP01.02ML	
	2 B	85.94	7.2	86.50	6.5	UNIT 2 CL07 LP03.04ML	
0 % MH	1 A	92.88	1.1	93.18	1.1	UNIT 1 CL02 LP01.02MH	
	2 A	91.24	0.2	/	/	UNIT 1 CL07 LP03.04MH	
	1 B	90.48	-1.8	89.50	-1.5	UNIT 2 CL02 LP01.02MH	
	2 B	90.02	2.9	90.10	1.1	UNIT 2 CL07 LP03.04MH	

6.4 150MW炉心におけるプラント動特性解析（電喪）

報告者：河津，近藤（プラントGr）

1. 概要

「常陽」を150MWに出力UPした場合、電喪時、2次冷却系が自然循環により崩壊熱除去出来るか否か、プラント動特性解析を行った。

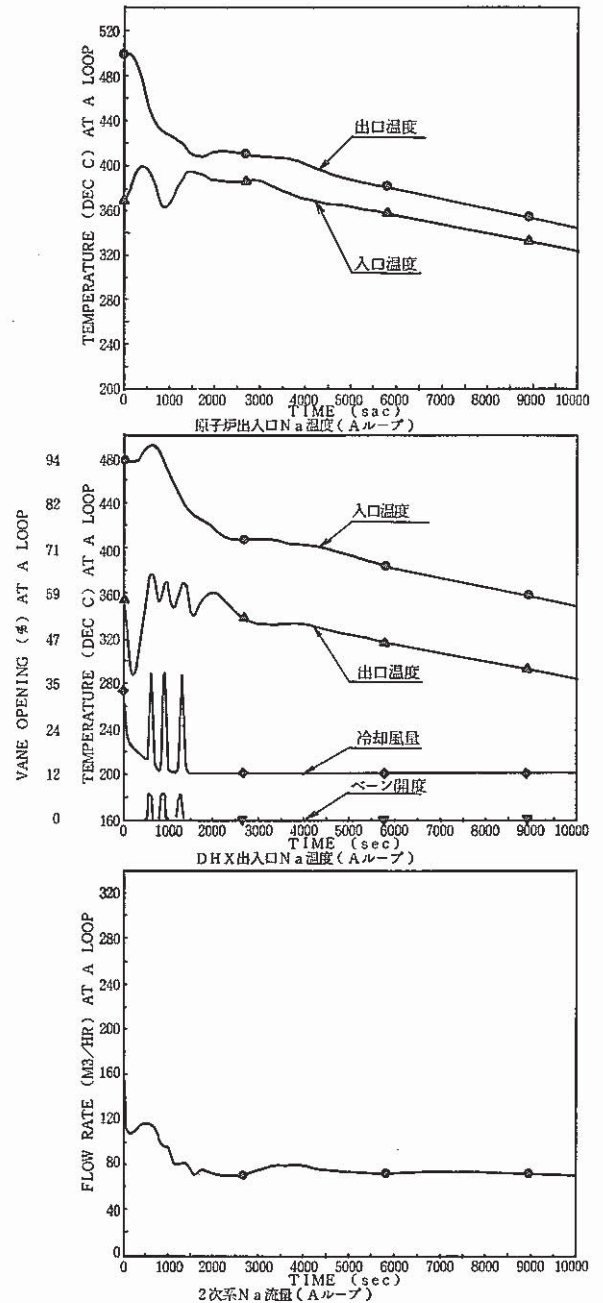
2. 解析条件

150MW出力UPに伴うプラント改造を考慮し、解析条件を設定した。なお解析は、電喪時の崩壊熱除去は新システムにおいても既設DHXを利用することから、“MIMIR-N2”を用いて行った。

3. 解析結果及び評価

代表結果を、右図に示す。1，2次系、共にスクラム初期^{注)}の熱過渡を経たのち、2500秒以降より安定した温度降下率（0.01°C/sec）で除熱が行われている。2次系の自然循環流量も3000秒以降75～71m³/hrの安定した流量を確保している。また、2000秒までの解析結果を100MW電喪時の実測データと比較しても、ほとんど類似した温度挙動を示していた（ただし全体的な温度場が150MWの方が20～25°C高い）。以上のことから、150MW炉心においても、2次系は自然循環により十分、崩壊熱除去が可能であると評価出来る。

注) 本検討は、SG側を含まない従来システムについて行なったものであるため熱過渡的な問題は度外視している。同問題については、今後検討の予定。



6.5 オーバフロー戻り配管安全容器貫通部の応力解析・評価条件について

報告者：磯崎（プラントGr）

1. 概要

オーバフロー戻り配管安全容器貫通部の解析・評価は、過去に何度か行われている。これら解析の中で使用されている戻り配管内の熱伝達係数は、再オーバフローが開始されると同時に定格のオーバフロー量である12m³/hにおける熱伝達係数を与えている。しかし、実際には、再オーバフローが開始されてから徐々にオーバフロー量が増加し、最終的に12m³/h一定になる（定格になるまで実測で130sec）。よって、今回これら熱伝達係数を実際に即したものとして解析を行うと共に今後の構造設計指針となるBDS（高速原型炉高温構造設計指針）を用いて構造健全性の再評価を行うこととした。図6.5.1にオーバフロー戻り配管図を示す。

2. 解析条件

(1) 運転状態Ⅰ	通常起動750回、通常停止250回	
(2) 運転状態Ⅱ	電喪（1次主ポンプトリップを伴うスクラム含む）	
	①実績（実績のΔTを解析条件とする）	26回
	②今後考慮する回数（ΔTは運転制限値である60℃を解析条件とする）	22.9回
		計255回
	その他のスクラム	
	①実績（実績のΔTを解析条件とする）	13回
	②今後考慮する回数（ΔTは主ポンプトリップを伴わないため、オーバフロー系を連続汲上げて再オーバフローさせるため15℃を解析条件とする）	207回
		計220回

3. 解析モデル

図6.5.2及び図6.5.3に熱伝導及び熱応力解析モデルを示す。

熱伝達係数	α_1	オーバーフローしている時*	5700 kcal/m ² h°C
		流れが途切れた時 断熱	
	α_2	3.5 kcal/m ² h°C	
	α_3	10.0 kcal/m ² h°C	
	α_4	90.0 kcal/m ² h°C	
熱伝導率	λ_1	153 kcal/mh°C	

* 再オーバーフロー開始時からオーバーフロー流量 12m³/h になるまでの間 130sec は、断熱から 5700 kcal/m²h°C まで比例して熱伝達係数が増加するものとする。

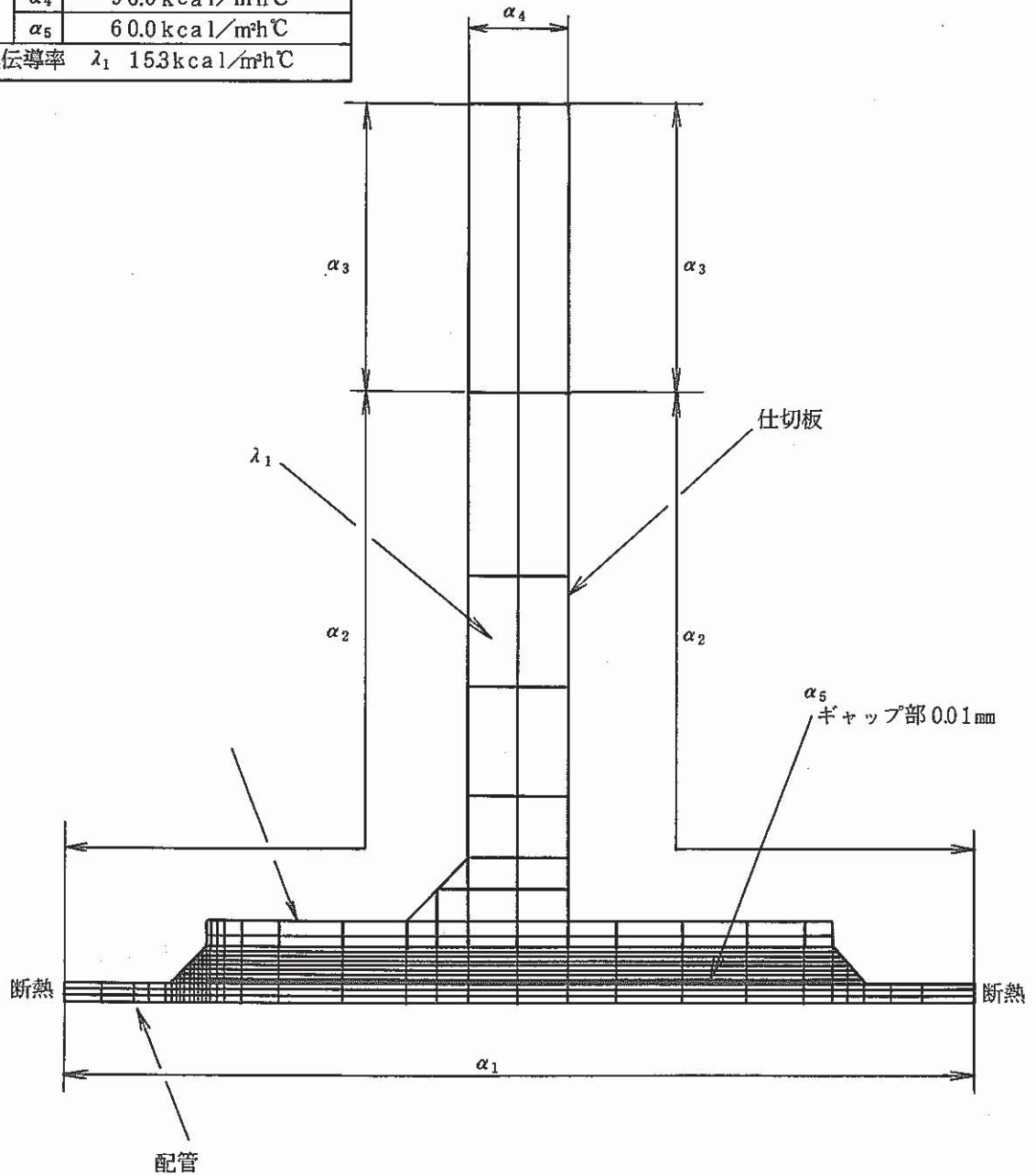


図 6.5.2 オーバーフロー戻り配管安全容器貫通部熱伝導解析モデル

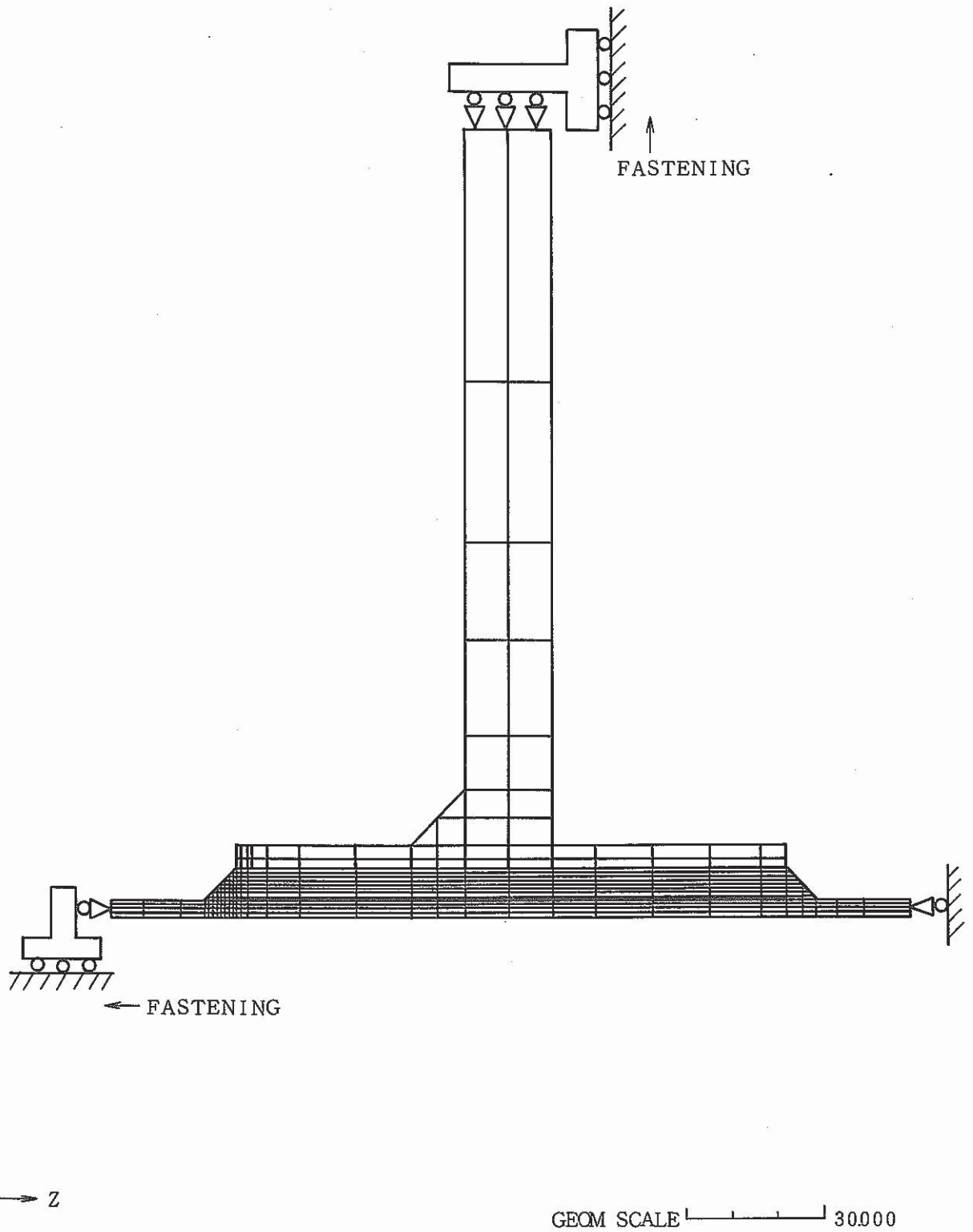


図 6.5.3 オーバフロー戻り配管安全容器貫通部応力解析モデル

6.6 M系列・安定性試験結果（MK-II炉心第15サイクル）

報告者：磯崎，新堀（プラント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全範囲を明確にする。
- M系列試験結果より，安定性試験で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1988.3.10 安定性試験1988.3.14）

- 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，第14サイクルに比べ全体的にゲイン余裕は減少しているが，十分安定領域にあることを確認した。

主冷却器	1 A	2 A	1 B	2 B
比例ゲイン(Kp)	2.23(2.17)	2.18(2.17)	1.85(1.85)	1.87(1.85)
ゲイン余裕(dB)	11.4(12.2)	11.4(12.2)	9.0(9.4)	7.5(9.4)

（注）（ ）内の数値は第14サイクルの値

- 定格第1～第15サイクルのゲイン余裕経時変化を図6.6.1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6.6.2に示す（全4ケース）。

いずれのケースにおいても，設定値変更後，数分以内でプラントの各部の信号は，安定状態となり，不安定現象は発生しなかった。

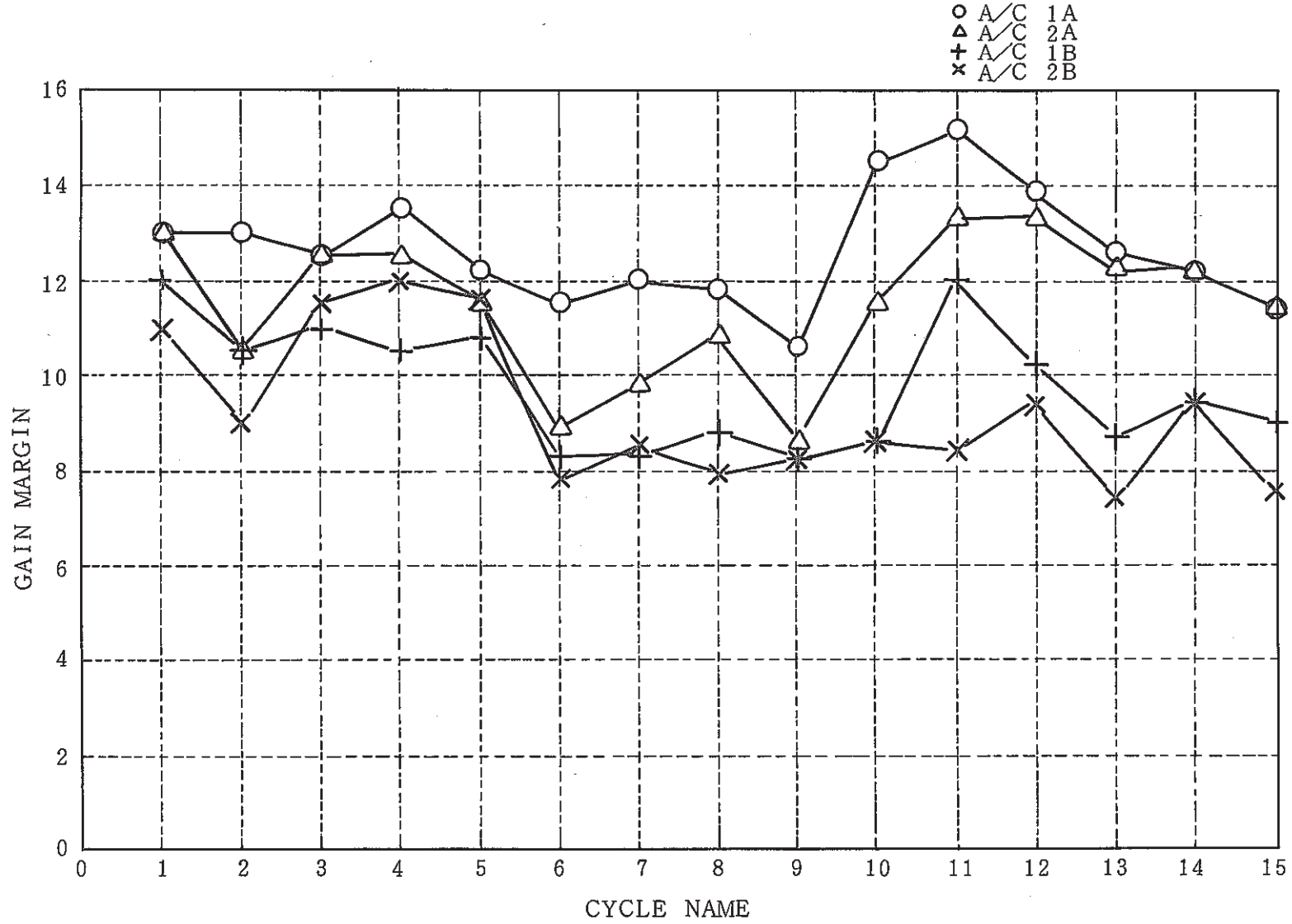


図 6.6.1 各主冷却器ゲイン余裕の経時変化

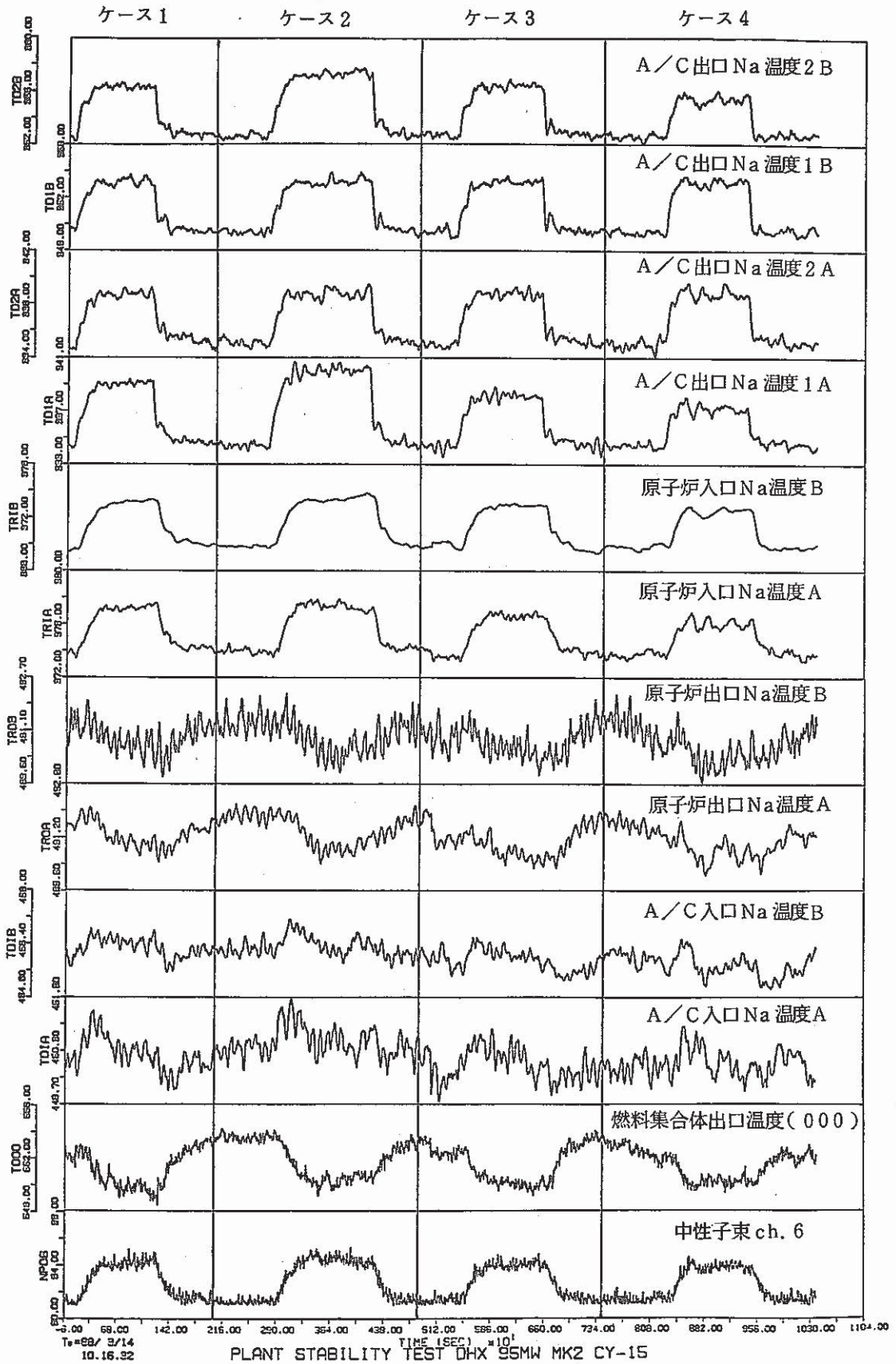


図6.6.2 安定性試験結果(第15サイクル)

7. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析

本章は、高速実験炉「常陽」において実施された中性子束・ガンマ線の測定データの解析及び崩壊熱測定のための装置の特性試験等により得られた成果をまとめたものである。

7.1 AMIR-1 グラジェントモニターの反応率測定結果

報告者：佐久間， 栞井（計測Gr）

1. 概 要

高速実験炉「常陽」のMK-IIにおいて照射されたAMIR-1（制御棒材料反射体）の中性子照射量の径方向分布を評価するため、AMIR-1に装荷したグラジェントモニターの反応率を測定し、解析した。

2. 条 件

(1) AMIR-1の照射期間及び積算熱出力

MK-II炉心・第3～第7サイクル

1984年4月19日～1985年4月27日

積算熱出力：21,960〔MWd〕

(2) AMIR-1の装荷されたアドレス：6C6

(3) グラジェントモニターの種類：Fe, Ni, Cu

3. 方 法

「常陽」ドシメトリシステムによる γ 線スペクトロスコピーから得られたピークカウント及び検出効率、JOYDASの炉出力履歴等を用い、反応率計算コードにより各反応率を求めた。

4. 結 果

AMIR-1 グラジェントモニターの放射化量及び反応率の測定結果を表7.1.1，表7.1.2に示し、これらの軸方向分布を図7.1.1～図7.1.6に示す。また、今回得た結果とドシメータより解析した中性子照射量からAMIR-1に装荷されたB4Cの中性子照射量を解析した。その結果を表7.1.3に示し、これらの径方向分布を図7.1.7～図7.1.9に示す。

5. 評 価

今回、解析したB4Cの全中性子照射量、1.0MeV以上、0.1MeV以上の各中性子照射量について“MAGI”と比較した結果を表7.1.4～表7.1.5に示す。MAGI/解析結果が0.5～1.0であり、妥当な結果であると思われる。

表 7.1.1 放射化量測定結果

試料No.	放射化量 [decay/sec/g]			装荷位置 [mm]	ラッパ管面
	$^{58}\text{Ni}(n\cdot p)^{58}\text{Co}$	$^{54}\text{Fe}(n\cdot p)^{54}\text{Mn}$	$^{63}\text{Cu}(n\cdot \alpha)^{60}\text{Co}$		
94GF 1A	— (—)	5.997×10^6 (384)	9.772×10^4 (362)	-758	F 面
2A	— (—)	5.658×10^7 (223)	7.291×10^5 (278)	-558	
3A	9.900×10^9 (962)	2.441×10^8 (202)	3.125×10^6 (265)	-358	
4A	2.956×10^{10} (512)	1.014×10^9 (199)	1.357×10^7 (285)	-158	
5A	3.001×10^{10} (510)	1.201×10^9 (199)	1.569×10^7 (288)	- 865	
5B	3.030×10^{10} (712)	1.169×10^9 (199)	1.644×10^7 (289)	0	
6A	2.917×10^{10} (516)	1.111×10^9 (199)	1.551×10^7 (285)	865	
6B	1.558×10^{10} (839)	7.438×10^8 (200)	9.734×10^6 (291)	242	
7A	— (—)	8.900×10^7 (206)	1.248×10^6 (269)	442	B 面
8A	— (—)	1.091×10^7 (273)	1.861×10^5 (325)	642	
94GB 1A	— (—)	4.170×10^6 (488)	6.613×10^4 (410)	-758	
3A	4.931×10^9 (140)	— (—)	2.409×10^6 (264)	-358	
5A	1.495×10^{10} (824)	5.858×10^8 (200)	7.623×10^6 (261)	0	
6A	8.455×10^9 (809)	3.249×10^8 (201)	4.982×10^6 (263)	242	
8A	— (—)	6.962×10^6 (287)	1.071×10^5 (328)	642	
94GD 1A	— (—)	5.137×10^6 (388)	6.745×10^4 (435)	-758	
3A	3.841×10^9 (168)	1.953×10^8 (203)	2.318×10^6 (264)	-358	
5A	1.486×10^{10} (110)	5.812×10^8 (200)	9.131×10^6 (292)	0	
6A	8.966×10^9 (928)	3.791×10^8 (200)	5.569×10^6 (295)	242	
8A	— (—)	6.911×10^6 (312)	1.073×10^5 (336)	642	

表 7.1.2 反応率測定結果

試料No.	反応率 $\times 10^{24}$ [reaction/sec/atom/100MWt]			装荷位置 [mm]	ラッパ管面
	$^{54}\text{Ni}(n\cdot p)^{58}\text{Co}$	$^{54}\text{Fe}(n\cdot p)^{54}\text{Mn}$	$^{63}\text{Cu}(n\cdot \alpha)^{60}\text{Co}$		
94GF 1A	* — (—)	2.843×10^{10} (421)	1.984×10^8 (362)	-758	F 面
2A	— (—)	2.683×10^{11} (282)	1.480×10^9 (278)	-558	
3A	2.709×10^{12} (962)	1.157×10^{12} (266)	6.342×10^9 (265)	-358	
4A	8.089×10^{12} (512)	4.808×10^{12} (263)	2.754×10^{10} (285)	-158	
5A	8.213×10^{12} (510)	5.693×10^{12} (263)	3.184×10^{10} (288)	- 865	
5B	8.292×10^{12} (712)	5.543×10^{12} (263)	3.337×10^{10} (289)	0	
6A	7.982×10^{12} (517)	5.268×10^{12} (263)	3.147×10^{10} (285)	865	
6B	4.262×10^{12} (839)	3.527×10^{12} (264)	1.975×10^{10} (291)	242	
7A	— (—)	4.220×10^{11} (269)	2.532×10^9 (269)	442	B 面
8A	— (—)	5.174×10^{10} (322)	3.777×10^8 (325)	642	
94GB 1A	— (—)	1.977×10^{10} (518)	1.342×10^8 (410)	-758	
3A	1.349×10^{12} (140)	— (—)	4.889×10^9 (264)	-358	
5A	4.090×10^{12} (824)	2.777×10^{12} (263)	1.547×10^{10} (261)	0	
6A	2.313×10^{12} (809)	1.540×10^{12} (264)	1.012×10^{10} (263)	242	
8A	— (—)	3.301×10^{10} (335)	2.173×10^8 (328)	642	
94GD 1A	— (—)	2.435×10^{10} (424)	1.369×10^8 (435)	-758	
3A	1.051×10^{12} (168)	9.258×10^{11} (266)	4.705×10^9 (264)	-358	
5A	4.065×10^{12} (110)	2.755×10^{12} (264)	1.853×10^{10} (292)	0	
6A	2.453×10^{12} (928)	1.797×10^{12} (264)	1.130×10^{10} (295)	242	
8A	— (—)	3.277×10^{10} (356)	2.176×10^8 (336)	642	

表 7.1.3 B4C の中性子照射量

	コンパート メントNo.	軸中心における 中性子照射量	B4C の中性子照射量	
			下側	上側
全中性子照射量 〔n/cm ² 〕	1	2.859×10 ²²	2.772×10 ²²	2.743×10 ²²
	2	2.782×10 ²²	2.697×10 ²²	2.669×10 ²²
	3	2.369×10 ²²	2.297×10 ²²	2.273×10 ²²
	4	2.074×10 ²²	2.011×10 ²²	1.990×10 ²²
	5	2.122×10 ²²	2.057×10 ²²	2.036×10 ²²
	6	2.493×10 ²²	2.417×10 ²²	2.391×10 ²²
	7	2.430×10 ²²	2.356×10 ²²	2.331×10 ²²
1.0MeV以上の 中性子照射量 〔n/cm ² 〕	1	2.580×10 ²¹	2.501×10 ²¹	2.475×10 ²¹
	2	2.431×10 ²¹	2.357×10 ²¹	2.332×10 ²¹
	3	1.705×10 ²¹	1.653×10 ²¹	1.636×10 ²¹
	4	1.304×10 ²¹	1.264×10 ²¹	1.251×10 ²¹
	5	1.360×10 ²¹	1.319×10 ²¹	1.305×10 ²¹
	6	1.908×10 ²¹	1.850×10 ²¹	1.830×10 ²¹
	7	1.803×10 ²¹	1.748×10 ²¹	1.730×10 ²¹
0.1MeV以上の 中性子照射量 〔n/cm ² 〕	1	1.693×10 ²²	1.641×10 ²²	1.624×10 ²²
	2	1.632×10 ²²	1.582×10 ²²	1.566×10 ²²
	3	1.306×10 ²²	1.266×10 ²²	1.253×10 ²²
	4	1.084×10 ²²	1.051×10 ²²	1.040×10 ²²
	5	1.120×10 ²²	1.086×10 ²²	1.074×10 ²²
	6	1.430×10 ²²	1.360×10 ²²	1.346×10 ²²
	7	1.354×10 ²²	1.313×10 ²²	1.299×10 ²²

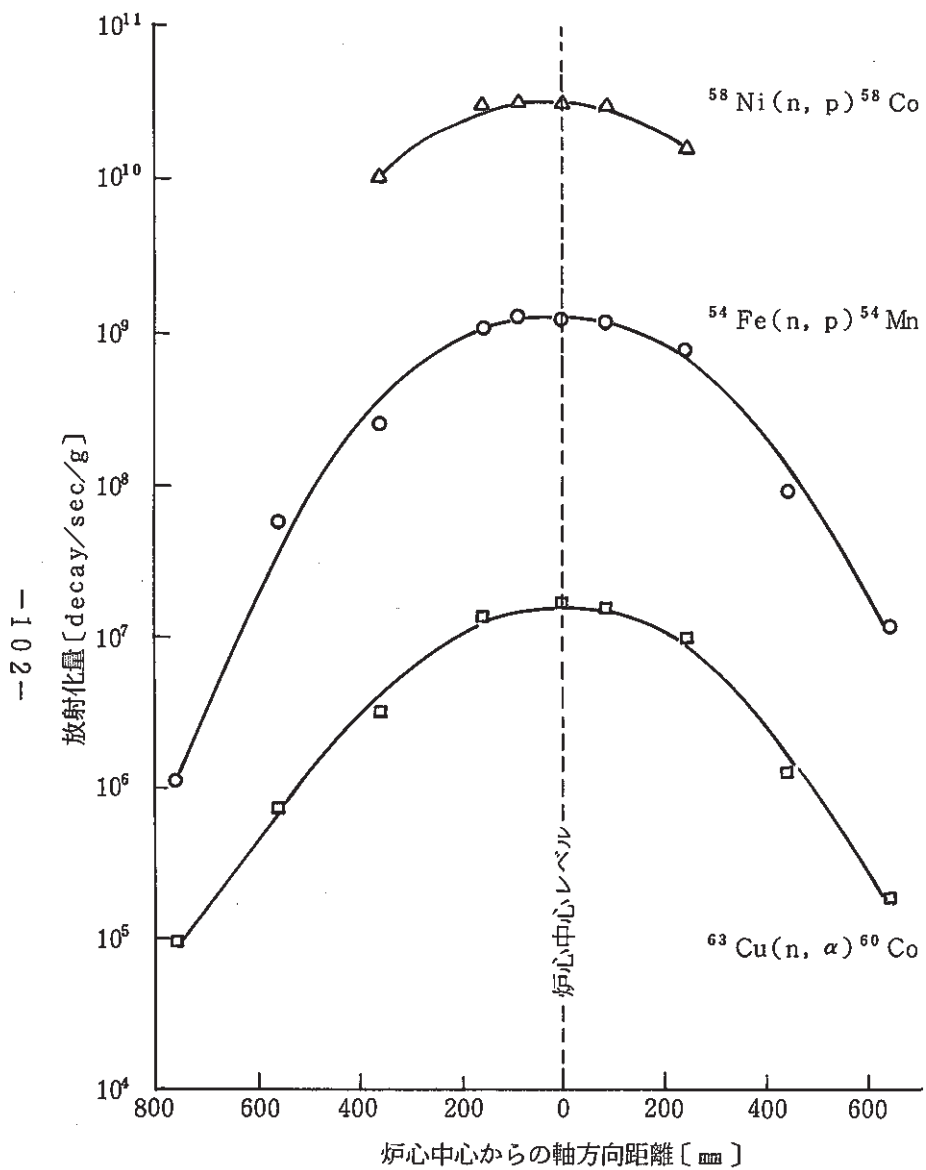


図 7.1.1 F面における放射化量軸方向分布

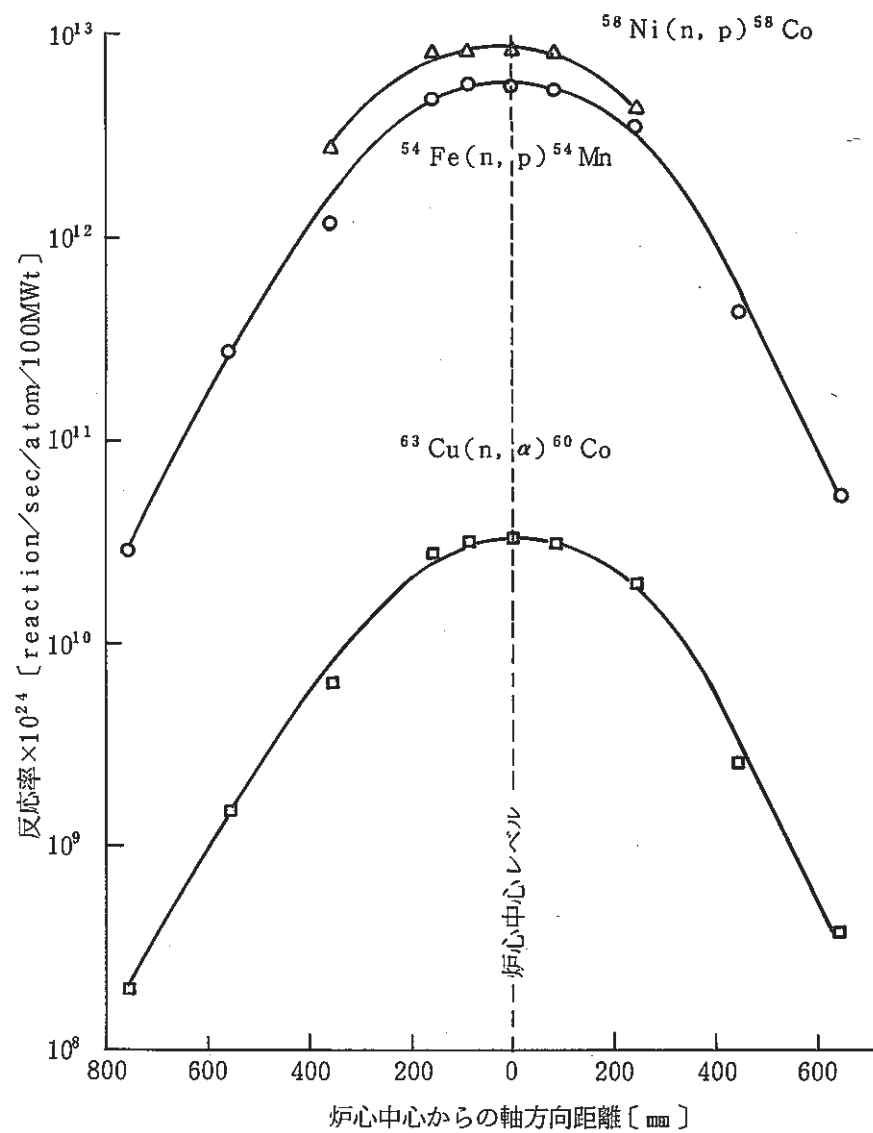


図 7.1.2 F面における反応率軸方向分布

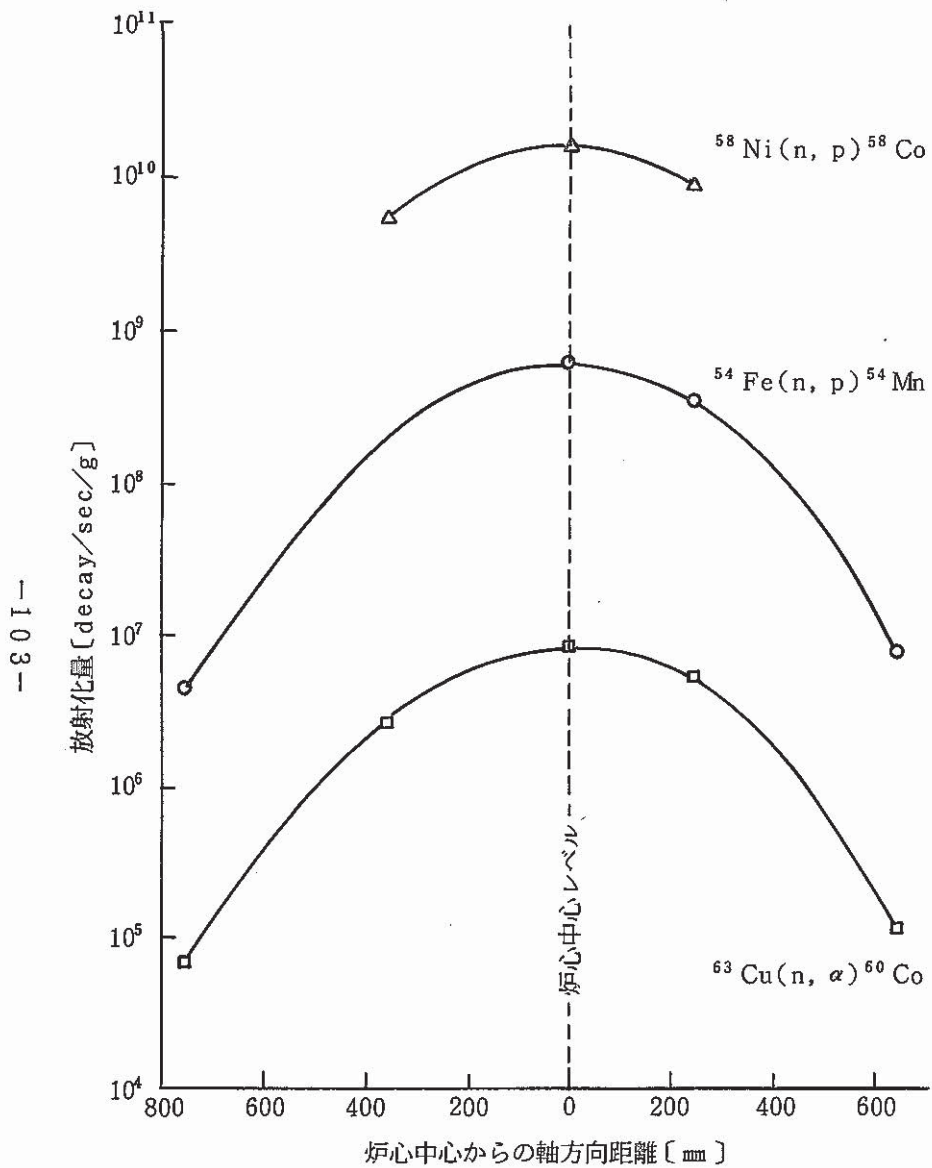


図 7.1.3 B面における放射化量軸方向分布

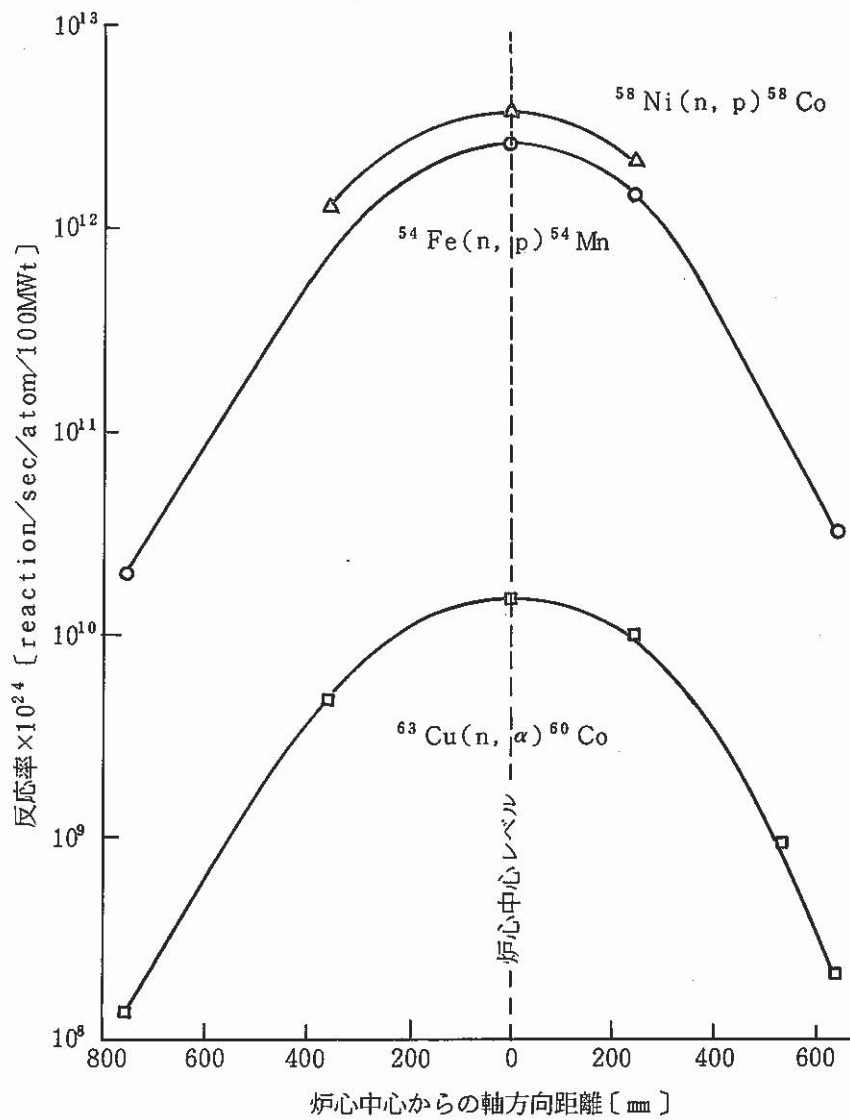


図 7.1.4 B面における反応率軸方向分布

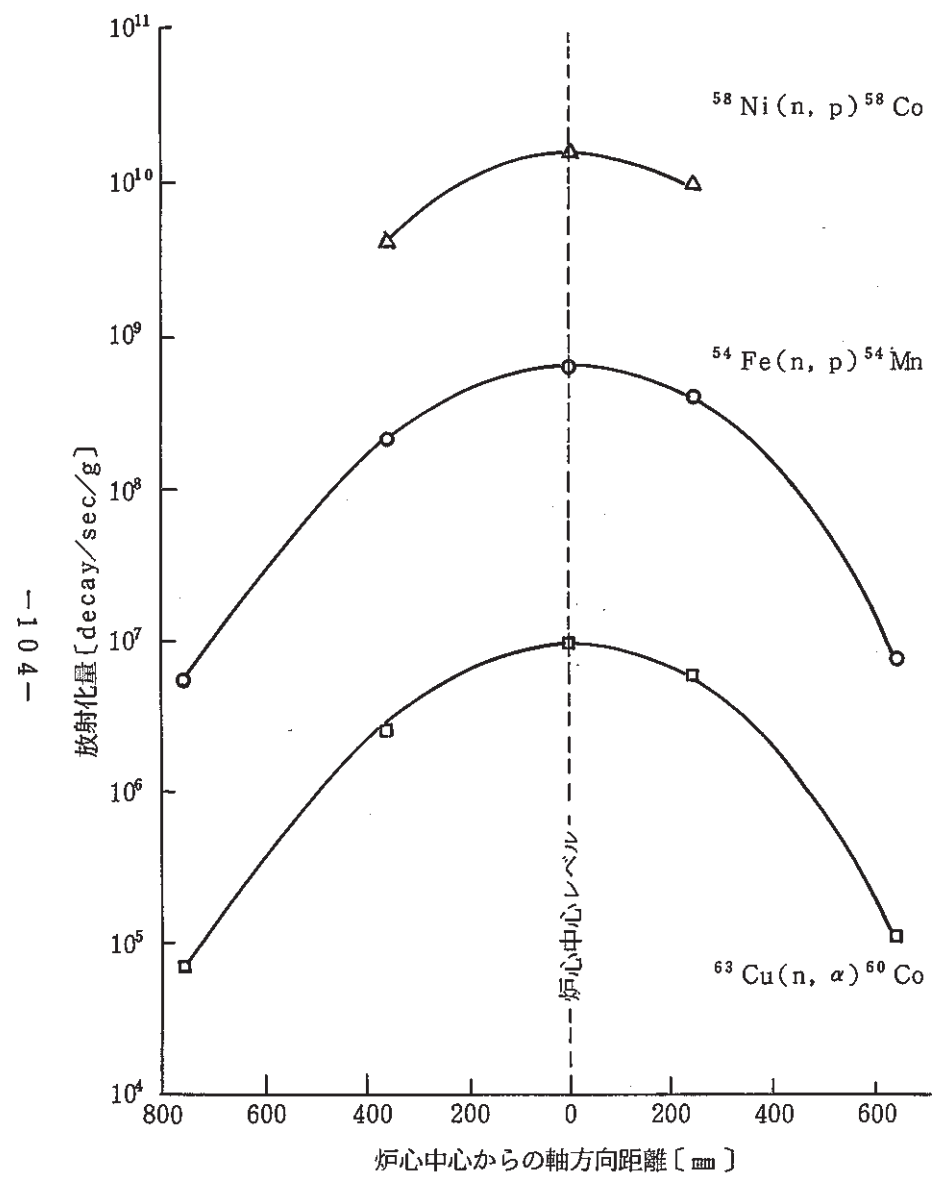


図 7.1.5 D面における放射化量軸方向分布

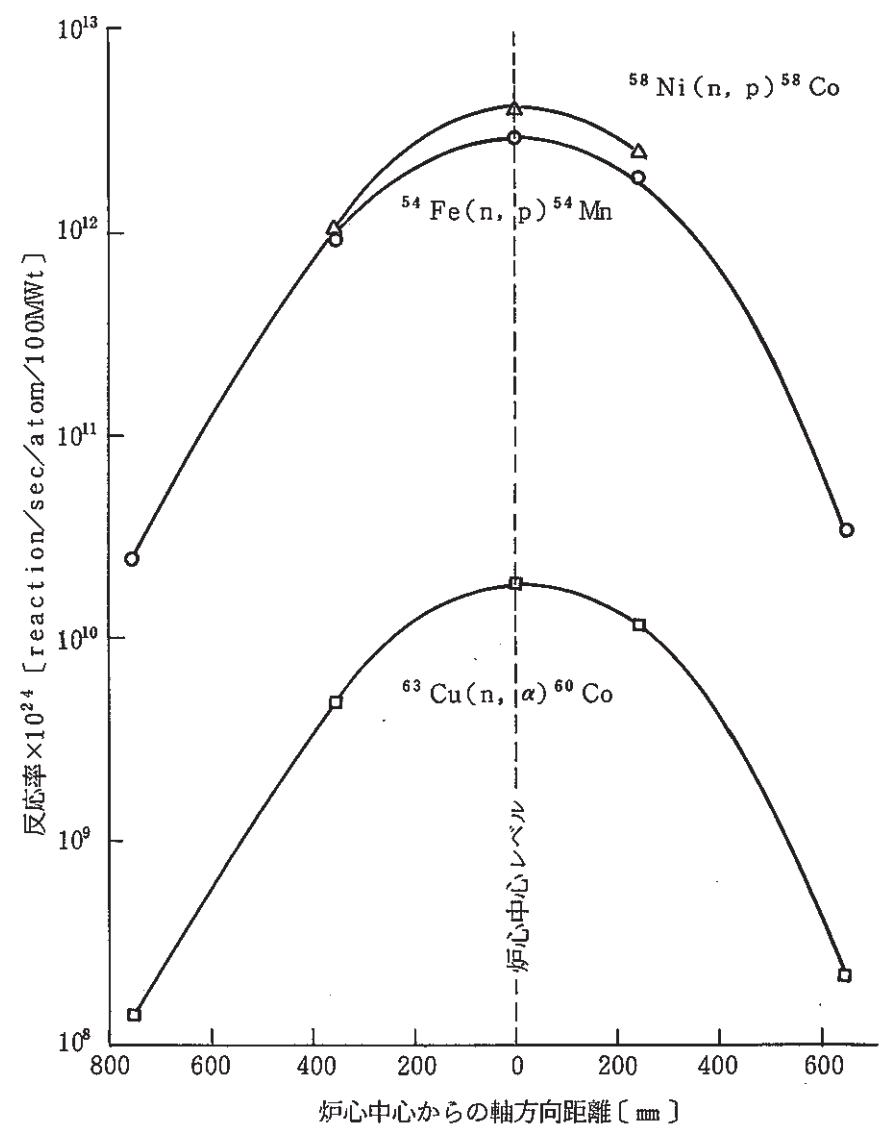


図 7.1.6 D面における反応率軸方向分布

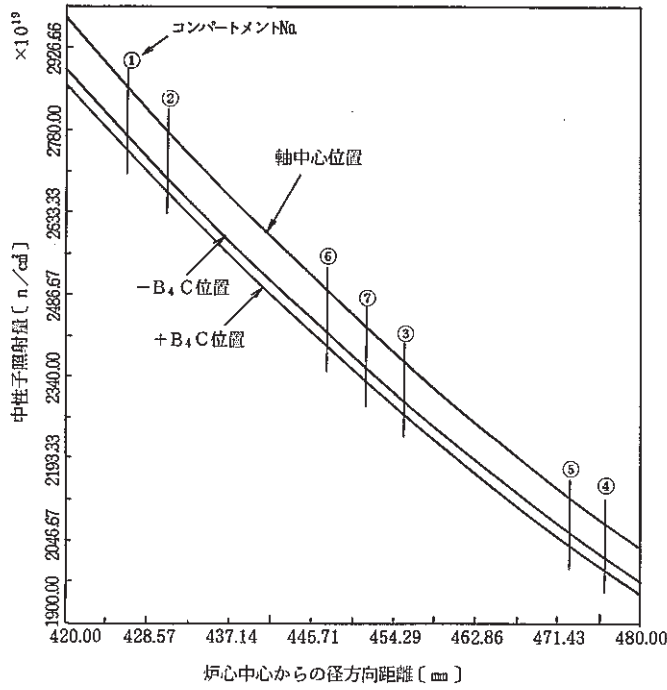


図 7.1.7 全中性子束照射量の径方向分布

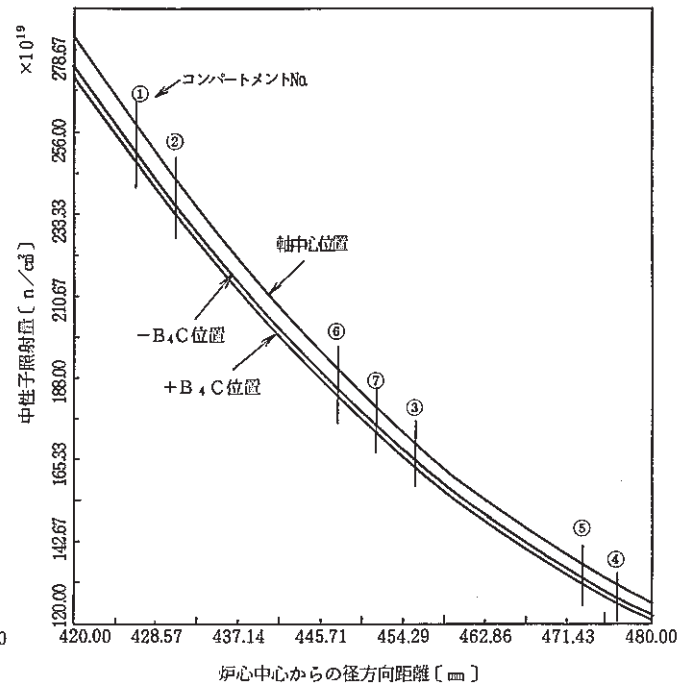


図 7.1.8 1MeV以上の中性子照射量の径方向分布

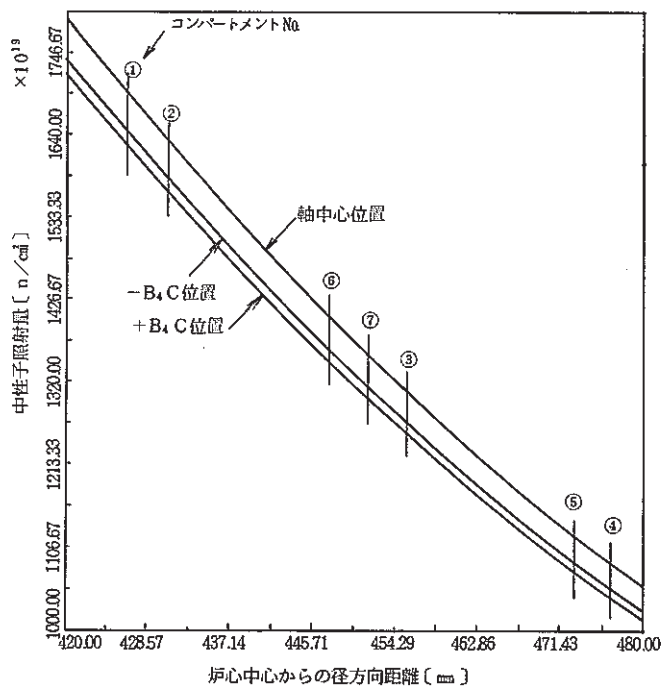


図 7.1.9 0.1MeV以上の中性子照射量の径方向分布

表 7.1.4 MAG I と解析結果の中性子照射量の比較 (+ B 4 C 位置 : + 7 3.7 5mm)

コンパート メントNo.	ϕ Total [n/cm^2]			$\phi > 1.0MeV$ [n/cm^2]			$\phi > 0.1MeV$ [n/cm^2]		
	MAG I	解析結果	MAG I/解析結果	MAG I	解析結果	MAG I/解析結果	MAG I	解析結果	MAG I/解析結果
1	2665×10^{22}	2743×10^{22}	0.972	1214×10^{21}	2475×10^{21}	0.491	1289×10^{22}	1624×10^{22}	0.794
2	2601×10^{22}	2669×10^{22}	0.975	1185×10^{21}	2332×10^{21}	0.508	1258×10^{22}	1566×10^{22}	0.803
3	2253×10^{22}	2273×10^{22}	0.991	1027×10^{21}	1636×10^{21}	0.628	1090×10^{22}	1253×10^{22}	0.870
4	2011×10^{22}	1990×10^{22}	1.011	9162×10^{20}	1251×10^{21}	0.732	9724×10^{21}	1040×10^{22}	0.935
5	2056×10^{22}	2036×10^{22}	1.010	9368×10^{20}	1305×10^{21}	0.718	9943×10^{21}	1074×10^{22}	0.926
6	2362×10^{22}	2391×10^{22}	0.988	1076×10^{21}	1830×10^{21}	0.588	1142×10^{22}	1346×10^{22}	0.848
7	2307×10^{22}	2331×10^{22}	0.990	1051×10^{21}	1730×10^{21}	0.608	1116×10^{22}	1299×10^{22}	0.859

表 7.1.5 MAG I と解析結果の中性子照射量の比較 (- B 4 C 位置 : - 7 3.7 5mm)

コンパート メントNo.	ϕ Total [n/cm^2]			$\phi > 1.0MeV$ [n/cm^2]			$\phi > 0.1MeV$ [n/cm^2]		
	MAG I	解析結果	MAG I/解析結果	MAG I	解析結果	MAG I/解析結果	MAG I	解析結果	MAG I/解析結果
1	2767×10^{22}	2772×10^{22}	0.998	1263×10^{21}	2501×10^{21}	0.505	1337×10^{22}	1641×10^{22}	0.815
2	2701×10^{22}	2697×10^{22}	1.001	1233×10^{21}	2357×10^{21}	0.523	1305×10^{22}	1582×10^{22}	0.825
3	2339×10^{22}	2297×10^{22}	1.018	1068×10^{21}	1653×10^{21}	0.646	1130×10^{22}	1266×10^{22}	0.893
4	2088×10^{22}	2011×10^{22}	1.038	9528×10^{20}	1264×10^{21}	0.754	1009×10^{22}	1051×10^{22}	0.960
5	2135×10^{22}	2057×10^{22}	1.038	9742×10^{20}	1319×10^{21}	0.739	1031×10^{22}	1086×10^{22}	0.949
6	2453×10^{22}	2417×10^{22}	1.015	1119×10^{21}	1850×10^{21}	0.605	1185×10^{22}	1360×10^{22}	0.871
7	2396×10^{22}	2356×10^{22}	1.017	1093×10^{21}	1748×10^{21}	0.625	1157×10^{22}	1313×10^{22}	0.881

7.2 使用済燃料の燃焼度分布測定結果

報告者：高橋（計測Gr）

1. 概要

高速実験炉「常陽」で使用した燃料の燃焼度分布を求めることを目的として、缶詰缶に封入された使用済燃料集合体のガンマ線強度分布を測定した。

本報告はMK-II炉心で使用された2集合体の測定結果を示す。

2. 測定方法

(1) 測定装置

測定には原子炉付属建屋水冷却池室に据付けた使用済燃料燃焼度測定装置を用いた。装置構成を図7.2.1に示す。水中で缶詰缶に封入された燃料集合体を燃料スキャン装置に装荷し、上下駆動及び回転操作して軸方向及び周方向のガンマ線強度分布を非破壊法で測定した。

(2) 測定対象集合体

MK-II炉心構成と測定対象集合体の装荷位置を図7.2.2に、炉心特性総合評価システム“MAGI”計算コードによる照射履歴及び燃料の燃焼と崩壊計算コード“ORIGEN-79”による代表的な核分裂生成(FP)量の推定値を表7.2.1に示す。

3. 測定結果及びその検討

(1) 検出された放射性核種

FP核種は両集合体から ^{106}Rh 、 ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 及び ^{144}Pr 、さらに冷却期間の短いPFD104集合体では ^{95}Nb も検出された。また、構造材料の放射化物としては ^{54}Mn と ^{60}Co が検出された。“ORIGEN-79”コードによるFP生成核種と比較して、 ^{90}Sr 、 ^{90}Y 及び $^{137\text{m}}\text{Ba}$ 等は検出されず、この理由として ^{90}Sr と ^{90}Y は β^- 崩壊であること、 $^{137\text{m}}\text{Ba}$ は親核種が ^{137}Cs であり永続平衡となっていること、放出されるガンマ線が低エネルギーでかつ放出率も小さいことによるものと考えられる。

(2) FPの軸方向分布

FP核種の中で ^{144}Pr の実効半減期は親核種の ^{144}Ce で定まり、284日と比較的長い。したがって、その濃度分布は長期にわたる出力の積分値、すなわち燃焼度分布に近くなる。そこで、図7.2.3に示すようにエネルギー2.186MeVのガンマ線に着目し、両集合体の軸方向分布を測定した。燃料範囲の分布を4次式で最小二乗フィッティングして、軸方向ピーキングファクタを求め、“MAGI”コードの計算値と比較した。その結果、計算値(C)/実測値(E)は両集合体ともC/E=1.00と一致していた。ピークの位置は幾何学的な軸方向

燃料中心位置よりいずれも下側に検出され、PFD067集合体で35mm、PFD104集合体で50mmずれていた。このずれ幅の妥当性については現在検討中である。

(3) 周方向分布

燃料集合体の周方向燃焼度分布を調べるために、軸方向燃料のほぼ中心位置で缶詰缶を回転させながらガンマ線の強度分布を測定した。両集合体の結果を対比して図7.2.4に示す。PFD067集合体は一様な分布であるが、PFD104集合体は360度毎に大きなうねりが生じていた。このうねりの生じた原因として、PFD104集合体の一面が制御棒と隣接して装荷されており、制御棒の挿入効果があらわれたものとする。今後、他集合体の測定データを蓄積して明らかにしていく。

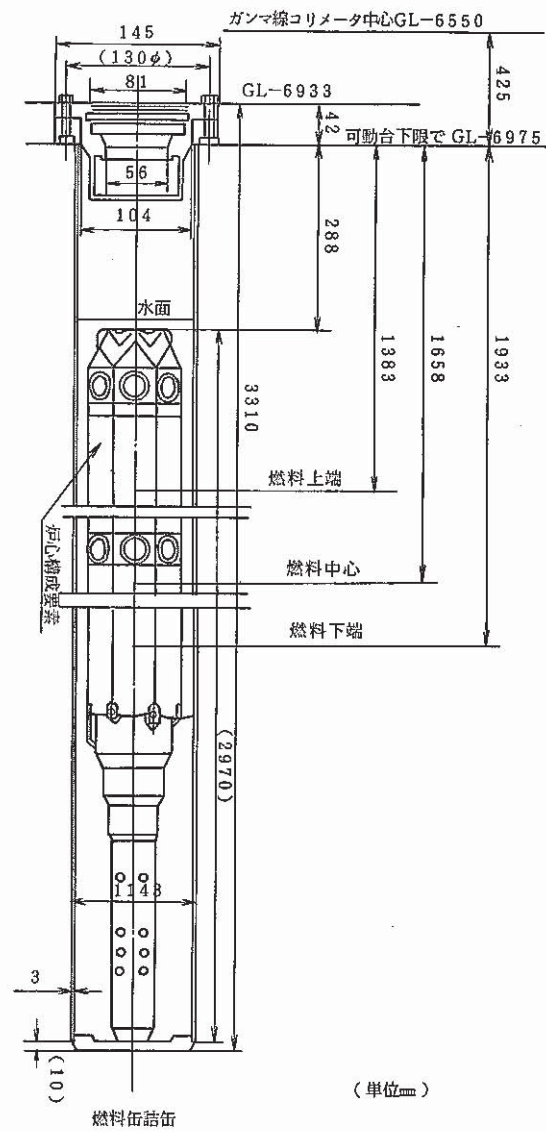
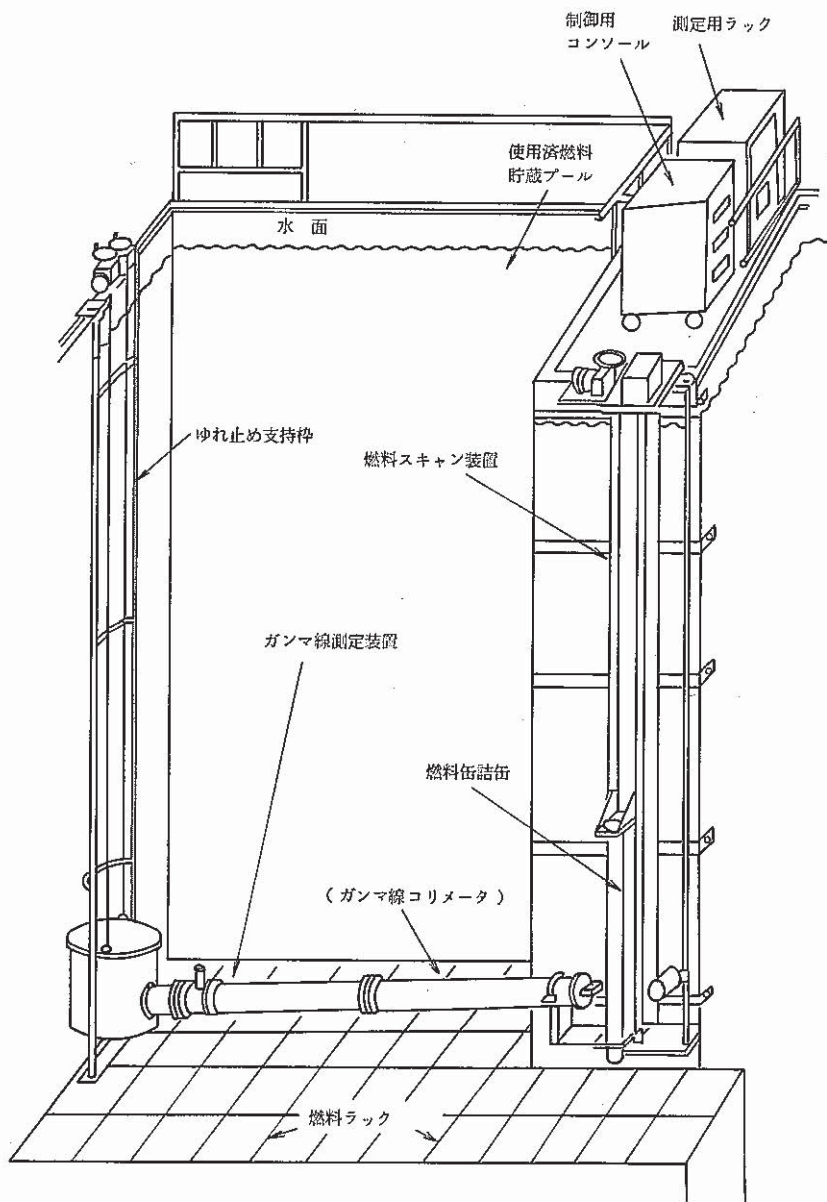


図 7.2.1 使用済燃料燃焼度測定装置の構成

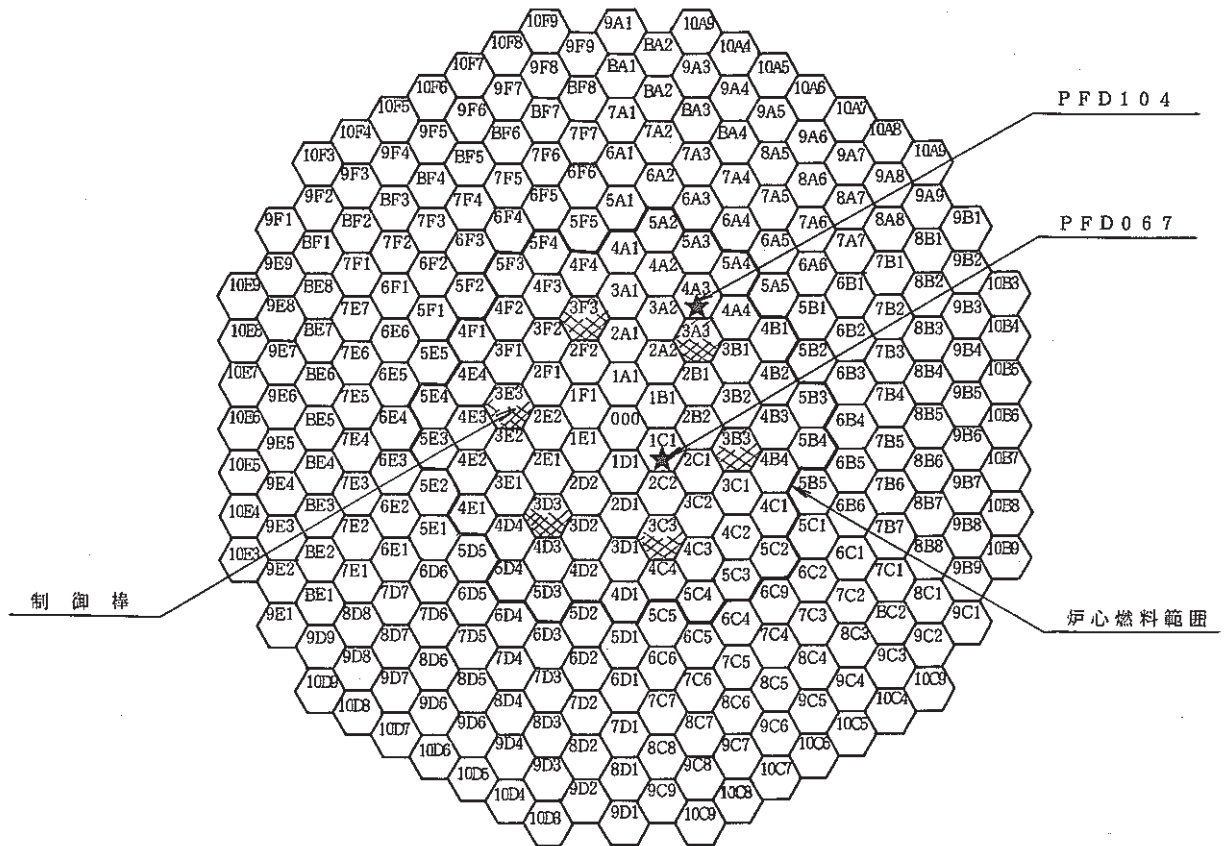


図 7.2.2 炉心構成と測定対象集合体

表 7.2.1 照射履歴及びFP生成量の推定値

集合体	PFD067	PFD104
燃焼期間	MK-II炉心〔1C1〕 第1～第5サイクル	MK-II炉心〔4A3〕 第3～第9サイクル
炉心取出し日	S59.11.12	S61.4.17
冷却期間	1182日(S63.1.20現在)	697日(S63.1.26現在)
燃焼度*1	平均41000MWD/T	平均38300MWD/T
測定日	S63.1.19～S63.1.21	S63.1.26～S63.1.27
代表的なFP核種 “ORIGEN-79” 計算値 ($\geq 1 \times 10^3$ Ci/SA*2)	$^{106}\text{Ru}, ^{106}\text{Rh} : 248 \times 10^3 \text{ (Ci/S.A)}$ $^{137}\text{Cs} : 190 \times 10^3 \text{ (")}$ $^{137\text{m}}\text{Ba} : 180 \times 10^3 \text{ (")}$ $^{144}\text{Ce}, ^{144}\text{Pr} : 181 \times 10^3 \text{ (")}$ $^{147}\text{Pm} : 291 \times 10^3 \text{ (")}$	$^{90}\text{Sr}, ^{90}\text{Y} : 115 \times 10^3 \text{ (Ci/S.A)}$ $^{106}\text{Ru}, ^{106}\text{Rh} : 3.92 \times 10^3 \text{ (")}$ $^{137}\text{Cs} : 2.25 \times 10^3 \text{ (")}$ $^{137\text{m}}\text{Ba} : 2.13 \times 10^3 \text{ (")}$ $^{144}\text{Ce}, ^{144}\text{Pr} : 3.34 \times 10^3 \text{ (")}$ $^{147}\text{Pm} : 3.65 \times 10^3 \text{ (")}$

*1) “MAGI”コード計算値, *2) S.A: Sabassembly

—111—

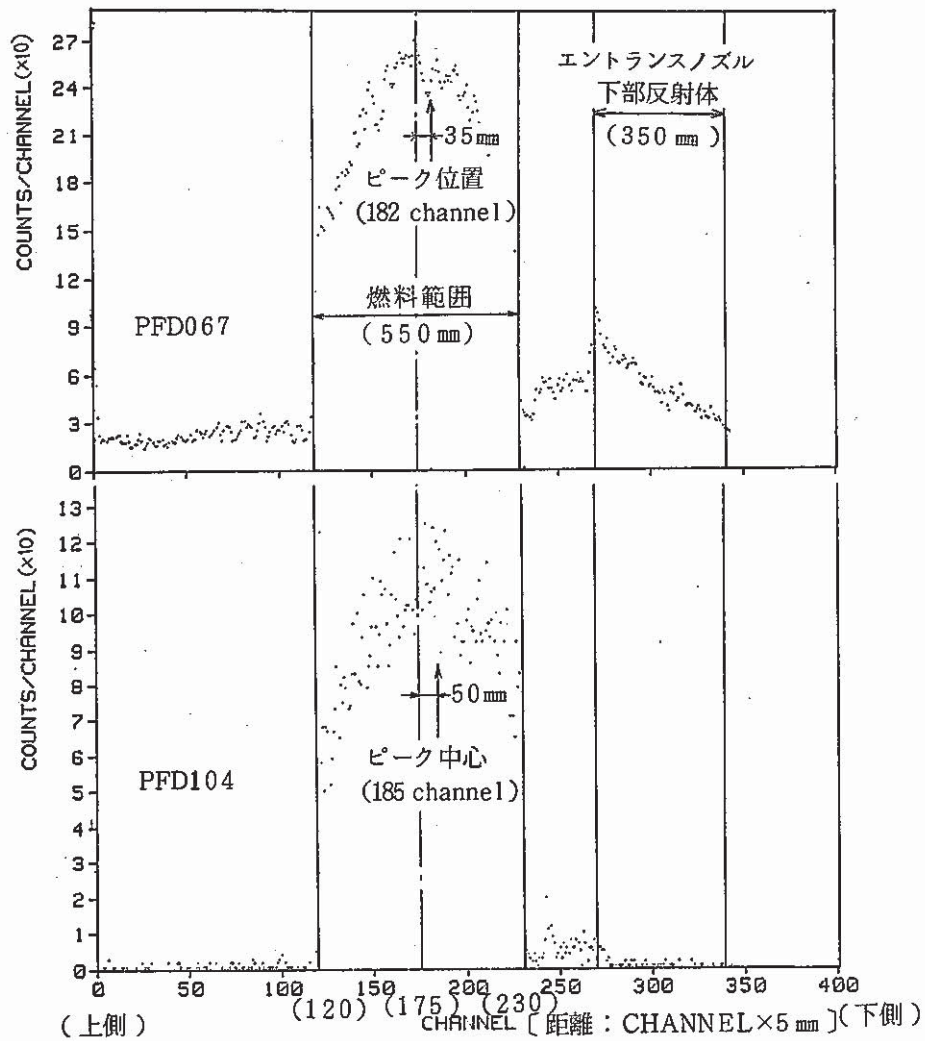


図 7.2.3 ^{144}Pr の軸方向分布

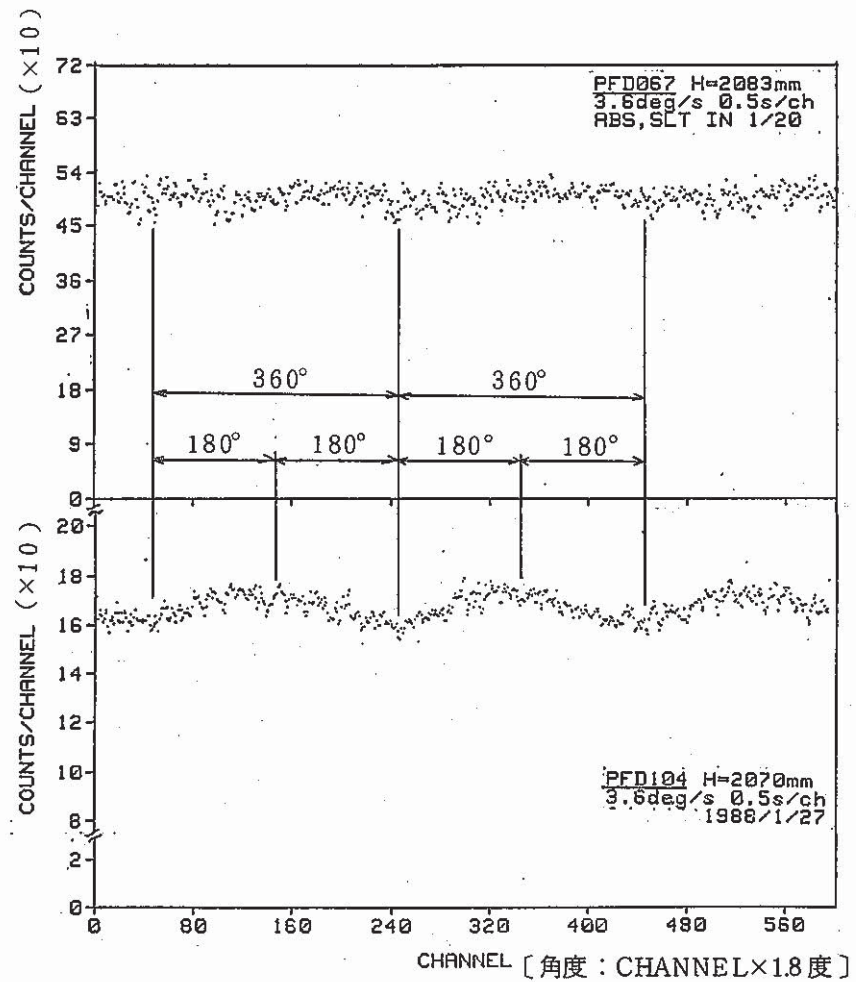


図 7.2.4 燃料軸方向中心部における周方向 r 線強度分布

7.3 使用済燃料第3プールの増設の為の線源評価

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目的

第3プール増設の為線源評価を照射課殿依頼により行った。

2. 評価項目

- (1) MK-I燃料……………取出し後9年から20年の線源及び崩壊熱
- (2) MK-Iブランケット……同上
- (3) MK-II反射体……………取出し後半年から20年の "

3. 計算条件

- (1) 照射履歴…………… 図7.3.1
- (2) グラム原子数…… 技メモ参照。
- (3) コード…………… ORIGEN-79

4. 計算結果

線源及び崩壊熱を次のように示す。

- (1) MK-I燃料……………表7.3.1参照。
- (2) MK-Iブランケット……表7.3.2 (1350MWd/t)^{*}，表7.3.3 (5120MWd/t)^{**}参照。
- (3) MK-II反射体……………表7.3.4 (内側反射体)，表7.3.5 (外側反射体A)参照。

* 現実ベース， ** 設計最高燃焼度5000MWd/t相当のもの。

5. 備考

- (1) MK-I炉心の最終評価値（申請書に対応する）が明確でなく、いかばかりの任意性をもっと考えられるが、取出し後9年以降では燃焼度ではほぼ線源及び崩壊熱は決定され、組成の違い、出力履歴の違いの影響はわずかであると判断する。
- (2) 反射体の線源評価は、低エネルギーの(n, γ)反応の寄与が大きくより詳細な中性子スペクトルの効果を考慮する必要がある、別途FPGSコードの評価を行う。

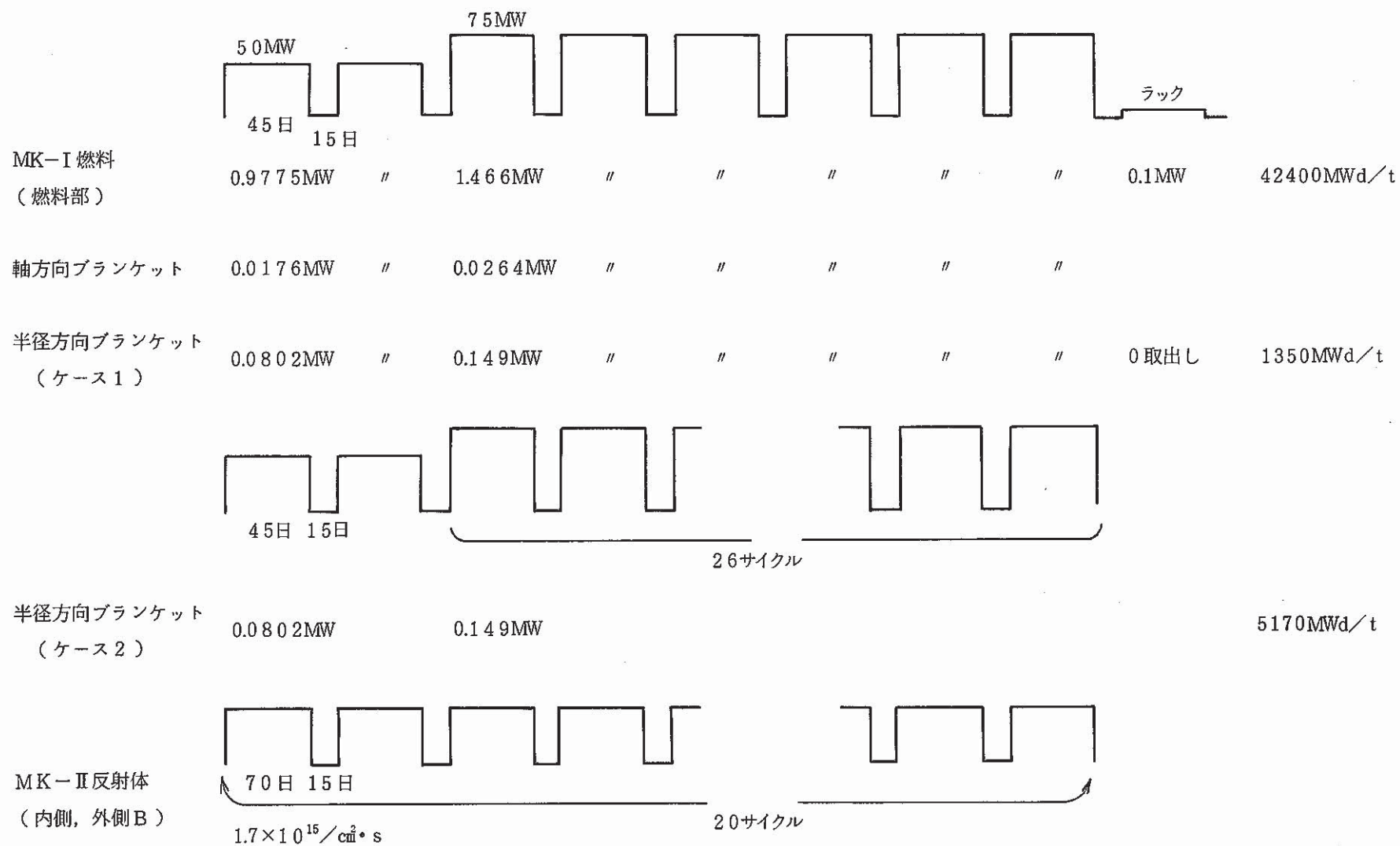


図7.3.1 照射履歴

表 7.3.1 MK-I 燃料(炉心部)の線源評価〔ノミナル値〕

	9年後	10年後	11年後	12年後	13年後	14年後	15年後	16年後	17年後	18年後	19年後	20年後
放射線強度 (Ci)	9.15+3	8.70+3	8.31+3	7.97+3	7.65+3	7.36+3	7.18+3	6.86+3	6.63+3	6.40+3	6.19+3	5.99+3
ガンマ線放出率 (r/s)	784+13	720+13	674+13	639+13	611+13	589+13	572+13	557+13	545+13	534+13	524+13	515+13
中性子放出率 (n/s)	1.01+6	1.01+6	1.01+6	1.02+6	1.02+6	1.03+6	1.03+6	1.04+6	1.04+6	1.05+6	1.05+6	1.06+6
崩壊熱 (W)	2.34+1	2.31+1	2.26+1	2.25+1	2.22+1	2.21+1	2.19+1	2.18+1	2.17+1	2.16+1	2.14+1	2.13+1

表7.3.2 MK-I半径方向ブランケットの線源評価〔ノミナル値〕(ケースI)

〔1集合体当り〕

	9年後	10年後	11年後	12年後	13年後	14年後	15年後	16年後	17年後	18年後	19年後	20年後
放射線強度 (Ci)	5.27+2	4.90+2	4.62+2	4.38+2	4.19+2	4.01+2	3.87+2	3.74+2	3.59+2	3.52+2	3.41+2	3.33+2
ガンマ線放出率 (γ/s)	5.16+12	4.96+12	4.80+12	4.67+12	4.54+12	4.42+12	4.31+12	4.20+12	4.10+12	4.00+12	3.90+12	3.81+12
中性子放出率 (n/s)	2.88+4	2.88+4	2.88+4	2.88+4	2.87+4	2.87+4	2.87+4	2.87+4	2.87+4	2.87+4	2.87+4	2.87+4
崩壊熱 (W)	1.75+0	1.69+0	1.64+0	1.59+0	1.56+0	1.53+0	1.50+0	1.47+0	1.45+0	1.42+0	1.40+0	1.38+0

表 7.3.3 MK-I 半径方向ブランケットの線源評価〔ノミナル値〕(ケース 2)

	9年後	10年後	11年後	12年後	13年後	14年後	15年後	16年後	17年後	18年後	19年後	20年後
放射線強度 (Ci)	1.77+3	1.66+3	1.59+3	1.52+3	1.47+3	1.41+3	1.37+3	1.32+3	1.29+3	1.25+3	1.22+3	1.19+3
ガンマ線放出率 (r/s)	189+13	184+13	177+13	173+13	168+13	164+13	159+13	156+13	152+13	149+13	144+13	141+13
中性子放出率 (n/s)	9.97+4	9.97+4	9.97+4	9.97+4	9.96+4	9.96+4	9.96+4	9.96+4	9.96+4	9.96+4	9.96+4	9.96+4
崩壊熱 (W)	5.85+0	5.67+0	5.52+0	5.39+0	5.27+0	5.17+0	5.07+0	4.98+0	4.89+0	4.81+0	4.73+0	4.65+0

表 7.3.4 MK-II 内側反射体の線源評価〔ノミナル値〕

	0.5 年後	1 年後	2 年後	3 年後	4 年後	5 年後	6 年後	7 年後	8 年後
放射能 (Ci)	1.34+4	7.90+3	4.60+3	3.11+3	2.22+3	1.64+3	1.24+3	9.48+2	7.33+2
ガンマ線放出率 (/s)	4.69+14	2.01+14	7.95+13	4.11+13	2.41+13	1.59+13	1.17+13	9.26+12	7.70+12
中性子放出率 (n/s)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱 (W)	1.01+2	4.18+1	1.76+1	1.02+1	6.60+0	4.67+0	3.52+0	2.77+0	2.24+0

表 7.3.5 MK-II 外側反射体の線源評価〔ノミナル値〕

	0.5年後	1年後	2年後	3年後	4年後	5年後	6年後	7年後	8年後
放射能 (Ci)	1.47+4	8.64+3	5.03+3	3.40+3	2.42+3	1.79+3	1.35+3	1.03+3	8.00+2
ガンマ線放出率 (γ/s)	5.13+14	220+14	8.65+13	4.46+13	2.59+13	1.71+13	1.25+13	9.87+12	8.19+12
中性子放出率 (n/s)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱 (W)	1.11+2	4.56+1	1.92+1	1.11+1	7.16+0	5.05+0	3.80+0	2.98+0	2.41+0

7.4 外側反射体の長期間線源評価

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目的

照射課殿依頼により外側反射体の線源評価を取出し後1年～ 1×10^5 年にわたり行った。

2. 方法

(1) 対象位置

外側反射体全体のうち中央部の約1mの範囲について評価する。

（それ以外の領域の照射量は中央部の約20%程度と推定される。このため全体の線源をもとめるには1.5倍するものとする。）

(2) 照射されるグラム原子数

表7.4.1参照。不純物については最も対象核種の多い被覆管をもとに上限値を用いる。

(3) 照射履歴

20サイクル×(70日運転+15日冷却), 全中性子束 $1.7 \times 10^{15} / \text{cm}^2 \cdot \text{s}$ 。

(4) コード及びライブラリ

ORIGEN-79。内側反射体中央部の中性子スペクトルとORIGENの縮約スペクトルの比較からオリジナルライブラリを用いる。

3. 結果

(1) 線源評価

中央部のみの評価値を1.5倍し、表7.4.2の値を求めた。

4. 備考

放射化について、低エネルギー中性子の(n, γ)反応の寄与が顕著であり、詳細な中性子スペクトルの効果を別途考慮する必要がある。

表 7.4.1 外側反射体(A)のグラム原子数
(内側反射体中央部96.4cm相当)

核 種	グラム原子数 (mol)	成 分 比
Cr	157.2	17 w/o
Fe	589.7	68.5 w/o
Ni	98.28	12.0 w/o
Mo	12.53	2.5 w/o
C	3.2	≤0.080 w/o
Si	17	≤1.0 w/o
Mn	18	≤2.0 w/o
P	0.62	≤0.4 w/o
S	0.15	≤0.01 w/o
Co	0.82	≤0.10 w/o
B	0.44	≤0.01 w/o
N	0.34	≤0.01 w/o
Cu	1.5	≤0.20 w/o
Ti	1.0	≤0.10 w/o
V	1.9	≤0.20 w/o
Nb	0.52	≤0.10 w/o
Ta	0.27	≤0.10 w/o
As	0.19	≤0.03 w/o
Al	0.89	≤0.05 w/o

表 7.4.2 MK-II 外側反射体(A)の線源評価(集合体全長, ノミナル値)

	1×10 ⁰ 年	3×10 ⁰ 年	1×10 ¹ 年	3×10 ¹ 年	1×10 ² 年	3×10 ² 年	1×10 ³ 年	3×10 ³ 年	1×10 ⁴ 年	3×10 ⁴ 年	1×10 ⁵ 年
放射能 (Ci)	1.3+4	5.1+3	7.3+2	2.6+2	1.0+2	3.6+0	1.7+0	1.5+0	1.1+0	6.0-1	2.1-1
ガンマ線放出率 (r/s)	3.3+14	6.7+13	9.1+12	6.5+11	1.3+10	1.3+10	1.2+10	1.1+10	8.6+9	4.1+9	1.2+8
中性子放出率 (n/s)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱 (W)	6.8+1	1.7+1	2.5+0	1.3-1	4.4-3	3.3-3	2.9-3	2.6-3	1.8-3	7.3-4	7.5-5

7.5 SMIR-5 装荷ドシメータの反応率測定結果

報告者：佐久間（計測Gr）

1. 概 要

「常陽」で照射された構造材料照射用反射体：SMIR-5 の中性子照射量を評価するため、SMIR-5 に装荷されたドシメータの反応率を測定した。

2. 条 件

(1) SMIR-5 の照射期間及び積算熱出力

MK-II 炉心第8サイクル

1985年12月3日～1986年1月20日

積算熱出力：4420MWD

(2) SMIR-5 の装荷された炉心アドレス

5C4（炉心5列目）

(3) ドシメータの種類

Fe, Ni, Cu, Ti, Ta-Al, Co-Al, Nb-foil, Eu*

* Vキャプセルに封入

3. 方 法

「常陽」ドシメトリーシステムによる γ 線スペクトロスコーピーから得られたピークカウント及び検出効率、JOYDASの炉心力履歴等を用い、反応率計算コードにより各反応率を測定した。

4. 結 果

SMIR-5 ドシメータの放射化量及び反応率の測定結果を、各々表7.5.1, 表7.5.2に示す。また、反応率の軸方向分布を図7.5.1に示す。

表 7.5.1 放射化量測定結果

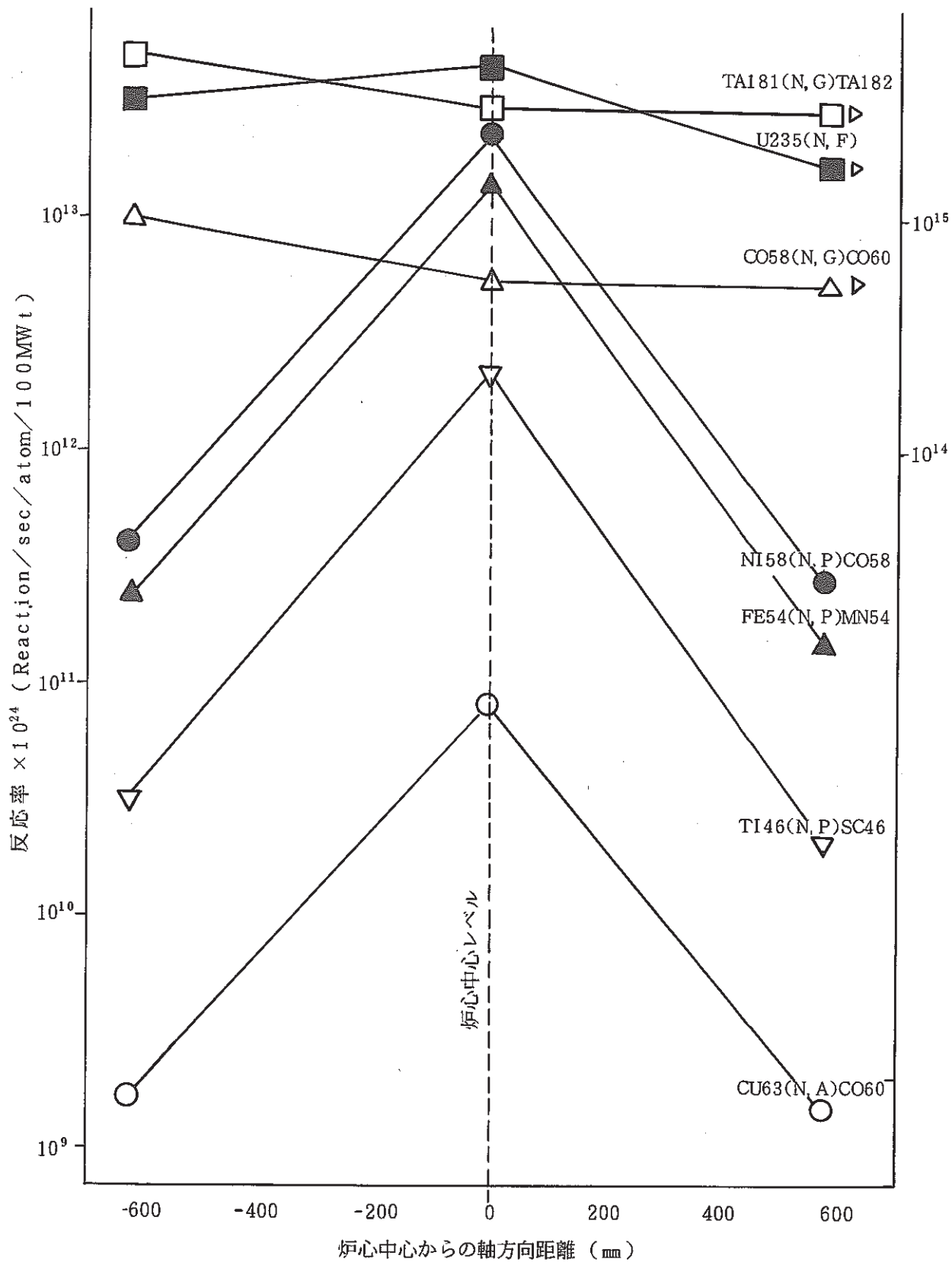
	反 応	放 射 化 量 (decay/sec/g)		
		D041 Z=-609mm	D042 Z=+2mm	D043 Z=+578mm
Fe	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	1.526×10^7 (2.20)	8.723×10^8 (2.47)	9.270×10^6 (2.24)
Ni	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.026×10^9 (2.14)	5.751×10^{10} (2.44)	6.932×10^8 (2.14)
Ti	$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	1.012×10^7 (3.26)	6.805×10^8 (2.50)	6.317×10^6 (4.48)
Ta	$^{181}\text{Ta}(n,\gamma)^{182}\text{Ta}$	4.482×10^9 (2.68)	2.426×10^9 (3.23)	2.222×10^9 (3.12)
Co	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	1.113×10^9 (2.66)	5.940×10^8 (2.57)	5.267×10^8 (2.57)
Cu	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	1.797×10^5 (2.88)	9.933×10^6 (2.62)	1.569×10^5 (2.90)
EU	$\text{E}\cdot\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}$	1.433×10^9 (3.70)	1.980×10^9 (3.70)	7.390×10^8 (3.71)
EU	$\text{E}\cdot\text{U}(n,f)^{95}\text{Zr}$	2.106×10^{11} (3.90)	2.935×10^{11} (4.23)	1.097×10^{11} (3.22)

* ()内は1 σ %誤差

表 7.5.2 反応率測定結果

	反 応	反 応 率 $\times 10^{24}$ (Reaction/sec/atom/100MWt)		
		D041 Z=-609mm	D042 Z=+2mm	D043 Z=+578mm
Fe	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	2.465×10^{11} (2.79)	1.409×10^{13} (2.47)	1.497×10^{11} (2.82)
Ni	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	4.054×10^{11} (2.14)	2.271×10^{13} (2.99)	2.738×10^{11} (2.14)
Ti	$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	3.063×10^{10} (3.48)	2.061×10^{12} (2.79)	1.898×10^{10} (4.65)
Ta	$^{181}\text{Ta}(n,\gamma)^{182}\text{Ta}$	5.858×10^{15} (2.68)	3.171×10^{15} (3.23)	2.900×10^{15} (3.12)
Co	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	1.103×10^{15} (2.66)	5.884×10^{14} (2.57)	5.217×10^{14} (2.57)
Cu	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	1.679×10^9 (2.88)	9.273×10^{14} (2.62)	1.465×10^9 (2.90)
EU	$\text{E}\cdot\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}$	3.164×10^{15} (3.71)	4.373×10^{15} (3.70)	1.633×10^{15} (3.71)
EU	$\text{E}\cdot\text{U}(n,f)^{95}\text{Zr}$	3.333×10^{15} (3.90)	4.644×10^{15} (4.23)	1.736×10^{15} (3.23)

* ()内は1 σ %誤差



▷ の付いたものは右側のスケール

図7.5.1 反応率の軸方向分布

7.6 ATRフラックスモニターの放射化量測定結果

報告者：佐久間（計測Gr）

1. 概要

本社ATR部門の依頼により、「ふげん」発電所によって照射された実証炉用R&D圧力管
材照射試験用フラックスモニターの放射化量を測定した。

2. 方法

測定は「常陽」のドシメトリーシステムにより、フラックスモニターの γ 線スペクトル測定
を行った後、 γ 線スペクトル解析コード"BOB75"によって γ 線詳細解析を行い、照射終了
時（1987年1月7日12:00）の放射化量を次式により算出した。Nbフラックスモニタ
ーに関しては、評価方法が異なるため別途報告する。

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

where

AC : specific activity at end of irradiation(decay/sec/g)

C_p : γ -ray photo peak area(counts) ϵ_p : photo peak efficiencyP_r : γ -ray emission probability

W : dosimeter weight (g)

T_M : live count timeT_c : cooling timeFS : correction factor for γ -ray self-shieldingFC : correction factor for random summing of γ -ray counting λ : decay constant (1/sec)

3. 結果

今回のフラックスモニターの測定結果を表7.6.1に示す。

表 7.6.1 放射化量測定結果

反 応	放 射 化 量 (decay/sec/g)			
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	D1CU	1.084^{+7} (2.61)	D2CU	1.179^{+7} (2.64)
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	D1FE	6.924^{+8} (2.55)	D2FE	7.201^{+8} (2.48)
$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$	D1FE	1.376^{+9} (5.39)	D2FE	1.564^{+9} (3.02)

()内は1 σ %誤差

8. 高熱燃焼度試験のための設置変更準備

本章は、高燃焼度試験のための設置変更に係る報告をまとめたものである。

8.1 炉心，冷却系，計装データ

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目的

「新指針に基づく事象の計算」のため，安全評価に必要なデータのうち上記のものをまとめる。

2. 項目

使用する資料は次のものである。

- (1) 炉心，冷却系計装データ
- (2) 資料1 機械的事故解析条件の整理 昭和51年4月 東芝
- (3) 資料2 スクラム遅れ時間
- (4) 資料3 高速実験炉「常陽」照射用炉心安全解析条件の対比説明書

8.2 高線出力試験，高燃焼度試験

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目的

「燃料性能実証試験用集合体の設計」の作業のため，安全評価に必要なデータについてまとめる。

2. 項目

まとめるデータは次のとおりである。

高線出力試験関連

- (1) 試験用集合体の基本仕様
- (2) 試験条件
- (3) 出力特性
- (4) 試験時の温度特性
- (5) 事故時の温度特性
- (6) 30%溶融時の溶融分布
- (8) 被覆管の応力-歪線図
- (9) 照射クリープ-歪線図
- (10) 溶融燃料の量
- (11) メルトダウンカップ設計用の溶融燃料
温度及び量のパラメータ範囲
- (12) 流路閉塞の対策構造の検討のための溶
融燃料最大放出量のパラメータ範囲
- (13) ^{137}Cs の配管付着率
- (14) メルトダウンカップの設計例

高燃焼度試験関連

- (1) 高燃焼度試験用集合体の基本仕様
- (2) 試験条件
- (3) 出力特性
- (4) 開孔時の核分裂生成物等の放出量

8.3 燃料挙動と破損しきい値

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目 的

TOP型事象における燃料挙動と破損しきい値についてFFTFの安全解析関連の技術資料をまとめた。

2. 要 旨

破損メカニズムとして、

- ① 被覆管表面の冷却材沸騰
- ② 熔融燃料の接触による被覆管熔融
- ③ 燃料蒸気圧による応力
- ④ 被覆管と燃料との熱膨脹差
- ⑤ 燃料熔融によるFPガス放出
- ⑥ 燃料熔融前のFPガス放出
- ⑦ ガスバブルによる燃料膨脹

があり、このうち、高線出力試験で用いる新燃料の場合FPガスが蓄積していないため、①、②、③、④が関係し、ゆるやかな出力上昇（約8W/cm・分）を考慮すると①、④のみが問題となる。

以上より、高線出力試験では

- (1) 被覆管の冷却が確保されている。
- (2) ギャップが適当である。

を満足するとき、破損は極めて生じにくい。

3. 文 献

HEDL-TME 75-47 Base Technology FSAR Support Document
Prefailure Transient Behavior and Failure Threshold Jan.1975

8.4 Na 火災関連

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目 的

「新指針に基づく事象の計算」の作業のため、安全評価に必要なデータのうち上記のものをまとめる。

2. 項 目

使用するデータはオーバフロ系からの Na 漏洩事故及びコールドトラップからの Na 漏洩事故に関する次のものである。

- (1) Na 漏洩量
- (2) 漏洩室、格納容器の形状データ
- (3) 相対濃度及び相対線量
- (4) 格納容器の内圧及び漏洩
- (5) 沈降、付着による半減期

9. 分析技術に関する研究開発

本章は、高速実験炉の分析技術に関する研究及び開発により得られた成果をまとめたものである。

9.1 S G 水中塩素分析に関する問題点

報告者：荒川（分析Gr）

1. 概 要

機器システム開発室の依頼分析である S G 水中の塩素分析は、迅速性と定量下限値が最っとも優れているイオンクロマトグラフ法で実施している。

しかし、S 6 2.1 1.2 6 頃より 1 ヶ月位塩素が検出されるリテンションタイムの近くに不明ピークが検出されるようになり、この不明ピークが塩素の定量に影響をおよぼすことがわかったのでその内容を報告する。

2. 不明ピークが塩素ピークでないことの確認

(1) 方 法

不明ピークが検出された S G 水試料に標準塩素溶液を一定量加え測定し、不明ピークと塩素ピークの 2 つのピークが検出されることを確認する。

(2) 結 果

ピークのすそが一部重なった不明ピークと塩素ピークの 2 つのピークが検出された。またリテンションタイムも加えた塩素によるピークは 1.8 分に、不明ピークは 2.1 分に検出され、2 つのピークは明らかに違うことがわかった。

3. 問題点の考察

- (1) 不明ピークは塩素ピークと一部重なるため、塩素の定量計算に影響がある。
- (2) 塩素濃度が高い場合、不明ピークと塩素ピークは分離せず、塩素の定量計算において、不明ピークの影響量を差し引くことができない。
- (3) 不明ピークの影響により、塩素の定量下限値が悪くなる。
- (4) 不明ピークと塩素ピークを誤認する可能性がある。

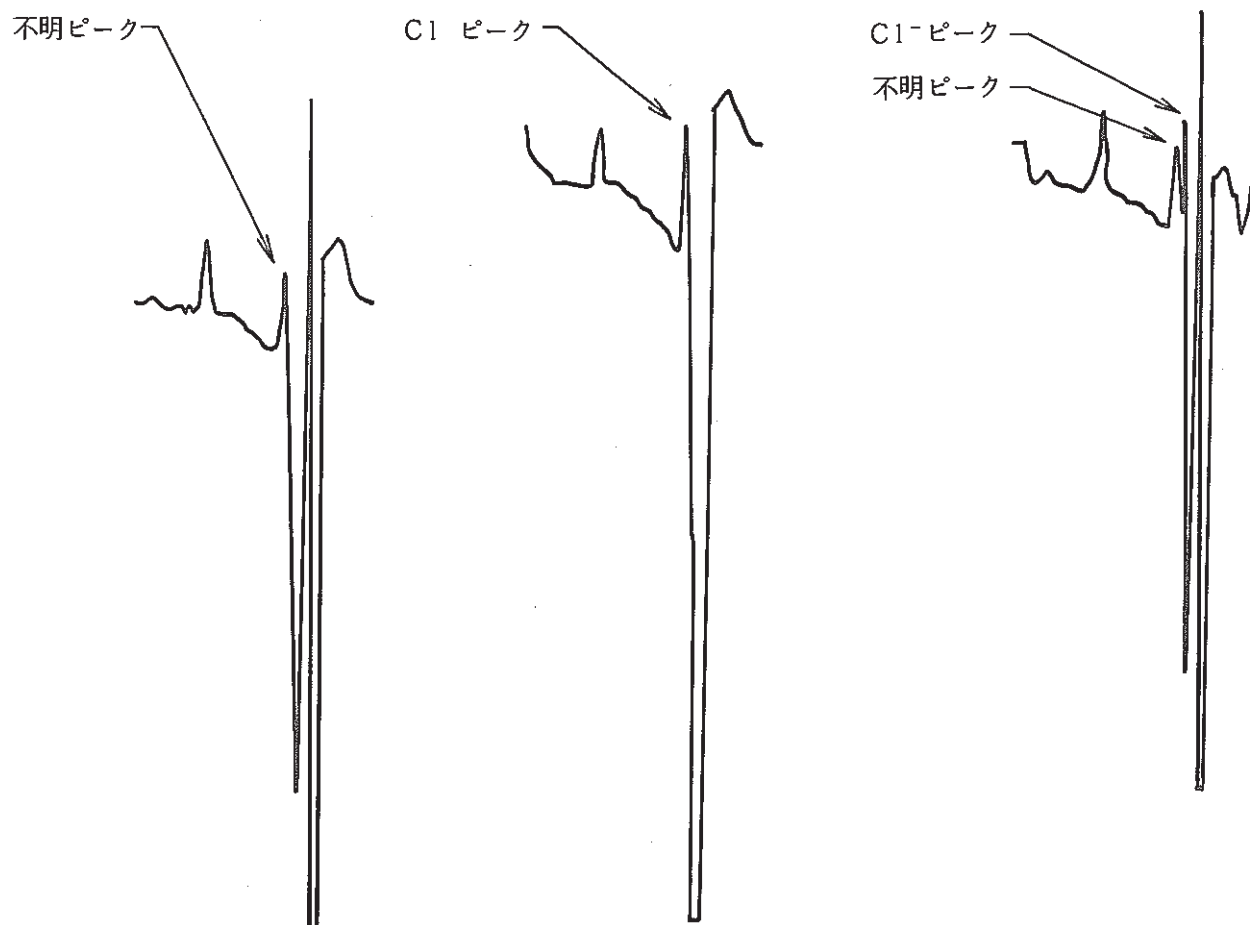


図9.1.1 不明ピークと塩素ピークの比較

9.2 「常陽」一次系ナトリウムサンプリング装置改良試験 (ナトリウムサンプリング容器の検討試験－Ⅱ)

報告者：根本(分析Gr)

1. 概 要

技術課、分析Gr.ではナトリウムサンプリング装置の改良試験を実施中である。本改良法はるつぼを装填した容器を系統に取付け、るつぼにナトリウムを採取した後、るつぼを回収し、ナトリウムの純度管理分析に供する方法である。使用するサンプリング容器は、分析値に影響を及ぼさないようリークによる外気の混入がなく高真空性を保つ必要がある。前回、サンプリング容器のフランジシール材に銅製の歯形パッキンを使用した試験を行った結果、次のことがわかった(技-62-255)。

- (1) ナトリウムの分析に適合できる十分なシール性(真空度： $\sim 10^{-6}$ Torr)を得るにはフランジ締付ボルトのトルクを $16 \text{ kg} \cdot \text{m}$ にする必要がある。
- (2) ナトリウムサンプリングの後、るつぼの取出し試験を行ったところ、フランジのボルト・ナットに焼き付きが生じ、実用上問題がある。

この原因としてはボルトの過大締付トルクによるネジ山の変型およびループでの熱膨張などが考えられる。そこでこの対策として、小トルクで十分なシール効果のあるパッキンの調査と適用の検討を行った。

2. シール材の調査

ナトリウムサンプリング容器のシール材は高温・高圧・高真空およびナトリウムに使用が可能なことから金属パッキンを採用することにし、これを満足するシール材について調べた特性を表9.2.1に示した。この結果から試験－Ⅱとして弾性復元量が大きく密封性能がすぐれているHELCOFLEXについて検討を行うことにした。

3. 結 果




ボルト締付トルクに対する真空度の関係を図9.2.1に示した。この結果から真空度を 10^{-6} Torr台に保つには、トルクを $5 \text{ kg} \cdot \text{m}$ にすればよいことがわかった。次いで、ナトリウムサンプリング(Na温度： 400°C)の後、フランジ取外し試験を行った結果、全てのボルト・ナット締付部に焼き付きは発生せず円滑にできることを確認した。

4. ま と め

ナトリウムサンプリング容器の条件を次の通り選定した。

- (1) フランジシール材はHELCOFLEXを使用する。
- (2) フランジ締付ボルトのトルクは $5 \text{ kg} \cdot \text{m}$ にする。

表 9.2.1 金属パッキンの特性

名 称	断 面 形 状	特 性
のこ歯形ガスケット*1	 Cu 表面Niメッキ	<ul style="list-style-type: none"> ・シール性および耐圧力がすぐれている。 ・大きな締付力が必要 (フランジ表面に傷ができるので、パッキンの交換時には面を仕上げ直す必要がある)
中空リング	 ステンレス鋼	<ul style="list-style-type: none"> ・小さな締付力でシール性が得られる。 ・温度変化に対する復元量が小さい。
HELCOFLEX*2 (V-100)	 被覆材: Ni / 被覆材 内部 SUS304コイル (側面図)	<ul style="list-style-type: none"> ・温度変化に対する復元量が大きい。 ・中空リングより、小さな締付力でシール性が得られる。

*1 : 試験-I で検討済

*2 : 仏国 CEFILAC 社製

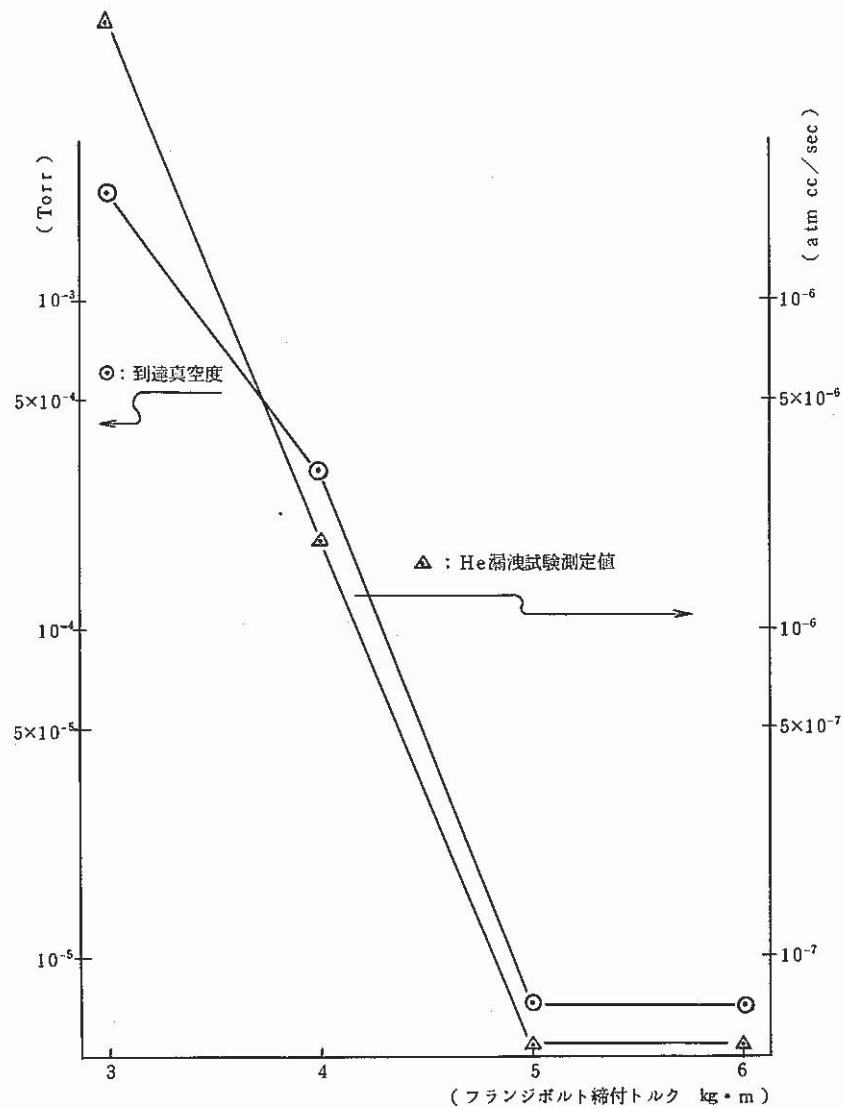


図 9.2.1 サンプリング容器の真空試験

9.3 ナトリウム酸化物の形態別分析（X線回折法）の試験計画

報告者：根本（分析Gr）

1. 概 要

本試験はソースターム低減化研究（プラント安全工学室との共同研究）の一環として、高速増殖炉の冷却ナトリウムが漏洩燃焼したときの反応形態を解明するのに必要な基礎データを得るためのものである。

ナトリウムの燃焼によって発生するエアロゾルは大気中の酸素や水分などとの反応によって種々のナトリウム酸化物（ Na_2O 、 Na_2O_2 、 NaO_2 ……）が生成される。これらナトリウム酸化物の混合組成を同定し定量分析する方法は試料が活性で不安定なため一般化されていない。そこで、不活性置換型試料室を備えたX線回折分析装置を使用して分析する方法を確立するため、検討試験を行う。

2. 試験装置

試験に使用するX線回折分析装置は、図9.3.1に示すようにX線発生装置、X線光学系、制御データ処理装置および測定中に試料が変質しないよう不活性ガスを封入した状態で分析可能な特殊試料室から構成される。

3. 試験項目および計画

検討試験の項目を要約すると次の通りである。

- (1) 安定した分析結果が得られるための試料調製および測定方法
 - 試料の粉碎粒度および混合条件の決定
 - 試料ホルダーへの充填および特殊試料室の取扱方法
 - (2) 酸化物形態の同定分析法
 - 分析精度
 - (3) 酸化物混合試料の形態別定量分析法
 - 内部標準法の適用
 - (4) ナトリウムエアロゾル試料の分析および解析の実施
- これらの試験工程を表9.3.1に示した。

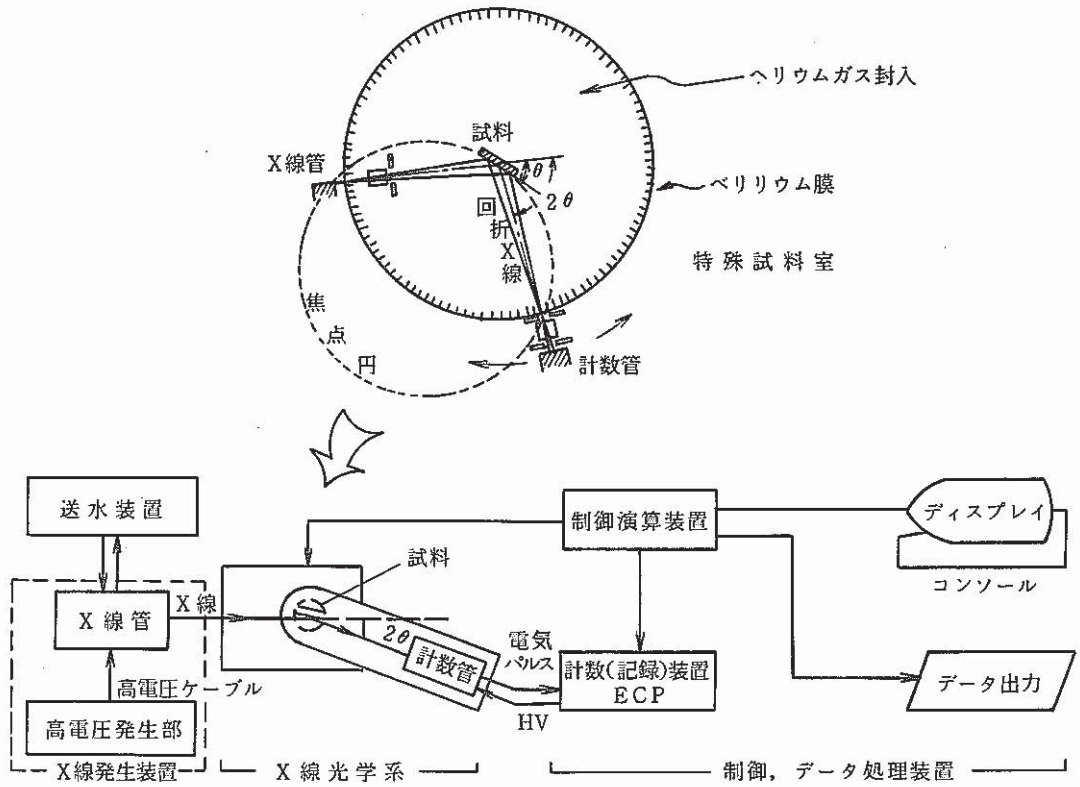


図 9.3.1 X線回折分析装置

表 9.3.1 試験工程

項目	年 (62年度)		年 (63年度)			
	2, 3	4 ~ 6	7 ~ 9	10 ~ 12	1, 2	
<ul style="list-style-type: none"> 試験準備 <ul style="list-style-type: none"> 文献調査 装置器具等の整備 	—		—			
<ul style="list-style-type: none"> 予備試験 <ul style="list-style-type: none"> 試料調製法 定性分析試験 	—		—			
<ul style="list-style-type: none"> 定量分析試験 <ul style="list-style-type: none"> 内部標準法の検討 	—		—			
<ul style="list-style-type: none"> 実試料の分析 	—		—			
<ul style="list-style-type: none"> まとめ 	—		—			

9.4 S G 水中塩素分析に関する問題点（原因調査結果）

報告者：荒川（分析 Gr）

1. 概 要

機器システム開発室の依頼分析である S G 水中の塩素分析（イオンクロマトグラフ法）において、不明ピークが検出され、塩素の定量に影響をおよぼす事がわかり、その不明ピークの原因の調査を実施した。

その結果、機器システム開発室において、通常 S G 水にモルホリンを添加している事がわかった。又、過剰のモルホリンを添加した期間と分析において不明ピークが検出された期間がほぼ一致していることもわかった。

以上のことより、不明ピークの原因がモルホリンの過剰添加による影響であることの確認を実施した。又モルホリンの影響が不明ピーク以外にもあることがわかったので同時に報告する。

2. 不明ピークがモルホリンの影響によるものである事の確認

(1) 方 法

- 純水にモルホリンを添加した試料と不明ピークが検出された S G 水試料の比較
- 標準塩素溶液を S G 水試料とモルホリン溶液に添加した場合のピーク分離の比較
- モルホリン添加量を一定にし、塩素濃度を变化させた試料の比較

(2) 結 果

S G 水試料で検出された不明ピークは、リテンションタイム及びピーク型状が同様なことより、モルホリンによる影響であることがわかった。

又、モルホリンが共存した場合、共存しない場合に対して、検出される塩素量は実際のそれより低く検出されることがわかった。

3. 考 察

今回は、S G 水試料より検出された不明ピークより推定し、モルホリン濃度が 300 ppm の場合について検討したが、通常 S G 水に含まれるモルホリン濃度は 20 ppm 前後なので、その場合についても影響があるかどうか確認する必要がある。

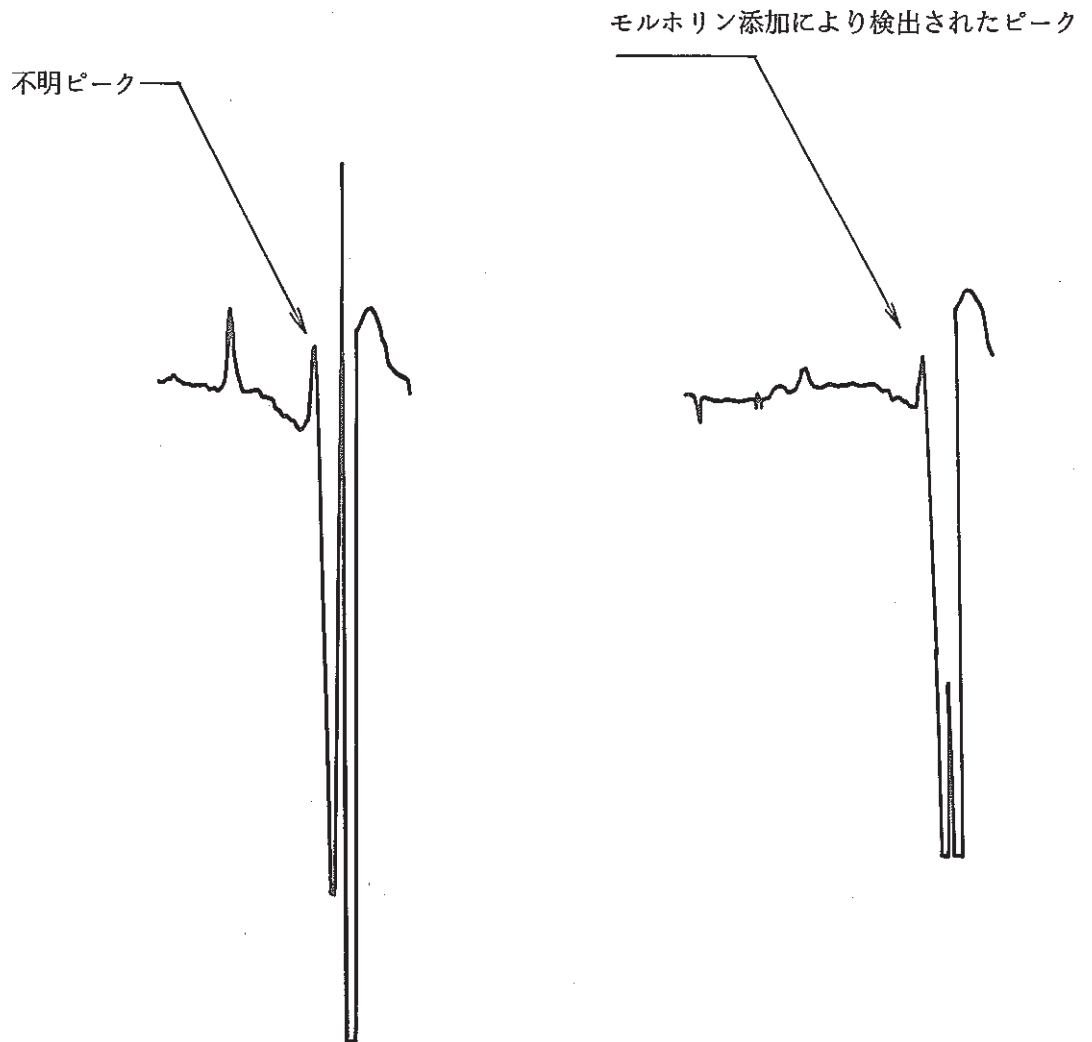


図9.4.1 不明ピークとモルホリンピークの比較

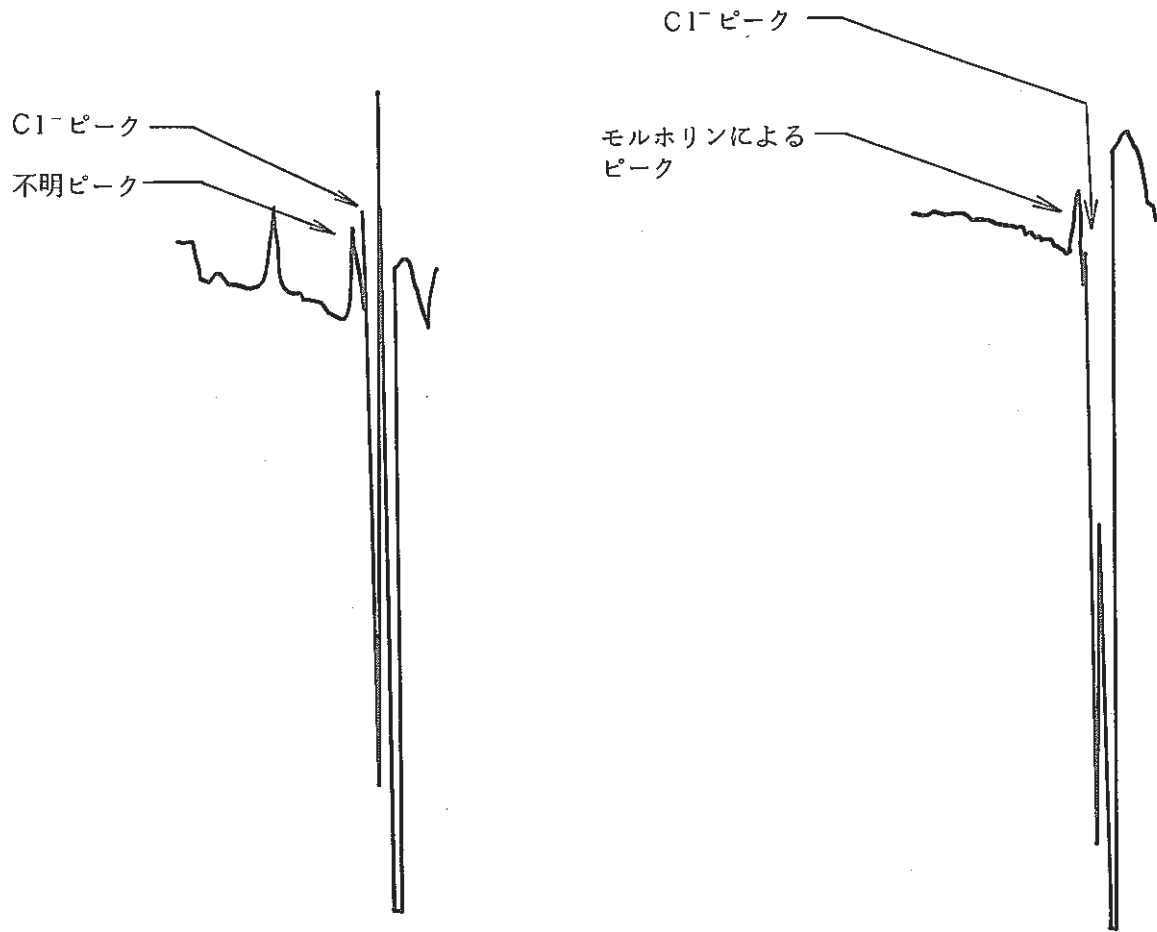


図9.4.2 不明ピークとモルホリンピークの塩素ピークに対する分離の比較

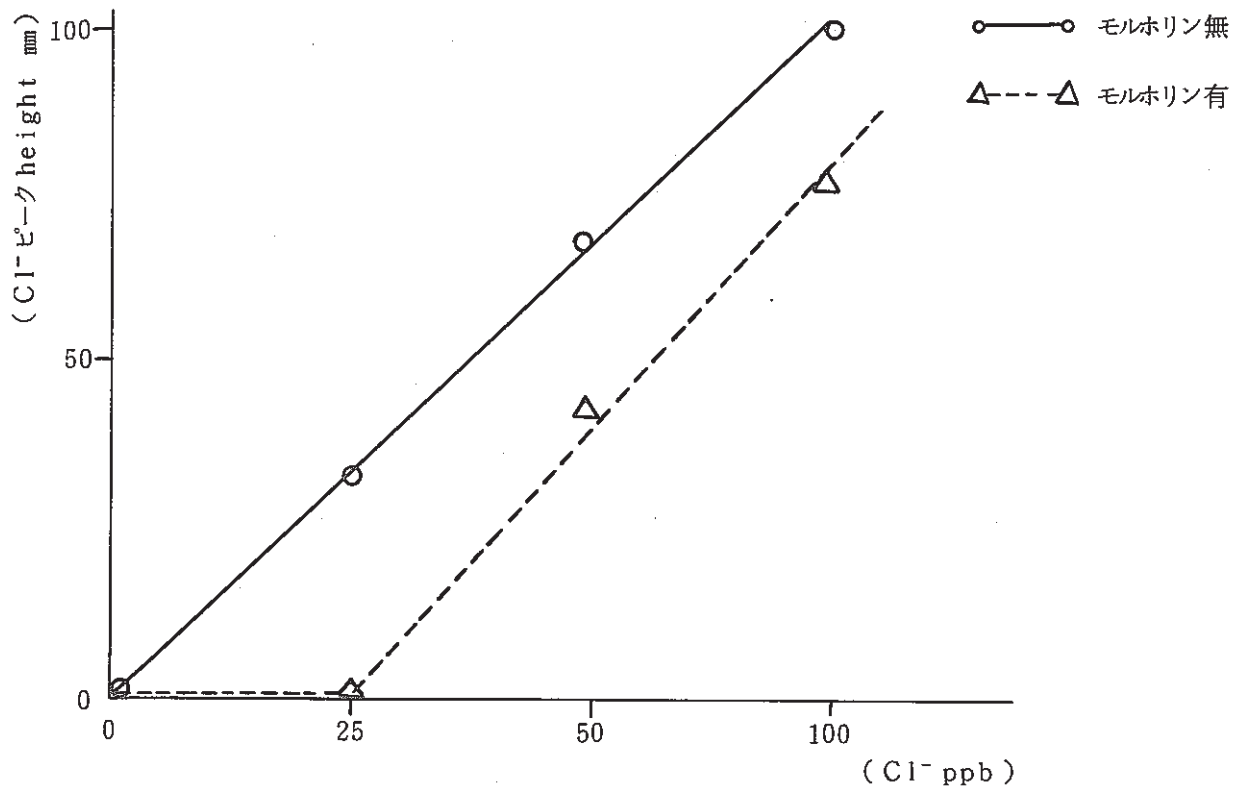


図 9.4.3 塩素検出ピークに及ぼすモルホリンの影響

10. その他の試験研究及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9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。

10.1 「常陽」一次系ナトリウム放射エネルギーデータのまとめ

報告者：鈴木実（分析Gr）

1. 概要

照射課メモ「照一(62)-246」により依頼のあった、燃材部発行「照射後試験関連データ支給依頼票62-燃材依-35」に対して「JOYO」一次ナトリウム中放射性核種分析結果を初臨界以後現在までについて調査しまとめたので、その結果を報告する。

2. 依頼受内容

FMSでのナトリウム洗浄結果及び缶内水分析結果の評価に役立てるため以下のデータの支給を依頼された。

(イ) 一次系ナトリウム放射エネルギー推移：積算運転日数(EFPD)対放射エネルギー($\mu\text{Ci}/\text{cc}$)図

(ロ) 放射性核種分析結果表

3. 報告内容

2.(イ)については照射課担当者と打合せの上照射課で作成することとなった。

したがって技術課からは(ロ)の項目をS53.5.7～S62.9.26まで調査し、表にまとめた。

以上調査した詳細を年月日対「JOYO」一次系ナトリウム中RI分析値を表10.1.1～3に示す。

表10.1.1 年月日対「JOYO」一次系ナトリウム中R I分析値

年 月 日	^{22}Na ($\mu\text{Ci/g}$)	$^{110\text{m}}\text{Ag}$ ($\mu\text{Ci/g}$)	^3H ($\mu\text{Ci/g}$)	^{24}Na ($\mu\text{Ci/g}$)	^{124}Sb ($\mu\text{Ci/g}$)	備 考
S53 5 7	1.37×10^{-3}	2.87×10^{-5}		1.49×10^{-8}		9MW
6 8	7.5×10^{-3}	2.1×10^{-4}	1.2×10^{-3}		6.0×10^{-5}	25 #
7 5	1.2×10^{-2}	2.8×10^{-4}			5.3×10^{-5}	40 #
8 15	2.8×10^{-2}	6.0×10^{-4}	1.4×10^{-3}		2.9×10^{-5}	50 #
9 15			3.5×10^{-3}			
10 26			3.0×10^{-3}			
11 17	3.3×10^{-2}	7.7×10^{-4}				50 #
12 5	4.5×10^{-2}	9.2×10^{-4}	2.2×10^{-3}			50 #
S54 1 21	5.2×10^{-2}	9.2×10^{-4}	3.8×10^{-3}			50 #
2 22	8.5×10^{-2}	1.1×10^{-3}	9.0×10^{-4}			50 #
4 12	7.9×10^{-2}	1.3×10^{-3}	7.8×10^{-4}			
5 14	7.6×10^{-2}	1.1×10^{-3}				
7 7	7.7×10^{-2}	8.4×10^{-4}	4.8×10^{-3}			75 #
7 23	9.2×10^{-2}	1.1×10^{-3}				75 #
8 22	1.0×10^{-1}	1.5×10^{-3}				75 #
S55 1 14			7.8×10^{-4}			
1 31	9.4×10^{-2}	1.0×10^{-3}	6.3×10^{-3}			75 #
2 15	1.1×10^{-1}	1.5×10^{-3}		1.1×10^4		75 #
3 2	1.2×10^{-1}	9.9×10^{-4}	9.7×10^{-3}	1.1×10^4		75 #
4 27	1.2×10^{-1}	1.5×10^{-3}	5.0×10^{-3}			
5 6	1.2×10^{-1}	1.6×10^{-3}	3.8×10^{-3}			
5 21	1.3×10^{-1}	1.9×10^{-3}	4.1×10^{-3}	1.5×10^4		75 #
6 9	1.5×10^{-1}	1.3×10^{-3}	4.8×10^{-3}	9.1×10^3		75 #
7 23	1.55×10^{-1}	1.9×10^{-3}	4.0×10^{-3}	7.3×10^3		50 #
8 10	1.8×10^{-1}	1.8×10^{-3}	5.0×10^{-3}	1.1×10^4		75 #
9 28	1.9×10^{-1}	2.2×10^{-3}	1.1×10^{-2}			
S56 1 18	1.5×10^{-1}	1.7×10^{-3}	7.0×10^{-3}			
3 11	1.5×10^{-1}	1.5×10^{-3}	7.1×10^{-3}			
3 22	1.5×10^{-1}	1.5×10^{-3}	1.1×10^{-3}	7.5×10^3		50 #
4 15	1.8×10^{-1}	1.7×10^{-3}	1.2×10^{-2}			75 #

表 1 0.1.2 年月日対「JOYO」一次系ナトリウム中R I分析値

年 月 日	$^{22}\text{Na}(\mu\text{Ci/g})$	$^{110\text{m}}\text{Ag}(\mu\text{Ci/g})$	$^3\text{H}(\mu\text{Ci/g})$	$^{24}\text{Na}(\mu\text{Ci/g})$	$^{124}\text{Sb}(\mu\text{Ci/g})$	備 考
S56 6 10	1.2×10^{-1}	1.9×10^{-3}	7.2×10^{-3}			
12 20	1.54×10^{-1}	2.87×10^{-3}	6.02×10^{-3}			
S57 5 20	1.3×10^{-1}	1.75×10^{-3}	2.78×10^{-2}			
12 22	1.1×10^{-1}		9.0×10^{-3}			
S58 1 31	1.1×10^{-1}		2.0×10^{-3}			
2 13	1.1×10^{-1}		7.9×10^{-4}			25MW
3 5	1.1×10^{-1}		1.4×10^{-2}			75 #
3 29	1.3×10^{-1}		6.9×10^{-2}			100 #
5 29	1.2×10^{-1}		1.0×10^{-2}			
6 16			6.1×10^{-3}			
7 3	1.2×10^{-1}		8.5×10^{-3}			50 #
8 2	1.1×10^{-1}		4.3×10^{-3}			
10 27	1.6×10^{-1}		2.5×10^{-2}			100 #
11 16	1.8×10^{-1}	8.4×10^{-3}		3.13×10^4		100 #
12 9	1.9×10^{-1}		4.2×10^{-2}			
S59 3 19	1.6×10^{-1}		7.1×10^{-2}			
4 13	1.5×10^{-1}		5.2×10^{-3}			
5 2	1.7×10^{-1}		1.0×10^{-3}			100 #
5 22	1.7×10^{-1}	4.8×10^{-3}	2.1×10^{-3}			100 #
6 24	1.8×10^{-1}	6.5×10^{-3}	5.5×10^{-3}			
7 9	1.9×10^{-1}	7.7×10^{-3}	1.9×10^{-3}			
8 28	2.1×10^{-1}	7.0×10^{-3}	9.3×10^{-3}			
10 1	2.3×10^{-1}	1.1×10^{-2}	2.1×10^{-2}			100 #
11 27	2.2×10^{-1}	8.4×10^{-3}	4.1×10^{-3}			
12 9	2.2×10^{-1}	9.5×10^{-3}	3.2×10^{-2}			100 #
12 26	2.4×10^{-1}	1.2×10^{-2}	8.6×10^{-2}	3.05×10^4	1.5×10^{-3}	100 #
S60 1 11	2.5×10^{-1}	1.1×10^{-2}	3.7×10^{-3}	2.98×10^4	1.2×10^{-3}	100 #
2 5	2.42×10^{-1}	9.0×10^{-3}	2.2×10^{-2}		1.3×10^{-3}	
2 21	2.50×10^{-1}	1.1×10^{-2}	5.5×10^{-3}			100 #

表 10.1.3 年月日対「JOYO」一次系ナトリウム中R I分析値

年 月 日	^{22}Na ($\mu\text{Ci/g}$)	$^{110\text{m}}\text{Ag}$ ($\mu\text{Ci/g}$)	^3H ($\mu\text{Ci/g}$)	^{24}Na ($\mu\text{Ci/g}$)	^{124}Sb ($\mu\text{Ci/g}$)	備 考
S60 3 19	2.64×10^{-1}	1.3×10^{-2}	9.4×10^{-2}		1.8×10^{-3}	100MW
4 30	2.72×10^{-1}	1.1×10^{-2}	2.6×10^{-2}			
5 20	2.64×10^{-1}	1.3×10^{-2}	9.8×10^{-3}		6.7×10^{-4}	
10 24	2.34×10^{-1}	6.0×10^{-3}	5.5×10^{-3}			
12 23	2.40×10^{-1}	8.5×10^{-3}	2.4×10^{-3}			100 #
S61 2 4	2.55×10^{-1}	7.7×10^{-3}	6.1×10^{-2}			
2 25	2.62×10^{-1}	9.3×10^{-3}	1.2×10^{-2}			100 #
5 6	2.99×10^{-1}	1.3×10^{-2}	4.4×10^{-2}			100 #
5 31	2.88×10^{-1}	1.4×10^{-2}	4.7×10^{-2}		7.1×10^{-4}	100 #
6 26	2.84×10^{-1}	1.1×10^{-2}	6.0×10^{-2}		7.6×10^{-4}	
7 19	3.24×10^{-1}	1.4×10^{-2}	4.7×10^{-2}			100 #
8 10		1.4×10^{-2}				100 #
9 7	3.23×10^{-1}	1.2×10^{-2}	9.4×10^{-2}		1.2×10^{-3}	
10 6	3.25×10^{-1}		2.1×10^{-1}			100 #
12 13	3.28×10^{-1}	1.5×10^{-2}	8.6×10^{-2}		1.4×10^{-3}	
S62 5 10	2.44×10^{-1}	8.4×10^{-3}	2.4×10^{-2}			
6 7	2.54×10^{-1}	7.7×10^{-3}	1.4×10^{-2}			
8 11	2.42×10^{-1}	6.5×10^{-3}	3.2×10^{-2}			
8 30	2.38×10^{-1}	6.3×10^{-3}	2.3×10^{-2}			
9 26	2.54×10^{-1}	7.9×10^{-3}	1.2×10^{-1}			100 #

注) 空白部は分析を行わなかったものか、分析時には検出下限以下であったものを示す。主に ^{22}Na 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^3H は分析を行わなかったもので ^{24}Na は検出下限値以下であった。

1 0.2 昭和63年度～昭和65年度3ヶ年運転計画の作成

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 概 要

3ヶ年計画は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第30条」及び「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則第4条第1項」により、届け出が義務づけられている。届け出内容は「常陽」の核燃料収支である。

今回、昭和63年度～65年度分を作成したので報告する。

昭和63年度～昭和65年度運転計画

	昭和63年度						昭和64年度						昭和65年度																							
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3												
「常陽」 運転計画	15		15'		16		17			18		18'		19		20		21'			21		22		22'		23									
	↔ 第7回定期点検						↔ 第8回定期点検																													
MK-II燃料 受 入																																				
炉心燃料	12体						16体						28体						32体						6体											
A型特燃																									2体											
B型特燃																									1/2体						1体					
C型特燃	1体						1体																		1体						1体					
運転時間 (h)	1872						1680						3192						1680						1488						3168					

運 転 計 画

62動燃(安)736
昭和63年1月 日

科学技術庁長官
伊藤 宗一郎 殿

住 所 東京都港区赤坂1丁目9番13号
動力炉・核燃料開発事業団
氏 名 理事長 林 政 義

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第30条及び試験研究の用に供する原子炉等の設備、運転等に関する規則第4条第1項の規定により次のとおり届け出ます。

工場又は 事業所	名 称		動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター		原 子 炉 名 高速実験炉																	
	所 在 地		茨城県東茨城郡大洗町成田町4002		型 式		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型															
	熱 出 力		運 転		燃 料 体								使 用 済 燃 料									
項目 年度別 期 別	平均 (kW)	最大 (kW)	時 間 (h)	ウ ラ ン					プ ル ト ニ ウ ム					ウ ラ ン				プ ル ト ニ ウ ム				
				受 入 量 ウランの量 (kg)	挿 入 量 ウランの量 (kg)	期 末 在 庫 量 ウランの量 (kg)	期 首 装 荷 量 ウランの量 (kg)	期 末 装 荷 量 ウランの量 (kg)	受 入 量 プルトニウムの 量 (kg)	挿 入 量 プルトニウムの 量 (kg)	期 末 在 庫 量 プルトニウムの 量 (kg)	期 首 装 荷 量 プルトニウムの 量 (kg)	期 末 装 荷 量 プルトニウムの 量 (kg)	取 出 量 ウランの量 (kg)	払 出 量 ウランの量 (kg)	期 末 在 庫 量 ウランの量 (kg)	プルトニウム又は ウラン 233の 生成量 (g)	燃 焼 度 (%)	払 出 量 プルトニウムの 量 (kg)	期 末 在 庫 量 プルトニウムの 量 (kg)		
63 年度	上期	100,000	100,000	1,872	103	178	358	538	536	39	67	135	209	208	180	0	12,116	3,501	68	7.4	0	758
					17,317	29,588	46,219	76,881	83,068	28,000	48,361	104,064	158,330	156,591	23,401	0	410,667		50,100		0	587,777
	下期	100,000	100,000	1,680	138	97	399	536	555	51	37	149	208	216	78	0	12,194	1,388	29	0	787	
計	100,000	100,000	3,552	241	275				90	104				258	0		4,889	97	0			
				40,377	45,760				65,265	74,724				31,991	0		71,317	7.1	0			
64 年度	上期	100,000	100,000	3,192	231	165	465	555	549	86	62	173	216	212	171	0	12,365	3,137	66	7.0	0	853
					39,088	27,920	64,275	90,710	94,606	62,261	44,472	132,755	161,637	157,125	24,024	0	443,221		48,984		0	658,078
	下期	100,000	100,000	1,680	264	74	655	549	587	99	28	244	212	208	86	0	12,451	1,709	32	0	885	
計	100,000	100,000	4,872	44,672	12,564	96,383	94,606	94,277	71,155	20,012	183,898	157,125	155,228	12,893	0	456,114	21,909	0	679,987			
				495	239				185	90			257	0		4,846	98	0				
					83,760	40,484				133,416	64,484				36,917	0		70,893	7.0	0		
65 年度	上期	100,000	100,000	1,448	1	84	572	537	542	1	31	214	208	211	79	0	12,530	1,627	28	7.3	0	913
					186	14,053	82,516	94,277	97,020	433	22,453	161,878	155,228	157,831	11,310	0	467,424		19,850		0	699,837
	下期	100,000	100,000	3,168	71	171	472	542	569	27	64	177	211	223	144	0	12,674	3,098	52	0	965	
計	100,000	100,000	4,656	11,038	28,644	64,910	97,020	104,877	19,546	46,159	135,265	157,831	167,496	20,787	0	488,211	36,494	0	736,331			
				72	255				28	95			223	0		4,725	80	0				
					11,224	42,697				19,979	68,612				32,097	0		56,344	7.8	0		
合 計	100,000	100,000	13,080	808	769				303	289				738	0		14,460	275	0			
					135,361	128,941				218,660	207,820				100,945	0		198,554	7.3	0		

1 0.3 「常陽」仮想事故時プルトニウム被曝評価の概要

報告者：池田（原子炉利用Gr）

1. 目 的

原研の燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）の安全審査に関連して科学技術庁原子炉規制課及び本社安全部から、仮想事故のプルトニウムの放出及びその被曝評価について質問があった。その背景、質問及び回答についてまとめる。

2. 背 景

NUCEFの第2次安全審査において宮永委員より、立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について、“プルトニウムを燃料とする原子炉”に関する指針、または“核燃料施設”に関する指針のいずれを適用すべきかという趣旨の質問があった。

これに関連して更に次の質問があった。

- ① 「もんじゅ」「常陽」と「ふげん」とのプルトニウム被曝量の違いの原因
- ② 「もんじゅ」「常陽」等で想定している格納容器内プルトニウム1%放出の設定根拠

3. 質問と回答の要旨

(1) 仮想事故のプルトニウム放出過程

炉内には2910KCiのプルトニウムが存在することを想定する。環境へ放出されるもののうち98%は排出筒から2%はドーム部から放出される。図1 0.3.1参照。

(2) プルトニウムの被曝評価

「常陽」では「もんじゅ」と同様に“プルトニウムを燃料とする原子炉”に関する指針に基づき評価を行なっている。

(3) そ の 他

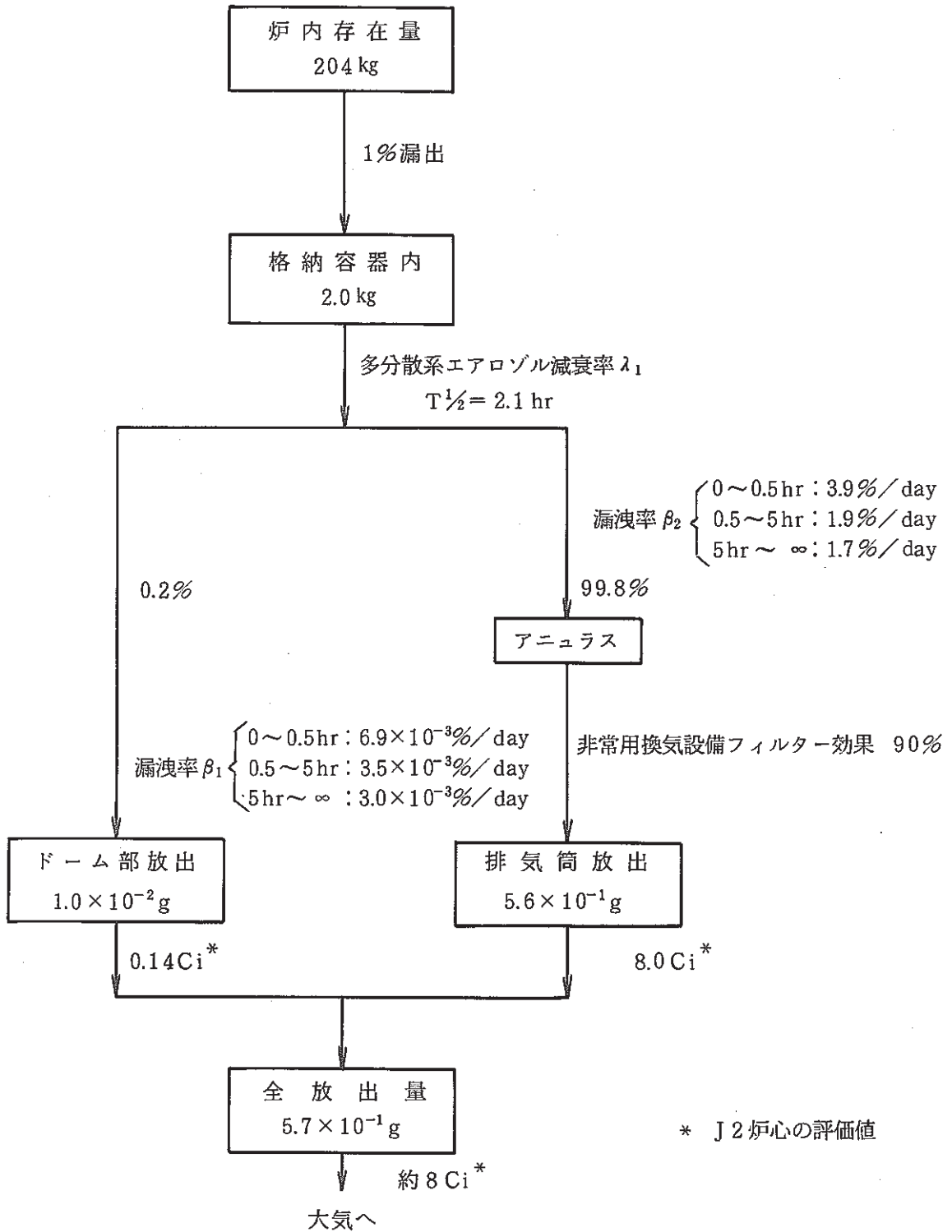
炉心燃料組成を表1 0.3.1に、安全評価に用いる相対濃度、相対線量を表1 0.3.2に示す。

表10.3.1 炉心燃料のプルトニウム組成

核種	比放射能 (Ci/g)	J 1 燃料 (kg/集合体)	J 2 燃料 (kg/集合体)
Pu 238	17	—	0.06
Pu 239	0.062	2.2	1.6
Pu 240	0.23	0.80	0.84
Pu 241	1.03	0.16	0.40
Pu 242	0.0039	—	0.23
Am 241	3.4	—	0.08

表10.3.2 安全評価に用いる相対濃度及び相対線量

	実効継続 時間 (hr)	地上放散		排気筒放散	
		χ/Q (sec/m ³)	D/Q {rem/(MeV·Ci)}	χ/Q (sec/m ³)	D/Q {rem/(MeV·Ci)}
廃ガスタンク 破損事故	1	8.1×10^{-5}	3.9×10^{-6}	2.7×10^{-6}	1.2×10^{-6}
仮想事故	2	6.6×10^{-5}	3.2×10^{-6}	2.3×10^{-6}	1.1×10^{-6}



(注) * 以外は J 1 炉心の評価値

図 10.3.1 再臨界事故 (仮想事故) 時の Pu^{239} の大気放出過程概要 (無限時間放出)

10.4 JOYDAS M/T管理システムの作成と取扱いについて

報告者：小倉（異常監視技術Gr）

1. 概 要

高速実験炉「常陽」のデータ収録用計算機（JOYDAS）は、昭和58年2月に設置された。JOYDASの機能の一つである「プラントデータ収録」機能は、磁気テープ装置を用いて行われており、大洗工学センターの大型計算機によって、トレンドプロットやデジタルデータ等として、再生することができる。

しかし、JOYDAS設置以来、収録されてきた磁気テープは、昭和62年3月で約140本になり、今後も着実に増加することから、必要とする期間のデータが収録された磁気テープを探し出す作業が非常にわずらわしいものとなって来ている。

このため、パーソナルコンピュータによる「JOYDAS M/T管理システム」を作成し、時間のかかる磁気テープの検索を自動化した。

本メモは、「JOYDAS M/T管理システム」の内容及び使用方法について述べたものである。ここでは、検索プログラムの使用方法について述べる。

2. データ検索プログラム "JOYSER. N88"

IPL自動起動プログラム "JJ.OPN" により、フロッピーディスクから読み出されて動作を開始する。

本プログラムの動作の流れ図を右に示す。

まず、検索の対象となるMTラベルのデータファイルをディスクから読み出し、ついでサイクル情報 "CYNUM.DAT" を読み出す。

次に検索のためのデータを、MTラベルデータとサイクル情報からメモリ上に作成する。

この後、「運転サイクルによる検索」であるか「希望日時による検索」であるかを選択して、必要なMTラベルデータを入手するための検索を行う。

