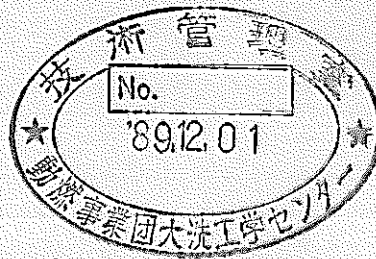


実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.6, No.1 平成元年4月～6月の成果概要



1989年8月

| 技術資料コード | |
|-------------------------------------|--------------|
| 開示区分 | レポートNo. |
| T | N9410 89-118 |
| この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です | |
| 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室 | |

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

実験炉部技術課試験研究成果速報

Vol.6, No.1 平成元年 4 月～6 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*，曾根 徹*

舟田 敏雄*，山下 芳興*

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，平成元年 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作業
- 分析技術に関する研究開発
- 計算機コード・マニュアルの作成と整備
- MK - III 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，多岐に亘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。

* 動力炉核燃料開発事業団，大洗工学センター，実験炉部技術課

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

Quarterly Report Vol. 6, No. 1

Toshihiro Odo*, Yoshio Arii*
Takayoshi Kobayashi*, Makoto Sawada*,
Yuuichi Shimada*, Toru Sone*
Toshio Funada*, Yoshioki Yamashita*

Abstract

This report summarizes results on experiments, analyses and evaluations performed by Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during April through June, 1989. 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.
- o Preparation of Construction Permit Amendment for spent fuel strage facility.

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

- o Results of study and development for analytical technic.
- 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（平成元年4月～6月） | 2 |
| 2.2 技術課が担当した試験研究 | 13 |
| 3. 高速実験炉の炉心特性の測定と解析・評価 | 15 |
| 3.1 第4次取替制御棒設工認反応度計算書 | 16 |
| 3.2 B型特殊燃料集合体（B7）設工認の核熱設計書（核設計分） | 17 |
| 3.3 ステップ応答測定結果（第17サイクル） | 18 |
| 3.4 “MAGI”による第17サイクル記録計算 | 22 |
| 3.5 MK-II炉心第18サイクル動特性パラメータ予測計算結果 | 25 |
| 3.6 第18サイクル制御棒 Total worth の計算 | 26 |
| 3.7 INTA-2熱水力特性計算用ファイルの作成 | 28 |
| 3.8 MK-II炉心第18サイクル BOC反応度係数測定試験結果（速報） | 29 |
| 3.9 MK-II炉心第18サイクル制御棒較正試験結果 | 31 |
| 3.10 Na-水反応による水素発生炉心への核的影響計算 | 36 |
| 3.11 MK-II炉心第18サイクルにおける燃焼係数測定（中間報告） | 37 |
| 4. 高速実験炉のプラント諸特性の解析・検討 | 39 |
| 4.1 反射体3体引抜かれた状態における ポニーモータ運転時のポンプ健全性の検討 | 40 |
| 4.2 反射体3体引抜時におけるポニーモータ運転の健全性の確認 | 41 |
| 4.3 JOYDAS警報制限値の見直し結果 | 43 |
| 4.4 MK-II炉心定格第18サイクルにおける集合体出口冷却材温度予測 | 45 |
| 4.5 サイクル報（MK-II炉心定格第17サイクル） | 47 |
| 4.6 MK-II第18サイクル炉心における系統圧損測定結果 | 50 |
| 4.7 MK-II炉心第18サイクル流量計特性試験結果 | 55 |

| | | | |
|------|---|----------------------------|-----|
| 4.8 | 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果 (MK-II 炉心第18 サイクル) | (技-1-43)..... | 59 |
| 4.9 | S/A 出口温度〔000〕のゆらぎ調査 | (技-1-58, 84, 92, 135)..... | 63 |
| 4.10 | M系列・安定性試験結果 (MK-II 炉心第18 サイクル) | (技-1-73)..... | 66 |
| 4.11 | 渦電流式温度流速計の履歴 | (技-1-87)..... | 69 |
| 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 | | 72 |
| 5.1 | 2次系ナトリウム主配管からのトリチウム透過率測定結果(その2) | (技-1-75)..... | 73 |
| 5.2 | グラディエントモニター反応率解析の今後の方針 | (技-1-99)..... | 76 |
| 5.3 | 中性子ドシメータのM3 マンホール利用照射試験計画 | (技-1-105)..... | 77 |
| 5.4 | 崩壊熱測定装置の模擬発熱体による特性試験計画 | (技-1-106)..... | 82 |
| 6. | 燃料性能実証試験のための設置変更準備 | | 84 |
| 6.1 | 高線出力試験用集合体装荷による炉心特性への影響 | (技-1-14, 61)..... | 85 |
| 6.2 | 事故時の被ばく評価に用いる X/Q, D/Q の計算 | (技-1-18, 55)..... | 89 |
| 6.3 | 改良 SUS 316 鋼の破断歪試験結果に基く安全評価上の 被覆管歪許容値の設定 | (技-1-20, 93)..... | 91 |
| 6.4 | 燃料の溶融を伴う運転(文献要約) | (技-1-24)..... | 94 |
| 6.5 | “PANDA” コードの修正効果 | (技-1-31)..... | 95 |
| 6.6 | 海側を考慮した場合の実効線量当量の評価 | (技-1-40)..... | 97 |
| 6.7 | 安全評価に用いる(UO ₂ , PuO ₂)の融点の設定 | (技-1-60)..... | 99 |
| 6.8 | FFTF 燃料の過渡過出力試験 TS-1 及び TS-2 (文献要約) | (技-1-63)..... | 102 |
| 6.9 | 溶融試料の軸方向移動に伴う反応度変化の評価 | (技-1-67)..... | 103 |
| 6.10 | ガスペナム中への希ガスの放出と被覆管の健全性評価 | (技-1-68)..... | 105 |
| 6.11 | 高線出力試験時のキャビティの発生と被覆管の健全性評価 | (技-1-69)..... | 106 |
| 6.12 | 高線出力試験用要素の熱及び機械的評価 | (技-1-70)..... | 108 |
| 6.13 | 溶融線出力と試験用要素の仕様の関係について | (技-1-71)..... | 110 |
| 6.14 | 高線出力試験に関する海外炉の試験実績及び規制体系 | (技-1-91)..... | 113 |
| 6.15 | 試料の膨張による被覆管歪の評価 | (技-1-102)..... | 116 |
| 7. | 分析技術に関する研究開発 | | 118 |
| 7.1 | ICP-MS による重水中の ¹⁰ B, ¹¹ B 分析 | (技-1-59)..... | 119 |
| 7.2 | ナトリウムに対するヨウ化ナトリウムの飽和溶解度追試験 | (技-1-81)..... | 121 |

| | |
|---|------------------------|
| 8. 計算機コード・マニュアルの作成と整備 | 123 |
| 8.1 大洗サイト気象データを利用する為の COQDOQ 変更について | (技-1-74)..... 124 |
| 8.2 核種生成崩壊量計算プログラム“FPGS”の改良 | (技-1-89)..... 125 |
| 8.3 核種生成崩壊量計算プログラム“ORIGEN-79”の改良 | (技-1-98)..... 126 |
| 8.4 “PANDA”コードの修正(D/Qの単位変更について) | (技-1-100)..... 127 |
| 9. MK-III計画に関する検討 | 128 |
| 9.1 MK-III T/R 改造に関わる使用済燃料の線源強度計算 | (技-1-1, 95)..... 129 |
| 9.2 MK-III 計画炉心出力増加に伴う「冷却系改造計画」に係る システム構造健全性評価作業(検討作業のまとめ) | (技-1-15)..... 131 |
| 9.3 MK-III 貯蔵ポット廃止に係わる放射化量計算 | (技-1-77)..... 132 |
| 9.4 MK-III 炉心における炉心構成要素等の取替体数について | (技-1-90)..... 134 |
| 9.5 MK-III 移行炉心制御棒価値の計算 | (技-1-124)..... 136 |
| 10. その他の試験研究及び解析評価作業の成果 | 139 |
| 10.1 炉心変形解析コードのベンチマーク STAGE-2 -EX-1 A-の解析結果(その2) | (技-1-16)..... 140 |
| 10.2 炉内沸騰試験用沸騰器の伝熱計算について | (技-1-32, 108)..... 144 |
| 10.3 CGCS 機能試験結果報告(元年 4/9~4/23) | (技-1-72)..... 146 |

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、平成元年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（平成元年4月～6月）

「常陽」は、4月1日に100 MW第17サイクル運転を終了し、燃料交換作業を経て、5月8日に100 MW第18サイクル運転を開始した。

4月：原子炉通常停止操作を行い、臨界点確認試験、100 MW第18サイクル炉心構成のための燃料交換作業を実施した。また、補修、点検のための格納容器床下空気置換及び窒素置換操作、ポニーモータ運転を実施した。

5月：運転前確認を行った後、100 MW第18サイクル運転を5月8日に開始し、臨界点確認、制御棒校正を含む各種試験を実施した。原子炉出力は5月10日に100 MWに到達し、定格出力運転を継続した。

6月：100 MW第18サイクル運転を継続し、原子炉出力調整及びステップ応答試験等を実施した。また、第19サイクル原子炉起動に向けての燃料交換作業の準備及び各燃料取扱設備機器の保守を実施した。

本報告に係る期間中（平成元年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2.1.3～2.1.8に示す。また第17サイクル及び第18サイクル運転時の炉心構成図をそれぞれ図2.1.1と2.1.2に示す。

表 2. 1. 1 月間の原子炉運転実績

| 期 間 | 平成元年 4 月 | | 平成元年 5 月 | | 平成元年 6 月 | |
|------------|----------|---------------------------------|----------|--|----------|-----------------------------------|
| | 月 間 | 100 MW第17サイクル (期間1.1.18~4.1) | 月 間 | | 月 間 | 平成元年度第1四半期 期 間 H.1.4.1~6.30 |
| 原子炉起動回数(回) | 1 | 4 | 2 | | 0 | 3 |
| 運 転 日 数(日) | 1 | 74 | 24 | | 30 | 55 |
| 積算運転時間(H) | 9 | 1,741 | 558 | | 720 | 1,287 |
| 積算熱出力(MWH) | 26 | 167,208 | 52,184 | | 72,000 | 124,210 |
| 利 用 率(%) | 0 | 94 | 70 | | 100 | 57 |
| 平均熱出力(MW) | 3 | 96 | 93 | | 100 | 97 |
| 最大熱出力(MW) | 20 | 100 | 100 | | 100 | 100 |

表 2. 1. 2 積算原子炉運転実績

| 項 目 | 平成元年度累計 期 間 H. 1. 4. 1 ~ H. 1. 4. 30 | MK-II 累計 期 間 (S. 57.11.22 ~) | MK-I, II 累 計 (S. 52. 4.24 ~) | 平成元年度累計 期 間 H. 1. 4. 1 ~ H. 1. 5. 31 | MK-II 累計 期 間 (S. 57.11.22 ~) | MK-I, II 累 計 (S. 52. 4.24 ~) | 平成元年度累計 期 間 H. 1. 4. 1 ~ H. 1. 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) | 1 | 164 | 426 | 3 | 166 | 428 | 3 | 166 | 428 |
| 運 転 日 数(日) | 1 | — | — | 25 | — | — | 55 | — | — |
| 積算運転時間(H) | 9 | 22,775 | 35,743 | 567 | 23,333 | 36,301 | 1,287 | 24,053 | 37,021 |
| 積算熱出力(MWH) | 26 | 2,048,540 | 2,721,870 | 52,210 | 2,100,724 | 2,774,054 | 124,210 | 2,172,724 | 2,846,054 |
| 利 用 率(%) | 0 | — | — | 36 | — | — | 57 | — | — |
| 平均熱出力(MW) | 3 | — | — | 92 | — | — | 97 | — | — |
| 最大熱出力(MW) | 20 | — | — | 100 | — | — | 100 | — | — |

表 2.1.4 高速実験炉「常陽」実績工程表

| 年月日 項目 | H. 1. 5 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-----------|------------------|---|-------|--|-------|---|---|---------------|---|----|----|----|---|---|----|----|-------------------|---------------|----|---|---|----|----|----|----|----|---|---|----|----|----|--|
| | 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 | | | 憲法記念日 | 国民の休日 | こどもの日 | | | | | | | | | | | | LAEA 科技庁 査察 | 実在 庫調 査 | | | | | | | | | | | | | | |
| 記 事 | 100 MW 第 18 サイクル | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転前確認 | | | | | | | 100 MW 定格出力運転 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉保護系点検 | | | 臨界点確認 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 燃料取扱作業 | | | 制御棒校正 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 炉内燃料取扱(3) | | | 系統昇温 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | INTA-S吊下し, L/T | | | S/A 温度計校正 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 流量計特性試験 | | | 流量反応度係数測定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 系統圧損測定 | | | 等温温度係数測定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 出力係数測定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | FFD 特性試験 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 熱出力校正 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | ステップ応答試験 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 炉雑音特性試験 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 燃焼係数測定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | トリチウム濃度分布測定試験 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 照射試験(特燃(A2D, B6, C3M, C4F, C5J), INTA-S, UPR-1-3, CMIR-2, AMIR-3-1, 3-2, SMIR-10,11,12,13,14,15,SHMIR-1) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 崩壊熱測定装置改造・据付調整 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 原子炉保護系点検 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

表 2.1.6 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

| 年月日 | H. 1. 4 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---------|---------------------------|---|---|-----------|---|---|---|----------|---|----|---------------|---------|----|----|----------|-------------------|----|-----------|----------|----------|----------|---------|----------|----------|----|-----------|----|----|---|---|--|
| | 1 | ② | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | ⑧ | ⑨ | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | ⑮ | ⑯ | 17 | 18 | 19 | 20 | 21 | ⑳ | ㉑ | 24 | 25 | 26 | 27 | 28 | ㉔ | ㉕ | |
| 項目 | 100 MW第17サイクル運転(1/18~4/1) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 主要工程 | 核計装中間系性能試験 | | | | | | | | | | 燃料取扱作業 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 停止後点検 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 原子炉保護系点検 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 原子炉保護系点検 | | | | | | | | | | |
| | INTA-S吊上げ | | | 炉内燃料取扱(1) | | | | 燃料移送(1) | | | | | | | | | | 炉内燃料取扱(2) | | | | 燃料移送(2) | | | | 炉内燃料取扱(3) | | | | | |
| | 制御棒一斉挿入 | | | 燃取機器運転前確認 | | | | | | | | | | | | | | 床下空気置換 | | | | 床下窒素置換 | | | | | | | | | |
| 原子炉 | 15 MW | | | | | | | | | | 停止 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 臨界 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 炉内状況 | | | | | | | | | | | GL-6100 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1次系Na温度 | 390°C | | | | | | | | | | 原子炉Na温度250°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1次系Na流量 | 100% | | | | | | | | | | Na流量20% | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 2次系Na温度 | 385°C | | | | | | | | | | 主冷却器Na温度250°C | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 2次系Na流量 | 30% | | | | | | | | | | Na流量100% | | | | | | | | | | ポンプ | | | | | | | | | | |
| E/H | | | | | | | | | | | 閉鎖 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 床下雰囲気 | | | | | | | | | | 窒素 | | | | | | | | | | 開放 | | | | | | | | | | |
| その他 | 1次NaS/P調査 | | | | | | | | | | 燃交廃液移送 | | | | | | | | | | 低レベル廃液移送 | | | | | | | | | | |
| | FFD特性試験 | | | | | | | 低レベル廃液移送 | | | | 1次NaS/P | | | | 2次主循環ポンプ ブラシ交換 | | | | 低レベル廃液移送 | | | | 1次Na S/P | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | 2次Na S/P | | | | 2次Ar S/P | | | | 1次Ar S/P | | | | | | | | |

- 炉心構成
- ◎ドライバー 62体
 - A特 1体
 - B特 1体
 - C特 3体
 - INTA-S 1体
 - SMIR 4体
 - CMIR 1体
 - AMIR 2体
 - SHMIR 1体
 - (UPR) 1体
 - ※ドライバー 62体
 - A特 1体
 - B特 1体
 - C特 3体
 - INTA-S吊上げ中
 - SMIR 4体
 - CMIR 1体
 - AMIR 2体
 - SHMIR 1体
 - (UPR) 1体
 - ドライバー 62体
 - A特 1体
 - B特 1体
 - C特 3体
 - INTA-S吊上げ中
 - SMIR 3体
 - CMIR 1体
 - AMIR 2体
 - SHMIR 1体
 - (UPR) 1体
 - △ドライバー 62体
 - A特 1体
 - B特 1体
 - C特 3体
 - INTA-S吊上げ中
 - SMIR 6体
 - CMIR 1体
 - AMIR 2体
 - SHMIR 1体
 - (UPR) 1体

表 2.1.7 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

| 年月日 | H. 1. 5 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-----------|----------------|---|-------------------|-------|----------------------------|---|-----|-----------------------------|---|----|-------------------------|--------|----|----|-----------------------|---------------------------------|----|----|-----|----------|----|----|-----|----|----|----|-----|----|----|----|----|
| | 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 |
| 項目 | 燃料取扱作業 | | | | | | | | | | | | | | | 100 MW 第 18 サイクル運転 (5/8 ~ 7/19) | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 炉内燃料取扱(3) | | | 運転前確認 | | | | 臨界点確認 制御棒校正 流量反応度係数測定 | | | | M 系列試験 | | | | 安定性試験 | | | | 原子炉保護系点検 | | | | | | | | | | | |
| 主要工程 | INTA-S 吊下し L/T | | 流量計特性試験 系統圧損測定 | | 系統昇温 等温温度係数測定 出力係数測定 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 停止 | | 15~85kw | | | | 90 | | | | 100 MW | | | | 95 | | | | 100 | | | | 95 | | | | 100 | | | | |
| 原子炉 | | | | | | | | | | | | | | | | GL-6100 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 炉内状況 | ◎ ↔ Δ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 1次系 Na 温度 | 250 °C | | 367 | | | | 487 | | | | 原子炉出口 Na 温度 500 °C 493 | | | | 500 | | | | 493 | | | | 500 | | | | | | | | |
| 1次系 Na 流量 | 10% | | ボニ-補助系 | | | | 30% | | | | Na 流量 100% | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 2次系 Na 温度 | 250 °C | | 367 | | | | 462 | | | | 主冷却器入口 Na 温度 472 °C 467 | | | | 472 | | | | 467 | | | | 472 | | | | | | | | |
| 2次系 Na 流量 | | | | | | | | | | | | | | | | 主冷却器出口 Na 温度 343 °C 344 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 関係 | E/H | | | | | | | | | | | | | | | 閉鎖 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 床下雰囲気 | | | | | | | | | | | | | | | 窒素 | | | | | | | | | | | | | | | |
| その他 | | | | | | | | | | | | | | | | ステップ応答試験 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | FFD 特性試験 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | 炉雑音特性試験 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | 燃焼係数測定 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | 熱出力校正 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | 低レベル廃液移送 1次 Na S/P | | | | | | | | | | | | | | | | |

- 炉心構成
- ◎ドライバー 62体
 - A 特 1体
 - B 特 1体
 - C 特 3体
 - INTA-S 吊上げ中
 - SMIR 6体
 - CMIR 1体
 - AMIR 2体
 - SHMIR 1体
 - (UPR) 1体
 - △ドライバー 62体
 - A 特 1体
 - B 特 1体
 - C 特 3体
 - INTA-S 1体
 - SMIR 6体
 - CMIR 1体
 - AMIR 2体
 - SHMIR 1体
 - (UPR) 1体

表 2.1.8 高速実験炉「常陽」実績プラント状態表

| 年月日 項目 | | H. 1. 6 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|-----------|--|--------------------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|---|---|----|----|----|----|----|---|---|---------------------|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | ④ | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | ⑩ | ⑪ | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | ⑰ | ⑱ | 19 | 20 | 21 | 22 | 23 | ⑳ | ㉑ | 26 | 27 | 28 | 29 | 30 |
| 主要工程 | | 100 MW 第18 サイクル運転 (5/8 ~ 7/19) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 原子炉保護系点検 | | | | |
| 原子炉 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 100 MW | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | GL-6100 | | | | |
| 炉内状況 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | GL-6100 | | | | |
| 1次系 Na 温度 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 原子炉出口 Na 温度 500 °C | | | | |
| 1次系 Na 流量 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 原子炉入口 Na 温度 370 °C | | | | |
| 2次系 Na 温度 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | Na 流量 100 % | | | | |
| 2次系 Na 流量 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 主冷却器入口 Na 温度 472 °C | | | | |
| E/H 関係 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 主冷却器出口 Na 温度 343 °C | | | | |
| 床下雰囲気 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | Na 流量 100 % | | | | |
| その他 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 閉鎖 | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 窒素 | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ステップ応答試験 | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | FFD 特性試験 | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 炉雑音特性試験 | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 燃焼係数測定 | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 1次 Na SP | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 2次 Na SP | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 2次 Ar SP | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 1次 Ar SP | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 低レベル廃液移送 | | | | |

炉心構成
 ◎ドライバー 62体
 A 特 1体
 B 特 1体
 C 特 3体
 INTA-S 1体
 SMIR 6体
 CMIR 1体
 AMIR 2体
 SHMIR 1体
 (UPR) 1体

基準方位 (トランスファロータ側)

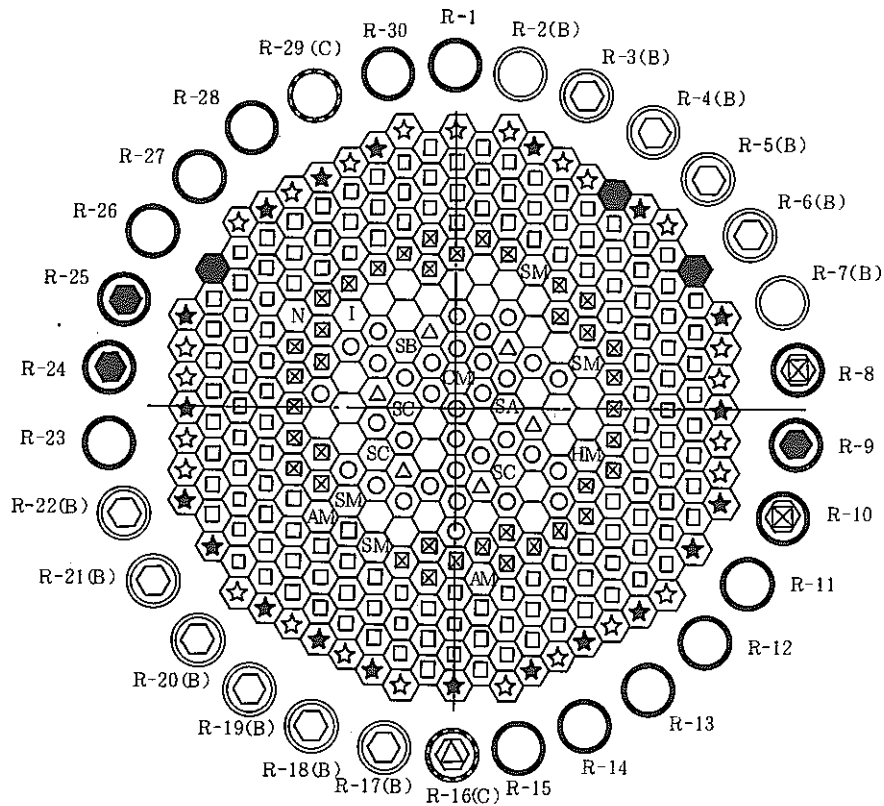


図 2.1.1 100 MW 第 17 サイクル炉心構成図

| 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 | 29 | 0 / 10 | ○ |
| | J 2 燃料 | 33 | 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 | | 3 | 0 / 0 | SC |
| 制御棒 | | 6 | 1 / 0 | △ |
| 中性子源 | | 1 | 0 / 0 | N |
| 内側反射体 | | 39 | 2 / 0 | ⊗ |
| 外側反射体 (A) | | 143 | 0 / 0 | □ |
| 外側反射体 (B) (スリットなし) | | 24 | 0 / 0 | ☆ |
| 外側反射体 (B) (スリット付き) | | 1 | 0 / 0 | ☆ |
| 特殊反射体 (AMIR) | | 2 | 0 / 0 | AM |
| 特殊反射体 (SMIR) | | 4 | 0 / 0 | SM |
| 特殊反射体 (CMIR) | | 1 | 0 / 0 | CM |
| 特殊反射体 (SHMIR) | | 1 | 0 / 0 | HM |
| 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 | 5 B 2, 5 D 5, 6 A 4, 6 D 4 |
| 燃料照射用反射体 (SMIR) | 2 E 2, 3 E 1, 3 C 2 |
| 燃料照射用反射体 (AMIR) | 5 B 2, 5 D 5, 6 A 4, 6 D 4 |
| 燃料照射用反射体 (CMIR) | 6 C 6, 6 D 6 |
| 燃料照射用反射体 (SHMIR) | 1 A 1 |
| 制御棒 | 5 B 5 |
| 中性子源 | 5 F 2 |
| INTA-S | |

基準方位 (トランスファロータ側)

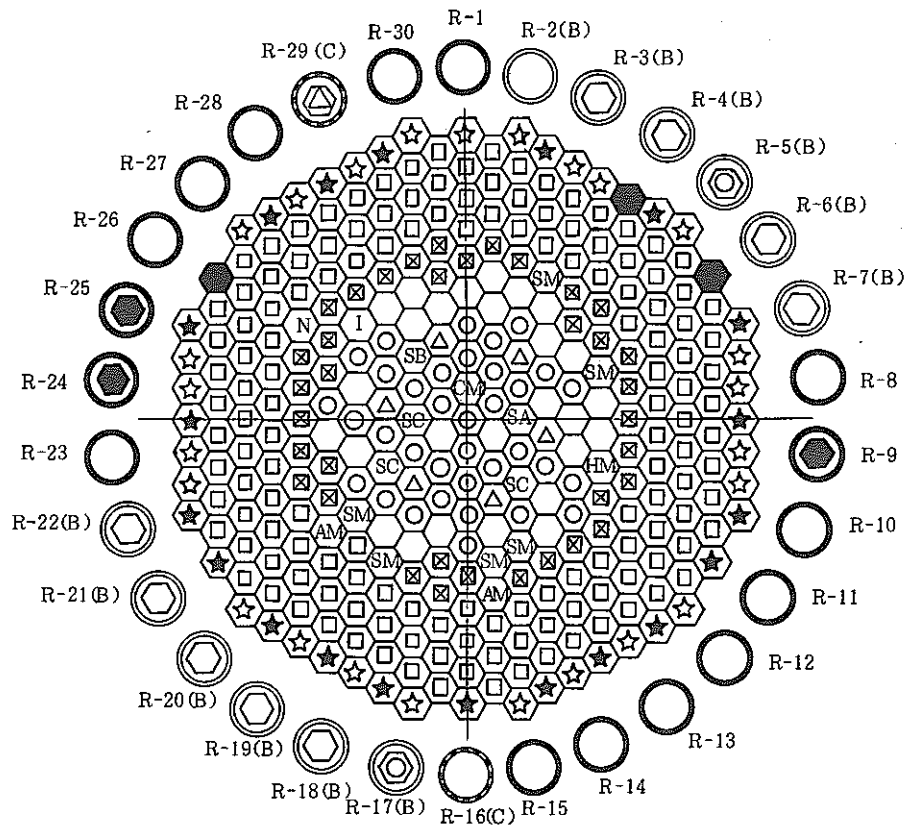


図 2.1.2 100 MW 第 18 サイクル炉心構成図

| 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 | 21 | 0 / 10 | ○ |
| | J 2 燃料 | 41 | 0 / 2 | ○ |
| 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 | 3 | 0 / 0 | SC | |
| 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) | 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) | 6 | 0 / 0 | SM | |
| 特殊反射体 (CMIR) | 1 | 0 / 0 | CM | |
| 特殊反射体 (SHMIR) | 1 | 0 / 0 | HM | |
| MK-I 反射体 | 20 | 0 / 0 | ⊗ | |
| サーベイランス | 3 | 3 / 0 | ● | |
| INTA-S | 1 | 0 / 0 | ◇ | |

| 特殊要素名称 | 装荷位 置 |
|------------------|------------------------------|
| A 型特殊燃料集合体 | 2B2 |
| B 型特殊燃料集合体 | 3F2 |
| C 型特殊燃料集合体 | 2E2, 3E1, 3C2 |
| 特殊燃料集合体 (AMIR) | 5B2, 5C5, 5C4, 5D5, 6A4, 6D4 |
| 特殊燃料集合体 (SMIR) | 1A1 |
| 特殊燃料集合体 (CMIR) | 6C6, 6D6 |
| 特殊燃料集合体 (SHMIR) | 5B5 |
| 特殊燃料集合体 (INTA-S) | 5F2 |

2.2 実験炉部技術課が担当した試験研究（平成元年4月～6月）

(1) 平成元年4月中の概略実施内容

運転計画や運転特性試験への対応，炉心変形に関するIAEAベンチマーク会議の準備，平成元年度以降の設置変更準備，常陽Na，Arの純度管理分析等の業務を実施した。その他の主な実施業務は以下のとおり。

- ① Mark III計画冷却系改造に係わる熱過渡緩和対策検討
- ② 電中研－EPRI耐震データ交換に伴う技術情報提供資料作成
- ③ 第8回定検基本工程の作成（工程検討W/G）
- ④ 炉内沸騰音響試験に係わる仕様書等の準備
- ⑤ CGCS機能試験，トリチウム分布測定試験の実施，結果のまとめ
- ⑥ He集積型ドシメータについての九大委託研究のとりまとめ
- ⑦ Na分析に係わるもんじゅ協力（S/P装置，仏ベシネ社との打合せ，分析連絡会等）
- ⑧ 低温核融合実施に係わる各種助勢
- ⑨ 第3プール増設支援，及び第4次取替CR設工認支援
- ⑩ 原子力学会「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会での発売
- ⑪ もんじゅ運転要員訓練用テキストの作成

(2) 平成元年5月中の概略実施内容

運転特性試験については，第18サイクル制御棒校正，臨界点確認，流量・出力係数測定及び第19サイクル燃料交換計画の作成，第20サイクル燃料交換計画の検討を行った。

Mark-III計画については，燃料仕様，水エロージョン，稼働率の評価・検討，二重管SGの設置検討を継続するとともに，所内MK-III検討W/G作業支援を行った。

IAEA/ベンチマーク国際会議（Core Mechanics Code）を5月22日～24日大洗工学センターにて，海外からの参加者9人，国内参加者8人を得て開催した。

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
- ② プラント特性試験，機器構造強度評価，第3プール耐震設計報告書作成
- ③ FFD・CG法特性試験及び解析評価，トリチウム分析測定試験－18サイクルHe集積型ドシメータ九大委託研究発注，打合せ
- ④ 設置変更スケジュール（元年～4年度）の科技厅原子炉規制課説明
- ⑤ 炉雑音測定・解析－18サイクル及び炉内沸騰音響試験部内検討会開催，JOYDAS概要書作成，ステップ応答試験，流速計特性試験
- ⑥ Na分析に係わる「もんじゅ」協力（分析設備，装置打合）
「常陽」1次系Na，1・2次系カバーガス分析，低温核融合試験協力

(3) 平成元年6月中の概略実施内容

第18サイクル運転に伴う燃焼係数の評価，反応度の計算値と実測値の差に関する検討等の運転特性試験評価を実施するとともに，第20，21サイクル燃料交換計画の見直し，第20'サイクル運転工程の検討を行った。MK-Ⅲ計画について，移行炉心に関する検討，2重管SG設置検討を継続するとともに，所内MK-Ⅲ検討W/G報告書案の作成を行った。また，平成元年度設置変更について，概要説明等ヒヤリングが開始された。

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終了し，試験を開始した。
- ② FFD特性試験の実施，第18サイクルトリチウム測定試験の実施，ヘリウム集積型ドシメータの開発，放射化箔法によるドシメトリー試験解析
- ③ 炉内沸騰音響試験の準備，JOYDAS運転支援システム改良，第18サイクルステップ応答試験の実施と解析
- ④ 中間熱交換器余寿命評価，冷却系改修（MK-Ⅲ）にともなうシステム構造健全性評価を実施
- ⑤ 「常陽」1次系ナトリウム，2次系カバーガスの分析を実施，「もんじゅ」ナトリウム中不純物分析装置，方法等についての打合せを実施した。
- ⑥ 日，独，仏，英運転経験専門家会議（日本開催）準備

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 第4次取替制御棒の反応度計算

報告者 池田一三(原子炉利用 Gr)

1. 目的

第4次取替制御棒の設工認の件につき制御棒の反応度制御能力の評価を行う。

2. 計算条件

- (1) 対象炉心 標準J2炉心
- (2) 計算方法 2次元XY拡散計算を基本計算とし、メッシュ補正，輸送補正，モップアップ補正， ^{10}B 燃焼補正等の補正を行い，設計余裕±15%を考慮する。

3. 計算結果

上記条件に基づいて計算した結果⁽¹⁾次のとおりとなる。

| | 計算結果 | 設計条件 |
|--------------------|--|--|
| (1) 反応度停止余裕 | | |
| ・ワン・ロッド・スタック状態(5本) | 0.023 $\Delta\text{k}/\text{k}$ | 臨界未満 |
| 炉心温度 100℃ | の停止余裕 | |
| (2) 制御棒反応度値 | | |
| ・全挿入(6本) | 0.090 $\Delta\text{k}/\text{k}$ | 0.090 $\Delta\text{k}/\text{k}$ 以上 |
| (3) 最大反応度付加率 | 0.00014 $\Delta\text{k}/\text{k}\cdot\text{s}$ | 0.00015 $\Delta\text{k}/\text{k}\cdot\text{s}$ |

4. 出典

- (1) 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

3.2 B型特殊燃料集合体(B7)設工認の核熱設計書(核設計分)

報告者 青山卓史, 池田一三(原子炉利用 Gr)

1. 概要

第21～23サイクルに照射試験を実施する予定のB型特殊燃料集合体(B7)の設工認用として、核熱設計書のうちの核設計分をB型特殊燃料集合体(B3及びB6)の設工認書をベースに作成した。

2. 主要な炉心設計結果

B7の装荷炉心の核特性は下表のとおり、核設計基準及び核的制限値を満足する。

| 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 | 未臨界度 0.023 $\Delta k/k$ |
| ドップラー定数 | 負であること | $-(0.37 \sim 2.1) \times 10^{-3}$ $T \cdot dk/dT$ |
| 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 | $-4.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ |

3.3 ステップ応答測定結果（MK-II炉心第17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17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：±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 3.3.3，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，MK-II炉心第16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）。なお今サイクル初期において毎日ステップ応答のデータを採取したが目立った変化は得られなかった。
- (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が絶対値として大きな値を示し従来と同じ傾向を示す。

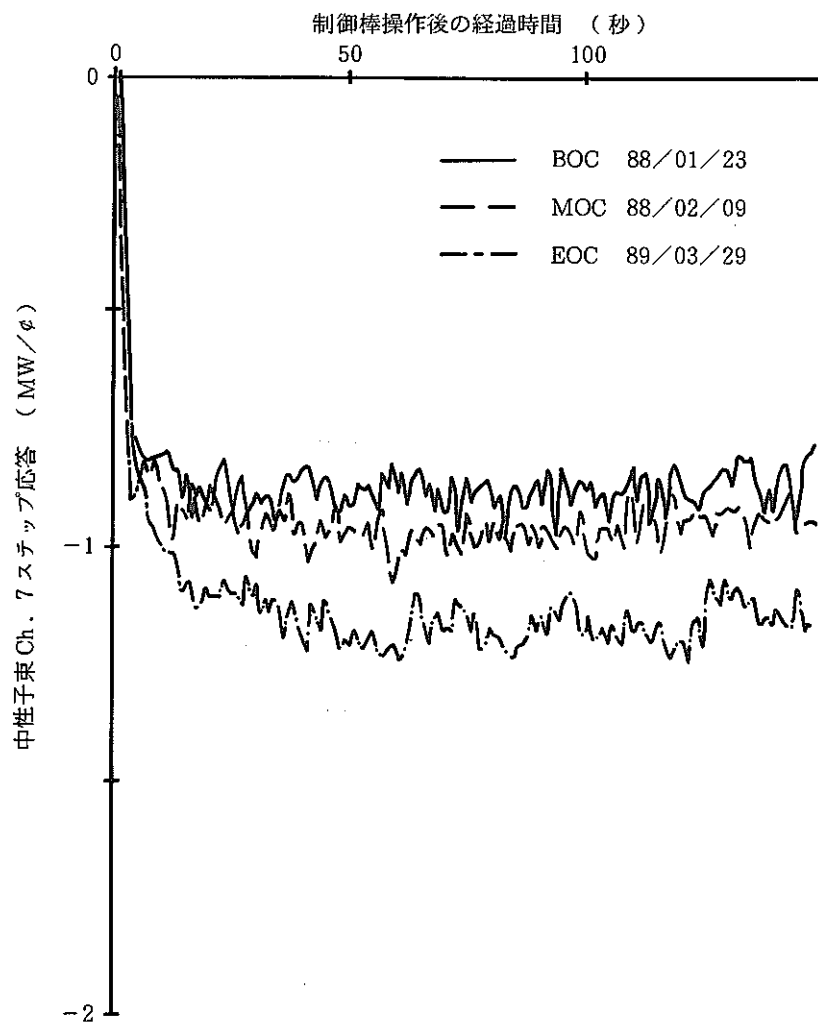


図 3.3.1 中性子束ステップ応答形状の経時変化

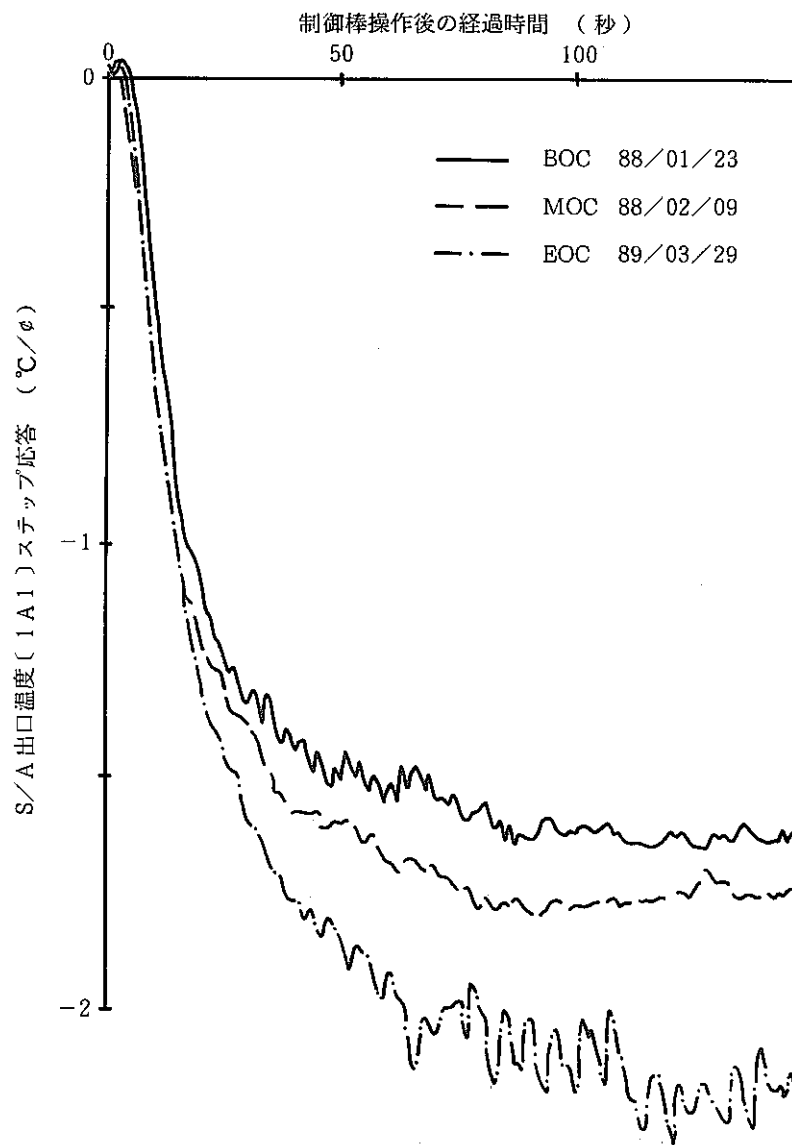


図 3.3.2 S/A 出口温度ステップ応答形状の経時変化

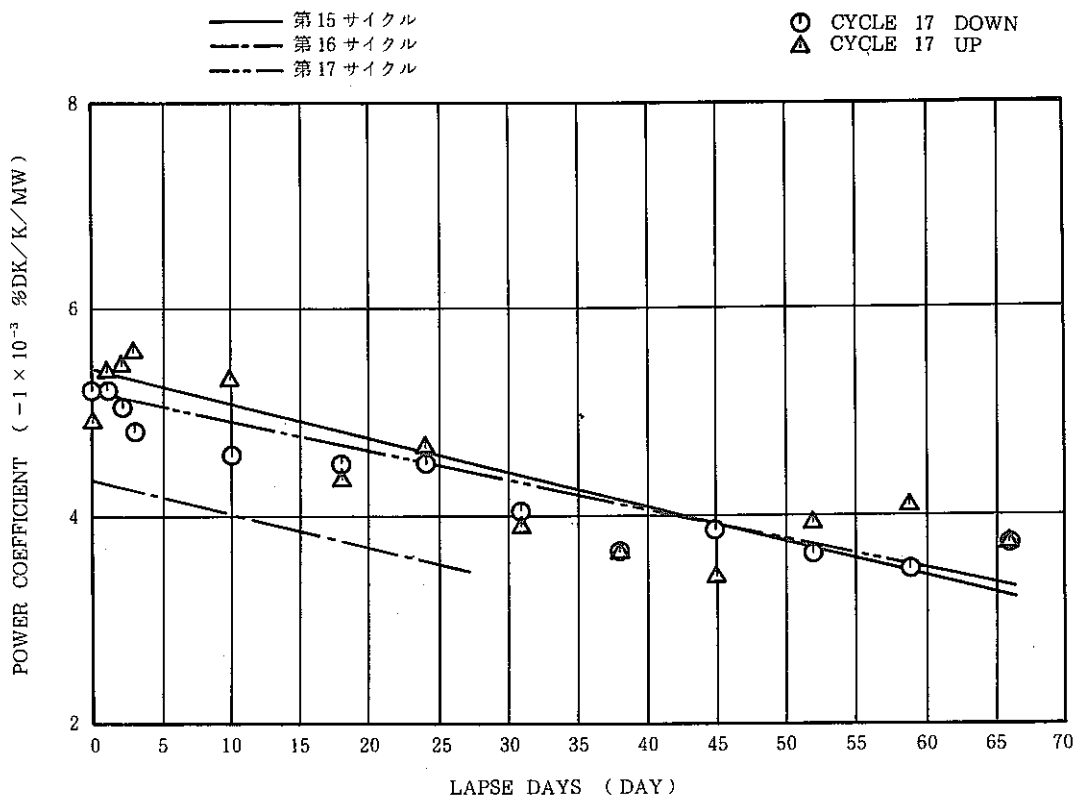


図 3.3.3 定格運転に伴う出力係数の経時変化 (MK-II炉心第17サイクル)

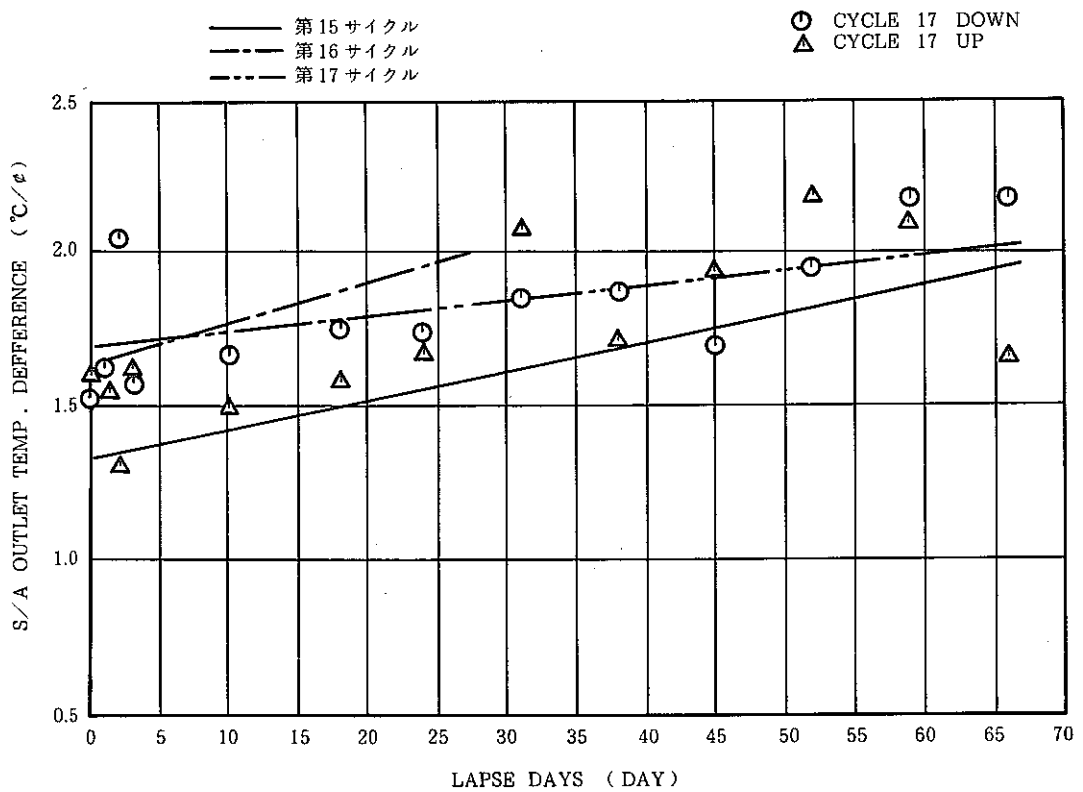


図 3.3.4 定格運転に伴う S/A 出口温度変化量の経時変化 (MK-II炉心第17サイクル)

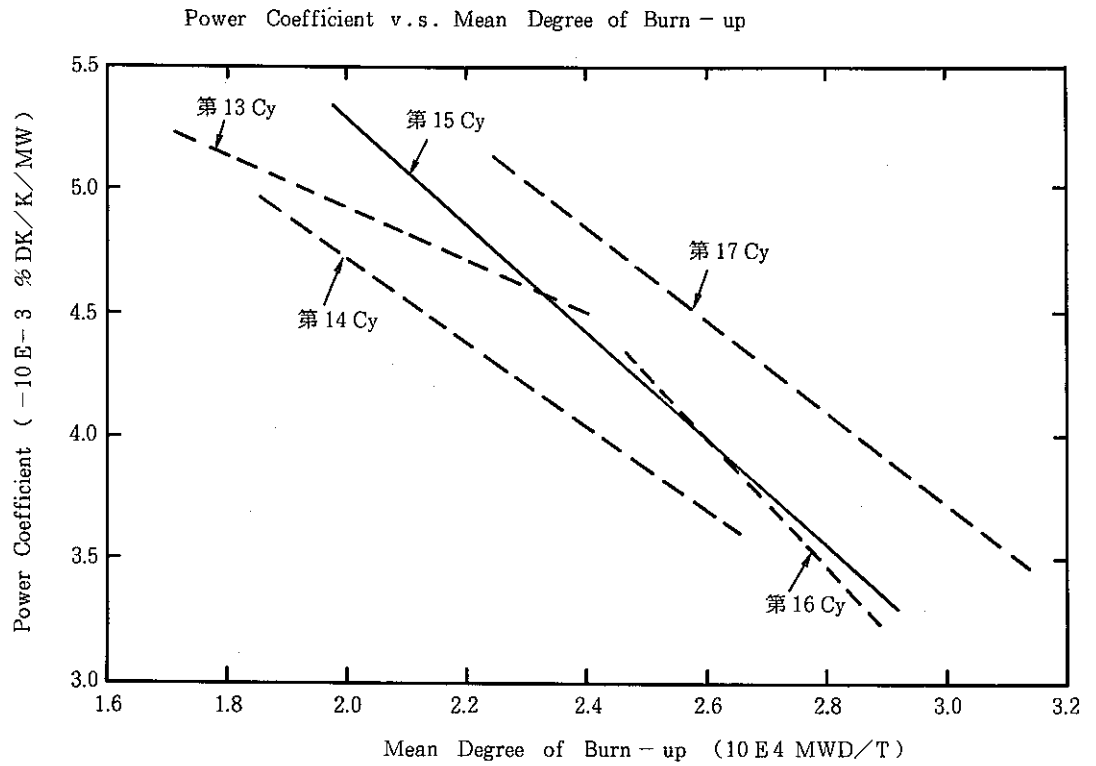


図 3.3.5 平均燃焼度に対する出力係数の経時変化

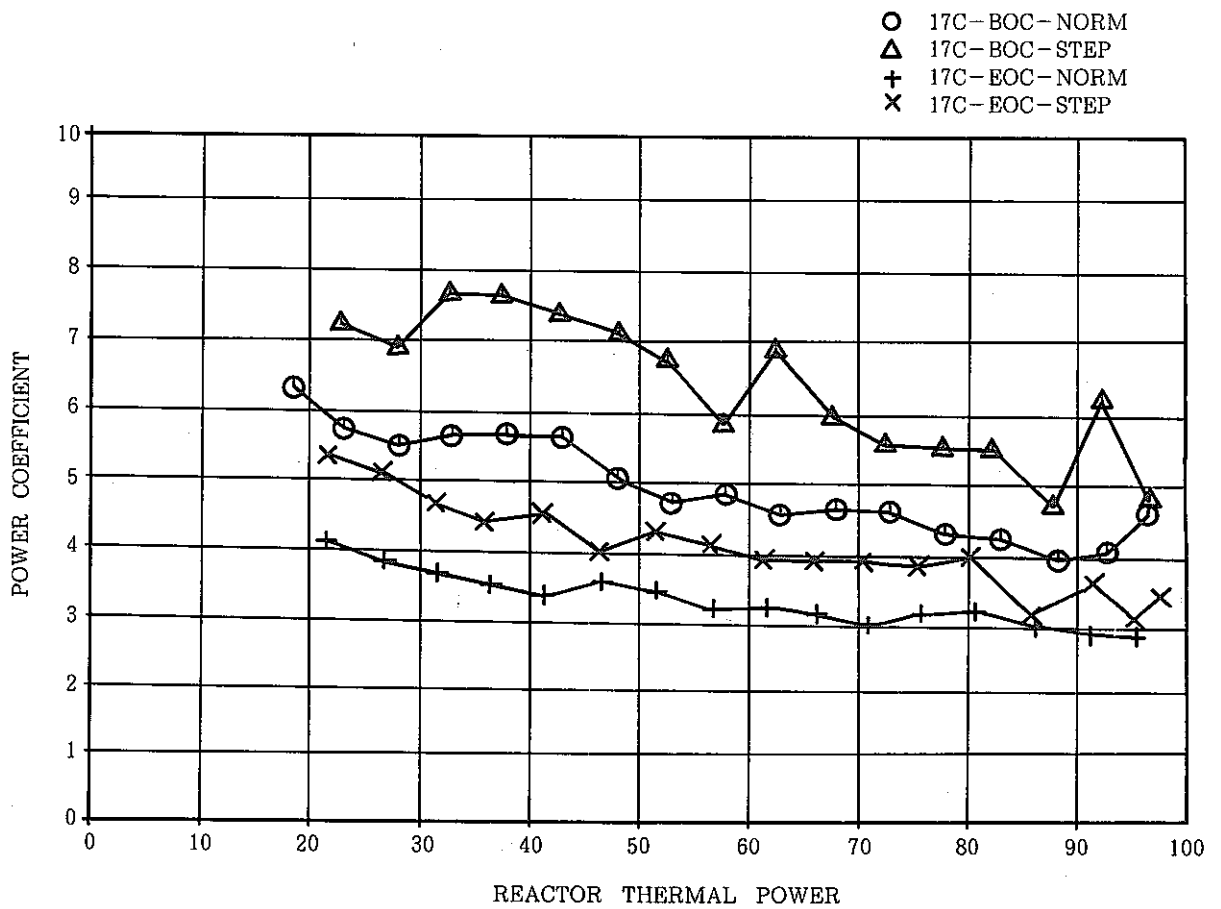


図 3.3.6 出力上昇・下降時における通常測定法とステップ応答法の比較

3.4 “MAGI”によるMK-II炉心第17サイクル記録計算

報告者 内海稔尚, 原 俊治, 有井祥夫(炉心運転管理Gr)

1. 目的

第17サイクル運転終了に伴い“MAGI”第17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は管理番号が以下の6本を使用した。

| | | | |
|-----------------------|-----------|-----------------|-------|
| 600564-C 1405-MKE 168 | 1989/1/17 | 16:00~1989/1/28 | 9:00 |
| 600566-C 5223-MKE 169 | 1989/1/28 | 10:00~1989/2/7 | 10:00 |
| 600571-C 5125-MKE 170 | 1989/2/7 | 11:00~1989/2/21 | 9:00 |
| 600573-D 5312-MKE 171 | 1989/2/21 | 10:00~1989/3/10 | 17:00 |
| 600574-E 1114-MKE 172 | 1989/3/10 | 18:00~1989/3/27 | 9:00 |
| 600576-C 3205-MKE 173 | 1989/3/27 | 10:00~1989/4/3 | 9:00 |

(2) 集合体ライブラリ(組成データ)RAND

第16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 331~PFD 344 照射課よりの製造実績データを基に計算
- ② PFD 401, PFD 402 ”
- ③ PFB 060, PFC 050 ”
- ④ PRH 010, PRS 120, } 照-元-13に基づき作成
PRS 130, CR 305 M }
- ⑤ PRC 020 照-63-228よりCMIR-1と同一の値を使用
- ⑥ RIN 101~RIN 105 NFRI 1 Sと同一の値を使用

またPFB060の燃焼度はコンパートメント1のみ0クリアーし、他のコンパートメントはPFB030の値に累積させる方法とした。

(3) 圧損係数

特燃等については照射課メモに基づき以下の値を使用した。

C5J $\Delta P = 2.963 \times 10^4 Q^{1.856}$ 照-63-228より

B6 $\Delta P = 9.975 \times 10^4 Q^{1.931}$ 照-63-228より

SHMIR-1 $\Delta P = 2.575 \times 10^{-3} Q^{1.9575}$ 技-58-158より ここで ΔP : g/cm²

SMIR12,13 $\Delta P = 3.77 \times 10^3 Q^{1.956}$ 照-元-13より Q: g/sec

(4) 断面積ライブラリLTA File

第16サイクル記録計算結果の組成と新燃料の実組成を基に新に作成した。

(5) "TOMAGI" コードの入力

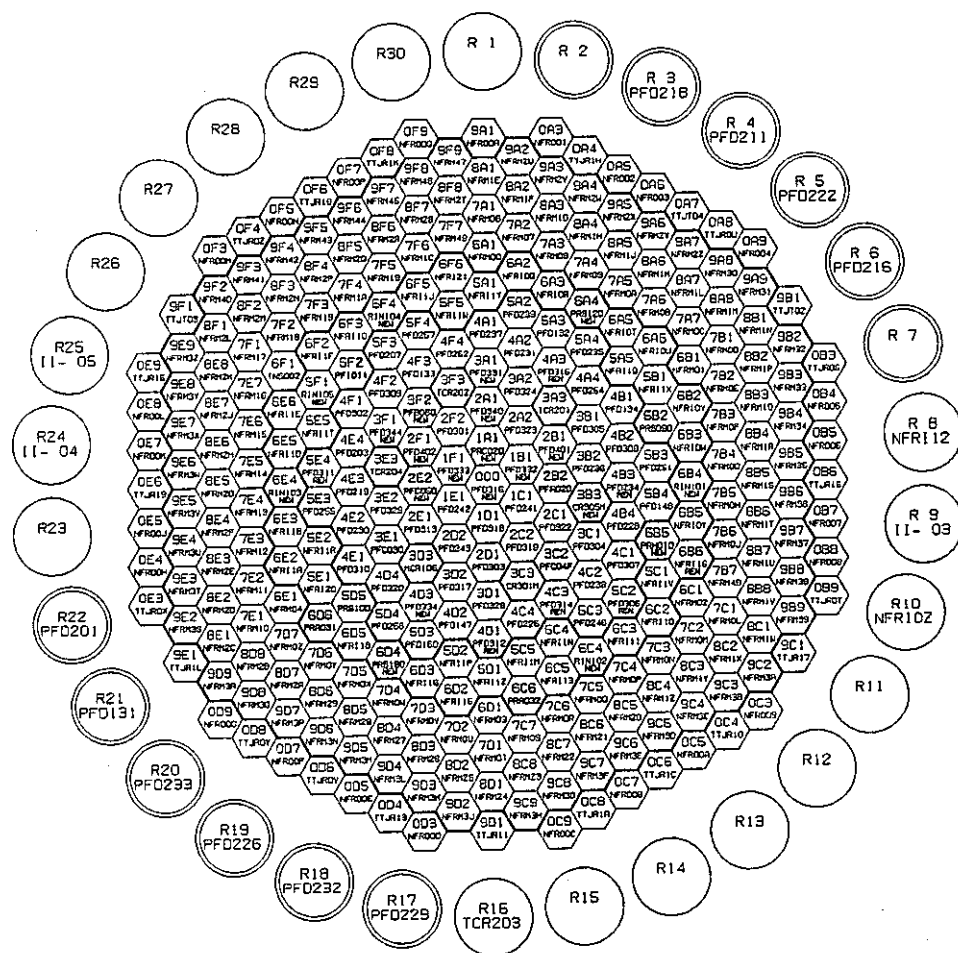
KIROIN File ("MAGI"の入力ファイルで新炉心構成及びJOYDASよりのデータを編集してある)を作成するプログラム"TOMAGI"コードの入力として、原子炉起動日時は1989年1月18日9:00とし、定格出力と判断するための出力を98MW以上とした。

3. 計算結果

図3.4.1に計算結果のOutput Fileから得られる集合体構成図を示す。表3.4.1に記録計算結果サマリを示す。

表 3.4.1 "MAGI" 記録計算結果サマリー
MK-II第17サイクル

| | | | | | | | | |
|---------------------------------|------|------|-------|-------------------------------|----------------------|----------------------------------|------|-------------------|
| 運転開始(定格到達)日 | | | | 平成元年1月18日(1月21日) | | | | |
| 運転終了(定格終了)日 | | | | 平成元年4月1日(3月31日) | | | | |
| E. F. P. D. | | | | 68.4 d | | | | |
| 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 |
| | 62 | 1 | 1 | 3 | 1 | 4 | 2 | INTA-S SHMIR-1 |
| 炉心平均燃焼度(at EOC, 除 特燃) | | | | 3.17 × 10 ⁴ MW d/t | | | | |
| 最大燃焼度集合体(at EOC) | 位置 | 4C4 | 集合体番号 | PFD225 | 燃 焼 度 要 素 平 均 | 6.29 × 10 ⁴ MW d/t | | |
| 最大線出力集合体(at BOC) | 位置 | 1B1 | 集合体番号 | PFD332 | 線 出 力 ポ イ ン ト 最 大 | 394 W/cm | | |
| 被覆管最高温度(ノミナル) (BOC) | 位置 | 1B1 | 集合体番号 | PFD332 | 温 度 | 624 °C | | |
| OVER POWER(ノミナル) 燃料最高温度(BOC) | 位置 | 1B1 | 集合体番号 | PFD332 | 温 度 | 2377 °C | | |



| | 炉心 | ラック |
|----------|-----|-----|
| 炉心燃料 | 62 | 10 |
| 内側反射体 | 39 | 2 |
| 外側反射体〔A〕 | 143 | 0 |
| 外側反射体〔B〕 | 48 | 3 |
| 制御棒 | 6 | 1 |
| 中性子源 | 1 | 0 |
| 特殊燃料 A | 1 | 0 |
| 特殊燃料 B | 1 | 0 |
| 特殊燃料 C | 3 | 0 |
| 特殊反射体 | 8 | 0 |
| I N T A | 1 | 0 |

| | 燃交前 | 燃交後 |
|----|------|--------|
| 1 | 0000 | PFD306 |
| 2 | 1A1 | PRC010 |
| 3 | 1B1 | PFD315 |
| 4 | 1F1 | PFD314 |
| 5 | 2A1 | PFD233 |
| 6 | 2B1 | PFD311 |
| 7 | 2E2 | PFD312 |
| 8 | 2F1 | PFD234 |
| 9 | 3A1 | PFD226 |
| 10 | 3B3 | MCR102 |
| 11 | 3F1 | PFD232 |
| 12 | 3F2 | PFB030 |
| 13 | 4A3 | PFD131 |
| 14 | 4B3 | PFD216 |
| 15 | 4C3 | PFD222 |
| 16 | 4D1 | PFD229 |
| 17 | 4D3 | PFD218 |
| 18 | 5B5 | NFR11S |
| 19 | 5C2 | PFD211 |
| 20 | 5E4 | PFD201 |
| 21 | 5F1 | NFR10L |
| 22 | 6A4 | NFR10S |
| 23 | 6B4 | NFR10X |
| 24 | 6B6 | NFR10Z |
| 25 | 6C4 | NFR112 |
| 26 | 6D4 | NFR117 |
| 27 | 6E4 | NFR11C |
| 28 | 6F4 | NFR11H |
| | | PFD316 |
| | | PRC020 |
| | | PFD332 |
| | | PFD333 |
| | | PFD340 |
| | | PFD401 |
| | | PFC050 |
| | | PFD402 |
| | | PFD331 |
| | | CR305M |
| | | PFD344 |
| | | PFB060 |
| | | PFD315 |
| | | PFD234 |
| | | PFD314 |
| | | PFD312 |
| | | PFD334 |
| | | PRH010 |
| | | PFD306 |
| | | PFD311 |
| | | RIN105 |
| | | PRS120 |
| | | RIN101 |
| | | NFR11S |
| | | RIN102 |
| | | PRS130 |
| | | RIN103 |
| | | RIN104 |

CYCLE NO. 170
 BOC DATE 1989. 1. 22.
 FILE-NAME S406#. @OUTPUT. CY17. SEQ10. DATA

図 3.4.1 JOYO S/A CONFIGURATION

3.5 MK-II 炉心第18サイクル動特性パラメータ予測計算結果

報告者 内海稔尚, 吉田昌宏, 沖元 豊, 有井祥夫 (炉心・運転管理 Gr)

1. 概要

常陽 MK-II 定格第18サイクル運転開始にあたり, 運転監視コード“MAGI”による予測計算を行って, 過剰反応度及び制御棒校正時の反応度計算に用いる動特性パラメータ (JOYDAS 設定値) を算出したので報告する。

2. 計算結果

(1) 過剰反応度予測 (OMW, 250 °C)

| | |
|-----|----------------------|
| BOC | 2.989 % Δ k/k |
| EOC | 1.274 % Δ k/k |

$$\rho = 0.362$$

過剰反応度予測
MAGI 計算値

(2) 動特性パラメータ

(i) β_{eff}

| | 16サイクル | 17サイクル | 18サイクル |
|----------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| β_1 | 1.253×10^{-4} | 1.271×10^{-4} | 1.289×10^{-4} |
| β_2 | 9.169×10^{-4} | 9.237×10^{-4} | 9.308×10^{-4} |
| β_3 | 7.996×10^{-4} | 8.059×10^{-4} | 8.127×10^{-4} |
| β_4 | 1.607×10^{-3} | 1.623×10^{-3} | 1.639×10^{-3} |
| β_5 | 6.332×10^{-4} | 6.363×10^{-4} | 6.405×10^{-4} |
| β_6 | 1.687×10^{-4} | 1.690×10^{-4} | 1.696×10^{-4} |
| β_{TOT} | 4.251×10^{-3} | 4.285×10^{-3} | 4.322×10^{-3} |

(ii) λ_{eff}
(sec⁻¹)

| | 16サイクル | 17サイクル | 18サイクル |
|-------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| λ_1 | 1.283×10^{-2} | 1.283×10^{-2} | 1.283×10^{-2} |
| λ_2 | 3.139×10^{-2} | 3.140×10^{-2} | 3.141×10^{-2} |
| λ_3 | 1.272×10^{-1} | 1.270×10^{-1} | 1.268×10^{-1} |
| λ_4 | 3.312×10^{-1} | 3.308×10^{-1} | 3.304×10^{-1} |
| λ_5 | $1.396 \times 10^{+0}$ | $1.395 \times 10^{+0}$ | $1.395 \times 10^{+0}$ |
| λ_6 | $3.777 \times 10^{+0}$ | $3.779 \times 10^{+0}$ | $3.781 \times 10^{+0}$ |

(iii) ℓ_p
(sec)

| | 16サイクル | 17サイクル | 18サイクル |
|----------|------------------------|------------------------|------------------------|
| ℓ_p | 4.487×10^{-7} | 4.502×10^{-7} | 4.323×10^{-7} |

3.6 第18サイクル制御棒 Total worth の計算¹⁾

報告者 原 俊治, 内海稔尚, 沖元 豊, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的：第18サイクル制御棒 Total worth の計算を行ったので報告する。この計算結果は第18サイクル制御棒校正時の Total worth の外挿に使用する。

また今回は制御棒 1.(3A3) のストローク曲線の計算も行ったので合わせて報告する。

2. 計算条件：

- i) 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。
- ii) 制御棒 Total worth の計算 - CITATION 3次元 Hex-Z 拡散計算を行い Full out, 各制御棒 Full in, 450 mm の計算を行った。組成は 17 サイクルまでの燃焼組成を活かすため、集合体 1 体ずつ "MAGI" 計算結果の値を使用した。
- iii) 制御棒ストローク曲線の計算 - ii) と同様の条件で求めた制御棒各位置の反応度に対し最小二乗法で 6 次式に Fitting した。

3. 計算結果：

今回計算した Full out の反応度と過去のサイクルまでの比較を右表に示す。Cycle 間での反応度変化を

| サイクル | CITATION Keff | ρ_{CITATION} %△k/k | ρ_{MAGI} %△k/k | $\rho_{\text{実測}}$ %△k/k |
|------|---------------|-----------------------------------|-------------------------------|-----------------------------|
| 第13 | 1.027994 | 2.723 | 3.470 | 3.384 |
| 第14 | 1.022493 | 2.200 | 3.076 | 2.986 |
| 第15 | 1.0228376 | 2.233 | 3.082 | 2.981 |
| 第16 | 1.014037 | 1.384 | 2.245 | 2.188 |
| 第17 | 1.020538 | 2.013 | 2.907 | 2.660 |
| 第18 | 1.0256853 | 2.504 | 3.350 | — |

"MAGI" 実測と比較して第18サイ

クルの本計算は妥当であると判断する。表 3.6.1 に今回計算した各制御棒の worth を示す。又図 3.6.1 に計算結果のストローク曲線を示す。

表 3.6.1 第18サイクル各制御棒の worth 予測

| | C/R 1 | C/R 2 | C/R 3 | C/R 4 | C/R 5 | C/R 6 |
|-----------------------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
| Full out Keff | 1.0256853 | 1.0256853 | 1.0256253 | 1.0256853 | 1.0256853 | 1.0256853 |
| 450 mm Keff | 1.0204849 | 1.0204477 | 1.0205498 | 1.0206480 | 1.0207796 | 1.0207539 |
| Full in Keff | 1.0050201 | 1.0048351 | 1.0051575 | 1.0054722 | 1.0062132 | 1.0060654 |
| Total worth %△k/k' | 2.005 | 2.023 | 1.991 | 1.960 | 1.887 | 1.901 |

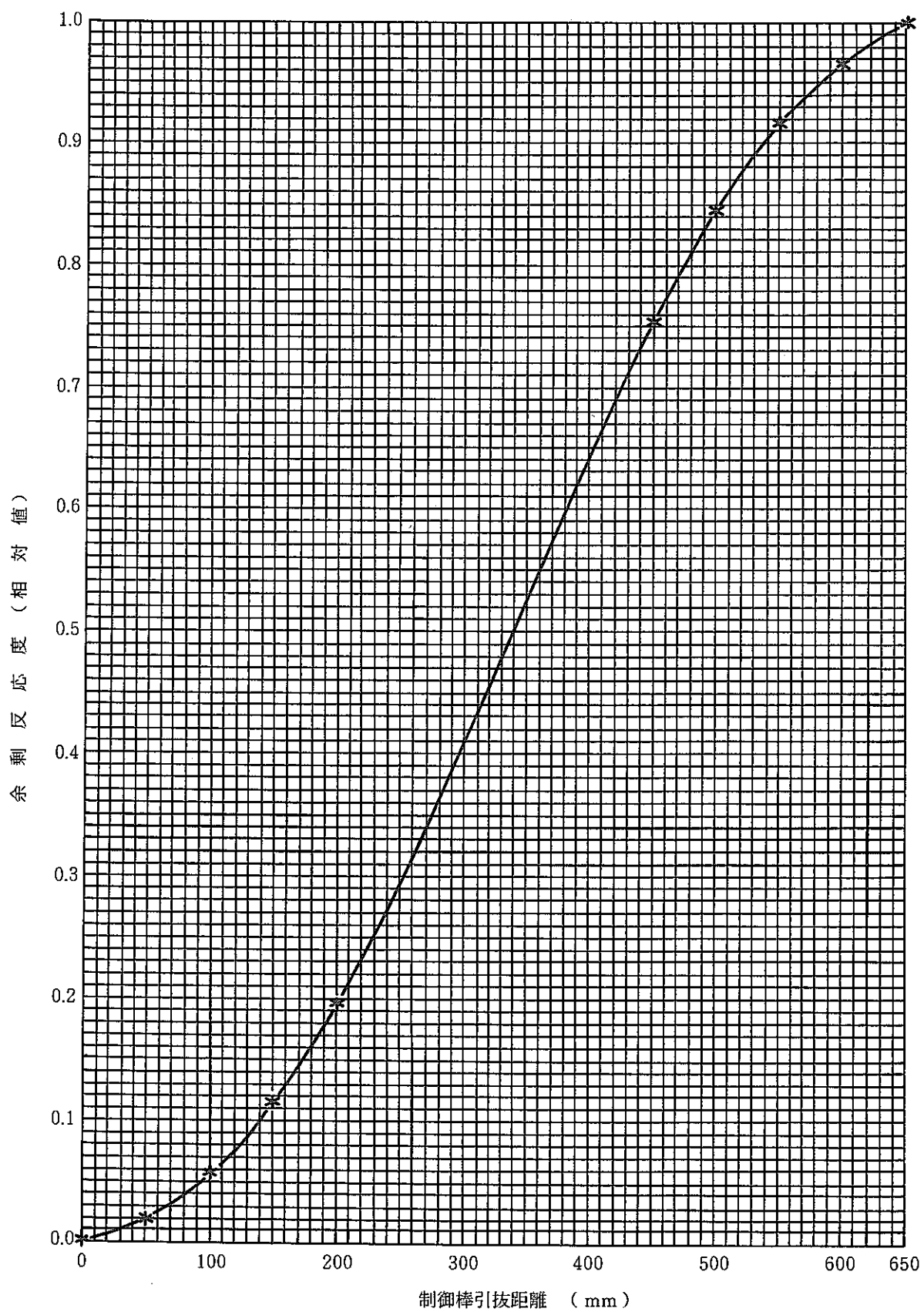


図3.6.1 第18サイクル制御棒1ストローク曲線

3.7 INTA-2 熱水力特性計算用ファイルの作成

報告者 原 俊治, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的

計測線付集合体 2 号機 (INTA-2) のパラメータ・サーベイを行うため "MAGI" を用いた第 23" サイクル予測計算を行い, 特燃熱水力特性ファイルの作成を行った。

2. データ支給

本件は照射課依頼 (照一元-9) の作業であり, 作成したファイルは照射課へ支給した。

又, 今後の再現を考慮し, 以下の項目について添付した。

1. 計算炉心構成図
2. 中性子束炉内分布図
3. INTA-2 7 群中性子束及び集合体出力
4. INTA-2 燃焼計算後各核種原子数密度

尚, INTA-2 は 5 F 2 に装荷し集合体出力 0.36 MW (BOC), 全中性子束 $2.03 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ (BOC 軸方向最大) であった。

3.8 MK-II 炉心第 18 サイクル BOC 反応度係数測定試験結果 (速報)

報告者 沖元 豊, 吉田昌宏, 長崎英明, 有井祥夫 (炉心・運転管理 Gr.)

1. 目的

MK-II 炉心第 18 サイクル BOC で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 18 サイクル BOC の炉心核特性の測定結果をまとめて表 3.8.1 及び図 3.8.1, 図 3.8.2 に示す。

表 3.8.1 反応度係数測定結果 (第 18 サイクル BOC)

| 項 目 | 測 定 結 果 | | | | | |
|-------------------------------------|---------------------------|------|------|------|------|------|
| | CR1 | CR2 | CR3 | CR4 | CR5 | CR6 |
| 制御棒全反応度値 (% Δk/k) | 2.16 | 2.15 | 2.09 | 2.04 | 1.99 | 1.99 |
| 過剰反応度 (% Δk/k) (0 MW, 250 °C) | 3.351 | | | | | |
| 等温温度係数 (% Δk/k/°C) | - 4.13 × 10 ⁻³ | | | | | |
| 流量反応度係数 (% Δk/k/% Flow) | - 2.85 × 10 ⁻⁴ | | | | | |
| 出力係数 (0 ~ 100 MW間平均) (% Δk/k/MW) | - 4.79 × 10 ⁻³ | | | | | |

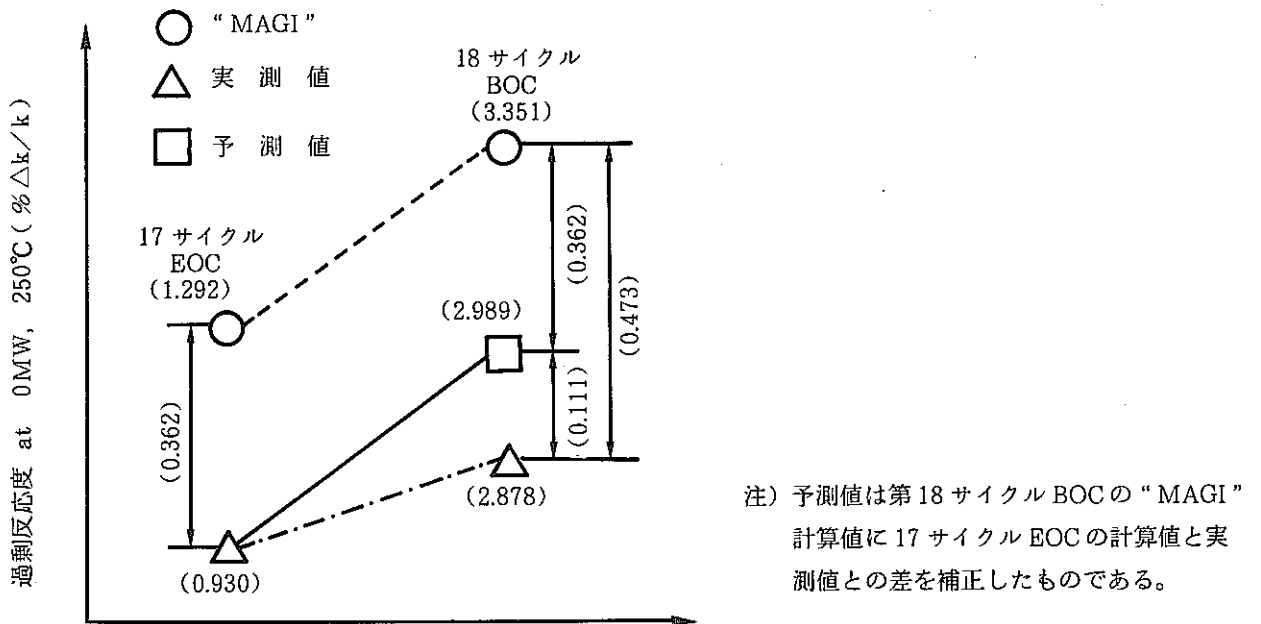


図 3.8.1 過剰反応度の実測値と計算値の比較

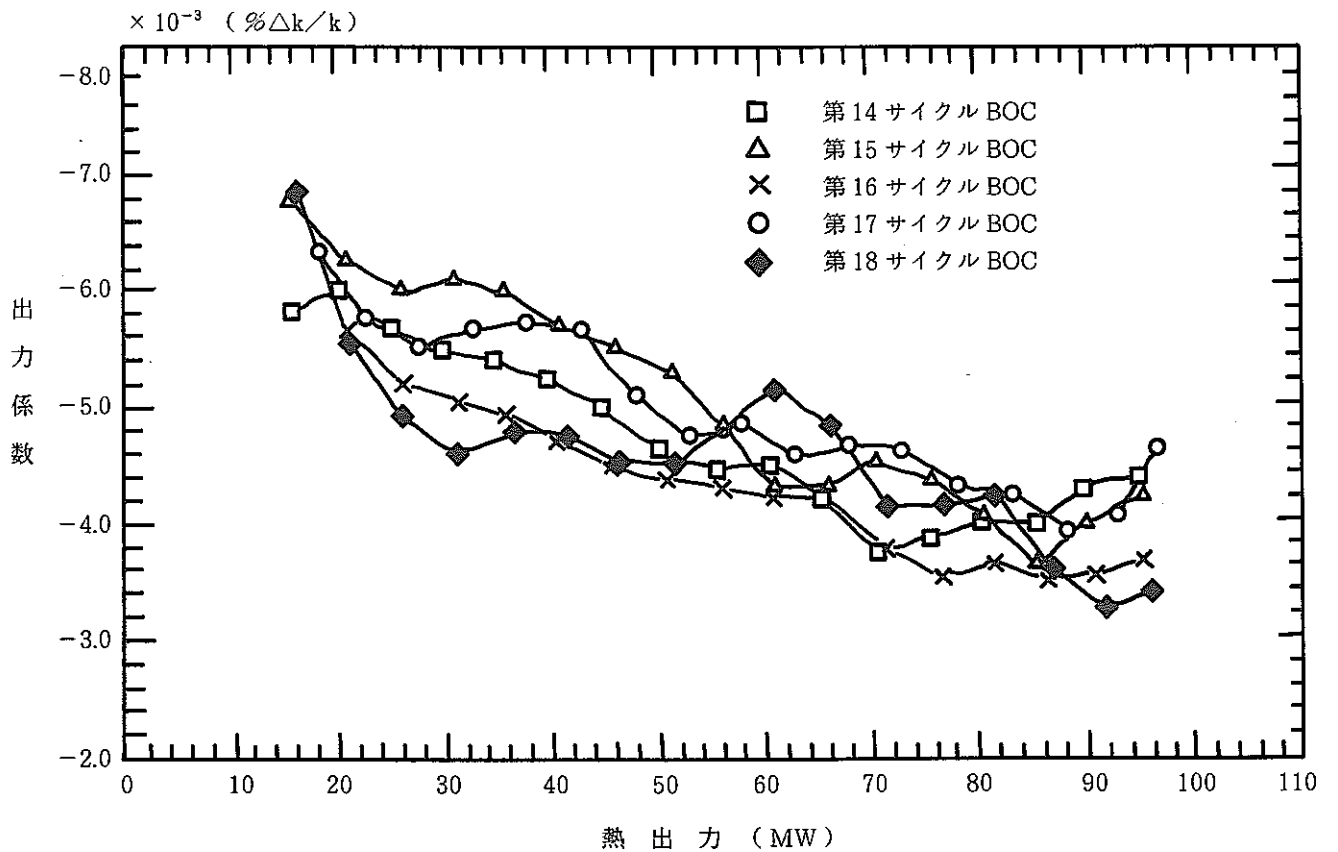


図 3.8.2 14～18サイクルにおける5 MW毎の出力係数変化

3.9 MK-II 炉心第 18 サイクル制御棒校正試験結果

報告者 長崎英明, 沖元 豊, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的

MK-II 炉心第 18 サイクル (定格出力 100 MW) 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。

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 (350 mm ~ 650 mm) を得る。
- ii) 中性子源増倍法及び 6 本同時差換法の測定値より制御棒全反応度値を得る。

3. 結果

MK-II 炉心第 18 サイクル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 3.9.1 ~ 3.9.6 に制御棒校正曲線を示す。

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

R: 制御棒番号
X: 制御棒位置 (mm)

| C | R | 1 | C | R | 2 | C | R | 3 |
|-----------|-----------------|---|-----------|-----------------|---|-----------|-----------------|---|
| COEF (0)= | 2.1535109 D+00 | | COEF (0)= | 4.6358568 D-01 | | COEF (0)= | -1.0251257 D+00 | |
| COEF (1)= | -4.5929233 D-02 | | COEF (1)= | -2.5864364 D-02 | | COEF (1)= | -9.2816230 D-03 | |
| COEF (2)= | 2.0524846 D-04 | | COEF (2)= | 1.1314627 D-04 | | COEF (2)= | 4.2564664 D-05 | |
| COEF (3)= | -3.9860750 D-07 | | COEF (3)= | -1.9258059 D-07 | | COEF (3)= | -4.5592579 D-08 | |
| COEF (4)= | 3.7371203 D-10 | | COEF (4)= | 1.4838295 D-10 | | COEF (4)= | -2.4192412 D-12 | |
| COEF (5)= | -1.4013154 D-13 | | COEF (5)= | -4.3574334 D-14 | | COEF (5)= | 1.7472533 D-14 | |
| C | R | 4 | C | R | 5 | C | R | 6 |
| COEF (0)= | 2.4117449 D+00 | | COEF (0)= | -1.2259370 D+00 | | COEF (0)= | 2.5951575 D-01 | |
| COEF (1)= | -4.4128975 D-02 | | COEF (1)= | -7.7252239 D-03 | | COEF (1)= | -2.2296343 D-02 | |
| COEF (2)= | 1.8283257 D-04 | | COEF (2)= | 4.1136931 D-05 | | COEF (2)= | 9.8923173 D-05 | |
| COEF (3)= | -3.2479890 D-07 | | COEF (3)= | -5.4114954 D-08 | | COEF (3)= | -1.6894944 D-07 | |
| COEF (4)= | 2.7274223 D-10 | | COEF (4)= | 1.7075380 D-11 | | COEF (4)= | 1.3062100 D-10 | |
| COEF (5)= | -9.0175412 D-14 | | COEF (5)= | 5.8626367 D-15 | | COEF (5)= | -3.8618402 D-14 | |

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 | 2.15 | 2.09 | 2.04 | 1.99 | 1.99 |

制御棒 6 本の反応度値総和 = 12.42 % Δk/k

4. 評価

- i) 制御棒校正曲線 : 校正範囲(350mm~650mm)におけるストローク曲線は前サイクルと同程度であり有意な差は見られなかった。
- ii) 制御棒全反応度価値: 制御棒6本の反応度価値総和は12.42% $\Delta k/k$ であり本サイクルの余剰反応度^{*1}に対し十分な制御棒反応度価値を有している。

^{*1}: 本サイクルBOCでの余剰反応度は2.88% $\Delta k/k$ (0MW, 250℃)であった。〔技-1-49参照〕

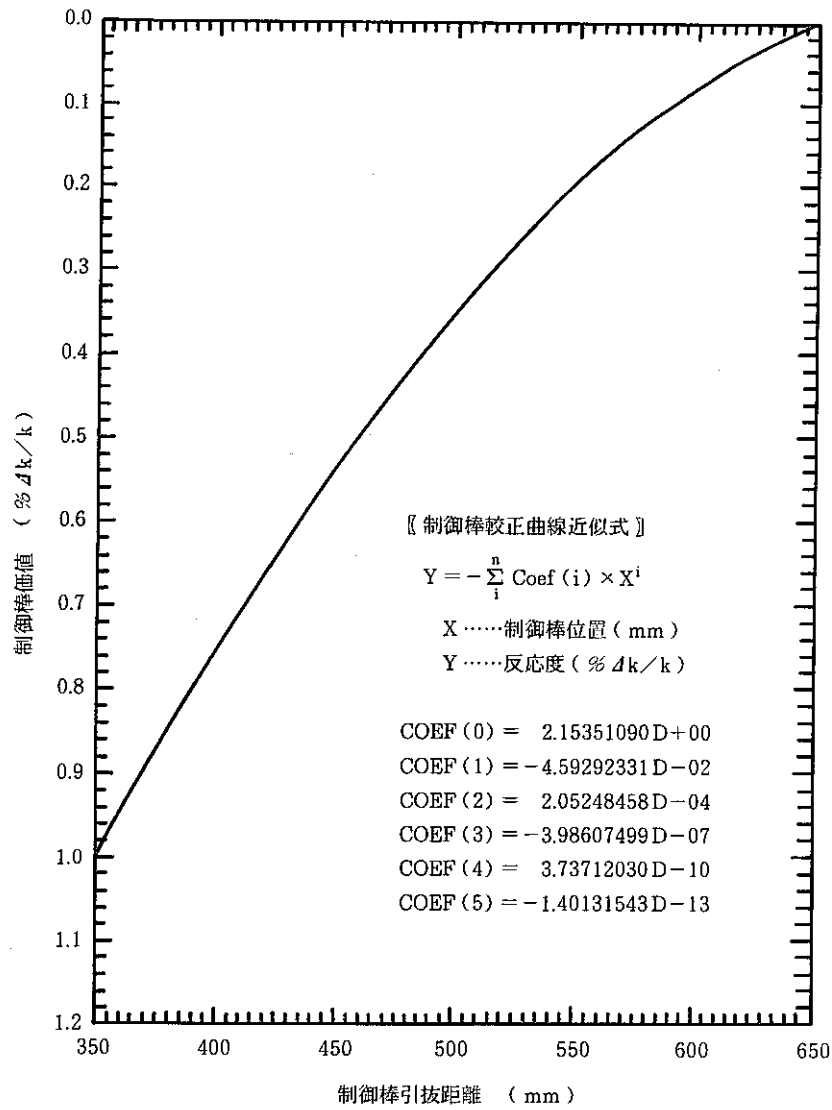


図 3.9.1 制御棒 1 ストローク曲線

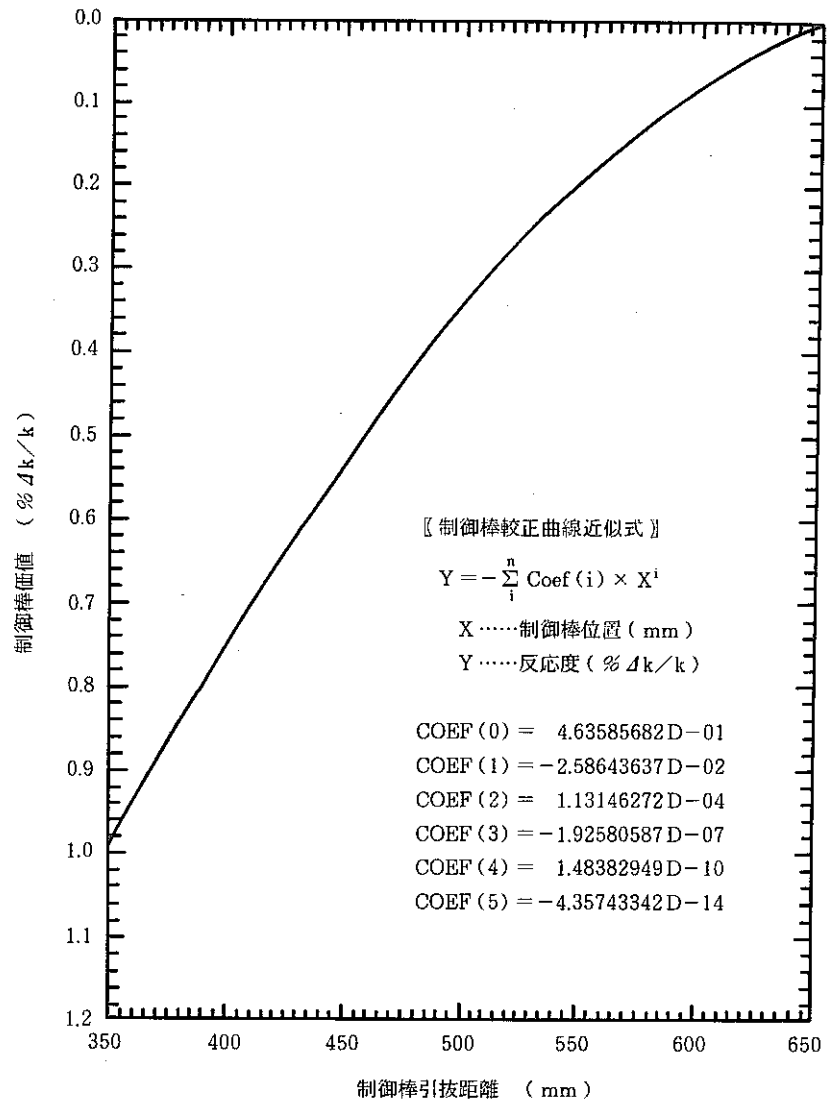


図 3.9.2 制御棒 2 ストローク曲線

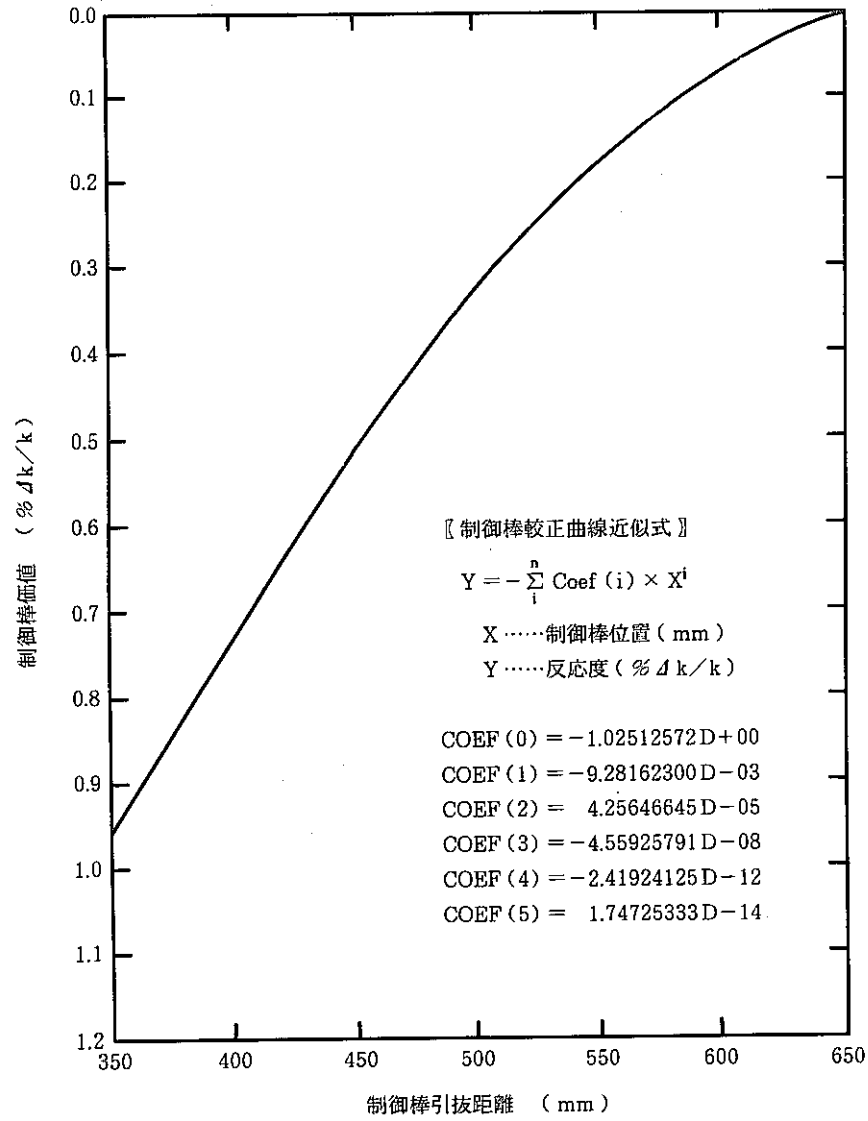


図 3.9.3 制御棒 3 ストローク曲線

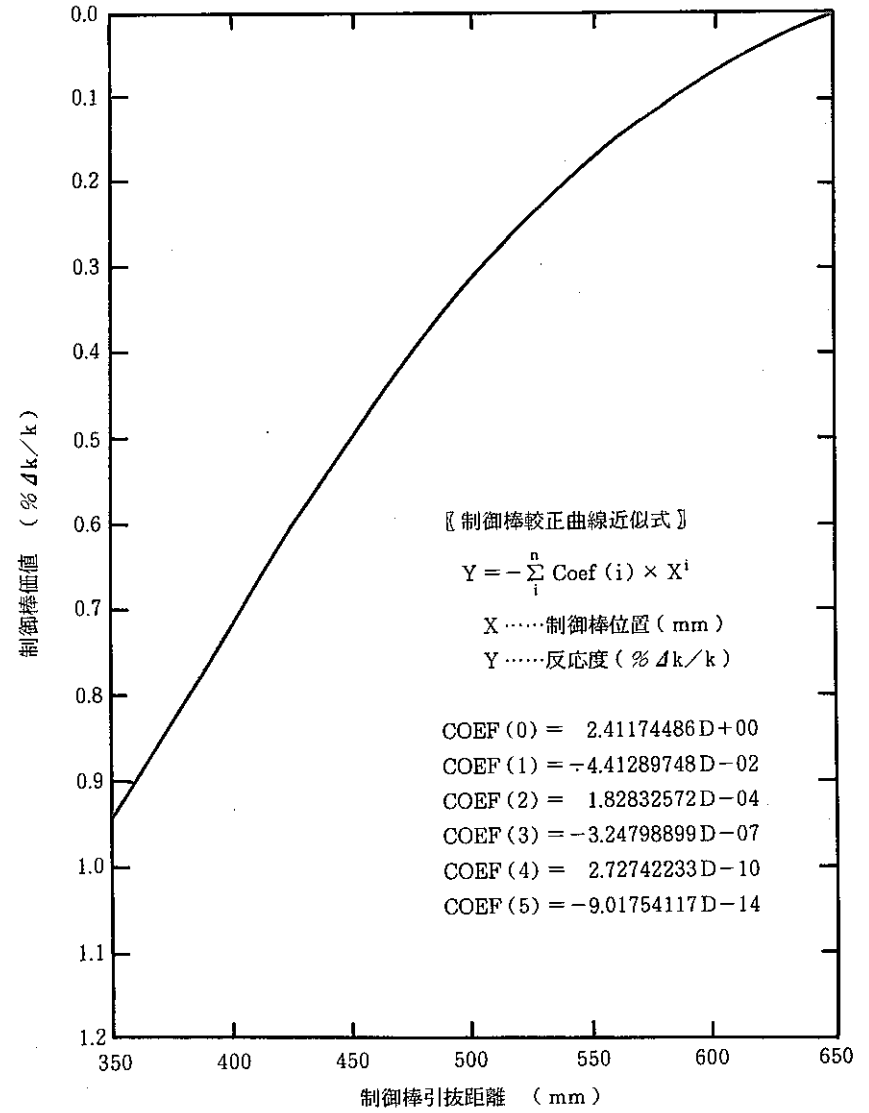


図 3.9.4 制御棒 4 ストローク曲線

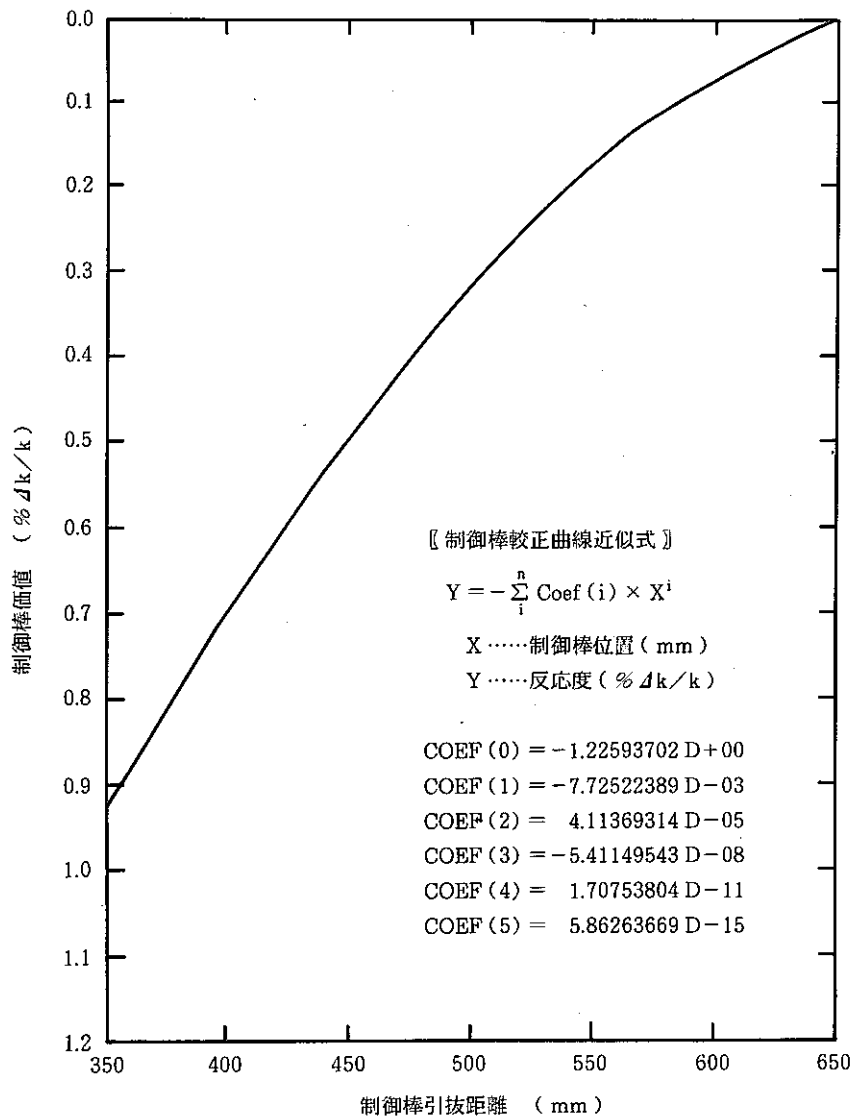


図 3.9.5 制御棒 5 ストローク曲線

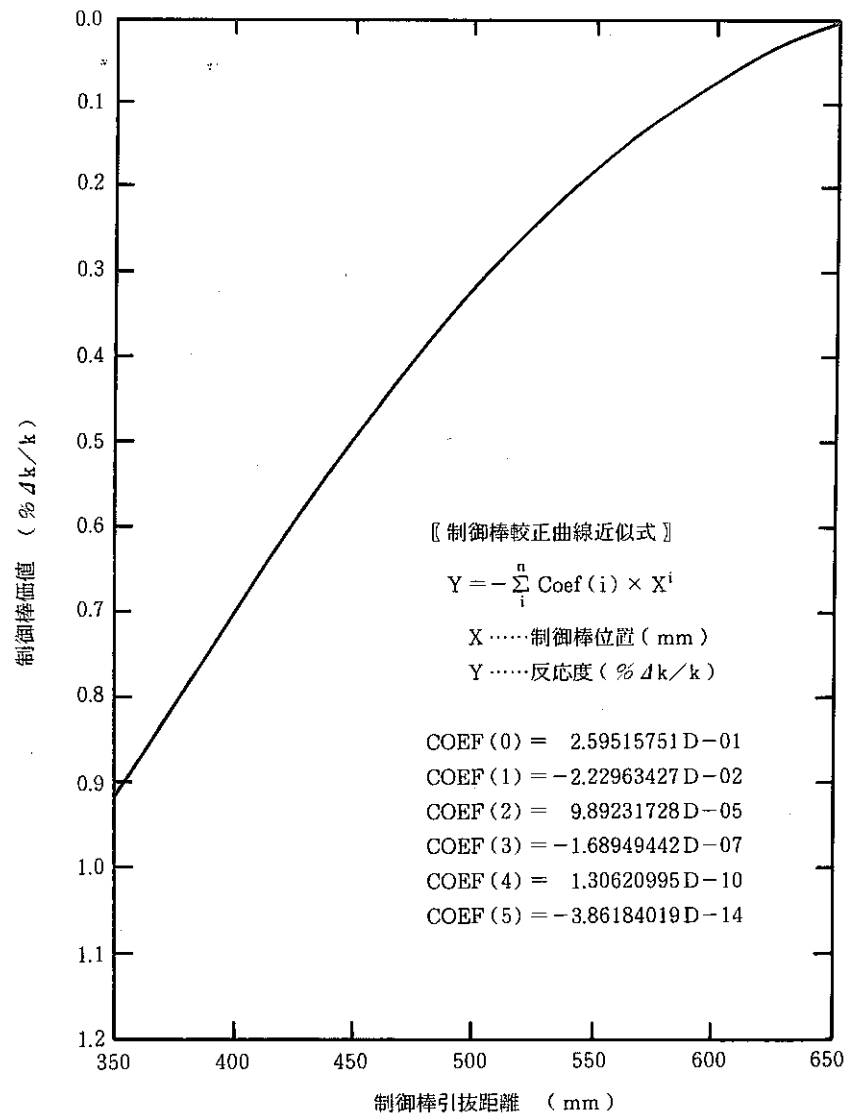


図 3.9.6 制御棒 6 ストローク曲線

3.10 Na-水反応による水素発生の炉心への核的影響計算

報告者 原 俊治, 有井祥夫(炉心・運転計画 Gr)

1. 目的

Na-水反応による水素発生の炉心への核的影響を確認するために, "MAGI" コードを用いた反応度計算及び危険係数の算出を行ったので報告する。

2. 計算方法

"MAGI" で水素を扱っている集合体は特燃しかないのでMK-II 第17 サイクル炉心の0列にC型特燃を入れた炉心構成で以下の3 ケースの計算を行った。

- i) 通常のNaの入ったC型特燃を使用したケース (ケース1.)
- ii) i) のC型特燃のNaを0.0としたケース (ケース2.)
- iii) i) のC型特燃のNaをH₂に変えたケース (ケース3.)

3. 計算結果

3-1 反応度変化

各ケースのKeff及び反応度変化は以下の通りである。

- i) ケース1: $K_{eff} = 1.029088$
- ii) ケース2: $K_{eff} = 1.028283$ i)との反応度差 = $-0.076\% \Delta k/kk'$
- iii) ケース3: $K_{eff} = 1.028312$ " = $-0.073\% \Delta k/kk'$

3-2 危険係数

3-1の反応度変化より危険係数($\Delta k/k/1$ モル/cc)を算出するとNa = 0.044, H₂ = 0.183 となった。

ところで, MK-I設計では全炉心でNa = 1.58, H = 12.1としている。これに条件を合わせるのは困難であるが, Naのインポートランスが空間的にフラットであると仮定し67体相当に換算すると

$$Na = 0.044 \times 67 = 2.95$$

$$H_2 = 0.183 \times 67 = 12.26$$

となる。

3.11 MK-II 炉心第18サイクルにおける燃焼係数測定 (中間報告)

報告者 長崎英明, 沖元 豊, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 概要

「常陽」では現在, MK-II 炉心第18サイクルの運転がおこなわれているが, 技術課では, 定格運転にともなう過剰反応度変化 (燃焼係数) の監視を続けている。1989年6月8日現在の燃焼係数を算出したので報告する。

2. 算出方法

燃焼係数の算出には, NP 239 の生成による反応度変化期間 (約13日) をすぎた, 100 MW 到達日より14日後の5月24日~6月7日までの期間の“JOYDAS”の定時記録データを (1時間毎の定時記録データより出力調整後の3, 11, 19時の3点) を最小二乗近似し係数を求めた。なお, 制御棒校正曲線は本サイクルの測定結果を使用し, 炉出力補正及び入口温度補正は, 以下の補正值を用いた。

$$\text{出力係数} = -3.38 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / \text{MW} \quad (18 \text{ サイクル BOC 測定 } 95 \text{ MW 近傍})$$

$$\text{等温係数} = -4.13 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ\text{C} \quad (18 \text{ サイクル BOC 測定})$$

3. 結果

近似に用いた期間 (5月24日~6月7日) の“JOYDAS”定時記録における炉出力の平均は, 99.1 MW, 積算出力は1377 MWdであった。これより同期間での燃焼係数は,

$$-2.345 \times 10^{-4} \Delta k / k / d$$

であった。図 3.11.1 に定格運転における過剰反応度変化を示す。

なお, 第13サイクル~17サイクルにおける燃焼係数 (NP 239 の生成による反応度変化期間を含まない) は, $-2.38 \times 10^{-4} \sim -2.30 \times 10^{-4} \Delta k / k / d$ である。

4. EOCでの過剰反応度

本サイクルのEOCでの過剰反応度は, 6月8日14時 (100 MW到達後29日目) に測定をおこなった過剰反応度 (炉容器入口温度 370°C , 熱出力100 MW) が, $1.209 \% \Delta k / k$ であり, 出力降下時 (7月18日10時) までの反応度損失は残りの積算出力を4040 MWd (平均炉出力は99 MW) とすると $-0.947 \% \Delta k / k$ で, 過剰反応度は $0.262 \% \Delta k / k$ (入口温度 370°C , 熱出力100 MW) となる。

なお, 同時刻での制御棒位置は約618 mm (制御棒6本均等, 炉容器入口温度 370°C , 熱出力100 MW) と予想される。

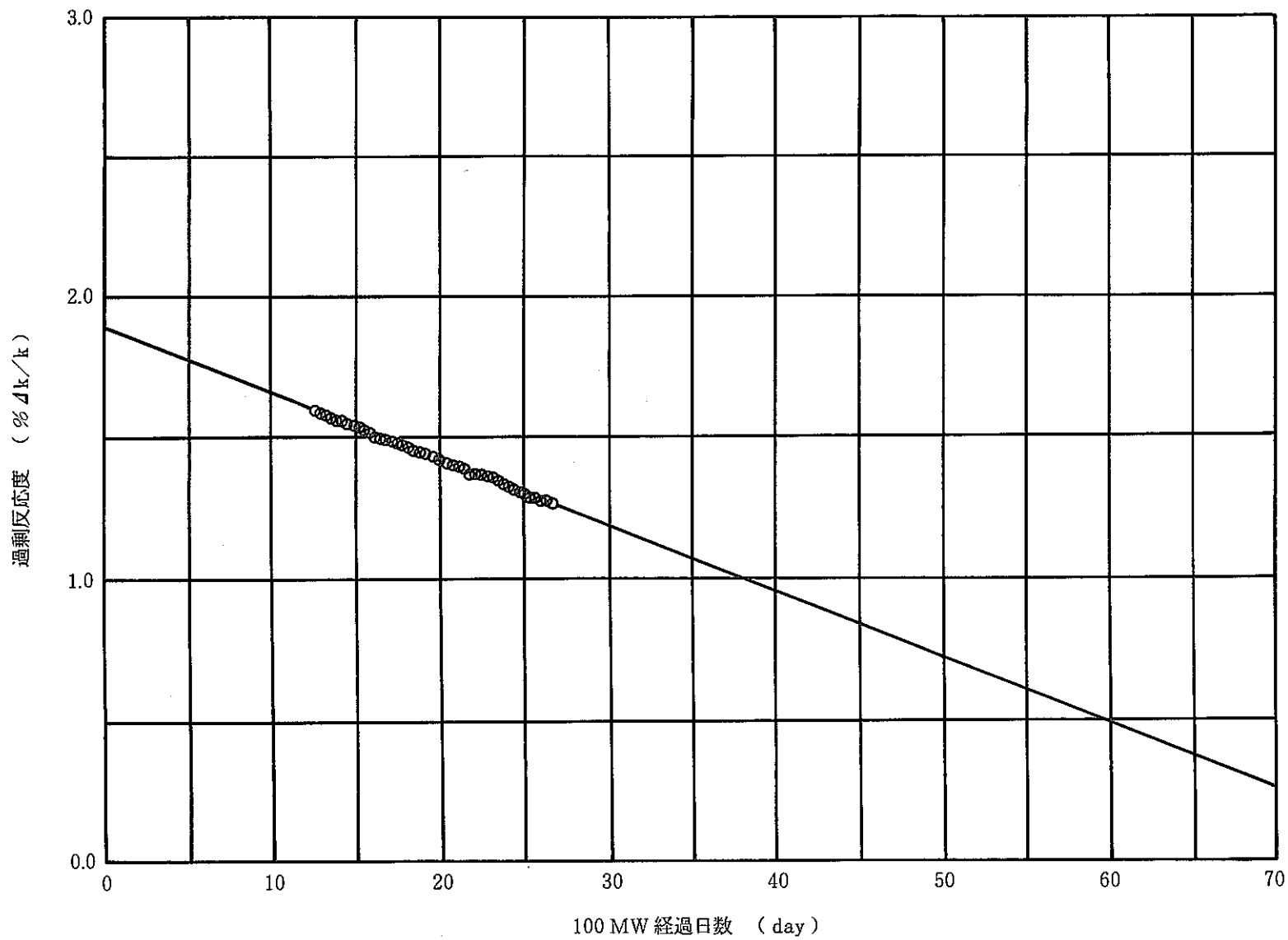


図 3.11.1 第 18 サイクル定格運転における過剰反応度変化
 (炉容器入口温度 370 °C, 炉出力 100 MW)

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 反射体3体引抜かれた状態におけるポンプモータ運転時のポンプ健全性の検討

報告者 磯崎和則, 沢田 誠 (プラント Gr)

1. 概要

1次主ポンプセルビウス制御装置不具合調査及び修理のため、反射体3体引抜かれた炉心構成状態においてポンプモータ運転に引継いだ場合、ポンプの健全性上問題ないか系統圧損より検討した。

2. 系統圧損の予測

昭和60年5月7日に実施された反射体3体(6A3, 6F5, 6A5)引抜時の系統圧損低下量測定結果(主ポンプ回転数約170rpm一定)を使用して、ポンプモータ通常運転時系統圧損からその圧損低下量を差し引いて系統圧損を予測するとともに、ポンプ運転限界値との比較検討を行った。

| 項目 ループ | 運転状態 | 回転数 (rpm) | 流量 (m ³ /h) | 圧損低下量 (miNa) | 系統圧損 (mNa) | ポンプ運転限界値 (mNa) |
|-----------|------------------------|--------------|---------------------------|-----------------|---------------|-------------------|
| A ループ | 通常運転時 S63.12.12 データ | 132.5 | 173.8 | — | 1.442 | 0.398 |
| | 反射体3体引抜時 | | 212.5 | 0.21 | 1.232 | 0.297 |
| B ループ | 通常運転時 S63.12.12 データ | 136.5 | 198.4 | — | 1.425 | 0.353 |
| | 反射体3体引抜時 | | 228.0 | 0.25 | 1.175 | 0.299 |

注) □ は、予測値

系統圧損予測の結果、上表の通り A, B ループともポンプ運転限界値を満足しており、ポンプの健全性は問題ないと判断する。

4.2 反射体3体引抜時におけるポニーモータ運転の健全性の確認

報告者 沢田 誠(プラントGr)

1次主ポンプセルビウス装置の補修に絡んで、外側反射体3体(6A3, 6F5, 6A5)引抜時にポニーモータ運転を4月21日に行った。これに伴い、同運転データを基に系統圧損を計算し、ポンプの健全性を評価したので報告する。

(評価結果)

ポンプA, Bとも、ポンプ運転限界値を上回る揚程にて運転されており、ポンプ健全性上何ら問題のないことを確認した。

| | | | | |
|--------------|-------|-------|-------|-------|
| …… A LOOP …… | 回転数 | 流量 | 揚程 | 下限値 |
| | 128.8 | 181.2 | 1.302 | 0.421 |
| …… B LOOP …… | 回転数 | 流量 | 揚程 | 下限値 |
| | 129.6 | 194.8 | 1.239 | 0.367 |

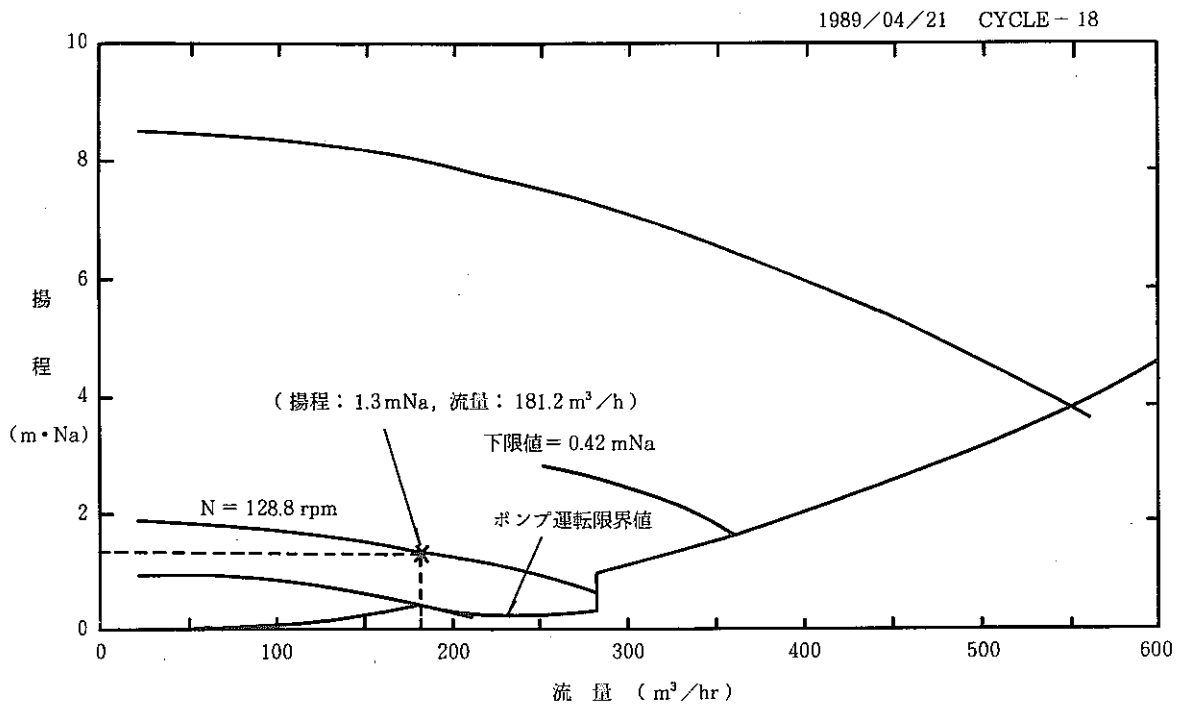


図 4.2.1 1次主ポンプ(A) Q-H特性

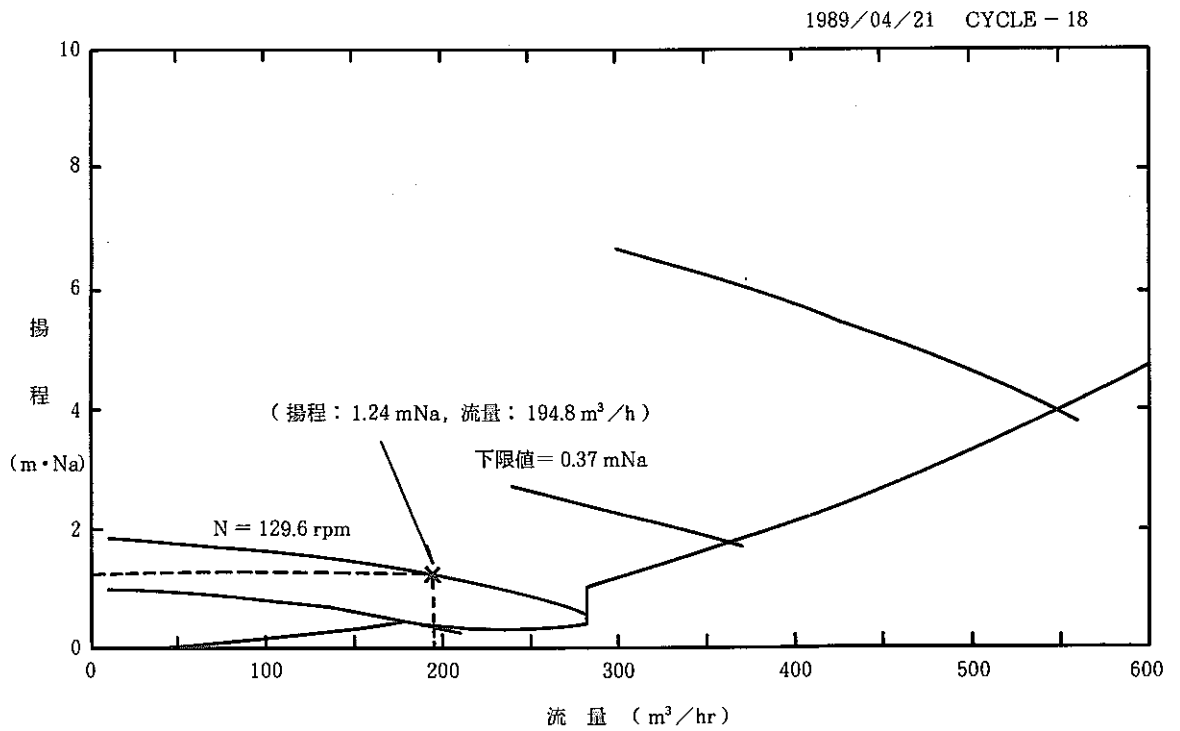


図 4.2.2 1次主ポンプ(B) Q-H特性

4.3 JOYDAS 警報制限値の見直し結果

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

JOYDASの機能強化の一環として警報制限値の見直しを行っているが、1次主循環流量の警報制限値において不都合が見られたため検討を行った。尚、変更は第18サイクル燃料交換時に実施する予定である。

2. 内容

1次主循環流量の警報監視は、図4.3.1, 2に示す様にロジック回路を用いており、定格運転時、燃料交換時、ポニーモータ運転時及び運転モード(停止)時の4ケースに警報値を設定している。この4ケースの内今回は3ケースを下記のように変更する。

| ケース | 変更前 | | 変更後 | |
|-----------|------|------|------|------|
| | 上限値 | 下限値 | 上限値 | 下限値 |
| 定格運転時 | 1384 | 1132 | 1323 | 1071 |
| 燃料交換時 | 440 | 315 | 280 | 224 |
| ポニーモータ運転時 | 252 | 101 | 214 | 158 |

(m³/h)

3. 決定根拠

(定格運転時)

プラント警報が上限105%、下限85%であることから定格流量1260 m³/hより決定した。

(燃料交換時)

流量計(センサー、記録計等)のループ誤差4%を考慮し、フルスケールの±2%(±28 m³/h)を燃料交換時流量(252 m³/h)に加え警報制限値とした。

(ポニーモータ運転時)

燃料交換時と同様にフルスケールの±2%をポニーモータ運転時流量(189 m³/h)に加え警報制限値とした。

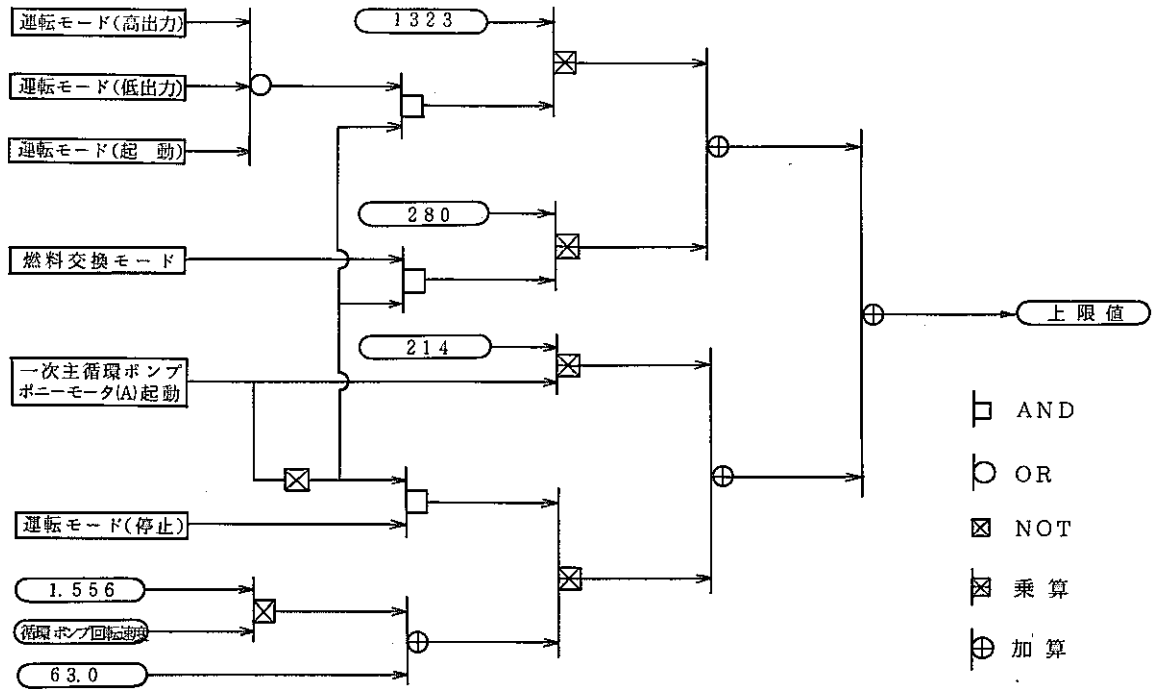


図 4.3.1 警報制限値判定ロジック (上限値)

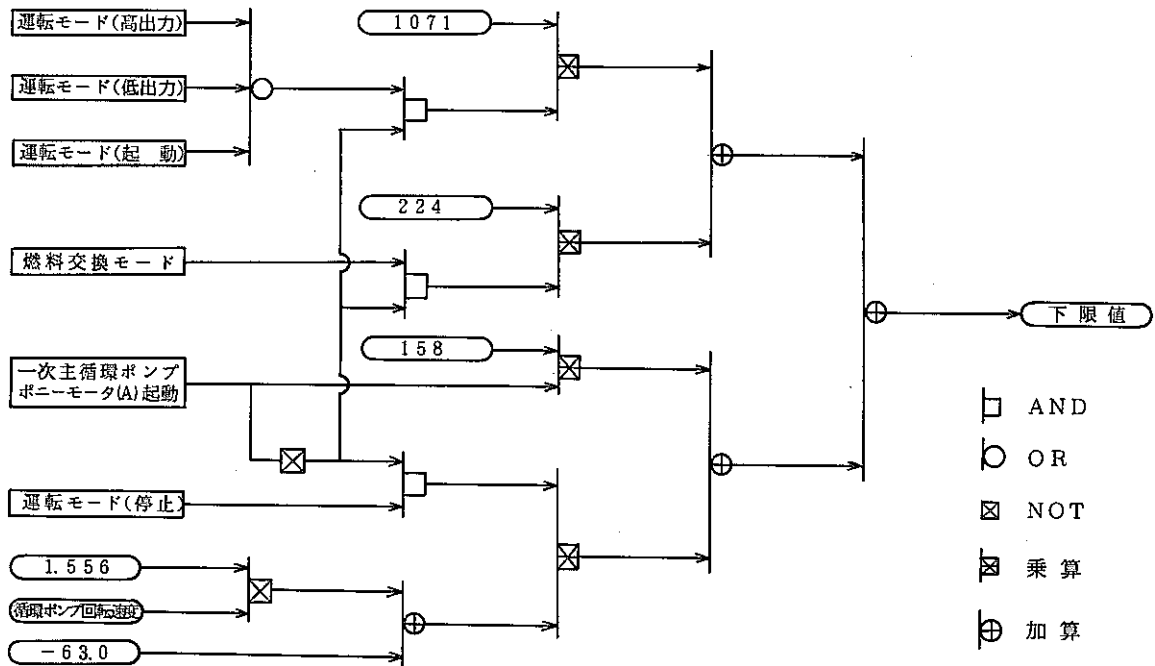


図 4.3.2 警報制限値判定ロジック (下限値)

4.4 MK-II 炉心定格第18サイクルにおける集合体出口冷却材温度予測

報告者 長崎英明, 田代正夫 (炉心・運転計画 Gr)

本資料は, MK-II 炉心定格第18サイクルにおける集合体出口冷却材温度予測に関するものであり, 第18サイクルの当該警報設定に資する目的で作成した。

本予測は, 第15サイクルより使用している集合体出口温度予測プログラム「FOOT」*¹ を使用して実施し, 警報設定値に資する集合体出口冷却材温度を算出した。算出根拠は以下のとおりである。

- 炉心燃料……………「FOOT」コードの計算値を使用した。「MAGI」の予測計算結果と「FOOT」の予測値を比較して「FOOT」の予測温度が「MAGI」より低く, 90 MW時点で予測温度の修正を行う可能性がある集合体 *² を表 4.4.1 に○印で示す。
 - 特 燃……………「FOOT」コードの計算値を使用した。
 - 反 射 体……………内側反射体は冷却材の流量が少ないため, 燃料集合体から高温の冷却材が廻り込み「FOOT」コードで予測した温度より高い計測結果が得られている。従って, 反射体 (材料照射用も含む) の温度は原則として前サイクルの実績を使用する。表 4.4.1 に△印で示す。
 - INTA-S ……………当面は前サイクル (17 サイクル) の設定値を使用する。表 4.4.1 に◇印
- 表 4.4.1 に集合体出口冷却材温度予測結果一覧表を示す。

*¹ Calculation Code for Forecast of Subassembly Outlet Temperature

*² 表中の△は初期予測に対し, 90 MWにおける測定値から定格出力時の予測値を修正した集合体である。

表 4.4.1 集合体出口冷却材温度予測結果一覧表

| 温度設定器 | No. | アドレス | 温度(°C) | 温度設定器 | No. | アドレス | 温度(°C) | 温度設定器 | No. | アドレス | 温度(°C) | 温度設定器 | No. | アドレス | 温度(°C) |
|---------------------|-----|-------|--------|---------------------|-----|-------|--------|---------------------|-----|-------|--------|---------------------|-----|-------|--------|
| TR A 1 4 ・ 1 - 1 | 1 | 0 0 0 | 567 | TR A 1 4 ・ 1 - 2 | 1 | 2 B 2 | 522 | TR A 1 4 ・ 1 - 3 | 1 | 2 D 1 | 555 | TR A 1 4 ・ 1 - 4 | 1 | 2 F 1 | 542 |
| | 2 | 1 A 1 | 541 | | 2 | 2 C 1 | 556 | | 2 | 2 D 2 | 559 | | 2 | 2 F 2 | 553 |
| | 3 | 1 B 1 | 564 | | 3 | 2 C 2 | 560 | | 3 | 2 E 1 | 550 | | 3 | 3 F 1 | 537 |
| | 4 | 1 C 1 | 568 | | 4 | 3 B 2 | 522 | | 4 | 2 E 2 | ○544 | | 4 | 3 F 2 | ○513 |
| | 5 | 1 D 1 | 571 | | 5 | 3 C 1 | ○515 | | 5 | 3 D 1 | 535 | | 5 | 4 E 3 | 527 |
| | 6 | 1 E 1 | 569 | | 6 | 3 C 2 | △550 | | 6 | 3 D 2 | ○539 | | 6 | 4 E 4 | 504 |
| | 7 | 1 F 1 | 564 | | 7 | 4 B 2 | ○532 | | 7 | 3 E 1 | ○513 | | 7 | 4 F 1 | 505 |
| | 8 | 2 A 1 | 545 | | 8 | 4 B 3 | 529 | | 8 | 3 E 2 | 546 | | 8 | 4 F 2 | 525 |
| | 9 | 2 A 2 | 557 | | 9 | 4 B 4 | 526 | | 9 | 4 C 4 | 503 | | 9 | 4 F 3 | 527 |
| | 10 | 2 B 1 | △547 | | 10 | 4 C 1 | 515 | | 10 | 4 D 1 | ○500 | | 10 | 4 F 4 | ○504 |
| | 11 | 3 A 1 | 545 | | 11 | 4 C 2 | 513 | | 11 | 4 D 2 | 506 | | 11 | 5 E 3 | 512 |
| | 12 | 3 A 2 | 543 | | 12 | 4 C 3 | 530 | | 12 | 4 D 3 | 536 | | 12 | 5 E 4 | 520 |
| | 13 | 3 B 1 | 527 | | 13 | 5 B 2 | △485 | | 13 | 4 D 4 | ○516 | | 13 | 5 E 5 | △482 |
| | 14 | 4 A 1 | ○491 | | 14 | 5 B 3 | 515 | | 14 | 4 E 1 | 508 | | 14 | 5 F 1 | △457 |
| | 15 | 4 A 2 | 508 | | 15 | 5 B 4 | 512 | | 15 | 4 E 2 | 509 | | 15 | 5 F 2 | ◇400 |
| | 16 | 4 A 3 | 535 | | 16 | 5 B 5 | △497 | | 16 | 5 C 5 | △492 | | 16 | 5 F 3 | △515 |
| | 17 | 4 A 4 | 512 | | 17 | 5 C 1 | △498 | | 17 | 5 D 1 | △481 | | 17 | 5 F 4 | 507 |
| | 18 | 4 B 1 | 494 | | 18 | 5 C 2 | ○505 | | 18 | 5 D 2 | △491 | | 18 | 5 F 5 | △496 |
| | 19 | 5 A 1 | △488 | | 19 | 5 C 3 | 512 | | 19 | 5 D 3 | 499 | | 19 | 6 E 3 | △474 |
| | 20 | 5 A 2 | ○516 | | 20 | 5 C 4 | △504 | | 20 | 5 D 4 | 505 | | 20 | 6 E 4 | △476 |
| | 21 | 5 A 3 | 505 | | 21 | 6 B 2 | △473 | | 21 | 5 D 5 | △493 | | 21 | 6 E 5 | △480 |
| | 22 | 5 A 4 | 523 | | 22 | 6 B 3 | △480 | | 22 | 5 E 1 | △494 | | 22 | 6 E 6 | △472 |
| | 23 | 5 A 5 | △494 | | 23 | 6 B 4 | △494 | | 23 | 5 E 2 | △493 | | 23 | 6 F 2 | △473 |
| | 24 | 5 B 1 | △480 | | 24 | 6 B 5 | △491 | | 24 | 6 C 6 | △489 | | 24 | 6 F 3 | △495 |
| | 25 | 6 A 2 | △477 | | 25 | 6 B 6 | △499 | | 25 | 6 D 2 | △481 | | 25 | 6 F 4 | △484 |
| | 26 | 6 A 3 | △478 | | 26 | 6 C 2 | △507 | | 26 | 6 D 3 | △480 | | 26 | 6 F 5 | △476 |
| | 27 | 6 A 4 | △486 | | 27 | 6 C 3 | △505 | | 27 | 6 D 4 | △478 | | 27 | 6 F 6 | △483 |
| | 28 | 6 A 5 | △485 | | 28 | 6 C 4 | △504 | | 28 | 6 D 5 | △481 | | 28 | — | — |
| | 29 | 6 A 6 | △481 | | 29 | 6 C 5 | △498 | | 29 | 6 D 6 | △475 | | 29 | — | — |
| | 30 | — | — | | 30 | — | — | | 30 | 6 E 2 | △487 | | 30 | — | — |

4.5 サイクル報 (MK-II 炉心第 17 サイクル)

報告者 深見明弘, 杉江嘉彦, 島田裕一 (異常監視技術 Gr)

1. 概要

MK-II 炉心第 17 サイクルは, 平成元年 1 月 18 日に起動し, 1 月 21 日に定格出力 100 MW に到達した。その後, 定格運転 (70 日) を続け予定どおり, 平成元年 4 月 1 日 15 MW より制御棒一斎挿入にて, 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 4.5.1)
- (2) 定格運転特性 *
- (3) 原子炉熱出力履歴 (図 4.5.1)
- (4) その他 *
 - (a) S/A 出口温度監視結果
 - (b) 炉雑音測定結果
 - (c) ステップ応答測定結果

* 内容については技術課メモを参照のこと。

3. 評価

上記, 測定結果より第 17 サイクルにおいて原子炉プラント運転に関する異常な現象は発生しなかったと判断できる。

表 4.5.1 炉心及びプラント特性測定結果 (MK-II 定格第17サイクル)

(1) 炉心関係

| | | | | | | |
|--|-------|-------|---------------------------|-------|-------------|-------|
| 全制御棒価値 ($\% \Delta k/k$) | CR 1 | CR 2 | CR 3 | CR 4 | CR 5 | CR 6 |
| | 2.20 | 2.14 | 2.08 | 1.99 | 1.98 | 1.98 |
| BOC 臨界点 (mm) | CR 1 | CR 2 | CR 3 | CR 4 | CR 5 | CR 6 |
| | 467.0 | 467.0 | 467.1 | 467.1 | 466.4 | 467.1 |
| 250°C 余剰反応度 ($\% \Delta k/k$) | 2.661 | | | | | |
| (#1) 出力係数 ($\times 10^{-3} \% \Delta k/k/MW$) | BOC | | EOC | | (#1) 平均値を採用 | |
| | -5.26 | | -3.83 | | | |
| 燃焼係数 ($\times 10^{-4} \% \Delta k/k/MWD$) | 2.33 | | (定格出力時, $N_p - 239$ 効果含む) | | | |
| (#2) スクラム時間 (msec) | CR 1 | CR 2 | CR 3 | CR 4 | CR 5 | CR 6 |
| | — | — | 0.591 | — | — | — |

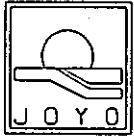
(#2) スクラム時間自動測定装置による

(2) プラント関係

| | | | | |
|----------------------|-------|-------|------------------|-----|
| | A ループ | B ループ | | |
| 系統圧損 (mNa) | 48.64 | 48.09 |) (#3) 250°Cでの測定 | |
| 1次主ポンプ定格回転数 (rpm) | 816.3 | 817.1 | | |
| 温度制御系ゲイン余裕 (dB) | 1 A | 2 A | 1 B | 2 B |
| | 10.6 | 10.6 | 8.1 | 7.7 |

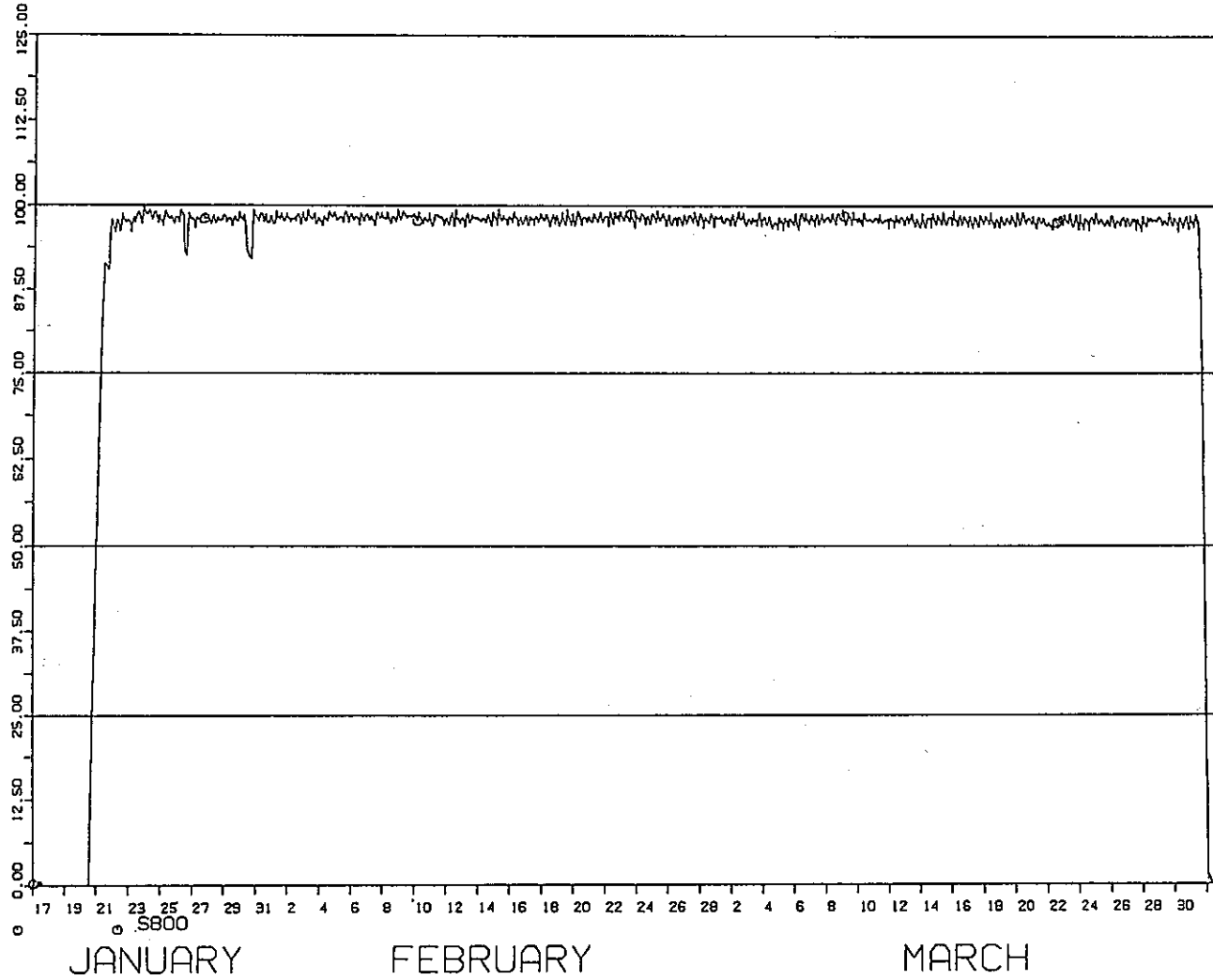
(3) 計装関係

| | | | | |
|------------------------------|------|------|------|------|
| ベーン開度信号 (50%) ヒステリシス (mA) | 1 A | 2 A | 1 B | 2 B |
| | 0.53 | 0.28 | 0.46 | 0.24 |



(1989/1/17 1:0 ~1989/4/1 23:0)

JOYO MK-II CYCLE-17



PNC-JOYO JOYDAS-PLOT

図4.5.1 原子炉熱出力

4.6 MK-II 第18サイクル炉心における系統圧損測定結果

報告者 磯崎和則, 菅谷和司, 沢田 誠 (プラントGr)

MK-II 第18サイクル炉心における系統圧損測定結果を以下に示す。

1. 測定日

平成元年5月5日(金)
(16:00~19:30)

2. 炉心体系

右表及び次ページ図に示す。

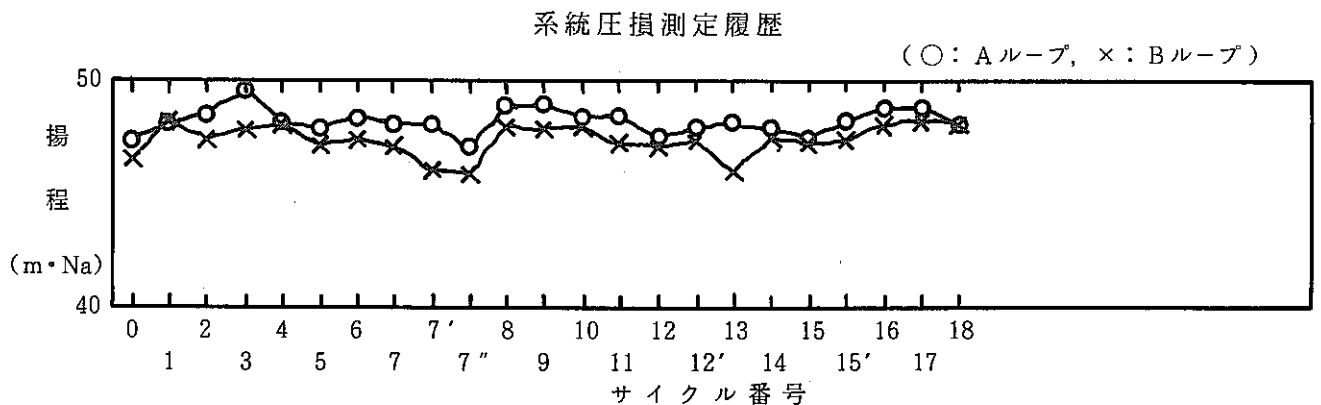
| 構成要素 | 員数 | 装荷位置 |
|----------------------------|-----|--------------------------------|
| 炉心燃料集合体 | 62 | |
| 特殊燃料 (A:1体, B:1体, C:3体) | 5 | 2B2, 3F2, 2E2 3E1, 3C2 |
| SMIR | 6 | 5B2, 5C5, 5C4 5D5, 6A4, 6D4 |
| AMIR | 2 | 6C6, 6D6 |
| CMIR | 1 | 1A1 |
| INTA-S | 1 | 5F2 |
| 反射体 | 228 | |

3. 測定結果

定格流量時の系統圧損は,

A ループ: 47.8 mNa

B ループ: 47.9 mNa であった。また、これまでの履歴を下図に示す。

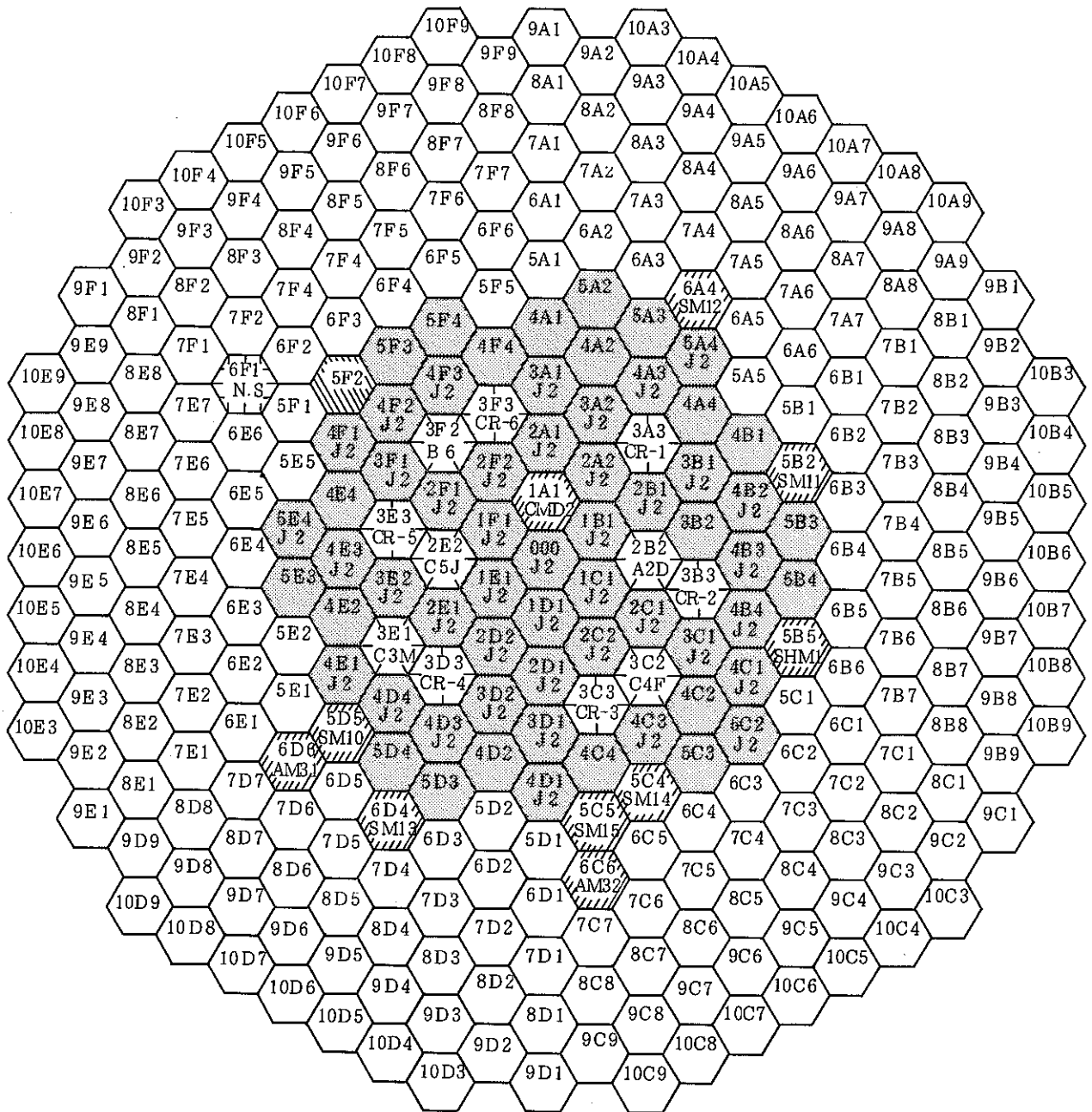


4. 評価

(1) 20~100%の各流量における系統圧損は、運転制限値を十分満足するものであった。

(2) 第18サイクルの系統圧損は、第17サイクルより0.5m低い値(A, B平均値)となった。

これは、今サイクル反射体2体がSMIRに変わったためである。











- | | | | |
|---|---------------|---|--------------------------------|
|  | 炉心燃料 62 体 |  | 材料照射用校正試験装置 1 体 |
|  | 特殊燃料集合体 5 体 |  | 制御棒 6 体 |
|  | 中性子源 1 体 |  | 反射体 228 体 |
|  | 燃料照射用反射体 10 体 |  | 炉上部照射プラグリグ 1 体 注 5C2 の上部に設置 |

図 4.6.1 100 MW - 第 18 サイクル炉心構成図

表 4.6.1 系統圧損測定結果

測定日：1989年 5 月 5 日
 炉心構成：ドライバ燃料 = 62 体
 特殊燃料集合体 = 5 体
 材料照射用反射体 = 11 体
 原子炉入口温度：A LOOP = 249.6℃
 B LOOP = 250.4℃

| A LOOP | 回転数 | 流量 | 揚程 | 下限値 |
|--------------------|-------|----------|--------|--------|
| | 166.6 | 237.5 | 2.200 | 0.315 |
| | 333.6 | 496.9 | 8.456 | 3.250 |
| | 489.6 | 744.7 | 17.729 | 7.301 |
| | 613.8 | 947.1 | 27.240 | 11.809 |
| | 739.0 | 1145.3 | 40.799 | 17.268 |
| | 832.8 | 1297.3 | 50.168 | 22.156 |
| 定格 | 813.0 | (1260.0) | 47.843 | 20.900 |

| B LOOP | 回転数 | 流量 | 揚程 | 下限値 |
|--------------------|-------|----------|--------|--------|
| | 164.2 | 234.2 | 2.027 | 0.309 |
| | 329.6 | 484.8 | 8.121 | 3.094 |
| | 486.4 | 736.6 | 17.720 | 7.143 |
| | 609.8 | 933.2 | 26.856 | 11.464 |
| | 737.2 | 1145.1 | 38.578 | 17.262 |
| | 832.8 | 1284.5 | 50.560 | 21.721 |
| 定格 | 811.2 | (1260.0) | 47.894 | 20.900 |

$$A \text{ LOOP : 揚程 (m} \cdot \text{Na)} = -0.2442 + 4.8104 \cdot QR + 43.2764 \cdot QR^2$$

$$B \text{ LOOP : 揚程 (m} \cdot \text{Na)} = 0.1161 + 3.1488 \cdot QR + 44.6288 \cdot QR^2$$

QR：定格(1260)に対する流量比

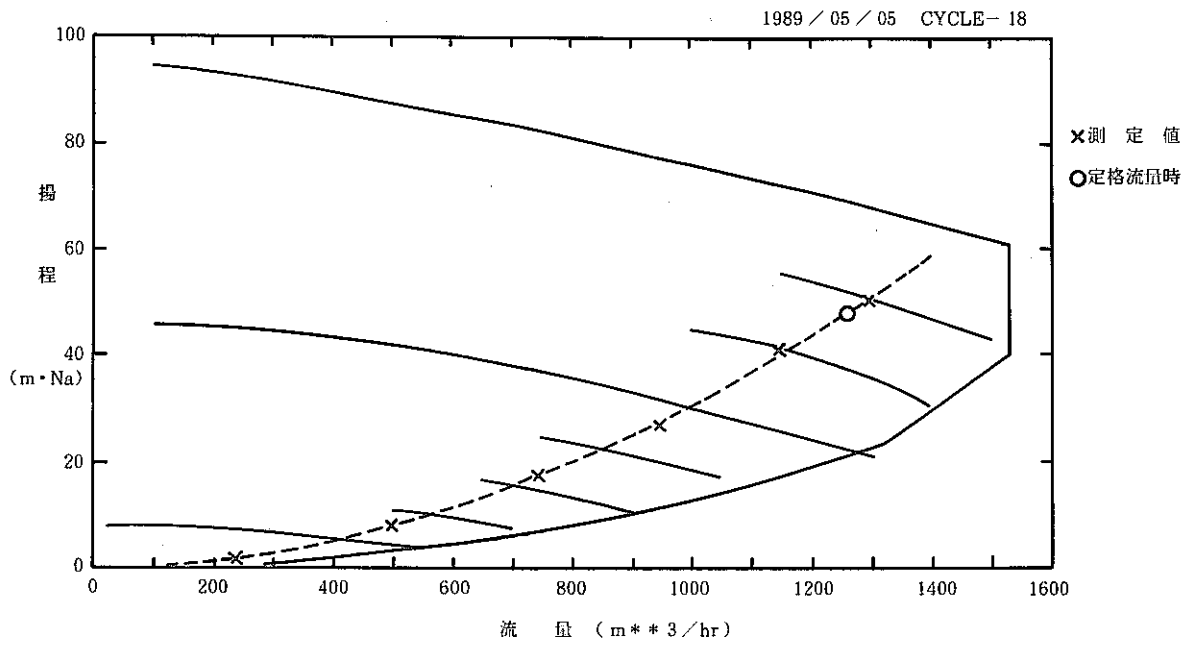


図 4.6.1 1次主ポンプ(A) Q-H特性

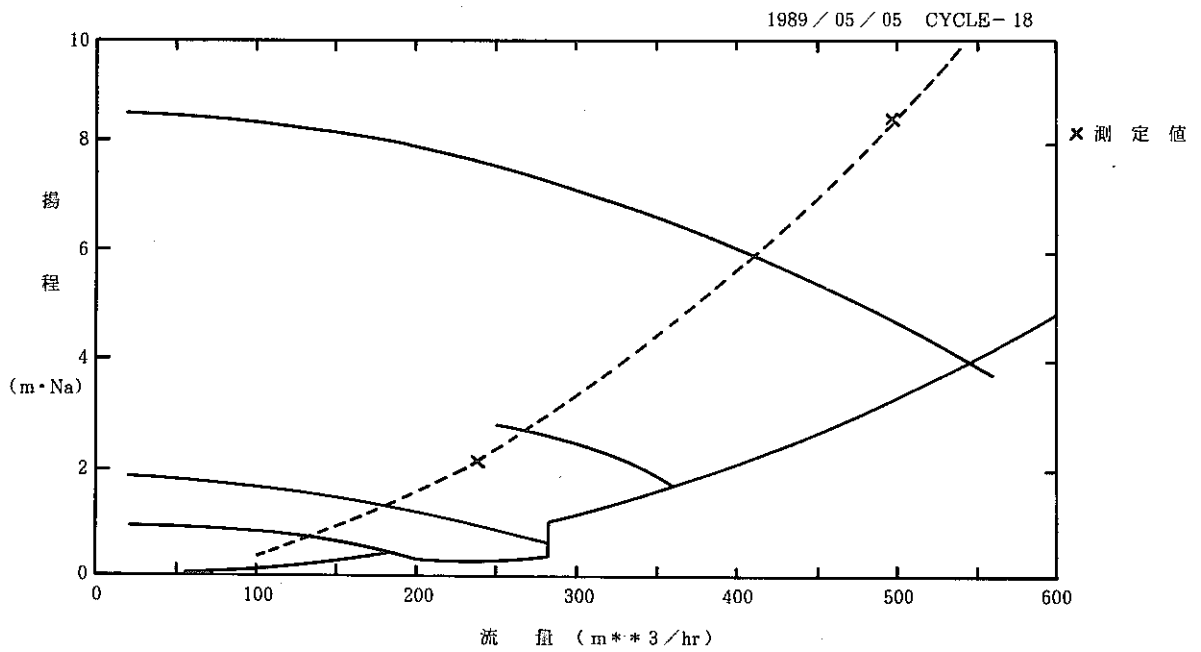


図 4.6.2 1次主ポンプ(A) Q-H特性

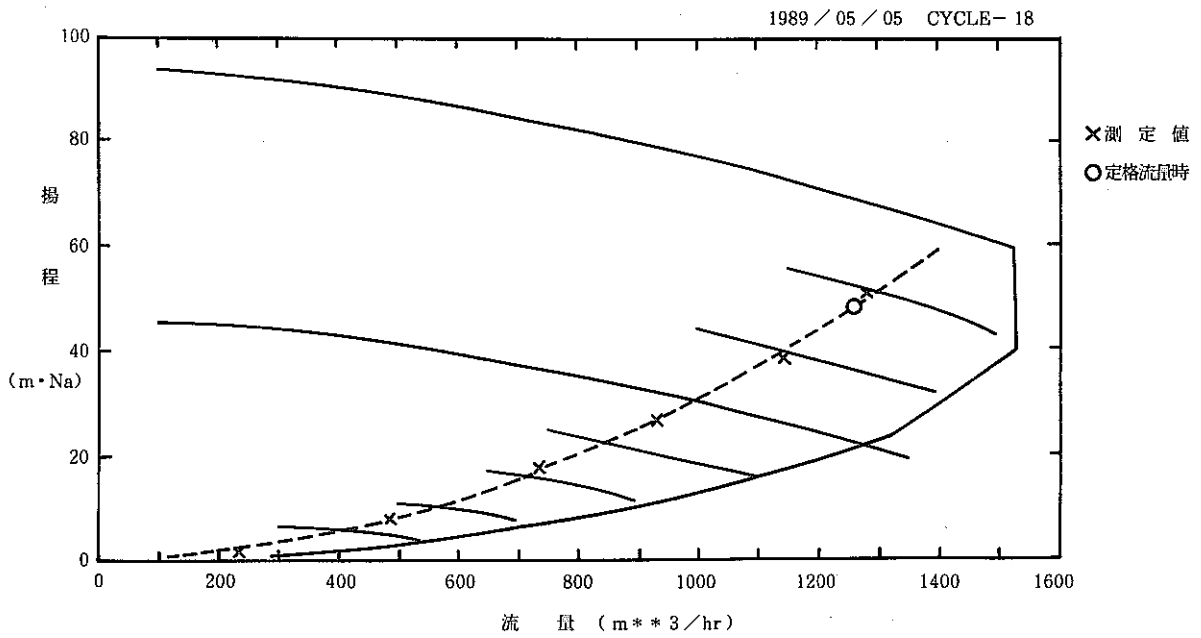


図 4.6.3 1次主ポンプ(B) Q-H特性

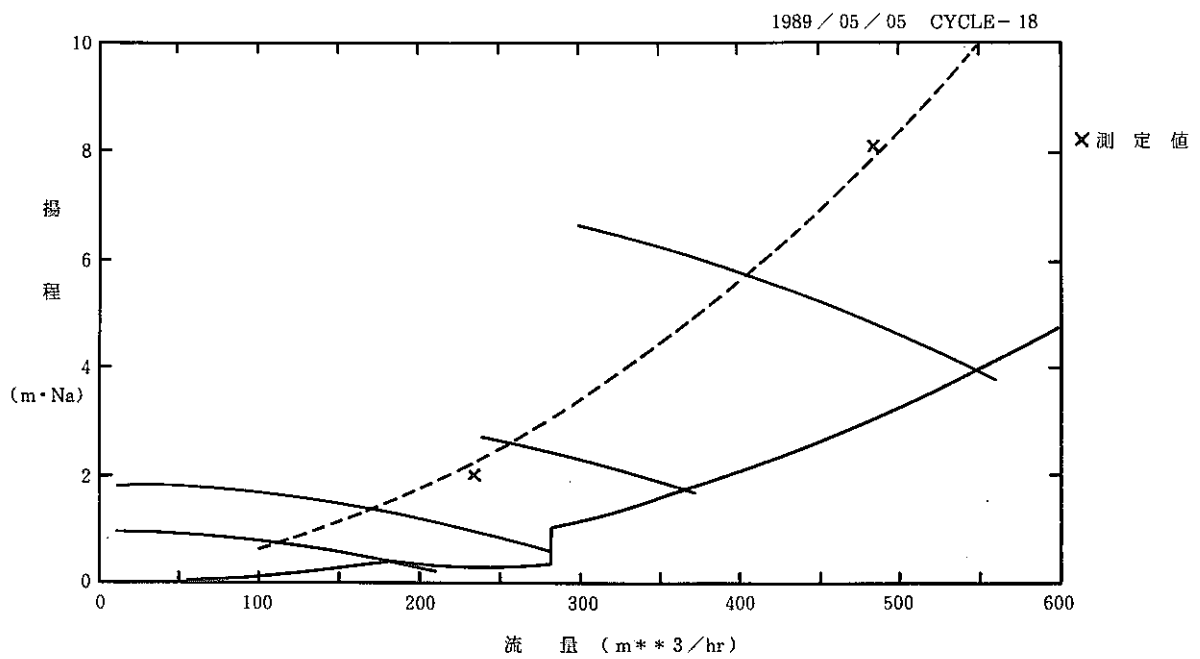


図 4.6.4 1次主ポンプ(B) Q-H特性

4.7 MK-II 炉心第 18 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 18 サイクル流量計特性試験を平成元年 5 月 5 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，各段階ごとの安全状態にて 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 4.7.1，2 に本試験において採取したデータの一覧を示す。図 4.7.1，2 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 4.7.3 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 17 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 17 サイクルと同様に保たれている。

また流速計（# 4）については，20 % 流量を超えた時点においてデータが出力しなくなった。

表 4.7.1 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) | 備 考 |
|------------|--------------|------|--------------------------------|-------------------|----------------------------|--------|
| | B005 | B006 | | | | |
| 1 | 239 | 236 | 475 | 0.573 | 197.1 | 20%流量 |
| 2 | 501 | 495 | 996 | 1.082 | 312.5 | 40% " |
| 3 | 739 | 740 | 1479 | 1.571 | 419.9 | 60% " |
| 4 | 932 | 926 | 1858 | 1.955 | 501.9 | 75% " |
| 5 | 1112 | 1123 | 2235 | 2.347 | 585.4 | 90% " |
| 6 | 1260 | 1259 | 2519 | 2.628 | 649.9 | 100% " |

* 流速計#1信号

表 4.7.2 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 | 475 | 166.6 | 164.2 | 167.2 | 165.2 | 20%流量 |
| 2 | 996 | 333.6 | 329.6 | 340.4 | 328.8 | 40% " |
| 3 | 1479 | 489.6 | 486.4 | 500.3 | 488.1 | 60% " |
| 4 | 1858 | 613.8 | 609.8 | 622.1 | 597.5 | 75% " |
| 5 | 2235 | 739.0 | 737.2 | 741.5 | 733.3 | 90% " |
| 6 | 2519 | 832.8 | 832.8 | 841.6 | 830.3 | 100% " |

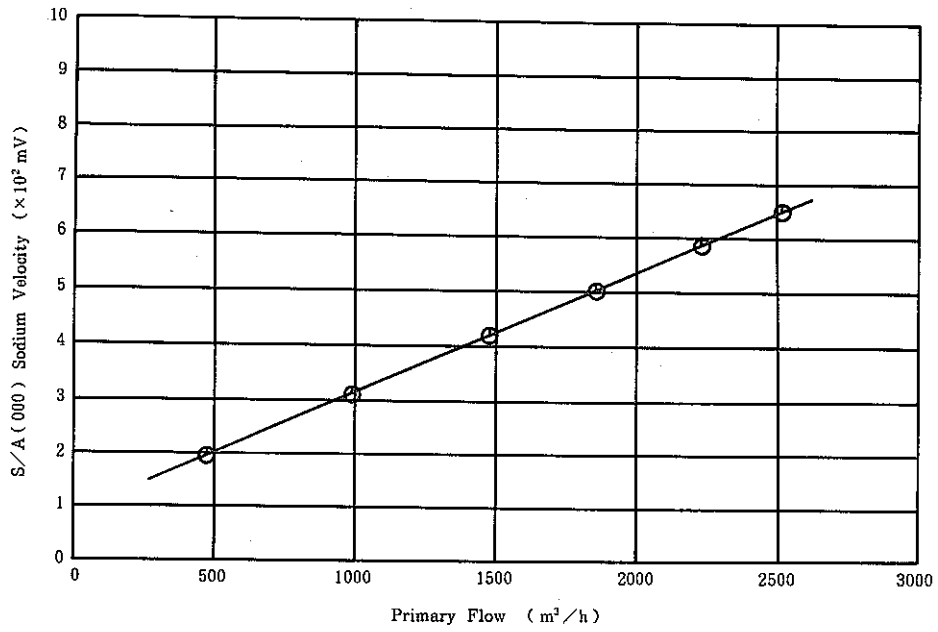


Fig. 4.7.1 Flow Meter Characteristic Test (89/05/05)

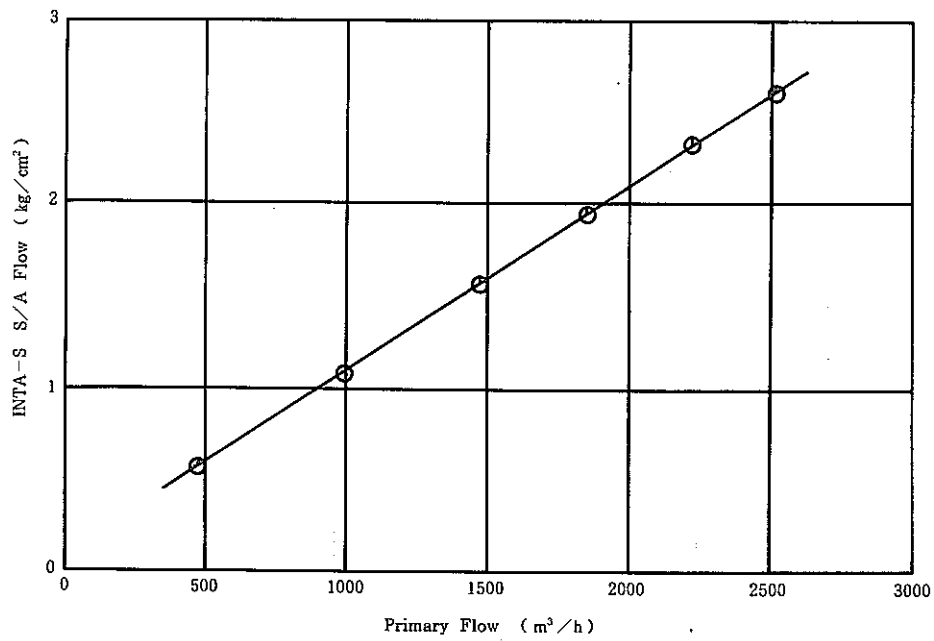


Fig. 4.7.2 Flow Meter Characteristic Test (89/05/05)

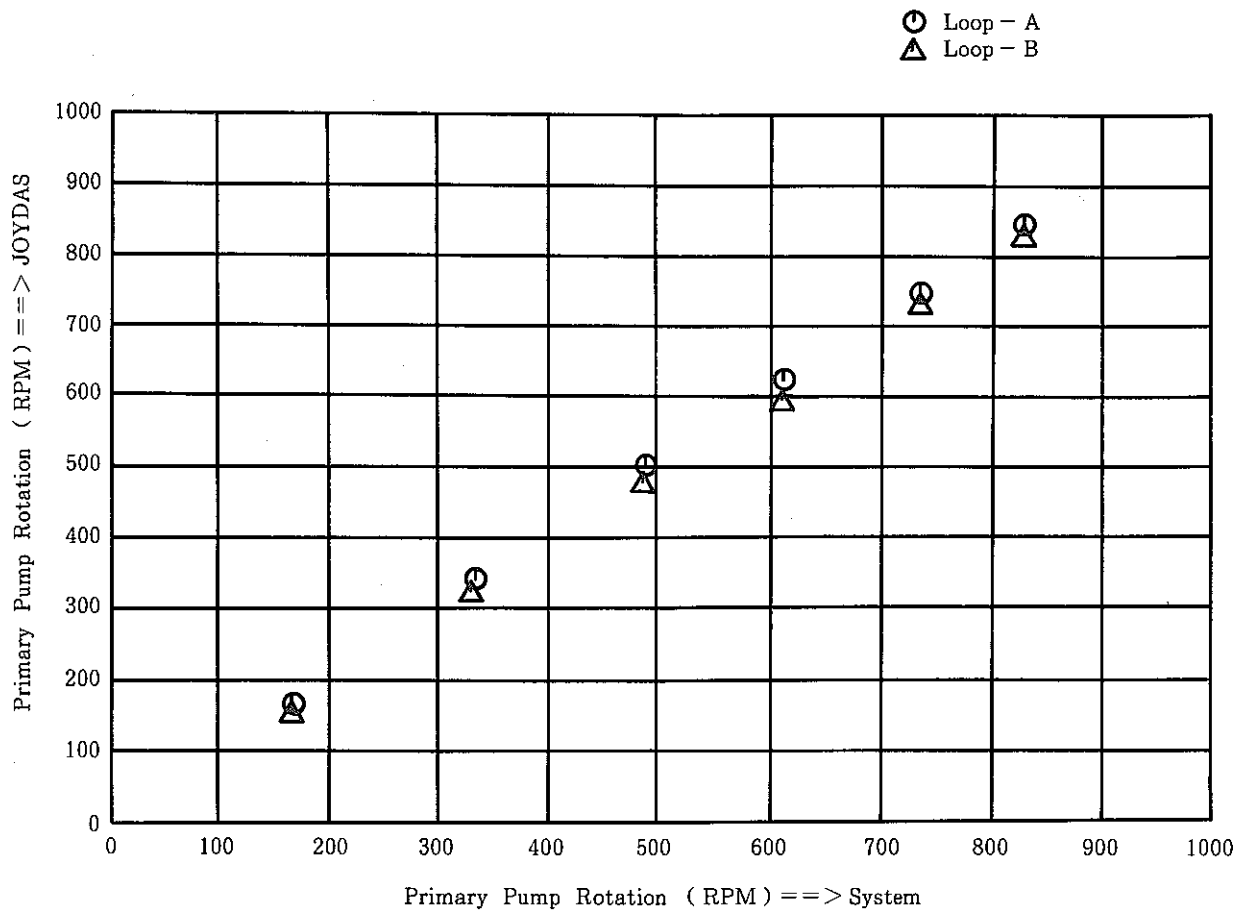


Fig. 4.7.3 Flow Meter Characteristic Test (89/05/05)

4.8 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果 (MK-II 炉心第 18 サイクル)

報告者 磯崎和則, 新堀正己, 沢田 誠 (プラント Gr)

1. 概要

MK-II 炉心第 18 サイクルの起動前に主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験を, 平成元年 4 月 24 日(月)に実施し, 採取したデータより, 各種設定値を算出した。

この各種設定値を制御系へ設定した後, 平成元年 4 月 28 日(金)に模擬電喪信号によるベーン開度測定の実験を実施した。この両試験の試験結果と検討の結果を報告する。

2. 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験

(1) ヒステリシス・オーバーラップ領域

前回の試験結果 (昭和 63 年 12 月 7 日測定) と比較した結果, 特に大きな変化は見られなかった。新比率を以下に示す。()の中は旧比率。

| | | | |
|-----|---------------------|-----|---------------------|
| 1 A | 1.0 2 9 (1.0 3 1) | 1 B | 1.1 0 3 (1.1 0 4) |
| 2 A | 1.0 7 8 (1.0 7 2) | 2 B | 1.0 9 9 (1.0 9 9) |

(2) 2 次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上下限值

ベーン開度の上下限值を設定する為の調節計設定値を以下に示す。()の中は旧比率。

| | 単位 | 1 A | 2 A | 1 B | 2 B |
|-------------|----|------------------|------------------|------------------|------------------|
| 上限値 (ML) | % | 85.76 (85.05) | 84.53 (84.54) | 82.36 (84.64) | 86.10 (86.00) |
| 下限値 (MH) | % | 91.74 (91.66) | 91.20 (90.49) | 89.67 (90.52) | 90.93 (90.18) |

3. 模擬電喪信号によるベーン開度測定試験

上記の試験にて算出した各種設定値を設定した後, 模擬電喪信号を印加し冷却材温度「高」状態でのベーン開度 6.5 ± 1 % の測定, および冷却材温度「低」状態でのベーン開度 0 ± 1.5 % の測定を行った。測定の結果, 2 A, 2 B は, 許容値を満足する値であったが 1 A, 1 B は許容値に対し誤差が大きかったため, 各々上限値 (ML), 下限値 (MH) を再設定し, その値で最終的に問題ないこと (ベーン, ダンパが正常に作動すること) を確認した。

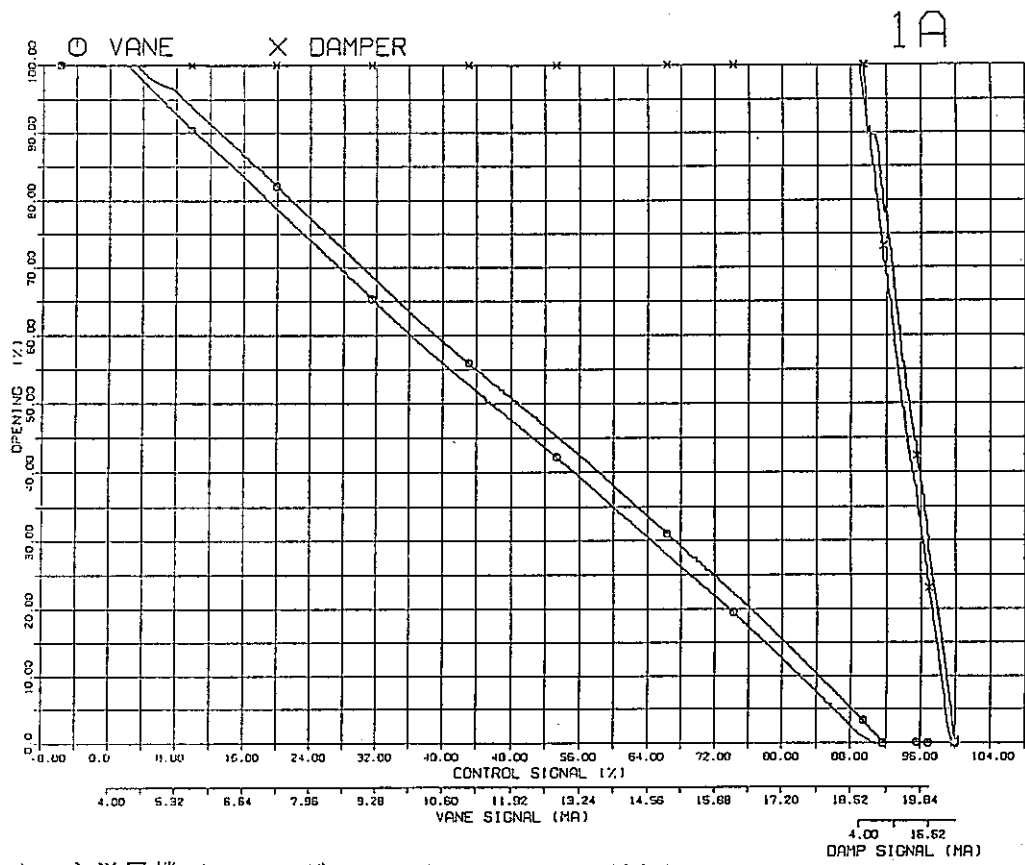


図 4.8.1 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (1A) 平成元年 4 月 24 日測定

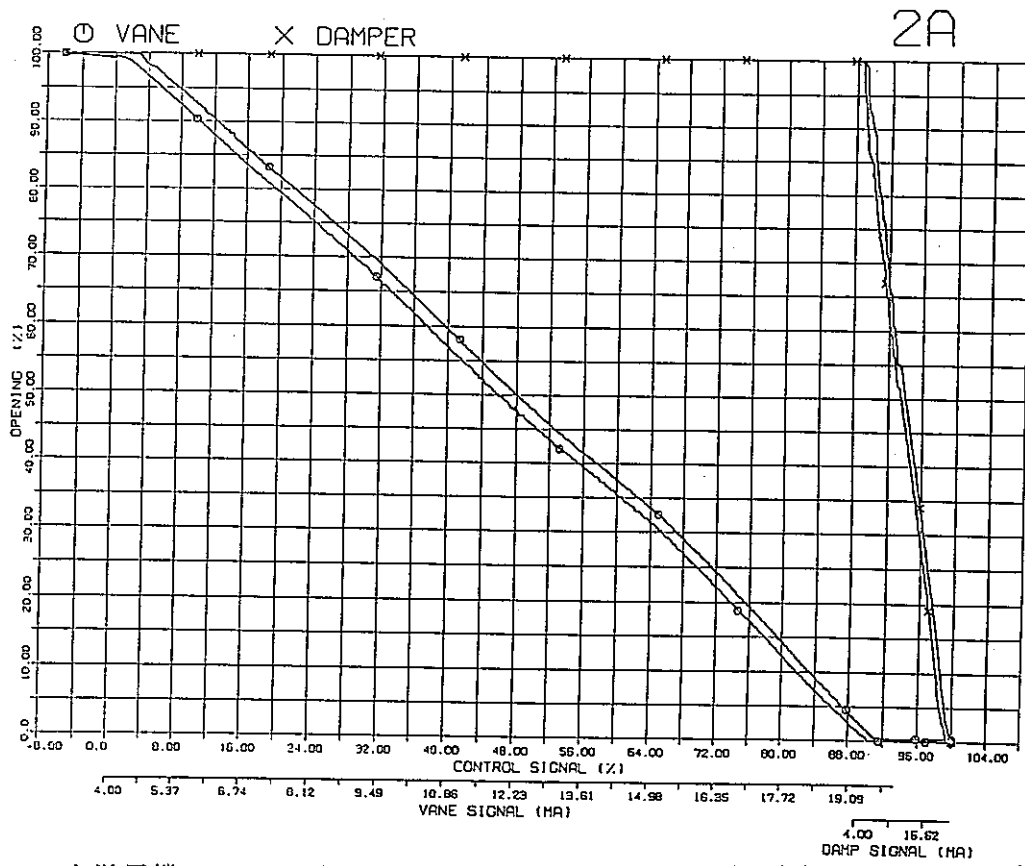


図 4.8.2 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (2A) 平成元年 4 月 24 日測定

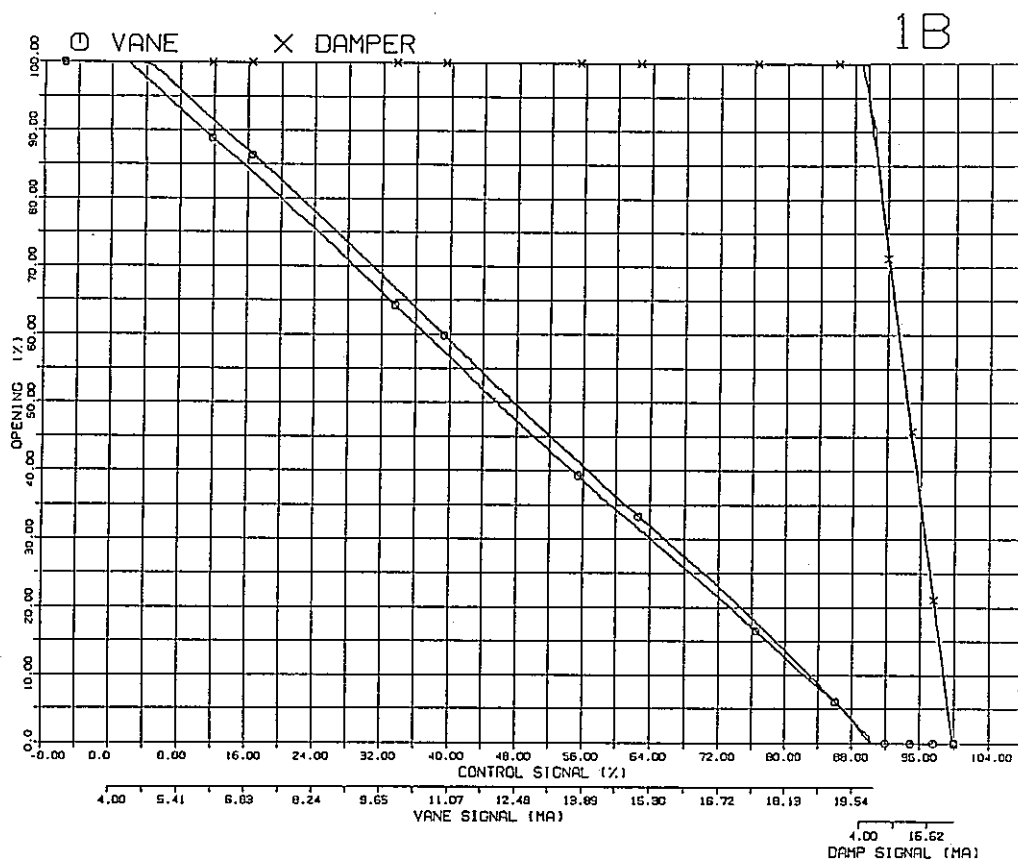


図 4.8.3 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (1B) 平成元年 4月 24日測定

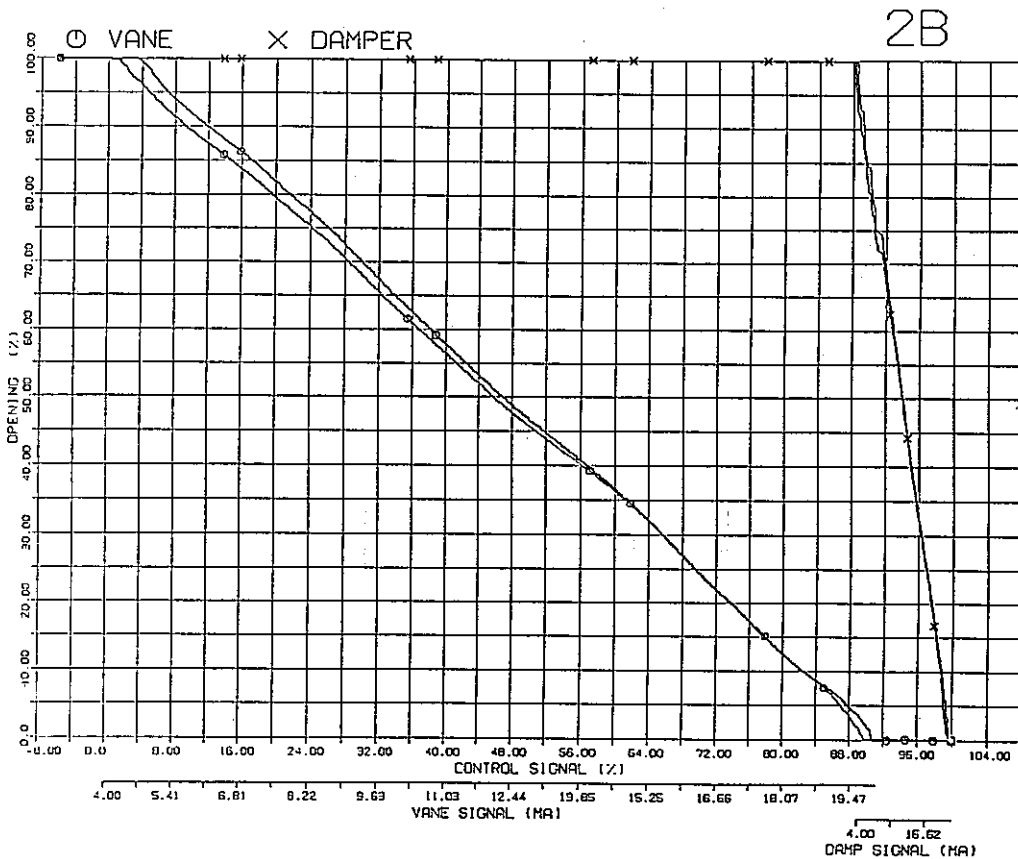


図 4.8.4 主送風機ベーン・ダンパ オーバーラップ領域 (2B) 平成元年 4月 24日測定

表 4.8.1 主送風機ベーン・ダンパ開度測定試験 設定値一覧表

試験日：平成元年 4 月 24 日 設定日：平成元年 4 月 28 日

| 設定値 名称 | ベーン | 算 出 値 | | 再設定値 | | 設 定 箇 所 | 備 考 |
|--------------------|-----|-------|-------|-------|-------|------------------------|-----|
| | | 設定値 | 開度(%) | 設定値 | 開度(%) | | |
| 比 率 α | 1 A | 1.029 | / | / | / | UNIT 1 105 SV | |
| | 2 A | 1.078 | / | / | / | UNIT 1 107 SV | |
| | 1 B | 1.103 | / | / | / | UNIT 2 105 SV | |
| | 2 B | 1.099 | / | / | / | UNIT 2 107 SV | |
| 6.5 % ML | 1 A | 84.49 | 7.8 | 85.76 | 6.3 | UNIT 1 CL02 LP01.02 ML | |
| | 2 A | 84.53 | 6.9 | — | — | UNIT 1 CL07 LP03.04 ML | |
| | 1 B | 85.17 | 3.3 | 82.36 | 6.4 | UNIT 2 CL02 LP01.02 ML | |
| | 2 B | 86.10 | 6.5 | — | — | UNIT 2 CL07 LP03.04 ML | |
| 0 % MH | 1 A | 91.47 | 1.0 | 91.74 | 1.0 | UNIT 1 CL02 LP01.02 MH | |
| | 2 A | 91.20 | 0.5 | — | — | UNIT 1 CL07 LP03.04 MH | |
| | 1 B | 90.21 | -1.5 | 89.67 | -1.5 | UNIT 2 CL02 LP01.02 MH | |
| | 2 B | 90.93 | 0.4 | — | — | UNIT 2 CL07 LP03.04 MH | |

4.9 S/A 出口温度〔000〕ゆらぎ調査

報告者 島田裕一，深見明弘，井川健一（異常監視技術 Gr）

MK-II 炉心第 18 サイクル初期において，S/A 出口温度〔000〕のゆらぎが，今までの履歴に比べて大きいことが観察され，その後 5 月 20 日頃になって，ゆらぎの振幅が減少するという現象が観察された。図 4.9.1 に 5 月 18 日の，図 4.9.2 に 6 月 2 日の信号波形を示す。

以下に調査結果を示す。

1. 原子炉入口温度，一次冷却材流量との関連はほとんどない。
2. 熱電対の絶縁劣化による電氣的ノイズの混入の増加は，5 月 20 日以降回復していることから，要因としては考えられない。
3. ゆらぎが大きかった期間特別な運転，保守作業は行っておらず，それらの外的要因は考えられない。
4. S/A 出口温度〔000〕のデータを着目すると，時折何か低い温度のものに引っ張られている印象を受ける。〔000〕の廻りはすべて燃料に囲まれているわけではなく，〔1A1〕には材料照射用の集合体 C-MIR が入っており，この部分だけは温度が低くなっている。〔000〕と〔1A1〕の相互相関をとると，5 月 20 日以前は弱いながらもそれ以降と比べ相関が観察される（図 4.9.3，4 参照）。

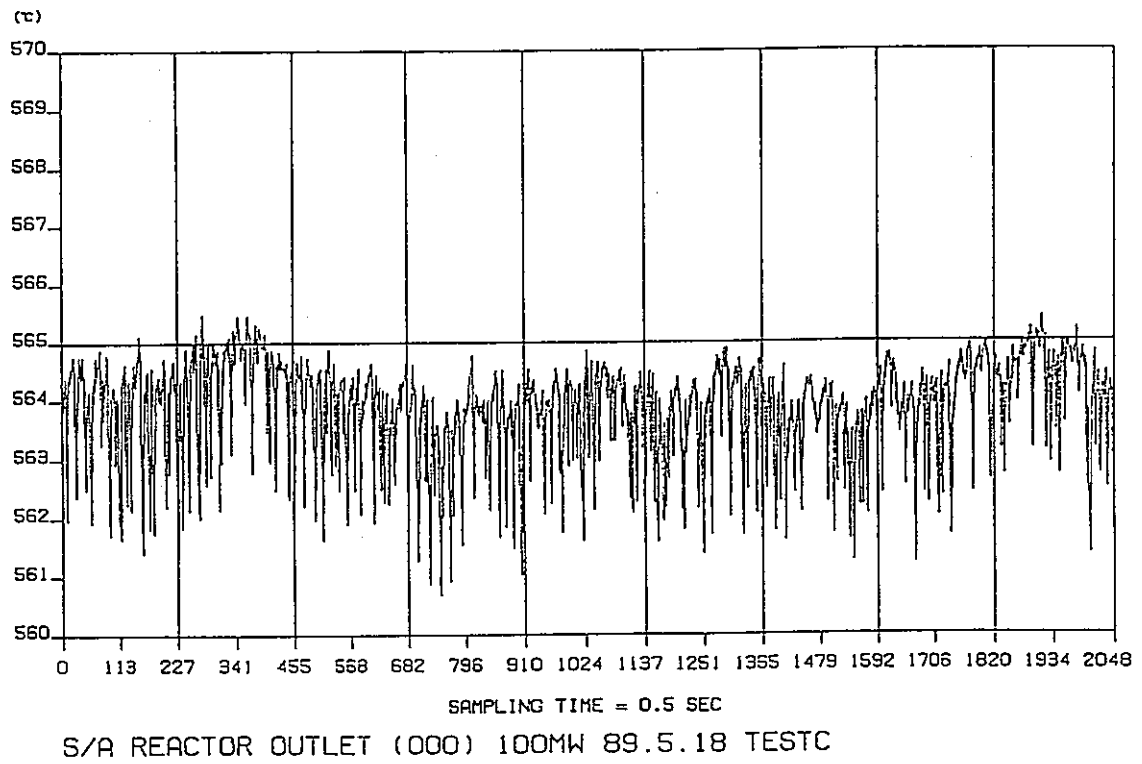


图 4.9.1 S/A 出口温度 (000) (5/18)

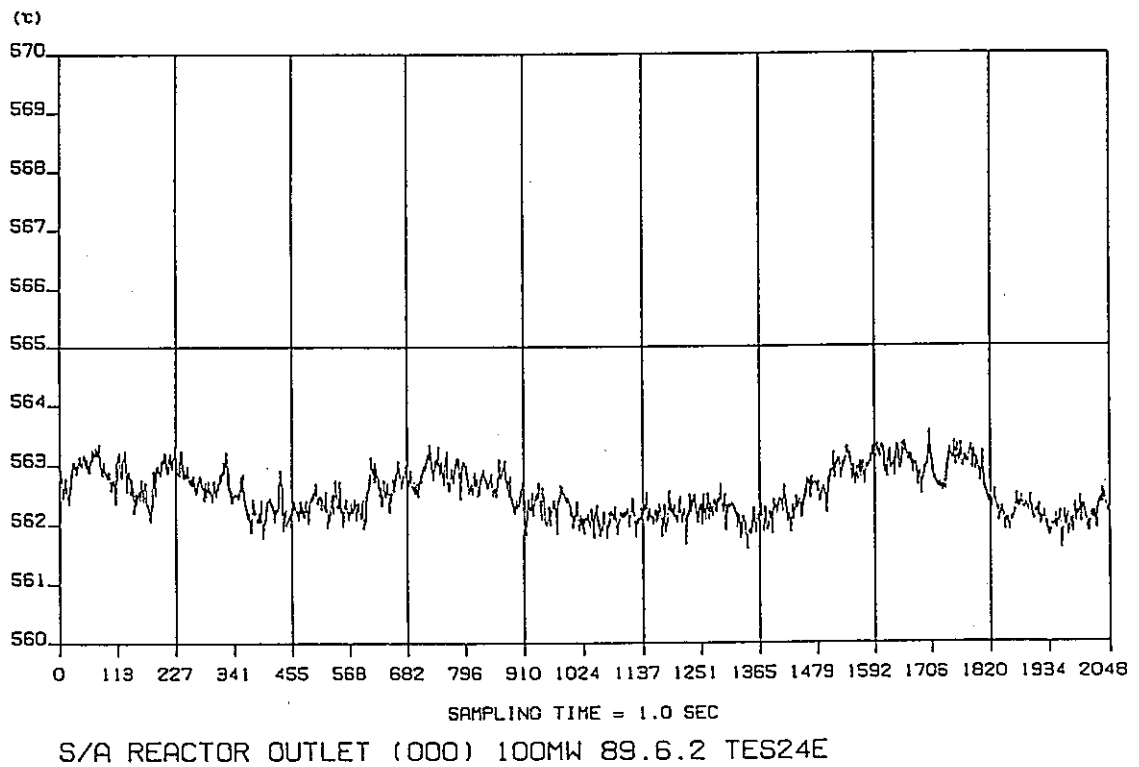


图 4.9.2 S/A 出口温度 (000) (6/2)

*** COHERENCE *** (BY FFT.)

S/A REACTOR OUTLET (1A1) 100MH 89.5.18 CY1813.V02

00141183

S/A REACTOR OUTLET (000) 100MH 89.5.18 CY1813.V01

00141083

N= 8192 , LAGH= 500 , DTIME= 125 H SEC , FREQ.= 0.01 HZ , IR1= 2 IC1= 1 , MEAN=563.9899 , R.M.S.=0.9804

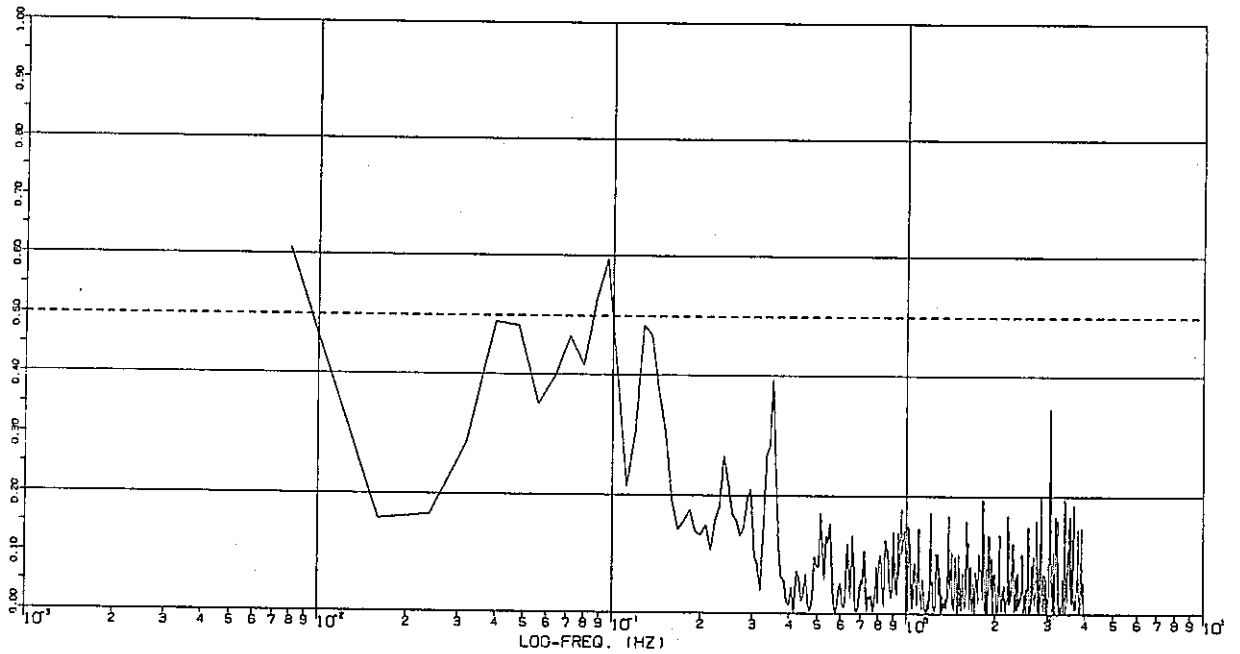


図 4.9.3 5月20日以前のS/A出口温度〔000〕と〔1A1〕とのコヒーレンス

*** COHERENCE *** (BY FFT.)

S/A REACTOR OUTLET (1A1) 100MH 89.5.30 CY1821.V02

00141183

S/A REACTOR OUTLET (000) 100MH 89.5.30 CY1821.V01

00141083

N= 8192 , LAGH= 500 , DTIME= 125 H SEC , FREQ.= 0.01 HZ , IR1= 2 IC1= 1 , MEAN=562.1721 , R.M.S.=0.5343

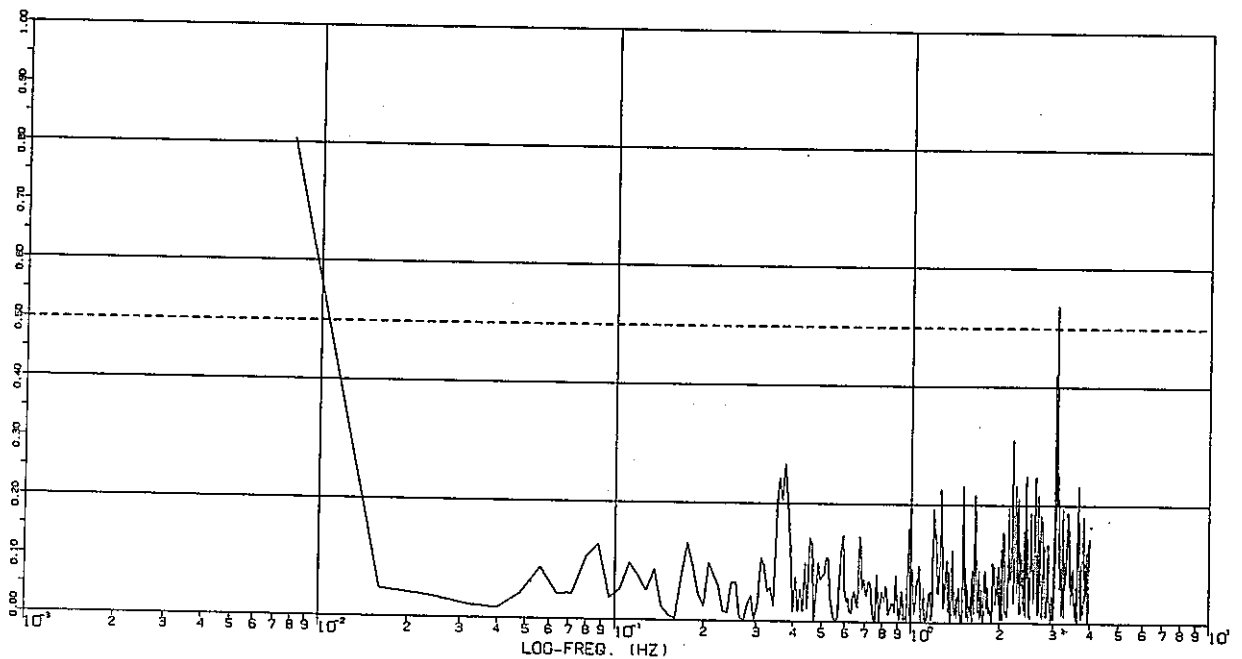


図 4.9.4 5月20日以降のS/A出口温度〔000〕と〔1A1〕とのコヒーレンス

4.10 M系列・安全性試験結果 (MK-II 炉心第 18 サイクル)

報告者 磯崎和則, 新堀正己, 沢田 誠 (プラント Gr)

1. 試験目的

- M系列試験により, 定格出力における冷却材温度制御系の安定範囲を明確にする。
- M系列試験結果より, 安定性試験での試験条件 (制御定数) を決定する。
- 安定性試験により, 主冷却器出口 Na 温度の外乱に対して, プラントが十分に安定して運転できることを確認する。

2. 試験結果

試験実施日 M系列試験 平成元年 5 月 16 日 (火)

安定性試験 平成元年 5 月 22 日 (月)

- 各主冷却器 (1 A, 2 A, 1 B, 2 B) について, ゲイン余裕及び位相余裕を求めた。
- 試験実施時の比例ゲインとゲイン余裕は下表通りである。第 17 サイクルに比べ各主冷却器ともゲイン余裕は上昇しており, 十分に安定領域にあることを確認した。

| 主冷却器 | 1 A | 2 A | 1 B | 2 B |
|------------|-------------|-------------|-------------|-------------|
| 比例ゲイン (Kp) | 2.89 (2.34) | 2.27 (1.89) | 2.22 (1.90) | 2.18 (1.85) |
| ゲイン余裕 (dB) | 13.3 (10.6) | 12.8 (10.6) | 9.6 (8.1) | 8.9 (7.7) |

(注) () 内の数値は第 17 サイクルの値

- 定格第 1 ~ 18 サイクルのゲイン余裕経時変化を図 4.10.1 に示す。
- 安定性試験実施時の制御定数は, M系列試験結果より設定した。
- 安定性試験結果を図 4.10.2 に示す。(全 3 ケース)

いずれのケースにおいても, 設定値変更後数分以内でプラントの各部の信号は, 安定状態となり, 不安定状態は発生しなかった。

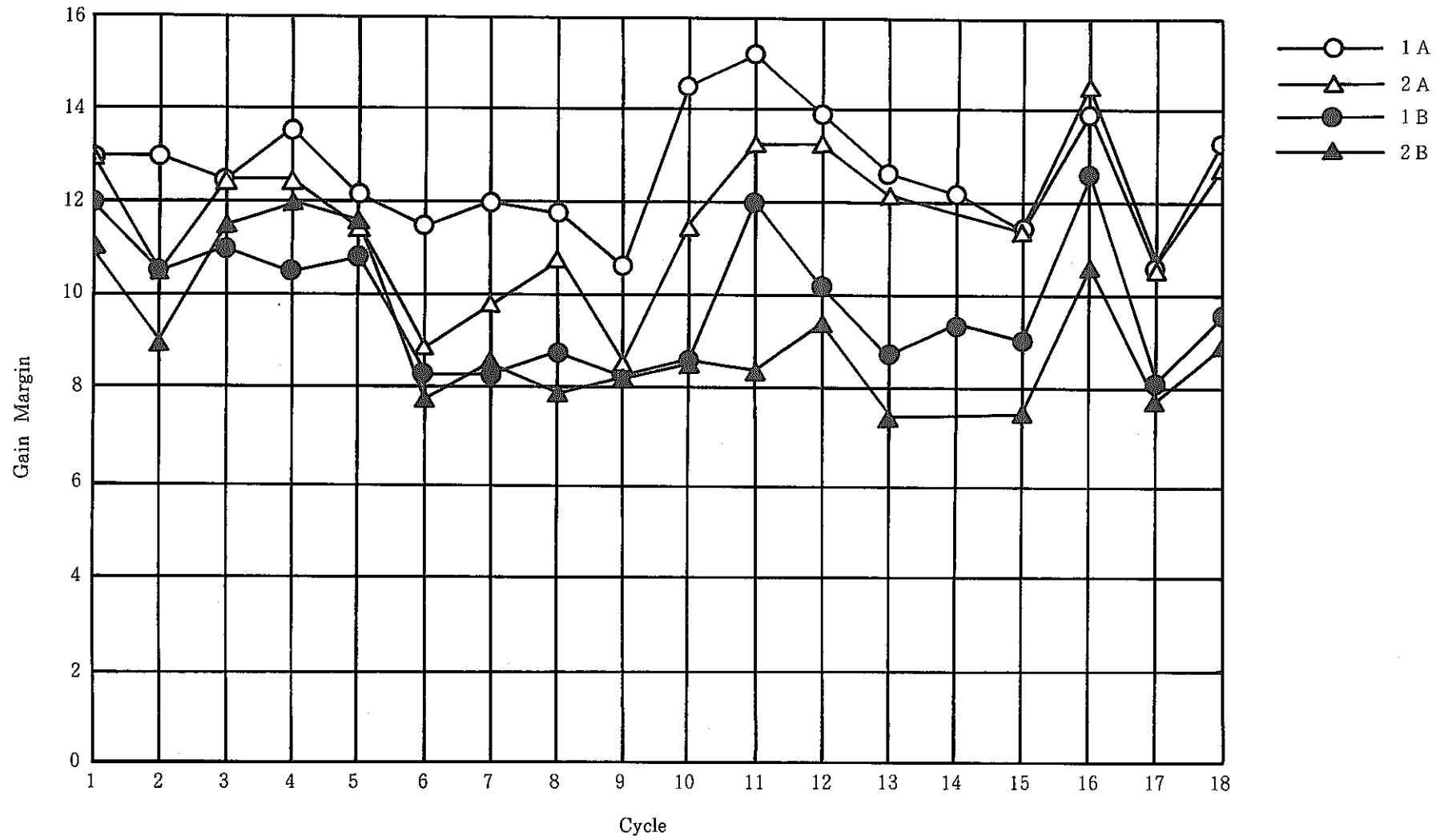


図 4.10.1 各主冷却器ゲイン余裕の経時変化

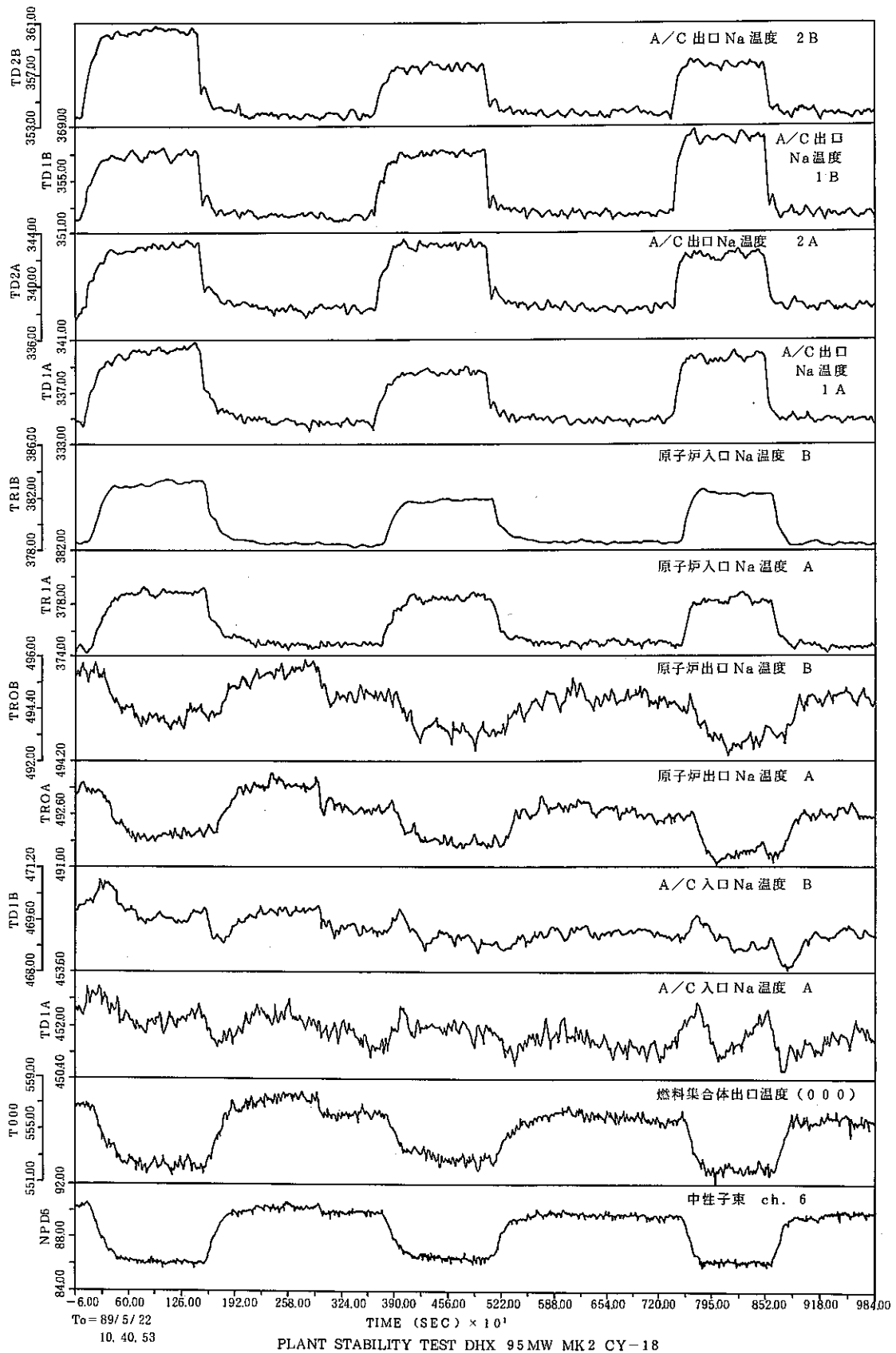


図 4.10.2 安定性試験結果 (第18サイクル)

4.11 渦電流式温度流速計の履歴

報告者 深見明弘，島田裕一（異常監視技術 Gr）

1. 概要

現在、炉心アドレス（000）に設置されている渦電流式温度流速計（MKIV）は、昭和56年3月に挿入されて以来8年経過している。そこで今回、設置された時のデータをもとに励磁周波数依存特性を調査した。また、MK-II炉心第1サイクルから第18サイクルまでの出力上昇時における温度信号の経時変化を調査した。

2. 結果

図4.11.1に励磁周波数特性を示す。

これを見るかぎり、最適周波数としているピーク時（427 Hz）の周波数は、設置した時とほぼ同様であるため、励磁周波数特性は変化していない。

また、図4.11.2，3，4に出力上昇時の温度信号の変化を示すがサイクルを追うごとに不平衡残留電圧が減少し、温度信号感度が増加する傾向が見られる。

3. 検討

結果より励磁周波数依存特性は、変化が見られなかったが、温度信号に変化が見られた。温度信号は、励磁周波数と磁場内に存在する構造物の透磁率で作用することから、構造物の透磁率が変化したと考えられるが、測定にあたっては、途中プリアンプや演算器等が組み込まれているため、ループの変動も考えられる。したがって、現時点においては、透磁率の変化と断言出来ない。

以上のことから、今後この2つの方向から検討をしていく予定である。

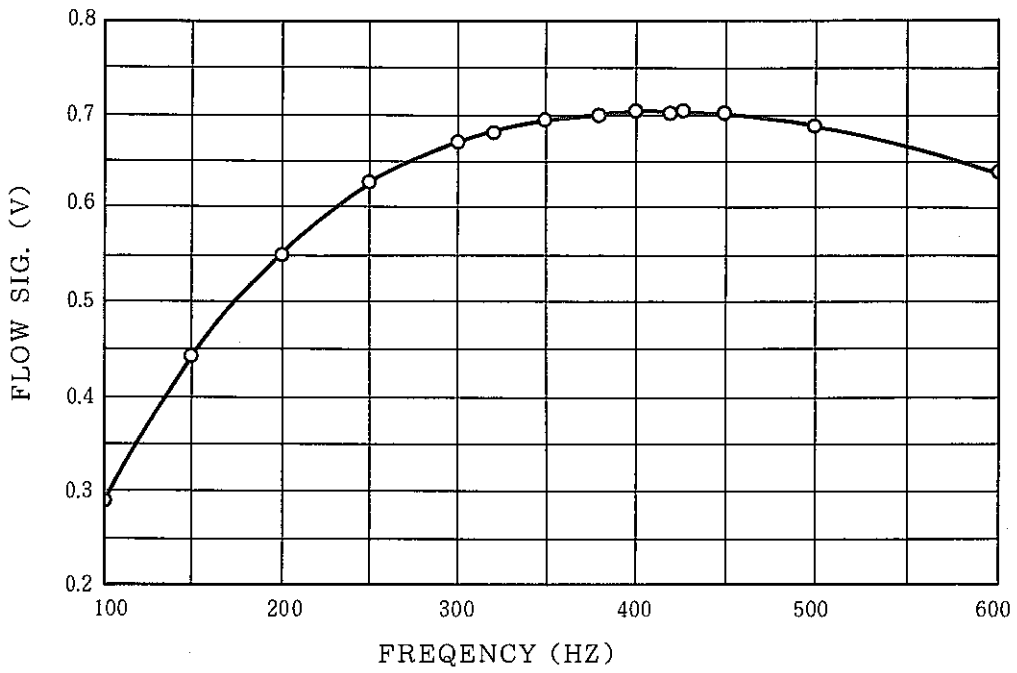


図 4.11.1 励磁周波数依存特性

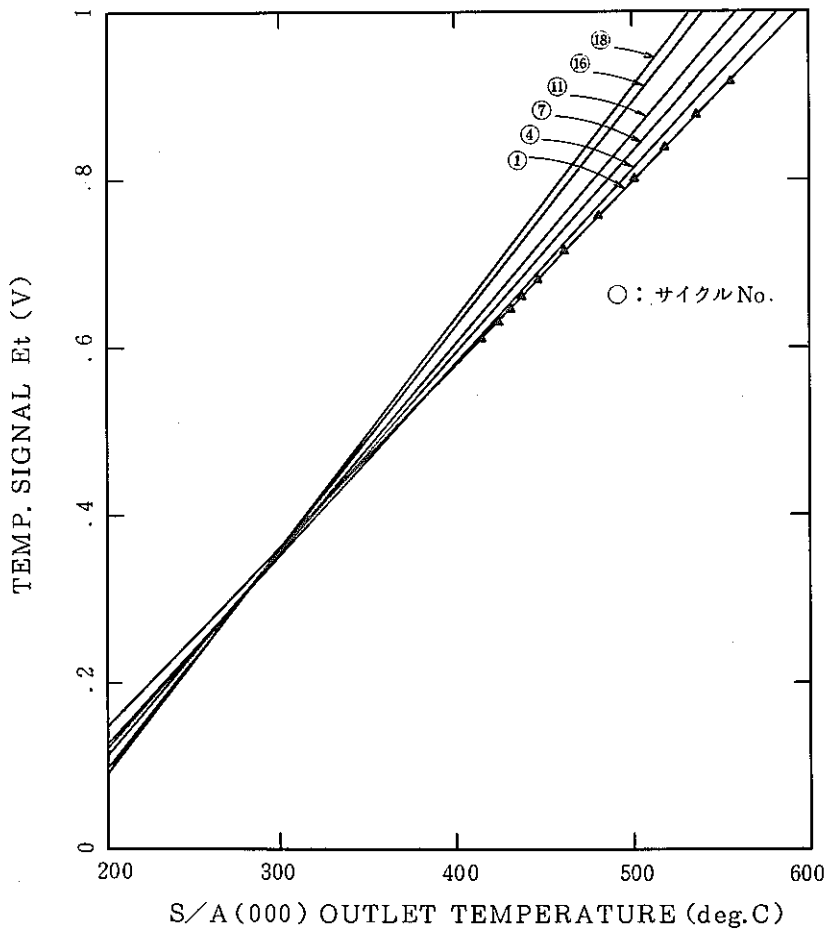


図 4.11.2 出力上昇時の温度信号経時変化 (SENSOR1)

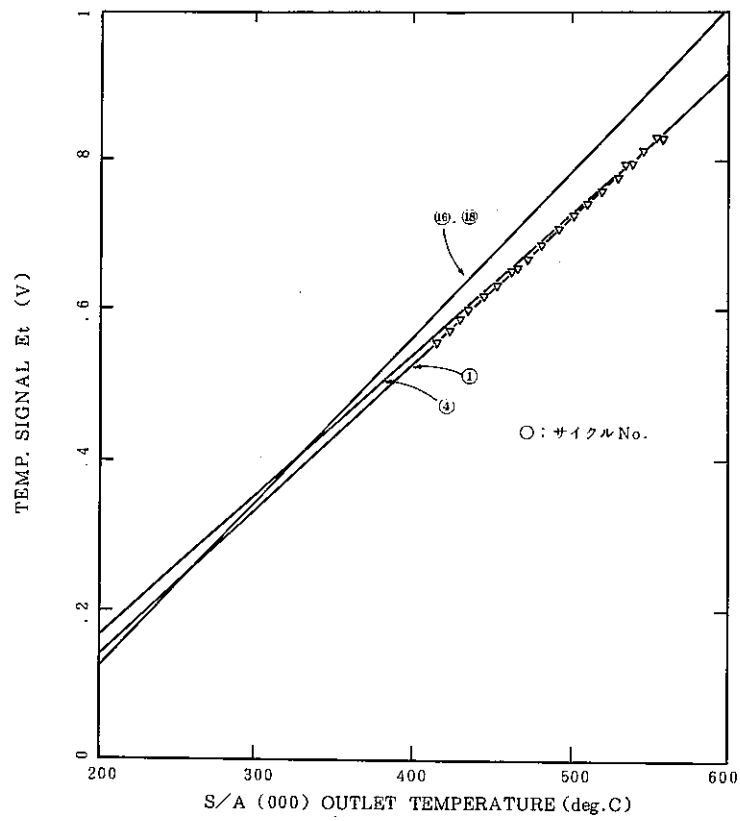


図 4. 11. 3 出力上昇時の温度信号経時変化 (SENSOR 2)

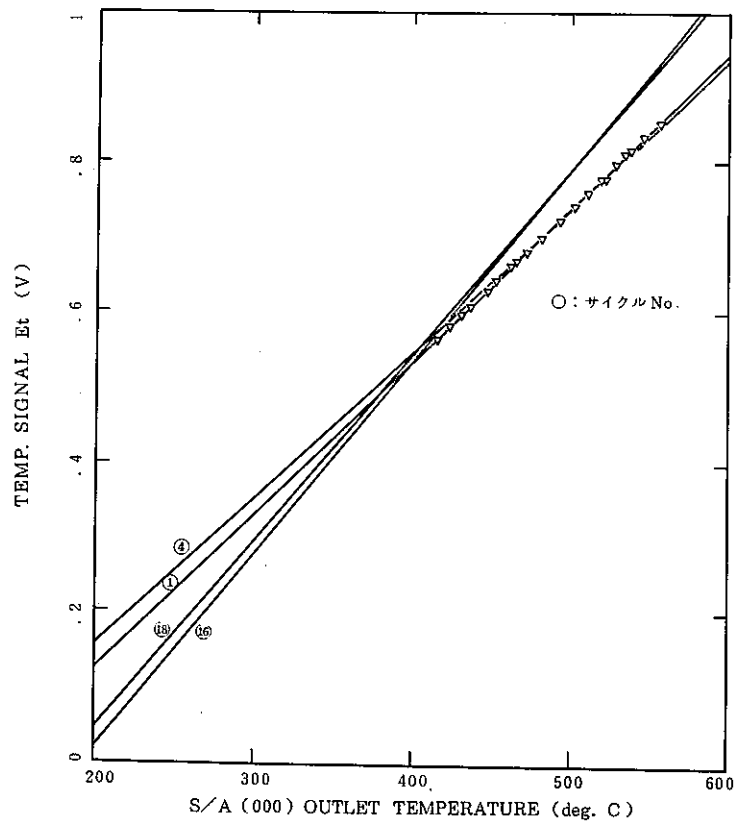


図 4. 11. 4 出力上昇時の温度信号経時変化 (SENSOR 3)

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 二次系ナトリウム主配管からのトリチウム透過率測定結果（その2）

報告者 高橋和雄, 栢井智彦, 大戸敏弘（計測 Gr）

高速実験炉「常陽」におけるトリチウムの移行挙動を解明するため、MK-II炉心第17サイクル運転中に2次系のNa主配管からのトリチウム（ ^3H ）透過量を測定した。本サイクルでは、配管材料からの透過率、保温材における吸着量および ^3H の化学形態の解明に主眼をおいた。得られた結果をまとめて以下に示す。

- (1) 2次系のNa中 ^3H 濃度は原子炉起動前で $2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/g}$ 、100 MW定格運転中で $(3 \sim 4) \times 10^{-2} \mu\text{Ci/g}$ であった。
- (2) 配管材料からの ^3H 透過速度は測定配管長0.5 m、透過面積 0.25 m^2 当り、
 - ・低温側（Na温度 350°C 、材質 $2 \frac{1}{4}\text{Cr} - 1\text{Mo}$ 鋼、口径 $\phi 318.5 \times 10.3 \text{ mmt}$ 、カバーシート無） $5.9 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/s}$
 - ・低温側（Na温度 350°C 、材質 $2 \frac{1}{4}\text{Cr} - 1\text{Mo}$ 鋼、口径 $\phi 318.5 \times 10.3 \text{ mmt}$ 、SUS 304製 0.3 mmt のカバーシート有） 1.2×10^{-7} "
 - ・高温側（Na温度 460°C 、材質 $2 \frac{1}{4}\text{Cr} - 1\text{Mo}$ 鋼、口径 $\phi 318.5 \times 10.3 \text{ mmt}$ 、SUS 304製 0.3 mmt のカバーシート有） 4.4×10^{-8} "
 が得られた。今後もデータ採取を継続し、測定精度を向上する必要がある。
- (3) カボサイト保温材を付設した配管のみかけの透過率は16サイクル測定データの再現性が確認され、低温側配管で $7 \times 10^{-9} \mu\text{Ci/m}\cdot\text{s}$ 、高温側配管で $2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci/m}\cdot\text{s}$ と評価した。しかし、ファイナフレックスとロックウール保温材を付設した配管のみかけの透過率は測定値がばらついて評価できなかった。ばらつきの原因は保温材を新設したばかりであり、まだ配管となじんでいないためと考える。
- (4) 原子炉停止中において配管材料、カバーシートあるいは保温材を透過して捕集された ^3H ガスと ^3H 水の比率は表5.1.1および表5.1.2に示すようにいずれも約1対10であり、透過した材料による化学形態の差異が認められない。このことから、配管から雰囲気中に放出する時にはそのほとんどが ^3H 水と思われる。
- (5) 保温材部では ^3H 水の形態で吸着され、特に保温材の温度が 100°C 以下の所で吸着し易く（図5.1.1参照）、その吸着速度は $10^{-8} \mu\text{Ci/m}\cdot\text{s}$ のオーダーであった（表5.1.3参照）。また、保温材における吸着量の評価では保温材の温度分布が重要なファクターになるものと推定される。
- (6) 配管からの ^3H 透過量の収支を現データで評価した結果、配管材料の透過率データおよび保温材部での吸着量データの信頼性、再現性を高めれば、“TTT”コードの検証は可能であるとの見通しを得た。

表 5.1.1 ^3H 捕集容器内トリチウムの化学形態別測定結果

| 装置タイプ | | 分析値 ($\mu\text{Ci}/\text{cc}$) | | 備 考 |
|-------|--------|----------------------------------|----------------------|--------------------------------------|
| | | トリチウム水 | トリチウムガス | |
| 低温側 | B-1 | 1.1×10^{-7} | 1.3×10^{-8} | 原子炉停止後 Na 温度約 230°C |
| | B-2 | 2.6×10^{-7} | 3.2×10^{-8} | |
| | A-2(M) | 2.5×10^{-7} | 3.8×10^{-8} | |
| 高温側 | B-2 | 1.4×10^{-7} | 1.6×10^{-8} | |
| | A-1(J) | 1.1×10^{-6} | 1.6×10^{-7} | |
| | A-2(M) | 4.4×10^{-7} | 7.7×10^{-8} | |

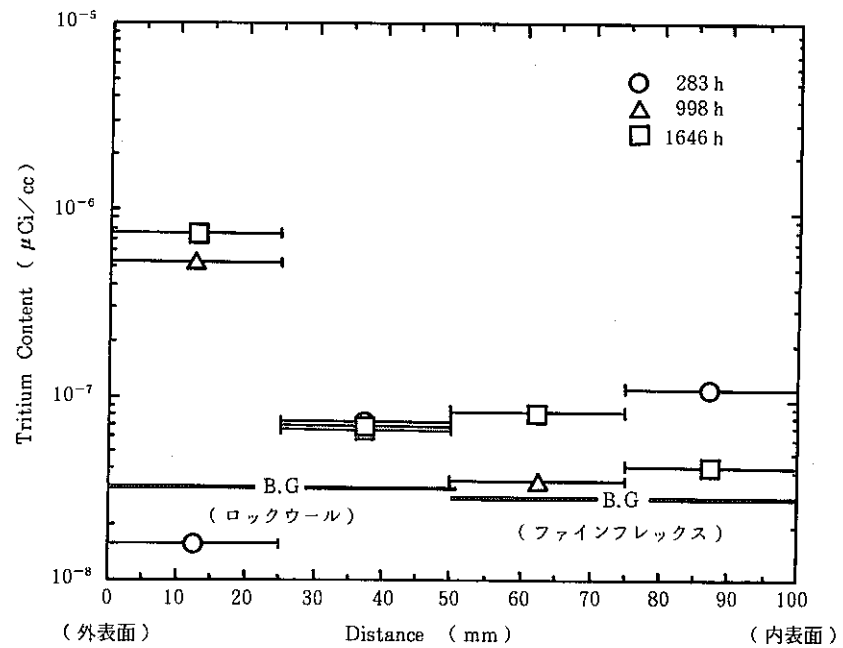
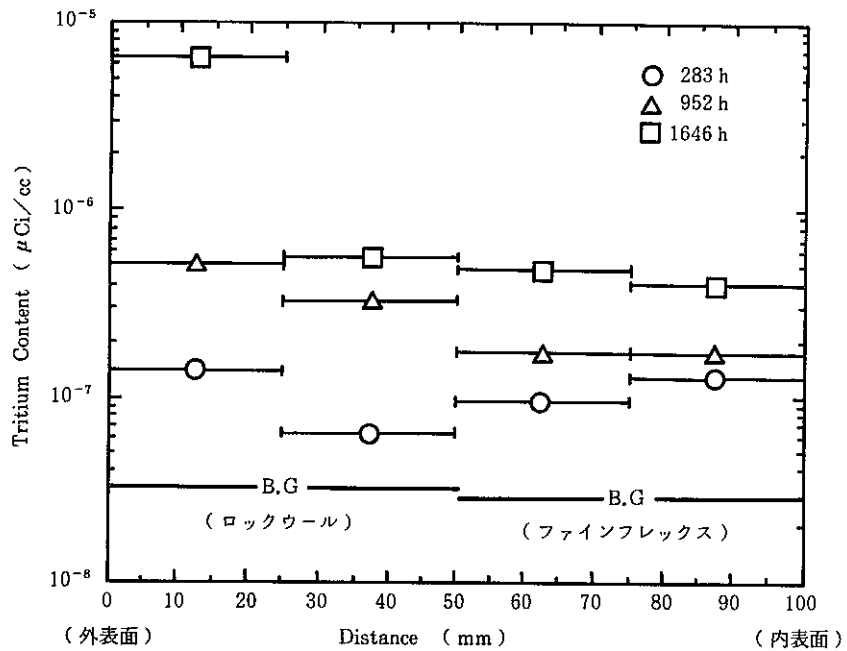
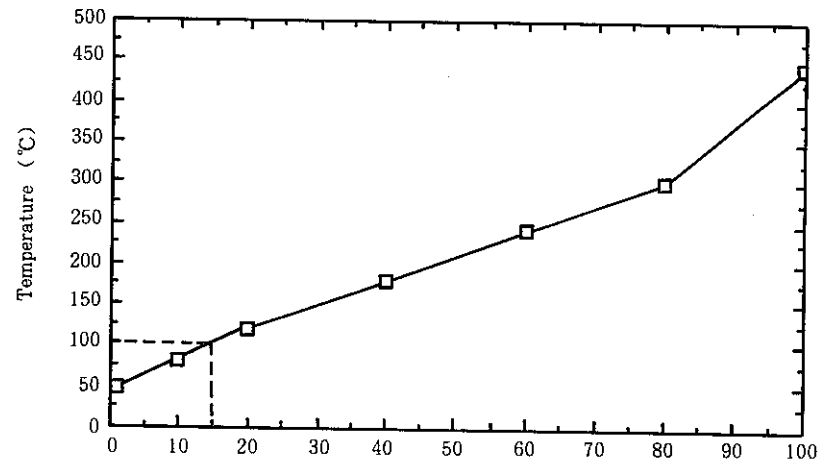
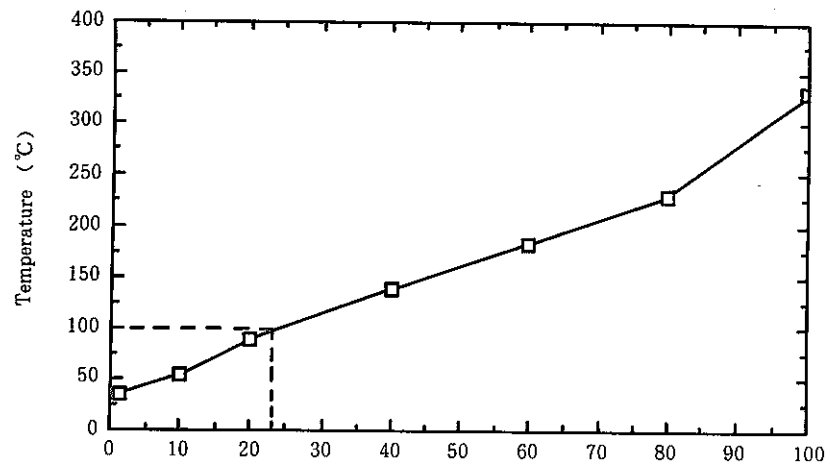
表 5.1.2 保温材中吸着トリチウムの化学形態別測定結果

| 保温材位置 | | | 分析値 ($\mu\text{Ci}/\text{cc}$) | | 備 考 |
|-------|----|----|----------------------------------|------------------------|-------------------------------|
| | | | トリチウム水 | トリチウムガス | |
| 低温側 | 外層 | 外側 | 5.12×10^{-7} | (9.6×10^{-8}) | 原子炉 100 MW 到達 から 952 h 保持後 |
| | | 内側 | 3.28×10^{-7} | (2.7×10^{-8}) | |
| | 内層 | 外側 | 1.75×10^{-7} | (6.4×10^{-8}) | |
| | | 内側 | 1.72×10^{-7} | 9.1×10^{-8} | |
| 高温側 | 外層 | 外側 | 5.36×10^{-7} | (2.8×10^{-8}) | 原子炉 100 MW 到達 から 998 h 保持後 |
| | | 内側 | 6.64×10^{-8} | (2.1×10^{-8}) | |
| | 内層 | 外側 | (3.5×10^{-8}) | (3.3×10^{-8}) | |
| | | 内側 | (4.4×10^{-9}) | (1.7×10^{-8}) | |

() 内は B, C 計数値以下で参考値

表 5.1.3 保温材外側 25 mm 厚さにおける ^3H 吸着速度

| | 低温側配管 ($\mu\text{Ci}/\text{m}\cdot\text{s}$) | 高温側配管 ($\mu\text{Ci}/\text{m}\cdot\text{s}$) |
|------------------------|--|--|
| 283 h | 6.1×10^{-9} | — |
| 952 h (低) 998 h (高) | 6.4×10^{-9} | 6.4×10^{-9} |
| 1646 h | 4.7×10^{-8} | 5.3×10^{-9} |



(1) 低温側 Na 主配管

(2) 高温側 Na 主配管

図 5.1.1 保温材中 ³H 濃度の経時変化

5.2 グラディエントモニター反応率解析の今後の方針

報告者 佐久間和彦, 栢井智彦, 大戸敏弘 (計測 Gr)

「常陽」炉内において照射されている材料照射用反射体及び特殊燃料集合体には、照射試験片の中性子照射量を把握するためのドシメータと一部のリグには反応率(中性子束)の軸方向勾配を知るためのグラディエントモニターが装荷されている。

これらモニターは、照射終了後 FMF に於いて照射リグからカプセルが取り出され、MMF に於いてカプセルからの取り出し、洗浄が行なわれる。その後、技術課に送られ γ 線計測を行ない照射試験片の中性子照射量の解析、反応率(中性子束)の軸方向勾配が評価されている。

これらモニタの内グラディエントモニタに関しては、

1. 過去のグラディエントモニタの測定結果より、軸方向勾配については運転監視コード“MAGI”が精度よく評価することがわかった。
2. フルセットドシメータも軸方向に3ポイント程度装荷されており簡単な軸方向の照射量勾配評価は可能である。
3. 個数が多いため作業に多大な時間を要する。

等の理由により今後反応率測定は特殊なもの^{*}を除いて行なわないものとする。

* 1 特殊な試験片を装荷し中性子束の軸方向分布が歪むと思われるもの

5.3 中性子ドシメータのM-3マンホール利用照射試験計画

報告者 高橋和雄, 大戸敏弘 (計測Gr)

高速実験炉「常陽」では長期の照射試験における中性子照射量の測定に適したHe集積型高性能中性子ドシメータを開発中である。He集積型ドシメータの開発フローを図5.3.1に、その開発スケジュールを図5.3.2に示す。

本件はHe集積型ドシメータの開発の一環として、(1)特性試験用試料の作成、並びに(2)M-3マンホール内照射環境の把握を目的として照射試験を計画したものである。主要な計画内容を以下に示す。

(1) 照射試料

① He集積法の特性試験用試料

- ワイヤ状; A ℓ , V
- チップ状; B

② M-3マンホール照射環境把握用試料

- 放射化箔法試料 ; Fe, Ni, Cu, Co, Ta, Ti 等
- 温度モニター試料; アイピー技研(株)製 TEMP-PLATE

(2) 照射位置; M-3マンホールを利用して以下に示す3ヶ所

- 炉心軸方向中心
- 炉心軸方向中心より上側約1.3m
- 炉心軸方向中心より下側約1.0m

(3) M-3マンホール装荷方法

照射試料は全てA ℓ 製カプセルに充填し、ワイヤロープで吊り下げる。照射状況を図5.3.3に示す。

(4) 照射期間

MK-II炉心第19サイクルの1サイクル、図5.3.4に照射スケジュールを示す。

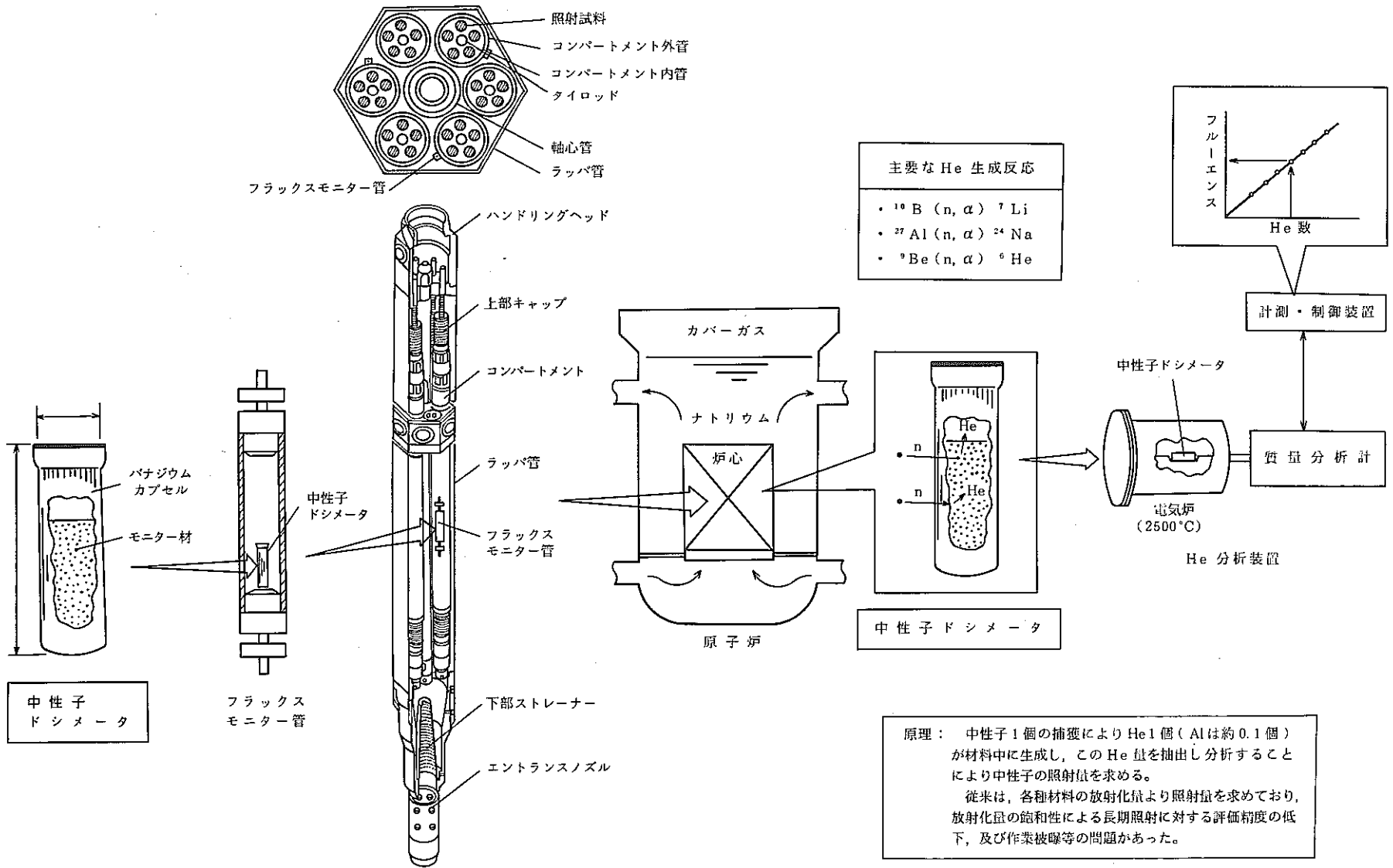


図 5.3.1 He 集積型高性能中性子ドシメータの開発

| 年度 項目 | 昭和 | | | 平成 | | | |
|--------------|---------|----|----|---------|---|-----------|---|
| | 61 | 62 | 63 | 1 | 2 | 3 | 4 |
| 中性子ドシメータの製作 | | | | | | | |
| He分析装置の製作 | | | | | | (---) | |
| 計測制御装置の製作・据付 | | | | | | | |
| 特性試験 | | | | | | | |
| 実使用 | | | | | | | |
| 九州大学業務委託 | | | | | | | |
| | 測定手法の開発 | | | 温度依存性評価 | | クロスチェック | |

図 5.3.2 開発スケジュール

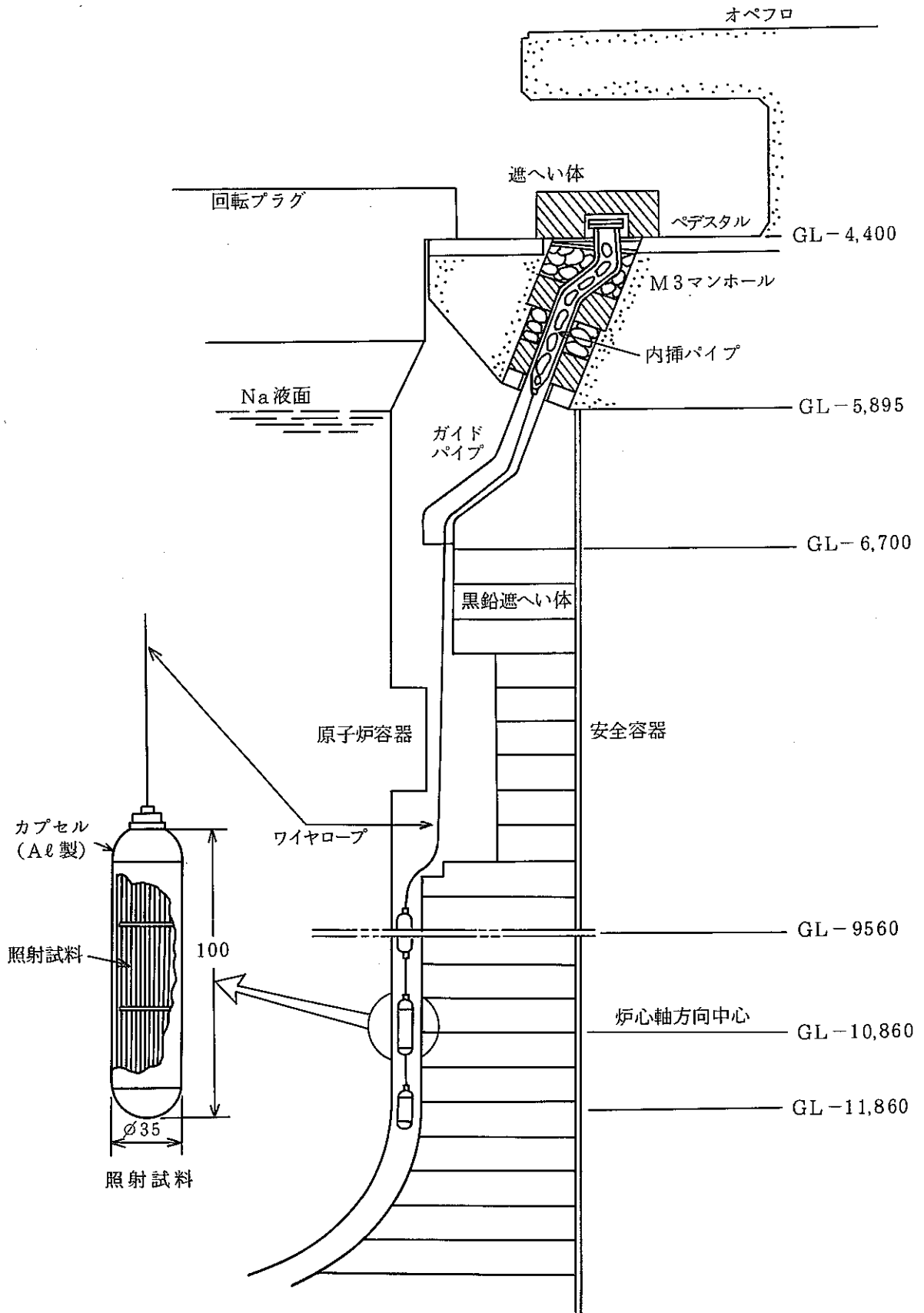


図 5.3.3 M-3 マンホール利用照射状況

図 5.3.4 照射スケジュール

| 平成元年 項目 | 6 月 | 7 月 | 8 月 | 9 月 | 10 月 | 11 月 |
|------------------|-------|-----|---------------|-----|------|------|
| 試験準備 | ————— | | 挿入 | | | |
| 照射試験 | | | (M-3 マンホール利用) | | | 取出 |
| He 分析装置の 特性試験 | | | ----- | | | |

5.4 崩壊熱測定装置の模擬発熱体による特性試験計画

報告者 曾我 彰, 長崎英明, 吉田昌宏, 田代正夫
有井祥夫(炉心・運転計画 Gr)

1. 主 旨

原子炉附属建屋の使用済燃料集合体貯蔵プールに据付けた崩壊熱測定装置の改造に伴い、装置の安全機能及び装置の性能を確認するために、測定装置の特性試験を行う。ここでは、その試験計画及び試験工程を報告する。

2. 装置の概要

崩壊熱測定装置の測定容器は断熱二重管構造で、使用済燃料集合体の入った缶詰缶を装荷し、内部に水を強制的に流し、測定容器内の温度分布が一定になった後、流量と出入口温度差により、発熱量(崩壊熱)を求める装置である。測定装置において装置本体の测温抵抗体の追加及び蓋部分、操作治具部の改造を行った。測定装置改造後の装置の性能の確認のため、特性試験では、正確な発熱量を装置に与えるために模擬発熱体を装荷する。

3. 特性試験項目

(1) 安全性確認試験

- ① シーケンス確認
- ② 自然循環での温度変化の確認

(2) 放熱量の測定試験

- ① 流量の変動値の測定
- ② 各出力、各流量での放熱量の測定

4. スケジュール

H1. 6/19～6/23 安全性確認試験

H1. 6/26～7/21 放熱量の測定試験

以上の予定で行う。

放熱量の測定試験における出力と流量の設定値を表 5.4.1 に示す。

表 5.4.1 放熱量の測定試験における出力と流量の設定値

| 流量 (ℓ/min) / 出力 (kW) | 0 | 0.2 | 0.4 | 0.5 | 0.6 | 0.9 | 1.0 |
|----------------------|---|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| 0 | ○ | | | ○ | | | ○ |
| 0.1 | ○ | ○ | ○ | ○ | | | △ |
| 0.2 | | ○ | ○ | ○ | | | △ |
| 0.3 | | | | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 0.4 | | | | ○ | | | ○ |
| 0.5 | | | | ○ | | | ○ |
| 0.6 | | | | ○ | ○ | | ○ |
| 0.7 | | | | ○ | | ○ | ○ |
| 1.0 | | | | ○ | | | ○ |
| 1.3 | | | | | ○ | | ○ |
| 1.5 | | | | | | ○ | ○ |
| 2.0 | | | | | | | ○ |

△ 予備試験

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 高線出力試験用集合体装荷による炉心特性への影響

報告者 池田一三（原子炉利用 Gr）

1. 目的

高線出力試験に係る設備の追加の為の設置変更の件につき掲題の評価を行う。

2. 計算条件

(1) 炉心構成

第 16 サイクル炉心のうち、CMIR を J 2 燃料に置換した炉心を基準炉心とし、B 3 M (B5D^{*} の代用) を炉心中心に置換したものを B 特装荷炉心とする。

* 高線出力試験用集合体

(2) 計算方法

MAGI コード (3 次元 HEX - Z 拡散計算) により制御棒全引抜き、燃焼初期状態の条件で計算する。

(3) 試験用炉心への外挿

標準 J 2 炉心の炉心中心の燃料集合体を B 5 D に置換した試験用炉心の炉心特性は、次式の関係から外挿する。

$$X(\text{試験用炉心}) = X(\text{標準 J 2 炉心}) \cdot \frac{X(\text{B 特装荷炉心})}{X(\text{基準炉心})}$$

3. 計算結果

(1) 出力分布及び温度特性

表 6.1.1 に示すように、試験用炉心の特性値は、標準 J 2 炉心にくらべ安全側である。

(2) 冷却材流量配分及び最大出力

表 6.1.2 に示すように流量が約 1 % 増し、出力は、最も増大の割合の大きなもので約 3 % 増大する。この為被覆管温度の上昇は最大でも 4 °C 上昇に留まる。

表 6.1.1 主要な出力分布及び温度特性
(試験用炉心及び標準 J 2 炉心)

| 項 目 | 試 験 用 炉 心 | 標 準 J 2 炉 心 |
|-------------------------------|------------------------|------------------------|
| 集合体出力 (MW) | 約 2.21 | 約 2.27 |
| 最大線出力 (W/cm) | 約 382 | 約 390 |
| 出力ピーキング係数 | 約 1.80 | 約 1.84 |
| 径 方 向 | 約 1.48 | 約 1.52 |
| 軸 方 向 | 約 1.20 | 約 1.20 |
| 局 所 | 約 1.019 | 約 1.006 |
| 炉内最大中性子束 ($n/cm^2 \cdot s$) | | |
| 高速中性子束 | 約 3.4×10^{15} | 約 3.6×10^{15} |
| 全中性子束 | 約 4.7×10^{15} | 約 4.9×10^{15} |
| 燃料最高温度 (°C) | | |
| 定格出力時 | 約 2410 | 約 2440 |
| 過出力時 | 約 2560 | 約 2600 |
| 被覆管最高温度 (°C) | | |
| 定格出力時 | 約 644 | 約 650 |
| 冷却材最高温度 (°C) | | |
| 定格出力時 | 約 624 | 約 630 |

表 6.1.2 各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力（炉心燃料集合体）
（試験用炉心及び標準 J 2 炉心）

| 流量領域 | 試験用炉心 | | | 標準 J 2 炉心 | | |
|------|----------------------|-----------------------|---------------------------|----------------------|-----------------------|---------------------------|
| | 炉心燃料集合体 個数 (体) | 燃料集合体最大 出力 (MW) | 燃料集合体当 たりの流量 (kg/s) | 炉心燃料集合体 個数 (体) | 燃料集合体最大 出力 (MW) | 燃料集合体当 たりの流量 (kg/s) |
| 1 | 3 | 2.23 | 9.41 | 4 | 2.27 | 9.27 |
| 2 | 12 | 2.06 | 8.90 | 12 | 2.03 | 8.77 |
| 3 | 12 | 1.84 | 8.02 | 12 | 1.80 | 7.90 |
| 4 | 21 | 1.56 | 7.28 | 21 | 1.53 | 7.17 |
| 5 | 12 | 1.34 | 6.08 | 12 | 1.30 | 5.99 |
| 合計 | 60 | — | 457.1 | 61 | — | 459.6 |

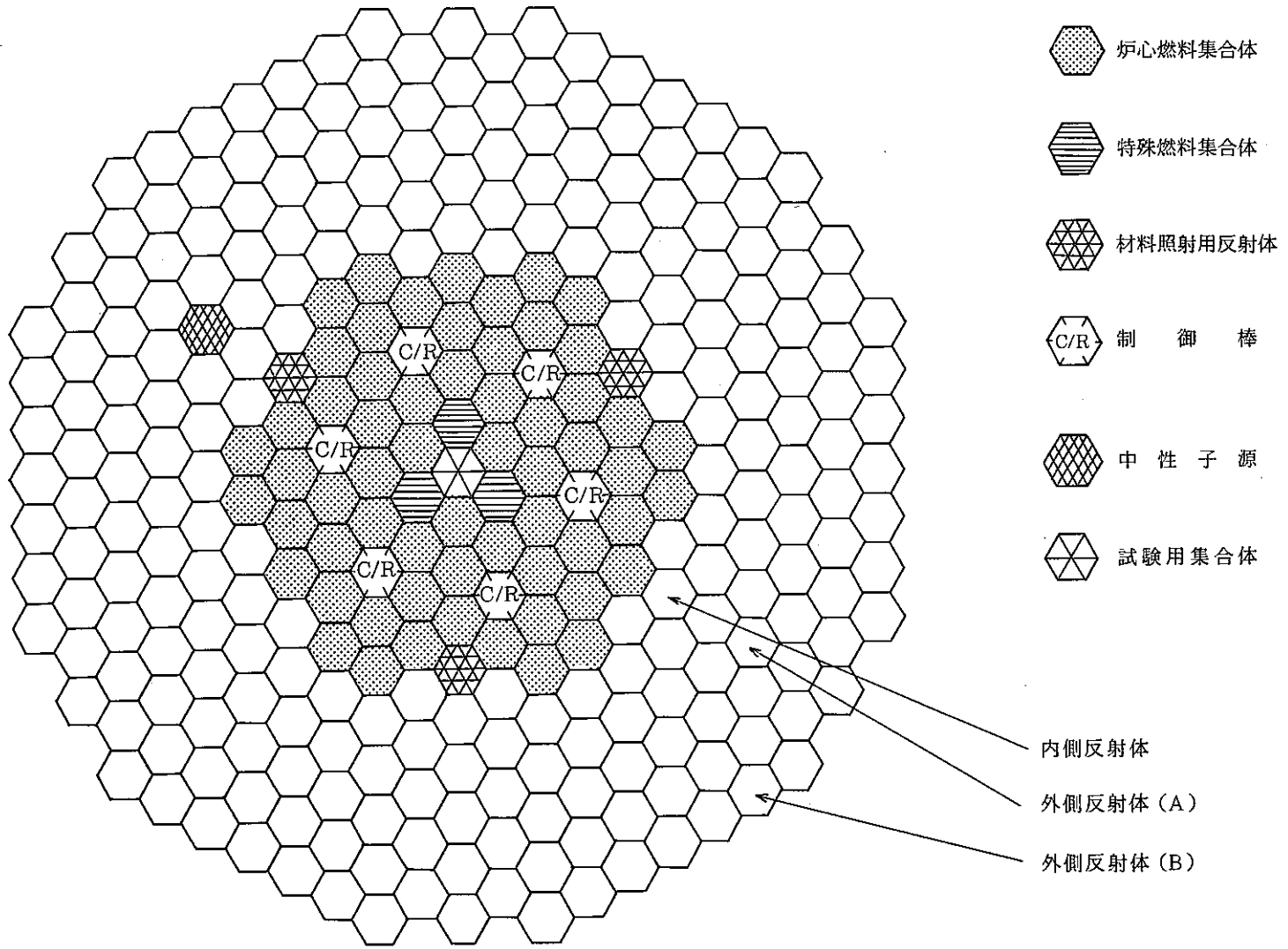


図 6.1.1 試験用炉心

6.2 事故時の被ばく評価に用いる λ/Q , D/Q の計算

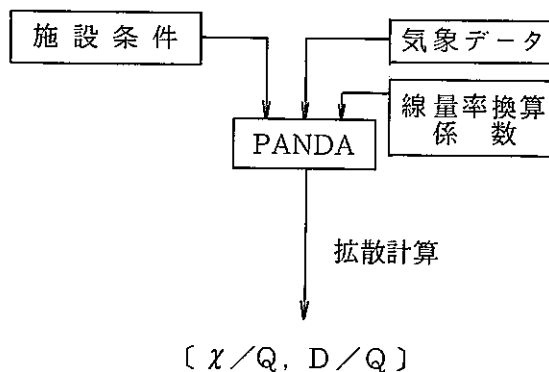
報告者 青山卓史 (原子炉利用 Gr)

1. 概 要

高速実験炉設置変更準備として、想定事故時の被ばく評価に用いる相対濃度 λ/Q (放射性よう素の吸入による甲状腺線量当量の評価用) 及び相対線量 D/Q (希ガスのガンマ線による実効線量当量の評価用) を計算した。

2. 計算条件, 仮定等

- (1) 想定事象は現行申請書添付書類 10 において想定している事故事象のうち、放射性物質の放出を伴う事象を対象とした。
- (2) 相対濃度, 相対線量の算出は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき、動燃事業団の東海事業所で作成された計算コード (PANDA) を用いて行った。PANDA コードによる λ/Q , D/Q の計算フローを下図に示す。



λ/Q , D/Q の計算フロー

尚、線量率換算係数は、「GAMPUL」コードを用いて計算した。

- (3) 気象データは 1986 年のものを用いた。
- (4) 評価点は周辺監視区域外側地域とし、海側を含む 16 方位について評価した。

3. 計算結果

表 6.2.1 に想定事故時の被ばく評価に用いる λ/Q , D/Q 値を示す。 λ/Q , D/Q は海側 7 方位 (NNE から時計回りに SSE まで) 及び陸側 9 方位 (N から反時計回りに S まで) についてそれぞれの最大値を示す。

表 6.2.1 想定事故時の被ばく評価に用いる χ/Q , D/Q 及び評価地点

| 想定事象 | 実効放出継続時間 (h) | 地上放出 | | 排気筒放出 | |
|-------------------------------|--------------|-----------------------------------|-----------------------------------|-------------------------------------|-----------------------------------|
| | | χ/Q (h/m ³) | D/Q [rem/(MeV·Ci)] | χ/Q (h/m ³) | D/Q [rem/(MeV·Ci)] |
| 廃棄物処理設備の 破損事故 | 1 | 3.3×10^{-8} SSW-970 m | 8.6×10^{-6} SSW-970 m | 9.3×10^{-10} WSW-940 m | 1.2×10^{-6} WSW-940 m |
| | | 3.6×10^{-7} ESE-200 m | 3.7×10^{-5} ESE-200 m | 2.5×10^{-10} SSE-1300 m | 1.2×10^{-6} E-350 m |
| ○原子炉停止中における1次冷却系破損事故 ○仮想事故 | 2 | 3.9×10^{-8} SSW-970 m | 8.5×10^{-6} SSW-970 m | 8.9×10^{-10} WSW-940 m | 1.0×10^{-6} WSW-940 m |
| | | 2.8×10^{-7} ESE-200 m | 3.0×10^{-5} ESE-200 m | 3.8×10^{-10} SSE-1300 m | 1.0×10^{-6} ENE-390 m |
| 原子炉サービス系の 破損事故 | 10 | ————— | ————— | 5.9×10^{-10} WSW-940 m | 7.1×10^{-7} SW-950 m |
| | | ————— | ————— | 8.3×10^{-10} NE-450 m | 9.2×10^{-7} ENE-410 m |
| 第二使用済燃料貯蔵施設 における燃料取扱事故 | 1 | 4.8×10^{-8} SSW-800 m | 1.1×10^{-5} SSW-800 m | ————— | ————— |
| | | 6.2×10^{-7} ESE-220 m | 4.8×10^{-5} ESE-200 m | ————— | ————— |

上段：陸側最大値

下段：海側最大値

6.3 改良 SUS 316 鋼の破断歪試験結果に基づく、安全評価上の被覆管歪許容値の設定

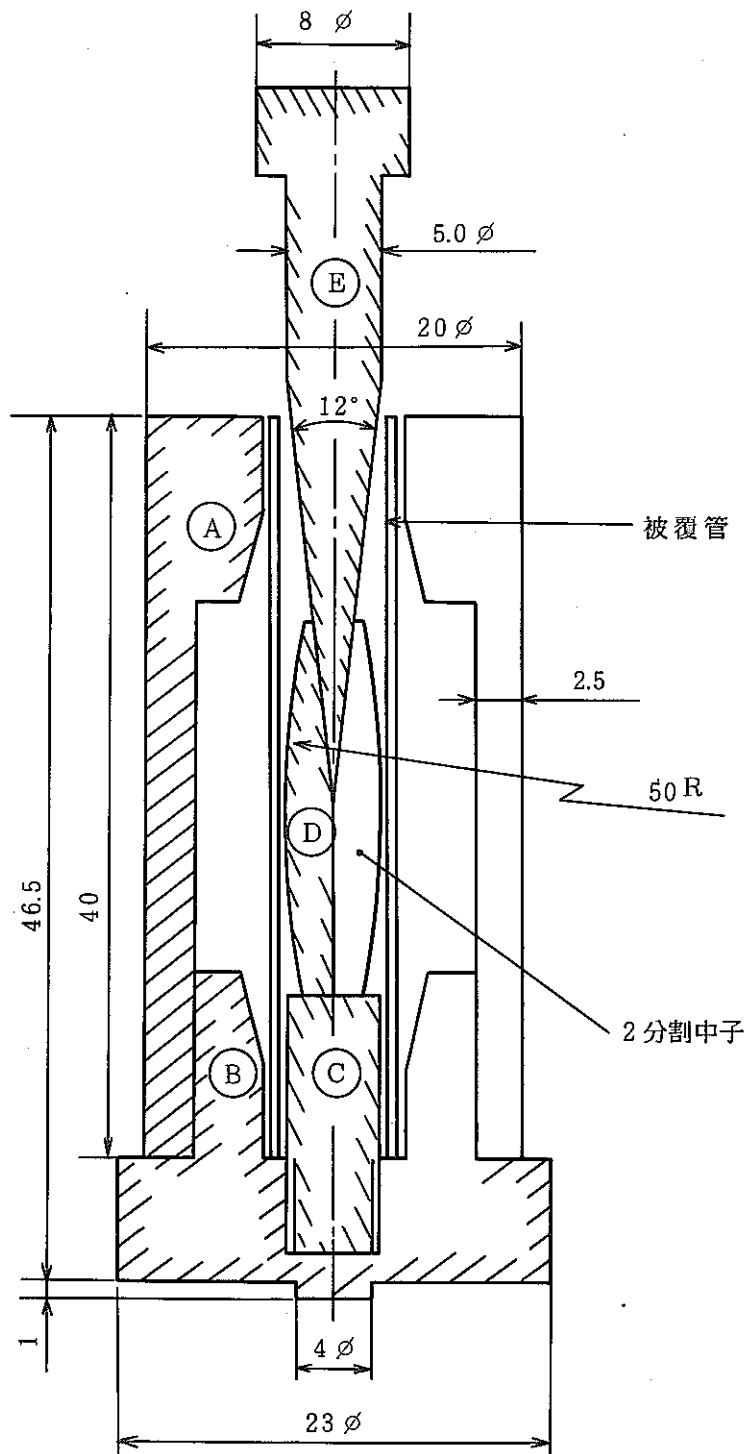
報告者 池田一三（原子炉利用 Gr）

1. 目的

高線出力試験の試験用要素の安全性評価の為に、被覆管歪の許容値を押し拡げ試験により設定する。

2. 主要な内容

- (1) 図 6.3.1 の押し拡げ試験の装置に改良 SUS 316 鋼の円筒管を固定し、 $0.2\%/s$ の歪速度で圧力を加える。
- (2) 破断後、割れの生じていない部分の被覆管の外径を測定し、破断前の外径との比較から破断歪を求める。
- (3) 破断歪は図 6.3.2 に示すように 3.6% を下回ることはなく、許容値として 3.0% は保守側である。



A, B : SUS 304

C, D, E : Inconel 718

図 6. 3. 1 押し 拡げ 試験 の 装置

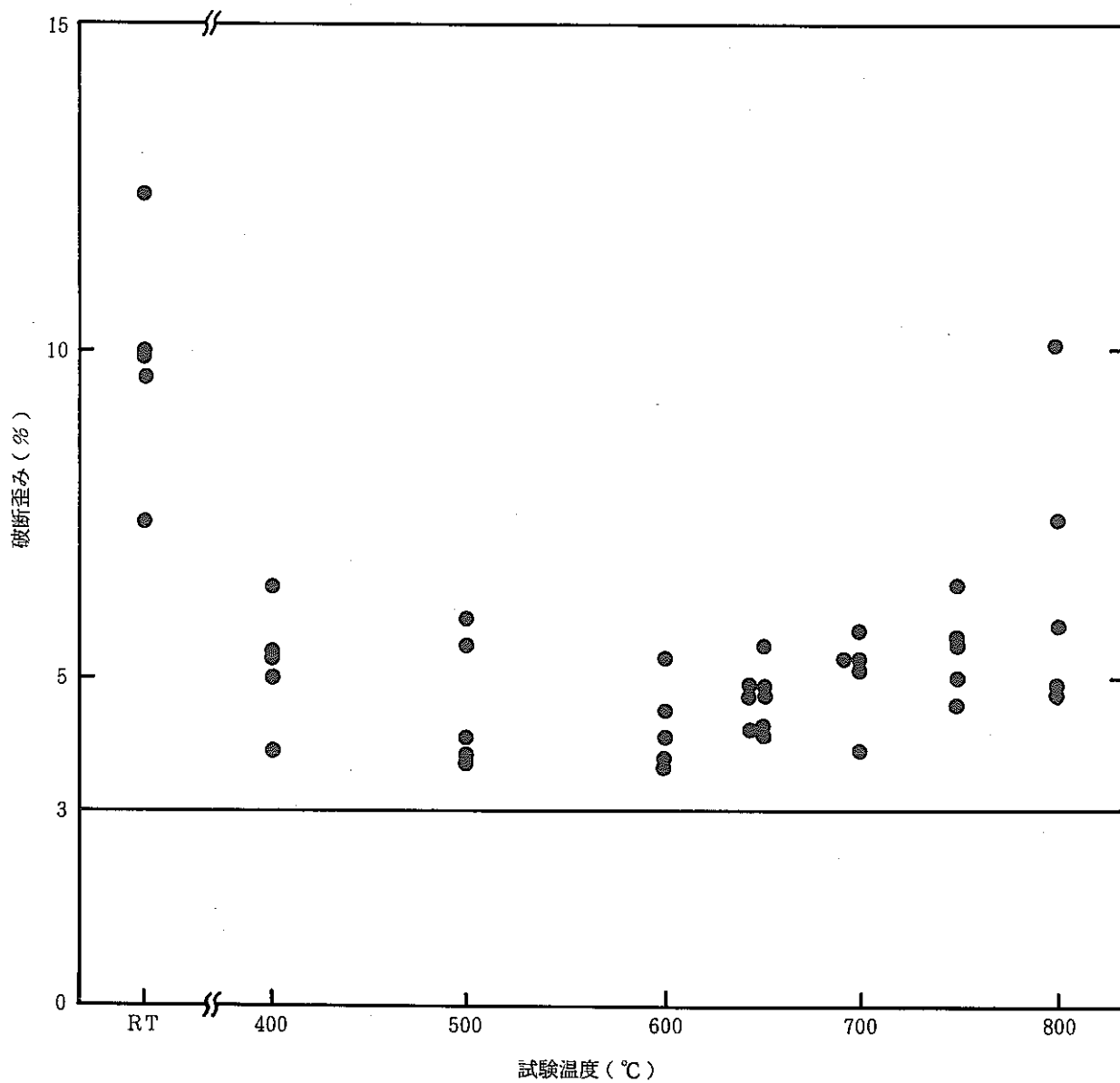


図 6.3.2 改良 SUS 316 相当鋼の破断歪

6.4 燃料の溶融を伴う運転 (文献要約)

報告者 池田一三 (原子炉利用 Gr)

1. 目 的

Zr 被覆管に含まれる焼結ペレット及び振動充てん燃料の溶融時の挙動について、高線出力試験の参考とする為調査した。

Operating with Fuel Melting by M. D. Freshley

NUCLEAR ENGINEERING & DESIGN 21 (1972) 254-263

2. 主要な結果

- (1) 溶融境界はポアの無い組織の外側で定義される。溶融後高温で照射されると 72 時間以内に溶融の形は消滅する。
- (2) 燃料の一部が溶融しても、ペレット半径では、大きな溶融割合となり、相変化を起因とする体積膨張が生じる。
- (3) 溶融時に燃料の軸方向移動がおこり、上部で大きなボイドが生じ、下部では小さなボイド、あるいは空孔無しとなる。
- (4) 溶融時には、溶融試料がクラック中を通り被覆管に接触することがあり、局所過熱が生じることがある。意図的に接触させる試験の結果では、生じなかった。
- (5) 溶融時の破損でも溶融試料が冷却材中に移動する量はわずかであり、安全上の大きな問題とはならない。

6.5 PANDAコードの修正結果

報告者 池田一三(原子炉利用 Gr)

1. 目的

「常陽」設置変更準備の為放出継続時間が2時間以上の χ/Q , D/Q の計算をPANDAコードにより実施したところソースエラーによると思われる現象が発生した。この為コードの暫定的修正を行い, 修正コードによる計算値の妥当性をテストランによって検証する。

2. エラーの概要

2時間放出の χ/Q の最大値は, 1.316×10^{-7} でその個数1個であった。しかし1時間放出の χ/Q 値は, 2.632×10^{-7} が13個あり, これと整合するためには, 2時間放出の場合, 1.316×10^{-7} ($= 2.632 \times 10^{-7} \div 2$)以上の値が13個以上あるはずである。

3. 修正の概要

今回の計算条件(IHN = 2: 全方位100%指針方式)に係る部分のみのサブルーチン(HINDA)の修正に留める。

3.1 修正内容

表6.5.1に示す範囲を修正した。欠測データの扱いは, 次葉に示すとおりである。

ソース: S4070, PANDA・CNTL

3.2 検証

上記の修正の検証を1ヶ月間の χ/Q の出現頻度の計算により行なった。

3.3 修正後の計算結果

修正後の計算結果では, 2時間放出の場合, 1.316×10^{-7} 以上の値が35個となり, 2.の不整合は修正された。

表 6.5.1 ソースプログラム(修正後)

```

000001      SUBROUTINE HINDA(CON,RETS,NA,      NB,LLL,IMN,IHN,NC)
000002      COMMON /AAC/NZ,MI
000003      DIMENSION CON(NA),RETS(NA)
000004      COMMON /AAB/WS(8800),WD(8800),JS(8800),Q(8800)
000005      DIMENSION AVF(6),FAV(6)
000006      DATA AVF/ 1.00 / .86 / .65 / .43 / .32 / .22 /
000007      DO 70 I=1,6
000008      FAV(I)=1.
000009      IF(IMN.GT.24.AND.MI.EQ.1)FAV(I)=AVF(I)
000010      70 CONTINUE
000011      NX=0
000012      IF (IMN.NE.1) GO TO 55
000013      50 CONTINUE
000014      NY=0
000015      DO 100 I=1,NZ
000016      IF (CON(I).LE.1.0E-75) GO TO 100
000017      LLA=WD(I)+0.001
000018      IF (LLA.NE.LLL) GO TO 101
000019      NX=NX+1
000020      RETS(NX)=CON(I)
000021      JS(NX)=JS(NX)+I*100
000022      101 NY=NY+1
000023      100 CONTINUE
C          *****
000024      WRITE(3,1) LLL,NX,NY
000025      1 FORMAT(10X,3I10)
000026      GO TO 400
C. IKEDA REVISED1989.4.24
000027      55 CONTINUE
000028      NX=0
000029      NY=0
000030      NG=(IMN+1)/2
000031      DO 200 I=1,IMN
000032      J=NZ+I
000033      CON(J) = CON(I)
000034      200 CONTINUE
000035      DO 210 I=1,NZ
000036      II=I+IMN-1
000037      CONX=0.0
000038      NN=0
000039      DO 220 J=I,II
000040      IF(CON(J).GT.1.0E-75) NN=NN+1
000041      LLA=WD(J)+0.001
000042      IF(LLA.EQ.LLL) CONX=CONX+CON(J)
000043      220 CONTINUE
000044      IF(NN.LT.NG) GO TO 210
000045      NY=NY+1
000046      IF(CONX.LE.1.0E-75) GO TO 210
000047      NX=NX+1
000048      RETS(NX)=CONX/NN
000049      210 CONTINUE
000050      IF(NZ.GT.744) GO TO 400
000051      DO 300 I=1,NZ
000052      LLA=WD(I)+0.001
000053      WRITE(3,6000) I,CON(I),RETS(I),LLA
000054      6000 FORMAT(10X,'I=',I4,'CON=',1PE12.3,'RETS=',1PE12.3,
*          'LLA=',I4)
000055      300 CONTINUE
000056      400 CONTINUE
000057      NB=NX
000058      NC=NY
000059      RETURN
000060      END

```


6.6 海側を考慮した場合の実効線量当量の評価

報告者 池田一三（原子炉利用 Gr）

1. 目的

法令改正による被ばく計算法の変更及び海側方位を考慮する旨の炉規課の指導の為、現行設置変更許可申請書ベースで周辺監視区域境界の実効線量当量を評価した。

2. 計算の要点

(1) 希ガスのガンマ線による被曝

2%燃料破損状態で定格運転を実施した場合の旧法令に基づく海側最大値 1.6×10^{-1} mrem/y* を改正法令に基づいて計算すると、 3.5×10^{-3} mSv/y となる。

* JAERI - memo 7778

(2) 直接線及びスカイシャインによる被曝

申請書記載値のベースとなった計算**（被曝線量が再現することを確認）をもとに①線源条件を申請書に合せ、②改正法令に基づき計算する。その結果、実効線量当量は 7.9×10^{-5} mSv/y となる。 **ZJ206 77-06(2)

(3) 内部被曝

よう素による内部被曝は、相対濃度の最大値が陸側にあることから、陸側で包絡される。その他の内部被曝は経口摂取であることより、海側を考慮しても変わらない。

(4) 実効線量当量

表 6.6.1 に示すように、陸側のみ考慮した場合 2.7×10^{-3} mSv/y、全方位を考慮した場合 4.5×10^{-3} mSv/y となる。

表 6.6.1 実効線量当量の内訳

(mSv/y)

| 項 目 | | 陸側のみ考慮 | 全方位を考慮 |
|------|-----------------------|----------------------|----------------------|
| 外部被曝 | 希ガスのガンマ線 | 1.7×10^{-3} | 3.4×10^{-3} |
| | 直接線及びスカイシャイン | 1.7×10^{-7} | 7.9×10^{-5} |
| | 小 計 | 1.7×10^{-3} | 3.5×10^{-3} |
| 内部被曝 | 気体廃棄物のよう素 | 4.1×10^{-6} | |
| | 液体廃棄物中の放射性腐食生成物核分裂生成物 | 9.7×10^{-4} | |
| | 小 計 | 9.7×10^{-4} | |
| 合 計 | | 2.7×10^{-3} | 4.5×10^{-3} |

6.7 安全評価に用いる (UO₂, PuO₂) の融点の設定

報告者 池田一三 (原子炉利用 Gr)

1. 目 的

(UO₂, PuO₂) の融点データの根拠についてまとめる。

2. 要 旨

- (1) Aitken & Evans のデータ (表 6.7.1) をもとに, Pu 富化度 20% 2787 ± 25 °C, Pu 富化度 40% 2685 ± 25 °C から内挿して Pu 富化度 30% 以下の範囲では 2710 °C を用いる。
- (2) 燃焼度の効果については図 6.7.1 の測定データより 1000 Mwd/t 以内では効果は無視しうる。

表 6.7.1 U - Pu - O系の融点

| Pu/U+Pu | O/M | O/Pu | 固相-液相点 °C |
|---------|-------------------|-------------------|-------------|
| 1.0 | 2.00 | 2.00 | 2445 - 2445 |
| | 1.84 ₆ | 1.84 | 2445 - 2470 |
| | 1.78 ₅ | 1.78 ₅ | 2467 - 2472 |
| | 1.73 | 1.73 | 2470 - 2470 |
| | 1.61 | 1.61 | 2500 - ? |
| 0.6 | 2.00 | 2.00 | 2580 - 2627 |
| | 1.91 | 1.85 | 2562 - 2640 |
| | 1.84 | 1.73 | 2606 - 2652 |
| | 1.76 | 1.60 | 2612 - 2597 |
| 0.4 | 2.00 | 2.00 | 2685 - 2745 |
| | 1.06 | 1.90 | 2737 - 2772 |
| | 1.91 | 1.78 | 2750 - 2782 |
| | 1.84 | 1.60 | 2730 - 2765 |
| 0.2 | 2.00 | 2.00 | 2787 - 2855 |
| | 1.98 | 1.90 | 2783 - 2848 |
| | 1.95 | 1.80 | 2780 - 2845 |
| | 1.94 | 1.70 | 2715 - 2825 |
| | 1.92 | 1.60 | 2727 - 2848 |

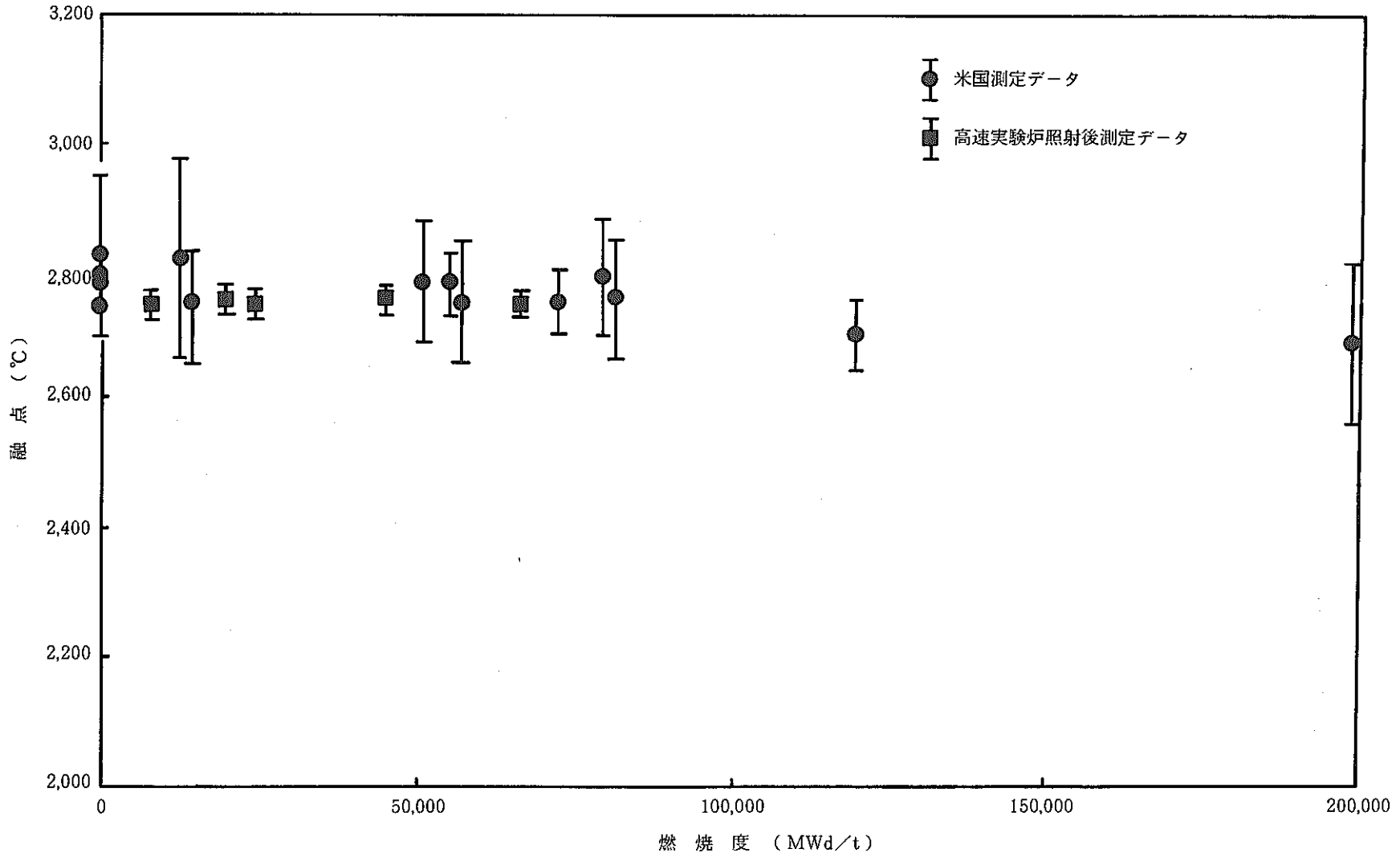


図 6.7.1 燃料ペレットの融点の燃焼に伴う変化

6.8 FFTF 燃料の過渡過出力試験 TS-1 及び TS-2 (文献要約)

報告者 池田一三 (原子炉利用 Gr)

1. 目的

FFTF の燃料の安全裕度を確認する為、 $5 \phi/s$ の反応度投入事象を模擬した TS-1 及び TS-2 試験について、高線出力試験の参考とする為調査した。

"TS-1 and TS-2 Transient Overpower Tests on FFTF Fuel"

by A.L. Pitner, P.C. Ferrell, G.E. Culley, E.T. Weber HEDL-SA-3348-FP
Nov 11 (1985)

2. 主要な結果

(1) TS-1 (2,000 MWd/t) の試験用要素は、反応度投入後 22.21 秒後、約 1270 w/cm の線出力に到達し、炉心部のうち $X^*/L^{**} = 87\%$ の位置で破損した。

* X : 炉心下端から破損位置までの距離

** L : 炉心部の軸方向長さ

(2) TS-2 (58,000 MWd/t) の試験用要素は、反応度投入後 23.83 秒後約 1200 w/cm の線出力に到達し、炉心部のうち $X/L = 71\%$ の位置で破損した。

(3) TS-1 では 1.7 cm, TS-2 では 3 cm 燃料部上端を押し上げているのが観察された。過出力試験時にはプレナムスプリングを完全に押し縮めていたと推定される。この現象は燃料の安全裕度を高めている。

6.9 溶融試料の軸方向移動に伴う反応度変化の評価

報告者 池田一三（原子炉利用 Gr）

1. 原因

高線出力試験においては、試料の一部が溶融し液相化する。この時、中心空孔を重力により軸方向に移動し、反応度変化が生じる可能性がある。

2. 防止及び抑制対策

この事象の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にその範囲を局限するために、次のような対策を行う。

- (1) 焼結ペレットを成形する際には、十分注意深く製造し、また、検査を厳格に行う。
- (2) 高線出力試験時の試料の溶融を目標溶融割合約 10% とし、過度な溶融が生じないように設計する。

3. 計算条件

- (1) 溶融に伴い、スランピング現象が全試験用要素に同時に生ずるものとする。
- (2) スランピングにより試料は、図 6.9.1 に示すように理論密度の 100% になり、炉心下部に落下するものとする。

4. 計算結果

上記の方法により、評価すると約 13 ϕ ($\beta_{\text{eff}} = 3.9 \times 10^{-3}$) となり、「燃料スランピング事故」の約 27 ϕ に比べ小さく、炉心燃料集合体への影響は、燃料温度の最大上昇で約 58 $^{\circ}\text{C}$ 、被覆管及び冷却材の温度上昇は 18 $^{\circ}\text{C}$ 以下である。

健全状態

スランピング状態

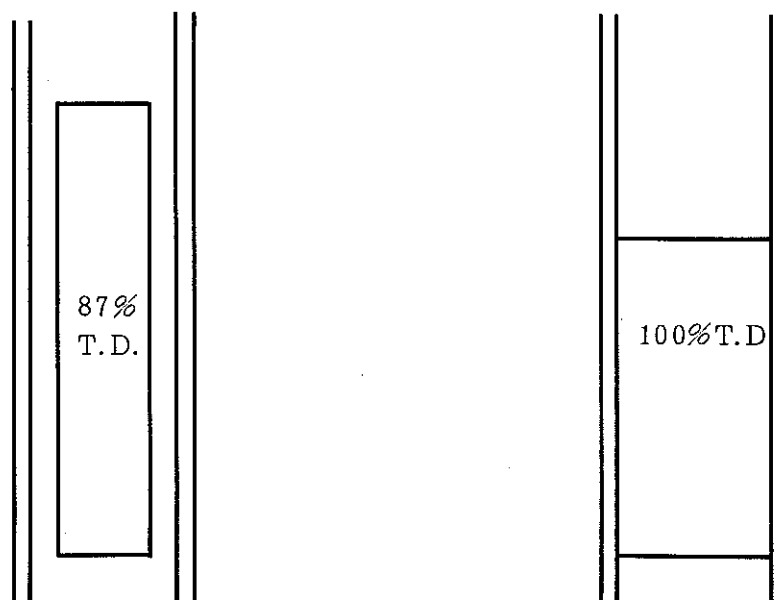


図 6.9.1 スランピングモデル

6.10 ガスプレナム中 Na 希ガスの放出と被覆管の健全性評価

報告者 池田一三（原子炉利用 Gr）

1. 原因

高線出力試験時に、初期封入ガス、揮発性不純物ガス及び核分裂生成物のうち気体状のもの（希ガス）がガスプレナム等において熱膨張し、被覆管に圧力を及ぼす。これにより、被覆管が破損する可能性がある。

2. 防止対策

- (1) 被覆管の材料は、強度的に優れたオーステイト系ステンレス鋼を使用し、その製作加工にあたっては、十分に注意し、更に各々の被覆管を使用前に検査し、設計に適合していることを確認する。
- (2) ペレットの製造及び試験用要素への装てんにあたって、不純物の混入を防止し、使用前に検査し、設計に適合していることを確認する。
- (3) 高線出力試験用要素の燃焼度を制限し、核分裂生成物の発生を抑制する。

3. 計算条件

- (1) 試験用要素の要素最高燃焼度は 1000 MWd/t とする。
- (2) 初期封入ガスは、室温で 1 気圧のもとでガスプレナムに封入されるものとする。
- (3) ペレットに含まれる揮発性不純物は、 $100 \mu\text{l/g}$ 、水分は 30 ppm とする。
- (4) 核分裂により生成する希ガスは、すべてガスプレナムに移行するものとする。

4. 計算結果

核分裂により生成した希ガスは約 2.4×10^{-4} モル、初期封入ガスは約 1.2×10^{-3} モル、揮発性不純物は約 1.9×10^{-4} モルであり、ガスプレナム部の有効容積 27.1 cc のもとで、プレナム圧力約 8.7 kg/cm^2 を生じ、被覆管に約 0.88 kg/mm^2 の応力を生じる。

6.11 高線出力試験時のキャビティの発生と被覆管の健全性評価

報告者 池田一三（原子炉利用 Gr）

1. 原因

高線出力試験時、結晶中に蓄積された核分裂生成物のうち、気体状のもの（希ガス）が粒界に移動し、ペレットを押し抜け、被覆管に圧力を及ぼす。これにより、被覆管が破損する可能性がある。

2. 防止対策

- (1) 被覆管の材料は、強度に優れたオーステナイト系ステンレス鋼を使用し、その製作加工にあたっては、十分に注意し、更に各々の被覆管を使用前に検査し、設計に適合していることを確認する。
- (2) 高線出力試験用要素の燃焼度を制限し、核分裂生成物の発生を抑制する。

3. 計算条件

- (1) 試験用要素のペレット燃焼度は、 1200 MWd/t （要素最高燃焼度 1000 MWd/t 相当）とする。
- (2) 核分裂により生成する希ガスは、瞬時にペレットの結晶中から粒界に移行し、しかもガスプレナムに移行することなく、そこに留まるものとする。
- (3) ペレットの圧力は、その膨張により緩和されることなく、被覆管に加わるものとする。

4. 計算結果

ペレット中の希ガスは単位長さ当たり約 $5.2 \times 10^{-6} \text{ mol}$ 蓄積し、ペレット内のボイド率 5%、平均温度 2000°C のもとで、約 59 kg/cm^2 の圧力を発生し、被覆管の応力としては約 6.0 kg/mm^2 となる。これは図 6.11.1 に示す強度データにくらべ十分に小さく、キャビティの発生によって破損することはない。

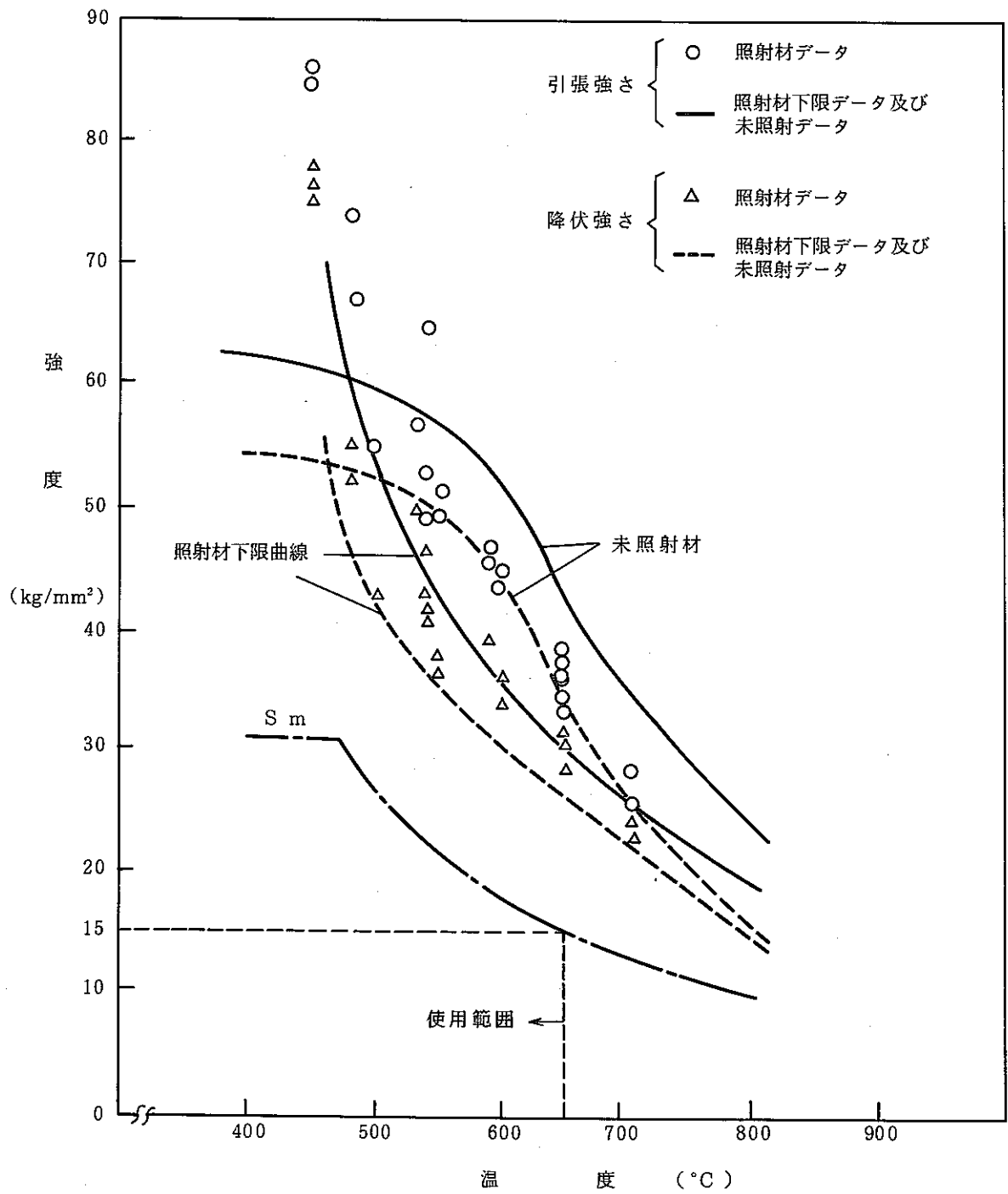


図 6.11.1 20%冷間加工 SUS 316 相当ステンレス鋼の材料強度データ

6.12 高線出力試験用要素の熱及び機械的評価

報告者 池田一三（原子炉利用 Gr）

1. 目的

試験用要素のうち、典型的な3ケースについて評価を行い、高線出力試験の熱設計及び機械設計を示す。

2. 要旨

表6.12.1に示すケース1は、最も溶融線出力の低い各仕様の組み合わせ、ケース2は基準となる平均的な値のもの、ケース3は最も溶融線出力の高いものとし、目標線出力、冷却材流量及び各部の温度について評価し、それをもとに計算した被覆管歪みは試験目標出力時で0.3%、過出力時で0.4%であった（ケース3）。この値は破断歪みのデータにくらべ十分に小さい。

（注）上記の評価はノミナル値である。

表 6.12.1 試験用要素の評価

| 項 目 | ケース 1 | ケース 2 | ケース 3 |
|--|---------|---------|---------|
| 主要条件 | | | |
| プルトニウム富化度 ($\text{PuO}_2 / (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)$, w/o) | 30 | 30 | 30 |
| ペレット直径 (mm) | 6.4 | 6.5 | 6.6 |
| ペレット密度(%T. D.) | 87 | 92 | 95 |
| O/M | 1.94 | 1.97 | 1.99 |
| ペレット被覆管ギャップ(mm) | 0.30 | 0.20 | 0.10 |
| 被覆管内径/外径 (mm) | 6.7/7.5 | 6.7/7.5 | 6.7/7.5 |
| ピンピッチ (mm) | 8.88 | 8.88 | 8.88 |
| 冷却材流量 (ピン当り, g/sec) | 73 | 86 | 101 |
| 主要定数 | | | |
| ギャップ熱伝達係数 ($\text{W}/\text{cm}^2 \cdot ^\circ\text{C} / \text{Btu}/\text{hr} \cdot \text{ft}^2 \cdot ^\circ\text{F}$) | 0.39 | 0.57 | 1.05 |
| 各部温度等 | | | |
| 冷却材最高温度($^\circ\text{C}$) | 620 | 620 | 620 |
| 被覆管最高温度($^\circ\text{C}$) (肉厚中心) | 650 | 650 | 650 |
| 目標熔融割合(%) | 10 | 10 | 10 |
| 過出力時の最大熔融割合(%) | 20 | 19 | 19 |
| 最大線出力密度 (W/cm) | | | |
| 目標出力時 | 470 | 550 | 640 |
| 過出力時 | 510 | 600 | 690 |
| 被覆管歪 (%) | | | |
| 目標出力時 | 0 | 0 | 0.3 |
| 過出力時 | 0 | 0 | 0.4 |

6.13 溶融線出力と試験用要素の仕様の関係について

報告者 池田一三(原子炉利用 Cr)

1. 目的

高線出力試験の予測として、ペレット理論密度比、被覆管-ペレットギャップ、O/M比と溶融線出力の関係及び線出力と溶融割合の関係についてまとめる。

2. 要 旨

(1) 各仕様と溶融線出力との関係

設置許可申請である巾をもって申請するペレット理論密度比、被覆管-ペレットギャップ、O/M比の値と溶融線出力の値の関係について以下のとおりに示す。

| | 仕 様 | 溶融線出力との関係 |
|------------------|---------------|-----------|
| ペレット理論密度比 | 87 ~ 95 % T.D | 図 6.13.1 |
| 被覆管-ペレットギャップ(直径) | 0.1 ~ 0.3 mm | 図 6.13.2 |
| O/M比 | 1.94 ~ 1.99 | 図 6.13.3 |

各図から溶融線出力は、被覆管-ペレットギャップに強く依存するが、その他の仕様に対しては約 30 W/cm 程度の違いにすぎない。

(2) 線出力と溶融割合の関係

図 6.13.4 に示すように線出力が 1 % 増加すると、溶融割合は約 0.9 ~ 1.2 % 増加する。

(注) この評価では、融点を 2710 °C とし、Pu 富化度 30 %、O/M比 = 1.94 の値を用いた。

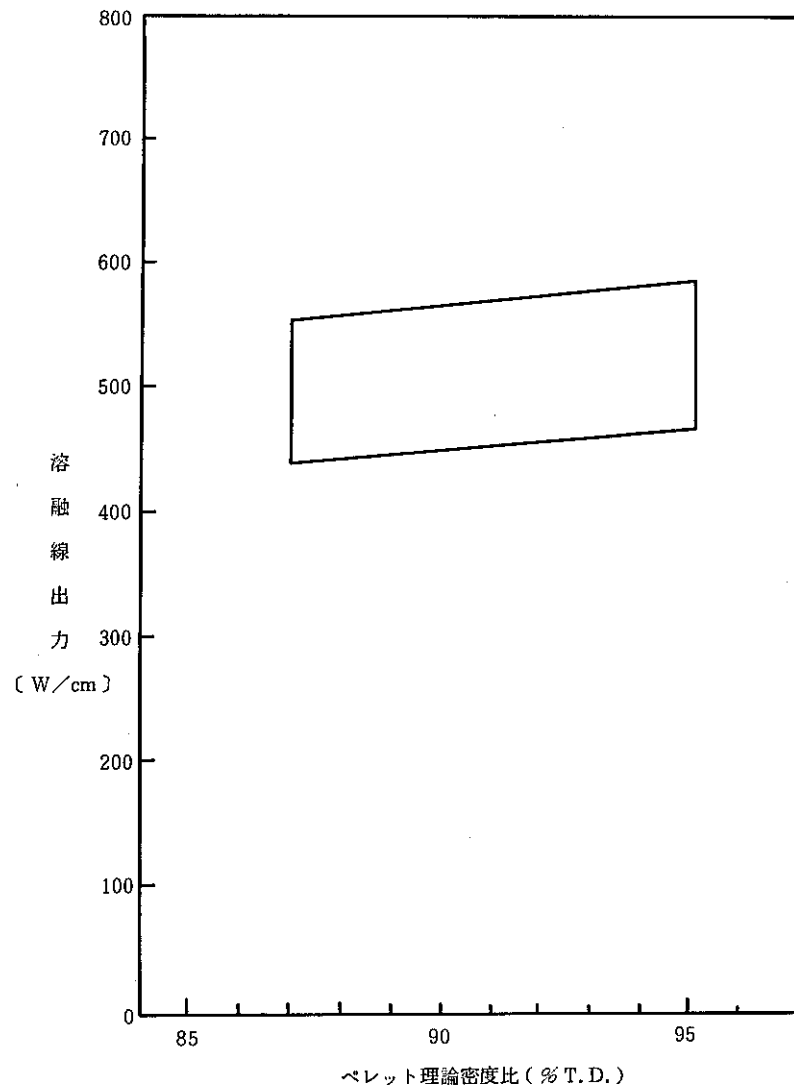


図 6.13.1 ペレット理論密度比と溶融線出力との関係

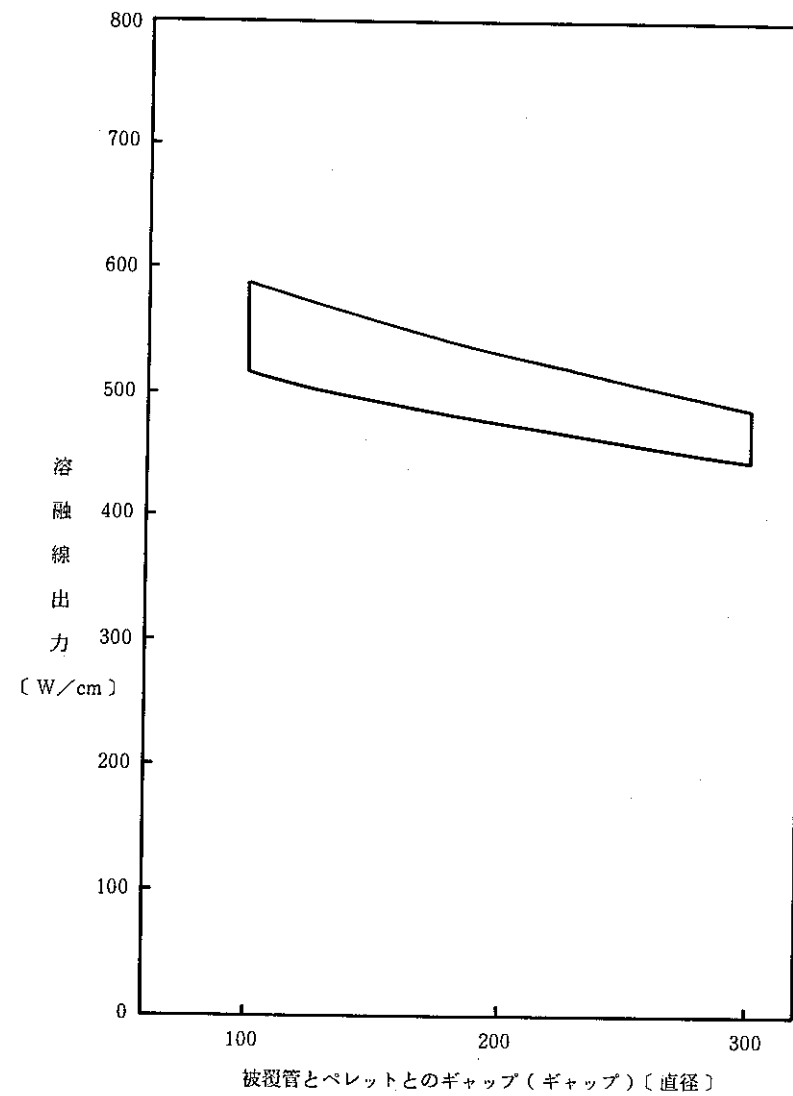


図 6.13.2 被覆管とペレットとのギャップと溶融線出力の関係

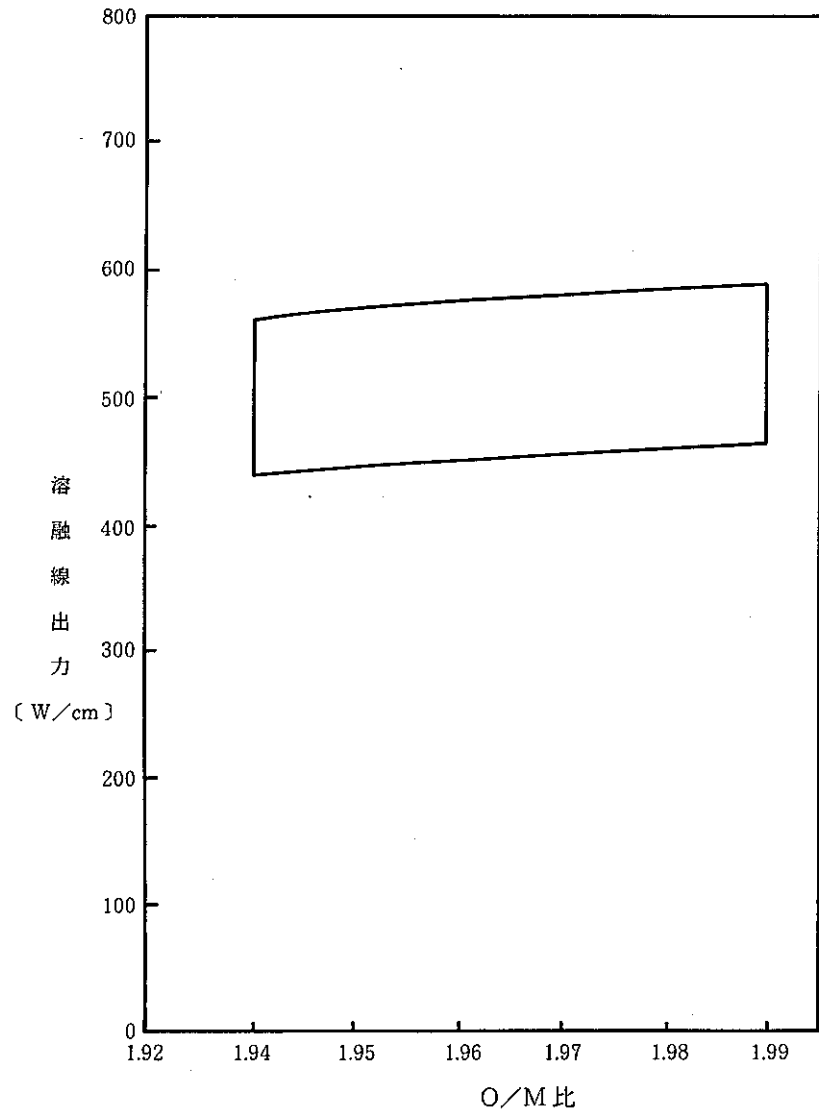


図 6.13.3 O/M 比と溶融線出力との関係

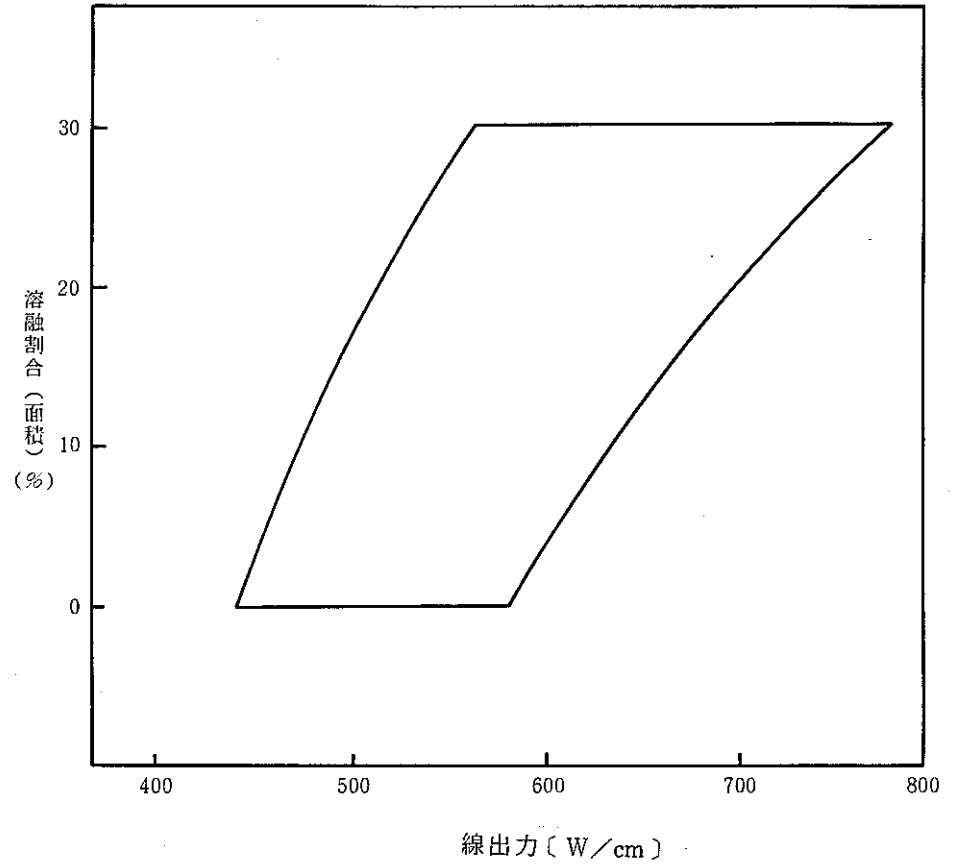


図 6.13.4 線出力と溶融割合 (面積) との関係

6.14 高線出力試験に関する海外炉の試験実績及び規制体系

報告者 小林孝良（原子炉利用 Gr）

1. 概 要

高速実験炉「常陽」で実施を計画している高線出力試験（PTM）の参考とするため、海外炉における同種試験の実績及び当該試験の実施に係る規制体系について調査した。

2. 調査結果

(1) 海外炉の試験実績

海外炉での高線出力試験実績として、米国 EBR-II 及び FFTF の試験並びにフランス Rapsodie の試験を採り上げ、表 6.14.1 に結果の概要を示した。

(2) 海外における燃料性能実証試験に対する規制体系

燃料性能実証試験（PTM, RTCB, TOP, RBCB 等を含む）の実施に対して適用される安全上の規制について、米国、フランス、及び西ドイツを例に採り、その審査体制、規制内容・方法をまとめた。表 6.14.2 に米国の例を示す。

表 6.14.1 海外で行われた Power - to - Melt 試験

| 試験名 | 照射炉 | 試験実施年 | 目的 | 最大溶融量 | 溶融時破損発生の有無 | ピーク出力保持時間 |
|--------|--------------|-------|--|-----------------|------------|-----------|
| P19 | EBR - II (米) | 1971年 | <ul style="list-style-type: none"> FFTF 運転用燃料の中心溶融余裕評価 溶融限界線出力密度への製造パラメータの影響把握 | 断面溶融比 約 30 % | 無 | 約 10 分間 |
| P20 | EBR - II (米) | 1973年 | | 断面溶融比 約 30 % | | |
| F20 | EBR - II (米) | 1979年 | <ul style="list-style-type: none"> 溶融限界線出力密度への燃焼度及び製造パラメータの影響把握 | 断面溶融比 約 20 % | 無 | 約 10 分間 |
| DEA 2 | FFTF (米) | 1983年 | <ul style="list-style-type: none"> FFTF 運転用燃料の溶融余裕確認 溶融限界線出力密度への製造パラメータの影響把握 | 不明 | 無 | 約 10 分間 |
| DE 9 | FFTF (米) | 1983年 | <ul style="list-style-type: none"> 溶融経験燃料の寿命限界把握 | 不明 | 無 | 不明 |
| Exp. B | Rapsodie (仏) | 1983年 | <ul style="list-style-type: none"> 燃料中心温度への製造パラメータの影響把握 | 不明 | 無 | 約 10 分間 |
| Exp. C | Rapsodie (仏) | 1983年 | <ul style="list-style-type: none"> 1 集合体内の全燃料ピンで中心溶融がおきたときの原子炉運転可能性調査 | 燃料全体の 54 % | 無 | 約 10 分間 |

表 6.14.2 米国の高速実験炉における照射試験の安全規制

| | EBR - II | F F T F |
|--|---|---|
| 1. 規制当局による照射試験への規制内容 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 当該炉の技術仕様[※]に合致していれば DOE の公式承認は不要。 (*Technical Specification) ○ 当該炉の利用手引^{**}で定める安全解析評価が必要であり、各施設内の安全評価グループが審査。 (** User's Guide) | |
| 2. 照射試験の許可基準 | <ol style="list-style-type: none"> 1. 利用手引で下記規定。 <ul style="list-style-type: none"> ○ プラントの過渡変化時に炉心の安全を損わず、継続照射が可能であること。 ○ プラントの事故時に Na 沸騰が予測される場合は、ドライアウト及び破損伝播の可能性を評価し、外部 (ANL, DOE) の高いレベルでの安全評価を受けることが必要。 ○ スランピング反応度、材料との化学反応の影響及びプラント運転上の事象進展の解析。 ○ 下記項目の解析 <ul style="list-style-type: none"> ・ガスブランケット効果 ・固体状または液状堆積物の効果 ・ピン・スペーサの破損の効果 ・LOF 解析 2. 技術仕様で下記規定。 <ul style="list-style-type: none"> ○ ガスリーク破損については、その影影が穏やかであると立証されているので、当該燃料取出しのための炉停止を要しない。 3. RTCB 燃料本数及び燃焼度の制限なし。 4. 中間検査は新型燃料が極端に特殊なピン・スペーサ以外は不要。 5. RTCB 試験のための特別な安全対策なし。 | <ol style="list-style-type: none"> 1. ○ 最悪の過渡時においてホットスポット温度 (3σ 相当) が Na 沸点に至らないような (出力・流量) 比であること。 ○ 当該燃料の溶融を防止するため、燃焼による線出力の低下が十分になる迄は、被覆管は健全であること。 ○ 破損燃料は DN 及び CG 計数率が規定値以下であれば継続照射が可。また、その本数はタグガスによる新たな破損の検出を妨げないものであること。 ○ 照射限界を知るための構造健全性評価の実施。 ○ 利用手引で定める安全解析。 <ul style="list-style-type: none"> ・ガス・ブランケット効果 ・固体状または液状堆積物の効果 ・1次冷却系及びカバーガス系の燃料、放射化物質または FP による汚染。通常流速の冷却材による洗い出し効果を含めること。 ・試験体が1次冷却材に曝されることの効果。燃料-冷却材相互反応を含む。 ・ピン・スペーサの破損の効果。 ・破損燃料ピンを通常のナトリウム洗浄工程にかけたときの効果。 ・集合体内での燃料ピン破損伝播。 2. RTCB 燃料本数は当面下記で制限 (現在は 4 ~ 5 S / A) <ul style="list-style-type: none"> ○ 破損・炉停止に伴う運転工程の遅延防止。 ○ 同時破損による FP ガスの外部放出の増大 (設計では 1% 破損) 3. 燃焼度制限なし (フルエンスによるスウェリング制限のみ) |
| 照射試験の安全対策 (1) 炉心安全 (2) プラント安全 (3) FP 放出 | <ul style="list-style-type: none"> ○ EBR - II に於いては、全てのプラント状態について、試験体がドライバー燃料の厳しさを上回らないことを解析で要求しているため、個々の試験体に対する設備対応は不要。 ○ FP ガスの放出に対する炉心及びプラントへのインパクトは、EBR - II 及び F F T F 共に安全解析書 (FSAR) で担保されている。(ドライバーの解析結果を上回らない。) ○ 個々の試験に対する安全性は上記 1., 2. の安全評価により判断。 ○ EBR - II, F F T F 共下記対応が要。 <ol style="list-style-type: none"> (1) FFD・CG 法の作動が正常。 (2) タグガス同定が可能。 (3) FFD・DN 法で DN 核種の検出が可能。 (4) 希ガス回収装置正常。 | |
| 4. 照射試験での FP 放出の取扱い | <ul style="list-style-type: none"> ○ 炉内での FP 放出は事故ではない。 ○ FFD・DN 法が規定値を超えるか、カバーガス放射能濃度が規定値を超えた場合は炉停止。炉の再起動はその原因が排除され、安全評価による承認を経れば可。 | |

6.15 試料の膨張による被覆管歪の評価

報告者 池田一三(原子炉利用 Gr)

1. 原因

高線出力試験時には、試料の一部を熔融させる為試料の膨張が大きくなり、被覆管の膨張を考慮してもギャップを消滅させ、被覆管の歪を生じ、更に被覆管の破損を生じる可能性がある。

2. 計算条件

- (1) 試料と被覆管とのギャップは、最小の 50 μm (半径) を想定する。
- (2) 試料の熔融割合は 30 % とし、融点は 2710 $^{\circ}\text{C}$ とする。
- (3) 被覆管の歪の評価点は、最大の出力密度である炉心高さ中央とし、被覆管温度は 560 $^{\circ}\text{C}$ とする。
- (4) 試料は、クラック等が生じ、温度分布に沿って径方向に膨張するものとする。
- (5) 熔融した試料は、試験用要素のスプリングに抗して軸方向に膨張し、試料は軸方向に移動するものとする。
- (6) 試料の組成等は被覆管の歪を最大とするように選択する。
- (7) 物性定数は、設計で使用したものをを用いる。

3. 計算方法

- (1) 熔融時の試料の膨張

$$\Delta r_f = r_m \cdot \alpha_f(T_m) \cdot (T_m - T_0) + \int_{r_m}^{r_s} \alpha_f(T_f(r)) (T_f(r) - T_0) dr \quad (1)$$

ここで

Δr_f ; 試料の膨張によるペレット半径の増分 (mm)

r_m ; 試料の熔融半径 (mm)

r_s ; ペレットの外径 (mm)

$\alpha_f(T)$; ペレットの熱膨張率 ($1/^{\circ}\text{C}$)

$T_f(r)$; ペレットの径方向温度分布 ($^{\circ}\text{C}$)

T_m ; ペレットの融点 ($^{\circ}\text{C}$)

T_0 ; 室温 (20 $^{\circ}\text{C}$)

(2) 被覆管の膨張

$$\Delta r_{ci} = r_{ci} \alpha_e (T_c) (T_c - T_o) \quad (2)$$

$$\Delta r_{co} = r_{co} \alpha_e (T_c) (T_c - T_o) \quad (3)$$

ここで

$\Delta r_{ci}, \Delta r_{co}$; 被覆管の内径, 外径の増分 (mm)

r_{ci}, r_{co} ; 被覆管の内径, 外径 (mm)

$\alpha_e(T)$; 被覆管の熱膨張率 ($1/^\circ\text{C}$)

T_c ; 被覆管温度 (肉厚中心) ($^\circ\text{C}$)

(3) 被覆管の歪

$$\varepsilon = \frac{\Delta r_f - \Delta r_{ci} - \Delta G}{r_{co} + \Delta r_{co}} \quad (4)$$

ここで

ε ; 被覆管歪 (-)

ΔG ; 被覆管とペレットとの間のギャップ (mm)

4. 計算結果

結果の最も厳しくなるペレット密度 95% (理論密度比), プルトニウム混合比 30 w/o, O/M比 1.94, ペレット-被覆管間隙 (半径) 約 0.05 mm の場合, 被覆管の歪は約 1% であり, 許容値 3% にくらべ十分に小さく, 試料の膨脹により被覆管が破損することはない。

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による重水中の ^{10}B , ^{11}B 分析

報告者 助川一弥(分析Gr)

1. 概 要

現在、臨界工業試験室より重水中の ^{10}B , ^{11}B の分析を依頼されており、ICP-MSで分析を行なっている。この重水試料の測定中にICP-MSの感度が徐々に低下してしまい、データ処理の上で支障をきたしている。この打開策として試料測定の前後に標準液を測定し感度の補正を行なっていたが、データにバラツキがあり測定回数を多く要した。ここで測定回数を少なくし、またバラツキの少ないデータを得るために、試料にBe標準液を添加して測定を行ないBeのカウント数の低下割合から ^{10}B , ^{11}B のカウント数の低下を補正する方法を検討した。

2. 方 法

検量線(100 ppb, B)及び試料(100倍に希釈したもの)にBe 10 mgを添加し, ^9Be , ^{10}B , ^{11}B の測定を同時に行ない ^9Be のカウント数で感度の補正を行なう(内部標準法)。

3. 結 果

| | 濃 度 (ppb) | |
|-----------------------|-----------|--------|
| | 補正前 | 補正後 |
| Run 1 ^{10}B | 117.01 | 122.41 |
| ^{11}B | 25.581 | 25.761 |
| Run 2 ^{10}B | 108.13 | 122.25 |
| ^{11}B | 23.470 | 26.533 |
| Run 3 ^{10}B | 106.57 | 122.49 |
| ^{11}B | 22.840 | 26.253 |

4. 結 論

通常の検量線法による計算だと概要で述べたように徐々に濃度が下がってしまう。ところがBeのカウント数で補正を加えると非常に安定したデータ(^{10}B cv 0.1%, ^{11}B cv 1.5%)が得られた。今後重水中の ^{10}B , ^{11}B の分析にはBeの内部標準法を用いるものとする。

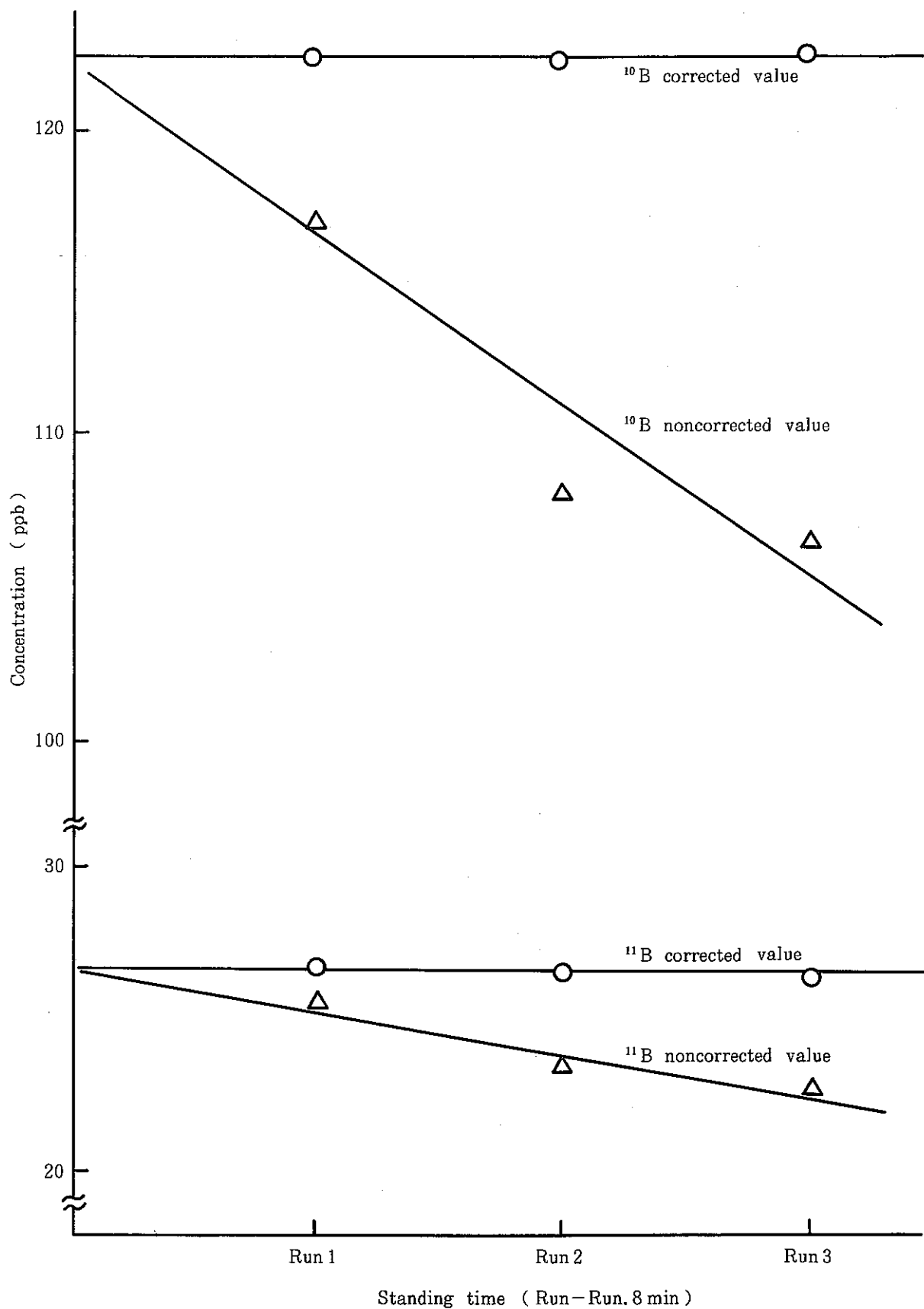


Fig. 7. 1.1 Sensitivity Correction by Beririumu

7.2 ナトリウムに対するヨウ化ナトリウムの飽和溶解度追試験

報告者 曾根 徹 (分析 Gr)

1. 概 要

前報(技-63-347)でナトリウム温度約 500~800℃の飽和溶解度曲線が求められたが今回は追試験として低温側の Na 温度 350℃, 450℃の飽和溶解度を求めたので報告する。

2. 試験方法

試験体(技-63-347 参照)の中に Na と NaI 結晶を入れ 350℃, 450℃の温度でそれぞれ加熱し得られた Na 中の NaI 量を定量した。

3. 結 果

| 設定温度(℃) | 温定温度(℃) | 加熱日数 | Na 量 (g) | NaI 量 (g) | NaI 濃度 (ppm) |
|---------|---------|------|----------|-----------|--------------------|
| 350 | 349 ± 1 | 7 | 4.133 | 1.061 | 2.57×10^2 |
| | 350 ± 1 | | 3.239 | 0.841 | 2.60×10^2 |
| | 350 ± 1 | | 3.743 | 1.072 | 2.86×10^2 |
| 450 | 454 ± 1 | 5 | 3.133 | 8.123 | 2.59×10^3 |
| | 454 ± 1 | | 3.089 | 7.498 | 2.42×10^3 |
| | 454 ± 1 | | 3.247 | 8.193 | 2.52×10^3 |

4. 考 察

低温側になるほど NaI 濃度が低いため分析装置による測定誤差が 10 %程あるので測定値にバラツキがでた。このデータの平均値をナトリウム温度約 500~800℃の飽和溶解度曲線にプロットしたグラフを Fig. 7.2.1 に示したが 350℃, 450℃共溶解度曲線の延長線上とほぼ一致した。

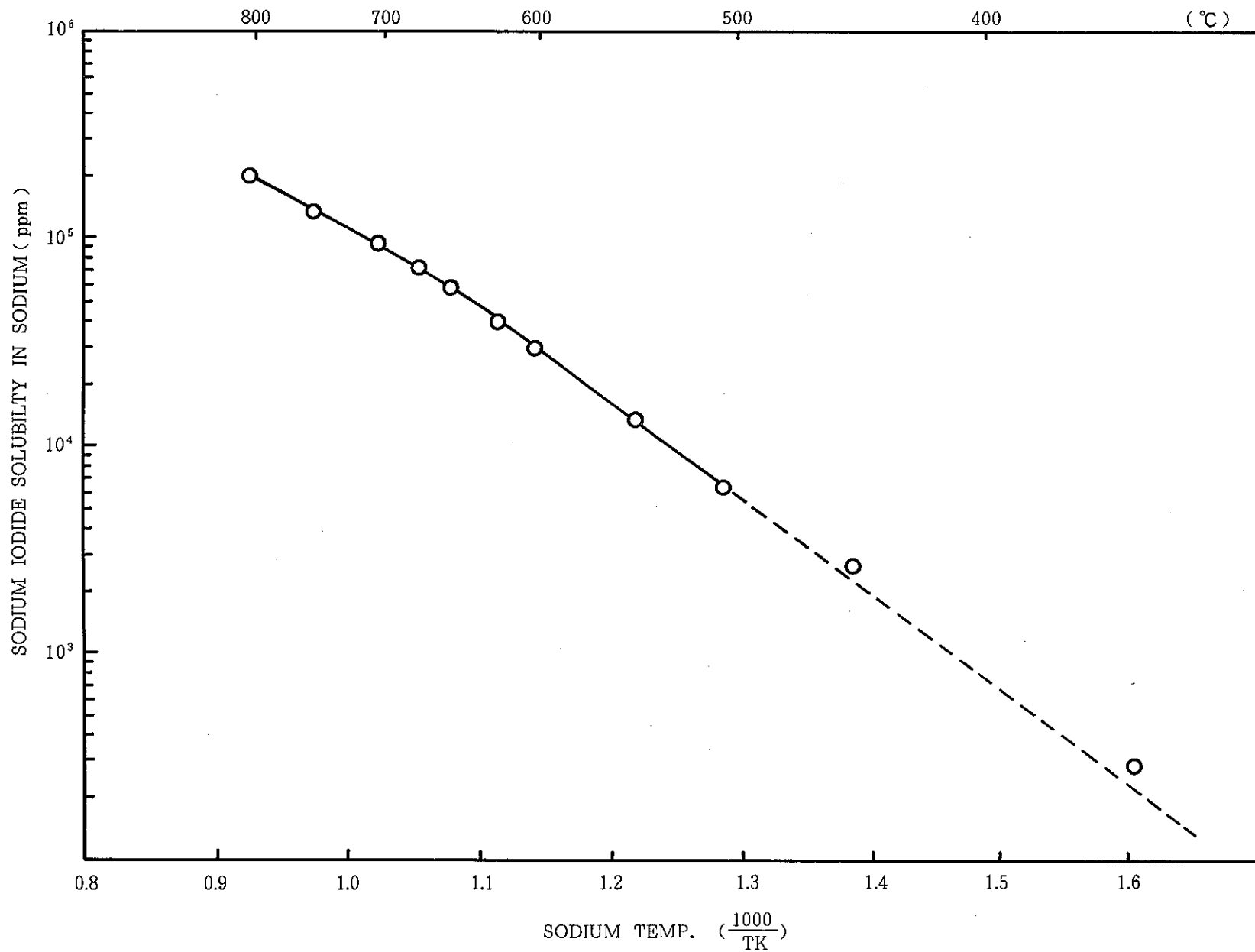


Fig. 7.2.1 Solubility Curve of Sodium Iodide in Sodium

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 大洗サイト気象データを利用する為の COQDOQ 変更について

報告者 大山幸男(異常監視技術 Gr)

1. 概要

動燃大洗サイト気象データを想定事故時の被曝線量計算に用いる大気中相対濃度 X/Q 及び γ 線相対線量 D/Q 計算コード (COQDOQ) で使用する為、関連するサブルーチン群の変更を行った。

2. COQDOQ コード変更内容

動燃大洗サイト気象データファイル中の風向, 風速, 大気安定度, 日付等を, 入力できるようにする為, 従来の COQDOQ 内気象データ入力用サブルーチンを変更した。

3. 今回の作業で改良した COQDOQ コード内サブルーチン群

PARAM・READIN・DEFMET・STABL 6・BLKDT・MAIN

4. 今回の作業で COQDOQ コードに追加したサブルーチン群

RDPAN

5. 注意

今回のサブルーチンの変更により JCL から入力するコントロールパラメータ (ネームリスト入力), 計算パラメータに変更点があるので注意されたい。

詳細は技術課メモ参照のこと。

8.2 核種生成崩壊量計算プログラム“FPGS”の改良

報告者 川崎和代, 原 俊治, 有井祥夫(炉心・運転計画 Gr)

1. 目的

核種生成崩壊量計算プログラム“FPGS”の計算結果の内, 放射能を表わす単位はCi(キュリー)としていたが入力オプションによりBq(ベクレル)でも出力出来るようプログラムの改良を行った。

2. ソースプログラムの修正;

- i) サブルーチン PROC 4 ; ICOPT の入力を追加し COMMON / PARM / に送る。
- ii) サブルーチン CALC ; COMMON / PARM / から ICOPT を引数として サブルーチン OUTP に送る。
- iii) サブルーチン OUTP ; ICOPT の判断で = 0 なら Ci, ≠ 0 なら Bq の単位で計算し出力する。
- iv) サブルーチン IDPRT ; 入力オプション出力項目に ICOPT の表示追加。

3. 入力データの変更;

Bataman 法による生成, 崩壊量計算と崩壊熱計算モジュールの CARD NO. 3, オプション入力カード, 8 変数の最後(49 ~ 54 カラム)に ICOPT を追加し 9 変数とする。

= 0 Ci で計算し出力する。

≠ 0 Bq で計算し出力する。

従って従来の入力カードのままで通常通り Ci で計算し, 9 番目の 49 ~ 54 カラムに新に ≠ 0 を入力すると Bq で計算する。

4. ロードモジュールの作成;

S412A.FPGS35.LOAD のメンバー FPGSCIBQ に作成した。従って, 従来の JCL について PGM = FPGSCIBQ に変更するだけで従来通り実行出来る。

8.3 核種生成崩壊量計算プログラム“ORIGEN-79”の改良

報告者 川崎和代, 原 俊治, 有井祥夫(炉心・運転計画 Gr)

1. 目的;

核種生成崩壊量計算プログラム“ORIGEN 79”の計算の内, 放射能を表す単位はCi(キュリー)としていたが入力オプションによりBq(ベクレル)でも出来るようプログラムの改良を行った。

2. ソースプログラムの修正;

- i) サブルーチンORIGEN ; ICOPTの入力を追加しサブルーチンCONTRLへ引数として渡す。
- ii) サブルーチンCONTRL ; ICOPTを引数として受け, サブルーチンOUTPUTへ引数として渡す。
- iii) ブロックデータ文 ; 計算結果のTitle用のDATA文についてCiに対応したBqのDATA
BBB # 0015 文として追加し新たな『COMMON/SHEAD1 /』に渡す。
- iv) サブルーチンOUTPUT ; ICOPTの判断でCiかBqどちらかの計算をしPrint Outする。
またその際Ci用のTitleである『COMMON/SHEADS /』か
Bq用のTitleである新規の『COMMON/SHEAD1 /』かを区別しTitleとして出力する。

3. 入力データの変更;

1枚目の入力カードの29変数の最後(61~62カラム)にICOPTを追加し30変数とする。

= 0 Ciで計算し出力する。

≠ 0 Bqで計算し出力する。

従って従来の入力カードのままで通常通りCiで計算し, 30番目の61~62カラムに新たに≠ 0を入力するとBqで計算する。

4. ロードモジュールの作成

S412A.ORIGEN79.LOADのメンバーORGNCIBQに作成した。従って, 従来のJCLについてSTEPLIBのDSN = S 412 A. ORIGEN79. LOADとしPGM = ORGNCIBQに変更する。

8.4 “PANDA”コードの修正（D/Qの単位変更について）

報告者 青山卓史（原子炉利用 Gr）

1. 概要

ICRP Pub.26 関連の法令改正に伴う被ばく線量の単位系の変更により事故時の被ばく評価用相対濃度、相対線量計算コード“PANDA”の一部を修正し、新単位系で表示できるようにした。

2. 変更内容

(1) 相対線量 D/Q の単位を以下のように変更する。

| 項目 | 変更前 | 変更後 |
|----------|--|--|
| 相対線量 D/Q | $\mu\text{rem}/(\text{MeV}\cdot\text{Ci})$ | $\text{Sv}/(\text{MeV}\cdot\text{Bq})$ |

(2) 単位系の変更による換算式は次のとおりである。

$$(D/Q) \text{新単位} = (D/Q) \text{旧単位} \times 1.0 \times 10^{-8} \times \frac{1}{3.7 \times 10^{10}}$$

$$(\text{Sv}/\mu\text{rem})(\text{Ci}/\text{Bq})$$

但し、相対濃度 λ/Q (h/m^3) は従来どおりとする。

3. 修正後の“PANDA”コードのロードモジュール名

“O1010.PANDA89.PUB26.LOAD”

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 MK-III T/R改造に関わる使用済燃料の線源強度計算

報告者 長崎英明, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 概要

MK-III T/R改造に対する遮蔽設計の条件として使用するため, 使用済燃料の線源強度を算出する。

2. 計算コード

“ORIGEN 79”

3. 計算項目

本計算では燃料貯蔵ポットでの冷却終了後1日～5日目までを計算し, 以下の項目について計算した。

i) Neutrons/sec

ii) Photons/sec

4. 計算条件

使用済燃料の計算対象領域は燃料部 (55 cm 長) とし, 燃料組成及び照射期間は先の線源強度計算と同様とした。

本計算では冷却時期を原子炉取出後85日とし, 以下の3ケースについて燃料貯蔵ポットでの冷却終了後1日～5日目までを計算対象とした。

ケース1: 燃料要素最高燃焼度 75,000 MWd/t (第0列相当の出力 2.3 MW/SA の集合体を想定)

ケース2: 燃焼度及び集合体出力はケース1と同じとし, 燃料貯蔵ポットでの中性子照射量をケース1の $1/3$ ($1.00 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$) とした。

ケース3: 燃料要素最高燃焼度 90,000 MWd/t (照射量をケース1の約1.4倍)

5. 計算結果

使用済燃料の線源強度計算結果を表 9.1.1 に示す。

表 9.1.1 使用済燃料の線源強度計算結果

| | ケース 1 | ケース 2 | ケース 3 |
|-------|----------------------------|----------------------------|---------------------------|
| 85 日 | 7.51 E + 6 2.92 E + 16 | 7.28 E + 6 1.37 E + 16 | 8.39 E + 6 3.06 E + 16 |
| + 1 日 | 7.49 E + 6 1.15 E + 16 | 7.26 E + 6 0.812 E + 16 | 8.37 E + 6 1.35 E + 16 |
| + 2 日 | 7.47 E + 6 1.03 E + 16 | 7.24 E + 6 0.77 E + 16 | 8.35 E + 6 1.23 E + 16 |
| + 3 日 | 7.45 E + 6 0.953 E + 16 | 7.23 E + 6 0.744 E + 16 | 8.33 E + 6 1.16 E + 16 |
| + 4 日 | 7.43 E + 6 0.902 E + 16 | 7.21 E + 6 0.724 E + 16 | 8.31 E + 6 1.10 E + 16 |
| + 5 日 | 7.41 E + 6 0.863 E + 16 | 7.19 E + 6 0.707 E + 16 | 8.29 E + 6 1.06 E + 16 |

上段 Neutrons/sec

下段 Photons/sec

9.2 MK-Ⅲ計画，炉心出力増加に伴う「冷却系改造計画」に係るシステム構造健全性評価作業
(検討作業のまとめ)

報告者 河津滋部，磯崎和則，後藤和秋，菅谷和司，沢田 誠(プラントGr)

1. 概 要

現在，計画が進められているMK-Ⅲ計画の内，炉心出力増加に伴う「冷却系改造計画」の一環として，特に重要であるプラント機器を対象とした構造健全性評価作業を実施した。検討の結果，プラント異常時の運転制御方式を変更することによって，出力上昇後のプラント熱過渡は，クリティカルにはならないという見通しを得ることができた。

本メモは，これまで報告した関連作業の要約版としてまとめたものである。

2. 検討条件

- ① 原子炉出力は，150 MWを想定した。
- ② ヒートバランスは，現IHX(B)の伝熱特性をベースに設定した。
- ③ 評価対象機器及び部位は，設工認の構造強度評価結果を基に，応力的に特に厳しい 1) 原子炉容器(円錐部，コアサポート部)，2) IHX(A)上部及び下部プレナム部，3) IHX(B)上部プレナム部の5箇所を選定した。
- ④ 解析に用いた熱過渡条件は，“MIMIR-N2”より求め，また，熱応力解析は，“FINAS”を用いて行った。

3. 検討結果

- ① ポンプトリップを伴わない「原子炉スクラム」モードでは，IHX(A)，(B)上部プレナム部において，弾性許容応力 $3 S_m$ (約 32 kg/mm^2)を大幅に上回る応力(約 60 kg/mm^2 (A)，約 45 kg/mm^2 (B))の発生が想定されるため，構造強度上問題のあることが確認できた。
上記結果を踏まえ，熱応力緩和対策のためのパラメトリック解析を実施した結果，下表に示すプラント条件が最も応力低減に適した条件であるとの結論を得た。
- ② 以上，MK-Ⅲ炉心では，プラント異常時の運転制御方式を全て電喪モードに統一するよう変更する必要がある。また，電喪モード時のポニーモータ流量等についても，プラント条件を見直すことで，より熱応力を緩和することができる。

| 1次系流量 (ポニーモータ流量) | 2次系流量 | フローコストダウン 特性(2次系) | DHX 出口温度設定 |
|---------------------|-------|-------------------------|-------------------------------|
| 10% | 自然循環 | 1次系フローコスト ダウン特性に合わせる | 定格運転時温度 A: 310°C, B: 330°C |

(技-1-015)

9.3 MK-Ⅲ貯蔵ポット廃止に係わる放射化量計算

報告者 長崎英明, 吉田昌宏, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

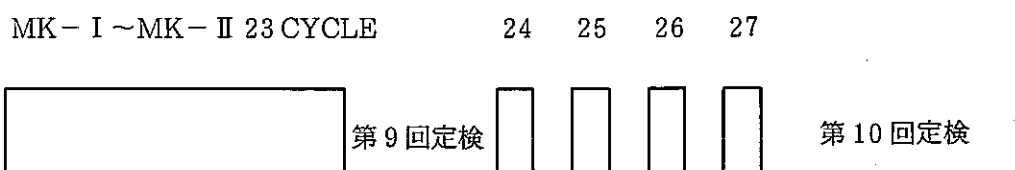
1. 概要

MK-Ⅲ計画の貯蔵ポット廃止検討の一環として貯蔵ポットの放射化量の計算を行ったので報告する。

2. 計算コード: “ORIGEN 79”

3. 計算条件

- ・計算領域は、使用済燃料中心位置の燃料領域にあたるポットチューブ部 (SUS 316 の 55 cm 長) とした。
- ・照射条件は、貯蔵ポットに使用済燃料が常に装荷されていることを想定し、照射中 Flux を $1.04 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ とした (技術課メモ『貯蔵ポット廃止に係わる核熱計算結果』 (技-63-273) より引用)。
- ・計算に用いた貯蔵ポットの照射履歴は MK-I (100 MW 相当日数で 279 日) から MK-II 炉心第 27 サイクルまで (MK-II 第 0 サイクル~第 17 サイクルまでの照射日数は実績 (843 EFPD) を使用し、第 18 サイクル~第 27 サイクルまでは 1 サイクル 70 日とした。) とし、27 サイクル終了後 (1822 EFPD) における炉停止直後から停止後 400 日までを計算範囲とした。計算時の照射履歴を以下に示す。なお、照射履歴における 24 サイクル~27 サイクルまでの 1 回の燃交期間は 20 日とし、第 9 回定検は 180 日とした。



* 100 MW 運転日数 1822 日

* 計算期間: 炉停止~400 日

4. 結果

貯蔵ポットの放射化量計算結果を図 9.3.1 に示す。

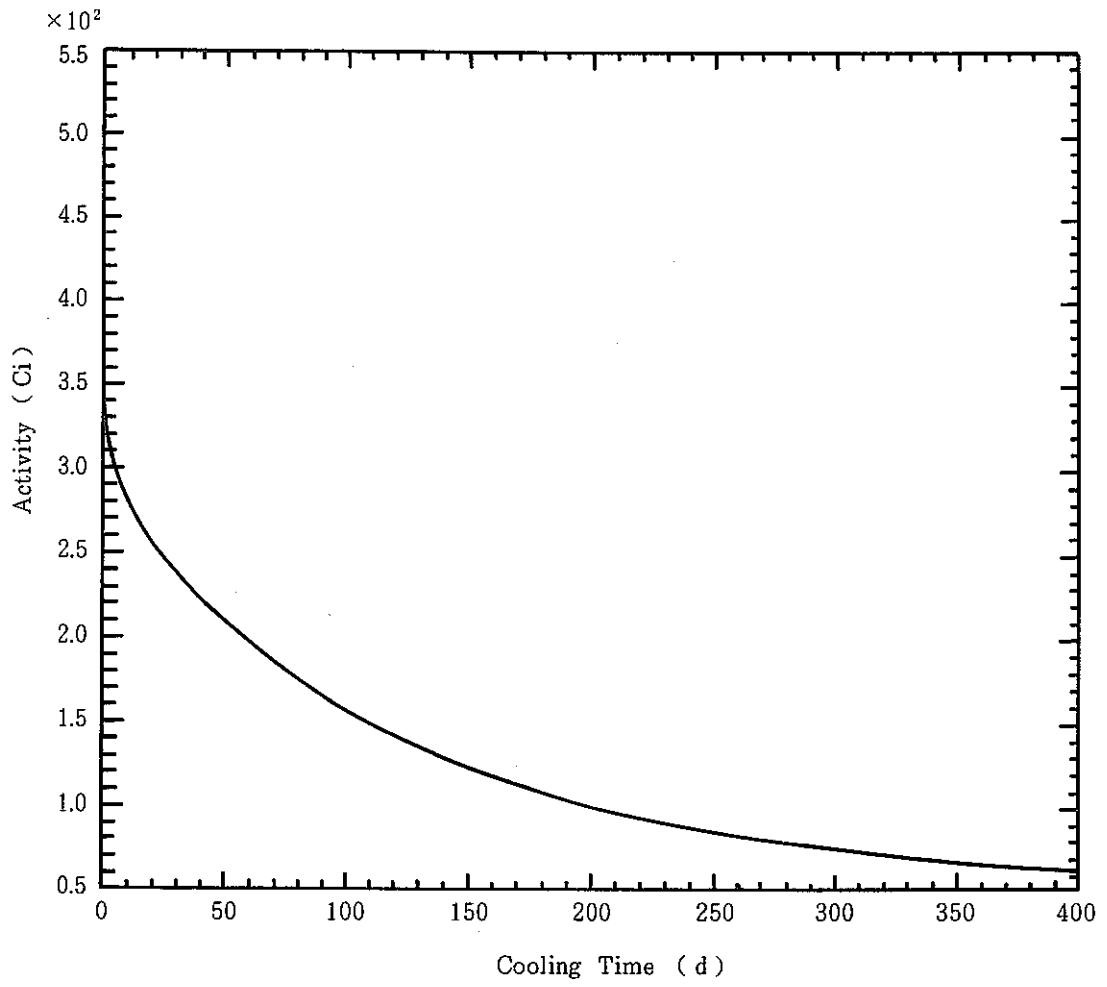


図 9.3.1 貯蔵ポット放射化量計算結果

9.4 MK-Ⅲ炉心における炉心構成要素等の取替体数について

報告者 沖元 豊, 有井祥夫(炉心・運転計画 Gr)

現状, 計画されている炉心構成要素等の取替体数及びMK-Ⅲ炉心以降の炉心構成要素等の取替体数予測についてまとめた。結果を図9.4.1に示す。取替体数の予測は以下に基づく。

- 1) 炉心燃料は第31cyまでの予測計算より, 10～11体/cyである。MK-Ⅲ炉心では燃交方式は, 未定であるがMK-Ⅱと同様の可変分散バッチ方式とすると13～14体/cyである。尚, この場合, 取出し燃料の要素平均燃焼度は約95,000 MWd/t程度となる。
- 2) 制御棒は, 従来の実績より1体/cyである。MK-Ⅲ以降についても1～2体/cyと考えられる。
- 3) 特燃は現行の照射計画より, 平均して1体/cyである。MK-Ⅲ以降については, 照射計画の見直しにより増加すると考えられるが体数は未定である。
- 4) 材料照射用反射体は, 現照射計画より第27cyまでの間で最大5体/cy取替のケースがあるがこの間の平均は3体/cyである。これ以降は1体/cyであるが照射計画の見直しにより増加すると考えられるが体数は未定である。
- 5) 反射体は内側及び外側(A)の取替計画より第31cyまでの間で最大13体/cy取替のケースがあるが, この間の平均は7体/cyである。MK-Ⅲ以降はfluxの増加により取替時期が早まり, 平均して数体/cyと予想される。
- 6) その他, B₄C反射体を第10回定検頃からMK-Ⅲ移行前にかけて, 約70体を外側反射体(B)と取替える予定がある。

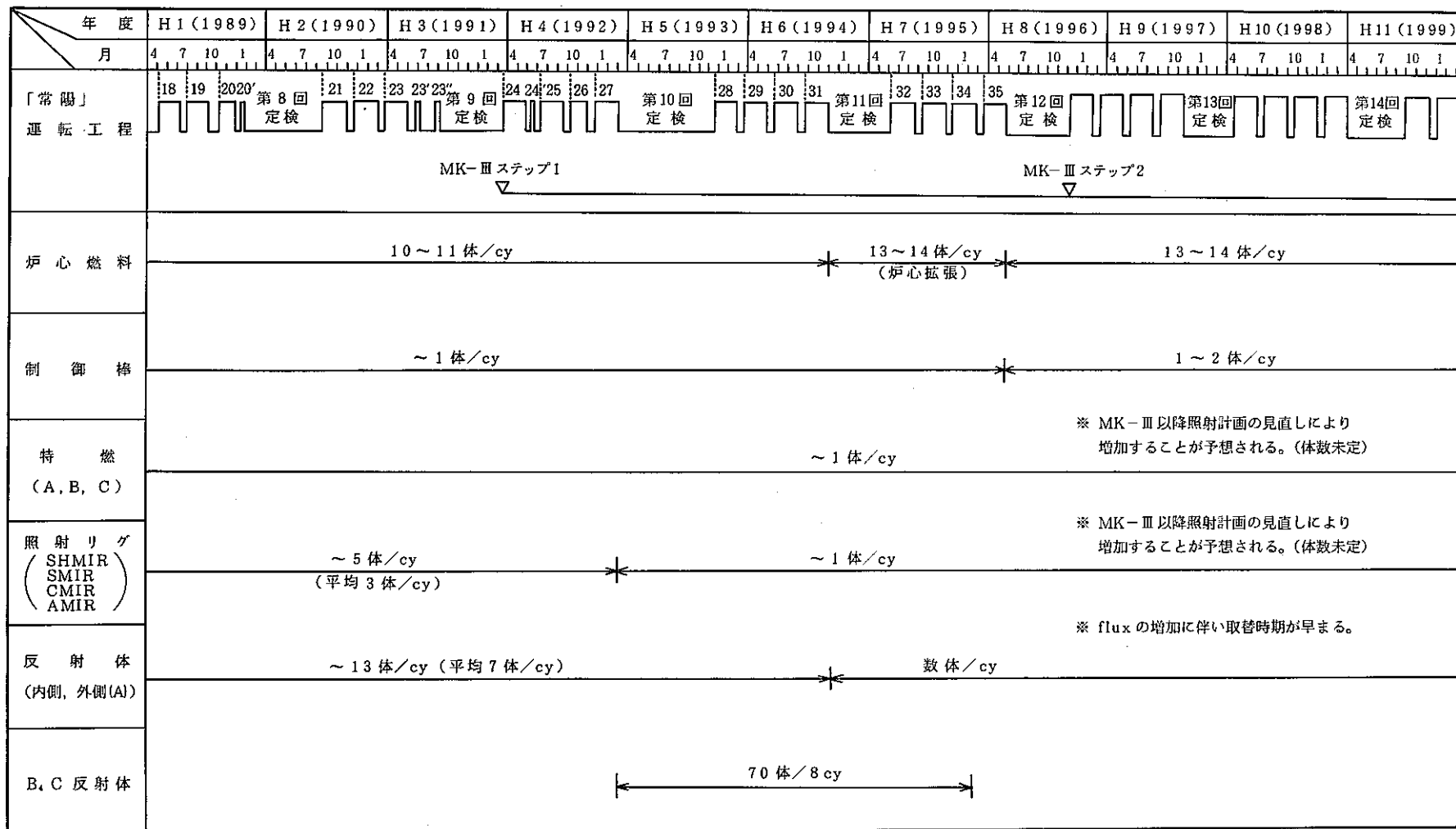


図 9.4.1 炉心構成要素等の取替状況(案)

9.5 MK-Ⅲ移行炉心制御棒価値の計算

報告者 原 俊治, 池田一三, 有井祥夫 (炉心・運転計画 Gr)

1. 目的: MK-Ⅲ移行炉心において制御棒移設に伴う①制御棒反応度の低下, ②制御棒挿入パターンの比較等について検討するため, 本資料をまとめる。

2. 計算方法: “MAGI” による MK-Ⅲ移行炉心 (第 30 サイクル) の炉心構成で制御棒を移動した以下のケースの計算を行った。

- 1) 3列4体を均等位置で0～650 mmまで50 mm 間隔で移動したケース
- 2) 3列4体, 5列2体の6体均等位置で0～650 mm まで50 mm の間隔で移動したケース
- 3) ワンロッド・スタック
- 4) 3列1体挿入
- 5) 5列1体挿入

3. 計算結果:

次項に計算結果を以下の様にまとめた。

1) 各ケース制御棒 Total worth 計算結果…………… 表 9.5.1

4体均等, 6体均等の Total worth は各々 7.59, 8.13 % $\Delta K/KK'$ であった。

2) 全引抜時との集合体出力の比 (各列ピーク値)…………… 表 9.5.2

0列のみで見ると以下の通りであった。

4体均等位置 (350 mm) : 1.022, 4体均等位置 (400 mm) : 1.016

6体均等位置 (350 mm) : 1.029, 6体均等位置 (400 mm) : 1.022

3列1体挿入 : 1.012, 5列1体挿入 : 1.008

また歪の最も大きいのは5列で以下の通りである

4体均等位置 (350 mm) : 1.045, 4体均等位置 (400 mm) : 1.033

6体均等位置 (350 mm) : 1.053, 6体均等位置 (400 mm) : 1.039

3列1体挿入 : 1.074, 5列1体挿入 : 1.024

各列を通じて6体均等に比べ4体均等の方が歪みは少ない。

4体均等位置 350 mm に相当する6体均等位置は約 375 mm でその時の歪は4体均等5列で 1.045 に対し, 6体均等は 1.047 で4体均等の歪みが少ない傾向は変わらないが差は小さい。

図 9.5.1. に Full out と 6体均等位置 (375 mm) 時の集合体出力 (MW) 分布図を示す。

表 9.5.1 各ケース制御棒 Total worth 計算結果

| | K e f f | ワース% $\Delta K/K$ | C/E 補 正 |
|---------------|-----------|-------------------|---------------------|
| 4 本 均 等 挿 入 | 0.9787961 | 7.59 | 7.59 * ¹ |
| 6 本 均 等 挿 入 | 0.9705283 | 8.46 | 8.13 * ² |
| ワンロッドスタック | 0.9901987 | 6.41 | 6.41 |
| 1 本挿入 (3 列) | 1.037524 | 1.81 | 1.81 |
| 1 本挿入 (5 列) | 1.051669 | 0.51 | 0.32 |

* 1 4 体均等のC/E (C : CITATION) の上限値は 1.03 , 平衡炉心の平均は 1.0 である。

また, CITATION/MAGI は 1.03 であるので C/E 補正值は

最小 (厳しめの評価) で 1.00 , 最確値として 1.03 を採用した。

* 2 6 本均等の C/E 補正は (6 本均等 - 4 本均等) \times 0.623 + 4 本均等 C/E 補正值とした。

表 9.5.2 全引抜時と集合体出力の比 (各列ピーク値)

| ケース \ 列 | ワース% $\Delta K/K$ | 0 列 | 1 列 | 2 列 | 3 列 | 4 列 | 5 列 |
|--------------------|----------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| 4 本均等位置 (350 mm) | 3.39 | 1.022 | 1.025 | 1.030 | 1.040 | 1.045 | 1.045 |
| 4 本均等位置 (400 mm) | 2.53 | 1.016 | 1.019 | 1.022 | 1.030 | 1.034 | 1.033 |
| 6 本均等位置 (350 mm) | 3.82 | 1.029 | 1.032 | 1.038 | 1.049 | 1.054 | 1.053 |
| 6 本均等位置 (375 mm) | 3.43 | 1.027 | 1.030 | 1.034 | 1.044 | 1.048 | 1.047 |
| 6 本均等位置 (400 mm) | 2.86 | 1.022 | 1.024 | 1.028 | 1.036 | 1.040 | 1.039 |
| 3 列 1 体 Full in | 1.81 | 1.012 | 1.039 | 1.056 | 1.064 | 1.070 | 1.074 |
| 5 列 1 体 Full in | 0.32 | 1.008 | 1.015 | 1.020 | 1.022 | 1.024 | 1.024 |

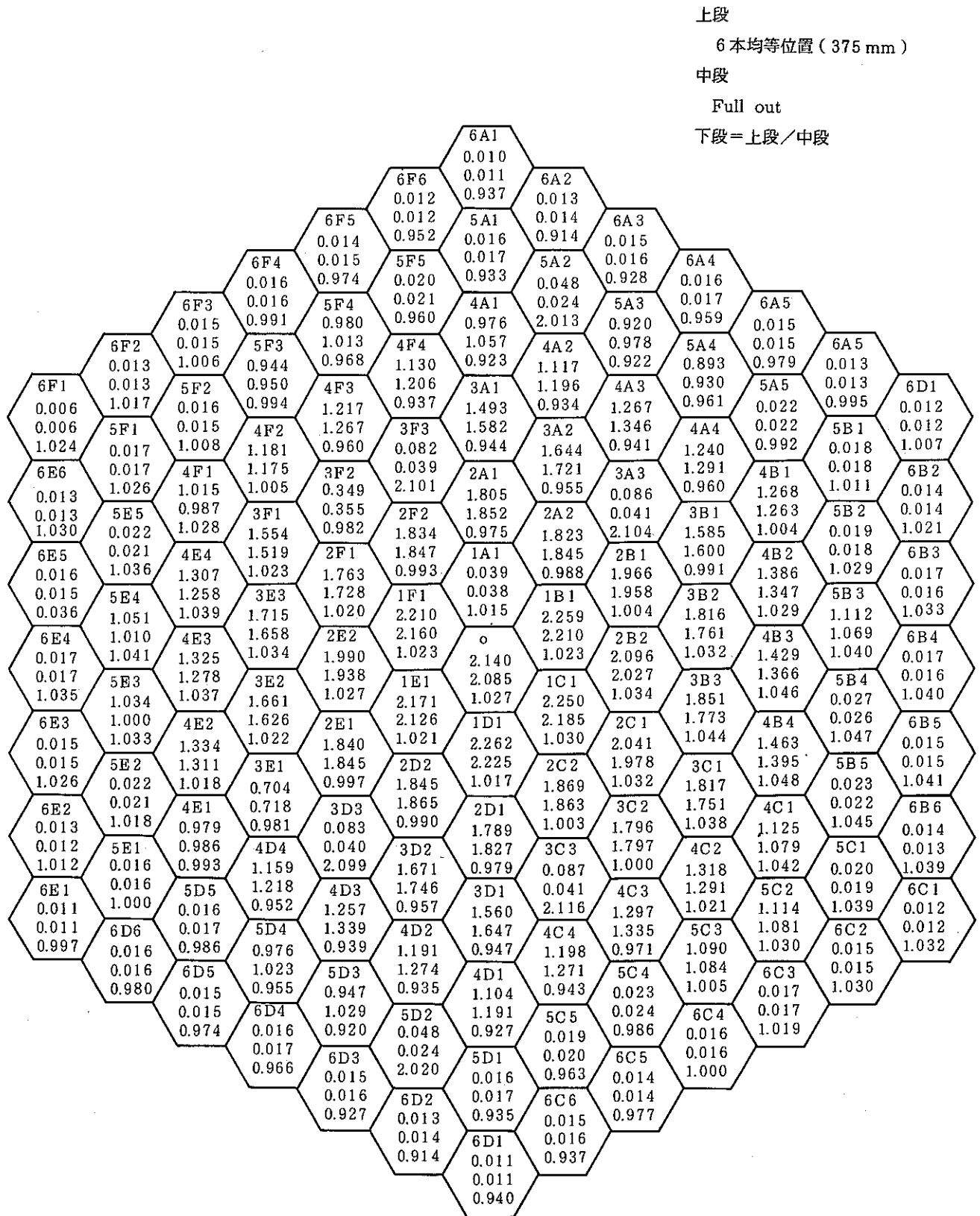


図 9.5.1 Full out と 6 本均等位置 (375 mm) 時の集合体最大出力 (MW) 分布図

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 炉心変形解析コードのベンチマーク STAGE-2 EX-1A の解析結果 (その2)

報告者 奥田英一(原子炉利用Gr)

1. 概要

IAEA/IWGFR が主催する炉心変形コードのベンチマーク STAGE-2 問題の内, EX-1A (炉心構成要素単体熱湾曲: 上部, 中間パッドでの拘束条件) について, 再計算した結果をまとめる。これは, 先に報告した技術課メモ(63-413) の入力条件の一部, 誤りがあることが判明したことによる。

前回に報告した EX-1A と今回実施したケースについて, 入力条件の相違を表 10.1.1 にまとめる。

2. 解析条件

- | | | |
|-----------------|-------|---|
| (1) 使用コード | | “BEACON” |
| (2) ラッパ管温度データ | | 技メモ 63-169 に基づく |
| (3) 炉心構成要素形状モデル | | 軸方向ノード均等 20 分割 (図 10.1.1 参照) |
| (4) パラメータサーベイ | | <ul style="list-style-type: none"> • 炉心構成要素下部支持条件 • パッド部剛性 • ラッパ管温度分布による 曲げモーメント計算用定数 |

3. 評価 (基準ケースと実験データとの比較)

- ① 計算結果と実験データとの比較を図 10.1.2 に示す。径方向変位について, 計算結果は, URP で良く一致している。しかし LRP では, 計算結果ではパッドと外部拘束棒との初期ギャップ以上の変位は殆ど認められず過小評価している。
- ② パッド部荷重について, URP, LRP に作用する荷重の大小関係は一致しているが, 計算結果は, LRP で約 55%, URP で約 30% 過小評価している。
- ③ 炉心構成要素のラッパ管の歪み量について, 計算結果は約 2 倍程度, 過大に評価している。

表 10.1.1 EX-1A : 入力条件の変更箇所

| | 技メモ63-416 | 今回の基準ケース |
|-----------------------|--|--|
| ① URPと拘束棒との距離 | 1.0 mm | 1.2 mm |
| ② LRPと拘束棒との距離 | 1.2 mm | 1.0 mm |
| ③ ラップ管パッド部対面間 バネ定数 | URP : 4.91×10^4 N/mm LRP : 2.35×10^3 N/mm | URP : 4.91×10^4 N/mm LRP : 4.70×10^3 N/mm |
| ④ ラップ管材の熱膨張率 | 瞬間熱膨張率 | 平均熱膨張率 |

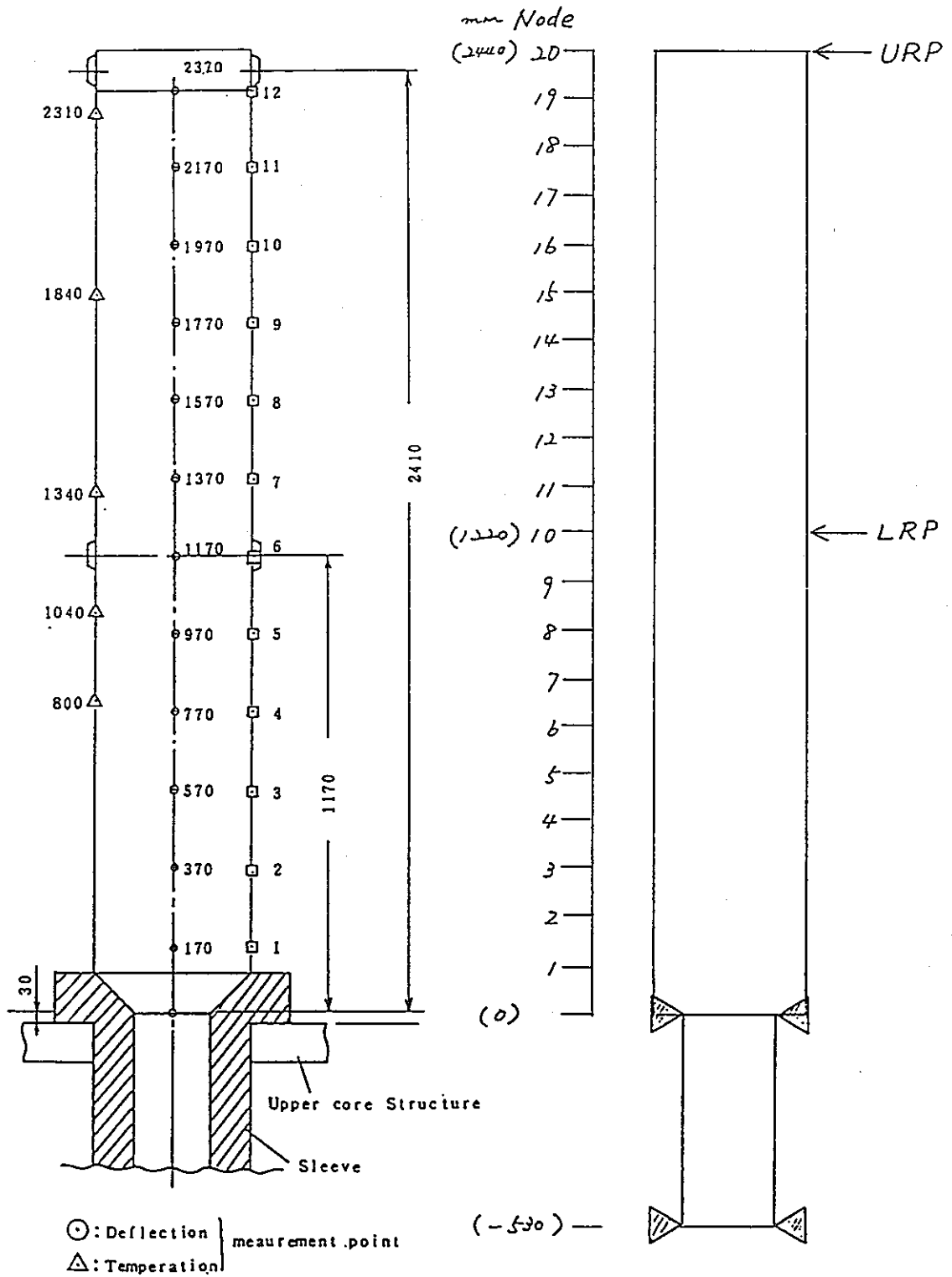


図 10.1.1 集合体の形状寸法と解析モデル

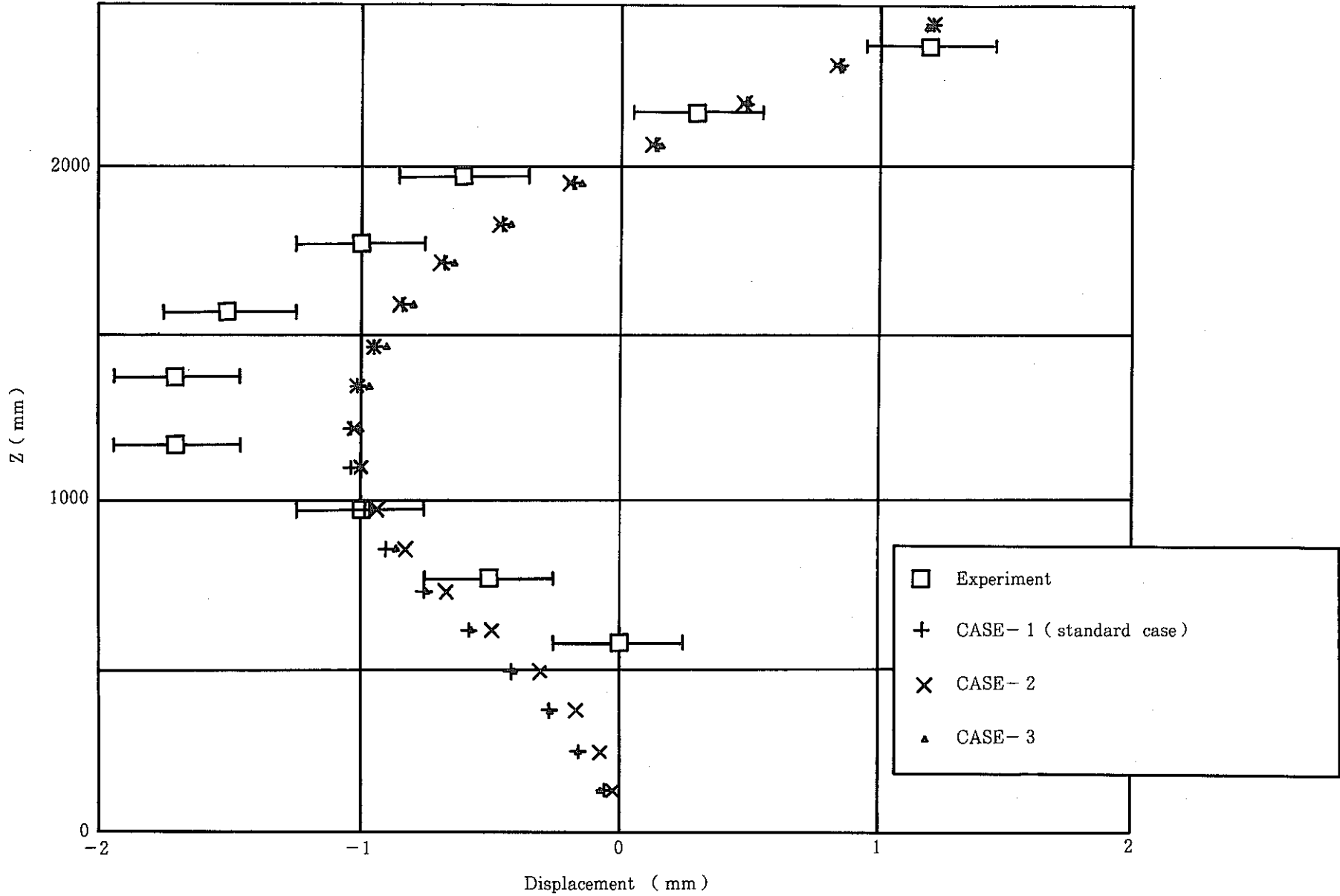


图 10.1.2 EXAMPLE 1A : 径方向変位解析結果

10.2 炉内沸騰試験用沸騰器の伝熱計算について

報告者 島田裕一，大山幸男（異常監視技術Gr）

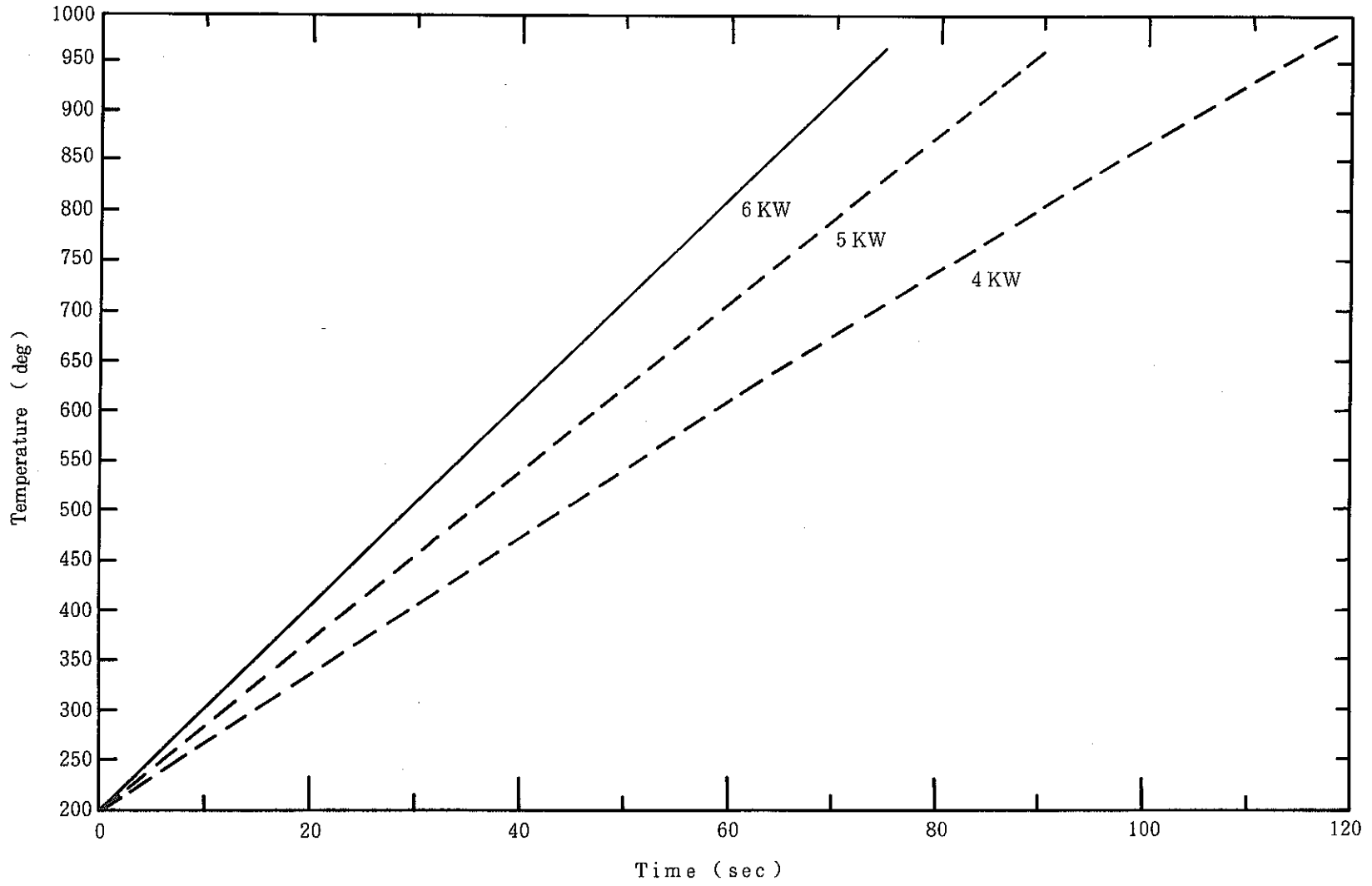
現在，実験炉「常陽」においては炉心情報（沸騰検知等）を素早く正確に検出する検出器として，音響検出器（LiNbO₃型）適用を考えている。

これらの音響検出器はバックグラウンド及び音響場特性の形状依存等各炉固有の依存性があると予測され，「常陽」に恒設として設置する前に仮設として予備試験を行い，特性をとる必要がある。

予備試験としては「常陽」の炉心上部において小型の電熱器（沸騰器）を用いて局所的な沸騰を起こし，その信号特性を採取するものであるが，沸騰器が予定どおり沸騰することの確認，また炉容器内での沸騰であるため，安全確認の意味から伝熱計算を行った。計算コードとしては機器システム室より2次元伝熱計算コードTAC2Dを借りて行った。

図10.2.1に，沸騰器内の中心部分における温度の時間変化を示す。沸騰器の出力として，4，5，6kwについて計算を行った。これによると遅くとも2，3分のうちには沸点（910℃前後）に達することが分かる。また沸騰器の健全性確認のため，沸騰器周辺が断熱材に囲まれているという仮定のもとで伝熱計算を行い，問題ないことを確認している。

またその他に簡単なモデルによる比較計算を行い，TAC2Dの妥当性確認を行った。



⊠ 10.2.1 Transient temperature of Na in electrical boiler

10.3 CGCS 機能試験結果報告 (元年 4 / 9 ~ 4 / 23)

報告者 木下雅彦, 大戸敏弘 (計測Gr)

1. 概要

MK-II 炉心第 17 サイクル運転後の燃料交換時に, カバーガス浄化装置 (CGCS) の機能試験を 3 回, 実施した。

今回の試験は, CGCS が格納容器内に設置されてから初めての運転となるため, 基本的な運転方法の確認を行うこととした。

また, 試験結果により改造も可能なようにカバーガスは流通せず, 清浄 Ar ガスを用いて CGCS 内をクリーンな状態に保って試験を行うこととした。

今後も, 引き続き, 燃料交換時に機能試験を実施する予定である。

2. 試験内容

CGCS のパーズラインより清浄 Ar ガスを CGCS 内に導入し, 圧損, 圧力上昇の確認, 貯蔵シリンダ内の真空引き確認及び運転方法の確認を行った。

3. 結果

- (1) 圧損は常温時, Ar 流量 $60 \ell / \text{min}$ で約 $0.74 \text{ kg} / \text{cm}^2$, -120°C 時 $80 \ell / \text{min}$ で約 $0.67 \text{ kg} / \text{cm}^2$ であった。これより, CGCS 内を冷却した後, Ar を流通させる運転方法とすることで, CG 法コンプレッサ側からの制限値である $1 \text{ kg} / \text{cm}^2$ を超えることなく設計流量 $100 \ell / \text{min}$ を流せる見通しを得た。
- (2) フィルタ A 低温運転中の異常状態 (液体窒素供給停止, 排気ライン閉) での系内圧力上昇率を測定し, 20°C の温度上昇 (約 30 分間) で約 $0.8 \text{ kg} / \text{cm}^2$ の圧力上昇と, ゆるやかな変化であることを確認した。
- (3) 燃料取扱設備の真空ポンプを用いて, 貯蔵シリンダ 6 本を同時に真空引きすることが可能であることを確認した。
- (4) 液体窒素の供給圧を予定していた圧力より高く設定する必要があることがわかり, また, 液体窒素消費量も予定量 (500ℓ) を超えることが予想されるため, 液体窒素ポンプを 1 台 (100ℓ) 追加することとする。これは, 液体窒素配管長がコールド試験時より大幅に長くなったことが原因と考えられる。