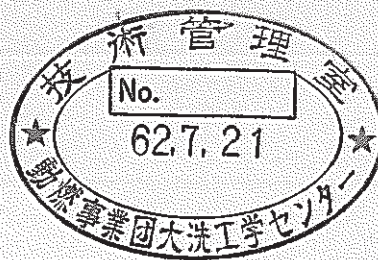


実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol. 3, No. 4 昭和62年1月～3月の成果概要



1987年4月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol. 3, No.4 昭和62年1月～3月の成果概要

溝尾 宣辰* 前田 清彦*

要 旨

本報告書は、実験炉部技術課が担当している試験研究のうち、昭和62年1月から3月の間に技術課内部資料（技術課メモ）として速報されたものの要旨をまとめたものである。

各成果速報は、その内容別に下記の項目に分類して編集されている。

- 高速実験炉の核熱特性の測定・解析と評価
- J 2 炉心への移行計画のための解析検討
- 設工認のための解析検討
- 炉心内の機械的特性の解析と評価
- 自然循環試験の結果と解析・評価
- 高速実験炉のプラント諸特性の解析と評価
- 高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析
- 計算コード・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

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

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

April, 1987

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

Quarterly Report Vol. 3, No. 4

Nobutatsu Mizoo, Kiyohiko Maeda

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during January through March, 1987. All results described in the report were released with internal memoranda of Reactor Technology Section, before detail analyses, evaluations, and/or discussions.

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

- Results of measurements, analyses and evaluations for the core characteristics of "JOYO".
- Results of analyses and evaluations for transfer plan to J2 core.
- Results of analyses and evaluations for official permission.
- Results of analyses and evaluations for core mechanics.
- Results of measurements and analyses for natural circulation test in JOYO MK-II core.
- Results of measurements and analyses for the plant characteristics of Experimental Fast Reactor "JOYO".
- Results of measurements and analyses of neutron flux and gamma ray of JOYO.
- Production and/or arrangements of analysis codes and their manuals.
- Miscellaneous results.

Tables classified by kind of work are added.

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

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

目 次

1. まえがき	1
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究	
2.1 高速実験炉の工程（昭和62年1月～3月）	2
2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究	11
3. 高速実験炉の核熱特性の測定解析と評価	
3.1 第12' - 2サイクル（フィードバック反応度特性試験その1） の“MAG I”による記録計算	技-61-262 ... 13
3.2 第12' - 3サイクル（フィードバック反応度特性試験その2） の“MAG I”による記録計算	技-61-263 ... 16
3.3 MK-II炉心第12' サイクル制御棒校正試験の結果	技-61-276 ... 19
3.4 フィードバック反応度特性試験反応度係数試験の結果（速報版）	技-61-277 ... 24
3.5 サイクル報（MK-II炉心 第12サイクル）	技-61-284 ... 26
3.6 MK-II炉心第12' サイクルにおける温度係数の測定結果	技-61-285 ... 29
3.7 “B-SYSTEM”を使用した内側反射体のCompartment 毎の Fluence の計算	技-61-286 ... 31
4. J2炉心への移行計画のための解析・検討	
4.1 第13～第19サイクル“MAG I”予測計算（第13サイクル 以降の運転計画検討用）	技-61-288 ... 33
4.2 昭和62年度～昭和64年度運転計画の作成	技-61-297 ... 42
4.3 AMIR-2を継続照射した場合に余剰反応度を与える影響	技-61-304 ... 45
5. 設工認のための解析・検討	
5.1 F M F核燃料物質使用許可申請の見直しの為の「常陽」J2炉 心燃料組成等	技-61-317 ... 46
5.2 事故解析に記載された特性の比較 「もんじゅ」と「常陽」	技-61-291 ... 50
5.3 申請書記載値と事故解析例との比較	技-61-309 ... 51
5.4 B3Mの核熱計算	技-61-323 ... 52
5.5 試験安全性評価 試験時の各種状態の想定と事故解析	技-61-335 ... 55
6. 炉心内の機械的特性の解析と評価	
6.1 「常陽」炉心湾曲解析の為のガンマ線発熱補正	技-61-275 ... 57

6.2	「常陽」炉心湾曲解析の為の内側反射体のラッパ管壁の半径方向発熱分布	技-61-289	59
6.3	IAEA/IWGFR炉心湾曲解析の国際比較及びコードの精度向上の為の基本計画案	技-61-329	64
6.4	大型炉心炉心湾曲解析第2回炉心燃料遮蔽J/G用資料	技-61-336	66
7.	自然循環試験の結果と解析・評価		
7.1	自然循環試験II-D, II-E 原子炉容器上部プレナム挙動評価	技-61-278	69
7.2	解析手法による2次系流量較正(自然循環試験II-E)	技-61-282	71
7.3	“MIMIR-N2”コードによる自然循環試験II-E試験後解析(その1)	技-61-283	72
7.4	自然循環時1次系流量較正方法の見直しについて	技-61-300	74
7.5	“MIMIR-N2”コードによる自然循環試験II-E試験後解析(その2)	技-61-311	75
7.6	自然循環時1次系流量零点較正の検討	技-61-321	77
7.7	COMMI X-1Aによる自然循環試験II-E試験後解析(その1)	技-61-326	78
7.8	“MIMIR-N2”コードによる自然循環試験II-E試験後解析(その3)(下部プレナム・モデル検証解析)	技-61-327	79
7.9	COMMI X-1Aによる自然循環試験II-E試験後解析(その2)	技-61-330	81
8.	高速実験炉のプラント諸特性の解析と評価		
8.1	高温構造設計指針(BDS)による炉容器壁の構造健全性再評価について	技-61-259	82
8.2	出力系核計装補正回路の各係数の再評価,及びその誤差評価について	技-61-266 技-61-287 技-61-298 技-61-308	83
8.3	UPR流速計特性試験の結果	技-61-290	87
8.4	中性子計装・黒鉛遮蔽体温度補償システムの温度信号採取系についての検討	技-61-299 技-61-302	89
8.5	計測線付燃料集合体(INTA)計装の炉雑音解析結果	技-61-324	91
8.6	プレシピテータ計数値の導出過程の整理と修正について	技-61-337	93
9.	高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析		
9.1	SMIR-6ドシメータの反応率測定結果	技-61-293 技-61-147	97
9.2	AMIR-1ドシメータの反応率測定結果	技-61-305	100

10. 計算機コード・マニュアルの作成と整備

- | | | | |
|------|--|----------|------|
| 10.1 | “MAG I”コード低流量計算の改良 | 技-61-261 | …102 |
| 10.2 | “GEYSER-ALL”取扱及びプログラム説明書 | 技-61-313 | …104 |
| 10.3 | “FPGS-3.5”による崩壊熱計算手法の評価 | 技-61-316 | …106 |
| 10.4 | 「常陽」運転支援システムこれまでのまとめと今後の開発につ
いて | 技-61-338 | …109 |

11. その他の試験研究及び解析評価作業の成果

- | | | | |
|------|---|--|------|
| 11.1 | DOE設計の「もんじゅ」用タグガス組成について,中性子照射
による組成変化の予測計算 | 技-61-265 | …111 |
| 11.2 | AST試験用タグガスカプセル製作におけるタグガス調製にか
かわる誤差の算出について | $\left\{ \begin{array}{l} \text{技-61-292} \\ \text{技-61-122} \end{array} \right\}$ | …123 |
| 11.3 | 燃料ピン内のタグガス燃焼・生成の計算で ^{128}Xe 初期装荷量が及
ぼす ^{129}Xe 蓄積量への影響について | $\left\{ \begin{array}{l} \text{技-61-280} \\ \text{技-61-265} \end{array} \right\}$ | …125 |

昭和 6 2 年 1 月から 3 月までの間に発行された技術課メモを、目的とする業務の内容に沿って分類した。

A. 炉心管理業務

タ イ ト ル	番 号	頁
3. 1 第 12' -2 サイクル (フィードバック反応度特性試験その 1) の "MAG I " による記録計算	技- 6 1 - 2 6 2	
3. 2 第 12' -3 サイクル (フィードバック反応度特性試験その 2) の "MAG I " による記録計算	技- 6 1 - 2 6 3	
3. 5 サイクル報 (MK-Ⅱ 炉心第 1 2 サイクル)	技- 6 1 - 2 8 4	
3. 7 B-SYSTEM を使用した内側反射体の Compartment 毎の Fluence の計算	技- 6 1 - 2 8 6	
9. 1 SMIR-6 ドシメータの反応率測定結果	技- 6 1 - 2 9 3	
	技- 6 1 - 1 4 7	
9. 2 AMIR-1 ドシメータの反応率測定結果	技- 6 1 - 3 0 5	

B. プラント健全性確認

タ イ ト ル	番 号	頁
3. 3 MK-Ⅱ 炉心第 12' サイクル制御棒較正試験の結果	技- 6 1 - 2 7 6	
3. 6 MK-Ⅱ 炉心第 12' サイクルにおける温度係数の測定結果	技- 6 1 - 2 8 5	

D. 改良・合理化

タ イ ト ル	番 号	頁
8.1 高温構造設計指針（BDS）による炉容器壁の構造健全性再評価について	技-61-259	
8.2 出力系核計装補正回路の各係数の再評価及びその誤差評価について	技-61-266 技-61-287 技-61-298 技-61-308	
8.4 中性子計装・黒鉛遮蔽体温度補償システムの温度信号採取系についての検討	技-61-299 技-61-302	
8.6 プレシピテータ計数値の導出過程の整理と修正について	技-61-337	
10.1 “MAG I”コード低流量計算の改良	技-61-261	
10.3 “FPGS-3.5”による崩壊熱計算手法の評価	技-61-316	

E. 試験機能拡充

タ イ ト ル	番 号	頁
102 GEYSER-ALL取扱及びプログラム説明書	技-61-313	
104 「常陽」運転支援システムこれまでのまとめと今後の開発について	技-61-338	

F. 多目的利用（特殊試験・解析）

タ イ ト ル	番 号	頁
3.4 フィードバック反応度特性試験反応度係数試験結果（速報版）	技-61-277	
7.1 自然循環試験Ⅱ-D, Ⅱ-E 原子炉容器上部プレナム挙動評価	技-61-278	
7.2 解析手法による2次系流量較正（自然循環試験Ⅱ-E）	技-61-282	
7.3 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析（その1）	技-61-283	
7.4 自然循環時1次系流量較正方法の見直しについて	技-61-300	
7.5 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析（その2）	技-61-311	
7.6 自然循環時1次系流量零点較正の検討	技-61-321	
7.7 COMMIX-1Aによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析（その1）	技-61-326	
7.8 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析（その3）（下部プレナム・モデル検証解析）	技-61-327	
7.9 COMMIX-1Aによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析（その2）	技-61-330	
8.3 UPR流量計特性試験の結果	技-61-290	
8.5 計測線付燃料集合体（INTA）計装の炉雑音解析結果	技-61-324	

G. 計画検討

タ イ ト ル	番 号	頁
4.1 第13～第19サイクル“MAGI”予測計算(第13サイクル以降の運転計画検討用)	技-61-288	
4.2 昭和62年度～昭和64年度運転計画の作成	技-61-297	
4.3 AMIR-2を継続照射した場合に余剰反応度に与える影響について	技-61-304	
5.1 FMF核燃料物質使用許可申請の見直しの為の「常陽」J2炉心燃料の燃料組成等	技-61-317	
5.2 事故解析に記載された特性の比較 「もんじゅ」と「常陽」	技-61-291	
5.3 申請記載値と事故解析との比較	技-61-309	
5.4 B3Mの核熱計算	技-61-323	
5.5 試験安全性評価 試験時の各種状態の想定と事故解析	技-61-335	
5.4 B3Mの核熱計算	技-61-323	
5.5 試験安全性評価	技-61-335	
6.1 「常陽」炉心湾曲解析の為のガンマ線発熱補正	技-61-275	
6.2 「常陽」炉心湾曲解析の為の内側反射体のラッパ管壁の半径方向発熱分布	技-61-289	
6.3 IAEA/IWGFR炉心湾曲解析の国際比較及びコードの精度向上の為の基本計画案	技-61-329	
6.4 大型炉心炉心湾曲解析第2回炉心燃料遮蔽J/G用資料	技-61-336	
11.1 DOE設計の「もんじゅ」用タグガス組成について中性子照射による組成変化の予測計算(1)	技-61-265	
11.2 AST試験用タグガスカプセル製作におけるタグガス調製にかかわる誤差の算出について	技-61-292 技-61-122	
11.3 燃料ピン内のタグガス燃焼生成の計算で ^{128}Xe 初期装荷量が及ぼす ^{129}Xe 蓄積量への影響について	技-61-280 技-61-265	

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62年1月1日から3月31日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を、その内容毎に編集したものである。

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

2. 高速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（62年1月～3月）

「常陽」の照射準備・改造工事・第6回定期検査は昨年12月10日から開始し、今年9月上旬完了の予定で現在計画どおり順調に作業を進行中である。

1月は格納容器床下での第6回定期検査作業を可能とするため、1次、2次冷却系ナトリウムドレン操作を実施した。

炉心崩壊熱は、系統ナトリウムがドレン状態にあるため、1次、2次補助冷却系で除熱中である。又、炉容器まわりの予熱のため、予熱N₂ガス系の運転を開始し、プラントの定検モード移行が完了した。

2月に入り、補助系点検のため、1次・2次補助系ナトリウムのドレン操作を行った。

炉心崩壊熱は、補助系ナトリウムのドレン以後予熱N₂ガス系にて除去中である。

本報告に係る期間中（昭和62年1月～3月）の原子炉運転実績を表1-1、1-2に、その工程表及びプラント状態表をそれぞれ表2-1～2-3と表3-1～3-3に示す。

図1に第6回定期検査時(I)の炉心構成図を示す。

表1-1 月間の原子炉運転実績

期 間	昭和62年1月	昭和62年2月	昭和62年3月	S61年度第4四半期 期 間 S62.1.1～3.31
原子炉起動回数（回）	0	0	0	0
運 転 日 数（日）	0	0	0	0
積算運転時間（H）	0	0	0	0
積算熱出力（MWH）	0	0	0	0
利 用 率（％）	0	0	0	0
平均熱出力（MW）	0	0	0	0
最大熱出力（MW）	0	0	0	0

参考文献 高速実験炉「常陽」プラント管理月報：1986年1月分 PNC SN87-001,
1986年2月分 PNC SN87-002,
1986年3月分 PNC SN87-003

表 1 - 2 積算原子炉運転実績

項 目	S61年度累計 期 間 S.61.4.1~ S.62.1.31	MK-II累計 (S.57.11.22 ~)	MK-I, II 累 計 (S.52.4.24 ~)	S61年度累計 期 間 S.61.4.1~ S.62.2.28	MK-II累計 (S.57.11.22 ~)	MK-I, II 累 計 (S.52.4.24 ~)	S61年度累計 期 間 S.61.4.1~ S.62.3.31	MK-II累計 (S.57.11.22 ~)	MK-I, II 累 計 (S.52.4.24 ~)
原子炉起動回数 (回)	13	142	404	13	142	404	13	142	404
運 転 日 数 (日)	158	—	—	158	—	—	158	—	—
積算運転時間 (日)	3,537	15,474	28,442	3,537	15,474	28,442	3,537	15,474	28,442
積算熱出力 (MW h)	322,299	1,358,029	2,031,359	322,299	1,358,029	2,031,359	322,299	1,358,029	2,031,359
利 用 率 (%)	43	—	—	40	—	—	49	—	—
平均熱出力 (MW)	91	—	—	91	—	—	91	—	—
最大熱出力 (MW)	100	—	—	100	—	—	100	—	—

表 2-1 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日		S.62.1																													
項目	①	②	③	④	5	6	7	8	9	10	⑪	12	13	14	⑮	16	⑰	⑱	19	20	21	22	23	24	⑲	26	27	28	29	30	①
一般事項	元 日	年 始 休 日	"		御 用 始										成 人 の 日	IAEA 科 技 庁 査 察						IAEA 科 技 庁 査 察									第 五 土 休
照 射 準 備 改 造 工 事 第 6 回 定 期 検 査 そ の 他	S.61/12/10～					照射準備・改造工事・第6回定期検査																									
																回転プラグ2次側不活性化改造工事															
	中性子検出器(ch2)据付作業															核計装モニター点検															
						燃料取扱設備点検(燃料交換機, 燃料出入機)																									
	1次純化系ニールドトラップ撤去作業																									1次純化系 セジウムトラップ据付工事					
	1次系Naドレン(炉容器Na液面GL-8600)																														
						1次系D/T, OF/液面計調整										1次Arガス系低圧運転回路設置工事															
						2次系Naドレン																				1次主ポンプ, O/F 純化系EMP継電器点検					
						2次主ポンプメカシ, OPU点検～(4/15～5/15作業)																				O/F, 純化系 EMP, IVR点検					
						2次主送風機ベーン分解点検, 主送風機点検																									
						2次主C/C, 盤, ドライブユニット点検																									
						2次主系統弁点検																									
						格納容器床下 放射線量率測定										2次主, IVR, 遮断器, 他の点検															
						格納容器床下 立入可能										燃料取扱キャスクカー分解点検															
																燃取設備計器校正・盤点検															
																補機系ポンプ分解点検															
	12/23～格納容器床下 一部区域のみ立入可能																														
						フロン冷凍機点検(B)																									
						格納容器床下照明点検 補修																				JOYDAS停止					
					12/15～ダストサンプラー点検																				7D蓄電池交換						
					12/15～保物モニター点検(1RAF, 放射モニター)																										
					保物モニター点検(JOYO)																										

[illegible]

年月日		S.62.3																																						
項目	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	㉔	30	31									
一般事項																	IAEA 科技庁 査察				春分の日																			
照射準備 改造工事 第6回定期検査 その他	S.61.12.10~	照射準備、改造工事、第6回定期検査																																						
		安全容器サーベイルランス材取出作業																原子炉格納容器エアロック設備点検																						
		回転プラグケーブル交換工事																																						
	2/19~	核計装モニター点検																									燃料つかみ部洗浄設備点検													
	2/3~	燃料出入機点検																トランスファロータ(外)ドアバルブ点検																						
		新燃料貯蔵設備点検																トランスファロータ弁開閉表示灯設備																						
		燃料洗浄設備改造工事																																						
		(SFF)SF移送機点検																																						
		1/12~燃料取扱設備計器校正・盤点検																																						
		メカスナ点検・ハンガー交換																																						
		1/26~1次純化系コールドトラッププレフィルタ据付工事																																						
		2/17~1次系電動弁点検																1次純化系コールドトラップ据付工事(A側)																						
		2/2~2次系ヒータ制御装置交換																								2次上冷却器出口ダンパー点検														
		1/6~																2次主送風機ベーン分解点検、主送風機点検																						
		2/2~2次主プロセス計器点検																				2次系(主補助,PL計)錠計器交換																		
		2次純化系EMP点検																2次補助送風機点検																						
		2次補助圧空点検																																						
		2/23~2次純化系C/T送風機点検																																						
		電源設備点検(その2)																																						
		ロジック盤電源工事																FRDDN法検出器交換																						
	2/16~格差空気調整系計器点検																				FFDCG法温度調整器交換																			
	2/20~脱塩水供給設備点検																																							
	2/9~運転支援システム用、2次系プラント信号取出工事																																							
	2/2~2次主空気冷却器フィンチューブISI																																							
																					</																			

		S. 62.1																															
		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	
		S. 61.12/10～ 照射準備・改造工事・第6回定期検査																															
主 要 工 程	1次系Naドレン																	燃料取扱設備点検															
	2次系Naドレン																	回転プラグ改造工事															
	中性子検出器(ch2)据付																	1次純化系セシウムトラップ据付工事															
	1次純化系コールドトラップ撤去作業																																
	Ⓔ床下放射線量率測定																																
原子炉圧力		停 止																															
炉 内 状 況	GL-6100 → *	GL-8600																															
冷却系	予熱室素ガスプロア(A)運転																																
1次系Na温度	250℃ 200℃	主配管通気停止																1, 2次補助系運転 系統温度(常温)															
1次系Na流量	20%	主系統ドレン(D/T(A)へ)																O/F EMP廻りドレン 1次系Naドレン中															
2次系Na温度	250℃ 200℃	2次系ヒータ「OFF」																系統温度(常温)															
2次系Na流量	100%	Na自重ドレン																純化系EMP廻りドレン 2次系Naドレン中															
Ⓔ関係 E/H 床下雰囲気	開 放 空 気																																
そ の 他	2次Arガス系低圧運転 タンク間移送(1次系D/T, OF/T) 低レベル廃液移送																																
	JOYDAS停止 シミュレータ改造工事 低レベル廃液移送																																

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

表 3 - 2 高速実験炉「常陽」プラント状態表

項 目	年月日	S.61.2																												
		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
主 要 工 程		照射準備・改造工事・第6回定期検査																												
		燃料取扱設備点検																												
		1次純化系コールドトラッププレフィルタ据付工事																												
		1, 2次補助系Naドレン																												
原 子 炉 出 力		停 止																												
炉 内 状 況		GL-8600																												
冷 却 系 1次系Na温度 1次系Na流量 2次系Na温度 2次系Na流量		→ *																												
		予熱室素ガスブロー(A)運転																												
		1, 2次補助系運転																												
		系統温度(常温)																												
		1次系Naドレン中																												
		系統温度(常温)																												
		2次系Naドレン中																												
関係 E/H 床下雰囲気		開 放 空 気																												
そ の 他		中央制御室内配線ビット据付工事 運転支援システム現地調整 運転支援システム用2次系プラント信号取出し工事 2次Naサンプリング装置改造 低レベル廃液移送																												

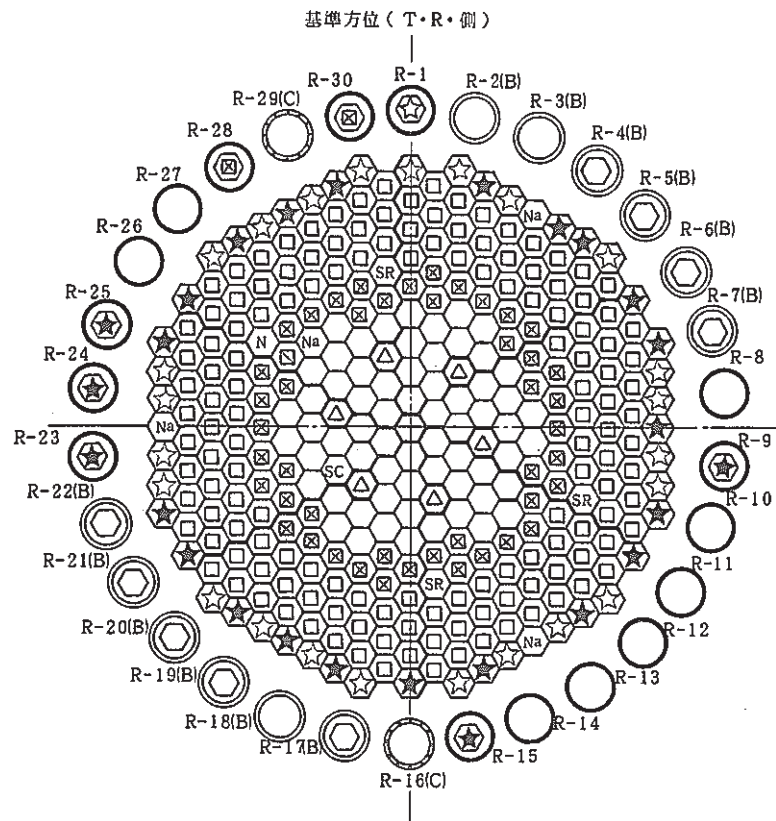
炉心構成

* ドライバー 65体
A, B特 0体
C特 1体
INTA 0体
SMIR 1体
AMIR 2体
(UPR) 1体

表 3 - 3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

項目	年月日	S. 62.3																														
		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	30
主 要 工 程		照射準備・改造工事・第6回定期検査																														
		燃料取扱設備点検																														
		1次純化系ゴールドトラッププレフィルタ据付工事															UPR試料部交換作業															
		電源設備点検（その2）															1次純化系ゴールドトラップ据付工事															
		回転プラグケーブル交換工事															2次系サーベイランス材取出作業（主配管，D/T）															
原 子 炉 出 力		OMW																														
炉 内 状 況		GL-8600																														
		→ *																														
冷 却 系		予熱室素ガスプロア（A）運転																														
1次系Na温度		系統温度（常温）																														
1次系Na流量		1次系Naドレン中																														
2次系Na温度		系統温度（常温）																														
2次系Na流量		2次系Naドレン中																														
⑮関係 E/H		開 放																														
床 下 雰 囲 気		空 気																														
そ の 他		中央制御室内配線ピット据付工事																														
		運転支援システム用2次系プラント信号取出し工事															高レベル廃液移送（燃料洗浄設備洗浄廃液）															
		1次系ガスクロ改造															中制カーペット張り替え															
		低レベル廃液移送															2次系ガスクロ改造															
		低レベル廃液移送																														

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



炉心構成要素名	炉心領域	炉内貯蔵ラック	記号
	取替後本数	取替後 (A,C/B)	
炉心燃料	65	0 / 9	○
制御棒	6	0 / 0	△
内側反射体	46	2 / 0	⊗
外側反射体(A)	142	0 / 0	□
外側反射体(B)	24	1 / 0	☆
中性子源	1	0 / 0	N
特殊燃料 B型	0	0 / 0	SB
C型	1	0 / 0	SC
INTA	0	0 / 0	I
MK-I反射体(サーベイランスを含む)	21	5 / 0	★
特殊反射体	3	0 / 0	SR
Naチャンネル	4		Na

特殊要素名称	装荷位置
C型特殊燃料	3 E 1
制御棒材料照射用反射体	6 C 6, 6 F 6
構造材料照射用反射体	7 B 7

図1 炉心構造図 (第6回定期検査時(I))

2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和62年1月～3月）

(1) 昭和62年1月中の概略実施内容

フィードバック反応度特性試験のデータ整理をほぼ終了した。自然循環試験の解析については、崩壊熱の見直し等の実際の試験条件に沿ったもので行うとともに、下部プレナム等のモデルの見直しを行った。

第13～20サイクルの間の炉心特性の解析を実施し、3ヶ年運転計画書を作成し原子炉規制課へ提出した。また、燃料性能実証試験に係る設置変更（その12）の準備を進めると同時に、本件について原子力安全研究協会に委託した安全基準を原子炉規制課課長、同安全審査管理官等へ説明した。

崩壊熱測定装置の製作を進め、一方、原子炉1課と共にAI技術を用いた運転支援システムの拡充を図った。また、二重管SGの設置検討については、部内W/Gにおいて設置の判断基準の項目を定め選定作業を開始した。

ドシメータ測定については、AMIR-1 CIJのものについて開始した。分析業務については、「常陽」からの試料とともに、「もんじゅ」からの依頼による仏製のナトリウムの純度分析を行っている。また、原子力安全技術センターの作業として、ナトリウムエアロゾルに関する調査を実施中である。IAEA主催の炉心湾曲コードの国際比較については、発表論文をほぼ完了した。

〔試験項目〕

- ドシメトリー測定
- ナトリウム及びアルゴン分析

〔解析項目〕

- 自然循環解析
- 炉心湾曲解析
- 設置変更（その12）準備用安全解析
- 第13～20サイクル炉心特性解析
- 耐震解析
- 炉容器構造強度解析
- タグガス生成消滅評価

〔その他〕

- F燃安報告書の原子炉規制課への説明
- 設置変更（その12）準備
- 3ヶ年計画書の提出
- 二次冷却系削除実証研究の検討
- 運転支援システムの拡充

- 「常陽」用構造等技術基準の検討
- 崩壊熱測定装置の製作
- 「常陽」燃料技術会議

(2) 昭和62年2月中の概略実施内容

等温温度係数に関するデータ整理を行い、同時に解析を進めている。自然循環試験については、データの見直しを行い、実験値と解析値の一致がさらに改善されている。解析時のモデル化も一層の改善を図っている。

62～64年度の「常陽」の運転計画を作成し、動力炉幹部会への説明資料を作成した。崩壊熱測定装置については、工場での製作が進められている。2重管SGの設置検討については、部内案がかたまり、来年度の作業項目の選定に入っている。

ドシメータ測定については、AMIR-1のものの反応率計算とともにサーベイランス材II-02のものについて積分中性子束の計算を開始した。分析業務については「常陽」の1次、2次ナトリウム及びアルゴンの純度管理分析をほぼ終了し、P安との共同研究によるソースターム低減化研究のための分析を進め、また「もんじゅ」の分析用機器の購入に関する検討を実施した。

IAEA主催の炉心湾曲解析コードの国際比較については、報告書作成を終了し、関係各国の機関に発送した。

(3) 昭和62年3月中の概略実施内容

フィードバック反応度特性試験の結果のまとめを進めている。等温温度係数については、性能試験から第12サイクルまでのデータを整理し、解析結果との比較を行い、報告書を作成した。自然循環試験については、解析コードMIMIRの改良を進め、原子力学会の発表準備を完了した。

崩壊熱測定装置本体の製作は順調で、第1回目の工場立会検査を終了した。付帯設備の工事をほぼ終了し、据付要領書の検討を実施した。試験データ集録装置をH-350から μ -VAXに代替することになり、基本的アプリケーションソフトの整備を進めた。

サーベイランス材II-02のドシメータ測定結果に基づき、NEUPAKコードを用いて照射量評価を進めた。ルビジウム中の酸素濃度の分析法の開発を進めるとともに、ソースターム低減化研究に関する分析を実施した。また、(もんじゅに売込み中の)フランス製ナトリウムの純度分析を行った。

IAEA主催の炉心湾曲に関する研究調整会議(国際ベンチマーク)に出席し、PNCのコードによる結果を報告するとともに、今後の進め方について討論した。大型炉に関する炉心湾曲解析を実施し、IVSTの成立性を検討し、報告書を作成した。

燃料性能実証試験を実現するため、設置変更その12の準備を進めた。2重管SG設置に係る検討項目を決定し、作業を開始した。

3. 高速実験炉の核熱特性の測定解析と評価

3.1 第12'-2サイクル（フィードバック反応度特性試験その1）の“MAGI”による記録計算

報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

1. 目的

第12'-2サイクル（フィードバック反応度特性試験その1）運転終了に伴い“MAGI”第12'-2サイクル記録計算を行ったので主要項目をまとめ報告する。

2. 計算条件

i) 計算ケース

フィードバック反応度特性試験は出力，流量共に変化させるため，その相互の条件によって被覆管温度及び燃料温度が異なる。そこで温度的に最も厳しくなる条件でのケースと温度以外の計算ケースに分け，以下の3ケースについて計算を行った。

ケース1：温度以外の計算 - 20MW，100%流量で計算

ケース2：被覆管温度の計算 - 24.4MW，29%流量で計算

ケース3：燃料温度の計算 - 50MW，100%流量で計算

ii) オンラインデータ

JOYDASよりのMT管理番号は以下の2本を使用した。

600365-E5424-MKE106

600366-F1106-MKE107

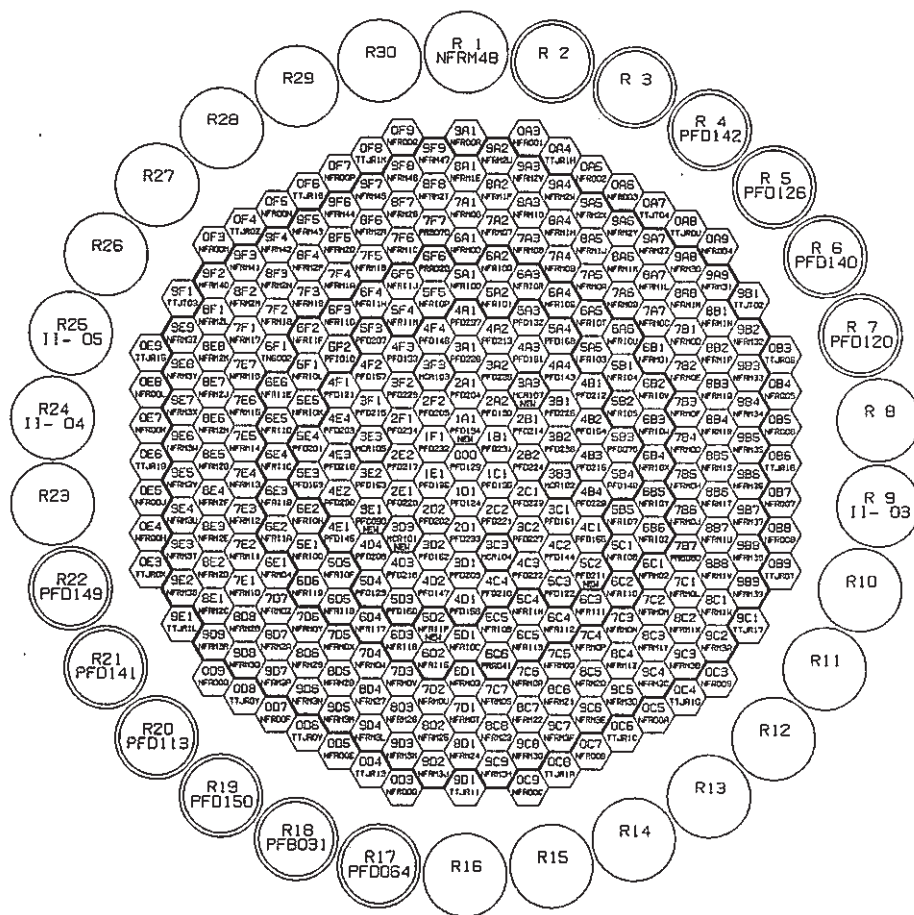
iii) 原子数密度・及び断面積

原子数密度は，第12'-1サイクルの記録計算結果を，断面積は第12サイクル記録計算の際作成したものを使用した。

3. 計算結果

図1に計算結果のOUTPUTファイルから得られる集合体構成図及び集合体移動履歴を示す。

表1に記録計算結果サマリーを示す。



	炉 心	ラック
炉 心 燃 料	8 5	9
内側反射体	4 6	0
外側反射体 [A]	1 4 1	1
外側反射体 [B]	4 8	3
制 御 棒	6	0
中 性 子 源	1	0
特殊燃料 A	0	0
特殊燃料 B	0	1
特殊燃料 C	1	0
特殊反射体	4	0
I N T A	1	0
	燃 交 前	燃 交 後
1	1 A 1 PFB031	PFD134
2	3 A 3 MCR101	MCR107
3	3 D 3 MCR107	MCR101
4	3 E 1 PFD141	PFC030
5	5 C 2 NFR11P	PFD211
6	5 D 2 PFD211	NFR11P

CYCLE NO. 122
 BOC DATE 1986. 11. 24.
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY12D2. SEQ11. DATA

図1 JOYO S/A CONFIGURATION

表 1. “MAG I” 記録計算結果サマリー
MK-II 第 12'-2 サイクル

運転開始（定格到達）日				昭和 6 1 年 1 1 月 2 4 日				
運転終了（定格終了）日				昭和 6 1 年 1 1 月 2 7 日				
E. F. P. D.				0.5 5 日				
炉心構成 （図 1 参 照）	炉心燃料	A 型特燃	B 型特燃	C 型特燃	CM I R	SM I R	AM I R	そ の 他
	6 5	0	0	1	0	2	2	INTA
炉心平均燃焼度 （a t EOC，除 特燃）				2.3 1×10 ⁴ MWd／t				
最大燃焼度集合体（a t EOC）		位置	R 2 1	集合体 番 号	PFD14 1	燃 焼 度 ポイント最大	5.6 0×10 ⁴ MWd／t	
最大線出力集合体（a t BOC）		位置	1 B 1	集合体 番 号	PFD23 1	線 出 力 ポイント最大	7.4 1×10 ¹ W／cm	
被覆管最高温度 （ノミナル） （ BOC ）		位置	1 B 1	集合体 番 号	PFD23 1	温 度	4.1 8×10 ² (5.64×10 ²) ^{*1} ℃	
OVERPOWER （ノミナル） 燃料最高温度 （ BOC ）		位置	1 B 1	集合体 番 号	PFD23 1	温 度	7.0 7×10 ² (1.36×10 ³) ^{*2} ℃	
集合体毎の計算結果は 次の集合体について記す。			PFD14 1，PFD23 1，PFC03 0，PFI01 0					
			注）温度について，サイクル中最も厳しい条件での計算値を （ ）で示した。					
			*1 被覆管温度：24MW，29％流量での計算値					
			*2 燃料温度 ：50MW，100％流量での計算値					
その他の全ての値は20MW，100％流量での計算値である。								

3.2 第12'-3サイクル(フィードバック反応度特性試験その2)の“MAGI”による記録計算

報告者：原(炉心・運転計画Gr)

1. 目的

第12'-3サイクル(フィードバック反応度特性試験その2)運転終了に伴い“MAGI”第12'-3サイクル記録計算を行ったので、主要項目をまとめ報告する。

2. 計算条件

i) 計算ケース

フィードバック反応度特性試験は出力、流量共に変化させるため、その相互の条件によって被覆管温度及び燃料温度が異なる。そこで温度的に最も厳しくなる条件でのケースと温度以外の計算ケースに分け、以下の3ケースについて計算を行った。

ケース1：温度以外の計算 - 20MW, 100%流量で計算

ケース2：被覆管温度の計算 - 30.6MW, 32%流量で計算

ケース3：燃料温度の計算 - 50MW, 100%流量で計算

ii) オンラインデータ

JOYDASよりのMT管理番号は以下の2体を使用した。

600367-F5214-MKE108

600368-F5217-MKE109

iii) 原子数密度及び断面積

原子数密度は、第12'-2サイクルの記録計算結果を使用し、断面積ファイルは第12サイクル記録計算の際、作成したものを使用した。

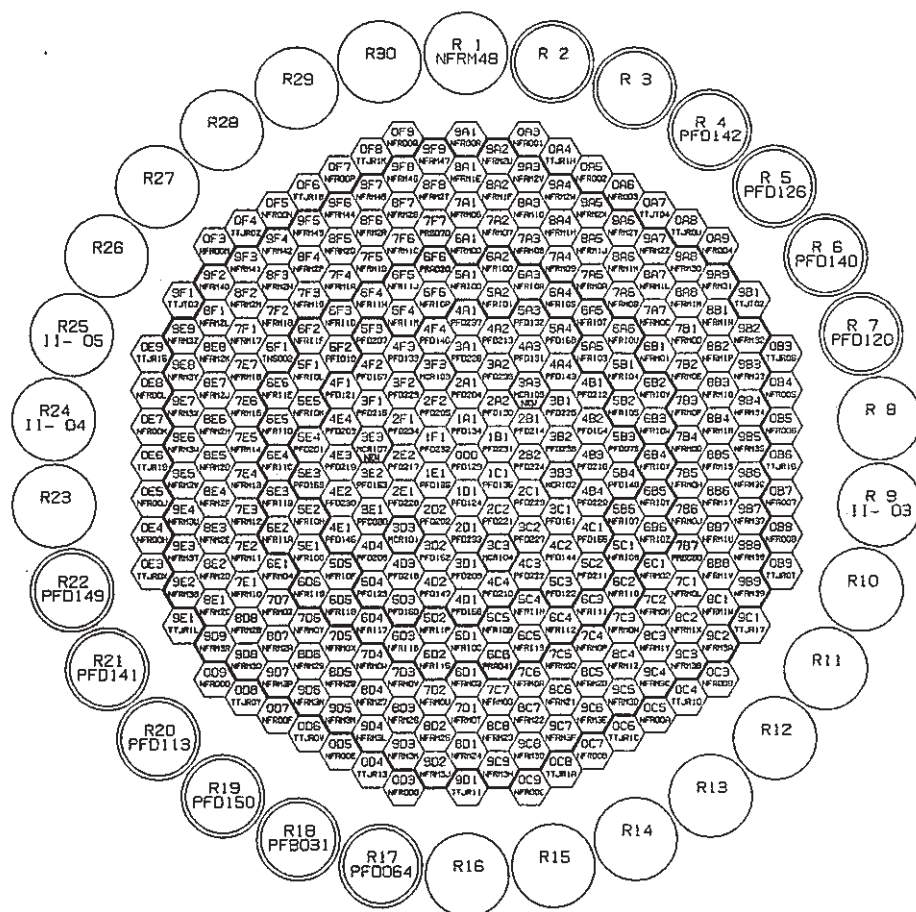
3. 計算結果

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

表1 “MAGI”記録計算結果サマリー

MK-II 第12'-3サイクル

運転開始（定格到達）日				昭和61年12月3日				
運転終了（定格終了）日				昭和61年12月5日				
E. F. P. D.				0.578日				
炉心構成 （図1参照）	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	CMIR	SMIR	AMIR	その他
	65	0	0	1	0	2	2	INTA
炉心平均燃焼度（at EOC, 除 特燃）				2.32×10 ⁴ MWd／t				
最大燃焼度集合体（at EOC）		位置	R21	集合体番号	PFD141	燃 焼 度 ポイント最大	5.60×10 ⁴ MWd／t	
最大線出力集合体（at BOC）		位置	1B1	集合体番号	PFD231	線 出 度 ポイント最大	7.41×10 ¹ W／cm	
(ノミナル) 被覆管最高温度（BOC）		位置	1B1	集合体番号	PFD231	温 度	4.18×10 ² (5.91×10 ²) ^{*1} ℃	
OVERPOWER（ノミナル） 燃料最高温度（BOC）		位置	1B1	集合体番号	PFD231	温 度	7.07×10 ² (1.36×10 ³) ^{*2} ℃	
集合体毎の計算結果は 次の集合体について記す。		PFD141, PFD231, PFC030, PFI010 注) 温度については, サイクル中最も厳しい条件での計算値を （ ）で示した。 *1 被覆管温度：30.6MW, 32%流量での計算値 *2 燃料温度：50MW, 100%流量での計算値 その他の全ての値は20MW, 100%流量での計算値である。						



		ラック
炉 心 燃 料	65	9
内側反射体	46	0
外側反射体 [A]	141	1
外側反射体 [B]	48	3
制 御 棒	6	0
中 性 子 源	1	0
特殊燃料 A	0	0
特殊燃料 B	0	1
特殊燃料 C	1	0
特殊反射体	4	0
I N T A	1	0
	燃 交 前	燃 交 後
1 3A3	MCR107	MCR105
2 3E3	MCR105	MCR107

CYCLE NO. 123
 BOC DATE 1986. 12. 3.
 FILE-NAME S406#. OUTPUT. CY12D3. SEQ10. DATA

図1 JOYO S/A CONFIGURATION

3.3 MK-II炉心第12'サイクル制御棒校正試験の結果

報告者：大内，長崎（炉心・運転計画 Gr）

1. 目 的

「常陽」では，昭和61年11月13日より12月6日にかけてMK-II炉心第12'サイクルの特殊試験を行った。第12'サイクルは以下の3つの特殊試験が実施された。

- (1) 出力上昇時燃料組織変化測定試験
- (2) フィードバック反応度特性試験-(I)
- (3) フィードバック反応度特性試験-(II)

各試験に先立ち制御棒校正試験を行い，原子炉運転及び各種試験に必要な制御棒反応度特性の情報を得る。

2. 試験方法

- 制御棒6本同時差換法により反応度曲線（制御棒校正曲線）を求める。
- 未臨界法及び6本同時差換法の測定値より全制御棒値を求める。

3. 結 果

表1及び図1～2に特殊試験時の制御棒校正曲線及びフィッティング係数を示す。又，表2及び表3に全制御棒値を示す。

- 制御棒校正曲線近似式

$$\rho = - \sum_{i=0}^5 \text{CRCOEF}(i, R) \times X^i$$

ρ ：制御棒値（％ $\Delta k/k$ ）， R ：制御棒番号， X ：制御棒位置（mm）

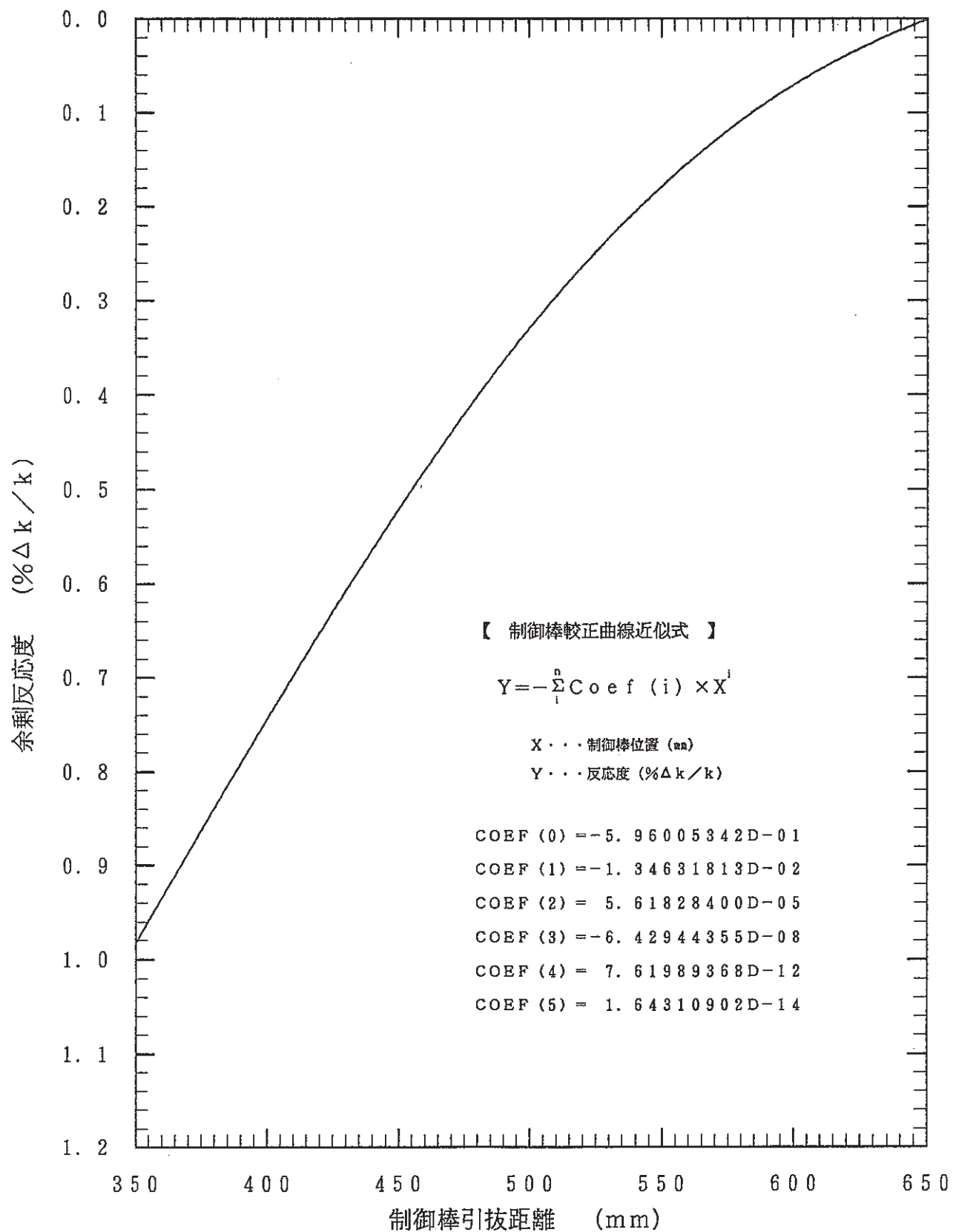


図1 フィードバック反応度特性試験-(I)
(制御棒2 ストローク曲線)

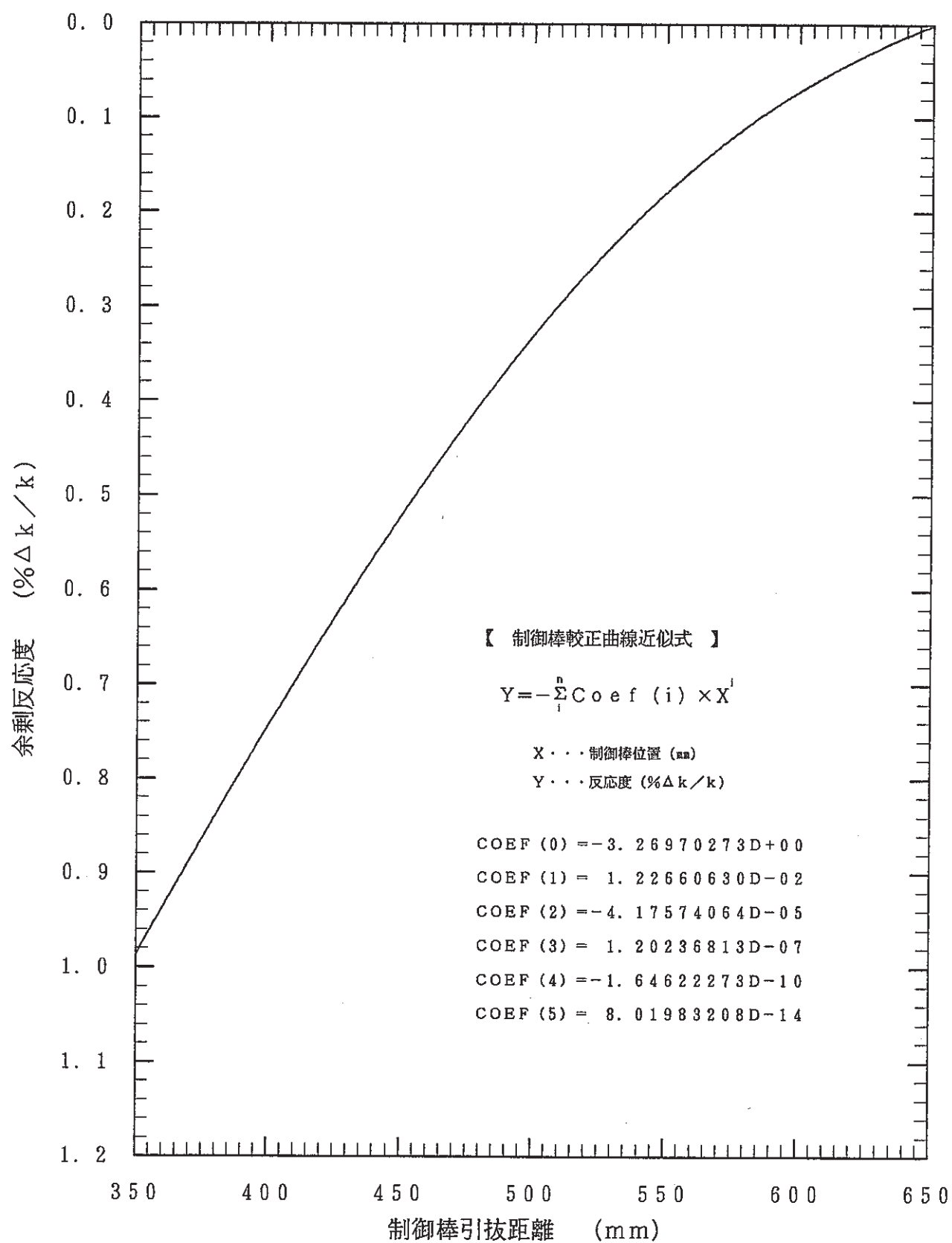


図2 フィードバック反応度特性試験-Ⅲ)
(制御棒2 ストローク曲線)

表1 制御棒較正曲線フィッティング係数

(a) 出力上昇時燃料組織変化測定試験

C	R	1	C	R	2	C	R	3
COEF(0)=	-3.0621063D+00		COEF(0)=	1.7208922D+01		COEF(0)=	-7.4875458D+01	
COEF(1)=	6.3571418D-03		COEF(1)=	-1.7959633D-01		COEF(1)=	6.6785161D-01	
COEF(2)=	-1.6506001D-06		COEF(2)=	6.7467173D-04		COEF(2)=	-2.4327453D-03	
COEF(3)=	1.1534032D-08		COEF(3)=	-1.2100729D-06		COEF(3)=	4.4652984D-06	
COEF(4)=	-3.3903598D-11		COEF(4)=	1.0631883D-09		COEF(4)=	-4.0999866D-09	
COEF(5)=	2.1648140D-14		COEF(5)=	-3.7050716D-13		COEF(5)=	1.5013263D-12	
C	R	4	C	R	5	C	R	6
COEF(0)=	1.2306329D+01		COEF(0)=	-3.1230225D+01		COEF(0)=	-2.0193567D+01	
COEF(1)=	-1.3089786D-01		COEF(1)=	2.6347068D-01		COEF(1)=	1.6449406D-01	
COEF(2)=	4.8058823D-04		COEF(2)=	-9.3786877D-04		COEF(2)=	-5.8033273D-04	
COEF(3)=	-8.2559188D-07		COEF(3)=	1.7106225D-06		COEF(3)=	1.0641883D-06	
COEF(4)=	6.8600510D-10		COEF(4)=	-1.5704754D-09		COEF(4)=	-9.8737280D-10	
COEF(5)=	-2.2407551D-13		COEF(5)=	5.7557829D-13		COEF(5)=	3.6596444D-13	

(b) フィードバック反応度特性試験-(I)

C	R	1	C	R	2	C	R	3
COEF(0)=	3.4974596D+00		COEF(0)=	-5.9600534D-01		COEF(0)=	-1.1121650D+00	
COEF(1)=	-5.4698112D-02		COEF(1)=	-1.3463181D-02		COEF(1)=	-8.4884821D-03	
COEF(2)=	2.2242590D-04		COEF(2)=	5.6182840D-05		COEF(2)=	4.2487150D-05	
COEF(3)=	-3.9790758D-07		COEF(3)=	-6.4294435D-08		COEF(3)=	-5.2345286D-08	
COEF(4)=	3.4011783D-10		COEF(4)=	7.6198937D-12		COEF(4)=	1.0586242D-11	
COEF(5)=	-1.1511271D-13		COEF(5)=	1.6431090D-14		COEF(5)=	1.0036033D-14	
C	R	4	C	R	5	C	R	6
COEF(0)=	-1.1256763D-01		COEF(0)=	2.7251006D+00		COEF(0)=	2.2401119D+00	
COEF(1)=	-1.7859557D-02		COEF(1)=	-4.5501089D-02		COEF(1)=	-4.1819801D-02	
COEF(2)=	8.0118844D-05		COEF(2)=	1.8595304D-04		COEF(2)=	1.7514516D-04	
COEF(3)=	-1.2955152D-07		COEF(3)=	-3.3037240D-07		COEF(3)=	-3.1510668D-07	
COEF(4)=	8.9580812D-11		COEF(4)=	2.7922248D-10		COEF(4)=	2.6901471D-10	
COEF(5)=	-2.1904678D-14		COEF(5)=	-9.3329948D-14		COEF(5)=	-9.0845400D-14	

(c) フィードバック反応度特性試験-(II)

C	R	1	C	R	2	C	R	3
COEF(0)=	5.9425405D+00		COEF(0)=	-3.2697027D+00		COEF(0)=	1.5086679D+00	
COEF(1)=	-7.8367223D-02		COEF(1)=	1.2266063D-02		COEF(1)=	-3.4318041D-02	
COEF(2)=	3.1374150D-04		COEF(2)=	-4.1757406D-05		COEF(2)=	1.4356515D-04	
COEF(3)=	-5.7255946D-07		COEF(3)=	1.2023681D-07		COEF(3)=	-2.4868621D-07	
COEF(4)=	5.0535903D-10		COEF(4)=	-1.6462227D-10		COEF(4)=	1.9988803D-10	
COEF(5)=	-1.7694043D-13		COEF(5)=	8.0198321D-14		COEF(5)=	-6.2432882D-14	
C	R	4	C	R	5	C	R	6
COEF(0)=	5.1044136D-01		COEF(0)=	2.2638622D+00		COEF(0)=	-2.2725394D-01	
COEF(1)=	-2.3951707D-02		COEF(1)=	-4.0913746D-02		COEF(1)=	-1.5982930D-02	
COEF(2)=	1.0386633D-04		COEF(2)=	1.6619179D-04		COEF(2)=	6.8399679D-05	
COEF(3)=	-1.7534610D-07		COEF(3)=	-2.8681687D-07		COEF(3)=	-9.7441924D-08	
COEF(4)=	1.3313939D-10		COEF(4)=	2.3145005D-10		COEF(4)=	4.9814014D-11	
COEF(5)=	-3.8241668D-14		COEF(5)=	-7.2690021D-14		COEF(5)=	-3.5752297D-15	

表 2 未臨界法による全制御棒価値

フィードバック反応度特性試験-(I)						
制 御 棒 番 号	1	2	3	4	5	6
全 制 御 棒 価 値 (% $\Delta k / k$)	1.94	1.89	1.81	1.84	2.05	1.97

フィードバック反応度特性試験-(II)						
制 御 棒 番 号	1	2	3	4	5	6
全 制 御 棒 価 値 (% $\Delta k / k$)	1.94	1.91	1.83	1.86	2.08	1.99

表 3 差換法外挿による全制御棒価値
(差換法データ外挿による計算値)

フィードバック反応度特性試験-(I)						
制 御 棒 番 号	1	2	3	4	5	6
全 制 御 棒 価 値 (% $\Delta k / k$)	2.09	2.11	1.95	1.87	1.93	1.91

フィードバック反応度特性試験-(II)						
制 御 棒 番 号	1	2	3	4	5	6
全 制 御 棒 価 値 (% $\Delta k / k$)	2.08	2.10	1.95	1.87	1.91	1.91

3.4 フィードバック反応度特性試験反応度係数試験の結果（速報版）

報告者：大内，長崎（炉心・運転計画 Gr）

1. 概 要

フィードバック反応度特性試験-(I)及びII)における各種反応度係数の測定結果のデータ整理が終了したので結果を報告する。

尚，フィードバック反応度については，後日別報を出す予定である。

2. 結 果

表1及び表2にフィードバック反応度特性試験-(I)及びII)での反応度の測定結果を示す。

表1 フィードバック反応度特性試験-(I)

項 目	計 算 ・ 測 定 結 果	
期間積算出力 (MW _d) *1	54.6 (昭和61年11月24日～昭和61年11月27日)	
期間最大熱出力 (MW) *1	52.2	
炉心平均燃焼度 (MW _d /t) *2	2.31 × 10 ⁴ (EOC)	
零出力時余剰反応度 *3 (%Δk/k)	B O C	E O C
	2.38	2.37
出力係数 (BOC出力上昇時測定) (×10 ⁻³ %Δk/k/MW)	21.7MW～46.9MW	
	-4.64 ～ -3.44	

表2 フィードバック反応度特性試験-II)

項 目	計 算 ・ 測 定 結 果	
期間積算出力 (MW _d) *1	57.8 (昭和61年12月3日～昭和61年12月6日)	
期間最大熱出力 (MW) *1	51.6	
炉心平均燃焼度 (MW _d /t) *2	2.32 × 10 ⁴ (EOC)	
零出力時余剰反応度 *3 (%Δk/k)	B O C	E O C
	2.37	2.35
出力係数 (BOC出力上昇時測定) (×10 ⁻³ %Δk/k/MW)	21.6MW～46.7MW	
	-4.72 ～ -3.48	

* 1 : “JOYDAS” オンラインテープの記録結果を使用

* 2 : 運転監視コード “MAG I” 記録計算結果 (特殊燃料集合体を除く)

* 3 : 炉内 Na 温度 250 °C, 制御棒均等挿入状態

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

燃焼係数は $-2.4 \times 10^{-4} \% \Delta k / k / MW_d$ (MK-II 炉心第12サイクル測定)
を使用した。

3.5 サイクル報 (MK-II 炉心 第12 サイクル)

報告者：庄野，小倉，深見 (異常監視技術 Gr)

1. 概 要

MK-II 炉心第12 サイクルは，昭和61年9月13日に起動し，同月16日に定格出力100MWに到達した。その後，定格運転を続け予定どおり，昭和61年10月29日に自然循環試験をもって原子炉を停止した。本サイクル報は，下記項目の測定データをまとめ原子炉プラント異常の有無を評価したものである。

2. 内 容

(1) 炉心及びプラント特性試験結果 (表1)

(2) 定格運転特性*

(3) 原子炉熱出力履歴 (図1)

(4) その他*

(a) S/A 出口温度監視結果

(b) 炉雑音測定結果

(c) ステップ応答測定結果

* 内容については技術課メモを参照のこと

3. 評 価

上記，測定結果より第12 サイクルにおいて原子炉プラント運転に関する異常な現象は発生しなかったと判断できる。

表 1. 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 定格第 1 2 サイクル)

(1) 炉心関係

全制御棒価値 (%Δk/k)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	2.08	2.15	1.95	1.92	1.94	1.91
BOC臨界点 (mm)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	476.6	476.5	476.5	476.4	476.3	476.8
250℃余剰反応度 (%/Δk/k)	3.50					
(注1) 出力係数 (×10 ⁻⁴ %Δk/k/MW)	BOC		EOC		(注1) 平均値を採用	
	-4.44		-3.80			
燃焼係数 (×10 ⁻⁴ %Δk/k/MWD)	-2.44		(定格出力時, Np-239 効果含む)			
(注2) スクラム時間 (msec)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	-	626	-	448	-	-

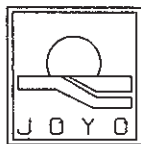
(注2) スクラム時間自動測定装置による。

(2) プラント関係

	A ループ	B ループ		
系 統 圧 損 (mNa)	47.5	46.9	} (注3) 250℃での測定	
1 次 ポンプ 定格 回転数 (rpm)	810.3	810.4		
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1 A	2 A	1 B	2 B
	13.9	13.3	10.2	9.2

(3) 計装関係

ベーン開度信号 (50 %開度)	1 A		2 A		1 B		2 B	
ヒステリシス (mA)	0.5 3		0.3 9		0.5 0		0.2 3	
流量計零点ドリフト量	1 次 系	A ループ	B ループ		2 次 系	A ループ	B ループ	
		—	—			—	—	
S / A 出口温度計校正結果	Fig. 1 参照の事							
センタ流速計特性	Table.1, Fig. 2~5 参照の事							



「常陽」MK-II 第12サイクル

(1986/9/10 1:0 ~1986/10/29 23:45)

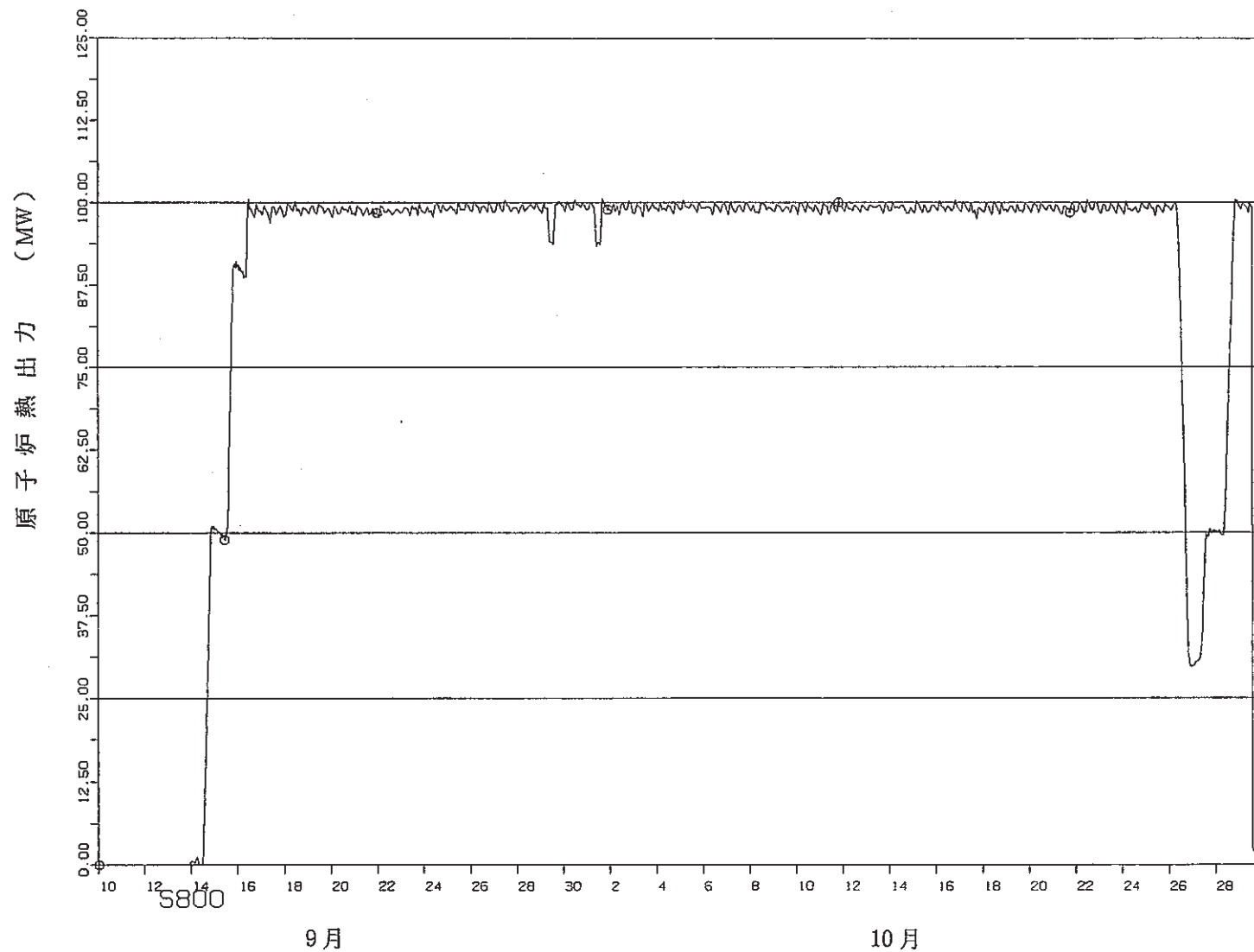


図1 第12サイクル原子炉熱出力履歴

3.6 MK-II 炉心第 12' サイクルにおける温度係数の測定結果

報告者：森木（炉心・運転計画 Gr）

1. 概 要

MK-II 炉心の第 12' サイクルにおいて温度係数の測定を行った。第 12' サイクルでは、出力上昇時燃料組織変化測定試験，フィードバック反応度特性試験(I) 及びフィードバック反応度特性試験(II)が行われ，それぞれに炉心構成が異なる。従って，温度係数の測定は，それぞれの試験の炉心について行った。

2. 測定方法

本測定では，それぞれの試験の炉心において，炉心温度が約 250℃及び約 370℃の系統昇温前後の臨界点を確認し，余剰反応度と炉心温度の関係から温度係数を求めた。ただし，出力上昇時燃料組織変化測定試験の炉心においては，系統昇温中に約 30 分毎の臨界点データを得て，最小自乗法によるフィッティングから温度係数を求めた。

3. 測定結果

本測定で得られた第 12' サイクルの炉心における温度係数の結果及び第 12 サイクルの炉心における温度係数の測定結果を表 1 に示す。

4. 評 価

- a) 出力上昇時燃料組織変化測定試験の炉心における温度係数の測定結果において，15 点の測定データによるフィッティングの結果と系統昇温前後の 2 点の測定データによる結果の差は約 0.2%と小さいことから，今後，サイクルにおける温度係数の変化を監視する測定は，系統昇温前後において炉心が安定したことを確認した上で行えば十分である。
- b) 出力上昇時燃料組織変化測定試験とフィードバック反応度特性試験の炉心の温度係数を比較すると差は約 3%程度であり，炉心構成の違いによる温度係数の差は大きくない。
- c) フィードバック反応度特性試験の(I)と(II)の炉心の温度係数を比較すると差は約 0.1%であり，燃料等の燃焼(EFPD 0.54d) 及び改良型制御棒の装荷位置の移動による効果はほとんどないことが分かる。
- d) 第 12 サイクルとフィードバック反応度特性試験(I)の炉心の温度係数を比較すると差は約 2%である。

なお，フィードバック反応度特性試験(I)の炉心は，改良型制御棒の装荷位置(3D3-8A3)を除けば第 12 サイクルの炉心と同一の炉心構成であり，燃料組成としては第 12 サイクルのサイクル末期とほぼ同一(EFPDで約 43 日間燃焼した組成)の炉心である。よって，フィードバック反応度特性試験(I)の温度係数は，第 12 サイクル末期で測定した結果とみなせる。

以上のことから，上記の約 2 % の差は，E F P D で約 4 3 日間の燃焼による効果と思われる。

表 1 温度係数の測定結果

サイクル及び炉心	温度係数 (% Δk/k/°C)
第 1 2 サイクルの炉心	-3.970×10^{-3} (注)
第 1 2' サイクル	
出力上昇時燃料組織変化測定試験の炉心	
1 5 点の測定データによるフィッティングの結果	-3.910×10^{-3}
系統昇温前後の 2 点の測定データによる結果	-3.919×10^{-3} (注)
フィードバック反応度特性試験(I)の炉心	-4.048×10^{-3} (注)
フィードバック反応度特性試験(II)の炉心	-4.053×10^{-3} (注)

(注) 系統昇温前後の 2 点の測定データによる結果である。

3.7 “B-SYSTEM”を使用した内側反射体の Compartment 毎の Fluence の計算

報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

1. 目 的

FMSより照射経路でMK-II炉心5D2に装荷された内側反射体の Compartment 毎の Fluence についてデータ支給依頼があった。“MAGI”コードでは反射体については集合体単位でしか計算を行っていないので、“B-system”（“CITATION”3次元3角Z計算）を使用して Compartment 毎の計算を行ったので計算結果をまとめ報告する。

2. 計算条計

i) 計算コード：

“B-system”（“CITATION”3次元3角Z計算）

ii) 対象炉心：

5D2の位置にある内側反射体NFRIODの回りの集合体は

1～3 cycle：反射体3体，燃料集合体2体，SMIR 1体

4～10 cycle：反射体3体，燃料集合体3体

であるので第3 cycle，と第10 cycleの2ケースの炉心構成で計算を行った。

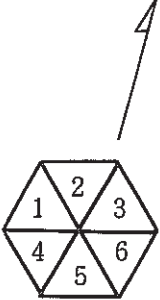
iii) 巨視的実効断面積：

第3 cycle，第10 cycle “MAGI”記録計算結果の各集合体の原子数密度と記録計算に使用した核種毎の微視的実効断面積から各集合体毎の巨視的断面積を計算し，本計算に使用した。

3. 計算結果

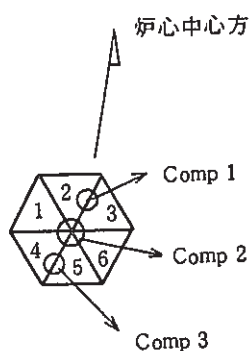
i) “CITATION”計算結果

3次元 Tri-Z の計算結果の5D2の位置のFlux（0.1 MeV以上，軸方向最大ノードでの）は下記の通りである。

		第3サイクル		第10サイクル	
		領域1			
 （領域番号）	炉心中心方向	領域1	0.5992	0.6574	
		2	0.6876	0.7324	
		3	0.6511	0.6792	
		4	0.4952	0.5380	
		5	0.4666	0.4956	
		6	0.5331	0.5557	

又、上記の値は断面積ライブラリの都合上相対値であるのでこの値を使用してコンパートメント毎の比を算出し、これにMAGI記録計算結果の中性子束（径方向平均，軸方向最大）を乗じて絶対値に換算するものとする。

ii) コンパートメントへの換算



領域からコンパートメントへの換算は以下の定義とした。

$$\text{Comp 1} = (\text{領域 2} + \text{領域 3}) / 2$$

$$\text{Comp 2} = (\text{領域 1} + \text{領域 2} + \text{領域 3} + \text{領域 4} + \text{領域 5} + \text{領域 6}) / 6$$

$$\text{Comp 3} = (\text{領域 4} + \text{領域 5}) / 2$$

以下に換算結果を示す。

	第3サイクルFlux ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)	第10サイクルFlux ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)	第10サイクルまでの Fluence (nvt)
comp 1	1.294×10^{15}	1.353×10^{15}	5.374×10^{22}
comp 2	1.106×10^{15}	1.167×10^{15}	4.621×10^{22}
comp 3	0.929×10^{15}	0.992×10^{15}	3.913×10^{22}

4. J2炉心への移行計画のための解析・検討

4.1 第13～第19サイクル“MAGI”予測計算

(第13サイクル以降の運転計画検討用)

報告者：青山(炉心・運転計画Gr)

1. 概要

MK-II炉心第13～第19サイクルの運転計画案について“MAGI”予測計算を行って反応度を中心に評価したので報告する。

2. 運転計画，計算条件等

1) 運転計画と照射計画

図1に示す。(本報告では第7回定検期間を6ヶ月として計算した。)

2) 第13～第19サイクル燃交計画

図2に示す。

3) 第13～第19サイクル新燃料使用計画(案)

表1に示す。

4) 第3次取替燃料の組成

表2に示す。(仕様に基づくノミナル値とした。)

尚，新燃料の使用本数は，現時点(S62年2月2日現在)で東海Pu燃部より示されている燃料製造計画を超えるものではない。

又，新燃料のうち，第3次取替燃料(J2燃料)は，余剰反応度を稼ぐためなるべく炉心内側に装荷するような燃交パターンとした。

3. 計算方法及び計算結果

図1～図2に示す運転計画，燃交パターンに基づき“MAGI”予測計算を行った。その際，表1に示すように第18サイクル以降，4次取替燃料を使用するが，その組成が未定のため，現段階では3次取替燃料と同仕様とし，反応度を稼ぐため第18サイクル以降の燃交においてはすべて4次取替燃料を使用するものとした。また，3次取替燃料の組成はノミナル値とした。

各サイクルBOC，EOCの余剰反応度，置換反応度，燃焼反応度損失の“MAGI”予測値と簡易手法による結果を表3に示す。値は，第12'サイクルフィードバック反応度特性試験Ⅲ)EOCの余剰反応度の実測値を基準とし，その時の“MAGI”予測値と実測値の差を補正したものとした。(簡易手法も同様)

また，第13サイクル後，予定されているU-Ni試験は反応度計算に取り入れていない。

4. 評 価

表3に示す余剰反応度は0MW, 250℃での値であり, 250℃→370℃温度補正分, 0MW→100MW出力補正分及び運転余裕を考慮すると, 各サイクルEOCにおいて1.0% $\Delta k/k$ 以上余剰反応度を確保する必要がある。表3の“MAGI”予測値では, 第13～第19サイクルのEOC余剰反応度はいずれも1.0% $\Delta k/k$ 以上となっている。一方“MAGI”予測値と簡易手法による余剰反応度を比較すると, “MAGI”予測値の方が大きくなっている。これは, 燃焼反応度損失の両者の差によるものであり, 各サイクルで0.1% $\Delta k/k$ 程度(“MAGI”予測値の方が小さい)となっている。置換反応度について両者比較すると, 第17, 第19サイクルを除いて0.1% $\Delta k/k k'$ 以内で一致している。第17サイクルの置換反応度の差は第16サイクル後に行われる第7回定検時(約6ヶ月間)の ^{241}Pu の β 崩壊の効果を簡易手法では考慮していなかったことによるものであり, また簡易手法に用いた燃料の置換反応度はJ1→J2への移行時のデータであり, J2平衡炉心に近づいた第19サイクルで差が大きくなったと考えられる。

燃焼反応度損失については, 簡易手法では $-1.1\% \Delta k/k k'/45$ 日を用いて計算しており, 実測値ベースの評価である。実績の運転履歴, 集合体組成データを使用した“MAGI”記録計算結果によれば(技-61-194), “MAGI”予測値は, 1サイクル(45日)につき, 約0.1% $\Delta k/k k'$ 燃焼度反応度損失の実測値を下回っており, これが第13サイクル以降, 蓄積すると仮定した場合, 第17サイクル以降反応度的に厳しくなるが, 第16サイクルまでは反応度的に余裕があり, 現在の燃料製造工程が守られ, J2燃料の組成が仕様通りであれば, 第6回定検後, 年間4サイクル運転を実施し, 第16サイクルで70日運転を達成することは可能であると言える。また, 4次取替燃料の組成については, 第17サイクル以降反応度的に厳しいことから, 富化度(濃縮度)を3次取替燃料より高目に設定することを今後検討する必要があると言える。

表1 第13～第19サイクル新燃料使用計画(案)

サイクルNo	装 荷 燃 料 (本)			備 考
	2次取替	3次取替	4次取替	
13	4/16	8/36	—	
14	3/13	8/28	—	A 2 D 装荷
15	2/11	9/19	—	B 3 装荷
16	1/10	10/9	—	C 4 F 装荷
17	1/9	9/0	—	B 6, C 5 J 装荷
18	0/9	—	12	
19	0/9	—	12	

上段：使用本数

下段：残りの本数

表2 3次取替燃料の組成パラメータ表

パラメータ		
$(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu})/\text{Pu}(\text{w/o})$		72
Pu 同位体組成比 (w/o)	^{239}Pu	60
	^{240}Pu	25
	^{241}Pu	12
	^{242}Pu	3
U 濃縮度 (w/o)		18.0
ペレット密度 (%TD)		94
ペレット直径 (mm)		4.63
Pu 富化度 $\text{PuO}_2/(\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)(\text{w/o})$		28.47
核分裂性Pu 富化度 (w/o)		20.5
$(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu})/(\text{U} + \text{Pu})$		

表中の値は仕様に基づくノミナル値である。

表3 第13～第19サイクル余剰反応度、置換反応度及び燃焼反応度損失

サイクルNo.	余剰反応度 (% $\Delta k/k$)		置換反応度 (% $\Delta k/kk'$)	燃焼反応度損失 (% $\Delta k/kk'$)
	BOC	EOC		
13	2.86 * (2.80) **	1.60 (1.45)	—	—1.26 (—1.35)
14	3.17 (3.00)	1.80 (1.53)	1.57 (1.55)	—1.37 (—1.47)
15	2.92 (2.64)	1.53 (1.17)	1.12 (1.11)	—1.39 (—1.47)
16	3.04 (2.79)	1.43 (1.08)	1.52 (1.62)	—1.62 (—1.71)
17	2.78 (2.66)	1.15 (0.95)	1.35 (1.58)	—1.62 (—1.71)
18	2.79 (2.56)	1.18 (0.84)	1.64 (1.61)	—1.62 (—1.72)
19	2.72 (2.23)	1.10 (0.52)	1.54 (1.39)	—1.62 (—1.71)

* “MAGI” 予測値

** 簡易手法による値

いずれも OMW, 250℃での値

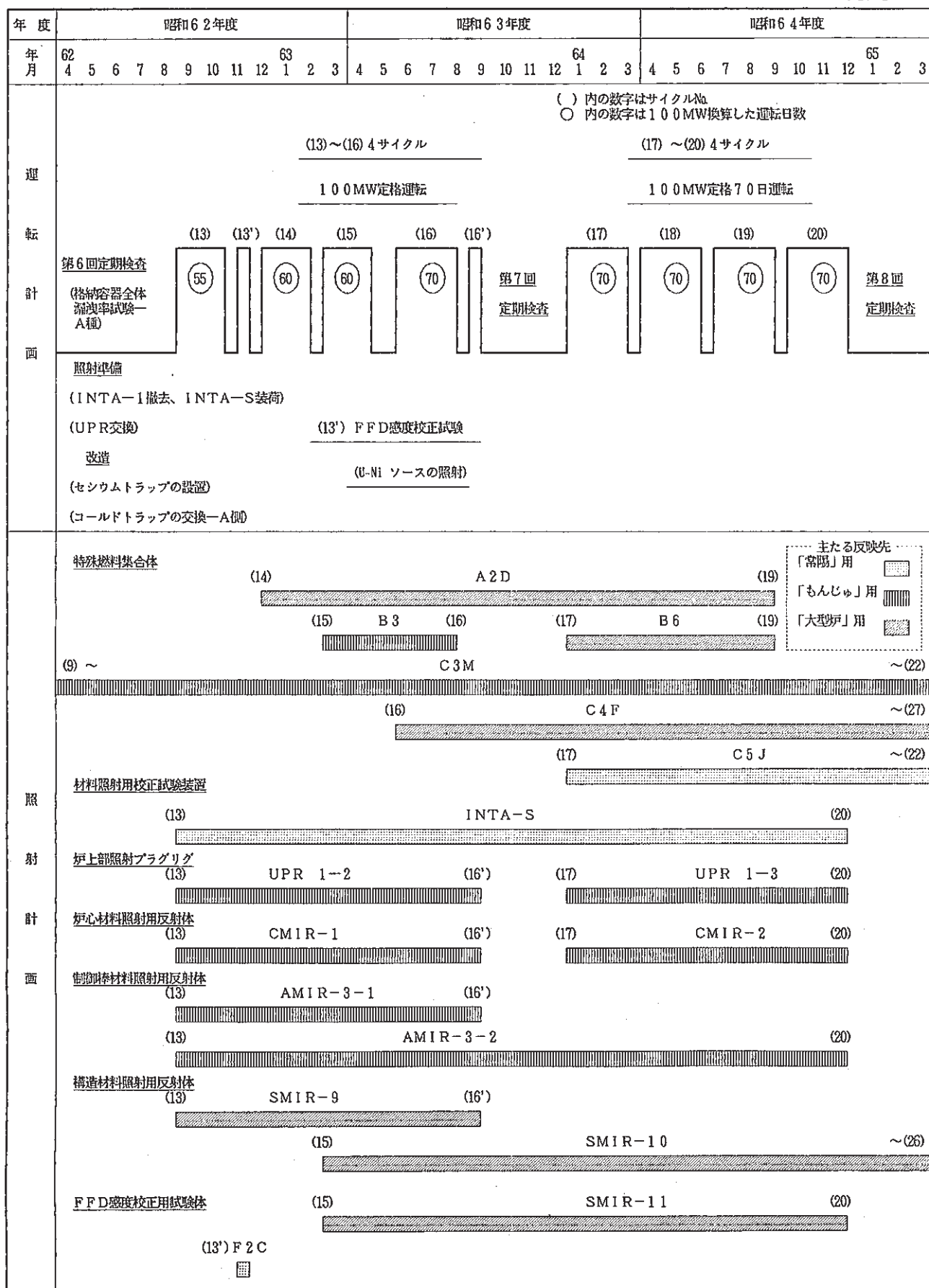


図1 高速実験炉「常陽」運転計画と照射計画

		定検 ▽			定検 ▽				
サイクルNo		12	13	14	15	16	17	18	19
位置 日数		45	55	60	60	70	70	70	70
0 0 0			↑↓				↑↓		
1 A 1			CMIR-1	CMIR-1	CMIR-1	CMIR-1 ↑↓	CMIR-2	CMIR-2	CMIR-2
1 B 1	↓					↑ ↓			
1 C 1				↑ ↓				↑ ↓	
1 D 1		↑		1 A 1より シャフリング	↑ ↓				↑
1 E 1				↑ ↓				↑ ↓	
1 F 1	↓					↑ ↓			
2 A 2				↑ ↓					↑
2 B 2			↓ A2D	A2D	A2D	A2D	A2D	A2D	A2D ↑
2 C 2				↑ ↓					↑
2 D 2			↑	2 B 2より シャフリング	↑ ↓				↑
2 E 2			↑ ↓					↑ ↓	
2 F 2		↑ ↓					↑ ↓		
2 A 1		↑ ↓					↑ ↓		
2 B 1			↑ ↓					↑ ↓	
2 C 1					↑ ↓				
2 D 1	↓					↑ ↓			
2 E 1					↑ ↓				
2 F 1	↓					↑ ↓ C5J	C5J	C5J	
燃交本数小計		4	2	4(1)	5	3	4(1)	3	4
計		10	12	12(1)	12(1)	12(1)	12(2)	12	12

() 内特燃装荷本数

図2-1 燃交基本計画(第13サイクル~第19サイクル)

		定検 ▽		定検 ▽					
サイクルNo	12	13	14	15	16	17	18	19	
位置 日数	45	55	60	60	70	70	70	70	
3 A 1				↑ ↓					
3 A 2	↓				↑ ↓				
3 B 1		↓				↑ ↓			
3 B 2	↓				↑ ↓				
3 C 1		↑ ↓				↑ ↓			
3 C 2				↓ B3	B3 ↑ ↓ B6		B6	B6 ↑	
3 D 1			↑ ↓				↑ ↓		
3 D 2		↑	3 B1より シャフリング	↑	3 C2より シャフリング	↑ ↓ C4F	C4F	C4F	
3 E 1	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	C3M	
3 E 2				↑ ↓					
3 F 1			↑ ↓				↑ ↓		
3 F 2				↑ ↓					
4 A 1	↓						↑ ↓		
4 A 2				↑ ↓					
4 A 3						↑ ↓			
4 A 4		↑ ↓						↑ ↓	
4 B 1				↑ ↓					
4 B 2			↑ ↓					↑	
4 B 3					↑ ↓				
4 B 4							↑ ↓		
4 C 1			↑ ↓					↑	
4 C 2		↑ ↓					↑ ↓		
4 C 3						↑ ↓			
4 C 4				↑ ↓					
燃交本数小計	3	4	4	4(1)	5(1)	5(1)	4	4	
計	10	12	12(1)	12(1)	12(1)	12(2)	12	12	

() 内特燃装荷本数

図 2-2 燃交基本計画 (第 13 サイクル～第 19 サイクル)

		定検 ▽				定検 ▽			
サイクルNo		12	13	14	15	16	17	18	19
位置 日数		45	55	60	60	70	70	70	70
4 D 1			↑↓						↑
4 D 2	↓						↑↓		
4 D 3					↑↓				
4 D 4				↑↓					
4 E 1					↑↓				
4 E 2							↑↓		
4 E 3						↑↓			
4 E 4					↑↓				
4 F 1		↑↓						↑↓	
4 F 2			↑↓						↑
4 F 3						↑↓			
4 F 4		↑↓						↑↓	
5 A 3							↑↓		
5 A 4			↑↓						
5 B 3		↑↓						↑↓	
5 B 4	↓						↑↓		
5 C 3			↑↓						
5 C 4	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF	REF
5 D 3	↓						↑↓		
5 D 4		↑↓						↑↓	
5 E 3				↑↓					
5 E 4					↑↓				
5 F 3				↑↓					
5 F 4	REF	↑↓							
5 F 2	INTA	↑↓	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S	INTA-S
5 A 2	REF	↑↓							
5 C 2						↑↓			
燃交本数小計		3	6	4	3	4	3	5	4
計		10	12	12(1)	12(1)	12(1)	12(2)	12	12

() 内特燃装荷本数

図 2 - 3 燃交基本計画 (第 13 サイクル～第 19 サイクル)

[illegible]

図 2-4 燃交基本計画(第 13 サイクル～第 19 サイクル)

4.2 昭和62年度～昭和64年度運転計画の作成

報告者：大内（炉心・運転計画Gr.）

1. 概 要

原子炉の核燃料の収支については、3年度先までの計画を科学技術庁に届け出ることが法律で定められている。

本メモでは、今回届け出た運転計画及び作成作業に伴う資料等を添付する。

尚、本計画は昭和61年12月時点の計画であり、その後の変更は反映されていない。（本運転計画書の届出後第7回定期点検短縮が決定された。）

次項に今回届出した運転計画を添付する。

昭和62年度～昭和64年度運転計画

	昭和 6 2 年度												昭和 6 3 年度												昭和 6 4 年度											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
「常陽」 運転計画	13 13' 14 15 16 16'												17 18 19 20												17 18 19 20											
	第 6 回定期点検												第 7 回定期点検												第 8 回定期点検											
MK-II 燃料 受 入																																				
炉心燃料	14 体						24 体						12 体						12 体						12 体						2 4 体					
A 型特燃	1 体																																			
B 型特燃	1/3 体																																			
C 型特燃	1 体												1 体																							
運転時間 (hr)	720						2510						2330						720						3190						2810					

科学技術庁長官

三ツ林 弥太郎 殿

運 転 計 画

61動燃(安)218

昭和62年1月 日

住 所 東京都港区赤坂1丁目9番13号

動力炉・核燃料開発事業団

氏 名 理事長 林 政 義

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

工場又は 事業所		名 称		動力炉・核燃料開発事業団		原 子 炉 名		高速実験炉						
		大洗工学センター		型 式		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型								
		所 在 地		茨城県東茨城郡大洗町成田町4002		熱出力（kW）		100,000kW						
年度別	項目 期 別	熱 出 力		運 転 時 間 （h）	燃 料 体									
		平 均 （kW）	最 大 （kW）		ウ ラ ン					プ ル ト ニ ウ ム				
					受 入 量 ウランの量 （kg） ウ ラ ン 235の量 （g）	挿 入 量 ウランの量 （kg） ウ ラ ン 235の量 （g）	期末在庫量 ウランの量 （kg） ウ ラ ン 235の量 （g）	期首装荷量 ウランの量 （kg） ウ ラ ン 235の量 （g）	期末装荷量 ウランの量 （kg） ウ ラ ン 235の量 （g）	受 入 値 プルトニウムの量（kg） プルトニウム 239+の量 241の量 （g）	挿 入 量 プルトニウムの量（kg） プルトニウム 239+の量 241の量 （g）	期末在庫量 プルトニウムの量（kg） プルトニウム 239+の量 241の量 （g）	期首装荷量 プルトニウムの量（kg） プルトニウム 239+の量 241の量 （g）	期末装荷量 プルトニウムの量（kg） プルトニウム 239+の量 241の量 （g）
62 年度	上 期	100,000	100,000	720	129	99	428	646	541	48	38	159	247	209
					21,101	14,441	52,656	81,890	70,062	34,821	27,719	122,536	189,793	158,330
	下 期	100,000	100,000	2,510	198	184	441	541	538	74	70	163	209	209
					33,504	27,670	58,490	70,062	76,881	53,366	51,477	124,425	158,330	157,794
	計	100,000	100,000	3,230	327	283				122	108			
					54,605	42,111				88,187	79,196			
63 年度	上 期	100,000	100,000	2,330	104	98	447	538	543	39	37	165	209	211
					17,309	15,551	60,248	76,881	82,255	28,002	27,092	125,335	157,794	159,412
	下 期	100,000	100,000	720	99	103	442	543	553	37	39	163	211	215
					16,752	16,107	60,892	82,255	88,097	26,683	28,411	123,607	159,412	162,047
	計	100,000	100,000	3,050	203	201				76	76			
					34,061	31,658				54,685	55,503			
64 年度	上 期	100,000	100,000	3,190	99	198	323	553	563	37	74	126	215	220
					16,752	33,504	44,140	88,097	97,386	26,683	53,366	96,926	162,047	165,348
	下 期	100,000	100,000	2,810	198	99	442	563	568	74	37	163	220	223
					33,504	16,752	60,892	97,386	101,499	53,366	26,683	123,609	165,348	167,982
	計	100,000	100,000	6,000	297	297				111	111			
					50,256	50,256				80,049	80,049			
合 計		100,000	100,000	12,280	827	781				309	295			
					138,922	124,025				222,921	214,748			

4.3 AMIR-2 を継続照射した場合に余剰反応度に与える影響

報告者：青山（炉心・運転計画Gr）

1. 概 要

MK-II 炉心第12サイクルで照射終了予定のAMIR-2 (PRA020) を第13サイクル以降、継続照射した場合に余剰反応度に与える影響を第13サイクルについて“MAGI”コードで計算したので報告する。

2. 計算条件

1) 計算方法 : “MAGI” 予測計算

2) 計算ケース

a. 基準ケース：第13サイクルでJ1燃料4体，J2燃料8体装荷したケース。

◦ AMIR-3-1 → [6C6] 装荷

◦ AMIR-3-2 → [6F6] 装荷

b. 変更ケース：基準ケースにおいて，AMIR-2 を継続照射したケース。

◦ AMIR-2 → [6F6] 継続装荷

◦ AMIR-3-1 → [6C6] 装荷

◦ AMIR-3-2 → [6D6] 装荷

3. 計算結果及び評価

第13サイクルの余剰反応度計算値を下表に示す。

	余剰反応度 (% $\Delta k/k$)	
	BOC	EOC
基準ケース	2.861	1.599
変更ケース	2.825	1.564
変更ケース－基準ケース	-0.036	-0.035

注) 余剰反応度は0MW, 250℃での値であり，12'サイクル終了時の実測値を基準とし，その時の“MAGI”予測値と実測値との差を補正した値である。

表より，AMIR-2 を継続照射した場合に余剰反応度に与える影響は-0.04% $\Delta k/k$ 程度である。

5. 設工認のための解析・検討

5.1 FMF核燃料物質使用許可申請の見直しの為の「常陽」J2炉心燃料組成等

報告者：池田（利用Gr）

1. 目 的

「FMF核燃料物質使用許可申請の見直し」の件につき，FMFより，照射課経由でJ2炉心の燃料組成（特殊燃料要素I型，J2燃料）中性子等のデータ支給の依頼があったので設置変更許可ベースでデータをまとめた。

2. 計算方法

燃焼に伴う出力漸減の効果については，以下の関係から求める。

$$N \text{ サイクル目の出力} = 1 \text{ サイクル目の出力} \times \left\{ 1 - \frac{N-1 \text{ サイクルまでの燃焼度}}{0.95 \times 10^4 \text{ MWd/t}} \right. \\ \left. \times \frac{\text{全重金属重量}}{\text{核分裂性物質重量}} \times (1 - \text{転換比}) \right\}$$

特殊燃料要素I型の場合

転換比 0.10

全重金属重量（要素1本） 85.2 g

核分裂性物質重量（要素1本） 38.6 g

その他は，設置変更許可ベースの方法，データに基づく。

3. 計算結果

- | | |
|---|----|
| (1) J2燃料及びA型特殊燃料の集合体1体当りの核種毎重量及びモル数 | 表1 |
| (2) J2燃料及びA型特殊燃料の最大ピン軸方向平均燃焼度 | 表2 |
| (3) J2燃料及びA型特殊燃料の全中性子束並びに累積照射量 | 表3 |

4. 評 価

「FMF核燃料物質使用許可申請の見直し」の為のデータが得られた。

（関連資料） PNC SJ906 85-01，「高速実験炉設置変更の為の検討評価」

表1 J 2 燃料及びA型特殊燃料の集合体1体当りの核種毎重量及びモル数

項 目		組 成 1		組 成 2		組 成 3	
		J 2 燃料	A 型特殊燃料	J 2 燃料	A 型特殊燃料	J 2 燃料	A 型特殊燃料
核種 毎の 重量 (g)	Pu ²³⁹	1 6 0 8	1 4 5 6	1 8 0 5	1 6 3 4	1 9 6 9	1 7 8 3
	Pu ²⁴⁰	9 0 0	8 1 5	7 5 2	6 8 1	5 7 0	5 1 6
	Pu ²⁴¹	4 8 3	4 3 7	3 6 1	3 2 7	2 5 7	2 3 2
	Pu ²⁴²	2 2 4	2 0 4	9 0. ₂	8 1. ₇	5 7.0	5 1. ₆
	U ²³⁵	1 3 7 0	1 3 6 7	1 4 0 6	1 4 0 2	1 4 3 3	1 4 2 9
	U ²³⁸	6 2 4 1	5 5 2 5	6 4 0 3	5 6 6 9	6 5 2 4	5 7 7 6
核種 毎の モル 数 (mol)	Pu ²³⁹	6.7 3	6.0 9	7.5 5	6.8 4	8.2 4	7.4 6
	Pu ²⁴⁰	3.7 5	3.4 0	3.1 3	2.8 4	2.3 8	2.1 5
	Pu ²⁴¹	2.0 0	1.8 1	1.5 0	1.3 6	1.0 6	0.9 6 ₄
	Pu ²⁴²	0.9 2 ₉	0.8 4 ₁	0.3 7 ₃	0.3 3 ₇	0.2 3 ₆	0.2 1 ₃
	U ²³⁵	5.8 3	5.8 2	5.9 8	5.9 7	6.1 0	6.0 8
	U ²³⁸	2 6.2 2	2 3.2 2	2 6.9 0	2 3.8 2	2 7.1 4	2 4.2 7

表2 J2燃料及びA型特殊燃料の最大ピン軸方向平均燃焼度

[MWd/t]

サイクル	J 2 燃 料					特 殊 燃 料 要 素 I 型				
	第0列	第2列	第3列	第4列	第5列	第0列	第2列	第3列	第4列	第5列
1	1.43	1.35	1.24	1.09	0.93	2.34	2.08	1.85	1.57	1.33
2	2.82	2.65	2.45	2.16	1.84	4.56	4.08	3.63	3.10	2.62
3	4.15	3.92	3.62	3.20	2.74	6.68	5.99	5.34	4.57	3.88
4	5.45	5.15	4.77	4.22	3.61	8.70	7.82	6.99	6.00	5.10
5	6.70	6.34	5.89	5.21	4.46	10.62	9.57	8.58	7.38	6.29
6	7.90	7.50	6.97	6.19	5.29	12.45	11.25	10.11	8.72	7.45
7	—	8.63	8.04	7.14	6.11	14.20	12.86	11.58	10.02	8.58
8		—	—	—	6.91	—	14.40	12.99	11.27	9.67
9					7.76		—	14.36	12.48	10.74
10					—			—	13.66	11.78
11									—	12.79
12										13.77

表3 J2燃料及びI型特殊燃料の全中性子束並びに累積照射量

項 目	燃 料	第 0,1 列	第 2 列	第 3 列	第 4 列	第 5 列
最高燃焼度到達時における累積照射量** [cm^2]	J2燃料	1.4×10^{23}				
		$1.40 \times 10^{23} *$	$1.29 \times 10^{23} *$	$1.24 \times 10^{23} *$	$1.20 \times 10^{23} *$	$1.19 \times 10^{23} *$
	I型特殊 燃料要素	1.6×10^{23}				
		$1.55 \times 10^{23} *$	$1.52 \times 10^{23} *$	$1.52 \times 10^{23} *$	$1.53 \times 10^{23} *$	$1.53 \times 10^{23} *$
全中性子束*** [$\text{cm}^2 \cdot \text{s}$]	—	4.08×10^{15}	3.55×10^{15}	3.15×10^{15}	2.68×10^{15}	2.26×10^{15}

(注) J2燃料の最高燃焼度 ($7.5 \times 10^4 \text{MWd/t}$: 最大ピン軸方向平均燃焼度) の到達時における集合体平均全中性子束累積照射量にばらつきがあるのは、集合体内半径方向分布係数 1 ~ 1.2 に主に帰因する。

* 参考

** 集合体の炉心高さ相当における全中性子束累積照射量。

*** 集合体の炉心高さ相当における全中性子束。

5.2 事故解析に記載された特性の比較

「もんじゅ」と「常陽」

報告者：池田（利用 Gr）

1. 目 的

「もんじゅ」と「常陽」について添付書類に記載された特性の項目について比較し、添付書類十の書き換えの参考とする。

2. 比較の項目

- (1) 「運転時の異常な過渡変化」の想定事象の比較
- (2) 「事故」の想定事象の比較
- (3) 「運転時の異常な過渡変化」に記載された特性の比較
- (4) 「事故」に記載された特性の比較

詳細は技メモ参照。

3. 検討結果

- (1) 「常陽」では「運転時の異常な過渡変化」と「事故」とを新たに分類することにより、想定事象を追加する必要がある。
- (2) 「常陽」では「炉心冷却材バウンダリの健全性」を判断基準の項目として追加すると、事故解析の解析項目に 1 次冷却材の出入口温度等の特性を追加する必要がある。

4. 評 価

「常陽」の設置変更許可申請書の添付書類十を変更する為に参考となる知見が得られた。

5.3 申請書記載値と事故解析例との比較

報告者：池田（利用Gr）

1. 目 的

現設置変更許可申請書の事故解析書記載の評価値と照射用炉心の事故解析例とを整理し、申請時の文章等の品質管理に役立てる。

2. 照射用炉心の事故解析例

従来の事故解析例は以下のとおりである。

- ① 照射用炉心詳細設計
- ② " 調整設計
- ③ " 特性解析(I)
- ④ " 特性解析(II)
- ⑤ " 安全解析，検討評価
- ⑥ MK-II安全解析
- ⑦ M7066「反応度事故の再検討」（詳細設計の見直し）

3. 検討項目

- (1) 照射用炉心事故解析の項目
- (2) 解析結果の比較

4. 評 価

申請書の出典が明確になり，技術的管理に役立つ。

5.4 B 3 Mの核熱計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目 的

照射課より第15, 第16サイクルに照射予定のB型特殊燃料集合体（B 3 M）について、設計用核熱計算でのデータ（中性子束、出力分布）支給依頼があった。“MAGI”予測計算を行い、B 3 Mに対する計算結果をまとめ報告する。

2. 計算条件

i) 原子数密度

B 3 Mの原子数密度は照射課支給（照-61-224）のものを使用した。

ii) 計算ケース

1) 第15サイクルB 2 M予測計算

第3サイクルで使用したB 2 Mと同一組成を第15サイクルに使用し、第15サイクルに於ける炉内出力分布が3 C 2に与える影響を調べる。

2) 第15, 16サイクルB 3 M予測計算

B 3 M照射予定サイクル

3) 第17～第19サイクルB 3 M予測計算

B 3 Mの一部のピンが継続照射されることを想定して、B 3 Mを取り出さずにサイクルを進め、炉内出力分布が平衡サイクルに達するまで変化しても、初期（第15サイクル）の3 C 2の線出力が最大であるかどうかを確かめる。

3. 計算結果

計算ケース2)でのB 3 M軸方向出力分布を表1に示す。

計算ケース1), 2)について軸方向最大出力を1ピン当りに換算した場合の比較を表2に示す。また計算ケース2), 3)について軸方向最大出力を1ピン当りに換算した場合の比較を表3に示す。

4. 評 価

i) B 3 M第15サイクルの軸方向最大線出力はⅢ型ピンで392W/cm, Ⅱ型ピンで298W/cmである。（表2）

ii) Ⅲ型ピンは目標値（390W/cm）を満足するがⅡ型ピンは第3サイクルに比べて低い値を示す。これは第15サイクルの炉内出力分布に起因する。反応度を持ち上げる為にJ 2燃料が中央部に寄っていて、3 C 2の出力分担が小さくなっている。第3サイクルに比較すると各コンパートメント共に第15サイクルが8%程度低い値を示す。（表2）

iii) 継続照射を行っても、各コンパートメント共に第15サイクルの線出力が最大である。（表3）

表1. 第15サイクル予測計算B3 M各コンパートメント出力

(MW)

ノード	コンパートメント 1	コンパートメント 2	コンパートメント 3	コンパートメント 4	コンパートメント 5	コンパートメント 6
1	1.247×10^{-5}	1.207×10^{-5}	1.146×10^{-5}	1.120×10^{-5}	1.148×10^{-5}	1.208×10^{-5}
2	2.328×10^{-5}	2.257×10^{-5}	2.140×10^{-5}	2.092×10^{-5}	2.143×10^{-5}	2.257×10^{-5}
3	4.507×10^{-5}	4.367×10^{-5}	4.142×10^{-5}	4.047×10^{-5}	4.148×10^{-5}	4.365×10^{-5}
4	1.298×10^{-4}	1.258×10^{-4}	1.193×10^{-4}	1.166×10^{-4}	1.196×10^{-4}	1.258×10^{-4}
5	6.677×10^{-3}	6.472×10^{-3}	5.038×10^{-3}	4.923×10^{-3}	5.047×10^{-3}	6.468×10^{-3}
6	7.572×10^{-3}	7.338×10^{-3}	5.735×10^{-3}	5.605×10^{-3}	5.747×10^{-3}	7.335×10^{-3}
7	8.468×10^{-3}	8.207×10^{-3}	6.433×10^{-3}	6.287×10^{-3}	6.445×10^{-3}	8.203×10^{-3}
8	9.178×10^{-3}	8.897×10^{-3}	6.985×10^{-3}	6.825×10^{-3}	6.997×10^{-3}	8.892×10^{-3}
9	9.635×10^{-3}	9.338×10^{-3}	7.337×10^{-3}	7.188×10^{-3}	7.348×10^{-3}	9.335×10^{-3}
10	9.810×10^{-3}	9.508×10^{-3}	7.470×10^{-3}	7.300×10^{-3}	7.483×10^{-3}	9.503×10^{-3}
11	9.698×10^{-3}	9.400×10^{-3}	7.383×10^{-3}	7.213×10^{-3}	7.395×10^{-3}	9.395×10^{-3}
12	9.313×10^{-3}	9.027×10^{-3}	7.083×10^{-3}	6.922×10^{-3}	7.097×10^{-3}	9.022×10^{-3}
13	8.700×10^{-3}	8.432×10^{-3}	6.605×10^{-3}	6.453×10^{-3}	6.617×10^{-3}	8.428×10^{-3}
14	7.975×10^{-3}	7.728×10^{-3}	6.035×10^{-3}	5.897×10^{-3}	6.045×10^{-3}	7.725×10^{-3}
15	7.465×10^{-3}	7.235×10^{-3}	5.632×10^{-3}	5.503×10^{-3}	5.642×10^{-3}	7.232×10^{-3}
16	1.583×10^{-4}	1.534×10^{-4}	1.455×10^{-4}	1.421×10^{-4}	1.457×10^{-4}	1.533×10^{-4}
17	1.394×10^{-4}	1.351×10^{-4}	1.281×10^{-4}	1.252×10^{-4}	1.284×10^{-4}	1.351×10^{-4}
18	5.693×10^{-4}	5.518×10^{-5}	5.233×10^{-5}	5.113×10^{-5}	5.243×10^{-5}	5.517×10^{-5}
19	3.770×10^{-5}	3.655×10^{-5}	3.465×10^{-5}	3.387×10^{-5}	3.472×10^{-5}	3.653×10^{-5}
20	3.157×10^{-5}	3.058×10^{-5}	2.902×10^{-5}	2.835×10^{-5}	2.907×10^{-5}	3.057×10^{-5}

表 2. B型特燃, 各ケースでの1ピン当り軸方向最大線出力

(W/cm)

	コンパートメント 1	コンパートメント 2	コンパートメント 3	コンパートメント 4	コンパートメント 5	コンパートメント 6
B2M第3 cycle 記録計算	354*II	344*II	327*II	318*II	328*II	342*II
B2M第15 cycle 予測計算	326*II	318*II	303*II	294*II	303*II	315*II
B3M第15 cycle 予測計算	392*II	380*III	298*II	292*II	299*II	380*III

* II は II 型ピン

* III は III 型ピン

III 型ピン目標値 390W/cm

表 3. B型特燃, 各サイクルの1ピン当り軸方向最大線出力

(W/cm)

	コンパートメント 1	コンパートメント 2	コンパートメント 3	コンパートメント 4	コンパートメント 5	コンパートメント 6
B3M第15サイクル 予測計算	392	380	298	292	299	380
B3M第16サイクル 予測計算	377	367	289	282	289	364
B3M第17サイクル 予測計算	351	350	292	292	292	351
B3M第18サイクル 予測計算	356	347	277	270	276	345
B3M第19サイクル 予測計算	346	337	270	264	269	335

5.5 試験安全性評価

試験時の各種状態の想定と事故解析

報告者：池田（利用 Gr）

1. 目 的

高線出力試験時及び高燃焼度試験に係る各種状態の想定を試験安全の説明ロジック整理のためにまとめる。

2. 試験時の各種状態の想定

2.1 高線出力試験

2.1.1 通常運転時

計画している試験状態においてその不確かさを考慮しても目標制限値をこえない。

2.1.2 異常な過渡変化時

想定しない。

（注） 「試験運転」の期間は10分間と短く、発生する確率は十分に小さい。ただし「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」は、臨界から試験終了までの期間（2～3日間）が対象となるため、「異常な過渡変化時」の想定事象となりうる。

2.1.3 事故時あるいは試験原因による事故時

試験中に「試験運転中の制御棒の異常な引抜き」が発生した場合不確かさを考慮しても試験用要素は破損しない。

2.1.4 試験用要素の破損を想定した時

試験用要素の破損を想定した時も熔融燃料が制限されていることから隣接の燃料要素は破損に至らない。また原子炉圧力バウンダリが健全であり、要素から漏洩する放射性物質が限られていることから原子炉格納容器への漏洩はなく、公衆への被曝のリスクはない。

2.2 高燃焼度試験

2.2.1 異常な過渡変化時

燃料要素及び予備試験用要素の被曝管は高燃焼度試験要素の開孔にあっても機械的に破損しない。

2.2.2 事 故 時

設計基準内で想定し得るいかなる事象が発生しても予備試験用要素の被覆管は機械的に破損しない。

2.2.3 試験原因による事故

（高燃焼度試験用要素 1 本の開孔および同一コンパートメント内の予備試験用要素）
1 本の同時破損事故

試験用要素の破損時に発生する F P ガスブラケットティングにより，他の予備試験用要素の被覆管は機械的に破損しない。

2.2.4 試験用集合体あるいは試験用コンパートメントの全燃料要素の破損を想定した時

被覆管の溶融に至らず，コンパートメント（B 型）または，六角管（C 型）の健全性は維持される。放出された F P ガス等は既設の廃ガス処理施設により十分に放散が抑制され，公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3. 注意すべき事項

高線出力試験の試験原因による事故として ①流量誤設定，②燃料スランピング事故も検討する。

4. 評価

試験安全性の説明ロジックに必要な各種状態の想定案ができた。今後も検討を継続し，安全審査等に備える。

6. 炉心内の機械的特性の解析と評価

6.1 「常陽」炉心湾曲解析の為のガンマ線発熱補正

報告者：池田（利用 Gr）

1. 目 的

運転監視コード“MAG I”の中性子束，発熱量，冷却材流量を「常陽」炉心湾曲解析に使用する為，ガンマ線発熱量の補正係数を評価する。

2. 計算方法

各集合体列毎にガンマ線発熱量についてMAG I の計算結果と2次元3角メッシュ S_Nコードの計算結果^{*1}と比較し補正係数を求める。

3. 補正係数の評価値

MAG I のガンマ線発熱量に対する補正係数を表1に示す。

4. 評 価

MAG I のガンマ線発熱量は，内側反射体で40%程度過小評価であり，熱湾曲を評価する上で考慮する必要がある。

今回の評価により必要なデータが得られた。

（技-61-275）

*1 J 902 84-05 「常陽」MK-II 炉心ガンマ線発熱評価

表 1 ガンマ線発熱補正係数

領	域	補 正 係 数
炉心燃料及び 特燃等	第 0 列	1.5
	第 1 列	1.5
	第 2 列	1.4
	第 3 列	1.4
	第 4 列	1.3
	第 5 列	1.2
内側反射体	5 × 1	1.5
	5 × 2, 5 × 5, 5 × 3	1.8
	6 × 2, 6 × 6	1.3
	6 × 3, 6 × 5	1.5
	6 × 4	1.7
外側反射体 (A)	6 × 1, 第 7 列	1.2
	第 8 列	1.1
	第 9 列	0.9
外側反射体 (B)	第 9 列	0.5

制御棒は炉心燃料の第 3 列と同じとする。

6.2 「常陽」炉心湾曲解析の為の内側反射体のラッパ管壁の半径方向発熱分布

報告者：池田（利用 Gr）

1. 目 的

「常陽」炉心湾曲解析の為、内側反射体のラッパ管壁の半径方向発熱分布を作成する。

2. 計算方法

2次元3角メッシュ20群S6計算^{*1}でガンマ線束を求め。ガンマ線発熱量はガンマ線束に比例するとして3角メッシュ毎の発熱分布を求める。ラッパ管壁の発熱分布は内挿して評価する。

3. 計算結果

図1に示す内側反射体のラッパ管壁の半径方向の発熱分布を図2～図6に示す。

4. 評 価

内側反射体領域の発熱分布は、中性子束分布とは大きく異なり、別途、ガンマ線発熱により評価する必要がある。今回の評価により「常陽」炉心湾曲解析に必要なデータが得られた。

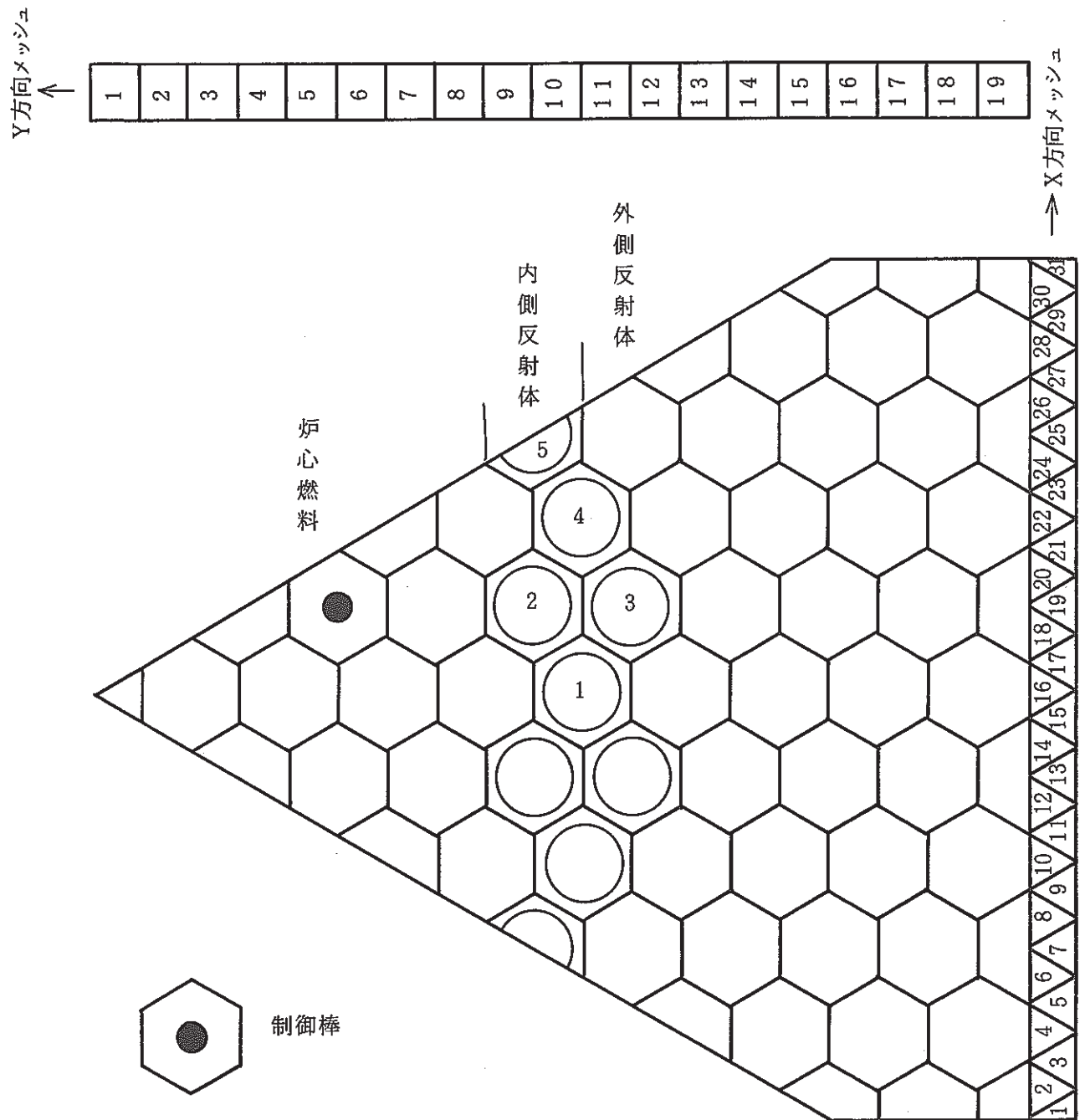


図1 計算体系 (1 / 6 炉心)

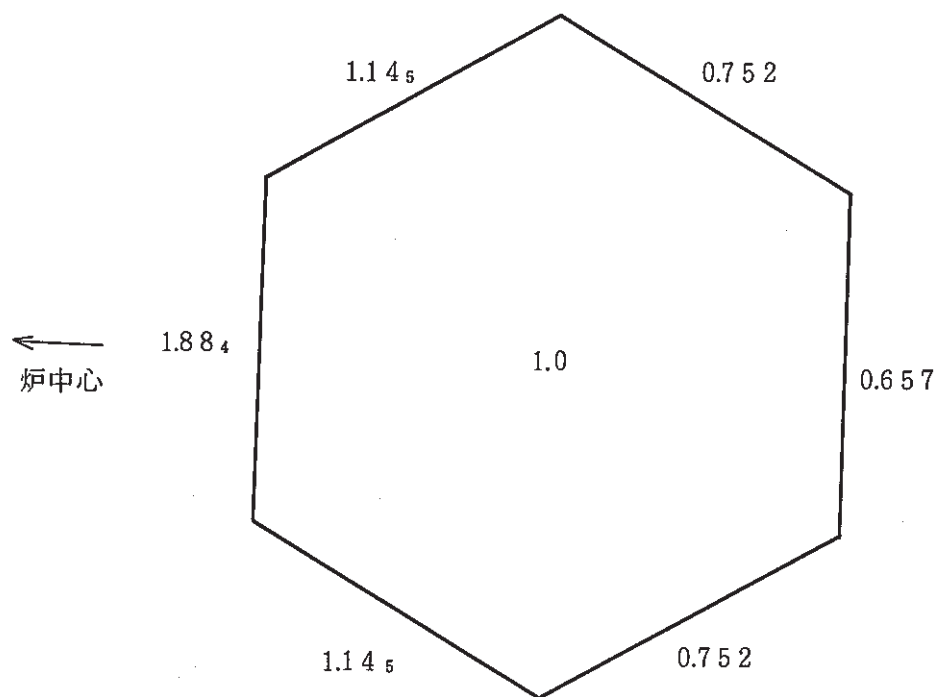


図2 内側反射体（領域1）の半径方向発熱分布

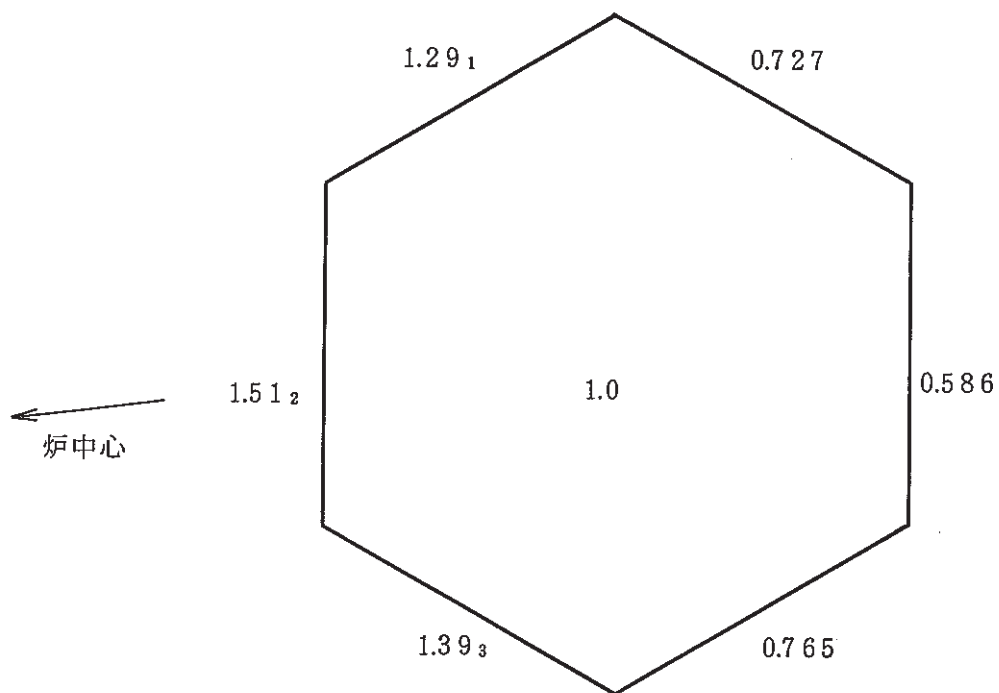


図3 内側反射体（領域2）の半径方向発熱分布

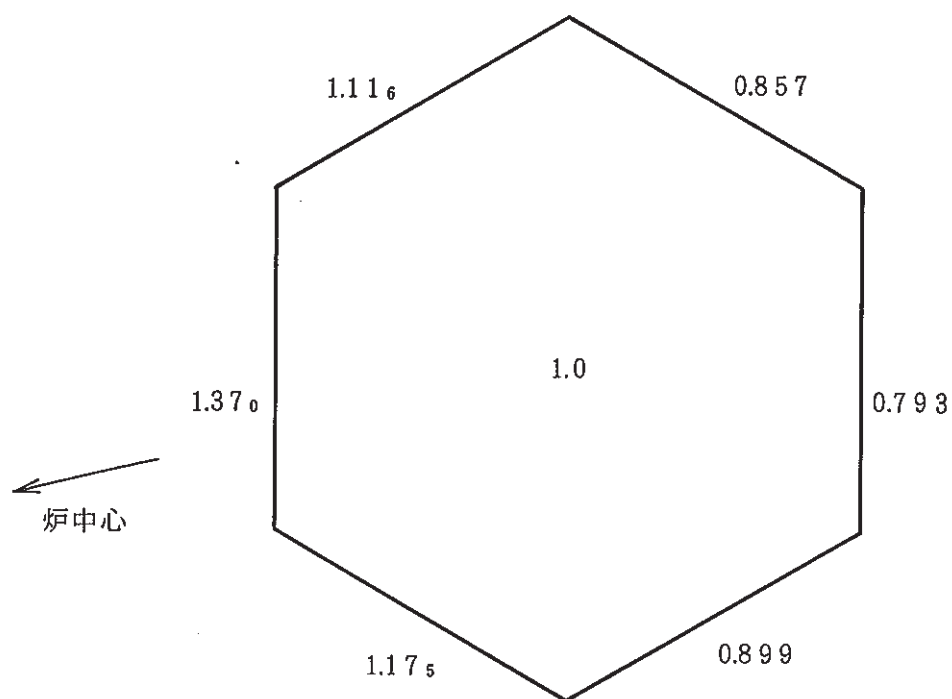


図 4 内側反射体（領域 3）の半径方向発熱分布

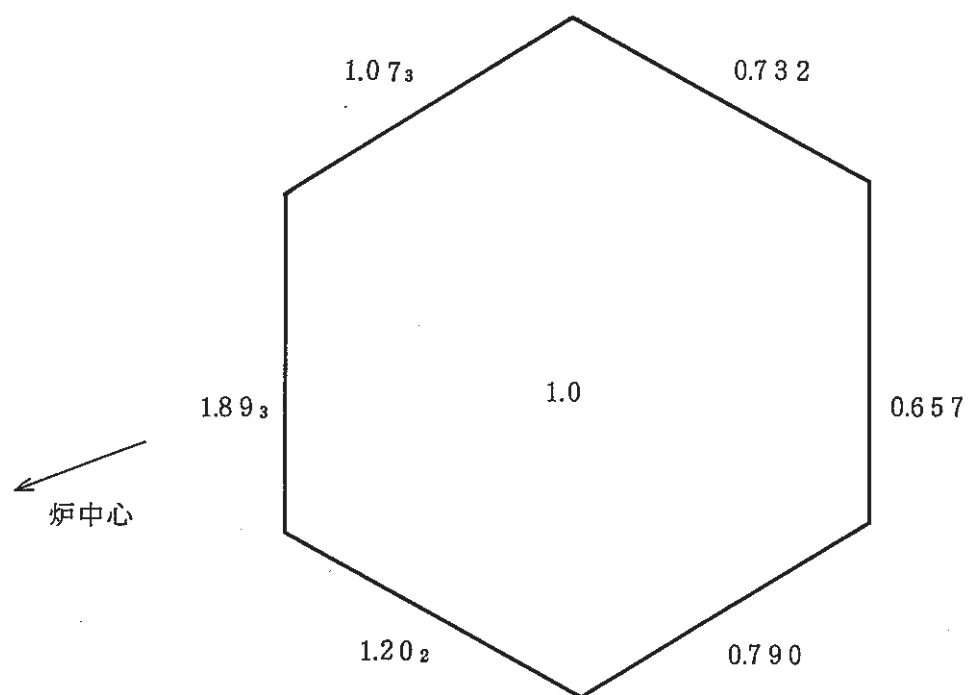


図 5 内側反射体（領域 4）の半径方向発熱分布

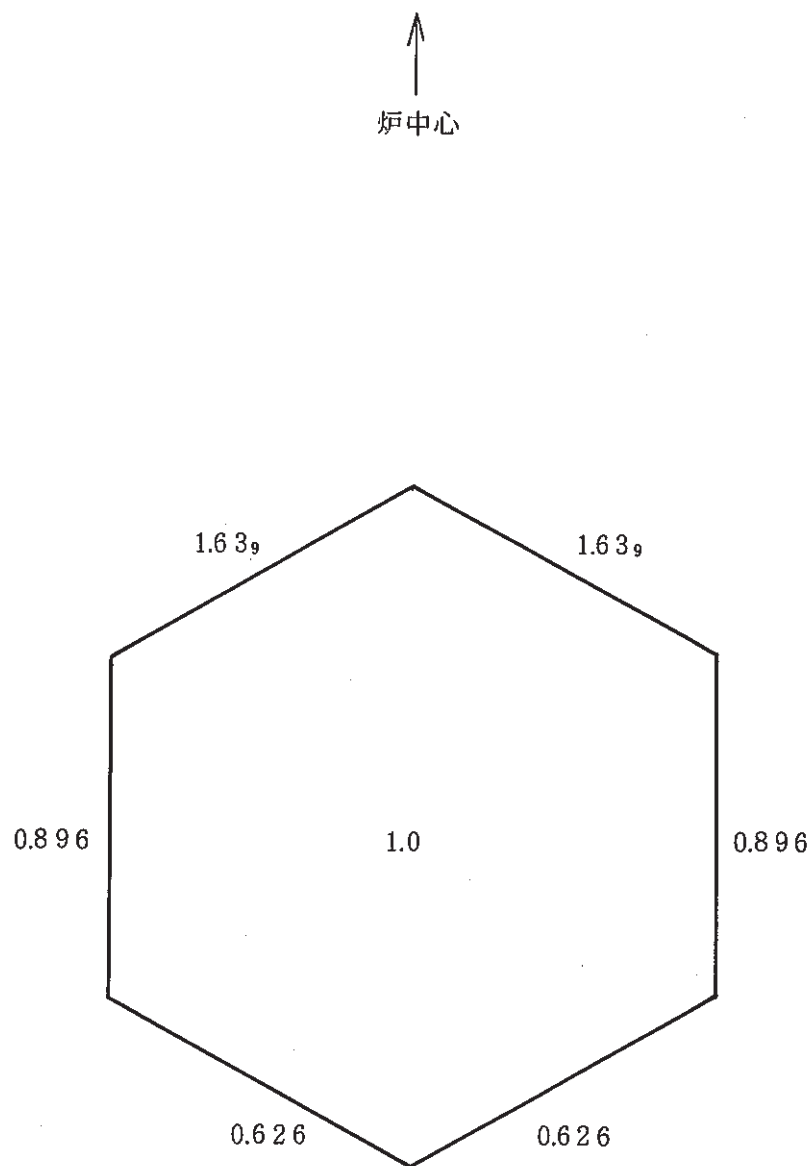


図 6 内側反射体（領域 5）の半径方向発熱分布

6.3 IAEA/IWGFR 炉心湾曲解析の国際比較及びコードの精度向上の為の基本計画案

報告者：宮川（利用 Gr）

1. 概 要

IAEA/IWGFR の Research Coordination Meeting の結論として Stage 2 では①コード間比較の継続，②「常陽」，「もんじゅ」の為の炉外試験データに基づくベンチマーク解析を実施することになった。この為動力炉・核燃料開発事業団（以降「PNC」と呼ぶ）の炉心湾曲解析の精度向上のための基本計画を立案した。

2. 炉心湾曲解析コードの精度向上の為の基本計画

- (1) Stage 1 により明らかとなった改良すべき点についてコードの改良を実施する。
- (2) Stage 2 では，ラッパ管パッド部のモデル，下部支持モデル等の重要モデルについてコード間比較を行うとともに，PNC 所有の「常陽」，「もんじゅ」の炉外試験データにもとづくベンチマーク解析を行う。
- (3) Stage 3 では，英仏において現在実施中の炉外試験データに基づくベンチマーク解析により基本的なコード検証を行う。
- (4) Stage 4 以降では「常陽」での炉内実験データ（計画中）等を用い，炉心の長寿命化及び実証炉の安全審査に備え，炉心湾曲解析コードの精度の向上を図る。

工程の案を表 1 に示す。

3. 評 価

炉心湾曲解析コードの精度向上の為基本計画案がまとめられた。今後関係各位の意見を反映し，計画をまとめる。

[illegible]

6.4 大型炉心炉心湾曲解析第2回炉心燃料遮蔽J/G用資料

報告者：横山（利用Gr）

1. 概 要

高速増殖炉大型炉のレファレンス炉心について照射履歴を追った炉心湾曲解析を行い，集合体変位，接触荷重，引拔荷重等を求めた。またI V Sへの燃焼後炉心燃料集合体の挿入性の検討を行い，レファレンス炉心の成立性について検討した。

2. 計算方法

(1) 炉心体系図 …… 図1

(2) 集合体仕様 …… 図2

3. 計算結果

(1) 最大接触荷重，最大頂部変位

	運転時の最大接触荷重	燃交時の最大頂部
炉 心 内	3 8 8 kg	4.9 mm
I V S	2 5 1 kg	5.0 mm

「常陽」のラッパ管の圧縮限界の例では，照射効果を含めると，170 kgであり，大型炉での上記の値は，厳しいものと推定される。詳細については大型炉の圧縮限界を評価する必要がある。

(2) 引拔荷重

炉 心 内 約 1,6 0 0 kg

I V S 約 1,4 0 0 kg

燃交時の最大引拔力は4.2 tであり，上記の結果より，引拔荷重については妥当である。

(3) I V Sへの挿入荷重

I V Sへの挿入荷重は約2700 kg（摩擦係数＝1.0）に達するが，集合体の変位方向を炉心内側に向けるようにすると約1600 kgにまで減少させることができ，制限値以内となる。

4. 評 価

大型炉のレファレンス炉心の成立性について炉心湾曲の観点から必要な知見が得られた。

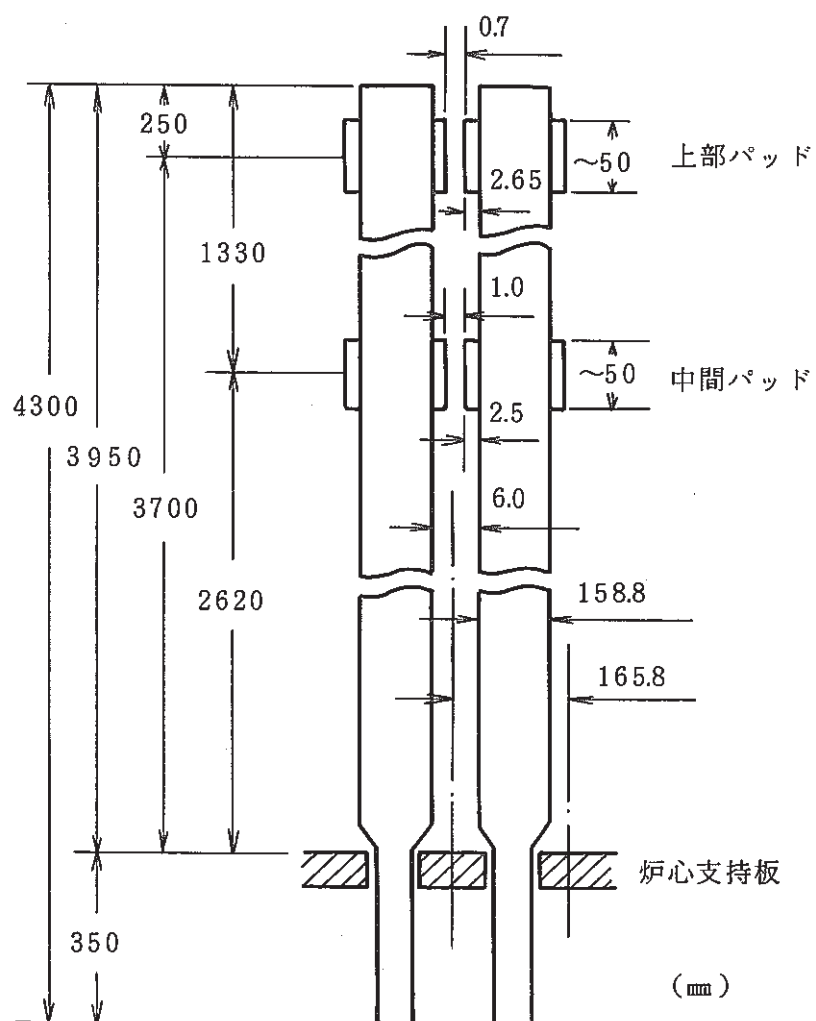


図1 集合体間間隙及びパッド間間隙

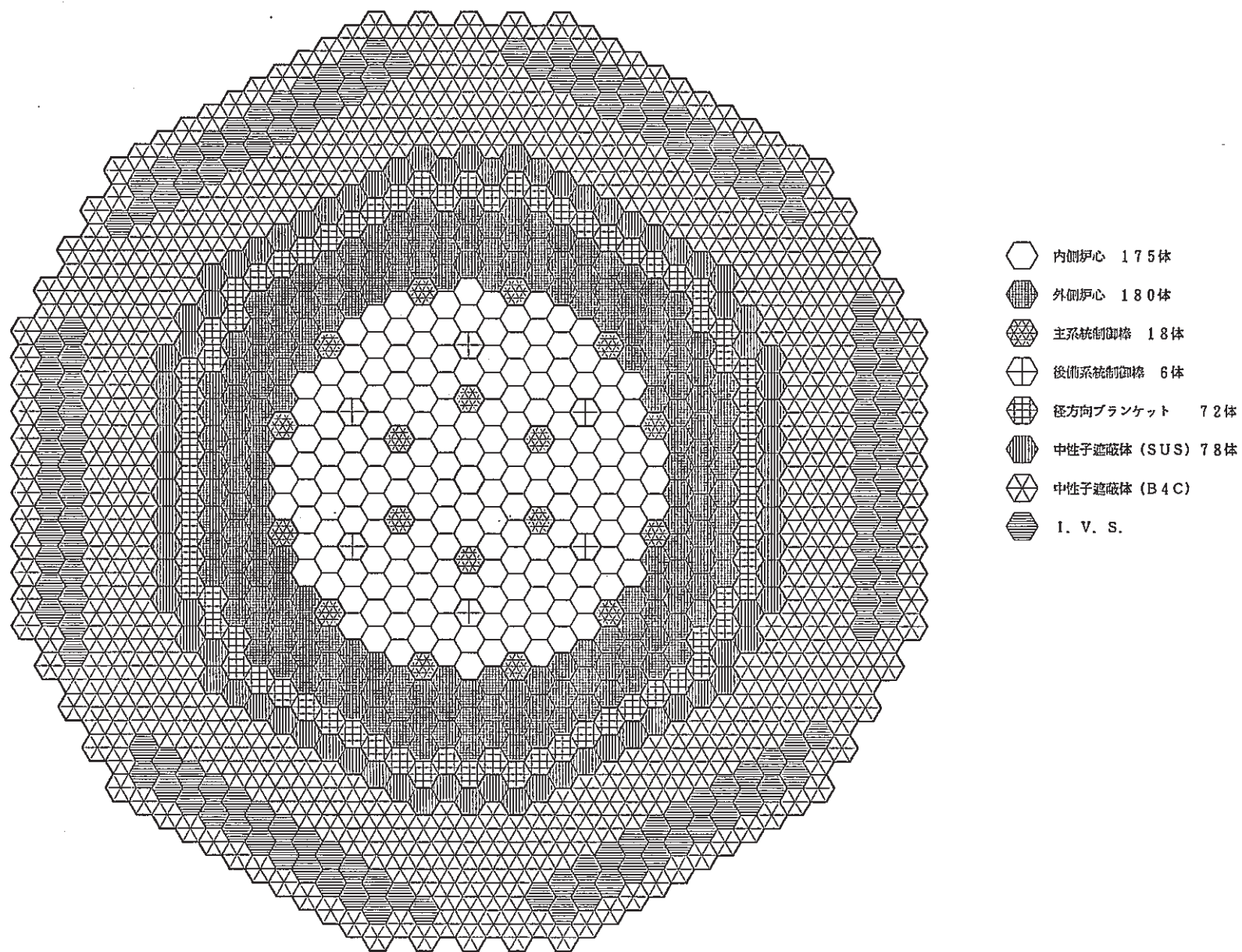


図2 大型炉・炉心体系図

7. 自然循環試験の結果と解析・評価

7.1 自然循環試験Ⅱ-D, Ⅱ-E 原子炉容器上部プレナム挙動評価

報告者：有川，菅谷（プラント Gr）

1. 概 要

自然循環試験Ⅱ-D（75MW）、Ⅱ-E（100MW）時の原子炉容器上部プレナム内熱流動挙動について、“COMMI X-1A”コードによる解析評価及び長尺液面計による測定結果の評価を行った。

2. 結果及び評価

- (1) “COMMI X-1A”解析結果から、試験Ⅱ-Dでは自然循環移行時に顕著な成層界面は発生しなかった。試験Ⅱ-Eでは、上部プレナム下部に一時成層界面が発生するが界面上昇はせず、スクラム後300秒ではほぼ消滅する。
- (2) プレナム内温度測定結果から、（図1）炉容器出口ノズルレベルを境に上下で異った温度挙動を示した。ノズルレベルより上の冷却材の温度分布は熱伝導により*1、また、ノズルレベルより下の領域はピストンフローに近い流動場により温度分布が支配される。
- (3) 合わせて行った電喪時のプレナム温度評価では、炉容器出口ノズルより200～600 mm上の部分で急峻な温度勾配を有する成層界面が発生する。成層界面はその後、わずかに上昇しつつ、温度勾配は緩和される。
- (4) 各部の垂直方向温度勾配は、電喪時に比べ、自然循環時（試験Ⅱ-E）の方が概して小さい。

（技-61-278）

*1 PNC SN9410 86-007 原子炉容器内冷却材の熱的成層化の評価（第1報）

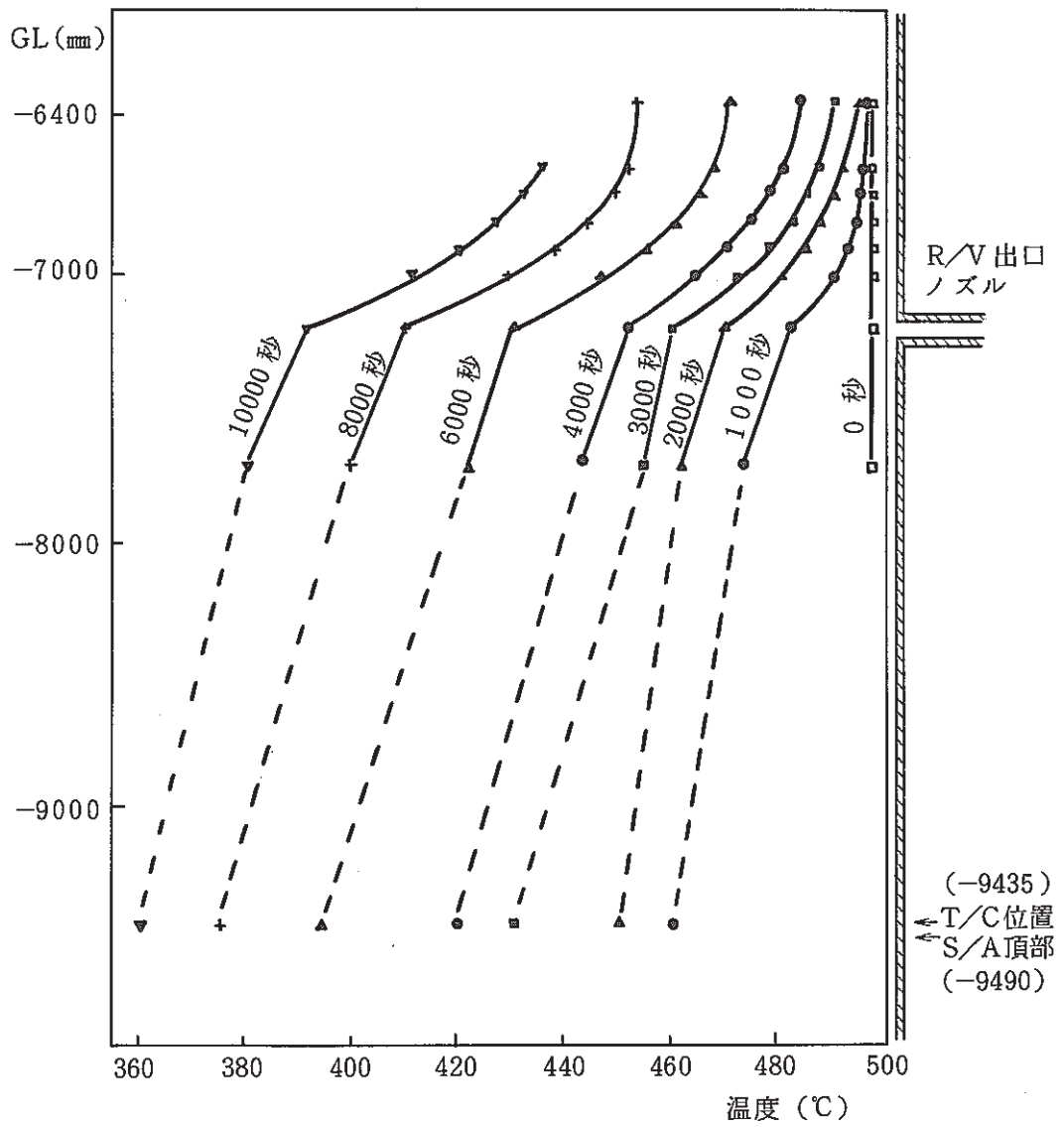


図1 試験Ⅱ-E 上部プレナム温度

7.2 解析手法による2次系流量校正（自然循環試験Ⅱ－E）

報告者：菅谷（プラントGr）

1. 概 要

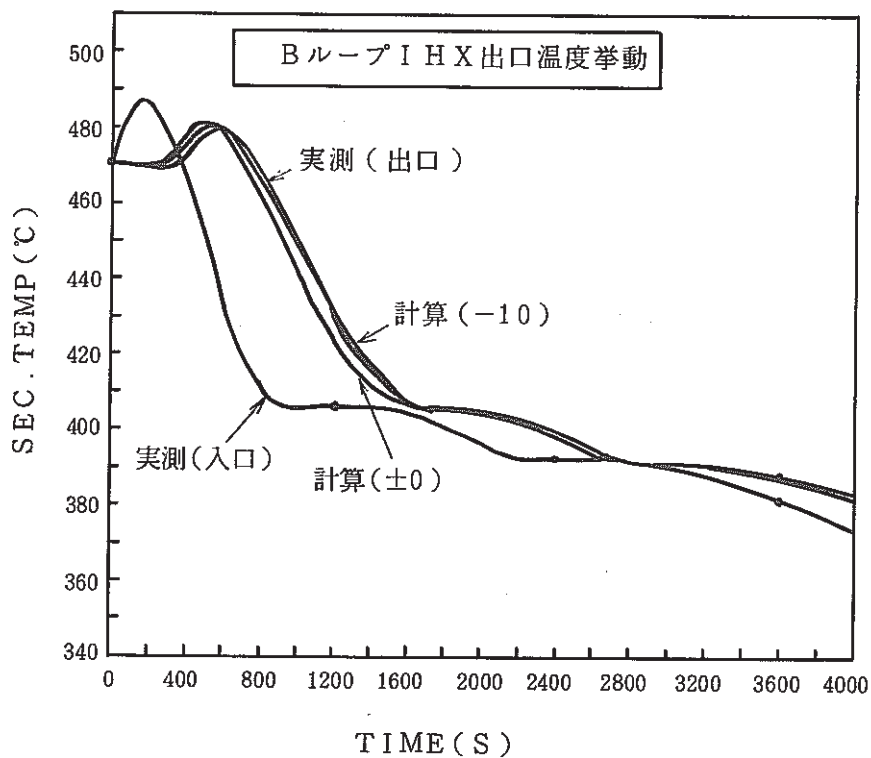
自然循環試験Ⅱ－Eでの極低流量時における解析手法による2次系流量校正を行った。

2. 校正手順

- (1) 各ループ・ホットレグに未校正流量を入力……「ノミナルケース」
- (2) (1)の結果からパラメータを設定
- (3) (2)の結果からホットレグでの較正值を決定
- (4) 較正流量をコールドレグ側の入力として計算・検討

3. 結 果

上記手順で行った，Bループのパラメータサーベイの結果を下図に示す。



4. 評 価

Aループは実測値のままとし，Bループについては $-10 \text{ m}^3/\text{h}$ を補正值とする。

7.3 “MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析(その1)

報告者：有川，後藤，近藤（プラントGr）

1. 要 旨

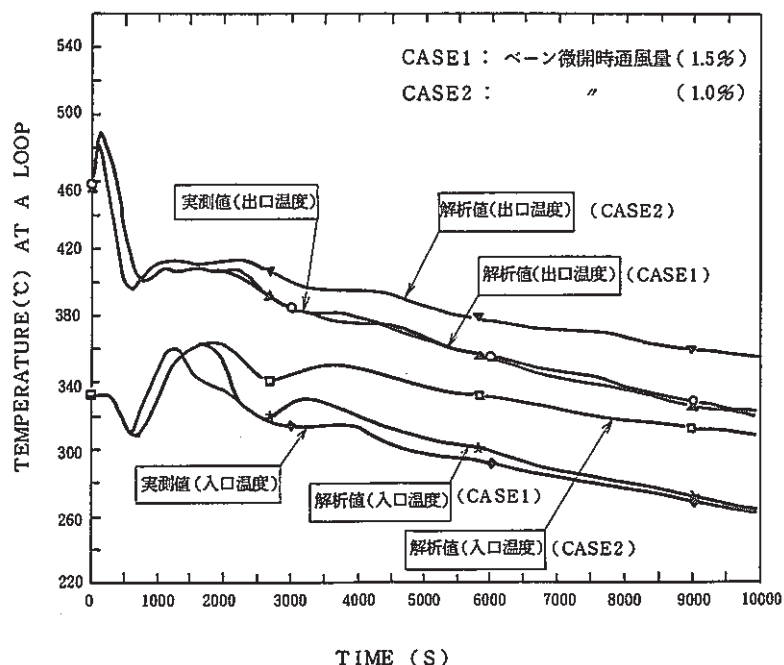
自然循環試験Ⅱ-E実施後に，プラント運転履歴等を反映し，初期出力，ヒートマスバランス，崩壊熱等条件の見直しを行った。これを受けて1次系流量に実測流量を使用し，“MIMIR-N2”コードによる試験後解析(その1)を実施した。DHXベーン再閉後の自然通風量のパラメータ解析も合わせて実施した。

2. 結果及び評価

- (1) DHXベーン再閉後の自然通風量のパラメータ解析の結果，試験Ⅱ-Eでは，ベーン再閉時の微開状態に対する対定格1.5%風量とし，2次系各温度，原子炉入口温度は，ほぼ実測値を再現できた。ただし，初期のAループDHX出口温度は370℃を越えなかったため，ベーン開は模擬されなかった。

解析結果の代表例としてIHX2次側出入口Na温度（Aループ側）の実測との比較を下図に示す。

- (2) 集合体出口温度は，崩壊熱データの見直し（FP生成量の見直し）により約5%程度崩壊熱レベルが下がり，中心燃料集合体出口ピーク温度は，予備解析より約6℃，実測に対して約20℃低い結果である。他の集合体については，やや低いか，ほぼ実測に近い結果であった。



IHX2次側出入口Na温度（Aループ側）

3. 今後の予定

集合体出口温度については炉内流配について、原子炉出口温度の差異については、下部プレナムモデル、バイパスモデルについての検討を行う予定である。

7.4 自然循環時 1 次系流量較正方法の見直しについて

報告者：有川，菅谷（プラント Gr）

1. 要 旨

自然循環試験等では 1 次主冷却系の低流量域における流量評価が重要なキーファクタの 1 つとなっている。今回，Na ドレン時における 1 次主冷却系 EMP の零点測定を実施し，その結果を反映させた 1 次主冷却系流量較正方法の見直し検討及び試験Ⅱ－E における較正值の算出を行った。

2. 零点較正測定結果

Na ドレン時の H-350 入力端信号の測定により，H-350 系出力信号に対し，A ループ： $1.05 (\text{m}^3/\text{hr})$ ，B ループ： $-0.35 (\text{m}^3/\text{hr})$ 相当の零点ずれが測定された。

3. 1 次系流量較正方法の見直し

零点補正は全流量域に対して一様に，熱出力システムに対するシステム補正は定常流量基準で流量に比例した補正とする。これを図 1 に示す。

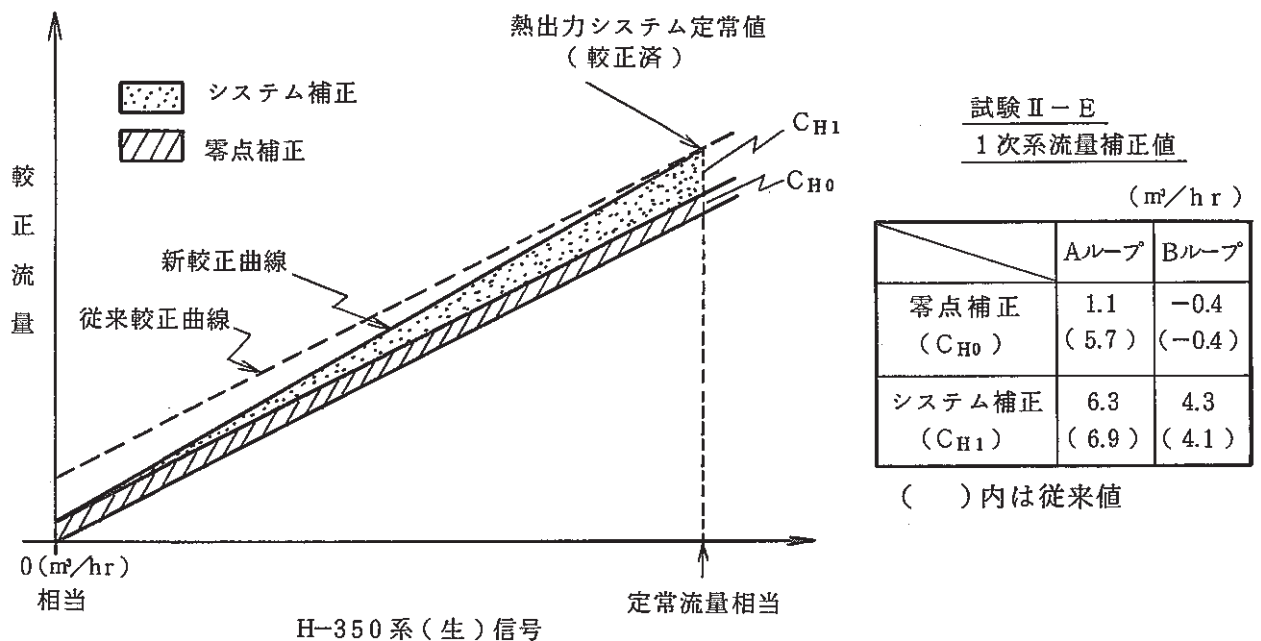


図 1 H-350 系流量較正方法（新）

尚，2 次主冷却系流量については，アンプの特性等が不安定であるため，解析手法による流量較正（技-61-282）によった。

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

報告者：有川，近藤(プラントGr)

1. 要 旨

試験Ⅱ-E後に実施した1次系実測流量による解析^{*1}では，中心燃料集合体出口Na温度が，実測より20～30℃低い結果となっている。その後行った1次系流量較正の見直し^{*2}による新しい較正流量を用いた解析を実施し，その結果について報告する。

2. 解析内容

1次系流量は実測流量(新しい較正流量)を入力し炉内，系統各部温度，2次系流量について解析評価を行う。

3. 結果及び評価

- (1) 中心燃料集合体出口Na温度はピーク値516℃(実測519℃)となり，実測値がほぼ再現された(図1)。長時間挙動もかなり改善された。
- (2) これまで，実測より20℃～30℃小さく評価されていた原子炉出入口温度差は，実測にほぼ近い値になった。各1次系温度も約10℃程度以下の精度で再現された。
- (3) 2次系Aループホットレグ温度は実測より20℃程度低い結果となった。

4. 今後の予定

- (1) 1次系流量解析評価の見直し(逆止弁圧損)
- (2) 原子炉下部プレナム成層化モデル導入
- (3) AループIHX温度応答評価(IHX単体モデルによる)

関連メモ

- *1 技-61-283 自然循環試験Ⅱ-E“MIMIR-N2”コードによる試験後解析(その1)
- *2 技-61-300 自然循環時1次系流量較正方法の見直しについて

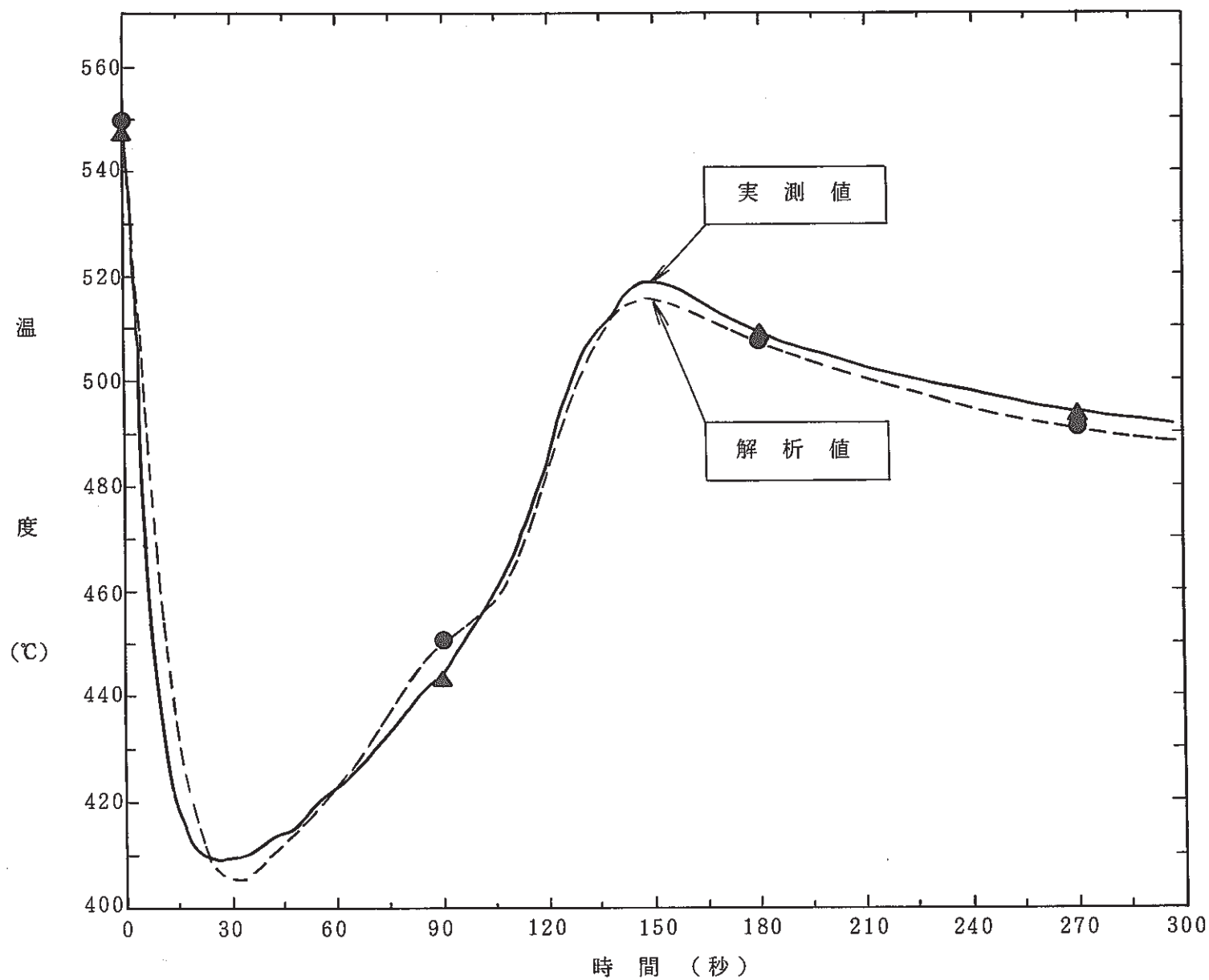


図1 中心燃料集合体出口Na温度(T/C位置)

7.6 自然循環時 1 次系流量零点校正の検討

報告者：有川（プラント G r）

1. 要 旨

自然循環試験Ⅱ－Eに対する1次系流量校正方法の見直しを行ったが^{*}，零点校正方法（以下の2案）について再検討を行い，零点校正値を確定した。

- (a) 1次主冷却系停止・補助系運転時指示値による方法
- (b) 1次系Naドレン時指示値による方法

2. 検討結果

(a)の補助系運転による方法では，測定毎にばらつきがみられ，逆流の有無についての厳密な判断は難しいと考えられる。一方，Naドレン時の方法では，電磁流量計の零点の温度依存によるドリフトに若干，不確定性が残るが，測定時の実際の流量が零であることが保証されており，自然循環試験Ⅱ－E実施から比較的近い時期に測定されている。これらより，(b)案による零点校正を行うものとする。

1 次系流量零点校正	
A ループ	+ 1.1 m ³ /h r
B ループ	－ 0.4 m ³ /h r

（注） 技－61－300では(b)案による零点校正を行っている

（技－61－321）

* 技－61－300 自然循環時 1 次系流量校正方法の見直しについて

7.7 “COMMIX-1A”による自然循環試験Ⅱ-E試験後解析(その1)

報告者：有川，菅谷（プラントGr）

1. 要 旨

100MW 定格出力状態からの自然循環試験Ⅱ-Eの試験後解析として、実測流量条件にて“COMMIX-1A”による解析を実施した。

2. 解析条件

- (1) 初期出力分布は“MAGI”コードによる12サイクル記録計算結果使用
- (2) 崩壊熱は運転履歴を反映した“FPGS-3.5”結果(ただし、FP収率見直含む)
- (3) 実測流量(流量較正見直結果反映；技-61-300)

3. 解析結果

崩壊熱は予測時に較べ約5%減少したが、1次系流量も較正方法の見直値が予測解析値より下回っているため*、中心燃料集合体出口温度は実測より約13℃高い。(図1)

4. 今後の予定

- (1) 集合体間熱移行の隣接関係モデリングの詳細化
- (2) 制御棒内部構造物の熱容量モデル化
- (3) 集合体間隣接伝熱面積評価・モデリングの見直し

以上の見直しを行い解析実施中である。

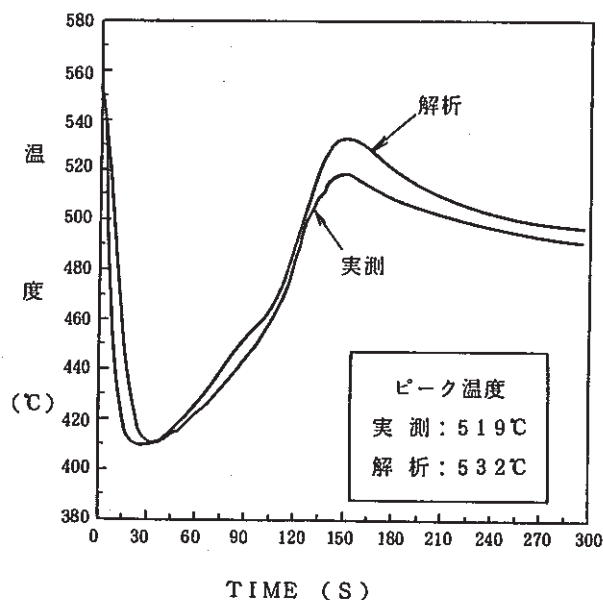


図1 中心燃料集合体出口Na温度

(技-61-326)

* ボトム流量で約20%

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

（下部プレナム・モデル検証解析）

報告者：後藤（プラントGr）

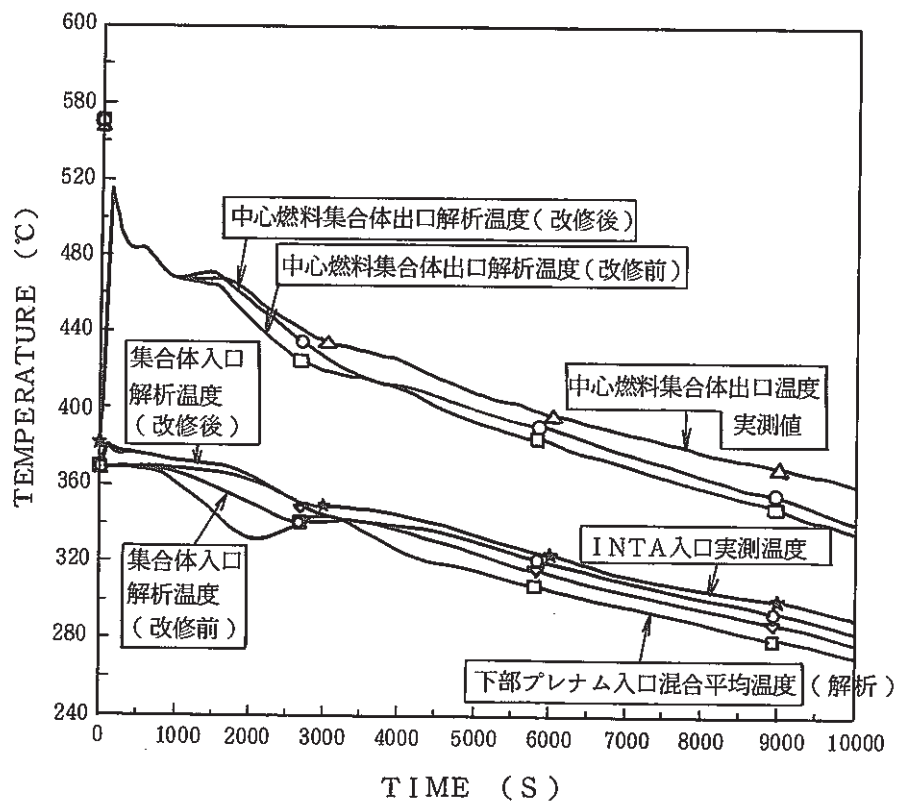
1. 概要

“MIMIR-N2”コードによる自然循環解析の問題点として、長時間解析における集合体出口温度挙動の実測との不一致が上げられこの原因の1つとして、下部プレナム部の熱輸送遅れによる効果（いいかえれば温度成層化によるピストンフロー効果）が考えられた^{*1}。よって“MIMIR-N2”コードに多メッシュ化した下部プレナム・モデルを導入し、検証として自然循環試験Ⅱ-E試験後解析（その2）^{*2}とはほぼ同条件で解析を行った。（実測流量入力解析）

2. 評価

(1) 集合体入口温度

800秒付近よりの温度降下が遅れ、実測のINTA入口温度に近づく様になり、2000秒で13℃、8000秒で5℃程改善された。しかし、3500秒で9℃程INTA入口温度より低い。



<関連資料>

*1（技-61-279）自然循環試験Ⅱ-E試験後解析，下部プレナム部熱輸送遅れ効果の検討

*2（技-61-311）“MIMIR-N2”コードによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析（その2）

（技-61-327）

(2) 中心燃料集合体出口温度

2500秒付近まで実測との差が5℃以内と非常に良い一致を示す様になった。しかしその後少しずつ差がひらき8000秒で13℃程差が残る。

3. 今後の課題

原子炉入口(T/C位置)温度において、まだ実測とずれており(特にAループ側)、今後2次系回りの系統温度挙動について検討を行ってゆく。

7.9 COMMIX-1Aによる自然循環試験Ⅱ-E試験後解析(その2)

報告者：有川，菅谷（プラントGr）

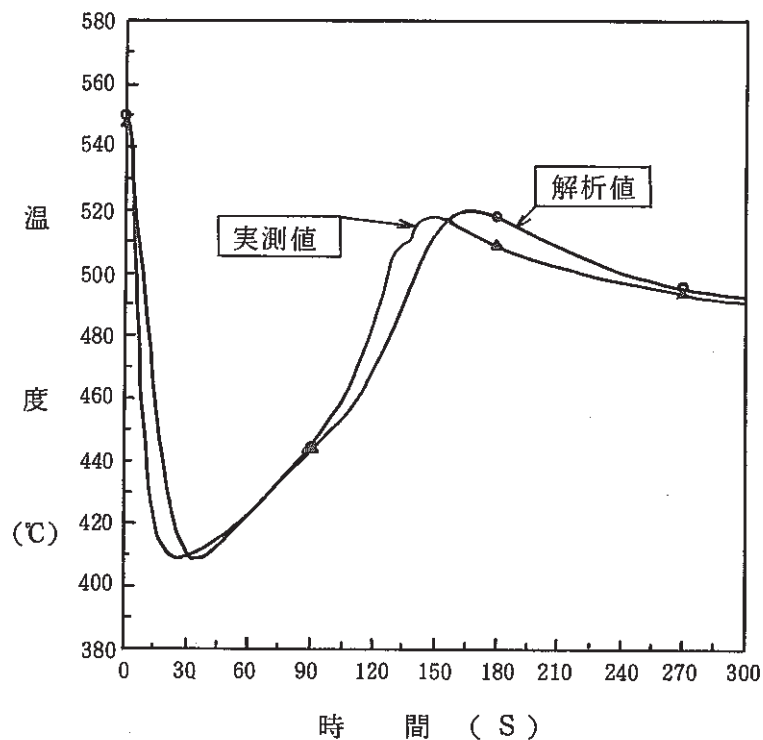
1. 概要

従来の自然循環解析の径方向熱移行モデリングでは，制御棒内部構造物，集合体間ネットワークを，やや簡略的に扱っているが，これらのモデリングは集合体出口Naピーク温度に対して感度が高いことが他の解析結果等で示されている*。COMMIXにおいても集合体間ネットワーク，伝熱面積，制御棒内部構造物等について見直しを行い，解析を実施した。

2. 結果・評価

中心燃料集合体出口Naピーク温度は，図のようにモデリング見直し前の532℃から520℃に（実測519℃）改善され，他の列も，10℃程度の精度で再現された。

中心燃料集合体ピークのずれは，過渡時集合体内温度流速分布に起因するものと考えられる。



中心燃料集合体出口Na温度（T/C位置）

（技-61-330）

* 722009-NA022 自然循環試験Ⅱ-E，ORIFS-TRANSIENTコードによる試験後解析（その2）

8. 高速実験炉のプラント諸特性の解析と評価

8.1 高温構造設計指針(BDS)による炉容器壁の構造健全性再評価について

報告者：沢田(プラントGr)

1. 概 要

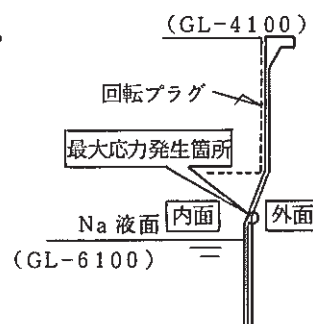
「常陽」版構造等の技術基準として、「もんじゅ」の構造設計指針(BDS)をベースにした新指針を制定することで現在作業が進められているが、これに関連してBDSによる構造健全性評価の検討例として、炉容器壁の構造強度再評価を行った。

2. 解析条件

通常起動・停止及び電喪・スクラムの各運転状態において、長尺液面計及び炉壁温度計の実績温度データを用いて熱伝導解析及び応力解析を実施し、それらの解析結果を基にBDSの評価フローに沿って評価を行った。尚、発生回数は設計回数を考慮した。

3. 計算結果

最大応力は、てこの原理により「リークジャケット付根部」において発生する。計算結果の概要を下表にまとめる。



断面 項目	ひずみの制限					クリープ疲労損傷の制限			
	1次+2次応力強さ範囲の制限			熱応力ラチェットの防止		累積疲労 損傷係数	累積クリー プ損傷係数	累積クリー プ疲労係数	制限値
	S_n	$\leq 3 S_m$	$\leq \beta_s \cdot 3 S_m$	σ_s / S_y	制限値	D_f	D_c	$D_f + D_c$	$\leq D$
内面	46.5 kg/mm ²	40.7 kg/mm ²	101.6 kg/mm ²	2.71	11.68	0.14	0.13	0.27	0.87
外面	45.8 kg/mm ²	"	101.8 kg/mm ²	2.67	"	0.03	"	0.16	"

4. 評 価

上表に示す如く、最大(1次+2次)応力強さは許容応力強さ(3 S_m)を越えるほどの大きな応力であるが、弾塑性解析を行う必要はなく、炉容器壁は設計寿命時においても十分なる構造強度を有している。

8.2 出力系核計装補正回路の各係数の再評価、及びその誤差評価について

報告者：島田（異常監視技術Gr）

1. はじめに

出力系核計装においては、黒鉛温度及びNa温度による指示値への影響があり、現在それを補正する回路の導入を進めている。

その補正回路に使用する各パラメータに対する係数は、第8サイクル起動時及び第9サイクルEOC(End Of Cycle)時のデータを基にして算出したが(技-60-204, 技-61-55), 下記の問題があった。

- (1) 出力系核計装のCH. 7 に対するNa温度依存の係数が負になっていた。
- (2) 第8サイクル起動時のデータを基に算出した係数を用い、第9サイクルEOCのデータを評価した所、リニア補正を行うことで、同様に使えることが判明したが、その定数項分で1.5 MWのずれ(零点のドリフト)があった。

今回、以上の問題について、計算手法を変え、再評価を行った。また本補正を行った時の誤差評価も行った。

2. 方 法

- (1) 出力系核計装の出力電圧と熱出力の比が、黒鉛温度と熱出力(Na温度に比例)の一次式に比例することから、下式の様に評価し、

$$\alpha T + \beta Q + \gamma = \frac{100}{8} \frac{V}{Q}$$

V: 出力系核計装電力出力(0~8V)

Q: 原子炉熱出力(0~100MW)

T: 黒鉛温度

α , β , γ を第8サイクル起動時のデータから、最小自乗法で求め、核計装の出力を補正した。

- (2) 第9サイクルEOCのデータについて、(1)で求めた係数 α , β , γ を用い核計装の出力の補正を行った後(Q_r), 熱出力値Qへのリニア補正の係数を、最小自乗法で求めた(下式のK, C)。

$$Q = KQ_r + C$$

- (3) Na温度依存性の影響を見るために、Na温度依存の項を落とし(1)の式で $\beta=0$), 下式で評価して α , γ を求め、核計装の出力を補正した。

$$\alpha T + \gamma = \frac{100}{8} \frac{V}{Q_r}$$

(技-61-266, 287, 298, 308)

- (4) (1)にて算出した α , β , r を用いて核計装出力を補正した時の確率誤差を求めた。誤差 ΔQ_r は下式で与えられる。

$$\Delta Q_r = \frac{100 \cdot \frac{V}{8} \cdot r}{(\alpha T + \beta Q + r)^2}$$

$$r \equiv 0.6745 \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n v_i^2}{n-3}}$$

$$v_i \equiv \frac{100}{8} \frac{V_i}{Q_i} - (\alpha T_i + \beta Q_i + r)$$

3. 結果及び評価

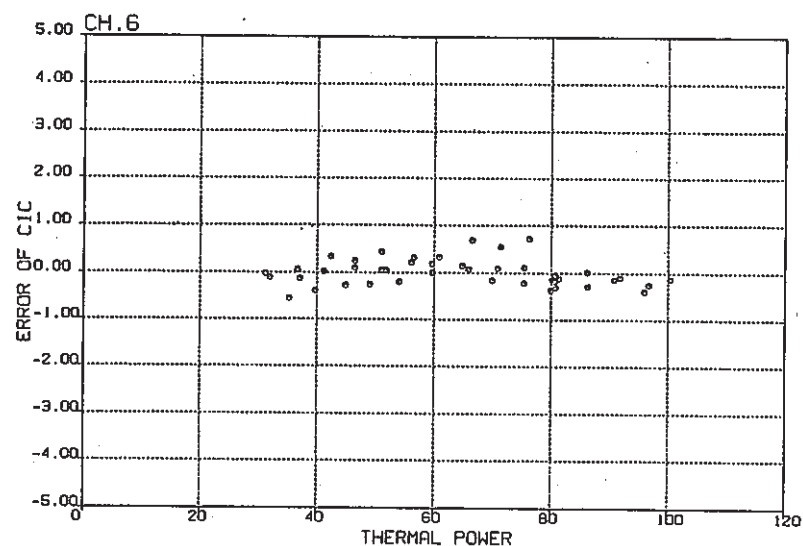
- (1) 下記に α , β , r , K , C を示す。Na温度についての係数 β として正の値が算出されていること、及び第9サイクル起動時データの評価の際にあらわれた定数項のずれ(C)が、0.39MWに収まっていることが判る。

中性子 計装	係数	α	β	r	K	C
ch6		2.29×10^{-3}	4.19×10^{-4}	7.10×10^{-1}	1.032	0.391
ch7		2.31×10^{-3}	2.05×10^{-4}	7.18×10^{-1}	1.025	0.205
ch8		2.24×10^{-3}	4.31×10^{-4}	7.44×10^{-1}	1.061	0.336

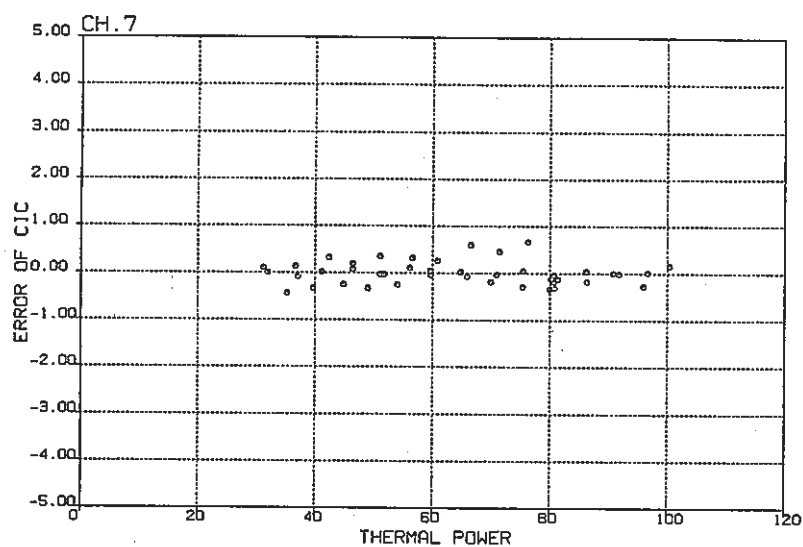
またこの係数により核計装の出力を補正すると、熱出力に対し ± 1.0 MW内に入ることが判る。
図1に第8サイクル起動時のデータを補正した結果を示す。

前回の係数の計算での問題は、計算手法上の誤差によるものと判断される。

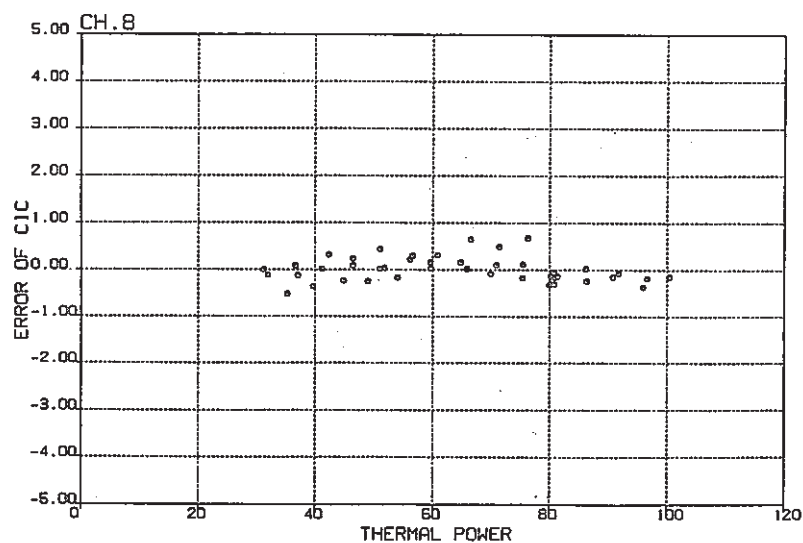
- (2) Na温度依存の項を落とし、核計装の出力を補正した結果を図2に示す。熱出力に対し ± 1.5 MW以上ずれる場合があることが判り、Na温度依存の項の必要性が確認された。
- (3) 誤差評価を行った所、第8サイクル起動時のデータ補正の場合、最大 ± 0.35 MWの確率誤差があることが判明した。
- (4) 今後の検討課題として、
- ① ch7の β の値がch6, 8に比べて低い原因
 - ② 第9サイクルの補正を行った時、依然として0.39MWのずれが生ずる原因が上げられる。これらについては今後検討して行きたい。



CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR

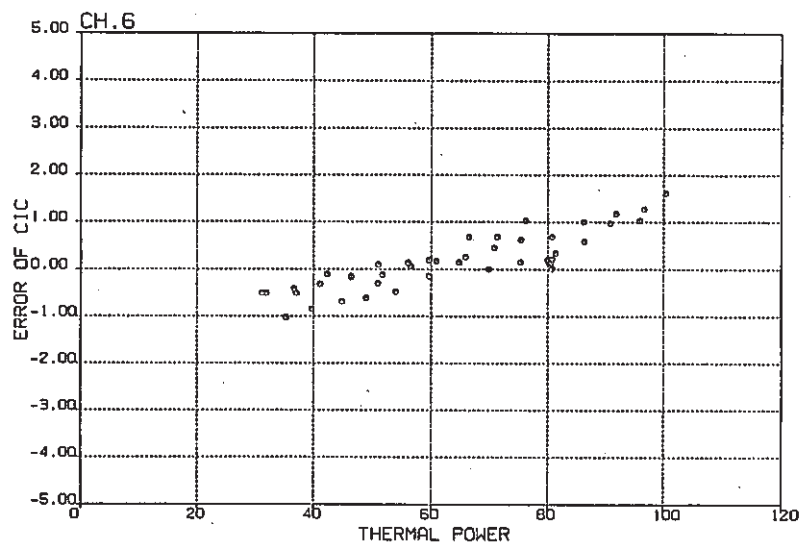


CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR

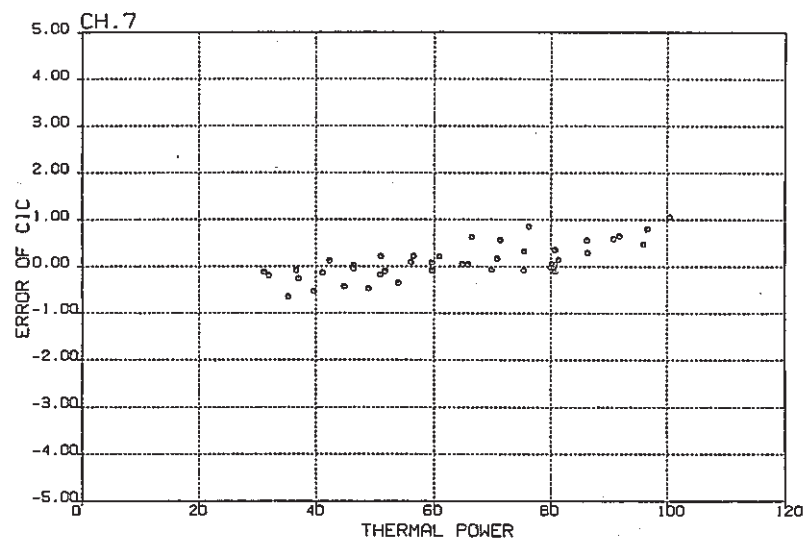


CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR

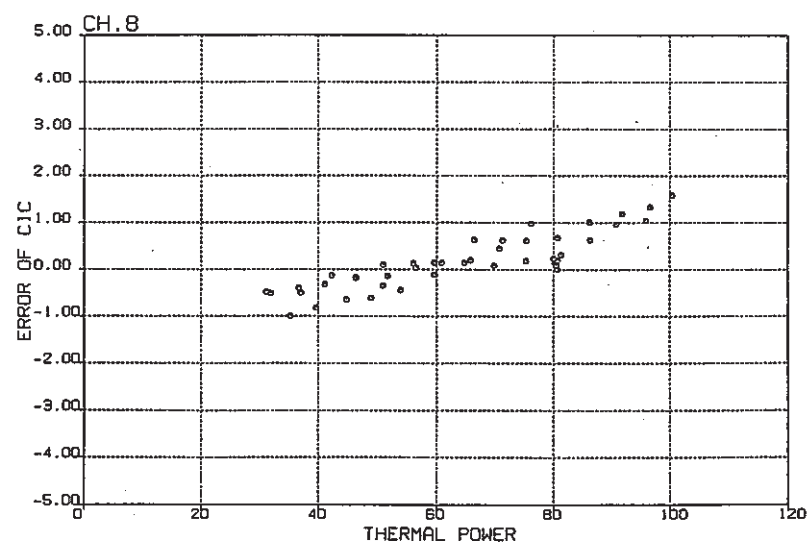
図1 補正した核計装出力値と熱出力との偏差



CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR



CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR



CALIBRATE OF POWER RANGE MONITOR

図2 Na 温度依存性を落とし、補正した場合

8.3 UPR 流速計特性試験の結果

報告者：玉山（異常監視技術 Gr）

1. 目 的

第 8 サイクル起動前に行われた流速計試験において、系統流量変化に対し UPR ナトリウム流速計の流速信号に変化がなかった。この原因は、流速計取り付け位置が UPR 内で偏心しているため、特異な流動条件になっているものと考えた。この流速計の特性・状況を明らかにするため試験を実施した。

2. 試 験

第 12 サイクル後の特殊試験サイクル時（12' サイクル）の燃交期間中に回転プラグを回転させ、流速計をドライバー燃料中心（5C2）に移動し、流速計動作の確認を目的として試験を実施した。

3. 結果及び検討

1 次主流量の変化に対して UPR 流速計信号も変化した非常に小さい。むしろ信号出力のゆらぎ幅の増加の方が多い（図参照）。中心燃料集合体〔000〕中の流速計との比較また予測流速との比較を通して UPR 流速計指示値についての評価を行った。

4. 結 論

流速計自体は一応の流量特性があることは判った。しかし、ゲインが少ない理由については以下の理由を考えた。①測定された流量しか現実には流れていない。②乱流、施回流となっていてグロスの流量を代表していない。③アンプの特性不良。

以上であるが、断定できる根拠は得られなかった。

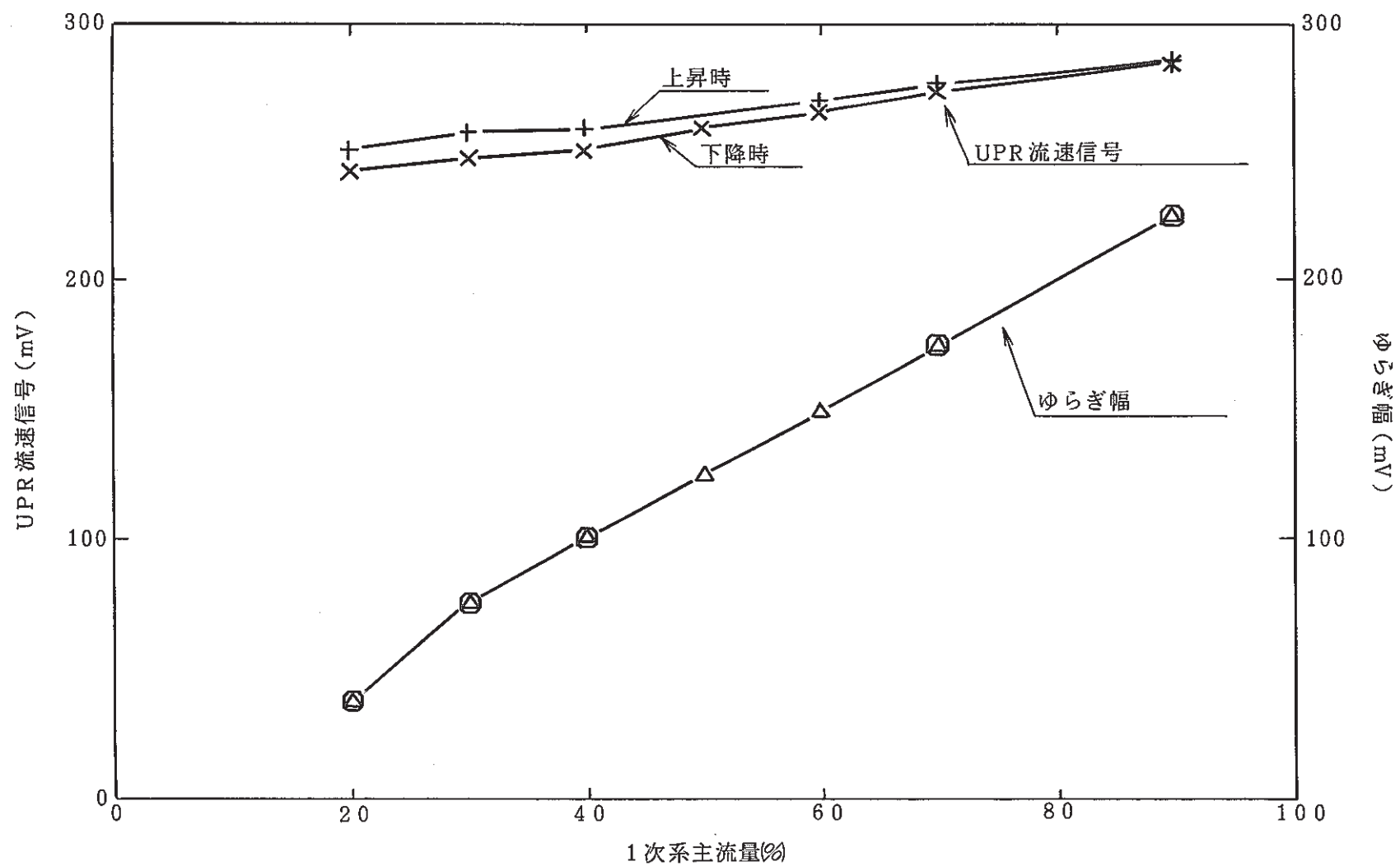


図 UPR 流速計特性試験結果

8.4 中性子計装・黒鉛遮蔽体温度補償システムの温度信号採取系についての検討

報告者：小倉（異常監視技術 Gr）

1. 概 要

中性子計装の出力系の検出器は黒鉛遮蔽体内に設置されており，この黒鉛遮蔽体内の原子炉出力の増減に伴う温度の変化によって大きな影響を受け，この変化には一定の傾向があることが実験や採取したデータ等から経験的にわかっていた。

今回，この経験的にわかっていた変化の傾向を式に変換し温度補償を自動的に行うシステムを製作，設置することになった。

本報告は，上記に示す中性子計装黒鉛遮蔽体温度補償システムが使用する温度信号（黒鉛遮蔽体温度，原子炉出力 Na 温度）の採取方法について検討した結果を紹介するものである。

2. 検 討

中性子計装黒鉛遮蔽体温度補償システムが使用する温度信号は，

① 黒鉛遮蔽体温度

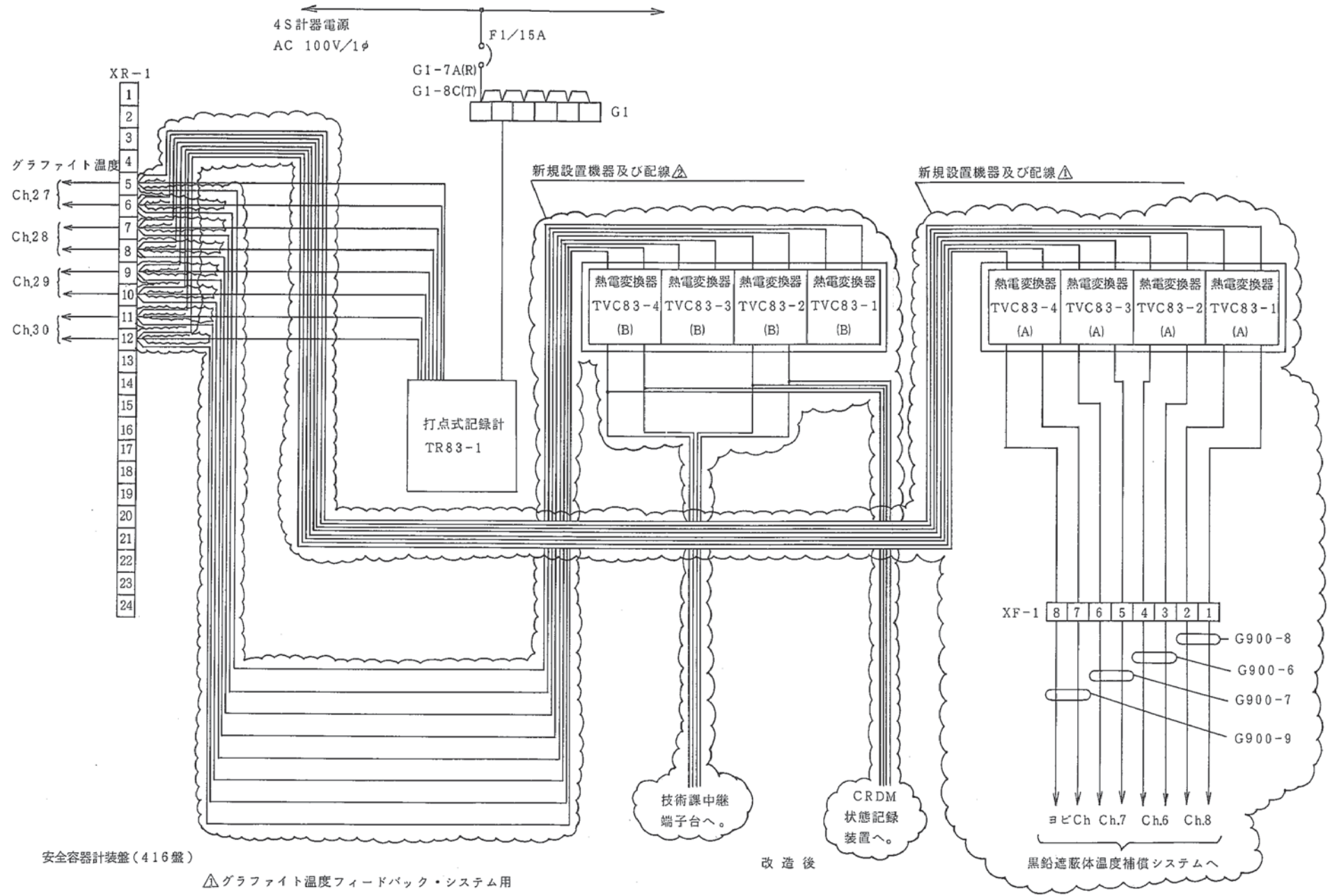
② 原子炉出口 Na 温度

の 2 点である。これらの信号は既に中央制御室で各計装に接続されており，今回のシステム設置においては他設備に影響がない様に考慮した。

まず①の黒鉛遮蔽体温度であるが，この黒鉛遮蔽体温度は安全容器計装盤の YODAC-80 システム及び打点式ペンレコーダに接続されており，この内 YODAC-80 システムは今回の信号採取での多重接続によるインピーダンスの低下を考慮して，撤去することとした。その後 2 台の熱電温度変換器を設置し，打点式ペンレコーダとの 2 重取り込みのみとなる様にする。熱電温度変換器より電圧信号としてケーブル処理室を経由して中性子計装黒鉛遮蔽体温度補償システムに接続される。

②の原子炉出口 Na 温度は，必要な 3 信号のうち 2 信号が 1 次温度警報盤よりと 1 信号が 1 次制御盤よりケーブル処理室を経由して安全容器計装盤に設置した熱電温度変換器に接続される。次いで熱電温度変換器より電圧信号としてケーブル処理室を経由して中性子計装黒鉛遮蔽体温度補償システムに接続される。

いずれの熱電温度変換器も系統分離の観点から，接続される中性子計装回路と同じ電源系統を用いている。



安全容器計装盤グラファイト温度(26~30)接続図

8.5 計測線付燃料集合体 (INTA) 計装の炉雑音解析結果

報告者：庄野，大山（炉心・運転計画 Gr）

1. 概 要

高速実験炉「常陽」では，MK-II 炉心第 8 サイクルから，第 12 サイクル及びその直後の特殊試験までの期間，計測線付燃料集合体 (INTA) が炉心 (5F2) に装荷された。INTA の計装から得られる各種信号（燃料中心温度計，中性子束検出器，入口温度，冷却材温度等の信号）は，高速炉運転中の集合体内部情報であり，炉雑音解析を行った結果，従来計装では知り得ない，炉心特性に関する知見を多数得ることができた。

2. 結 果

(1) 炉外中性子束検出器と炉内中性子束検出器の信号の比較

- ① $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-2} \text{ Hz}$ の帯域においては，原子炉入口温度（A ループ）ゆらぎによって発生する中性子束ゆらぎを炉内，炉外検出器いずれも同様の情報を遅れなしに検出することができる。
- ② $4 \sim 5 \times 10^{-2} \text{ Hz}$ において，炉外検出器のみにピークが存在する。このピークは，空間依存性をもつゆらぎであり，原因は，炉心燃料領域よりも，外側の現象と推定される。
- ③ 炉内，炉外中性子束検出器いずれにおいても，約 5.5 Hz に顕著なピークが見られた。このピークは，燃料ピンの流力振動によって誘起される中性子束ゆらぎであると推定される。

(2) 炉内中性子束信号と燃料中心温度信号間の伝達特性

- ① 中性子束ゆらぎから，燃料中心温度への伝達関数は，燃料中心温度計の時定数を 2 秒とした解析結果と良く一致する。

(3) 燃料中心温度と冷却材温度の関係

- ① 燃料中心温度信号と冷却材温度ゆらぎのコヒーレンス解析より冷却材温度信号のゆらぎは，温度勾配をもつ集合体内部を，乱流条件にある冷却材が通過する際に発生する温度ゆらぎが主要構成因子であり燃料ペレット部からの伝熱量のゆらぎの寄与は小さい。

(4) 原子炉入口温度ゆらぎの伝播特性

- ① 熱出力 100 MW ，流量 100% 時の原子炉入口温度ゆらぎと炉内中性子束ゆらぎの時間的関係を相互相関関数の解析結果を用いて考察し，下記の値を得た。（ t_2 ， t_3 ， t_5 の時間は，INTA の装荷により初めて算出できたものである。）

（技-61-324）

* 本報告書の詳細は，SN9410 87-034 を参照の事

記号	時間 (秒)	記号の定義，物理的意味
t ₁	15.75	原子炉入口温度ゆらぎ検出から中性子束信号にゆらぎが発生するまでの遅れ時間
t ₂	7.5	原子炉入口温度計で検出されたゆらぎが集合体入口に到着するまでの遅れ時間
t ₃	8.25	集合体入口温度がゆらいでから中性子束信号にゆらぎが発生するまでの遅れ時間 (炉心支持板の熱膨張の時定数に相当する値)
t ₄	5.8	原子炉入口温度計で検出されたゆらぎが炉容器入口に到着するまでの遅れ時間 (流路断面積，配管長，流量から算出)
t ₅	1.7	冷却材が炉容器入口から集合体入口へ移動するまでの遅れ時間

8.6 プレシピテータ計数値の導出過程の整理と修正について

報告者：吉岡（計測 Gr）

1. 概 要

FFD信号評価コードの整備の一環で、その成果報告書⁽¹⁾等を調査した。特に、FFDのカバーガス検出系(CGD)の応答信号について、プレシピテータの計数値の導出過程を調べたが、その対象としたプレシピテータ⁽²⁾⁽³⁾が「常陽」FFDに設置したものでなく^{(4)~(6)}、またその導出過程がプレシピテータの計数動作と一致しない等の不都合があった。

ここでは、この不都合を解消するために、また成果報告書の補足を行うために、プレシピテータの計数値の導出過程を、実際の計数動作と合致する様に、整理ならびに修正した。

2. 方 法

FFD信号評価コード、「常陽」FFD設置のプレシピテータ等の報告書、資料を調査し、プレシピテータの計数動作についてのモデルを明確にして、その計数値の評価式を導いた。

3. 結 果

プレシピテータの計数値を導出したモデルを記すと、次の様になる。図1に「常陽」FFDのカバーガス検出系統(Reactor Vessel→Vapor Trap No.1, No.2→Buffer Tank→Circulation Pump→Precipitator)を示した。また、このモデルは、燃料ピンの破損で1次冷却材ナトリウムに放出したFPガスの一部分が、炉心頂部のカバーガス空間に移行した時点を出発点とし、そのFPガス(下記の記号では $N_{G,K}(t)$)が図1の系統を移行して、最終点のプレシピテータで計数されるとした。図2に「常陽」に設置されているプレシピテータの機能概要を示した。また、プレシピテータの実断面を図3に示し、さらにその計数動作の時間関係を図4に示した。

このモデルから、親核種Kの娘核種全てによるプレシピテータの全計数値は式(1)で評価できることがわかった。ここでは、コードで計算対象としている親核種Kの核種数を10種類とし、また、使用した記号は後記の通りである。

$$\therefore C_{CGD}(t_s) = \sum_{K=1}^{10} C_{CGD,K}(t_s) \quad \dots\dots\dots (1)$$

ただし、

$$C_{CGD,K}(t_s) = \epsilon_p \cdot \epsilon_t \cdot \frac{V_P \cdot P_P \cdot T_G}{V_G \cdot P_G \cdot T_P} \cdot \frac{\lambda_k}{\lambda_{dk}} \cdot N_{H,K}(t_s - t_1 - t_2) \cdot (1 - e^{-\lambda_{dk} t_1}) \cdot e^{-\lambda_{dk} t_2} \cdot (1 - e^{-\lambda_{dk} t_3})$$

また、 $t = t_s - t_1 - t_2$ として、

$$N_{H,K}(t) = \begin{cases} N_{G,K}(t-t_P) \cdot e^{-\lambda_K \cdot t_P} + \sum_{i=1}^2 N_{G,K}^{Back,i} & (t \geq t_P) \\ \sum_{i=1}^2 N_{G,K}^{Back,i} & (t < t_P) \end{cases}$$

ここで

$N_{G,K}(t)$: 炉心頂部のカバーガス空間でのある時刻 t における FP ガスの親核種 K の原子数 (個)

$N_{H,K}(t)$: プレシピテータでの FP ガスの親核種 K の原子数 (個)

$N_{G,K}^{Back,i}$: 親核種 K のバックグラウンドとなる原子数 (個)

$\left(\begin{array}{l} i=1 \text{ は表面汚染によるもの} \\ i=2 \text{ はトランプウランによるもの} \end{array} \right)$

λ_K : 親核種 K の崩壊定数 (1/s)

$\lambda_{d,k}$: 親核種 K の娘核種の崩壊定数 (1/s)

t_P : 炉心頂部のカバーガス空間からプレシピテータのチェンバまでの FP ガスの移動時間 (遅れ時間) (s)

ϵ_t : β^- 崩壊の娘核種がプレシピテータ・チェンバ内でプレシピテータ・ワイヤに捕集される効率

V_P : プレシピテータ・チェンバ内の容積 (cm³)

P_P : プレシピテータ・チェンバ内の圧力 (atm)

T_P : プレシピテータ・チェンバ内の温度 (K)

V_G : 炉心頂部のカバーガスの空間体積 (cm³)

P_G : 炉心頂部のカバーガスの圧力 (atm)

T_G : 炉心頂部のカバーガスの温度 (K)

t_1 : プレシピテータ・チェンバでの捕集時間 (浸漬時間) (s)

t_2 : プレシピテータ・ワイヤの移動時間 (s)

ϵ_P : 検出器の検出効率 $\left(\frac{\text{cps}}{\text{dps}} \right)$

t_s : 計数開始時刻

t_3 : 検出器の計数時間 (s)

$C_{CGD,K}(t_s)$: 親核種 K の娘核種のみでのプレシピテータの全計数値 (cps)

$C_{CGD}(t_s)$: 全娘核種によるプレシピテータの全計数値 (cps)

結果は前記に示す通りであるが、「常陽」FFD設置のプレシピテータについても、その計数値の評価式は最終的に成果報告書⁽¹⁾のものの概念で十分に解釈できることがわかった。しかし、その評価式で用いるプレシピテータ性能の諸係数 (ϵ_t , V_P , ϵ_P , t_1 , t_2 , t_3) の値を表1の

様に変更しなければならない。

4. 参考文献

- (1) 破損燃料検出系(DN法, CG法)の破損信号評価法の開発: 成果報告書 SJ201 82-18(1) P.37~P.39 1982年3月
- (2) 高速炉破損燃料検出用プレシピテータの試作試験: —ガス置換型FPコレクタの特性試験
(1)— SJ201 74-10 1974年3月
- (3) 高速炉破損燃料検出系の開発: —新型プレシピテータ特性試験(II)と「常陽」FFD感度評価コードの開発— SJ201 75-27 1975年10月
- (4) 燃料破損検出装置のナトリウム・インパイル・ループ試験(I): —第1~4回Na循環実験— JAERI-memo5287 P.5~P.6, 1973年5月
- (5) 高速実験炉「常陽」性能試験結果報告書: —燃料破損検出系(MT-21)— PNC SN941 79-70 P.9~P.13, 1979年6月
- (6) 高速実験炉「常陽」燃料破損検出設備プレシピテータ法計測設備取扱説明書(保守編, 系統番号46) 昭和50年2月 東芝発行

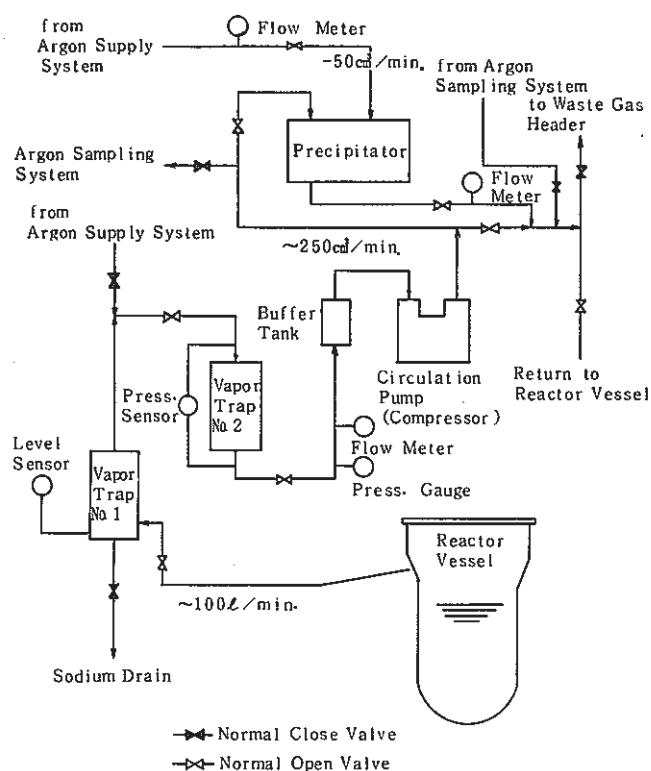


図1 「常陽」のFFDカバーガス検出系統
(Block Diagram of Fuel Failure Detection
Cover Monitoring System
SN941 79-70 P.11 Fig.2.6より)

表1 コード設定係数(プレシピテータ・データ)の変更内容について

変数名	意味	コード設定係数(1)の現状	変更すべき値(6)	備考
ETRAP	捕集効率 ϵ_t	0.65	0.80	変更の必要あり
VOLCOL	コレクタ容量又はチェンバ容量 $V_p(\text{cm}^3)$	25	1000	"
EDETEC	検出効率 ϵ_p	0.75	0.45	"
TSOAK	浸漬時間又は捕集時間 $t_1(\text{s})$	300	$(0.4 \sim 12.0) \times 60$	現状のままでも可能であるが、通常の使用では10.0×60sで取り扱っている。
TGAS	ガス(浸漬時間又はワイヤの移動時間 $t_2(\text{s})$)	30	1	変更の必要あり
TCOUNT	計数時間 $t_3(\text{s})$	300	$(0.4 \sim 12.0) \times 60$	現状のままでも可能であるが、通常の使用では10.0×60sで取り扱っている。
TP	カバーガスからCGDまでの遅れ時間 $t_p(\text{s})$	100	同左	現時点では変更するための根拠なし
VGAS	カバーガス体積 $V_G(\text{cm}^3)$	6.5×10^6	同左	"

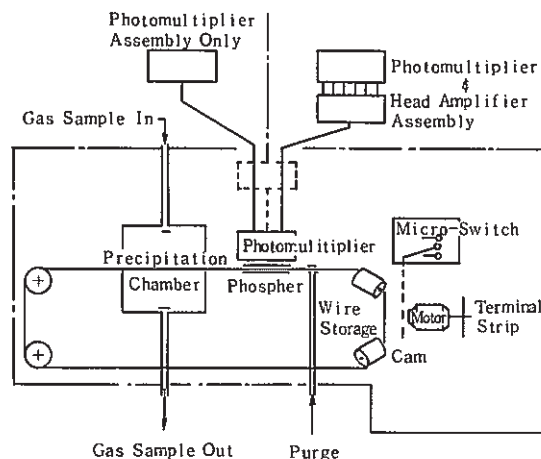


図2 「常陽」に設置されているプレシピテータの機能概要
(Diagrammatic Layout of Precipitator
SN941 79-70 P.13 Fig.2.8より)

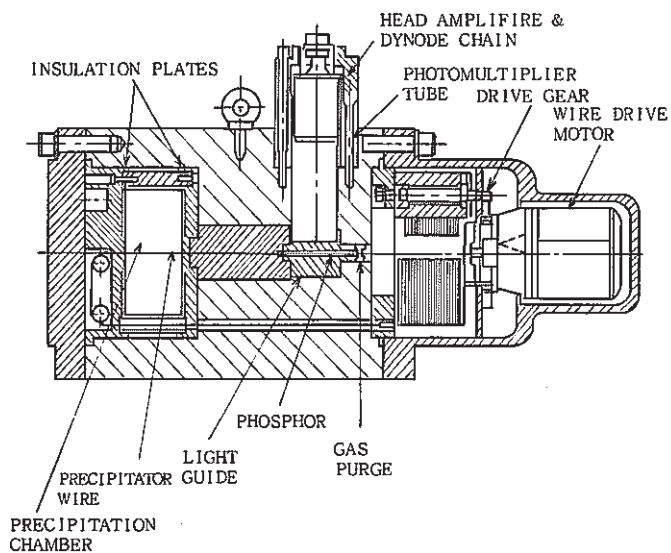


図3 プレシピテータの実断面
(Cross Section of Precipitator
SN941 97-70 P.12 Fig.2.7より)

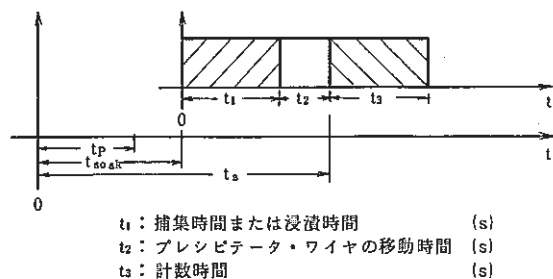


図4 プレシピテータの計数動作の時間関係

9. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線の測定と解析

9.1 SMIR-6 ドシメータの反応率測定結果

報告者：飯島，山縣（計測 Gr）

1. 概 要

「常陽」のMK-II炉心において照射された，SMIR-6（構造材料照射用反射体）の中性子照射量を評価するため，SMIR-6に装荷されたドシメータの反応率を測定した。

2. 条 件

(1) SMIR-6の照射期間及び積算熱出力

MK-II炉心・第7サイクル

1985年2月12日～1985年3月31日

積算熱出力：4,380MWd

(2) SMIR-6の装荷された炉心アドレス

[7 F 7]

(3) ドシメータの種類

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

*：Vキャプセルに封入

3. 方 法

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

4. 結 果

SMIR-6 ドシメータの反応率の測定結果を表1に示す。

これらの軸方向分布を図1に示す。

表1 SMIR-6 ドシメータの反応率測定結果

ドシメータ	反 応	反応率 [reaction/sec/atom/100MWt]		
		DS061 Z = - 6 0 9 mm	DS062 Z = - 3 6 0 mm	DS063 Z = 4 2 0 mm
Ti	$^{46}\text{Ti}(\text{n}, \text{p})^{46}\text{Sc}$	2.223×10^9 (4.3)	1.207×10^{11} (2.7)	1.897×10^9 (4.6)
Fe	$^{54}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})^{54}\text{Mn}$	1.854×10^{10} (2.5)	1.133×10^{12} (2.6)	1.677×10^{10} (2.9)
Ni	$^{58}\text{Ni}(\text{n}, \text{p})^{58}\text{Co}$	2.854×10^{10} (2.2)	1.632×10^{12} (2.2)	2.691×10^{10} (2.2)
Cu	$^{63}\text{Cu}(\text{n}, \alpha)^{60}\text{Co}$	1.180×10^8 (3.6)	6.304×10^9 (3.1)	9.631×10^7 (3.4)
Fe	$^{58}\text{Fe}(\text{n}, \gamma)^{59}\text{Fe}$	6.957×10^{12} (5.4)	1.991×10^{13} (5.4)	5.682×10^{12} (5.3)
Co	$^{59}\text{Co}(\text{n}, \gamma)^{60}\text{Co}$	4.721×10^{14} (2.5)	1.051×10^{15} (2.7)	3.607×10^{14} (2.5)
Ta	$^{181}\text{Ta}(\text{n}, \gamma)^{182}\text{Ta}$	2.918×10^{15} (3.0)	5.437×10^{15} (3.0)	2.185×10^{15} (2.9)
EU	$^{235}\text{U}(\text{n}, \text{f})$	1.366×10^{15} (2.6)	3.555×10^{15} (2.7)	1.025×10^{15} (2.6)

Z : 炉心中心を0とした軸方向レベル。 ()内は、1 σ 誤差である。

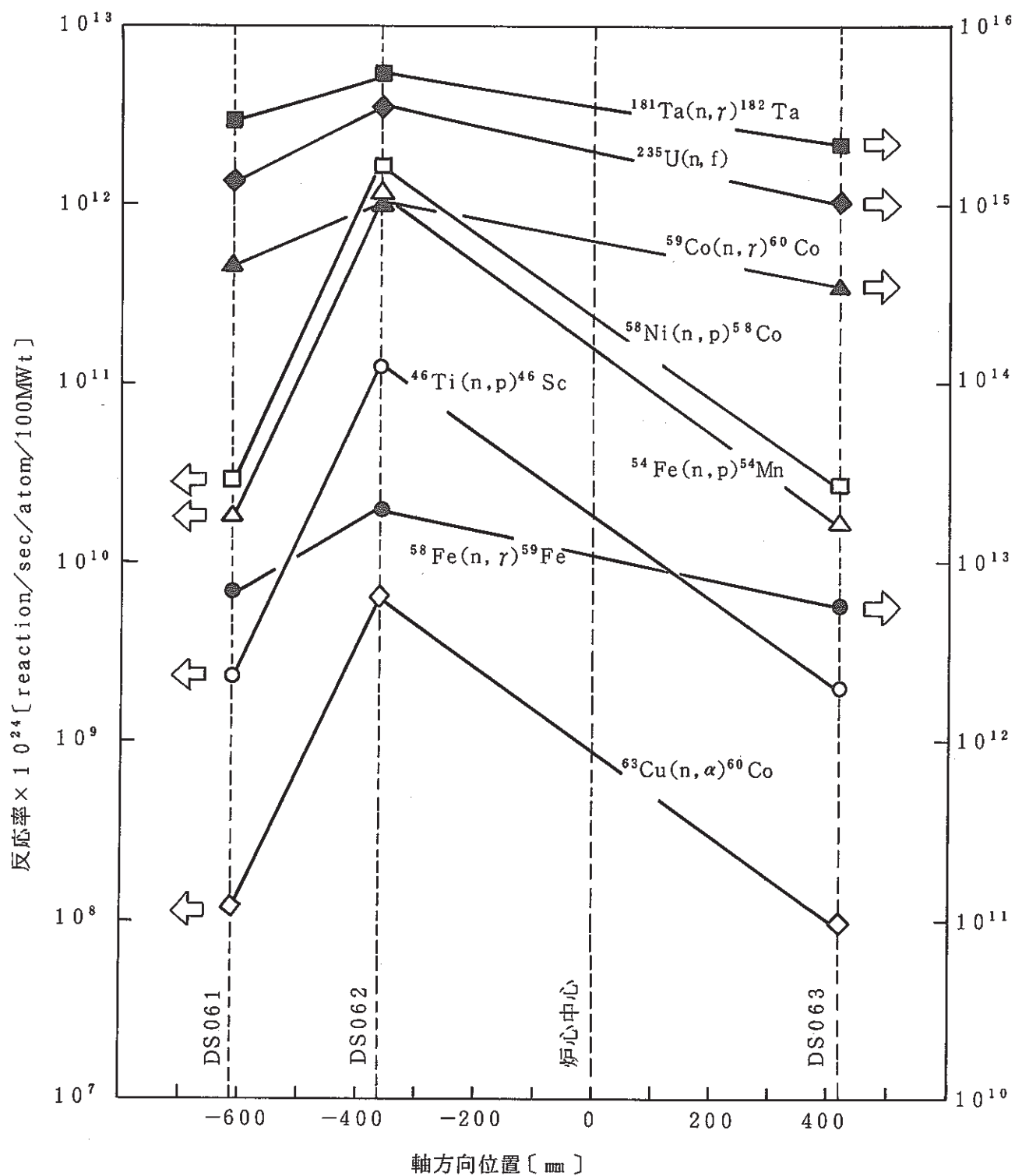


図1 反応率の軸方向分布

9.2 AMIR-1 ドシメータの反応率測定結果

報告者：飯島，山縣，佐久間（計測 Gr）

1. 概 要

「常陽」のMK-II炉心において照射された，AMIR-1（制御棒材料照射用反射体）の中性子照射量を評価するため，AMIR-1に装荷されたドシメータの反応率を測定した。

2. 条 件

(1) AMIR-1の照射期間及び積算熱出力

MK-II炉心・第3サイクル～第7サイクル

1984年4月19日～1985年4月27日

積算熱出力：22,300MWd

(2) AMIR-1の装荷された炉心アドレス

[6C6]

(3) ドシメータの種類

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

*：Vキャプセルに注入

3. 方 法

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

4. 結 果

AMIR-1ドシメータの放射化量及び反応率の測定結果を表1，表2に示す。

表1 AMIR-1の放射化量測定結果

ドシ メータ	反 応	放 射 化 量 (decay/sec/g)		
		DAO11	DAO12	DAO13
Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p) ^{54}\text{Mn}$	$1.074 \times 10^9 (2.32)$	$5.030 \times 10^9 (2.32)$	$7.504 \times 10^8 (2.33)$
Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha) ^{60}\text{Co}$	$1.443 \times 10^7 (2.80)$	$7.474 \times 10^6 (1.86)$	$9.917 \times 10^6 (2.81)$
Ni	$^{58}\text{Ni}(n, p) ^{58}\text{Co}$	$2.728 \times 10^{10} (2.36)$	$1.288 \times 10^{10} (2.37)$	$1.822 \times 10^{10} (2.36)$
Ti	$^{46}\text{Ti}(n, p) ^{46}\text{Sc}$	$3.296 \times 10^8 (2.13)$	$1.519 \times 10^8 (2.44)$	$2.166 \times 10^8 (2.42)$
Ta	$^{181}\text{Ta}(n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$	$6.150 \times 10^9 (3.13)$	*	$6.249 \times 10^9 (2.79)$
Nb	$^{93}\text{Nb}(n, n') ^{93m}\text{Nb}$	*	$2.516 \times 10^8 (1.12)$	$3.464 \times 10^8 (1.13)$
Co	$^{59}\text{Co}(n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	$3.332 \times 10^9 (3.29)$	$3.845 \times 10^9 (3.40)$	$3.587 \times 10^9 (3.39)$
EU	$^{235}\text{U}(n, f) ^{137}\text{Cs}$	$8.387 \times 10^9 (6.18)$	$8.009 \times 10^9 (6.18)$	$8.226 \times 10^9 (6.18)$
NU	$^{238}\text{U}(n, f) ^{137}\text{Cs}$	**	$1.832 \times 10^8 (6.19)$	**

()内は1 σ %誤差である

表2 AMIR-1の反応率測定結果

ドシ メータ	反 応	反 応 率 $\times 10^{24}$ (reaction/sec/atom/100MWt)		
		DAO11	DAO12	DAO13
Fe	$^{54}\text{Fe}(n, p) ^{54}\text{Mn}$	$5.093 \times 10^{12} (2.89)$	$2.385 \times 10^{12} (2.90)$	$3.558 \times 10^{12} (2.89)$
Cu	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha) ^{60}\text{Co}$	$2.929 \times 10^{10} (2.80)$	$1.517 \times 10^{10} (1.86)$	$2.012 \times 10^{10} (2.81)$
Ni	$^{58}\text{Ni}(n, p) ^{58}\text{Co}$	$7.465 \times 10^{12} (2.36)$	$3.525 \times 10^{12} (2.37)$	$4.986 \times 10^{12} (2.36)$
Ti	$^{46}\text{Ti}(n, p) ^{46}\text{Sc}$	$6.049 \times 10^{11} (2.46)$	$2.791 \times 10^{11} (2.72)$	$3.978 \times 10^{11} (2.72)$
Ta	$^{181}\text{Ta}(n, \gamma) ^{182}\text{Ta}$	$3.894 \times 10^{15} (3.13)$	*	$3.955 \times 10^{15} (2.79)$
Nb	$^{93}\text{Nb}(n, n') ^{93m}\text{Nb}$	*	$1.287 \times 10^{12} (1.12)$	$1.772 \times 10^{12} (1.13)$
Co	$^{59}\text{Co}(n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	$7.177 \times 10^{14} (3.39)$	$8.282 \times 10^{14} (3.40)$	$7.727 \times 10^{14} (3.39)$
EU	$^{235}\text{U}(n, f) ^{137}\text{Cs}$	$3.826 \times 10^{15} (6.18)$	$3.653 \times 10^{15} (6.18)$	$3.753 \times 10^{15} (6.18)$
NU	$^{238}\text{U}(n, f) ^{137}\text{Cs}$	**	$8.727 \times 10^{13} (6.19)$	**

()内は1 σ %誤差である。

* はキャプセルから回収できなかったものである。

** は最初から装荷されなかったものである。

10. 計算機コード・マニュアルの作成と整備

10.1 “MAG I”コード低流量計算の改良

報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

1. 目的

“MAG I”コードでは現在低流量計算が出来ない状態にある。しかし今回のフィードバック反応度試験では、流量を変化させるため、低流量での被覆管温度を評価する必要がある。そのため低流量計算可能となるよう改良を行った。

2. 原因と変更点

- (i) 第 n 回目の iteration での値をつかって第 $n+1$ 回目の高圧プレナムの推定値 $P_H^{(n+1)}$ を導く式は

$$P_H^{(n+1)} = (Q_H^{(n)} - V')^2 \cdot CU$$

となっていたが、これでは水頭圧の考慮が抜けているため

$$P_H^{(n+1)} = (Q_H^{(n)} - V')^2 \cdot CU + \text{Head}$$

に変更した。

100%流量では Q_H が Head に比べて大きい為、この誤りは大きな影響は及ぼしていない。

- (ii) 高圧及び低圧プレナム圧力の initial guess value の変更

高、低圧プレナムの圧力の initial guess value は100%流量用の値をプログラム内部で与えられていたため、入力された流量と100%流量の比からプログラム内で可変で自動的に設定するように変更した。

SUBROUTINE SFLODで100%流量をDATA文でQTIN= 6.032×10^5 とし、入力された流量QTとQTINから高圧プレナム、低圧プレナムの初期値は

$$\text{高圧プレナム：PRHUG} = 3080. \times (QT/QTIN)^2 + 250.0$$

$$\text{低圧プレナム：PRLUG} = 375. \times (QT/QTIN)^2 + 250.0$$

と可変とした。

3. 計算結果

30%流量の計算が可能となった。以下に20MW、100%流量と20MW、30%流量の“MAG I”記録計算結果を示す。

計算条件	炉内流量 (kg/sec)	PFD231 集合体流量 (kg/sec)	PFD231 集合体出力 (MW)	PFD231 被覆管温度 (℃)
20MW, 100%流量	6.019×10^2	8.892	4.201×10^{-1}	4.182×10^2
20MW, 30%流量	1.766×10^2	2.540	4.200×10^{-1}	5.303×10^2

10.2 “GEYSER-ALL” 取扱及びプログラム説明書

報告者：玉山（異常監視技術 Gr）

1. 概 要

JOYDASのMT出力を大型計算機のDASDに収録してプラントDBSとしている。これを利用して容易に実験炉“常陽”のプラント履歴データを得る事が出来る。

“GEYSER-ALL”は、各定格サイクル毎にJOYDASのアナログ入力点すべてと若干の計算値のプロッター図を作成するプログラムである。

2. プログラム関連

プラントDBSにはGEYSERと呼ぶプログラム群がある。以下にその概略を述べる。

- JOYDASの定時収録MTの内容をプラントデータベース本体へ移す。(MTINPUT)
- グラフィックディスプレイ(テクトロ)を用いて対話型で入力点・スケールを入力してプロッター図を得る。(“GEYSER-Tektro”)
- 端末から入力点パラメータファイルを用いてオンラインでNLP(日本語ラインプリンタ)上にプロッター図を得る。(“GEYSER-NLP”)
- バッチジョブで指定された定格サイクルの全入力点のプロッター図を一度に得る。(“GEYSER-ALL”(本プログラム))

3. プログラムとファイル

“GEYSER”システムの中には、ファイルとしてプラントデータベース本体(メインファイル)以外にもダイレクトアクセスのためのインデックスやプロッター図作成のためのコメントのために各種ファイルがある。

これらのプログラム及びファイルの関係を図1に示す。

4. 利用法およびプログラム説明

本プログラムは大型計算機(VP-100/M380)で動作し、すべての入力点(現状は423点)のプロット図がNLPに出力される。

本技術課メモでは、以下の内容について説明した。

- 利用手引
 - 各サイクルによる期間の指定方法など。
- 実行例
 - 出力プロッター図/JCL例。
- プログラム仕様
- ソースリスト(FORTRAN)。

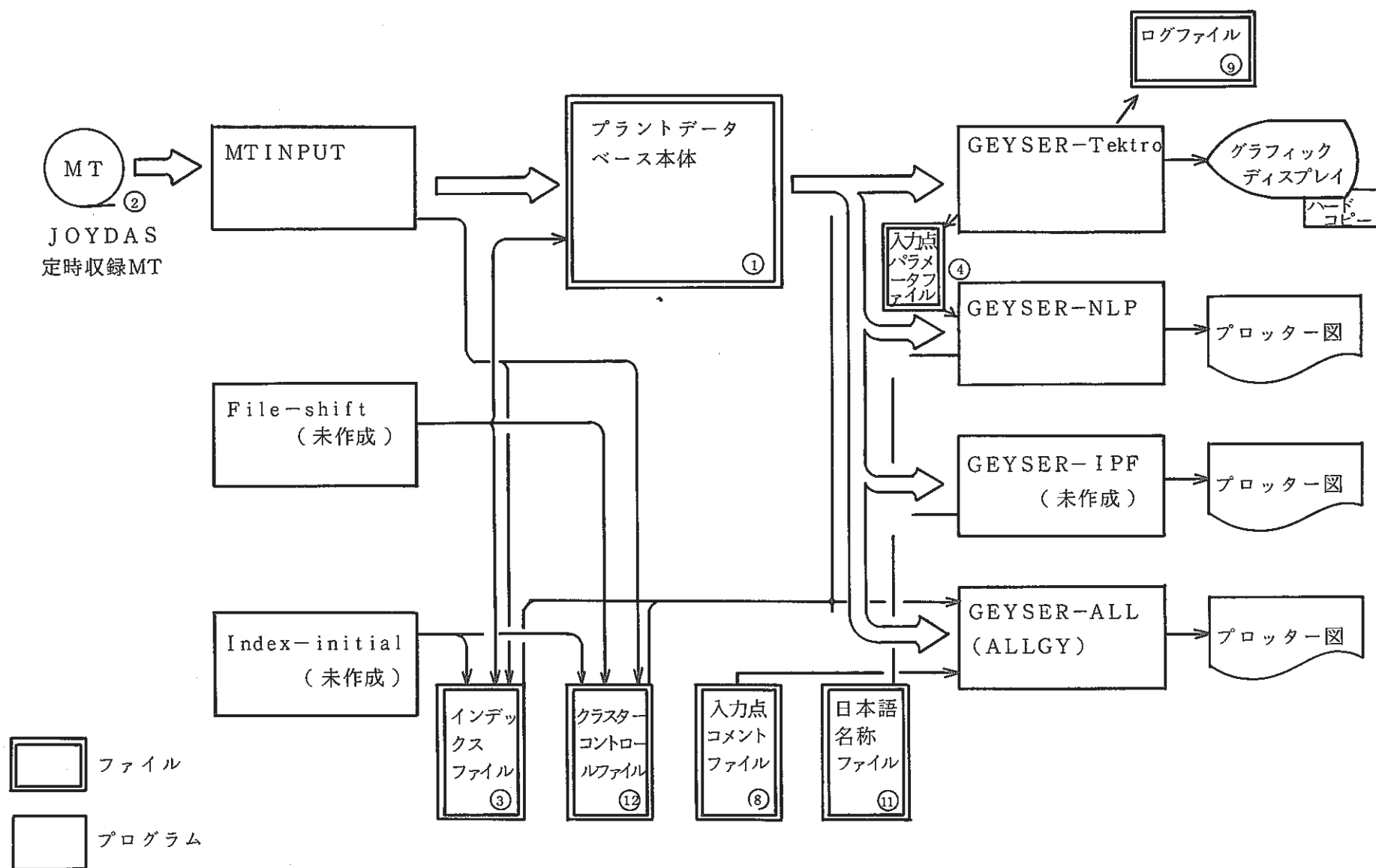


図1 “GEYSER” プログラム-ファイル関連図

10.3 “FPGS-3.5”による崩壊熱計算手法の評価

報告者：原（炉心・運転計画 Gr）

1. 目的

現在技術課では崩壊熱計算コードとして“FPGS-3.5”を使用している。その入力データ（原子個数，集合体出力，中性子束等）は，“MAGI”計算結果より導入し，燃料集合体は炉心燃料部（55 cm）を1つの領域に，反射体は全長（140 cm）を1つの領域に均質化する等の手法を用いている。今回，より詳細な計算を行い，今後の最適計算法を決めるとともに，その手法による誤差を評価する。又計算に使用する核分裂エネルギーの評価も行う。

2. 検討項目

(i) 核分裂エネルギーの評価

従来，FPGSに内蔵してある201.4 MeV/fissionをそのまま使用していた。この値は1 Wで 6.2418×10^{12} (MeV/sec) / 201.4 (MeV/fission) = 3.1×10^{10} (fission/sec)としてコード内で，入力された出力（W）に乗じてfission数に換算されて使用される。その物理的意味を考えると“MAGI”の計算結果の集合体出力を使用する場合，Total出力（neutron + γ ）ではなくneutron出力を用い，核分裂エネルギーもその出力を計算するのに使用した“MAGI”での値（185 MeV）を用いた方が整合性がとれる。今後はその手法を使用するが従来の手法で計算した崩壊熱との比較評価を行う。

(ii) 燃料集合体の燃料領域（55 cm）均質化の評価

従来燃料集合体の崩壊熱計算は燃料領域（55 cm）を均質化し1つの領域として計算していた。“MAGI”コードでは燃料領域を11ノードに分割してあるので，その領域に合わせ，各ノード毎（5 cm）に計算した崩壊熱の合計と1領域に均質して計算した崩壊熱とを比較評価する。

(iii) 燃料集合体インシュレータ・ペレット部の崩壊熱の評価

従来の計算は燃料領域のみを対象として計算していた。

インシュレータ・ペレット部は劣化ウランが装荷されているので，ある程度発熱があり，この領域での崩壊熱の寄与を評価する。

(iv) 燃料集合体軸方向反射体部の崩壊熱の評価

軸方向反射体部の材質はSUSのみであり，崩壊熱は炉心に比較するとかなり少なく，従来無視していたがどの程度のものなのか評価しておく。

(v) 径方向反射体の計算手法の評価

従来，径方向反射体の崩壊熱計算は140 cmを1領域に均質化して計算していた。

“MAGI”では上部（20 cm），中央部（90 cm），下部（30 cm）と3領域に分かれているため，

各 3 領域で計算し、1 領域均質化に対する影響を評価する。

3. 計算条件

(i) 対象集合体－燃料集合体は PFD129 (第 0 列に第 9 ～第 12 サイクル照射)

反射体は NFRIOD (5D2 に第 0 ～第 11 サイクル照射)

(ii) 中性子束、出力、原子個数は "MAGI" 記録計算結果より使用した。

(iii) 中性子スペクトル－燃料集合体は CITATION-RZ (MK-II 標準炉心体系) 計算 (断面積縮約用) 結果を、反射体は LTA 計算結果の値を使用した。

4. 計算結果

計算結果の内、燃料集合体の各領域の崩壊熱を表 1 に示す。

5. 評価

(i) 核分裂エネルギー；今後 185MeV の値を使用する。従来の 201.4MeV/fission は約 8% の過少評価であった。

(ii) 燃料集合体の計算；今後 55cm 長で計算を行う。ただし上・下部軸方向反射体 + 上下部インシュレータペレットの寄与は 3% 以内である。

(iii) 径方向反射体の計算；今後中央部 (90cm) の計算を行い、それに今回算出したファクタを乗じ 140cm 長に換算する。

表1 燃料集合体各冷却ステップ毎の崩壊熱 (W)

	0 日	2 日	5 日	10日	20日	30日	50日	100日	365日	730日
上部反射体	1.744×10^2	1.719×10^1	1.213×10^1	1.052×10^1	9.036×10^0	8.006×10^0	6.404×10^0	3.918×10^0	7.859×10^{-1}	3.557×10^{-1}
上部インシュレータ	3.613×10^2	4.396×10^1	2.560×10^1	1.545×10^1	1.091×10^1	9.361×10^0	7.421×10^0	4.676×10^0	9.137×10^{-1}	3.530×10^{-1}
ノード 5	7.398×10^3	3.778×10^2	2.701×10^2	1.988×10^2	1.394×10^2	1.100×10^2	7.894×10^1	4.821×10^1	1.341×10^1	6.386×10^0
ノード 6	9.047×10^3	4.630×10^2	3.306×10^2	2.431×10^2	1.703×10^2	1.344×10^2	9.637×10^1	5.877×10^1	1.617×10^1	7.584×10^0
ノード 7	1.051×10^4	5.382×10^2	3.841×10^2	2.823×10^2	1.976×10^2	1.559×10^2	1.117×10^2	6.804×10^1	1.860×10^1	8.636×10^0
ノード 8	1.167×10^4	5.982×10^2	4.267×10^2	3.135×10^2	2.194×10^2	1.729×10^2	1.239×10^2	7.537×10^1	2.052×10^1	9.467×10^0
ノード 9	1.245×10^4	6.380×10^2	4.550×10^2	3.341×10^2	2.337×10^2	1.842×10^2	1.319×10^2	8.018×10^1	2.177×10^1	1.001×10^1
ノード10	1.283×10^4	6.570×10^2	4.683×10^2	3.438×10^2	2.404×10^2	1.894×10^2	1.355×10^2	8.236×10^1	2.233×10^1	1.025×10^1
ノード11	1.278×10^4	6.538×10^2	4.660×10^2	3.420×10^2	2.390×10^2	1.882×10^2	1.347×10^2	8.182×10^1	2.216×10^1	1.018×10^1
ノード12	1.230×10^4	6.287×10^2	4.480×10^2	3.287×10^2	2.297×10^2	1.808×10^2	1.293×10^2	7.854×10^1	2.129×10^1	9.792×10^0
ノード13	1.139×10^4	5.811×10^2	4.141×10^2	3.038×10^2	2.122×10^2	1.670×10^2	1.194×10^2	7.253×10^1	1.969×10^1	9.098×10^0
ノード14	1.012×10^4	5.152×10^2	3.672×10^2	2.695×10^2	1.882×10^2	1.481×10^2	1.059×10^2	6.430×10^1	1.752×10^1	8.156×10^0
ノード15	8.645×10^3	4.380×10^2	3.125×10^2	2.295×10^2	1.603×10^2	1.261×10^2	9.012×10^1	5.477×10^1	1.503×10^1	7.076×10^0
下部インシュレータ	7.270×10^2	7.150×10^1	3.525×10^1	1.611×10^1	8.932×10^0	7.258×10^0	5.520×10^0	3.403×10^0	7.297×10^{-1}	3.040×10^{-1}
下部反射体	4.921×10^2	3.916×10^1	1.868×10^1	1.531×10^1	1.281×10^1	1.118×10^1	8.727×10^0	5.114×10^0	1.009×10^0	4.741×10^{-1}
ノード5～15 Total	1.191×10^5	6.089×10^3	4.343×10^3	3.189×10^3	2.230×10^3	1.757×10^3	1.258×10^3	7.649×10^2	2.085×10^2	9.664×10^1
軸方向 Total	1.209×10^5 (+1.6%)	6.261×10^3 (+2.8%)	4.435×10^3 (+2.2%)	3.246×10^3 (+1.9%)	2.272×10^3 (+1.9%)	1.793×10^3 (+2.1%)	1.286×10^3 (+2.3%)	7.820×10^2 (+2.2%)	2.119×10^2 (+1.7%)	9.813×10^1 (+1.6%)
55cm長平均φで計算	1.190×10^5	6.085×10^3	4.339×10^3	3.187×10^3	2.229×10^3	1.756×10^3	1.257×10^3	7.645×10^2	2.084×10^2	9.658×10^1

10.4 「常陽」運転支援システムこれまでのまとめと今後の開発について

報告者：小倉（異常監視技術 Gr）

1. 概 要

高速実験炉「常陽」の運転支援システムは、技術課を中心として開発、拡充を進めて来た JOYDAS^{*1} システムと、高速炉 1 課で開発を進めて来た JOYCAT^{*2} を一本化し計算機による安全運転および運転の合理化を実現することを目指したシステムである。

高速実験炉「常陽」の運転支援システムを計画するにあたっては部内特別部会（第 13 部会）を設立し、この部内特別部会において基本計画^{*3}を作成した。

開発スケジュールとしてこの基本計画では、運転支援システムの開発は、年度毎に対象とする系統を拡充するものとしており、昭和 64 年度をもって高速実験炉「常陽」全系統の信号を接続し監視を行うようにする、としている。

技術課では、この運転支援システムの持つ様々な機能の内で以下に示す 3 点の機能について今後どのような開発を進めていくのかについて再検討を行ってみた。

本報告は、運転支援システムの持つとされている様々な機能の見直しと上記の検討の結果を示すものである。

(i) プラント早期異常診断

プラント早期異常診断は、プラント変数があらかじめ定められた値から又は、変数相互間の関係が規範モデルからずれた場合等の異常を早期に検出する機能であるとしている。プラント早期異常診断の開発を進める上で必要な作業として考えられるものとしては(1)プラント規範モデルの作成、(2)プラント変数の測定～決定、等がある。

(1)のプラント規範モデルの作成では、監視対象となる系統の計算機シミュレーション等で、規範モデルを作成していくことになる。「常陽」の場合には、他に同形の原子炉が存在せず、流用できる規範モデルの例も見当たらないことから、高速炉特有の規範モデルを作成していくことになる。

(ii) 異常状況の集約表示

プラントが異常状態に陥った場合の運転操作では時間的余裕があまりない為、分散したデータを入手する為の時間の消費が運転操作の遅れとなってしまう。このことは、異常状況の集約表示機能を作成した後でも言えることで、見当違いのデータを表示したりしないように、

（技－61－338）

*1 JOYDAS：JOYo Data Acquisition System

*2 JOYCAT：JOYo Consulting Analysing Tool

*3 基本計画書：高速実験炉「常陽」運転支援システム 開発基本計画書 昭和 61 年 1 月発行

プラントがどのような異常状況にあるのかを的確に判断する機能が重要となる。この機能は前述の3章で述べたプラント異常時の対応操作の緊急度も合わせて判断しなければならない。

その他の作業としては、異常状況の集約表示画面の設計（レイアウト等）がある。

この、異常状況の集約表示画面の設計ではプラント異常時の対応操作の緊急度が高い場合の直観的に理解し易い画面と、比較的時間に余裕のある場合の高度な情報が表示される画面の2種類を設計することになる。

(iii) プラント状態予測

プラント状態予測機能の製作においては、(1)予測する信号の選択、(2)予測時間、(3)予測方式、等の作業があると考えられる。

(1) 予測する信号の選択

予測を行わなければならない信号を選択する。選択する基準としては一定時間後の変化がプラントに影響をあたえる様なもので、変化の度合が運転員に把握しづらいものとなる。

(2) 予測時間

プラント状態予測では、予測開始点より一定時間後の変化を予測するわけであるが、この一定時間をどの程度とするのかも重要な問題である。

実際には時間幅を180分、60分、30分、というようにいくつかのグループにして、予測する信号の種別によって選択する形をとるのが良いであろう。

(3) 予測方式

プラント状態予測を行う為に選択された信号は、その種別によって予測方式を選択する。プラント状態予測方式は、プラント動特性解析コードの大型計算機による解析から導かれた時間を関数とした予測の式や、運転支援システムが持つことの出来る動特性モデルである。

いずれにしても、この予測方式の選択は重要な作業であり実際のプラント挙動が、ある程度まで正確に予測できるようになるまで検証を続けなければならない。

1 1. その他の試験研究及び解析評価作業の成果

11.1 DOE設計の「もんじゅ」用タグガス組成について、中性子照射による組成変化の予測計算

報告者：吉岡，佐久間（計測Gr）

1. 概 要

高速原型炉「もんじゅ」の破損燃料位置検出系には，タギング法の採用が予定されており，動燃ではその研究・開発を推進している。この一環で，動燃本社は米国DOE/WH・Hanfordに「もんじゅ」用タグガス組成の設計を依頼したが，その設計が1986年9月に完了し，DOEから「もんじゅ」用タグガス組成の設計報告書⁽¹⁾が提出された。その後，前記の報告書について（特に，中性子照射によるタグガスの組成変化について）の検討依頼⁽²⁾が，動燃本社から技術課にあった。その依頼に答えるため，技術課では，タギング法のために開発されたタグコード⁽³⁾（コード検証の準備中）を用いて，前記の依頼事項を検討した。

ここでは，その検討結果の概要を速報として，報告する。

2. 方 法

まず，DOE設計の「もんじゅ」用タグガス組成（Design, 56～200MON8～10）⁽¹⁾から基本的なタグガス組成のみを選別した。そのなかから，「もんじゅ」タギング法の破損燃料位置検出判定に使う予定のタグガス組成比（ $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$ ， $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$ および $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ ）⁽³⁾について，中性子照射による照射変化をタグコードで計算した。

図1に，計算に用いたモデルと条件の概要を示した。この計算では，照射変化の最大予測を行うため，タグガス装荷の「もんじゅ」燃料が動力炉建設運転本部電気課提供の中性子スペクトルのなかで，炉心中央部に最も近いもの（表1～3，図3参照）を採用した。また，燃料の定格時最大線出力360W/cm（タグコードの入力データ用変数PDでは，図1の値となる。）で，また，原子炉の実質運転時間（全5サイクルの実質燃焼時間）740日まで連続運転すると仮定した。図2に，計算に用いた運転履歴を示したが，タグガス組成比の照射変化の傾向を見極めるために，740日以降も連続運転するとした。また，「もんじゅ」燃料の組成は，その核分裂割合（入力データ用変数COPU9，COU5，COU8）として，電気課提供のものを参考にして，図1のように定めた。ただし， ^{240}Pu ， ^{241}Pu の核分裂割合は ^{239}Pu のものに含めた。また，FPガスの燃料部からプレナム部への移行率（入力データ用変数ALPHA）は，燃材部，AESでの“CEDAR”コードによる解析結果（技-59-298参照）を参考にして，線出力360W/cmで最大となる値を図1のように定めた。

タグコードに入力したDOE設計のタグガス組成の初期値は，表4～6に示すものを使用し

た。

3. 結 果

表 7 に前記の中性子スペクトルについて計算した F P 核種の中性子吸収断面積（1 群縮約）のものを示した。表 8 に、燃料ピンのプレナム部におけるタグガス核種（ ^{78}Kr , ^{80}Kr , ^{82}Kr , ^{126}Xe , ^{129}Xe ）の燃焼割合と蓄積量の計算結果を示した。また、表 9 ～ 11 や図 4 ～ 6 に、表 4 ～ 表 6 に示した初期のタグガス組成比（ $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$, $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$, $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ ）の中性子照射による照射変化を示した。表 9 ～ 表 11 の結果は、表 8 の結果を基にタグコードにより次式で計算されたものである。

$$\therefore \frac{V_{\text{Tag Gas1-P}}}{V_{\text{Tag Gas2-P}}} = \frac{V_{\text{Tag Gas1-I}} \cdot b_{\text{Tag Gas1-P}} + C_{\text{Tag Gas1-P}}}{V_{\text{Tag Gas2-I}} \cdot b_{\text{Tag Gas2-P}} + C_{\text{Tag Gas2-P}}}$$

$V_{\text{Tag Gas1-P}}$: タグガス 1 の照射後総体積 (Ncc)

$V_{\text{Tag Gas2-P}}$: " 2 の " (")

$V_{\text{Tag Gas1-I}}$: タグガス 1 の照射前総体積 (Ncc)

$V_{\text{Tag Gas2-I}}$: " 2 の " (")

$b_{\text{Tag Gas1-P}}$: タグガス 1 の照射後燃焼割合 (Ncc)

$b_{\text{Tag Gas2-P}}$: " 2 の " (")

$C_{\text{Tag Gas1-P}}$: タグガス 1 の照射後蓄積量 (Ncc)

$C_{\text{Tag Gas2-P}}$: " 2 の " (")

4. 考 察

表 6 により燃料の実質燃焼時間 740 日後では、タグガス核種の最大の燃焼割合 b は 0.98 であり、燃焼（消滅）の度合は小さいことがわかった。また、燃焼からの F P 生成でプレナム部に蓄積するタグガス核種の蓄積量 C は表 8 に示す通りであるが、燃料のプレナム部に装荷するタグガス封入量（Kr, Xe の各総量：約 1 Ncc）に比べて、蓄積量が多いのは ^{82}Kr と ^{129}Xe であることがわかった。 ^{78}Kr , ^{80}Kr および ^{126}Xe の蓄積量は極めて少ないことがわかった。

また、表 9 ～ 11 や図 4 ～ 6 により、DOE 設計の全 Design について、「もんじゅ」燃料の実質運転時間（実質燃焼時間）740 日まで、 $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$ および $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ は中性子照射による変化がほとんどなく、これらのスペーシングファクターは 1.25 で十分に余裕があることがわかった。また、 $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$ は減少変化が著しく、このスペーシングファクターが 1.5 ではきびしいことがわかった。

5. 参考文献

- (1) Summary Report for MONJU Gas Tag Design Study-Phase IA, Sep.26, 1986
- (2) 動力炉建設運転本部電気課発行のエンジニアリングシート（資料番号, p4-AO184）-

題名：「もんじゅ」タグガス設計報告書の検討依頼の件－

- (3) 破損燃料検出系感度評価法の開発(Ⅲ)およびタグコードの開発(Ⅲ), 成果報告書, 計算コード
マニュアル(PNC-SJ901 84-06 (1), (2))

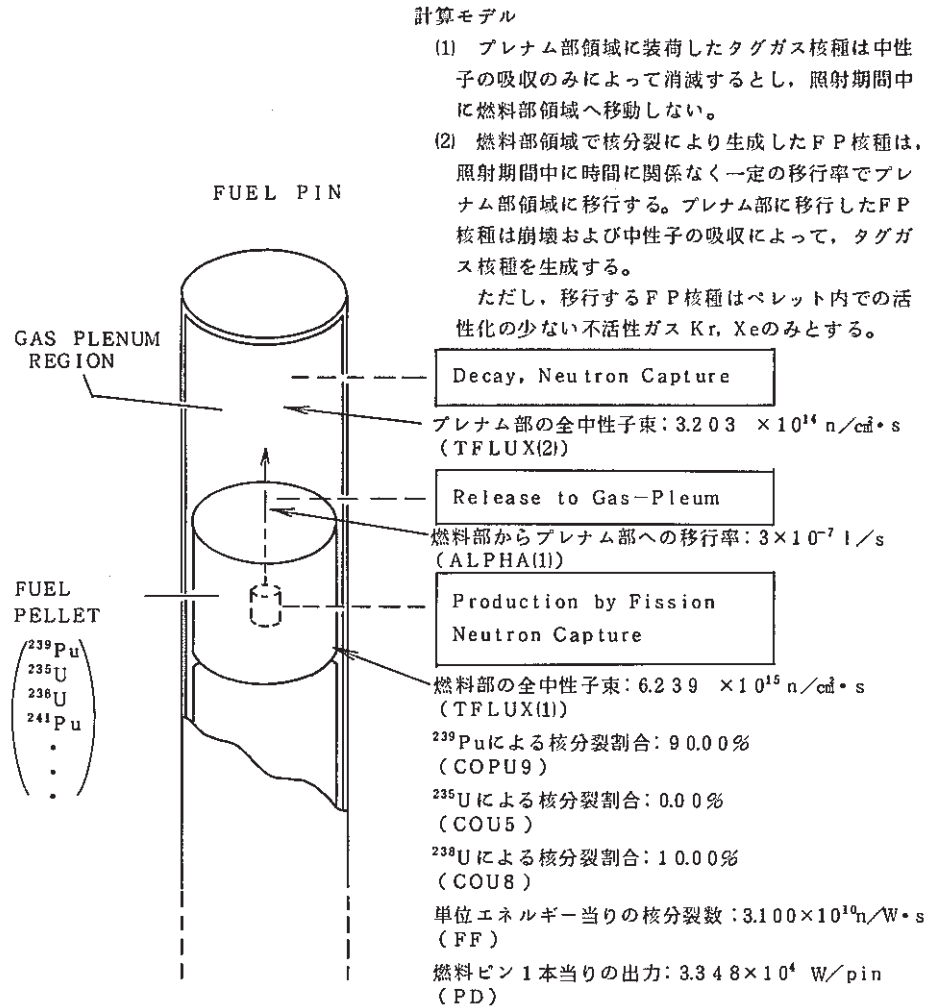


図1 計算に用いたモデルと条件

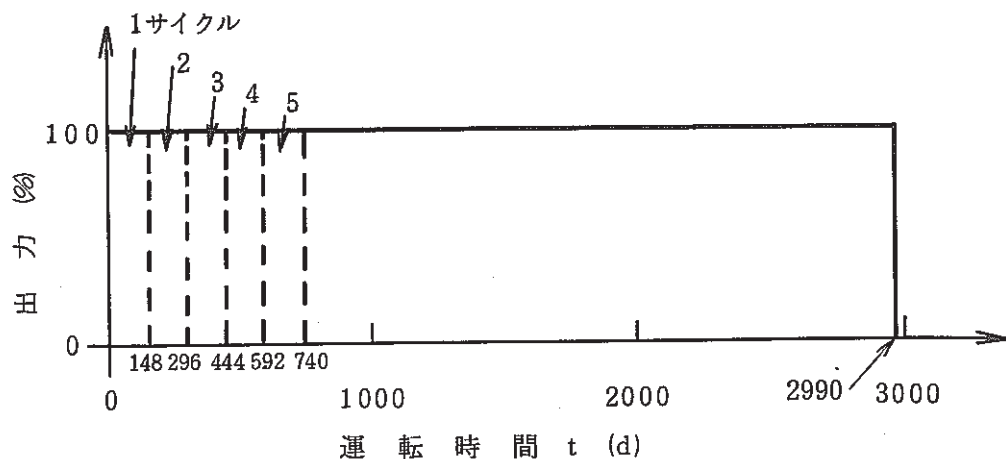
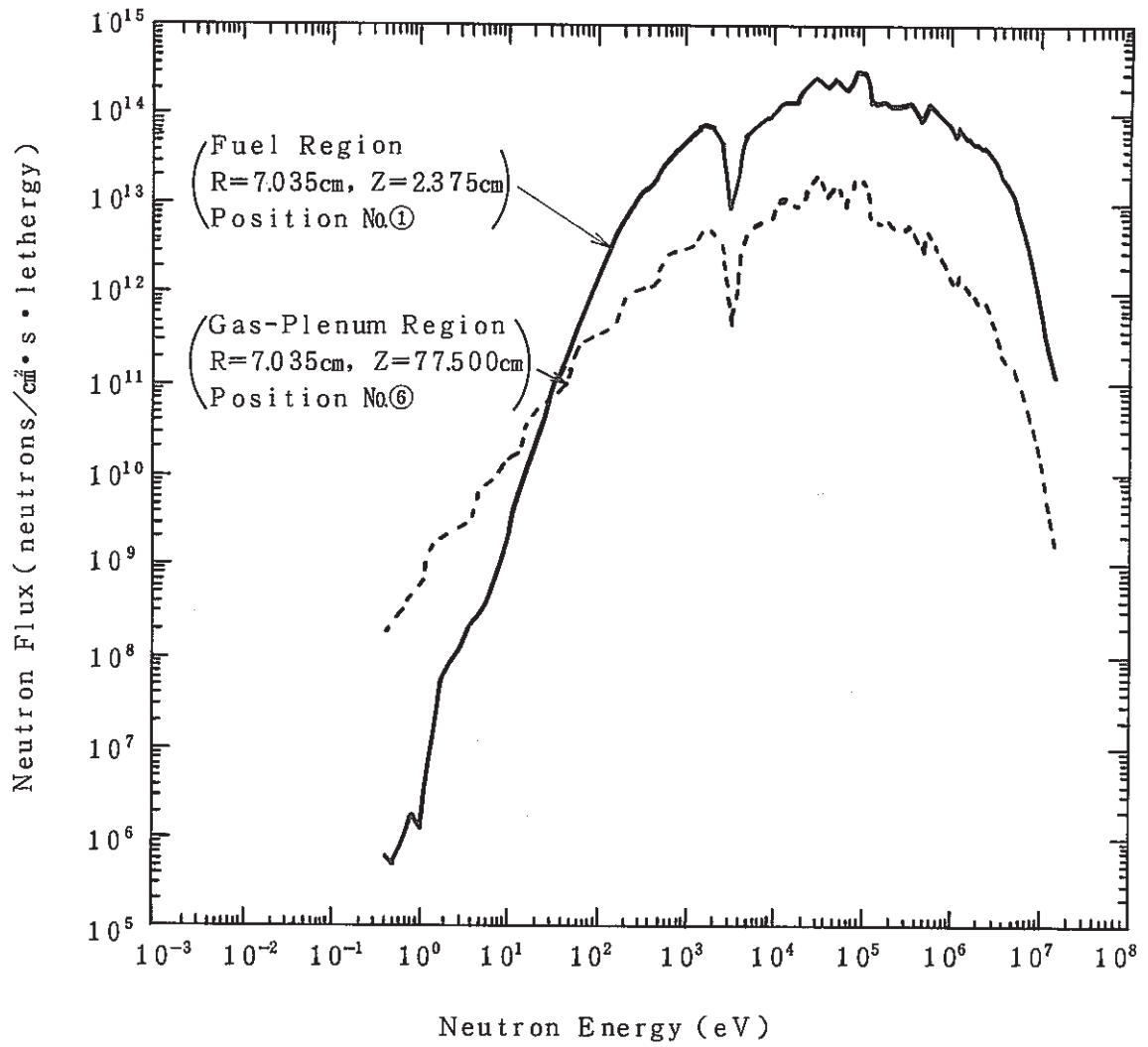


図2 計算に用いた運転履歴



⊠ 3 100-Group Neutron Flux for "MONJU" Core

表1 100-Group Neutron Energy

NEUTRON ENERGY GROUP STRUCTURE (eV) (100 GROUP)					
1	1.4918E+07	---	1.3499E+07	51	8.6617E+04
2	1.3499E+07	---	1.2214E+07	52	6.7379E+04
3	1.2214E+07	---	1.1052E+07	53	5.2475E+04
4	1.1052E+07	---	1.0000E+07	54	4.0868E+04
5	1.0000E+07	---	9.0484E+06	55	3.1828E+04
6	9.0484E+06	---	8.1873E+06	56	2.4788E+04
7	8.1873E+06	---	7.4082E+06	57	1.9305E+04
8	7.4082E+06	---	6.7032E+06	58	1.5034E+04
9	6.7032E+06	---	6.0653E+06	59	1.1709E+04
10	6.0653E+06	---	5.4881E+06	60	9.1188E+03
11	5.4881E+06	---	4.9659E+06	61	7.1017E+03
12	4.9659E+06	---	4.4933E+06	62	5.5308E+03
13	4.4933E+06	---	4.0657E+06	63	4.3074E+03
14	4.0657E+06	---	3.6788E+06	64	3.3546E+03
15	3.6788E+06	---	3.3287E+06	65	2.6126E+03
16	3.3287E+06	---	3.0119E+06	66	2.0347E+03
17	3.0119E+06	---	2.7253E+06	67	1.5846E+03
18	2.7253E+06	---	2.4660E+06	68	1.2341E+03
19	2.4660E+06	---	2.2313E+06	69	9.6112E+02
20	2.2313E+06	---	2.0190E+06	70	7.4852E+02
21	2.0190E+06	---	1.8268E+06	71	5.8295E+02
22	1.8268E+06	---	1.6530E+06	72	4.5400E+02
23	1.6530E+06	---	1.4957E+06	73	3.5357E+02
24	1.4957E+06	---	1.3534E+06	74	2.7536E+02
25	1.3534E+06	---	1.2246E+06	75	2.1445E+02
26	1.2246E+06	---	1.1080E+06	76	1.6702E+02
27	1.1080E+06	---	1.0026E+06	77	1.3007E+02
28	1.0026E+06	---	9.0718E+05	78	1.0130E+02
29	9.0718E+05	---	8.2085E+05	79	7.8893E+01
30	8.2085E+05	---	7.4274E+05	80	6.1442E+01
31	7.4274E+05	---	6.7206E+05	81	4.7851E+01
32	6.7206E+05	---	6.0810E+05	82	3.7267E+01
33	6.0810E+05	---	5.5023E+05	83	2.9023E+01
34	5.5023E+05	---	4.9787E+05	84	2.2603E+01
35	4.9787E+05	---	4.5049E+05	85	1.7603E+01
36	4.5049E+05	---	4.0762E+05	86	1.3710E+01
37	4.0762E+05	---	3.6883E+05	87	1.0677E+01
38	3.6883E+05	---	3.3373E+05	88	8.3153E+00
39	3.3373E+05	---	3.0197E+05	89	6.4760E+00
40	3.0197E+05	---	2.7324E+05	90	5.0435E+00
41	2.7324E+05	---	2.4724E+05	91	3.9279E+00
42	2.4724E+05	---	2.2371E+05	92	3.0590E+00
43	2.2371E+05	---	2.0242E+05	93	2.3824E+00
44	2.0242E+05	---	1.8316E+05	94	1.8554E+00
45	1.8316E+05	---	1.6573E+05	95	1.4450E+00
46	1.6573E+05	---	1.4996E+05	96	1.1254E+00
47	1.4996E+05	---	1.3569E+05	97	8.7642E-01
48	1.3569E+05	---	1.2277E+05	98	6.8256E-01
49	1.2277E+05	---	1.1109E+05	99	5.3158E-01
50	1.1109E+05	---	8.6617E+04	100	4.1399E-01

表2 100-Group Neutron Flux for Fuel Region

R-MESH POINT	7.035 CM (3)	2-MESH POINT	2.375 CM (1)
TOTAL FLUX = 6.23884D+15 OVER 0.1MEV= 3.43352D+15			
1.02500E+11	1.61100E+11	3.08900E+11	5.93500E+11
2.65500E+12	3.89400E+12	5.59200E+12	7.27100E+12
1.50400E+13	1.69500E+13	1.98500E+13	2.70700E+13
4.44300E+13	4.03500E+13	4.53800E+13	5.24500E+13
6.03800E+13	7.16800E+13	5.56500E+13	6.10600E+13
9.58400E+13	1.17000E+14	1.29000E+14	1.45700E+14
1.00300E+14	1.26500E+14	1.42400E+14	1.31200E+14
1.20700E+14	1.32700E+14	1.42800E+14	1.33800E+14
1.33800E+14	1.296800E+14	3.26900E+14	1.93200E+14
2.78100E+14	2.22600E+14	1.36100E+14	1.48900E+14
8.16100E+13	6.38300E+13	3.41000E+13	8.73800E+12
7.43700E+13	5.96300E+13	4.76600E+13	3.74400E+13
1.49600E+13	1.04700E+13	7.21500E+12	4.49300E+12
8.33700E+11	4.37500E+11	1.89400E+11	1.29400E+11
1.31100E+10	5.48800E+09	3.04200E+09	8.73100E+08
2.31800E+08	1.17400E+08	8.89400E+07	5.42300E+07
2.03400E+06	1.15500E+06	4.99600E+05	6.27000E+05

表3 100-Group Neutron Flux for Gas-Plenum Region

R-MESH POINT	7.035 CM (3)	2-MESH POINT	77.500 CM (20)
TOTAL FLUX = 3.20293D+14 OVER 0.1MEV= 1.26162D+14			
1.47600E+09	2.39500E+09	4.01600E+09	7.89000E+09
3.39300E+10	4.90200E+10	7.26500E+10	8.87900E+10
1.86400E+11	1.94700E+11	2.22400E+11	3.57100E+11
8.32000E+11	6.97600E+11	8.16900E+11	1.01200E+12
1.26200E+12	1.67100E+12	1.26900E+12	1.39200E+12
2.44400E+12	3.43700E+12	4.20900E+12	5.20200E+12
3.98000E+12	5.00300E+12	6.03100E+12	5.33000E+12
5.42000E+12	6.18400E+12	7.15900E+12	6.22500E+12
7.17900E+12	1.67700E+13	2.17100E+13	1.02500E+13
2.22600E+13	1.52700E+13	8.98800E+12	1.12700E+13
6.17000E+12	5.17700E+12	2.86300E+12	4.67400E+11
5.42600E+12	3.33700E+12	3.11100E+12	2.86100E+12
1.19300E+12	1.09700E+12	9.91900E+11	4.59600E+11
2.97000E+11	2.57100E+11	9.69600E+10	8.37200E+10
4.44800E+10	1.77000E+10	1.55800E+10	1.05200E+10
3.03700E+09	2.64800E+09	2.25500E+09	1.87400E+09
4.92000E+08	3.57300E+08	2.37700E+08	1.75200E+08

表4 組成比 $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$ についての基本的なタグガス組成
(Design56~200MON8~10)

番 号	初 期 の 組 成 (Ncc)			組 成 比 $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$	備 考 (Design-Tag)
	^{78}Kr	^{80}Kr	^{82}Kr		
①	0.0055	0.0820	0.2643	0.067	200MON8-81
② _A	0.0048	0.0575	0.1847	0.0834	200MON8-35
③ _A	0.0044	0.0419	0.1341	0.105	200MON10-16
④ _A	0.0037	0.0284	0.1375	0.130	200MON10-9
⑤ _A	0.0062	0.0378	0.1218	0.164	200MON10-8
⑥ _A	0.0081	0.0397	0.1285	0.204	200MON10-1
⑦ _A	0.0102	0.0399	0.1291	0.255	200MON10-2
⑧ _A	0.0125	0.0390	0.1262	0.3205	200MON10-6
⑨ _A	0.0119	0.0237	0.1151	0.502	200MON10-10
⑩ _A	0.0148	0.0237	0.1147	0.624	200MON10-27
⑪ _A	0.0185	0.0236	0.1142	0.783	200MON10-50
⑫ _A	0.0230	0.0235	0.1137	0.978	200MON10-88

表5 組成比 $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$ についての基本的なタグガス組成
(Design56~200MON8~10)

番 号	初 期 の 組 成 (Ncc)			組 成 比 $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$	備 考 (Design-Tag)
	^{78}Kr	^{80}Kr	^{82}Kr		
① _A	0.0045	0.0221	0.2412	0.091	200MON8-57
② _A	0.0046	0.0223	0.1624	0.137	200NON10-80
③ _A	0.0037	0.0284	0.1375	0.206	200MON10-9
④ _A	0.0081	0.0397	0.1285	0.309	200MON10-1
⑤ _A	0.0187	0.0731	0.1579	0.4625	200MON10-33
⑥ _A	0.0368	0.1441	0.2067	0.697	200MON8-36

表6 組成比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ についての基本的なタグガス組成
(Design56~200MON8~10)

番 号	初 期 の 組 成 (Ncc)				組 成 比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	備 考 (Design-Tag)
	^{124}Xe	^{126}Xe	^{128}Xe	^{129}Xe		
①	0.0037	0.0033	0.0287	0.2766	0.0119	200MON10-6
②	0.0055	0.0044	0.0336	0.2830	0.0155	" 16
③	0.0073	0.0056	0.0384	0.2893	0.0193	" 31
④	0.0100	0.0074	0.0456	0.2988	0.0247	" 64
⑤	0.0136	0.0098	0.0552	0.3114	0.0314	" 117
⑥	0.0172	0.0121	0.0649	0.3240	0.0373	" 196

表7 中性子吸収の縮約断面積

F P核種	断 面 積 (b)	
	燃 料 部	プ レ ナ ム 部
^{79}Br	9.14610×10^{-1}	1.40217×10^0
^{81}Br	4.73185×10^{-1}	7.27951×10^{-1}
^{82}Br		
^{80}Kr	2.91192×10^{-1}	5.03636×10^{-1}
^{82}Kr	1.69068×10^{-1}	3.73236×10^{-1}
^{128}Te	1.09661×10^{-1}	1.31374×10^{-1}
^{127}I	7.46139×10^{-1}	1.20038×10^0
^{129}I	5.01367×10^{-1}	6.99546×10^{-1}
^{124}Xe	3.96966×10^{-1}	7.31440×10^{-1}
^{126}Xe	2.30967×10^{-1}	2.79460×10^{-1}
^{128}Xe	2.28045×10^{-1}	3.23294×10^{-1}
^{129}Xe	5.91749×10^{-1}	9.47115×10^{-1}

表 8 タグガス核種の燃焼割合と蓄積量(プレナム部)

タグガス の核種	運 転 時 間 後 の 燃 焼 割 合 b				
	# 蓄 積 量 c (Ncc)				
	148日後	296日後	444日後	592日後	740日後
⁷⁸ Kr b c	9.9808×10 ⁻¹	9.9617×10 ⁻¹	9.9426×10 ⁻¹	9.9236×10 ⁻¹	9.9045×10 ⁻¹
	8.7053×10 ⁻¹⁴	2.0284×10 ⁻¹³	3.1902×10 ⁻¹³	4.3495×10 ⁻¹³	5.5067×10 ⁻¹³
⁸⁰ Kr b c	9.9794×10 ⁻¹	9.9588×10 ⁻¹	9.9383×10 ⁻¹	9.9178×10 ⁻¹	9.8974×10 ⁻¹
	3.4854×10 ⁻⁶	8.1824×10 ⁻⁶	1.2983×10 ⁻⁵	1.7945×10 ⁻⁵	2.3166×10 ⁻⁵
⁸² Kr b c	9.9847×10 ⁻¹	9.9695×10 ⁻¹	9.9542×10 ⁻¹	9.9390×10 ⁻¹	9.9239×10 ⁻¹
	9.5250×10 ⁻³	4.2971×10 ⁻²	1.0000×10 ⁻¹	1.8014×10 ⁻¹	2.8240×10 ⁻¹
¹²⁶ Xe b c	9.9886×10 ⁻¹	9.9771×10 ⁻¹	9.9657×10 ⁻¹	9.9543×10 ⁻¹	9.9429×10 ⁻¹
	3.7426×10 ⁻⁹	9.6640×10 ⁻⁹	1.5652×10 ⁻⁸	2.1640×10 ⁻⁸	2.7613×10 ⁻⁸
¹²⁹ Xe b c	9.9613×10 ⁻¹	9.9227×10 ⁻¹	9.8843×10 ⁻¹	9.8460×10 ⁻¹	9.8079×10 ⁻¹
	1.3293×10 ⁻⁴	9.3789×10 ⁻⁴	2.6682×10 ⁻³	5.4368×10 ⁻³	9.3749×10 ⁻³

表 9 タグガス組成比 ⁷⁸Kr/⁸⁰Kr の照射変化
(Design 56~200MON 8~10)

番 号	運 転 時 間 後 の タ グ ガ ス 組 成 比 ⁷⁸ Kr/ ⁸⁰ Kr				
	148日後	296日後	444日後	592日後	740日後
① _A	0.06708	0.06709	0.06709	0.06710	0.06710
② _A	0.08349	0.08349	0.08350	0.08350	0.08350
③ _A	0.10502	0.10502	0.10502	0.10503	0.10503
④ _A	0.13028	0.13028	0.13028	0.13027	0.13027
⑤ _A	0.16403	0.16403	0.16404	0.16404	0.16404
⑥ _A	0.20404	0.20405	0.20405	0.20405	0.20406
⑦ _A	0.25565	0.25566	0.25567	0.25567	0.25567
⑧ _A	0.32053	0.32054	0.32054	0.32055	0.32055
⑨ _A	0.50211	0.50208	0.50205	0.50202	0.50198
⑩ _A	0.62447	0.62444	0.62440	0.62436	0.62431
⑪ _A	0.78390	0.78385	0.78380	0.78375	0.78369
⑫ _A	0.97872	0.97866	0.97860	0.97853	0.97846

表 10 タグガス組成比 $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$ の照射変化
(Design 56~200 MON 8~10)

番 号	運転時間後のタグガス組成比 $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$				
	148日後	296日後	444日後	592日後	740日後
① _A	0.08811	0.07768	0.06462	0.05225	0.04197
② _A	0.12965	0.10844	0.08475	0.06481	0.04981
③ _A	0.19307	0.15713	0.11921	0.08897	0.06716
④ _A	0.28747	0.23115	0.17317	0.12795	0.09591
⑤ _A	0.43636	0.36333	0.28254	0.21513	0.16482
⑥ _A	0.66605	0.57627	0.46843	0.37070	0.29259

表 11 タグガス組成比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ の照射変化
(Design 56~200 MON 8~10)

番 号	運転時間後のタグガス組成比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$				
	148日後	296日後	444日後	592日後	740日後
①	0.01196	0.01196	0.01191	0.01183	0.01169
②	0.01558	0.01558	0.01553	0.01542	0.01525
③	0.01940	0.01940	0.01934	0.01920	0.01900
④	0.02482	0.02482	0.02475	0.02458	0.02433
⑤	0.03154	0.03155	0.03146	0.03126	0.03095
⑥	0.03743	0.03744	0.03734	0.03712	0.03677

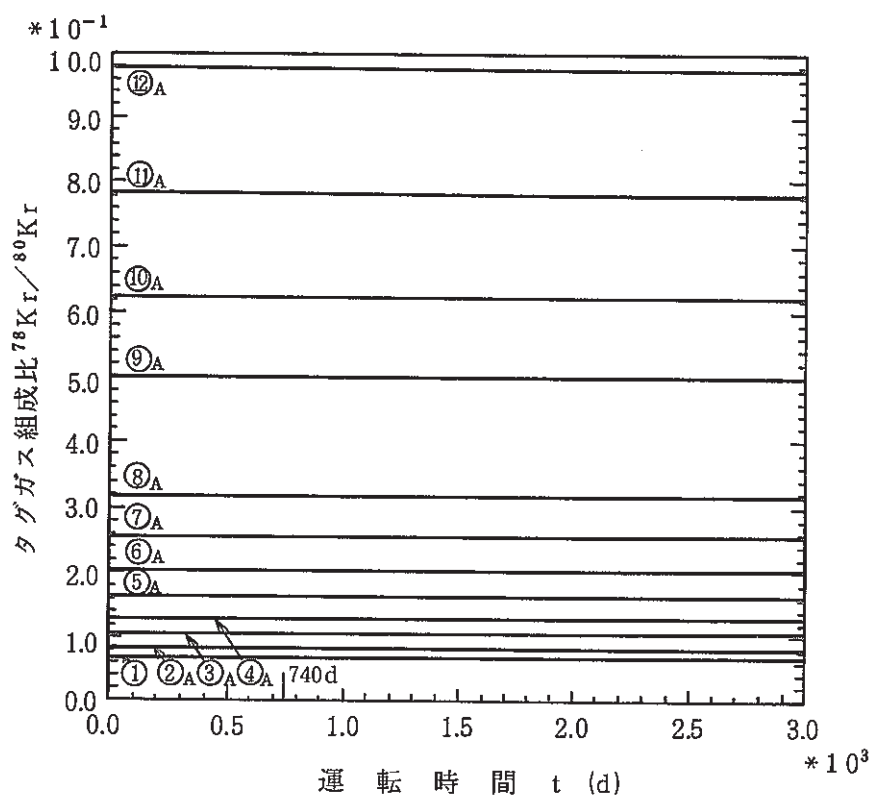


図4 タグガス組成比 $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$ の照射変化
(Design 56~200 MON8~10 の代表例)

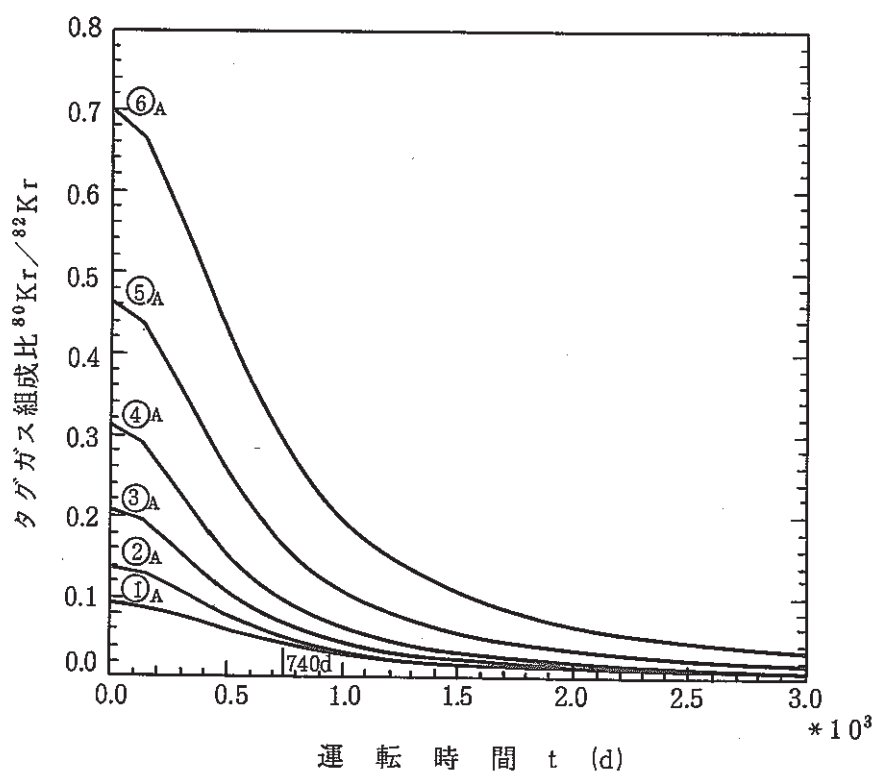


図5 タグガス組成比 $^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$ の照射変化
(Design 56~200 MON8~10 の代表例)

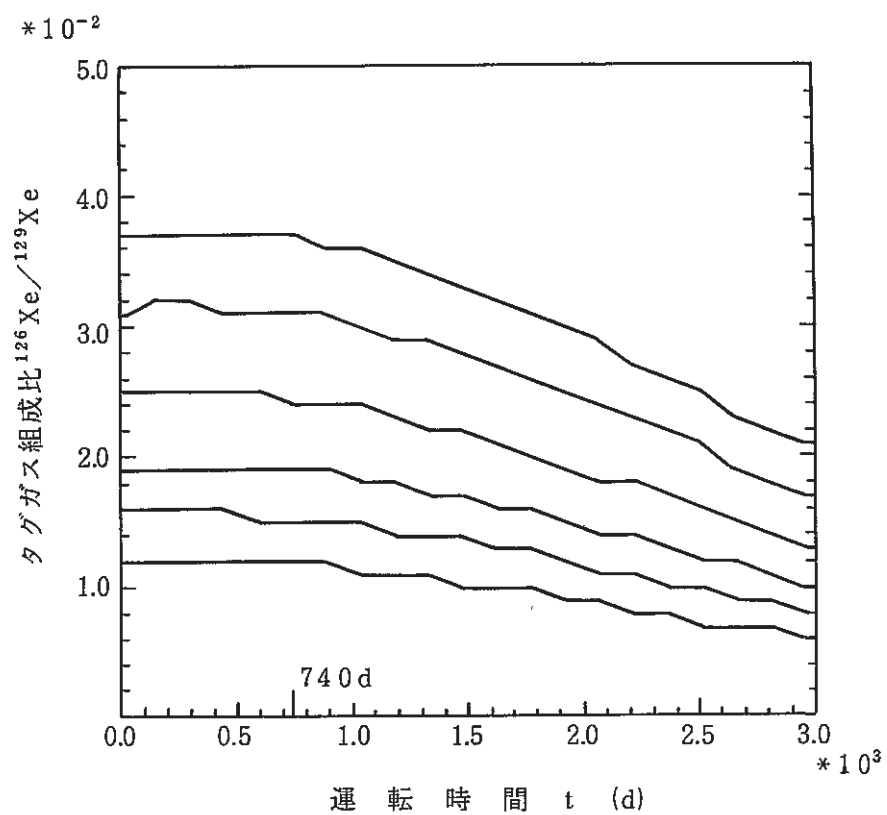


図6 タグガス組成比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ の照射変化
(Design 56~200 MON 8~10の代表例)

112 A S T 試験用タグガスカプセル製作におけるタグガス調製にかかわる

誤差の算出について

報告者：吉岡（計測 Gr）

1. 概 要

A S T 試験とは、B 型特殊燃料集合体（B 3）で計画されている改良オーステナイト・ステンレス鋼燃料ピン照射試験の略称である。A S T 試験用燃料ピンでは、破損ピンの同定を予定しており、各燃料ピンごとに異なる組成のタグガス（Kr, Xe の安定同位体）を封入するため、技-61-122⁽¹⁾で報告したように、10 種類のタグガス組成（Kr 組成 2 種と Xe 組成 5 種の組み合わせ）を作成した。このタグガス組成に基づいて、A S T 試験用タグガスカプセル製作が、照射課の契約により、日本酸素㈱で実施された（昭和 61 年 11 月完納）。その後、このときのガス調製結果（質量分析の測定値）を入手した。従来のタグガスカプセル製作では、2 種類以上の原料ガスを調合し、目標の組成を達成した実績はなく、これは何種類もの原料ガスを調合することになっている「もんじゅ」タグガス組成の調製検討のために良いサンプルとなる。また、タグコード（TAG-III）⁽²⁾で破損ピンを同定する場合に、タグガスの封入誤差（ガス調製誤差など）の程度をあらかじめ知っておく必要がある。このような背景から、ここでは A S T 試験用タグガスカプセル製作のガス調製結果から、タグガスのガス調製にかかわる誤差を算出した。

2. 方 法

技-61-122 で報告した 10 種類のタグガス組成（目標値）と A S T 試験用タグガスカプセル製作でのガス調製結果（質量分析の測定値）を比較し、ガス調製にかかわる誤差を算出した。

3. 結 果

表 1～2 に、Kr および Xe 組成についてのガス調製にかかわる誤差を示した。Kr および Xe の全組成では最大±10%程度の誤差であり、A S T 試験で着目するタグガス（⁷⁸Kr, ⁸⁰Kr, ¹²⁶Xe, ¹²⁹Xe）では-7.2～6.7%と小さくなっているが、製作メーカーが宣言している誤差±5.4%より大きいことが判明した（現在、誤差原因を究明中）。また、Xe 組成についてのスペーシングファクター（S・F）が 2 個所で設計値の S・F（≥1.25）よりわずかに小さく、設計基準を満していないことが判った。

4. 参考文献

- (1) 実験炉部技術課試験研究成果速報, PNC SN9410 86-115 p200-p202 (1986-10)
- (2) タグコードの開発(Ⅳ), PNC SJ201 85-07 (1985-3)

表1 Kr組成ガス調製にかかわる誤差

		同位体存在率 (%)						同位体 の比 $^{78}\text{Kr}/^{80}\text{Kr}$	スペーシング ファクター S・F	備考
		^{78}Kr	^{80}Kr	^{82}Kr	^{83}Kr	^{84}Kr	^{86}Kr			
1	A	9.18	34.40	45.99	8.11	2.33	—	0.26686	1.25 1.2788 +2.30	A' B' C'
	B	8.9	34.8	46.8	7.3	2.2	—	0.25575		
	C	-3.05	+1.16	+1.76	-9.99	-5.58	—	-4.16		
2	A	0.97	4.55	14.00	12.27	53.11	16.09	0.21349		
	B	0.9	4.5	14.2	11.2	53.2	16.0	0.20000		
	C	-7.22	-1.10	1.44	-0.62	0.17	-0.56	-6.32		

表2 Xe組成のガス調製にかかわる誤差

		同位体存在率 (%)									同位体 の比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	スペーシング ファクター S・F	備考
		^{124}Xe	^{126}Xe	^{128}Xe	^{129}Xe	^{130}Xe	^{131}Xe	^{132}Xe	^{134}Xe	^{136}Xe			
1	A	589	27	1432	6889	271	371	158	0.11	—	0.03948	1.25 1.2207 -2.34	A' B' C'
	B	5.7	2.8	147	684	2.7	4.0	1.6	0.1	—	0.04093		
	C	-3.26	+2.94	+2.65	-0.71	-0.37	+7.82	+1.27	-9.09	—	+3.67		
2	A	345	1.61	909	5098	329	1108	1226	447	374	0.03159	1.25 1.2926 +3.41	A' B' C'
	B	34	1.7	92	507	3.3	11.6	122	43	3.6	0.03353		
	C	-145	+5.59	+1.21	-0.55	+0.30	+4.69	-0.49	-3.80	-3.74	+6.14		
3	A	225	1.07	652	4220	357	1470	1749	661	558	0.02527	1.25 1.2032 -3.74	A' B' C'
	B	22	1.1	65	424	3.5	14.9	17.6	64	54	0.02594		
	C	-2.22	+2.80	-0.31	+0.48	-1.96	+1.36	+0.63	-3.17	-3.23	+2.65		
4	A	155	0.75	503	3709	3.74	16.80	20.54	7.85	6.64	0.02022	1.56 1.7193 +10.21	A' B' C'
	B	1.7	0.8	5.2	37.1	3.7	16.9	20.5	7.7	6.4	0.02156		
	C	+9.68	+6.67	+3.38	+0.027	-1.07	+0.60	-0.195	-1.91	-3.61	+6.63		
5	A	0.80	0.408	3.42	31.58	3.91	19.06	23.82	9.19	7.795	0.01294		
	B	0.8	0.4	3.4	31.9	3.9	19.3	23.9	8.9	7.5	0.01254		
	C	0.00	-1.96	-0.58	+1.01	-0.26	+1.26	+0.34	+3.16	-3.78	-3.09		

A: ガス調整の目標値, B: ガス調製後の測定値, C: 誤差 $= \left(\frac{B-A}{A} \times 100 \right)$

A': 目標値AによるS・F, B': 測定値BによるS・F, C': S・Fの誤差 $= \left(\frac{B'-A'}{A'} \times 100 \right)$

11.3 燃料ピン内のタグガス燃焼・生成の計算で ^{128}Xe 初期装荷量が及ぼす ^{129}Xe 蓄積量への影響について

報告者：吉岡（計測 Gr）

1. 概 要

タグコードの開発に関する成果報告書⁽¹⁾では、燃料ピン内の ^{129}Xe 蓄積量を計算する場合、破損燃料位置検出判定に使うタグガス（高速原型炉「もんじゅ」のタギング法では ^{78}Kr , ^{80}Kr , ^{82}Kr , ^{126}Xe , ^{129}Xe を予定している⁽²⁾）とともに燃料ピンに装荷される不純物ガス ^{128}Xe の初期装荷量を考慮しなければならない（図 1 参照）。

しかし、現有のタグコードでは、 ^{128}Xe の初期装荷量がない条件で ^{129}Xe の蓄積量を計算しているため⁽³⁾、 ^{128}Xe の初期装荷量が考慮されていない。この問題点を解消するため、 ^{128}Xe の初期装荷量がソースプログラム上で任意に変更できるように、現有のタグコードを修正した。その後、DOE で設計された「もんじゅ」用タグガス組成（Design 56～200MON8～10 のうちの Xe 組成、表 1 参照⁽²⁾⁽³⁾）について、プレナム部への ^{128}Xe の初期装荷量が及ぼす ^{129}Xe の蓄積量や $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ 組成比の照射特性の変化度合を調べた。

2. 方 法

修正したタグコードを用いた計算条件は技-61-25 で報告した内容と同一としたが、プレナム部への ^{128}Xe 初期装荷量に 0.0287～0.0649 Ncc（図 2，表 1 参照）を入力した。その後、プレナム部での ^{129}Xe 蓄積量および $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ 組成比の照射特性を計算し、 ^{128}Xe 初期装荷量がない場合の照射特性と比較した。

3. 結 果

表 1 に示した Xe 組成では、表 2 に示したように、プレナム部の ^{129}Xe 蓄積量の照射特性は燃料の運転時間（燃焼時間）が短いほど、また ^{128}Xe 初期装荷量が多いほど、 ^{128}Xe 初期装荷量の影響が大きいことがわかった（148 日後で 1.29～1.64 倍，740 日後で 1.02～1.05 倍）。また、表 3 のように $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ の組成比の照射特性は 740 日まで 1/1000 程度の変化であり、 ^{128}Xe 初期装荷量の影響がほとんどないことがわかった。したがって、表 1 の Xe 組成では、 ^{129}Xe 蓄積量の正確な計算には ^{128}Xe の初期装荷量が必要であるが、 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ 組成比の計算には必ずしも必要でない。

4. 参考文献

- (1) 破損燃料検出系感度評価法の開発Ⅲおよびタグコードの開発Ⅲ

成果報告書，計算コードマニュアル（PNC-SJ901 84-06(1), (2)）

- (2) Summary Report for MONJU Gas Tag Design Study-Phase I A Sep.26, 1986

- (3) DOE設計の「もんじゅ」用タグガス組成について中性子照射による組成変化の予測計算
 (1) (技-61-25)

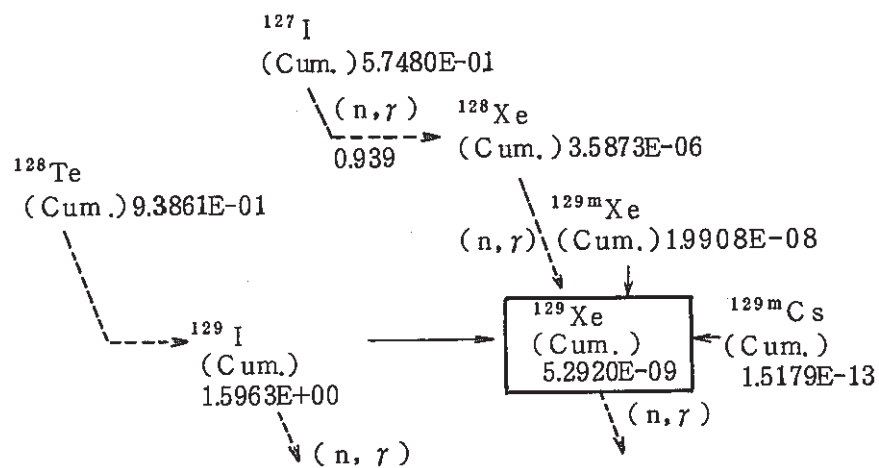


図1 ^{129}Xe の蓄積量を計算するための生成チェーン

PNC-SJ901 84-06(1), p51

(Fig. 3.2.7(b) Simplified ^{129}Xe Producing Chainより)

表 1 組成比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ についての基本的なタグガス組成
(Design 56~200MON8~10)

番 号	初 期 の 組 成 (Ncc)				組 成 比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	備 考 (Design-Tag)
	^{124}Xe	^{126}Xe	^{128}Xe	^{129}Xe		
①	0.0037	0.0033	0.0287	0.2766	0.0119	200MON10-6
②	0.0055	0.0044	0.0336	0.2830	0.0155	" 16
③	0.0073	0.0056	0.0384	0.2893	0.0193	" 31
④	0.0100	0.0074	0.0456	0.2988	0.0247	" 64
⑤	0.0136	0.0098	0.0552	0.3114	0.0314	" 117
⑥	0.0172	0.0121	0.0649	0.3240	0.0373	" 196

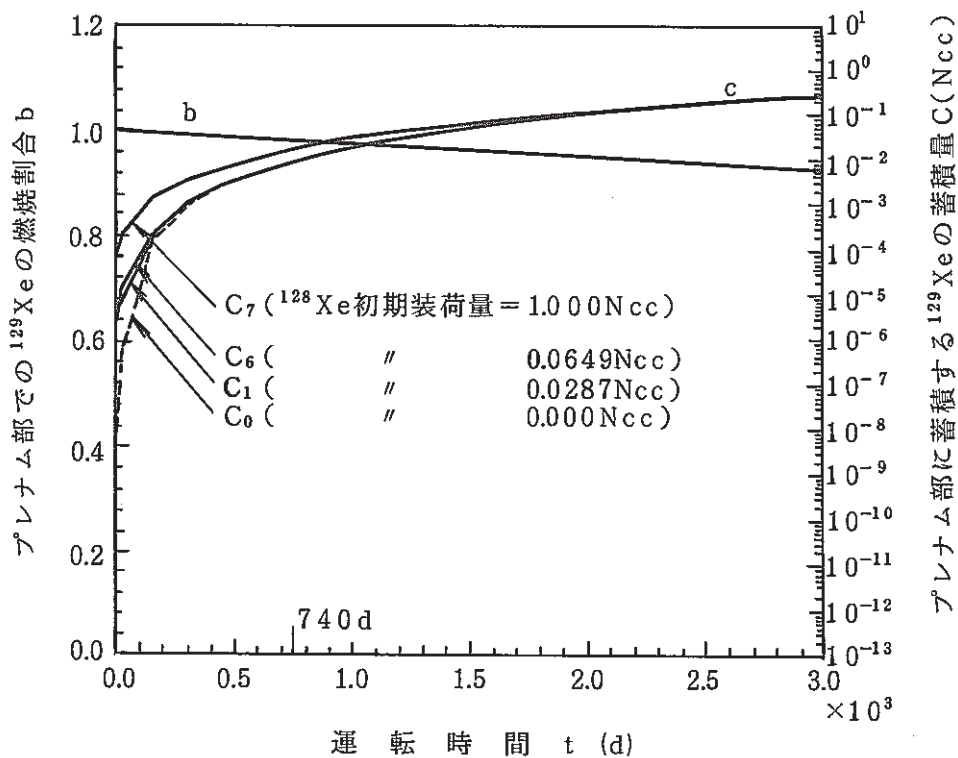


図 2 ^{128}Xe 初期装荷量が及ぼす ^{129}Xe 蓄積量への影響について

表2 ^{128}Xe 初期装荷量が及ぼす ^{129}Xe 蓄積量への影響について

^{128}Xe の初期装荷量 (Ncc)	運転時間後の ^{129}Xe 蓄積量 (Ncc)					備考 (図中の 記号)
	148日後	296日後	444日後	592日後	740日後	
0.0	1.3293×10^{-4}	9.3789×10^{-4}	2.6682×10^{-3}	5.4368×10^{-3}	9.3749×10^{-3}	C ₀
0.0287	1.7076 " (1.285)	1.0132×10^{-3} (1.080)	2.7797 " (1.042)	5.5847 " (1.027)	9.5599 " (1.020)	C ₁
0.0336	1.7719 " (1.333)	1.0260 " (1.094)	2.7987 " (1.049)	5.6099 " (1.032)	9.5914 " (1.023)	—
0.0384	1.8347 " (1.380)	1.0385 " (1.107)	2.8171 " (1.056)	5.6345 " (1.036)	9.6222 " (1.026)	—
0.0456	1.9279 " (1.450)	1.0571 " (1.127)	2.8447 " (1.066)	5.6709 " (1.043)	9.6678 " (1.031)	—
0.0552	2.0543 " (1.545)	1.0824 " (1.154)	2.8821 " (1.080)	5.7208 " (1.052)	9.7301 " (1.038)	—
0.0649	2.1821 " (1.642)	1.1079 " (1.181)	2.9199 " (1.094)	5.7709 " (1.061)	9.7928 " (1.045)	C ₆
1.0	1.4485×10^{-3} (10.897)	3.5473×10^{-3} (3.782)	6.5422×10^{-3} (2.452)	1.0587×10^{-2} (1.947)	1.5800×10^{-2} (1.685)	C ₇

() 内の数値は, ^{128}Xe 初期装荷量 = 0.0 Ncc のときの ^{129}Xe 蓄積量を基準に正規化したものである。

表 3 ^{128}Xe 初期装荷量が及ぼすタグガス組成比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$ の照射変化への影響
(Design56~200MON8~100)

番号	運転時間後のタグガス組成比 $^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$					備 考 (^{128}Xe の初期 装荷量(Ncc))
	148日後	296日後	444日後	592日後	740日後	
①	0.01196	0.01195	0.01191	0.01182	0.01168	0.0287
	0.01196	0.01196	0.01191	0.01183	0.01169	0.0
	(1.000)	(0.999)	(1.000)	(0.999)	(0.999)	
②	0.01558	0.01558	0.01558	0.01552	0.01541	0.0336
	0.01558	0.01558	0.01553	0.01542	0.01525	0.0
	(1.000)	(1.000)	(1.003)	(1.006)	(1.010)	
③	0.01940	0.01939	0.01933	0.01919	0.01898	0.0384
	0.01940	0.01940	0.01934	0.01920	0.01900	0.0
	(1.000)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	
④	0.02482	0.02481	0.02473	0.02456	0.02430	0.0456
	0.02482	0.02482	0.02475	0.02458	0.02433	0.0
	(1.000)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	
⑤	0.03154	0.03153	0.03144	0.03123	0.03092	0.0552
	0.03154	0.03155	0.03146	0.03126	0.03095	0.0
	(1.000)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	
⑥	0.03742	0.03742	0.03731	0.03709	0.03673	0.0649
	0.03743	0.03744	0.03734	0.03712	0.03677	0.0
	(0.999)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	(0.999)	

()内の数値は、 ^{128}Xe 初期装置装荷量 = 0.0 Nccのときの ^{129}Xe 蓄積量を基準に正規化したものである。