

分置

区 分 变 更	
変更後資料番号	★★★
決裁年月日	平成 13年 7月31日

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.6, No.4 平成2年1月～3月の成果概要



1990年6月

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

◎ 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

配 布 限 定
PNCTBN 9410 90-058
1 9 9 0 年 6 月



実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol. 6, No. 4 平成 2 年 1 月～3 月の成果概要

大戸 敏弘 * , 有井 祥夫 * , 小林 孝良 *
沢田 誠 * , 島田 裕一 * , 曽根 徹 *
舟田 敏雄 * , 金城 勝哉 *

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、平成 2 年 1 月から 3 月の間に技術課内部資料（技術課メモ）として速報された成果の概要をまとめたものである。

各成果は、その内容別に下記の項目に分類される。

- 高速実験炉の炉心特性の測定と解析・評価
- 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討
- 高速実験炉における中性子束・ガソマ線及び崩壊熱の測定と解析
- 燃料性態実証試験のための設備変更準備
- 使用済燃料貯蔵設備増設のための設置変更
- 計算機コード・マニュアルの作成と整備
- MK - III 計画に関する検討
- その他の試験研究及び解析・評価作業の成果

本報告書は、多岐にわたる分野の試験成果の速報であり、各項目の詳細な解析・評価及び検討結果については、別途作成される報告書を参照されたい。

* 動力炉燃料開発事業団、大洗工学センター、実験炉部技術課



NOT FOR PUBLICATION
PNCTBN9410 90-058
June, 1990

Preliminary Report on Experiments, Analyses and Evaluations
Performed in Reactor Technology Section,
Experimental Reactor Division

Quarterly Report Vol. 6, No. 4

Toshihiro Odo*, Yoshio Arii*,
Takayoshi Kobayashi*, Makoto Sawada*,
Yuuichi Shimaia*, Toru Sone*,
Toshio Funada and Katsuya Kinjo*

Abstract

This report summarizes results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during January through March 1990. Each result described in this report was reported as the internal memoranda of reactor Technology Section, for further analyses, evaluations, and/or discussions.

This report contains the following items.

- o Results of measurements, analyses and evaluations for nuclear characteristics of JOYO.
- o Results of measurements and analyses for the plant characteristics of JOYO.
- o Results of measurements and analyses of neutron flux, gamma ray and decay heat of JOYO.
- o Preparation of Construction Permit Amendment for the operational reliability tests of FBR fuel assembly.

* Reactor Technology Section, Experimental
Oarai Engineering Center, PNC

- o Preparation of Construction Permit Amendment for spent fuel storage facility.
- o Production and/or arrangements of analyses codes and their manual.
- o Analyses and evaluations on MK-III Core.
- o Miscellaneous results.

The final report will be published for each program after further discussions, analyses and evaluations.

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（平成2年1月～3月）	2
2.2 技術課が担当した試験研究	12
3. 高速実験炉の炉心特性の測定と解析・評価	14
3.1 “MAGI”によるMK-II炉心第20サイクル記録計算	(技-1-320) 15
3.2 “MAGI”によるMK-II炉心第20'サイクル記録計算	(技-1-332) 17
3.3 ステップ応答測定結果（MK-II炉心第20サイクル）	(技-1-337) 19
3.4 MK-II炉心第20'サイクル制御棒Total Worthの計算	(技-1-339) 23
3.5 MK-II炉心第20'サイクルの反応度係数測定結果	(技-1-368) 25
3.6 J1炉心とJ2炉心の内部転換比の計算	(技-1-350) 27
3.7 「常陽」運転履歴サマリーファイルのデータ支給	(技-1-356) 28
4. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討	29
4.1 MK-II炉心第20'サイクル流量計特性試験結果	(技-1-331) 30
4.2 サイクル報（MK-II炉心第20サイクル）	(技-1-336) 35
5. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析	38
5.1 M3マンホールで照射したボロン中He生成数の検討（速報）	(技-1-362) 39
5.2 ラック内照射燃料の反応率測定試験結果	(技-1-358) 40
6. 燃料性能実証試験のための設置変更準備	42
6.1 高線出力試験用要素の破損事故における核的影響評価	(技-1-322, 329) 43
6.2 ペレット最大溶融割合に係る熱的制限値の変更について	(技-1-330) 44
6.3 高線出力試験用要素の破損事故時に放出される核分裂生成分量	(技-1-355) 47
7. 分析技術に関する研究開発	52
7.1 ICP-MSによるナトリウム中リチウムの分析法検討	(技-1-361) 53

8. 計算機コード・マニュアルの作成と整備	55
8.1 " MIMIR-N 2 " 関連プログラム " READCO " コードマニュアル … (技-1-352)	56
8.2 " MAGI " 記録計算による FLUX&POWER 分布図 (等高線図 & 烏 図 PLOT プログラムの作成)	(技-1-367) 57
9. MK-III計画に関する検討	58
9.1 2次元 RZ 計算による中性子遮へい体の軸方向高さ サーベイ	(技-1-341) 59
9.2 " MK-III " 燃焼計算 3次元 Hex-Z と 2次元 RZ 計算の比較	(技-1-343) 61
9.3 「常陽」 MK-III 冷却系改造に係わる流量及び T アンバランス運転時の熱過渡評価条件	(技-1-346) 63
9.4 「常陽」 MK-III 冷却系改造に係わる流量及び T を同一条件としない運転時の熱過渡評価結果	(技-1-364) 64
10. その他の試験研究及び解析評価作業の成果	66
10.1 廃棄物処理建家のしゃへい計算に用いる線源評価	(技-1-351) 67

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、平成2年1月1日から3月31日の期間に技術課内部資料（技術課メモ）として報告されたものの概要を、その内容毎に編集したものである。

本報告書は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、より詳細な評価検討を加えた後、改めて動燃技術資料として報告する予定である。本報告書に記載されている数値や記述の引用にあたっては、上記の点からの注意をお願いしたい。

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（平成 2 年 1 月～ 3 月）

「常陽」は、 1 月 4 日に 100 MW 第 20 サイクル運転を終了し、燃料交換作業を経て、 17 日から 22 日の間 100 MW 第 20' サイクル運転を行った。 23 日から、第 8 回定期検査が開始され、種種のプラント操作を実施中である。

1 月： 3 日に原子炉出力降下を行い、 4 日に 100 MW 第 20 サイクル運転を終了した。 17 日原子炉起動し、 100 MW 第 20' サイクル運転を開始した。 21 日原子炉出力降下を行い 22 日に 100 MW 第 20' サイクル運転を終了した。燃料貯蔵ポット位置での反応率測定試験を 27 日、 28 日に実施した。 29 日から第 8 回定期検査準備の一環として床下メンテナンスに備え格納容器床下雰囲気を窒素から空気に置換した。

2 月： 第 8 回定期検査を実施中であり、 1 日から 10 日に電源盤点検を実施した。 10 日「常陽」変電所点検を実施した。 27 日、 28 日に 1 次・ 2 次主冷却系ナトリウムドレン操作を実施した。 100 MW 第 21 サイクル運転炉心構成に係る燃料交換作業を実施した。

3 月： 第 8 回定期検査を実施中であり、 1 日に 2 次主冷却系の真空加圧ドレンを実施した。 2 日から 5 日にオーバフロー系、 1 次・ 2 次純化系電磁ポンプ廻りナトリウムドレンに係るプラント操作を実施した。 17 日に 1 次・ 2 次補助冷却系のナトリウムドレン操作を実施した。 13 日から 21 日にかけて無停電電源点検に係るプラント操作、電源切替操作を実施した。

本報告に係る期間中の原子炉運転実績を表 2.1.1 に工程表及びプラント状態表をそれぞれ表 2.1.2 ～表 2.1.7 に示す。

また、第 20 サイクル及び第 20' サイクル運転時の炉心構成図をそれぞれ図 2.1.1 と図 2.1.2 に示す。

高速実験炉「常陽」の原子炉運転実績は次のとおりである。

表 2.1.1 原子炉運転実績

平成 2 年 3 月

原 子 炉 名		常 速 実 驗 炉 「常陽」						
許 可 热 出 力		100 MWt						
年月 項目	運転日数 (日)	起動回数 (回)	運転時間 (H)	積算熱出力 (MWH)	時間利用 (%)	平均熱出 力(MW)	最大熱出 力(MW)	利用率 (%)
H 1. 4	1	1	8.70	26	1.2	3	20	0
H 1. 5	24	2	558.17	52,184	75	93	100	70
H 1. 6	30	0	720.00	72,000	100	100	100	100
H 1. 7	19	1	438.82	42,576	59	97	100	57
H 1. 8	17	1	396.83	36,195	53	91	100	49
H 1. 9	30	0	720.00	72,000	100	100	100	100
H 1. 10	26	1	600.23	59,238	81	99	100	80
H 1. 11	9	1	208.42	17,807	29	85	100	25
H 1. 12	31	0	744.00	74,313	100	100	100	100
H 2. 1	10	3	175.27	15,217	24	87	100	20
H 2. 2	0	0	0	0	0	0	0	0
H 2. 3	0	3	0	0		0	0	0
合 計	197	10	4,570.44	441,556	52	97	100	50
第1四半期	55	3	1,286.87	124,210	59	97	100	57
第2四半期	66	2	1,555.65	150,771	70	97	100	68
第3四半期	66	2	1,552.65	151,358	70	97	100	69
第4四半期	10	3	175.27	15,217	8	87	100	7
MK-I累計(S52. 4.24~)	262	12,967.97	673,330					
MK-II累計(S57.11.22~)	173	27,336.31	2,490,070					
M K - I , II 累計	435	40,304.28	3,163,400					
但し、 ①時間利用率 = $\frac{\text{運転時間 (H)}}{\text{暦時間 (H)}} \times 100\% \quad$ ③利用率 = $\frac{\text{積算熱出力 (MWH)}}{\text{許可熱出力 (MW) } \times \text{暦時間 (H)}} \times 100\%$ ④原子炉起動回数：原子炉が臨界(5×10^4 cps)に達した後、原子炉を停止したことをもって1回とする。								
②平均熱出力 = $\frac{\text{積算熱出力 (MWH)}}{\text{運転時間 (H)}} \quad (\text{MW})$								

表 2.1.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

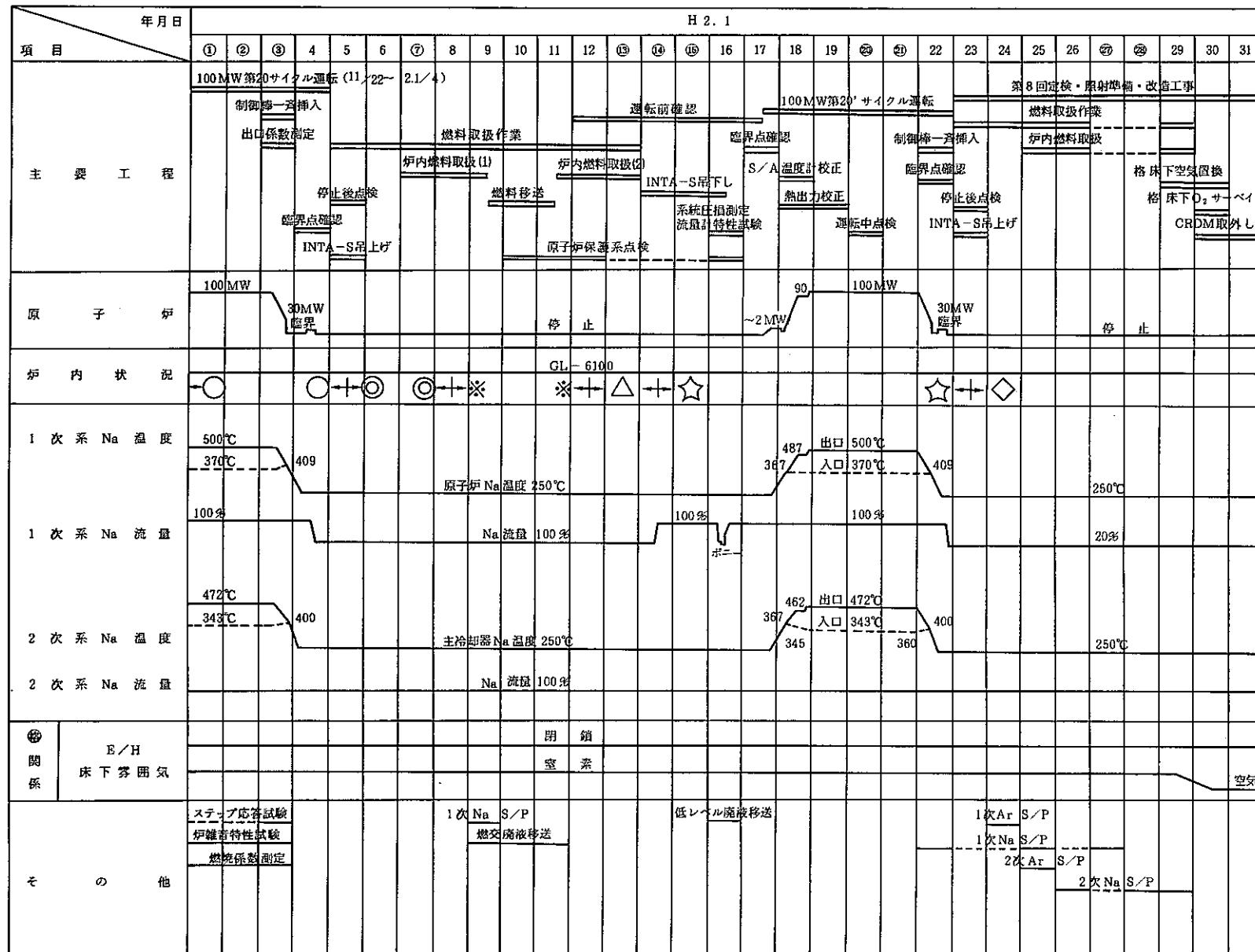
年月日 項目	H 2.1																														
	①	②	③	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31
一般事項	元 年 始 休 日	年 始 休 日	御 用 始 め																												
100MW第20サイクル(11/～1/4)																															
100MW定格運転 (H1.11/24～H2.1/3)																															
照射試験 照射試験(特燃 <B6, C3M, C4F, C5J>																															
INTA-S吊上げ																															
燃料取扱作業																															
INTA-S吊下し																															
流量計特性試験、系統圧損測定																															
100MW第20'サイクル(燃料貯蔵ボット位置での反応率測定試験)																															
停止後点検																															
第20'サイクル反応率測定																															
CRDM取外し																															
格床下空気置换																															
格床下O ₂ サービ																															
記事																															
出力低下30MWへ																															
制御棒一齊挿入																															
出力係数測定																															
臨界点確認																															
ステップ応答試験																															
炉雑音特性試験																															
燃焼係数測定																															
原子炉保護系点検																															
圧空除湿塔点検																															
第2使用済燃料貯蔵施設、建室新築工事(進入路造成・第1次・第2次根伐)																															
1 次系電動弁点検(前期)																															
2 次辅助PL計点検																															
崩壊熱測定装置改造工事																															
フレオン冷凍機、フレオン冷媒系点検(2/1～20台停止)																															

表 2.1.3 高速実験炉「常陽」実績工程表

表 2.1.4 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	H 2.3																															
	1	2	3	④	5	6	7	8	9	⑩	⑪	12	13	14	15	16	⑯	⑯	19	20	㉑	22	23	㉒	㉒	26	27	28	29	30	㉓	
一般事項												IAEA ・科 技 厅 查 察									春 分 の 日											
第 8 回定期検査・照射準備・改造工事																																
⑮ 内燃料取扱設備点検																																
2次系 Naドレン																																
ちくわドレン(オーバフロー系) 1・2次純化系)																																
⑯ 内燃取扱内点検																																
⑰ 内外燃取扱器校正																																
⑯ 内外燃取扱設備点検(S/F回転移送機グリッパ駆動装置・缶詰装置)																																
非常用電源設備点検																																
ディーゼル機関(1号機)点検																																
ディーゼル機関(1号機)点検																																
ディーゼル系揚水ポンプ点検																																
高圧盤OCB点検																																
リレー交換																																
核計装設箇所点検																																
FFD-D/N法計装点検																																
2次主Na弁点検																																
1次系電動弁・電動ダッパ駆動部点検																																
1次系プロセス計器点検(その2)																																
2次主ポンプ用メカニカルシール、OPU点検																																
2次主送風機点検																																
2次系ヒータ交換																																
フレオン冷凍機(B)点検																																
第2使用済燃料貯蔵施設・建屋新築工事																																

表 2.1.5 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表



炉心構成
 ○ドライバー 63体
 B特 1体
 C特 3体
 INTA-S 1体
 SMIR 6体
 CMIR 1体
 AMIR 2体
 SHMIR 2体
 (UPR) 1体
 ◎ドライバー 63体
 B特 1体
 C特 3体
 INTA-S吊上げ中 6体
 SMIR 1体
 CMIR 2体
 AMIR 2体
 SHMIR 1体
 (UPR) 1体
 ※ドライバー 63体
 C特 3体
 INTA-S吊上げ中 6体
 SMIR 6体
 CMIR 1体
 AMIR 2体
 SHMIR 2体
 (UPR) 1体
 △ドライバー 64体
 C特 3体
 INTA-S吊上げ中 6体
 SMIR 6体
 CMIR 1体
 AMIR 2体
 SHMIR 2体
 (UPR) 1体
 ☆ドライバー 64体
 C特 3体
 IMTA-S 1体
 SMIR 6体
 CMIR 1体
 AMIR 2体
 SHMIR 2体
 (UPR) 1体
 ◇ドライバー 64体
 C特 3体
 INTA-S吊上げ中 6体
 SMIR 6体
 CMIR 1体
 AMIR 2体
 SHMIR 2体
 (UPR) 1体

表 2.1.6 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

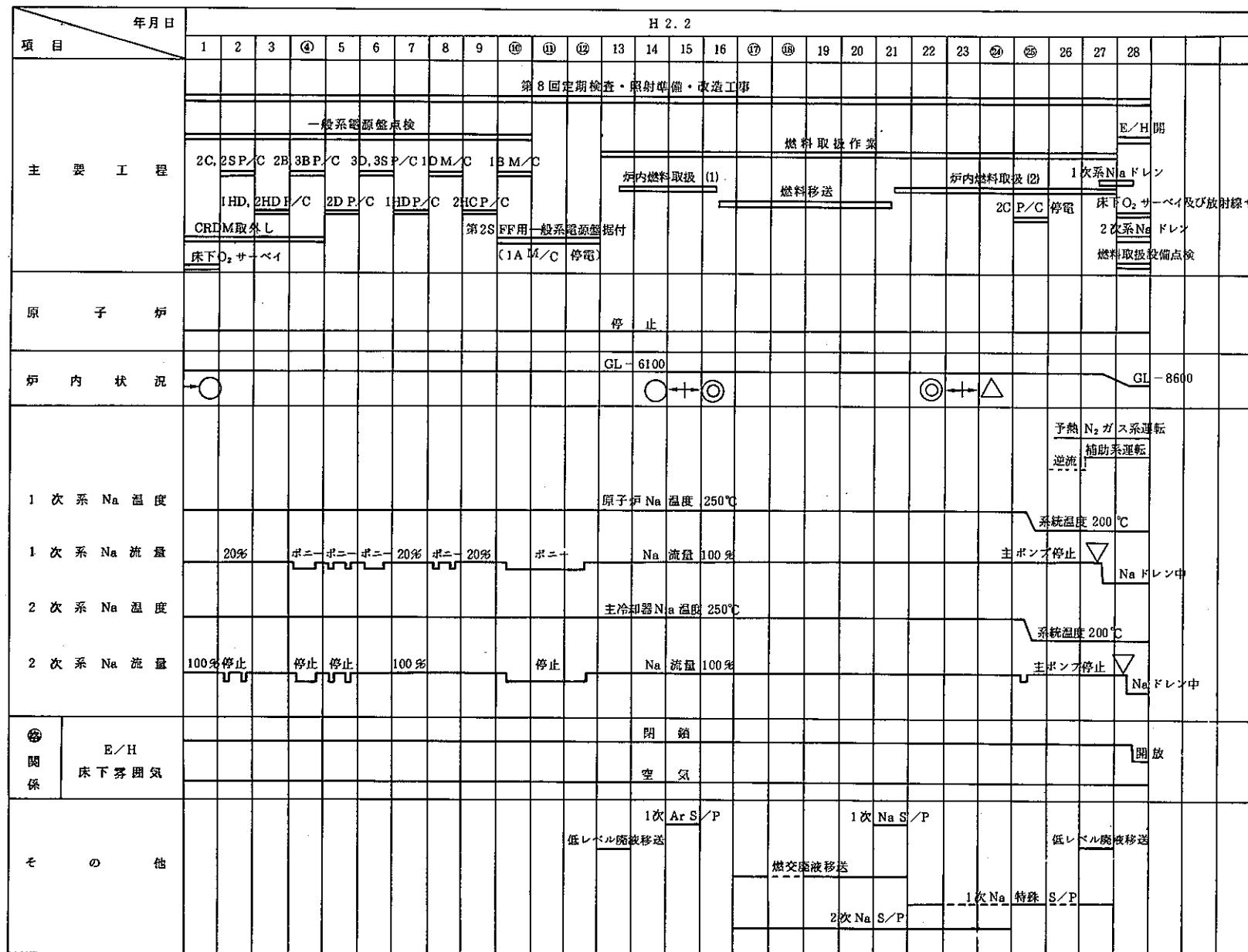


表 2.1.7 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

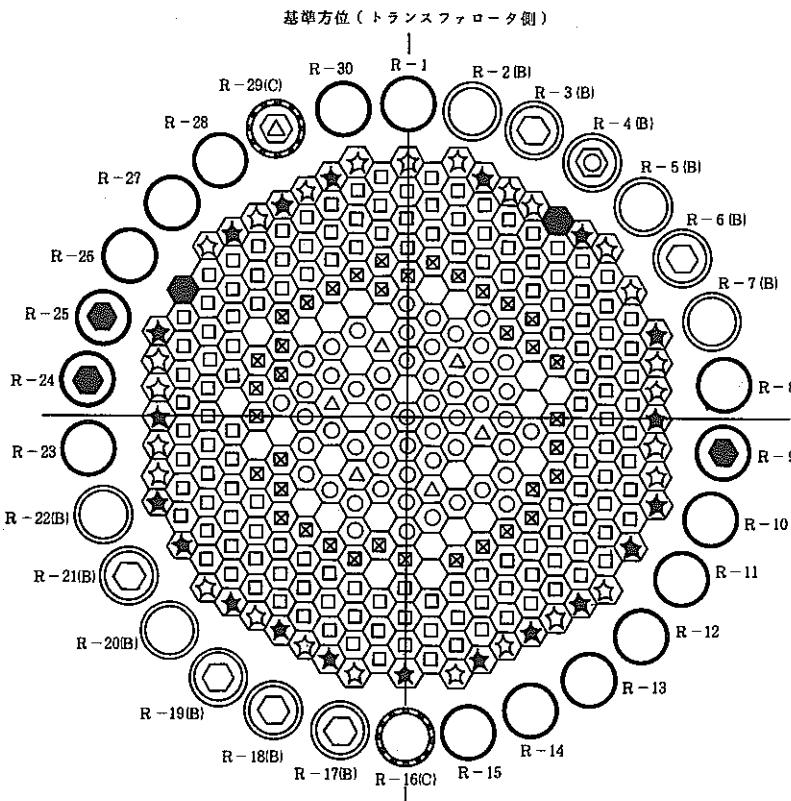


図 2.1.1 100 MW第20サイクル炉心構成図

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	11	○/3
	J 2 燃料	52	○/3
A型特殊燃料集合体	0	○/1	SA
B型特殊燃料集合体	1	○/0	SB
C型特殊燃料集合体	3	○/0	SC
制御棒	6	1/0	△
中性子源	1	○/0	N
内側反射体	37	○/0	⊗
外側反射体(A)	142	○/0	○
外側反射体(B)(スリットなし)	25	○/0	○
外側反射体(B)(スリット付き)	1	○/0	○
特殊反射体(AMIR)	2	○/0	AM
特殊反射体(SMIR)	6	○/0	SM
特殊反射体(CMIR)	1	○/0	CM
特殊反射体(SHMIR)	2	○/0	HM
MK-I反射体	20	○/0	★
サーベイランス	2	3/0	●
INTA-S	1	○/0	I

特殊要素名称	装荷位置
B型特殊燃料集合体	3F2
C型特殊燃料集合体	2E2, 3E1, 3C2
構造材料照射用反射体(SMIR)	5B2, 5C5, 5C4, 5D5, 6E3, 6B3
制御棒材料照射用反射体(AMIR)	6C6, 6D2
燃料材料照射用反射体(CMIR)	1A1
遮蔽材照射リグ(SHMIR)	5B5, 7E5
INTA-S	5F2

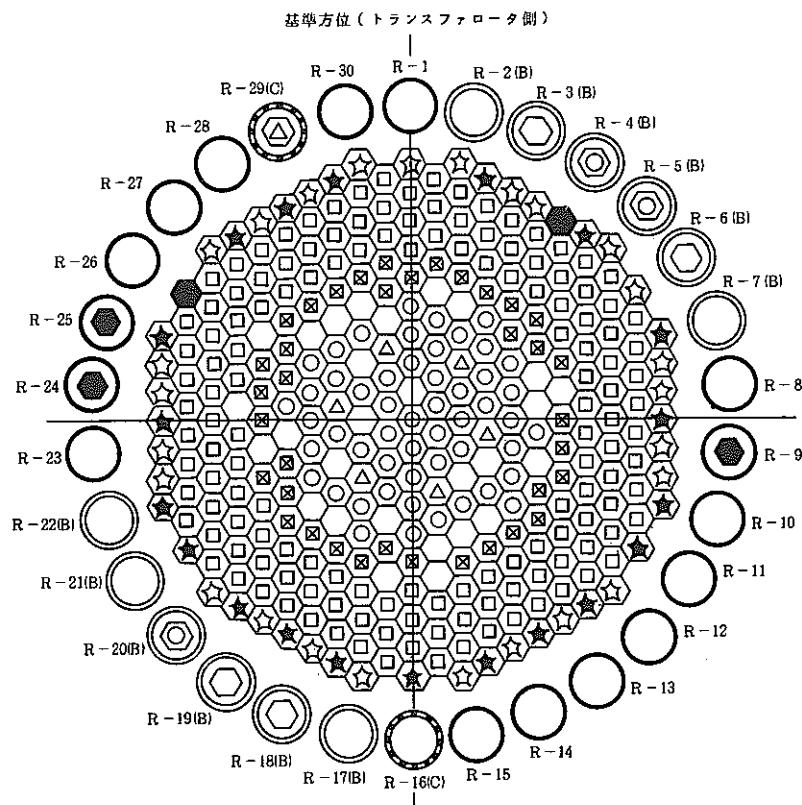


図 2.1.2 100 MW第20サイクル炉心構成図

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	12	0 / 4	○
	J 2 燃料	52	0 / 1	○
A型特殊燃料集合体		0	0 / 1	△
B型特殊燃料集合体		0	0 / 1	□
C型特殊燃料集合体		3	0 / 0	◎
制御棒		6	1 / 0	△
中性子源		1	0 / 0	N
内側反射体		37	0 / 0	⊗
外側反射体(A)		142	0 / 0	□
外側反射体(B) (スリットなし)		25	0 / 0	○
外側反射体(B) (スリット付き)		1	0 / 0	○
特殊反射体(AMIR)		2	0 / 0	△
特殊反射体(SMIR)		6	0 / 0	△
特殊反射体(CMIR)		1	0 / 0	△
特殊反射体(SHMIR)		2	0 / 0	△
MK-1反射体		20	0 / 0	○
サーベイランス		2	3 / 0	●
INTA-S		1	0 / 0	1

特殊要素名称	装荷位置
C型特殊燃料集合体	2E2, 3E1, 3C2
精造材料照射用反射体(SMIR)	5B2, 5C5, 5C4, 5D5, 6B3, 6E3
制御棒材料照射用反射体(AMIR)	6C6, 6D2
燃料材料照射用反射体(CMIR)	1A1
遮蔽材照射リグ(SHMIR)	5B5, 7E5
INTA-S	6F2

2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（平成 2 年 1 月～3 月）

(1) 平成 2 年 1 月中の概略実施内容

第 20 サイクル EOC 臨界点確認、記録計算、第 20' 臨界点確認、反応度係数測定、3 カ年運転計画書作成を行った。PROFIT 計画について、基本計画書作成、63 年度成果報告書作成、二重管 SG 設置検討、プラント安全特性試験計画検討等を行った。平成元年度設置変更ヒヤリング、顧問会対応を行った。管理区域出入り管理等安全・保安関係業務を行った。その他、主な実施業務は以下の通り。

- ① 崩壊熱測定装置の改造工事を行った。
- ② FFD 特性試験実施、トリチウム測定試験報告書作成、ヘリウム集積型ドシメーター開発のため、M 3 マンホール照射材の測定を実施した。
- ③ JOYDAS 運転支援システム改良、炉内音響検出試験準備、炉雑音測定と解析を行った。
- ④ 耐震設計バックフィット検討レポート作成、IHX 伝熱管座屈評価、系統圧損測定を行った。
- ⑤ 「常陽」1 次系ナトリウム、カバーガスの分析、ソースターム低減化研究を実施した。ナトリウムエアロゾルの化学形態分析を行った。
- ⑥ BNES 国際会議発表論文の作成を行った。
- ⑦ 設置変更補正申請準備を行った。

(2) 平成 2 年 2 月中の概略実施内容

第 20' サイクル反応度係数測定結果の解析評価とレポートの作成、C 3 M 照射計画変更に関する検討、6 次取り替え燃料に関する検討を行った。PROFIT 計画について、基本計画書作成、平成 2 年度予算書作成、二重管 SG 設置検討、プラント余寿命評価解析等を行った。平成元年度設置変更補正申請書提出、原子力委員会、原子力安全委員会用資料作成を行った。管理区域出入り管理等安全・保安関係業務を行った。その他、主な実施業務は以下の通り。

- ① 崩壊熱測定装置の改造工事、特性試験を行った。
- ② FFD/FFDL 特性試験等実施、トリチウム測定試験報告書作成、ヘリウム集積型ドシメーター開発、ラック反応率測定を実施した。
- ③ JOYDAS 運転支援システム改良、炉内音響検出試験準備、炉雑音測定と解析を行った。
- ④ 耐震設計バックフィット検討レポート作成、IHX 伝熱管余寿命評価を行った。
- ⑤ 「常陽」1, 2 次系ナトリウム、カバーガスの分析、ソースターム低減化研究を実施した。廃液貯蔵設備更新工事、低温核融合試験を継続した。
- ⑥ BNES 国際会議発表論文の作成を行い、BNES に送付した。

(3) 平成 2 年 3 月中の概略実施内容

第 20' サイクル反応度係数測定結果の解析評価とレポートの作成、C 3 M 照射計画変更に伴

う 21 サイクル以降の燃料交換計画の作成を行った。PROFIT 計画について、基本計画書、実施計画書の見直し、プログレスレポートの作成、二重管 SG 設置検討、安全特性試験計画案の作成等を行った。平成元年度設置変更補正申請書提出、原子力委員会、原子力安全委員会、炉安審用資料作成を行った。管理区域出入り管理等安全・保安関係業務、防災訓練計画の作成を行った。その他、主な実施業務は以下の通り。

- ① 崩壊熱測定装置の特性試験とデータ解析を行った。
- ② FFD／FFDL 特性試験等実施、トリチウム測定試験報告書作成、ヘリウム集積型ドシメーター開発、FFDL 改良概念設計を実施した。
- ③ JOYDAS 運転支援システム改良、炉内音響検出試験準備、炉雑音測定とレポート作成を行った。
- ④ MK-III 冷却系改造の熱過渡緩和検討、炉内 FP ガス分布解析を行った。
- ⑤ 「常陽」1、2 次系ナトリウム、カバーガスの分析、ソースターム低減化研究を実施した。
廃液貯蔵設備更新工事、低温核融合試験を継続した。

3. 高速実験炉の炉心特性の測定と解析・評価

本章は、高速実験炉の炉心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 "MAGI" によるMK-II炉心第20サイクル記録計算

報告者 内海稔尚, 沖元 豊, 有井祥夫(炉心運転計画Gr)

1. 目的・概要

MK-II炉心第20サイクル運転終了に伴い "MAGI" MK-II炉心第20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) ONLINE データの処理

'JOYDAS' より "MAGI" 用入力データの編集として以下のMTを使用した。

600602-F 5102-MKE189 1989/11/15 14:00~1989/11/24 17:00

600604-F 5314-MKE190 1989/11/24 18:00~1989/12/04 09:00

600605-A 2420-MKE191 1989/12/04 10:00~1989/12/22 09:00

600608-A 3105-MKE192 1989/12/22 10:00~1990/01/05 11:00

(2) 集合体ライブラリー(組成データ) RAND

MK-II炉心第19サイクル記録計算結果の' RAND ' File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 PFD 409, 411, 412, 415 : 照射課よりの製造実績データを基に計算

② PRS 180, PRA 050 : 照-元-180に基づき作成。

(3) 圧損計数

照射リグについては照射課メモに基づき、以下の値を用いた。

PRS 180 : $\Delta P = 1.040 \times 10^{-3} Q^{1.9575}$ (照-元-180より)

PRA 050 : $\Delta P = 2.575 \times 10^{-3} Q^{1.9575}$ (照-元-180より)

3. 計算結果:

表 3.1.1 に記録計算結果サマリを示す。

表 3.1.1 "MAGI" 記録計算結果サマリー-MK-II炉心第 20 サイクル

運転開始(定格到着)日	平成元年 11月 22 日 (平成元年 11月 24 日)				
運転終了(定格終了)日	平成 2 年 1 月 4 日 (平成 2 年 1 月 3 日)				
E. F. P. D.	39.99 E. F. P. D.				
炉心構成 (図-2参照)	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	I N T A
	63	0	1	3	1
	C M I R	S M I R	A M I R	S H M I R	その他
	1	6	2	2	
炉心平均燃焼度(at EOC, 除く特燃)	3.67×10^4 MWd/t				
最大燃焼度集合体(at EOC)	位置	5 C 2	集合体 番号	P F D 306	燃焼度 要素平均
最大線出力集合体(at BOC)	位置	1 D 1	集合体 番号	P F D 412	線出力 ポイント 最大
(ノミナル) 被覆管最高温度 (BOC)	位置	1 D 1	集合体 番号	P F D 412	温 度
Over Power (ノミナル) 燃料最高温度 (BOC)	位置	1 D 1	集合体 番号	P F D 412	温 度
最大中性子束集合体 (at BOC)	位置	0 0 0	集合体 番号	P F D 339	0.1MeV 以上ポイント最大 3.44×10^{15} n/cm ² ·s

3.2 "MAGI" によるMK-II炉心第20'サイクル記録計算

報告者 内海稔尚, 原 俊治, 有井祥夫(炉心・運転計画Gr)

1. 目的・概要:

MK-II炉心第20'サイクル運転終了に伴い "MAGI" MK-II炉心第20'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) ONLINE データの処理

'JOYDAS' より "MAGI" 用入力データの編集として以下のMTを使用した。

600610-A3125-MKE193 1990/01/05 12:00~1990/01/18 02:15

600611-A3209-MKE194 1990/01/18 02:30~1990/01/19 10:00

600612-A3222-MKE195 1990/01/19 11:00~1990/01/23 09:00

(2) 集合体ライブラリー(組成データ) 'RAND'

第20サイクル記録計算結果の 'RAND' File を使用した。

3. 計算結果:

表3.2.1に記録計算結果サマリを示す。

表 3.2.1 "MAGI" 記録計算結果サマリー-MK-II炉心第20'サイクル

運転開始(定格到着)日	平成2年1月17日 (平成2年1月19日)				
運転終了(定格終了)日	平成2年1月22日 (平成2年1月21日)				
E. F. P. D.	3.70 E. F. P. D.				
炉心構成 (図-2参照)	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	I N T A
	64	0	0	3	1
	C M I R	S M I R	A M I R	S H M I R	その他
	1	6	2	2	
炉心平均燃焼度(特燃を除く)	B. O. C.	3.61×10^4 MWd/t			
	E. O. C.	3.66×10^4 MWd/t			
最大燃焼度集合体(at EOC)	位置	5 C 2	集合体 番号	P F D 306	燃焼度 要素平均
最大線出力集合体(at BOC)	位置	1 D 1	集合体 番号	P F D 412	線出力 ポイント 最大
(ノミナル) 被覆管最高温度(BOC)	位置	1 D 1	集合体 番号	P F D 412	温 度
Over Power (ノミナル) 燃料最高温度 (BOC)	位置	1 D 1	集合体 番号	P F D 412	温 度
最大中性子束集合体 (at BOC)	位置	0 0 0	集合体 番号	P F D 240	0.1MeV 以上ポイ ント最大
					3.41×10^{15} n/cm ² ・s

3.3 ステップ応答測定結果 (MK-II炉心第20サイクル)

報告者 島田裕一, 井川健一 (異常監視技術Gr)

1. 概要

MK-II炉心第20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 ~ 100 MW 投入反応度: 土約2 ~ 5 ¢

3. 結果

- (1) 図3.3.1, 図3.3.2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3.3.3, 図3.3.4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, 19サイクルとほぼ同様な値が得られているように見えるが, 平均燃焼度に対する経時変化に置き換えてみると, サイクルによりばらつきがあることが観察される(図3.3.5参照)。今までのサイクルを通じた傾向として, J1燃料からJ2燃料に置き変わるにつれて右側にシフトしていく傾向がうかがわれる。今後を着目したい。
- (3) 図3.3.6に出力上昇, 下降時の出力係数の変化について, 通常測定法とステップ応答法による比較を示す。ステップ応答法による値の方が絶対値として大きな値を示し従来と同じ傾向を示す。

-20-

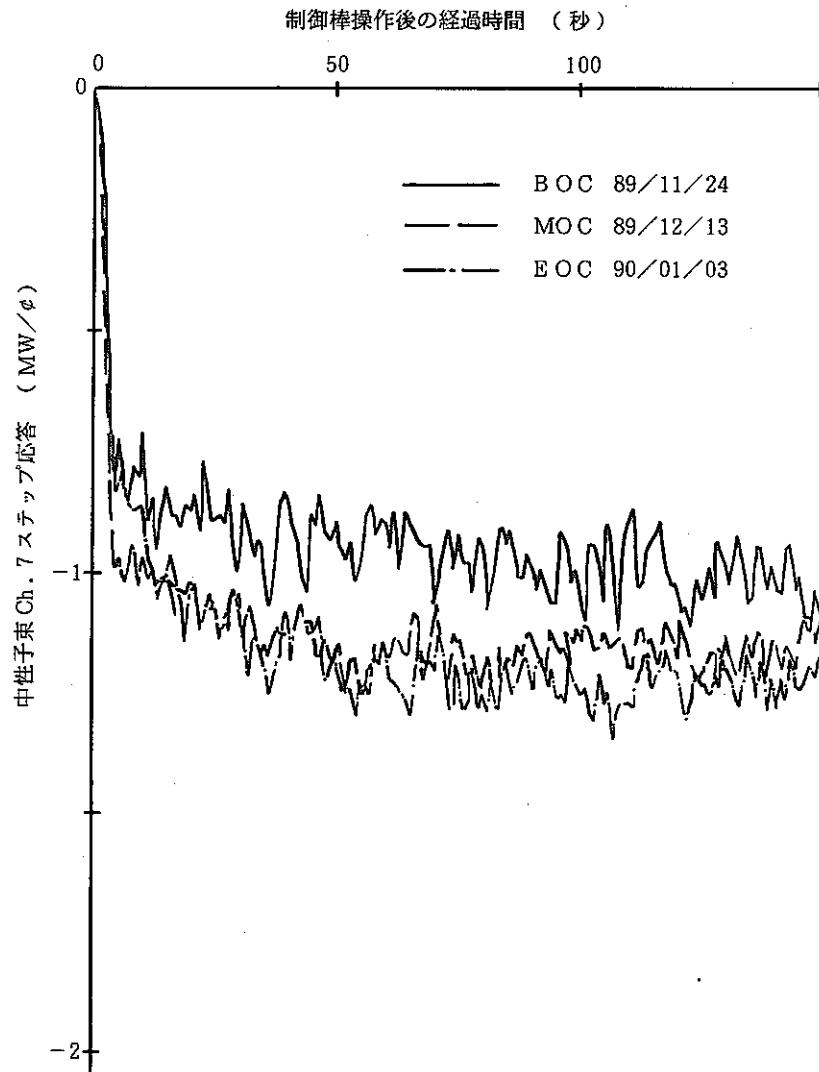


図 3.3.1 中性子束ステップ応答形状の経時変化

図 3.3.1 中性子束ステップ応答形状の経時変化

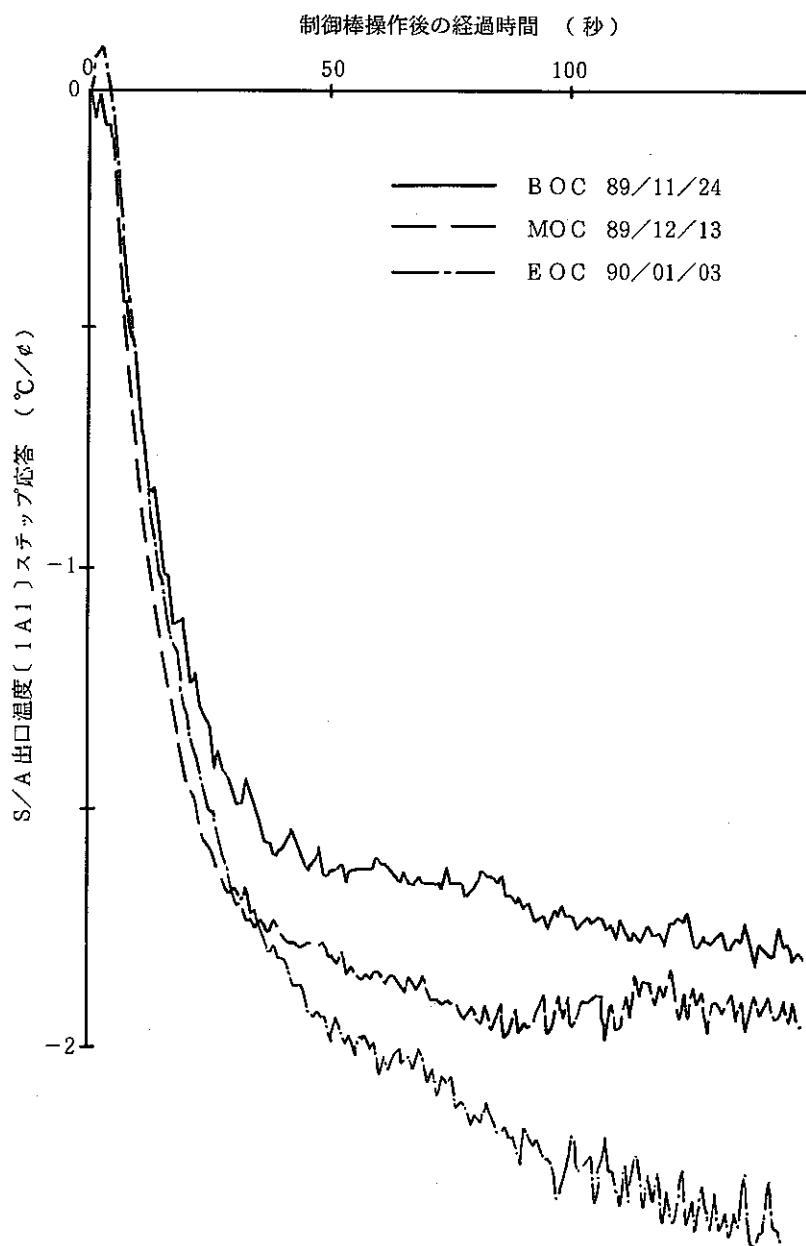


図 3.3.2 S/A 出口温度ステップ応答形状の経時変化

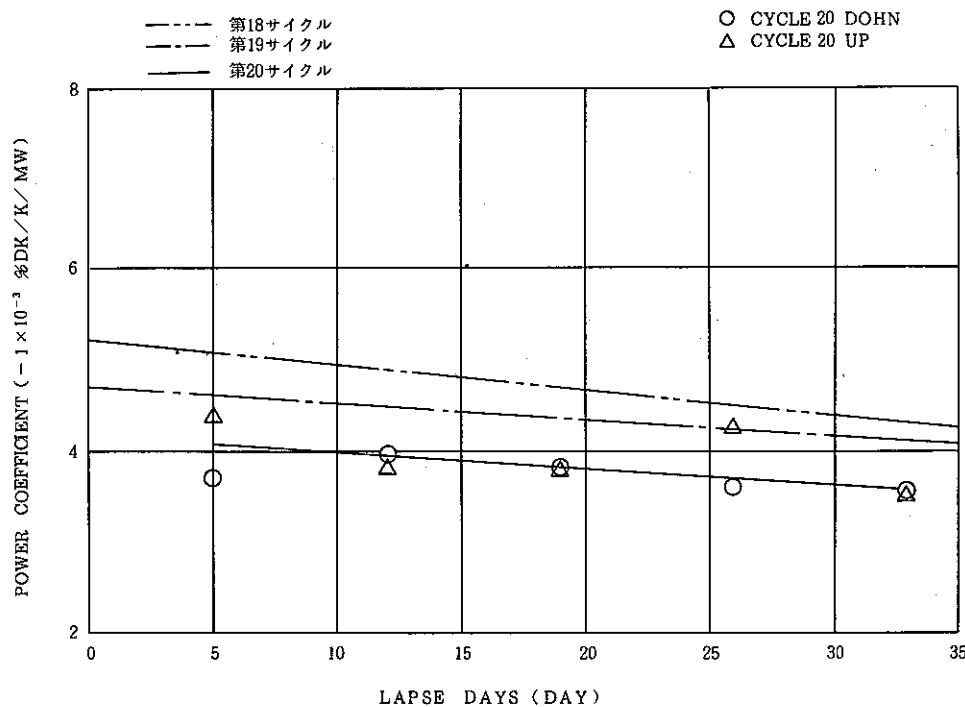


図 3.3.3 定格運転に伴う出力係数の経時変化 (MK-II炉心第20サイクル)

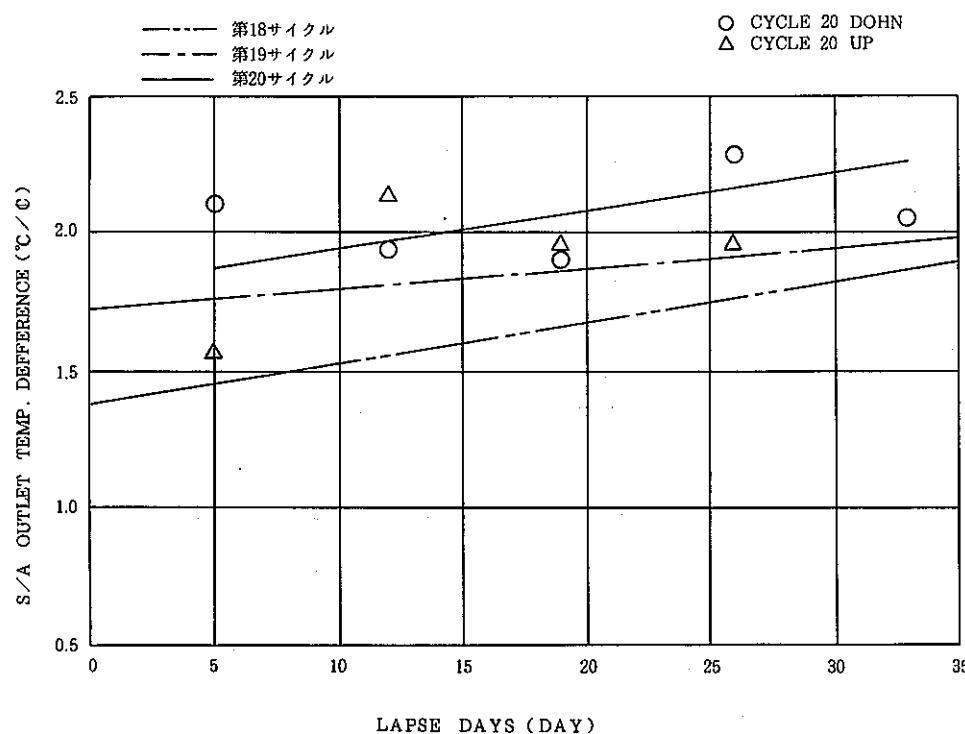


図 3.3.4 定格運転に伴うS/A出口温度変化量の経時変化 (MK-II炉心第20サイクル)

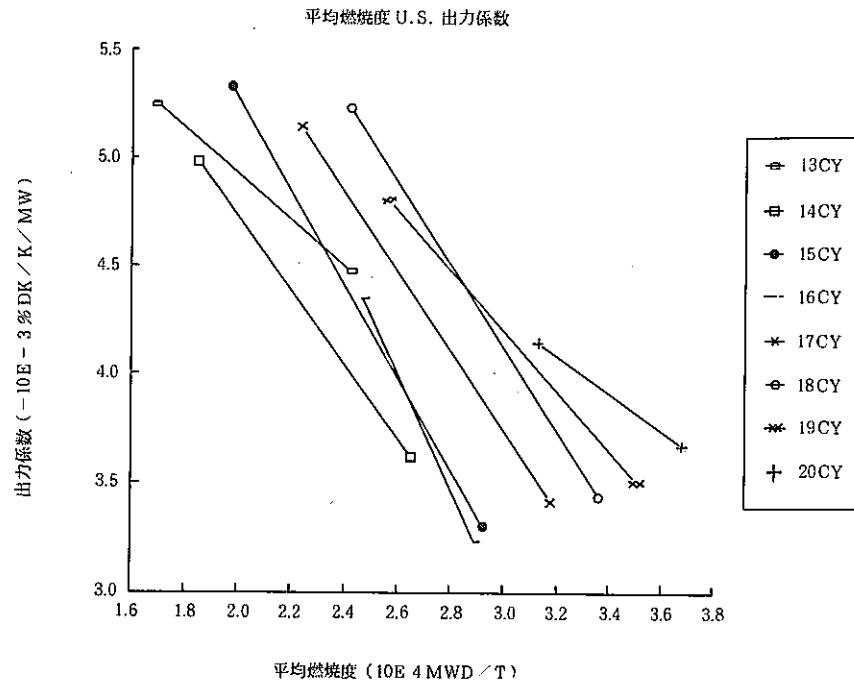


図 3.3.5 平均燃焼度に対する出力係数の経時変化

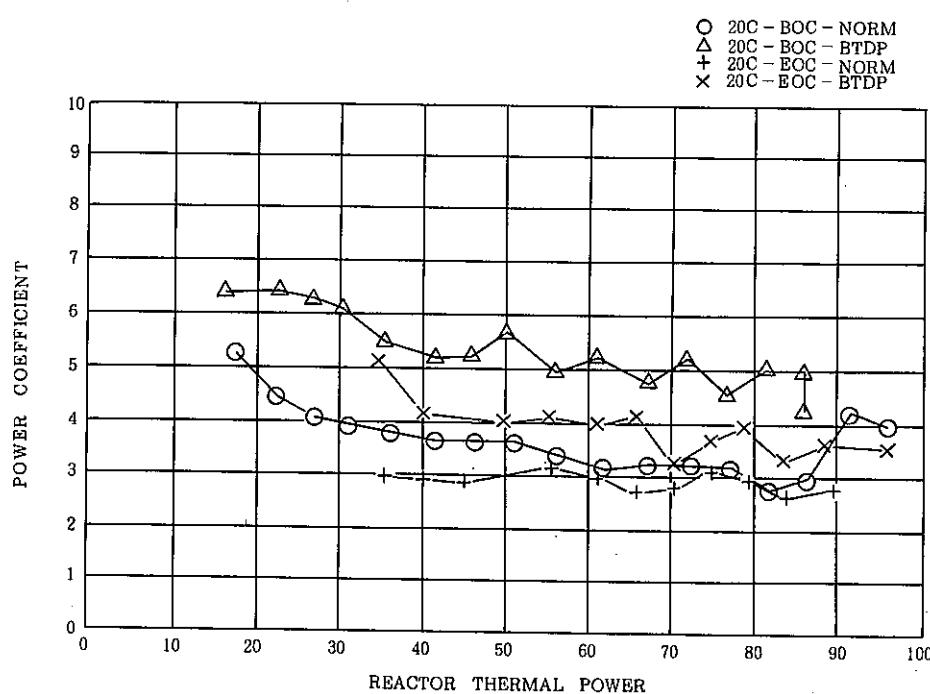


図 3.3.6 出力上昇、下降時における通常測定法とステップ応答法との比較

3.4 第 20' サイクル制御棒 Total Worth の計算

報告者 内海稔尚, 原 俊治, 有井祥夫(炉心・運転計画 Gr)

1. 目的

第 20' サイクルの反応度測定結果の評価に用いるための制御棒 Total Worth の計算を行ったので報告する。

2. 計算条件 :

- (1) 断面積 - JFS-V II 70 群炉定数セットを使用し "EXPANDA-G" コードで 70 群実効断面積と中性子束を計算して "MICLIB" コードで 7 群に縮約した。
- (2) 制御棒 Total Worth の計算 - "CITATION" 三次元 HEX-Z 拡散計算を行い, 全引き抜き, 各制御棒全挿入, 各制御棒 450 mm 挿入の 13 ケースの計算を行った。組成は 20 サイクルまでの燃焼組成を活かすため, 集合体一体ずつ "MAGI" 計算結果の値を使用した。

3. 計算結果 :

今回計算した全引き抜き時の反応度について過去のサイクルとの比較を表 3.4.1 に示す。

"MAGI" と "CITATION" のサイクル間の変動の傾向は一致するので, 今サイクルの計算は, 妥当であると判断する。

表 3.4.2 に今回計算した各制御棒の Worth を示す。

表 3.4.1 各サイクルでの反応度の比較

サイクル	CITATION k_{eff}	ρ_{CITATION} % 4k/k	ρ_{MAGI} % 4k/k	$\rho_{\text{実測}}$ % 4k/k
13	1.027994	2.723	3.470	3.384
14	1.022493	2.200	3.076	2.986
15	1.022838	2.233	3.082	2.981
16	1.014037	1.384	2.245	2.188
17	1.020538	2.013	2.859	2.665
18	1.025685	2.504	3.164	2.878
19	1.025878	2.523	3.327	2.994
20	1.021245	2.080	2.770	2.415
20'	1.017147	1.686	2.518	

表 3.4.2 20' サイクル制御棒 Total Worth の比較

	制御棒 1.	制御棒 2.	制御棒 3.	制御棒 4.	制御棒 5.	制御棒 6.
Full out k_{eff}	1.0171471					
450 mm k_{eff}	1.0116844	1.0119276	1.0124092	1.0124111	1.0122766	1.0118389
Full in k_{eff}	0.9951722	0.9962058	0.9981776	0.9984332	0.9976577	0.9961302
Total worth $\% \Delta k/kk'$	2.171	2.067	1.868	1.843	1.921	2.071

3.5 MK-Ⅱ炉心第20'サイクルの反応度係数測定結果

報告者 長崎英明, 沖元 豊, 有井祥夫(炉心・運転計画Gr)

MK-Ⅱ炉心第20'サイクルの運転期間中に実施した各種反応度係数測定の結果をまとめて報告する。

1. 試験項目

本サイクルで実施した試験項目を以下に示す。

- (1) 臨界点確認時の過剰反応度測定(BOC, EOC)
- (2) 出力係数測定(BOC, EOC)

2. 第20'サイクルの炉心特性

項目	結果					
期間積算出力(MWd)*1	370 (1990.1.17 ~ 1990.1.22)					
炉心平均燃焼度(MWd/t)*2	BOC: 3.61×10^4			EOC: 3.66×10^4		
制御棒全反応度価値*3 (%Δk/k)	1	2	3	4	5	6
	2.17	2.07	1.87	1.84	1.92	2.07
ゼロ出力時の過剰反応度*4 (%Δk/k)	BOC: 2.208			EOC: 2.081		
0~100MW間の平均出力係数 (%Δk/k/MW)	BOC: -3.18×10^{-3}			EOC: -3.04×10^{-3}		

*1: "JOYDAS"記録 *2: "MAGI"記録計算結果 *3: "CITATION"計算結果 *4: OMW,
(技-1-339参照) 250°C

3. まとめ

本サイクルは、定格100MWの3日間運転を行った。本サイクルの炉心構成は前サイクル(第20サイクル)とほぼ同じであり、J2燃料が炉内装荷燃料の約80%を占めている。結果の概要を以下に示す。

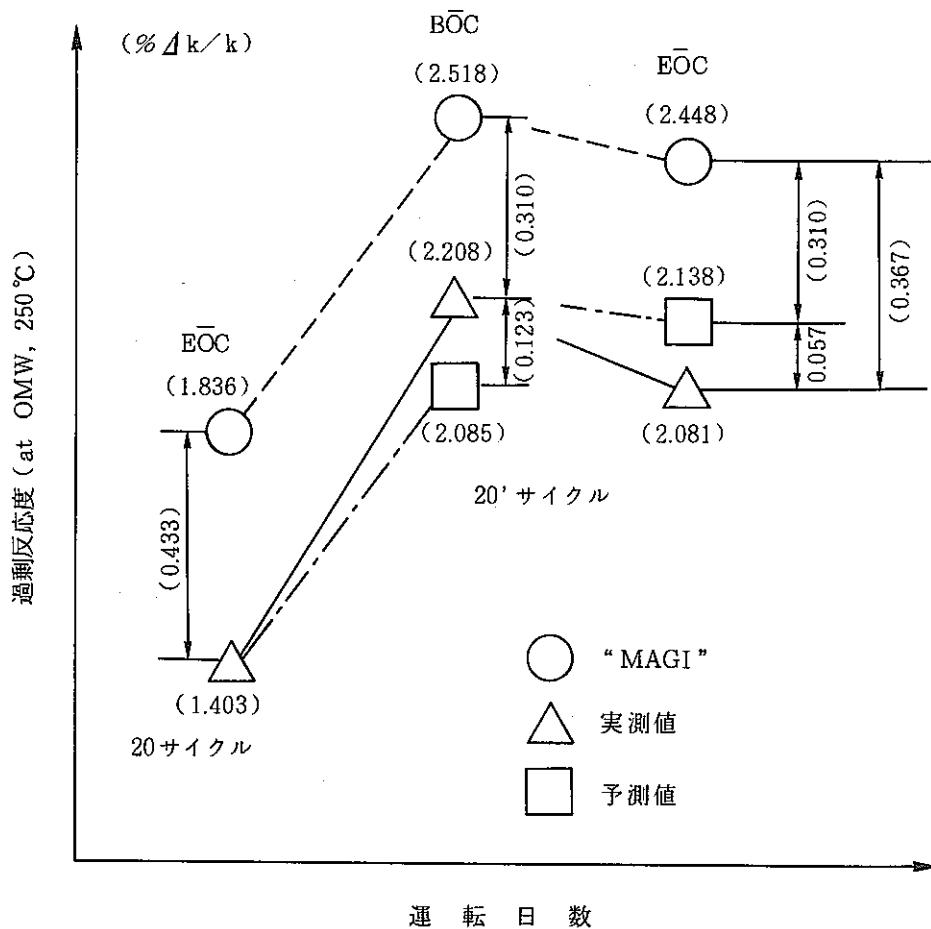
(1) 臨界点確認時の過剰反応度

本サイクルのBOCにおいて、計算値-実測値の差は0.310%Δk/kであり、前サイクルEOCにおけるその差は0.433%Δk/kで前者の方が0.123%Δk/kだけ差が小さくなってしまっており、その分だけ過剰反応度を小さく評価した。

また、本サイクルの運転における反応度喪失量は、0.127%Δk/kであった。

(2) 出力係数測定

本サイクルの 0~100 MW間平均出力係数 (BOC&EOC) は、前サイクル EOC 測定結果より若干小さかった。



注) BOC 予測値は第 20 サイクル EOC の " MAGI " 計算値に 20' サイクル BOC の計算値と実測値との差を補正したものであり、EOC 予測値は第 20' サイクル EOC の " MAGI " 計算値に 20' サイクル BOC の計算値と実測値の差を補正したものである。

図 3.5.1 "MAGI" 予測計算値と実測値の比較

3.6 J1炉心とJ2炉心の内部転換比の計算

報告者 原 俊治, 有井祥夫(炉心・運転計画Gr)

1. 目的:

常陽MK-II J1炉心(第7サイクル)とJ2炉心(第20サイクル)について内部転換比の計算を行ったので報告する。

2. 計算方法:

計算式は以下の通りで値は全て“MAGI”計算結果の値を使用した。

$$\begin{aligned} \text{内部転換比} &= \frac{\text{核分裂性核種の生成}}{\text{核分裂性核種の消費}} = \frac{\text{Capture} ({}^{238}\text{U} + {}^{240}\text{Pu})}{\text{Absorption} ({}^{235}\text{U} + {}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu})} \\ &= \frac{\sum_{i_1} \sum_{j} (\sigma_{c,i,j}^{i_1} * N_j^{i_1} * \phi_{j,g} * V_j)}{\sum_{i_2} \sum_{j} (\sigma_{a,j,g}^{i_2} * N_j^{i_2} * \phi_{j,g} * V_j)} \end{aligned}$$

ここで $i_1 = {}^{238}\text{U}, {}^{240}\text{Pu}$, $i_2 = {}^{235}\text{U}, {}^{239}\text{Pu}, {}^{241}\text{Pu}$

$g = \text{エネルギーGr}$, $j = \text{領域}$

計算は“MAGI”計算ファイルを読み込み計算するプログラム(S406A. MGBRDRTO. FORT)を使用した。(昭和60年9月に作成)

3. 計算結果:

計算結果の内部転換比は以下の通りである。

J1炉心 0.29, J2炉心 0.27

炉内平均燃焼度は、

J1炉心(45日運転) BOC $1.605 \times 10^4 \text{ MWd/t}$

EOC $2.211 \times 10^4 \text{ MWd/t}$

J2炉心(41日運転) BOC $3.123 \times 10^4 \text{ MWd/t}$

EOC $3.688 \times 10^4 \text{ MWd/t}$

また参考値として炉内Pu, U装荷量を以下に示す。

		${}^{239}\text{Pu}$	${}^{240}\text{Pu}$	${}^{241}\text{Pu}$	${}^{235}\text{U}$	${}^{238}\text{U}$
J1炉心	BOC	141.5	44.2	8.8	57.3	469.2
	EOC	139.4	44.4	8.6	55.8	467.6
J2炉心	BOC	125.8	45.7	11.5	79.8	445.4
	EOC	124.2	45.2	11.1	78.1	444.2

3.7 「常陽」運転履歴サマリーファイルのデータ支給

報告者 長崎英明, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

「常陽」では現在、各燃料集合体の照射データ等の情報を「常陽」データバンキングシステム（「常陽」DBS）に登録をおこなっている。

技術課ではこの内、照射中データとして各運転サイクルの情報を登録データとして提供している。

これらのデータの一つである「常陽」運転履歴サマリーファイルについて、照射課の作成依頼（照射課メモ元-257）に基づき作業を行った。

今回作成を行ったのはMK-II炉心第13サイクル～20サイクルのデータである。

なお、その一例として第20サイクルの運転履歴を下図に示す。

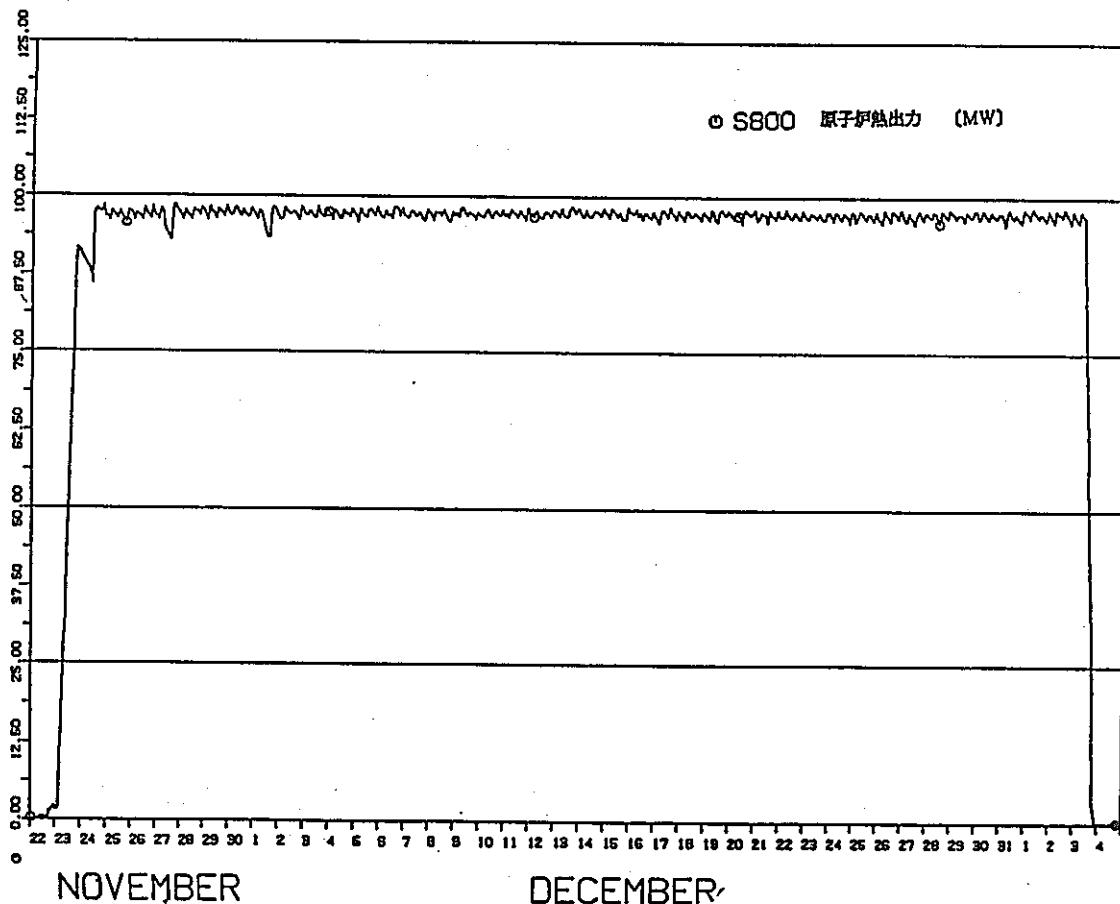


図3.7.1 第20サイクルの運転履歴

4. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討

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

4.1 MK-II 炉心第 20' サイクル流量計特性試験結果

報告者 深見明弘, 杉江嘉彦, 島田裕一 (異常監視技術 Gr)

1. 概 要

MK-II 炉心第 20' サイクル流量計特性試験を平成 2 年 1 月 16 日に実施し, 1 次系主流量, センターチャンネル流速, INTA-S 流量及び 1 次系主ポンプ回転数を採取した。

2. 試験内容

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

3. 結 果

表 4.1.1, 2 に本試験において採取したデータの一覧を示す。図 4.1.1, 2 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及び INTA-S 流量計の出力変化を示す。また, 図 4.1.3 にシステム回転数と JOYDAS 回転数の対比を示す。

4. 評 価

試験結果より, 前回(第 20 サイクル)の試験結果と照合したところ, ほとんど変化は見られなかった。従って, 各流量計及び流速計(#1, #2, #3)の特性は第 20 サイクルと同様に保たれている。

尚, 流速計(#4)については, 不具合のためデータの採取は行わなかった。

表 4.1.1 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 (m³/hr)	INTA 流量 (kg/s)	センタチャンネル 流速計出力 (mV)	備 考
	B 005	B 006				
1	250	231	483	0.562	195.2	
2	495	491	986	1.042	304.2	
3	717	716	1433	1.479	411.9	
4	885	928	1813	1.856	506.3	
5	1096	1114	2210	2.256	613.8	
6	1249	1261	2510	2.549	692.9	

表 4.1.2 1 次系主ポンプ回転数データ

ス テ ッ プ	1 次系主流量 (m³/hr)	シス テ ム回転数 (rpm)		JCYDAS 回転数 (rpm)		備 考
		A	B	A	B	
1	483	168.6	162.2	171.3	165.8	
2	986	327.0	323.8	336.5	328.2	
3	1433	470.6	467.0	483.6	475.4	
4	1813	586.4	594.0	602.6	589.3	
5	1210	722.8	723.0	729.0	726.3	
6	2510	820.2	817.4	833.2	829.3	

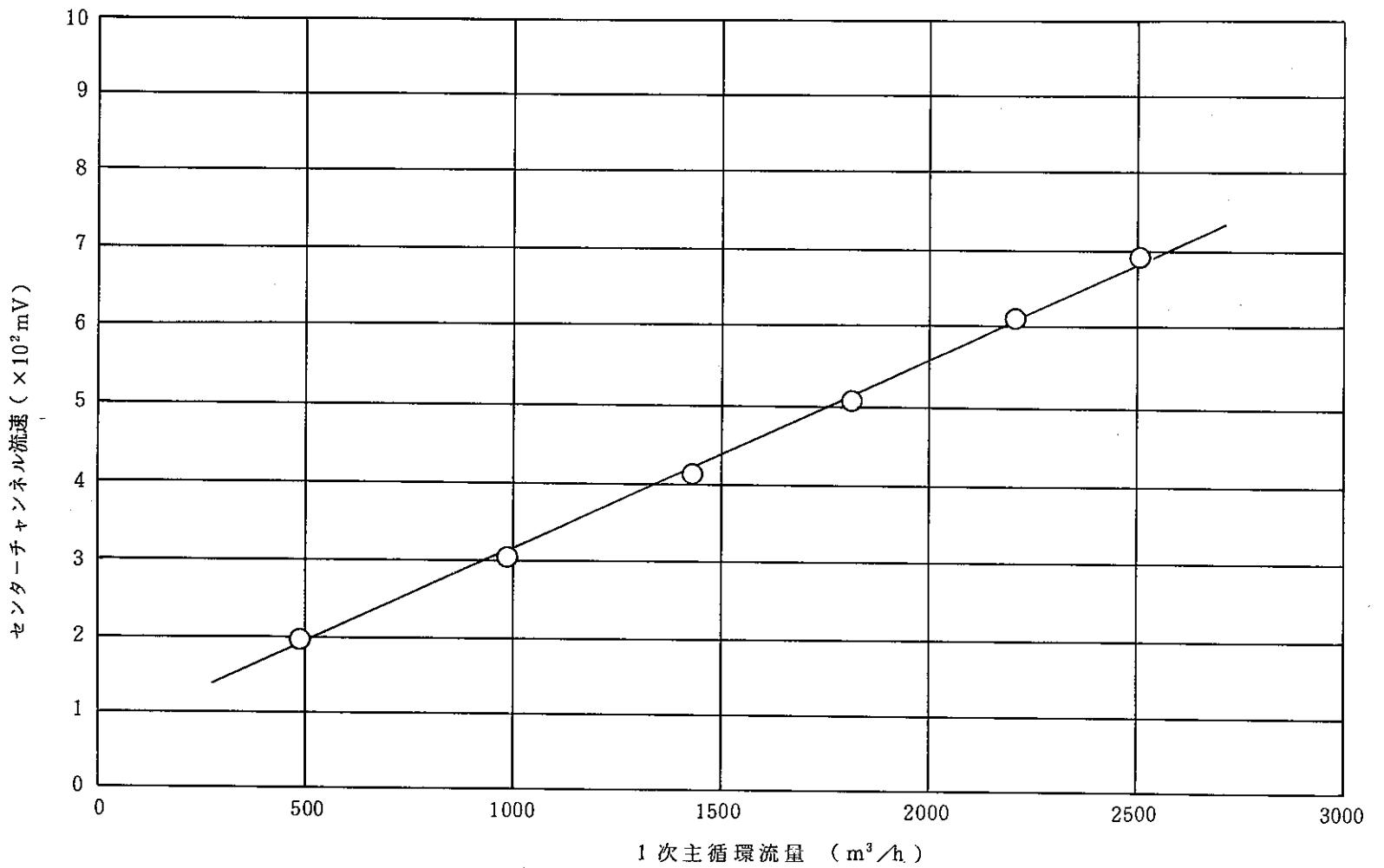


図 4.1.1 流量計特性試験結果

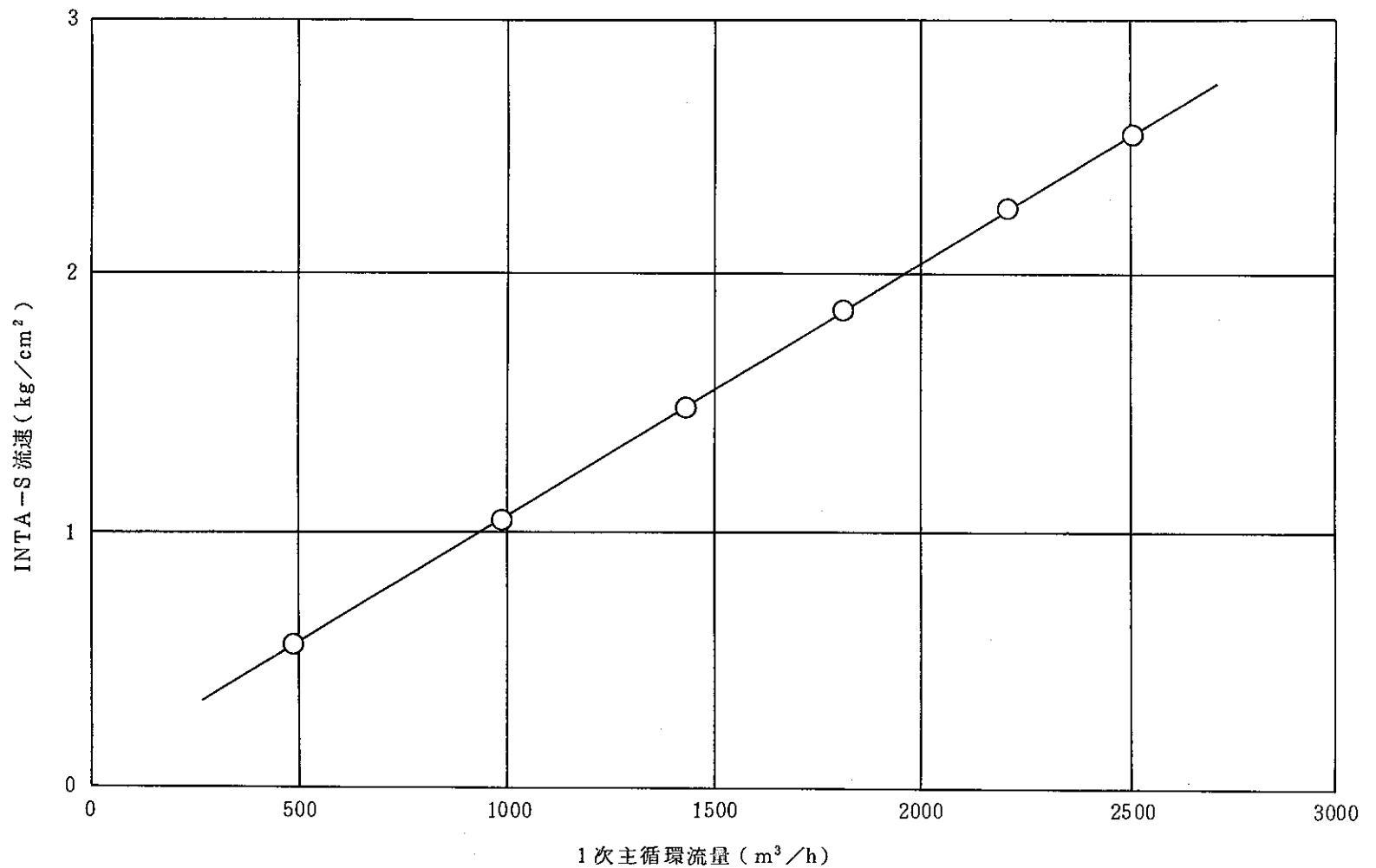


図 4.1.2 流量計特注試験結果

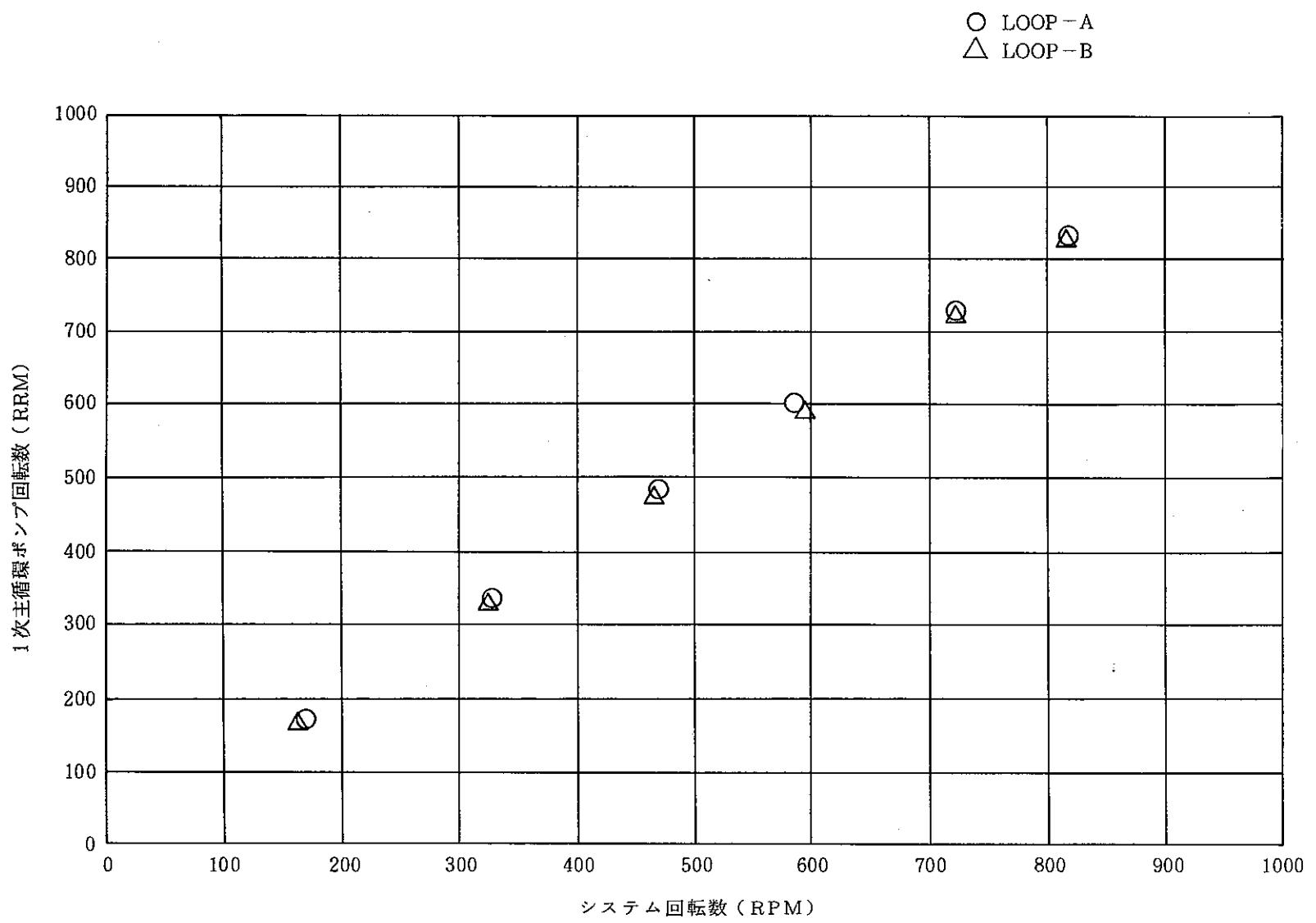


図 4.1.3 流量計特性試験結果

4.2 サイクル報 (MK-II炉心第20サイクル)

報告者 深見明弘、島田裕一（異常監視技術Gr）

1. 概要

MK-II炉心第20サイクルは、平成元年11月22日に起動し、11月24日に定格出力100MWに到達した。その後、定格運転(40日)を続け、平成2年1月3日30MWより制御棒一斉挿入にて、原子炉を停止した。本サイクル報は、下記項目の測定データをまとめ原子炉プラント異常の有無を評価したものである。

2. 内容

- (1) 炉心及びプラント特性試験結果(表4.2.1)
- (2) 定格運転特性*
- (3) 原子炉熱出力履歴(図4.2.1)
- (4) その他*
 - (a) S/A出口温度監視結果
 - (b) 炉雑音測定結果
 - (c) ステップ応答測定結果

* 内容については技術課メモを参照のこと。

3. 評価

上記、測定結果より原子炉プラント運転に関する異常な現象は見られなかった。

表 4.2.1 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 定格第 20 サイクル)

1. 炉心関係

全制御棒価値 (%Δk/k)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	2.20	2.12	1.97	1.91	1.91	1.94
B O C 臨界点 (mm)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	528.0	528.0	527.9	528.0	528.0	528.8
250°C 余剰反応度 (%Δk/k)	2.415					
(注1) 出力係数 (×10 ⁻³ %Δk/k/MWD)	BOC		EOC	(注1) 平均値を採用		
	-4.01		-3.29			
燃焼係数 (×10 ⁻⁴ %Δk/k/MWD)	2.33		(定格出力時, Np-239効果含む)			
(注2) スクラム時間 (msec)	CR 1	CR 2	CR 3	CR 4	CR 5	CR 6
	0.484	-	-	-	-	-

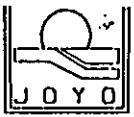
(注2) スクラム時間自動測定装置による

2. プラント関係

	A ループ	B ループ	
系統圧損 (mNa)	47.6	47.2	} (注3) 250°Cでの測定
1次主ポンプ定格回転数 (rpm)	810.9	814.4	
温度制御系ゲイン余裕 (dB)	1A	2A	1B
	12.2	9.5	2B
			9.9
			12.2

3. 計装関係

	1 A	2 A	1 B	2 B
ベース開度信号(50%開度) ヒステリシス (mA)	0.50	0.45	0.60	0.31



(1989/11/21 1:0 ~1990/1/5 0:0)

JOYO MK-II CYCLE 20

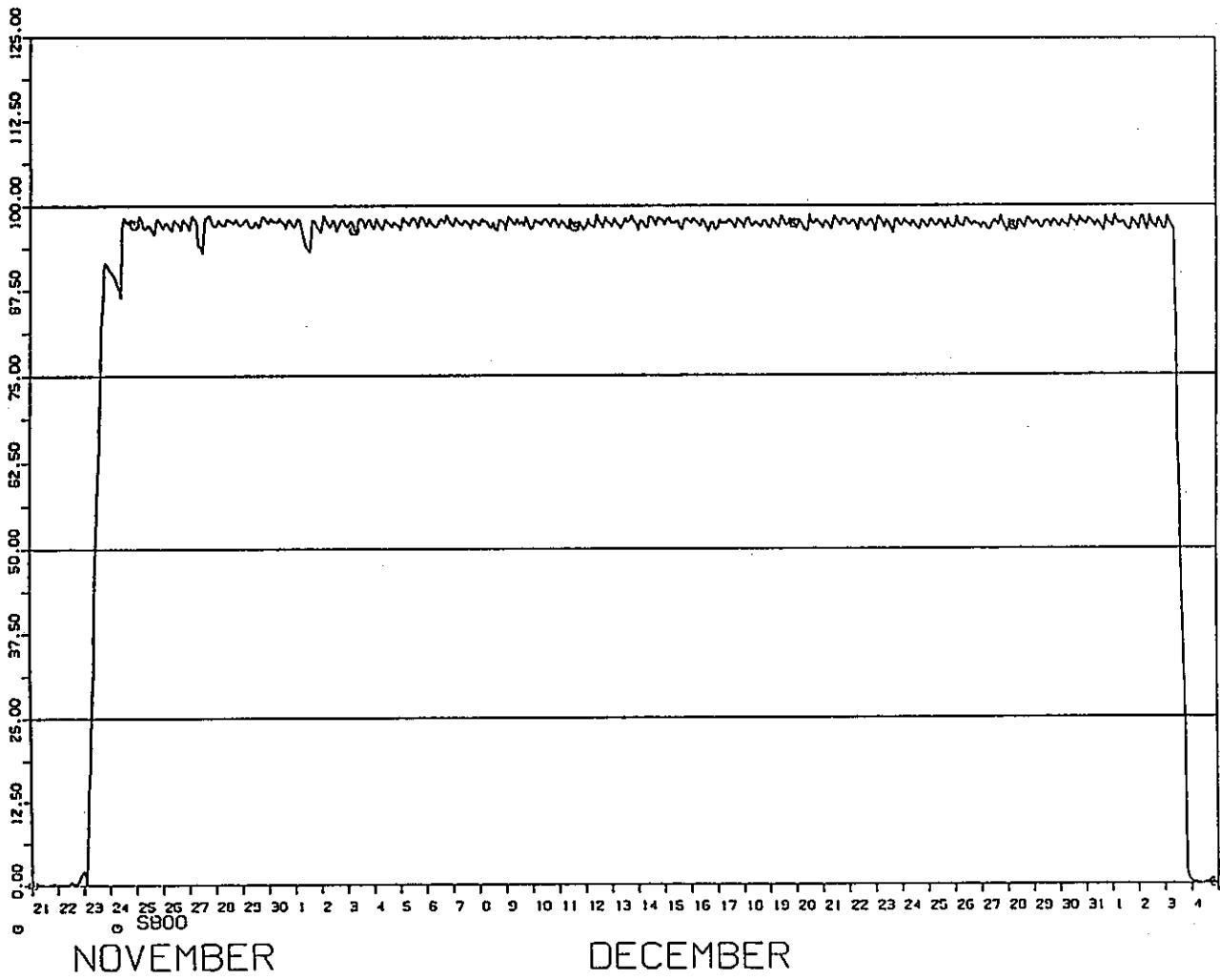


図 4.2.1 原子炉熱出力履歴

5. 高速実験炉における中性子束・ガンマ線及び崩壊熱の測定と解析

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

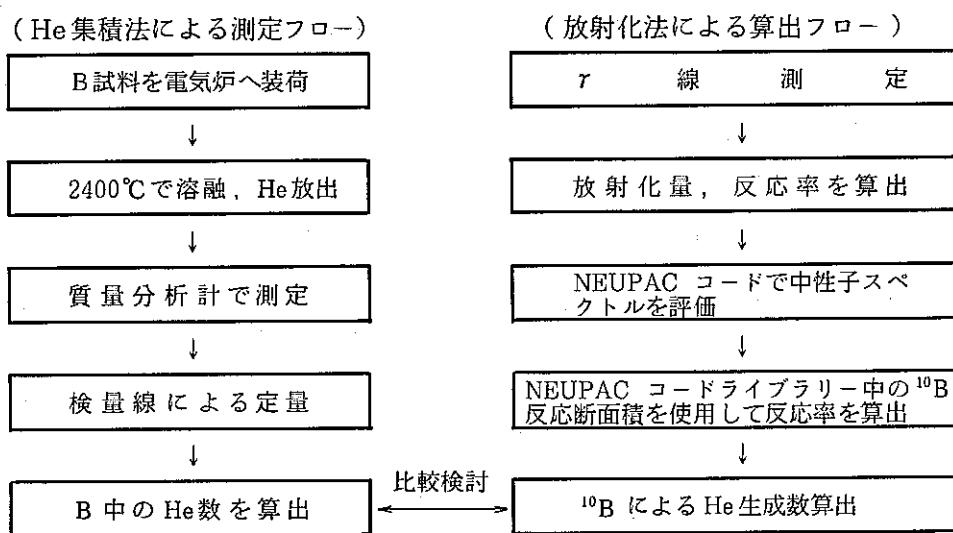
5.1 M 3 マンホールで照射したボロン中 He 生成数の検討（速報）

報告者 高橋和雄、杵井智彦、大戸敏弘（計測 Gr）

1. 概 要

「常陽」第19サイクル運転時にM 3 マンホールで照射したボロン中の He 原子数を試作 He 分析装置により測定した。さらに同一条件で照射した放射化箔ドシメータにより中性子スペクトルを解析し、ボロンの反応率から He 数を計算で求め両者を比較した。

2. He 数測定方法



3. 結果および検討

表 5.1.1 照射済ボロン試料中に生成した He 数の評価結果

装荷位置	He 集 積 法	放 射 化 法
軸方向炉心中心 + 1,300 mm	5.12×10^{15} ケ/mg	2.46×10^{15} ケ/mg
± 0 mm	1.78×10^{16} ケ/mg	1.49×10^{16} ケ/mg
- 1,000 mm	1.64×10^{16} ケ/mg	未 装 荷

表 5.1.1 で示すように、He の生成数について He 集積法による測定値と、放射化法で評価したスペクトルによる計算値を比較した結果、両者の差は、2.1倍以内であった。

以下、両手法の評価値の差について定性的に考察する。① He 集積法は、その測定原理及び現状の技術到達度から判断して真値にくらべて低く測定される可能性はあるが、高く測定される可能性はない。②放射化法では、結果的に鉄、ニッケル、コバルトのドシメータ（高速炉用）しか評価に用いることができなかったため、得られたスペクトルの低エネルギー領域（特に熱領域）の信頼性は低い。③前記 2 項より、放射化法で求めたスペクトルの熱中性子が低すぎて、これを用いて評価した He 数が低く出ていると推察される。

5.2 ラック内照射燃料の反応率測定試験結果

報告者 木下雅彦, 佐久間和彦, 枝井智彦, 高橋和雄, 大戸敏弘(計測Gr)

1. 概 要

題記について、平成元年1月27日及び28日(MK-II炉心20'サイクル)に行った γ 線計測の測定結果を報告する。

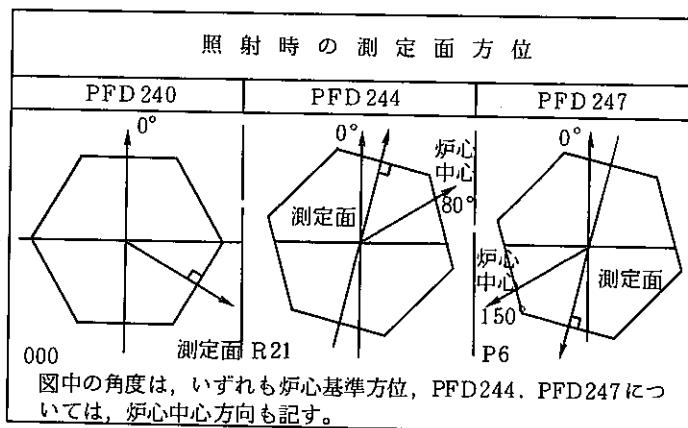
2. 測定方法

測定対象は、新燃料PFD 240を炉心アドレス000、同PFD 247をラック位置R-6及び同PFD 244をラック位置R-21において定格出力100MWで3日間照射した集合体3体である。

測定は、燃料出入機の出入案内筒に加工した孔をコリメータとして、Ge検出器を測定孔前に設置し、測定対象の集合体を出入機につり下げた状態で行った。(図5.2.1参照)

集合体軸方向位置 [mm]

+250, +100, +50, 0 (燃料中心レベル), -50, -100, -250



但し、2回目のPFD 240測定時は、+250, 0, -250 (レベル設定精度: ±2mm)

3. 結 果

測定対象核種 ^{140}La の γ 線強度について、アドレス000で照射した燃料に対するR-6及びR-21で照射した燃料の比は、両方とも、約8%である。

更に、測定された γ 線強度比を集合体出力比に変換し、第1次近似の集合体出力比7.5% (ラック/000)を得たが、さらに詳細な解析を実施することにより、集合体出力比は

レベル (mm)	PFD 244 L*		PFD 247 H*	
	PFD 244 L	PFD 240 L	PFD 247 H	PFD 240 H
250	0.093	0.087	0.093	0.083
100	0.082	0.074	0.084	0.075
50	0.076		0.081	
0	0.079	0.086	0.076	0.081
-50	0.077	0.080		0.076
-100	0.078	0.081	0.082	0.083
-250	0.102	0.105	0.086	0.103

*) L ... ^{140}La の 1596.51 keV のピーク
H ... ^{140}La の 2521.75 keV のピーク

更に低下すると推定される。

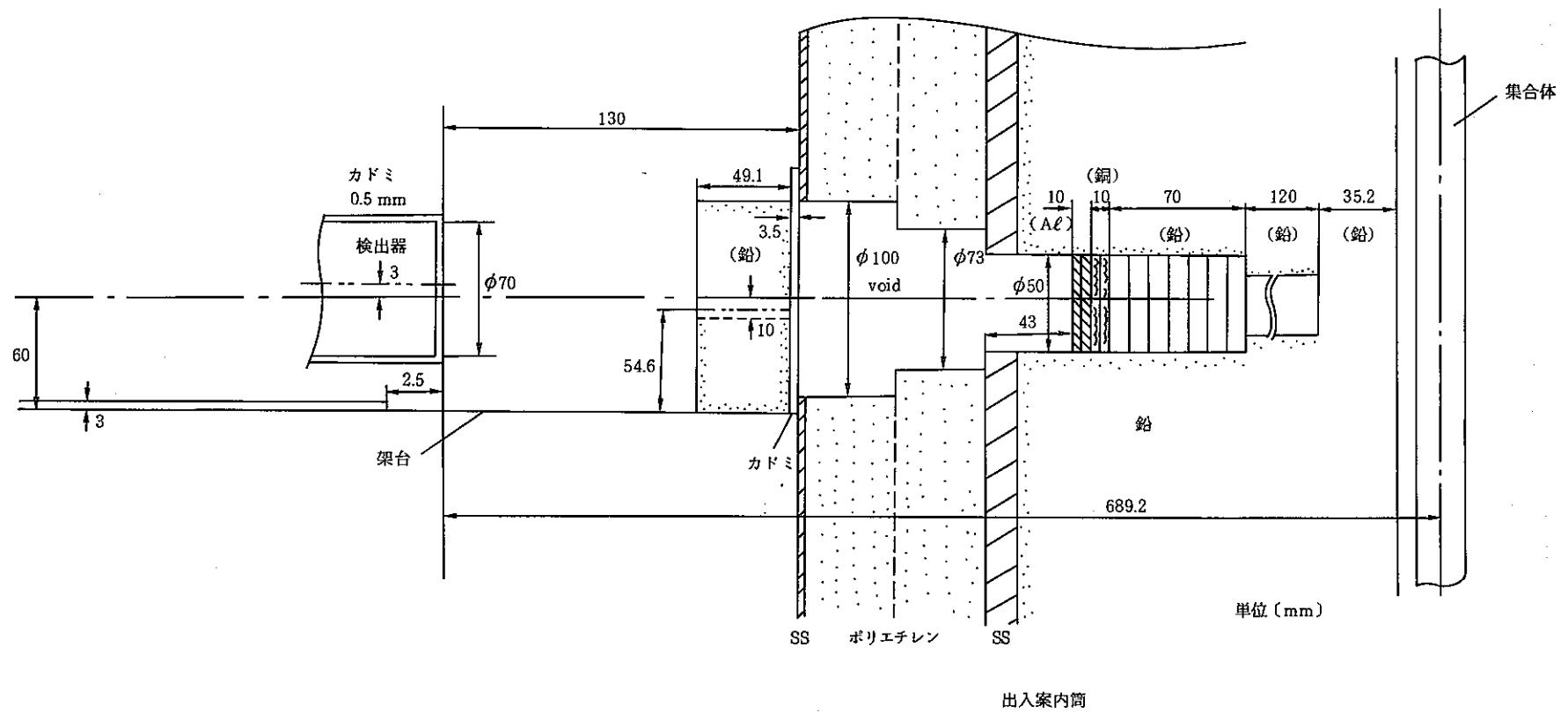


図 5.2.1 装置体系図

6. 燃料性能実証試験のための設置変更準備

本章は、燃料性能実証試験のための設置変更に係る報告をまとめたものである。

6.1 高線出力試験用要素の破損事故における核的影響評価

報告者 青山卓史, 原 俊治, 内海稔尚 (原子炉利用 Gr)

1. 概 要

高線出力試験用要素の破損事故において、放出された溶融試料がコンパートメントの上部、下部及び上下部均等に移動した場合の反応度変化量を計算し、軸方向中心部に移動した場合も含めて、投入反応度による炉出力の変化量を評価する。

2. 計算条件

- (1) 投入反応度は、破損の生じていない高線出力試験用集合体及び破損した高線出力試験用集合体を装荷した炉心についての過剰反応度を“MAGI”コードにより計算し、その差により求める。
- (2) 破損した高線出力試験用集合体では 6 つのコンパートメント中の 1 つに装填された 4 本の試験用要素が全て破損し、試験用要素中の試料の全量が上部反射体部（炉心上端より約 30cm 上方）、下部反射体部（炉心下端より約 40cm 下方）及び両方に $\frac{1}{2}$ ずつ均等に存在するものとする。

なお、残りの 5 つのコンパートメント内の試験用要素は健全であるとする。

- (3) 試料ペレットの仕様は投入反応度を最も大きく評価するように以下のものを用いる。

• Pu 混合比	30 wt %	• ^{235}U 濃縮度	26 wt %
• ペレット初期密度	95 %T.D.,	• ペレット直径	0.66 cm

3. 計算結果

上記の計算条件に基づく投入反応度及びそれによる炉出力の変動量を下表に示す。

閉塞物の位置	投 入 反 応 度		炉出力の変動量 (MW)
	% Δk/k	¢	
軸方向中央部	+ 0.0327	+ 7.7	+ 6.6
上部反射体	- 0.105	- 24.4	- 21.3
下部反射体	- 0.106	- 24.7	- 21.5
上下部反射体	- 0.105	- 24.4	- 21.3

表より軸方向中央部に閉塞物が生じた場合には炉出力の上昇により、スクラムに到る (≥ 3.5 MW) ことがわかる。

6.2 ペレット最大溶融割合に係る熱的制限値の変更について

報告者 青山卓史(原子炉利用Gr)

1. 概要

高線出力試験用集合体の追加に係る設置変更申請(その12)においてペレット最大溶融割合に係る熱的制限値を約10%から約20%へ変更した。変更内容及びその影響について説明する。

2. 変更の内容

		変更前	変更後
(1)	ペレット最大溶融割合に係る熱的制限値	約10%	約20%
(2)	" 热設計基準値	約30%	約30%
(3)	工学的安全係数	1.0	1.05

3. 変更の理由

変更前の高線出力試験用要素の熱設計において、工学的安全係数として特燃と同じ1.05を見込み公称値ベースで10%溶融させるように設計した場合、最確値ベースでは試料が溶融しない確率が高くなることが予想される。そこで、従来の特燃の熱設計の考え方へ従って、熱設計基準値であるペレット最大溶融割合30%を与える線出力密度を過出力因子1.08で除した線出力密度におけるペレット溶融割合の下限値を包絡する値を熱的制限値とした。

4. 热的制限値を20%とした時の過出力時のペレット溶融割合について

热的制限値を20%とした時の過出力時のペレット溶融割合を評価する。計算式は添付書類8の熱設計計算式に従う(付録に示す)。試料のパラメータとしてペレット初期密度(87%~95%理論密度比)、試料ペレット-被覆管間隙(0.05~0.15mm)、O/M比(1.94~1.99)を考慮する。物性値等は公称値を用いる。結果を第1表に示すが、過出力時のペレット溶融割合は約27~30%であり、熱設計基準値約30%を満足している。

本変更に伴って、添付書類10の事故解析の初期条件が変わることになり、高線出力試験時制御棒引抜事故(初期原子炉出力:50MW)及び電源喪失事故については再評価を要する。しかし、熱設計基準値(30%)は変更しないため、歪評価、高線出力試験用要素の破損事故解析等への影響はない。

表 6.2.1 热的制限値を 20%とした場合の公称値ベースでの
ペレット溶融割合の評価(1/2)

ケ ース No.	ペレットの 初期密度 (理論密度比)	試料ペレット -被覆管間隙 (mm)	O/M比	公称値ベース での20%溶融 時線出力密度 (W/cm)	ペレット溶融割合(%) (公称値ベースの評価)	
					工学的安全係数 1.05*	工学的安全係数 1.05** (過出力時)
1	0.87	0.05	1.94	619	20.0	27.6
2	0.92			654	20.0	27.4
3	0.95	↓		682	20.0	27.2
4	0.87	0.10		560	20.0	28.4
5	0.92			587	20.0	28.1
6	0.95	↓		609	20.0	28.0
7	0.87	0.15		512	20.1	29.2
8	0.92			534	20.1	28.9
9	0.95	↓	↓	551	20.0	28.7
10	0.87	0.05	1.97	651	20.0	27.8
11	0.92			682	20.0	27.5
12	0.95	↓		705	20.0	27.4
13	0.87	0.10		584	20.1	28.6
14	0.92			608	20.1	28.3
15	0.95	↓		626	20.1	28.2
16	0.87	0.15		530	20.0	29.4
17	0.92			550	20.1	29.1
18	0.95	↓	↓	564	20.0	28.8

* 公称値ベース20%溶融時線出力(工学的安全係数1.05を含む)での評価値

** 公称値ベース20%溶融時線出力(工学的安全係数1.05を含む)×1.08での評価値

表 6.2.1 热的制限値を 20%とした場合の公称値ベースでの
ペレット溶融割合の評価 (2/2)

ケ ース No.	ペレットの 初期密度 (理論密度比)	試料ペレット -被覆管間隙 (mm)	O/M比	公称値ベース での20%溶融 時線出力密度 (W/cm)	ペレット溶融割合(%) (公称値ベースの評価)	
					工学的安全係数 1.05*	工学的安全係数 1.05** (過出力時)
19	0.87	0.05	1.99	664	20.1	27.9
20	0.92			692	20.0	27.5
21	0.95	↓		713	20.0	27.4
22	0.87	0.10		593	20.0	28.6
23	0.92			616	20.1	28.4
24	0.95	↓		631	20.0	28.1
25	0.87	0.15		537.5	20.0	29.5
26	0.92			556	20.1	29.1
27	0.95	↓	↓	568	20.0	28.8

* 公称値ベース20%溶融時線出力(工学的安全係数1.05を含む)での評価値

** 公称値ベース20%溶融時線出力(工学的安全係数1.05を含む)×1.08での評価値

6.3 高線出力試験用要素の破損事故時に放出される核分裂生成物量

報告者 青山卓史（原子炉利用 Gr）

1. 概 要

高線出力試験用要素の破損事故時に破損した試験用要素から放出される核分裂生成物量を評価した。

2. 計算条件

- (1) 破損した試験用要素から放出される核分裂生成物として希ガス、よう素、Csを評価する。
- (2) コンパートメント1本に装填されている最大線出力密度 710 W/cm 、要素最高燃焼度 $1,000 \text{ MWd/t}$ の高線出力試験用要素4本に蓄積された核分裂生成物の全量が1次冷却材中に放出されるものとする。
- (3) 放出される気体状核分裂生成物（希ガス、よう素）は、1次アルゴンガス中へ移行し、ダンプタンク、圧力調整ヘッダ、低圧タンクを経由し、廃ガスヘッダ、廃ガス浄化用フィルタを通過した後、貯留タンクに圧縮貯留し、放射能を十分減衰させてからチャコールフィルタを通して排気筒から大気中に放出されるものとする。
- (4) Csの対象核種は ^{134}Cs , ^{137}Cs とする。核種の核分裂収率はM. E. Meek & B. F. RiderのRecommended Cumulative Yieldデータ¹⁾を用いる。ただし、 ^{134}Cs については、 $^{133}\text{Cs}(n, \gamma)$, ^{134}Cs 反応 ($\sigma_c = 29.0 \text{ b}$)による生成物が無視できないため、ORIGENコードによりこの反応による生成量を評価し、上記の核分裂収率データに加算する。

3. 計算方法

要素最高燃焼度に到達するまでに高線出力試験用要素1本内に蓄積される核種*i*の放射能 $Q_i (\text{Bq})$ は次式で表される。

$$Q_i = K \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i T_0}) \quad \dots \quad (1)$$

$$K = q l_{\max} \times H \div F_z \div E_f \quad \dots \quad (2)$$

$$T_0 = \frac{\pi}{4} \times d^2 \times H \times D \times B \div (q l_{\max} \div F_z \times H) \quad \dots \quad (3)$$

ここで K ; 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)

Y_i ; 核種*i*の核分裂収率

λ_i ; 核種*i*の崩壊定数 $(1/s)$

T_0 ; 要素最高燃焼度に対応する積算運転日数 (s)

q_{max}	最大線出力密度	(W/cm)
H	試料スタック長	(cm)
F _z	軸方向出力ピーキング係数	
E _f	核分裂当たりの発生エネルギー	(W·s/fission)
d	試料ペレット直径	(cm)
D	試料密度	(g/cm ³)
B·U	要素軸方向平均最高燃焼度	(W·s/g)

λ_i , Y_i 表 6.3.1, 2 に示す。また、廃ガス処理系通過中及び貯留タンク内での貯留時の気体状核分裂生成物の減衰は添付書類 9 の気体廃棄物の発生量の計算方法に従うものとする。

4. 計算結果

$$K = 710 (\text{W}/\text{cm}) \times 55 (\text{cm}) \div 1.20 \div 3.2 \times 10^{-11} (\text{W} \cdot \text{s}/\text{fission}) = 1.0 \times 10^{15} (\text{fission}/\text{s})$$

$$\begin{aligned} T_0 &= \frac{\pi}{4} \times 0.66^2 \times 55 \times 11.079 \times 0.95 \times 1000 \times 3600 \times 24 \div (710 \div 1.20 \times 55) \\ &= 5.3 \times 10^5 (\text{s}) \end{aligned}$$

計算結果を表 6.3.3 及び表 6.3.4 に示す。

表 6.3.3 より、高線出力試験用要素の破損事故時に排気筒から放出される希ガス及びよう素の放射能はそれぞれ、

- 希ガス $1.9 \times 10^{12} \text{ Bq}$ ($5.1 \times 10^1 \text{ Ci}$)
- よう素 $2.5 \times 10^6 \text{ Bq}$ ($6.8 \times 10^{-5} \text{ Ci}$)

であり、2%破損時に放出される放射能 $1.1 \times 10^{15} \text{ Bq}$ 及び $1.7 \times 10^9 \text{ Bq}$ の約 2×10^{-3} 以下である。

表 3 より、高線出力試験用要素の破損事故時に 1 次冷却材中に放出される Cs 量は約 $1.0 \times 10^{11} \text{ Bq}$ (2.7 Ci) であり、コールドトラッププレフィルタの Cs トランプ量 200 ci より十分小さい。

5. 参考文献

- 1) "Compilation of Fission Products Yields" ; Meek, M. E & Rider, B. F. Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1 (1974)

表 6.3.1 希ガス、よう素の崩壊定数及び核分裂収率

核 種	崩壊定数 (1/s) ^{*1}	核分裂収率 (%) ^{*2}
^{135m} Xe	7.38×10^{-4}	1.46
¹³⁸ Xe	8.15×10^{-4}	5.33
⁸⁷ Kr	1.51×10^{-4}	1.40
^{83m} Kr	1.05×10^{-4}	0.41
⁸⁸ Kr	6.88×10^{-5}	1.86
^{85m} Kr	4.30×10^{-5}	0.79
¹³⁵ Xe	2.12×10^{-5}	7.20
^{133m} Xe	3.57×10^{-6}	0.21
¹³³ Xe	1.52×10^{-6}	6.85
^{131m} Xe	6.74×10^{-7}	0.053
⁸⁵ Kr	2.05×10^{-9}	0.18
^よ ^う ^素	¹³¹ I	9.95×10^{-7}
	¹³² I	8.44×10^{-5}
	¹³³ I	9.26×10^{-6}
	¹³⁴ I	2.20×10^{-4}
	¹³⁵ I	2.91×10^{-5}

* 1 Table of Isotopesによる。

* 2 M. E. Meek & B. F. Rider の Recommended Cumulative Yield データによる。

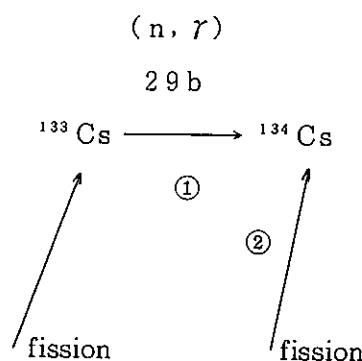
表 6.3.2 Cs の崩壊定数及び核分裂収率

核種	崩壊定数* ¹ (1/s)	核分裂収率* ² (%)
¹³⁴ Cs	1.07×10^{-8}	7.78×10^{-4}
¹³⁷ Cs	7.30×10^{-10}	6.44

* 1 Table of Isotopes による。

* 2 M. E. Meek & B. F. Rider の Recommended Cumulative Yield データによる。

ただし、¹³⁴Cs については、



の生成経路があり、Recommended Cumulative Yield データでは①の経路を考慮していないため、ORIGEN コードにより②の生成量を計算し、Meek & Rider による①に加算することにより、実効的な核分裂収率を求めた。①と②の割合は、①(24%), ②(76%)である。

表 6.3.3 高線出力試験用要素の破損事故時における希ガス、よう素の放射能

核 種		排気筒からの放出放射能	
		(Bq)	(Ci)
希 ガ ス	^{135m}Xe	~0	~
	^{138}Xe	~0	~
	^{87}Kr	~0	~
	^{83m}Kr	~0	~
	^{88}Kr	~0	~
	^{85m}Kr	~0	~
	^{135}Xe	2.3	6.1×10^{-11}
	^{133m}Xe	1.8×10^9	4.7×10^{-2}
	^{133}Xe	1.8×10^{12}	4.9×10^1
	^{131m}Xe	6.1×10^{10}	1.7
よ う 素	^{85}Kr	7.8×10^9	2.1×10^{-1}
	合 計	1.9×10^{12}	5.1×10^1
	^{131}I	2.5×10^6	6.8×10^{-5}
	^{132}I	~0	~0
	^{133}I	1.5×10^1	3.9×10^{-10}
	^{134}I	~0	~0
	^{135}I	7.9×10^{-11}	2.1×10^{-21}
	合 計	2.5×10^6	6.8×10^{-5}

表 6.3.4 高線出力試験用要素の破損事故時における Cs の放射能

核 種	放 射 能	
	(Bq)	(Ci)
^{134}Cs	1.8×10^8	4.8×10^{-3}
^{137}Cs	1.0×10^{11}	2.7

7. 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。

7.1 ICP-MSによるナトリウム中リチウムの分析法検討

報告者 助川一弥, 曽根 徹(分析Gr)

1. 概要

「もんじゅ」購入ナトリウムの純度管理としてリチウムを分析する必要がある。リチウムの分析法としては、PNC SN 941 75-105「ナトリウム中のリチウムの分析法」(イオン交換分離・炎光々度法)が報告されているが、現在分析棟では炎光々度計は所持しておらず、また当時使用したイオン交換樹脂(ダイヤイオンSK-1)は現在製造されていない。そこで新しいイオン交換樹脂を用いてICP-MSで分析する方法を検討する必要が生じた。

2. 方 法

- (1) 新しいイオン交換樹脂(三菱化成 CK 08 P 75~150 μ)を用いてのリチウム及びナトリウムの溶離速度の検討。

ナトリウム 380 mg にリチウム 50 μ g を添加し、一担イオン交換樹脂に吸着させ、次に溶離液を流速 0.5 $m\ell/min$ で流しこれを 10 $m\ell$ ずつ 200 $m\ell$ 採取し、それぞれのリチウムとナトリウムを ICP-MS により測定する。

- (2) ICP-MSによる検出下限の検討

リチウム濃度 0.1, 0.2, 0.5, 1, 10 ppb の溶液を調製し、ICP-MSで測定し検出下限を求める。

3. 結果

- (1) リチウム及びナトリウムの溶離速度

リチウムは 50 $m\ell$ ~ 150 $m\ell$ までの間で完全に溶離し、ナトリウムは 200 $m\ell$ から溶離し始める。リチウムの回収率 92%を得た。

4. 考察

今回の検討結果より溶離液は 50 ~ 150 $m\ell$ を採取すると完全にナトリウムとリチウムを分離できることを確認した。また、ナトリウム 380 mg を採取すると検出下限は 20 ppb となり前法の 300 ppb より大幅に良くなった。

リチウム及びナトリウムの検出量 (μg)

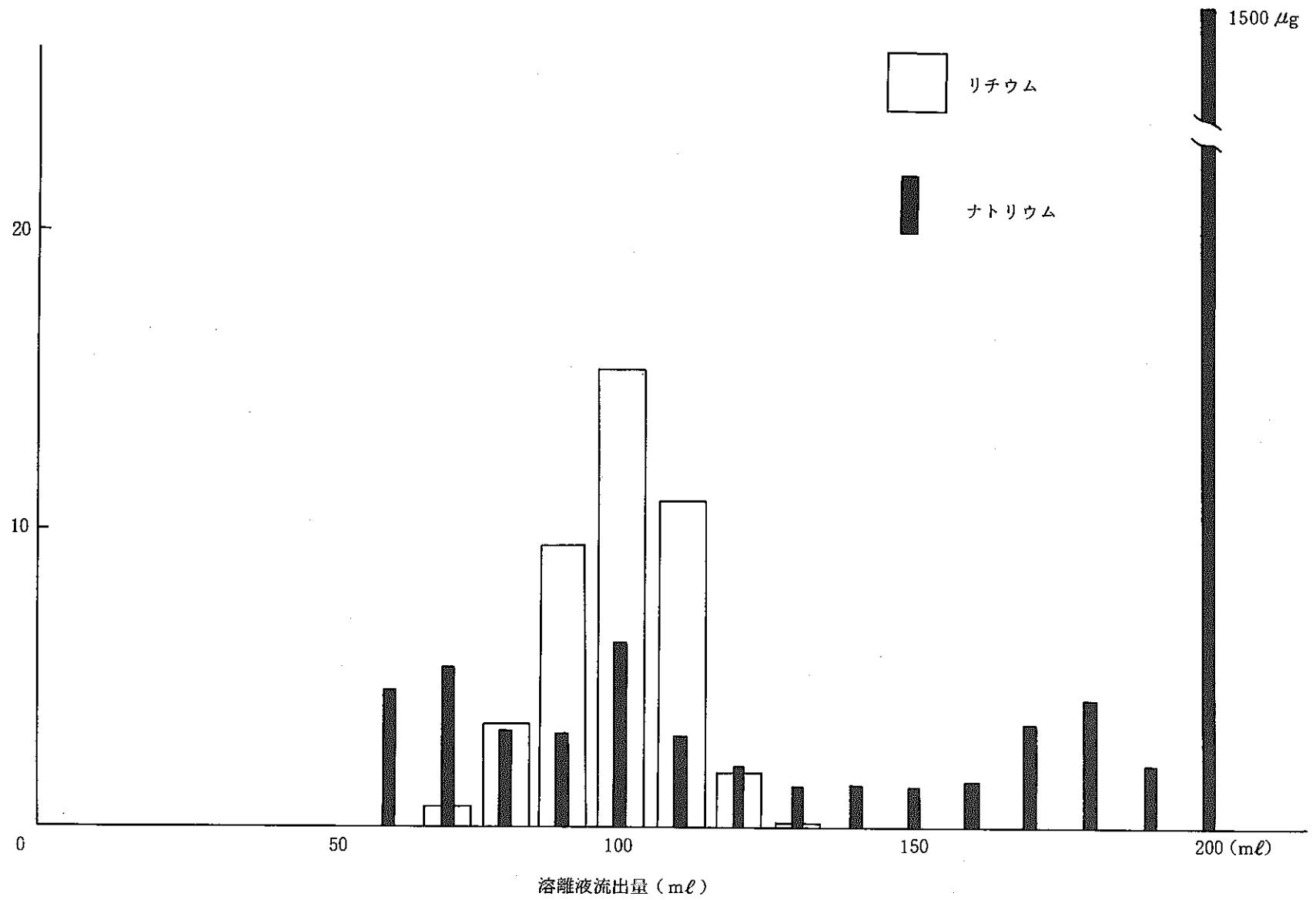


図 7.1.1 リチウム及びナトリウムの溶離曲線

8. 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。

8.1 "MIMIR-N 2" 関連プログラム "READCOM" コードマニュアル

報告者 野口芳宏(プラントGr)

1. 概要

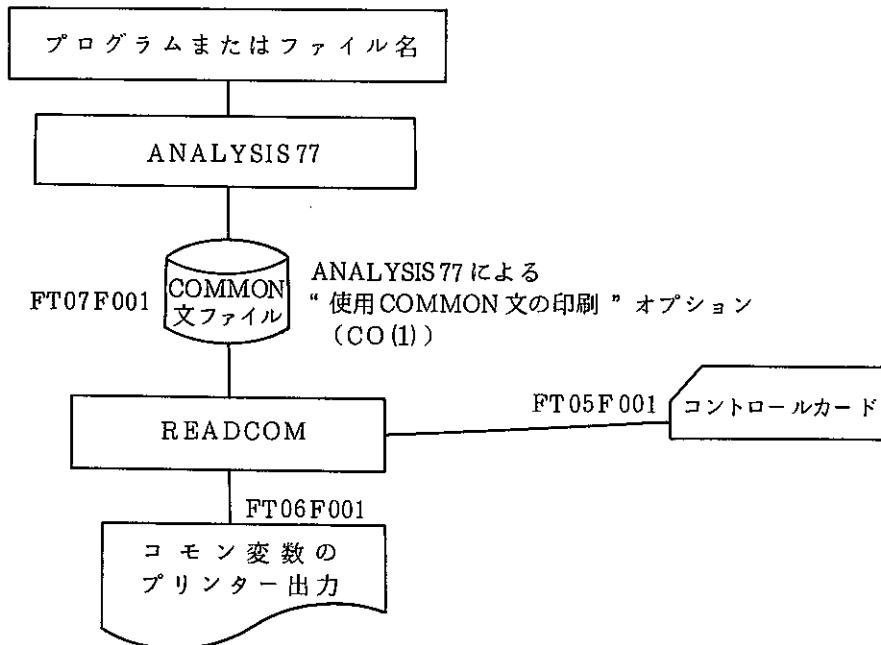
"MIMIR-N 2" コードマニュアル整備作業の一環として、"MIMIR-N 2" コード上で使用されているコモン文とコモン変数の調査のため、"ANALYSIS 77" で "クロスリファレンステーブルとコモン文の印刷(CO)" を指定して作成されたコモン文の使用状況リストを、ラベル付きコモン文内の変数名でソートし、作表して読みやすく出力するユーティリティプログラム "READCOM" を作成した。これは、一般プログラムでも使用可能であり、プログラム解析・デバッグ等に広く利用されたい。

2. 機能

- "ANALYSIS 77" で作成されたコモン文の使用状況リストは、コモン文のラベルでソートされているが、"READCOM" ではコモン文の変数名をキーとして昇順に並び替えて表出力する。
- 出力オプション(1 or 2)を人力することにより、標準出力、A4 サイズ出力の選択が可能である。

3. 使用方

(1) 構成



コードモジュールは' S402B, SOURCE, LOAD (READCOM)' に保存した。

プログラムは' S402B, SOURCE, FORT77 (READCOM)' に保存した。

8.2 "MAGI" 記録計算による FLUX & POWER 分布図

(等高線図 & 島瞰図 PLOT プログラムの作成)

報告者 長崎英明, 有井祥夫(炉心・運転計画 Gr)

"MAGI" 記録計算結果のうち, 炉心部の FLUX 及び POWER 分布図の作図プログラム(等高線図 & 島瞰図 PLOT プログラム)を作成したので報告する。

図 8.2.1 に出力例として第 20 サイクル BOC での POWER 分布を示す。等高線図中の各点は各集合体位置における中心点を表し, X 軸及び Y 軸は炉心中心位置(アンドレス 000)からの距離を表している。

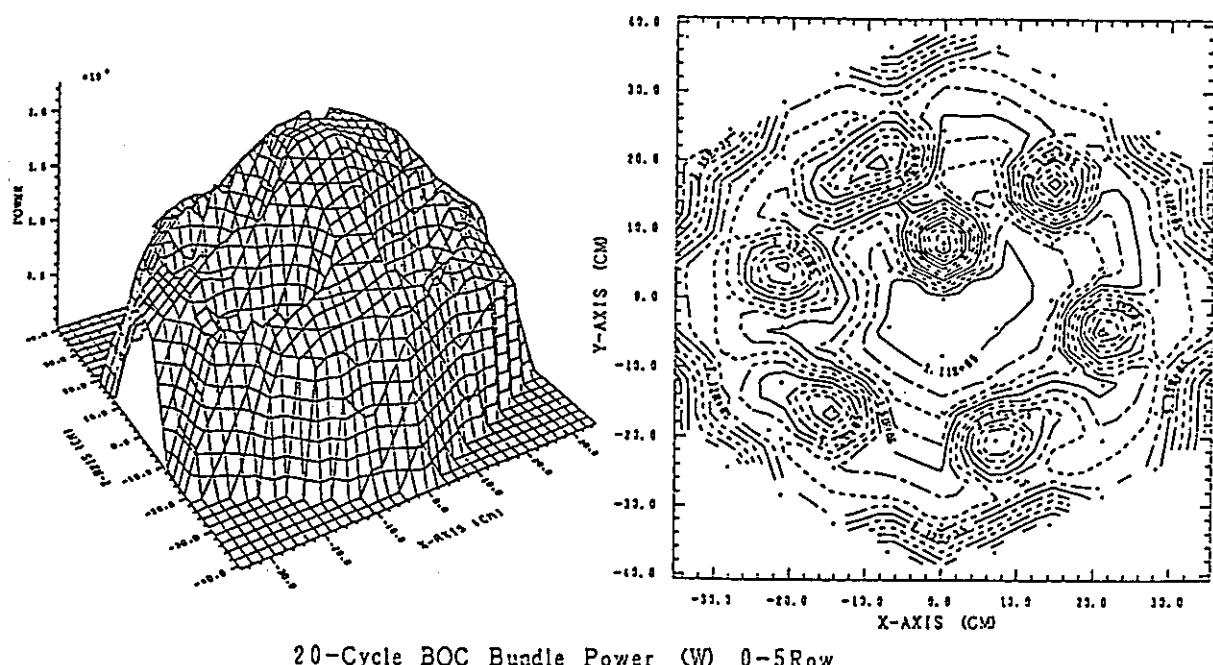


図 8.2.1 第 20 サイクル BOC での POWER 分布

9. MK-III計画に関する検討

本章は、「常陽」MK-III計画及び移行に係わる検討結果をまとめたものである。

9.1 2次元 RZ 計算による中性子遮へい体の軸方向高さサーベイ

報告者 吉田昌宏, 原 俊治, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

現在MK-III計画で使用を計画している中性子遮へい体の検討のため、輸送コードによるラック位置燃料の核熱計算と反応率分布測定試験を実施し、そのデータ処理を行っている。これらの作業では中性子遮へい体に装填するボロンは軸方向高さを100cmとしているが、これまで軸方向高さと遮へい能力の関係について詳細なサーベイを行ったことはなかった。そこで今回、現在実施中の作業とは別に2次元RZ拡散計算によりボロン部分軸方向高さとラック位置燃料の出力の関係についてサーベイを行った。

計算は“CITATION”2D-RZ計算により、中性子遮へい体のボロン部分の軸方向高さをパラメータとしてラック位置燃料の出力を求めた。図9.1.1に軸方向高さを50～100cmまで10cm毎に変化させたときの集合体出力を示す。また、図9.1.2に出力密度の軸方向分布を示す。図よりボロン部分の軸方向高さがラック位置燃料の出力に大きく影響しているが、これは中性子遮へい体の装荷により、ラック位置燃料出力密度の軸方向分布が下に凸となり、ボロン部分の軸方向高さを大きくすることで、集合体出力を効果的に低減できるためである。

この結果は輸送コード計算や反応率分布測定試験による中性子遮へい体の詳細仕様検討の際の参考とする。

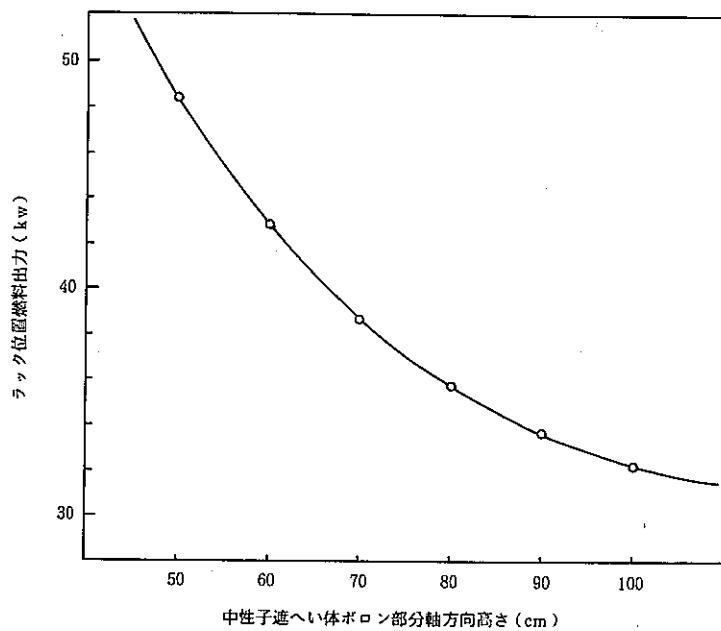


図 9.1.1 中性子遮へい体ボロン部分軸方向高さとラック位置燃料の集合体出力

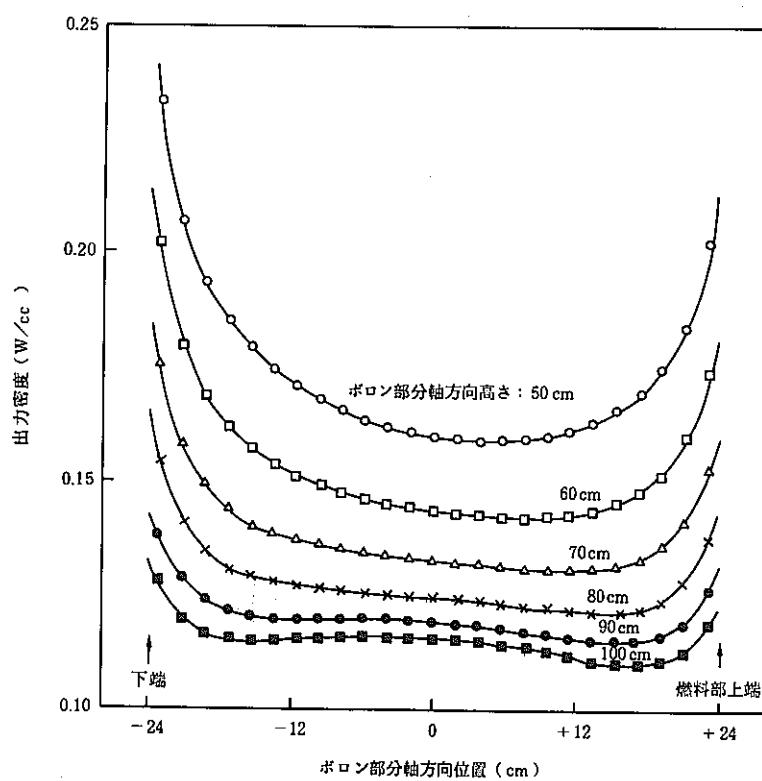


図 9.1.2 ボロン部分軸方向高さを変えた時の出力密度軸方向分布

9.2 MK-III燃焼計算 3次元 Hex-Zと2次元 RZ計算の比較

報告者 原 俊治, 有井祥夫(炉心・運転計画Gr)

1. 目的

MK-IIIのサーベイ計算に於いて燃焼計算は，“CITATION”によるR-Z 2次元拡散計算で評価を行つて来た。しかし，“CITATION” R-Zでの燃料交換方式は各領域（ここでは列毎）のバッチ分の1（5バッチだと20%）だけ各サイクル毎に新燃料組成を更新してゆく方法であるため、各集合体毎の燃交による局所的な線出力が得られない。

今回“MAGI”による3次元Hex-Zによる燃焼計算を行い、従来のR-Z計算との比較を行つたので報告する。

また合わせて制御棒挿入による出力分布の変化の計算も行つたので報告する。

2. 計算条件：

- (1) 計算コード：“MAGI”による3次元Hex-Z燃焼計算
- (2) 炉心構成：MK-III 2領域炉心，stack長50cm, B₄C反射体付
- (3) 燃焼条件：サイクル数—8サイクル

サイクル日数—60日

炉出力	—140MW	列	0	1	2	3	4	5	
燃料交換	一バッチ分散方式	(5	5	6	6	7	8)

3. 計算結果：

“CITATION”と“MAGI”によるMK-III 8サイクル燃焼計算結果の最大線出力の比較を表1に示す。

4. 評価：

(1) 最大線出力の比較

上表より初期炉心では“CITATION”的方が1.5%程度高目であるが、平衡炉心へとサイクルが進むにつれて“MAGI”的燃交のあった集合体の方が高くなる。最大は0列に燃交のあった6サイクルで4%程度高く評価する。

(2) 制御棒挿入(3列4体のみ450mm挿入)による出力分布の変化

制御棒挿入の場合3列に制御棒の無いB側とE側の出力分担が上がり、0列で0.5%，1列で最大0.5%，2列0.8%，3列1.4%，4列1.8%，5列2.1%それぞれ全引抜に比べ上昇が見られた。

表 9.2.1 "CITATION" (R-Z 2 次元) と "MAGI" (Hex-Z 3 次元) による MK-III 8 cycle 燃焼計算の比較

最大線出力 (W/cm)

コード \ Cycle		1	2	3	4	5	6	7	8
" CITATION"-RZ		3 9 3	3 9 1	3 9 0	3 9 1	3 9 2	3 9 5	3 9 6	3 9 6
" MAGI"	内側領域	000 387 1B1 385 1F1 385	1B1 392 000 380 1F1 378	1D1 398 1B1 384 000 372	1D1 386 2A2 380 1B1 374	1F1 405 2B2 388 2F1 378	000 411 1F1 394 2C2 385	1B1 410 000 397 2D2 385	1D1 408 1B1 392 2C1 380
	外側領域	3F2 378	3F2 374	3B1 376	3A2 395	3C2 400	3D2 398	3F2 405	3F2 392

9.3 「常陽」 MK-III 冷却系改造に係わる流量及び ΔT アンバランス運転時の熱過渡評価条件

報告者 磯崎 和則, 沢田 誠 (プラント Gr)

1. 概要

2/16に行われた第17部会において、IHX改造に対する基本仕様の提案がなされたが、この中で一次系と二次系の流量及び ΔT をアンバランスとして、冷却系除熱能力を向上させる案が示された。従来の検討においては、同一流量、同一 ΔT のヒートバランス条件にてMK-IIIプラントにおける熱過渡を評価したが、アンバランスになることにより、熱過渡条件がどの程度厳しくなるかプラント・システム設計上把握しておく必要がある。これを受け、原2課メモNo.01-078で示されたヒートバランス条件を再検討し、アンバランス状態における熱過渡解析を行うための初期ヒートバランスを設定した。

2. 初期ヒートバランス

原2課メモを再検討し、初期ヒートバランスを次の様に設定した。

IHX 伝熱面積%	流量%		IHX一次側 Na 温度°C		IHX二次側 Na 温度 °C	
	一次系	二次系	出 口	入 口	出 口	入 口
107	122	107	350	500	470	300

3. 热過渡評価

熱過渡評価は、上記のヒートバランスを基にプラント動特性解析コード“MIMIR-N2”により評価するものとし、得られたデータは前回までの同一流量、同一 ΔT における熱過渡と比較し、熱過渡増加に対する熱応力増加割合を検討するものとする。

9.4 「常陽」 MK-III 冷却系改造に係わる流量及び ΔT を同一条件としない運転時の熱過渡評価結果

報告者 磯崎和則, 沢田 誠(プラントGr)

1. 概要

2/16に行われた第17部会において、一次系と二次系の流量及び ΔT を同一条件としない（以下、アンバランスと称す）で、冷却系除熱能力を向上させるMK-III冷却系基本仕様の提案がなされた。従来の検討では、同一流量、同一 ΔT のヒートバランス条件でMK-IIIプラントにおける熱過渡を評価したが、アンバランスになることにより熱過渡がどの程度厳しくなるかプラント・システム設計上把握しておく必要がある。従って、技-1-346「「常陽」MK-III冷却系改造に係わる流量及び ΔT アンバランス運転時の熱過渡評価条件」で示した熱過渡評価条件を基に、熱過渡解析を行ったのでその結果について報告する。なお、熱過渡条件は、電源喪失モードを対象とした。

2. 初期ヒートバランス

下期に、プラント動特性解析コード“MIMIR-N2”による初期ヒートバランス結果を示す。

流 量	原子炉出入口温度	IHX 二次側出入口温度
一次系：122%	出口：499.3°C	出口：471.3°C
二次系：107%	入口：350.0°C	入口：300.0°C

3. 解析結果

解析結果を下表に示す。流量及び ΔT アンバランス運転による熱過渡増加比は、同一流量122%，同一 ΔT 150°Cの熱過渡（前回解析）に対して、 ΔT で1.03～1.39倍となる。また、MK-II 100MWに対しては、 ΔT で1.38～4.68倍となる。

上記より、流量及び ΔT アンバランス運転による熱過渡増加は、かなり大きなものとなる。熱過渡増加比がそのまま応力増加になるとは限らないが、この熱過渡増加によってプラント各機器・配管の応力増加は、かなり大きなものになると考えられる。従って、今後は、流量及び ΔT アンバランス運転による熱過渡を緩和することができる運転制御方式の検討及び発生応力の検討などを、要検討して行く必要があると思われる。

表 9.4.1 热過渡算出結果

対象箇所	ル 番	熱過渡 ΔT (°C)			熱過渡増加比	
		ケースA	ケースB	ケースC	A/B	A/C
		今回解析	前回解析	MK-II		
原子炉入口Na温度	A	77.1	61.1	27.4	1.26	2.81
	B	73.0	52.5	15.6	1.39	4.68
原子炉出口Na温度	A	-123.5	-116.5	-82.5	1.06	1.50
	B	-123.7	-116.6	-82.6	1.06	1.50
IHX二次側入口Na温度	A	95.9	85.6	55.8	1.12	1.72
	B	96.2	74.3	39.1	1.29	2.46
IHX二次側出口Na温度	A	-102.9	-95.5	-73.5	1.08	1.40
	B	-103.9	-100.5	-75.3	1.03	1.38

10. 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。

10.1 廃棄物処理建家のしゃへい計算に用いる線源評価

報告者 青山卓史（原子炉利用 Gr）

1. 概 要

廃棄物処理建家の更新に係わる設置変更に関連して、しゃへい計算に用いる線源の γ 線エネルギーについて示す。

2. 液体廃棄物の核種構成及び放出 γ 線エネルギー

- (1) 「常陽」 表 10.2.1 に示す。
 (2) 「もんじゅ」（参考） 表 10.2.2 に示す。

3. しゃへい計算に用いる γ 線エネルギー

表 10.2.1, 2 よりしゃへい計算に使用する γ 線のエネルギーは、添付書類 9 の液体廃棄物中に含まれる想定核種のうち最も高いエネルギーを有する ^{60}Co のものを扱うこととする。即ち、1 Bq の放射能に対して 1.17 MeV 及び 1.33 MeV の γ 線がそれぞれ 1 本ずつ放出されるものとする。

表 10.2.1 「常陽」液体廃棄物の核種構成と放出 γ 線エネルギー

核種	内訳 (%)	半減期	放出 γ 線エネルギー (MeV)
^{60}Co	40	5.27 y	1.17 (99.90) 1.33 (99.98)
^{90}Sr	15	29.1 y	—
^{137}Cs	40	30.0 y	0.662 (94.7)
^{131}I	5	8.06 d	0.36 (81.2)
^3H	—	12.3 y	—

() 内は放出率 (%)

出典：高速実験炉設置許可申請書
 添付書類 9 第 7.4 - 1 表より

表10.2.2 「もんじゅ」液体廃棄物の核種構成と放出 γ 線エネルギー

核種	内訳 (%)	半減期	放出 γ 線エネルギー (MeV)
⁵¹ Cr	0.8	27.7 d	0.32 (9.8)
⁵⁴ Mn	7.6	312.5 d	0.83 (99.98)
⁵⁹ Fe	0.1	44.6 d	1.10 (56.5) 1.29 (43.2)
⁵⁸ Co	6.7	70.8 d	0.51 (30.0) 0.81 (99.4)
⁶⁰ Co	31.2	5.27 y	1.17 (99.90) 1.33 (99.98)
⁸⁹ Sr	0.1	50.5 d	0.91 (0.001)
⁹⁰ Sr	0.1	29.1 y	—
¹³⁴ Cs	3.9	2.06 y	0.60 (97.6) 0.80 (85.4)
¹³⁷ Cs	19.4	30.0 y	0.662 (94.7)
¹³¹ I	28.7	8.06 d	0.36 (81.2)
²² Na	1.4	2.60 y	0.51 (181.1) 1.27 (99.93)

()内は放出率(%)

出典：もんじゅ設置許可申請書

添付書類9 第4.3-2表より