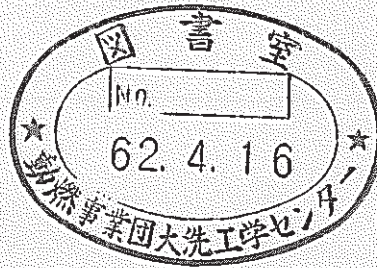


実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol. 3, No. 3 昭和61年10月～12月の成果概要



1987年 3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. 3 昭和61年10月～12月の成果概要

溝尾 宣辰* 前田 清彦*

要 旨

本報告書は、実験炉部技術課が担当している試験研究のうち、昭和61年10月から12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
- J 2 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

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

上記の通り、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。

* 動力炉・核燃料開発事業団，大洗工学センター，実験炉部技術課

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

Experimental Reactor Division Vol.3, No.3

Nobutatsu Mizoo*, Kiyohiko Maeda*

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during October through December, 1986. All results described in the report were released with internal memoranda 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 transfer plan to J2 core.
- 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 for 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 analysis codes and their manuals.
- Miscellaneous results.

Tables classified by kind of work are added.

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

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

目 次

1.	まえがき	1
2.	高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究	2
2.1	高速実験炉の工程（昭和61年10月～12月）	2
2.2	実験炉部技術課が担当した試験研究	30
3.	高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価	35
3.1	実績の運転履歴集合体組成データを使用した“MAGI”第1サイクル～ 第11サイクル予測計算（技-61-194）	36
3.2	MK-II炉心第12サイクル“MAGI”記録計算（技-61-206）	39
3.3	MK-II炉心第12サイクルにおける温度係数の測定結果（技-61-213）	42
3.4	MK-II炉心第12サイクルにおける反応度係数試験結果（技-61-224）	43
3.5	炉出力30MW，1次系流量30%からの制御棒一斉挿入による炉停止方法 の検討（技-61-182）	47
3.6	フィードバック反応度特性試験の低流量時の熱出力予定値（技-61-195）	49
3.7	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-61-201，-221）	51
3.8	フィードバック反応度特性試験(I)での測定結果の概要（技-61-227）	54
3.9	フィードバック反応度特性試験(II)での測定結果の概要（技-61-240）	55
3.10	MK-II炉心第12'-1（B4M照射試験）サイクル“MAGI”記録計算 （技-61-233）	56
3.11	“MAGI”出力分布の補正及び100MW規格化の変更（技-61-193）	61
3.12	“MAGI”コードにおける，特殊燃料集合体の燃焼度計算ルーチンの修 正（技-61-256）	63
4.	J2炉心への移行計画のための解析・検討	65
4.1	70日連続運転に関する検討（技-61-179）	66
4.2	燃料交換及び炉心運転の長期計画（技-61-184，-207）	68
4.3	Pu fissile 富化度20.5wt/oの3次取替燃料の燃焼反応度損失及び2次取 替燃料との置換反応度（技-61-185）	72
4.4	取替燃料の燃焼度（技-61-205）	74

4.5	MK-II 炉心構成要素第2次モニタリング計画用 J1 燃料集合体の選定 (技-61-214)	76
4.6	MK-II 第13 サイクル以降の運転計画 (案) (技-61-264)	77
5.	設工認のための解析・検討	80
5.1	上部反射体におけるガンマ線発熱分布 (技-61-174)	81
5.2	A2D の設工認のための炉心特性評価 (技-61-186)	82
5.3	A2D と炉心燃料の中性子束の比較 (技-61-204, -225)	83
5.4	標準平衡 J2 炉心の各列毎の高速中性子束分布 (技-61-191)	86
5.5	制御棒設工認の反応度制御能力計算書の位置付けと炉心選定理由 (技-61-180, -202)	88
5.6	取替燃料設工認の核熱設計書の位置付けと炉心選定理由 (技-61-202)	90
5.7	ペレット製作公差の工学的安全係数の見直しとその影響 (技-61-215)	92
5.8	第2次取替燃料 (その2) 設工認の為の核熱評価 (技-61-218, -220)	93
5.9	"MIMIR-N2" コードによる 100 MW 手動スクラム模擬解析 (技-61-237)	94
6.	炉心内の機械的特性の解析と評価	96
6.1	IAEA/IWGF R 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 5 のタイム・ステップ幅のサーベイ計算) (技-61-229)	97
6.2	IAEA/IWGF R 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 6 の標準ケース) (技-61-235)	98
6.3	IAEA/IWGF R 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 3A の標準ケース) (技-61-236)	99
6.4	IAEA/IWGF R 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 3B の標準ケース) (技-61-241)	100
6.5	IAEA/IWGF R 主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク (EXAMPLE 3A のパラメータ・サーベイ) (技-61-242)	101
7.	MK-II 炉心における自然循環試験の結果と解析・評価	102
7.1	"MIMIR-N2" コードによる自然循環試験 II-D 試験後解析 (コード改修に伴う総合検証解析) (技-61-197)	103
7.2	自然循環試験 II-E 予備解析 (第12 サイクル・100 MW 過渡試験) (技-61-177)	106

7.3	“MIMIR-N2”による「常陽」MK-II自然循環試験II-E予測解 析(技-61-199)	107
7.4	自然循環試験II-E測定データの補正について(技-61-200)	110
7.5	自然循環試験II-E(100MW)試験結果(速報版)(技-61-210)	111
8.	高速実験炉のプラント諸特性の解析と評価	113
8.1	M系列・安定性試験結果(MK-II炉心第12サイクル)(技-61-178)	114
8.2	MK-II炉心第12'サイクル系統圧損測定結果(技-61-217)	117
8.3	MK-II炉心第12'サイクルにおける流量計特性試験(技-61-234)	119
8.4	フィードバック反応度特性試験時の1次主ポンプ予想回転数の算出 (技-61-231)	125
8.5	フィードバック反応度特性試験のステップ移行時の運転操作方法の検討結 果(技-61-232)	127
8.6	フィードバック反応度特性試験時の主冷却機出口温度予測結果 (技-61-238)	128
8.7	フィードバック反応度特性試験における冷却系温度制御系の操作記録 (技-61-226, -243)	131
9.	高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析	144
9.1	B1Jドシメータの反応率測定結果(技-61-192)	145
9.2	ATRフラックスモニターの放射化量(技-61-211)	148
9.3	S MIR-3ドシメータの反応率測定結果(技-61-212)	150
9.4	II-02フラックスモニターの反応率測定結果(技-61-222)	152
9.5	ANS Topical Meeting(1987年4月開催)発表資料(技-61-244)	155
9.6	格納容器床下の中性子反応率測定結果(技-61-257)	173
10.	計算機コード・マニュアルの作成と整備	176
10.1	自己回帰モデルによるオートパワースペクトル推定プログラムについて (技-61-209)	177
10.2	CAMACシステムによるステップ応答試験データプロットプログラム (技-61-250)	182
11.	その他の試験研究及び解析評価作業の成果	185
11.1	ナトリウム中窒素分析における分解蒸溜装置の改良と添加回収試験 (技-61-254)	186

11.2 ナトリウム中塩素分析法の改良試験（イオンクロマトグラフ法）
（技-61-255） 188

昭和 61 年 10 月から 12 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沿って分類した。

A 炉心管理業務

	番 号	頁
3.1 実績の運転履歴集合体組成データを使用した "MAG I" 第 1 サイクル～第 11 サイクル予測計算	(技-61-194)	36
3.2 MK-II 炉心第 12 サイクル "MAG I" 記録計算	(技-61-206)	39
3.3 MK-II 炉心第 12 サイクルにおける温度係数の測定結果	(技-61-213)	42
3.4 MK-II 炉心第 12 サイクルにおける反応度係数試験結果	(技-61-224)	43
3.7 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-61-201・ -221)	51
3.10 MK-II 炉心第 12'-1 (B4M 照射試験) サイクル "MAG I" 記録計算	(技-61-233)	56
3.12 "MAG I" コードにおける、特殊燃料集合体の燃焼度計算ルーチンの修正	(技-61-256)	63
9.1 B1J ドシメータの反応率測定結果	(技-61-192)	145
9.2 ATR フラックスモニターの放射化量	(技-61-211)	148
9.3 SMIR-3 ドシメータの反応率測定結果	(技-61-212)	150
9.4 II-02 フラックスモニターの反応率測定結果	(技-61-222)	152
9.5 ANS Topical Meeting (1987 年 4 月開催) 発表資料	(技-61-244)	155
9.6 格納容器床下の中性子反応率測定結果	(技-61-257)	173

B プラント健全性確認

	番 号	頁
8.1 M 系列・安定性試験結果 (MK-II 炉心第 12 サイクル)	(技-61-178)	114
8.2 MK-II 炉心第 12' サイクル系統圧損測定結果	(技-61-217)	117
8.3 MK-II 炉心第 12' サイクルにおける流量計特性試験	(技-61-234)	119

C 分析業務

	番 号	頁
11.1 ナトリウム中窒素分析における分解蒸溜装置の改良と添加回収試験	(技-61-254)	186
11.2 ナトリウム中塩素分析法の改良試験 (イオンクロマトグラフ法)	(技-61-255)	188

D 改良・合理化

	番 号	頁
3.11 "MAGI"出力分布の補正及び100MW規格化の変更	(技-61-193)	61
10.1 自己回帰モデルによるオートパワースペクトル推定プログラムについて	(技-61-209)	177
10.2 CAMACシステムによるステップ応答試験データプロットプログラム	(技-61-250)	182

F 多目的利用(特殊試験・解析)

	番 号	頁
3.5 炉出力30MW, 1次系流量30%からの制御棒一斉挿入による炉停止方法の検討	(技-61-182)	47
3.6 フィードバック反応度特性試験の低流量時の熱出力予定値	(技-61-195)	49
3.8 フィードバック反応度特性試験(I)での測定結果概要	(技-61-227)	54
3.9 フィードバック反応度特性試験(II)での測定結果概要	(技-61-240)	55
7.1 "MIMIR-N2"コードによる自然循環試験II-D試験後解析(コード改修に伴う総合検証解析)	(技-61-197)	103
7.2 自然循環試験II-E予備解析 (第12サイクル・100MW過渡試験)	(技-61-177)	106
7.3 "MIMIR-N2"による「常陽」MK-II自然循環試験II-E予測解析	(技-61-199)	107
7.4 自然循環試験II-E測定データの補正について	(技-61-200)	110
7.5 自然循環試験II-E(100MW)試験結果(速報版)	(技-61-210)	111
8.4 フィードバック反応度特性試験時の1次主ポンプ予想回転数の算出	(技-61-231)	125
8.5 フィードバック反応度特性試験のステップ移行時の運転操作方法検討結果	(技-61-232)	127
8.6 フィードバック反応度特性試験時の主冷却機出口温度予測結果	(技-61-238)	128
8.7 フィードバック反応度特性試験における冷却系温度制御系の操作記録	(技-61-226・ -243)	131

G 計画検討

	番 号	頁
4.1 70日連続運転に関する検討	(技-61-179)	66
4.2 燃料交換及び炉心運転の長期計画	(技-61-184・ -207)	68
4.3 Pu fissile 富化度 20.5 wt/o の3次取替燃料の燃焼反応度損失及び2次取替燃料との置換反応度	(技-61-185)	72
4.4 取替燃料の燃焼度	(技-61-205)	74
4.5 MK-II 炉心構成要素第2次モニタリング計画用 J1 燃料集合体の選定	(技-61-214)	76
4.6 MK-II 第13サイクル以降の運転計画(案)	(技-61-264)	77
5.1 上部反射体におけるガンマ線発熱分布	(技-61-174)	81
5.2 A2Dの設工認のための炉心特性評価	(技-61-186)	82
5.3 A2Dと炉心燃料の中性子束の比較	(技-61-204・ -225)	83
5.4 標準平衡 J2 炉心の各列毎の高速中性子束分布	(技-61-191)	86
5.5 制御棒設工認の反応度制御能力計算書の位置付けと炉心選定理由	(技-61-180・ -202)	88
5.6 取替燃料設工認の核熱設計書の位置付けと炉心選定理由	(技-61-202)	90
5.7 ペレット製作公差の工学的安全係数の見直しとその影響	(技-61-215)	92
5.8 第2次取替燃料(その2)設工認の為の核熱評価	(技-61-218・ -220)	93
5.9 "MIMIR-N2"コードによる100MW手動スクラム模擬解析	(技-61-237)	94
6.1 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE 5のタイム・ステップ幅のサーベイ計算)	(技-61-229)	97
6.2 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE 6の標準ケース)	(技-61-235)	98
6.3 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE 3Aの標準ケース)	(技-61-236)	99
6.4 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE 3Bの標準ケース)	(技-61-241)	100
6.5 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク(EXAMPLE 3Aのパラメータ・サーベイ)	(技-61-242)	101

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 10 月 1 日から 12 月 31 日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を、その内容毎に編集したものである。

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

2. 高速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10月～12月）

9月13日に起動されたMK-II炉心第12サイクルは、順調に定格100MW出力運転を継続した後、10月29日の100MWからの自然循環試験と共に予定どおり終了した。この間、運転特性試験等は予定どおり実施された。

停止後点検を行った後、MK-II炉心第12'サイクル運転準備を開始した。MK-II炉心第12'サイクルは、出力上昇時燃料組織変化測定試験（B4M照射試験）、フィードバック反応度特性試験(I)、(II)を実施するための特殊運転を行うサイクルであり、10月31日よりB4M照射試験運転のための燃料取扱作業に入った。燃料取扱作業は、6体の炉心構成要素の炉内燃料取扱を行い、出力上昇試験用集合体（B4M）を第1列〔1A1〕に装荷した。

B4M照射試験は、原子炉の起動操作を11月13日に開始し、臨界到達、系統昇温、出力上昇を経て11月14日に50MWに到達した。同日試験目的である50MWから100MWまで2時間で出力上昇する運転を行った。100MWで約3時間運転の後、制御棒の連続挿入によって出力を降下し、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、炉雑音測定等の運転特性試験を実施した。

11月17日よりフィードバック反応度特性試験(I)のための燃料取扱作業に入った。燃料取扱作業は、5体の炉心構成要素の炉内燃料取扱を行った。この燃料取扱作業により防振機構改良型制御棒（SCR）は、〔3D3〕より〔3A3〕へ移動した。

フィードバック反応度特性試験(I)は、原子炉の起動操作を11月24日に開始し、臨界到達、系統昇温、出力上昇を経て11月25日に50MWに到達した。その後、炉出力を30MWまで降下し、11月26日に炉出力を30MWに保ち、1次系流量を100%から30%、2次系流量を100%から44%に変化させる特殊試験を行い、25MWより手動制御棒一斉挿入により原子炉を停止した。この間ステップ応答試験、出力係数測定等運転特性試験を実施した。

11月28日よりフィードバック反応度特性試験(II)のための燃料取扱作業に入った。この燃料取扱作業ではSCRの〔3A3〕から〔3E3〕への移動のみを行った。

参考文献

- 高速実験炉「常陽」プラント管理月報
- 1986年10月分 PNC SN 86-010
- 1986年11月分 PNC SN 86-011
- 1986年12月分 PNC SN 86-012

フィードバック反応度特性試験(Ⅱ)は、原子炉の起動操作を12月3日に開始し、臨界到達、系統昇温、出力上昇を経て12月4日に50 MWに到達した。その後炉出力を35 MWまで降下し、12月5日に炉出力を35 MWに保ち、1次系流量を100 %から33 %、2次系流量を100 %から44 %に変化させる特殊試験を行い、30 MWより手動制御棒一斉挿入により原子炉を停止した。この間ステップ応答試験、出力係数測定等運転特性試験を実施した。原子炉停止後、臨界点確認、停止後点検を経てMK-Ⅱ第12'サイクル運転を終了した。

「常陽」の第6回定期検査、照射準備、改造工事等を12月9日から開始し、昭和62年9月上旬に終了する予定である。定検開始に先立ち、炉内燃料取扱作業を12月8日から12月24日まで実施し、計測線付C型特殊燃料集合体（INTA）及び出力上昇試験用集合体（B4M）をFMFへ払い出した。

現在格納容器床下雰囲気の空気置換操作とあわせて、プラントの定検モードへの移行が順調に進行中である。

本報告に係る期間中（昭和61年10月～12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。

MK-Ⅱ炉心第12サイクル及び第12'サイクルの原子炉熱出力、原子炉出入口Na温度及び原子炉入口Na流量をそれぞれ図1-1～図7-1及び図1-2～図7-2に示す。

図8-1～図8-4には、それぞれMK-Ⅱ炉心第12サイクル定格運転時と第12'サイクル特殊運転時の炉心構成図を示す。

表 1 - 1 月間の原子炉運転実績

期 間	昭和 61 年 10 月			昭和 61 年 11 月			昭和 61 年 12 月		
	月 間	100MW第12サイクル 期 間 S 61. 9.13 ~ 10.29		月 間			月 間	100 MW第12サイクル 期 間 S 61. 11. 13 ~ 12. 5	S 61年度第 3 四半期 期 間 S 61. 10. 1 ~ 12. 31
原子炉起動回数 (回)	1	2		4			2	6	7
運 転 日 数 (日)	30	48		7			4	11	41
積算運転時間 (H)	686	1,107.09		98.54			60.45	158.99	845.36
積算熱出力 (MWH)	65,735	103,472		2,198			1,372	3,570	69,305
利 用 率 (%)	88	90		3			1.8	-	31
平均熱出力 (MW)	96	93		22			23	22	82
最大熱出力 (MW)	100	100		100			50	100	100

表 1 - 2 積算原子炉運転実績

項 目	S.61年度累計 期 (S.61.4.1~10.31)	MK-II累計 (S.57.11.22~)	MK-I, II 累 計 (S.52.4.24~)	S.61年度累計 期 (S.61.4.1~11.30)	MK-II累計 (S.57.11.22~)	MK-I, II 累 計 (S.52.4.24~)	S.61年度累計 期 (S.61.4.1~12.31)	MK-II累計 (S.57.11.22~)	MK-I, II 累 計 (S.52.4.24~)
原子炉起動回数 (回)	7	136	398	11	140	402	13	142	404
運 転 日 数 (日)	147	-	-	154	-	-	158	-	-
積算運転時間 (H)	3,378	15,315	28,283	3,476.99	15,413.78	28,381.75	3,537.44	15,474.23	28,442.20
積算熱出力 (MWH)	318,729	1,354,459	2,027,789	320,927	1,356,657	2,029,987	322,299	1,358,029	2,031,359
利 用 率 (%)	62	-	-	55	-	-	49	-	-
平均熱出力 (MW)	94	-	-	92	-	-	91	-	-
最大熱出力 (MW)	100	-	-	100	-	-	100	-	-

表 2 - 1 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	S. 61. 10																																						
	1	②	3	④	⑤	6	7	8	9	⑩	11	⑫	13	14	15	16	17	⑱	⑲	20	21	22	23	24	25	⑳	27	28	29	30	31								
一般事項		PNC 創立記念日		第 一 土 休			IAEA 科 技 庁 査 察	核 燃 料 物 質	実 在 庫 調 査	体 育 の 日								第 三 土 休																					
記 事	9/13 ~																																						
	9/11 ~																																						
	安定性試験																																						

表 2 - 3 高速実験炉「常陽」実績工程表

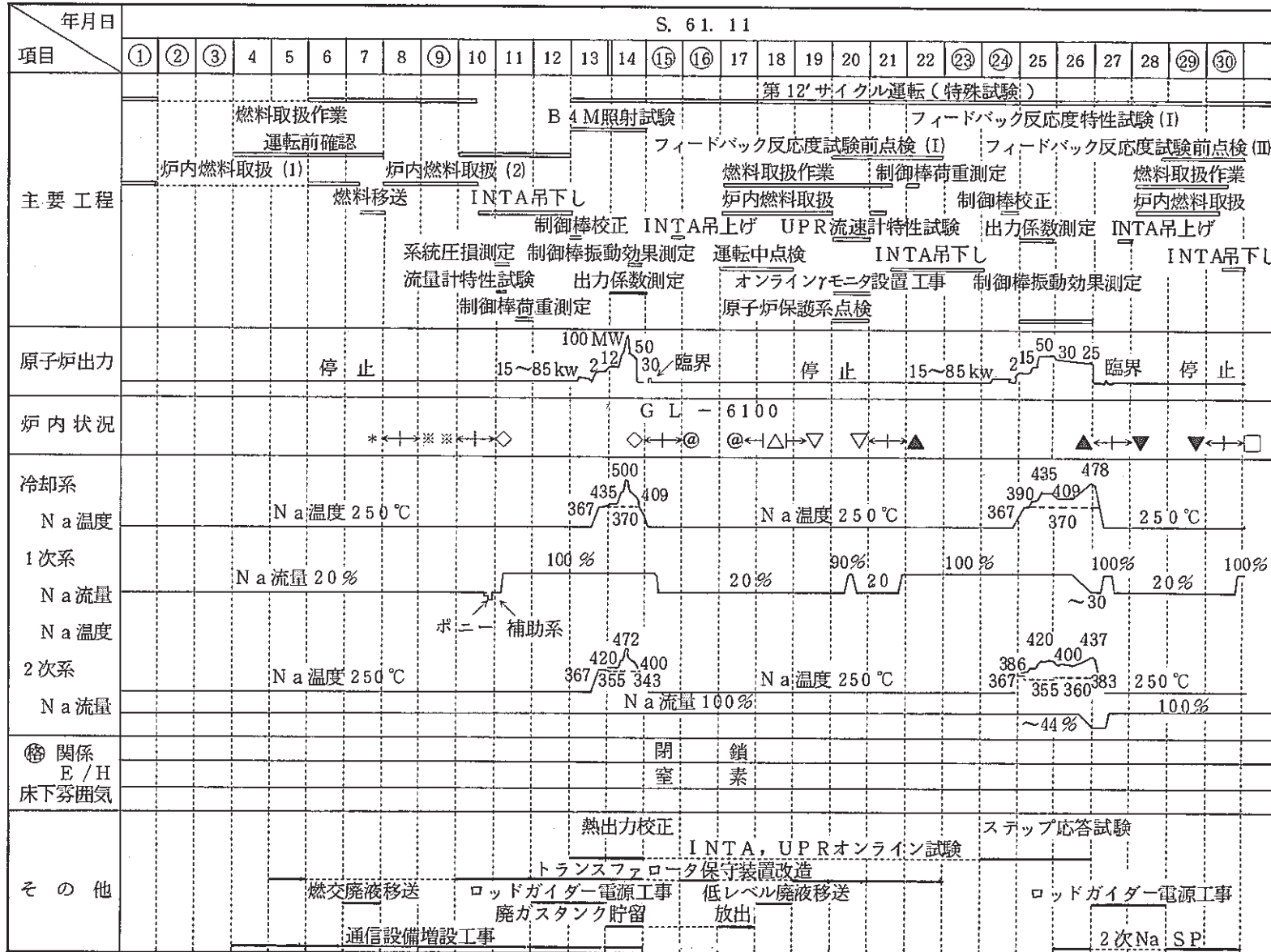
年月日 項目	S. 61. 12																																								
	1	2	3	4	5	⑥	⑦	8	9	10	11	12	13	⑭	15	16	17	18	19	⑳	㉑	22	23	24	25	26	27	㉒	㉓	㉔	㉕										
一般事項															IAEA 科技厅 査察						常陽 全停電							御 用 納		年 末 休 日	"	"									
特殊試験 照射準備 改造工事 第6回 定期検査 その他	11/13 ~ 第12'サイクル運転(特殊試験)																																								
	フィードバック反応度特性試験 (Ⅱ)														照射準備・改造工事・第6回定期検査																										
	臨界点確認					燃料取扱作業										中性子検出器(ch2)据付準備																									
	制御棒校正					INTA吊上げ					炉内燃料取扱 (1),					(2)					1次純化系C/T撤去作業準備																				
	昇温					停止後点検					燃料移送 (1),					(2)																									
	出力上昇, ~50MW										INTA切断					CRD-M取外し																									
	出力降下, ~35MW															電源盤点検																									
	フィードバック										燃料移送 (12/11, 15)					1HD, P/C					1D, M/C																				
	試験前点検					反応度測定					FMPへ(キャスクカー渡し)(12/15)					2HD, P/C					1B, M/C																				
	INTA吊下					炉停止(CR-斉挿入)					計測線付C型特殊燃料集合体(INTA)1体					SFF非常系																									
	制御棒 荷重測定					系統降溫 臨界点確認					洗浄, プールへ (12/11)					2D, P/C					「常陽」変電所																				
	出力係数測定					制御棒振動効果測定					B型特殊燃料集合体(B4M)1体					3D, P/C					JOYDAS点検																				
	熱出力校正					ステップ応答試験					構造材料照射用反射体(SMIR-7)1体					3S, P/C					INTAハウジング撤去																				
	INTA, UPRオンライン試験					FFD特性試験					炉内へ (12/11, 15)					2B, P/C					床下酸欠サーベイ 放射線量測定																				
						INTA, UPRオンライン試験					空ポット 1体					3B, P/C					床下立入可能(一部区域のみ)																				
					2次主ポンプ モータブラシ交換					⑥ 床下空気置換					⑥ 機器搬出入口開																										
										予熱系周り電動弁点検																															
										電源コントロールセンター設備点検																															
										1次補助系 予熱系プロセス計器点検																															
										2次主送風機ベーン点検架台取付																															
										2次系サーベイランス材取扱装置点検, 整備, リハーサル																															
										2次主ヒータ点検																															
										フレオン冷凍機点検																															
										アルコール廃液処理設備一圧点検																															

表 3 - 1 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日 項目	S. 61. 10																														
	1	②	3	④	⑤	6	7	8	9	⑩	11	⑫	13	14	15	16	17	⑱	⑲	20	21	22	23	24	25	⑳	27	28	29	30	31
主要工程	安定性試験											100 MW第12サイクル運転											燃料取扱作業								
																							停止後点検 炉内燃料取扱(1) 制御棒振動効果測定 INTA吊上げ 出力係数測定 自然環境試験 制御棒荷重測定								
原子炉出力	95											100 MW											30 50 100 臨界 停止								
炉内状況												G L - 6100											* + ※								
冷却系	493											出口Na温度 500℃											409 435 500 250℃								
Na温度												入口Na温度 370℃																			
1次系												Na流量 100%											100 20%								
Na流量																							停止								
Na温度	467											入口Na温度 472℃											400 420 472 250℃								
2次系	344											出口Na温度 343℃											360 355 343 250℃								
Na流量												Na流量 100%											100% 40 停止								
⊗ 関係 E/H 床下雰囲気												閉 鎖 室 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(燃料洗浄設備ガス系除染) 高レベル廃液移送 燃交廃液移送								

- 炉心構成
- * 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
 - AMIP 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

表 3-2 高速実験炉「常陽」プラント状態表



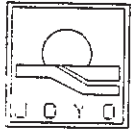
- 炉心構成
- * ドライバー 65 体
 - A, B 特 0 体
 - C 特 1 体
 - INTA 吊上げ中 2 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - ③ ドライバー 65 体
 - A, C 特 0 体
 - B 特 1 体
 - INTA 吊上げ中 2 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - ドライバー 65 体
 - A, C 特 0 体
 - B 特 1 体
 - INTA 1 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - ④ ドライバー 65 体
 - A, C 特 0 体
 - B 特 1 体
 - INTA 吊上げ中 2 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - △ ドライバー 66 体
 - A, B, C 特 0 体
 - INTA 吊上げ中 2 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - ▽ ドライバー 65 体
 - A, B 特 0 体
 - C 特 1 体
 - INTA 吊上げ中 2 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - ▲ ドライバー 65 体
 - A, B 特 0 体
 - C 特 1 体
 - INTA 1 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - ▼ ドライバー 65 体
 - A, B 特 0 体
 - C 特 1 体
 - INTA 吊上げ中 2 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体
 - ドライバー 65 体
 - A, B 特 0 体
 - C 特 1 体
 - INTA 1 体
 - SMIR 2 体
 - AMIR 2 体
 - (UPR) 1 体

PNC TN9410 87-017

表 3-3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日 項目	S. 61. 12																														
	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	⑳	㉑
主要工程	第12'サイクル運転(特殊試験)										照射準備・改造工事・第6回定期検査																				
	フィードバック反応度特性試験(Ⅲ)					燃料取扱作業					電源盤点検																				
	フィードバック反応度試験前点検(Ⅲ)					停止後点検					INTA切断					CRD-M分解点検															
	INTA吊下し(リークテスト)					炉内燃料取扱(1)					炉内燃料取扱(2)					中性子検出器(ch2)据付(準備) 1次純化系コールドトラップ撤去作業(準備)															
	制御棒校正					2次主ポンプモータブラシ交換					「常陽」変電所点検(20日全停電)																				
原子炉出力	停止 15~85kw					50 35 31 臨界					停止																				
	G L - 6100																														
炉内状況	* ← → *					※ ← → ◇					◇ ← → @																				
冷却系	Na温度 250°C					435 490 390 416 370					Na温度 250°C																				
1次系	100%					100					Na流量 20%																				
Na流量	~33%					420 452 386 409 365					Na温度 250°C																				
Na温度	250°C					367 355 363 365					補助系																				
2次系	100%					100%					Na流量 100%																				
Na流量	~44%					停止					停止 停止 停止																				
⊗ 関係 E/H 床下雰囲気	窒素					閉鎖					E/H開					床下立入可能(12/23~1/6区域制限) 開放															
その他	INTA					熱出力校正					⊗ 床上、床下バウンダリ間					J.O.Y.D.A.S点検(停止)															
	UPRオンライン試験					ステップ応答試験					燃交廃液移送					低レベル廃液移送															

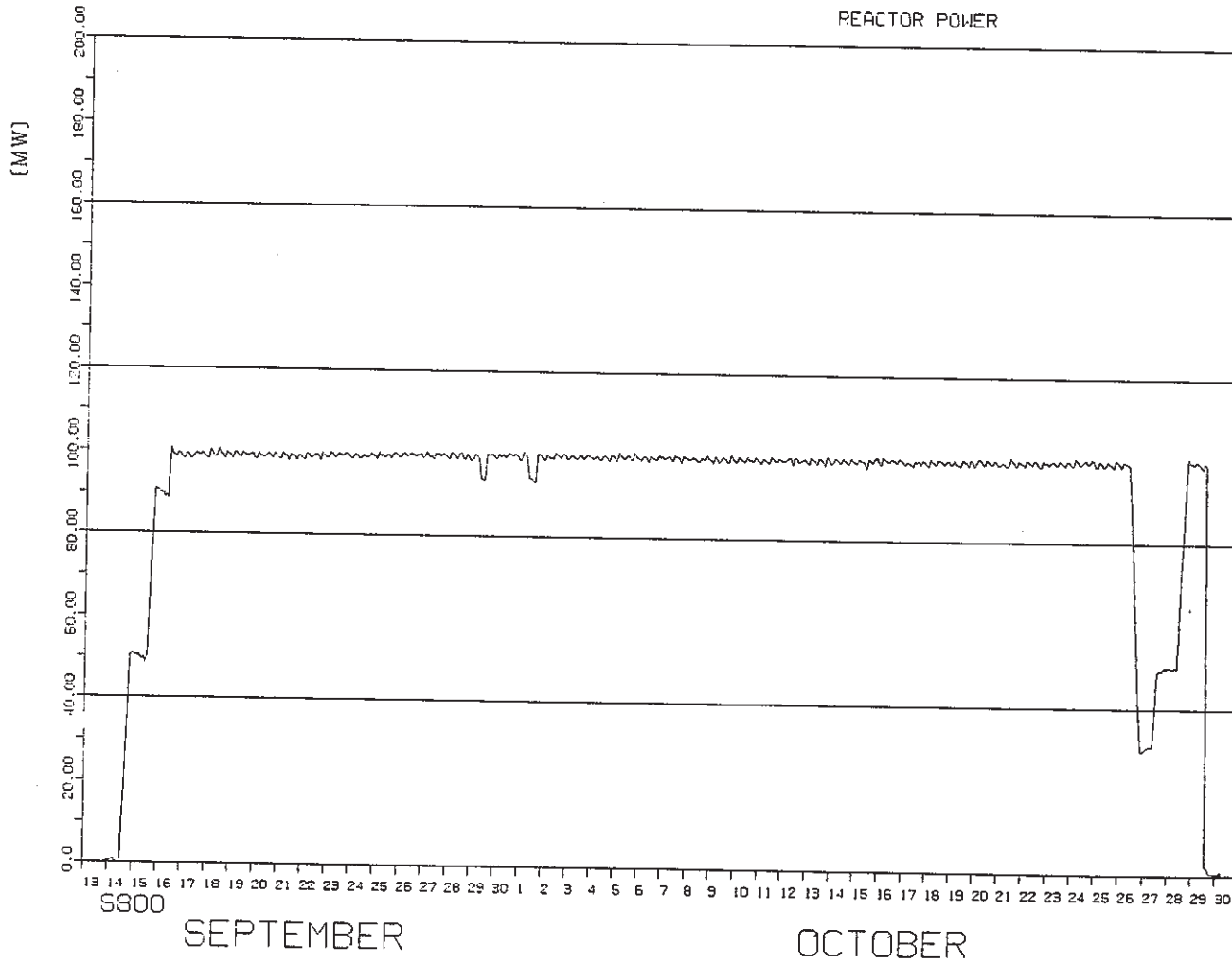
- 炉心構成
- *ドライバー 65体
- A, B特 0体
- C特 1体
- INTA 1体
- SMIR 2体
- AMIR 2体
- (UPR) 1体
- ※ドライバー 65体
- A, B特 0体
- C特 1体
- INTA吊上げ中
- SMIR 2体
- AMIR 2体
- (UPR) 1体
- ドライバー 65体
- A, B特 0体
- C特 1体
- INTA吊上げ中
- SMIR 1体
- AMIR 2体
- (UPR) 1体
- ⊗ドライバー 65体
- A, B特 0体
- C特 1体
- INTA 0体
- SMIR 1体
- AMIR 2体
- (UPR) 1体



常陽MK-2 定格第12サイクル

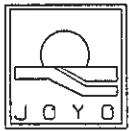
1986/9/13 1:0 ~ 1986/10/30 23:01
原子炉熱出力

REACTOR POWER



PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

図1-1 「常陽」定格第12サイクル



常陽MK-2 第12'サイクル

(1986/9/13 1:0 ~ 1986/10/30 23:0)
原子炉熱出力
REACTOR POWER

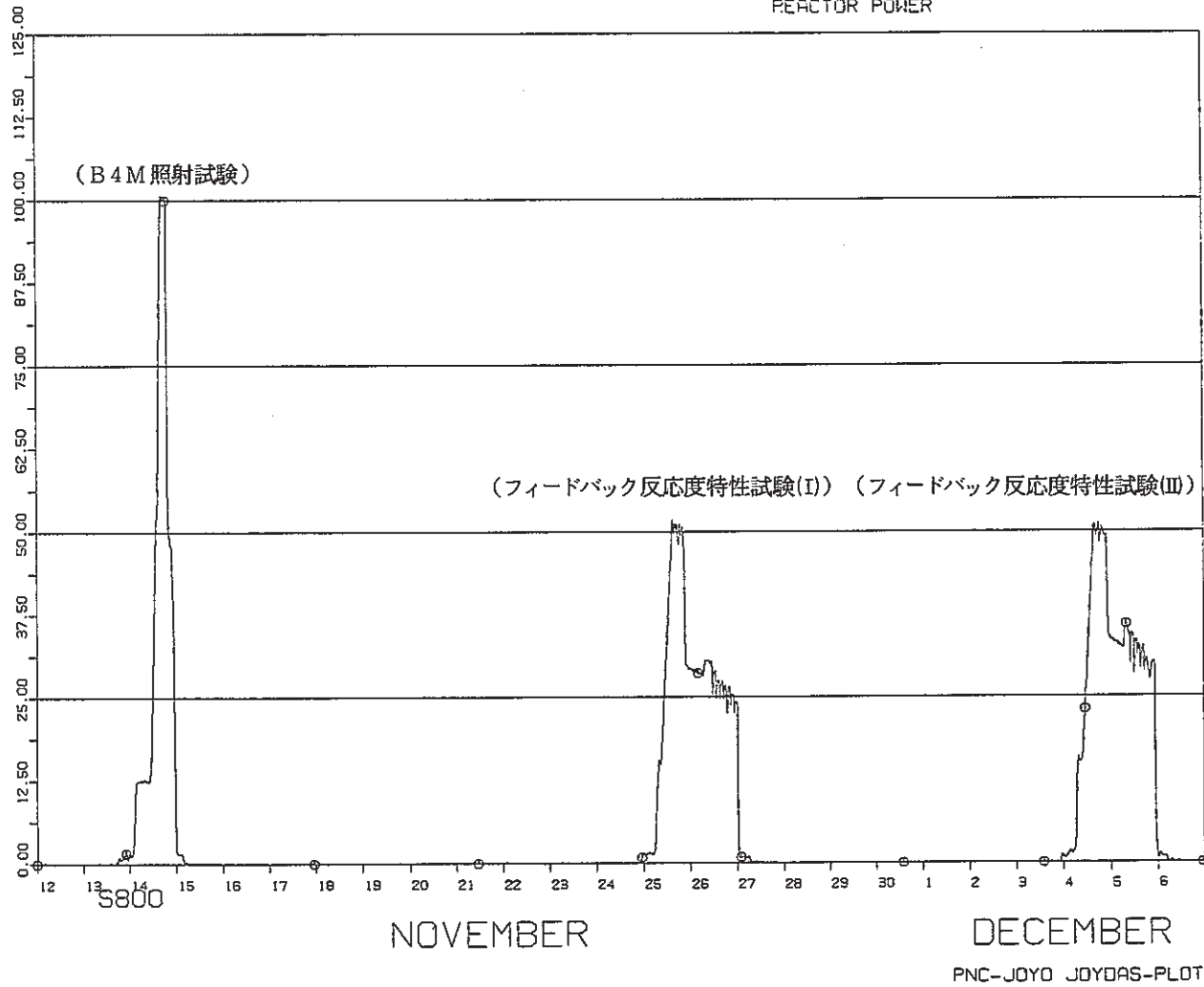
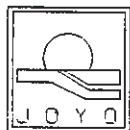


図1-2 「常陽」第12'サイクル



常陽MK-2 定格第12サイクル

(1986/9/13 1:0 ~ 1986/10/30 23:0)
炉容器入口Na温度 (A)

REACTOR IN TEMPERATURE A

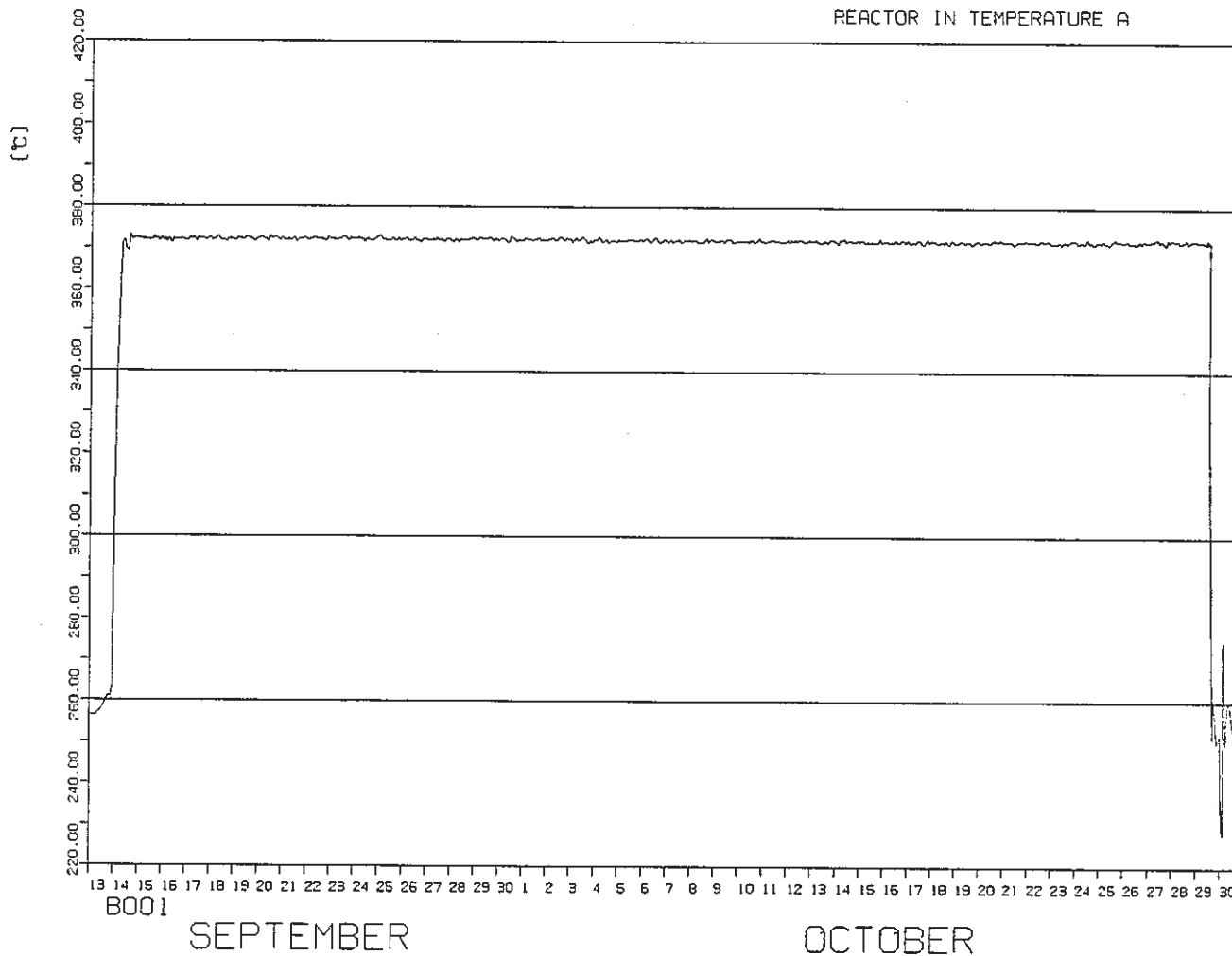
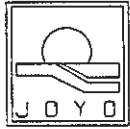


図 2-1 「常陽」定格第12サイクル

PNC-JOYO JOYDAS-PL0T



常陽MK-2 第12'サイクル

(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:0)

炉容器入口Na温度 (A)

REACTOR IN TEMPERATURE A

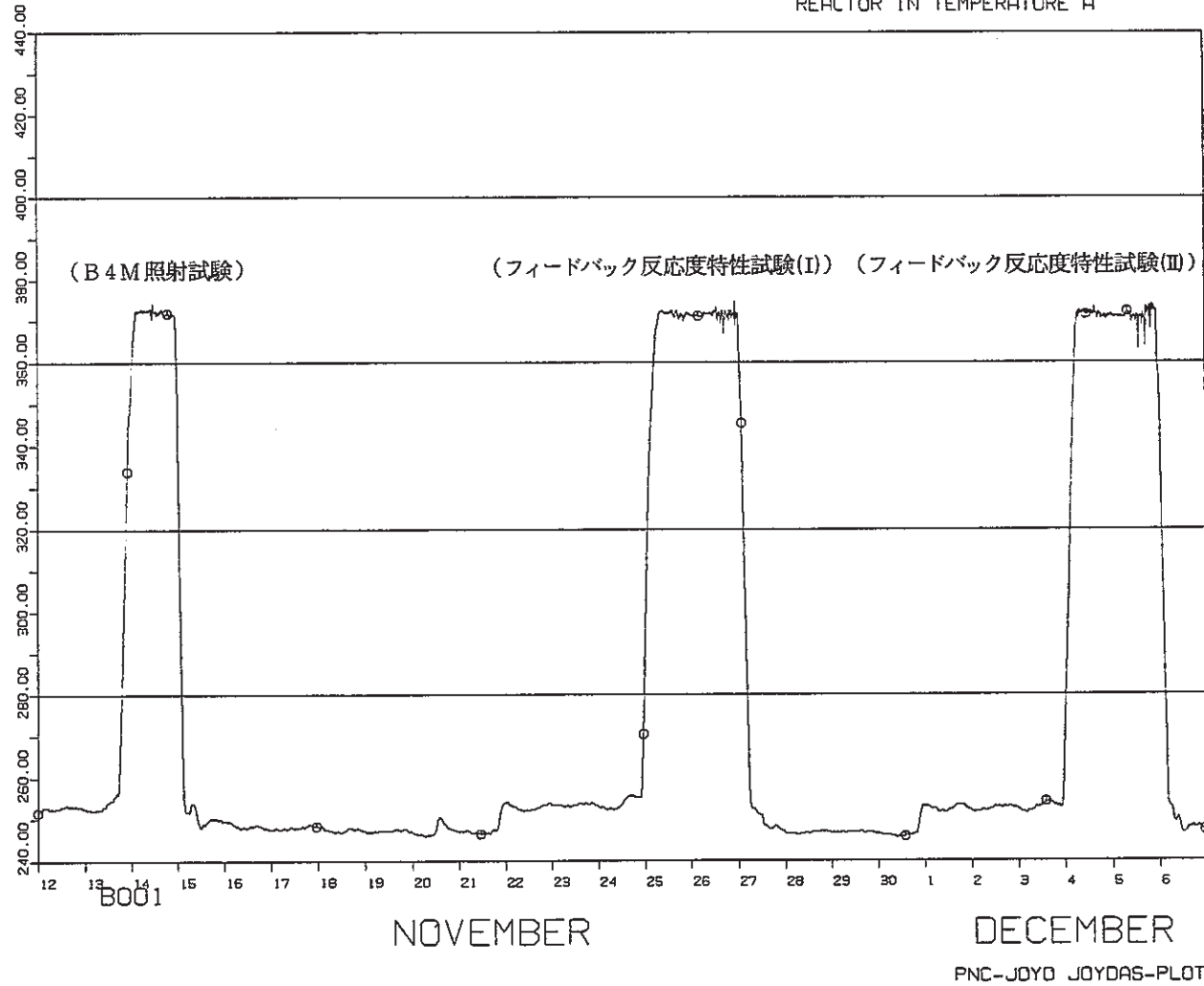
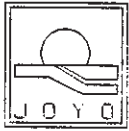


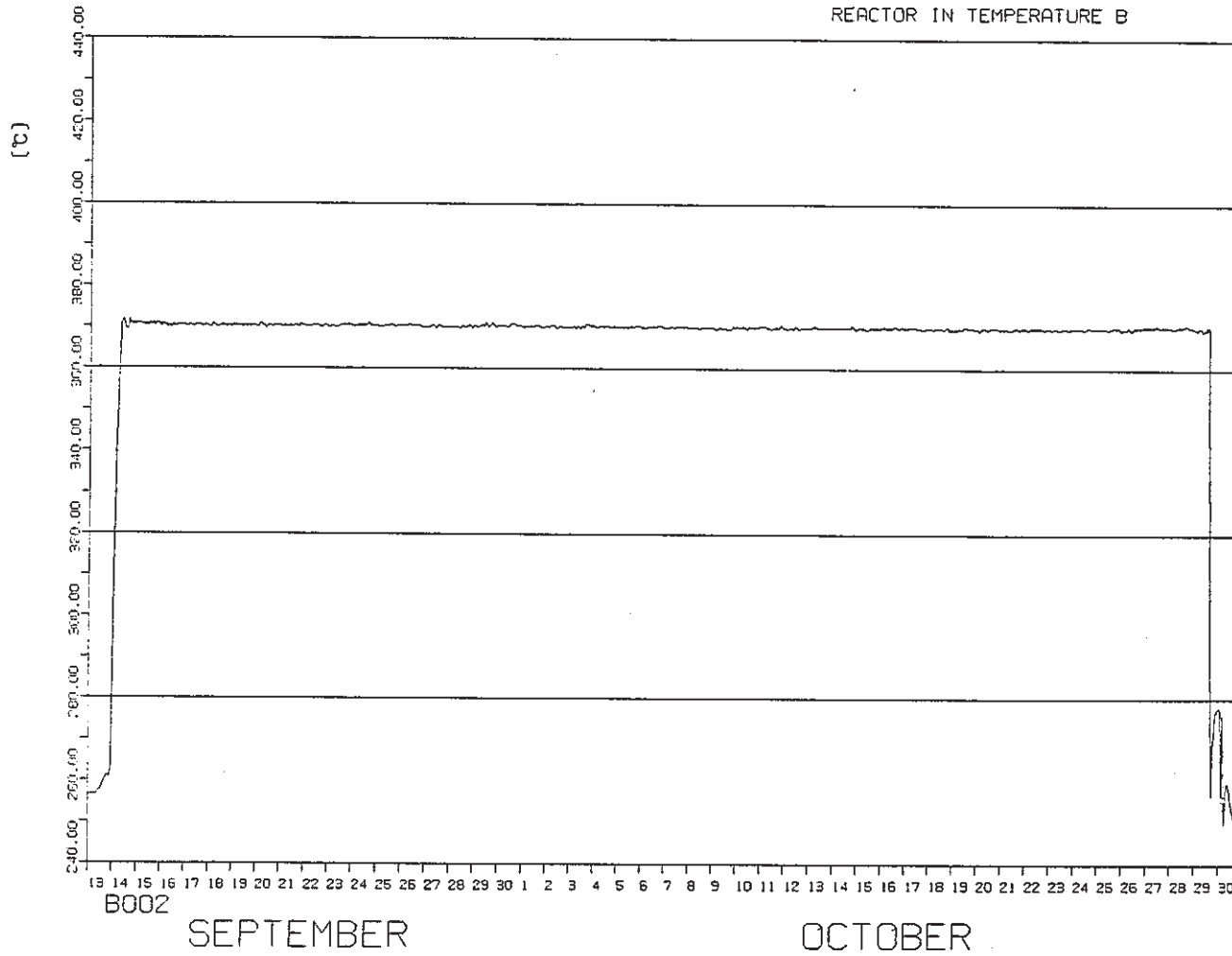
図2-2 「常陽」第12'サイクル



常陽MK-2 定格第12サイクル

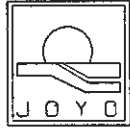
(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:0)
炉容器入口Na温度 (B)

REACTOR IN TEMPERATURE B



PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

図3-1 「常陽」定格第12サイクル



常陽MK-2 第12'サイクル

(1986/9/13 1:0 ~ 1986/10/30 23:0)
炉容器入口Na温度 (B)
REACTOR IN TEMPERATURE B

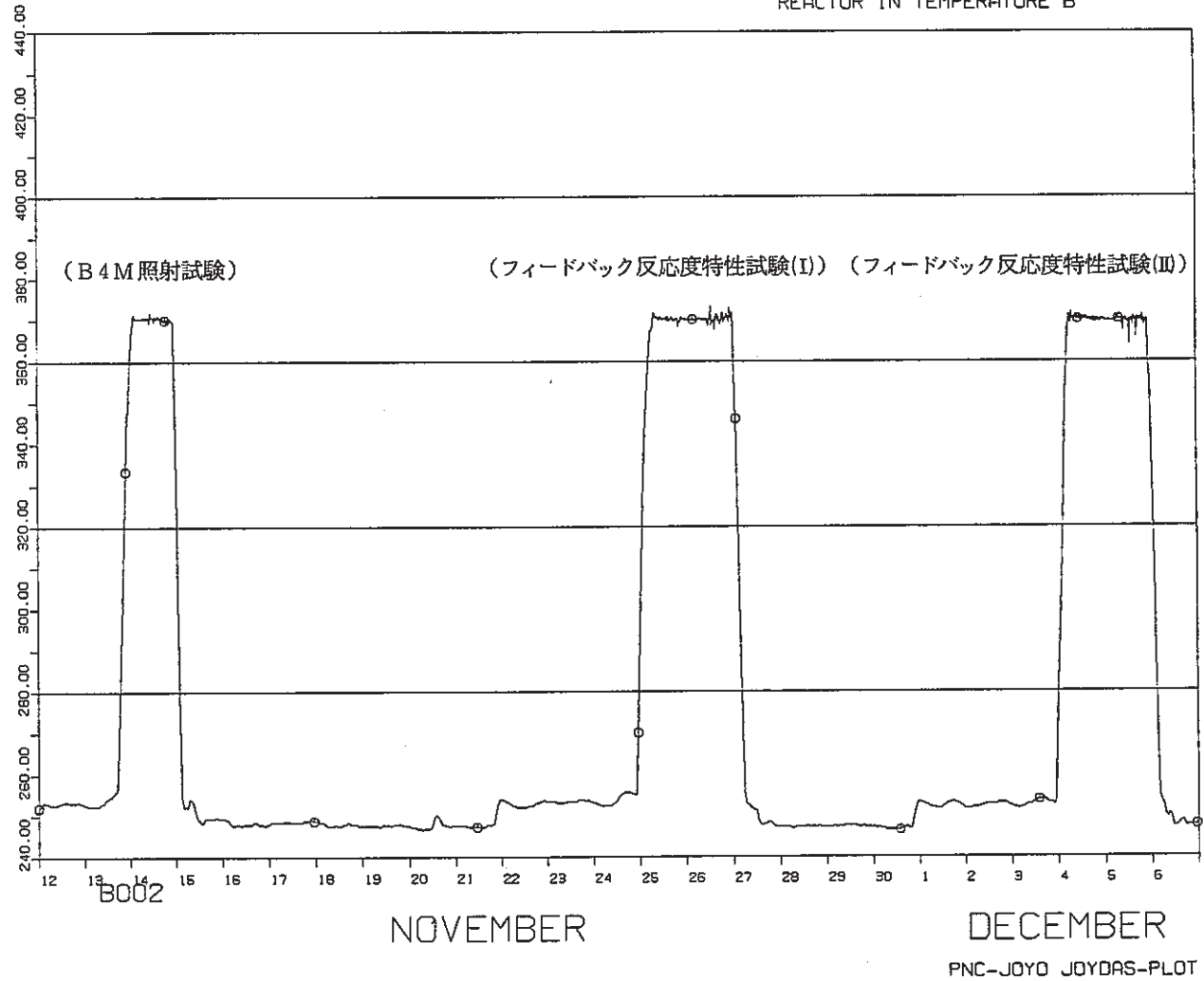
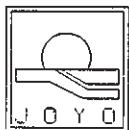


図3-2 「常陽」第12'サイクル

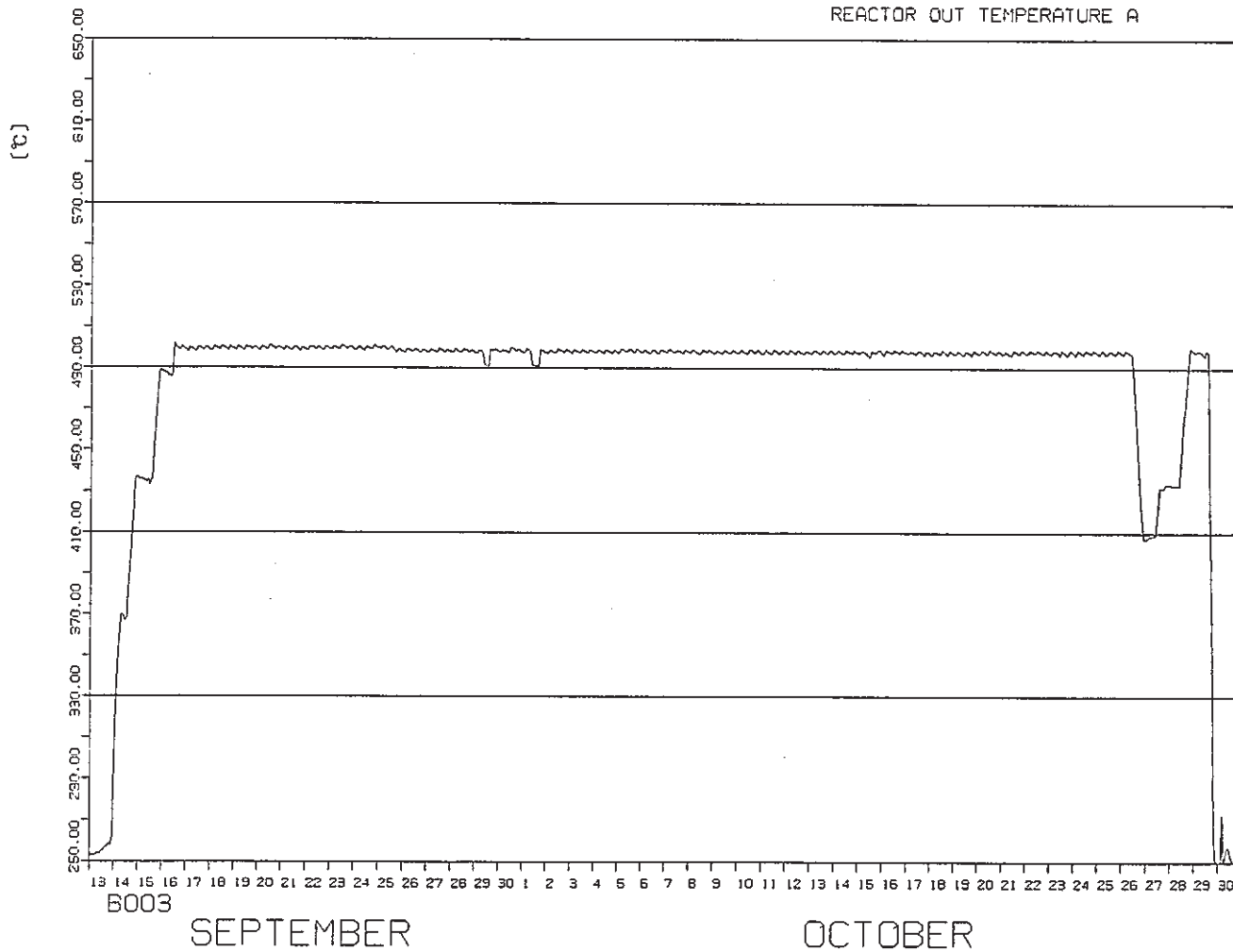


常陽MK-2 定格第12サイクル

(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:0)

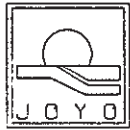
炉容器出口Na温度 (A)

REACTOR OUT TEMPERATURE A



PNC-JOYO JOYDAS-plot

図4-1 「常陽」定格第12サイクル



常陽MK-2 第12'サイクル

(1986/9/13 1:0 ~ 1986/10/30 23:01)
炉容器出口Na温度 (A)

REACTOR OUT TEMPERATURE A

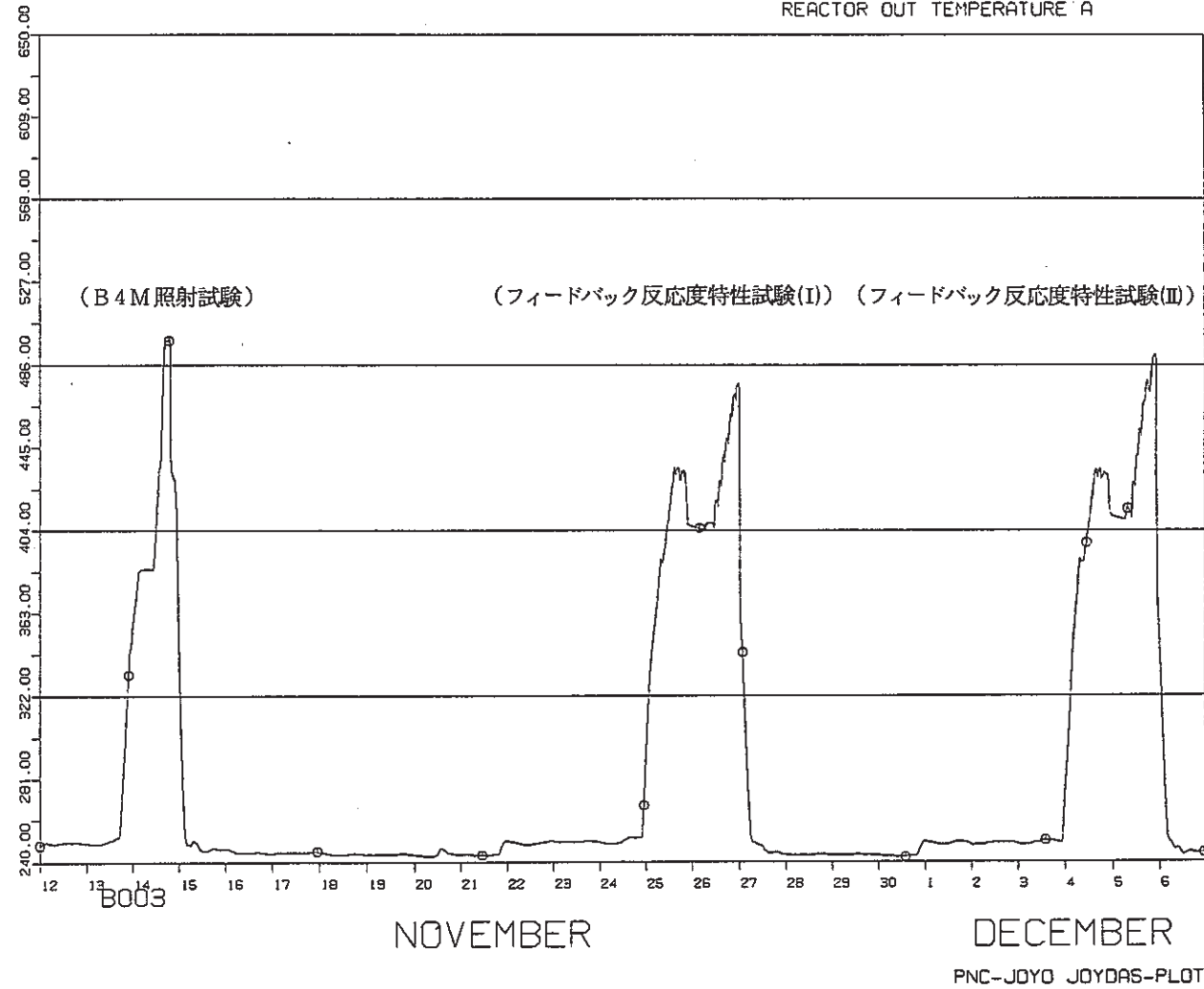
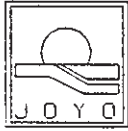


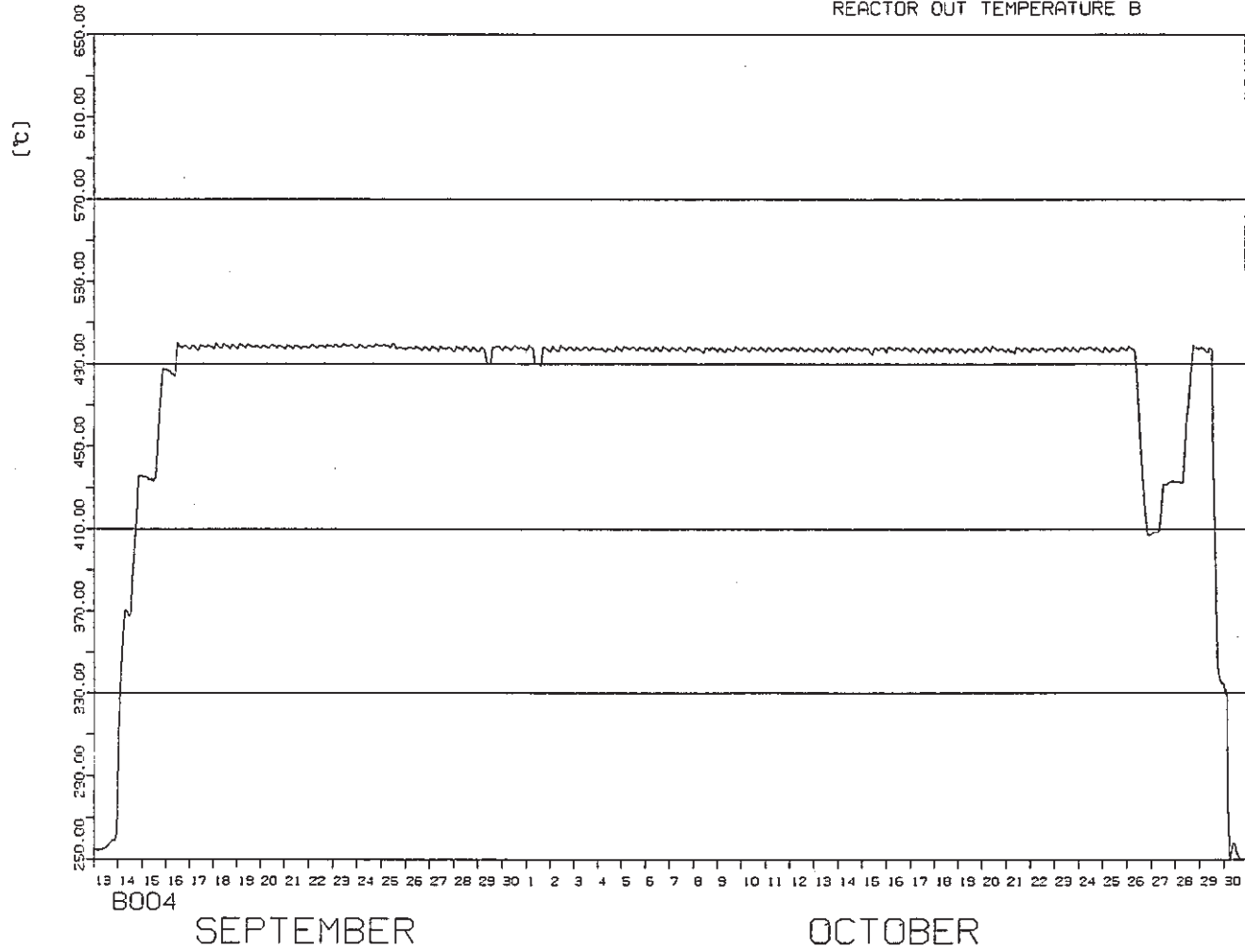
図4-2 「常陽」第12'サイクル



常陽MK-2 定格第12サイクル

(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:0)
炉容器出口Na温度 (B)

REACTOR OUT TEMPERATURE B



PNC-JOYO JOYDAS-PL0T

図5-1 「常陽」定格第12サイクル



常陽MK-2 第12'サイクル

(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:0)
炉容器出口Na温度 (B)

REACTOR OUT TEMPERATURE B

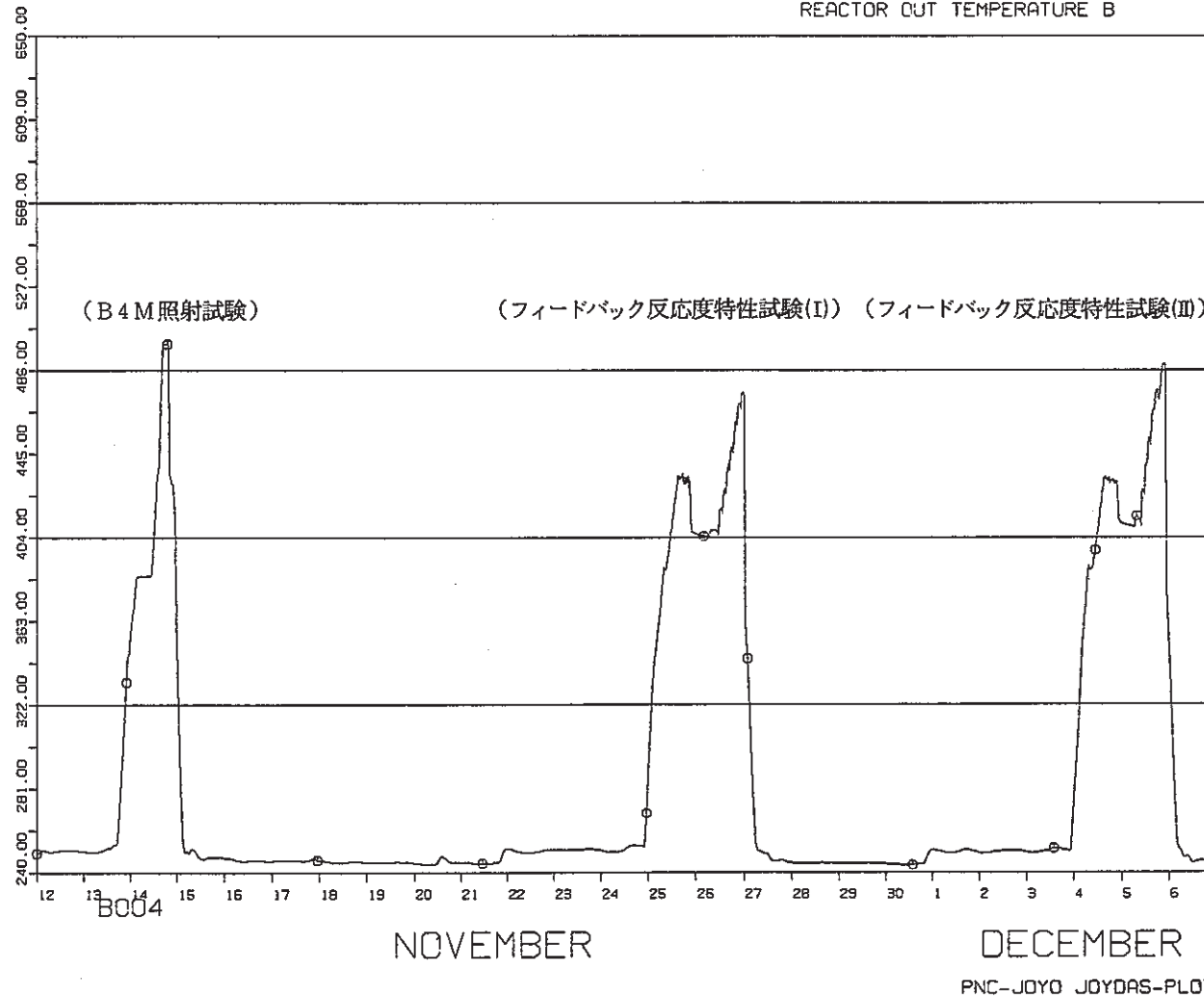
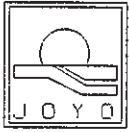


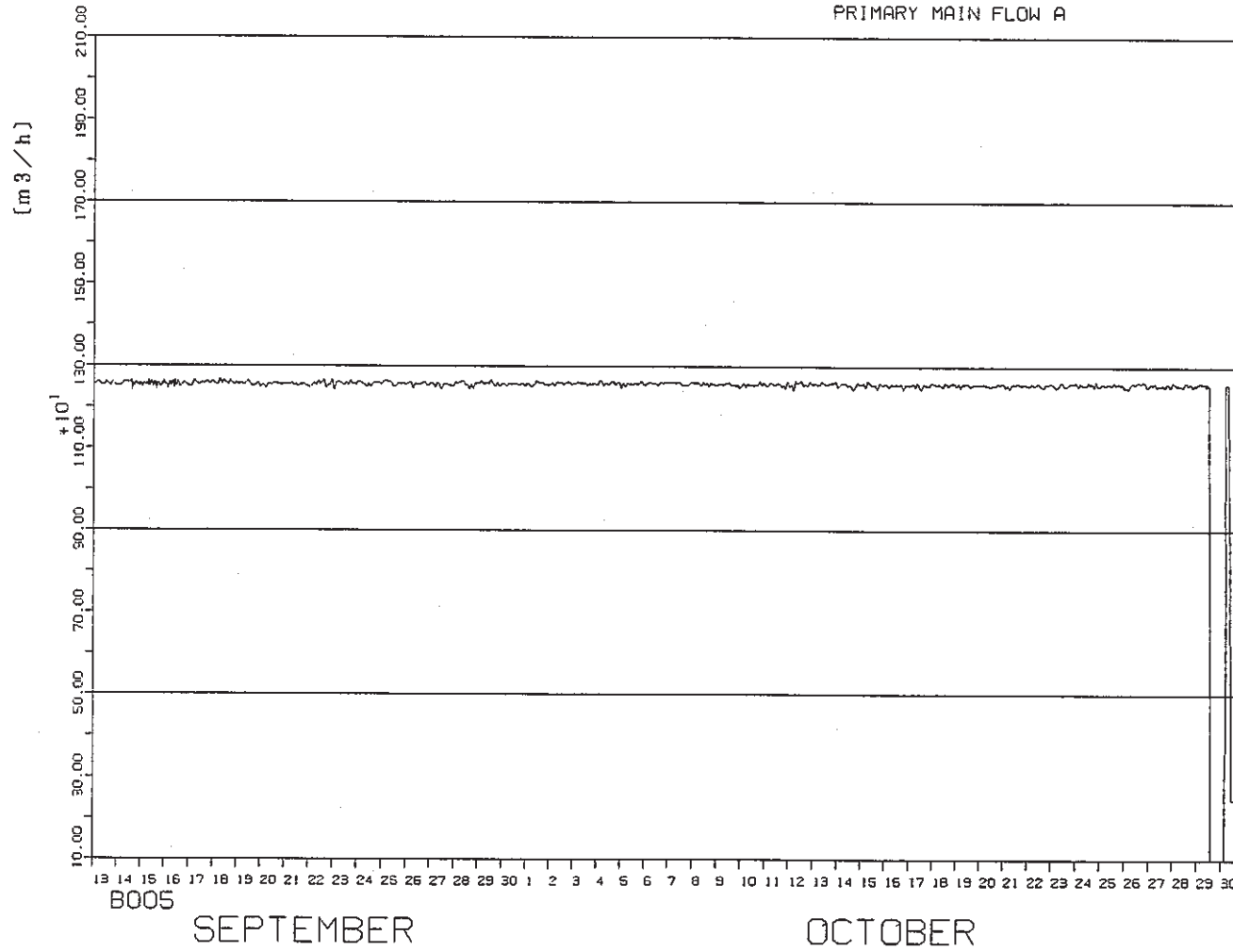
図5-2 「常陽」第12'サイクル



常陽MK-2 定格第12サイクル

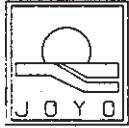
(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:0)
炉容器入口Na流量 (A)

PRIMARY MAIN FLOW A



PNC-JOYO JOYDAS-LOT

図6-1 「常陽」定格第12サイクル



常陽MK-2 第12'サイクル

(1986/9/13 1:0 ~ 1986/10/30 23:0)
炉容器入口Na流量 (A)

PRIMARY MAIN FLOW A

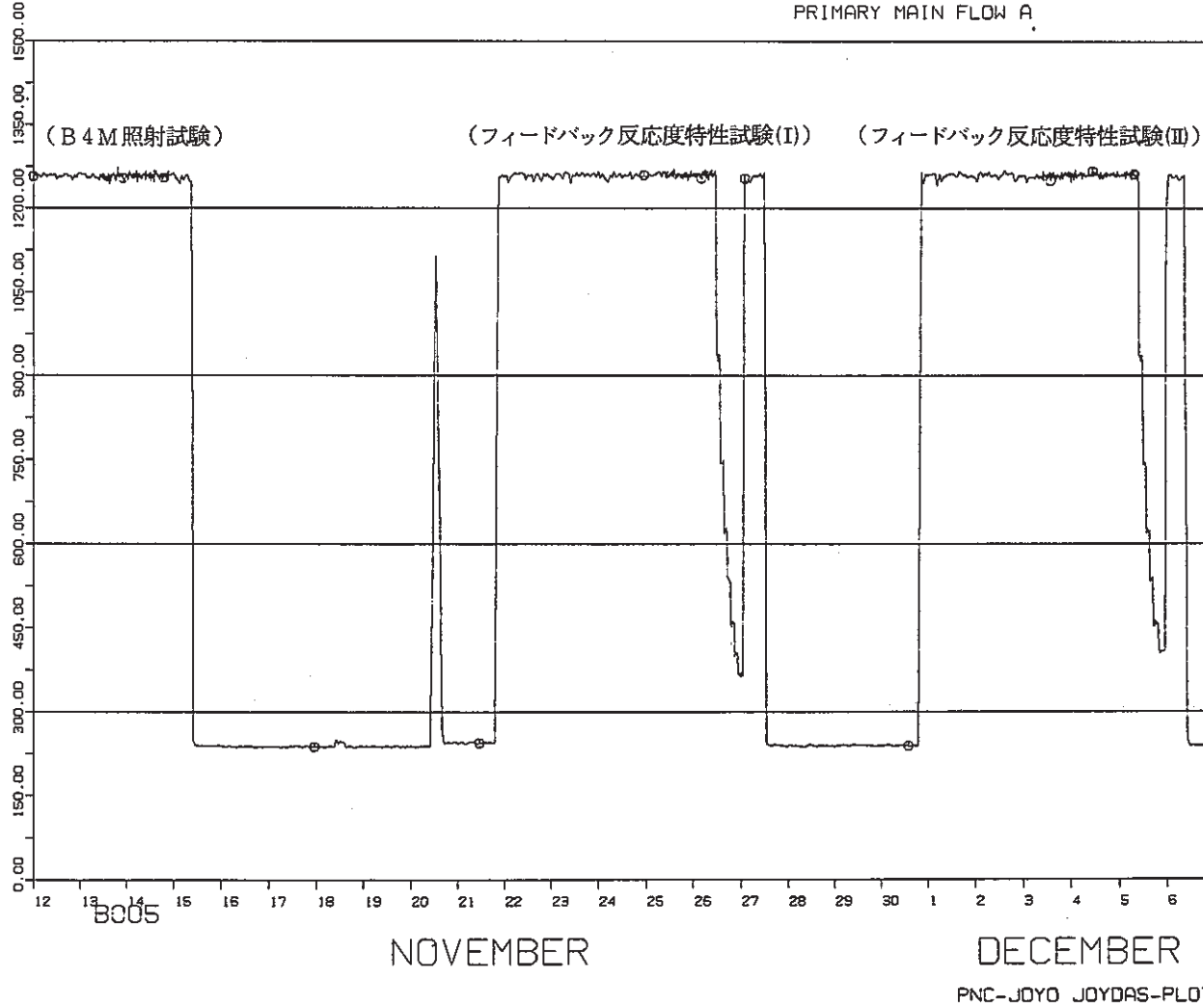


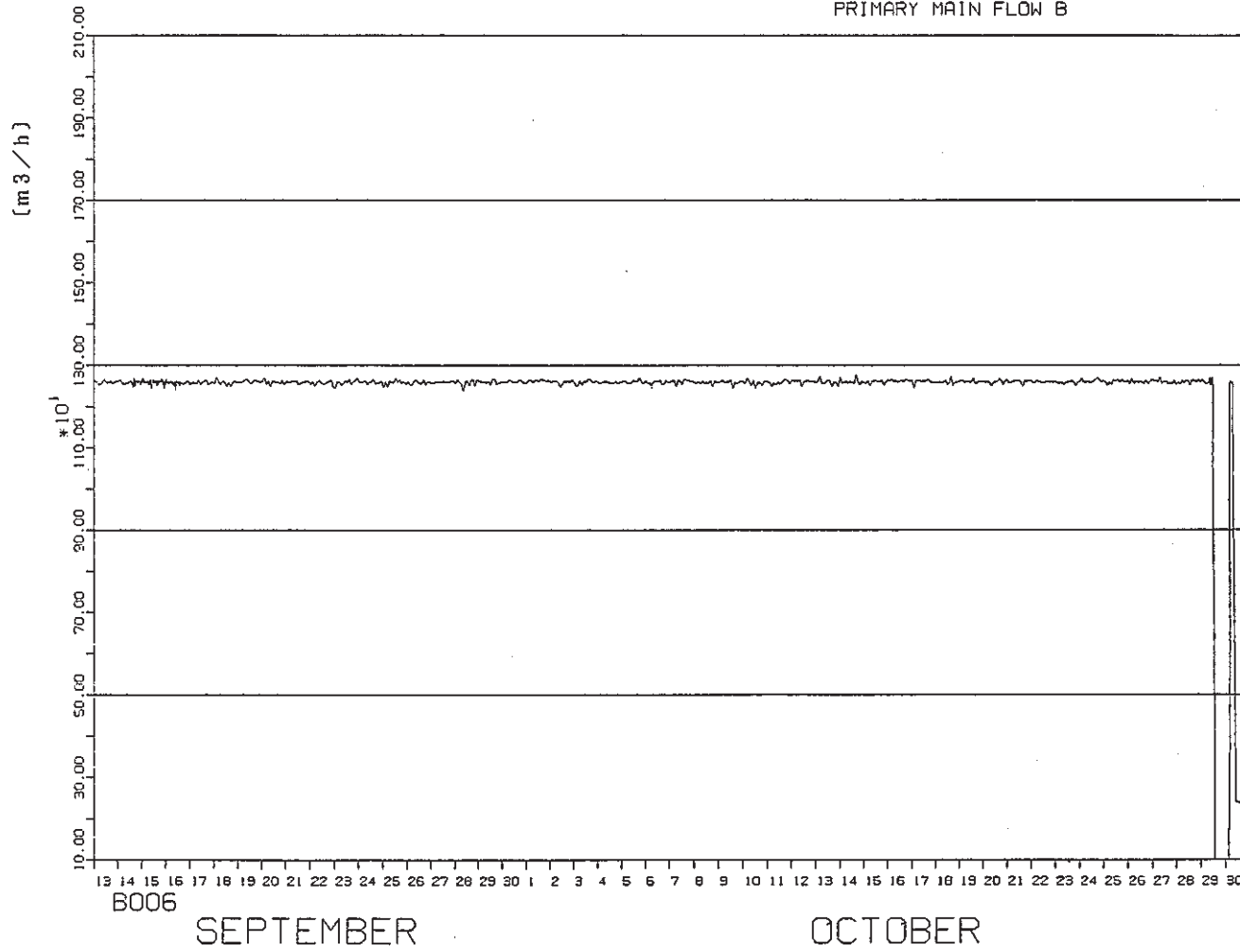
図6-2 「常陽」第12'サイクル



常陽MK-2 定格第12サイクル

(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:0)
炉容器入口Na流量 (B)

PRIMARY MAIN FLOW B



B006

SEPTEMBER

OCTOBER

PNC-JOYO JOYDAS-PL0T

図7-1 「常陽」定格第12サイクル



常陽MK-2 第12'サイクル

(1986/9/13 1:0 ~1986/10/30 23:01)
炉容器入口Na流量 (B)
PRIMARY MAIN FLOW B

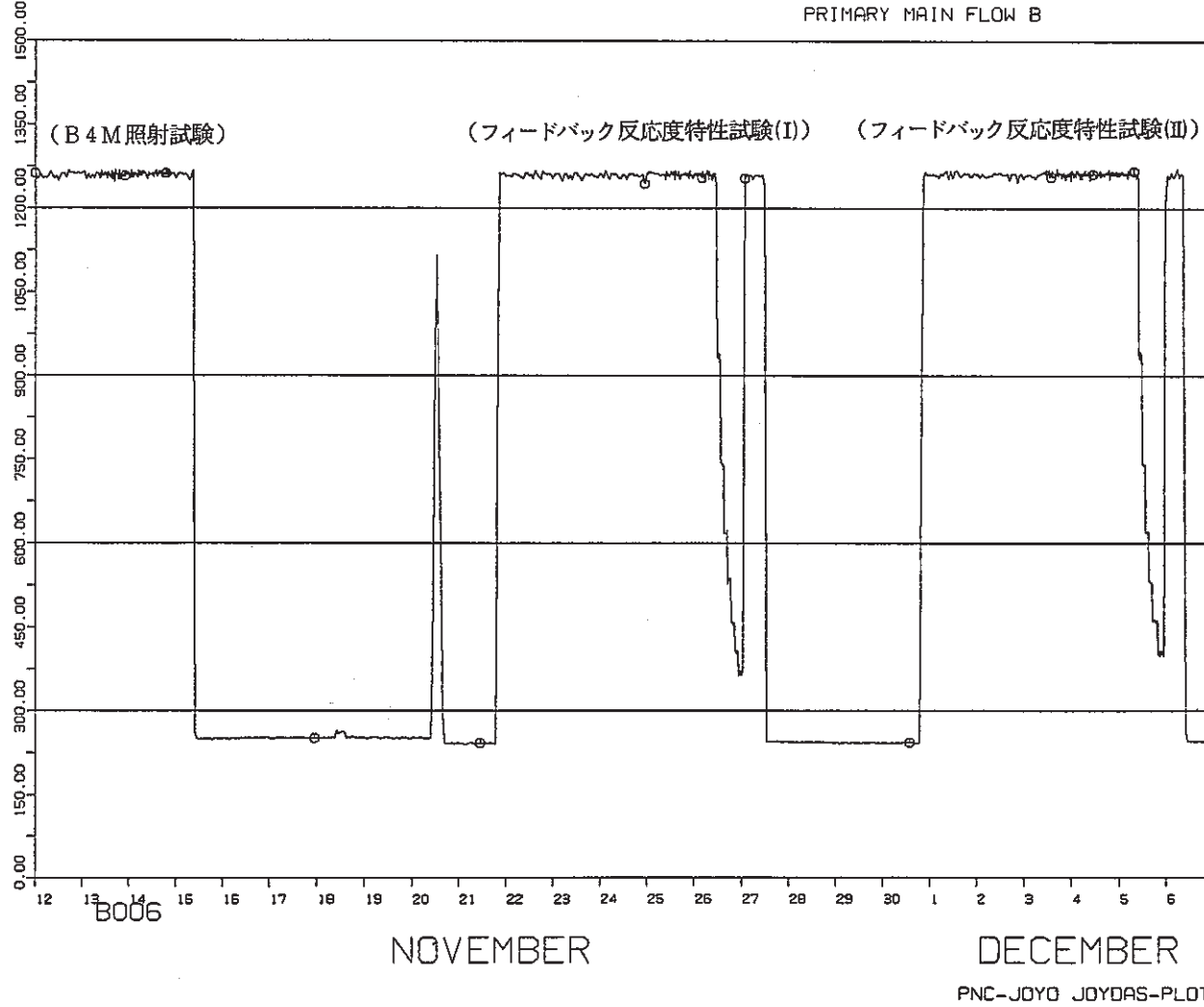


図7-2 「常陽」第12'サイクル

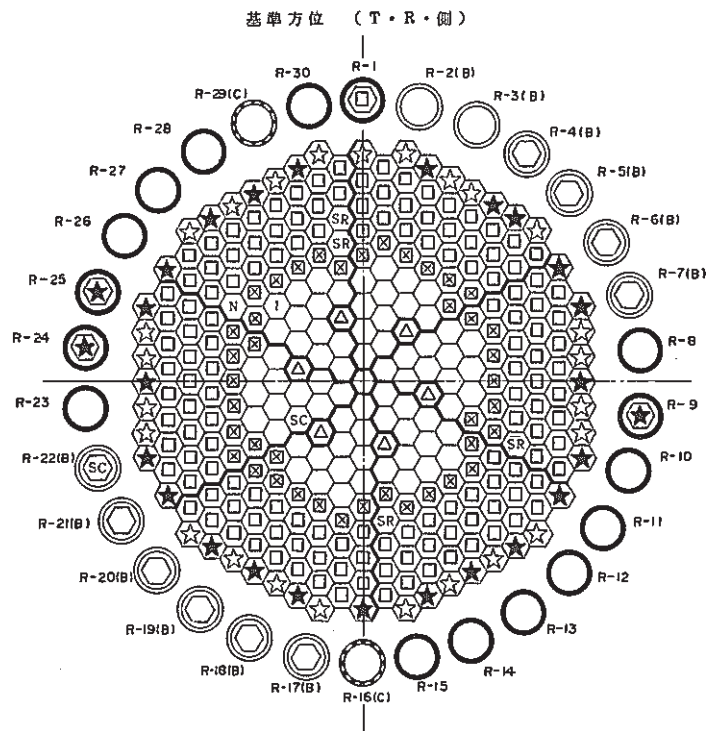


図 8 - 1 炉心構成図 (100 MW 第 12 サイクル定格運転)

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)		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 / 0	SB
” C 型		1		0 / 1	SC
I N T A		1		0 / 0	I
特殊反射体		4		0 / 0	SR
MK-I 反射体 (サーベイラ ンスを含む)		23		3 / 0	★

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

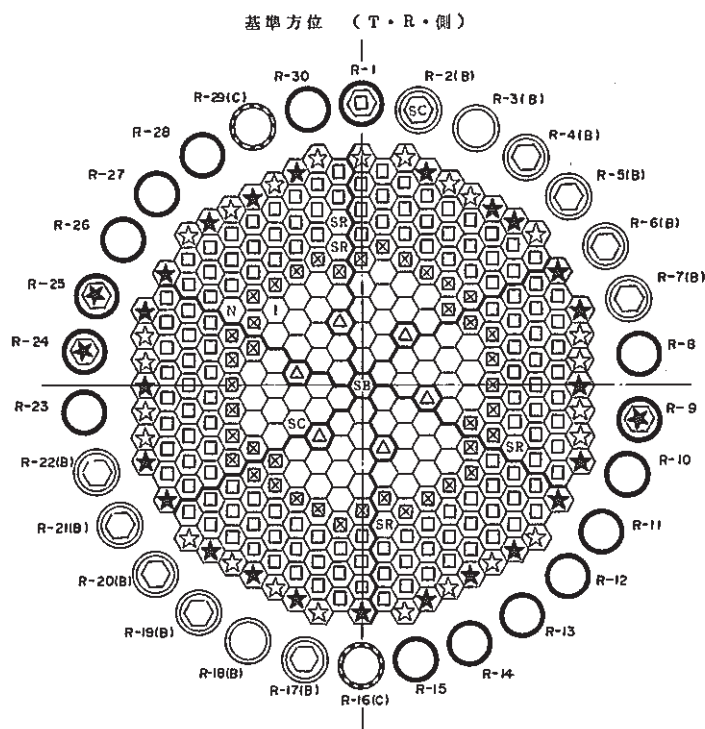


図 8 - 2 炉心構成図 (B 4 M 照射試験用)

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)		25		0 / 0	⊛
中性子源		1		0 / 0	N
特殊燃料 B 型 [※]		1		0 / 0	⊙B
” C 型		0		0 / 1	⊙C
I N T A		1		0 / 0	I
特殊反射体		4		0 / 0	⊙SR
MK-I 反射体 (サーベイランスを含む)		23		3 / 0	☆

※ 出力上昇試験用集合体 (B 4 M)

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

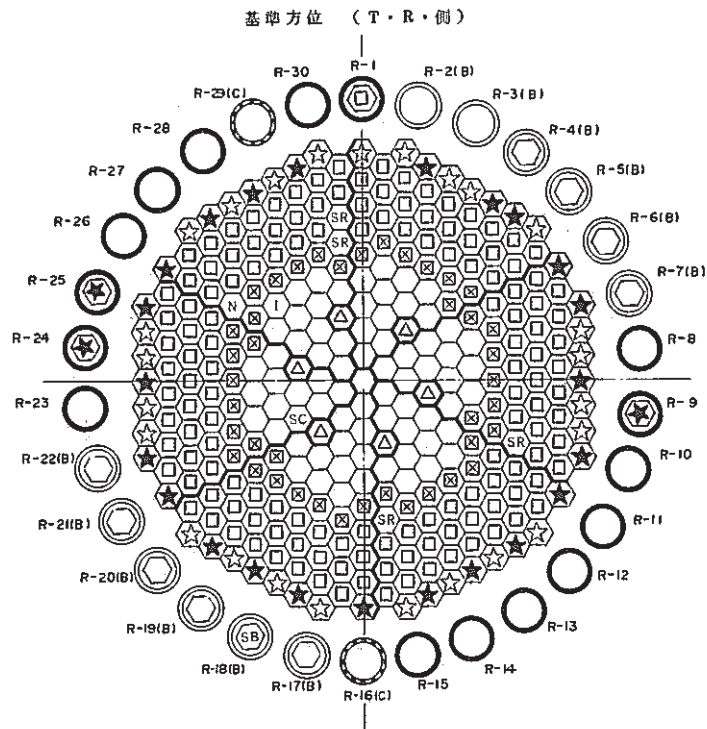


図 8-3 炉心構成図 (フィードバック反応度特性試験(I)用)

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)		25		0 / 0	⊙
中性子源		1		0 / 0	N
特殊燃料 B 型		0		0 / 1	SB
“ C 型		1		0 / 0	SC
I N T A		1		0 / 0	I
特殊反射体		4		0 / 0	SR
MK-I 反射体 (サーベイランスを含む)		23		3 / 0	☆

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

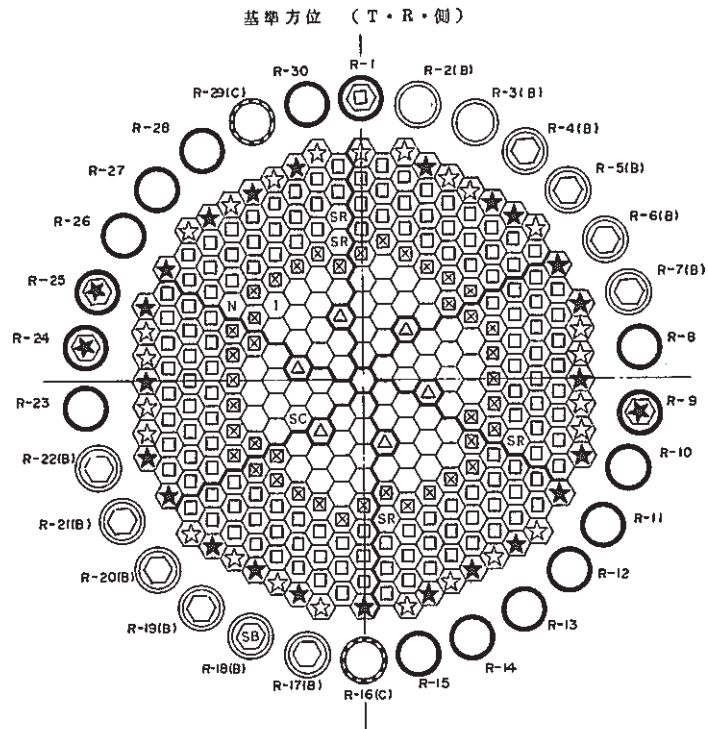


図 8 - 4 炉心構成図 (フィードバック反応度特性試験(II)用)

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)		25		0 / 0	⊛
中性子源		1		0 / 0	N
特殊燃料 B 型		0		0 / 1	SB
” C 型		1		0 / 0	SC
I N T A		1		0 / 0	I
特殊反射体		4		0 / 0	SR
MK-I 反射体 (サーベイランスを含む)		23		3 / 0	☆

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

2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和61年10月～12月）

(1) 昭和61年10月中の概略実施内容

MK-II第12サイクルの運転終了に伴い、EOCにおける運転特性試験（出力係数、燃焼係数、炉雑音等）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）の性能確認の試験を継続して実施した。ドシメトリー測定についてはサーベイランス材（II-02）フラックスモニター及びATRフラックスモニターの解析を行い、さらにHe集積型ドシメータの導入の検討を進めた。分析業務については、本実験炉のナトリウム及びアルゴンの純度管理分析とともに「もんじゅ」の1次系ナトリウムサンプリング装置の設計について検討を進めた。

10月29日には定格100MWからの自然循環試験を行ったが、プラントはほぼ予測どおりの温度挙動を示し、本原子炉は自然循環によりその残留熱を安全に除去する能力を有することを確認するとともに、大型炉等の自然循環能力の解析にあたって、その検証のためのデータが取得できた。

〔試験項目〕

- MK-II 定格第12サイクル運転特性試験
 - 安定性試験
 - FFD特性試験
 - ステップ応答試験
 - 出力係数測定
 - 制御棒振動効果測定
- 自然循環試験II-E
- ドシメトリー測定
- 「常陽」純度管理分析

〔解析項目〕

- MK-II 定格第1～11サイクルの余剰反応度の解析
- 炉心燃料置換反応度評価
- 炉心湾曲解析（IAEAベンチマーク解析）
- タグガスコード整備
- 自然循環解析
- 耐震解析コード（RESP）導入
- サーマルストライピング評価

- オーバーフロー系戻り配管部・炉容器構造強度評価
- A Rモデルコード作成

〔その他〕

- 第6回F燃安検討委員会（最終回）
- 運転支援システム全体計画
- 2次系削除実証研究
- 長期炉心計画
- 設置変更（その12）準備検討
- タギング法基本計画
- 501号相等基準の検討
- サンプリング装置の検討
- 崩壊熱測定装置の製作
- D B S委員会
- 日本原子力学会（発表3件）
- 設工認（炉心核熱設計書）資料作成

(2) 昭和61年11月中の概略実施内容

新燃料の出力上昇時の組織変化の測定、制御棒振動効果測定、フィードバック反応度特性試験等を行う第12'サイクルについて前記の特殊試験に係る諸手続、要領書作成を終了し、試験の一部を実施した。同時に防振機構改良型制御棒（SCR）の性能確認の試験を継続して実施した。ドシメータ測定については、特殊燃料集合体（AMIR-1, SMIR-5）、サーベイランス材（II-02）及びATRフラックスモニターの解析を継続し、さらにHe集積型ドシメータの導入準備を開始した。分析業務については、本実験炉の1次系及び2次系のナトリウム及びアルゴンの純度管理分析とともに、「常陽」の1次ナトリウムのサンプリング装置の改良に係る炉外試験を開始した。1次系カバーガスのオンライン γ 線モニターの設置工事を終了した。

〔試験項目〕

- MK-II第12'サイクル運転特性試験
 - 系統圧損測定
 - 流速計特性試験
 - 制御棒較正
 - 制御棒振動効果測定
 - 炉雑音測定

熱出力校正

ステップ応答試験

出力係数測定

F F D 特性試験

- U P R 流速計特性試験
- フィードバック反応度特性試験(I)
- ドシメトリー測定
- 「常陽」純度管理分析

〔解析項目〕

- 自然循環試験解析
- 崩壊熱再評価
- M K - II 定格第 12 サイクル運転特性測定結果評価
- M K - II 第 12' サイクル試験予備解析
- 炉心湾曲解析 (I A E A ベンチマーク解析)
- 耐震解析コードの導入及び説明会
- 炉容器構造強度解析
- タグガス生成消滅評価

〔その他〕

- F 燃安報告書手直し
- 設置変更許可申請の計画案作成 (P T M , R T C B 関係)
- 2 次系削除実証研究の検討 (「常陽」への 2 重管 S G 設置の検討)
- M K - II 運転支援システム全体構成の検討 (J O Y D A S - J O Y C A T 接続)
- 「常陽」用構造等技術基準の検討
- 崩壊熱測定装置の製作
- 「常陽」燃料技術会議
- アルファベット計画 C P - D W G
- 炉心・燃料・遮へい大型炉 J / G
- 免震ビル見学
- 設工認用計算書作成
- F F D 感度校正試験のための炉規, 燃規との折衝
- 日本原子力学会年会用予稿作成 (4 件)
- 動燃技報及び「 F B R 開発の現状」の原稿作成

(3) 昭和 61 年 12 月中の概略実施内容

MK-II 第 12' サイクルについて、フィードバック反応度特性試験(II)のための準備を行い、試験を実施し、* 同時に防振機構改良型制御棒 (SCR) の性能試験を継続して実施し、終了した。ドシメトリー測定については計器の検出効率較正作業を実施した。分析業務については、本実験炉のナトリウムの純度管理分析を行い、「もんじゅ」の 1 次系ナトリウムサンプリング装置の設計について検討を進めた。設置変更(その 12)については、予備解析の実施についてメーカーと打合せを行い、並行して申請のための内部調査作業を開始した。

〔試験項目〕

- MK-II 第 12' サイクル運転特性試験
 - 制御棒較正
 - FFD 特性試験
 - ステップ応答試験
 - 制御棒振動効果測定
 - 出力係数測定
 - 熱出力校正
- フィードバック反応度特性試験(II)
- 「常陽」純度管理分析

〔解析項目〕

- MK-II 第 12' サイクル運転特性測定結果評価
- 自然循環試験実施時の崩壊熱再評価
- IAEA ベンチマーク炉心湾曲解析
- 大型炉の炉心湾曲解析の準備
- 自然循環試験解析
- 「もんじゅ」指針による炉容器壁構造健全性評価
- 「もんじゅ」用タグガス組成の中性子照射変化の評価
- 炉雑音ベンチマークテストの解析の準備

〔その他〕

- 2 次系削除実証研究 (2 重管 SG 単体モジュールの作成—概念設計)
- MK-II 3 ヶ年運転計画検討
- 研究開発作業部会

* 出力係数に寄与する因子の内の冷却材(構造材)膨張, 集合体湾曲効果を評価するためのデータを取得した。

- MK-II 運転支援システム全体構成の検討（JOYDAS-JOYCATA 接続装置仕様検討）
- 運転特性試験データ作図用プログラム作成
- 「もんじゅ」用タギング法システム検討会
- He 集積型ドシメータ用バナジウムキャプセルの製作
- アルファベット計画 E-WG
- 崩壊熱測定装置の製作
- 照射会議・燃材分科会
- DBS-W/G
- 炉心湾曲解析コード検証のための炉内試験等検討
- 免震構造の提案（ベアリング方式）
- 「常陽」用構造等技術基準策定
- 3次取替燃料工認資料作成
- 設置変更（その10）報告

3. 高速実験炉の核熱特性の測定と解析・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 実績の運転履歴，集合体組成データを使用した“MAGI”MK-II炉心第1サイクル～第11サイクル予測計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr.）

1. 目的

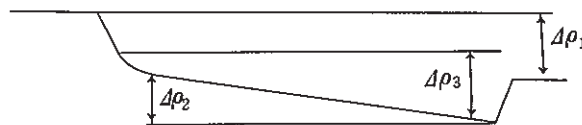
“MAGI”予測計算の精度及び傾向を，反応度の観点から評価するために，実績の運転履歴及び集合体組成データを用いた第1～11サイクルの予測計算を行い，実測データとの比較を行ったので報告する。

2. 計算条件

- (1) 計算コード — “MAGI”予測計算
- (2) 原子数密度 — 燃料集合体はすべて照射課支給の実績組成データを使用した。
- (3) 運転履歴 — “MAGI”記録計算で算出した運転履歴（JOYDASより各サイクルの積算出力を計算し，実績のEOCより100 MWで積算出力を保存する形でBOCを逆算した日付）を各サイクルに使用した。

3. 計算結果

図1に余剰反応度，置換反応度，燃焼反応度の“MAGI”予測値と実測値の差を示す。余剰反応度の実測値は250℃， 5×10^4 cpsでの値で予測値と実測値の差は第0サイクルEOCを基準として0とした場合の値である。図1より予測値は実測値に比べ燃焼反応度を一様に低目に評価し，その差がサイクル毎に累積して余剰反応度を持ち上げてゆくことが分かる。一方実測の燃焼係数は下図の3通り計測されているが，上記で述べた燃焼度は $\Delta\rho_1$ に対してEFPDを乗じた値に相当する。 $\Delta\rho_2$ ， $\Delta\rho_3$ にEFPDを乗じた値も合わせて図1に載せたが，これらの値は“MAGI”予測計算の燃焼反応度と良く一致する。計算のロジックからは $\Delta\rho_2$ から燃焼反応度を算出したものに相当するが，実際の炉の状態としては， $\Delta\rho_1$ から算出したものであるので，この差に起因するものと思われる。



ここで $\Delta\rho_1$ ：実際のBOCとEOCの0 MW出力の反応度から算出

$\Delta\rho_2$ ： $\Delta\rho_3$ に対し Np^{239} の効果を除く

$\Delta\rho_3$ ：実際のBOCとEOCの100 MW出力の反応度から算出

4. 評 価

- (1) "MAGI" 予測計算での燃焼反応度は実測の 100 MW 出力での余剰反応度から算出した燃焼反応度と良く一致するが、実測の 0 MW 出力の余剰反応度から算出した燃焼反応度とは 1 cycle につき約 0.1 % $\Delta k/kk'$ 低目に評価する。
- (2) 将来サイクル予測のため "MAGI" 予測計算を繰り返し行った場合、現状の測定法による実測の余剰反応度 (0 MW 出力での燃焼係数と 100 MW 出力での燃焼係数が違うという現状) に換算するには、サイクル毎に 0.1 % $\Delta k/kk'$ ずつ累積して補正する方が妥当と考える。

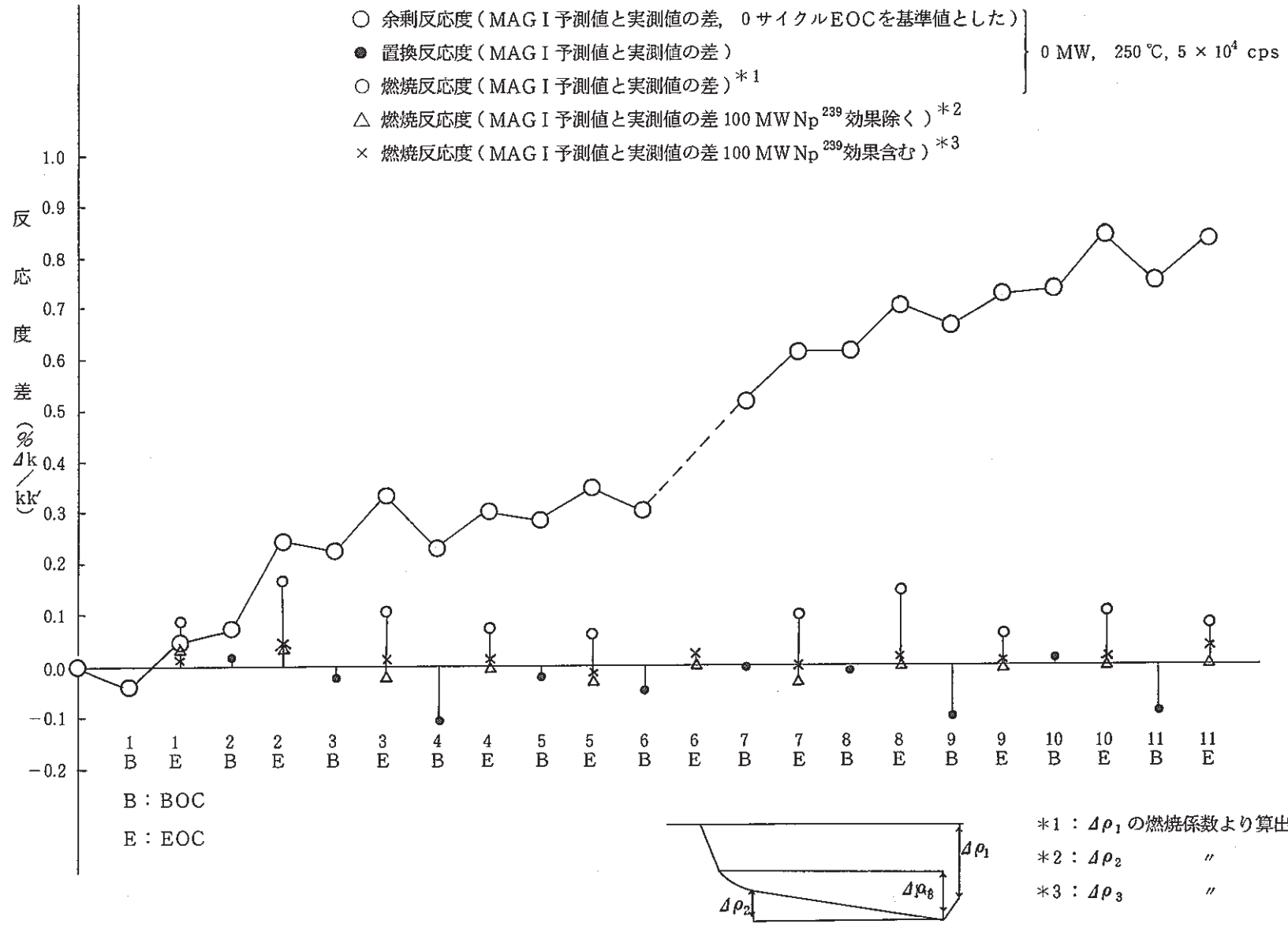


図1 余剰反応度, 置換反応度, 燃焼反応度のMAG I 予測値と実測値の差

3.2 MK-II 炉心第 12 サイクル "MAGI" 記録計算

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

第 12 サイクル運転終了に伴い "MAGI" 第 12 サイクル記録計算を行ったので主要項目をまとめ報告する。

2. 計算条件

(1) オンラインデータの処理

JOYDAS よりの MT 管理番号

" 600355-F 2509-MKEX 99 "

" 600357-F 4201-MKE 100 "

" 600358-F 3224-MKE 101 "

" 600359-F 3225-MKE 102 " の 4 本を使用した。

(2) 集合体ライブラリ（原子数密度）"RAND ファイル"

第 11 サイクル記録計算結果の "RAND ファイル" をそのまま使用した。

(3) 実効マイクロ断面積ライブラリ "LTA ファイル"

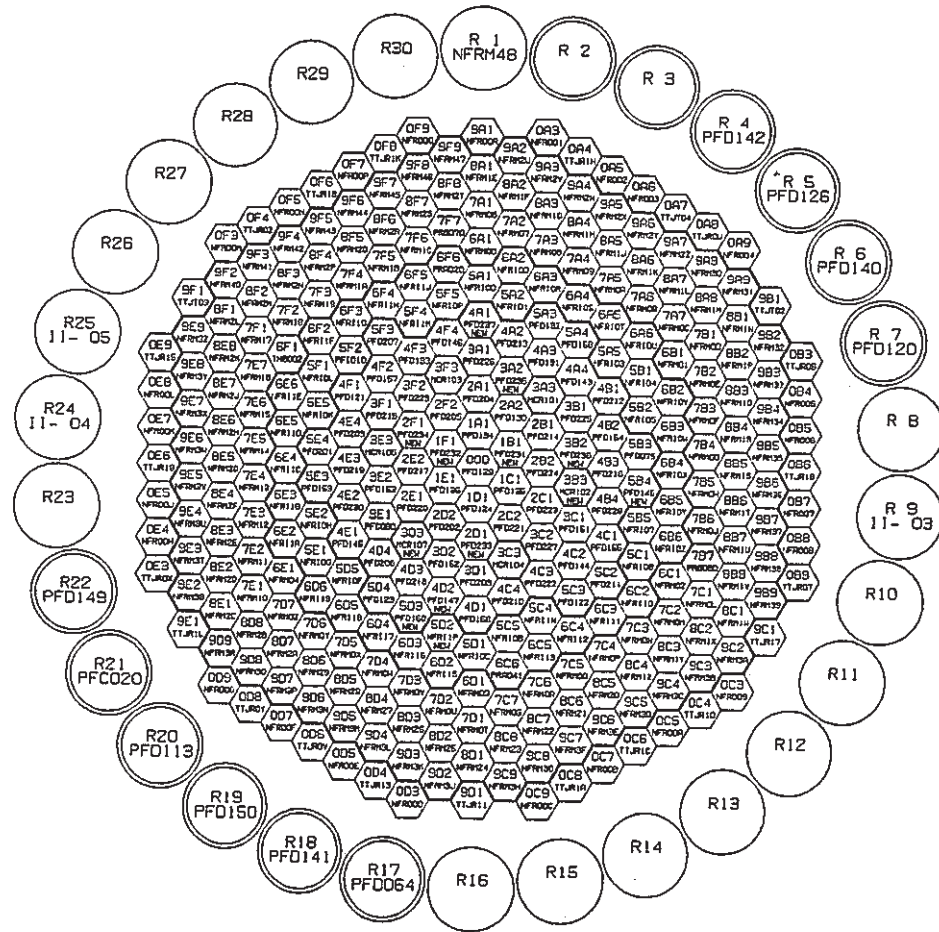
第 12 サイクルの炉心体系で今回新たに "LTA" システムを使用して作成した。

(4) "TOMAGI" 用入力データ

"KIROIN ファイル" ("MAGI" の入力データ) を作成する "TOMAGI" プログラムの入力データとして原子炉起動日時 "8609130900" を指定した。

3. 計算結果

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



	炉 心	ラ ッ ク
炉 心 燃 料	6 5	9
内側反射体	4 6	0
外側反射体 [A]	1 4 1	1
外側反射体 [B]	4 8	3
制 御 棒	6	0
中 性 子 源	1	0
特殊燃料 A	0	0
特殊燃料 B	0	0
特殊燃料 C	1	1
特殊反射体	4	0
I N T A	1	0

	燃 交 前	燃 交 後
1	1B1 PFD149	PFD231
2	1F1 PFD150	PFD232
3	2D1 PFD140	PFD233
4	2F1 PFD141	PFD234
5	3A2 PFC020	PFD235
6	3B2 PFD142	PFD236
7	3B3 MCR107	MCR102
8	3D3 MCR010	MCR107
9	4A1 PFD113	PFD237
10	4D2 PFD120	PFD147
11	5B4 PFD126	PFD148
12	5D2 NFR10D	NFR11P
13	5D3 PFD064	PFD160

CYCLE NO. 120
 BOC DATE 1986. 9. 16.
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY12. SEQ10. DATA

図1 JOYO S/A CONFIGURATION

表1 “MAGI”記録計算結果サマリー(MK-II第12サイクル)

運転開始(定格到達)日				昭和61年9月16日				
運転終了(定格終了)日				昭和61年10月29日				
E. F. P. D.				42.8日				
炉心構成 (添付図 参照)	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	CMIR	SMIR	AMIR	その他
	65	0	0	1	0	2	2	INTA
炉心平均燃焼度(at EOC, 除 特燃)				2.295 × 10 ⁴ MWD/T				
最大燃焼度集合体(at EOC)	位置	R-18	集合体 番号	PFD141	燃焼度 ポイント 最大	5.60 × 10 ⁴ MWD/T		
最大線出力集合体(at BOC)	位置	1B1	集合体 番号	PFD231	線出力 ポイント 最大	377 W/cm		
OVER POWER(ノミナル) 被覆管最高温度(BOC)	位置	1B1	集合体 番号	PFD231	温度	608 °C		
OVER POWER(ノミナル) 燃料最高温度(BOC)	位置	1B1	集合体 番号	PFD231	温度	2,335 °C		
集合体毎の計算結果は、 次の集合体について記す。				PFD141, PFD231, PFC030, PFI010				

3.3 MK-II 炉心第 12 サイクルにおける温度係数の測定結果

報告者：森木（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

高速実験炉照射用炉心での温度係数は、性能試験及び第 3 サイクルにおいて測定されており、それぞれ $-4.1 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$ 及び $-4.3 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$ という結果が得られている。この測定結果は、いずれも系統温度を約 $250^\circ C \sim 170^\circ C$ の間で変更し、その間の反応度変化により求めた数値である。

本測定では、炉心温度が約 $250^\circ C$ の安定状態及び系統昇温終了後の炉心温度が約 $370^\circ C$ の安定状態の両状態において余剰反応度を測定し、この差により温度係数を求めた。

2. 測定結果

余剰反応度の測定結果を下表に示す。

測定 番号	制 御 棒 位 置 (mm)						炉 心 温 度 ($^\circ C$)	原 子 炉 熱 出 力 (MW)	余 剰 反 応 度 ($\% \Delta k/k$)
	CR-1	CR-2	CR-3	CR-4	CR-5	CR-6			
1	428.2	428.1	428.1	428.1	428.2	428.1	258.55	1.47	3.4603
2	446.2	446.9	446.0	446.0	446.0	446.1	370.13	1.40	3.0138

上記測定結果から、炉心温度が $250^\circ C \sim 370^\circ C$ における温度係数は、 $-4.0 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / ^\circ C$ となる。なお、原子炉熱出力測定システムによる原子炉熱出力の測定誤差は ± 2.6 MW (SN94179-179 高速実験炉「常陽」性能試験報告書 PT-11 熱出力較正) ということから、原子炉熱出力による補正は行っていない。

3. 結 論

第 3 サイクルにおいて本測定と同条件で測定されていないために、第 3 サイクル以降、温度係数が変化していると一概に言えないが、今後、本測定と同条件の基に温度係数を測定し、監視していくことが必要と思われる。

3.4 MK-II炉心第12サイクルにおける反応度係数試験結果

報告者：大内，長崎，大元（炉心・運転計画Gr.）

1. 目的

MK-II炉心第12サイクル運転時の各種反応度を測定し，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12サイクル炉心核特性の測定結果（一部計算結果）をまとめて表1及び図1～6に示す。

表1 第12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	4280 (昭和61年9月13日～昭和61年10月29日)					
炉心平均燃焼度 (MWd/t)*2	BOC ⇔ 17.160 / EOC ⇔ 22.950					
制御棒全反応度価値*3 (%Δk/k)	1	2	3	4	5	6
	2.08	2.15	1.95	1.92	1.94	1.91
零出力時余剰反応度*4 (%Δk/k)	B O C			E O C		
	3.50			2.41		
出力係数 (0～100MW) (×10 ⁻³ %Δk/k/MW)	B O C			E O C		
	-4.44			-3.80		
燃 焼 係 数 (×10 ⁻⁴ %Δk/k/MW)	零出力		定 格 出 力 Np ²³⁹ 効果含む		定 格 出 力 Np ²³⁹ 効果含む	
	-2.55		-2.44		-2.40	

*1：“JOYDAS”オンラインテープの記録結果を使用

*2：運転監視コード“MAGI”計算結果

*3：制御棒6本同時差換法のデータを計算により外挿した値

*4：炉内Na温度250℃，制御棒均等挿入状態

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

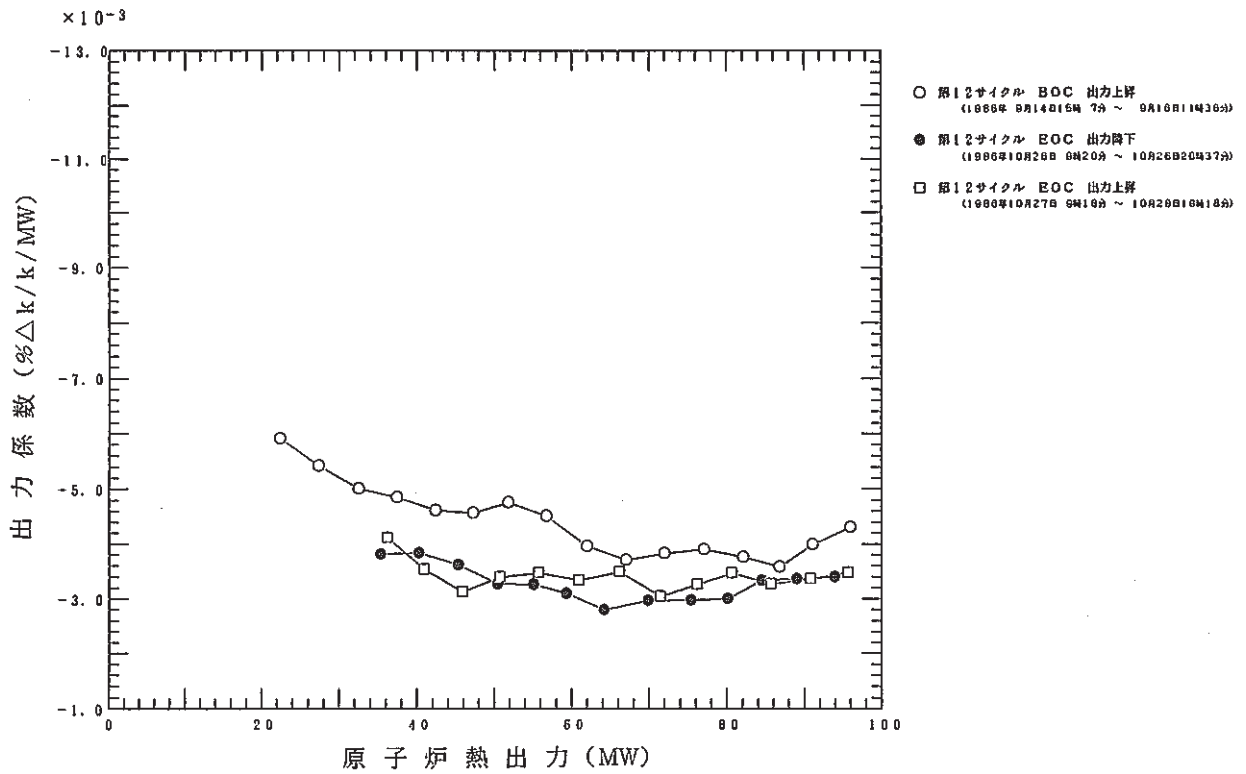


図1 出力係数測定結果

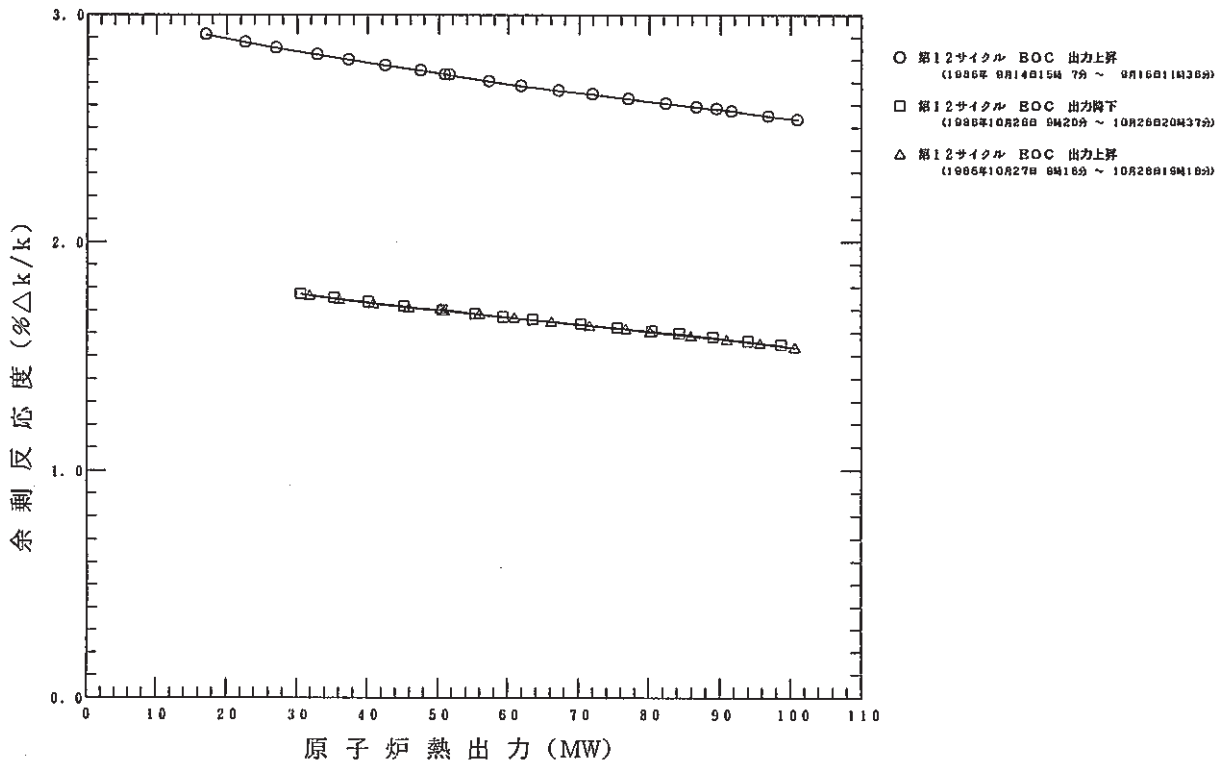


図2 熱出力変化に伴う余剰反応度変化

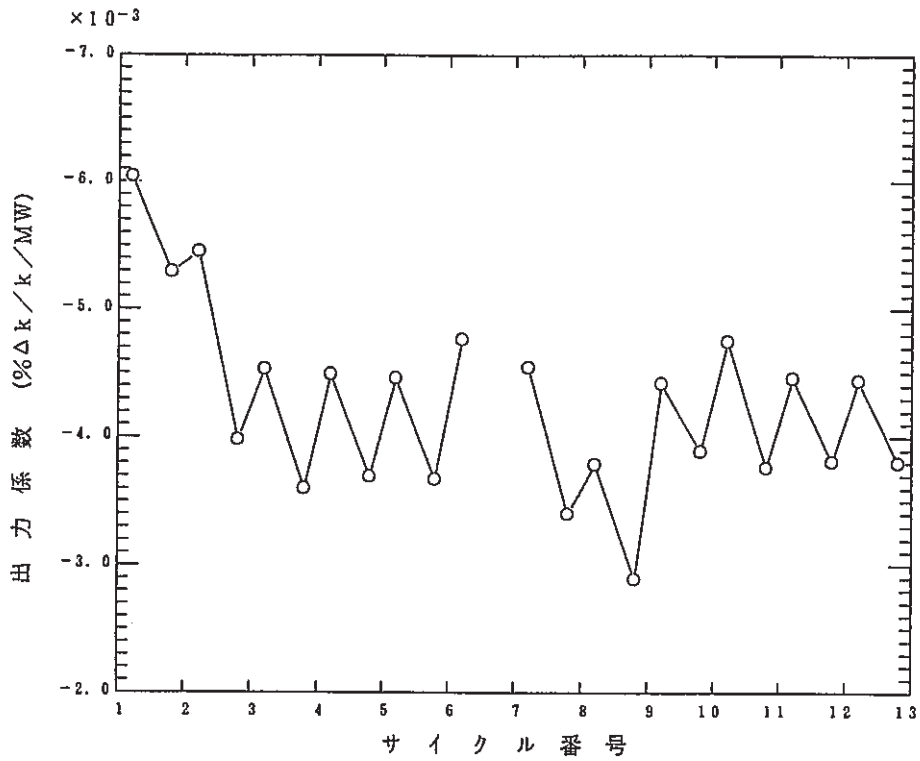


図3 100 MW定格出力時出力係数サイクル間変化^{*1}

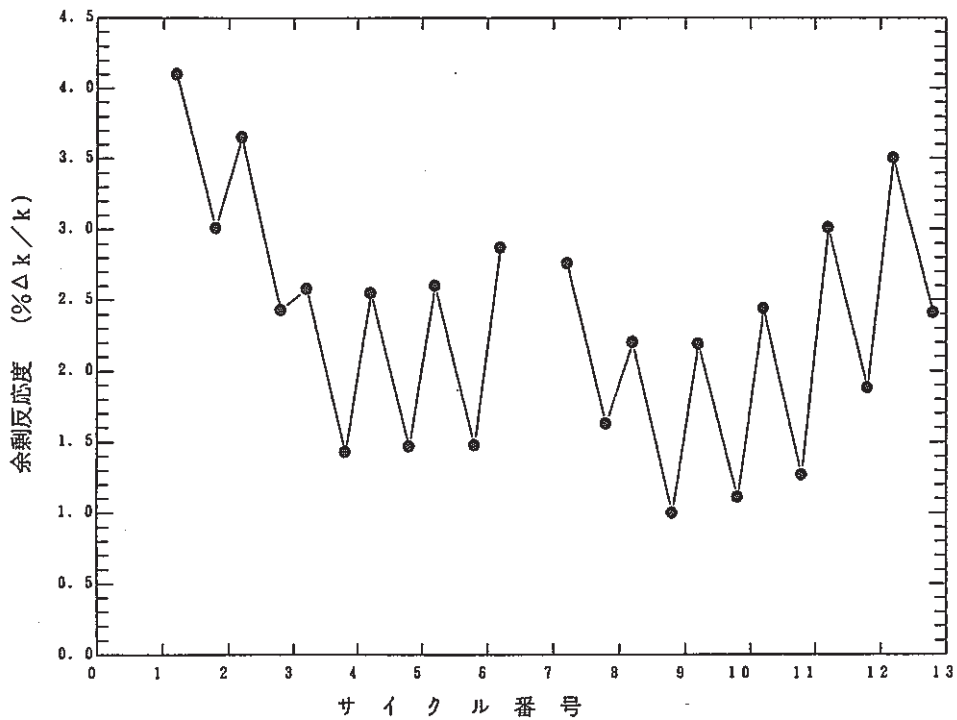


図4 臨界データによるサイクル間余剰反応度変化^{*1 *2}

*1 MK-II第6サイクルEOCデータ測定値なし

*2 炉内Na温度250℃, 制御棒均等挿入状態

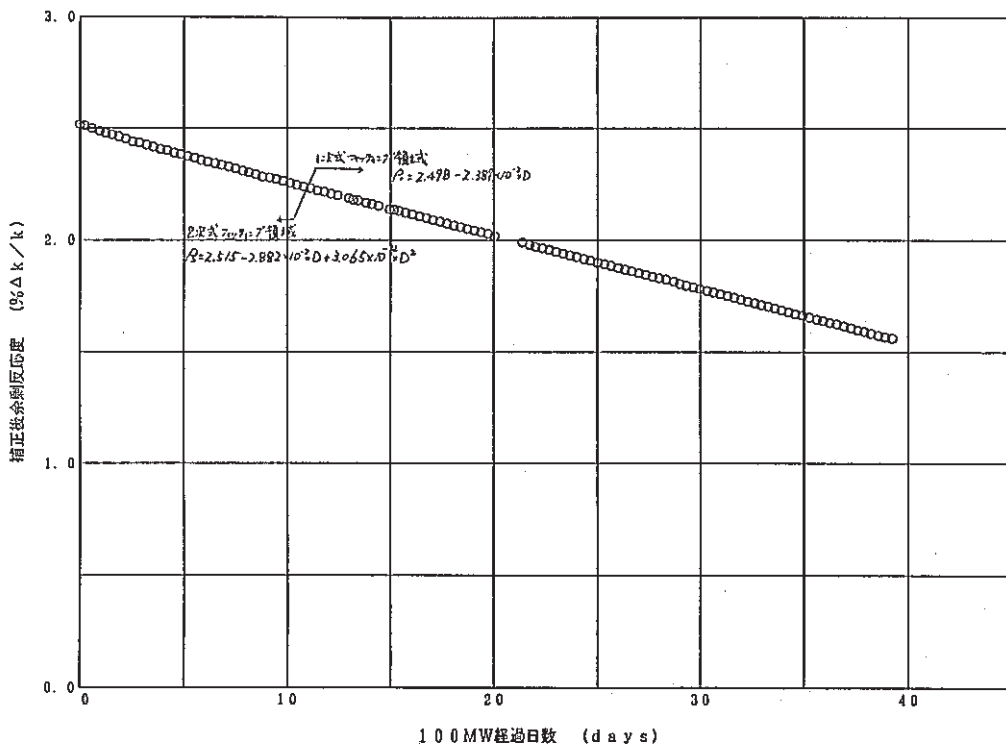


図5 100 MW定格出力連続運転時の余剰反応度変化

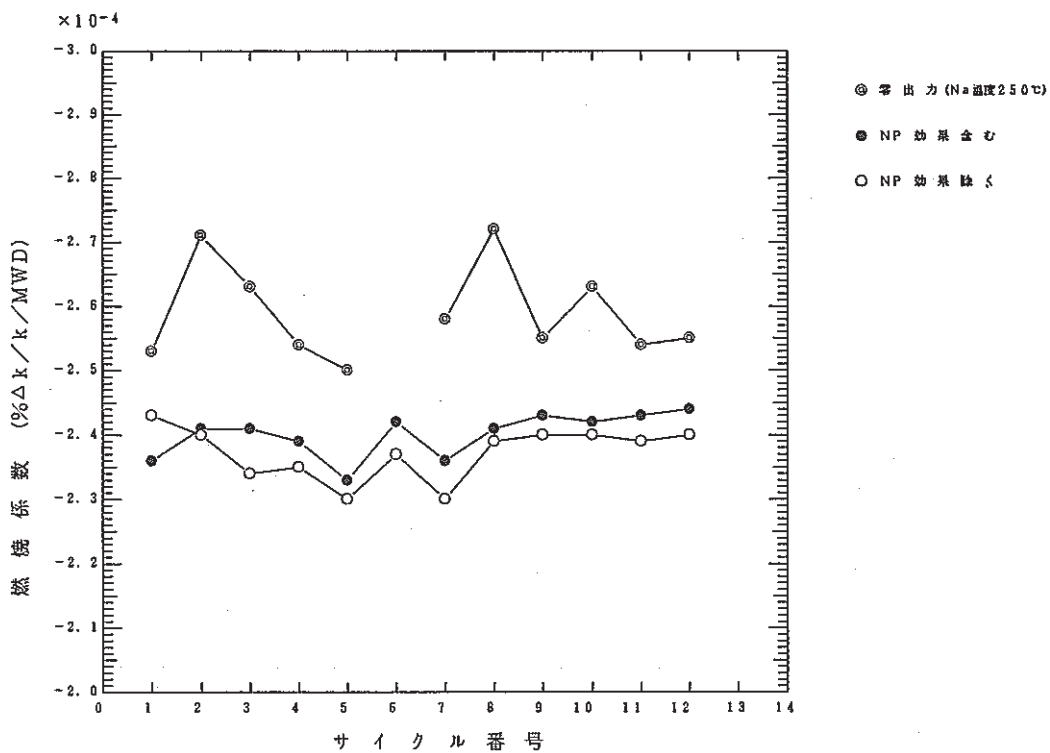


図6 燃焼係数サイクル間変化^{*3}

*3 MK-II炉心第6サイクル測定データなし

3.5 炉出力 30 MW, 1 次系流量 30 %からの制御棒一斉挿入による炉停止方法の検討

報告者：庄野（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概 要

1986年11月から12月にかけて予定されているFFD感度校正試験の2回目, 3回目の運転では, 炉出力 30 MW, 1 次系流量 30 %, 2 次系流量 44 %の状態ですべての測定が終了する。この最終状態から制御棒一斉挿入で炉停止した場合のプラント各部の熱過渡を「常陽」シミュレータによって測定し, スクラム時の熱過渡制限条件と比較した結果を報告する。

2. シミュレータの入力条件

(1) 初期状態

炉出力 30 MW, 1 次系流量 30 %, 2 次系流量 44 % (最低タップ位置), 冷却材温度制御系モード AUTO

(2) プラント操作

制御棒一斉挿入, 約 8 分後に主冷却器入口温度 390 °Cにて主送風機停止

3. 測定結果

表 1 に主冷却系各部の熱過渡特性測定値を制限条件とともに示す。

4. 評 価

本試験条件における熱過渡特性は, 100 MWスクラム時の制限条件に対して十分余裕のある値であった。また, 100 MW手動スクラム時の実測値に比べてもすべての測定点においてゆるやかな熱過渡特性を示した。したがって, FFD感度校正試験(2回目, 3回目)では, 測定終了後ただちに制御棒一斉挿入で原子炉を停止することができる。

表1 炉出力 30 MW, 1次系流量 30%, 2次系流量 44%から制御棒一斉挿入をかけたときの熱過渡特性
 (「常陽」シミュレータによるチェック結果)

試験条件	測定箇所 設計値 100 (MW) ループ	*1 炉心上部機構		炉容器出口		炉容器入口		*2 IHX 2次側出口		主冷却器入口		主冷却器出口		*3 IHX 2次側入口		
		$\Delta T/\Delta t$	ΔT	$\Delta T/\Delta t$	ΔT	$\Delta T/\Delta t$	ΔT	$\Delta T/\Delta t$	ΔT	$\Delta T/\Delta t$	ΔT	ル	$\Delta T/\Delta t$	ΔT	$\Delta T/\Delta t$	ΔT
		°C/sec	°C	°C/sec	°C	°C/sec	°C	°C/sec	°C	°C/sec	°C	1	°C/sec	°C	°C/sec	°C
		-83	-207	-3	-150	1 -0.65	30 -28.5	-2	-120	-2	-120	プ	1.7 -0.78	42.5 -25.1	1.7 -0.78	42.5 -25.1
炉出力 30 MW 1次系 30%流量	A			-0.54	-130	-0.03	-14			-0.25	-82		-0.06	-9		
						+0.08	+9						+0.17	+15		
2次系 44%流量	B			-0.54	-134	-0.04	-8			-0.22	-83		-0.05	-9.5		
						+0.08	+9.5						+0.17	+12		
						-0.02	-6						-0.05	-14		

*1 シミュレータに適切な計算点がないため、測定しなかった。
 *2 主冷却器入口温度の熱過渡特性と同様とみなし、測定しなかった。
 *3 主冷却器出口温度の熱過渡特性と同様とみなし、測定しなかった。

3.6 フィードバック反応度特性試験の低流量時の熱出力予定値

報告者：大内（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

フィードバック反応度特性試験では、燃料温度を一定に保ち、冷却材の温度のみを変化させ、出力係数に寄与する冷却材膨張及び湾曲の効果を測定する為、炉出力を約 30 MW に保ち、1 次系冷却材流量を 100 % から 30 % まで集合体出口 Na 温度が一定の割合で上昇するように変化させ、各流量での余剰反応度を求める。

ここでは、燃料温度が一定で、Na 温度が等間隔で上昇するように、1 次系冷却材流量と熱出力を定める。

2. 方法

燃料挙動解析コード“CEDAR”により、1 次系冷却材流量を変化させた時に燃料中心の平均温度を一定にする熱出力をサーベイする。解析対象は PFD 214、装荷位置 2B1 で代表させ、2 サイクル燃焼後の第 3 サイクル BOC の温度で比較した。

3. 結果

熱出力 25～35 MW、1 次系冷却材流量 25～100 % での温度を求める簡易式（PFD 214（装荷位置 2B1）の場合）

$$N = 165.5 \cdot \frac{P}{V} + 370$$

$$F = \left(11.04 + \frac{91.29}{V} \right) \cdot P + 370$$

P：熱出力（MW）

V：1 次系冷却材流量（%）

N：集合体出口での Na 温度（℃）

F：燃料中心の平均温度（℃）

表 1：フィードバック反応度試験－Ⅰでの測定条件

ステップNo.	1	2	3	4	5	6	7	8
1次系冷却材流量(%)	100	75	60	50	43	37	33	30
熱出力(MW)	30.0	29.3	28.5	27.9	27.2	26.5	26.0	25.4
燃料温度(°C)	729	729	728	729	728	728	729	728
Na温度(°C)	420	435	449	462	475	489	500	510
仮想熱出力(MW)	30.0	39.1	47.5	55.8	63.3	71.6	78.8	84.6

表 2：フィードバック反応度試験－Ⅱでの測定条件

ステップNo.	1	2	3	4	5	6	7	8
1次系冷却材流量(%)	100	75	60	50	43	37	33	30
熱出力(MW)	35.3	34.4	33.6	32.8	32.1	31.3	30.6	30.0
燃料温度(°C)	792	792	792	792	793	793	792	792
Na温度(°C)	428	446	463	479	494	510	523	536
仮想熱出力(MW)	35.3	45.9	56.0	65.6	74.7	84.6	92.7	100.0

ここで、仮想熱出力とは、1次系冷却材流量が100%のときに、Na温度が同じになる熱出力を示している。

3.7 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' サイクルで実施する、B4M 試験とフィードバック反応度特性試験(I), (II)における燃料集合体出口冷却材温度を予測し、集合体出口冷却材温度計装の警報値の算出に資する。

2. 方法

運転監視コード“MAG I”による予測計算結果と、過去の実測値から得られた補正値を加味して第 12' サイクルでの 3 回の試験での予測値をもとめる。

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

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

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

但し、

P	: 重み	T _c	: “MAG I” で計算した温度
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 (“MAG I” 予測値)
T _M	: 実測温度	N	: 注目サイクル No (仮に 13 とした)

尚、フィードバック反応度特性試験(I), (II)ではMK-II 炉心第 12 サイクルと炉心構成が同じ為、この時の定格時集合体出口冷却材温度データを予測値として用いた。

3. 結果

表 1 に B4M 試験、表 2 にフィードバック反応度特性試験の予測値を示す。

4. 評価

上記 3 回の試験時の実測データとこの予測値とは多少の差はあるものの、修正を要するほどの差は見られず、良い予測値であった。

表1 B4M試験時の集合体出口冷却材温度・予測値

TA-4.1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II炉心第12'サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	543	513	554	551	545	550	555					
TA-4.2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(°C)	531	535	552	530	517	529	524	474	489	476	479	488
					▲								
TA-4.3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(°C)	530	535	536	516	512	522	490	482	494	483	482	485
TA-4.4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(°C)	540	554	524	531	530	518	533	493	489	494	492	492
TA-4.5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(°C)	534	519	553	509	518	530	512	483	478	493	491	498
											▲		
TA-4.6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(°C)	548	542	534	521	507	500	497	491	514	496	482	496
TA-4.7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(°C)	546	535	531	534	527	528	525	503	495	493	500	496
TA-4.8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(°C)	541	525	531	509	540	534	522	502	502	497	484	480
TA-4.9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(°C)	546	547	529	526	503	525	492	495	530	486	487	498
TA-4.10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(°C)	517	542	520	524	509	520	498	491	504	500	495	468

表2 フィードバック反応度特性試験時の集合体出口冷却材温度・予測値

TA-4.1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II炉心第12'サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	553	556	565	559	546	553	562					
TA-4.2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(°C)	537	536	553	540	519	529	525	474	487	476	479	487
TA-4.3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(°C)	536	540	537	515	513	523	491	482	494	484	484	487
TA-4.4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(°C)	542	556	526	530	528	520	543	495	491	496	494	495
TA-4.5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(°C)	530	522	550	512	521	524	512	493	512	503	502	499
TA-4.6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(°C)	548	531	525	515	502	497	493	479	490	495	484	477
TA-4.7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(°C)	543	526	524	522	514	516	514	492	477	482	489	489
TA-4.8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(°C)	533	521	521	501	533	526	515	495	493	489	476	476
TA-4.9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(°C)	545	546	526	520	502	519	488	493	528	483	485	498
TA-4.10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(°C)	520	542	520	521	507	519	498	492	504	498	496	472

3.8 フィードバック反応度特性試験(I)での測定結果概要

報告者：庄野（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

1986年11月26日に実施したフィードバック反応度特性試験(I)で得られた測定結果の概要について報告する。

2. プラント状態及びフィードバック反応度発生量

ステップNo.	1次系流量 (%)	炉出力 (MW)	炉出口温度 (°C)	余剰反応度** (%Δk/k)	フィードバック反応度発生量	
1.0	100.3	31.1	408.1	1.72692	-0.07300	-18.34
1.7	29.0	24.4	476.2	1.65392	(%Δk/k)	(∅)

(評価)* ステップ1.0→1.7の冷却材温度条件は、通常出力上昇の31MWから84MWに相当し、この場合のフィードバック反応度発生量は-44.8∅(12サイクルEOC)である。したがって、出力係数の約41%が冷却材温度上昇に起因するものと推定される。

3. 警報作動について（（ ）内は警報設定値）

原子炉入口温度高（380°C）、中性子束高（36.5%）、原子炉出口温度高（505°C）、1次主ポンプ回転数差大（30rpm）はいずれも警報作動には至らなかった。

4. 原子炉容器出口温度とオーバーフロータンク温度の差

ステップ移行時の1次系流量変更終了後にピーク値が発生するが、最大値は約50°Cであり、制限条件の60°Cを下回った。

5. 核計装ドリフト量

ステップ1.0、1.7でのグラファイト温度はそれぞれ72.1°C、76.1°Cであり、4°Cの上昇があった。その結果、核出力は約0.6%上昇したが、操作上の問題はなかった。

（* 今後は、各ステップでの燃料温度の差を補正してさらに詳細な評価を行う。）
（** 原子炉入口温度補正、燃焼補正を施した値）

3.9 フィードバック反応度特性試験(II)での測定結果概要

報告者：庄野（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

1986年12月5日に実施したフィードバック反応度特性試験(II)で得られた測定結果の概要について報告する。

2. プラント状態及びフィードバック反応度発生量

ステップNo.	1次系流量 (%)	炉出力 (MW)	炉出口温度 (°C)	余剰反応度 ^{**} (% Δk/k)	フィードバック反応度発生量	
2.0	100.3	35.4	413.6	1.69413	-0.09030	-22.69
2.6	32.1	30.6	490.3	1.60383	(% Δk/k)	(%)

(評価)* ステップ2.0→2.6の冷却材温度条件は、通常出力上昇の35MWから95MWに相当し、この場合のフィードバック反応度発生量は-48.3% (12サイクルEOC)である。したがって、出力係数の約45%が冷却材温度上昇に起因するものと推定される。

3. 警報作動について（（ ）内は警報設定値）

原子炉入口温度高（380°C）、中性子束高（36.5%）、原子炉出口温度高（505°C）、1次主ポンプ回転数差大（30rpm）はいずれも警報作動には至らなかったが、ステップ2.6において、1次補助系のコールドレグ側温度が設計温度450°Cを越えたため、その時点で試験終了とし、ステップ2.7（1次系流量30%）は実施しなかった。

4. 原子炉容器出口温度とオーバーフロータンク温度の差

ステップ移行時の1次系流量変更終了後にピーク値が発生するが、最大値は約50°Cであり、制限条件の60°Cを下回った。

5. 核計装ドリフト量

ステップ2.0、2.6でのグラファイト温度はそれぞれ72.6°C、76.7°Cであり、4.1°Cの上昇があった。その結果、核出力は約1.0%上昇したが、操作上の問題はなかった。

（ * 今後は、各ステップでの燃料温度の差を補正して、さらに詳細な評価を行う。
** 原子炉入口温度補正、燃焼補正を施した値 ）

3.10 第12'-1 (B4M照射試験) サイクル "MAGI" 記録計算

報告者：原 (炉心・運転計画 Gr.)

1. 目的

MK-II 炉心第12'-1 サイクル運転終了に伴い "MAGI" 第12'-1 サイクル記録計算を行ったので主要項目をまとめ報告する。

2. 計算条件

(1) オンラインデータの処理

JOYDASよりのMT管理番号

" 600363 - E 1419 - MKE 104 "

" 600364 - E 2103 - MKE 105 " の2本を使用した。

(2) 集合体ライブラリ (原子数密度) "RANDファイル"

"MAGI" 第12 サイクル記録計算結果のRANDファイルに対し、「もんじゅ」出力上昇試験用集合体 (B4M) の組成を集合体名称 PFB031 として追加登録して第12'-1 記録計算に使用した。

(3) 断面積ライブラリ "LTAファイル"

今回特燃の大きな移動があったので新規に実効マイクロ断面積ファイルを作成した。

3. 計算結果

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

(1) B4Mの線出力について

第12'-1 サイクルでのB4Mの集合体最大線出力は

	neutron (W/cm)	γ (W/cm)
ポイント最大	2.843×10^3	6.42×10^2
集合体平均	2.450×10^3	5.40×10^2

燃料部分のピン数は8本 (I型3本, II型5本) であり neutron 発熱はすべて燃料ピンの寄与によるものとし, γ 発熱については集合体当りのSUS+燃料の量のうちピン8本分の燃料の割合を乗じた分が燃料ピンによる寄与として換算するとピン8本分の割合は3%程度であるから

ピン8本分の発熱は

ポイント最大	$2.843 \times 10^3 + 6.42 \times 10^2 \times 0.03 = 2.862 \times 10^3$ W/cm
集合体平均	$2.450 \times 10^3 + 5.40 \times 10^2 \times 0.03 = 2.466 \times 10^3$ W/cm

I 型と II 型のピン 1 本当たりの γ 発熱の比は面積に比例するとして

$$\text{I 型 1 本分の面積 } S_I = \left(\frac{4.63}{2} \right)^2 \times \pi = 16.837$$

$$\text{II 型 } \quad \quad \quad S_{II} = \left(\frac{5.4}{2} \right)^2 \times \pi = 22.902$$

I 型と II 型のピン 1 本当たりの neutron 発熱の比は Fissile 量と面積に比例するとして、以下の条件から算出する。

	I 型	II 型
Pu 富化度	29 %	30 %
Pu fissile	78 %	79 %
EU	12 %	8 %
TD	93 %	85 %
ペレット直径	4.63 mm	5.4 mm

より

I 型 1 本当たりの neutron 発熱の比

$$\rho_I = (0.29 \times 0.78 + 0.71 \times 0.12) \times 0.93 \times \left(\frac{4.63}{2} \right)^2 \times \pi = 4.8759$$

II 型 1 本当たりの neutron 発熱の比

$$\rho_{II} = (0.3 \times 0.79 + 0.7 \times 0.08) \times 0.85 \times \left(\frac{5.4}{2} \right)^2 \times \pi = 5.703$$

∴ I 型ピン 1 本当たりのポイント最大線出力は

$$\begin{aligned} &= 2.843 \times 10^3 \times \rho_I \div (\rho_I \times 3 + \rho_{II} \times 5) + 6.42 \times 10^2 \times 0.03 \times \frac{S_I}{S_I \times 3 + S_{II} \times 5} \\ &= 323.3 \text{ (W/cm)} \end{aligned}$$

I 型ピン 1 本当たりの集合体平均線出力は

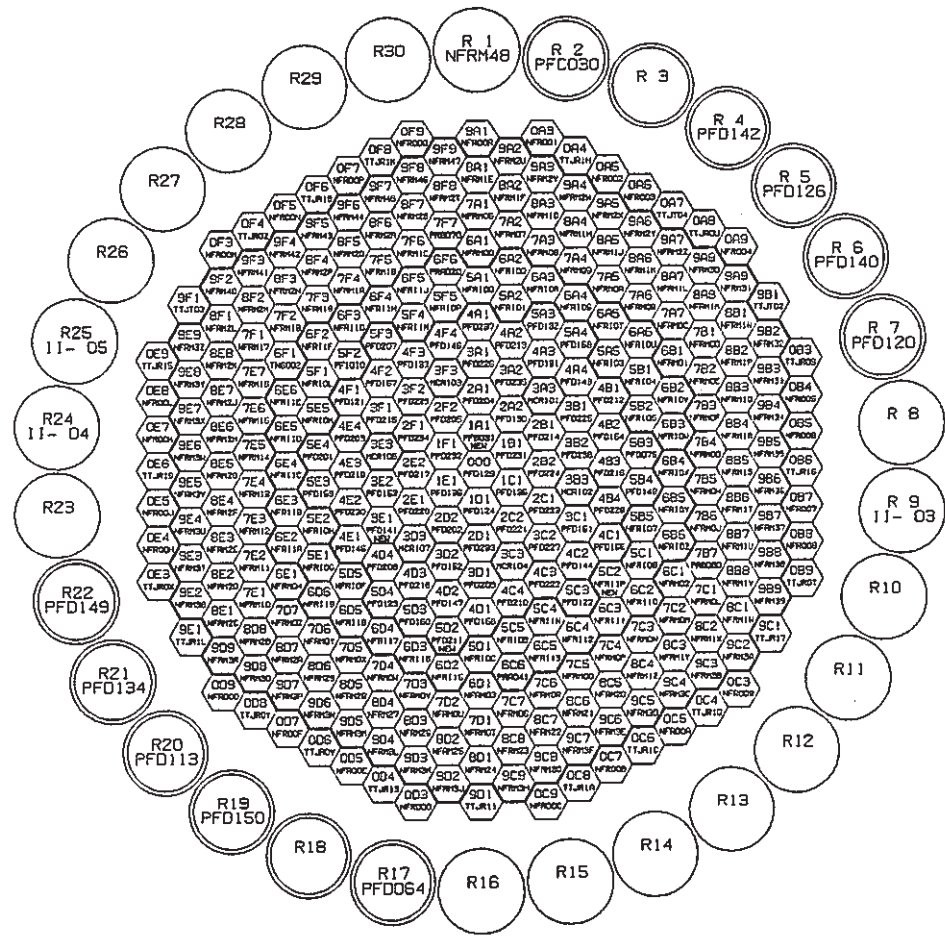
$$\begin{aligned} &= 2.450 \times 10^3 \times \rho_{II} \div (\rho_I \times 3 + \rho_{II} \times 5) + 5.40 \times 10^2 \times 0.03 \times \frac{S_I}{S_I \times 3 + S_{II} \times 5} \\ &= 278.5 \text{ (W/cm)} \end{aligned}$$

II 型ピン 1 本当たりのポイント最大線出力は

$$\begin{aligned} &= 2.843 \times 10^3 \times \rho_{II} \div (\rho_I \times 3 + \rho_{II} \times 5) + 6.42 \times 10^2 \times 0.03 \times \frac{S_{II}}{S_I \times 3 + S_{II} \times 5} \\ &= 378.5 \text{ (W/cm)} \end{aligned}$$

II 型ピン 1 本当りの集合体平均線出力は

$$\begin{aligned} &= 2.450 \times 10^3 \times \rho_{II} \div (\rho_I \times 3 + \rho_{II} \times 5) + 5.4 \times 10^2 \times 0.03 \times \frac{S_{II}}{S_I \times 3 + S_{II} \times 5} \\ &= 326.1 \text{ (W/cm)} \end{aligned}$$



	炉 心	ラック
炉 心 燃 料	6 5	9
内側反射体	4 6	0
外側反射体 [A]	1 4 1	1
外側反射体 [B]	4 8	3
制 御 棒	6	0
中 性 子 源	1	0
特殊燃料 A	0	0
特殊燃料 B	1	0
特殊燃料 C	0	1
特殊反射体	4	0
I N T A	1	0

	燃 交 前	燃 交 後
1 1A1	PFD134	PFB031
2 3E1	PFC030	PFD141
3 5C2	PFD211	NFRI1P
4 5D2	NFRI1P	PFD211

CYCLE NO. 121
 BOC DATE 1986. 11. 14.
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY12D1. SEQ10. DATA

図1 JOYO S/A CONFIGURATION

表1 “MAG I”記録計算結果サマリー（MK-II炉心第12'-1サイクル）

運転開始（定格到達）日				昭和61年11月14日				
運転終了（定格終了）日				昭和61年11月15日				
E. F. P. D.				0.38日				
炉心構成 （添付図 参照）	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	CMIR	SMIR	AMIR	その他
	65	0	1	0	0	2	2	INTA
炉心平均燃焼度（at EOC, 除 特燃）				2.34×10^4 MWD/T				
最大燃焼度集合体（at EOC）	位置	3E1	集合体 番号	PFD141	燃 焼 度 ポイント最大	5.60×10^4 MWD/T		
最大線出力集合体（at BOC）	位置	1B1	集合体 番号	PFD231	線 出 力 ポイント最大	357 W/cm		
被覆管最高温度 （ノミナル） （BOC）	位置	3C2	集合体 番号	PFD227	温 度	602.5 °C		
OVER POWER（ノミナル） 燃料最高温度 （BOC）	位置	1F1	集合体 番号	PFD232	温 度	2252 °C		
集合体毎の計算結果は、 次の集合体について記す。				PFD141, PFD231, PFD227, PFD232, PFB031, PFI010				

3.11 “MAGI”出力分布の補成及び100 MW規格化の変更

報告者：原（炉心・運転計画Gr.）

1. 目的

従来の“MAGI”コードでの出力分布の計算手法に矛盾があったため計算手法の改良を行ない、改良前後の集合体出力分布の比較を行ったので報告する。

2. 計算手法の変更点

(1) 従来の方法

最初に求めた100 MWに規格化していない集合体出力に対して、性能試験を反映した補正係数を乗じてから100 MWに規格化する。

(2) 矛盾点

最初に求めた規格化する前の集合体出力の中性子出力と γ 線出力の割合が保存されない。

(3) 今回の方法

最初に求めた規格化する前の集合体出力に対し、まず100 MWに規格化し、その値に性能試験結果を反映した補正係数を乗じる。更にその値に100 MWで規格化した時点の中性子出力割合に戻す係数を乗じる。

3. 修正前後の比較計算

“MAGI”第11サイクルの記録計算を行い、修正前後の比較を行った。

(1) 炉内出力分担について

炉内全燃料集合体の中性子出力は修正前が89.87 MWであったのに対し修正後は89.93 MWと0.06 MW増える程度であった。 γ 線出力はしたがって0.06 MW減っている。

(2) 集合体出力について

修正前後の集合体出力分布の比較を図1に示す。図より集合体出力分布は修正前後でわずかに下4桁目に変化する程度であった。

4. 評価

計算手法としては矛盾の生じないものになったが、従来の計算手法の矛盾による計算値への影響はほとんど無視出来る程度のものであることがわかった。

MAGI POWR PLOT NOR

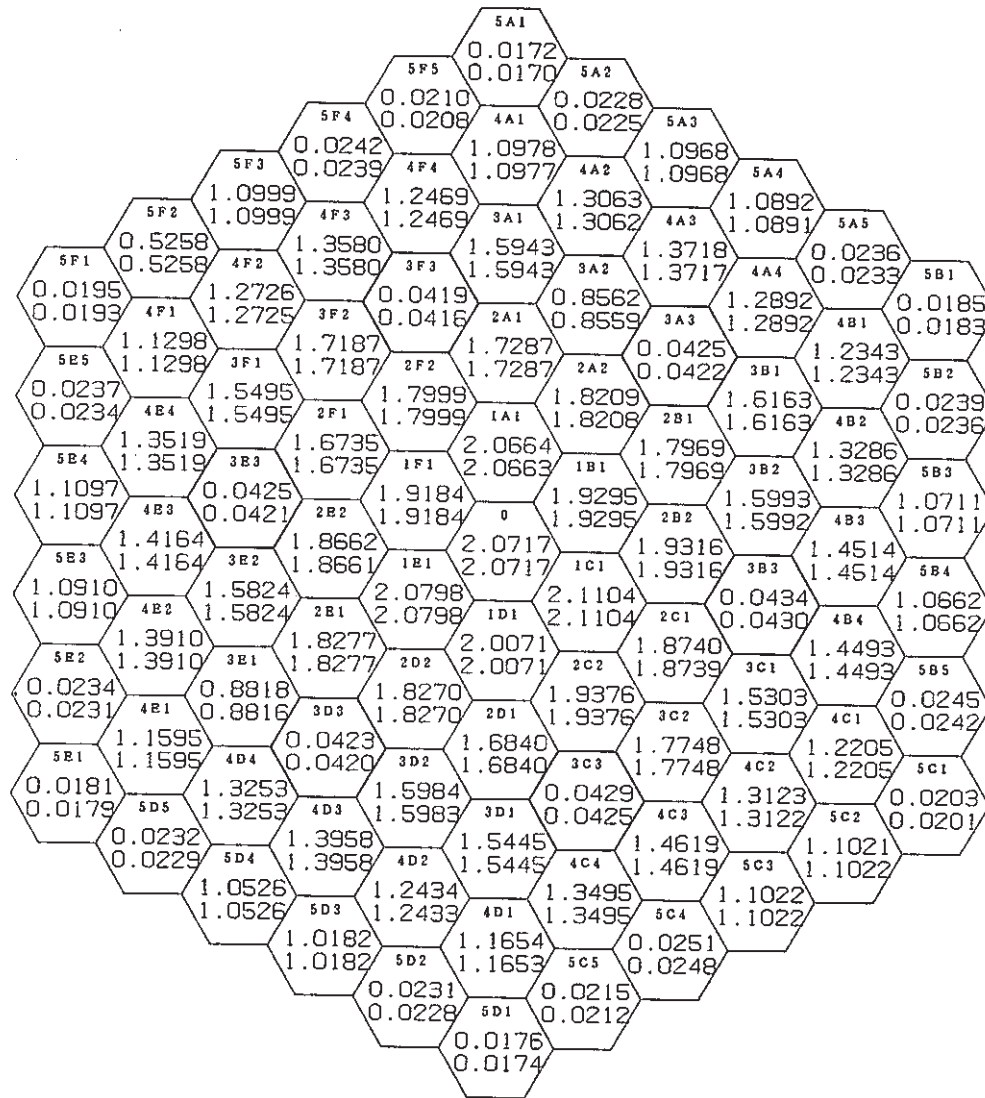


図1 修正前後の集合体出力の比較 (BOC)

上段 修正前 (単位 MW)
下段 修正後

3.12 “MAGI”コードにおける特殊燃料集合体の燃焼度計算ルーチンの修正

報告者：原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 目的

“MAGI”第12サイクル記録計算に於いてINTA-1の燃焼度の増加が少ない（他のサイクルの約半分）ためその原因を調査する。

2. “MAGI”の燃焼度の計算方法

$$B_{up} = \frac{Pa}{f_w \times v \times f_v} (\text{MWD}/t) \times 10^6$$

ここで Pa：積算出力（MWD）

f_w：燃焼度変換係数（kg/ℓ）

v：ノードの体積（cm³）

f_v：特殊燃料A型では内側，外側それぞれの体積比

B型では各カートリッジの体積比

ドライバー及びC型では f_v = 1.0

3. 原因

“MAGI”プログラムで各特殊燃料集合体に対する Pa（積算出力）と f_w（燃焼度変換係数）との対応がとれていない。

f_w：炉内に存在する特燃集合体について各特燃 Type 別に RAND File に登録された順に読み込む

⇒ 1.PFC020, 2.PFC030, 3.PFI010（INTA）

Pa：炉内に存在する特燃集合体について各特燃 Type 別に集合体ポジションの若い順（内側から時計回り）に計算する。

⇒ 1.PFC030, 2.PFI010, 3.PFC020

f_wの値はPFC020とPFC030とで同じ値であり，PFI010は約半分の値である。そのため第11サイクルまでは，PFC020は3A2の位置にあり，たまたまRAND Fileの登録順と一致していたが，第12サイクルでPFC020をRACKへ移動したためINTAの燃焼度の計算で分母となるf_wはPFC030の値（約2倍）を使用することになり，第12サイクルでのINTAの燃焼度の増分が半分になってしまった。

4. “MAGI”燃焼度計算ルーチンの修正

f_wをRAND Fileより読み込んだ順に集合体名称も同時に読み込み，燃焼度を計算する時に集合体名称でPa（積算出力）と対応させる様に修正を行った。

5. 修正前後の I N T A の燃焼度

	第8サイクル	第9サイクル	第10サイクル	第11サイクル	第12サイクル
修正前ポイント最大 (MWD/T)	7,600	14,900	22,300	29,600	33,400
修正前集合体平均 (MWD/T)	6,700	13,100	19,600	26,100	29,500
修正後ポイント最大 (MWD/T)	7,600	14,900	22,300	29,600	36,500
修正後集合体平均 (MWD/T)	6,700	13,100	19,600	26,100	32,200

となり第12サイクルポイント最大で6,900 MWD/T増加の36,500 MWD/Tとなり妥当な結果が得られ改良された。

4. J 2 炉心への移行計画のための解析・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75,000 MWd/t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 70日連続運転に関する検討

報告者：宮川（原子炉利用 Gr.）

1. 目的

昭和61年8月7日付で許可となった「常陽」の設置変更許可申請（その10）における炉心燃料の最高燃焼度の向上に係る70日連続運転の実施にあたり、ハード及びソフト上の問題点を摘出し整理する。

このためW/Gを結成し、本W/Gで摘出された問題点はラインを通して解決されることを前提とした。

2. 経緯

本W/Gは9月上旬より活動を開始し、下記メンバーにより検討を行った。検討にあたっては、表1に示す運転計画に基づいて行い、9月下旬報告書の確認をもってその活動を終了した。

3. メンバー

本W/Gの検討に参加した、各課代表者は次のとおり。

高速炉一課：石橋

高速炉二課：時田、山崎

照射課：飛田

廃棄物処理課：一関

放射線管理課：堤

技術課：宮川

4. 検討結果

本W/Gの検討結果を以下のとおり整理した。

- (1) 70日運転を実施するにあたり、緊急かつ大規模な対応を必要とする問題はない。
- (2) 緊急度は低いですが、今後各担当課が時期を見て検討確認しておく必要がある事項は、次のとおり。
 - ① 高燃焼度化に伴う破損確率増大に対処した燃焼破損時措置の再確認（技術課等）
 - ② 燃料の高反応度価値化に伴う反応度ゆらぎによる出力変動の検討（技術課等）
 - ③ 工程変更に伴う炉心構成要素の発注計画の見直し（照射課等）
 - ④ 工程変更に伴う照射計画・サーベイランス取出計画の見直し（照射課・技術課）
 - ⑤ JOYDASソフトの修正（技術課）
 - ⑥ 炉心計画（燃料装荷本数・反応度等）の見直し（技術課）
 - ⑦ 長期運転に伴う定期自主検査（30日毎のスクラム性能検査）での保安規定の除外規定の見直し対応（高二課）

表1 概略運転予定, (検討用)

昭和 61 年	昭和 62 年				昭和 63 年				昭和 64 年				昭和 65 年		昭和 66 年													
1月	7月				1月	7月				1月	7月				1月	7月												
	28日				23日	23日	23日	23日	23日	28日	28日	28日		28日														
9	10	11	12	定検等				13	14	15	16	17	定検等				18	19	20	21	定検等				22	23	24	25
運転サイクル日数		47	50	54	58	63				70	70	70	70		70	70	70	70										
J 2 燃料装荷数		6	10	9	11	8				1	12	12	11		11	11	11	11										
J 1 燃料装荷数		5	1	2	0	4				8	0	0	0		0	0	0	0										
最高燃焼度(万Mwd/t)		5	5	5.3	5.6	5.9				6.2	6.5	6.8	7.1		7.3	7.3	7.3	7.3										
炉心領域照射計画						C型(3列)×1																						
										CMIR(1列)×1																		
										B型(3列)×1																		
														C型(2列)×1														
														C型(2列)×1														
										A型(3列)×1																		

4.2 燃料交換及び炉心運転の長期計画

報告者：池田（原子炉利用 Gr.）

1. 目的

照射用炉心の燃料交換及び炉心運転の長期計画を①燃料調達 ②照射計画立案 ③使用済燃料蓄積量評価等の条件となるようにまとめた。

2. 計画立案の条件

(1) 運転日数

サイクル当り 45 日から 70 日に運転日数を変更する移行炉心については、昭和 61 年 10 月現在の最新の計画をもとに、それ以降は 70 日で変わらないものとする。

(2) 定検期間

実験炉部各課の定検項目及び日数に実績を反映して算出する。

(3) 燃料交換本数

移行炉心については、昭和 61 年 10 月現在の最新の計画をもとに、それ以降については、各サイクル当り炉心燃料及び特燃で 12 本（設置許可及び貯蔵ラックの制限）となるように設定する。

(4) 照射計画

昭和 61 年 10 月現在の決定済み、及び一部見通しによる。

3. 計画

(1) 燃料交換及び炉心運転の長期計画

昭和 62 年～73 年までの計画（第 13 サイクル～第 41 サイクル）を表 1 に示す。

(2) 定検期間所要日数

第 6 回定検～第 12 回定検までを表 2 に示す。

（注） 実績の所要日数（日曜、休日を含む）は、工程の並列化等により、各定検項目の正味の日数（日曜、休日を含まない）とほぼ同じである。

4. 評価

上記より、「常陽」の長期利用計画がまとまり、燃料調達、照射計画立案及び使用済燃料蓄積量評価等に役立つことが期待される。

表1 燃料交換及び炉心運転の長期計画(1/4)

年 月	62												63												64													
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
運 転 計 画	(第6回定検)9ヶ月												45	50	54	58	62	(第7回定検)6ヶ月												70	70	70						
													13	14	15	16	17																					
炉心燃料交換本数													11	12	11	11	10													11	12	12						
																									(2) → 第4次取替													
照 射 計 画 (炉心部のみ)													CMIR-1												CMIR-2													
													B3												B6													
																									A2D													
																									C5J													
																									C4F													
													C3M																									

表1 燃料交換及び炉心運転の長期計画(2/4)

年 月	65												66												67																							
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12												
運 転 計 画	70 (第8回定検) 5.5ヶ月												70	70	70	70	70	(第9回定検)7ヶ月												70	70	70																
													21	22	23	24	25																															
炉心燃料交換本数	12												10	12	12	12	12													11	12	12	11															
照 射 計 画 (炉心部のみ)													CMIR-2												CMIR-3												CMIR-4											
																									B6												B7											
	C5J																								C6J																							
																									C4F																							
	C3M																																															

表 1 燃料交換及び炉心運転の長期計画 (3 / 4)

年 月	68												69												70												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
運 転 計 画	70 (第10回定検) 8ヶ月												30	31	32	33	70 (第11回定検) 11.5ヶ月												34								
炉心燃料交換本数	11												11	12	12	12	11																				
照 射 計 画 (炉 心 部 の み)	CMIR-n																																				
													B 9																								Bn
													C 6 J																								
													C 4 F																								

表 1 燃料交換及び炉心運転の長期計画 (4 / 4)

年 月	71												72												73											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
運 転 計 画	70												70 (第12回定検) 6.5ヶ月												70											
炉心燃料交換本数	12												12	12	11												12	12	12	12						
照 射 計 画 (炉 心 部 の み)	CMIR-n																																			
	Bn																								Bn											
	C4F																																			

表 2 定検期間の所要日数(日)

定 検	燃交準備	燃交	取 C R D 外 M	定 電 源 検 盤	定 燃 検 取	管 下 部 案 内 交 換	準 照 備 射	取 C R D 付 M	燃 交	試 確 起 認 動 性 験 能 前	取 ラ サ ン ベ 出 ス イ	器 格 L / T 納 容	計
第 6 回 (S 61)	2	8	5	5	70 改造工事	24	45	20	38	18	14	30	279 (約 9ヶ月)
第 7 回 (S 63)	2	10	5	5	40	36	22	20	20	18	-	-	178 (約 6ヶ月)
第 8 回 (S 64)	2	10	5	5	30	12	45	20	20	18	-	-	167 (約 5.5ヶ月)
第 9 回 (S 66)	2	10	5	5	35	12	45	20	20	18	-	30	202 (約 7ヶ月)
第 10 回 (S 67)	2	10	5	5	70 R/P 分解点検	24	55	20	20	18	14	-	243 (約 8ヶ月)
第 11 回 (S 69)	2	10	5	5	35	24	35	20	20	18	-	180 2重管 S G設置	354 (約 11.5ヶ月)
第 12 回 (S 70)	2	10	5	5	40	12	35	20	20	18	-	30	197 (約 6.5ヶ月)
第 5 回 (S 60)	上記と同様の 算出法	2	10	5	5	70	29	40	20	20	18	-	219 (約 7.3ヶ月)
	実 績	0	3	3	0	70	29	33	17	17	15	-	187* (約 6.2ヶ月)

* 休日を含まない正味の日数、休日を考慮した所要日数(7/6倍)では、218日(7.3ヶ月)。

(注) 第5回の定検では、上記と同様の算出方法で正味日数(休日を含まない)を求めると、219日(7.3ヶ月)、実績では、工程の並列化等により、正味日数で187日(6.2ヶ月)、所要日数(休日を含む)で218日(7.3ヶ月)となり、工程の並列化等を考慮せずに求めた正味日数は実績の所要日数となっている。

4.3 Pu fissile 富化度 20.5 wt/o の 3 次取替燃料の燃焼反応度損失及び 2 次取替燃料との置換反応度

報告者：青山，原（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

「常陽」の稼働率向上，炉心燃料の高燃焼度化を図る目的で製造される 3 次取替燃料の組成が決まり（核分裂性 Pu 富化度 20.5 wt/o，U 濃縮度 18.0 wt/o），昭和 63 年度中（第 18 サイクル）に 70 日運転を達成する方針が固まりつつある。現在 45 日→70 日運転移行時の燃交計画案を検討中であるが，その際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 3 次取替燃料の燃焼反応度損失，2 次取替燃料との置換反応度を，3 次取替燃料の核分裂性 Pu 富化度を 20.5 wt/o とした場合について各列毎に“MAGI”で計算したので報告する。

2. 計算項目

- (1) 3 次取替燃料各列毎の燃焼反応度損失
- (2) 3 次取替燃料と 2 次取替燃料との各列毎の置換反応度

3. 計算結果及び評価

- (1) 3 次取替燃料の燃焼反応度に関して

計算結果を表 1 に示す。各列毎に比較するために 1 日あたりの燃焼反応度損失も併せて載せた。外側の列程燃焼反応度損失は小さくなっているが，同列での位置による差は 4 列以外は小さい。第 4 列では， 4×1 は 4×2 ， 4×3 ， 4×4 に比べ反射体に接する面積が広いため中性子束が小さく，他の位置に比べ燃焼度が小さくなり燃焼反応度損失は小さくなっている。

- (2) 3 次取替燃料と 2 次取替燃料との置換反応度に関して

計算結果を表 2 に示す。置換反応度を列毎に比較すると外側の列程置換反応度は小さくなっている。 000 と 1×1 との差が小さいのは 1×1 については第 15 サイクルで，また 000 については第 18 サイクルで計算しており，第 15 サイクルの方が装荷されている 3 次取替燃料の本数が少なく相対的に反応度値が大きいためである。また，同列においても炉中心との距離等から位置によって多少置換反応度は異なっている。

表1 3次取替燃料の燃焼反応度損失

位置	装荷日数	$\% \Delta k / k k'$	$\% \Delta k / k k' / \text{day}$
000	276	0.214	0.00074
1×1	240	0.171	0.00071
2×1	326	0.170	0.00052
2×2	360	0.194	0.00054
3×1	290	0.094	0.00032
3×2	310	0.108	0.00035
4×1	420	0.064	0.00015
4×2	360	0.070	0.00020
4×3	396	0.075	0.00019
4×4	380	0.073	0.00019
5×3	490	0.043	0.00009

表2 3次取換燃料と2次取替燃料との置換反応度

位置	サイクル	置換反応度($\% \Delta k / k k'$)
000	18	0.0797
1×1	15	0.0795
2×1	16	0.0653
2×2	14	0.0683
3×1	14	0.0530
3×2	15	0.0518
4×1	15	0.0374
4×2	14	0.0383
4×3	16	0.0369
4×4	15	0.0374
5×3	19	0.0236

4.4 取替燃料の燃焼度

報告者：池田（原子炉利用 Gr.）

1. 目的

第1次取替燃料及び第2次取替燃料について燃料要素軸方向平均燃焼度5万MWd/tを超えるものを評価し、設工認の変更申請を行うためにまとめる。

2. 燃料交換計画

技-61-168（技術課メモ）参照。

3. 結果

取出燃料の要素平均最高燃焼度分布を表1に示す。この結果、第1次取替燃料、第2次取替燃料は第15サイクルに5万MWd/tを超えることがわかった。

4. 評価

上記により、設工認の変更申請に必要な知見が得られた。

表 1 取出燃料の要素平均最高燃焼度分布

サイクル 燃焼度 ($\times 10^4$ Mwd/t)	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
3.0 ~ 3.5		②-1										
3.5 ~ 4.0	②-1	①-2 ②-1	②-1		①-1							
4.0 ~ 4.5	①-5 ②-4	②-3	②-2	②-2	①-1 ②-2	①-1 ②-2	②-1					
4.5 ~ 5.0	①-2	①-3 ②-2	①-1 ②-5	①-2 ②-5	①-1 ②-1 ③-2	②-1 ③-5	②-3	②-2				
5.0 ~ 5.5			①-1 ②-2	②-1	②-2 ③-2	③-3	②-1 ③-5	②-1 ③-2	②-2	②-1	②-3	③-1
5.5 ~ 6.0							③-1	③-5	③-6	②-1 ③-3	②-1 ③-4	③-4
6.0 ~ 6.5								③-1	③-1	③-7	③-3	③-3
6.5 ~ 7.0							③-1		③-1		③-1	③-2
7.0 ~ 7.5									③-1			

- (注) ①…… 第1次取替燃料
 ②…… 第2次取替燃料及び第2次取替燃料その2
 ③…… 第3次取替燃料及びそれ以降
 ㊦-m m: 集合体本数

4.5 MK-II 炉心構成要素第2次モニタリング計画用 J1 燃料集合体の選定

報告者：青山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

高速実験炉「常陽」MK-II 炉心構成要素第2次モニタリング計画では、原子炉設置許可の変更に伴う J1 燃料の認可燃焼度の変更（50,000 MWd/t → 75,000 MWd/t）による設計の妥当性、集合体の健全性確認のための P I E が計画されている。この計画に供する炉心燃料集合体として、現在炉心に装荷されている J1 燃料の中から第13サイクル以降の燃交において燃料取り出し時の燃焼度が 50,000 MWd/t を超える燃料集合体を2体（～60,000 MWd/t, ～70,000 MWd/t 各1体）選定した。選定した集合体名称、装荷位置、装荷サイクル、装荷日数及び取り出し時要素平均燃焼度予測値を表1に示す。

尚、選定した集合体は現在の燃交計画案に基づくものであり、今後燃交計画の変更によって選定する集合体の変更もあり得る。

表1 第2次モニタリング計画用燃料集合体及び燃焼度予測値

集合体名称	装荷位置	装荷サイクル	装荷日数(日)	取り出し時要素 平均燃焼度予測値 (MWd/t)
PFD145	4 E 1	6～15	464*	～5.8×10 ⁴
PFD217	2 E 2	9～16	387	～6.9×10 ⁴

*各集合体の装荷日数は設置許可の変更による J1 燃料の最大炉内滞在日数 560 日（70日×8サイクル）以内である。

4.6 MK-II 炉心第13サイクル以降の運転計画(案)

報告者：庄野，青山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

第13サイクル以降の運転計画を検討するため，下記項目を考慮して第1次案を作成したので報告する。

2. 基本的な考え方

- (1) FFD感度校正試験のための運転期間を第13サイクル終了後に設けた。
- (2) 定格サイクルは，年間4サイクルとし，可能な限り運転日数を増やし，第16サイクルで1サイクル70日運転を達成させるものとした。
- (3) 第16サイクル終了後に特殊試験のための運転期間を設けた。

3. 考慮した項目，用いた仮定等

- (1) 各サイクルの余剰反応度は照射計画，燃交計画に基づいて評価した。
- (2) FFD感度校正試験のための運転期間は24日間とした。（運転回数は3回）
- (3) 定格サイクル所要日数（起動～停止）は，EFPD日数（100MW換算の運転日数）に3日を加えて算出した。
- (4) 定格サイクル準備期間は一律22日間とした。
- (5) 第13サイクル起動を昭和62年8月31日とし，定検合格受理日を9月8日とした。

4. 結論

- (1) 第13サイクルから第16サイクルまでの運転日数は245日（EFPD）となる。（表1参照）
 - (2) 第16サイクル終了後の特殊試験期間は27日間となる。
 - (3) 第13～第16サイクルの運転計画(案)，余剰反応度予測値を図1，2に示す。
- (注) 余剰反応度は第12サイクルEOCの実測値を基準として算出した。図2における余剰反応度は0MW，250℃での値であり，250℃→370℃温度補正分，0MW→100MW出力補正分及び運転余裕を考慮すると，各サイクルEOCにて1.0%Δk/k以上の余剰反応度を確保していなければならない。

表1 第13～第16サイクル運転日数

定格サイクルNo.	13	14	15	16	計
運転日数（EFPD）	55	60	60	70	245

S62年					S63年								
8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9

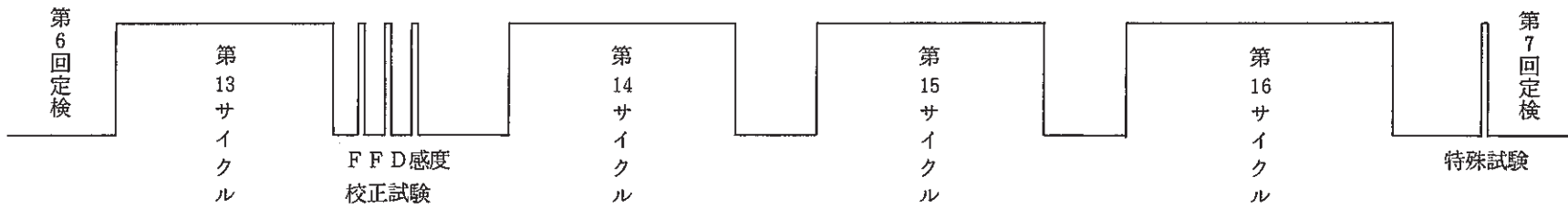


図1 第13～第16サイクルMK-II運転計画(案)

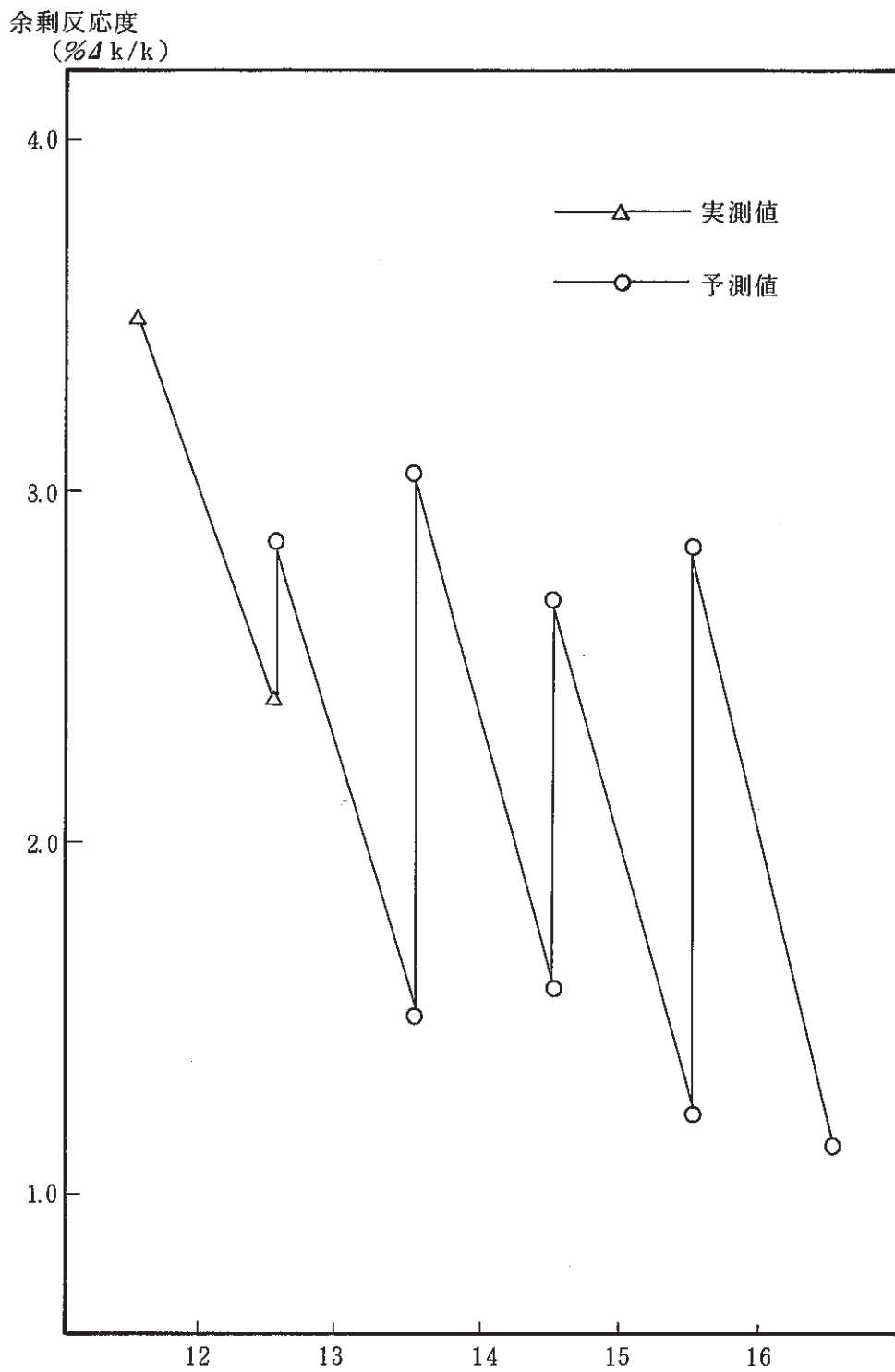


図2 第13～第16サイクル余剰反応度

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 上部反射体におけるガンマ線発熱分布

報告者：池田（原子炉利用 Gr.）

1. 目的

Pu 燃設開課殿（照射課殿経由）から、上部反射体におけるガンマ線発熱分布評価の依頼があったのでまとめる。

2. 評価方法

(1) 炉心条件

- ① 炉心状態 …………… 第 18 サイクル，制御棒全引抜き状態
- ② 集合体位置 …………… 炉心中心列，第 3 次取替燃料

(2) 計算方法

- ① コード …………… “MAGI” 予測計算
- ② ガンマ線源 …………… 7 群 3 次元 6 角メッシュ中性子拡散計算
- ③ ガンマ線輸送 …………… 3 群 3 次元 6 角メッシュガンマ線拡散計算

3. 評価結果

評価結果を下表のとおりにまとめる。

各領域毎のガンマ線発熱分布（各要素毎線出力：W/cm）

各領域毎ガンマ線発熱分布（評価値）

[W/cm]

炉心部上端 からの距離	初 期		末 期		設 計 余 裕
	被 覆 管	S U S 棒	被 覆 管	S U S 棒	
25 ~ 35 cm	7.4 -2	2.1 -1	7.3 -2	2.1 -1	40 %
15 ~ 25 cm	2.0 -1	5.7 -1	2.1 -1	5.8 -1	30 %
5 ~ 15 cm	3.6 -1	1.0 +0	3.6 -1	1.0 +0	20 %
0 ~ 5 cm	7.1 -1	2.0 +0	7.3 -1	2.0 +0	10 %
炉心部上端	1.2 +0	3.2 +0	1.2 +0	3.3 +0	5 %

(注) 各要素毎線出力

4. 評 価

上記により，燃料要素の機械設計用データが得られた。

5.2 A2Dの設工認のための炉心特性評価

報告者：池田（原子炉利用Gr.）

1. 目的

A2Dの設工認のために、照射計画にもとづき最も炉心特性が厳しい炉心についてその炉心特性を評価し、設計条件を満足していることを確認する。

2. 主要な結果

主要な結果は下表のとおりである。

試験用集合体の核熱計算結果

	設 計 条 件	設 計 結 果
最 大 過 剩 反 応 度	0.055 $\Delta k / k$ 以下	0.051 $\Delta k / k$ 以下
100℃ワン・ロッド・スタック 時における反応度停止余裕	十分な未臨界状態	未臨界度 0.043 $\Delta k / k$ 以上
反 応 度 制 御 能 力	0.090 $\Delta k / k$ 以上	0.114 $\Delta k / k$
最 大 反 応 度 付 加 率	0.00015 $\Delta k / k / s$ 以下	0.00012 $\Delta k / k / s$
ド ッ プ ラ ー 定 数	負であること	$-(0.37 \sim 2.1) \times 10^{-3}$ $T \cdot dk / dT$
温 度 係 数	負であること	$-4.0 \times 10^{-5} \Delta k / k / ^\circ C$
ナトリウムボイド反応度	負であること	$-(1.1 \sim 2.1) \times 10^{-2}$ $\Delta k / k$

3. 評 価

上記の結果、設工認に必要な炉心特性が得られた。

5.3 A 2 D と炉心燃料の中性子束の比較

報告者：池田（原子炉利用 Gr.）

1. 目 的

A 2 D 設工認において、A 2 D のブランケット部分（インシュレータペレット）の炉心の中性子束に与える影響がわずかであり、炉心の健全性が確保されていることを明らかにするためにまとめる。

2. 計算方法

“MAGI”による第 15 サイクル予測計算結果。

3. 結 果

サイクル初期の A 2 D と炉心燃料の高速中性子束の比較を表 1 に、サイクル末期のそれを表 2 に示す。これより下記のことわかる。

- (1) A 2 D と炉心燃料の高速中性子束の相対分布の違いは 1 % 以内であり、炉心部内のインシュレータペレットの効果はわずかである。
- (2) A 2 D 及び炉心燃料はともに末期の方が初期にくらべ 1 ~ 3 % 高速中性子束が大き目であり、その軸方向分布は初期、末期でほとんどかわらない。

4. 評 価

上記より、A 2 D のブランケット部分の炉心特性に与える影響は、わずかであり、その妥当性が確認され、設工認に資する知見が得られた。

表1 A2Dと炉心燃料との高速中性子束分布(第15サイクル初期)

領域ノード		A2D中性子束		炉心燃料中性子束		Z軸座標 [cm]
		[n/cm ³ ·s]	相対値	[n/cm ³ ·s]	相対値	
上部軸方向 反射体	1	1.63 +14	0.0578	1.62 +14	0.0557	140
	2	3.39 +14	0.120	3.41 +14	0.117	130
	3	6.74 +14	0.239	6.88 +14	0.236	120
上部 インシュレータ	4	1.15 +15	0.408	1.19 +15	0.409	110
炉心	5	1.64 +15	0.582	1.69 +15	0.581	105
	6	2.05 +15	0.727	2.12 +15	0.729	100
	7	2.38 +15	0.844	2.45 +15	0.842	95
	8	2.62 +15	0.929	2.70 +15	0.928	90
	9	2.76 +15	0.979	2.85 +15	0.979	85
	10	2.82 +15	1.00	2.91 +15	1.00	80
	11	2.77 +15	0.982	2.86 +15	0.983	75
	12	2.64 +15	0.936	2.72 +15	0.935	70
	13	2.41 +15	0.855	2.49 +15	0.856	65
	14	2.08 +15	0.738	2.16 +15	0.742	60
	15	1.66 +15	0.589	1.74 +15	0.598	55
下部 インシュレータ	16	1.20 +15	0.426	1.25 +15	0.430	50
下部軸方向 反射体	17	6.61 +14	0.234	6.49 +14	0.223	45
	18	3.43 +14	0.122	3.35 +14	0.115	30
	19	1.88 +14	0.0667	1.88 +14	0.646	20
	20	1.01 +14	0.0358	1.02 +14	0.0351	10
						0

(注) 制御棒全引き状態

表2 A2Dと炉心燃料との高速中性子束分布(第15サイクル末期)

領域ノード		A2D中性子束		炉心燃料中性子束		Z軸座標〔cm〕
		〔n/cm ² ・s〕	相対値	〔n/cm ² ・s〕	相対値	
上部軸方向 反射体	1	1.66 +14	0.0582	1.64 +14	0.0558	140
	2	3.45 +14	0.121	3.47 +14	0.118	130
	3	6.84 +14	0.240	6.99 +14	0.238	120
上部 インシュレータ	4	1.17 +15	0.411	1.21 +15	0.412	110
炉心	5	1.66 +15	0.582	1.71 +15	0.582	105
	6	2.08 +15	0.730	2.15 +15	0.731	100
	7	2.41 +15	0.846	2.49 +15	0.847	95
	8	2.65 +15	0.930	2.74 +15	0.932	90
	9	2.80 +15	0.982	2.89 +15	0.983	85
	10	2.85 +15	1.00	2.94 +15	1.00	80
	11	2.81 +15	0.986	2.90 +15	0.986	75
	12	2.68 +15	0.940	2.76 +15	0.938	70
	13	2.44 +15	0.856	2.52 +15	0.857	65
	14	2.11 +15	0.740	2.19 +15	0.745	60
	15	1.68 +15	0.589	1.77 +15	0.602	55
下部 インシュレータ	16	1.21 +15	0.425	1.27 +15	0.432	50
下部軸方向 反射体	17	6.71 +14	0.235	6.59 +14	0.224	45
	18	3.48 +14	0.122	3.40 +14	0.116	30
	19	1.90 +14	0.0667	1.91 +14	0.0650	20
	20	1.03 +14	0.0361	1.04 +14	0.0354	10
						0

(注) 制御棒全引抜き状態

5.4 標準平衡 J 2 炉心の各列毎の高速中性子束分布

報告者：池田（原子炉利用 Gr.）

1. 目 的

第 3 次取替燃料の機械設計のため、各列毎の中性子束を評価する。

2. 評価方法

第 0 列，第 2 列については 2 次元 R Z 計算の計算値（初期，末期の平均値）から求める。

第 4 列，第 5 列については 3 次元効果 + 5.6 %， + 8.6 % を見込む。（対象：標準平衡炉心）

3. 結 果

結果を表 1 に示す。

4. 評 価

上記より，機械設計に必要な各列毎の高速中性子束（サイクル平均）が得られた。

表1 サイクル平均の高速中性子束 (評価値:ノミナル)

領域	Z軸座標 [cm]	高速中性子束 $\left[\frac{1}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}} \right]$ $E \geq 0.1 \text{ MeV}$				設計余裕
		第0列	第2列	第4列	第5列	
ガ ス プ レ ナ ム	5.0	4.4 +12	4.1 +12	3.6 +12	3.2 +12	誤 差 ± 50 %
	13.2	1.1 +13	1.1 +13	9.8 +12	8.4 +12	
	21.3	2.0 +13	1.9 +13	1.6 +13	1.5 +13	
	31.3	3.6 +13	3.4 +13	2.8 +13	2.6 +13	
	39.9	5.8 +13	5.4 +13	4.5 +13	4.2 +13	
	44.6	7.4 +13	7.0 +13	5.9 +13	5.5 +13	
	49.2	9.6 +13	9.0 +13	7.5 +13	7.0 +13	
	53.8	1.2 +14	1.2 +14	9.5 +13	8.9 +13	
上 部 軸 方 向 反 射 体	60.5	1.8 +14	1.6 +14	1.3 +14	1.2 +14	誤 差 ± 10 %
	71.3	4.1 +14	3.8 +14	2.9 +14	2.6 +14	
	76.3	6.0 +14	5.5 +14	4.2 +14	3.6 +14	
	81.3	8.4 +14	7.8 +14	6.0 +14	4.9 +14	
	86.3	1.2 +15	1.1 +15	8.5 +14	6.7 +14	
上 部 インシュレータ	88.4	1.3 +15	1.2 +15	9.7 +14	7.5 +14	誤 差 ± 5.5 %
	90.5	1.5 +15	1.4 +15	1.1 +15	8.6 +14	
炉 心	91.7	1.7 +15	1.6 +15	1.2 +15	9.3 +14	誤 差 ± 5.5 %
	95.2	2.1 +15	1.9 +15	1.5 +15	1.1 +15	
	98.7	2.5 +15	2.3 +15	1.8 +15	1.3 +15	
	102.1	2.8 +15	2.6 +15	2.0 +15	1.5 +15	
	105.6	3.1 +15	2.8 +15	2.1 +15	1.6 +15	
	109.1	3.3 +15	3.0 +15	2.3 +15	1.7 +15	
	112.6	3.4 +15	3.2 +15	2.4 +15	1.8 +15	
	116.1	3.5 +15	3.3 +15	2.4 +15	1.8 +15	
	119.5	3.6 +15	3.3 +15	2.4 +15	1.8 +15	
	123.0	3.5 +15	3.3 +15	2.4 +15	1.8 +15	
	126.5	3.5 +15	3.2 +15	2.4 +15	1.8 +15	
	130.0	3.3 +15	3.1 +15	2.3 +15	1.7 +15	
	133.5	3.1 +15	2.8 +15	2.2 +15	1.6 +15	
	136.9	2.8 +15	2.6 +15	2.0 +15	1.5 +15	
	140.4	2.5 +15	2.3 +15	1.8 +15	1.4 +15	
下 部 インシュレータ	143.9	2.1 +15	1.9 +15	1.5 +15	1.2 +15	誤 差 ± 10 %
	147.4	1.6 +15	1.5 +15	1.2 +15	9.6 +14	
下 部 空 隔 部	148.6	1.4 +15	1.4 +15	1.1 +15	8.9 +14	誤 差 ± 10 %
	151.3	1.2 +15	1.1 +15	9.3 +14	7.5 +14	
	155.8	1.0 +15	9.4 +14	7.8 +14	6.4 +14	
下 部 軸 方 向 反 射 体	160.2	8.4 +14	8.0 +14	6.6 +14	5.4 +14	誤 差 ± 50 %
	164.6	7.2 +14	6.8 +14	5.7 +14	4.6 +14	
	167.7	6.0 +14	5.6 +14	4.7 +14	3.8 +14	
	174.1	3.9 +14	3.7 +14	3.1 +14	2.5 +14	
	180.5	2.5 +14	2.4 +14	2.1 +14	1.7 +14	
	186.9	1.6 +14	1.5 +14	1.3 +14	1.1 +14	
下 部 軸 方 向 反 射 体	193.2	8.4 +13	8.1 +13	7.2 +13	6.0 +13	誤 差 ± 50 %
	199.6	2.5 +13	2.5 +13	2.3 +13	2.1 +13	

5.5 制御棒設工認の反応度制御能力計算書の位置付けと炉心選定理由

報告者：池田（原子炉利用 Gr.）

1. 目的

設工認の反応度制御能力計算書の位置付けと炉心選定理由を明らかにし、また、制御棒価値に対する炉心構成の影響を評価することにより、取替制御棒の設工認書が妥当であることを説明するためにまとめる。

2. 反応度制御能力計算書の位置付け

反応度制御能力計算書の位置付け

取替制御棒の反応度制御能力及び反応度停止余裕は反応度制御能力計算書において確認される。設計対象炉心は標準平衡炉心の J 2 炉心とする。

その理由は制御棒価値に対する炉心構成の影響がわずかであり、設計余裕に比べ十分に小さいからである。

3. 炉心選定理由

反応度制御能力計算書の設計対象炉心の炉心選定理由

項 目	内 容
判 断 基 準 (設置変更許可の 該 当 箇 所)	(1) 制御設備の反応度制御能力 a) 制御棒価値 (6 本) 0.090 Δk/k 以上 b) 最大反応度付加率 0.00015 Δk/k/s 以下 (2) 制御棒の反応度停止余裕 制御棒は 100℃の体系において、最大の反応度価値を有するもの 1 本が全引抜き位置に固着してそう入できない時 (ワン・ロッド・ スタック時) に、炉心を臨界未満にできる反応度価値をもつこと。
反 応 度 制 御 能 力 計 算 書 の 役 割	その取替制御棒が使用される予定の炉心、それと同等、或いはそれよりも炉心特性の厳しい炉心において反応度制御能力及び反応度停止余裕を評価し、判断基準を満足していることを確認する。
炉 心 選 定 理 由	(1) 設計対象炉心を図 - 1 (標準平衡炉心の J 2 炉心) に示す。 (2) 制御棒価値に対する炉心構成の影響がわずかであり、設計余裕に比べ十分に小さいためである。(次葉参照)

(技 - 61 - 180, 技 - 61 - 202)

4. 制御棒価値に対する炉心構成の影響

制御棒価値に対する炉心構成の影響

制御棒価値に対する炉心構成の影響は下表に示すとおり、2～3%程度であり、一方、制御棒の設計においては不確かさを考慮して設計余裕を-15%～+15%としており、制御棒価値に対する炉心構成の影響は設計余裕に十分包絡されている。従って、標準平衡炉心は設計対象炉心とすることは妥当である。

〔Δk/k〕

項	目	標準平衡炉心	67体炉心
		基準計算値	5本そう入時
	6本そう入時	0.147	0.144

5. 評価

上記により取替制御棒の設工認書において反応度制御能力及び反応度停止余裕が確認され、その炉心選定が妥当であることが明らかとなり、設工認において原子炉規制課殿に了解された。

5.6 取替燃料設工認の核熱設計書の位置付けと炉心選定理由

報告者：池田（原子炉利用Gr.）

1. 目的

設工認の核熱設計書の位置付け，炉心選定理由を明らかにすることにより，「常陽」にはない炉心に対する設工認（「もんじゅ」，軽水炉にはある）を十分補なっていることを説明するためまとめる。

2. 核熱設計書の位置付け

核熱設計書の位置付け

取替燃料の使用される炉心の健全性は，設工認の核熱設計書において確認される。そのため，設計対象炉心は取替燃料の使用される予定の炉心，あるいはそれよりも核熱特性の厳しい炉心が適当である。具体的には以下のような炉心を設計対象炉心とする。

- (1) 燃料体本数（特殊燃料集合体を含む）が予定の炉心と同じか，あるいはそれよりも少ない炉心
- (2) 燃料体本数が同じで特殊燃料集合体本数が予定の炉心と同じか，あるいはそれよりも多い炉心

その理由は(1)，(2)の炉心は炉心燃料集合体の出力が大きくなり，熱設計上厳しいからである。

3. 炉心選定理由

核熱設計書の設計対象炉心の炉心選定理由

項 目	内 容
判 断 基 準 (設置変更許可の 該 当 箇 所)	(1) 炉心の過剰反応度 0.055 Δk/k以下であること。 (2) 制御設備の反応度制御能力 a) 制御棒価値(6本) 0.090 Δk/k以上 b) 最大反応度付加率 0.00015 Δk/k/s以下 (3) 制御棒の反応度停止余裕 制御棒は100℃の体系において、最大の反応度価値を有するもの 1本が全引抜き位置に固着してそう入できない時(ワン・ロッド・ スタック時)に、炉心を臨界未満にできる反応度価値をもつこと。 (4) 炉心はすべての運転範囲において、通常運転時及び運転時の異常 な過渡変化時に適切な負のフィード・バック特性をもつこと。 (5) 通常運転時 燃料最高温度 約2,500℃ 被覆管最高温度(肉厚中心) 約650℃ (6) 異常な過渡変化時 燃料最高温度 約2,650℃ 被覆管最高温度(肉厚中心) 約810℃ 冷却材最高温度 約910℃
核 熱 設 計 書 の 役 割	その取替燃料の使用される予定の炉心、あるいはそれよりも核熱特性 の厳しい炉心において核熱特性を評価し、判断基準を満足していること を確認する。
炉 心 選 定 理 由	(1) 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く、炉心燃料集合体の出力が大きくなり、熱 設計上厳しい。 (2) 核分裂性物質の多いJ2燃料集合体が最も発熱し易い炉心中心に装 荷され、熱設計上厳しい。

4. 評 価

上記により、「常陽」の取替燃料の設工認において炉心の妥当性が評価されていることが
 明らかになり、設工認において原子炉規制課殿に了解された。

5.7 ペレット製作公差の工学的安全係数の見直しとその影響

報告者：池田（原子炉利用 Gr.）

1. 目的

第3次取替燃料のペレット製作公差を用いて熱設計上への影響を評価し、熱的制限値及び熱設計基準値が満足されていることを確認する。

2. 工学的安全係数

見直し部分は以下のとおりである。

不確定項目 \ 温度差	冷却材	フィルム内	被覆管内	ギャップ内	ペレット内
直径公差	1.024	—	—	—	—
密度公差		—	—	—	—
濃縮度		1.024	1.024	1.024	1.024

3. 結果

- (1) プルトニウム核分裂性富化度 20.5 ± 0.7 w/o, ウラン濃縮度 18.0 ± 0.8 w/o の製作公差は、従来の工学的安全係数に比べ被覆管温度約 1°C , 燃料中心温度約 3°C の上昇となる。
- (2) 出力分布の C/E 補正の見直し*により炉心中心列で約 1% の出力低下の効果を得られるので被覆管温度で約 3°C , 燃料中心温度で約 20°C の低下する。* S J906 85-01 参照。
- (3) (1), (2) より熱的制限値, 熱設計基準値は標準平衡炉心で満足される。また工学的安全係数は設置変更申請書記載値 冷却材約 1.15 (1.155), 被覆管約 1.15 (1.154), ペレット約 1.12 (1.123) の範囲にある。〔 () は今回の計算値 〕

4. 評価

第3次取替燃料の取替炉心の健全性とその設置変更許可申請書への適合性が確認された。

5.8 第2次取替燃料(その2)設工認の為の核熱評価

報告者：池田(原子炉利用Gr.)

1. 目的

第2次取替燃料(その2)の設工認を①製造本数, ②燃焼度の変更に伴い認可を取り直すため, それに必要な核熱評価を行う。

2. 核熱計算結果

(1) 核熱計算書記載値

温度評価の対象は最も厳しい集合体, すなわち, 第3次取替燃料集合体のものとなる。

(2) 第2次取替燃料集合体の温度評価

照射計画に基づいてJ1炉心からJ2平衡炉心に至る間の移行炉心の中で第2次取替燃料集合体として最高のもの及び(1)の第3次取替燃料の代わりに第2次取替燃料が装荷された場合の温度は以下のとおりである。

項 目	第3次取替燃料	第2次取替燃料	
		左と同じ位置に装荷した場合	移行炉心の中で最高のもの
定格出力時			
燃料最高温度	2,410℃	2,300℃	2,340℃
被覆管最高温度	649℃	634℃	641℃
運転時の異常な過渡変化時			
燃料最高温度(注1)	2,550℃	2,440℃	2,460℃
被覆管最高温度(注2)	800℃	780℃	790℃
冷却材最高温度(注2)	780℃	760℃	770℃

(注1) 過出力時

(注2) 1次系冷却ポンプ出力喪失

3. 評価

上記より第2次取替燃料(その2)設工認に資する結果が得られた。

(技-61-218, 技-61-220)

5.9 "MIMIR-N2"コードによる100MW手動スクラム模擬解析

報告者：後藤（プラントGr.）

1 要 旨

100 MW出力時よりの手動スクラム解析をプラント動特性解析コード "MIMIR-N2" を用いて行い、結果をまとめた。

2 解析条件

自然循環試験 II-E (100 MW 過渡試験) 予備解析時の条件^{#1}を基に手動スクラムを模擬した。

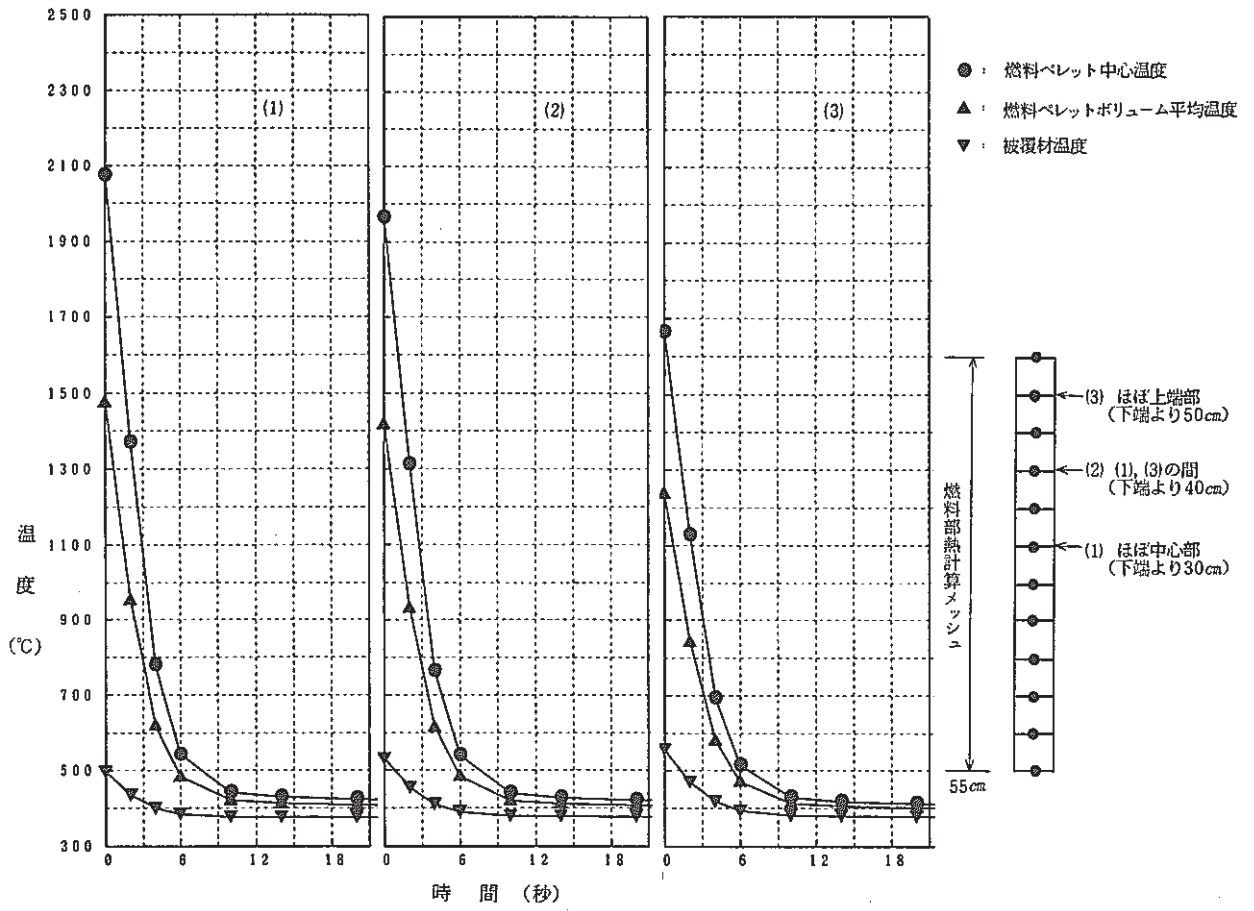
- (1) 解析時間 → スクラム後 60 秒まで
- (2) 熱出力変化 → スクラムによる核出力変化 + 崩壊熱
- (3) 1次系流量 → 100 % 流量
- (4) ギャップ・コンダクタンス → 1,000, 750, 500 Btu / ft² · hr °F
- (5) 燃料密度 → 94 % T.D.
- (6) O / M 比 → 1.97

3 解析結果

代表として、ギャップ・コンダクタンス 1000 Btu / ft² · hr · °F の時の中心燃料集合体における燃料ペレット及び被覆材温度について次頁に示す。

* 1 (技 - 61 - 199)

(技 - 61 - 237)



6. 炉心内の機械的特性の解析・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 5のタイム・ステップ幅のサーベイ計算)

報告者：横山（原子炉利用 Gr.）

1. 概要

“HIBEACON”コードでは、全出力運転時間を任意のタイム・ステップに分割して計算する。このタイム・ステップの取り方によって、炉心構成要素に対するクリープの応力緩和効果が異なるため、湾曲の状態に差が出てくる。ここでは、EXAMPLE 5における、タイム・ステップ幅をパラメータとしたサーベイ計算を実施した。

2. 解析ケース

各解析ケースのタイム・ステップ幅

解析ケース	タイム・ステップ幅（単位：dpa）	備考
Case 1	100	1分割
Case 2	20 20, 20, 20, 20	等分割
Case 3-1 3-2	10, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10 1, 2, 2, 5, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10, 10	等分割 照射初期を細分化

ただし、各解析ケースとも、照射量は 100 dpa（炉心中心での値。）

3. 結果

- (1) Case 1 は、他の解析ケースより、湾曲変位・接触荷重ともに大きくなった。（Case 3-1 と比べて、湾曲変位が最大で 0.5 mm、接触荷重が最大 8 kg 程度大きい（100 dpa 時））。
- (2) Case 2 は、Case 3-1 より、湾曲変位で最大 0.04 mm、接触荷重で 0.57 kg 大きい程度。従って、タイム・ステップ幅は 20 dpa 程度（全出力運転時間を 5 分割）とれば十分であり、照射末期には、タイム・ステップによる湾曲状態の差は、ほとんど小さい。
- (3) EX. 5 では、解析スタート時はラップ管が直立状態（末照射ラップ管）にあり、炉心構成要素間の接触が生じていない。従って、湾曲に及ぼすクリープ緩和の影響は、照射初期では小さいと考えられ、Case 3-2 のように照射初期のタイム・ステップを細かくとって、照射初期でのタイム・ステップによる湾曲の差は、ほとんど見られなかった。

6.2 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク

(EXAMPLE 6の標準ケース)

報告者：横山(原子炉利用Gr.)

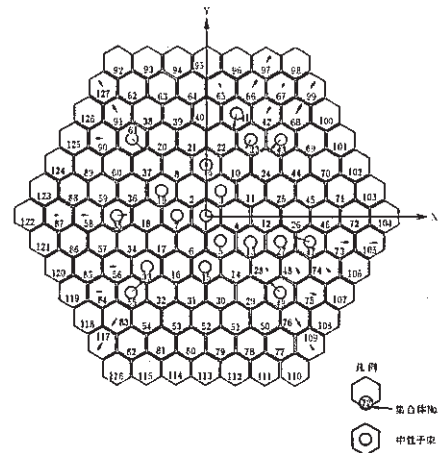
1. 概要

炉心湾曲解析コードのベンチマーク問題のうち、EXAMPLE 6の標準ケースについて解析を行った。EXAMPLE 6は、127体の集合体から成る全炉心において、そのうち18体の集合体がスエリング・クリープ照射によって湾曲したときの相互作用を解析する問題である。

2. 解析条件

(1) 炉心体系

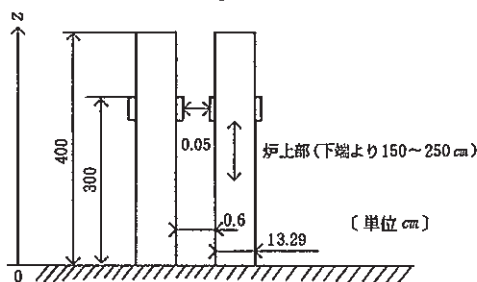
炉心体系を右図に示す。炉心は、127体のラップ管から成り、この炉心の外側には、他のラップ管及び拘束棒は存在しない。図中⊙は、中性子束分布を与えた18体のラップ管で、スエリング・照射クリープによって自ら湾曲する。



(2) ラップ管の仕様

照射量は、100 dpa (at core center dose)とした。

炉心体系



- ・ラップ管は、下端部で完全固定として、解析した。
- ・パッドは、 $Z = 300 \text{ cm}$ の位置のみ。頂部には、パッドを有しない。

3. 解析結果

- (1) 中性子束分布を与えた18体のラップ管について、ラップ管頂部、パッド部、炉心中心の湾曲変位量は、外側の列にいくほど大きくなった。また、ラップ管頂部及びパッド部の変位方向は、炉心外側を向き、炉心中心の湾曲変位は、炉心中心側を向いている。最大湾曲変位は、S41の頂部で、6.89 mmであった。
- (2) ラップ管間の接触は、下部パッド部においてのみ生じていた。接触荷重は、外側の列にいくほど大きくなった。最大接触荷重は、S41-S66, S43-S68で、20.8 kgであった。

(技-61-235)

6.3 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク

(EXAMPLE 3Aの標準ケース)

報告者：横山(原子炉利用 Gr.)

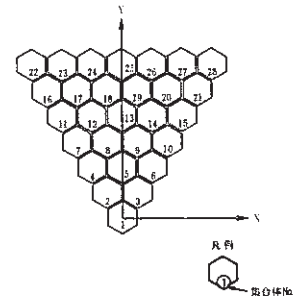
1. 概要

炉心湾曲解析コードのベンチ・マーク問題のうち、EXAMPLE 3Aの標準ケースについて解析を行った。EXAMPLE 3Aは、60°セクターの非対称炉心(拘束棒無し)において、炉心中心のラップ管がラップ管の温度差によって、ラップ管のコーナー方向に湾曲したときのラップ管の相互作用を解析する問題である。

2. 解析条件

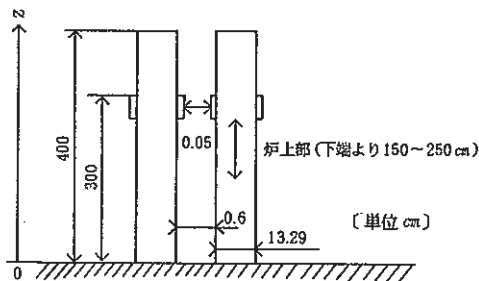
(1) 炉心体系

炉心体系を右図に示す。炉心は、28体のラップ管から成り、この炉心の外側には、他のラップ管及び拘束棒は存在しない。図中⊙が温度分布を与えたラップ管S1であり、Y方向に湾曲する。



60°セクター非対称炉心

(2) ラップ管の仕様



- ・ラップ管は、下端部で完全固定として、解析した。
- ・パッドは、 $Z = 300 \text{ cm}$ の位置のみ。頂部には、パッドを有しない。

3. 結果

- (1) S1のY方向の湾曲によって湾曲したラップ管は、S2,3,4及び6だけであった。S1の頂部での湾曲変位量 8.18 mm (自由湾曲量は 11.01 mm) は、ほぼ2層のラップ管で吸収された。
- (2) 頂部での接触は、ラップ管S1-S2, S1-S3で生じており、 4.2 kg であった。下部パッド部での接触は、S2-S4, S3-S6で生じており、 1.63 kg であった。いずれも小さい値であった。

(技-61-236)

6.4 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク

(EXAMPLE 3 Bの標準ケース)

報告者：横山（原子炉利用 Gr.）

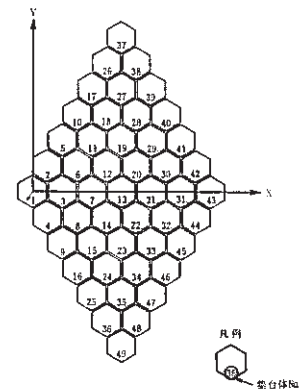
1. 概要

ベンチマーク問題のうち、EXAMPLE 3 Bの標準ケースについて解析した。EX. 3 Bは、下に示す120°セクターの非対称炉心（拘束棒無し）において、炉心中心のラップ管 S1 が温度のみによって、X方向（ラップ管の面方向）に湾曲したときのラップ管の相互作用を解析する問題である。

2. 解析条件

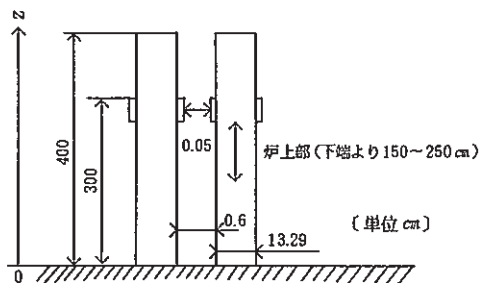
(1) 炉心体系（問題の規定どおり）

炉心体系を右図に示す。炉心は、49体のラップ管のみから成り、炉心の外側には、他のラップ管及び拘束棒は存在しないものとする。対面間の温度差は、最大で40°C程度である。



120°セクター非対称炉心

(2) ラップ管の仕様



(問題の規定どおり)

- ・ラップ管は、下端部で完全固定として、解析した。（問題の規定と異なる条件設定）
- ・パッドは、 $Z = 300 \text{ cm}$ の位置のみ。頂部には、パッドを有しない。（問題の規定どおり）

3. 結果

- (1) 最大湾曲変位は、ラップ管 S1 の頂部で生じており、7.73 mm。最大接触荷重は、S1-S2 の頂部で生じており、8.13 kg であった。
- (2) ラップ管 S1 の変位によって湾曲したラップ管は、S2,3,4,6,7,8,13 だけであった。
- (3) ラップ管間の接触は、頂部では S1-S3 のみ、パッド部 ($Z = 300 \text{ cm}$) では、S1-S2, S1-S4, S3-S7, S3-S6, S3-S8 及び S7-S13 で生じている。その他の接触は生じていない。

(技-61-241)

6.5 IAEA/IWGFR主催の炉心湾曲解析コードのベンチマーク

(EXAMPLE 3Aのパラメータ・サーベイ)

報告者：横山（原子炉利用Gr.）

1. 概要

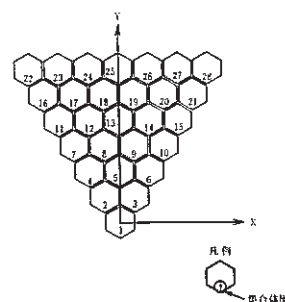
炉心湾曲解析コードのベンチマーク問題のうち、EXAMPLE 3Aのパラメータ・サーベイを実施した。サーベイ項目として、①軸方向ノード数、②パッドの位置、③ラップ管の製作公差について解析を行った。

2. 解析条件

炉心体系を右図に示す。炉心は、28体のラップ管から成り、この炉心の外側には、他のラップ管及び拘束棒は存在しない。図中⑥が温度分布を与えたラップ管S1であり、Y方向に湾曲する。

なお、主な解析条件は、標準ケースと同じ（技-61-236）。

解析ケースは、次のとおり。



①軸方向ノード数

解析ケースNo.	軸方向ノード数	1ノードあたりの高さ	備考
Case 3A	20	20 cm	標準ケース
Case NODE80	80	5 cm	

②パッドの位置

解析ケースNo.	パッドの位置	備考
Case 3A	中部パッド (Z=300 cm)	標準ケース
Case PAD-1	下部パッド (Z=100 cm)	
Case PAD-2	頂部パッド (Z=400 cm) 及び中部パッド (Z=300 cm)	

③ラップ管の製作公差

解析ケースNo.	ラップ管外側対辺間距離	ラップ管コーナー間距離(at Mid Wall)	備考
Case 3A	13.29 cm	15.0 cm	標準ケース
Case WR.	13.20 cm	14.9 cm	

3. 結果

- (1) ノード数；ノード80の場合とノード20の場合の差は、湾曲変位量で0.01 mm，接触荷重で0.01 kg。従って、ノードは、20程度で十分である。
- (2) パッドの位置；最大湾曲量は、Case PAD-1のS1頂部で生じており、8.46 mm。最大接触荷重は、Case PAD-2のS1頂部で生じており、12.4 kgであった。軸方向のパッド数が多いほど、頂部変位は小さく、接触荷重は大きくなる。また、パッドの位置が下にあるほど、頂部変位は大きく、接触荷重は小さくなる。
- (3) ラップ管の対辺間距離を0.09 cm小さくしても、湾曲変位量の差はなく、接触荷重が0.01 kg小さくなった。

(技-61-242)

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”コードによる自然循環試験Ⅱ-D試験後解析

(コード改修に伴う総合検証解析)

報告者：後藤(プラントGr.)

1. 概要

今までの自然循環試験結果の解析により、プラント動特性解析コード“MIMIR-N2”の問題点がいくつか考えられ、これに対する対応策としてこれまでに以下の改修が行われた。

- | | |
|---|---------------------------------------|
| { | (1) 集合体間径方向熱移行モデルの導入 ^{*1} |
| | (2) IHX伝熱特性評価モデルの改良 ^{*2} |
| | (3) 1次主循環ポンプ摩擦トルク評価式の追加 ^{*3} |

それぞれ、個々のモジュールにおいて校正が行われ、今回は改修した総合モジュールの検証として自然循環試験Ⅱ-Dの試験後解析を行った。

2. 解析条件

これまで行われた個々の検証解析のデータを反映した。(解析流量による計算)

3. 解析結果及び評価

- (1) 1次系流量が実測値とほぼ一致した。(図1参照のこと)
(中心燃料集合体, 2次ピーク時出入口, 温度差換算で流量誤差分は約2.3%)
- (2) 2次ピーク解析誤差としてTestⅡ-Dでは炉心出入口温度差でみると熱計算誤差が6.2%, それと流量誤差の和で約9%であった。(図2参照のこと)
- (3) 系統温度挙動も良く再現できる様になった。(図3参照のこと)

*1(技-61-96), *2(技-61-159), *3(技-61-156)

(技-61-197)

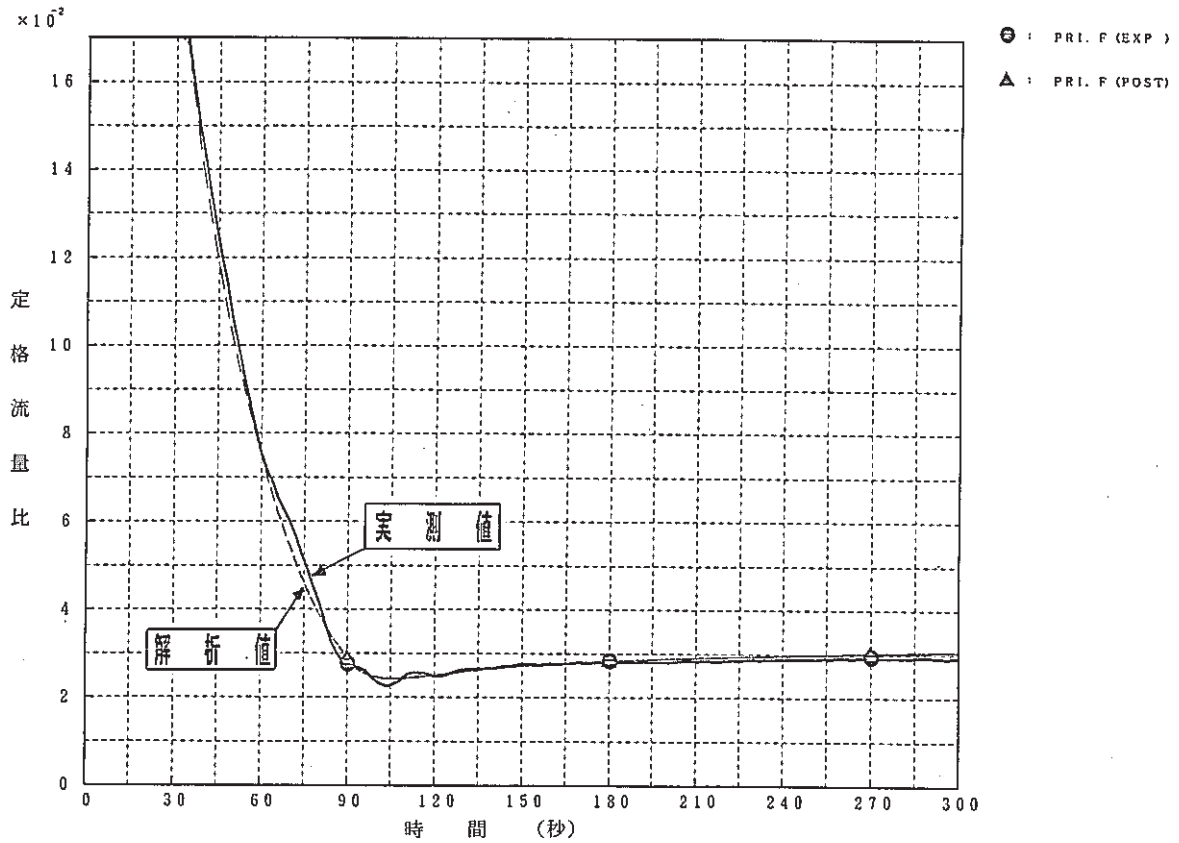


図1 1次系Na 定格流量比 (A・Bループ合計)

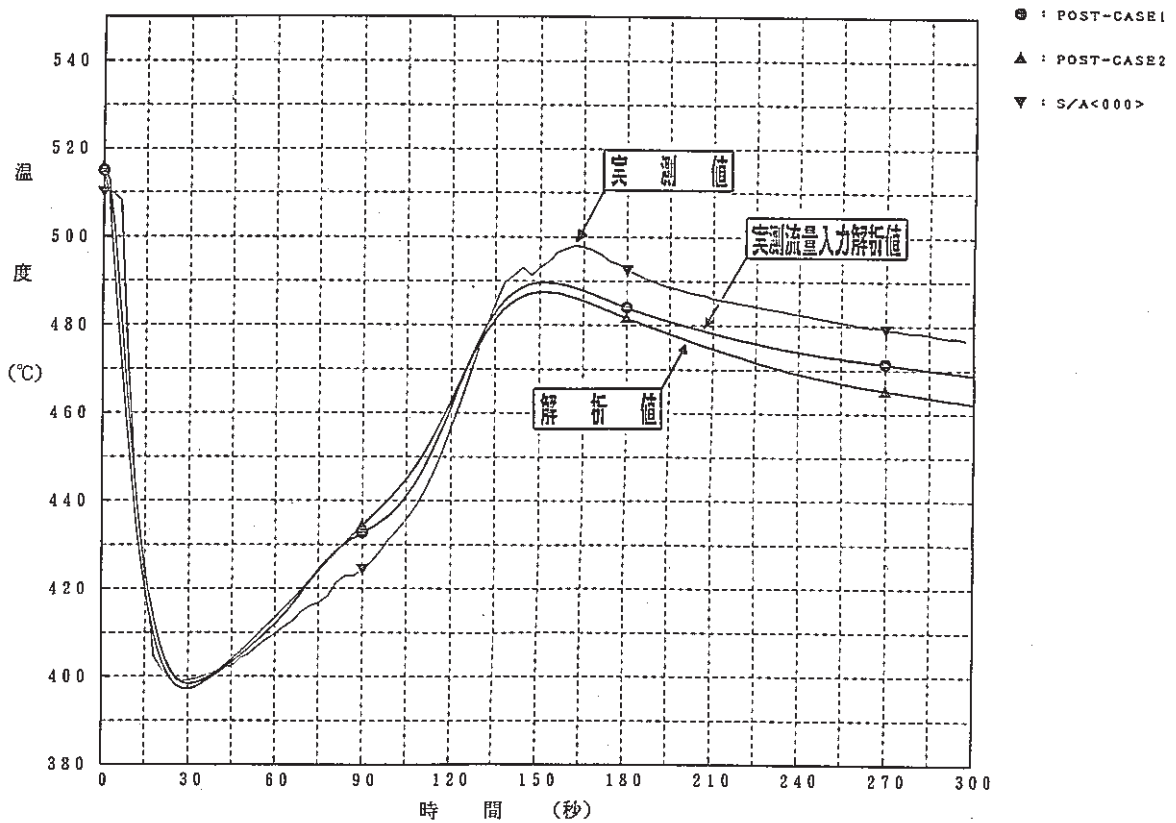


図2 中心燃料集合体出口Na 温度 (T/C位置)

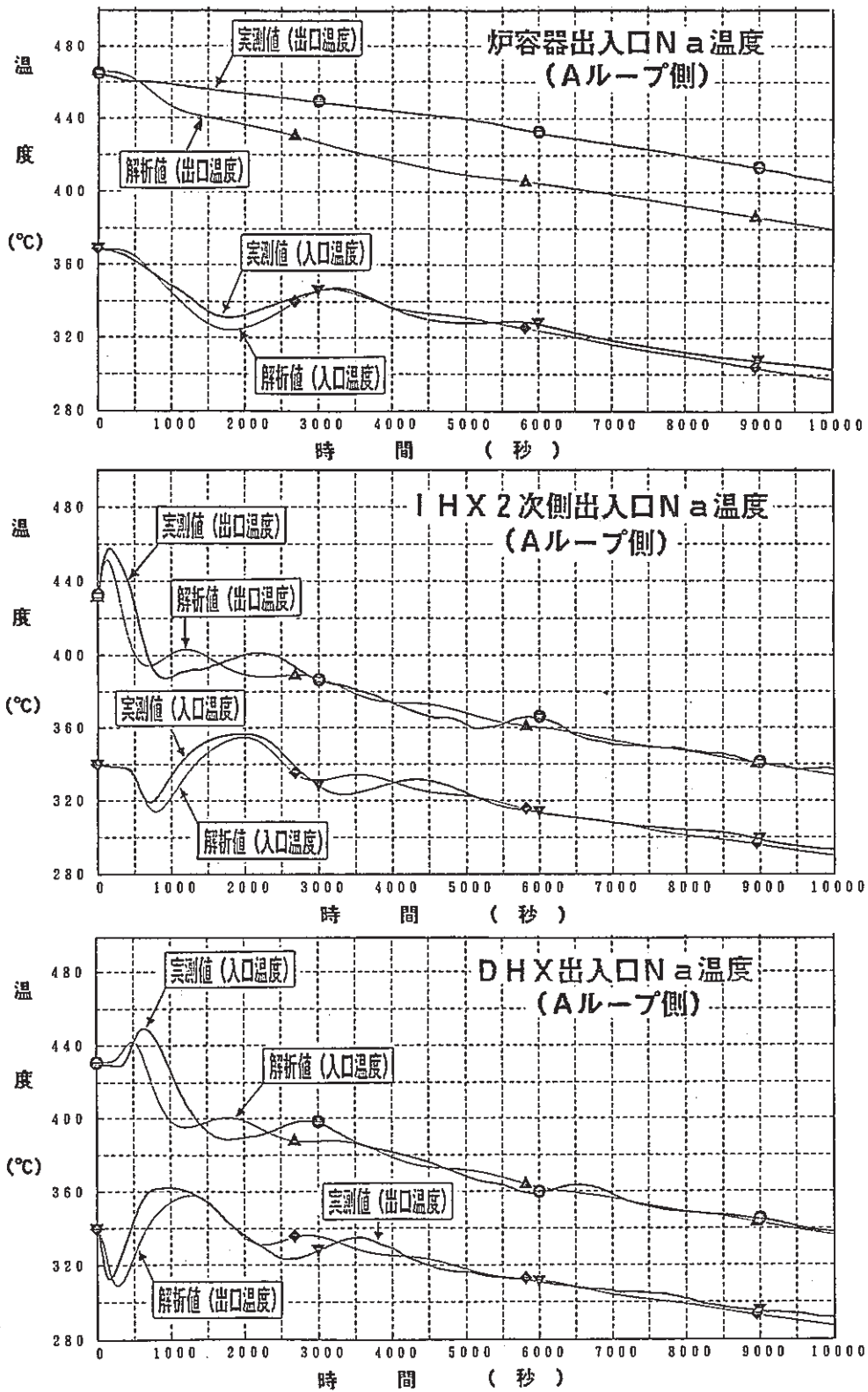


図3 Aループ側・系統温度挙動

7.2 自然循環試験Ⅱ-E予備解析

—— 第12サイクル・100 MW過渡試験 ——

報告者：菅谷（プラント Gr.）

1. 概要

多次元熱流動解析コード“COMMI X-1 A”で、自然循環試験Ⅱ-E（100 MW過渡試験）の予備解析を実施した。

試験Ⅱ-Eは、高速実験炉『常陽』MK-II炉心における一連の自然循環試験の最終段階であり、第12サイクル終了時に実施される。

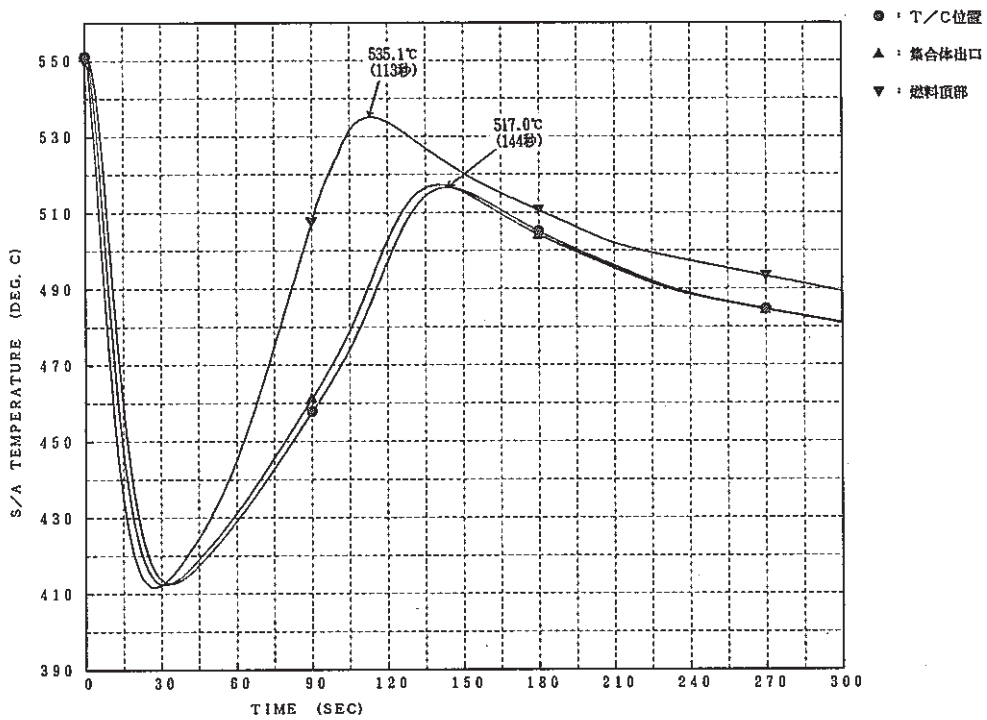
2. 解析結果

(1) 中心燃料集合体の温度挙動を下図に示す。

- T/C位置のピーク点：517.0℃（試験開始後144秒）
- 燃料頂部のピーク点：535.1℃（同 113秒）
- 他列のピーク点についても、定常温度を下まわる結果となった。

(2) T/C位置での各列反射体温度は、150秒以降446℃付近で安定している。

(3) 100秒以降、上部プレナムに温度勾配が見られた。



(技-61-177)

7.3 “MIMIR-N2”による「常陽」MK-II自然循環試験II-E予測解析

報告者：近藤（プラントGr.）

1. 概要

「常陽」MK-II自然循環試験II-Eは100MW出力運転状態から原子炉スクラムした際の崩壊熱を自然循環にて除去することを目的とする試験であり、第12サイクル後に実施が予定されている。本資料はTESTII-E時のプラント短時間及び長時間の挙動を“MIMIR-N2”コードを用いて行った解析の結果を報告するものである。

2. 解析方法

今回の解析では自然循環試験II-D試験後総合解析の結果を反映して解析条件を設定した。

3. 解析結果

図1と表1に各列燃料集合体出口Na温度を示す。炉心中心燃料集合体出口Na温度ピーク値は試験開始後138秒で506℃であり、初期定常温度を超えないと予測され、自然循環流量は試験後10,000秒で定格流量に対して1次系が約2.3%、2次系が約5.4%確保される。

4. 評価

- (1) 解析誤差等を考慮した被覆管最高温度（545℃）は定格温度（約555℃）を下回り、炉心の健全性は確保され则认为られる。
- (2) 1次系流量は定格の2～3%が確保され自然循環による崩壊熱除去が可能である結果を得た。

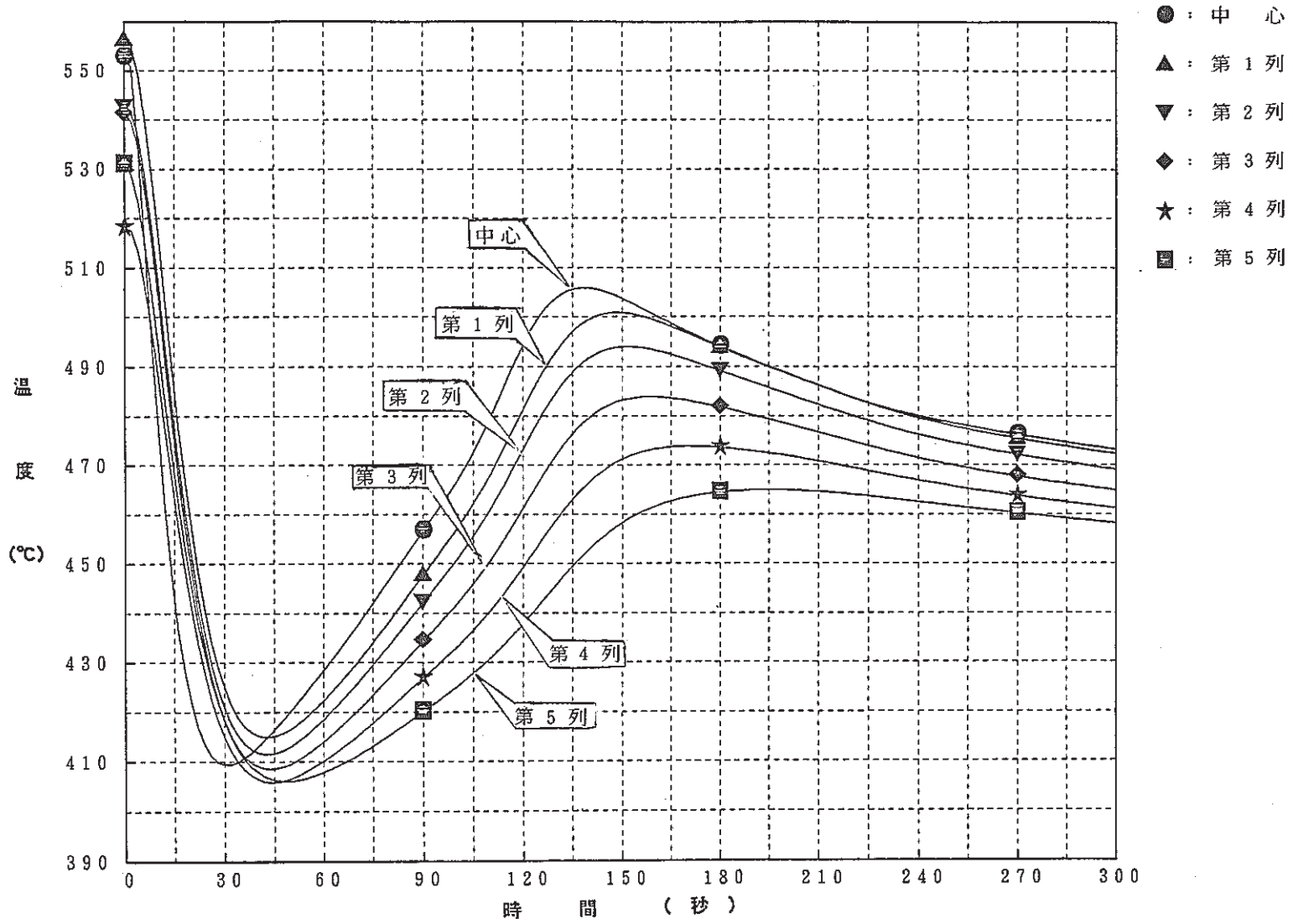


图 1 燃料集合体出口 Na 温度

表1 燃料集合体出口Na温度

単位℃

項 目	初 期 値	ボ ト ム 値 (発 生 時 刻)	ピ ー ク 値 (発 生 時 刻)
中 心 燃 料 集 合 体	5 5 3	4 0 9 (3 0 秒)	5 0 6 (1 3 8 秒)
第 1 列	5 5 6	4 1 5 (4 2 秒)	5 0 1 (1 4 8 秒)
第 2 列	5 4 3	4 1 2 (4 2 秒)	4 9 4 (1 5 2 秒)
第 3 列	5 4 1	4 0 9 (4 4 秒)	4 8 4 (1 5 8 秒)
第 4 列	5 1 8	4 0 6 (4 4 秒)	4 7 4 (1 7 1 秒)
第 5 列	5 3 1	4 0 6 (4 8 秒)	4 6 5 (1 9 5 秒)
C 型 特 燃	5 2 9	4 0 7 (4 5 秒)	4 8 2 (1 6 1 秒)
I N T A	5 2 8	4 0 7 (5 0 秒)	4 6 5 (1 9 5 秒)

7.4 自然循環試験Ⅱ-E測定データの補正について

報告者：菅谷（プラントGr.）

1. 概要

10月29日に実施した自然循環試験Ⅱ-Eの測定データ（JOYDAS“イベントリコール”及びHIDIC-350）を以下に示す通り補正し、以後、本試験に関する検討は、補正後のデータを使用するものとする。

2. 補正方法

(1) 燃料集合体出口ナトリウム温度

- ・イベントリコール： -2°C （昭和59年11月26日の測定データから）
- ・HIDIC-350：試験直前に採取したJOYDASのアナログ平均（100回平均）値を -2°C 補正した値にあわせる。

(2) 各系統温度（1次・2次・補助）…… HIDIC-350

試験直前の熱出力測定システムの値にあわせる。

(3) 1次主循環流量…… HIDIC-350

試験直前の熱出力測定システムの値にあわせ、さらに以下の値を「工学単位変換パラメータ」の工学値の最大・最小をシフトさせて補正する。

- ・Aループ： $+5.7\text{ m}^3/\text{h}$
- ・Bループ： $-0.4\text{ m}^3/\text{h}$ ※この補正值については（技-60-29）参照

(4) 2次主循環流量…… HIDIC-350

試験直前の熱出力測定システムの値にあわせる。

(5) INTA及び長尺液面計…… HIDIC-350

JOYDASのアナログ平均値にあわせる。

※ HIDIC-350の補正は、基準値とHIDIC-350の試験直前の30回平均との誤差を、「工学単位変換パラメータ」のサプレッション電圧で調整した。

尚、補正後の「工学単位変換パラメータ」を

“S402#. MK2NC. MTPARA. DATA (TEST2E)”に作成した。

7.5 自然循環試験Ⅱ－E（100 MW）試験結果（速報版）

報告者：有川（プラント Gr.）

1. 概要

MK-II 炉心第 12 サイクル終了時の昭和 61 年 10 月 29 日に、定格 100 MW からの自然循環試験を実施したが、試験データの整理が終了したのでその結果を報告する。本試験データは「常陽」、「もんじゅ」など FBR の自然循環解析コードの検証データとして用いられる。

2. 試験結果

本試験において温度上、最も厳しい中心燃料集合体出口のピーク温度は 519℃ であり、初期温度 548℃ を下回るものであった。また、1 次系で約 2.5 %^{*}、2 次系で約 6 %^{*}（ループ平均）の自然循環流量が確保されたことが確認された。（*10,000 秒後）

主要な試験結果を図 1、図 2 に示す。

3. 評価

定格 100 MW から原子炉停止後の炉心崩壊熱は自然循環により十分除去できることが確認された。また予備解析により炉心内流量、中心燃料集合体出口 Na 温度は良好な精度で予測された。

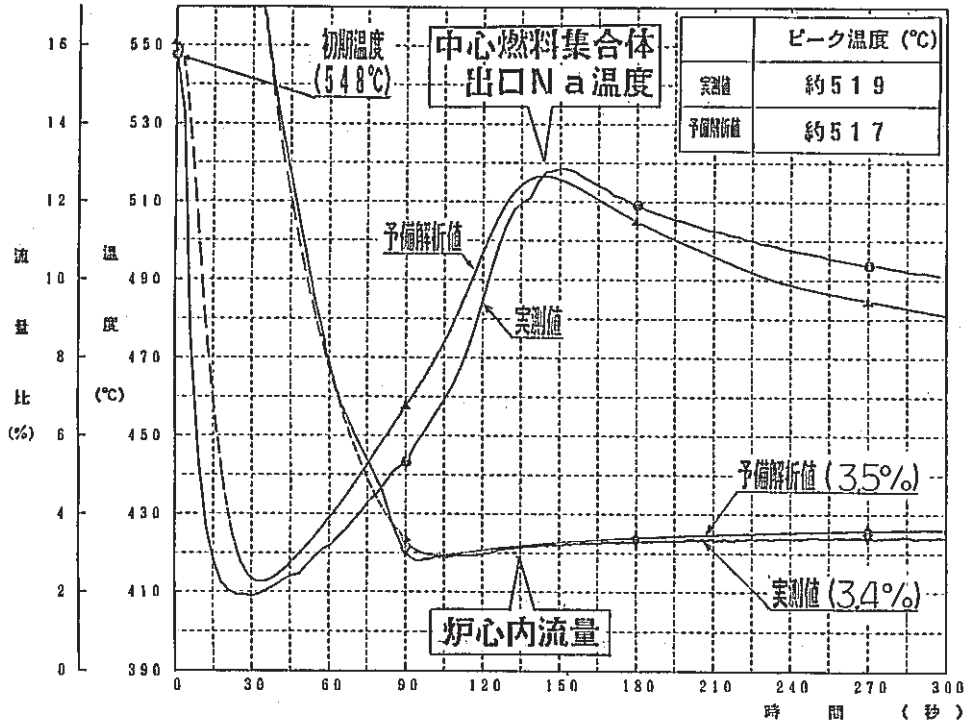


図1 自然循環試験Ⅱ-E (100 MW 過渡試験)

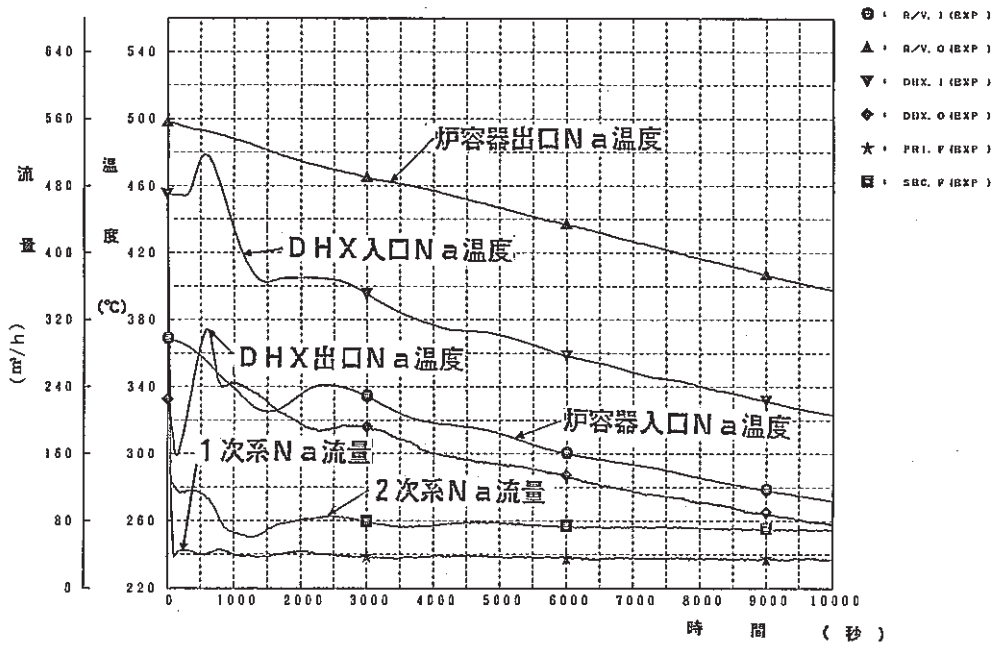


図2 系統挙動 (試験Ⅱ-E, A ループ)

8. 高速実験炉のプラント諸特性の解析と評価

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 M系列・安定性試験結果(MK-II炉心第12サイクル)

報告者：深見(異常監視技術Gr.)

1. 目的

- (1) M系列試験により、定格出力における冷却材温度制御系の安定範囲を明確にする。
- (2) M系列試験結果より、安定性試験時の制御定数を決定する。
- (3) 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. 結果

- (1) 各主冷却器(1A, 2A, 1B, 2B)についてゲイン余裕, 位相余裕を求めた。
- (2) 試験実施時の比例ゲインとゲイン余裕は下記の通りであり, 第11サイクルに比べわずかに1A, 1Bのゲイン余裕が減少したが, 安定領域内である。

主冷却器	1 A	2 A	1 B	2 B
比例ゲイン(K _p)	2.88 (2.92)	2.82 (2.80)	2.18 (2.31)	2.16 (2.20)
ゲイン余裕(dB)	13.9 (15.2)	13.3 (13.3)	10.2 (12.0)	9.4 (8.4)

注 ()内の数値は第11サイクルでの値

- (3) 定格1～12サイクルのゲイン余裕経時変化を図1に示す。
- (4) 安定性試験結果を図2に示す。(全4ケース)

3. 評価

M系列試験及び安定性試験によりプラントが十分安定な領域にあることを確認した。

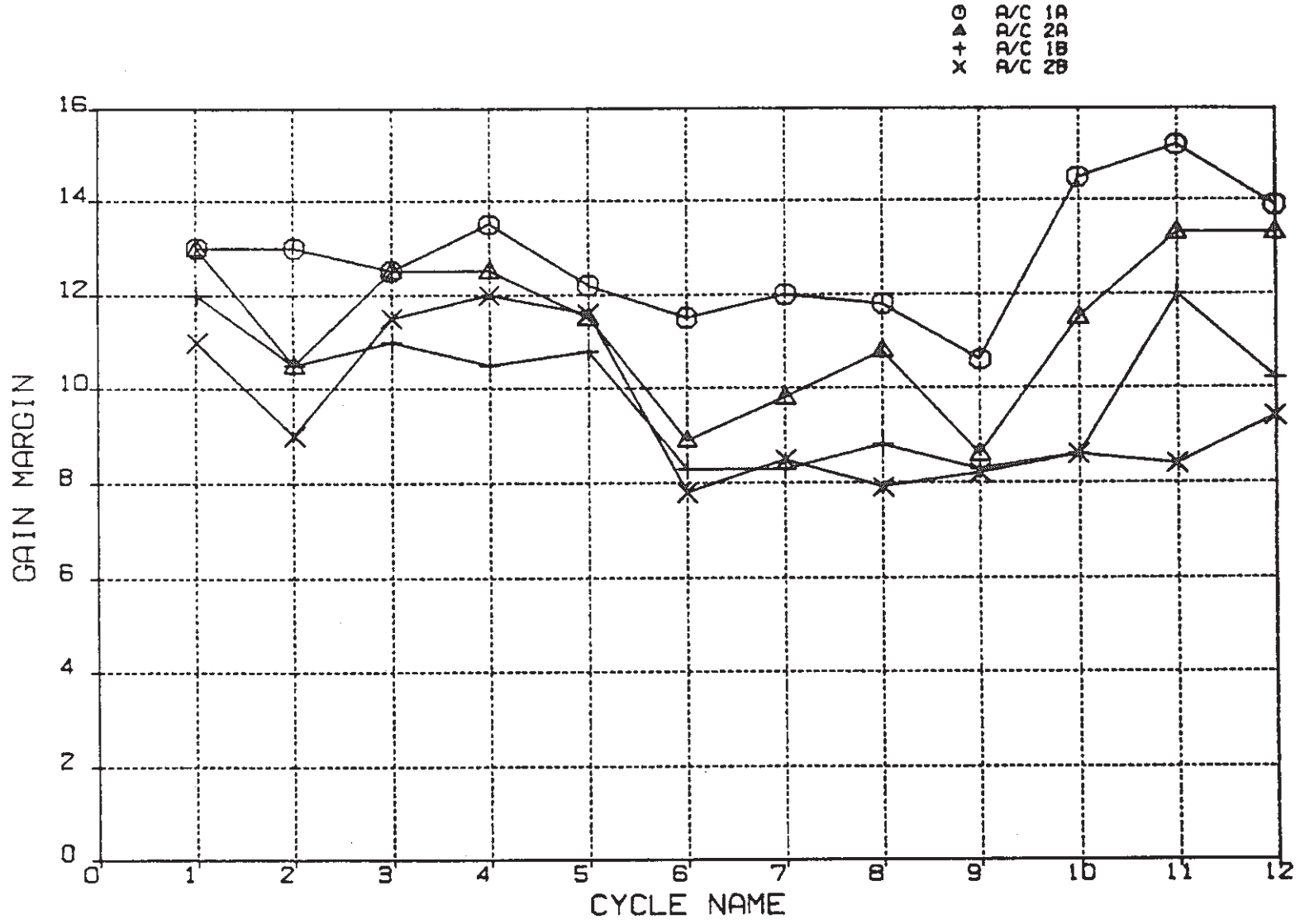


図1 各主冷却器ゲイン余裕の経時変化

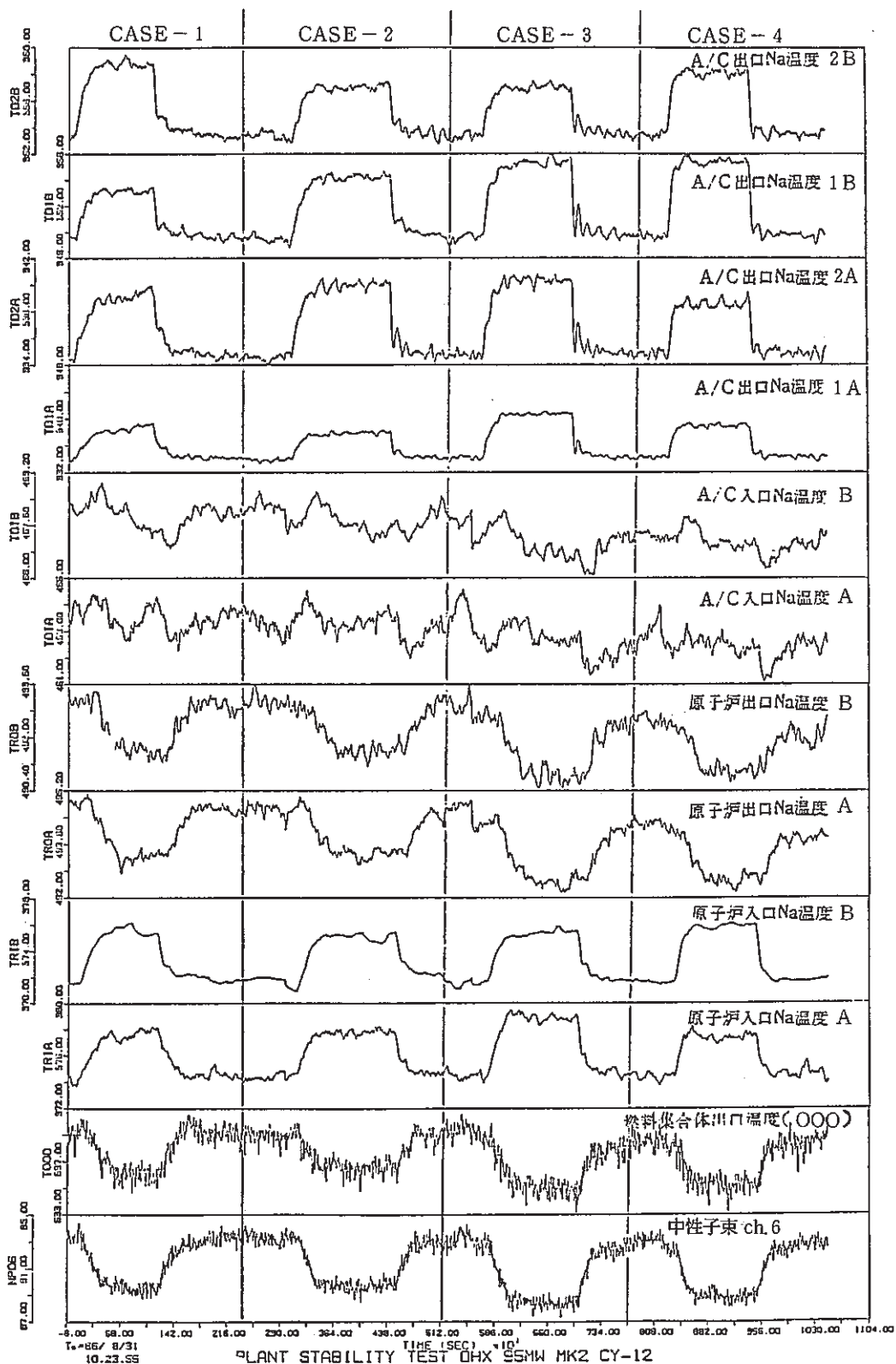


図2 安定性試験結果 (MK-II 炉心第12サイクル)

8.2 MK-II 炉心第12'サイクル系統圧損測定結果

報告者：有川（プラント Gr.）

1. 概要

MK-II 第12'サイクル炉心における系統圧損測定結果を報告する。

(1) 測定日

1986年11月11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(B4M)	1	1A1
AMIR	2	6C6, 6F6
SMIR	2	7B7, 7F7

2. 測定結果

定格流量(1260 m³/hr)における系統圧損はAループ47.8 mNa, Bループ47.3 mNaであった。MK-II 炉心移行後の系統圧損の変化を図1に示す。

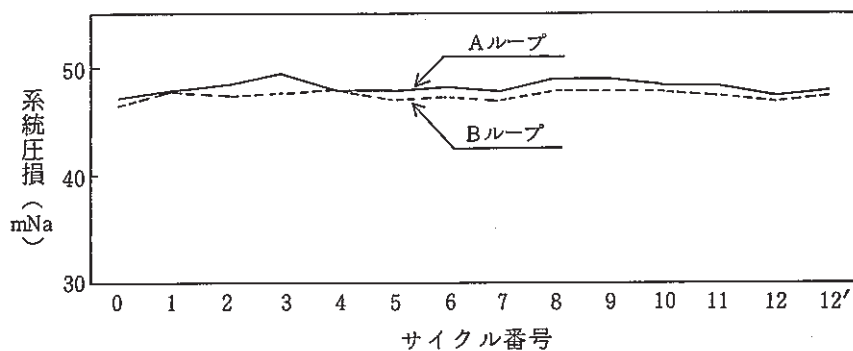


図1 系統圧損の変化

3. 評価

- (1) A, Bループ共に運転制限値を満足するものであった。(図2, 図3参照)
- (2) 特殊燃料装荷位置が3列(12サイクルC特)から1列(12'サイクルB4M)に変わったため、12サイクル時圧損(Aループ47.5 mNa, Bループ46.9 mNa)に比べ若干の圧損上昇が見られた。(図1参照)

(技-61-217)

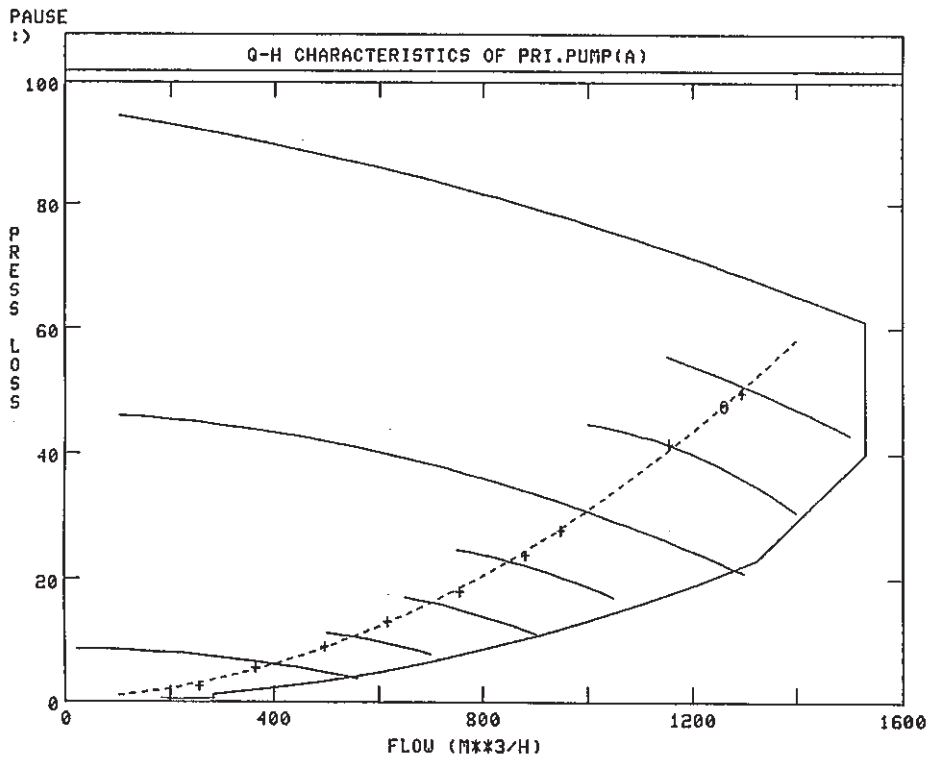


図2 Aループ Q-H特性

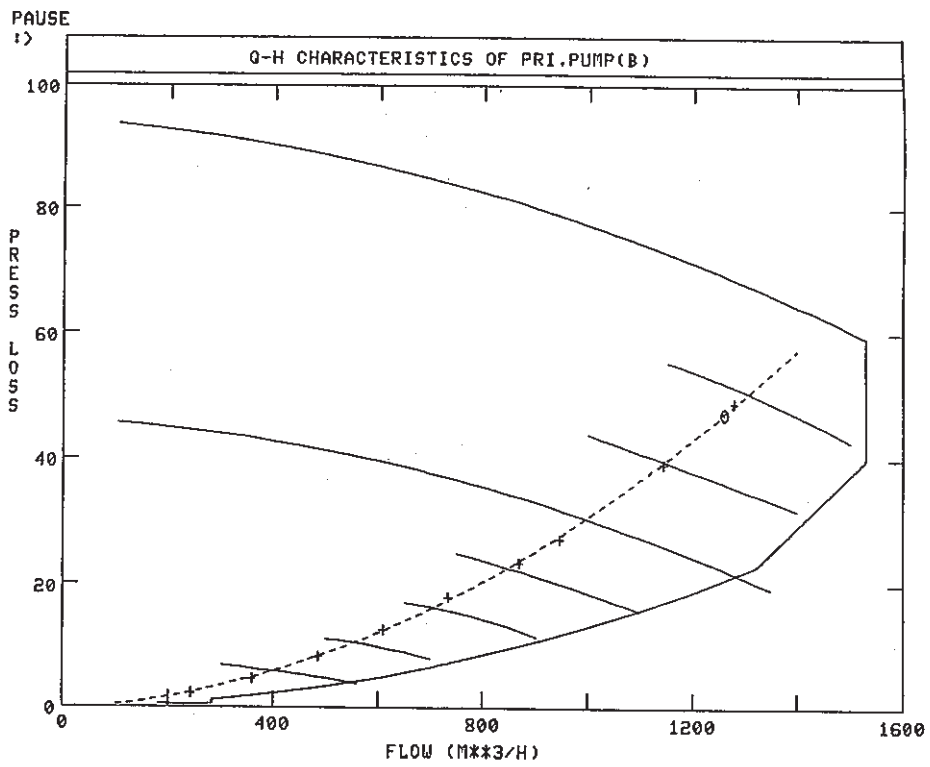


図3 Bループ Q-H特性

8.3 MK-II炉心第12'サイクルにおける流量計特性試験

報告者：深見（異常監視技術Gr.）

1. 概要

1次系流量，INTA流量，センターチャンネル流速及び1次系主ポンプ回転数をJOYDASにて採取し，流量計及び流速計の特性を確認する。

2. 試験内容

1次系主流量20%の状態より100%まで10%毎に流量を上昇させ，各流量でデータを採取する。

3. 結果

- (1) 表1, 2に本試験において採取したデータの一覧を示す。
- (2) 図1, 2にそれぞれ1次系主流量に対するセンターチャンネル流速計出力，INTA流量計出力の変化を示す。
- (3) 図3にシステム回転数とJOYDAS回転数の対比を示す。
- (4) 図4にUPR流速計特性試験時のセンターチャンネル流速計出力を示す。

4. 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，センターチャンネル流速計出力（4体）は高流量部にて，減少している。これは，その後のUPR特性試験（燃料集合体装荷時）で直線性を示したため，B型特殊燃料（B4M）による影響と言える。従って，流量計及び流速計の特性は変化していない。

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	261	247	508	0.496	189.0	
2	370	369	739	0.712	240.8	
3	502	498	1000	0.954	287.1	
4	621	620	1241	1.174	332.7	
5	751	740	1491	1.405	374.0	
6	871	867	1738	1.635	412.7	
7	936	940	1876	1.762	423.4	
8	1126	1126	2252	2.121	481.4	
9	1258	1255	2513	2.356	525.4	

表 2 1次系主ポンプ回転数データシート

ステップ	1次系主流量 (m^3/hr)	システム回転数 (rpm)		JOYDAS回転数 (rpm)		備 考
		A	B	A	B	
1	508	180.6	173.7	182.9	176.3	
2	739	262.5	250.2	258.2	251.2	
3	1000	341.4	331.8	344.5	333.1	
4	1241	417.0	409.5	421.3	412.6	
5	1491	495.9	489.0	508.0	493.1	
6	1738	573.9	570.6	587.9	560.4	
7	1876	618.3	616.5	627.4	607.0	
8	2252	745.8	741.3	749.0	739.8	
9	2513	830.1	823.8	839.3	829.7	

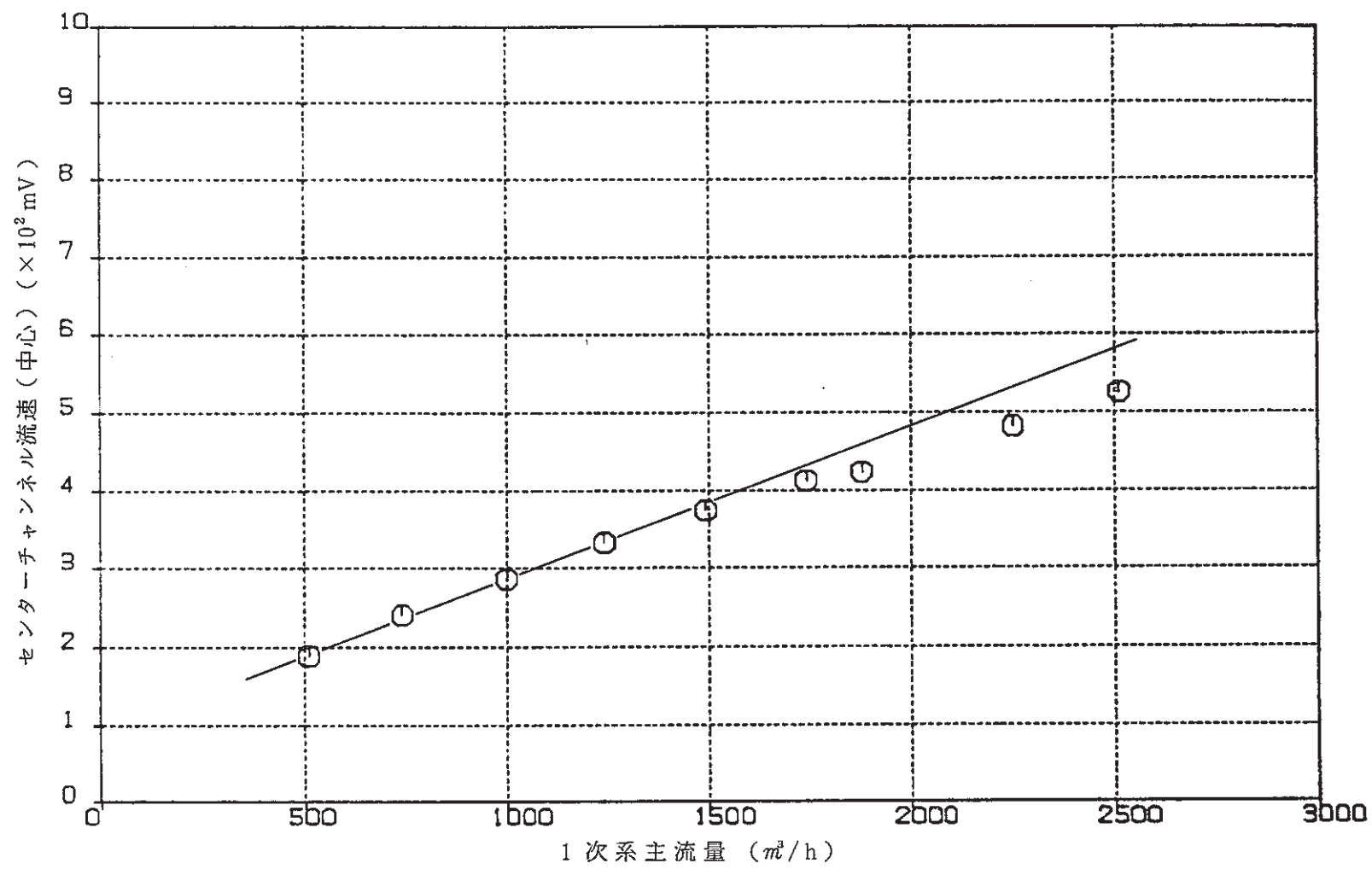


図1 流量計特性試験

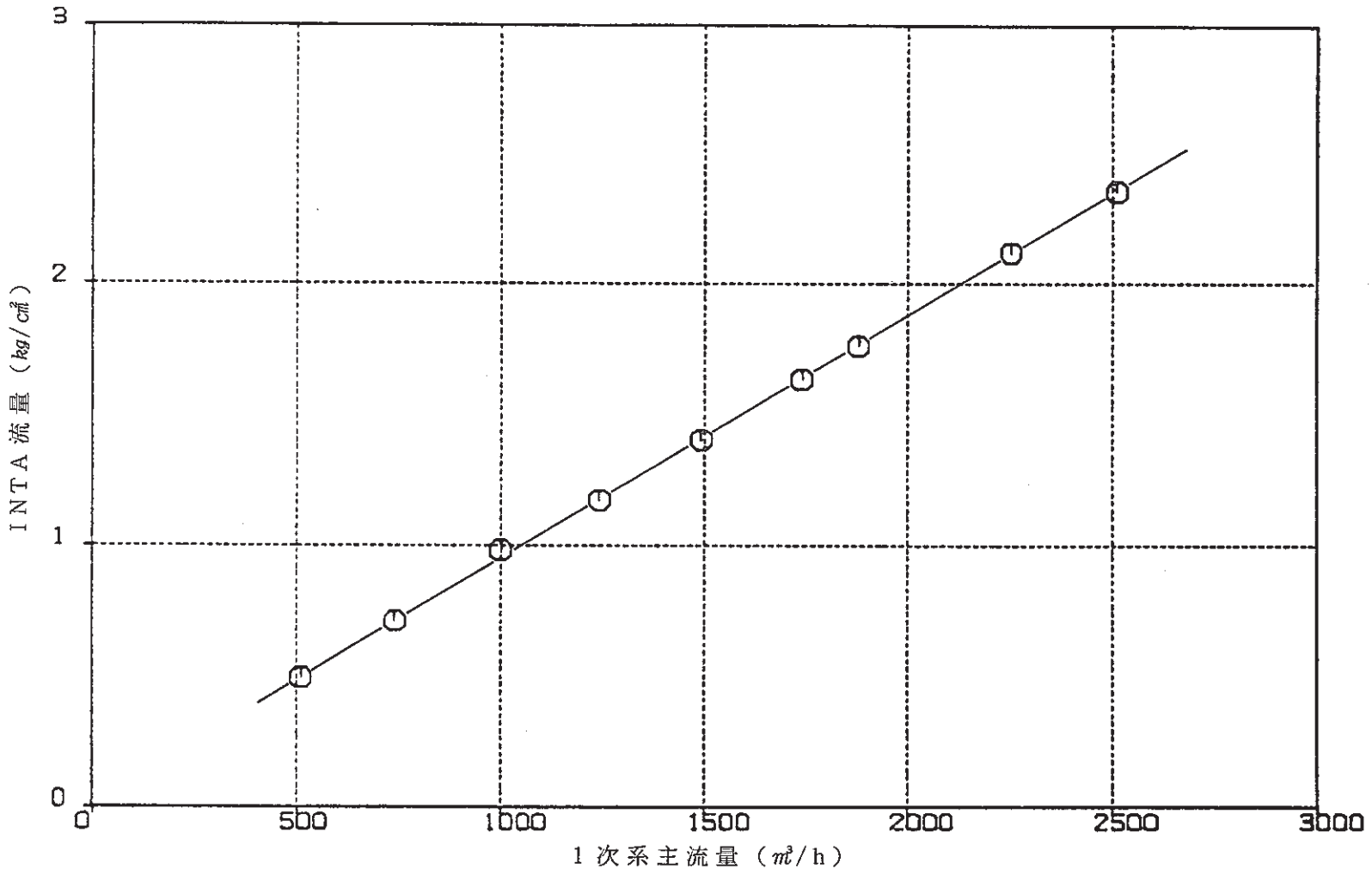


図2 流量計特性試験

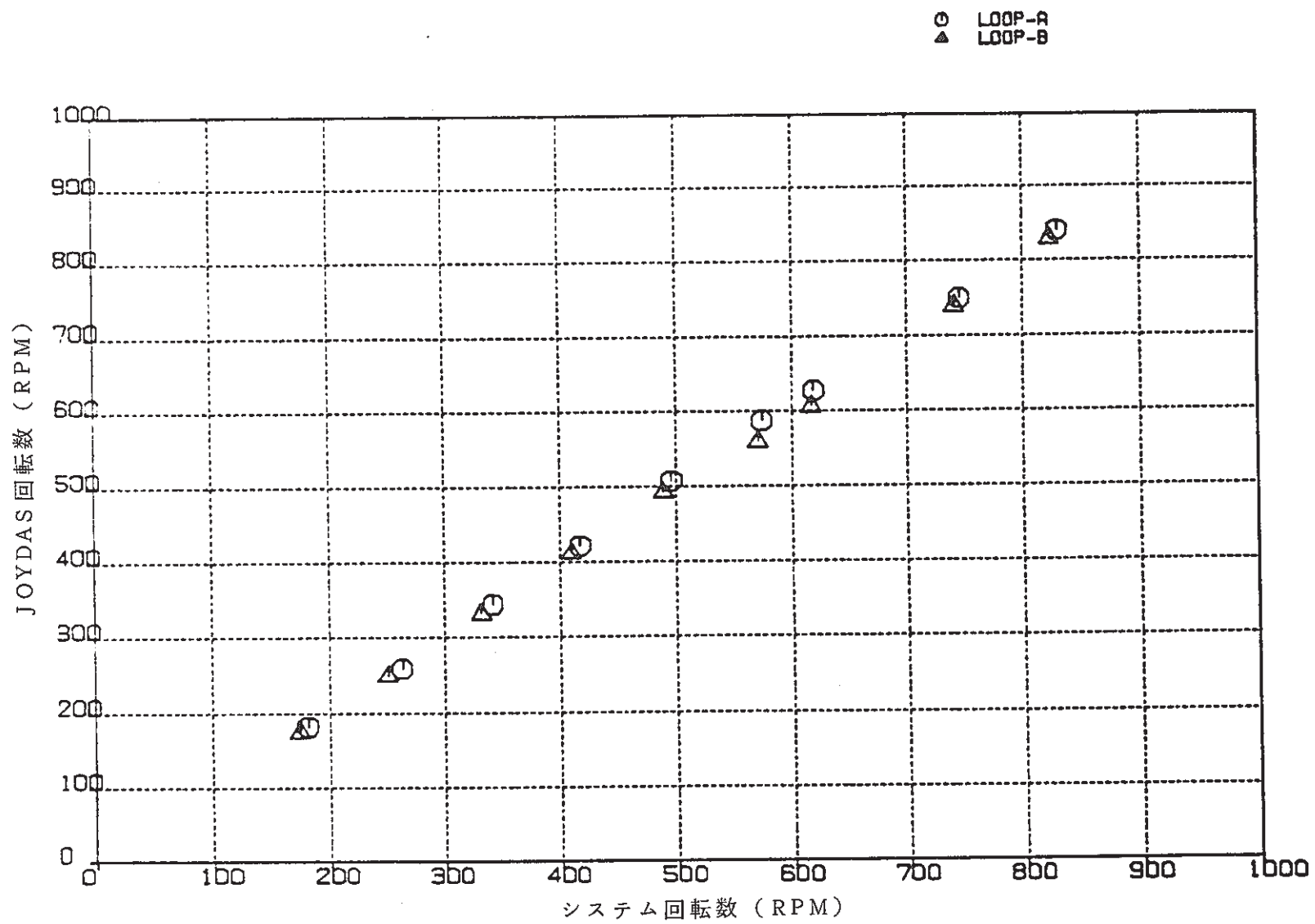


図 3 流量計特性試験

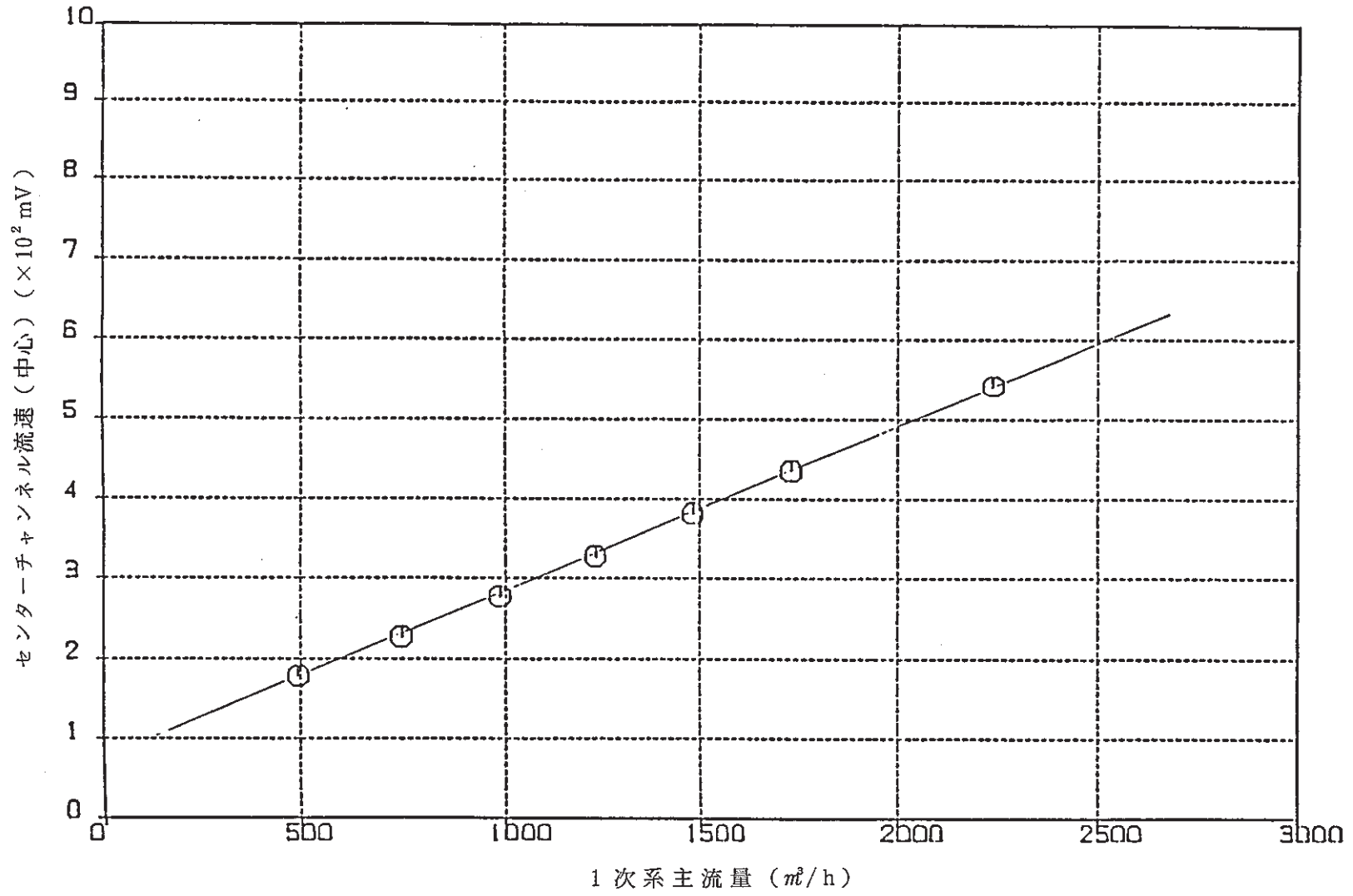


図4 UPR流速計特性試験

8.4 フィードバック反応度特性試験時 1次主ポンプ予想回転数の算出

報告者：有川（プラントGr.）

1. 概要

フィードバック反応度特性試験時の系統ヒートマスバランス下における予想回転数を算出したので報告する。

2. 内容及び結果

第12サイクル炉心系統圧損測定結果をベースとし、試験時のヒートバランスによる温度補正を行い、その抵抗曲線とポンプQ-H曲線より予想回転数を算出した。流量と回転数の関係を図1、図2に示す。

1次系主ポンプ回転数は、250℃等温状態に較べ、試験時の増加巾は数r.p.m以内であり、ポンプ回転数に対するヒートバランスの影響はわずかであると予想される。

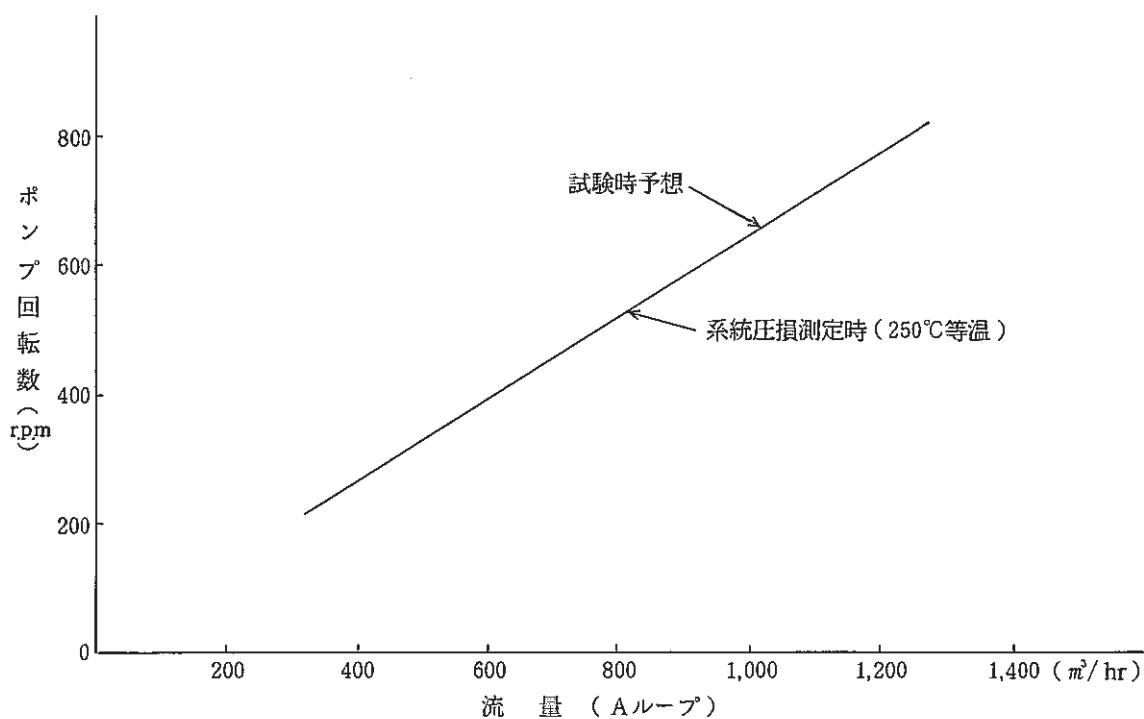


図1 ポンプ回転数と1次系流量

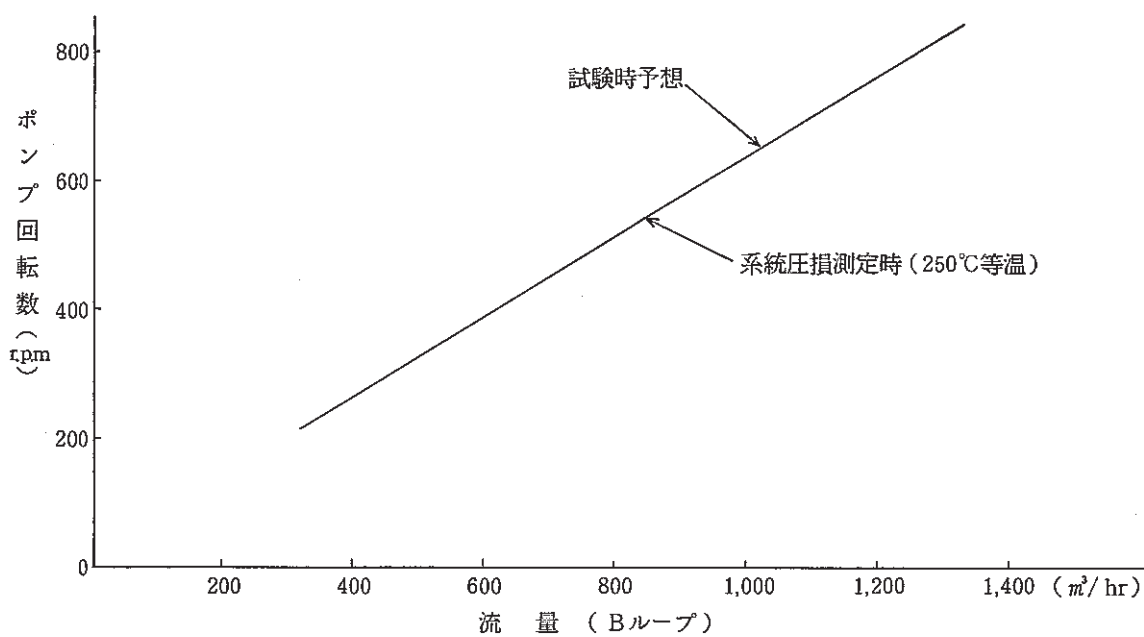


図2 ポンプ回転数と1次系流量

8.5 フィードバック反応度特性試験のステップ移行時の運転操作方法検討結果

報告者：庄野（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

フィードバック反応度特性試験のステップ移行時の運転操作について、1回目の経験をもとに見直しを行った。その結果、下記の項目を考慮して次回以降の試験実施に反映するものとした。

2. 検討結果

(1) 冷却材温度制御系の固定ゲインの変更について

試験(I)では、主冷却系各部の温度にハンチングや不安定現象が発生した後で固定ゲインを変更したが、この経験をもとに、試験(II)ではより先行して固定ゲインを変更しておくものとした。

(2) 主冷却器出口温度設定値の変更方法について

主冷却系各部の温度が安定状態に到達するまでに要する時間が長いため、各ステップにおける主冷却器出口温度は出来るだけ正確に予測しておき、流量変更操作終了後速やかに設定値の変更を行うのが望ましい。そこで、試験(I)で得られたデータを活用して試験(II)の各ステップでの上記設定値を予測しておくものとした。

(3) ステップ移行時の操作手順について

- ① ステップ応答試験（制御棒 4 mm 挿入）
- ② 冷却材温度制御系の固定ゲイン変更（必要な場合のみ実施）
- ③ 1次系、2次系の流量変更
- ④ 主冷却器出口温度の設定値を変更
- ⑤ 制御棒 4 mm 引抜
- ⑥ 制御棒操作による炉出力調整
- ⑦ 安定状態確認
- ⑧ 主冷却器出口温度の設定値を再変更（必要な場合のみ実施）

8.6 フィードバック反応度特性試験時の主冷却器出口温度予測結果

報告者：庄野（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

フィードバック反応度特性試験においては、各ステップでの炉出力及び1次系、2次系の流量を表1に示す値にそれぞれ変更する。各ステップ間の移行操作においては、低流量域ほど安定状態到達へ要する時間が長いこと、及び試験の性格上、原子炉入口温度を初期値に合わせる必要があることから、各ステップでの主冷却器（以下DHXと書く）出口温度を正確に予測しておくことが要求される。そこで、主中間熱交換器（以下IHXと書く）における熱伝達特性を表わす簡易モデルを作成してDHX出口温度を予測した結果、フィードバック反応度特性試験(I)の実測値と比較的良好一致を見た。本報告では、予測に用いた計算式ならびに試験(I)の実測値を反映して試験(II)の予測値を再計算した結果について示す。

2. 予測に用いた計算式

$$T_{2i} = T_{1i} - \frac{q \cdot Z \cdot \exp(-AZ)}{1 - \exp(-AZ)}$$

$$T_{2\bar{o}} = T_{2i} + \frac{bq}{F_2}$$

$$T_{1\bar{o}} = T_{1i} + \frac{aq}{F_1}$$

$$Z = \frac{a}{F_1} - \frac{b}{F_2}$$

記号

T_{1i} ; 原子炉入口温度T_{1o} ; 原子炉出口温度T_{2i} ; IHX 2次入口温度 (DHX出口温度)T_{2o} ; IHX 2次出口温度 (DHX入口温度)

q ; 各ループの1次系熱伝達量 (MW)

F₁ ; 1次系統流量 (%)F₂ ; 2次系統流量 (%)

a ; 1次系 流量-温度差 特性値

b ; 2次系 流量-温度差 特性値

A ; IHX熱伝達系数 (A, B各ループについて定める)

3. 計算結果

試験(I)の実測データを用いて、IHX熱伝達係数と2次系流量を見直して試験(II)のDHX出口温度予測値を算出した。本報告では、運転操作に使用しやすいように、各ステップ移行時に必要となるDHX出口温度の設定値変更操作量を表2に示す。なお、表2の値は、試験当日の初期値（ステップ2.0での測定データ）によって変更される可能性を含んでいる。

表1 フィードバック反応度特性試験時の炉出力, 流量設定値

(1) フィードバック反応度特性試験 (I)

No.	1次系流量 (%) (m^3/hr)	2次系流量 (%) (タップ No.)	原子炉出力 (MW)
ステップ 1.0	100 (1260)	100 (6)	30
ステップ 1.1	75 (945)	83 (3)	29
ステップ 1.2	60 (756)	58 (2)	29
ステップ 1.3	50 (630)	58 (2)	28
ステップ 1.4	43 (542)	44 (1)	27
ステップ 1.5	37 (466)	44 (1)	27
ステップ 1.6	33 (416)	44 (1)	26
ステップ 1.7	30 (378)	44 (1)	25

(2) フィードバック反応度特性試験 (II)

No.	1次系流量 (%) (m^3/hr)	2次系流量 (%) (タップ No.)	原子炉出力 (MW)
ステップ 2.0	100 (1260)	100 (6)	35
ステップ 2.1	75 (945)	83 (3)	34
ステップ 2.2	60 (756)	58 (2)	34
ステップ 2.3	50 (630)	58 (2)	33
ステップ 2.4	43 (542)	44 (1)	32
ステップ 2.5	37 (466)	44 (1)	31
ステップ 2.6	33 (416)	44 (1)	31
ステップ 2.7	30 (378)	44 (1)	30

表 2 ステップ移行時に必要なDHX出口温度設定値の変更操作量予測結果

ステップ No.	DHX 出口温度設定値の変更操作量 (°C)	
	A系 (1A, 2A)	B系 (1B, 2B)
2.0 → 2.1	- 1.4	+ 2.3
2.1 → 2.2	- 4.3	- 2.7
2.2 → 2.3	+ 6.2	+ 4.3
2.3 → 2.4	+ 1.6	- 0.8
2.4 → 2.5	+ 7.9	+ 2.1
2.5 → 2.6	+ 3.7	- 0.3
2.6 → 2.7	+ 0.6	+ 0.6

8.7 フィードバック反応度特性試験における冷却系温度制御系の操作記録

報告者：小倉，深見（異常監視技術Gr.）

1. 目 的

MK-II 第12'サイクルにおけるフィードバック反応度特性試験時に、冷却系温度制御系の操作記録を作成した。本報告では、第1回目の昭和61年11月26日（水）と第2回目の昭和61年12月5日（金）の2回分の試験の操作記録をまとめて報告する。

2. 経 過

第1回目のフィードバック反応度特性試験(I)は、昭和61年11月26日（水）に実施された。この時の試験操作目標と結果を表1に示し、この試験で得られた知見を表2に示す。又、表2の内容を検討した結果、以下に示す2点を次回のフィードバック反応度特性試験(II)より実施することにした。

- ① 1次冷却材流量を変更後にDHX温度制御系設定値を予測値に設定変更して、その後に微調整を行う。
- ② 2次主ポンプタッパ切り替え操作時等によりDHX出口Na温度が、ハンチングを起こしそうな場合には事前にDHX温度制御系固定ゲイン（比例帯）を変更する。

第2回目のフィードバック反応度特性試験(II)は、昭和61年12月5日（金）に実施された。この時の試験操作目標と結果を表3に示す。前回の試験時で得られた知見よりの変更した試験方法により試験を実施したところ、大きなハンチングも発生せず、すみやかに状態移行が行えた。

表4から表13までに冷却系温度制御系の操作記録を示す。

3. 結 言

高速実験炉「常陽」は通常1次冷却材流量を100%で循環させて運転を行うが、今後U-Ni試験のような低流量試験が予定されている。

今回の操作記録が今後の低流量試験時の参考となれば幸いである。

（技-61-226）

（技-61-243）

表1 フィードバック反応度特性試験(I)操作目標と試験結果

ステップ No	操 作 目 標			試 験 結 果			
	1次系流量 (m^3/hr)	2次系流量 (タップNo)	原子炉出力 (MW)	測定時刻	熱出力 (MW)	1次系流量 (%)	2次系流量 (%)
ステップ 1.1	75 % (945)	83 % (3)	29	'86/11/26 12:30	29	75	83
ステップ 1.2	60 % (756)	58 % (2)	29	14:40	29	60	58
ステップ 1.3	50 % (630)	58 % (2)	28	16:20	28	50	58
ステップ 1.4	43 % (542)	58 % (1)	27	18:10	27	43	44
ステップ 1.5	37 % (466)	44 % (1)	27	20:10	27	37	44
ステップ 1.6	33 % (416)	44 % (1)	26	21:30	26	33	44
ステップ 1.7	30 % (378)	44 % (1)	25	23:55	25	30	44

表2 フィードバック反応度特性試験(II)操作目標と試験結果

ステップ No	操 作 目 標			試 験 結 果			
	1次系流量 (m^3/hr)	2次系流量 (タップNo)	原子炉出力 (MW)	測定時刻	熱出力 (MW)	1次系流量 (%)	2次系流量 (%)
ステップ 21	75 % (945)	83 % (3)	34	'86/12/5 11:20	34	75	83
ステップ 22	60 % (756)	58 % (2)	34	13:16	34	60	58
ステップ 23	50 % (630)	58 % (2)	33	15:03	33	50	58
ステップ 24	43 % (542)	58 % (1)	32	16:51	32	43	44
ステップ 25	37 % (466)	44 % (1)	31	18:47	31	37	44
ステップ 26	33 % (416)	44 % (1)	31	22:30	31	33	34
ステップ 27	30 % (378)	44 % (1)	30	:	--	--	--

表3 フィードバック反応度特性試験(I)により得られた知見

番号	内 容
①	<p>○ 2次系主ポンプ・タップ切替え時のハンチング</p> <p>2次系主ポンプ・速度制御装置のタップを3から2及び2から1への2回の切替え時にDHメベーン開度とDHX出口Na温度がハンチングした。(Peak to Peakで約20～30℃) 比例帯を100→200として対応したが事前に変更する方が好ましい。(2回目は200→300)</p> <p>上記の手法以外では、制御系のモードを“AUTO”から“MANUAL”にしておく方法もあるが、検討が必要である。</p>
②	<p>炉心Grにて、事前に計算したDHX出口Na温度予測値は大変役に立った。1次系主流量変更後、DHX温度設定値をまず予測値に設定変更して、その後微調整を行うことにより時間の節約になった。</p> <p>U-N_i試験において原子炉入口温度の設定値の許容を±5℃とすれば、微調整が不用となり、能率が向上すると考えられる。</p>
③	<p>○ 低流量時の微細なハンチングについて</p> <p>試験の次のステップに進む際に、ステップ応答試験を行う等の理由で、冷却系を一循環するループの中で温度の高低のむらが発生する。DHX制御系が、このむらをひろって逆に制御性に悪い影響を与えている様にも思われる。</p> <p>この為、最終ステップはDHX制御系をマニュアルとしてハンチングを少なくした。</p>

表 4 低流量試験操作記録・データシート

										実施年月日 昭和61年11月26日	
										記録 異常監視技術Gr.	シートNo 1.1
時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m ³ /hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 (°C)		DHX温度制御系 比例帯変更	備 考	
			A	B	A	B	A	B			
11:08	100%		1,267	1,261	1,279 7	1,274 7	357, 357	361, 363	100, 100, 100, 100		
11:11		CR1, 4 mm ↓								100%からのステップ応答	
11:18					→5	→5					
11:18			下げ開始	下げ開始							
11:20			98%	98%							
11:20					→4	→4					
11:22			1,210	1,210							
11:23					→3	→3					
11:23			下げ開始	下げ開始							
11:35			75%到達	75%到達							
11:37		CR1, 2 mm ↑									
11:43		CR1, 2 mm ↑									
11:48		CR3, 1 mm ↑									
11:51		CR2, 1 mm ↑									
11:58								2.2 ↑ 1.9 ↑			
12:22	75%									FBRR N88 データ採取 12:23	
13:05		CR2, 4 mm ↓								ステップ応答	
13:11							2.2 ↓ 2.4 ↓	1.8 ↓ 1.9 ↓			

表 5 低流量試験操作記録・データシート

実施年月日	昭和 61 年 11 月 26 日
記録 異常監視技術 Gr.	シート No. 1.2

時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m ³ /hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX 出口温度設定操作 (°C)		DHX 温度制御系 比例帯変更	備 考
			A	B	A	B	A	B		
13:13					→2	→2				流量降下
13:21			756 (60%)	756 (60%)						
13:26									1 A 100 → 200	Yewpac 固定ゲイン 1 A, 2 B 1/2に変更
13:28									2 B 100 → 200	
13:39		CR2 2mm ↑								
13:43		CR2 2mm ↑								
13:46		CR4 1mm ↑								
13:49							2.1 ↓ 1.9 ↓			
13:51		CR3 2mm ↑								
14:06							1.1 ↑ 1.1 ↑			
14:25	60%		736 JOYDAS値	747 JOYDAS値						60%安定 14:27 FBRR (調)
14:55		CR3 4mm ↓								50%ステップ応答
14:57									2 A 100 → 200	固定ゲイン 1/2
14:58									1 B 100 → 200	"
15:01			756 ↓	756 ↓						流量降下
15:07			630	630						60%到達
15:10							1.9 ↑ 1.9 ↑	2.1 ↑ 2.2 ↑		
15:20		CR3 2mm ↑								

表 6 低流量試験操作記録・データシート

										実施年月日 昭和 61 年 11 月 26 日	
										記録 異常監視技術 Gr.	シートNo 1.3
時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到創 (m ³ /hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 (°C)		DHX温度制御系 比例帯変更	備 考	
			A	B	A	B	A	B			
15:23		CR3, 2 mm ↑									
15:24							2.0 ↑ 1.9 ↑	2.2 ↑ 2.0 ↑			
15:27		CR1, 2 mm ↑									
15:30		CR2, 2 mm ↑									
15:37							0.9 ↑ 1.1 ↑				
15:38		CR4, 2 mm ↑									
16:04	50 %		622 JOYDAS値	620 JOYDAS値						50 %安定 16:04 FBRR (測)	
16:35		CR4, 4 mm ↓								ステップ応答	
16:42							1.9 ↓ 1.8 ↓	2.0 ↓ 1.9 ↓			
16:43			530 ↓	530 ↓	→1	→1				流量降下	
16:58									1 A 200 → 300	固定ゲイン 1/3	
17:05		CR4, 2 mm ↑									
17:09		CR4, 2 mm ↑					1.9 ↑ 1.9 ↑				
17:14		CR1, 2 mm ↑									
17:17		CR2, 0.5 mm ↑									
17:23							0.5 ↑ 0.5 ↑				
17:30							0.6 ↑ 0.6 ↑				
18:04	43 %		538 JOYDAS値	538 JOYDAS値						43 %安定	

表 7 低流量試験操作記録・データシート

実施年月日	昭和 61 年 11 月 26 日
記録 異常監視技術 Gr.	シート No. 1.4

時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m ³ /hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 (°C)		DHX温度制御系 比例帯変更	備 考
			A	B	A	B	A	B		
18:23		CR1, 4mm ↓								ステップ応等
18:32			542 ↓	542 ↓						流量降下
18:34			466	466						到達
18:38							5.3 ↑ 4.9 ↑	3.0 ↑ 3.2 ↑		
19:03		CR1, 4mm ↑								
19:10		CR3, 2mm ↑								
19:15		CR4, 2mm ↑								
19:19		CR2, 2mm ↑								
19:31								1.0 ↓ 1.0 ↓		
19:42							1.0 ↑ 1.1 ↑			
20:00	37%									37%安定 20:02 FBRR (調)
20:26		CR2, 4mm ↓								ステップ応答
20:31			466 ↓	466 ↓						流量降下
20:37			416	416			2.6 ↑ 2.5 ↑	1.0 ↑ 0.9 ↑		33%到達
20:39		CR2, 4mm ↑								
20:47		CR1, 3mm ↑								
21:01		CR3, 1mm ↑								
21:15							0.5 ↑ 0.6 ↑			

表 8 低流量試験操作記録・データシート

実施年月日 昭和 61 年 11 月 26 日
 記録 異常監視技術 Gr. シート No. 1.5

時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m ³ /hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 (°C)		DHX温度制御系 比例帯変更	備 考
			A	B	A	B	A	B		
21:30	33%									33%安定 21:35 FBRR ㊟
21:43									2 A 200 → 300	固定ゲイン 1/3
21:44									1 B 200 → 300	"
21:45									2 B 200 → 300	"
22:12		CR 1, 4 mm ↓								ステップ応答
22:19										end 22:22
22:26			378 ↓	378 ↓			1.5 ↑ 1.5 ↑	0.5 ↑ 0.4 ↑		流量降下
22:28		CR 1, 2 mm ↑								
22:35									1 A 300 → 500	固定ゲイン 1/5
22:36		CR 4, 2 mm ↑								
23:16										2 A AUT → MAN
23:18										2 B "
23:23										1 B AUT → MAN
23:25										1 A AUT → MAN
23:55	30%									30%安定 FBRR ㊟
0:09		CR 1, 4 mm ↓								スラップ応答
0:15										1 A, 2 A, 1 B, 2 B MAN → AUT
0:18										原子炉停止(制御棒一斉挿入)

表 9 低流量試験操作記録・データシート
(フィードバック反応度特性測定(2))

実施年月日 昭和 61 年 12 月 5 日										
記録 異常監視技術 Gr. シート No. 2.1										
時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m ³ /hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 (°C)		DHX温度制御系 比例帯変更	備 考
			A	B	A	B	A	B		
9:03										熱出力較正 9:50 H-350 START
10:06	100%	CR1, 4 mm ↓	1260	1260	6	6			100	ステップ応答
10:11					→5	→5				
10:12			1260 → 1235	1260 → 1235						流量変更
10:15					→4	→4				
10:16			1235 → 1210	1235 → 1210						
10:17					→3	→3				
10:18			1210 ↓	1210 ↓						
10:27			945	945						流量到達
10:31		CR1, 4 mm ↑					-1.4 ↓ -1.4 ↓	+2.2 ↑ +2.2 ↑		
10:35		CR6, 2 mm ↑								
10:40		CR4, 2 mm ↑								
10:44		CR5, 1 mm ↑								
11:11		CR4, 0.5 mm ↓								
11:14		CR5, 0.5 mm ↓								
11:38	75%									
11:55		CR6, 4 mm ↓								ステップ応答
12:02									1A, 2A, 1B, 2B 100 → 200	

表 10 低流量試験操作記録・データシート

								実施年月日 昭和61年12月5日		記録 異常監視技術Gr. シートNo. 2.2	
時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m ³ /hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 (°C)		DHX温度制御系 比例帯変更	備	考
			A	B	A	B	A	B			
12:04					→2	→2					
12:05			945	945						流量変更	
12:08							-4.3 ↓ -4.3 ↓	-2.7 ↓ -2.6 ↓			
12:10			756	756						流量到達	
12:13		CR6, 4 mm ↑									
12:21		CR3, 2 mm ↑									
12:24		CR1, 2 mm ↑									
12:38							+1.6 +1.3				
12:51		CR2, 0.5 mm ↑									
13:12	60%										
13:31		CR1, 4 mm ↓								ステップ応答	
13:35			756	756						流量変更	
13:38			630	630						流量到達	
13:46							+4.6 +4.5	+4.4 +4.2			
13:50		CR1, 4 mm ↑									
13:54		CR5, 2 mm ↑									
13:57		CR4, 2 mm ↑									
14:00		CR2, 2 mm ↑									

表 11 低流量試験操作記録・データシート

										実施年月日 昭和61年12月5日	
										記録 異常監視技術Gr.	シートNo. 2.3
時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m^3/hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 ($^{\circ}C$)		DHX温度制御系 比例帯変更	備 考	
			A	B	A	B	A	B			
14:11							+1.1 +1.1				
14:31		CR2, 1 mm ↓									
14:54	50%										
15:10		CR4, 4 mm ↓								ステップ応答	
15:17									1A, 2A, 1B, 2B 200 → 300		
15:18					→1	→1					
15:20			630	→ 542						流量変更	
15:26							+0.4 +0.5	-0.8 -0.7			
15:27		CR4, 4 mm ↑									
15:38							+1.6 +1.3				
15:44		CR6, 2 mm ↑									
15:48		CR3, 2 mm ↑									
15:53		CR2, 1 mm ↑									
15:56		CR1, 1 mm ↑									
16:01		CR5, 1 mm ↑									
16:45	43%										
17:00		CR5, 4 mm ↓								ステップ応答	
17:04			542	→ 466						流量変更	

表 12 低流量試験操作記録・データシート

										実施年月日 昭和 61 年 12 月 5 日	
										記録 異常監視技術 Gr.	シート No. 2.4
時刻 (時:分)	試験条件 安定確認	制御棒番号 及び操作量	1次流量操作及び到達 (m^3/hr)		2次ポンプタ ップ切り替え		DHX出口温度設定操作 ($^{\circ}C$)		DHX温度制御系 比例帯変更	備 考	
			A	B	A	B	A	B			
17:11							+7.7 +7.7	+2.0 +1.9			
17:12		CR5, 4mm↑									
17:15									1 A 300→500		
17:32		CR2, 2mm↑									
17:39		CR4, 2mm↑									
18:41	37%										
18:54		CR2, 4mm↓								ステップ応答	
19:20									2 A, 1 B, 2 B 300→500		
19:43			466→	416						流量変更	
19:58							+3.8 +3.6	-0.2 -0.3			
19:59		CR2, 4mm↑									
20:13		CR3, 2mm↑									
20:24		CR6, 2mm↑									
20:53		CR1, 2mm↑									
22:14										1A, 2A, 1B, 2B AUT→MAN	
22:20	33%										
22:37		CR1, 4mm↓								ステップ応答	
22:41										1A, 2A, 1B, 2B MAN→AUT	

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 B1Jドシメータの反応率測定結果

報告者：鈴木，山縣（計測Gr.）

1. 概要

「常陽」のMK-II炉心において照射された、B1J（B型特殊燃料集合体）の中性子照射量を評価するため、B1Jに装荷されたドシメータの反応率を測定した。

2. 条件

(1) B1Jの照射期間及び積算熱出力

MK-II炉心・臨界～第2サイクル

1982年11月16日～1983年12月2日

積算熱出力：11.658 MWD

(2) B1Jの装荷された炉心アドレス

MK-II炉心・第0サイクル：1E1

MK-II炉心・第1, 2サイクル：2B1

(3) ドシメータの種類

Fe, Ni, Cu, Co-Al, Ta-V, Nb-foil, Rh, Ti, Sc*, NU*, DU*, Th*, Np*

*：Vキャプセルに封入

3. 方法

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

4. 結果

B1Jドシメータの反応率の測定結果を表1に示す。これらの軸方向分布を図1, 2に示す。

表 1 B 1 J ドシメータの反応率測定結果

ドシメータ	反 応	反 応 率 $\times 10^{24}$ [reaction/sec/atom/100MWt] (1 σ %)						
		DE 11 Z = - 1,557 mm	D 111 Z = - 772 mm	D 112 Z = - 286 mm	D 113 Z = 0 mm	D 114 Z = 264 mm	D 115 Z = 674 mm	D 116 Z = 1,074 mm
Ti	$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$	測定下限以下	9.701×10^9 (3.5)	—	未回収	—	1.694×10^{10} (3.0)	—
Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	"	7.329×10^{10} (2.7)	未回収	3.066×10^{13} (2.8)	未回収	9.895×10^{11} (2.6)	5.544×10^9 (3.1)
Ni	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	"	1.204×10^{11} (2.3)	2.135×10^{13} (2.4)	6.004×10^{13} (2.4)	2.691×10^{13} (2.4)	2.280×10^{11} (2.4)	1.062×10^{10} (2.5)
Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	2.944×10^7 (3.5)	4.020×10^9 (2.8)	9.472×10^{10} (2.9)	2.656×10^{11} (2.5)	1.193×10^{11} (2.6)	8.911×10^8 (3.1)	2.087×10^8 (3.1)
Rh	$^{103}\text{Rh}(n, 2n)^{102}\text{Rh}$	6.369×10^6 (5.1)	7.629×10^8 (3.1)	—	2.239×10^{11} (2.5)	—	9.932×10^9 (2.4)	—
Sc	$^{45}\text{Sc}(n, \gamma)^{46}\text{Sc}$	2.060×10^{12} (2.5)	7.072×10^{13} (2.4)	—	1.103×10^{14} (2.4)	—	5.231×10^{13} (2.4)	—
Co	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	1.910×10^{13} (2.6)	7.561×10^{14} (3.0)	8.872×10^{14} (3.0)	1.890×10^{14} (2.5)	2.263×10^{14} (2.5)	2.868×10^{14} (2.5)	1.690×10^{14} (2.5)
Ta	$^{181}\text{Ta}(n, \gamma)^{182}\text{Ta}$	2.556×10^{14} (3.0)	6.730×10^{15} (3.0)	—	未回収	—	3.737×10^{15} (3.0)	—
Nb	$^{93}\text{Nb}(n, n)^{93m}\text{Nb}$	測定下限以下	9.467×10^{10} (15.4)	—	9.098×10^{12} (15.4)	—	1.206×10^{11} (15.4)	—
Np	$^{237}\text{Np}(n, f)^{137}\text{Cs}$	4.064×10^{11} (2.4)	5.845×10^{12} (2.5)	—	1.342×10^{15} (2.7)	—	2.385×10^{13} (2.5)	—
Th	$^{232}\text{Th}(n, f)^{137}\text{Cs}$	9.342×10^4 (3.2)	1.244×10^{13} (2.5)	—	8.038×10^{13} (2.5)	—	2.276×10^{12} (1.8)	—
NU	$^{238}\text{U}(n, f)^{137}\text{Cs}$	2.848×10^{10} (3.5)	1.079×10^{13} (3.9)	—	2.245×10^{14} (4.1)	—	2.911×10^{12} (3.9)	—
	$^{235}\text{U}(n, f)^{137}\text{Cs}$	2.389×10^{13} (3.5)	2.702×10^{15} (3.9)	—	5.529×10^{15} (4.1)	—	9.644×10^{14} (3.9)	—
DU	$^{238}\text{U}(n, f)^{137}\text{Cs}$	2.849×10^{10} (3.9)	1.079×10^{13} (3.9)	—	2.245×10^{14} (4.1)	—	2.908×10^{12} (3.5)	—
	$^{235}\text{U}(n, f)^{137}\text{Cs}$	2.392×10^{13} (3.9)	2.702×10^{15} (3.9)	—	5.529×10^{15} (4.1)	—	9.634×10^{14} (3.6)	—

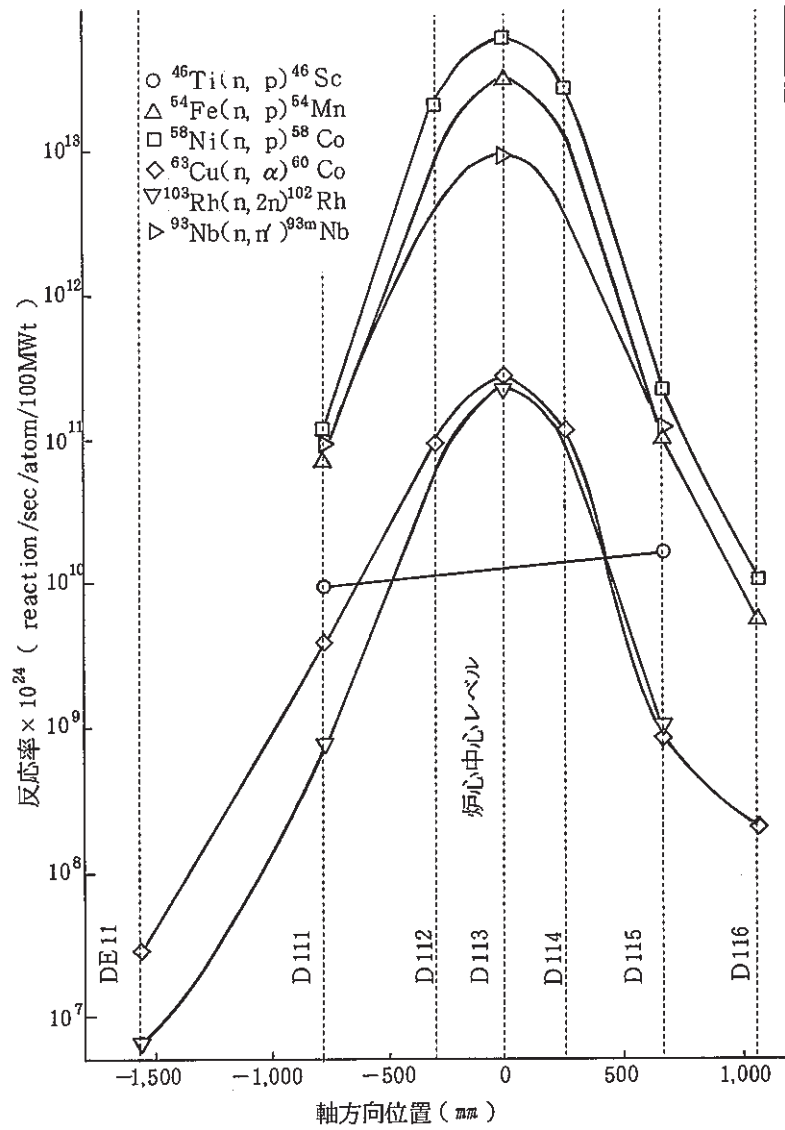


図1 反応率の軸方向分布

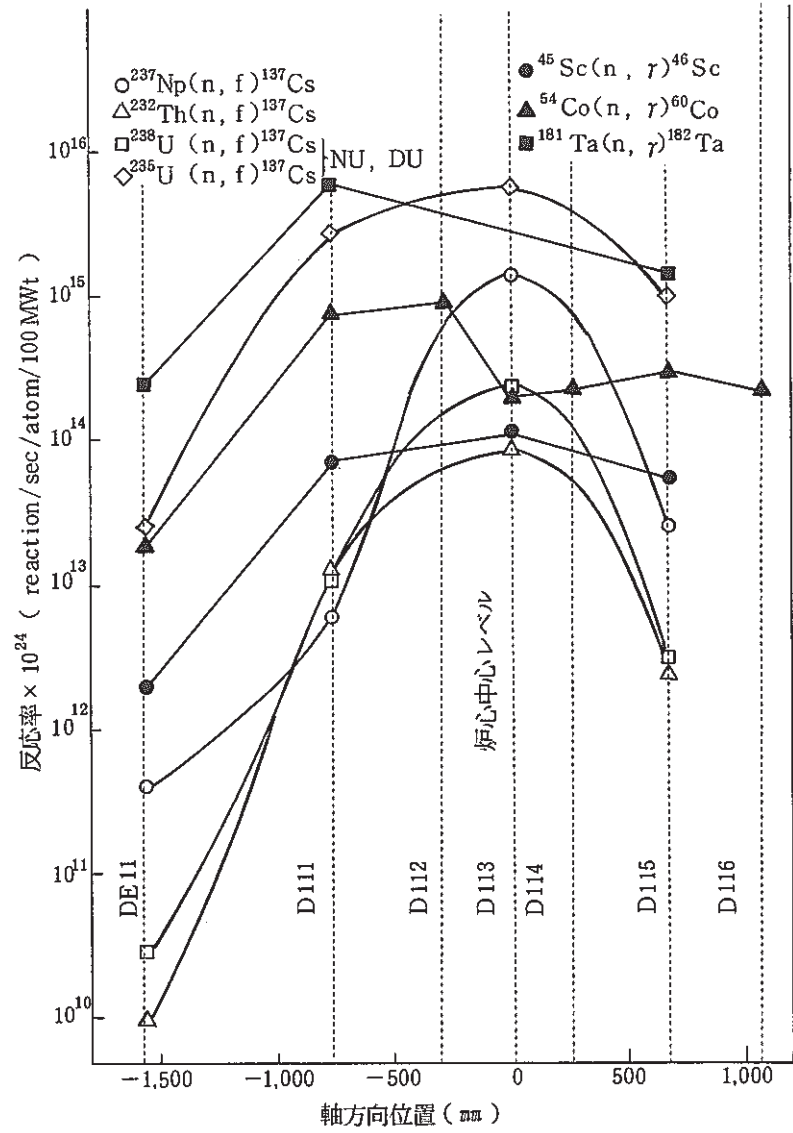


図2 反応率の軸方向分布

9.2 ATRフラックスモニターの放射化量

報告者：飯島，山縣（計測Gr.）

1. 概要

本社ATR部門の依頼により、「ふげん」発電所において照射されたフラックスモニターの放射化量を測定した。

今回のフラックスモニターは、ATR「ふげん」発電所による実証炉用R&D圧力管材の照射試験に使用されるものである。このフラックスモニターの中性子照射量を評価するため、照射終了時の放射化量を測定した。

2. 方法

測定は、「常陽」のドシメトリーシステムにより、フラックスモニターの γ 線スペクトル

計測を行った後、 γ 線解析コード“BOB75”により、 γ 線スペクトルの解析を行い、照射終了時（1985年7月3日9時00分）の放射化量を測定した。

3. 結果

今回のフラックスモニターの放射化量の測定結果を表1に示す。

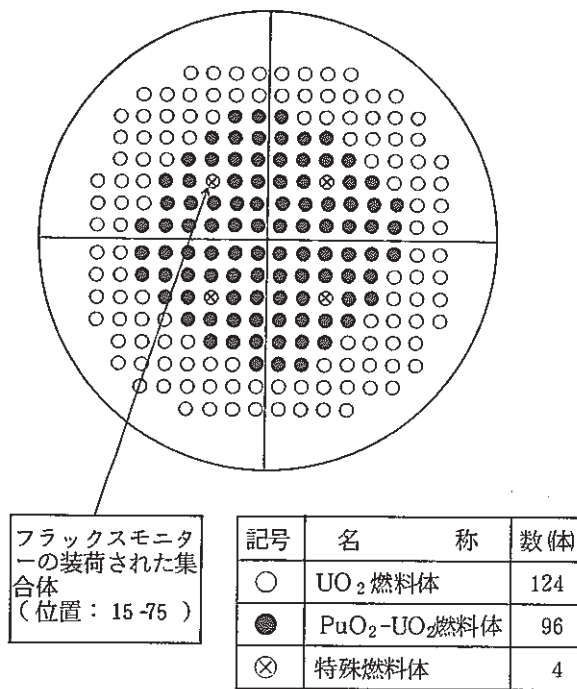


図1 「ふげん」炉心配置

表1 フラックスモニターの反応率測定結果

キャプセル No.	モニター装荷位置 (mm)	モニター No.	モニター種類	反応	放射化量* (Bq/g) (1σ%)
70 E	3,073	87 C	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	3.706×10^7 (2.6)
		92 F	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{52}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	1.128×10^9 (6.3) 1.461×10^9 (10.4)
	2,840	131	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	4.176×10^7 (2.6)
		231	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	1.215×10^9 (6.4) 1.953×10^9 (8.8)
70 F	2,683	84 C	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	1.481×10^7 (2.7)
		84 F	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	1.007×10^9 (6.6) 1.663×10^9 (8.5)
	2,450	125	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	1.505×10^7 (2.7)
		225	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	8.869×10^8 (5.7) 1.549×10^9 (8.0)
70 G	1,513	85 C	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	1.446×10^7 (2.6)
		82 F	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	9.797×10^8 (8.6) 1.669×10^9 (10.6)
	1,280	127	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	1.435×10^7 (2.7)
		227	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	8.927×10^8 (6.3) 1.480×10^9 (8.5)
70 I	1,123	58 C	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	1.393×10^7 (2.6)
		58 F	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	8.441×10^8 (6.3) 1.410×10^9 (8.5)
	890	102	Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	1.317×10^7 (2.6)
		202	Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	8.856×10^8 (6.3) 1.654×10^9 (8.3)

* : 照射終了時 (1985年7月3日9時00分) の放射化量である。

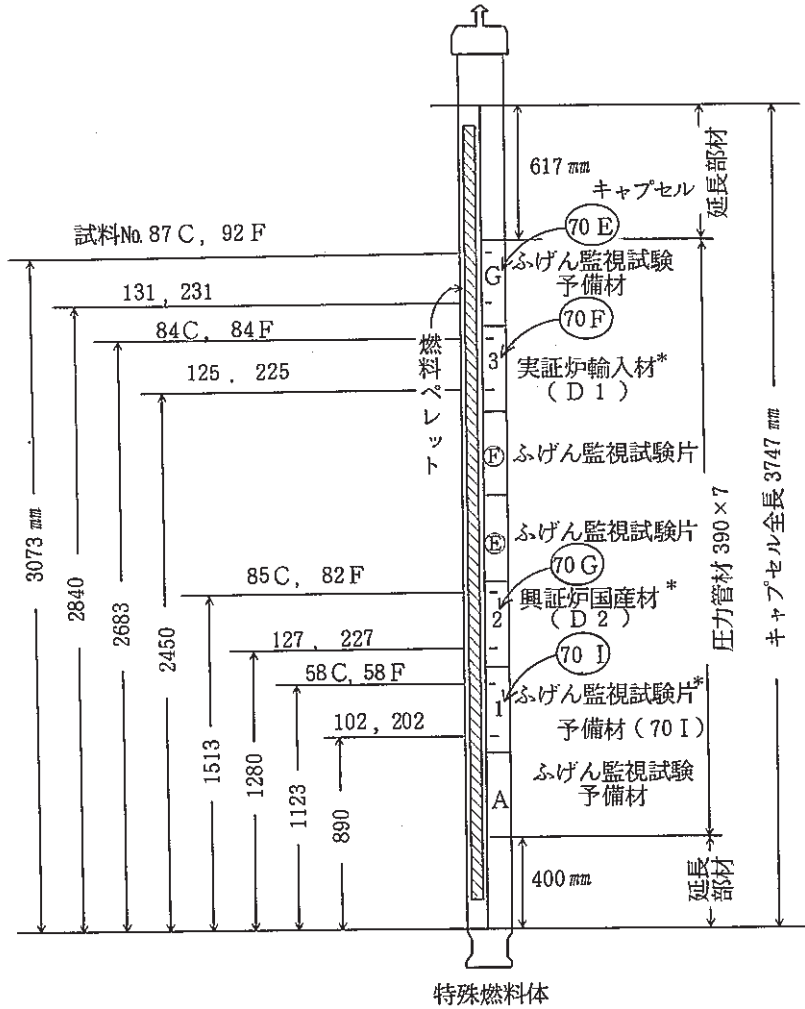


図2 フラックスモニター装荷位置

9.3 SMIR-3 ドシメータの反応率測定結果

報告者：飯島，山縣（計測 Gr.）

1. 概要

「常陽」MK-II 炉心において照射された，SMIR-3（構造材料照射用反射体）の中性子照射量を評価するため，SMIR-3 に装荷したドシメータの反応率を測定した。

2. 条件

(1) SMIR-3 の照射期間及び積算熱出力

MK-II 炉心・第1サイクル～第6サイクル

1983年8月10日～1985年1月12日

積算熱出力：26,464 MWD

(2) SMIR-3 の装荷されていた炉心アドレス：7F7

(3) ドシメータの種類

Fe, Ni, Cu, Co-Al, Ta-Al, Nb-foil, Rh, Ti, Sc, ⁶⁰Co, ⁵⁹Fe, ⁶³Ni, ⁶⁴Cu, ⁶⁵Zn, ⁶⁶Zn, ⁶⁷Zn, ⁶⁸Zn, ⁶⁹Zn, ⁷⁰Zn, ⁷¹Zn, ⁷²Zn, ⁷³Zn, ⁷⁴Zn, ⁷⁵Zn, ⁷⁶Zn, ⁷⁷Zn, ⁷⁸Zn, ⁷⁹Zn, ⁸⁰Zn, ⁸¹Zn, ⁸²Zn, ⁸³Zn, ⁸⁴Zn, ⁸⁵Zn, ⁸⁶Zn, ⁸⁷Zn, ⁸⁸Zn, ⁸⁹Zn, ⁹⁰Zn, ⁹¹Zn, ⁹²Zn, ⁹³Zn, ⁹⁴Zn, ⁹⁵Zn, ⁹⁶Zn, ⁹⁷Zn, ⁹⁸Zn, ⁹⁹Zn, ¹⁰⁰Zn, ¹⁰¹Zn, ¹⁰²Zn, ¹⁰³Zn, ¹⁰⁴Zn, ¹⁰⁵Zn, ¹⁰⁶Zn, ¹⁰⁷Zn, ¹⁰⁸Zn, ¹⁰⁹Zn, ¹¹⁰Zn, ¹¹¹Zn, ¹¹²Zn, ¹¹³Zn, ¹¹⁴Zn, ¹¹⁵Zn, ¹¹⁶Zn, ¹¹⁷Zn, ¹¹⁸Zn, ¹¹⁹Zn, ¹²⁰Zn, ¹²¹Zn, ¹²²Zn, ¹²³Zn, ¹²⁴Zn, ¹²⁵Zn, ¹²⁶Zn, ¹²⁷Zn, ¹²⁸Zn, ¹²⁹Zn, ¹³⁰Zn, ¹³¹Zn, ¹³²Zn, ¹³³Zn, ¹³⁴Zn, ¹³⁵Zn, ¹³⁶Zn, ¹³⁷Zn, ¹³⁸Zn, ¹³⁹Zn, ¹⁴⁰Zn, ¹⁴¹Zn, ¹⁴²Zn, ¹⁴³Zn, ¹⁴⁴Zn, ¹⁴⁵Zn, ¹⁴⁶Zn, ¹⁴⁷Zn, ¹⁴⁸Zn, ¹⁴⁹Zn, ¹⁵⁰Zn, ¹⁵¹Zn, ¹⁵²Zn, ¹⁵³Zn, ¹⁵⁴Zn, ¹⁵⁵Zn, ¹⁵⁶Zn, ¹⁵⁷Zn, ¹⁵⁸Zn, ¹⁵⁹Zn, ¹⁶⁰Zn, ¹⁶¹Zn, ¹⁶²Zn, ¹⁶³Zn, ¹⁶⁴Zn, ¹⁶⁵Zn, ¹⁶⁶Zn, ¹⁶⁷Zn, ¹⁶⁸Zn, ¹⁶⁹Zn, ¹⁷⁰Zn, ¹⁷¹Zn, ¹⁷²Zn, ¹⁷³Zn, ¹⁷⁴Zn, ¹⁷⁵Zn, ¹⁷⁶Zn, ¹⁷⁷Zn, ¹⁷⁸Zn, ¹⁷⁹Zn, ¹⁸⁰Zn, ¹⁸¹Zn, ¹⁸²Zn, ¹⁸³Zn, ¹⁸⁴Zn, ¹⁸⁵Zn, ¹⁸⁶Zn, ¹⁸⁷Zn, ¹⁸⁸Zn, ¹⁸⁹Zn, ¹⁹⁰Zn, ¹⁹¹Zn, ¹⁹²Zn, ¹⁹³Zn, ¹⁹⁴Zn, ¹⁹⁵Zn, ¹⁹⁶Zn, ¹⁹⁷Zn, ¹⁹⁸Zn, ¹⁹⁹Zn, ²⁰⁰Zn, ²⁰¹Zn, ²⁰²Zn, ²⁰³Zn, ²⁰⁴Zn, ²⁰⁵Zn, ²⁰⁶Zn, ²⁰⁷Zn, ²⁰⁸Zn, ²⁰⁹Zn, ²¹⁰Zn, ²¹¹Zn, ²¹²Zn, ²¹³Zn, ²¹⁴Zn, ²¹⁵Zn, ²¹⁶Zn, ²¹⁷Zn, ²¹⁸Zn, ²¹⁹Zn, ²²⁰Zn, ²²¹Zn, ²²²Zn, ²²³Zn, ²²⁴Zn, ²²⁵Zn, ²²⁶Zn, ²²⁷Zn, ²²⁸Zn, ²²⁹Zn, ²³⁰Zn, ²³¹Zn, ²³²Zn, ²³³Zn, ²³⁴Zn, ²³⁵Zn, ²³⁶Zn, ²³⁷Zn, ²³⁸Zn, ²³⁹Zn, ²⁴⁰Zn, ²⁴¹Zn, ²⁴²Zn, ²⁴³Zn, ²⁴⁴Zn, ²⁴⁵Zn, ²⁴⁶Zn, ²⁴⁷Zn, ²⁴⁸Zn, ²⁴⁹Zn, ²⁵⁰Zn, ²⁵¹Zn, ²⁵²Zn, ²⁵³Zn, ²⁵⁴Zn, ²⁵⁵Zn, ²⁵⁶Zn, ²⁵⁷Zn, ²⁵⁸Zn, ²⁵⁹Zn, ²⁶⁰Zn, ²⁶¹Zn, ²⁶²Zn, ²⁶³Zn, ²⁶⁴Zn, ²⁶⁵Zn, ²⁶⁶Zn, ²⁶⁷Zn, ²⁶⁸Zn, ²⁶⁹Zn, ²⁷⁰Zn, ²⁷¹Zn, ²⁷²Zn, ²⁷³Zn, ²⁷⁴Zn, ²⁷⁵Zn, ²⁷⁶Zn, ²⁷⁷Zn, ²⁷⁸Zn, ²⁷⁹Zn, ²⁸⁰Zn, ²⁸¹Zn, ²⁸²Zn, ²⁸³Zn, ²⁸⁴Zn, ²⁸⁵Zn, ²⁸⁶Zn, ²⁸⁷Zn, ²⁸⁸Zn, ²⁸⁹Zn, ²⁹⁰Zn, ²⁹¹Zn, ²⁹²Zn, ²⁹³Zn, ²⁹⁴Zn, ²⁹⁵Zn, ²⁹⁶Zn, ²⁹⁷Zn, ²⁹⁸Zn, ²⁹⁹Zn, ³⁰⁰Zn, ³⁰¹Zn, ³⁰²Zn, ³⁰³Zn, ³⁰⁴Zn, ³⁰⁵Zn, ³⁰⁶Zn, ³⁰⁷Zn, ³⁰⁸Zn, ³⁰⁹Zn, ³¹⁰Zn, ³¹¹Zn, ³¹²Zn, ³¹³Zn, ³¹⁴Zn, ³¹⁵Zn, ³¹⁶Zn, ³¹⁷Zn, ³¹⁸Zn, ³¹⁹Zn, ³²⁰Zn, ³²¹Zn, ³²²Zn, ³²³Zn, ³²⁴Zn, ³²⁵Zn, ³²⁶Zn, ³²⁷Zn, ³²⁸Zn, ³²⁹Zn, ³³⁰Zn, ³³¹Zn, ³³²Zn, ³³³Zn, ³³⁴Zn, ³³⁵Zn, ³³⁶Zn, ³³⁷Zn, ³³⁸Zn, ³³⁹Zn, ³⁴⁰Zn, ³⁴¹Zn, ³⁴²Zn, ³⁴³Zn, ³⁴⁴Zn, ³⁴⁵Zn, ³⁴⁶Zn, ³⁴⁷Zn, ³⁴⁸Zn, ³⁴⁹Zn, ³⁵⁰Zn, ³⁵¹Zn, ³⁵²Zn, ³⁵³Zn, ³⁵⁴Zn, ³⁵⁵Zn, ³⁵⁶Zn, ³⁵⁷Zn, ³⁵⁸Zn, ³⁵⁹Zn, ³⁶⁰Zn, ³⁶¹Zn, ³⁶²Zn, ³⁶³Zn, ³⁶⁴Zn, ³⁶⁵Zn, ³⁶⁶Zn, ³⁶⁷Zn, ³⁶⁸Zn, ³⁶⁹Zn, ³⁷⁰Zn, ³⁷¹Zn, ³⁷²Zn, ³⁷³Zn, ³⁷⁴Zn, ³⁷⁵Zn, ³⁷⁶Zn, ³⁷⁷Zn, ³⁷⁸Zn, ³⁷⁹Zn, ³⁸⁰Zn, ³⁸¹Zn, ³⁸²Zn, ³⁸³Zn, ³⁸⁴Zn, ³⁸⁵Zn, ³⁸⁶Zn, ³⁸⁷Zn, ³⁸⁸Zn, ³⁸⁹Zn, ³⁹⁰Zn, ³⁹¹Zn, ³⁹²Zn, ³⁹³Zn, ³⁹⁴Zn, ³⁹⁵Zn, ³⁹⁶Zn, ³⁹⁷Zn, ³⁹⁸Zn, ³⁹⁹Zn, ⁴⁰⁰Zn, ⁴⁰¹Zn, ⁴⁰²Zn, ⁴⁰³Zn, ⁴⁰⁴Zn, ⁴⁰⁵Zn, ⁴⁰⁶Zn, ⁴⁰⁷Zn, ⁴⁰⁸Zn, ⁴⁰⁹Zn, ⁴¹⁰Zn, ⁴¹¹Zn, ⁴¹²Zn, ⁴¹³Zn, ⁴¹⁴Zn, ⁴¹⁵Zn, ⁴¹⁶Zn, ⁴¹⁷Zn, ⁴¹⁸Zn, ⁴¹⁹Zn, ⁴²⁰Zn, ⁴²¹Zn, ⁴²²Zn, ⁴²³Zn, ⁴²⁴Zn, ⁴²⁵Zn, ⁴²⁶Zn, ⁴²⁷Zn, ⁴²⁸Zn, ⁴²⁹Zn, ⁴³⁰Zn, ⁴³¹Zn, ⁴³²Zn, ⁴³³Zn, ⁴³⁴Zn, ⁴³⁵Zn, ⁴³⁶Zn, ⁴³⁷Zn, ⁴³⁸Zn, ⁴³⁹Zn, ⁴⁴⁰Zn, ⁴⁴¹Zn, ⁴⁴²Zn, ⁴⁴³Zn, ⁴⁴⁴Zn, ⁴⁴⁵Zn, ⁴⁴⁶Zn, ⁴⁴⁷Zn, ⁴⁴⁸Zn, ⁴⁴⁹Zn, ⁴⁵⁰Zn, ⁴⁵¹Zn, ⁴⁵²Zn, ⁴⁵³Zn, ⁴⁵⁴Zn, ⁴⁵⁵Zn, ⁴⁵⁶Zn, ⁴⁵⁷Zn, ⁴⁵⁸Zn, ⁴⁵⁹Zn, ⁴⁶⁰Zn, ⁴⁶¹Zn, ⁴⁶²Zn, ⁴⁶³Zn, ⁴⁶⁴Zn, ⁴⁶⁵Zn, ⁴⁶⁶Zn, ⁴⁶⁷Zn, ⁴⁶⁸Zn, ⁴⁶⁹Zn, ⁴⁷⁰Zn, ⁴⁷¹Zn, ⁴⁷²Zn, ⁴⁷³Zn, ⁴⁷⁴Zn, ⁴⁷⁵Zn, ⁴⁷⁶Zn, ⁴⁷⁷Zn, ⁴⁷⁸Zn, ⁴⁷⁹Zn, ⁴⁸⁰Zn, ⁴⁸¹Zn, ⁴⁸²Zn, ⁴⁸³Zn, ⁴⁸⁴Zn, ⁴⁸⁵Zn, ⁴⁸⁶Zn, ⁴⁸⁷Zn, ⁴⁸⁸Zn, ⁴⁸⁹Zn, ⁴⁹⁰Zn, ⁴⁹¹Zn, ⁴⁹²Zn, ⁴⁹³Zn, ⁴⁹⁴Zn, ⁴⁹⁵Zn, ⁴⁹⁶Zn, ⁴⁹⁷Zn, ⁴⁹⁸Zn, ⁴⁹⁹Zn, ⁵⁰⁰Zn, ⁵⁰¹Zn, ⁵⁰²Zn, ⁵⁰³Zn, ⁵⁰⁴Zn, ⁵⁰⁵Zn, ⁵⁰⁶Zn, ⁵⁰⁷Zn, ⁵⁰⁸Zn, ⁵⁰⁹Zn, ⁵¹⁰Zn, ⁵¹¹Zn, ⁵¹²Zn, ⁵¹³Zn, ⁵¹⁴Zn, ⁵¹⁵Zn, ⁵¹⁶Zn, ⁵¹⁷Zn, ⁵¹⁸Zn, ⁵¹⁹Zn, ⁵²⁰Zn, ⁵²¹Zn, ⁵²²Zn, ⁵²³Zn, ⁵²⁴Zn, ⁵²⁵Zn, ⁵²⁶Zn, ⁵²⁷Zn, ⁵²⁸Zn, ⁵²⁹Zn, ⁵³⁰Zn, ⁵³¹Zn, ⁵³²Zn, ⁵³³Zn, ⁵³⁴Zn, ⁵³⁵Zn, ⁵³⁶Zn, ⁵³⁷Zn, ⁵³⁸Zn, ⁵³⁹Zn, ⁵⁴⁰Zn, ⁵⁴¹Zn, ⁵⁴²Zn, ⁵⁴³Zn, ⁵⁴⁴Zn, ⁵⁴⁵Zn, ⁵⁴⁶Zn, ⁵⁴⁷Zn, ⁵⁴⁸Zn, ⁵⁴⁹Zn, ⁵⁵⁰Zn, ⁵⁵¹Zn, ⁵⁵²Zn, ⁵⁵³Zn, ⁵⁵⁴Zn, ⁵⁵⁵Zn, ⁵⁵⁶Zn, ⁵⁵⁷Zn, ⁵⁵⁸Zn, ⁵⁵⁹Zn, ⁵⁶⁰Zn, ⁵⁶¹Zn, ⁵⁶²Zn, ⁵⁶³Zn, ⁵⁶⁴Zn, ⁵⁶⁵Zn, ⁵⁶⁶Zn, ⁵⁶⁷Zn, ⁵⁶⁸Zn, ⁵⁶⁹Zn, ⁵⁷⁰Zn, ⁵⁷¹Zn, ⁵⁷²Zn, ⁵⁷³Zn, ⁵⁷⁴Zn, ⁵⁷⁵Zn, ⁵⁷⁶Zn, ⁵⁷⁷Zn, ⁵⁷⁸Zn, ⁵⁷⁹Zn, ⁵⁸⁰Zn, ⁵⁸¹Zn, ⁵⁸²Zn, ⁵⁸³Zn, ⁵⁸⁴Zn, ⁵⁸⁵Zn, ⁵⁸⁶Zn, ⁵⁸⁷Zn, ⁵⁸⁸Zn, ⁵⁸⁹Zn, ⁵⁹⁰Zn, ⁵⁹¹Zn, ⁵⁹²Zn, ⁵⁹³Zn, ⁵⁹⁴Zn, ⁵⁹⁵Zn, ⁵⁹⁶Zn, ⁵⁹⁷Zn, ⁵⁹⁸Zn, ⁵⁹⁹Zn, ⁶⁰⁰Zn, ⁶⁰¹Zn, ⁶⁰²Zn, ⁶⁰³Zn, ⁶⁰⁴Zn, ⁶⁰⁵Zn, ⁶⁰⁶Zn, ⁶⁰⁷Zn, ⁶⁰⁸Zn, ⁶⁰⁹Zn, ⁶¹⁰Zn, ⁶¹¹Zn, ⁶¹²Zn, ⁶¹³Zn, ⁶¹⁴Zn, ⁶¹⁵Zn, ⁶¹⁶Zn, ⁶¹⁷Zn, ⁶¹⁸Zn, ⁶¹⁹Zn, ⁶²⁰Zn, ⁶²¹Zn, ⁶²²Zn, ⁶²³Zn, ⁶²⁴Zn, ⁶²⁵Zn, ⁶²⁶Zn, ⁶²⁷Zn, ⁶²⁸Zn, ⁶²⁹Zn, ⁶³⁰Zn, ⁶³¹Zn, ⁶³²Zn, ⁶³³Zn, ⁶³⁴Zn, ⁶³⁵Zn, ⁶³⁶Zn, ⁶³⁷Zn, ⁶³⁸Zn, ⁶³⁹Zn, ⁶⁴⁰Zn, ⁶⁴¹Zn, ⁶⁴²Zn, ⁶⁴³Zn, ⁶⁴⁴Zn, ⁶⁴⁵Zn, ⁶⁴⁶Zn, ⁶⁴⁷Zn, ⁶⁴⁸Zn, ⁶⁴⁹Zn, ⁶⁵⁰Zn, ⁶⁵¹Zn, ⁶⁵²Zn, ⁶⁵³Zn, ⁶⁵⁴Zn, ⁶⁵⁵Zn, ⁶⁵⁶Zn, ⁶⁵⁷Zn, ⁶⁵⁸Zn, ⁶⁵⁹Zn, ⁶⁶⁰Zn, ⁶⁶¹Zn, ⁶⁶²Zn, ⁶⁶³Zn, ⁶⁶⁴Zn, ⁶⁶⁵Zn, ⁶⁶⁶Zn, ⁶⁶⁷Zn, ⁶⁶⁸Zn, ⁶⁶⁹Zn, ⁶⁷⁰Zn, ⁶⁷¹Zn, ⁶⁷²Zn, ⁶⁷³Zn, ⁶⁷⁴Zn, ⁶⁷⁵Zn, ⁶⁷⁶Zn, ⁶⁷⁷Zn, ⁶⁷⁸Zn, ⁶⁷⁹Zn, ⁶⁸⁰Zn, ⁶⁸¹Zn, ⁶⁸²Zn, ⁶⁸³Zn, ⁶⁸⁴Zn, ⁶⁸⁵Zn, ⁶⁸⁶Zn, ⁶⁸⁷Zn, ⁶⁸⁸Zn, ⁶⁸⁹Zn, ⁶⁹⁰Zn, ⁶⁹¹Zn, ⁶⁹²Zn, ⁶⁹³Zn, ⁶⁹⁴Zn, ⁶⁹⁵Zn, ⁶⁹⁶Zn, ⁶⁹⁷Zn, ⁶⁹⁸Zn, ⁶⁹⁹Zn, ⁷⁰⁰Zn, ⁷⁰¹Zn, ⁷⁰²Zn, ⁷⁰³Zn, ⁷⁰⁴Zn, ⁷⁰⁵Zn, ⁷⁰⁶Zn, ⁷⁰⁷Zn, ⁷⁰⁸Zn, ⁷⁰⁹Zn, ⁷¹⁰Zn, ⁷¹¹Zn, ⁷¹²Zn, ⁷¹³Zn, ⁷¹⁴Zn, ⁷¹⁵Zn, ⁷¹⁶Zn, ⁷¹⁷Zn, ⁷¹⁸Zn, ⁷¹⁹Zn, ⁷²⁰Zn, ⁷²¹Zn, ⁷²²Zn, ⁷²³Zn, ⁷²⁴Zn, ⁷²⁵Zn, ⁷²⁶Zn, ⁷²⁷Zn, ⁷²⁸Zn, ⁷²⁹Zn, ⁷³⁰Zn, ⁷³¹Zn, ⁷³²Zn, ⁷³³Zn, ⁷³⁴Zn, ⁷³⁵Zn, ⁷³⁶Zn, ⁷³⁷Zn, ⁷³⁸Zn, ⁷³⁹Zn, ⁷⁴⁰Zn, ⁷⁴¹Zn, ⁷⁴²Zn, ⁷⁴³Zn, ⁷⁴⁴Zn, ⁷⁴⁵Zn, ⁷⁴⁶Zn, ⁷⁴⁷Zn, ⁷⁴⁸Zn, ⁷⁴⁹Zn, ⁷⁵⁰Zn, ⁷⁵¹Zn, ⁷⁵²Zn, ⁷⁵³Zn, ⁷⁵⁴Zn, ⁷⁵⁵Zn, ⁷⁵⁶Zn, ⁷⁵⁷Zn, ⁷⁵⁸Zn, ⁷⁵⁹Zn, ⁷⁶⁰Zn, ⁷⁶¹Zn, ⁷⁶²Zn, ⁷⁶³Zn, ⁷⁶⁴Zn, ⁷⁶⁵Zn, ⁷⁶⁶Zn, ⁷⁶⁷Zn, ⁷⁶⁸Zn, ⁷⁶⁹Zn, ⁷⁷⁰Zn, ⁷⁷¹Zn, ⁷⁷²Zn, ⁷⁷³Zn, ⁷⁷⁴Zn, ⁷⁷⁵Zn, ⁷⁷⁶Zn, ⁷⁷⁷Zn, ⁷⁷⁸Zn, ⁷⁷⁹Zn, ⁷⁸⁰Zn, ⁷⁸¹Zn, ⁷⁸²Zn, ⁷⁸³Zn, ⁷⁸⁴Zn, ⁷⁸⁵Zn, ⁷⁸⁶Zn, ⁷⁸⁷Zn, ⁷⁸⁸Zn, ⁷⁸⁹Zn, ⁷⁹⁰Zn, ⁷⁹¹Zn, ⁷⁹²Zn, ⁷⁹³Zn, ⁷⁹⁴Zn, ⁷⁹⁵Zn, ⁷⁹⁶Zn, ⁷⁹⁷Zn, ⁷⁹⁸Zn, ⁷⁹⁹Zn, ⁸⁰⁰Zn, ⁸⁰¹Zn, ⁸⁰²Zn, ⁸⁰³Zn, ⁸⁰⁴Zn, ⁸⁰⁵Zn, ⁸⁰⁶Zn, ⁸⁰⁷Zn, ⁸⁰⁸Zn, ⁸⁰⁹Zn, ⁸¹⁰Zn, ⁸¹¹Zn, ⁸¹²Zn, ⁸¹³Zn, ⁸¹⁴Zn, ⁸¹⁵Zn, ⁸¹⁶Zn, ⁸¹⁷Zn, ⁸¹⁸Zn, ⁸¹⁹Zn, ⁸²⁰Zn, ⁸²¹Zn, ⁸²²Zn, ⁸²³Zn, ⁸²⁴Zn, ⁸²⁵Zn, ⁸²⁶Zn, ⁸²⁷Zn, ⁸²⁸Zn, ⁸²⁹Zn, ⁸³⁰Zn, ⁸³¹Zn, ⁸³²Zn, ⁸³³Zn, ⁸³⁴Zn, ⁸³⁵Zn, ⁸³⁶Zn, ⁸³⁷Zn, ⁸³⁸Zn, ⁸³⁹Zn, ⁸⁴⁰Zn, ⁸⁴¹Zn, ⁸⁴²Zn, ⁸⁴³Zn, ⁸⁴⁴Zn, ⁸⁴⁵Zn, ⁸⁴⁶Zn, ⁸⁴⁷Zn, ⁸⁴⁸Zn, ⁸⁴⁹Zn, ⁸⁵⁰Zn, ⁸⁵¹Zn, ⁸⁵²Zn, ⁸⁵³Zn, ⁸⁵⁴Zn, ⁸⁵⁵Zn, ⁸⁵⁶Zn, ⁸⁵⁷Zn, ⁸⁵⁸Zn, ⁸⁵⁹Zn, ⁸⁶⁰Zn, ⁸⁶¹Zn, ⁸⁶²Zn, ⁸⁶³Zn, ⁸⁶⁴Zn, ⁸⁶⁵Zn, ⁸⁶⁶Zn, ⁸⁶⁷Zn, ⁸⁶⁸Zn, ⁸⁶⁹Zn, ⁸⁷⁰Zn, ⁸⁷¹Zn, ⁸⁷²Zn, ⁸⁷³Zn, ⁸⁷⁴Zn, ⁸⁷⁵Zn, ⁸⁷⁶Zn, ⁸⁷⁷Zn, ⁸⁷⁸Zn, ⁸⁷⁹Zn, ⁸⁸⁰Zn, ⁸⁸¹Zn, ⁸⁸²Zn, ⁸⁸³Zn, ⁸⁸⁴Zn, ⁸⁸⁵Zn, ⁸⁸⁶Zn, ⁸⁸⁷Zn, ⁸⁸⁸Zn, ⁸⁸⁹Zn, ⁸⁹⁰Zn, ⁸⁹¹Zn, ⁸⁹²Zn, ⁸⁹³Zn, ⁸⁹⁴Zn, ⁸⁹⁵Zn, ⁸⁹⁶Zn, ⁸⁹⁷Zn, ⁸⁹⁸Zn, ⁸⁹⁹Zn, ⁹⁰⁰Zn, ⁹⁰¹Zn, ⁹⁰²Zn, ⁹⁰³Zn, ⁹⁰⁴Zn, ⁹⁰⁵Zn, ⁹⁰⁶Zn, ⁹⁰⁷Zn, ⁹⁰⁸Zn, ⁹⁰⁹Zn, ⁹¹⁰Zn, ⁹¹¹Zn, ⁹¹²Zn, ⁹¹³Zn, ⁹¹⁴Zn, ⁹¹⁵Zn, ⁹¹⁶Zn, ⁹¹⁷Zn, ⁹¹⁸Zn, ⁹¹⁹Zn, ⁹²⁰Zn, ⁹²¹Zn, ⁹²²Zn, ⁹²³Zn, ⁹²⁴Zn, ⁹²⁵Zn, ⁹²⁶Zn, ⁹²⁷Zn, ⁹²⁸Zn, ⁹²⁹Zn, ⁹³⁰Zn, ⁹³¹Zn, ⁹³²Zn, ⁹³³Zn, ⁹³⁴Zn, ⁹³⁵Zn, ⁹³⁶Zn, ⁹³⁷Zn, ⁹³⁸Zn, ⁹³⁹Zn, ⁹⁴⁰Zn, ⁹⁴¹Zn, ⁹⁴²Zn, ⁹⁴³Zn, ⁹⁴⁴Zn, ⁹⁴⁵Zn, ⁹⁴⁶Zn, ⁹⁴⁷Zn, ⁹⁴⁸Zn, ⁹⁴⁹Zn, ⁹⁵⁰Zn, ⁹⁵¹Zn, ⁹⁵²Zn, ⁹⁵³Zn, ⁹⁵⁴Zn, ⁹⁵⁵Zn, ⁹⁵⁶Zn, ⁹⁵⁷Zn, ⁹⁵⁸Zn, ⁹⁵⁹Zn, ⁹⁶⁰Zn, ⁹⁶¹Zn, ⁹⁶²Zn, ⁹⁶³Zn, ⁹⁶⁴Zn, ⁹⁶⁵Zn, ⁹⁶⁶Zn, ⁹⁶⁷Zn, ⁹⁶⁸Zn, ⁹⁶⁹Zn, ⁹⁷⁰Zn, ⁹⁷¹Zn, ⁹⁷²Zn, ⁹⁷³Zn, ⁹⁷⁴Zn, ⁹⁷⁵Zn, ⁹⁷⁶Zn, ⁹⁷⁷Zn, ⁹⁷⁸Zn, ⁹⁷⁹Zn, ⁹⁸⁰Zn, ⁹⁸¹Zn, ⁹⁸²Zn, ⁹⁸³Zn, ⁹⁸⁴Zn, ⁹⁸⁵Zn, ⁹⁸⁶Zn, ⁹⁸⁷Zn, ⁹⁸⁸Zn, ⁹⁸⁹Zn, ⁹⁹⁰Zn, ⁹⁹¹Zn, ⁹⁹²Zn, ⁹⁹³Zn, ⁹⁹⁴Zn, ⁹⁹⁵Zn, ⁹⁹⁶Zn, ⁹⁹⁷Zn, ⁹⁹⁸Zn, ⁹⁹⁹Zn, ¹⁰⁰⁰Zn, ¹⁰⁰¹Zn, ¹⁰⁰²Zn, ¹⁰⁰³Zn, ¹⁰⁰⁴Zn, ¹⁰⁰⁵Zn, ¹⁰⁰⁶Zn, ¹⁰⁰⁷Zn, ¹⁰⁰⁸Zn, ¹⁰⁰⁹Zn, ¹⁰¹⁰Zn, ¹⁰¹¹Zn, ¹⁰¹²Zn, ¹⁰¹³Zn, ¹⁰¹⁴Zn, ¹⁰¹⁵Zn, ¹⁰¹⁶Zn, ¹⁰¹⁷Zn, ¹⁰¹⁸Zn, ¹⁰¹⁹Zn, ¹⁰²⁰Zn, ¹⁰²¹Zn, ¹⁰²²Zn, ¹⁰²³Zn, ¹⁰²⁴Zn, ¹⁰²⁵Zn, ¹⁰²⁶Zn, ¹⁰²⁷Zn, ¹⁰²⁸Zn, ¹⁰²⁹Zn, ¹⁰³⁰Zn, ¹⁰³¹Zn, ¹⁰³²Zn, ¹⁰³³Zn, ¹⁰³⁴Zn, ¹⁰³⁵Zn, ¹⁰³⁶Zn, ¹⁰³⁷Zn, ¹⁰³⁸Zn, ¹⁰³⁹Zn, ¹⁰⁴⁰Zn, ¹⁰⁴¹Zn, ¹⁰⁴²Zn, ¹⁰⁴³Zn, ¹⁰⁴⁴Zn, ¹⁰⁴⁵Zn, ¹⁰⁴⁶Zn, ¹⁰⁴⁷Zn, ¹⁰⁴⁸Zn, ¹⁰⁴⁹Zn, ¹⁰⁵⁰Zn, ¹⁰⁵¹Zn, ¹⁰⁵²Zn, ¹⁰⁵³Zn, ¹⁰⁵⁴Zn, ¹⁰⁵⁵Zn, ¹⁰⁵⁶Zn, ¹⁰⁵⁷Zn, ¹⁰⁵⁸Zn, ¹⁰⁵⁹Zn, ¹⁰⁶⁰Zn, ¹⁰⁶¹Zn, ¹⁰⁶²Zn, ¹⁰⁶³Zn, ¹⁰⁶⁴Zn, ¹⁰⁶⁵Zn, ¹⁰⁶⁶Zn, ¹⁰⁶⁷Zn, ¹⁰⁶⁸Zn, ¹⁰⁶⁹Zn, ¹⁰⁷⁰Zn, ¹⁰⁷¹Zn, ¹⁰⁷²Zn, ¹⁰⁷³Zn, ¹⁰⁷⁴Zn, ¹⁰⁷⁵Zn, ¹⁰⁷⁶Zn, ¹⁰⁷⁷Zn, ¹⁰⁷⁸Zn, ¹⁰⁷⁹Zn, ¹⁰⁸⁰Zn, ¹⁰⁸¹Zn, ¹⁰⁸²Zn, ¹⁰⁸³Zn, ¹⁰⁸⁴Zn, ¹⁰⁸⁵Zn, ¹⁰⁸⁶Zn, ¹⁰⁸⁷Zn, ¹⁰⁸⁸Zn, ¹⁰⁸⁹Zn, ¹⁰⁹⁰Zn, ¹⁰⁹¹Zn, ¹⁰⁹²Zn, ¹⁰⁹³Zn, ¹⁰⁹⁴Zn, ¹⁰⁹⁵Zn, ¹⁰⁹⁶Zn, ¹⁰⁹⁷Zn, ¹⁰⁹⁸Zn, ¹⁰⁹⁹Zn, ¹¹⁰⁰Zn, ¹¹⁰¹Zn, ¹¹⁰²Zn, ¹¹⁰³Zn, ¹¹⁰⁴Zn, ¹¹⁰⁵Zn, ¹¹⁰⁶Zn, ¹¹⁰⁷Zn, ¹¹⁰⁸Zn, ¹¹⁰⁹Zn, ¹¹¹⁰Zn, ¹¹¹¹Zn, ¹¹¹²Zn, ¹¹¹³Zn, ¹¹¹⁴Zn, ¹¹¹⁵Zn, ¹¹¹⁶Zn, ¹¹¹⁷Zn, ¹¹¹⁸Zn, ¹¹¹⁹

表1 SMIR-3ドシメータの反応率測定結果

ドシメータ	反 応	反 応 率 × 10 ²⁴ [reaction/sec/atom/100Mwt]			
		DSO 33 Z = -395 mm	DSO 32 Z = 113 mm	DSO 32* Z = 113 mm	DSO 31 Z = 466 mm
Ti	⁴⁶ Ti(n, p) ⁴⁶ Sc	1.812 × 10 ¹⁰ (2.5)	1.219 × 10 ¹¹ (2.4)	1.353 × 10 ¹¹ (2.5)	3.207 × 10 ¹⁰ (2.5)
Fe	⁵⁴ Fe(n, p) ⁵⁴ Mn	1.485 × 10 ¹¹ (2.9)	1.042 × 10 ¹² (2.8)	1.091 × 10 ¹² (2.6)	2.580 × 10 ¹¹ (2.9)
Ni	⁵⁸ Ni(n, p) ⁵⁸ Co	2.369 × 10 ¹¹ (2.2)	1.718 × 10 ¹² (2.3)	1.677 × 10 ¹² (2.2)	4.385 × 10 ¹¹ (2.2)
Cu	⁶³ Cu(n, α) ⁶⁰ Co	9.210 × 10 ⁸ (2.7)	6.259 × 10 ⁹ (2.7)	6.297 × 10 ⁹ (2.7)	1.960 × 10 ⁹ (2.7)
Rh	¹⁰³ Rh(n, 2n) ¹⁰² Rh	1.446 × 10 ⁹ (2.4)	7.260 × 10 ⁹ (2.6)	— (—)	2.277 × 10 ⁹ (2.6)
Sc	⁴⁵ Sc(n, γ) ⁴⁶ Sc	— (—)	5.272 × 10 ¹³ (2.3)	— (—)	— (—)
Co	⁵⁹ Co(n, γ) ⁶⁰ Co	5.561 × 10 ¹⁴ (3.0)	8.975 × 10 ¹⁴ (3.0)	1.450 × 10 ¹⁵ (3.0)	未回収 (—)
Ta	¹⁸¹ Ta(n, γ) ¹⁸² Ta	3.573 × 10 ¹⁵ (2.6)	1.412 × 10 ¹⁶ (2.6)	未回収 (—)	5.186 × 10 ¹⁵ (2.6)
Nb	⁹³ Nb(n, n') ^{93m} Nb	1.755 × 10 ¹¹ (15.4)	8.005 × 10 ¹¹ (15.5)	未回収 (—)	2.653 × 10 ¹¹ (15.5)
EU	²³⁵ U (n, f) ¹³⁷ Cs	1.984 × 10 ¹⁵ (3.4)	3.384 × 10 ¹⁵ (3.4)	— (—)	2.989 × 10 ¹⁵ (3.4)
NU	²³⁵ U (n, f) ¹³⁷ Cs	1.984 × 10 ¹⁵ (3.4)	— (—)	— (—)	2.989 × 10 ¹⁵ (3.4)
DU	²³⁵ U (n, f) ¹³⁷ Cs	— (—)	— (—)	3.384 × 10 ¹⁵ (3.4)	— (—)

()内は、1σ%誤差である。

*は、ドシメータキャプセル・DSO 32に封入されたHEDLのドシメータ(DOE, JOYO MK-II Dosimetry Set 2)である。

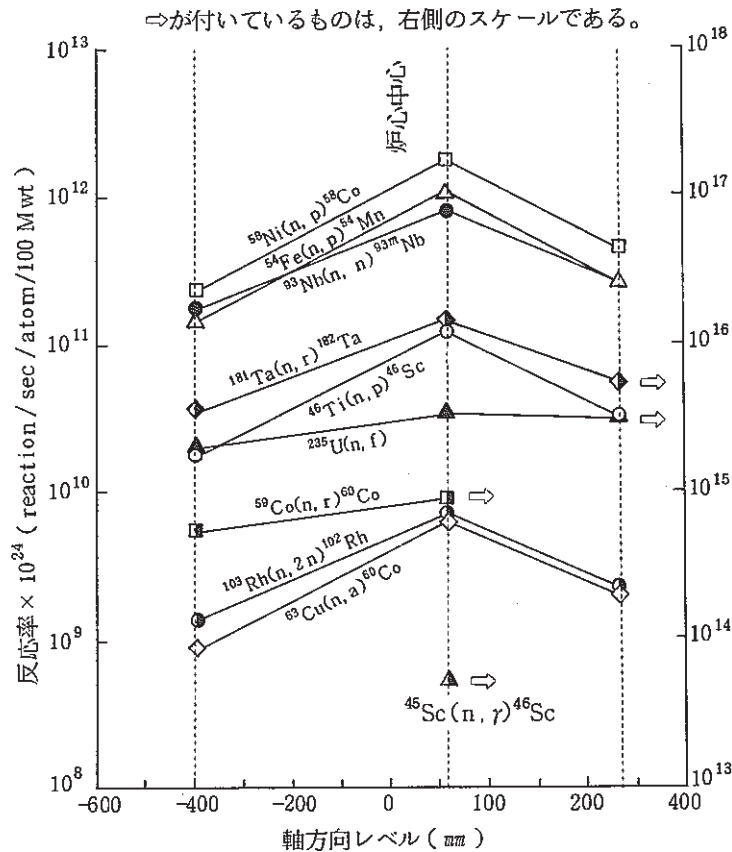


図1 反応率の軸方向分布

9.4 II-02 フラックスモニターの反応率測定結果

報告者：飯島，山縣，佐久間（計測 Gr.）

1. 概要

サーベイランス試験のため、「常陽」の燃料貯蔵ラックにおいて、照射リグ II-02 が照射された。この II-02 の中性子照射量を評価するため、II-02 に装荷されたフラックスモニターの反応率を測定した。

2. 条件

II-02 は、MK-I 炉心臨界から MK-II 炉心第 9 サイクルの期間、燃料貯蔵ラック：R-5 及び R-10 で照射された照射リグである。（図 1，図 2 参照のこと）

フラックスモニターは、Fe, Ni, Cu の 3 種類でカプセルに封入された後、照射リグの 10 箇所に装荷されていた。

3. 方法

「常陽」ドシメトリーシステムによる γ 線スペクトロコピーから得られたピーク・カウント及び検出効率、JOYDAS の炉出力履歴等を用い、反応率計算コードにより、 $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 、 $^{58}\text{Fe}(n, p)^{59}\text{Fe}$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 、 $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$ の各反応率を算出した。

4. 結果

II-02 フラックスモニターの反応率測定結果を表 1 に示す。これらの軸方向分布を図 3 に示す。

表1 II-02 フラックスモニターの反応率測定結果

キャプセル 刻 印	試験料	軸方向 位 置 (mm)	反 応 率 $\times 10^{24}$		試験料名	軸方向 位 置 (mm)	反 応 率 $\times 10^{24}$		試験料名	軸方向 位 置 (mm)	反 応 率 $\times 10^{24}$	
			$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	$^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$			$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	$^{59}\text{Ni}(n, p)^{60}\text{Co}$				
H 46	F 46T	477.0	$4.354 \times 10^9 (3.4)$	$3.618 \times 10^{12} (5.3)$	N 46T	467.0	$7.503 \times 10^9 (2.5)$	C 46T	457.0	$7.125 \times 10^8 (3.5)$		
	F 46M	454.5	$4.990 \times 10^9 (3.0)$	$3.716 \times 10^{12} (5.3)$	N 46M	449.5	$8.143 \times 10^9 (2.5)$	C 46M	444.5	$3.615 \times 10^8 (3.8)$		
	F 46B	432.0	$5.498 \times 10^9 (3.0)$	$3.693 \times 10^{12} (5.3)$	N 46B	432.0	$8.826 \times 10^9 (2.5)$	C 46B	432.0	$6.334 \times 10^8 (3.5)$		
H 47	F 47T	381.5	$9.051 \times 10^9 (3.1)$	$4.305 \times 10^{12} (5.3)$	N 47T	371.5	$1.542 \times 10^{10} (2.5)$	C 47T	361.5	$6.819 \times 10^8 (3.5)$		
	F 47M	359.0	$1.014 \times 10^{10} (3.1)$	$4.396 \times 10^{12} (5.3)$	N 47M	354.0	$1.663 \times 10^{10} (2.5)$	C 47M	349.0	$7.109 \times 10^8 (3.5)$		
	F 47B	336.5	$1.078 \times 10^{10} (5.3)$	$4.399 \times 10^{12} (5.3)$	N 47B	336.5	$1.772 \times 10^{10} (2.5)$	C 47B	336.5	$7.378 \times 10^8 (3.5)$		
H 48	F 48T	286.0	$1.710 \times 10^{10} (3.0)$	$4.894 \times 10^{12} (5.3)$	N 48T	276.0	$2.980 \times 10^{10} (2.4)$	C 48T	266.0	$1.252 \times 10^9 (3.3)$		
	F 48M	263.5	$1.961 \times 10^{10} (3.0)$	$5.012 \times 10^{12} (5.3)$	N 48M	258.5	$3.224 \times 10^{10} (2.5)$	C 48M	253.5	$1.257 \times 10^9 (3.4)$		
	F 48B	241.0	$2.011 \times 10^{10} (3.0)$	$4.929 \times 10^{12} (5.8)$	N 48B	241.0	$3.343 \times 10^{10} (2.4)$	C 48B	241.0	$1.286 \times 10^9 (3.3)$		
H 49	F 49T	165.5	$3.548 \times 10^{10} (3.0)$	$5.629 \times 10^{12} (5.3)$	N 49T	155.5	$6.098 \times 10^{10} (3.1)$	C 49T	145.5	$2.828 \times 10^9 (3.3)$		
	F 49M	143.0	$3.815 \times 10^{10} (3.0)$	$5.659 \times 10^{12} (5.3)$	N 49M	138.0	$6.383 \times 10^{10} (2.4)$	C 49M	133.0	$2.764 \times 10^9 (3.3)$		
	F 49B	120.5	$3.912 \times 10^{10} (3.0)$	$5.657 \times 10^{12} (5.3)$	N 49B	120.5	$6.555 \times 10^{10} (2.5)$	C 49B	120.5	$3.008 \times 10^9 (3.3)$		
H 50	F 50T	60.0	$4.610 \times 10^{10} (3.0)$	$6.010 \times 10^{12} (5.3)$	N 50T	50.0	$7.779 \times 10^{10} (2.7)$	C 50T	40.0	$3.036 \times 10^9 (3.3)$		
	F 50M	37.5	$4.774 \times 10^{10} (3.0)$	$6.023 \times 10^{12} (5.4)$	N 50M	32.5	$7.926 \times 10^{10} (2.4)$	C 50M	27.5	$2.964 \times 10^9 (3.3)$		
	F 50B	15.0	$4.617 \times 10^{10} (3.0)$	$5.908 \times 10^{12} (5.4)$	N 50B	15.0	$7.952 \times 10^{10} (2.4)$	C 50B	15.0	$3.182 \times 10^9 (3.2)$		
H 51	F 51T	- 30.5	$5.156 \times 10^{10} (3.0)$	$6.140 \times 10^{12} (5.3)$	N 51T	- 35.5	$8.187 \times 10^{10} (2.5)$	C 51T	- 40.5	$4.325 \times 10^9 (3.3)$		
	F 51M	- 38.0	$5.192 \times 10^{10} (3.1)$	$6.162 \times 10^{12} (5.4)$	N 51M	- 40.5	$8.258 \times 10^{10} (2.5)$	-	-	-		
	F 51B	- 45.5	$5.100 \times 10^{10} (3.0)$	$6.062 \times 10^{12} (5.4)$	N 51B	- 45.5	$8.190 \times 10^{10} (2.5)$	C 51B	- 45.5	$3.949 \times 10^9 (3.3)$		
H 52	F 52T	-106.0	$5.412 \times 10^{10} (3.0)$	$6.284 \times 10^{12} (5.3)$	N 52T	-116.0	$8.516 \times 10^{10} (2.4)$	C 52T	-126.0	$3.597 \times 10^9 (3.3)$		
	F 52M	-128.5	$5.421 \times 10^{10} (3.0)$	$6.259 \times 10^{12} (5.3)$	N 52M	-133.5	$8.467 \times 10^{10} (2.5)$	C 52M	-138.5	$3.529 \times 10^9 (3.3)$		
	F 52B	-151.0	$5.237 \times 10^{10} (3.0)$	$6.156 \times 10^{12} (5.3)$	N 52B	-151.0	$8.292 \times 10^{10} (2.5)$	C 52B	-151.0	$3.213 \times 10^9 (3.3)$		
H 53	F 53T	-196.5	$5.115 \times 10^{10} (3.0)$	$6.229 \times 10^{12} (5.4)$	N 53T	-201.5	$8.343 \times 10^{10} (2.4)$	C 53T	-206.5	$3.384 \times 10^9 (3.3)$		
	F 53M	-204.0	$5.054 \times 10^{10} (3.0)$	$6.242 \times 10^{12} (5.4)$	N 53M	-206.5	$8.307 \times 10^{10} (2.5)$	-	-	-		
	F 53B	-211.5	$4.986 \times 10^{10} (3.0)$	$6.175 \times 10^{12} (5.4)$	N 53B	-211.5	$8.235 \times 10^{10} (2.5)$	C 53B	-211.5	$3.327 \times 10^9 (3.3)$		
H 54	F 54T	-262.0	$4.500 \times 10^{10} (3.0)$	$5.958 \times 10^{12} (5.3)$	N 54T	-272.0	$7.139 \times 10^{10} (2.5)$	C 54T	-282.0	$2.992 \times 10^9 (3.3)$		
	F 54M	-284.5	$4.215 \times 10^{10} (3.0)$	$5.560 \times 10^{12} (5.3)$	N 54M	-289.5	$6.815 \times 10^{10} (2.5)$	C 54M	-294.5	$2.821 \times 10^9 (3.3)$		
	F 54B	-307.0	$3.928 \times 10^{10} (3.0)$	$5.706 \times 10^{12} (5.3)$	N 54B	-307.0	$6.320 \times 10^{10} (2.5)$	C 54B	-307.0	$2.750 \times 10^9 (3.3)$		
H 55	F 55T	-357.5	$2.997 \times 10^{10} (3.0)$	$5.491 \times 10^{12} (5.3)$	N 55T	-367.5	$4.922 \times 10^{10} (2.5)$	C 55T	-377.5	$2.100 \times 10^9 (2.3)$		
	F 55M	-380.0	$2.658 \times 10^{10} (3.0)$	$5.362 \times 10^{12} (5.3)$	N 55M	-385.0	$4.481 \times 10^{10} (2.5)$	C 55M	-390.0	$1.832 \times 10^9 (3.3)$		
	F 55B	-402.5	$2.335 \times 10^{10} (3.0)$	$5.131 \times 10^{12} (5.3)$	N 55B	-402.5	$3.954 \times 10^{10} (2.5)$	C 55B	-402.5	$1.991 \times 10^9 (3.4)$		

注) 反応率の単位は, reaction/sec/atom/100 MWtである。()内は, 1 σ %誤差である。

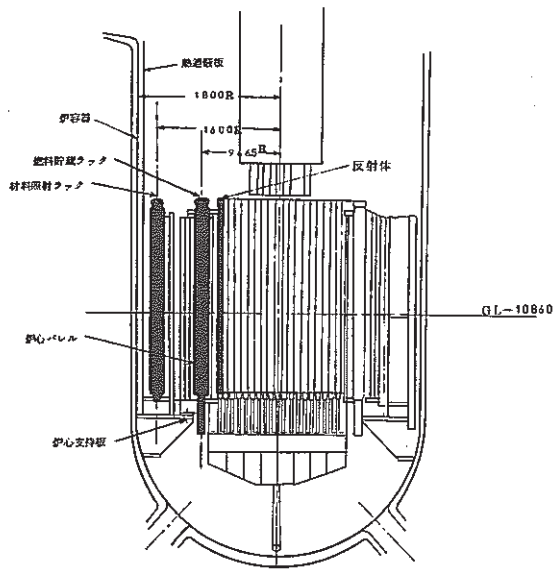
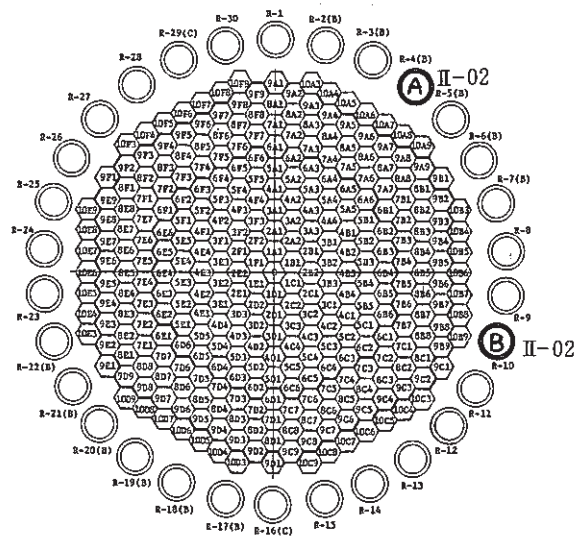


図1 炉心構造概略図



A: MK-I 臨界~MK-II 第5 サイクル

B: MK-II 第6~9 サイクル

図2 照射リグ(II-02)装荷位置

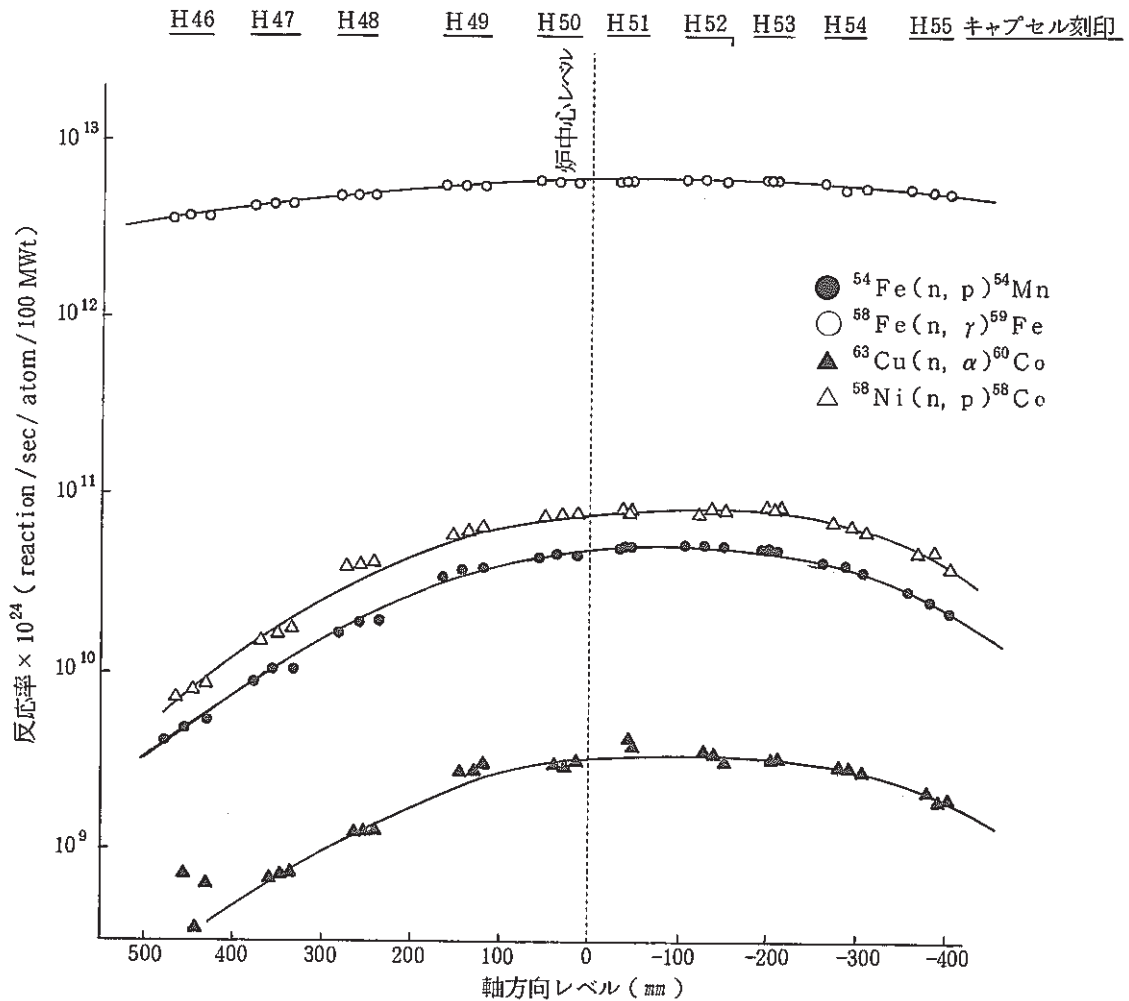


図3 反応率の軸方向分布

9.5 ANS Topical Meeting (1987年4月開催) 発表資料

報告者：鈴木(計測Gr.)

1. 概要

1987年4月Knoxvilleで開催される放射線防護と遮蔽に関するトピックス会議“ANS Topical Conference on THEORY AND PRACTICES IN RADIATION PROTECTION AND SHIELDING”で発表するFull Paperを作成した。

Title: “Measurement and Calculation of Radiation Sources in the Primary Cooling System of JOYO”

2. 発表資料の要旨

本件は、LMFBRの遮蔽設計上重要な検討課題の1つである1次冷却材Naの中の放射線源評価を高速実験炉「常陽」で行った成果である。

本評価解析で用いた手法(1次元計算“ANISN-W”, 2次元計算“DOT 3.5”, “PSYCHE”, “JOANDARC”からなる解析コードシステム)は、大型炉の遮蔽設計で用いているものと同じであり、実プラントでの測定と解析による精度評価が不可欠である。

本Paperの主たる記述内容は、以下の通りである。

- (1) 原子炉運転中の1次主冷却配管表面のガンマ線量率測定値は、約 7.5×10^3 R/h/100MWtである。また、 ^{22}Na , ^{24}Na のC/Eは、夫々1.3, 1.2である。
 - (2) CP解析のC/Eは、1次主冷却系配管内面付着量に対し0.5~2, またCP付着量計算値をもとに“JOANDARC”で計算したガンマ線量率に対し0.6~2であった。
- 発表資料の全文を以下に示す。

MEASUREMENT AND CALCULATION OF RADIATION SOURCES
IN THE PRIMARY COOLING SYSTEM OF JOYO

S.Suzuki*, K.Iizawa*, N.Ohtani*
T.Kobayashi*

J.Horie**, H.Handa**

*Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation, O-arai, Ibaraki, Japan

**Hitachi Engineering Co. Ltd.
Hitachi, Ibaraki, Japan

ABSTRACT

Production and transfer of radiation sources in the primary cooling system are important considerations in the LMFBR plant from the viewpoint of radiation protection and shielding design. These items were evaluated with calculations and/or measurements in the Japanese experimental fast reactor, JOYO.

In this study, calculations were made with the DOT3.5¹ two-dimensional discrete ordinate transport code to determine the neutron flux and production rate distributions of radiation sources in the reactor vessel. Using the DOT results, the behavior in primary coolant sodium of the CPs (radioactive corrosion products) which were released from the reactor structural material was also calculationaly analyzed with the PSYCHE code developed by PNC. These analytical results were compared with the measured results to get the verification of analysis methods and to estimate the accuracy of calculations.

INTRODUCTION

There are two dominant radiation sources in the primary cooling system during normal LMFBR operation without any failed fuel. One is activated sodium itself such as ²²Na and ²⁴Na, and the other is radioactive CPs such as ⁵¹Cr, ⁵⁸Co, ⁶⁰Co, ⁵⁴Mn, etc, which are mainly produced in reactor structural material and are released into sodium with corrosion.

From the viewpoint of radiation protection and shielding design, these two radiation sources should be considered in slightly different aspects. Although a large amount of high energy gamma emitter ²⁴Na is produced in the primary cooling system during high power operation, this is only important under the condition of on-power mode because of its relatively short life.

On the other hand, the activity of ^{22}Na and the most important CP deposits, ^{54}Mn and ^{60}Co , increase almost in proportion to the reactor operation time. Consequently, these long life nuclides become the major radiation sources during the period of inspection and maintenance for the primary sodium components. In fact, it can be said that over 90% of the man-rem for JOYO plant personnel comes from CP deposits in the primary sodium components.

To acquire the knowledge about the mechanism of production and behavior of radiation sources in an LMFBR primary cooling system both measurements and calculations have been extensively carried out in JOYO. Especially, in order to reduce and to control the radiation hazard of CPs, the origin, the behavior in sodium, and the dependency on plant operational conditions have been widely studied in the fields of radiation protection, plant maintenance and reactor chemistry.

In this paper, we describe the results obtained from measurements and calculational analyses by using the DOT3.5, the PSYCHE and the JOANDARC codes, from the viewpoint of radiation shielding and protection. JOANDARC is based on the point kernel code QAD-CG.

MEASUREMENT

Sodium Activities Measurement

^{22}Na and ^{24}Na concentrations in primary sodium were measured in the JOYO MK-II core (fast flux irradiation bed with stainless steel reflector) following operation with the JOYO MK-I core (fast breeder core). In the measurements, sodium samples were periodically obtained from an overflow tank in the primary cooling system and their absolute activities were measured by gamma spectroscopy using a well calibrated Ge detector system^{2,3}.

Gamma Dose Rate under Reactor Operation

Under reactor operation, the spatial radiation distribution around the primary cooling system is dominated by ^{24}Na produced by $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$ reaction in the core. As the total gamma dose reaches about 10^5R after one duty cycle operation (one duty cycle consists of 45 days operation with 100MWt and 15 days shut-down for refueling.), the primary cooling components are completely isolated with airtight concrete shields and are covered by

nitrogen gas. Consequently, for dose rate measurements, we have chosen cobalt glass dosimeters as the gamma detectors rather than TLDs or ionization chambers. The cobalt glass dosimeters wrapped with aluminum foil were placed on the surface of the primary cooling piping and were irradiated through one or two cycles of operation. After irradiation, accumulated gamma dose in each dosimeter was read by using the cobalt glass measuring device which had been calibrated in a standard ^{60}Co gamma field. Therefore, measured gamma dose rates in Table 1 are presented in units of ^{60}Co gamma equivalent dose rate. Their measurement locations from G-1 to G-11 can be found in Fig.1 and a more detailed geometrical description is shown in Fig.2. Inner diameters of the sodium piping are as followings;

- Hot Leg between the outlet and IHX (the Intermediate Heat Exchanger):
489mm ϕ
- Cold Leg 1 between the IHX and the primary sodium pump: 441mm ϕ
- Cold Leg 2 between the pump and the inlet: 305mm ϕ

and the distances from the inner surface to each detector point are almost the same, 20cm. In spite of the differences in the inner diameters of the piping, only small variations in gamma dose rates can be found except at G-2 and G-6, which are considered to have been affected by unexpected gamma flux perturbation.

Dose Rates from Radioactive Corrosion Products

When ^{24}Na activity has decayed after reactor shut-down, the long-lived CP nuclides and ^{22}Na become the important radiation sources. After primary sodium is drained from the main primary circuit, CP nuclides deposited on the inner surfaces of piping and components dominate the spatial radiation distribution around the primary cooling system.

The CP deposits and their gamma dose rates have been periodically measured at every annual plant inspection of JOYO. In this study, calcium sulfate (CaSO_4) TLDs (thermoluminescent dosimeters) were used for the gamma dose rate measurements. These measurements were made for 93 locations at 1 meter interval along the primary piping line through the inlet to the outlet. At each location, there were 4 detectors, placed every 90 degrees around the thermal insulator cover. The averaged gamma dose rates for each piping leg are shown with the cumulative reactor output in Fig.4.

The gamma dose rate distribution from CP shows significant dependence on location. The dose rate in cold leg 2 is approximately twice that in the hot

leg or cold leg 1. Rapid increase in the dose rate was found just after start-up of the MK-II core, as shown in Fig.4. In the latest measurement in September 1985, the cumulative reactor output was 6.17×10^4 MWD, the averaged dose rates for the hot leg, cold leg 1 and cold leg 2 were 31mR/h, 37mR/h, and 58mR/h, respectively.

Deposits of Radioactive Corrosion Products

The amount of CP deposition on the inner surfaces of piping was also measured by the gamma spectroscopy method, using a Ge detector system which consisted of a detector, a lead collimator, and a lead shield. Gamma spectra were obtained from the outer surface of the thermal insulator cover (see Fig.2). The 13 locations chosen for measurements are designated with CP# in Fig.1.

To get absolute values for CP deposits, the Ge detector system was calibrated with a piping mockup of the primary piping, in which was installed the plate type standard gamma sources, ^{60}Co and ^{54}Mn . (see Fig.3) In Figs.5 and 6, the CP deposits averaged over each piping leg are shown as a function of cumulative reactor output. It was found that only two radioactive CP nuclides, ^{54}Mn and ^{60}Co , were dominant and all other expected CP nuclides such as ^{51}Cr , ^{58}Co , ^{59}Fe , etc. and ^{22}Na in residual sodium were present in amounts lower than the detection limit of the CP measurement system.

As can be seen in Figs.5 and 6, the dependency on the cumulative reactor output is noticeably different both for different CP nuclides and also for different piping legs. ^{54}Mn deposits in the hot leg and in cold leg have increased gradually with reactor operation through the MK-I and MK-II cores. On the other hand, ^{60}Co deposition increased rapidly just after the start-up of MK-II core operation, as can be seen also in the CP gamma dose rates in Fig.3. Furthermore, the most significant increase is found for ^{54}Mn deposition after the MK-II second duty cycle.

The activities of ^{54}Mn deposits are ten times higher than those of ^{60}Co deposits. However, deposits of ^{54}Mn and ^{60}Co should be considered to have almost the same contribution to the gamma dose rate of CP, because the gamma emission probability and the gamma energies of ^{60}Co could cancel out the difference between the activities after penetration through the piping walls.

EVALUATION OF NEUTRON FLUX AND PRIMARY SODIUM ACTIVITY

Neutron Flux

Neutron fluxes in the reactor vessel used to calculate the generation of activated corrosion products and the primary sodium activity were obtained by a two-dimensional transport code DOT3.5 calculation⁴. The whole calculation flow diagram is shown in Fig.7.

The in-vessel calculation geometry model is shown in Fig.8. This R-Z geometry ranges from the core center to the graphite shield around the reactor vessel in the radial direction, and from the core mid-plane to the upper surface of the rotating plug in the axial direction. Parameters of the DOT3.5 calculation are given in Table 2. The 21 group cross section data used in this analysis were prepared by the procedure described below.

First, the 100 group infinite dilution microscopic cross sections were obtained from the JENDL-2 nuclear data library⁵. As the weighting functions, the fission spectrum was used for energies greater than 0.4MeV, the 1/E spectrum was used for energies between 0.4MeV and 0.414eV, and the Maxwellian type spectrum was used for energies less than 0.414eV. Self-shielding factors were obtained using the ENDF/B-IV nuclear data library for the resonance energy region. Macroscopic cross sections were determined by using the RADHEAT-V3 code system⁶ with the microscopic cross section, the self-shielding factors, and the material atomic number densities as input. Then, 100 group one-dimensional radial and axial transport calculations were performed to collapse the group cross sections from 100 groups to 21 groups. The two-dimensional iso-flux contours calculated by the DOT3.5 are shown in Fig.9 for the total neutron flux.

Sodium Activities Calculation

Primary sodium activities were calculated for both ^{24}Na and ^{22}Na . The activation cross section for the $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$ reaction was compiled from the ENDF/B-IV data. The set of 21 group activation cross sections, which was collapsed from the 100 group infinite dilution cross sections using spectra obtained by one-dimensional ANISN⁷ calculation, was used with region-dependent weighting factors in this calculation. The activation cross section for the $^{23}\text{Na}(n,2n)^{22}\text{Na}$ reaction is an effective one group cross

section ($E_n > 5.5 \text{ MeV}$). This cross section was obtained from the IRDF-82 data by using the ^{239}Pu fission neutron spectrum of maxwellian type as the weighting spectrum. The threshold energy of about 13MeV was taken into account in this process. The neutron flux used here are those described in the previous session.

The primary sodium activities were calculated with the following equation.

$$A = \frac{\sum_{i,j} \sum_g \sigma_g(m_{ij}) V(m_{ij}) N(m_{ij}) \phi_g(i,j)}{W}$$

where

A = saturated specific activity

$\sigma_g(m_{ij})$ = reaction cross section of g-th group in the mesh number m_{ij}

$N(m_{ij})$ = atomic number density of ^{23}Na in the mesh number m_{ij}

$\phi_g(i,j)$ = neutron flux of g-th group at the mesh point (i,j)

$V(m_{ij})$ = volume fraction of sodium in the mesh number m_{ij}

and W = total sodium inventory in the primary cooling system

The sodium activities calculated by these procedures are compared with the measured values in Table 4. As can be seen, the calculation shows 20~30% overstimation for measured activities. Part of the overestimation for ^{22}Na can be attributed to the fact that the burn-out effect for ^{22}Na is neglected in the calculation, but it is difficult to estimate this effect quantitatively.

CORROSION PRODUCT ANALYSES

Measurement results have been compared with calculations for estimating radioactive corrosion product transfer and the radiation fields in an LMFBR primary circuit using a computer code which is named as PSYCHE (Program System for Corrosion Hazard Evaluation)^{8,9}. The PSYCHE code consists of two subprograms for source term and radiation field calculations linked together. Source term calculations for radioactive corrosion product transfer were done on the basis of a solution-precipitation model which was originally advanced by Polley¹⁰ and Kuhn¹¹, and has been improved in some points by Iizawa⁹. The dose rate was calculated using the QAD-CG code¹² modified by evaluation the JOYO data. The modified code is named JOANDARC (JOYO Active Nuclide Dose Assessment and Radiation Control). Calculations for radioactive corrosion

product transfer can be executed for eight radioactive nuclides, using ten nuclear reactions for their production as shown in Tables 3(a) and 3(b). For two reaction products, ^{58}Co and ^{182}Ta , the neutron capture process is taken into consideration as the burn-up effect because of their very large cross sections.

Measured and calculated results for deposition of ^{54}Mn or ^{60}Co onto primary piping surfaces of JOYO are compared in Fig.10. It can be seen that measured values are reasonably reproduced by calculations, except that the measured values of ^{60}Co at 2.8×10^4 MWD cumulative reactor output (the MK-I core) are below those calculated. Calculations within the IHX are shown divided into five sub-regions. C/V indicates the check valve. Table 5 shows calculated versus measured values for ^{54}Mn and ^{60}Co deposits within the hot leg, cold leg 1 and cold leg 2, respectively. It can be seen that calculated results using PSYCHE show reasonable agreement with measured values within a factor of $0.5 \sim 2$ for both ^{54}Mn and ^{60}Co , except for ^{60}Co in the cold leg 1 at the MK-II second duty cycle.

Measured and calculated results for radiation fields exterior to piping and components in the JOYO primary circuits at 3.9×10^4 MWD cumulative reactor output (the MK-II core) are compared in Fig.11. It can be seen that measured values are successfully reproduced within a factor of $0.6 \sim 2$ by calculations. Contributions of ^{54}Mn , ^{60}Co and ^{58}Co to dose rates are estimated to be about 54%, 34% and 12%, respectively, by calculations using the PSYCHE code, where small contributions of ^{58}Co are primarily attributed to the burn-up effect of the neutron capture.

The increase of measured values in the inlet or outlet piping of the primary sodium pump above calculations can be attributed to influences from radioactive deposits in the overflow column of the pump, and in the inlet or outlet piping of the reactor vessel to streaming gamma from the activated reactor vessel wall, which can not be reproduced in these calculations. The appreciable increase of measured and calculated values at points No.15, 25, 42, 52 and 73 etc. shows the geometrical effects of elbows in the piping system.

DISCUSSIONS AND CONCLUSION

Calculated results for primary sodium activation showed good agreement with measured values, especially for the activity of sodium, which is the most important radiation source to be considered for gamma shielding design in an LMFBR primary cooling system. Agreement was well within 20% for ^{24}Na activity and within 31% for ^{22}Na activity. It is recognized that some of the discrepancy between the calculated and the measured values for ^{22}Na activity is due to neglect of the ^{22}Na burn-out effect in the calculation, but at present a quantitative correction can not be applied to the calculated value for lack of cross section data for the ^{22}Na (n, γ) reaction.

The CP deposit activities analyzed by using PSYCHE agreed well with measured results within a factor of 0.5 ~ 2 and the gamma dose rate distribution calculated with the PSYCHE results could be reproduced successfully within a factor of 0.6 ~ 2 over the piping system, using JOANDARC.

From this study, it has been concluded that the calculational method utilizing the DOT3.5, PSYCHE, and JOANDARC-modified QAD-CG codes is useful for the evaluation of the activities and the gamma dose rate of CP deposits in primary cooling systems, and also that production rates of radiation sources in JOYO can be well predicted by the DOT3.5 calculation.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors gratefully acknowledge for the helpful discussions with Dr. N.Mizoo, Mr. I.Nihei, Dr. K.Shirakata, and Mr. H.Taniyama of Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation and Dr. R.L.Eichelberger, DOE representative to O-arai Engineering Center of PNC. Thanks also to Mr. K.Yamagata of JOYO Technology Section for his assistance in measurements and data reductions of radiation sources reported in this paper.

REFERENCES

1. F.R.MYNATT et al., "DOT 3.5, Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code", CCC-276, RSIC Computer Code Collection, Oak Ridge National Laboratory (1978).
2. S.SUZUKI, et al., "PNC/DOE Collaborative Dosimetry Test in JOYO", NUREG/CP-0029, Vol.1, p.171 (1982).
3. M.NAKAZAWA S.SUZUKI et al., "The YAYOI Blind Intercomparison on Multiple-Foil Reaction Rate Measurements", NUREG/CP-0029, Vol.1, p.1179 (1982)
4. N.Ohtani and T.Kawakita, "Radiation Shielding Analysis of JOYO", Proc. 6-th Int. Conf. on Radiation Shielding, Tokyo, Vol.II, p.948 (May 16-29, 1983).
5. T.NAKAGAWA, "Summary of JENDL-2 General Purpose File", JAERI-M 84-103, Japan Atomic Energy Research Institute (1984).
6. K.KOYAMA et al., "RADHEAT V-3, A Code System for Generating Radiation Transport", JAERI-M 7155, Japan Atomic Energy Research Institute (1977).
7. W.W.ENGLE Jr., "A User Manual for ANISN: A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", CCC-82, RSIC Computer Code Collection, Oak Ridge National Laboratory (1976).
8. N.Sekiguchi, K.Iizawa, H.Atsumo, "Behavior of Corrosion Product from Irradiated Stainless Steel in Flowing Sodium", Proc. Specialists' Meeting on Fission and Corrosion Product Behaviour in Primary Circuits of LMFBRs, Dimitrovgrad (1975) p.82.
9. K.Iizawa, T.Kikuchi, J.Horie, I.Nihehi, "Calculational Model and Code for Corrosion Products Transfer in Sodium Loop Systems", to be published in Specialists' Meeting on "Fission and Corrosion Products Behaviour in Primary Circuits of LMFBRs", Karlsruhe (1987).
10. M.V.Polley, G.Skyrme, "An Analysis of Radioactive Corrosion Product Transfer in Sodium Loop Systems", J. nucl. Mater., 75 (1978) p.226.
11. W.K.Kuhn, "A Computational Technique for Estimating Corrosion Product Release in an LMFBR", Proc. Int. Conf. on Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion (1976) p.280.
12. V.R.Cain, "A Users Manual for QAD-CG, The Combinatorial Geometory Version of the QAD-P5A Point Kernel Shielding Code", Bechtel Computer Code-NE007, 1977.

Table 1 Gamma Dose Rate around the Primary Cooling System under MK-II Core Operation

Measurement Point No. (see Fig. 1)		Equivalent Gamma Dose Rate ((R/h)/100 MWt)
G-1	Hot Leg	7.69×10^3
G-2		6.48×10^3
G-3		7.40×10^3
G-4		7.35×10^3
G-5		7.64×10^3
G-6		9.68×10^3
G-7	Cold Leg 1	7.75×10^3
G-8		7.30×10^3
G-9	Sodium Pump	7.64×10^3
G-10	Cold Leg 2	7.45×10^3
G-11		7.40×10^3

Table 2 Parameters of Neutron Flux Calculation by DOT 3.5

Program.....	DOT 3.5
Geometry	Cylinder
	R : 2.9 Meters from Core Center through Graphite Shield
	Z : 7.75 Meters from Core Center through Top of Shield Plug
Problem Type	Fixed Source Problem of Fission Neutron Source
Number of Mesh Intervals	120 × 213 = 25,560
Order of Scattering	P ₁
Number of Angles	S30 (Symmetrical 30/half sphere)
Number of Energy Groups.....	21
Boundary Conditions	
Left & Bottom	Reflection
Right & Top	Vacuum
Flux Convergence	G06 = 0.01
Acceleration Technique	Point-wise Rescaling
	EPS = 0.0001
Flux Calculation Model	Weighted Difference
	Mode MODE = 3

Table 3(a) Analyzing Radionuclides in the PSYCHE Code

I.D. No.	Radionuclide
1	⁵¹ Cr
2	⁵⁴ Mn
3	⁵⁵ Fe
4	⁵⁹ Fe
5	⁵⁸ Co
6	⁶⁰ Co
7	⁵⁹ Ni
8	¹⁸² Ta

Table 3(b) Nuclear Reactions for Production of Radionuclides

I.D. No.	Nuclear Reaction
1	⁵⁰ Cr(n,γ) ⁵¹ Cr
2	⁵⁴ Fe(n,α) ⁵¹ Cr
3	⁵⁴ Fe(n,p) ⁵⁴ Mn
4	⁵⁴ Fe(n,γ) ⁵⁵ Fe
5	⁵⁸ Fe(n,γ) ⁵⁹ Fe
6	⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co(n,γ) ⁵⁹ Co
7	⁵⁹ Co(n,γ) ⁶⁰ Co
8	⁶⁰ Ni(n,p) ⁶⁰ Co
9	⁵⁸ Ni(n,γ) ⁵⁹ Ni
10	¹⁸¹ Ta(n,γ) ¹⁸² Ta(n,γ) ¹⁸³ Ta

Table 4 Radioactivities in Primary Coolant Sodium

Nuclide	^a Measured	^a Calculated	^b C/E
²² Na	1.08 × 10 ⁻³	1.41 × 10 ⁻³	1.31
²⁴ Na	2.98 × 10 ¹	3.57 × 10 ¹	1.20

^aSaturation activity in units of (mCi/g-Na)/100MWt

^bCalculated/Measured : The values in the Table are for the Mk-II Core.

Table 5 Comparison of Calculated VS. Measured Values for Deposition of Mn-54 and Co-60 on Inner Surface of the JOYO Primary Piping

Nuclide	^a Region	End of MK-I Operation		After MK-II 2 nd Cycle		After MK-II 7 th Cycle	
		^b Measured	^c C/E	^b Measured	^c C/E	^b Measured	^c C/E
⁵⁴ Mn	H/L	0.366	1.18	0.427	1.07	0.644	2.39
	C/L-1	0.183	1.14	0.379	0.89	0.818	1.26
	C/L-2	0.380	0.53	0.657	0.53	1.895	0.55
⁶⁰ Co	H/L	0.038	1.21	0.104	0.42	0.125	1.14
	C/L-1	0.010	2.12	0.051	0.54	0.075	1.31
	C/L-2	0.027	1.07	0.080	0.49	0.110	1.24
Cumulative Reactor Output		2.789 × 10 ⁴ MWd		3.949 × 10 ⁴ MWd		6.168 × 10 ⁴ MWd	

^aH/L :hot leg from sodium outlet to IHX, C/L-1 :cold leg from IHX to sodium pump and C/L-2 :cold leg from sodium pump to sodium inlet

^bin units of $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$

^cCalculated/Measured : Comparisons were made before reactor startup, after Cooling of 103 , 41 or 46 days following 6 cycles operation of Mk-I core, 2 or 7 Cycles Operation of Mk-II core, respectively.

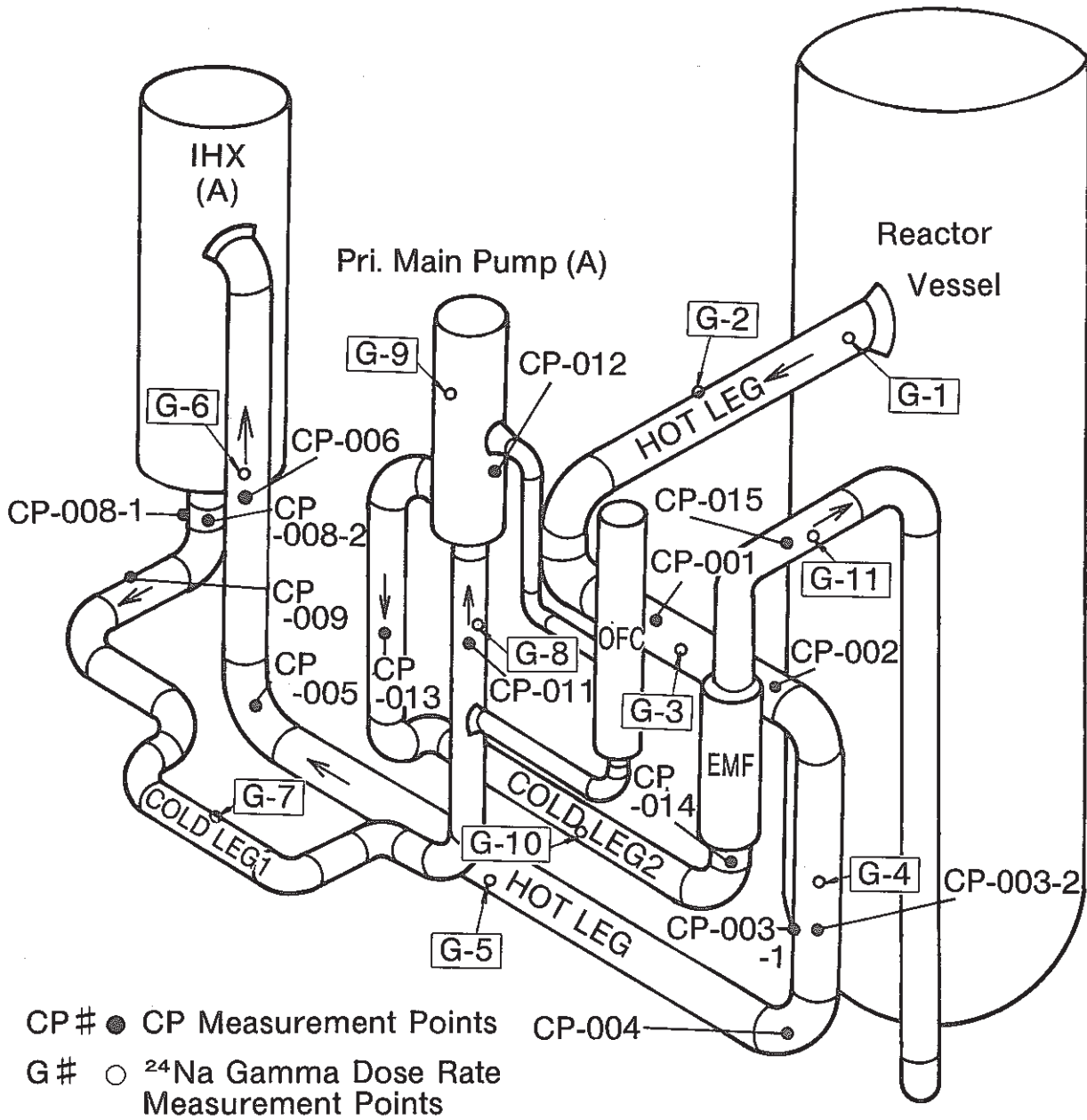


Fig.1 Measurement Points for CP Deposits and Gamma Dose Rate from ²⁴Na

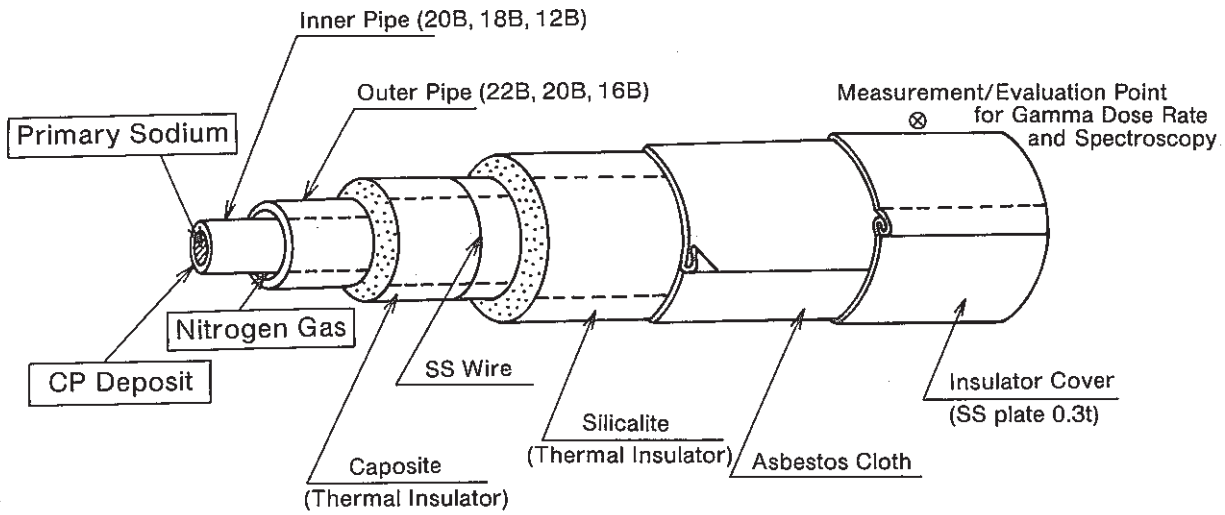


Fig.2 Diagrammatic View of Primary Cooling Piping

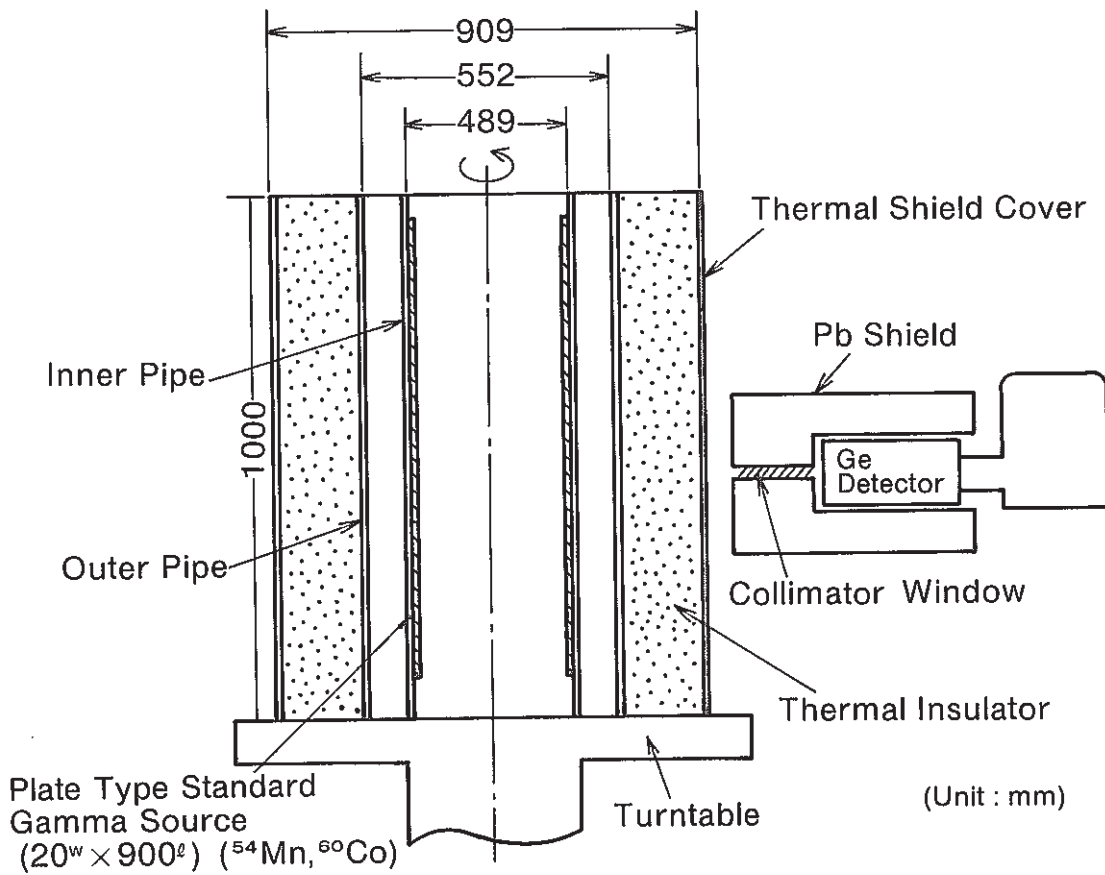


Fig.3 Piping Mock-up Arrangement for CP Measurement System Calibration —Vertical Cut—

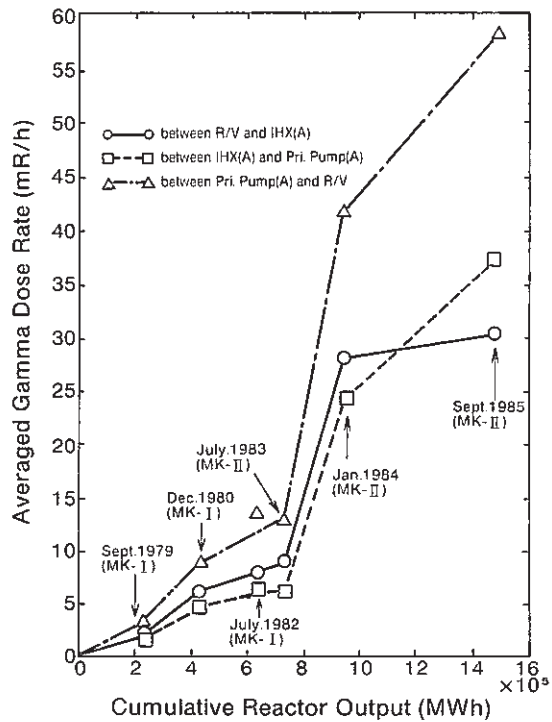


Fig. 4 Measured Increase in Gamma Dose Rate around the Primary Piping During Sodium Draining from Primary Cooling Loop A

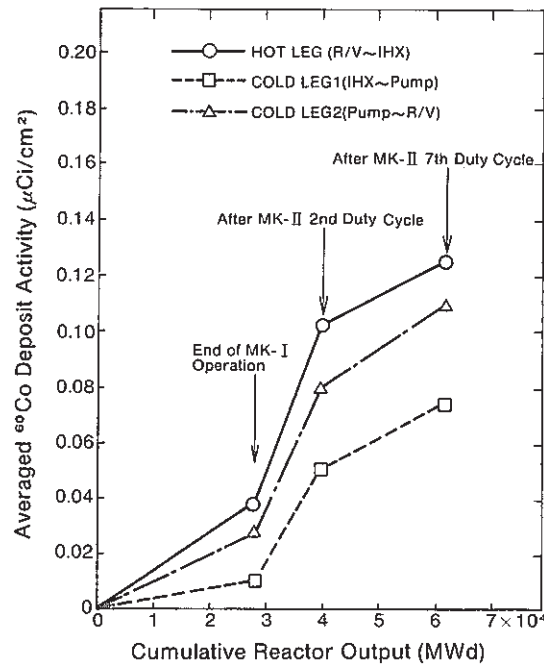


Fig. 5 Increase in ⁶⁰Co activity on Inner Surface of Primary Piping

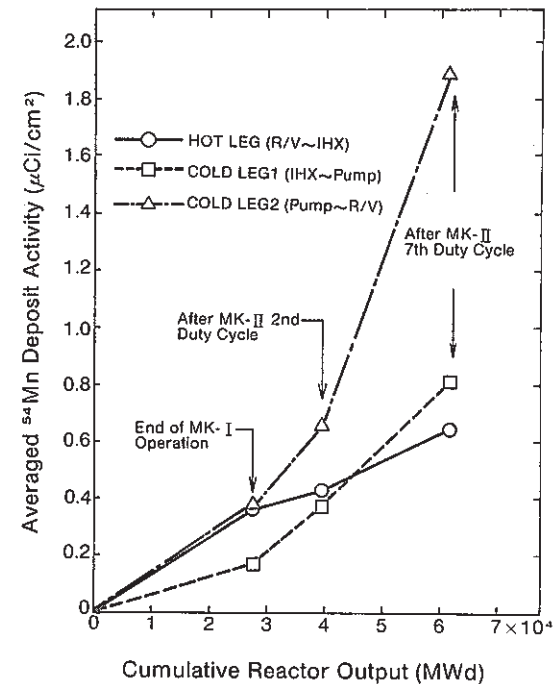


Fig. 6 Increase in ⁵⁴Mn Activity on Inner Surface of Primary Piping

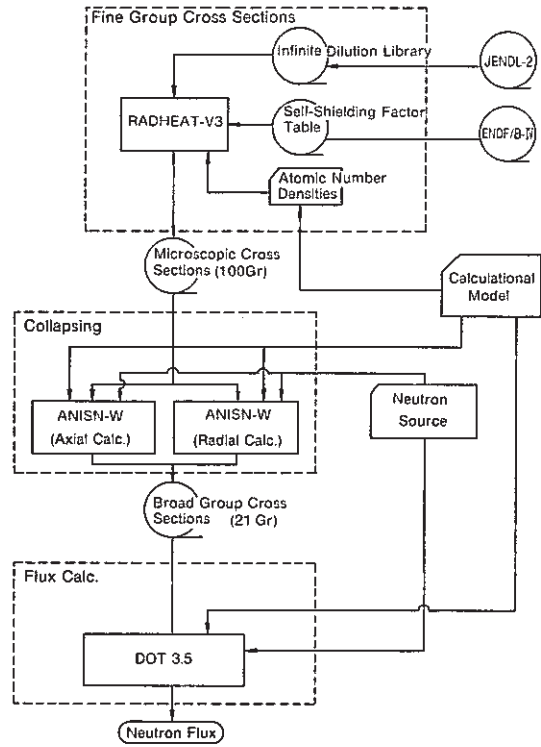


Fig.7 Schematic Flow Diagram for Neutron Flux Calculation

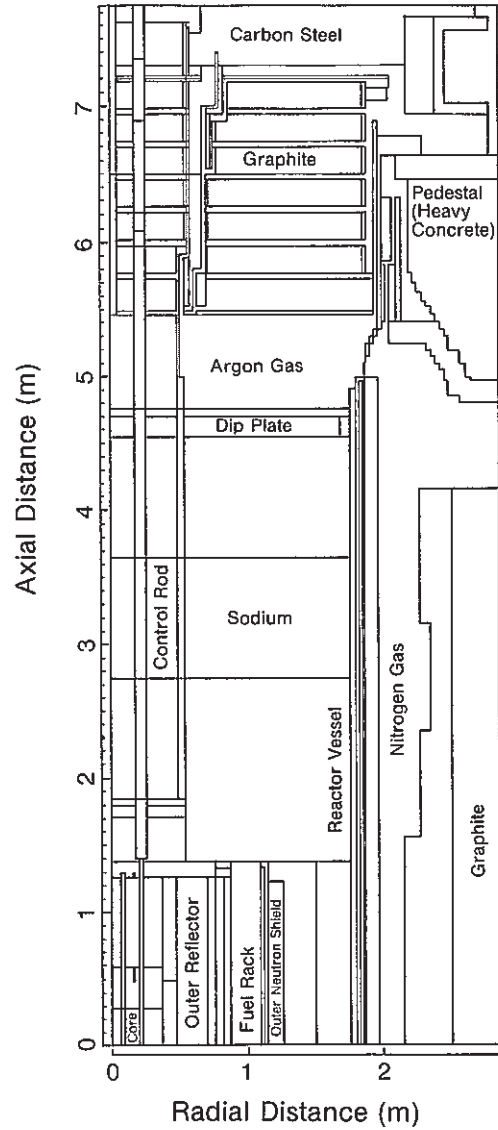


Fig.8 Calculational Geometry for the DOT 3.5

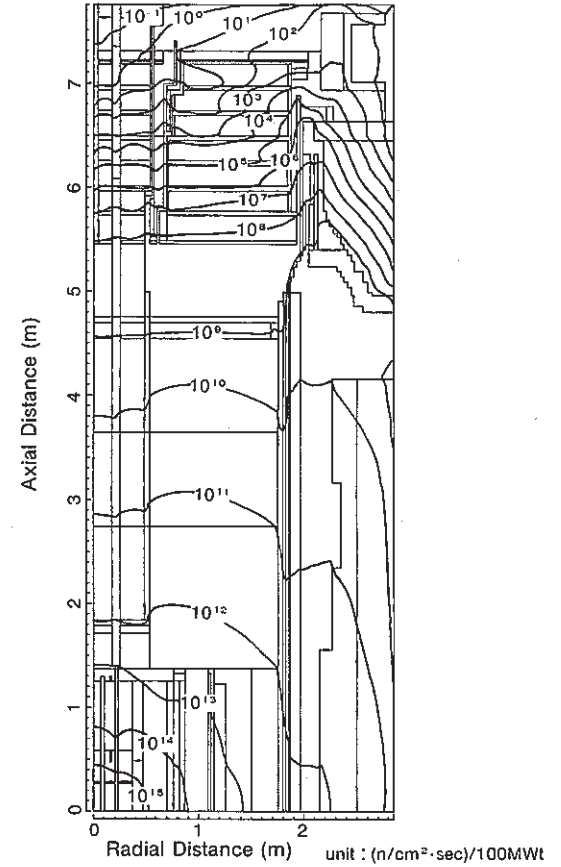


Fig.9 Iso-Flux Contours for Two-Dimensional Calculation of JOYO (total ϕ)

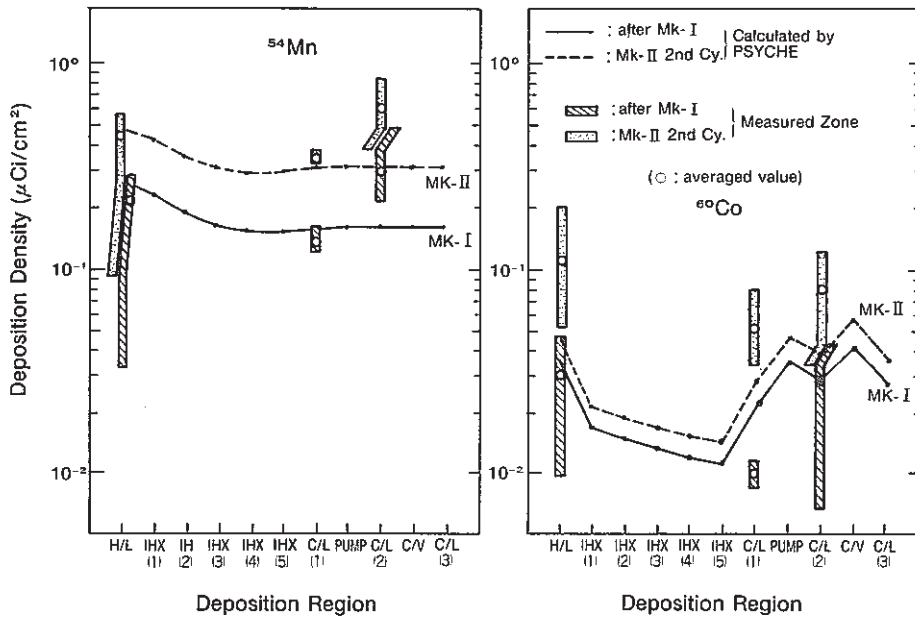


Fig.10 Comparison of Measured VS. Calculated Deposition Distribution of ^{54}Mn and ^{60}Co in the JOYO MK- I and- II Cores

(This was made before reactor startup, after cooling of 103 or 41 days following operating of 6 cycles with the MK- I or 2 cycles with the MK- II, respectively)

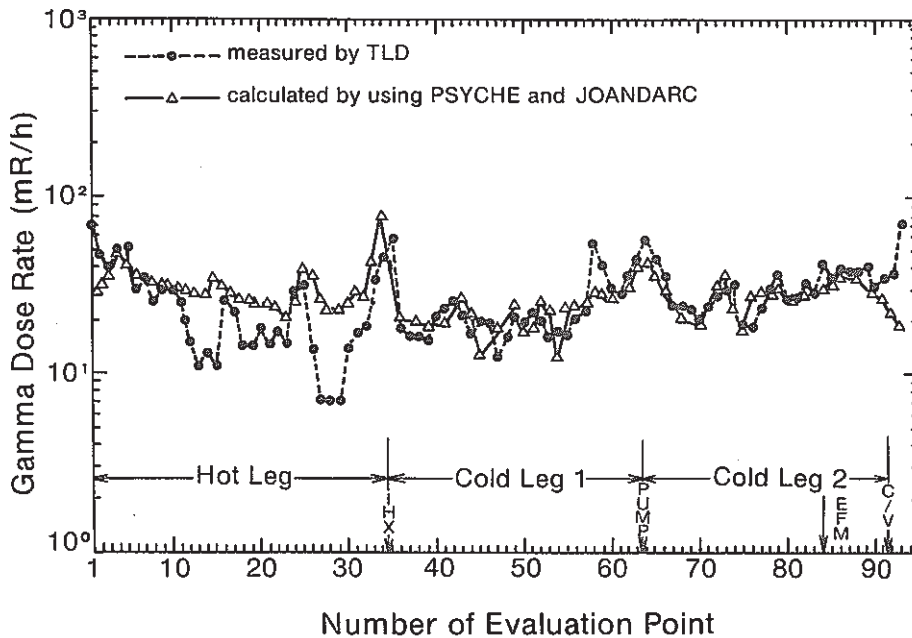


Fig.11 Comparison of Measured VS. Calculated Gamma Dose Rate Distribution along the JOYO Primary Piping after 41 days Cooling Time Following Two Cycles Operation of Mk- II Core. (Cumulative Reactor Output, $3.95 \times 10^4 \text{MWd}$)

9.6 格納容器床下の中性子反応率測定結果

報告者：鈴木，山縣（計測Gr.）

1. 概要

格納容器内床下では，生体遮コン貫通部からのストリーミング中性子がある。このストリーミング中性子が形成する中性子束分布を評価するため，床下各室にフォイルを設置し，中性子反応率を測定した。

2. 条件

フォイルの設置位置は，Aループ・Bループ両側の生体遮コン貫通部，IHX，FFD・D/N法（B側は設置予定位置）の位置である。

照射期間は，MK-II炉心・100 MW第7サイクル（1985年2月12日～4月27日，B₄C遮蔽板の追加前）であり，積算熱出力：4,619.512 MWDで照射された。

3. 方法

フォイルは，Ag, Ir, Taの各1枚を1セットとして，熱中性子をカットするため，Cd又はB₄Cでカバーしたものと，カバーなしのフォイルを使用した。

「常陽」のドシメトリーシステムにより，フォイルのγ線計測を行い，反応率計算コードにより，照射終了時の放射化量と¹⁰⁹Ag(n, γ)^{110m}Ag, ¹⁹¹Ir(n, γ)¹⁹²Ir, ¹⁸¹Ta(n, γ)¹⁸²Taの各反応率を測定した。

4. 結果

今回の反応率測定結果を図1～4に示す。

- (1) 生体遮コン貫通部での反応率は，最大であった。
- (2) 生体遮コン貫通部での反応率との比較。
 - i) IHXでは，1/1000～1/10であった。
 - ii) FFD・D/N法装置遮蔽体上面（B側は，設置予定位置）では，A側が約1/10，B側が約1/1000であった。
- (3) 各反応率のA側とB側の比較。
 - i) 生体遮コン貫通部では，B側がA側の約3倍であった。
 - ii) IHXでは，B側がA側の約1～5倍であった。
 - iii) FFD・D/N法装置遮蔽体上面では，B側がA側の約1/25であった。

一次冷却系主配管(A)

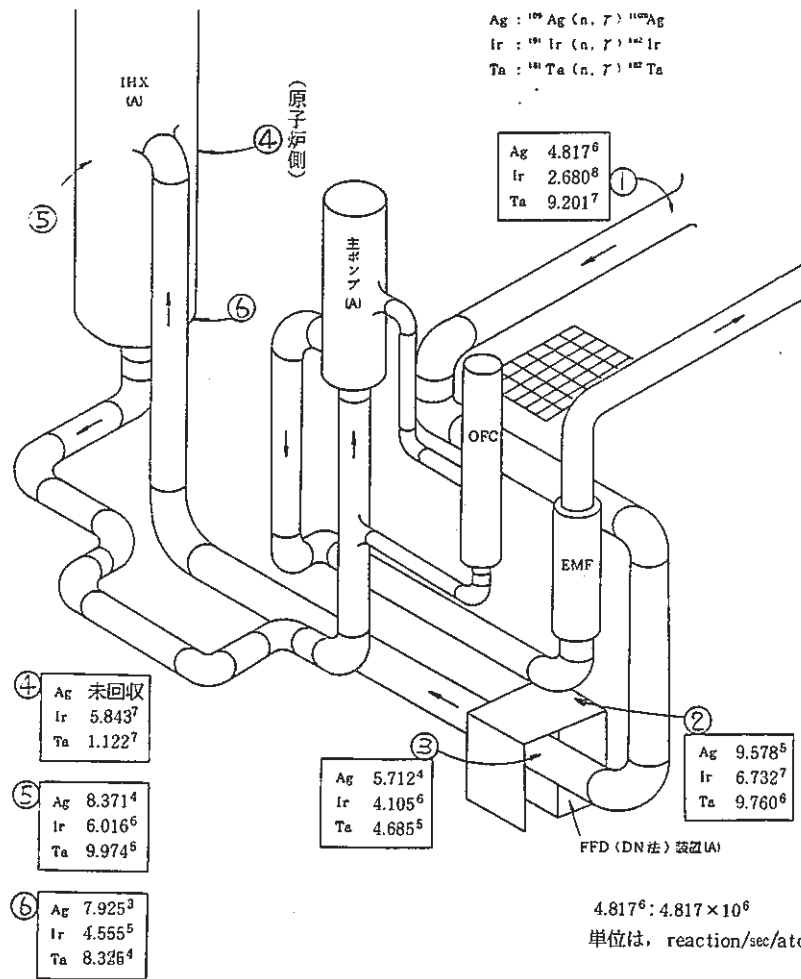


図1 反応率測定値 × 10²⁴
 (カバーなしフォイル)

一次冷却系主配管(B)

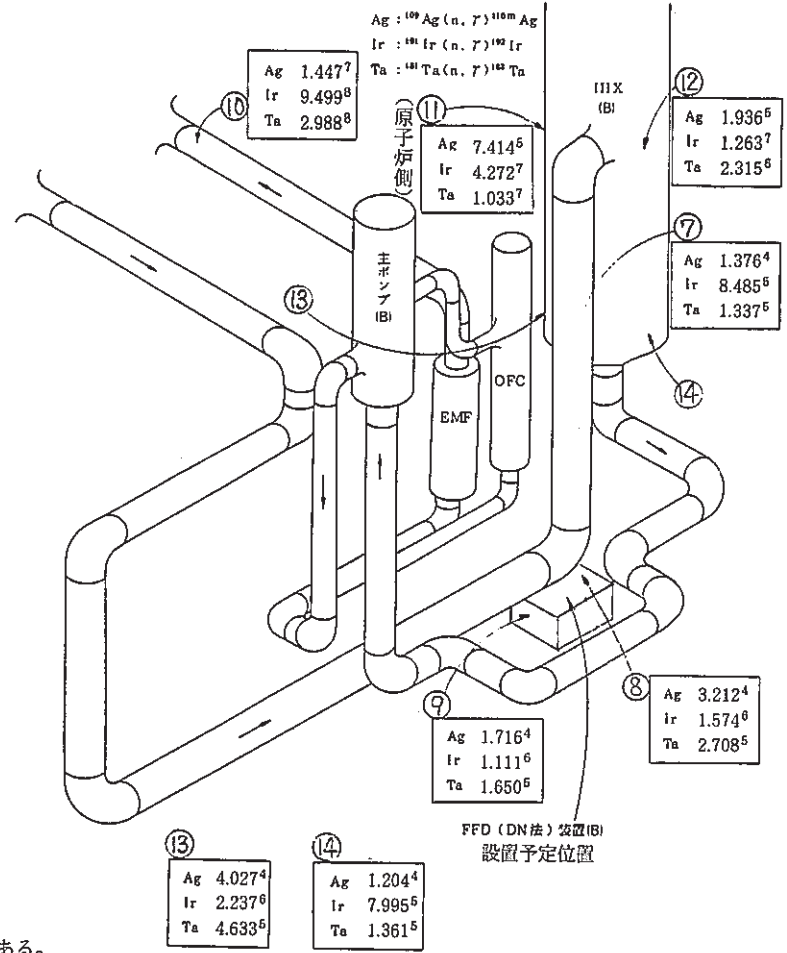


図2 反応率測定値 × 10²⁴
 (カバーなしフォイル)

一次冷却系主配管(A)

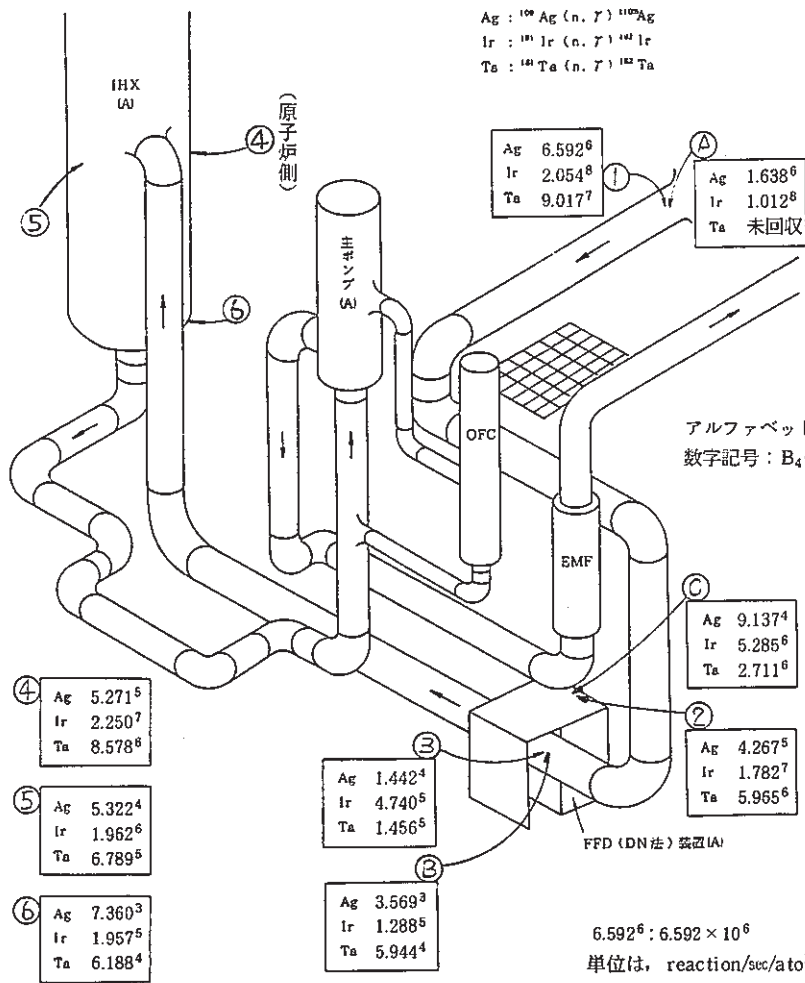


図3 反応率測定値 × 10²⁴
(Cd又はB₄Cカバーフォイル)

一次冷却系主配管(B)

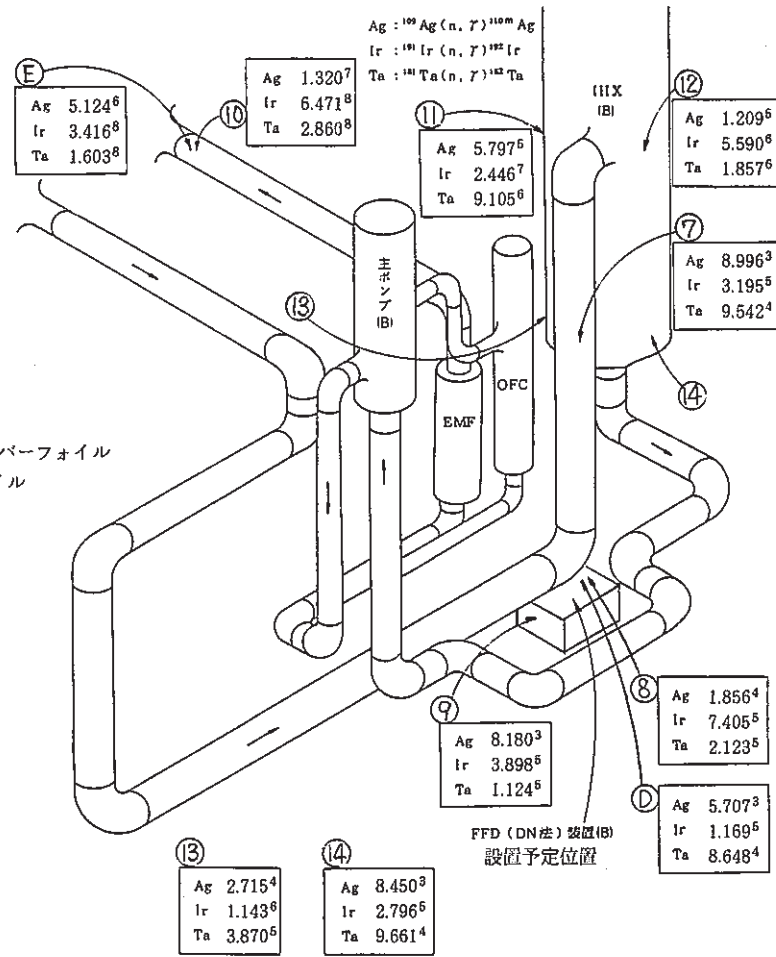


図4 反応率測定値 × 10²⁴
(Cd又はB₄Cカバーフォイル)

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 自己回帰モデルによるオートパワースペクトル推定プログラムについて

報告者：大山（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概 要

時系列モデルの一つとして確率過程モデル（自己回帰モデル）を作成し、それによって従来より使用されている炉雑音解析プログラム“NOISA”によるオートパワースペクトルとの比較、検証を実行した。

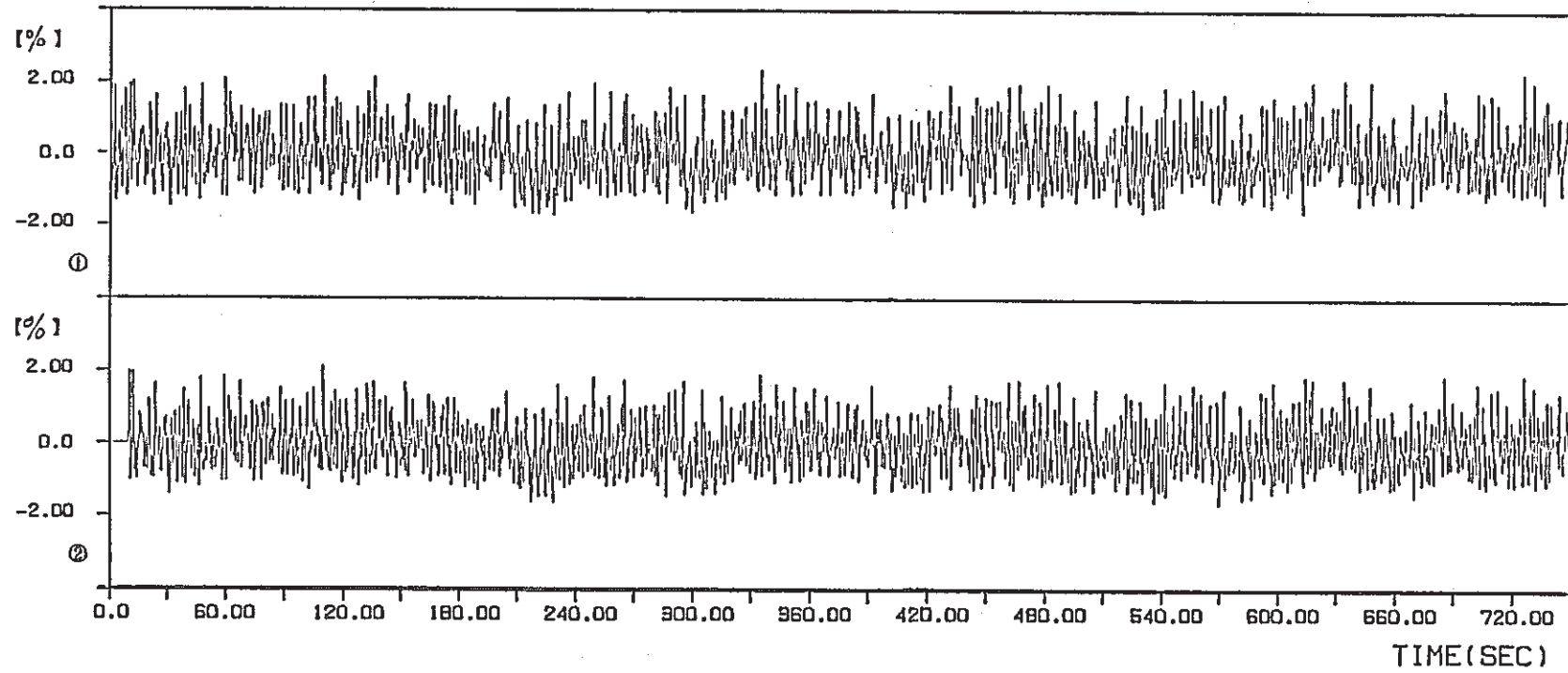
2. 解析項目

- (1) 測定された生データのプロット（図1）
- (2) 自己回帰モデルを実行し、得られた、理論値データのプロット（図1）
- (3) 炉雑音解析用プログラム“NOISA”（FFT）による。オートパワースペクトルプロット（図2）
- (4) (3)と同一条件のもとに自己回帰モデルより得られたオートパワースペクトルプロット（図3）
- (5) 自己回帰モデル検証用の予測誤差（残差）のオートパワースペクトルプロット（図4）

3. 結 果

最適な予測項数を用いて、オートパワースペクトルの推定ができる事を確認し、より分解能の高いスペクトル検定が可能となった。

REACTOR NOISE DATA
FLUX CH.6 86.9.15 12CY-BOC P=50MW CRP-1
SAMPLING TIME= 0.25 SEC



- ① 生データ
- ② 予測値(理論値)自己回帰モデルより算出

図1 生データ, 理論値プロット図

※※ AUTO POWER SPECTRUM ※※ (BY FFT.)

FLUX CH.6 86.9.15 12CY-80C P=50% CRP=1

FLUX CH.6 86.9.15 12CY-80C P=50% CRP=1

N= 3000 . LACH= 500 . DTIME= 250 H SEC . FREQ.= 0.00 HZ . IRI= 1 |CI= 1 . MEAN= -0.240760-02 . R.H.S.= 0.721210-02

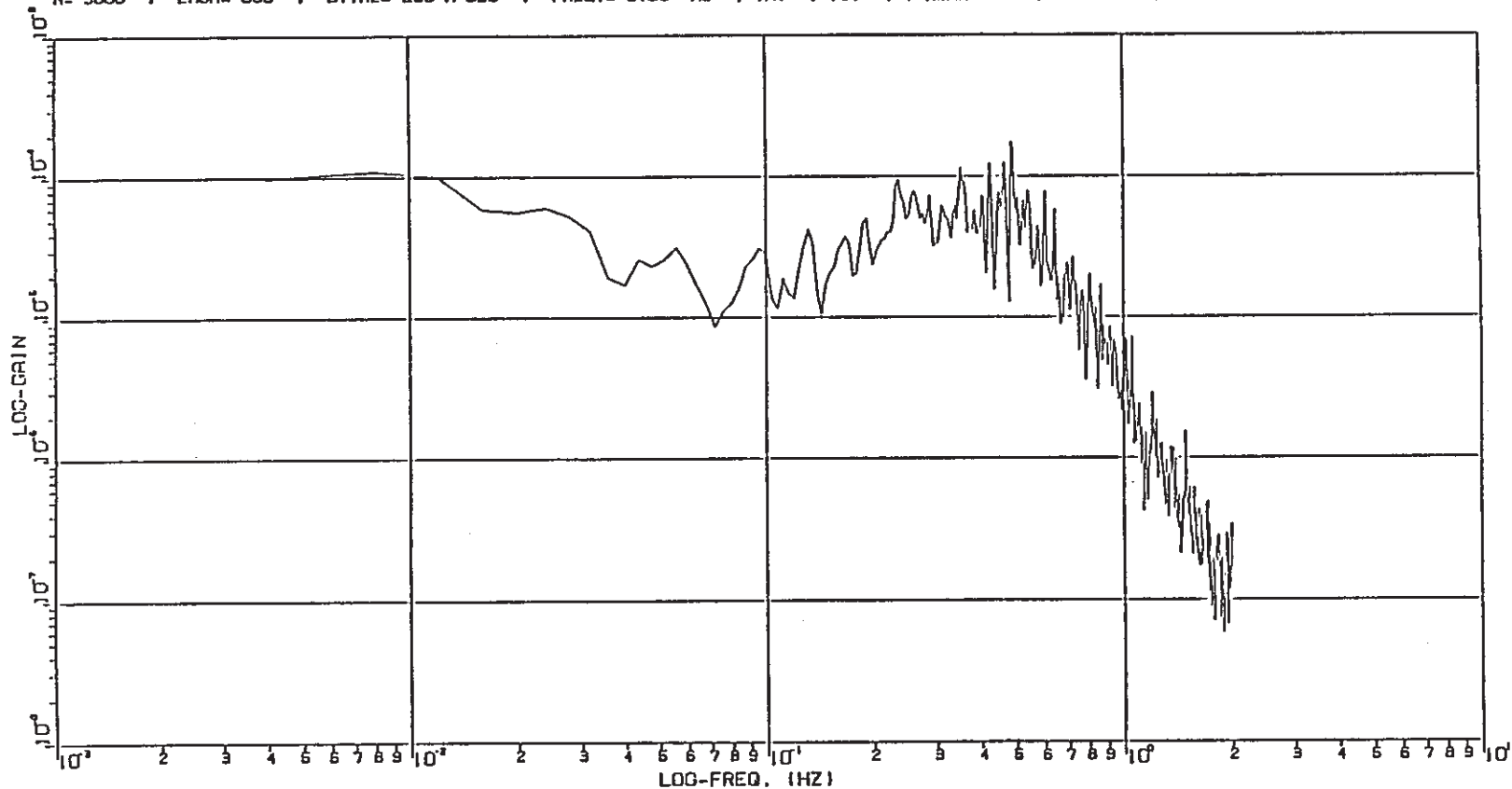


図2 炉雑音解析用コード「NOISA」FFTによる
オートパワースペクトルプロット図

<< AUTO POWER SPECTRUM >> (BY AR-MODEL)

FLUX CH.6 86.9.15 12CY-BDC P=50MW CRP-1

S4091.NO1SA.TEST.CASE2.VO1

N= 3000 . LAGH= 500 . ST= 250 M SEC . FREQ.= 2.00 HZ

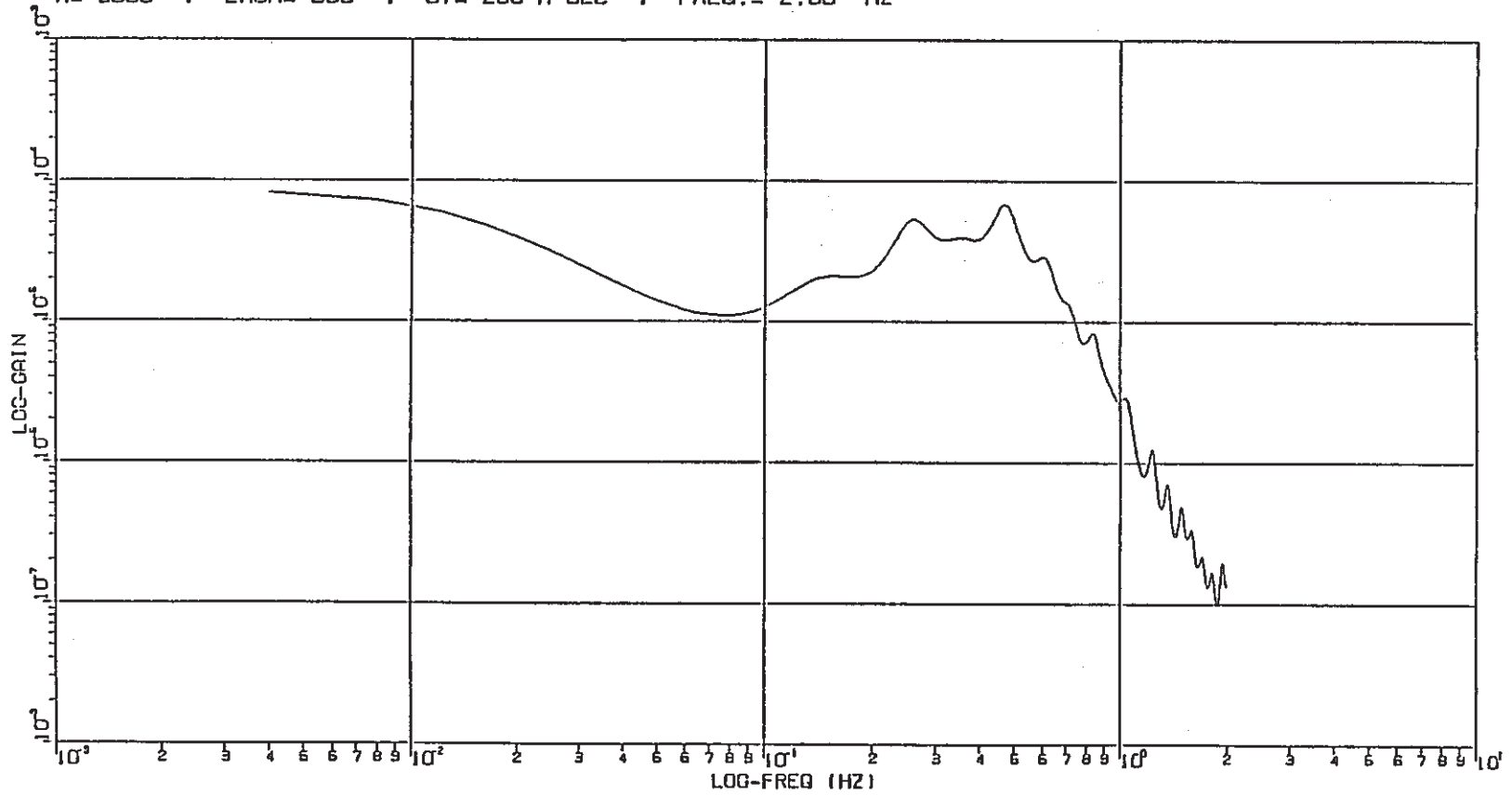


図3 自己回帰モデルによるオートパワースペクトルプロット図

<< AUTO POWER SPECTRUM >> (BY AR-MODEL)

FLUX CH.6 86.9.15 12CY-BOC P=50MW CRP-1

S4091.NOISA.TEST.CASE2.VO1

N= 3000 , LAGH= 500 , ST= 250 M SEC , FREQ.= 2.00 HZ

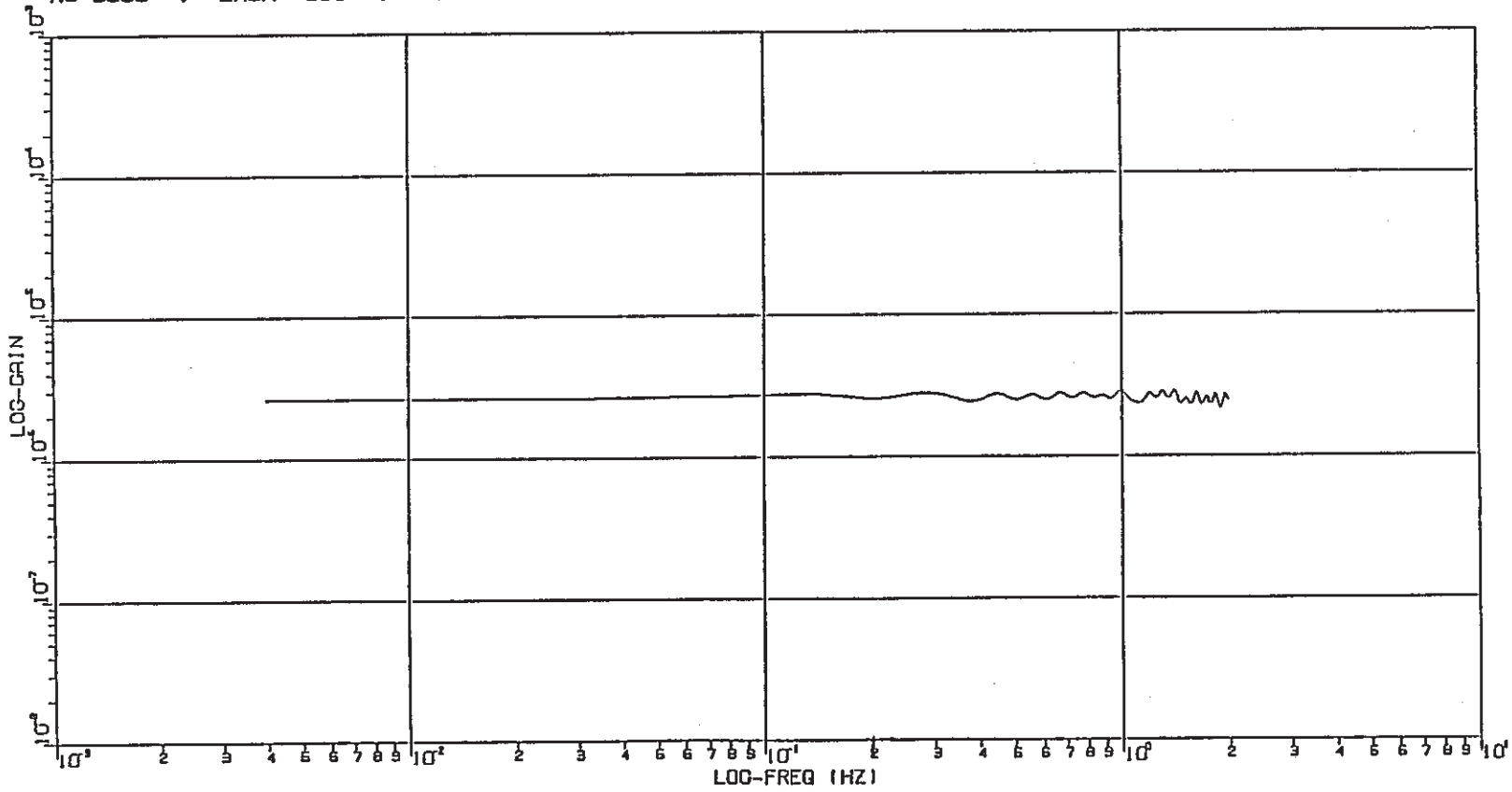


図4 残差のオートパワースペクトルプロット図

10.2 CAMACシステムによるステップ応答試験データプロットプログラム

報告者：小倉（異常監視技術 Gr.）

1. 目的

これまで技術課において実施してきたステップ応答試験のデータ採取作業は、全て人によって行われてきたが、昭和 61 年 1 月に導入された CAMAC システムのマイクロコンピュータのプログラムにより自動化された。

この「ステップ応答試験」の一連の作業の中で最後に残っていた、ステップ応答形状の経時変化のプロット作業を今回、新たに追加した X-Y プロッタにより自動化することが可能となった。

本報告は、このステップ応答形状の経時変化のプロット図を X-Y プロッタに作図させる為のマイクロコンピュータのプログラムについて述べるものである。

2. 概要

データプロットプログラムは、「ステップ応答試験支援プログラム」と名前の付いた、フロッピーディスクに格納されており、マイクロコンピュータの電源を投入するとオートスタートするプログラムメニューにより起動される。

プログラムは、1 ケースごとにプロットするものと、3 ケースを重ねてプロットするものの 2 つがあり前者は採取データの出力、後者はデータの比較や報告書に掲載するために用いられる。

この両者の操作方法は、ほぼ同じなのでここでは後者のデータの比較や報告書に掲載するために用いられるデータプロットプログラムについて説明する。

3. 動作

本プログラムは、マイクロコンピュータ上で起動されると、まずディスクドライブ 2 のデータの名称、データ採取年月日等を本体メモリー上に読み込む、これと同時に CRT 上にも表示する。この動作は、オペレーターがディスクを交換し、プログラムに指示しないかぎり 1 回だけである。

次に、プロットしたいデータの番号（先ほどの画面で、ファイル名の先頭に付いていた番号）を入力する。このプログラムでは、3 ケースの重ね書きを行う為ここでは 3 つ番号を入力することになる。

次いで、プロットラベル（コメント）の入力を行う。ラベルは、

1 ケース目 _ B O C 年年 / 月月 / 日日 }
 2 ケース目 _ M O C 年年 / 月月 / 日日 } _ は、スペースを示す。
 3 ケース目 _ E O C 年年 / 月月 / 日日 }

が、デフォルトとして用意されており、これ以外のラベルもキーボードより入力することが可能である。

以上のパラメータを全て入力すると、指定された番号のデータをドライブ2のデータディスクから読み出す。データディスクからのデータ読み出しが終了したところで、ステップ応答開始点の再計算と規格化計算を行う。この操作を指定された3ケースについて行う。

最後に、プロットする信号のメニューを表示し、選択を要求する。オペレータが必要な信号を番号で入力すると、X-Yプロッタにステップ応答形状のステップ応答形状の経時変化のプロット図をプロットする。

図1に、この時のプロットメニュー画面を、図2にS/A出口温度のプロット結果を示す。

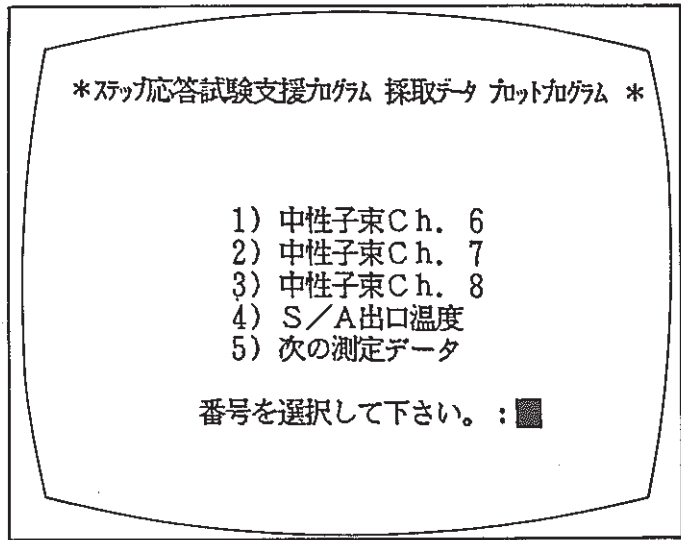


図1 プロットメニュー画面

4. 結 言

本データプロットプログラムにより、ステップ応答試験は全て自動化することが出来た。今後は、このシステムの全体的な取り扱い説明書をまとめていく方針である。

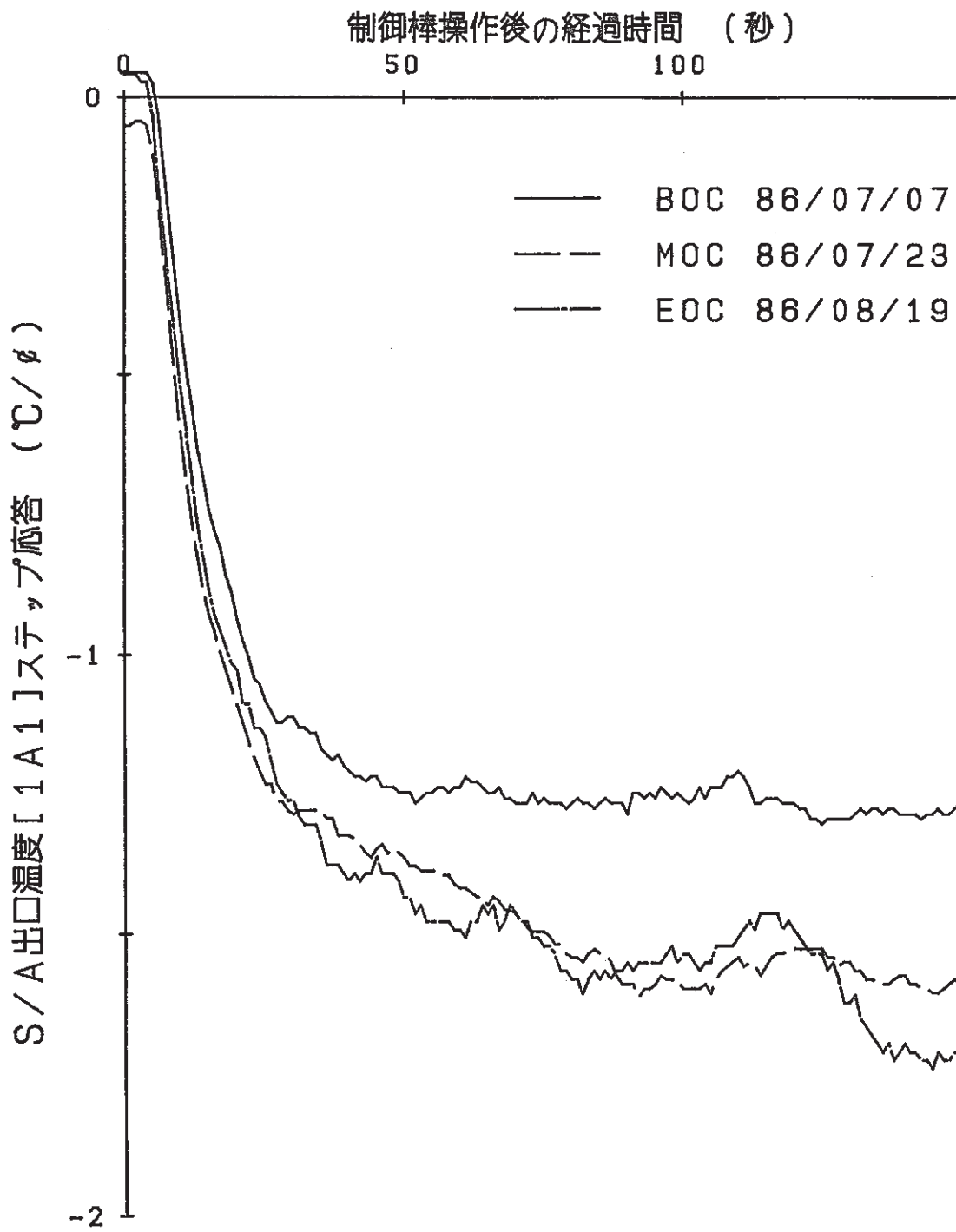


図2 S/A 出口温度ステップ応答形状の経時変化

11. その他の試験研究及び解析評価作業の成果

実験炉部技術課で実施している各種試験研究の成果のうち、3章から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 ナトリウム中窒素分析における分解蒸留装置の改良と添加回収試験

磯貝，鈴木（分析Gr.）

1. 概要

現窒素分析法はガラス製のケルダール装置を用い、ナトリウムに水（苛性ソーダ液）を加えて分解する操作がある。この操作は装置に近接し、直接手で触れて行うため、ナトリウムと水反応が急激に起った場合危険性がある。これらの対策として自動ビュレットを用い遠隔で水が加えられるよう改良した。装置の改良としては、水の滴下用ガラス管を従来の単管式より二重管式とし、アルゴンガスを流しながらナトリウムの分解ができるようにした。更に安定した回収率が得られるようコンデンサーを蛇管式から直管式に変更した。（図1参照）

本試験は装置の変更に伴って操作性及び分析結果に与える影響を検討し、更に改良装置による場合の最適分析条件を求めた。

2. 結果

- (1) ナトリウムの分解操作はドラフト前面ガラス扉を閉めたまま遠隔で出来るようになり、また操作も従来より単純化できた。
- (2) 水の滴下は自動ビュレットに依るため微妙なコントロールが出来るようになり、そのために使用する苛性ソーダ液の濃度を50 W/V%から30 W/V%に下げることができた。
- (3) 改良装置での最適分析条件は従来条件をキャリアガス流量 10 ml/min 、留出捕集液量を60 mlに変更する事により従来より定常的に高回収率（ $20 \mu\text{g}$ 窒素添加時で回収率 97.5%変動係数 1.3%）が得られるようになった。（留出曲線を図2に示す）

3. 考察

改良の結果、安定性が増した事はもちろんであるが、従来よりも安定した高回収率が得られるようになった。理由として、コンデンサーを直管式に変更した事により形状が単純化されたためコンデンサーで凝縮され付着した窒素の自己洗浄作用がスムーズになった事、また従来ナトリウムの分解中は操作上の問題からキャリアガスを止めていたものを流しながら行えるようになったため発生した窒素ガス（アンモニアガス）を捕集器（受器）側へ常に移行させられるため蒸留フラスコ内の残留窒素ガスがほとんどなくなったものと思われる。

4. 評価

実験炉「常陽」ナトリウムの純度管理のための現分析法であり、これを本改良によって操作の安全性とともに分析値の信頼性も増した事は分析する者の側及び純度管理する側からも高く評価できる。

（技 - 61 - 254）

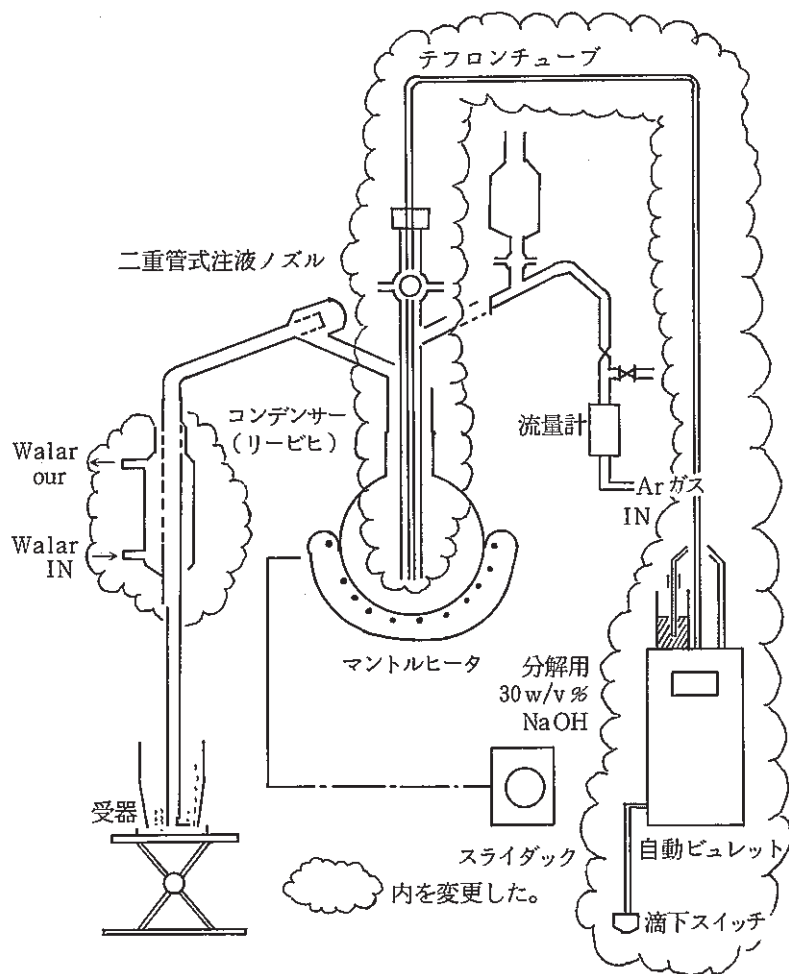


図1 改良後のNa分解蒸留装置

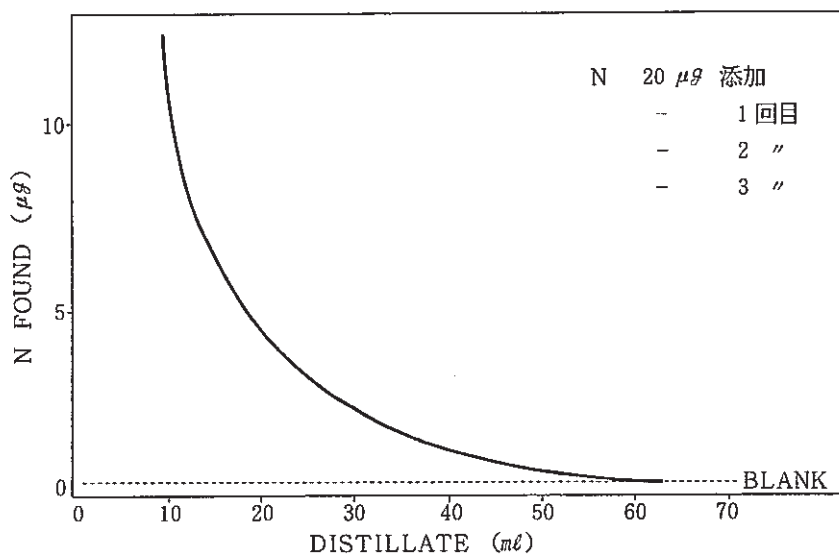


図2 窒素留出曲線

11.2 ナトリウム中塩素分析法の改良試験（イオンクロマトグラフ法）

報告者：磯貝，鈴木（分析Gr.）

1. 概要

現法の塩化銀比濁法は分析下限がナトリウム試料 2 g 使用して 1 冊であり，分析精度にも問題があった。そこで塩素イオンを高感度に定量できるイオンクロマトグラフ装置（原理を図 1 に示す）に着目し，分析操作として水で分解次にイオン交換樹脂でナトリウムを除去後イオンクロマトグラフ装置で測定する新たな方法について検討した。

2. 検討項目

ナトリウム中の塩素をイオンクロマトグラフ装置で測定するため以下の検討を行った。

- (1) 共存する妨害イオン（ Na^+ 及び OH^- ）の影響と除去法
- (2) 添加回収試験及び測定精度
- (3) 妨害イオン除去操作による検量線係数値に与える影響
- (4) 市販 NaOH 試薬のくり返し分析精度及び検出下限値の評価
- (5) 本法と比濁法によるクロスチェック分析

3. 結果

- (1) Na^+ イオンを 1 mg 以下及び pH（ OH^- イオン）を 10.8 以下にすれば影響ないことがわかった。また陽イオン交換樹脂（ダイヤイオン SK #1）83 ml で Na を 2.4 g まで除去できることがわかった。
- (2) 塩素を 50 μg 添加し本法により回収率を求めたところ 96.4 % で変動係数は 0.39 % であった。また 10 μg 添加時では上記順でそれぞれ 98.9 %，1.1 % であった。更に塩素 5, 10, 20 μg / 100 ml 濃度の標準溶液をくり返し測定したところ変動係数はそれぞれ 1.7 %，0.75 %，0.52 % であった。（表 1 及び表 2 に示す）
- (3) 検量線の係数は塩素標準溶液による場合と水酸化ナトリウム（ナトリウムとして 2 g に相当）に塩素標準溶液を添加し，ナトリウム除去操作を行って求めた場合とも同じであり，除去操作による影響がないことがわかった。
- (4) 市販 NaOH 特級試薬中の塩素量を本法及び比濁法により比較分析を行ったところ，両法による分析値とも約 1.5 冊と同濃度であった。しかし変動係数は本法が 3.7 % と比濁法の 16 % であったのに対し，より精度がよいことがわかった。また本法の検出下限値はベースラインの安定性から考慮してチャート紙の最小目盛の高さに相当する 0.4 μg であることがわかった。（表 3 に示す）
- (5) 実験炉「常陽」の一・二次系ナトリウム試料を本法と比較分析したところほぼ同様な結

果が得られた。(表4に示す)

4. まとめ及び考察

本法は金属ナトリウム採取量を2gとすれば約4%の精度で0.2ppmまで定量できることがわかった。したがって本法を用いれば現法(比濁法)に比べより精度よく、より低濃度まで「常陽」一・二次系ナトリウムの塩素の純度管理ができることがわかった。

5. 評価

現在実験炉「常陽」ナトリウム中の塩素は約1ppm前後でこの値は現法では評価が困難である。これに対し本新法は分析下限値が0.2ppmと明らかに1ppmを評価でき信頼性も高いので今後は本新法を採用するべきである。

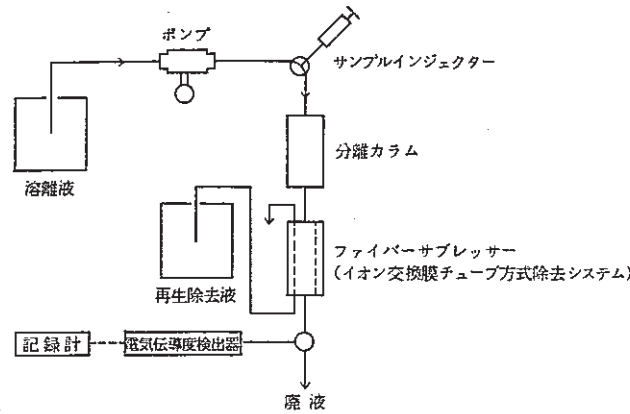


図1 イオンクロマトグラフィー原理フロー図

試料中イオンは溶離液と共に分離カラムに入り、イオン種ごとに分離される。次にサプレッサーカラムで各イオン種は電気伝導性が高められ、電気伝導度検出器で濃度に比例したピーク高さとして検出される。

表1 塩素添加回収試験

Run No.	Cl ⁻ added(μg)	Cl ⁻ found(μg)	Recovery (%)
1	50	48.2	96.4
2	"	48.5	97.0
3	"	48.0	96.0
4	"	48.3	96.6
5	"	48.2	96.0
\bar{x}		48.2	96.4
s		0.19	0.38
R.S.D. (%)		0.39	0.39

Run No.	Cl ⁻ added(μg)	Cl ⁻ found(μg)	Recovery (%)
1	10	9.95	99.5
2	"	9.73	97.3
3	"	10.02	100.2
4	"	9.89	98.9
\bar{x}		9.89	98.9
s		0.11	1.1
R.S.D. (%)		1.1	1.1

表2 くり返し測定精度

濃度 Run No.	5 μg / 100ml	10 μg / 100ml	20 μg / 100ml
1	33.0 (mm)	68.5 (mm)	129.0
2	32.8	68.2	130.1
3	32.6	67.7	130.8
4	33.0	67.8	130.2
5	34.2	67.0	129.2
\bar{x}	33.1	67.8	129.9
s	0.56	0.51	0.67
R.S.D. (%)	1.7	0.75	0.52

表3 NaOH 特級試薬中の塩素の2方法によるくり返し定量結果

* NaOHはNa量として2g採取した。

Run No.	定量法 イオンクロマト法	比濁法 (現法)
1	1.7 ppm	1.5 ppm
2	1.7	1.5
3	1.8	1.8
4	1.7	1.7
5	1.6	1.1
x	1.7	1.5
s	0.063	0.24
R.S.D. (%)	3.7	16

表4 「常陽」Naについて2つの方法による比較分析

試料Na	分析値 (ppm)	
	イオンクロマト法	比濁法 (現法)
JNa 1-61-07	1.0	1.2
JNa 2-60-07	< 0.4	< 1.0
JNa 2-61-02	0.6	1.4