

# 実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.2, No.3 昭和60年10月～12月の成果概要



1986年2月

動力炉・核燃料開発事業団  
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

## 実験炉部技術課試験研究成果速報

### Vol.2 No.3 昭和60年10月～12月の成果概要

溝尾 宣辰 吉野富士男

#### 要 旨

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うち、昭和60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。

- 高速実験炉の核特性の解析と評価
- 高速実験炉の炉内熱流力特性の測定・解析
- 大型炉炉心設計研究のための解析・評価
- MK-II炉心における自然循環試験の結果と解析・評価
- 高速実験炉における燃料破損検出技術の開発
- 高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析
- 計算機コード・マニュアルの作成と整備
- その他の試験研究及び解析評価作業の成果

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

Feb. 1986

Preliminary Results on Experiments, Analyses and Evaluations  
Performed by Reactor Technology Section,  
Experimental Reactor Division. Vol.2, No.3

Nobutatsu Mizoo and Fujio Yoshino

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during October through December, 1985. All results described in the report were released with internal memorandum of Reactor Technology Section, before detail analysis, evaluations, and/or discussions.

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

- Results of analyses and evaluations for core characteristics of JOYO.
- Results of measurements and analyses on the thermal-hydraulic characteristics of Experimental Fast Reactor "JOYO".
- Results of analyses and evaluations for large core design study.
- Results of measurements and analysis for natural circulation test in JOYO MK-II core.
- Development of Fuel Failure Detection (FFD) technique.
- Results of measurements and analysis for various plant characteristics of JOYO.
- Production and/or arrangements of analysis codes and code manuals.
- Miscellaneous results.

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

---

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

## 目 次

1. ま え が き	
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究	
2.1 高速実験炉の工程（昭和60年10月～12月）	1
2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和60年10月～12月）	24
3. 高速実験炉の核特性の解析と評価	
3.1 PIE結果に基づくスタック長変化量を用いた MK-II炉心の出力係数の推定（技-60-194）	27
3.2 U-238捕獲反応からPu-239生成までの時間遅れによる 反応度への影響（技-60-202）	28
3.3 INTA線出力のベスト・エスティメイト（技-60-229）	30
3.4 MK-II炉心第8サイクルにおけるC/R-4の較正曲線 （制御棒較正試験・予備解析）（技-60-212）	32
3.5 MK-II炉心第8サイクルにおける制御棒較正試験用制御棒の 干渉効果の計算（技-60-222）	34
3.6 MK-II炉心第8サイクルにおける制御棒較正試験（技-60-227）	35
3.7 MK-II炉心の中性子源交換計画のための一資料（技-60-223）	37
4. 高速実験炉の炉内熱流力特性の測定・解析	
4.1 MK-II炉心第8サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測 （技-60-201,219）	39
4.2 “JOYFL-II” コールドによる炉心圧損変化計算（技-60-236）	41
4.3 MK-II炉心第8サイクルにおける系統圧損測定結果（技-60-218）	42
4.4 INTAの圧損係数の導出（訂）（技-60-211）	43
4.5 流量計特性試験速報（技-60-216）	44
4.6 流量アンバランス試験の実施の有効性の検討（技-60-213）	47
4.7 流量アンバランス試験の試験結果報告（技-60-235）	49
5. 大型炉炉心設計研究のための解析評価	
5.1 大型炉炉心燃料仕様決定のためのサーベイ計算（技-60-214）	51
5.2 大型炉径ブランケット燃料の崩壊熱計算（技-60-215）	53
5.3 大型炉燃料集合体の軸方向遮蔽体構成の検討（1）（技-60-217）	54
5.4 大型炉の径方向遮蔽体構成の検討（1）（技-60-224）	57

5.5	大型炉の径方向遮蔽体構成の検討(2)(技-60-231).....	61
5.6	大型炉炉心燃料の圧損評価(技-60-225).....	64
5.7	断面積セット“JFS-2”と“JFS-3”の比較検討 (技-60-193).....	66
6.	MK-II炉心における自然循環試験の結果と解析・評価	
6.1	MK-II炉心における自然循環試験II-Bの試験後解析(その2) (技-60-204).....	70
6.2	MK-I炉心における自然循環試験-D及びMK-II炉心における 自然循環試験II-Bの実測データの比較・検討(技-60-238).....	71
7.	高速実験炉における燃料破損検出技術の開発	
7.1	改良オーステナイト・ステンレス鋼製被覆管を用いた燃料の照射試験 (AST試験)で用いるタグガスの組成選定について(技-60-234).....	72
7.2	U-Ni製FPソース集合体の製作時の被曝評価(技-60-228).....	76
7.3	『常陽』破損燃料位置検出装置(FFDL)開発試験 (原子力学会 予稿).....	80
8.	高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析	
8.1	制御棒振動効果の観点より考えた下部案内管スウェリング量の限界値 (技-60-207).....	86
8.2	主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果(技-60-221).....	88
8.3	M系列・安定性試験結果(MK-II炉心第8サイクル)(技-60-237).....	94
8.4	MK-II炉心第8サイクルにおける炉上部開放運転の実施検討 (技-60-230).....	97
8.5	計算機用熱電対の較正曲線の作成(技-60-200).....	102
8.6	制御棒較正時の反応度計算結果に与えるローパスフィルタの影響 (技-60-203).....	103
9.	計算機コード・マニュアルの作成と整備	
9.1	“MIMIR-N2”の一次系及び二次系流動計算ルーチンの改造報告 (技-60-196).....	107
9.2	集合体崩壊熱のチェック計算(技-60-199).....	108
9.3	3次元測定値のプロット用“GRAPHMAN” インターフェイスの作成(技-60-206).....	111
9.4	圧損係数変換プログラムの作成(技-60-232).....	112
10.	その他の試験研究および解析評価作業の成果	
10.1	JOYDAS改造報告(技-60-208).....	113

10.2	サーベイランス材の放射化量計算（技-60-209）.....	119
10.3	安全容器サーベイランス用温度モニター用キャプセル取り付け時の 被曝評価（技-60-226）.....	120

## 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60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（昭和60年10月～12月）

10月上旬から中旬にかけて、1次系及び2次系へのナトリウム充填ならびに主循環ポンプの起動を行い、各系統の流量を100%、温度を250℃とし、プラントを温態待期状態とした。

10月下旬から、MK-II定格第8サイクル運転のための燃料取扱作業を開始し、11月中旬に終了した。その後、運転前確認、計測線付C型特殊燃料集合体（INTA）と炉上部照射プラグリグ（UPR）の現場での最終調整及び第5回定期検査における格納容器床下作業の終了に伴う床下・コンクリート遮蔽体冷却系の窒素ガス置換等を行った。これにより、プラント状態は、定検モードから原子炉運転モードに移行し、11月末には、第8サイクル起動の準備を完了した。

12月2日には、原子炉が起動され、5日に100MW出力に到達した。その後、主としてINTAに装荷された燃料中心温度計を用いて燃料挙動を確認することを目的として、15MWまで出力降下し、再度出力上昇を行ない、12月8日に100MWへ到達し、明年1月20日終了予定の第8サイクル定格運転を継続した。

本期間は、第5回定期検査の終了時期にあたるころから、多数の科学技術庁立会検査が実施されたが、12月9日に100MW出力において実施した検査項目をもってすべて終了し、12月10日に第5回定検合格証を取得した。表1に本期間において実施された科学技術庁立会による検査の受験実績を示す。

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

#### (1) 10月

- ① 制御棒駆動機構据付，調整
- ② 1次系プロセス計器点検
- ③ 炉容器液面計（長尺化）の交換工事と校正
- ④ 2次系プロセス計装品点検
- ⑤ 圧縮空気系圧縮機点検
- ⑥ フレオン冷媒系点検
- ⑦ 計測線付C型特殊燃料集合体及び炉上部照射プラグリグケーブル布設
- ⑧ 原子炉格納容器気密扉点検
- ⑨ Arガス循環ブロウ配管系改造
- ⑩ 原子炉格納容器床下電磁弁交換
- ⑪ コンクリート遮蔽体冷却系冷却弁交換，ブロウ，オートグリスタ，ペDESTAL部ブース

タブロワ点検

- ⑫ 燃料洗浄廃液処理設備改造工事
- ⑬ 補機冷却塔交換工事
- ⑭ FFD-DN法Bループ側設置工事
- ⑮ JOYDAS H-500 リプレース

(2) 11月

- ① 1次主電磁流量計, 1次主循環ポンプ制御装置コンデンサ交換
- ② JOYDAS H-500 リプレース
- ③ 主冷空調設備自主点検
- ④ 圧空系圧縮機出口逆止弁改造工事
- ⑤ 冷却塔付帯設備工事
- ⑥ M3マンホール開孔予備工事
- ⑦ 炉上部ピット廻り柵工事
- ⑧ 廃棄物処理建物, 廃液処理設備改造工事
- ⑨ 系統圧損測定, 流速計特性試験
- ⑩ ベーン・ダンパ開度特性試験

(3) 12月

- ① 制御棒校正試験
- ② 集合体出口温度計校正
- ③ 制御棒振動効果測定
- ④ 出力係数測定
- ⑤ 炉雑音測定
- ⑥ ステップ応答試験
- ⑦ 熱出力校正
- ⑧ 燃焼係数測定
- ⑨ INTA, UPRオンライン試験
- ⑩ FFD DN法応答特性試験
- ⑪ FFD 特性試験 (含オンライン モニタ)
- ⑫ JOYDAS オンライン運転による検査

本報告書に係る期間中(昭和60年10月~12月)の原子炉運転実績を表2-1, 表2-2に, その工程表及びプラント状態表をそれぞれ表3-1~3-3, 表4-1~4-3に示す。100 MW定格第8サイクルの原子炉熱出力, 原子炉出入口温度及びNa流量を図1~図3-2に示す。図4-1, 図4-2には, それぞれ, 制御棒下部案内管交換時, 定格第8サイクル運転時

の炉心構成図を示す。

---

参考文献

高速実験炉「常陽」プラント管理月報

1985年10月分 PNC SN932 85-10

1985年11月分 PNC SN932 85-11

1985年12月分 PNC SN932 85-12

表1 科学技術庁立会検査受検実績

No.	受検月日	受検No.	受 検 項 目
1	10月21日	B-306	2次主循環ポンプ作動検査
2	"	B-307	2次主循環ポンプメカニカルシール分解検査
3	"	B-312	2次補助冷却系電磁ポンプ作動検査
4	"	B-313	2次Na純化系電磁ポンプ作動検査
5	"	B-803	圧縮空気供給系除湿装置性能検査
6	10月28日	B-402	制御棒駆動部作動検査
7	"	B-402	制御棒駆動機構駆動部分解検査
8	"	B-705	格納容器雰囲気調整系計器校正検査
9	"	B-706	窒素ガスブロウ分解検査
10	"	B-707	窒素ガスブロウ作動検査
11	"	B-708	ペDESTALブロウ分解検査
12	"	B-709	ペDESTALブロウ作動検査
13	10月29日	A-201	制御棒インターロックの確認
14	"	A-101	制御棒のスクラム時間
15	"	A-102	制御棒一斉挿入の挿入時間
16	11月11, 12日	B-104	回転プラグ持上装置
17	"	A-703(1)	炉外燃料移送機器
18	"	A-703(2)	炉外燃料移送機器
19	"	A-704	使用済燃料貯蔵設備
20	11月15日	B-701	原子炉格納容器貫通部漏洩検査
21	"	B-702	原子炉格納容器隔離弁漏洩検査
22	"	A-806	廃液処理設備廃液貯留タンク貯留能力確認
23	"	A-702	炉内燃料取扱機器動作確認
24	"	A-705	浄化能力及び冷却能力確認
25	"	A-706	炉外燃料取扱機器動作確認
26	"	B-503	廃液処理設備蒸発缶耐圧漏洩検査
27	"	A-807	固体廃棄物貯蔵設備貯蔵能力確認
28	11月15, 16日	A-106	ディーゼル発電機起動試験
29	"	A-104	1次主ポンプボニーモータの起動
30	"	A-105	1次補助冷却系の作動確認
31	"	B-301	1次主循環ポンプ作動検査

表1 科学技術庁立会検査受検実績(続き)

No	受検月日	受検No	受 検 項 目
32	11月15, 16日	B-304	オーバーフロー系電磁ポンプ作動検査
33	"	B-305	1次ナトリウム純化系電磁ポンプ作動検査
34	"	B-802	バッテリー外観及び機能検査
35	"	B-410	1次冷却系計装設備ナトリウム漏洩検出器作動検査
36	"	B-413	2次冷却系計装設備ナトリウム漏洩検出器作動検査
37	"	B-405	燃料破損検出設備校正検査
38	"	B-406	燃料出口温度計装設備校正検査
39	"	B-407	1次冷却系計装設備流量計校正検査
40	"	B-408	1次冷却系計装設備液面計校正検査
41	"	B-409	1次冷却系計装設備温度計校正検査
42	"	A-202	警報装置の作動
43	"	B-801	ディーゼル発電機作動検査
44	"	B-411	2次冷却系計装設備流量計校正検査
45	"	B-412	2次冷却系計装設備温度計校正検査
46	11月19, 20日	B-601	$\gamma$ 線エリアモニタ校正検査
47	"	B-602	中性子源エリアモニタ校正検査
48	"	B-603	ダストモニタ校正検査
49	"	B-604	ガスモニタ校正検査
50	"	B-605	水モニタ校正検査
51	"	B-606	モニタリングポスト校正検査
52	11月26, 27日	A-108	アイソレーション条件
53	"	A-103	スクラム, 制御棒一斉挿入の条件
54	"	A-107	手動アイソレーションの作動
55	"	A-805	廃液処理設備処理能力の確認
56	"	B-403	原子炉制御設備校正検査
57	"	B-404	中性子計装設備校正検査
58	"	B-101	使用済燃料体検査
59	"		原子炉制御設備校正検査
60	"		中性子計装設備校正検査
61	"		警報装置の作動
62	12月3日	A-301	制御棒価値
63	"	A-302	反応度付加率

表1 科学技術庁立会検査受検実績(続き)

No.	受検月日	受検No.	受 検 項 目
64	12月3日	A-303	炉停止余裕
65	"	A-304	過剰反応度
66	12月9日	A-202	警報装置の作動
67	"	B-102	燃料破損検査
68	"	A-901	格納容器の圧力確認
69	"	A-501	1次冷却材の出口温度確認
70	"	A-601	空間線量率の測定
71	"	A-602	放射線物質濃度の測定
72	"	A-803	廃ガス処理設備廃ガス濃度測定

表 2 - 1 月間の原子炉運転実績

期 間 項 目	昭和 60 年 10 月			昭和 60 年 11 月			昭和 60 年 12 月		
	月 間			月 間			月 間		60 年度第 3 四半期 (期間 S 60. 10 ~ S 60. 12)
原子炉起動回数(回)	0			0			3		3
運 転 日 数(日)	0			0			30		30
積算運転時間(H)	0			0			695		695
積算熱出力(MWH)	0			0			63,050		63,050
利 用 率(%)	0			0			85		29
平均熱出力(MW)	0			0			91		91
最大熱出力(MW)	0			0			100		100

表 2 - 2 積算原子炉運転実績

期 間 項 目	昭和 60 年 10 月 31 日まで			昭和 60 年 11 月 30 日まで			昭和 60 年 12 月 31 日まで		
	60 年度累計 期間 (S.60.4~60.10)	MK-II 累計 (S.57.11.22~)	MK-I, II 累計 (S.52.4.24~)	60 年度累計 期間 (S.60.4~60.11)	MK-II 累計 (S.57.11.22~)	MK-I, II 累計 (S.52.4.24~)	60 年度累計 期間 (S.60.4~60.12)	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)	3	121	383	3	121	383	6	124	386
運 転 日 数(日)	6	—	—	6	—	—	36	—	—
積算運転時間(H)	105	9,659	22,627	105	9,659	22,627	799	10,354	23,322
積算熱出力(MWH)	5,738	822,309	1,424,271	5,738	822,309	1,424,271	68,788	885,359	1,487,321
利 用 率(%)	1.1	—	—	0.98	—	—	10	—	—
平均熱出力(MW)	55	—	—	55	—	—	86	—	—
最大熱出力(MW)	100	—	—	100	—	—	100	—	—





表3-2 高速実験炉「常陽」実績工程表

項目	年月日																														
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
一般事項			文化の日	振替休日		IAEA 科技厅査察																	勤労感謝の日					IAEA 科技厅査察		第五土一斉休日	
記事	第5回定期検査																														
	燃料取扱作業										局立 ◎			局立 ◎ ◎			局立 ◎ ◎									局立 ◎ ◎					
	炉内燃料取扱(1)					燃料移送					炉内燃料取扱(2)					運転前確認					INTA装荷					床下N2置換					
						11/6 FMFへキャスクカー渡し(1体) 11/5~12 洗浄, プールへ										主送風機ベーン, ダンパー 開度特性試験					原子炉保護系点検					系統圧損測定					
						1) 炉心燃料 10体 2) AMIR-1 1体 3) 内側反射体 2体 4) 外側反射体 1体										1次主EMF, 主ポンプ制御装置 コンデンサー交換(ポニー運転)										流量アンバランス試験					
						11/6~12 炉内へ										外部電源喪失試験										流量計特性試験					
						1) 炉心燃料 10体 2) AMIR-4 1体 3) SMIR-5,8 2体 4) 内側反射体 1体 5) 空ポット 1体										アイソレーション予備試験					アイソレーション試験					UPR流速計点検					
	6/20~廃棄物処理建物, 廃液処理設備改造工事																														
	M3マンホール開孔予備工事																														
	炉上部ピット廻り柵工事																														
	10/12~JOYDASH500リプレース																														
	冷却塔付帯設備工事																														
																JOYDASオンライン運転による検査															
																主冷却機建家 空調設備自主点検															
																										圧空系圧縮機出口逆止弁改造工事					
FFD特性試験 (含むオンラインモニター)																															



表4-1 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日 項目	S. 60. 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	26	27	28	29	30	31
	第5回定期検査, 特殊照射準備・改造工事等																														
主要工程	原子炉容器ナトリウム液面計据付										制御棒駆動機据付・調整										炉内燃料取扱(1)										
	UPR, INTA調整										CRD M Arガス系改造										外部電源喪失予備試験										
	1次系液面計校正										局立*1 (リハーサル)										炉容器Naレベル計校正										
	2次系Na充填										1次系Na充填										局立*2										
	2次補助系Na充填										1次系Naドレン										局立*3										
	1次冷却系設備点検																				1次系Naドレン										
	2次冷却系設備点検																				1次系Na充填										
																					原子炉保護系点検										
原子炉出力																停止															
炉内状況	GL-8200										-7800										GL-6100										
冷却系	予熱室蒸気ブロウ(B)運転																				予熱室蒸気ブロウ(B)運転										
Na温度	系統温度 200°C																				250°C										
1次系	1次系Naドレン中										充填										200°C										
Na流量											主P 起動										主P 起動										
	ヒータ投入										ポニー 補助系										ポニー 補助系										
Na温度	系統温度 200°C																				250°C										
	常温										主P 起動										200°C										
2次系	2次系Naドレン中										充填										100%										
Na流量	2次補助系ヒータ投入										2次補助系Na充填										停止										
関係																開放															
E/H																E/H閉															
床下雰囲気																閉鎖															
その他	低レベル廃液移送										1次CT (B)応急対策										機器搬入口扉閉 高レベル廃液移送										
																					1次, 2次Na, Ar SP										

- \* 1 (リハーサル) \* 3
- A-104 B-401
- A-105 B-402
- A-201
- \* 2
- B-306 A-101
- B-307 B-102
- B-312 B-705
- B-313 B-706
- B-803 B-707
- B-708
- B-709

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

表4-2 高速実験炉「常陽」プラント状態表

項目	年月日																													
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
	S. 60. 11																													
	第5回定期検査、特殊照射準備・改造工事等																													
主要工程	燃料移送									炉内燃料取扱(1)											炉内燃料取扱(2)									
	局立*1										局立*2										局立*3									
原子炉出力	停止																													
	炉内状況																													
冷却系	Na温度 250°C																													
	Na流量 20%										主P 起動										Na流量 100%									
Na流量	Na流量 20%										ポニー 補助系										Na流量 100%									
	Na流量 20%										主P 起動										Na流量 100%									
Na温度	Na温度 250°C																													
	Na流量 100%										停止										Na流量 100%									
Na流量	Na流量 100%										停止										Na流量 100%									
	Na流量 100%										停止										Na流量 100%									
関係 E/H	閉鎖																													
	空気																													
床下雰囲気	窒素																													
	窒素																													
その他	高レベル廃液移送																													
	低レベル廃液移送																													
その他	1次CT(B)応急対策																													
	計算機入力信号増設工事																													
1次Na SP																														

- \*1 B-104 A-703 A-704
- \*2 A-705 A-706 A-702 B-701 B-702 B-503 A-806 A-807
- \*3 A-104 A-105 A-106 B-301 B-304 B-305
- \*4 B-801 A-202 B-802 B-405 B-406 B-407 B-408 B-409 B-410 B-411 B-412 B-413 B-601 B-602 B-603 B-604 B-605 B-301 B-606
- \*5 A-107 A-108 A-103 A-805 B-101
- \*6 B-403 B-404 A-202
- \*ドライバー A, B, C 特 64体  
INTA 1体  
SMIR 1体  
AMIR 2体  
(UPR) 1体
- ( )ドライバー A, B, C 特 64体  
INTA 1体  
SMIR 1体  
AMIR 1体  
(UPR) 1体
- @ドライバー A, B, C 特 63体  
INTA 1体  
SMIR 3体  
AMIR 2体  
(UPR) 1体

表4-3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

項目	年月日		S. 60. 12																																
	①	2	3	4	5	6	⑦	⑧	9	10	11	12	13	14	⑮	16	17	18	19	20	⑳	㉑	㉒	23	24	25	26	27	28	㉔	㉕	㉖			
主要工程	100 MW第8サイクル運転																																		
	第5回定期検査			運転前確認			熱電対校正			1次系出口温度確認等局立*2			M系列試験			安定性試験			運転中点検			原子炉保護系点検													
原子炉出力	15~30kw												100 MW																						
	2			12			15			50			80			90			100			95			95			100			100			100	
炉内状況	→*												GL-6100																						
冷却系 Na温度 1次系 Na流量	250°C												500°C																						
	367			500			435			474			487			出口Na温度 500°C			493			493			出口Na温度 500°C										
Na温度 2次系 Na流量	250°C												472°C																						
	367			472			420			452			462			入口Na温度 472°C			467			467			入口Na温度 472°C										
Na温度 1次系 Na流量	250°C												343°C																						
	343			355			348			345			出口Na温度 343°C			344			344			出口Na温度 343°C													
関係 E/H 床下雰囲気													閉鎖 窒素																						
その他	低レベル廃液移送												ステップ応答 FFD特性試験 FFD D/N法応答特性試験 INTA, UPRオンライン試験 1,2次Na, Ar SP																						
													低レベル廃液移送																						

- \*1
  - A-301
  - A-302
  - A-303
  - A-304
- \*2
  - A-803
  - A-601
  - A-602
  - A-901
  - A-501
  - B-102
  - A-202

- \*ドライバー 63体
- A特 1体
- B特 1体
- C特 1体
- INTA 1体
- SMIR 3体
- AMIR 2体
- (UPR) 1体

(1985/12/3 1:0 ~1986/1/20 23:45)

原子炉熱出力 (MW)

REACTOR THERMAL POWER (MW)

# MK-II CYCLE NO. 8

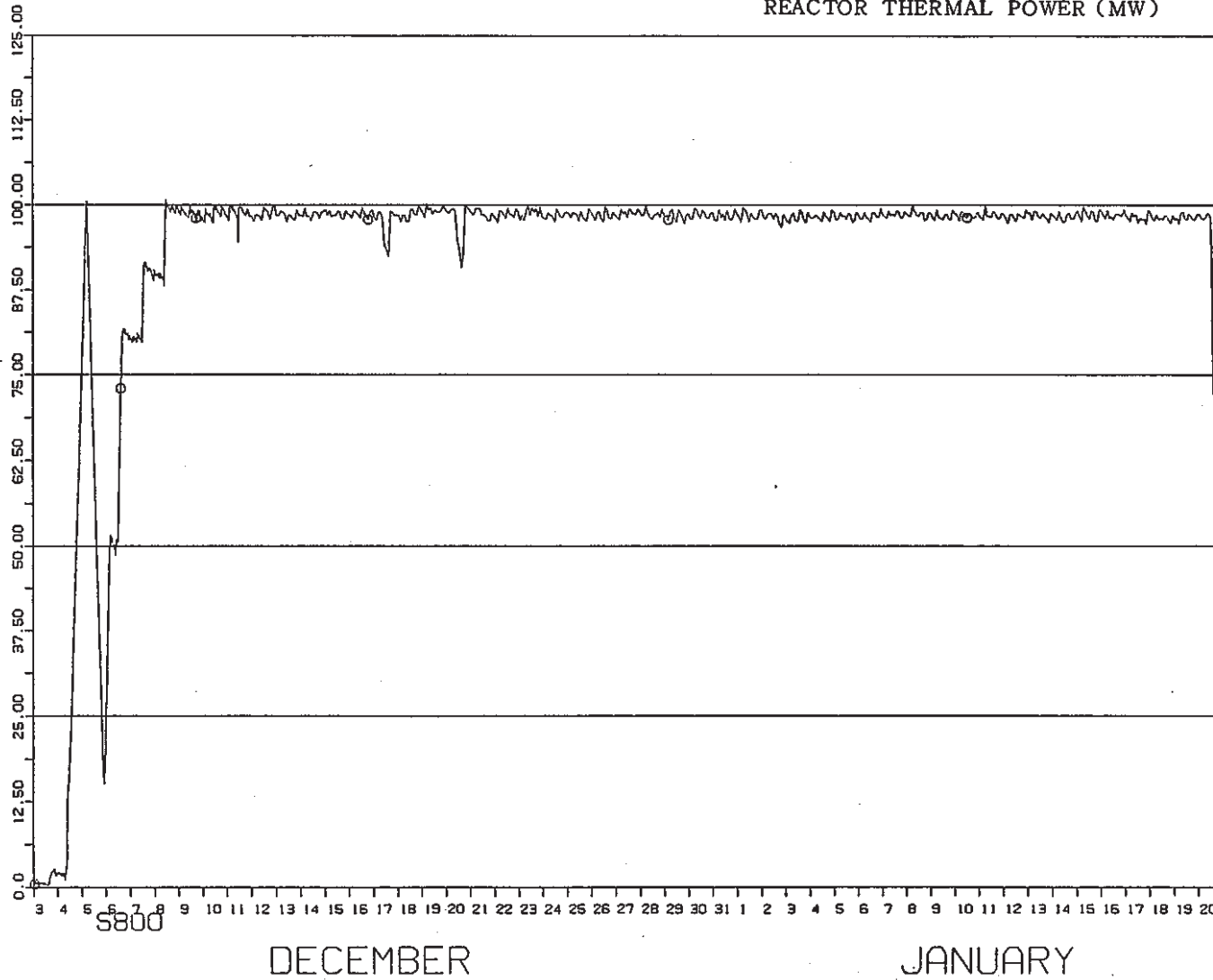


図1 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

MK-II CYCLE NO. 8

(1985/12/3 1:0 ~1986/1/20 23:45)

炉容器入口 Na 温度 (A) (°C)

REACTOR INLET TEMPERATURE (A) (°C)

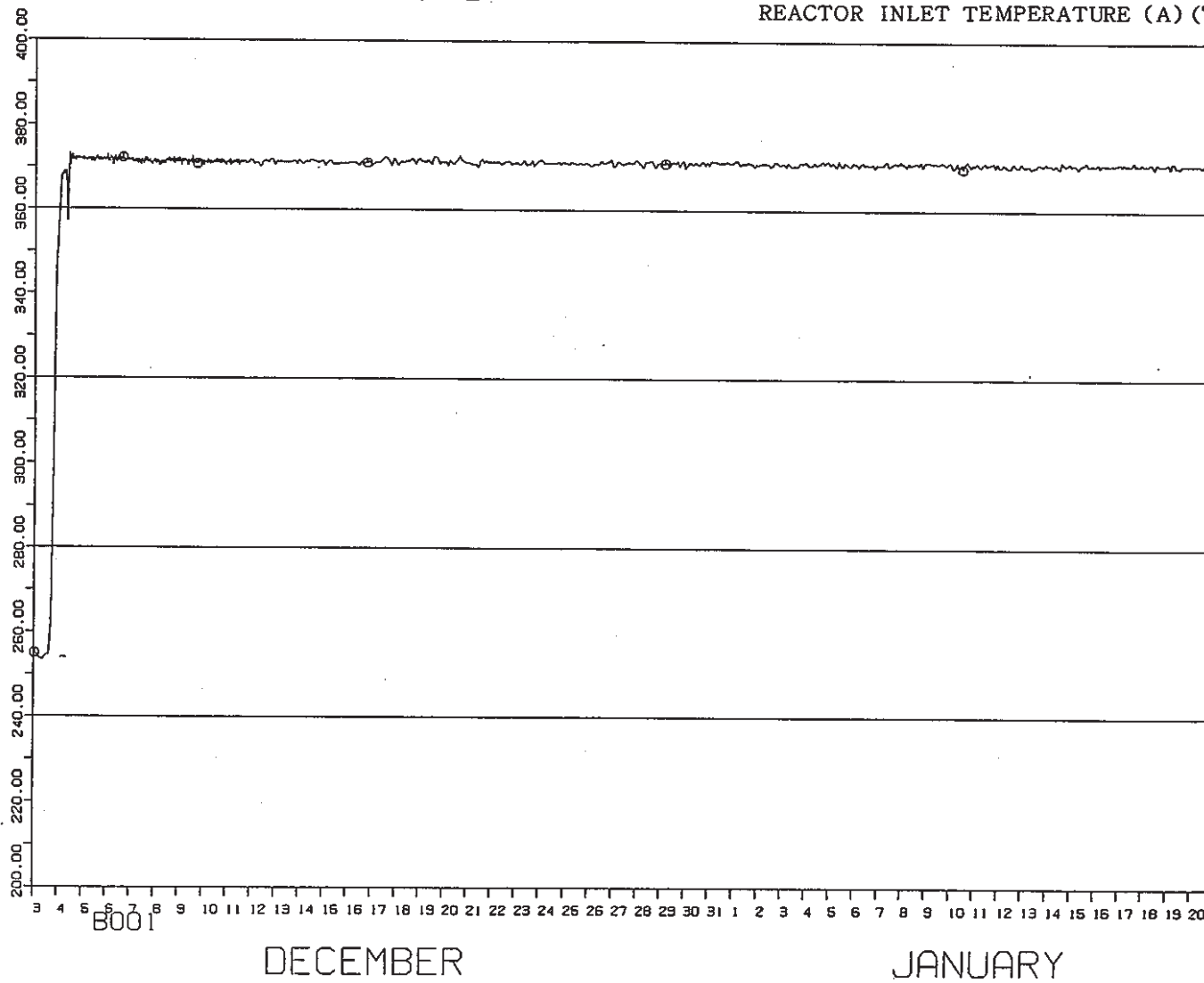


図2-1 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

(1985/12/3 1:0 ~1986/1/20 23:45)

炉容器入口Na温度 (B) (°C)

REACTOR INLET TEMPERATURE (B) (°C)

# MK-II CYCLE NO. 8

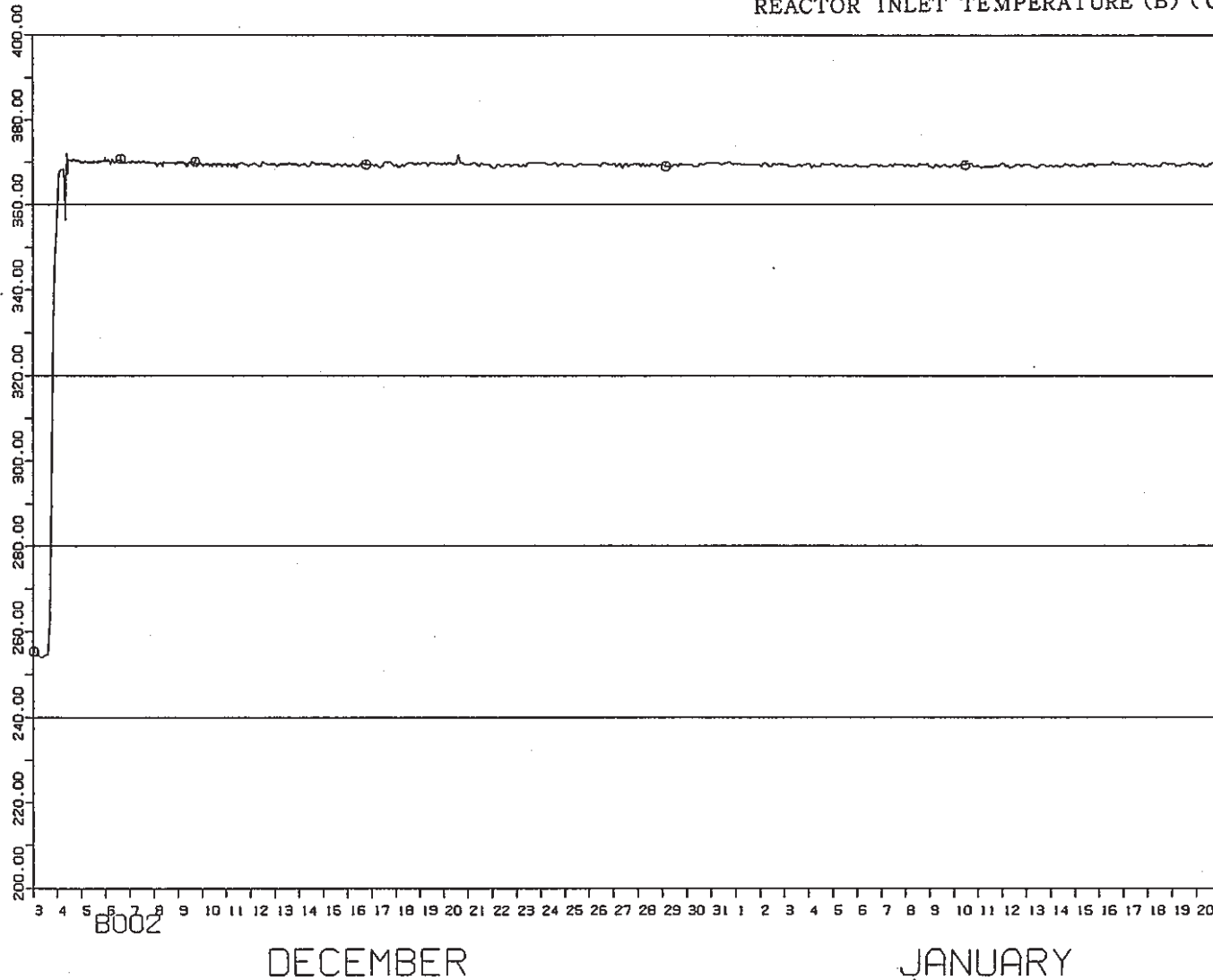


図2-2 「常陽」MK-II 定格第8サイクル



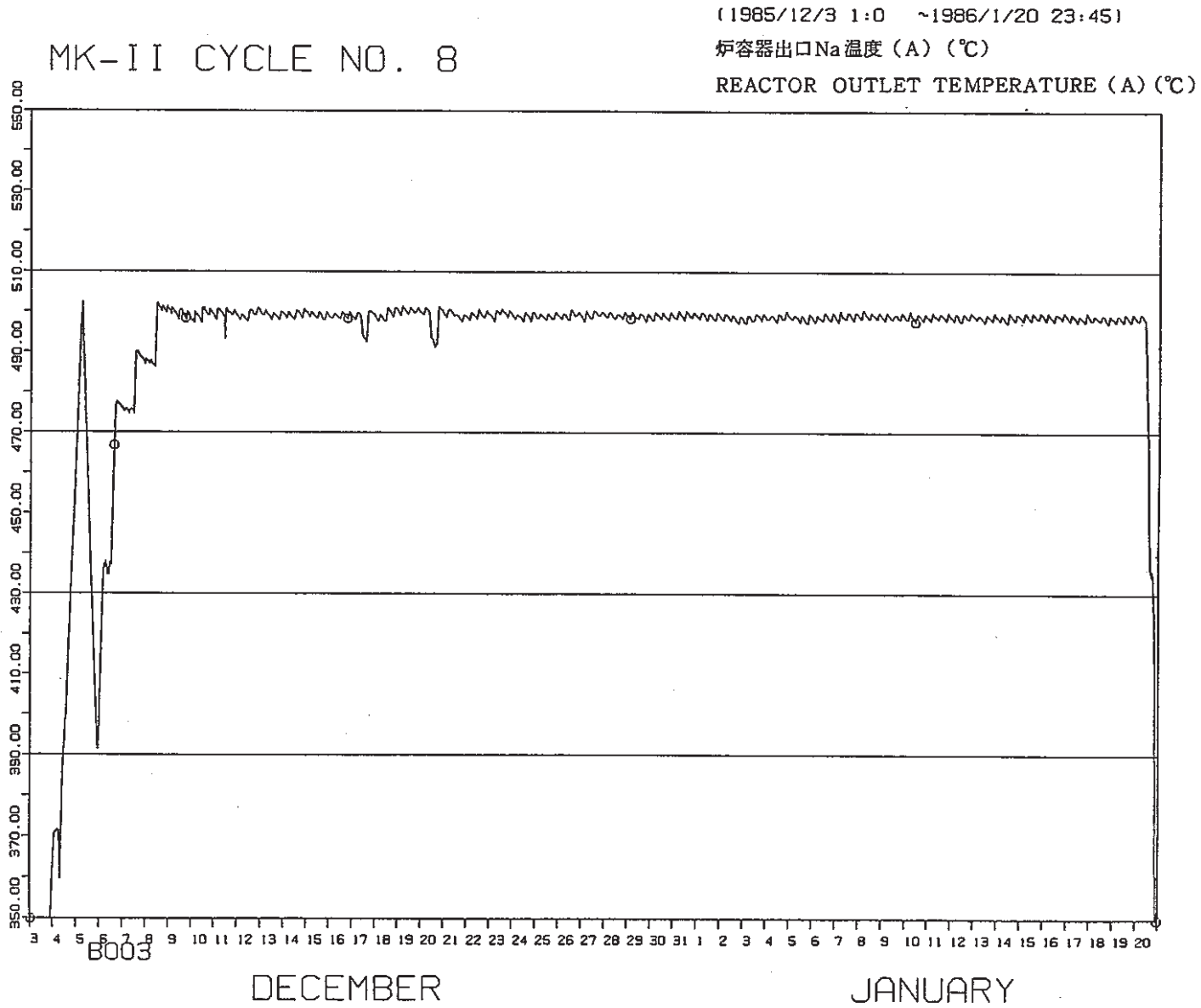


図2-3 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

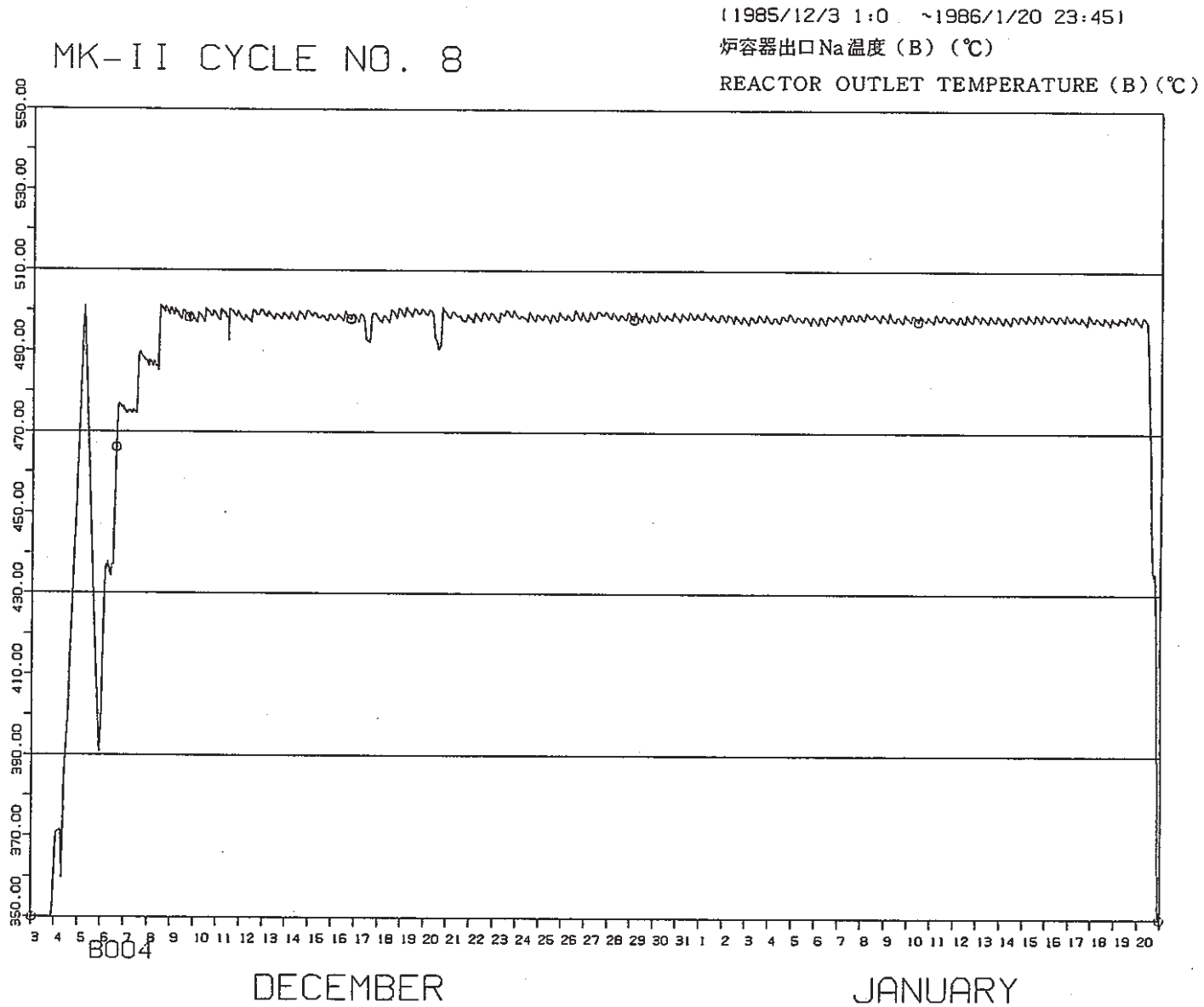


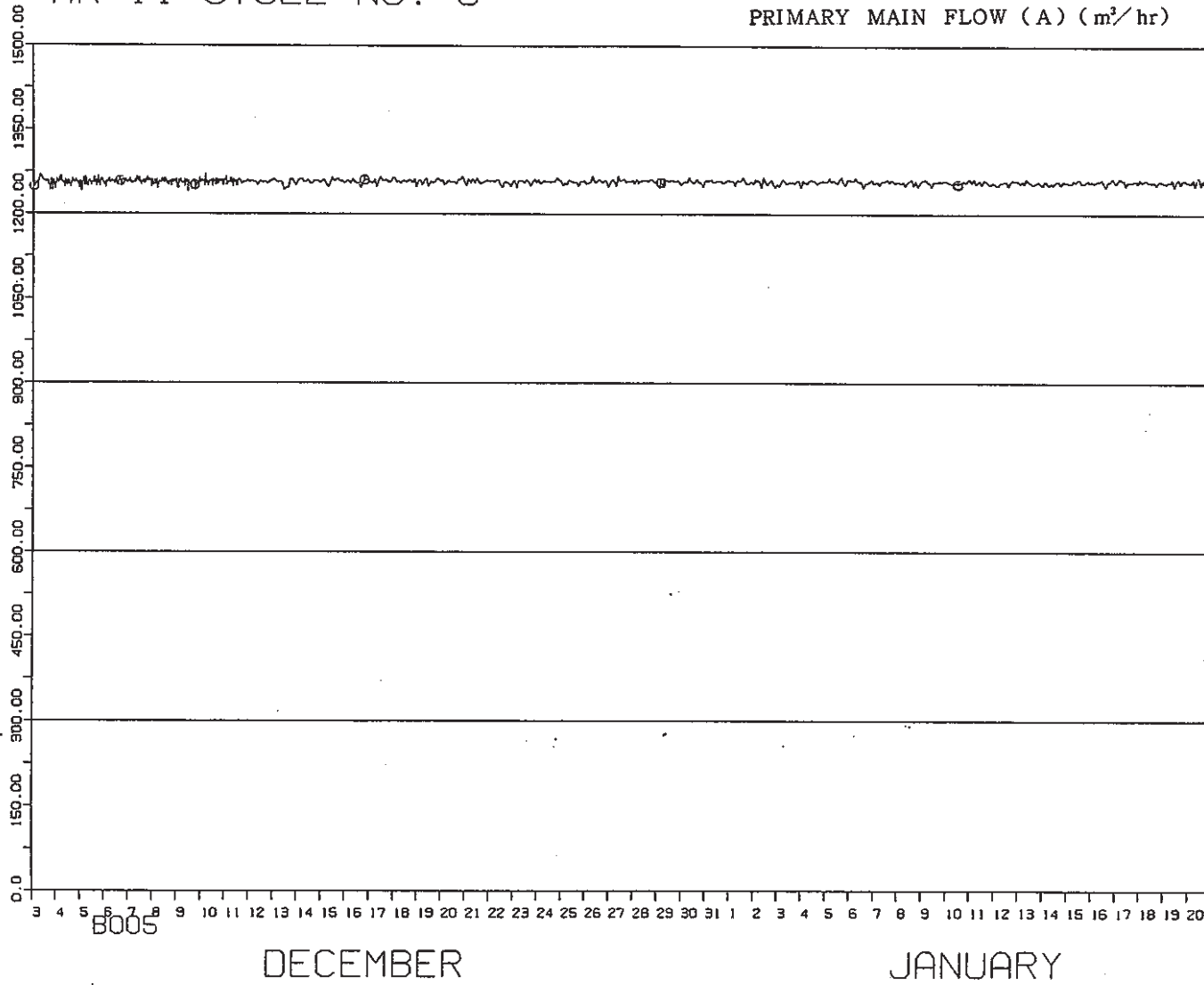
図2-4 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

MK-II CYCLE NO. 8

(1985/12/3 1:0 ~1986/1/20 23:45)

炉容器入口Na流量 (A) (m<sup>3</sup>/hr)

PRIMARY MAIN FLOW (A) (m<sup>3</sup>/hr)



DECEMBER

JANUARY

図3-1 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

# MK-II CYCLE NO. 8

(1985/12/3 1:0 ~1986/1/20 23:45)

炉容器入口Na流量 (B) (m<sup>3</sup>/hr)

PRIMARY MAIN FLOW (B) (m<sup>3</sup>/hr)

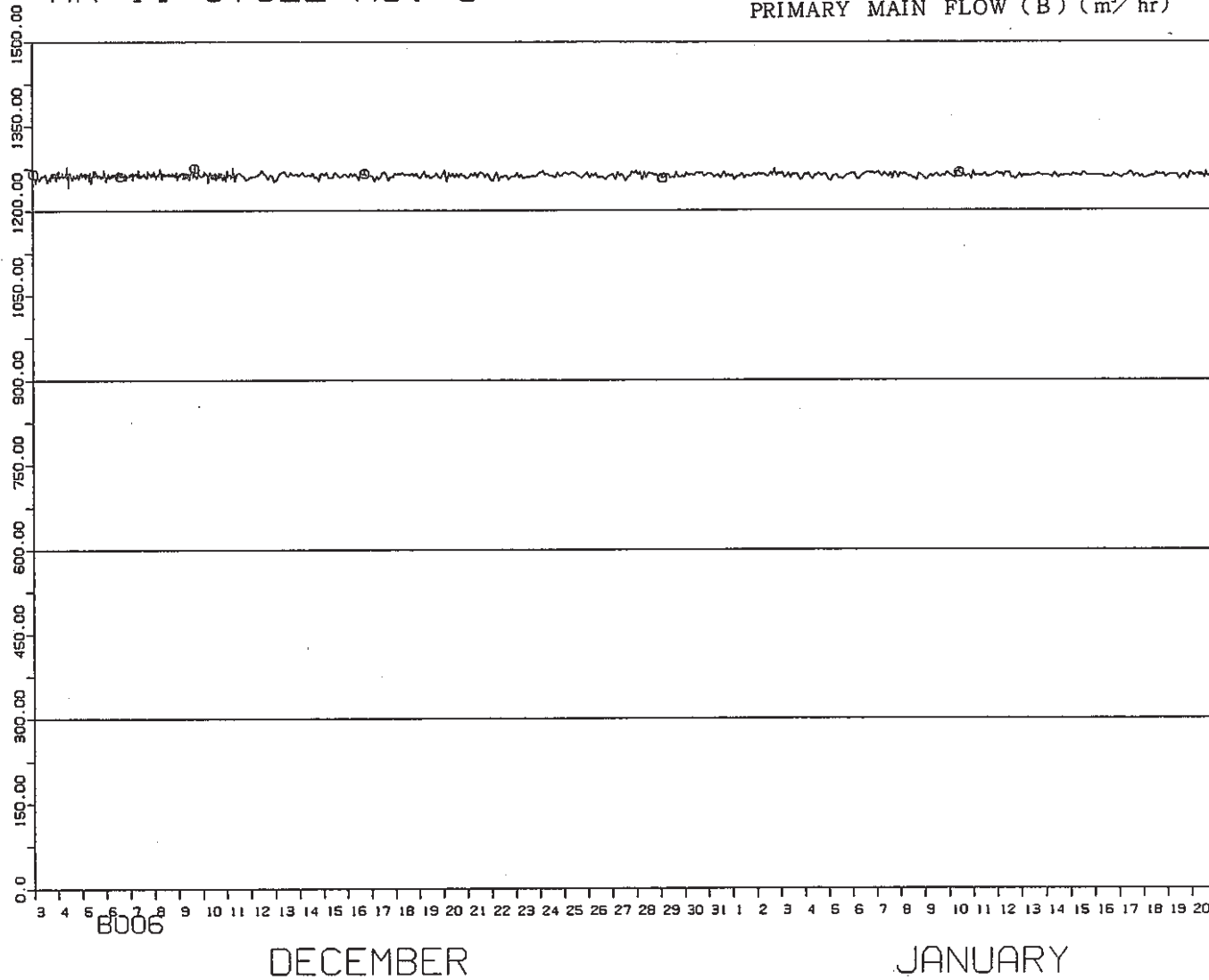


図3-2 「常陽」MK-II 定格第8サイクル

基準方位 ( T · R · 側 )

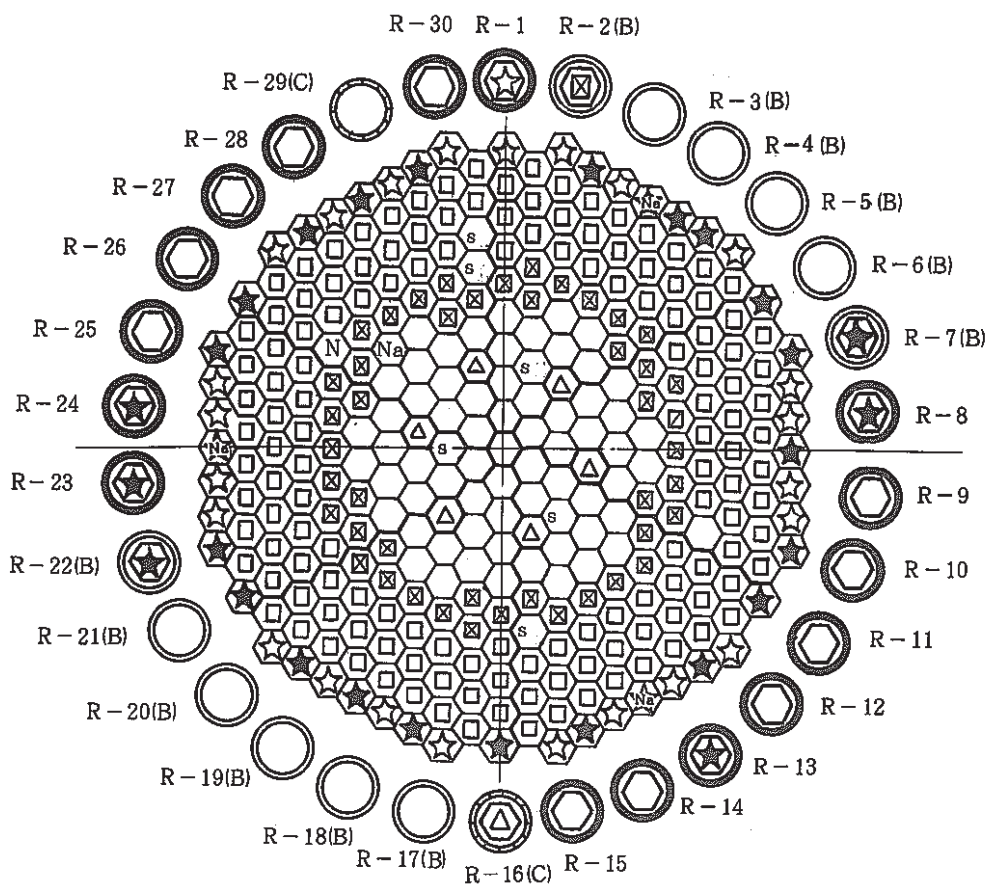


図4-1 炉心構成図 (制御棒下部案内管交換時)

炉心構成要素名	炉心領域	炉内貯蔵ラック	記号
	取替後本数	取替後 (A, C/B)	
炉心燃料	64	11 / 0	⬡
制御棒	6	1 / 0	△
内側反射体	45	0 / 1	⊠
外側反射体 (A)	142	0 / 0	⬢
外側反射体 (B) [スリット付を含む]	24	1 / 0	⬤
中性子源	1	0 / 0	⊖
*特殊燃料	6	0 / 0	⊙
MK-I 反射体 [サーベランス含む]	21	4 / 2	⊕
Na チャネル	4	0	⊞

* 特殊要素名称	装荷位置
A型特殊燃料	2 E 2
B型特殊燃料	3 C 2
C型特殊燃料	3 A 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 F 7

基準方位 (T・R・側)

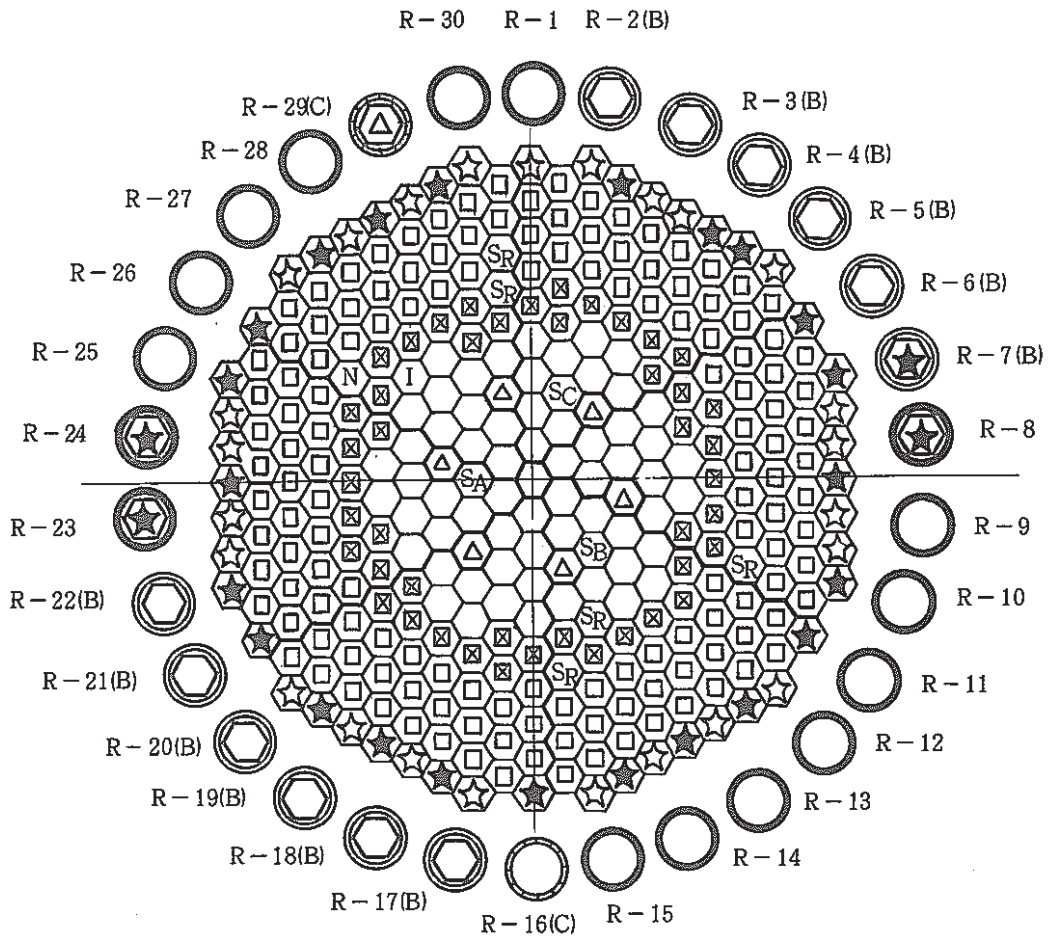


図 4 - 2 炉心構成図 (100MW第8サイクル定格運転)

炉心構成要素名	炉心領域	炉内貯蔵ラック	記号
	取替後本数	取替後 (A, C/B)	
炉心燃料	63	0 / 11	⬡
制御棒	6	1 / 0	△
内側反射体	45	0 / 0	⊗
外側反射体 (A)	141	0 / 0	□
外側反射体 (B)	25	0 / 0	☆
中性子源	1	0 / 0	N
特殊燃料 A型	1	0 / 0	SA
“ B型	1	0 / 0	SB
“ C型	1	0 / 0	SC
INTA	1	0 / 0	I
特殊反射体	5	0 / 0	SR
MK-I 反射体 (サーベランスを含む)	23	3 / 1	☆

## 2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和60年10月～12月）

### (1) 昭和60年10月中の概略実施内容

設置変更申請（その10）については、特殊燃料集合体に関する変更をウラン濃縮度のみとすることで照射会議および本社幹部の了解を得た。予備説明は週2回のペースで進められ、本文事項を終了し、添付書類の審議を受けている。

定検中の作業については、床下CP線量率測定、主配管貫通部B、C遮蔽体取付工事および主冷却系熱電対校正作業が完了し、JOYDAS改造（H-500 リプレース）およびFFD・DN法追設工事を継続実施している。また、炉上部開放運転のためのアクリル柵設置およびM-3マンホール開孔予備工事の準備を進めている。

RI施設定期検査として分析棟および「常陽」の立入り検査を受け、特にコメントなく合格した。

大型炉要素技術について、炉心最適化では群定数の作成に着手し、遮蔽設計では本社炉物理グループからの引継ぎをDCAと共に受けることとなり、作業内容について打合せを行った。

第8サイクル起動時の試験計画については、照射課との協議および部内技術検討会での審議により、自然循環試験（TEST-II C）の実施を見送ることとした。

今月中に実施された主な試験及び解析項目は、以下の通りである。

#### 〔試験項目〕

タグガス濃縮捕集試験、ルビジウム中酸素分析法開発試験、床下CP・r線量率測定、1次・2次冷却材Na、Arカバーガス純度管理分析

#### 〔解析項目〕

自然循環試験解析、炉心反応度・崩壊熱に関するサーベイ計算、大型炉炉心最適化計算等

### (2) 昭和60年11月中の概略実施内容

FFD・DN法のBループへの設置工事（局立11/19）、M3マンホール開孔予備工事、H-500のV90/50へのリプレース、INTA/UPR信号等のJOYDASへの接続等、工事関係は全て終了した。

第8サイクル起動時の運転特性試験の一部として、ベーン・ダンパ開度特性、集合体出口流速計特性、系統圧損（流量アンバランス試験を含む）の測定を実施した。なお、12月の運転特性測定のため技術課で4班からなる直体制を組むこととし、所および労組への説明を行い、了承を得た。

設置変更申請（その10）については、管理官が海外出張のためヒアリングが一時中断した

が、申請書原案の核熱設計までの説明を終了している。申請工程の遅延に伴う第3次取替燃料製造工程の調整を照射課と協議中である。

また、RTCB試験等に関する安全性の判断基準について、原子力安全研究協会に検討依頼することとなり、計画書を作成し、原子炉規制課の了承を得て安全部より契約請求を起案した。これに関連し、各部の協力を得るため、申請W・Gを再開することとした。

今月中に実施された主な試験及び解析項目は、以下の通りである。

〔試験項目〕

第8サイクル運転特性試験（ベーン・ダンパ開度特性、流速計特性、系統圧損測定、流量アンバランス試験）、床下フォイル設置、タグガス濃縮捕集試験、ルビジウム中酸素分析法開発試験、1次・2次冷却材Na、Arカバーガス純度管理分析、BJDジメータ計測

〔解析項目〕

大型炉要素技術（炉心最適化、遮蔽関係）の設計計算、耐震解析（RESP-IV、SAP-IV）、CP測定解析、自然循環解析

(3) 昭和60年12月中の概略実施内容

定格第8サイクル起動に伴う運転特性試験を実施した。今サイクルはINTA特性試験に関する特殊な出力上昇パターンをとったため、4班3交代による直体制を編成して実施した。試験結果は整理中であるが、制御棒価値および出力係数の絶対値が若干減少した他は、特に異常は認められていない。また、定検に伴う使用前検査3件を受検し、合格した。

設置変更申請（その10）については、申請書の予備説明をほぼ終了し、追補および顧問会説明資料の説明に入った。また、「常陽」における燃料信頼性実証試験（RTCB、PTM）実施のため、その安全性の判断基準の作成を（財）原子力安全研究協会へ安全部を通じて委託することとし、その準備のため、各部からの参加を得てワーキンググループ（F安燃WG）を発足させ、2回の会合を開催した。

流力振動抑制機構を改良した制御棒（第1次取替用制御棒その2）については、12月20日に完成品の使用前検査を受け、合格した。第9サイクルに性能検査を受検する予定である。

今月中に実施された主な試験及び解析項目は、以下の通りである。

〔試験項目〕

第8サイクル運転特性試験（制御棒較正、出力係数、ステップ応答、炉雑音、熱出力較正、M系列、安定性、FFD特性等）、炉上部ピット線量率測定、「もんじゅ」用Ar中のXe、Kr分析、ルビジウム中酸素分析法開発試験、1次・2次冷却材Na、Arカバーガス純度管理分析



〔解析項目〕

大型炉要素技術（炉心最適化，遮蔽関係），床下CP，ドジメトリ，炉雑音，耐震，自然循環，炉容器コアサポート部構造健全性等

### 3. 高速実験炉の核特性の解析と評価

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

#### 3.1 PIE結果に基づくスタック長変化量を用いたMK-II炉心の出力係数の推定

報告者：大内（炉心・運転計画 Gr.）

##### 1. 概要

MK-II炉心性能試験から第7サイクルまでの出力係数の実測値は、①燃焼度依存性がみられる、②その絶対値はBOCよりEOCの方が小さい、等の特徴がある。これらの特徴は、出力係数に対する寄与の割合が大きい“ペレットのスタック長変化”に起因している可能性が高い。そこで、これまでにPIEで調べられている集合体PFD 010, PFD 003, PFD 001, PFD 018の4体のスタック長変化に注目して、結果を整理し、出力係数の実測値と比較検討した。

##### 2. 出力係数の計算方法

100 MWと0 MWの間の出力変化に伴うスタック長変化量を、（スプリング長の縮み）－（スタック長の伸び）と仮定し、設計計算の計算モデルによって出力係数を算出した。スタック長変化量以外のデータは、設計計算での値を用いた。

##### 3. 結果

4集合体のスタック長変化量	平均 6.38 mm
4集合体のスタック長変化量から求めた出力係数	平均 $-7.16 \times 10^{-5} \Delta k/k/MW$
実測値との比較	不一致
設計計算値との比較	一致
出力係数の燃焼度依存性	微小増加
各サイクルの出力係数	ほぼ一定
BOC, EOCに対するスタック長の影響	不明

##### 4. 評価

PIE結果のスタック長変化と出力係数実測値との間に相関関係を見出すことはできなかった。現状のPIEではデータ量が少なく、誤差も大きいので、今後のPIEの蓄積に期待したい。PIE結果の解釈のしかたや計算モデルについても検討する必要があることが判明した。

(技-60-194)

### 3.2 U<sup>238</sup> 捕獲反応から Pu<sup>239</sup> 生成までの時間遅れによる反応度への影響

報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 目的

従来の炉心計算（反応度計算）においては燃焼チェーンに Np<sup>239</sup> は入れていなかった。（Np<sup>239</sup> の半減期は 2.35 日であり短寿命核種であるので U<sup>238</sup> → Pu<sup>239</sup> としていた）。しかし実際には Np<sup>239</sup> による Pu<sup>239</sup> の生成遅れが生じ、それによって反応度が直線的に減少しない傾向が生じる。そのため "CITATION" の崩壊系列に Np<sup>239</sup> を導入し燃焼計算を行い、導入前との反応度への影響を比較、評価する。

#### 2. 計算条件

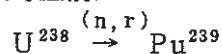
- 1) 計算体系 — MK-I, MK-II 及び大型炉の 3 炉心について対象とする。
- 2) 計算コード — 反応度変化については "CITATION" R-Z 計算, Np<sup>239</sup> 及び Pu<sup>239</sup> の核種生成崩壊量については "FPGS 3.5" を使用した。
- 3) 燃焼パターン — 全炉心 (MK I, MK II, 大型炉) 共に 1 cycle 30 日で 0.5 日毎に計 60 step の燃焼計算とした。規格化する炉出力はそれぞれ
  - MK-I 炉心: 75 MW
  - MK-II 炉心: 100 MW
  - 大型炉心 : 2480 MW とした。

#### 4) Np<sup>239</sup> の考慮

i) 断面積 — "CITATION" の断面積 File に Np<sup>239</sup> を増し、値をすべて 0.0 とした。

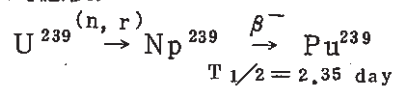
#### ii) 崩壊系列

<考慮前>



に対し

<考慮後>



とした、また崩壊定数は  $T_{1/2} = 2.35$  日より換算して  $3.41 \times 10^{-6} \text{ (sec}^{-1}\text{)}$  とした。

#### 3. 計算結果

崩壊系列に Np<sup>239</sup> を導入した場合と導入しなかった場合の反応度変化の比較図の一部（大型炉心について）を Fig. 1 に示す。各炉心に約 12.5 日程度で反応度の差は収束している。これは Np<sup>239</sup> の半減期が 2.35 日であることから評価すると妥当な値であり、その差は

MK-I 炉心 約 0.018 % Δk/k  
 MK-II 炉心 約 0.025 % Δk/k  
 大型炉心 約 0.1 % Δk/k

であった。

4. 評価

U<sup>238</sup> 捕獲反応から Pu<sup>239</sup> 生成までの時間遅れの効果は「常陽」では定量的には小さいが大型炉では無視できない大きさである。大型炉では、内部転換比が大きいいため、この効果が大きいことは充分予想されたことである。

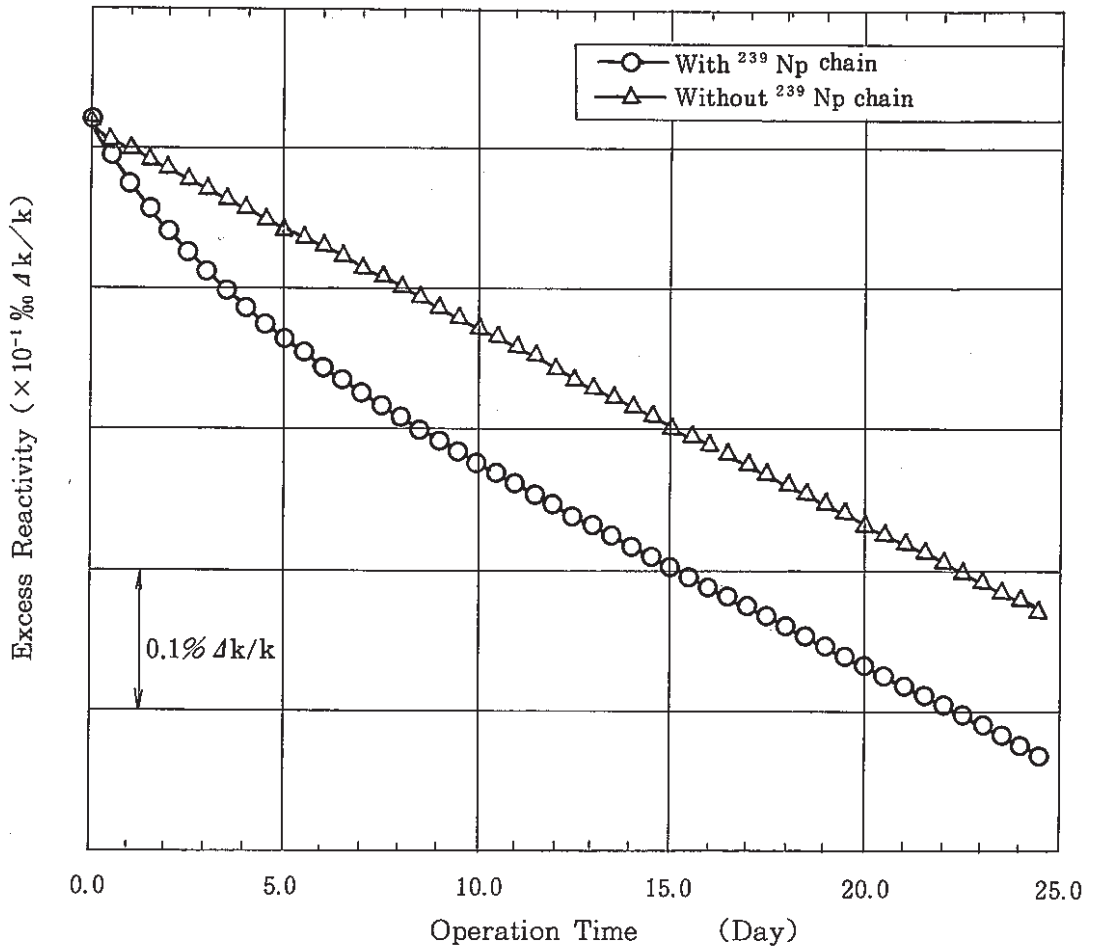


Fig. 1 Excess Reactivity Change during Full Power Operation of Typical Large Core

### 3.3 INTA 線出力のベストエスティメイト

報告者：池上（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 目的

「常陽」の第8サイクルに炉心内アドレス5F2にて照射中のINTAの線出力の最確値を第8サイクルBOCについて求める。これにより、既にオンラインデータにより得られているINTAの測定データ評価に役立てる。

#### 2. 方法

「常陽」炉心特性総合評価システム“MAGI”，及び“CITATION”のTriangle（24メッシュ）計算を用い、

組成：過去の燃焼履歴及び製造実績データを忠実に反映

体系：BOC 100MW到達時の制御棒位置を反映

さらに、INTA内各ピンの径方向出力分布（図1参照）を考慮して求めた。

#### 3. 結果

燃料中心温度測定ピン（4本）の軸方向最大線出力は

ピン1…… 328 / 287 (w/cm)

ピン2…… 328 / 287

ピン3…… 329 / 288

ピン4…… 341 / 299

であった。（図2参照）（注 中実ペレット/中空ペレット）

#### 4. 評価

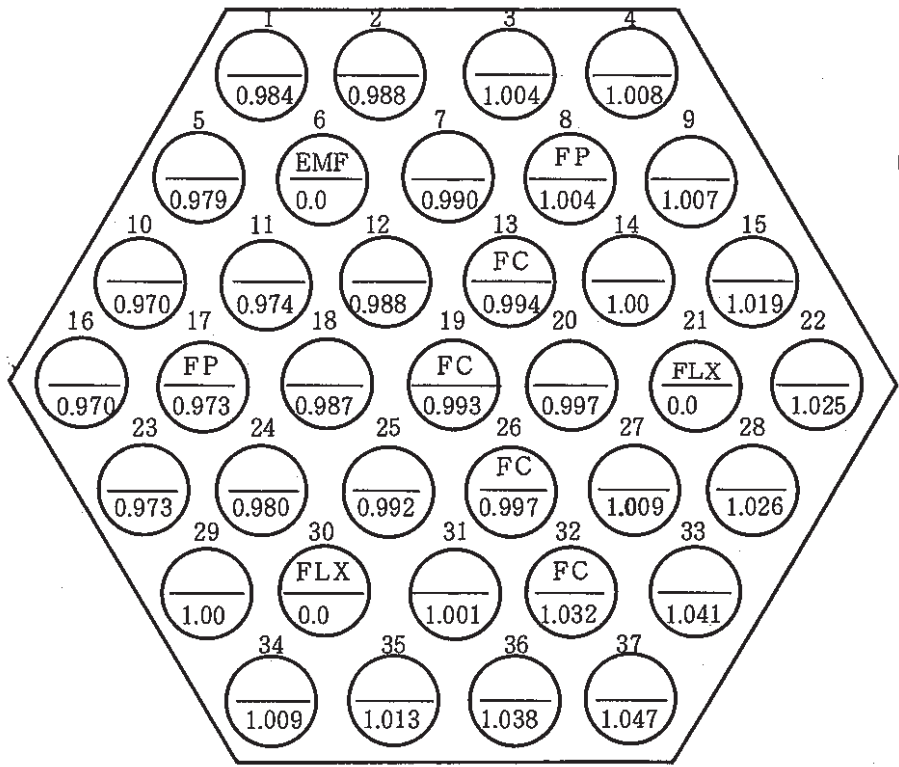
上記値は、INTA線出力として現状で求め得る最高の手法を用いて算出したものである。設計で予定していた線出力よりは若干低目の値となっている。

Core center

FC : 燃料中心温度測定  
 FP : FPガス圧力測定  
 FLX : 中性子検出器

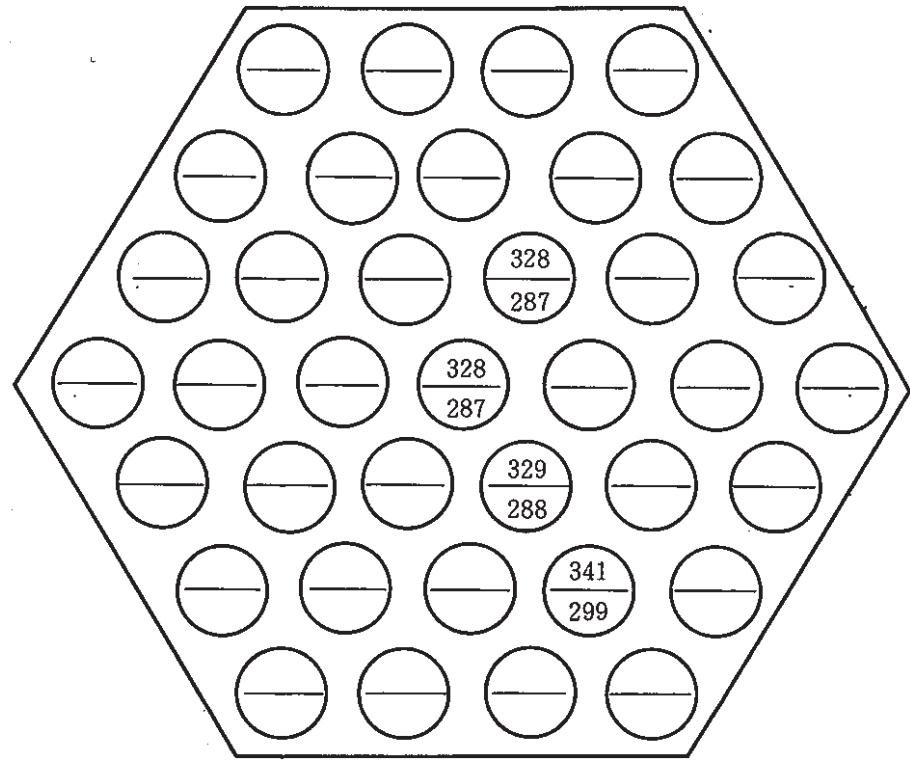
Core center

- 31 -



(34 ピンの平均値が 1.0)

図1 INTA 内各ピンの出力分布



上段 : 中実ペレットとした場合の軸方向最大線出力

下段 : 中空ペレットの場合の軸方向最大線出力

図2 燃料中心温度測定ピンの線出力

### 3.4 MK-II炉心第8サイクルにおけるCR-4の較正曲線

(制御棒較正試験・予備解析)

報告者：徳安（炉心・運転計画Gr.）

#### 1. 目的

第8サイクル制御棒較正試験の予備解析として、拡散計算コードCITATIONを用いて、制御棒値及び較正曲線を求めた。対象は、CR4（MCR010）とし、組成、体系は実際の炉心に合わせて計算を行った。

#### 2. 計算条件

- i) 炉心体系…MK-II炉心第8サイクル炉心体系を基に“CITATION”HexZ用に体系を作成した。
- ii) 原子数密度…“MAGI”第7サイクル終了後（自然循環試験後）の記録計算の出力RANDファイルに、第8サイクル装荷の2次取替燃料を追加して作成した。
- iii) 実効微視断面積…（技-60-165）にて作成した第1サイクル用7群実効断面積を使用した。

#### 3. 結果

全制御棒値は、

$$2.02\% \Delta k/k$$

であった。また、較正曲線を図1に示す。

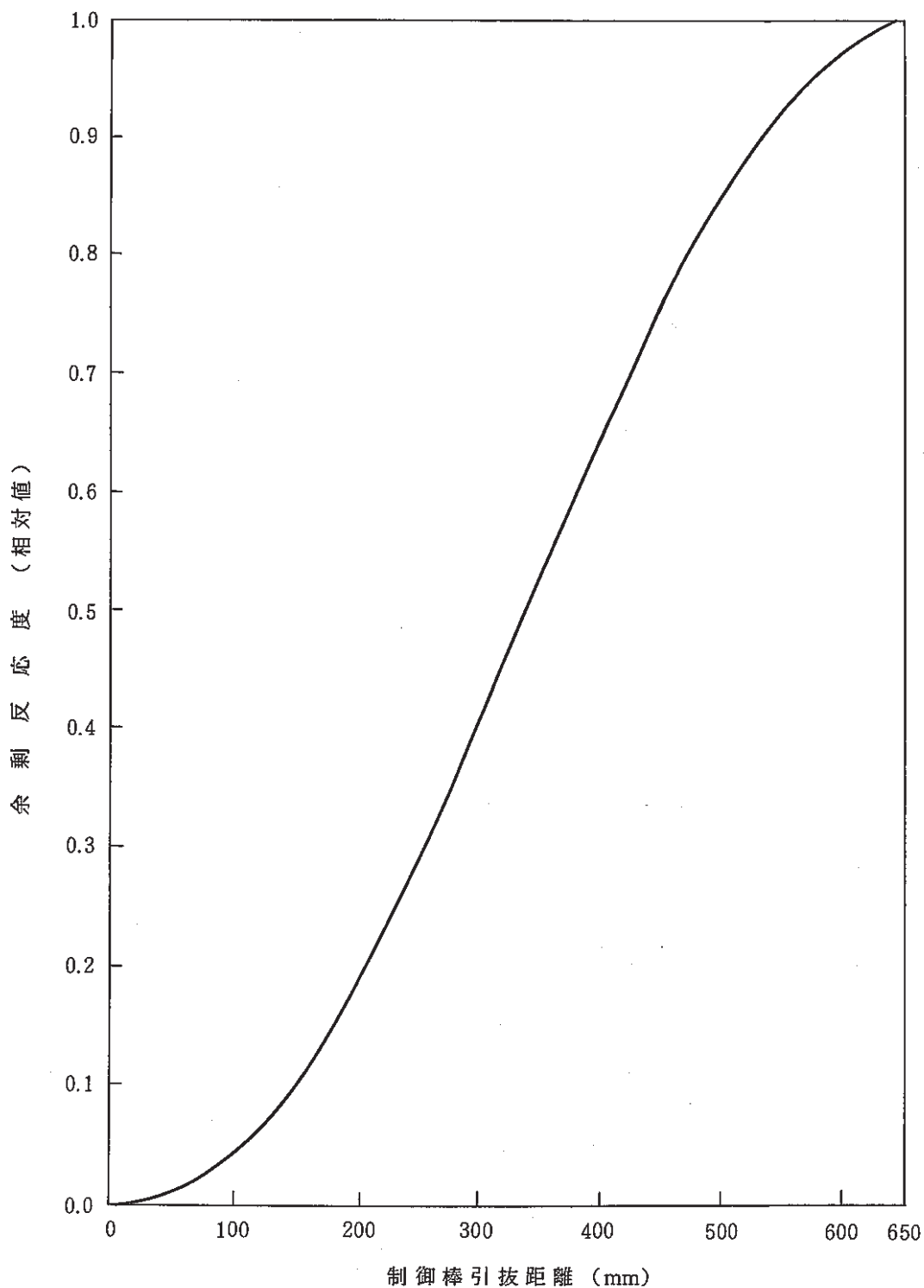


図1 第8サイクル 制御棒4ストローク曲線



### 3.5 MK-II炉心第8サイクルにおける制御棒校正試験用制御棒の干渉効果の計算

報告者：徳安（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. 目的

MK-II定格サイクルBOCにおいて行われている制御棒校正試験のデータ処理において行う制御棒干渉効果の補正值の計算を第8サイクル炉心用に行った。

#### 2. 計算方法

3次元拡散計算コード“CITATION”により、制御棒校正試験時（6本同時差換法）の制御棒位置を用いて計算を行った。

#### 3. 計算条件

- i) 炉心体系…第8サイクル炉心を基に“CITATION” HexZ用に体系を作成した。計算コード内の制限により反射体部の集合体については他の領域で置き換えたものもある。
- ii) 実効Micro断面積…第8サイクル用断面積（制御棒ストローク曲線の計算で用いたデータと同じ）
- iii) 原子数密度…“MAGI” RAND-80 fileより、集合体毎の燃焼データを用いた。

#### 4. 計算結果

制御棒6本均等臨界に於ける制御棒位置485mmでの干渉効果を1.0とした場合の、制御棒650mm引抜きでの干渉効果は1.207となった。

これより、制御棒位置X（mm）に於ける干渉効果Yは、以下の式で定まる。

$$Y = 0.3915 + 1.255 \times 10^{-3} \cdot X$$

3.6 MK-II 炉心第 8 サイクルにおける制御棒校正試験

報告者：大内，長崎（炉心・運転計画 Gr.）

1. 概要

MK-II 炉心第 8 サイクルの起動にあたり，制御棒値を測定し，「常陽」の運転および試験に必要な制御棒反応度特性の情報を得た。また，JOYDAS と H-350 の測定反応度を比較した。

2. 試験方法

6 本同時差換法によって制御棒校正曲線（350～650 mm）を得た。このとき，H-350 と JOYDAS の両方で測定した。また，未臨界法によって全反応度値を得た。

3. 結果

(1) 制御棒校正曲線：制御棒値 ( $\% \Delta k/k$ ) =  $-\sum_{i=0}^5 \text{CRCOEF}(i, R) * X^i$   
 R：制御棒番号，X：制御棒位置 (mm)

CRCOEF (i, R) =	0 次項係数,	1 次項係数,	2 次項係数
	3 次項係数,	4 次項係数,	5 次項係数
CRCOEF (1, 1) =	5.81725334 E + 00,	-7.65022048 E - 02,	3.07010297 E - 04,
	-5.64187767 E - 07,	5.03863725 E - 10,	-1.79312226 E - 13,
CRCOEF (1, 2) =	2.49247712 E - 01,	-2.09147186 E - 02,	8.70362779 E - 05,
	-1.31994321 E - 07,	8.19983782 E - 11,	-1.56494456 E - 14,
CRCOEF (1, 3) =	4.33090723 E + 00,	-6.07181343 E - 02,	2.43091228 E - 04,
	-4.36712189 E - 07,	3.77329559 E - 10,	-1.29224205 E - 13,
CRCOEF (1, 4) =	-4.19767139 E + 00,	2.09895796 E - 02,	-7.40278955 E - 05,
	1.79464822 E - 07,	-2.18680453 E - 10,	9.98157795 E - 14,
CRCOEF (1, 5) =	1.24659491 E + 01,	-1.41261787 E - 01,	5.55756474 E - 04,
	-1.03796344 E - 06,	9.52547066 E - 10,	-3.48514354 E - 13,
CRCOEF (1, 6) =	1.54108360 E + 00,	-3.49690296 E - 02,	1.47283804 E - 04,
	-2.58908935 E - 07,	2.13782974 E - 10,	-6.97872779 E - 14,

(2) 制御棒全反応度値（未臨界法での測定値）

制御棒番号	1	2	3	4	5	6
全反応度値 ( $\% \Delta k/k$ )	2.02	1.92	1.83	2.03	2.20	2.15

(3) 均等零出力臨界における余剰反応度

2.23  $\% \Delta k/k$ ， 制御棒位置 484.8 mm

## (4) H - 350 と JOYDAS の比較

6本同時差換法投入反応度	最大値 $2.3 \times 10^{-4} \% \Delta k/k$ , 相対差 $0.38 \pm 0.17 \%$
均等零出力臨界余剰反応度	絶対値 $8.1 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$ , 相対差 $0.37 \%$

第8サイクルの制御棒校正曲線は、H - 350 による値を用いる。

## 4. 評価

今後は省力化がはかれる JOYDAS での制御棒校正が妥当であることが判明した。

### 3.7 MK-II 炉心の中性子源交換計画のための一資料

報告者：池上（炉心・運転計画 Gr）

#### 1. はじめに

第7サイクル終了後、第5回定期検査のため約7カ月炉が停止したが、この間の起動系計数率を測定した。

この測定結果から、今後の中性子源交換計画について検討を試みた。

#### 2. 結果

今回の測定結果は、第4回定検時の同様の測定結果（技-59-34）を裏付けるものとなり、技-59-34の結論である以下の点が再確認された。

- ① 原子炉停止中の起動系計数率の減衰（実測値）の半減期は約60日（図1参照）であり、中性子源の主成分は燃焼後燃料中に蓄積されるアクチノイド（ $^{242}\text{Cm}$ 等）ではなく、外部中性子源（Sb-Be）であることが確認された。
- ② 今後は9カ月を越える炉停止期間が無い限り、昭和65年頃まで中性子源交換の必要は無い。

#### 3. 中性子源交換に対する試案

- (1) 今後は、交換にあたってアンチモン棒のJMTRでの照射は不必要であり「常陽」自体で照射可能である。
- (2) 工認対象となるガンマ線源受入集合体（Be付きのもの）のストックが無いため、昭和63年には交換の準備を開始する必要があるが、PNC TN9410 86-015

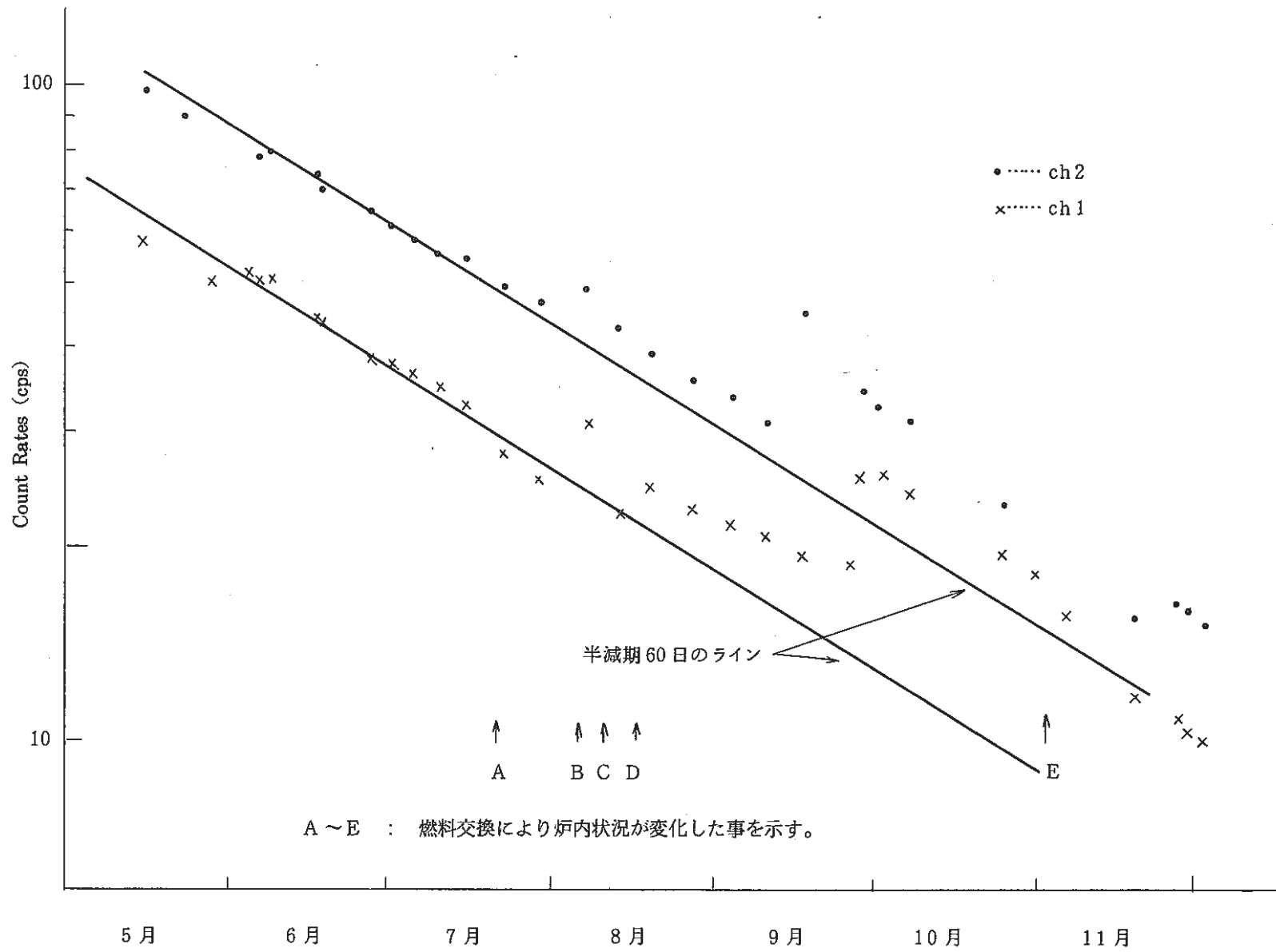


図1 第7サイクル終了後(第5回定検中)起動系計数率変化

## 4. 高速実験炉の炉内熱流力特性の測定・解析

本章は、主にMK-II炉心第8サイクルの熱流力特性に関して得られた成果の速報をまとめたものである。

### 4.1 MK-II炉心第8サイクルにおける集合体出口冷却材温度の予測

報告者：玉山（異常監視技術 Gr.）

#### 1. 目的

MK-II炉心第8サイクルにおける燃料集合体出口冷却材温度を予測し、集合体出口温度計装の警報値の算出に資する。

#### 2. 方法

運転監視用コード“MAGI”による予測計算結果に対し、過去の実測値から得られた補正値を加味して第8サイクルでの予測値を求める。

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

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

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

但し

P	: 重み	T <sub>c</sub>	: “MAGI”で計算された温度
R	: 温度比	T <sub>in</sub>	: 炉入口温度
T <sub>F</sub> (N)	: 第8サイクル予測温度	Q <sub>c</sub>	: 集合体流量 (“MAGI”計算値)
T <sub>M</sub>	: 実測温度	N	: 注目サイクル N <sub>0</sub> (8)

#### 3. 結果

表1に示す。

(技-60-201)

(技-60-219)

4. 評価

第8サイクルのBOCでの実測データより、INTA（5F2）及び燃料集合体からSMIRに置き変った5C4の周辺集合体に及ぼす影響を反映しきれない事がわかった。

このため実測値をベースに修正した値を表1の各項目の最下段に示した。

表1 集合体出口温度予測値

TA-4.1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II 第8サイクル 集合体出口温度				
	温度(°C)	548	552	556	553	538	551	556					
TA-4.2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	4A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(°C)	552	528	525	497	534	525	515	472	489	476	481	493
TA-4.3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(°C)	529	530	528	527	526	533	492	484	496	484	482	485
TA-4.4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(°C)	535	548	534	524	519	529	523	495	486	489	489	489
TA-4.5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(°C)	524	535	468	513	515	521	518	498	525	493	485	476
TA-4.6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(°C)	537	528	540	527	507	490	478	473	488	469	472	478
TA-4.7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(°C)	538	547	520	520	537	510	529	495	478	483	487	487
TA-4.8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(°C)	533	522	549	515	527	527	532	495	500	493	487	489
TA-4.9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(°C)	522	544	530	518	506	538	495	473	480	489	479	474
TA-4.10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(°C)	543	536	526	519	522	538	505	483	490	479	475	471
									493	509	502	499	

4.2 “JOYFL - II” コードによる炉心圧損変化計算

報告者：後藤（プラントGr.）

1. 概要

MK - II 炉心（装荷パターンは第7サイクル後の自然循環試験時）における炉心圧損変化を“JOYFL - II”コードにより計算し、これを便宜的に高流量域（炉心流量 100% ~ 20%）と低流量域（炉心流量 20% ~ 2%）に分割し、最小二乗法（使用コードは“SALS”）によりフィッティングさせ炉心圧損曲線を作成したので報告する。

尚、詳細については参考文献\*参照の事。

2. 結果

・高流量域

$$\Delta P \text{ (mNa)} = 35.836 \left( \frac{W}{W_0} \right)^{1.86557} \pm 0.006$$

・低流量域

$$\Delta P \text{ (mNa)} = 28.451 \left( \frac{W}{W_0} \right)^{1.72327} \pm 0.009$$

計算結果及びフィッティング式による曲線を右図に示す。

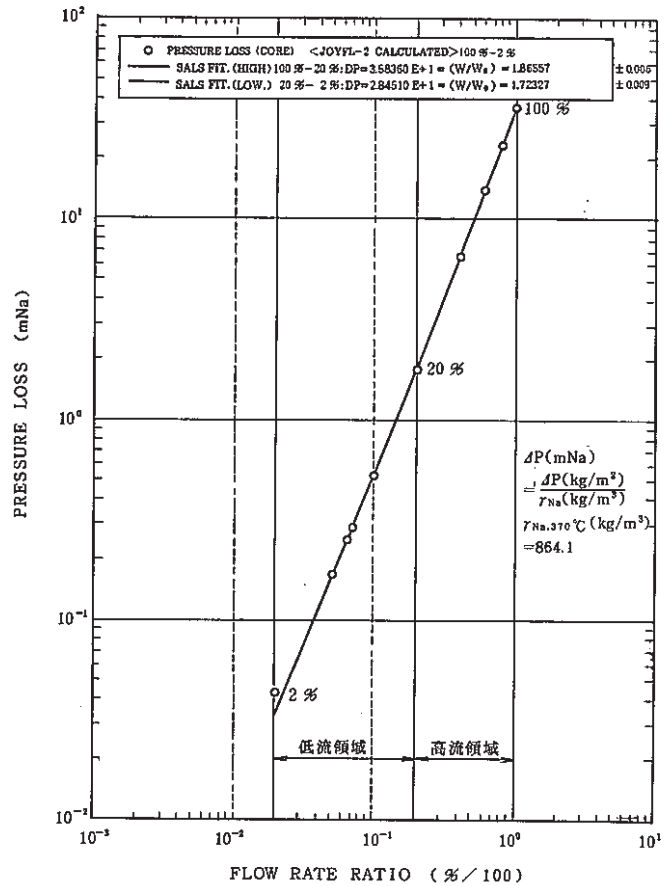


FIG PRESSURE LOSS CURVE AT CORE



### 4.3 MK-II炉心第8サイクルにおける系統圧損測定結果

報告者：沢田（プラントGr.）

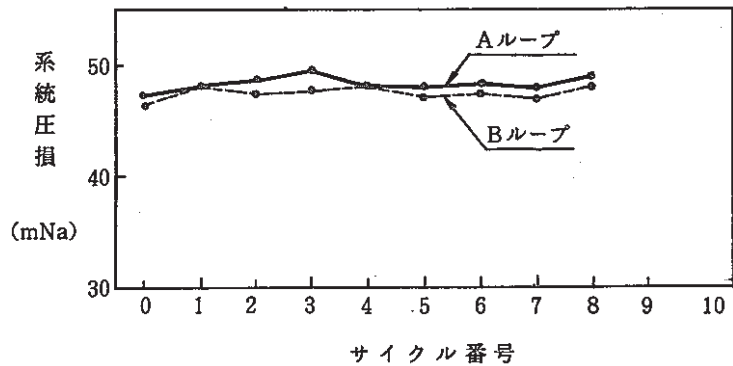
MK-II炉心第8サイクルにおける系統圧損測定を11月28日に実施した。以下にその結果を報告する。

#### 1. 炉心体系

構成要素名	員数	装荷位置
炉心燃料集合体	64	5F2にINTA装荷
特殊燃料 A型	1	2E2
” B型	1	3C2
” C型	1	3A2
制御棒材料照射用反射体	2	6C6, 6F6
構造材料照射用反射体	3	5C4, 7B7, 7F7

#### 2. 測定結果

定格流量（1260 m<sup>3</sup>/h）における系統圧損は A ループ = 48.8 mNa, B ループ = 47.9 mNa で、A, B ループとも運転制限値（20.9 mNa）を十分満足した結果であった。各サイクルにおける圧損変化を右図に示す。



#### 3. 評価

本サイクルはINTA及びSMIR 2体が新たに装荷されたこととも  
 \* 0.9 mNa 圧損が上昇した。これは計算\*\*による予測上昇（約3.2 mNa）を下回るものであった。

PNC TN9410 86-015

\* 第7サイクル系統圧損測定結果（A ループ = 47.9 mNa, B ループ = 47.0 mNa）

\*\* "MAGI"

（技-60-218）

## 4.4 INTA 圧損係数の導出 (訂)

報告者：池上 (炉心・運転計画 Gr.)

## 1. 目的

INTA は、その案内管も含めた構造として 2 重管構造となっており、冷却材の流路としてはエントランスノズルから入った後、2つの流路に分岐する形となる。

一方、炉内流量分布を計算するコード ("JOYFL-2", "MAGI") では、ひとつの集合体は単一の流路で形成されている必要がある。そこで現実の複雑な形状の圧損係数を "JOYFL-2" 及び "MAGI" の入力用の圧損係数に変換する。

本件は以前に上記の目的で算出された INTA-1 (第 8 サイクルから炉内に装荷される) の圧損係数が暫定値であったため (技-58-233 参照), INTA-1 の最終設計データにより、改めて算したものである。

## 2. 結果

INTA-1 の設計データより、INTA-1 の圧損特性は

$$\Delta P = (10.217 \text{Re}^{-0.03323} + 7.184 + 2.474 \text{Re}^{0.02463}) \frac{\gamma}{2g} U_E^2$$

で表わされる。ここに  $\text{Re}$ ,  $U_E$  は下部案内管のエントランスノズルで定義されるレイノルズ数及び流速である。

これより "JOYFL-2" 及び "MAGI" 入力用の圧損係数は

$$\Delta P \text{ (g/cm}^2\text{)} = 1.319 \times 10^{-4} Q^{1.992} \quad Q: \text{流量 (g/sec)}$$

となった。

#### 4.5 流量計特性試験速報

報告者：小倉（異常監視技術 Gr.）

##### 1. 概要

第8サイクル起動前に、流量計特性試験を行なった。今回の試験は、第8サイクルより「炉上部照射プラグ」(UPR)と「計測線付集合体」(INTA)が装荷されたため、UPR流速計及びINTA流量計の特性も、あわせて測定実施した。

##### 2. 試験

本試験は、1次系主流量を100%より20%まで10%ずつ流量を降下させ、各段階ごとに安定状態をつくりデータを採取した。しかし、UPR流速計についてはデータの採取ができなかった。

##### 3. 結果

表1にINTA流量計とセンターチャンネル流速計の試験結果を示す。図1は、センターチャンネル流速計の1次系主流量に対する変化を示す。また、図2はINTA流量計の1次系主流量に対する変化である。

##### 4. 検討

図1及び図2よりINTA流量計、センターチャンネル流速計は、1次系流量に対し、直線性が見られ満足のいく結果であった。

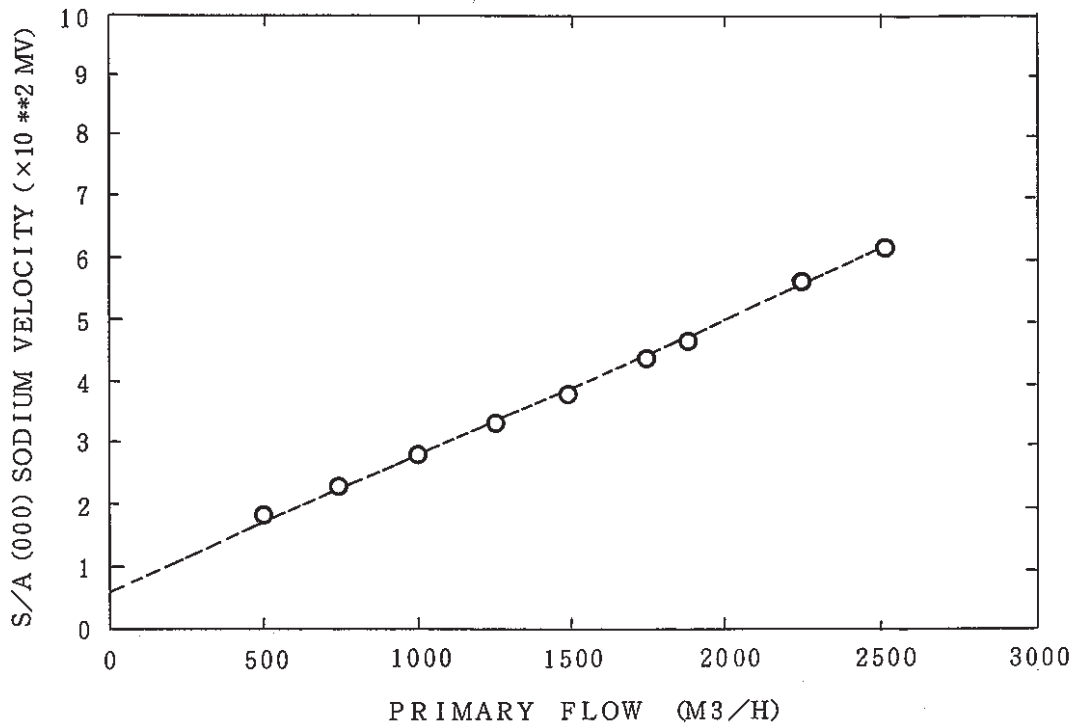
尚、UPR流速計は、流速計の取付位置が集合体中心より38mm偏心しているため流動状態にかなりの乱れがあるのではないかと推測される。従って第9サイクル起動前に回転プラグを操作し集合体と流速計との相対位置を変えて調査を行なう予定である。

表1 INTA, UPRの流量, 流速計特性試験結果

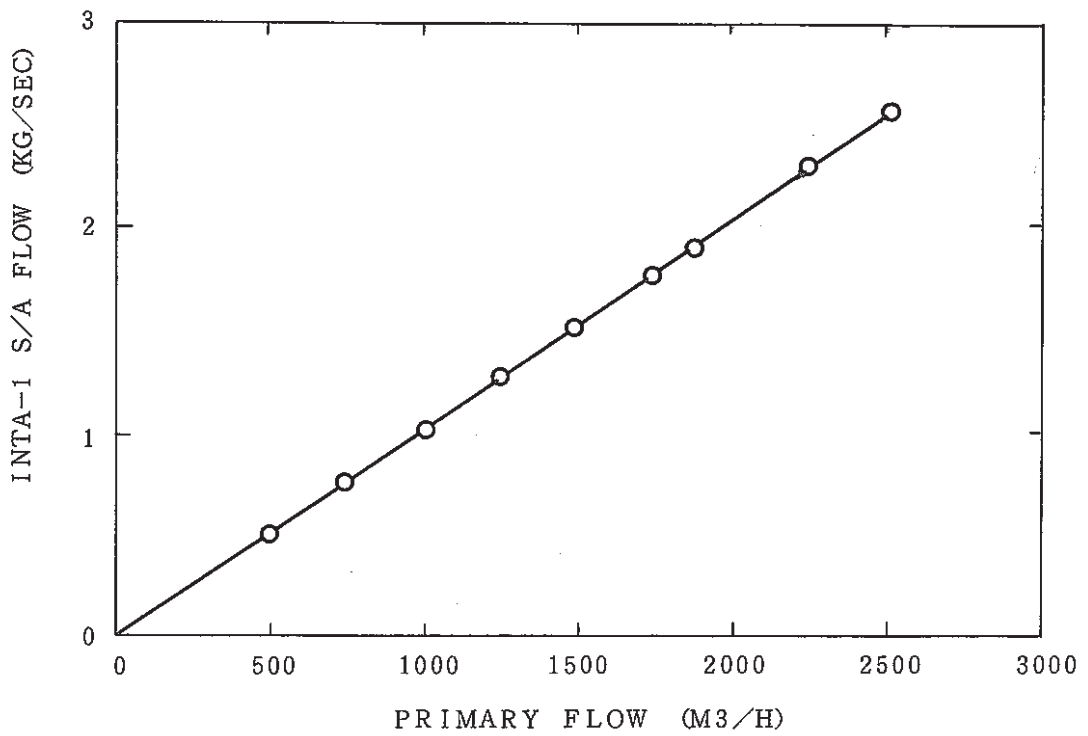
測定日 昭和60年11月28日(木)

ステップ	1次系主流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	センターチャンネル 流速計出力 ( $\text{mV}$ )	INTA-1 流量計 ( $\text{kg}/\text{s}$ )	UPR流速計 ( $\text{mV}$ )	備考
1	2517	619.1	2.554	—	
2	2246	562.3	2.282	—	
3	1876	470.1	1.891	—	
4	1741	441.4	1.756	—	
5	1485	380.6	1.503	—	
6	1246	330.8	1.261	—	
7	999	281.4	1.014	—	
8	743	231.7	0.759	—	
9	495	185.9	0.510	—	

なお、データは、JOYDASのアナログ平均(100回)にて、約10分間のデータを平均した結果を使用した。



☒ 1 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (85/11/28)



☒ 2 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (85/11/28)

## 4.6 流量アンバランス試験の実施の有効性の検討

報告者：沢田（プラント Gr）

11月29日に予定している流量アンバランス試験の実施に先立ち、試験実施の妥当性について、第7サイクル系統圧損測定データを基に検討を行った。

## 1. 検討条件

- ・A ループ：ポンプ回転数 12 rpm分、流量増加
- ・B ループ：測定時の炉心内流量と同一流量となるよう流量減少

## 2. ループ圧損算出結果

(単位：mNa)

流量 増減比	20%	30%	40%	50%	60%	70%	80%	90%	100%
A ループ	3.50	3.76	5.31	10.47	13.95	21.84	50.17	43.52	47.10
B ループ	0.60	3.75	8.76	15.82	19.36	27.66	38.06	21.87	48.81

(第7サイクル系統圧損測定結果=A ループ：47.9 mNa，

B ループ：47.0 mNa )

## 3. 評価

上表に示す結果は流量バランス状態のデータを基に算出したものであり、かつ測定系の誤差等を考え合せれば、正確な予測とは言い難い。正確な評価を行うには、下部プレナム部におけるA、B ループの合流損失の変化等を予測する必要があるが、データはない。従って、有意な差が出ると思われる20～30%の低流量領域において、流量アンバランス試験を実施し、今後の判断材料を得ることとする。

## - ループ圧損算出結果 -

	A ループ					B ループ					備考
	測定時流量 $Q_A$ ( $m^3/h$ )	増加後流量 $Q_{A(+\alpha)}$ ( $m^3/h$ )	増加比 $Q_{A(+\alpha)} / Q_A$	増加圧損 $\Delta H_A$ (mNa)	ループ圧損 $\Delta H_{L(A)}$ (mNa)	測定時流量 $Q_B$ ( $m^3/h$ )	減少後流量 $Q_{B(-\alpha)}$ ( $m^3/h$ )	減少比 $Q_{B(-\alpha)} / Q_B$	減少圧損 $\Delta H_B$ (mNa)	ループ圧損 $\Delta H_{L(B)}$ (mNa)	
1	253.9	267.5	5.4 %	0.385	3.50	253.3	239.7	5.4 %	0.063	0.60	20 %
2	364.9	385.4	5.6 %	0.434	3.76	368.0	347.5	5.6 %	0.406	3.75	30 %
3	489.7	513.8	4.9 %	0.536	5.31	491.3	467.2	4.9 %	0.838	8.76	40 %
4	614.9	635.1	3.3 %	0.699	10.47	605.6	585.4	3.3 %	1.038	15.82	50 %
5	745.5	766.5	2.8 %	0.797	13.95	742.4	721.4	2.8 %	1.080	19.36	60 %
6	890.5	910.3	2.2 %	0.982	21.84	881.3	861.5	2.2 %	1.229	27.66	70 %
7	1099.7	1116.3	1.5 %	1.526	50.17	1084.6	1068.0	1.5 %	1.156	38.06	75 %
8	1158.0	1174.5	1.4 %	1.249	43.52	1153.7	1137.2	1.4 %	0.621	21.87	90 %
9	1304.7	1325.6	1.6 %	1.521	47.10	1298.9	1278.0	1.6 %	1.558	48.81	100 %

#### 4.7 流量アンバランス試験の試験結果報告

報告者：沢田（プラント Gr）

第 8 サイクル開始前の系統圧損測定時に行った“流量アンバランス試験”の試験結果を報告する。本試験は、流量アンバランス試験実施の有意性を確認する目的で行ったもので、20%流量と 30%流量について試験を実施した。

##### 1. 流量アンバランス試験の目的

炉心圧損とループ圧損との分離を行い、自然循環解析コードの解析精度向上に資する。

##### 2. 算出結果（ループ圧損）

（単位：mNa）

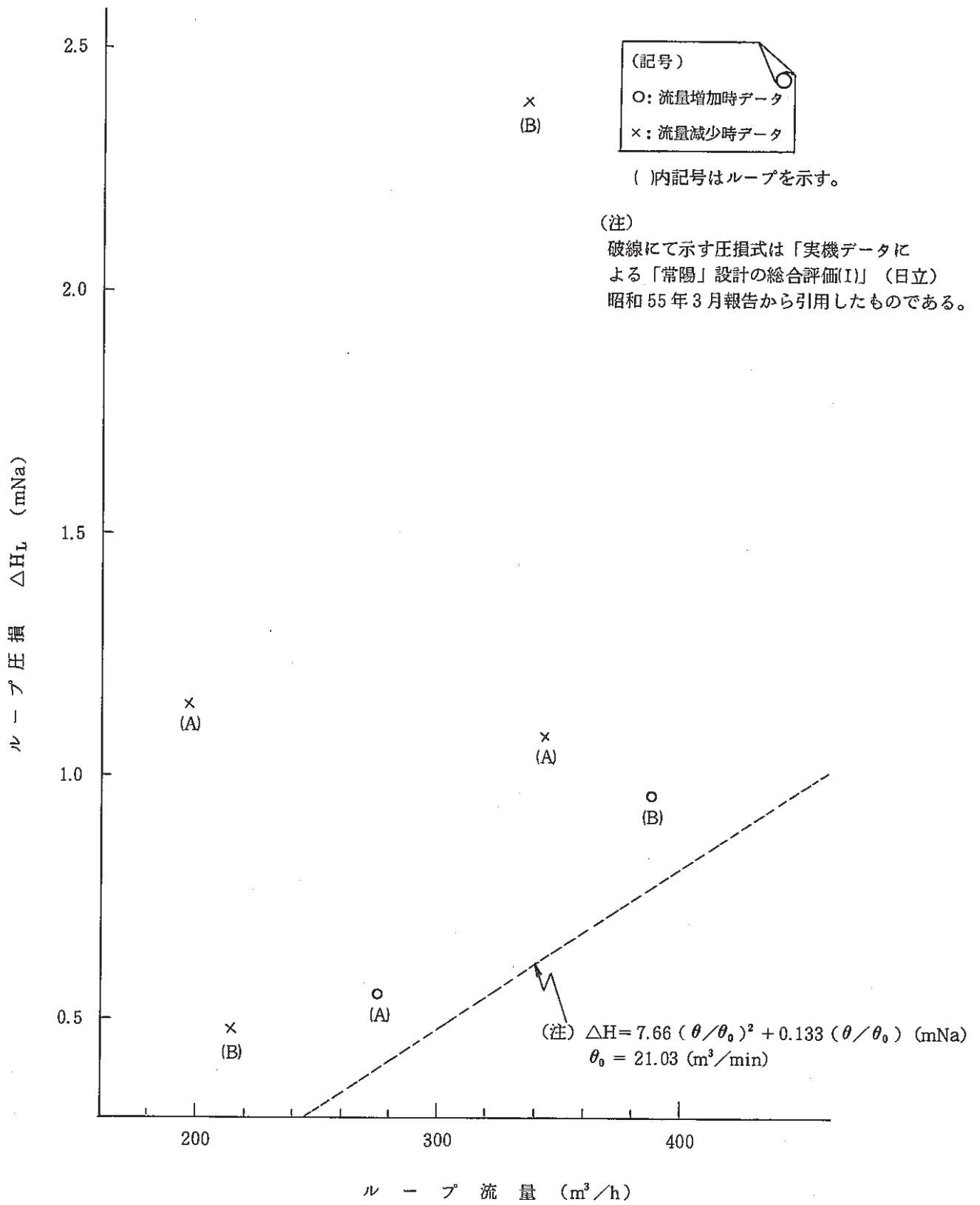
流量 ループ	20 %		30 %	
	流量増加	流量減少	流量増加	流量減少
A ループ	0.55	1.15	(注) -	1.08
B ループ	(注) -	0.48	0.96	2.39

（注）流量増加したにも拘らず、圧損は減少したデータであったため本検討からは削除した。

##### 3. 評価

上表に示すように、本試験から得られたデータはばらつきが大きく、流量と圧損との相関関係は認められない結果であった。この原因としては、圧損変動微小による測定誤差と共に、炉心入口プレナム部での合流損失による影響が考えられる。本試験結果と先の技メモ 60 - 213（本書 4.6）にて報告した試験の事前検討結果から、流量アンバランス試験実施の有意性はないと判断される。





ループ圧損算出データのばらつき

## 5. 大型炉炉心設計研究のための解析評価

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

### 5.1 大型炉炉心燃料仕様決定のためのサーベイ計算

報告者：池上，長崎（炉心・運転計画 Gr.）

#### 1. 目的

大型炉炉心燃料仕様のうち、要素径，ワイヤ径，ワイヤ巻きピッチ，要素配列ピッチ，ラップ管内面間距離を決定するためのサーベイ計算をPorosity/Ring (P/R)と圧損の観点からサーベイする。

上記のパラメータは、ウェアマーク，BDI，圧損，核特性の4つの観点から最適点に設定されるべきものである。これらのうち、BDIについては以下の理由から、本検討の対象からはずし主としてウェアマークと圧損の2つの観点から検討した。

- BDIの評価は使用するスエリング式，クリープ式の問題があるため，AESにまかせた方が良い。
- 一般的にBDIはウェアマーク上許される範囲内でP/Rを大きく採るのが良く，この意味でウェアマーク制限の上限近傍をサーベイしておけば問題ない。

また，本検討はいわゆるSuper Monjuを対象として行う。従って外部実施でMAPIが行う検討に対してPNCが判断するバックデータともなる。

#### 2. 方法

圧損についてはRehmeの式を用い，以下の合計135点についてサーベイした。

- |                      |                     |
|----------------------|---------------------|
| • ワイヤ巻きピッチ (H) …… 5点 | • 要素配列ピッチ (P) …… 3点 |
| • ワイヤ径 …… 3点         | • ラップ管内対面間距離 …… 3点  |

ピン径は7.5φに固定し冷却材流量は39.4 kg/secを用いた。

#### 3. 結果

Super Monjuでは集合体圧損を3.5 kg/cm<sup>2</sup>以下を目標としているため，ハンドル部圧損として3 kg/cm<sup>2</sup>以下を目標とした。

- ① 要素配列ピッチ8.9 mmでは，H，P/R，ワイヤ径のいかにかわらず3 kg/cm<sup>2</sup>

以下にすることは不可能である。

② 核特性上は要素配列ピッチを小さくする方が有利であるため圧損上許される限り要素配列ピッチは小さくしたい。よって要素配列ピッチの最適点は 9.0 mm ~ 9.1 mm となる。

図 1 に 1 例として要素配列ピッチ 9.0 mm におけるワイヤ径と圧損の相関を示す。

③ 残りのパラメータのワイヤ径, ワイヤ巻ピッチ, ラップ管内対面管距離は, BDI の観点から  $P/R$  がウェアマーク上許される範囲内で大きくなるよう選択される。

4. 評価

大型炉 (Super Monju) の燃料仕様のうち要素配列ピッチ, ワイヤ径, ラップ管内対面管距離, ワイヤ巻きピッチについてはそれらの最適値が判明した。

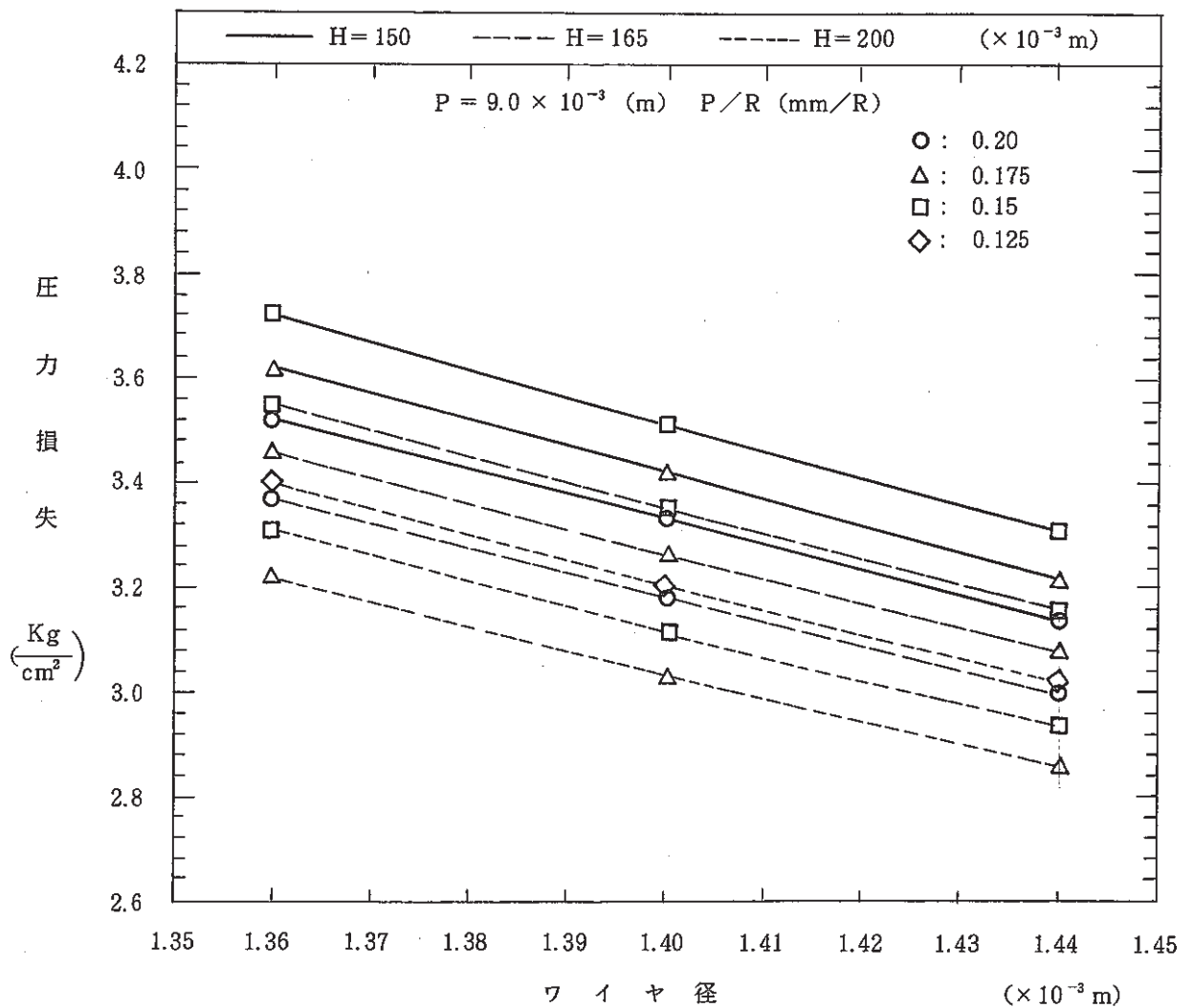


図 1 ワイヤ径と圧力損失との相関

## 5.2 大型炉径ブランケット燃料崩壊熱計算

報告者：生田目（炉心・運転計画 Gr.）

## 1. 目的

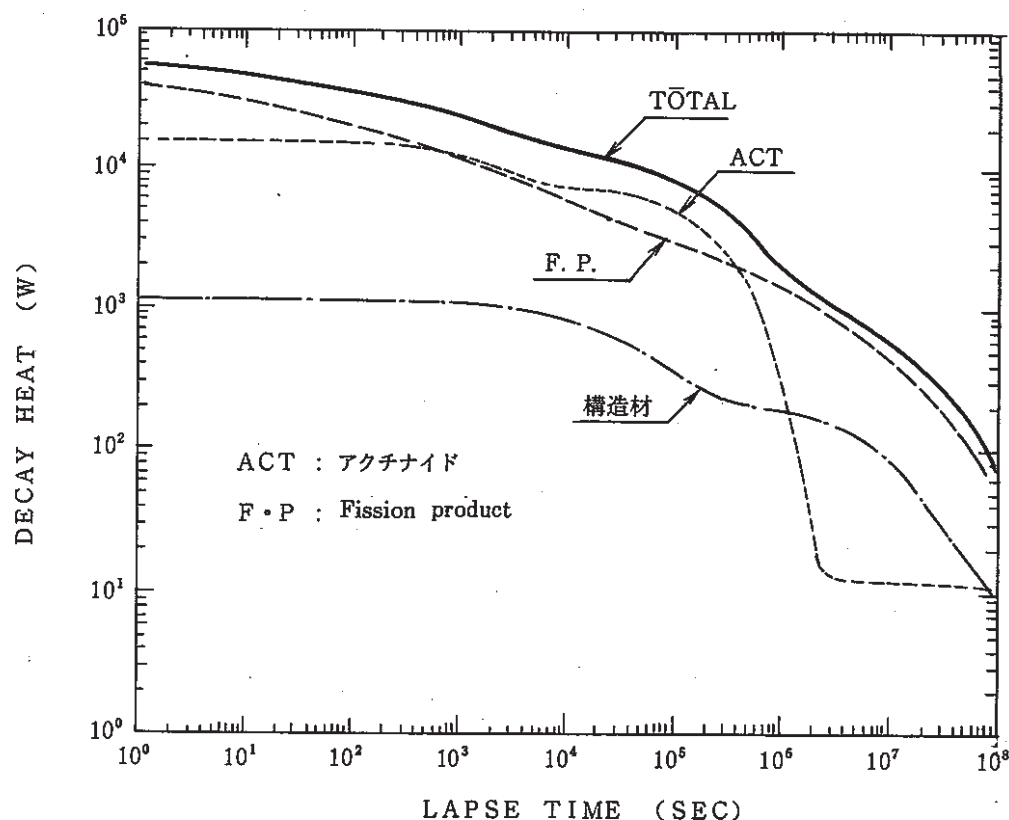
ブランケット燃料を IVS で冷却する必要があるか否かの判断基準を崩壊熱の観点から得る。

## 2. 計算条件

- ・照射履歴 365 日照射 64 日冷却で 4 サイクル
- ・中性子束, 集合体出力, 組成中性子スペクトル  
" CITATION " R-Z 計算結果を使用
- ・冷却ステップ  $0 \sim 10^8$  (SEC) 37 ステップ

## 3. 計算結果

炉停止前出力 700 KW のブランケット燃料の崩壊熱を下図に示す。崩壊熱が 4 KW になるのは炉停止後, 4.6 日であり, IVS での冷却の必要はない。



炉停止後 15 日以内に崩壊熱が 4 KW 以下になる必要があると仮定した場合, 炉停止前出力は 1.8 MW 以下であれば良く, ほとんどのブランケット燃料は IVS での冷却は不要になる。

### 5.3 大型炉集合体の軸方向遮蔽体構成の検討 (1)

報告者：原 (炉心・運転計画 Gr)

#### 1. 目的

大型炉炉心検討の1つとして集合体の軸方向遮蔽構成の検討を行うために集合体軸方向の構成をパラメータとした軸方向中性子束分布のサーベイ計算を行い、軸ブランケットの厚さ、SUS 以外の  $B_4C$ 、C の効果等の評価を行ったので報告する。

#### 2. 計算条件

計算コード … ANISN-W (1次元輸送計算コード)

炉心形状 … 1次元平板 (バックリングの高さは外側炉心まで)

炉心形状7ケースについて行ったので各構成を図1に示す。

エネルギー群数 … 100群

空間メッシュ数 … 128

$S_n$  次数 …  $S_8$

$P_l$  次数 …  $P_3$

線源 … 固定外部線源

(“CITAION” R-Z 計算で求めた領域毎の中性子束\*と計算に使用した断面積及び各原子数密度から算出し、これにエネルギー依存中性子源分布を乗じ100群にした値を用いた)

\* 中性子束と原子数密度は3 cycle (1 cycle 365日) 燃焼後の値

断面積 … 微視的断面積ファイル JSD-100 に対し “RADHEAT-V 3” を用いて領域毎の100群巨視的実効断面積にしたものを使用した。

#### 3. 評価用制限値

評価用制限値を中性子束に換算して以下の値とした。

炉心支持板…溶接部無しと見なし  $0.1 \text{ MeV}$  以上  $5 \times 10^{12}$  (個/cm<sup>2</sup>・sec)

炉上部機構…溶接部有りと見なし  $0.1 \text{ MeV}$  以上  $1.2 \times 10^{12}$  (個/cm<sup>2</sup>・sec)

( $0.4 \text{ eV}$  以下は目標値として  $1.24 \times 10^6$ ) (個/cm<sup>2</sup>・sec)

以上の値を今回の評価用制限値として使用する。

#### 4. 計算結果

計算結果の軸方向分布図の1部 (Reference Case) を図2に示す。

1) 高速中性子束に関しては遮蔽体はSUSのみでも制限値を下回る。

2) 軸ブランケットを削った場合、削った厚さと等厚の遮蔽体 (本評価ではSUS) が必要

となり、遮蔽上は軸ブランケットを削るメリットはない。

3) SUS, B<sub>4</sub>C, 黒鉛の遮蔽効果は

高速中性子束で B<sub>4</sub>C > 黒鉛 > SUS

全中性子束で B<sub>4</sub>C > 黒鉛 > SUS

熱中性子束で B<sub>4</sub>C > SUS ≈ 黒鉛

となり遮蔽体 80 cm に対し SUS を基準にすると高速中性子束で B<sub>4</sub>C は 2 ケタ, 黒鉛は 1 ケタ遮蔽効果を増し, 熱中性子束では B<sub>4</sub>C は 4 ケタ遮蔽効果は上回るが黒鉛ではほぼ同程度である。

4) 熱中性子束も制限値を満そうとする場合は上部遮蔽体には B<sub>4</sub>C が必要となる。遮蔽設計上は今後は熱中性子対策が重要になると思われる。

5. 評価

大型炉集合体の遮蔽体構成については、今後 2 次元 (R-Z) 計算を行い確認していく必要があるが、今回の 1 次元計算で遮蔽体構成のあるべき姿がほぼ判明した。

図 1 サーベイ計算に使用した集合体軸方向構成 (7 ケース)

	Reference	Case A	Case B	Case 2.	Case 3.	Case 4.	Case 5.
1000	Na	1000	1000	1000	1000	1000	1000
150	H/H	150	150	150	150	150	150
800	SUS 上部遮蔽体	SUS 900	SUS 1000	B <sub>4</sub> C 800	B <sub>4</sub> C 900	C 800	B <sub>4</sub> C 400 C 400
200	上部ガスプレナム	200	200	200	200	200	200
300	上部ブランケット	200	100	300	200	300	300
4300	炉心	1000	1000	1000	1000	1000	1000
300	下部ブランケット	200	100	300	300	300	300
900	下部ガスプレナム	900	900	900	900	900	900
250	下部遮蔽体	350	450	250	250	250	250
400	エントランス ノズル	400	400	400	400	400	400
1000	Na	1000	1000	1000	1000	1000	1000

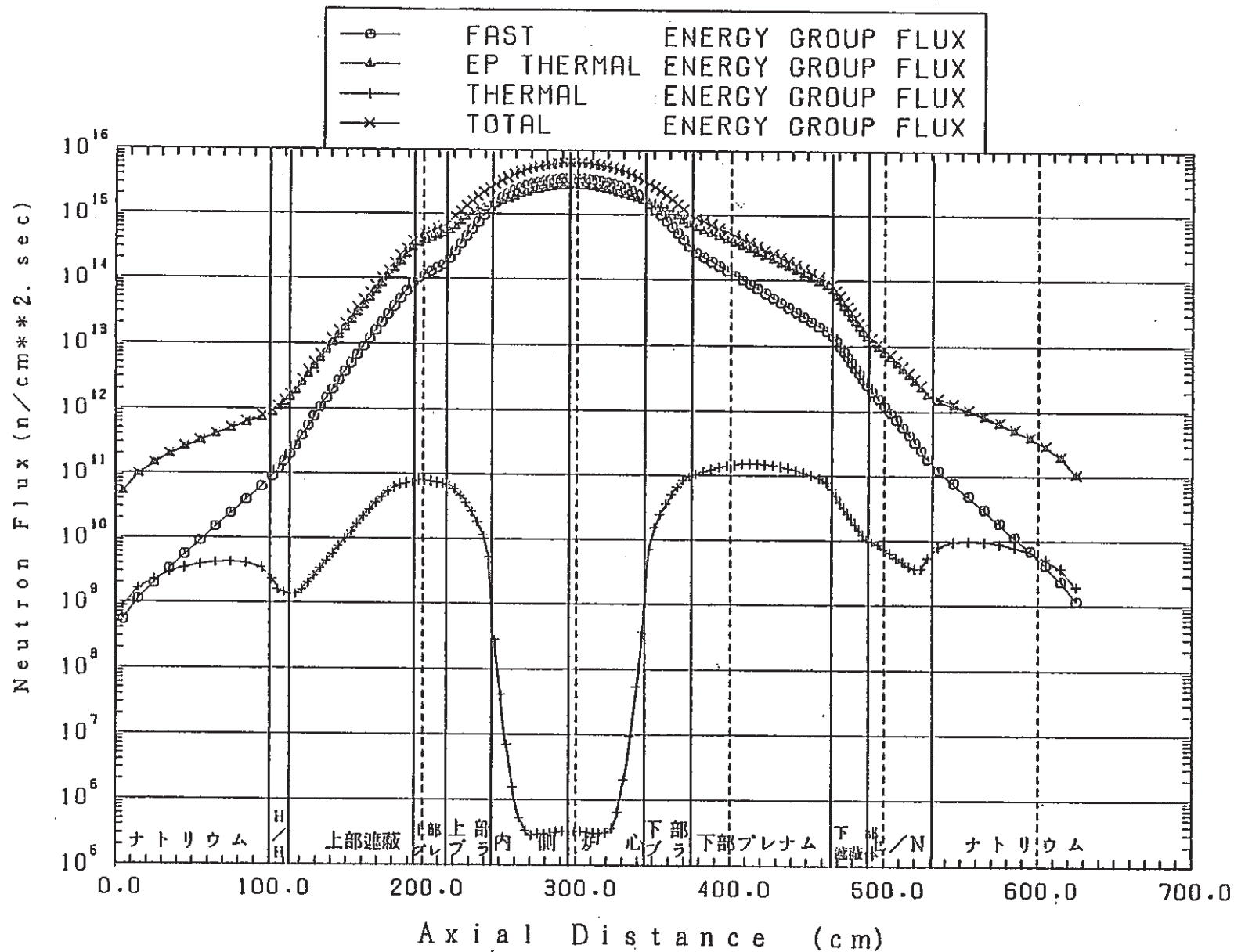


図2 Large Core Flux Axial Distribution (Reference Case)

## 5.4 大型炉の径方向遮蔽体構成の検討 (1)

報告者：原 (炉心・運転計画 Gr)

## 1. 目的

大型炉炉心検討の1つとして集合体の径方向の遮蔽体構成の検討を行うために集合体径方向の構成をパラメータとした径方向中性子束分布のサーベイ計算を行い、径ブランケットの厚さ、遮蔽体SUS及び $B_4C$ の効果等の評価を行ったので報告する。又合わせて炉心拘束棒、原子炉容器での制限値を概算し比較検討も行った。

## 2. 計算条件

計算コード … “ANISN-W” (1次元輸送計算コード)

炉心形状 … 1次元円柱 (炉心形状7ケースについて行ったので各構成を図1に示す)

エネルギー群数… 100群

空間メッシュ数… 178及び196 (図1参照)

Sn 次数 …  $S_8$ P1 次数 …  $P_3$ 

線 源 … 固定外部線源

## \* 線源の算出方法

1. IVS 以外 … “CITAION” R-Z 燃焼計算 (3サイクル燃焼) で求めた領域毎 (メッシュ毎) の中性子束と計算に使用した断面積及び各原子数密度からメッシュ毎のエネルギー合計中性子源を算出し、これにエネルギー依存中性子源分布を乗じ100群にした値を用いた。
2. IVS … 1.で求めたメッシュ毎の中性子源の内、IVSの部分のみ0.0とした中性子源を用いて輸送計算を行い、その結果得られた中性子束のIVS領域に対し“JSD-100”、“RADHEAT-V3”で求めたIVS領域の巨視的実効断面積を乗じてそれを新たなIVS領域の中性子源とする。

境界条件 … 左側反射, 右側真空

断面積 … 微視的断面積ファイル“JSD-100”に対し“RADHEAT-V3”を用いて領域毎の100群巨視的実効断面積にしたものを使用した。



### 3. 評価用制限値

評価用制限値を中性子束に換算して以下の値とした。

炉心拘束棒…溶接部なしと見なし	0.1 MeV 以上…	$5 \times 10^{12}$	(個/cm <sup>2</sup> ・sec)
	0.1 eV 以下…	$1.24 \times 10^6$	(個/cm <sup>2</sup> ・sec)
原子炉容器…溶接部有りと見なし	0.1 MeV 以上…	$1.9 \times 10^{12}$	(個/cm <sup>2</sup> ・sec)
	0.4 eV 以下…	$1.24 \times 10^6$	(個/cm <sup>2</sup> ・sec)

以上の値を今回の評価用制限値として使用する。

### 4. 計算結果

計算結果の径方向中性子束分布図の一部 (Reference) を図 2 に示す。

- 1) 高速中性子に於いては遮蔽体をすべて SUS に変えても制限値を 2 ケタ下回る。
- 2) 熱中性子に於いては制限値を満すためには B<sub>4</sub>C が必要である。
- 3) 径ブランケットを削った場合、削ったと同程度の割合でソース源が減り、その分制限値に対する中性子束が減少する程度である。
- 4) コンクリートでの中性子の反射で熱中性子束は 2 桁値が持ち上り原子炉容器での中性子束の値を上げている。高速中性子はあまり影響を受けない。
- 5) 遮蔽体 50 cm に対し SUS を基準とすると B<sub>4</sub>C は高速中性子束で 2 桁強、熱中性子束で 13 桁遮蔽効果を増す。
- 6) Reference Case は遮蔽設計上は overdesign と思われる。熱中性子に対する制限は必ずしも厳守しなくともよいと仮定すれば (構造設計側で対処可能の場合) B<sub>4</sub>C 遮蔽体は 1 層ないし 2 層で充分と思われる。
- 7) Reference Case のような遮蔽体構成を採用する場合は遮蔽体を 1 層削減できる可能性もある。

### 5. 評価

Reference Case が径方向の遮蔽体構成としては少々 over design 気味であることが判明した意義は大きい。

また、以前から予想されていたがブランケットの層数を増減させることは遮蔽という観点からはあまり大きな変化のないことも確認できた。



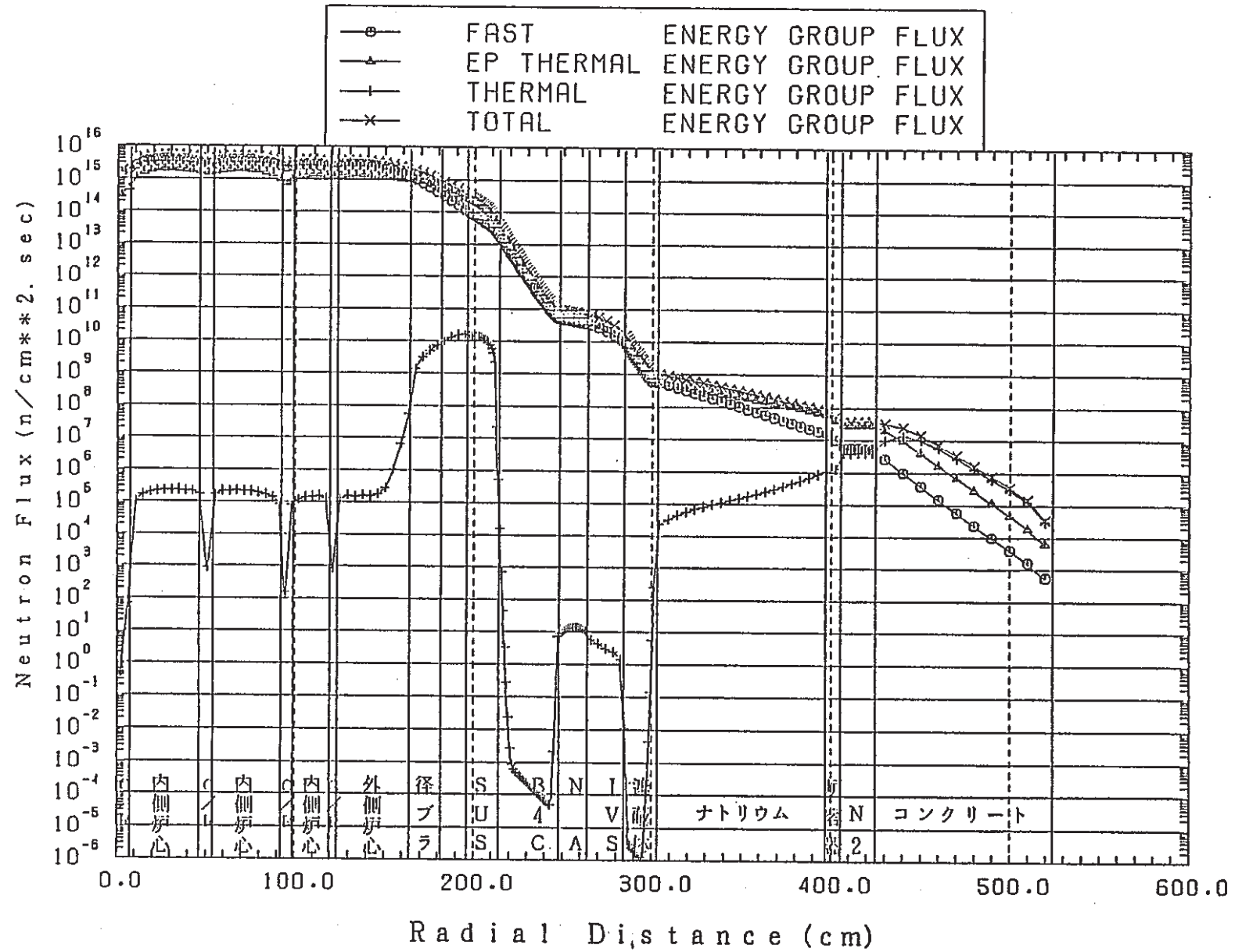


図2 Large Core radial Flux Distribution (Reference Case A)

## 5.5 大型炉の径方向遮蔽体構成の検討 (2)

報告者：原 (炉心・運転計画 Gr)

## 1. 目的

大型炉炉心検討の1つとして集合体の径方向遮蔽構成の検討を行うために集合体径方向の構成をパラメータとした径方向中性子束分布のサーベイ計算(2)を行ったので報告する。

(1)は(技-60-224)で報告済であるが今回は(2)としてIVSを炉心拘束棒の外側に持ってゆく可能性も有るため、前回のケースに対しIVSの内側に炉心拘束棒(Na層)を1層設けるケースの計算を行う。又その際、構成上IVSをあまり外側へ持ってゆかないために(回転プラグとの兼合い)その分遮蔽体を削った場合、制限値を満すかどうかの検討も行う。

## 2. 計算条件

計算コード … “ANISN-W” (一次元輸送計算コード)

炉心形状 … 一次元円柱 (炉心形状4ケースについて行ったので各構成を図1に示す)

エネルギー群数… 100群

空間メッシュ数… 178及び196 (図1参照)

S<sub>n</sub> 次数 … S<sub>8</sub>

P<sub>1</sub> 次数 … P<sub>3</sub>

線 源 … 固定外部線源

\*線源の算出方法は(技-60-224)と同様

境界条件 … 左側反射, 右側真空

断面積 … 微視的断面積ファイル“JSD・100”に対し“RADHEAT-V3”を用いて領域毎の100群巨視的実効断面積にしたものを使用した。

## 3. 評価用制限値

評価用制限値を中性子束に換算して以下の値とした。

炉心拘束棒… 0.1 MeV 以上  $5 \times 10^{12}$  (個/cm<sup>2</sup>・sec)

0.4 eV 以下  $1.24 \times 10^6$  (個/cm<sup>2</sup>・sec)

原子炉容器… 0.1 MeV 以上  $1.9 \times 10^{12}$  (個/cm<sup>2</sup>・sec)

0.4 eV 以上  $1.24 \times 10^6$  (個/cm<sup>2</sup>・sec)

## 4. 計算結果

計算結果の径方向中性子束分布図の1部(ケースA)を図2に示す。

1) IVSの内側に炉心拘束棒(Na層)を設けた場合、炉心拘束棒位置での中性子束は設け

る前に比較して高速中性子束で3桁上回り条件が厳しくなるが、いずれのケースも制限値の条件を満している。熱中性子束に対しては3桁下回り問題はない。

2) IVSの内側に炉心拘束棒(Na層)を設けた場合、原子炉容器位置での中性子束は設ける前に比較して高速中性子束、熱中性子束に1桁持ち上り条件が厳しくなるが高速中性子束に対してはいずれのケースも制限値を満している。熱中性子束に対してはIVSより内側遮蔽体にB<sub>4</sub>C2層以上必要である。

3) 遮蔽設計上はIVSの内側に炉心拘束棒をもうけることは可能である。

図1 サーベイ計算用大型炉径方向構成

0.0	8.70275	48.45486	52.93676	93.32658	95.73024	119.00850	122.76738	165.35223	(181.09247)	196.72833	212.28286	(237.10363)	246.80338	263.82394	284.54130	301.59765	399.80296	404.83192	424.83192	524.83192
-----	---------	----------	----------	----------	----------	-----------	-----------	-----------	-------------	-----------	-----------	-------------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------	-----------

② C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑥ 内側 炉心	① C / R	⑩ 外側 炉心	⑧ 径 ブランケット	⑬ 遮蔽体 SUS	⑭ B <sub>4</sub> C	⑮ Na	⑯ IVS	⑰ B <sub>4</sub> C	⑳ Na	㉑ 炉容器	㉒ N <sub>2</sub> 余イド	㉓ コンクリート
------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	-----------------	-----------------------	---------	----------	-----------------------	---------	----------	-------------------------	-------------

(R-Case A)

計18領域, 174メッシュ

② C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑥ 内側 炉心	① C / R	⑩ 外側 炉心	⑧ 径 ブランケット	⑬ SUS	⑰ sus	⑱ B <sub>4</sub> C	⑲ Na	⑯ IVS	⑰ B <sub>4</sub> C	⑳ Na	㉑ 炉容器	㉒ N <sub>2</sub> 余イド	㉓ コンクリート
------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	----------	----------	-----------------------	---------	----------	-----------------------	---------	----------	-------------------------	-------------

(R-Case B)

計19領域, 174メッシュ

② C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑥ 内側 炉心	① C / R	⑩ 外側 炉心	⑧ 径 ブランケット	⑬ B <sub>4</sub> C	⑭ B <sub>4</sub> C	⑮ Na	⑯ IVS	⑰ B <sub>4</sub> C	⑳ Na	㉑ 炉容器	㉒ N <sub>2</sub> 余イド	㉓ コンクリート
------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	-----------------------	-----------------------	---------	----------	-----------------------	---------	----------	-------------------------	-------------

(R-Case C)

計18領域, 174メッシュ

② C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑩ 内側 炉心	① C / R	⑥ 内側 炉心	① C / R	⑩ 外側 炉心	④ 径 ブラ	⑬ SUS	⑭ B <sub>4</sub> C	⑮ Na	⑯ IVS	⑰ B <sub>4</sub> C	⑳ Na	㉑ 炉容器	㉒ N <sub>2</sub> 余イド	㉓ コンクリート
------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	------------------	---------------	--------------	----------	-----------------------	---------	----------	-----------------------	---------	----------	-------------------------	-------------

(R-Case D)

計18領域, 196メッシュ

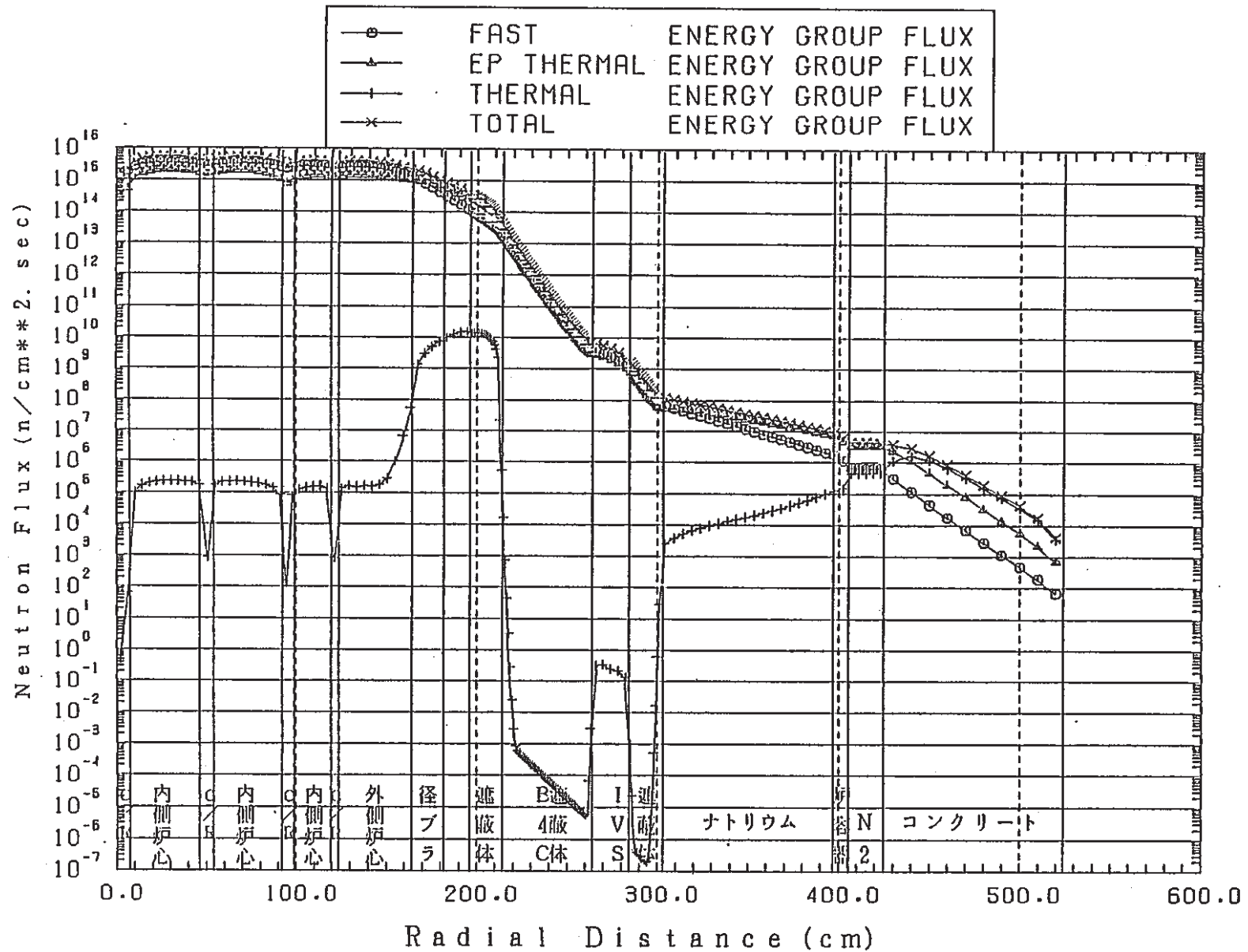


図2 Large Core radial Flux Distribution (Reference Case)

## 5.6 大型炉炉心燃料の圧損評価

報告者：池上（炉心・運転計画 Gr）

### 1. はじめに

炉心燃料ピンハンドル部圧損評価に Rehme 式を用いた場合、

- ・物性値の温度効果
- ・ geometry（流路断面積）の温度効果

について調べる。

さらに、現状で決定されている（第3回炉心・燃料 J/G - 11月27日）Super Monju の燃料仕様での圧損を評価する。

### 2. 結果及び評価

#### (1) 圧損に及ぼす温度効果

- ・物性値が 400 °C と 350 °C で異なることの圧損に及ぼす影響（物性値の温度効果）は 0.1 % と小さい。
- ・ geometry が 20 °C（室温の寸法）と 400 °C（原子炉運転状態の寸法）で異なる効果は圧損で 2.5 % であり温度の高い方が圧損は小さい。

#### (2) Super Monju 仕様燃料の圧損（400 °C 状態）

冷却材流量を 39.4 kg/s（この数値の根拠については技-60-214 参照）とすると、圧損は 3.2 kg/cm<sup>2</sup> となる。（表 1 参照）

集合体圧損の設計目標 3.5 kg/cm<sup>2</sup> を PNC TN9410 86-015 ドル部圧損の目標値を 2.8 kg/cm<sup>2</sup> と仮定すると、冷却材流量は 37 kg/s 以下でなければならない。（表 1 参照）

今後の炉内流量配分設計が苦しくなる可能性がある。但し、被覆管の CDF 評価手法によっては、被覆管温度を高くすることが可能で、必然的に冷却材流量を下げることも可能となる。本件は、CDF 評価手法と関連させて、今後 watch していく必要がある。

表1 Super Monju 仕様燃料の圧損 (冷却材流量パラメータ)

Case 1		Case 2	
Q	= 39.400 (kg/sec)	Q	= 38.000 (kg/sec)
L'	= 2.717 (2.70) (m)	L'	= 2.717 (m)
$\rho$	= 856.000 (kg/m <sup>3</sup> )	$\rho$	= 856.000 (kg/m <sup>3</sup> )
$\nu$	= 3.32 D-07 (m <sup>2</sup> /sec)	$\nu$	= 3.32 D-07 (m <sup>2</sup> /sec)
N	= 271.0 (ピン)	N	= 271.0 (ピン)
D'	= 7.55 D-03 (7.50 -3) (m)	D'	= 7.55 D-03 (m)
p'	= 9.06 D-03 (9.00 -3) (m)	p'	= 9.06 D-03 (m)
dm'	= 1.41 D-03 (1.40 -3) (m)	dm'	= 1.41 D-03 (m)
H'	= 1.66 D-01 (1.65 -1) (m)	H'	= 1.66 D-01 (m)
l'	= 1.5176 D-01 (1.508-1) (m)	l'	= 1.5176 D-01 (m)
P/R	= 1.7739 D-04 (1.763 -4) (m)	P/R	= 1.7739 D-04 (m)
A	= 7.3974 D-03	A	= 7.3974 D-03
St	= 8.1510 D+00	St	= 8.1510 D+00
Sb	= 7.6253 D+00	Sb	= 7.6253 D+00
WB	= 6.2222 D+00	WB	= 6.0011 D+00
De	= 3.6302 D-03	De	= 3.6302 D-03
Re'	= 8.0951 D+04	Re'	= 7.8075 D+04
F	= 1.4157 D+00	F	= 1.4157 D+00
f'	= 1.8941 D-02	f'	= 1.9058 D-02
$\Delta\rho$	= 3.1749 D+04 (3.253+4)	$\Delta\rho$	= 2.9715 D+04
Case 3		Case 4	
Q	= 37.000 (kg/sec)	Q	= 36.000 (kg/sec)
L'	= 2.717 (m)	L'	= 2.717 (m)
$\rho$	= 856.000 (kg/m <sup>3</sup> )	$\rho$	= 856.000 (kg/m <sup>3</sup> )
$\nu$	= 3.32 D-07 (m <sup>2</sup> /sec)	$\nu$	= 3.32 D-07 (m <sup>2</sup> /sec)
N	= 271.0 (ピン)	N	= 271.0 (ピン)
D'	= 7.55 D-03 (m)	D'	= 7.55 D-03 (m)
p'	= 9.06 D-03 (m)	p'	= 9.06 D-03 (m)
dm'	= 1.41 D-03 (m)	dm'	= 1.41 D-03 (m)
H'	= 1.66 D-01 (m)	H'	= 1.66 D-01 (m)
l'	= 1.5176 D-01 (m)	l'	= 1.5176 D-01 (m)
P/R	= 1.7739 D-04 (m)	P/R	= 1.7739 D-04 (m)
A	= 7.3974 D-03	A	= 7.3974 D-03
St	= 8.1510 D+00	St	= 8.1510 D+00
Sb	= 7.6253 D+00	Sb	= 7.6253 D+00
WB	= 5.8432 D+00	WB	= 5.6853 D+00
De	= 3.6302 D-03	De	= 3.6302 D-03
Re'	= 7.6020 D+04	Re'	= 7.3966 D+04
F	= 1.4157 D+00	F	= 1.4157 D+00
f'	= 1.9145 D-02	f'	= 1.9235 D-02
$\Delta\rho$	= 2.8300 D+04	$\Delta\rho$	= 2.6917 D+04

注) 物性値も geometry も 400 °C 状態 (20 °C での寸法をカッコ内に示す。)



## 5.7 断面積セット JFS-2 (技術課オリジナルシステム) と JFS-3 (NEUSAFE システム) の比較検討

報告者：徳安・原 (炉心・運転計画 Gr)

### 1. 概要

大型炉解析において“JFS-3”ライブラリ及び“NEUSAFE”システムを用いて計算を行ったが、Breeding Ratio において「炉心燃料に関する設計研究」(PNC ZJ 278 84-10(2))での計算値との差が大きかったため、“JFS-3”ライブラリ+“NEUSAFE”システムと従来の“JFS-2”ライブラリを用いた技術課システムをMK-II炉心、MK-I炉心を用い、比較すると共に、Breeding Ratio の差についての検討を行った。

### 2. 計算方法及び結果

- (1) MK-II炉心での計算…MK-II炉心において2種類のライブラリの比較をKeff, Breeding Ratio, 置換反応度, 反応率分布, 制御棒価値について行った。その結果, “JFS-3”の方が0.44%程過大評価となるが大きな差は見られない(表1参照)。
- (2) MK-I炉心での計算…MK-I炉心でのBreeding RatioをMK-I報告書, “HONEYCOMB-2”コードと比較を行った。MK-I報告書と比べると良い一致を見ないが, “HONEYCOMB-2”コードと“CITATION”コードの間では良い一致を見る(表2参照)。
- (3) 大型炉での計算…大型炉体系による“CITATION”R-Z燃焼計算でのBreeding Ratioについて, 断面積割付け, FLUX計算の回数等を変更して, Breeding Ratioの変化を調べたが変化はほとんど見られなかった。結局, 報告書とのBreeding Ratioの式の定義が異っていた(報告書は $^{235}\text{U}$ の考慮をしていない)ことが根本的な原因であり, 定義を合わせた結果, 差は3%であったが1%程度となった。(表3参照)

### 3. 評価

今回の作業で「常陽」の解析に用いている“JFS-2”と今後大型炉の解析に用いていく“JFS-3”の比較をシステマティックに行うことができた。また, 一連の作業を通じて勉強になる点が多かった。

表1 MK-II炉心におけるライブラリ比較計算結果

表1-1 CITATION-Tri. 計算におけるライブラリーの違いによる置換反応度の比較

	Keff (JFS-2 JFS-3)	%Δk (JFS-2 /k·k' JFS-3)	実測値	ライブラリーの差 %Δk/k·k'
(1) Reference (64.2, 1)	1.012959 1.017277	-	-	0.42
(2) 000...B特 1E1...Driver	1.013018 1.017336	0.006 0.006	0.002	0.42
(3) 000...CHIR 1C1...Driver	1.012836 1.017155	-0.012 -0.012	-0.013	0.42
(4) 000... 出力分布用特燃	1.011987 1.016315	-0.095 -0.093	-0.095	0.42
(5) 000...Na	0.994809 0.999743	-1.801 -1.724	-1.368	0.50

表1-2 CITATION-HexZ 計算における keff

JFS-2	JFS-3	%Δk/k·k'
0.997927	1.002378	0.44

C/R 位置は 470 mm

表1-3 ライブラリーの違いによる制御棒価値の比較 (keff, %Δk/k·k')

	JFS-2	JFS-3
C/R All full out	1.022124 -	1.025857 -
C/R 1 500 mm	1.018660 0.333	1.022435 0.326
C/R 1 full in	1.000852 2.079	1.004660 2.057

表1-4 Breeding Ratio の比較 (C/R full out)

	JFS-2	JFS-3
RZ	0.26366	0.26134
Tri	0.24745	0.24437
Hex-Z	0.3009	0.2984

表2 領域・核種毎核分裂性核種の生成及び消費量の比較 (MK-I炉心)  
 CITATION-RZ JFS-3 7群  $\sigma_{tr}$  47×50 mesh

	Absorption			Absorption Total	Capture		Capture Total	Capture Absorption
	U <sup>235</sup>	Pu <sup>239</sup>	Pu <sup>241</sup>		U <sup>238</sup>	Pu <sup>240</sup>		
炉心	2.2198-1	1.5521-1	6.4506-3	3.8364-1	7.5540-2	7.5838-3	8.3124-2	0.2167
	0.5688	0.3977	0.0165	0.9830	0.1936	0.0194	0.2130	
径ブラ	5.3539-3			5.3539-3	2.5172-1		2.5172-1	47.02
	0.0137			0.0137	0.6450		0.6450	
軸ブラ	1.2771-3			1.2771-3	6.3833-2		6.3833-2	49.98
	0.0033			0.0033	0.1636		0.1636	
Total	2.2862-1	1.5521-1	6.4506-3	3.9028-1	3.9109-1	7.5838-3	3.9868-1	1.022
	0.5858	0.3977	0.0165	1.0	1.0021	0.0194	1.022	
					0.9810	0.019	1.0	

HONEYCOMB-2

	Absorption			Absorption Total	Capture		Capture Total	Capture Absorption
	U <sup>235</sup>	Pu <sup>239</sup>	Pu <sup>241</sup>		U <sup>238</sup>	Pu <sup>240</sup>		
炉心	2.2211-1	1.5203-1	7.9707-3	3.8211-1	7.8868-2	6.7378-3	8.5606-2	0.2240
	0.572	0.391	0.021	0.984	0.203	0.017	0.220	
径ブラ	4.9686-3			4.9686-3	2.4206-1		2.4206-1	48.718
	0.013			0.013	0.623		0.623	
軸ブラ	1.3083-3			1.3083-3	6.6120-2		6.6120-2	50.539
	0.003			0.003	0.170		0.170	
Total	2.2839-1	1.5203-1	7.9707-3	3.8839-1	3.8705-1	6.7378-3	3.9379-1	1.0139
	0.589	0.391	0.021	1.0	0.997	0.017	1.0139	
					0.983	0.017	1.0	

表 3 大型炉での定義変更前と後での Breeding Ratio の比較

	Keff	変更前 Breeding Ratio	変更後 Breeding Ratio
1 cycle BOC	1.024209	1.157	1.187
EOC	0.994877	1.172	1.198
2 cycle BOC	1.004638	1.166	1.194
EOC	0.978575	1.177	1.200
3 cycle BOC	0.996553	1.168	1.195
EOC	0.971747	1.177	1.200*

\* 報告書では 1.215  
 [PNC ZJ 278 84-10(2)]

## 6. MK-II炉心における自然循環試験の結果と解析・評価

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

### 6.1 MK-II炉心における自然循環試験II-Bの試験後解析(その2)

報告者：前田，菅谷（プラントGr.）

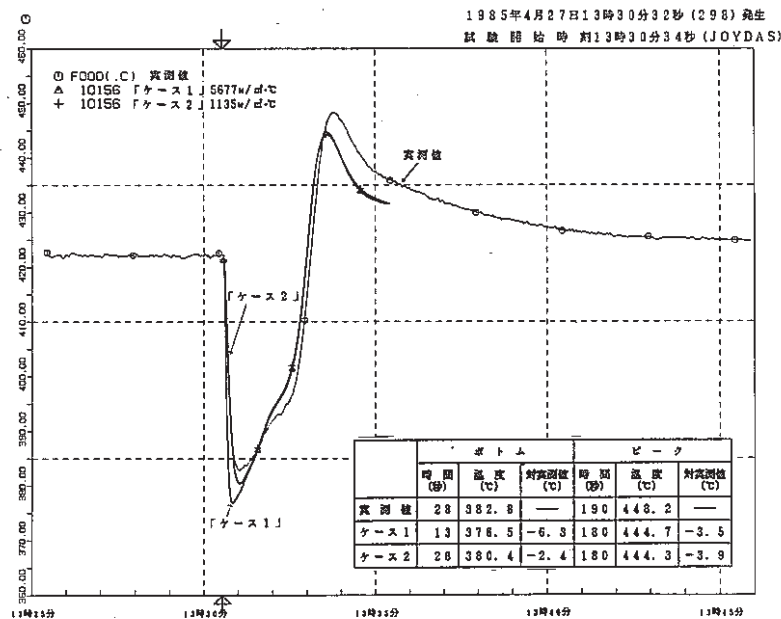
#### 1. 概要

自然循環試験II-B（30MW過渡試験）の試験後解析を“COMMIX-1A”を用いて実施した。

今回の解析では，“MIMIR-N2”の解析結果に基づき、燃料ピンギャップ伝達率を  $1135 \text{ W/m}^2 \cdot ^\circ\text{C}$ （約  $200 \text{ Btu/ft}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{F}$ ）に変更し、特にボトム点の改善を目的として行なった。

#### 2. 評価

中心燃料集合体出口温度挙動を下图に示す。図中に示す表は、それぞれのボトム点とピーク点の温度と発生時間であり、ボトム点については，“MIMIR-N2”と同様の改善が得られた。よって今後の解析では、上記ギャップコンダクタンスを用いることとした。



## 6.2 MK-I炉心における自然循環試験-D及びMK-II炉心における自然循環試験II-Bの実測データの比較・検討

報告者：菅谷（プラント Gr.）

### 1. 概要

MK-I炉心における自然循環試験-DとMK-II炉心における自然循環試験II-Bの実測値の比較・検討を行なった。

両試験は原子炉出力 30 MW からの過渡試験であり、炉心構成の違いによる流量と温度についての比較を行なった。

### 2. 炉心構成

	MK-I試験-D	MK-II試験II-B
炉心燃料（含特燃）	79	67
制御棒	6	6
中性子源	1	1
ブランケット燃料	179	—
反射体	48	236
材料照射用集合体	—	3

### 3. 評価

全体的に下記に示す傾向がみられた。

- ① 各系統の温度挙動は試験II-Bよりも試験-Dのほうがはやい応答を示している。これは、自然循環流量等の違いによるものと考えられる。
- ② 安定した自然循環時の各系統温度は試験II-Bより試験-Dのほうが高い。これについては、ブランケット燃料の崩壊熱の影響であると考えられる。
- ③ 1次系流量が試験-Dより試験II-Bのほうが少ない原因としては、炉心圧損の差異が主な原因であると思われる。尚、2次系流量についてはほぼ同等であった。

## 7. 高速実験炉における燃料破損検出技術の開発

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

### 7.1 改良オーステナイト・ステンレス鋼製被覆を用いた燃料の照射試験（AST試験） で用いるタグガスの組成選定について

報告者：小林（計測Gr.）

#### 1. 概要

「もんじゅ」高燃焼炉心用バックアップ材料として、現用材料を上回る性能を示すと考えられる改良オーステナイトステンレス鋼6種について、被覆管としての最適鋼種を選定し絞り込むために、II型特殊燃料ピンとしてB型特燃のコンパートメントで2体を用い照射する計画が進められている。

この計画では、近い将来「常陽」にタギング法FFDL設備が設置されることを想定し、各燃料ピン毎に異なる組成のタグガスを封入して破損ピンの同定を行うことを考えている。

以上の要請に基づき、上記試験で用いる10種のタグガス組成について、同定の確度及び製作コスト低減の観点から案を作成したので報告する。

#### 2. タグガス組成の検討

##### (1) 破損ピン同定の確実さ

タギング法ではどの燃料が破損したかを同定するために各集合体毎にある一定の割合（スペーシングファクタ）で組成を変えたタグガスを封入する。スペーシングファクタが大きいほど破損燃料を同定する確度は増すが、作り得るタグガスの種類は減少する。したがって、通常スペーシングファクタを決定する場合はタグガス調製時の誤差、タグガス分析時の誤差、及びタグガスの照射中変化を考慮しても各タグガスを同定し得る。PNC TN9410 86-015  
「もんじゅ」ではこれらを考慮した上でKr-78/80及びXe-126/129については1.25、Kr-80/82については1.5のスペーシングファクタを採用している。AST試験では「もんじゅ」燃料を用いるため、本検討でもスペーシングファクタを1.5以上とすることにした。

## (2) タグガス調製の容易さ

タグガスを製造する際は、ある特定の同位体の存在割合を高めたKr及びXeを数種類用い、あらかじめ定められた組成となるよう混合調製する。本検討ではタグガスの種類が10種と少なく、また国内で上述のような混合調製を行い、カプセルに封入する技術が確立されていないことから、2種のガスを簡単な整数比で混合することとした。

## (3) タグガスカプセル製作費の低減

タグガスカプセル製作費の約半分はタグガスの購入費である。先に述べたある特定の同位体の存在割合を高めたKr及びXeは、全て輸入品であり、カプセル封入時の分止りも考慮すればかなりまとまった量が必要となる。このため、混合に用いる2種ともこのガスを使用した場合、かなり製作費が上昇する。したがって、本検討では1種は天然同位体組成のKr及びXeを用いることとした。

## 3. 検討結果

## (1) 使用ガス

- a Kr-78 50%濃縮ガス
- b Xe-124 20%濃縮ガス
- c 天然同位体組成 Kr
- d " Xe

上記4種の同位体組成を表1に示す。

## (2) 混合割合

Kr, Xe 各々についてスペーシングファクタが1.5以上となる混合割合を求めた。その結果を表2に示す。スペーシングファクタは、Kr-78/80の値を除き、最少で1.65であり充分判別可能な値となっている。

ただし、本照射試験は実験炉「常陽」にて実施されるため、照射によるタグガス組成の変化が「もんじゅ」の場合と異なることが予想されることから、現在「タグコード」を用いて解析作業を実施中である。したがって、本報告の混合割合は試案とし、最終的なものは解析結果を参考に決定することとしたい。

## (3) タグガス組成

前項の結果を基に各燃料ピンに封入するタグガスの組成案を作成した。その結果を表3に示す。ただし、各燃料ピンに封入するタグガス量をKr, Xeとも各1Nccとした。

## 4. 特記事項

本検討で選定したタグガス組成は系統的にスペーシングファクタを定めていないためタグガス種類の拡張性に乏しい。よって、本検討の照射試験と同時期に炉内へ装荷する他の燃料へもタグガスを封入しようとする場合には、タグガス組成の選定に当たってかなりの制限を与えることとなる。



## 5. 評価

本検討では、タグガス混合技術が確立されていないこと、タグガスの照射による変化が不明確なこと等を考慮して比較的裕度のあるタグガス組成を選定した。したがって、本検討結果は上記の不確定要素の解消に伴い見直しを実施していくべきものである。

表1 使用するガスの同位体組成

## 1. Kr

種類	同位体存在率 (%)					
	78	80	82	83	84	86
a *	50	48	1	—	—	—
c	0.35	2.29	11.58	11.51	56.95	17.31

## 2. Xe

種類	同位体存在率 (%)								
	124	126	128	129	130	131	132	134	136
b *	20	10	25	40	1	1	1	1	—
d	0.10	0.09	1.92	26.44	4.08	21.18	26.89	10.44	8.87

\* a, b の同位体存在率は仕様目標値であり、実際の値は若干異なる。

表2 混合割合の検討

## 1. Kr

ケース	混合割合 (a : c)	同位体存在率 (%)			同位体比 80/82	スペーシング ファクタ
		78	80	82		
1	1 : 3	12.77	13.73	8.88	1.546	2.602 1.810 6.591
2	1 : 1	25.18	25.15	6.25	4.024	
3	2 : 1	33.45	32.77	4.50	7.282	
4	1 : 0	50.00	48.00	1.00	48.000	

## 2. Xe

ケース	混合割合 (b : d)	同位体存在率 (%)			同位体比 126/129	スペーシング ファクタ
		124	126	129		
1	1 : 3	5.08	2.58	29.83	0.086	1.761 1.645
2	1 : 1	10.05	5.05	33.22	0.152	
3	1 : 0	20.00	10.00	40.00	0.250	

表3 選定したタグガス組成

TAG No.	Kr 組成 ( $\times 10^{-2}$ Ncc)			Xe 組成 ( $\times 10^{-2}$ Ncc)			同 位 体 比		
	$^{78}\text{Kr}$	$^{80}\text{Kr}$	$^{82}\text{Kr}$	$^{124}\text{Xe}$	$^{126}\text{Xe}$	$^{129}\text{Xe}$	78/80	80/82	126/129
1	12.77	13.73	8.88	5.08	2.58	29.83	0.9304	1.5465	0.0863
2	25.18	25.15	6.25	"	"	"	1.0012	4.0240	"
3	33.45	32.77	4.50	"	"	"	1.0208	7.2822	"
4	12.77	13.73	8.88	10.05	5.05	33.22	0.9304	1.5465	0.1520
5	25.18	25.15	6.25	"	"	"	1.0012	4.0240	"
6	33.45	32.77	4.50	"	"	"	1.0208	7.2822	"
7	12.77	13.73	8.88	20.00	10.00	40.00	0.9304	1.5465	0.2500
8	25.18	25.15	6.25	"	"	"	1.0012	4.0240	"
9	33.45	32.77	4.50	"	"	"	1.0208	7.2822	"
10	50.00	48.00	1.00	"	"	"	1.0417	48.0000	"

## 7.2 U-Ni FPソース集合体製作時の被曝評価

報告者：鈴木s，大戸（計測Gr.）

## 1. 概要

現在米国アルゴンヌ国立研究所（シカゴ）で製作中のF.P. ソース要素は、来年3月までには照射装置組立検査施設（以下、IRAF と称する。）へ搬入される。このため、IRAF における核燃料物質の使用許可申請準備作業が進められており、その補足説明資料とするため未照射F.P.ソース要素の組立作業時等の被曝評価計算を実施した。

## 2. 計算方法

## (1) F.P.ソース要素の線源強度

$\gamma$ 線源：F.P. ソース要素32本を対象し、“ORIGEN-79”により製造後10年経過しているとして、Photon 放出率を計算した。F.P.ソース要素諸元は以下のとおりである。

(形状) 長さ 550 mm (U-Ni ソース部)  
 内径 3.5 mm  
 外径 5.5 mm

(U含有量) 3.5wt %  $^{235}\text{U}$ 濃縮度 19.9 %

要素1本当たり  $^{235}\text{U} / ^{238}\text{U} / \text{Ni} = 0.50 \text{ g} / 2.00 \text{ g} / 68.81 \text{ g}$

この要素32本より放出されるPhoton 数の計算値 (“ORIGEN-79”で $\phi_n = 0.0$ として計算)を表1に示す。

## (2) 線量率計算

“ORIGEN-79”で得られた $\gamma$ 線放出率データを用いて点減衰核積分法による $\gamma$ 線遮蔽計算コード“QAD-P5S”によりF.P.ソース要素からの $\gamma$ 線量率を計算した。計算体系では、被曝量を安全側に見積もるため有効な遮蔽物はないと仮定した。

“QAD-P5S”の基本式は

$$R(\vec{r}) = K \int_V \frac{S(\vec{r}^v) B(\mu |\vec{r}^v - \vec{r}|, E) \exp(-\mu |\vec{r}^v - \vec{r}|)}{4\pi |\vec{r}^v - \vec{r}|^2} dV$$

R :  $\gamma$ 線線量率

$\vec{r}$  : 線量率評価点

$\vec{r}^v$  : 線源領域V内のdVの位置

V : 線源領域

- $\mu$  : エネルギーE の  $\gamma$  線の減衰係数  
 B :  $\gamma$  線のBuildup Factor  
 K :  $\gamma$  線束・ $\gamma$  線量率変換係数  
 S : 単位体積dV当たりの線源強度

である。

F. P.ソース要素 (32本) 表面からの各距離における  $\gamma$  線量率計算値を表-2, 図-1に示す。本計算では, Buildup Factor としてのFeの値を用いたが,  $\gamma$  線に対する大きな減衰材がないためBuildup Factor は, 表面近傍以外では1.3~1.6と比較的小さい値であった。

### 3. 被曝量評価

表-2に示す  $\gamma$  線量率計算値を用いてU-Ni F.P.集合体組立作業を行った時の被曝量を評価する。安全側に評価するため, 全作業工程において最大要素本数32本を取り扱うものとし, 有効な遮蔽物は存在しないと仮定する。

$$D_i = R_i(r_i) \times \frac{T_i}{60 \text{ min}}$$

- $D_i$  : 作業工程iにおける被曝量 (mrem)  
 $R_i$  : F. P.ソース要素からの距離  $r_i$  (cm) における  $\gamma$  線量率 (mrem/h)  
 (表2より求まる値)  
 $T_i$  : 作業工程iの作業時間 (min)

上式を用いて算出した各作業工程における被曝量を表-3に示す。

F. P.ソース要素の解梱から集合体組立後の検査までの全作業に対する合計被ばく量は0.105 mrem / 全作業であり法令で定める値100 mrem / weekを十分な余裕をもって下回る。

### 4. 結論

本検討の結果U-Ni F.P.ソース集合体組立作業時の  $\gamma$  線被曝は問題にならないとの結論が得られた。

表-1 F.P.ソース要素(未照射)32本のCi数

(単位: Ci)

経過時間 元素	0.0 (製造時)	1秒後	10年後	20年後	10000年後
Tl	0.0	0.0	$1.05 \times 10^{-9}$	$3.79 \times 10^{-9}$	$6.52 \times 10^{-6}$
Pb	0.0	0.0	$1.05 \times 10^{-9}$	$3.80 \times 10^{-9}$	$6.57 \times 10^{-6}$
Bi	0.0	0.0	$1.05 \times 10^{-9}$	$3.80 \times 10^{-9}$	$6.57 \times 10^{-6}$
Po	0.0	0.0	$1.05 \times 10^{-9}$	$3.81 \times 10^{-9}$	$6.61 \times 10^{-6}$
Rn	0.0	0.0	$1.05 \times 10^{-9}$	$3.80 \times 10^{-9}$	$6.56 \times 10^{-6}$
Fr	0.0	0.0	$1.47 \times 10^{-11}$	$5.32 \times 10^{-11}$	$9.16 \times 10^{-8}$
Ra	0.0	0.0	$1.05 \times 10^{-9}$	$3.80 \times 10^{-9}$	$6.56 \times 10^{-6}$
Ac	0.0	0.0	$1.05 \times 10^{-9}$	$3.80 \times 10^{-9}$	$6.54 \times 10^{-6}$
Th	0.0	$2.63 \times 10^{-10}$	$5.54 \times 10^{-5}$	$5.54 \times 10^{-5}$	$6.19 \times 10^{-5}$
Pa	0.0	$3.51 \times 10^{-14}$	$2.14 \times 10^{-5}$	$2.14 \times 10^{-5}$	$2.79 \times 10^{-5}$
U	$5.54 \times 10^{-5}$	$5.54 \times 10^{-5}$	$5.54 \times 10^{-5}$	$5.54 \times 10^{-5}$	$5.60 \times 10^{-5}$
合計	$5.54 \times 10^{-5}$	$5.54 \times 10^{-5}$	$1.32 \times 10^{-4}$	$1.32 \times 10^{-4}$	$1.92 \times 10^{-4}$

表-2 QAD-P5Sによるr線量率計算結果

F.P.ソース要素表面 からの距離 (cm)	計算値 (mrem/h)	F.P.ソース要素表面 からの距離 (cm)	計算値 (mrem/h)
0	2.34	35	$1.29 \times 10^{-2}$
1	$7.21 \times 10^{-1}$	40	$1.03 \times 10^{-2}$
2	$4.00 \times 10^{-1}$	50	$6.88 \times 10^{-3}$
3	$2.75 \times 10^{-1}$	60	$4.91 \times 10^{-3}$
4	$2.08 \times 10^{-1}$	70	$3.67 \times 10^{-3}$
6	$1.37 \times 10^{-1}$	80	$2.85 \times 10^{-3}$
8	$1.00 \times 10^{-1}$	90	$2.27 \times 10^{-3}$
10	$7.72 \times 10^{-2}$	100	$1.85 \times 10^{-3}$
15	$4.64 \times 10^{-2}$	120	$1.30 \times 10^{-3}$
20	$3.12 \times 10^{-2}$	140	$9.57 \times 10^{-4}$
25	$2.23 \times 10^{-2}$	180	$5.80 \times 10^{-4}$
30	$1.67 \times 10^{-2}$	200	$4.70 \times 10^{-4}$

表-3 各作業工程における被曝量

作業工程	被ばく量 (mrem)
F. P.ソース要素梱包木箱の解梱	$1.72 \times 10^{-3}$
F. P.ソース要素運搬	$5.15 \times 10^{-3}$
F. P.ソース要素受入検査	$5.57 \times 10^{-3}$
F. P.ソース要素束の形成	$2.06 \times 10^{-2}$
内側ラッパ管溶接	$1.55 \times 10^{-2}$
半成品検査	$2.06 \times 10^{-2}$
外側ラッパ管溶接	$1.55 \times 10^{-2}$
集合体検査	$2.06 \times 10^{-2}$
合計	$1.05 \times 10^{-1}$

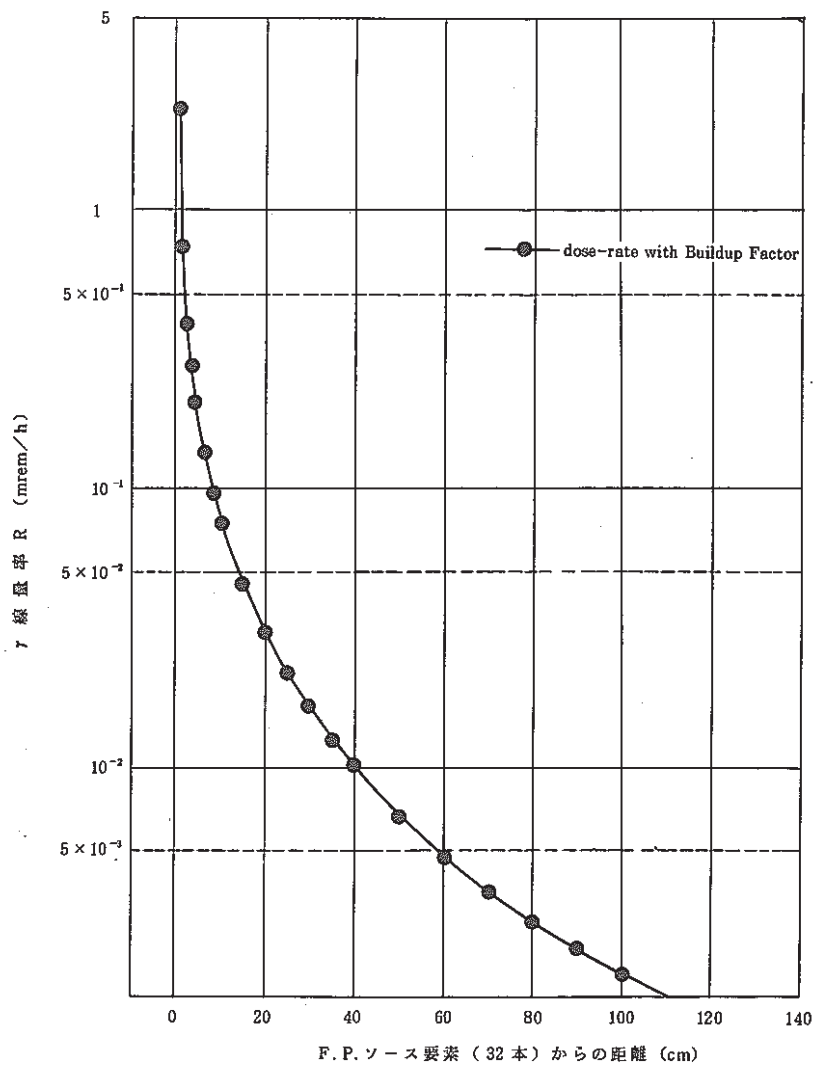


図-1 F. P. ソース要素 (未照射 32 本) による  $\gamma$  線量率

### 7.3 日本原子力学会 昭和61年年会発表予稿

昭和60年4月に高速実験炉で実施したFFDL 炉内試験に関する一連の成果を学会で報告するためその予稿集を作成した。

本試験では、ガスプレナム部に長さ1.0mm、巾0.1mmの人工欠陥を施してガスリーク型の燃料破損を模擬した。

本試験は、国内では最初であり海外炉でも EBR-II 等で行われているにすぎず下記に示す他数多くの貴重な成果が得られた。

- 試験用集合体製作に係る成果
- FFDL 装置の有効性実証に係る成果
- On-line  $\gamma$  モニターによるカバーガス中F.P.濃度連続測定に係る成果
- タギング法による破損燃料位置検出法の実証とその基礎試験に係る成果

次頁以降に一連の発表予稿を示す。

「常陽」FFDL開発試験(その1)

—試験用集合体の製作と炉内試験—

動燃大洗

TERANUMA TAMOTSU ARI YOSHIO KASAI SHIGEO  
 寺沼 保, 有井 祥夫, 笠井 重夫  
 YOSHINO FUJIO MIZOO NOBUTATSU YOSHIMI HIROTAKE  
 吉野 富士男, 溝尾 宣彦, 吉見 宏季

**1. 緒言** 運転中の原子炉内で何らかの原因により燃料破損が発生した場合、当該破損燃料を速やかに検出して炉外へ取出すことが、原子炉を安定に運転し、稼働率を高める上できわめて重要である。このため動燃では、「常陽」及び大型高速炉用として SHIPPING 法による破損燃料位置検出系を、「もんじゅ」用としてタギング法によるものを開発してきたが、その性能確認のためには実際に炉内で試験することが必要である。また、燃料破損発生時のFP挙動及び燃料破損検出装置の信号応答性について、実際の運転状態でのデータを得て、運転監視に反映させることも重要であり、そして、破損燃料の取扱い及び照射後試験のデータを得ることも必要である。これらの必要性に基づき、スリット付の燃料要素を組み込んだ集合体を製作し、「常陽」炉内で照射する試験を実施した。ここでは、試験に用いた集合体の製作及び炉内試験について報告する。

**2. 試験用集合体の製作** 試験用集合体は、図1に示すB型特殊燃料集合体<sup>1)</sup>の中に、ステンレス製のダミー要素27本、試験用燃料要素2本及び校正用燃料要素1本を装填したものである。試験用燃料要素及びダミー要素(I)には、被覆管のガスプレナム部に巾0.1mm、長さ1mmのスリットを設けた。このスリットは、集合体の組立及び炉内装荷作業中は、被覆管と同等の密封性を確保し、試験では開封するより、ステンレス用ハンダで密封した。このため集合体の製作に当っては、ハンダシール方法を確立することが重要であり、最適なシール施行技術を確立した。ハンダは融点が約300℃のものを選り、シールは被覆管を真空中で赤外線加熱により直接加熱して実施した。

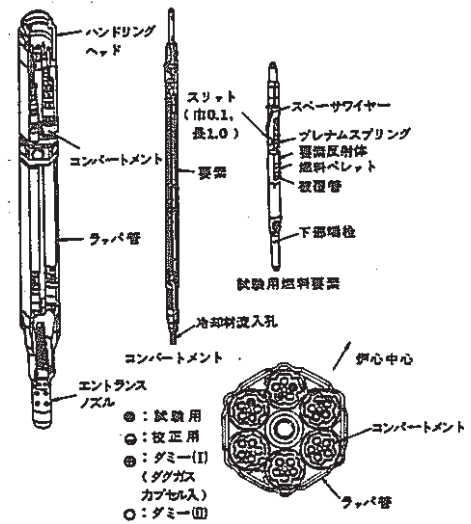


図1. 試験用集合体

**3. 炉内試験** 試験用集合体は、表1に示す条件で図2に示すスケジュールで照射した。その照射中に行われたタギング法FFDL及びオンライン線モニタの計測により、試験用集合体から相当量のダグガス及びFPが炉内に放出されたことが検知され、所期の機能を十分発揮したことが確認できた。

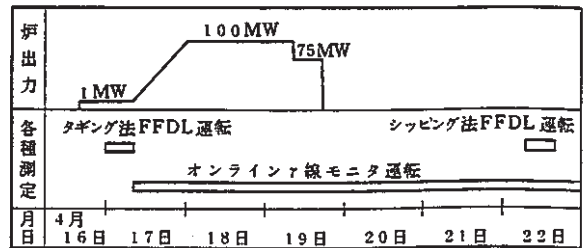


図2. FFDL炉内試験スケジュール

表1. 主な照射条件

線出力 (W/cm)		被覆管	燃焼度
要素平均	要素最大	最高温度(°C)	(MWd/t)
325	380	535	500

[文献；(1)昭和57年年会 J47~51]



「常陽」FFDL開発試験(その2)

— ナトリウムシッピング法による破損燃料位置検出試験結果 —

ODO TOSHIHIRO ITO YOSHIO HATAKENAKA KOJI  
 ○ 大 戸 敏 弘 , 伊 藤 芳 雄 , 畠 中 孝 司  
 FUJIWARA AKIKAZU  
 藤 原 昭 和

動 燃 大 洗

**1. 緒 言** 高速実験炉「常陽」では、破損燃料位置検出装置 (FFDL; Failed Fuel Detection and Localization) として炉内ナトリウムシッピング法 (Wet Sipping 法) によるものを開発している<sup>1) 2)</sup>。今回は、ガスプレナム部破損燃料に対する本装置の性能を確認するために行った炉内試験の結果について報告する。

**2. 方 法** 「常陽」のFFDLは、原子炉停止中に任意の燃料集合体内の冷却材流路をブロックすることにより燃料要素に圧力外乱を加え、破損燃料要素内に含まれる核分裂生成物 (FP) を冷却材中に放出させ、これを捕集して検知するものである。本試験では、試験用集合体 (その1参照) を、「常陽」で最大出力100MW、約500MWd/tまで照射し、炉停止から約65時間後にFFDLによる位置検出を開始した。

**3. 試験結果** FFDLによる位置検出は、集合体1体当たり30分弱の所要時間で、試験用集合体1体、反射体2体と燃料集合体12体について行い、その測定結果は以下のとおりであった。(図参照)

(1) 試験用集合体について得られた計数値は、<sup>133</sup>Xeのγ線(81KeV)ではBG(1番目に計測した反射体の計数値)の約1000倍であり、十分な余裕を持って破損燃料と判定できた。

(2) 4番目に計測した反射体に対する計数値はBGレベルを上まわった。これは、直前に計測した試験用集合体から放出されたFPのFFDL装置内への残留の影響による。燃料集合体に対する計数値は全てBGレベルであった。

**4. 評 価** FFDLによる圧力外乱のために試験用集合体から放出された<sup>133</sup>Xe量を、カーガス中の<sup>133</sup>Xe濃度変化から求め(その3参照)、この値を用いてFFDLの感度評価を行い、下記の結果を得た。

(1) 照射によりベレット部で生成した<sup>133</sup>Xeのガスプレナム部への移行率を5%と仮定すると、圧力外乱により試験用集合体から放出される<sup>133</sup>Xeの予測値に対し、実際に放出された<sup>133</sup>Xe量は約半分であった。

(2) 試験用集合体から放出された<sup>133</sup>Xeの量に対するFFDLでの<sup>133</sup>Xe捕集量の比は、予測値の約1/10であった。これは、集合体内の流路ブロックを開放してからナトリウム捕集を開始するまでに、約7秒の時間遅れをとっていたためである。

**5. まとめ** 本試験の結果から、開口部が0.1mm×1mm程度の小さなガスプレナム部破損燃料に対しても、FFDLの十分な性能が確認できた。

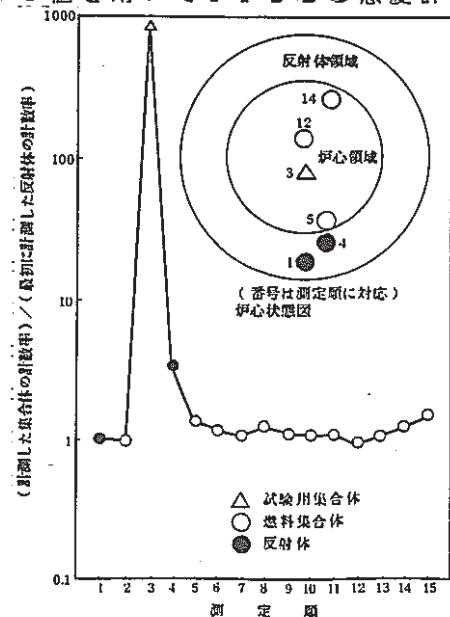


図 <sup>133</sup>Xeのγ線(81keV)による計数率の比

[文献: 1)昭和57年年会 E58 2)昭和59年年会 D20]

「常陽」FFDL開発試験(その3)

— オンラインγ線モニターによるFP核種挙動測定結果 —

動燃大洗, 原子カシステム\*

○ SUZUKI SOJU MORIKI YASUYUKI YOKOYAMA KAZURU  
 鈴木 惣十, 森木 保幸, 横山 和郎  
 IBUKI MASAKAZU YAMAGATA KAZUMI  
 伊吹 正和, 山縣 和美\*

1. 緒言

運転中の原子炉で燃料破損の発生を監視するための方法の一つに、カバーガス中へ放出された核分裂生成物(FP)からのγ線を連続的に計測するカバーガスオンラインγ線モニターがある。筆者らは、常温活性炭吸着方式のオンラインγ線モニターを試作し「常陽」で実施したFFDL炉内試験において、試験燃料要素から放出されたFPの炉内挙動を測定し、さらに本装置の性能と効果を実証したのでその結果を報告する。

2. 試験方法及び装置

図1に示すオンラインγ線モニターを1次カバーガス系に接続し、出力上昇開始から炉停止後のFFDL装置運転終了時までの約5日間、ほぼ連続的にカバーガス中のFP核種のガンマ線計測を実施した。本モニターでは、約4gの活性炭を用いKrについて

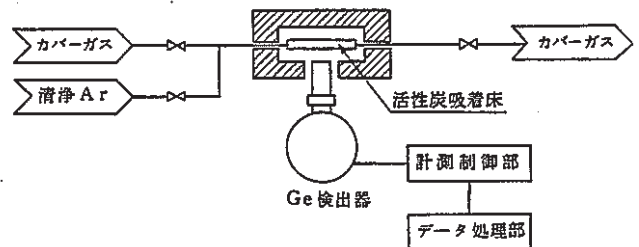


図1 カバーガスオンラインγ線モニター

約15倍、Xeについて約200倍まで濃縮するとともに、清浄Arでフラッシングすることにより冷却材及びカバーガスの放射化による<sup>23</sup>Neと<sup>41</sup>Arを効果的に除去して測定感度及び精度の向上を図った。なお、本γ線モニターによる1回の測定所要時間は、約30分であった。

3. 結果

(1) 本試験では1次カバーガス中から<sup>85</sup>Bk, <sup>87</sup>Kr, <sup>88</sup>Kr, <sup>133</sup>Xe, <sup>135</sup>Xe, <sup>135m</sup>Xe, <sup>135</sup>Xe, <sup>136m</sup>Xe, <sup>137</sup>Xe, <sup>138</sup>Xe等の希ガス系FP核種の他、各々<sup>88</sup>Kr, <sup>133</sup>Xeの娘核種である<sup>88</sup>Rbと<sup>138</sup>Csが検出できた。これらの中で主要なものは<sup>133</sup>Xeと<sup>135</sup>Xeであり別途実施したカバーガス直接サンプリング測定で校正した結果、これらのカバーガス中FPに対する検出下限は $\sim 10^{-6}$ μCi/ccであった。

(2) 試験期間中のカバーガス中FP濃度監視結果の一例として図2に<sup>133</sup>Xeと<sup>135</sup>Xeの経時変化を示す。

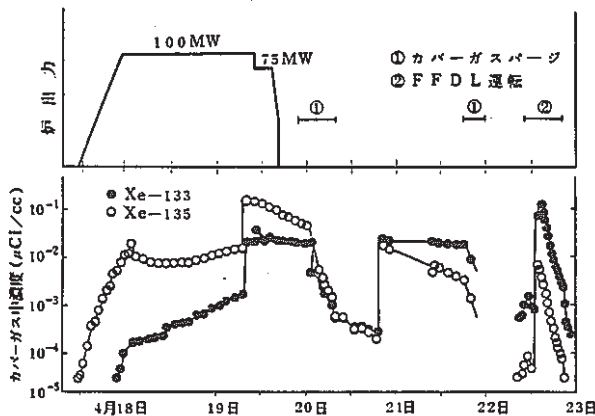


図2 Xe-133, Xe-135のカバーガス内濃度変化

変化を示す。出力上昇で急増し積算出力とともに緩やかに増加した後、出力上昇開始から約2日経過時点で間欠的な増加が見られた。さらに炉停止26時間後にも同様な間欠的な濃度上昇が見られた。この原因としては、燃料要素内のガス圧上昇、冷却材の圧力変動が考えられている。今後、本試験で得られた結果を基に、オンラインγ線モニターによるNa冷却材・Arカバーガス中のFP挙動解析を進める計画である。

「常陽」FFDL開発試験(その4)  
 タギング法基礎試験結果一

動燃大洗

YOSHIOKA SENJI KOBAYASHI TAKAYOSHI  
 吉岡仙次 小林孝良

1. 緒言

高速増殖炉のタギング法破損燃料位置検出系開発の一環として、カバーガス(Ar)中へ移行・拡散した極微量タグガス(0.1~10 ppbのKr, Xe特定同位体)を極低温度(-183℃)に冷却した活性炭吸着床で回収する装置を開発している。この活性炭吸着床の設計では、混合ガス系の極微量Krに対する深冷活性炭の吸着能を定量的に把握する必要がある。ここでは、活性炭吸着床の破過特性測定と混合ガス吸着モデルに基づく解析から、深冷活性炭の吸着能を評価したので報告する。

2. 方法

図1にKr+Xe+Ar混合ガス系のKr吸着量を測定する動的吸着試験装置の構成を示す。活性炭吸着床を-183℃に保持し、Kr(トレーサに<sup>85</sup>Krを使用)を所定量混合した試料ガスを吸着床に流した。試料ガスを流しながら吸着床の入口と出口での<sup>85</sup>Kr濃度の経時変化をガスフロー型電離箱で測定し、Krについての破過特性を取得した。得られた破過特性から活性炭に吸着したKr吸着量を算出した。また、ラングミュア型混合ガス吸着モデル式から、Kr+Xe+Ar混合ガス系のKr吸着量を計算した。なお、この吸着モデルに用いたKr, Xe, Ar単一ガス系固有の飽和吸着量, 吸着平衡定数は、各単一ガス系の-183℃における吸着等温データにラングミュア型単一ガス吸着モデル式を適用して算出した値である。

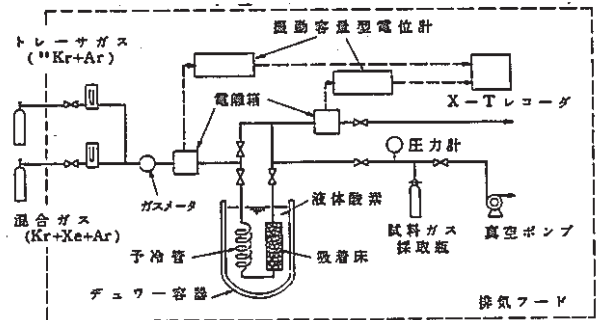


図1 動的吸着試験装置の構成

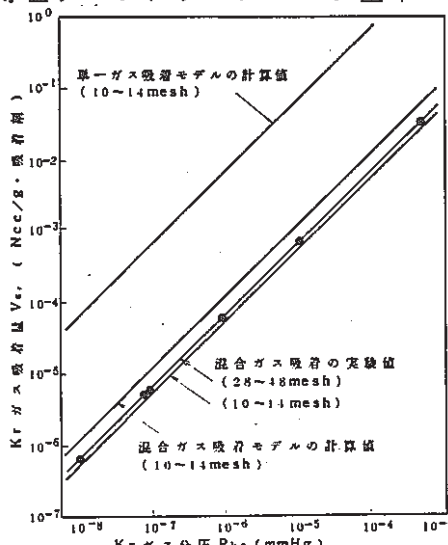


図2 Krガス吸着等温線(-183℃)  
 (吸着剤: ヤシガラ系破砕活性炭)

3. 結果

図2に深冷活性炭吸着能の評価結果を示す。混合ガス吸着モデルに基づく計算値は同じKr分圧に対して実験値の1.5~2.5倍で一致したが、混合ガス吸着モデルを検討する余地がある。また、両者は $10^{-8}$ ~ $10^{-3}$  mmHgの範囲でKr分圧に比例し、ヘンリー則が成立していることを確認できた。従って、混合ガス系の極微量Krに関する吸着等温線をヘンリー型吸着等温式( $V_{Kr} = \beta \cdot P_{Kr}$ ,  $\beta$ :係数)で評価できることがわかった。また、混合ガスと単一ガスの吸着モデルの比較から、混合ガスの主成分であるArの共吸着により、混合ガス系のAr吸着量が単一ガス系よりも低下していることがわかった。ここで得た評価結果により、高速原型炉「もんじゅ」のタギング法破損燃料位置検出装置が設計性能以上の性能を有することを確認した。

「常陽」FFDL開発試験(その5)  
 タギング法実証試験結果

動燃大洗 KOBAYASHI TAKAYOSHI IJIMA MINORU YOSHIOKA SENJI  
 ○小林孝良, 飯島 稔, 吉岡仙次

1. 緒言 高速増殖炉のタギング法破損燃料位置検出系(図1参照)開発の一環として、カバーガス(Ar)中へ移行・拡散した極微量タグガス(0.1~10ppbのKr, Xe 特定同位体)を極低温度に冷却した活性炭吸着床で回収する装置を開発している。その実プラントでの性能確認のため、高速実験炉「常陽」において燃料破損を模擬したタギング法実証試験を実施した。この試験では、タグガスを封入したダミー要素を含む試験用集合体を炉内に装荷し、原子炉出力上昇時に炉内カバーガス中へ放出されたタグガスを濃縮捕集、分析した。ここにその結果を報告する。

2. 試験方法及び装置 タグガスは、約100℃で変態する形状記憶合金バネによる開封方式のカプセルに封入し、ステンスベレットを詰めたダミー要素に装荷した。また、炉内カバーガス中へ放出されたタグガスの濃縮捕集には、タグガスとカバーガスに対する冷却した活性炭の吸着力の違いを利用した活性炭深冷吸着方式の濃縮捕集装置<sup>1)</sup>を用いた。本装置は、タグガスを約3万倍の濃度にまで濃縮するとともに、組成分析の妨害となるArガスを除去する機能を有している。タグガス濃縮捕集操作はダミー要素のハンダシールが開封する原子炉出力上昇時に2回実施し、各々3m<sup>3</sup>のカバーガス中からタグガスを濃縮捕集した。得られたガスは質量分析計により分析し、タグガスの同位体組成及び回収量を求めた。

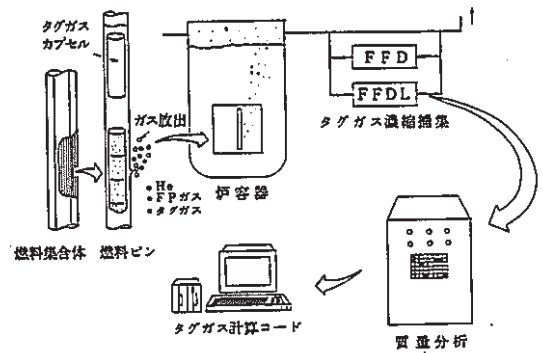


図1 タギング法の概要

3. 結果 濃縮捕集したタグガスの質量分析結果を表1に示す。

(1) 濃縮捕集したタグガスは、十分な感度及び精度で質量分析でき、その同位体組成は封入時の値とほぼ一致した。すなわち、これまでに開発したタグガス濃縮捕集装置が実プラントにおいても有効に機能し、タグガスの濃縮及びArの除去を充分に行い得ることを確認したことによって、破損燃料の同定が可能なることを実証できた。

表1 タグガス分析結果

		封入ガス	No. 1	No. 2
Kr	同位体組成 (%)			
	78	9.18	8.51	9.05
	80	34.40	34.13	33.95
	82	45.99	47.31	45.46
	83	8.11	7.53	8.15
	84	2.33	2.52	3.38
	Vol.(cc)	1.25	1.64 × 10 <sup>-2</sup>	9.12 × 10 <sup>-3</sup>
Xe	同位体組成 (%)			
	124	5.89	5.74	5.85
	126	2.72	2.98	2.67
	128	14.39	14.36	14.41
	129	68.89	67.84	68.79
	130	2.71	3.00	2.72
	131	3.71	4.31	4.01
	132	1.58	1.67	1.50
	134	0.11	0.11	0.04
	Vol.(cc)	1.25	1.64 × 10 <sup>-2</sup>	9.58 × 10 <sup>-3</sup>

(2) 質量分析により求めたタグガス回収量から、カプセルに封入したタグガスの内炉内カバーガス中へ移行した割合を算出した。その結果、2回目の濃縮捕集操作終了までのタグガス移行率はKr及びXeともほぼ1.4%であり、これらの炉内における挙動がほぼ同様であることを確認できた。

{文献1} ; 昭和60年 年会 046

## 8. 高速実験炉のプラント諸特性の測定と解析

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

### 8.1 制御棒振動効果の観点より考えた下部案内管スウェリング量の限界値

報告者：庄野（異常監視技術Gr.）

#### 1. 概要

炉内において制御棒がその中に装荷される下部案内管は、炉内滞在中の中性子照射によってスウェリングが発生し、その内径が増加する。その結果、制御棒防振機構とのギャップが増大し、制御棒振動による中性子束ゆらぎ量が増大することが想定される。

本報告では、定格運転中の中性子束ゆらぎ量の制限値を、「中性子束高」の警報設定値である103%を考慮して±3%（振幅）に設定し、下部案内管の内径がどの程度増大すると中性子束ゆらぎ量が±3%に到達するかをサーベイした。

手法としては、最初に設計計算値を用いた評価を行ない、次に実測データを反映した評価を実施した。下部案内管内径スウェリング量の限界値 $L_s$ は、中性子束ゆらぎ量が炉心の余剰反応度に比例することを考慮して、余剰反応度 $\rho_{ex}$ の関数として示した。

なお、本評価では、防振機構部のスウェリングや磨耗等による径変化は無視した。

#### 2. 計算結果

下部案内管内径スウェリング量の限界値 $L_s$ は下式で表わされることがわかった。

〔設計計算値による評価〕

$$L_s = \frac{25.96}{\rho_{ex}} = -4.0 \quad \text{式①}$$

〔実測値を反映した評価〕

$$L_s = \frac{17.4}{\rho_{ex}} - 4.0 \quad \text{式②}$$

式①、式②の結果を図1に示す。図から明らかなように、 $L_s$ は、実測データを反映した評価による量の方が、設計計算値より得られる値に対して小さい。したがって、下部案内管

の交換時期を検討する場合は、保守側という意味から、実測データを用いた評価によって得られる値をスウェリング限界値とするのが望ましい。

3. 今後の方向性

- 本報告は、今後実施される他の観点からの検討（炉心湾曲、制御棒挿入性等）と共に総合的に検討され、下部案内管の寿命評価に活用される予定である。
- 現在製作中の改造型制御棒が目標通りの中性子束ゆらぎ量低減効果を示せば、 $L_s$ は約2倍になるものと思われる。

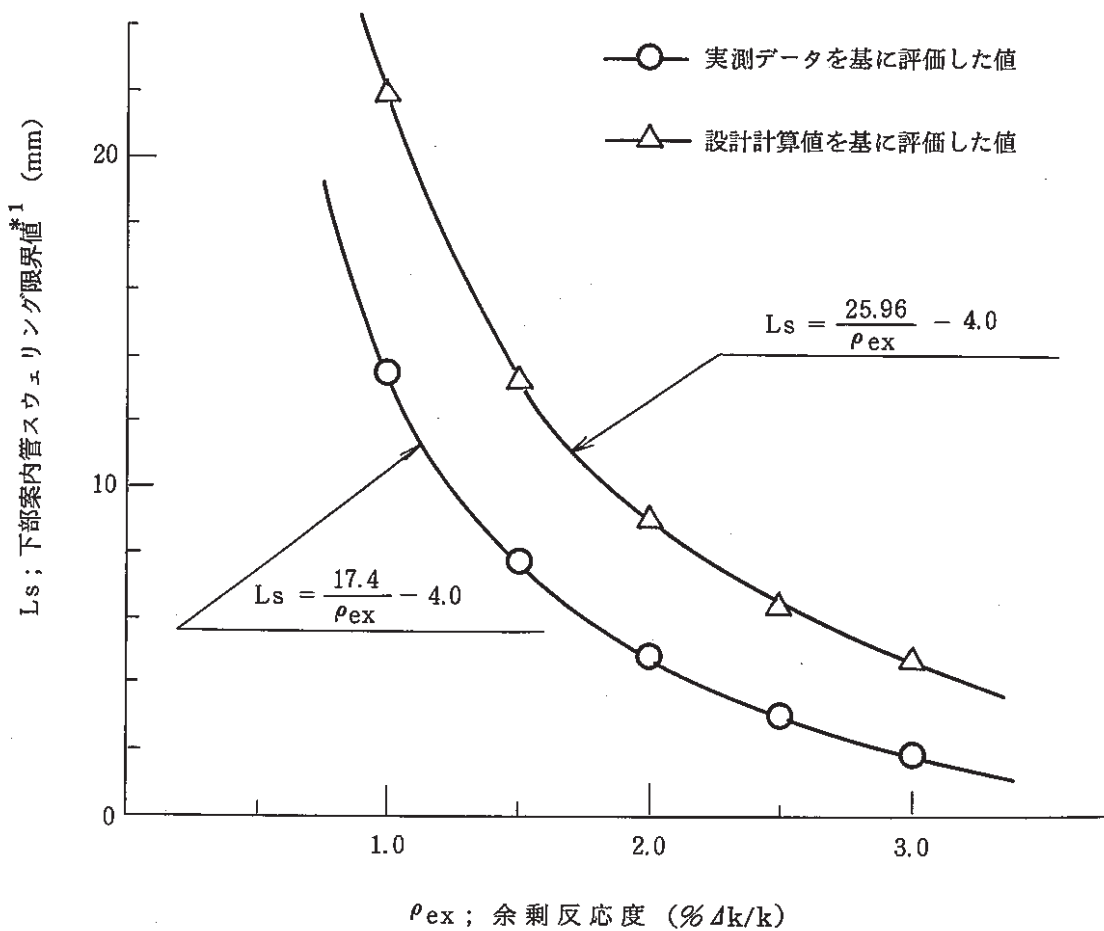


図1 制御棒振動効果の観点より考えた下部案内管スウェリング量の限界値

\*1 ;  $L_s$  は、制御棒振動による中性子束ゆらぎの振幅が3MWに達する時の下部案内管内径のスウェリング量である。



表 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験 設定値一覧表

試験日：昭和60年11月25日

設定値：昭和60年11月25日

設定値 名称	ベーン	算 出 値		再設定値		設 定 箇 所
		設定値	開度(%)	設定値	開度(%)	
比 率 $\alpha$	1 A	1.085	-			UNIT 1 105 SV
	2 A	1.066	-			UNIT 1 105 SV
	1 B	1.079	-			UNIT 2 105 SV
	2 B	1.083	-			UNIT 2 107 SV
6.5 % ML	1 A	84.74	6.3	-	-	UNIT 1 CL02 LP01,02ML
	2 A	85.01	6.7	-	-	UNIT 1 CL07 LP03,04ML
	1 B	84.80	6.5	-	-	UNIT 2 CL02 LP01,02ML
	2 B	85.44	8.4	87.44	6.2	UNIT 2 CL07 LP01,04ML
0 % MH	1 A	90.03	0.5	-	-	UNIT 1 CL02 LP03,02ML
	2 A	92.11	0.4	-	-	UNIT 1 CL07 LP03,04ML
	1 B	91.64	-0.7	-	-	UNIT 2 CL02 LP01,02ML
	2 B	89.97	4.1	90.97	1.5	UNIT 2 CL07 LP03,04ML



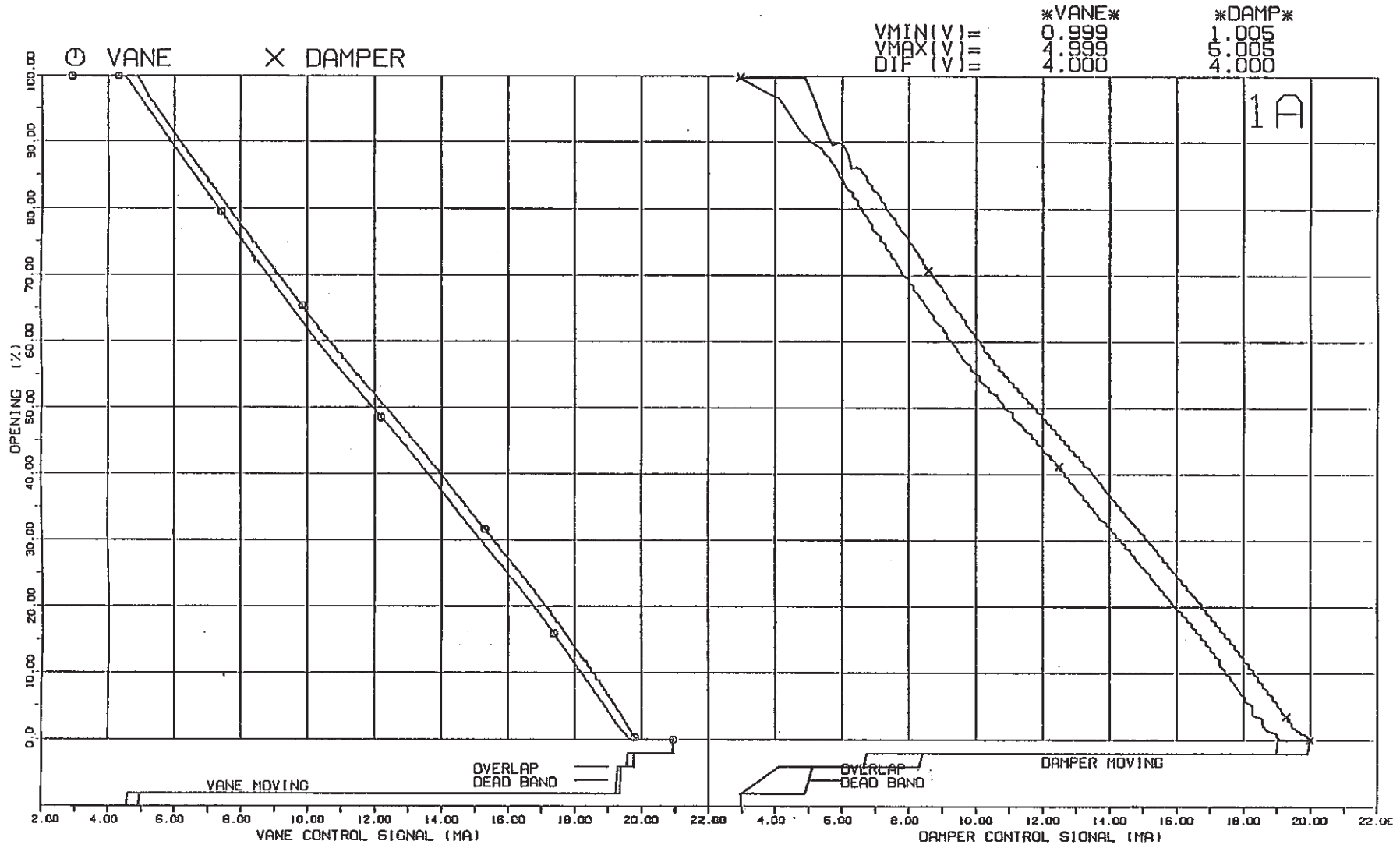


図1 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性 (1A)

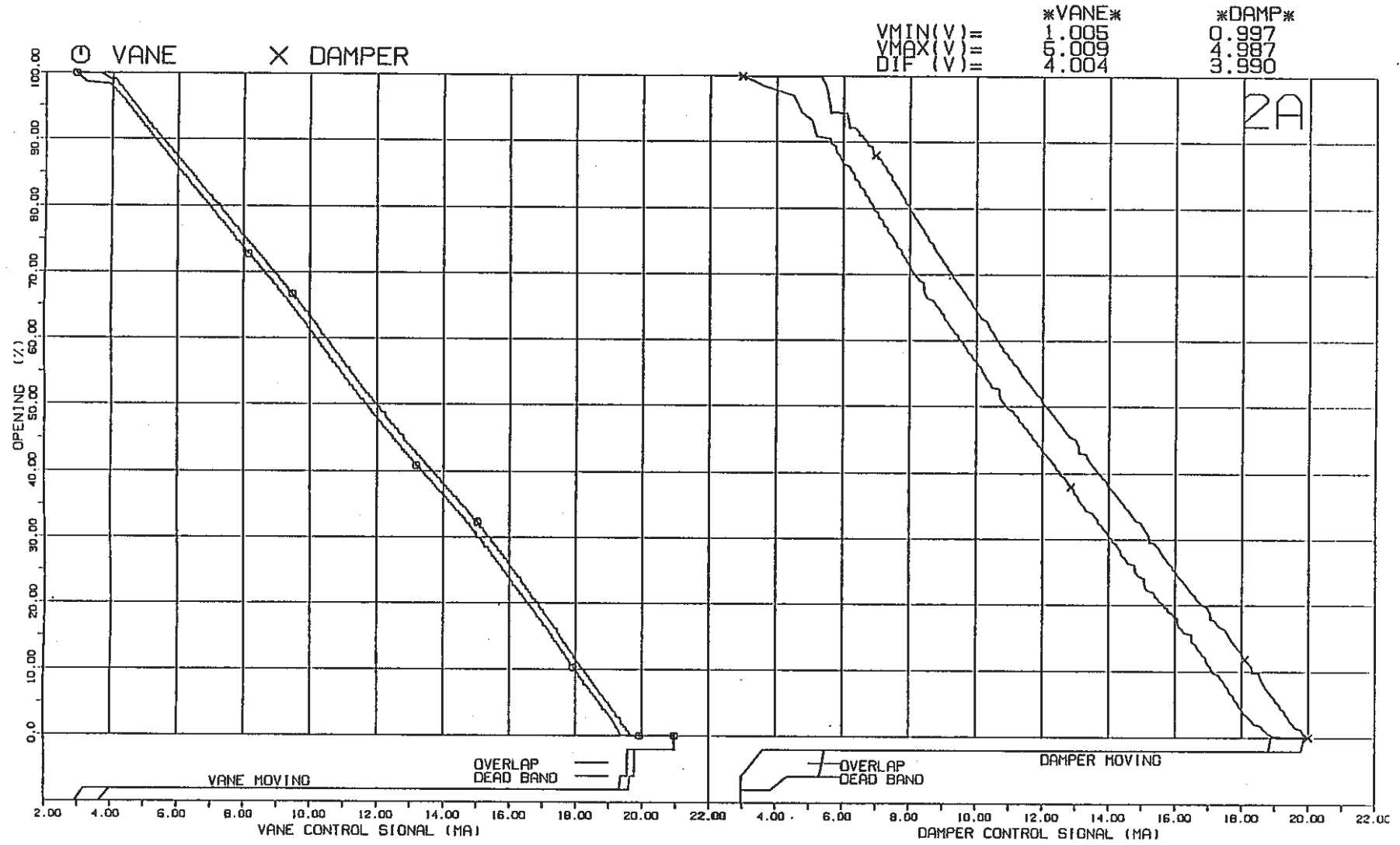


図2 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性 (2A)

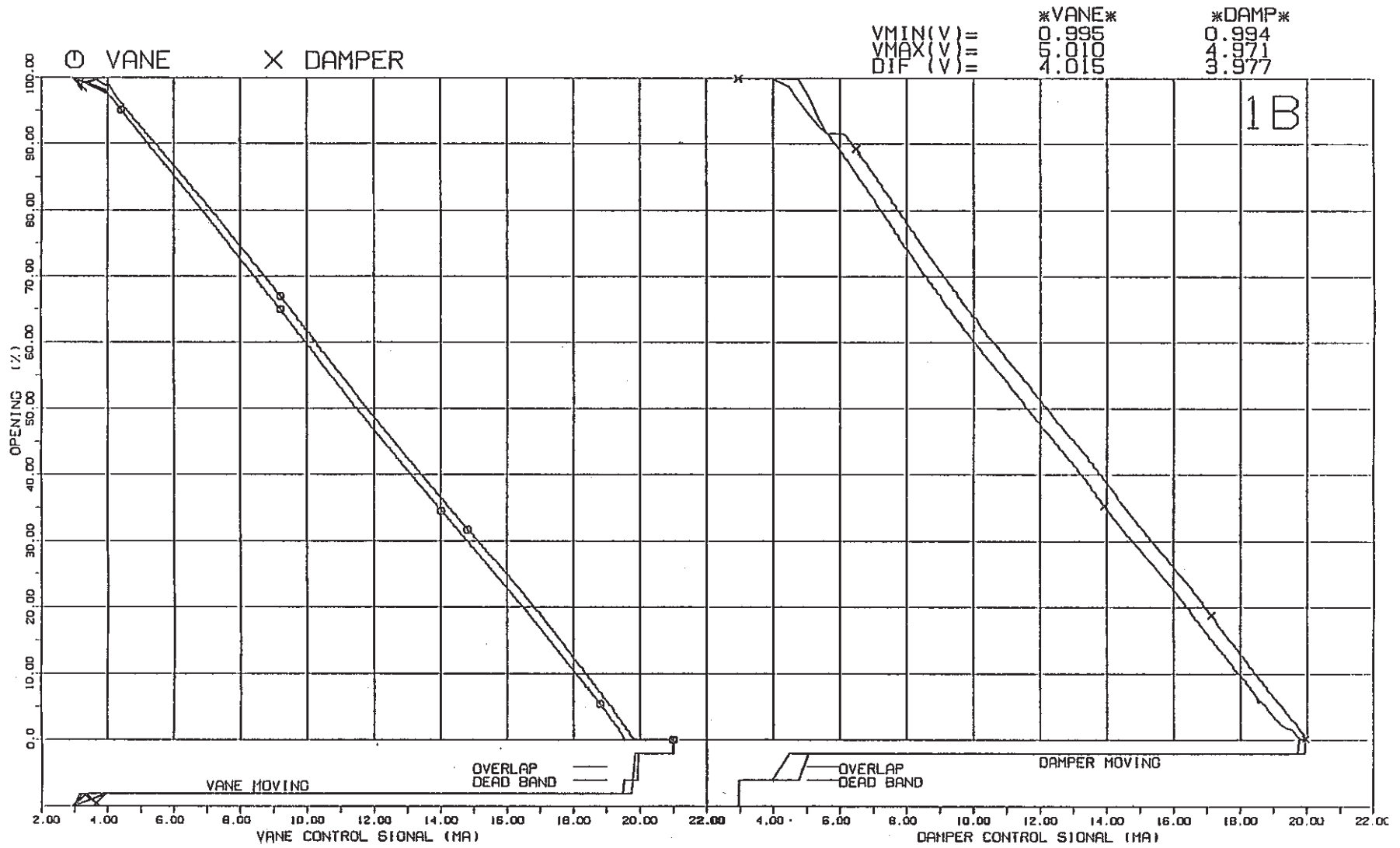


図3 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性 (1B)

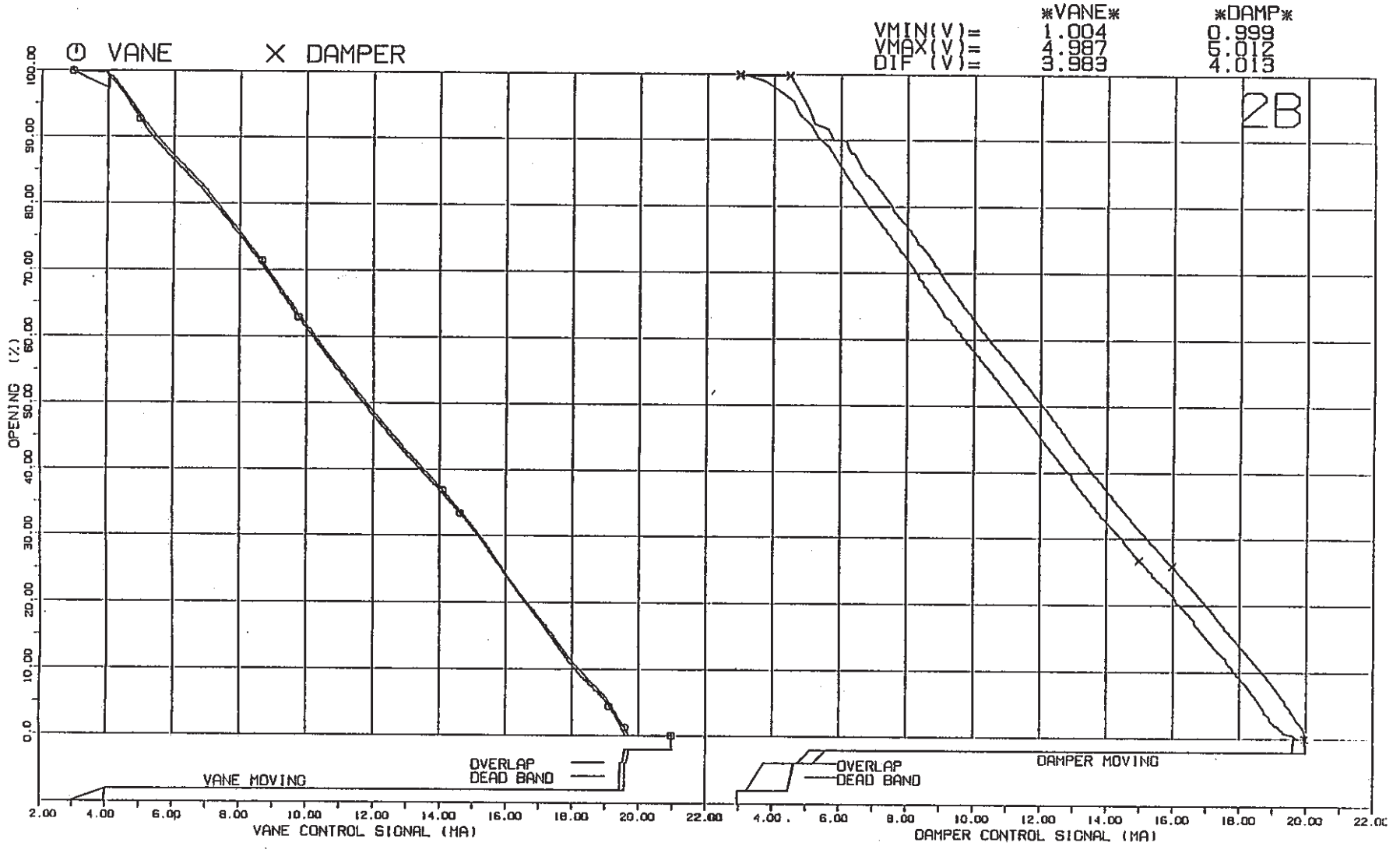


図4 主送風機ベーン・ダンパ制御信号に対する開度特性 (2B)

## 8.3 M系列・安定性試験結果 (MK-II炉心第8サイクル)

報告者：庄野 (異常監視技術Gr.)

## 1. 試験目的

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

## 2. 試験結果

(	試験実施日	M系列試験	1985. 12. 17
		安定性試験	1985. 12. 20

- 各主冷却器 (1A, 2A, 1B, 2B) について、ゲイン余裕, 位相余裕を求めた。
- 試験実施時の比例ゲインとゲイン余裕は下表の通りであり, 十分な安定領域にあることを確認した。また, ゲイン余裕は第7サイクルでの測定値とほぼ同じ値であった。

	1A	2A	1B	2B
比例ゲイン (Kp)	2.3 (2.4)	2.2 (2.4)	1.9 (2.0)	1.9 (2.0)
ゲイン余裕 (dB)	11.8 (12.0)	10.8 (9.8)	8.8 (8.3)	7.9 (8.5)

(注) ( )内の数値は第7サイクルでの値

- 定格第1～第8サイクルのゲイン余裕経時変化を図1に示す。
- 安定性試験実施時の制御定数をM系列試験結果より設定した。
- 安定性試験結果を図2に示す。(全3ケース)

いずれのケースにおいても不安定な現象は発生しなかった。

## 3. 評価

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

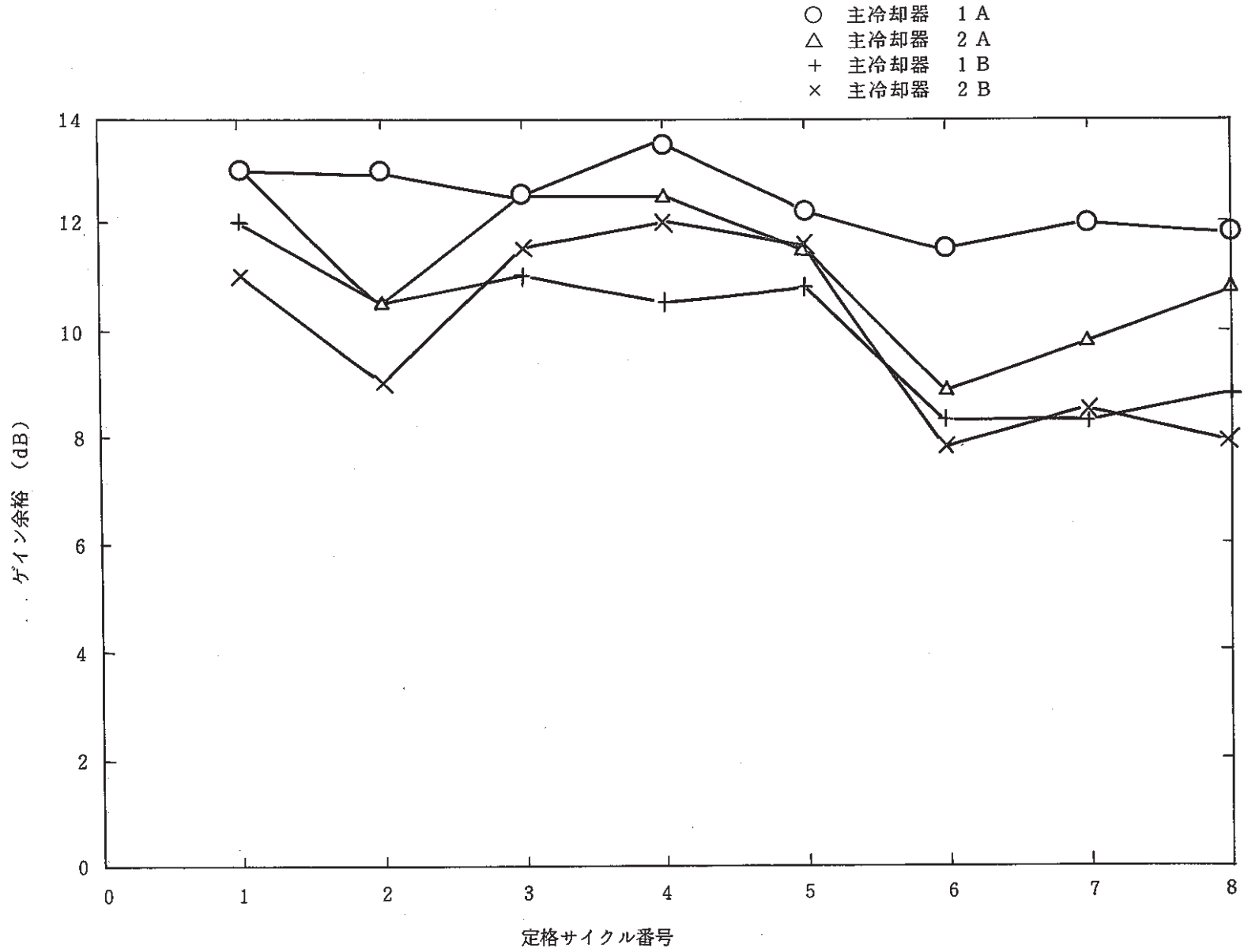


図1 ゲイン余裕経時変化 (MK-II 定格第1~第8サイクル)

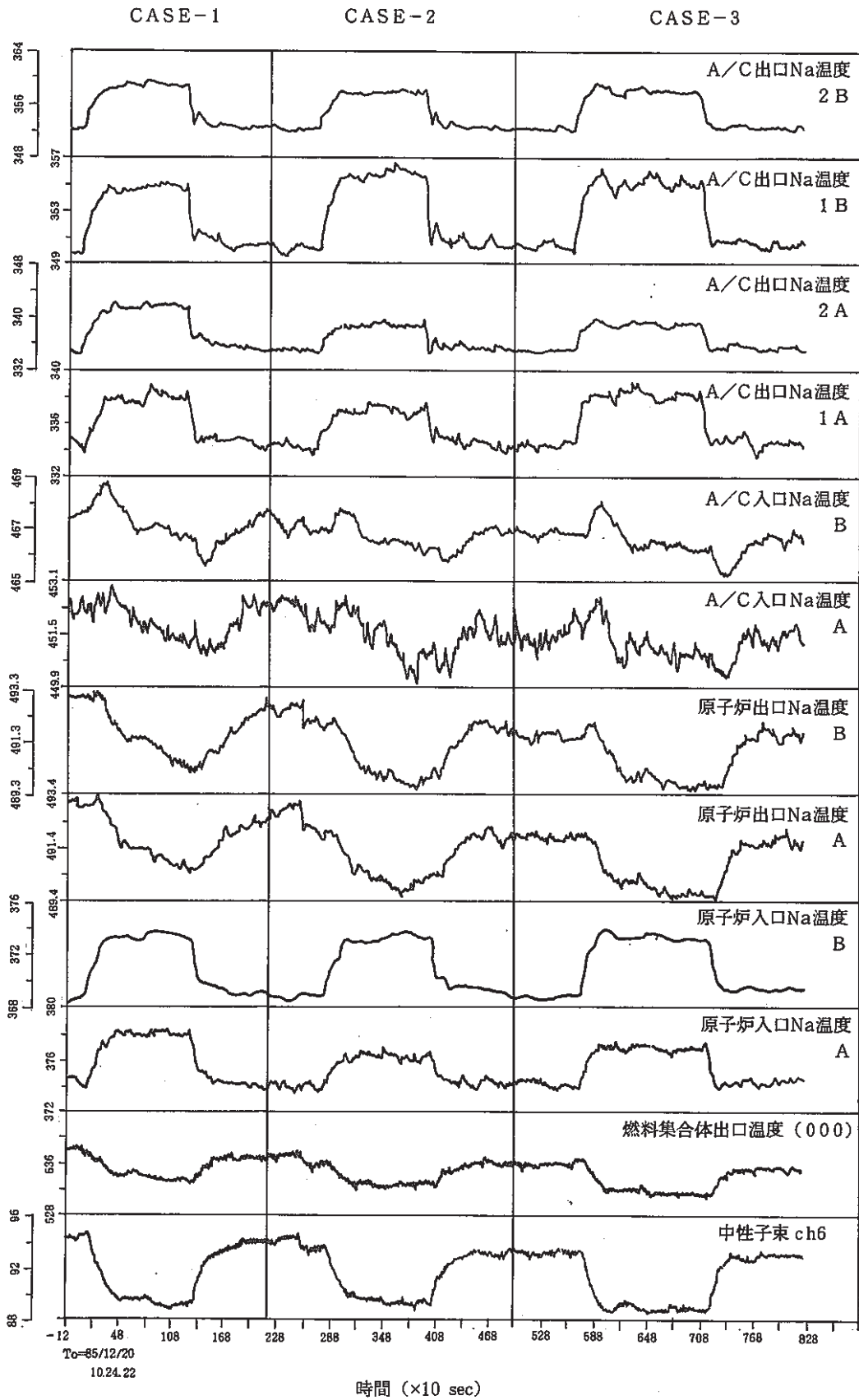


図2 安定性試験 (MK-II 第8サイクル, 1985. 12. 20)

## 8.4 MK-II炉心第8サイクルでの炉上部開放運転の実施検討

報告者：鈴木s（計測Gr.）

## 1. 概要

第8サイクルより炉上部開放定格サイクル運転を計画しておりそれに対して下記の2点について遮蔽上の問題を検討した。

- ① 全サイクルを通じ（45日間）炉上部開放
- ② INTA, UPR 装荷による回転プラグストリーミング

MK-II炉心における100MWt出力炉上部開放運転は、FFDL炉内試験時に実施された実績がある。この時の線量率測定データを基に①、②の条件を考慮してプラント遮蔽特性を検討した。その結果、第8サイクル以降炉上部開放運転を実施しても遮蔽設計基準値が満足されることを確認した。

## 2. 炉上部開放運転のための措置

## (1) 炉上部ピットと運転操作床との境界形成

炉上部開放運転時には炉上部ピットと運転操作床との境界がなくなる。これに対処するため高さ1.5mの亚克力製の柵を炉上部ピット回りに設置し、その内側を原子炉起動から停止1時間後までD区域とする。（D区域32mrem/h立入禁止区域）

## (2) アクリル柵外の空間線量率

外における定格出力運転時のガンマ線量率・中性子線量当量率を表1に示す。（FFDL炉内試験時の測定値）

人員が常時立入る運転操作床上および格納容器2階の全域に亘り遮蔽設計基準値（2mrem/h）以下であった。また、格納容器外周部、保全区域および周辺監視区域内において炉上部開放運転による線量率上昇は全く検知されなかった。

## 3. 第8サイクル運転時の予測線量

長期間運転（45日間）すると $^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$ 反応で生成する $^{24}\text{Na}$  ( $t_{1/2} = 15\text{h}$ )が飽和に達し、このガンマ線量率が問題と予想される。しかし表1に示すガンマ線量率は、回転プラグ据付部のストリーミング中性子線の捕獲に伴うもので $^{24}\text{Na}$ に起因するものでないことが過去の測定で判っている。また、中性子ストリーミングについてもサイクル運転中変化しないことが測定で確かめられている。

よって表1に示す値は、単に炉出力のみによって決まり定格サイクル運転中に2mrem/hの基準値を超えるおそれはない。



#### 4. INTA, UPR装荷に伴う遮蔽特性の変化

第8サイクルからINTA, UPRが夫々〔5F 2〕〔5C 2〕に挿入される。これらは回転プラグの制御棒駆動機構予備孔に据付けられるものであり、ストリーミングの存在が考えられる。(INTA, UPR遮蔽設計は、CRDMと同様になされている。)

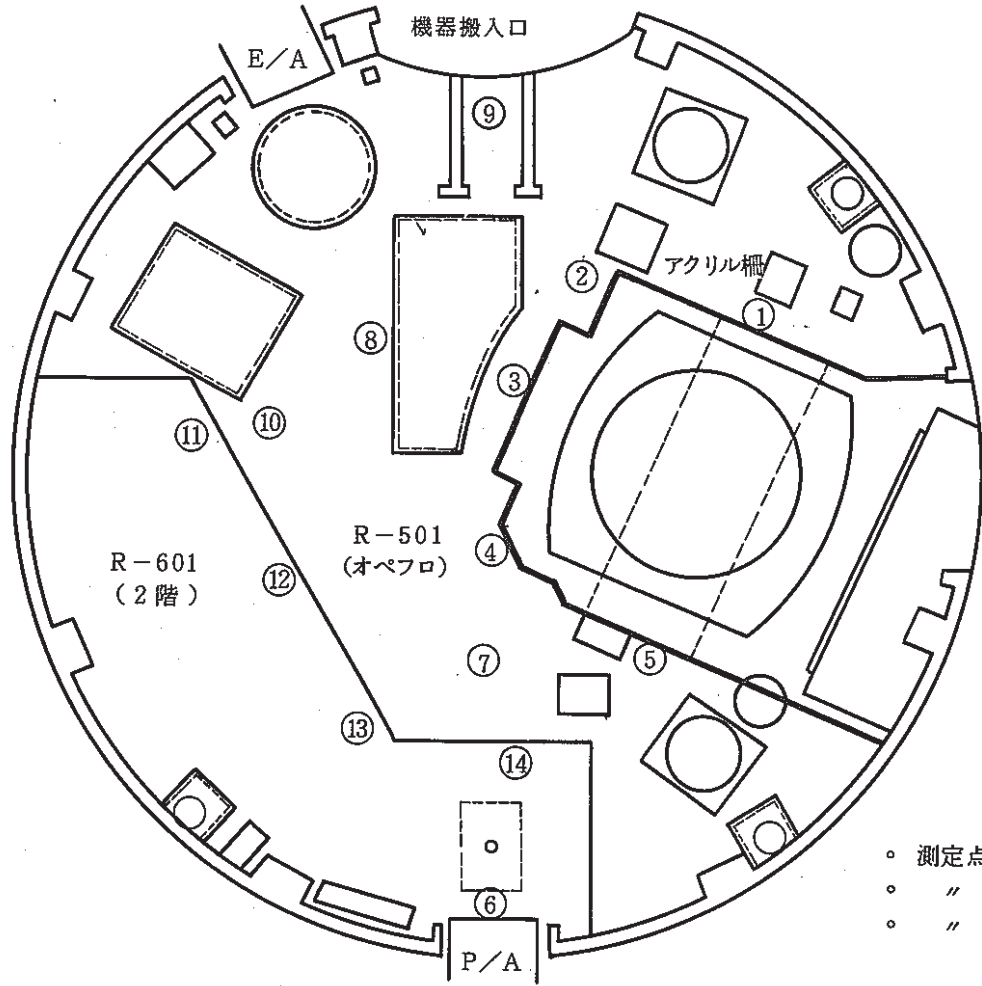
これらのストリーミング線量率の遮蔽設計評価値とCRDM上部空間での実測値(図2参照)による予測値を表2に示す。これよりCRDM上のオペフロレベルより1 m高の点ではCRDM, INTA, UPRの挿入孔に起因するガンマ線ストリーミングが夫々6.0, 0.4, 1.1mrem/h 検出されると予測されるが、既に存在するCRDMのものに比べ充分小さい。また中性子ストリーミングは、CRDM上でも検出されておらず、構造上INTA, UPRも同様に無視できると考えられる。

#### 5. 評価結果と結論

第8サイクル以降炉上部開放サイクル運転を実施しても、プラント遮蔽特性上問題なく、運転操作床の基準(A区域: 2 mrem/h以下)を満足する。また、格納容器外においては、炉上部開放運転による有意な線量率変化はない。

表1 格納容器 線量率測定結果 (ピット蓋撤去時)

原子炉出力	測定年月日時	測定器
100 MWt	S 60年4月18日 10時15分 ~ 10時30分	n: レムカウンター r: 電離箱
FFDL炉内試験時に実施		



ポイント	ガンマ線 (mR/h)	中性子線 (mrem/h)
1	0.4	0.9
2	0.25	0.5
3	0.8	0.3
4	0.2	0.4
5	0.7	0.2
6	0.06	0.2
7	0.09	0.2
8	0.08	0.4
9	0.07	0.15
10	0.07	0.10
11	0.07	0.15
12	0.10	0.25
13	0.10	0.3
14	0.15	0.4

- 測定点①～⑤ピット室境界
- " ⑥～⑩オペフロ
- " " コントロールセンタ  
エリア (2F)

表2 ストリーミング放射線の遮蔽計算値と予想値

(100Mwt 出力時)

集合体名	挿入位置	遮蔽計算値		予測値 (炉上ピット上部 FL 1 mの点)	
		n : mrem/h	$\gamma$ : mrem/h	n : mrem/h	$\gamma$ : mrem/h
CRDM	{3A3} {3B3} {3C3} {3D3} {3E3} {3F3}	122×6=732	6.2×6=37.2	(8.4) <sup>3*</sup>	6.0 <sup>2*</sup>
INTA	{5F2}	225	2.2	(2.6) <sup>3*</sup>	0.4
UPR	{5C2}	76.4	6.6	(0.9) <sup>3*</sup>	1.1

\* CRDMの遮蔽計算値と実測値の比をバイアスして算出した値

2\* 実測値 (図2参照)

3\* 図2から判るように中性子線については、CRDMによるストリーミングは  
検出されていないが、安全側に評価するためCRDM上部の線量率測定値  
(8.4mrem/h)が全てCRDMからのストリーミングに起因するとして算出した値。

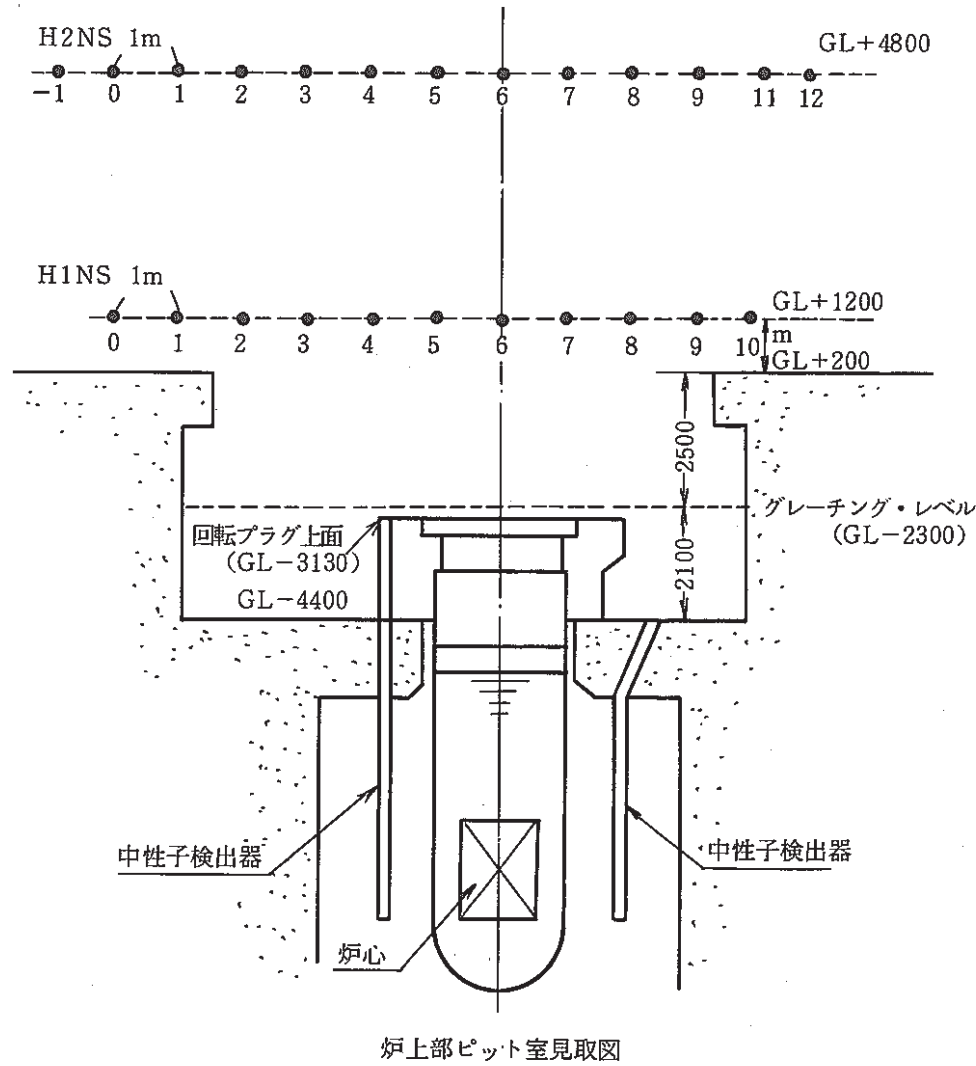


図 2-1 炉上部ピット上部空間NS水平方向測定点と測定値

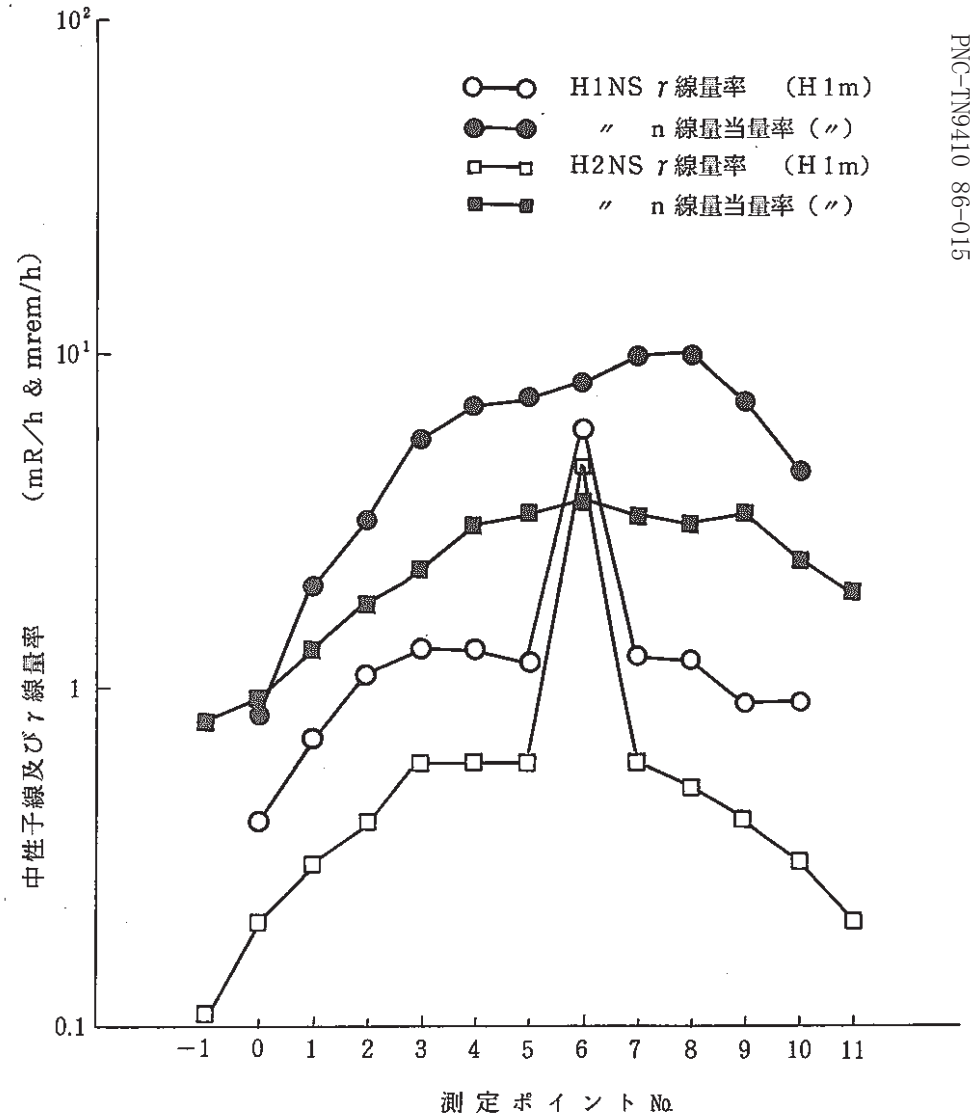


図 2-2 炉上部ピット上部水平方向線量率分布

## 8.5 計算機用熱電対の較正曲線の作成

報告者：後藤，前田（プラント Gr.）

## 1. 概要

1次主冷却系及び2次主冷却系に設置されている計算機用熱電対計16本の定点較正の結果が（技-60-178）及び（技-60-181）に報告されているのでこれを基に各熱電対より得られる温度データの較正曲線（最小二乗法により2次フィッティング）を作成した。（これは主に自然循環解析用である。）

## 2. 較正式

$$T_n = T_o - \{ C_1 \times (T_o - T_{pb})^2 + C_2 \times (T_o - T_{pb}) + C_3 \}$$

ここで

$T_n$  : 較正後の温度 (°C)

$T_o$  : 較正前の温度 (°C)

$T_{pb}$  : 鉛の溶融温度 327.5 °C

$C_1, C_2, C_3$  : 係数, 以下に示す。

No.	信号名称	$C_1$	$C_2$	$C_3$
1	原子炉入口Na温度 (A)	$3.43 \times 10^{-5}$	$1.19 \times 10^{-3}$	1.60
2	" (B)	$1.67 \times 10^{-5}$	$-1.54 \times 10^{-3}$	0.80
3	原子炉出口Na温度 (A)	$-4.62 \times 10^{-6}$	$5.31 \times 10^{-3}$	1.85
4	" (B)	$2.70 \times 10^{-5}$	$7.29 \times 10^{-3}$	0.80
5	IHX 2次入口Na温度 (A)	$3.39 \times 10^{-5}$	$-9.47 \times 10^{-4}$	0.40
6	" (B)	$6.79 \times 10^{-5}$	$-8.28 \times 10^{-4}$	0.80
7	IHX 2次出口Na温度 (A)	$1.76 \times 10^{-5}$	$2.73 \times 10^{-3}$	1.40
8	" (B)	$-1.05 \times 10^{-5}$	$4.23 \times 10^{-3}$	1.00
9	A/C 入口Na温度 (A)	$6.24 \times 10^{-5}$	$-3.15 \times 10^{-4}$	1.50
10	" (B)	$2.23 \times 10^{-5}$	$-2.05 \times 10^{-3}$	1.80
11	A/C 出口Na温度 (1A)	$3.39 \times 10^{-5}$	$-9.47 \times 10^{-4}$	0.80
12	" (2A)	$2.82 \times 10^{-5}$	$-9.67 \times 10^{-4}$	0.75
13	" (1B)	$2.83 \times 10^{-5}$	$-4.34 \times 10^{-4}$	0.90
14	" (2B)	$1.18 \times 10^{-5}$	$2.17 \times 10^{-3}$	0.20
15	A/C 出口合流点Na温度(A)	$1.09 \times 10^{-5}$	$-2.09 \times 10^{-3}$	0.90
16	" (B)	$7.84 \times 10^{-5}$	$-5.05 \times 10^{-3}$	0.00

## 3. 評価

較正後の結果は全体的に約2°C低くなった。

(技-60-200)

## 8.6 制御棒校正時の反応度計算結果に与えるローパスフィルタの影響

報告者：庄野（異常監視技術Gr.）

### 1. 概要

毎サイクル起動時に実施する制御棒校正試験の反応度計算においては、中性子束信号に存在する定常ゆらぎを除去するためにローパスフィルタを使用している。現在の設定周波数は0.1Hzであり、大半の定常ゆらぎは除去されているが、フィルタ通過後の信号は生信号に比べて約1.6secの遅れが生じる。したがって、この遅れ時間によって反応度計算結果に誤差を生じる可能性がある。本報告では、炉心動特性解析コードを使用して、ローパスフィルタ使用による反応度計算結果への影響を検討した結果を示す。

### 2. 解析モデル

使用コード：炉心動特性解析コード「SPIDER」

温度フィードバック：考慮せず

初期炉出力：15 kW

投入反応度：第1ステップ +8¢，第2ステップ -8¢

### 3. 解析・評価方法

前記2項の解析モデルにて、制御棒校正時の中性子束信号及び、ローパスフィルタを通過した信号の時間変化を計算し、それぞれの信号について、ダブリングタイムを算出し、比較した。算出方法は下記の通りである。

中性子束増加時…………… 35~70kW 所要時間（符号 正）

（第1ステップ）

中性子束減少時…………… 40~20kW 所要時間（符号 負）

ローパスフィルタの設定周波数は、(0.1, 0.05, 0.033, 0.025, 0.02)Hzの5種類とした。

### 4. 検討結果

表1に、ローパスフィルタ各設定周波数で算出されるダブリングタイム及び生信号から算出されるダブリングタイムを示す。また、設定周波数0.1Hz, 0.02Hzでの計算結果を図1, 図2に示す。表1からわかるように、ローパスフィルタ使用が反応度計算結果に与える影響は非常に小さく、現行の設定周波数0.1Hzの場合には-0.03%、遅れ時間を5倍とした0.02Hzの場合でも-0.16%と無視し得る値であることを確認した。

表1 制御棒校正時にローパスフィルタを使用する場合の  
ダブリングタイム計算結果に与える影響

ローパスフィルタ 設定周波数 (Hz)	ステップ No. (投入反応度)	ダブリングタイム (sec)	ローパスフィルタ*1 効果 (%)
なし	1 (+8φ)	82.20	-
	2 (-8φ)	-122.21	-
0.1 (現設定値)	1 (+8φ)	82.20	0.00
	2 (-8φ)	-122.17	-0.03
0.05	1 (+8φ)	82.19	-0.01
	2 (-8φ)	-122.18	-0.02
0.033	1 (+8φ)	82.19	-0.01
	2 (-8φ)	-122.15	-0.05
0.025	1 (+8φ)	82.19	-0.01
	2 (-8φ)	-122.12	-0.07
0.02	1 (+8φ)	82.19	-0.01
	2 (-8φ)	-122.01	-0.16

\*1 
$$\left( \frac{\text{フィルタ通過後の信号変化により求めたダブリングタイム}}{\text{中性子束生信号の変化より求めたダブリングタイム}} - 1 \right) \times 100 (\%)$$

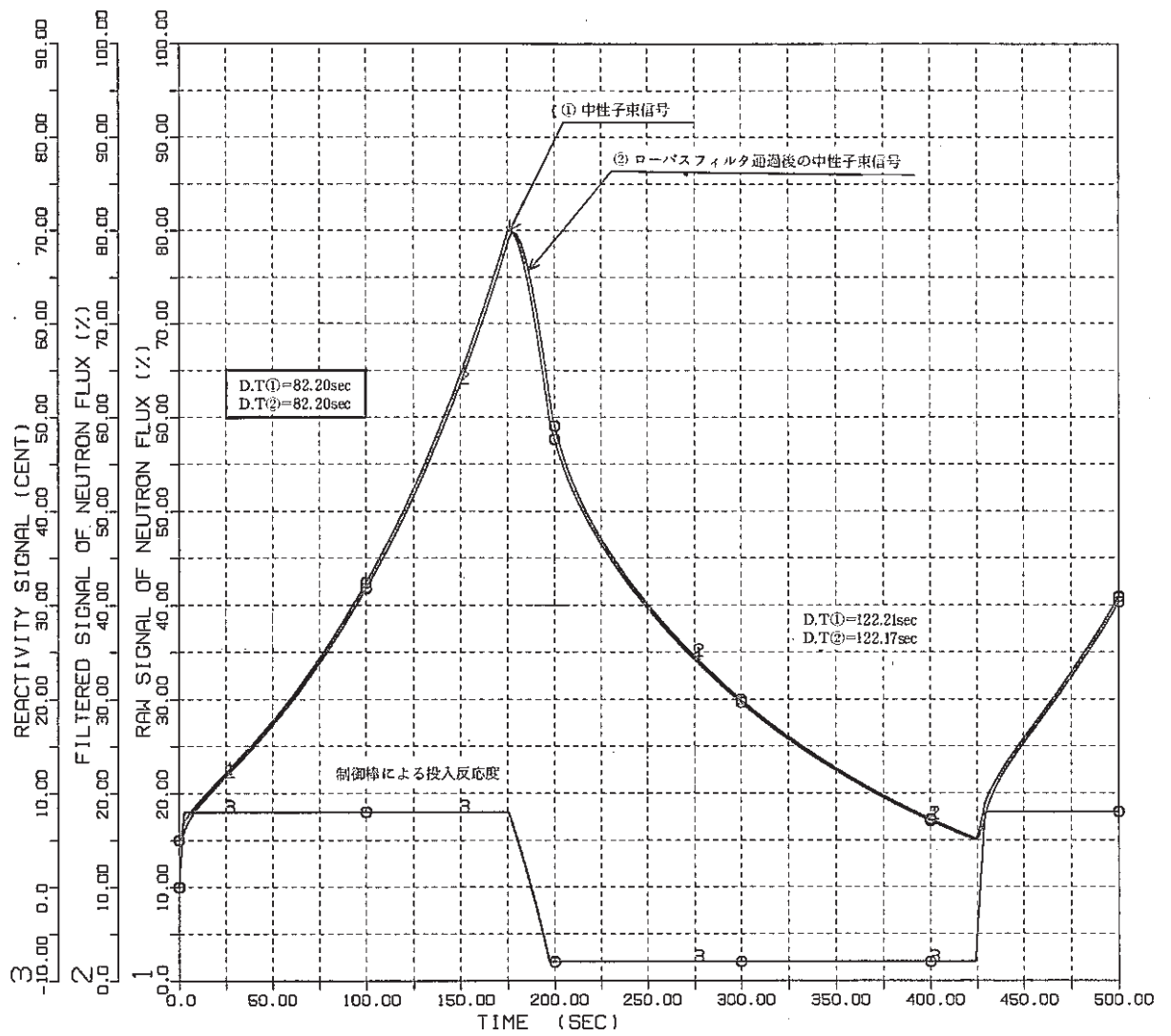


図1 制御棒校正時の中性子束信号計算結果 (1) (ローパスフィルタ設定周波数 0.1 Hz)



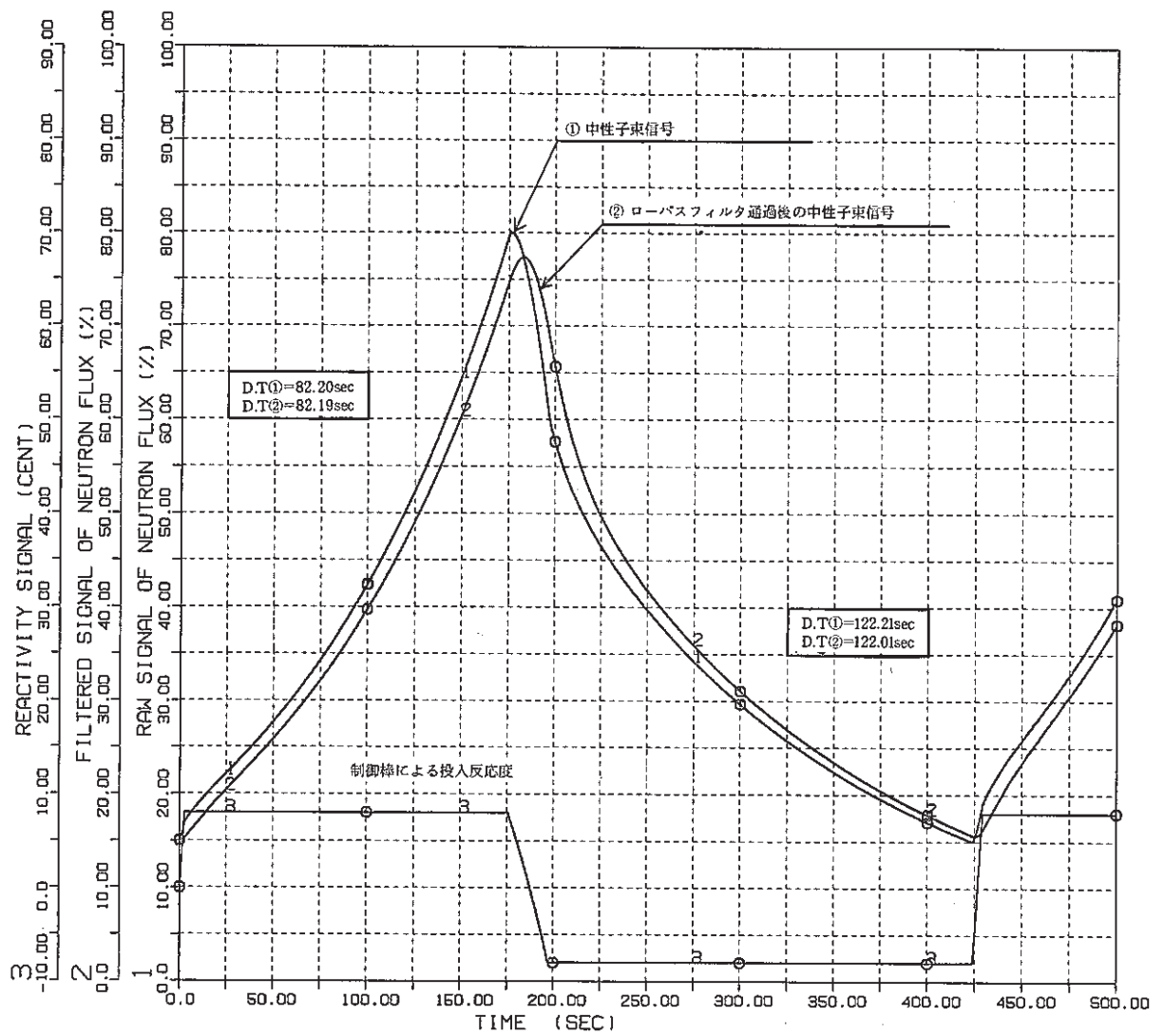


図2 制御棒校正時の中性子束信号計算結果(2) (ローパスフィルタ設定周波数 0.02 Hz)

## 9. 計算機コード・マニュアルの作成と整備

本章は、技術課で実施している各種試験研究のための測定、解析および評価検討に使用する解析コードの改良、整備やそれに伴って作成されたコードマニュアル等に関して速報されたものをまとめたものである。

### 9.1 “MIMIR-N 2”の1次系及び2次系流動計算ルーチンの改造報告

報告者：近藤康英（プラントGr.）

#### 1. 目的

プラント動特性解析コード“MIMIR-N 2”の解析精度向上の一環として、コードの伝熱計算の解析精度の調査のためにコードの1次系及び2次系流動計算ルーチンの改造を行った。

#### 2. 方法

プラントの1次系の原子炉入口流量と2次系流量の時系列データを“MIMIR-N 2”の入力データとして与え、それを境界条件として流動計算及び伝熱計算を行うように改造を行う。

#### 3. 評価

「常陽」MK-II自然循環試験で得られたプラントの各部流量及び温度の実測値を基に“MIMIR-N 2”の伝熱計算の解析精度評価が行えるようになった。

## 9.2 集合体崩壊熱チェック計算

報告者：生田目（炉心・運転計画Gr.）

### 1. 目的

“FPGS-3.5”コードで種々の崩壊熱計算を行なう場合、目的によってさほど精度を必要としない計算もある。その場合、入力データとしての照射履歴をどこまで省略できるかの判断基準を得ることを目的とした。

### 2. 計算条件

#### (1) 照射履歴（図1参照）

- ケース1 基準としたケース 45日運転15日休止の5サイクル  
省略としたケース 4～1サイクルの4ケース
- ケース2 基準としたケース 45日運転15日休止サイクルの5サイクル間に  
240日休止を設定したケース  
省略としたケース 4, 3サイクルの2ケース

(2) 照射中性子束，集合体出力，組成等は“MAGI”計算結果を使用した。

#### (3) 冷却ステップ

0, 1, 2, 5, 10, 15, 20, 30, 50, 365, 1000 (day) の12ステップ

### 3. 計算結果（表1参照）

基準ケースをもとに省略したケースの差の割合を各ステップ毎に求めた。

$$\text{割合}(r) = \left(1 - \frac{D}{D_0}\right) \times 100 (\%)$$

D : 省略形の各ステップ計算結果

D<sub>0</sub> : 基準としたケース計算結果

許容誤差を10%として、5サイクル照射した集合体の崩壊熱を計算する場合、1サイクル省略（4サイクル照射）では、冷却期間100日位まで、2サイクル省略では2日位まで計算可能なことがわかった。

又、冷却期間が短期間でなおかつあたり計算で良ければ、1サイクルのみの入力でも良いことがわかった。

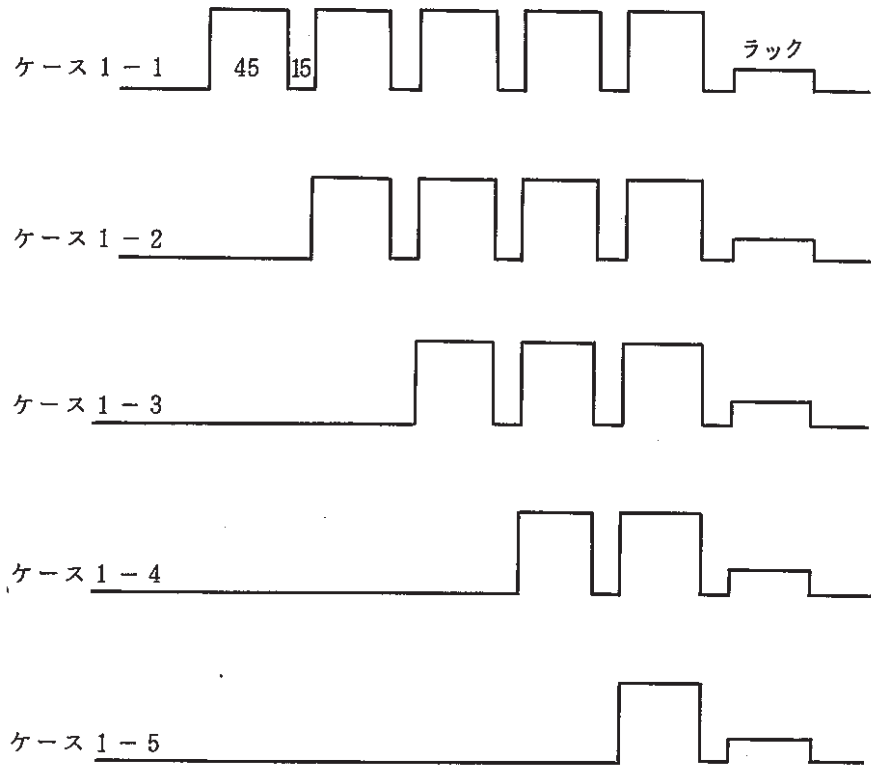
### 4. 評価

本検討結果は、今後崩壊熱計算における照射履歴モデルの適正化に役立てられる。

表1 比崩壊熱

		冷却期間 (day)											
		0	1	2	5	10	15	20	30	50	100	365	1000
ケース1-1 Do (W/55 cm)		1.09+4	2.80+3	2.42+3	1.83+3	1.45+3	1.30+3	1.21+3	1.09+3	9.19+2	6.55+2	2.35+2	7.66+1
r (%)	" 1-2	0.99	3.77	4.34	5.67	6.93	7.49	7.79	8.20	8.86	10.2	14.2	14.1
	" 1-3	2.32	8.78	10.1	13.2	16.1	17.3	18.0	18.9	20.2	22.8	30.3	29.5
	" 1-4	4.20	16.0	18.3	23.9	29.0	31.2	32.4	33.7	35.7	39.1	48.5	46.2
	" 1-5	7.12	27.1	31.2	40.5	49.0	52.5	54.2	56.1	58.5	61.8	69.4	64.4
ケース2-1 Do (W/55 cm)		1.07+4	2.55+3	2.18+3	1.59+3	1.22+3	1.08+3	1.00+3	8.96+2	7.51+2	5.37+2	1.97+2	6.73+1
r	" 2-2	0.54	2.12	2.48	3.38	4.29	4.70	4.93	5.27	5.85	7.14	11.8	11.8
	" 2-3	1.14	4.53	5.30	7.23	9.16	10.0	10.5	11.3	12.5	15.2	23.5	24.5
	" 1-4	1.95	7.77	9.08	12.4	15.7	17.2	18.0	19.3	21.3	25.7	38.5	38.8
	" 1-5	4.95	20.0	23.4	31.4	39.4	42.9	44.5	46.6	49.2	53.4	63.5	59.5

(1) 炉出力 100 MW 45日運転 15日休止



(2) 炉出力 100 MW 45日運転 15日休止 (途中 240日休止)

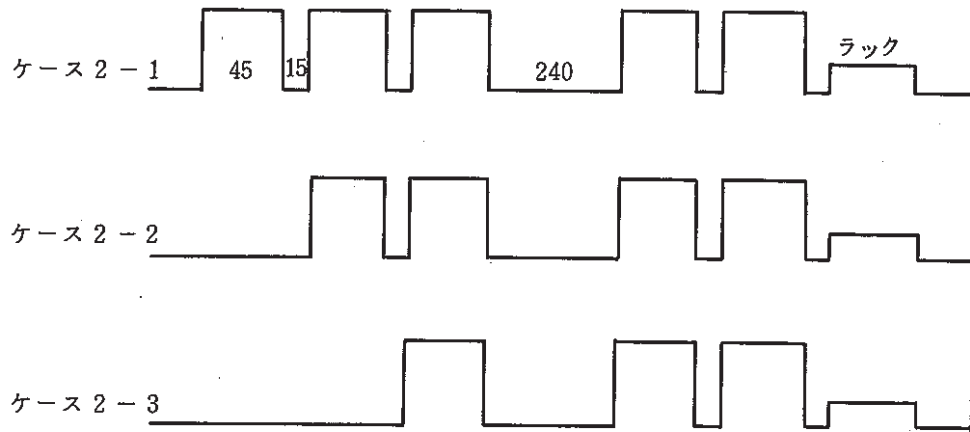


図1 運転履歴

### 9.3 3次元測定値プロット用GRAPHMANインターフェイスの作成

報告者：後藤，前田（プラントGr.）

#### 1. 概要

円筒状に測定した結果（IHX，DHXの線量率分布等）を3次元的に表示させる為にFACOMの汎用プロットコードGRAPHMAN用インターフェイスを作成したので報告する。

#### 2. 内容

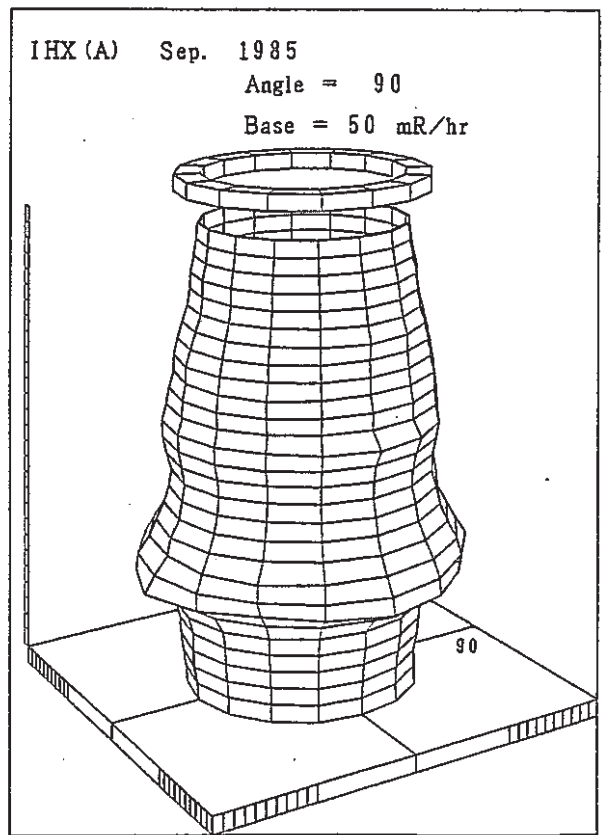
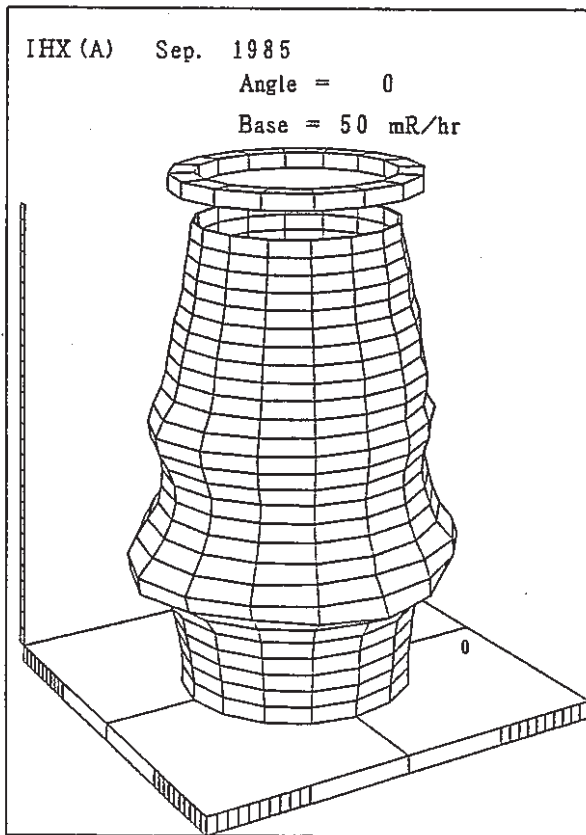
測定値を円筒の厚さとして表現し，比較する為に基準リングを上部に表示する様にした。インターフェイスによりGRAPHMANに3次元メッシュ化して図面を登録する様になっている。

制約として最大周方向8，軸方向40点の測定データが入力できる。

使用方法は参考文献\*参照の事

#### 3. 表示例

第5回定検時（1985.9）におけるIHX（A）のTLDによる $r$ 線量率実測データを見る角度をかえて下に表示した。



\*(技-60-206)

## 9.4 圧損係数変換プログラムの作成

報告者：後藤（プラントGr.）

### 1. 概要

現在、色々な熱流カコードで使われている圧損係数は大別してレイノルズ数の関数\*<sup>1</sup>（以後f(Re)）の形と流量の関数\*<sup>2</sup>（以後f(W)）の形で表わされている。

例えば設計等に用いられているのはf(Re)の形でこれを“JOYEL-II”コード又は“MAGI”コードで使用する時はf(W)の形で変換して入力しなければならない。又f(W)の形で実測値に近づく様にキャリブレーションされた値を“MIMIR-N2”コード又は“COMMIX-1A”コードで使用するためには、逆にf(Re)の形に変換しなければならない。

以上の事をふまえて、以下の機能をもたせた圧損係数変換プログラムを作成した。

### 2. 機能

- (1) f(Re)→f(W), f(W)→f(Re)変換機能
- (2) Re数による各流量領域の判定機能
- (3) 圧損係数の合成・分離機能
- (4) MKS系→CGS系, CGS系→MKS系単位変換機能

\* 1 レイノルズ数の関数

$$\Delta P = C_D \cdot \frac{V^2}{2g} r, \quad C_D = C \cdot Re^n$$

$$\left[ \begin{array}{l} \Delta P : \text{圧損}, C_D : \text{抵抗係数}, V : \text{流速}, g : \text{重力加速度}, r : \text{比重量} \\ Re : \text{レイノルズ数}, C : \text{係数}, n : \text{指数} \end{array} \right]$$

\* 2 流量の関数

$$\Delta P = K \cdot W^N$$

$$[\Delta P : \text{圧損}, W : \text{流量}, K : \text{係数}, N : \text{指数}]$$

尚、使用方法等は参考文献\*参照の事。

---

\* (技-60-232)

## 10. その他の試験研究および解析評価作業の成果

実験炉部技術課で実施している各種試験研究の成果のうち、3章から9章のカテゴリーに属さないものについて本章で一括して速報する。

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

### 10.1 JOYDAS改造報告

報告者：玉山（異常監視技術Gr.）

#### 1. 概要

昭和60年11月までにJOYDASに対し行われた改造を報告する。主な項目は以下の通り

- (1) 画面の追加
- (2) 全点平均印字
- (3) CRTキーボード操作の変更
- (4) タイプライタの用途を定める。
- (5) ハードウェアの強化
- (6) 制御棒位置の高精度化
- (7) 試験機能の追加

#### 2. 説明

- (1) 画面の追加（次頁以降参照）

- (2) 全点平均印字

JOYDAS室のラインプリンタ（LP）に全アナログ入力を印字する。データ収集回数を指定出来その平均と標準偏差を印字する。収集回数は2から100回まで指定可能。

- (3) CRT操作の変更

- (イ) トレンドグラフの入力点の設定と削除、方法と改善

- ・ 線番号（1～4）を指定することにより削除しなくても他の入力点番号に変更出来る。
- ・ PIDを指定しないと同一入力点に対して削除しないでスケール（上限値，下限値）の変更が出来る。

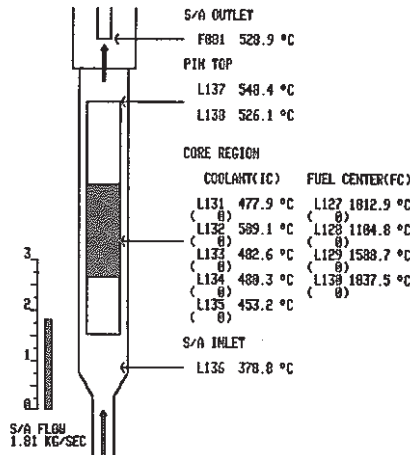


211 INTA-1 (5F2)

REACTOR DATA	
COMP POWER RANGE CH.6	98.3 %
REACTOR POWER	97.7 MW
REACTOR OUT TEMP A	498.2 °C
REACTOR OUT TEMP B	498.6 °C
REACTOR IN TEMP A	371.1 °C
REACTOR IN TEMP B	369.7 °C
PRIMARY FLOW A	1250 M <sup>3</sup> /H
PRIMARY FLOW B	1260 M <sup>3</sup> /H

S/A DATA	
S/A POWER	8.35 MW
LINEAR POWER	185 W/CN
TEMP. DIFF. (OUT-IN)	149.7 °C
(TOP-IN)	158.4 °C
(FC-IN)	1115.6 °C
(IC-IN)	181.8 °C
FP GAS PRESS(P.17)	4.77KG/CM <sup>2</sup> -G
(P.32)	4.57KG/CM <sup>2</sup> -G
TOTAL FLUX (1/CM <sup>2</sup> -SEC)	23.6E+12
FLUENCE (THRY)	41.7E+14
L169	13.9E+14
L178	41.7E+14



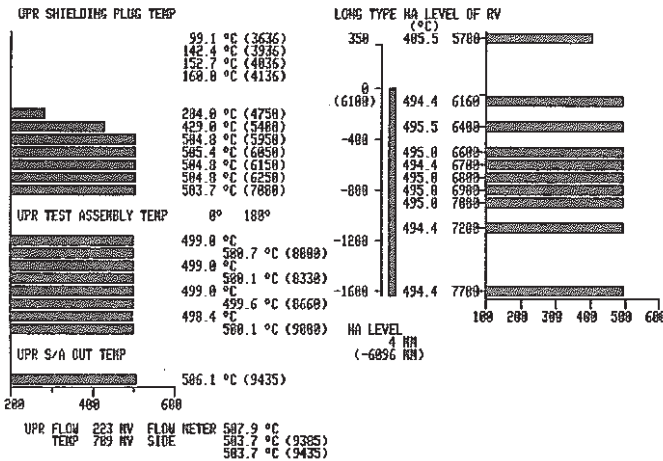
PICTURE NO-211

H-88-E H-V98 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 86/83/28 15:12 JVDAS

(イ) INTA 画面 (211)

INTA 計装および関連プラントデータを表示。

212 UPR (5C2)



PICTURE NO-212

H-88-E H-V98 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 86/83/28 15:13 JVDAS

(ロ) UPR 画面 (212)

(長尺液面計を含む)

UPR 計装および長尺液面計装を表示。

129 S/A OUTLET TEMP (MAX)

GROUP NO.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
MAXIMUM	888	201	281	382	201	202	202	3E1	2E2	2F2
	539.8	539.4	539.4	548.1	523.6	534.5	552.1	534.1	558.1	531.7
088	201	202	282	201	202	202	2E1	2E2	2F2	
	539.4	538.3	534.8	523.6	534.5	552.1	532.8	558.1	531.7	
181	381	281	382	311	201	302	3E1	2F1	3F2	
	544.7	524.3	539.4	540.1	518.3	528.5	534.1	534.1	536.3	531.8
181	382	381	482	302	301	402	3E2	3F1	4F2	
	545.5	526.7	521.8	528.9	453.8	533.1	513.7	533.1	539.1	525.7
1C1	481	484	483	401	404	403	4E1	4E4	4F3	
	541.5	498.2	519.4	535.5	518.2	517.2	534.8	589.9	533.4	513.7
101	482	481	484	402	401	404	4E2	4F1	4F4	
	556.8	522.9	517.6	514.4	517.6	584.9	526.7	519.8	518.2	514.8
1E1	483	584	583	403	504	503	4E3	5E4	5F3	
	544.7	518.3	528.2	529.4	512.7	489.1	512.7	518.7	538.3	529.2
1F1	581	585	584	503	505	504	5E3	5E5	5F4	
	548.6	471.1	487.6	515.5	513.8	482.7	525.8	528.2	494.8	496.5
582	581	585	501	501	505	5E1	5F1	5F5		
	483.8	483.1	484.8	484.1	473.2	495.4	492.2	491.9	478.8	
583	582	683	502	502	603	5E2	5F2	6F3		
	589.9	492.2	484.1	507.7	485.9	475.6	493.6	528.2	499.6	
682	685	684	602	605	604	6E2	6E5	6F4		
	472.8	479.5	484.5	498.8	481.6	488.2	489.1	484.5	499.6	
683	686	685	603	606	605	6E3	6E6	6F5		
	472.8	479.2	482.3	494.4	478.7	492.2	482.3	488.6	491.2	
684	682	686	604	602	605	6E4	6F2	6F6		
	482.7	488.6	486.2	494.7	474.2	486.2	484.1	494.7	462.2	
MEAN	548.8	581.9	584.9	589.4	581.7	497.9	518.7	589.6	515.1	586.2

PICTURE NO-129

H-88-E H-V98 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 86/83/28 15:13 JVDAS

(ハ) 集合体出口温度 (MAX) (129)

集合体出口温度のグループごとの最高温度と各温度を表示する。又、FFD関係も表示。

203 S/A OUT TMP (SORT)

0	559.1 DEG	201	528.5 DEG	401	510.2 DEG	505	485.2 DEG
2E2	558.1 DEG	5E3	528.5 DEG	4E1	510.2 DEG	6B4	485.5 DEG
1D1	556.0 DEG	5F2	528.2 DEG	4E1	509.9 DEG	6E4	484.1 DEG
2D2	552.1 DEG	3A2	527.5 DEG	5A3	510.2 DEG	6E5	484.1 DEG
1F1	546.6 DEG	5A4	527.5 DEG	401	504.9 DEG	5B1	483.1 DEG
101	546.5 DEG	404	526.7 DEG	6F4	499.6 DEG	5C5	482.3 DEG
101	544.7 DEG	4F2	525.7 DEG	6F3	499.3 DEG	6A4	482.7 DEG
1E1	544.7 DEG	5D4	525.8 DEG	4A1	499.6 DEG	6B5	482.0 DEG
1E1	541.5 DEG	3A1	524.3 DEG	5F4	496.8 DEG	6E3	482.7 DEG
2A1	539.8 DEG	2E1	523.6 DEG	5D5	496.5 DEG	6C5	482.0 DEG
3B2	539.8 DEG	4A2	522.5 DEG	6D4	494.7 DEG	6E6	481.3 DEG
2B1	539.1 DEG	3B1	522.2 DEG	6F2	494.7 DEG	6B2	480.6 DEG
3F1	539.1 DEG	5B3	520.8 DEG	6A3	494.4 DEG	6D4	480.2 DEG
2F1	536.6 DEG	4E2	519.7 DEG	5E2	493.6 DEG	6A5	479.5 DEG
4B3	535.5 DEG	4A4	519.4 DEG	5E5	493.3 DEG	6A6	479.2 DEG
2E2	534.0 DEG	4E3	518.7 DEG	5E1	492.9 DEG	5F5	478.8 DEG
2D2	534.0 DEG	4B3	518.3 DEG	6D5	492.9 DEG	6D3	478.6 DEG
3B2	534.1 DEG	3E1	517.9 DEG	5F1	492.2 DEG	5B1	474.2 DEG
4D3	534.1 DEG	4L4	517.9 DEG	5B2	491.5 DEG	6D2	474.2 DEG
3E1	533.8 DEG	4B1	517.6 DEG	6F3	490.8 DEG	6A2	472.8 DEG
3D1	533.4 DEG	4E2	517.6 DEG	6E2	489.8 DEG	6A3	472.8 DEG
4E4	533.4 DEG	5B4	516.2 DEG	5E4	488.7 DEG	6C6	471.8 DEG
3E2	533.1 DEG	4B4	514.8 DEG	6D6	488.4 DEG	5A1	469.3 DEG
2F2	532.4 DEG	4E4	514.8 DEG	5A5	488.8 DEG	6F6	462.2 DEG
2E1	531.7 DEG	4F3	514.1 DEG	6C2	488.8 DEG	3C2	453.8 DEG
2A2	530.6 DEG	5D3	513.7 DEG	5A2	487.3 DEG		
3F2	530.6 DEG	4D2	513.4 DEG	6B6	487.6 DEG		
5E4	529.6 DEG	4E3	512.7 DEG	6A3	486.9 DEG		
4B2	529.2 DEG	5E2	512.3 DEG	5B5	486.9 DEG		
5F3	529.2 DEG	5C3	512.3 DEG	5E1	485.5 DEG		

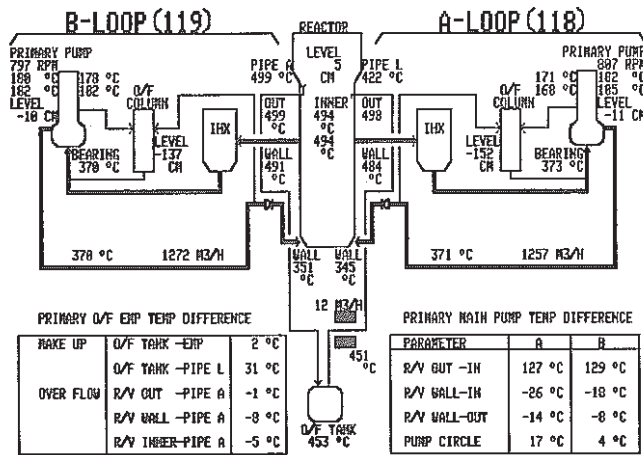
PICTURE NO=203 H-80-E H-V90 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 86/03/28 15:14 JOYDAS

(ニ) 集合体出口温度 (高温順) (203)

S/A 出口温度を温度の高い順に表示。

(自動更新はされない。)

228 PRIMARY COOLING SYSTEM(A-B)



PICTURE NO=228 H-80-E H-V90 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 86/03/28 15:14 JOYDAS

(ホ) 1次系 (A・B) 画面 (228)

1次系や炉壁温度, ポンプケーシング温度などを表示。

123 PRI COOLING SYSTEM FLOW

	DIFFERENCE	A-LOOP	B-LOOP	
PUMP ROTATION	10.50	807.5	797.0	RPM
PRI. FLOW	-14.31	1254.2	1268.5	M3/H

SODIUM LEVEL

B000	REACTOR VESSEL	-8.71 CH
B007	OVER FLOW COLUMN (A)	***** CH
B008	OVER FLOW COLUMN (B)	***** CH
B009	PRIMARY PUMP (A)	-11.03 CH
B010	PRIMARY PUMP (B)	-9.27 CH

PRESSURE

B017	PRIMARY PUMP (A)	4.33 KCSG
B018	PRIMARY PUMP (B)	4.28 KCSG

PICTURE NO=123

H-80-E H-V90 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 86/03/28 15:15 JOYDAS

(ヘ) 1次系回転数差・流量差 (123)

回転数差・流量差, 各点液位などを表示。

122 DHX CONT. SYSTEM

PRIMARY SYSTEM

S388 REACTOR POWER	98.27 MW	A385 POWER RANGE MONI.CH6	98.42 %
B881 REACTOR IN TEMP A	371.5 DEG	B883 REACTOR OUT TEMP A	498.2 DEG
B882 REACTOR IN TEMP B	369.7 DEG	B884 REACTOR OUT TEMP B	498.9 DEG
B885 PRI. FLOW A	1261.8 M3/H	B886 PRI. FLOW B	1261.7 M3/H

SECONDARY SYSTEM

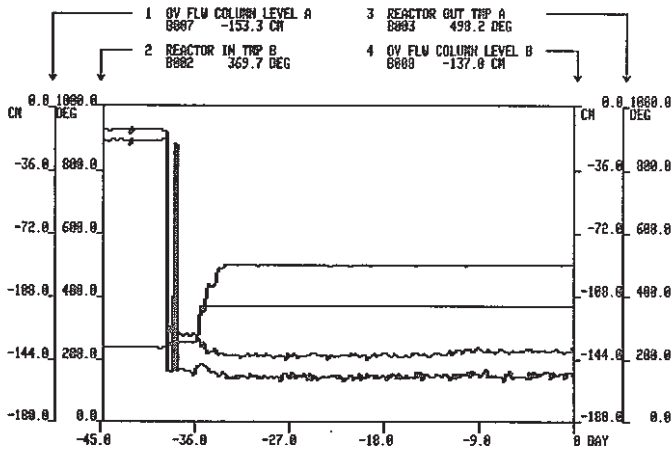
C888 DHX IN NA TEMP A	456.0 DEG	C882 DHX OUT NA TEMP A1	334.5 DEG
C881 DHX IN NA TEMP B	471.0 DEG	C883 DHX OUT NA TEMP A2	336.0 DEG
		C884 DHX OUT NA TEMP B1	349.5 DEG
		C885 DHX OUT NA TEMP B2	351.0 DEG
C826 DHX IN VANE POS A1	51.88 %	C812 DHX IN DAMPER POS A1	168.49 %
C827 DHX IN VANE POS A2	48.93 %	C813 DHX IN DAMPER POS A2	97.11 %
C828 DHX IN VANE POS B1	39.79 %	C814 DHX IN DAMPER POS B1	99.47 %
C829 DHX IN VANE POS B2	42.15 %	C815 DHX IN DAMPER POS B2	99.31 %
C818 SEC. FLOW A	1278.5 M3/H	C819 SEC. FLOW B	1252.8 M3/H

(ト) DHX制御系 (122)

主にベーンダンパ試験, M系列・安定性試験に利用。

PICTURE NO-122 H-88-E H-V98 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 06/03/28 15:15 JOYDAS

115 TREND GRAPH 5-1 (45DAYS)

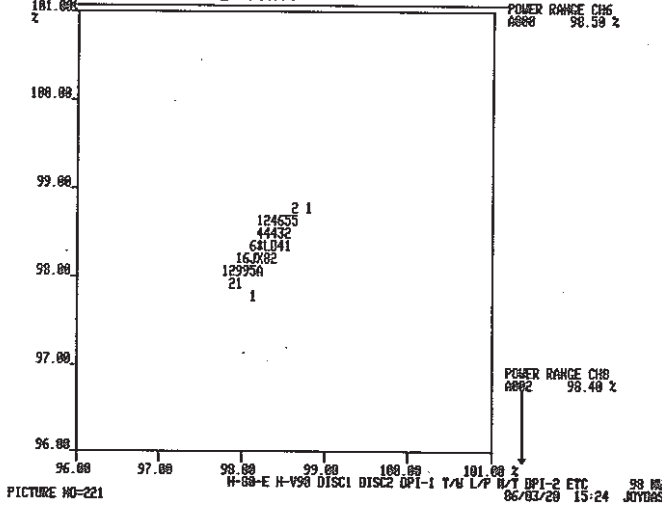


(チ) 45日トレンドグラフ表示 (115)

45日のトレンドを表示。

PICTURE NO-115 H-88-E H-V98 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW 06/03/28 15:16 JOYDAS

221 X-Y PLOT 1-1(1HR)



(リ) X-Yプロット

(221) (222) (223) (224)

トレンドグラフの第1ペンをたて軸に, 第2ペンを横軸にして, グラフを作成。表示は画面上の各メッシュに対して頻度表示。  
\*は多数があることを意味する。  
表示に30秒位かかる。

220 LOG FILE

```

151047
150015 N/T PERIOD LOG PR603201500
140015 N/T PERIOD LOG PR603201400
130015 N/T PERIOD LOG PR603201300
120015 N/T PERIOD LOG PR603201200
110015 N/T PERIOD LOG PR603201100
100015 N/T PERIOD LOG PR603201000
090015 N/T PERIOD LOG PR603200900
080015 N/T PERIOD LOG PR603200800
070015 N/T PERIOD LOG PR603200700
060015 N/T PERIOD LOG PR603200600
050015 N/T PERIOD LOG PR603200500
040015 N/T PERIOD LOG PR603200400
030015 N/T PERIOD LOG PR603200300
020015 N/T PERIOD LOG PR603200200
010015 N/T PERIOD LOG PR603200100
000023 N/T PERIOD LOG PR603200000
*****
230015 N/T PERIOD LOG PR603192300
220015 N/T PERIOD LOG PR603192200
210015 N/T PERIOD LOG PR603192100
200015 N/T PERIOD LOG PR603192000
190015 N/T PERIOD LOG PR603191900
180015 N/T PERIOD LOG PR603191800
170015 N/T PERIOD LOG PR603191700
160015 N/T PERIOD LOG PR603191600
150015 N/T PERIOD LOG PR603191500
140017 N/T PERIOD LOG PR603191400
130015 N/T PERIOD LOG PR603191300
120017 N/T PERIOD LOG PR603191200
110015 N/T PERIOD LOG PR603191100
100015 N/T PERIOD LOG PR603191000
090015 N/T PERIOD LOG PR603190900
080015 N/T PERIOD LOG PR603190800
070015 N/T PERIOD LOG PR603190700
060015 N/T PERIOD LOG PR603190600
050017 N/T PERIOD LOG PR603190500
    
```

DATE 83/20

(ヌ) ログファイル (220)

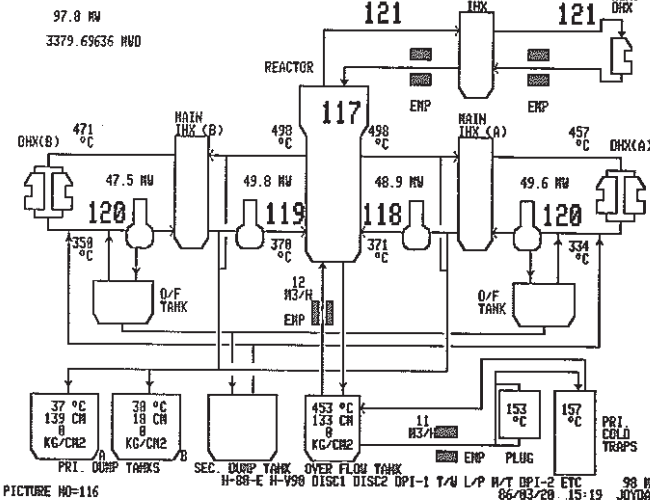
従来タイプライタに印字していたもののうち計算機担当者側の印字をCRT の画面表示とした。

PICTURE NO-220

H-80-E H-V90 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW  
86/03/20 15:18 JOTYBAS

PAGE 01/28

116 WHOLE PLANT



PICTURE NO-116

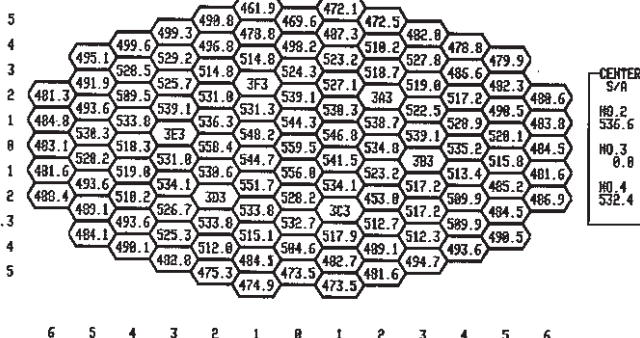
H-80-E H-V90 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW  
86/03/20 15:19 JOTYBAS

(ル) プラント出力積算値 (116)

画面 116 にプラント出力積算値 (MWD) を追加表示。

127 S/A OUTLET TEMP

POWER	COOLANT FLOW		COOLANT TEMP	
	A	B	A	B
98.10 MW	1251 M3/H	1254 M3/H	371 °C	369 °C
			498 °C	498 °C



PICTURE NO-127

H-80-E H-V90 DISC1 DISC2 DPI-1 T/W L/P N/T DPI-2 ETC 98 MW  
86/03/20 15:20 JOTYBAS

(オ) 集合体出口温度温度表示色範囲の変更 (127)

- (旧) 0 ~ 470 °C ... 青
- 470 ~ 510 °C ... シアン(水色)
- 510 ~ 540 °C ... 緑
- 540 ~ 560 °C ... 黄
- 560 ~ 570 °C ... 白
- 570 ~ 580 °C ... マゼンタ(紫色)
- 580 ~ °C ... 赤
- (新) 0 ~ 450 °C ... 青
- 450 ~ 480 °C ... シアン(水色)
- 480 ~ 500 °C ... 緑
- 500 ~ 520 °C ... 黄
- 520 ~ 540 °C ... 白
- 540 ~ 560 °C ... マゼンタ(紫色)
- 560 ~ 600 °C ... 赤

(ロ) CRT 2 台

- 中央制御室にCRTが2台になった。
- 2台とも独立に使用出来るが、画面No.124のみはどちらか片方のCRTにしか表示出来ない。(No.124は警報を英文略称で表示する。)
- ハードコピーは、今までは機械主体のボタンを押していたがキーボードの右手前のボタンをそれぞれ押すようになった。

(4) タイプライタの用途を決める

タイプライタ (TW)印字のうちプラント運転上特に必要のない項目ははぶいてCRT表示 (No.220) させるようにした。

これによりTWに運転員から見て理解しにくい印字が出なくなり、わかりやすくなった。

(5) ハードウェアの追加

(イ) H 500 をやめV90を導入 (リプレース)

プロセス入出力装置もリプレースした。

(ロ) CRT 1 台を追加 (中央制御室)

(ハ) 格内R601 にプロセス入力装置 (D-PI/O, 128点, INTA/UPR用) を設置

(6) 制御棒位置の高精度化

1つの制御棒に対して長針・短針の2点のアナログ入力を取り込み精度のよい制御棒位置をえる。

長針     -50~50mm

短針     0~650mm

を入力として計算分解能を0.07mmとする。

(7) 試験機能の追加

(イ) S/A熱電対の誤差データのMT収録

(ロ) S/A熱電対の規格化データのMT収録

(ハ) 制御棒校正プログラム

(ニ) 反応度のアナログ出力

(ホ) プラント出力積算値(1)-(ル)の初期設定

## 10.2 サーベイランス材放射能化量計算

報告者：生田目（炉心運転計画Gr.）

## 1. 目的

MK-II炉心第12サイクル終了後に取り出される、サーベイランス材（SB42）について、取出し追加作業等の被曝評価のために放射化量計算を行った。

## 2. 計算条件

- 計算コード “ RADSUS ”
- 照射履歴 MK-I 初臨界～MK-II 100 MW 12 サイクル
- 照射中性子束 “ DOT 3.5 ” 計算結果を使用
- 組成データ<sup>\*1</sup> 製造時ミルシートによる
- 反応断面積 （技-59-332）より引用
- 評価反応  $^{54}\text{Fe} (n, p) ^{54}\text{Mn}$ <sup>\*2</sup>,  $^{58}\text{Fe} (n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$ ,  $^{55}\text{Mn} (n, 2n) ^{54}\text{Mn}$ <sup>\*2</sup>,  $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$

## 3. 計算結果

冷却時間 (day)	0	10	30	60	90	120	150
放射化量 (Ci/g-SB42)	2.48-5 <sup>*4</sup>	2.24-5	1.85-5	1.45-5	1.20-5	1.03-5	9.27-6
照射線量率 <sup>*3</sup> (R/h)	2.11-5	1.93-5	1.69-5	1.43-5	1.27-5	1.16-5	1.09-5

\*1  $^{59}\text{Co}$  は 0.02 [w/o] 含まれるとした。

\*2 しきい反応であり高速成分のないサーベイランス孔では無視できるが念のため評価した。

\*3 SB42 1g について 1m の距離での値

\*4 2.48-5 は  $2.48 \times 10^{-5}$  の意味である。

### 10.3 安全容器サーベイランス用温度モニター取付時の被曝評価について

報告者：沢田（プラントGr.）

現在、サーベイランス試験WGにおいて、安全容器サーベイランス用温度モニターとしてSiC温度モニターの代わりに、メルトワイヤの使用計画が検討されている。メルトワイヤは新規製作のキャプセル（図1）内に組込み、既設キャプセルの下端に連結する計画であるが、これまでの調査から、キャプセルの取付けは自動遠隔操作では構造的に取付不可能であり、これを行うには手作業で行う必要のあることが判った。本メモは、この手作業を行うとした場合の被曝評価を行ったものである。

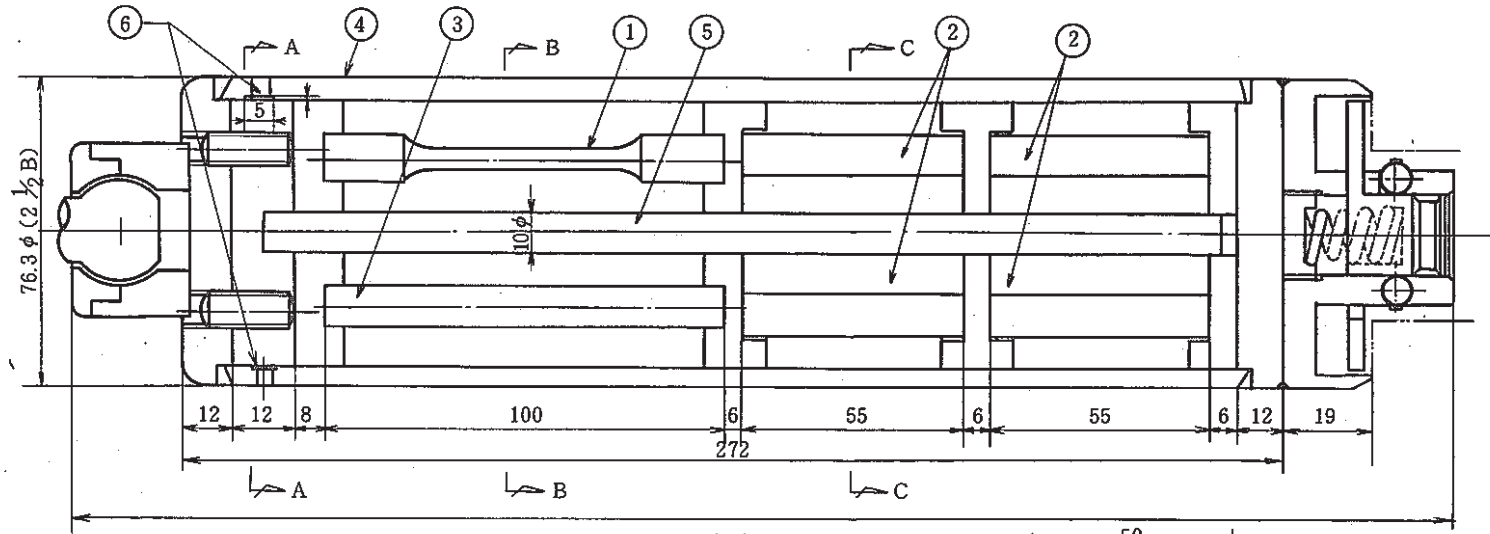
#### 1. 作業時被曝線量

第1回取出し時（第2サイクル終了時）の実測キャプセル表面線量率（100mR/h）を基にして、第12サイクル終了後の線量率を求めた結果、約150（mR/h）という値が得られた。尚、併せて放射化量計算プログラム“RADSUS”を用いて計算を行ったが、その結果は17（R/h）という約2桁も大きい値であった。評価は計算誤差がキャンセルアウトされて求められる150（mR/h）の値を用いることとした。

（注）実測値、計算値とも炉停止1カ月後の時点における値を示している。

#### 2. 被曝評価

本作業はスムーズに遂行出来れば10分程度の作業であるが、この場合の被曝量は25（mRem）という値である。これより、手作業でキャプセルの取付けを行っても、被曝上は問題にならないものと判断される。



番号	部品名	材質
①	引張試験片	SB42
②	衝撃試験片	SB42
③	SiC温度モニター及びドソメトリワイヤ用キャプセル	SUS304
④	サーベイランス試験片・キャプセル	SB42
⑤	スペーサ	SS41
⑥	N <sub>2</sub> ガス流通孔	-

(注) キャプセル内は、案内管と同様N<sub>2</sub>ガス雰囲気である。

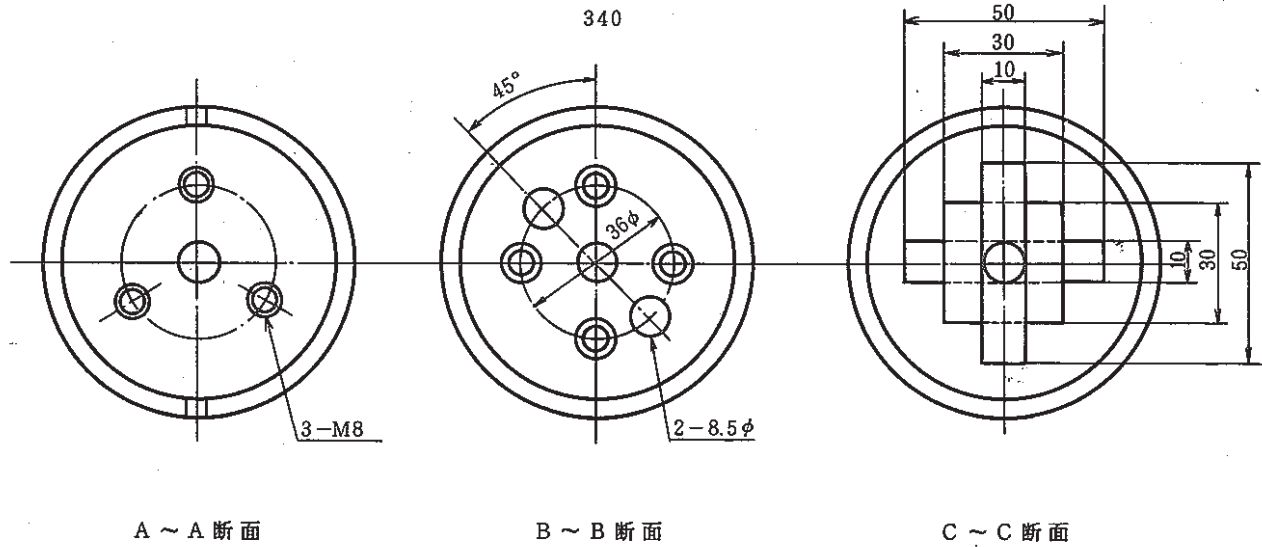


図1 キャプセル構成図