

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.5, No.3 昭和63年10月～12月の成果概要



1989年2月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	N9410 89-030
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol. 5, No. 3 昭和63年10月～12月の成果概要

溝尾宣辰* 前田清彦*

要 旨

本報告書は、実験炉部技術課が担当している試験研究のうち、昭和63年10月から12月の間に技術課内部資料（技術課メモ）として速報されたものの要旨をまとめたものである。

各成果速報は、その内容別に下記の項目に分類して編集されている。

- 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価
- 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討
- 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析
- 燃料性能実証試験のための設置変更準備
- 使用済燃料貯蔵設備増設のための設置変更準備
- 分析技術に関する研究開発
- 計算機コード・マニュアルの作成と整備
- MK-III炉心の検討
- 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。

Preliminary Results on Experiments, Analyses and Evaluations Performed by
Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division
Quarterly Report Vol. 5, No. 3

Nobutatsu Mizoo* Kiyohiko Maeda *

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during October through December, 1988.

All results described in the report were released with internal memoranda of Reactor Technology Section, before detailed analyses, evaluations, and/or discussions.

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

- Results of measurements, analyses and evaluations for nuclear characteristics in JOYO.
- Results of measurements and analyses for the plant characteristics of JOYO.
- Results of measurements and analyses of neutron flux, gamma ray and decay heat of JOYO.
- Preparation of Construction Permit Amendment for the operational reliability tests of FBR fuel assembly.
- Preparation of Construction Permit Amendment for spent fuel storage facility.
- Results of study and development for analytical technic.
- Production and/or arrangements of analyses codes and their manual.
- Analyses and evaluations on MK-III Core.
- Miscellaneous results.

Table classified by kind of work are added.

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

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

目 次

1. まえがき	1
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究	2
2.1 高速実験炉の工程（昭和63年10月～12月）	2
2.2 技術課が担当した試験研究	12
3. 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価	15
3.1 INTA-1集合体内出力分布の評価（技-63-256）	16
3.2 F3B装荷炉心の炉心特性（技-63-264）	17
3.3 MK-II炉心第17サイクル動特性パラメータ予測計算結果（技-63-295）	18
3.4 反応度計入力用動特性パラメータ（MK-II炉心第18サイクル） の予測計算（技-63-315）	19
3.5 C、F核熱特性設計時予測値と実験値の違いについて（技-63-316）	20
3.6 MK-II炉心第18サイクル用燃料交換計画（技-63-320）	22
4. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討	23
4.1 補助系による崩壊熱測定時のナトリウム温度上昇について（技-63-244, 247）	24
4.2 渦電流式温度・流速計温度信号による中心集合体出口温度 の履歴（その3）（技-63-254）	26
4.3 主冷却器出入口熱電対較正結果（第7回定検時）（技-63-293）	29
4.4 MK-II炉心定格第17サイクルにおける集合体出口冷却材温度予測（技-63-304）	30
4.5 MK-II炉心第17サイクル流量計特性試験結果（技-63-328）	32
5. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析	36
5.1 B6照射終了後における崩壊熱計算（技-63-259）	37
5.2 PFB030のFPガス生成率データ支給（技-63-272）	38
5.3 崩壊熱測定装置の特性試験解析（模擬発熱体を使用した試験）（技-63-279）	39
5.4 崩壊熱測定試験計画（技-63-285）	41
5.5 MK-II内側反射体（NFR10）ラッパ管の照射データ（技-63-303）	42
5.6 炉上部照射プラグリグ試験片（UPR1-2）放射化量計算結果（技-63-314）	46
5.7 崩壊熱測定試験結果 その1（速報）（技-63-317）	47

6.	燃料性能実証試験のための設置変更準備	48
6.1	”MIMIR-N2”コードによる「常陽」MK-II炉心の事故解析	(技-63-275) … 49
6.2	被覆管歪み評価式の見直し	(技-63-282) … 50
7.	使用済燃料貯蔵設備増設のための設置変更準備	52
7.1	「常陽」液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量と核種構成	(技-63-294) … 53
7.2	”METHUSELAR-II”コードの検証について	(技-63-299) … 54
7.3	燃料落下事故時の被曝評価の見直し	(技-63-305) … 56
7.4	第二使用済燃料貯蔵施設を放出源としたX/Q、D/Qの累積出現頻度	(技-63-324) … 57
7.5	燃料落下事故時の ¹²⁹ Iの放射能と小児の甲状腺被曝線量	(技-63-325) … 60
8.	分析技術に関する研究開発	61
8.1	「常陽」一次系ナトリウムサンプリング装置改良試験	(技-63-269) … 62
8.2	特殊サンプリング試験、試料の分析結果	(技-63-270, 276) … 64
8.3	JOYO二次系サンプル(JNa2-61-07)のT、CとF、Cの偏析調査及びT、C法、F、C法の比較検討	(技-63-308) … 66
8.4	ICP-MSによるFe分析法の検討(第一報) (スプレーチャンバーの冷却効果)	(技-63-312) … 68
8.5	ICP-MSによるNi分析法の検討(第一報) (バックグラウンド低減化検討)	(技-63-313) … 71
8.6	窒素の吸光々度法(インドフェノール法)における発色後の経時変化について	(技-63-327) … 73
9.	計算機コード・マニュアルの作成と整備	75
9.1	”MAGI”照射履歴ファイルの縮小	(技-63-251) … 76
9.2	炉雑音用データ校正及びデータ編集用プログラム使用説明書(第4版)	(技-63-284) … 77
9.3	「常陽」運転履歴データの有効活用に関する検討	(技-63-286) … 78
9.4	「NOISA」プログラムチェック中間報告	(技-63-302) … 79
9.5	JOYDAS操作手順書の作成	(技-63-306) … 82

10. MK-III炉心の検討	84
10.1 冷却系改造に係わるプラント健全性評価用熱過渡条件の設定 (技-63-252)	85
10.2 冷却系改造後の補助系入口配管による炉容器壁貫通部の温度評価 (技-63-267)	87
10.3 冷却系改造後の補助系出口配管による炉容器壁貫通部の温度評価 (技-63-268)	88
10.4 「貯蔵ポット廃止に係わる核熱計算」のためのデータ支給 (技-63-273, 289)	90
10.5 MK-IIIサーベイ計算のまとめ	91
10.6 「常陽」高性能炉心移行時の炉心特性計算のためのデータ支給 (技-63-290, 321)	94
10.7 MK-III移行炉心に関する反応度の検討 (技-63-298)	96
10.8 B ₄ C反射体による反応度への影響 (技-63-322)	98
11. その他の試験研究及び解析評価作業の成果	100
11.1 "FPGS"による「もんじゅ」内側炉心燃料集合体崩壊熱計算 (技-63-263)	101
11.2 JOYDASと異機種計算機の接続検討 (技-63-271)	103

昭和63年10月から12月までの間に発行された技術課メモを目的とする業務の内容に添って分類した。

A. 炉心管理業務

タ イ ト ル	技メモ番号
3.1 INTA-1 集合体内出力分布の評価係数試験結果	(技-63-256)
3.3 MK-II 炉心第17サイクル動特性パラメータ予測計算結果	(技-63-295)
3.4 反応度計入力用動特性パラメータ (MK-II 炉心第18サイクル)の予測計算	(技-63-315)
3.5 C、F核熱特性設計時予測値と実測値の違いについて	(技-63-316)
3.6 MK-II 炉心第18サイクル用燃料交換計画	(技-63-320)
5.1 B6 照射終了後における崩壊熱計算	(技-63-259)
5.3 崩壊熱測定装置の特性試験解析 (模擬発熱体を使用した試験)	(技-63-279)
5.4 崩壊熱測定試験計画	(技-63-285)
5.5 MK-II 内側反射体 (NFRI0) ラップ管の照射データ	(技-63-303)
5.6 炉上部照射プラグリグ試験片 (UPR1-2) 放射化量計算結果	(技-63-314)
5.7 崩壊熱測定試験結果 その1 (速報)	(技-63-317)
10.4 「貯蔵ポット廃止に係わる核熱計算」のためのデータ支給	(技-63-273, 289)
10.6 「常陽」高性能炉心移行時の炉心特性計算のための データ支給	(技-63-290, 321)
10.8 B、C反射体による反応度への影響	(技-63-322)

B. プラント健全性確認

タ イ ト ル	技メモ番号
4.1 補助系による崩壊熱測定時のナトリウム温度上昇について	(技-63-244, 247)
4.2 渦電流式温度・流速計温度信号による中心集合体出口温度 の履歴 (その3)	(技-63-254)
4.3 主冷却器出入口熱電対校正結果 (第7回定検時)	(技-63-293)
4.4 MK-II 炉心定格第17サイクルにおける集合体出口冷却材 温度予測	(技-63-304)
4.5 MK-II 炉心第17サイクル流量計特性試験結果	(技-63-328)
10.1 冷却系改造に係わるプラント健全性評価用熱過渡条件の設定	(技-63-252)
10.2 冷却系改造後の補助系入口配管による炉容器壁貫通部 の温度評価	(技-63-267)
10.3 冷却系改造後の補助系出口配管による炉容器壁貫通部 の温度評価	(技-63-268)

C. 分析業務

タ イ ト ル	技メモ番号
8.1 「常陽」一次系ナトリウムサンプリング装置改良試験	(技-63-269)
8.2 特殊サンプリング試験、試料の分析結果	(技-63-270, 276)
8.3 JOYO二次系サンプル(JNa ² -61-07)のT. CとF. Cの偏析調査及びT. C法、F. C法の比較検討	(技-63-308)
8.4 ICP-MSによるFe分析法の検討(第一報) (スプレーチャンバーの冷却効果)	(技-63-312)
8.5 ICP-MSによるNi分析法の検討(第一報) (バックグラウンド低減化検討)	(技-63-313)
8.6 窒素の吸光度法(インドフェノール法)における発色後の経時変化について	(技-63-327)

D. 計画検討

タ イ ト ル	技メモ番号
3.2 F3B装荷炉心の炉心特性	(技-63-264)
6.1 "MIMIR-N2"コードによる「常陽」MK-II炉心の事故解析	(技-63-275)
6.2 被覆管歪み評価式の見直し	(技-63-282)
7.2 "METHUSELAR-II"コードの検証について	(技-63-299)
7.3 燃料落下事故時の被曝評価の見直し	(技-63-305)
7.4 第二使用済燃料貯蔵施設を放出源としたX/Q、D/Qの累積出現頻度	(技-63-324)
7.5 燃料落下事故時の ¹²⁵ Iの放射能と小児の甲状腺被曝線量	(技-63-325)
9.3 「常陽」運転履歴データの有効活用に関する検討	(技-63-286)
10.5 MK-IIIサーベイ計算のまとめ	(技-63-274)
10.7 MK-III移行炉心に関する反応度の検討	(技-63-298)
11.2 JOYDASと異機種計算機の接続検討	(技-63-271)

E. その他

タ イ ト ル	技メモ番号
5.2 PFB030のFPガス生成率データ支給	(技-63-272)
7.1 「常陽」液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量と核種構成	(技-63-294)
9.1 "MAGI"照射履歴ファイルの縮小	(技-63-251)
9.2 炉雑音用データ校正及びデータ編集用プログラム 使用説明書(第4版)	(技-63-284)
9.4 「NOISA」プログラムチェック中間報告	(技-63-302)
9.5 JOYDAS操作手順書の作成	(技-63-306)
11.1 "FPGS"による「もんじゅ」内側炉心燃料集合体崩壊熱計算	(技-63-263)

1. ま え が き

本報告書は、実験炉部技術課が担当している種々の試験研究の成果のうち、昭和63年10月1日から12月31日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を、その内容毎に編集したものである。

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

2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究

2.1 高速実験炉の工程（昭和63年10月～12月）

「常陽」は、第7回定期検査中であり、電源盤点検、無停電々源設備点検等の機器の点検、交換、据付作業が実施され、外部電源喪失試験、手動アイソレーション試験等の検査が実施された。

第7回定期検査は、12月23日に終了する計画となっていたが、制御棒上部案内管の不具合が発生し、定期検査が1ヶ月延長された。

10月：先月に引続き第7回定期検査が行われ、電源盤点検、無停電電源設備点検、非常用電源設備点検及び燃料取扱設備の分解点検等の作業を、また、安全容器の空気置換、1次・2次系ナトリウムドレン等に係るプラント操作を実施した。

11月：先月に引続き第7回定期検査が行われ、電源盤点検、非常用電源設備点検、安全容器の窒素置換、1次・2次系ナトリウム充填等のプラント操作及び燃料取扱作業を実施した。

12月：先月に引続き第7回定期検査が行われ、この間外部電源喪失試験、手動アイソレーション試験等の検査が実施された。第7回定期検査は23日に終了する計画となっていたが、No. 3 制御棒上部案内管の不具合が発生し、当該上部案内管の交換の必要性が生じたため1ヶ月間延長された。このため、原子炉は停止状態を保持した。

本報告に係る期間中（昭和63年10月～12月）の原子炉運転実績を表2.1.1及び表2.1.2に、工程表及びプラント状態表をそれぞれ表2.1.3～2.1.8に示す。また第16サイクル及び第17サイクル運転時の炉心構成図をそれぞれ図2.1.1と2.1.2に示す。

表 2.1.1 月間の原子炉運転実績

Table 2.1.1 Monthly Operating Summary-October 1988 through December 1988

期 間	昭和 6 3 年 1 0 月		昭和 6 3 年 1 1 月		昭和 6 3 年 1 2 月	
	月 間		月 間		月 間	
原子炉起動回数 (回)	0		0		0	
運 転 日 数 (日)	0		0		0	
積算運転時間 (H)	0		0		0	
積算熱出力 (MWH)	0		0		0	
利 用 率 (%)	0		0		0	
平均熱出力 (MW)	0		0		0	
最大熱出力 (MW)	0		0		0	

表 2.1.2 積算原子炉運転実績

Table 2.1.2 Accumulated Operating Summary through December 31, 1988

項 目	S 63年度累計 期 間 S. 63. 4. 1~ S. 63. 10. 31	MK-II 累計 期 間 (S. 57. 11. 22 ~)	MK-I, II 累 計 (S. 52. 4. 24 ~)	S 63年度累計 期 間 S. 63. 4. 1~ S. 63. 11. 30	MK-II 累計 期 間 (S. 57. 11. 22 ~)	MK-I, II 累 計 (S. 52. 4. 24 ~)	S 63年度累計 期 間 S. 63. 4. 1~ S. 63. 12. 31	MK-II 累計 期 間 (S. 57. 11. 22 ~)	MK-I, II 累 計 (S. 52. 4. 24 ~)
	原子炉起動回数 (回)	9	160	422	9	160	422	9	160
運 転 日 数 (日)	85	—	—	85	—	—	85	—	—
積算運転時間 (H)	1,882	21,034	34,002	1,882	21,034	34,002	1,882	21,034	34,002
積算熱出力 (MWH)	173,975	1,881,332	2,554,662	173,975	1,881,332	2,554,662	173,975	1,881,332	2,554,662
利 用 率 (%)	34	—	—	30	—	—	26	—	—
平均熱出力 (MW)	92	—	—	92	—	—	92	—	—
最大熱出力 (MW)	100	—	—	100	—	—	100	—	—

表 2.1.3 高速実験炉「常陽」実績工程表
 Table 2.1.3 Chronology of Principal Activities in "JOYO" - October 1988

年月日 項目	S 63. 10																																
	①	②	3	4	5	6	7	8	⑨	⑩	11	12	13	14	⑮	⑯	17	18	19	20	21	22	⑳	24	25	26	27	28	㉑	㉒	31		
一般事項		PNC 創 記 念 立 日				IAEA ・ 科 査 技 庁 察				体 育 の 日																							
記 事	第7回定期検査・照射準備・改造工事																																
	電源盤点検					地震計点検					無停電電源設備点検(C系, D系)																						
	制御棒駆動機構 (CRD-N)分解点検(取外し)					非常用ディーゼル発電機及び機関分解点検(D/C 1号機10/8~24, 2号機10/25~11/6)																											
	⑯内燃料取扱設備点検					炉上部照射プラグリグ(UPR) 試料部交換作業																											
	「常陽」変電所点検					⑯内燃料取扱設備計器校正																											
	核計装設備の一部更新(中間系モニタ(IRM))					核計装設備点検																											
	主送風機点検					主送風機の清掃及び供用期間中検査(ISI)																											
	燃料集合体(S/A)出口温度計装設備の一部更新(中制盤改造を含む)																																
	フ里昂冷凍機⑩点検					1次系廻りバルブ点検																											
	フ里昂冷媒系点検					配管支持装置の点検																											
	1次主ポンプモータ撤去, メカニカルシール撤去(工場持ち帰り点検)					1次系配管供用期間中検査(ISI)																											
	1次主ポンプオイルプレッシャーユニット点検					1次系プロセス計器の点検																											
	1次主ポンプ, オーバフローコラムNaレベル計ケーブル布設工事					1次系現場計器点検																											
	2次補助系電気設備点検					1次主ポンプ, オーバフローコラムNaレベル計交換工事																											
	2次補助系リレー交換					主冷却器伝熱管供用期間中検査(ISI)																											
	廃ガス圧縮機点検, 廃液, 廃ガスタンク試験					2次主ポンプメカニカルシール, オイルプレッシャーユニット点検																											
						2次系プロセス計器点検																											
						コンクリート遮蔽体冷却系N ₂ ガスプロアモータ交換, プロア点検																											
						既設コンクリート遮蔽体冷却器撤去																											
	カバーガス浄化装置(CGCS)据付(圧空, 機器据付, 配管布設, ケーブル計装を含む)					補助系による崩壊熱試験																											
JOYDAS 停止改造					2次主ポンプモータの分解点検																												
保物モニタの更新																																	

表 2.1.4 高速実験炉「常陽」実績工程表
 Table 2.1.4 Chronology of Principal Activities in "JOYO" - November 1988

年月日	S 63. 11																															
項目	1	2	③	4	⑤	⑥	7	8	9	10	11	12	⑬	14	15	16	17	18	⑱	⑳	21	22	㉑	24	25	26	㉓	28	29	30		
一般事項			文化の日							IAEA 査科技 察庁																		勤労感謝の日				
記事	第7回定期検査・照射準備・改造工事																															
	非常用ディーゼル発電機及び機関分解点検																															
	⑧ エアロック設備点検																															
	炉上部照射プラグリグ(UPR) 試料部交換作業																															
	1次系コールドトラップブロー点検																															
	1次系プロセス計器交換																															
	1次系Naレベル計交換(オーバーフローコラム, 主ポンプ, ダンプタンク)																															
	1次系廻りバルブ点検																															
	1次主ポンプモータ点検(据付試運転)																															
	1次主ポンプオイルプレッシャーユニット点検(試運転)																															
	コンクリート遮蔽体冷却器更新工事																															
	コンクリート遮蔽体冷却系N ₂ ガスブローモータ交換, ブロー点検, ベDESTALブロー点検																															
	カバーガス浄化装置(CGCS)据付(圧空, 機器据付, 配管布設, ケーブル計装を含む)																															
	燃料出入機ドアバルブ点検・補修																															
	⑨ 内, 外燃料取扱設備計器校正																															
	2次系Naレベル計点検																															
	主送風機ブレーキ点検																															
	主送風機モータ点検																															
	主冷却器の清掃及び供用期間中検査(ISI)																															
	2次主ポンプメカニカルシール, オイルプレッシャーユニット点検																															
	2次主ポンプモータの分解点検																															
	2次系プロセス計器点検																															
	補機冷却系ポンプ及び冷却塔の点検																															
	⑩ 雰囲気調整系(84条)計器点検																															
	JOYDAS 停止, 改造																															
保物モニタの更新																																
原子炉制御設備改造及び点検																																
電源盤点検(1HC, 2HC, P/C)																																
安全容器内調査追加工事																																
安全容器窒素置換																																
制御棒駆動機構(CRD-M)据付調整																																
燃料取扱作業(2)																																
燃取機器運転準備																																
燃料移送																																
Naレベル計校正試験																																
炉内燃料取扱																																
音響スクラム検出器据付																																

表 2.1.6 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表
 Table 2.1.6 Operating History Data of "JOYO" - October 1988

年月日	S 63. 10																																										
項目	①	②	3	4	5	6	7	8	⑨	⑩	11	12	13	14	⑬	⑭	17	18	19	20	21	22	⑮	24	25	26	27	28	29	⑯	31												
主要工程	第7回定期検査・照射準備・改造工事																																										
	CRD-M取外し			安全容器空気置換			安全容器調査工事(M-3マンホール)			原子炉保護系点検																																	
	全停電			床下O ₂ 放射線サーベイ			⑬内燃料取扱設備点検																																				
	電源盤点検			1次主ポンプオイルプレッシャーユニット点検			無停電源設備点検																																				
	「常陽」変電所点検			次Naドレン			1次OF系EMP廻りドレン																																				
				2次Naドレン			2次純化系EMP廻りドレン																																				
							1次純化系EMP廻りドレン																																				
原子炉	停止																																										
炉内状況	GL-6100			GL-7500			GL-8600																																				
1次系温度	Na温度 250℃			予熱N ₂ ガス系運転			系統温度 200℃																																				
1次系流量	(常時逆流)			ボニー Na流量 20%			0% (Naドレン中)																																				
2次系温度	Na温度 250℃			系統温度 200℃			▽2次予熱ヒータ「OFF」																																				
2次系流量	0% (停止)			100%			0% (Naドレン中)																																				
⑬関係 E/H 床下雰囲気	開放 空気																																										
その他	低レベル廃液移送																																										
	高レベル廃液移送																																										

炉心構成
 ※ドライバー 63体
 A特 1体
 C特 1体
 INTA-S吊上げ中
 SMIR 4体
 AMIR 2体
 (UPR) 1体

表 2.1.7 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

Table 2.1.7 Operating History Data of "JOYO" - November 1988

年月日 項目	S 63. 11																																					
	1	2	③	4	⑤	⑥	7	8	9	10	11	12	⑬	14	15	16	17	18	⑱	⑳	21	22	㉑	24	25	26	㉓	28	29	30	31							
	第7回定期検査・照射準備・改造工事																																					
	炉上部照射プラグリグ(UPR)試料部交換作業																																					
主要工程						2次純化系EMP廻りメルト				2次系Naの充填							燃料取扱作業(2)																					
										1次O/F系EMP廻りメルト							燃料移送																					
													1次系Na充填																									
																	安全容器内調査追加工事																					
原子炉																																						
炉内状況	→※						GL-8600																															
1次系Na温度																																						
1次系Na流量																																						
2次系Na温度																																						
2次系Na流量																																						
⑬関係E/H床下雰囲気																																						
その他																																						

炉心構成
 ※ドライバー 63体
 A特 1体
 C特 2体
 INTA-S吊上げ中
 SMIR 4体
 AMIR 2体
 (UPR) 1体

表 2.1.8 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表
 Table 2.1.8 Operating History Data of "JOYO" - December 1988

年月日 項目	S 63. 12																														
	1	2	③	④	5	6	7	8	9	10	⑪	12	13	14	15	16	⑰	⑱	19	20	21	22	23	24	⑳	26	27	28	㉑	㉒	㉓
主要工程	制御棒駆動機構(CRD-M)据付調整 外部電源喪失・アイソレーションリハーサル E/H閉 ベーン・ダンパ開度特性試験 E/H開 外部電源喪失試験 アイソレーション試験 1次系Naドレン 1次系Na充填 炉内観察 ビット蓋据付 上部案内管(UGT)装荷 上部案内管(UGT)装荷 CRD-M据付調整 下部案内管筒取外し 1次系Na充填 取外し																														
原子炉	停止																														
炉内状況	GL-6100 GL-9540 GL-7500 GL-6100																														
1次系Na温度	原子炉Naの温度 250°C 200°C 予熱N ₂ ガス系運転(A) Na温度 250°C																														
1次系Na流量	Na流量 100% 逆流 1次補助系運転																														
2次系Na温度	主冷却器Na温度 250°C ポニー停止 ポニー停止 Δ主ポンプ停止 停止Naドレン中 200°C Na温度 250°C																														
2次系Na流量	Na流量 100% 停止 停止 200°C 100% Na温度 250°C																														
関係E/H床下雰囲気	開放 閉鎖 開放 空気																														
その他	低レベル廃液移送																														

- 炉心構成
- ※ドライバー 62体
- A特 1体
- B特 1体
- C特 3体
- INTA-S吊上げ中
- SMIR 4体
- CMIR 1体
- AMIR 2体
- SHMIR 1体
- (UPR) 1体

基準方位 (トランスファロータ側)

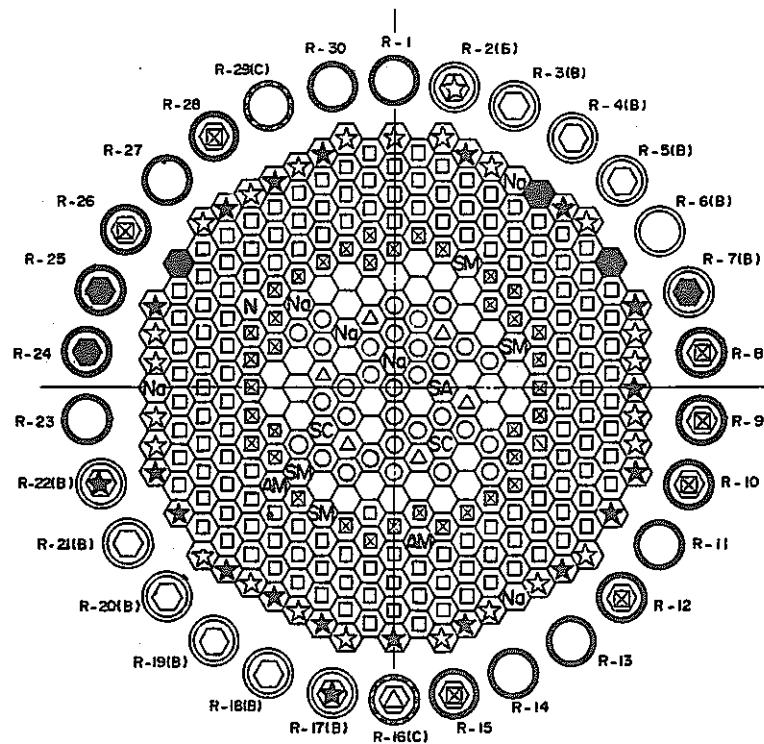


図 2.1.1 100MW第16サイクル炉心構成図

Fig. 2.1.1 Core Configuration for MK-II 16th Cycle

炉心構成要素名	炉心領域		炉内貯蔵ラック	記号
	取替後本数	取替後(A・C/B)		
炉心燃料集合体	J1燃料	32	0/7	⬡
	J2燃料	31	0/0	⬢
A型特殊燃料集合体	1	0/0	⬢	⬢
B型特殊燃料集合体	0	0/0	⬢	⬢
C型特殊燃料集合体	2	0/0	⬢	⬢
制御棒	6	1/0	⬢	⬢
中性子源	1	0/0	⬢	⬢
内側反射体	40	7/0	⬢	⬢
外側反射体 (A)	143	0/0	⬢	⬢
外側反射体 (B) (スリットなし)	23	0/1	⬢	⬢
外側反射体 (B) (スリット付き)	1	0/0	⬢	⬢
特殊反射体 (AMIR)	2	0/0	⬢	⬢
特殊反射体 (SMIR)	4	0/0	⬢	⬢
特殊反射体 (CMIR)	0	0/0	⬢	⬢
MK-I反射体	18	0/2	⬢	⬢
サーベイランス	3	2/1	⬢	⬢
Naチャンネル	6	—	⬢	⬢

特殊要素名称	装荷位置
A型特殊燃料集合体	2B2
C型特殊燃料集合体	3E1, 3C2
構造材料照射用反射体 (SMIR)	5B2, 5D5, 6A4, 6D4
制御棒材料照射用反射体 (AMIR)	6C6, 6D6

基準方位（トランスファロータ側）

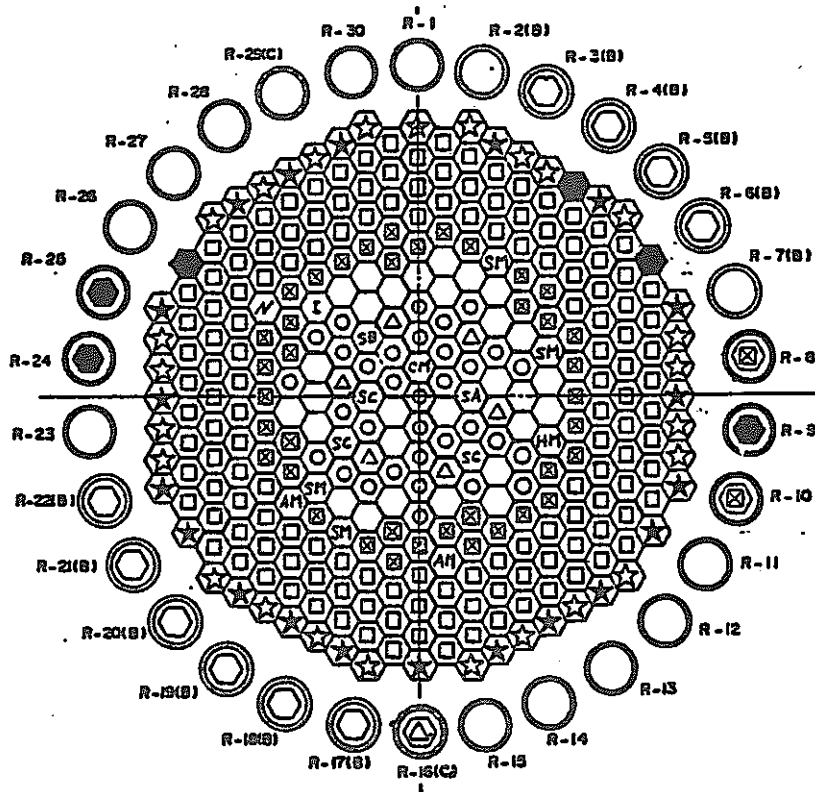


図 2.1.2 100MW第17サイクル炉心構成図

Fig. 2.1.2 Core Configuration for MK - II 17th Cycle

炉心構成要素名	炉心領域		記号	
	取替後本数	炉内貯蔵ラック 取替後(A・C/B)		
炉心燃料集合体	J 1 燃料	29	0/10	○
	J 2 燃料	33	0/0	⊗
A型特殊燃料集合体	1	0/0	⊕	
B型特殊燃料集合体	1	0/0	⊙	
C型特殊燃料集合体	3	0/0	⊚	
制御棒	6	1/0	△	
中性子源	1	0/0	▽	
内側反射体	39	2/0	⊛	
外側反射体 (A)	143	0/0	⊜	
外側反射体 (B) (スリットなし)	24	0/0	⊝	
外側反射体 (B) (スリット付き)	1	0/0	⊞	
特殊反射体 (AMIR)	2	0/0	⊗	
特殊反射体 (SMIR)	4	0/0	⊙	
特殊反射体 (CMIR)	1	0/0	⊚	
特殊反射体 (SHMIR)	1	0/0	⊛	
MK-I 反射体	20	0/0	⊜	
サーベイランス	3	3/0	⊝	
INTA-S	1	0/0	⊞	

特殊要素名称	装荷位 置
A型特殊燃料集合体	2 B 2
B型特殊燃料集合体	3 F 2
C型特殊燃料集合体	2E2, 3E1, 3C2
構造材料照射用反射体 (SMIR)	5B2, 5D5, 6A4, 6D4
制御棒材料照射用反射体 (AMIR)	6 C 6, 6 D 6
燃料材料照射用反射体 (CMIR)	1 A 1
遮蔽材照射リグ (SHMIR)	5 B 5
INTA-S	5 F 2

2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和63年10月～12月）

(1) 昭和63年10月中の概略実施内容

第16サイクルの運転特性試験結果のまとめを終了した。

第17サイクル燃料交換計画の変更及び4次取替燃料の実組成データに基づく予測計算を実施した。

第17～20サイクル燃料交換計画及び64年度の燃料払い出し計画につき検討した。

第7回定検の一環として計算機用熱電対の交換、JOYDASのDI追加、MGのオーバーホールを実施した。

JOYDASについては、ソフト改造、カラーCRT設置に関する作業も進めている。

10月11日に補助系による崩壊熱測定試験を実施した。

使用済燃料につき崩壊熱測定試験を進めるとともに、試験結果の解析、評価を行った。

燃焼度測定結果についてもMAGIコードによる計算値との比較等解析、評価を行った。

一次系機器のCP分布の測定を実施した。

トリチウム分布について第2期分の工事を開始した。

FFD/FFDLの開発として、各種FFDL方式の比較検討につき報告書を作成した。

F3B（燃料カラム部スリット付燃料要素を含む試験用集合体）によるFFDL炉内試験Ⅱ実施のため設工認申請準備を進めている。

JOTDASについてソフト改造及びCRT増設の検討を進めている。

第3プール増設について耐震、被曝評価、事故解析等の支援を行っている。

ドシメトリー試験として、UPR-3、AMIR-5用ドシメータを支給し、SMIR-4、AMIR-4の解析を行った。

PFD153の払い出し添付データ等を作成した。

サーバランス試験及びMK-II炉心の出力係数につき秋の原子力学会で報告した。

燃料性能実証試験の準備のうち、炉工室へ依頼していた局所閉塞解析は終了し、課内実施のMIMIRによる過渡解析も大略終了した。

MK-III計画については、各種炉心のサーベイ計算、キャビテーション試験、移行方法の検討等の炉心検討、MK-IIIでのプラント過渡応答解析、補助系出入口温度評価等健全性評価、二重管SG設置検討等を実施している。

ソースタム低減化研究については、よう素の飽和溶解度試験を順調に進めている他、よう素及びナトリウムエアゾルの形態分析につき試験計画を進めている。

「常陽」の管理分析の他、各種依頼分析を実施した。

(2) 昭和63年11月中の概略実施内容

第17サイクルの燃料取替計画書、燃料取替記録、運転特性試験計画を作成した。

第17サイクル炉心の動特性パラメータ、EOC過剰反応度につき検討した。

JOYDASにつき、H-80Eのソフト改造、V-90カラーCRT設置、DIの追加を

進めるとともに、JOYDAS用分電盤オーバーホール、CVCF定期保守を行った。

崩壊熱測定試験を進めるとともに、試験データをまとめ学会発表準備を行っている。

燃焼度測定試験装置は検出体系の線源校正を行い装置を第1プールに再設置した。

第15サイクルのFP試験結果についてまとめを行い、学会発表準備を行っている。

一次系機器のCP測定を終了し、データをまとめている。

トリチウム分布測定の第2期分の工事を進めている。

TTTコード「常陽」用につき、日立から成果報告を受けた。

材料フロンティア（計装材料の開発）のテーマとしてHe集積型ドシメータ及び焼結金属による荷重センサーが選定され、それぞれ装置製作および試験実施について契約請求を起案した。

燃料性能実証試験に関する設置許可申請準備を進めているが、炉規課から申請書書式の見直し指示があった。

MK-III計画につき「常陽利用専門委員会」に諮られた。MK-III炉心の移行、キャビテーション試験、貯蔵ポット廃止検討、二重管SG設置検討、冷却系健全性評価等を進めている。

第3プール設置について支援を続けている。

炉心変形挙動に関するR&D計画につき、原電との打合せ及び本社との打合せを行い、基本計画の見直しと大洗でのオーソライズを急ぐこととなった。

ソースターム低減化研究につき検討及び試験を進めている。

「常陽」試料の管理分析及び他施設の依頼分析を実施した。SG水の依頼分析は終了した。

(3) 昭和63年12月中の概略実施内容

第17サイクルの起動準備として制御棒価値計算等を行うとともに、運転特性試験の計画書及び要領書を作成し、一部実施した。

法に基づく3ヶ年の運転計画を作成した。

第17サイクルについては、運転計画書、燃料取替記録を作成し、第18サイクル燃料交換計画を作成した。

JOYDASはソフト改造、CRT増設、分電盤、MGオーバーホール等を終了し、運転を再開した。

更に来年度の改造に向けて仕様検討を行うとともにマニュアル類の整備を進めている。

崩壊熱測定試験を進めるとともに春の学会の発表準備をしている。

燃焼度測定試験については成果の利用につき東海と打合わせた他、同様の計画をしているATRへ説明を行った。

CP測定はデータ整理中である。

トリチウム測定については第2期工事が終了した。

ドシメトリー試験としてはドシメータ製作、支給、照射量、放射化量の解析を行っている。

He集積型ドシメータにつき装置製作のため仕様のつめを行っている。

炉心変形コード検証計画をまとめ技術会議にかけたが継続審議となった。

FP S試験の成果につき学会発表準備を行っている。

カラム部スリット付のF3Bの設工認のヒアリングが進んでいる。

C G C Sは機能試験準備中である。

オンラインγ線モニタは補修し搬入据付を行った。

燃料性能試験につきS T Aから原子力安全研究協会へ基準作りの委託が出された件に関し、原研高温ガス炉と対応調整を行った。12月26日に第1回委員会が開かれた。設置許可申請準備を進めている。

制御棒上部案内管検査装置を導入することとし、起案した。

M K - III計画はキャビテーション試験が終了した。

貯蔵ポット廃止に関する検討を行っている。

冷却系の健全性評価を進めている。

ソースターム低減化研究として進めているよう素の飽和溶解度測定はほぼ予定のデータ測定を終えた。よう素の形態別分析及び酸化ナトリウムの形態別分析について研究方針のG r内レビューを行った。

3. 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価

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

3.1 INTA-1 集合体内出力分布の評価

報告者 原 俊治, 沖元 豊, 有井 祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的: 従来 INTA-1 の集合体内出力分布は、炉心中心側よりも中性子源側にピークがあるとされて来た。(技-58-275)

しかし“MAGI”の計算ではこの様な分布は得られず、炉心中心側にピークが出るような結果となる。

その為“MAGI”の結果は使用せず、上記技-58-275 の集合体内分布を基に手計算で算出し評価して来た。

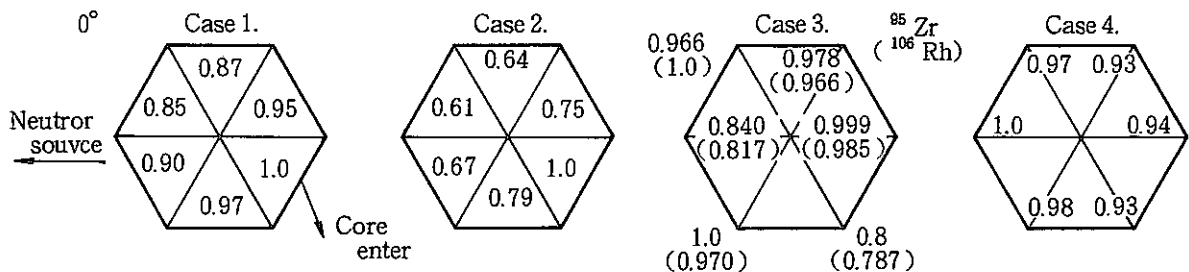
照射課よりこの傾向を“MAGI”でも直接計算する方向の検討依頼があり、またPIE結果も得られているので、改めてINTA-1の出力分布評価を行った。

2. 評価方法: 以下の4ケースの比較を行う

- (1) 集合体内を6分割した“CITATION”三角メッシュ-Z3次元拡散計算
- (2) “MAGI”計算結果より回りの集合体分布で内挿
- (3) PIE結果(γ線強度分布⁹⁵Zr及び¹⁰⁶Rh)
- (4) 技-58-275の結果

3. 計算結果: 下図に各ケースの比較を示す。

計算値は全中性子束の最大値を1.0に規格化してある。



4. 評価:

- (1) “MAGI”、“CITATION”三角メッシュいずれも傾向は同じである。
 - (2) PIEの結果でも中性子源側にピークは見られない。
 - (3) 技-58-275 では傾向が逆で中性子源側にピークがある。原因としては中性子源の原子数密度、もしくは断面積(特に散乱)が違うことが考えられるが現状では再現出来ない。
- (1), (2)より、INTA内の出力分布は炉心側にピークがあると考えられ、“MAGI”の修正は必要なしと判断する。なお、“MAGI”と“CITATION”の差は計算点が異なるためである。

(技-63-256)

3.2 F3B 装荷炉心の炉心特性

報告者 池田 一三 (原子炉利用 Gr)

1. 目的

破損燃料集合体検出試験装置の試験集合体 (その2) の核熱設計書を作成するため、装荷炉心の炉心特性を評価する。

2. 設計根拠

(1) 炉心構成

20サイクルの炉心構成のうちCMIR (1A1) をF3Bと、5A2の炉心燃料集合体を反射体と置換した。

(2) 出力分布

MAGIの予測計算 (PFB001;0.084MW, PFB060;0.406MW, PFC050;1.273MW, PFC04F;0.984MW, PFC030;0.717MW) に基づいて特燃の出力を評価した。

(3) その他の諸特性

移行炉心~J2平衡炉心を包絡する値とする。(C4Fの設工認書に同じ。)

Table 3.2.1 Core Characteristics of Core Containg Test Assembly

Items	Criteria	Results
Maximum excess reactivity at 100°C	$\leq 0.55\Delta K / K$	$0.051\Delta K / K$
Control rod worth of 6 rods	$\geq 0.090\Delta K / K$	$0.090\Delta K / K$
Maximum reactivity rate at control rod operation	$\leq 0.00015\Delta K / K / S$	$0.00014\Delta K / K / S$
Reactivity of core with one stuck rod at 100°C	Subcriticality	$- 0.025\Delta K / K$
Doppeler constant	negative	$- (0.37 \sim 2.1) \times 10^{-2} \cdot \Delta K / K$
Sodium void reactivity	negative	$- (1.1 \sim 2.1) \times 10^{-2} \cdot \Delta K / K$
Temperature coefficient	negative	$- 4.0 \times 10^{-5} \cdot \Delta K / K / ^\circ C$

3.3 MK-II炉心第17サイクル動特性パラメータ予測計算結果

報告者 内海 稔尚, 吉田 昌宏, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

1. 概要

「常陽」MK-II定格第17サイクル運転開始にあたり、運転監視コード“MAGI”による予測計算を行って、過剰反応度及び、制御棒校正時、反応度計算に用いる動特性パラメータ (JOYDAS設定値) を算出したので報告する。

2. 計算結果

(1) 過剰反応度予測 (0MW, 250°C)

BOC	2.769	% Δ K/K
EOC	1.141	% Δ K/K

$$\left[\begin{array}{l} \text{過剰反応度予測} \\ = \rho \quad - \quad 0.138 \\ \text{MAGI計算値} \end{array} \right]$$

(技-63-205 参照)

(2) 動特性パラメータ

(i) β_{eff}

	16 Cycle	17 Cycle
β_1	1.253×10^{-4}	1.281×10^{-4}
β_2	9.169×10^{-4}	9.287×10^{-4}
β_3	7.996×10^{-4}	8.094×10^{-4}
β_4	1.607×10^{-3}	1.629×10^{-3}
β_5	6.332×10^{-4}	6.366×10^{-4}
β_6	1.687×10^{-4}	1.685×10^{-4}
β_{TOTAL}	4.251×10^{-3}	4.300×10^{-3}

(ii) λ_{eff} (sec⁻¹)

	16 Cycle	17 Cycle
λ_1	1.283×10^{-2}	1.283×10^{-2}
λ_2	3.139×10^{-2}	3.140×10^{-2}
λ_3	1.272×10^{-1}	1.268×10^{-1}
λ_4	3.312×10^{-1}	3.305×10^{-1}
λ_5	$1.396 \times 10^{+0}$	$1.395 \times 10^{+0}$
λ_6	$3.777 \times 10^{+0}$	$3.776 \times 10^{+0}$

(iii) $\ell_p = 4.580926 \times 10^{-7}$ (sec)

(技-63-295)

3.4 反応度計入力用動特性パラメータ (MK-II炉心第18サイクル) の予測計算

報告者 内海 稔尚, 吉田 昌宏, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

1. 概要

「常陽」MK-II定格第18サイクルにおける、動特性パラメータ (反応度計入力用) を第17サイクルの予測計算結果を基に、運転監視コード“MAGI”により算出したので報告する。

2. 計算結果

(1) 過剰反応度予測 (0MW, 250°C)

BOC	2.924 %ΔK/K
EOC	1.299 %ΔK/K

$$\left[\begin{array}{l} \text{過剰反応度予測} \\ = \rho - 0.2 \\ \text{MAGI計算値} \end{array} \right]$$

(2) 動特性パラメータ

(i) β_{eff}

	16 Cycle	17 Cycle	18 Cycle
β_1	1.253×10^{-4}	1.281×10^{-4}	1.285×10^{-4}
β_2	9.169×10^{-4}	9.287×10^{-4}	9.288×10^{-4}
β_3	7.996×10^{-4}	8.094×10^{-4}	8.110×10^{-4}
β_4	1.607×10^{-3}	1.629×10^{-3}	1.635×10^{-3}
β_5	6.332×10^{-4}	6.366×10^{-4}	6.394×10^{-4}
β_6	1.687×10^{-4}	1.685×10^{-4}	1.696×10^{-4}
β_{TOTAL}	4.251×10^{-3}	4.300×10^{-3}	4.312×10^{-3}

(ii) λ_{eff} (sec⁻¹)

	16 Cycle	17 Cycle	18 Cycle
λ_1	1.283×10^{-2}	1.283×10^{-2}	1.283×10^{-2}
λ_2	3.139×10^{-2}	3.140×10^{-2}	3.141×10^{-2}
λ_3	1.272×10^{-1}	1.268×10^{-1}	1.268×10^{-1}
λ_4	3.312×10^{-1}	3.305×10^{-1}	3.305×10^{-1}
λ_5	$1.396 \times 10^{+0}$	$1.395 \times 10^{+0}$	$1.395 \times 10^{+0}$
λ_6	$3.777 \times 10^{+0}$	$3.776 \times 10^{+0}$	$3.781 \times 10^{+0}$

(iii) $\ell_p = 4.339957 \times 10^{-7}$ (sec)

3.5 C4F核熱特性設計時予測値と実測値の違いについて

報告者 原 俊治 (炉心・運転計画Gr)

1. 目的: “MAGI” - “ESPRI T-J” コードによるC₄F核熱特性について、設計時の予測値 (62年4月時点での“MAGI”予測計算結果を使用したESPRI T-Jの値) が実測 (“MAGI”記録計算結果を使用した“ESPRI T-J”の値) よりも最大線出力で約8%過少評価していたことについて検討したので報告する。また合わせて“MAGI”記録計算による第0~16サイクルまでの炉内中性子束分布の変動についても評価したので合わせて報告する。

2. 検討結果:

i) “MAGI” と “ESPRI T-J” の関係

C₄Fの“ESPRI T-J”の計画値はC₃Mの傾向と差異なく“MAGI”の計算値を反映している。

ii) “MAGI” のC₄F設計時と記録計算の計算条件の違い

① C₄Fの組成 (照-63-220 より2%設計時が過少評価とされている)

② 3C₂ではなく3D₂に装荷して評価した。

3C₂と3D₂の中性子束の変動を見ると第3~第10cycle までは3C₂の方が6%大きく、11~15cycle までは逆に3D₂の方が3~5%程度大きくなっている。

③ 新燃料の装荷位置の変更

0列の全中性子束の変動を見ると第0~第13サイクルまでは約 $5 \times 10^{15} \text{m} / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ であったが第14サイクル以降 $4.7 \times 10^{15} \text{m} / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ に下った。これは1A1にCMiRが装荷されたことが主な要因である。また0列の中性子束の変動により3列の分担も変化し、3D₂の0列に対する割合は0.72~0.8の間で変動している。各サイクルの中性子束の変動をTable 3.5.1に示す。

3. 評 価:

8%の誤差のうちC₄Fの組成が変わったことによる2%の誤差を除く6%については新燃料の装荷位置の変更及びC₄Fの装荷位置の変更によるFlux分担の変動によるものと考えられる。今後設計時の予測に関して照射条件に不確定要素があった場合今回評価した各要因によりFlux分担に違いの有ることを考慮に入れる必要がある。

Table 3.5.1 Comparison of Flux distribution with each cycle

Address of Driver Fuel cycle	000		3D2		3C2		3D2 / 3C2	3C2 / 000	3D2 / 000
	neutron Flux	*	neutron Flux	*	neutron Flux	*			
1	4.996	0.957	3.779	0.987	3.822	0.963	0.989	0.756	0.765
2	4.962	0.963	3.722	1.002	3.781	0.973	0.984	0.750	0.762
3	5.026	0.951	3.718	1.003	3.599	1.023	1.033	0.740	0.716
4	4.983	0.960	3.789	0.985	3.583	1.027	1.057	0.760	0.719
5	4.976	0.961	3.792	0.984	3.565	1.032	1.064	0.762	0.716
6	4.984	0.959	3.786	0.985	3.561	1.034	1.063	0.760	0.714
7	4.953	0.965	3.772	0.989	3.540	1.040	1.066	0.762	0.715
8	4.935	0.969	3.773	0.989	3.569	1.031	1.057	0.765	0.723
9	5.002	0.956	3.750	0.995	3.598	1.023	1.042	0.750	0.719
10	4.959	0.964	3.728	1.001	3.577	1.029	1.042	0.752	0.721
11	4.954	0.965	3.731	1.000	3.816	0.964	0.978	0.753	0.770
12	4.933	0.969	3.660	1.019	3.750	0.981	0.976	0.742	0.760
13	4.919	0.972	3.639	1.025	3.741	0.984	0.973	0.740	0.761
14	4.704	1.016	3.550	1.051	3.725	0.988	0.953	0.755	0.792
15	4.728	1.011	3.625	1.029	3.790	0.971	0.956	0.767	0.802
16	4.781	1.0	3.730	1.0	3.680	1.0	1.013	0.780	0.770

* ratio of this cycle to 16th cycle

3.6 第18サイクル用燃料交換計画

報告者 沖元 豊, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

第18サイクル用の燃料交換計画を下表に示す。

Address \ cycle	17	18	Remark
1 C 1	PFD241* ¹	PFD321	* ¹ To 5E3
1 D 1	PFD318* ²	PFD325	* ² To 5A4
1 E 1	PFD242* ³	PFD326	* ³ To 5F3
2 C 1	PFD322* ⁴	PFD327	* ⁴ To 4B4
2 D 1	PFD303	PFD330	
2 E 1	PFD313* ⁵	PFD335	* ⁵ To 4F3
2 A 2	PFD323* ⁶	PFD336	* ⁶ To 4E3
2 C 2	PFD319* ⁷	PFD337	* ⁷ To 4B3
2 D 2	PFD243	PFD405	
2 F 2	PFD301	PFD338	
3 A 3	TCR201* ¹⁹	TCR203* ⁸	* ⁸ From R16 * ¹⁹ PIE用
4 B 3	PFD234	PFD319* ⁹	* ⁹ From 2C2
4 E 3	PFD219	PFD323* ¹⁰	* ¹⁰ From 2A2
4 F 3	PFD133	PFD313* ¹¹	* ¹¹ From 2E1
4 B 4	PFD228	PFD322* ¹²	* ¹² From 2C1
4 C 4	PFD225	PFD233* ¹³	* ¹³ From R20
4 E 4	PFD203	PFD232* ¹⁴	* ¹⁴ From R18
5 B 2	PRS090* ²⁰	PRS110* ²¹	* ²⁰ SMIR-9 * ²¹ SMIR-11
5 E 3	PFD255* ²²	PFD241* ¹⁶	* ¹⁶ From 1C1 * ²² PIE用
5 F 3	PFD207	PFD242* ¹⁷	* ¹⁷ From 1E1
5 A 4	PFD235	PFD318* ¹⁸	* ¹⁸ From 1D1
5 C 4	NFRI1N	PRS140* ²³	* ²³ SMIR-14
5 C 5	NFRI1M	PRS150* ²⁴	* ²⁴ SMIR-15
6 A 3	NFRIOR	RIN106	
6 B 3	NFRIOW	RIN108	
6 C 3	NFRI11	RIN110	
6 D 3	NFRI16	RIN112	
6 E 3	NFRI1B	RIN115	
6 F 3	NFRI1G	RIN117	
6 A 5	NFRIOT	RIN107	
6 B 5	NFRIOY	RIN109	
6 C 5	NFRI13	RIN111	
6 D 5	NFRI18	RIN113	
6 E 5	NFRI1D	RIN116	
6 F 5	NFRI1J	RIN118	
R 2 9	Naチャンネル	CR302M	

第18サイクルEOCにおける過剰反応度は0 MW, 250°Cで1.2%ΔK/Kであり運転に必要な反応度は確保されている。本サイクルではJ2燃料の炉内装荷が41体となる。

4. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討

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

4.1 補助系による崩壊熱測定時のナトリウム温度上昇について

報告者 河津 滋郎, 沢田 誠 (プラントGr)

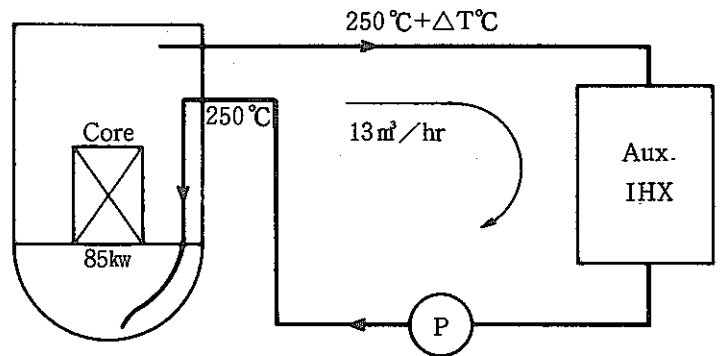
1. 概要

補助系による崩壊熱測定試験時（炉停止約35日後）の炉心各部のナトリウム温度がどのくらい上昇するかを予測し、炉心構成要素に悪影響を及ぼさないかの検討を行なった。

2. 検討・評価

(1) 検討条件

- ・ 系統初期温度 250℃
- ・ 炉停止35日後の炉心出力約85KW
(FPGS-3.5計算結果)
- ・ 最少ナトリウム流量 13m³/hr



(2) 系統ナトリウム温度

ヒートバランスを求めると $Q = C \times W \times \Delta T$ (Q : 出力, C : 定圧比熱, W : 流量) より ΔT は約20℃となり、ホットレグ温度は 270℃となる。また、出力低下率 $85 \times 10^3 / 100 \times 10^3 = 0.085\%$ に対し、流量は $13.0 / 1260 \times 2 = 0.52\%$ と上回っているため、この比較からも大きな系統温度上昇はないと判断する。

(3) 炉心構成要素における評価

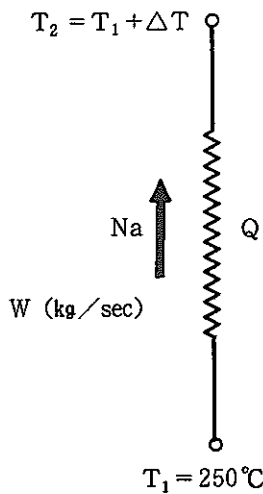
FPGS-3.5コードによる 16cycle構成要素の定格時、35日後の出力及びその比率を右表に示す。

出力低下率は、いずれも流量低下率（0.52%）を下回っており（最大で内側反射体が約1/2）、個々の炉心構成要素においても、異常な温度上昇はないと判断する。

CORE COMPONENT	AT NORMAL POWER RATE(W)	AFTER 35 days(W)	RATIO
DRIVER FUEL SUB-ASSEMBLY	1.6×10^6	1.33×10^3	0.083%
UNIS(C Type)	1.08×10^6	4.4×10^2	0.041%
CMIR (AMIR SMIR)	2.0×10^4	7.59×10^1	0.15 %
INNER REFLECTOR	3.9×10^4	9.51×10^1	0.24 %

(4) 燃料ポット内ドライバー燃料

最も温度上昇がクリティカルになるのは流量が少なく、かつ燃焼度が高い燃料ポット内の集合体と思われる。この温度上昇を、1次元で解いて下記の通り評価する。



Q : 発熱量

$$1.33 \times 10^3 \text{ W} = 0.3176 \text{ kcal/sec}$$

* FPGS-3.5で高燃焼度 65,000MWD/TONの集合体の崩壊熱を計算した値(35日後)

W : 流量(定格時流量配分をベースとする)

$$1.09 \text{ kg/sec} \times 0.52 \times 10^{-2} = 0.57 \times 10^{-2} \text{ kcal/sec}$$

* 1.09kg/secは工認設計値、試験時最小流量は定格の0.52%

Q = C × W × ΔTより

$$\Delta T = \frac{Q}{C \times W}$$

C : 定圧比熱(at 250°C)

$$0.315472 \text{ kcal/kg} \cdot ^\circ\text{C}$$

上式より ΔT = 177°C

従って、入口温度 $T_1 = 250^\circ\text{C}$ とした場合、出口温度 $T_2 = 250 + 177 = 427^\circ\text{C}$ となり、定格時の温度(530~560°C)を越えることはなく問題とはならない。またΔTについては、定格時が160~190°Cであるので、ほぼ同じ値となる。しかも、実際は流量再配分により、本部分への流量が増すと思われるので本評価は安全側であると言える。

被覆管、燃料温度についても、ヒートフラックスが十分小さいため、冷却材からの温度上昇はわずかであり、問題となることはない。

4.2 渦電流式温度・流速計温度信号による中心集合体出口温度の履歴（その3）

報告者 深見 明弘, 島田 裕一（異常監視技術Gr）

1. 概要

MK-II炉心アドレス（000）に装荷されている渦電流式温度・流速計の温度信号及びCA熱電対の定格出力（BOC）時の16サイクルまでの履歴を示す。

2. 内容

MK-II炉心第1サイクルから第16サイクルまでの渦電流式温度・流速計の温度信号及び各流速計に付いているCA熱電対の温度履歴を示す。

3. 結果

Fig. 4.2.1にCA熱電対の1～16サイクルまでの履歴を示す。これを見ると、Tc1がTc2, Tc4に比べ高めを示している。Fig. 4.2.2に渦電流式温度信号を示すが、これも同様に#1が他のセンサーより高めを示している。また、全体を通して14サイクルより高めを示しているが、これはJ2燃料の影響と思われる。

Table 4.2.1 S/A Outlet Temperature at (000) by CA Thermocouple and Eddy Current Flow Meter

Address	Cycle															
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
Tc1	556.0	547.8	554.9	570.7	553.3	556.3	551.2	546.7	561.6	553.7	558.0	551.6	546.0	570.4	561.2	558.3
Tc2	532.9	530.3	530.3	541.0	531.2	534.2	526.1	524.4	536.4	528.5	535.0	529.8	524.5	538.0	534.6	531.6
Tc4	534.4	534.5	528.7	532.5	523.2	531.9	522.0	525.7	533.4	526.4	529.2	526.5	539.9	530.6	526.1	529.2
#1	552.0	549.1	560.8	582.5	565.2	574.9	574.1	566.6	589.4	585.0	594.4	591.3	587.3	621.3	628.8	631.8
#2	497.9	497.8	501.9	515.8									525.2	544.7	548.4	545.4
#3	511.6	521.4	519.4	530.0	518.3	530.4	530.0	524.9	545.1	540.0	548.5	542.3				
#4	518.0	520.9	527.8	538.4												

Tc1~Tc4 : CA Thermocouple
 #1 ~ #4 : Eddy Current Flow Meter

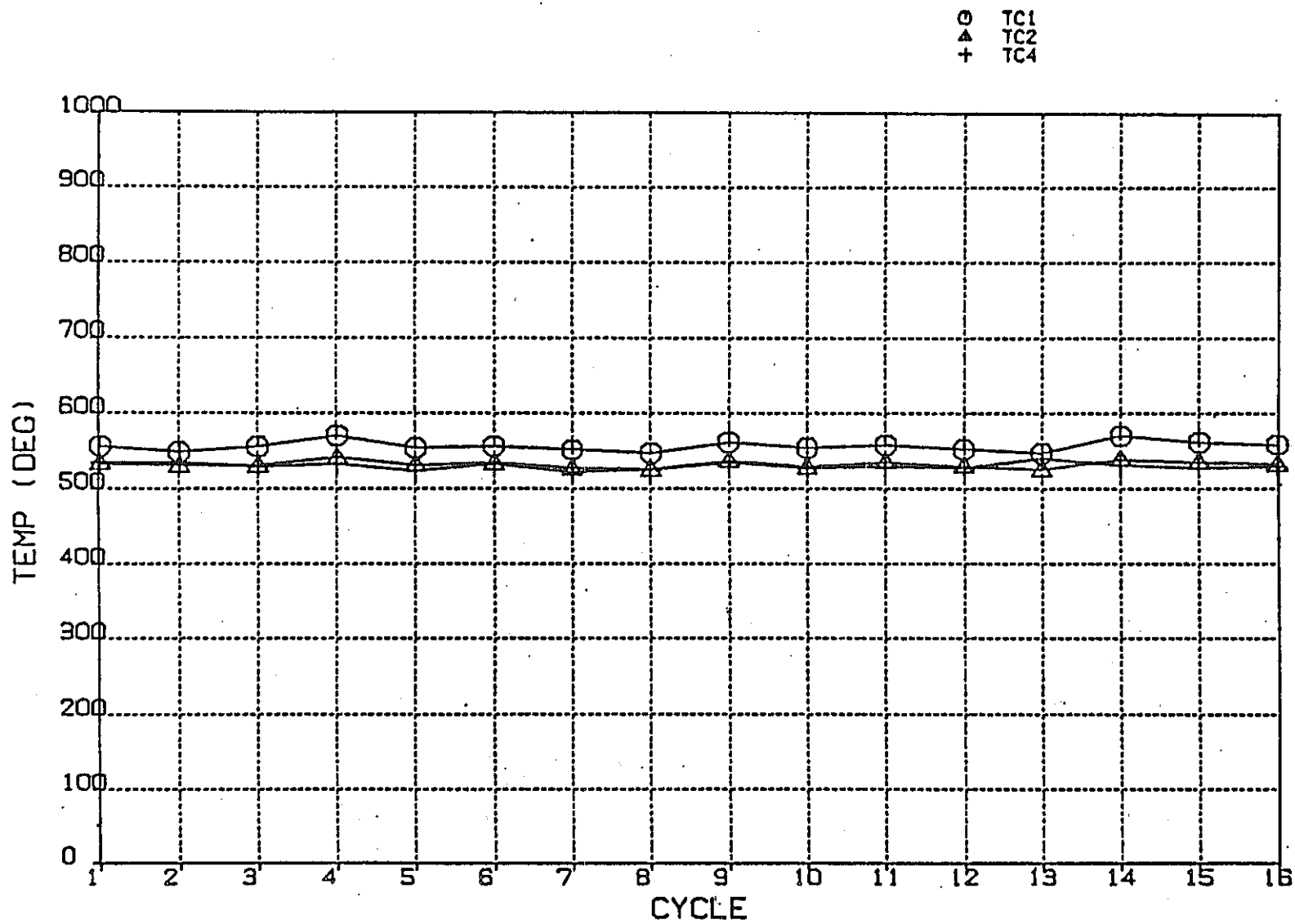


Fig. 4.2.1 History of CA Thermocouple Signal

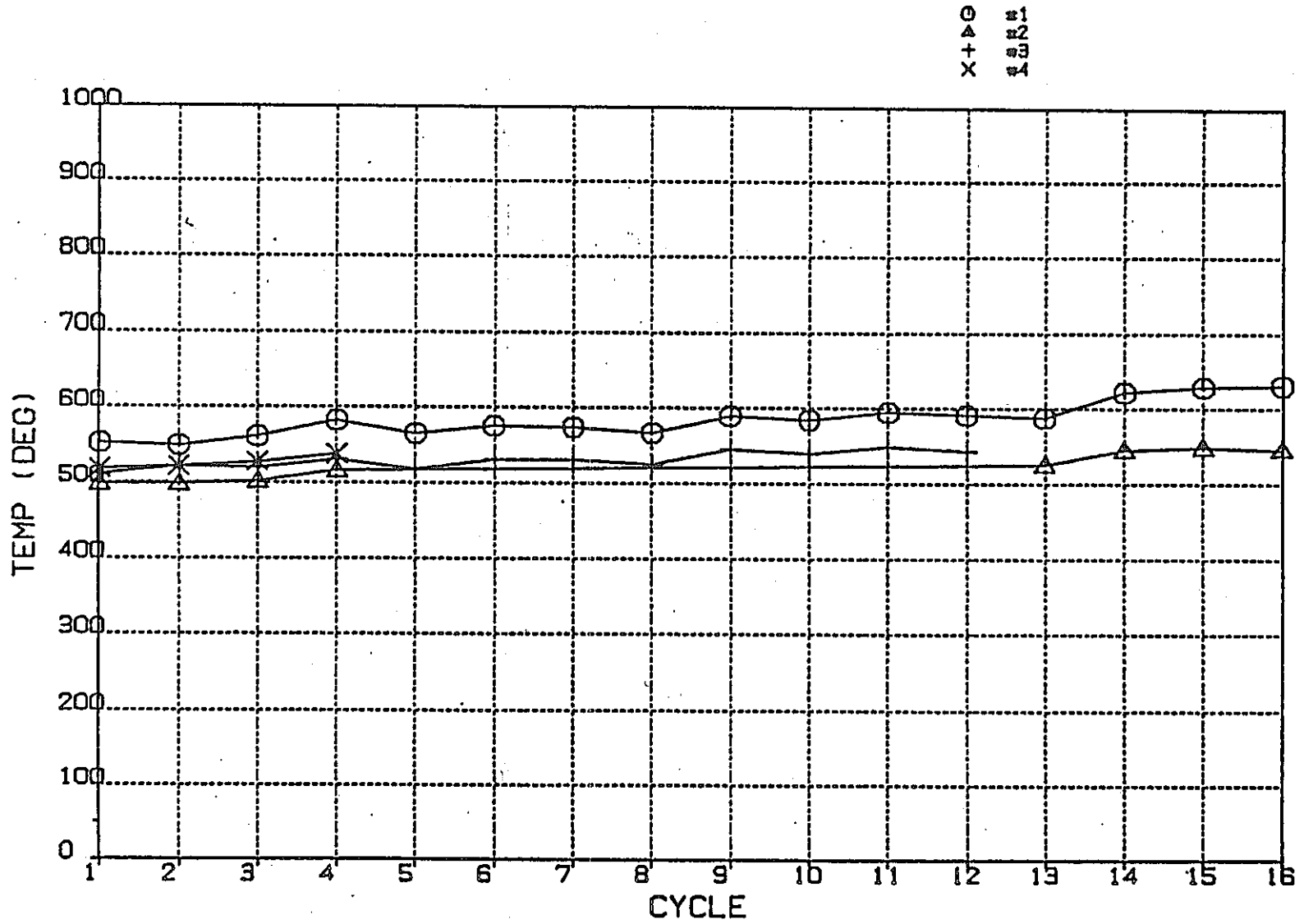


Fig. 4.2.2 History of Eddy-current type Flow meter Signal

4.3 主冷却器出入口熱電対較正結果（第7回定期検査時）

報告者 菅谷 和司, 河津 滋郎, 沢田 誠（プラントGr）

1. 概要

今回の定期検査に主冷却器出入口熱電対の較正を実施した。

本メモはその結果を報告する。

2. 使用履歴

今回較正した熱電対は第6回定期検査時（昭和63年6月）に交換し、約1年4ヶ月、第13～16サイクルに使用したものである。

3. 較正結果

- (1) 錫の定点較正では、入口及び出口合流点の誤差が $+3^{\circ}\text{C}$ 前後であり、その他の出口の熱電対においても $+2^{\circ}\text{C}$ 前後の誤差が測定され、全ての熱電対が許容値の $\pm 1.6^{\circ}\text{C}$ (0.4級) を逸脱していた。
- (2) 鉛及び亜鉛においても、入口及び出口合流点の誤差は許容値を逸脱していた。また、その他の出口熱電対では、亜鉛の定点較正において、2A及び1Bの誤差がわずかに許容範囲を超えていた。

4. 処置

今回較正を行った全ての熱電対が許容値を満足していないため、誤差が許容範囲内の熱電対と交換した。

4.4 MK-II炉心定格第17サイクルにおける集合体出口冷却材温度予測

報告者 田代 正夫, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

1. 概要

本資料は、MK-II炉心定格第17サイクルにおける集合体出口温度計装点での冷却材温度予測に関するものであり、警報設定値の算出に資する目的で作成した。

本予測は、15サイクルより使用している集合体出口温度予測プログラムを使用した。集合出口温度予測プログラムは前サイクルのJOYDASの実測値とMAGIの予測計算結果を基に集合体出口温度の予測を行う。

集合体出口冷却材温度予測結果をTable 4.7.1に示す。表中にある△の印が付けられた集合体の予測温度は、集合体出口温度予測計算コードで算出したが、周囲の温度やこれまでの経験から考察すると、やや精度が悪くなっていると判断された値を修正したものである。

今サイクルより1A1に装荷されたCMIRで予測温度488℃が算出された。流量が周囲の集合体より少ないため、ミキシングによって測定温度が高めになると予想されるため529℃に変更した。

今サイクルより5B2に装荷されたSMIRで予測温度469℃が算出された。流量が周囲の集合体より少ないため、ミキシングによって測定温度が高めになると予想されるため485℃に変更した。

今サイクルより5B5に装荷されたSHMIRで予測温度420℃が算出された。流量が周囲の集合体より少ないため、ミキシングによって測定温度が高めになると予想されるため497℃に変更した。

今サイクルより6B4, 6B6, 6C4に装荷された内側反射体で予測温度473, 449, 463℃が算出された。内側反射体は流量が少ない為、燃料から出る高温の冷却材がミキシングして予測温度より高い温度が表示される。従って、当該装荷位置に於ける前サイクルの実績494, 496, 498℃を使用した。

Table 4.4.1 Predict of Subassembly Outlet Temperature

Panel	No.	Address	Temperature (°C)
TAR14 •1-1	1	0 0 0	5 7 3
	2	1 A 1	△ 5 2 9
	3	1 B 1	5 7 0
	4	1 C 1	5 5 8
	5	1 D 1	5 5 6
	6	1 E 1	5 5 6
	7	1 F 1	5 6 5
	8	2 A 1	5 5 1
	9	2 A 2	5 3 5
	10	2 B 1	5 5 6
	11	3 A 1	5 4 8
	12	3 A 2	5 4 5
	13	3 B 1	5 3 3
	14	4 A 1	4 9 3
	15	4 A 2	5 0 9
	16	4 A 3	5 3 7
	17	4 A 4	5 1 7
	18	4 B 1	4 9 6
	19	5 A 1	4 7 4
	20	5 A 2	5 2 0
	21	5 A 3	5 1 0
	22	5 A 4	5 1 5
	23	5 A 5	4 8 9
	24	5 B 1	4 7 6
	25	6 A 2	4 7 7
	26	6 A 3	4 8 0
	27	6 A 4	4 7 5
	28	6 A 5	4 7 9
	29	6 A 6	4 7 6
	30	—	—

Panel	No.	Address	Temperature (°C)
TAR14 •1-2	1	2 B 2	5 3 0
	2	2 C 1	5 3 5
	3	2 C 2	4 5 2
	4	3 B 2	5 2 7
	5	3 C 1	5 2 3
	6	3 C 2	5 5 1
	7	4 B 2	5 4 2
	8	4 B 3	5 1 5
	9	4 B 4	5 1 1
	10	4 C 1	5 2 3
	11	4 C 2	5 2 1
	12	4 C 3	5 3 5
	13	5 B 2	△ 4 8 5
	14	5 B 3	5 1 9
	15	5 B 4	5 1 6
	16	5 B 5	△ 4 9 7
	17	5 C 1	4 9 3
	18	5 C 2	5 1 6
	19	5 C 3	5 1 5
	20	5 C 4	4 9 3
	21	6 B 2	4 7 1
	22	6 B 3	4 8 0
	23	6 B 4	△ 4 9 4
	24	6 B 5	4 8 9
	25	6 B 6	△ 4 9 6
	26	6 C 2	4 9 6
	27	6 C 3	4 9 5
	28	6 C 4	△ 4 9 8
	29	6 C 5	4 8 8
	30	—	—

Panel	No.	Address	Temperature (°C)
TAR14 •1-3	1	2 D 1	5 3 7
	2	2 D 2	5 4 2
	3	2 E 1	5 4 2
	4	2 E 2	5 5 7
	5	3 D 1	5 5 4
	6	3 D 2	5 4 3
	7	3 E 1	5 1 2
	8	3 E 2	5 4 6
	9	4 C 4	5 0 3
	10	4 D 1	5 1 0
	11	4 D 2	5 0 8
	12	4 D 3	5 4 2
	13	4 D 4	5 1 7
	14	4 E 1	5 0 9
	15	4 E 2	5 1 0
	16	5 C 5	4 8 5
	17	5 D 1	4 7 6
	18	5 D 2	4 8 6
	19	5 D 3	5 0 0
	20	5 D 4	5 0 8
	21	5 D 5	4 8 5
	22	5 E 1	4 8 7
	23	5 E 2	4 8 6
	24	6 C 6	4 7 4
	25	6 D 2	4 7 5
	26	6 D 3	4 7 3
	27	6 D 4	4 6 9
	28	6 D 5	4 7 7
	29	6 D 6	4 6 7
	30	6 E 2	4 7 6

Panel	No.	Address	Temperature (°C)
TAR14 •1-4	1	2 F 1	5 4 5
	2	2 F 2	5 2 9
	3	3 F 1	5 4 0
	4	3 F 2	5 3 4
	5	4 E 3	5 0 7
	6	4 E 4	5 0 2
	7	4 F 1	5 0 6
	8	4 F 2	5 2 6
	9	4 F 3	5 0 5
	10	4 F 4	5 0 6
	11	5 E 3	5 0 3
	12	5 E 4	5 2 0
	13	5 E 5	4 7 5
	14	5 F 1	4 7 1
	15	5 F 2	3 7 3
	16	5 F 3	5 0 6
	17	5 F 4	5 0 9
	18	5 F 5	4 8 9
	19	6 E 3	4 7 0
	20	6 E 4	4 6 8
	21	6 E 5	4 6 8
	22	6 E 6	4 6 0
	23	6 F 2	4 6 6
	24	6 F 3	4 7 8
	25	6 F 4	4 7 0
	26	6 F 5	4 6 5
	27	6 F 6	4 7 1
	28	—	—
	29	—	—
	30	—	—

4.5 MK-II炉心第17サイクル流量計特性試験結果

報告者 深見 明弘, 杉江 嘉彦, 島田 裕一 (異常監視技術Gr)

1. 概要

MK-II炉心第17サイクル流量計特性試験を昭和63年12月13日に実施し1次系主流量、センターチャンネル流速及び1次系主ポンプ回転数を採取した。

2. 試験内容

1次系主流量20%の状態より40, 60, 75, 90, 100%まで流量を上昇させ、各段階ごとの安定状態にてJOYDASアナログ平均100回にてデータを採取する。同時に、センターチャンネル流速計も測定する。

3. 結果

Table 4.5.1, 4.5.2に本試験において採取したデータの一覧を示す。Fig 4.5.1一次系主流量におけるセンターチャンネル流速計の出力変化を示す。また、Fig 4.5.2にシステム回転数とJOYDAS回転数の対比を示す。

4. 評価

試験結果より、前回(第16サイクル)の試験結果と照合したところ、ほとんど変化は見られなかった。従って、各流量計及び流速計(#1, #2)の特性は第16サイクルと同様に保たれている。

また流速計(#3)については、今定検期間中の補修により、不具合発生前と同様な特性がえられた。

Table 4.5.1 Flow Meter Characteristic Test Data

TEST STEP	JOYDAS DATA		PRIMARY FLOW (m ³ /hr)	INTA FLOW (kg/S)	SODIUM VELOCITY (m V)	REMARKS
	B005	B006				
1	238	246	484	/	216.2	20% FLOW
2	492	496	988		329.2	40% FLOW
3	737	741	1478		446.3	60% FLOW
4	933	939	1872		541.4	75% FLOW
5	1117	1127	2244		643.0	90% FLOW
6	1252	1254	2506		713.3	100% FLOW

Table 4.5.2 Primary Pump Rotation Data

TEST STEP	PRIMARY FLOW (m ³ /hr)	ROTATION METER (rpm)		JOYDAS (rpm)		REMARKS
		A	B	A	B	
1	484	168.6	170.2	172.0	171.8	20% FLOW
2	988	332.0	331.0	341.6	332.5	40% FLOW
3	1478	492.0	490.2	506.4	495.1	60% FLOW
4	1872	620.6	619.6	632.8	611.8	75% FLOW
5	2244	747.8	746.2	754.6	746.2	90% FLOW
6	2506	834.6	830.2	847.3	837.2	100% FLOW

© CYCLE-17

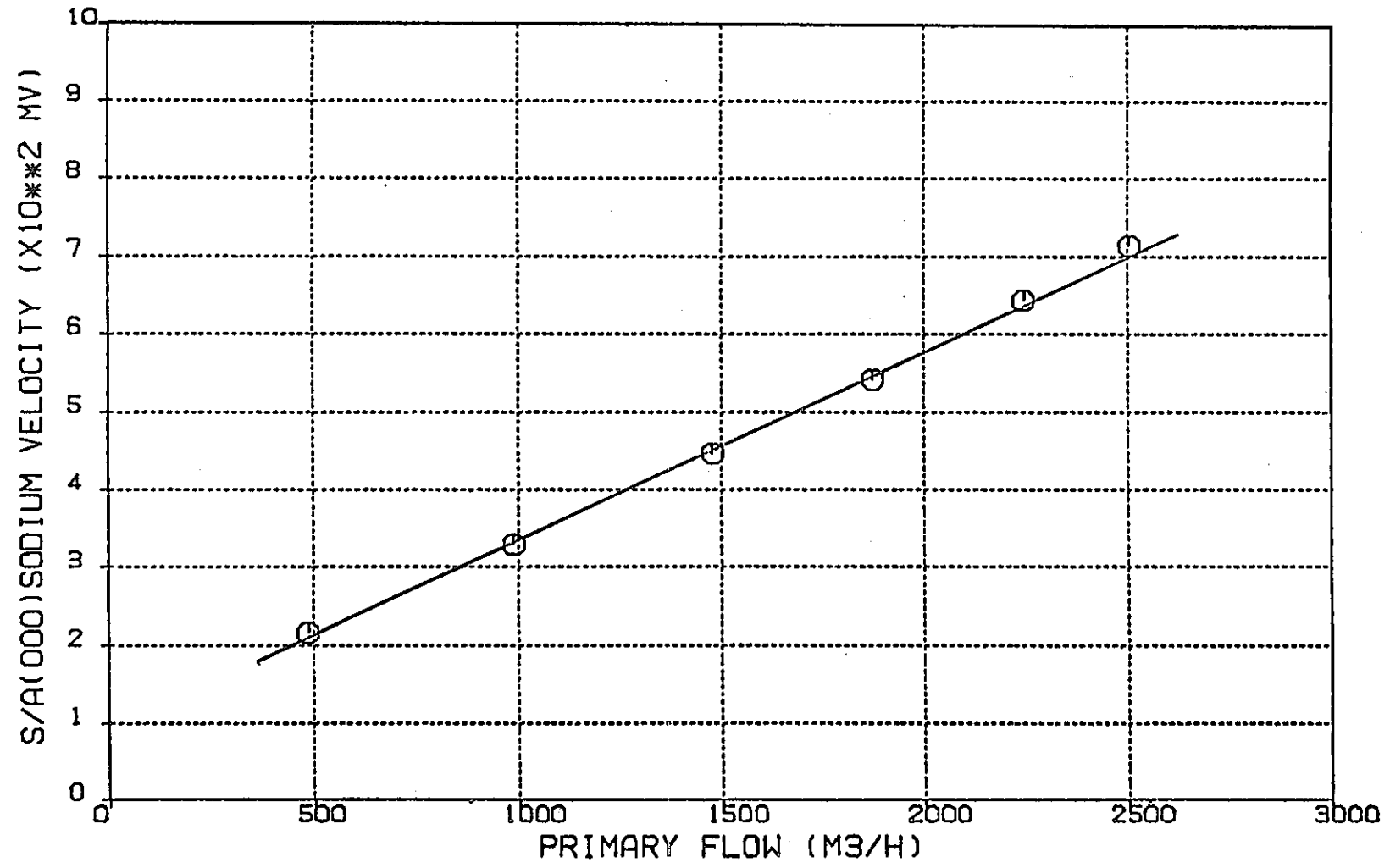


Fig. 4.5.1 FLOW METER CHARACTERISTIC TEST (88/12/13)

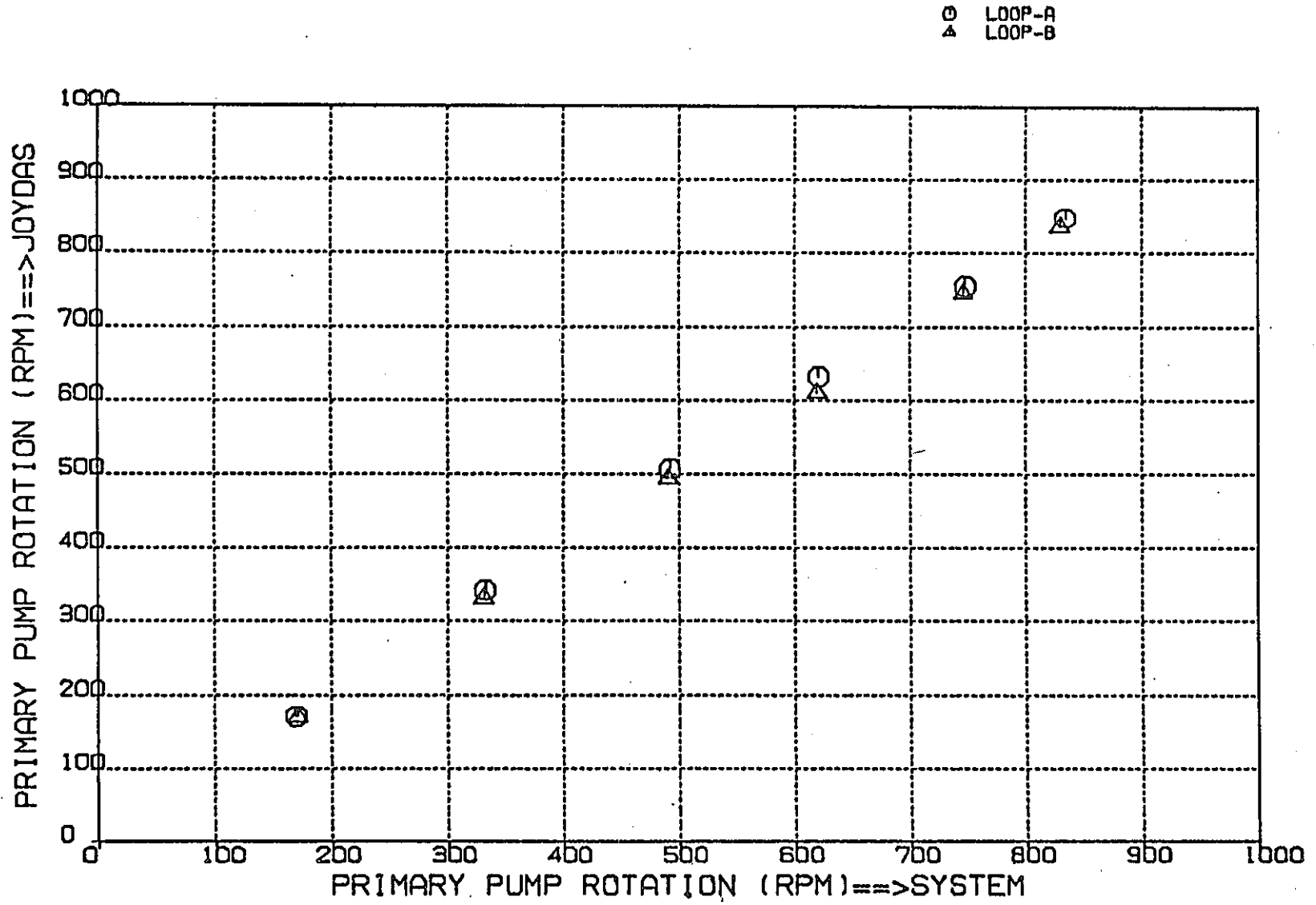


Fig. 4.5.2 FLOW METER CHARACTERISTIC TBST (88/12/13)

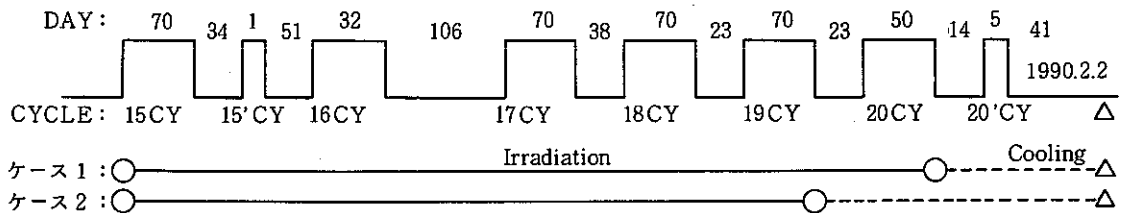
5. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析

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

5.1 B6照射終了後における崩壊熱計算

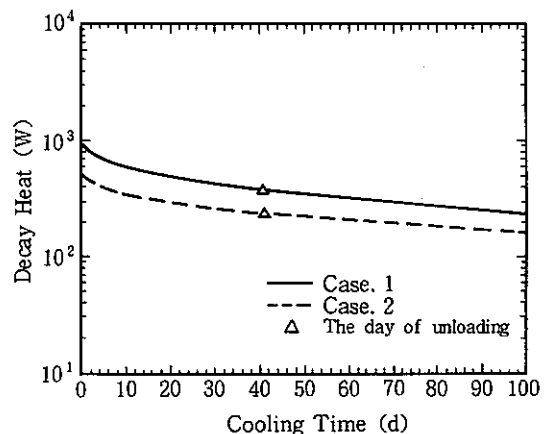
報告者 長崎 英明, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

1. 使用目的: 1990年に予定されているB型特殊燃料(B6)の払い出し工程等の検討を行うため、B型特殊燃料(B6)の照射終了後における崩壊熱を算出した。
2. 計算条件: MK-II炉心第15サイクルより第20'サイクルまでの照射履歴を用い、計算に使用した中性子束、中性子出力、原子数密度は運転監視コード“MAGI”の値をもとに、炉心燃料領域(55cm)について以下の2ケースで計算を行った。
 - 1) ケース: i) ケース1, 第15サイクル~第20サイクルまで3列にて照射、第20'サイクルはラックにて冷却後、1990年2月2日払い出し。
 - ii) ケース2, 第15サイクル~第19サイクルまで3列にて照射、第20サイクル及び第20'サイクルをラックにて冷却後、昭和65年2月2日払い出し。
- 2) 計算コード: “FPGS-3.5”
- 3) スペクトル: “CITATION-RZ”(MK-II標準炉心体系)で計算した25群(3列)を使用。
- 4) 核分裂放出エネルギー: Power(核分裂によるneutron power)に対し185.0MeV/fissionを使用。
- 5) 照射履歴: 計算に用いた照射履歴は次の通り。



3. 計算結果: 第12'サイクル終了後の崩壊熱曲線を右図に示す。

払い出し予定日の1990年2月2日時点の崩壊熱はケース1で、約374W, ケース2で約236W, 程度で払い出し時における崩壊熱は小さく、燃取設備での取扱に関し、影響は無いと思われる。
従って、いずれの場合でも(崩壊熱の点では)、B6払い出し日は1990年2月2日として問題ない。



5.2 PFB030のFPガス生成率データ支給

報告者 原 俊治, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

1. 目的: PFB030のPIE準備のためFPガス生成率を計算したので支給する。

2. 計算結果: PFB030FPガス生成率計算結果を以下に示す。

*** PFB030 FP GASS PRODUCTION RATE *****

*** FUEL METAL WEIGHT = 0.10596E+03(GRAM/PIN)

*** NUMBER DENSITY *** (個/cm³)

* U-235 * * U-238 * *PU-239** *PU-240** *PU-241** *PU-242 *
 3.858E+21 4.304E+22 1.525E+22 4.034E+21 4.736E+20 1.218E+20

	注1)	注2)	注3)
NUCL * ** NI/NO ** *SIGI/SIG0* ** RI **			
U-235	0.25303E+00	0.99114E+00	0.17072E+00
U-238	0.28232E+01	0.36794E-01	0.70713E-01
PU-239	0.10000E+01	0.10000E+01	0.68074E+00
PU-240	0.26462E+00	0.27475E+00	0.49492E-01
PU-241	0.31063E-01	0.12827E+01	0.27123E-01
PU-242	0.79914E-02	0.22154E+00	0.12052E-02

** 1核分裂当りのFPガス生成率 RY: 2.509E-01 (ATOMS/FISSION)
 ** 燃料平均メタル重量 (PU+U) M: 2.383E+02
 ** 燃焼度一核分裂数換算係数 C: 2.527E+19 (FISS/GRAM/A% B.U)
 ** FPガス生成率 G: 6.717E+20 (ATOMS/PIN/A% B.U)
 ** 標準状態のガス体積に換算 : 2.499E+01 (CC-STP/PIN/A% B.U)

注1) 基準核種 (Pu239)の核種数密度に対する核種 i の核種数密度の比

注2) 基準核種 (Pu239)の核分裂断面積に対する核種 i の核分裂断面積の比

注3) 核分裂率

5.3 崩壊熱測定装置の特性試験解析（模擬発熱体を使用した試験）

報告者 田代 正夫, 有井 祥夫（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

原子炉で照射された燃料集合体の崩壊熱を把握することは、原子炉冷却系、燃料取扱系等の性能と関係し、安全上及び設備設計上重要である。使用済燃料貯蔵プールに設置されている、崩壊熱測定装置は断熱の二重管の容器に使用済燃料を封入した、缶詰缶を装荷し缶詰缶の周囲に冷却材を流して冷却材の温度上昇を測定し、崩壊熱の評価を行っている。測定データは出入口温度及び入口流量である。測定されたデータは、フロッピー・ディスクに収納されパソコンによって崩壊熱の解析が行われる。

崩壊熱測定装置の測定精度を検証するため、模擬発熱体を使用した特性解析を行った。特性解析では、使用済燃料の代わりに電気ヒーターを装荷した缶詰缶を使用し、電気ヒーターの発熱量と流量を変化させて、崩壊熱測定装置の特性解析を行った。電気ヒーターの発熱量は 100W～2000W、冷却材の流量は 0.1ℓ/min～1.0ℓ/min 迄の範囲で行った。

2. 特性試験の誤差評価

模擬発熱体を使用した崩壊熱の特性試験の誤差評価を行うためには、電気ヒーターの誤差を推定する必要がある。電気ヒーターの誤差と崩壊熱測定装置における特性解析の誤差をFig. 5.3.1に示す。400W以上の電気ヒーターの平均誤差が2.15%であるから、本装置の設計目標の総合精度が3%以内となる条件は、今回の特性解析試験で5%以下となる部分である。崩壊熱測定装置の精度3%（設計値）と、電気ヒーターの発熱誤差2%を加えた5%を崩壊熱測定装置の誤差の上限とすると400W以上の発熱（流量は0.5ℓ/min以上）がある場合には、ほとんどのケースが誤差5%内にあることが判る。従って、崩壊熱測定装置の測定誤差は模擬発熱体を使用した特性試験結果より、設計値の3%以内であることが判明した。

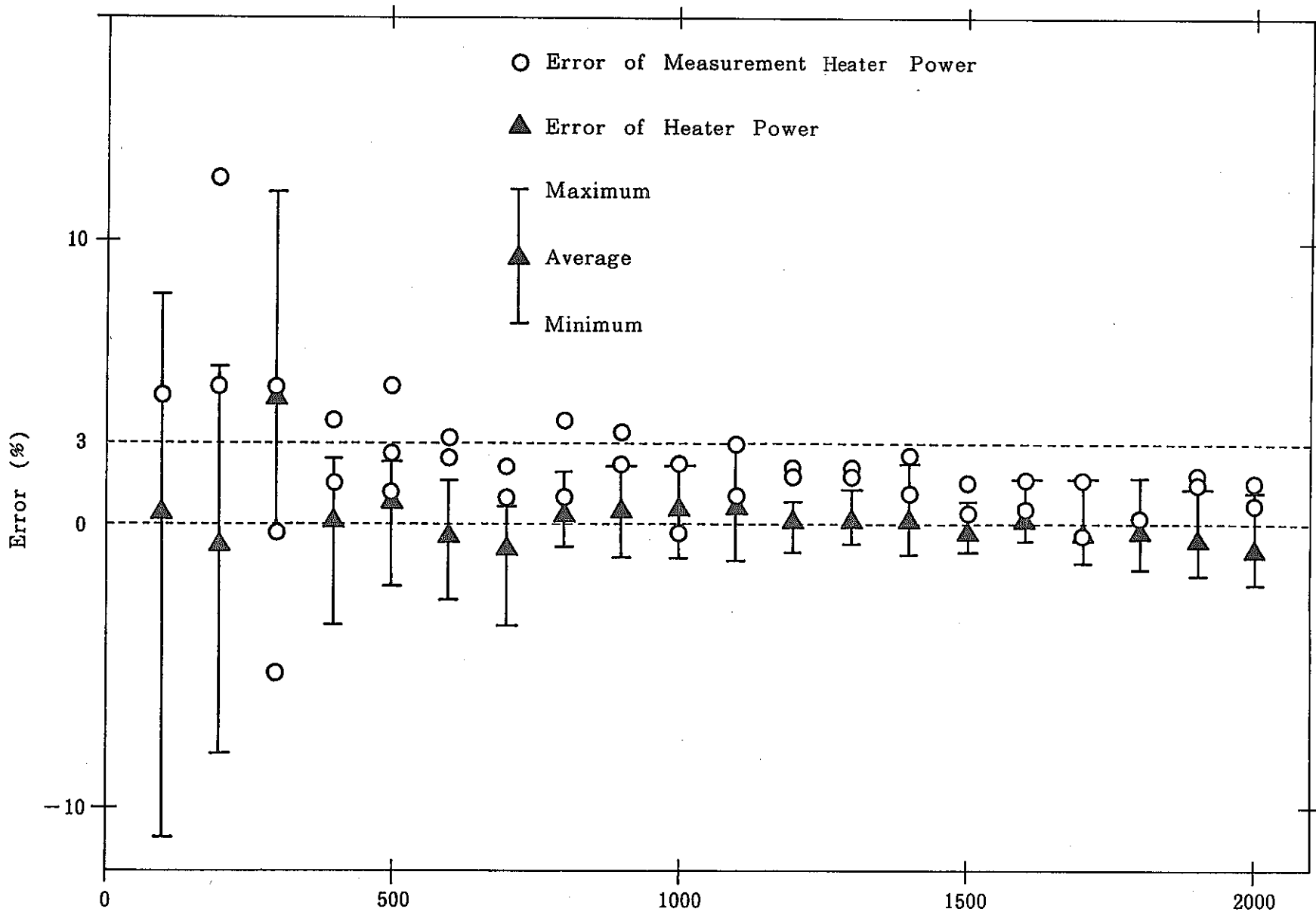


Fig. 5.3.1 Evaluation of Error

Nominal Heater Power (W)

5.4 崩壊熱測定試験計画（昭和63年11、12月分）

報告者 曾我 彰，長崎 英明，田代 正夫，有井 祥夫（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

崩壊熱の評価精度の向上を目的とし使用済燃料集合体の崩壊熱を直接的に測定するために開発された崩壊熱測定装置による崩壊熱測定試験の昭和63年11・12月分の試験計画を作成した。

試験計画の主な内容は以下に示す通りである。又、本計画の詳細工程を別添に示す。

2. 試験期間：昭和63年11月24日～昭和63年12月22日

3. 測定対象集合体

現在、第1プールに貯蔵されている使用済燃料集合体のうち、以下の集合体9体を試験対象とする。（燃料集合体9体）下表に測定対象集合体の照射履歴を示す。

Subassembly Name	Cycle	Position	Cooling Time	Decay * Heat (W)
PFD 1 2 9	9～13	0 0 0	4 0 3 d	1 7 2 . 3
PFD 1 5 6	7～14	4 D 1	3 0 3 d	1 9 6 . 9
PFD 2 0 8	8～14	4 D 4	3 1 0 d	2 0 8 . 0
PFD 2 1 2	8～14	4 B 1	3 2 1 d	2 0 2 . 7
PFD 2 1 5	9～14	3 F 1	3 2 4 d	2 2 6 . 2
PFD 2 2 0	10～14	2 E 1	3 0 6 d	2 3 9 . 2
PFD 2 2 1	10～14	2 C 2	3 1 7 d	2 5 4 . 3
PFD 2 2 3	10～14	2 C 1	3 2 7 d	2 4 7 . 5
PFD 2 2 4	10～13	2 B 2	2 1 6 d	4 2 3 . 2
	14～15	2 D 2		

* E P G S
Calculated

5.5 MK-II内側反射体(NFRIO)ラッパ管の照射データ

報告者 池田 一三(原子炉利用Gr)

1. 目的

照射済内側反射体(NFRIO)のラッパ管の炉内における照射時の中性子束及び温度の評価を行なった。

2. 照射条件

- | | |
|----------|--------------------|
| (1) 照射履歴 | MK-II炉心 第0～第16サイクル |
| (2) 装荷位置 | 6B4 |

3. 計算方法

- (1) 中性子束データ …MAGIコード記録計算ファイル(第0～第12サイクル)、及び予測計算のファイルからガンマ線発熱分を補正し、HITETRASコードにより求める。
- (2) 中性子フルエンス…中性子束データに定格運転時間を掛け積算する。
- (3) 温度データ …同様にしてHITETRASコードにより求めたラッパ管の温度データを集合体内半径方向発熱分布の補正を行い求める。

4. 計算結果

- (1) 中性子フルエンス…第16サイクル末期の値を表5.5.1に示す。
- (2) 温度 …第16サイクル末期の値を表5.5.2に示す。

Table 5.5.1 Neutron Fluence of Duct Wall at End of Life

[/cm²]

TOTAL FLUENCE FROM 0 CYCLE TO 16 CYCLE

NODE	WALL 1	WALL 2	WALL 3	WALL 4	WALL 5	WALL 6
1	3.423E+21	2.782E+21	2.774E+21	3.379E+21	4.785E+21	4.769E+21
2	3.423E+21	2.782E+21	2.774E+21	3.379E+21	4.785E+21	4.769E+21
3	3.423E+21	2.782E+21	2.774E+21	3.379E+21	4.785E+21	4.769E+21
4	5.782E+21	4.699E+21	4.685E+21	5.708E+21	8.082E+21	8.055E+21
5	1.071E+22	8.703E+21	8.677E+21	1.057E+22	1.497E+22	1.492E+22
6	1.701E+22	1.382E+22	1.378E+22	1.679E+22	2.377E+22	2.369E+22
7	3.535E+22	2.873E+22	2.864E+22	3.489E+22	4.940E+22	4.923E+22
8	4.756E+22	3.864E+22	3.853E+22	4.693E+22	6.644E+22	6.621E+22
9	5.158E+22	4.191E+22	4.178E+22	5.090E+22	7.206E+22	7.180E+22
10	4.568E+22	3.712E+22	3.700E+22	4.507E+22	6.381E+22	6.358E+22
11	3.200E+22	2.600E+22	2.592E+22	3.156E+22	4.469E+22	4.453E+22
12	1.909E+22	1.551E+22	1.546E+22	1.883E+22	2.665E+22	2.656E+22
13	1.019E+22	8.278E+21	8.252E+21	1.005E+22	1.423E+22	1.418E+22
14	5.579E+21	4.533E+21	4.519E+21	5.504E+21	7.793E+21	7.765E+21
15	5.579E+21	4.533E+21	4.519E+21	5.504E+21	7.793E+21	7.765E+21
16	5.579E+21	4.533E+21	4.519E+21	5.504E+21	7.793E+21	7.765E+21
17	5.579E+21	4.533E+21	4.519E+21	5.504E+21	7.793E+21	7.765E+21
18	5.579E+21	4.533E+21	4.519E+21	5.504E+21	7.793E+21	7.765E+21
19	5.579E+21	4.533E+21	4.519E+21	5.504E+21	7.793E+21	7.765E+21
20	5.579E+21	4.533E+21	4.519E+21	5.504E+21	7.793E+21	7.765E+21

Note. Refer to Fig. 5.5.1 about definition of axial node.

Table 5.5.2 Temperature of Duct Wall at End of Life

[°C]

NODE	WALL 1	WALL 2	WALL 3	WALL 4	WALL 5	WALL 6
1	370.8	370.6	370.6	370.8	371.4	371.4
2	371.7	371.2	371.2	371.7	372.9	372.9
3	372.5	371.9	371.9	372.5	374.4	374.4
4	373.8	372.8	372.8	373.8	376.6	376.6
5	376.0	374.4	374.4	376.0	380.4	380.4
6	380.1	377.4	377.4	380.1	387.4	387.4
7	386.7	382.3	382.3	386.7	398.9	398.9
8	397.4	390.2	390.2	397.4	417.3	417.3
9	410.5	399.8	399.8	410.5	439.9	439.9
10	424.1	409.8	409.8	424.1	463.2	463.2
11	436.1	418.6	418.6	436.1	483.9	483.9
12	443.7	424.2	424.2	443.7	497.0	497.0
13	448.4	427.6	427.6	448.4	505.1	505.1
14	451.6	430.0	430.0	451.6	510.6	510.6
15	454.5	432.2	432.2	454.5	515.7	515.7
16	457.4	434.3	434.3	457.4	520.6	520.6
17	460.1	436.3	436.3	460.1	525.3	525.3
18	462.7	438.2	438.2	462.7	529.8	529.8
19	465.2	440.0	440.0	465.2	534.1	534.1
20	465.5	441.0	441.2	464.5	532.9	530.7

Note. Refer to Fig. 5.5.1 about definition of axial node.

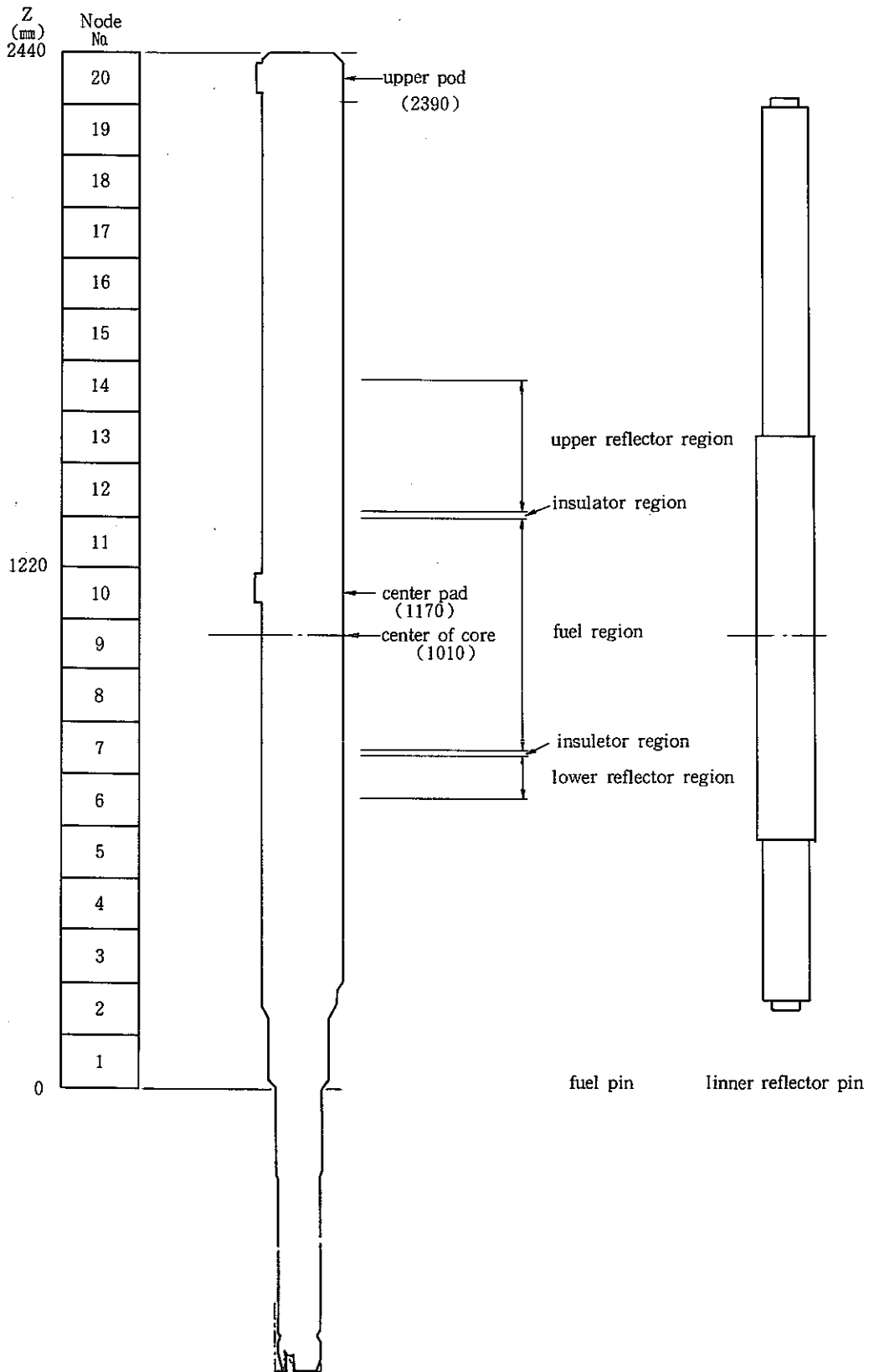


Fig. 5.5.1 Definition of Axial Node

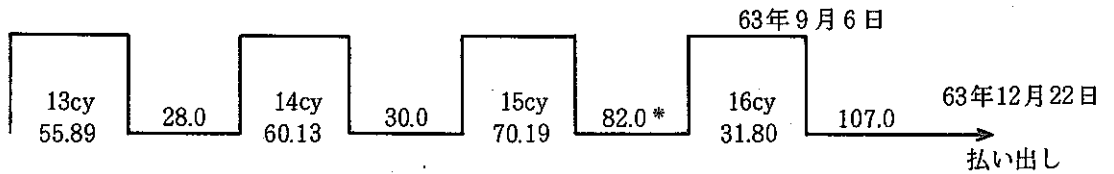
5.6 炉上部照射プラグリグ試験片 (UPR1-2) 放射化量計算結果

報告者 原 俊治 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的: 「常陽」払い出し燃料等の添付データとして使用する為、昭和63年12月22日に払い出される炉上部照射プラグ試験片 (UPR1-2) についての放射化量の計算結果を支給する。

2. 計算条件

- i) 計算コード: "RADSUS" を用い評価反応は $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$, $^{58}\text{Fe}(n, r)^{59}\text{Fe}$, $^{55}\text{Mn}(n, 2n)^{54}\text{Mn}$, $^{59}\text{Co}(n, r)^{60}\text{Co}$ の4反応とした。
- ii) 照射履歴: 炉上部照射プラグリグ試験片は62年4月16日に装荷され63年11月15日取り出し、12月22日払い出しの予定であるので以下の履歴とした。



*15'サイクルは1MWであり日数も短かいので除外した。

iii) 照射中性子束:

"DOT-3.5" 計算結果 (SJ202 84-06参照) の内、軸方向 245.5cm、径方向 35.58cmでの21群中性子束を使用した。

3. 計算結果

下表に "RADSUS" 計算結果の S 63年12月22日時点の放射化量を示す。

	Radioactivity(Ci/g)	Exposure doserate*	* ($R/h/g$ at 1m) SUS304 1g について 1m の距離での値
$^{58}\text{Fe}(n, r)$ $^{59}\text{Fe}(n, r)$	4.530×10^{-6}	2.809×10^{-8}	SUS304 1g での放射化量 $7.007 \times 10^{-5}(\text{Ci/g})$
$^{54}\text{Fe}(n, p)$ $^{54}\text{Mn}(n, 2n)$	1.335×10^{-10}	6.207×10^{-11}	
$^{59}\text{Co}(n, r)$ $^{60}\text{Co}(n, r)$	6.554×10^{-5}	8.521×10^{-5}	
$^{55}\text{Mn}(n, 2n)$ $^{54}\text{Mn}(n, 2n)$	7.744×10^{-14}	3.601×10^{-14}	

5.7 崩壊熱測定試験結果 その1 (速報)

報告者 長崎 英明, 田代 正夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 概要

「常陽」では、比較的長時間冷却後の崩壊熱評価の向上を目的として、崩壊熱測定装置により使用済燃料集合体の崩壊熱を直接測定している。

本装置は、使用済燃料貯蔵施設（第1プール）内に設置されており、断熱二重管構造の測定容器内に使用済燃料集合体を缶詰缶ごと装荷して、プールの水を測定容器内に流し、出入口温度差とその時の流量から崩壊熱を算出するものである。

本装置による使用済燃料の崩壊熱測定は、昭和62年12月より開始し、これまでに29体の炉心燃料について測定をおこなっている。現在、本測定試験結果の解析・評価を実施中であり、その概要を速報として報告するものである。

2. 結果

今回計算を行った各炉心燃料集合体の測定結果を下図に示す。また、崩壊熱測定装置による測定値とFPGSコードによる計算値の比(C/E)は照射終了後日数96日～595日で0.83～1.10の範囲であり、両者は比較的良い一致を示している。

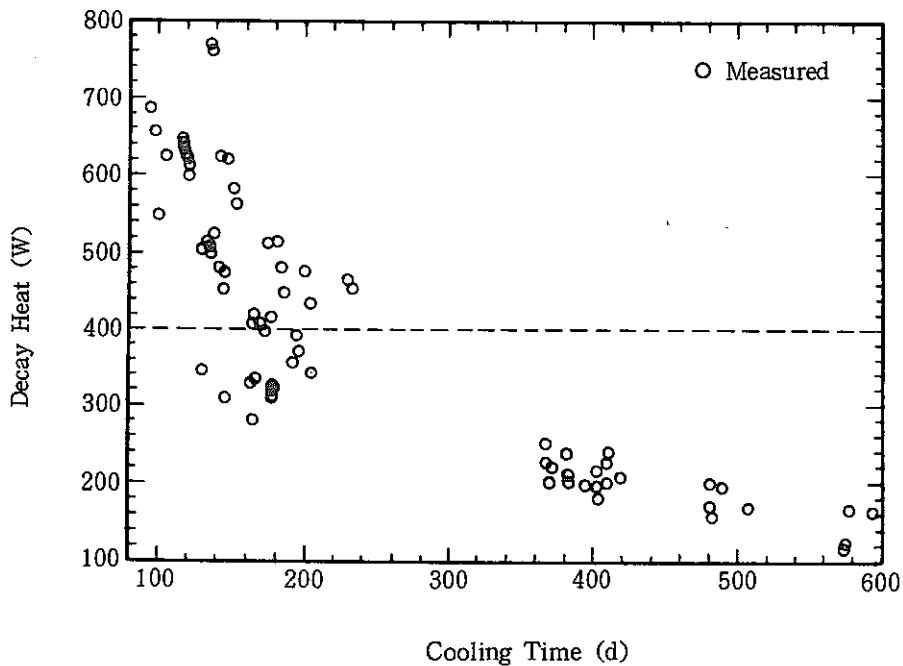


Fig. 5.7.1 Decay Heat of JOYO Spent Fuel

(技-63-317)

6. 燃料性能実証試験のための設置変更準備

本章は、燃料性能実証試験のための設置変更に係る報告をまとめたものである。

6.1 “MIMIR-N2”コードによる「常陽」MK-II炉心の事故解析

報告者 近藤 康英（プラントGr）

1. 概要

設置変更許可申請作業の助勢として、以下に記すプラント事故の挙動を前回（技-63-99）に引き続き“MIMIR-N2”コードを用いて行った。

① 反応度事故

- ・未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
- ・出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ・1次冷却材流量の急上昇事故
- ・主冷却空気風量の急上昇事故
- ・燃料スランピング事故

② 機械的事故

- ・外部電源喪失
- ・1次冷却系循環ポンプ軸固着事故
- ・1次冷却材流量減少（1次系ポンプトリップ）
- ・2次冷却系循環ポンプ軸固着事故
- ・2次冷却材流量減少（2次系ポンプトリップ）
- ・主冷却器送風機軸固着事故
- ・空気冷却器風量減少
- ・2次冷却材漏洩事故（2次系配管破損）

2. 結果及び評価

今回の解析により現設置変更許可申請書に記載されている解析結果をほぼ再現できるようになった。

しかし、まだ反応度事故において被覆管と冷却材温度が再現できていない。この報告書の結果は設置変更許可申請用の資料として使われる。

（技-63-275）

6.2 被覆管歪み評価式の見直し

報告者 池田 一三 (原子炉利用 Gr)

1. 目的

高線出力試験時のペレット溶融及び熱膨張により生じうる被覆管歪が現状大き目であり、この為被覆管歪みに、ペレットの温度分布及びそれに伴う変形を考慮した新たな評価式の検討を行った。

2. 評価条件

- (1) ペレットは相変化に伴う膨張及び熱膨張を被覆管は熱膨張を考慮する。
- (2) ペレットの固相においては製造時の密度とする。
- (3) ペレットの固相はクラックが生じ、自由に径方向に移動する。
- (4) ペレットの液相領域、固相領域は非圧縮性とし、液相部分のペレット相互間の移行、及びペレットとペレットのすきまは生じないものとする。

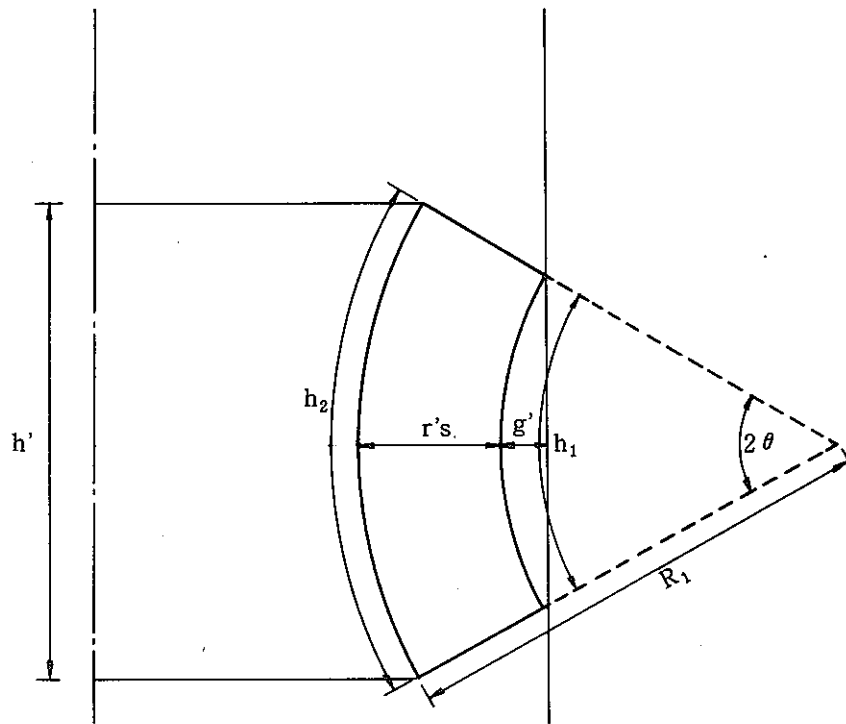
3. 評価モデル

Fig. 6.2.1 参照。

4. 評価式

$$\varepsilon = \frac{\sqrt{\frac{1 + \varepsilon_0}{1 + \varepsilon_2} r_m + (1 + \varepsilon_3) r_s + \frac{(1 + \varepsilon_1)(\varepsilon_2 - \varepsilon_1)h^2}{8(1 + \varepsilon_3)r_s}} - (1 + \varepsilon_4)r_c}{(1 + \varepsilon_4)r_c}$$

ここで r_m ; ペレット液相領域の半径 r_s ; " 固相領域の半径 r_c ; 被覆管の内径 h ; ペレットの高さ ε_0 ; 液相領域の体積膨張割合 ε_1 ; 固相領域外面の軸方向膨張割合 ε_2 ; 固相領域内面の軸方向膨張割合 ε_3 ; 固相領域の径方向膨張割合 ε_4 ; 被覆管の線膨張割合



- h' ; effective height of pellet $(= \epsilon_2 \cdot h \cdot \frac{\cos \theta}{\theta})$
- h_1 ; axial length of outer face of solidus region $(= \epsilon_1 \cdot h)$
- h_2 ; axial length of inner face of solidus region $(= \epsilon_2 \cdot h)$
- $r's$; radial length of solidus region $(= \epsilon_3 \cdot r_s)$

F i g . 6 . 2 . 1 Swelling Model of Pellet

7. 使用済燃料貯蔵設備増設のための設置変更準備

本章は、使用済燃料貯蔵設備増設のための設備変更に係る報告をまとめたものである。

7.1 「常陽」液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量と核種構成

報告者 青山卓史(原子炉利用Gr)

1. 概要

ICRP Pub.26関連の法令改正に伴い、敷地周辺の一般公衆の被ばく線量の再評価を行うため、「常陽」液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量と核種構成を見直した。

2. 「常陽」液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量と核種構成

計算結果をTable 7.1.1に示す。計算は「もんじゅ」の手法に従うものとし、「常陽」自身の炉心特性、プラント特性に関するデータ以外のものについては「もんじゅ」で使用した値を引用した。

Table 7.1.1 Annual Amount of Radioactivity in The Liquid Waste Released from "JOYO" Plant

Nuclide	Annual Amount of Radioactivity (Ci/Y)	Relative Value (%)
⁵¹ Cr	1.70×10^{-6}	0.9
⁵⁴ Mn	7.39×10^{-6}	4.3
⁵⁹ Fe	3.52×10^{-7}	0.2
⁵⁸ Co	1.14×10^{-5}	6.7
⁶⁰ Co	1.35×10^{-4}	79.0
⁸⁹ Sr	1.19×10^{-7}	0.1
⁹⁰ Sr	3.98×10^{-8}	0.02
¹³¹ I	6.88×10^{-6}	4.0
¹³⁴ Cs	7.40×10^{-7}	0.4
¹³⁷ Cs	6.96×10^{-6}	4.1
²² Na	2.96×10^{-7}	0.2

7.2 METHUSELAH-IIコードの検証について

報告者 池田 一三 (原子炉利用Gr)

1. 目的

使用済燃料貯蔵設備の臨界安全性評価に使用したMETHUSELAH-IIコードの検証例についてまとめる。

2. 検証例

METHUSELAH-IIの実効増倍率の計算値は次のとおり検証されている。

(1) FTR燃料水中貯蔵臨界実験解析 (米国)

Table 7.2.1 に示すようにC/E値は 1.014である。

(2) 重水臨界実験装置 (DCA) における格子パラメータ実験解析

Table 7.2.2 に示すようにC/E値は 1.004～ 1.016である。

(3) 新型転換炉「ふげん」炉心特性解析

Table 7.2.3 に示すように性能試験時の最小炉心から全炉心でC/E値は 1.000～ 1.009、Table 7.2.4 に示すように初装荷炉心から第3サイクル初期までのC/E値は 0.990～1.003である。

(4) 計算値の誤差

95%信頼度 (2σ) での計算値の誤差は $0.015\Delta k/k$

3. 結論

上記より、METHUSELAH-IIの実効増倍率のC/E値は、0.990～ 1.016に分布しており、2%以内の誤差で測定値と計算値は一致している。

Table 7.2.1 C/E of Critical Experiment of Water Storage
Pool with FTR fuel pins

Pitch	C/E
18 cm × 10.01 cm	1.014

Table 7.2.2 C/E of Critical Experiment in DCA

(%) \ (cm)	22.5	25.0
0	1.0038	1.0074
30	1.0059	1.0070
70	1.0042	1.0054
100	1.0142	1.0160

Table 7.2.3 C/E of Criticality of Performance Test in Fugen

core	C/E
Minimum critical core	1.000
Core of 100 fuel assemblies	1.009
Maximum core	1.009

Table 7.2.4 C/E of Criticality Test in Fugen

(BOC of Beginning Core ~ BOC of Cycle 3)

core	C/E
Beginning Core	
BOC	1.001
MOC	0.998
EOC	0.990
Cycle 1	
BOC	0.992
EOC	0.993
Cycle 2	
BOC	0.998
EOC	0.994
Cycle 3	
BOC	1.003

7.3 燃料落下事故時の被ばく評価の見直し

報告者 池田 一三 (原子炉利用 Gr)

1. 目的

「常陽」の第2使用済燃料施設における燃料落下事故の被ばく評価について炉規課より、海側の方位も考慮するように指導があったため、見直しを行う。

2. 計算方法

- (1) 相対濃度 x/Q , 相対濃度 D/Q

PANDAコードにより、1986年の気象データを入力して、評価する。

- (2) 被ばく計算式

添付書類10記載の方法に基づき評価する。

3. 計算結果

- (1) 相対濃度 x/Q , 相対濃度 D/Q

$$x/Q = 6.4 \times 10^{-7} \text{ [hr/m}^3\text{]}$$

$$D/Q = 4.6 \times 10^{-5} \text{ [rem/(MeV.Ci)]}$$

- (2) 甲状腺被ばく線量, 全身被ばく線量

$$\text{甲状腺被ばく線量} \quad 4.6 \times 10^{-14} \text{ [rem]}$$

$$\text{全身被ばく線量} \quad 2.8 \times 10^{-5} \text{ [rem]}$$

7.4 第二使用済燃料貯蔵施設を放出源とした χ/Q 、 D/Q の累積出現頻度

報告者 青山卓史 (原子炉利用 Gr)

1. 概要

第二使用済燃料貯蔵施設 (第3プール) 増設に係る高速実験炉設置変更許可申請において原子炉規制課に提出する資料として、掲題についてまとめた。

2. 第二使用済燃料貯蔵施設を放出源とした χ/Q 、 D/Q の累積出現頻度

- 1) 相対濃度 χ/Q の累積出現頻度 …… Fig. 7.4.1 に示す。
- 2) 相対線量 D/Q の累積出現頻度 …… Fig. 7.4.2 に示す。
- 3) 計算条件等

計算は、1971年の気象データを入力して“PANDA”コードにより行った。FIG.には被ばく線量が最大となる方位 (累積出現頻度97%での最大値を与える方位) を含む海側の7方位についてのみ示した。(NNEから時計回りにSSEまで)

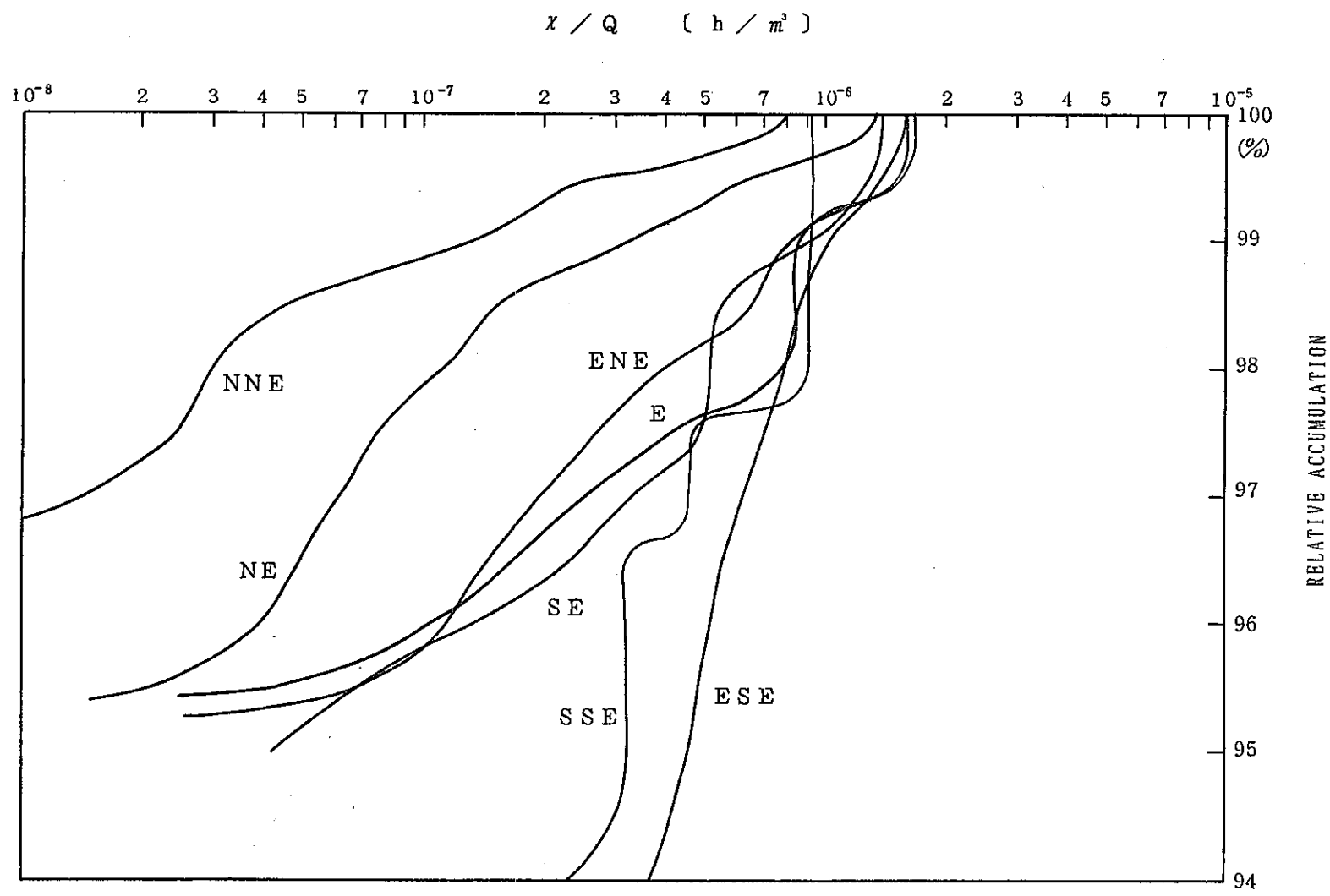


Fig. 7.4.1 OGIVE OF x/Q FOR EACH DIRECTION (T=1h, H=0m)

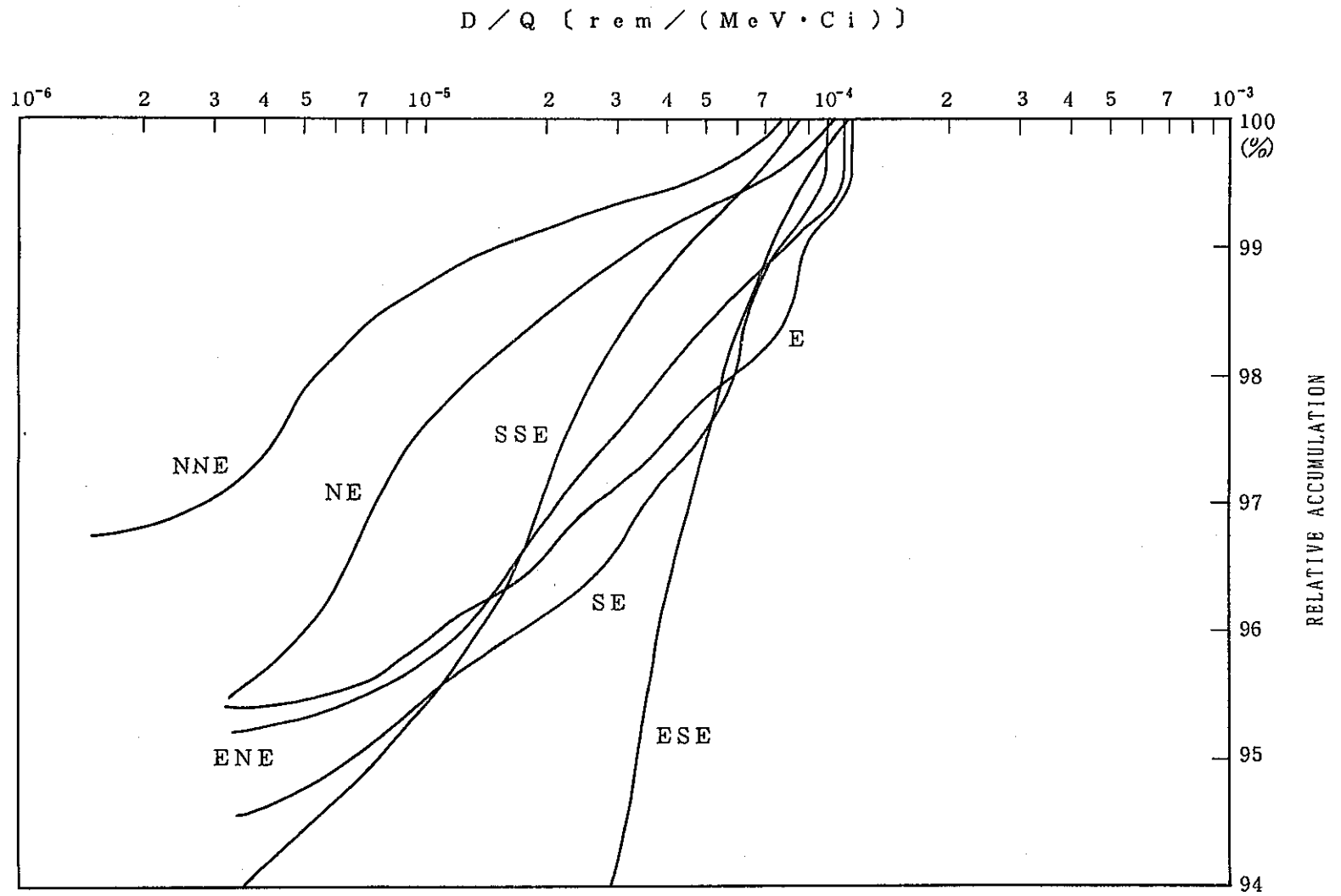


Fig. 7.4.2 OGIVE OF D/Q FOR EACH DIRECTION (T=1h, H=0m)

7.5 燃料落下事故時の ^{129}I の放射能と小児甲状腺被ばく線量

報告者 青山卓史(原子炉利用Gr)

1. 概要

第二使用済燃料貯蔵施設(第3プール)増設に係る高速実験炉設置変更許可申請において原子炉規制課に提出する資料として掲題についてまとめた。

2. 燃料落下事故時の ^{129}I の放射能と小児甲状腺被ばく線量

「常陽」炉心燃料集合体1体当りの ^{129}I の放射能は、炉停止直後および425日冷却後で $1.0 \times 10^{-3}\text{Ci}$ であり、 ^{129}I による小児甲状腺被ばく線量は $2.5 \times 10^{-5}\text{rem}$ となる。被ばく線量計算に用いたデータはICRP Pub. 2に拠った。

なお、原子炉安全専門審査会内規「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の被ばく線量評価について」において、 ^{129}I は平常運転時の一般公衆の被ばく線量への寄与が小さいことから評価対象外となっており、従来の「常陽」の平常運転時及び事故時の被ばく線量もこれに沿って評価している。今回の結果も被ばく評価上無視しうる程わずかである。

8. 分析技術に関する研究開発

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

8.1 「常陽」一次系ナトリウムサンプリング装置改良試験

報告者 鈴木 実, 根本 昌明, 荒川 徹 (分析Gr)

1. 概要

現在の高速実験炉「常陽」一次系Naの純度管理のためのNaの採取には、バイパスフロスルー法による装置を用いているが、採取されたNa中微量不純物の偏析に対し問題がある。本試験はこれを解決することと、採取操作の簡略化も考慮して、現採取法とは異なる。いわゆる“オーバーフロー法”を改良し、基礎試験を実施した。

2. 装置

本課で考案した採取容器 (Fig. 8.1.1 参照) に各容量の金属製カップを入れ機器システム室のNaループに「常陽」を模擬したNa配管を組み入れた採取装置 (Fig. 8.1.2 参照) により試験を行った。

3. 方法

コールドトラップ湿度 (C/T) を全て 130°Cとし、採取Naの温度を約 250~400°C間で変化したものを、あらかじめ洗浄、脱ガス等し、カップを組み入れた採取容器に約 3~5 分間流した後、ただちに容器内Naをドレンして、カップ内に残ったNa全量を用いて、Na中微量不純物の分析を行う。

4. 結果、

- (1) カップ入口径は20φ以上あればNaの採取及び分析操作に支障はない。
- (2) 本採取装置の特殊容器 (Fig. 8.1.1 参照) の効果により採取容器内のNaは問題なくドレン出来た。
- (3) Na中酸素は同採取容器内では2試料共ほぼ同値が得られたが、他の容器とは一致しなかった。またC/T 130°Cから推定した値より約2~6倍多かった。同じく鉄、ニッケル等金属成分は「常陽」一次系Naの日常純度管理分析値程度であったが、バラツキも大きくかなり高い値のものもあった。以上の偏析の原因は採取容器の前処理 (脱ガス) の不足と外部からのコンタミが考えられた。尚、窒素、塩素、炭素は定量下限値程度であったがカップより別容器 (ビーカー) に移す方法に多少問題があり、バラツいたものもあった。(Table. 8.1.1 に本試験中の分析結果代表例を示す)

TITLE 「常陽」一次系ナトリウムサンプリング装置改良試験

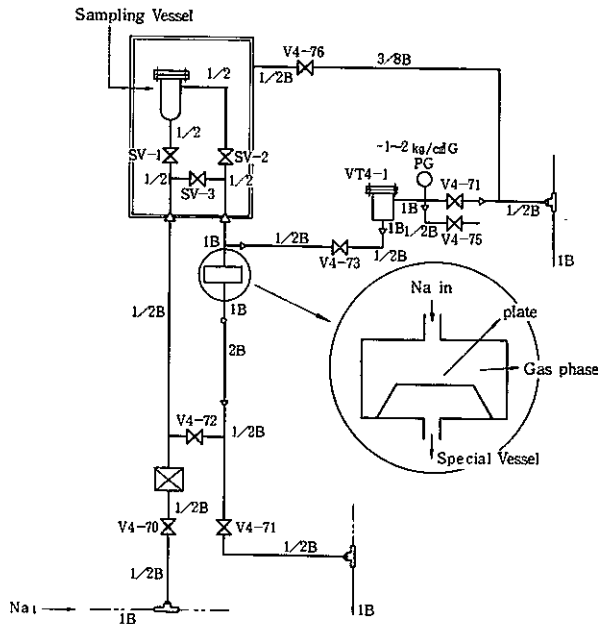


Fig. 8.1.2 Sampling apparatus

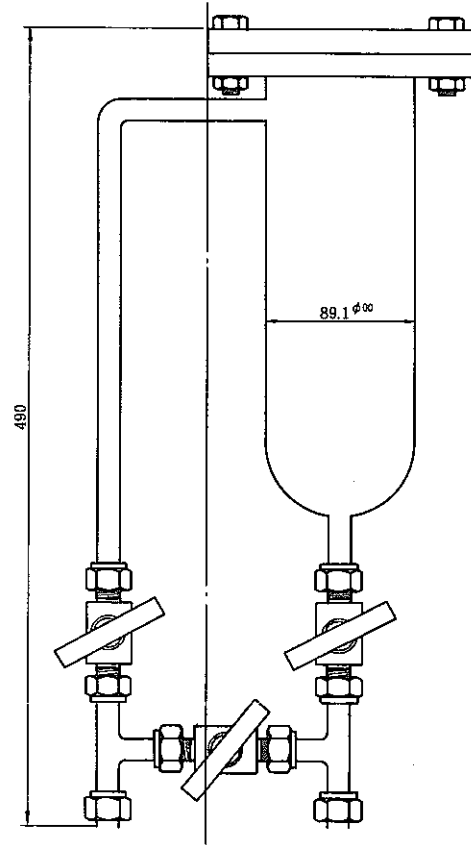


Fig. 8.1.1 Sampling Vessel

Table 8.1.1 Typical Analysis Result of impurity in sodium

Cup Position in sampling Vessel	O (ppm)	Fe (ppm)	Ni (ppm)	Cr (ppm)	N (ppm)	Cl (ppm)	C (ppm)
0 Fe Ni Cr	4.5	0.31	0.086	0.040	-	-	-
N Cl C	-	-	-	-	< 0.2	1.21	6.9
N Cl C	-	-	-	-	< 0.2	0.32	5.0
0 Fe Ni Cr	4.2	0.23	0.081	0.026	-	-	-

8.2 特殊サンプリング試験、試料の分析結果

報告者 根本 昌明, 鈴木 実 (分析Gr)

1. 概要

実験炉「常陽」の運転中に、原子炉2次補助冷却系のプラグイン計のプラグ温度が210～240℃まで上昇する現象が確認されている。

本原因は、プラグイン計に酸素および水素以外の不明物質、云々ゆる“第3の不純物”が析出するためと考えられている。この不純物の元素および化学形態を究明するため、原子炉第一課で特殊サンプリング試験を実施中である。本試験はFig. 8.2.1に示すようにサンプリング管内にメッシュフィルターをセットし、ナトリウムを流通させながらサンプリング管を冷却して“第3の不純物”をメッシュフィルターに析出・結晶させて捕集し、それを解析するものである。

当試験の第1回目の採取試料について、分析を実施したので報告する。

2. 分析方法

サンプリング管からフィルターを回収し、次の項目について分析を行った。

(1) 光学顕微鏡、観察

析出物の有無および形状の確認

(2) 電子線分析

フィルター表面の元素分布の解析

(3) X線回折分析

析出物の化学形態の同定

3. 結果

上記分析項目のそれぞれの結果を要約すると次の通りである。

- (1) 微粒な粒状物 ($< 10 \mu\text{m}\phi$) の付着が認められた。
- (2) 付着粒状物の主成分はNaであることおよびFig. 8.2.2に示すように試験後のフィルター表面においてSi濃度の増加が認められた。
- (3) 付着粒状物のX線回折パターンは検出されず、化学形態の同定はできなかった。

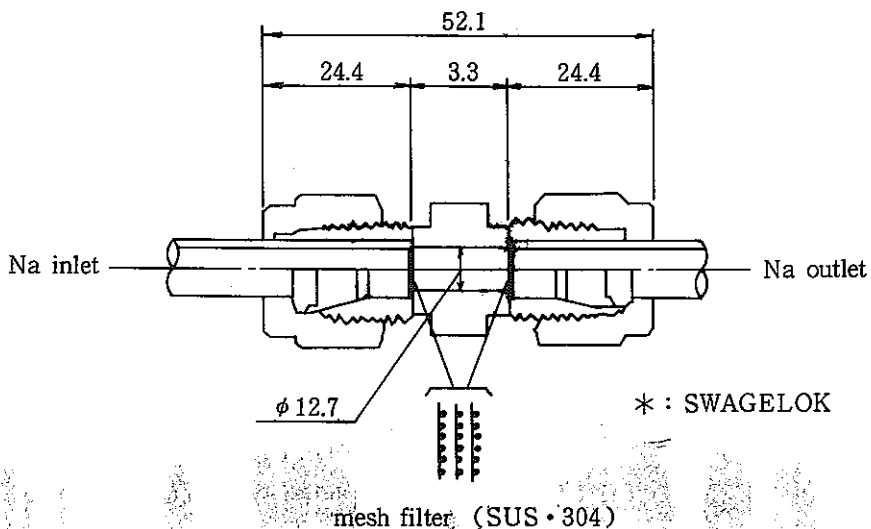
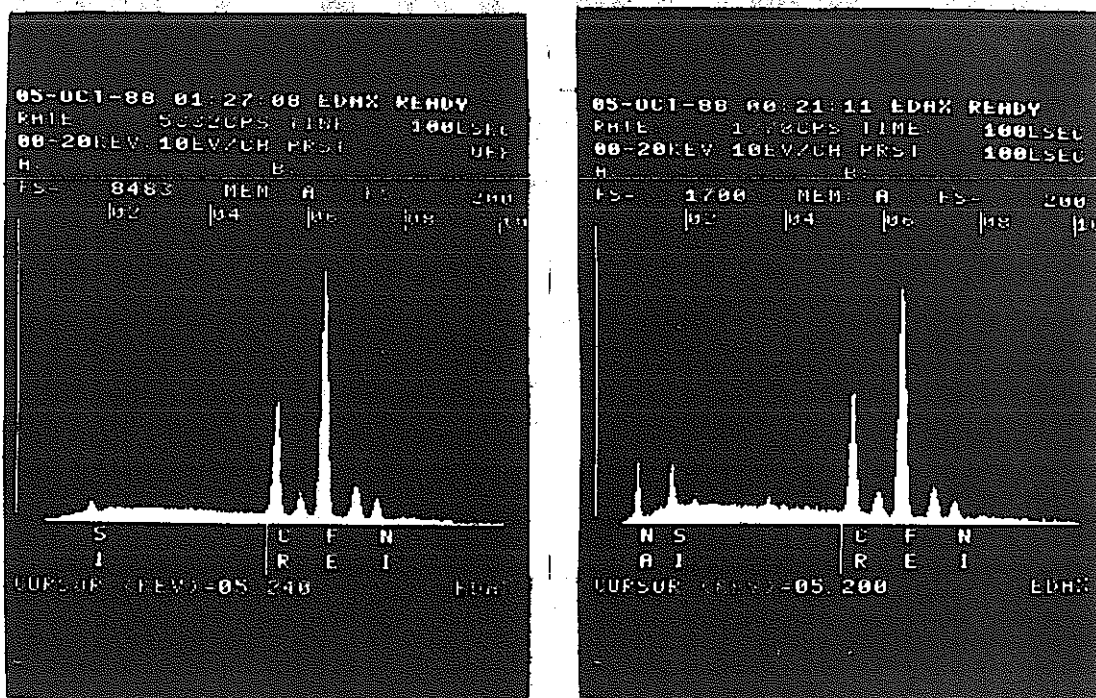


Fig. 8.2.1 Sampling tube



(a) Before Sampling

(b) after sampling

Fig. 8.2.2 Surface analysis of mesh filter
(Energy dispersive X-ray Spectrometry)

8.3 JOYO二次系サンプル(JNa2-61-07)のT. CとF. Cの偏析調査及びT. C法 F. C法の比較検討

報告者 有馬 聡宏, 福井 祐司, 鈴木 実 (分析Gr)

1. 概要

JOYO二次系Naを試料として、長さ方向で細分化し、全炭素分析及び遊離炭素分析を行って、分析法の違いによる比較検討及び有利性と試料の長さ方向の偏析の調査をする。

2. 方法

試料を長さ方向で15等分（U字型試料で、全長90cmのもの）し、1等分につき、全炭素を高温直接燃焼法（T. C法）で遊離炭素を湿式酸化法（F. C法）で分析する。これを全等分行なう。

3. 結果

分析値は、ほぼ全域において全炭素が遊離炭素の約2.9ppmに対し約0.9ppm高い値が得られた。また、偏析については、試料のNa流入側から約20cmの部分のみ他よりT. C, F. C共に約1.6倍高い値を示した。

4. 考察

試験に用いたJOYO二次系Naサンプルは、Na中不純物が均一になるよう急冷したものであるが、測定結果からもほぼ一定である事が確認できた。またF. C法に比べてT. C法の値が平均で約0.9ppm高い値が得られた要因としては、遊離炭素を対象としているF. C法に対しT. C法は遊離炭素以外にも、カーバイト及び炭酸塩のすべてを含む全炭素であることにより差が生じたため、または一般的に分析方法の違いから起りうる真の値からの高又は低側へのずれが生じた為と思われるが、後者の可能性は完全に否定はできないが小さい。しかし、分析値としてはT. C法とF. C法に大きな差がなく、Na中の炭素の評価上からの脱侵炭等、反応に関与する指標としては、全炭素濃度（活量に係る）が重要であると思われる事と、分析時間、操作性及びコンタミの要因、さらに分析廃液の問題等から考えると、T. C法に有利さがあり、今後のルーチン的な分析法としての採用を検討するのに値するものと思われる。

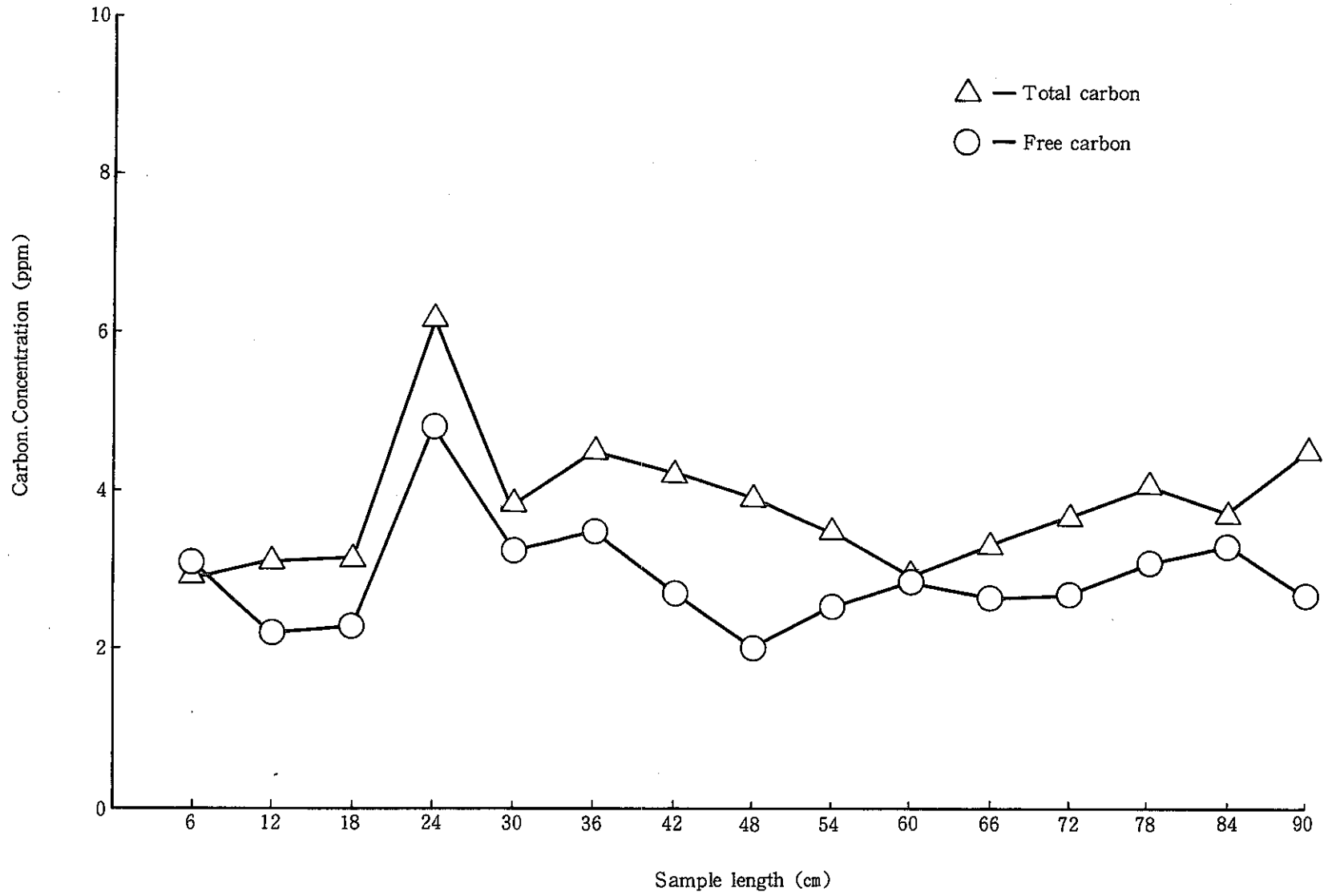


Fig. 8.3.1 Distribution of Carbon in Sodium

8.4 ICP-MSによるFe分析法の検討(第一報)

(スプレーチャンバーの冷却効果)

報告者 助川 一弥, 鈴木 実(分析Gr)

1. 概要

天然のFeの同位体には ^{54}Fe 、 ^{56}Fe 、 ^{57}Fe 、 ^{58}Fe があり、それらが一定の割合で混和されている。しかし、 ^{56}Fe が約90%をしめており他は数%以内であることから、ICP-MSで測定する場合 ^{56}Fe を対照として用いる。しかし、本ICP-MSはアルゴンプラズマにより測定元素をイオン化する方式であるためバックグラウンドとして $\text{Ar}0^+$ が生成し、それが ^{56}Fe と重なり妨害となる。

そこで文献等からスプレーチャンバーを冷却すればバックグラウンドが下がることを知り、冷却の効果と最適冷却温度を検討する。尚本装置の場合、常に $+20^\circ\text{C}$ の一定条件で測定するようになっている。

2. 方法

スプレーチャンバーにチラーを取り付け、チャンバーの温度を $+20^\circ\text{C}$ ～ -10°C の範囲で冷却し、 ^{59}Co 100ppb 溶液を測定して ^{59}Co カウント数と $\text{Ar}0^+$ カウント数を求めその比から $\text{Ar}0^+$ の変化量を算出する。

3. 結果

MESUREMENT	1					2	
	20	10	0	-5	-10 ※	-5	-10 ※
SPRAY CHAMBER TEMP. ($^\circ\text{C}$)	20	10	0	-5	-10 ※	-5	-10 ※
$\text{Ar}0^+$ (CPS)	43615	37166	16313	14727	27045	30128	23568
^{59}Co (CPS)	78528	81728	50674	50930	91310	113174	98611
$\text{Ar}0^+ / ^{59}\text{Co}$ RATIO	0.555	0.455	0.322	0.289	0.296	0.266	0.239

※ DRAIN HOLE CLOSED FOR FREEZED OF WASTE WATER IN THE SPRAY CHAMBER

4. 考察

スプレーチャンバーの温度を下げることにより比例的に $Ar0^+$ 生成量が低下した。

しかし、 $-10^{\circ}C$ では約5分でスプレーチャンバードレン口に水が凍結し測定ができなかった。

したがって、試験内の冷却温度では $Ar0^+$ の生成量及び長時間の測定等総合的に考え $-5^{\circ}C$ が最適であると思われる。

5. 今後の検討

次の検討を継続して行ない Fe の分析法を確立する。

- 1) プラズマトーチ条件の検討
- 2) スプレーチャンバー $-5^{\circ}C$ における検出下限及び精度の検討
- 3) その他

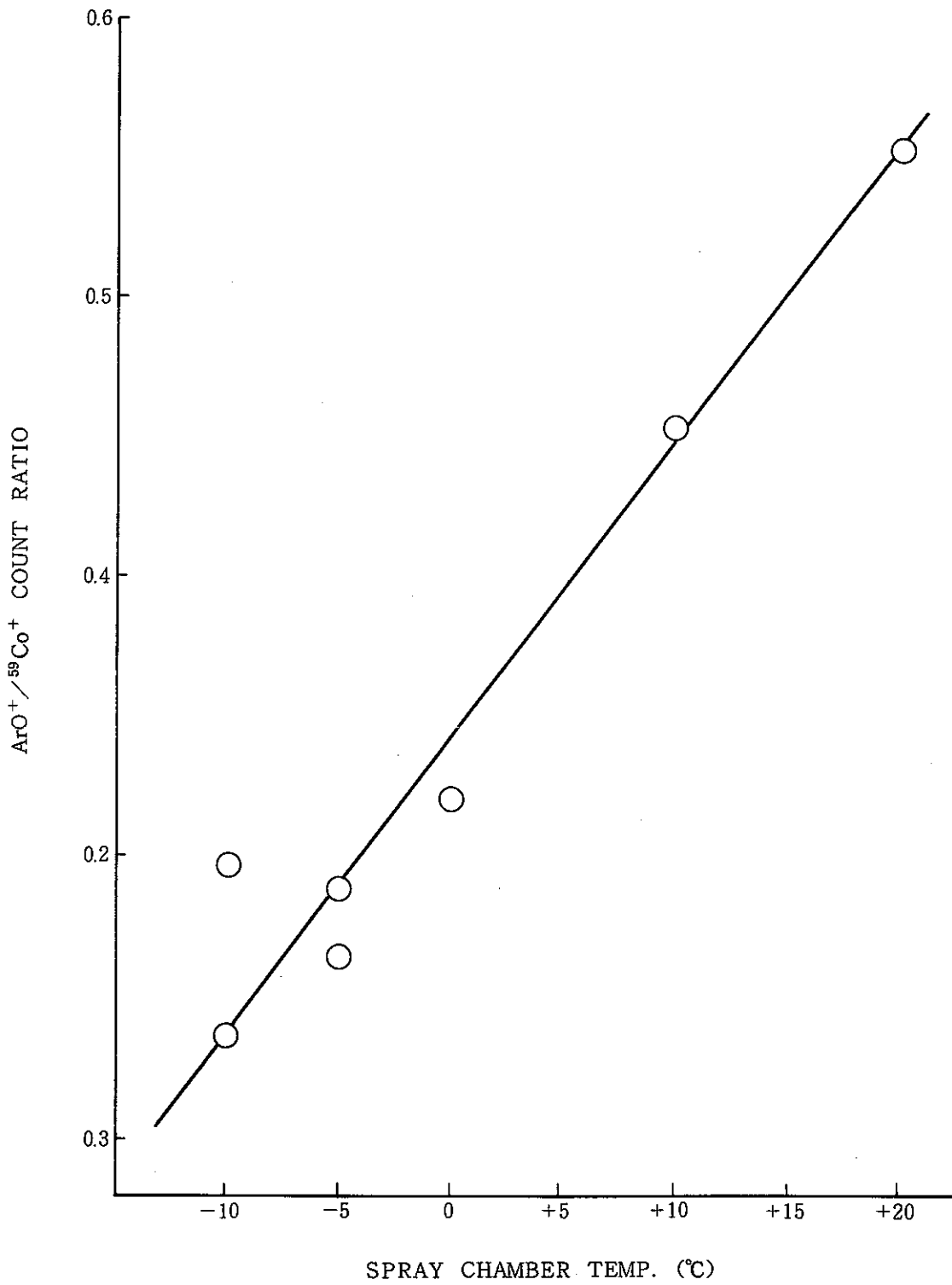


Fig. 8.4.1 COOLING EFFECT OF SPRAY CHAMBER

8.5 ICP-MSによるNiの分析法の検討（第1報）

（バックグラウンド低減化検討）

報告者 助川 一弥, 鈴木 実（分析Gr）

1. 概要

本ICP-MSはアルゴンプラズマによる測定元素のイオン化後、質量分析部の導入口としてNi材のオリフィス（サンプリングコーン）を用いている。このNi材はアルゴンプラズマに接しているため一部イオン化され常にバックグラウンド（B. G.）として検出され、Niの測定に妨害となっている。

そこで先の（ICP-MSによるFeの分析法の検討（第1報）技メモ（技-63-312）で報告したB. G低減化法を利用し、Niでの検証と特製（筆者らが別途発注製作した）のCu製サンプリングコーン（本装置メーカーVG社では販売していないが、一部の他のメーカーでは販売している）を用いてその効果を検討する。

2. 方法

スプレーチャンバー温度を+20℃及び-5℃の2つの条件としCo 100ppb 溶液を測定して⁶⁰Niのカウント数を求めその比から⁶⁰Niの変化量を算出する。

次にNi製のサンプリングコーンを特製のCu製サンプリングコーンに取り替え上と同じようにCo 100ppb溶液をスプレーチャンバー温度-5℃で測定して⁶⁰Niのカウント数と⁵⁹Coのカウント数を求めその比から⁶⁰Niの変化量を算出する。

3. 結果

	テスト1		テスト2	
SPRAY CHAMBER TEMP. (°C)	20	-5	-5	-5
SAMPLING CONE MATERIAL	Ni	Ni	Ni	Cu
⁶⁰ Ni COUNTS	11201	2414	4831	3568
⁵⁹ Co COUNTS	228784	290666	592390	879805
⁶⁰ Ni/ ⁵⁹ Co RATIO	4.90×10^{-2}	8.30×10^{-3}	8.16×10^{-3}	4.06×10^{-3}

（技-63-313）

4. 考察

スプレーチャンバーを+20℃から-5℃に冷却する事によりNi B. Gを約1/6に低減化できた。更にサンプリングコーンをNi製からCu製に替える事で約1/2低下した。しかし、本来B. G(水、試薬等)のNiはほとんどゼロであろうと思われるので、なお検出されるNiは他の要因であろうと考えられる。この要因としては本装置の場合サンプリングコーンの裏側に更にNi製のオリフィス(スキマコーン)がある事からこのスキマコーンからのNiが検出されるものと思われる。

5. 今後の検討

- 1) 現在のNi材スキマコーンをCu材とし同様の検討を行う。
- 2) 最適条件における検出下限及び精度の検討

8.6 窒素の吸光度法（インドフェノール法）における発色後の経時変化について

報告者 近松 賢吾, 荒川 徹, 鈴木 実 (分析Gr)

1. 概要

ナトリウム中の窒素分析法として、窒素をアンモニウムイオンに変換後、フェノールと次亜塩素酸塩を作用させ、インドフェノールを生成させて、その吸光度を測定し、求める方法は既して開発し、マニュアル化されている。しかし、インドフェノール生成後（発色後）の変化については、PNC東海事業所発行の“インドフェノール光度法によるジルコニウム合金中の微量窒素の定量SN-841-71-05(1971)中に記されている内容に基づいており、本法で開発した報告書には記されていない。そこで上記の文献のトレースとして検討を行なった。

2. 方法

窒素（アンモニア形） $10\mu\text{g}$ を本法マニュアルに従って、インドフェノールを生成させ、その生成後の吸光度と時間をパラメータとして、吸光度の経時変化を見る。

3. 結果

Time (min)	Abs	Ratio						
			55	0.3555	0.9908	85	0.3480	0.9699
33	0.3588	1.0000	60	0.3545	0.9880	91	0.3466	0.9660
39	0.3587	0.9997	68	0.3528	0.9833	95	0.3463	0.9652
45	0.3574	0.9961	74	0.3500	0.9755	127	0.3411	0.9507
50	0.3564	0.9933	80	0.3489	0.9724	132	0.3405	0.9490

4. 考察

本法では、発色後、33分経過時から吸光度の測定を開始し、132分まで行ったが、わずかではあるが、測定開始時より全て吸光度が低下し、一定域を示す部分がなかった。上記文献では約60分で最大吸光度に達し、後120分までは一定の値を維持している所から、本法の場合、何らかの問題があるのではないかと思われる。しかしこの問題については、今の所不明である。但、本法の場合、発色条件の発色剤等の添加については、詳細に検討され、確立されている所から考えられる要因としては、液温があり、一般に常温では問題はないとされているが、それより高い場合（この温度は明らかではない）発色が最大に達する時間が早くなり更に早く吸光度が減少していくようである。

5. 今後、発色時の液温をパラメータとした同様の検討を行う。

(技-63-327)

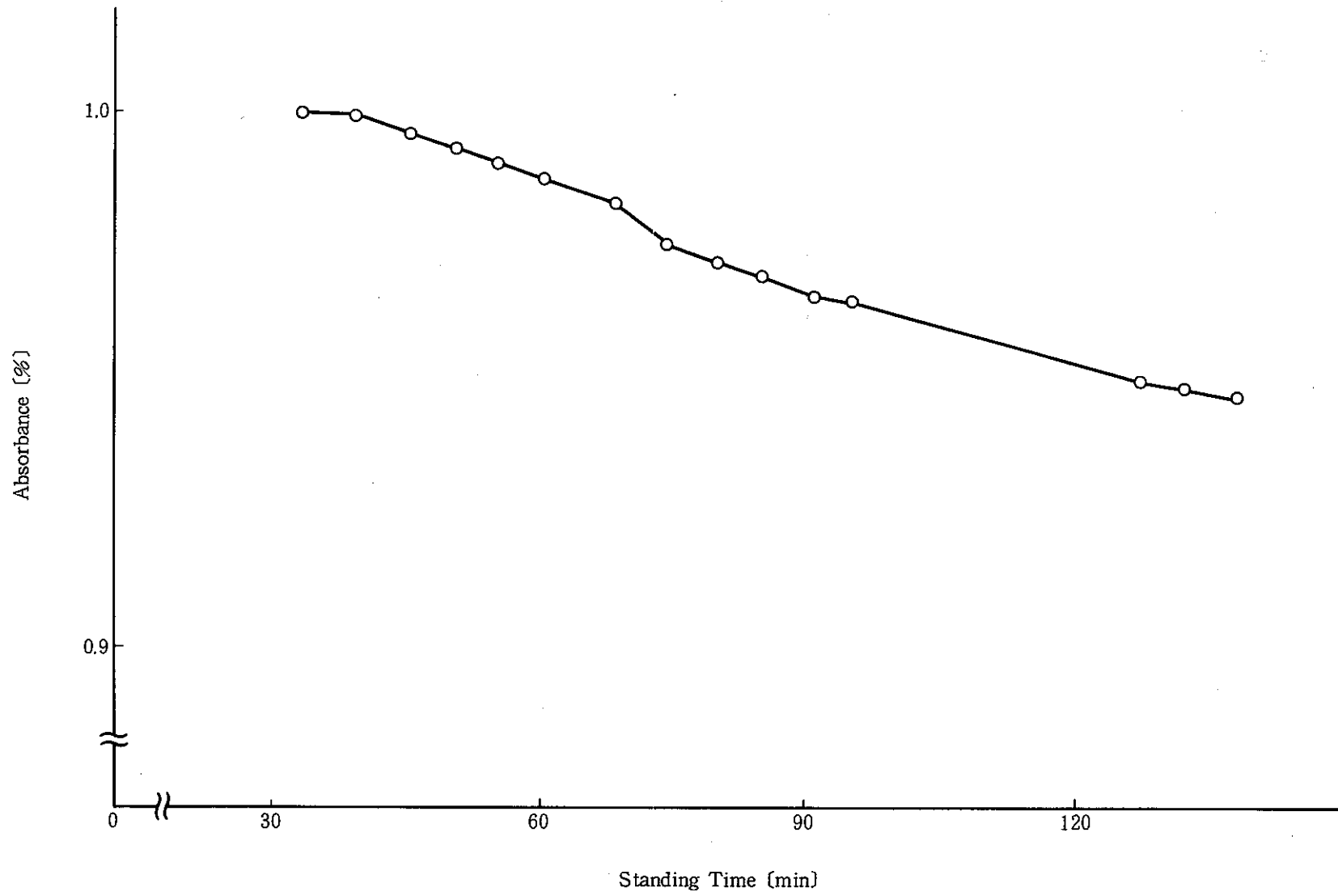


Fig. 8.6.1 Change of Absorbance at the Standing Time

9. 計算機コード・マニュアルの作成と整備

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

9.1 'MAGI' 照射履歴ファイルの縮小

報告者 原 俊治, 有井 祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的: "MAGI" コードの出力ファイルである集合体照射履歴ファイルは過去のサイクル全てについて照射した集合体の情報を収納しているため膨大な容量を必要とし、確保が困難になってきた。

また、"MAGI" のソースプログラムは集合体照射履歴ファイルの集合体滞在サイクル数の最大数は20の個定配列となっていて、第15サイクルに於いて特性試験サイクルを含めると21サイクル目に相当しプログラムの改修が必要となってきた。上記の点を考慮し、ファイル及び"MAGI"プログラムの改良を行ったので報告する。

2. 改良点:

(1) 集合体照射履歴ファイルの縮小

すでに作成してある照射履歴ファイルに対し、長期滞在される集合体である反射体及び中性子源についての情報を削除し、Header部分のレコードの集合体登録情報もそれに従って書き直すプログラムの作成を行った。

作成したプログラム S406A.HARA.FORT(SAHSTUPD) である。

(2) "MAGI" ソースプログラムの修正

SUBROUTINE MAIN29 に於いて旧ファイルに新集合体の追加登録を行うルーチンに対し、反射体、中性子源の情報を書き足さないよう修正した。これにより上記の集合体以外は20サイクル以上の滞在は現照射計画にはないので当面これ以上の修正の必要はないと考える。

3. 改良結果:

第14サイクルでの集合体登録数は 510体から 240体になり、ファイルの容量は48Mbyteから25Mbyteに縮小した。第16サイクルまでの照射履歴ファイルの縮小が終了した。

9.2 炉雑音用データ校正及びデータ編集用プログラム使用説明書（第4版）

報告者 大山 幸男, 井川 健一, 島田 裕一（異常監視技術Gr）

1. 概要

MK-II 炉心第15サイクル運転時より、旧計算機室における炉雑音データ収録システムが、TEAC製データレコーダーにリプレースされた。此に伴い、炉雑音解析においてもA/D変換プログラムの変更を実施した。本メモでは「異常診断の為の雑音解析ソフトウェアシステム「NOISA」使用説明書（第3版）」の内容のうち全面変更された。「炉雑音データ校正及びデータ・編集用プログラムの使用方法及びプログラムの説明」についてまとめたものである。

2. 主な内容

- (1) 「炉雑音用データ校正及びデータ編集用プログラムの試用方法及びプログラムの説明」

3. 注意点

このプログラムの使用についてはMK-II 炉心第15サイクルより適用されたい。それ以前の各サイクル（MK-II 第13サイクル～MK-II 第14サイクル）の炉雑音解析は、「異常診断の為の雑音解析ソフトウェアシステム「NOISA」使用説明書（第3版）」（技-62-252）、また、MK-II 第13サイクル以前の炉雑音解析は、「異常診断の為の雑音解析ソフトウェアシステム「NOISA」使用説明書（第2版）」（技-60-296）を参照されたい。

（技-63-284）

9.3 「常陽」運転履歴データの有効活用に関する検討

報告者 杉江 嘉彦, 深見 明弘, 島田 裕一 (異常監視技術Gr)

「常陽」データ処理装置 (JOYDAS) には、プラントデータを磁気テープに記録する機能がいくつか存在する。その中の、定時記録機能にて磁気テープに記録されたプラントデータは、「常陽」運転履歴データバンクシステム (プラントDBS) として、大洗工学センターの大型計算機に格納されている。

プラントDBSでは、「常陽」MK-II炉心における全運転サイクルのデータが大型計算機のDASD上に存在しているので、広い用途に活用できるはずなのだが、現状はプラントDBSの管理者および数名の人間により、運転履歴プロット図の出力プログラム (GEYSER) にて、運転履歴のプロット出力に利用されているだけである。他の者はGEYSERによる出力を、プラントDBS管理者などに依頼したり、また解析コードにて運転履歴を参照する場合は、JOYDASで作成した磁気テープから直接履歴データを読み込んでいる。また、JOYDASの磁気テープに格納された他のプラントデータの使用状況も似たような状態である。

これは、プラントDBS自体が不完全であること、データ保護のために構造が非公開であること、またGEYSERなどのプロットプログラムの使用方法が複雑であるにもかかわらず説明不足であることなどが、理由として考えられる。

本メモでは、「常陽」運転履歴データバンクシステムを有効に活用してもらうために、プラントDBSおよびGEYSERを以下に示す様な内容について、高度化することを検討した内容を述べている。

① プラントDBS

- ・プラントDBS再登録によるJOYDAS入力点の全点登録
- ・入力点履歴情報のプラントDBSへの付加
- ・プラントDBSハンドラのサブルーチン群の作成

② GEYSER

- ・マニュアルの整備
- ・起動方法の整備 (コマンド化など)
- ・使用しているプログラムの一本化 (システム化など)
- ・マンマシン部分の整備
- ・出力フォーマットの改良 (カラー出力、日本語出力など)

9.4 「NOISA」プログラムチェック中間報告

報告者 大山 幸男, 井川 健一, 島田 裕一 (異常監視技術Gr)

1. 背景

88年8月に行ったFFD感度校正試験時のDN法炉雑音解析において、中性子束信号とDN法検出器信号の相互相関解析を行った際、炉雑音解析用コード「NOISA」に入力する信号データの順番を逆にした所、かなり異った相関解析結果を得た。Fig.9.4.1, Fig.9.4.2に「NOISA」用JCLに入力信号の順番を逆にした時のクロスパワースペクトル(ゲイン)、位相差、コヒーレンスを示す。本来ならば位相のみが逆位相の形状を示し、他の関数解析については同一となるはずであるがかなり異なる結果が得られた。

2. チェック結果

- ① トラブルを発生しているサブルーチン・プログラムの箇所は同定できた。

具体的には、複素変数を用いて相互相関計算を行う箇所である。

(サブルーチン名・FFTCRS)

- ② 1.背景で述べた現象は常に観察されるわけではなく、FFD感度校正試験時の中性子束データとDN法A-BF3の信号を組み合わせ解析を行った場合のみJCL上へのデータセットの割り当て方によって結果がトラブルと言うことがわかった。

3. 当面の対処

チェック結果による考察から、当面の対処として「NOIPAC」ソースリスト(自己・相互相関計算部)の処理手順を変更することとした。具体的にはサブルーチン・プログラムFFTCRS内部において入力信号の順番より生スペクトルの計算方法が異なっているが、この処理過程を変更することにより、同一のアルゴリズムによって信号の自己相関、オートパワースペクトルを順次求めるものである。このことにより相互相関計算も改めて2信号の生データを利用して単独で計算されるわけであり、自己・相互相関計算、オートクロスパワースペクトル計算のJCLへ任意に割り当てた信号データセットの順序によって発生したトラブルの改善が見込まれる。

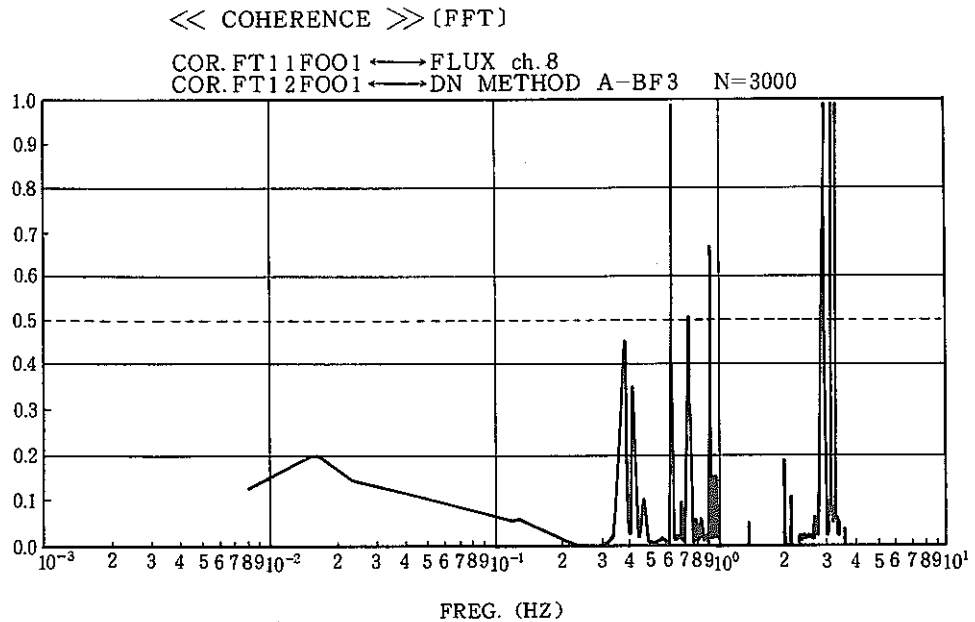
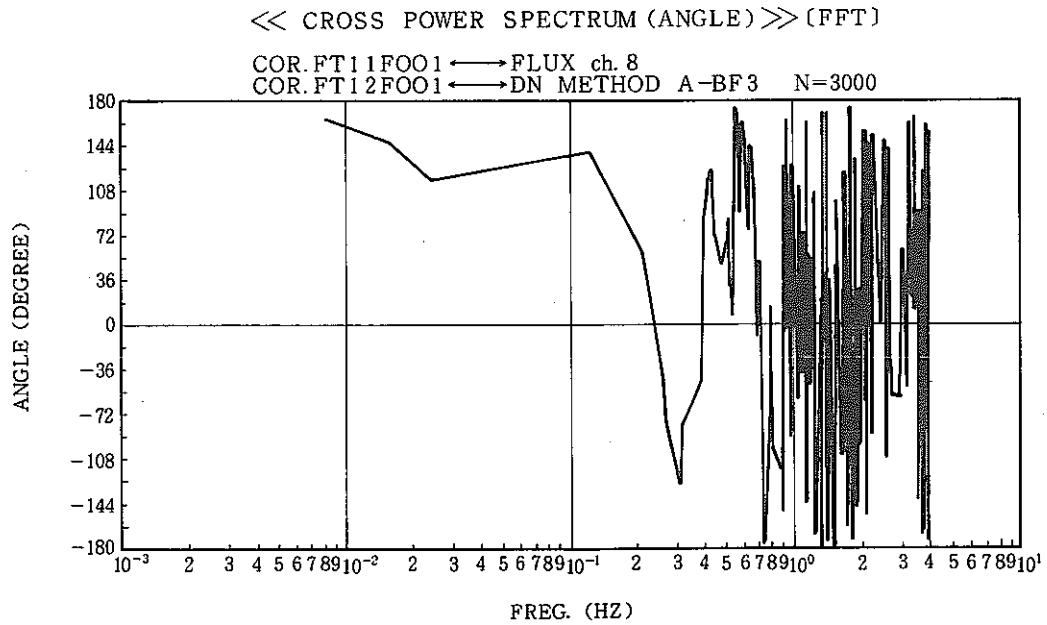
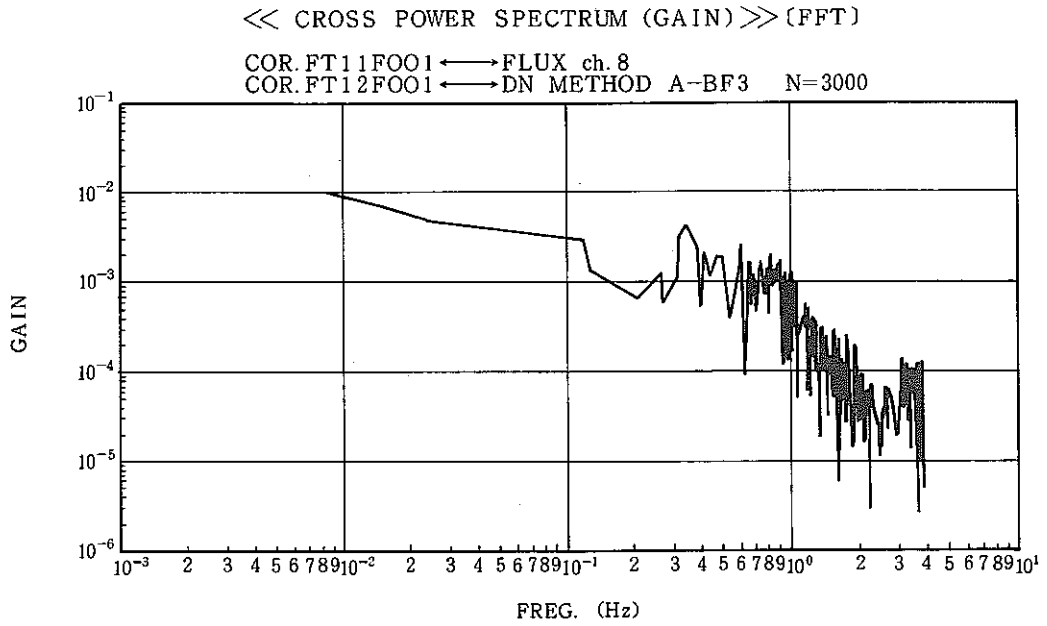


Fig. 9.4.1

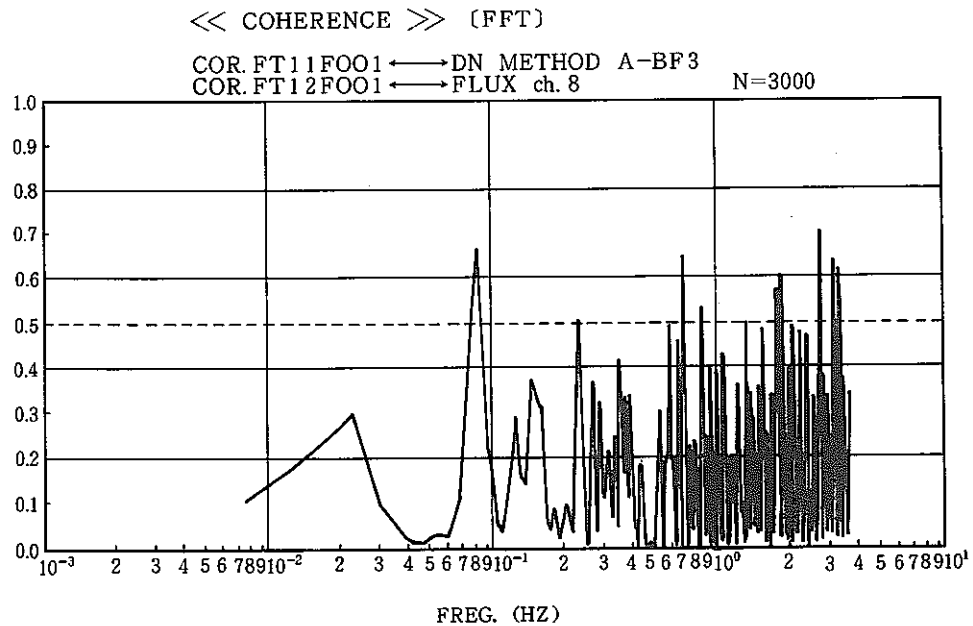
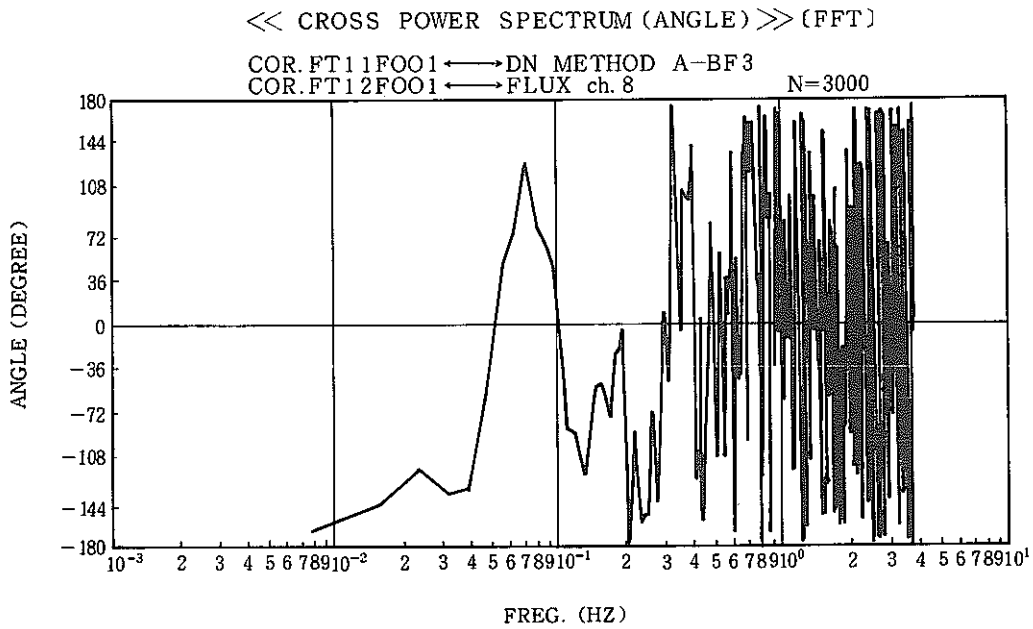
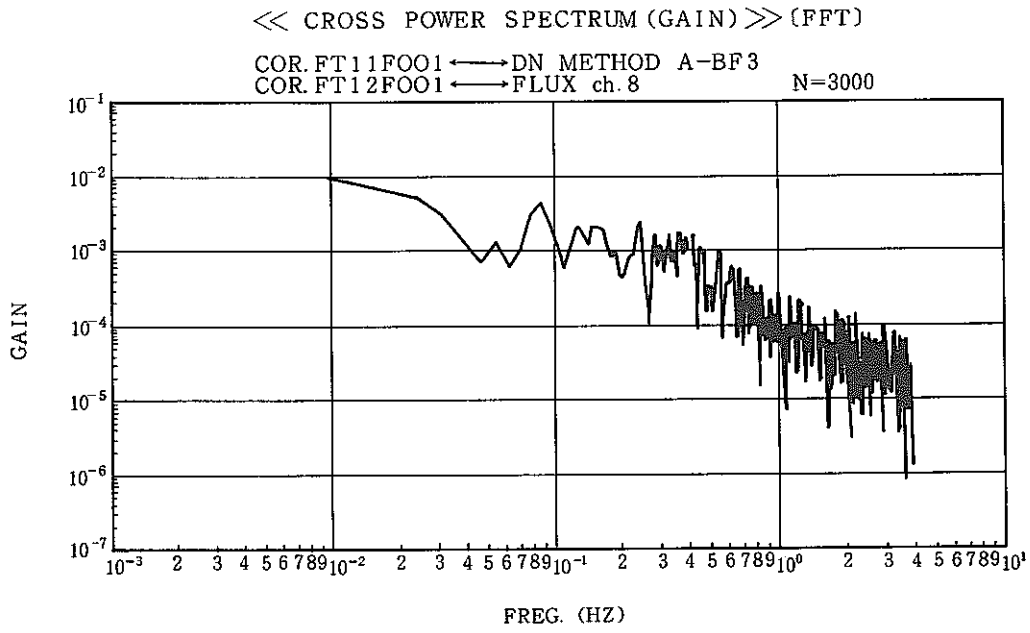


Fig. 9.4.2

9.5 JOYDAS 操作手順書の作成

報告者 深見 明弘, 杉江 嘉彦, 島田 裕一 (異常監視技術 Gr)

1. 概要

JOYDAS は、V90/50 にてデータを収集し、H-80E にて処理を行なっている。また、電源に関しては無停電電源装置 (MG 及び CVCF) を使用している。(Fig. 9.5.1 参照)

このように、JOYDAS は、色々な機器により構成されているため、今後 JOYDAS を取り扱うための各機器の操作方法及び構成をまとめた。

また、今後入力点追加・変更のための手順書も添付する。

(内容)

- ・ MG 操作手順
- ・ CVCF 操作手順
- ・ 計算機用分電盤操作手順
- ・ JOYDAS 分電盤操作手順
- ・ H-80E 操作手順
- ・ V90/50 操作手順
- ・ H-80E 入力点登録手順
- ・ H-80E コンソール CRT オペレーション

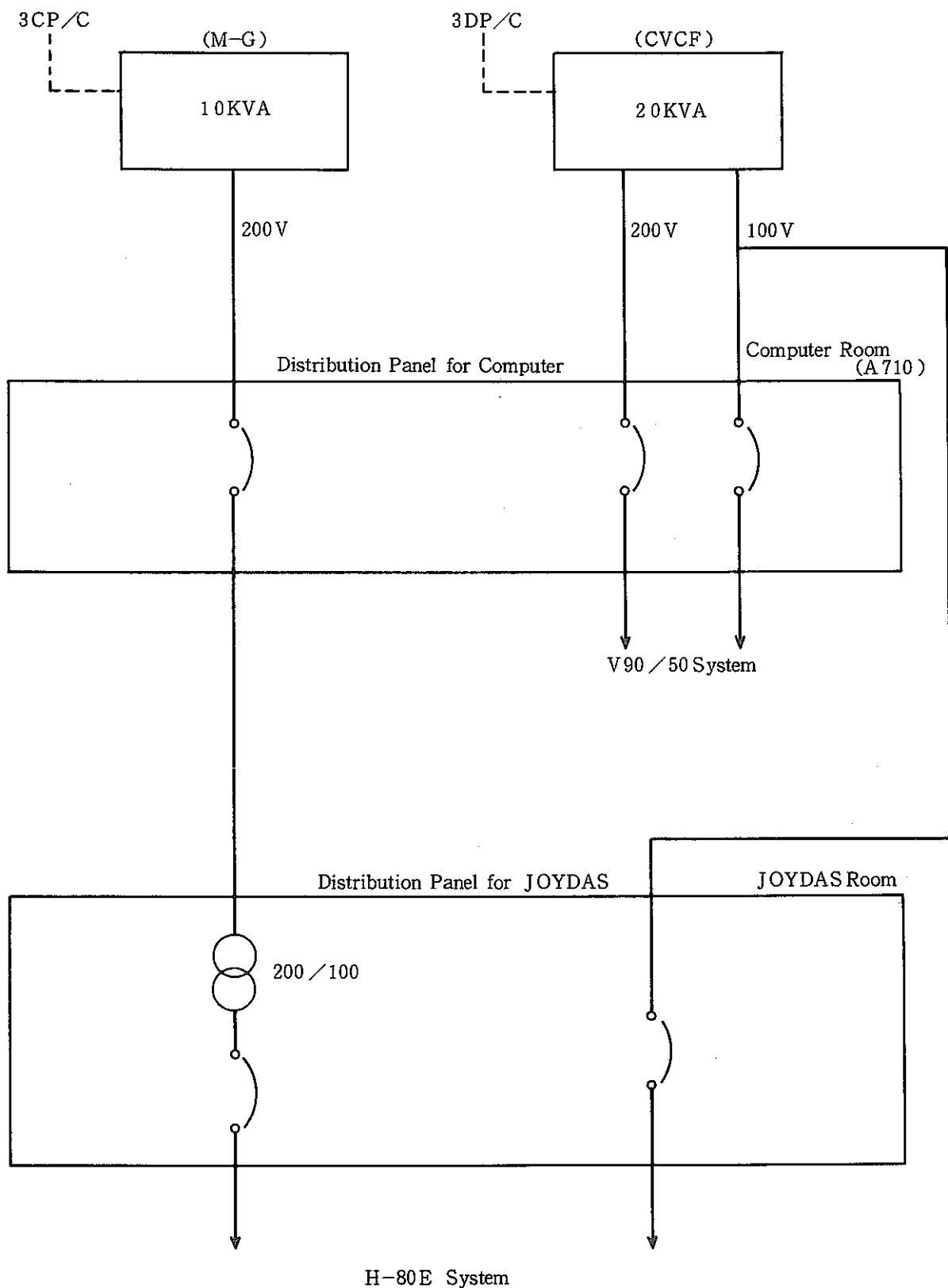


Fig. 9.5.1 Flow Diagram of JOYDAS Power Supply SYSTEM

10. MK-Ⅲ炉心の検討

本章は、「常陽」MK-Ⅲ炉心及び移行に係わる検討結果をまとめたものである。

10. 1 冷却系改造に係るプラント健全性

評価用熱過度条件の設定

報告者 後藤 和秋, 河津 滋郎, 磯崎 和則, 沢田 誠 (プラントGr)

1. 概要

MK-Ⅲ計画の一貫として、冷却系改造に伴うプラント健全性の評価を行なう為、“MIMIR-N2”コードを用いて以下のプラント動特性解析を行ない、得られた結果より各系統出入口の熱過度条件を設定した。

2. 解析条件

(1) 解析事象

- ① 外部電源喪失
- ② 制御棒一斉挿入
- ③ 中性子束高

(2) 解析ケース

ケース	出力 (MW)	流量 (%)	R/VΔT (℃)	R/V		IHX(A)2次		IHX(B)2次	
				入口	出口	入口	出口	入口	出口
1	130	110	155	345	500	303	452	322	471
2	150	130	150	350	500	311	455	330	472
3	150	150	130	370	500	339	461	352	476

3. 熱過度条件の設定

設定した熱過度を下表に示す。(設定方法は本分参照の事)

ケース	項目		外部電源喪失					制御棒一斉挿入					中世子束高					
			T ₁ (℃)	T ₂ (℃)	T ₂ -T ₁ (℃)	t(sec)	(T ₂ -T ₁)/t(℃/sec)	T ₁ (℃)	T ₂ (℃)	T ₂ -T ₁ (℃)	t(sec)	(T ₂ -T ₁)/t(℃/sec)	T ₁ (℃)	T ₂ (℃)	T ₂ -T ₁ (℃)	t(sec)	(T ₂ -T ₁)/t(℃/sec)	
1	炉容器	出口	498	389	-109	455	-0.24	498	334	-164	136	-1.21	498	336	-162	78	-2.08	
		入口	345	369	24	230	0.10	345	313	-32	173	-0.18	345	317	-28	140	-0.20	
	IHX 1次側	入口	A	498	389	-109	515	-0.21	498	333	-165	140	-1.18	498	336	-162	96	-1.67
			B	498	391	-107	510	-0.21	498	334	-164	140	-1.17	498	337	-161	92	-1.75
		出口	A	338	387	49	405	0.12	345	305	-40	176	-0.23	345	308	-37	162	-0.23
			B	344	377	33	155	0.21	345	314	-31	187	-0.17	345	320	-25	136	-0.18
	IHX 2次側	出口	A	493	390	-103	560	-0.18	452	330	-122	141	-0.87	452	334	-118	96	-1.23
			B	495	390	-105	570	-0.18	471	333	-138	143	-0.97	471	335	-136	102	-1.33
		入口	A	274	365	91	425	0.21	296	325	29	49	0.59	294	325	31	56	0.55
			B	293	365	72	360	0.20	315	331	16	60	0.27	314	330	16	106	0.15
2	炉容器	出口	500	397	-103	420	-0.25	500	340	-160	131	-1.22	500	340	-160	69	-2.32	
		入口	350	387	37	205	0.18	350	317	-33	140	-0.24	350	321	-29	124	-0.23	
	IHX 1次側	入口	A	500	397	-103	465	-0.22	500	336	-164	136	-1.21	500	341	-159	78	-2.04
			B	500	396	-104	460	-0.23	500	336	-164	138	-1.19	500	340	-160	83	-1.93
		出口	A	343	393	50	395	0.13	350	310	-40	154	-0.26	350	312	-38	142	-0.27
			B	350	393	43	110	0.39	351	323	-28	80	-0.35	350	321	-29	72	-0.40
	IHX 2次側	出口	A	496	397	-99	510	-0.19	455	332	-123	132	-0.93	456	337	-119	80	-1.49
			B	497	398	-99	505	-0.20	473	337	-136	136	-1.00	472	338	-134	85	-1.58
		入口	A	271	365	94	415	0.23	306	331	25	44	0.57	293	333	40	52	0.77
			B	291	365	74	375	0.20	316	339	23	84	0.27	315	337	22	42	0.52
3	炉容器	出口	500	410	-90	396	-0.23	500	352	-148	128	-1.16	500	357	-143	61	-2.34	
		入口	370	411	41	188	0.22	370	322	-48	116	-0.41	370	341	-29	116	-0.25	
	IHX 1次側	入口	A	500	411	-89	455	-0.20	500	353	-147	131	-1.12	500	357	-143	73	-1.96
			B	500	411	-89	430	-0.21	500	351	-149	130	-1.15	500	356	-144	74	-1.95
		出口	A	368	404	36	65	0.55	370	331	-39	118	-0.33	369	333	-36	77	-0.47
			B	370	420	50	105	0.48	370	342	-28	152	-0.18	367	343	-24	71	-0.34
	IHX 2次側	出口	A	498	411	-87	490	-0.18	462	350	-112	132	-0.85	462	350	-112	78	-1.44
			B	498	411	-87	500	-0.17	478	352	-126	132	-0.95	476	356	-120	81	-1.48
		入口	A	287	365	78	405	0.19	325	348	23	91	0.25	321	347	26	39	0.67
			B	303	365	62	345	0.18	352	342	-10	154	-0.06	339	351	12	33	0.36

10. 2 冷却系改造後の補助系入口配管による炉容器壁貫通部の温度評価

報告者 後藤 和秋, 河津 滋郎, 磯崎 和則, 沢田 誠 (プラントGr)

1. 概要

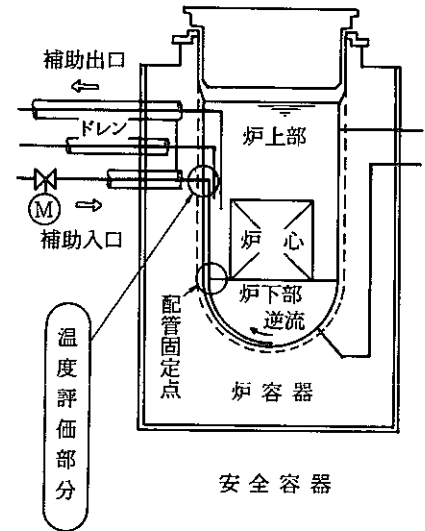
MK-III計画の一貫として、冷却系改造後の機器安全性を確かめる為、各部の温度を予測しなければならぬ。その中で、今回は補助系入口配管による炉容器との貫通部に着目し検討を行なう事にした。(Fig.1 参照)

2. 検討方法

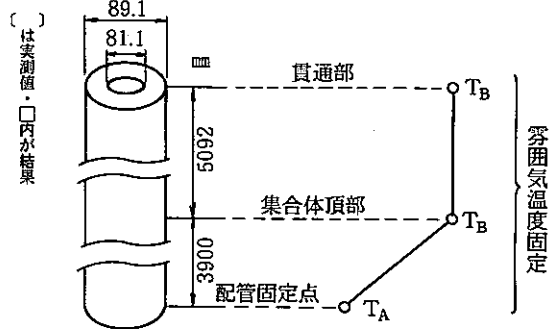
雰囲気との熱のやりとりを計算できる様なパイプモデルを作成し、配管雰囲気、配管入口温度を規定及び入口流量を固定して、貫通部として想定した配管出口温度を求める。尚MK-IIの100MW時における実測を元に配管外壁～雰囲気間の熱伝達関係を調整し、冷却系改造後の温度を予測する事にした。

3. 解析条件及び結果

冷却系改造後の温度評価の一貫として下表中の3ケースが上げられ、これに準じ補助系の逆流流量、雰囲気温度を設定する。(補助系流量は主流と同比率で設定)又、調整用のMK-II 100MW時の条件とケース0としてあわせまとめる。



ケース	出力 (MW)	主循環量 (%)	炉容器 炉出入口温度 (°C)		補助系流量 (m³/hr)	雰囲気規定度 (°C)		貫通部温度 (°C)	雰囲気との温度差 (°C)
			入口	出口		T _A	T _B		
0	100	100	370		(20.50)	370	500	[440]	[60]
1	130	110	345	500	22.55	345	500	426	74
2	150	130	350	500	26.65	350	500	428	72
3	150	150	370	500	30.75	370	500	433	67



4. 評価

結果として雰囲気との温度差が最大のもので74°Cで設工認時のこの部位の応力解析条件 $\Delta T = 100^\circ\text{C}$ を十分に満足しており、従って本部位の構造健全性は問題ないと判断する。

(技-63-267)

10. 3 冷却後改造後の補助系出口配管による炉容器壁貫通部の温度評価

報告者 後藤 和秋, 河津 滋郎, 磯崎 和則, 沢田 誠 (プラントG r)

1. 概要

MK-III計画の一貫として、冷却系改造後の機器安全性を確かめる為、前メモ*1の続きとして補助系出口配管による炉容器との貫通部に着目し、検討を行なう事にした。

2. 検討方法

補助系 I H X の MK-II 100MW 時のヒートバランスにより熱交換関係を設定し前メモ*1より作成した補助系入口配管の予測温度により補助系出口配管の温度を評価する。尚、補助系 2 次側入口温度は、冷却系改造後も 397°C に保持されるので、未知数は 2 次側の出口温度と 1 次側の出口配管温度の 2 点となる。ここで貫通部の温度評価上きびしくなる様に 2 次側の出口温度も 397°C として計算する。又熱交換関係も流量比倍にして計算する。

3. 計算式

$$C_1 W_1 \Delta T_1 = U A \Delta T_m \quad \text{ここで} \quad \begin{cases} \Delta T_1 = T_{1i} - T_{1o} \\ \Delta T_m = \frac{1}{2} \{ (T_{1i} + T_{1o}) - (T_{2i} + T_{2o}) \} \end{cases}$$

$$\text{熱交換関係は} \quad \left\{ \frac{U A}{2 C_1} \right\} = \frac{W_1 (T_{1i} - T_{1o})}{T_{1i} - T_{2i} + T_{1o} - T_{2o}}$$

$$\text{評価温度は} \quad T_{1o} = \frac{W_1 \cdot T_{1i} - F \left\{ \frac{U A}{2 C_1} \right\} (T_{1i} - T_{2i} - T_{2o})}{W_1 + F \left\{ \frac{U A}{2 C_1} \right\}}$$

4. 計算条件及び結果

項目	F	流量 W ₁		2次側入口	2次側出口	入口配管	出口配管	$\left\{ \frac{U A}{2 C_1} \right\}$
		m ³ /hr	kg/s	T _{2i} (°C)	T _{2o} (°C)	T _{1i} (°C)	T _{1o} (°C)	
熱交換関係の計算	1.0	(1) 20.50	4.914	(1) 397	(1) 402	(1) 440	(1) 408	2.739
出口配管温度の評価	1.1	(2) 22.55	5.443	397	397	(2) 426	405	

(1): MK-II 100MW時の実測値、(2): 前メモ*1より

5. 評価

補助系出口配管の温度は 405℃以上と計算され、炉上部プレナム雰囲気温度(500℃)との差は 95℃以内であった。補助系入口配管による炉容器壁貫通部と同様に設工認時の応力解析条件 $\Delta T = 100^\circ\text{C}$ を満足しており、本部位の構造健全性は問題ないと判断する。

10. 4 「貯蔵ポット廃止に係わる核熱計算」のためのデータ支給

報告者 原 俊治, 吉田 晶宏, 有井 祥夫 (炉心運計 Gr)

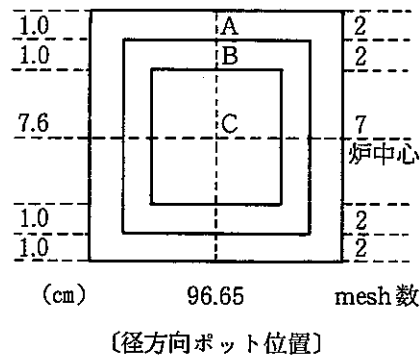
1. 目的: 「貯蔵ポット廃止に係わる核熱計算」のための支給データをまとめたので報告する。

2. 計算ケースの説明:

軸方向中心、径方向ポット位置 (96.65) に右図 A, B, C の領域を設け、以下の 4 ケースとした。

ケース	各領域の組成		
	A	B	C
ケース 1.	Na	Na	Na
ケース 2.	Na	Na	燃料
ケース 3.	Na	ボロン	燃料
ケース 4.	ボロン*1	ボロン	燃料

*1 天然ボロン



2. 支給データ: 以下の項目について支給する。

1) 貯蔵ポット及び回り (B¹⁰で囲んだ) の 25 群中性子束及び反応率

ポット位置 Mesh 点参照のための径方向出力分布図 (全体図)

ポット位置 Mesh 点参照のための径方向出力分布図 (部分図)

ポット位置 Mesh 点参照のための軸方向中性子束分布図

各 Mesh 位置での 25 群中性子束及び反応率 (ケース 1. ~ 4.)

ポット中心位置での中性子スペクトル (ケース 1. ~ 4.)

ポット中心位置での中性子スペクトルエネルギー分布図 (ケース 1. ~ 4.)

2) “DOT-3.5” (輸送 R-Z 計算) と “CITATION” (拡散 R-Z) の比較 (ポット位置、及び炉心中心位置) “DOT-3.5” と “CITATION” による中性子フラックスの比較

“DOT-3.5” と “CITATION” による中性子スペクトルエネルギー分布比較図

3) 計算体系図及び組成

ケース 1. ~ 4. 計算体系図

ケース 1. ~ 4. 組成及び機種コード対応表

ケース 1. ~ 4. “CITATION” 入力データ

4) “DOT-3.5” 入力用実行断面積作成について

10. 5 MK-III サーベイ計算のまとめ

報告者 原 俊治, 有井 祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的: MK-IIIサーベイ計算のまとめとして、中空ペレット燃料、金属燃料及び細径ピンに関して成立性のサーベイ計算を行った。

その結果最終的に下記の4ケースについて採用し、核熱特性計算、更にその中の2ケースについて燃焼計算を行ったので結果をまとめ報告する。

2. 計算ケース

ケース1: 中空ペレット (ID:MK3ANP30)

3列内側(22体)までを中空ペレット燃料とし、外側(60体)をJ2燃料とした82体炉心。中空ペレットのPu富化度を30W/0とし、スタック長は48cmとした。

ケース2: 金属燃料その1 (ID:MK3ZR169D)

3列内側(22体)までを金属燃料とし、外側(60体)をJ2燃料とした82体炉心。

金属燃料は、169ピンの細径とし、U濃縮度12W/0、スタック長は48cmとした。

ケース3: 金属燃料その2 (ID:MK3ZRST43)

3列内側(22体)までを金属燃料とし、外側(60体)をJ2燃料とした82体炉心。

金属燃料は、169ピンの細径とし、U濃縮度20W/0、スタック長は43cmとした。

ケース4: 細径ピン (ID:MK3DR169B)

炉心燃料全てを169ピンの細径ピンとした82体炉心

スタック長は45cmとした。

各ケースのパラメーター一覧をTable3.4.1に示す。

3. 計算結果

各ケースの核熱特性計算結果一覧をTable3.4.2に示す。

各ケースの燃焼計算8 cycle EOCの核熱特性計算結果をTable3.4.3に示す。

Table 10.5.1 Calculational Parameters

Parameters \ case		Reference	MK3ANP30 Annular Pellet		M3ZR169D Metal Fuel		M3ZRST43 Metal Fuel		M3DR169B Thinner Pin	
number of driver in core		64	82		82		82		82	
stack length (cm)		55	48		48		43		45	
D r i v e r f u e l	number of pin in driver	127	91	127	169	127	169	127	169	
	pin diameter (mm)	5.5	6.3	5.5	4.77	5.5	4.77	5.5	4.77	4.77
	Pellet form	Solid	annular	Solid	Solid	Solid	Solid	Solid	Solid	Solid
	Pellet diameter (mm)	4.63	5.4 (5.1) ^{*1}	4.63	4.00	4.63	4.00	4.63	4.0	4.0
	Smear density (%)	87	83	87	90 ^{*3}	87	90 ^{*3}	87	87	87
	²³⁵ U enrichment (W/O)	18.5	18.5	18.5	12	18.5	20	18.5	18.5	18.5
	Pu enhancement ^{*2} (W/O)	20.8	22.2	20.8	20.8	20.8	20.8	20.8	20.8	20.8
Control Rod (row/number)		3/6	3/2, 5/4		3/2, 5/4		3/2, 5/4		3/2, 5/4	
Reflector		SUS	SUS		SUS		SUS		SUS	

* 1 Equivalent diameter(except inner diameter)

* 2 Fissile Pu enhancement

* 3 Metal fuel density 15.8g/cc, U:Pu:Zr = 70:20:10W/O

Table 10.5.2 Calculational Results

Parameters		case	Reference	MK3ANP30 Annular Pellet		M3ZR169D Metal Fuel		M3ZRST43 Metal Fuel		M3DR169B Thinner Pin
Keff			1.09005	1.0968037		1.0958109		1.0947208		1.0926418
Max. neutron flux ($\times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{S}$)			4.24	3.79 (5.512)		3.634 (5.512)		3.903 (5.512)		4.074 (5.512)
Peak linear heat rate (W/cm)			357	400 (582)	257 (374)	223 (338)	248 (376)	282 (398)	260 (367)	255 (345)
D r i v e r P o w e r (M W)	Row-0		2.08	1.52 (2.21)		1.57 (2.38)		1.81 (2.56)		1.68 (2.27)
	Row-1		2.00	1.47 (2.14)		1.53 (2.32)		1.75 (2.47)		1.63 (2.21)
	Row-2		1.84	1.38 (2.01)		1.44 (2.18)		1.63 (2.30)		1.51 (2.04)
	Row-3		1.59	1.29 (1.88)	1.34 (1.95)	1.36 (2.06)	1.30 (1.97)	1.54 (2.17)	1.23 (1.74)	1.32 (1.79)
	Row-4		1.32	1.15 (1.67)		7.13 (1.71)		1.06 (1.50)		1.10 (1.49)
	Row-5		1.16	0.93 (1.35)		0.92 (1.40)		0.85 (1.20)		0.89 (1.20)
Core Power (MW)			100	145		152		141		135

Table 10.5.3 Calculational Results at End of 8th Cycle

Parameters		case	Reference	annular pellet	metal fuel
Keff			1.09005	1.0268288	1.0327511
Max. neutron flux ($\times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{S}$)			4.24	5.49	5.25
Peak linear heat rate (W/cm)			357	516/336	294/324
D r i v e r r e l (M W)	Row-0		2.08	1.95	2.07
	Row-1		2.00	1.91	2.02
	Row-2		1.84	1.77	1.88
	Row-3		1.59	1.67 1.74	1.78 1.69
	Row-4		1.32	1.51	1.47
	Row-5		1.16	1.22	1.20
Core Power (MW)			100	130	130

10. 6 「常陽高性能炉心移行時の炉心特性計算」のためのデータ支給

報告者 原 俊治, 有井 祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的: 「常陽高性能炉心移行時の炉心特性計算」のための支給データ (第24サイクルの原子数密度及び各列の集合体出力) についてまとめたので報告する。

2. 資料項目

以下の項目について資料をまとめ支給する。

1. 第24サイクル炉心構成図 (最下段は集合体ポジション)
2. R-Z体系各領域の均質化の方法
3. R-Z体系用各領域の原子数密度 (Na 370°C、他は 250°C)
4. MT登録の各集合体原子数密度ファイルのFormat

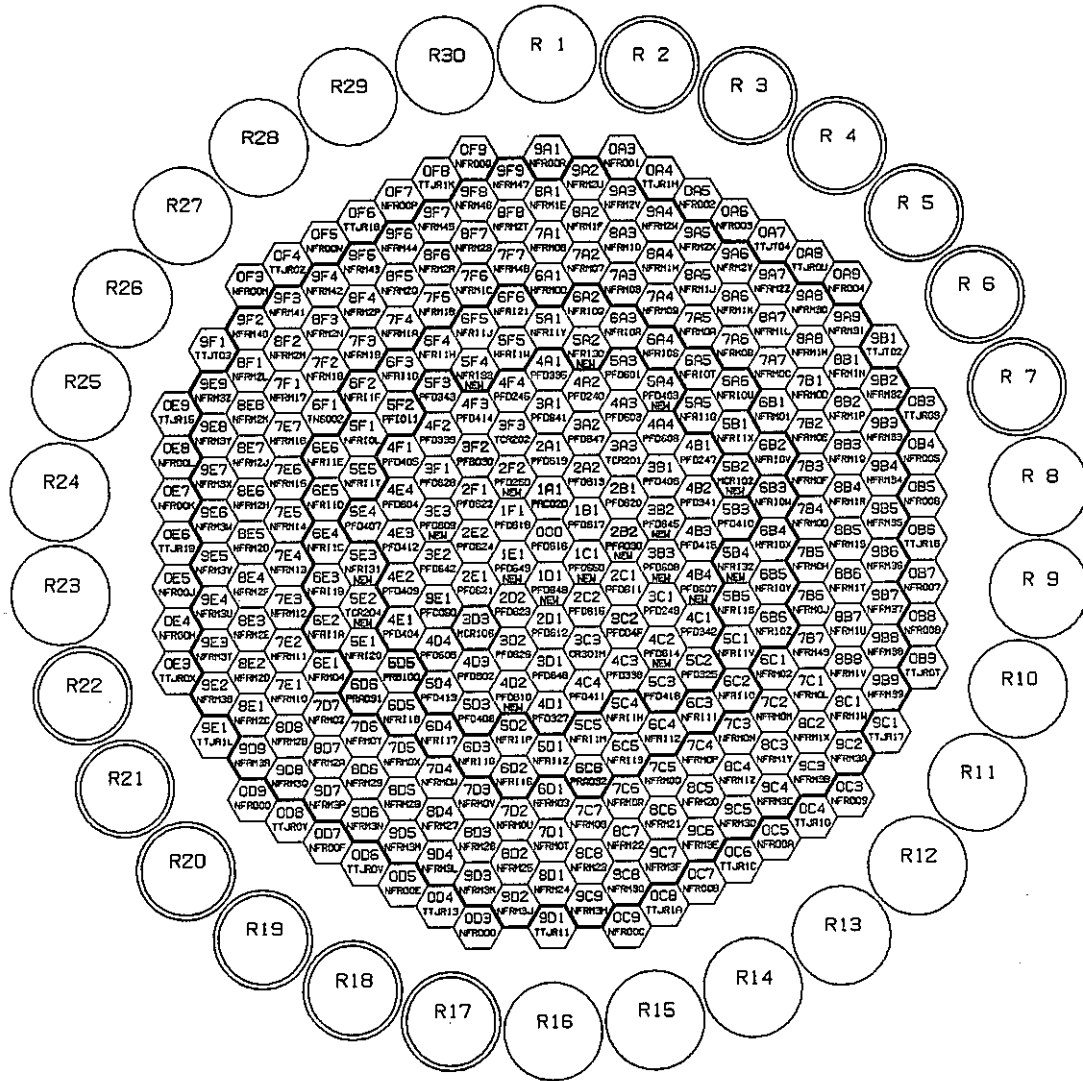
以上 技-63-290

5. 第24サイクル各列の集合体出力

以上 技-63-321

上記項目のうち1. についてのみ添付図Fig. 10. 6. 1に示す。

(技-63-290, 321)



Driver Fuel S/A
 Inner Reflector
 Outer Reflector(A)
 Outer Reflector(B)
 Control Rod
 Neutron Source
 Unis - A
 Unis - B
 Unis - C
 Material Irradiation Rig
 I N T A

	23th Cycle	24th Cycle
1	1 C 1	PFD6 0 8
2	1 D 1	PFD6 0 9
3	1 E 1	PFD6 4 9
4	2 B 2	PFA 0 3 0
5	2 F 2	PFD 2 5 0
6	3 B 2	PFD 6 4 5
7	3 B 3	MCR 1 0 2
8	3 E 3	TCR 2 0 4
9	4 B 4	PFD 6 0 7
1 0	4 C 2	PFD 6 1 4
1 1	4 D 2	PFD 6 1 0
1 2	5 A 2	NFR I 3 0
1 3	5 A 4	PFD 4 0 3
1 4	5 B 2	PRS 0 9 0
1 5	5 B 4	PFD 2 4 3
1 6	5 E 2	NFR I 1 R
1 7	5 E 3	PFD 3 4 4
1 8	5 F 4	PFD 2 4 2
		NFR I 3 3

CYCLE NO. 24
 BOC DATE 1991. 5. 1.
 FILE-NAME S407A. @OUTPUTF. CY24. SEQ90. DATA

Fig. 10. 6. 1 JOYO S/A CONFIGURATION

10. 7 MK-Ⅲ移行炉心（制御棒移設炉心）に関する反応度の検討

報告者 沖元 豊, 有井 祥夫（炉心・運転計画Gr）

1. 概要

第24cy～第31cyのMK-Ⅲ移行炉心(1)において、運転に必要な過剰反応度面での成立性を確認するために、5次取替燃料及び6次取替燃料の製造計画に基づいて第18cy～第31cyまでの燃料交換計画を作成した。

燃料交換については、燃料の経済性を考慮して計画立案を行う。

2. 計画作成上の諸条件

- 1) 計算コード“MAGI”を用いて各サイクルの運転に必要な反応度を調べる。
- 2) 取替燃料の使用内訳（本数）
 - ① 2次取替燃料：8体
 - ② 3次取替燃料：13体
 - ③ 4次取替燃料：14体
 - ④ 5次取替燃料：50体
 - ⑤ 6次取替燃料については48体と仮定した。
- 3) 第24cy前に制御棒2体を5列に移設する。
- 4) 5次取替燃料及び6次取替燃料の組成は4次取替燃料と同一として考える。
- 5) 燃料交換は位置替えありを基本とした燃交パターンとする。
- 6) 第26cyまで5次取替燃料で運転を可能とさせること。
- 7) 100MW70日／サイクル運転を基本とする。但し、第20cy及び第26cyは100MW50日／サイクルとする。

3. 検討結果

各サイクルの予測計算結果はFig. 10.7.1に示す。

検討結果から反応度面で以下の見通しを得た。

- 1) 第26cyまで5次取替燃料で運転できる。
- 2) 第31cyまで6次取替燃料で運転できる。

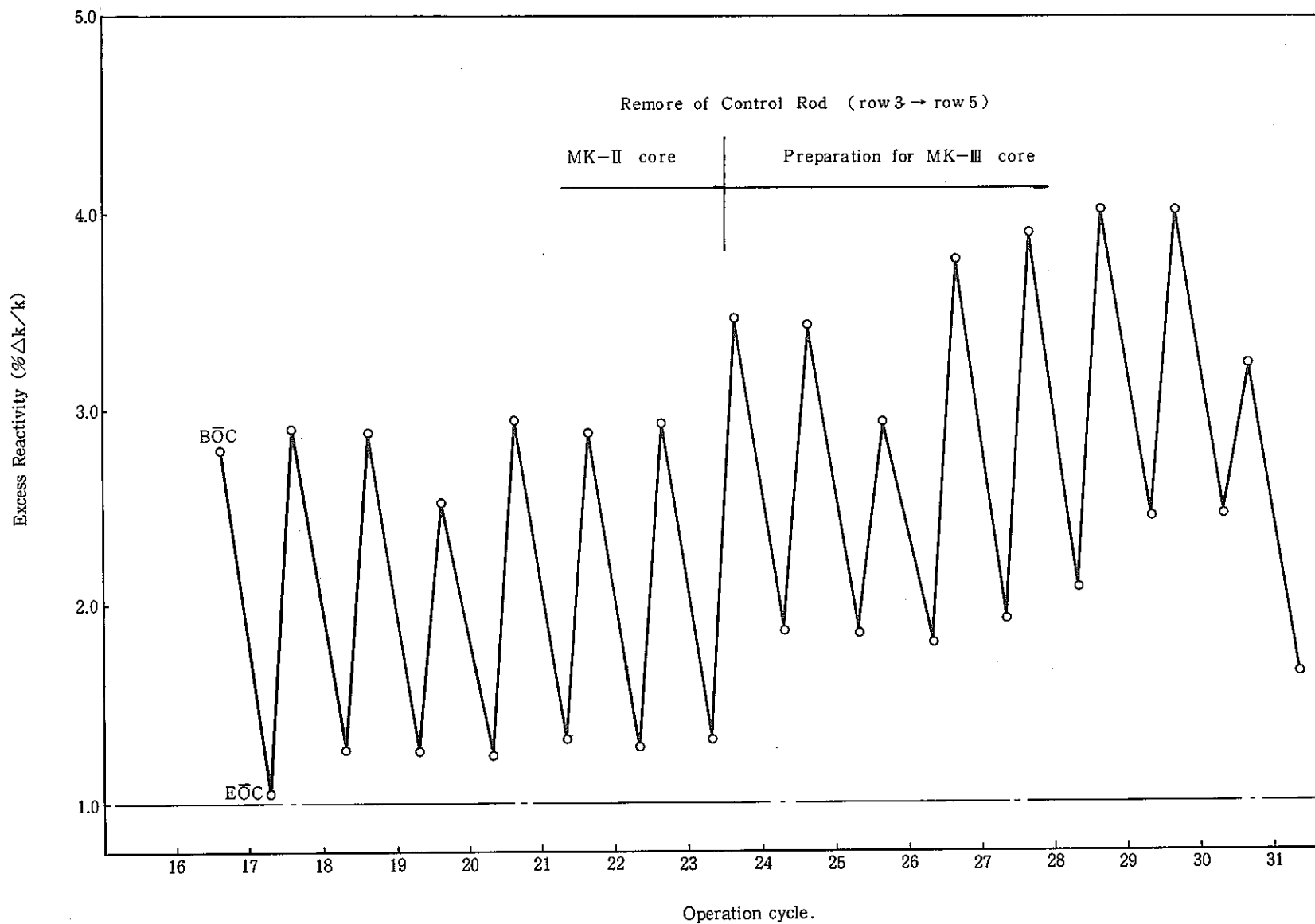


Fig. 10.7.1 Operation cycle Calculated Excess Reactivity between 17th Cycle and 31th Cycle

10. 8 B₄C反射体による反応度への影響

報告者 原 俊治, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

1. 目的: (株)東芝殿依頼中の貯蔵ポット廃止に係わる核熱計算の参考資料とするため、「B₄C反射体による反応度への影響」に関する計算を行ったので結果をまとめ支給する。

2. 計算条件:

- 1) 計算コード: 2次元R-Z "CITATION"
- 2) 計算体系: 82体Reference 炉心としポット位置に30体分の燃料(5列相当)を置き9列、及び9, 10列にB₄C反射体(B₄C部分長さ60cm)を巻いた。径方向の長さはいづれも体積を保存する長さに換算した。R-Z体系図をFig. 10. 8. 1に示す。
- 3) 組成: 天然ボロンによるB₄C体積比が20%, 40%, 60%について行った。Na及びSUSは残りの部分を等分した。尚、B₄Cの密度2.37g/cc, T. D 95%とし東芝殿条件と同一にした。
- 4) 断面積: JFS-IIより"EXPANDA", "MICLIB"コードで25群実効ミクロ断面積を作成し使用した。

3. 計算結果

以下に各ケースの反応度変化を示す。(% ΔK/KK')

() は東芝殿計算値である。

	B ₄ C 20%	B ₄ C 40%	B ₄ C 60%
B ₄ C 10列装荷	-0.2 (-0.2)	-0.27 (-0.45)	-0.32 (-0.6)
B ₄ C 9,10列装荷	-0.45 (-0.9)	-0.61 (-1.3)	-0.96 (-1.5)

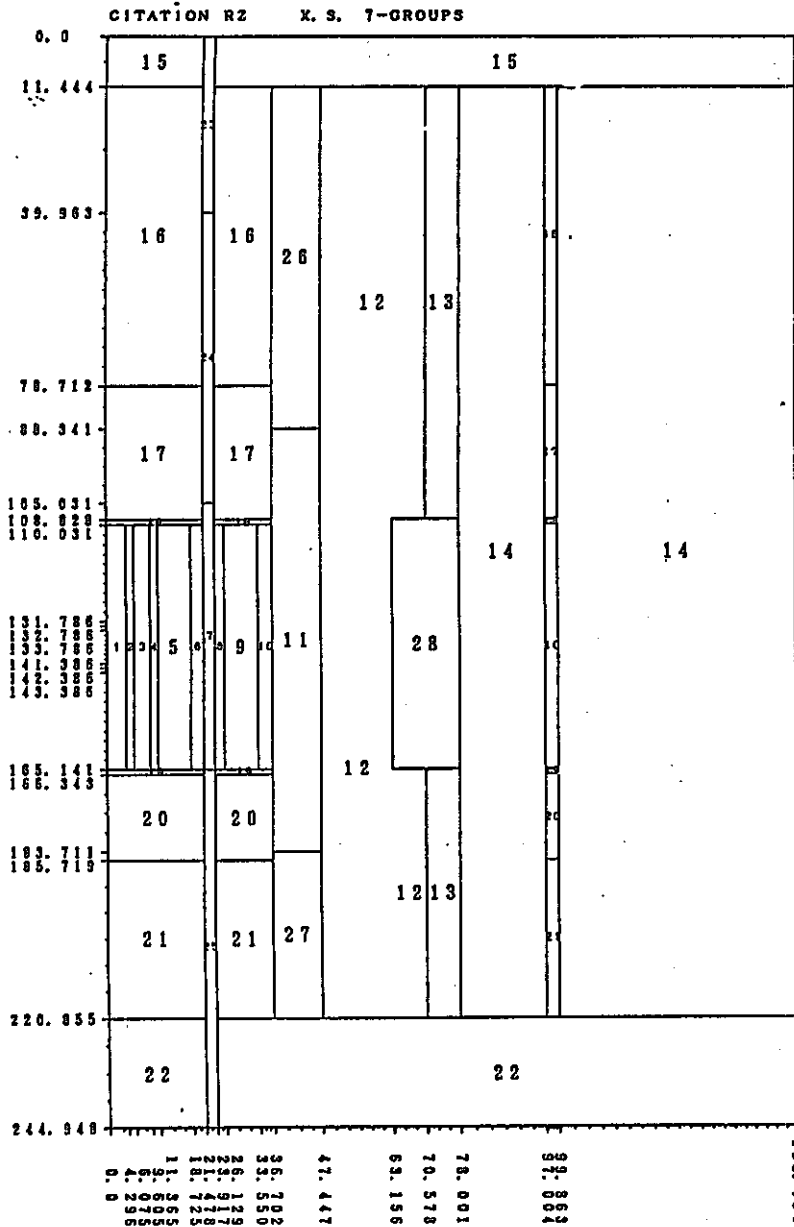


Fig. 10.8.1 "CITATION" R-Z Configuration
R-MESH : 67 Z-MESH : 72
DSN : S406A, MK3CIT, DATA(BPOTR910)

11. その他の試験研究及び解析評価作業の成果

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

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

11. 1 “F P G S”によるもんじゅ内側炉心燃料集合体崩壊熱計算

報告者 原 俊治, 沖元 豊, 有井 祥夫 (炉心・運転計画Gr)

1. 目的: 燃材部(FMS)で開発中のもんじゅPIEキャスク線源強度決定に際し、“ORIGEN-82”での計算結果と比較するため“F P G S”によるもんじゅ内側炉心燃料集合体崩壊熱計算を行ったので報告する。

2. 計算条件

(1) 計算ケース:

軸方向のFlux分布、スペクトルの違いを考慮して上部ブランケット部、燃料部、下部ブランケット部の3ケースに分けて計算した。

(2) 中性子スペクトル:

25群ABB型中性子スペクトルは支給データ(製作準備設計(Ⅱ))より各ケースにつき以下の対応とした。

- 上部ブランケット → 軸方向ブランケット
- 燃料部 → 内側炉心
- 下部ブランケット → 軸方向ブランケット

(3) 中性子束(φ)

支給データより各ケースにつき以下の対応とした。

- 上部ブランケット → $1.57 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
- 燃料部 → $4.1 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
- 下部ブランケット → $1.63 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$

(燃料部は指定値、上下部ブランケットは支給データの軸方向中性子束分布表より各部の中央値とした)

(4) 出力

上記中性子束から“ORIGEN-79”で上・下部ブランケットの出力を算出し使用した。

燃料部は支給データの集合体出力4.78MWと上・下部ブランケットの出力差から算出した。

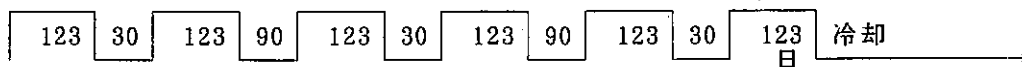
- 上部ブランケット → $7.033 \times 10^{-2} \text{ MW}$
- 下部ブランケット → $7.921 \times 10^{-2} \text{ MW}$
- 燃料部 → $4.78 + (7.033 + 7.921) \times 10^{-2} = 4.63046 \text{ MW}$

(5) 原子個数

支給データ(g-atom)を個数に換算して使用した。ただし、O₂は燃料部に入れた。

(6) 照射冷却日数

123/1サイクルで6サイクル照射・冷却日数は180日、365日、518日とした。



(技-63-263)

3. 計算結果

次表に計算結果の各ケースの崩壊熱及び放射能を示す。

(Table. 11. 1. 1)

Table 11.1.1 Decay Heat and Radioactivity of MONJU Inner driver Fuel

		Cooling time (day)	0.0	180	365	518
Upper Blanket	Decay Heat (W)	actinides	4.475×10^3	1.815×10^0	1.745×10^0	1.720×10^0
		F · P	3.898×10^3	4.594×10^1	2.074×10^1	1.428×10^1
		light element	1.525×10^3	8.243×10^1	3.200×10^1	2.179×10^1
		total	9.898×10^3	1.302×10^2	5.449×10^1	3.779×10^1
	Radio-activity (Ci)	actinides	1.659×10^5	2.106×10^4	1.448×10^4	1.232×10^4
		F · P	1.692×10^6	3.349×10^2	3.725×10^2	3.224×10^2
		light element	1.430×10^5	1.928×10^4	1.313×10^4	1.115×10^4
		total	2.001×10^6	4.067×10^4	2.798×10^4	2.379×10^4
Fuel element	Decay Heat (W)	actinides	1.164×10^4	3.225×10^2	1.741×10^2	1.153×10^2
		F · P	2.593×10^5	3.073×10^3	1.398×10^3	9.661×10^2
		light element	1.095×10^3	2.243×10^2	7.296×10^1	4.236×10^1
		total	2.720×10^5	3.620×10^3	1.645×10^3	1.124×10^3
	Radio-activity (Ci)	actinides	4.227×10^6	6.215×10^4	5.689×10^4	5.429×10^4
		F · P	2.160×10^7	8.033×10^5	3.463×10^5	2.447×10^5
		light element	1.113×10^5	3.172×10^4	1.772×10^4	1.387×10^4
		total	2.594×10^7	8.972×10^5	4.209×10^5	3.129×10^5
Lower Blanket	Decay Heat (W)	actinides	5.438×10^3	2.231×10^0	2.136×10^0	2.102×10^0
		F · P	4.383×10^3	5.181×10^1	2.341×10^1	1.613×10^1
		light element	1.810×10^3	8.780×10^1	3.488×10^1	2.400×10^1
		total	1.163×10^4	1.418×10^2	6.043×10^1	4.223×10^1
	Radio-activity (Ci)	actinides	2.055×10^6	4.273×10^2	4.175×10^2	4.108×10^2
		F · P	3.661×10^5	1.359×10^4	5.850×10^3	4.133×10^3
		light element	1.659×10^5	2.106×10^4	1.448×10^4	1.232×10^4
		total	2.587×10^6	3.505×10^4	2.075×10^4	1.686×10^4
TOTAL	Decay Heat (W)		2.935×10^5	3.892×10^3	1.760×10^3	1.204×10^3
	Radioactivity (Ci)		3.069×10^7	9.640×10^5	4.603×10^5	3.449×10^5

11. 2 JOYDASと異機種計算機の接続検討

報告者 杉江 嘉彦, 島田 裕一 (異常監視技術Gr)

「常陽」データ処理装置 (JOYDAS) は、現在「常陽」のデータを採取している計算機としては最大規模のプラント信号を、ほぼ全系統について取り込んでいる。

それらのプラントデータを有効に活用することが以前より考えられていたが、JOYDASの主目的が定常時のプラント監視であるため、R&Dなどのソフトウェアシステムを組み込むと、本来の目的であるプラント監視が中断してしまうおそれがあり、積極的には行われていなかった。

そこで、JOYDASで取り込んだプラントデータを他の計算機へ転送し、そのなかでR&Dなどのソフトウェアシステムにて使用することが考えられた。

接続する計算機としては、JOYDASの中で大部分のプラントデータの取り込みを担当している、HIDIC-V90/50 (V90) と、V90と同じ旧計算機室 (A710) 内に設置されている、Compact VAX-II (μ VAX) を候補にあげて検討した。

ここでは、各々の計算機の通信機能について調査・検討を行い、その結果、RS232Cモデム通信による接続が最も安易な方法であることが判明した。しかし、転送速度に限界があること、データ転送量が少ないこと、および接続コストが高いことなどが、同時に判明した。

本メモでは、上記のようなV90と μ VAXを接続することについて検討した詳細が述べられている。