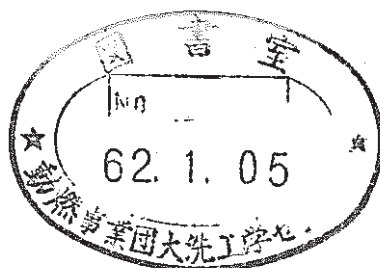


実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.3, No.2昭和61年7月～9月の成果概要



1986年10月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.3, No.2昭和61年7月～9月の成果概要

溝尾 宣辰

要 旨

本報告書は、実験炉部技術課が担当している試験研究のうち、昭和61年7月から9月の間に技術課内部資料（技術課メモ）として速報されたものの要旨をまとめたものである。

各成果速報は、その内容別に下記の項目に分類して編集されている。

- 高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価
- J2 炉心への移行計画のための解析検討
- 設工認のための解析検討
- 炉心内の機械的特性の解析と評価
- MK-II 炉心における自然循環試験の結果と解析・評価
- 高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析
- 高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析
- 計算機コード・マニュアルの作成と整備
- その他の試験研究および解析評価作業の成果

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

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

Experimental Reactor Division Vol.3, No.2

Nobutatsu Mizoo

Abstract

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

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

- Results of measurements, analyses and evaluations for core characteristics of JOYO.
- Results of analyses and evaluations for change to J2 core plan.
- Results of analyses and evaluations for official permission.
- Results of analyses and evaluations for core mechanics.
- Results of measurements and analyses for natural circulation test in JOYO MK-II core.
- Results of measurements and analyses on the plant characteristics of Experimental Fast Reactor "JOYO".
- Results of measurements and analyses of neutron flux and gamma ray of JOYO.

- Production and/or arrangements of analyses codes and code manuals.
- Miscellaneous results.

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

目 次

1. まえがき	1
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究	
2.1 高速実験炉の工程（昭和61年7月～9月）	2
2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和61年7月～9月）	21
3. 高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価	
3.1 MK-II炉心第11サイクルにおける制御棒較正試験の結果（技-61-90）	25
3.2 MK-II炉心第11サイクルにおける反応度係数試験の結果（技-61-145）	29
3.3 MK-II炉心第11サイクルにおける“MAGI”による記録計算の結果 （技-61-148）	32
3.4 MK-II炉心第12サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測 （技-61-144）	35
3.5 MK-II炉心第12サイクルにおける制御棒較正試験の結果（技-61-176）	37
3.6 3次元計算による等温温度係数の評価（技-61-86）	41
3.7 性能試験（D64, B2, CMIRI）炉心における等温係数の解析 （技-61-125）	42
3.8 ステップ応答試験の測定結果（MK-II炉心第10サイクル定格運転中の経時 変化）（技-61-79）	44
3.9 中性子束ゆらぎ量の測定結果（MK-II炉心第10サイクル）（技-61-80）	47
3.10 ステップ応答試験の測定結果（MK-II炉心第11サイクル定格運転中の経時 変化）（技-61-134）	50
3.11 中性子束ゆらぎ量の測定結果（MK-II炉心第11サイクル）（技-61-80）	53
3.12 MK-II炉心第14サイクルにおける余剰反応度の推定（技-61-112）	56
3.13 MK-II炉心での制御棒の内径方向中性子束分布の計算（技-61-113）	59
3.14 継続照射ピン燃料ペレット移動の核的評価計算（技-61-160）	62
3.15 B型特燃評価システムと“MAGI”システムの比較結果（技-61-124）	65
3.16 炉心燃料集合体（PFD137及びPFD116）の崩壊熱評価（技-61-163）	67
3.17 “MAGI”被覆材温度の計算ルーチンの修正（技-61-166）	70
3.18 INTA-1の崩壊熱および放射能等の評価（技-61-155）	71
3.19 INTA計装の炉雑音解析結果（第1報）（技-61-183）	73

4.	J2 炉心への移行計画のための解析検討	
4.1	第3次取替燃料の製造本数・富化度公差に対する要請 (技-61-106, 107, 143)	74
4.2	第15サイクル以降の燃交における取り出し燃料の燃焼度予測に使用する データ (技-61-109)	76
4.3	2次取替燃料, 3次取替燃料, 特殊燃料の置換反応度及び燃焼反応度損失 の計算 (技-61-121)	77
4.4	第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性 の評価(1) (技-61-117)	79
4.5	第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性 の評価(2) (技-61-130)	80
4.6	第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性 の評価(3) (技-61-127)	85
4.7	MK-II 炉心度 15~21サイクルの“MAGI”による予測計算(その1) (技-61-128)	86
4.8	J2 炉心での平衡炉心特性の評価(その1) (技-61-158)	89
4.9	3次取替燃料の組成を変更した第14~25サイクル予測計算 (技-61-169)	96
4.10	第13サイクルから3次取替燃料を使用し, B3Mを装荷した時の第13~25 サイクル予測計算 (技-61-168)	99
4.11	J2 燃料の崩壊熱および放射能等の評価 (技-61-126)	101
4.12	照射計画の変更に伴う臨界性評価 (技-61-110, 173)	104
5.	設工認のための解析検討	
5.1	A2D 集合体の軸方向中性子束分布 (技-61-170)	106
5.2	AMIR3-1, 2及びINTA-Sの装荷炉心の健全性 (技-61-138, 139)	108
5.3	第3次取替燃料及びB3の装荷炉心の健全性 (技-61-98, 99)	110
5.4	B4M, F2Cの炉心特性への影響 (技-61-141)	112
5.5	制御棒反応度値の B^{10} 燃焼効果及び設計余裕 (技-61-111)	114
5.6	第3次取替燃料の機械設計用データの評価 (技-61-101, 123, 142, 164, 165, 172, 174)	115
6.	炉心内の機械的特性の解析と評価	
6.1	IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 1, 2のパラメータ・サーベイ) (技-61-91)	119
6.2	IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 5 の標準ケース) (技-61-103)	121

6.3	IAEA/IWGFR 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 4 のパラメータ・サーベイ) (技-61-105)	122
7.	MK-II 炉心における自然循環試験の結果と解析・評価	
7.1	"MIMIR-N2" での IHX 単体コードの作成 (自然循環試験 II-D (75MW) 試験後解析) (技-61-132)	124
7.2	"MIMIR-N2" での IHX モデルの検証 (自然循環試験 II-D (75MW) 試験後解析) (技-61-159)	125
7.3	"MIMIR-N2" コードへの集合体間径方向熱移行モデルの導入及び検証 解析 (技-61-96)	127
7.4	"MIMIR-N2" コードによる自然循環試験 II-D の試験後解析 (その 2) (技-61-88)	129
7.5	"MIMIR-N2" コードによる自然循環試験 II-D の試験後解析 (その 3) (技-61-157)	131
7.6	解析手法による 2 次系流量校正 (自然循環試験 II-D) (技-61-136)	132
7.7	"MIMIR-N2" による自然循環解析時の 1 次系ポンプコストダウンの 検討 (技-61-156)	133
7.8	自然循環試験 II-E における崩壊熱の予測計算 (技-61-131)	134
8.	高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析	
8.1	サイクル報 (MK-II 炉心第 10 サイクル) (技-61-83)	137
8.2	サイクル報 (MK-II 炉心第 11 サイクル) (技-61-151)	140
8.3	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験の結果 (MK-II 炉心第 11 サイクル) (技-61-84)	143
8.4	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験の結果 (MK-II 炉心第 12 サイクル) (技-61-154)	149
8.5	M 系列および安定性試験の結果 (MK-II 炉心第 11 サイクル) (技-61-95)	155
8.6	MK-II 炉心第 11 サイクルにおける系統圧損の測定結果 (技-61-77)	158
8.7	MK-II 炉心第 12 サイクルにおける系統圧損の測定結果 (技-61-162)	159
8.8	流量計特性試験の結果 (MK-II 炉心第 11 サイクル) (技-61-82)	160
8.9	流量計特性試験の結果 (MK-II 炉心第 12 サイクル) (技-61-167)	165
9.	高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析	
9.1	生体遮コン貫通部の B ₄ C 板位置での反応率の測定結果 (技-61-104)	171
9.2	SMIR-2 のドシメータの反応率の評価結果 (技-61-137)	175
9.3	SMIR-6 のドシメータの反応率の評価結果 (技-61-147)	180

9.4	MK-II 炉心第 8,9 サイクルにおける床下照射ファイルの反応率の測定結果 (技-61-149)	183
10.	計算機コード・マニュアルの作成と整備	
10.1	炉心構成図の COLOR MAP 出力プログラムの使用手引 (技-61-94)	185
10.2	中性子束ゆらぎ量データの PLOT プログラムの使用手引 (技-61-115)	186
10.3	「常陽」DBS用集合体移動履歴ファイルの作成コードについて (技-61-78)	188
10.4	制御棒振動解析用プログラムの作成 (技-61-120)	189
11.	その他の試験研究および解析評価作業の成果	
11.1	ウラン・ニッケル合金要素の放射能強度に関する評価 (技-61-146)	193
11.2	ウラン・ニッケル合金要素の放射化量及び崩壊熱の評価 (技-61-129)	196
11.3	AST 試験用タグガスカプセル製作のためのタグガス組成の作成について (技-61-122, 技-61-132)	200
11.4	新型コールドトラップに係わる耐震計算 (工認申請) のバックアップ解析 (技-61-76)	205

昭和 61 年 7 月から 9 月までの間に発行された技術課メモを目的とする業務の内容に添って分類した。

A. 炉心管理業務

技 術 課 メ モ 題 名	番 号 頁
3.1 MK-II 炉心第 11 サイクルにおける制御棒校正試験の結果	(技-61-90)-25-
3.2 MK-II 炉心第 11 サイクルにおける反応度係数試験の結果	(技-61-145)-29-
3.3 MK-II 炉心第 11 サイクルにおける“MAGI”による記録計算の結果	(技-61-148)-32-
3.4 MK-II 炉心第 12 サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測	(技-61-144)-35-
3.5 MK-II 炉心第 12 サイクルにおける制御棒校正試験の結果	(技-61-176)-37-
3.6 3次元計算による等温度係数の評価	(技-61-86)-41-
3.7 性能試験 (D64, B2, CMIRI) 炉心における等温係数の解析	(技-61-125)-42-
3.8 ステップ応答試験の測定結果 (MK-II 炉心第 10 サイクル定格運転中の経時変化)	(技-61-79)-44-
3.9 中性子束ゆらぎ量の測定結果 (MK-II 炉心第 10 サイクル)	(技-61-80)-47-
3.10 ステップ応答試験の測定結果 (MK-II 炉心第 11 サイクル定格運転中の経時変化)	(技-61-134)-50-
3.11 中性子束ゆらぎ量の測定結果 (MK-II 炉心第 11 サイクル)	(技-61-140)-53-
3.12 MK-II 炉心第 14 サイクルにおける余剰反応度の推定	(技-61-112)-56-
3.13 MK-II 炉心での制御棒の内径方向中性子束分布の計算	(技-61-113)-59-
3.16 炉心燃料集合体 (PFD 137 及び PFD 116) の崩壊熱評価	(技-61-163)-67-
3.18 INTA-1 の崩壊熱および放射能等の評価	(技-61-155)-71-
3.19 INTA 計装の炉雑音解析結果 (第 1 親)	(技-61-183)-73-
5.5 制御棒反応度値の B^{10} 燃焼効果及び設計余裕	(技-61-111)-114-
5.6 第 3 次取替燃料の機械設計用データの評価	(技-61-101, 123, 142, 164, 165, 172, 174) -115-
9.1 生体遮コン貫通部の B_4C 板位置での反応率の測定結果	(技-61-104)-172-
9.2 SMIR-2 のドシメータの反応率の評価結果	(技-61-137)-175-
9.3 SMIR-6 のドシメータの反応率の評価結果	(技-61-147)-180-

	技術課メモ題名	番号	頁
9.4	MK-II炉心第8,9サイクルにおける床下照射ファイルの反応率の測定結果	(技-61-149)	-183-
10.1	炉心構成図のCOLOR MAP 出力プログラムの使用手引	(技-61-94)	-185-
10.2	中性子束ゆらぎ量データのPLOTプログラムの使用手引	(技-61-115)	-186-
10.3	「常陽」DBS用集合体移動履ファイルの作成コードについて	(技-61-78)	-188-

B. プラント健全性確認

	技術課メモ題名	番号	頁
8.1	サイクル報 (MK-II炉心第10サイクル)	(技-61-83)	-137-
8.2	サイクル報 (MK-II炉心第11サイクル)	(技-61-151)	-140-
8.3	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験の結果 (MK-II炉心第11サイクル)	(技-61-84)	-143-
8.4	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験の結果 (MK-II炉心第12サイクル)	(技-61-154)	-149-
8.5	M系列および安全性試験の結果 (MK-II炉心第11サイクル)	(技-61-95)	-155-
8.6	MK-II炉心第11サイクルにおける系統圧損の測定結果	(技-61-77)	-158-
8.7	MK-II炉心第12サイクルにおける系統圧損の測定結果	(技-61-162)	-159-
8.8	流量計特性試験の結果 (MK-II炉心第11サイクル)	(技-61-82)	-160-
8.9	流量計特性試験の結果 (MK-II炉心第12サイクル)	(技-61-167)	-165-

D. 改良・合理化

	技術課メモ題名	番号	頁
3.15	B型特燃評価システムと“MAGI”システムの比較結果	(技-61-124)	-65-
3.17	“MAGI”被覆材温度の計算ルーチンの修正	(技-61-166)	-70-
10.4	制御棒振動解析用プログラムの作成	(技-61-120)	-189-
11.4	新型コールドトラップに係わる耐震計算(工認申請)の バックアップ解析	(技-61-76)	-203-

F. 多目的利用（特殊試験・解析）

技術課メモ題名	番号	頁
7.1 “MIMIR-N2”での IHX 単体コードの作成（自然循環試験 II-D（75 MW）試験後解析）	（技-61-132）	-124-
7.2 “MIMIR-N2”での IHX モデルの検証（自然循環試験 II-D（75 MW）試験後解析）	（技-61-159）	-125-
7.3 “MIMIR-N2”コードへの集合体間径方向熱移行モデルの導入及び検証解析	（技-61-96）	-127-
7.4 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験 II-D の試験後解析（その2）	（技-61-88）	-129-
7.5 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験 II-D の試験後解析（その3）	（技-61-157）	-131-
7.6 解析手法による2次系流量較正（自然循環試験 II-D）	（技-61-136）	-132-
7.7 “MIMIR-N2”による自然循環解析時の1次系ポンプコーストダウンの検計	（技-61-156）	-133-
7.8 自然循環試験 II-Eにおける崩壊熱の予測計算	（技-61-131）	-134-
11.1 ウラン・ニッケル合金要素の放射能強度に関する評価	（技-61-146）	-193-
11.2 ウラン・ニッケル合金要素の放射射化量及び崩壊熱の評価	（技-61-129）	-196-
11.3 AST 試験用タグガスカプセル製作のためのタグガス組成の作成について	（技-61-122, 132）	-200-

G. 計画検討

技術課メモ題名	番号	頁
3.14 継続照射ピン燃料ペレット移動の核的評価計算	（技-61-160）	-62-
4.1 第3次取替燃料の製造本数・富化度公差に対する要請	（技-61-106）	-74- 107, 143)
4.2 第15サイクル以降の燃交における取り出し燃料の燃焼度予測に使用するデータ	（技-61-109）	-76-
4.3 2次取替燃料, 3次取替燃料, 特殊燃料の置換反応度損失の計算	（技-61-121）	-77-
4.4 第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性の評価(1)	（技-61-117）	-79-

技術課メモ題名	番号	頁
4.5 第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性の評価(2)	(技-61-130)	80-
4.6 第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性の評価(3)	(技-61-127)	85-
4.7 MK-II炉心第15～21サイクルの“MAGI”による予測計算(その1)	(技-61-128)	86-
4.8 12炉心での平衡炉心特性の評価(その1)	(技-61-158)	89-
4.9 3次取替燃料の組成を変更した第14～25サイクル予測計算	(技-61-169)	96-
4.10 第13サイクルから3次取替燃料を使用し、B3Mを装荷した時の第13～25サイクル予測計算	(技-61-168)	99-
4.11 12燃料の崩壊熱および放射能等の評価	(技-61-126)	101-
4.12 照射計画の変更に伴う臨界性評価	(技-61-110, 173)	104-
5.1 A2D集合体の軸方向中性子束分布	(技-61-170)	
5.2 AMIR 3-1, 2及びINTA-Sの装荷炉心の健全性	(技-61-138, 139)	106-
5.3 第3次取替燃料及びB3の装荷炉心の健全性	(技-61-98, 99)	110-
5.4 B4M, F2Cの炉心特性への影響	(技-61-141)	112-
6.1 JAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE1, 2のパラメータ・サーベイ)	(技-61-.91)	120-
6.2 JAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE5の標準ケース)	(技-61-103)	121-
6.3 JAEA/PWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE4のパラメータ・サーベイ)	(技-61-105)	122-

1. ま え が き

本報告書は、実験炉部技術課が担当している種々の試験研究の成果のうち、昭和61年7月1日から9月30日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を、その内容毎に編集したものである。

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

2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究

2.1 高速実験炉の工程（61年7月～9月）

6月29日より行なわれた、MK-II 定格第11サイクルの起動前点検を7月3日に終了し、その後、7月4日に第11サイクルが起動され、7月7日に定格100MW出力に到達した。

8月に入ってからも引続き第11サイクル定格100MW出力運転を順調に継続し、予定どおり8月20日に30MWより手動制御棒一斉挿入により原子炉を停止した。この間、運転特性試験等は予定どおり実施された。

停止後点検を行なった後、MK-II 定格12サイクル運転の為の燃料取扱作業に入った。燃料取扱作業は、18体の炉心構成の要素の炉内燃料取扱を行なった。

この燃料取扱作業により、改造型制御棒（SCR）はCR #2よりCR #4へ移動した。

これにより、MK-II 定格第12サイクルの炉心構成は、

炉心燃料	65体
C型特殊燃料	1体
計測線付C型特殊燃料（INTA）	1体
構造材料照射用反射体（SMIR）	2体
制御棒材料照射用反射体（AMIR）	2体

となった。

9月中旬に起動前点検を行なった後、9月13日にMK-II第12サイクルが起動され、9月16日に定格100MWに到達した。

尚、MK-II第12サイクルの原子炉停止は、10月29日100MW自然循環試験と伴に停止する予定である。

本期間中に実施した主な自主点検、改造工事及び運転特性試験を以下に列記する。

(1) 7月

- ① 運転前点検
- ② 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験
- ③ 流量計特性試験
- ④ 系統圧損測定
- ⑤ 制御棒校正試験
- ⑥ 燃料集合体出口温度計校正
- ⑦ 制御棒振動効果測定
- ⑧ 炉雑音測定

1. ま え が き

本報告書は、実験炉部技術課が担当している種々の試験研究の成果のうち、昭和61年7月1日から9月30日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を、その内容毎に編集したものである。

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

2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究

2.1 高速実験炉の工程（61年7月～9月）

6月29日より行なわれた、MK-II 定格第11サイクルの起動前点検を7月3日に終了し、その後、7月4日に第11サイクルが起動され、7月7日に定格100MW出力に到達した。

8月に入ってから引き続き第11サイクル定格100MW出力運転を順調に継続し、予定どおり8月20日に30MWより手動制御棒一斉挿入により原子炉を停止した。この間、運転特性試験等は予定どおり実施された。

停止後点検を行なった後、MK-II 定格12サイクル運転の為の燃料取扱作業に入った。燃料取扱作業は、18体の炉心構成の要素の炉内燃料取扱を行なった。

この燃料取扱作業により、改造型制御棒（SCR）はCR #2よりCR #4へ移動した。

これにより、MK-II 定格第12サイクルの炉心構成は、

炉心燃料	65体
C型特殊燃料	1体
計測線付C型特殊燃料（INTA）	1体
構造材料照射用反射体（SMIR）	2体
制御棒材料照射用反射体（AMIR）	2体

となった。

9月中旬に起動前点検を行なった後、9月13日にMK-II 第12サイクルが起動され、9月16日に定格100MWに到達した。

尚、MK-II 第12サイクルの原子炉停止は、10月29日100MW自然循環試験と伴に停止する予定である。

本期間中に実施した主な自主点検、改造工事及び運転特性試験を以下に列記する。

(1) 7月

- ① 運転前点検
- ② 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験
- ③ 流量計特性試験
- ④ 系統圧損測定
- ⑤ 制御棒校正試験
- ⑥ 燃料集合体出口温度計校正
- ⑦ 制御棒振動効果測定
- ⑧ 炉雑音測定

- ⑨ 出力係数測定
- ⑩ 熱出力校正
- ⑪ ステップ応答試験
- ⑫ FFD 特性試験
- ⑬ INTA/UPRオンライン試験
- ⑭ M系列試験
- ⑮ 安全性試験
- ⑯ 原子炉保護系点検

(2) 8月

- ① ステップ応答試験
- ② FFD 特性試験
- ③ INTA/UPRオンライン試験
- ④ 出力係数測定
- ⑤ 制御棒振動効果測定
- ⑥ O/F EMP 特性試験
- ⑦ 制御棒荷重測定
- ⑧ 原子炉保護系点検
- ⑨ 停止後点検
- ⑩ 1次純化系冷却ガス制御性確認試験

(3) 9月

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

⑨ M系列試験

本報告に係る期間中（昭和61年7月～9月）の原子炉運転実績を表1-1, 1-2に, その工程表及びプラント状態表をそれぞれ表2-1～2-3と表3-1～3-3に示す。

100MW定格第11サイクルの原子炉熱出力, 原子炉出入口Na温度及びNa流量を図1～図7に示す。

図8-1, 図8-2には, それぞれ100MW第11サイクル定格運転時と100MW第12サイクル定格運転時の炉心構成図を示す。

参考文献

高速実験炉「常陽」プラント管理月報

1986年7月分 PNC SN 86-007

1986年8月分 PNC SN 86-008

1986年9月分 PNC SN 86-009

表 1 - 1 月間の原子炉運転実績

期 間	昭和61年 7 月			昭和61年 8 月			昭和61年 9 月		
	月 間			月 間	100MW第11サイクル 期 間 S61.7.4~8.21		月 間		年度 3 四半期 期 間 S61.7.1~9.30
原子炉起動回数 (回)	1			1	2		1		3
運 転 日 (日)	28			21	49		18		67
積算運転時間 (H)	663			474	1,137		420.72		1,557.30
積算熱出力 (MWH)	61,725			45,905	107,630		37,737		145,367
利 用 率 (%)	83			62	92		52		66
平均熱出力 (MW)	93			67	95		90		93
最大熱出力 (MW)	100			100	100		100		100

表 1 - 2 積算原子炉運転実績

項 目	60年度累計 期 間 S61.4.1~7.31	MK-II累計 S57.11.22~	MK-I, II 累 計 S52.4.24~	60年度累計 期 間 S61.4.1~8.31	MK-II累計 S57.11.22~	MK-I, II 累 計 S52.4.24~	60年度累計 期 間 S61.4.1~9.30	MK-II累計 S57.11.22~	MK-I, II 累 計 S52.4.24~
	原子炉起動回数 (回)	4	133	395	5	134	396	6	135
運 転 日 (日)	78	—	—	99	—	—	117	—	—
積算運転時間 (H)	1,797	13,734	26,702	2,271	14,208	27,176	2,692.08	14,628.87	27,596.84
積算熱出力 (MWH)	169,352	1,205,082	1,807,044	215,257	1,250,987	1,852,949	252,994	1,288,724	1,890,686
利 用 率 (%)	58	—	—	59	—	—	58	—	—
平均熱出力 (MW)	94	—	—	95	—	—	94	—	—
最大熱出力 (MW)	100	—	—	100	—	—	100	—	—

表2-3 高速実験炉「常陽」実験工程表

項目	年月日																														
	1	2	3	4	5	⑥	⑦	8	9	10	11	12	13	⑭	⑮	16	17	18	19	⑳	㉑	22	㉓	24	25	26	27	㉘	29	30	
一般事項																															
記事	燃料取扱作業(8/23~9/9)													100 MWt 第12 サイクル運転(9/13~10/29 予定)																	
	燃料移送													100 MWt 定格出力運転(9/16~10/26 予定)																	
	炉内燃料取扱(2)													M系列試験																	
	燃料移送(8/27~9/4)													運転中点検																	
	洗浄プールへ(8/27~29, 9/1~4)													原子炉保護系点検																	
	1) 炉心燃料集合体 8体 2) B型特殊燃料集合体(B4M)1体 3) 内側反射体 1体 4) 制御棒 1体													50 MW																	
	炉内へ(8/28, 29, 9/1~4)													90 MW																	
	1) 炉心燃料集合体 10体 2) 空ポット(CR用) 1体													100 MW																	
	ベーン・ダンパー開度特性試験													制御棒振動効果測定																	
	2次主循環ポンプモーター ブラシ清掃													炉雑音測定																	
	INTA吊下し													出力係数測定																	
														熱出力校正																	
														ステップ応答試験																	
														FFD特性試験																	
														燃焼係数測定																	
													照射試験(特燃 C3M), INTA-1, UPR-1, AMIR-2, 4, SMIR-7, 8)																		
													INTR, UPR オンライン試験																		

表3-1 高速実験炉「常陽」プラント状態表

項目	年月日	S.61.7月																															
		1	2	3	4	⑤	⑥	7	8	9	10	11	12	⑬	14	15	16	17	18	⑱	⑳	21	22	23	24	25	26	⑳	28	29	30	31	
主要工程	100 MW 第11 サイクル 運転																																
	運転前確認													M系列試験 安定性試験												運転中点検							
	制御棒校正																													原子炉保護系点検			
	INTA 吊下し																																
	ベーン・ダンパ開度特性試験																																
流量計特性試験																																	
系統圧損測定																																	
出力係数測定																																	
原子炉出力																																	
炉内状況	GL-6100																																
冷却系 Na 温度																																	
1次系 Na 流量																																	
2次系 Na 温度																																	
2次系 Na 流量																																	
④ 関係 E/H 床下 囲気	閉鎖 窒素																																
その他																																	

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

表3-2 高速実験炉「常陽」プラント状態表

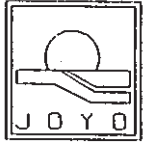
項目	年月日		S.61.8月																											
	1	②	③	4	5	6	7	8	9	⑩	11	12	13	14	15	⑯	⑰	18	19	20	21	22	23	⑳	㉑	26	27	28	29	㉓
主要工程	100 MW 第1サイクル運転														燃料取扱作業															
	Ar 廃ガス系リレー交換									停止後点検 INTA 吊上げ 制御棒振動効果 出力係数測定 制御棒荷重測定 O/F EMP 特性試験									炉内燃料取扱(1) 燃料移送 1次純化系 CT 冷却ガス制御性確認試験 O/F系EMP 継電器交換 原子炉保護系点検											
原子炉出力	100 MW														50 30 臨界 停止															
炉内状況	GL-6100														* ← → *															
冷却系 Na 温度	出口 Na 温度 500 °C														435 409 370 Na 温度 250 °C															
1次系 Na 流量	入口 Na 温度 370 °C Na 流量 100 %														Na 流量 20 %															
2次系 Na 温度	入口 Na 温度 472 °C														420 400 Na 温度 250 °C															
2次系 Na 流量	出口 Na 温度 343 °C Na 流量 100 %														355															
関係 E/H 床下雰囲気	閉室 窒素																													
その他	ステップ応答試験 FFD 特性試験 INTA, UPR オンライン試験 1次, 2次 Na, Ar SP														低レベル廃液移送 高レベル廃液移送															

炉心構造
 *ドライバー64体
 A特 0体
 B特 0体
 C特 2体
 INTA 1体
 SMIR 2体
 AMIR 2体
 (UPR) 1体
 *ドライバー64体
 A特 0体
 B特 0体
 C特 2体
 INTA 吊上げ中
 SMIR 2体
 AMIR 2体
 (UPR) 1体

表3-3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

項目	1986年9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
主要工程	燃料取扱作業					100 MW第12サイクル運転										M系列試験 運転中点検														
原子炉出力	燃料移送					炉内燃料取扱(2)										原子炉保護系点検														
炉内状況	運転前確認					INTA吊下し										制御棒校正														
冷却系	ベーン・ダンパ開度特性試験					流量計特性試験										制御棒振動効果測定														
Na温度	2次主循環ポンプモーターブラシ清掃					系統圧損測定										炉雑音測定														
1次系	出力係数測定					制御棒荷重測定										熱出力校正														
Na流量	停止					15~85kw										90														
Na温度	Na温度250℃					GL-6100										出口 Na 温度 500℃														
2次系	Na流量20%					ポニー補助系										入口 Na 温度 370℃														
Na流量	Na流量100%					Na流量100%										出口 Na 温度 343℃														
関係E/H床下雰囲気	閉鎖					窒素																								
その他	1次Na SP					ステップ応答試験										FFD特性試験														
	2次Na SP					INTA UPR オフライン試験										INTA UPR オフライン試験														
	2次Ar SP					1次Ar SP										1次Na SP														
	燃交廃液移送					低レベル廃液移送										低レベル廃液移送														

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

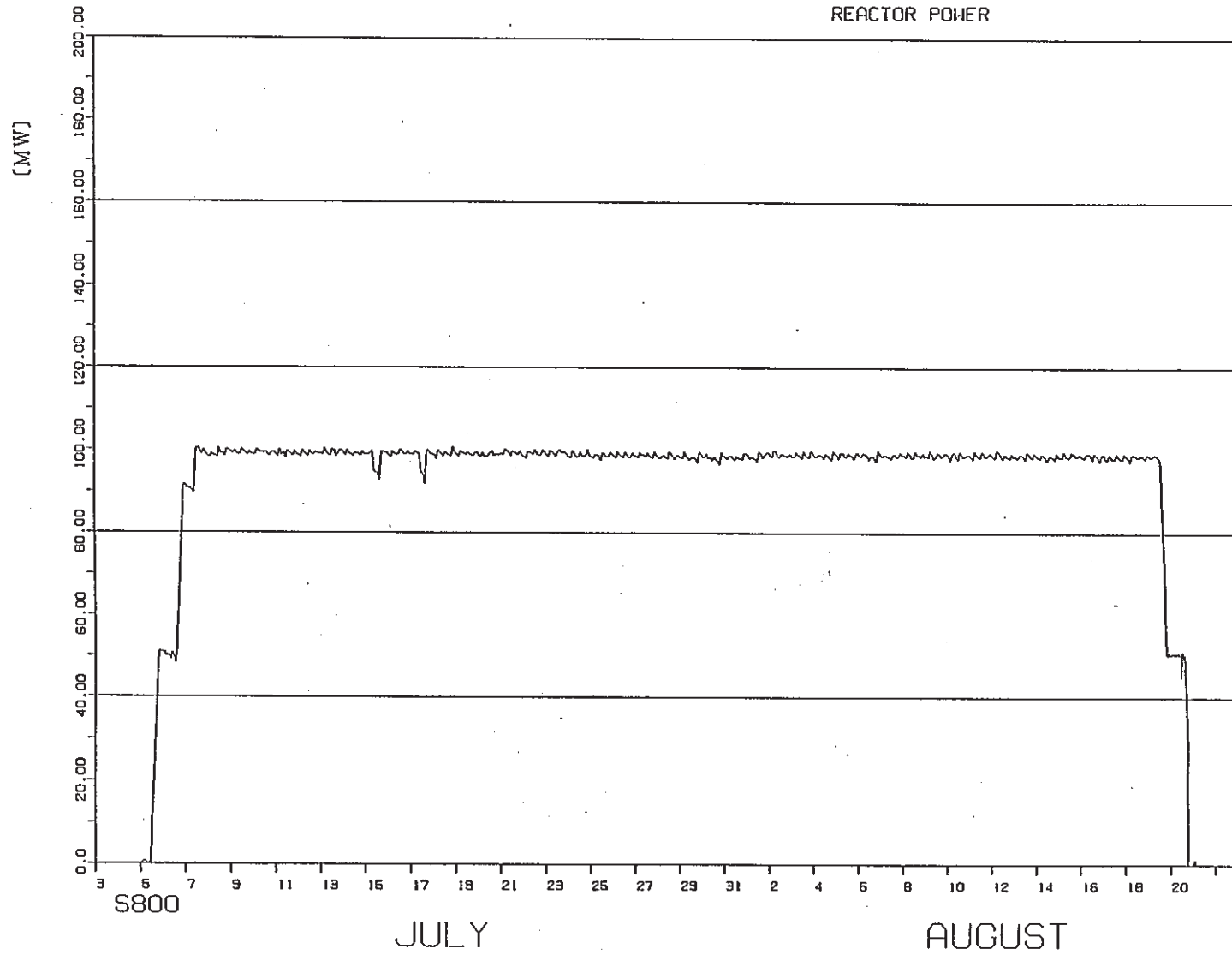


常陽MK-2 定格第11サイクル

(1986/7/3 1:0 ~1986/8/22 14:0)

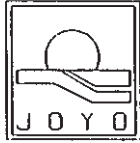
原子炉熱出力

REACTOR POWER



PNC-JOYO JOYDAS-PL0T

図1 「常陽」定格第11サイクル



常陽MK-2 定格第11サイクル

1986/7/3 1:0 ~ 1986/8/22 14:0

炉容器入口Na温度 (A)

REACTOR IN TEMPERATURE A

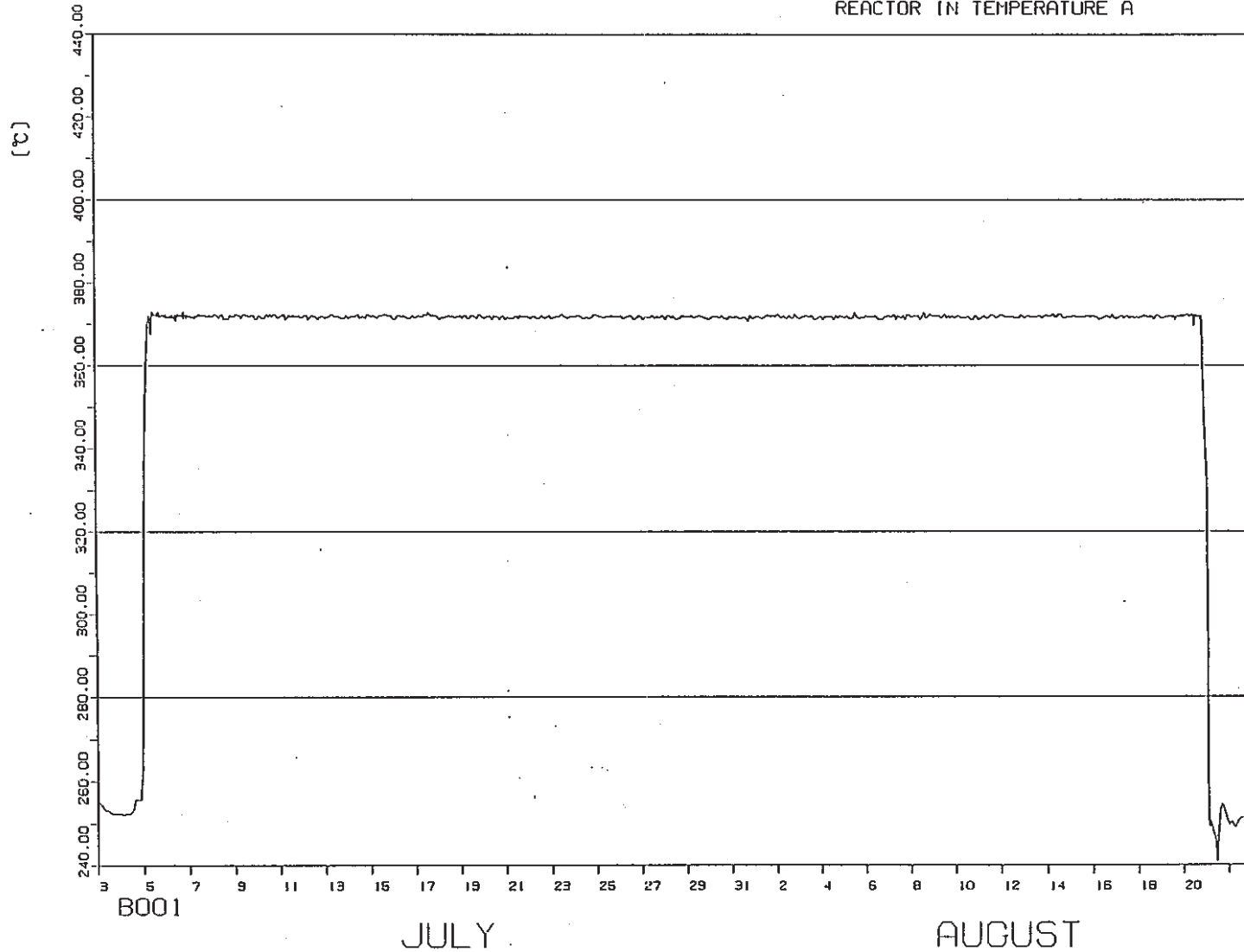


図2 「常陽」定格第11サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT



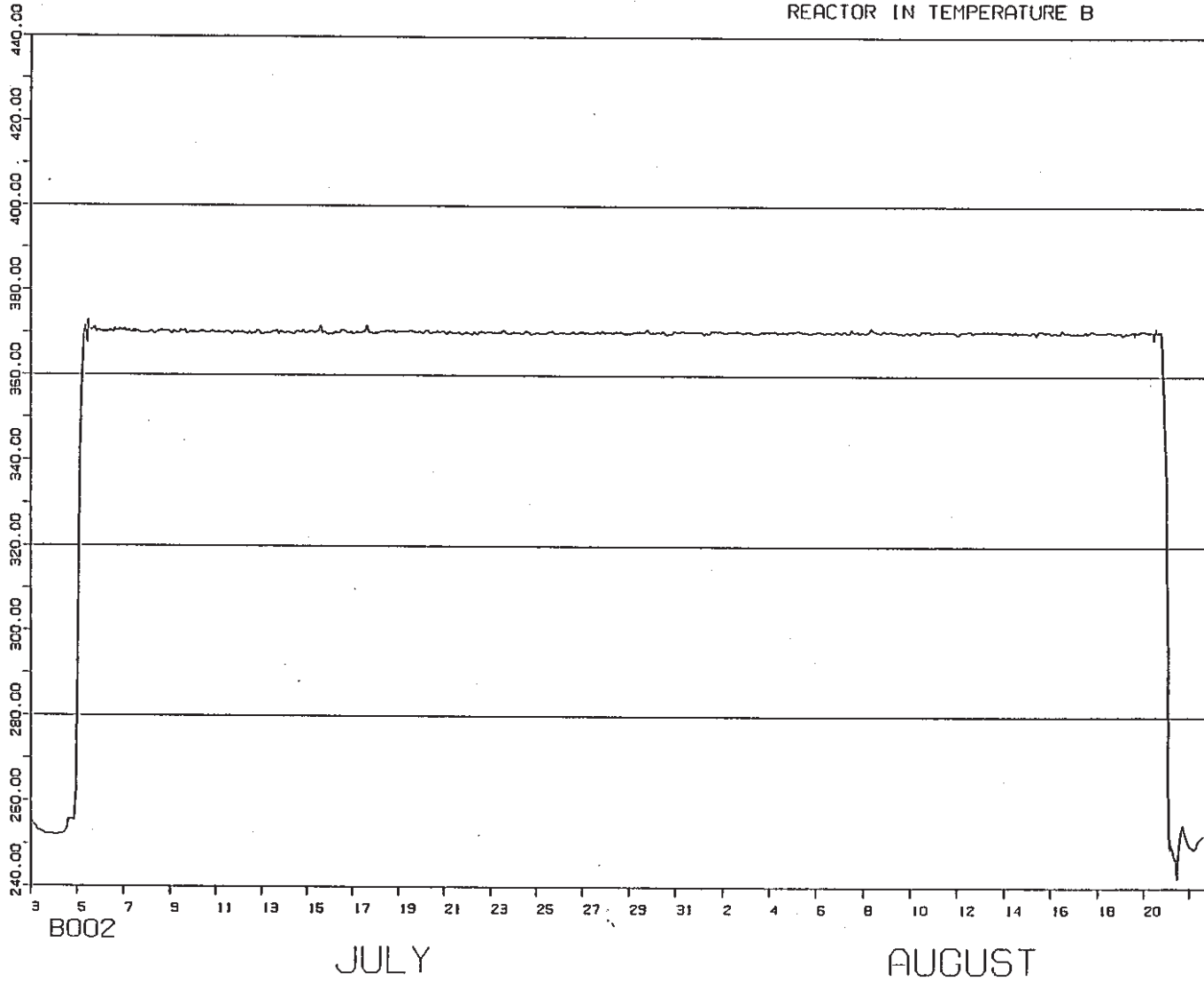
常陽MK-2 定格第11サイクル

(1986/7/3 1:0 ~1986/8/22 14:0)

炉容器入口Na温度 (B)

REACTOR IN TEMPERATURE B

[a]



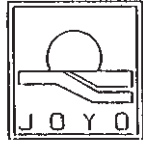
B002

JULY

AUGUST

PNC-JOYO JOYDAS-PL0T

図3 「常陽」 定格第11サイクル

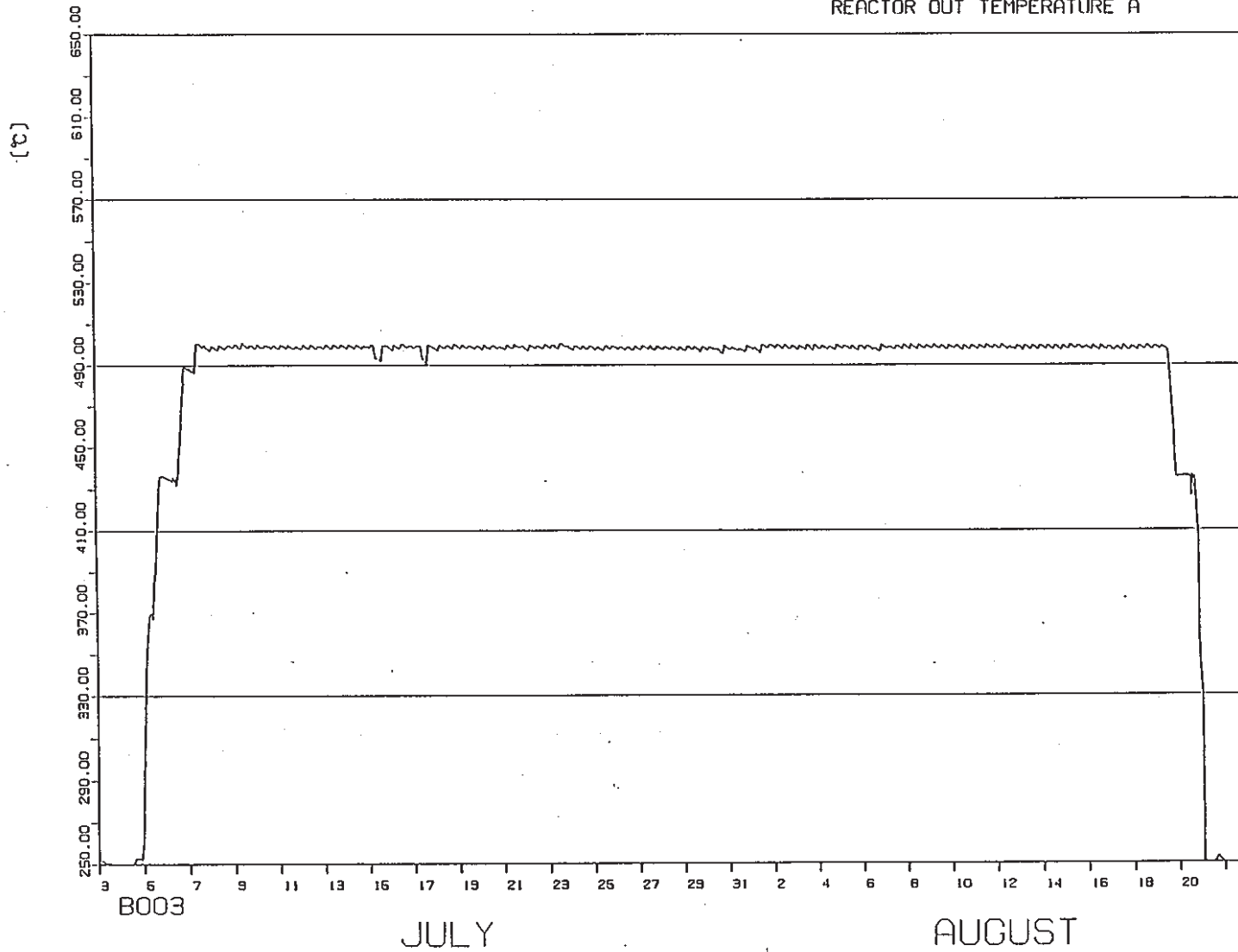


常陽MK-2 定格第11サイクル

1986/7/3 1:0 ~1986/8/22 14:01

炉容器出口Na温度 (A)

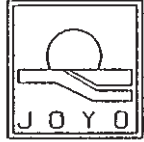
REACTOR OUT TEMPERATURE A



PNC TN9410 86-115

図4 「常陽」 定格等11サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-plot



常陽MK-2 定格第11サイクル

(1986/7/3 1:0 ~1986/8/22 14:0)

炉容器出口Na温度 (B)

REACTOR OUT TEMPERATURE B

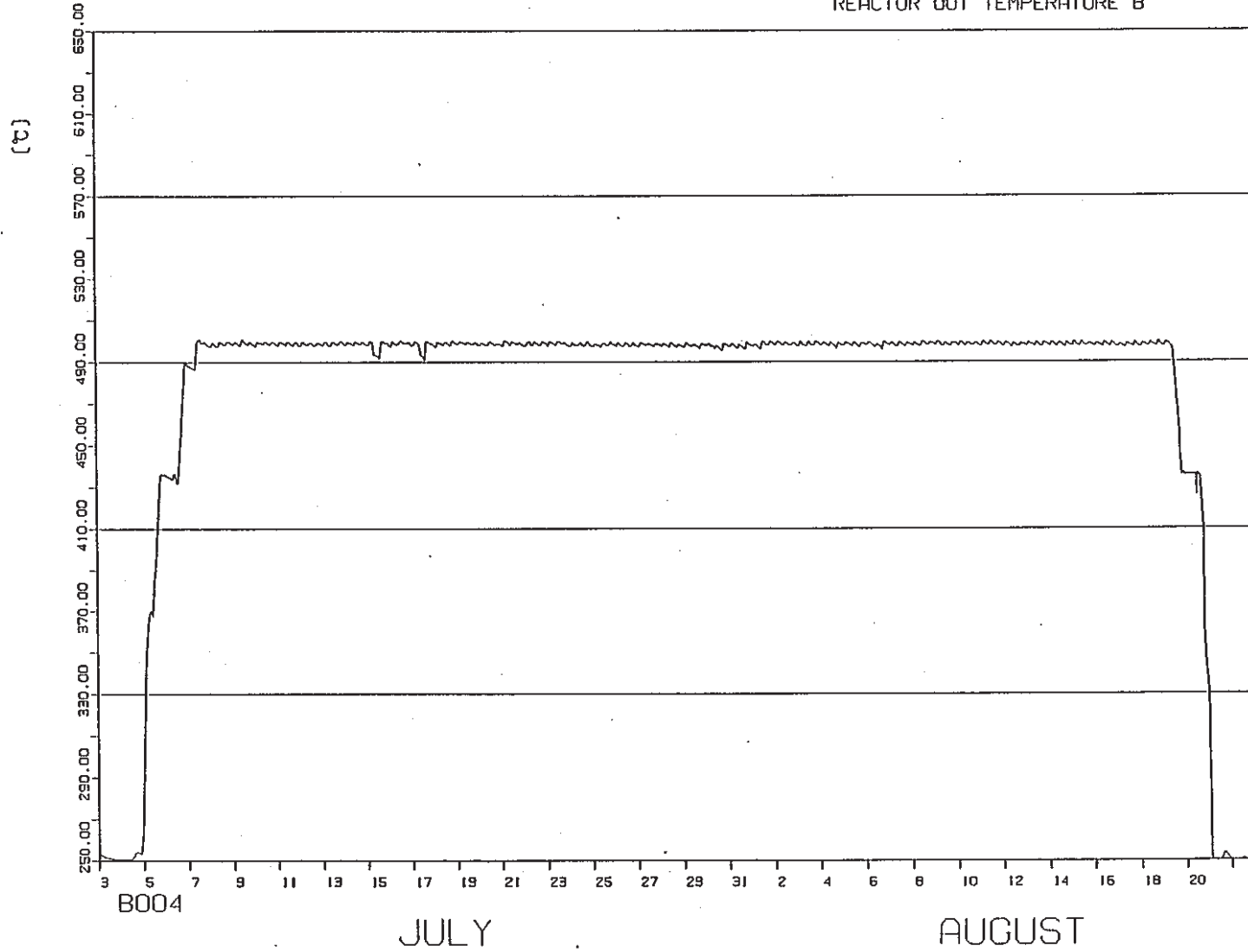
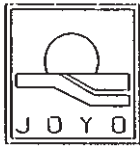


図5 「常陽」定格第11サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PL0T

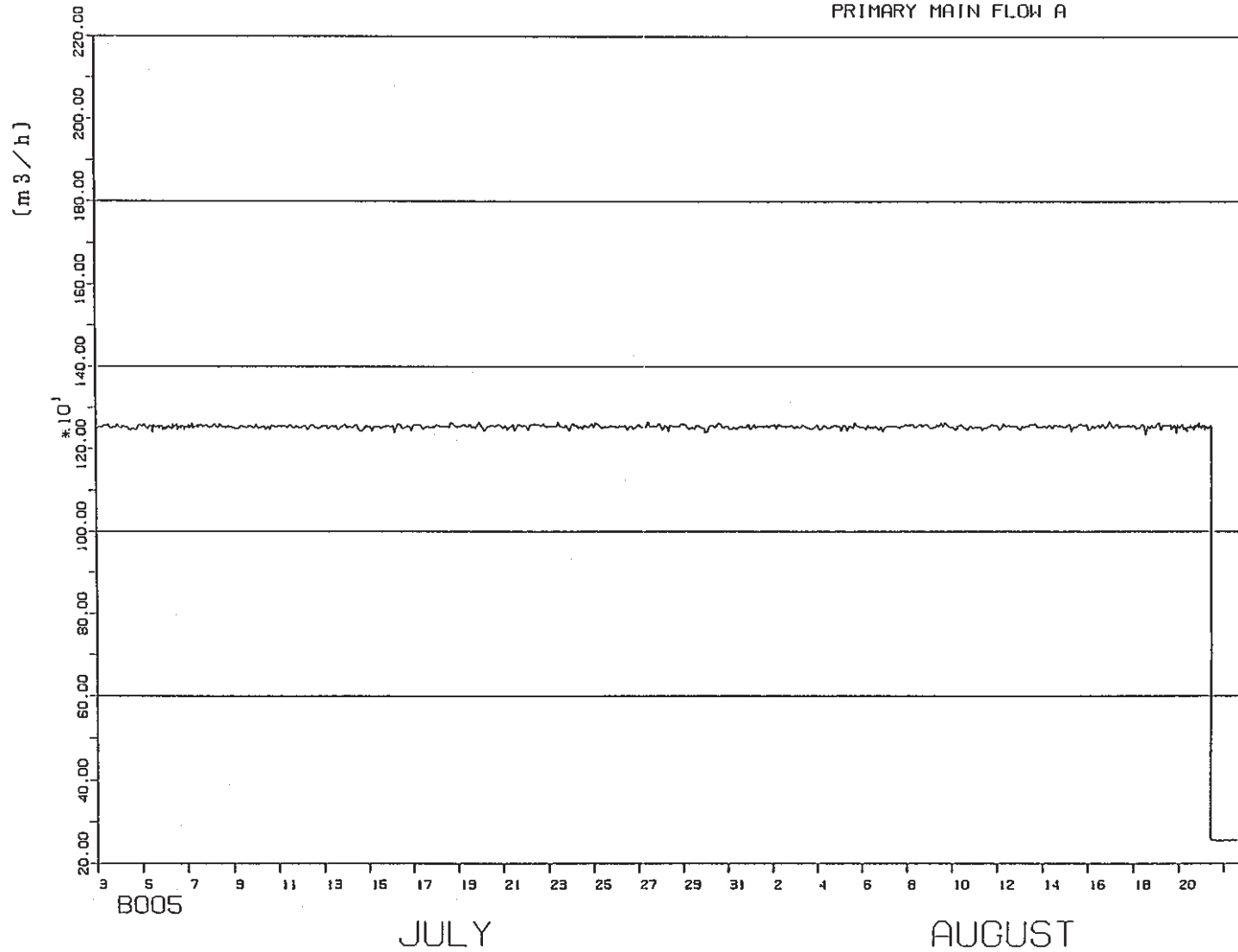


常陽MK-2 定格第11サイクル

(1986/7/3 1:0 ~1986/8/22 14:0)

炉容器入口Na流量 (A)

PRIMARY MAIN FLOW A



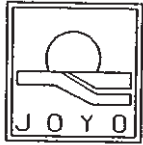
B005

JULY

AUGUST

図6 「常陽」定格第11サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PL0T



常陽MK-2 定格第11サイクル

(1986/7/3 1:0 ~1986/8/22 14:0)

炉容器入口Na流量 (B)

PRIMARY MAIN FLOW B

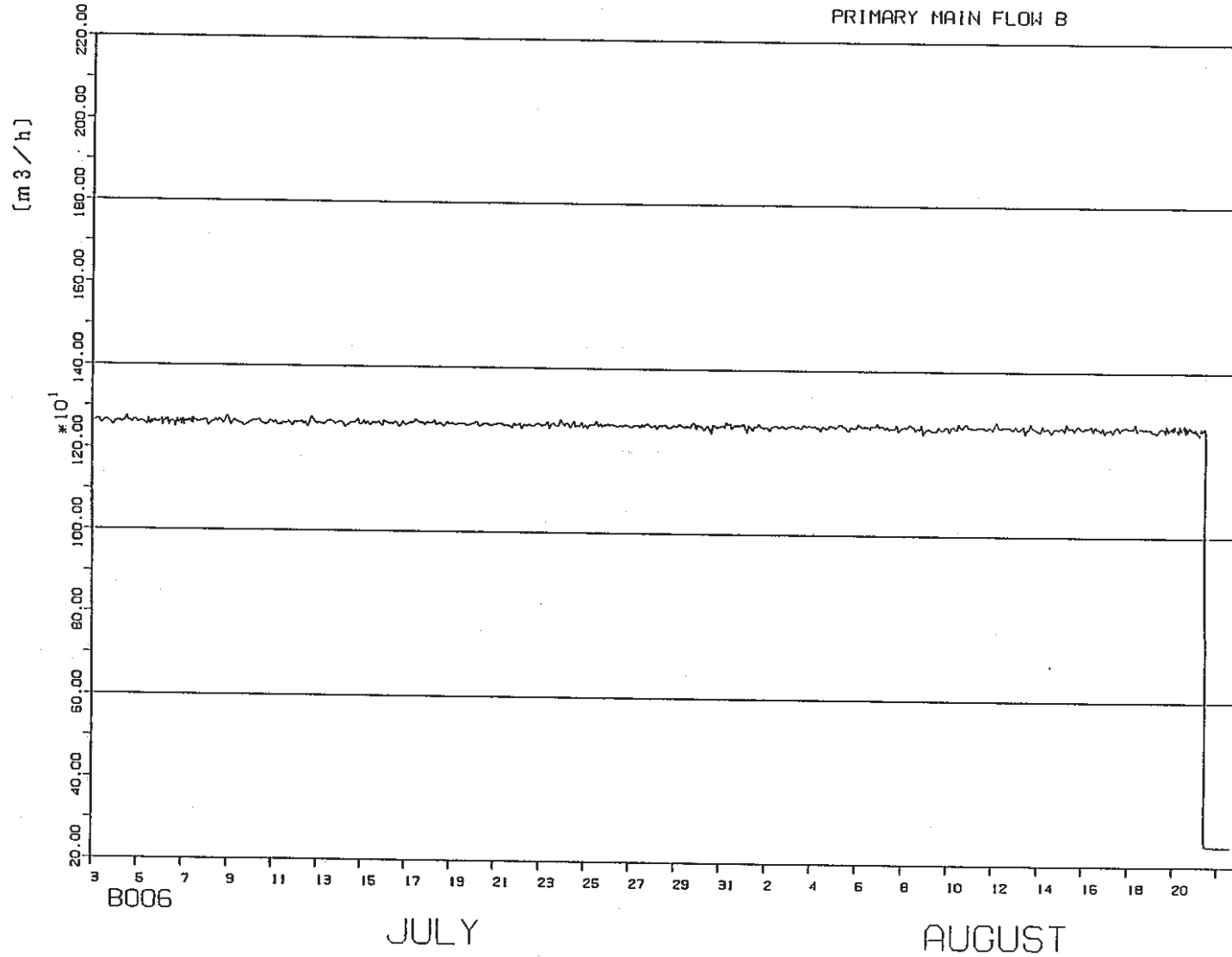


図7 「常陽」定格第11サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

基準方位 (T · R · 側)

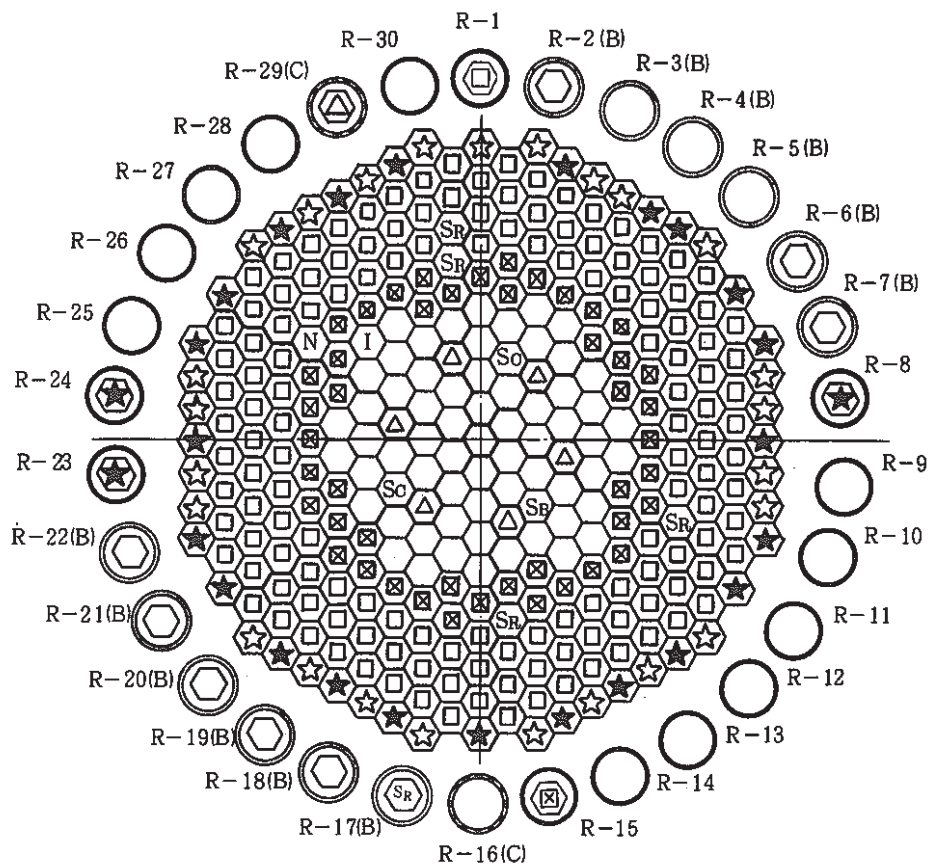


図 8 - 1 炉心構成図 (100 MW第 11 サイクル定格運転)

炉心構成要素名	炉心領域	炉内貯蔵ラック	記号
	取替後本数	取替後(A,C/B)	
炉心燃料	64	0 / 8	⬡
制御棒	6	1 / 0	△
内側反射体	46	1 / 0	⊠
外側反射体 (A)	141	1 / 0	⬢
外側反射体(B)(スリット)	25	0 / 0	☆
中性子源	1	0 / 0	N
特殊燃料 A型	0	0 / 0	SA
” B型	0	0 / 1	SB
” C型	2	0 / 0	SC
INTA	1	0 / 0	I
特殊反射体	4	0 / 0	SR
MKI 反射体 <small>(サーベランスを含む)</small>	23	3 / 0	☆

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

基準方位 (T ・ R ・ 側)

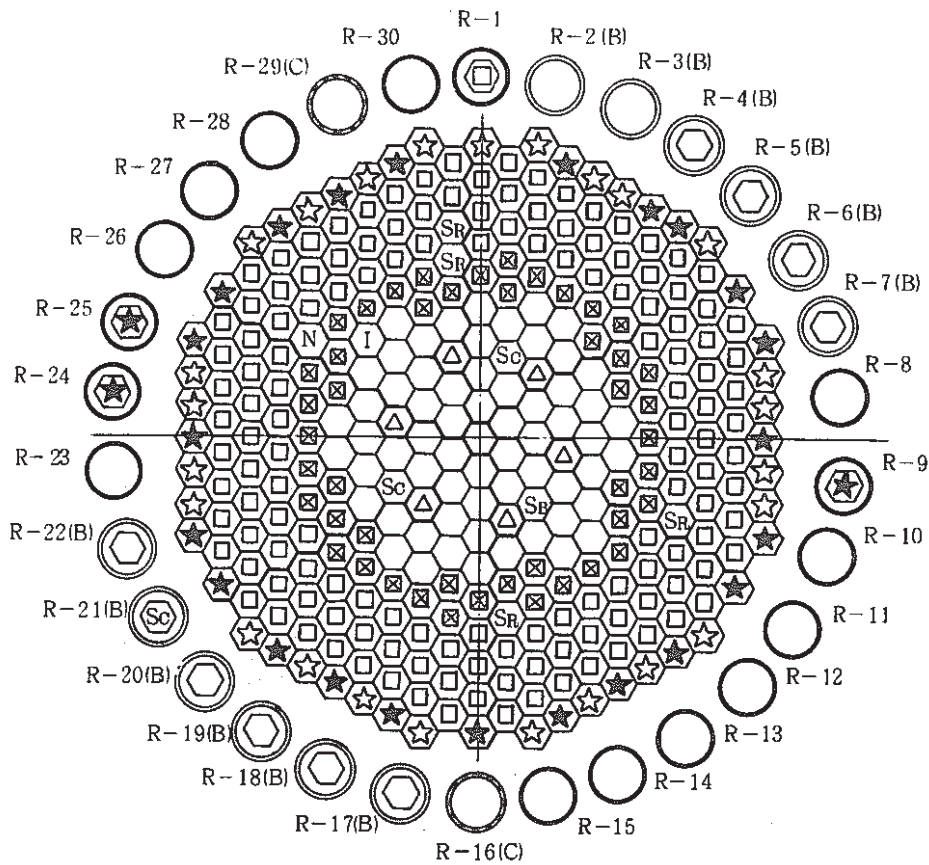


図 8-2 炉心構成図 (100 MW 第 12 サイクル定格運転)

炉心構成要素名	炉心領域		炉内貯蔵ラック		記号
		取替後本数		取替後(A,C/B)	
炉心燃料		65		0 / 9	⬡
制御棒		6		0 / 0	⬢
内側反射体		46		0 / 0	⬤
外側反射体 (A)		141		1 / 0	⬢
外側反射体(B)(スリット)		1有) / (無) 24		0 / 0	⬤
中性子源		1		0 / 0	⬢
特殊燃料 A型		0		0 / 0	⬢
” B型		0		0 / 1	⬢
” C型		1		0 / 0	⬢
INTA		1		0 / 0	⬢
特殊反射体		4		0 / 0	⬢
MKI 反射体(サーベランスを含む)		23		3 / 0	⬢

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

2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和61年7～9月）

(1) 昭和61年7月中の概略実施内容

第11サイクルの運転開始に伴い、BOCにおける運転特性試験（出力係数、燃焼係数、炉雑音等）を実施し、炉心及び冷却系の健全性を確認した。同時に防振機構改良型制御棒（SCR）の性能確認試験を継続して実施した。ドシメトリー測定については本実験炉で照射した特殊燃料からのものと共に、「ふげん」（ATR）のフラックス・モニターについても行った。

分析業務についても本実験炉のナトリウム及びアルゴンの純度管理と共に「もんじゅ」用R&D関連の分析、「もんじゅ」用1次ナトリウム・サンプリング装置の検討を実施した。

第12サイクル終了時に予定されている自然循環試験については100MWからの試験にむけて解析コードを改良し予測精度の向上を画っている。

許置変更許可申請（その10）については、第2次審査を終了し、炉安審から原子力安全委員会に答申がなされた。引続き原子力安全委員会及び原子力委員会から内閣に対し許可の答申が出され、申請（その10）に係る業務は終了した。許可証の交付は8月7日の予定である。

核燃料使用変更許可については、U-Ni FPソースの使用に伴う件で申請準備を完了した。

〔試験項目〕

- MK-II 定格第11サイクル運転特性試験
 - 系統圧損測定
 - 中心流速計（流量計）特性試験
 - 主送風機ベーン・ダンパ開度特性測定
 - 制御棒校正試験
 - 出力係数測定
 - ステップ応答試験
 - FFD特性試験
- ATRフラックスモニタの測定
- ルビジウム中酸素濃度の分析法の開発
- 「もんじゅ」関係R&Dに係る各種の分析

〔解析項目〕

- 移行炉心最適化解析
- 炉心湾曲に関するIAEAベンチマーク解析
- 自然循環試験予測解析
- MK-II 定格第11～14サイクル炉心特性予測計算

〔その他〕

- 設置変更申請（その10）に関する業務

- 第3回 F 燃安本委員会
- 人工知能展（7/1～4）参加
- 運転支援システムの整備
- 2次系削除実証研究の検討
- 耐震設計手法の検討
- He 集積型ドシメータの開発検討
- ラプソディ 廃炉共同研究の基本計画検討

(2) 昭和61年8月の概略実施内容

第11サイクルの運転終了に伴い、EOCにおける運転特性試験（出力係数、燃焼係数、ステップ応答、臨界点確認等）を実施し、炉心及び冷却系の健全性を確認した。また、防振機構改良型制御棒（SCR）の性能確認のための試験も実施した。ドシメトリー測定については、本実験炉で照射した特殊燃料集合体からのものの他に、「ふげん」（ATR）のフラックス・モニターについても実施している。

分析業務についても、本実験炉のナトリウム及びアルゴンの純度管理分析と共に「もんじゅ」用 R&D 関連の分析を実施した。

第12サイクル終了時に予定されている自然循環試験については75MWからの同試験の結果に基づくコードの改良を進め、100MWからの試験の予備解析を開始した。

設備変更許可申請（その10）については、当月に許可証を交付され本申請に係る業務は社内用の参考資料等の編集を残して全て完了した。

〔試験項目〕

- MK-Ⅱ 第11サイクル終了時運転特性試験
 - ステップ応答試験
 - FFD 特性試験
 - 制御棒振動効果測定
- ATR フラックス・モニターの測定
- ルビジウム中酸素濃度の分析法の開発
- 「もんじゅ」関係 R&D に係る各種の分析

〔解析項目〕

- 中期炉心計画（～第30サイクル）の予測計算
- 炉心湾曲に関する IAEA ベンチマーク解析
- サーマルストライピングに関する応力評価
- 自然循環試験予備解析
- 崩壊熱・放射化量の計算・評価

〔その他〕

- 設置変更許可申請（その10）完了
- 第4回F燃安本委員会
- 運転支援システムの整備
- 2次系削除実証研究の検討
- 耐震設計手法の検討
- He集積型ドシメータの開発検討
- ラプソディー廃炉共同研究の基本計画，検討

(3) 昭和61年9月の概略実施内容

第12サイクルの運転開始に伴い、BOCにおける運転特性試験（出力係数，燃焼係数，炉雑音等）を実施し，炉心及び冷却系の健全性を確認した。

防振機構改良型制御棒（SCR）の性能確認の為の試験を実施した。尚，第12サイクル運転前の燃交作業中にSCRはCR#2からCR#4へ移動されている。

ドシメトリー測定については本実験炉で照射した特殊燃料集合体からのもの他に「ふげん」（ATR）のフラックスモニターについても実施している。

分析業務についても，本実験炉のナトリウム及びアルゴンの純度管理分析と共に「もんじゅ」用R&D関連の分析を実施した。

第12サイクル終了時に予定されている自然循環試験については予備解析を終了し，部内技術検討会で説明を行った後，要領書の作成に入った。

設備変更許可申請（その10）については申請書・完本の校正を終了し，印刷を行っている。

〔試験項目〕

- MK-II定格第12サイクル運転特性試験
 - 系統圧損測定
 - 中心流速計（流量計）特性試験
 - 主送風機ベーン・ダンパ開度特性測定
 - 制御棒較正試験
 - 出力係数測定
 - ステップ応答試験
 - FFD特性試験
- ATRフラックスモニタの測定
- ルビジウム中の酸素分析法の開発試験
- 「もんじゅ」関係R&Dに係る各種の分析

〔解析項目〕

- 炉心湾曲に関するIAEAベンチマーク解析と計算コードの改造検討

- サーマルストライピング解析評価の見直しと再解析準備
- 自然循環試験予備解析
- 崩壊熱・放射化量の計算・評価

〔その他〕

- 第5回F燃安本委員会
- 運転支援システムの整備
- 2重管SG設置検討
- He集積型ドシメータの開発検討
- 回転プラグ冷却ブローNa蒸着問題検討
- 燃交基本計画の検討
- 設置変更許可申請（その10）完本及び関連資料の作成

3. 高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価

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

3.1 MK-II 炉心第11サイクルにおける制御棒校正試験の結果

報告者：大内，長崎（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

MK-II 炉心第11サイクル（定格出力100MW）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

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

3. 結果

測定・計算結果を表1及び図1～2に示す。

- (1) 制御棒校正曲線^{*1}（校正曲線近似式）； $Y = - \sum_{i=0}^5 \text{COEF}(i, R) \times X^i$
 Y…反応度（%ΔK/K） R…制御棒番号 X…制御棒位置（mm）

表1 制御棒校正曲線フィッティング係数

C	R	1	C	R	2	C	R	3
COEF(0)=	- 2.0283623D-01		COEF(0)=	-3.3799670D+00		COEF(0)=	-2.3459609D+00	
COEF(1)=	- 1.9552860D-02		COEF(1)=	1.1921655D-02		COEF(1)=	2.5935430D-03	
COEF(2)=	9.2587273D-05		COEF(2)=	-3.7377920D-05		COEF(2)=	-2.5485815D-08	
COEF(3)=	- 1.6150414D-07		COEF(3)=	1.0895508D-07		COEF(3)=	3.1340422D-08	
COEF(4)=	1.2640045D-10		COEF(4)=	-1.5295339D-10		COEF(4)=	-7.2149473D-11	
COEF(5)=	- 3.8060479D-14		COEF(5)=	7.5881075D-14		COEF(5)=	4.2603069D-14	
C	R	4	C	R	5	C	R	6
COEF(0)=	4.0677925D-01		COEF(0)=	-1.3735319D+00		COEF(0)=	1.1980360D+00	
COEF(1)=	- 2.5306970D-02		COEF(1)=	-7.2405886D-03		COEF(1)=	-3.3322711D-02	
COEF(2)=	1.1430010D-04		COEF(2)=	4.2360227D-05		COEF(2)=	1.4966533D-04	
COEF(3)=	- 2.0196128D-07		COEF(3)=	-6.0940433D-08		COEF(3)=	-2.8085457D-07	
COEF(4)=	1.6347546D-10		COEF(4)=	2.7171544D-11		COEF(4)=	2.5011163D-10	
COEF(5)=	- 5.1425181D-14		COEF(5)=	5.8773788D-16		COEF(5)=	-8.8673292D-14	

* 1：制御棒校正試験は昭和61年7月4日実施

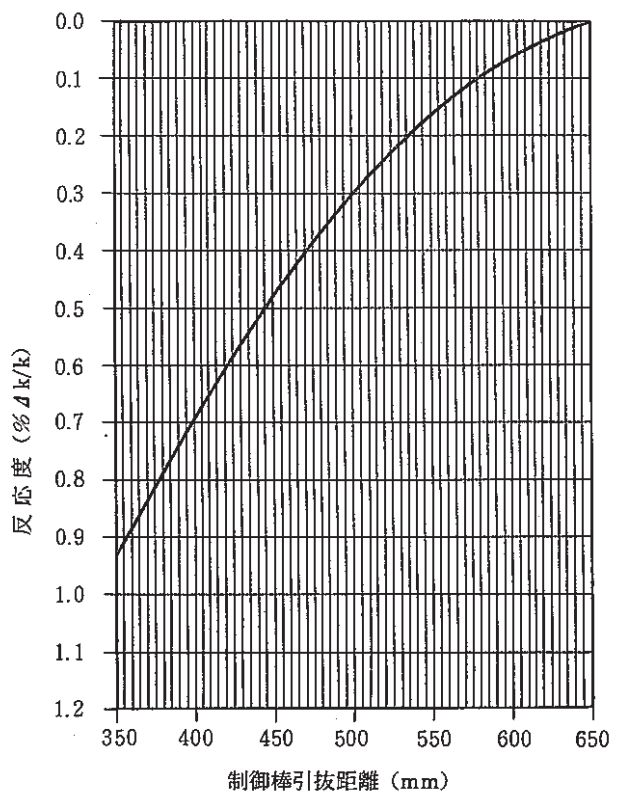
(2) 制御棒全反応度価値（6本同時差換法データ外挿による計算値）

制 御 棒	1	2	3	4	5	6
制御棒全反応度価値 (% $\Delta K/K$)	1.98	2.14	2.03	1.97	1.96	1.87

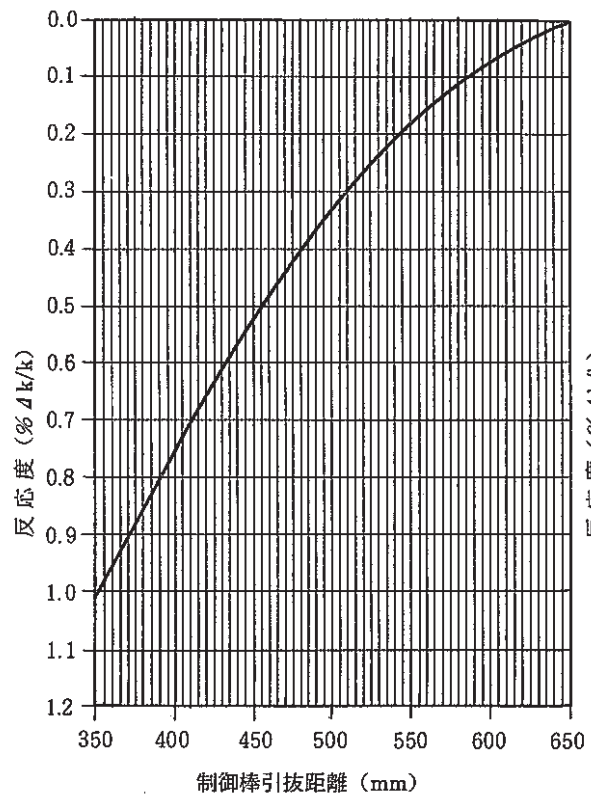
(3) 臨界点データによる余剰反応度^{*2}

3.01% $\Delta K/K$ 制御棒位置（447.3mm）

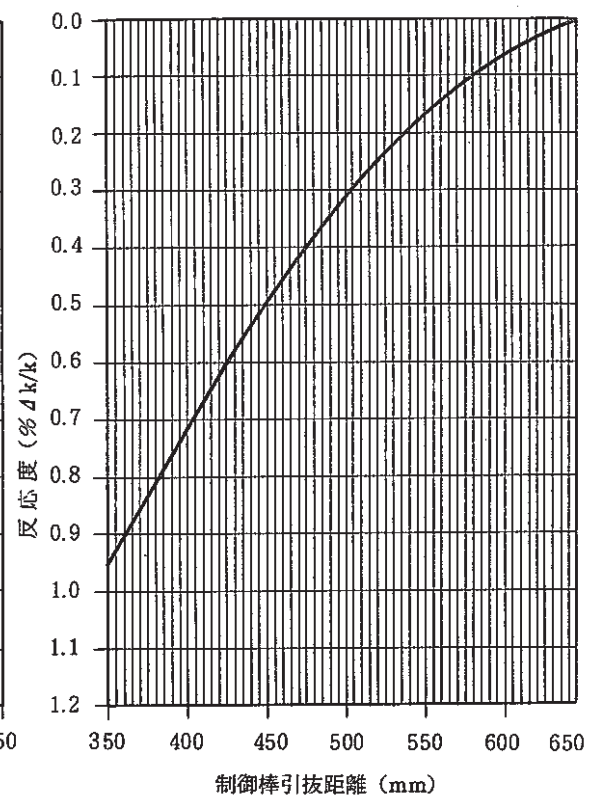
* 2：炉内Na温度250℃，制御棒均等挿入状態



制御棒1 ストローク曲線



制御棒2 ストローク曲線



制御棒3 ストローク曲線

図1 第11サイクル制御棒校正曲線

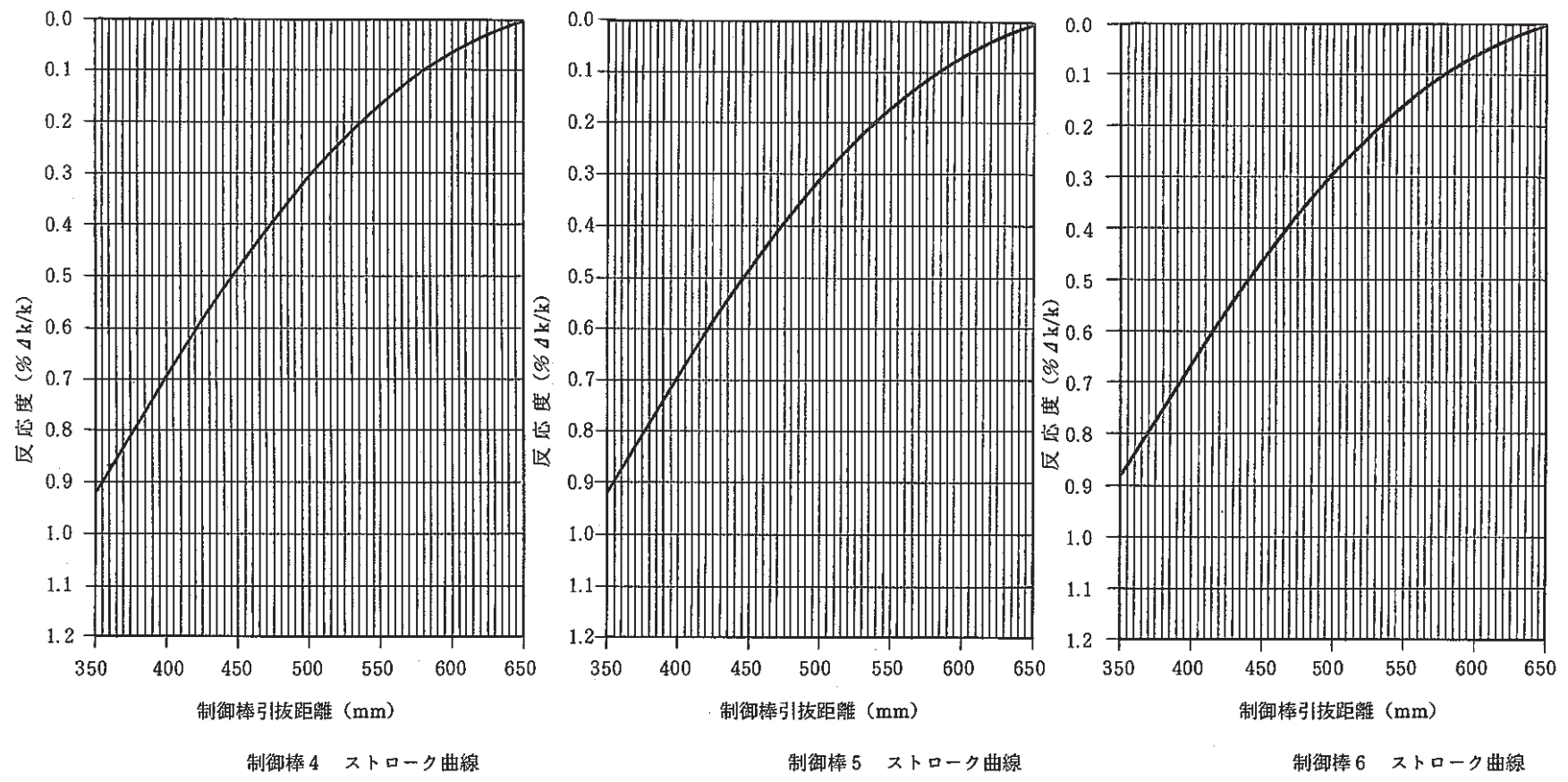


図2 第11サイクル制御棒較正曲線

3.2 MK-II 炉心第11サイクルにおける反応度係数試験の結果

報告者：大内，長崎（炉心・運転計画Gr.）

1. 目的

MK-II 炉心第11サイクル運転時の各種反応度係数等を測定し，原子炉運転および運転特性試験に必要な炉心核特性の情報を得る。

2. 結果

第11サイクル炉心核特性の測定結果（一部計算結果）をまとめたものを表1及び図1～4に示す。

表1 第11サイクル反応度係数試験結果

項 目	計 算 ・ 測 定 結 果					
期間積算出力 (MWd) ^{*1}	4444 (昭和61年7月4日～昭和61年8月20日)					
炉心平均燃焼度 (MWd/t) ^{*2}	BOC→17,010/EOC→23,060					
制御棒全反応度値 ^{*3} (% ΔK/K)	1	2	3	4	5	6
	1.98	2.14	2.03	1.97	1.96	1.87
零出力時余剰反応度 ^{*4} (% ΔK/K)	B	O	C	E	O	C
	3.01			1.88		
出力係数 (0～100 MW) (×10 ⁻³ % ΔK/K/MW)	B	O	C	E	O	C
	-4.46			-3.81		
燃焼係数 (×10 ⁻⁴ % ΔK/K/MWd)	零出力	定格出力 NP ²³⁹ 効果含む		定格出力 NP ²³⁹ 効果除く		
	-2.54	-2.43		-2.39		

*1: "JOYDAS" オンラインテープの記録結果を使用

*2: 運転監視コード "MAGI" 計算結果 (特殊燃料集合体を除く)

*3: 6本同時差換法のデータを計算により外挿した値

*4: 炉内Na温度250℃, 制御棒均等挿入状態

尚, 等温保数は $-4.3 \times 10^{-3} \% \Delta K/K/^\circ C$ (MK-II 炉心第3サイクル測定) を使用した。

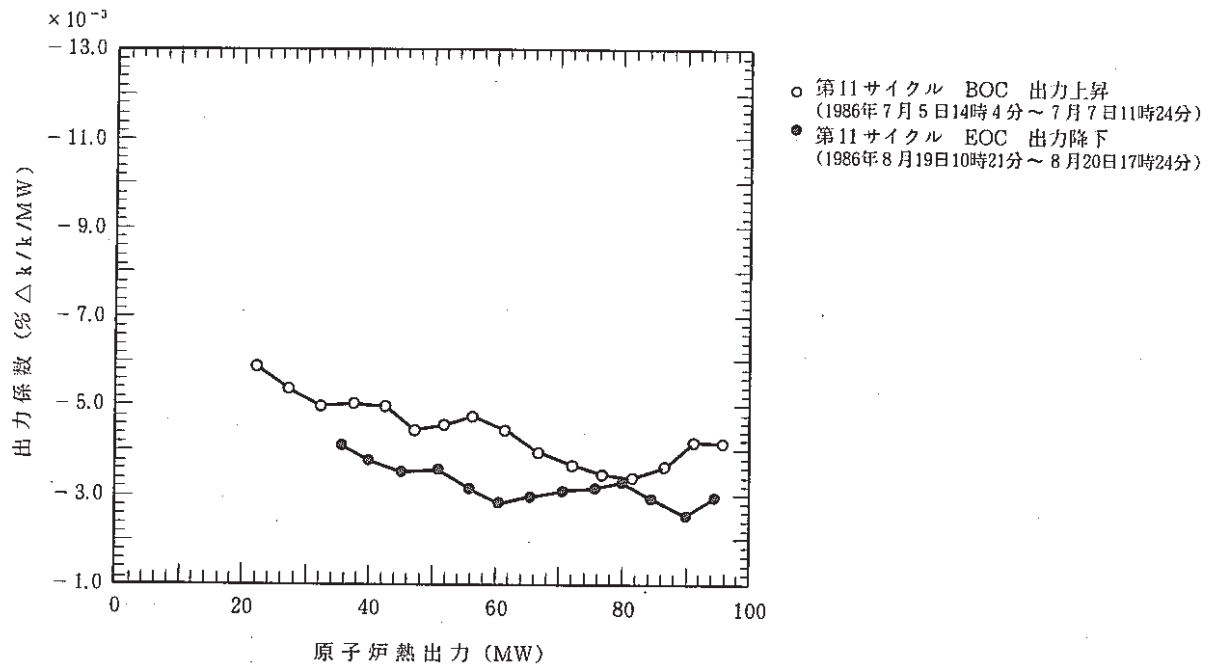


図1 出力係数測定結果

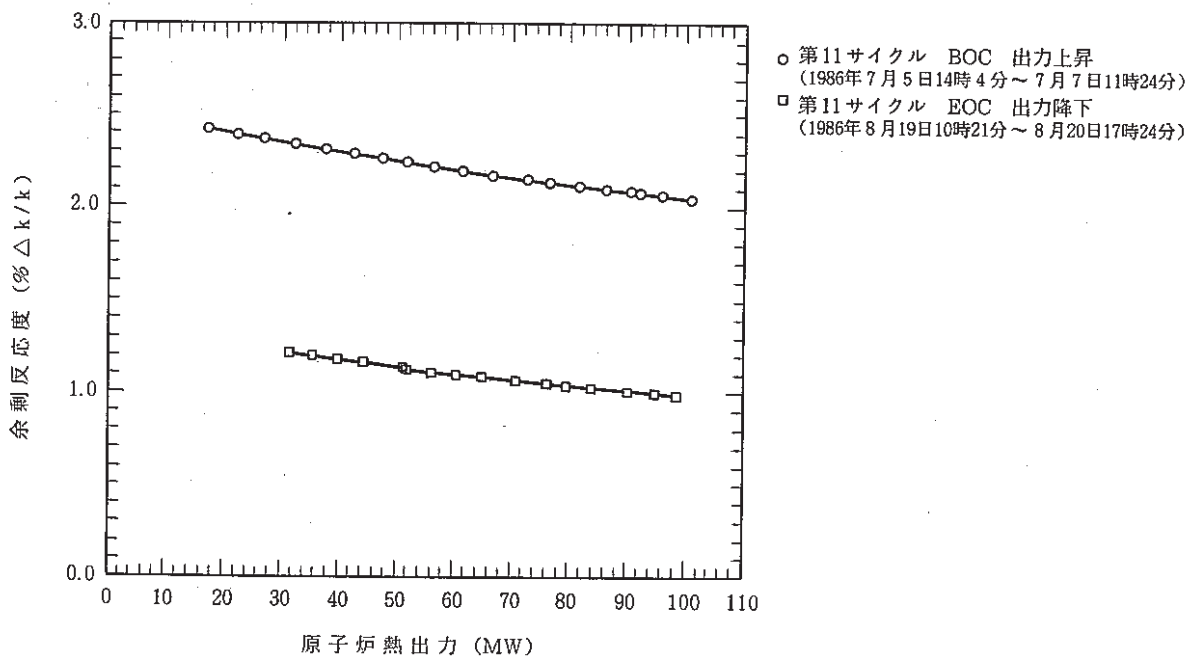


図2 熱出力変化に伴う余剰反応度変化

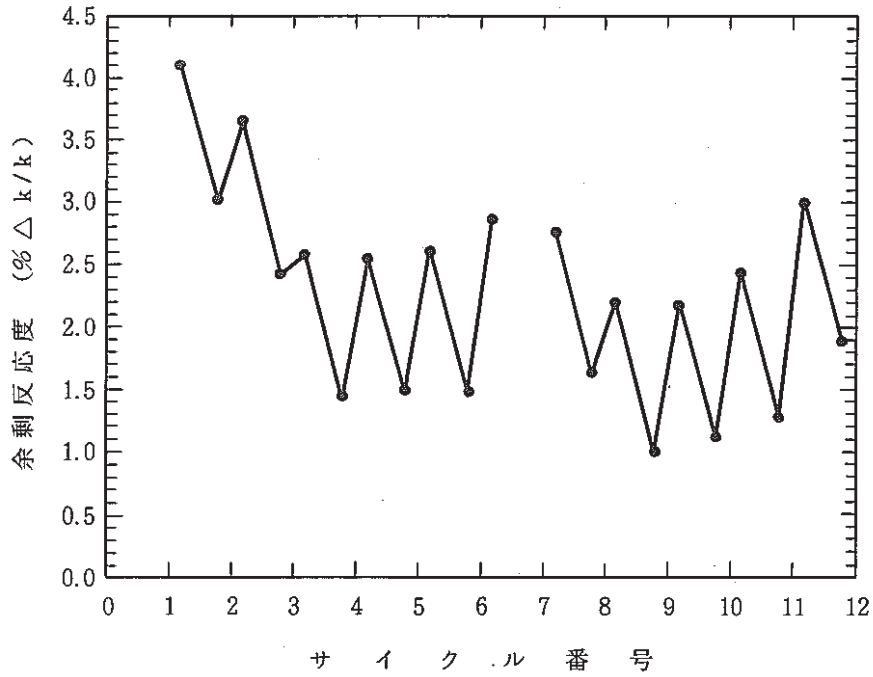


図3 臨界点データによるサイクル間余剰反応度変化*

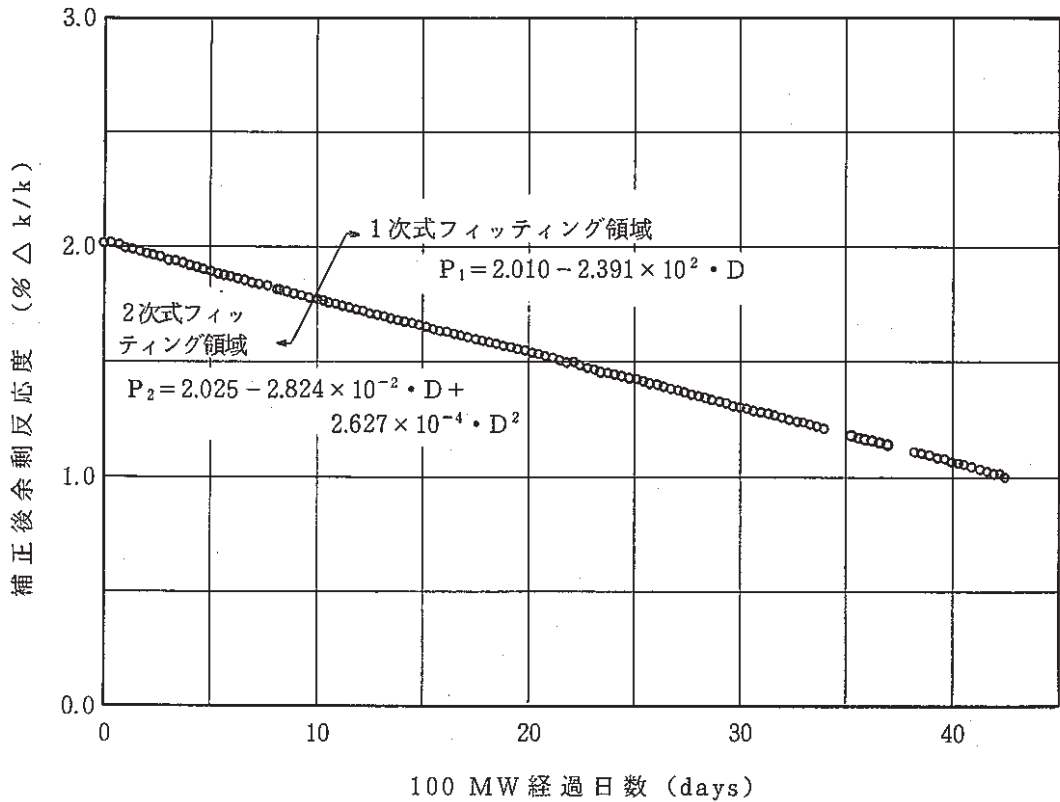


図4 100 MW 定格出力連続運転時の余剰反応度変化

* 炉内 Na 温度 250 °C, 制御棒均等挿入状態

MK-II 第6サイクルEOCデータ測定なし

3.3 MK-II 炉心第11サイクルにおける“MAGI”による記録計算の結果

報告者：原，青山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

MK-II 炉心第11サイクル運転終了に伴い“MAGI”コードによる運転監視記録計算を行ったので主要項目をまとめて報告する。

2. 計算条件

従来通りの計算方法であるが、特に第11サイクル記録計算のために準備した事項のみを記す。

i) 集合体ライブラリ（原子数密度）RANDファイル

“MAGI”第10サイクル記録計算結果のRANDファイルは、製造実績データがPFD 225までしか登録していない。現在入手しているデータはPFD 237までであるのでPFD 226～PFD 237まで追加登録して第11サイクル記録計算に使用した。

ii) 断面積ライブラリLTAファイル

第11サイクル予測計算の際に作成したものを使用した。

iii) “TOMAGI”用入力データ

“MAGI”計算に使用する“KIROINファイル”を作成するプログラム“TOMAGI”の入力データとして原子炉起動日時を“8607040900”とした。

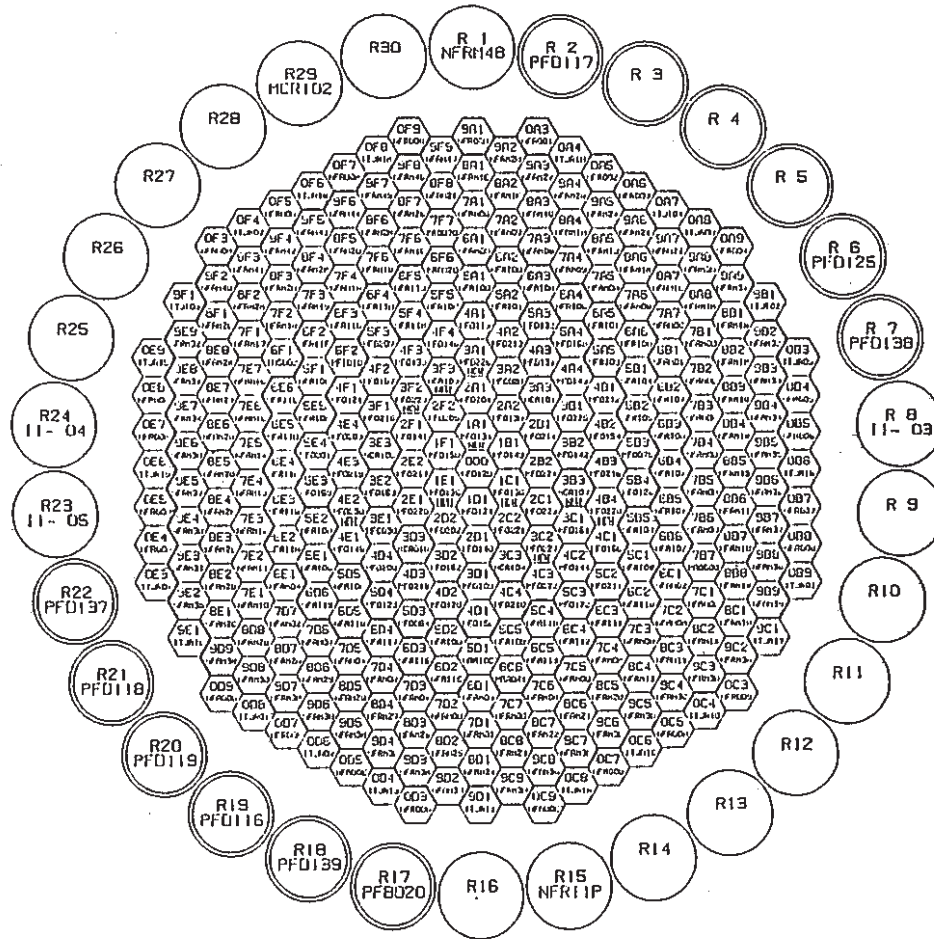
また“MAGI”のカード入力データとしてNRUNの変数に対しサイクル数を指定するがDBSとの関連で今サイクル以降、10倍した値（第11サイクルの場合、 $11 \times 10 = 110$ ）を入力することになった。

3. 計算結果

図1に計算結果のOUTPUTファイルから得られる集合体構成図及び移動履歴を示す。表1に記録計算結果サマリーを示す。

4. 評価

炉心燃料最大燃焼度，最大線出力，被覆管最高温度，燃料最高はいずれも制限値を下回っている。



	炉心	ラッ
炉心燃料	64	8
内側反射体	46	1
外側反射体〔A〕	141	1
外側反射体〔B〕	48	3
制御棒	6	1
中性子源	1	0
特殊燃料 A	0	0
特殊燃料 B	0	1
特殊燃料 C	2	0
特殊反射体	4	0
I N T A	1	0
	燃交前	燃交後
1	1A1 PFD137	PFD134
2	1C1 PFD138	PFD135
3	1E1 PFD139	PFD136
4	3A1 PFD118	PFD226
5	3B3 MCR103	MCR107
6	3C2 PFB020	PFD227
7	3F2 PFD119	PFD229
8	3F3 MCR107	MCR103
9	4B4 PFD125	PFD228
10	4E2 PFD116	PFD230

CYCLE NO. 110
 BOC DATE 1986. 7. 7.
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY11. SEQ10. DATA

図1 JOYO S/A CONFIGURATION

表1 “MAGI” 記録計算結果サマリー
MK-II 第11サイクル

運転開始（定格到達）日		昭和61年7月7日						
運転終了（定格終了）日		昭和61年8月20日						
E. F. P. D		44.44 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
	64	0	0	2	0	2	2	INTA
炉心平均燃焼度（at EOC, 除 特燃）		2.31×10 ⁴ MWd/t						
最大燃焼度集合体（at EOC）	位置	2 F 1	集合体 番号	PFD 141	燃 焼 度 ポイント最大	5.56×10 ⁴ MWd/t		
最大線出力集合体（at BOC）	位置	1 C 1	集合体 番号	PFD 135	線 出 力 ポイント最大	374 W/cm		
被覆管最高温度 ^(ホット・スポット) (BOC)	位置	1 C 1	集合体 番号	PFD 135	温 度	639 °C		
OVER POWER (ホット・スポット) 燃料最高温度 (BOC)	位置	1 C 1	集合体 番号	PFD 135	温 度	2610 °C		
集合体毎の計算結果は、 次の集合体について記す。		PFD135, PFD141, PFC020, PFC030, PFI010						

3.4 MK-II炉心第12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12サイクルにおける燃料集合体出口冷却材温度を予測し、集合体出口温度計装の警報値の算出に資する。

2. 方法

運転監視用コード“MAGI”による予測計算結果に対し、過去の実測値から得られた補正値を加味して第12サイクルでの予測値を求める。

$$P(i) = (i + 1)^2$$

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

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

但し

P	: 重み	T _c	: “MAGI” で計算された温度
R	: 温度比	T _{in}	: 炉入口温度
T _F (N)	: 第12サイクル予測温度	Q _c	: 集合体流量 (“MAGI” 計算値)
T _M	: 実測温度	N	: 注目サイクルNo.

3. 結果

表に第12サイクルの予測値を示す。

4. 評価

第12サイクルのBOCでの実測データより、予測値の1部に実測値と大きな差が出るものがあった為、一部修正を行った。

表 第12サイクル予測値

TA-4.1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II 第12サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	545	549	558	561	543	547	557					
TA-4.2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(°C)	532	537	548	509	517	530	524	472	489	475	477	488
TA-4.3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(°C)	533	537	537	517	512	523	489	481	492	481	481	484
TA-4.4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(°C)	543	553	523	532	531	518	529	493	486	491	490	493
TA-4.5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(°C)	536	518	552	508	515	529	510	491	508	498	498	495
TA-4.6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(°C)	546	539	527	515	499	494	486	473	485	487	482	477
											▲		
TA-4.7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(°C)	538	527	520	522	515	517	511	491	476	481	488	484
TA-4.8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(°C)	534	527	525	499	528	526	514	490	491	487	477	473
TA-4.9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(°C)	542	545	525	520	498	517	486	488	526	479	481	491
TA-4.10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(°C)	520	542	516	523	509	518	493	488	499	495	491	465

3.5 MK-II 炉心第12サイクルにおける制御棒校正試験の結果

報告者：大内，長崎（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

MK-II 炉心第12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

- 6本同時差換法により制御棒校正曲線（300～650 mm）を得る。
- 未臨界法及び6本同時差換法の測定値より制御棒全反応度値を得る。

3. 結果

測定・計算結果を表1及び図1～図6に示す。

(1) 制御棒校正曲線^{*1)}（校正曲線近似式）； $Y = - \sum_{i=0}^5 \text{COEF}(i, R) \times X^i$

Y……反応度（%Δk/k） R……制御棒番号， X……制御棒位置（mm）

表1 制御棒校正曲線フィッティング係数

C	R	1	C	R	2	C	R	3
COEF(0) =	5.3466768	D-01	COEF(0) =	1.5552174	D+00	COEF(0) =	-1.9185829	D-01
COEF(1) =	-3.0212217	D-02	COEF(1) =	-4.1187498	D-02	COEF(1) =	-1.9919298	D-02
COEF(2) =	1.4479046	D-04	COEF(2) =	1.8843954	D-04	COEF(2) =	9.4977441	D-05
COEF(3) =	-2.8165910	D-07	COEF(3) =	-3.6512558	D-07	COEF(3) =	-1.6714555	D-07
COEF(4) =	2.6043474	D-10	COEF(4) =	3.3825904	D-10	COEF(4) =	1.3186260	D-10
COEF(5) =	-9.6607621	D-14	COEF(5) =	-1.2503583	D-13	COEF(5) =	-3.9856561	D-14
C	R	4	C	R	5	C	R	6
COEF(0) =	-1.3794423	D-01	COEF(0) =	-1.7113766	D-02	COEF(0) =	-5.0359254	D-01
COEF(1) =	-2.0617504	D-02	COEF(1) =	-2.2140488	D-02	COEF(1) =	-1.6713411	D-02
COEF(2) =	1.0123150	D-04	COEF(2) =	1.0789515	D-04	COEF(2) =	8.3359230	D-05
COEF(3) =	-1.8919288	D-07	COEF(3) =	-2.0305017	D-07	COEF(3) =	-1.4754322	D-07
COEF(4) =	1.6424334	D-10	COEF(4) =	1.7829523	D-10	COEF(4) =	1.1622177	D-10
COEF(5) =	-5.6816392	D-14	COEF(5) =	-6.2410494	D-14	COEF(5) =	-3.5156879	D-14

(2) 制御棒全反応度値（6本同時差換法データ外挿による計算値）^{*1)}

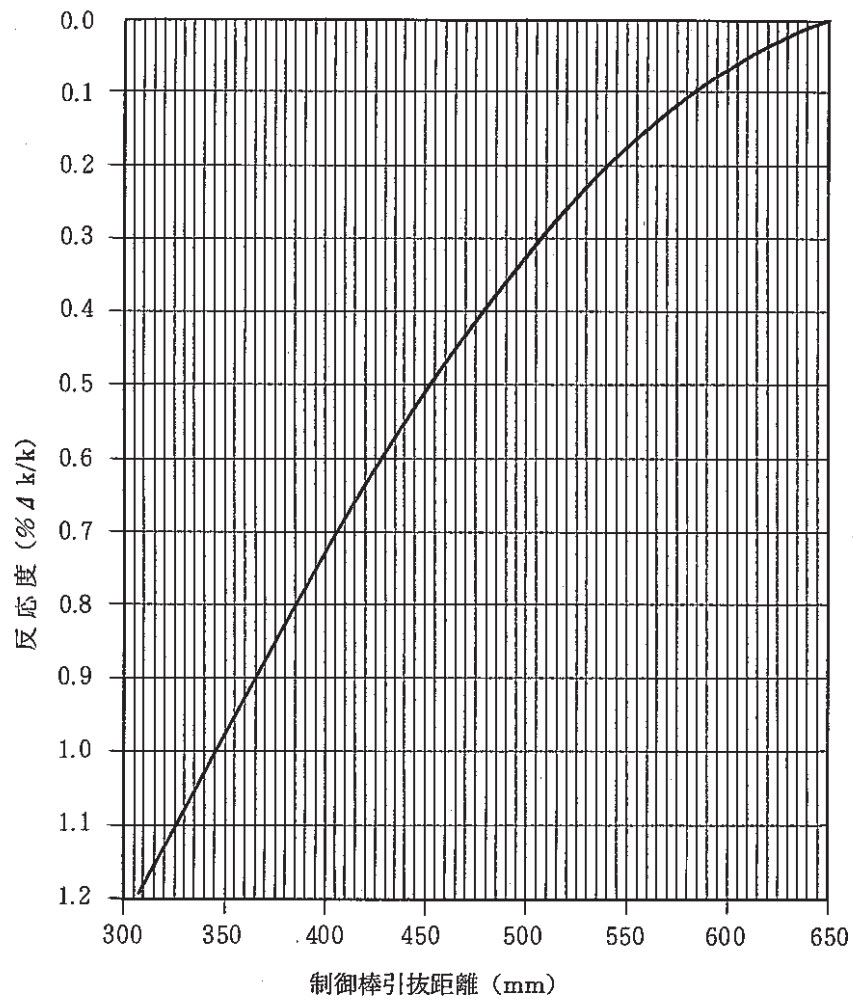
制 御 棒	1	2	3	4	5	6
制御棒全反応度値 （%ΔK/K）	2.08	2.15	1.95	1.92	1.94	1.91

(3) 臨界点データによる余剰反応度^{*2)}

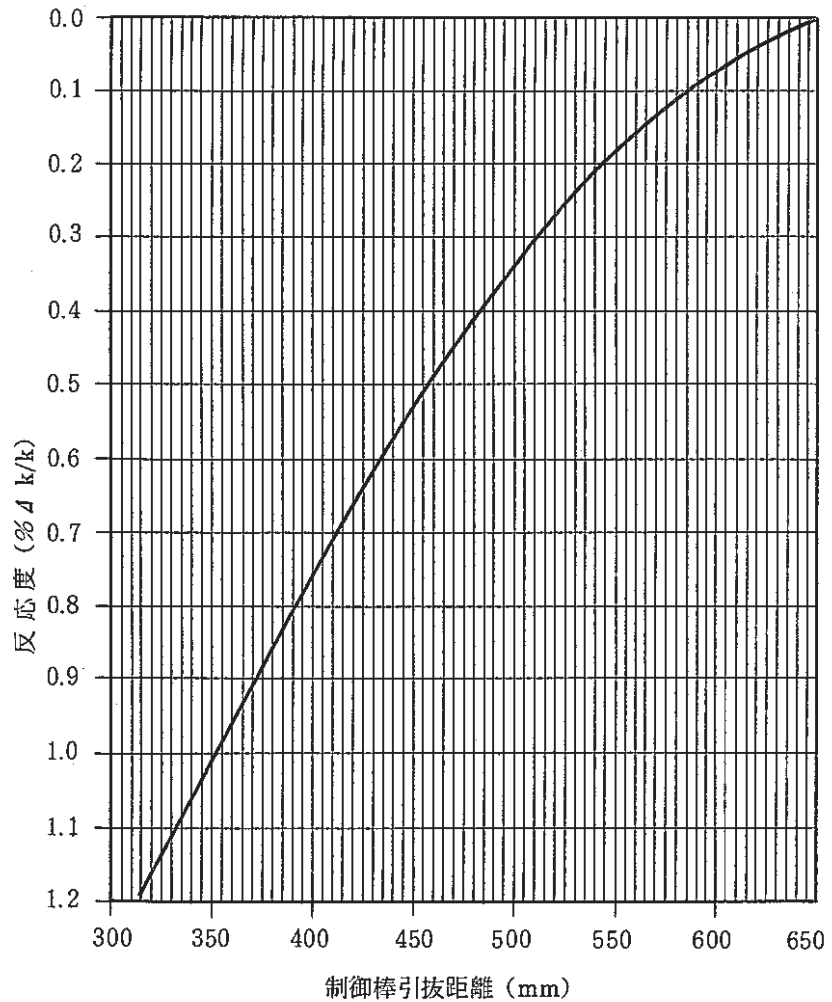
3.50 %ΔK/K 制御棒位置（428.1 mm）

*1： 制御棒校正試験は昭和61年9月13日に実施。

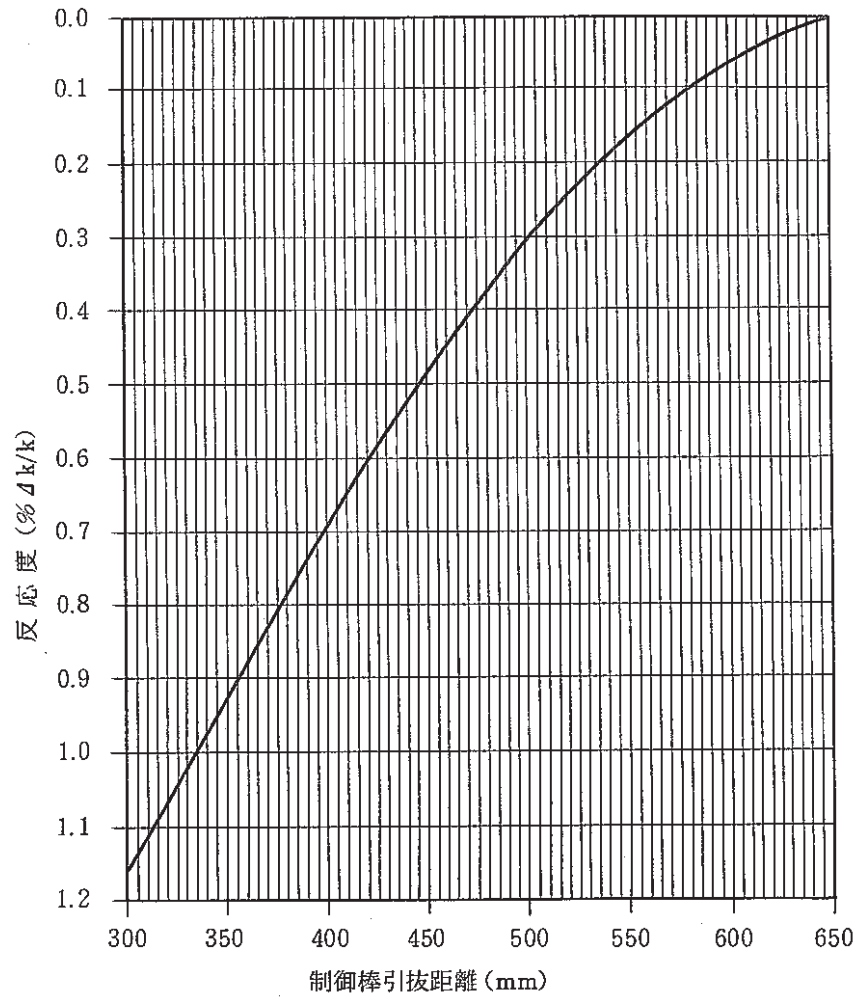
*2： 炉内 Na 温度 250℃，制御棒均等挿入状態



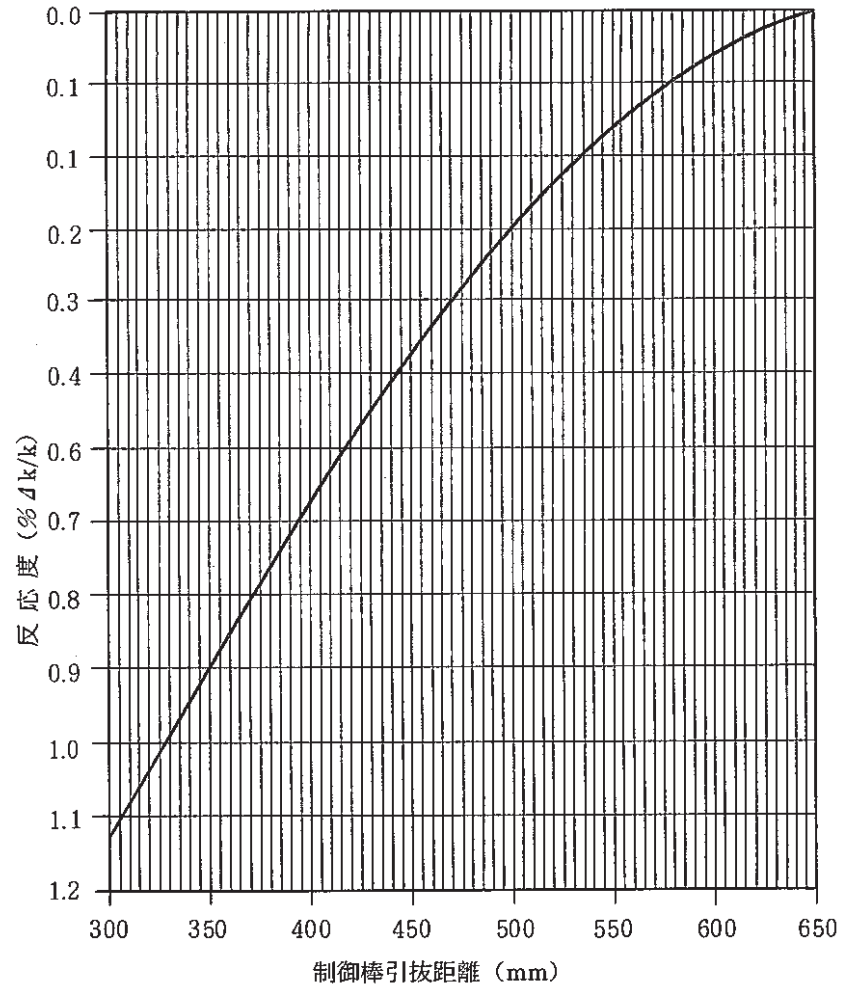
(図1) 第2サイクル制御棒1ストローク曲線



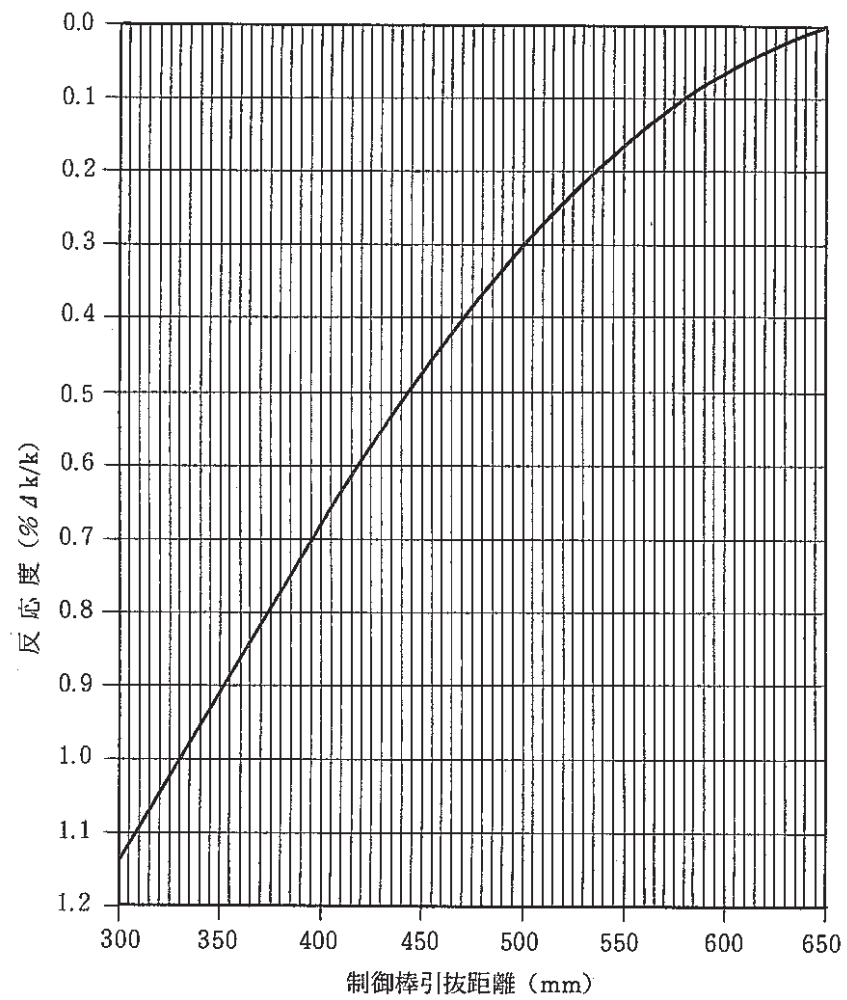
(図2) 第12サイクル制御棒2ストローク曲線



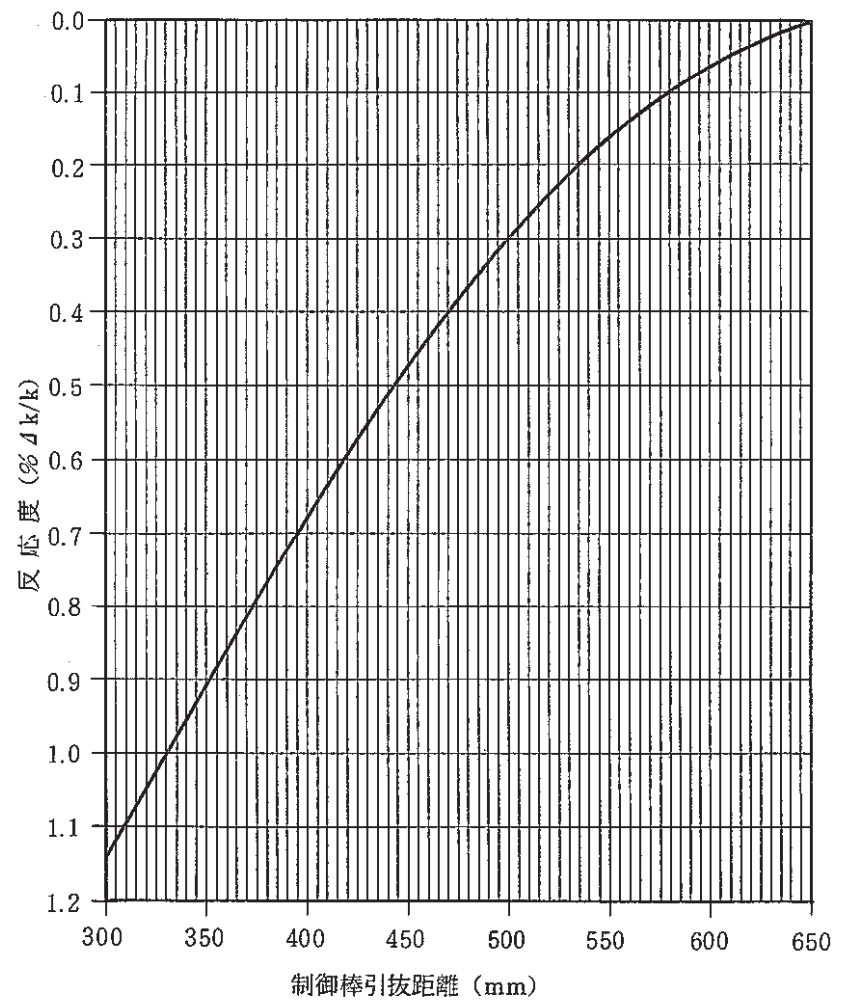
(図3) 第1サイクル制御棒3ストローク曲線



(図4) 第12サイクル制御棒4ストローク曲線



(図5) 第12サイクル制御棒5ストローク曲線



(図6) 第12サイクル制御棒6ストローク曲線

3.6 3次元計算による等温温度係数の評価

報告者：大内（炉心・運転計画Gr.）

1. 概 要

MK-II 炉心の等温温度係数は、性能試験及び第3サイクルに於いて測定されている。また、計算による解析は、外部への委託研究の中で、性能試験及び第6サイクルについて行われている。ここでは、第1サイクルから第9サイクルについて、等温温度係数を3次元拡散計算で算出した結果を報告する。

2. 計算条件

- (1) 計算コード “CITATION” 3次元Hex-Z体系 拡散計算
- (2) 群定数 JFS-2より“EXPANDA”, “MICLIB”で7群に縮約
- (3) 原子数密度 “MAGI”記録計算のRANDファイルより引用
- (4) 計算モデル 温度変化に対する体系, 原子数密度の変化を現実に沿うように模擬

3. 結 果

表1 計算により求めた等温温度係数（250℃～370℃）

($\times 10^{-3} \% \Delta K / KK' / ^\circ C$)

サイク	1	2	3	4	5	6	7	8	9
等温温度係数	-4.045	-4.049	-4.104	-4.083	-4.070	-4.064	-4.054	-3.984	-4.134

参考（測定値；性能試験 -4.1×10^{-3} , 第3サイクル $-4.3 \times 10^{-3} \% \Delta K / KK' / ^\circ C$ ）
 （外部委託計算値；性能試験 -3.916×10^{-3} , 第6サイクル -2.858×10^{-3} ）

表2 第6サイクル等温温度係数の項目分担

	集合体支持 板の膨張	Naの膨張	燃料の膨張	ドップラー の効果	構 造 材 の 膨 張	合計の等温温度 係 $\% \Delta K / KK' / ^\circ C$
分担率(%)	49.9	31.6	7.7	7.1	3.7	-4.061×10^{-3}

- (1) 今回求めた値は、測定値より若干小さめだが、良く合っている。
- (2) 等温温度係数は各サイクルを通して安定した値である。
- (3) 等温温度係数の主要成分は、集合体支持板の膨張とNaの膨張である。
- (4) 各項目別に係数を求めて、加算したときの干渉はほとんどない。(0.1%程度)
- (5) 第8サイクルの値が小さいが、出力係数も第8サイクルが小さく、関連がある可能性がある。

3.7 性能試験 (D64, B2, CMIR1) 炉心における等温係数の解析

報告者：森木 (炉心・運転計画Gr.)

1. 概要

照射用炉心の等温係数は、性能試験 (炉心燃料集合体51体炉心及び炉心燃料集合体64体、B型特殊燃料集合体2体、材料照射用反射体1体の2炉心) 及び第3サイクルにおいて測定されており、それぞれ、 -4.35×10^{-5} 、 -4.10×10^{-5} 及び $-4.3 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ という結果が得られている。

本解析では、このうち性能試験の炉心燃料集合体64体炉心について評価を行い、測定値との比較を行った。

2. 解析手法

- a) 密度係数、形状係数及びドップラ定数の各反応度係数から等温係数を求める方法。
- b) 170℃と250℃の2体系の直接計算の差として等温係数を求める方法。

上記、二つの方法により等温係数を求めた。両方共、7群の二次元RZ計算である。計算コードは "CITATION" を使用した。

3. 解析結果

a)の方法による解析結果を第1表に示す。この結果によると、等温係数は $-3.62 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ であり、C/E値は0.88となる。これはa)の方では、解析上の種々の誤差が蓄積し、大きな差が生じたものと思われる。ただし、各膨脹による効果の内訳をみる場合には、a)の方法は有意義な手法である。

一方、b)の方法によると、等温係数は $-4.15 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ であり、C/E値は1.01となる。これは実測値と非常によく一致を示している。

以上のことから、等温係数を求めるには、a)及びb)の方法を目的に応じて使い分ける必要があることがわかる。

第1表 性能試験 (D64, B2, CMIR 1) 炉心における等温係数

〔 $\times 1.0 E - 6 (\Delta k / k) / ^\circ C$ 〕

炉心状態	項 目	領 域				全 炉 心 計 合
		炉 心	徑 方 向 反 射 体	上部軸方向 反 射 体	下部軸方向 反 射 体	
100 MW	燃料ペレット膨脹	- 4.280	0.0	0.0	0.0	- 4.280
	被 覆 管 "	- 1.122	0.0	0.0	0.0	- 1.122
	ラッパー管 "	- 0.267	- 2.104	- 0.472	- 0.362	- 3.206
	冷 却 材 "	- 5.163	- 3.553	- 1.249	- 3.422	- 13.387
	炉心支持板 "	- 11.195	- 0.489	- 0.200	- 0.192	- 12.076
	ドップラー効果	- 1.786	0.0	0.0	0.0	- 1.786
	合 計	- 23.813	- 6.147	- 1.922	- 3.976	- 35.857
75 MW	燃料ペレット膨脹	- 3.983	0.0	0.0	0.0	- 3.983
	被 覆 管 "	- 1.119	0.0	0.0	0.0	- 1.119
	ラッパー管 "	- 0.266	- 2.101	- 0.469	- 0.362	- 3.199
	冷 却 材 "	- 5.128	- 3.541	- 1.232	- 3.422	- 13.323
	炉心支持板 "	- 11.195	- 0.489	- 0.200	- 0.192	- 12.076
	ドップラー効果	- 2.053	0.0	0.0	0.0	- 2.053
	合 計	- 23.744	- 6.131	- 1.902	- 3.976	- 35.752
45 MW	燃料ペレット膨脹	- 3.610	0.0	0.0	0.0	- 3.610
	被 覆 管 "	- 1.113	0.0	0.0	0.0	- 1.113
	ラッパー管 "	- 0.266	- 2.097	- 0.466	- 0.362	- 3.191
	冷 却 材 "	- 5.092	- 3.529	- 1.216	- 3.422	- 13.259
	炉心支持板 "	- 11.195	- 0.489	- 0.200	- 0.192	- 12.076
	ドップラー効果	- 2.538	0.0	0.0	0.0	- 2.538
	合 計	- 23.814	- 6.115	- 1.882	- 3.976	- 35.787
370 °C	燃料ペレット膨脹	- 3.089	0.0	0.0	0.0	- 3.089
	被 覆 管 "	- 1.104	0.0	0.0	0.0	- 1.104
	ラッパー管 "	- 0.264	- 2.090	- 0.461	- 0.362	- 3.177
	冷 却 材 "	- 5.023	- 3.505	- 1.187	- 3.422	- 13.136
	炉心支持板 "	- 11.195	- 0.489	- 0.200	- 0.192	- 12.076
	ドップラー効果	- 3.839	0.0	0.0	0.0	- 3.839
	合 計	- 24.513	- 6.084	- 1.847	- 3.976	- 36.420
250 °C	燃料ペレット膨脹	- 2.903	0.0	0.0	0.0	- 2.903
	被 覆 管 "	- 1.081	0.0	0.0	0.0	- 1.081
	ラッパー管 "	- 0.259	- 2.047	- 0.451	- 0.355	- 3.112
	冷 却 材 "	- 4.816	- 3.361	- 1.138	- 3.282	- 12.597
	炉心支持板 "	- 10.966	- 0.479	- 0.196	- 0.188	- 11.828
	ドップラー効果	- 4.719	0.0	0.0	0.0	- 4.719
	合 計	- 24.744	- 5.887	- 1.785	- 3.824	- 36.240

3.8 ステップ応答試験の測定結果 (MK-II炉心第10サイクル定格運転中の経時変化)

報告者：庄野 (炉心・運転計画Gr.)

1. 概要

MK-II炉心第10サイクルの定格運転期間中に、制御棒操作によるステップ応答試験を実施した。試験は原則として毎週月曜日に実施した。全試験回数は6回であった。

2. 試験条件

- 炉出力 100MW
- 投入反応度 $\pm (2.7 \sim 4.1) \%$; 制御棒操作量 $\pm 6\text{mm}$

3. 試験結果

- (1) ステップ応答法により算出される出力係数は定格運転継続に伴って徐々に減少する傾向を示した。絶対値は第4～第9サイクル測定値よりやや大きかった。(図1参照のこと)
- (2) ステップ応答法により算出される規格化S/A出口温度変化量は定格運転継続に伴って徐々に増大する傾向を示した。
- (3) 中性子束, S/A出口温度いずれの信号とも単位投入反応度に対する変化量が徐々に増大する傾向がステップ応答形状にもみられる。(図2に中性子束信号のデータを示す。)

4. 評価

上記3項の測定結果より、定格運転の継続(燃焼の進行)に伴って反応度フィードバック特性が徐々に弱くなるという傾向が従来の定格サイクルと同様に確認された。

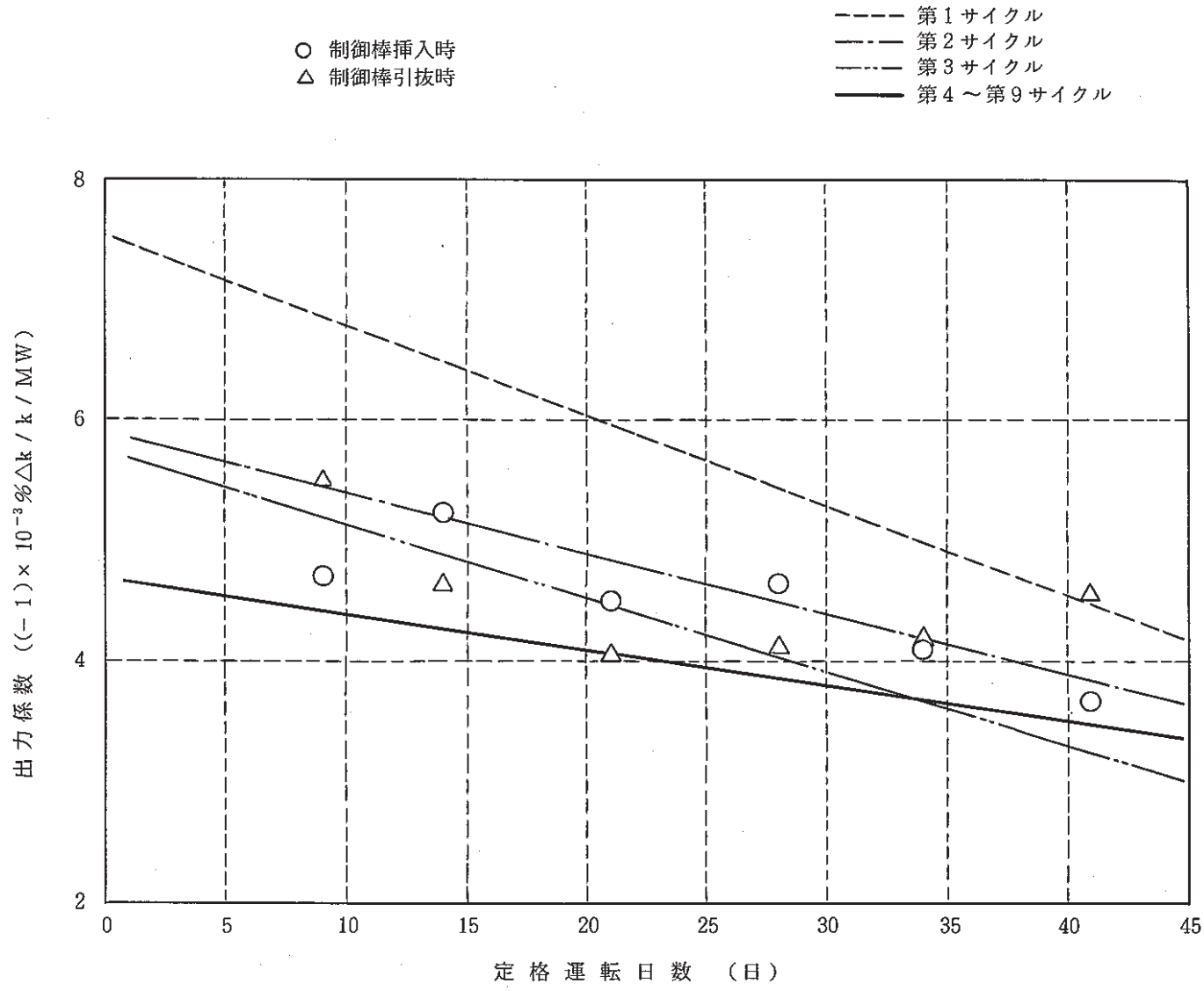


図1 定格運転に伴う出力係数の経時変化 (MK-II炉心第10サイクル)

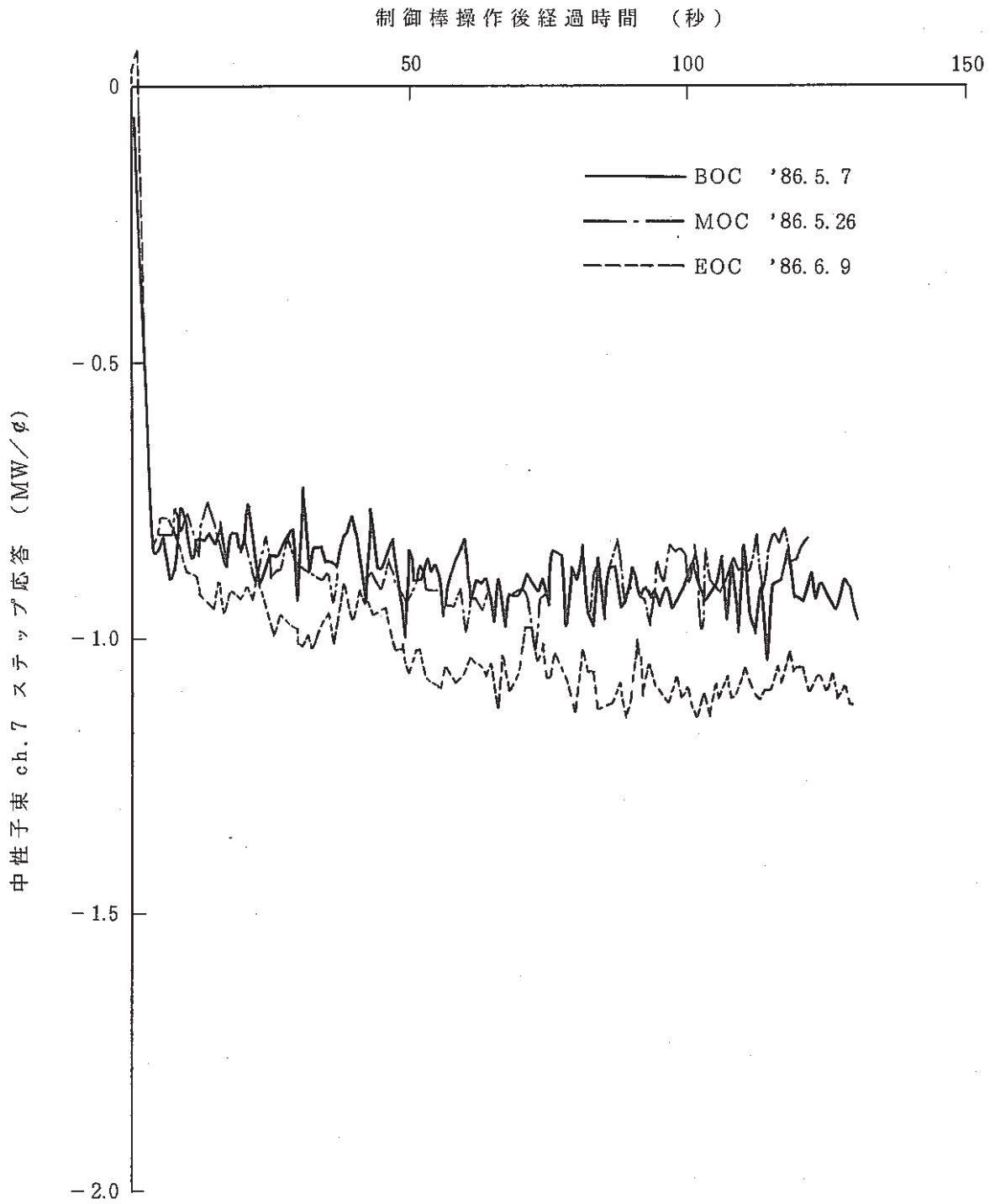


図2 中性子束ステップ応答形状の経時変化
(MK-II炉心 第10サイクル, 原子炉出力100 MW)

3.9 中性子束ゆらぎ量の測定結果 (MK-II 炉心第10サイクル)

報告者：庄野 (炉心・運転計画Gr.)

1. 概要

MK-II 炉心第10サイクルの期間中に、定格出力において、中性子束ゆらぎ量を定期的に測定した結果をまとめた。

2. 測定系

熱出力測定システム………サンプリング周期4秒, サンプリング回数30回

測定信号………出力系中性子束信号 ch. 6, ch. 7, ch. 8

3. 測定結果

(1) 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化 (図1)

(2) 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係 (図2)

4. 結論

(1) 定格運転継続に伴い、中性子束ゆらぎ量が徐々に減少する傾向を示した。

(2) 中性子束ゆらぎ量は余剰反応度と正の相関関係を持つ。

(3) 上記(1), (2)の傾向はいずれも従来サイクルの測定結果と同様であり、原子炉運転中の中性子束ゆらぎが主として制御棒振動によって発生していることを示すものである。

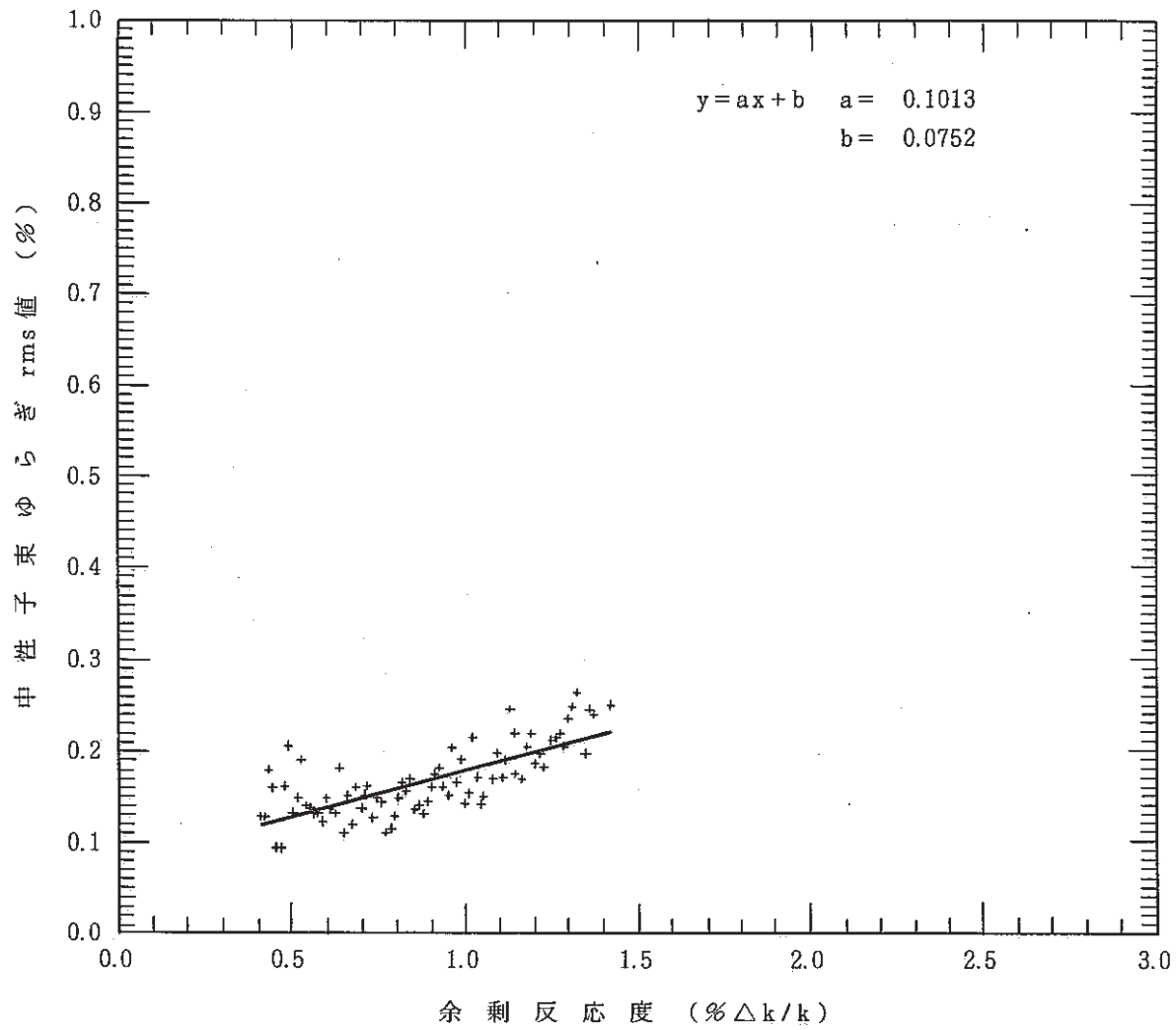


図2 余剰反応度と中性束ゆらぎ量の関係
 (MK-II炉心 第10サイクル 1986.4.29 - 1986.6.10)

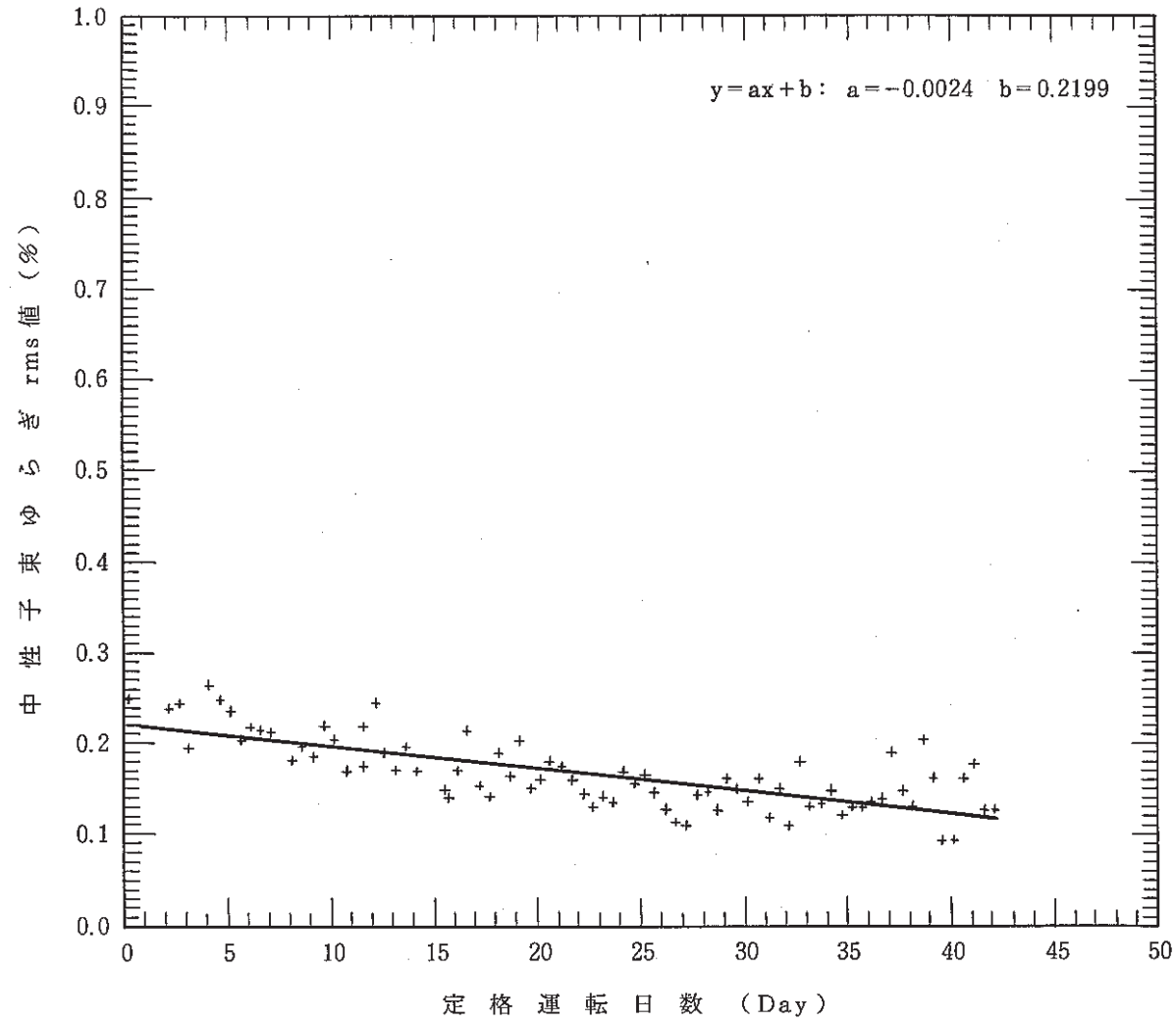


図1 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化
(MK-II炉心 第10サイクル 1986.4.29 - 1986.6.10)

3.10 ステップ応答試験の測定結果（MK-II炉心第11サイクル定格運転中の経時変化）

報告者：庄野，大山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

MK-II炉心第11サイクルの定格運転期間中に、制御棒操作によるステップ応答試験を実施した。試験は原則として毎週水曜日に実施した。全試験回数は6回であった。

2. 試験条件

- 炉出力 100 MW
- 投入反応度 $\pm(4.0\sim 5.1)\%$ ；制御棒操作量 ± 6 mm

3. 測定結果

- (1) ステップ応答法により算出される出力係数は、定格運転継続に伴って徐々に減少する傾向を示したが、その減少傾向は第4～第9サイクルに比べて弱かった。(図1)
- (2) ステップ応答法により算出される規格化S/A出口温度は定格運転継続に伴って徐々に増大する傾向を示した。
- (3) 単位投入反応度に対する中性子束信号変化量は徐々に増大するが、本サイクルは中性子束定常ゆらぎ成分が大きいため、目視だけでは判断し難かった。(図2)

4. 評価

上記3項の測定結果より、定格運転の継続（燃焼の進行）に伴って、反応度フィードバック特性が徐々に弱くなるという傾向が、従来の定格サイクルと同様に確認された。

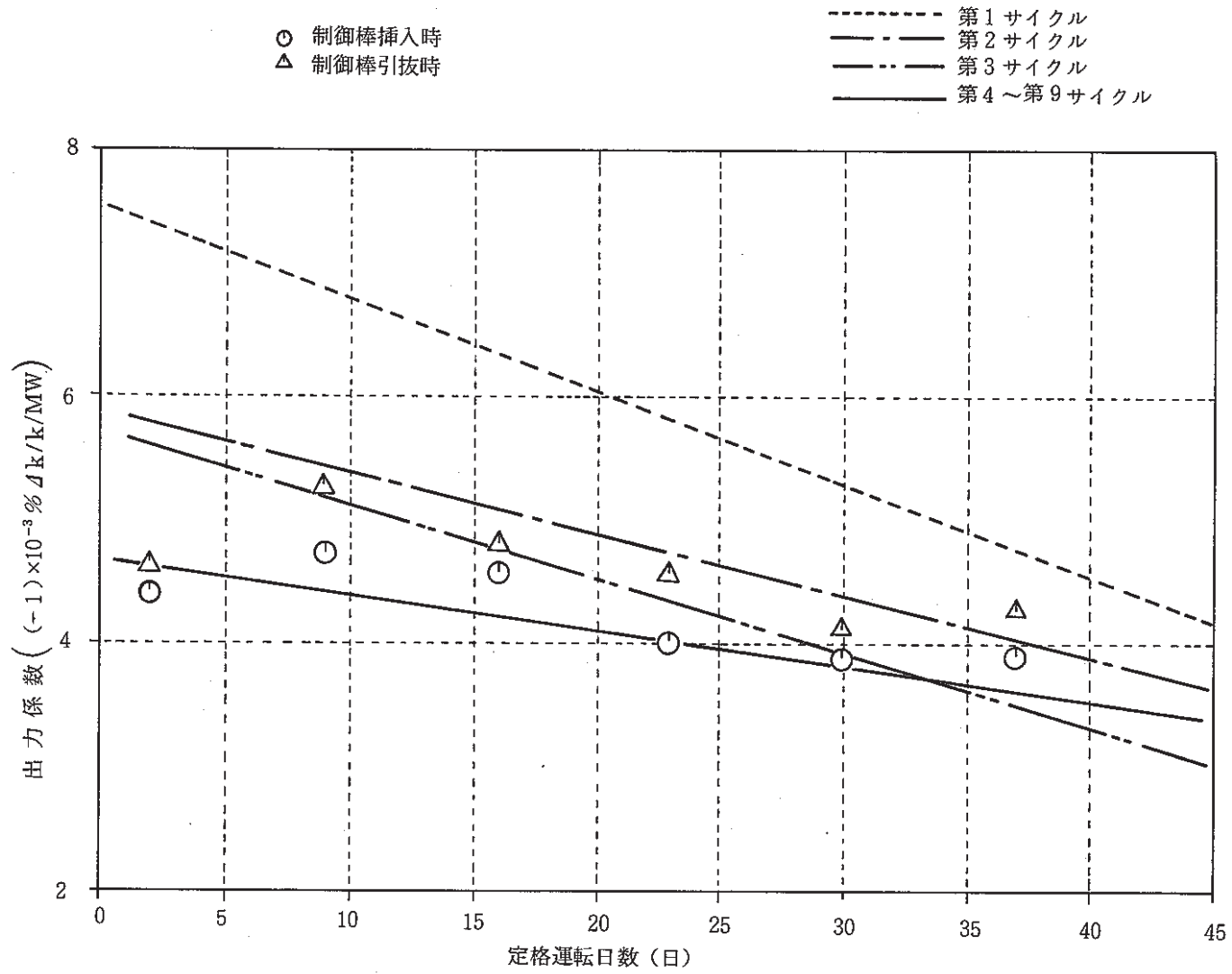


図1 定格運転に伴う出力係数の経時変化 (MK-II 炉心第11サイクル)

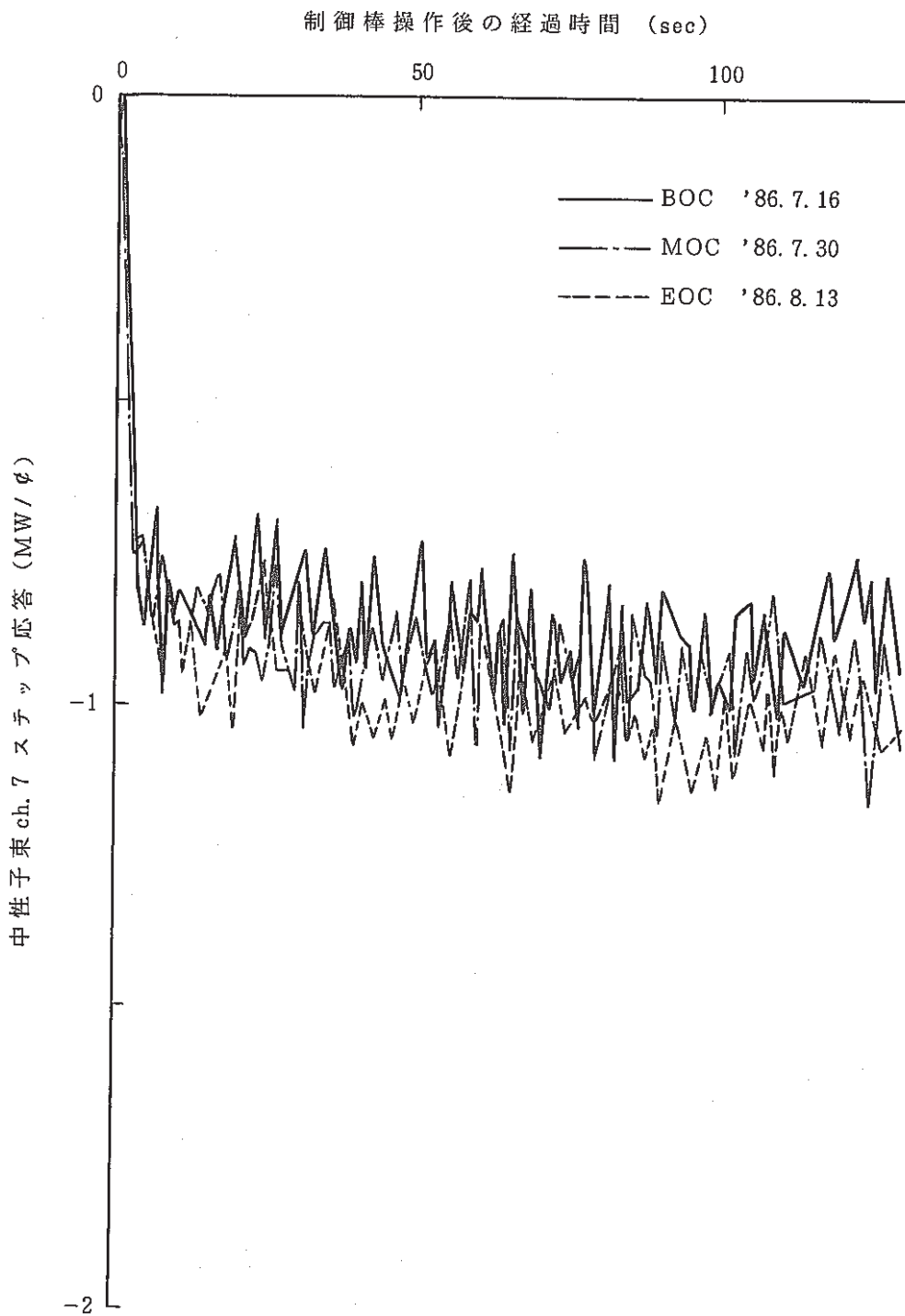


図2 中性子束ステップ応答形状の経時変化
(MK-II 炉心 第11サイクル, 原子炉出力 100 MW)

3.11 中性子束ゆらぎ量の測定結果 (MK-II炉心第11サイクル)

報告者：庄野，大山 (炉心・運転計画 Gr.)

1. 概要

MK-II炉心第11サイクルの期間中に、定格出力において、中性子束ゆらぎ量を定期的に測定した結果をまとめた。

2. 測定系

熱出力測定システム………サンプリング周期4秒，サンプリング回数30回

測定信号………出力系中性子束信号 ch. 6, ch. 7, ch. 8.

3. 測定結果

(1) 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化 (図1)

(2) 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係 (図2)

4. 結論

(1) 定格運転継続に伴い、中性子束ゆらぎ量が徐々に減少する傾向を示した。

(2) 中性子束ゆらぎ量は余剰反応度と正の相関関係を持つ。

(3) 上記(1)，(2)の傾向は、いずれも従来サイクルの測定結果と同様であり、原子炉運転中の中性子束ゆらぎが主として制御棒振動によって発生していることを示すものである。

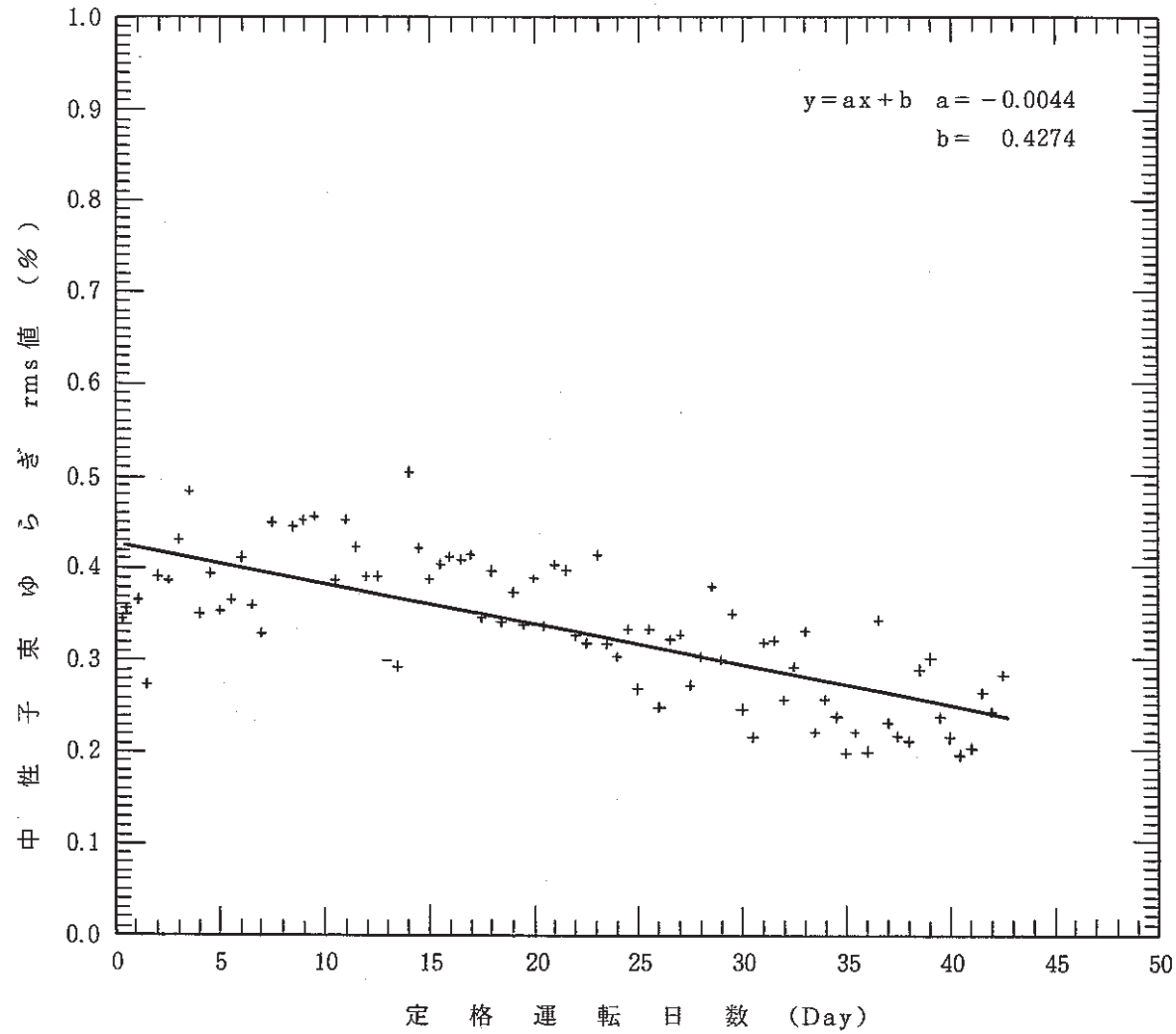


図1 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化
 (MK-II炉心 第11 サイクル 1986.7.7 - 1986.8.19)

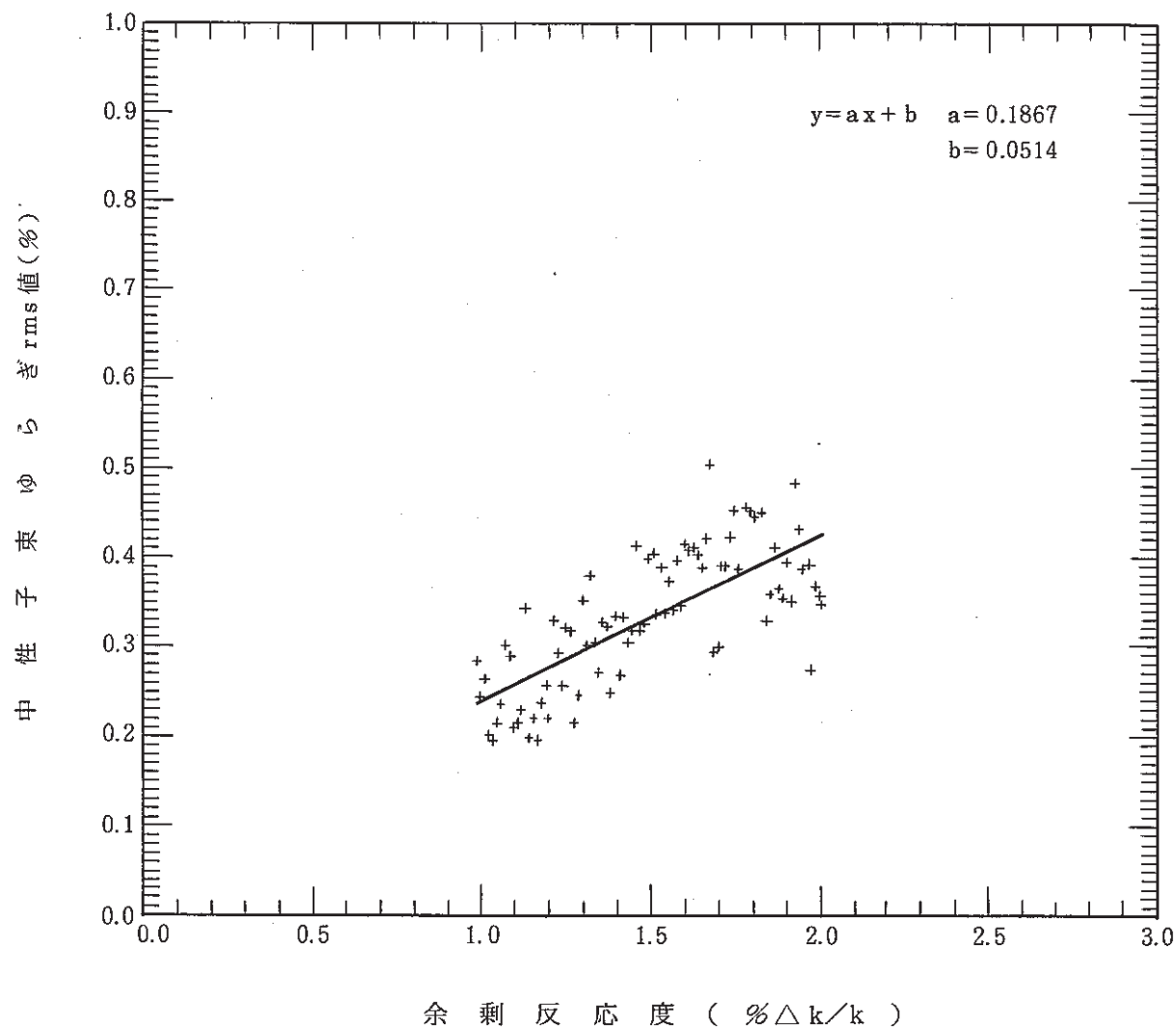


図2 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係
 (MK-II炉心 第11サイクル 1986.7.7 - 1986.8.19)

3.12 MK-II 炉心第14サイクルにおける余剰反応度の推定

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

第10サイクル記録計算結果を基にしたMK-II 炉心第11～第14サイクル予測計算を行い反応度的に最も厳しいと思われる第14サイクルEOCの余剰反応度の推定を行う。また第14サイクルに3次取替燃料を装荷した場合の推定も行う。

2. 計算条件

計算コード：“MAGI” 予測計算

原子数密度：第10サイクル記録計算結果の原子数密度ファイルを使用した。AMIR-31, AMIR-32, INTA-Sについては照射課より支給されたデータ(照-61-66)の値を使用した。

実効マイクロ断面積：各サイクル毎に“LTA”を使用して作成した。

3. 計算結果

各サイクル毎のMAGI 予測計算結果の余剰反応度と実測値の比較を表1に、前サイクルとの置換反応度と燃焼係数についての実測と計算値の比較を表2に示す。各サイクルを通じて反応度的に最も厳しいのは第14サイクルEOCの1.314% $\Delta K/KK'$ である。この値を実測ベースの250℃, 0MWに補正するために以下の考慮を行う。

i) 第10サイクル記録計算を基にした補正

今回の計算は第10サイクルEOCの記録計算をベースに計算したが、この時点での余剰反応度は1.4% $\Delta K/K$ でこれに対応する実測(250℃; 0MW, 5×10^4 cps以内)の余剰反応度は1.267% $\Delta K/K$ であるから-0.133% $\Delta K/K$ (= 1.267-1.4) 補正する必要がある。

ii) 燃焼反応度の補正

表2より“MAGI”の予測計算の燃焼反応度は実測に比較して平均約0.11% $\Delta K/K$ 低目に評価する。この原因は、1つは技-61-74で評価した「BOCとEOCとの出力係数の差による反応度損失」が計算コードで模擬出来ないことによる違いが考えられる。この場合BOCとEOCの差は約0.1% $\Delta K/K$ である(BOCの方が大きい→燃焼反応度を大きくする)



もう1つは“MAGI”コード自体の傾向である。後者の場合は予測計算を重ねるごとに累積してゆく。現時点ではどちらとも判断しかねるので厳しめに評価する意味で累積するものとして-0.11% $\Delta K/K \times 3 \text{ cycle} = -0.33\% \Delta K/K$ 補正するものとする。

iii) 3次取替燃料装荷による補正

今回計算した第14サイクルは交換燃料はすべて2次取替燃料を使用した。技-61-35での3次取替燃料と2次取替燃料の置換反応度を考慮に入れると3次取替燃料6体を1,2列に装荷した場合+0.26% $\Delta K/KK'$ 反応度を上げる。

以上 i)~iii) を考慮に入れる

第14サイクル EOC "MAGI" 予測計算結果余剰反応度	1.314 % $\Delta K/K$
第10サイクル EOC 記録計算と実測の補正	- 0.133 % $\Delta K/K$
燃焼反応度の補正	- 0.33 % $\Delta K/KK'$
+) 3次取替6体分の2次取替燃料との置換反応度	+ 0.26 % $\Delta K/KK'$
(250℃, 0MW相当)	+ 1.111 % $\Delta K/KK'$

となり250℃→370℃の温度補正及び0MW→100MWの補正值^(注1) -1.0% $\Delta K/K$ を考慮すると0.111% $\Delta K/KK'$ の余裕との判断になる。

尚、燃焼反応度の補正については現時点では不確定要素があるため今後の実測のサイクルが進むに従って再評価出来るものと思われる。

注1) 250℃零出力から100MWまでの補正值は、従来定格サイクルBOCでの測定値である-0.95% $\Delta K/KK'$ に余裕を見て-1.0% $\Delta K/KK'$ とした。

表1. 各サイクル毎のMAGI 予測計算と実測値の余剰反応度の比較

	MAGI 予 測				実 測 値		
	Keff (BOC)	Keff (EOC)	% $\Delta K/K$ (BOC)	% $\Delta K/K$ (EOC)	% $\Delta K/K$ (BOC)	% $\Delta K/K$ (EOC)	EFPD (日)
第9サイクル	—	—	—	—	2.19	1.11	42.5
第10サイクル	—	—	—	1.4	2.45	1.267	44.5
第11サイクル	1.033138	1.021951	3.208	2.148	3.014	—	—
第12サイクル	1.038654	1.027482	3.722	2.675	—	—	—
第13サイクル	1.029561	1.018648	2.871	1.831	—	—	—
第14サイクル	1.024295	1.013311	2.372	1.314	—	—	—

表2. 各サイクル毎のMAGI 予測計算と実測値との置換反応度，燃焼反応度の比較

	前サイクルとの置換 反応度 (% $\Delta K/KK'$)		燃 焼 反 応 度				EFPD
	MAGI 予測	実 測	MAGI 予測		実 測		
			% $\Delta K/KK'$	% $\Delta K/KK'$ /day	% $\Delta K/KK'$	% $\Delta K/KK'$ /day	
第9サイクル	1.159*	1.19	1.084*	0.0241*	1.08	0.0255	42.4
第10サイクル	1.409*	1.34	1.076*	0.0240*	1.183	0.0266	44.5
第11サイクル	1.808	1.747	1.060	0.0236	—	—	—
第12サイクル	1.574	—	1.047	0.0233	—	—	—
第13サイクル	0.196	—	1.040	0.0231	—	—	—
第14サイクル	0.541	—	1.058	0.0235	—	—	—

* は前回，第8サイクル記録計算を基に計算した値である。

3.13 MK-II炉心での制御棒内の径方向中性子束分布の計算

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

MK-II制御棒内の径方向中性子束分布を計算したので報告する。これは燃材部→照射課→技術課経由の計算依頼であり、その使用目的は以下の通りである。

MK-II MCR 005の炉心中心に面したピンの燃焼度をIMAで測定した所、MAGIによる集合体平均燃焼度よりかなり大きな値となった。そこでMK-II制御棒内中性子束の径方向ピーキング係数の計算を行い測定値と計算値の比較検討を行うとともに制御棒集合体の燃焼特性を評価する。尚、技術課への依頼は上記のうち計算と計算結果のデータ支給である。

2. 計算項目

MK-II炉心3E3の位置で制御棒B₄Cが50mm挿入された状態でのB₄Cスタック下端から5mm, 50mm, 100mm, 200mmの位置における集合体内中性子束径方向ピーキング係数を算出する。

3. 計算条件

- i) 計算コード—“B-System” (“CITATION” Tri-Z)
- ii) 計算体系—MK-II炉心第4サイクル
- iii) 断面積—“MAGI”第4サイクル記録計算結果の原子数密度ファイルと計算に使用した実効マイクロ断面積ファイルから“CITATION”計算用のマクロ断面積ファイルを作成して本計算に使用した。

4. 計算結果

計算結果のB₄Cスタック下端部から5mm, 50mm, 100mm, 200mmの位置における集合体中性子束径方向ピーキング係数を表1～表4に示す。B₄Cスタック下端より上部方向へ行くに従ってピーキング係数の値は大きくなる傾向を示し、B₄C下端部より200mm位置で1.148程度である。

又、参考として縮約の効果を見るために7群縮約に使用した25群Flux spectrumと“MAGI”計算結果の7群Flux spectrumの比較図をFig1.に示す。Fig1よりThermal領域で見ると7群縮約した断面積は25群断面積の最も低いエネルギー領域より大きな値となり、それを使用して計算したFluxも高目になる。このことは測定値の方が大きい値を示す傾向と反するもので、縮約による影響は今回の傾向とは無関係であることがわかる。

尚、Fig1の中性子束スペクトルは、B₄Cスタック下端より200mmの位置における値を使用して作成した。

表1. B₄Cスタック下端から5mm位置のFlux分布とピーキング係数
(N/cm²/sec)

Compartment	Total Flux	平均との比	ピーキング係数
1	1.318×10^0	0.950	1.068
2	1.394×10^0	1.005	
3	1.482×10^0	1.068	
4	1.452×10^0	1.047	
5	1.371×10^0	0.989	
6	1.305×10^0	0.941	

表2. B₄Cスタック下端から50mm位置のFlux分布とピーキング係数
(N/cm²/sec)

Compartment	Total Flux	平均との比	ピーキング係数
1	9.784×10^{-1}	0.945	1.080
2	1.038×10^0	1.002	
3	1.118×10^0	1.080	
4	1.088×10^0	1.051	
5	1.020×10^0	0.985	
6	9.706×10^{-1}	0.937	

表3. B₄Cスタック下端から100mm位置のFlux分布とピーキング係数
(N/cm²/sec)

Compartment	Total Flux	平均との比	ピーキング係数
1	6.396×10^{-1}	0.928	1.113
2	6.823×10^{-1}	0.990	
3	7.669×10^{-1}	1.113	
4	7.341×10^{-1}	1.065	
5	6.681×10^{-1}	0.969	
6	6.440×10^{-1}	0.934	

表4. B₄Cスタック下端から200mm位置のFlux分布とピーキング係数
(N/cm²/sec)

Compartment	Total Flux	平均との比	ピーキング係数
1	3.186×10^{-1}	0.920	1.148
2	3.397×10^{-1}	0.981	
3	3.978×10^{-1}	1.148	
4	3.728×10^{-1}	1.076	
5	3.284×10^{-1}	0.948	
6	3.213×10^{-1}	0.927	

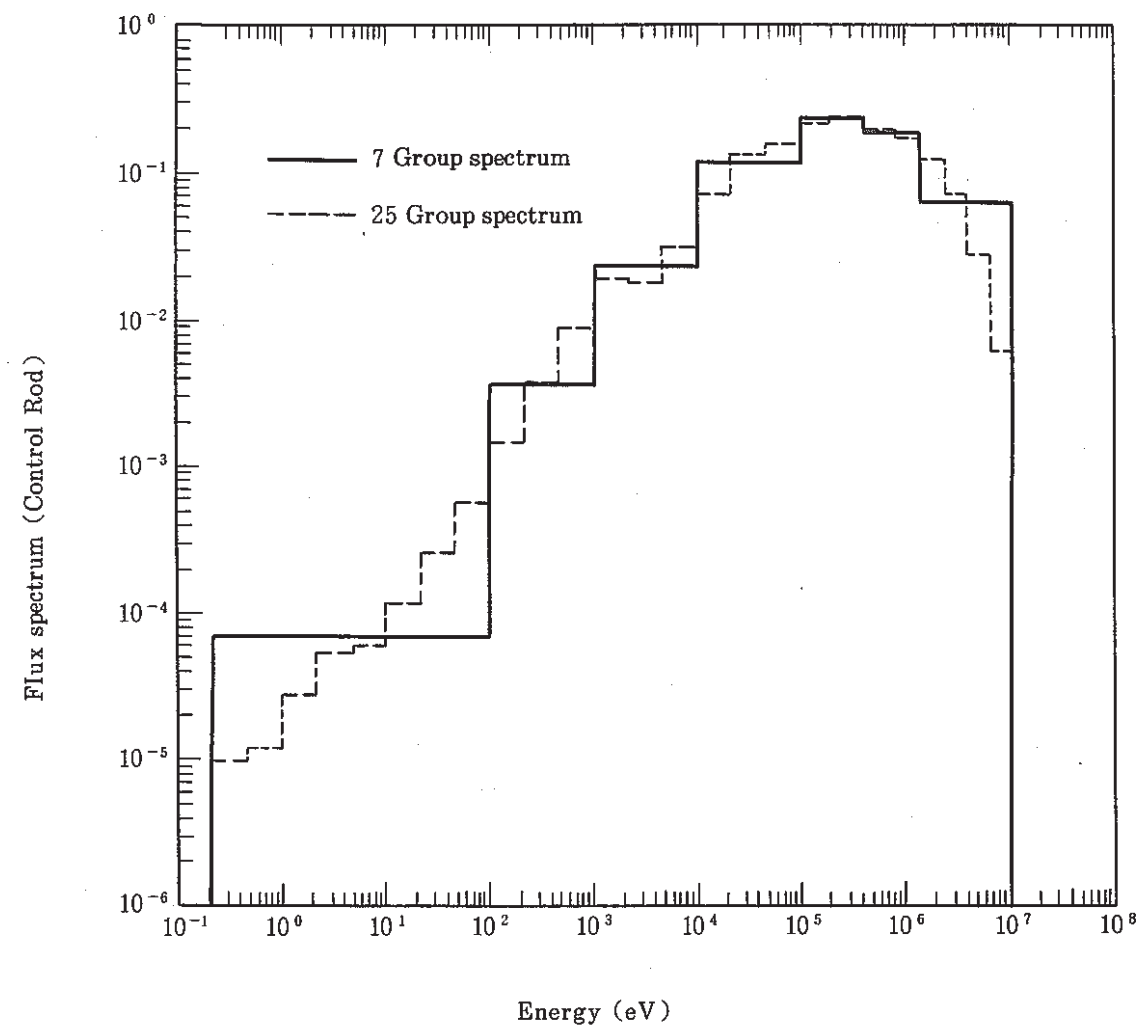


Fig1 7群縮約に使用した25群 Flux spectrum と“MAGI”計算7群 Flux spectrum

3.14 継続照射ピン燃料ペレット移動の核的評価計算

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

B型継続照射ピンについて照射中の燃料ペレット移動に関する核的評価計算を行ったので報告する。これは照射課よりの評価計算依頼（照-61-89）でありその内容は以下の通りである。第10サイクルで1度照射を終了したB2Mピン30本のうち20本は第14サイクルから炉心に再装荷され、継続して照射を行う。ところで、B0JピンのPIEにおいて燃料ペレット上部のプレナムスプリングのへたりのによるペレット間及びピン内部材間の隙間がみられた。B2Mピンのプレナムスプリングについても同様なへたりが予想され、集合体分解、再組立等のピン取扱い時に燃料ペレットが所定位置より上部にひっかかって止まり、それが継続照射中に元の位置に戻って炉心反応度等に何らかの影響を与える現象が考えられる。そこで、継続照射ピンのすべてにおいて、照射中にそのような燃料ペレット移動が同時に起きた場合の炉心への影響を評価することにより、再装荷前の中間検査の基準設定の根拠とする。

2. 計算条件

- i) 炉心構成—第14サイクルの炉心構成で3 C2にB2Mを装荷
 - ii) 計算コード—B-System（“CITATION” 3次元 Tr-Z 計算）
 - iii) 断面積—“MAGI”第13サイクル予測計算結果の集合体組成と第14サイクルで使用する新燃料組成及び各ペレット隙間を持たせたB2Mの組成に対し第14サイクル“MAGI”予測計算で作成した実効マイクロ断面積を乗じて領域毎の実効マクロ断面積を作成し本計算に使用した。
 - iv) 計算ケース—B2Mの継続照射ピン20ピン全部に対し、炉心中心での隙間が0mm, 20mm, 40mm, 50mm, 60mmの5ケースについて行った。各ケースのピンの計算形状と計算に使用した軸方向のノードの関係を図1.に示す。
 - v) B2Mの組成—継続照射ピンについては“MAGI”第10サイクル記録計算結果の組成に対し炉心中心ノード（軸方向ノード10）下端よりそれぞれ20mm, 40mm, 50mm, 60mmだけ燃料の組成のみを上方向へずらした形で計算し直した原子数密度を使用した。
- 図1.より計算に使用した軸方向ノードは50mm間隔（B-Systemでは個定）であるので隙間が50mm以外の場合は各ノードで均質化して使用するしかない。そこで均質化の影響を見るために50mmの隙間のケースを追加した。

3. 計算結果

計算結果の各ケースの K_{eff} 及び隙間が無い場合との反応度差を表1.に示す。

i) 均質化による影響

隙間が50mmとその前後(40mm及び60mm)の反応度の変化はだいたいLinearであり、ロードを5cm間隔で切ったことによる組成の均質化の影響は無いと判断出来る。

ii) ペレット隙間による反応度の影響

表1より隙間20mmで約1 ϕ 、隙間60mmで約3.3 ϕ 負の反応度の影響が見られる。

iii) 炉出力への影響

1 ϕ の反応度投入は、100MW出力運転時では約1MWの出力上昇を引き起こすものである。したがって、20ピンすべてに60mmの隙間が炉心中心部にあり、それが同時に詰まった時には約3.3MWの出力上昇が発生するという評価になる。

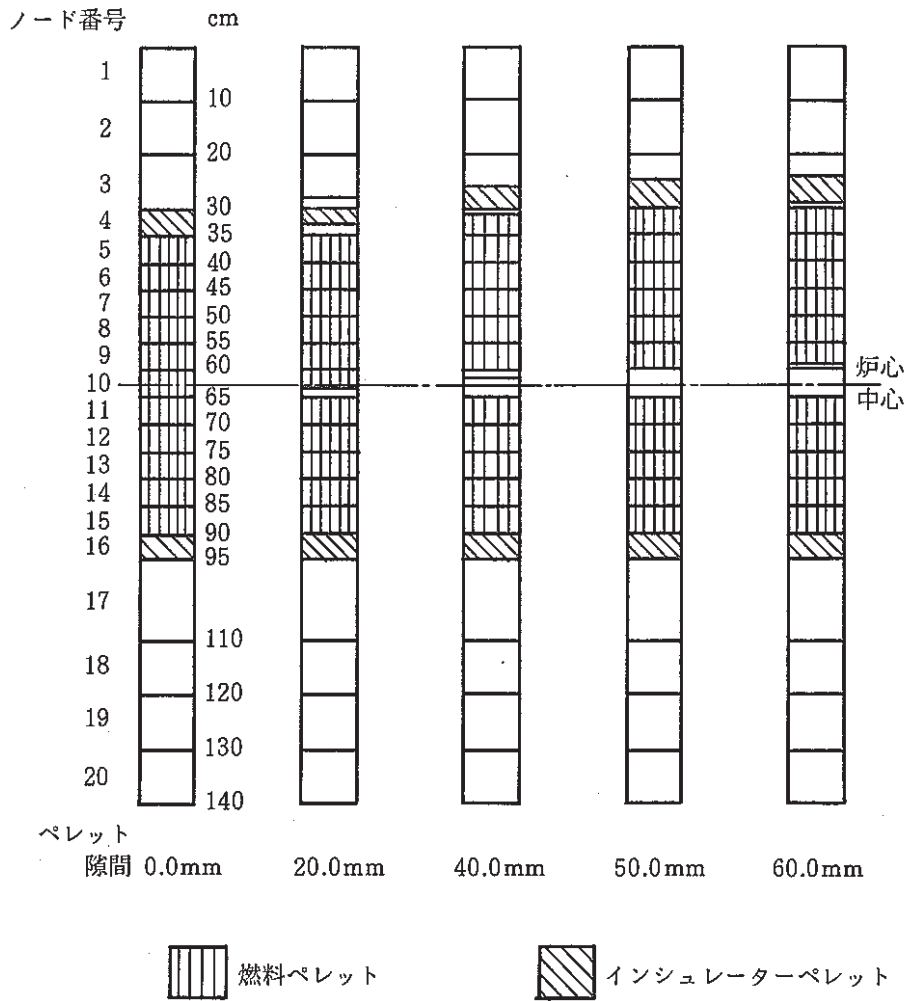


Fig 1: 各ケースのピンの計算形状と計算に使用した軸方向ノードの対応

表 1. 各ケースの K_{eff} 及び隙間が無い場合との反応度差

ペレット隙間	K_{eff}	隙間無しとの反応度差 % $\Delta K / K K'$	ϕ
0.0 mm	1.0136518	0.0	0.0
20.0 mm	1.0136156	0.004	1.0
40.0 mm	1.0135689	0.008	2.0
50.0 mm	1.0135527	0.010	2.5
60.0 mm	1.0135202	0.013	3.25

3.15 B型特殊燃料評価システムと“MAGI”システムの比較結果

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

B型特殊燃料評価システム（“B-System”）とMAGIシステム（“MAGI”）を使用して、特燃B型に対するシステムの相違を調べた。

2. 計算条件

i) 入力条件

MK-II炉心第10サイクル予測計算のデータを使用した。

B型特燃の位置は3C2とした。

ii) 各システムの計算方法の相違

a) “MAGI”：B型特燃装荷位置周辺の中性子束から、ポテンシャル論を用いてB型コンパートメントの径方向ピーキング係数と、中性子束分担率を計算している。

b) “B-System”：三角-Z体系で各コンパートメントの原子数密度を用いて、マクロ断面積を使用して各コンパートメントの中性子束分布を計算している。

iii) 計算項目

a) B型特燃の各コンパートメントの原子数密度を入れかえて新しいB型特燃を作成し各ケースについて“B-System”と“MAGI”の比較を行う。

b) “B-System”のB型特燃のコンパートメント位置から、三角メッシュ体系にモデル化する方法について評価する。

iv) 計算結果

a) 表1に各コンパートメントの全中性子束と集合体平均中性子束との比を示した。表1よりコンパートメントの組成の違いによる中性子束への影響は、集合体各PFB901～PFB905を見る限り全中性子束に対してはわずかに1%程度の効果が見られる程度であった。

b) “B-System”と“MAGI”では、B型特燃装荷位置における中性子束軸方向分布に差が見られた。1群から4群までは“B-System”の方が高いのに5群以下になると“MAGI”の方が高くなっている。以上の事から中性子束エネルギー分布に相違がある事がわかる。この効果は6角メッシュから3角メッシュにした影響と考えられる。

表 1. 集合体平均全中性子束の比

集合体免	コード名	コンパートメント番号					
		1	2	3	4	5	6
PFB 901	B-System	1.049	1.047	0.997	0.953	0.956	0.998
	MAGI	1.058	1.024	0.970	0.949	0.974	1.025
PFB 902	B-System	1.049	1.047	0.997	0.953	0.956	0.998
	MAGI	1.058	1.024	0.970	0.949	0.974	1.025
PFB 903	B-System	1.049	1.047	0.997	0.953	0.956	0.998
	MAGI	1.058	1.024	0.970	0.949	0.974	1.025
PFB 904	B-System	1.046	1.046	0.997	0.954	0.958	0.999
	MAGI	1.057	1.024	0.970	0.949	0.974	1.025
PFB 905	B-System	1.047	1.046	0.995	0.953	0.958	1.000
	MAGI	1.056	1.023	0.971	0.950	0.975	1.025

PFB 901 - PFB 902 に対して, コンパートメント 1 に新燃料を装荷したケース

PFB 902 - PFB 902 に対して, コンパートメント 1, 3 に新燃料を装荷したケース

PFB 903 - PFB 902 に対して, コンパートメント 1, 3, 5 に新燃料を装荷したケース

PFB 904 - PFB 903 に対して, コンパートメント 1 で Pu, U 燃料を 0.0 としたケース

PFB 905 - PFB 903 に対して, コンパートメント 1, 4 で Pu, U 燃料を 0.0 としたケース

3.16 炉心燃料集合体（PFD 137 及び PFD 116）の崩壊熱評価

報告者：森木，長崎（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

実験炉「常陽」では，将来炉の使用済燃料貯蔵設備の設計に反映するために，第11サイクル終了後取り出された使用済燃料集合体を供試体として計測線付缶詰缶を用いて，缶詰缶内水温度，缶詰缶内圧等の測定が実施される。本解析は，これらの測定に先駆けて照射終了後の崩壊熱を評価して，缶詰缶内水温度，缶詰缶内圧等の予測を行うためのデータを提供するものである。

2. 計算条件

本評価で対象とした集合体は，第6サイクルから第10サイクルまでの5サイクルの間，炉内位置1A1において照射され計測線付缶詰缶に装荷される炉心燃料集合体PFD 137及び第4サイクルから第10サイクルまでの7サイクルの間，炉内位置4E2において照射された炉心燃料集合体PFD 116の2体である。

本計算で使用した集合体出力及び中性子束は，“MAGI”コードの記録計算により算出された値であり，組成は製造実績を使用した。また，冷却ステップは，第11サイクル終了日（8/20/61）を起点とし，0d～100dの9ステップとした。

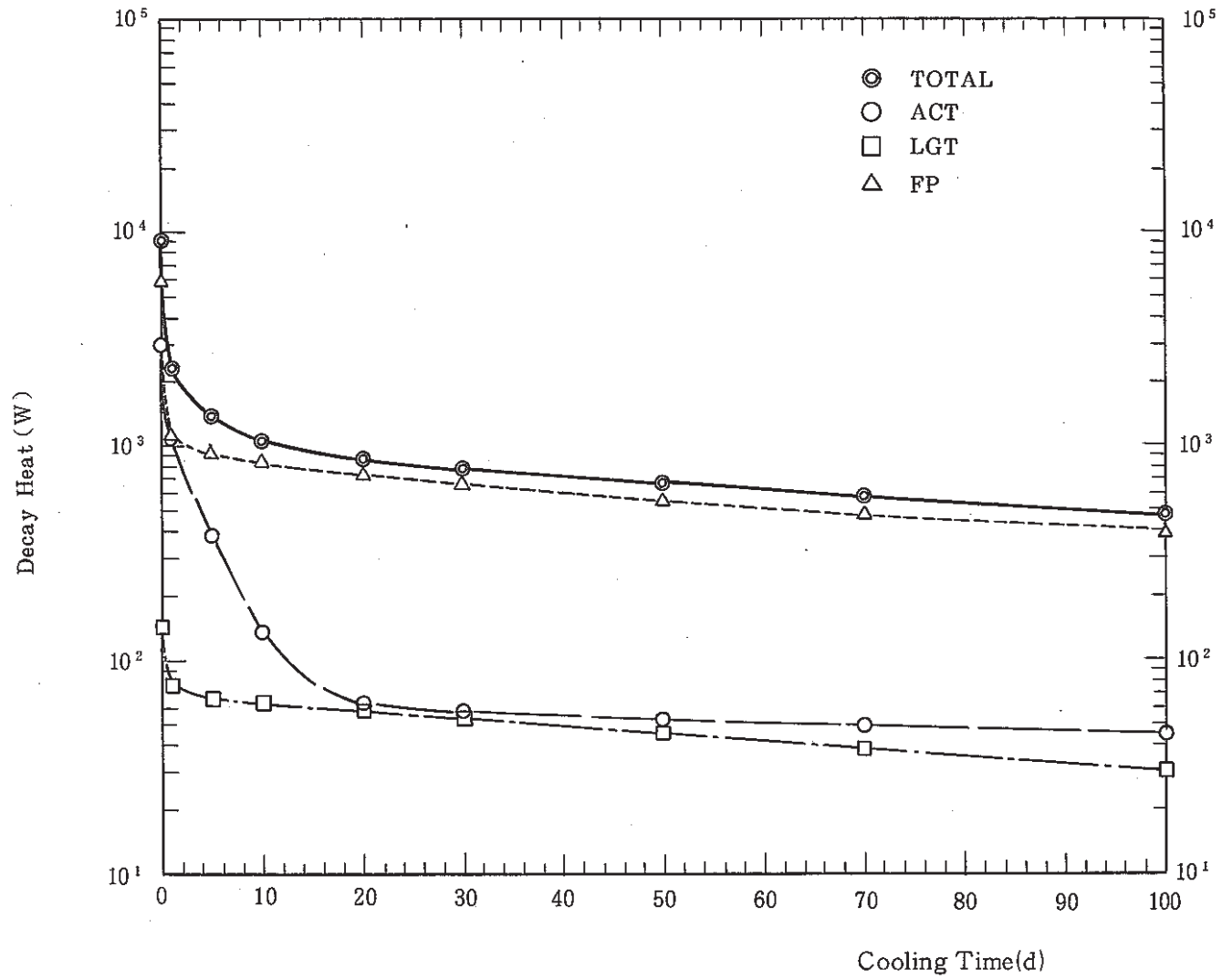
なお，崩壊熱の評価計算は，放射性核種の生成量及び崩壊熱計算コード“FPGS-3.5”により行った。

3. 評価結果

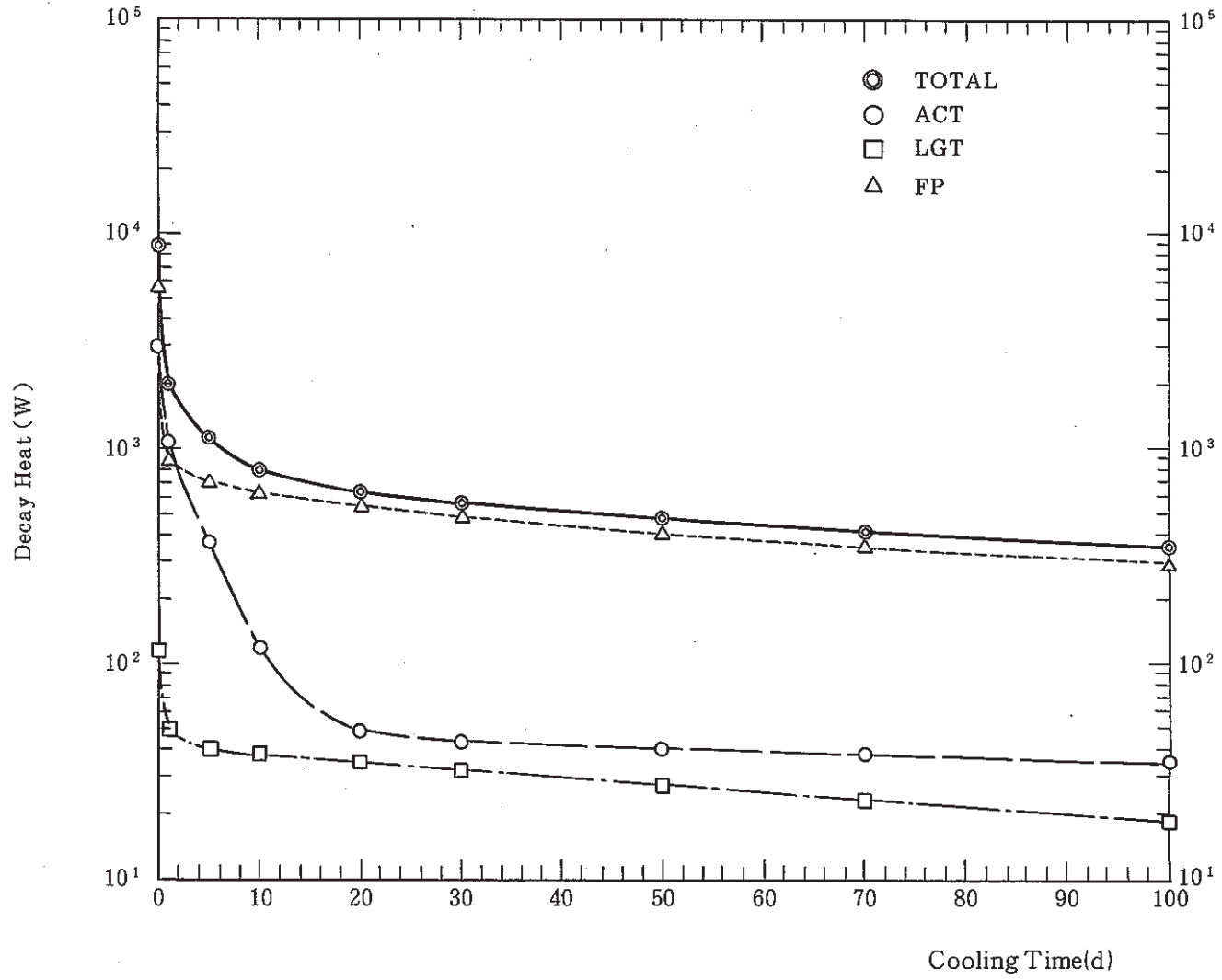
炉心燃料集合体PFD 137及びPFD 116の崩壊熱を第1図及び第2図に示す。

崩壊熱は，両集合体とも照射終了直後では約9kWであり，1日後には約25%に，20日後には約10%以下になり，その後は約5W/dの割合で減少する。

また，核燃料物質，核分裂生成物及び構造材の崩壊熱分担率は，照射終了後20日くらいまでは多少変動するが，それ以後はほとんど一程で，核燃料物質が約9%，核分裂生成物が約85%構造材が約6%である。このことから崩壊熱のほとんどは核分裂生成物によるものであることが分かる。



第1図 炉心燃料集合体(PFD 137)の崩壊熱



第2図 炉心燃料集合体 (PFD 116) の崩壊熱

3.17 “MAGI”被覆材温度の計算ルーチンの修正

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

従来の“MAGI”計算結果では被覆材のホットスポット温度とノミナル温度からホットスポットファクターを算出すると約1.09で、設定値約1.15に比べてかなり低目であるという問題点があった。この原因を調査し、プログラムの修正及び修正前後の計算結果の比較を行ったので報告する。

2. 原因及び修正箇所

上記問題点の原因は被覆材温度のノミナル値の算出方法にあった。最終的な被覆材温度の算出で、ホットスポット温度については被覆材肉厚中心温度（被覆材内面温度と外面温度の平均）としているが、ノミナル値については被覆材内面温度としていた。このためソースプログラム MAIN21の修正を行い、被覆材のノミナル温度についても肉厚中心温度を計算するように改良した。

3. 計算結果

表1に修正前と後の“MAGI”第11サイクル予測計算結果被覆材温度の比較を示す。修正前はホットスポットファクターが1.09程度であったのに対し、修正後は1.147程度に改正された。

表1. 修正前後の被覆材温度とホットスポットファクターの比較

集合体名	位置	修正前被覆材温度(°C)			修正後被覆材温度(°C)		
		ノミナル	ホットスポット	ホットスポット ファクター	ノミナル	ホットスポット	ホットスポット ファクター
PFD 129	000	606	627	1.089	594	627	1.147
PFD 134	1A1	612	634	1.091	600	634	1.148
PFD 149	1B1	596	616	1.089	585	616	1.144
PFD 124	1B1	605	626	1.089	593	626	1.148

3.18 INTA-1の崩壊熱および、放射能等の評価

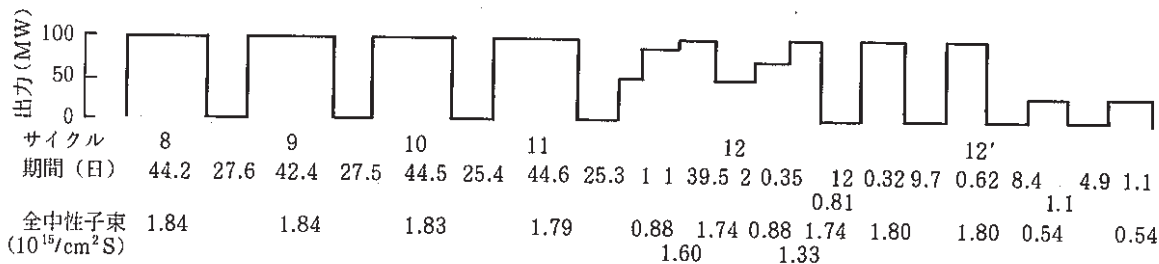
報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

FMS 依頼により、INTA-1 について払い出し後の崩壊熱放射能等の見直しを行う。

2. 計算条件

- ① 組成………照射課支給データの炉心部領域（Co等の不純物は含まない。）
- ② 照射履歴………第8サイクル～第12'サイクル



- ③ コード……… "ORIGEN-79"

3. 結果

- ① 崩壊熱，放射能，中性子放出率及びガンマ線放出率

"ORIGEN-79" の計算結果を第1表に示す。

- ② 安定同位体組成比の効果

文献値（理科年表昭和60年度版）と "ORIGEN-79" の内蔵データを用いた場合とで±3%程度の効果がみられた。

- ③ 装荷前の炉外滞在期間の効果

INTA-1 の炉心装荷前の炉外滞在期間における Pu^{241} の崩壊の効果は，中性子放出率においては顕著であるが，崩壊熱，放射能及びガンマ線放出率については2～3%である。

ただし，アクチノイドのみでは，有意な違いがある。

4. 評価

本評価により，INTA-1 の払い出し時の崩壊熱が得られ，その取扱いを検討する上で必要な技術データが得られた。

第1表 INTA-1の崩壊熱，放射能，中性子放出率及びガンマ線放出率

経過時間 (日)	崩壊熱 [W/1集合体当り]	放射能 [Ci/1集合体当り]	中性子放出率 [n/sec/1集合体当り]	γ 線放出率 [n/sec/1集合体当り]
1	1.35 + 3	3.17 + 5	2.08 + 6	9.12 + 15
2	1.07 + 3	2.55 + 5	2.08 + 6	7.11 + 15
3	9.29 + 2	2.20 + 5	2.08 + 6	5.95 + 15
4	8.32 + 2	1.95 + 5	2.07 + 6	5.15 + 15
5	7.60 + 2	1.77 + 5	2.06 + 6	4.56 + 15
6	7.01 + 2	1.63 + 5	2.06 + 6	4.08 + 15
7	6.52 + 2	1.51 + 5	2.04 + 6	3.70 + 15
8	6.10 + 2	1.40 + 5	2.04 + 6	3.40 + 15
10	5.41 + 2	1.24 + 5	2.03 + 6	2.90 + 15
14	4.44 + 2	1.02 + 5	2.00 + 6	2.26 + 15

経過時間は炉停止時（12/7 2：24想定）からの時間。

払出し予定日（12/15）は8日目に相当する。

3.19 INTA計装の炉雑音解析結果（第1報）

報告者：庄野，大山（炉心・運転計画Gr.）

1. 概要

昭和60年12月から開始したMK-II炉心第8サイクルにおいて、計測線付燃料集合体（INTA）が〔5F2〕に装荷され、我国で初めて運転中の集合体内部の情報がオンラインで得られるようになった。従来実施してきた炉雑音測定にもINTA計装を加え、種々のデータ処理を行うことにより、炉内情報を得ることを試みている。本メモでは、第1報として現在までの解析によって得られた知見を報告する。

2. 炉雑音解析の対象としたINTA計装 ※()内は略称

- ① 中性子束1点（FLUX-2）
- ②～⑤ 燃料中心温度4点（FC-1～4）
- ⑥ 燃料中心部冷却材温度1点（IC-1）
- ⑦ 燃料ピン上端部冷却材温度1点（OT-1）
- ⑧ 集合体入口流量計1点（EMF）
- ⑨ 集合体入口温度計1点（IT）

3. 主な解析結果

- (1) FLUX-2と炉外中性子束信号のゆらぎは、一部の周波数帯域を除いて、同相かつ同ゲインである。したがって、炉外中性子計装の監視により、炉内の中性子束変動の大部分をモニタすることが可能である。
- (2) FCに特性劣化が発生した場合、FLUX-2とFCの相関度が劣化することにより、これを検出することができる。
- (3) 集合体内部の冷却材温度変動は、FCとの相関が小さいことにより、流動が乱流状態であることに起因するものが大部分であると思われる。
- (4) FLUX-2とFCの伝達関数の解析により、燃料ペレットの熱容量を評価できる可能性があることがわかった。

4. J 2 炉心への移行計画のための解折検討

設置変更許可申請（その10）で許可された J 2 燃料集合体は、プルトニウムの組成の変動に対処し、所期の過剰反応度を確保するものでウラン濃縮度等の仕様が変更されている。J 2 炉心では最高燃焼度が 7500MWD/ton となり定格サイクル日数も最終的に 70 日となる。

本章は、J 2 炉心への移行計画のための各種予測などから得られた成果の速報をまとめたものである。

4.1 第 3 次取替燃料の製造本数、富化度公差に対する要請

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

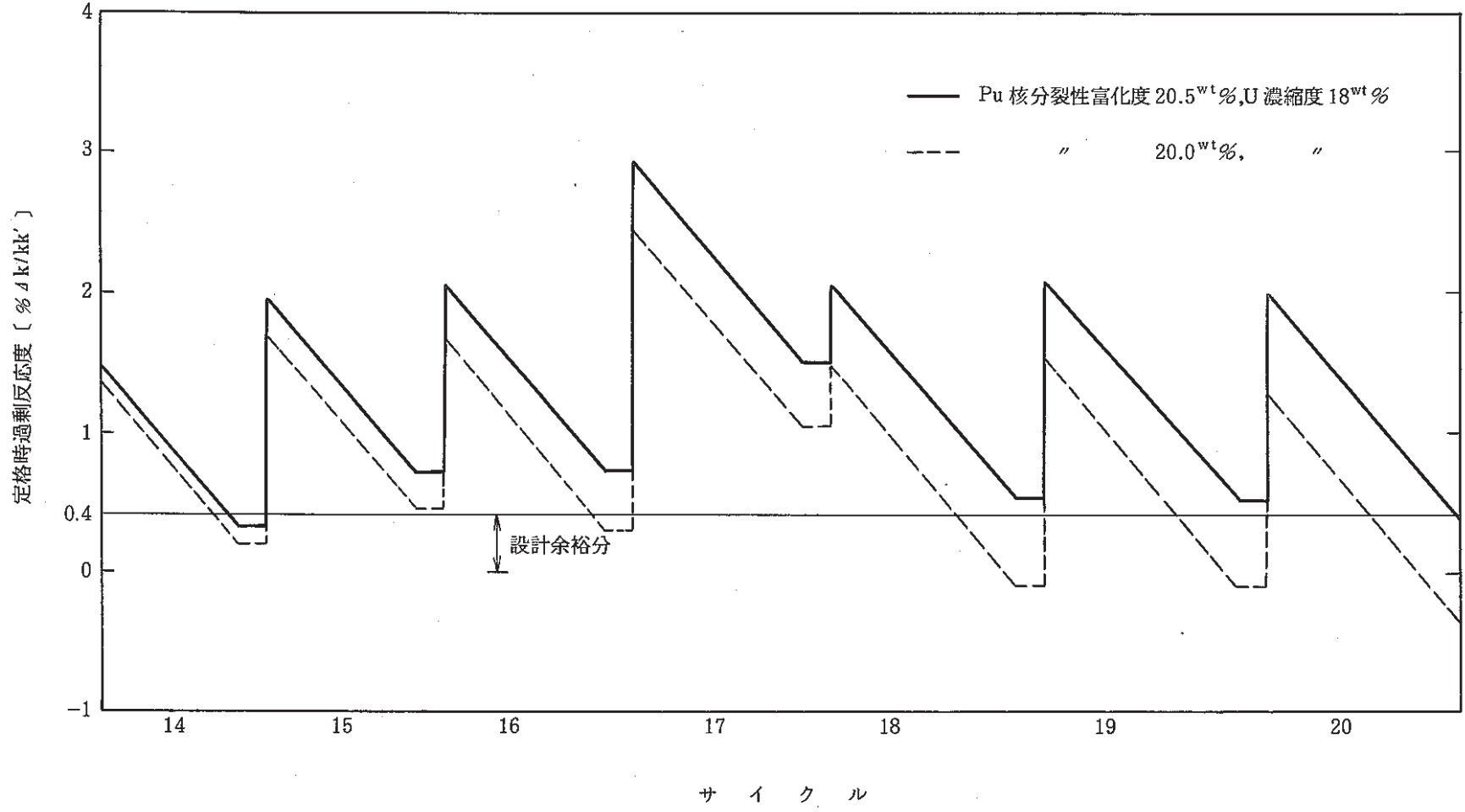
第 3 次取替燃料仕様について熱設計上の考慮及び照射計画実施の上から、① 製造本数 ② U 濃縮度及び Pu 富化度公差のコメントをまとめる。

2. 仕様に対する要請及び理由

要 請	理 由
① 製造本数 44体	照射計画（CMIR, B3等）及び運転日数の増加のため、核分裂性物質を多く含む燃料が必要である。
② Pu 核分裂性富化度 20.5 ± 0.7wt %	ア) Pu核分裂性富化度を同上の理由により高め目にする。20.5wt%と20.0wt%との反応度に対する比較を第 1 図に示す。
U濃縮度 18.0 ± 0.1wt %	イ) 熱設計上のホットスポット因子において富化度公差による不確かさとして 2%を設定している。

3. 評 価

本評価により、健全な炉心運転を図り、照射計画を達成するよう燃料製造側と協議するのに必要な技術的なデータが得られた。



第1図 Pu 核分裂性富化度と過剰反応度

4.2 第15サイクル以降の燃交における取り出し燃焼度予測に使用するデータ

報告者：青山（炉心運転計画 Gr.）

1. 概要

第15サイクル以降 MK-II の運転日数を45日から漸次延長して70日運転へ移行する予定であるが、その間のサイクルにおける燃交による取り出し燃料の燃焼度の予測値を1次取替燃料の記録及び予測計算結果に基づき算出した。この値を用いることにより燃交において交換する燃料集合体の選定の目安とする。

2. 結果

表1に1次取替燃料の燃焼度を各列毎、装荷サイクル数毎に示す。燃焼度は第3～10サイクルのMAGI記録計算及び第11～13サイクルの同予測計算結果をもとに代表的な燃料集合体を選んで算出した。その際記録計算からのデータは運転日数を45日とした場合に換算して計算した。尚この値は1次取替燃料だけでなく2次取替燃料にも適用する予定である。

表1 1次取替燃料の燃焼度予測（1サイクル45日）

集合体平均燃焼度 (MWd/t)

位置 \ 装荷サイクル数	1	2	3	4
000	9.18×10^3	$8.94 \times 10^3 / 1.81 \times 10^4$	$8.72 \times 10^3 / 2.68 \times 10^4$	$8.47 \times 10^3 / 3.53 \times 10^4$
1×1	8.83×10^3	$8.58 \times 10^3 / 1.74 \times 10^4$	$8.36 \times 10^3 / 2.58 \times 10^4$	$8.29 \times 10^3 / 3.41 \times 10^4$
2×2	7.76×10^3	$7.60 \times 10^3 / 1.54 \times 10^4$	$7.39 \times 10^3 / 2.28 \times 10^4$	$7.26 \times 10^3 / 3.00 \times 10^4$
3×2	7.17×10^3	$7.10 \times 10^3 / 1.43 \times 10^4$	$6.91 \times 10^3 / 2.12 \times 10^4$	$6.74 \times 10^3 / 2.79 \times 10^4$
4×1	5.12×10^3	$5.15 \times 10^3 / 1.03 \times 10^4$	$5.12 \times 10^3 / 1.54 \times 10^4$	$5.02 \times 10^3 / 2.04 \times 10^4$
4×3	6.01×10^3	$5.80 \times 10^3 / 1.18 \times 10^4$	$5.71 \times 10^3 / 1.75 \times 10^4$	$5.57 \times 10^3 / 2.31 \times 10^4$
5×4	4.76×10^3	$4.67 \times 10^3 / 9.43 \times 10^3$	$4.57 \times 10^3 / 1.40 \times 10^4$	$4.49 \times 10^3 / 1.85 \times 10^4$

位置 \ 装置サイクル数	5	6	7	8
000	$8.11 \times 10^3 / 4.34 \times 10^4$			
1×1	$8.06 \times 10^3 / 4.21 \times 10^4$			
2×2	$7.22 \times 10^3 / 3.72 \times 10^4$	$6.97 \times 10^3 / 4.42 \times 10^4$		
3×2	$6.56 \times 10^3 / 3.45 \times 10^4$	$6.33 \times 10^3 / 4.08 \times 10^4$		
4×1	$5.05 \times 10^3 / 2.55 \times 10^4$	$4.90 \times 10^3 / 3.04 \times 10^4$	$4.90 \times 10^3 / 3.53 \times 10^4$	
4×3	$5.47 \times 10^3 / 2.35 \times 10^4$	$5.36 \times 10^3 / 3.39 \times 10^4$	$5.31 \times 10^3 / 3.92 \times 10^4$	
5×4	$4.54 \times 10^3 / 2.30 \times 10^4$	$4.52 \times 10^3 / 2.76 \times 10^4$	$4.43 \times 10^3 / 3.20 \times 10^4$	$4.41 \times 10^3 / 3.64 \times 10^4$

上段：前サイクルまでの燃焼度との差 下段：燃焼度

(注) 前サイクルまでの燃焼度との差が4×1の2及び5サイクル、5×4の5サイクルでその前のサイクルの値より大きくなっているのは、隣接する位置に新燃料が装荷され線出力密度が上昇したことによるものである。

(技-61-109)

4.3 2次取替燃料, 3次取替燃料, 特殊燃料の置換反応度及び燃焼反応度損失の計算

報告者：原, 青山 (炉心運転計画 Gr.)

1. 目的

3次取替燃料を使用した第14サイクル以降の燃交計画案を検討するにあたり, 各燃交パターンでの余剰反応度を簡易的に求められるように, 2次取替燃料, 3次取替燃料, 特殊燃料の各々について列毎の置換反応度及び燃焼反応度損失を“MAGI”で計算したので報告する。

2. 計算項目

- i) 2次取替燃料各列毎の1cycle(45日)燃焼反応度損失の計算
- ii) 1次及び2次取替燃料各列毎の5~7 cycle 燃焼反応度損失の計算
- iii) 特燃と2次取替燃料の置換反応度の計算
- iv) 3次取替燃料各列毎の1cycle(45日)燃焼反応度損失の計算

3. 計算結果

上記項目 i) ~iv) の計算結果を下表に示す。また3次取替燃料の組成パラメータを表1に示す。

i)

位置	$\% \Delta k / k k' / \text{cycle}$
5×4	0.006
4×1	0.010
4×3	0.011
3×2	0.019
2×2	0.028
1B1	0.039
1F1	0.039
000	0.044

ii)

位置	装荷 サイクル	$\% \Delta k / k k'$
5E4	7	0.044
4B3	6	0.066
4B1	6	0.059
3D1	6	0.100
2B1	6	0.158
1F1	5	0.181
1B1	5	0.180
000	5	0.205

iii)

位置	特燃	$\% \Delta k / k k'$
3F1	A2D	0.0394
2B2	A2D	0.0525
3C2	B3M	0.695
2B1	C1J	0.374
3E1	C3M	0.354

iv)

位置	$\% \Delta k / k k' / \text{cycle}$
2D2	0.029
3D1	0.018
4F2	0.012

表 1. 3次取替燃料の組成パラメータ

$(^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu})/\text{Pu}$ (wt%)		72
Pu 同位体 組成なし	^{239}Pu	60
	^{240}Pu	25
	^{241}Pu	12
	^{242}Pu	3
ウラン濃縮度	wt%	18
ペレット密度	%TD	94
Pu 富化度	wt%	27.8
$\text{PuO}_2/(\text{PuO}_2+\text{UO}_2)$		
核分裂性 Pu 富化度	wt%	20.03
$(^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu})/(\text{U}+\text{Pu})$		
^{239}Pu 等価フィッサイル濃度	wt%	30.24

4.4 第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性の評価 (1)

報告者：青山（炉心運転計画 Gr.）

1. 概要

第15サイクル以降の燃交基本計画の作成にあたっては、まず燃交による置換反応度を2次取替燃料と3次取替燃料及び2次取替燃料と特殊燃料との置換反応度、燃焼による反応度損失等を基に予測し、十分な反応度余裕を保ちながら45日→70日運転への移行を効率的に行う計画を立て、“MAGI” 予測計算にて燃料温度、線出力密度、燃焼度等が制限値を超えていないかどうかチェックし、最終的なパターンを決定する。そのため燃交による置換反応度予測に使用するデータを2次取替燃料をベースとして、平衡炉心において計算した。

そこでこのデータの燃交による置換反応度予測に対する適用性を、データを用いて予測した値（簡易手法による予測値）とその実測値並びに“MAGI” 予測計算値と比較することにより検討する。

2. 結果

第9～第12サイクルの燃交による置換反応度の比較を下表に示す。

サイクル	置換反応度 ($\% \Delta k/k$) at 250°C, 0MW		
	簡易手法による予測値	“MAGI” 予測計算値	実測値
9	0.919	1.159	1.19
10	1.150	1.409	1.33
11	1.631	1.807	1.74
12	1.494	1.574	—

3. 評価

表より燃交による置換反応度について、“MAGI” 予測値は実測値と0.08% $\Delta k/k$ 以内で一致しているが、簡易手法では0.11～0.27% $\Delta k/k$ 実測値を下回っており、第9～第12サイクルでは燃交による置換反応度を過小評価する傾向がみられる。

4.5 第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータ適用性の評価 (2)

報告者：青山（炉心運転計画 Gr.）

1. 概要

第15サイクル以降の燃交基本計画は、2次取替燃料と特殊燃料の置換反応度等を用いた簡易手法をベースに作成する予定であるが、まず第15～21サイクルまでの燃交のモデルパターンを想定した。この計画では第15サイクル以降運転日数を徐々に増やして第21サイクルで70日運転を達成するように燃交パターンを決めた。このモデルパターンに従い、各サイクルの燃交による置換反応度を簡易手法にて計算したので報告する。

2. 計算結果

第15～21サイクルの燃交計画を図1に、各サイクルの運転日数、装荷燃料本数、簡易手法による余剰反応度を表1に示す。

3. 評価

表1に示す余剰反応度は250°C、0MWでの値であり、運転余裕を考慮すると各サイクルEOCの余剰反応度は1% $\Delta k/k$ 以上確保することが必要であるが、第19サイクル以降、運転日数を増加するにつれて余剰反応度が大巾に不足する結果となる。しかし簡易手法による予測は燃焼による置換反応度を過小評価する傾向があり、今後“MAGI”予測計算結果が出た段階で再度検討する予定である。

表1 第15～21サイクルの運転日数、装荷燃料本数、余剰反応度（簡易手法）

サイクルNo.	運転日数	燃料装荷本数		余剰反応度 % $\Delta k/k$ (250°C, 0MW)	
		2次取替	3次取替	BOC	EOC
15	46	2	9	2.43	1.24
16	47	2	8	2.48	1.26
17	48	1	8	3.14	1.89
18	49	0	8	2.35	1.08
19	50	0	8	2.22	0.93
20	60	0	11	2.31	0.76
21	70	0	10	1.91	0.10

(注) 第17サイクルと第18サイクルの間に第7回定検、第21サイクルと第22サイクルの間に第8回定検を含む。

$$\text{燃焼反応度} = 1.168\% \Delta k/k / 45 \text{日}$$

図1 炉心燃料交換基本計画 (1/4)

昭和61年8月11日 訂-2

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル													
		13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24		
0	0	↑	↓				↑	↓			↑	↓			
1	1A1	↓CMIR-1	CMIR-1	CMIR-1	CMIR-1	CMIR-1	↑	↓CMIR-2	CMIR-2	CMIR-2	CMIR-2	CMIR-2	↑	↓	CMIR-3
	1B1					↑	↓					↑	↓		
	1C1				↑	↓				↑	↓				↑
	1D1	↓*1		↑	↓				↑	↓				↑	↓
	1E1				↑	↓				↑	↓				↑
	1F1					↑	↓				↑	↓			
2	2A2		↑	↓					↑	↓					
	2B2		↑	↓					↑	↓					↑
	2C2		↑	↓					↑	↓					↑
	2D2	↑	↓					↑	↓					↑	↑
	2E2	↑	↓					↑	↓					↑	↑
	2F2	↓					↑	↓				↑			
2	2A1	↑	↓					↑	↓					↑	↑
	2B1	↑	↓*2		↑	↓ C5J	C5J	C5J	C5J	C5J	C5J	↑	↓ C6J	C6J	C6J
	2C1				↑	↓					↑	↓			
	2D1						↑	↓ C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F
	2E1				↑	↓					↑	↓			
	2F1						↑	↓				↑	↓		

*1: 1A1燃料のシャッフリング

*2: 3C2燃料のシャッフリング

- | | |
|------------------------|--------------------|
| ブランク : 炉心燃料集合体 | AMIR : 制御棒材料照射用反射体 |
| A×M : A型特殊燃料集合体 (Mタイプ) | CMIR : 燃料材料照射用反射体 |
| B×J : B型特殊燃料集合体 (Jタイプ) | SMIR : 構造材料照射用反射体 |
| B×M : B型特殊燃料集合体 (Mタイプ) | INTA : |
| C×J : C型特殊燃料集合体 (Jタイプ) | REFIN : 内側反射体 |
| C×M : C型特殊燃料集合体 (Mタイプ) | * : 新燃料装荷 |

図1 炉心燃料交換基本計画 (2/4)

昭和61年8月11日 訂-2

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル												
		13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	
3	3A1				↑ ↓						↑ ↓			
	3A2					↑ ↓						↑ ↓		
	3B1			↑ ↓						↑ ↓				
	3B2					↑ ↓						↑ ↓		
	3C1	↓					↑ ↓						↑	
	3C2		↑ ↓ B3	B3	B3	↑ ↓*3	↑ ↓ B6	B6	B6	B6	B6	↑ ↓*4	↑ ↓ B7	
	3D1		↑ ↓					↑ ↓						
	3D2	↓					↑ ↓							↑
	3E1	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	↑ ↓		
	3E2	↓					↑ ↓							↑
	3F1		↑ ↓ A2D	A2D	A2D	A2D	A2D	A2D	A2D	↑ ↓				
	3F2				↑ ↓							↑ ↓		
4	4A1						↑ ↓							
	4A2		↑ ↓							↑ ↓				
	4A3				↑ ↓								↓	
	4A4	↓						↑ ↓						
	4B1		↑ ↓							↑ ↓				
	4B2	↑ ↓							↑ ↓					
	4B3			↑ ↓							↑ ↓			
	4B4					↑ ↓							↑	
	4C1	↑ ↓							↑ ↓					
	4C2	↓						↑ ↓						
	4C3				↑ ↓							↑ ↓		
	4C4		↑ ↓							↑ ↓				

*3: 3F2燃料のシャッフリング

*4: 3A1燃料のシャッフリング

図1 炉心燃料交換基本計画 (3/4)

昭和61年8月11日 訂-2

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル											
		13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
4	4D1		↑ ↓							↑ ↓			
	4D2						↑ ↓						
	4D3			↑ ↓							↑ ↓		
	4D4		↑ ↓							↑ ↓			
	4E1	↑ ↓							↑ ↓				
	4E2					↑ ↓						↑ ↓	
	4E3				↑ ↓							↑ ↓	
	4E4			↑ ↓							↑ ↓		
	4F1	↓						↑ ↓					
	4F2	↑ ↓							↑ ↓				
	4F3				↑ ↓								↑
	4F4	↓						↑ ↓					
5	5A3					↑ ↓							
	5A4		↑ ↓								↑ ↓		
	5B3	↓							↑ ↓				
	5B4						↑ ↓						
	5C3	↑ ↓								↑ ↓			
	5C4	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5D3							↑ ↓					
	5D4	↑ ↓								↑ ↓			
	5E3		↑ ↓								↑ ↓		
	5E4			↑ ↓								↑ ↓	
	5F3			↑ ↓								↑ ↓	
	5F4	↓							↑ ↓				

図1 炉心燃料交換基本計画 (4/4)

昭和61年8月11日 訂-2

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル											
		13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
5	5A2	↓								↑ ↓			
	5A5	↓ SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10
	5B2	↓ SMIR-9	SMIR-9	SMIR-9	SMIR-9	SMIR-9	SMIR-9	↑ ↓ REF	REF	REF	REF	REF	REF
	5B5	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	5C2					↑ ↓							↑
	5C5	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	5D2	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	5D5	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	5E2	↓ SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11
	5E5	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	5F2	↓ INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	↑ ↓ REF
5F5	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	
6	6C6	↓ AMIR-3-1	AMIR-3-1	AMIR-3-1	AMIR-3-1	AMIR-3-1	AMIR-3-1	↑ ↓ REF	REF	REF	REF	REF	REF
	6F6	↓ AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	↑ ↓ AMIR-3-2
7	7F7	↓ REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	7B7	↓ REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
燃料交換本数		20	12	12	11	9	12	9	11	10	13	13	12
Driver 必要本数		11	11	11	10	9	8	8	11	10	12	11	11
使用済燃料本数★		11	12	12	11	9	10	8	11	10	13	11	12
ドライバー本数		66	65	64	63	64	62	62	62	63	63	65	64
A 特 本 数		0	0	1	1	1	1	1	1	0	0	0	0
B 特 本 数		0	1	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1
C 特 本 数		1	1	1	2	2	3	3	3	3	3	2	2
INTA 本 数		1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	-	-

★ : Driver + 特燃

4.6 第15サイクル以降の燃交による置換反応度予測に使用するデータの適用性の評価 (3)

報告者：青山（炉心運転計画 Gr.）

1. 概要

第15サイクル以降、運転日数を徐々に増加し、第21サイクルで70日運転を達成する燃交モデルパターンに基づき、“MAGI” 予測計算にて第15～21サイクルの燃交による置換反応度を計算したので、先に求められている簡易手法の結果と比較する。第9～12サイクルでみられた傾向がどのように変化するか注目し、3次取替燃料を装荷し、70日運転までの移行時における簡易手法の適用性について評価する。

2. 結果

第15～21サイクルの運転日数、装荷燃料本数、燃交による置換反応度を表1に示す。

3. 評価

燃交による置換反応度を比較すると、第9～12サイクルの場合とは逆に簡易手法での値が“MAGI” 予測値を0.03～0.20% $\Delta k/k$ 上回っている。この傾向は特燃の出入りに関係なくみられる。“MAGI” 予測値は実測値とはほぼ一致していることを考慮すると、簡易手法は70日運転までの移行時においては燃交による置換反応度をやや過大評価すると言える。

表1 第15～21サイクルの運転日数、装荷燃料本数、置換反応度

サイクNo	運転日数	燃料装荷本数		燃交による置換反応度% $\Delta k/k$		備考
		2次取替	3次取替	簡易手法	“MAGI” 予測値	
15	46	2	9	1.460	1.375	A2D 装荷
16	47	2	8	1.239	1.068	C5J 装荷
17	48	1	8	1.879	1.780	B3 取り出し
18	49	0	8	0.459	0.261	C4F, B6 装荷
19	50	0	8	1.145	1.043	
20	60	0	11	1.388	1.263	
21	70	0	10	1.157	1.124	A2D 取り出し

4.7 MK-II炉心第15～第21サイクルの“MAGI”による予測計算（その1）

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

第21サイクルで70日運転を達成するための燃交パターン(案)が決まり、各サイクル BOC, EOC の余剰反応度も簡易手法によって求まっている。そこで上記燃交パターン案に基づき“MAGI”コードによるMK-II 炉心第15～第21サイクル予測計算を行ない、簡易手法の適用性、燃交パターンの妥当性を評価するための資料をまとめたので報告する。

また予測計算結果を使用して3次取替燃料の列毎の4～7サイクル燃焼反応度損失の計算も行ったので合わせて報告する。

2. 計算条件

i) 計算コード－“MAGI” 予測計算

ii) 原子数密度－2次取替燃料はすべて PFD 210 の製造実績データと同一のものとした。

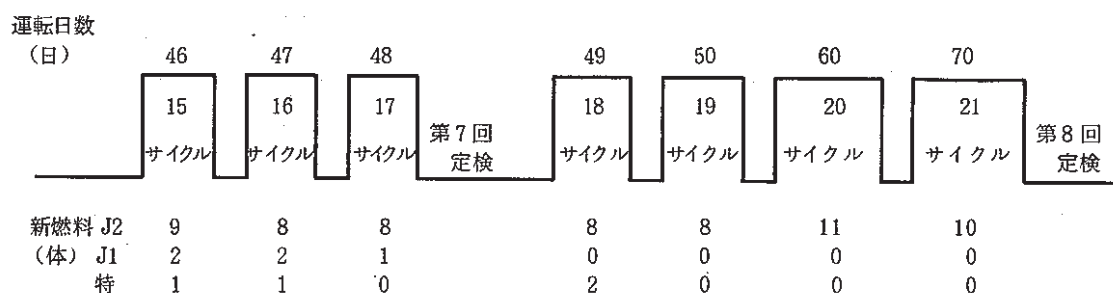
3次取替燃料は設置変更申請（その10）の炉心設計に使用した炉心燃料組成（技-59-60）に基づいた組成条件を“NDENS”コードに入力し算出した値を用いた（核分裂性 Pu 富化度 20.0 w/o）。

特燃については C5J, C4F, B6 が装荷されるが、

C5J→C1J, C4F→C1J, B6→B3M の組成を代用した。

iii) 燃交パターン及び運転日数

以下に各サイクルの燃交パターン及び運転日数を示す。



3. 計算結果

計算結果の第14サイクルから第21サイクルまでの各反応度を表1にまとめた。また、3次取替燃料列毎の4～7サイクル燃焼反応度損失を表2に示す。

i) 反応度について

置換反応度が燃焼反応度を上回っているのはわずかに第15サイクルと第17サイクルのみで、第17サイクルで持ち上げた余剰反応度も第18サイクルでの2体の特燃(C4F, B6)装荷で反応度余裕を使い切り、その後運転日数の延長に伴ない燃焼反応度が増加する分だけ余剰反応度が下がり、第21サイクルでかなり厳しい反応度余裕となること分かる(1.026% $\Delta k/kk'$)。また記載した値は計算値そのもので、技-61-112 で示した補正を考慮に入れると

第21サイクル予測計算 EOC 余剰反応度	1.026% $\Delta k/kk'$
計算開始時点の実測値との差	-0.133
+) 250→370°C 温度補償分 + 0→100MW 補正分	-0.95
	<hr/>
	-0.057% $\Delta k/kk'$

となり実測と予測計算の燃焼反応度の補正分(45日で-0.11% $\Delta k/kk'$)を考慮しなくても反応度余裕が負となることは十分考えられる。置換反応度を上げるか、運転日数延長を先送りするかの考慮が必要と思われる。

表1より70日の燃焼反応度は1.619% $\Delta k/kk'$ でこれに実測との補正(45日で0.11% $\Delta k/kk'$ 低めに評価する)を加えると

$$1.619 + \left(0.11 \times \frac{70}{45}\right) = 1.79 \text{ となり}$$

70日運転で平衡を保つには置換反応度がサイクル平均して1.8% $\Delta k/kk'$ 以上必要と思われる。

ii) 燃焼度について

要素平均燃焼度で初めて $5 \times 10^4 \text{ MWd/t}$ を越えるのは第17サイクルのPFD229でこれは3F2に6サイクル(第11～第16サイクル)滞在后3C2へシャッフリングしたもので第18サイクルでB6を装荷するまでのつなぎとして使用するものである。

その後は各集合体の燃焼度は延びず、第20サイクルから $5 \times 10^4 \text{ MWd/t}$ を越す集合体が数体ずつ出て来ている。第21サイクルでも $6 \times 10^4 \text{ MWd/t}$ を越す集合体はまだ表われて来ていない。

これは余剰反応度の厳しさを補うために、中心付近の集合体を長く滞在させておくことが出来ないためと思われる。

iii) 今後の検討の方向性

1サイクル70日運転をより早期に達成することを目標とし、3次取替燃料の組成、サイクル日数等を変更して本解析と同様の解析を実施する予定である。

表1 第14サイクルから第21サイクルまでの“MAGI”予測計算による各反応度

サイクル	Keff(BOC)	Keff(EOC)	% $\Delta k/k$ (BOC)	% $\Delta k/k$ (EOC)	置換反応度 % $\Delta k/kk'$	燃焼反応度 % $\Delta k/kk'$	EFPD
14	1.027700	1.016723	2.695	1.645	—	1.050	45
15	1.031137	1.019958	3.020	1.957	1.375	1.063	46
16	1.031194	1.019765	3.025	1.938	1.068	1.087	47
17	1.038622	1.027049	3.719	2.634	1.781	1.085	48
18	1.029812	1.017917	2.895	1.760	0.261	1.135	49
19	1.028836	1.016709	2.803	1.643	1.043	1.160	50
20	1.029929	1.015453	2.906	1.522	1.263	1.384	60
21	1.027172	1.010365	2.645	1.026	1.123	1.619	70

表2 3次取替燃料列毎の4～7サイクル燃焼反応度損失

集合体 位置	集合体 名称	装荷サイクル	装荷日数 (日)	燃焼度 MWD/T	初期組成装荷 Keff(BOC)	燃焼組成装荷 Keff(BOC)	燃焼反応度 損失 % $\Delta k/kk'$
000	PFD332	18～21 (4)	229	45294	1.029812	1.027781	0.192
1B1	PFD324	17～21 (5)	277	52236	1.038622	1.036436	0.203
1F1	PFD325	17～21 (5)	277	52506	1.038622	1.036429	0.204
2E2	PFD303	14～18 (5)	235	41332	1.027700	1.026199	0.142
3D1	PFD304	14～19 (6)	285	41126	1.027700	1.026556	0.108
4D1	PFD314	15～21 (7)	370	41107	1.031137	1.030327	0.076
4B3	PFD321	16～22 (7)	394	52179	1.031194	1.030192	0.094
5A3	PFD339	18～22 (6)	369	40933	1.029812	1.029210	0.057

4.8 J2 炉心での平衡炉心特性の評価（その1）

報告者：青山，原（炉心・運転計画Gr.）

1. 概要

第15～21サイクル，70日運転移行時の“MAGI”予測計算結果では，運転日数延長に伴い，燃焼反応度が増加する分だけ余剰反応度が下がり，反応度的にかなり厳しくなっている。そこで70日運転平衡時の燃焼度，余剰反応度を調べるために第22～30サイクルまでの燃交パターンを想定した。この燃交パターンでは各サイクルとも原則として3次取替燃料を11～12体装荷するようにした。このパターンに従い，簡易手法，“MAGI”予測計算にて燃交による置換反応度，燃焼反応度を求め現在の3次取替燃料の組成（Pu fissile 富化度 20.0wt%，U濃縮度 18.0 wt%）で70日運転が保持できるだけの反応度が得られるかどうか検討し，炉心平均燃焼度がどの程度上昇するかについても調べる。

2. 計算結果

第22～30サイクルの燃交計画表を図1に示す。また表1に第22～30サイクルにおける250°C 0MWでの余剰反応度燃交による置換反応度及び燃焼反応度を示し，各サイクルでの炉心平均燃焼度集合体平均最高燃焼度を示す。

3. 評価

表1に示す余剰反応度は250°C，0MWでの値であり，温度補正，出力補正等を考慮すると各サイクル EOCでの余剰反応度は1% $\Delta k/k$ 以上確保することが必要であるが，表1より第23サイクル以外はEOCでの余剰反応度は1% $\Delta k/k$ を下回っており，現在の3次取替燃料の組成では70日運転の継続は困難であると言える。一方表2より炉心平均燃焼度はEOCにおいて第23サイクル以降 $3.2\sim 3.3\times 10^4$ MWd/tとほぼ一定しており，45日運転時のEOC平均燃焼度 2.23×10^4 MWd/t（第9～11サイクル平均）より 1.0×10^4 MWd/t程度増加し，運転日数延長に伴う燃焼度向上は一応達成されている。

表 2 第22～30サイクル 炉心平均燃焼度, S/A平均最高燃焼度

サイクルNo.	炉心平均燃焼度(MWd/t)		S/A 平均最高 燃焼度(MWd/t)	S/A名	位 置
	BOC	EOC			
22	2.15×10^4	3.12×10^4	6.45×10^4	PFD324	1B1
23	2.31×10^4	3.25×10^4	6.19×10^4	PFD326	3C2
24	2.28×10^4	3.24×10^4	6.01×10^4	PFD345	3E2
25	2.20×10^4	3.18×10^4	6.88×10^4	PFD349	2A2
26	2.25×10^4	3.21×10^4	5.81×10^4	PFD372	2E1
27	2.33×10^4	3.29×10^4	5.97×10^4	PFD381	2F2
28	2.33×10^4	3.28×10^4	6.03×10^4	PFD391	2E2
29	2.31×10^4	3.27×10^4	7.00×10^4	PFD390	2D2
30	2.24×10^4	3.20×10^4	6.93×10^4	PFD30B	2B2

図1 炉心燃料交換基本計画 (4/4)

昭和61年8月27日 訂-1

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル											
		19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
5	5A2		↑ ↓							↑ ↓			
	5A5	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	SMIR-10	↑ ↓ SMIR-12	SMIR-12	SMIR-12
	5B2	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5B5	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5C2								↑ ↓				
	5C5	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5D2	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5D5	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5E2	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	SMIR-11	↑ ↓ SMIR-13	SMIR-13	SMIR-13
	5E5	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5F2	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S
5F5	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	
6	6C6	↓ REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	6F6	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	↓ AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2	AMIR-3-2
7	7F7	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
	7B7	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
燃 燃 交 換 本 数		9	11	10	13	13	12	13	11	11	15	12	12
Driver 必要本数		8	11	10	12	11	11	12	11	11	12	11	12
使用済燃料本数★		8	11	10	13	11	12	12	11	11	13	12	12
ド ラ イ バ ー 本 数		62	62	63	63	65	64	64	64	64	65	64	64
A 特 本 数		1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
B 特 本 数		1	1	1	1	0	1	1	1	1	0	1	1
C 特 本 数		3	3	3	3	2	2	2	2	2	2	2	2
INTA 本 数		1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	1 (非燃)	-	-	-	-	-	-	-	-

★ : Driver + 特燃

図1 炉心燃料交換基本計画 (3/4)

昭和61年8月27日 訂-1

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル											
		19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
4	4D1			↑ ↓						↑ ↓			
	4D2	↓					↑ ↓						↑
	4D3				↑ ↓						↑ ↓		
	4D4			↑ ↓						↑ ↓			
	4E1		↑ ↓						↑ ↓				
	4E2						↑ ↓						↑
	4E3					↑ ↓							↑ ↓
	4E4				↑ ↓						↑ ↓		
	4F1	↑ ↓						↑ ↓					
	4F2		↑ ↓						↑ ↓				
	4F3					↑ ↓							↑ ↓
	4F4	↑ ↓							↑ ↓				
5	5A3							↑ ↓					
	5A4				↑ ↓								↑
	5B3		↑ ↓							↑ ↓			
	5B4	↑ ↓							↑ ↓				
	5C3			↑ ↓									↑
	5C4	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN	REFIN
	5D3	↑ ↓							↑ ↓				
	5D4			↑ ↓							↑ ↓		
	5E3				↑ ↓								↑ ↓
	5E4					↑ ↓							
	5F3						↑ ↓						
5F4		↑ ↓								↑ ↓			

図1 炉心燃料交換基本計画 (2/4)

昭和61年8月27日 訂-1

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル													
		19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30		
3	3A1				↑ ↓				↑ ↓						
	3A2					↑ ↓					↑ ↓				
	3B1			↑ ↓					↑ ↓						
	3B2				↑ ↓						↑ ↓				
	3C1	↓					↑ ↓					↑ ↓			
	3C2	B6	B6	B6	B6	↑ ↓*1	↑ ↓	B7	B7	B7	B7	↑ ↓*2	↑ ↓	B8	B8
	3D1		↑ ↓						↑ ↓					↑	
	3D2	↓						↑ ↓					↑ ↓		
	3E1	C3M	C3M	C3M	C3M	↑ ↓					↑ ↓				
	3E2	↓						↑ ↓					↑ ↓		
	3F1	A2D	A2D	↑ ↓					↑ ↓					↑	
	3F2				↑ ↓						↑ ↓				
4	4A1	↓						↑ ↓					↑		
	4A2			↑ ↓							↑ ↓				
	4A3				↑ ↓							↑ ↓			
	4A4	↑ ↓						↑ ↓							
	4B1			↑ ↓							↑ ↓				
	4B2		↑ ↓						↑ ↓						
	4B3				↑ ↓						↑ ↓				
	4B4						↑ ↓						↑		
	4C1		↑ ↓						↑ ↓						
	4C2	↑ ↓						↑ ↓							
	4C3					↑ ↓						↑ ↓			
	4C4			↑ ↓							↑ ↓				

*1: 3A1燃料のシャッフリング
 *2: 26サイクルで取り出した3A1燃料のシャッフリング

図1 炉心燃料交換基本計画 (1/4)

昭和61年8月27日 訂-1

列	アドレス	定 格 サ イ ク ル											
		19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
0	0			↑ ↓				↑ ↓				↑ ↓	
1	1A1	CMIR-2	CMIR-2	CMIR-2	CMIR-2↑ ↓	↓CMIR-3	CMIR-3	CMIR-3	CMIR-3	CMIR-3↑ ↓	↓CMIR-4	CMIR-4	CMIR-4
	1B1				↑ ↓					↑ ↓			↑
	1C1		↑ ↓				↑ ↓					↑ ↓	
	1D1	↑ ↓				↑ ↓				↑ ↓			
	1E1		↓ ↑				↑ ↓				↑ ↓		
	1F1			↑ ↓				↑ ↓				↑ ↓	
2	2A2	↑ ↓											↑
	2B2	↑ ↓					↑ ↓						↑
	2C2	↑ ↓					↑ ↓					↑ ↓	
	2D2	↓				↑ ↓						↑ ↓	
	2E2	↓				↑ ↓					↑ ↓		
	2F2				↑ ↓					↑ ↓			
2	2A1	↓				↑ ↓					↑ ↓		
	2B1	C5J	C5J	C5J ↑ ↓	↓ C6J	C6J	C6J	C6J	C6J	C6J	C6J	C6J	C6J
	2C1			↑ ↓					↑ ↓				
	2D1	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F	C4F
	2E1			↑ ↓					↑ ↓				
	2F1				↑ ↓					↑ ↓			

ブランク : 炉心燃料集合体
 A×M : A型特殊燃料集合体 (Mタイプ)
 B×J : B型特殊燃料集合体 (Jタイプ)
 B×M : B型特殊燃料集合体 (Mタイプ)
 C×J : C型特殊燃料集合体 (Jタイプ)
 C×M : C型特殊燃料集合体 (Mタイプ)
 AMIR : 制御棒材料照射用反射体
 CMIR : 燃料材料照射用反射体
 SMIR : 構造材料照射用反射体
 INTA :
 REFIN : 内側反射体
 * : 新燃料装荷

表1 第22～30サイクルの余剰反応度，置換反応度及び燃焼反応度

サイクルNo.	BOC	EOC	余剰反応度 $\% \Delta k/k$		燃交による	燃焼反応度
	keff	keff	BOC	EOC	置換反応度 $\% \Delta k/k$	$\% \Delta k/k$
22	1.02373	1.00693	2.318	0.688	1.292 (1.446)*	1.630
23	1.03167	1.01507	3.070	1.485	2.382 (2.636)	1.586
24	1.02514	1.00842	2.452	0.835	0.968 (0.923)	1.617
25	1.02620	1.00948	2.553	0.939	1.632 (1.748)	1.614
26	1.02347	1.00678	2.293	0.673	1.357 (1.535)	1.620
27	1.02057	1.00390	2.016	0.388	1.234 (1.391)	1.627
28	1.02527	1.00877	2.465	0.869	2.090 (2.171)	1.595
29	1.01910	1.00247	1.874	0.246	1.186 (0.958)	1.628
30	1.01845	1.00184	1.812	0.184	1.567 (1.788)	1.628

* () 内は簡易手法による。

keff, 余剰反応度は 250°C, 0MW での値

(注) 第22サイクル終了時, B6, C3M 取り出し。

第24サイクル前に, B7 装荷。

第27サイクル終了時, B7 取り出し。

第29サイクル前に, B8 装荷。

4.9 3次取替燃料の組成を変更した第14～第25サイクル予測計算

報告者：原，青山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

先の技術課メモ（技-61-128, 技-61-158）で現在の3次取替燃料組成（Pu富化度 20.0 wt%, U濃縮度 18.0wt%）の組成では70日運転の継続は反応度的に困難であることを述べた。そこで70日継続運転を達成するためにはどの程度の組成が必要であるかをおさえておく必要がある。

今回は組成決定の判断基準とするために3次取替燃料の組成を変更した“MAGI”予測計算を実施し、組成変化による反応度及び温度等の変化を評価したので報告する。また、本計算での燃交パターンは出来るだけ各サイクルの余剰反応度を増加させるために、交換燃料としてより J2 燃料を増したパターンとした。

2. 計算条件

- i) 計算コード - “MAGI” 第14～第25サイクル予測計算
- ii) 3次取替燃料組成 - 核分裂性 Pu 富化度 20.0wt%と 20.5wt%の2ケースとした。
- iii) 燃交パターン及び運転日数 - 下図に示す。

運転日数 (日)	50	54	58	62	66	70	70	70
	14 サイクル	15 サイクル	16 サイクル	17 サイクル	18 サイクル	19 サイクル	20 サイクル	21 サイクル
新燃料 (体)	J2 6	10	9	10	10	12	12	12
J1	5	1	2	1	0	0	0	0
特	1	1	0	0	2	0	0	0
運転日数 (日)	70				70			
	第8回定検	22 サイクル	23 サイクル	24 サイクル	25 サイクル	第9回定検		
新燃料 (体)	J2	10	12	12	12			
J1	0	0	0	0	0			
特	2	0	0	0	0			

3. 計算結果

計算結果の各ケースの反応度変化を表1, 表2に示す。

i) 反応度に関して

Pu 富化度 20.0wt% の燃料に対して 20.5wt% の燃料を使用した場合、第14サイクルで 0.095% Δk/kk' (6体分), 第15サイクルで 0.15% Δk/kk' (10体分), 第16サイクルで 0.12 Δk/kk' (9体分) の反応度の上昇が見られる。このことから集合体1体当たり 0.015% Δk/kk' 反応度を増加させることが分かる。

また、サイクルが進むに従って回りに同組成の燃料が増えること、J2 燃料同志の燃交が多くなることにより反応度の違いは減ってゆくが第25サイクルまでの累積で約 0.77% Δk/

kk' 反応度を増加させている。(第18サイクルまでは全てJ1とJ2の交換であるが、第19サイクルで6体、第20サイクルで5体、それ以降はほとんどJ2同志の交換)。

また、余剰反応度に関しては表1、2に示す値は250°C、0MWに相当する値であり、これに250°C→370°Cの温度補償分-0.5% $\Delta k/k$ 、0MW→100MW出力補正分-0.4% $\Delta k/k/k'$ 及び0.1% $\Delta k/k$ の運転余裕を考慮すると、各サイクルEOCの余剰反応度は1.0% $\Delta k/k$ 以上確保することが条件となる。以上の観点から比較すると、Pu富化度20.0wt%の燃料組成の場合、第20、第22、第24サイクルで1.0% $\Delta k/k$ を下回り継続運転が難しい状態であるが20.5wt%の燃料組成の場合、第20サイクルの1.585% $\Delta k/k$ が最低の余剰反応度となり、計算と実測の誤差(現状では約0.2% $\Delta k/k$ 計算値が高目の評価としている)を考慮しても70日継続運転は可能であると判断出来る。

ii) 温度に関して

Pu富化度20.0wt%の燃料組成に比べ、20.5wt%燃料組成にすると被覆材最高温度で約3°C、燃料最高温度で約18°C上昇する傾向が見られるが、反応度と同様に3サイクル以上進むに従って(第17サイクル以降)、回りに同組成燃料が増え、違いは少なくなってゆく。

iii) 燃焼度に関して

3次取替燃料の燃焼度が增大して来るのが第18サイクル以降であり、核分裂性Pu富化度20.0wt%と20.5wt%との燃料組成の違いによる変化はほとんど見られない。

表1 Case1. 核分裂性 Pu 富化度 20.0wt%, U濃縮度 18.0wt%での反応度

サイクル	Keff(BOC)	Keff(EOC)	% $\Delta k/k$ (BOC)	% $\Delta k/k$ (EOC)	置換反応度 % $\Delta k/kk'$	燃焼反応度 % $\Delta k/kk'$	EFPD
14	1.026387	1.014214	2.571	1.401		1.170	50
15	1.029829	1.016701	2.897	1.643	1.496	1.254	54
16	1.029447	1.015376	2.860	1.514	1.217	1.346	58
17	1.037712	1.022817	3.634	2.231	2.120	1.403	62
18	1.027109	1.011209	2.639	1.108	0.408	1.531	66
19	1.027987	1.011137	2.723	1.101	1.615	1.622	70
20	1.025320	1.008533	2.469	0.846	1.368	1.623	70
21	1.031664	1.014996	3.069	1.477	2.223	1.592	70
22	1.023400	1.006630	2.287	0.658	0.810	1.629	70
23	1.028104	1.011409	2.734	1.128	2.076	1.606	70
24	1.026587	1.009950	2.590	0.985	1.462	1.605	70
25	1.030109	1.013618	2.923	1.344	1.938	1.579	70

表2 Case2. 核分裂性 Pu 富化度 20.5wt%, U濃縮度 18.0wt%での反応度

サイクル	Keff(BOC)	Keff(EOC)	% $\Delta k/k$ (BOC)	% $\Delta k/k$ (EOC)	置換反応度 % $\Delta k/kk'$	燃焼反応度 % $\Delta k/kk'$	EFPD
14	1.027390	1.015209	2.666	1.498		1.168	50
15	1.032458	1.019314	3.144	1.895	1.646	1.249	54
16	1.033415	1.019322	3.233	1.896	1.338	1.337	58
17	1.043033	1.028108	4.126	2.734	2.230	1.392	62
18	1.033666	1.017733	3.257	1.742	0.523	1.515	66
19	1.035178	1.018299	3.398	1.797	1.656	1.601	70
20	1.032910	1.016105	3.186	1.585	1.389	1.601	70
21	1.039631	1.022943	3.812	2.243	2.227	1.569	70
22	1.031341	1.014550	3.039	1.434	0.796	1.605	70
23	1.036192	1.019479	3.493	1.911	2.059	1.582	70
24	1.034795	1.018143	3.363	1.782	1.452	1.581	70
25	1.038352	1.021845	3.694	2.138	1.912	1.556	70

4.10 第13サイクルから3次取替燃料を使用し、B3Mを装荷した時の第13～第25サイクル予測計算

報告者：原，青山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

3次取替燃料が第13サイクルまでに製造可能となり、それに伴い反応度的に困難とされていたB3M燃料の第13サイクル装荷について可能性も出て来た。そこで今回新規に第13サイクルより3次取替燃料を使用し、B3Mも第13サイクルより装荷する燃交パターンを第25サイクルまで作成し、それに基づき“MAGI”第13～第25サイクル予測計算を行ったので報告する。

2. 計算条件

- i) 計算コード - “MAGI” 第13～第25サイクル予測計算
- ii) 3次取替燃料 - 核分裂性 Pu 富化度 20.5wt%とした。
- iii) 燃交パターン及び運転日数

以下に各サイクルの燃交パターン及び運転日数を示す。

運転日数 (日)	45	50	54	58	62	66	70	70	70	70	70	70	70	70
	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	
	サイクル	サイクル	サイクル	サイクル	サイクル	第7回 定 検	サイクル	サイクル	サイクル	第8回 定 検	サイクル	サイクル	サイクル	第9回 定 検
新燃料J2 (体)	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1	J1
特	特	特	特	特	特	特	特	特	特	特	特	特	特	特
	6	7	8	8	9	8	12	12	12	10	12	12	12	
	5	5	3	3	1	3	0	0	0	1	0	0	0	
	1	0	1	1	1	1	0	0	0	2	0	0	0	

3. 計算結果

計算結果の各サイクルの反応度変化を表1に示す。

i) 反応度について

表1に示す値は250°C，0MWに相当する値であり、これに250°C→370°Cの温度補正分 -0.5% Δk/k，0→100MW出力補正分 -0.4% Δk/k 及び0.1% Δk/kの運転余裕を考慮すると各サイクルEOCの余剰反応度は1.0% Δk/k以上確保することが条件となる。

以上の条件から判断すると各サイクルとも満足している。しかしこれに実測値と計算値の誤差（現状では計算値が0.2% Δk/k 高めの評価としている）を考慮に入れると第13サイクル，第20サイクル，第22サイクル，第23サイクルでかなり厳しい余裕となり第24サイクルでは運転余裕が負となることも考えられる。

当面の第13サイクルに着目すると

計算値余剰反応度	1.44 % Δk/k
定格出力余剰反応度補正分	-1.0 % Δk/k
(内分けは上記参照の事)	
+) 12サイクルまでの実測値と計算値の誤差	-0.2 % Δk/k
	<hr/> 0.24 % Δk/k <hr/>

(技-61-168)

となり通常の燃交におけるサイクルでは0.24% $\Delta k/k$ の余裕と判断出来るが、第13サイクルは1列にCMIRが入るためその置換反応度との誤差(実測との)を考えると0.24% $\Delta k/k$ の余裕という値はかなり厳しい値と言える。

尚、CMIRと燃料との置換反応度は計算では1.5% $\Delta k/kk'$ 程度である。

ii) 温度について

燃料最高温度については各サイクルを通じてすべて制限値(Hot spot over power で2650°C)を満足している。しかし被覆管温度については第13, 第15サイクルで制限値(Hot spotで650°C)を越えている集合体が見られる。このうち有意に越えているのは第13サイクルPFD304の652.4°Cである。これは3列に装荷したもので同時に2列で交換した3次取替燃料よりも線出力, 集合体出力は下回っており, 軸方向ピーキング係数はあまり変わらないので冷却材流量が低いいため他の交換燃料よりも温度が上がったと予想される。

この集合体についてはJ1燃料と交換位置を取り変える等の再考慮が必要と思われる。

iii) 燃焼度について

要素平均燃焼度が50000MWd/tを越えるのは第17サイクル以降, 60000MWd/tを越えるのは第21サイクル以降となる。70000MWd/tを越えた集合体は第21サイクルのPFD325(7.164 $\times 10^4$ MWd/t)1体のみであった。また, 炉心平均燃焼度は序々に上ってゆき第21サイクルで30000MWd/tを越えるが, 第22サイクル以降はほぼ一定値(EOCにおいて約31500MWd/t)となる。

表1 第13サイクルよりJ2燃料, B特を第荷した場合の反応度

サイクルNo.	keff*(BOC)	keff*(EOC)	余剰反応度*% $\Delta k/k$		置換反応度 % $\Delta k/kk'$	燃焼反応度 % $\Delta k/kk'$	EFPD
			BOC	EOC			
13	1.025603	1.014636	2.496	1.442	-0.178	1.054	45
14	1.031751	1.019597	3.077	1.922	1.635	1.155	50
15	1.034332	1.021226	3.319	2.078	1.397	1.241	54
16	1.035027	1.020964	3.384	2.053	1.306	1.331	58
17	1.041409	1.026467	3.976	2.578	1.923	1.398	62
18	1.033258	1.017290	3.219	1.700	0.640	1.519	66
19	1.032358	1.015459	3.134	1.522	1.435	1.612	70
20	1.030404	1.013572	2.951	1.339	1.428	1.612	70
21	1.037570	1.020866	3.621	2.044	2.282	1.577	70
22	1.028961	1.012166	2.815	1.202	0.771	1.613	70
23	1.029671	1.012887	2.882	1.272	2.110	1.610	70
24	1.028664	1.011956	2.787	1.181	1.515	1.606	70
25	1.039331	1.022807	3.784	2.230	2.603	1.554	70

* keff 余剰反応度は250°C, 0MWでの値。

4.11 J2 燃料の崩壊熱および放射能等の評価

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

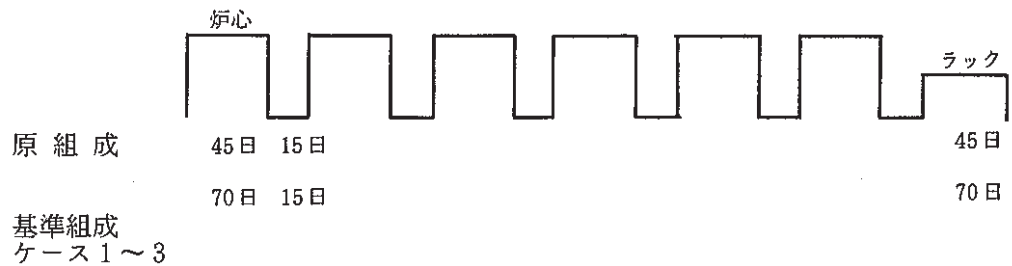
FMS 依頼により、J2 燃料使用済み燃料について「FMF」核燃料物質使用変更の見直しの検討の為、その崩壊熱及び放射能等の評価する。

2. 計算条件

① 組成 …………… 原組成 (J1 燃料), 基準組成ケース 1～3 (J2 燃料)

② 全中性子束 ……………	炉心中心列	ラック
原組成	$4.07 \times 10^{15} / \text{cm}^2 \cdot \text{s}$	$4.98 \times 10^{13} / \text{cm}^2 \cdot \text{s}$
基準組成 ケース 1～3	$3.86 \times 10^{15} / \text{cm}^2 \cdot \text{s}$	$4.98 \times 10^{13} / \text{cm}^2 \cdot \text{s}$

③ 照射履歴



④ コード …………… "ORIGEN-79"

3. 結果

崩壊熱を第 1 表に、放射能を第 2 表に、中性子放出率を第 3 表に、ガンマ線放出率を第 4 表に示す。

4. 評価

J2 燃料使用済み燃料について「FMF」核燃料物質使用変更の見直しの検討に必要な技術的データが得られた。

第1表 崩壊熱〔W/集合体〕

貯蔵ラック内 照射後日数	1日	61日	70日	100日	130日	180日	365日
① J1	2.56+3	7.96+2	7.52+2	6.32+2	5.41+2	4.32+2	2.44+2
② J2 (ケース1)	2.70+3 (1.055)	9.33+2 (1.172)	8.90+2 (1.184)	7.69+2 (1.217)	6.73+2 (1.244)	5.56+2 (1.287)	3.31+2 (1.357)
③ J2 (ケース2)	2.67+3 (1.043)	9.08+2 (1.141)	8.65+2 (1.150)	7.46+2 (1.180)	6.53+2 (1.207)	5.38+2 (1.245)	3.20+2 (1.311)
④ J2 (ケース3)	2.66+3 (1.039)	8.91+2 (1.119)	8.49+2 (1.129)	7.31+2 (1.157)	6.37+2 (1.181)	5.27+2 (1.220)	3.13+2 (1.283)

(): J1燃料との比

第2表 放射能〔Ci/集合体〕

貯蔵ラック内 照射後日数	1日	61日	70日	100日	130日	180日	365日
① J1	4.59+5	2.09+5	1.97+5	1.64+5	1.40+5	1.14+5	7.04+4
② J2 (ケース1)	4.73+5 (1.031)	2.45+5 (1.172)	2.35+5 (1.193)	2.05+5 (1.250)	1.82+5 (1.300)	1.56+5 (1.368)	1.08+5 (1.534)
③ J2 (ケース2)	4.65+5 (1.013)	2.36+5 (1.129)	2.25+5 (1.142)	1.96+5 (1.195)	1.73+5 (1.236)	1.45+5 (1.272)	9.94+4 (1.412)
④ J2 (ケース3)	4.59+5 (1.00)	2.30+5 (1.100)	2.18+5 (1.107)	1.89+5 (1.152)	1.67+5 (1.193)	1.40+5 (1.228)	9.28+4 (1.318)

(): J1燃料との比

第3表 中性子放出率〔n/s/集合体〕

貯蔵ラック内 照射後日数	1日	61日	70日	100日	130日	180日	365日
① J1	2.90+7	2.34+7	2.27+7	2.04+7	1.85+7	1.58+7	9.62+7
② J2 (ケース1)	1.06+8 (3.66)	8.64+7 (3.69)	8.38+7 (3.69)	7.62+7 (3.72)	6.75+7 (3.76)	6.02+7 (3.81)	3.83+7 (3.98)
③ J2 (ケース2)	7.77+7 (2.68)	6.25+7 (2.67)	6.06+7 (2.67)	5.45+7 (2.66)	4.94+7 (2.67)	4.20+7 (2.66)	2.52+7 (2.62)
④ J2 (ケース3)	5.53+7 (1.91)	4.45+7 (1.90)	4.33+7 (1.91)	3.90+7 (1.91)	3.53+7 (1.91)	3.00+7 (1.90)	1.79+7 (1.86)

(注) FPGSの1日目の値で規格化した。

(): J1燃料との比

第4表 ガンマ線放出率〔n/s/ 集合体〕

貯蔵ラック内 照射後日数	1日	61日	70日	100日	130日	180	365日
① J1	9.20+15	3.35+15	3.09+15	2.40+15	1.89+15	1.31+15	5.09+14
② J2 (ケース1)	8.65+15 (0.940)	3.22+15 (0.961)	3.00+15 (0.971)	2.38+15 (0.992)	1.92+15 (1.016)	1.39+15 (1.061)	6.32+14 (1.242)
③ J2 (ケース2)	8.70+15 (0.946)	3.23+15 (0.964)	3.00+15 (0.971)	2.38+15 (0.992)	1.92+15 (1.016)	1.39+15 (1.061)	6.32+14 (1.242)
④ J2 (ケース3)	8.78+15 (0.954)	3.25+15 (0.990)	3.03+15 (0.781)	2.40+15 (1.000)	1.93+15 (1.021)	1.40+15 (1.069)	6.34+14 (1.246)

(): J1 燃料との比

4.12 照射計画変更に伴う臨界性評価

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

照射用炉心の効率的利用を図り、より多くの照射データを得る為、照射計画変更に伴う臨界性への影響をまとめる。

2. 照射計画変更

	従 来	変 更 後
B3	第13～第16サイクル	第14～第16サイクル
C4F	第18サイクル～	第17サイクル～

3. 結果

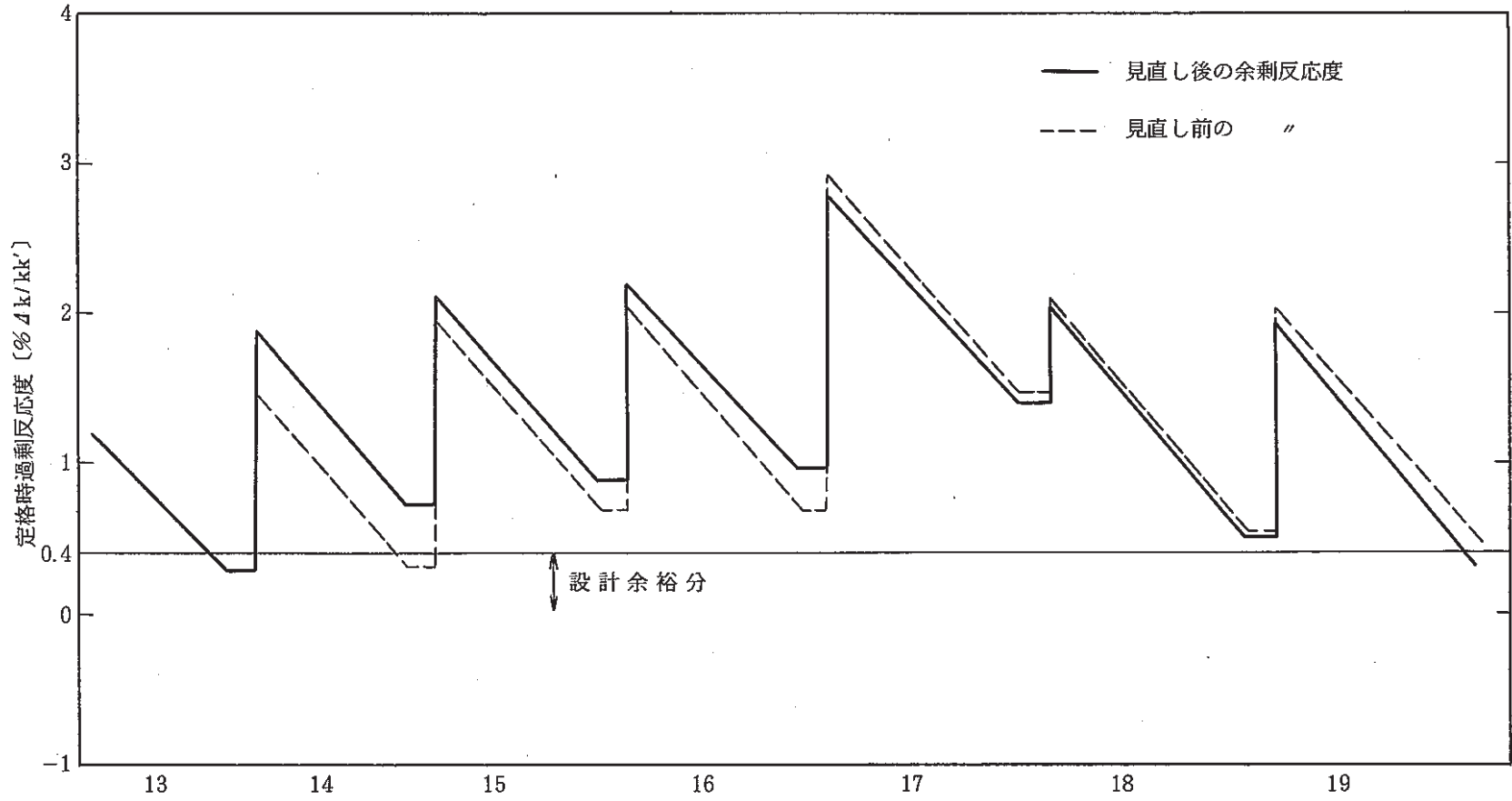
第1図に示す定格時余剰反応度からわかるように、第13サイクルを除き、設計余裕分 0.4% $\Delta k/kk'$ が確保されている。また第13サイクルにおいても 0.24% $\Delta k/kk'$ （定格時末期）の過剰反応度があり、変更後の照射計画を達成しうる。

4. 問題点とその対策

CMIR, B3等の炉心燃料との置換反応度の不確かさ及び燃料製造実績と設計とのズレにより、余剰反応度が小さ目になる可能性がある。このため、第12'サイクルでの置換反応度データ及び燃料の製造データをもとに再度確認する。

5. 評価

本評価により、照射計画の変更が可能であることの見通しを得た。



第1図 定格時余剰反応度 (予測計算)

(注)コード: MAGI

5. 設工認のための解析検討

本章は、設工認のために必要な各種解析検討の結果の速報をまとめたものである。

5.1 A2D 集合体の軸方向中性子束分布

報告者：池田（利用 Gr.）

青山，原（炉心 Gr.）

1. 目的

A2D の設計及び工事の方法の認可申請を行うため、内部ブラケットの中性子束に与える影響をまとめる。

2. 計算条件

炉心状態 …… 第15サイクル初期，制御棒全引抜き状態

コード …… “MAGI”

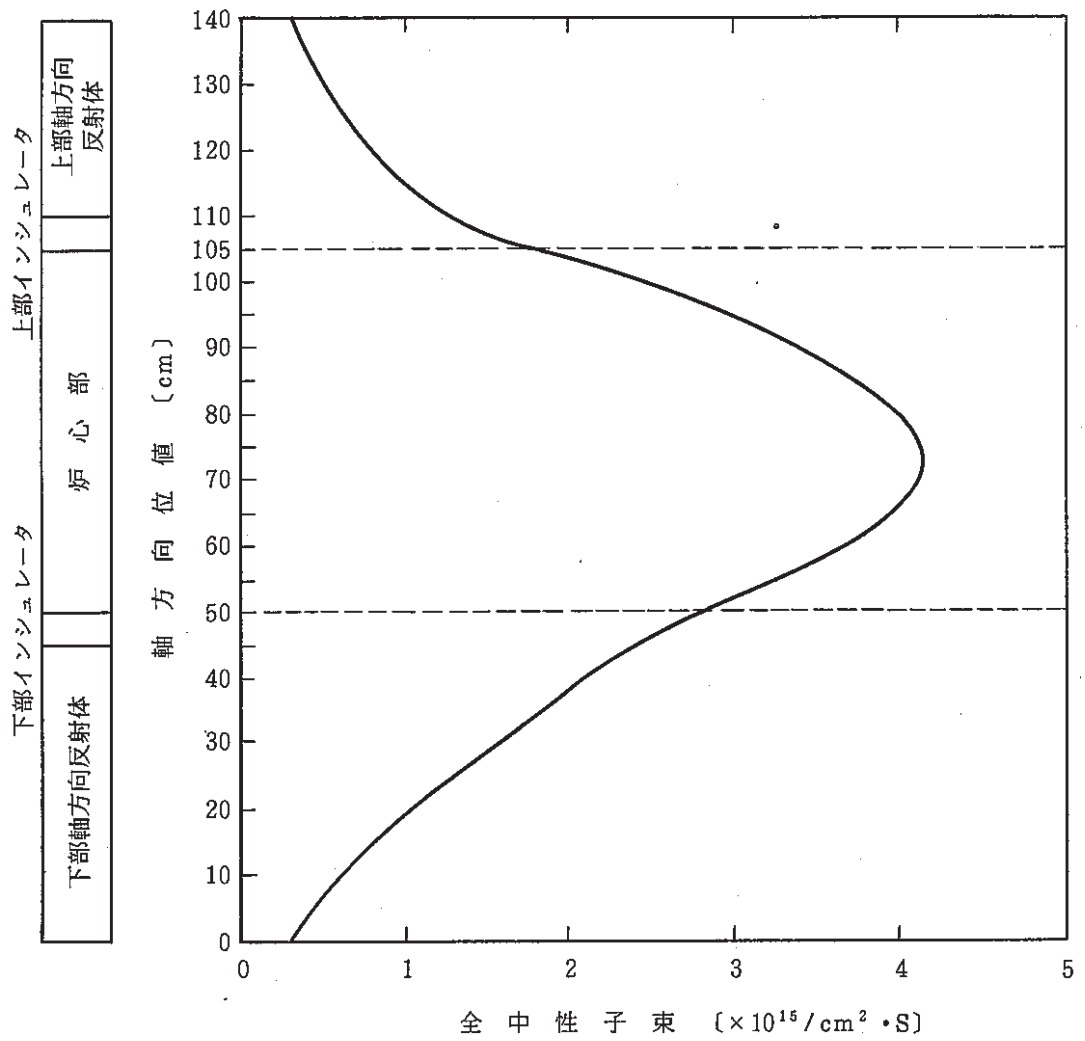
計算方法 …… 7群6角メッシュ拡散計算

3. 結果

第1図に全中性子の軸方向分布を示す。

4. 評価

本評価により、A2D の設工認に資する技術的データが得られた。



(注) 第15サイクル初期

第1図 A2Dの中性子束の軸方向分布

5.2 AMIR3-1, 2 及び INTA-S の装荷炉心の健全性

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

AMIR3-1, 2 及び INTA-S の設計及び工事の方法の認可申請を行うため、装荷炉心の炉心特性を評価し炉心の諸特性が設置変更許可で定められた設計基準内にあることを確認する。

2. 炉心体系

AMIR3-1, 2 及び INTA-S は反射体領域にあり、炉心特性に与える影響は極めて軽微であるのに対し、核分裂性物質の多い J2 燃料集合体を装荷する方が熱設計的に厳しくなる要因である。

このため、J2 燃料集合体が炉中心に装荷される炉心構成を想定し、第 1 図に示す炉心についてその諸特性を評価する。

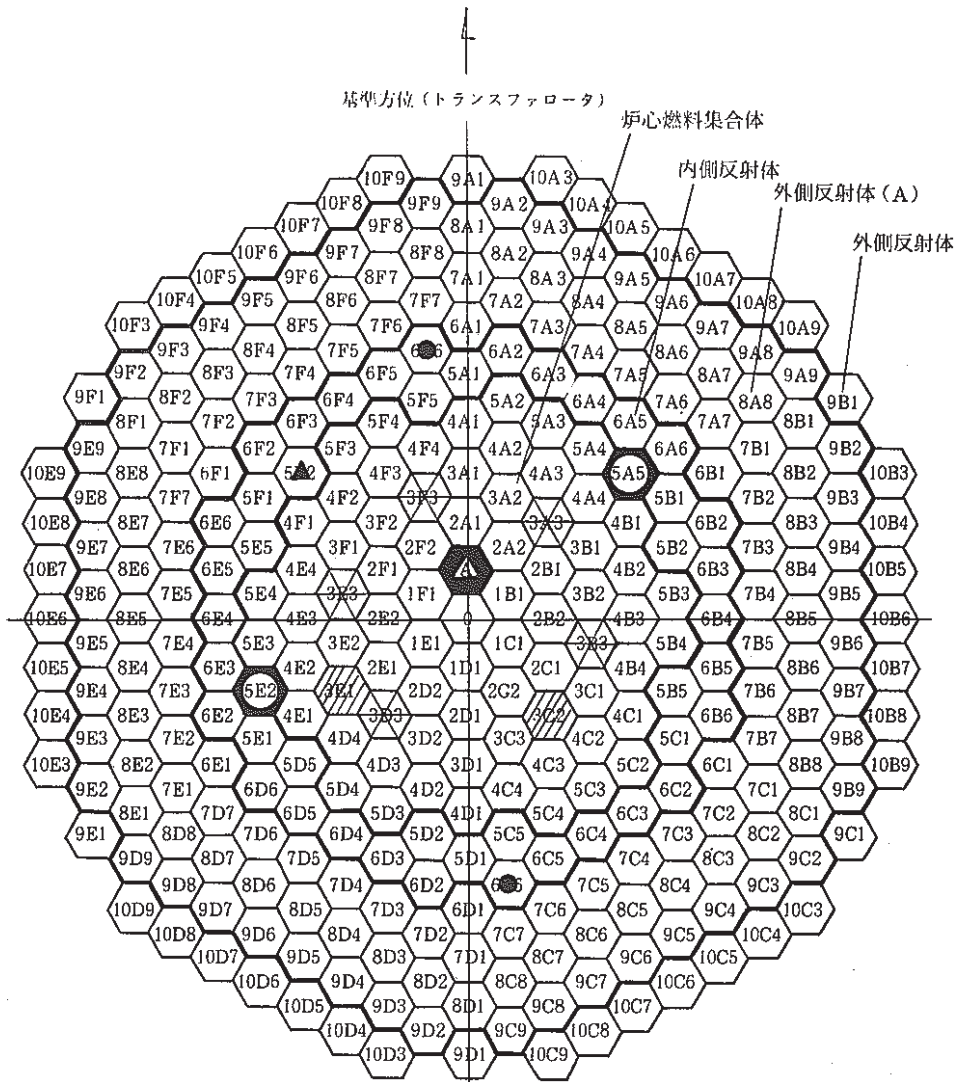
3. 結果

下記の通り、原子炉の設置変更許可によって規定された核的設計基準値及び核的制限値を満足していることが確認された。

項 目	設 計 基 準	設 計 結 果
100°C 体系における最大過剰反応度	0.055 Δ k/k 以下	0.051 Δ k/k
制御棒 6 本挿入時の制御棒価値	0.090 Δ k/k 以上	0.114 Δ k/k
制御棒による最大反応度付加率	0.00015 Δ k/k/s 以下	0.00012 Δ k/k/s
100°C ワンロッドスタック時の反応度停止余裕	臨界未満	未臨界度 0.043 Δ k/k
ドップラー定数	負であること。	$-(0.37\sim 2.1)\times 10^{-3}T\cdot\frac{dk}{dT}$
ナトリウムボイド反応度	負であること。	$-(1.1\sim 2.1)\times 10^{-2}\Delta k/k$
温度係数	負であること。	$-4.0\times 10^{-5}\Delta k/k/^{\circ}C$
定格時燃料最高温度	約 2500°C	2410°C
定格時被覆管最高温度	約 650°C	649°C
過出力時燃料最高温度	約 2650°C	2550°C

4. 評 価

本評価により、設工認の核熱設計書に必要な技術的データが得られた。



凡 例	要 素 名	凡 例	要 素 名
	炉 心 燃 料 集 合 体		材 料 照 射 用 校 正 装 置 試 料 部 集 合 体
	制 御 棒		B 型 特 殊 燃 料 集 合 体
	中 性 子 源		
	制 御 棒 材 料 照 射 用 反 射 体		
	構 造 材 料 照 射 用 反 射 体		
	燃 料 材 料 照 射 用 反 射 体		

第 1 図 照 射 用 炉 心

5.3 第3次取替燃料及びB3の装荷炉心の健全性

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

第3次取替燃料及びB3の設計及び工事の方法の認可申請を行うため、装荷炉心の炉心特性を評価し、炉心の諸特性が設置変更許可で定められた設計基準内にあることを確認する。

2. 炉心体系

照射計画及び炉心燃料交換計画をもとに、第1図に示す炉心体系について下記理由により評価する。

- (1) 第3次取替燃料が最も発熱しやすい炉心中心列に装荷される。
- (2) 照射計画に基づく炉心の中で炉心燃料集合体にくらべ発熱の小さな特殊燃料集合体が最も多い。そのため、炉心燃料集合体の出力が大きくなり、熱設計的に厳しくなる。

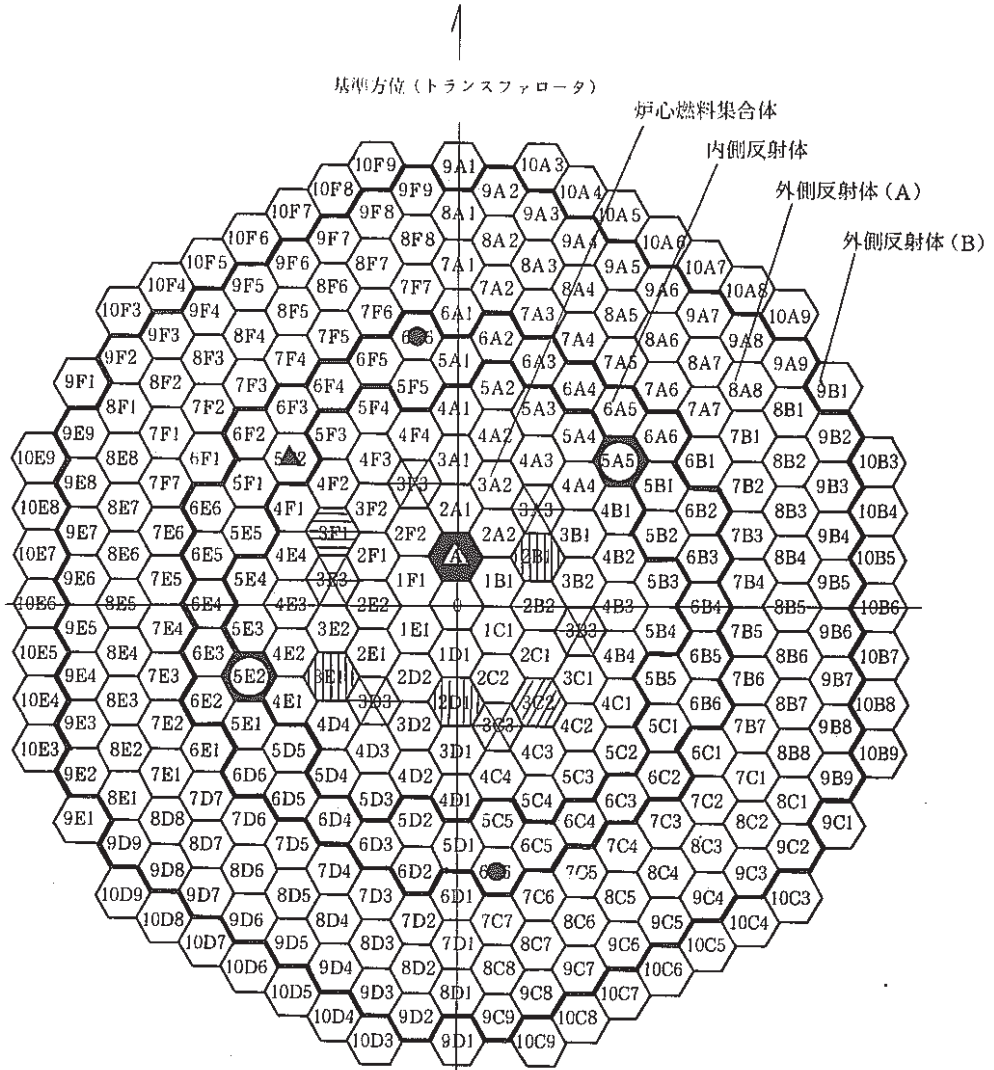
3. 結果

下記の通り、原子炉の設置変更許可によって規定された核的設計基準値及び核的制限値を満足していることが確認された。

	核的設計基準または核的制限値	設計結果
最大過剰反応度	0.055 Δ k/k 以下	0.051 Δ k/k
100°Cワンロッドスタック時における反応度停止余裕	未臨界であること	未臨界度 0.045 Δ k/k
制御棒価値（6本）	0.09 Δ k/k 以上	0.116 Δ k/k
最大反応度付加率	0.00015 Δ k/k/s 以下	0.00012 Δ k/k/s 以下
ドップラー定数	負であること	$-(0.37\sim 2.1)\times 10^{-3}T \cdot \frac{dk}{dT}$
温度係数	負であること	$-4.0\times 10^{-5} \Delta$ k/k/°C
ナトリウムボイド反応度	負であること	$-(1.1\sim 2.1)\times 10^{-2} \Delta$ k/k

4. 評価

本評価により、設工認の核熱設計書に必要な技術的データが得られた。



凡 例	要 素 名	凡 例	要 素 名
	炉 心 燃 料 集 合 体		材 料 照 射 用 校 正 用 装 置 試 料 部 集 合 体
	制 御 棒		B 型 特 殊 燃 料 集 合 体
	中 性 子 源		C 型 特 殊 燃 料 集 合 体
	制 御 棒 材 料 照 射 用 反 射 体		A 型 特 殊 燃 料 集 合 体
	構 造 材 料 照 射 用 反 射 体		
	燃 料 材 料 照 射 用 反 射 体		

第 1 図 照射炉心

5.4 B4M, F2C の炉心特性への影響

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

B4M, F2C の設計及び工事の方法の認可申請を行うため、それぞれの炉心特性への影響を評価し、炉心の諸特性が設計基準を満足していることを確認する。

2. 炉心体系

照射計画及び炉心燃料交換計画を反映し、第1図に示す B4M 装荷炉心、第2図に示す F2C 装荷炉心でそれぞれの炉心特性を評価する。

3. 結果

下記の通り、原子炉の設置変更許可によって規定された核的設計基準及び核的制限値を満足していることが確認された。

	核的設計基準または核的制限値	設計結果	
		B4M 装荷炉心	F2C 装荷炉心
最大過剰反応度	0.055 Δ k/k以下	0.023 Δ k/k	0.022 Δ k/k
100°Cワンロードスタック時における反応度停止余裕	未臨界であること	未臨界度 0.074 Δ k/k以上	未臨界度 0.075 Δ k/k以上
制御棒反応度価値(6本)	0.090 Δ k/k以上	0.117 Δ k/k	同 左
最大反応度付加率	0.00015 Δ k/k/s以下	0.00012 Δ k/k/s	同 左
ドップラー定数	負であること	$-(0.39\sim 2.3)\times 10^{-3}$ T \cdot dk/dT	同 左
温度係数	負であること	$-4.1\times 10^{-5}\Delta$ k/k/°C	同 左
ナトリウムボイド反応度	負であること	$-(1.1\sim 2.1)\times 10^{-2}$ Δ k/k	同 左

4. 評価

本評価により、設工認の核熱設計書に必要な技術的データが得られた。

5.5 制御棒反応度値の B¹⁰ 燃焼効果及び設計余裕

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

取替燃料及び特殊燃料等の設工認のため性能試験反映後の制御棒値の設計余裕をまとめる。

2. 補正量と根拠

項目	補正量	根拠
B ¹⁰ 燃焼効果	12%	100%出力560日（8サイクル運転2年）炉心滞在。
B ₄ C ペレット製作公差等	5%	製造仕様をもとに下記のとおり評価する。
B ₄ C ペレット外径	16.10 ^{*+0.05} _{-0.10} mm	不確かさ 2%
B ₄ C 濃縮度	91 ± 1 wt%	1%
密度	2.14 ± 0.05g/cc	2%
* 従来 / ミナル値 16.15		

（注） 制御棒微分反応度値について B₄C 要素本数 7 本をもとに統計処理をすると 2% でおさまる。

3. 結果

- (1) B¹⁰ 燃焼効果は PCMI 効果により制限される炉心滞在日数（560日）をもとに、12%とする。
- (2) B₄C ペレット製作公差等の設計余裕分を 5%とする。（これは従来の製作公差 2%、設計誤差分 3%からなる。）

4. 評価

本評価により、設工認の制御棒反応度値の最小値、及び最大反応度付加率の最大値を評価するための補正量が設定できた。

5.6 第3次取替燃料機械の設計用データの評価

報告者：池田（利用 Gr.）

1. 目的

照射課依頼により，第3次取替燃料の機械設計用データとして

- ① 線出力分布，最大線出力の履歴
- ② 燃焼度分布
- ③ 高速中性子束($E \geq 0.1\text{MeV}$)分布，中性子累積照射量
- ④ 被覆材，冷却材，プレナム温度及び各部最高温度の履歴
- ⑤ 熱過渡解析用データを高燃焼度平衡炉心及びそれに至る移行炉心を包括してまとめる。

2. 炉心条件

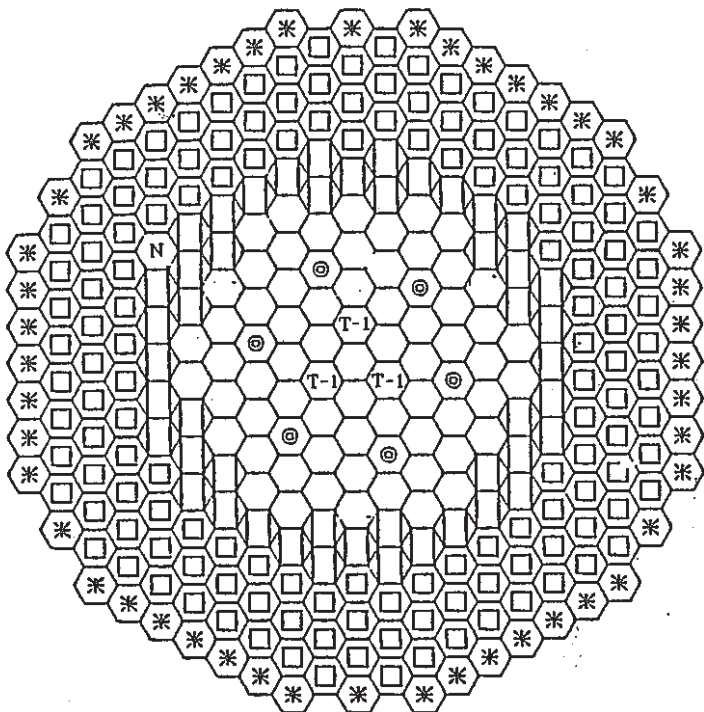
炉心構成は第1図に示す平衡炉心，第2図に示す移行炉心について対象とする。

3. 主な結果

- ① 線出力，燃焼度，中性子照射量の履歴 第1表
- ② 相対出力分布 第3図
- ③ 被覆管，冷却材温度及びプレナム温度の履歴 第2表

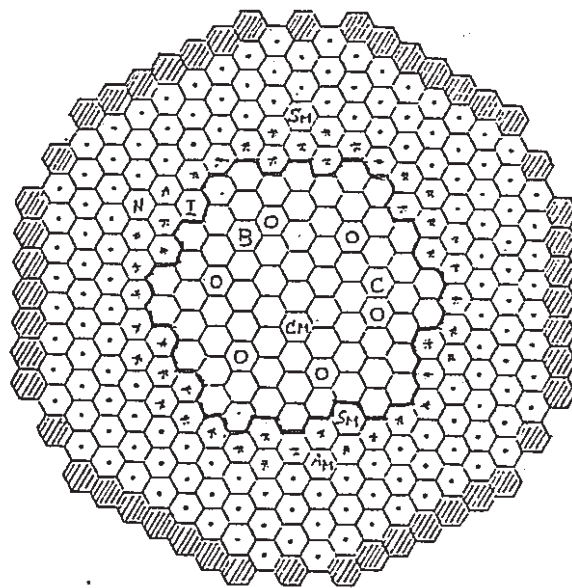
4. 評価

本評価により，第3次取替燃料の機械設計に必要な技術的データが得られた。



- | | | | |
|--|--------------|--|----------------------|
| | : 炉心燃料 (64体) | | : 外侧(B)反射体 |
| | : 制御棒 (6体) | | : TYPE-1 照射用集合体 (3体) |
| | : 内側反射体 | | |
| | : 外侧(A)反射体 | | : 中性子源 |

第1图 平衡炉心



- | | | | |
|--|-------------|--|------------------|
| | : 炉心燃料 (64) | | : 外侧(A)反射体 (142) |
| | : 制御棒 (6) | | : 外侧(B)反射体 (46) |
| | : 内側反射体 (4) | | : B 型特殊燃料集合体 (1) |
| | : 中性子源 (1) | | : C 型照射用集合体 (1) |
| | | | : 計測總付集合体 (1) |

第2图 移行炉心

0.988 0.990 0.991 0.991 0.990 0.990 0.989
 0.989 0.991 0.993 0.993 0.993 0.992 0.991 0.990
 0.990 0.993 0.994 0.995 0.995 0.995 0.994 0.993 0.991
 0.991 0.993 0.995 0.997 0.997 0.997 0.996 0.995 0.994 0.992
 0.991 0.993 0.996 0.997 0.998 0.999 0.998 0.997 0.996 0.994 0.992
 0.990 0.993 0.996 0.998 0.999 1.000 0.999 0.999 0.997 0.995 0.993 0.991
 0.988 0.992 0.995 0.997 0.999 1.000 1.000 1.000 0.998 0.997 0.994 0.991 0.989
 0.990 0.993 0.995 0.998 0.999 1.000 1.000 0.999 0.997 0.995 0.992 0.989
 0.990 0.993 0.996 0.997 0.999 0.999 0.999 0.997 0.995 0.993 0.989
 0.989 0.992 0.995 0.997 0.998 0.998 0.997 0.995 0.993 0.990
 0.988 0.991 0.993 0.995 0.996 0.996 0.995 0.993 0.990
 0.986 0.989 0.991 0.993 0.994 0.993 0.992 0.989
 0.983 0.986 0.989 0.990 0.991 0.990 0.989

TOTAL NUMBER OF PINS = 127
 AVERAGE FOR = 9.9372429E-01
 PEAK/AVERAGE FOR = 1.0063152E+00

第3図 相对出力分布 (第1流量領域)

領域	Z軸座標 [cm]	出力相対値 [-]
下部 インシュレータ	0.0	4.91974E-02
	1.20	5.72909E-02
	1.20	5.98759E-01
	4.68	6.57233E-01
	8.16	7.40598E-01
	11.64	8.22018E-01
	15.12	8.92787E-01
	18.60	9.31274E-01
	22.08	9.71850E-01
	25.56	9.96177E-01
	29.04	1.00000E+00
	32.52	9.90977E-01
	36.00	9.69375E-01
炉心	39.48	9.27627E-01
	42.96	8.70714E-01
	46.44	0.81622E+00
	49.92	0.73206E+00
	53.40	0.64077E+00
	56.88	0.55418E+00
	56.88	0.56069E-01
	58.09	0.48626E-01
	58.09	0.48626E-01
	58.09	0.48626E-01
上部 インシュレータ	56.88	0.56069E-01
	58.09	0.48626E-01

REGION NUMBER 13
 REGION POWER 0.20586E+01
 AXIAL PEAKING FACTOR 0.12299E+01

第1表 線出力，燃焼度，中性子照射量の履歴（ノミナル値）

時 期	最大線出力 〔W/cm〕	燃料要素平均 燃 焼 度 〔 $\times 10^4$ MWd/t〕	ペレット最高 燃 焼 度 〔 $\times 10^4$ MWd/t〕	最大高速中性子 照 射 量 〔 $\times 10^{22}$ /cm ² 〕
第1サイクル				
初期	379	0.0	0.0	0.0
末期	370	1.35	1.60	2.0
第2サイクル				
初期	365	1.35	1.60	〃
末期	356	2.65	3.14	4.0
第3サイクル				
初期	351	2.65	3.14	〃
末期	342	3.92	4.62	6.0
第4サイクル				
初期	338	3.92	4.62	〃
末期	330	5.14	6.06	8.0
第5サイクル				
初期	326	5.14	6.06	〃
末期	314	6.34	7.46	10.0
第6サイクル				
初期	(313)	6.34	7.46	(〃)
末期	(305)	7.50	8.82	(12.0)
	第0列集合体 (最大線出力の 集合体)	第2列集合体 (最高燃焼度の集合体)		第2列集合体 (最大照射量 の与える集合体)

() : 推定値

(注) 設計余裕 : 出力4%, 要素平均最高燃焼度5.5%,
ペレット最高燃焼度及び最大高速中性子照射量6.5%。

6. 炉心内の機械的特性の解析と評価

本章は、炉心構成要素の挙動解析に関する速報をまとめたものである。

6.1 IAEA/IWGFR 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク

(EXAMPLE 1, 2のパラメータ・サーベイ)

報告者：横山和郎（原子炉利用 Gr.）

1. 概要

ベンチマーク問題のうち EXAMPLE 1 及び 2 のパラメータ・サーベイを実施した。問題より、パラメータ・サーベイの項目は、軸方向ノード数とした。また、“HIBEACON” コードでは、断面 2 次モーメント及び曲げモーメントを 2 通りの方法を用いて求めており（肉厚を考慮あるいは薄肉ラップ管として）、その 2 つの方法によって出した結果の比較も行った。（「設置変更のための炉心湾曲解析」では集合体は薄肉ラップ管として取り扱っている。）

2. 解析条件

問題	解析ケース No	MEQT	LDMAX	入口温度 (°C)	出口温度 (°C)		
					①, ④	②, ③	⑤, ⑥
EXAMPLE 1	EX101	1	20	400.0	525.0	506.25	543.75
	EX102	2	20	"	"	"	"
	EX103	2	40	"	"	"	"
	EX104	2	80	"	"	"	"
	EX106	2	60	"	"	"	"
EXAMPLE 2	EX201	1	20	"	525.0	500.0	550.0
	EX202	2	20	"	"	"	"
	EX203	2	40	"	"	"	"
	EX204	2	80	"	"	"	"

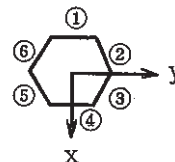
但し、・MEQT；曲げモーメント断面 2 次モーメント計算オプション

= 1：薄肉ラップ管として計算

= 2：ラップ管の肉厚を考慮

・LDMAX；軸方向ノード数

・①；ラップ管面のナンバー



・“HIBEACON”では、各面の平均温度を入力

$$\left. \begin{aligned} Ta^1 &= \frac{1}{2}(T_1 + T_2) \\ Ta^2 &= \frac{1}{2}(T_2 + T_3) \\ Ta^3 &= \frac{1}{2}(T_3 + T_4) \end{aligned} \right\}$$

壁面の平均温度

3. 解析結果（変位量）

解析ケース No.	炉心頂部(mm) Z=2.500mm	中部パッド部 (mm) Z=3.000mm	上部パッド部 (mm) Z=4.000mm
EX101	1.16	2.85	10.77
EX102	1.19	2.91	11.01
EX103	0.90	2.93	11.02
EX104	0.90	2.92	11.02
EX106	0.99	2.92	11.02
手計算値	0.90	2.92	11.02
EX201	1.55	3.80	14.36
EX202	1.58	3.89	14.68
EX203	1.21	3.90	14.70
EX204	1.20	3.90	14.69
手計算値	1.20	3.90	14.69

4. 評価

- ① 変位方向は、EX 1, EX 2 とも y 方向。
- ② 薄肉ラップ管として計算すると、肉厚を考慮した場合より、変位量は約 2.2% 小さくなる。
- ③ 軸方向ノードは 20 程度とれば、ほぼ手計算値と一致する。今後、ベンチマーク問題の計算ではノードは 20 とする。より正確な値を出すときには、ノード 80 とする。
- ④ EX 1 より EX 2 の方が変位量が大きいののは、変位方向のラップ管対面間の温度差が、EX 2 のほうが 12.5°C 大きいからである。
- ⑤ HIBEACON の結果と手計算値とほぼ一致したことから、入力データ上及びコード上の問題は無い。

6.2 IAEA/IWGFR 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク
(EXAMPLE 5 の標準ケース)

報告者：横山和郎（原子炉利用 Gr.）

1. 概要

EXAMPLE 5 の標準的な問題についての計算を実施した。EXAMPLE 5 では、限られた数のラッパ管（下図の S 8, 9, 10, 11）がスエリング・クリープ変形するとし、それ以外のラッパ管は照射の影響がないものとする。また、全てのラッパ管温度は400°Cとし、熱膨張による湾曲は考えない。

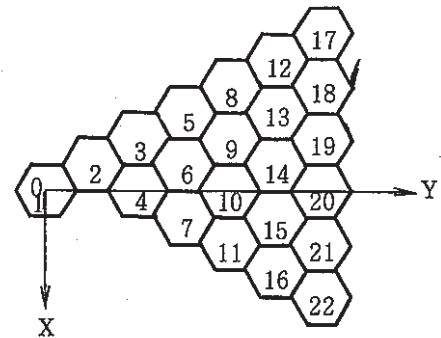
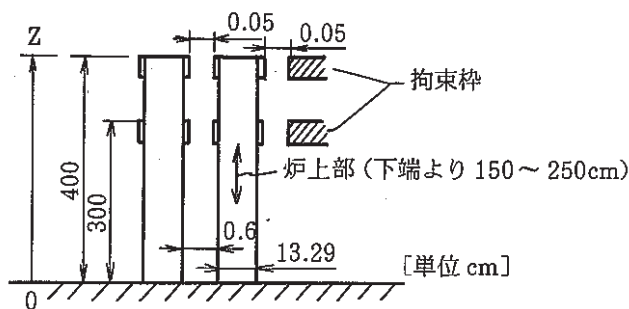
ベンチマーク問題の規定により、照射量は最大100dpa (at Core Center dose) とし、5, 10, 20, …… , 90, 100 dpa 時の湾曲による中心軸の変位、接触荷重を出力した。

スエリング・クリープ式は、ベンチマーク問題で規定されているものを使用した。

2. 解析条件

(1) 右図の1/6回転対称炉心について解析を実施した。

(2) ラッパ管の仕様



3. 評価

- ① S 8, 9, 10, 11 から外側の列の頂部はすべて外側の方向に湾曲している。この頂部の変位量は、照射量が50dpaあたりではほぼ一定値に達しており、その値以上は大きくなる。また S 8, 9, 10, 11 では、頂部が拘束されるため、下部パッド及び炉心中心部での変位量は増加する。このときの変位方向は、内側方向 (S1方向)となる。
- ② 最大接触荷重は、S8-12の頂部で生じており、その値は42kgであった(100dpa時)。

6.3 IAEA/IWGFR 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク

(EXAMPLE 4 のパラメータ・サーベイ)

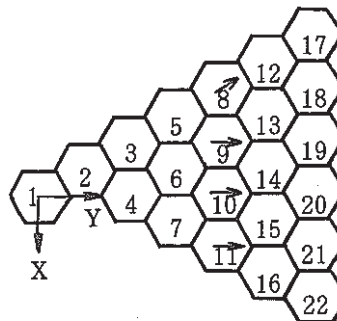
報告者：横山和郎（原子炉利用 Gr.）

1. 概要

炉心湾曲解析コードのベンチマークの問題を“HIBEACON”コードによって解析している。このうち、技-61-47では、EXAMPLE 4 の標準的なケースについて計算を行った。今回、EXAMPLE 4 のパラメータ・サーベイ計算を行った。ベンチ・マーク問題の規定どおり、パラメータ・サーベイの項目は、パッドの有無、パッドの位置及び拘束枠の有無とした。

主な解析条件として、断面2次モーメント・曲げモーメント計算時にラッパ管の肉厚を考慮し、かつ、軸方向ノード数20とした。参考として、ラッパ管を薄肉ラッパ管とした場合（断面2次モーメント・曲げモーメント計算時）及び軸方向ノード数80とした場合（軸方向ノード数20とした場合より正確な値が得られる。技-61-91参照。）について計算した結果をのせた。

右図の1/6 回転対称炉心について解析を行った。解析ケースを下表に示した。



第1図 炉心体系

解析ケース No.	MEQT	LDMAX	頂部 パッド	中部 パッド	下部 パッド	拘束 リング
EX401	1	20	有	有	無	有
EX402	2	20	"	"	"	"
EX403	"	80	"	"	"	"
EX404	"	20	無	有	無	有
EX405	"	"	有	無	有	有
EX406	"	"	無	無	有	有
EX407	"	"	有	有	無	無
EX408	"	"	無	有	無	無
EX409	"	"	有	無	有	無
EX410	"	"	無	無	有	無

表中、MEQT : 曲げモーメント・断面2次モーメント計算オプション

=1: 薄肉ラッパ管として計算,

=2: ラッパ管の肉厚を考慮

LDMAX : 軸方向ノード数

頂部パッド : at Z=400cm (ラッパ管上端)

中部パッド : at Z=300cm (炉心部より上側)

下部パッド : at Z=100cm (炉心部より下側)

拘束リング : パッド部の位置に設ける。

2. 評価

- ① 拘束枠無の場合、炉心の拘束力が弱いため、ラッパ管にかかる荷重は小さく、頂部変位量は大きい。拘束枠有の場合、変位量は小さく、荷重は大きくなる。
- ② パッド数2個の場合よりパッド数1個の場合のほうが、ラッパ管の変位は大きく、荷重は小さくなる。

(技-61-105)

- ③ 頂部にパッドをつけると、頂部変位が拘束されるため、下方の変位が大きくなる。
- ④ 頂部パッド・中部パッドの組み合わせが最も接触荷重は大きくなった（164kg）。

7. MK-II炉心における自然循環試験の結果と解析・評価

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

7.1 “MIMIR-N2”でのIHX単体コードの作成（自然循環試験II-D（75MW）試験後解析）

報告者 有川・近藤（プラントGr.）

1. 目的

プラント動特性コード“MIMIR-N2”のIHX伝熱モデルのモデル改良，使用熱伝達式評価，温度応答評価を行うために，IHX伝熱計算を単独で行えるIHX単体コードを作成した。

2. 内容

“MIMIR-N2”コードIHXモードの検討手順を下図に示す。この手順のうち，IHX単体モデルの作成として，次のことを行った。

- 1) IHX出入口配管モデルの作成
- 2) MIMIR-N2コードからIHXモジュールの取出及び入出力関連作成
- 3) IHX伝熱モデルの改良
- 4) IHXバイパス流モデルの改良
- 5) 熱伝達式の追加

さらに，IHX単体モデル作成後，自然循環試験TEST-II DのAループIHXにて，試計算を行った。

3. 評価

伝熱モデルは安定に解かれ，また，バイパス流モデルの改良により，IHX1次側/2次側各出口温度が，実測値の傾向に近づく見通しが得られた。尚，今後の予定として解析条件を整理し，パラメータ検討解析，“MIMIR-N2”コードへの組込を行う。

7.2 “MIMIR-N2”でのIHXモデルの検証（自然循環試験Ⅱ-D（75MW）試験後解析）

報告者 有川・近藤（プラントGr.）

1. 目的

IHX伝熱特性評価用IHX単体コード^{*1}により、IHX内バイパス流配モデルの妥当性の検証及び自然循環解析に使用する熱伝達式等の条件設定を行う。

2. 内容

自然循環試験TEST-ⅡDの試験結果より、1次系、2次系各入口温度、入口流量を境界条件として与え、熱伝達式、プレナム熱容量、バイパス流計算モデルの有無についてパラメータサーベ計算を行った。

3. 評価

- (1) IHX-Aでは、自然循環時におけるIHX内再流量配分効果が顕著であり、これを考慮したモデルにより、1次側出口温度応答はかなり改善された。
- (2) 熱伝達式は、1次側もんじゅ式、2次側Lubarsky-Kaufmanの式を採用することにより、1次、2次出口温度応答をほぼ模擬できた。
- (3) Bループ2次系流量は較正流量^{*2}による評価で、ほぼ妥当な温度応答が得られた。

図1に従来ケースと、改良ケース（ベストフィットケース）の比較を示す。

尚、今後の予定として本解析で使用したモデル、条件をTEST-ⅡD試験後解析、TEST-ⅡE予測解析に反映する。

関連メモ

*1 技-61-132 “MIMIR-N2” IHX 単体コードの作成

*2 技-61-136 解析手法による2次系流量較正

—自然循環試験（TEST-ⅡD）—

（技-61-159）

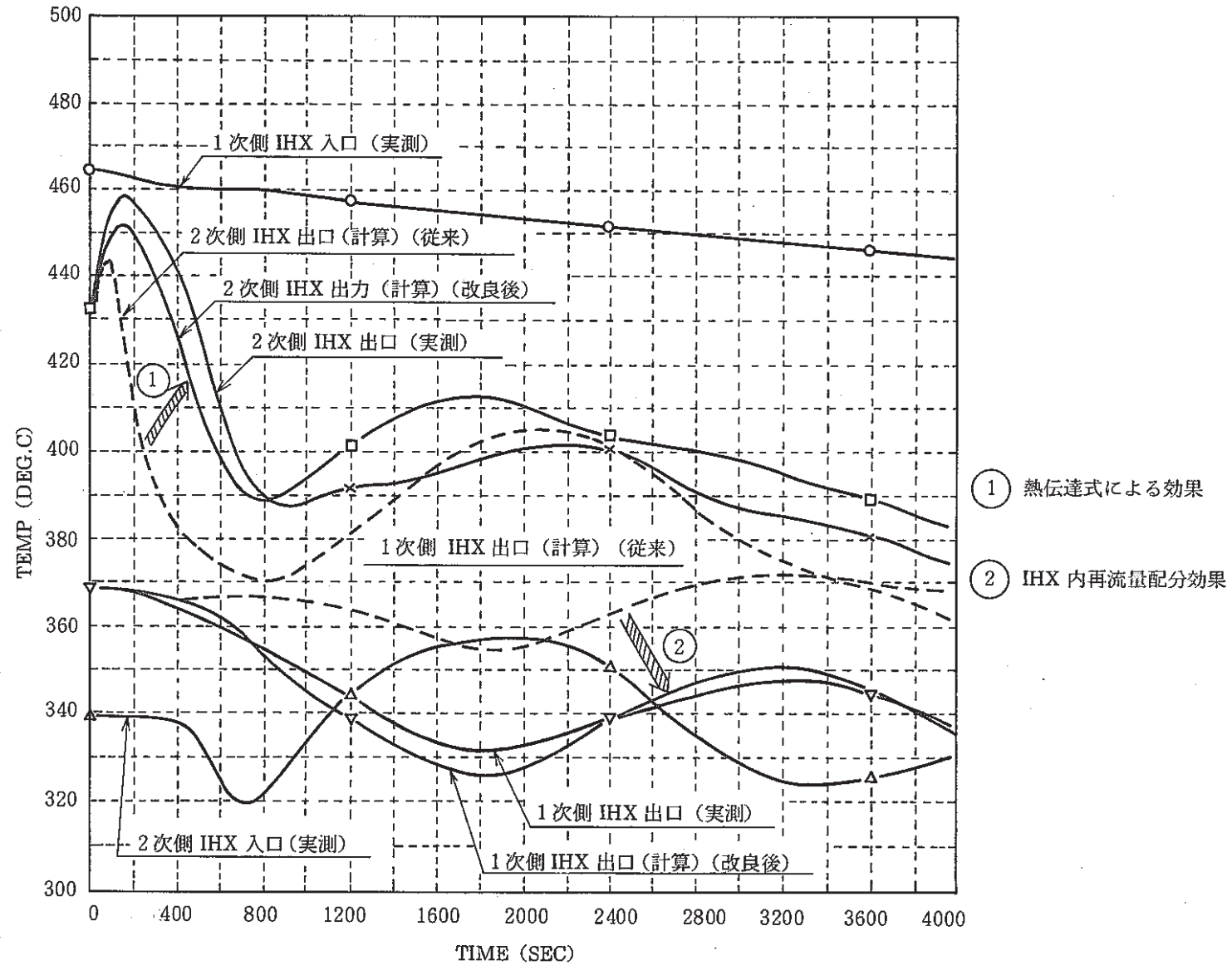


図1 従来ケース (A1) とベストフィットケース (A5) の比較 (Aループ)

7.3 “MIMIR-N2”コードへの集合体間径方向熱移行モデルの導入及び検証解析

報告者：後 藤（プラントGr.）

1. 概 要

プラント動特性解析コード“MIMIR-N2”の低流量域（特に自然循環時）における解析精度を向上させる為、集合体間径方向熱移行を考慮できる様に改良し、検証解析を行ったので報告する。

2. 集合体間径方向熱移行モデル

“MIMIR-N2”コードにおいて集合体の熱計算で計算されるラップ管等構造材温度と、隣接するチャンネルの構造材との熱収支を考え集合体間径方向熱移行を模擬する事にした。但し構造材温度は1点近似、各チャンネルとの熱収支は1次元とし、ラップ管間のNaはスタグナントであると仮定した。

3. 検証解析

自然循環試験Ⅰ-Dの試験後解析（その1）^{*1}でベースに径方向熱移行を考慮しない時とした時との比較を行った。

4. 評 価

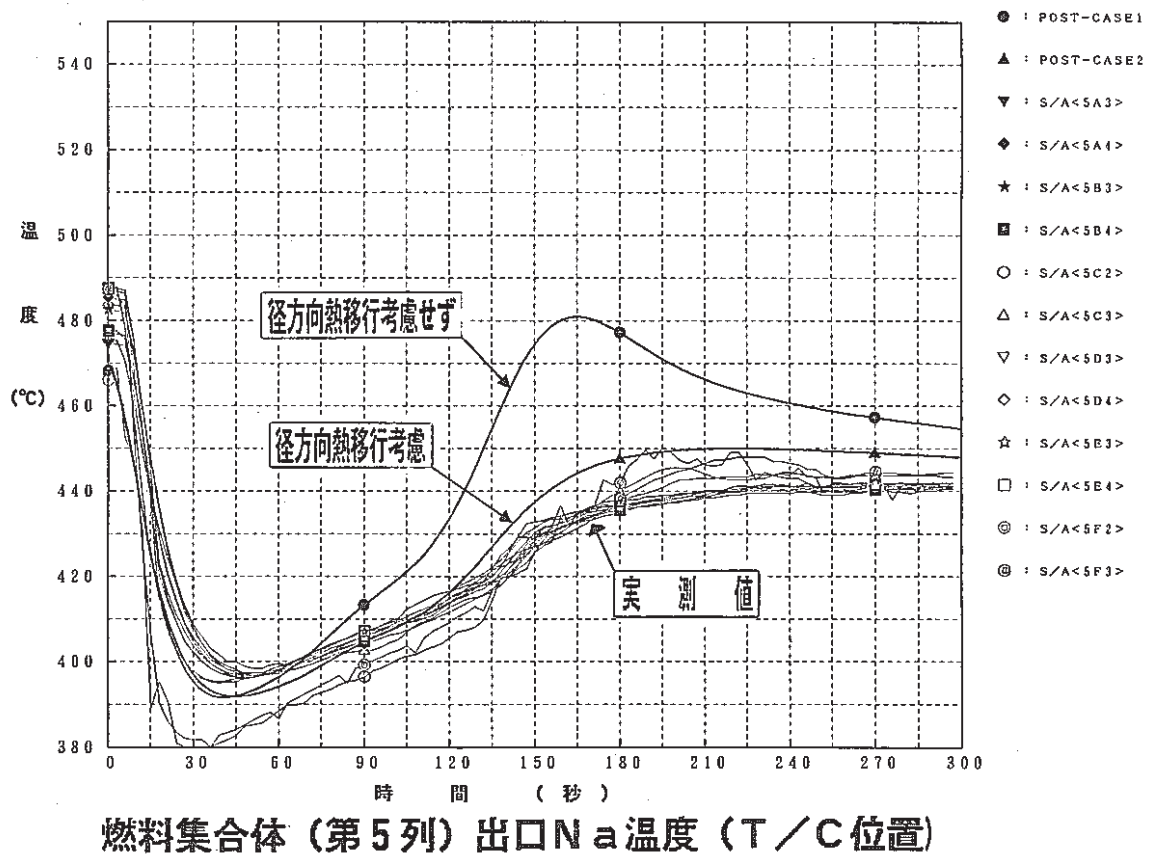
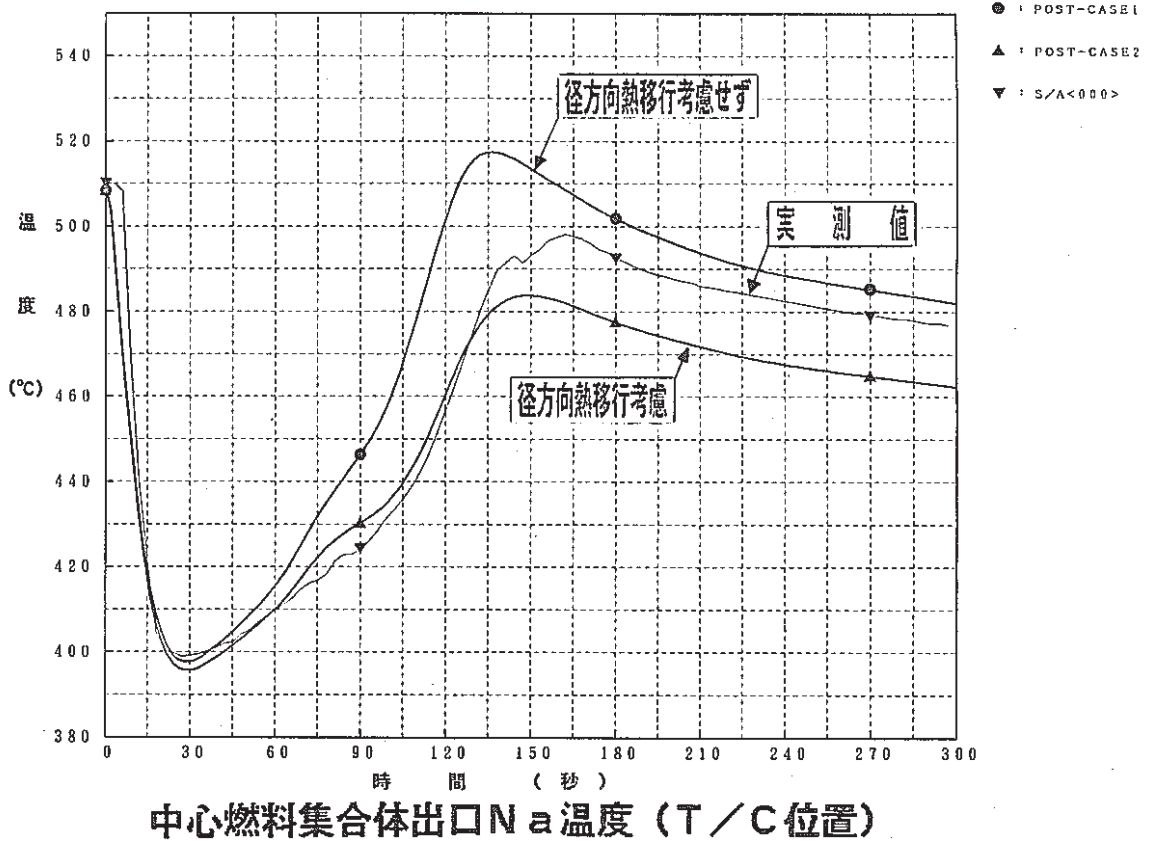
ポンプコースト後の自然循環時におけるS/A出口冷却材温度挙動を良く再現できるようになり、“COMMIX-1A”コードとほぼ同等の解析精度が得られたが、中心列にみられるように未だ若干の誤差が残っているため、集合体圧損の見直しを行っている。

<関連資料>

*1（技-61-54）“MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-D
試験後解析（その1）

*2（技-61-96）実験炉「常陽」自然循環試験Ⅱ-D
試験後解析（その2）

（技-61-96）



7.4 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-D試験後解析（その2）

報告者：有川・近藤（プラントGr.）

1. 概要

自然循環試験Ⅱ-Dの試験後解析を“MIMIR-N2”コードを用いて行った。

本解析では、前回の試験後解析その1（技-61-54）で炉心部のみの過渡解析を行ったのに対し、プラントを含めた過渡解析を試験後10000秒まで実施した。本資料はその結果について報告するものである。

2. 解析方法

解析は1次系及び2次系の実測流量変化を境界条件としてプラント各部の温度応答を計算したCase 1と1次系実測流量変化のみ境界条件として二次系流量とプラントの温度応答を計算したCase 2の2ケースを実施した。

3. 解析結果

Case 2のAループの系統温度の挙動を図1に示す。

（Case 1については、2次系実測流量の解析による校正を現在作業中である。よって本要旨ではCase 2についてのみ挙動図を示す。）

系 統 部 位	初 期 値 (°C)			試 験 後 8000 秒 (°C)		
	測 定 値	Case 2	Case 1	測 定 値	Case 2	Case 1
原子炉出口 Na 温度変化	465	466	466	420	406	403
原子炉入口 Na 温度変化	369	368	368	312	336	335
IHX2次側出口 Na 温度変化	432	429	429	348	344	345
IHX2次側入口 Na 温度変化	339	339	339	304	309	311

（8000秒後のデータにて比較を行ったが、これは自然循環による挙動が十分安定したという判断による。）

4. 評 価

原子炉入口温度、2次系 IHX 出口温度解析値は、実測値とかなり差異が見られ、これは低流量時 IHX 伝熱特性評価に^(注)一因があると考えられる。

(注) 現在、IHX 伝熱モデルの検証評価（IHX 単一モデルによる伝熱解析）作業中である。

(技-61-88)

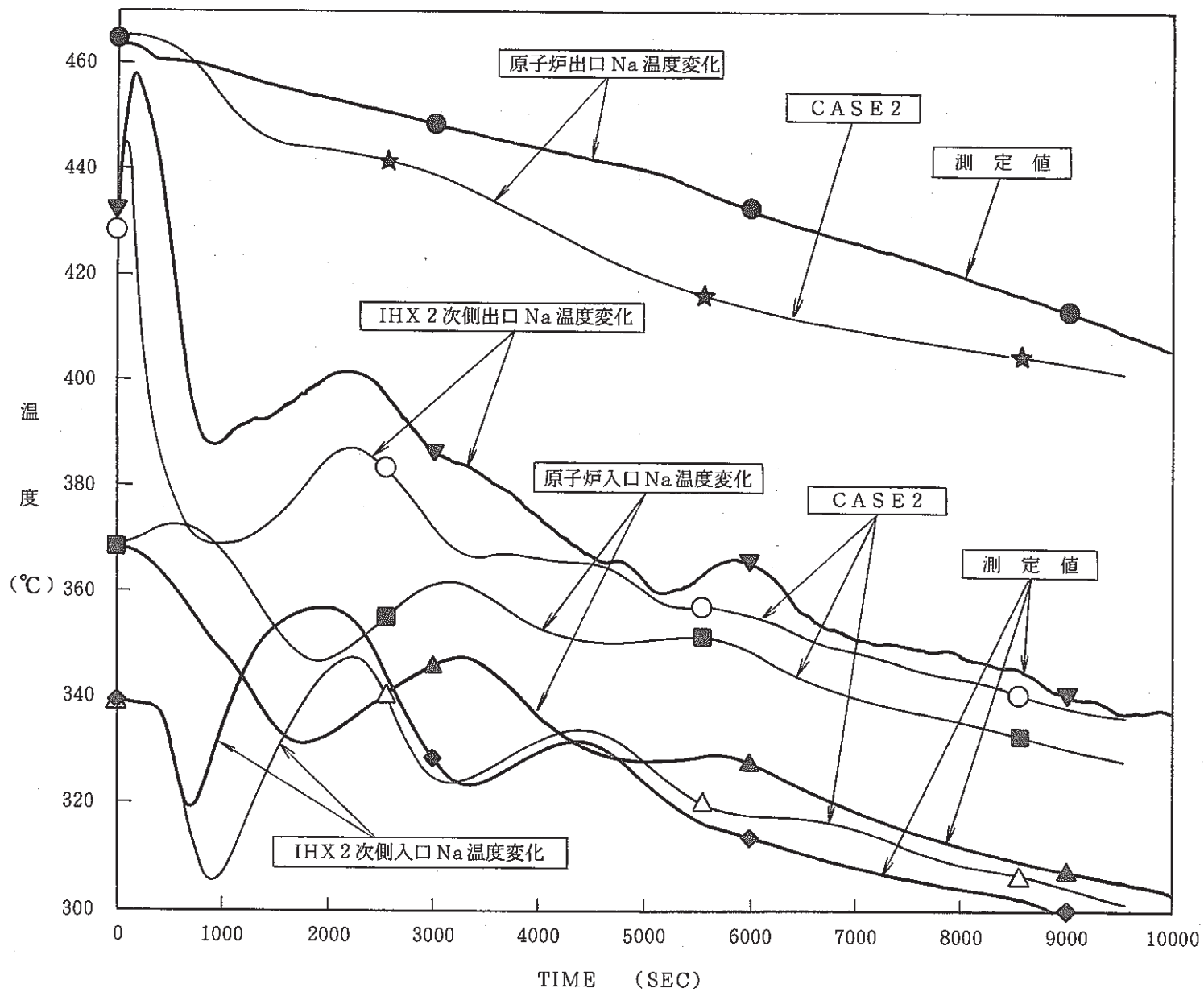


図1 二次側系統挙動 (Aループ)

7.5 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-D試験後解析（その3）

報告者：後藤（プラント Gr.）

1. 概要

プラント動特性解析コード“MIMIR-N2”に集合体間径方向熱移行モデルを導入したが、この時の検証解析^{*1}において未だ中心列等のピーク温度挙動に若干の実測との差が残っているため集合体及びプレナム等の圧損の見直しを行なった。

2. 主な解析条件

① プレナム管圧損の変更

初期75 MW出力時炉心ヒートバランスによる炉心流量の期待値及び“MAGI”コードによる炉内流量配分値によりプレナム間圧損を設定し直した。

② バンドル部圧損の変更

今までJⅡ4CPのナトリウム流動試験^{*2}結果のバンドル圧損しか採用していなかったが、エントランスノズル部を除いた集合体圧損（バンドル圧損含む）の形で新たに採用する事にした。

③ オリフィス圧損の変更

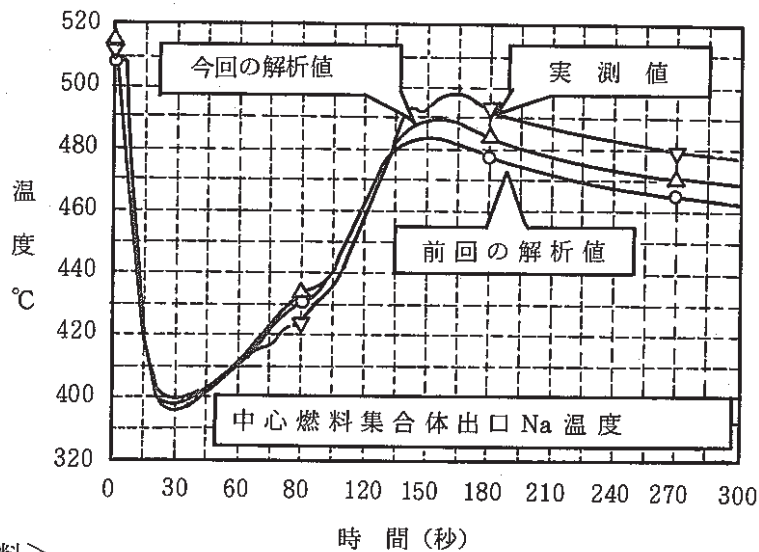
炉心燃料（第5列）の初期流量を調整する為、変更した。

3. 解析結果

中心燃料集合体出口Naピーク温度は前回^{*1}に比べ6℃程改善され実測との差は約8℃であった。

4. 評価

1次元解析コードによっても、自然循環時の集合体出口温度挙動を適度な精度で再現できることが確認された。



<関連資料>

*1 技-61-96 “MIMIR-N2”コード集合体間径方向モデルの導入及び検証解析

*2 PNC SN 941 81-62 「常陽」MK-II燃料集合体流動試験(V)

(技-61-157)

7.6 解析手法による2次系流量較正（自然循環試験Ⅱ-D）

報告者：有 川・菅 谷（プラント Gr.）

1. 概 要

自然循環時等の極低流量時における解析手法による2次系流量較正方法については既に、関連資料(1)で述べたが、本メモでは、これに熱計算積分方法の改修を施し、改修されたプログラムによる自然循環試験Ⅱ-Dの2次系流量較正（低流量域）を行い、その結果を報告する。

2. 内 容

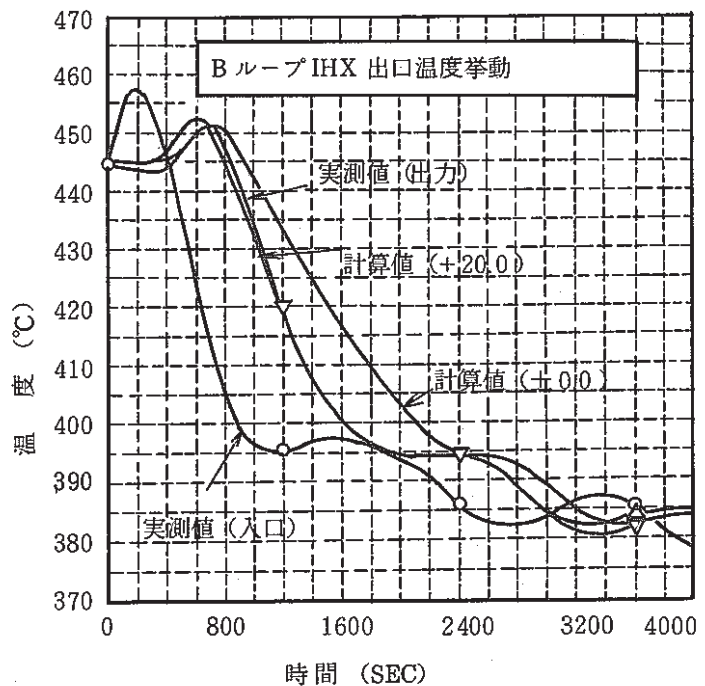
- (1) 熱計算積分方法の改修：従来、オイラー法で行っていた熱計算をルンゲ・クッタ法に変更した。
- (2) 試験Ⅱ-D時2次系流量較正：試験Ⅱ-D試験データを用い、2次系Aループ、Bループ各々、ホットレグ、コールドレグについて、補正量をパラメータとした計算を行った。

3. 結 果

パラメータサーベ計算結果より、2次系Aループ流量は実測値のまま、2次系Bループ流量は $+20\text{ m}^3/\text{hr}$ 補正を行う。下図にBループ較正前（ $\pm 0\text{ m}^3/\text{hr}$ ）と較正後（ $+20\text{ m}^3/\text{hr}$ ）の温度応答計算結果を示す。

4. 今後の予定

- (1) 熱計算については、ノード分割、積分方法について検討を行い、精度向上を計る。
- (2) 100 MWからの自然循環試験Ⅱ-Eも同様に2次系流量較正を行う。
- (3) IHX単体特性解析の境界条件に反映する。



関係資料

- (1) 技-61-73 解析手法による2次系流量較正（解析コード内容とコード使用説明）

(技-61-136)

7.7 MIMIR-N2自然循環解析時の1次系ポンプコストダウンの検討

報告者：菅 谷（プラント Gr.）

1. 概 要

“MIMIR-N2”の1次系ポンプコストダウンモデルの検討を行なった。

検討方法としては、摩擦トルク評価式に、定常からポンプ停止まで一定とした「従来式」、原型炉「もんじゅ」の設計に使用されている「もんじゅ式」及び「文献式」*1を用いた自然循環試験Ⅱ-Dの解析結果を、実測値と比較した。

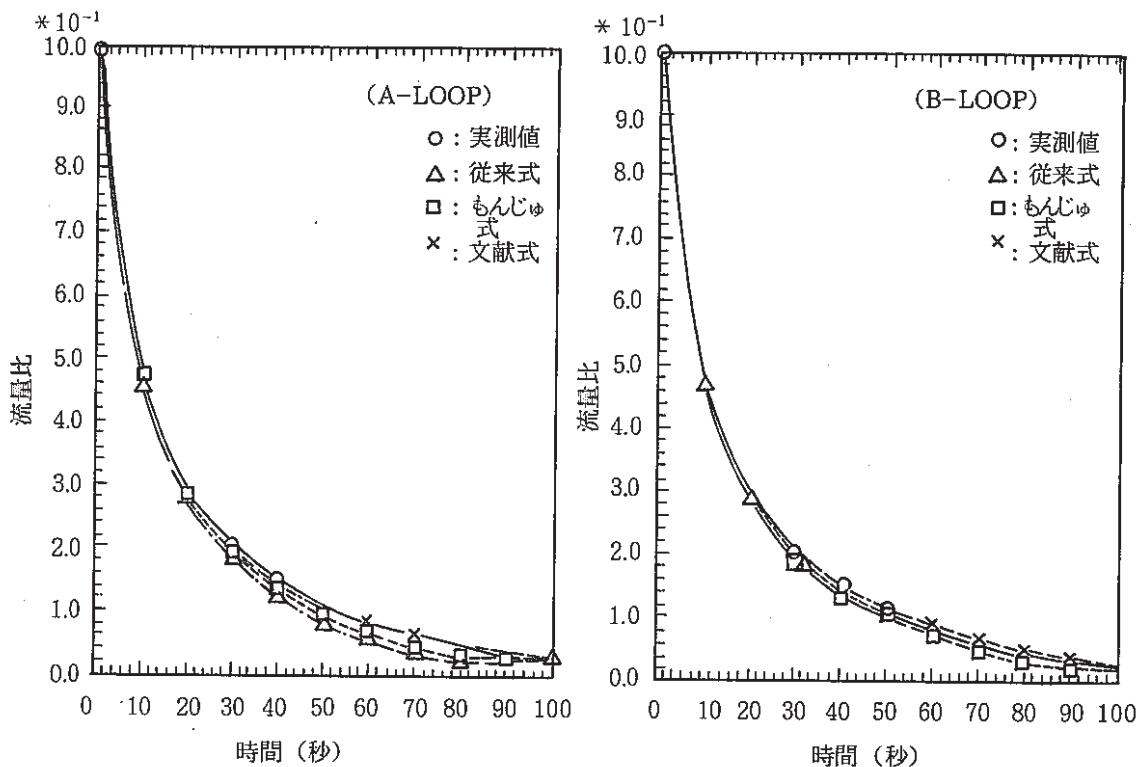
2. 結果及び評価

A・Bループのフローコストダウン（対初期流量比）を下図に示す。

Aループでは「従来式」・「もんじゅ式」は実測より低く、「文献式」は良く一致した。

Bループは「もんじゅ式」は低く、「従来式」・「文献式」は良く一致した。

全体的には、「文献式」の結果が実測と良く一致したことから、今後“MIMIR-N2”での解析は「文献式」を使用することとする。



*1: I.K. Madmi et al "A Single-Phase Sodium Pump Model for LMFBR Thermal-Hydraulic Analysis" Proc. Int. Mtg. on Fast Reactor Safety Technology

7.8 自然循環試験Ⅱ-Eにおける崩壊熱の予測計算

報告者：生田目（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

自然循環試験Ⅱ-Eは、100 MWの定格出力運転状態から原子炉をスクラムし、炉停止後の崩壊熱を自然循環にて除去できることを確認する試験であり、MK-II炉心第12サイクル末期に実施が予定されている。本資料は、自然循環試験Ⅱ-Eにおける炉停止後の崩壊熱の予測計算結果を報告するものである。

2. 計算条件

本解析では、第0列から第5列までの各列毎の炉心燃料集合体、内側反射体、外側反射体(A)及び外側反射体(B)について崩壊熱の評価を行った。

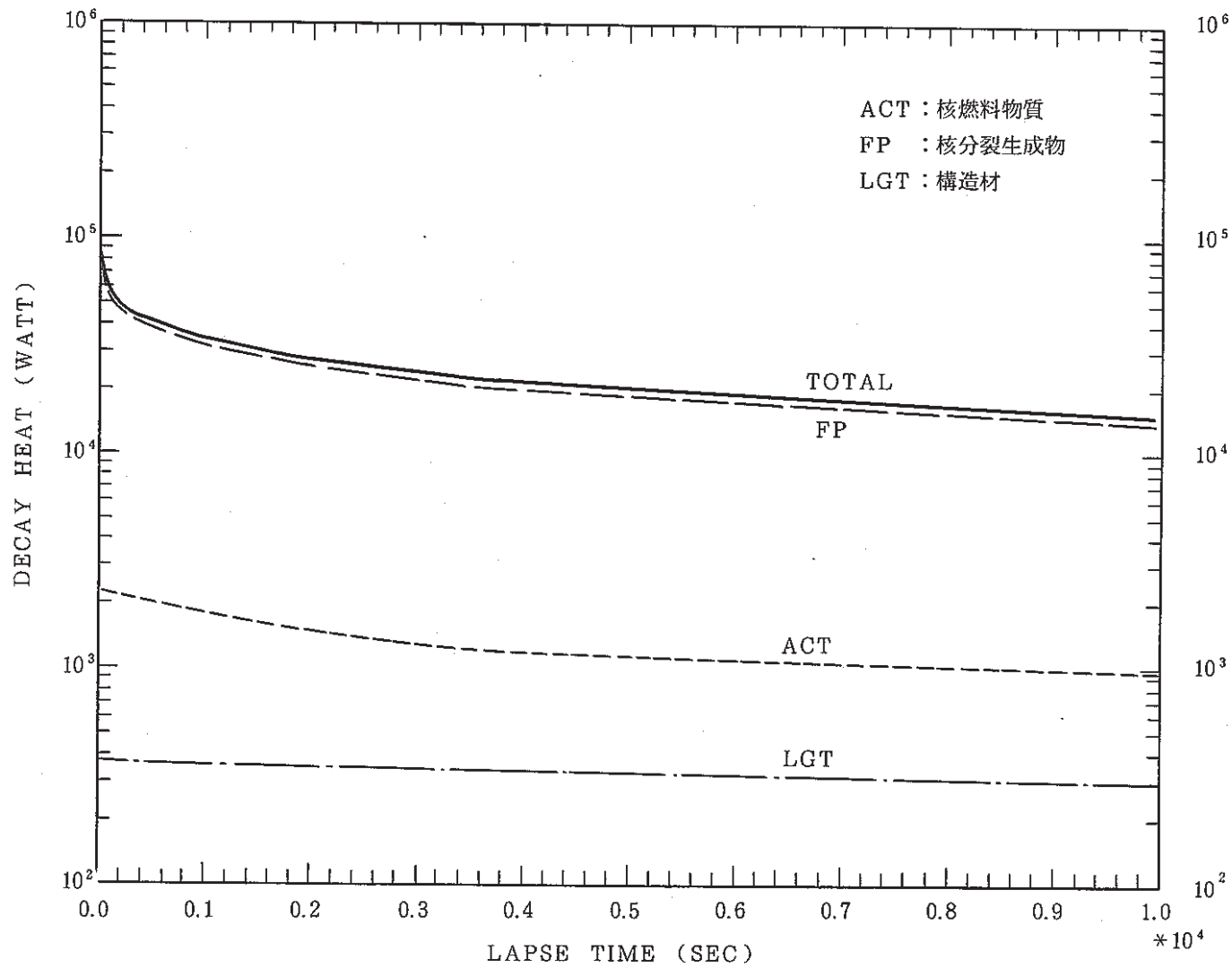
本解析で使用した各集合体の組成は、未燃焼組成を各列毎に平均して使用した。また、集合体出力及び中性子束については各列の平均的な値を使用した。この集合体出力及び中性子束は、“MAGI”の計算結果を引用した。

なお、崩壊熱計算に使用した計算コードは、“FPGS-3.5”である。

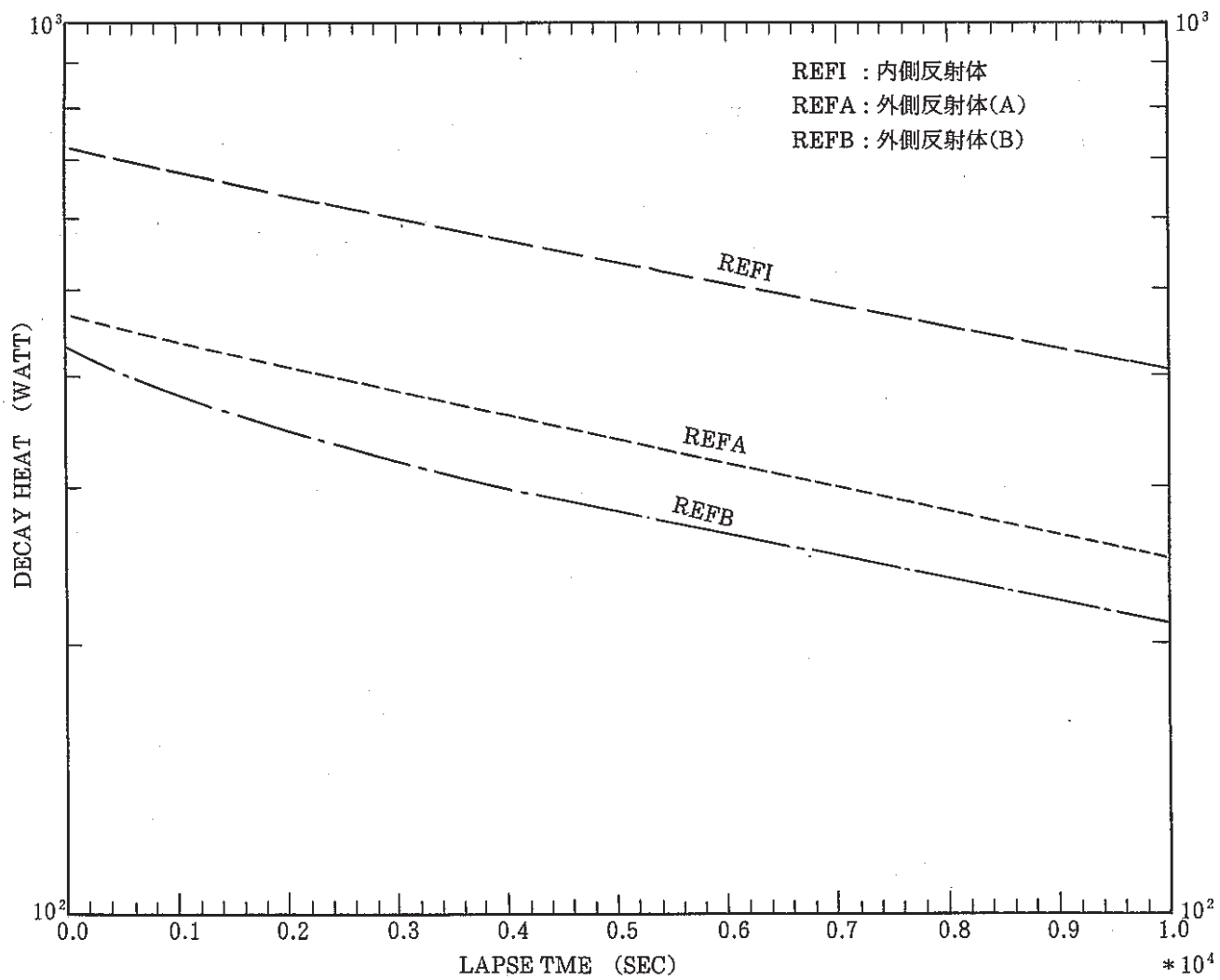
3. 計算結果

炉心燃料集合体の照射終了直後の崩壊熱は、各列毎に燃焼度が異なるので多少変動するが、約 1×10^5 wである。炉心第0列における崩壊熱曲線を第1図に示す。図から分かるように崩壊熱は、ほとんどが核分裂生成物によるものであり、全体の約95%を占めている。

また、径方向反射体の崩壊熱曲線を第2図に示す。反射体の崩壊熱は炉心燃料集合体の1%程度である。



第1図 炉心第0列における炉心燃料集合体の崩壊熱曲線



第2図 反射体部の崩壊熱曲線

8. 高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析

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

8.1 サイクル報 (MK-II 炉心第10サイクル)

報告者：玉山，庄野，小倉 (異常監視技術 Gr.)

1. 概要

MK-II 炉心第10サイクルは、1986年5月26日に起動し、同月28日に定格出力に到達した。以後、定格運転を1986年6月10日まで継続した後、30 MW まで出力降下し、制御棒一斉挿入にて原子炉を停止した。

尚、原子炉熱、出力履歴を図1に示す。

2. 本サイクル報の内容

〔1〕 炉心及びプラント特性測定結果 (表1参照)

〔2〕 定格運転時データ

〔3〕 原子炉熱出力履歴

〔4〕 その他

(1) S/A出口温度監視結果

(2) 炉雑音測定結果

(3) ステップ応答測定結果

3. 評価

上記2項のデータを評価した結果、第10サイクルにおいてはプラント運転に関する異常な現象は特に発生しなかったと判断できる。

表 1. 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 定格第10サイクル)

(1) 炉心関係

全制御棒価値 (%Δk/k)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	2.06	2.08	1.96	2.04	2.08	1.96
BOC臨界点 (mm)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	474.7	474.8	474.6	474.7	474.8	474.9
250℃余剰反応度 (%Δk/k)	2.44					
(注1)出力係数 (×10 ⁻³ %Δk/k/MW)	BOC		EOC		(注1)平均値を採用	
	-(4.57±0.82)		-(3.20±0.45)			
燃焼係数 (×10 ⁻⁴ %Δk/k/MWD)	-2.42		(定格出力時, Np-239効果含む)			
(注2)スクラム時間 (msec)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	-	-	-	-	-	599

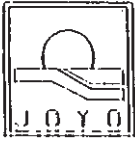
(注2) スクラム時間自動測定装置による。

表 2. プラント関係

	A ループ	B ループ		
系統圧損 (mNa)	48.3	47.9	} (注3) 250℃での測定	
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	810.7	819.3		
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1 A	2 A	1 B	2 B
	14.5	11.5	8.6	8.6

表 3. 計装関係

ベーン開度信号(50%開度)	1 A	2 A	1 B	2 B		
ヒステリシス (mA)	0.5	0.44	0.35	0.19		
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. 2~5 参照の事					

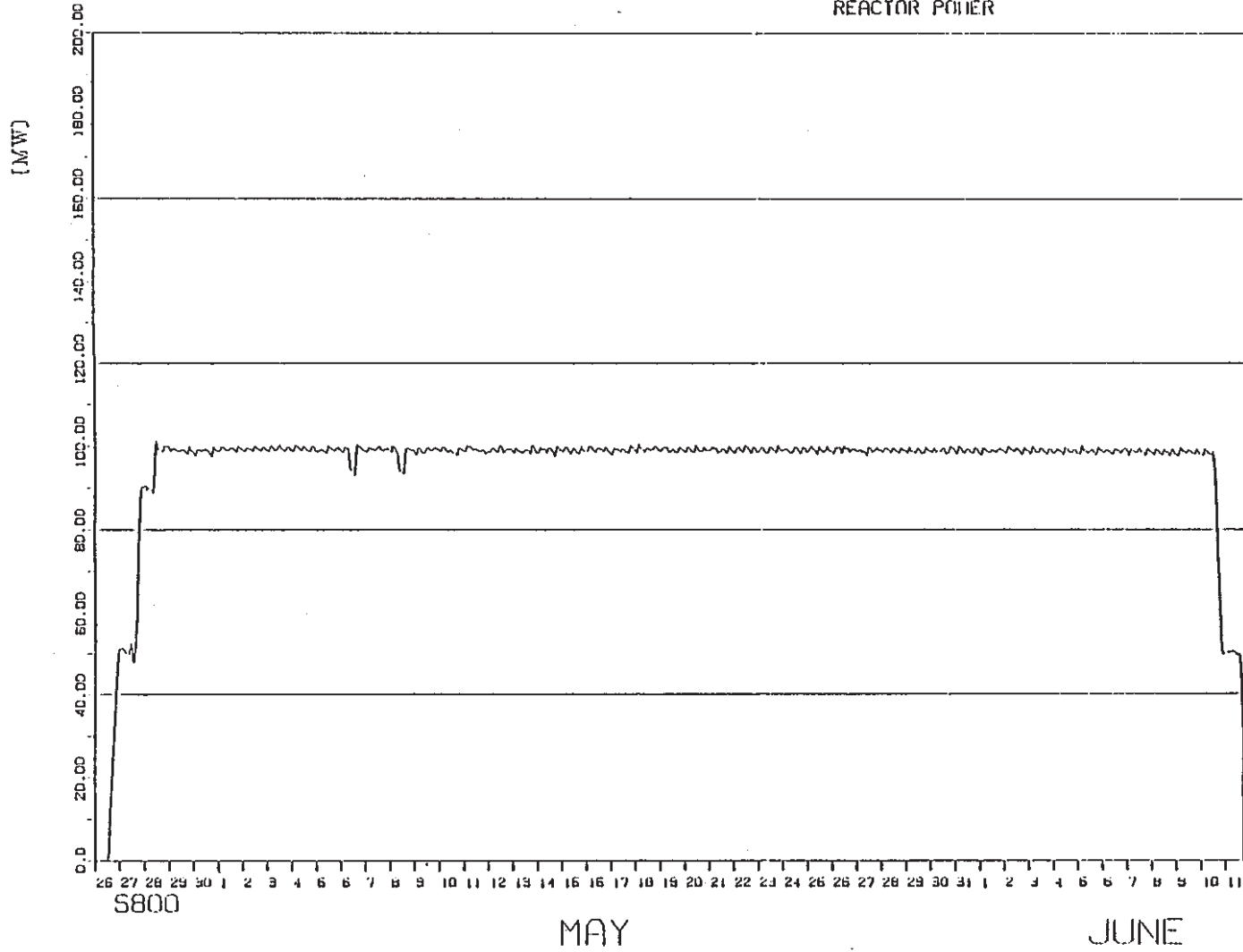


常陽MK-2 定格第10サイクル

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

原子炉熱出力

REACTOR POWER



MAY

JUNE

図1 原子炉熱出力履歴

8.2 サイクル報 (MK-II 炉心第11サイクル)

報告者：庄野，小倉，深見 (異常監視技術 Gr.)

1. 概 要

MK-II 炉心第11サイクルは，1986年7月4日に起動し，同月7日に定格出力に到達した。以後，定格運転を続け1986年8月21日30MWより，制御棒一斉挿入にて原子炉を停止した。

本サイクル報は，下記項目に関する測定データをまとめ，異常の有無を評価したものである。尚，第11サイクルの原子炉運転履歴は図1に示す。

2. 本サイクル報の内容

〔1〕 炉心及びプラント特性試験結果 (表1)

〔2〕 定格運転時データ

〔3〕 原子炉熱出力履歴

〔4〕 その他

(1) S/A 出口温度監視結果

(2) 炉雑音測定結果

(3) ステップ応答測定結果

3. 評 価

上記データより第11サイクルにおいて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 1. 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 定格第11サイクル)

(1) 炉心関係

全制御棒価値 (%Δk/k)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	1.98	2.14	2.03	1.97	1.96	1.87
BOC臨界点 (mm)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	446.8	448.0	447.2	448.0	447.4	447.2
250℃余剰反応度 (%Δk/k)	3.01					
(注1)出力係数 (×10 ⁻³ %Δk/k/MW)	BOC		EOC		(注1)平均値を採用	
	-(4.42±0.72)		-(3.23±0.43)			
燃焼係数 (×10 ⁻⁴ %Δk/k/MWD)	-2.43		(定格出力時, Np-239効果含む)			
(注2)スクラム時間 (msec)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	—	627	—	—	—	—

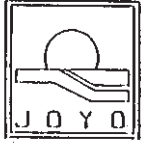
(注2) スクラム時間自動測定装置による。

表 2. プラント関係

	A ループ	B ループ		
系統圧損 (mNa)	48.2	47.2		
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	814.0	811.9	(注3) 250℃での測定	
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1 A	2 A	1 B	2 B
	15.2	13.3	12.0	8.4

表 3. 計装関係

ベーン開度信号 (50%) ヒステリシス (mA)	1 A		2 A		1 B		2 B	
	0.44		0.43		0.53		0.20	
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. 2~5 参照の事							



常陽MK-2 定格第11サイクル

(1986/7/3 1:0 ~ 1986/8/22 0:0)
原子炉熱出力

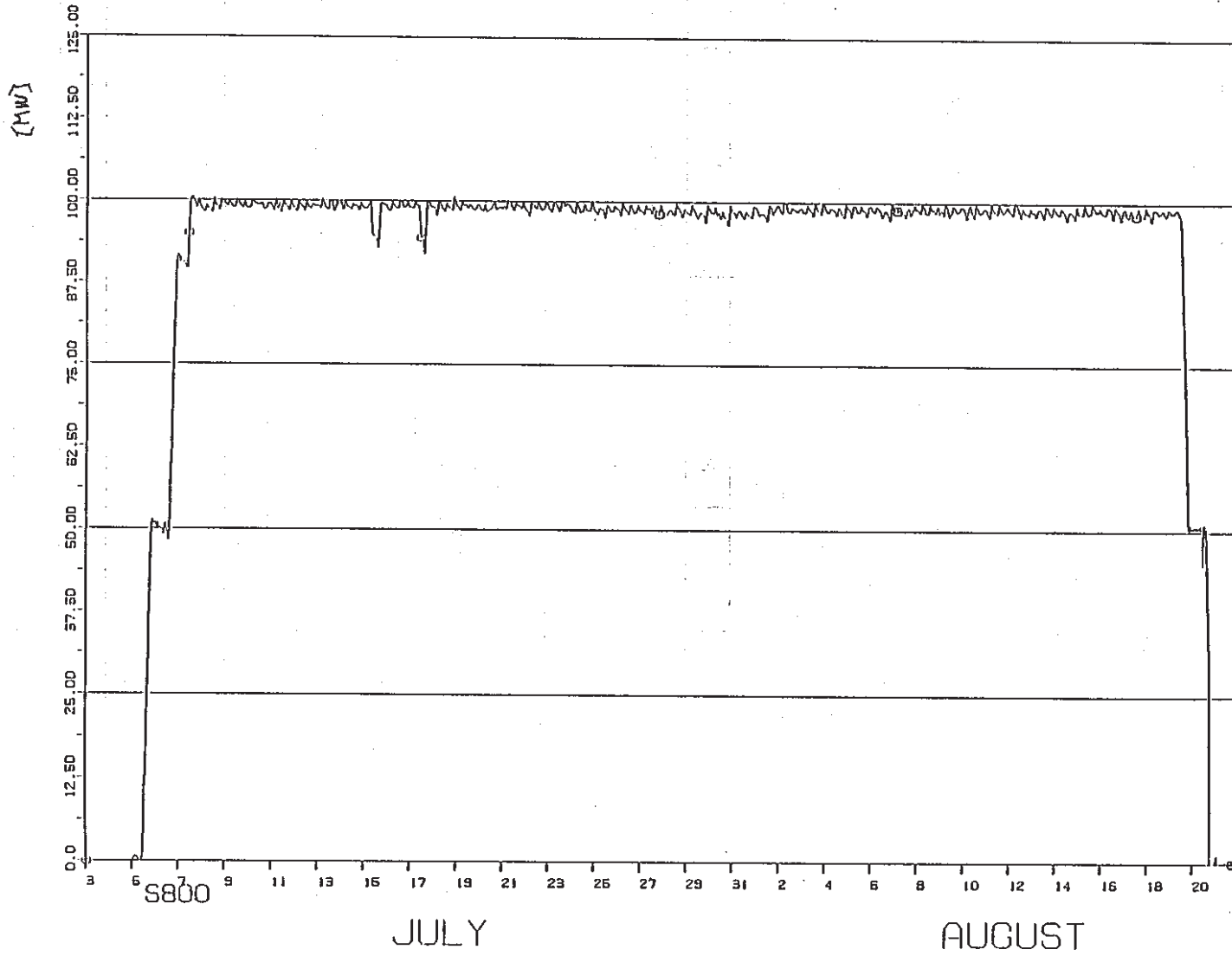


図1 原子炉熱出力

8.3 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果（MK-II炉心第11サイクル）

報告者：小 倉（異常監視技術 Gr.）

1. 概 要

MK-II炉心第11サイクル起動前に主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験を実施し、採取したデータより、各種設定値を算出した。この各種設定値を制御系へ設定した後、模擬電喪信号によるベーン開度測定の実験を実施した結果を報告する。

2. 測定内容

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

模擬電喪信号によるベーン開度測定試験では、上記の算出された設定値等を制御系に設定した後、模擬電喪信号を印加し下記データを確認する。

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

3. 測定結果

1) ヒステリシス・オーバーラップ領域

前回の試験結果（第10サイクル起動前）と比較した結果、ベーンのヒステリシスはあまり大きな変化はなく、ダンパについてもあまり変化していないことが判った。また、オーバーラップ領域は前回の調整値と今回の算出値に差があるため、設定値を変更する必要があることが判った。（図1～4参照）

また、1Bベーンが全開から全閉に移行するさい95%開度付近でひっかかりがあったが、何回か開閉動作させた所、滑らかな状態となった。原因は不明である。

2) 2次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上、下限値

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

4. 評 価

「主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験」と、これに続いて行った「模擬電喪信号によるベーン開度測定試験」にて得られた結果より検討した所、全てのベーン開度は判定基準内にあり、問題なしと考えられる。

よって今回の試験で定めた設定値を、そのまま第11サイクル中に使用し、第12サイクル起動前の「主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験」まで継続して使用することとした。

表1 主送風機ベーン・ダンパ開度測定試験 設定値一覧表

試験日：昭和61年6月28日

設定日：昭和61年7月2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	1.075				UNIT 1 105 SV	
	2 A	1.078				UNIT 1 107 SV	
	1 B	1.093				UNIT 2 105 SV	
	2 B	1.088				UNIT 2 107 SV	
6.5 % ML	1 A	84.71	6.6			UNIT 1 CL02 LP01.02 ML	
	2 A	84.36	8.3	85.86	6.5	UNIT 1 CL07 LP03.04 ML	
	1 B	84.34	6.5			UNIT 2 CL02 LP01.02 ML	
	2 B	85.25	7.0			UNIT 2 CL07 LP03.04 ML	
0 % MH	1 A	91.80	-0.5			UNIT 1 CL02 LP01.02 MH	
	2 A	91.26	0.7			UNIT 1 CL07 LP03.04 MH	
	1 B	91.49	-1.8	91.10	-1.4	UNIT 2 CL02 LP01.02 MH	
	2 B	90.88	0.5			UNIT 2 CL07 LP03.04 MH	

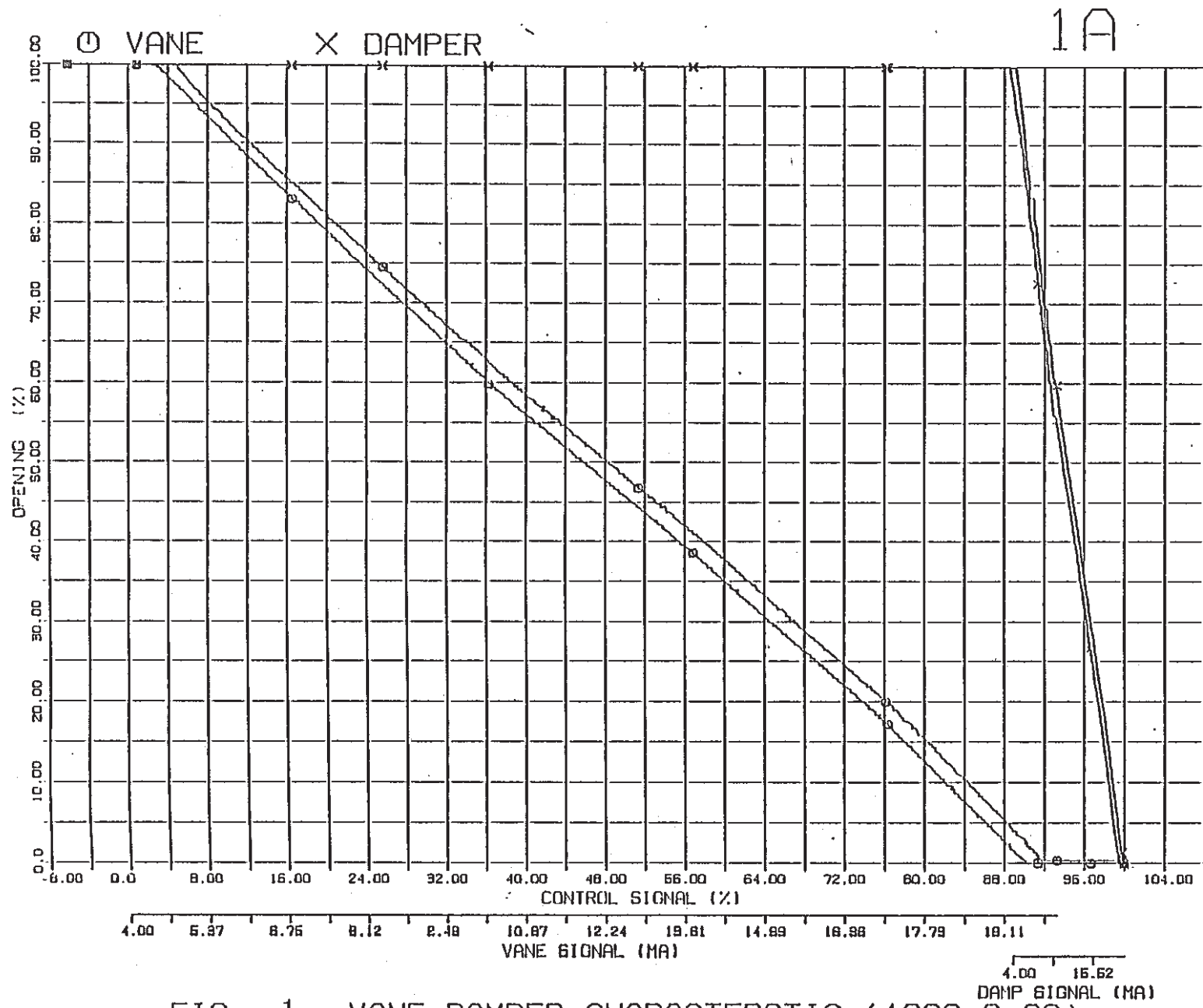


FIG. 1 VANE DAMPER CHARACTERISTIC (1986.6.28)

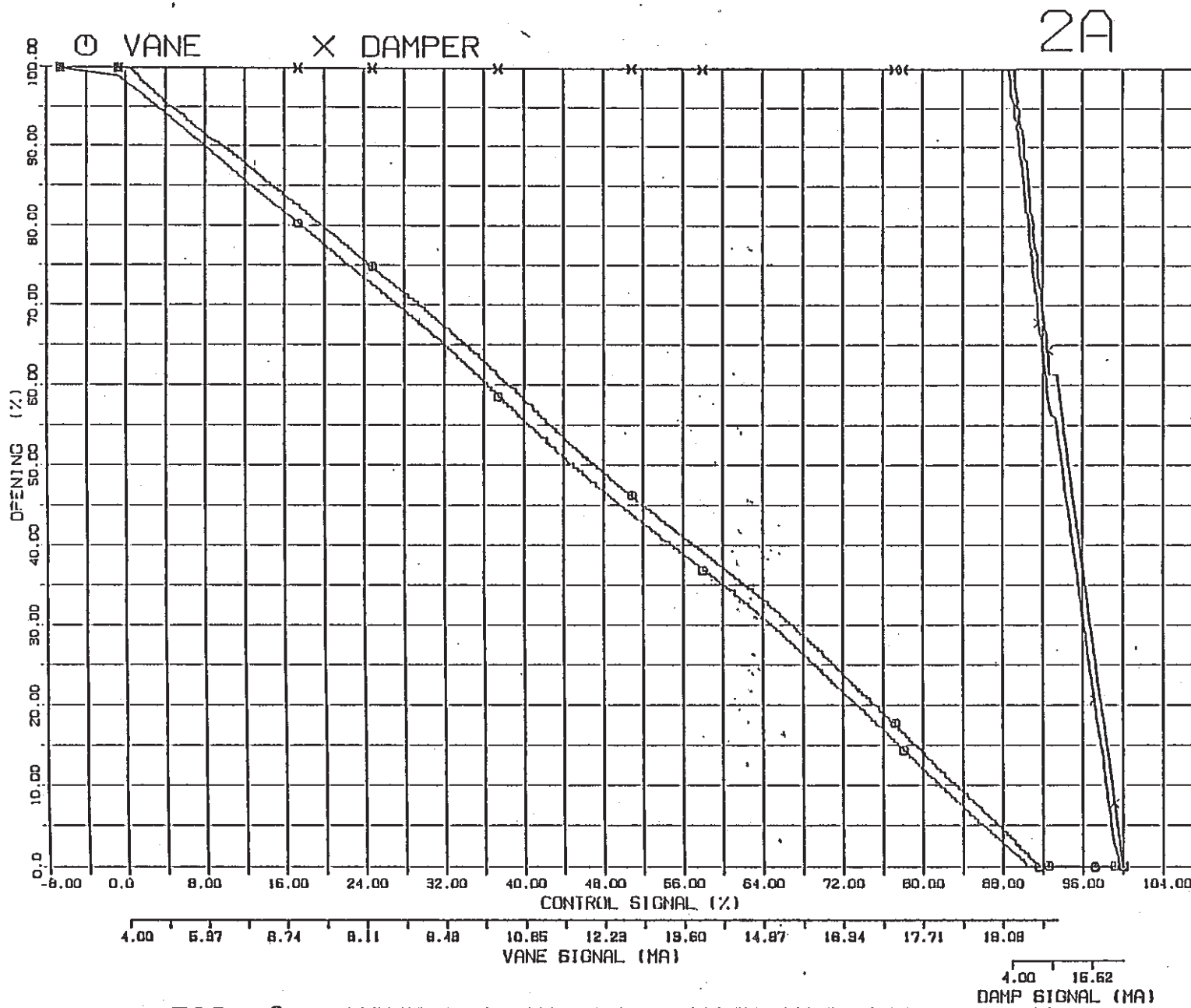


FIG. 2 VANE DAMPER CHARACTERSTIC (1986.6.28)

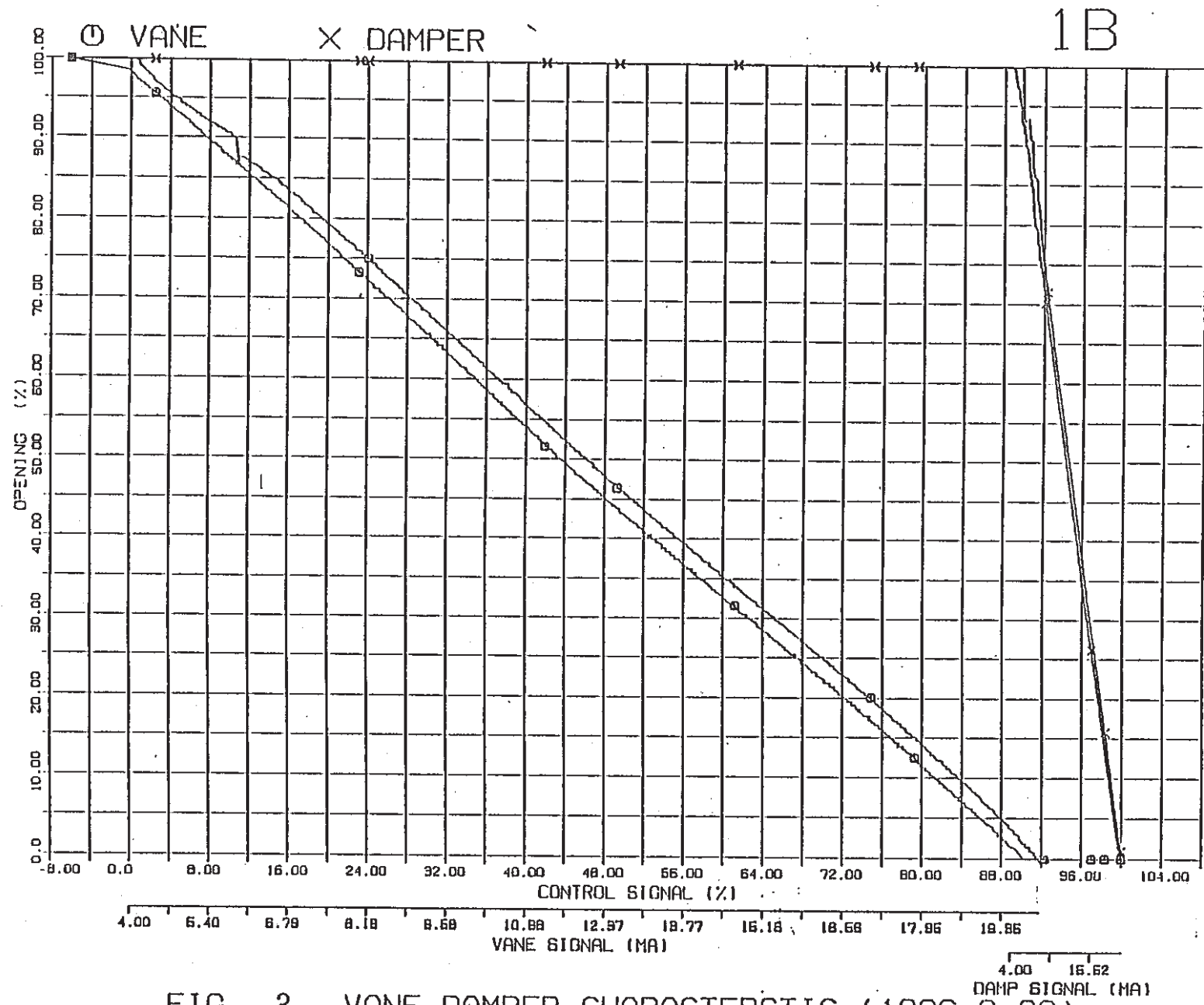


FIG. 3 VANE DAMPER CHARACTERSTIC (1986.6.28)

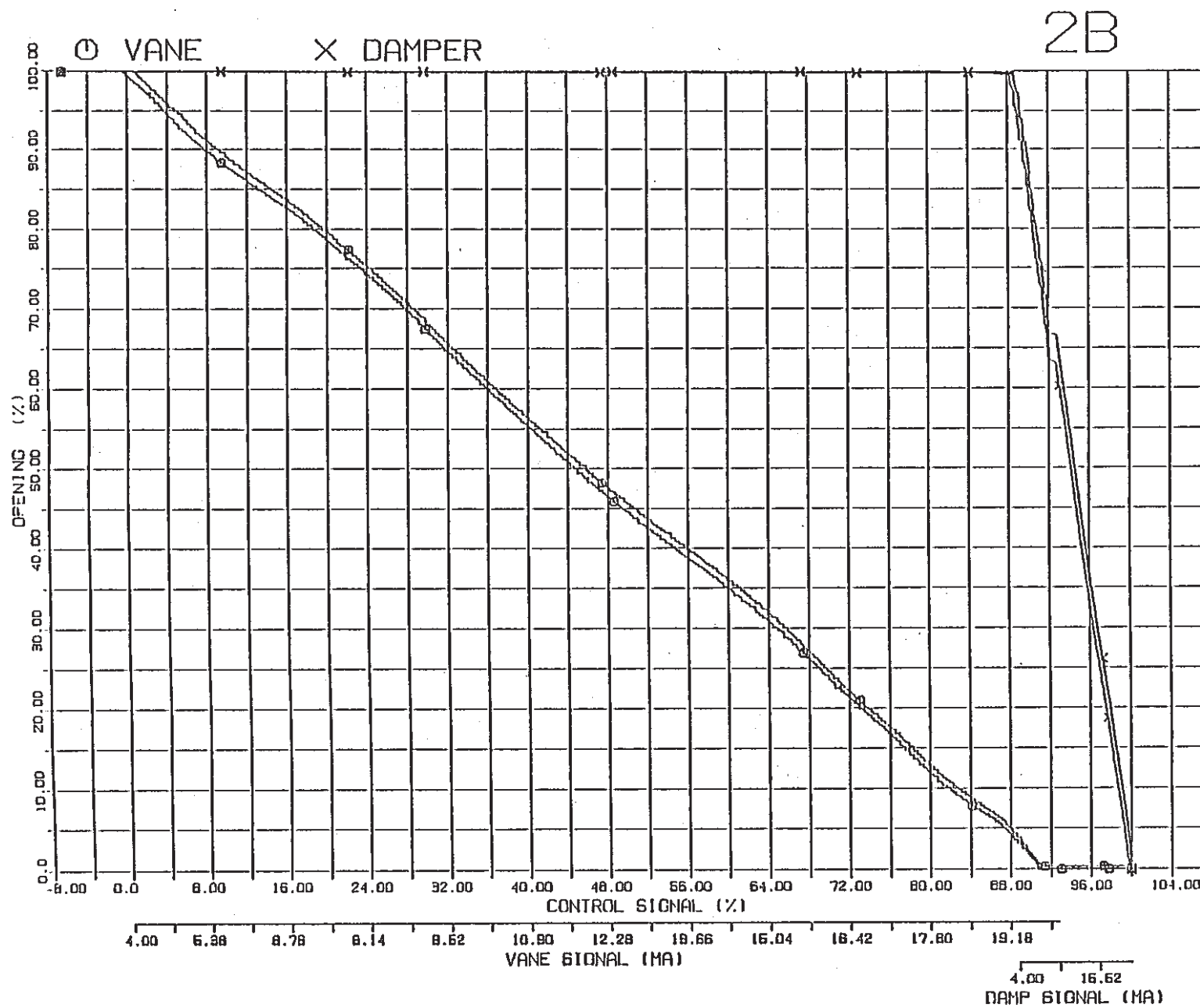


FIG. 4 VANE DAMPER CHARACTERISTIC (1986.6.28)

8.4 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果 (MK-II炉心第12サイクル)

報告者：小 倉 (異常監視技術 Gr.)

1. 概 要

MK-II炉心第12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試験を実施した結果を報告する。

2. 測定内容

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

模擬電喪信号によるベーン開度測定試験では、上記の算出された設定値等を制御系に設定した後、模擬電喪信号を印加し下記データを確認する。

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

3. 測定結果

1) ヒステリシス・オーバーラップ領域

前回の試験結果 (第11サイクル起動前) と比較した結果、ベーンのヒステリシスはあまり大きな変化はなく、ダンパについてもあまり変化していないことが判った。また、オーバーラップ領域は前回の調整値と今回の算出値に差があるため、設定値を変更する必要があることが判った。(図1～4参照)

2) 2次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上, 下限値

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

4. 評 価

「主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験」と、これに続いて行った「模擬電喪信号によるベーン開度測定試験」にて得られた結果より検討した所、全てのベーン開度は判定基準内にあり、問題なしと考えられる。

よって今回の試験で定めた設定値を、そのまま第12サイクル中に使用することとした。

表Ⅲ-2 ベーン・ダンパ開度特性測定試験 設定値一覧表（最終値）

試験日：昭和61年9月3日 設定日：昭和61年9月8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	1.072				UNIT1	
	2 A	1.078				UNIT1	
	1 B	1.100				UNIT2	
	2 B	1.097				UNIT2	
6.5 % ML	1 A	85.24	6.5			UNIT1 CL02 LP 01.02 ML	
	2 A	85.40	7.0			UNIT1 CL07 LP 03.04 ML	
	1 B	85.40	4.8	83.40	6.8	UNIT2 CL02 LP 01.02 ML	
	2 B	85.80	6.6			UNIT2 CL07 LP 03.04 ML	
0 % ML	1 A	92.35	-0.5			UNIT1 CL02 LP 01.02 MH	
	2 A	91.66	0.7			UNIT1 CL07 LP 03.04 MH	
	1 B	90.61	-0.9	90.31	-0.6	UNIT2 CL02 LP 01.02 MH	
	2 B	90.64	0.6			UNIT2 CL07 LP 03.04 MH	

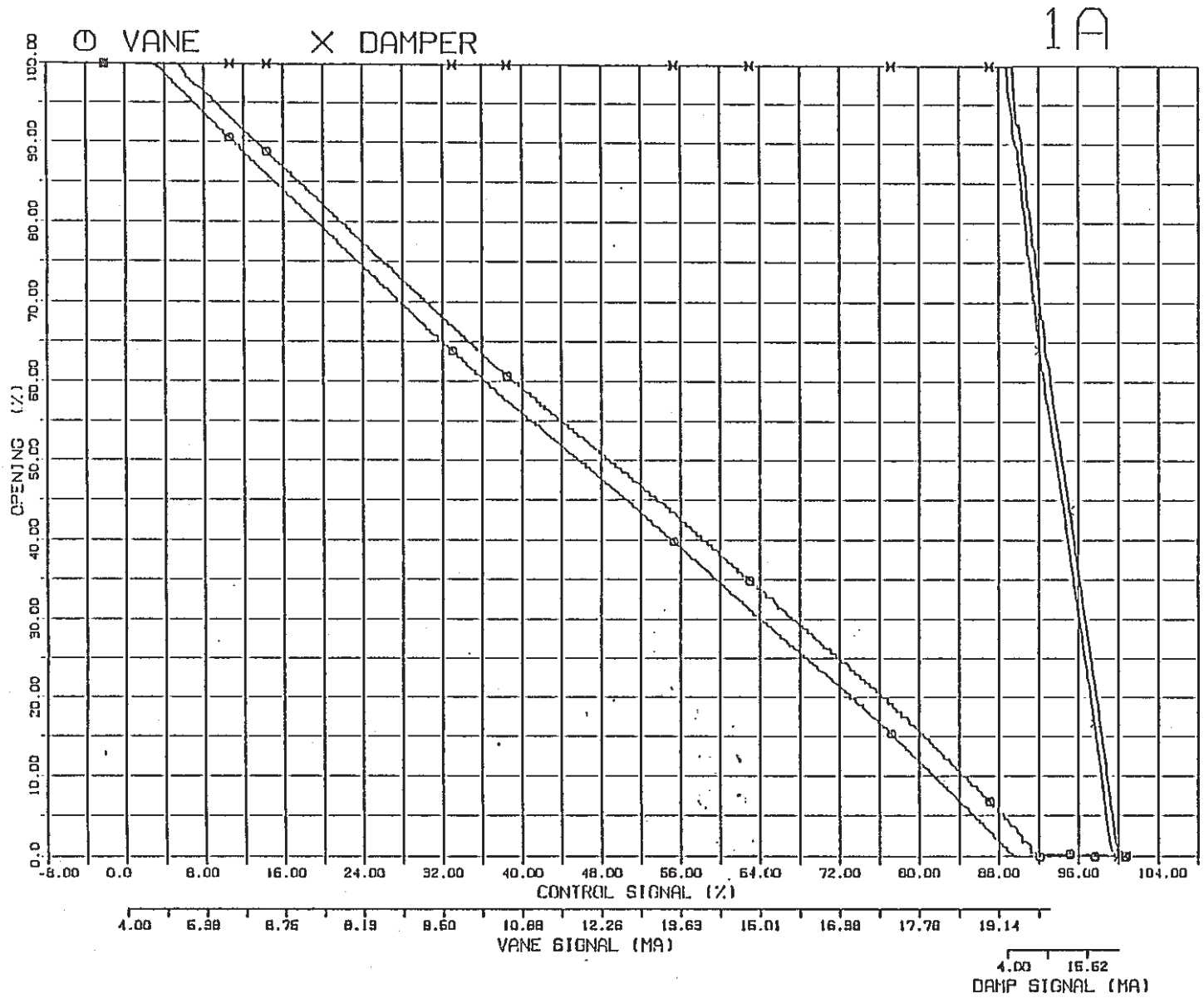


図1 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (1A) 昭和61年9月3日測定

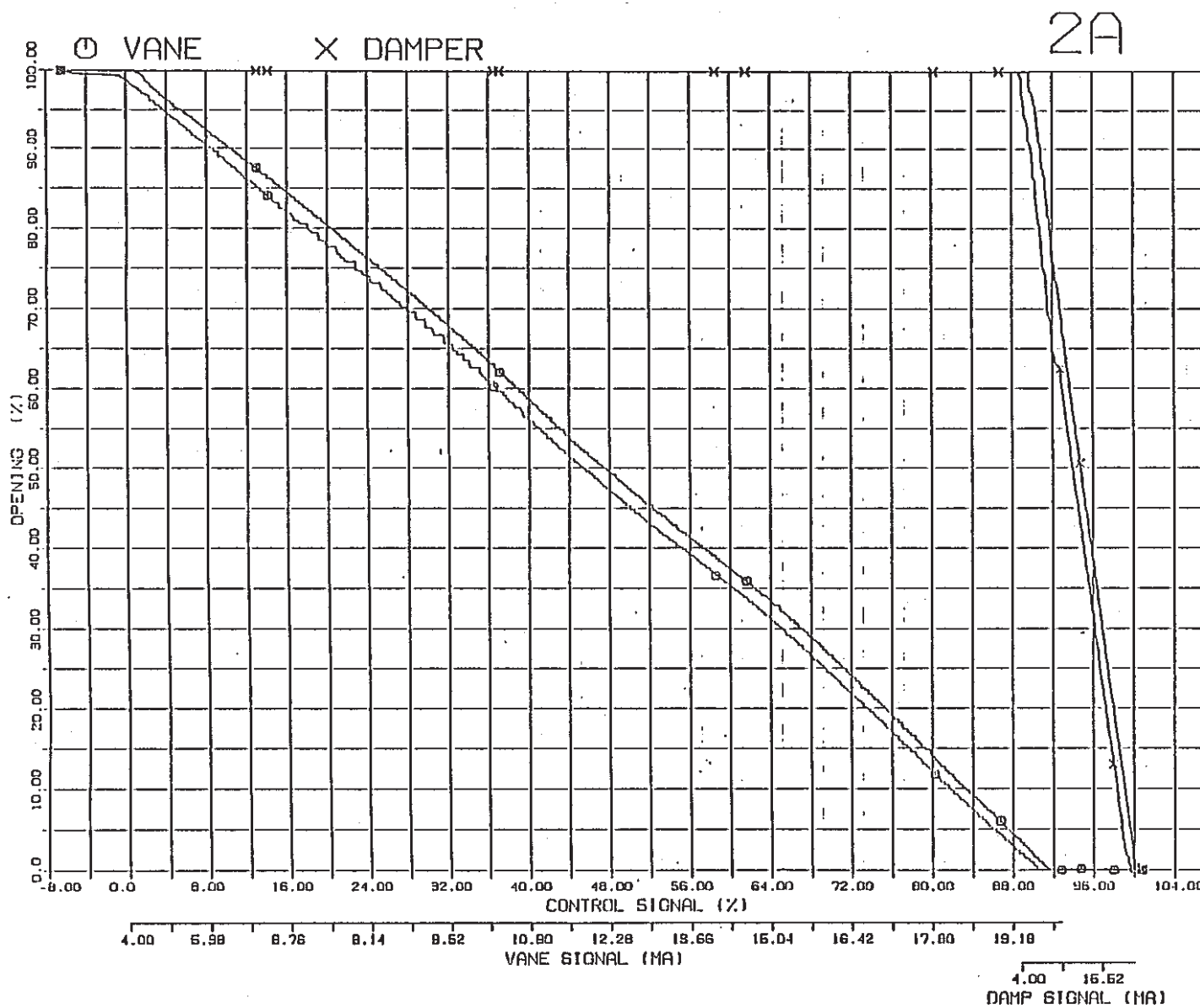


図2 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (2A) 昭和61年9月3日測定

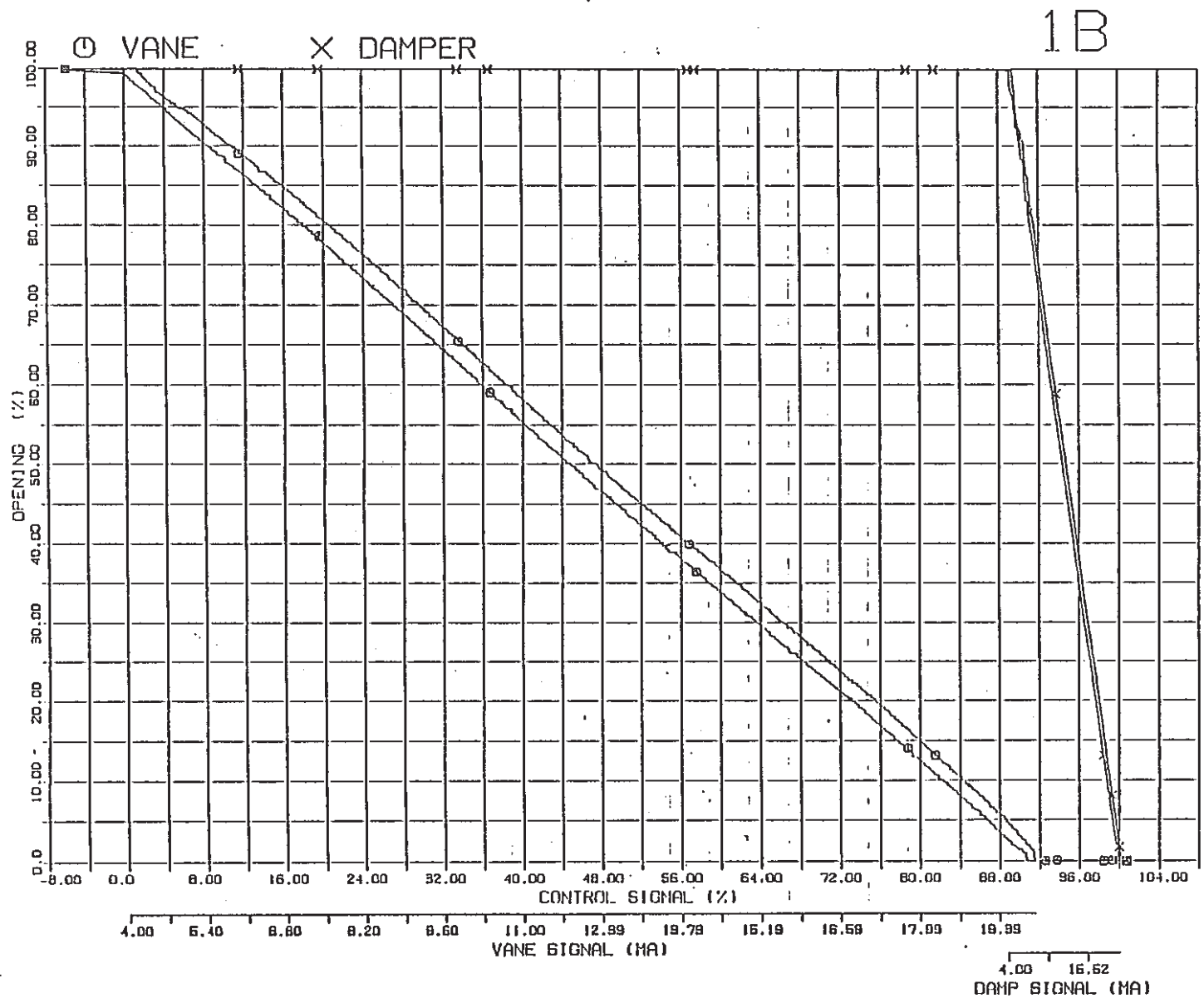


図3 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (1B) 昭和61年9月3日測定

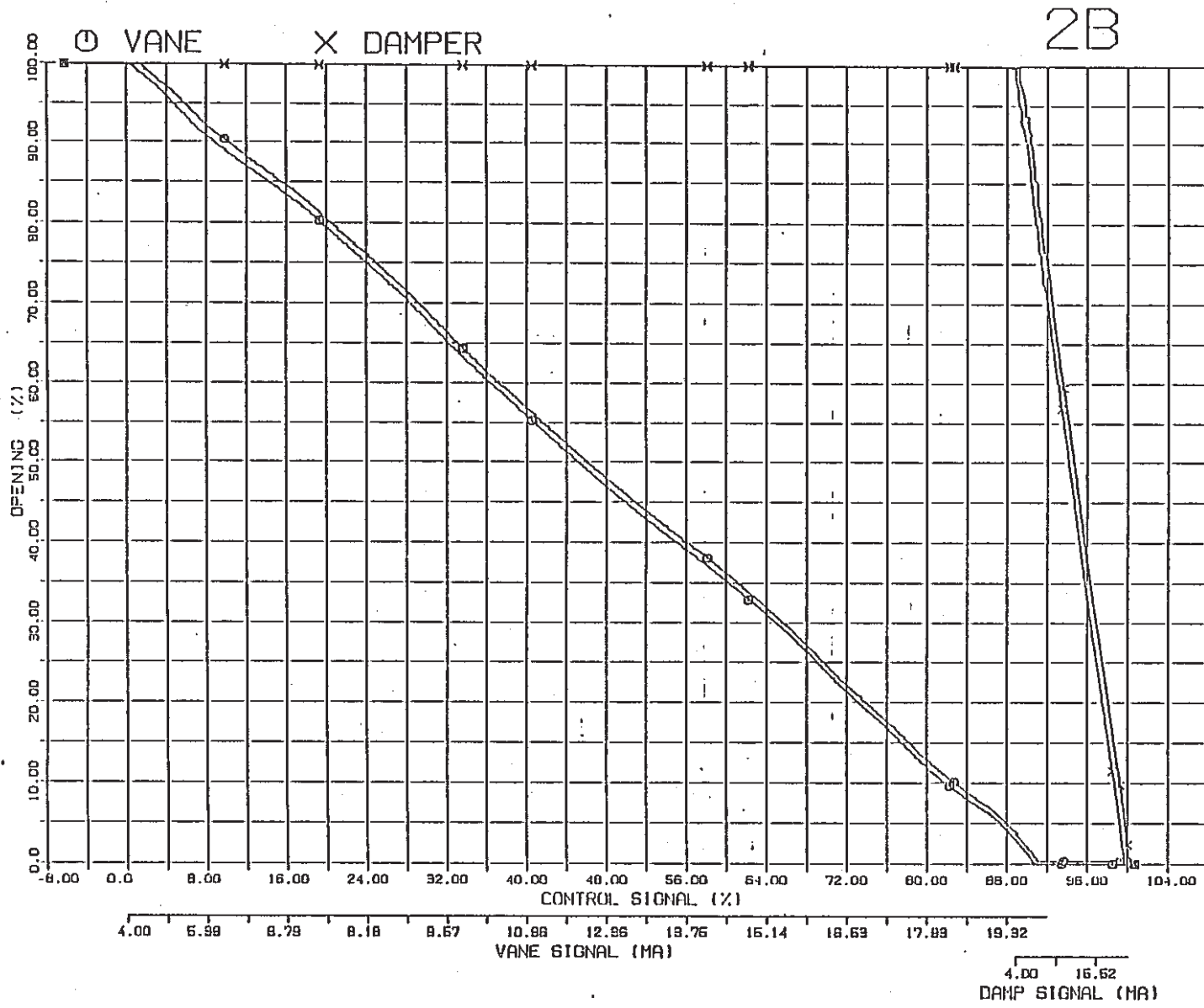


図4 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (2B) 昭和61年9月3日測定

8.5 M系列・安定性試験結果 (MK-II炉心第11サイクル)

報告者：小倉，深見 (異常監視技術 Gr.)

1. 試験目的

- M系列試験により，定格出力における冷却材温度制御系の安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 1986.7.15 安定性試験 1986.7.17)

- 各主冷却器 (1 A, 2 A, 1 B, 2 B) 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10サイクルに比べ1 A, 2 A, 1 Bのゲイン余裕が増大し，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)	2.92 (2.60)	2.80 (2.50)	2.31 (2.11)	2.20 (2.10)
ゲイン余裕(dB)	15.2 (14.5)	13.3 (11.5)	12.0 (8.6)	8.4 (8.6)

(注) () 内の数値は第10サイクルの値

- 定格第1～第11サイクルのゲイン余裕経時変化を図1に示す。
 - 安定性試験実施時の制御定数をM系列試験結果より設定した。
 - 安定性試験結果を図2に示す。(全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。

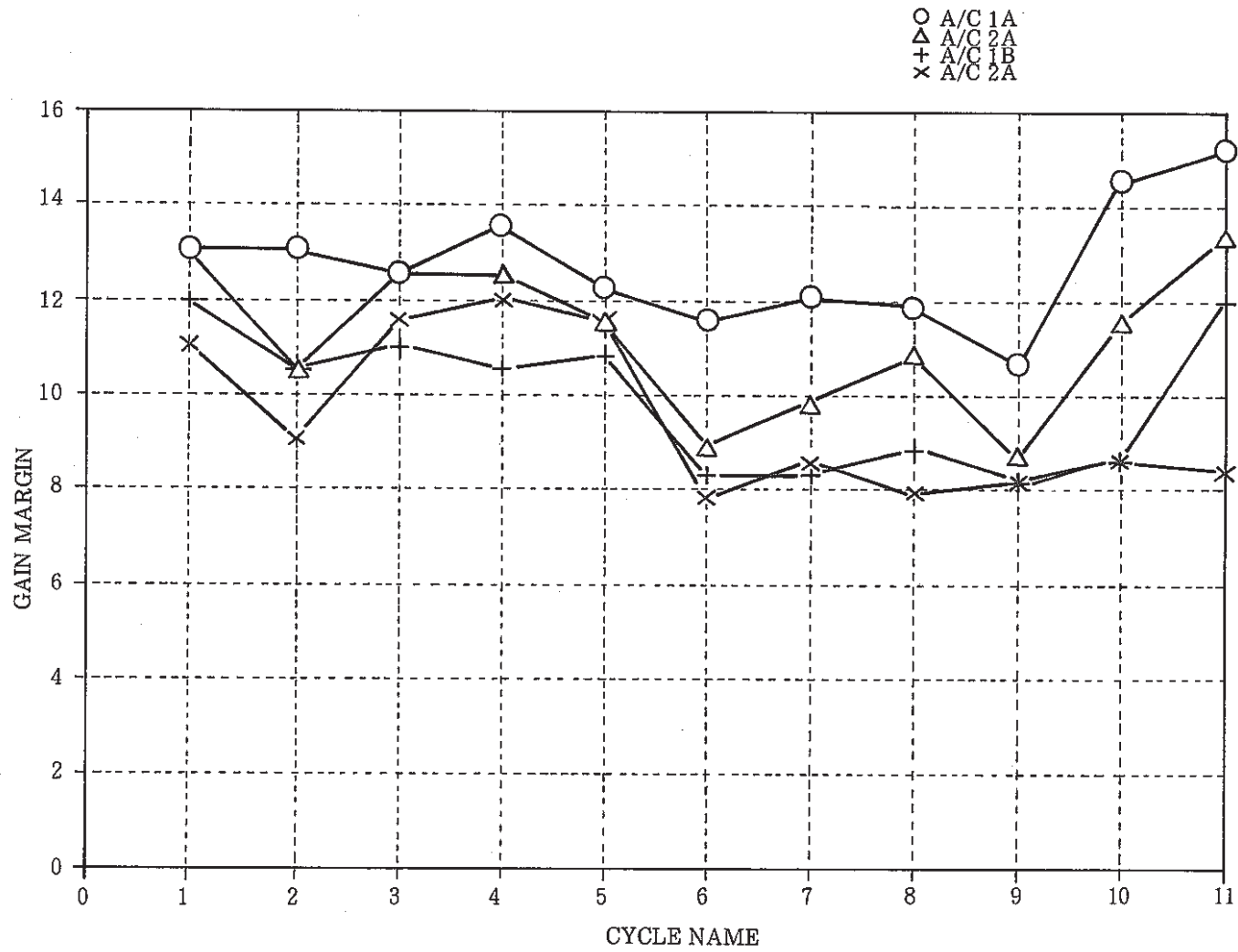


図1 各主冷却器ゲイン余裕の経時変化

8.6 MK-II 炉心第11サイクルにおける系統圧損測定結果の報告

報告者：有川（プラント Gr.）

MK-II 第11サイクルにおける系統圧損測定を実施した。

測定結果は次のとおりであった。

1. 測定日 1986年7月2日
2. 炉心体系

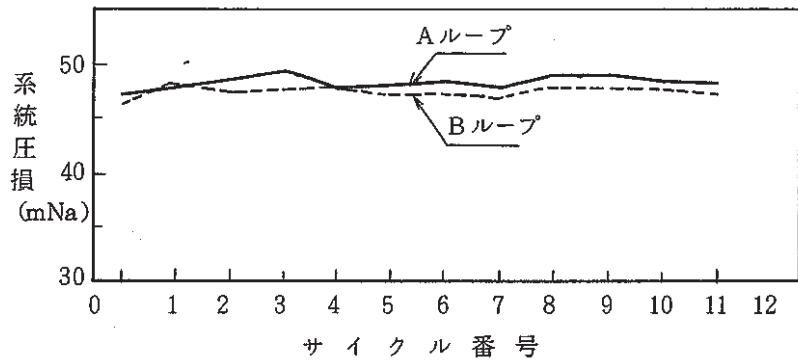
構成要素名	員数	装荷位置
炉心燃料集合体	65	INTA (5F2)
特殊燃料 A 型	—	
" B 型	—	
" C 型	2	3A2, 3E1
A MIR	2	6C6, 6F6
S MIR	2	7B7, 7F7

3. 測定結果

定格流量時の系統圧損は

A ループ：48.2 mNa
B ループ：47.2 mNa

であった。



4. 評価

- 1) A, B ループ共に運転制御値 (20.9 mNa) を満足する結果であった。
- 2) A, B ループ共、前サイクル圧損からほとんど変化はなかった。
(前サイクル; A ループ = 48.3 mNa, B ループ = 47.9 mNa)

8.7 MK-II 炉心第12サイクルにおける系統圧損測定結果の報告

報告者：有川・菅谷（プラント Gr.）

MK-II 第12サイクルにおける系統圧損測定を実施した。

測定結果は次のとおりであった。

1. 測定日* 1986年9月11日 9月12日
2. 炉心体系

構成要素	員数	装荷位置
炉心燃料集合体	66	INTA(5F2)
特殊燃料 A 型	—	
” B 型	—	
” C 型	1	3C2
A MIR	2	6C6, 6F6
S MIR	2	7B7, 7F7

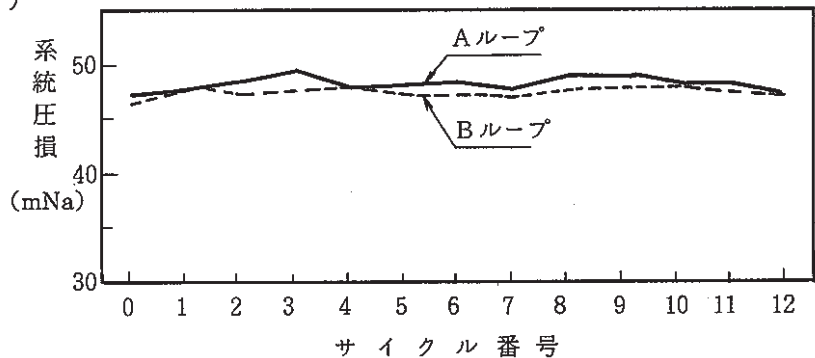
3. 測定結果

定格流量 (1260 m³/hr)

時の系統圧損は

A ループ : 47.5 mNa
B ループ : 46.9 mNa

であった。



4. 評価

- 1) A, Bループ共に運転制限値 (20 mNa) を満足する結果であった。
- 2) 第11サイクル炉心に比べ、特殊燃料が1体減ったため、圧損はやや下がった。
(前サイクル A ループ 48.2 mNa, B ループ 47.2 mNa)

* 70%流量設定時にA, Bループ間ポンプ回転数アンバランスが発生し、コントローラ調整を行ったため、2日間に渡って測定を行った。

8.8 流量計特性試験の結果（MK-II炉心第11サイクル）

報告者：小 倉，深 見（異常監視技術 Gr.）

1. 概 要

MK-II炉心第11サイクルの流量計特性試験を昭和61年7月2日に実施した。1次主流量，INTA流量，センタチャンネル流速の特性を測定し1次主ポンプのシステム回転数とJOYDAS回転数の比較も行なった。

2. 試験結果

表1,2に本試験にて採取したデータの一覧を示す。

図1,2に1次系主流量に対するセンタチャンネル流速計出力，INTA流量計出力の関係を示す。図3に1次主ポンプのシステム回転数とJOYDAS回転数の対比を示す。

3. 評 価

試験結果より，前回（第10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。したがって流量計らなんら問題はないと思われる。

表 1. 流量計特性試験データシート

試 験 ステップ	JOYDAS アナログ値		1 次系主流量 (m^3/h)	INTA 流量 (kg/s)	センタチャンネル 流速計出力	備 考
	B 005	B 006				
1	247.0	253.0	500.0	0.496	184.7	
2	383.0	386.0	769.0	0.754	238.1	
3	504.0	501.0	1005.0	0.980	286.0	
4	642.0	644.0	1286.0	1.245	343.2	
5	763.0	770.0	1533.0	1.484	394.0	
6	871.0	879.0	1750.0	1.685	440.0	
7	930.0	942.0	1872.0	1.802	460.2	
8	1119.0	1133.0	2252.0	2.176	543.6	
9	1245.0	1254.0	2499.0	2.408	599.0	

表 2. 1 次系主ポンプ回転数データシート

ステップ	1 次系流量 (m^2/hr)	システム回転数		JOYDAS 回 転 数		備 考
		A	B	A	B	
1	500.0	175.2	174.0	177.5	175.4	
2	769.0	260.7	258.9	267.6	260.9	
3	1005.0	337.5	333.6	346.6	334.4	
4	1286.0	426.9	424.5	436.3	428.2	
5	1533.0	507.3	506.1	521.2	508.9	
6	1750.0	576.0	574.8	590.9	565.7	
7	1872.0	616.5	616.2	626.5	607.5	
8	2252.0	744.0	743.4	748.8	742.6	
9	2499.0	824.7	822.0	834.9	828.0	

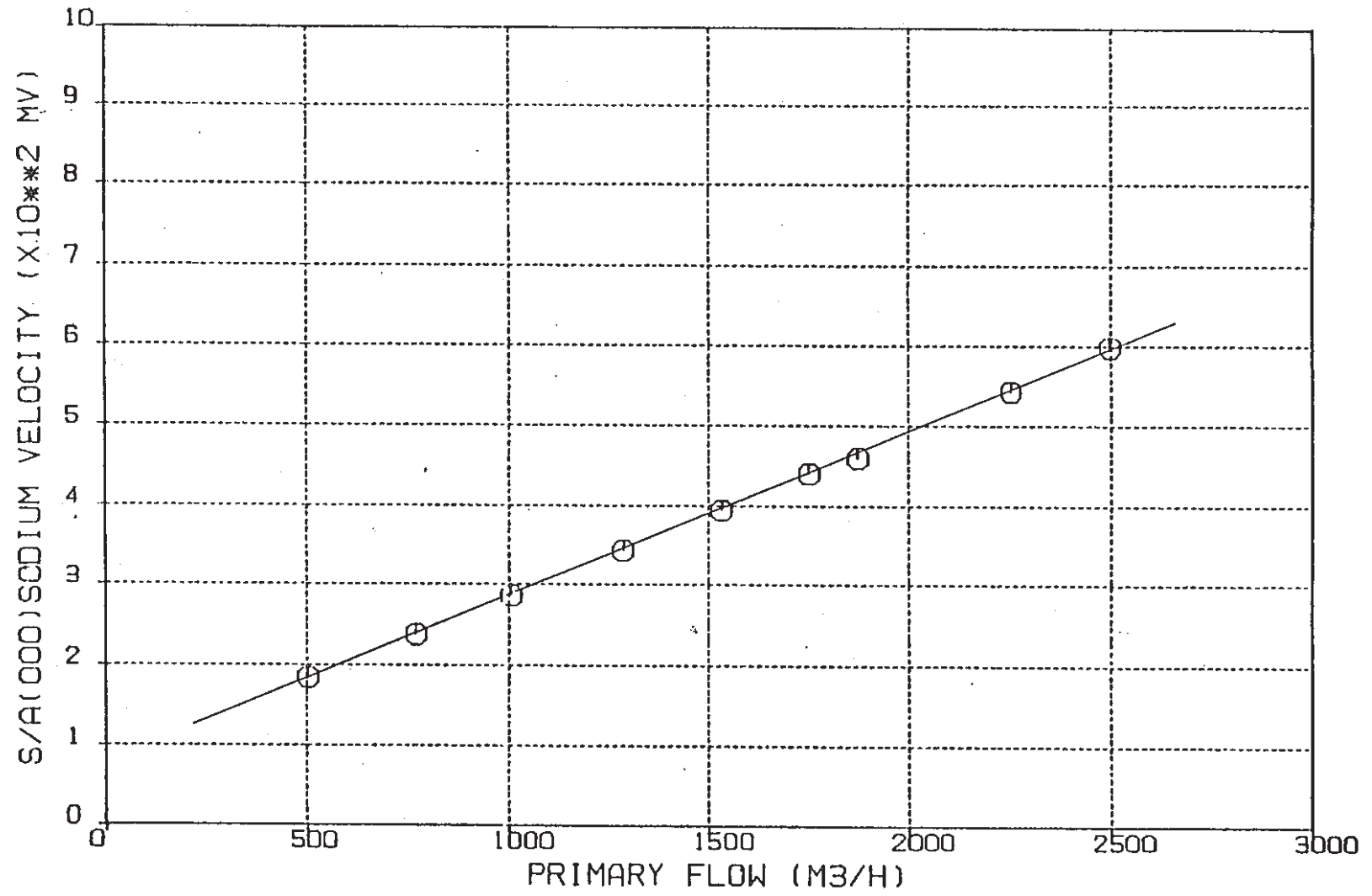


FIG.1 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/07/02)

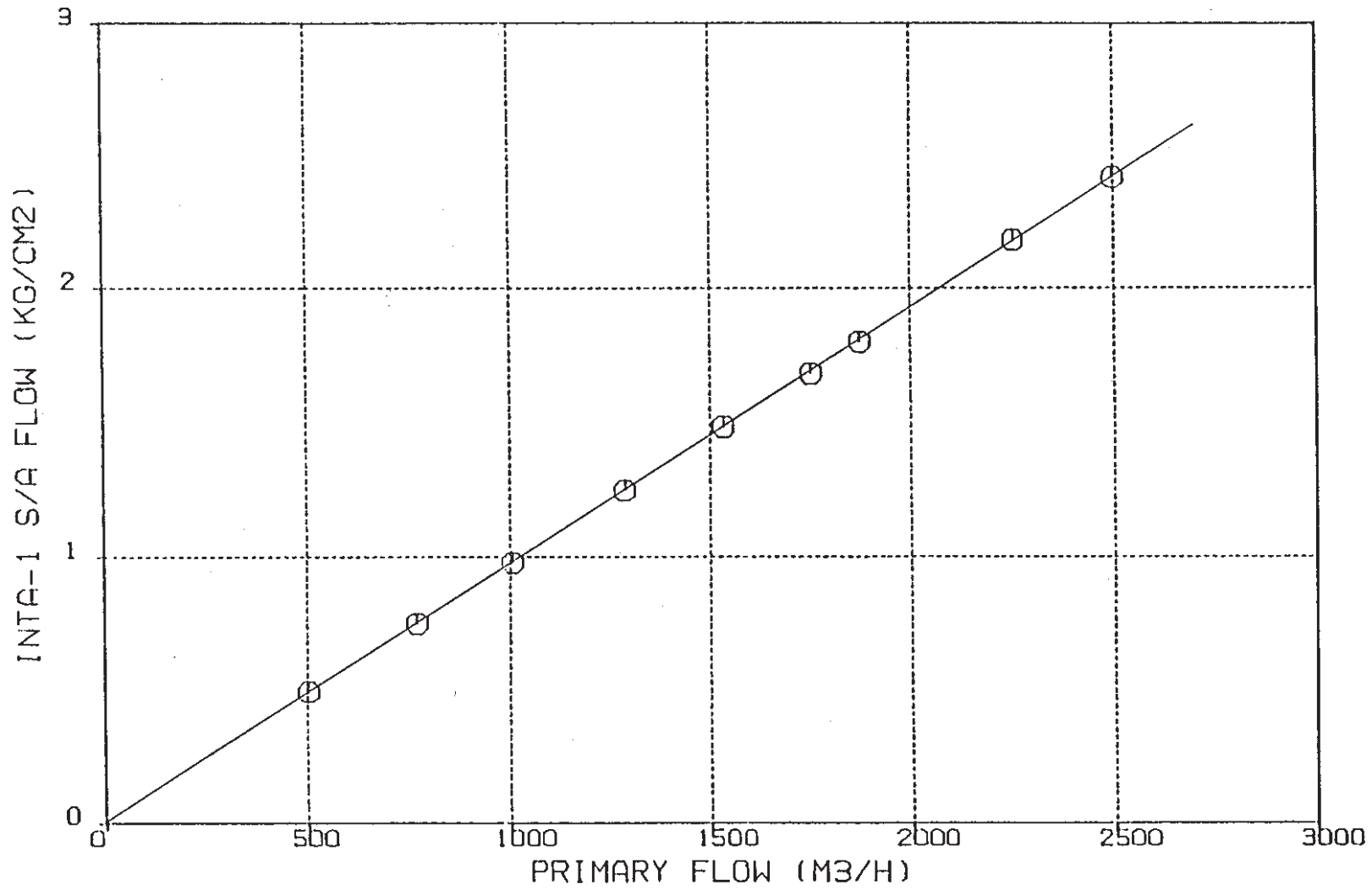


FIG.2 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/07/02)

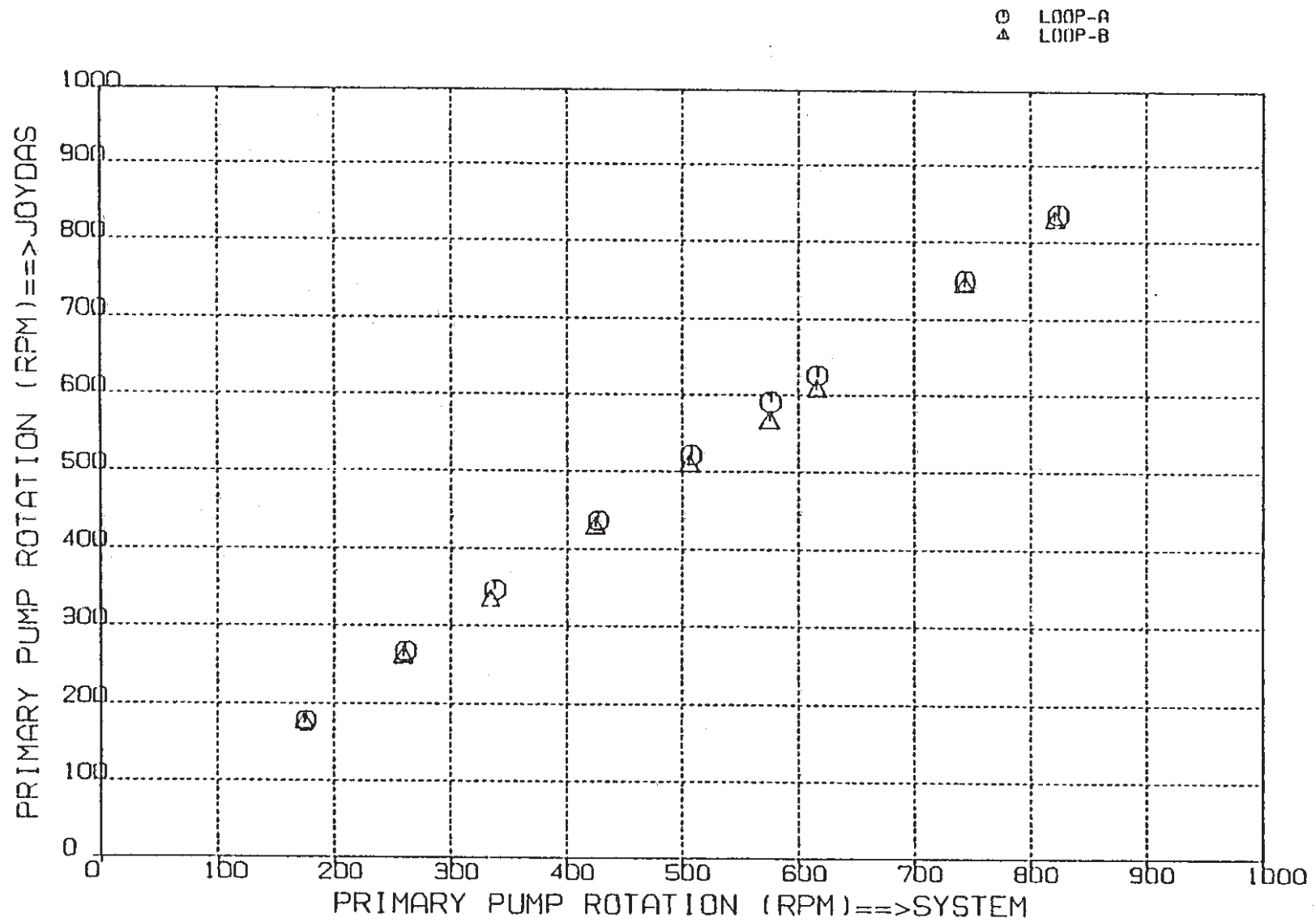


FIG.3 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/07/02)

8.9 流量計特性試験の結果 (MK-II炉心第12サイクル)

報告者：小 倉，深 見 (異常監視技術 Gr.)

1. 概 要

MK-II炉心第12サイクルの流量計特性試験を昭和61年9月11日に実施し、1次系主流量、INTA流量、センタチャンネル流速及び1次系主ポンプ回転数を採取した。

2. 試験結果

表1,2に本試験にて採取したデータの一覧を示す。

図1,2に1次系主流量に対するセンタチャンネル流速計出力、INTA流量計出力の関係を示す。図3に1次主ポンプのシステム回転数とJOYDAS回転数の対比を示す。また、図4に1次系主流量に対するINTA流量計出力の8サイクルから12サイクルまでの経時変化を示す。

3. 評 価

試験結果より、INTA流量計出力は直線性を示しているが、センタチャンネル流速計出力は、前サイクルと比較し、若干中弛みを示している。

また、INTA流量計出力の経時変化では、サイクルをおうごとに、指示値が低下し、8サイクルから12サイクルにおいて指示値が約6%低下している。

表1 流量計特性試験データシート

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
	B 005	B 006				
1	265	265	530	0.523	190.4	
2	377	387	764	0.743	231.6	
3	515	503	1018	0.982	281.0	
4	623	629	1252	1.200	325.4	
5	748	747	1495	1.427	372.5	
6	882	873	1755	1.672	427.2	
7						
8	1127	1133	2260	2.159	535.7	
9	1270	1263	2533	2.411	595.0	

表2 1次系主ポンプ回転数データシート

ステップ	1次系主流量 (m^3/hr)	システム回転数 (rpm)		JOYDAS回転数 (rpm)		備考
		A	B	A	B	
1	530	184.2	181.2	186.2	182.9	
2	764	257.7	257.4	262.8	258.7	
3	1018	342.0	335.4	349.8	336.0	
4	1252	414.9	412.5	422.2	416.1	
5	1495	494.1	490.5	506.3	494.5	
6	1755	579.6	574.2	592.4	563.8	
7						
8	2260	746.1	742.5	750.0	742.0	
9	2533	835.5	828.0	845.7	835.6	

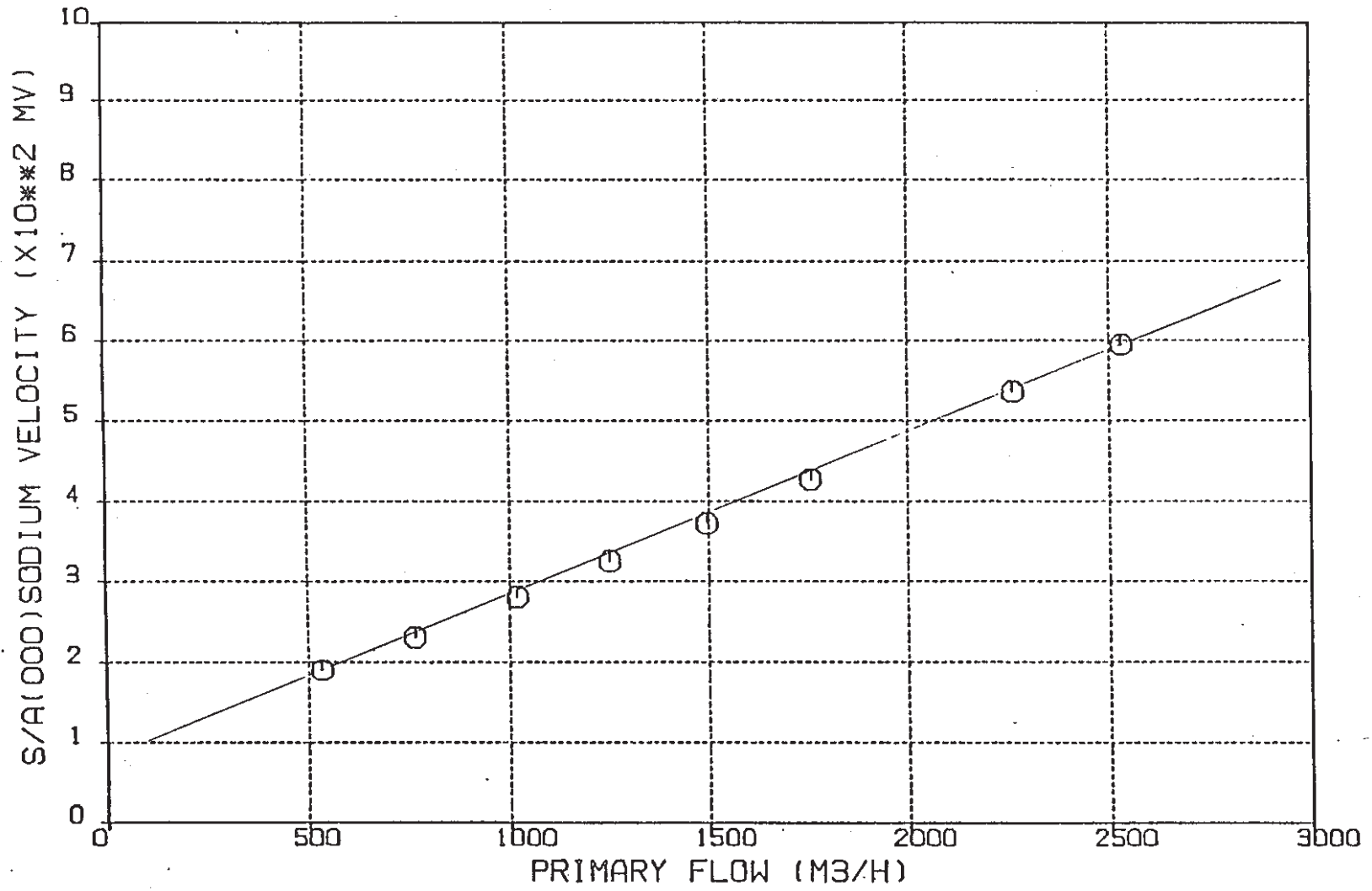


FIG.1 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/09/11)

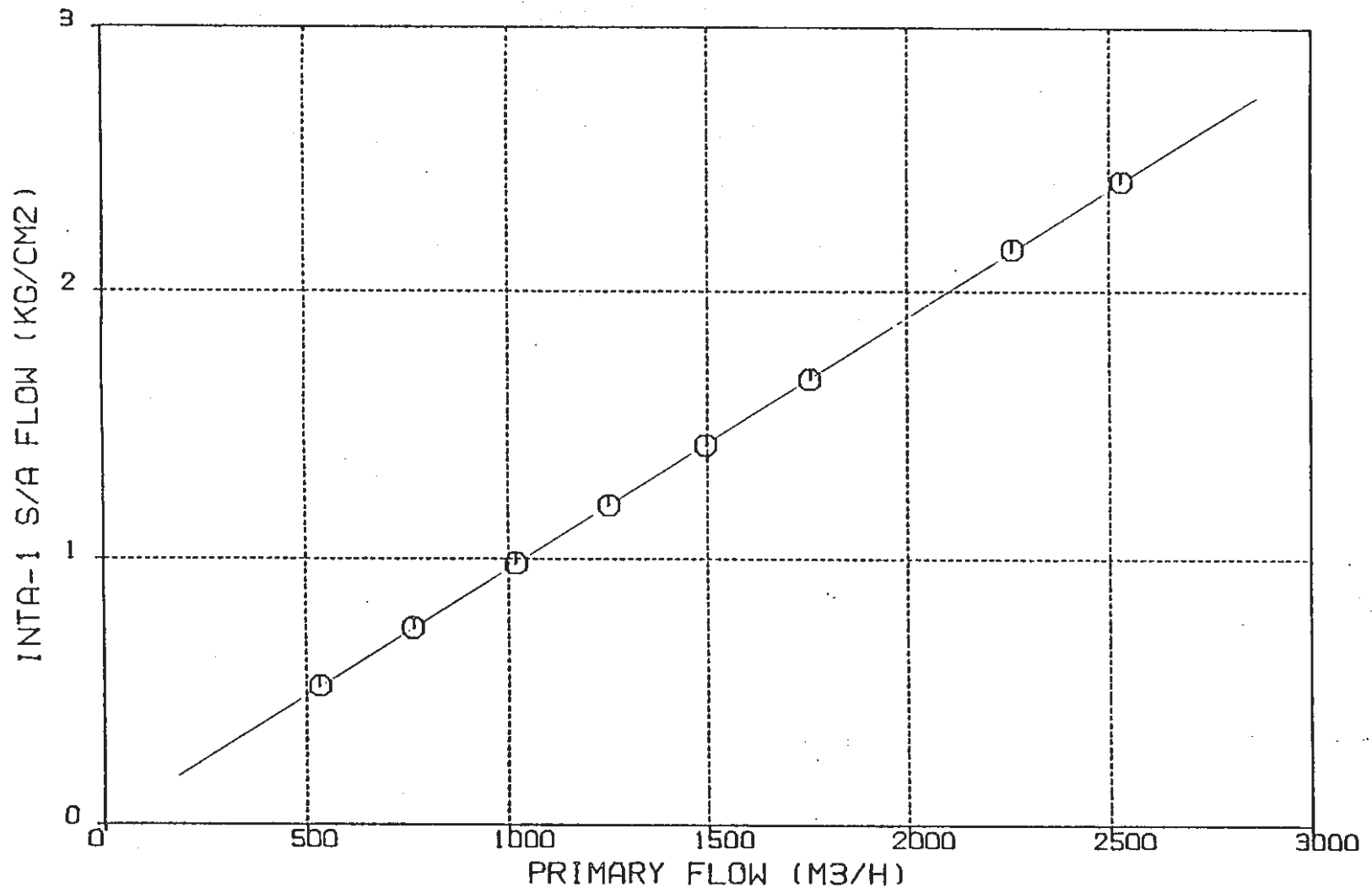


FIG. 2 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/09/11)

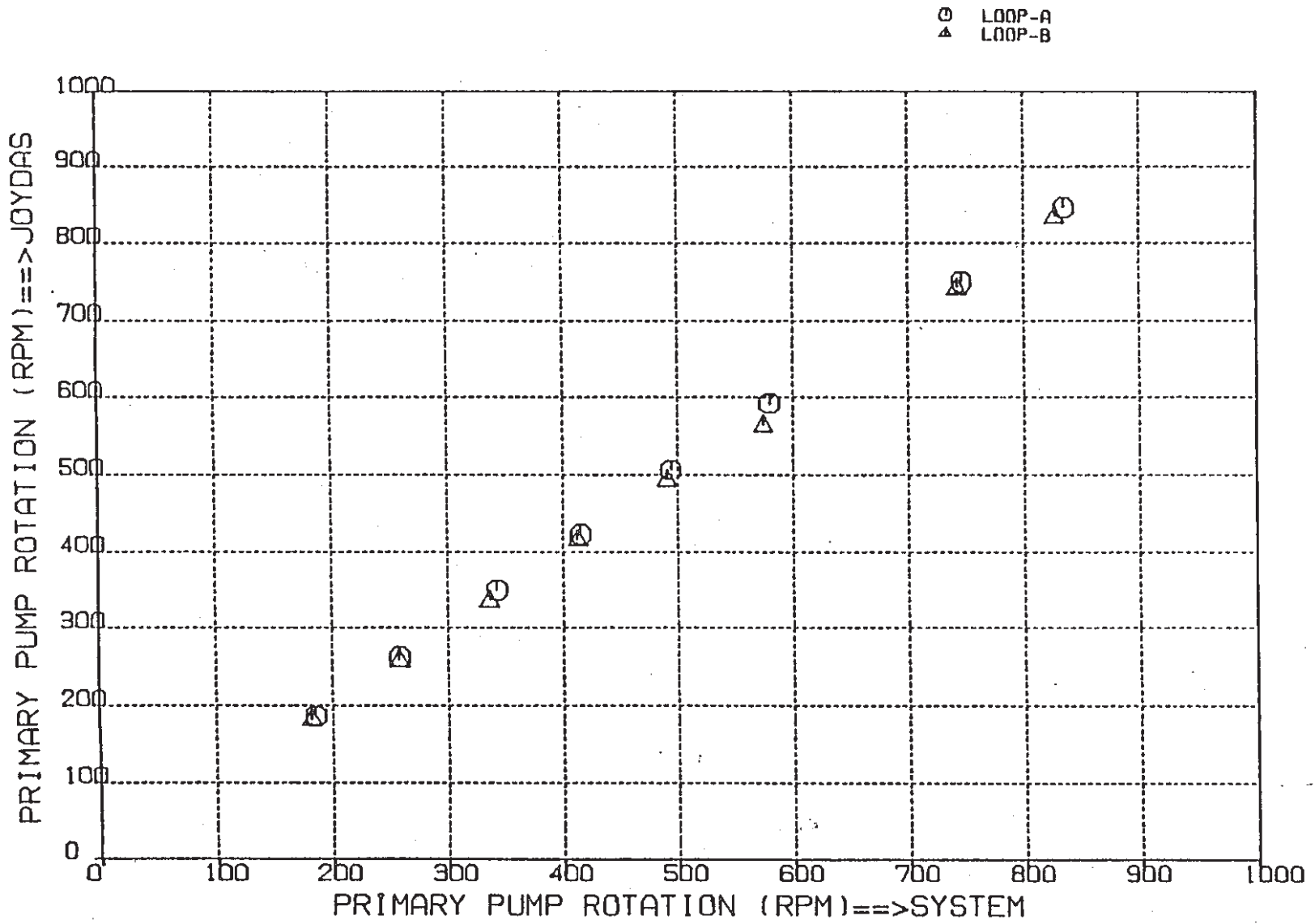


FIG.3 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/09/11)

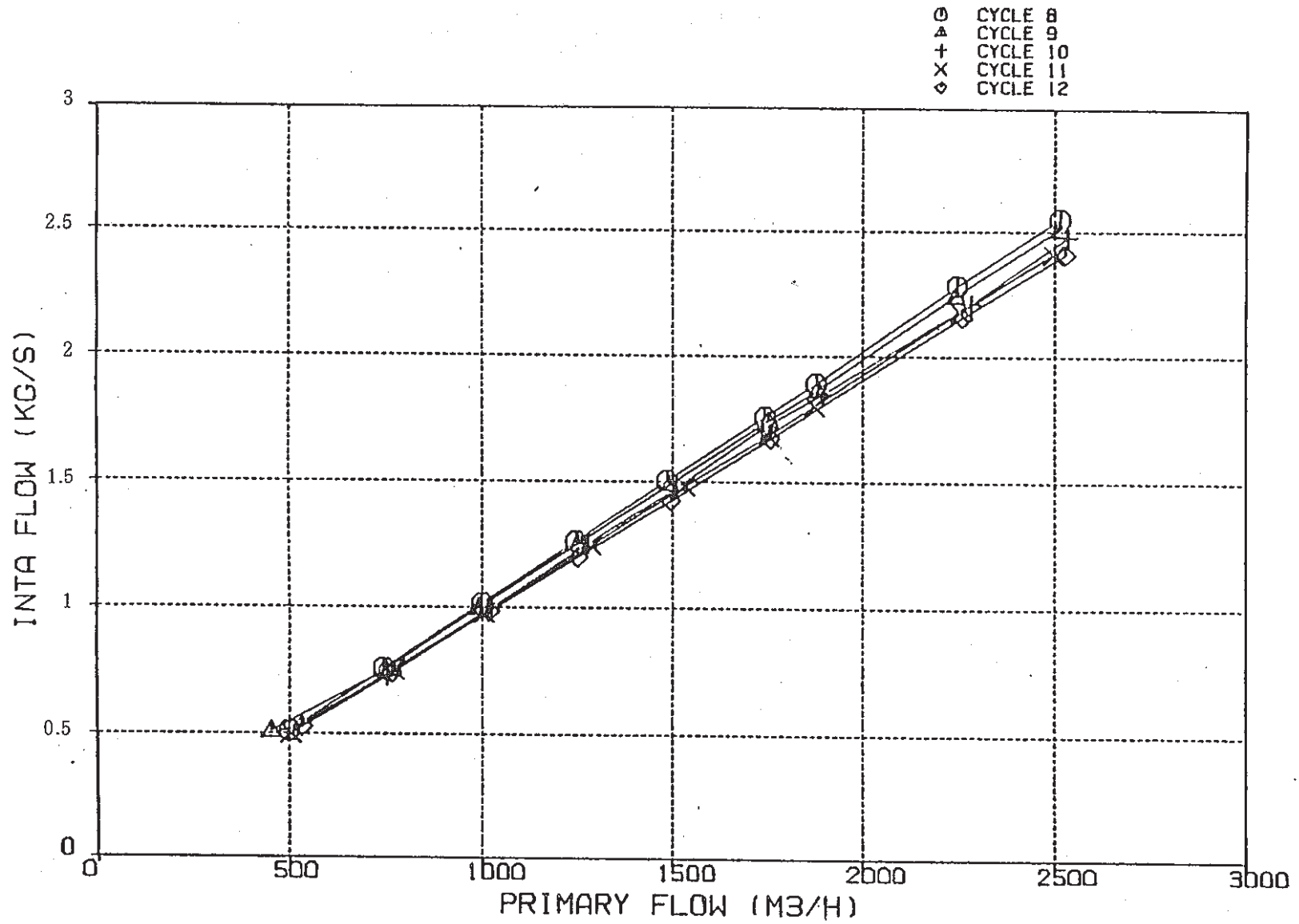


FIG. 4 INTA FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (86/09/11)

9. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析

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

9.1 生体遮コン貫通部の B₄C 板位置での反応率の測定結果

報告者：鈴木 s, 飯島, 山縣 (計測 Gr.)

1. 概要

高速実験炉「常陽」の第5回定検時に、生体遮コン貫通部への B₄C 遮蔽板設置工事を行った。その B₄C 板の遮蔽効果を測るために、B₄C 設置位置へフォイルを取付け、フォイルの放射化量及び反応率を測定した。

2. 条件

フォイルの照射期間は、「常陽」MK - II 炉心・100 MW 第8,9 サイクルである。

フォイルは、Fe, Co, Ag, Ta の4種類で1セットとし、フォイル・ホルダー内の10箇所 (20 cm 間隔) に装荷された。1本のフォイル・ホルダーには、合計40枚のフォイルが装荷された。

フォイル・ホルダーは、A, B 両ループの主冷却配管貫通部の入口、出口に各1本、A ループ IHX 室のアルゴンガス系に1本で合計5本設置された。

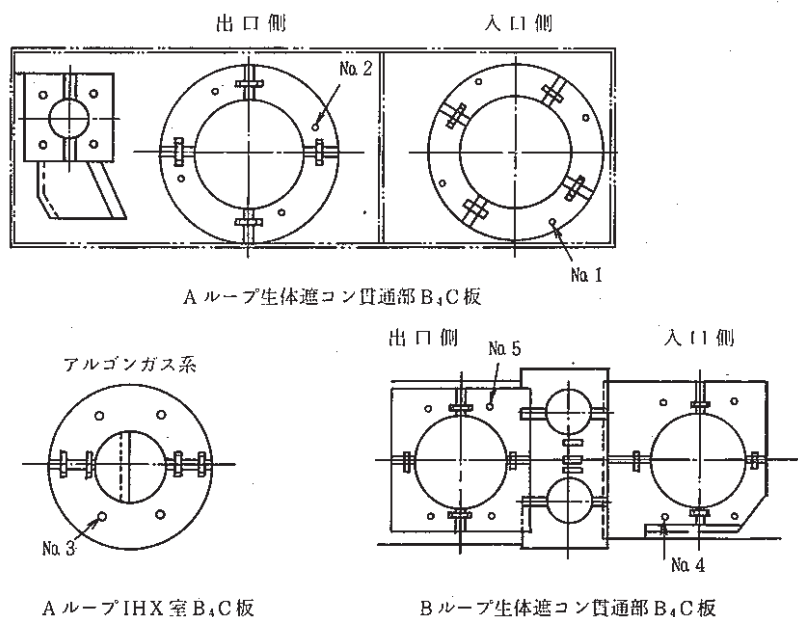


図 1. 箔ホルダー設置位置

(技-61-104)

3. 方 法

「常陽」ドシメトリーシステムによるγ線スペクトロスコピーから得られたピーク・カウン
ト、JOYDASの炉出力履歴等を用いて、反応率計算コードにより、照射終了時の放射化量と
 $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$, $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$, $^{109}\text{Ag}(n, \gamma)^{110m}\text{Ag}$, $^{181}\text{Ta}(n, \gamma)^{182}\text{Ta}$ の各反
応率を算出した。

4. 結 果

各測定位置での反応率分布を図2～6に示す。各反応率は、フォイル・ホルダー先端から
 B_4C 板までで約1桁減衰し、さらに B_4C 板で約1桁減衰している。

ここでは、照射終了時の放射化量測定結果は、省きました。

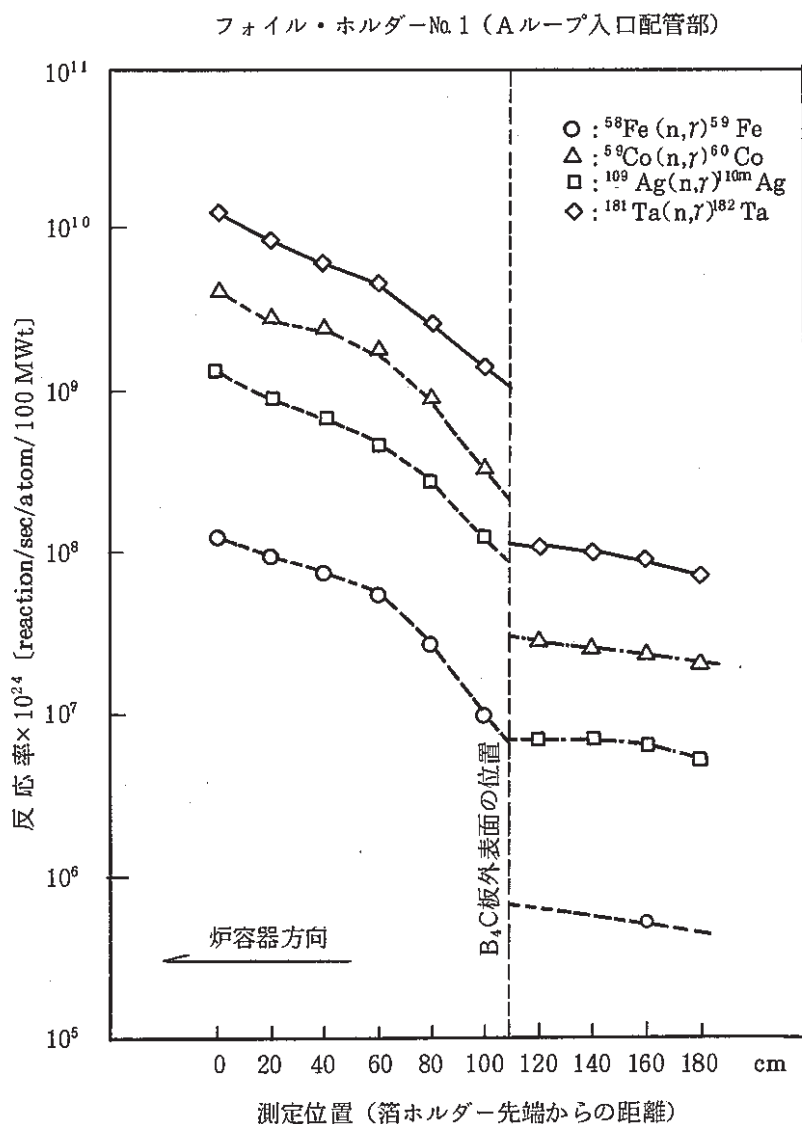


図-2 反応率分布 1

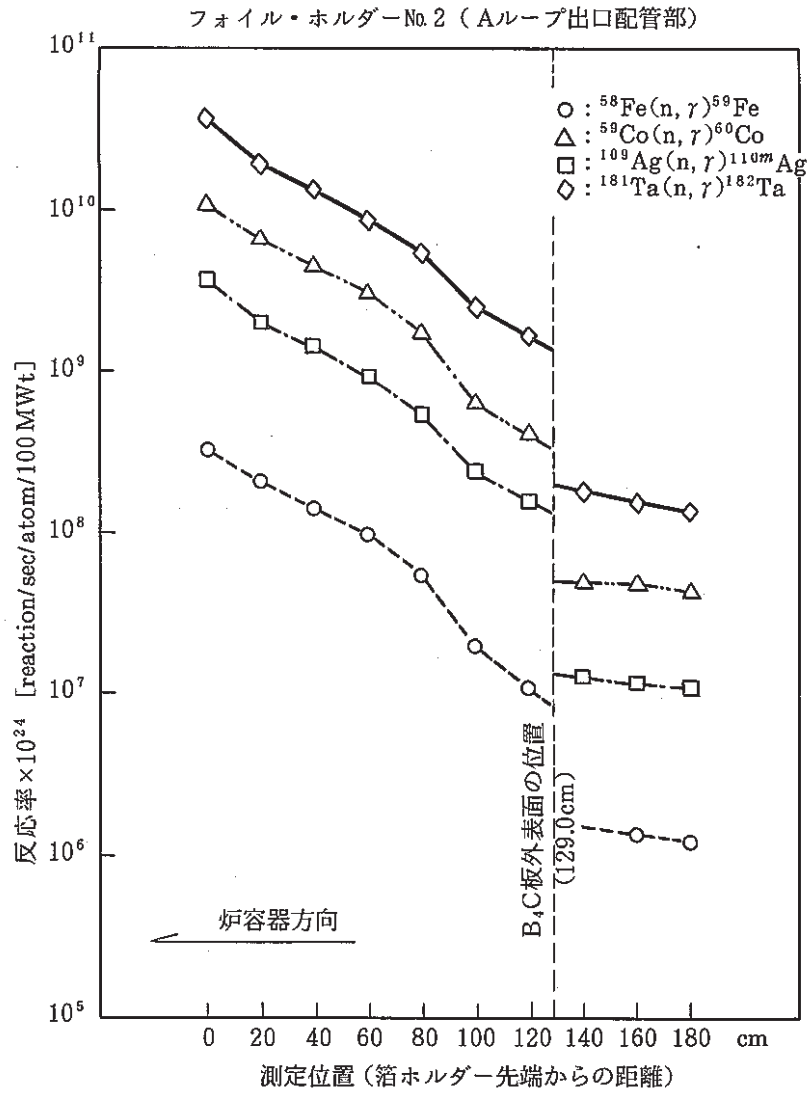


図-3 反応率分布 2

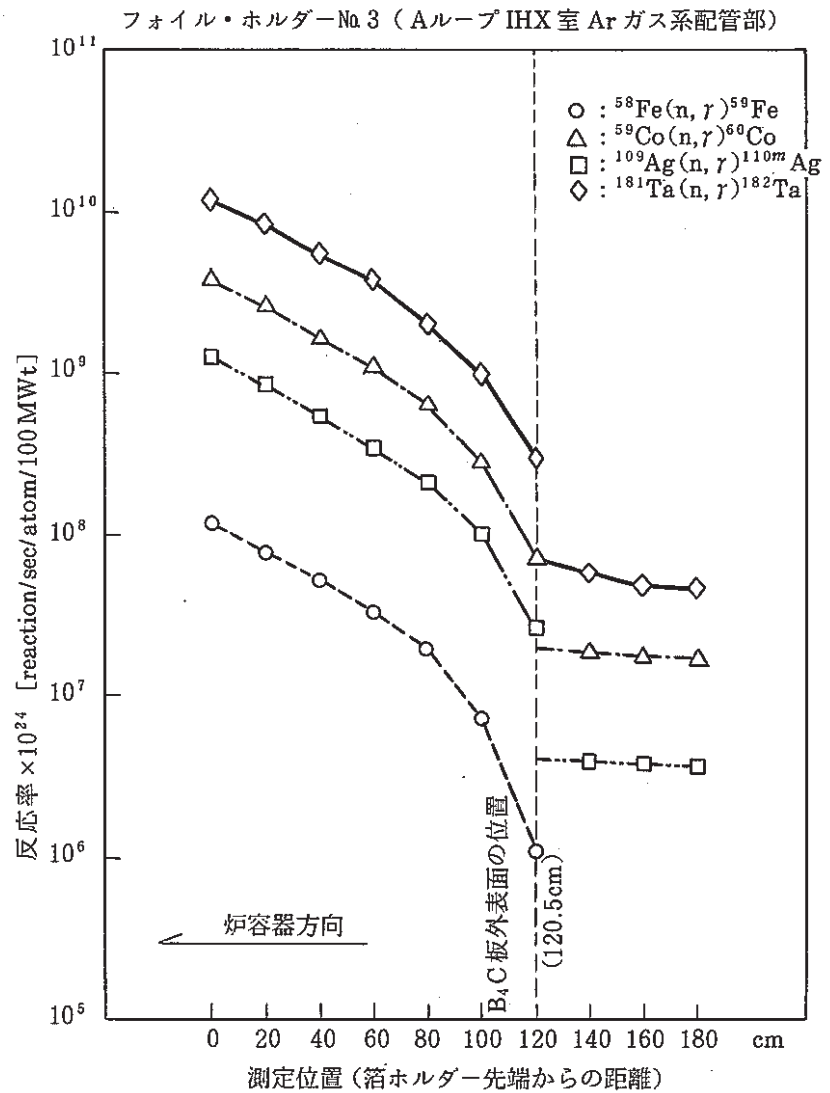


図-4 反応率分布 3

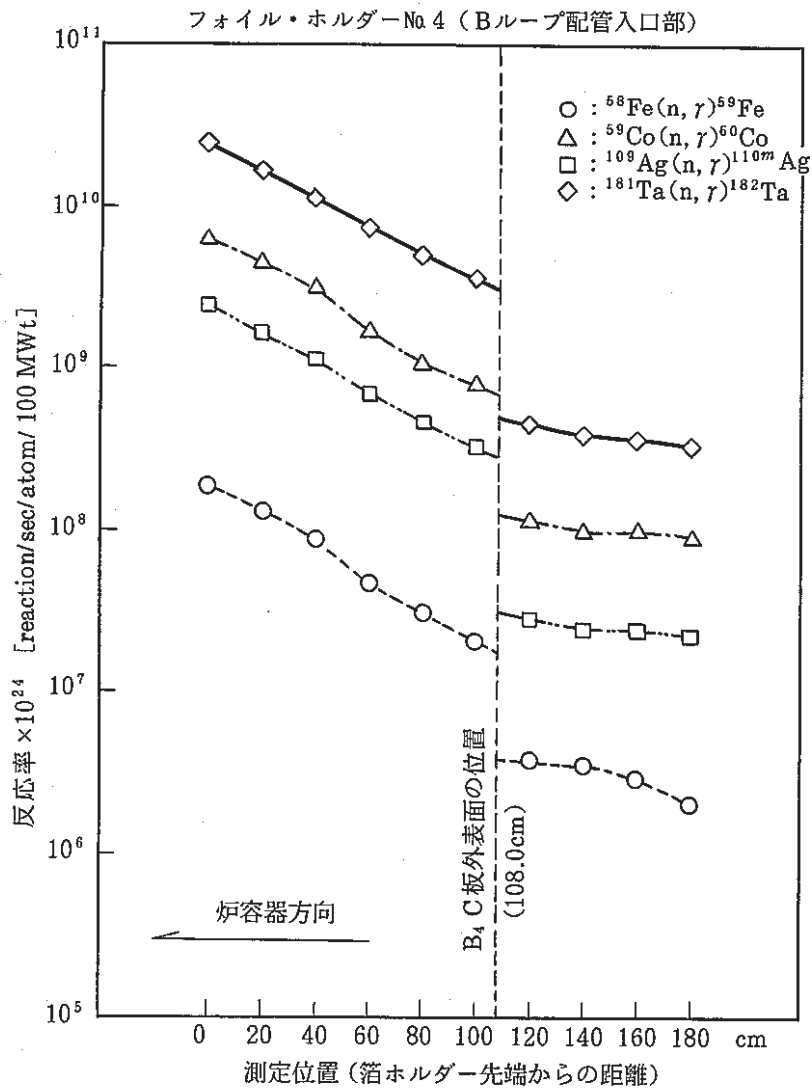


図-5 反応率分布 4

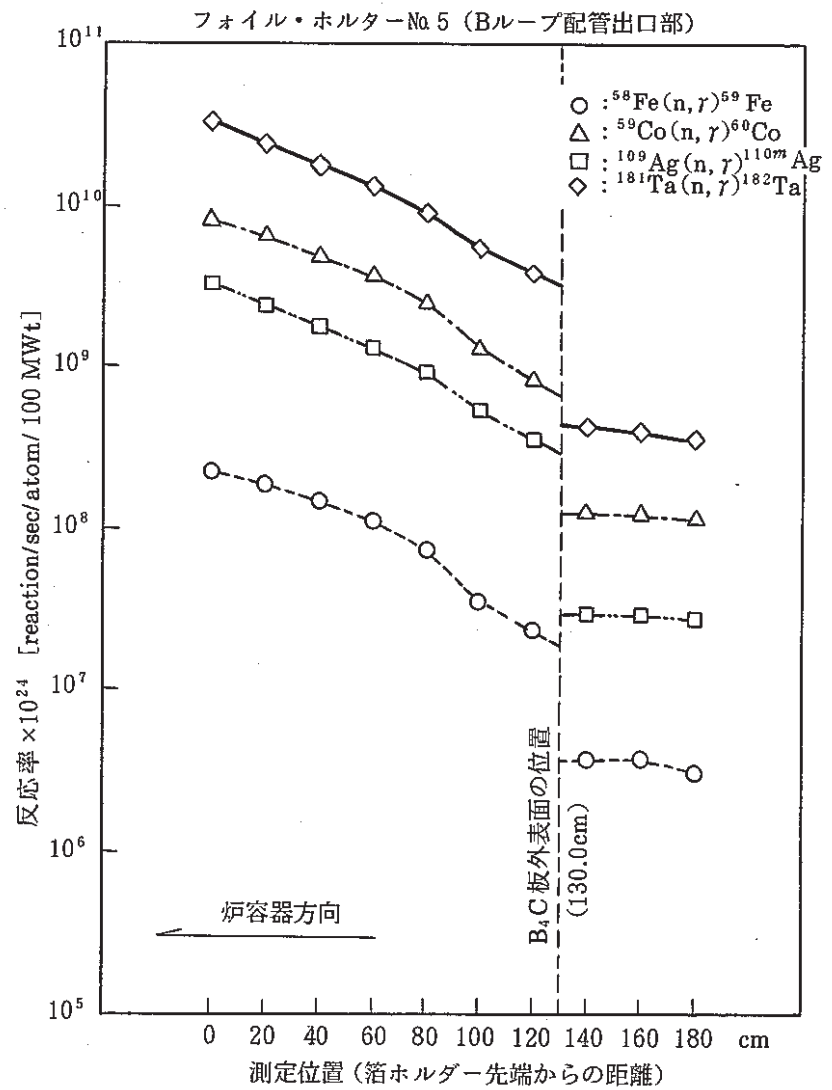


図-6 反応率分布 5

9.2 SMIR-2のドシメータの反応率の評価結果

報告者：飯 島，山 縣（計測 Gr.）

1. 概 要

「常陽」のMK-II炉心において、SMIR-2（構造材料用反射体）の照射量を評価するため、それらに装荷されたドシメータの反応率を算出評価した。

2. 方 法

i) 評価方法

反応率の評価は、Ge半導体検出器を用い、ドシメータの各反応生成物より放出される γ 線スペクトルを測定することにより、放射化量から評価した。

ii) 照射条件

a) SMIR-2の装荷された炉心アドレス：5D3

b) SMIR-2の照射期間及び積算熱出力

1984年4月19日～1984年6月10日

積算熱出力：106.490 MWH

c) ドシメータの種類

Ti, Fe, Ni, Cu, Rh, Co, Ta, Nb, EU, * NU

d) ドシメータキャップセル名及び装荷位置

DS 021 457 mm **

DS 022 52 mm **

DS 023 -612 mm **

* : NUが装荷されたのはDS 022のみである。

** : 炉心中心レベルからの軸方向距離

iii) 計算方法

照射終了時（1984年6月10日20時00分）の放射化量より各反応率を下記の式で算出した。

$$RR = \lambda \frac{C_p \times A}{\epsilon_p \times P_r \times W \times P \times a \times N_a \times F_I \times F_B \times F_S \times F_C} \times \frac{e^{\lambda T_c}}{1 - e^{-\lambda T_M}} \times \frac{1}{S}$$

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

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

where

RR : neutron reaction rate (reaction/sec/atom/100Mwt)
 S : saturation factor
 AC : specific activity at end of irradiation (decay/sec/g)
 C_p : γ-ray photo peak area (counts)
 ε_p : photo peak efficiency
 P_r : γ-ray emission probability
 W : dosimeter weight (g)
 P : purity of dosimeter material
 Na : Avogadro No., 6.0220×10²³
 A : atomic mass
 a : isotope abundance
 T_I : irradiation time
 T_M : live count time
 T_C : cooling time
 FI : correction factor for impurity
 FB : correction factor for burn-up of dosimeter material
 FS : correction factor for γ-ray self-shielding
 FC : correction factor for random summing of γ-ray counting
 λ : decay constant (1/sec)
 Po : nominal power

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

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

where

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

PI : integral power

また反応率の相対誤差ΔRRは以下のように評価した。

$$\Delta RR = \sqrt{\Delta AC^2 + \Delta A^2 + \Delta a^2 + \Delta p^2}$$

$$\Delta AC = \sqrt{\Delta Cp^2 + \Delta \epsilon_p^2 + \Delta Pr^2 + Aw^2 + \Delta \lambda^2 + \Delta L}$$

$$\Delta \lambda = TC \cdot \left(-\frac{\ln 2}{T_{1/2}^2} \cdot \sigma_{T_{1/2}} \right) \cdot 100$$

$$\Delta L = \frac{2 \Delta M}{M} \cdot 100$$

ここで“ Δ ”は算出式の諸定数の誤差 ($1\sigma\%$), $\sigma_{T_{1/2}}$: 半減期の誤差, M : 線源-検出器間の距離 (mm), ΔM : M の誤差 (± 0.5 mmとした)である。

3. 結 果

SMIR - 2 ドシメータの放射化量測定結果及び反応率測定結果を, 表 1, 表 2 に示し, それらの炉心軸方向分布を図 1, 図 2 に示す。

表1. SMIR - 2 ドシメータの放射化量測定結果

ドシメータ	反 応	放 射 化 量* [decay/sec/g]		
		DS 023 Z = - 612 mm	DS 022 Z = 52 mm	DS 021 Z = 457 mm
Ti	$^{46}\text{Ti} (n, p) ^{46}\text{Sc}$	$2.620 \times 10^7 (2.2)$	$5.492 \times 10^7 (2.1)$	$7.770 \times 10^6 (2.2)$
Fe	$^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$	$4.156 \times 10^7 (1.9)$	$8.765 \times 10^8 (2.2)$	$1.258 \times 10^7 (2.0)$
Ni	$^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$	$2.566 \times 10^9 (2.2)$	$4.953 \times 10^{10} (2.3)$	$7.784 \times 10^8 (2.2)$
Cu	$^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$	$4.322 \times 10^5 (2.7)$	$9.265 \times 10^6 (2.6)$	$1.487 \times 10^5 (2.8)$
Rh	$^{103}\text{Rh} (n, 2n) ^{102}\text{Rh}$	$8.618 \times 10^5 (2.4)$	$1.382 \times 10^6 (2.8)$	$3.138 \times 10^5 (2.4)$
Co	$^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	$1.830 \times 10^9 (2.6)$	$5.112 \times 10^8 (2.5)$	$8.636 \times 10^8 (2.5)$
Ta	$^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$	$3.020 \times 10^9 (3.0)$	未回収 ()	$4.288 \times 10^9 (3.0)$
Nb	$^{93}\text{Nb} (n, n') ^{93m}\text{Nb}$	$1.045 \times 10^8 (15.4)$	$2.129 \times 10^8 (15.4)$	$7.976 \times 10^6 (15.4)$
EU	$^{235}\text{U} (n, f)$	$1.078 \times 10^9 (2.5)$	$1.843 \times 10^9 (2.5)$	$1.319 \times 10^9 (2.5)$
NU	$^{238}\text{U} (n, f)$	— ()	$4.636 \times 10^7 (2.5)$	— ()

DS 021~DS023 : ドシメータキャプセル名, z : 炉心中心を0とした軸方向レベル

() : 1 σ % , * : 1984年6月10日20時00分の放射化量である。

表2 SMIR - 2 ドシメータの反応率測定結果

ドシメータ	反 応	反 応 率 [reaction/sec/atom/100 MWt]		
		DS 023 Z = - 612 mm	DS 022 Z = 52 mm	DS 021 Z = 457 mm
Ti	$^{46}\text{Ti} (n, p) ^{46}\text{Sc}$	$8.249 \times 10^{10} (2.5)$	$1.730 \times 10^{11} (2.4)$	$2.446 \times 10^{10} (2.5)$
Fe	$^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$	$6.958 \times 10^{11} (2.6)$	$1.467 \times 10^{13} (2.8)$	$2.106 \times 10^{11} (2.6)$
Ni	$^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$	$1.056 \times 10^{12} (2.2)$	$2.038 \times 10^{13} (2.8)$	$3.183 \times 10^{11} (2.2)$
Cu	$^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$	$4.177 \times 10^9 (2.7)$	$8.952 \times 10^{10} (2.6)$	$1.437 \times 10^9 (2.8)$
Rh	$^{103}\text{Rh} (n, 2n) ^{102}\text{Rh}$	$5.219 \times 10^9 (2.4)$	$8.369 \times 10^9 (2.3)$	$1.900 \times 10^9 (2.4)$
Co	$^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	$1.876 \times 10^{15} (2.6)$	$5.241 \times 10^{14} (2.5)$	$2.530 \times 10^{14} (2.5)$
Ta	$^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$	$4.102 \times 10^{15} (3.0)$	未回収 ()	$5.824 \times 10^{15} (3.0)$
Nb	$^{93}\text{Nb} (n, n') ^{93m}\text{Nb}$	$2.646 \times 10^{12} (15.4)$	$5.390 \times 10^{12} (15.4)$	$2.018 \times 10^{11} (15.4)$
EU	$^{235}\text{U} (n, f)$	$2.494 \times 10^{15} (2.6)$	$4.294 \times 10^{15} (2.6)$	$3.078 \times 10^{15} (2.6)$
NU	$^{238}\text{U} (n, f)$	— ()	$1.118 \times 10^{14} (2.6)$	— ()

DS 021~DS023 : ドシメータキャプセル名, z : 炉心中心を0とした軸方向レベル

() : 1 σ %

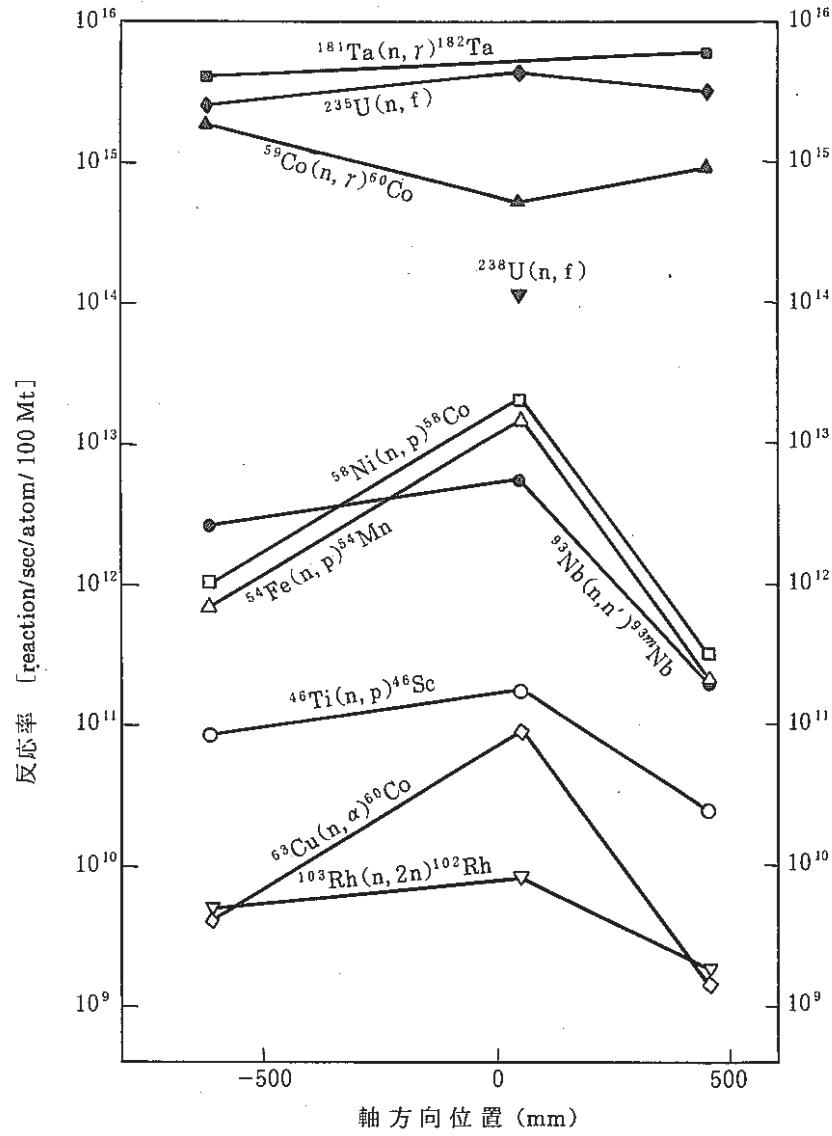


図-1 反応率の軸方向分布

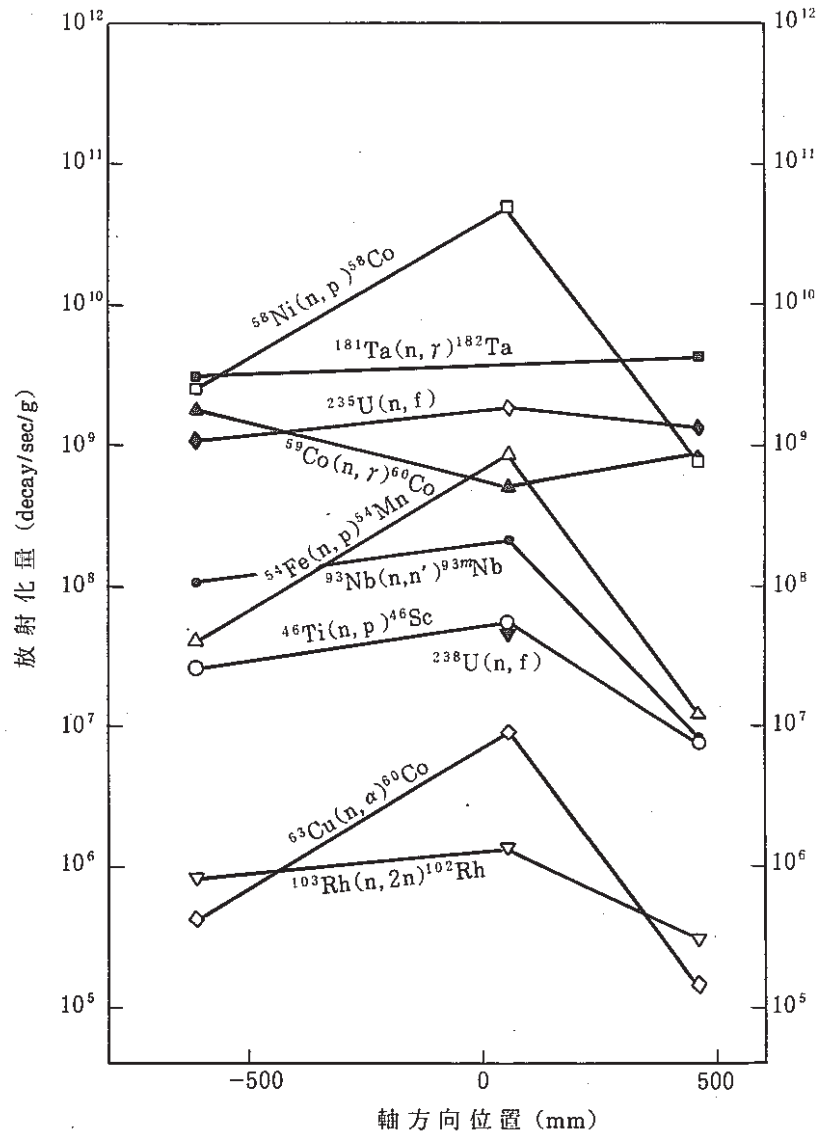


図-2 放射化量の軸方向分布

9.3 SMIR-6 ドシメータの反応率の評価結果

報告者：飯 島，山 縣（計測 Gr.）

1. 概 要

「常陽」MK-II 炉心において、SMIR-6（構造材料用反射体）の照射量を評価するため、それらに装荷されたドシメータの反応率を算出評価した。

2. 方 法

i) 評価方法

反応率の評価は、Ge 半導体検出器を用い、ドシメータの各反応生成物より放出される γ 線スペクトルを測定することにより、放射化量から評価した。

ii) 照射条件

a) SMIR-6 の装荷された炉心アドレス：7F7

b) 照射期間及び積算熱出力

1985 年 2 月 12 日～1985 年 3 月 31 日

積算熱出力：4,480.211 MWD

c) ドシメータの種類

Ti, Fe, Ni, Cu, Fe, Co, Ta, EU

d) ドシメータキャプセル名及び装荷位置*

DS 061 : - 669 mm

DS 062 : - 360 mm

DS 063 : 420 mm

*：炉心中心レベルからの軸方向距離

iii) 計算方法

照射終了時（1985 年 3 月 31 日 11 時 00 分）の放射化量より各反応率を算出した。算出式は、SMIR-2 ドシメータの反応率評価結果の計算方法と同様である。

3. 結 果

SMIR-6 ドシメータの放射化量測定結果及び反応率算出結果を表 1，表 2 に示す。

また、反応率の炉心軸方向分布を図 1 に示す。

表1 SMIR - 6 ドシメータ放射化量測定結果

ドシメータ	反 応	放 射 化 量* [decay/sec/g]		
		DS061 Z = - 609 mm	DS062 Z = - 360 mm	DS063 Z = 420 mm
Ti	$^{46}\text{Ti} (n, p) ^{46}\text{Sc}$	$7.457 \times 10^5 (4.1)$	$4.048 \times 10^7 (2.4)$	$6.368 \times 10^5 (4.4)$
Fe	$^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$	$1.109 \times 10^6 (2.4)$	$6.777 \times 10^7 (1.9)$	$1.002 \times 10^6 (2.4)$
Ni	$^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$	$6.990 \times 10^7 (2.2)$	$3.998 \times 10^9 (2.2)$	$6.592 \times 10^7 (2.2)$
Cu	$^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$	$1.220 \times 10^4 (3.6)$	$6.519 \times 10^5 (3.1)$	$9.959 \times 10^3 (3.4)$
Fe	$^{58}\text{Fe} (n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$	$1.054 \times 10^8 (4.3)$	$3.015 \times 10^8 (4.3)$	$8.628 \times 10^7 (4.2)$
Co	$^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	$4.600 \times 10^8 (2.5)$	$1.024 \times 10^9 (2.7)$	$3.516 \times 10^8 (2.5)$
Ta	$^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$	$2.158 \times 10^9 (3.0)$	$4.021 \times 10^9 (3.0)$	$1.616 \times 10^9 (2.9)$
EU	$^{235}\text{U} (n, f)$	$5.813 \times 10^8 (2.5)$	$1.486 \times 10^9 (2.8)$	$4.361 \times 10^8 (2.5)$

Z : 炉心中心を0とした軸方向レベル。()内は, 1 σ %誤差である。

* : 照射終了時(1985年3月31日11時00分)の放射化量である。

表2 SMIR - 6 ドシメータの反応率測定結果

ドシメータ	反 応	反 応 率 [reaction/sec/atom/100 MWt]		
		DS061 Z = - 609 mm	DS062 Z = - 360 mm	DS063 Z = 420 mm
Ti	$^{46}\text{Ti} (n, p) ^{46}\text{Sc}$	$2.336 \times 10^9 (4.3)$	$1.267 \times 10^{11} (2.7)$	$1.994 \times 10^9 (4.6)$
Fe	$^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$	$1.854 \times 10^{10} (2.5)$	$1.133 \times 10^{12} (2.6)$	$1.677 \times 10^{10} (2.9)$
Ni	$^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$	$2.854 \times 10^{10} (2.2)$	$1.632 \times 10^{12} (2.2)$	$2.691 \times 10^{10} (2.2)$
Cu	$^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$	$1.180 \times 10^8 (3.6)$	$6.304 \times 10^9 (3.1)$	$9.631 \times 10^7 (3.4)$
Fe	$^{58}\text{Fe} (n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$	$6.957 \times 10^{12} (5.4)$	$1.991 \times 10^{13} (5.4)$	$5.682 \times 10^{12} (5.3)$
Co	$^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	$4.721 \times 10^{14} (2.5)$	$1.051 \times 10^{15} (2.7)$	$3.607 \times 10^{14} (2.5)$
Ta	$^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$	$2.918 \times 10^{15} (3.0)$	$5.437 \times 10^{15} (3.0)$	$2.185 \times 10^{15} (2.9)$
EU	$^{235}\text{U} (n, f)$	$1.366 \times 10^{15} (2.6)$	$3.555 \times 10^{15} (2.7)$	$1.025 \times 10^{15} (2.6)$

Z : 炉心中心を0とした軸方向レベル。()内は, 1 σ %誤差である。

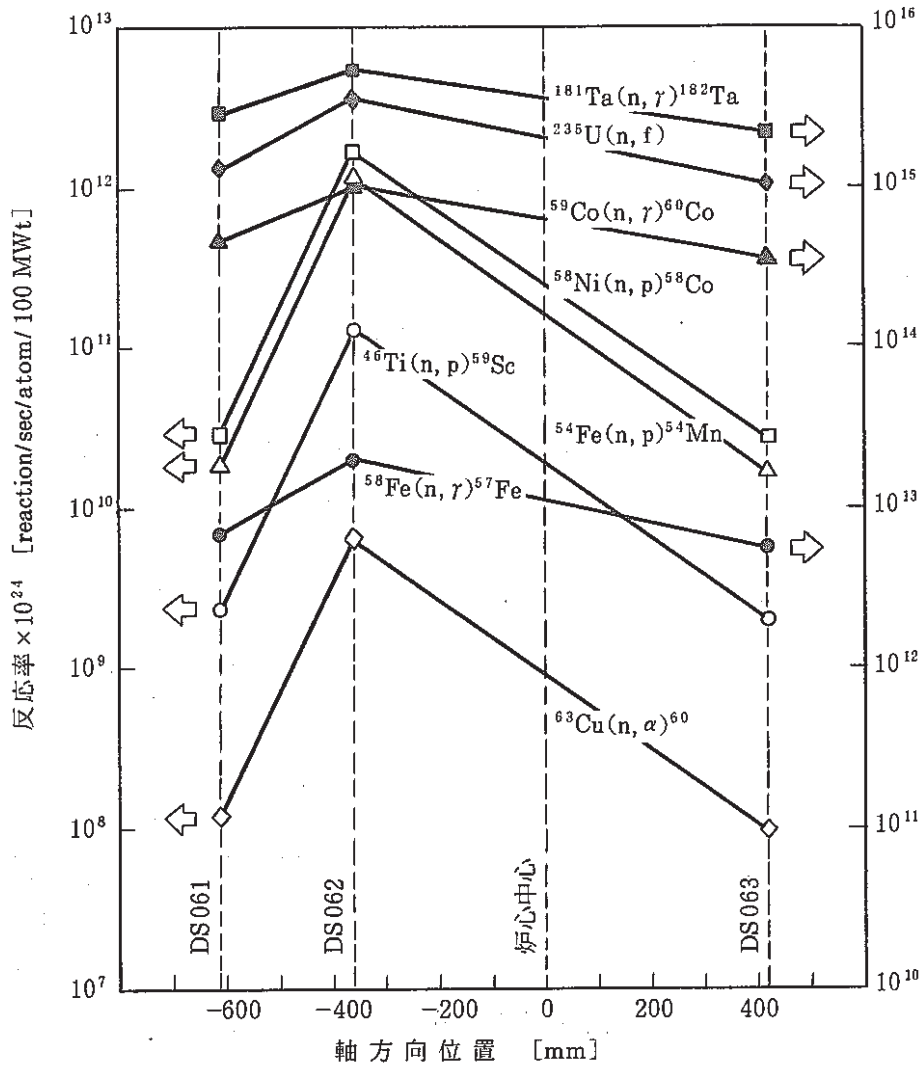


図-1 反応率の軸方向分布

9.4 MK-II 炉心第 8, 9 サイクルにおける床下照射フイルの反応率の測定結果

報告者：鈴木 s, 飯島, 山縣 (計測 Gr.)

1. 概 要

「常陽」格納容器内の床下に設置されている「もんじゅ」用メカスナの中性子照射量を評価するため、それらに取付けたフイルの放射化量及び反応率を測定した。

2. 条 件

フイルの照射期間は、「常陽」MK-II 炉心・100 MW 第 8, 9 サイクルである。

フイルは、Ag, Ir, Ta の 3 種類で 1 セットとし、合計 6 セットのフイルが、6 箇所に取付けられた。フイルの取付け、回収は、高速炉 2 課によって行なわれた。フイルの取付け位置を図 2 に示す。

3. 方 法

「常陽」ドシメトリーシステムによる γ 線スペクトロスコピーから得られたピーク・カウント、JOYDAS の炉出力履歴等を用いて、反応率計算コードにより、照射終了時 (1986 年 3 月 31 日 17 時 00 分) の放射化量と $^{109}\text{Ag} (n, \gamma) ^{110m}\text{Ag}$, $^{191}\text{Ir} (n, \gamma) ^{192}\text{Ir}$, $^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$ の各反応率を算出した。

4. 結 果

フイルの照射終了時の放射化量測定結果を表 1 に、各反応率測定結果を表 2 に示す。

ほぼ対称位置に設置された No. 1 (A 側) と No. 3 (B 側) では、No. 3 が約 4.5 倍高い値を示している。A 側と B 側では、主冷却配管貫通部の構造が大きく異なり、下の図に示した斜線部は、

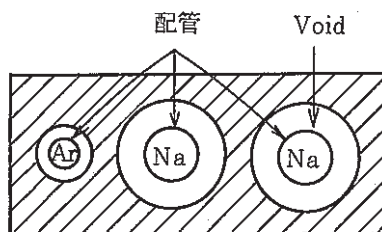


図 1 主冷却配管貫通部 A 側の例

A 側ではコンクリートが詰められているが、B 側では Void となっている。このため、B 側の方がダクトストリーミングが強くなっている。さらにポンプ室の中性子束は、ダクトストリーミング出口面積も factor としてきており、そのため No. 1 と No. 3 では、約 4.5 倍 B 側の方が高くなっていると考えられる。

図 2 に示されている大まかな構造上からは、No. 5 と No. 6 は、ほぼ同じ位置であるが、約 3.7 倍 No. 5 が高い値を示している。この位置では、ストリーミングが空間的に安定した場を作っているポンプ室内と異なり、ダクトストリーミングの直接成分が大部分であると予想される。このため構造物の影響を受けやすく、測定位置の local な構造の効果を調べる必要がある。

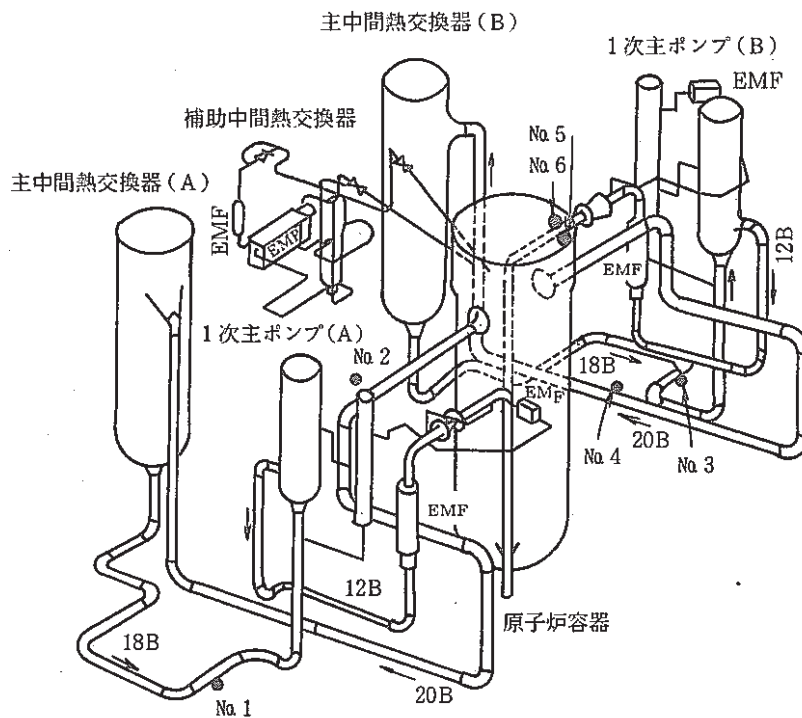


図2 フォイル取付位置概略

表1 放射化量測定結果

セットNo.	フォイルNo.	$^{109}\text{Ag} (n, \gamma) ^{110\text{m}}\text{Ag}$	フォイルNo.	$^{191}\text{Ir} (n, \gamma) ^{192}\text{Ir}$	フォイルNo.	$^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$
1	Ag-18	$4.700 \times 10^1 (10.6)$	Ir-22	$2.722 \times 10^3 (10.5)$	Ta-03	$1.221 \times 10^3 (10.4)$
2	Ag-32	$9.189 \times 10^0 (11.3)$	Ir-29	$4.832 \times 10^2 (10.5)$	Ta-07	$3.085 \times 10^2 (10.5)$
3	Ag-35	$2.324 \times 10^2 (10.5)$	Ir-31	$1.105 \times 10^4 (2.6)$	Ta-11	$5.443 \times 10^3 (10.4)$
4	Ag-36	$8.069 \times 10^2 (10.5)$	Ir-32	$4.192 \times 10^4 (4.3)$	Ta-18	$1.956 \times 10^4 (3.1)$
5	Ag-39	$8.423 \times 10^3 (2.4)$	Ir-35	$3.570 \times 10^5 (2.7)$	Ta-20	$2.770 \times 10^5 (3.0)$
6	Ag-40	$2.347 \times 10^3 (2.8)$	Ir-45	$1.253 \times 10^5 (2.5)$	Ta-21	$6.015 \times 10^4 (3.0)$

表2 反応率測定結果

セットNo.	フォイルNo.	$^{109}\text{Ag} (n, \gamma) ^{110\text{m}}\text{Ag}$	フォイルNo.	$^{191}\text{Ir} (n, \gamma) ^{192}\text{Ir}$	フォイルNo.	$^{181}\text{Ta} (n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$
1	Ag-18	$8.501 \times 10^{42} (10.6)$	Ir-22	$4.493 \times 10^6 (10.5)$	Ta-03	$9.657 \times 10^5 (10.4)$
2	Ag-32	$1.662 \times 10^4 (11.3)$	Ir-29	$7.977 \times 10^5 (10.5)$	Ta-07	$2.439 \times 10^5 (10.5)$
3	Ag-35	$4.203 \times 10^5 (10.5)$	Ir-31	$1.824 \times 10^7 (2.6)$	Ta-11	$4.302 \times 10^6 (10.4)$
4	Ag-36	$1.459 \times 10^6 (10.5)$	Ir-32	$6.920 \times 10^7 (4.3)$	Ta-18	$1.546 \times 10^7 (3.1)$
5	Ag-39	$1.523 \times 10^7 (2.4)$	Ir-35	$5.894 \times 10^8 (2.7)$	Ta-20	$2.189 \times 10^8 (3.0)$
6	Ag-40	$4.246 \times 10^6 (2.8)$	Ir-45	$2.069 \times 10^8 (2.5)$	Ta-21	$4.754 \times 10^7 (3.0)$

1) 照射終了時 1986年3月31日17時00分の放射化量である。単位は、decay/sec/gである。
 2) 単位は、reaction/sec/atom/100MWtである。○()内は、1σ%誤差である。

10. 計算機コード・マニュアルの作成と整備

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

10.1 炉心構成図の COLOR MAP 出力プログラム使用手引書

報告者：長 崎（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概 要

現在、炉心構成図を PLOT するプログラムの多くは、日本語ラインプリンター（NLP）に出力を行うよう作られている。今回、技術課端末室にて富士通カラー・グラフィック・ディスプレイ（F9434B）が使用できるようになったため、炉心構成図を同端末に Color 出力できるようプログラムを作成した。

本プログラムは集合体を色わけできるため、炉心構成を視覚的に捕えるには有効である。

2. 機 能

F9434B の Color 機能を使いディスプレイ上に炉心構成図を出力する。又、ハードコピー機能を使い接続のハードコピー装置（F9436HC3）にプリント（A4 size）することも可能である。

本プログラムは、2種類あり、「もんじゅ」及び大型炉の炉心構成及び「常陽」における特殊な炉心構成図等の任意の炉心構成を出力するプログラムと「常陽」運転監視コード“MAGI”を基に「常陽」の各サイクルにおける炉心構成図を出力するプログラムの2本を作成した。

以下に各プログラムの特長を示す。

- (1) “C#MAP” ……カードイメージの入力データにより、「もんじゅ」・大型炉等、任意の炉心構成図を出力する。構成図には、次の出力が可能である。
 - a) 炉心アドレスの出力
 - b) 集合体の色わけ（8色）
 - c) 集合体名等のコメント出力
 - d) タイトル等の任意の位置へのコメント出力（日本語出力も可能）
- (2) “C#MAP2” ……“MAGI”の out put file の体系を基に各運転サイクルの炉心構成図を出力する。
 - a) 炉心アドレス
 - b) 集合体の色わけ（8色）
 - c) 新燃料集合体の区別
 - d) タイトル等の任意の位置へのコメント出力（日本語出力も可能）

10.2 中性子束ゆらぎ量データの PLOTプログラムの使用手引

報告者：長 崎（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概 要

「常陽」では、現在、各運転サイクル期間中の定格出力運転時において、中性子束ゆらぎ量を定期的に測定を行っている。

このデータを大型計算機を使い統計処理をする為のプログラムを作成した。当プログラムは各サイクルのデータを基に定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化の PLOT 図及び余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係の PLOT 図を出力する。PLOT するデータは最大 20 サイクル分まで処理する事ができ、グラフ上に線形最小二乗法を用いた近似直線の PLOT、近似 1 次式、相関係数、平均値、等の統計処理も行う。

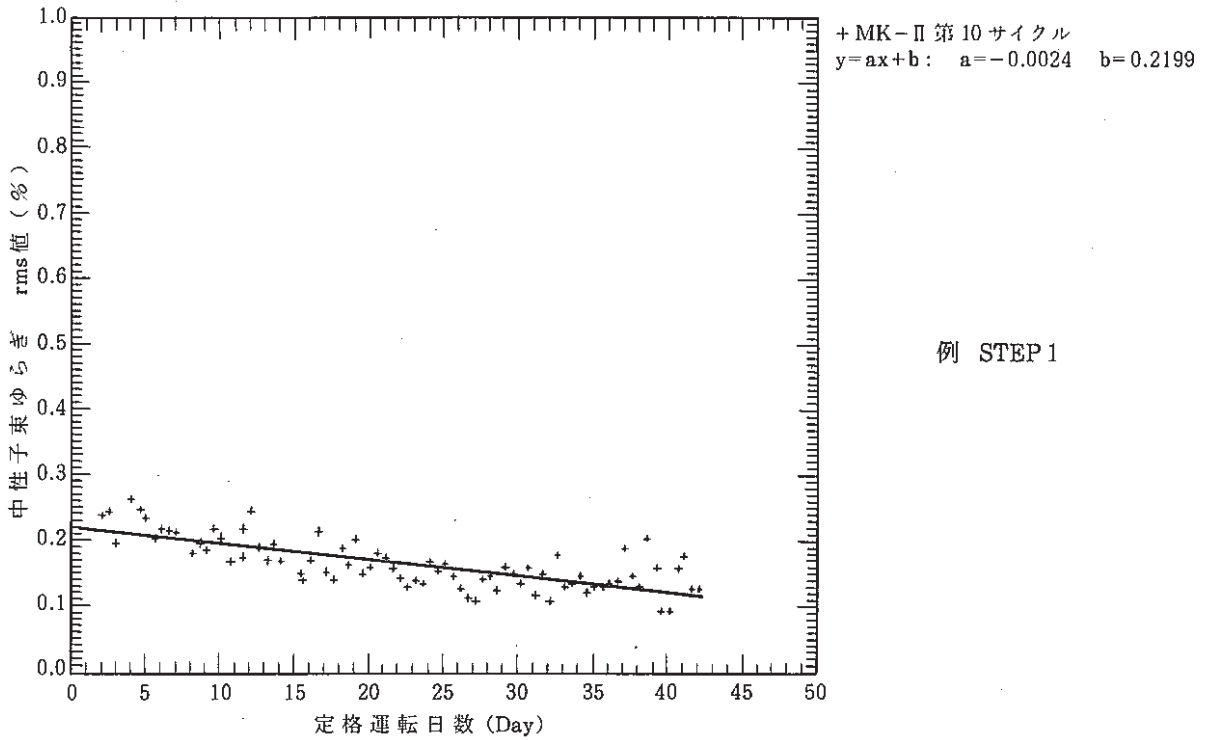
2. 機 能

当プログラムは 2 種類のプログラムで構成され STEP 1 では、定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化 PLOT 図を、STEP 2 では余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係 PLOT 図を出力する。

以下にそれぞれの特長を示す。

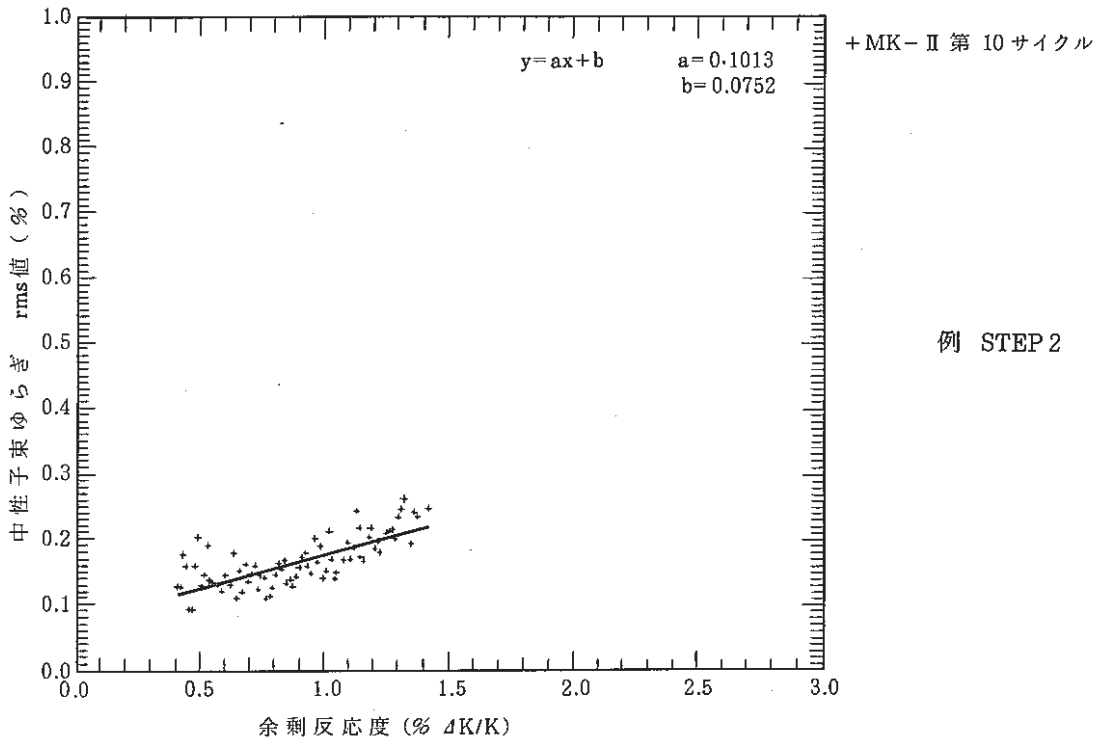
- (1) STEP 1 ……
 - 最大 20 サイクル分のデータを同一グラフ上に PLOT できる。
 - 最大 20 種類のセンターシンボルが使用できる。
 - 各サイクルデータを線形最小二乗法を用いて処理し、近似直線をグラフ上に PLOT する。
 - 相関係数・平均値等の統計処理結果の出力
 - 任意のグラフ TITLE・データ TITLE が出力可能
 - 各サイクルの余剰反応度を計算し、STEP 2 用のデータを作成できる。
- (2) STEP 2 ……
 - 最大 20 サイクル分のデータを同一グラフ上に PLOT できる。
 - 最大 20 種類のセンターシンボルが使用できる。
 - オプションにより、各サイクルデータの統計処理又は入力されたすべてのサイクルデータの統計処理が可能である。
 - オプションにより、センターシンボルの有無を指定できる。
 - 任意のグラフ TITLE・データ TITLE が出力可能

次項に PLOT 出力例（MK-II 第 10 サイクルデータ）を示す。



例 STEP 1

図 定格運転継続に伴う中性子束ゆらぎ量の変化
 (MK-2 10 TH CYCLE 1986.04.29-1986.06.10)



例 STEP 2

図 余剰反応度と中性子束ゆらぎ量の関係
 (MK-2 10 TH CYCLE 1986.04.29-1986.06.10)

10.3 「常陽」DBS用集合体移動履歴ファイルの作成コードについて

報告者：生田目（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

現在、常陽MK-IIデータバンキングシステム（常陽DBS）に登録されている集合体移動履歴ファイル（以下MVHSTファイル）は、従来の方法（記録NEWコードにより作成）では、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料貯蔵施設への集合体移動履歴の一部に履歴情報が記録されない場合があるので実際の移動履歴が全て記録されているMVHSTファイルを作成するコードを作成した。

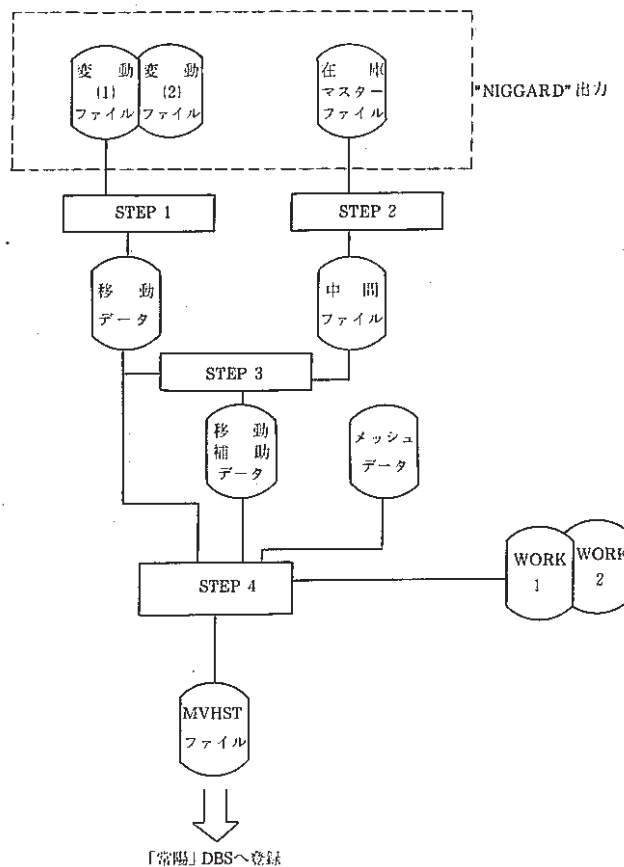
本コードは移動履歴を忠実に記録する為に、実験炉部照射課の“NIGGARD”SYSTEMで作成される集合体管理ファイルを入力として、MVHSTファイルを作成する方法を用いた。

2. 内容

集合体移動履歴ファイルは、次の情報を記録したものである。

- 1) 「常陽」における各サイクル毎の集合体配置
- 2) 各サイクル毎における集合体の移動履歴
- 3) 「常陽」炉心メッシュデータ

以下に本コードのシステムフローチャートを示す。



10.4 制御棒振動解析用プログラムの作成

報告者：大 山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概 要

このプログラムは、制御棒振動効果試験の評価に活用するため、種々のプラント条件で測定された中性子束信号のデータに対して、移動平均処理を実行し、その移動平均補正されたデータを対象として、真に求める中性子束信号、確率密度関数曲線等を、プロットするものである。

これによって、各測定ケースにおける、中性子束信号のゆらぎ幅の比較が行なえるとともに、炉出力の平均値に対する、中性子束信号のばらつきが、標準偏差に基づき、どの様に広がっているかを、詳細に知ることができる。

2. 解析項目

- ① 生信号，移動平均，移動平均補正，各信号のプロット図
- ② 移動平均補正信号の確率密度関数プロット図，関係情報
- ③ ①各信号の Peak-to-Peak 値，rms 値等のサマリリスト

3. 参考図

図1 生信号，移動平均，移動平均補正波形プロット図

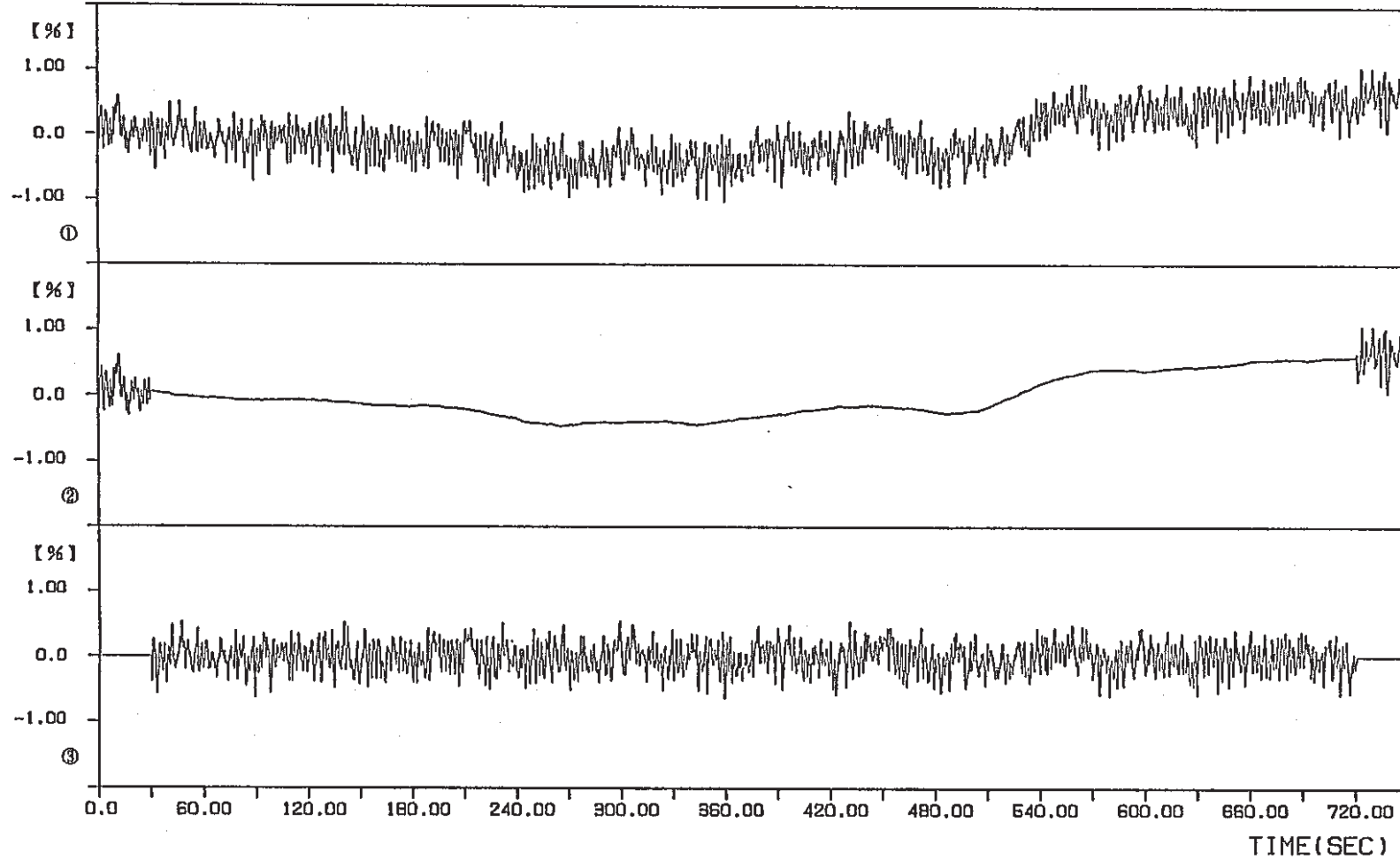
図2 移動平均補正された，確率密度関数曲線プロット図

表1 ①各信号の rms 値，Peak-to-Peak 値サマリリスト

REACTOR NOISE DATA
86.8.20 11CY-EDC P=50MW CRP-0 (11C-50H0)
SAMPLING TIME= 0.25 SEC

信号名 FLUX CH.8

CHANNEL NO 3

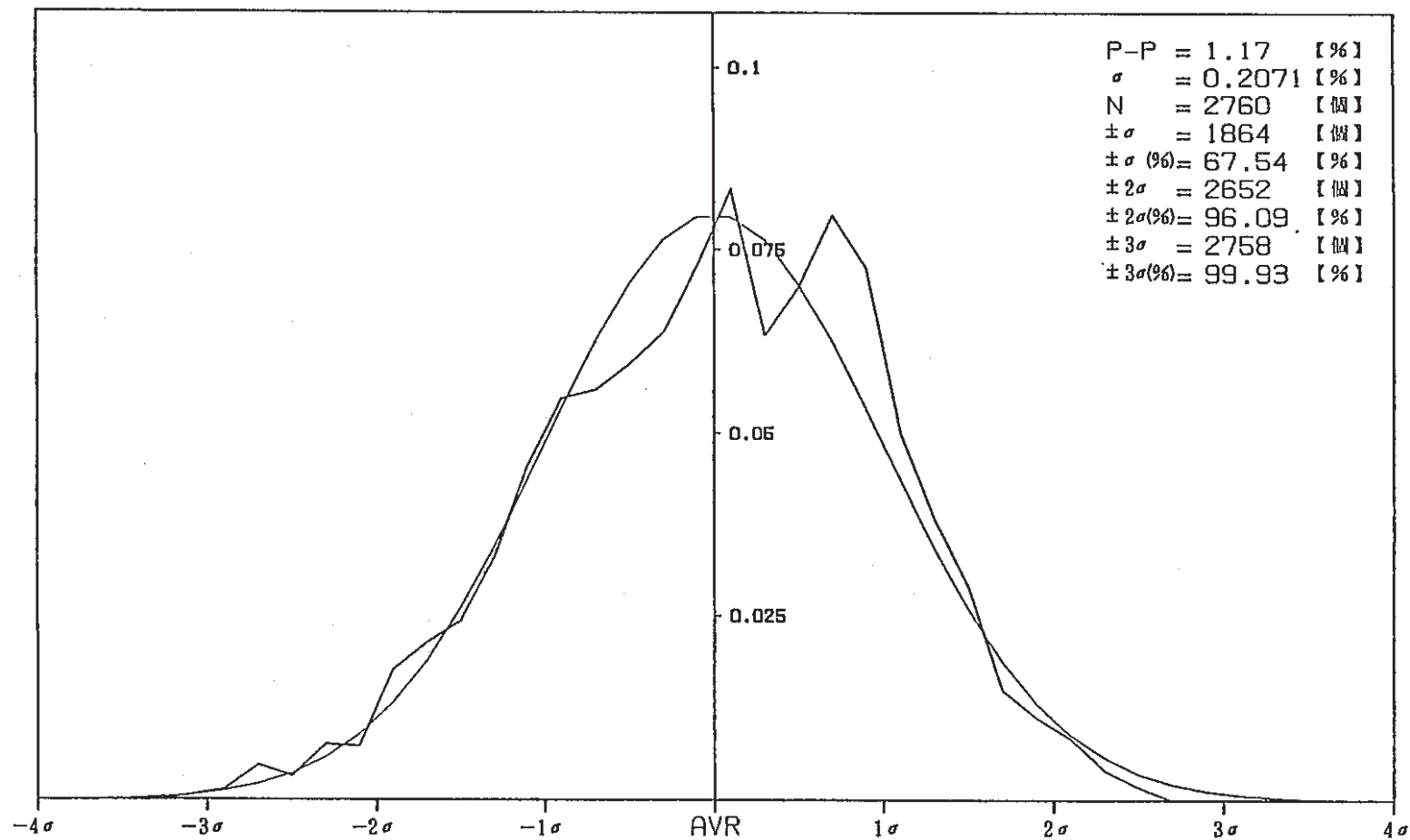


① 生信号

② 移動平均 (Q = 240)

③ 移動平均補正 (Q = 240)

図 1



確率密度関数曲線 信号名 FLUX CH.8
 86.8.20 11CY-EOC P=50MW CRP-0 (11C-50H0)
 CHANNEL NO 3

図2

測定ケース名	86, 8, 20 11CY-EOC P=50 MW CRP-0 (11C-50HO)		
データ個数	3000		
rms算出時のデータ個数	2760		
rms 値	①生信号	②移動平均	③移動平均補正
FLUX CH. 6	0.389	0.324	0.209
FLUX CH. 7	0.387	0.321	0.210
FLUX CH. 8	0.385	0.321	0.207
INTA FLUX-2(P21)	0.371	0.308	0.201
p-p 値	①生信号	②移動平均	③移動平均補正
FLUX CH. 6	2.132	1.076	1.195
FLUX CH. 7	2.088	1.066	1.222
FLUX CH. 8	2.077	1.049	1.166
INTA FLUX-2(P21)	2.024	1.038	1.170

表1

11. その他の試験研究および解析評価作業の成果

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

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

11.1 ウラン・ニッケル合金要素の放射能強度に関する評価

報告者：森 木，長 崎（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目 的

カバーガス・オンライン γ 線モニタ試験装置の感度校正に用いるウラン・ニッケル合金要素（核燃料物質）は、その他原子炉の附属施設として申請手続きを行っている。一方、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規則に関する法律施行令第十七条の二において、100 Ci以上の使用済燃料となる場合には施設検査を受けなければならないことが記されている。そこで、ウラン・ニッケル合金要素の放射能強度に関する評価を行い、放射能強度が100 Ci以下となるような照射条件が可能かどうかを検討するためのデータを支給することを目的とした。

2. ウラン・ニッケル合金要素の仕様及び照射条件

(1) ウラン・ニッケル合金要素の仕様

(イ) 形状：中空円管フローホール付（上下部端栓付）

(ロ) 寸法：外径 ϕ 5.5 mm

内径 ϕ 3.35 mm

長さ 1533 mm（ウラン・ニッケル合金部 550 mm）

(ハ) 組成

1) ウラン・ニッケル合金管：ウラン含有率 3.5 wt%

ウラン濃縮度 19.8 wt%

2) 上下端栓及び上下延長管：Ni-200（純ニッケル）

3) ウラン・ニッケル合金管（550 mm）30本当たりの成分

成 分	U		Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu
	U-235	U-238						
含有量 (g)	16.1	64.8	1.1	0.2	4.2	2.2	2196.1	2.7

(枝-61-146)

(二) ウラン・ニッケル合金管使用数量：30本

(2) 照射条件

ウラン・ニッケル合金要素の照射条件を第1図に示す。本解析で使用した中性子束は、“MAGI”コードの予測計算により得られた値である。

3. 評価結果

ウラン・ニッケル合金要素30本による核分裂生成物の蓄種量〔放射能強度(Ci数)〕を、放射線源計算コード“ORIGEN 79”を使用して算出した。

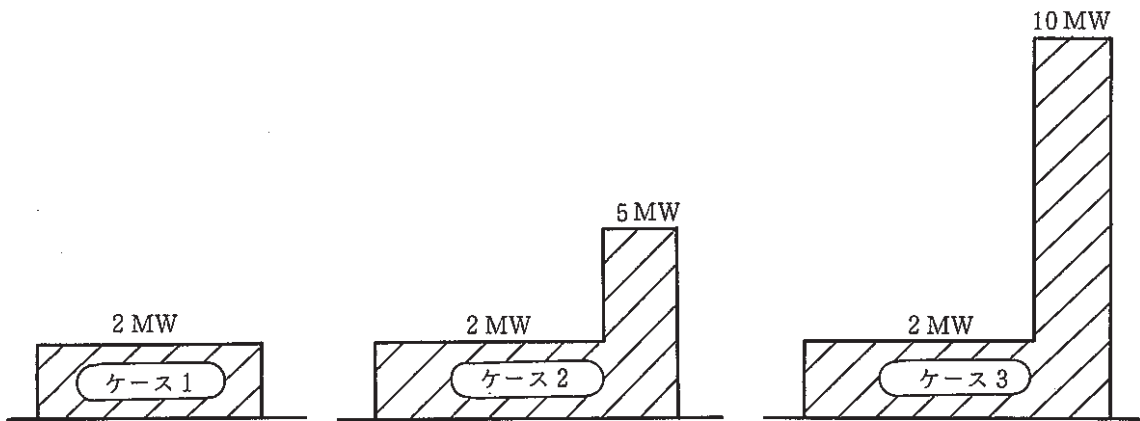
照射終了直後の放射能強度を第1表に示す。

照射終了直後の全ての核分裂生成物の放射能強度は、 $8.47 \times 10^2 \text{Ci}$ (ケース1) $2.03 \times 10^3 \text{Ci}$ (ケース2) 及び $3.97 \times 10^3 \text{Ci}$ (ケース3) であり、いずれのケースも100 Ciを上回っている。また、生成される核分裂生成物は短半減期のものが支配的であり、核分裂生成物の蓄積量は照射時間でなく、出力(中性子束)に依存するものである。以上のことから、放射能強度を100 Ci以下に押えるには、炉出力あるいは要素本数を見直す必要がある。

第1表 核分裂生成物(FP)の全蓄積量(照射終了直後)

(単位: Ci)

	主要核分裂生成物					全FP量
	Xe	Kr	I	Cs	Sr	
ケース1	4.45×10^1	3.74×10^1	4.58×10^1	5.43×10^1	5.96×10^1	8.47×10^2
ケース2	1.10×10^2	8.68×10^1	1.01×10^2	1.33×10^2	1.41×10^2	2.03×10^3
ケース3	2.16×10^2	1.67×10^2	1.88×10^2	2.65×10^2	2.74×10^2	3.97×10^3



	炉出力 (MW)	運転時間 (h)	中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec^{-1}$)	照射位置
ケース 1	2	6	7.888×10^{13}	炉心第 0 列
ケース 2	2	6	7.888×10^{13}	炉心第 0 列
	5	2	1.972×10^{14}	
ケース 3	2	6	7.888×10^{13}	炉心第 0 列
	10	2	3.944×10^{14}	

第 1 図 ウラン・ニッケル合金要素の照射条件

11.2 ウラン・ニッケル合金要素の放射化量及び崩壊熱の評価

報告者：生田目（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概 要

高速実験炉「常陽」では、カバーガス・オンライン γ 線モニタ試験装置（ゲルマニウム半導体検出器により連続的にカバーガス中のFP濃度を測定する装置）の設置を計画している。この試験装置の感度較正では、1次主冷却系内のFP量濃度を正確に把握することができるFP生成源の使用が不可欠である。このため、冷却材Na中へ放出されるFP量を精度よく評価できるウラン・ニッケル合金製のFP生成源を集合体へ装荷して原子炉内で照射することにより、カバーガス・オンライン γ 線モニタ試験装置の感度較正を行う予定である。この際、照射が終了した感度較正用集合体は、通常の使用済燃料取扱いルートで原子炉外へ取出され高速実験炉に隣接する照射燃料集合体試験施設（FMF）へ払出される。そこで、本解析では感度較正用集合体の照射終了後の放射化量及び崩壊熱を評価した。

2. ウラン・ニッケル合金要素の仕様及び照射条件

(1) ウラン・ニッケル合金要素の仕様

(イ) 形状：中空円管フローホール付（上下部端栓付）

(ロ) 寸法：外径 ϕ 5.5 mm内径 ϕ 3.35mm

長さ 1533 mm（ウラン・ニッケル合金部 550 mm）

(ハ) 組成

1) ウラン・ニッケル合金管：ウラン含有率 3.5 wt%

ウラン濃縮度 19.8 wt%

2) 上下端栓及び上下延長管：Ni-200（純ニッケル）

3) ウラン・ニッケル合金管（550 mm）30本当たりの成分

成分	U		Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu
	U-235	U-238						
含有量 (g)	16.1	64.8	1.1	0.2	4.2	2.2	2196.1	2.7

(ニ) ウラン・ニッケル合金管使用数量：30本

(2) 照射条件

感度較正用集合体の照射条件を第1図に示す。本解析で使用した集合体出力及び中性子束は、“MAGI”コードの予測計算により得られた値である。

3. 計算結果

ウラン・ニッケル合金要素30本による核分裂生成物（FP）の蓄積量及び崩壊熱を評価した。評価計算は、放射性核種の生成量及び崩壊熱計算コード“FPGS-3.5”により第1図に示す照射条件で行った。評価はA、B及びCの3点について行っているが、ここでは評価時点Cについて報告する。

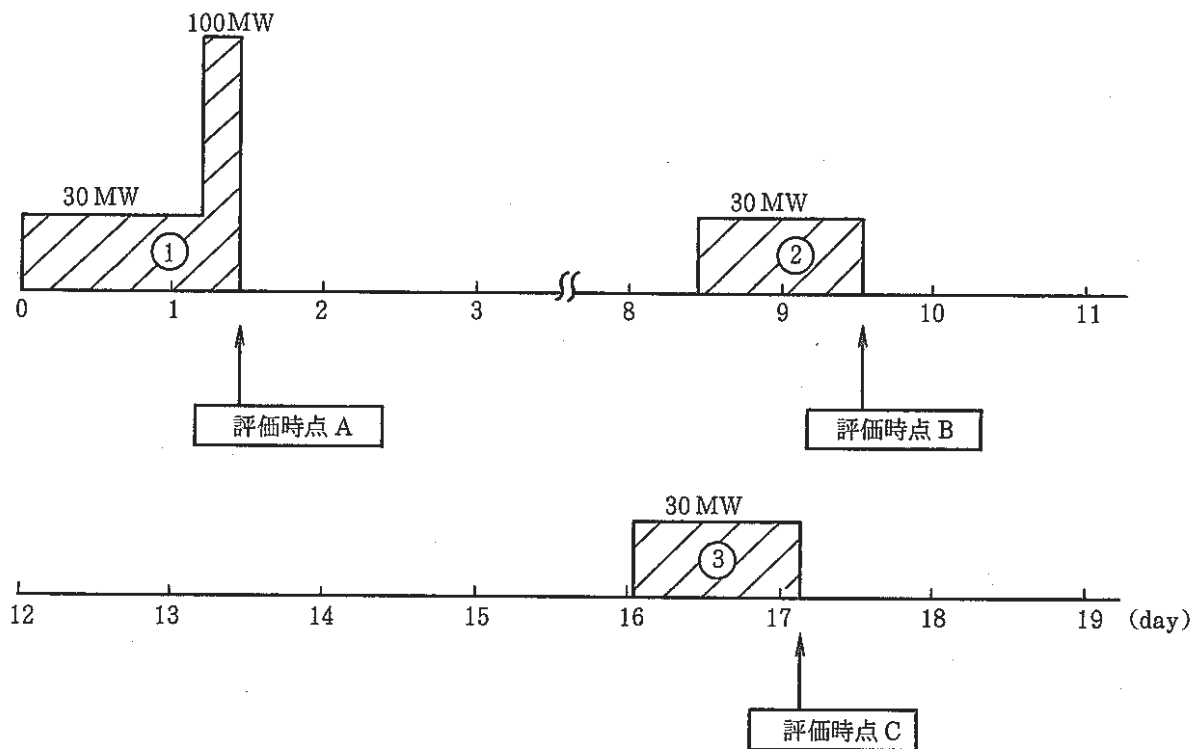
ウラン・ニッケル合金管30本中のウランにより蓄積するゼノン、クリプトン、ヨウ素、セシウム、ストロンチウム及び全てのFPの合計Ci数を第1表に示す。照射終了後の全てのFPの放射能強度は、照射終了直後で 9.45×10^3 Ciであり、16日後には約1%に、200日後には約0.1%以下に減衰する。

また、照射終了後の崩壊熱を第2図に示す。照射終了直後の崩壊熱は約150 wであり、その後徐々に減小し 1×10^6 s後には約3%の4.5 wとなる。これは、核燃料物質及び核分裂生成物の崩壊熱の減小によるものであり、構造材料の崩壊熱は約5 wと一定を保っている。

第1表 核分裂生成物（FP）の全蓄積量

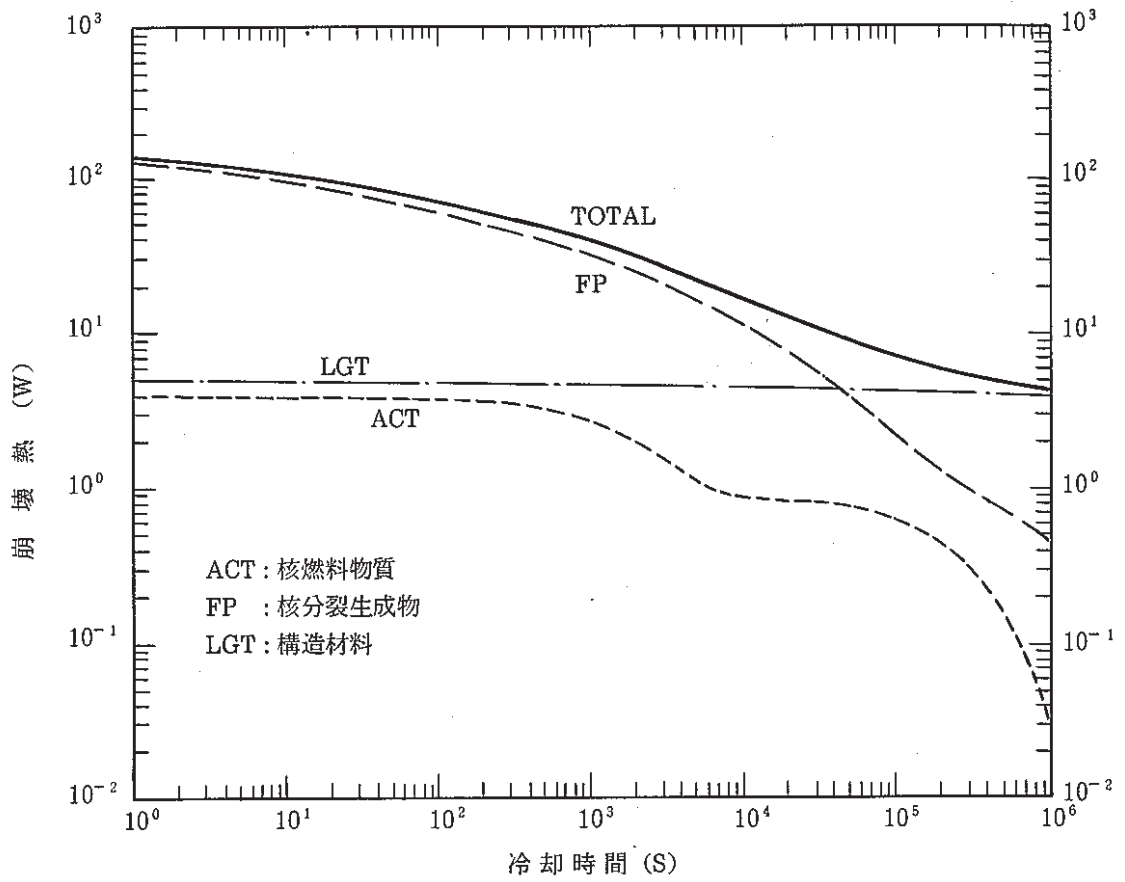
(単位: Ci)

冷却時間 (日)	主 要 核 分 裂 生 成 物					全FP量
	Xe	Kr	I	Cs	Sr	
0.0	5.425+2	3.896+2	5.991+2	5.418+2	6.676+2	9.454+3
0.5	9.803+1	8.145+0	1.174+2	6.960-2	4.726+1	7.935+2
1.0	6.489+1	7.571-1	7.563+1	6.870-2	2.080+1	5.079+2
2.0	3.434+1	1.681-2	4.390+1	6.715-2	7.711+0	3.084+2
4.0	2.233+1	4.739-3	2.346+1	6.432-2	4.981+0	1.946+2
8.0	1.342+1	4.730-3	1.145+1	5.947-2	4.641+0	1.255+2
16.0	4.741+0	4.724-3	4.189+0	5.239-2	4.162+0	7.631+1
30.0	7.877-1	4.712-3	1.048+0	4.538-2	3.440+0	4.586+1
60.0	2.431-2	4.687-3	7.599-2	4.030-2	2.291+0	2.409+1
100.0	1.133-3	4.654-3	2.414-3	3.908-2	1.337+0	1.408+1
200.0	3.273-6	4.572-3	4.465-7	3.869-2	3.641-1	5.432+0



照射ラン	炉出力 (MW)	運転時間 (h)	集合体出力 (W)	中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec^{-1}$)	照射間隔 (h)	照射位置
照射①	30	28.75	3.462×10^3	1.183×10^{15}	—	炉心第0列
	100	6.25	1.154×10^4	3.944×10^{15}		
照射②	30	26.25	2.266×10^3	7.310×10^{14}	①→② 168	炉心第4列
照射③	30	26.25	2.274×10^3	7.338×10^{14}	②→③ 132	炉心第4列

第1図 感度較正用集合体の照射条件



第 2 図 崩壊熱曲線

11.3 AST試験用タグガスカプセル製作のためのタグガス組成の作成について

報告者：吉 岡（計測 Gr.）

1. 概 要

AST試験とは、B型特殊燃料集合体（B3）を用いて計画されている改良オーステナイトステンレス鋼燃料ピン照射試験の略称である。AST試験用燃料ピンには、破損ピンの同定を予定しているため、各燃料ピンごとに異なる組成のタグガス（Kr, Xeの安定同位体）を封入することになっている。AST試験用燃料ピンは10種類であるので、10種類のタグガス組成を作成しなければならない。

ここでは、製作期間の短縮、製作コストの低減、および、破損ピン同定の確度などの観点から、AST試験で用いられる最終的なタグガス組成を作成した。

2. 方 法

タグガス組成を作成した方法は次の通りである。

(1) 原料ガスの選定

タグガスカプセル製作について、製作期間の短縮（昭和61年10月末までに完納のこと）、製作コストの低減（輸入するKr, Xe濃縮ガスの原料ガス価格が100万円以上/2ℓと高価であること）から、原料ガスを支給方式にし、表1、表2に示す技術課所有の原料ガスを用いなければならないことになった。

表1 Kr原料ガスの同位体組成

種類	同 位 体 存 在 率 (%)					
	⁷⁸ Kr	⁸⁰ Kr	⁸² Kr	⁸³ Kr	⁸⁴ Kr	⁸⁶ Kr
j	0.35	2.29	11.58	11.51	56.95	17.31
k	9.18	34.40	45.99	8.11	2.33	—

j : 天然同位体組成 Kr

k : ⁷⁸Kr 8%濃縮ガス

表2 Xe原料ガスの同位体組成

種類	同 位 体 存 在 率 (%)								
	¹²⁴ Xe	¹²⁶ Xe	¹²⁸ Xe	¹²⁹ Xe	¹³⁰ Xe	¹³¹ Xe	¹³² Xe	¹³⁴ Xe	¹³⁶ Xe
j	0.10	0.09	1.92	26.44	4.08	21.18	26.89	10.44	8.87
k	5.89	2.72	14.32	68.89	2.71	3.71	1.58	0.11	—

j : 天然同位体組成 Xe

k : ¹²⁶Xe 2%濃縮ガス

(技-61-122, 技-61-132)

(2) 原料ガスの組み合わせ

表1, 表2に示したKr, Xeの原料ガスの組み合わせ方は下に記した。

タグガス燃焼, 生成を計算するタグコードIIの解析結果から, 着目するタグガス同位体比は, 中性子照射量や燃料燃焼度による変化が少ない $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$, $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ とした。同位体比のスペーシング・ファクタ(S.F)の条件は $S.F=1.25$ 以上とした。これらを満たすように, 原料ガスの混合割合を計算し, Kr原料ガスの組み合わせから $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$ の値を2種類, Xe原料ガスの組み合わせから $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ の値を5種類それぞれ作成した。各原料ガスの混合割合は表3, 表4に示した。

表3 Kr原料ガスの混合割合(Kr組成2種)

	混合割合 ($M_j : M_k$)	混合後の同位体存在率(%)		同位体比 ($^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$)	スペーシング ファクター (S.F)	備考
		^{78}Kr	^{80}Kr			
1	0.0 : 1.0	9.18	34.40	0.26686	1.25	j : 天然 Kr
2	0.9297 : 0.0703	0.97	4.55	0.21349		k : 8% ^{78}Kr

表4 Xe原料ガスの混合割合(Xe組成5種)

	混合割合 ($M_j : M_k$)	混合後の同位体存在率(%)		同位体比 ($^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$)	スペーシング ファクター (S.F)	備考
		^{126}Xe	^{129}Xe			
1	0.0 : 1.0	2.72	68.89	0.03948	1.25	j : 天然 Xe
2	0.4220 : 0.5780	1.61	50.98	0.03159		1.25
3	0.6288 : 0.3712	1.07	42.20	0.02527		
4	0.7491 : 0.2509	0.75	37.09	0.02022		
5	0.8789 : 0.1211	0.41	31.58	0.01294	1.56	

3. 結果

AST試験用燃料ピンに封入するタグガスをKr, Xeとも各1 Nccとした場合, AST試験用タグガス組成10種類は表5のようになった。

表5 AST試験用タグガス組成10種類

TAG No.	Kr組成($\times 10^{-2}$ Ncc)		Xe組成($\times 10^{-2}$ Ncc)		同位体比	
	^{78}Kr	^{80}Kr	^{126}Xe	^{129}Xe	$^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$	$^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$
1	9.18	34.40	2.72	68.89	0.26686	0.03948
2	"	"	1.61	50.98	"	0.03159
3	"	"	1.07	42.20	"	0.02527
4	"	"	0.75	37.09	"	0.02022
5	"	"	0.41	31.58	"	0.01294
6	0.97	4.55	2.72	68.89	0.21349	0.03948
7	"	"	1.61	50.98	"	0.03159
8	"	"	1.07	42.20	"	0.02527
9	"	"	0.75	37.09	"	0.02022
10	"	"	0.41	31.58	"	0.01294

11.4 新型コールドトラップに係る耐震計算（工認申請）のバックアップ解析

報告者：沢田 誠（プラント Gr.）

高一課の要望により，新型コールドトラップの耐震計算（工認申請）のバックアップ解析として，スペクトラルモーダル法による動的解析を実施し，静的解析との比較を行った。尚，解析は線形構造耐震解析コード「SAP-W」を用いて行った。

1. 検討結果

(1) 固有値解析

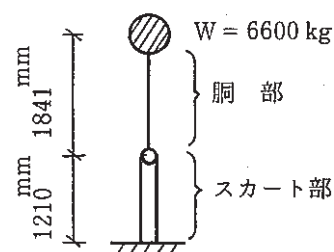
コールドトラップの固有振動数は 20 Hz 以下であり，耐震構造上は剛構造とは言えない構造である。

	固有振動数
1次	15.1 Hz

(2) 動的解析と静的解析との比較

最大剪断力と最大曲げモーメントについて比較を行った結果，動的解析は静的解析を大幅に下回るものであった。

	最大剪断力	最大曲げモーメント
動的解析	244.6 kg	$0.75 \times 10^6 \text{ kg} \cdot \text{mm}$
静的解析	2250.6 kg	$6.87 \times 10^6 \text{ kg} \cdot \text{mm}$



(解析モデル図)

2. 評価

コールドトラップの耐震評価は，構造的には剛構造として評価はできないものの，静的解析を行えば安全側に評価できることが確認された。