

# 実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol . 5 , No. 1 昭和63年 4月～6月の成果概要



1988年 8月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	N9410 88-096
<p>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</p> <p>動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室</p>	

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. 1 昭和63年4月～6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4月から6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
- 炉内熱流力特性の測定・解析
- 炉心内の機械的特性の解析・検討
- 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
- 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。

---

\* 動力炉核燃料開発事業団，大洗工学センター，実験炉部技術課

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

Quarterly Report Vol. 5 , No. 1

Nobutatsu Mizoo \* , Kiyohiko Maeda \*

Abstract

This report summarizes preliminary results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during April through June, 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, analyses and evaluations for in-core thermal-hydraulic characteristics.
- Results of analyses and evaluations for core mechanics.
- 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 strage facility.
- Results of study and development for analytical technic.
- Production and/or arrangements of analyses codes and their manual.

---

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



PNC TN9410 88-096

- Miscellaneous results.

Tables classified by kind of work are added.

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

## 目 次

1. まえがき .....	1
2. 高速実験炉の工程と技術課が担当した試験研究 .....	2
2.1 高速実験炉の工程（昭和63年4月～6月） .....	2
2.2 技術課が担当した試験研究 .....	15
3. 高速実験炉の核特性の測定と解析・評価 .....	17
3.1 制御棒案内管の温度データ ..... (技-63-28) .....	18
3.2 核計装出力上昇の要因について ..... (技-63-34) .....	22
3.3 「常陽」スペクトル分布について ..... (技-63-36) .....	23
3.4 第17サイクル用燃交計画 ..... (技-63-39) .....	26
3.5 性能試験及び第16サイクル用燃交計画 ..... (技-63-40) .....	27
3.6 位置替えを含む燃料交換方式の核熱評価 ..... (技-63-43) .....	28
3.7 MK-II炉心第15サイクル反応度係数測定試験結果 ... (技-63-56,57,78) .....	31
3.8 MK-II炉心第15サイクル“MAG I”記録計算 ..... (技-63-60) .....	35
3.9 MK-II炉心第15サイクルEOCの臨界点確認（速報） .....	38
3.10 ステップ応答測定結果（MK-II炉心第15サイクル） .....	39
3.11 Flux Tilting法試験のU-Ni 集合体出力比の計算 .....	42
3.12 FFD感度校正試験における制御棒校正試験結果 .....	43
3.13 MK-II炉心第15サイクル終了後における炉心崩壊熱計算 ... (技-63-108) .....	47
4. 炉内熱流力特性の測定・解析 .....	48
4.1 INTA-S装荷に伴うサーマル・ストライピングの検討 （熱流動解析） .....	(技-63-19,68) .....
4.2 MK-II炉心第15'サイクルにおける集合体出口冷却材 温度予測 .....	(技-63-48) .....
4.3 MK-II炉心第15'サイクルにおける流量計特性試験 .....	(技-63-104) .....
5. 炉心内の機械的特性の解析・検討 .....	58
5.1 IAEA炉心湾曲解析コードの国際比較 STAGE 2問題 （EX-2, EX-3）改訂版の作成 .....	(技-63-11) .....
5.2 下部案内管の炉心特性への影響 .....	(技-63-38) .....
5.3 炉心変形挙動解析コードの検証計画 .....	(技-63-69) .....
5.4 「常陽」炉心構成要素ラッパ管の温度、中性子束データの 作成 .....	(技-63-116) .....

6.	高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討	70
6.1.	Naサンプリング装置出口配管合流部の構造健全性評価 (技-63-54)	71
6.2.	DN法検出器信号炉雑音測定について(その1) (技-63-62)	76
6.3.	サイクル報(MK-II炉心第15サイクル) (技-63-81)	79
6.4.	MK-II炉心第15'サイクルにおける系統圧損測定結果 (技-63-102)	82
7.	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	83
7.1.	崩壊熱測定試験計画(昭和63年4月~8月) (技-63-1,58,113)	84
7.2.	使用済燃料集合体の燃焼度分布測定結果 (技-63-7,8,9,16,84,111)	86
7.3.	原子炉容器及び燃料貯蔵ラックの中性子照射量について (技-63-23)	92
7.4.	サーベイランスリグ装荷位置における中性子照射量について (計算結果) (技-63-25)	93
7.5.	B1Jの中性子照射量評価 (技-63-27)	94
7.6.	安全容器サーベイランス孔内の反応率測定結果 (技-63-35)	97
7.7.	トリチウム濃度分布測定試験 (技-63-50,89,112)	99
7.8.	燃焼度測定装置における $\gamma$ 光子透過率計算 (技-63-73)	102
7.9.	「もんじゅ」サーベイランス用ドシメーターの仕様検討 (技-63-76,86)	104
7.10.	$\gamma$ 線線量率換算係数の変更の遮蔽計算に与える影響について (技-63-87)	108
7.11.	B4Mの中性子照射量評価 (技-63-98)	112
7.12.	継続照射用リグ(B6)周辺の $\gamma$ 線線量当量率の計算 (技-63-107)	114
7.13.	ATRフラックスモニター(Nb)の $^{93m}\text{Nb}$ の放射能 強度の測定結果 (技-63-115)	116
8.	燃料性能実証試験のための設置変更準備	118
8.1.	設置変更(その12)高線出力試験関係の資料調査結果 (技-63-29)	119
8.2.	局所的集合体内流路閉塞事象の解析条件について (技-63-59,207)	120
8.3.	高線出力試験用集合体の軸方向反応度値分布 (技-63-63)	125
8.4.	PTM試験時出力パターンにおけるプラント健全性の検討 (技-63-72)	127
8.5.	高線出力試験の出力履歴等 (技-63-77)	128
8.6.	線源計算条件について (技-63-83)	130
8.7.	「MIMIR-N2」コードによる「常陽」MK-II炉心の 事故解析 (技-63-99)	132
8.8.	高燃焼度試験時Csの付着濃度 (技-63-109)	133
9.	使用済燃料貯蔵設備増設のための設置変更準備	135
9.1.	第3プール増設のための線源評価(3) (技-63-26)	136

9.2	第3プール増設のための線源評価(4)	
	——反射体のガンマ線放出率——	(技-63-49) ..... 139
9.3	第3プール増設のための燃料落下事故安全評価用線源データ	(技-63-51) ..... 142
9.4	第3プール増設のための線源評価(5) J2燃料の中性子発生率	(技-63-65) ..... 145
9.5	高速実験炉設置変更(その11)説明資料	
	——臨界防止に関する説明書——	(技-63-66) ..... 146
9.6	新耐震設計指針に基づく「常陽」建屋の安定性及び安全余裕度の 確認結果について	(技-63-75) ..... 148
9.7	第3プール増設のための崩壊熱評価の見直し	(技-63-94) ..... 150
9.8	燃料取扱事故におけるヨウ素の放出について	(技-63-118) ..... 152
9.9	使用済燃料プールの臨界特性の考察	(技-63-120) ..... 153
10.	分析技術に関する研究開発	154
10.1	SG試料(水)中の塩素分析に対するモルホリンの影響について(技-63-4)	155
10.2	ヨウ化ナトリウム(NaI)の金属ナトリウム(Na)に対する 溶解度測定試験(予備試験結果)	(技-63-90) ..... 157
10.3	ヨウ化ナトリウム(NaI)の金属ナトリウム(Na)に対する 溶解度測定試験(ヨウ化ナトリウム分析方法の確立)	(技-63-114) ..... 159
10.4	「常陽」一次系カバーガスのカバーガスサンプリング容器 (P-4ポット)のHeリーク試験	(技-63-119) ..... 160
11.	計算機コード・マニュアルの作成と整備	162
11.1	CAMACデータ表示プログラム取扱説明書	(技-63-10) ..... 163
11.2	汎用データ収録システム取扱説明書	(技-63-14) ..... 164
11.3	“DOT3.5”計算結果出力プログラムDOTREADについて(技-63-21,22)	166
11.4	FPガス生成量計算プログラムの作成及びデータ支給	(技-63-37,70) ..... 167
11.5	炉雑音解析プログラムの精度検証用模擬ランダム波について	(技-63-55) ..... 170
11.6	$\mu$ VAX CAMAC定時記録プログラム プログラム仕様書	(技-63-93) ..... 171
12.	その他の試験研究及び解析評価作業の成果	173
12.1	$^{129}$ Iの「常陽」における炉内存在量	(技-63-17) ..... 174
12.2	第5次取替燃料設工認の核熱設計書の作成	(技-63-44) ..... 176
12.3	「常陽」MK-III炉心の流量調節機構のキャピテーション 試験	(技-63-52,64) ..... 177
12.4	ORIGEN-IIとORIGEN-79との中性子発生率計算の違い(技-63-74)	179



昭和63年4月から6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. 2 核計装出力上昇の要因について	(技-63-34)
3. 3 「常陽」スペクトル分布について	(技-63-36)
3. 4 第17サイクル用燃交計画	(技-63-39)
3. 5 性能試験及び第16サイクル用燃交計画	(技-63-40)
3. 7 MK-II炉心第15サイクル反応度係数測定試験結果	(技-63-56, 57, 78)
3. 8 MK-II炉心第15サイクル“MAG I”記録計算	(技-63-60)
3. 9 MK-II炉心第15サイクルEOCの臨界点確認(速報)	(技-63-61)
3.10 ステップ応答測定結果(MK-II炉心第15サイクル)	(技-63-80)
3.11 flux tilting法試験のU-Ni 集合体出力比の計算	(技-63-91, 92)
3.12 FFD感度校正試験における制御棒較正試験結果	(技-63-101)
3.13 MK-II炉心第15サイクル終了後における炉心崩壊熱計算	(技-63-108)
7. 1 崩壊熱測定試験計画(昭和63年4月~8月)	(技-63-1, 58, 113)
7. 2 使用済燃料集合体の燃焼度分布測定結果	(技-63-7, 8, 9, 16, 84, 111)
7. 3 原子炉容器及び燃料貯蔵ラックの中性子照射量について	(技-63-23)
7. 5 B1Jの中性子照射量評価	(技-63-27)
7. 6 安全容器サーベイランス孔内の反応率測定結果	(技-63-35)
7. 8 燃焼度測定装置における $\gamma$ 光子透過率計算	(技-63-73)
7.11 B4Mの中性子照射量評価	(技-63-98)
9. 9 使用済燃料プール臨界特性の考察	(技-63-120)
12. 2 第5次取替燃料設工認の核熱設計書の作成	(技-63-44)
12. 4 ORIGEN-IIとORIGEN-79との中性子発生率計算の違い	(技-63-74)

## B. プラント健全性確認

タ イ ト ル	技メモ番号
3. 1 制御棒案内管の温度データ	(技-63-28)
4. 1 INTA-S装荷に伴うサーマル・ストライピングの検討 (熱流動解析)	(技-63-19, 68)
4. 2 MK-II炉心第15' サイクルにおける集合体出口冷却材温度予測	(技-63-48)
4. 3 MK-II炉心第15' サイクルにおける流量計特性試験	(技-63-104)
5. 2 下部案内管の炉心特性への影響	(技-63-38)
6. 1 Naサンプリング装置出口配管合流部の構造健全性評価	(技-63-54)
6. 2 DN法検出器信号炉雑音測定について(その1)	(技-63-62)
6. 3 サイクル報(MK-II炉心第15サイクル)	(技-63-81)
6. 4 MK-II炉心第15' サイクルにおける系統圧損測定結果	(技-63-102)
8. 4 PTM試験時出力パターンにおけるプラント健全性の検討	(技-63-72)
8. 8 "MIMIR-N2"コードによる「常陽」MK-II炉心の事故解析	(技-63-99)
9. 6 新耐震設計指針に基づく「常陽」建屋の安定性及び安全余裕度の確認結果について	(技-63-75)

## C. 分析業務

タ イ ト ル	技メモ番号
7.13 ATRフラックスモニター(Nb)の <sup>93m</sup> Nbの放射能強度の測定結果	(技-63-115)
10. 1 SG試料(水)中の塩素分析に対するモルホリンの影響について	(技-63-4)
10. 2 ヨウ化ナトリウム(NaI)の金属ナトリウム(Na)に対する溶解度測定試験(予備試験結果)	(技-63-90)
10. 3 ヨウ化ナトリウム(NaI)の金属ナトリウム(Na)に対する溶解度測定試験(ヨウ化ナトリウム分析方法の確立)	(技-63-114)
10. 4 「常陽」一次系カバーガスから酸素が検出された事に関して、カバーガスサンプリング容器(P-4ポット)のHeリーク試験	(技-63-119)

## D. 改良・合理化

タ イ ト ル	技メモ番号
3. 6 位置替えを含む燃料交換方式の核熱評価	(技-63-43)
11. 3 “DOT3.5”計算結果出力プログラムDOTREADについて	(技-63-21, 22)
11. 5 炉雑音解析プログラムの精度検証用模擬ランダム波について	(技-63-55)

## E. 多目的利用 (特殊試験・解析)

タ イ ト ル	技メモ番号
7. 7 トリチウム濃度分布測定試験	(技-63-50, 89, 112)
7. 10 $\gamma$ 線線量率換算係数の変更の遮蔽計算に与える影響について	(技-63-87)
7. 12 継続照射用リグ (B6) 周辺の $\gamma$ 線線量当量率の計算	(技-63-107)
11. 1 CAMACデータ表示プログラム取扱説明書	(技-63-10)
11. 2 汎用データ収録システム取扱説明書	(技-63-14)
11. 6 $\mu$ VAX CAMAC定時記録プログラム プログラム仕様書	(技-63-93)

## G. 計画検討

タ イ ト ル	技メモ番号
5. 1 IAEA炉心湾曲解析コードの国際比較 STAGE 2 問題 (EX-2, EX-3) 改訂版の作成	(技-63-11)
5. 3 炉心変形挙動解析コードの検証計画	(技-63-69)
5. 4 「常陽」炉心構成要素ラッパ管の温度, 中性子束データの作成	(技-63-116)
7. 9 「もんじゅ」サーベイランス用ドシメーターの仕様検討	(技-63-76, 86)
8. 1 設置変更 (その12) 高線出力試験関係の資料調査結果	(技-63-29)
8. 2 局所的集合体内流路閉塞事象の解析条件について	(技-63-59)
8. 3 高線出力試験用集合体の軸方向反応度値分布	(技-63-63)
8. 5 高線出力試験の出力履歴等	(技-63-77)
8. 7 「1次主冷却系配管内管の大口徑破損」事象のNa漏洩条件	(技-63-88)
8. 9 高燃焼度試験時Csの付着濃度	(技-63-109)
9. 1 第3プール増設のための線源評価(3)	(技-63-26)
9. 2 第3プール埋設のための線源評価(4) -反射体のガンマ線放出率-	(技-63-49)
9. 3 第3プール増設のための燃料落下事故安全評価用線源データ	(技-63-51)
9. 4 第3プール増設のための線源評価(5) J2燃料の中性子発生率	(技-63-65)

9. 5	高速実験炉設置変更（その11）説明資料 －臨界防止に関する説明書－	（技－63－66）
9. 7	第3プール増設のための崩壊熱評価の見直し	（技－63－94）
9. 8	燃料取扱事故におけるヨウ素の放出について	（技－63－118）
12. 3	「常陽」MK-Ⅲ炉心の流量調節機構のキャビテーション試験	（技－63－52, 64）

H. その他

タ イ ト ル		技メモ番号
7. 4	サーベイランスリグ装荷位置における中性子照射量について（計算結果）	（技－63－25）
8. 6	線源計算条件の支給	（技－63－83）
11. 4	FPガス生成量計算プログラムの作成及びデータ支給	（技－63－37, 70）
12. 1	<sup>129</sup> Iの「常陽」における炉内存在量	（技－63－17）



## 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4月1日から6月30日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を、その内容毎に編集したものである。

本報告書はあくまでも成果の速報性を主眼としているため、各作業の途中段階での中間報告も含まれている。これらについては、今後の試験研究の進歩に伴い、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4月～6月）

「常陽」は、初めての70日連続運転を無事達成し、5月11日に原子炉を停止した。その後、回転プラグケーブル交換工事、燃料出入機ドアバルブ改造工事等の燃交作業を経て、6月14日から6月24日にかけてFFD感度校正試験（第15' サイクル運転）を実施した。試験は3回に分けて行われ、6月15日、19日、23日、に原子炉は出力1 MWで運転された。

4月：第15サイクル運転を順調に継続し、この間燃焼度係数測定、ステップ応答試験、炉雑音測定試験、FFD特性試験等を実施した。

5月：12日の原子炉停止後の臨界点確認試験を実施し、第15サイクル運転を終了した。その後は、16日から第16サイクル用の燃交作業を実施した。

6月：FFD感度校正試験のため第15' サイクル運転を14日～24日にかけて実施し、15日の第1回目の試験において科技庁炉規課の使用前検査に合格した。

本報告に係る期間中（昭和63年4月～6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 2.2.1～2.2.3 に示す。また第15サイクル及び第15' サイクル運転時の炉心構成図をそれぞれ図 2.1.1～2.1.4 に示す。

表 2.1.1 月間の原子炉運転実績

期 間	昭 和 63 年 4 月		昭 和 63 年 5 月		昭 和 63 年 6 月		
項 目	月 間		月 間	100 MW 第15サイクル 期 間 S. 63. 2. 29 ~ S. 63. 5. 12	月 間	100 MW 第15サイクル 期 間 S. 63. 6. 14 ~ S. 63. 6. 24	S 63年度第 1 四半期 期 間 S. 63. 4. 1 ~ S. 63. 6. 30
原子炉起動回数(回)	0		1	2	4	4	5
運 転 日 数(日)	30		12	74	7	7	49
積算運転時間(H)	720		271	1,748	57	57	1,047.71
積算熱出力(MWH)	72,000		25,601	168,465	45	45	97,646
利 用 率(%)	100		34	95	0.1	0.1	48
平均熱出力(MW)	100		95	95	0.8	0.8	93
最大熱出力(MW)	100		100	100	1	1	100

表 2.1.2. 積算原子炉運転実績

項 目	S63年度累計 期 間 S. 63. 4. 1 ~ S. 63. 4. 30	MK - II 累計 期 間 (S. 57. 11. 22 ~)	MK - I, II 累 計 (S. 52. 4. 24 ~)	S63年度累計 期 間 S. 63. 4. 1 ~ S. 63. 5. 31	MK - II 累計 期 間 (S. 57. 11. 22 ~)	MK - I, II 累 計 (S. 52. 4. 24 ~)	S63年度累計 期 間 S. 63. 4. 1 ~ S. 63. 6. 30	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)	0	151	413	1	152	414	5	156	418
運 転 日 数 (日)	30	—	—	42	—	—	49	—	—
積算運転時間 (H)	720	19,871	32,839	991	20,142	33,110	1,048	20,199	33,167
積算熱出力 (MWH)	72,000	1,779,357	2,452,687	97,601	1,804,958	2,478,288	97,646	1,805,003	2,478,333
利 用 率 (%)	100	—	—	67	—	—	48	—	—
平均熱出力 (MW)	100	—	—	98	—	—	93	—	—
最大熱出力 (MW)	100	—	—	100	—	—	100	—	—





表 2.2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

PNC TN9410 88-096

年月日 項目	63.5																																
	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	31	
一般事項			憲法記念日	国民の休日	こどもの日					IAEA 科技庁 査察																							
記 事	100MW第15サイクル運転(2/29~5/12)										燃料取扱作業																						
	100MW定格運転(3/3~5/11)(70日)										停止後点検					炉内燃料取扱(1)					炉内燃料取扱(2)												
											30MW出力降下					INTA-S吊上げ					燃料移送												
											制御棒一斉挿入																						
											臨界点確認																						
											出力係数測定																						
											燃取機器運転前確認																						
	2次Na特殊サンプリング冷却方法確認試験										燃料交換機機能試験																						
	ステップ応答試験																																
											FFD特性試験																						
											燃料出入機機能試験																						
	照射試験*																																
	炉雑音特性試験																																
	燃焼係数測定																																
											2次主ポンプモータブラシ寸法測定																						
										D/G系揚水ポンプ(A)逆止弁点検																							
										⑮(R-601)照明補修																							
										1次系ヒータコントローラ、予熱室系リレー交換																							
オンライン線モニタ検出器据付工事																																	
										使用済燃料崩壊熱測定試験																							
										オンライン線モニタ測定																							
										JOYCAT光ケーブル布設																							
										JOYCATの中制設置																							

燃料移送(5/18~25)	
洗浄プールへ(5/18~20.23.25)	
1.炉心燃料集合体	6体
2.制御棒材料照射用反射体(AMIR-2)	1体
3.反射体	2体
4.制御棒	1体
炉内へ(5/19.20.5/23~25)	
1.炉心燃料集合体	4体
2.FFD感度校正用集合体	1体
3.反射体	4体
4.制御棒	1体

回転プラグ  
ケーブル交換工事(\*)  
燃料出入機  
ドアバルブ改造工事

- (\*) 特燃(A2D, B3, C3M)
- CMIR-1
- INTA-S
- UPR-1-2
- AMIR-2
- AMIR-3-1
- AMIR-3-2
- SMIR-9
- SMIR-10

表 2.2.3 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	63.6																													
	1	2	3	④	⑤	6	7	8	9	10	11	⑫	13	14	15	16	17	⑱	⑲	20	21	22	23	24	25	⑳	27	28	29	30
一般事項	IAEA 科技厅査察						IAEA 科技厅査察																							
記 事	運転前確認											第15 サイクル (性能試験) 運転																		
	流速計特性試験											運転前確認											燃取機器 運転前確認							
	系統圧損測定											運転中点検											停止後点検							
	燃料移送 (6/28, 29)											F F D 感度校正試験											燃料取扱作業							
	F M F へ (6/29)											(1) (2) (3)											炉内燃料取扱 (1) (2)							
	1. F F D 感度校正用集合体 1 体											F F D 感度校正用集合体 炉心装荷位置											燃料移送							
	洗浄プールへ (6/28, 29)											(D 0 0) (4 A 4) (4 D 4)											原子炉保護系点検							
	1. 反射体 1 体											制御棒校正																		
	2. 制御棒 1 体											臨界点確認																		
	炉内へ (6/29)											臨界点確認																		
1. 炉心燃料集合体 1 体											流量係数測定											炉雑音測定試験								
2. C 型特燃 (C 4 F) 1 体											炉雑音測定試験											炉雑音測定試験								
3. 制御棒 1 体											燃取機器運転前確認											燃取機器運転前確認								
回転プラグケーブル交換工事											炉内燃料取扱(1)											炉内燃料取扱(1)								
燃料出入機ドアバルブ改造工事																														
使用済燃料プール間移送作業																														
使用済燃料崩壊熱測定試験																														

表 2.3.1 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

年月日 項目	6 3 . 4																													
	1	②	③	4	5	6	7	8	9	⑩	11	12	13	14	15	⑬	⑭	18	19	20	21	22	23	⑳	25	26	27	28	㉑	㉒
主要工程	100 MW第15サイクル運転																							原子炉保護系点検						
原子炉	100 MW																													
炉内状況	GL - 6100																													
1次系Na温度	原子炉出口Na温度 500℃															原子炉入口Na温度 370℃														
1次系Na流量	Na流量 100%																													
2次系Na温度	主冷却器入口Na温度 472℃															主冷却器出口Na温度 343℃														
2次系Na流量	Na流量 100%																													
⊗関係 E/H 床下雰囲気	閉鎖															鎖素														
その他	ステップ応答試験																													
	FFD特性試験																													
	炉雑音測定試験																													
	燃焼係数測定																													
	1次Na SP															1次, 2次Na・Ar SP														
低レベル廃液移送															低レベル廃液移送															

炉心構成  
 \* ドライバー 64体  
 A特 1体  
 B特 1体  
 C特 1体  
 INTA-S 1体  
 SMIR 2体  
 AMIR 3体  
 CMIR 1体  
 (UPR) 1体



表 2.3.2 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

年月日 項目	6 3 . 5																																							
	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	㉙	30	31								
主要工程	100 MW第15サイクル運転															燃料取扱作業																								
											制御棒一斉挿入		臨界点確認		燃料交換機機能試験		出力係数測定		2次Na特殊サンプリング冷却方法確認試験		燃取機器運転前点検		燃料出入機機能試験		炉内燃料取扱(1)		燃料移送		炉内燃料取扱(2)		回転プラグケーブル交換工事		燃料出入機ドアバルブ改造工事		原子炉保護系点検		使用済燃料プール間移送作業			
																INTA-S吊上げ		2次主ポンプモータブラシ寸法測定																						
原子炉	100 MW										30 臨界		停止																											
炉内状況	→*														GL-6100																									
1次系Na温度	原子炉出口Na温度 500℃										370		Na温度 250℃																											
1次系Na流量	原子炉入口Na温度 370℃ Na流量 100%												Na流量 20%																											
1次系Na温度	主冷却入口Na温度 500℃										370		Na温度 250℃																											
1次系Na流量	主冷却出口Na温度 343℃ Na流量 100%												Na流量 100%																											
関係 E/H 床下雰囲気															停止																									
															閉鎖																									
															窒素																									
その他	ステップ応答試験										D/G系揚水ポンプ出口逆止弁点検																													
	FFD特性試験										④(R-601)照明補修																													
	炉雑音特性試験										低レベル廃液移送		燃交廃液移送																											
	燃焼係数測定										燃交廃液移送																													
オンライン線モニタ検出器据付工事										低レベル廃液移送																														
1次, 2次Na・Ar・SP										使用済燃料崩壊熱測定試験																														

- 炉心構成
- \*ドライバー 64体
- A特 1体
- B特 1体
- C特 1体
- INTA-S 1体
- SMIR 2体
- AMIR 3体
- CMIR 1体
- (UPR) 1体
- \*ドライバー 64体
- A特 1体
- B特 1体
- C特 1体
- INTA-S吊上げ中
- SMIR 2体
- AMIR 2体
- CMIR 1体
- (UPR) 1体
- ◎ドライバー 63体
- A特 1体
- B特 1体
- C特 1体
- INTA-S吊上げ中
- SMIR 2体
- AMIR 2体
- FFD感度校正用試体1体
- (UPR) 1体

注) 取出した炉心構成要素は、全てラックに保管する。

表 2.3.3. 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

項目	63.6																																							
	1	2	3	④	⑤	6	7	8	9	10	11	⑫	13	14	15	16	17	⑱	⑲	20	21	22	23	24	25	⑳	27	28	29	30										
主要工程	回転プラグケーブル交換工事										燃料出入機ドアバルブ改造工事					使用済燃料プール間移送					炉内燃料取扱					燃料取扱作業														
原子炉	停止										18~85kW					1MW					1MW					1MW														
炉内状況	→*										GL-6100										*← →◎																			
1次系Na温度											原子炉Na温度 250℃										200℃																			
1次系Na流量	Na流量20%										100%										Na流量100%										20%									
2次系Na温度											主冷却器Na温度 250℃										200℃																			
2次系Na流量											Na流量100%																													
格関係E/H床下雰囲気											閉鎖										窒素																			
その他											崩壊熱測定試験										流量係数測定										燃交廃液移送									
																					低レベル廃液移送																			

- 炉心構成
- ※ドライバー 63体
  - A特 1体
  - B特 1体
  - C特 1体
- INTA-S吊上げ中
- SMIR 2体
- AMIR 2体
- F2C 1体
- (UPR) 1体
- ◎ドライバー 64体
  - A特 1体
  - B特 1体
  - C特 1体
- INTA-S吊上げ中
- SMIR 2体
- AMIR 2体
- CMIR 1体
- (UPR) 1体

※  
崩壊熱約65kW  
のため



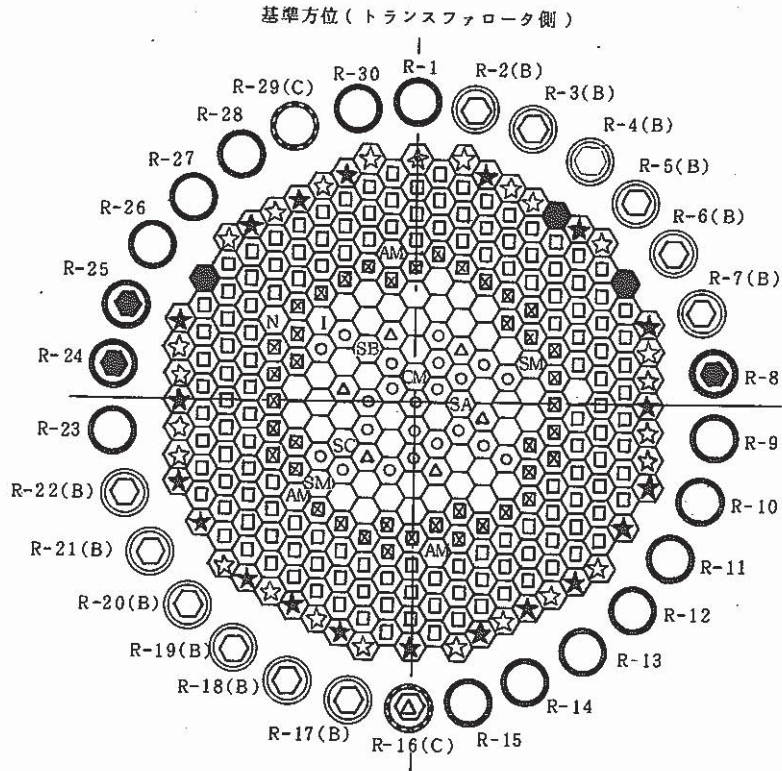


図 2.1.1 100MW 15 サイクル炉心構成図

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	J 1 燃料	42	0 / 12	⬡
	J 2 燃料	22	0 / 0	⊙
A型特殊燃料集合体	1	0 / 0	⊙SA	
B型特殊燃料集合体	1	0 / 0	⊙SB	
C型特殊燃料集合体	1	0 / 0	⊙SC	
制御棒	6	1 / 0	△	
中性子源	1	0 / 0	⊙N	
内側反射体	41	0 / 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)	3	0 / 0	⊙AM	
特殊反射体 (SMIR)	2	0 / 0	⊙SM	
特殊反射体 (CMIR)	1	0 / 0	⊙CM	
MK-I 反射体	20	0 / 0	⊙	
サーベイランス	3	3 / 0	⊙	
INTA-S	1	0 / 0	⊙I	

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	3 E 1
構造材料照射体 (SMIR)	5 B 2, 5 D 5
制御棒材料照射体 (AMIR)	6 C 6, 6 D 6, 6 F 6
INTA-S	1 A 1, 6 F 2

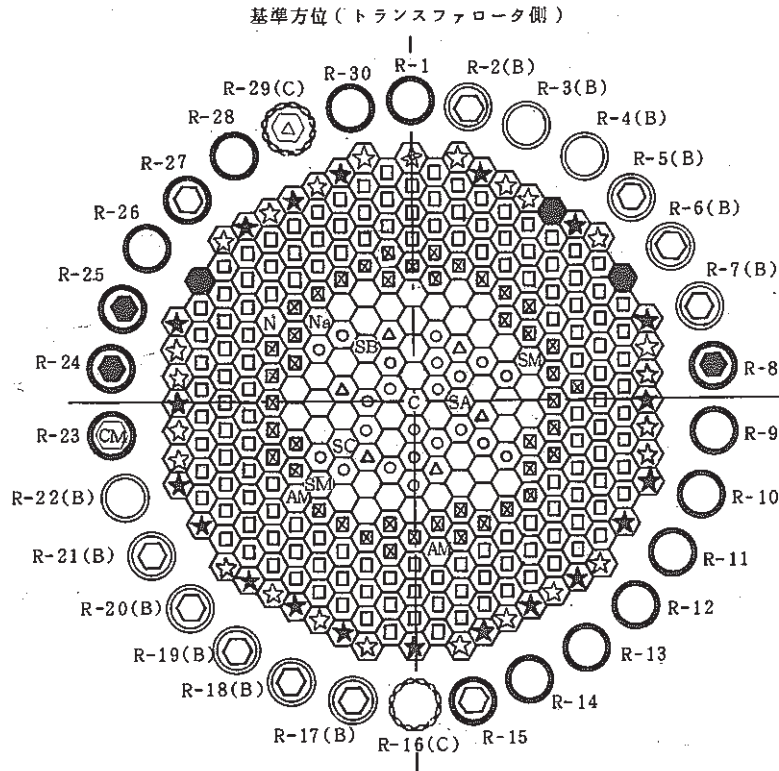


図 2.1.2 性能試験(1)の炉心構成図

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	J 1 燃料	41	1 / 9	⬡
	J 2 燃料	22	1 / 0	⊙
A型特殊燃料集合体	1	0 / 0	SA	⬢
B型特殊燃料集合体	1	0 / 0	SB	⬢
C型特殊燃料集合体	1	0 / 0	SC	⬢
制御棒	6	1 / 0	△	△
中性子源	1	0 / 0	N	⊙
内側反射体	43	0 / 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	AM	⊠
特殊反射体 (SMIR)	2	0 / 0	SM	⊠
特殊反射体 (CMIR)	0	1 / 0	CM	⊠
MK-I 反射体	20	0 / 0	☆	☆
サーベイランス	3	3 / 0	●	●
F・F・D感度校正用集合体	1	0 / 0	C	⊙

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	3 E 1
特殊燃料反射体 (SMIR)	5 B 2, 5 D 5
特殊燃料反射体 (AMIR)	6 C 6, 6 D 6
MK-I 反射体	0 0 0
サーベイランス	0 0 0
F・F・D感度校正用集合体	0 0 0

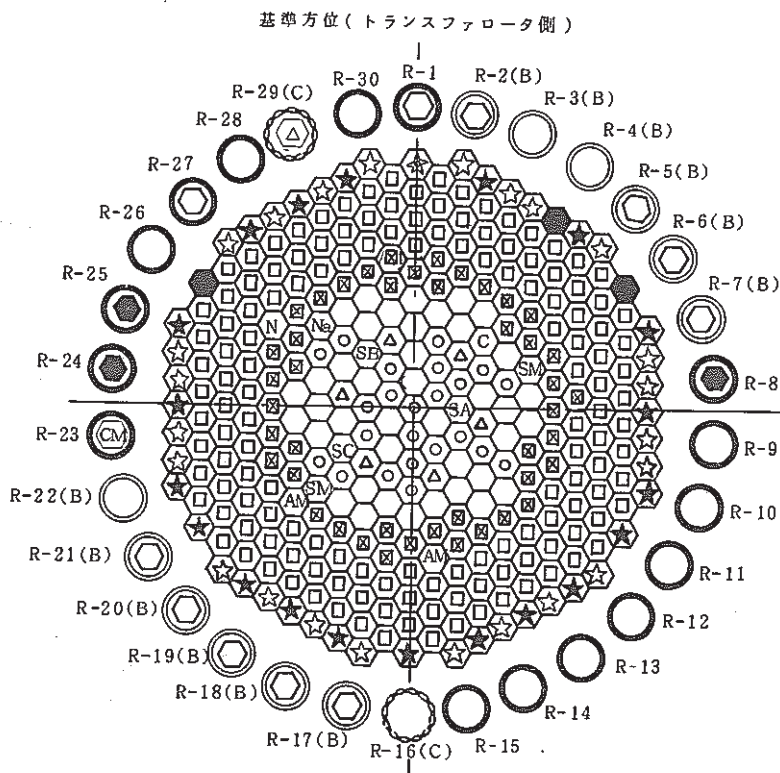


図 2.1.3. 性能試験(2)の炉心構成図

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	40	2 / 9	○
	J 2 燃料	23	0 / 0	○
A型特殊燃料集合体	1	0 / 0	SA	
B型特殊燃料集合体	1	0 / 0	SB	
C型特殊燃料集合体	1	0 / 0	SC	
制御棒	6	1 / 0	△	
中性子源	1	0 / 0	N	
内側反射体	43	0 / 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	AM	
特殊反射体 (SMIR)	2	0 / 0	SM	
特殊反射体 (CMIR)	0	1 / 0	CM	
MK-I 反射体	20	0 / 0	★	
サーベイランス	3	3 / 0	●	
FFD感度校正用集合体	1	0 / 0	C	

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	3 E 1
構 造 材 料 照 射 用 反 射 体 ( S M I R )	5 B 2 , 5 D 5
構 造 材 料 照 射 用 反 射 体 ( A M I R )	6 C 6 , 6 D 6
F F D 感 度 校 正 用 集 合 体	4 A 4

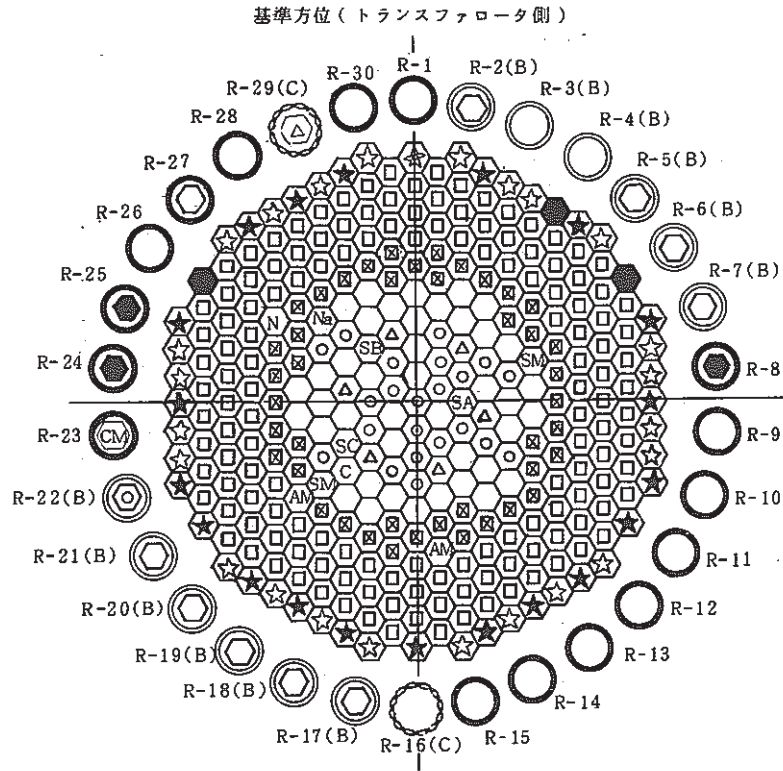


図 2.1.4 性能試験 (3) の炉心構成図

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	J 1 燃料	41	1 / 9	○
	J 2 燃料	22	0 / 1	○
A型特殊燃料集合体		1	0 / 0	SA
B型特殊燃料集合体		1	0 / 0	SB
C型特殊燃料集合体		1	0 / 0	SC
制御棒		6	1 / 0	△
中性子源		1	0 / 0	N
内側反射体		43	0 / 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	AM
特殊反射体 (SMIR)		2	0 / 0	SM
特殊反射体 (CMIR)		0	1 / 0	CM
MK-I 反射体		20	0 / 0	★
サーベイランス		3	3 / 0	●
FFD感度校正用集合体		1	0 / 0	C

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	3 E 1
構造材料照射用反射体 (SMIR)	5 B 2, 5 D 5
制御棒材料照射用反射体 (AMIR)	6 C 6, 6 D 6
FFD感度校正用集合体	4 D 4



## 2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（昭和63年4月～6月）

### (1) 昭和63年4月中の概略実施内容

第15' サイクル、第16サイクル及び第17サイクルの燃料交換計画案を作成した。更にそれ以降の長期的燃料交換計画の検討及び予測計算を実施した。

オンラインγ線モニタは作動確認試験に着手した。

崩壊熱測定試験を継続実施している。燃焼度測定試験は3体測定後、装置の保守点検のためプールから引き上げた。

ドシメトリー試験としてはCA-02, B1J, PFB031及びII-01につき測定、解析、評価を実施した。また、もんじゅ用ドシメータ購入仕様決定のための評価を行った。

トリチウム分布評価コード検証試験装置の使用検討を進めている。

第3プール設置に関し引続き耐震及び線源につき支援を行っている。

JOYDASの入力点帳票プログラムを作成した。運転支援システム開発の一環として、V-90用カラーCRTの仕様検討を進めている。

炉上部熱流動解析を進めている。

1次、2次ナトリウム及びカバーガスの純度管理分析及びその他の依頼分析を行っている。

ソースターム低減化研究及び1次ナトリウムサンプリング装置の改良試験を進めている。

MK-III計画として炉心の高性能化、2重管SG設置検討等について、63年度の実施計画について検討を進めている。

構造健全性評価としてオーバフロー系戻り配管部及び2次系PL計配管部の応力解析を実施している。

IAEA主催の炉心変形解析コードの国際ベンチマーク用の問題改訂案を作成した。

### (2) 昭和63年5月中の概略実施内容

第15サイクルはJ2炉心の目標70日運転を達成した。第15サイクル停止に際し、運転特性試験を実施した。また、第15サイクル記録計算を実施した。

FFD感度校正試験の実施準備を進めるとともに、同試験のための第15' サイクルの運転特性試験計画書作成、予測計算実施、燃料取替計画作成、S/A出口温度予測等を行った。

長期的な燃料交換、使用計画の検討を進めている。

オンラインγ線モニタは運転試験を継続している。

崩壊熱測定試験を継続実施している。燃焼度特性試験についてはこれまで取得したデータの解析、評価を進めている。

ドシメトリー試験としてもんじゅ用ドシメータの放射化量解析、B4M及びATR用のドシメータの測定評価を実施した。

トリチウム分布評価コード検証試験の準備、装置の検討を行っている。



第3プール設置につきひきつづき耐震及び線源に関する支援を行っている。

第15サイクル終了後JOYDASの保守、補修を行った。

炉雑音解析としてDN法検出器信号の雑音解析及びランダム波シミュレーションプログラム作成を行った。

運転特性試験用計算機( $\mu$ VAX)にデータベース用モデムを接続する工事を行った。

MK-III計画に関する63年度実施方針につき検討を行った。

燃料性能実証試験の準備、構造健全性評価を進めている。

IAEA主催の炉心変形国際ベンチマークに対する問題改訂を終了し、印刷中である。印刷終了しだい各国に発送する。

Na及びArの管理分析及び各依頼分析を実施している。

ヨウ素飽和溶解度試験は予備試験をほぼ終了し、良好な結果を得た。

### (3) 昭和63年6月中の概略実施内容

第15'サイクルとしてFFD感度校正試験を実施した。試験は6月15~16日、19日及び23日と3回実施されカバーガス法、遅発中性子法及びオンライン $\gamma$ 線モニタとも所期のデータを得ることができた。これらのデータについては解析評価を進めている。

第15'サイクルの運転に際し、flux tiltingを含む各試験条件の予測解析を実施するとともに、臨界点確認、制御棒校正、流量係数測定、流速計特性試験等を実施した。

崩壊熱測定試験を継続実施している。燃焼度特性試験については、これまで取得したデータの解析評価を進めるとともに、装置改良について検討した。

ドシメトリー試験として、B4M、Phenix用及びSMIR-1の各ドシメータにつき測定評価を実施した。

トリチウム分布評価コード検証試験の検討を進め、試験装置を発注した。

第3プール設置については耐震、崩壊熱評価等の支援を行っている。

JOYDASについては運転日数変更に伴うソフトウェアの改造検討を進めるとともに、運転支援システムとしてカラーCRT増設、タイプライタ移設等の検討を行った。

MK-III計画に関する63年度の実施計画の社内調整を行った。また計画に従い、炉心高性能化検討、キャビテーション試験検討、冷却系検討のための構造評価支援システムの導入準備等を行った。2重管SG設置検討については62年度から継続していたメーカ各社の検討の最終報告があった。

燃料性能実証試験の準備を進めている。炉心変形解析についてはコード改良を進めるとともに国際ベンチマーク問題を各国に送付した。

Na及びAr純度管理分析及びその他の依頼分析を実施している。

ソースターム低減化研究につき検討を進めている。

### 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 制御棒案内管の温度データ

報告者：池田（原子炉利用Gr）

#### 1. 目的

制御棒の案内管の累積損傷和を評価する為の温度データを評価する。

#### 2. 方法

##### (1) 出力分布，流量評価

第0サイクル炉心についてのMAGIの計算値ベースとする。

##### (2) ラッパ管温度

HITETRASコードにより，(1)のデータを処理する。

#### 3. データ

##### (1) 制御棒発熱量，流量

① 制御棒及び案内管の発熱	.....	0.0615MW
② 制御棒位置の案内管内の流量	.....	3.62kg/s
③ 集合体間の流量	.....	0.1138kg/s×2

##### (2) ラッパ管温度

① 隣接の集合体（第2列）	.....	表3.1.1
② 制御棒の案内管	.....	表3.1.2

表 3.1.1: 隣接集合体の壁面温度

軸方向メッシュ	壁面温度 [°C]	
	ノミナル	ホットスポット
1	370.0	370.0
2	370.1	370.1
3	370.1	370.2
4	370.2	370.2
5	370.3	370.4
6	370.5	370.6
7	377.9	379.1
8	399.4	403.8
9	426.5	435.0
10	454.5	467.2
11	478.4	494.7
12	487.7	505.3
13	494.1	512.7
14	499.0	518.3
15	503.1	523.0
16	506.4	526.9
17	509.1	530.0
18	511.4	532.6
19	513.3	534.8
20	525.5	548.8

(注) 軸方向メッシュを図3.1.1に示す。  
 ホットスポットファクタ 1.15

表 3.1.2 制御棒位置の案内管の壁面温度〔ホットスポット〕

〔℃〕

軸方向メッシュ*	壁面 1	壁面 2	壁面 3	壁面 4	壁面 5	壁面 6
1	370.2	"	"	"	"	"
2	370.4	"	"	"	"	"
3	370.6	"	"	"	"	"
4	370.9	"	"	"	"	"
5	371.5	"	"	"	"	"
6	372.1	"	"	"	"	"
7	373.7	"	"	"	"	"
8	379.2	379.2	379.1	379.1	379.0	379.1
9	388.3	388.2	387.9	387.7	387.6	387.9
10	400.2	399.8	399.2	398.9	398.9	399.5
11	422.7	422.1	420.9	420.6	420.9	421.8
12	432.7	431.5	430.1	429.9	430.5	431.8
13	436.4	434.8	433.1	433.1	434.1	435.6
14	440.7	438.6	436.7	436.9	438.2	440.0
15	445.2	442.8	440.7	441.1	442.8	444.6
16	449.7	447.0	444.8	445.4	447.3	449.3
17	454.4	451.5	449.2	450.0	452.1	454.1
18	460.5	457.4	455.1	456.1	458.3	460.3
19	465.5	462.3	460.0	461.1	463.5	465.4
20	472.3	468.9	466.7	468.1	470.6	472.4

\*軸方向メッシュを図 3.1.1 に示す。

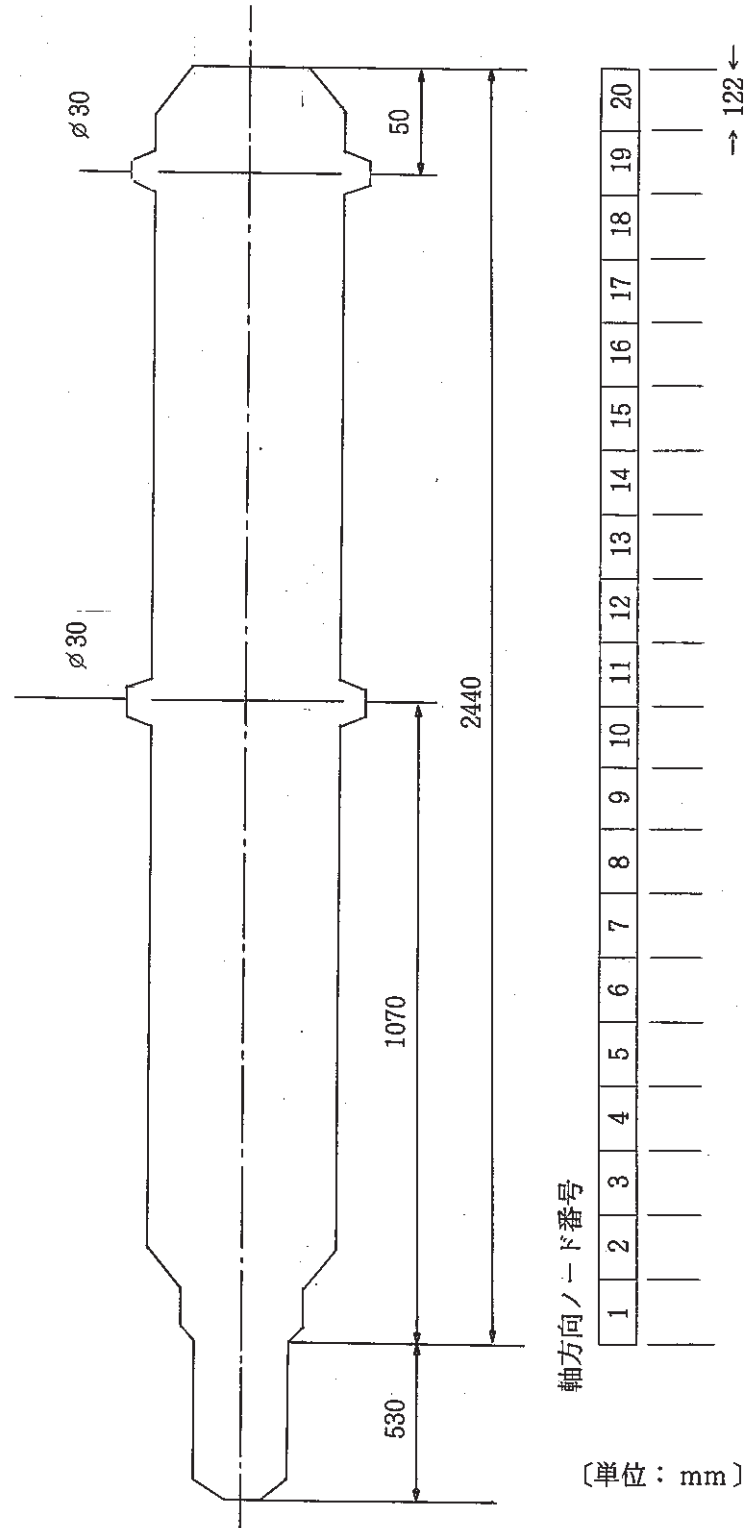


図 3.1.1 軸方向ノード番号及びラップ管壁番号の定義

3.2 核計装出力上昇の要因について

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

1. 目的

常陽MK-II炉心に於いて、サイクル内で燃焼が進むにつれて、核計装の出力が上昇する傾向が見られる。その要因について調査したので報告する。

2. 調査方法

“MAGI”によるパラメータ計算を行い、制御棒3B3の径方向外側にある外側反射体（9B5）に着目し、制御棒移動の効果及び炉内出力分担の変動による効果を見る。

3. 計算結果

1) 第14サイクル記録計算

BOC, EOCの軸方向中心での中性子束は  $BOC = 6.19138 \times 10^{14}$  ,  $EOC = 6.27755 \times 10^{14}$  であった。これはBOC→EOCで制御棒が496mm→581mm移動した効果と炉内出力分担が変化したことによる相互作用での変化である。

2) 第15サイクル予測計算（BOC, EOCとも制御棒全引抜）

BOC  $6.20074 \times 10^{14}$  , EOC  $6.33875 \times 10^{14}$  であった。

これは出力分担が変化した効果のみである。

3) 第15サイクル予測計算（制御棒位置を450mmから600mmをパラメータとした）

右表の様に制御棒が上昇する効果は、むしろ軸方向中心の中性子束を下げる傾向にある。

制御棒位置	BOC $\phi_n / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$	EOC $\phi_n / \text{cm}^2 \cdot \text{sec}$
450 mm	$6.29873 \times 10^{14}$	$6.44010 \times 10^{14}$
470 mm	$6.29112 \times 10^{14}$	$6.43214 \times 10^{14}$
490 mm	$6.27673 \times 10^{14}$	$6.41733 \times 10^{14}$
510 mm	$6.26756 \times 10^{14}$	$6.40774 \times 10^{14}$
550 mm	$6.24496 \times 10^{14}$	$6.38432 \times 10^{14}$
600 mm	$6.21875 \times 10^{14}$	$6.35723 \times 10^{14}$

4. 評価

核計装の出力上昇の主な要因は、炉内の中心に近い燃料が多く燃焼するため、サイクル末期においては、

相対的に外側の出力分担が上るといふ出力分担の変化によるものと考えられる。



## 3.3 「常陽」スペクトル分布について

報告者：長崎（炉心・運転計画Gr）

1. 使用目的：「常陽」の照射場としての環境を把握するために使用する。

[照射課メモ（照-（62）-350）による]

2. 支給データ

「常陽」MK-II炉心の中性子スペクトル分布図を支給いたします。

以下に支給するデータの領域名及び位置を示す。

	領域名	位置
Fig 1 .	0 0 0	(軸方向1.97cm, 径方向 1.24cm)
Fig 2 .	1 j 1	(軸方向1.97cm, 径方向 7.34cm)
Fig 3 .	3 j 2	(軸方向1.97cm, 径方向 19.02cm)
Fig 4 .	5 j 2	(軸方向1.97cm, 径方向 37.76cm)
Fig 5 .	6 j 6	(軸方向1.97cm, 径方向 46.20cm)
Fig 6 .	7 j 2	(軸方向1.97cm, 径方向 53.13cm)
Fig 7 .	9 j 2	(軸方向1.97cm, 径方向 69.09cm)
Fig 8 .	10j 3	(軸方向1.97cm, 径方向 74.25cm)
Fig 9 .	燃料ラック	(軸方向1.97cm, 径方向 98.25cm)
Fig10.	炉容器	(軸方向1.97cm, 径方向180.63cm)
Fig11.	M3ホール	(軸方向1.97cm, 径方向208.00cm)
Fig12.	UPR	(軸方向212.28cm, 径方向37.76cm)

出典：本データは、高速増殖炉「もんじゅ」の遮蔽設計の確認、遮蔽設計余裕の評価の為のデータを得ることを目的とした高速実験炉「常陽」のMK-II体系を対象とした遮蔽解析（受託研究「常陽」MK-II遮蔽解析（I）-C SJ202 84-06）の結果である。尚、仔細については報告書（SJ202 84-06）参照の事。

Fig1. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

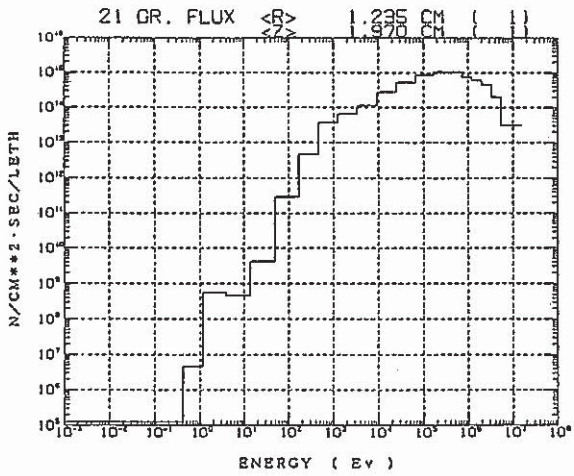


Fig3. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

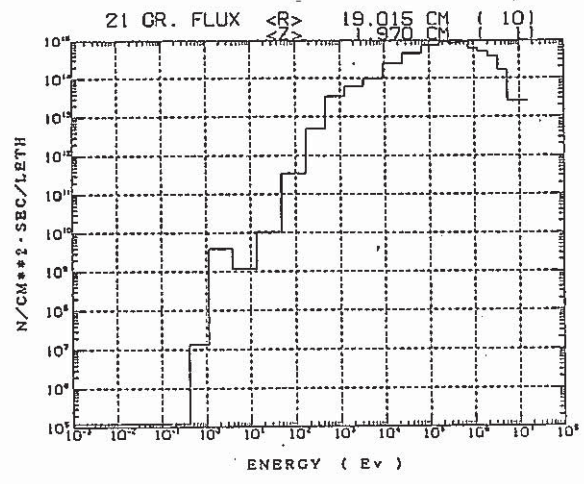


Fig5. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

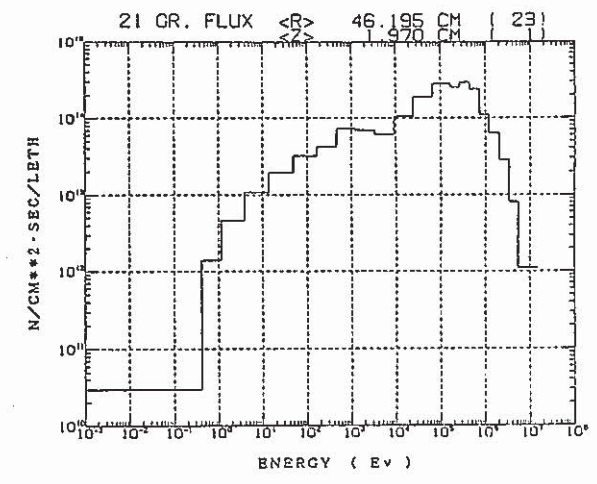


Fig2. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

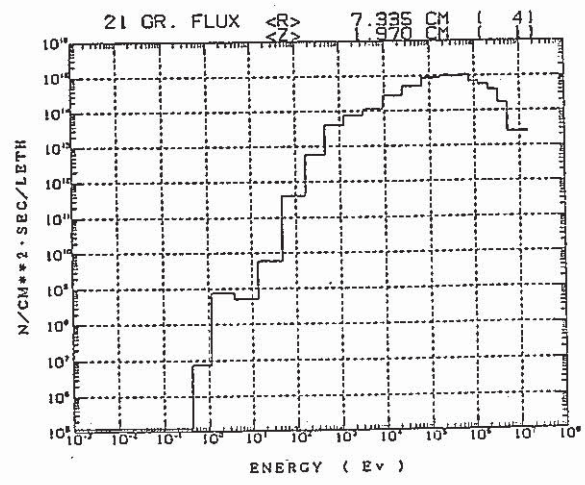


Fig4. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

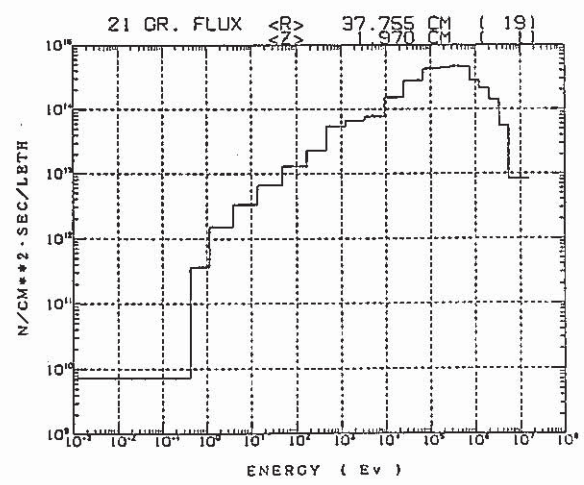


Fig6. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

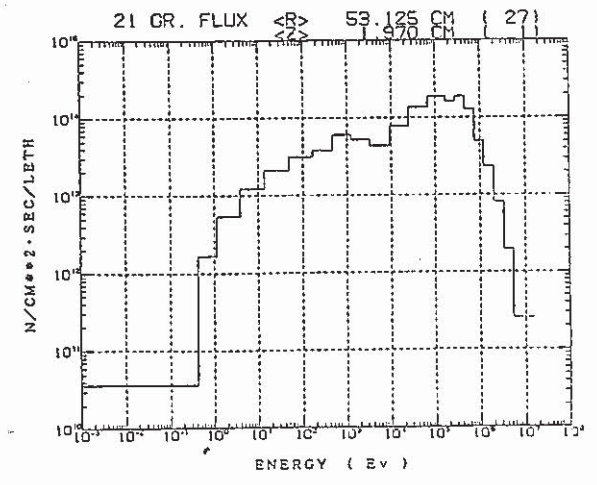


Fig7. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

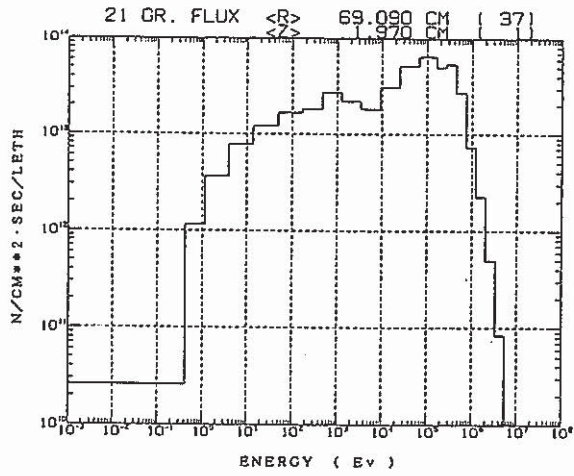


Fig9. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

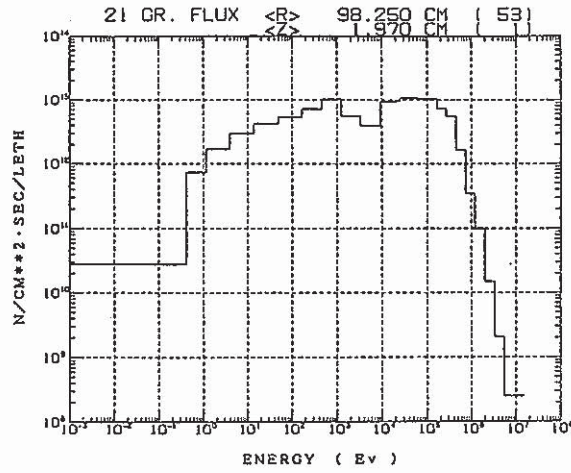


Fig11. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

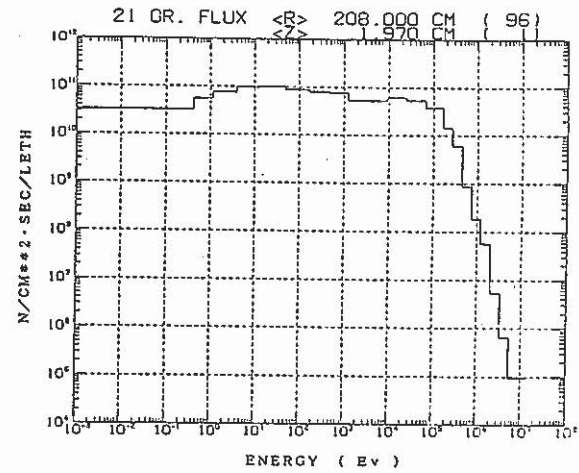


Fig8. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

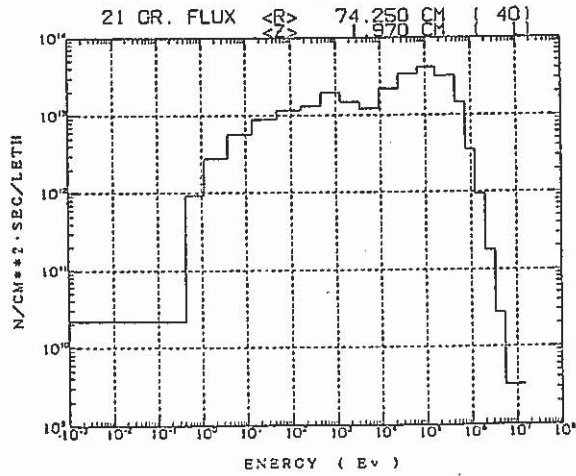


Fig10. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM

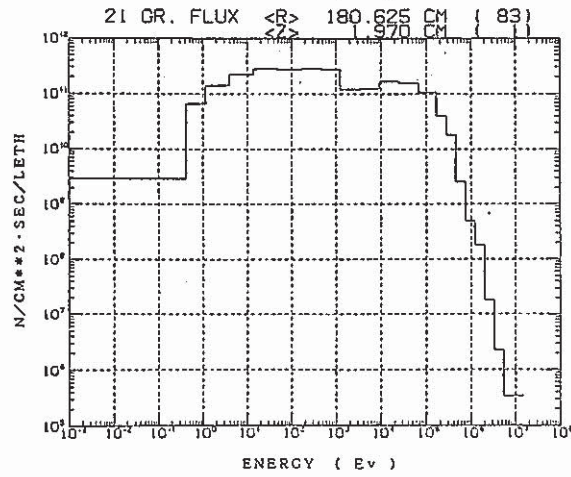
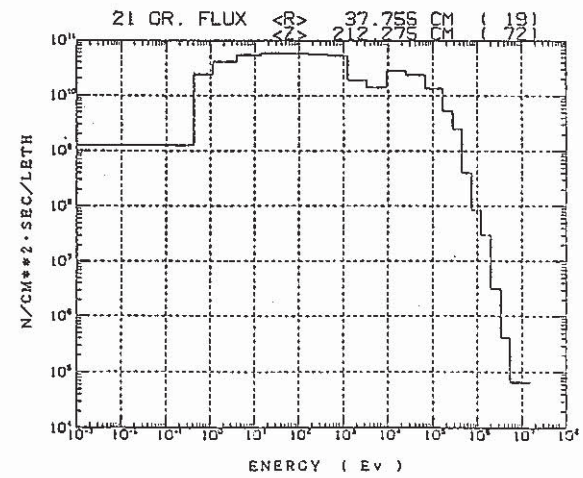


Fig12. "JOYO" NEUTRON SPECTRUM



## 3.4 第17サイクル用燃交計画

報告者 有井 (炉心・運転計画 Gr)

第17サイクル用の燃交計画を表 3.4.1.のとおり作成した。

表 3.4.1. 第17サイクル用燃交計画

サイクル 装荷位置	16	17	備 考
000	PFD306 <sup>*1</sup>	PFD316	<sup>*1</sup> 5C2へ
1A1	CMIR-1	CMIR-2 <sup>*2</sup>	<sup>*2</sup> FMFより再装荷
1B1	PFD315 <sup>*3</sup>	PFD332	<sup>*3</sup> 4A3へ
1F1	PFD314 <sup>*4</sup>	PFD333	<sup>*4</sup> 4C3へ
2A1	PFD233	PFD340	
2B1	PFD311 <sup>*5</sup>	PFD401	<sup>*5</sup> 5E4へ
2E2	PFD312 <sup>*6</sup>	C5J	<sup>*6</sup> 4D1へ
2F1	PFD234 <sup>*7</sup>	PFD402	<sup>*7</sup> 4B3へ
3A1	PFD226	PFD331	
3F1	PFD232	PFD344	
3F2	B3	B6 <sup>*8</sup>	<sup>*8</sup> FMFより再装荷
4A3	PFD131	PFD315 <sup>*9</sup>	<sup>*9</sup> 1B1より
4B3	PFD216	PFD234 <sup>*10</sup>	<sup>*10</sup> 2F1より
4C3	PFD222	PFD314 <sup>*11</sup>	<sup>*11</sup> 1F1より
4D1	PFD229	PFD312 <sup>*12</sup>	<sup>*12</sup> 2E2より
4D3	PFD218	PFD334	
5B5	NFRI1S <sup>*13</sup>	SHMIR-1	<sup>*13</sup> 6B6へ
5C2	PFD211	PFD306 <sup>*14</sup>	<sup>*14</sup> 000より
5E4	PFD201	PFD311 <sup>*15</sup>	<sup>*15</sup> 2B1より
6A4	NFRI0S	SMIR-12	
6B4	NFRI0X	内反-1	
6B6	NFRI0Z	NFRI1S <sup>*16</sup>	<sup>*16</sup> 5B5より
6C4	NFRI12	内反-2	
6D4	NFRI17	SMIR-13	
6E4	NFRI1C	内反-3	
6F4	NFRI1H	内反-4	
3B3	MCR102	CR305M	
5F1	NFRI0L	内反-5	
(R16)	TCR203	TCR203	
(5C2)	UPR-1-2	UPR-1-3	

第17サイクルEOCにおける余剰反応度は、0 MW 250℃で約1.3%Δk/kであり、運転に必要な反応度は確保されている。

尚、本サイクルでは、炉心燃料62体の過半数を超える33体がJ2燃料となる。



3.5 性能試験及び第16サイクル用燃交計画

報告者 有井 (炉心・運転計画 Gr)

性能試験 (FFD感度校正試験, 以下, 第15'サイクルと言う) 及び第16サイクル用燃交計画を表 3.5.1. のとおり作成した。

今回の燃交後の炉心構成における第16サイクルEOCでの過剰反応度は, 0 MW, 250 °Cで約 1.4 % Δk/k であり, 運転に必要な反応度を確保している。

表 3.5.1. 第15'サイクル及び第16サイクル用燃交計画 (案)

↑: 脱荷  
↓: 装荷

サイクル 装荷位置	15	15'- 1	15'- 2	15'- 3	16	備 考
000	PFD306↑	↓PEC011 <sup>*1</sup> ↑	↓PFD306			<sup>*1</sup> 4A4へ
1A1	PRC010↑	↓PFD213 <sup>*2</sup>		↑	↓PRC010	<sup>*2</sup> R-22より
1C1	PFD135↑	↓PFD241				
1E1	PFD136↑	↓PFD242				
2D2	PFD224↑	↓PFD243				
3C2	PFD227			↑	↓PFC040	
3C3	TCR203			↑	↓CR301M	
3D1	PFD209↑	↓PFD328				
3E2	PFD153			↑	↓PFD329	
3E3	MCR103↑	↓TCR204				
4A4	PFD254		↑	↓PFC011 <sup>*3,*4</sup> ↑	↓PFD254	<sup>*3</sup> 000より <sup>*4</sup> 4D4へ
4D4	PFD320		↑	↓PFC011 <sup>*5</sup> ↑	↓PFD320	<sup>*5</sup> 4A4より
5A1	NFRI00			↑	↓NFRI1Y <sup>*6</sup>	<sup>*6</sup> 5A2より
5A2	PFD239↑	↓NFRI1Y		<sup>*7</sup> ↑	↓PFD239	<sup>*7</sup> 5A1へ
5D1	NFRI0C↑	↓NFRI1Z				
5E1	NFRI0G↑	↓NFRI20				
6F6	PRA020↑	↓NFRI21				

### 3.6 位置替えを含む燃料交換方式の核熱評価

報告者：青山（原子炉利用Gr）

#### 1. 概要

本報告は、位置替えを含む燃料交換方式の核熱評価について示したものである。

#### 2. 評価方式

J2燃料（ペレット密度94%TD, U濃縮度 18.5w/o, 核分裂性Pu富化度 20.8w/o）を炉心燃料に使用し、1サイクル70日運転として、初期炉心から平衡炉心に達する18サイクルまでの“MAGI”予測計算を表3.6.1に示す位置替えを含む燃料交換方式と位置替えを含まない燃料交換方式を用いたケースについて実行する。そして計算された余剰反応度、ピーキングファクター、線出力密度、炉心平均燃焼度及び温度の核熱特性量について両者を比較することにより評価する。

#### 3. 評価結果

表3.6.2に両燃料交換方式による核熱特性量の比較と設置許可申請書に記載されている制限値を示す。

##### (1) 核的評価について

表3.6.2より平衡サイクルのEOCにおける余剰反応度は、位置替えを含む場合の方が0.6%  $\Delta k/k$ 程度大きく、照射リグの本数の増加等による反応度損失に対する余裕分が大きくとれるメリットがある。最大線出力密度、径方向ピーキングファクター、炉心平均燃焼度はいずれも位置替えを含む場合の方が大きい値となっているが、制限値を超えるものはなく核的な問題点はない。

##### (2) 熱的評価について

被覆管最高温度、過出力時燃料中心最高温度とも位置替えを含む場合の方が大きい値となっている。過出力時燃料中心温度は制限値以下であるが、被覆管最高温度は制限値を若干超えており、実際の燃料交換計画作成時には制限値以下となるように配慮する必要がある。今回検討した燃料交換パターン（表3.6.1）を基本として、今後運転計画、照射計画、核熱制限値等を考慮して燃料交換計画を作成することとする。

表 3.6.1 位置替えを含む燃料交換方式  
〔位置替え後〕

〔新燃料装荷〕 新燃料 装荷位置	滞 在 バッチ数	1サイクルあた りの装荷本数 期待数	この期間における 燃 焼 度 * ( $\times 10^4 \text{MWd/t}$ )	位置替え後 装 荷 位 置	滞 在 バッチ数	1サイクルあた りの装荷本数 期待数	この期間における 燃 焼 度 * ( $\times 10^4 \text{MWd/t}$ )	取り出し時 燃焼度 * ( $\times 10^4 \text{MWd/t}$ )
000 (1体)	2	0.5	2.95	4×1 (2体)	5	0.4	4.49	7.36~7.47
1×1 (5体)	2	2.5	2.91	5×2 (1体)	5	0.2	4.45	
				5×3 (6体)	5	1.2	4.47	
				5×4 (6体)	5	1.2	4.52	
2×1 (6体)	3	2.0	3.92	4×4 (6体)	3	2.0	2.99	6.91
2×2 (5体)	3	1+2/3	4.03	4×1 (4体)	3	1+1/3	2.79	6.82
				4×2 (1体)	3	1/3	3.00	7.03
3×2 (4体)	3	1+1/3	3.77	4×2 (4体)	3	1+1/3	3.02	6.79
3×1 (4体)	6	2/3	6.63					6.63
4×2 (1体)	7	1/7	7.15					7.15
4×3 (6体)	7	6/7	7.20					7.20
計		9+2/3						

( )内はそのアドレスに存在する炉心燃料の本数であり、特殊燃料の装荷本数を差し引いている。

\*要素軸方向平均最大値 (数値は予測値である)



表 3.6.2 位置替えを含む燃料交換方式と位置替えを含まない  
燃料交換方式による核熱パラメータの比較

パラメータ	位置替えを含む場合	位置替えを含まない場合	制限値
余剰反応度(EOC) at OMW,250℃	2.1% $\Delta k/k$	1.5% $\Delta k/k$	$\geq 1.0\% \Delta k/k$
最大線出力密度	385 W/cm	378 W/cm	$\leq 400 \text{ W/cm}$
径方向ピーキングファクター	1.54	1.51	
被覆管最高温度(ホットスポット)	653 °C	648 °C	$\leq 650 \text{ °C}$
過出力時燃料中心最高温度(″)	2630 °C	2590 °C	$\leq 2650 \text{ °C}$
炉心平均燃焼度	$4.0 \times 10^4 \text{ MWd/t}$	$3.8 \times 10^4 \text{ MWd/t}$	

## 3.7 MK-II炉心第15サイクル反応度係数測定試験結果

報告者 沖元 (炉心・運転計画Gr)

## 1. 目的

MK-II炉心第15サイクル運転時の各種反応度を測定し、原子炉運転及び運転特性試験等に必要  
な炉心核特性の情報を得る。

## 2. 結果

第15サイクル炉心核特性の測定結果をまとめて表 3.7.1 及び図 3.7.1 ~ 3.7.3 に示す。

表 3.7.1 第15サイクル反応度係数測定試験結果

項 目	測 定 ・ 計 算 結 果					
期間積算出力 (MWd) <sup>*1</sup>	6940 (1988.2.29 ~ 1988.5.12)					
炉心平均燃焼度(MWd/t) <sup>*2</sup>	1.98 × 10 <sup>4</sup> (B $\bar{O}$ C)			2.94 × 10 <sup>4</sup> (E $\bar{O}$ C)		
制御棒全反応度値 <sup>*3</sup> (%Δk/k)	1	2	3	4	5	6
	2.23	2.27	2.12	1.93	1.79	1.90
零出力時過剰反応度 (%Δk/k) <sup>*4</sup>	2.981 (B $\bar{O}$ C)			1.254 (E $\bar{O}$ C)		
等温温度係数	- 3.88 × 10 <sup>-3</sup> %Δk/k/°C (E $\bar{O}$ C)					
流量反応度係数	- 2.9 × 10 <sup>-4</sup> %Δk/k/% Flow (B $\bar{O}$ C)					
出力係数 (0 ~ 100MW) (× 10 <sup>-3</sup> %Δk/k/MW)	B $\bar{O}$ C			E $\bar{O}$ C		
	- 5.42			- 4.47		
燃焼係数 (× 10 <sup>-4</sup> %Δk/k/MWd)	零出力臨界時		定格出力( <sup>239</sup> Np効果含む)		定格出力( <sup>239</sup> Np効果除く)	
	- 2.49		- 2.35		- 2.33	

\* 1 : "JOYDAS" オンラインテープの記録結果を使用

\* 2 : 運転監視コード" MAGI "の記録計算結果

\* 3 : 制御棒 6 本同時差換法のデータを計算により外押した値

\* 4 : 炉内ナトリウム温度 250 °C, 制御棒均等挿入状態

第15サイクルの過剰反応度測定結果

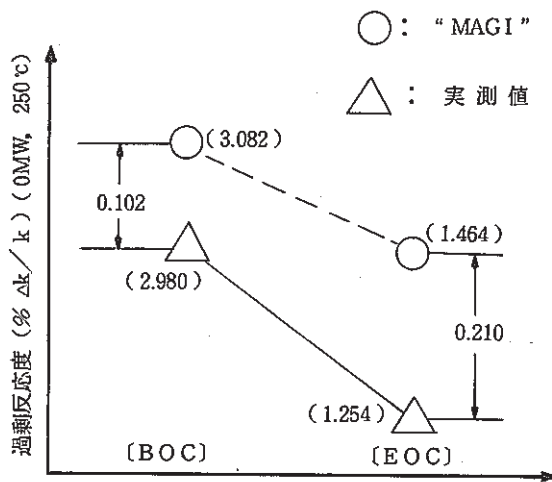
1) BOC (S 63.2.29) の過剰反応度

- ① 0 MW, 250 °Cでの過剰反応度実測値 (温度補正後) : 2.980 %  $\Delta k/k$
- ② " " " 過剰反応度 "MAGI" 予測計算値 : 3.082 %  $\Delta k/k$

2) EOC (S 63.5.12) の過剰反応度

- ① 0 MW, 250 °Cでの過剰反応度実測値 (温度補正後) : 1.254 %  $\Delta k/k$
- ② " " " 過剰反応度 "MAGI" 予測計算値 : 1.464 %  $\Delta k/k$

3) 過剰反応度の実測値と "MAGI" 予測計算値との比較



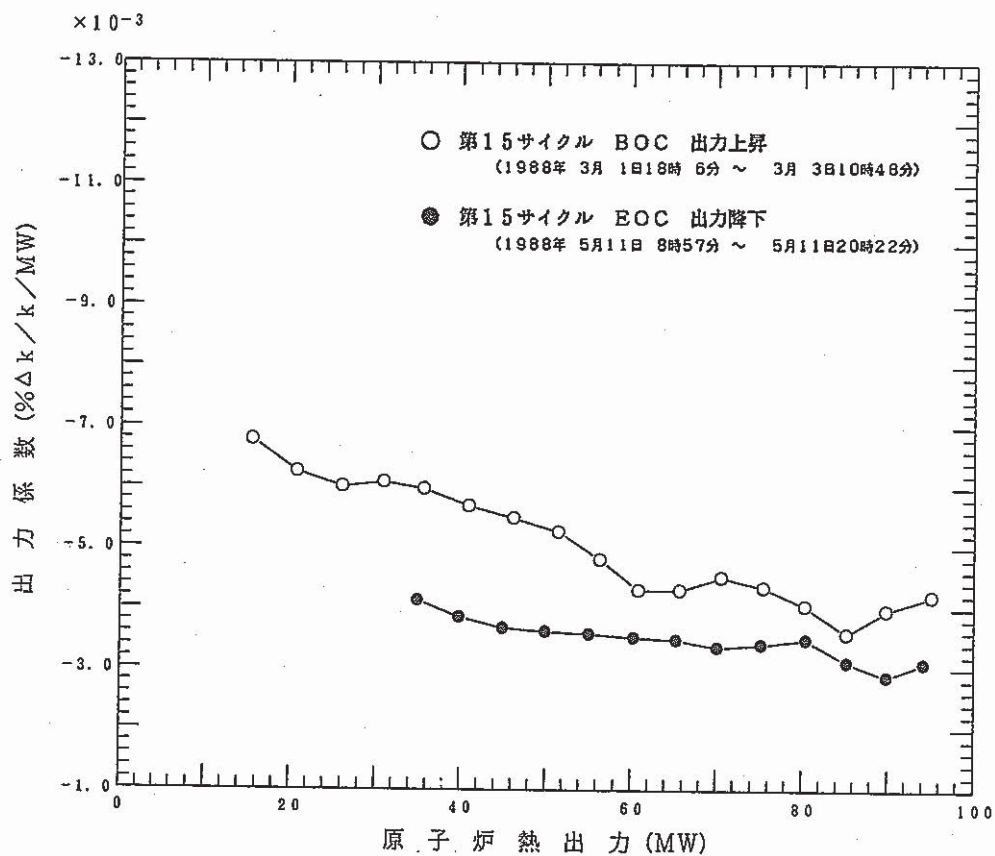


図 3.7.1 出力係数測定結果

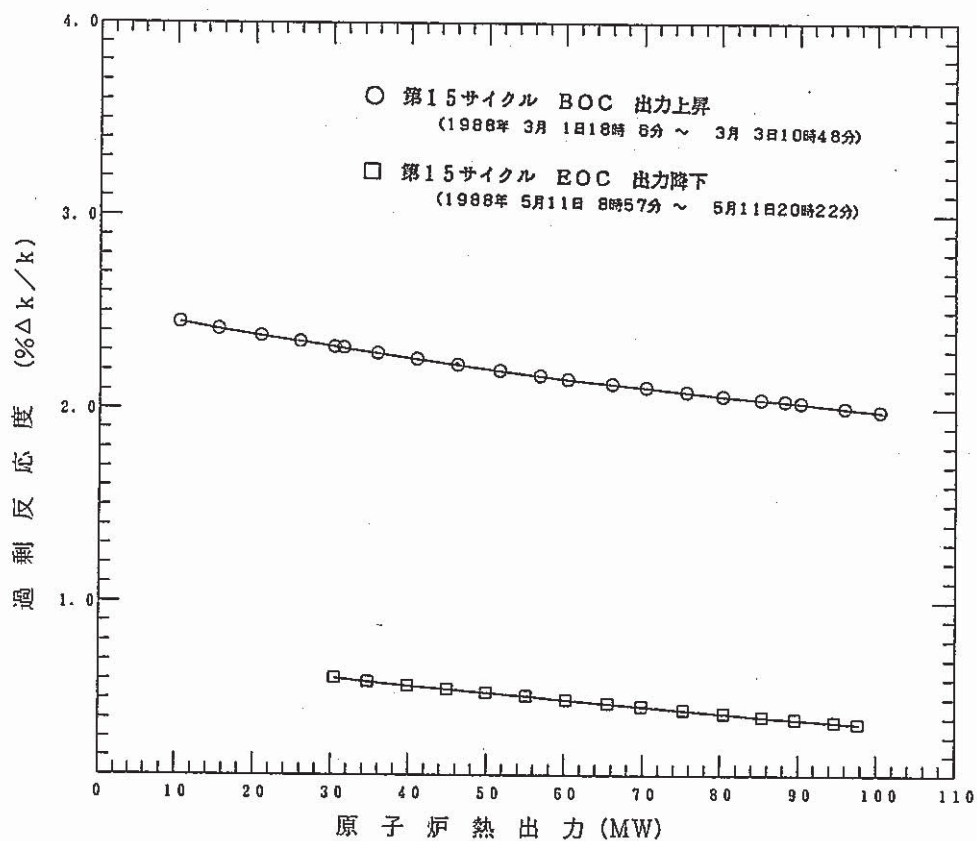


図 3.7.2 熱出力変化に伴う過剰反応度変化

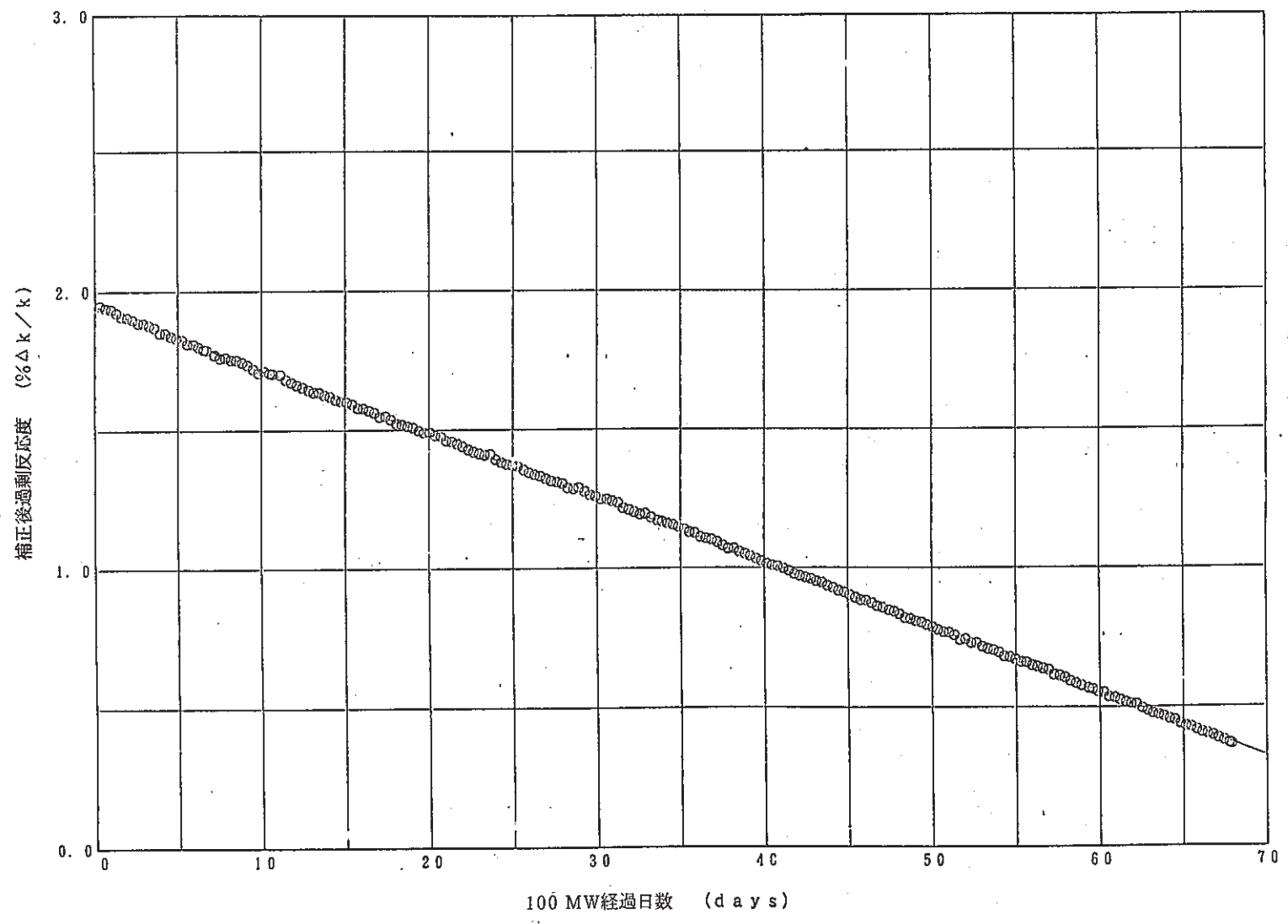


図 3.7.3. 100 MW定格出力連続運転時の過剰反応度の変化

### 3.8 MK-II炉心第15サイクル“MAGI”記録計算

報告者：原（炉心運転計画Gr）

#### 1. 目的

第15サイクル運転終了に伴い，“MAGI”による第15サイクル記録計算を行ったので主要項目をまとめ報告する。

#### 2. 計算条件

##### 1) オンラインデータの処理

JOYDASよりのMT管理番号

600496-F5208-MKE143, 600497-F4112-MKE144

600501-F4208-MKE145, 600502-F4508-MKE146

600503-F4515-MKE147, 600504-F4320-MKE148

以上の6本を使用した。

##### 2) 集合体組成データファイルRAND

第14サイクル記録計算結果のRANDFileに対し，以下の組成を追加登録して，今サイクル記録計算に使用した。

- ① PFD314 ~ PFD324 照射課よりの製造実績データを基に計算
- ② PFB030 照射課よりの製造実績データを基に計算
- ③ TCR203 照-62-309に基づき作成
- ④ PRS100 照-62-309に基づき作成

##### 3) 圧損係数

B3の圧損係数は照-62-272に基づき

$$\Delta P = 7.18 \times 10^{-4} \times Q^{1.875} \quad \Delta P: \text{集合体圧損 (g/cm}^2\text{)}$$

Q: 集合体流量 (g/sec)

の値を使用した。

#### 3. 計算結果

記録計算結果のOUTPUTファイルから得られる炉心構成図を図3.8.1に，主要目を表3.8.1に示す。





表 3.8.1 “MAGI”記録計算結果サマリー

## Mk-II 第15サイクル

運転開始（定格到達）日		昭和 63 年 3 月 3 日						
運転終了（定格終了）日		昭和 63 年 5 月 11 日						
E. F. P. D.		69.4 日						
炉心構成 (添付図 参照)	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	CMIR	SMIR	AMIR	その他
	64	1	1	1	1	2	3	INTA-S
炉心平均熱焼度（at EOC, 除 特燃）		2.92 × 10 <sup>4</sup> MWd / t						
最大燃焼度集合体（at EOC）	位置	3E2	集合体 番号	PFD153	要素平均 燃焼度	7.07 × 10 <sup>4</sup> MWd / t		
最大線出力集合体（at EOC）	位置	1D1	集合体 番号	PFD318	線出力 ポイント最大	389 W / cm		
(ノミナル) 被覆管最高温度（BOC）	位置	1D1	集合体 番号	PFD318	温度	622 °C		
OVER POWER(ノミナル) 燃料最高温度（BOC）	位置	1D1	集合体 番号	PFD318	温度	2,350 °C		

### 3.9 MK-II炉心第15サイクルEOCの臨界点確認（速報）

報告者：沖元（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 概要

MK-II炉心第15サイクルEOCにおいて、1次系冷却材流量一定（100%）における反応度変化を臨界法により測定し、過剰反応度と経過時間との関係を調べる。

#### 2. 測定方法

本試験は、系統温度250C、零出力及び1次系冷却材流量一定（100%）の状態での臨界操作を行い、その時の制御棒位置より過剰反応度を制御棒校正曲線にて求め、各反応度係数で補正し、経過時間に対する反応度を算出する。

#### 3. 測定結果

図3.9.1に過剰反応度と経過時間との関係を示す。過剰反応度は0 MW、250Cの値に補正している。図より、測定値の開始と終了では、0.0145%  $\Delta k/k$  (3.6 $\phi$ )の反応度付加があった。CRDの熱収縮補正後の値は、熱平衡状態以降も増加し、過剰反応度の増加に寄与している。この原因として炉心内温度分布の影響、 $^{239}\text{Np}$ の崩壊効果等が考えられる。

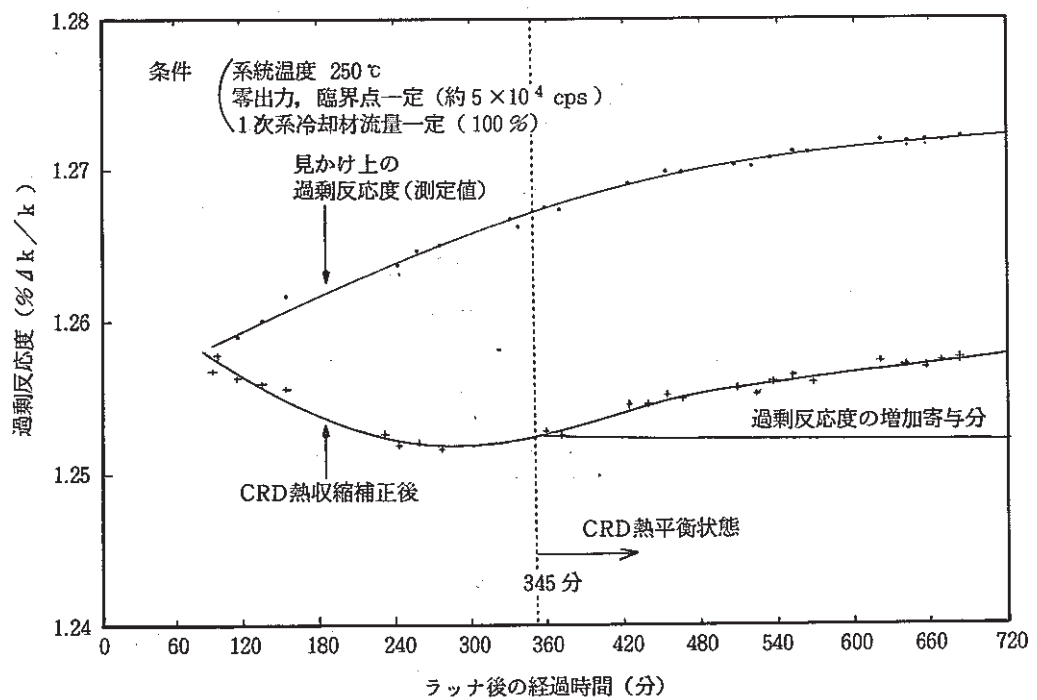


図 3.9.1. 経過時間に対する反応度の変化

### 3.10 ステップ応答測定結果 (MK-II炉心第15サイクル)

報告者：島田 (異常監視技術Gr)

#### 1. 概要

MK-II炉心第15サイクルの出力上昇、下降時及び定格運転期間中に制御棒操作によるステップ応答試験を実施し、反応度フィードバック特性の経時変化を測定した。

#### 2. 試験条件

出力：約15～100MW 投入反応度：±約2～5%

#### 3. 結果

- (1) 図3.10.1, 図3.10.2にそれぞれ中性子束及びS/A出口温度([1A1])のステップ応答形状の定格運転継続に伴う変化を示す。従来のサイクルではいずれの信号においてもEOCに向かって投入反応度に対する変化量が大きくなる現象が見られ、今サイクルでも観察された。
- (2) 図3.10.3, 図3.10.4に定格運転継続に伴う出力係数, 規格化S/A出口温度変化量の遷移を示す。従来, 出力係数についてEOCに向けて絶対値が低下する傾向を示し, また規格化S/A出口温度変化量についてはEOCに向けて上昇していく傾向が観察されており, 今サイクルにおいても観察された。値としては, 14サイクルとほぼ同じと考えて良いが, BOCにおける値が, EOCに比して変化の割合が高く見えるため, 次サイクルではBOCにおけるサンプリング周期を高くして行う事としたい。

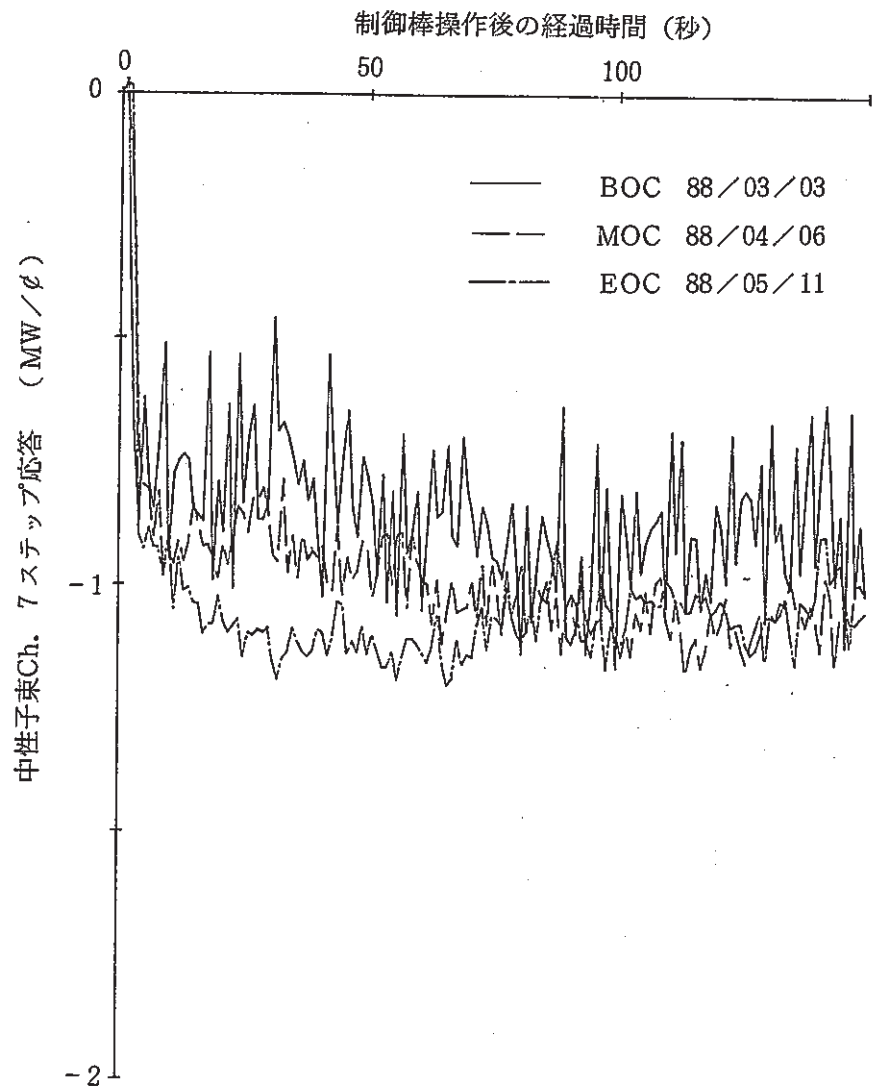


図 3.10.1 中性子束ステップ応答形状の経時変化

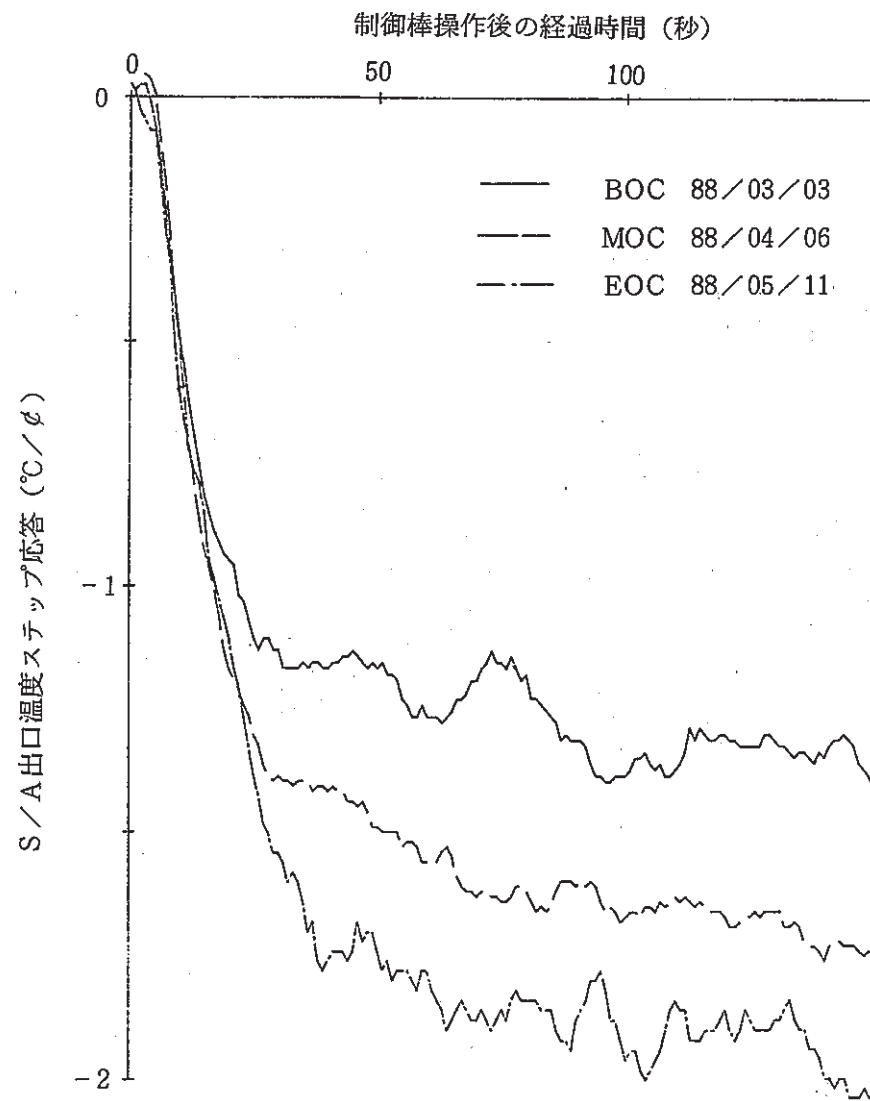


図 3.10.2 S/A出口温度ステップ応答形状の経時変化

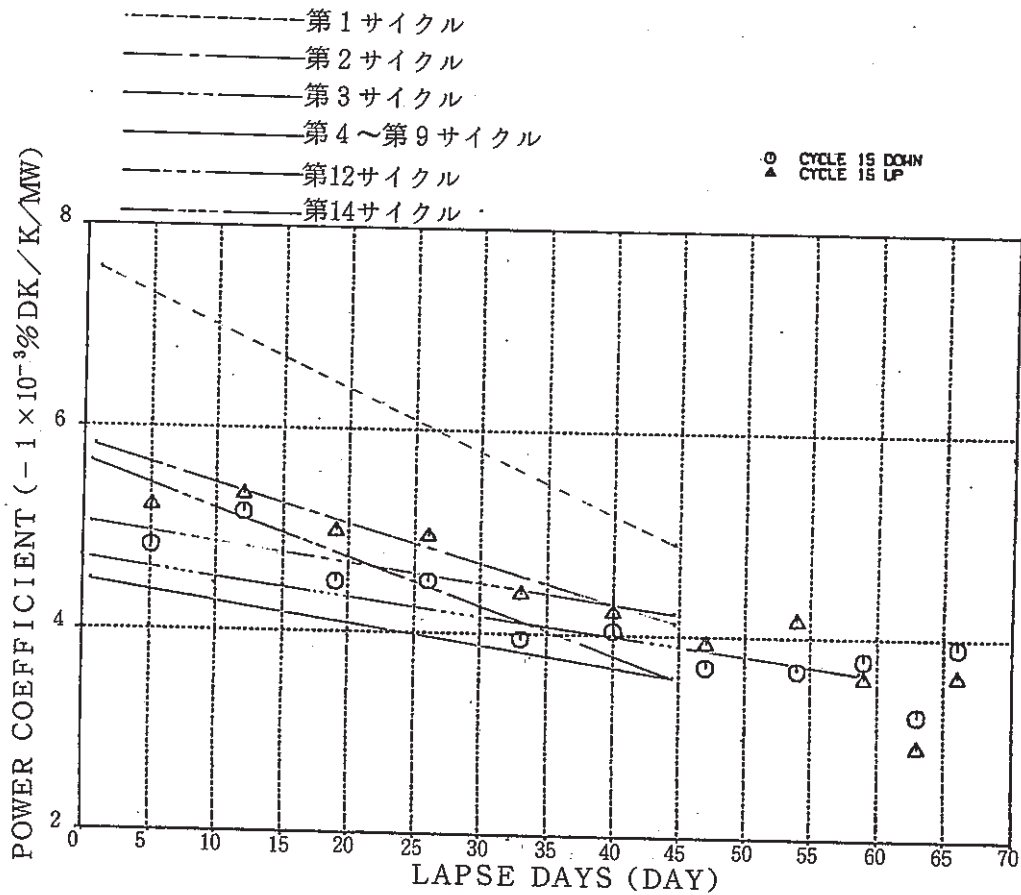


図 3.10.3 定格運転に伴う出力係数の経時変化 (MK-II炉心第15サイクル)

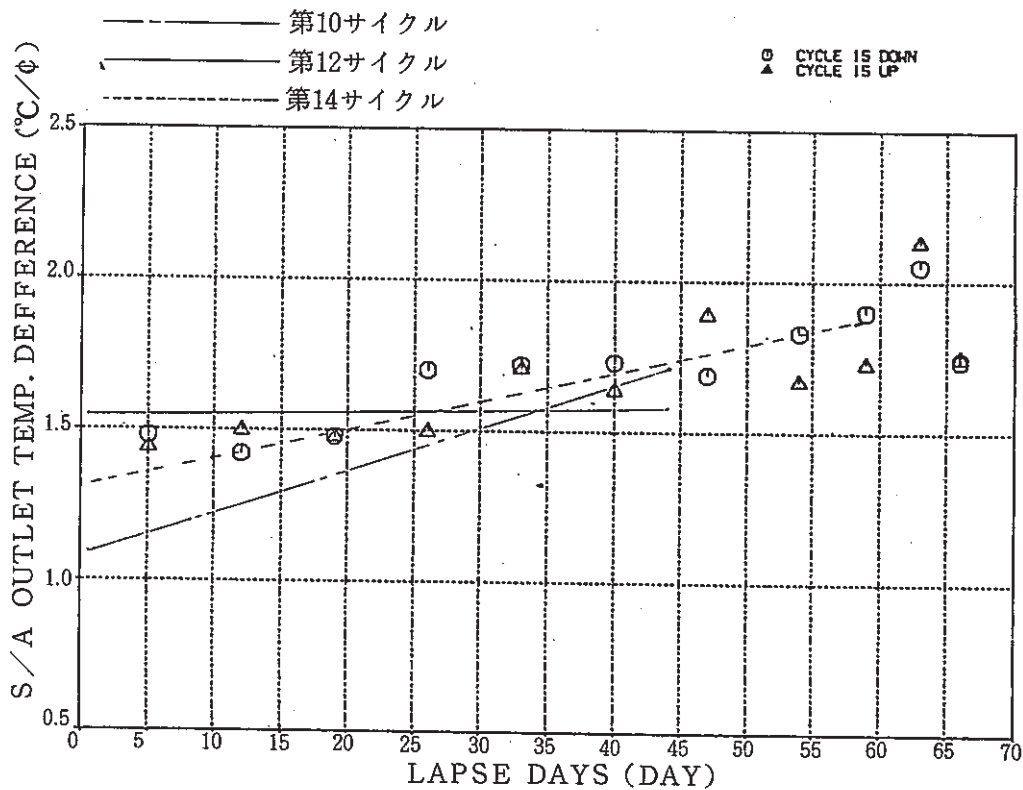


図 3.10.4 定格運転に伴うS/A出口温度変化量の経時変化 (MK-II炉心第15サイクル)



## 3.11 Flux Tilting法試験のU-Ni 集合体出力比の計算

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

## 1. 目的

Flux Tilting method（中性子束傾斜法）の試験条件決定の参考資料とするため、制御棒パターンを変えた場合のU-Ni集合体の出力を求め、制御棒6本均等での出力との比を算出する。

## 2. 計算条件

制御棒位置を各々移動した，“MAGI”第15'-2サイクル予測計算（U-Niが4A4）及び第15'-3サイクル予測計算（U-Niが4D4）を行う。

## 3. 計算結果

## 1) 第15'-2サイクル予測計算

ケース1：制御棒6本均等位置 466.3mm

$$K_{eff\ BOC} = 1.000936, K_{eff\ EOC} = 1.000933$$

$$U-Ni集合体出力 \quad W_1 = 2.791 \times 10^{-4} MW$$

ケース2：3A3の制御棒全引抜、他の5本均等位置 444.0mm

$$K_{eff\ BOC} = 1.000468, K_{eff\ EOC} = 1.000464$$

$$U-Ni集合体出力 \quad W_2 = 3.190 \times 10^{-4} MW \quad W_2/W_1 = 1.143$$

ケース3：3A3の制御棒位置336.4mm、他の5本均等位置500mm

$$K_{eff\ BOC} = 1.001869, K_{eff\ EOC} = 1.001866$$

$$N-Ni集合体出力 \quad W_3 = 2.652 \times 10^{-4} MW \quad W_3/W_1 = 0.950$$

## 2) 第15'-3サイクル予測計算

ケース1：制御棒6本均等位置466.5mm

$$K_{eff\ BOC} = 1.000968, K_{eff\ EOC} = 1.000964$$

$$U-Ni集合体出力 \quad W_1 = 2.618 \times 10^{-4} MW$$

ケース2：3D3の制御棒全引抜他5本均等位置445mm

$$K_{eff\ BOC} = 1.000505, K_{eff\ EOC} = 1.000502$$

$$U-Ni集合体出力 \quad W_2 = 2.997 \times 10^{-4} MW \quad W_2/W_1 = 1.145$$

ケース3：3D3の制御棒位置331mm、他の5本均等位置500mm

$$K_{eff\ BOC} = 1.002026, K_{eff\ EOC} = 1.002021$$

$$U-Ni集合体出力 \quad W_3 = 2.482 \times 10^{-4} MW, W_3/W_1 = 0.948$$

3. 12 FFD感度校正試験における制御棒校正試験結果

報告者 長崎 (炉心・運転計画Gr)

1. 目的

FFD感度校正試験の起動にあたり制御棒値を測定し原子炉運転及び各種試験に必要な制御棒反応度特性の情報を得る。

(FFD感度校正試験 その1. 1988年6月14日実施)

2. 試験方法

i) 制御棒6本同時差換法により制御棒校正曲線 (450mm~650mm)を得る。

3. 結果

FFD感度校正試験時の制御棒校正試験の結果を以下に示す。

i) 制御棒校正曲線

以下に干渉効果補正後校正曲線近似式を示す。又図 3.12.1 ~ 3.12.6 に本サイクルの制御棒校正曲線を示す。

$$\text{制御棒値} (\% \Delta k/k) = - \sum_{i=0}^5 \text{CRCOEF} (i, R) * X^i$$

R: 制御棒番号  
X: 制御棒位置 (mm)

C	R	1	C	R	2	C	R	3
COEF(0)=	-1.6413859	D+01	COEF(0)=	2.3219459	D-00	COEF(0)=	-1.9066802	D+01
COEF(1)=	1.2691387	D-01	COEF(1)=	-4.2630382	D-02	COEF(1)=	1.5252239	D-01
COEF(2)=	-4.4169260	D-04	COEF(2)=	1.6702046	D-04	COEF(2)=	-5.3973858	D-04
COEF(3)=	8.1700066	D-07	COEF(3)=	-2.6910920	D-07	COEF(3)=	1.0030855	D-06
COEF(4)=	-7.7071083	D-10	COEF(4)=	1.9401173	D-10	COEF(4)=	-9.4574243	D-10
COEF(5)=	2.9081387	D-13	COEF(5)=	-5.0905644	D-14	COEF(5)=	3.5607773	D-13
C	R	4	C	R	5	C	R	6
COEF(0)=	-7.5976484	D+00	COEF(0)=	-2.0196705	D+01	COEF(0)=	-4.6429637	D+01
COEF(1)=	5.3029513	D-02	COEF(1)=	1.6677612	D-01	COEF(1)=	4.0604587	D-01
COEF(2)=	-1.9329306	D-04	COEF(2)=	-5.9777562	D-04	COEF(2)=	-1.4681056	D-03
COEF(3)=	4.0130157	D-07	COEF(3)=	1.1124547	D-06	COEF(3)=	2.6909118	D-06
COEF(4)=	-4.2561662	D-10	COEF(4)=	-1.0457932	D-09	COEF(4)=	-2.4733355	D-09
COEF(5)=	1.7721911	D-13	COEF(5)=	3.9235997	D-13	COEF(5)=	9.0743319	D-13

ii) 制御棒全反応度値 (差換法データ外挿による計算値)

制 御 棒	1	2	3	4	5	6
Total Worth (%Δk/k)	2.16	2.23	2.15	1.97	1.86	1.87

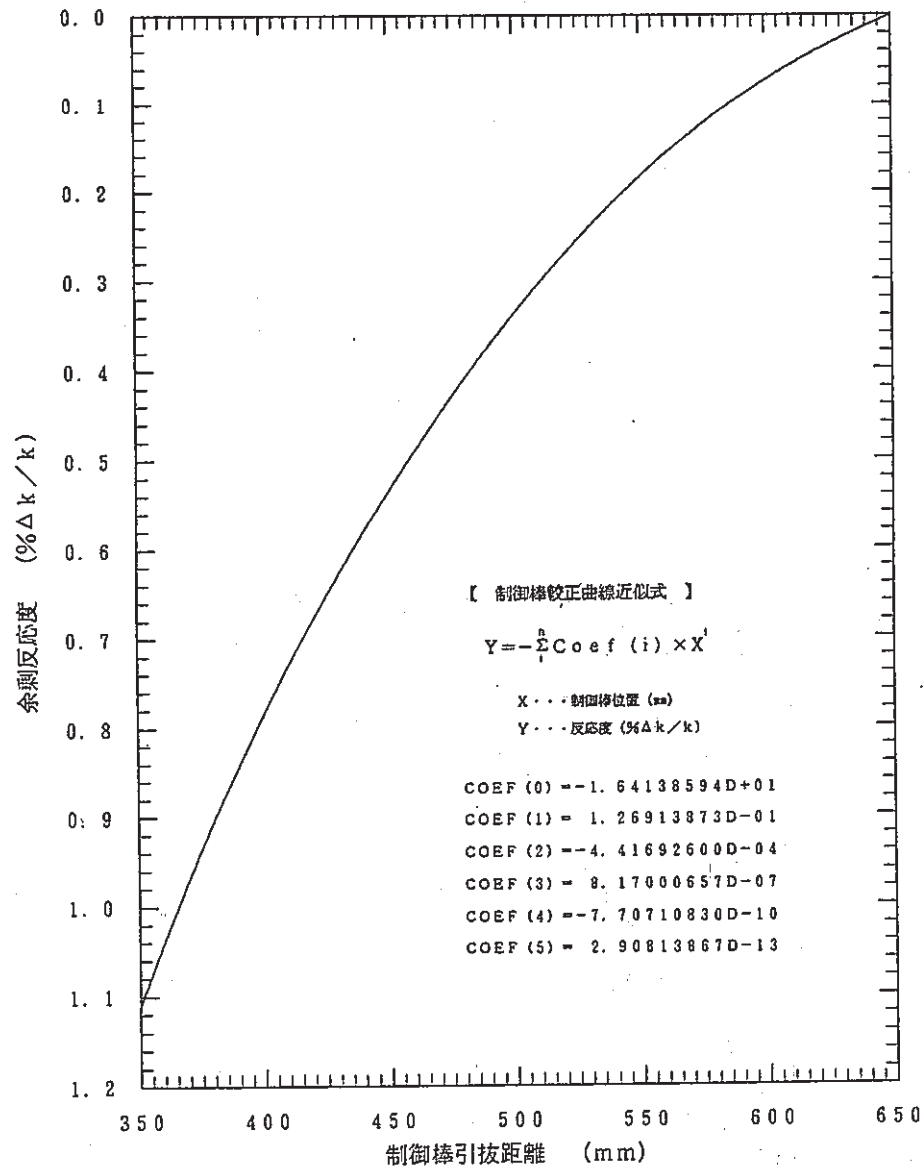


図. 3.12.1 制御棒 1 ストローク曲線

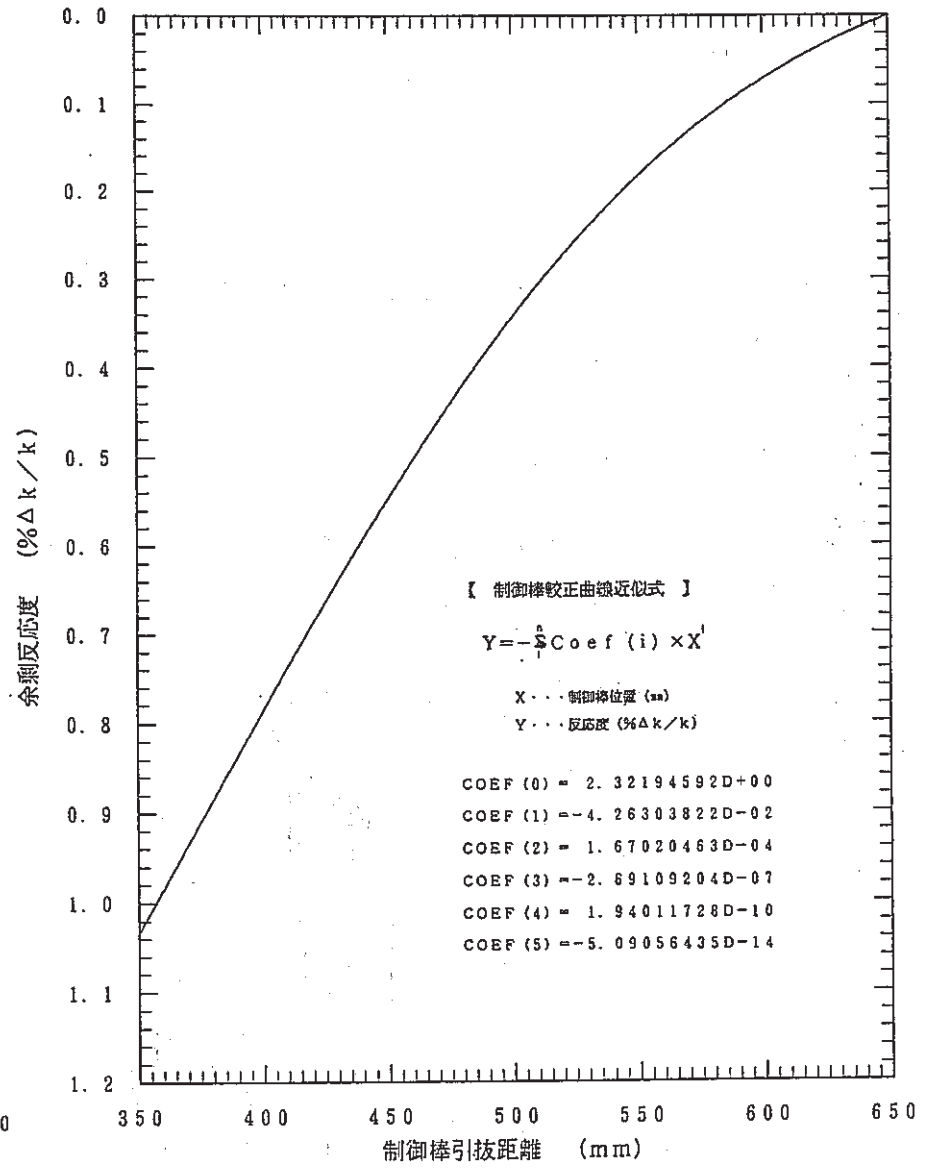


図. 3.12.2 制御棒 2 ストローク曲線

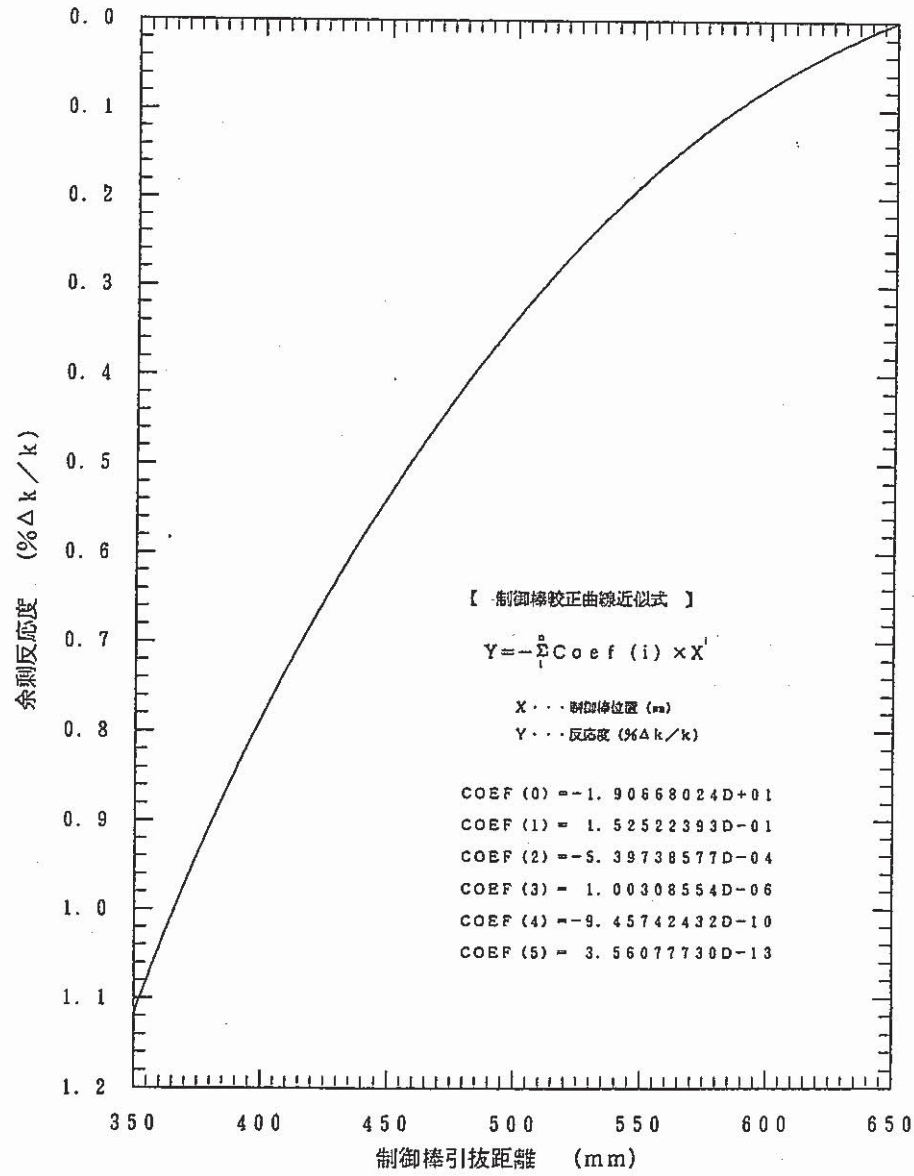


図. 3.12.3 制御棒 3 ストローク曲線

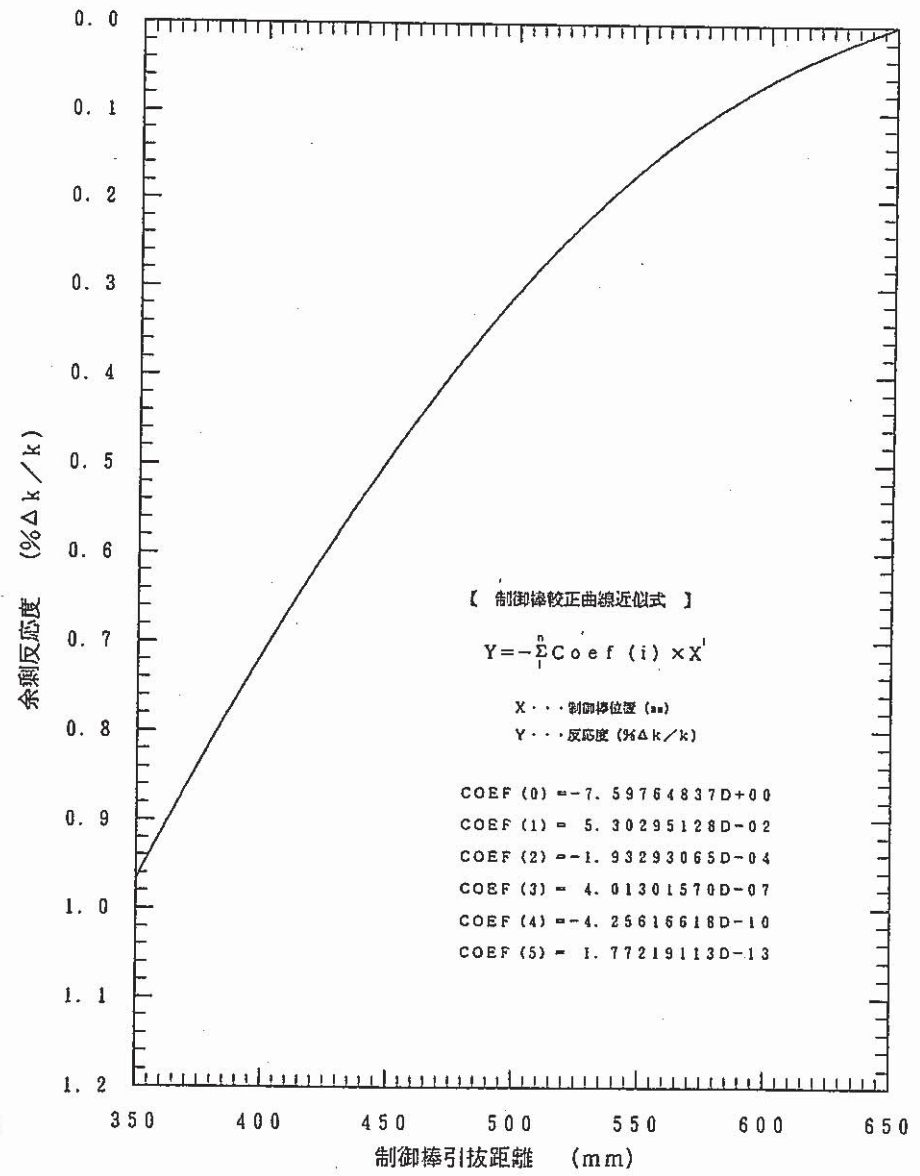


図. 3.12.4 制御棒 4 ストローク曲線

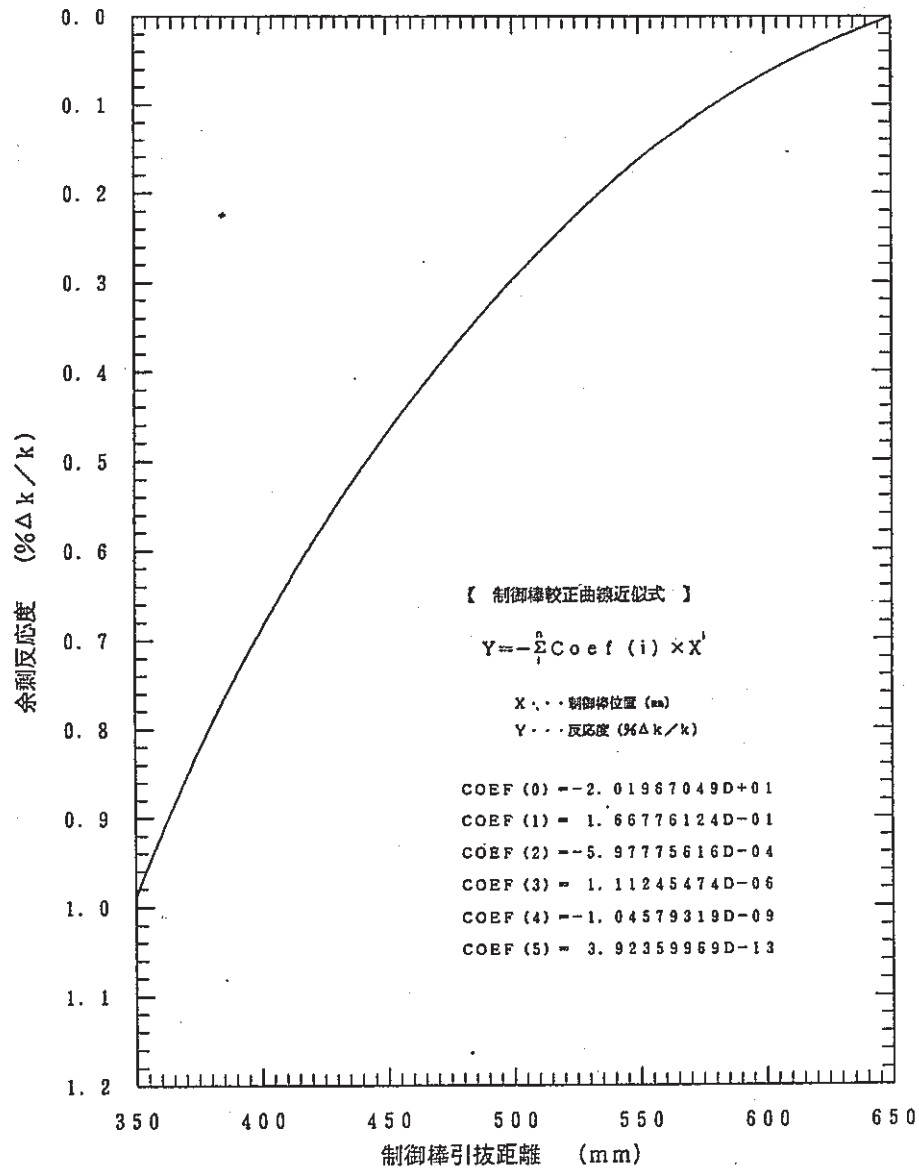


図. 3.12.5 制御棒 5 ストローク曲線

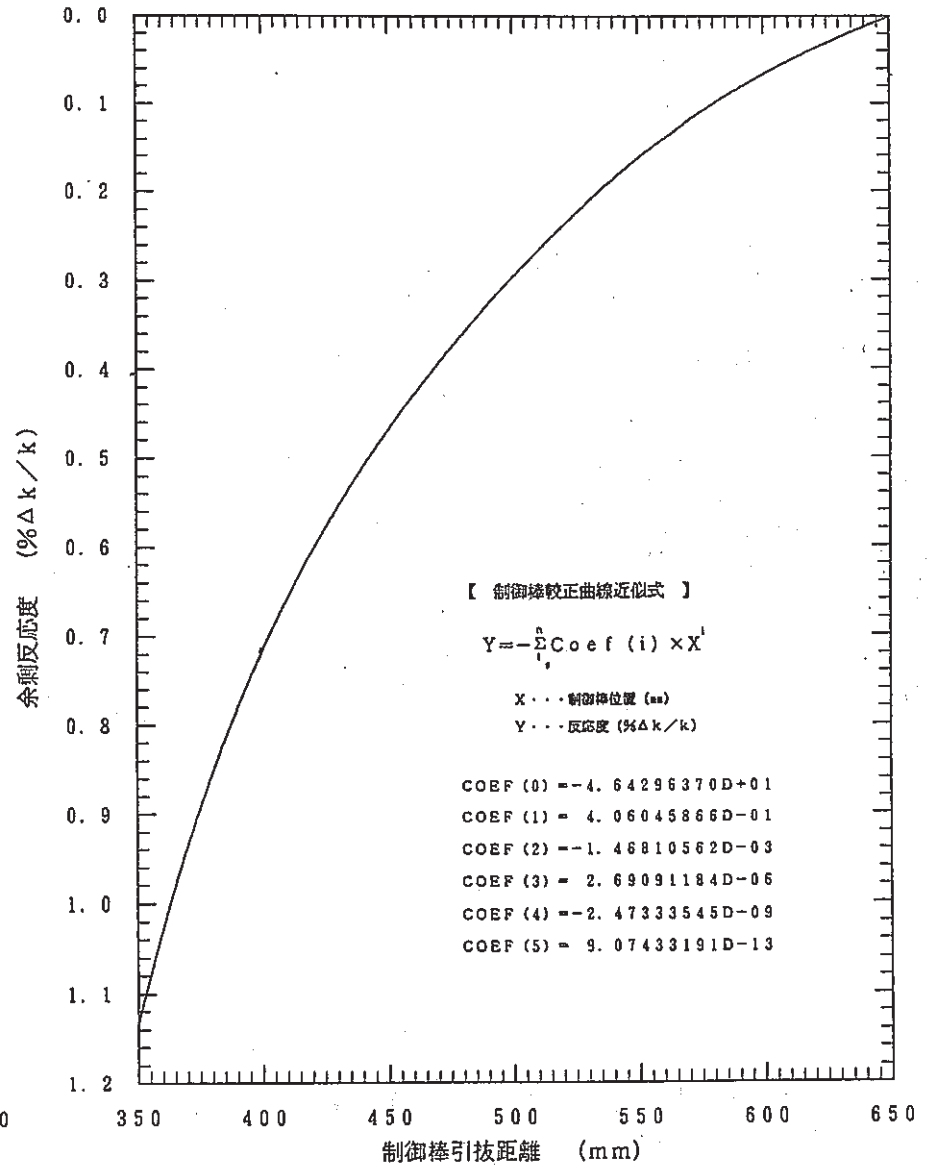


図. 3.12.6 制御棒 6 ストローク曲線

### 3.13 MK-II炉心第15サイクル終了後における炉心崩壊熱計算

報告者：長崎（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 使用目的

昭和63年7月に予定されている制御棒下部案内管の交換作業時の作業工程等の検討を行うため。

#### 2. 計算条件

1) 計算方法：MK-II炉心第15サイクルの炉心構成を用い各列毎の炉心燃料領域（55cm長）について計算を行い炉心の全崩壊熱を算出した。

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”の計算値を使用し，以下の平均化した値を用いた。

- i) 中性子束，中性子出力，原子数密度は各列の平均を使用した。
- ii) 各列毎の照射履歴は列毎の平均燃焼度から照射日数を逆算した。

2) 計算コード：“FPGS-3.5”

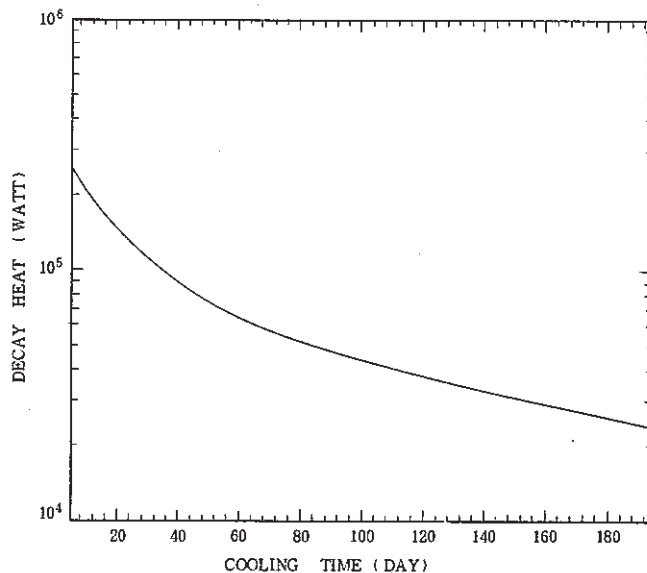
3) 縮約スペクトル：“CITATION-RZ”（MK-II標準炉心体系）で計算した各列毎の25群中性子束を用いた。

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。

#### 3. 計算結果：計算結果を右図に示す。

右図より炉心の崩壊熱が50kWを下回るには約90日以上冷却期間が必要である。以下に下部案内管交換期間中の崩壊熱を示す。

炉停止後	60日（7月上旬）	約69kW
炉停止後	80日（7月下旬）	約56kW
炉停止後	100日（8月中旬）	約48kW



尚，上記の値は燃料領域以外の寄与

分及びFFD感度校正試験による崩壊熱の増加分を考慮した値（約10%）を今回の計算値に乗じた崩壊熱である。



## 4. 炉内熱流力特性の測定・解析

本章は、炉内の熱流動に関わる諸特性の検討及び解析で得られた成果をまとめたものである。

#### 4.1 INTA-S装荷に伴うサーマル・ストライピングの検討（熱流動解析）

報告者：田代（炉心・運転計画Gr）

##### 1. 概要

INTA-Sの出口温度は375℃と隣接する集合体出口温度よりも111℃も低く流量比も35.7と大きくなっている為、集合体出口近傍の噴出流の動圧差の差異からサーマル・ストライピングの発生が懸念される。INTA-Sに配分された冷却材は、ハンドリングヘッド側面に設けられた冷却材流出孔と保持装置内を流れて上部案内管内に流出する。保持装置内の流路には計測用のケーブル等がある為、圧力損失を評価することができない。解析では保持装置内の流量を0.50%の2ケースを行い、保持装置内を流れる冷却材の影響も考慮する。

##### 2. 計算結果

INTA-S近傍の熱流動解析を行う為、原子炉工学室で整備された、単相多次元熱流動解析コード“AQUA”を使用する。本メモはINTA-S近傍の熱流動解析の中間報告を示している。燃料集合体から流出する冷却材は、上部案内管の内外及び上部案内管及び整流格子の下端に衝突し内側反射体の方向に流れる。上部案内管及び整流格子の下端に衝突した冷却材は、内側反射体の方向に流れの向きを変え1/2境界面で下降流となり上部案内管内に吸い込まれている。上部案内管の外側を流れる冷却材は、内側反射体の方向に流れの向きを変えながら外壁に沿って上昇する。上部案内管内に流入する冷却材は、INTA-Sと隣接する集合体間のギャップから流出した冷却材と燃料集合体から流出した冷却材と混合し上部案内管の内側を上昇し一部はクランプ孔を通過して上部案内管の外側に流出する。上部案内管の内側にはINTA-Sの保持装置があり、流路が狭まる場所では冷却材が内側反射体の方向に流れの向きを変えている。図4.1.1は、保持装置内の冷却材流量を無視した解析に於ける軸断面の冷却材の温度分布を示している。クランプ孔から上部案内管の外側に沿った下降流が生じ無い為、整流格子の外側の軸方向温度分布はほとんど無い。上部案内管の内側では軸方向に最大50℃の温度差が生じている。図4.1.2は、保持装置内の冷却材流量を50%にした解析に於ける軸断面の冷却材の温度分布を示している。冷却材の流量が少ない内側反射体の上部に空いているクランプ孔から上部案内管の外側に沿った下降流が生じているが、整流格子の外側の軸方向温度分布は15℃程度である。上部案内管の内側では軸方向に最大80℃の温度差が生じている。

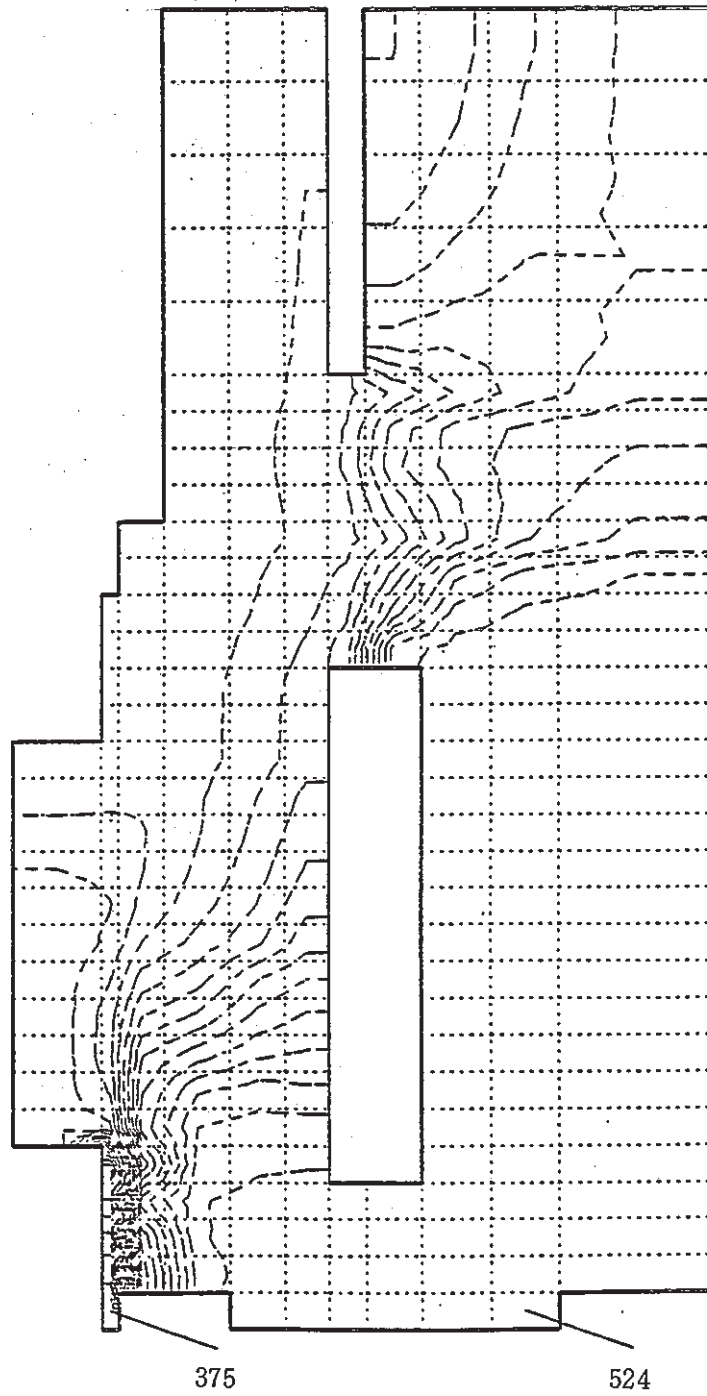


図 4.1.1 軸方向断面に於ける等温線図 (保特装置内流量無視)

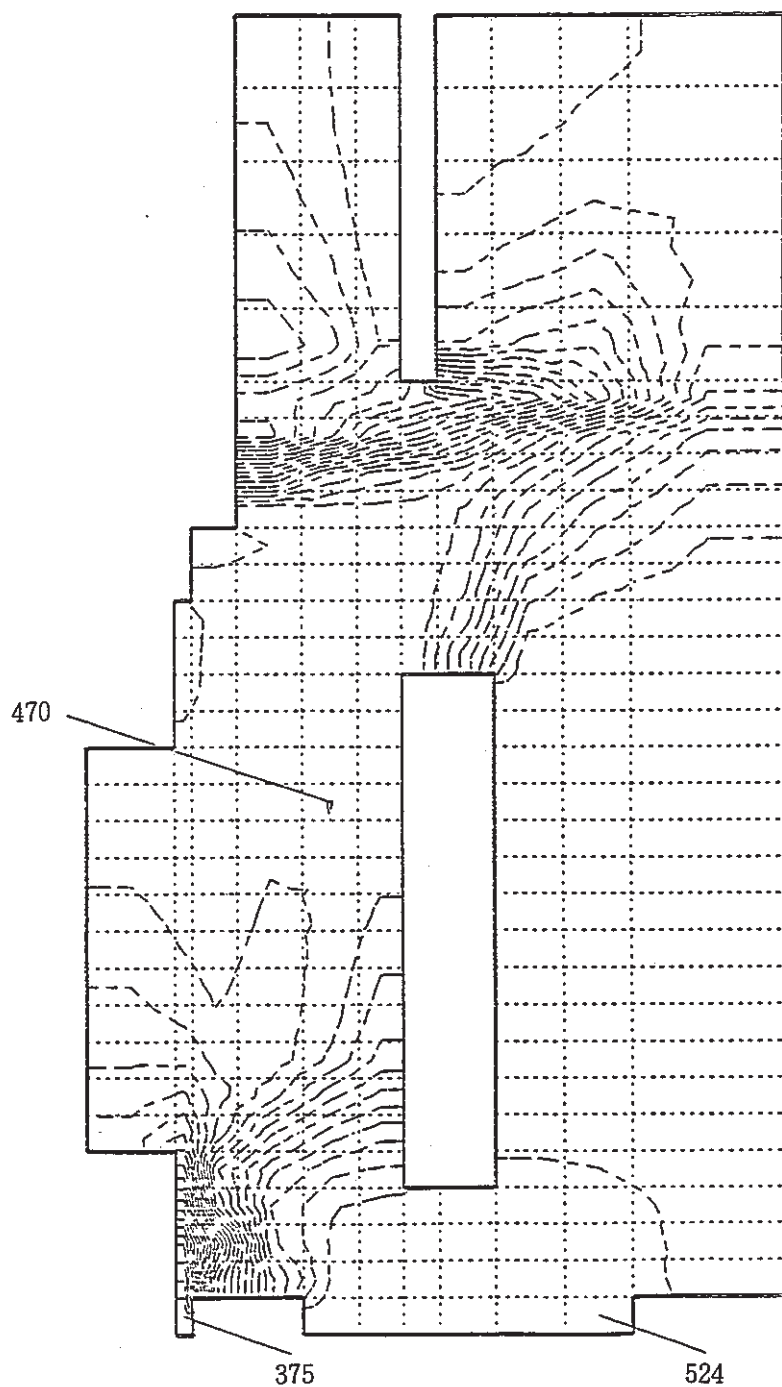


図 4.1.2 軸方向断面に於ける等温線図 (保持装置内流量50%)

4.2 MK-II炉心15'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(炉心・運転計画 Gr)

本資料は、MK-II炉心 15' サイクルにおける集合体出口温度計装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BOCにおける流量係数測定試験で出力1.7MW、流量30%における集合体出口温度の実績を参考にして作成したものである。

表4.2.1に集合体出口冷却材温度予測結果を示す。

POWER	COOLANT FLOW	COOLANT TEMP IN	COOLANT TEMP OUT
1.70 MW	A 381 M3/H B 377 M3/H	A 251 °C B 252 °C	A 256 °C B 255 °C

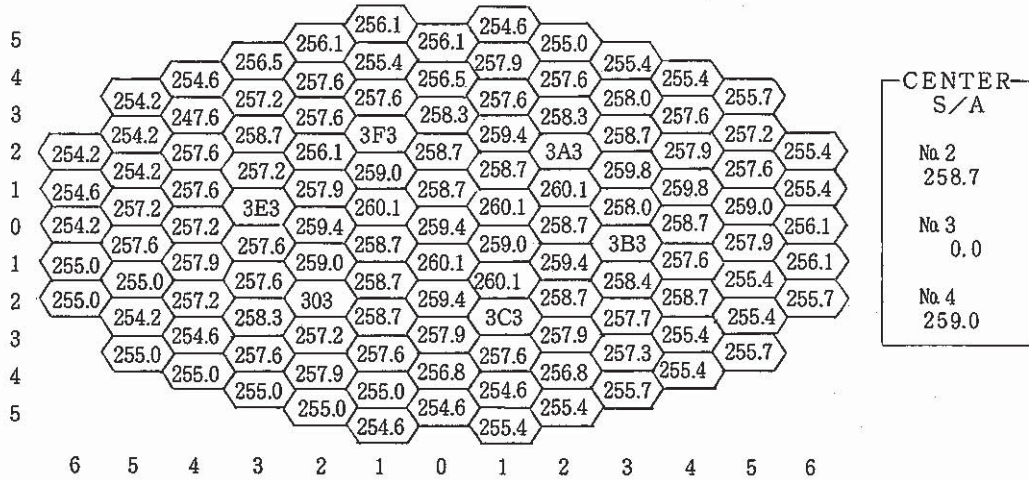


図 4.2.1 15サイクルBOC流量30%、出力1.7MW時の集合体出口温度



表 4.2.1 集合体出口冷却材温度予測結果一覧表

TA-4.1	Address	000	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	MK-II第15' サイクル 集合体出口温度				
	温度(℃)	279	279	280	279	280	279	280					
TA-4.2	Address	2A1	3A1	3A2	4A1	4A2	4A3	5A3	5A1	5A2	6A2	6A3	6A4
	温度(℃)	279	278	279	277	278	278	278	276	278	275	275	275
TA-4.3	Address	2A2	2B1	3B1	4A4	4B1	5A4	5A5	5B1	5B2	6A5	6A6	6B2
	温度(℃)	279	280	280	279	278	279	278	277	278	275	275	275
TA-4.4	Address	2B2	3B2	4B2	4B3	4B4	5B3	5B4	5B5	6B3	6B4	6B5	6B6
	温度(℃)	279	278	280	279	278	279	278	275	275	276	276	276
TA-4.5	Address	2C1	3C1	3C2	4C1	4C2	4C3	5C3	5C1	5C2	6C2	6C3	6C4
	温度(℃)	279	278	279	279	278	278	277	275	275	276	275	276
TA-4.6	Address	2C2	2D1	3D1	4C4	4D1	5C4	5C5	5D1	5D2	6C5	6C6	6D2
	温度(℃)	280	279	278	278	277	277	275	275	275	275	275	275
TA-4.7	Address	2D2	3D2	4D2	4D3	4D4	5D3	5D4	5D5	6D3	6D4	6D5	6D6
	温度(℃)	279	279	278	277	278	278	278	275	275	275	275	275
TA-4.8	Address	2E1	3E1	3E2	4E1	4E2	4E3	5E3	5E1	5E2	6E2	6E3	6E4
	温度(℃)	279	278	278	277	278	277	278	274	275	275	275	274
TA-4.9	Address	2E2	2F1	3F1	4E4	4F1	5E4	5E5	5F1	5F2	6E5	6E6	6F2
	温度(℃)	279	278	277	278	278	277	274	274	268	275	274	274
TA-4.10	Address	2F2	3F2	4F2	4F3	4F4	5F3	5F4	5F5	6F3	6F4	6F5	6F6
	温度(℃)	279	276	279	278	278	277	278	275	275	277	276	276



#### 4.3 MK-II炉心第15'サイクルにおける流量計特性試験

報告者：深見（異常監視技術Gr）

##### 1. 概要

MK-II炉心第15'サイクル流量計特性試験を昭和63年6月11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。

また，第15'-2サイクル時の測定を6月19日に実施した。

##### 2. 試験内容

1次系主流量20%の状態より100%まで流量を上昇させ，この間10%段階ごとに安定状態にて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も測定する。第15'-2サイクルにおいては，100,50,30%時にセンターチャンネル流速を測定した。

##### 3. 結果

表1，2に本試験において採取したデータの一覧を示す。図4.3.1に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，図4.3.2にシステム回転数とJOYDAS回転数の対比を示す。但し，センターチャンネル流速計#4については（技-62-276）にて述べたように，系統温度270℃以上時出力がゼロになっていたが，今回は250℃にて出力しなかった為測定を省いた。詳細については別途技術課メモにて報告済である。

##### 4. 評価

試験結果より，前回（第15サイクル）の試験結果と照合したところ，第15'-1サイクルにおいてセンターチャンネル流速計出力が1次主流量100%時約30%に減少していた。この現象は図4.3.1に示す様に，第15'-2サイクルにて第15'サイクルと同様な値を示していることから，第15'-1サイクルに炉心アドレス（000）にFFD感度校正用集合体が装荷されているためによるものである。従って，流量計及び流速計（#1，#2）の特性は第15サイクルと同様に保たれている。

表 4.3.1 流量計特性試験データ

試験 ステップ	JOYDASアナログ値		1次系主流量 ( $m^3/hr$ )	INTA 流量 ( $kg/s$ )	センタチャンネル 流速計出力 (mV)	15'-2サイクル	
	B005	B006				1次主流量 ( $m^3/hr$ )	流速計 (mV)
1	248	231	479		138.5		
2	362	364	726		151.2	743	240.0
3	488	482	970		164.8		
4	615	604	1219		172.3	1243	340.0
5	739	732	1471		182.2		
6	865	864	1729		195.6		
7	929	931	1860		202.8		
8	1113	1115	2228		219.0		
9	1248	1262	2510		226.9	2505	610.0

表 4.3.2 1次系主ポンプ回転数データ

ステップ	1次系主流量 ( $m^3/hr$ )	システム回転数 (rpm)		JOYDAS 回転数 (rpm)		備 考
		A	B	A	B	
1	479	169.8	164.0	169.4	164.5	
2	726	246.0	244.2	249.3	244.5	
3	970	324.8	320.8	330.3	320.5	
4	1217	405.2	400.2	411.3	400.8	
5	1471	486.8	482.0	496.7	483.8	
6	1729	569.0	567.0	580.5	553.6	
7	1860	611.2	609.2	619.2	597.9	
8	2228	736.0	732.6	737.8	728.2	
9	2510	825.6	825.6	833.5	827.7	

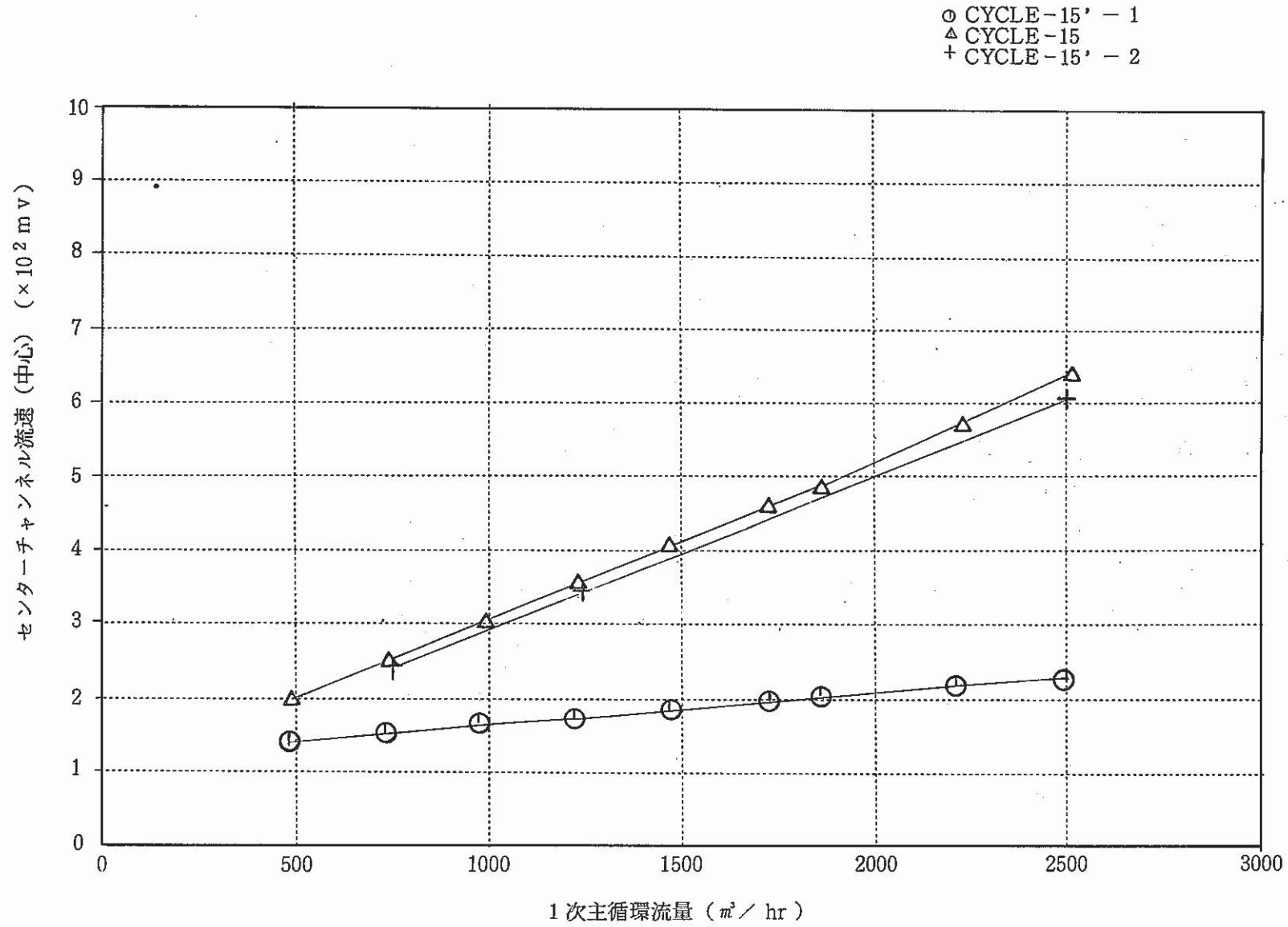


図 4.3.1. 流量計特性試験

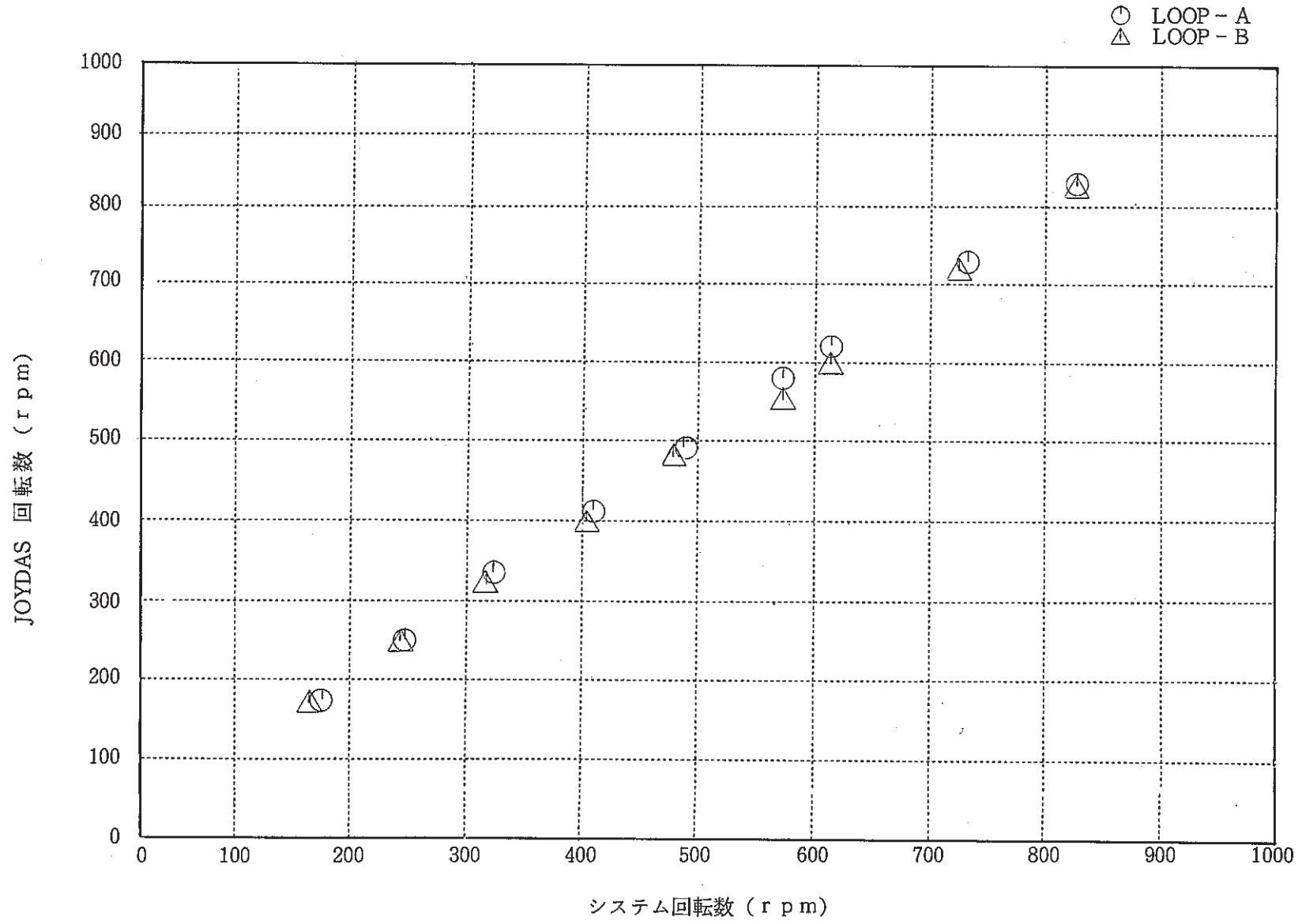


図 4.3.2. 流量計特性試験

## 5 . 炉心内の機械的特性の解析・検討

本章は、炉心構成要素の挙動解析に関する成果をまとめたものである。

5.1 IAEA炉心湾曲解析コードの国際比較STAGE 2問題(EX-2, EX-3)改訂版の作成

報告者：奥田(原子炉利用Gr)

1. 概要

IAEA炉心湾曲解析コード国際比較のSTAGE 2(炉外試験-コード間比較)は、昭和62年12月に開催されたコンサルタントミーティングの場で、日本が提案したベンチマーク問題4問中、3問がSTAGE 2問題として承認された。

各問題については、会議で出されたコメント等を反映した上で昭和63年5月までに改訂版を作成し、ベンチマーク参加各国に配布する予定である。

本メモでは、先に発行した技メモ(技-62-402)に引続き、  
STAGE 2 EX-2(炉心構成要素10体単列熱湾曲試験)  
EX-3(炉心構成要素単体曲げ試験)

に関し、提案問題の訂正、追記事項、並びにEX-2, EX-3の改訂版を示す。

2. 訂正, 追記事項

EX-2 ----- 表5.1.1参照

EX-3 ----- 表5.1.2参照

3. 改訂版

本メモ及び技-62-402で報告したSTAGE-2問題の改訂版は下記レポートにまとめた。

IEAE/IWGPR Coordinated Research Programme on Intercomparison of  
LMFBR Core Mechanics codes

- Japanese ex-reactor data for the validation exercise -  
"Revised edition", SN 9450 88-003



表 5.1.1

EX-2 訂正, 追記事項

項 目	内 容
1. 表記の変更	i) 単位系 : kg, mm → N, mm ii) ラッパ管材質 : sus 32 → sus 316 iii) ラッパ管軸方向 : 下部支持板上面 距離の表示法 基準 → pivot point 基準 (起点の統一)
2. 形状, 寸法の訂正	i) 上部パッド位置 : 2370 → 2410に訂正 (* 2400) (* 2440) ii) ラッパ管頂部までの : 2410 → 2440に訂正 距離 (* 2440) (* 2470) iii) Pivot Point位置 : Fig 1 (Axial dimension of Subassembly) の訂正
3. 追記事項	i) S/A軸方向3点(測定点:l=770mm, 1330mm, 2300mm)に 関するラッパ管周方向温度分布の正規化定数の図表 ii) エントランスノズル材質(ss-41) 同 ヤング率 iii) 案内管の材質, ヤング率(ss-41) → ii)と同様 iv) ラッパ管材料の平均熱膨張係数 → 表2, 図1参照
4. その他	i) Subassembly arrangement (Appendix 3) (fig-3) で示した炉心構成 要素間の距離は, 下部支持板のピッチである。 ii) 冷温状態での炉心構成要素の形状は, 直真と仮定する。 iii) 集合体湾曲量の測定は, レーザ光線による基準線からの“ズレ” から求めた。 iv) 集合体軸方向について570mmより低い位置の測定結果は現存し ない。

表 5.1.2 EX-3 訂正, 追記事項

項 目	内 容
1. 表記の変更	i) 単位系 : kg, mm → N, mm
2. 追記事項	i) ラッパ管の曲げ歪の測定点 → (Appendix 4 追加) (fig 3) ii) ラッパ管 (荷重-曲がり) 関係 → (Appendix 4 追加) (Table 1, 2) “ (荷重-歪) ” → “ ” iii) 上部パッド部, センターピンの詳細図 → (Appendix 4 追加) (fig 2) iv) エントランスノズルの材質 : sus 304 v) 下部支持構造部 (案内管) の詳細図 → (Appendix 4 追加) (fig 4)
3. その他	i) ラッパ管の荷重点は, センターピンの下端 (appendix 4, fig 1 参照) である。 ii) ラッパ管の変位の測定点は, センターピンの上端である。 iii) 下部支持構造部での支持条件は, 2点接触 (ピボット点 エントランスノズル下端部) とする。 下部支持構造物, 案内管は完全側と仮定する。

## 5.2 下部案内管の炉心特性への影響

報告者：池田（原子炉利用Gr）

### 1. 目的

下部案内管の設工認に関連し、掲題の評価を実施する。

### 2. 方法

炉心管理コードMAGIにより、3次元Hex-Z7群拡散計算により第15サイクル、制御棒引抜き状態で下部案内管の影響を比較する。

### 3. 結果

#### (1) 中性子束への影響

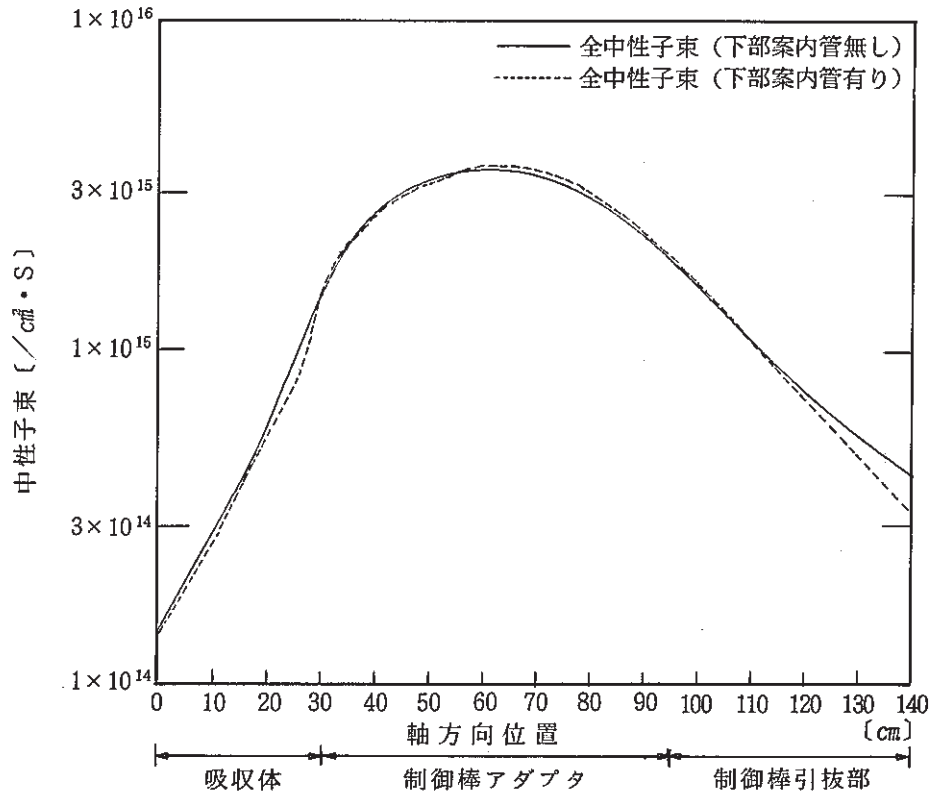
制御棒領域の中性子束の比較を図 5.2.1に、隣接する炉心燃料集合体のそれを図 5.2.2に示す。最大中性子束で比較すると制御棒領域で0.9%\*、隣接集合体で0.5%\*、下部案内管無しの方が小さ目である。 \* 下部案内管有りとなしとの差

#### (2) 温度特性への影響

隣接する炉心燃料集合体（第2列）の温度特性は、下部案内管有りから無しにより燃料最高温度で2202℃から2194℃に被覆管最高温度で628℃から627℃に下がる。

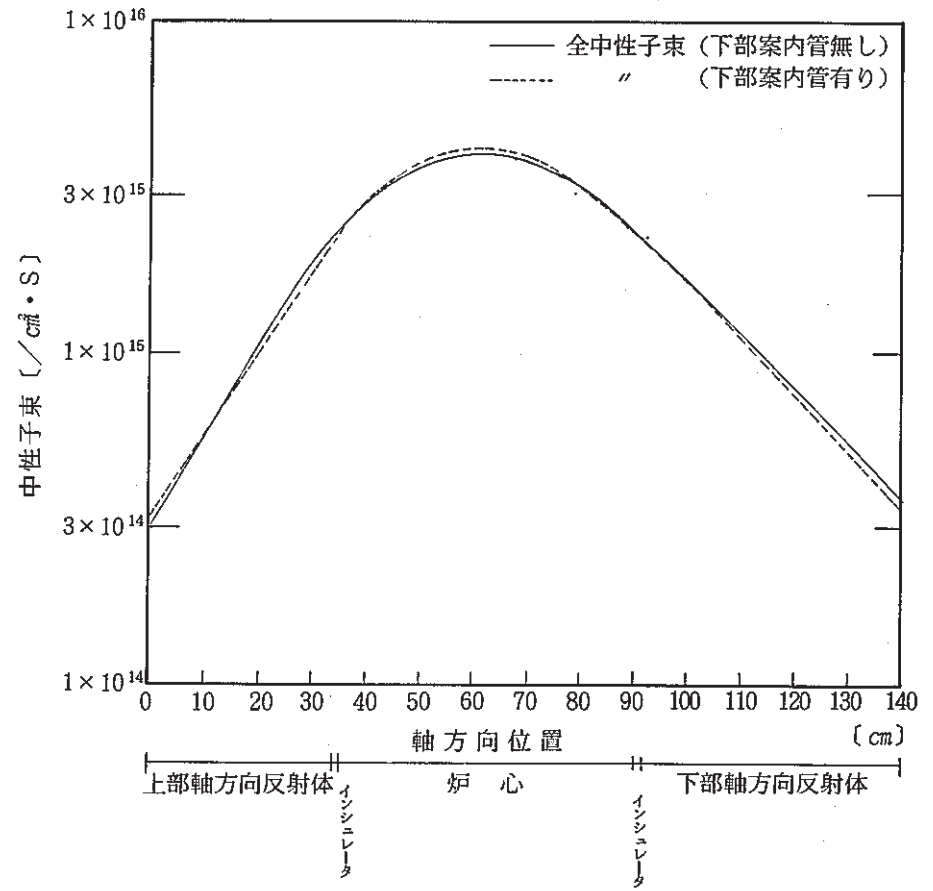
### 4. 評価

下部案内管の製造公差（ $1.8 \pm 0.5$ mm）の影響は隣接集合体の中性子束に約0.1%、燃料最高温度で約2℃、被覆管最高温度で約0.3℃程度であり設計余裕に比べ無視しうる。



(注) 炉心状態  
 ○ 第15サイクル初期 制御棒全引抜状態

図 5.2.1. 制御棒領域における軸方向中性子束分布の変化



(注) 炉心状態  
 ○ 第15サイクル初期 制御棒全引抜状態

図 5.2.2. 制御棒に隣接する炉心燃料集合体\*における軸方向中性子束分布の変化

\* 第2列 (2D1)

### 5.3 炉心変形挙動解析コードの検証計画

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

#### 1. 概 要

燃料寿命を制限する最大因子の一つとして認識されている炉心変形挙動の解析を行い、昭和69年に予定されている実証炉1号の安全審査の対応を可能とするため、所内関係者でW/Gを結成し、炉心変形挙動解析コードの検証計画について検討している。

本メモでは、プラント室との打合せに基づき、本計画書の技術課担当分について見直しを行い、以下の資料を作成する。

#### 2. 内 容

- ① 「実施体制及び予算計画」
- ② 「炉心変形解析コードシステム検証R/Dスケジュール」

表5.3.1 参照。

#### 3. 今後の予定

W/Gで作成した計画書に基づき、炉心変形挙動解析コードの検証の実施へ向けて、関係者の合意を得る。

表 5.3.1 炉心変形解析コードシステム検証 R & D タイムスケジュール

項目	試験/検証 計画	作業内容	年 度					担当課室	項目別 予算取次 (千円)	
			6 3	6 4	6 5	6 6	6 7			6 8
実証炉設計		(a) 主要仕様選定 (b) 基本仕様選定 (c) 基本設計 (d) 安全審査開始 (e) High Fluence 照射物性 データ	(a) - ∇	(b) - ∇ (c) ○ (e) - ∇		基 本 設 計		(d) - ∇		
炉心変形解析コードの整備、検証 (50,000千円)	① TETRAS	(a) 既存データによるキャリブレーション (b) ラップ管温度モデル検証							実験炉部 技術課	(a) 5,000 (b) 5,000 計 10,000
	② BEACON	(a) 実験炉モデル導入 (b) Coupled Stiffness モデル導入 (c) 月日依存性評価機能追加 (d) 自由湾曲モデル検証 (e) コード総合検証	(a) ○ (b) ○	(c) ○	(d) ○	(e) ○			実験炉部 技術課	(a) 実施中 (b) 5,000 (c) 10,000 (d) 5,000 (e) 20,000 計 40,000
炉外試験 (280,000千円)	① 7体集合体ラップ管 温度測定試験*1	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価		(a) ○	(b), (c) ○	(d) ○			安工部 伊工室	(a) 1,000 (b) 1,000 (c) 8,000 (d) 内部実施 計 10,000
	② 熱湾曲、熱クリープ 変形試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価		(a) ○	(b), (c) ○	(d) ○			開発部*2	(a) 1,000 (b) 1,000 (c) 18,000 (d) 4,000 計 24,000
	③ 曲げ剛性、パッド部 圧縮剛性試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価		(a) ○	(b) ○	(c) ○	(d) ○		開発部*2	(a) 1,000 (b) 1,000 (c) 18,000 (d) 4,000 計 24,000
	④ 照射探傷装置測定試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価		(a) ○	(b) ○	(c) ○	(d) ○		開発部*2	(a) 1,000 (b) 4,000 (c) 35,000 (d) 12,000 計 52,000
	⑤ 19体集合体変形試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価		(a) ○	(b), (c) ○	(d) ○			開発部*2	(a) 1,000 (b) 4,000 (c) 165,000 (d) 内部実施 計 170,000
炉内試験 (280,000千円)	① 引張荷重測定試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価	(a) ○	(b), (c) ○	(d) ○				実験炉部 技術課	(a) 実施中 (b) 10,000 (c) 40,000 (d) 内部実施 計 50,000
	② 計測装置付集合体試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 装置組立 (e) 試験、評価	(a) ○	(b) ○	(c) ○	(d) ○	(e) ○		実験炉部 照射課	(a) 実施中 (b) 5,000 (c) 25,000 (d) 内部実施 計 30,000
	③ 焼結体パッドによる 荷重測定試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価			(a) ○	(b), (c) ○	(d) ○		実験炉部 技術課	(a) 5,000 (b) 5,000 (c) 28,000 (d) 内部実施 計 38,000
	④ 加速変形試験	(a) 予備検討 (b) 詳細検討 (c) 装置製作 (d) 試験、評価			(a) ○	(b), (c) ○	(d) ○		実験炉部 技術課	(a) 5,000 (b) 5,000 (c) 42,000 (d) 内部実施 計 52,000
予算取次	年度別予算内訳	(a) 炉心変形解析コードの整備、検証 (b) 炉外試験 (c) 炉内試験 (d) 合計	(10,000千円) (5,000千円) (55,000千円) 70,000千円	(7,500千円) (157,000千円) (35,000千円) 199,500千円	(12,500千円) (110,000千円) (80,000千円) 202,500千円	(10,000千円) (8,000千円) (0千円) 18,000千円	(10,000千円) (0千円) (0千円) 10,000千円	合計	500,000 千円	

注) \*1 7体集合体ラップ管温度測定試験は、安全工学部炉心工学室の集合体熱移行装置を利用する予定である。

\*2 炉外試験②～⑤の担当室は未調整である。



#### 5.4 「常陽」炉心構成要素ラッパ管の温度，中性子束データの作成

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

##### 1. 目的

「常陽」反射体の長寿命化構造検討のため実施する2次元炉心湾曲解析の入力データを作成する。

##### 2. 計算方法

- (1) 中性子束データ…MAGIコードの記録計算のファイル（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技メモ61-275に基づき補正しHITETRASコードにより作成。
- (2) 温度データ………上記と同様にしてHITETRASコードにより求めたラッパ管の温度データを技メモ61-289及び技メモ62-144に基づき，集合体内半径方向発熱分布の補正を行い作成。

##### 項目

- (1) 「常陽」第0サイクル～第27サイクルラッパ管壁の中性子束，温度データ（1/6炉心）のありか  
MT Vol=HITETR (600377-E2506-HITETR)
- (2) 炉心構成要素の軸ノード定義  
軸方向 20分割
- (3) 支給した中性子束，温度データの集合体番号，及びラッパ管壁番号を図5.4.1に示す。
- (4) 第20サイクル，集合体番号1,2の中性子束データ，温度データを表5.4.1に示す。

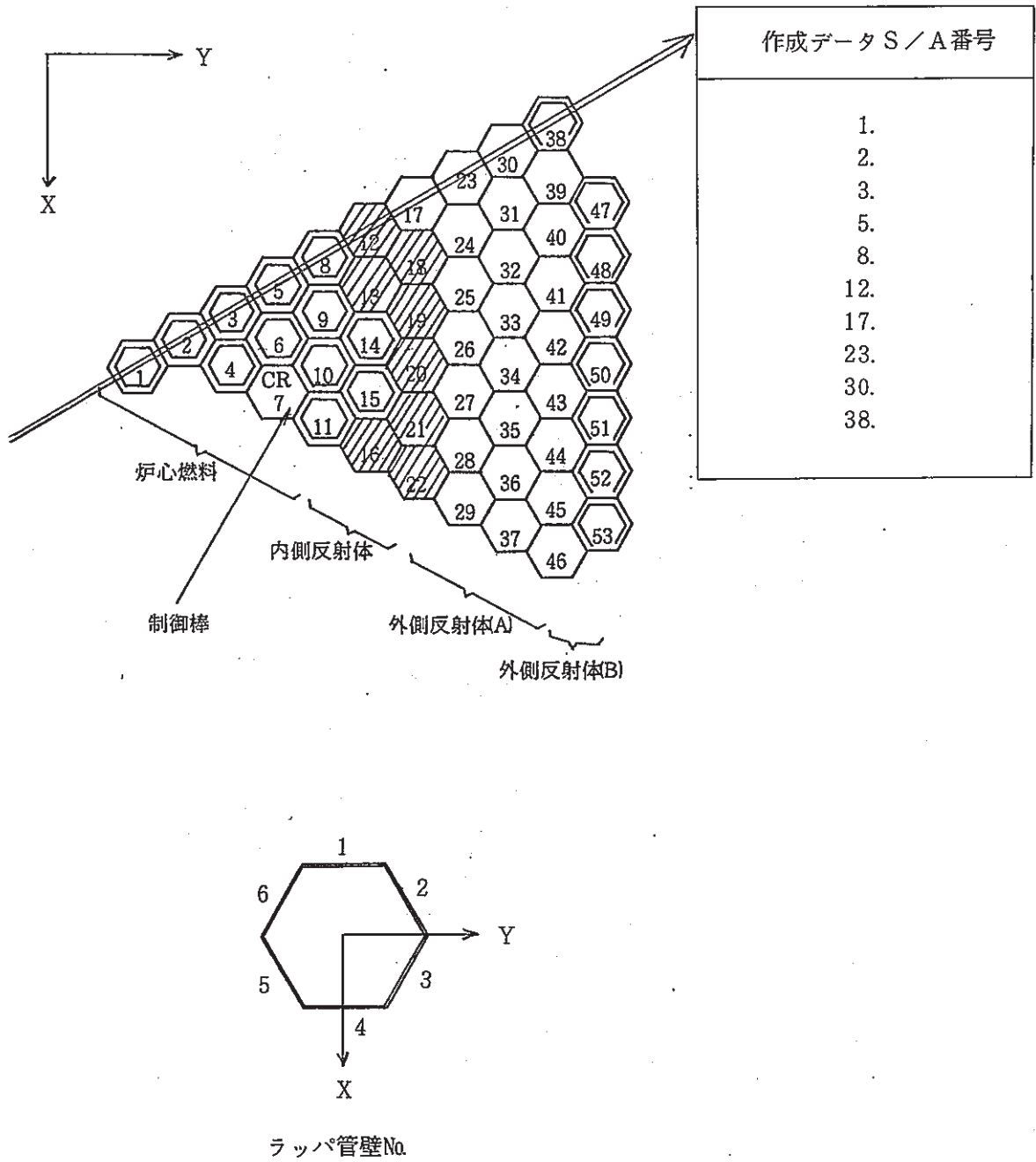


図 5.4.1 中性子束, 温度データの集合体集号, 及びラップ管壁番号

表 5.4.1 第20サイクル「常陽」炉心構成要素ラッパ管壁の中性子束及び温度データ

=== TABLE TEMPERATURE OF DUCT WALL(C)=== TEMP JY CORE CYCLE 20  
(UPPER OF GEOMETRY;MESH 20)

=== CORE ELEMENT NO. 1

NODE	WALL 1	WALL 2	WALL 3	WALL 4	WALL 5	WALL 6
1	370.01	370.01	370.01	370.01	370.01	370.01
2	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11
3	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11
4	370.21	370.21	370.21	370.21	370.21	370.21
5	370.31	370.31	370.31	370.31	370.31	370.31
6	370.41	370.41	370.41	370.41	370.41	370.41
7	378.31	378.31	378.31	378.31	378.31	378.31
8	402.21	402.21	402.21	402.21	402.21	402.21
9	433.41	433.41	433.41	433.41	433.41	433.41
10	467.01	467.01	467.01	467.01	467.01	467.01
11	497.61	497.61	497.61	497.61	497.61	497.61
12	510.11	510.11	510.11	510.11	510.11	510.11
13	518.41	518.41	518.41	518.41	518.41	518.41
14	524.71	524.71	524.71	524.71	524.71	524.71
15	529.81	529.81	529.81	529.81	529.81	529.81
16	534.01	534.01	534.01	534.01	534.01	534.01
17	537.51	537.51	537.51	537.51	537.51	537.51
18	540.31	540.31	540.31	540.31	540.31	540.31
19	542.71	542.71	542.71	542.71	542.71	542.71
20	555.81	555.81	555.81	555.81	555.81	555.81

=== CORE ELEMENT NO. 2

NODE	WALL 1	WALL 2	WALL 3	WALL 4	WALL 5	WALL 6
1	370.01	370.01	370.01	370.01	370.01	370.01
2	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11
3	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11	370.11
4	370.21	370.21	370.21	370.21	370.21	370.21
5	370.21	370.21	370.21	370.21	370.31	370.21
6	370.41	370.41	370.41	370.41	370.41	370.41
7	378.21	378.11	378.21	378.41	378.51	378.41
8	402.21	401.71	402.41	403.21	403.21	403.01
9	433.61	432.71	434.11	435.71	435.51	435.11
10	467.31	466.01	468.21	470.51	469.91	469.51
11	497.81	496.11	499.11	501.91	500.91	500.51
12	510.11	508.41	511.61	514.41	513.11	512.81
13	518.41	516.71	520.01	522.61	521.21	521.01
14	524.61	522.91	526.11	528.71	527.31	527.31
15	529.81	527.91	531.11	533.71	532.31	532.41
16	533.91	532.01	535.11	537.71	536.41	536.51
17	537.31	535.31	538.31	541.01	539.71	539.91
18	540.01	538.01	541.01	543.71	542.51	542.71
19	542.31	540.31	543.21	546.01	544.81	545.11
20	557.11	555.11	557.11	559.71	558.71	559.71

=== TABLE FLUX OF DUCT WALL(/CM\*CM\*S)=== FLUX JY CORE CYCLE 20  
(CENTER OF GEOMETRY;MESH 9)

=== CORE ELEMENT NO. 1

NODE	WALL 1	WALL 2	WALL 3	WALL 4	WALL 5	WALL 6
1	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14
2	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14
3	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14	1.050E+14
4	1.892E+14	1.892E+14	1.892E+14	1.892E+14	1.892E+14	1.892E+14
5	3.925E+14	3.925E+14	3.925E+14	3.925E+14	3.925E+14	3.925E+14
6	6.656E+14	6.656E+14	6.656E+14	6.656E+14	6.656E+14	6.656E+14
7	1.880E+15	1.880E+15	1.880E+15	1.880E+15	1.880E+15	1.880E+15
8	2.806E+15	2.806E+15	2.806E+15	2.806E+15	2.806E+15	2.806E+15
9	3.097E+15	3.097E+15	3.097E+15	3.097E+15	3.097E+15	3.097E+15
10	2.754E+15	2.754E+15	2.754E+15	2.754E+15	2.754E+15	2.754E+15
11	1.818E+15	1.818E+15	1.818E+15	1.818E+15	1.818E+15	1.818E+15
12	8.940E+14	8.940E+14	8.940E+14	8.940E+14	8.940E+14	8.940E+14
13	4.016E+14	4.016E+14	4.016E+14	4.016E+14	4.016E+14	4.016E+14
14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14
15	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14
16	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14
17	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14
18	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14
19	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14
20	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14	1.757E+14

=== CORE ELEMENT NO. 2

NODE	WALL 1	WALL 2	WALL 3	WALL 4	WALL 5	WALL 6
1	9.754E+13	9.711E+13	9.754E+13	1.029E+14	1.038E+14	1.029E+14
2	9.754E+13	9.711E+13	9.754E+13	1.029E+14	1.038E+14	1.029E+14
3	9.754E+13	9.711E+13	9.754E+13	1.029E+14	1.038E+14	1.029E+14
4	1.763E+14	1.755E+14	1.763E+14	1.860E+14	1.876E+14	1.860E+14
5	3.670E+14	3.653E+14	3.670E+14	3.872E+14	3.906E+14	3.872E+14
6	6.211E+14	6.183E+14	6.211E+14	6.554E+14	6.610E+14	6.554E+14
7	1.761E+15	1.753E+15	1.761E+15	1.858E+15	1.874E+15	1.858E+15
8	2.637E+15	2.625E+15	2.637E+15	2.782E+15	2.806E+15	2.782E+15
9	2.910E+15	2.897E+15	2.910E+15	3.071E+15	3.097E+15	3.071E+15
10	2.586E+15	2.575E+15	2.586E+15	2.729E+15	2.753E+15	2.729E+15
11	1.701E+15	1.694E+15	1.701E+15	1.795E+15	1.811E+15	1.795E+15
12	8.267E+14	8.230E+14	8.267E+14	8.723E+14	8.798E+14	8.723E+14
13	3.712E+14	3.696E+14	3.712E+14	3.917E+14	3.951E+14	3.917E+14
14	1.632E+14	1.625E+14	1.632E+14	1.723E+14	1.737E+14	1.723E+14
15	1.632E+14	1.625E+14	1.632E+14	1.723E+14	1.737E+14	1.723E+14
16	1.632E+14	1.625E+14	1.632E+14	1.723E+14	1.737E+14	1.723E+14
17	1.632E+14	1.625E+14	1.632E+14	1.723E+14	1.737E+14	1.723E+14
18	1.632E+14	1.625E+14	1.632E+14	1.723E+14	1.737E+14	1.723E+14
19	1.632E+14	1.625E+14	1.632E+14	1.723E+14	1.737E+14	1.723E+14
20	1.632E+14	1.625E+14	1.632E+14	1.723E+14	1.737E+14	1.723E+14

## 6. 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。

6.1 Na サンプリング装置，出口配管合流部の構造健全性評価

報告者 河津，新堀（プラント Gr）

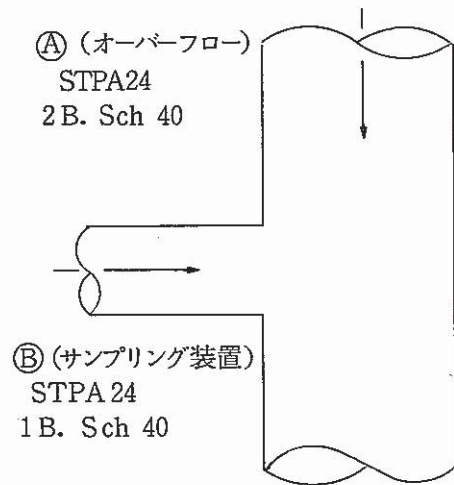
1. 概要（本解析・評価は1課メモ（1課63-2284）に基づいて行なったものである）

「常陽」2次ナトリウム系に存在する未知不純物を2次Naサンプリング装置を用いて，捕獲する際，その特殊な方法から，装置出口管とオーバーフロー系配管が合流部に大きな温度差が生じ熱応力が発生する。従って，本試験作業を行うに当たり，事前に本部位の構造健全性評価を行った。

2. 解析ケース（条件）

項目		ケース	1	2
Ⓐ	流量 (m <sup>3</sup> /h)		4.0	5.9
	温度 (℃)		342.0	342.0
Ⓑ	流度 (m <sup>3</sup> /h)		2.0	0.1
	温度 (℃)		150.0	150.0

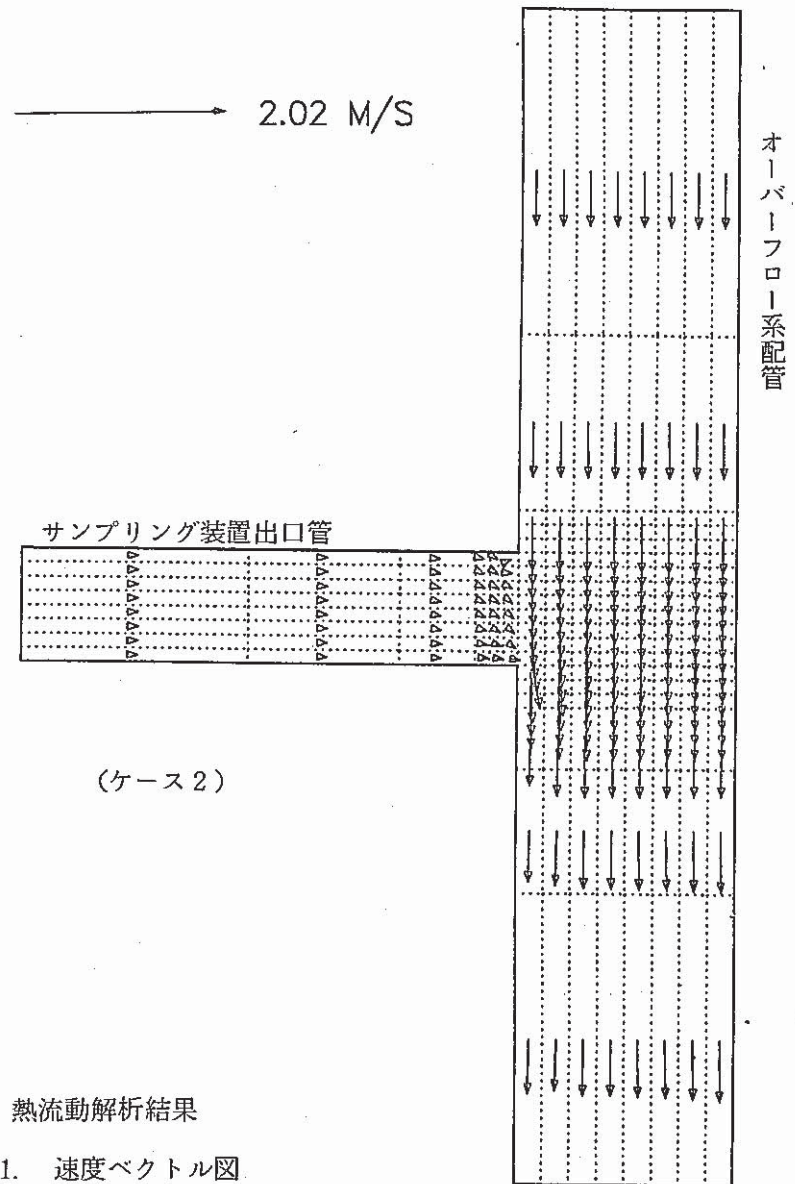
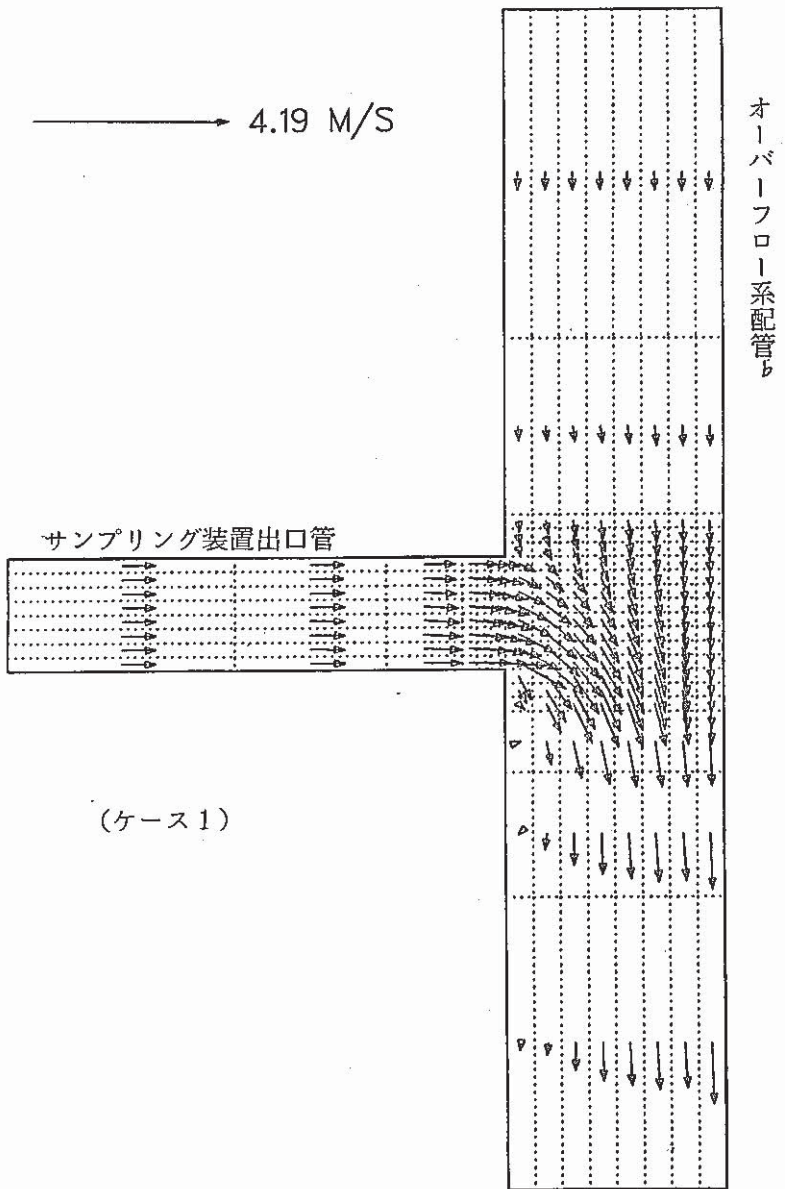
流量 A + B = 6.0 m<sup>3</sup>/hr



3. 解析・評価手順及び結果

項目	解析コード	ケース 1			ケース 2		
熱流動解析	単相多次解析コード" AQUA"	図 6.1.1, 6.1.2 参照			図 6.1.1, 6.1.2 参照		
熱伝導解析	FINAS (2次元軸対称)	図 6.1.3, 参照			図 6.1.3 参照		
応力解析	FINAS (2次元軸対称)	最大応力強さ43.0 kg/mm <sup>2</sup> 図 6.1.3, 6.1.5 参照			最大応力強さ25.8 kg/mm <sup>2</sup> 図 6.1.4, 6.1.5 参照		
評 価	評価項目	計算値	制限値	判定	計算値	制限値	判定
	1次応力の制限 (設計条件)	0.01(kg/mm <sup>2</sup> ) 以下	12.6(kg/mm <sup>2</sup> ) 18.9(kg/mm <sup>2</sup> )	合格	0.01(kg/mm <sup>2</sup> ) 以下	12.6(kg/mm <sup>2</sup> ) 18.9(kg/mm <sup>2</sup> )	合格
	1次+2次 応力の制限	35.1(kg/mm <sup>2</sup> )	37.8(kg/mm <sup>2</sup> ) (3Sm)	合格	23.0(kg/mm <sup>2</sup> )	37.8(kg/mm <sup>2</sup> ) (3Sm)	合格
	熱応力ラチャットの防止	1.87	1.170	合格	1.22	1.170	合格
	疲れ解析	疲れ解析を行うことを要せず			同 左		

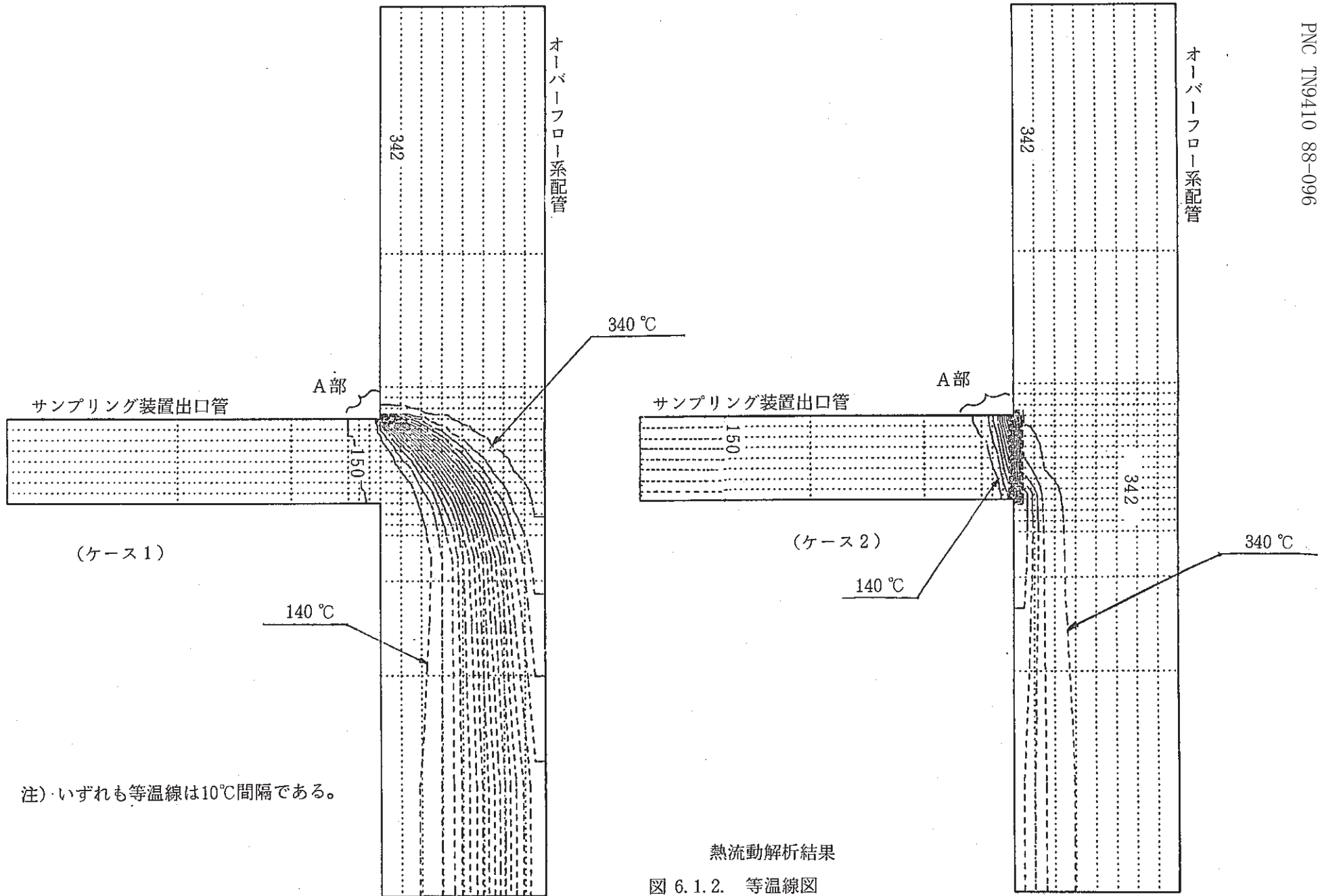
上記結果より，ケース 1.2 の流量比の間においては，構造健全性上問題無しと判断出来る。



熱流動解析結果

図 6.1.1. 速度ベクトル図





熱流動解析結果

図 6.1.2. 等温線図

FINAS  
TEMPERATURE

CONTOUR VALUES

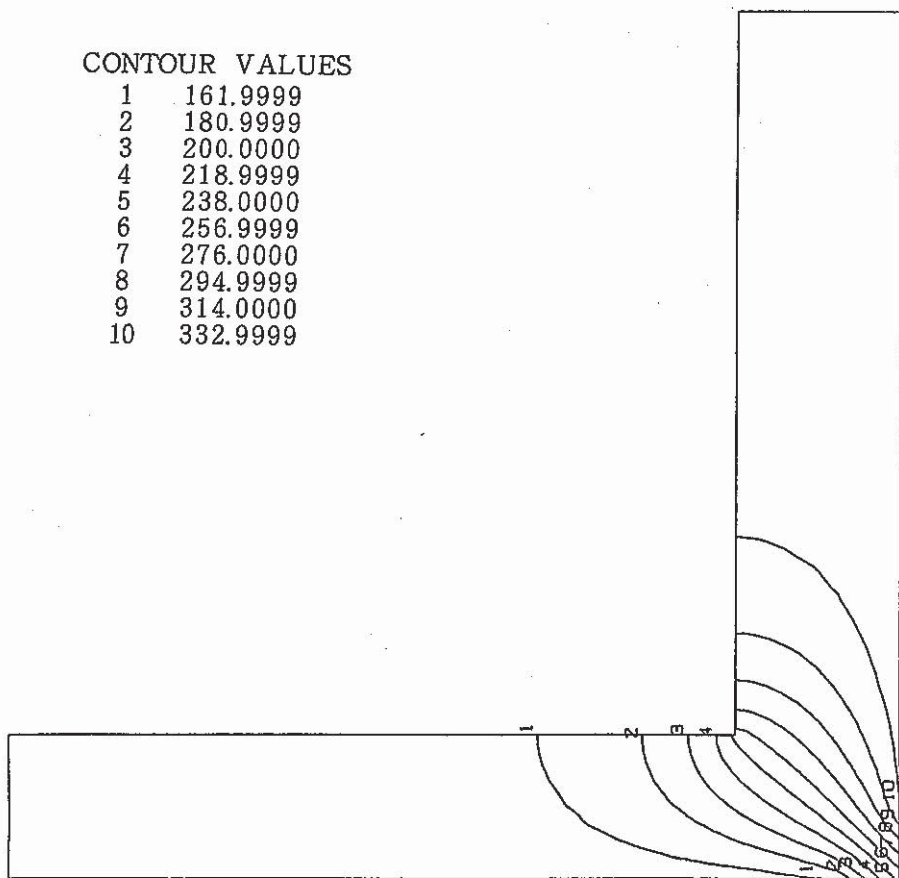
1	161.9999
2	180.9999
3	200.0000
4	218.9999
5	238.0000
6	256.9999
7	276.0000
8	294.9999
9	314.0000
10	332.9999

FINAS  
TEMPERATURE

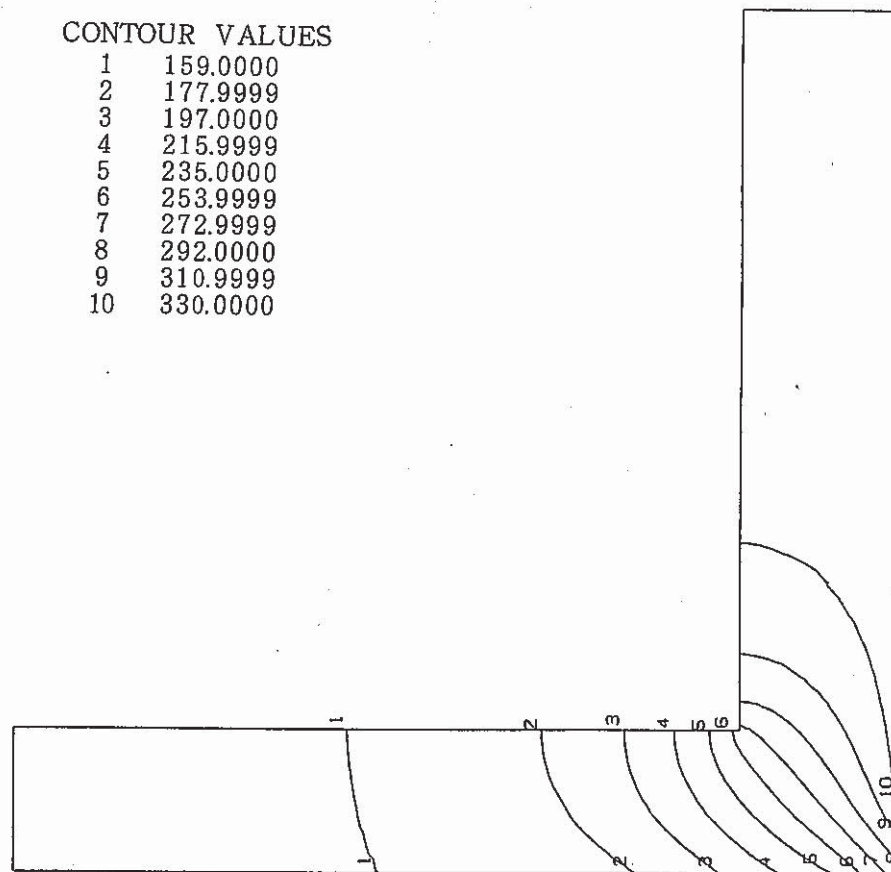
CONTOUR VALUES

1	159.0000
2	177.9999
3	197.0000
4	215.9999
5	235.0000
6	253.9999
7	272.9999
8	292.0000
9	310.9999
10	330.0000

GEOM. SCALE 

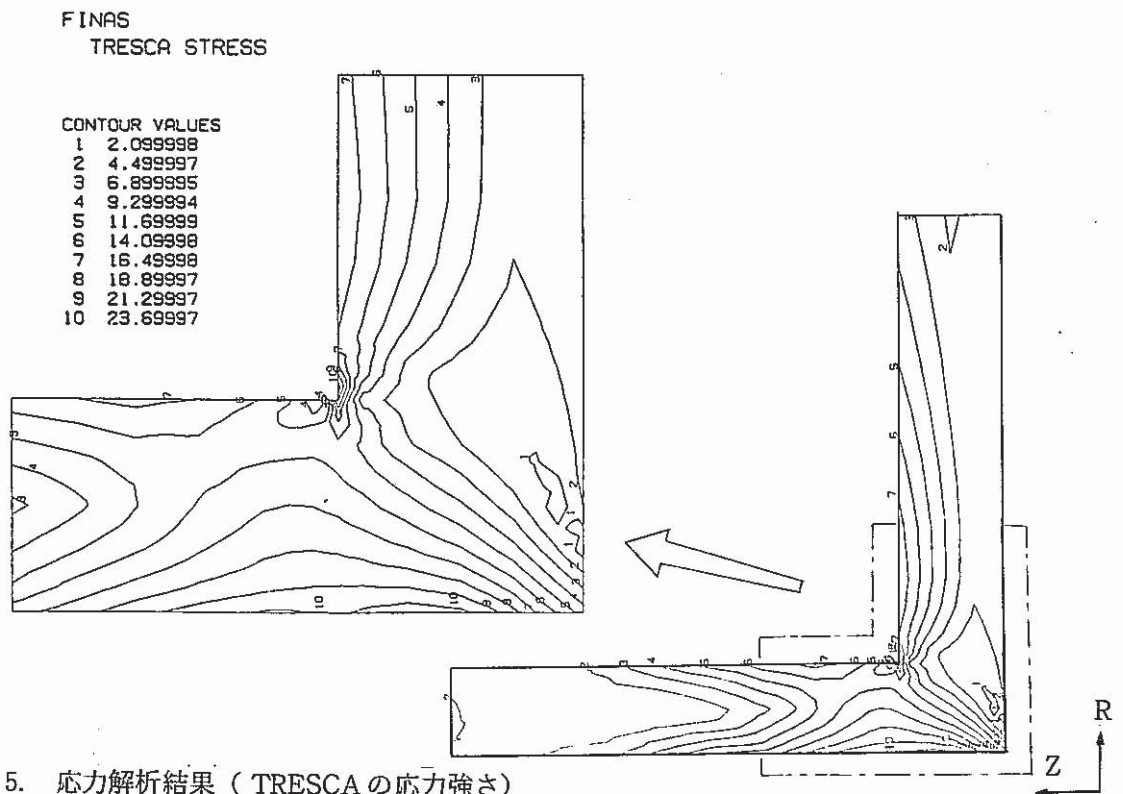
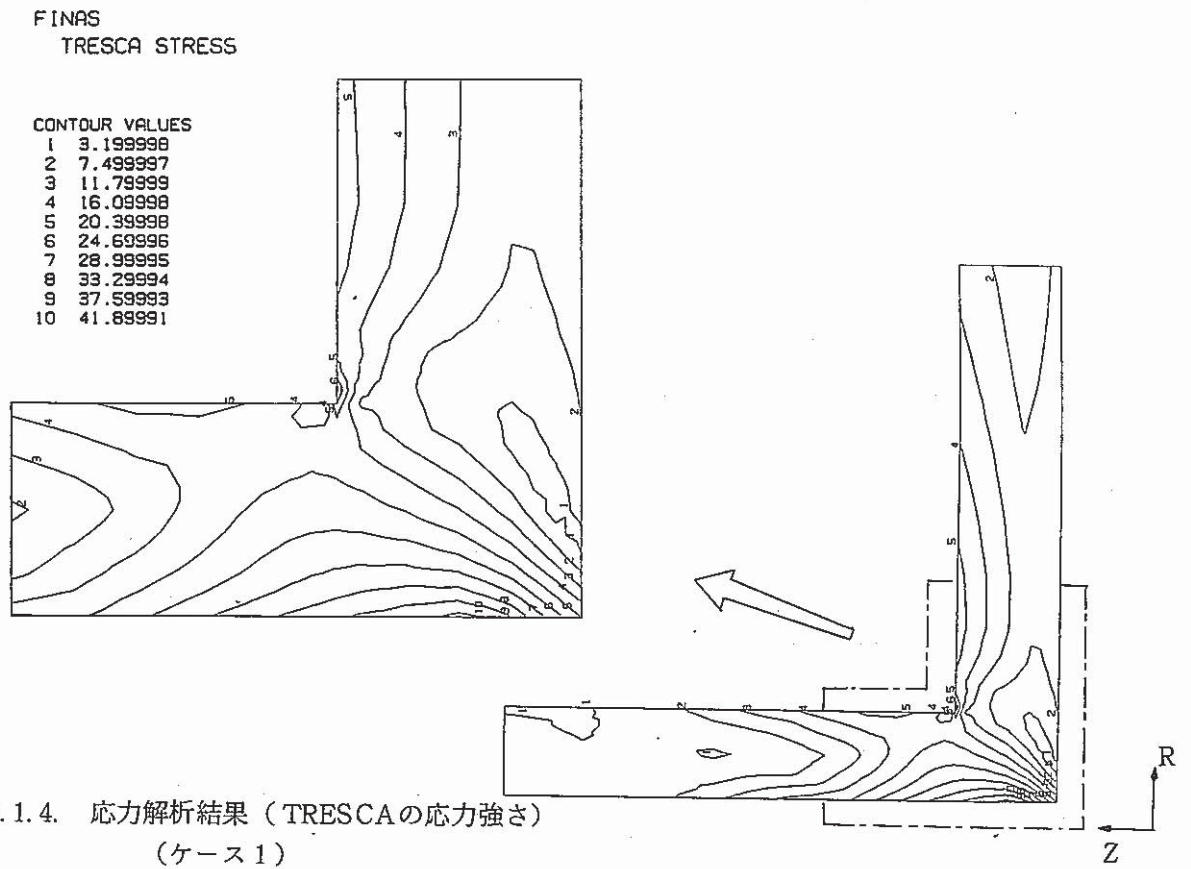


(ケース1)



(ケース2)

図 6.1.3. 熱伝導解析結果 (等温線図)



## 6.2 DN法検出器信号炉雑音測定について（その1）

報告者：島田，大山（異常監視技術Gr）

### 1. 概 要

DN法検出器の信号とプラント各パラメータとの相関を解析するために，本信号を炉雑音測定用データレコーダに入れ測定を行った。

本測定結果は15' サイクル等の今後の解析のためのバックデータとする。

### 2. 試験日時

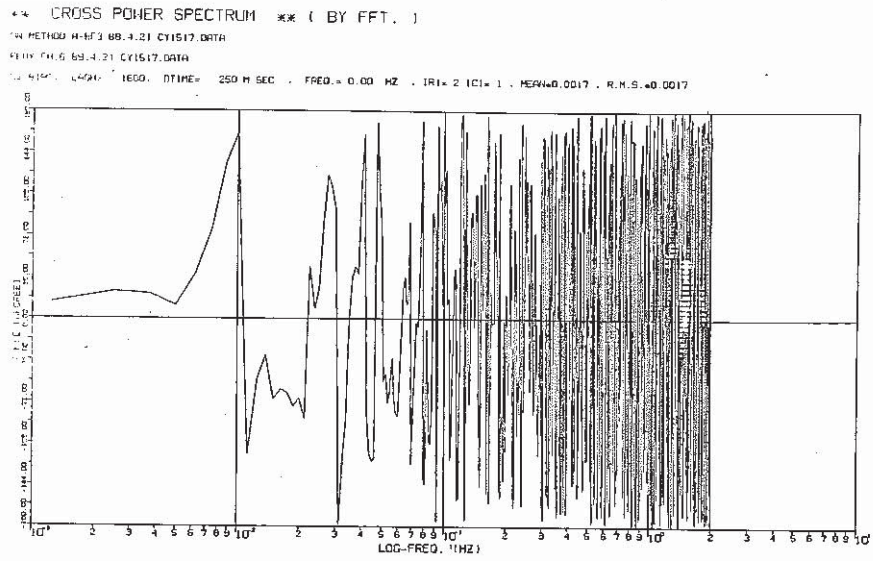
S63年4月11日，21日 14～15:00 頃

### 3. 試験条件

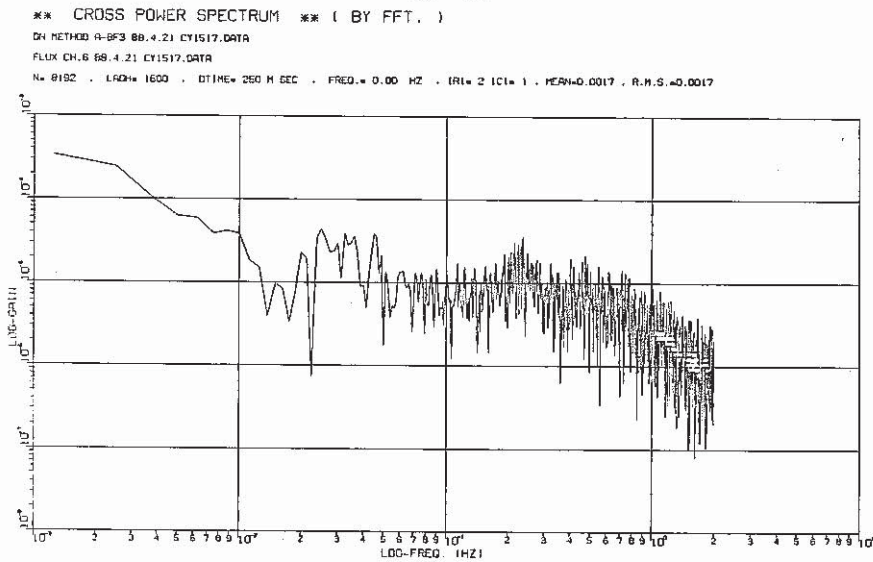
100 MW定格出力運転

### 4. 結 果

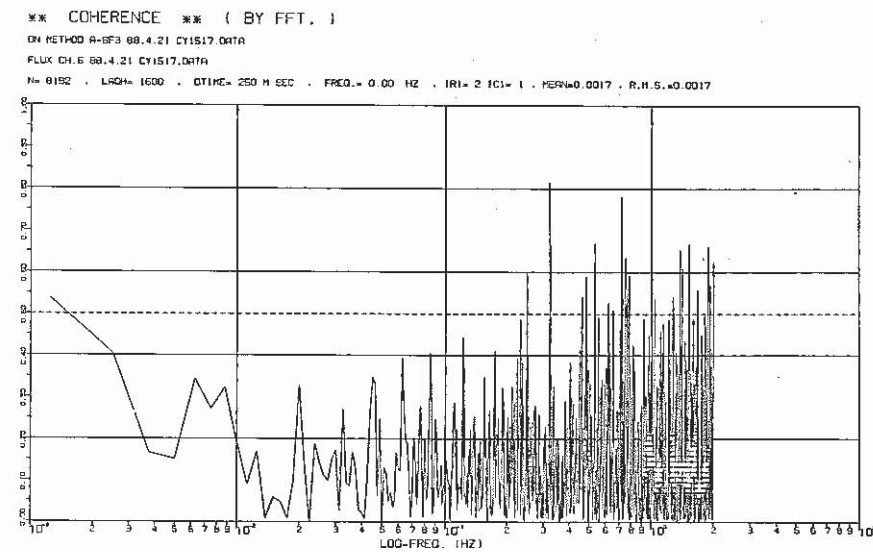
- (1) 解析としては，各DN法検出器信号のAPSD及び出力系核計装，原子炉出口温度，一次冷却材流量，原子炉入口温度との相互スペクトル，コヒーレンス，位相差をとった。
- (2) DN法検出器信号と，他の信号との相関性は全体として弱い。これは現在のDN法の検出器信号の指示値が炉心から漏れ出てくる中性子により得られており，炉内の核分裂生成物からのものではないことから，妥当と思われるが，出力系核計装との相関が同様に弱いことは疑問として残る（図 6.2.1 参照）。
- (3) DN法検出器信号のAPSDを観察すると他の信号と異なり高周波でみられる減衰が少ない。これは本信号が対数増幅器の出力であるためと思われる。つまり信号電圧誤差としては他の信号と同等程度であるが，それが対数交換されるため変動が大きく現れることが原因と考える（図 6.2.2 参照）。



位相



相互パワースペクトル



コヒーレンス

図 6.2.1 出力系核計装 (CH. 6) と DN 法検出器信号 (A系BF<sub>3</sub>) との相互相関

\*\* AUTO POWER SPECTRUM \*\* ( BY FFT. )

DN METHOD A-BF3 88.4.11 CY1516.DATA

DN METHOD A-BF3 88.4.11 CY1516.DATA

N= 8192 , LACH= 800 , DTIME= 125 M SEC , FREQ.= 0.00 HZ , TRI= 1 IC1= 1 , MEAN=0.0007 , R.M.S.=0.0298

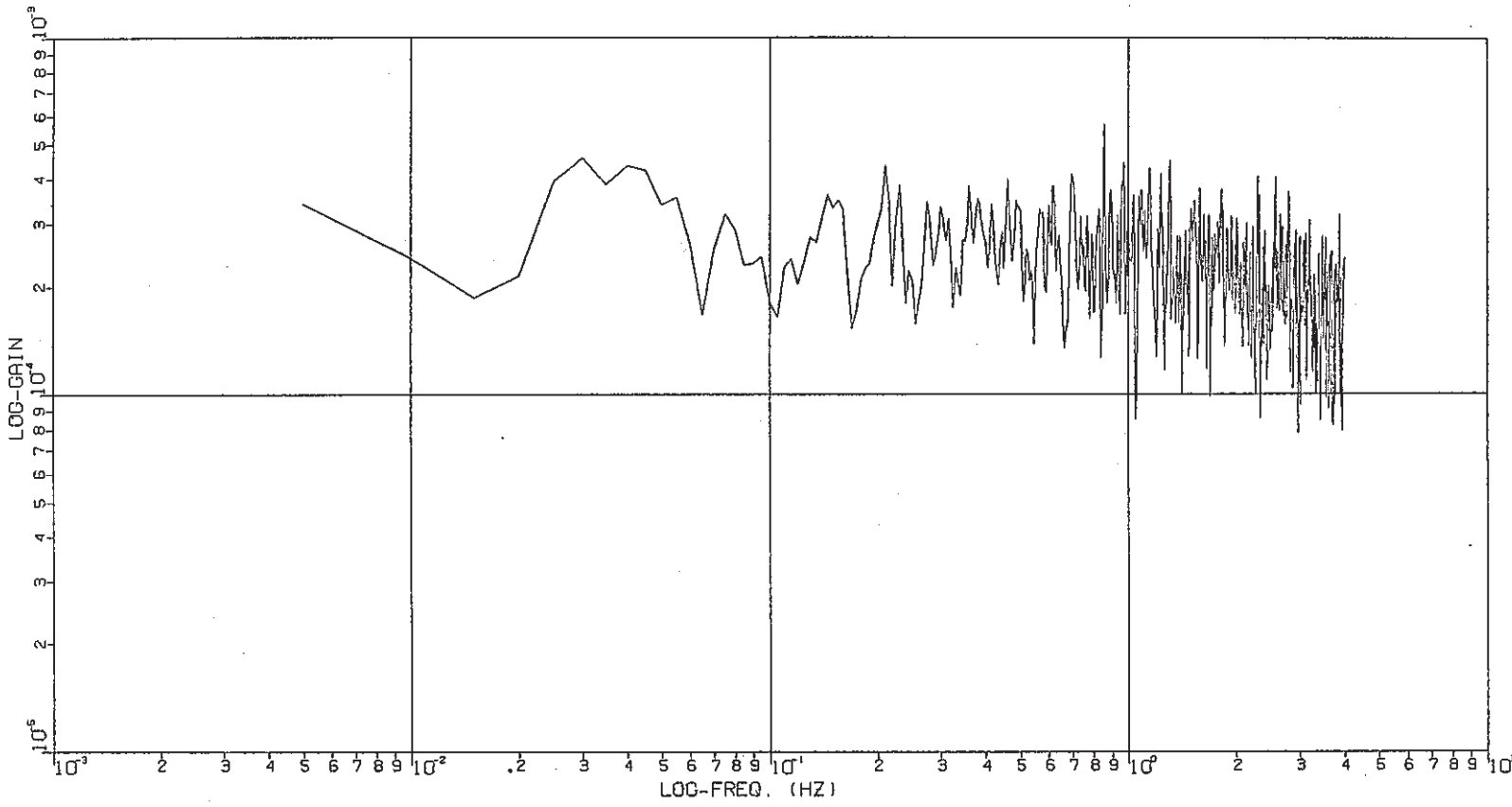


図6.2.2 DN 法検出器信号 (A - BF<sub>3</sub>) の自己パワースペクトル



### 6.3 サイクル報 (MK-II 炉心第15サイクル)

報告者：深見，杉江，島田 (異常監視技術Gr)

#### 1. 概 要

MK-II 炉心定格第15サイクルは，昭和63年2月29日に起動し，3月3日に定格出力に到達した。以後，70日定格運転を続け昭和63年5月11日予定通り30MWより制御棒一斉挿入にて，原子炉を停止した。原子炉熱出力履歴を図6.3.1 に示す。

本サイクル報は，下記項目に関する測定データをまとめ，異常の有無を評価したものである。

#### 2. 本サイクル報の内容

- (1) 炉心及びプラント特性試験結果
- (2) 定格運転時データ
- (3) 原子炉熱出力履歴
- (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

#### 3. 評 価

上記項目の測定データを評価した結果，プラントの安定な運転に支障となるような異常現象はみられなかった。

1. 炉心及びプラント特性測定結果 (Mk - II 定格第15サイクル)

(1) 炉心関係

全制御棒価値 (% Δk/k)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	2.23	2.27	2.12	1.93	1.79	1.90
BOC臨界点 (mm)	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR6
	453.4	453.3	453.6	453.4	453.4	453.7
250℃余剰反応度 (% Δk/k)	2.98					
(注1) 出力係数 ( $\times 10^{-3}$ % Δk/k/MW)	BOC		EOC		(注1) 平均値を採用	
	-5.42		-4.47			
燃焼係数 ( $\times 10^{-4}$ % Δk/k/MWD)	-2.32		(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
	—	521	—	—	—	—

(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)	47.38	47.09	} (注3) 250℃での測定	
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	810.7	811.4		
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1 A	2 A	1 B	2 B
	11.4	11.4	9.0	7.5

3. 計装関係

ベーン開度信号 (50%開度) ヒステリシス (mA)	1 A		2 A		1 B		2 B		
	0.44		0.44		0.36		0.26		
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								

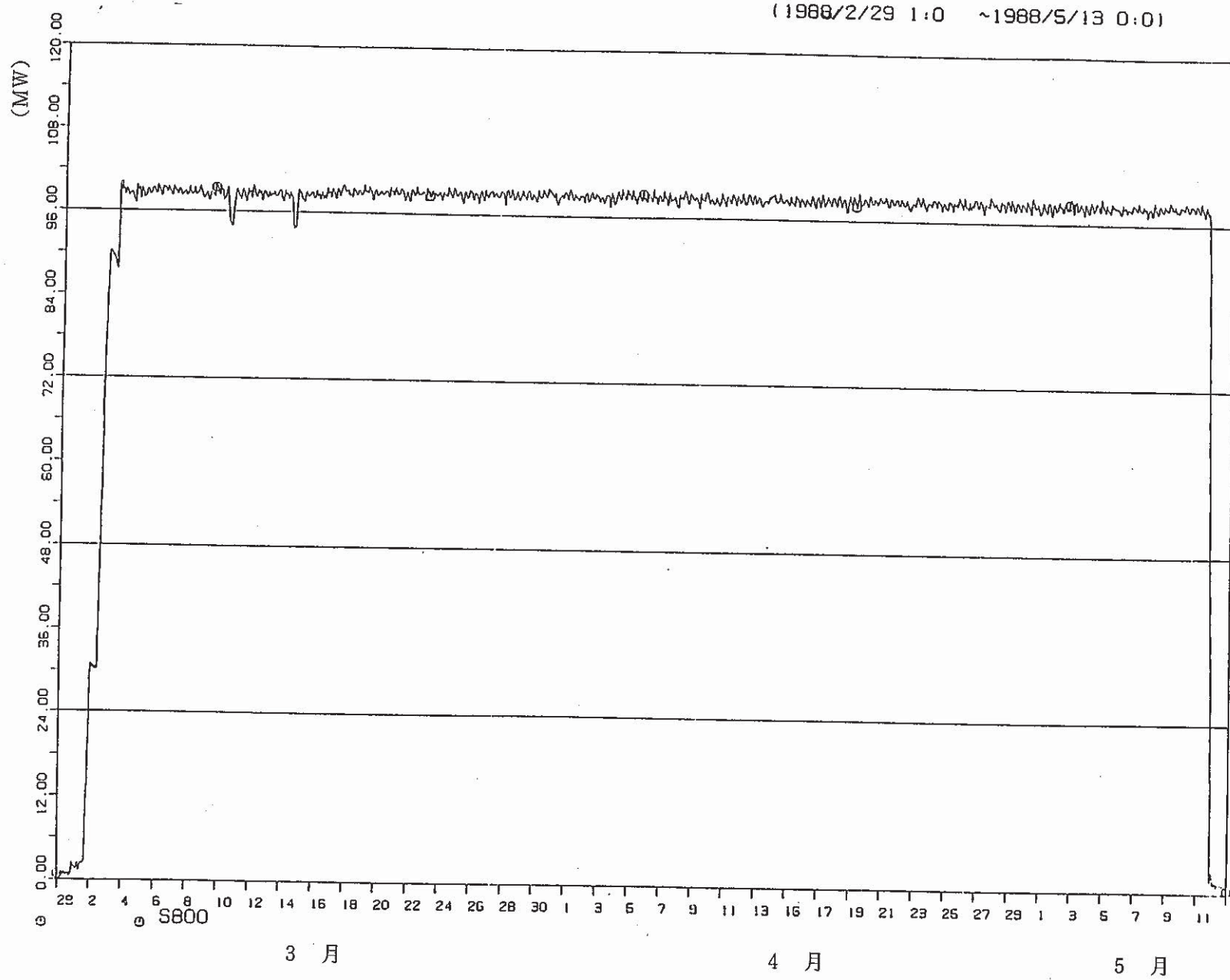


图 6.3.1 原子炉热出力履歴

6.4 MK-II 炉心第15' サイクルにおける系統圧損測定結果

報告者 河津 菅谷 (プラント Gr)

MK-II 炉心第15' サイクルにおける系統圧損測定を実施した。  
測定結果は以下の通りであった。

1. 測定日時

昭和63年6月11日(土)  
(11:00~15:00)

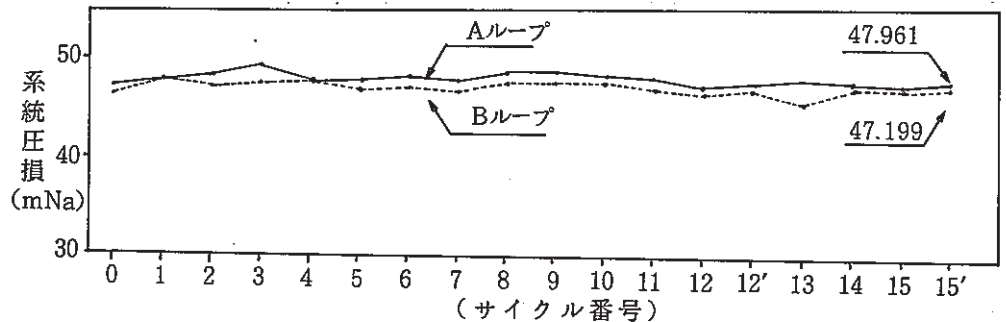
2. 炉心体系

右表に示す。

3. 測定結果

定格流量 (1260 m<sup>3</sup>/hr) 時の  
系統圧損は

A ループ	47.96 mNa
B ループ	47.20 mNa



4. 評価

1) A, B ループ共に, 運転制限値 (約21 mNa) を十分満足するものであった。

2) 15サイクルとの相違点は右表の通りであるが, 圧損変化は, 0.35 mNaの若干の増加であった。

また, 過去のデータより同一炉心構成においても, 0.3 mNa ぐらいのずれがあり, ほぼ誤差範囲と見てよく, 系統圧損は, ほとんど変化なしと評価出来る。

構成要素	15cycle	15'cycle	
炉心燃料	64	63	(-1)
INTA	1	0	(-1)
CMIR	1	0	(-1)
AMIR	3	2	(-1)
感度校正用集合体	0	1	(+1)
Naチャンネル	0	1	(+1)
反射体	232	234	(+2)

## 7. 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。

## 7.1 崩壊熱測定試験計画（昭和63年4月～8月）

報告者：長崎（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4月～8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。

2. 試験期間 : 昭和63年4月1日～昭和63年9月1日

### 3. 測定対象集合体

MK-II炉心第10サイクル終了後に炉内か取り出された集合体23体を試験対象とする。

（燃料集合体19体，内側反射体3体，制御棒1本）表7.1.1に測定対象集合体の照射履歴を示す。



表7.1.1 測定対象集合体照射履歴

集合体名	照射期間 運転サイクル	装荷位置	平均燃焼度* (万MWd / t)
PFD122	6～13	5 C 3	3.66
PFD129	9～13	0 0 0	4.41
PFD139	6～10	1 E 1	4.17
PFD145	6～13	4 E 1	3.99
PFD146	6～12 "	4 F 4	3.69
PFD149	7～11	1 B 1	4.13
PFD155	7～13	4 C 1	3.56
PFD156	7～14	4 D 1	4.02
PFD157	7～13	4 F 2	3.84
PFD202	9～13	2 E 2	3.82
PFD204	8～12 "	2 A 1	3.58
PFD205	8～12 "	2 F 2	3.74
PFD208	8～14	4 D 4	3.96
PFD210	8～14	4 C 4	3.99
PFD214	9～13	2 B 1	3.78
PFD217	9～13	2 E 2	3.93
PFD220	10～14	2 E 1	3.95
PFD221	10～14	2 C 2	4.20
PFD223	10～14	2 C 1	4.07
NFRI 0 0	0～15 "	5 A 1	—
NFRI 0 C	0～15	5 D 1	—
NFRI 0 G	0～15	5 E 1	—
MCR 1 0 3	10～15	—	—

\* 要素平均

## 7.2 使用済燃料集合体の燃焼度分布測定結果

報告者：高橋， 栞井（計測Gr）

## 1. 概 要

高速実験炉『常陽』で使用した燃料集合体の燃焼度分布を調べ、各種燃焼度評価コードの検証を進めると共に燃料や被覆管等の健全性及び炉心管理を目的として、使用済燃料貯蔵水プール中で集合体のガンマ線と中性子束の分布を測定した。

本報告は燃料集合体6体、内側反射体1体の測定結果を示す。

## 2. 測定方法

缶詰缶に封入された使用済の集合体を水中で上下及び回転駆動のできる燃料スキャン装置に装荷し、軸方向と周方向のガンマ線強度分布及び中性子束分布を測定した。ガンマ線と中性子束の測定にはコリメータや遮蔽体を有する水密性の容器に収納した高純度ゲルマニウム半導体検出器と核分裂計数管を用いた。測定の対象とした集合体の照射履歴を表7.2.1に示す。

## 3. 結果及びその検討

## (1) 検出された代表的な放射性核種

核分裂生成物： $^{106}\text{Rh}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Pr}$

構造材の放射化物： $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$

## (2) 炉心特性総合評価コード“MAGI”計算値との比較

燃料集合体の軸方向  $^{144}\text{Pr}$  ガンマ線強度分布を測定し、燃料範囲の計数率を4次式で最小二乗フィッティングして軸方向ピーキングファクタ (E) を求め、計算値 (C) と比較したところ  $C/E=0.95\sim 1.00$  の範囲で一致した。また、燃焼のピーク位置は幾何学的に求めた燃料軸方向中心位置より最大35mm下側へずれていた。一例として図 7.2.1 に軸方向ピーキングファクタの算出法及び計算値との比較結果を示す。

図 7.2.2 に計算により求めた炉心軸方向中性子束分布と、実測した軸方向  $^{144}\text{Pr}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  のガンマ線分布を示す。 $^{144}\text{Pr}$  の分布は10.5~0.1 Me Vの中性子束分布と傾向が一致していた。しかし、高燃焼度において高温部から低温部に移行することが知られている  $^{137}\text{Cs}$  の分布には、移行傾向が認められなかった。他方、構造材の放射化物である  $^{60}\text{Co}$  の分布は図 7.2.3 に示す様に100 ~0.215eVの中性子束分布の傾向と一致していた。

以上のことから、“MAGI”コードは炉心の軸方向中性子束分布を良く模擬していることが判る。

## (3) 周方向ガンマ線分布

燃料軸方向ほぼ中心位置で集合体を回転させながらガンマ線の強度分布を測定した結果の一例を図 7.2.4 に示す。強度分布は $360^\circ$  毎に大きなうねりを生じていた。うねりを3次

式で最小二乗フィッティングして極大値と極小値を求め、炉心の装荷位置が同じ集合体の照射後試験結果と比較した所ほぼ同じ挙動となることがわかった。極大値と極小値の比は制御棒や反射体と接していた集合体で大きく、これらの隣接効果が現れたものとする。

#### (4) 中性子束分布

集合体軸方向の中性子束分布測定結果の一例を図 7.2.5 に示す。缶詰缶から約13cm離れた検出器回りの熱中性子束分布はほぼ正規分布を示していた。これはガンマ線検出装置と異なり、中性子検出器にはコリメータを設けていないためと考える。

#### (5) 測定した集合体の健全性評価

燃料集合体の健全性は核分裂生成物が燃料範囲内で異常なピークを示さないこと、かつ範囲外に検出されないことで判定した。測定した6集合体では異常が認められず、いずれも健全に保たれていた。

### 4. 今後の課題

- (1) 照射後試験データと比較し、実測値の精度を確認
- (2) 実測データの定量化の検討と各種評価コードの検証

表 7.2.1 測定集合体の運転履歴

\* 集合体の最高フルエンス

集合体番号	移動履歴		炉心位置	EFPD (日)	運 転 サイクル	燃焼度 [MWD/T]		* 照射量 [n/cm] En ≧ 0.1MeV	冷却期間 (日)
	炉心装荷日	炉心取出日				集合体平均	ポイント最大		
PFD114	59. 6.20	61. 4.19	2C1	269.94	4 ~ 9	42100	49800	$6.53 \times 10^{22}$	682
PFD024	57. 10.4	60. 2.5	3C1	295.88	0 ~ 6	40000	47300	$6.06 \times 10^{22}$	1129
PFD040	57. 12.10	60. 11.16	4C1	295.88	0 ~ 6	32000	37200	$4.40 \times 10^{22}$	1135
PFD127	59. 6.20	61. 2.5	3F1	226.94	4 ~ 8	31700	37500	$4.73 \times 10^{22}$	778
PFD052	57. 12.15	59. 8.25	4F1	205.63	0 ~ 4	23100	26900	$3.13 \times 10^{22}$	1313
PFD128	59. 6.20	61. 2.4	2D2	226.94	4 ~ 8	37500	44500	$5.88 \times 10^{22}$	790
NFR108	57. 6.30	62. 6.19	5C1	565.84	0 ~ 12"	—	—	$4.60 \times 10^{22}$	300

軸方向ピーキングファクタの算出方法

$$F(x) = \text{COEF}(0) + \text{COEF}(1) \times X + \dots + \text{COEF}(N) \times X^N$$

COEF(0) = -2.2464135E+03  
 COEF(1) = 5.2030757E+01  
 COEF(2) = -4.4557718E-01  
 COEF(3) = 1.7283081E-03  
 COEF(4) = -2.5542600E-06

$$\bar{f} = \frac{\int_{X_U}^{X_L} F(x) dx}{\int_{X_U}^{X_L} dx}$$

$$Pf = \frac{f(x_p)}{\bar{f}}$$

ここで Xp: peak カウント数  
 Xu: 上部境界 (120 ch)  
 Xl: 下部境界 (230 ch)  
 $\bar{f}$ : 平均カウント数

Pf = 1.187 (実測値) ..... E  
 ピーク位置のずれ 下側へ35mm  
 “MAGI”コードによる計算値  
 Pf' = 1.160 ..... C

$$C/E = 0.98$$

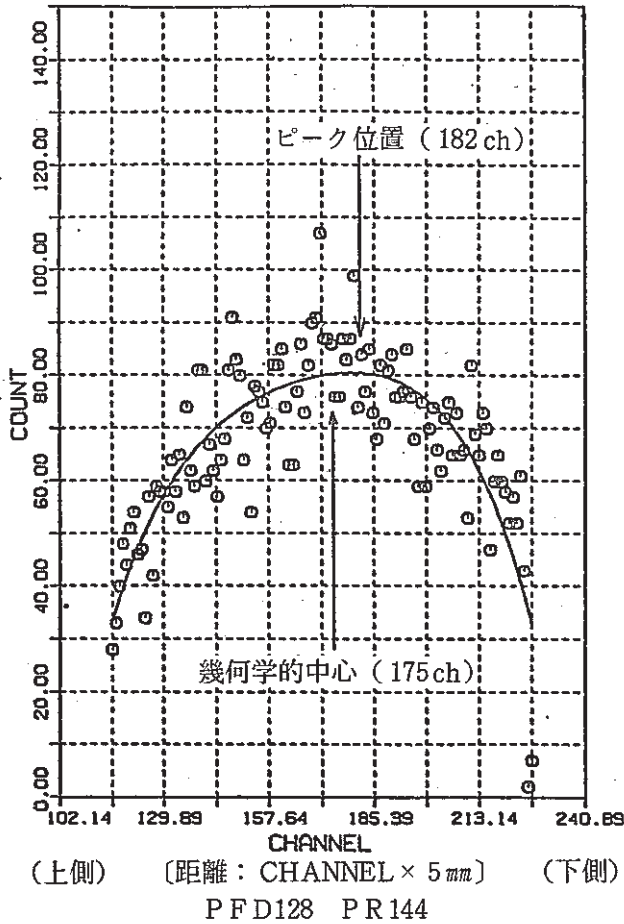


図 7.2.1 軸方向ピーキングファクタの算出方法及び計算値との比較

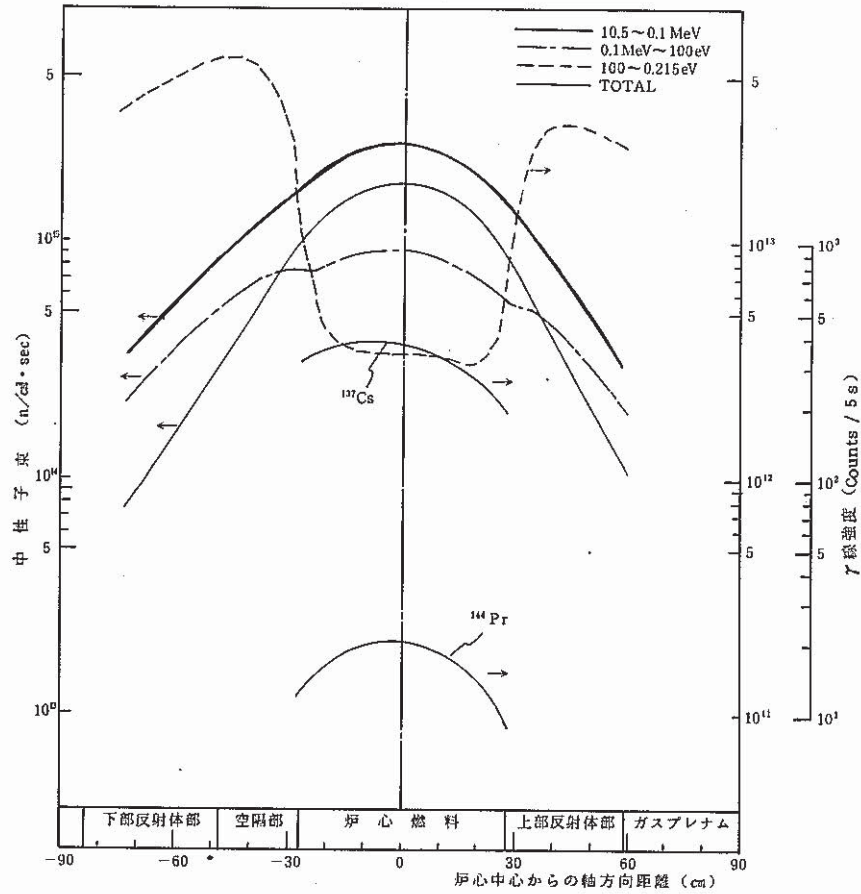


図 7.2.2 MK-II 炉心軸方向中性子束分布 (R = 32.60) の MAGI 計算値と  $\gamma$  線強度の関係 (PFD 052)

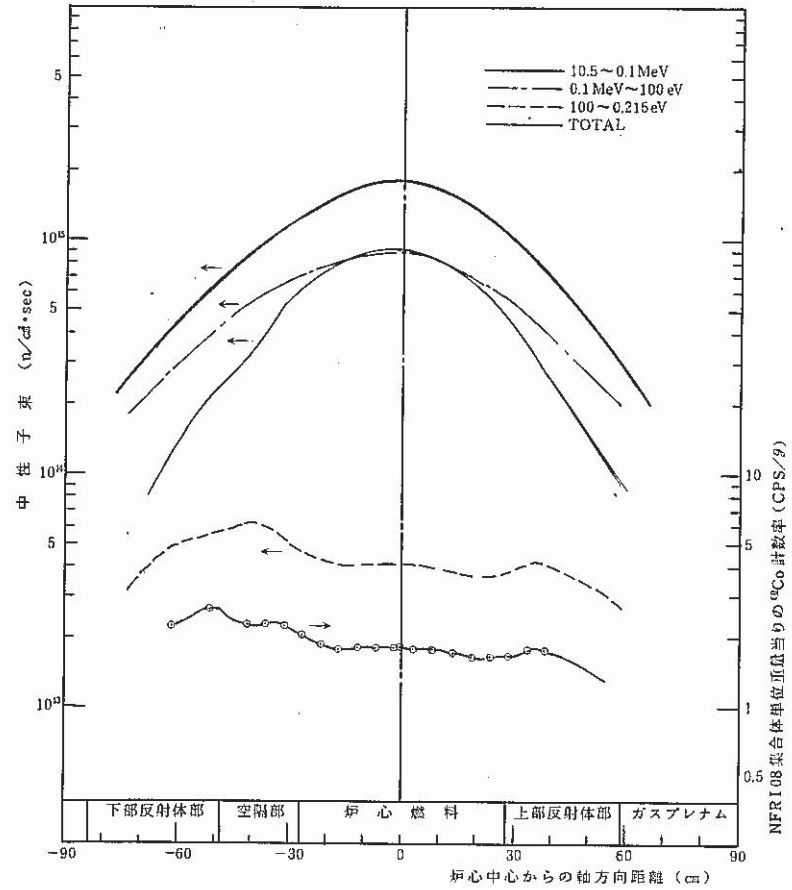
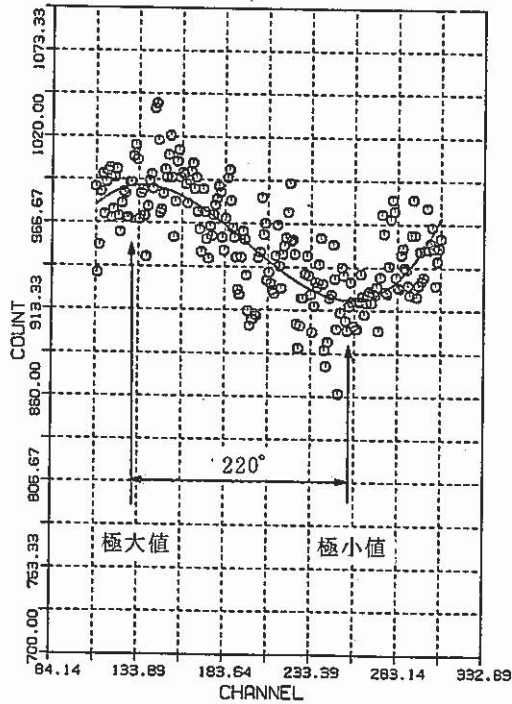
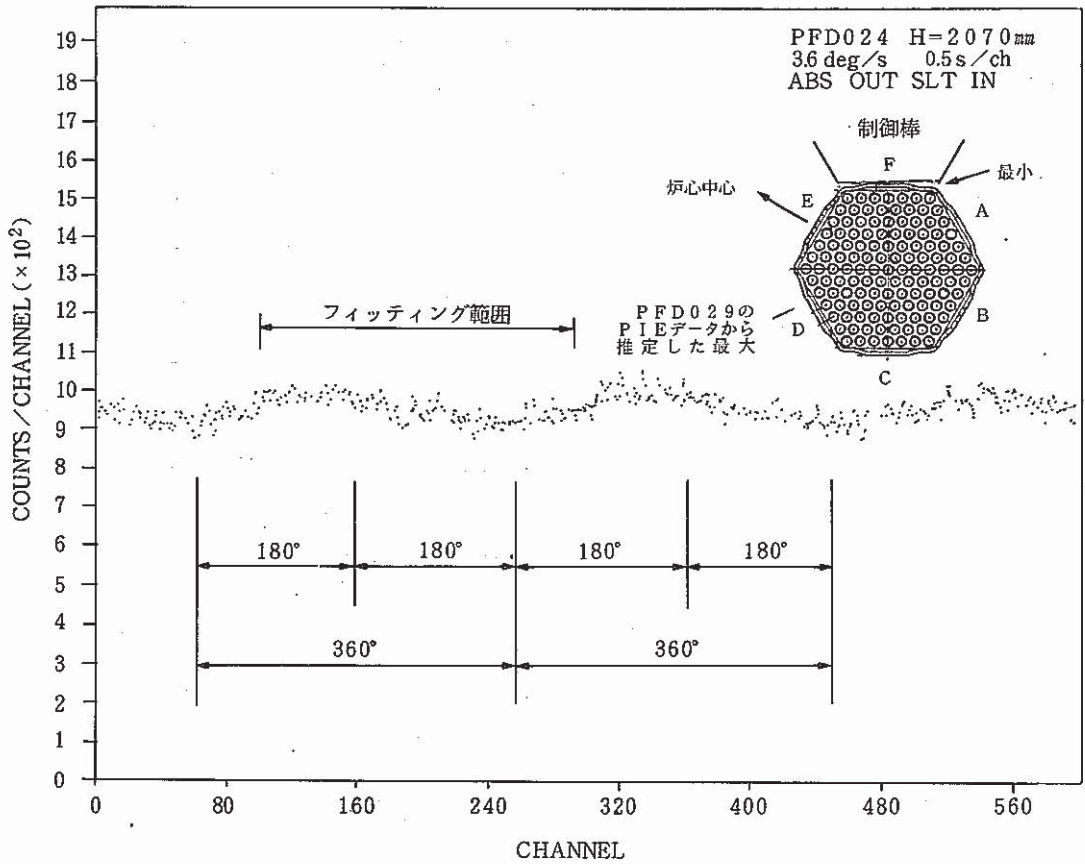


図 7.2.3 MK-II 炉心軸方向中性子束分布 (R = 40.75) の MAGI 計算値と  $\gamma$  線強度の関係 (NFRI 08)



COEF ( 0 ) = 5.83860 + 02  
COEF ( 1 ) = 7.70730 + 00  
COEF ( 2 ) = -4.58810 - 02  
COEF ( 3 ) = 8.17130 - 05  
ERROR = 1.43330 + 01

極大値  
極小値 = 1.08

(角度 : 220度)

ITYPE = 1 ISELEC = 1 CH = 1.0  
XMIN = 7.51E+01 XMAX = 3.24E+02  
YMIN = 6.40E+02 YMAX = 1.66E+03  
DSN : 6406A.PLOT.DAT(PFD24H2)  
88-03-15 11: 7.40

PFD024

図 7.2.4 燃料軸方向中心部における周方向  $\gamma$  線強度分布



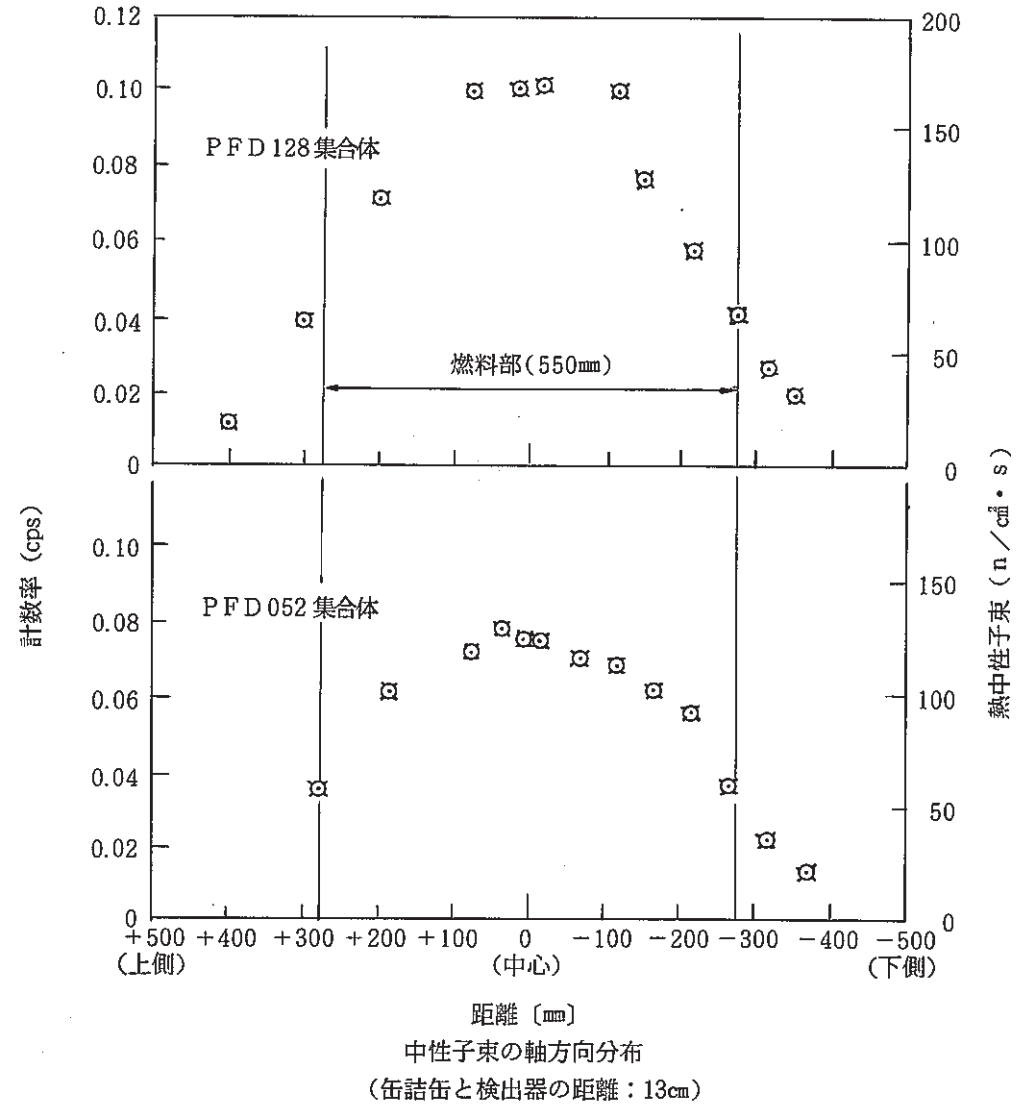
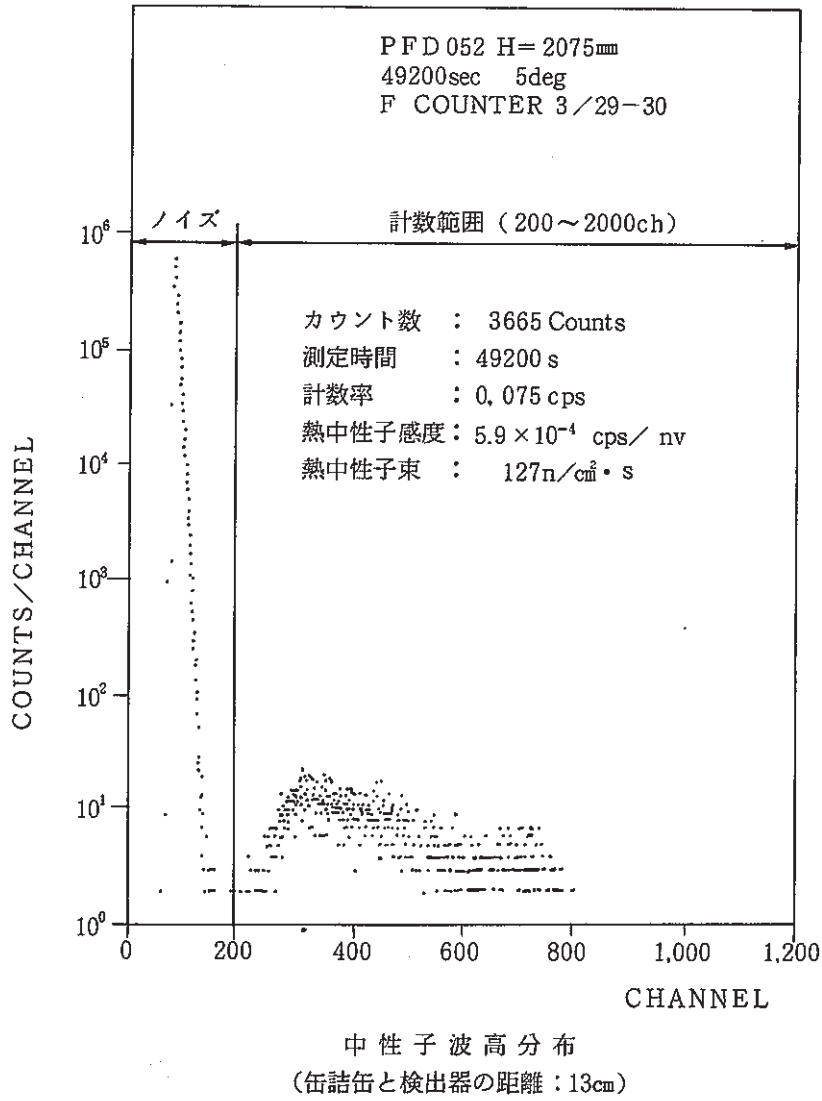


図 7. 2. 5 中性子束の測定例

7.3 原子炉容器及び燃料貯蔵ラックの中性子照射量について

報告者 長崎 (炉心・運転計画Gr)

1. 要旨

原子炉容器及び燃料貯蔵ラックの中性子照射量を算出したので報告する。

結果を表 7.3.1 に示す。

解析コード：2次元輸送計算コード“DOT 3.5”MK-II 炉心 100MW  
21群 (軸方向 炉心中心位置)

表 7.3.1 原子炉容器及び燃料貯蔵ラックの中性子束

Flux (n/cm <sup>2</sup> /sec)	Total	En ≥ 0.1MeV	En ≤ 0.414eV
燃料貯蔵ラック	8.274 × 10 <sup>13</sup>	1.273 × 10 <sup>13</sup>	1.668 × 10 <sup>11</sup>
原子炉容器 (内壁)	2.468 × 10 <sup>12</sup>	8.396 × 10 <sup>10</sup>	1.764 × 10 <sup>10</sup>

尚, 「常陽」の原子炉容器の設計条件である20年で稼働率を75%とした場合の原子炉容器の中性子照射量を表 7.3.2 に示す。

表 7.3.2 原子炉容器の中性子照射量

	Fluence (n/cm <sup>2</sup> )
Total	1.168 × 10 <sup>21</sup>
En ≥ 0.1 MeV	3.972 × 10 <sup>19</sup>
En ≤ 0.414eV	8.344 × 10 <sup>18</sup>

## 7.4 サーベイランスリグ装荷位置における中性子照射量について（計算結果）

報告者 長崎（炉心・運転計画Gr）

## 1. 要旨

サーベイランス照射リグ装荷位置における中性子照射量を表 7.4.1 に示す。

本資料は、サーベイランス検討会（プラントGr.）依頼<sup>\*\*</sup>に依るものである。

解析コード：2次元輸送計算コード“DOT 3.5” MK-II炉心 21群

（軸方向 炉心中心位置（ $Z = 1.97 \text{ cm}$ ））

表 7.4.1 原子炉容器及びサーベイランス照射リグ装荷位置の中性子束

Flux ( $n/cm^2/sec$ )	Total	Fast $E_n \geq 0.1 \text{ MeV}$	Thermal $E_n \leq 0.414 \text{ eV}$
9列 (9j1) ( $R = 72.50 \text{ cm}$ )	$2.677 \times 10^{14}$	$7.454 \times 10^{13}$	$1.381 \times 10^{11}$
10列 (10j7) ( $R = 70.72 \text{ cm}$ )	$3.082 \times 10^{14}$	$8.374 \times 10^{13}$	$1.469 \times 10^{11}$
燃料貯蔵ラック ( $R = 98.25 \text{ cm}$ )	$8.274 \times 10^{13}$	$1.273 \times 10^{13}$	$1.668 \times 10^{11}$
材料照射ラック ( $R = 159.25 \text{ cm}$ )	$6.856 \times 10^{12}$	$2.970 \times 10^{11}$	$6.444 \times 10^{10}$
原子炉容器 ( $R = 180.63 \text{ cm}$ )	$2.468 \times 10^{12}$	$8.396 \times 10^{10}$	$1.764 \times 10^{10}$

## 7.5 B1Jの中性子照射量評価

報告者：佐久間，栢井（計測Gr）

## 1. 概 要

高速実験炉「常陽」において照射されたB1J（B型特殊燃料集合体）の中性子照射量を評価するため、B1Jに装荷されたドシメータの反応率から中性子スペクトルをアンフォールディングし、全中性子照射量、1.0 MeV以上、0.1MeV以上の積算中性子照射量、及び損傷量を解析した。

## 2. 条 件

- (1) B1Jの照射期間及び積算熱出力  
MK-II炉心第0～第2サイクル  
1983年2月8日～1983年12月2日  
積算熱出力：11658 MWd
- (2) B1Jの装荷されていた炉心アドレス  
第0サイクル：1E1  
第1～第2サイクル：2B1
- (3) ドシメータの種類

Fe, Ni, Cu, Co-Al, Ta-V, \*Sc, \*NU, \*Np

\*：Vキャプセルに封入

## 3. 方 法

B1Jに装荷されたドシメータの実測反応率、END/B-Vより作成した断面積ライブラリー“DOT3.5”による中性子スペクトル等を用いてスペクトラルフォールディングコード“NEUPAC-JLOG”により中性子束（n / cm<sup>2</sup>・sec），損傷量（dpa）の解析を行った。

## 4. 結 果

積分中性子束、積算中性子照射量及び損傷量を表7.5.1,表7.5.2に示し、それぞれの軸方向分布を図7.5.1,図7.5.2に示す。

## 5. 評 価

全中性子照射量、1.0 MeV以上、0.1 MeV以上の各中性子照射量について“MAGI”と比較した結果を表7.5.3～表7.5.5に示す。MAGI/NEUPが0.67～1.15であり妥当な結果であると思われる。

表 7.5.1 積分中性子束

	D 112 Z=- 772 mm	D 112 Z=- 286 mm	D 113 Z=- 0 mm	D 114 Z= 264 mm	D 115 Z= 674 mm	単位
TOTAL	3.419 E+14 ( 8.59)	2.782 E+15 (10.31)	3.525 E+15 ( 4.71)	2.415 E+15 (10.63)	3.498 E+14 ( 8.20)	n/cm <sup>2</sup> .sec/100 MWt
OVER 1.0MEV	2.729 E+12 (16.02)	3.339 E+14 (14.71)	5.748 E+14 (11.84)	3.560 E+14 (14.81)	4.908 E+12 (15.09)	
OVER 0.1MEV	8.100 E+13 (13.92)	1.649 E+15 (12.06)	2.435 E+15 ( 8.48)	1.599 E+15 (12.05)	1.128 E+14 (13.18)	
損傷率 dpa	3.407 E- 08 (11.88)	7.444 E- 07 ( 9.40)	1.142 E- 06 ( 5.65)	7.411 E- 07 ( 9.05)	5.325 E-08 ( 9.87)	dpa/sec/100 MWt

注) ( )内は 1 σ %誤差

Z : 炉心中心を 0 としたときの軸方向距離

表 7.5.2 積算中性子照射量

	D 111 Z=- 772 mm	D 112 Z=- 286 mm	D 113 Z= 0 mm	D 114 Z= 264 mm	D 115 Z= 674 mm	単位
TOTAL	3.444 E+21 ( 8.59)	2.782 E+22 (10.31)	3.551 E+22 ( 4.71)	2.433 E+22 (10.63)	3.523 E+21 ( 8.20)	n/cm <sup>2</sup>
OVER 1.0MEV	2.749 E+19 (16.02)	3.383 E+21 (14.71)	5.790 E+21 (11.84)	3.586 E+21 (14.81)	4.944 E+19 (15.09)	
OVER 0.1MEV	8.159 E+20 (13.92)	1.661 E+22 (12.06)	2.453 E+22 ( 8.48)	1.611 E+22 (12.05)	1.136 E+21 (13.18)	
損傷率 DPA	3.432 E-01 (11.88)	7.498 E+00 ( 9.40)	1.150 E+01 ( 5.65)	7.465 E+00 ( 9.44)	5.384 E-01 ( 9.87)	dpa

注) ( )内は 1 σ %誤差

Z : 炉心中心を 0 としたときの軸方向距離

表 7.5.3 中性子照射量 [n / cm<sup>2</sup>]

	D112			D113			D114		
	(MAGI)	(NEUPAC)	(MAGI/NEUP)	(MAGI)	(NEUPAC)	(MAGI/NEUP)	(MAGI)	(NEUPAC)	(MAGI/NEUP)
TOTAL	2.471E+22	2.782E+22	8.882E-01	4.083E+22	3.551E+22	1.150E+00	2.012E+22	2.433E+22	8.270E-01
OVER 1.0MEV	2.581E+21	3.363E+21	7.675E-01	5.572E+21	5.790E+21	9.623E-01	2.416E+21	3.586E+21	6.737E-01
OVER 0.1MEV	1.437E+22	1.661E+22	8.651E-01	2.760E+22	2.453E+22	1.125E+00	1.303E+22	1.611E+22	8.088E-01

表 7.5.4 エネルギー分布 (全中性子束に対する φ > 1.0 MeV, φ > 0.1 MeV の相対値)

	D112		D113		D114	
	(MAGI)	(NEUPAC)	(MAGI)	(NEUPAC)	(MAGI)	(NEUPAC)
TOTAL	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00	1.000E+00
OVER 1.0MEV	1.045E-01	1.209E-01	1.365E-01	1.631E-01	1.201E-01	1.474E-01
OVER 0.1MEV	5.815E-01	5.971E-01	6.760E-01	6.908E-01	6.476E-01	6.621E-01

表 7.5.5 軸方向分布 (炉心中心レベルの値に対する相対値)

	D112		D113		D114	
	(MAGI)	(NEUPAC)	(MAGI)	(NEUPAC)	(MAGI)	(NEUPAC)
TOTAL	6.052E-01	7.834E-01	1.000E+00	1.000E+00	4.928E-01	6.852E-01
OVER 1.0MEV	4.632E-01	5.808E-01	1.000E+00	1.000E+00	4.336E-01	6.193E-01
OVER 0.1MEV	5.207E-01	6.771E-01	1.000E+00	1.000E+00	4.721E-01	6.567E-01

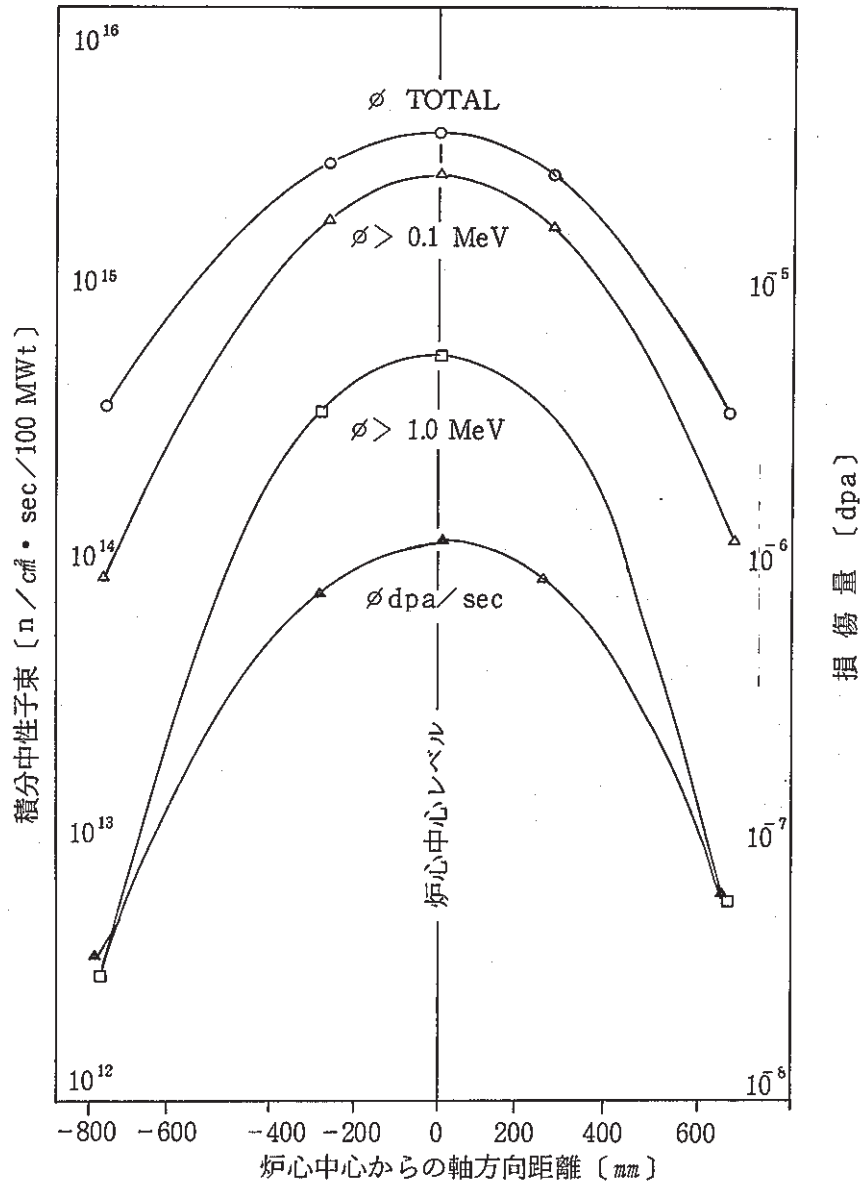


図 7.5.1. 積分中性子束の軸方向分布

損傷量 [ dpa ]

積算中性子照射量 [  $n/cm^2$  ]

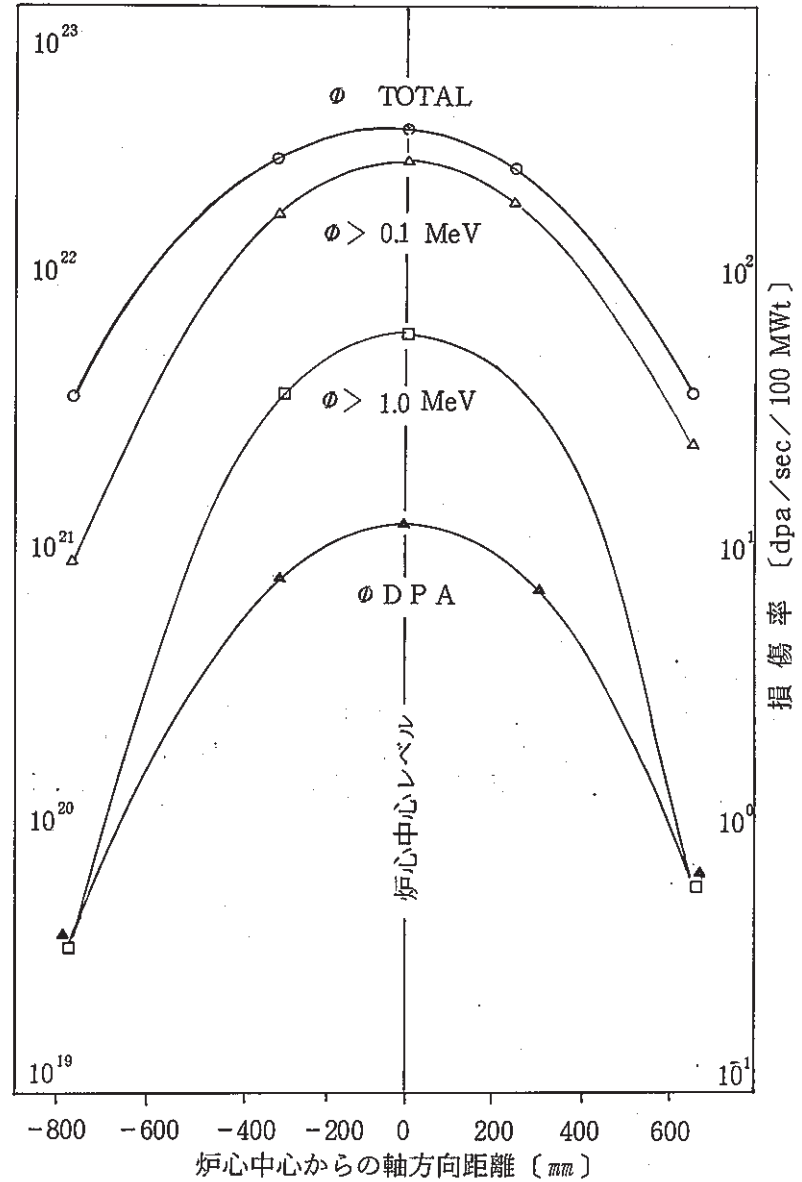


図 7.5.2. 積算中性子照射量の軸方向分布



## 7.6 安全容器サーベイランス孔内の反応率測定結果

報告者：佐久間（計測Gr）

### 1. 概 要

安全容器サーベイランス孔内において、照射されたサーベイランス試験片の中性子照射量を評価するため、サーベイランス孔内において照射されたフラックスモニターの中性子反応率を測定した。

### 2. 照射条件

サーベイランスCA-02はMK-I炉心全サイクル及びMK-II炉心第12サイクルまでの期間、黒鉛遮蔽体外面に位置するサーベイランス孔内において照射されたものでFe,Ni,Cuの高純度金属ワイヤーである。

### 3. 測定方法

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

### 4. 測定結果

CA-02フラックスモニターの反応率測定結果を表7.6.1に示す。それらの軸方向分布を図7.6.1に示す。

表 7.6.1 反応率測定結果

核種	反 応	反応率 × 10 <sup>24</sup> (Reaction/sec/atom/100MWt)		
		96 T	96 M	96 B
Fe	<sup>58</sup> Fe(n, γ) <sup>59</sup> Co	3.470E+12(9.52)	3.438E+12(9.54)	3.181E+ 12(9.52)
Ni	<sup>58</sup> Ni(n, p) <sup>58</sup> Co	2.973E+ 8(10.1)	2.913E+ 8(10.1)	2.750E+ 8(11.0)
Cu	<sup>63</sup> Cu(n, α) <sup>60</sup> Co	9.269E+ 7(7.65)	1.803E+ 7(10.4)	1.117E+ 8(7.65)

( ) 内は1σ%誤差

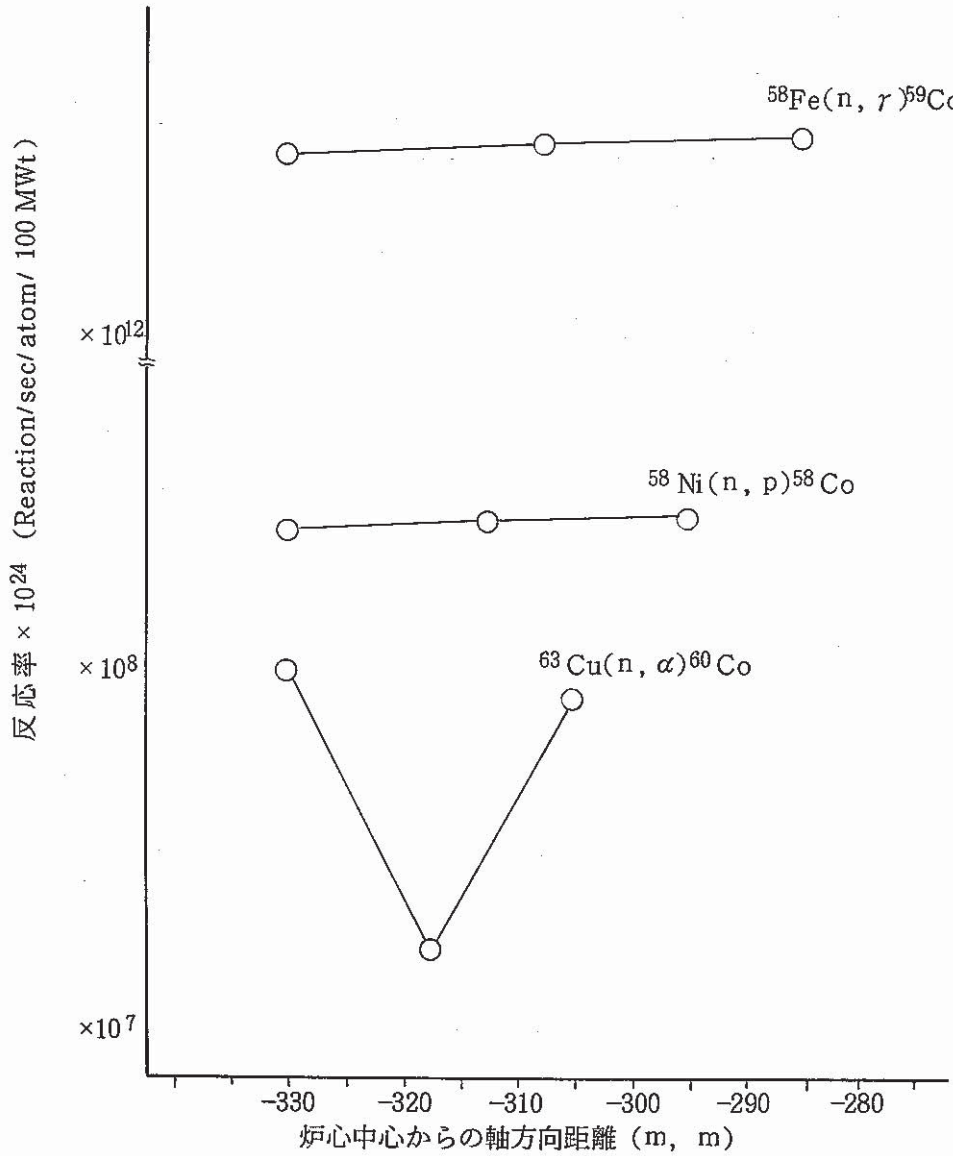


図 7.6.1. 反応率の軸方向分布

## 7.7 トリチウム濃度分布測定試験

報告者：高橋，大戸（計測Gr）

鳥居 （放管第2係）

### 1. 概要

高速実験炉「常陽」のトリチウム濃度分布を測定し、改良したトリチウム分布評価コード“TTT”のパラメータを決定すると共に実測値によりコードを検証することを目的として、トリチウム濃度分布測定試験計画を立案した。本報告は試験の概要と結果の一例を示す。

### 2. トリチウム濃度測定方法

#### (1) 測定場所

測定場所は「常陽」の1次及び2次冷却系のNa中，カバーガス中，作業雰囲気及び大気放出ガス中とする。この中で，特にトリチウムの放出メカニズムの解明と雰囲気への放出量を把握するために2次系Na主配管に捕集装置を設置する。捕集装置の概略構成を図7.7.1に示す。

図中(a)は配管材料からの透過率，(b)は保温材への吸着量，(c)は保温材を有する配管からの透過量を測定するためのものである。

#### (2) 分析方法

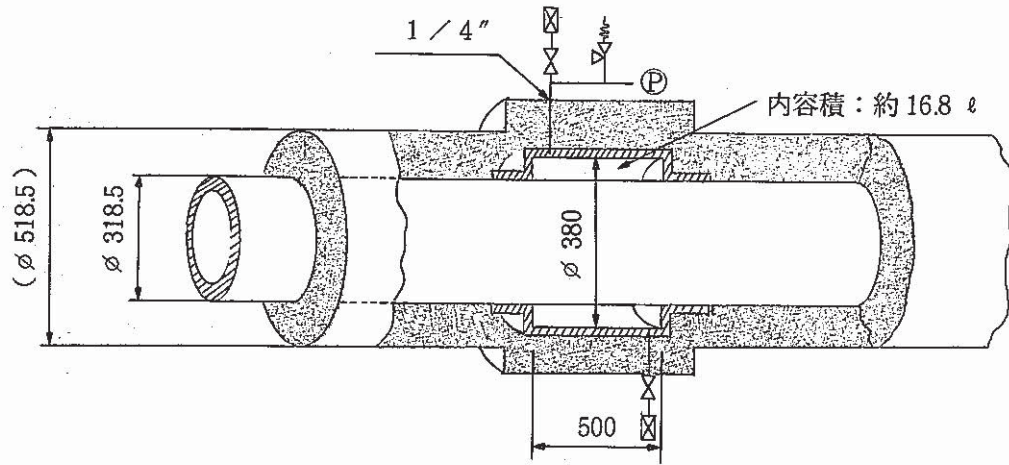
捕集したガス状のトリチウムは電気炉を通してトリチウム水に置換し，調整後液体シンチレーションカウンタにより濃度を評価する。

### 3. 試験工程

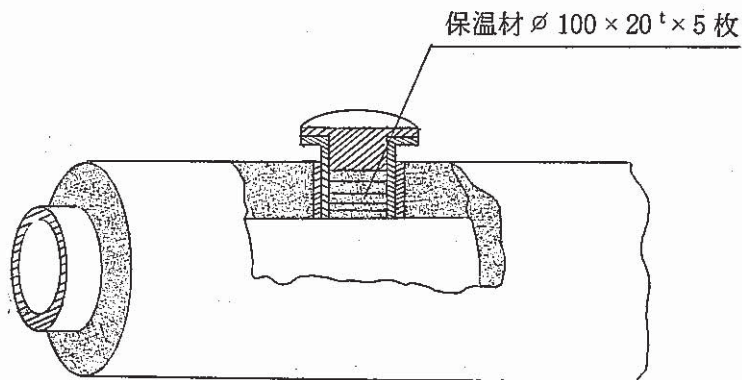
MK-II炉心第15サイクル運転中に各部のトリチウム濃度を測定し，放出メカニズムを解明するための試験は第16及び第17サイクル運転中に実施する。“TTT”コードの検証を含め，試験は昭和64年7月に完了予定である。

### 4. 結果の一例

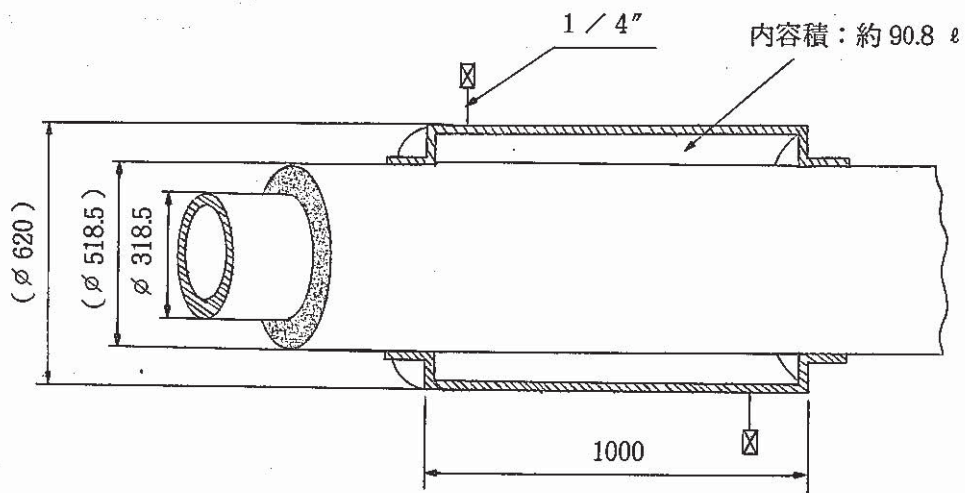
MK-II炉心100MW第15サイクル運転中のトリチウム分布測定結果を図7.7.2に示す。いずれの場所も法令告示許容濃度を下まわっていた。



(a) 配管材料からの透過率測定装置



(b) 保温材吸着量測定装置



(c) 保温材を有する配管からの透過率測定装置

図 7.7.1. トリチウム捕集装置の概略構成

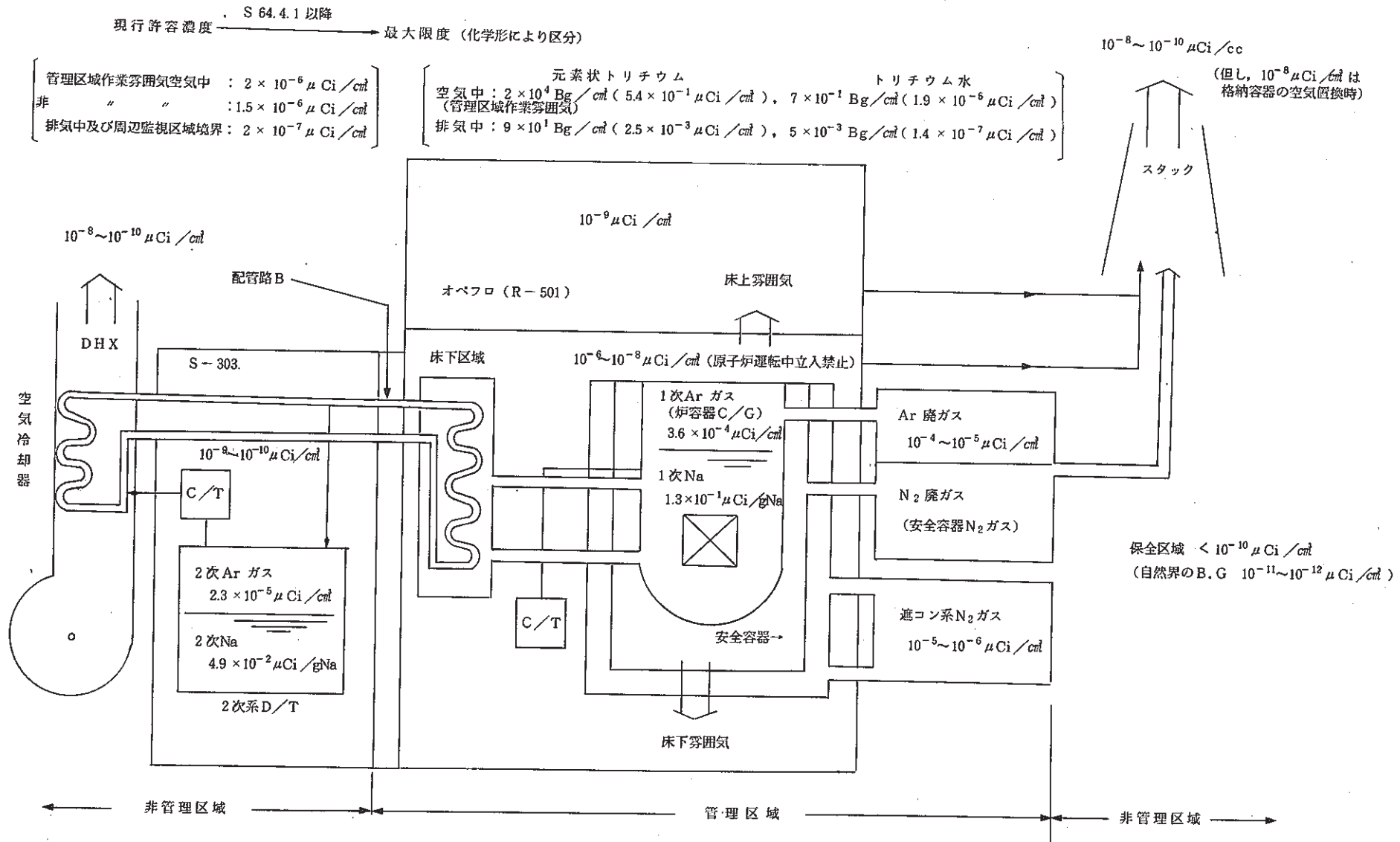


図 7.7.2 「常陽」のトリチウム分布測定結果 (100 MW 第15サイクル運転中)

## 7.8 燃焼度測定装置における $\gamma$ 光子透過率計算

報告者：佐久間（計測Gr）

### 1. 概 要

燃焼度測定装置により測定された、使用済燃料集合体の放出 $\gamma$ 線スペクトルより集合体内のF, P核種の定量を行なう場合、Ge検出器単体ではなく装置全体での検出効率が必要である。このうちGe検出器の遮蔽体部での $\gamma$ 光子の透過率を遮蔽体内に設置された可動鉛アブソーバーのある場合と無い場合について、“QAD-P 5 S”コードを用いて計算を行なった。

### 2. 計算条件

#### 1) $\gamma$ 線エネルギー

0.1MeV～3.0MeVの範囲で0.1MeV毎に30本

放出光子数は、各エネルギーとも一律  $1.0 \times 10^{10}$  コ

#### 2) 遮蔽体

燃焼度測定装置の、Ge検出器遮蔽体部を図 7.8.1の様に簡略化して計算を行なった。

### 3. 計算結果

図 7.8.2に可動アブソーバーを入れた場合と入れない場合の $\gamma$ 光子透過率曲線を示す。これにより測定された $\gamma$ 線スペクトルから集合体内のF, P核種の定量の見通しを得た。



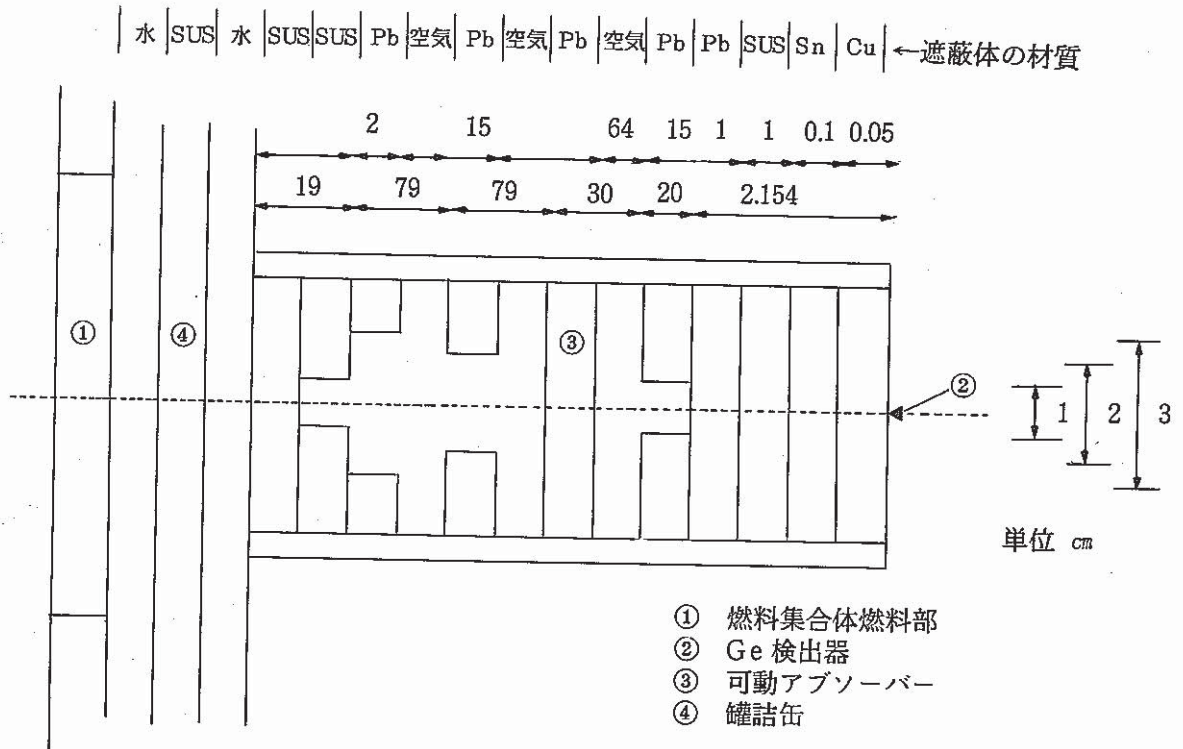


図 7.8.1 QADP 5-S 入力用の遮蔽体概念図

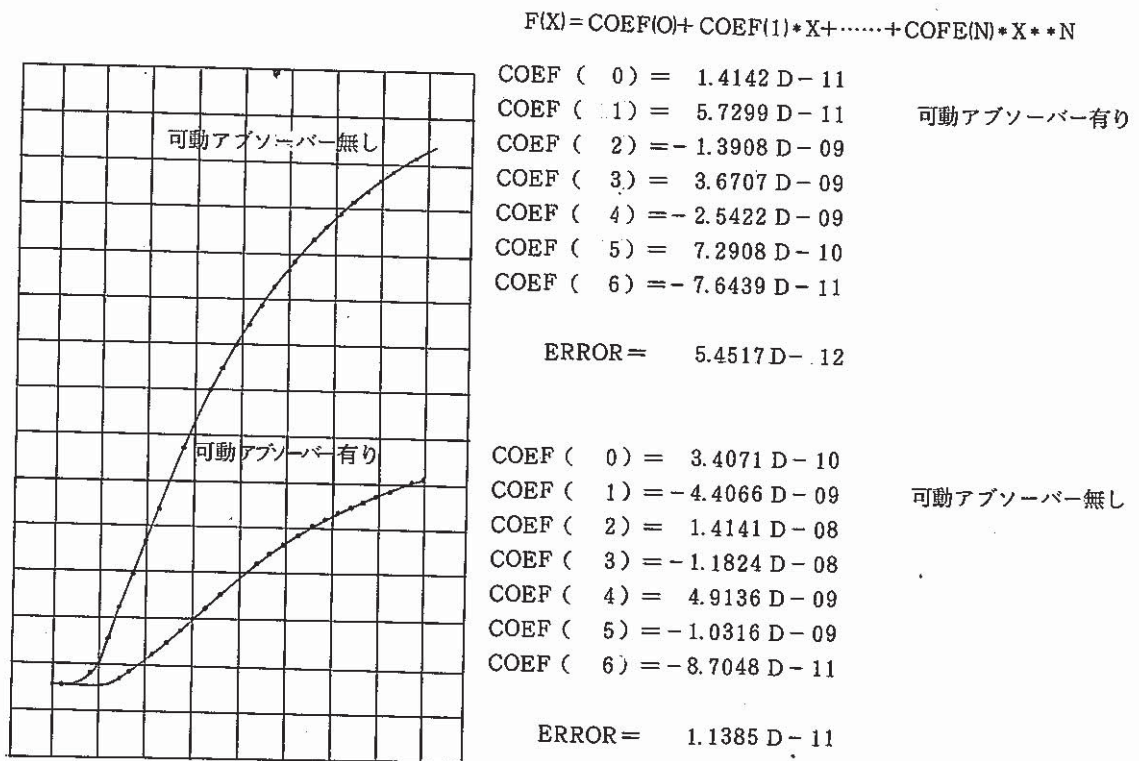


図 7.8.2 r 光子の透過率曲線

## 7.9 「もんじゅ」サーベイランス用ドシメーターの仕様検討

報告者：佐久間（計測Gr）

### 1. 概要

「もんじゅ」において使用するサーベイランス用ドシメーターの、各核種毎の必要重量、及び、核物質ドシメーターの放射能強度を“ORIGEN-79”“FPGS-3.5”，及び，“RAD SUS”の三種の計算コードを用いて計算した。

### 2. 計算条件

- 1) 使用するドシメーターは、「常陽」で使用しているものと同一とする。
- 2) 炉内装荷位置、及び中性子スペクトルは図 7.9.1, 図 7.9.2, 及び表 7.9.1に示した値とする。（「もんじゅ」提示データ）
- 3) 「もんじゅ」の運転パターンは、図 7.9.3に示したパターンとし、取り出し年数は以下の様にする。（「もんじゅ」提示データ）

第1回	： 3年後	（6 cycle終了後）
第2回	： 6年後	（12cycle “）
第3回	： 15年後	（32cycle “）
第4回	： 30年後	（60cycle “）

### 3. 計算結果

前記の条件で照射した後、「常陽」ドシメトリーシステムにおいて $\gamma$ 線測定を行なった場合、 $\gamma$ 線強度が測定に際して最も適当な値になると考えられる重量を表 7.9.2に示す。

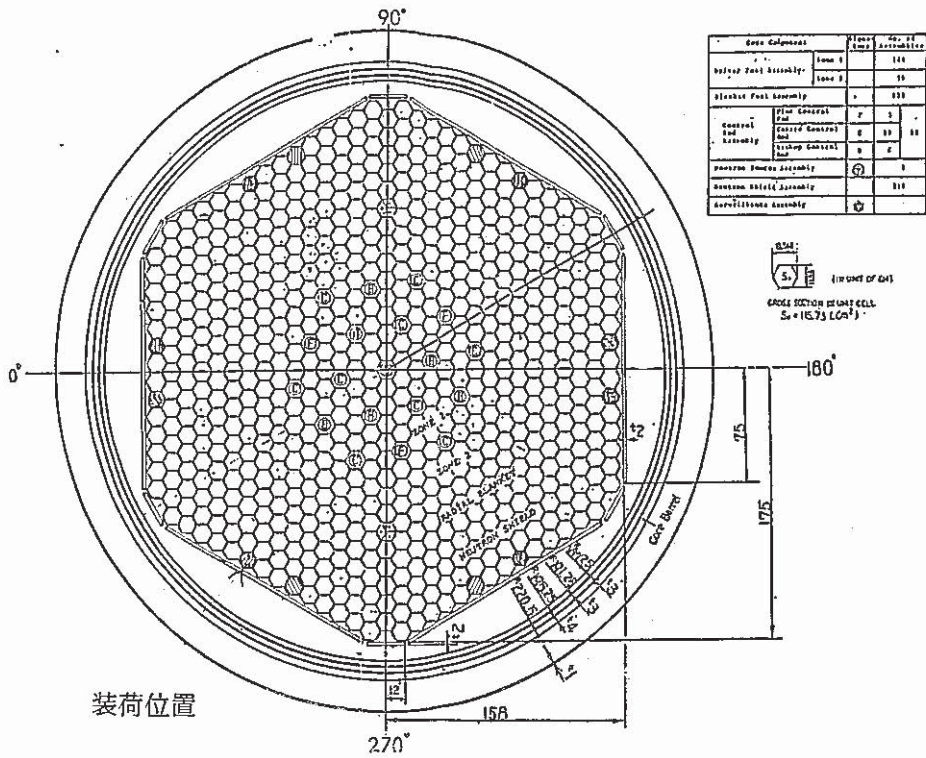


図 7.9.1. 炉心槽・炉心支持板のサーベイランス集合体装荷位置

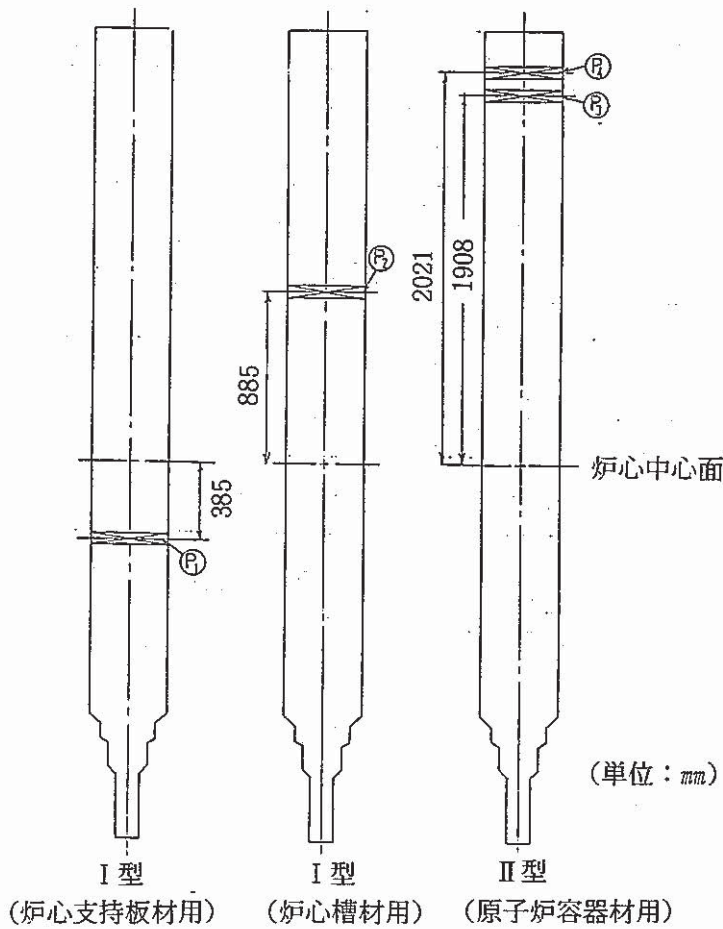
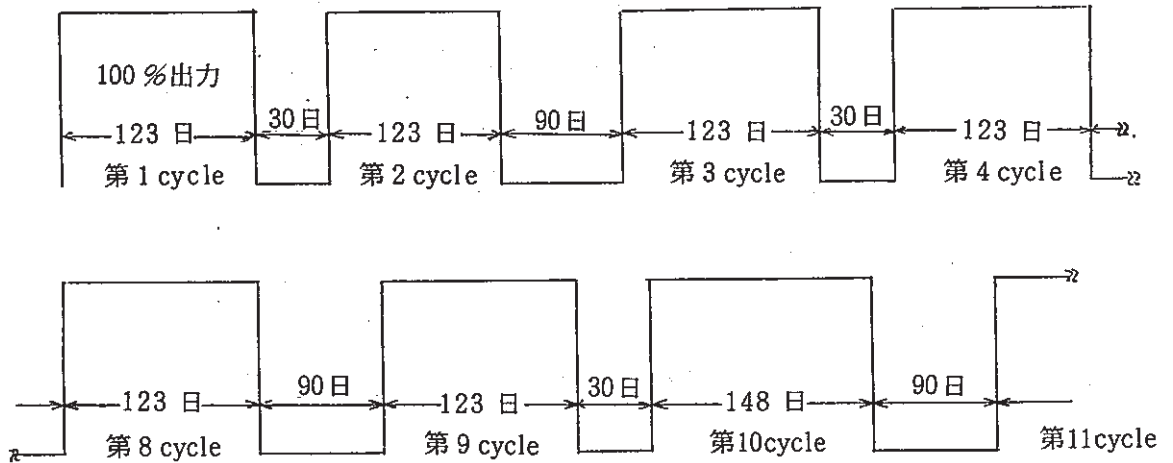


図 7.9.2. ドシメータ装荷位置



第 1 ~ 第 9 cycle : 123 日運転  
 第 10 ~ cycle : 148 日運転

図 7.9.3 「もんじゅ」の運転パターン

表 7.9.1 ドシメータ装荷位置での中性子スペクトル

エネルギー群構造	評 価 点 点				
	GRP(UPPER(EV) -- LOVER(EV))	(P1)	(P2)	(P3)	(P4)
1	1.492E+07 -- 5.400E+06	3.125E+08	2.879E+07	3.469E+03	2.989E+03
2	5.400E+06 -- 3.329E+06	6.672E+08	6.159E+07	5.870E+03	5.502E+03
3	3.329E+06 -- 2.019E+06	4.020E+09	4.065E+08	2.552E+04	2.238E+04
4	2.019E+06 -- 1.225E+06	2.003E+10	2.403E+09	2.274E+05	1.881E+05
5	1.225E+06 -- 7.427E+05	1.080E+11	1.573E+10	7.893E+05	5.918E+05
6	7.427E+05 -- 4.505E+05	5.473E+11	9.894E+10	8.016E+06	5.996E+06
7	4.505E+05 -- 2.732E+05	1.238E+12	2.595E+11	5.751E+07	4.406E+07
8	2.732E+05 -- 1.657E+05	1.299E+12	2.869E+11	1.322E+08	1.020E+08
9	1.657E+05 -- 6.738E+04	3.496E+12	8.383E+11	8.096E+08	6.310E+08
10	6.738E+04 -- 2.479E+04	4.216E+12	1.043E+12	1.670E+09	1.319E+09
11	2.479E+04 -- 9.119E+03	3.351E+12	8.506E+11	2.466E+09	1.985E+09
12	9.119E+03 -- 3.355E+03	1.597E+12	4.074E+11	1.198E+09	9.460E+08
13	3.355E+03 -- 1.234E+03	1.927E+12	4.952E+11	1.463E+09	1.211E+09
14	1.234E+03 -- 4.540E+02	2.313E+12	5.996E+11	4.728E+09	4.092E+09
15	4.540E+02 -- 1.670E+02	2.182E+12	5.701E+11	5.693E+09	5.060E+09
16	1.670E+02 -- 4.705E+01	2.549E+12	6.768E+11	8.075E+09	7.334E+09
17	4.705E+01 -- 1.371E+01	2.127E+12	5.767E+11	8.755E+09	8.050E+09
18	1.371E+01 -- 3.928E+00	1.518E+12	4.200E+11	8.499E+09	7.899E+09
19	3.928E+00 -- 1.125E+00	7.677E+11	2.226E+11	6.865E+09	6.490E+09
20	1.125E+00 -- 4.140E+00	2.217E+11	6.340E+10	3.404E+09	3.453E+09
21	4.140E-01 -- 1.000E-03	3.463E+10	9.969E+09	2.264E+09	2.187E+09
合計		2.954E+13	7.439E+12	5.629E+10	5.081E+10
不確定度*2		1.4 6	1.6 4	2.8 6	2.9 2

\* 1 評価点は第 2 図参照のこと。  
 \* 2 不確定度については、  
 裸体系上半分 最大 ファクター-10  
 裸体系下半分 最大 ファクター-15  
 にて求めた時の値。  
 最大値 ノミナル値×不確定度  
 最小値 ノミナル値÷不確定度  
 で設定すること。

表 7.9.2 ドシメーターの必要重量

	Position No. 1					Position No. 2			
	第 1 回	第 2 回	第 3 回	第 4 回		第 1 回	第 2 回	第 3 回	第 4 回
Fe	10	10	—	—	Fe	15	15	—	—
Cu	15	15	15	15	Cu	20	20	20	20
Co	5	5	5	5	Co	5	5	5	5
Ni	15	—	—	—	Ni	20	—	—	—
Ti	15	—	—	—	Ti	20	—	—	—
Sc	5	5	—	—	Sc	5	5	—	—
Ta	5	5	—	—	Ta	5	5	5	—
Nb	10	10	10	10	Nb	10	10	10	10
U <sup>235</sup>	8	8	8	8	U <sup>235</sup>	9	9	9	9
U <sup>238</sup>	8	8	8	8	U <sup>238</sup>	9	9	9	9
Np	7	8	8	8	Np	8	8	8	8
Th	10	10	10	10	Th	10	10	10	10

(単位はmg)

	Position No. 3					Position No. 4			
	第 1 回	第 2 回	第 3 回	第 4 回		第 1 回	第 2 回	第 3 回	第 4 回
Fe	20	—	—	—	Fe	20	—	—	—
Cu	30	15	15	15	Cu	30	15	15	15
Co	10	5	5	5	Co	10	5	5	5
Ni	20	—	—	—	Ni	20	—	—	—
Ti	30	—	—	—	Ti	30	—	—	—
Sc	5	10	—	—	Sc	5	10	—	—
Ta	10	10	—	—	Ta	10	10	—	—
Nb	10	10	10	10	Nb	10	10	10	10
U <sup>235</sup>	10	10	10	10	U <sup>235</sup>	10	10	10	10
U <sup>238</sup>	10	10	10	10	U <sup>238</sup>	10	10	10	10
Np	9	9	9	9	Np	9	9	9	9
Th	10	10	10	10	Th	10	10	10	10

(単位はmg)



7.10  $\gamma$ 線線量率換算係数の変更の遮蔽計算に与える影響について

報告者：青山（原子炉利用Gr）

## 1. 概要

ICRPの新勧告の取り入れに伴う法令の改正により、施設の遮蔽計算に使用する $\gamma$ 線線量率換算係数が変更される予定である。そこで「常陽」使用済燃料貯蔵設備を例にとり、 $\gamma$ 線線量率換算係数の相異による $\gamma$ 線線量当量率の変化を計算し、その影響を調べた。

## 2. 計算方法及び条件

- (1) 計算コード：“QAD-P5S”(点減衰核積分法)
- (2) 計算体系：図 7.10.1 に示す
- (3) 線源：「常陽」使用済燃料（MK-II燃料），線源強度は表1に示す。
- (4)  $\gamma$ 線線量率換算係数：ICRP Pub.21 …… 法令改正前  
及びICRP Pub.51(H1cm) …… 法令改正後（推定）  
数値は表 7.10.1 に示す。

## 3. 計算結果及び評価

表 7.10.2 に線源からの距離による $\gamma$ 線線量当量率を、 $\gamma$ 線線量率換算係数としてICRP Pub. 21とICRP Pub.51を用いた場合について比較した。表7.10.2よりコンクリート遮蔽体内の外側（線源からの距離が150cm以降）では、両者の差は1%以内であり、ほとんど差はないと考える。これは遮蔽体が十分に厚く、線量当量率に大きく寄与するのは高エネルギー $\gamma$ 線のみであり、換算係数の差が大きくなっている低エネルギー $\gamma$ 線の影響は微小であることによるものである。

従って法令改正によって $\gamma$ 線線量率換算係数が変更されたとしても、原子炉施設や使用済燃料貯蔵プールのように線源として高エネルギー $\gamma$ 線を扱う施設では $\gamma$ 線線量当量率の計算値はほとんど変わらず、遮蔽計算に与える影響は小さく無視できる。



表 7.10.1 Mk-II 燃料のガンマ線放出率と  $r$  線線量率換算係数

エネルギー範囲 (MeV)	代表エネルギー (MeV)	ガンマ線放出率 ( $r/s \cdot$ 体)		$r$ 線線量率変換係数 (mrem/h) / ( $r/s \cdot$ 体)	
		ノミナル値 <sup>1)</sup>	設計値 <sup>2)</sup>	ICRP Pub. 21	ICRP Pub. 51
0.10 - 0.15	0.125	$1.63 \times 10^{14}$	$1.71 \times 10^{14}$	$1.92 \times 10^{-4}$	$2.70 \times 10^{-4}$
0.15 - 0.30	0.225	$1.31 \times 10^{14}$	$1.38 \times 10^{14}$	$3.96 \times 10^{-4}$	$4.81 \times 10^{-4}$
0.30 - 0.45	0.375	$7.30 \times 10^{13}$	$7.67 \times 10^{13}$	$7.15 \times 10^{-4}$	$8.06 \times 10^{-4}$
0.45 - 0.70	0.575	$3.74 \times 10^{14}$	$3.93 \times 10^{14}$	$1.08 \times 10^{-3}$	$1.18 \times 10^{-3}$
0.70 - 1.0	0.85	$1.77 \times 10^{14}$	$1.86 \times 10^{14}$	$1.55 \times 10^{-3}$	$1.62 \times 10^{-3}$
1.0 - 1.5	1.25	$3.55 \times 10^{13}$	$3.73 \times 10^{13}$	$2.12 \times 10^{-3}$	$2.17 \times 10^{-3}$
1.5 - 2.0	1.75	$3.34 \times 10^{12}$	$3.51 \times 10^{12}$	$2.74 \times 10^{-3}$	$2.78 \times 10^{-3}$
2.0 - 2.5	2.25	$5.43 \times 10^{12}$	$5.70 \times 10^{12}$	$3.28 \times 10^{-3}$	$3.30 \times 10^{-3}$
2.5 - 3.0	2.75	$1.15 \times 10^{11}$	$1.21 \times 10^{11}$	$3.77 \times 10^{-3}$	$3.77 \times 10^{-3}$
3.0 - 4.0	3.5	$1.45 \times 10^{10}$	$1.52 \times 10^{10}$	$4.39 \times 10^{-3}$	$4.41 \times 10^{-3}$
4.0 - 6.0	5.0	$1.89 \times 10^6$	$1.98 \times 10^6$	$5.56 \times 10^{-3}$	$5.54 \times 10^{-3}$
6.0 - 8.0	7.0	$2.17 \times 10^5$	$2.28 \times 10^5$	$6.99 \times 10^{-3}$	$6.96 \times 10^{-3}$
8.0 - 11.0	11.0	$2.50 \times 10^4$	$2.63 \times 10^4$	$9.09 \times 10^{-3}$	$9.77 \times 10^{-3}$

1) ORIGEN-II による計算値。45日ラック貯蔵，原子炉取出後1年経過時のデータ。

2) ノミナル値に設計余裕5%を見込んだ。(計算は設計値を使用した)

表 7.10.2  $\gamma$ 線線量率換算係数の相異による  $\gamma$ 線線量当量率の変化

線源からの距離 (cm)		線量当量率 (mrem/h)		相 対 比 $\left(\frac{\text{ICRP Pub. 21}}{\text{ICRP Pub. 51}}\right)$
		ICRP Pub. 51	ICRP Pub. 21	
水 中	30	$4.0 \times 10^7$	$3.7 \times 10^7$	0.93
	70	$8.5 \times 10^5$	$8.0 \times 10^5$	0.94
コン ク リ ー ト 遮 蔽 体 中	100	$1.7 \times 10^4$	$1.6 \times 10^4$	0.96
	150	$6.8 \times 10^1$	$6.7 \times 10^1$	0.99
	200	$6.5 \times 10^{-1}$	$6.4 \times 10^{-1}$	0.99
	250	$8.2 \times 10^{-3}$	$8.2 \times 10^{-3}$	0.99
	300	$1.2 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-4}$	0.99
	350	$1.9 \times 10^{-6}$	$1.9 \times 10^{-6}$	1.00

注) 線量当量率は透過後の $\gamma$ 線束にビルドアップ因子を乗じ、線量率換算係数を乗じることにより算出した。

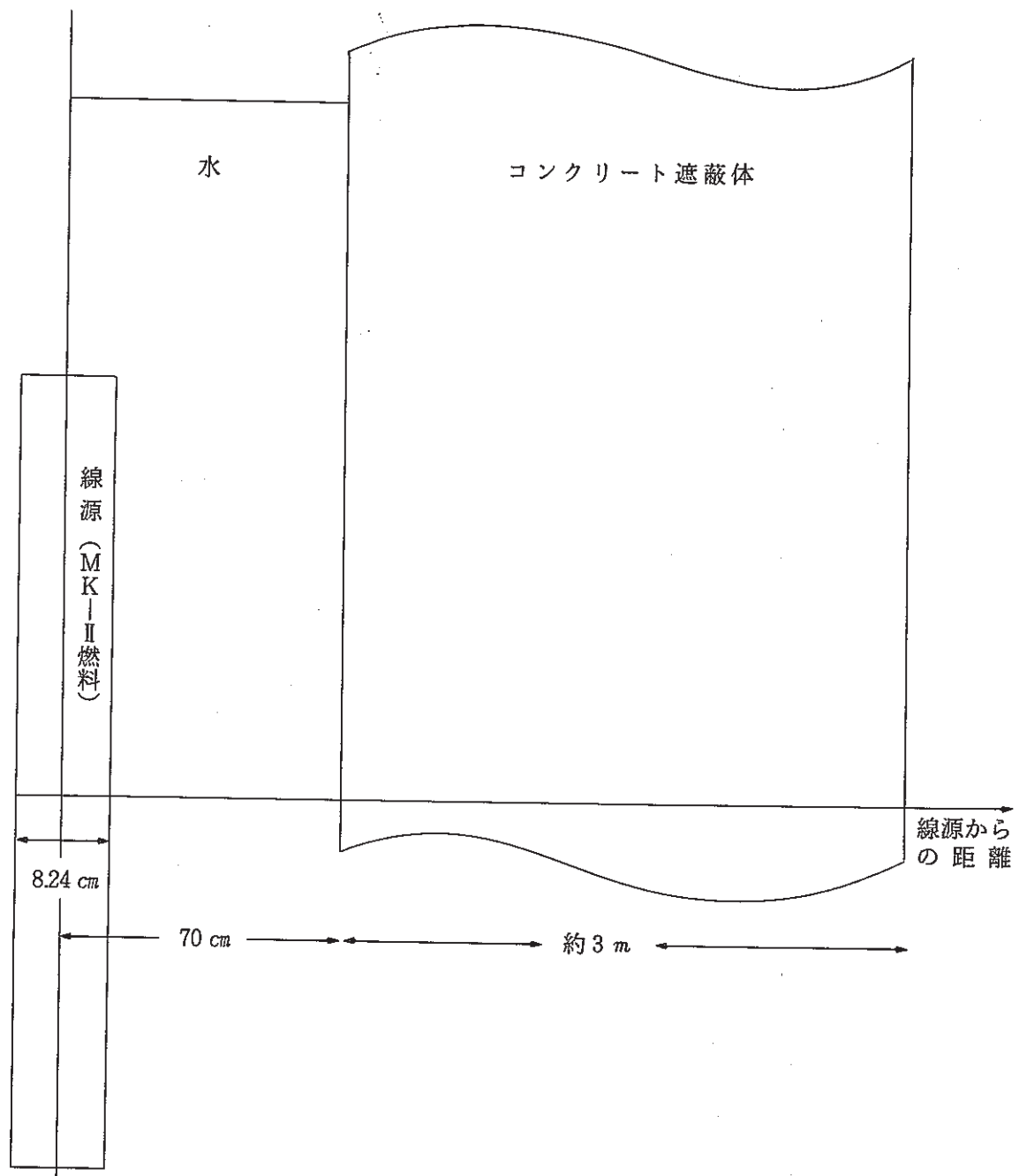


図 7.10.1. 直接 $\gamma$ 線の計算モデル (円柱体系)

## 7.11 B4Mの中性子照射量評価

報告者：佐久間（計測Gr）

栢 井

### 1. 概 要

高速実験炉「常陽」において照射されたB4M（B型特殊燃料集合体）の中性子照射量を評価するため、B4Mに装荷されたドシメータの反応率から中性子スペクトルをアンフォールディングし、全中性子照射量、1.0MeV以上、0.1MeV以上の積算中性子照射量、及び損傷量を解析した。

### 2. 条 件

(1) B4Mの照射期間及び積算熱出力

MK-II炉心第12' 1 サイクル

積算熱出力：36.667MWd

(2) B4Mの装荷されていた炉心アドレス：1A1

(3) ドシメータの種類

Fe, Ni, Cu, Ti, Co-Al, Ta-V, \*Sc, \*Th, \*Np, \*Nu, \*Du

\*：Vキャプセルに封入。

### 3. 方 法

B4Mに装荷されたドシメータの実測反応率、END/B-Vより作成した断面積ライブラリー“DOT3.5”による中性子スペクトル等を用いてスペクトルアンフォールディングコード“NEUPAC-JLOG”により中性子束 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )、損傷量 (dpa)の解析を行った。

### 4. 結 果

積分中性子束、積算中性子照射量及び損傷量の解析結果を表7.11.1、表7.11.2に示す。

### 5. 評 価

全中性子照射量、1.0MeV以上、0.1MeV以上の各中性子照射量について“MAGI”と比較した結果を表7.11.3に示す。MAGI/NEUPが0.9~1.1であり、妥当な結果であると思われる。

表 7.11.1 積分中性子束

	積分中性子束	単 位
TOTAL OVER 1.0MEV OVER 0.1MEV	4.266E+15 ( 5.08) 6.842E+14 (12.01) 2.774E+15 ( 8.14)	n/cm <sup>2</sup> /sec/100 MWt
損傷率 dpa	1.343E-06 ( 5.72)	dpa/sec/100 MWt

表 7.11.2 積算中性子照射量

	積算中性子照射量	単 位
TOTAL OVER 1.0MEV OVER 0.1MEV	1.327E+20 ( 5.08) 2.128E+19 (12.01) 8.628E+19 ( 8.14)	n/cm <sup>2</sup>
損傷量 DPA	4.177E-02 ( 5.72)	dpa

表 7.11.3 MAGIとNEUPACによる中性子照射量の比較

	中性子照射量 { n/cm <sup>2</sup> }		(MAGI/NEUP)
	(MAGI)	(NEUPAC)	
TOTAL OVER 1.0MEV OVER 0.1MEV	1.427E+20 1.922E+19 9.667E+19	1.327E+20 2.128E+19 8.628E+19	1.075E+00 9.031E-01 1.120E+00

## 7.12 継続照射用リグ (B6) 周辺の $\gamma$ 線線量当量率の計算

報告者：青山，長崎（原子炉利用Gr）

### 1. 概要

継続照射用リグ (B6) のラッパ管表面の $\alpha$ 汚染除去作業を行う際の $\gamma$ 線被曝線量評価を行うため、照射リグ周辺の $\gamma$ 線線量当量率を計算した。

### 2. 計算条件

- (1) 線源強度計算 (計算コード “ORIGEN 79”)
- (2)  $\gamma$ 線線量当量率計算 (計算コード “QAD-P5S”)

### 3. 計算結果及び評価

B6の集合体表面からの距離と $\gamma$ 線線量当量率の関係を表7.12.1に示す。

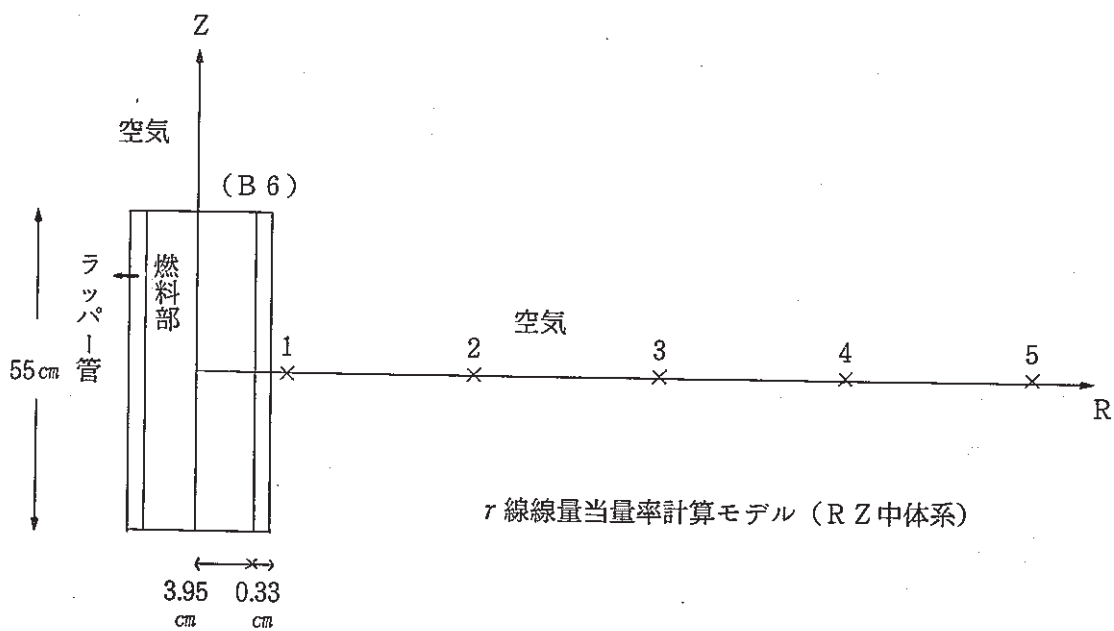
表7.12.1よりB6周辺の線量当量率は大きいため、 $\alpha$ 汚染除去作業を行うにあたっては、十分なしゃへい、作業時間の短縮等被曝線量低下のための措置を講ずる必要があると言える。尚本計算はB6の周辺が空気雰囲気とした場合の簡易評価値であり、今後実際の作業現場を模擬した詳細なモデルで再評価を行う予定である。



表 7.12.1  $r$  線線量当量率分布

計算点 番号*	B 6 からの径方向 距 離 (cm)	$r$ 線線量当量率 mrem/h	備 考
1	4.29	$3.01 \times 10^5$	ラッパー管表面
2	54.29	$9.43 \times 10^3$	表面から50cm
3	104.29	$2.73 \times 10^3$	" 1 m
4	154.29	$1.26 \times 10^3$	" 1.5 m
5	204.29	$7.21 \times 10^2$	" 2.0 m

\*下図参照



7.13 ATRフラックスモニター (Nb) 中の<sup>93m</sup>Nbの放射能強度の測定結果

報告者：有馬 (分析Gr)

## 1. 概 要

ATRフラックスモニター (D1Nb, D2Nb) を酸で溶解し、ジオメトリーを計数効率作成時に合わせて、低エネルギー用Ge(Li)検出器で 16.6keVのX-Rayを計測、<sup>93m</sup>Nbの放射能強度を算出した。尚、今回は分析のための予備試験を行なった後、上記試験を実施した。

## 2. 方 法

2つのNbフラックスモニター (D1Nb:6.3mg, D2Nb:6.6mg) を硝酸-フッ酸で溶解し、正確に $\frac{1}{5}$ 及び $\frac{1}{50}$ を分取してバイアルに入れる。調整したバイアルはGe検出器によって、16.6 keVの光電ピークを計測し、あらかじめ<sup>24</sup>AmSTD溶液を使用して作成してある計数効率曲線より試料の放射能強度を算出する。

## 3. 結 果

以下に計測データ及び放射能強度算出結果を示す

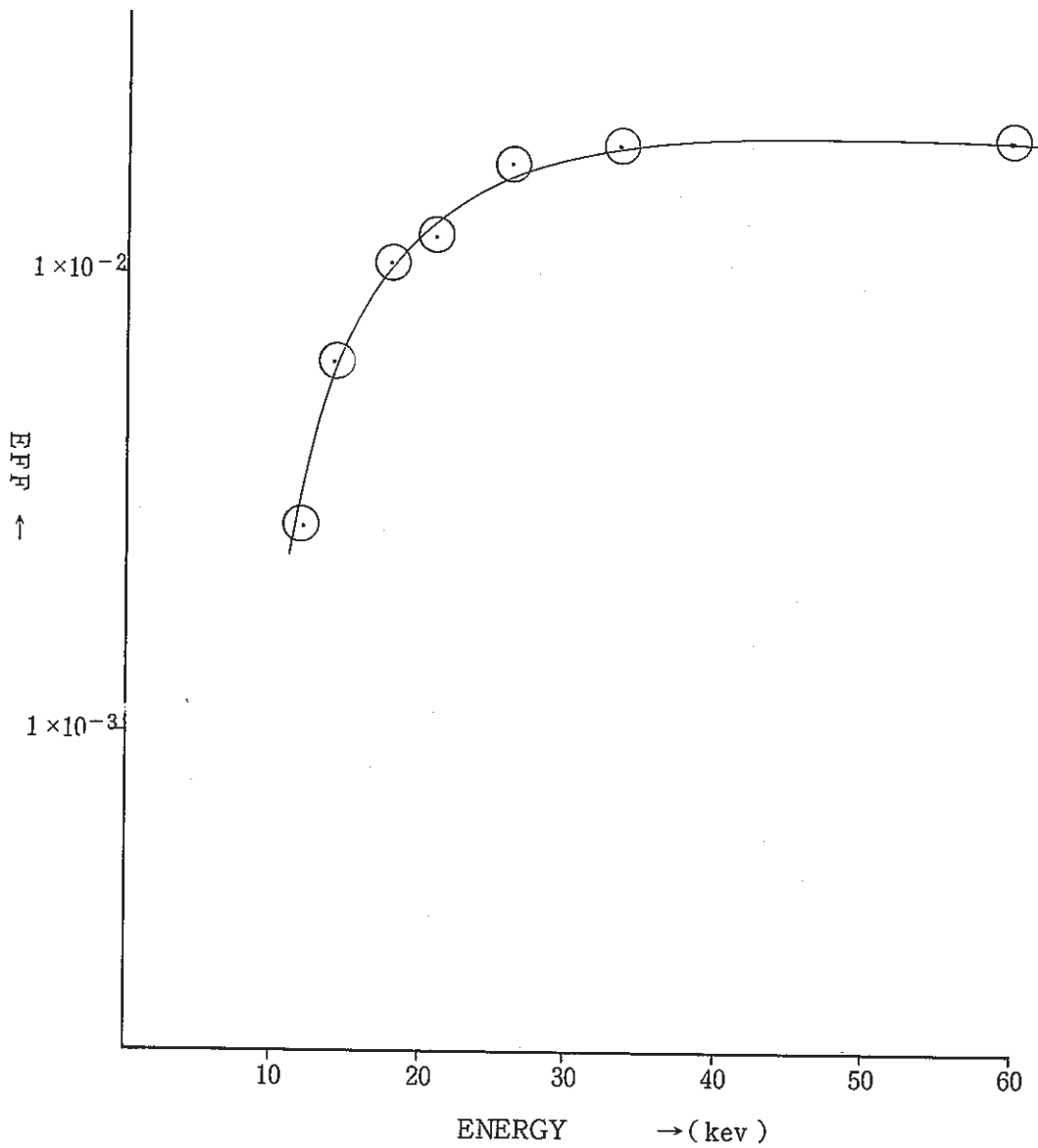
	D 1 Nb				D 2 Nb			
	1	2	1	2	1	2	1	2
分取率	1 / 5	1 / 5	1 / 50	1 / 50	1 / 5	1 / 5	1 / 50	1 / 50
平均計数値 ( $\frac{\text{count}}{\text{sec}}$ )	1243.084	1188.354	155.612	146.959	1288.072	1348.347	166.806	163.043
定量値 (uci)	189.37	181.03	237.06	223.88	196.22	205.41	254.11	248.38
変動係数 (%)	3.18		4.04		3.24		1.61	

## 4 考 察

分取率による計測値の違いから<sup>93m</sup>NbのNb量に対する自己吸収及び計数率の過大によるデットタイムの増加等が考えられたので、今後これらの検討をして、今回の結果を補正する予定である。また、放射能強度計算は検出器の特異な部分 (GeのK吸収端) を用いて計測しており、ピーク形状の変形等から、所有の解析ソフトと手計算による差が生じたがデータ値のバラツキが少ない手計算で全て処理した。

図 7.13.1. 効率曲線

$^{241}\text{Am}$  STD 溶液 10 ml Vial  
 1.01356 g  $\rightarrow$  1.2781  $\mu\text{Ci}$



$$\text{EFF} = -1.9694 \times 10^{-2} + 2.4537 \times 10^{-3} \times x - 4.8396 \times 10^{-5} \times x^2 + 3.1124 \times 10^{-7} \times x^3$$

ENERGY    16.6 keV     $\longrightarrow$     EFF     $9.12622 \times 10^{-3}$

## 8. 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。

## 8.1 設置変更（その12）高線出力試験関係の資料調査結果

報告者：奥田（原子炉利用Gr）

### 1. 概要

高速実験炉「常陽」設置変更（その12）の関連作業として、前年度までに作成済である高線出力試験（PTM）関係の資料について調査を行った。

尚、これらの資料は設置変更（その10）の業務の一部として作成されたものである。

### 2. 内容

以下の資料について、一件一葉程度にまとめた。

- ① 燃料中心溶融実験での燃料ピンの健全性について
- ② 燃料溶融試験での燃料溶融割合
- ③ 「常陽」照射燃料の溶融評価（Ⅰ）
- ④                    "                  （Ⅱ）
- ⑤ 特殊燃料の溶融試験について
- ⑥ 限界線出力試験について
- ⑦ Power-to-Melt 試験計画の検討（中間報告）

## 8.2 局所的集合体内流路閉塞事象の解析条件について

報告者：青山（原子炉利用Gr）

### 1. 概 要

高速実験炉「常陽」の設置変更（その12）に関連して実施する局所的集合体内流路閉塞事象の評価の解析条件について示す。

### 2. 解析条件

表 8.2.1に示す数値及び条件にて解析を行うこととする。但し表 8.2.1のデータは通常状態（閉塞なし）での値であり、初期温度（被覆管温度 613 ℃，燃料中心温度2210 ℃，いずれもノミナル温度）に合わせるように集合体入口流量，燃料熱伝導度を調整することとする。また閉塞時は圧損一定として流量変化を考慮する。



表 8.2.1 局所的集合体内流路閉塞事象の解析条件

パラメータ	入力データ, 条件
燃料ペレット直径	4.63 mm
燃料要素 (被覆管) 内径	4.8 mm
燃料要素 (被覆管) 外径 D	5.5 mm
燃料要素配列ピッチ P	6.47 mm
ラッピングワイヤ径	0.93 mm
ラッピングピッチ H	209 mm
P/D	1.176
H/D	38
燃料要素数	127 本
ラッパ管内径	74.7 mm
集合体入口温度	370 °C
集合体出力	2.27 MW
集合体入口流量	9.27 kg/sec
抵抗係数 $C_D$	$2.049Re^{-0.04094}$ (エントランスノズル部) $147.1Re^{-0.2067}$ (燃料バンドル部)
集合体出口部圧力	1.40 atm
閉塞部の軸方向位置	炉心部中央
閉塞領域	図 8.2.1 に示す。(2 ケース)
軸方向出力分布	表 8.2.2 に示す。
物性定数 (炉心燃料)	表 8.2.3 に示す。
径方向出力分布	平坦とする。
燃料密度	10.332 g/cm <sup>3</sup>
燃料比熱	0.308 J/g·°C
被覆材密度	7.758 g/cm <sup>3</sup>
被覆材比熱	0.5489 J/g·°C

表 8.2.2 燃料要素の軸方向出力分布

軸方向位置 [cm]		相対値 [-]
上部インシュレータ	57.40	0.049
	56.20	0.056
炉心 (燃料部長さ55cm)	56.20	0.554
	52.77	0.641
	49.33	0.732
	45.89	0.816
	42.45	0.871
	39.00	0.928
	35.57	0.969
	32.13	0.991
	28.70	1.000
	25.25	0.996
	21.82	0.972
	18.38	0.931
	14.94	0.893
	11.50	0.822
	8.06	0.741
4.62	0.657	
下部インシュレータ	1.20	0.599
	1.20	0.057
	0.0	0.049



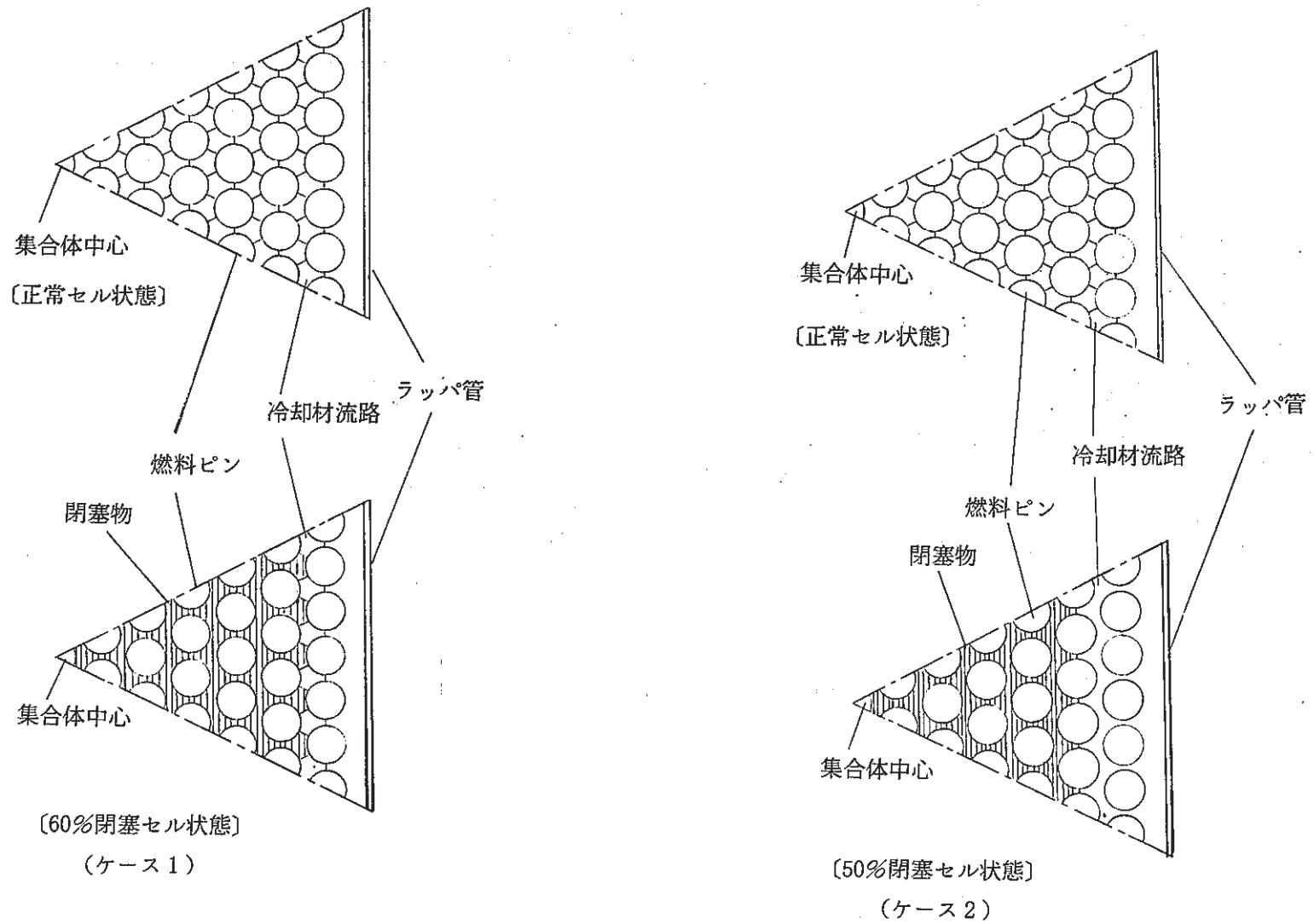


図 8.2.1 冷却材流路の水平断面のセル模式図

### 8.3 高線出力試験用集合体の軸方向反応度値分布

報告者：池田（原子炉利用Gr）

#### 1. 目的

高線出力試験用集合体の仕様のうちU濃縮度が20wt%から26%に変更になった。このため、軸方向反応度値分布を見直す。

#### 2. 方法

付録に示すJ1炉心における反応度値分布をもとに、J1燃料集合体と高線出力試験用集合体との重金属の単位重量当りの反応度値の比を補正することにより求める。

#### 3. 結果

##### (1) 重金属の単位重量当りの相対反応度値

表 8.3.1 参照。

##### (2) 高線出力試験用集合体の軸方向反応度値分布

表 8.3.2 参照。

表 8.3.1 高線出力用集合体の重金属 1 g 当りの相対反応度値

核種	等価係数	J 1 燃料集合体		高線出力試験用集合体	
		原子数比*	反応度値**	原子数比***	反応度値**
Pu <sup>239</sup>	1.0	0.2088	0.2088	0.1380	0.1380
Pu <sup>240</sup>	0.235	0.0746	0.0175	0.0400	0.0094
Pu <sup>241</sup>	1.293	0.0149	0.0193	0.0180	0.0233
Pu <sup>242</sup>	0.158	0.0	0.0	0.0040	0.0006
U <sup>235</sup>	0.688	0.0849	0.0584	0.2080	0.1431
U <sup>238</sup>	-0.020	0.6168	-0.0123	0.5920	-0.0118
重金属	—	1.0	0.2917	1.0	0.3026

\* Pu 富化度30% U濃縮度12%

Pu 同位体比 Pu<sup>239</sup>/Pu<sup>240</sup>/Pu<sup>241</sup>/Pu<sup>242</sup>/ = 70/25/5/0

\*\* 等価係数 × 原子数比

\*\*\* Pu 富化度20%, U濃縮度26%

Pu 同位体比 Pu<sup>239</sup>/Pu<sup>240</sup>/Pu<sup>241</sup>/Pu<sup>242</sup> = 69/20/9/2

(基準組成 3)

表 8.3.2 高線出力試験用集合体の軸方向  
反応度値分布 (ノミナル値)

炉心上端からの位置 (cm)	反応度値 (ΔK/K/g)
0.0 ~ 6.9	7.65 -7
6.9 ~ 13.8	1.18 -6
13.8 ~ 20.6	1.59 -6
20.6 ~ 27.5	1.90 -6
27.5 ~ 34.4	2.01 -6
34.4 ~ 41.3	1.87 -6
41.3 ~ 48.1	1.54 -6
48.1 ~ 55.0	1.13 -6

(注) 装荷位置：炉中心

### 8.4 PTM試験時出力パターンにおけるプラント健全性の検討

報告者：河津（プラントGr）

#### 1. 概要

PTM試験時の出力パターンにおける熱過渡上、プラントが健全であるか否かの概略的検討を行なった（出力パターンは、20→50<sup>MW</sup>時の0.4%/min、50→70<sup>MW</sup>時1.9%/min）

#### 2. 検討項目

- 1) 熱過渡（温度上昇率）によるプラント健全性検討
- 2) 原子炉出口Naの温度とオーバーフロータンク温度の温度差の評価

#### 3. 検討内容

- 1) B4M試験時のデータを基に求めた各出力上昇率における温度上昇率を右表にまとめて示す。1.9%/minにおける予測温度上昇率は、IH X 2次入口を除いては、すべて通常運転条件の制限値0.0139℃/secを上回っていた。しかしながら、応力評

出力上昇率		(予測値)		
		0.25%	0.4%	1.9%
原子炉出口 Na 温度	℃/min	0.33	0.52	2.48
	℃/sec	0.0055	0.0087	0.0413
オーバーフロー戻り配管温度	℃/min	0.21	0.33	1.60
	℃/sec	0.0035	0.0055	0.0267
1HX 2次側 出口温度	℃/min	0.29	0.44	2.17
	℃/sec	0.0048	0.0074	0.0365
1HX 2次側 入口温度	℃/min	-0.10	-0.127	-0.76
	℃/sec	-0.00167	-0.0021	-0.0127

※ 原子炉入口温度は約370℃一定である。

価における「通常および異常条件に対する評価（1次+2次応力の評価）」の熱衝撃値の計算条件に用いる熱過渡は3℃/secと予測値よりはるかに大きな値である。従って、応力評価としては、問題無いと判断出来る。

- 2) 上表の温度上昇率を用い、今回の出力パターンにおける温度上昇パターンを求めたところ原子炉出口Nの温度とオーバーフロータンクの温度差ΔTと制限値の比較は下表の通りであった。

出力	20 <sup>mw</sup>	50 <sup>mw</sup>	70 <sup>mw</sup>	制限値
温度差ΔT	35.0℃	49.2℃	58.4℃	80.0℃

※制限値80.0℃は“運転条件の見直しにより再設定された値。”

70MW到達時においても制限値を十分満足しており、プラント健全性上問題無し。

#### 4. まとめ

PTM試験時の出力パターンにおける熱過渡について、プラント健全性上、評価すべき2項目について、概略検討を行なった結果、健全性には影響ないという見通しを得ることが出来た。

(注) 本評価は概略評価であり、本試験実施に当たっては、さらにプラント動特性評価等の詳細検討が必要と思われる。



## 8.5 高線出力試験の出力履歴等

報告者：池田（原子炉利用Gr）

### 1. 目的

高線出力試験の予測計算を行なうために、出力履歴等を設定する。

### 2. 試験条件

#### (1) 出力履歴

図 8.5.1に示すように、

- ① 原子炉出力 20%→50% 0.4%/min
- ② " 50%→到達出力 1.9%/min  
(約70%)

の運転パターンで行う。

#### (2) スクラム設定値

到達出力×1.06とする。

### 3. 原子炉の健全性

#### (1) 主冷却配管の温度上昇率

1.9%/minの出力上昇率は通常運転時の制限値0.0139°C/Sを上回るが、応力評価の条件3°C/Sを下回っており、主冷却配管の健全性上問題はないと判断される。

#### (2) 原子炉出口Nの温度とオーバフロタンクNの温度との差

温度差の制限値80°Cに対し、到達出力が70%であれば温度差の予測値は58.4°Cでありプラントの健全性上問題としない。

### 4. 関連資料 技-63-72 「PTM試験時の出力パターンにおけるプラント健全性の検討」

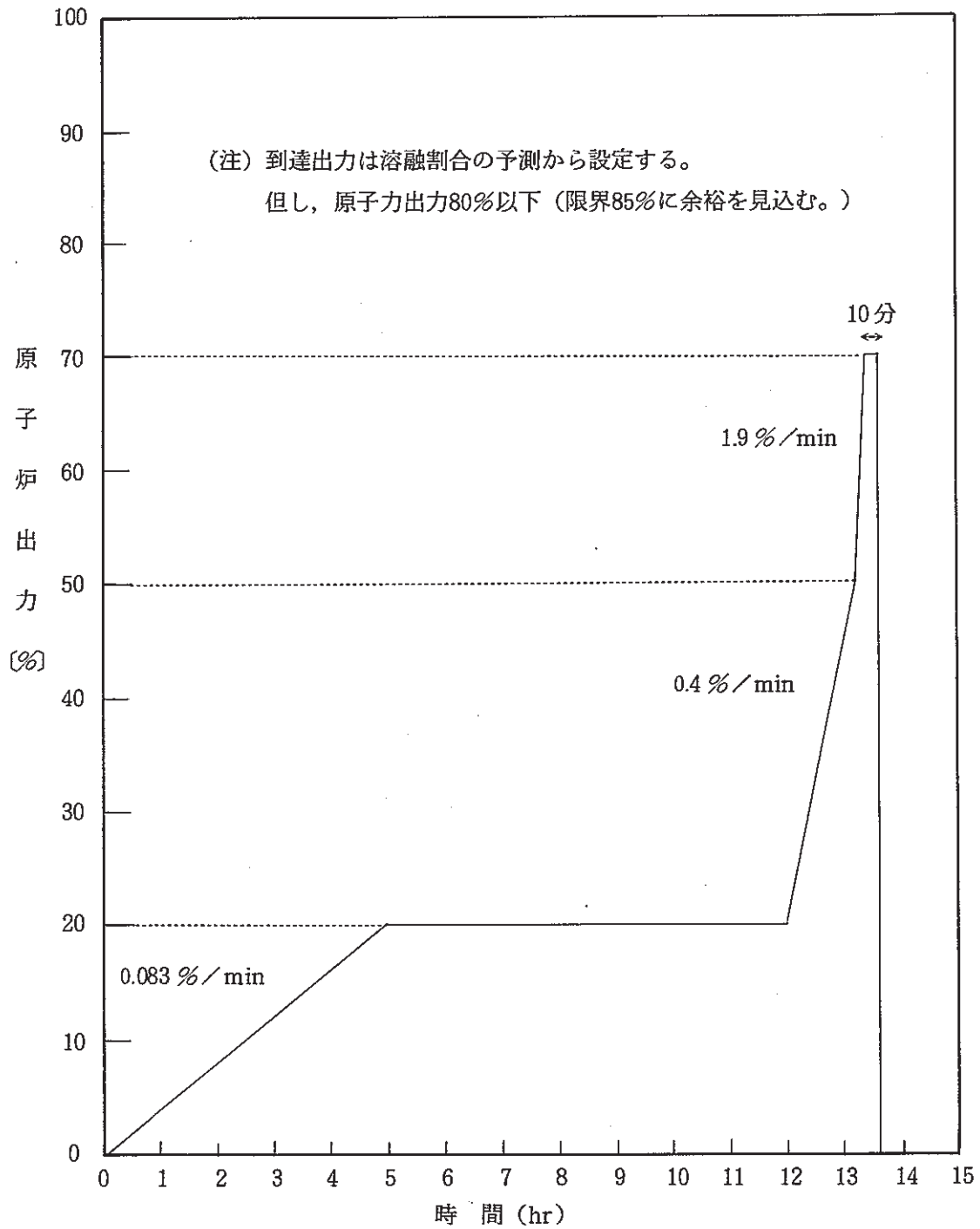


図 8.5.1 高線出力試験の運転履歴

## 8.6 線源計算条件について

報告者：池田（原子炉利用Gr）

### 1. 目的

燃料取扱事故，コールドドラップNa漏洩事故，高線出力試験用要素破損事象及び高燃焼度試験に係わる被曝評価の為の線源計算条件をまとめる。

### 2. 項目

- (1) 燃料取扱事故の線源条件
- (2) コールドドラップNa漏洩事故等の線源計算条件
- (3) 高線出力試験用要素中のFPの存在量
- (4) 高燃焼度試験用要素中                    "
- (5) 高燃焼度試験に伴う<sup>137</sup>Csの線量率評価

### 3. 線源条件

表 8.6.1に線源条件の詳細を示す。

表 8.6.1 線源計算条件

項目	条件						
1. 燃料取扱事故の線源計算条件	(1) 炉心内装荷中での滞在期間中の蓄積 2.3 MW × 350 日の照射 + 65 日減衰 * * 15 日 (燃交) + 45 日 (ラック) + 5 日 (取出準備)						
	(2) ラック装荷中での滞在期間中の蓄積 150 Kw × 70 日の照射 + 5 日 (取出準備)						
	(3) ギャップへの移行率計算用燃料温度 炉心内で 100 %, ラック内では燃料温度 624 °C						
	<p>燃料平均温度 = 冷却材温度 + (ホットスポット) (ホットスポット)</p> $\frac{1}{2} \times \frac{0.15^{**}}{2.22} \left\{ \begin{array}{l} \text{燃料中心} \\ \sim \text{冷却材温度上昇} \end{array} + \begin{array}{l} \text{燃料表面} \\ \sim \text{冷却材温度上昇} \end{array} \right\}$ $= 533 + \frac{1}{2} \times \frac{0.15}{2.22} \left\{ \frac{687.4}{1.09} + \frac{2002.2}{1.09} \right\}$ $= 624 \text{ °C}$ <p>** ラック内集合体出力 / 炉心内集合体出力 (注) データは詳細設計書から引用した。</p>						
2. コールドトラップ Na 漏洩事故等の線源計算条件	<p>(1) 2 % 破損時の F P 申請書記載値</p> <p>(2) 1 次冷却材中とコールドトラップ中と割合</p> <table border="0"> <tr> <td>{</td> <td>1 次冷却材中</td> <td>60%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>コールドトラップ中</td> <td>40%</td> </tr> </table> <p>J 12-P 040 参照。</p>	{	1 次冷却材中	60%		コールドトラップ中	40%
{	1 次冷却材中	60%					
	コールドトラップ中	40%					

項目	条件												
3. 高線出力試験用要素中の F P の存在量	<p>(1) 出力履歴 ピン出力 7.2 Kw × 24hr + 25.2 Kw × 2 hr</p> <p>(2) 重金属組成 Pu 富化度 20 w/o, U 濃縮度 26 w/o Pu 同位体組成 Pu<sup>239</sup> : Pu<sup>240</sup> : Pu<sup>241</sup> : Pu<sup>242</sup> = 69 : 20 : 9 : 2</p>												
4. 高燃焼度試験用要素中の F P の存在量	<p>(1) 出力履歴 ピン出力 18.7 Kw × 1,400 day</p> <p>(2) 重金属組成 Pu 富化度 30 w/o, U 濃縮度 8 w/o Pu 同位体組成 同上</p>												
5. 高燃焼度試験に伴う Cs <sup>137</sup> の線量率評価	<p>(1) C<sup>137</sup> の吸着率 技-62-383 参照。</p> <p>(2) 配管の冷却材接液面積</p> <table border="0"> <tr> <td>1 次主冷却系</td> <td>222.2</td> </tr> <tr> <td>オーバーフロ系 (タンクを含む)</td> <td>61.8</td> </tr> <tr> <td>1 次補助系</td> <td>14.5</td> </tr> <tr> <td>1 次純化系</td> <td>15.2</td> </tr> <tr> <td colspan="2"><hr/></td> </tr> <tr> <td></td> <td>313.7 m<sup>2</sup></td> </tr> </table> <p>充てんドレン系, ダンプタンク含まず。</p>	1 次主冷却系	222.2	オーバーフロ系 (タンクを含む)	61.8	1 次補助系	14.5	1 次純化系	15.2	<hr/>			313.7 m <sup>2</sup>
1 次主冷却系	222.2												
オーバーフロ系 (タンクを含む)	61.8												
1 次補助系	14.5												
1 次純化系	15.2												
<hr/>													
	313.7 m <sup>2</sup>												

## 8.7 “MIMIR-N2”コードによる「常陽」MK-II炉心の事故解析

報告者：近藤（プラントGr）

### 1. 概要

設置変更申請作業の一環として「常陽」MK-II炉心のプラント事故解析を“MIMIR-N2”コードを用いて行なった。

### 2. 解析事象

#### (1) 反応度事故

- ① 起動事故
- ② 出力運転時制御棒引抜事故
- ③ 1次冷却材流量の急上昇事故
- ④ 2次冷却材流量の急上昇事故
- ⑤ 主冷却器空気流量の急上昇事故
- ⑥ 燃料スランピング事故

#### (2) 機械的事故解析

- ① 電源喪失事故
- ② 1次冷却系ポンプ出力喪失事故
- ③ 2次冷却系における破損事故
- ④ 主冷却器送風機出力喪失事故
- ⑤ 2次冷却系における破損事故

### 3. 結果・評価

設置変更許可申請書（変更その10まで）に記載されている解析と比較して、反応度事故及び機械的事故とも定性的には同じ挙動結果となっているが定量的には出力及び温度上昇が鈍く低い値となっている。

これは現在使用している“MIMIR-N2”コードがプラントの実機特性を模擬するように改良されており、設置許可での解析とプラントの動特性パラメータ及びモデルが異なっているためである。

今後は、これらのプラントのモデルの相違を検討し、再解析を行なっていく予定。

## 8.8 高燃焼度試験時Csの付着濃度

報告者：池田（原子炉利用Gr）

## 1. 目的

高燃焼度試験時の配管のCsの付着濃度を従事者の被曝評価のためにもとめる。

## 2. 計算条件

## (1) 線源条件

- ① 年間10本の試験用要素の開孔
- ② 試験用要素1本の開孔と予備試験用要素の破損

## (2) セシウムトラップの分配係数Kcs

$$K_{cs} = A \cdot C_{cs}^{-B}$$

$$A = 6.61 \exp\left(\frac{3930}{T}\right)$$

$$B = 0.026 \exp\left(\frac{1395}{T}\right)$$

ここでKcs：セシウムトップのセシウムモル分率／ナトリウム中のセシウムモル分率

Ccs：セシウムのナトリウム中濃度 (ppm)

T：ナトリウムの運転温度 (K)

## (2) 配管のセシウム付着の分配係数KD

$$KD = - (4.55 \pm 0.29) + \frac{1830 \pm 140}{T}$$

ここで KD：吸着面のCs濃度 (g/cm<sup>2</sup>) / Na中のCs濃度 (g/cm<sup>3</sup>)

T：ナトリウムの運転温度 (K)

## 3. 計算結果

表 8.8.1に(1)の線源条件でかつ、セシウムトラップを考慮した場合、考慮しない場合の炉停止後7日の配管のセシウム付着濃度を示す。

## 4. 追記

被曝評価は内管 (20B×9.5t) , 外管 (22B×3t) として行う。

表 8.8.1 配管のCs の放射能密度 (炉停止後 7 日)

項 目	[Ci / cm]			
	ケ ー ス 1	ケ ー ス 2	ケ ー ス 3	ケ ー ス 4
C <sup>132</sup>	$1.40 \times 10^{-13}$	$9.45 \times 10^{-15}$	$2.77 \times 10^{-14}$	$3.57 \times 10^{-16}$
Cs <sup>134m</sup>	$1.75 \times 10^{-27}$	$1.19 \times 10^{-28}$	$3.46 \times 10^{-28}$	$4.48 \times 10^{-30}$
Cs <sup>134</sup>	$6.91 \times 10^{-10}$	$4.68 \times 10^{-11}$	$1.21 \times 10^{-10}$	$1.57 \times 10^{-12}$
Cs <sup>135</sup>	$8.50 \times 10^{-12}$	$5.76 \times 10^{-13}$	$1.38 \times 10^{-12}$	$1.79 \times 10^{-14}$
Cs <sup>136</sup>	$3.85 \times 10^{-8}$	$2.61 \times 10^{-9}$	$7.62 \times 10^{-9}$	$9.86 \times 10^{-11}$
Cs <sup>137</sup>	$5.68 \times 10^{-7}$	$3.85 \times 10^{-8}$	$9.29 \times 10^{-8}$	$1.45 \times 10^{-9}$



## 9. 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。

### 9.1 第3プール増設のための線源評価(3)

報告者：池田(原子炉利用Gr)

#### 1. 目的

掲題につき、構造材の放射化物質の溶出に伴う対策のために、構造材の放射化量を評価する。

#### 2. 方法

(1) コード …… ORIGEN-2, ORIGEN-79 (炉心燃料集合体)

FPGS (内側反射体, 外側反射体(A))

(2) 照射履歴 …… (i) 2.3 WM×6 サイクル (70日運転, 15日冷却) + 0.15MW → 炉心  
燃料集合体

(ii)  $1.7 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  × 20 サイクル

→ 内側反射体

#### 3. データ

各元素毎の放射化率について炉心燃料集合体のものを表 9.1.1, 内側反射体のものを表 9.1.2 に示す。

表 9.1.1 炉心燃料集合体の構造材放射能 [Ci/集合体] (中央部55cmのみ)

元素	核種	元素の全 原子数/SA	炉停止 直後	1年後	2年後	3年後	4年後	5年後	6年後	7年後	8年後	9年後	10年後	備考
Cr	<sup>51</sup> Cr	1.14+25	1.51+2	1.63-2										79
Mn	<sup>54</sup> Mn	1.27+24	1.38+3	6.11+2	2.72+2	1.21+2	5.38+1	2.39+1	1.06+1	4.74+0	2.11+0	9.37-1	4.17-1	2E
Fe	<sup>55</sup> Fe	4.18+25	8.85+2	6.56+2	4.85+2	3.59+2	2.66+2	1.97+2	1.46+2	1.08+2	8.00+1	5.92+1	4.39+1	79
	<sup>59</sup> Fe		4.63+1	8.13-2										79
Co	<sup>58</sup> Co	5.91+22	4.72+3	8.63+1	1.58+0	2.88-2								79
	<sup>60</sup> Co		1.31+2	1.15+2	1.01+2	8.85+1	7.76+1	6.81+1	5.97+1	5.23+1	4.59+1	4.02+1	3.53+1	2E
Ni	<sup>59</sup> Ni	8.01+24	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	1.31-1	2E
	<sup>63</sup> Ni		3.27+0	3.25+0	3.22+0	3.20+0	3.17+0	3.15+0	3.13+0	3.10+0	3.08+0	3.06+0	3.03+0	2E
Mo	<sup>93</sup> Mo	9.08+23	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	4.18-2	79
Ta	<sup>182</sup> Ta	1.93+22	1.13+3	1.25+2	1.39+1	1.53+0	1.70-1							2E

79 : ORIGIN-79, 2E : ORIGIN-2, early type (核データ), ORIGIN-2 advance type

表 9.1.2 内側反射体の放射能 [Ci / 集合体]

元 素 核 種		元素の全原子 数( / 集合体)	放 射 能 [Ci]			
			炉停止直後	90日後	180日後	365日後
Cr	<sup>51</sup> Cr	1.04 + 26	1.31 + 4	1.39 + 3	1.47 + 2	1.46 + 0
Mn	<sup>54</sup> Mn	1.14 + 25	3.86 + 3	3.14 + 3	2.56 + 3	1.68 + 3
Fe	<sup>55</sup> Fe	3.89 + 26	2.20 + 4	2.06 + 4	1.93 + 4	1.69 + 4
	<sup>59</sup> Fe		1.50 + 3	3.76 + 2	9.39 + 1	5.43 + 0
Co	<sup>58</sup> Co	1.38 + 24	1.07 + 4	4.46 + 3	1.86 + 3	3.08 + 2
	<sup>60</sup> Co		2.58 + 4	2.50 + 4	2.42 + 4	2.26 + 4
Ni	<sup>59</sup> Ni	6.50 + 25	2.00 + 0	2.00 + 0	2.00 + 0	2.00 + 0
	<sup>63</sup> Ni		1.71 + 2	1.70 + 2	1.70 + 2	1.69 + 2
Mo	<sup>93</sup> Mo	8.25 + 25	1.01 + 1	1.01 + 1	1.01 + 1	1.01 + 1
Ta	<sup>182</sup> Ta	1.3 + 23	8.93 + 3	5.19 + 3	3.02 + 3	9.89 + 2

## 9.2 第3プール増設のための線源評価(4)

### — 反射体のガンマ線放出率 —

報告者：池田（原子炉利用Gr）

#### 1. 目的

掲題につき、原子炉取出6ヶ月後の反射体のガンマ線放出率を遮蔽評価のために評価する。

#### 2. 方法

(1) 技-63-26で求めた反射体の放射能（FPGSコードによる）から各核種毎のガンマ線放出個数/1回の核壊変のデータをもとに、ガンマ線放出率のエネルギー分布を求める。

(2) 反射体中央部93cmの放射能から反射体全長の放射能を外挿するため、

①  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{182}\text{T}$ の …… 2.2倍

(注) 反射体全長/93 (cm)  $\times$  1.1 (設計余裕) = 2.2

② その他の核種 …… 1.6倍

(注)  $\frac{\text{反射体全長} \times \text{平均中性子束}}{93\text{cm} \times \text{中央部平均中性子束}} \times 1.1$  (設計余裕) = 1.6

の補正を行なう。：①は低エネルギー側の放射化断面積の効果が顕著。

#### 3. 結果

(1) 内側反射体 …… 表9.2.1

(2) 外側反射体7列 …… 表9.2.2

(3) “ 8列 …… 表9.2.3

#### 4. 注意

遮蔽評価は本データと技-63-2のJ2燃料の線源データと合わせて行うこと。

表 9.2.1 内側反射体のガンマ線放出率 (集合体当り, 設計余裕10%含む)

[r/s]

核種	放射能 (Ci)	エネルギー分布						
		0.1~0.15 MeV	0.15~0.30 MeV	0.30~0.45 MeV	0.45~0.70 MeV	0.70~1.0 MeV	1.0~1.5 MeV	1.5~2.0 MeV
<sup>51</sup> Cr	3.23+2			1.18+12				
<sup>54</sup> Mn	4.10+3					1.52+14		
<sup>55</sup> Fe	3.09+4							
<sup>59</sup> Fe	1.49+2	5.62+10	1.71+11	1.59+10			5.49+12	
<sup>58</sup> Co	2.98+3					1.10+14		6.19+11
<sup>60</sup> Co	5.32+4			1.50+11	1.48+11		3.94+15	2.24+10
<sup>59</sup> Ni	3.20+0							
<sup>93</sup> Mo	1.62+1							
<sup>182</sup> Ta	6.64+3	4.05+13	7.24+13	3.17+10		2.53+12	2.42+14	
計	9.83+4	4.06+13	7.26+13	1.38+12	1.48+11	2.67+14	4.19+15	6.41+11

表 9.2.2 外側反射体 (A) 第7列のガンマ線放出率 (集合体当り, 設計余裕10%含む)

[r/s]

核種	放射能 (Ci)	エネルギー分布						
		0.1~0.15 MeV	0.15~0.30 MeV	0.30~0.45 MeV	0.45~0.70 MeV	0.70~1.0 MeV	1.0~1.5 MeV	1.5~2.0 MeV
<sup>51</sup> Cr	3.76+2			1.37+12				
<sup>54</sup> Mn	2.82+2					1.04+13		
<sup>55</sup> Fe	2.42+4							
<sup>59</sup> Fe	1.51+2	5.70+10	1.73+11	1.61+10			5.57+12	
<sup>58</sup> Co	2.08+2					7.71+12		4.31+10
<sup>60</sup> Co	6.38+4			1.79+11	1.77+11		4.72+15	2.69+10
<sup>59</sup> Ni	3.20+0							
<sup>93</sup> Mo	1.17+1							
<sup>182</sup> Ta	5.52+3	3.36+13	6.01+13	2.63+10		2.10+12	2.01+14	
計	9.46+5	3.37+13	6.03+13	1.59+12	1.77+11	2.02+13	4.93+15	7.00+10

表 9.2.3 外側反射体 (A) 第 8 列のガンマ線放出率 (集合体当り, 設計余裕 10% 含む)

[r/s]

核種	放射能 (Ci)	エネルギー分布						
		0.1 ~ 0.15 MeV	0.15 ~ 0.30 MeV	0.30 ~ 0.45 MeV	0.45 ~ 0.70 MeV	0.70 ~ 1.0 MeV	1.0 ~ 1.5 MeV	1.5 ~ 2.0 MeV
<sup>51</sup> Cr	2.79 + 2			1.01 + 12				
<sup>54</sup> Mn	2.10 + 2					7.77 + 12		
<sup>55</sup> Fe	1.79 + 4							
<sup>59</sup> Fe	1.11 + 2	4.19 + 10	1.27 + 11	1.18 + 10			4.10 + 12	
<sup>58</sup> Co	1.54 + 2					5.71 + 12		3.19 + 10
<sup>60</sup> Co	4.91 + 4			1.38 + 11	1.36 + 11		3.63 + 15	2.07 + 10
<sup>59</sup> Ni	2.37 + 0							
<sup>93</sup> Mo	8.67 + 0							
<sup>182</sup> Ta	6.14 + 3	3.74 + 13	6.68 + 13	2.93 + 10		2.34 + 12	2.23 + 14	
計	7.39 + 4	3.74 + 13	6.69 + 13	1.19 + 12	1.36 + 11	1.58 + 13	3.86 + 15	5.26 + 10



### 9.3 第3プール増設のための燃料落下事故安全評価用線源データ

報告者：池田（原子炉利用Gr）

#### 1. 目的

掲題につき、設置許可申請書記載のデータをもとに評価を行なう。

#### 2. 方法

##### (1) 希ガス、 $^{129}\text{I}$ 以外のヨウ素の放射能

添八記載のデータをもとに、425日（=15日+45日+365日）の冷却時の放射能を添九記載の半減期から求めた。

（注） ラック内における核分裂による生成の効果は放射能に影響するものと思われるが、従来の線源データがこれを考慮していないため、無視する。

##### (2) $^{129}\text{I}$ の放射能

425日の冷却では $^{131}\text{I}$ の放射能を $^{129}\text{I}$ のそれが上回るため、 $^{129}\text{I}$ を考慮して評価する。。

#### 3. 評価

##### (1) 希ガス、ヨウ素の放射能

表9.3.1 参照。

##### (2) 燃料落下事故安全評価データ

ヨウ素は含有量の1%が水中に放出され、放出過程でその90%が水中に捕獲されるものとして表9.3.2のように評価した。

前回の評価値と今回の評価値とを比較すると、同じ想定では今回の方がいずれも値が大きく安全側である。

表 9.3.1 希ガス，ヨウ素の放射能

〔Ci/1集合体当り〕

核 種		J 1 燃料集合体		J 2 燃料集合体	
		炉停止後	425日冷却後	炉停止後	425日後
希 ガ ス	$^{137}\text{Xe}$	$1.2 \times 10^5$	~0	$1.2 \times 10^5$	~0
	$^{135m}\text{Xe}$	$2.8 \times 10^4$	~0	$2.6 \times 10^4$	~0
	$^{138}\text{Xe}$	$1.0 \times 10^5$	~0	$1.0 \times 10^5$	~0
	$^{87}\text{Kr}$	$2.6 \times 10^4$	~0	$2.9 \times 10^4$	~0
	$^{83m}\text{Kr}$	$7.7 \times 10^3$	~0	$7.9 \times 10^3$	~0
	$^{88}\text{Kr}$	$3.5 \times 10^4$	~0	$3.9 \times 10^4$	~0
	$^{85m}\text{Kr}$	$1.5 \times 10^4$	~0	$1.6 \times 10^4$	~0
	$^{135}\text{Xe}$	$1.4 \times 10^5$	~0	$1.3 \times 10^5$	~0
	$^{133m}\text{Xe}$	$4.0 \times 10^3$	$5.5 \times 10^{-54}$	$4.0 \times 10^3$	$5.5 \times 10^{-54}$
	$^{133}\text{Xe}$	$1.3 \times 10^5$	$8.5 \times 10^{-20}$	$1.3 \times 10^5$	$8.5 \times 10^{-20}$
	$^{131m}\text{Xe}$	$1.0 \times 10^3$	$1.8 \times 10^{-8}$	$9.6 \times 10^2$	$1.7 \times 10^{-8}$
$^{86}\text{Kr}$	$2.7 \times 10^2$	250	$2.9 \times 10^2$	270	
合 計		$6.0 \times 10^5$	$2.5 \times 10^2$	$6.1 \times 10^5$	$2.7 \times 10^7$
ヨ ウ 素	$^{131}\text{I}$	$7.2 \times 10^4$	$9.6 \times 10^{-12}$	$6.9 \times 10^4$	$9.2 \times 10^{-12}$
	$^{132}\text{I}$	$9.8 \times 10^4$	~0	$9.6 \times 10^4$	~0
	$^{133}\text{I}$	$1.3 \times 10^5$	~0	$1.3 \times 10^5$	~0
	$^{134}\text{I}$	$1.4 \times 10^5$	~0	$1.4 \times 10^5$	~0
	$^{135}\text{I}$	$1.2 \times 10^5$	~0	$1.2 \times 10^5$	~0
	$^{129}\text{I}$	$9.0 \times 10^{-4}$	$9.0 \times 10^{-4}$	$1.0 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-3}$
	合 計		$5.6 \times 10^5$	$9.0 \times 10^{-4}$	$5.5 \times 10^5$

表 9.3.2 燃料落下事故安全評価用データ

[Ci / 1 集合体当り]

核 種		前回の評価	今 回 の 評 価		
		軸方向燃焼度 5 万 MWd / t 60 日冷却	軸方向燃焼度 7 万 5 千 MWd / t 425 日冷却		J 2 燃料集合体
			J 1 燃料集合体		
希 ガ ス	$^{85}\text{Kr}$	160	178	250	269
	$^{131\text{m}}\text{Xe}$	14.1	30.4	$1.77 \times 10^{-8}$	$1.70 \times 10^{-8}$
	$^{133}\text{Xe}$	35.7	50.1	$8.49 \times 10^{-20}$	$8.49 \times 10^{-20}$
ヨ ウ 素	$^{131}\text{I}^*$	0.286	0.413	$9.64 \times 10^{-12}$	$9.24 \times 10^{-12}$
	$^{129}\text{I}^*$	—	$5.98 \times 10^{-7}$	$8.97 \times 10^{-7}$	$1.02 \times 10^{-6}$

\*含有量の1%が水中に放出され、放出過程でその90%が水中に捕獲されるものとする。

9.4 第3プール増設のための線源評価(5) J2燃料の中性子発生率

報告者 池田(原子炉利用Gr)

1. 目的

掲題につき、原子炉取出後1年後(+60日冷却)のJ2燃料について遮蔽評価のために行なう。

2. 方法

ORIGEN-79及びORIGEN-IIにより評価する。

3. 計算条件

(1) 装荷前のPu<sup>241</sup>の崩壊日数 1540日

(2) 照射履歴

2.3MW70日運転, 15日×6サイクル+45日ラック0.15MW

4. 計算結果

1年後のJ2燃料の中性子発生数は次のとおりである。

項目	[n/s・SA]	
	ORIGEN-79	ORIGEN-II
( $\alpha$ , r) 反応	7.49 + 6	6.15 + 6
自発核分裂	1.87 + 7	4.08 + 7
計	2.62 + 7	4.69 + 7

(ノミナル値)

5. 注意

上記の結果をもとに適切に設計余裕をとり、評価すること。

## 9.5 高速実験炉設置変更（その11）説明資料－臨界防止に関する説明書－

報告者：青山（原子炉利用Gr）

### 1. 概 要

高速実験炉設置変更（その11）説明資料，臨界防止に関する説明書についてまとめた。

### 2. 説明書の構成

- (1) まえがき
- (2) 計算条件
- (3) 計算手法
- (4) 計算結果及び考察
- (5) 貯蔵ラックの概要について

### 3. 缶詰缶配列ピッチの臨界安全性について

臨界安全性評価の対象燃料集合体は，高速実験炉設置変更（その10）と同様にMK-I新燃料とした。増設される使用済燃料貯蔵設備（第3プール）の缶詰缶配列ピッチ20cmでは図9.5.1に示す配列ピッチと実効増倍率との関係より十分に未臨界である。

また，この間隔において，燃料同志の近接による最小ピッチは15.9cmであり，図1よりこの場合でも十分に未臨界状態を維持できる。

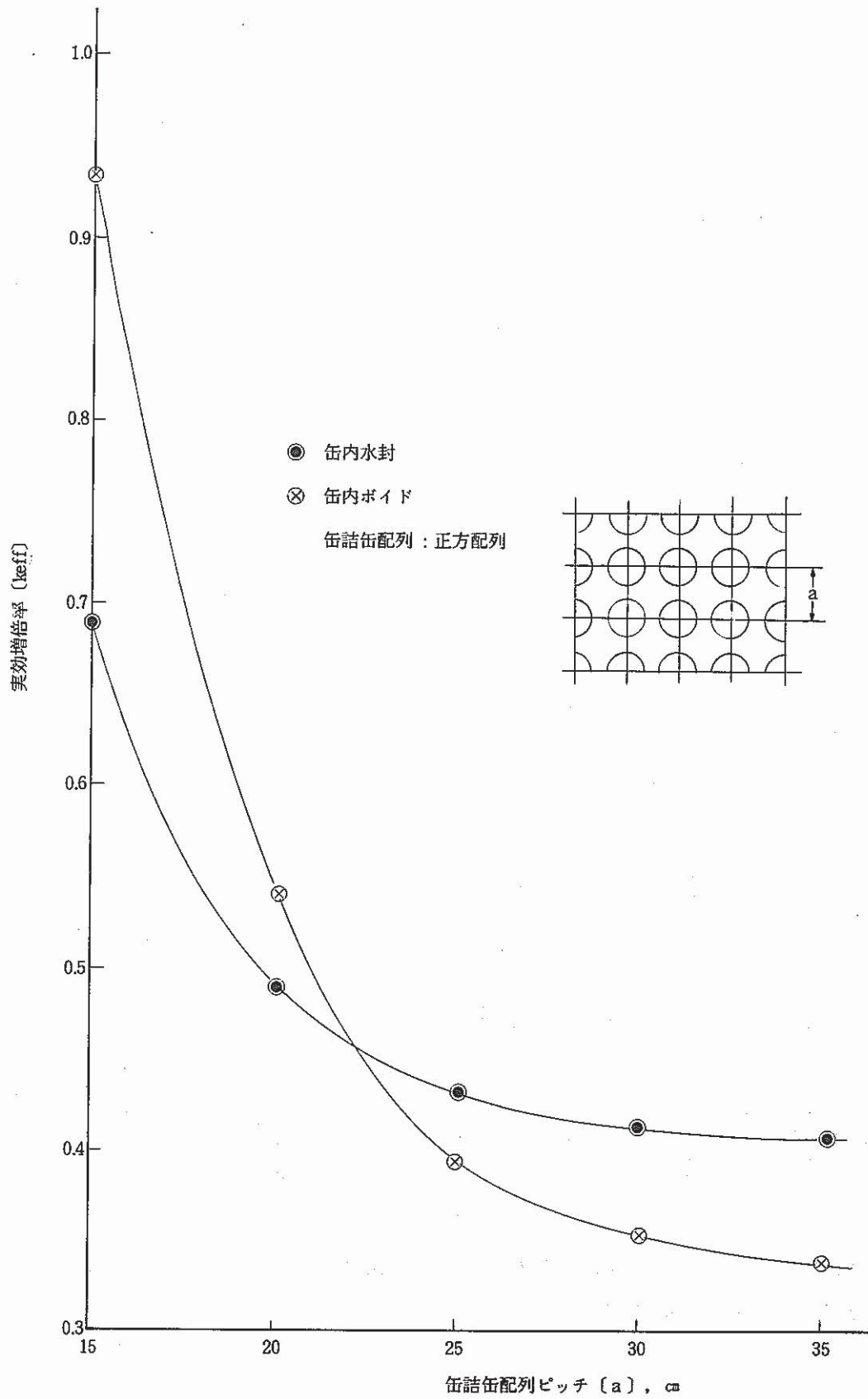


図 9.5.1 缶詰缶配列ピッチと実効増倍率の関係

9.6 新耐震設計指針に基づく「常陽」建屋の安定性及び安全余裕度の確認結果について

報告者：磯崎（プラントGr）

1. 概 要

先頃、「大洗地区」で統一化された設計用基準地震動（S<sub>1</sub>波，S<sub>2</sub>波）を用いて行った「常陽」床応答曲線の再評価結果をもとに，床応答スペクトルの作成（耐震波形解析コード“HAKEL”）及び新耐震設計審査指針に基づく「常陽」建屋の安定性及び安全余裕度の確認を行った。

2. 床応答スペクトル

床応答スペクトルは、「常陽」耐震設計時のピークである周期幅で0.15～0.17sec，0.3～0.4 secに対して，0.15～0.17sec及び0.6～0.7secにピークをもっている。また，加速度等は，建屋の根入れを考慮しているため，建屋設計時に比べ小さくなっている。図 9.6.1に原子炉建屋（-15.5m）の床応答スペクトルを示す。

3. 建屋の安定性及び安全余裕度の確認

(1) 接地圧（短期）

（単位：t/m<sup>2</sup>）

静的地震力	動的地震力（S <sub>1</sub> ）	動的地震力（S <sub>2</sub> ）	短期許容支持力度
117	87	116	4792

(2) 滑 動

（安全率）

静的地震力	動的地震力（S <sub>1</sub> ）	動的地震力（S <sub>2</sub> ）	すべりに対する安全率
2.31	9.14	4.15	≥ 2.0

(3) 必要保有水平耐力に対する安全余裕

（安全余裕度）

静的地震力	動的地震力（S <sub>1</sub> ）	動的地震力（S <sub>2</sub> ）	安全余裕度
4.7～10.5	16.5～39.4	10.2～24.6	≥ 1.5

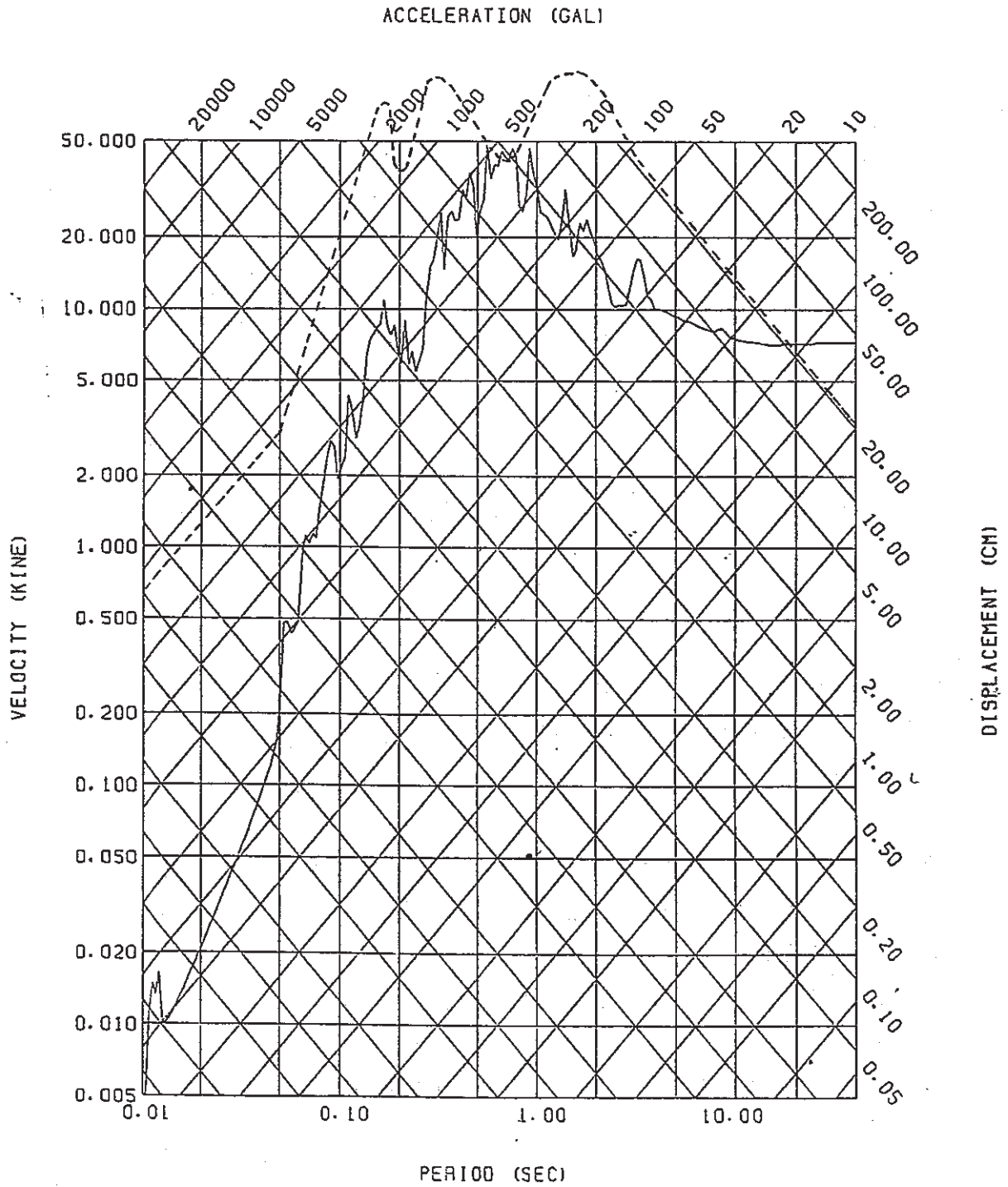
以上より，新指針に基づく建屋の安全性及び安全余裕度の確認の結果，いずれにおいても十分な安全率を有していることを確認した。



MODEL-A (S1) GRID NO. 2

RESPONSE SPECTRUM

—— 新指針 (S 1)  
 - - - - 旧指針



TRIPARTITE RESPONSE SPECTRUM <MODEL-A> (DUMPING = 1.0%)

図 9.6.1. 床応答スペクトル (GL-15.5 m) 原子炉建屋

9.7 第3プール増設のための崩壊熱評価の見直し

報告者：池田（原子炉利用Gr）

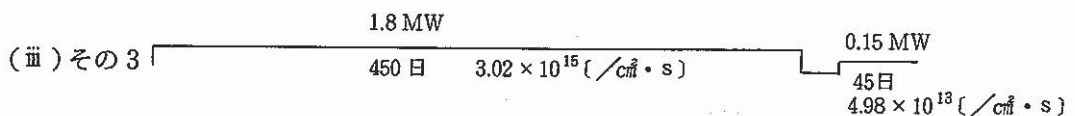
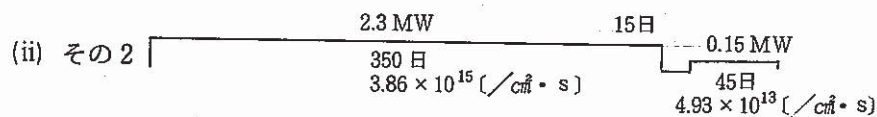
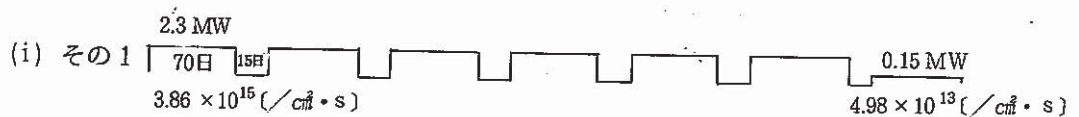
1. 目的

現在の第3プールの熱負荷条件を緩和するため、崩壊熱評価を見直す。

2. 方法

(1) コード ORIGEN-II, FPGS-3.5

(2) 照射履歴



3. 見直し

(1) 使用済燃料集合体の対象

従来の対象は第0列相当の出力2.3MW/SAの集合体を想定していたがこれを、平均（約1.5MW/SA）よりも高目の第3列相当1.8MW/SAの集合体について評価する。

(2) 照射履歴の想定

設置変更（その10）での照射履歴は（その1）の想定であったが、これを燃焼度約75000 MWd/tとなるように、（その2；第0列），（その3；第3列）を用いる。

(3) 使用コードの変更

設置変更（その10）で使用したFPGS-3.5を使用する。

4. 結果

FPGS-3.5による照射履歴（その3）に沿った結果を表 9.7.1に示す。

表 9.7.1 J2 炉心第3列集合体の崩壊熱〔W/SA〕 (ノミナル値) FPGS-3.5

	1 年	2 年	3 年	4 年	5 年	6 年	7 年
崩 壊 熱	4.10 + 2	1.88 + 2	1.13 + 2	8.36 + 1	7.09 + 1	6.54 + 1	6.30 + 1

## 9.8 燃料取扱事故におけるヨウ素の放出について

報告者：池田（原子炉利用Gr）

### 1. 目的

「第3プールの増設」の安全評価上の想定事故「燃料落下事故」の評価条件のうち、ヨウ素の放出について軽水炉の例を調査する。

### 2. 調査結果

軽水路の類似の「事故」である「燃料取扱事故」におけるヨウ素の放出の想定について調査した。結果は以下のとおりである。

#### (1) ギャップ中のヨウ素の移行率

PWR	1%		
BWR	5%	「常陽」	1%

#### (2) ギャップから水中への移行率

PWR	100%		
BWR	同上	「常陽」	100%

#### (3) 水中でのヨウ素の除染係数

PWR	500		
BWR	同上	「常陽」	10

上記より「常陽」の想定は(1)、(2)について軽水炉と同程度、また(3)について保守側である。

9.9 使用済燃料プールの臨界特性の考察

報告者：池田（原子炉利用Gr）

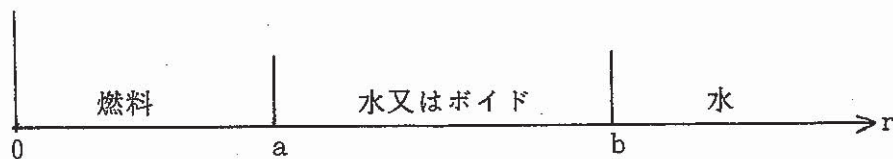
1. 目的

使用済燃料プールの臨界特性のうち、ピッチが大きくなった場合の次式の関係について1群拡散理論により考察を行なう。

$$K_{eff}(\text{缶内水封}) > K_{eff}(\text{缶内ボイド})$$

2. 缶内水封と缶内ボイドの実効増倍率の比較

無限円筒形状で体系を次のとおりに模擬する。



臨界条件は次式で与えられる。

<p>缶内水封</p> $\frac{\alpha' J_1(\alpha' a)}{J_0(\alpha' a)} = \frac{D B K_1(\beta a)}{D_2 K_0(\beta a)} \quad (1)$	<p>缶内ボイド</p> $\frac{\alpha' J_1(\alpha' a)}{J_0(\alpha' a)} = \frac{D_1 B_1 K_1(\beta b)}{D_2 K_0(\beta b)} \quad (2)$
---	--

ここで、 $J_0, J_1, K_0, K_1$  : ベッセル関数

$\alpha, \alpha'$  :  $\alpha = \sqrt{(K_{eff} \nu \Sigma f_1 - \Sigma a_1) / D_1}$ ,  $\alpha'$  は缶内水封  $\alpha'$  は缶内ボイドを示す。

$\beta$  :  $\beta = \sqrt{\Sigma a_2 / D_2}$  (缶内水封, 缶内ボイド共通)

$K_{eff}$  : 実効増倍率

$\nu \Sigma f_1$  : 燃料の核分裂断面積

$\Sigma a_1, \Sigma a_2$  : 燃料及び水の吸収断面積

$D_1, D_2$  : " の拡散係数

ベッセル関数の性質から

(1)式の右辺 > (2)式の右辺  $\rightarrow \alpha' < \alpha' \rightarrow$  缶内水封の  $K_{eff} >$  缶内ボイドの  $K_{eff}$  となる。

## 10. 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。

## 10.1 SG試料（水）中の塩素分析に対するモルホリンの影響について

報告者：曾根（分析Gr）

### 1. 概要

機器システム開発室の依頼分析であるSG水中の塩素分析（イオンクロマトグラフ法）においてモルホリン300PPm添加した場合明らかに塩素イオンピークに影響することが報告されている。今回は通常SG水中に添加しているモルホリン20PPmについて検討を行ったので報告する。

### 2. 検討内容

塩素イオン濃度を0～100PPbまでを段階的に採取し各々にモルホリンを20PPm添加したもの又、しないものとを測定し比較した。

### 3. 結果

塩素イオン濃度0～100PPbを段階的に採取し各々にモルホリンを20PPm加えて測定した結果、モルホリンピークのリテンションタイムは2.1分であり、塩素イオンピークは1.8分であり、塩素イオン100PPbまでは、リテンションタイムの違いにより完全に分離されたピークが得られた。又、塩素イオンの検量線に対して同じ傾きであり、影響がないことがわかる。モルホリンを添加した場合高めに検出されているのはモルホリンに塩素が含まれているためである。

図 10.1.1 参照

### 4. 考察

塩素イオンの定量において塩素イオン濃度100PPbまでは、通常添加しているモルホリン20PPmについては影響がないことがわかった。



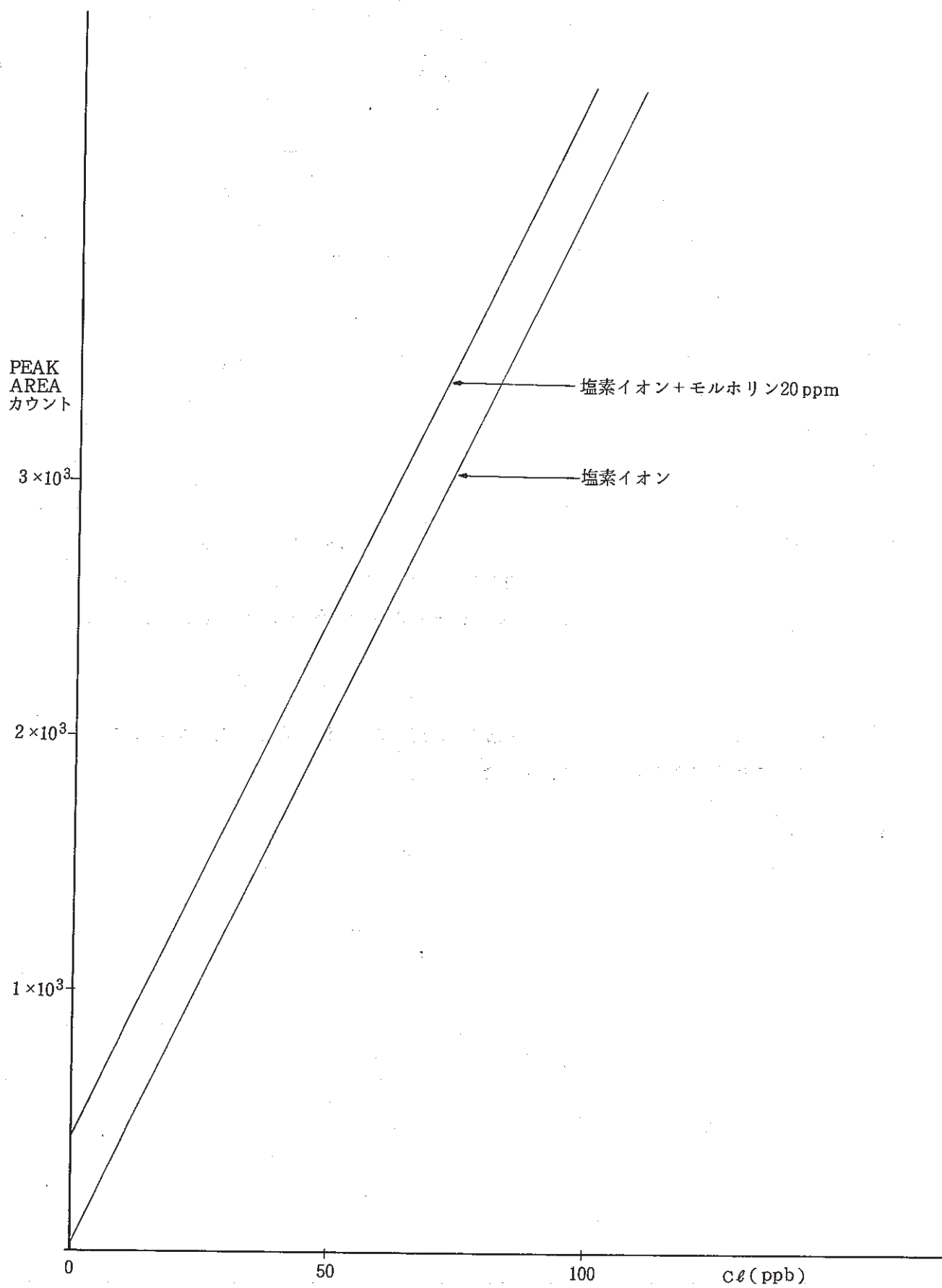


図 10.1.1. 塩素イオン検量線

## 10. 2 ヨウ化ナトリウム (NaI) の金属ナトリウム (Na) に対する溶解度測定試験 (予備試験結果)

報告者：荒川 (分析Gr)

### 1. 概 要

NaIのNaに対する溶解度測定試験において、飽和溶解度調製時の加熱中に発生するNa及びNaI蒸気が分析試料採取部に移行し、移行した蒸気が分析試料採取部内壁に付着し、飽和溶解度に誤差を与えるか確認した。又、同時にSWAGELOK部からのNa漏洩の有無を確認した。

### 2. 試験方法

図10.2.1に示す試験体のT部にNa又はNaとNaIを入れ、試験予定最高温度の800℃で7日間加熱後放冷し、分析試料採取部内壁に付着したNa及びNaIを分析し、付着量を測定する。又、目視により加熱時にSWAGELOK部を観察したり、放冷後試験体の中のNaの酸化状態を観察することにより、SWAGELOK部からのNaの漏洩を確認する。

### 3. 結 果

(1) Naを入れて、Naの蒸気移行量を測定した場合、 $0.35\sim 0.46\text{ mg/cm}^3$ のNa蒸気が分析試料採取部に付着していた。本試験では長さ約40mmを試料採取部に用いる事から絶対量として8~10mgであった。

(2) NaとNaIを入れて、NaとNaIの蒸気移行量を測定した場合、Naは $0.19\text{ mg/cm}^3$  NaIは $0.13\text{ mg/cm}^3$ の蒸気が分析試料採取部に付着していた。

(1)同様に長さ約40mmでは絶対量としてNa 4 mg, NaI 3 mgであった。

(3) SWAGELOK部からのNaの漏洩は、目視観察の結果無かった。

### 4. 考 察

(1) 飽和溶解度測定は、Naに過剰のNaIを入れ加熱し、飽和溶液を調製後、飽和溶液のみを分析試料採取部に移し、NaとNaIの絶対量より求める。この時、飽和溶液採取量を4g予定しているため、今回の試験結果より加熱中のNa及びNaIの蒸気による誤差は、測定値の有効数字2つまでは影響無い事がわかった。

(2) SWAGELOK部は高温のため焼付き、再生不可能であったが、Na漏洩はしないことがわかった。

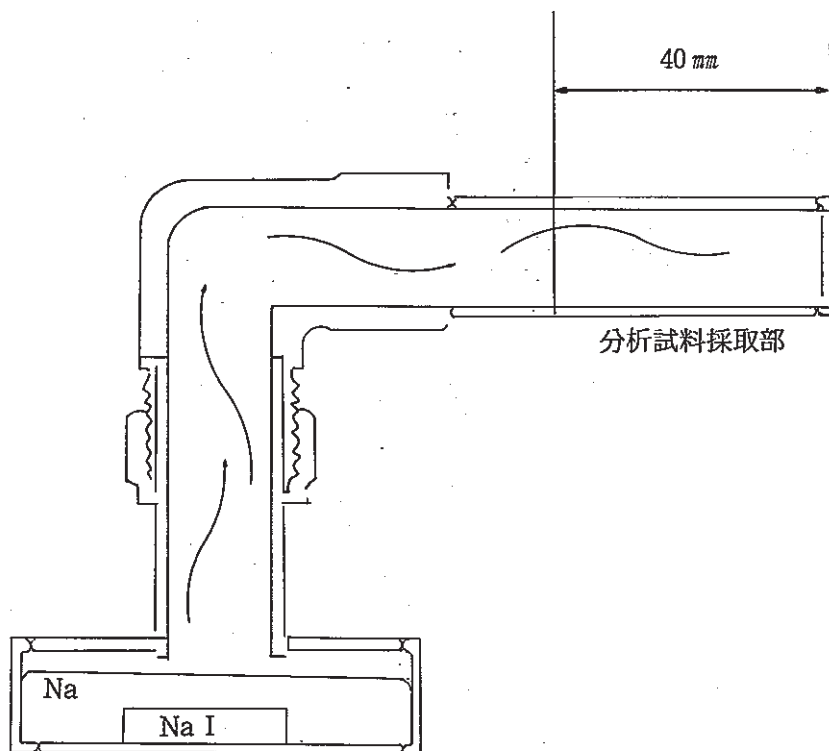


図 10.2.1 試験体

### 10. 3 ヨウ化ナトリウム (NaI) の金属ナトリウム (Na) に対する溶解度測定試験 (ヨウ化ナトリウム分析方法の確立)

報告者：荒川 (分析Gr)

#### 1. 概 要

NaIのNaに対する溶解度測定試験において、NaIを分析する方法として電位差滴定法、四塩化炭素抽出吸光々度法・ICP-質量分析法等が考えられるが、今回は試験温度が高温領域で比較的NaI濃度の高い場合に使用する方法として、電位差滴定法について確立し、分析手順をまとめたので報告する。

#### 2. 分析方法

金属ナトリウム試料を水蒸気分解し、硫酸酸性溶液とする。この溶液を過マンガン酸カリウムの規定液を用いて電位差滴定を行い、変曲点までに用いた過マンガン酸カリウム1/10規定液の量よりヨウ化ナトリウムを定量する。

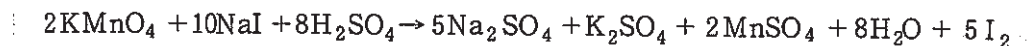
#### 3. 確認試験

Naの影響及び酸 (H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>) の影響についての確認

No	NaI-Added (mg)	Na-Added (mg) (NaOH)	H <sub>2</sub> SO <sub>4</sub> -Added (1+1) (ml)	NaI-found (mg)	Recovery (%)
1	50.2	0	5	50.0	99.6
2	"	400	中和+1	50.6	100.8
3	"	"	" +2	51.2	102.0
4	"	"	" +3	50.6	100.8
5	"	"	" +5	50.5	100.6

#### 4. まとめ

Na量及び硫酸量の影響なく以下に示す反応式により過マンガン酸カリウムによる電位差滴定法でヨウ化ナトリウムが定量される事が確認できた。



尚、本法によるNa中のNaI定量は滴定量の誤差を考え、NaI量が4mg以上の場合に適用する。10mg以下の場合についてはすでに分析方法が確立されている四塩化炭素抽出吸光々度法によりNaIを定量する。

#### 10. 4 「常陽」一次系カバーガスのカバーガスサンプリング容器（P-4ポット）の Heリーク試験

報告者：飯島（分析Gr）

##### 1. 概 要

「常陽」一次系カバーガス純度管理日常分析試料JAr1-62-09（S63.2.23採取）及びJA  
r1-63-01（S63.4.13採取）から空気成分が検出された事で、空気の混入を「常陽」からのサ  
ンプリング時又はサンプリング後の分析時と推定し、本件は分析操作に関係ある面から、上記  
分析試料のサンプリングに用いられたP-4ポットのHeリーク試験を行った。

##### 2. Heリーク試験方法

P-4ポットにクイックコネクター（米国スウェジロック社製Double End sout-OFF型）  
を介し、Heリークディテクターを接続して、P-4ポット内を真空にして、ポットの2つの  
サンプリングバルブの開閉の組合せにより、外部からHeガスを吹きつけて、Heリークディ  
テクターのメータの振れから、もれを検出する。

##### 3. 結 果

P-4ポットの各バルブ（4ヶ）とも、もれはなかった。しかし、クイックコネクター部に  
曲げ、ねじれ等の外力を加えると、もれが発生した。

##### 4. 考 察

各種バルブの開閉試験において、もれがなかった事から、P-4ポット自体には異状はない  
ものと思われる。

しかし、クイックコネクター部に外力を加えともれが発生する件については、クイックコ  
ネクターの接続後のその部分のシールをバイトン製O-リングで行っているが、このO-リン  
グは分析装置側のクイックコネクターに内蔵されている。

このクイックコネクターは、S56年頃より現在まで使用されているもので、経年変化による  
弾性劣化からのシール性の悪化がもれの要因と考えられる。分析操作中でクイックコネクター  
の曲げ等が起る原因としては、ポットのバルブの開閉による試料ガスの分取操作が考えられる。

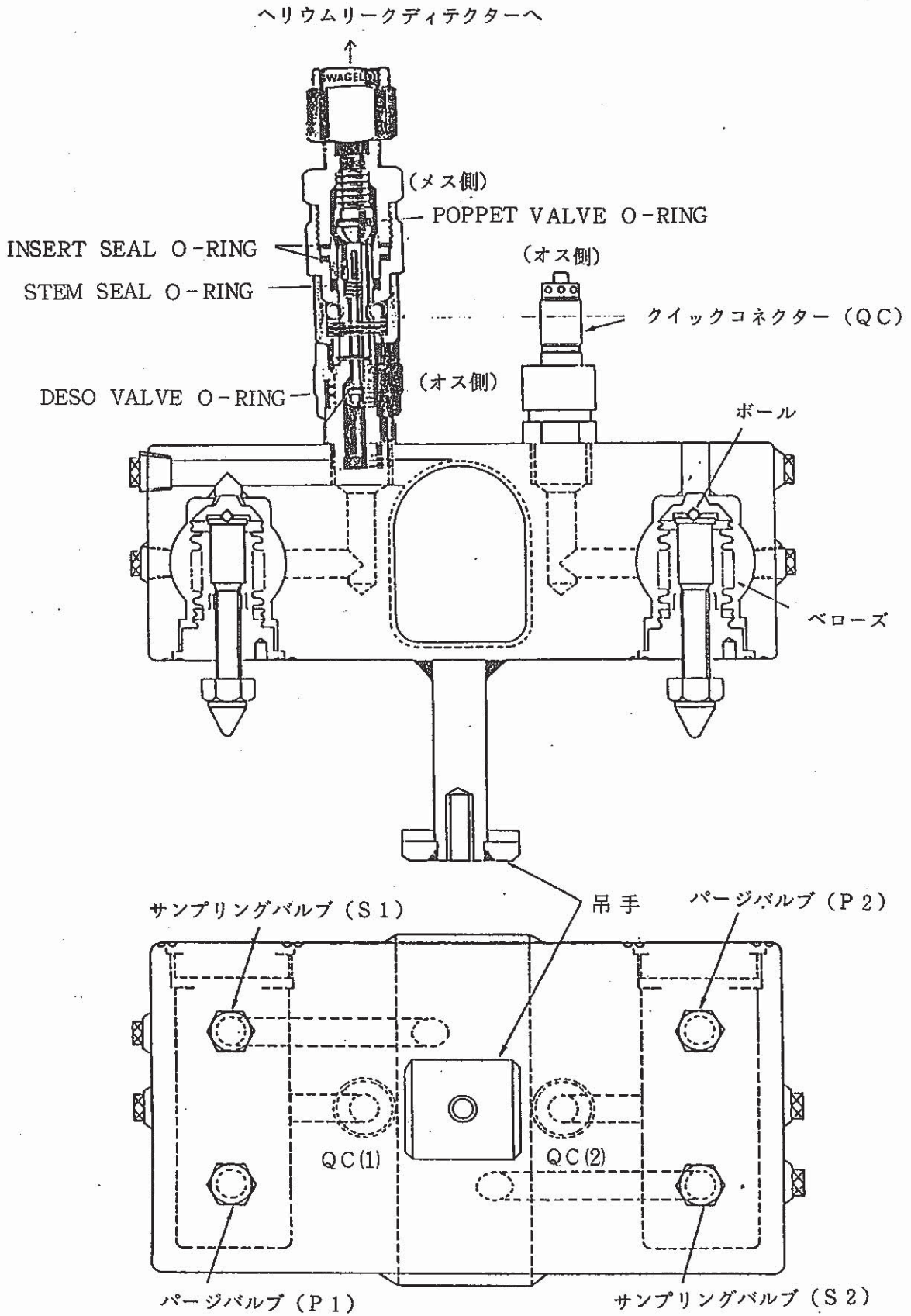


図 10.4.1. サンプリングポット略図

## 11. 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。



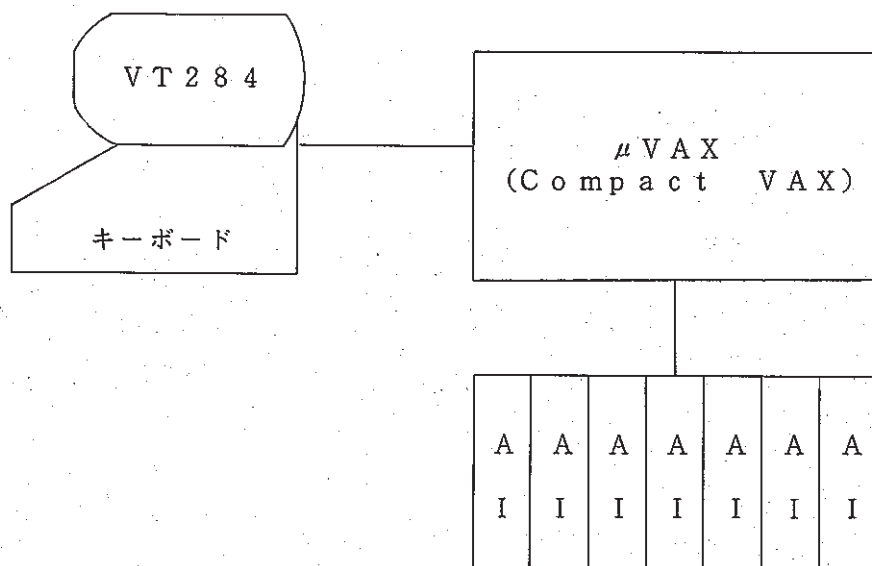
### 11.1 CAMACデータ表示プログラム取扱説明書

報告者 杉江（異常監視技術Gr）

技術課所有の $\mu$ VAX-CAMACシステムにおいて、高速実験炉「常陽」のプラントデータを収集し、CRT（VT284）に出力するプログラム“CAMACデータ表示プログラム”を作成した。

本プログラムは、 $\mu$ VAX-CAMACにおける簡易型のアナログデータ収集プログラムであり、ディスク等へのデータ格納は行わず、指定された時間間隔でデータを収集し、CRT表示のみを行う。

本書は、本プログラムの最新版の取扱説明書であるが、ここでは図11.1.1にシステム構成を示すのみにとどめる。内容の詳細については発行メモを参照すること。



CAMACシステム  
(アナログ入力(AI)7モジュール)

図 11.1.1 システム構成

## 11. 2 汎用データ収録システム取扱説明書

報告者：杉江（異常監視技術Gr）

技術課所有の $\mu$ VAX-CAMACシステムにおいて、高速実験炉『常陽』のプラントデータを収集し、ディスク及び磁気テープに保存するプログラム“汎用データ収録システム”がある。

本プログラムは、各種運転特性試験時のデータ収録に用いられているが、操作性などのところでプログラムの改造を重ねており、本書が現在使用されている最新版の取扱説明書である。

ただしここでは、図11.2.1システム構成を示すのみにとどめる。従って内容の詳細については、発行技メモを参照すること。

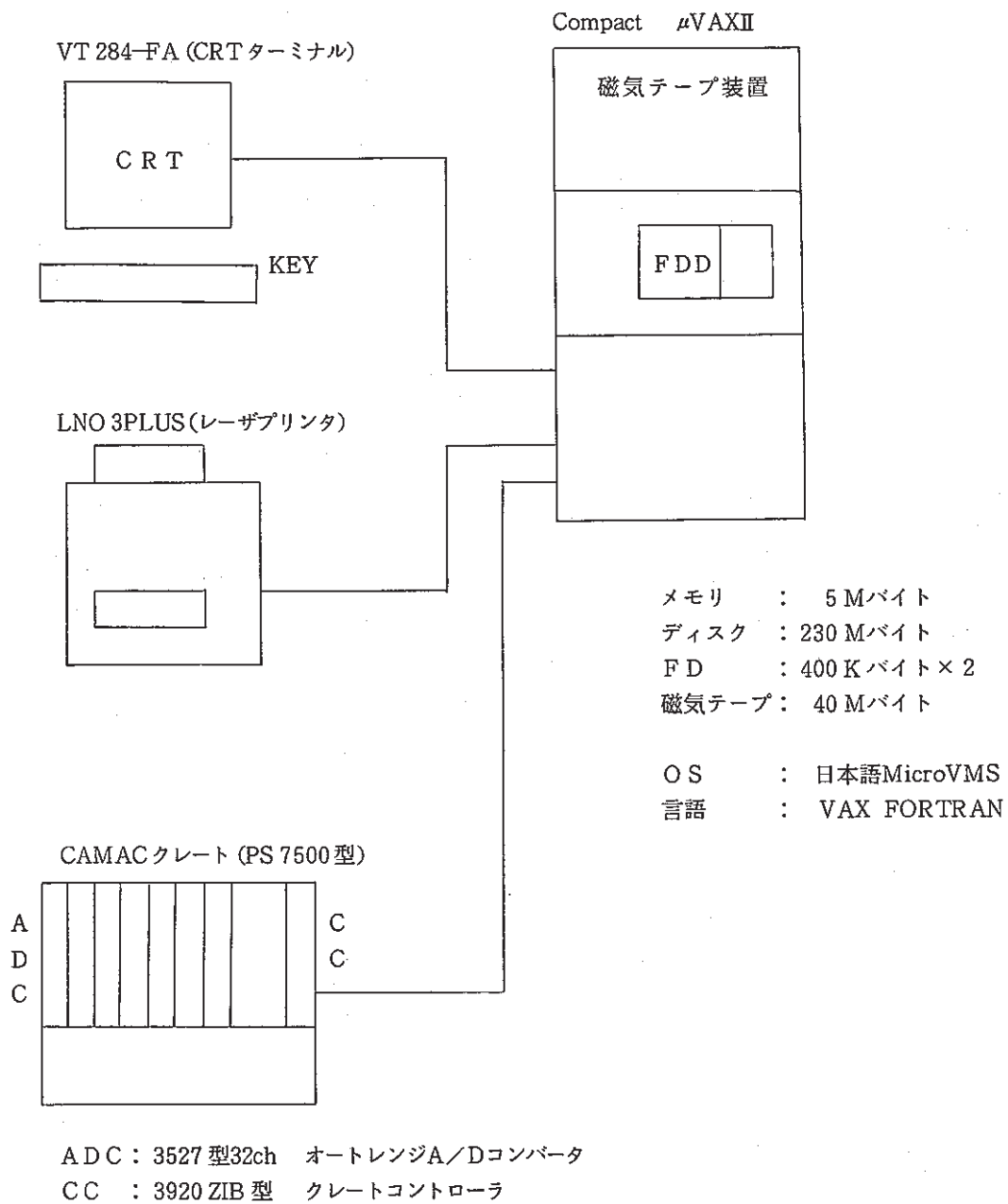


図 11.2.1. システム構成

### 11. 3 “DOT 3.5”計算結果出力プログラムDOTREADについて

報告者：長崎（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 概 要

“DOT 3.5”の Scalar Flux Fileの任意のFluxを読み取り，データセット又はプリンターに出力及びNLPにPLOT図の出力ができる。

本データは，高速増殖炉「もんじゅ」の遮蔽設計の確認，遮蔽設計余裕の評価の為のデータを得ることを目的とした高速実験炉「常陽」のMK-II体系を対象とした遮蔽解析（受託研究「常陽」MK-II遮蔽解析（I）-C SJ202 84-06）の結果である。

#### 2. 使用目的

「常陽」第5列～第10列及びUPRにおける中性子束データの支給依頼が照射課よりあり，現在技術課で使用している“DOT 3.5”のFlux Dataの検索方法を支給する。

#### 3. 遮蔽計算

MK-II炉心 100MW 21群（2次元輸送計算コード“DOT 3.5”）解析範囲は，径方向が炉心中心軸から生体遮蔽壁外側まで（ $R = 500\text{cm}$ ），軸方向は炉心中心面から遮蔽プラグ上面まで（ $Z = 775\text{cm}$ ）である。

計算モデルは，解析範囲全体を  $169 \times 213 = 35997$  メッシュに分割した。

尚，詳細については報告書（SJ202 84-06）参照の事。

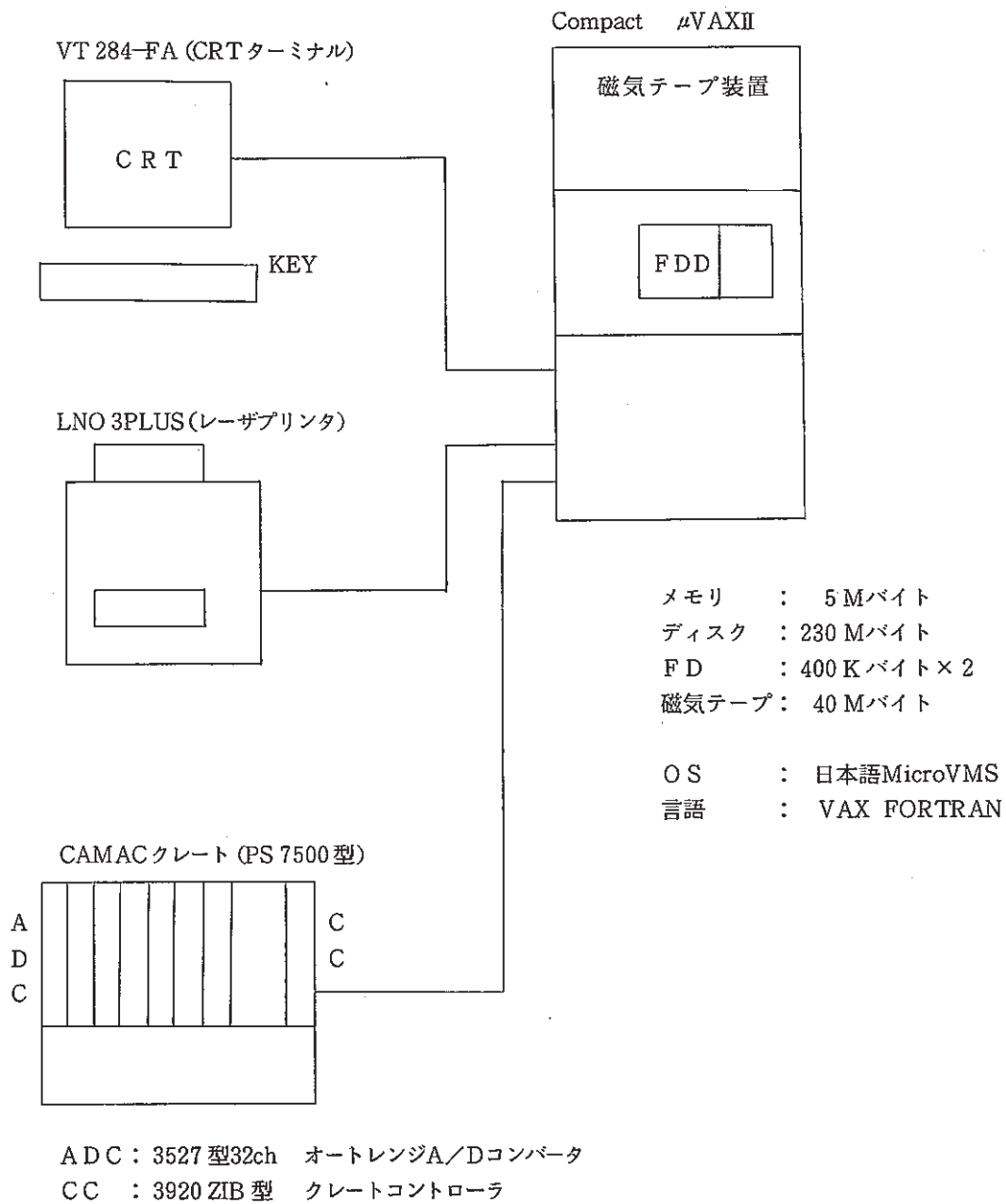


図 11.2.1. システム構成

### 11. 3 “DOT 3.5”計算結果出力プログラムDOTREADについて

報告者：長崎（炉心・運転計画Gr）

#### 1. 概 要

“DOT 3.5”のScalar Flux Fileの任意のFluxを読み取り，データセット又はプリンターに出力及びNLPにPLOT図の出力ができる。

本データは，高速増殖炉「もんじゅ」の遮蔽設計の確認，遮蔽設計余裕の評価の為のデータをを得ることを目的とした高速実験炉「常陽」のMK-II体系を対象とした遮蔽解析（受託研究「常陽」MK-II遮蔽解析（I）-C SJ202 84-06）の結果である。

#### 2. 使用目的

「常陽」第5列～第10列及びUPRにおける中性子束データの支給依頼が照射課よりあり，現在技術課で使用している“DOT 3.5”のFlux Dataの検索方法を支給する。

#### 3. 遮蔽計算

MK-II炉心 100MW 21群（2次元輸送計算コード“DOT 3.5”）解析範囲は，径方向が炉心中心軸から生体遮蔽壁外側まで（ $R = 500\text{cm}$ ），軸方向は炉心中心面から遮蔽プラグ上面まで（ $Z = 775\text{cm}$ ）である。

計算モデルは，解析範囲全体を  $169 \times 213 = 35997$  メッシュに分割した。

尚，詳細については報告書（SJ202 84-06）参照の事。

## 11. 4 FPガス生成量計算プログラムの作成及びデータ支給

報告者：原（炉心・運転計画Gr）

## 1. 目的

PIE準備のため燃料ピン内のFPガス生成率を計算するプログラムの作成を行った。

また、そのプログラムを用いて2集合体について計算しデータ支給を行ったので報告する。

## 2. 計算方法

単位燃焼度あたりの燃料ピン内F・Pガス生成率は次式を用いて計算した。

$$G = C \cdot \sum_{j=1}^6 (R_i \cdot \sum_j Y_{ij}) \cdot W$$

ここで G：FPガス生成率 (atoms/pin/a/o, B. U.)

C：燃焼度一核分裂数換算係数 (fissions/g a/o B.U.)

R：全核分裂数に占める核分裂核種iの核分裂数の割合

Y：核種iの核分裂によるFPガス核種iの核分裂収率

W：ピン内の燃料の重量 (g)

## 3. 計算結果

次項にPFB020, PFB 0 68, PFD210の本プログラムによる計算結果を示す。

FMSメモ86 (F 2)148によるとPFB020のFPガス生成率は24.65 cc-STP / pin / a/o B.U.であったのに対し、本プログラムでの計算結果は24.73 cc-STP / pin / a/o B.Uであった。

これは計算に使用した金属重量（入力データで照射課よりの実組成データを使用した）と核種原子個数密度（形状と重量からプログラム内部で計算する）に若干の違いがあるためと思われる。



\*\*\* PF8020 FP GASS PRODUCTION RATE \*\*\*\*\*

\*\*\* FUEL METAL WEIGHT = 0.10489E+03(GRAM/PIN)

\*\*\* NUMBER DENSITY \*\*\*

\* U-235 \* \* U-238 \* \*PU-239\*\* \*PU-240\*\* \*PU-241\*\* \*PU-242 \*  
 3.750E+21 4.258E+22 1.505E+22 3.943E+21 6.260E+20 1.192E+20

NUCL	** NI/NO **	*SIGI/SIGO*	** RI **
U-235	0.24923E+00	0.98744E+00	0.16535E+00
U-238	0.28299E+01	0.39570E-01	0.75240E-01
PU-239	0.10000E+01	0.10000E+01	0.67190E+00
PU-240	0.26205E+00	0.28742E+00	0.50607E-01
PU-241	0.41603E-01	0.12756E+01	0.35658E-01
PU-242	0.79224E-02	0.23338E+00	0.12423E-02

\*\*\* 1核分裂あたりのF.Pガス生成率 RY: 0.25077E+00 (ATOMS/FISSION)  
 \*\*\*燃料平均メタル重量 (PU+U) M: 0.23826E+03  
 \*\*\*燃焼度一核分裂換算係数 C: 0.25266E+20 (FISS/GRAM/A% B.U)  
 \*\*\* F P ガス生成率 G: 0.66454E+21 (ATOMS/PIN/A% B.U)  
 \*\*\*標準状態のガス体積に換算 : 0.24727E+02 (CC-STP/PIN/A% B.U)

\*\*\* PFD068 FP GASS PRODUCTION RATE \*\*\*\*\*

\*\*\* FUEL METAL WEIGHT = 0.84309E+02(GRAM/PIN)

\*\*\* NUMBER DENSITY \*\*\*

\* U-235 \* \* U-238 \* \*PU-239\*\* \*PU-240\*\* \*PU-241\*\* \*PU-242 \*  
 6.348E+21 4.549E+22 1.558E+22 4.084E+21 6.483E+20 1.235E+20

NUCL	** NI/NO **	*SIGI/SIGO*	** RI **
U-235	0.40734E+00	0.97538E+00	0.24074E+00
U-238	0.29190E+01	0.41413E-01	0.73248E-01
PU-239	0.10000E+01	0.10000E+01	0.60593E+00
PU-240	0.26205E+00	0.29642E+00	0.47067E-01
PU-241	0.41603E-01	0.12634E+01	0.31847E-01
PU-242	0.79224E-02	0.24198E+00	0.11616E-02

\*\*\* 1核分裂あたりのF.Pガス生成率 RY: 0.25104E+00 (ATOMS/FISSION)  
 \*\*\*燃料平均メタル重量 (Pu+U) M: 0.23815E+03  
 \*\*\*燃焼度一核分裂数換算係数 C: 0.25278E+20 (FISS/GRAM/A% B.U)  
 \*\*\* F P ガス生成率 G: 0.53501E+21 (ATOMS/PIN/A% B.U)  
 \*\*\*標準状態のガス体積に換算 : 0.19907E+02 (CC-STP/PIN/A% B.U)

\*\*\* PFD210 FP GASS PRODUCTION RATE \*\*\*\*\*

\*\*\* FUEL METAL WEIGHT = 0.84651E+02(GRAM/PIN)

\*\*\* NUMBER DENSITY \*\*\*

\* U-235 \* \* U-238 \* \*PU-239\*\* \*PU-240\*\* \*PU-241\*\* \*PU-242 \*  
6.987E+21 4.458E+22 1.441E+22 4.518E+21 1.426E+21 5.178E+20

NUCL	** NI/NO **	*SIGI/SIGO*	** RI **
U-235	0.48494E+00	0.97768E+00	0.25976E+00
U-238	0.30944E+01	0.40508E-01	0.68677E-01
PU-239	0.10000E+01	0.10000E+01	0.54789E+00
PU-240	0.31361E+00	0.29306E+00	0.50353E-01
PU-241	0.98980E-01	0.12655E+01	0.68629E-01
PU-242	0.35936E-01	0.23858E+00	0.46974E-02

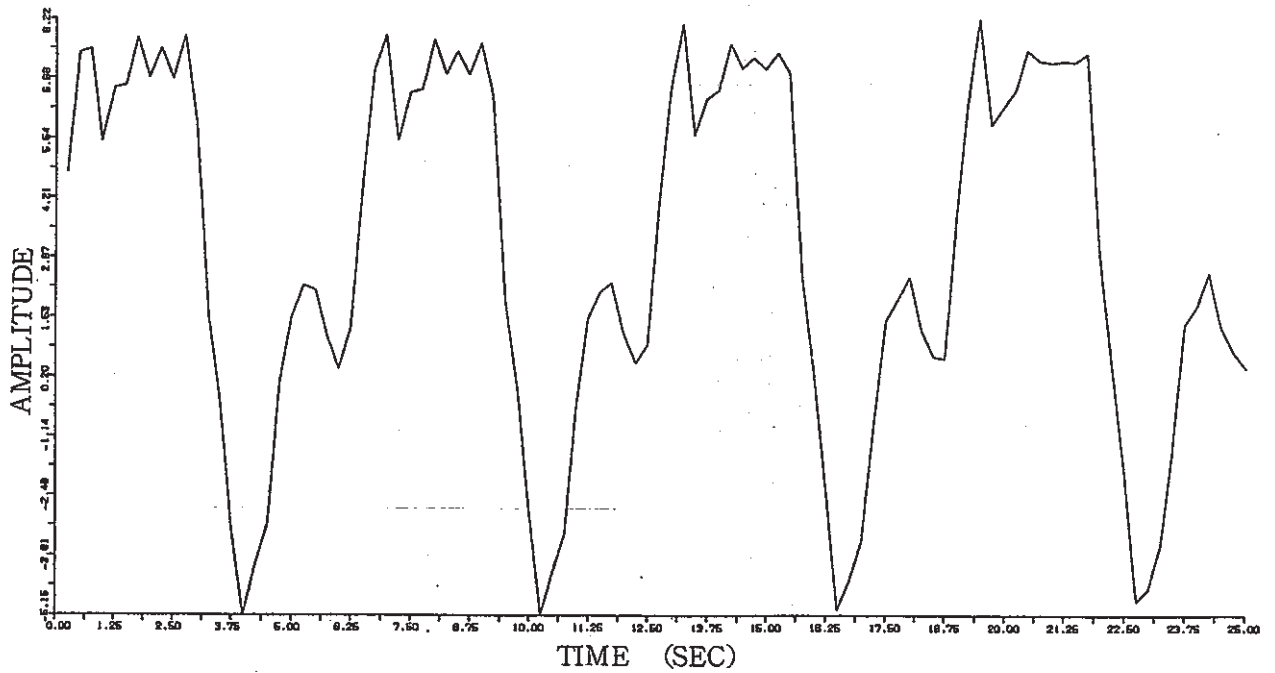
*** 1核分裂あたりのF.Pガス生成率	RY: 0.25043E+00 (ATOMS/FISSION)
*** 燃料平均メタル重量 (Pu + U)	M: 0.23817E+03
*** 燃焼度一核分裂数換算係数	C: 0.25276E+20 (FISS/GRAM/A% B.U)
*** F P ガス生成率	G: 0.53582E+21 (ATOMS/PIN/A% B.U)
*** 標準状態のガス体積に換算	: 0.19937E+02 (CC-STP/PIN/A% B.U)

### 11.5 炉雑音解析プログラムの精度検証用模擬ランダム波について

報告者：島田（異常監視技術Gr）

現在「常陽」の炉雑音解析においてはMK-I時代に開発されたNOISAを改良して使用しているが、今後、AR法等の異なる手法による雑音解析プログラムの併用も計画しており、各手法による解析精度の検証が必要となることが予想される。そのため既知のスペクトルからランダム波を作り、それによる検証を考えることとし、ここではその作成方法と一例を示す。

下図はその方法により作成した0.2Hzの所に周波数スペクトルのピークを持つランダム波の一例である。



模擬ランダム波

## 11.6 $\mu$ VAX CAMAC定時記録プログラム プログラム仕様書

報告者：杉江（異常監視技術Gr）

### 1. 概 要

高速実験炉「常陽」旧計算機室にある $\mu$ VAXシステムの有効利用の方法として、「常陽」運転支援システムの状態予測機能の検証や、パーソナルコンピュータとのネットワーク機能を用いた「常陽」プラント状態の遠隔目モニタなどが現在考えられている。

これらのどちらの機能も「常陽」のプラントデータを、ある一定間隔でCAMACシステムより収集し、そのデータを参照して解析あるいは出力を行う。

そこで、CAMACシステムより一定走査周期でプラントデータを収集し、データファイルとして保存するプログラムを独立して作成し、各々の機能を有するプログラムは、その収集プログラムが作成・更新するプラントデータファイルを参照することとした。

本メモは、上記の目的で作成された「 $\mu$ VAX・CAMAC定時記録プログラム」のプログラム仕様および本プログラムが作成・更新するプラントデータファイルの構造やアクセス方法について述べたものである。

ただし、ここでは、プログラム構成を示すのみにとどめるので、内容の詳細は、発行技メモを参照すること。

2. プログラム構成

「 $\mu$ VAX・CAMAC定時記録プログラム」は、CAMACにアクセスしてデータを収集するプログラムと、その収集プログラムの制御を行うメインプログラムの2つからなる。

プログラムの相関関係を図 11.6.1 に示す。

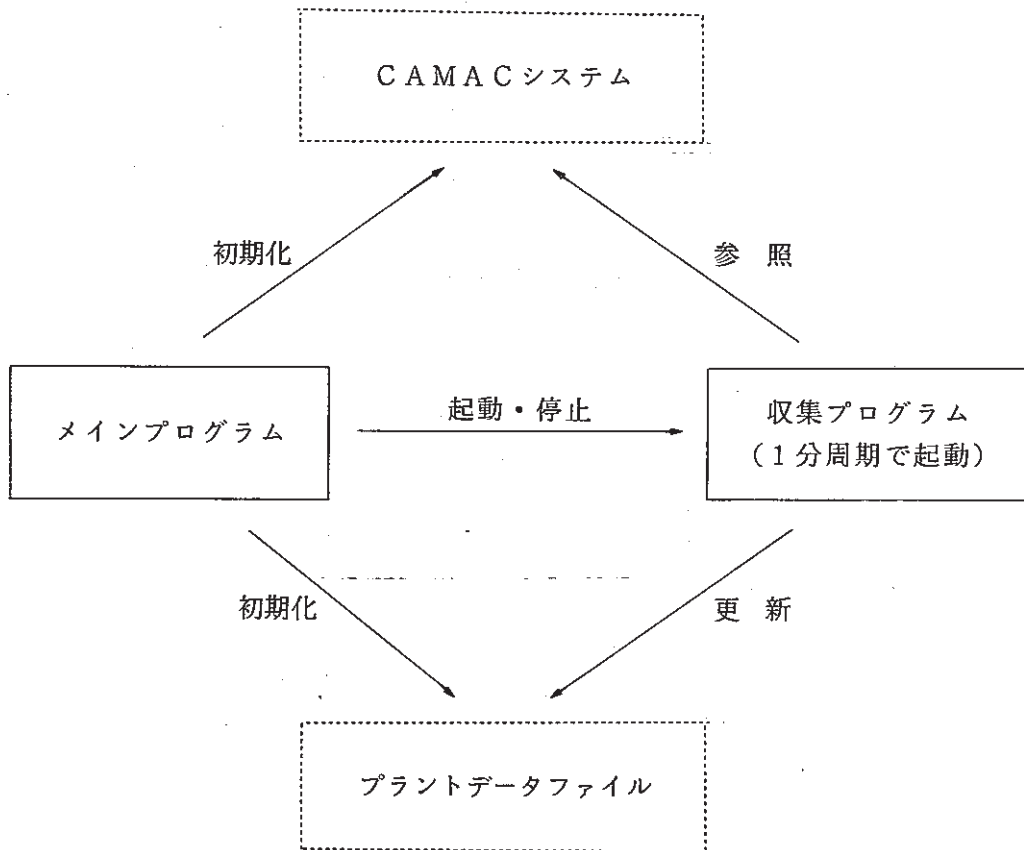


図 11.6.1 プログラム相関図

## 12. 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11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。

## 12.1 $^{129}\text{I}$ の「常陽」における炉内存在量

報告者：池田（原子炉利用Gr）

### 1. 目的

東海の $^{129}\text{I}$ 汚染に関連して掲題について、設計書のデータをもとに、評価を行なう。

### 2. データ

重金属重量、 $^{129}\text{I}$ の収率及び核分裂数は「PNC-SJ906 84-03高速実験炉設置許可の変更申請のための検討評価」から引用する。

### 3. 評価式

燃焼度  $75000 \text{ MWd/t} = ^{129}\text{I}$ の収率  $\times$  1 M-Jの核分裂数  $\times$  燃焼度  $75000 \text{ MWd/t}$  時の  
時の $^{129}\text{I}$ の原子数 積分出力

但し、

燃焼度  $75000 \text{ MWd/t} = 75,000 \text{ MWd/t} \times$  集合体重量  
の積分出力

### 4. 結論

$^{129}\text{I}$ の炉内存在量は表12.1.1に示すように約 $0.07 \text{ Ci}$ であり、他のヨウ素  $4 \times 10^7 \text{ Ci}$  にくらべ極めて少ない。





## 12.2 第5次取替燃料設工認の核熱設計書の作成

報告者 池田（原子炉利用Gr）

## 1. 目的

第5次取替燃料の核熱設計書を第4次取替燃料と同じベースでまとめる。

## 2. 結果

主要な設計結果は以下のとおりである。

項 目	設 計 基 準	設 計 結 果
100℃体系における最大過剰反応度	0.055 $\Delta k/k$ 以下	0.051 $\Delta k/k$
制御棒6本挿入時の制御棒反応度価値	0.090 $\Delta k/k$ 以上	0.090 $\Delta k/k$
制御棒による最大反応度付加率	0.00015 $\Delta k/k/s$ 以下	0.00014 $\Delta k/k/s$
100℃ワン・ロッド・スタック時の反応度停止余裕	臨界未満	未臨界面度 0.023 $\Delta k/k$
ドブラー定数	負であること。	$-(0.37\sim 2.1)\times 10^{-3} T \cdot \frac{dk}{dT}$
ナトリウムボイド反応度	負であること。	$-(1.1\sim 2.1)\times 10^{-2} \Delta k/k$
温度係数	負であること。	$-4.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$
定格出力時燃料最高温度	約 2500℃	2410℃
定格出力時被覆管最高温度	約 650℃	649℃
過出力時燃料最高温度	約 2650℃	2550℃
運転時の異常な過渡変化時被覆管最高温度	約 810℃	800℃
運転時の異常な過渡変化時冷却材最高温度	約 910℃	780℃

## 3. 評価

本評価により，設工認資料が作成され，第4次取替燃料の認可の取得が期待される。

### 12.3 「常陽」MK-Ⅲ炉心の流量調節機構のキャビテーション試験

報告者：田代（炉心・運転計画Gr）

「常陽」の炉心流量調節機構のキャビテーションに関して以前に行われた水流動試験について、MK-Ⅲ炉心の流量調節機構の設計に反映できる情報の調査を行った。燃料集合体の流量調節機構の水流動試験は、MK-Iで2件MK-IIは3件である。その内、キャビテーションに注目して行われた水流動試験は1件のみであるが、炉心部への気泡流入や抵抗係数の変化にのみ注目しエロージョンに関しては考慮されていない。

キャビテーションに注目した水流動試験では、オリフィス部について可視化モデルによる流況観察試験が実施され、定格流量においてエントランスノズルオリフィス孔1段目に初生の気泡が発生し、定格の120%で1, 2段に於てキャビテーションの発達が見られる。さらにエントランスノズル先端の嵌合部にもキャビテーションが発生することが判明した。

以上の調査よりMK-IIの定格流量の30~50%も流量が増加するMK-Ⅲ炉心の流量調節機構にキャビテーションが発生することは明らかであり、水流動試験を実施しキャビテーションの初生状況及び形態について調査すると共にエントランスノズル内の静圧分布等を測定し、NETWORKコードの検証用データを収集する必要がある。

図12.3.1は、今迄に行なわれた「常陽」の水流動試験及びMK-Ⅲ炉心の流量調節機構のキャビテーション試験工程を示している。

#### 参考文献

- |       |       |          |                               |
|-------|-------|----------|-------------------------------|
| SJ201 | 70-09 | (1970.9) | 燃料集合体エントランス・ノズル・オリフィス孔の流動特性試験 |
| J201  | 71-18 | (1971.7) | 燃料集合体エントランス・ノズル流動特性試験         |
| SJ206 | 76-11 | 1976.4   | 「“常陽”照射用炉心燃料集合体流量調節機構試験研究」    |
| SJ206 | 77-04 | 1977.2   | 「“常陽”照射用炉心燃料集合体のオリフィス確性試験」    |
| SJ206 | 79-17 | 1979.3   | 「“常陽”照射用炉心の炉内流動に関する試験研究(Ⅱ)」   |

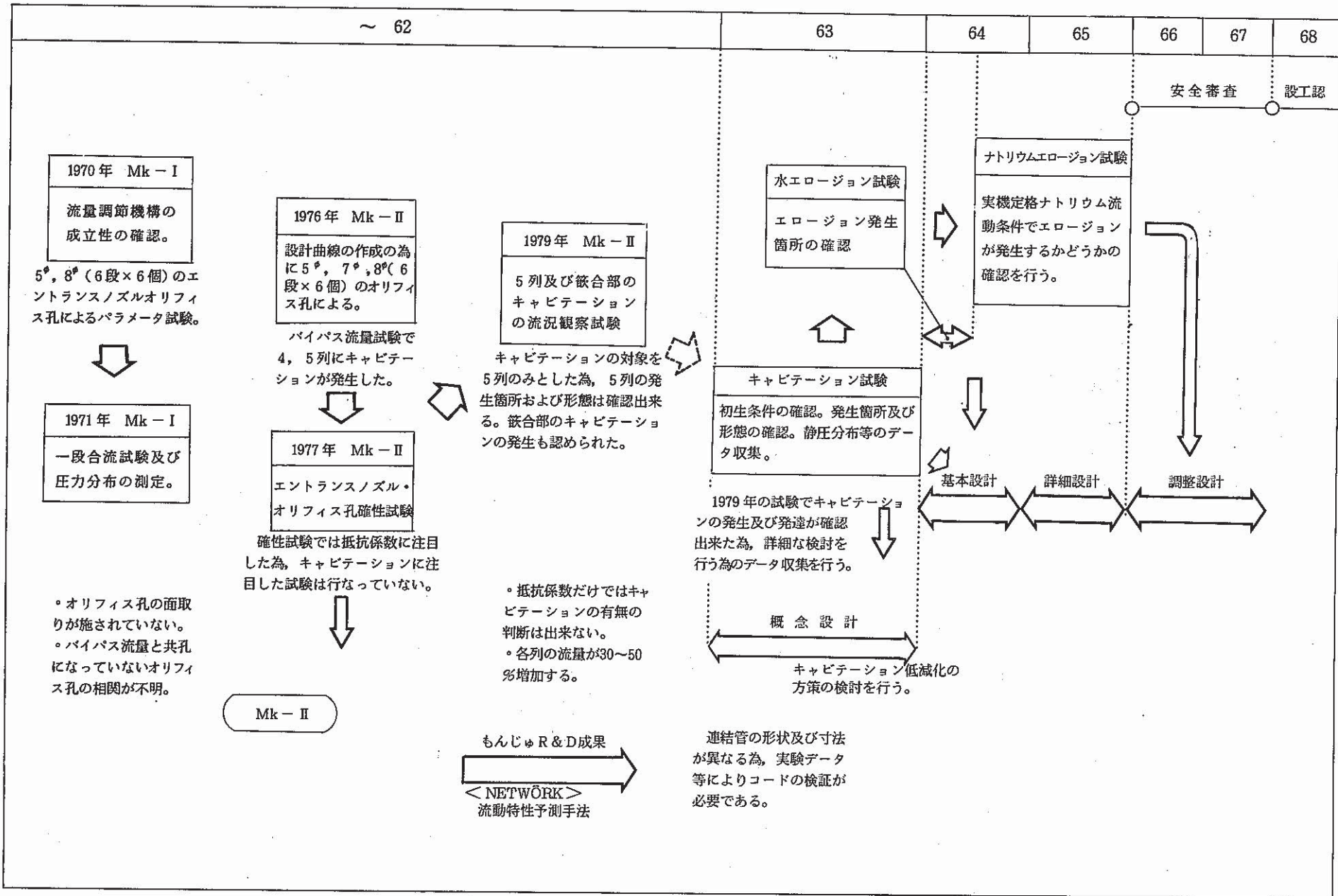


図12.3.1 試験工程表

## 12.4 ORIGEN-II とORIGEN-79との中性子発生率計算の違い

報告者：池田（原子炉利用Gr）

### 1. 目的

ORIGEN-II とORIGEN-79とで使用済燃料中の中性子発生率に約2倍の違いがみられる。この原因について核データ等の調査を行う。

### 2. ORIGEN-II とORIGEN-79の比較

#### (1) 核壊変の連鎖

図12.4.1 参照。

#### (2) 中性子発生率等の計算値

表12.4.1 参照。

#### (3) 核データ

表12.4.2 参照。

### 3. 超ウラン元素の生成過程と核データ

#### (1) $^{242}\text{Cm}$ の生成

生成過程の中の $^{241}\text{Am}$  ( $n, \gamma$ ) 反応の断面積についてORIGEN-IIの方がORIGEN-79よりも67%大きく、これが $^{242}\text{Cm}$ の中性子発生率（計算値）の違いの主要な原因である。

#### (2) $^{244}\text{Cm}$ の生成

生成過程の中の $^{242}\text{Pu}$  ( $n, \gamma$ ) 反応,  $^{243}\text{Am}$  ( $n, \gamma$ ) 反応の断面積についてORIGEN-IIの方が18%, 84%それぞれ大きく、これが $^{244}\text{Cm}$ の中性子発生率の違いの主要な原因である。

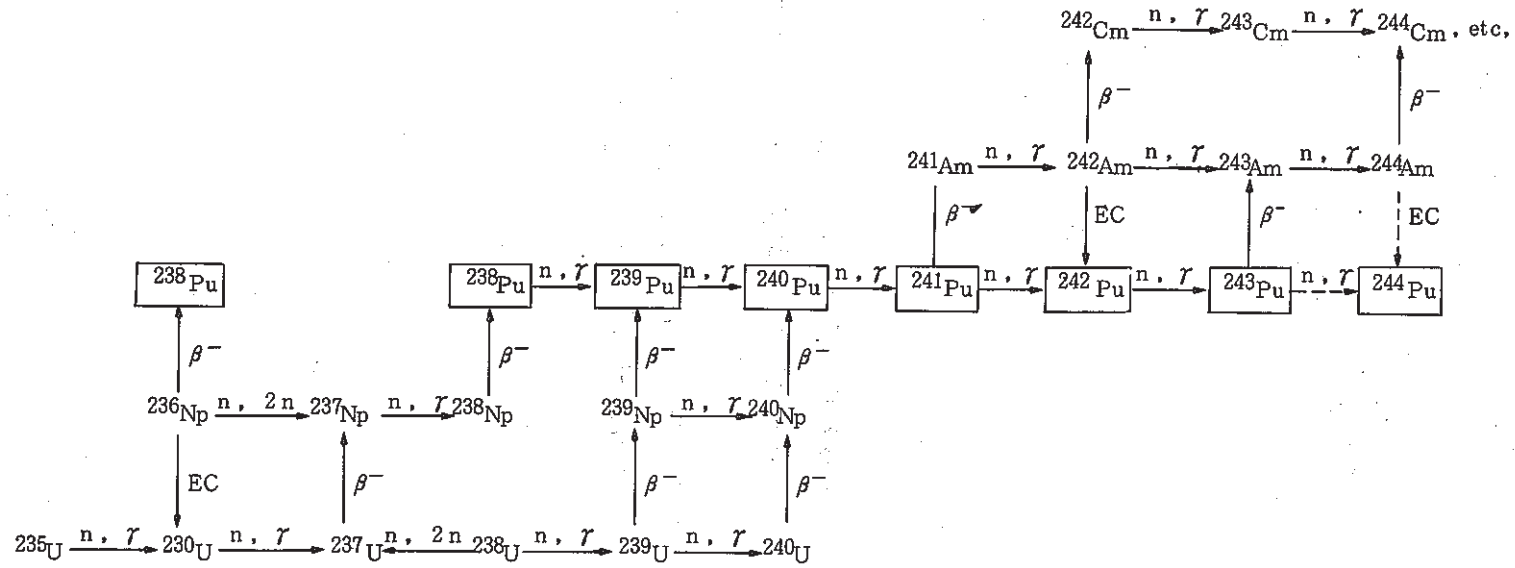


図 12. 4. 1 ウランおよびプルトニウムの中性子照射で生ずる核種

表 1.2.4.1 ORIGEN-II 及び ORIGEN-79 の中性子発生率等の計算値

核種	自発核分裂 (n/s)		(a, n) 反応 (n/s)		放射能 (Ci)	
	ORIGEN-II	ORIGEN-79	ORIGEN-II	ORIGEN-79	ORIGEN-II	ORIGEN-79
<sup>238</sup> Pu	2.69+4	1.46+4	1.65+5	2.11+5	1.73+2	1.07+2
<sup>239</sup> Pu	—	—	6.14+4	1.29+5	8.43+1	8.26+1
<sup>240</sup> Pu	8.11+5	8.55+5	1.54+5	3.16+5	2.03+2	2.00+2
<sup>242</sup> Pu	3.76+5	4.55+5	—	—	—	—
<sup>241</sup> Am	—	—	3.01+5	6.75+5	3.133+2	3.33+2
<sup>243</sup> Am	—	—	3.00+3	6.34+3	—	—
<sup>242</sup> Cm	1.19+8	6.81+7	2.47+7	3.34+7	1.827+4	1.15+4
<sup>243</sup> Cm	—	—	1.25+4	2.11+4	—	—
<sup>244</sup> Cm	1.48+7	5.68+6	1.23+5	9.73+4	1.074+2	4.04+1
合計	1.350+8	7.52+7	2.55+7	3.49+7	1.870+4	1.189+4

表 12.4.2 ORIGEN-II 及び ORIGEN-79 の核データ

項目	捕獲断面積 (barn)		吸収断面積 (barn)		崩壊定数 ( $\beta$ 崩変) (/s)		崩壊定数 ( $\beta^+$ の崩壊) (/s)	
	ORIGEN-II	ORIGEN-79	ORIGEN-II	ORIGEN-79	ORIGEN-II	ORIGEN-79	ORIGEN-II	ORIGEN-79
<sup>239</sup> Pu	4.685-1	5.03-1	2.291+0	2.353+0	0.0	0.0	9.128-13	0.0
<sup>240</sup> Pu	4.847-1	4.15-1	9.086-1	7.69-1	0.0	0.0	3.360-12	3.251-12
<sup>241</sup> Pu	4.386-1	4.32-1	2.878+0	2.922+0	1.529-9	1.505-9	1.525-9	1.505-9
<sup>242</sup> Pu	4.046-1	3.42-1	7.114-1	6.20-1	0.0	0.0	5.677-14	0.0
<sup>243</sup> Pu	3.557-1	5.68-1	1.200+0	2.598+0	3.885-5	3.866-5	3.885-5	3.866-5
<sup>241</sup> Am	1.650+0	9.90-1	1.995+0	1.453+0	0.0	0.0	5.082-11	5.076-11
<sup>242m</sup> Am	3.646-1	4.03-1	4.261+0	2.233+0	0.0	0.0	1.445-10	1.446-10
<sup>242</sup> Am	7.199-2	4.03-1	5.533-1	2.233+0	9.941-6	9.865-6	1.202-5	1.203-5
<sup>243</sup> Am	1.010+0	5.55-1	1.282+0	7.92-1	0.0	0.0	2.976-12	2.873-12
<sup>242</sup> Cm	3.078-1	3.80-1	5.063-1	8.00-1	0.0	0.0	4.918-8	4.922-8
<sup>244</sup> Cm	7.940-1	3.73-1	1.281+0	7.85-1	0.0	0.0	1.213-9	1.214-9
<sup>244m</sup> Am	0.0	4.00-1	1.104+0	2.20+0	4.441-4	4.443-4	4.443-4	4.443-4
<sup>243</sup> Cm	2.281-1	4.00-1	2.831+0	7.20-1	0.0	0.0	7.707-10	6.869-10