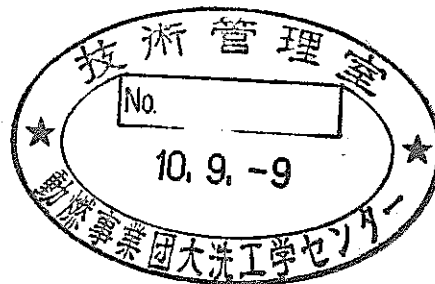


技術課研究開発業務報告 平成8年度の成果

1998年5月



動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

技術課研究開発業務報告
平成8年度の成果

吉田昌宏*, 青山卓史*, 根本昌明*,
前田幸基*, 鈴木惣十*

要 旨

本報告書は、実験炉部技術課が実施している研究開発のうち、平成8年4月～平成9年3月の期間に技術課メモとして発行された成果をまとめたものである。主な内容は、以下のとおりである。

・炉心核熱特性の測定と解析・評価

MK-II第30サイクル炉心の炉心構成を策定し、当該炉心の核熱特性の予測解析と測定を行った。また、燃焼度測定装置を用いた使用済燃料の γ 線・中性子放出率測定と解析、使用済燃料の崩壊熱測定装置の校正試験等を実施し、それらの結果の評価を行った。

・プラント特性の測定と解析・評価

MK-II炉心第30サイクルのプラント特性に係る運転特性試験および光ファイバ温度計による1次主冷却系配管外装板表面の温度分布測定を実施した。また、プラント動特性コード"MIMIR-N2"による自然通風試験解析を行った。

・プラント構造健全性評価

Na漏洩対策の一環として、2次系配管用熱電対ウェルの構造解析、ライナ及び受け樋の健全性検討及びNa漏えい時の余剰水分計算結果に基づく熔融塩型腐食発生等に関する評価検討を行った。

・中性子照射量の測定と解析・評価

ドシメータによる照射リグの中性子照射量評価、He蓄積型フルエンスモニタの測定精度評価及び熔融Nbドシメータの放射化量測定等を実施した。

・異常監視技術の開発

第29サイクル炉心出力上昇時の炉雑音測定結果より、中性子束ゆらぎに対する制御棒変位及び原子炉入口温度ゆらぎの相関を評価した。また、気泡通過等の反応度変化要因に対する核計装中性子検出器信号ゆらぎのシミュレーションモデルの作成を行った。

・燃料破損診断技術の開発

オンライン γ 線モニタ(OLGM)の機能確認試験と解析プログラムの改良・整備を行った。また、弥生炉で校正照射したタグガスの放射化量評価とMARICO破損時のOLGMの信号評価を行った。

・線源挙動評価

カバーガス浄化装置(CGCS)の性能確認試験結果の評価を行うとともに、装置の改造計画を策定した。

・冷却材・カバーガスの分析・評価

金属Na分析のための水分解水素発生法の開発を行った。また、長期炉停止期間中の「常陽」1、2次系Na・カバーガス分析を行った。

・MK-III計画に関する解析・評価

MK-III炉心の設計検討として、プルトニウム高次化が炉心特性に与える影響の評価、炉心燃料のウラン濃縮度低減方策に関する検討等を実施した。

*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

Summary Report on the Activities Performed in the Reactor Technology Section, Experimental Reactor
Division during April 1996 through March 1997

YOSHIDA Akihiro*, AOYAMA Takafumi*, NEMOTO Masaaki*,
MAEDA Yukimoto*, SUZUKI Soju*

ABSTRACT

This report summarized the results on following experiments, analyses and evaluations performed in the Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division during April 1996 through March 1997.

- The evaluations of the nuclear characteristics

The refueling plan of the 30th duty cycle of Joyo MK-II core was decided and its nuclear characteristics were calculated and measured. Additionally, preparation and evaluation works for the measurement of neutron release rate and decay heat of spent fuels were carried out.

- The evaluations of the plant characteristics

The measurements on the plant characteristics of the 30th duty cycle and the temperature distribution of the surface of the primary sodium piping were carried out. By using the Joyo plant dynamic characteristics analysis code: "MIMIR-N2", the analysis of the plant characteristics tests such as natural draft test were performed.

- The evaluation study of the structural integrity of Joyo plant

The structural analysis of the thermocouple well equipped at the piping of the secondary cooling system, the structural integrity of the liner were carried out. The relation between the generation of the molten salt type corrosion and the amount of the surplus water in the air in case of a sodium leakage was evaluated.

- The measurement and analysis of the neutron fluence

The neutron fluence of the irradiated material irradiation rigs, the measurement accuracy of the Helium accumulation fluence monitor and the activation of the melted Nb dosimeter were measured and analyzed.

- The study of the in-core anomaly detection system

The correlation between the fluctuation of the neutron monitor and the position of the control rods or the fluctuation of the coolant temperature at the inlet of the Reactor vessel were evaluated based on the results of the reactor noise characteristics measurement. The simulation model for the response of the neutron monitor under the condition of the generation of the sodium void.

- The study of the failed fuel detection system

The performance tests and the modification of the analyzing program for the on-line gamma radiation monitor (OLGM) have been carried out. The activation of the tag gas irradiated in the Reactor "YAYOI" and the response of the OLGM when test pieces charged in MARICO were ruptured were analysed and evaluated.

- The analysis on the radiation source behavior

Based on the results of the performance tests of the cover gas clean-up system(CGCS), modification program of the system was decided.

- The analysis of the coolant and the cover gas

The hydrolysis method for the sodium analysis has developed. The coolant and the cover gas sampled from the Joyo cooling system after the a long term reactor shut down were analyzed.

- The evaluations of the Joyo MK-III core and plant

As a design study, the nuclear characteristics of the core of which fuel has dirty Pu vector or lower ^{235}U enrichment compared with the current MK-III core fuel was evaluated.

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

目 次

1. まえがき	1
2. 高速炉実験炉「常陽」の工程と技術課が担当した業務	2
3. 炉心核熱特性の測定と解析・評価	45
3.1 MK - II 第 30 サイクル炉心燃料交換計画	45
3.2 MK - II 炉心第 30 サイクル照射条件予測	47
3.3 MK - II 炉心第 30 サイクル動特性パラメータの計算	49
3.4 MK - II 炉心第 30 サイクルの集合体出口温度予測	50
3.5 MK - II 炉心第 30 サイクルの制御棒価値、ストローク曲線、干渉補正 係数計算	52
3.6 制御棒引抜き時の起動系応答測定試験	54
3.7 MK - II 炉心第 30 サイクル起動時の炉心核特性測定	56
3.8 “MAGI” による移行炉心照射条件予測	62
3.9 MK - II 炉心の γ 線発熱予測精度向上	64
3.10 断面積ライブラリーの更新に伴う “MAGI” 出力分布補正係数の検討	66
3.11 安全特性試験のための反応度係数の成分分離計算	68
3.12 燃焼度測定用中性子検出器の特性試験	72
3.13 Calculation of Neutron Release Rate from JOYO Spent Fuel Subassembly	76
3.14 燃焼度測定用中性子検出装置のノイズレベルの測定	78
3.15 使用済燃料 (PFD236) の中性子放出率測定	80
3.16 使用済燃料 (PFD236) の中性子計数率のピーキング係数に関する検討	82
3.17 使用済燃料の崩壊熱予測計算 (MK - II 炉心第 30 サイクル終了後)	84
3.18 崩壊熱測定装置の校正試験	87
3.19 超音波センサ炉外水中試験温度条件の検討	89
4. プラント特性の測定と解析・評価	91
4.1 MK - II 炉心第 30 サイクルの渦電流式温度流速計特性試験	91
4.2 MK - II 炉心第 30 サイクルの主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験	94
4.3 MK - II 炉心第 30 サイクルの系統圧損測定	97
4.4 主送風機停止時の風量特性の見直し	99
4.5 “MIMIR - N2” による集合体出口 Na 温度挙動の異常原因調査結果	103
4.6 燃焼度増加に伴う集合体流量低下現象に関する検討	105
4.7 光ファイバによる 1 次主冷却系配管での温度分布測定試験	107
4.8 SASS 炉内システム試験のための安全解析	110
5. プラント構造健全性評価	114
5.1 1 次系配管用熱電対ウェル構造解析	114

5.2	「常陽」2次系ライナ材 (SS41) の材料試験要否の検討	117
5.3	溶融塩型腐食に係る余剰水分の計算	119
5.4	材料照射用反射体の耐震評価	122
6.	中性子照射量の測定と解析・評価	125
6.1	ドシメータによる材料照射用反射体 (SMIR - 19) の中性子照射量評価	125
6.2	制御棒材料照射用反射体 (AMIR - 8) 装荷用ドシメータの仕様	130
6.3	ドシメータによる材料照射用反射体 (SMIR - 21) の中性子照射量評価	132
6.4	ドシメータによるC型特殊燃料集合体 (C3M) の中性子照射量評価	136
6.5	ドシメータによる ²³⁷ Np 燃焼率評価用中性子照射量の評価 (B6, B7, C3M)	139
6.6	「常陽」実機照射試料を用いたMA核種の燃焼特性評価	142
6.7	溶解処理したMbドシメータ試料の放射化量測定	144
6.8	Nbドシメータの溶解処理による試料の調整方法	146
6.9	「常陽」照射ドシメータによる改訂JENDL - 3ドシメトリファイルの 積分テスト	147
6.10	「弥生」ブランケット実験孔で照射した濃縮ホウ素HAFMの測定	149
6.11	制御棒下部案内管 (LGT003) の崩壊熱・放射化量解析	151
7.	異常監視技術の開発	153
7.1	中性子束ゆらぎに及ぼす制御棒振動の影響	153
7.2	原子炉出力上昇時における出力系中性子束ゆらぎと原子炉入口温度ゆら ぎの相関	156
7.3	炉雑音解析の今後の展開について	158
7.4	中性子検出器信号ゆらぎのシミュレーションのための計算方法の検討	160
8.	燃料破損診断技術の開発	162
8.1	タグガスの放射化量計算用Xe、Kr断面積の調査	162
8.2	「弥生」、MARICOにおけるタグガス放射化量の測定・評価	164
8.3	オンラインγ線モニタ機能確認試験	166
8.4	オンラインγ線モニタシステムのソフトウェア改良	168
9.	線源挙動評価	170
9.1	CGCS性能確認試験	170
9.2	CGCS設備の現状と改造計画	172
10.	冷却材・カバーガスの分析・評価	174
10.1	金属ナトリウム分析法の検討 (水分解水素発生法)	174
10.2	金属ナトリウム分析に及ぼす過酸化ナトリウムの影響	175
10.3	「常陽」の冷却材ナトリウム中の亜鉛濃度評価	178
10.4	ナトリウム中の亜鉛濃度分析	180
10.5	ガスクロ用検量線の修正・評価	182
10.6	ガスクロ校正用標準ガスの濃度測定	184

10.7 「常陽」長期停止後の1, 2次系ナトリウム・カバーガスの分析結果	185
11. MK - III計画に関する解析・評価	191
11.1 MK - III核特性測定用集合体の装荷位置等の検討	191
11.2 Pu 高次化・U 低濃縮化のMK - III炉心特性への影響	193
11.3 MK - III燃料のU 濃縮度低減に関するサーベイ計算	195
12. その他の試験研究	198
12.1 新JOYDAS入力点No.の形式改良	198
12.2 シミュレータを用いた東工大院生実習前の予備実験 （高出力運転時の微小反応度外乱に対するフィードバック特性）	201
参考文献	205
添付資料 外部発表資料	206

表リスト

表 2.1	原子炉運転実績	7
表 2.2	高速実験炉「常陽」実績工程表	8
表 2.3	高速実験炉「常陽」プラント状態表	31
表 3.1	“MAGI” (JFS-2 使用) による全中性子束	46
表 3.2	MK-II 炉心第 30 サイクル照射条件予測	48
表 3.3	MK-II 炉心第 30 サイクル集合体出口温度予測地	51
表 3.4	MK-II 炉心第 30 サイクル集合体名一覧	51
表 3.5	実効増倍率と Total Worth	53
表 3.6	実効増倍率	53
表 3.7	制御棒引抜操作中の ch.1, ch.2 計数率の変化	55
表 3.8	第 30 サイクル BOC 過剰反応度測定結果	58
表 3.9	MK-II 炉心過剰反応度	58
表 3.10	制御棒ストローク曲線近似式	59
表 3.11	制御棒 Total Worth	59
表 3.12	未臨界法による制御棒 Total Worth	59
表 3.13	移行炉心核熱特性計算結果	63
表 3.14	“MAGI” による集合体出力	66
表 3.15	燃焼度測定試験計画	75
表 3.16	測定候補集合体	75
表 3.17	Fuel Subassembly Irradiation Condition	77
表 3.18	Calculated Neutron Release Rate	77
表 3.19	計数率 (C, E) および C/E 値	81
表 3.20	ピーキング係数	82
表 3.21	照射履歴および中性子束 (“MAGI” 計算値)	85
表 3.22	MK-II 炉心第 30 サイクル終了後の崩壊熱	85
表 4.1	線形フィッティング係数	92
表 4.2	励磁電圧	92
表 4.3	系統圧損測定結果	98
表 4.4	解析結果と熱設計基準値との比較	111
表 5.1	熱電対ウェルの固有値計算結果	116
表 5.2	SS41 と SM41B の化学成分、機械的性質の違い	118
表 5.3	SM41B 材料試験から得た材料特性項目	118
表 5.4	「常陽」主冷却機建物の受け樋のある部屋におけるナトリウム燃焼時の 余剰水分の推定	120
表 5.5	「常陽」主冷却機建物のライナのある部屋におけるナトリウム燃焼時の 余剰水分の推定	120

表 5.6	各条件における固有振動数	123
表 5.7	パッド部フリー条件での応力	123
表 6.1	アンフォールディング前後の反応率の C/E	127
表 6.2	JENDL - 3 を用いた中性子束および中性子照射量	128
表 6.3	ENDF/B - V を用いた中性子束および中性子照射量	129
表 6.4	放射化箔法ドシメータの種類および形状	131
表 6.5	ドシメータ (HAFM) の重量測定結果	131
表 6.6	ドシメータの重量測定結果	131
表 6.7	アンフォールディング前後の反応率の C/E (各フラックスモニタ セット毎の平均値)	133
表 6.8	JENDL - 3 を用いた中性子束および中性子照射量	134
表 6.9	ENDF/B - V を用いた中性子束および中性子照射量	135
表 6.10	アンフォールディング前後の反応率の C/E (各ドシメータセット 毎の平均値)	137
表 6.11	“NEUPAC” による中性子束および中性子照射量と “MAGI”、“DOT3.5” との比較 (JENDL - 3)	138
表 6.12	“NEUPAC” による中性子束および中性子照射量と “MAGI”、“DOT3.5” との比較 (ENDF/B - V)	138
表 6.13	JENDL - 3 を用いた中性子束および中性子照射量	140
表 6.14	CMIR - 4 の ^{237}Np 変換率の C/E 値 (平成 8 年度再評価)	143
表 6.15	Nb ドシメータ (ワイヤ、乾固)	145
表 6.16	Nb ドシメータ (箔、乾固)	145
表 7.1	測定時の制御棒位置	154
表 7.2	原子炉出力上昇時の入口温度ゆらぎ量測定結果	157
表 8.1	タゲガス核種の (n, γ) 反応断面積	163
表 8.2	「弥生」と「常陽」MARICO によるタゲガス放射化量の C/E	165
表 9.1	全試験の回収効率	171
表 10.1	水分解水素発生法回収試験結果 (過酸化ナトリウムの影響)	176
表 10.2	1 次系 Na 中の放射性物質濃度	179
表 10.3	Na 中 Zn の分析結果	181
表 10.4	「常陽」1 次系ナトリウム分析値の比較	187
表 10.5	「常陽」2 次系ナトリウム分析値の比較	187
表 10.6	1 次系カバーガス分析値の比較	188
表 10.7	2 次系カバーガス分析値の比較	189
表 11.1	平衡炉心の核特性計算結果	196

図リスト

図 2.1	第 11 回定期検査用の炉心構成	43
図 2.2	100MW 第 30 サイクル運転用炉心構成	44
図 3.1	第 30 サイクル炉心構成	46
図 3.2	第 27~30 サイクル炉心過剰反応度	60
図 3.3	^{241}Pu 崩壊による過剰反応度変化	60
図 3.4	MK - II 炉心等温係数測定結果	61
図 3.5	MK - II 炉心 5MW 毎出力係数	61
図 3.6	MK - II 炉心 30 - 100MW 間平均出力係数	61
図 3.7	第 3 列の γ 線発熱密度の測定値と計算値	65
図 3.8	第 5 列の γ 線発熱密度の測定値と計算値	65
図 3.9	MAGI 第 0 サイクル軸方向出力分布	67
図 3.10	MAGI 第 0 サイクル径方向出力分布	67
図 3.11	170 → 250 °C の温度係数 (成分)	69
図 3.12	定格出力付近の出力係数 (成分)	70
図 3.13	炉心各列の出力係数の燃料膨張の成分	71
図 3.14	低感度用 B - 10 計数管パルス波高スペクトル	74
図 3.15	高感度用 B - 10 計数管パルス波高スペクトル	74
図 3.16	低感度用 B - 10 計数管のプリアンプ出力	79
図 3.17	低感度用 B - 10 計数管のリニアアンプ出力	79
図 3.18	軸方向中性子放出率分布 (C, E)	81
図 3.19	軸方向中性子放出率分布 (C/E)	81
図 3.20	ピーキング係数の距離依存症	83
図 3.21	照射履歴の設定	86
図 3.22	ヒータ発熱量と測定発熱量の関係	88
図 3.23	ヒータ発熱量と放熱量の関係	88
図 4.1	MK - II における不平衡残留電圧の履歴 (流速計 # 1)	93
図 4.2	ベーン比率設定値の履歴	95
図 4.3	上限値の履歴	96
図 4.4	下限値の履歴	96
図 4.5	“MIMIR - N2” の主送風機停止時の風量計算部フローチャート	100
図 4.6	“MIMIR - N2” の内部風量特性の見直し結果	101
図 4.7	“MIMIR - N2” による温度挙動解析結果 (自然循環試験 (II) - E : B ループ)	102
図 4.8	対処前の “MIMIR - N2” による温度挙動解析結果 (自然循環試験 (II) - E : 炉心第 0 列集合体出口 Na 温度)	104
図 4.9	対処後の “MIMIR - N2” による温度挙動解析結果 (自然循環試験 (II) - E : 炉容器出入口 Na 温度)	104

図 4.10	被覆管外径と集合体バンドル部圧損の関係	106
図 4.11	光ファイバ温度計および熱電対設置概略図 (床下)	109
図 4.12	1次主循環ポンプ軸固着事故の各最高温度の推移 (ケース6)	112
図 5.1	Naの燃焼反応/水分との化学反応推移の推定 (S-409室)	121
図 6.1	アンフォールディング後の中性子スペクトル (JENDL-3)	137
図 6.2	Npを除いてアンフォールディングした中性子スペクトル (B6, B7)	141
図 6.3	Npを除いてアンフォールディングした中性子スペクトル (C3M)	141
図 6.4	積分テストに用いた「常陽」の中性子スペクトル	148
図 6.5	反応率のC/Eと誤差	148
図 6.6	He生成量の測定値と ϕ Gyを用いた計算値の比較	150
図 6.7	He生成量の測定値と ϕ FCを用いた計算値の比較	150
図 7.1	制御棒振動モデル	154
図 7.2	中性子束ゆらぎ量と制御棒 (#5) 変位量の関係	155
図 7.3	出力系中性子束 (ch.6) のパワースペクトル	155
図 7.4	原子炉出力上昇時の入口温度 (A) ゆらぎと出力系 (ch.6) 中性子束 ゆらぎのコヒーレンス	157
図 8.1	「弥生」で照射したタグガスの γ 線スペクトル	165
図 10.1	水素発生量の過酸化Na含有率依存性	177
図 10.2	1次系Naの γ 線スペクトル	179
図 10.3	1次主冷却系配管表面の γ 線スペクトル	179
図 10.4	Kr、Xe低濃度、高濃度 新規検量勾配	183
図 11.1	核特性測定用集合体の炉心装荷位置案	192
図 11.2	核分裂性Pu割合とPu富化度の関係 (U濃縮度18wt%)	194
図 11.3	U濃縮度とPu富化度の関係 (核分裂性Pu割合71wt%)	194
図 11.4	臨界性と出力分布特性	196
図 11.5	U濃縮度とPu富化度	196

1. まえがき

実験炉部技術課では、高速実験炉「常陽」に関する研究開発を中心とした業務を行っている。本報告書は、平成8年度の技術課の業務内容と研究成果についてまとめたものである。第2章では、当該期間の「常陽」工程と技術課の業務全般について述べる。第3章以降では、特に技術的な進捗があり、技術課メモとして発行されたものを以下の項目に分類して報告する。

- ・ 炉心核熱特性の測定と解析・評価
- ・ プラント特性の測定と解析・評価
- ・ プラント構造健全性評価
- ・ 中性子照射量の測定と解析・評価
- ・ 異常監視技術の開発
- ・ 燃料破損診断技術の開発
- ・ 線源挙動評価
- ・ 冷却材・カバーガスの分析・評価
- ・ MK-III計画に関する解析・評価

2. 高速炉実験炉「常陽」の工程と技術課が担当した業務

2.1 高速実験炉「常陽」の工程（平成8年4月～平成9年3月）

本期間中においては、高速実験炉「常陽」の第11回定期検査を継続し、下部案内管（LGT）交換、2次系熱電対ウェル点検、原子炉保護系点検、外部電源喪失試験等を実施するとともに、第30サイクル用燃料交換を実施した。1次冷却系については、制御棒下部案内管交換およびナトリウム液面計校正、2次系熱電対ウェルの定期点検に伴うナトリウムドレン・充填操作等を実施した。2次冷却系については、無停電電源設備改造、外部電源喪失試験等により主循環ポンプを停止した以外は、定格流量で運転を継続した。なお、7月18日に落雷による外部電源喪失が発生したが、非常用発電機等のプラント機器は全て正常に作動し、安定したプラント状態を確保した。原子炉起動前点検終了後の平成9年3月3日に原子炉を起動した。3月3日より3月16日まで臨界試験、低出力試験を実施した後、3月17日から出力上昇を開始し、3月21日に定格出力の100MWに到達した。3月24日、科学技術庁の最終検査合格をもって第11回定期検査を終了し、引き続き、MK-II炉心第30サイクル定格運転を行った。

本期間中に実施された主要な工程、プラント操作等を以下に示す

平成8年

[4月]

- ・瞬停によるフレオン冷凍機の停止に伴うプラント復旧対応操作（14日）

[6月]

- ・1次冷却系ナトリウム充填（11～12日）、2次冷却系ナトリウム充填（13日）
- ・主循環ポンプ起動、2次冷却系100%、1次冷却系20%流量運転開始（14日）
- ・2次冷却系予熱温度設定を、200℃から250℃へ変更（14日）
- ・運転モード変更（「停止」→「燃料交換」（17日））
- ・「常陽」変電所の点検に伴う電源の停電および復電操作ならびにプラント対応操作（29日）

[7月]

- ・1次冷却系ナトリウムドレン（15、19、28日）、充填（19、24日）
- ・予熱N₂ガス系の運転開始（10日）
- ・1次補助冷却系の運転開始（11日）
- ・落雷による外部電源喪失発生に伴うプラント復旧対応（18日）

[8月]

- ・1次冷却系ナトリウムドレン（9日）、充填（6日、23日）
- ・1次冷却系主循環ポンプ起動、20%流量運転、予熱N₂ガス系の運転停止、系統ナトリウム温度200℃→250℃（28日）
- ・1次補助冷却系の運転停止（28日）
- ・無停電電源設備の改造に伴う2次冷却系主循環ポンプ一時停止（21、24、26、29日）

[9月]

- ・予熱N₂ガス系の運転開始（1日）

- ・運転モードスイッチ「燃料交換」→「停止」
1次主冷却系流量20%→100% (2日)
- ・1次冷却系流量100%→20% (20日)
- ・機器搬入口「閉」、アニュラス部排気系運転開始 (20日)
- ・運転モードスイッチ「停止」→「燃料交換」 (24日)

[10月]

- ・系統ナトリウム温度 250℃→200℃ (12日)
- ・運転モードスイッチ「燃料交換」→「停止」 (14日)
- ・予熱N₂ガス系の運転開始 (16日)
- ・1次冷却系主循環ポンプ停止、1次冷却系ナトリウムドレン (17日)

[11月]

- ・1次冷却系ナトリウム充填、1次冷却系主循環ポンプ起動、20%流量運転 (15日)
- ・予熱N₂ガス系の運転停止、系統ナトリウム温度 200℃→250℃ (15日)
- ・運転モードスイッチ「停止」→「燃料交換」 (16日)
- ・運転モードスイッチ「燃料交換」→「停止」 (21日)
- ・1次冷却系流量20%→100% (22日)

[12月]

- ・アイソレーション試験、外部電源喪失試験に伴うポニーモータの一時停止 (20日)

平成9年

[1月]

- ・安全保護系、警報回路自主検査 (20日～27日)
- ・1次補助系ポンプ(作動)自主検査 (27日)

[2月]

- ・アイソレーション試験(自主検査:4日、科学技術庁立会検査:7日)
- ・外部電源喪失試験(自主検査:12日、科学技術庁立会検査:19日)
- ・原子炉起動前点検 (20日～28日)
- ・格納容器床下雰囲気窒素置換 (26日)

[3月]

- ・原子炉起動、臨界試験 (3日～11日)
- ・低出力試験 (12日～16日)
- ・出力上昇 (17日～21日)、100 MW 到達 (21日)
- ・定期検査終了 (24日)、100 MW 定格運転継続

2.2 技術課が担当した業務(平成8年4月～平成9年3月)

技術課では、炉心・プラント特性の測定と解析・評価、各種照射試験における中性子照射量評価、使用済燃料の燃焼度および崩壊熱の測定・評価に関する研究、国の安全研究をはじめ、運転計画策定・官庁関連対応等の業務を行っている。本期間中に実施した主要な業務は以下のとおりである。なお、このうち技術課メモにて報告された

ものについては、その内容を第3～13章に示す。

[運転計画・官庁対応]

- ・「常陽」のナトリウム漏洩対策、運転再開に関する茨城県および国への説明等
- ・三ヶ年運転計画の届出
第11回定期検査工程変更に伴う平成8年度計画の変更届（H8年12月9日付）
平成9年度計画の届出（H9年1月28日付）
- ・第11回定期検査受検（反応度抑制効果等：H9年3月11日、FP漏洩検査：3月24日）
- ・燃料交換計画書・燃料交換記録作成
（新燃料交換機の機能試験局立、LGT交換作業及び第30サイクル炉心構成用）、
- ・運転計画書作成（第30サイクル炉心）

[炉心核熱特性の測定と解析・評価]

- ・MK-II炉心第30,31サイクルの運転・燃料交換計画の検討、炉心構成の策定
- ・運転監視コードシステム"MAGI"によるMK-II炉心第30サイクル照射条件予測
- ・炉心核熱特性に係るMK-II炉心第30サイクル運転特性試験（臨界点確認、制御棒校正試験、等温係数測定試験、出力係数測定試験、燃焼係数測定試験）
- ・使用済燃料の崩壊熱測定のための装置の整備、模擬発熱体を用いた校正試験実施と補正係数評価、第30サイクル終了後の崩壊熱測定試験時の崩壊熱予測計算、試験計画作成
- ・使用済燃料の燃焼度測定
B-10中性子検出器の特性試験
使用済反射体、使用済燃料の γ 線、中性子放出率測定
- ・制御棒下部案内管（LGT003）払出のための崩壊熱・放射化量解析
- ・核兵器級のPuの「常陽」での燃焼に関する検討
- ・Pu高次化燃料を装荷した炉心の炉心特性評価
- ・ドライバ燃料のウラン濃縮度低減化に関するサーベイ計算
- ・「常陽」を用いた安全特性試験の予備解析（ULOF, UTOP）

[プラント特性の測定と解析・評価]

- ・プラント特性に係るMK-II炉心第30サイクル運転特性試験（系統圧損測定試験、熱出力校正、ステップ応答試験、M系列試験等）
- ・炉内流量配分測定試験結果評価（燃料集合体の燃焼度と流量関係の相関）
- ・プラント動特性解析コード"MIMIR-N2"を用いた自然通風伝熱特性試験解析・評価
- ・JOYDAS更新のためのハードウェアの仕様検討
- ・光ファイバ温度計の「常陽」床下への設置、1次冷却系主配管表面の温度分布測定

[炉心の機械的挙動および耐震評価]

- ・"MAGI"、ラッパ管温度計算コード"TETRAS"、および炉心湾曲解析コード"BEACON"を連動させた炉心湾曲解析コードシステムの開発・検証
- ・炉心湾曲反応度解析コード"AURORA"の整備と湾曲反応度解析

- ・炉内検査装置用超音波センサの炉外水中試験条件の検討
- ・炉心支持板の変位解析に関する報告書作成
- ・新指針に基づく材料照射用反射体の耐震解析

[プラント構造健全性評価]

- ・「常陽」のナトリウム漏洩対策の検討
2次ナトリウムの漏洩燃焼計算
2次系配管用熱電対ウエルの構造解析実施、成果報告書¹⁾作成
ナトリウム漏洩時の2次系配管室のライナおよび受け樋の構造健全性解析
主冷却建物コンクリートの健全性評価
- ・サーベイランス試験材（原子炉構造材）の中性子照射量評価

[中性子照射量の測定と解析・評価]

- ・CMIR-2、SMIR-19,21,23、C3Mの中性子照射量の測定・評価
- ・He蓄積型フルエンスモニタ（HAFM）
改造後のHAFMの据付・機能試験
東京大学弥生炉でのHAFM照射試験、HAFMの測定精度評価
測定装置の精度評価に関する成果報告書²⁾作成
- ・Nbドシメータ溶解処理による γ 線スペクトル測定
- ・MAの燃焼解析法に関する研究協力（Np燃焼計算法の検討、B7,SMIR-8等の解析、燃焼度の再測定、平成8年度実施計画検討）
- ・「常陽」照射ドシメータによる改訂JENDL-3ドシメトリファイルの積分テスト
- ・AMIR-8装荷用ドシメータの種類、形状および重量データの整理

[異常監視技術の開発]

- ・炉雑音特性評価
制御棒変位量と出力系中性子束ゆらぎ量の相関評価
出力上昇時の原子炉入口温度と中性子ゆらぎの相関に関する解析
核計装中性子検出器信号ゆらぎのシミュレーション解析手法の検討
MK-II炉心第30サイクル運転時の炉雑音測定

[燃料破損診断技術の開発]

- ・オンライン γ 線モニタの改良・整備
- ・オンライン γ 線モニタ特性試験
- ・FFD特性試験

[線源挙動評価]

- ・カバーガス浄化装置（CGCS）の性能確認試験におけるXe,Krの回収方法見直し、今後の改造計画策定、試験結果に関する成果報告書³⁾作成
- ・弥生で校正照射したタグガスの放射化量評価
- ・MARICO試料破断時のオンライン γ 線モニタ（OLGM）の信号評価

- ・東大弥生炉でのタグガス校正照射試験
- ・光ファイバ検出器による放射性腐食生成物挙動測定法に関する報告書⁴⁾作成

[冷却材・カバーガス分析・評価]

- ・金属ナトリウム濃度測定のための水分解水素発生法の開発、ナトリウム燃焼生成物の形態分析
- ・CGCS性能確認試験結果を用いたガスクロ検量線の見直し、回収ガスの濃度再評価およびガスクロ校正用標準ガスの測定
- ・ナトリウム漏洩実験の燃焼生成物の分析
- ・ナトリウム燃焼実験IIの反応生成物の分析
- ・「常陽」1, 2次系ナトリウムおよびカバーガスの分析
- ・ナトリウムボンド制御棒ピンの水中貯蔵試験のガスおよび水の分析
- ・Nbドシメータの溶解処理による試料調整方法の開発
- ・ナトリウム化合物のFe溶融反応試験試料の分析
- ・第11回定期検査中の1,2次系ナトリウム純度管理分析
- ・1,2次系ナトリウム中のZn濃度分析

[MK-III計画に関する解析・評価]

- ・「常陽」を用いた自己作動型炉停止機構（SASS）の動特性解析および保持力測定試験時の安全性解析
- ・MK-III炉心用核特性測定用集合体の仕様、照射計画等の検討
- ・MK-III移行炉心（第32～35サイクル）の炉心構成検討、照射条件解析

[外部発表]

- ・第9回原子炉ドシメトリー国際シンポジウム（平成8年9月1日～9月8日）
- ・PHYSOR'96（平成8年9月17日～9月19日）
- ・日本原子力学会「1996年秋の大会」（平成8年9月23日～25日）
- ・第10回環太平洋原子力会議（平成8年10月22日～10月25日）
- ・平成8年度安全研究成果発表会 動力炉に関する安全研究（平成8年11月14日～11月15日）
- ・1996年核データ研究会（平成8年11月21日～11月22日）
- ・日本原子力学会「1997年（第35回）春の年会」（平成9年3月24日～3月26日）

表2.1 原子炉運転実績 (平成9年3月まで)

事業所	名称	動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター							
	所在地	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番地							
原子炉名		高速実験炉「常陽」							
許可熱出力		100MWt							
年月	項目	運転日数 (日)	起動回数 (回)	運転時間 (H)	積算熱出力 (MWH)	時間利用 率(%)	平均熱 出力(MW)	最大熱 出力(MW)	設備利用 率(%)
H8.	4	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	5	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	6	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	7	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	8	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	9	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	10	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	11	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H8.	12	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H9.	1	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H9.	2	0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
H9.	3	26	12	398.80	30,339	53.6	76	100	40.8
合計 (平均)		26	12	398.80	30,339	4.6	76	—	3.5
第1四半期		0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
第2四半期		0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
第3四半期		0	0	0.00	0	0.0	0	0	0.0
第4四半期		26	12	398.80	30,339	18.5	76	100	14.0
MK-I累計(S52.4.24~			262	12,967.97	673,330	—	—	—	—
MK-II累計(S57.11.22~			243	38,662.64	3,516,915	—	—	—	—
MK-I, II累計			505	51,630.61	4,190,245	—	—	—	—
<p>但し、</p> <p>①時間利用率(%) = $\frac{\text{運転時間(H)}}{\text{暦時間(H)}} \times 100$ ④原子炉起動回数：原子炉が臨界(5×10⁴ cps)に達した後、原子炉を停止したことをもって1回とする。</p> <p>②平均熱出力(MW) = $\frac{\text{積算熱出力(MWH)}}{\text{運転時間(H)}}$</p> <p>③設備利用率(%) = $\frac{\text{積算熱出力(MWH)}}{\text{許可熱出力(MW)} \times \text{暦時間(H)}} \times 100$</p>									

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目		平成8年 4月																													
		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
一般事項															(通常査察) IAEA・科技厅査察 ◎																
記 事		<p>第11回定期検査・照射準備・変更工事 (H7.5.10 ~)</p> <p>燃料取扱設備盤計器の点検 燃料交換機据付調整 キャスクカー移動エリア整備 第2 S F F水処理設備冷却塔フラッシング 電源設備監視装置の改造 2次系熱電対の交換 次系ガスクロ調整 1次予熱ヒーク接触器ランプホルダ交換 2次系プロセス計器の交換 フ里昂冷凍機の調査 アルゴンガス系空調設備の整備 使用済上り部案内管の切断及び撤出</p> <p>第2 S F F缶詰缶開封エリア内仕切板固定治具等取付 燃料交換機制御系改造 再使用缶内水ドレン配管の布設等 第2 S F F水処理設備冷却器点検 燃料つかみ部洗浄槽洗浄ノズル取出、装荷 補助電源設備バッテリー均等充電 廃棄物処理施設バッテリー均等充電 第1, 2 S F Fバッテリー均等充電 天井クレーン年次点検 2次系熱電対ウェル振動測定 遮コン系減圧弁点検</p> <p>原子炉保護系点検 燃料取扱系隔離弁ストライカー調整 回転ブラグ、ナトリウム回収筒交換、除染 第2 S F F缶詰缶開封装置フレキホース交換 第2 S F F補機冷却水配管フラッシング 廃棄物処理施設空調設備点検 沈降防止槽液位計点検 空調設備水封ダンプ点検 第1種压力容器性能検査受検整備 天井クレーン性能検査 バッテリー均等充電 旋回クレーン保守点検</p> <p>エレベータ保守点検 下部案内管キャスク点検 孔ブラグ保守等装置分解点検 燃料出入機ケーブルトレイ交換 電源監視補助盤警報リレー交換 火災報知設備補修 付属空調設備ファンベルト交換 空調設備管理室系排気ファルク交換</p> <p>◎: 日核庁立会検査</p>																													

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年 月 日 項目	平成8年 4月																														
	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	
一般事項																															
記 事																															

定期検査
 廃ガスクランク貯蔵能力確認 I-801
 蒸発濃縮処理装置処理能力 I-804
 廃液クランク貯蔵能力確認 I-805
 安全容器漏洩 II-103
 主冷却器開放 II-308
 主送風機開放 II-309
 廃液クランク外観 II-504
 蒸発濃縮処理装置処理能力 II-804
 配管支持装置外観 II-314
 制御体駆動機構駆動部分解 II-401
 空冷式主冷却器出口ナトリウム温度計 II-412
 補助冷却系冷却器出口ナトリウム
 温度計点検校正
 廃ガス圧縮機分解 II-501
 廃ガス圧縮機作動 II-502
 フレオン冷凍機作動 II-704
 空気雰囲気温度計、圧力計 II-705
 窒素雰囲気系、温度計、圧力計
 アンニラス部排気系、圧力計点検校正
 ディーゼル発電機作動 II-801
 除湿装置作動 II-803

⊙ ⊙
 (「常陽」)

使用前検査
 材料照射用反射体00 (SM1R-26)
 材料検査
 寸法検査
 外観検査
 構成確認

⊙
 (「常陽」)

(通常査察)
 IAEA・科技厅査察
 ⊙

使用前検査
 移行炉心MK-III炉心燃料集集体
 被覆管上部 (材料検査)
 下部端栓他 (寸法検査)
 (外観検査)
 ⊙
 PNC 玉造

⊙: 科技厅立会検査

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	平成8年 5月 (その1)																													
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
一般事項	(通常査察) IAEA・科技厅査察 ◎																													
記 事	第11回定期検査・照射準備・変更工事																													
	燃料出入機ブロア分解点検												原子炉保護系点検								第2 S F F 補機冷却水ポンプ分解点検									
	トランスファロック、ラック点検												出入機内筒分解点検								キャスクカー真空ポンプ分解点検									
	予熱スリーブヒークスライダック交換												第2 S F F 再使用缶引上げ								第2 S F F 空調設備点検及びフィルタ交換									
	窒素ガス再循環ファン入口ダンプの補修												主冷却建家アルゴンガス供給室空調設備の整備								エレベータ保守点検									
	廃ガスポストフィルク性能検査												廃棄物処理施設空調設備送風機電流測定								放管棟空調設備点検									
	フレオン冷凍機調査												旋回クレーン保守点検								天井クレーン性能検査									
	遮蔽コンクリート冷却ブロアサブシステム機器の据付												挿機系冷却塔フィルク交換								天井クレーン年次点検									
													メンテナンス建家空調設備排気フィルク交換								低レベル廃液移送ポンプの整備									
													格納容器空調設備排気フィルク交換								水冷却池系排気フィルク交換									
												メンテナンス建家プロセス計器更新・点検																		
												使用済上部案内管部の切断及び撤出																		
												使用前検査 燃料体 移行炉心及びMK-III 炉心燃料集合体の製作(1)~(4) 熱遮蔽ペレット 材料検査 ◎ 外観検査 PNC 東海 寸法検査 密度検査								使用前検査 燃料体 移行炉心及びMK-III 炉心燃料集合体の製作(1)~(4) エクストラノス 組立品 材料検査 ANP77付ラップ管 外観検査 ◎ 寸法検査 PNC 東海										
												使用前検査 燃料体 第6次取替炉心燃料 集合体(2)炉心燃料ペレット ◎ 材料、外観 PNC 東海 寸法、密度 767-91337																		

◎：科技厅査察

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日		平成8年6月																													
		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
項目	一般事項	<p>科技庁・IAEA査察(通常査察) ① ② ③</p>																													
		<p>第11回定期検査・照射準備・変更工事</p>																													
記	事	<p>第2 S F F 補機冷却水ポンプ分解点検</p>																													
		<p>原子炉保護系点検</p>																													
<p>第1 S F F 使用済燃料移送機水中照明交換</p>															<p>燃料交換機試験検査</p>																
<p>第2 S F F 再使用缶引き上げ作業</p>																															
<p>格外燃料取扱設備機器作動確認</p>																															
<p>遠コン振動記録計の補修</p>															<p>メンテナンス建家空調設備フィルタ交換</p>																
<p>ナトリウムドリッパン洗浄</p>															<p>廃液処理系V62-125電磁弁交換</p>																
<p>1次ナトリウム液面計点検(主ポンプ、オーバーフローカラム)</p>																				<p>エレベータ保守点検</p>											
<p>2次ナトリウム液面計点検(主ポンプ、ダンプタンク)</p>																				<p>旋回クレーン保守点検</p>											
<p>自動ドア保守点検</p>															<p>アルコール廃液処理設備第1種圧力容器点検</p>																
<p>2次系熱電対点検</p>															<p>ポンプ洗浄槽一圧点検</p>																
<p>管理棟ターボ冷凍機シーズンイン点検</p>															<p>補機冷却水設備空気作動弁の補修</p>																
<p>使用前検査 第6次取扱炉心燃料集合体その2 炉心燃料ペレット ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ・密度検査 ・7%Ca・スト検査</p>															<p>2次主ポンプ、純化系電磁ポンプ試運転</p>																
<p>① PNC東海</p>															<p>使用前検査 第6次取扱炉心燃料集合体その2 炉心燃料要素 ・外観検査・漏洩検査 ・寸法検査・構成確認検査 ・溶接部検査 ・表面密度</p>																
<p>2次主循環ポンプターニング</p>															<p>予熱器系ガス系リークテストパッキン交換</p>																
<p>2次補助系電磁ポンプ試運転</p>															<p>補機冷却水設備ポンプ更新</p>																
<p>1次主循環ポンプターニング</p>															<p>ボイラー煤煙濃度測定</p>																
<p>1次主循環ポンプ電動機試運転</p>															<p>予熱器系ガス系漏洩試験用グランドパッキン交換</p>																
<p>1次主循環ポンプ、電磁ポンプ制御装置試運転</p>															<p>1次系電磁流量計電酸ユニット点検に伴う仮設電源繋ぎ込み</p>																
<p>1次補助系試運転</p>															<p>① PNC東海</p>																
<p>補機ろ過装置の撤去</p>															<p>メンテナンスポンプ洗浄槽第1種圧力容器点検</p>																
<p>使用済上部案内管の切断及び撤出</p>																															
<p>遠コンプロアサブシステム機器の撤付</p>																															
<p>◎ : 科技庁立会検査</p>																															

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	平成8年 7月																																	
	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																				(通常査察) AEA・科技厅査察 ◎														
第11回定期検査・照射準備・変更工事	第11回定期検査・照射準備・変更工事																																	
再使用新結核装置															原子炉保護系点検			燃料洗浄設備フラッシング			付属建家、第2SSF建家 トラックヤードシート敷設													
使用済燃料移送機用防護ルーフ等の撤去	「常陽」ボイラ設備点検																	1次系電磁流量計電源エント点検																
84系コントロール交換	格納容器差圧検出端B種L/T[P-501]														1次系トリウム液面計の校正(その2)			格納容器雰囲気調整系緊急ガス系(排気)B種L/T[P-312]																
廃棄物処理建家フィルタ交換	格納容器雰囲気調整系空気供給系(入口)B種L/T[P-400]																	格納容器雰囲気調整系空気供給系(出口)B種L/T[P-401]																
燃料洗浄室系排気フィルタ(A)交換	燃料破損検出設備遅延中性子法記録計点検																	20t天井クレーン性能検査																
予熱要素加熱温度記録計取付け	燃料破損検出設備遅延中性子法記録計点検																	警報連絡設備定期点検																
主冷却器予熱ヒータ用ケーブル等の交換															原子炉付属建家内空調設備の年次点検			第1SSF空調設備1777年次点検																
使用前検査 燃料体第6次取替炉心 燃料集合体の製作(その2) 炉心燃料要素A ・材料検査 ・寸法検査 ・溶接部検査 ・表面密度検査 ・漏洩検査 ・構成確認検査															コウチン遮蔽体冷却系(出入口)B種L/T[P-307,308]			格納容器雰囲気調整系圧縮空気系(排気)B種L/T[P-402]																
(PNC 東海)																																		
使用前検査 燃料体第6次取替炉心 燃料集合体の製作(その2) 炉心燃料ベレット ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ・密度検査 ・燃料要素A検査															使用前検査 燃料体第6次取替炉心 燃料集合体の製作(その2) 炉心燃料要素A ・材料検査 ・寸法検査 ・溶接部検査 ・表面密度検査 ・漏洩検査 ・構成確認検査			使用前検査 燃料体第6次取替炉心 燃料集合体の製作(その2) 炉心燃料要素A ・材料検査 ・寸法検査 ・溶接部検査 ・表面密度検査 ・漏洩検査 ・構成確認検査																
(PNC 東海)															(PNC 東海)			(PNC 東海)																
使用前検査 主中間熱交換器(伝熱管) ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査																		使用前検査 主中間熱交換器(上部管板) ・材料検査 ・寸法検査																
(住友金属工業㈱) 関西製造所																		(中目立製作所) 日立工場																
◎: 科技厅立会検査																		(PNC 東海)																

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	平成8年 7月																																									
	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																																										
記 事	補機冷却水設備ポンプ更新												制御棒下部案内管交換準備												主冷却建家一般系電気室排気ファン取付け																	
	燃料破損検出設備カバーガス法機器補修												制御棒下部案内管交換												1次系計装用分電盤内NFB交換																	
	使用済下部案内管部の切断及び搬出												JOYDAS室空調配管及び主冷雑排水配管補修												機器冷却ポンプ吐出圧力発信器交換																	
	使用前検査 燃料交換機 ・外観検査 ・寸法検査 ・耐圧漏洩検査 ・戻付検査 ・作動検査 ◎ ◎ (「常陽」)												脱塩水設備表示パネルランプ補修 7#300系供給系B種L/T[P-202] 1#ベ>保守点検 燃料つかみ部洗浄設備(ガス系)B種L/T[P-204]												2次冷加系Aループ(付属、7#300系)B種L/T[P-101] 2次冷却系A,Bループ(7#300系)B種L/T[P-101~104] 燃料取込用7#300系設備C種L/T[P-203]																	
	使用前検査 主中間熱交換器(伝熱管) ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ◎ ◎ ◎ (住友金属工業㈱) 関西製造所												「常陽」170#用7#交換 巡回クレーン保守点検 避雷針設備定期点検 格納容器雰囲気調整系予備系供給系(床下)B種L/T[P-309] 格納容器雰囲気調整系予備系供給系(床下)B種L/T[P-310]												主冷却器2A出口7#300系交換 手洗用上水配管の更新(7#300系建家)																	
定期検査 回転プラグ ・作動 燃料交換機 ・作動 ◎																																										

◎ : 科技庁立会検査

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日	平成8年 8月																															
	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											(通常査察) AFA・科技庁査察 ◎																					
記 事	第11回定期検査・照射準備・変更工事																															
	1次ナトリウム液面計の投正(その2)											原子炉制御設備の点検										原子炉保護系点検										
	第1 SFF空調設備エアコンの年次点検											ターボ冷凍機点検(運転管理棟)										非常用170kV貫通部漏洩率試験										
	燃料つかみ部洗浄設備(ガス系) 隔離弁漏洩率試験(P-204)											燃取格内制御盤改造										常用170kV貫通部漏洩率試験										
	燃料つかみ部洗浄設備(液系) 隔離弁漏洩率試験(P-500)											燃取廃樹脂容器の移送										エレベータ保守点検										
	自動ブラギング計装ループの点検											2次トリウム充満FV系(7-375,付属側)貫通部漏洩率試験(P-106)										2次補助冷却系(出入口)(7-375,付属側)貫通部漏洩率試験(P-108~109)										
	主冷却機建家空調設備エアコンの年次点検											2次補助冷却系(出入口)(7-375,付属側)貫通部漏洩率試験(P-108~109)										天井クレーン年次点検(第1倉庫, 第2 SFF)										
	燃料取扱い7kV系貫通部漏洩率試験(P-203)											回転プラグ制御系調査										火報設備の定期点検										
	火災報知設備の定期点検(第1倉庫)											回転プラグ制御系調査										ケ-7Aベレ-ション貫通部漏洩率試験(PK-1,2)										
	巡回クレーン(格内)、天井クレーン(廃処理施設)性能検査											ケ-7Aベレ-ション貫通部漏洩率試験(PK-6,7)										主冷却機建家酸欠ガス警報器の点検										
	窒素ガス供給系貫通部漏洩率試験(P-311)											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造										
	真空破壊弁隔離弁漏洩率試験											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造										
	1次7kV系(入口) 隔離弁漏洩率試験(P-200)											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造										
	1次主循環7E-6回路点検											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造										
	照明器具の補修(各建家)											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造										
7E-6発電機温度記録計の補修											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造											
制御室下部案内管交換											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造											
ろ過水配管の補修(共同溝)											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造											
7E-6発電機実負荷試験小屋建具工事											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造											
メンテナンス機器洗浄設備電磁弁の交換											格納容器雰囲気調整系空気供給系(排気) 隔離弁漏洩率試験(P-400)										2号7E-6発電機冷却水配管の改造											
燃料つかみ部洗浄設備(液系) 貫通部漏洩率試験(P-500)											付属建家空調設備ファン外の交換										燃料洗浄設備再循環系の修理											

◎: 科技庁立会検査

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表

年月日 項目	平成8年 8月																														
	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																															
記 事											使用前検査 第6次取替炉心燃料集合体その2 燃料要素 ・外観検査 ・寸法検査 ・溶接部検査 ・表面密度検査 ・漏洩検査 ・構成確認検査 ㊟ PNC 東海																				
											使用前検査 移行炉心及びMK-Ⅲ炉心燃料集合体 炉心燃料集合体(2)用燃料ペレット ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ・密度検査 ・7Hニウム検査 ㊟ PNC 東海																				
											使用前検査 移行炉心及びMK-Ⅲ炉心燃料集合体 炉心燃料集合体(3)用燃料ペレット ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ・密度検査 ・7Hニウム検査 ㊟ PNC 東海										使用前検査 移行炉心及びMK-Ⅲ炉心燃料集合体 炉心燃料集合体(4)用燃料ペレット ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ・密度検査 ・7Hニウム検査 ㊟ PNC 東海										
㊟：目視立会検査																															

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表（その1）

年月日		平成8年9月																																																
		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																			
項目	一般事項	(通常査察) IAEA・科技厅査察 ◎ ◎										新燃料受入検認 ◎																																						
記 事	第11回定期検査・照射準備・変更工事(11.7.5.10~)																																																	
	火報設備の定期検査(第1倉庫, 床下除く)										消火設備の定期点検										原子炉制御設備の点検										原子炉保護系点検																			
	予熱室系ガスフロアの点検																																																	
	格納容器雰囲気調整系空気供給系(給気)										C種リフタ[P-400]										予熱室系ガス系C種リフタ[P-300~P-303]										チリングユニット冷水ポンプの点検										ナトリウム受槽の補修(主冷却機建家)									
	2次系温度計の点検										燃料破損検出設備記録計点検										エレベータ保守点検										原子炉安全容器呼吸系C種リフタ[P-306]										ディーゼル発電機機関冷却水配管等の補修									
	トランスフォーマーB種リフタ[TR-1~TR-8]										燃料集合体出口温度計装設点検										2次冷却系(A, B種)出入口及び付属機B種リフタ[P-102~P-104]																													
	空室ガス供給系C種リフタ[P-311]										自動ドア保守点検										7種ガス供給系C種リフタ[P-202]																													
	廃棄物処理施設空調設備の補修										予熱室系ガス系空室系ガス供給圧力調節弁の補修										7種廃ガス流血計の補修										主送風機入口ベーン, 主冷却器出入口の動作試験																			
	制御棒駆動機構据付け																				2次主ポンプ室排気ダクト延長										旋回クレーン保守点検																			
	1号ディーゼル発電機機関冷却水配管の改造																														機器搬出入口B種リフタ																			
	核計装設備中間系モニク点検																														1次冷却材純化系(出入口)C種リフタ[P-304, P-305]																			
	メンテナンス建家管理室空調設備設置																														1次7種ガス系(出口)C種リフタ[P-201]																			
	2次系配管室室温調査及びフィルク交換																														水切り及び雨樋更新工事(第4倉庫, 危険物倉庫)																			
	第1SFF排風機室排気フィルクの交換																														定期検査 制御棒 スクラム検査(I-101) 制御棒 一斉挿入検査(I-102) 制御棒駆動機構 動作検査(II-402) 制御棒荷重計 点検校正検査(II-403) 制御棒駆動機構インロー検査(I-201)																			
	新燃料室(A-514)入口通路室内の塗装																														主冷却器予熱ヒーク用ケーブル等の交換																			
											防煙ダンバ及び一括盤の設置(主冷却機建家等)																																							
											照明器具の交換(付属建家, 格納容器内, 主冷却機建家)																																							
											火災報知設備の更新																																							
											2次系ナトリウム漏洩検出器の交換																				機器搬出入口閉鎖, アクリル据取付け																			
											主冷却機空調設備H2F換気系給気フィルク交換																				天井クレーンワイヤ交換(第1, 3倉庫, R-303)																			
																														通信連絡用端子箱等の据付け																				
										燃料破損検出設備記録計取付け																																								

◎: 科技厅立会検査

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表(その2)

年月日 項目	平成8年9月																														
	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	
一般事項																															
記 事	燃料取扱設備定期自主検査													真変ポンプ冷却水配管の移送																	
	第2 S F F 補機冷却水循環ポンプ分解点検						キャスクカーセンサー調整						燃料洗浄設備、再循環系弁の補修																		
							回転プラグ角度検出器補修																								
							第1 S F F 使用済燃料移送機カメラ補修																								
							使用前検査 移行炉心及びMK-Ⅲ炉心 燃料集合体の製作 炉心燃料集合体(2)用燃料要素 ・外観検査 ・寸法検査 ・溶接部検査 ・表面密度検査 ・漏洩検査 ・構成確認検査 ◎ PNC 東海						使用前検査 制御棒下部案内管 ・作動検査 ・スラム検査 ◎ 「常陽」 回転プラグソフト調整 トランスローラ、トランスバリウム移送 第1 S F F プールヘグミー缶装荷 ◎ PNC 東海 回転プラグ制御系調査																		
	使用済上部案内管の切断及び搬出												◎ PNC 東海 使用前検査 第6次取替炉心燃料集合体の製作(その2) 炉心燃料集合体A ・外観検査 ・寸法検査 ・構成確認検査 ◎ PNC 東海 交換機具トランス調整																		

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表(その1)

年月日 項目	平成8年10月																																			
	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		PNC 創立 記念 日								10 月 の 日						(通常査察) IAEA・科技厅査察 ◎																				
記 事	第11回定期検査・照射準備・変更工事(10.5.10~)																																			
	予熱室系ガスブローの点検															圧縮空気供給系圧縮機の点検																				
	2次冷却系温度計ウェルの検査																																			
	ケーブルトレーラック各種リフト(PK-4,5)										ページング点検(格内)					原子炉保護系点検					VEV PACKの点検					2次主循環ポンプ制御回路電流計等の点検										
	格納容器雰囲気調整系空室ガス供給系(排気)C種リフト(P-312)															ケーブルトレーラック各種リフト(PK-8)										格納容器雰囲気調整系圧縮空気供給系C種リフト(P-402)					2次系プロセス計装品の点検					
	1次ナトリウム充填ドレン系C種リフト(P-107)										格納容器雰囲気調整系圧縮空気供給系C種リフト(P-402)										脱塩水設備の制御装置点検															
	真空ポンプ冷却水配管の移設															圧縮空気供給系圧縮空気再生ブロー及び計装品類の点検																				
	格納容器雰囲気調整系バルブ用空気補給機の交換															格納容器雰囲気調整系予備空室ガス供給系(床上)C種リフト(P-309)										原子炉付属空調設備真空給水ポンプの交換及び整備					エレベータ保守点検					
	通信連絡用端子箱等の据付け															格納容器雰囲気調整系予備空室ガス供給系(床下)C種リフト(P-310)										空調系補給水ポンプ(B)更新					天井クレーン性能検査(第3倉庫)					
	補機系揚水ポンプ(B)更新															外壁補修工事(第5倉庫)										格納容器雰囲気調整系空室供給系内隔離弁(V84-191)用リフト交換					第1SFF空調設備冷却塔廻り漏洩配管補修					
	シャッター設備更新工事(A-511A1ラケット)															ディーゼル系揚水ポンプ(B)更新										天井クレーンの整備					空調循環ポンプ(B)更新					
	スチールドアの更新(付属建家, 屋外)															照明器具の交換(原子炉付属建家・格納容器内)										格納容器雰囲気調整系配管計取設備電源用NF8交換										
	第1SFF給排水設備コールド排水ポンプの更新															回転機器異常監視システム(MEDUSA)用ライン布設										格納容器漏洩車試験用盤の移設										
	空調系循環ポンプ(A)更新															回転機器異常監視システム(MEDUSA)用センサー取付け										ディーゼル系揚水ポンプ(C)更新										
	フロン冷凍機用保温材の補修															回転機器異常監視システム(MEDUSA)用センサー取付け																				
	1次予熱ヒータ接触器盤状態表示ランプ補修															ディーゼル発電機室系及びボイラ室給気系フィルク交換																				
	ディーゼル発電機冷却水配管等の補修															1次系プロセス計器点検																				
	ナトリウム受皿の補修(主冷却機建家)															保全区域用通信ケーブル布設, 機器等の設置																				
	◎: 科技厅立会検査																																			

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表（その2）

年月日	平成8年10月																														
	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	PNC創立記念日								休日																						
記事	トランスロータリオンからのトリウム移送																														
	管理区域用通信ケーブル布設、機器等の設置																														
	使用済上部案内管部の切断及び搬出																														
	運転管理棟空調設備フィルタの交換																														
	出入機グリッパ洗浄																														
	防煙ダンパ及びびー括盤の設置（主冷却機建家等）																														
	火災報知設備の更新																														
	主冷却器予熱ヒークケーブル等の交換																														
	2次系配管等壁貫通部の密封対策（主冷却機建家）																														
	監視カメラシステムの据付け																														
	航空障害灯の更新（「常陽」排気筒）																														
	2次系配管ナトリウム受樋の増設																														
	使用前検査 燃料体 移行炉心及びMK-Ⅲ炉心燃料 集合体の製作(4)用燃料要素 ・外観検査 ・表面密度検査 ・寸法検査 ・漏洩検査 ・溶接部検査 ・構成確認検査																														
	燃料出入機、新燃料貯蔵設備 作動検査 I-703(1)																														
	燃料取扱用トランスロータリオン、トランスロータリオン、使用済燃料貯蔵設備 作動検査 I-703(2)																														
原子炉付属建家内使用済燃料貯蔵設備水処理設備 冷却能力確認検査 I-704																															
原子炉付属建家内使用済燃料貯蔵設備水処理設備水冷却浄化設備 冷却能力確認検査 I-705																															
第1SFF使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備燃料移送機 作動検査 I-706																															
第2SFF使用済燃料移送機水中カメラ交換																															
燃料取扱用トランスロータリオン 冷却能力確認検査 I-701(1)																															
原子炉付属建家内使用済燃料貯蔵設備トランスロータリオン洗浄装置 冷却能力確認検査 I-701(2)																															
第1SFF使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備水処理設備水冷却浄化設備 冷却能力確認検査 I-705																															
第2SFF補機冷却水循環ポンプ分解点検																															
2次系ナトリウムドレン弁の操作治具取付け																															
2次系様式漏洩検出器モジュール回路等の更新																															
第2SFF補機冷却系逆止弁点検																															
回転プラグナトリウム回収筒交換																															
2次系ナトリウム漏洩支援システムの設置																															

◎：科技厅立会検査

表 2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表 (その 3)

年月日 項目	平成 8 年 10 月																																
	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																																	
記 事																																	

◎ : 科技庁立会検査

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表（その1）

年月日	平成8年11月																														
	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	
一般事項																															
記																															
	第11回定期検査・照射準備・変更工事(11.5.10~)																														
	2次冷却系温度計ウェルの検査																														
	圧縮空気系再生ブロー及び計装品類の点検															格納容器空調設備計器の点検															
	1次系プロセス計器点検															廃棄物処理施設ディーゼル発電機の点検										エレベータ保守点検					
	圧縮空気系供給系圧縮機の点検															核計装設備の点検										原子炉保護系点検					
	2次主循環ポンプ制御回路電流計等の点検															燃料破損検出設備遅発中性子法計測系点検															
	2次系プロセス計器品の点検															1次主循環ポンプ制御装置ヒートアップ										アルゴン廃ガス流量計の補修					
	脱塩水設備の制御装置点検															1次主循環炉内イオン交換樹脂温度計の交換										空素ガス供給系内側隔離弁補修					
	2次系接触式ナトリウム漏洩検出器点検、整備															燃料破損検出設備が-ガスコンプレッソ分解点検										無停電電源設備用記録計の設置					
	廃棄物処理施設電源設備点検															廃棄物処理施設非常系遮断機点検										ディーゼル発電機系揚水ポンプ(A)更新					
	2次系機械設備計器等の点検															1次アルゴンガス系安全弁作動試験										照明器具の移設(原子炉付属建築家、主冷却機建築家)					
	主送風機1Aベーン駆動部点検															1次アルゴンガス系給排気弁インポート試験										1次アルゴンガス系呼吸器安全弁インポートの交換					
	ロジック盤点検															通報連絡設備定期点検										空調設備弁等の交換(運転管理棟)					
	脱塩水供給設備の点検																									YEPACK用リレー等の部品交換					
	廃棄物処理施設無停電電源装置点検															2次主循環炉内ポンプ、イオン交換樹脂圧力確認										1-170-波上電磁弁作動検査(II-304)					
	保護継電器の作動試験															運転管理棟空調設備蒸気弁類の更新(運転管理棟、運転訓練施設、共同溝)										1次冷却材純化系電磁弁作動検査(II-305)					
	空調系循環ポンプ(B)更新															天井クレーン年次点検(第1SFF)										非常用ガス処理装置サンプルチャコール取り出し					
	火災報知設備の更新															1次冷却材純化系、1-170-系電動弁点検										1次主循環ポンプターニング					
	航空障害灯の更新(「常陽」排気筒)															屋外消火栓配管補修										主冷却器入口バルブ、主送風機バルブベーン作動検査(II-311)					
	主冷却器予熱ヒークケーブル等の交換															2次系ナトリウム漏洩検出器プリンタ用電源ケーブルの布設										燃料取扱制御盤冷却ダクトの設置					
	ナトリウム受槽の増設															通信装置調整															
	2次系設備の整備															主送風機梁台等の塗装															
	天井クレーンの整備(原子炉付属建築家、第1及び第2SFF)															使用済ダミープラグの切断及び搬出										燃料集合体出口温度計管組設定					
◎: 科技厅立会検査																															

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表（その2）

年月日 項目	平成8年11月																																						
	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									
一般事項																					⑤ (通常査察) IAEA・科技庁査察																		
記事	無停電電源盤(C系)内温度監視用ケーブル布設																																						
	防煙ダンパ及びび一括盤の設置 (主冷却機建家等)																																						
	監視カメラシステムの据付け																																						
	保全区域用通信ケーブル布設、機器等の設置																																						
	管理区域用通信ケーブル布設、機器等の設置																																						
	2次系ナトリウムドレン缶の操作治具取付け																		スチールドア更新 (原子炉付属建家, 主冷却機建家)																				
	2次系ナトリウム漏洩監視支援システムの設置																																						
	格納容器雰囲気調整系バルブ用空気補機との交換																																						
	制御棟下部案内管払出し																																						
	主冷却機建家空調排気フードの更新 (主冷却機建家屋上)																																						
	第2 S F F使用済燃料移送機水中カメラ調整															2次冷却系設備温度計ウェル 漏洩検査 (II-315)																							
	ナトリウムドリッパー洗浄																		⑤ 受け、ナトリウム受樋等 外観検査 (II-804)																				
	⑤ ホース・コック調整																																						
	⑤ 第1 S F F補機冷却水循環ポンプ、ストレーナ清掃 燃料交換機94F-F146の設置																																						
	⑤ 第2 S F F冷却塔散水ポンプ補修																																						
⑤ 使用前検査 燃料体移行炉心及びMK-III炉心燃料集合体の製作 炉心燃料集合体(1) ・外観検査 炉心燃料集合体(2) ・寸法検査 " (3) ・構成確認検査 " (4)																																							
⑤ PNC 東海																																							
⑤ 補助冷却2次系循環ポンプ 作動検査 (II-312)																																							
⑤ 2次冷却材純化系電磁弁 (II-313)																																							
⑤ 起動系計装、中間出力系計装、線形出力系計装 点検校正作動検査 (II-404)																																							
⑤ 1次冷却系流量計、補助冷却1次系流量計 点検校正作動検査 (II-407)																																							
⑤ 1次冷却系液面計 点検校正検査 (II-408)																																							
⑤ 1次冷却系温度計 点検校正検査 (II-409)																																							
⑤ 1次冷却系ナトリウム漏洩検出器 点検校正検査 (II-410)																																							
⑤ 2次冷却系流量計、補助冷却2次系流量計点検校正作動検査 (II-411)																																							
⑤ ガンマ線エリアモニタ点検校正検査 (II-601)																																							
⑤ 中性子エリアモニタ点検校正検査 (II-602)																																							
⑤ ダストモニタ点検校正検査 (II-603)																																							
⑤ 第1 S F F補機冷却水循環ポンプ分解点検																																							
⑤ 主冷却機建家床補修工事																																							

◎: 科技庁立会検査

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表(その1)

年月日		平成8年12月																																		
項目		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31				
一般事項																																				
記 事	第11回定期検査・照射準備・変更工事(07.5.10～)																																			
	ボイラー煤煙濃度計の点検																																			
	ボイラー煤煙濃度測定																																			
	主冷却機建家、第1 S F F空調設備ベルト点検																																			
	格納容器空調設備計器の点検																																			
	主冷却機建家防煙ダンパ点検																																			
	アルゴン廃ガス圧縮機B号機への給油																																			
	第1 S F F空調設備冷却水配管の補修																																			
	補機系冷却塔フィルクガイドの補修																																			
	放射線管理棟自動ドアの補修																																			
	保安区域用通信ケーブル布設、機器等の設置																																			
	管理区域用通信ケーブル布設、機器等の設置																																			
	2次系ナトリウム漏洩監視支援システムの設置																																			
	通信装置調整																																			
	防煙ダンパ点検用足場の設置																																			
主送風機架台等の塗装																																				
燃料集合体出口温度計計装設備出口温度警報設定																																				
主冷却器予熱ヒーク用ケーブル等の交換																																				
補機冷却系制御盤、原子炉制御盤警報装置用リレー交換 第2 S F F補機冷却水配管フラッシング																																				
主冷却器内部の清掃																																				
燃料洗浄設備ドレントラップの点検																																				
第1 S F F補機冷却水循環ポンプ分解点検																																				
原子炉保護系点検																																				
格納容器隔離弁作動検査(I-107)自主検査																																				
非常用ガス処理装置作動検査(I-802)自主検査																																				
ディーゼル発電機作動検査(I-106)自主検査																																				
1次冷却系主循環ポンプ作動検査(I-104)自主検査																																				
補助冷却系1次系循環ポンプ作動検査(I-105)自主検査																																				
エレベータ保守点検																																				
沈降防止槽液位計の補修																																				
キャスクカー熱電対交換																																				
トランスファローク温度設定器交換																																				

©: 科技厅立会検査

表 2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表 (その 2)

年月日 項目	平成 8 年 1 2 月																															
	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																			(通常査察) IAEA・科技厅査察 ◎													
記 事	分電盤の交換 (原子炉付属建家、格納容器内、メンテナンス建家)													原子炉付属建家空調設備ベルト及びフィルタの交換										1号ディーゼル発電機同期投入回路の調査								
	2次系イオン交換樹脂の交換						第2 S F F 空調設備フィルタの交換							メンテナンス建家空調設備排気フィルタの交換							7号列車車庫シャッターの更新											
制御機駆動機構駆動電流測定						ポンプ系及び空調系ポンプB振動計測用スクッド取付け							圧縮空気除湿装置の電磁弁交換							廃液カクベツライノリ交換												
ナトリウム回収容器の据付け (原子炉付属建家、主冷却機建家)						廃ガス処理系(V61-184, 62B)の電磁弁交換							火災報知設備煙感知器更新車管足場の設置																			
主冷却建家等床補修						キャスクカー移動エリア補修																										
使用前検査 燃料体 移行炉心及びMK-III炉心 燃料集合体の製作(S) 披覆管 上部端栓・下部端栓 スパイラルワイヤ ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ◎ PNC 玉造部材検査所						使用前検査 1次冷却系 主中間熱交換器(A) ・外観検査 ・寸法検査 ・耐圧検査 ◎ ◎ 日立 日立工場 (臨海工場)																										
◎ : 科技厅立会検査																																

表.2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表(その1)

年月日 項目	平成9年1月																																						
	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																																							
						第11回定期検査・照射準備・変更工事(H7.5.10～)																																	
記						格納容器床上、床下温度計点検								補機冷却水ポンプの試運転確認								安全保護系設定値確認、作動検査 (I-103)自主検査																	
						廃棄物処理建家電源設備点検																警報回路警報検査 (I-202)自主検査																	
						1次主循環ポンプ温度記録計点検																2次系ナトリウム漏洩検出器用フロンガス点検																	
						2次系揮発ナトリウム漏洩検出器ランプ交換								フレオン冷媒系隔離弁補修								圧縮空気供給系露点計の点検																	
						メータ付属品交換及び調整 (原子炉付属建家、主冷却機建家)								電源設備スイッチコンタクト状態表示灯の交換								回転クレーン保守点検 格納容器雰囲気調整系温度計測器点検																	
						蒸気ガス供給系隔離弁(V75-5)用電磁弁交換								2号ディーゼル発電機計器の交換								1次補助系循環ポンプ作動検査 (I-105)自主検査																	
														2次補助ブラッキング計冷却ファン交換								予熱蒸気ポンプイテクトーユニット切替スレーブ補修 1次補助系ナトリウム流量計点検																	
														格納容器雰囲気調整系空調設備ファンVベルト交換								エレベータ保守点検																	
														照明用トランスオイルカップ交換								天井クレーン年次点検 (格納容器内、付属建家)																	
														フレオン冷凍機圧力計の交換								真空破壊弁隔離弁(V84-205)用電磁弁の交換 天井クレーン性能検査 (付属建家)																	
																					空調設備シーケンス確認 (廃棄物処理施設)																		
																					主冷却機建家B組排水ラインへの弁等の取付け																		
																					原子炉保護系点検																		
					第2SFF廃樹脂保管容器ラックガイド改造																7kW冷凍機作動検査 (II-704)自主検査																		
					ダミー燃料等の移動、整理																																		
					格納容器内調整																1次系電動弁点検																		
																					2次系ナトリウム配管貫通部用温度計の取付け																		
					保全区域用通信ケーブル布設、機器等の設置																																		
					管理区域用通信ケーブル布設、機器等の設置																																		
					通信装置調整																																		
													作業用分電盤の交換 (原子炉付属建家、格納容器内、メンテナンス建家)																										
																					原子炉付属建家空調設備コントローラ調整、調査・フィルタ交換																		

◎：科技厅立会検査

表 2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表 (その 2)

年月日 項目	平成9年1月																															
	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																																
記 事											燃料洗浄設備ドレン配管の整備										中央制御室照明器具の交換											
																					漏洩ナトリウム影響抑制対策設備の改造											
																				一次ポンプ制御装置絶縁対策 (調査)												
																				使用済グミープラグの切断及び搬出												
																				バッテリー室内フィルタ設置												
																				電気室用空調器ドレン水排水装置製作、据付け (第1SFF)												
																				固体廃棄物の整理												
																				格納容器2S1コントロールセンター等電磁接触器交換												
																				第2FF補機冷却水切替バルブ押さえ交換												
																				キヤスカークコネク調整												
																				使用前検査 主中間熱交換器 (D)(耐圧区分-1) ・外観検査 ・寸法検査 ・耐圧検査 ◎ 三菱重工業㈱ 二見工場 使用前検査 移行炉心及びMK-III 炉心燃料集合体の製作 炉心燃料集合体(S) 熱遮蔽ペレット ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ・密度検査 ◎ PNC 東海												

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表(その1)

年月日 項目	平成9年2月																																															
	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																				
一般事項																					(通常査察) IAEA・科技厅査察 ◎ ◎																											
記 事	第11回定期検査・照射準備・変更工事(17.5.10~)																																															
	2次系ナトリウム漏洩検出器用ジャンクションボックス点検																	原子炉保護系点検																														
	圧縮空気供給系露点計点検																	中性子計装設備性能試験																														
	1次系電動弁点検																	危険物取扱所消防器完成検査																														
	アルゴン廃ガス圧縮機点検																	空調設備点検(廃棄物処理建家, 旧廃棄物処理建家)																														
	格納容器隔離弁作動検査(1-107)自主検査																	主送風機起動前点検											主送風機イレットベフ, 主冷却器入口バルブ開度特性試験																			
	非常用ガス処理装置作動, 捕集効率検査(1-802)自主検査																	pH計及び液位記録計の点検校正(水タンク小屋)											YETPACK点検																			
	火報設備定期点検																	旋回クレーン保守点検											クレーン性能検査(A-510, 707, 709)																			
	中央制御室照明器具の交換																	空調設備ストレージ点検(第1 S F F 建家)											制御棒下部案内管(LCT)のフックアップ取付治具の補修																			
	格納容器床下調査																	消火設備定期点検											クレーン年次点検(177777建家, 廃棄物処理建家)										2次補助冷却系配管貫通部用温度計の取付									
	原子炉付属建家空調設備, 水冷却池室系折燃料排気ファン交換																	1次冷却系主循環ファン作動検査(1-104)自主検査											エレベータ年次点検及び保守点検																			
	漏洩ナトリウム影響抑制対策設備補修																	補機冷却1次系循環ファン作動検査(1-105)自主検査											ディーゼル発電機作動検査(1-106)自主検査																			
																		空調設備パッケージエアコンの補修(主冷却機建家, 第1 S F F 建家)											電源設備計算機用3D遮断器補修																			
																		格納容器隔離弁作動検査(1-107)											空調器用蒸気配管の補修(第1 S F F 建家)																			
																		◎ 1次アルゴンガス系安全弁外観検査(1-109)											遮蔽コンクリート冷却プロア軸受潤滑油補給																			
																	◎ 非常用ガス処理装置作動, 捕集効率検査(1-802)											1次冷却系主循環ファン作動検査(1-104)																				
																	◎ 窒素ガスプロア分解検査(II-706)											◎ 補助冷却1次系循環ファン作動検査(1-105)																				
																	◎ ベデスクル部ブースプロア分解検査(II-708)											◎ ディーゼル発電機作動検査(1-106)																				
																	◎											◎																				

◎: 科技厅立会検査

表 2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表（その 2）

年月日	平成 9 年 2 月																												
	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	
項目																					(通常査察) IAEA・科技厅査察 ◎ ◎								
一般事項																													
記 事	<p>無停電電源装置冷却風量調査 窓系ガスプロア作動検査(II-707) 安全保護系作動、設定値確認検査(I-103) 火災報知設備感知器の移設</p> <p>ベデスクル部ブースプロア分解検査(II-709) 格納容器貫通部漏洩検査(II-701) ◎</p> <p>固体廃棄物の整理 警報回路警報検査(I-202) 格納容器隔離弁漏洩検査(II-702) ◎ ◎</p> <p>使用済中性子検出器等廃棄作業 主冷却機建家空調設備排水ライン等の手直し 使用済ダミープラグの切断及び搬出 電源設備スタートアップ表示ランプ交換</p> <p>第1SFF建家空調装置ダクト手直し 2次ナトリウム漏洩警報盤手直し 2次系統式ナトリウム漏洩検出器ランプ交換</p> <p>第2SFF建家再使用銜結垢除染装置カバー交換 原子炉付属建家空調設備差圧調節計の設定調整 燃料洗浄設備気液分離器電磁弁の補修 遮蔽コールド冷却ファンカバーの改造 遮蔽コールド冷却ファンカバーの改造</p> <p>燃料洗浄設備ドレントラップ遮蔽体の復旧 2次主循環ポンプ駆動モーター清掃 1-6-70- 汲上げ7. 1次冷却材純化系循環ポンプ電圧計交換</p> <p>第2SFF建家使用済燃料移送機水中照明交換 主送風機制御電源NFBの交換 1次70-70-安全弁閉止板取外し</p> <p>格納容器内2Sコンロータ等電磁接触器交換 第1SFF建家止水堰等の設置 回転ファンカバー補修 2次ナトリウム漏洩監視支援システムの手直し</p> <p>第2SFF建家プール水サンプリング装置の設置 使用前検査 移行炉心及びMK-III炉心 燃料集合体の製作 炉心燃料集合体(5) 熱遮蔽ペレット</p> <ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・外観検査 ・寸法検査 ・密度検査 <p>◎ 原子燃料工業(株) 東海製造所</p> <p>使用前検査 主中間熱交換器</p> <ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・外観検査 ・耐圧検査 <p>◎ ◎ 東京螺旋管製作所 新潟工場</p> <p>第2SFF建家使用済燃料移送機ソフト調整</p> <p>格納容器床上/床下の閉鎖</p> <p>主冷却機建家酸欠ガス警報器指示警報ユニットの更新</p> <p>格納容器空気設備排気フィルク交換</p>																												

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表(その1)

年月日 項目	平成9年3月																																		
	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												◎													◎										
記 事	第11回定期検査・照射準備・変更工事(7.5.10~9.3.24)																								原子炉保護系点検										
	第30サイクル(9.3.3~9.5.19)																																		
	臨界試験												100MW定格運転																						
	再使用缶結垢引き上げ											低出力試験						出力上昇																	
	第1SFF建家水処理設備電導度記録計の交換										第1SFF建家補機冷却水循環ポンプ(A)分解点検											100MW定格運転													
	空缶運搬用レールの改造										燃料洗浄設備気液分離器711減圧弁の補修																								
	管理区域内出退表示盤の点検							自動ドア保守点検							燃料破出検出設備711-特性試験							燃料つかみ部洗浄設備点検窓ガラス交換													
	旧廃棄物処理建家、廃棄物処理建家空調設備点検										アルゴン気ガス圧縮機B号機の分解調査											エレベータ保守点検													
	中性子計装設備性能試験										定期検査終了																								
	制御床下部案内管(LGT)のワッパ、取付治具の補修										主冷却機建家空調設備送排風機ベルトの点検											燃料破出検出設備711-特性試験													
	冷却塔(補機系、空調系)山ロストレーナ清掃										主送風機作動検査(II-310)自主検査											1次冷却系冷却材飽和確認検査(I-501)自主検査													
	運転訓練施設空調設備バルブモータの更新										主冷却機建家、原子炉付属建家照明器具の補修											格納容器雰囲気調整系、7115部排気系圧力確認検査(I-901)自主検査													
	第1SFF建家空調設備管理室排気711の交換										メンテナン建家ブルカバーの設置											1次冷却系冷却材飽和確認検査(I-501)自主検査													
	原子炉上部における通信装置ノイズ調査										原子炉付属建家空調設備水冷却池室系給気711用711の交換											格納容器床圧力指示調査													
	非常用ディーゼル発電機監視ライン布設										燃料破出検出設備711、712調整											監視ITVワイパー改造													
	使用済ダミープラグの切断及び搬出										格納容器床圧力指示調査											非常用ディーゼル発電機監視ライン布設													

◎：科技厅立会検査

表2.2 高速実験炉「常陽」実績工程表(その2)

年月日 項目	平成9年3月																															
	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																																
記事																																
◎ : 科技厅立会検査																																

表 2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年4月																														
		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	
項目		月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																														
		燃料交換機改造																														
原子炉	運転モード	停止																														
	原子炉出力(±臨界)	0 MW																														
	炉容器液位(GL)	-7500																														
1次系	原子炉出入口Na温度	200℃																														
	流量	停止(ナトリウムドレン)																														
	補助冷却系	停止																														
	予熱N ₂ ガス系	運転																														
2次系	主冷却器出入口Na温度	常温																														
	流量	停止(ナトリウムドレン)																														
	補助冷却系	停止																														
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																														
	床下雰囲気	空気																														
その他																													上水断水		沈降防止槽	
																													上水断水		廃液移送	

表 2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年5月																														
		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		水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金
主要工程		第1回 定期検査・照射準備・変更工事																														
		原子炉保護系点検																														
原子炉	運転モード	停止																														
	原子炉出力(±限界)	0 MW																														
	炉容器液位(GL)	-7500mm																														
1次系	原子炉出入口Na温度	200℃																														
	流量	停止(ナトリウムドレン)																														
	補助冷却系	停止																														
	予熱N ₂ ガス系	運転																														
2次系	主冷却器出入口Na温度	常温																														
	流量	停止(ナトリウムドレン)																														
	補助冷却系	停止																														
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																														
	床下雰囲気	空気																														
その他		1次系からの汚染															低レベル廃液移送															

表2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年6月																																		
		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					
項目		土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日					
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・要更工事																																		
		2次系ヒータ投入										1次系トリウム充填					燃料交換機改造					原子炉保護系点検					「常陽」要電所点検 一般系全停									
原子炉	運転モード	停止																	燃交																	
	原子炉出力 (+:臨界)	0 MW																																		
	炉容器液位(GL)	-7500mm												-6100mm																						
1次系	原子炉出入口Na温度	200℃												250℃																						
	流量	停止 (ナトリウムドレン)												20% → 100% → 20%																						
	補助冷却系	停止												運転 → 運転 → 停止																						
	予熱N ₂ ガス系	運転												停止																						
2次系	主冷却器出入口Na温度	常温						200℃						250℃																						
	流量	停止 (ナトリウムドレン)												100%																						
	補助冷却系	停止												運転																						
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																																		
	床下雰囲気	空気																																		
その他		上水断水 工水断水							1次系トリウム・ナトリウム										2次系トリウム・ナトリウム					2次系予熱N ₂ ガス・ナトリウム					1次系トリウム・ナトリウム			低レベル廃液移送 沈降防止槽廃液移送				

表 2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年7月																																						
		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		月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水								
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																																						
		燃料交換機改造														原子炉保護系点検																								
原子炉		制御棒下部案内管交換作業準備														制御棒下部案内管交換作業																								
		E/日間												1次系排気管の充填					1次系排気管の充填					1次系排気管の充填					1次系排気管の充填											
1次系		燃交																																						
		0 MW																																						
原子炉出力 (±0.5%)		CL-6100mm																																						
																CL-8600mm					CL-6100mm					CL-8600mm					CL-6100mm									
炉容器液位 (CL)		CL-6100mm																																						
																CL-8600mm					CL-6100mm					CL-8600mm					CL-6100mm									
1次系		25.0℃																																						
		22.0℃																																						
		20.0℃																																						
		20%																																						
流量		停止																																						
補助冷却系		停止																																						
予熱N ₂ ガス系		停止																																						
2次系		25.0℃																																						
		22.0℃																																						
		20.0℃																																						
		100%																																						
主冷却器出入口Na温度		100%																																						
流量		運転																																						
補助冷却系		運転																																						
格納容器		閉鎖																																						
		開放																																						
機器搬出出入口		閉鎖																																						
床下雰囲気		開放																																						
その他		沈降防止槽廃液移送																																						
																									沈降防止槽廃液移送					沈降防止槽廃液移送					低レベル廃液移送					

表2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年8月																																
		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		木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土		
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																		原子炉保護系点検														
		制御系下部案内管交換作業																																
		1次系ナトリウム液面計点検					1次系ナトリウム充填				1次系ナトリウム充填				1次系ナトリウム充填																			
																														1次主ポンプ起動				
原子炉	運転モード	燃交																																
	原子炉出力(±:臨界)	0 MW																																
	炉容器液位(GL)	GL-8600mm						GL-6100mm				GL-8600mm						GL-6100mm																
1次系	原子炉出入口Na温度	200℃																												250℃				
	流量	停止																																
	補助冷却系	運転																								運転			停止					
	予熱N,ガス系	運転																												停止			停止	
2次系	主冷却器出入口Na温度	200℃																														250℃		
	流量	100%																					100%			100%			100%					
	補助冷却系	運転																					停止			停止			運転					
格納容器	機器取出出入口	開放																																
	床下雰囲気	空気																																
その他																						無停電電源設備の改造												

表 2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年9月																																							
		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										
項目		日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月										
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																																							
		制御体駆動機修理調整															原子炉保護系点検 燃料取扱作業 2次加助系ドレン・充填																								
原子炉	運転モード	燃交																							停止		燃交														
	原子炉出力 (*:臨界)	0 MW																																							
	炉容器液位(GL)	GL - 6100 mm																																							
1次系	原子炉出入口Na温度	250℃																																							
	流量	20%															100%															20%									
	補助冷却系	停止																																							
	予熱N ₂ ガス系	運転																												停止											
2次系	主冷却器出入口Na温度	250℃																																							
	流量	100%																																							
	補助冷却系	運転																											UV		停止										
格納容器	減器搬出出入口	開放																				閉鎖																			
	床下雰囲気	空気																																							
その他																													沈降防止措置液移送												

表2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年10月																																								
		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		火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木										
主要工程		第11回・定期検査・照射準備・変更工事																																								
		燃料取扱作業															原子炉保護系点検																									
																	2次冷却系温度計ウェル検査																									
		1, 2次系ナトリウム降濃 ▽											1次系ナトリウムドレン 2次系ナトリウムドレン 2次予熱ヒータ「切」 ▽										2次予熱ヒータ「入」 ▽																			
原子炉	運転モード	燃交															停止																									
	原子炉出力 (*:臨界)	0 MW																																								
	炉容器液位(GL)	GL-6100mm																	GL-7800mm																							
1次系	原子炉出入口Na温度	250℃															200℃										常温										200℃					
	流量	20%																																								
	補助冷却系	停止																																								
	予熱N ₂ ガス系	停止																運転										▽ 主系統通気停止					▽ 主系統通気開始									
2次系	主冷却器出入口Na温度	250℃															200℃										常温										200℃					
	流量	100%																																								
	補助冷却系	運転																	停止 (ナトリウムドレン)																							
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																																								
	床下雰囲気	空気																																								
その他		沈降防止槽廃液移送															低レベル廃液移送																									

表2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年11月																													
		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
項目		金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																													
		2次冷却系温度計ウェル検査															原子炉保護系点検														
		1次系ナトリウム充填										2次系ナトリウム充填										炉内燃料取扱					MARICO調整				
原子炉	運転モード	停止															燃交					停止									
	原子炉出力(±:限界)	0 MW																													
	炉容器液位(GL)	GL-7800mm															GL-6100mm														
1次系	原子炉出入口Na温度	200℃															250℃														
	流量	停止(ナトリウムドレン)															20%					100%									
	補助冷却系	停止															運転					停止									
	予熱N ₂ ガス系	運転															停止														
2次系	主冷却器出入口Na温度	200℃																													
	流量	停止(ナトリウムドレン)															100%														
	補助冷却系	停止(ナトリウムドレン)															運転														
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																													
	床下雰囲気	空気																													
その他																											低レベル廃液移送				

表 2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 8年12月																														
		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		日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																														
		MARICO調整 自主点検															原子炉保護系点検															
																						プレ自主検査 アイソレーション試験 外部電源喪失試験										
原子炉	運転モード	停止																														
	原子炉出力 (*: 臨界)	0 MW																														
	炉容器液位(GL)	GL - 6100 mm																														
1次系	原子炉出入口Na温度	250℃																														
	流量	100%																				100%										
	補助冷却系	停止																				ボニー、停止 運転										
	予熱N ₂ ガス系	停止																														
2次系	主冷却器出入口Na温度	250℃																														
	流量	100%																				100%										
	補助冷却系	運転																				停止 運転 停止										
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																														
	床下雰囲気	空気																														
その他																															低レベル廃液移送	

表 2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 9年 1月																																		
		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		水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金				
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																																		
		自主点検																																		
																						原子炉保護系点検														
																						MARICO制御性試験														
																				自主検査(安全保護系、警報回路)																
																				1次補助系ポンプ(作動)																
原子炉	運転モード	停止																																		
	原子炉出力(*:臨界)	0 MW																																		
	炉容器液位(GL)	GL-6100mm																																		
1次系	原子炉出入口Na温度	250℃																																		
	流量	100%																																		
	補助冷却系	停止																				√ボーン、停止														
	予熱器、ガス系	停止																				√ボーン、停止 運転 停止														
2次系	主冷却器出入口Na温度	250℃																																		
	流量	100%																																		
	補助冷却系	運転																																		
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																																		
	床下雰囲気	空気																																		
その他																													2次系ナトリウムサンプリング				1次系ナトリウムサンプリング			

表 2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 9年 2月																											
		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
項目		土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金
		第 1 1 回 定期検査・照射準備・変更工事																											
主要工程		自主点検 (自主検査) アイソレーション試験 (局立) アイソレーション試験														原子炉保護系点検 (局立) 外部電源喪失試験 流動計特性試験 系統圧損測定 ベンダ管バッチ度特性試験													
																床上・床下の炉-閉鎖 格納容器床下装置置換													
原子炉	運転モード	停止																											
	原子炉出力 (+:臨界)	0 MW																											
	炉容器液位(GL)	GL - 6100 mm																											
1 次系	原子炉出入口Na温度	250℃																											
	流量	100%														100% PNC TN9410 98-052													
	補助冷却系	停止														100% PNC TN9410 98-052 停止													
	予熱N ₂ ガス系	停止																											
2 次系	主冷却器出入口Na温度	250℃																											
	流量	100%														100% PNC TN9410 98-052													
	補助冷却系	運転														100% PNC TN9410 98-052 停止													
		運転														停止													
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																											
	床下雰囲気	空気																											
その他																実験炉部防災訓練 低レベル廃液移送													

表2.3 高速実験炉「常陽」プラント状態表

年月日		平成 9年 3月																														
		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		土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月
主要工程		第11回 定期検査・照射準備・変更工事																														
		100MW-第30サイクル 臨界試験 → 低出力試験 → 出力上昇 → 100MW定格運転 → 原子炉保護系点検																														
原子炉	運転モード	停止 → 起動(低出力) → 停止 → 起動(低出力) → 停止 → 低出力起動 → 高出力																														
	原子炉出力(≒臨界)	0 MW → * → * → * → * → * → * → 0 MW → * → * → ~1MW ~1MW ~1MW 0 MW → ~2MW → 50MW → 75MW → 90MW → 100MW																														
	炉容器液位(GL)	GL = 6100 mm																														
1次系	原子炉出入口Na温度	250℃ → 367 → 440 → 490 → 原子炉出口温度500℃ 原子炉入口温度370℃																														
	流量	100%																														
	補助冷却系	停止																														
	予熱N ₂ ガス系	停止																														
2次系	主冷却器出入口Na温度	250℃ → 367 → 420 → 462 → 主冷却器入口温度472℃ 主冷却器出口温度343℃																														
	流量	100%																														
	補助冷却系	運転																														
格納容器	機器搬出出入口	閉鎖																														
	床下雰囲気	窒素																														
その他		低レベル廃液移送 → 第2使用済燃料貯蔵施設廃液移送																														

基準方位（トランスファロータ側）

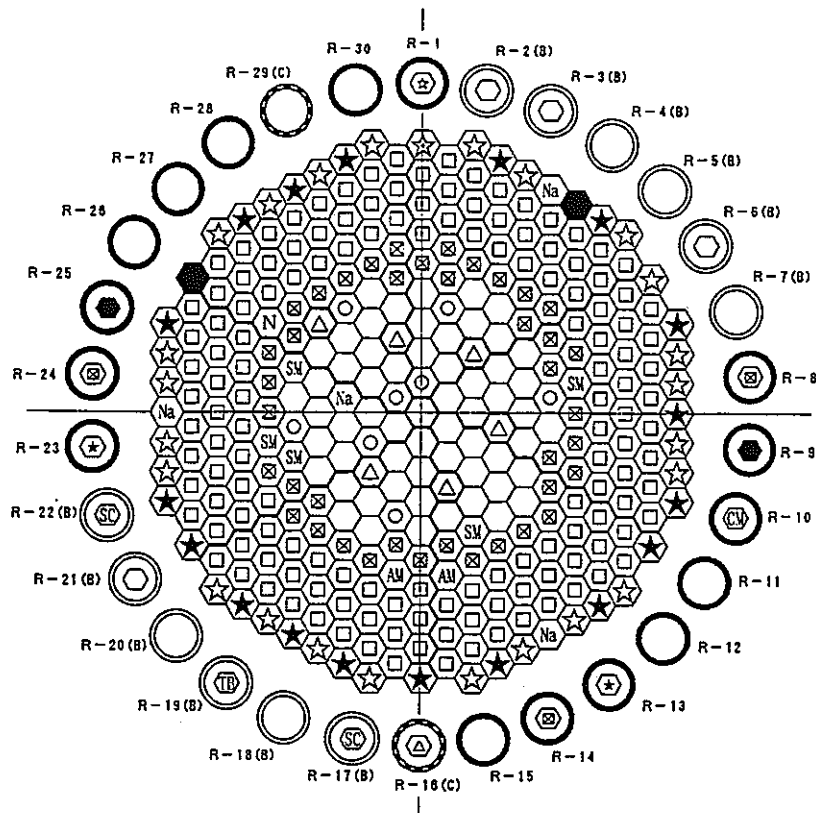


図 2.1 第 1 1 回定期検査用の炉心構成

炉心構成要素名		炉心領域 取替後本数	炉内貯蔵ラック 取替後 (A・C/B)	記号
炉心燃料集合体	J 1 燃料	8	0 / 0	⊙
	J 2 燃料	59	0 / 4	⊞
B 型試験用集合体		0	0 / 1	⊞
C 型特殊燃料集合体		0	0 / 2	⊞
制御棒		6	1 / 0	△
中性子源		1	0 / 0	⊞
内側反射体		40	3 / 0	⊞
外側反射体 (A)		143	0 / 0	□
外側反射体 (B) (スリットなし)		24	1 / 0	☆
外側反射体 (B) (スリット付き)		1	0 / 0	☆
制御棒材料照射用反射体		2	0 / 0	AM
構造材料照射用反射体		5	0 / 0	SM
燃料材料照射用反射体		0	1 / 0	CM
MK-I 反射体		18	2 / 0	★
サーベイランス		2	2 / 0	●
MARICO		0	—	M
Na チャンネル		4	—	Na

特殊要素名称	装荷位置
構造材料照射用反射体 制御棒材料照射用反射体	5C4, 5E2, 5E5, 6B3, 6E3 6C6, 6D2

基準方位 (トランスファロータ側)

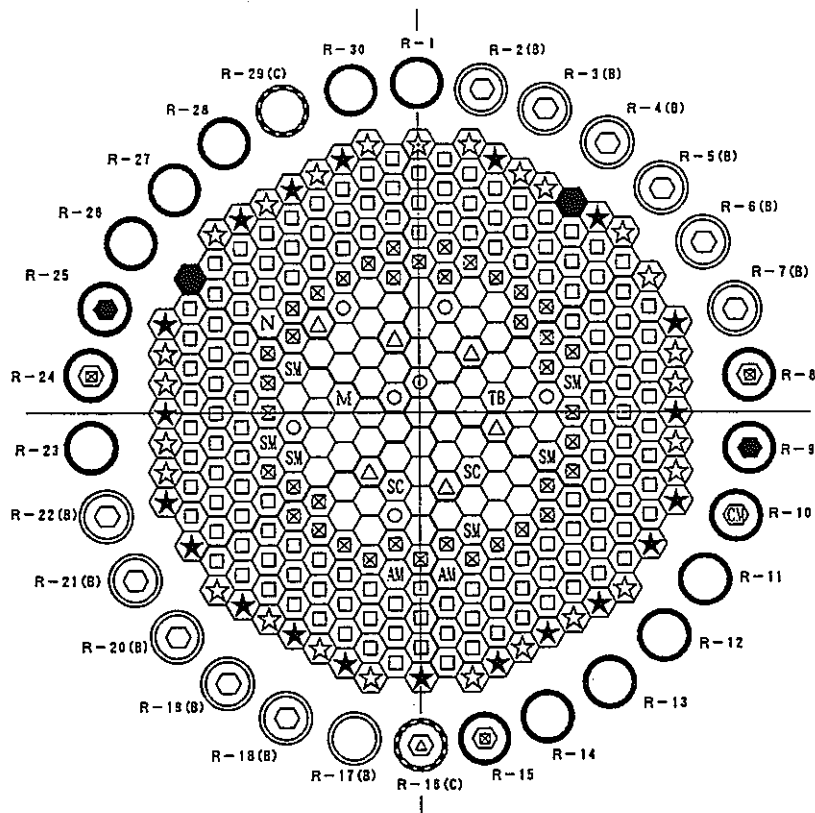


図 2.2 100MW第30サイクル運転用炉心構成

炉心構成要素名		炉心領域 取替後本数	炉内貯蔵ラック 取替後 (A・C/B)	記号
炉心燃料集合体	J 1 燃料	7	0 / 0	⊙
	J 2 燃料	57	0 / 11	⊕
B型試験用集合体		1	0 / 0	⊕
C型特殊燃料集合体		2	0 / 0	⊕
制御棒		6	1 / 0	△
中性子源		1	0 / 0	N
内側反射体		39	3 / 0	⊕
外側反射体 (A)		143	0 / 0	⊕
外側反射体 (B) (スリットなし)		25	0 / 0	⊕
外側反射体 (B) (スリット付き)		1	0 / 0	⊕
制御棒材料照射用反射体		2	0 / 0	AM
構造材料照射用反射体		6	0 / 0	SM
燃料材料照射用反射体		0	1 / 0	CM
MK-I 反射体		20	0 / 0	★
サーベイランス		2	2 / 0	●
MARICO		1	0 / 0	M

特殊要素名称	装荷位置
B型試験用集合体	3 B 2
C型特殊燃料集合体	3 C 2, 3 D 2
MARICO	3 E 3
構造材料照射用反射体	5B5, 5C4, 5E2, 5E5, 6B3, 6E3
制御棒材料照射用反射体	6 C 6, 6 D 2

3. 炉心核熱特性の測定と解析・評価

本章では、MK-II炉心第30サイクル起動準備のため予備解析、運転特性試験による炉心核熱特性の測定結果と解析結果との比較評価結果等を示す。また、使用済燃料の崩壊熱測定装置の校正試験及び使用済燃料の中性子放出率測定等に関する検討結果を併せて示す。

3.1 MK-II第30サイクル炉心燃料交換計画

3.1.1 概要

「常陽」照射計画、燃料調達計画を踏まえ、MK-II第30サイクル炉心構成の検討を行った。

3.1.2 検討条件

- ・ 運転日数は60日を目標。
- ・ 新燃料は最大15体使用可能。
- ・ ラックに退避中の照射燃料集合体：C6D、C4FおよびB9を再装荷。装荷位置は、退避前との中性子束の差が10%以内となることを目安に調整（照射課より依頼）。
- ・ 新燃料のうち、PNC1520製燃料であるPFD601～605は、PIEの観点から第1列に2体、第2～第4列に各1本装荷。装荷位置は炉中心から極力一直線上に並ぶよう調整（FMSより依頼）。

3.1.3 検討結果

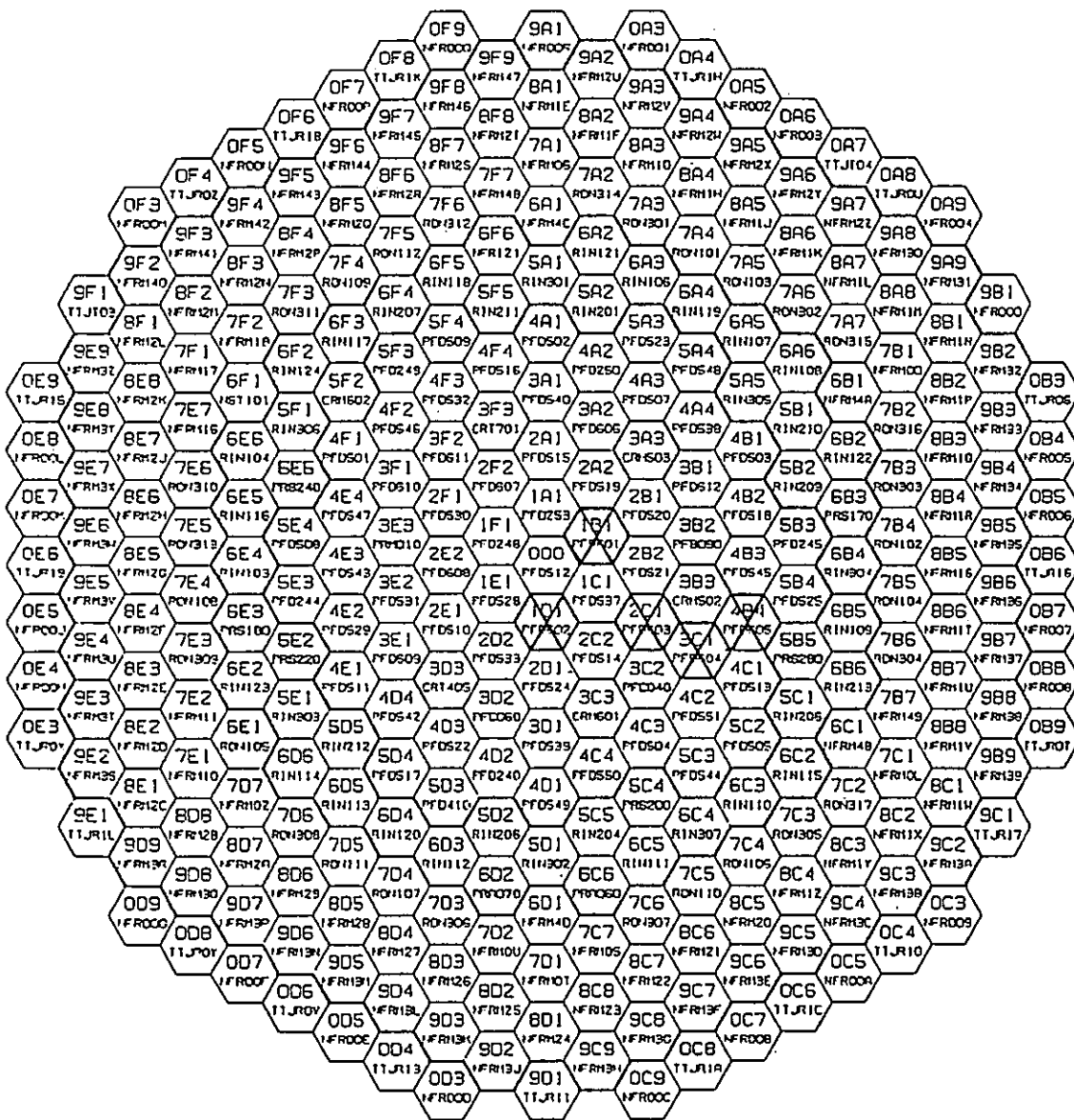
運転監視コード"MAGI"によるサーベイ計算を行い、2)の条件を満足する第30サイクル炉心構成を策定した（図3.1）。特記事項を以下に示す。

- ・ 新燃料12本装荷時の運転可能日数は 71 ± 7 日間であり、目標運転日数を満足した。
- ・ C4FとB9は、それぞれラック退避前と同じ[3B2]、[3C2]に装荷する。C6Dは第32サイクルから開始するMK-III移行炉心において装荷する予定の[3D2]に装荷する。再装荷前後の中性子束の比較を表3.1に示す。これより、いずれの照射燃料集合体においても中性子束の変動は10%以下である。

表3.1 “MAGI” (JFS-2使用) による全中性子束* (n/cm²・s)

集合体	ラック退避前		第30サイクルBOC		差
	全中性子束	位置	全中性子束	位置	
C 4 F	3.56E+15	3C2(27cy)	3.41E+15	3C2	-4%
B 9	3.56E+15	3B2(29cy)	3.50E+15	3B2	-2%
C 6 D	3.61E+15	3E3(28cy)	3.37E+15	3D2	-7%

*) 軸方向最大値




 : PNC1520製燃料

図3.1 第30サイクル炉心構成

3.2 MK-II 炉心第 30 サイクル照射条件予測

3.2.1 概要

"MAGI"を用いてMK-II第30サイクル炉心の予測計算を行い、照射条件を評価した。

3.2.2 計算条件

- ・ 炉定数セット：JFS-3-J2 (70 群)
- ・ 計算コード："MAGI" 3次元 Hex-Z 拡散計算、中性子 7 群, γ 線 3 群
- ・ 数密度： Naのみ370℃、それ以外は20℃
- ・ 自己遮蔽因子計算温度： ドップラー効果は1200°K、それ以外は300°K

3.2.3 計算結果

計算結果を表 3.2 に示す。

表3.2 MK-II 炉心第30サイクル照射条件予測

運転開始（定格到達）日	平成 9年 3月 3日 （平成 9年 3月 21日）					
運転終了（定格終了）日	平成 9年 5月 20日 （平成 9年 5月 19日）					
E. F. P. D.	60 E. F. P. D.					
炉心構成	炉心燃料	A型特燃	B型特燃	C型特燃	CMIR	
	64	0	1	2	0	
	SMIR	AMIR	SHMIR	MARICO	その他	
	6	2	0	1		
炉心平均燃焼度 （特燃を除く）	B. O. C.		2. 737×10 ⁴ MWd/t			
	E. O. C.		3. 557×10 ⁴ MWd/t			
最大燃焼度集合体（at EOC）	位置	4D4	集合体 番号	PFD542	集合体 要素平均	6. 50×10 ⁴ MWd/t
最大線出力集合体（at BOC）	位置	1B1	集合体 番号	PFD601	線出力 ※以外最大	384 W/cm
被覆管最高温度*（at BOC）	位置	2F2	集合体 番号	PFD607	温度	618 ℃
燃料最高温度*（at BOC）	位置	1B1	集合体 番号	PFD601	温度	2198 ℃
最大中性子束集合体(at BOC)	位置	000	集合体 番号	PFD512	0.086517 MeV以上 ※以外最大	3. 54×10 ¹⁵ n/cm ² ・s

3.3 MK-II炉心第30サイクル動特性パラメータの計算

3.3.1 概要

"MAGI"を用いて「常陽」MK-II第30サイクル炉心の動特性パラメータ (JOYDAS 設定値：制御棒校正試験のデータ処理に使用) を算出した。

3.3.2 結果

以下に動特性パラメータ計算結果を示す。なお、第29サイクルと比較して β_{eff} が約1%下がるのは、主に"MAGI"の核定数セットの変更 (JFS-2からJFS-3-J2) により、 β に影響の大きい ^{235}U と ^{239}Pu の反応率が相対的に変化したことによる。

a) β_{eff} (実効遅発中性子生成率)

	第29サイクル	第30サイクル
β_1	1.286×10^{-4}	1.278×10^{-4}
β_2	9.321×10^{-4}	9.226×10^{-4}
β_3	8.137×10^{-4}	8.061×10^{-4}
β_4	1.647×10^{-3}	1.630×10^{-3}
β_5	6.452×10^{-4}	6.371×10^{-4}
β_6	1.702×10^{-4}	1.681×10^{-4}

b) λ_i (s^{-1}) (先行核崩壊定数)

	第29サイクル	第30サイクル
λ_1	1.282×10^{-2}	1.282×10^{-2}
λ_2	3.141×10^{-2}	3.142×10^{-2}
λ_3	1.266×10^{-1}	1.265×10^{-1}
λ_4	3.303×10^{-1}	3.301×10^{-1}
λ_5	$1.397 \times 10^{+0}$	$1.396 \times 10^{+0}$
λ_6	$3.789 \times 10^{+0}$	$3.787 \times 10^{+0}$

c) ℓ_p (s) (即発中性子寿命)

	第29サイクル	第30サイクル
ℓ_p	4.012×10^{-7}	3.663×10^{-7}

3.4 MK-II炉心第30サイクルの集合体出口温度予測

3.4.1 概要

MK-II炉心第30サイクルの集合体出口温度の警報設定に資するため、当該サイクルの集合体出口温度予測値を求めた。

3.4.2 算出方法

従来、集合体出口温度の予測値は以下の方法で算出してきた。

- ・ 炉心燃料集合体、試験用集合体、特殊燃料集合体： "MAGI"による集合体出口温度計算値を使用。ただし、前サイクルで計算値が実測値に対して5℃以上過小評価であったアドレスについては、"MAGI"計算値に前サイクルのE-C値を補正。
- ・ 内側反射体、材料照射用反射体： "MAGI"計算値は実測値に対して大きく過小評価であったため、過去の実測値の最大値を使用。

今回の第30サイクルから炉定数を更新した"MAGI"計算値を集合体出口温度予測に使用する。今回の更新では、核定数セットをJFS-2 (25群) からJFS-3-J2 (70群) に、 γ 線発熱定数を遅発 γ 線の寄与を考慮した修正"New-POPOP4"に基づくものに変更した。主に γ 線発熱定数の見直しにより、更新前と比較して反射体の集合体出力計算値は約30%上昇した。その結果、反射体の出口温度は第5列で約40℃、第6列で約30℃上昇し、実測値に近づいた。

これより、第30サイクルから内側反射体、材料照射用反射体の出口温度予測値に"MAGI"計算値を用いることとする。ただし、"MAGI"計算値が過去の実測の最大値を下回るアドレスは従来通り実測最大値を予測値とする。

また、 γ 線発熱定数の見直しにともない、燃料集合体の集合体出力は相対的に数%低下するが、これによる出口温度の低下は0~4℃と小さいため、予測値算出方法は従来と同じとする。

3.4.3 結果

第30サイクルの集合体出口温度予測値を表3.3に、集合体名一覧を表3.4に示す。

表3.3 MK-II炉心第30サイクル集合体出口温度予測値

温度設定器	No.	71'バ	温度(℃)	温度設定器	No.	71'バ	温度(℃)	温度設定器	No.	71'バ	温度(℃)	温度設定器	No.	71'バ	温度(℃)
TR A14 I-1	1	000	554	TR A14 I-2	1	2B2	536	TR A14 I-3	1	2D1	521	TR A14 I-4	1	2F1	555
	2	1A1	561		2	2C1	540		2	2D2	552		2	2F2	561
	3	1B1	571		3	2C2	532		3	2E1	540		3	3F1	547
	4	1C1	564		4	3B2	511		4	2E2	569		4	3F2	558
	5	1D1	569		5	3C1	531		5	3D1	507		5	4E3	541
	6	1E1	562		6	3C2	538		6	3D2	524		6	4E4	519
	7	1F1	553		7	4B2	520		7	3E1	540		7	4F1	507
	8	2A1	544		8	4B3	512		8	3E2	558		8	4F2	533
	9	2A2	541		9	4B4	525		9	4C4	500		9	4F3	525
	10	2B1	532		10	4C1	503		10	4D1	494		10	4F4	518
	11	3A1	548		11	4C2	530		11	4D2	493		11	5E3	510
	12	3A2	555		12	4C3	506		12	4D3	521		12	5E4	519
	13	3B1	536		13	5B2	539		13	4D4	509		13	5E5	500
	14	4A1	504		14	5B3	506		14	4E1	501		14	5F1	520
	15	4A2	520		15	5B4	517		15	4E2	530		15	5F3	510
	16	4A3	522		16	5B5	510		16	5C5	505		16	5F3	527
	17	4A4	514		17	5C1	515		17	5D1	495		17	5F4	516
	18	4B1	505		18	5C2	504		18	5D2	525		18	5F5	546
	19	5A1	513		19	5C3	502		19	5D3	501		19	6E3	495
	20	5A2	547		20	5C4	505		20	5D4	509		20	6E4	506
	21	5A3	523		21	6B2	490		21	5D5	541		21	6E5	500
	22	5A4	512		22	6B3	490		22	5E1	514		22	6E6	500
	23	5A5	545		23	6B4	514		23	5E2	495		23	6F2	505
	24	5B1	506		24	6B5	500		24	6C6	490		24	6F3	505
	25	6A2	495		25	6B6	500		25	6D2	485		25	6F4	515
	26	6A3	495		26	6C2	505		26	6D3	490		26	6F5	491
	27	6A4	502		27	6C3	505		27	6D4	493		27	6F6	490
	28	6A5	495		28	6C4	500		28	6D5	490		28	---	---
	29	6A6	495		29	6C5	500		29	6D6	490		29	---	---
	30	---	---		30	---	---		30	6E2	495		30	---	---

表3.4 MK-II炉心第30サイクル集合体名一覧

温度設定器	No.	71'バ	集合体名	温度設定器	No.	71'バ	集合体名	温度設定器	No.	71'バ	集合体名	温度設定器	No.	71'バ	集合体名
TR A14 I-1	1	000	PF0512	TR A14 I-2	1	2B2	PF0521	TR A14 I-3	1	2D1	PF0524	TR A14 I-4	1	2F1	PF0530
	2	1A1	PF0253		2	2C1	PF0603		2	2D2	PF0533		2	2F2	PF0607
	3	1B1	PF0601		3	2C2	PF0514		3	2E1	PF0510		3	3F1	PF0610
	4	1C1	PF0537		4	3B2	PF0090		4	2E2	PF0608		4	3F2	PF0611
	5	1D1	PF0602		5	3C1	PF0604		5	3D1	PF0539		5	4E3	PF0543
	6	1E1	PF0528		6	3C2	PF0040		6	3D2	PF0060		6	4E4	PF0547
	7	1F1	PF0248		7	4B2	PF0518		7	3E1	PF0609		7	4F1	PF0501
	8	2A1	PF0515		8	4B3	PF0545		8	3E2	PF0531		8	4F2	PF0546
	9	2A2	PF0519		9	4B4	PF0605		9	4C4	PF0550		9	4F3	PF0532
	10	2B1	PF0520		10	4C1	PF0513		10	4D1	PF0549		10	4F4	PF0516
	11	3A1	PF0540		11	4C2	PF0551		11	4D2	PF0240		11	5E3	PF0244
	12	3A2	PF0606		12	4C3	PF0504		12	4D3	PF0522		12	5E4	PF0508
	13	3B1	PF0612		13	5B2	RIN209		13	4D4	PF0542		13	5E5	PKS240
	14	4A1	PF0502		14	5B3	PF0245		14	4E1	PF0511		14	5F1	RIN306
	15	4A2	PF0250		15	5B4	PF0525		15	4E2	PF0529		15	5F3	PKW010
	16	4A3	PF0507		16	5B5	PKS260		16	5C5	RIN204		16	5F3	PF0249
	17	4A4	PF0538		17	5C1	RIN208		17	5D1	RIN302		17	5F4	PF0509
	18	4B1	PF0503		18	5C2	PF0505		18	5D2	RIN206		18	5F5	RIN211
	19	5A1	RIN301		19	5C3	PF0544		19	5D3	PF0410		19	6E3	PKS180
	20	5A2	RIN201		20	5C4	PKS200		20	5D4	PF0517		20	6E4	RIN103
	21	5A3	PF0523		21	6B2	RIN122		21	5D5	RIN212		21	6E5	RIN116
	22	5A4	PF0548		22	6B3	PKS170		22	5E1	RIN303		22	6E6	RIN104
	23	5A5	RIN305		23	6B4	RIN304		23	5E2	PKS220		23	6F2	RIN124
	24	5B1	RIN210		24	6B5	RIN109		24	6C6	PKA060		24	6F3	RIN117
	25	6A2	RIN121		25	6B6	RIN213		25	6D2	PKA070		25	6F4	RIN207
	26	6A3	RIN106		26	6C2	RIN115		26	6D3	RIN112		26	6F5	RIN118
	27	6A4	RIN119		27	6C3	RIN110		27	6D4	RIN120		27	6F6	NFR121
	28	6A5	RIN107		28	6C4	RIN307		28	6D5	RIN113		28	---	---
	29	6A6	RIN108		29	6C5	RIN111		29	6D6	RIN114		29	---	---
	30	---	---		30	---	---		30	6E2	RIN123		30	---	---

3.5 MK-II 炉心第 30 サイクルの制御棒価値、ストローク曲線、干渉補正係数計算

3.5.1 概要

MK-II炉心第30サイクルの制御棒Total Worth、ストローク曲線および干渉補正係数を計算した。

3.5.2 計算条件

・ 断面積

炉定数セット : JFS-3-J2 (70 群)

計算コード : "EXPANDA-GS II", "MICLIB-2"

計算条件 : 1次元平板および円柱体系、拡散計算、7群縮約

組成データ : "MAGI" 各種試験 (その 5) の記録計算の組成ファイルから作成

計算ケース : "EXPANDA-GSII"の径方向計算を制御棒引抜、挿入の2ケース

・ 実効増倍率の計算

計算コード : "CITATION"

計算条件 : Hex-Z、7群拡散

組成データ : "MAGI"各種試験 (その5) の記録計算の組成ファイルから作成

3.5.3 制御棒Total Worth、ストローク曲線の計算

表3.5に各制御棒パターンの実効増倍率とTotal Worthを示す。なお、計算ケースは全制御棒650mm (全引抜)、全制御棒0mm (全挿入)、各制御棒0mm、400mmの14ケース

表3.6に各制御棒パターンの実効増倍率を示す。なお、計算ケースは全制御棒650mm、各制御棒0mm、100mm、200mm、450mm、500mm、550mm、600mmの43ケース

3.5.4 制御棒校正曲線補正係数の計算

「常陽」では、各サイクル起動時にペリオド法に基づく制御棒校正試験を実施している。ペリオド法実施時には、炉心を臨界とするため、制御棒引抜パターンが限定される。一方、「常陽」は、制御棒6体均等引抜状態で運転されるため、各運転特性試験結果の評価に用いる制御棒校正曲線は、均等引抜状態で評価されたものであることが望ましい。そこで、計算により、制御棒校正試験時の制御棒パターンにおける制御棒価値と均等引抜状態の制御棒価値を求め、その比を補正係数とすることにより、校正曲線の補正を行っている。

各制御棒の干渉効果補正式は、以下のとおりである。ここで、Xは制御棒引抜量 (0～650mm)である。

制御棒 1	:	$6.5757 \times 10^{-4} X + 0.70607$
制御棒 2	:	$6.2089 \times 10^{-4} X + 0.72246$
制御棒 3	:	$7.0705 \times 10^{-4} X + 0.68395$
制御棒 4	:	$1.6997 \times 10^{-4} X + 0.92402$
制御棒 5	:	$4.4543 \times 10^{-4} X + 0.80089$
制御棒 6	:	$4.5424 \times 10^{-4} X + 0.79695$

表 3.5 実効増倍率と Total Worth

	制御棒 1 *	制御棒 2	制御棒 3 *	制御棒 4	制御棒 5	制御棒 6
Full out Keff	1. 0 3 0 4 6 9					
Full IN Keff	0. 9 2 9 3 7 6					
各制御棒 Full IN Keff	1. 010944	1. 012545	1. 013226	1. 011758	1. 023436	1. 008811
Total Worth %Δk/kk'	1. 874	1. 718	1. 651	1. 795	0. 667	2. 083
参考値 JFS-2 30Cy Total Worth %Δk/kk'	1. 892	1. 731	1. 665	1. 809	0. 663	2. 104

* : 組成と一部誤りがあるため、現在再計算中。

表 3.6 実効増倍率

	制御棒 1	制御棒 2	制御棒 3	制御棒 4	制御棒 5	制御棒 6
Full OUT Keff	1. 030469					
600 mm Keff	1. 029749	1. 029803	1. 029812	1. 029762	1. 030159	1. 029669
550 mm Keff	1. 028733	1. 028871	1. 028895	1. 028785	1. 029759	1. 028544
500 mm Keff	1. 027335	1. 027594	1. 027656	1. 027450	1. 029247	1. 026990
450 mm Keff	1. 025519	1. 025936	1. 026045	1. 025713	1. 028584	1. 024961
200 mm Keff	1. 014555	1. 015973	1. 016443	1. 015324	1. 024748	1. 012735
100 mm Keff	1. 011844	1. 013460	1. 014051	1. 012710	1. 023782	1. 009753
0 mm Keff	1. 010944	1. 012545	1. 013226	1. 011758	1. 023436	1. 008811

3.6 制御棒引抜き時の起動系応答測定試験

3.6.1 概要

平成9年2月27日に、MK-II第30サイクル炉心の原子炉停止状態から制御棒を引抜き、その時の起動系核計装 (ch.1, ch.2) の計数率を測定した。

3.6.2 方法

計数率測定は、中央制御室の核計装端子盤 (CB-4) からの信号 (ch.1, ch.2) を入力とし、技術課の未臨界度測定システムを用いて行った。

インターロックバイパスモードで制御棒6体全挿入状態から制御棒1, 2, 3, 4, 5および6を順に1体ずつ350mm位置まで引抜き、各ステップにおいて計数時間:300sの測定を連続3回行った。なお、ペンレコーダを用いてch.1, ch.2の信号をモニターし、測定中にノイズが発生した場合はそのデータを棄却することにより、測定誤差低減を図った。

3.6.3 結果

測定結果を表3.7に示す。なお、第30サイクル炉心の過剰反応度、制御棒価値計算結果に基づく計数率予測値を併せて示す。これより、ch.2は制御棒1と2を350mmまで引抜いた時点で3cpsを超え、ch.1は制御棒1～3を350mmまで引抜いた時点で3cpsを超えた。

ただし、今回の試験では、制御棒1～4を350mm位置に引抜くまで「中性子束低」のアラームを完全にリセットすることができなかった。これは、計数率の平均値が3cpsを超えた状態でも、計数率の変動により瞬間的に3cpsを下回ることがあるためと考えられる。

また、制御棒引抜きに伴う計数率変化は、過剰反応度、制御棒価値に基づく予測結果とほぼ一致した。

表 3.7 制御棒引抜操作中の ch.1, ch.2 計数率の変化

制御棒引抜状態	実測		計算			
	計数率 (cps)		keff	投入反応度 (% $\Delta k/kk'$)	計数率 (cps)	
	ch.1	ch.2			ch.1	ch.2
6体全挿入	2.2	2.6	0.9220	—	2.2	2.5
CR1 : 350mm位置	2.5	2.8	0.9326	1.06	2.5	2.9
CR1, 2 : 350mm位置	2.9	3.1	0.9421	0.95	3.0	3.4
CR1, 2, 3 : 350mm位置	3.3	3.4	0.9508	0.87	3.5	4.0
CR1, 2, 3, 4 : 350mm位置	3.6	4.3	0.9605	0.97	4.3	4.9
CR1, 2, 3, 4, 5 : 350mm位置	4.1	4.5	0.9639	0.34	4.7	5.4
CR1, 2, 3, 4, 5, 6 : 350mm位置	6.3	6.5	0.9751	1.12	6.9	7.8

3.7 MK-II 炉心第30サイクル起動時の炉心核特性測定

3.7.1 概要

MK-II 第 30 サイクル炉心の起動時に実施した運転特性試験のうち、炉心核特性に関する試験（臨界点確認試験、制御棒校正試験および反応度係数測定試験）の結果を報告する。

3.7.2 結果

1) 臨界点確認試験

第30サイクル臨界到達時（平成9年3月3日）の制御棒位置より過剰反応度を測定した。測定時のプラント状態を以下に示す。

原子炉出力： 数kW（起動系核計装ch.1の計数率 5×10^4 cps）

系統温度： 約250℃一定

一次系冷却材流量：約100% flow

測定結果を表3.8に示す。また、第27～30サイクル炉心の過剰反応度実測値と"MAGI"計算値の比較を表3.9および図3.2に示す。これより、JFS-2とJFS-3-J2による計算値の差は、第27サイクル以降 $0.06 \sim 0.07\% \Delta k/kk'$ で一定していたが、第30サイクルでは $0.11\% \Delta k/kk'$ と大きくなった。この原因として、第30サイクル起動前の原子炉停止期間は約670日と長く、両者の計算で炉定数セット更新に伴う燃焼チェーンの変更により、Np、Am等の取扱核種を増やしたため、 ^{241}Pu 崩壊による反応度低下量に差があることが考えられる。そこで、過去に実施した長期原子炉停止中の過剰反応度測定試験の解析を行った。結果を図3.3に示す。これより、JFS-3-J2による ^{241}Pu 崩壊効果はJFS-2と比較して実測値に近い値となることが確認できた。

2) 制御棒価値

制御棒価値測定は4本同時差換法、ペリオド法及び中性子源増倍法を用いて実施した。試験時のプラント状態を以下に示す。

原子炉出力： 約15～85 kW（4本同時差換法、ペリオド法）
数 kW 以下（中性子源増倍法）

系統温度： 約 250 ℃ 一定

一次系冷却材流量：約 100 % flow

4本同時差換法とペリオド法（平成9年3月6日～7日）による制御棒校正曲線を表3.10、全制御棒価値を表3.11に示す。また、未臨界法（平成9年3月10日）による全制御棒価値を表3.12に示す。

3) 等温係数

系統昇温（平成9年3月17日）前後の過剰反応度（ch.1約 5×10^4 cps状態）を測定し、その結果から等温係数を算出した。測定時のプラント状態を以下に示す。

原子炉出力： 数kW（起動系核計装ch.1の計数率 5×10^4 cps）

系統温度： 約250℃一定および370℃一定

一次系冷却材流量：約100% flow

測定結果を以下に示す。

- ・ 系統温度249.7℃、過剰反応度2.581% $\Delta k/kk'$
- ・ 系統温度360.5℃、過剰反応度2.166% $\Delta k/kk'$
- ・ 第30サイクル炉心等温係数： $-3.75 \times 10^{-3} \% \Delta k/kk' / ^\circ C$

また、図3.4にこれまでのサイクルの等温係数測定結果を示す。これより、第30サイクルの測定値は過去のサイクルの平均値より約6%小さい結果であった。第30サイクル起動時（平成9年3月3日～17日）に計13回の臨界点確認試験（系統温度約250℃、ch.1約 5×10^4 cps）を行った結果、過剰反応度は $(2.581 \pm 0.003) \% \Delta k/kk'$ であった。ここで誤差は1 σ である。これに熱電対の測定誤差:1.6℃を考慮しても等温係数の測定誤差は約3%であり、6%の差を説明することはできない。現在、等温係数の誤差要因の検討として、データ処理に用いた制御棒校正曲線の測定精度等を調査中である。

4) 出力係数

第30サイクル出力上昇時（平成9年3月17日～21日）に5MW毎の出力係数と30-100MW間平均出力係数を測定した。測定時のプラント状態を以下に示す。

原子炉出力 : 約1～100MW
 炉容器入口冷却材温度: 約370℃ 一定
 一次系冷却材流量 : 約100% flow

5MW毎の出力係数測定結果を図3.5に示す。これより、第30サイクルBOCの出力係数は、炉心平均燃焼度が近い値であった第25サイクルとほぼ同様の出力依存性を示した。また、5MW毎の出力係数を測定区間を重みとして、30～100MW間で平均した結果を以下に示す。

30-100 MW 間平均出力係数: $-3.76 \times 10^{-3} \% \Delta k/kk' / MW$

第15サイクル以降の30-100MW間平均出力係数と炉心平均燃焼度の関係を図3.6に示す。これより、第30サイクルの出力係数はこれまでのサイクルで見られた燃焼度依存性を示していることを確認した。

表 3.8 第 30 サイクル BOC 過剰反応度測定結果

測定日		1997/3/3		時刻		13:24	
制御棒 番号	引抜位置 (mm)	反応度価値 (%Δk/kk')	ラッチ点補正 後位置(mm)	反応度価値 (%Δk/kk')			
CR 1	447.3	0.510	447.2	0.510			
CR 2	447.3	0.449	447.3	0.449			
CR 3	447.3	0.427	447.3	0.427			
CR 4	447.3	0.478	447.4	0.477			
CR 5	447.3	0.172	447.2	0.172			
CR 6	447.3	0.541	447.3	0.541			
total	-	2.577	-	2.577			
ラッチ点補正後過剰反応度(%Δk/kk')				2.577			
ラッチ後経過時間		197.00 (m)					
CRD熱収縮による反応度補正量(%Δk/kk')				0.000			
ラッチ点、CRD熱収縮補正後過剰反応度(%Δk/kk')				2.577			
原子炉熱出力(MW)				-0.72			
原子炉積算熱出力(MWd)				0			
一次系冷却材流量(m ³ /h)			Aループ	1285.0			
			Bループ	1290.3			
			平均	1287.7			
一次系冷却材温度(°C)		入口	Aループ	249.8			
			Bループ	250.5			
			平均	250.2			
		出口	Aループ	249.4			
			Bループ	249.0			
			平均	249.2			
A, Bループ出入口平均				249.7			
250 °C への出入口温度補正量(%Δk/kk')				-0.001			
(等温係数 : -3.75E-03 (%Δk/kk'/°C))							
ラッチ点、CRD熱収縮及び出入口温度補正後過剰反応度(%Δk/kk')				2.576			

表 3.9 MK-II 炉心過剰反応度

	過剰反応度(%Δk/kk')			E-C値		差*)
	計算値		実測	JFS-2	JFS-3-J2	
	JFS-2	JFS-3-J2				
27	2.18	2.12	2.00	-0.18	-0.12	0.06
28	3.69	3.62	3.61	-0.07	-0.01	0.06
29	2.40	2.32	2.16	-0.24	-0.16	0.07
各種試験	2.87	2.79	2.69	-0.17	-0.10	0.07
30	2.69	2.59	2.58	-0.11	0.00	0.11

*) JFS-2とJFS-3-J2による計算値の差

表3.10 制御棒ストローク曲線近似式

$$\text{反応度} = -\sum_{i=1}^3 \text{CRCOEF}(i, R) \times X^i$$

(% Δ k/k) R = 制御棒番号
X = 制御棒位置 (mm)

```

CRCOEF(i, 1)=-1.64863E+00, -6.10101E-03, 4.13490E-05,
              -6.29702E-08, 3.13198E-11, -1.32081E-15,
CRCOEF(i, 2)=-3.50657E+00, 1.64848E-02, -5.30545E-05,
              1.21834E-07, -1.43215E-10, 6.30285E-14,
CRCOEF(i, 3)=-6.94827E-01, -1.19378E-02, 6.29479E-05,
              -1.12913E-07, 9.07129E-11, -2.86569E-14,
CRCOEF(i, 4)=-3.70736E+00, 1.58864E-02, -4.83390E-05,
              1.17062E-07, -1.48232E-10, 6.99541E-14,
CRCOEF(i, 5)= 9.67773E-01, -1.81076E-02, 8.12594E-05,
              -1.61592E-07, 1.55871E-10, -6.01294E-14,
CRCOEF(i, 6)=-2.24219E+00, -1.36029E-03, 2.09604E-05,
              -1.39927E-08, -2.72573E-11, 2.56742E-14,
    
```

表3.11 制御棒 Total Worth (% Δ k/k)

制御棒 No.	1	2	3	4	5	6
計算値	1.87 ^{*3}	1.72	1.65 ^{*3}	1.80	0.67	2.08
実測値	2.00	1.75	1.65	1.89	0.72 ^{*1}	2.13
C / E	0.94	0.98	1.00	0.95	0.92	0.98

* 2 : ペリオド法測定結果 (0 ~ 650mm)

* 3 :

表3.12 未臨界法による制御棒 Total Worth

(% Δ k/k)

制御棒 No.	1	2	3	4	5	6
起動系 Ch. 1	2.106	1.845	1.708	1.894	0.751	2.244
起動系 Ch. 2	1.978	1.828	1.762	1.953	0.755	2.136
平均	2.012	1.836	1.717	1.923	0.753	2.190

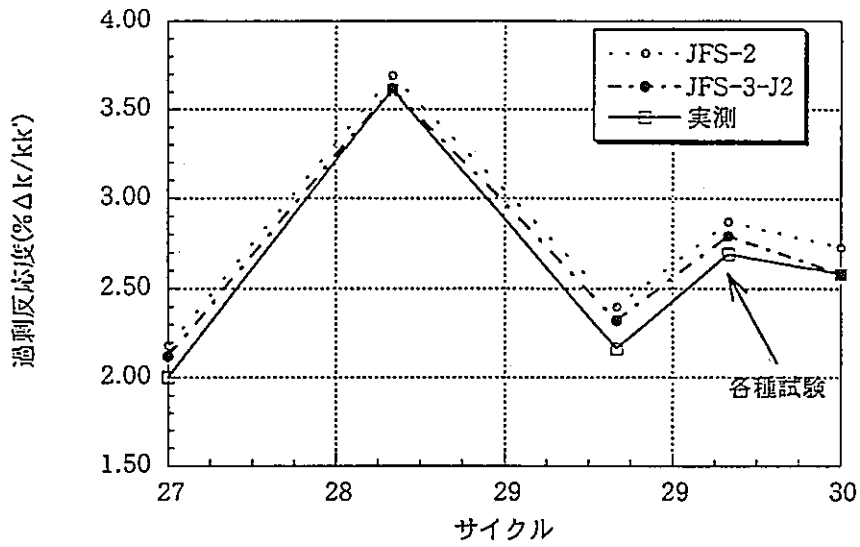


図 3.2 第 27 ~ 30 サイクル炉心過剰反応度

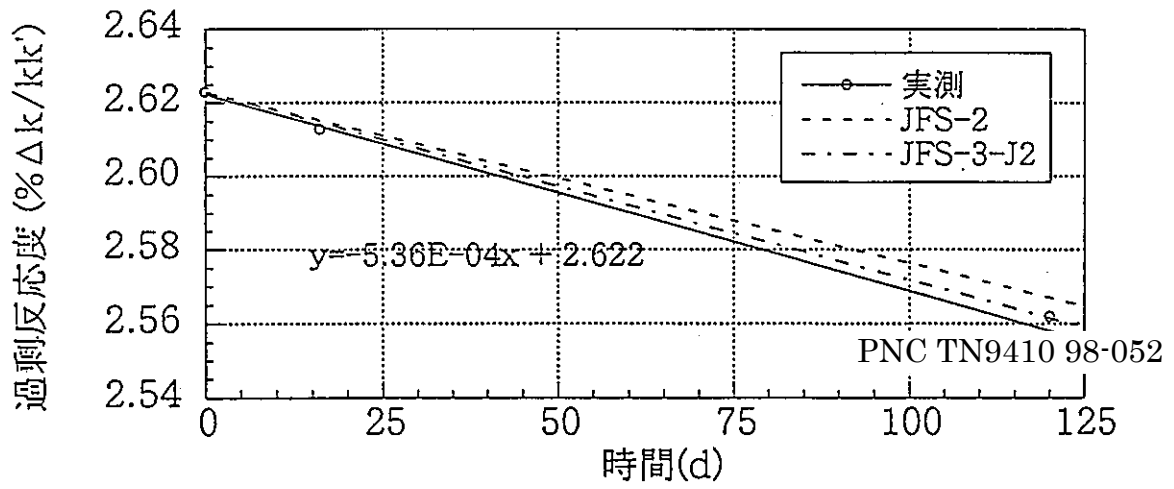


図 3.3 ^{241}Pu 崩壊による過剰反応度変化

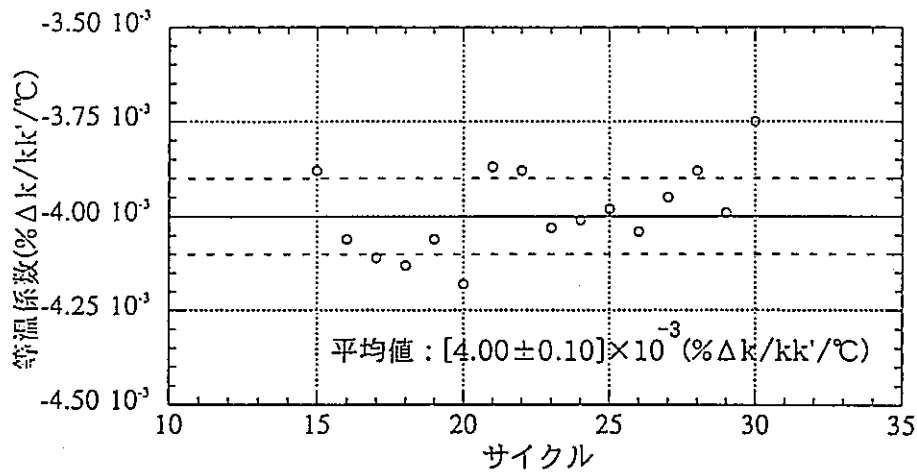


図 3.4 MK-II 炉心等温係数測定結果

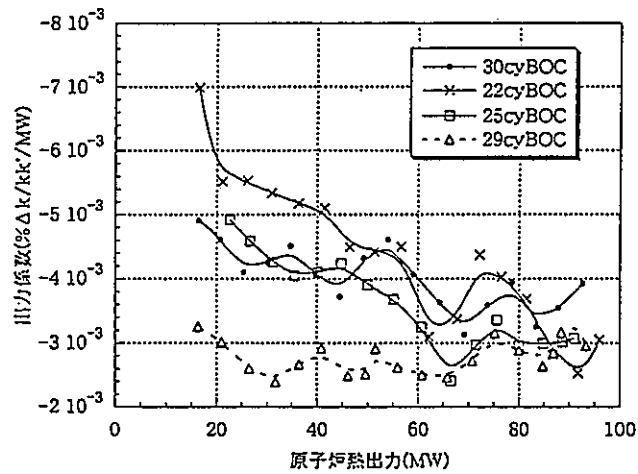


図 3.5 MK-II 炉心 5 MW 毎出力係数

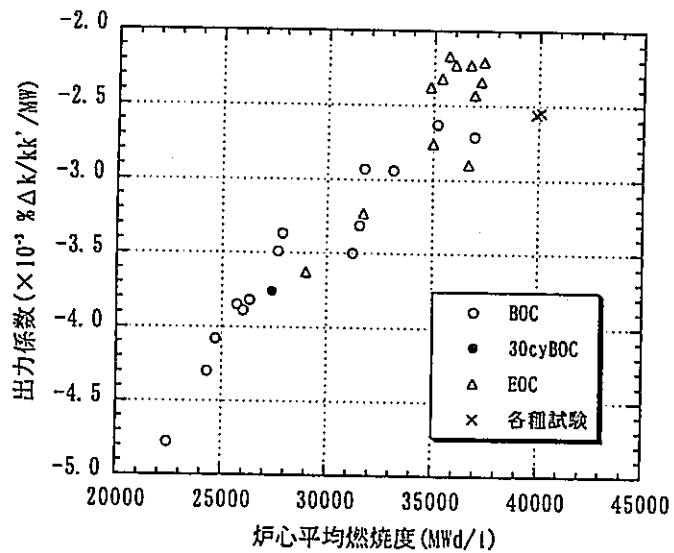


図 3.6 MK-II 炉心 30-100MW 間平均出力係数

3.8 "MAGI" による移行炉心照射条件予測

3.8.1 概要

MK-III移行炉心（第32～35 サイクル）用に改造した"MAGI"を用いて移行炉心の炉心構成、照射条件予測計算を行った。

3.8.2 炉心構成、運転構成

運転構成は技術課メモ「H9年度三カ年計画用工程の作成」（技-8-134）に、照射試験計画は第5部会資料（平成8年11月18日）に基づくものとした。

各サイクルのMK-III燃料挿荷パターンと照射リグの配置は平成7年度検討結果と同じとした。そのため、各サイクル炉心構成は移行炉心の設工認資料と整合の取れたものとなっている。平成7年度検討から変更した点は、MK-II燃料の交換パターンのみである。

3.8.3 結果

MK-II 炉心第31～35サイクルの計算結果を表3.13 に示す。移行炉心各サイクルの核熱特性はすべて制限値以下であった。

表3.13 移行炉心核熱特性計算結果

炉心		MK-II	移行炉心				備考 (制限値)
サイクル		31	32	33	34	35	
運転日数 (d)		70	60	50	55	50	
		67	69	71	75	76	
新燃料挿入本数	MK-II	12	5	5	5	6	
	MK-III	0	5	5	5	5	
100℃過剰反応度* (% $\Delta k/kk'$)		2.90	3.25	3.32	4.04	5.22	5.50
最大線出力 (W/cm)		385	361	336	334	324	400
燃料最高温度 (℃)		2625	2502	2385	2370	2324	2650
被覆管最高温度 (℃)		653	646	634	641	640	650
要素最大燃焼度 (MWd/t)		69,500	69,700	68,300	70,800	66,500	75,000

*) 第29サイクルでの実測と解析の差を補正

3.9 MK-II炉心の γ 線発熱予測精度向上

3.9.1 結言

MK-II炉心の照射試験では、照射中の試験片の温度が重要なパラメータである。これまで「常陽」では、この発熱源となる γ 線発熱量を以下の方法で評価してきた。

- 1) 拡散計算に基づく運転監視コードシステムにより計算した中性子束に γ 線生成断面積を乗じて γ 線発生率を求め、これに γ 線発熱断面積を乗ずることで γ 線発熱量を求める方法 (γ 線が発生した場所でエネルギーを与えるモデル)
- 2) 輸送計算による中性子・ γ 線カップリング計算により γ 線束を求め、これに γ 線発熱断面積を乗じて γ 線発熱量を求める方法 (γ 線の輸送を考慮したモデル)

しかし、両者で用いている既存の γ 線生成データライブラリ"New-POPOP4"では、遅発核分裂 γ 線が考慮されていなかったため、炉心部の γ 線発熱量計算値は測定値を過小評価していた。このため、"New-POPOP4"に文献より評価した主要燃料核種 (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu) の遅発 γ 線生成データを追加し、新たな γ 線生成データライブラリを作成した。この新ライブラリを用いた「常陽」照射用炉心の中性子・ γ 線輸送計算結果よりステンレス鋼の γ 線発熱密度を求め、測定値との比較により新ライブラリを検証した。

3.9.2 検証

炉心第3列のMARICO(R=22cm)および第5列のINTA-S(R=37cm)で測定した γ 線発熱量を計算値と比較した。結果を以下に示す。

1) 炉心第3列

MARICOによる γ 線発熱密度の測定値と計算値を図3.7に示す。遅発 γ 線を考慮しない場合、いずれの測定位置においても、計算値は測定値を過小評価しており、軸方向炉心中心高さでは、測定値 $38\text{W}/\text{cm}^3$ に対して計算値は $28\text{W}/\text{cm}^3$ であった。ここで、遅発 γ 線を考慮することで、中心高さの計算値は $40\text{W}/\text{cm}^3$ になり測定値に近づいた。また、他の測定位置でも計算値と測定値の比(C/E値)は、これまでの $0.72\sim 0.85$ から $1.03\sim 1.21$ になり、計算値は測定値に近い値となった。

2) 炉心第5列

INTA-Sによる γ 線発熱密度の測定値と計算値を図3.8に示す。軸方向炉心中心高さでは測定値 $26\text{W}/\text{cm}^3$ に対して、遅発 γ 線を考慮した計算値は $19\text{W}/\text{cm}^3$ であった。遅発 γ 線を考慮することで、軸方向炉心領域の範囲でのC/E値は、これまでの $0.64\sim 0.74$ から $0.72\sim 0.83$ になり、計算値は測定値に近づいた。炉心上端より約9cm上方の測定位置では、遅発 γ 線を考慮しても γ 線発熱密度はほとんど増加せず、C/E値は約0.5で変わらなかった。

3.9.3 結言

遅発 γ 線を考慮することで、炉内のステンレス鋼の γ 線発熱密度の計算精度を向上することができた。しかし、炉心境界(第5列)のC/E値は $0.5\sim 0.8$ であり、依然、計算値と実測値に差がみられる。この原因としては、計算モデルが実際の体系を十分模擬できていないこと等も考えられるため、今後、詳細モデルを用いた計算を行い、 γ 線発熱の計算精度を再評価する必要がある。

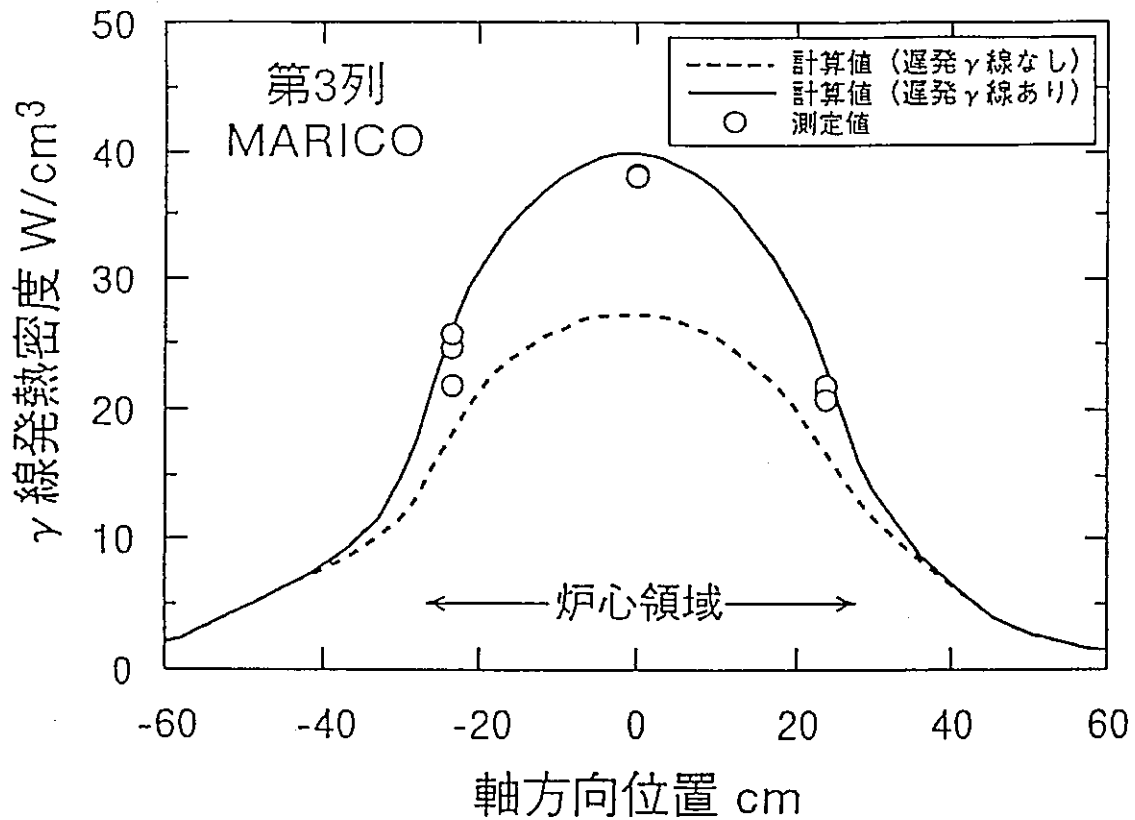


図3.7 第3列のγ線発熱密度の測定値と計算値

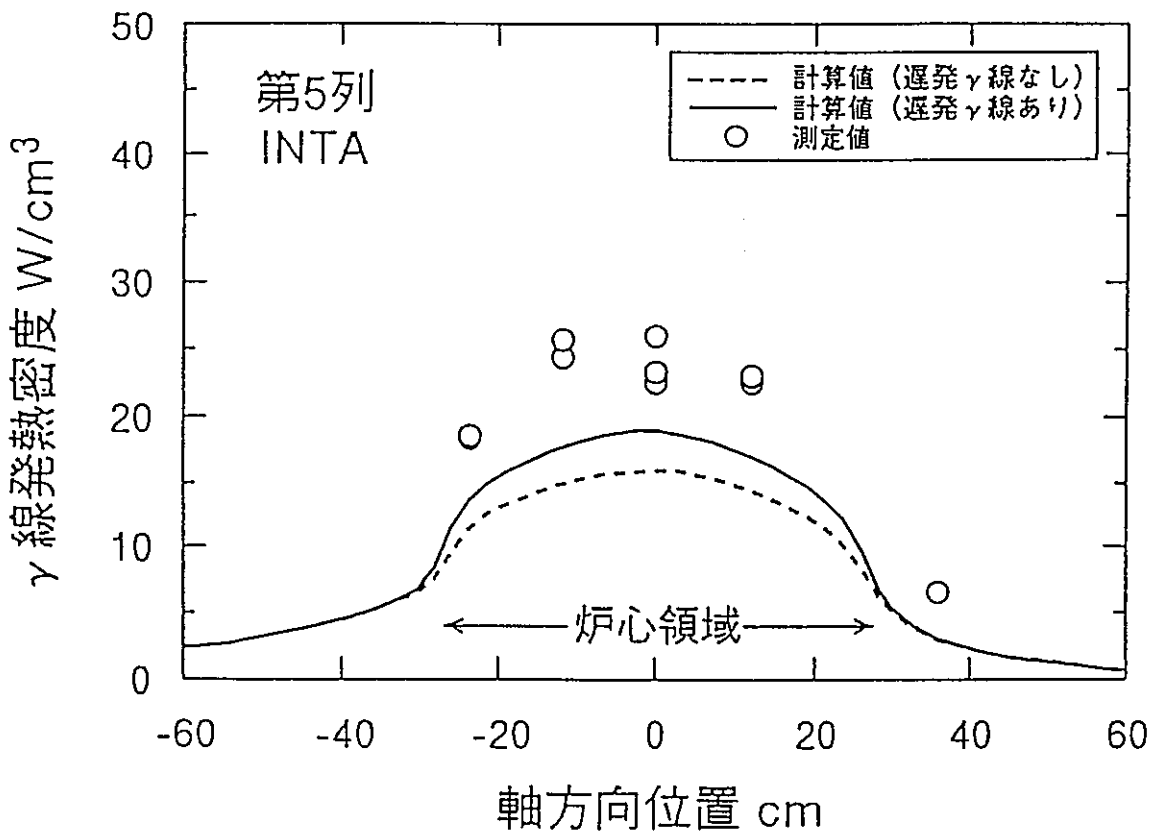


図3.8 第5列のγ線発熱密度の測定値と計算値

3.10 断面積ライブラリーの更新に伴う"MAGI"出力分布補正係数の検討

3.10.1 目的

"MAGI"の断面積ライブラリーをJFS-2からJFS-3-J2へ更新し、"MAGI"で使用している出力分布補正係数の運用について検討した。

3.10.2 評価方法

"MAGI"では、出力分布計算値に対して、MK-II性能試験解析に基づく補正を行っている。補正係数は、0～4列の ^{235}U 、 ^{238}U 及び ^{239}Pu の核分裂反応率から求めた集合体出力のC/E値であり、[000]を1.0として規格化されている。

そこで、もっとも補正量の大きい第4列（補正係数0.979）と[000]の集合体出力の比をJFS-2とJFS-3-J2で比較する。集合体出力は、燃焼等の影響のないMK-II第0サイクル炉心BOCの"MAGI"計算結果とした。第4列の評価位置は、出力分布測定を行った[4D1]とした。

3.10.3 結果

集合体出力を表3.14に示す。

[000]を1.0として規格化した時の[4D1]の集合体出力比は、JFS-2とJFS-3-J2で一致する。

次に、JFS-2とJFS-3-J2の"MAGI"軸方向出力分布を炉心中心の値を1.0として規格化した。同様に、径方向についても[000]を1.0として規格化した。

図3.9に軸方向出力の相対分布を、図3.10に径方向出力の相対分布を示す。出力分布形状は断面積ライブラリー更新前後で軸方向、径方向ともにほぼ一致している。

JFS-2とJFS-3-J2による出力の差は、軸方向で最大0.6%、径方向で最大0.4%である。

3.10.4 結論

"MAGI"出力分布補正係数変更の必要はないことを確認した。

表3.14 "MAGI"による集合体出力

位置	JFS-2		JFS-3-J2	
	[000]	2.056MW	1.000	2.036MW
[4D1]	1.266MW	0.616	1.254MW	0.616

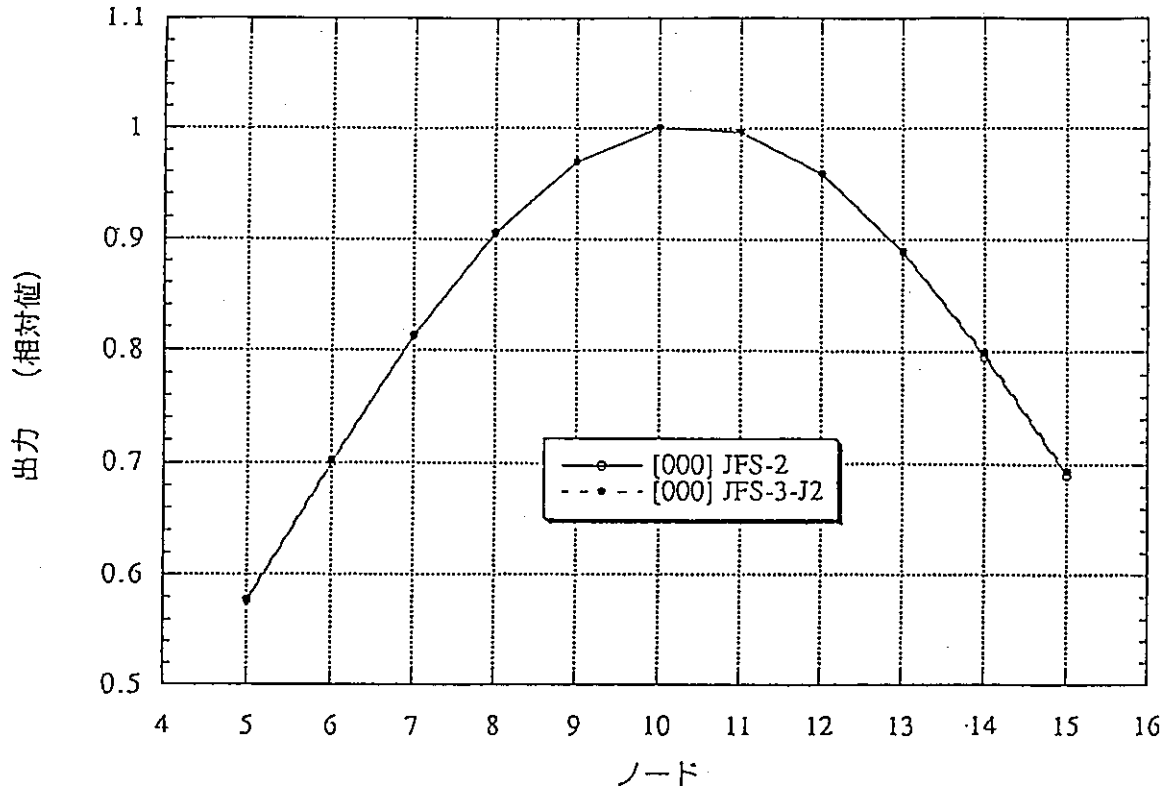


図 3.9 MAGI第0サイクル軸方向出力分布

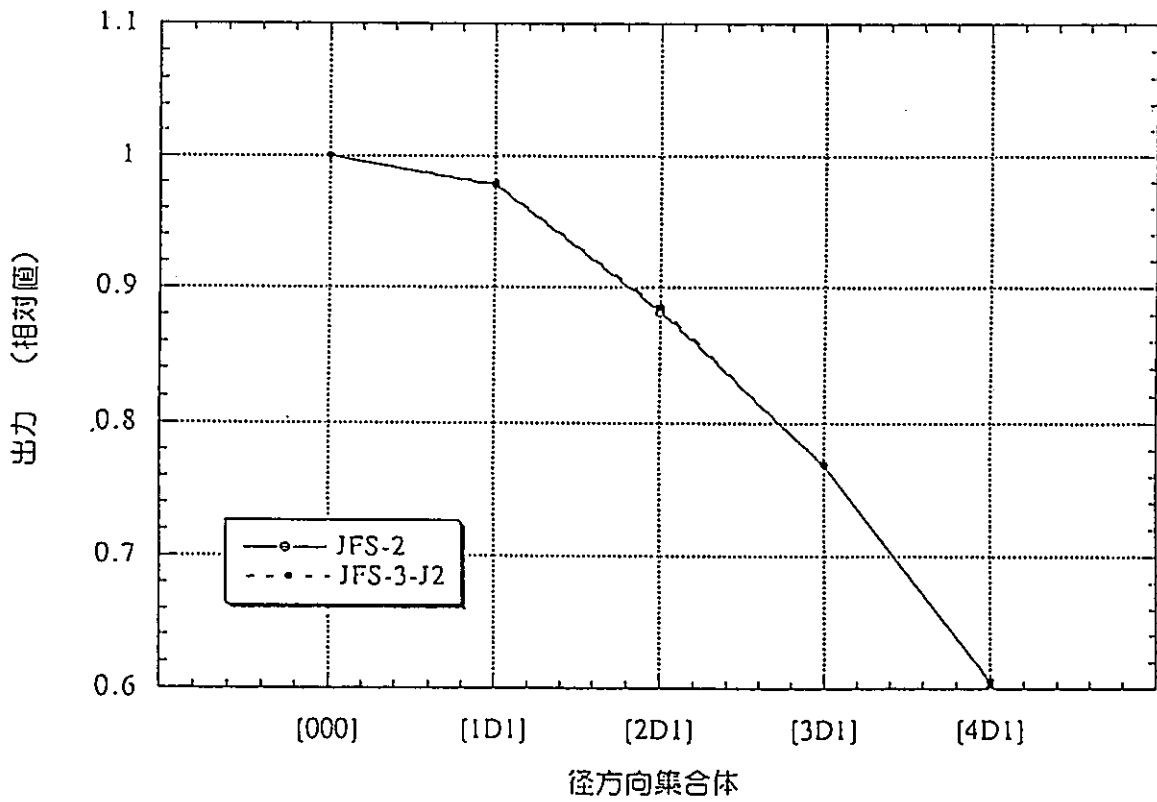


図 3.10 MAGI第0サイクル径方向出力分布

3.11 安全特性試験のための反応度係数の成分分離計算

3.11.1 概要

「常陽」を利用した高速炉の安全性特性試験の予備検討として、過渡時の反応度フィードバック特性に関する基礎データを取得することを目的に、MK-II炉心およびMK-III炉心の温度係数と出力係数の成分分離計算を行った。

3.11.2 計算方法

本計算では、温度係数、出力係数の支配要因を明確にするために、ドップラー効果、燃料（ペレット）膨張、構造材（被覆管、ラップ管）膨張、冷却材膨張、炉心支持板膨張、制御棒と炉心の相対変位による反応度の成分分離を行った。

3.11.3 計算結果

成分分離計算により、以下の結果を得た。

- 1) MK-II炉心とMK-III炉心とでは、出力、線出力、炉心形状等の違いによる値の差はあるが、温度係数および出力係数はほぼ同じ成分割合を示した170→250℃の温度係数の反応度成分の分布を図3.11に、定格出力付近の出力係数の反応度成分の分布を図3.12に示す。
- 2) 等温変化での温度係数の主要成分は炉心支持板膨張と冷却材膨張であり、この2成分で全温度係数の7割以上を占めた。また、出力係数の主要成分は燃料膨張とドップラー効果であり、この2成分で全出力係数の7～8割を占めた。
- 3) 炉容器の熱膨張によって生じる炉心と制御棒の相対変位による反応度は、他の反応度成分と正負が反転しており、全反応度（絶対値）を1～3割低減する寄与があった。
- 4) 新燃料を装荷した炉心では、最初の出力上昇時の出力変化に対する燃料熱膨張の反応度成分の変化は、新燃料の組成変化の影響を受け、傾向が異なる。MK-II第27サイクル炉心における変化を図3.13に示す。この傾向は、MK-II炉心より出力分布を平坦化したMK-III炉心の方が大きく現れる。

以上により、安全特性試験や反応度同定試験の立案とプラント動特性解析のための、過渡時の反応度挙動に関する基礎データを得た。

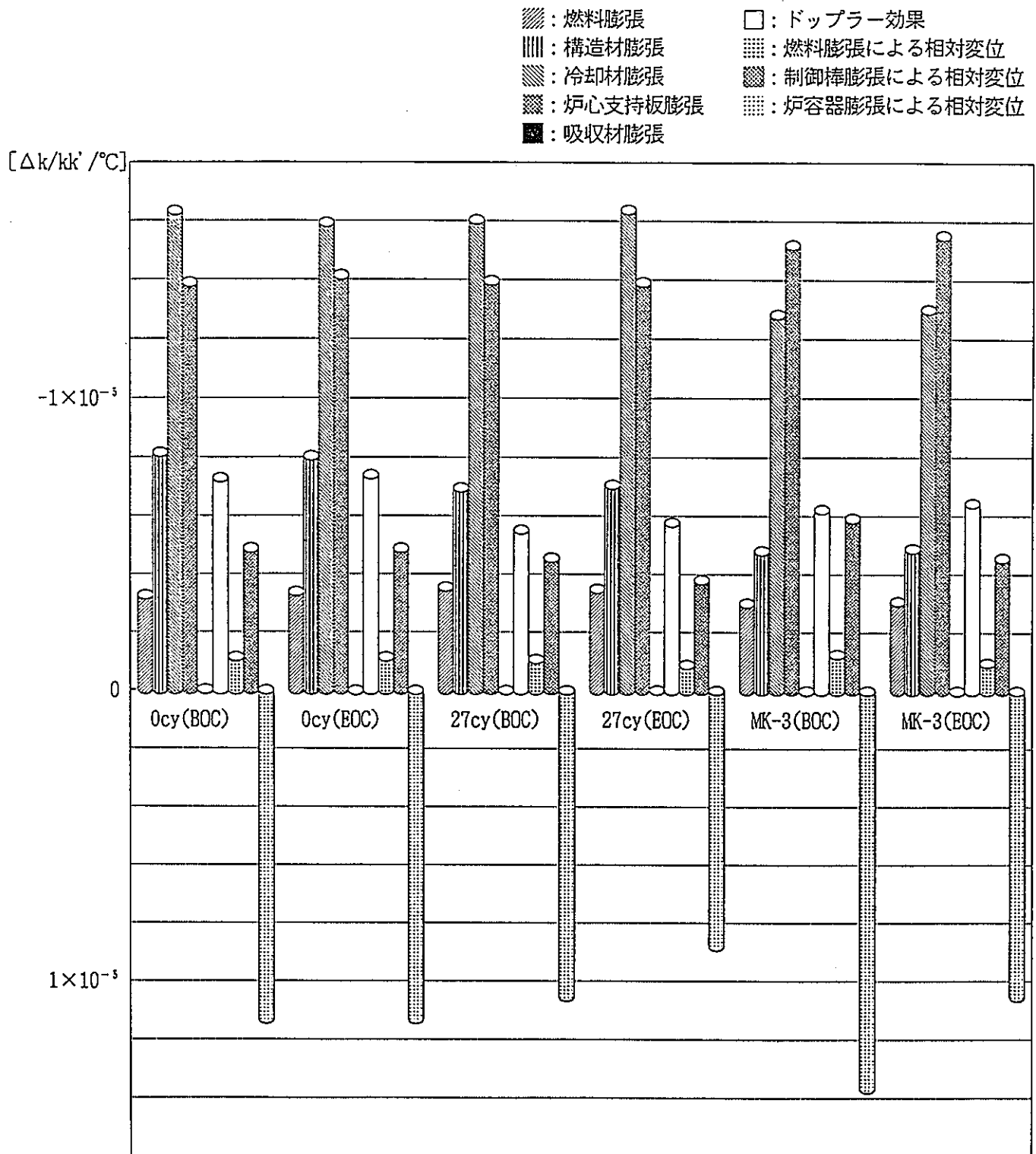


図 3.11 170→250°Cの温度係数 (成分)
 (「0cy, 27cy」はそれぞれMK-II第0サイクル, 第27サイクル炉心であり、)
 (「MK-3」はMK-III標準炉心である。)

[$\Delta k/k'$ / MW]

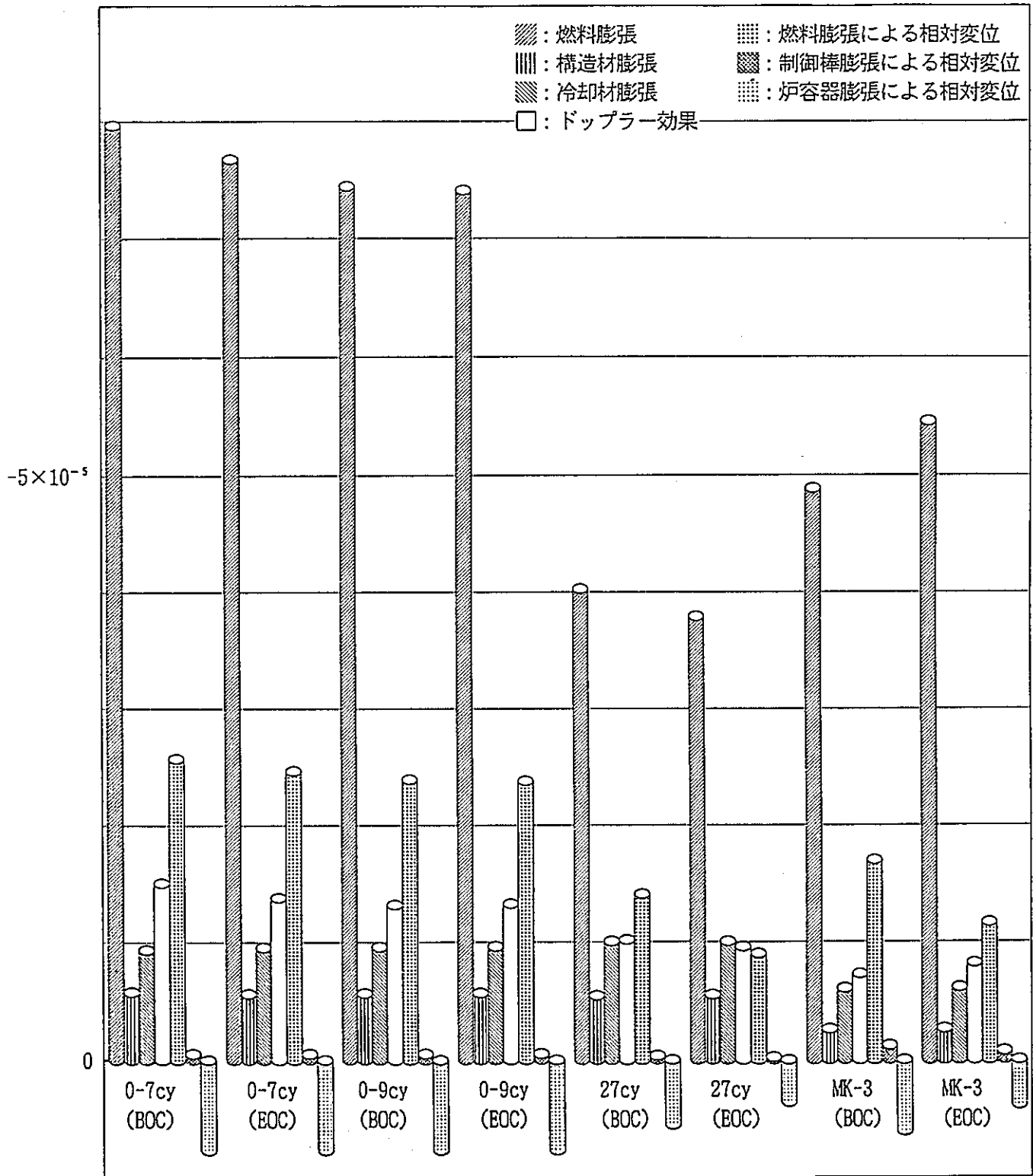


図 3.12 定格出力付近の出力係数 (成分) (燃料中心温度で評価)

「0-7cy, 0-9cy」はそれぞれMK-II第0-7サイクル, 0-9サイクル炉心であり、
 「27cy」はMK-II第27サイクル炉心であり、
 「MK-3」はMK-III標準炉心である。

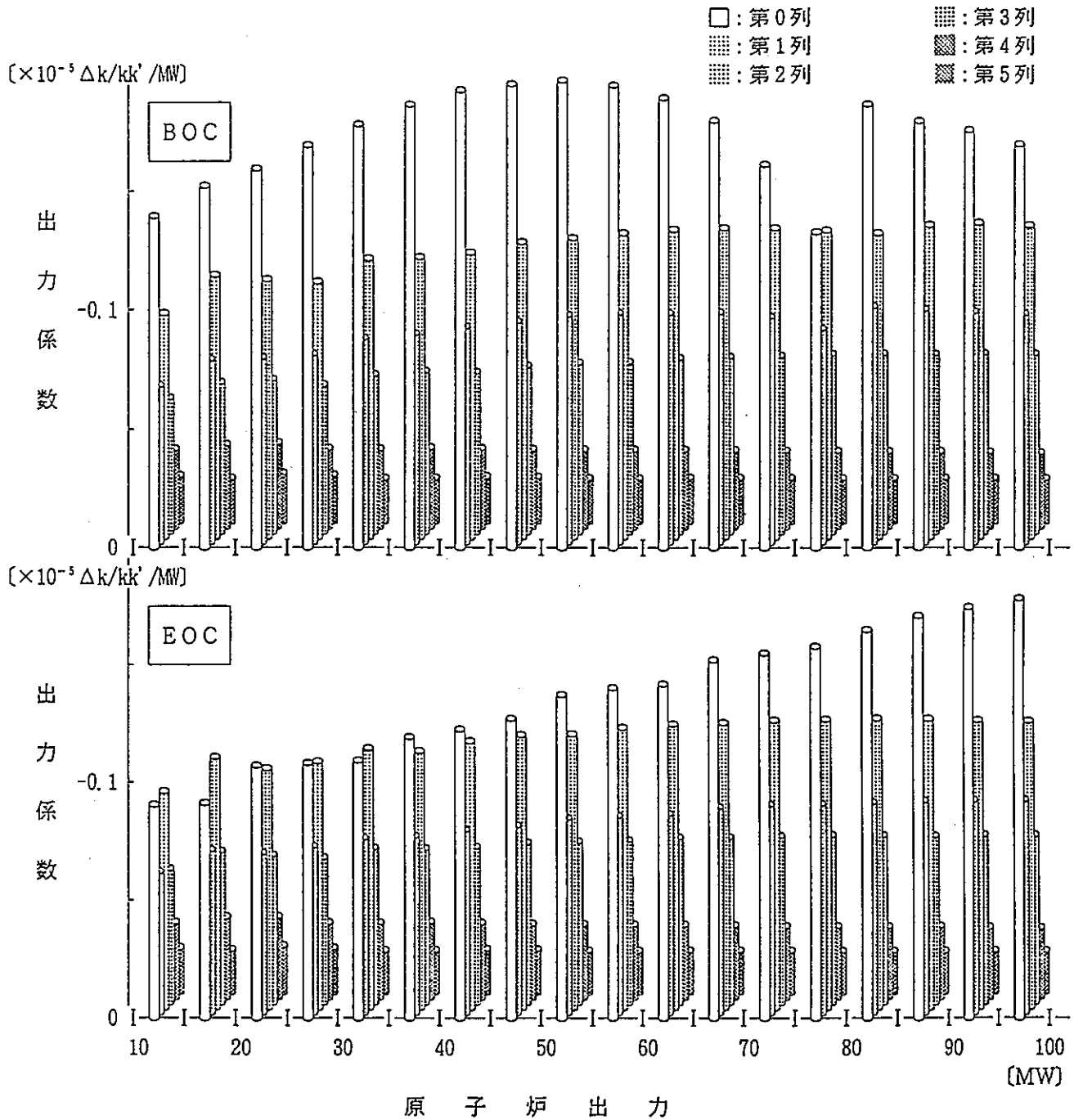


図 3.13 炉心各列の出力係数の燃料膨張の成分
(MK-II 第27サイクル炉心、燃料中心温度で評価、1集合体あたりの値)

* 第3列～第5列では、BOCとEOCに差は見られず、一様な変化である。
それに対し、第0列～第2列のBOCは特異な変化を示している。この列には右表の通り新燃料を装荷しており、出力上昇時の燃料組織変化によりこのような傾向を示したものである。

<燃料集合体数の内訳>

	総数	新燃料
第0列	1	1
第1列	5	2
第2列	12	1
第3列	10	0
第4列	24	0
第5列	12	0

3.12 燃焼度測定用中性子検出器の特性試験

3.12.1 概要

使用済燃料の中性子放出率測定に用いるB-10中性子検出器の特性試験を行った。

3.12.2 試験内容

中性子検出器の仕様、使用した中性子線源及び試験項目を以下に示す。

1) 中性子検出器の仕様

低感度用：Reuter-Stokes社製 B-10計数管(Model No.P7-0805-131)

(感度0.78cps/nv：メーカー測定値)

高感度用：Reuter-Stokes社製 B-10計数管(Model No.P7-1605-101)

(感度5.83cps/nv：メーカー測定値)

2) 中性子線源

$^{241}\text{Am-Be}$ (3.7GBq) 2個

3) 試験項目

- ・ パルス波高分布特性
- ・ プラトー特性
- ・ ディスクリ特性
- ・ 分解時間(オシログラフ法、2線源法)
- ・ 低感度用と高感度用の相対感度

3.12.3 試験結果

- 1) 各々の検出器がパルススペクトルを持つことを確認した。低感度用、高感度用のパルススペクトルをそれぞれ、図3.14、3.15に示す。
- 2) プラトローは低感度用で580~800V、高感度用で550~800V、プラトースロープはそれぞれ1.89%/100V、1.19%/100Vであった。本試験結果より、印加電圧を低感度用650V、高感度用630Vに設定した。
- 3) 両検出器とも、 γ 線の相互作用、雑音等と中性子信号を区別できることがわかった。
- 4) 2線源法による分解時間は、低感度で $7.5 \pm 1.1 \mu\text{sec}$ 、高感度で $6.2 \pm 0.9 \mu\text{sec}$ であった。オシログラフ法で観察された不感時間は $5 \mu\text{sec}$ 程度であり、妥当な値が得られたと考えられる。
- 5) 低感度用に対する高感度用の相対感度は 7.6 ± 0.4 で、メーカー測定値(7.5)と誤差の範囲内で一致した。なお、相対感度測定では線源と検出器の配置により測定値が変化するため、線源と検出器の配置の幾何学的影響についても確認し、その影響が無視できるような体系(検出器と線源の距離約3m)において測定を行った。

以上のことから、B-10検出器が使用済燃料の中性子放出率測定に用いるために必要な性能を有することを確認できた。

3.12.4 今後の計画

今後の燃焼度測定試験計画を表3.15に、測定候補の集合体を表3.16に示す。測定

は、4体の候補のうち3体について行う予定である。

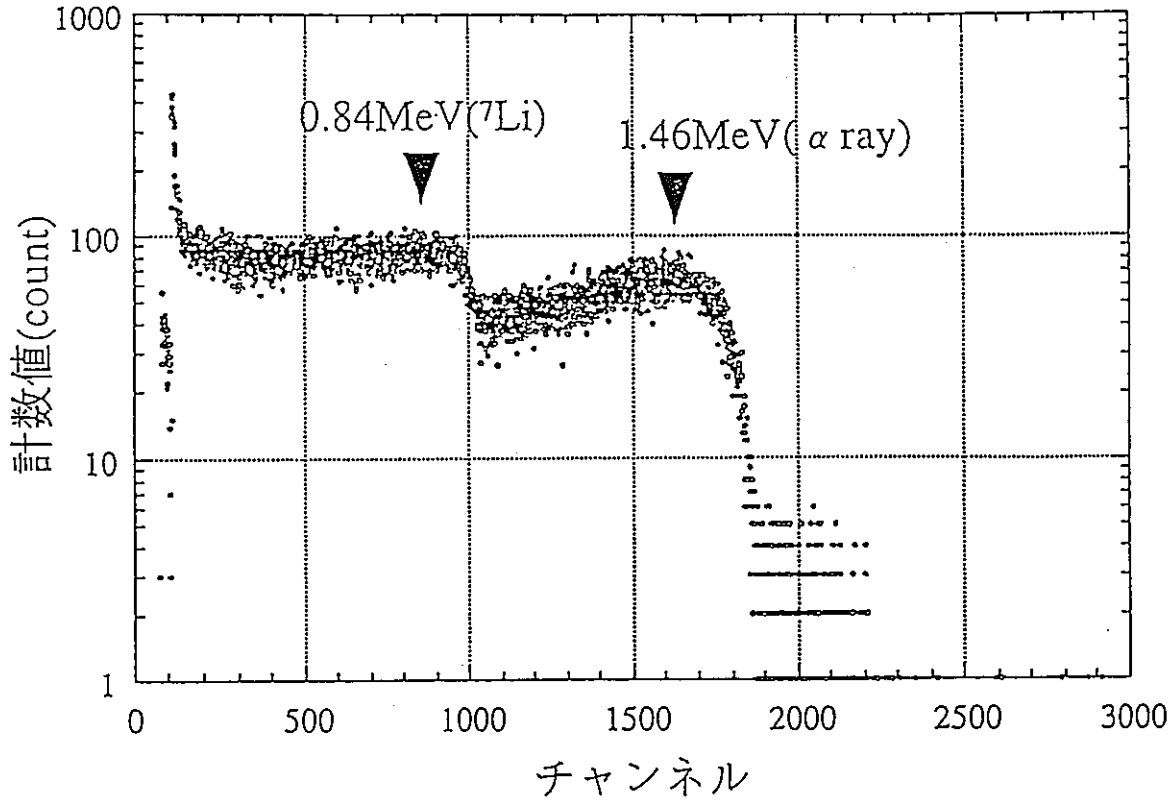


図 3.14 低感度用B-10計数管パルス波高スペクトル

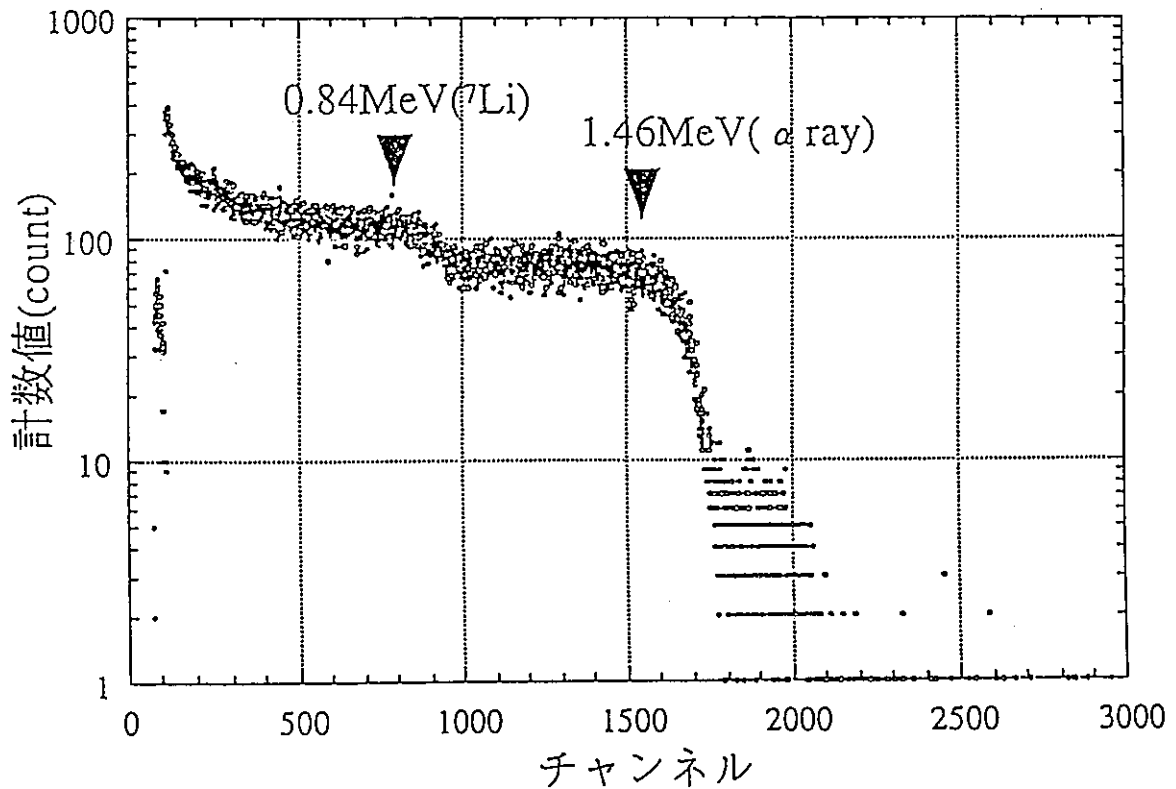


図 3.15 高感度用B-10計数管パルス波高スペクトル

表3.15 燃焼度測定試験計画

	11	12	H9.1	2	3
燃焼度測定装置の保守点検	■				
中性子検出器用遮へい体の作成	■				
冷却池室のノイズ確認 (γ 線および中性子検出器の特性確認)	■				
予備解析 (ORIGEN、MCNP)	■	■	■	■	■
据え付け、測定、撤去		■	■	■	■
解析			■	■	■

表3.16 測定候補集合体

炉心構成要素 No.	PFD227	PFD236	PFD237	PFD327
燃焼期間 サイクル	1986.7.4~1988.6.24 11~15"	1986.9.13~1989.7.19 12~18	1986.9.13~1989.7.19 12~19	1989.4.30~1992.7.17 18~20',21~24'
炉内装荷位置	(3C2)	(3B2)	(4A1)	(2C1) (4A3)
EFPD (日)	271.9	395.7	464.4	420.3
冷却期間 (日)	3081	2692	2591	1628
燃焼度 (MWd/t)	41800	58700	50900	63200
照射量* (n/cm ²)	7.36×10^{22}	1.07×10^{23}	9.08×10^{22}	1.07×10^{23}
中性子発生率** (n/sec)	1.92×10^6	2.61×10^6	2.28×10^6	2.35×10^6

*集合体平均の全中性子照射量 **集合体1体あたりの中性子発生率 (ORIGEN2計算値)
H8.12.1時点

3.13 Calculation of Neutron Release Rate from JOYO Spent Fuel Subassembly

3.13.1 Introduction

The neutron release rate including spontaneous fission and (α , n) reactions of spent fuel subassembly were calculated by ORIGEN-2 code which used neutron flux by the "MAGI" code system.

3.13.2 Fuel Subassembly Irradiation Condition

Fuel Subassembly Irradiation Condition are shown in Table 3.17 .

3.13.3 Calculation Condition

Calculation code : "ORIGEN-2"

Neutron flux : Calculated by "MAGI"

Fuel column was divided into 11 nodes.

3.13.4 Calculated Results

The results are summarized in Table 3.18 . It was found that there was a peak of neutron release rate at the middle node of each spent fuel of PFD227, PFD236, PFD237 and PFD327, and these were 2.03×10^5 n/s, 2.96×10^5 n/s, 2.46×10^5 n/s, 2.56×10^5 n/s, respectively. The neutron release rate distribution is not symmetry, because the controlrod stayed at the top of fuel column.

Among PFD227, PFD236 and PFD237, the neutron release rate increases with their burn-up. On the other hand, PFD327 which has a highest burn-up gives a lower neutron release rate than PFD236 because of difference of initial (before irradiation) amount of actinides.

Table 3.17 Fuel Subassembly Irradiation Condition

Item	Fuel Subassembly ID			
	PFD227	PFD236	PFD237	PFD327
Irradiation Period	1986.7.4 ~1988.6.24	1986.9.13 ~1989.7.19	1986.9.13 ~1989.7.19	1989.4.30 ~1992.7.17
Operation Cycle Address	11~15" [3C2]	12~18 [3B2]	12~19 [4A1]	18~20', 21~24' [2C1] [4A3]
EFPD	271.9	395.7	464.4	420.3
Cooling Time(days)	3081	2692	2591	1628
Subassembly Averaged Burn-up (MWd/t)	4.18×10^4	5.87×10^4	5.09×10^4	6.32×10^4
Subassembly Averaged Total Neutron Fluence (n/cm ²)	7.36×10^{22}	1.07×10^{23}	9.08×10^{22}	1.07×10^{23}

Table 3.18 Calculated Neutron Release Rate (unit: n/s/Subassembly)

PFD227

node	(e, n)	spontaneous fission	neutron release rate
1	4.48×10^4	9.97×10^4	1.45×10^5
2	4.47×10^4	1.14×10^5	1.59×10^5
3	4.47×10^4	1.30×10^5	1.75×10^5
4	4.47×10^4	1.44×10^5	1.89×10^5
5	4.47×10^4	1.54×10^5	1.98×10^5
6	4.47×10^4	1.58×10^5	2.03×10^5
7	4.47×10^4	1.57×10^5	2.02×10^5
8	4.47×10^4	1.51×10^5	1.96×10^5
9	4.47×10^4	1.40×10^5	1.85×10^5
10	4.47×10^4	1.26×10^5	1.71×10^5
11	4.47×10^4	1.11×10^5	1.56×10^5

PFD236

node	(e, n)	spontaneous fission	neutron release rate
1	4.46×10^4	1.32×10^5	1.76×10^5
2	4.48×10^4	1.63×10^5	2.07×10^5
3	4.49×10^4	1.95×10^5	2.40×10^5
4	4.51×10^4	2.23×10^5	2.68×10^5
5	4.52×10^4	2.24×10^5	2.87×10^5
6	4.52×10^4	2.51×10^5	2.96×10^5
7	4.52×10^4	2.49×10^5	2.94×10^5
8	4.51×10^4	2.35×10^5	2.81×10^5
9	4.50×10^4	2.13×10^5	2.58×10^5
10	4.48×10^4	1.83×10^5	2.27×10^5
11	4.47×10^4	1.52×10^5	1.97×10^5

PFD237

node	(e, n)	spontaneous fission	neutron release rate
1	4.48×10^4	1.20×10^5	1.65×10^5
2	4.49×10^4	1.42×10^5	1.86×10^5
3	4.50×10^4	1.63×10^5	2.08×10^5
4	4.51×10^4	1.81×10^5	2.27×10^5
5	4.52×10^4	1.95×10^5	2.40×10^5
6	4.52×10^4	2.00×10^5	2.46×10^5
7	4.52×10^4	1.99×10^5	2.45×10^5
8	4.51×10^4	1.90×10^5	2.36×10^5
9	4.51×10^4	1.75×10^5	2.20×10^5
10	4.49×10^4	1.56×10^5	2.01×10^5
11	4.48×10^4	1.34×10^5	1.79×10^5

PFD327

node	(e, n)	spontaneous fission	neutron release rate
1	3.63×10^4	1.19×10^5	1.56×10^5
2	3.65×10^4	1.46×10^5	1.82×10^5
3	3.66×10^4	1.73×10^5	2.09×10^5
4	3.68×10^4	1.96×10^5	2.33×10^5
5	3.70×10^4	2.12×10^5	2.49×10^5
6	3.70×10^4	2.19×10^5	2.56×10^5
7	3.70×10^4	2.17×10^5	2.54×10^5
8	3.69×10^4	2.06×10^5	2.42×10^5
9	3.68×10^4	1.87×10^5	2.24×10^5
10	3.66×10^4	1.63×10^5	2.00×10^5
11	3.64×10^4	1.37×10^5	1.73×10^5

3.14 燃焼度測定用中性子検出装置のノイズレベルの測定

3.14.1 概要

燃焼度測定試験に先立ち、原子炉付属建屋冷却池室(A-511室)において測定装置を水中に沈める前の段階で、測定環境および遮へい体等の付属機器によるノイズレベルの測定を行い、ノイズが十分に除去できることを確認した。

3.14.2 測定条件

Gain : 3.0

Shaping time : 1.0 μ sec

Lower Level Discrimination(LLD) : 500mV

印加電圧 : 650V (低感度用)、630V (高感度用)

※ 中性子検出器 (低感度用、高感度用) の仕様は3.12節参照

3.14.3 試験項目

以下に示す 1、2の体系で試験を行った。

1 検出器のみの体系

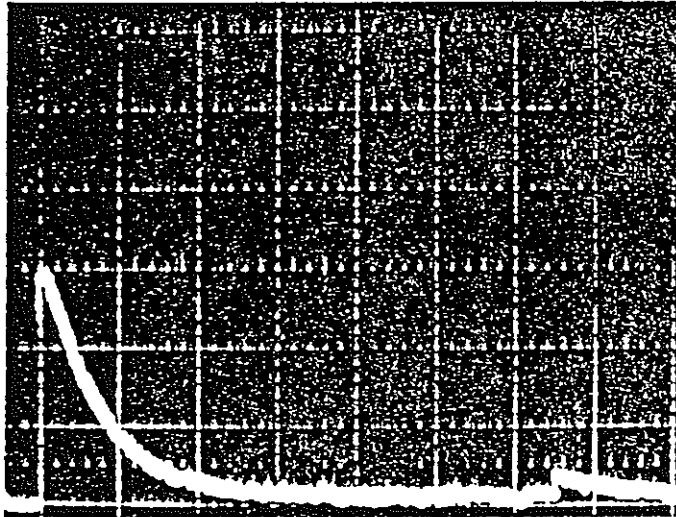
2 検出器を遮へい体に挿入した体系

オシロスコープによりノイズの電圧を測定した。また、パルス波高分布の低エネルギー側に現れるノイズによる計数が十分に除去できるようにLLDを調整し、調整後のパルス波高分布の形状を $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子線源 (3.7GBq) 2個を用いて確認した。

3.14.4 試験結果

低感度用中性子検出器のプリアンプ出力、リニアアンプ出力を図3.16、3.17にそれぞれ示す。水中に沈める前の段階において、ノイズの電圧はプリアンプで $\pm 25\text{mV}$ 、リニアアンプで $\pm 50\text{mV}$ であった。信号のプリアンプ出力は1.5V程度、リニアアンプ出力は4.5V程度であることから、ノイズは信号に比べて十分に小さく、ノイズの影響はないと考えられる。また、パルス波高分布からも、LLDを500mVに設定することにより、低エネルギー側に現れるノイズが十分に除去できることが確認できた。よって、測定条件は妥当であり、測定に支障のないことがわかった。

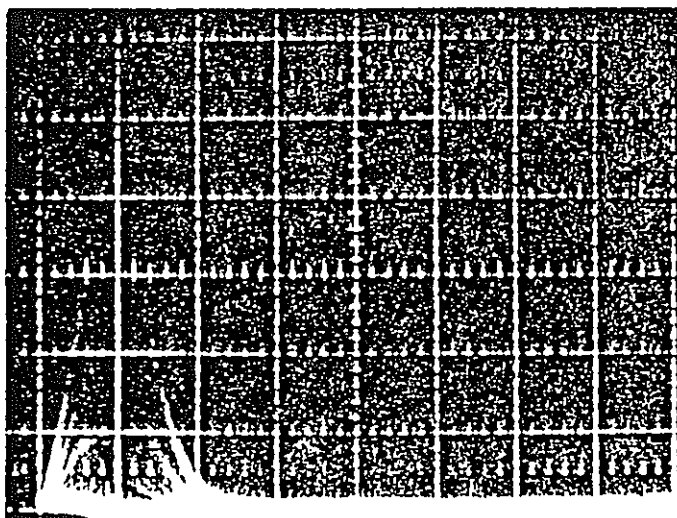
0.5V/目盛
0.1msec/目盛



Gain3.0
Shaping time $1 \mu \text{ sec}$
H.V. 650V

図 3.16 低感度用B-10計数管のプリアンプ出力

1V/目盛
 $5 \mu \text{ sec/目盛}$



Gain3.0
Shaping time $1 \mu \text{ sec}$
H.V. 650V

図 3.17 低感度用B-10計数管のリニアアンプ出力

3.15 使用済燃料（PFD236）の中性子放出率測定

3.15.1 概要

原子炉付属建家冷却池室において使用済燃料集合体（PFD236）の中性子放出率分布を測定した。

3.15.2 測定対象集合体

- 1) 集合体名称 : PFD236 (J1 燃料)
- 2) 燃焼期間 : MK-II炉心第12~18サイクル (1986.9.13~1989.7.19)
- 3) 装荷位置 : [3B2]
- 4) 燃焼度 : 58,700 MWd/t (集合体平均: "MAGI" 計算値)
- 5) 照射日数 : 395.7EFPD
- 6) 冷却期間 : 2782 日 (1997.2.28 現在)
- 7) 中性子放出率 : 2.63×10^6 n/s (汎用コード"ORIGEN2" 計算値: 集合体毎)

3.15.3 測定条件

中性子検出器: Reuter-Stokes 社製 B-10 計数管 (Model No.P7-0805-131)
(低感度用: 0.78 cps/nv)
検出器表面と缶詰缶表面の距離: 約 7 cm
測定時間: 1000 ~ 6000 s

3.15.4 結果

軸方向中性子計数率分布の測定値(E)と計算値(C)および C/E を図3.18、3.19にそれぞれ示す。表3.19に主な測定点の数値データを示す。計算値は"MCNP"による感度
に中性子放出率を乗じて求めた。

主要な結果を以下に示す。

- 1) 得られた中性子計数率は燃料中心付近で約17cpsであった。また、燃料の上端、下端は約8cpsであった。
- 2) 測定値を2次式でフィッティングして求めたピーク位置は8mm下部であった。また、"MCNP"による計算値を2次式でフィッティングして求めたピーク位置は6mm下部であり、ほぼ一致した。
- 3) C/E は0.95~1.16であり、ほぼ一致した。
- 4) ガンマ線によるノイズおよび他の使用済燃料より放出される中性子のバックグラウンドを評価するために、燃料集合体装荷前に反射体を測定し、 4×10^{-3} cpsの計数率を得た。上記の結果より、使用済燃料からは約10cpsの計数率が得られているため、ガンマ線によるノイズおよび中性子のバックグラウンドの影響は0.1%以下であり、十分に無視できることがわかった。

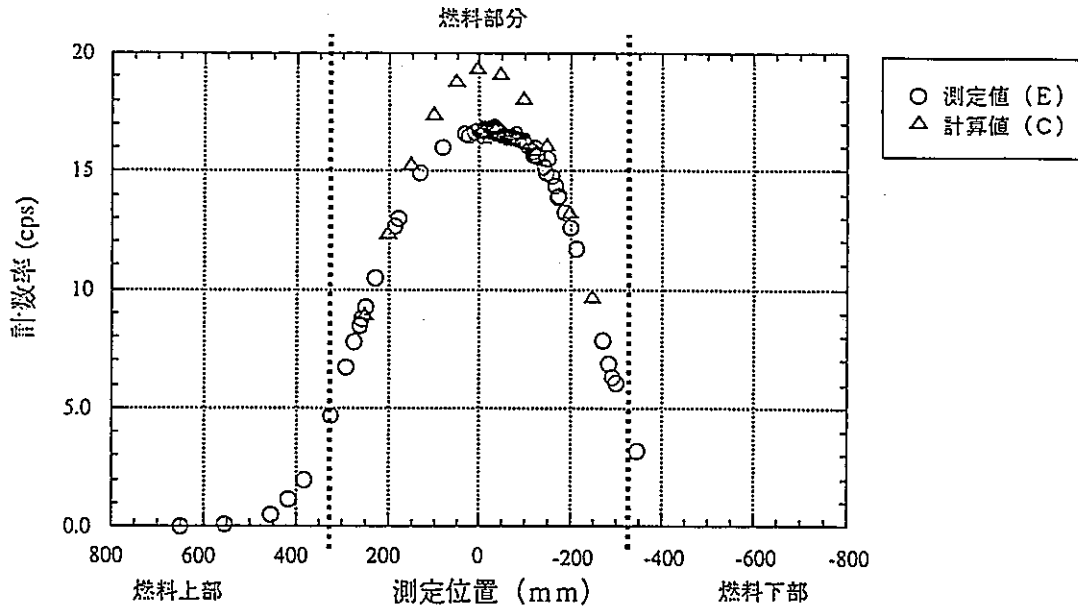


図 3.18 軸方向中性子放出率分布 (C, E)

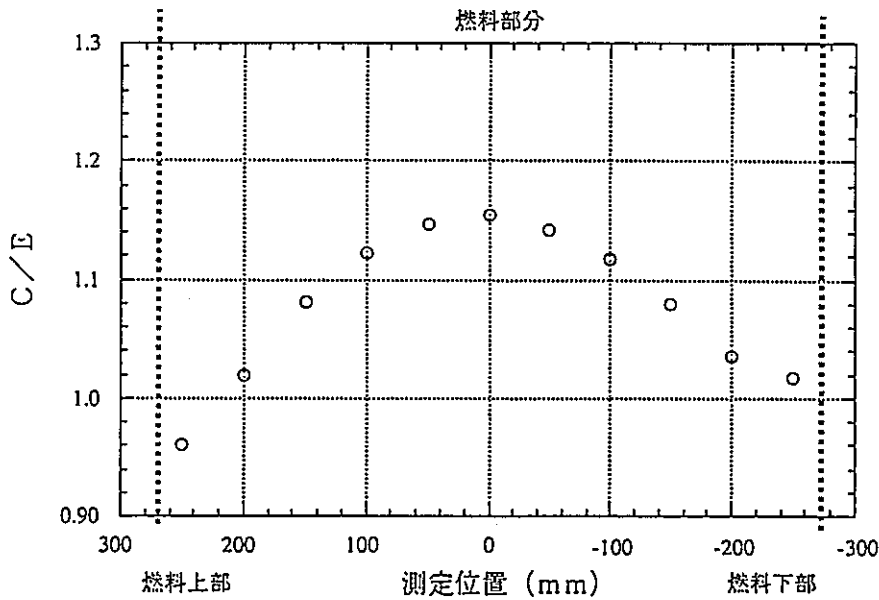


図 3.19 軸方向中性子放出率分布 (C/E)

表 3.19 計数率 (C、E) および C/E 値

測定点 (mm)	計数率 (E) (cps)	計数率 (C) (cps)	C/E	備考
343	4.67 ± 0.03			
250	9.29 ± 0.1	8.93 ± 0.03	0.96	燃料上端
0	16.8 ± 0.1	19.38 ± 0.08	1.15	燃料中心
-8	16.9 ± 0.1			
-250	9.49 ± 0.09	9.65 ± 0.03	1.02	燃料下端
-328	3.18 ± 0.06			

3.16 使用済燃料（PFD236）の中性子計数率のピーキング係数に関する検討

3.16.1 概要

使用済燃料集合体（PFD236）の中性子放出率測定で得られた計数率、“MCNP”による感度を用いて計算した計数率、“ORIGEN2”による中性子放出率および“MAGI”の中性子束のそれぞれに対する軸方向ピーキング係数を比較し、中性子計数率の計算値および測定値の妥当性について考察した。

3.16.2 結果

測定対象集合体には、PFD236を使用した。当該集合体の仕様、照射履歴等に関しては3.15節参照のこと。

測定値、“MCNP”、“ORIGEN2”、“MAGI”のピーキング係数を表3.20に示す。これより、計算値のピーキング係数が線源のピーキング係数（“MAGI”）より大きい値を持つことがわかった。この理由として、線源が有限の長さであり、検出器位置での線束密度は線源中心では上下の線源からの寄与があるが、線源端では上もしくは下からの寄与のみであるため、中心と端の線束密度の比が大きくなることが考えられる。この影響を明らかにするため、線束密度のピーキング係数の線源と検出器間の距離への依存性について検討した。ただし、計算は以下の条件で行った。

- 1) 線源長さを1とし、放出率分布は一様とする。
- 2) 直接線のみを考慮する。
- 3) 距離による減衰のみを考慮する。

線束密度のピーキング係数は以下の式となる。

$$Y = \frac{\frac{2}{X} \tan^{-1}\left(\frac{1}{2X}\right)}{\frac{2}{X} \tan^{-1}\left(\frac{1}{2X}\right) + \ln\left(\frac{X^2}{X^2+1}\right)}$$

また、結果を図3.20に示す。線束密度のピーキング係数は距離Xが線源長さの約0.26倍でピークを持ち、1.14であることがわかった。その後、距離が大きくなるにつれ1に漸近する。“MCNP”による中性子計数率の計算値は距離Xが燃料長さの0.156倍の体系で計算されているため、ピーキング係数は1.13となる（8.6cm(燃料表面から検出器表面までの距離)/55 cm(燃料部分の長さ) = 0.156)。

したがって、“MCNP”による中性子計数率のピーキング係数は線源のピーキング係数より大きいですが、上述の理由により、矛盾のない結果であると考えられる。今後、距離を変えて測定を行い、その変化を確認することとする。

表3.20 ピーキング係数

		平均値	ピーク値	ピーキング係数
中性子計数率	測定値	13.9(cps)	16.9(cps)	1.21
	MCNP	15.3(cps)	18.7(cps)	1.23
線源強度分布	ORIGEN2	2.48×10^5 (n/sec)	2.97×10^5 (n/sec)	1.20
	MAGI	3.13×10^{15} (n/cm ² /sec)	3.77×10^{15} (n/cm ² /sec)	1.21

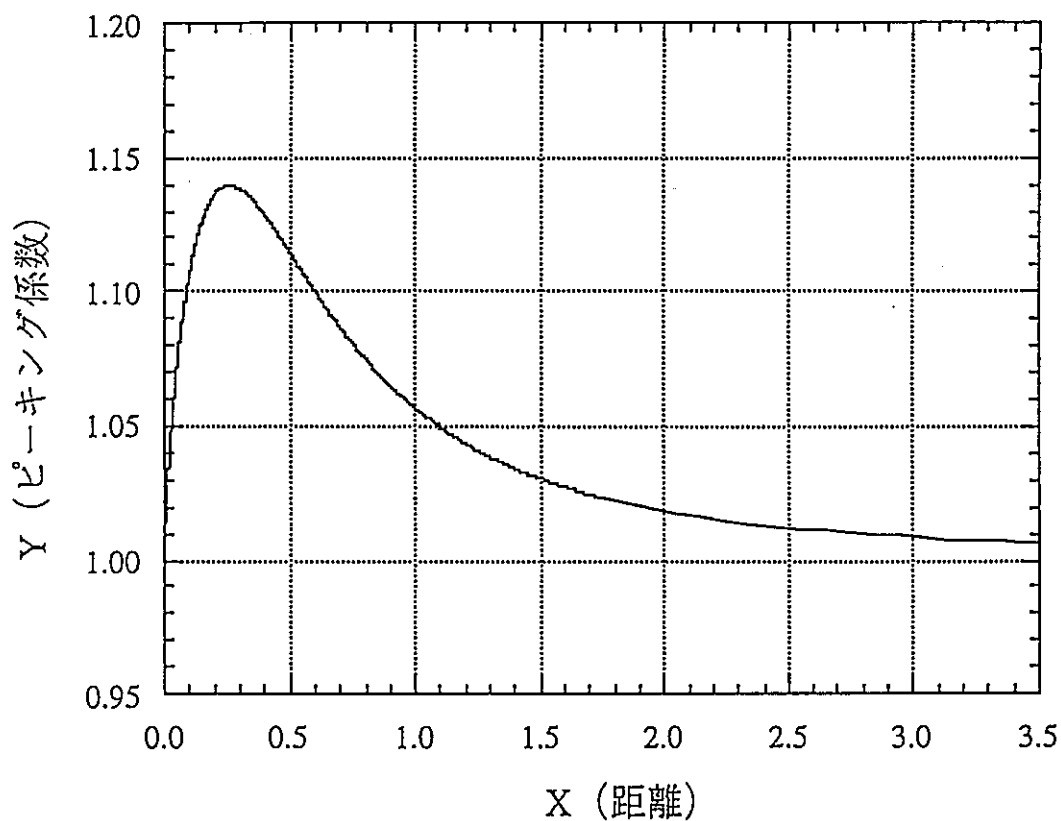


図3.20 ピーキング係数の距離依存性

3.17 使用済燃料の崩壊熱予測計算（MK-II炉心第30サイクル終了後）

3.17.1 概要

MK-II炉心第30サイクル（定格60日）終了後に予定している崩壊熱測定試験の測定集合体選定に資するため、MK-II炉心第30サイクル終了後に交換予定の使用済燃料の崩壊熱を計算した。

3.17.2 方法

- ・計算コード："ORIGEN-2"
- ・計算対象部：燃料部（55cm 長）
- ・照射履歴：図3.21参照
- ・中性子束："MAGI"計算値（表3.21）
- ・組成：燃料製造データに基づく"MAGI"計算結果
- ・冷却期間：第30サイクル終了後から30日間

3.17.3 結果

MK-II炉心第30サイクル終了時の交換予定使用済燃料（12体）の崩壊熱計算結果を表3.22に示す。表より、第30サイクル終了後の燃料交換で急速取出を行うことにより、1kW以上の崩壊熱を有する使用済燃料の測定を数回実施できる見通しである。

表 3.21 照射履歴*1および中性子束 ("MAGI" 計算値)

	~27 cycle	28 cycle	29 cycle	29' cycle*2	30 cycle
PFD240	2.516E+15	2.326E+15	2.294E+15	2.294E+15	2.399E+15
PFD245	2.270E+15	1.890E+15	1.970E+15	1.970E+15	1.863E+15
PFD410	3.210E+15	2.470E+15	2.590E+15	2.590E+15	1.908E+15
PFD532	3.010E+15	2.570E+15	2.680E+15	2.680E+15	2.530E+15
PFD539	3.000E+15	2.090E+15	2.190E+15	2.890E+15	2.757E+15
PFD542	3.190E+15	2.380E+15	2.370E+15	2.370E+15	2.475E+15
PFD544	3.080E+15	2.370E+15	2.470E+15	2.470E+15	1.870E+15
PFD545	3.040E+15	2.480E+15	2.580E+15	2.580E+15	2.480E+15
PFD546	2.830E+15	2.440E+15	2.510E+15	2.510E+15	2.417E+15
PFD547	2.762E+15	2.526E+15	2.518E+15	2.518E+15	2.478E+15
PFD548	3.130E+15	1.940E+15	2.110E+15	2.110E+15	1.886E+15
PFD550	3.020E+15	2.210E+15	2.280E+15	2.280E+15	2.316E+15

*1: 照射開始から第27サイクルまでは、サイクルを一つとして簡略化した。また、第28~29'サイクルまでの運転日数および停止期間は実績より設定した。(図 3.5 参照)

*2: 各種試験における出力測定試験

表 3.22 MK-II 炉心第30サイクル終了後の崩壊熱

No.	集合体名	要素平均燃焼度 (MWd/t)	照射履歴 (サイクル)	原子炉停止後の崩壊熱(kW)		
				10日後	20日後	30日後
1	PFD245	62,310	20~30	1.283	0.839	0.653
2	PFD544	62,679	22~30	1.381	0.907	0.688
3	PFD548	62,919	22~30	1.383	0.908	0.689
4	PFD410	64,512	22~30	1.401	0.921	0.698
5	PFD240	61,346	20'~30	1.621	1.055	0.796
6	PFD550	62,972	22~30	1.691	1.106	0.826
7	PFD546	61,768	22~30	1.766	1.153	0.870
8	PFD542	65,273	22~30	1.785	1.166	0.881
9	PFD545	62,867	22~30	1.792	1.170	0.883
10	PFD547	61,233	22~30	1.810	1.181	0.891
11	PFD532	63,330	22~30	1.828	1.193	0.900
12	PFD539	63,044	22~30	1.990	1.297	0.977

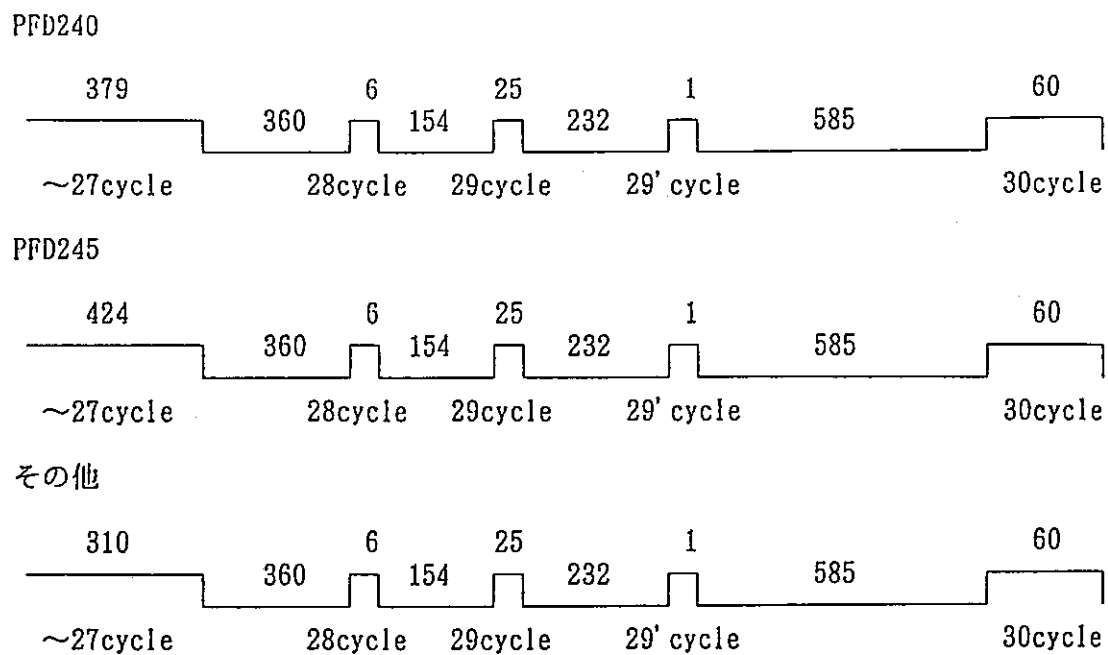


図 3.21 照射履歴の設定

3.18 崩壊熱測定装置の校正試験

3.18.1 概要

MK-II 炉心第 30 サイクル終了後に計画している「常陽」使用済燃料の崩壊熱測定試験に先立ち、崩壊熱測定装置の校正試験を行った。

3.18.2 装置概要および試験方法

崩壊熱測定装置は、断熱二重管構造の測定容器に使用済燃料集合体が封入された缶詰缶を装荷し、容器内に冷却水を強制対流させ、出入口温度差と流量から1次元熱伝導方程式により発熱量（崩壊熱）を求める装置である。

校正試験は、使用済燃料集合体の代わりに、実際の燃料集合体を模擬した発熱体（電気ヒータを内蔵した缶詰缶）を測定容器に装荷して行った。試験では、冷却材流量を入口側1点、冷却材温度を入口側2点、出口側2点で測定した。流量と温度は、出口温度が平衡に達した状態で5秒間隔のサンプリングを20回行い、その平均値を採用した。

3.18.3 結果

- 1) 発熱量の測定結果 (Q_m) は、設定流量に依存せず、ヒータ発熱量 (Q_h) に対し直線性を示している (図3.22参照)。測定結果から得られた直線近似式を以下に示す。

$$Q_m = 0.5894 + 0.9290 Q_h$$

- 2) 発熱量とヒータ発熱量の比 (Q_m/Q_h) は、設定流量に依存性せず、出入口温度差に対してほぼ一定 (約 0.93) であった。
- 3) 放熱量は、ヒータ発熱量に対して直線性を示している (図3.23参照)。各設定流量での放熱量 (q) とヒータ発熱量 (Q_h) の関係を下式に示す。
 - ・ 流量 0.5 /min : $q = -0.9744 + 0.03191 Q_h$
 - ・ 流量 0.7 /min : $q = -0.4903 + 0.02180 Q_h$
 - ・ 流量 1.0 /min : $q = -1.7670 + 0.01636 Q_h$
- 4) 放熱率 (総発熱量に対する放熱量の割合) は設定流量に対して依存性があり、流量0.5/minで3.3%、流量0.7/minで2.3%、流量1.0/minで1.6%であった。使用済燃料集合体 (PFD236) の中性子放出率測定で得られた計数率、"MCNP"による感度を用いて計算した計数率、"ORIGEN2"による中性子放出率および"MAGI"の中性子束のそれぞれに対する軸方向ピーキング係数を比較し、中性子計数率の計算値および測定値の妥当性について考察した。

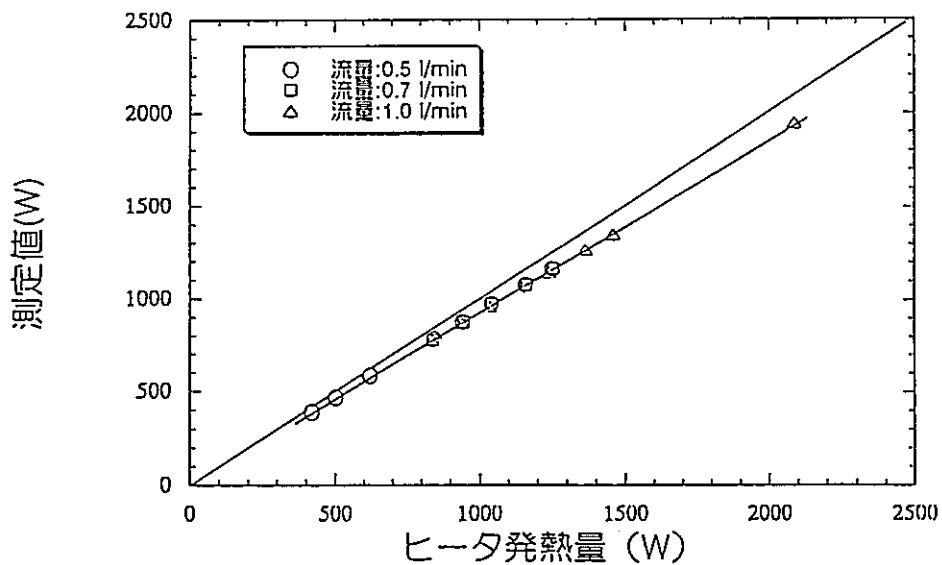


図 3.22 ヒータ発熱量と測定発熱量の関係

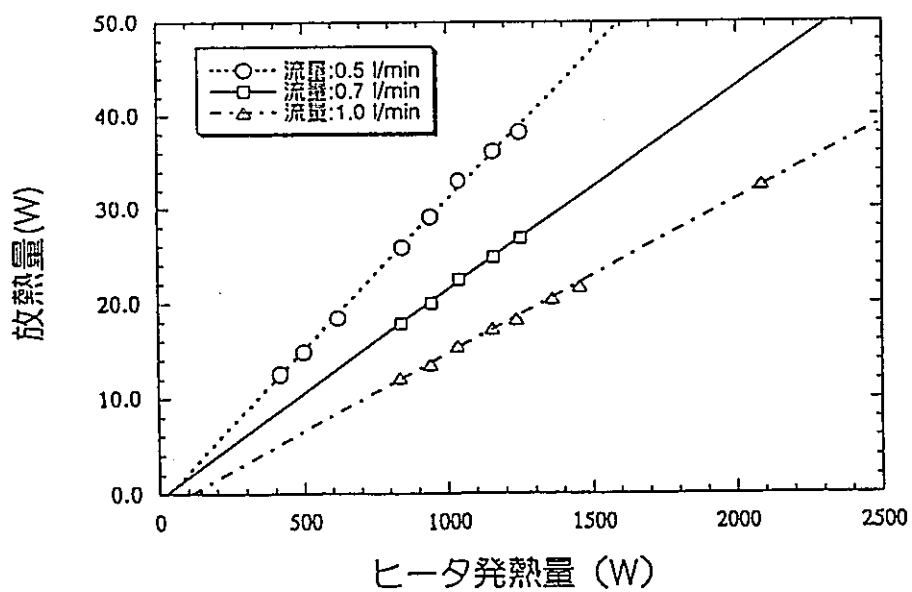


図 3.23 ヒータ発熱量と放熱量の関係

3.19 超音波センサ炉外水中試験温度条件の検討

3.19.1 概要

現在、技術課では、炉内検査装置開発の一環として超音波センサの炉外水中試験を計画している。水中試験では、炉内の冷却材温度ゆらぎを模擬する必要があるため、MK-III炉心で炉内検査装置設置を検討しているCRD予備孔（第3列 [3B3],[3E3]および第5列 [5D2]）とその周囲の集合体について、集合体出口温度を検討した。

3.19.2 集合体出口温度評価

[3B3]、[3E3]およびその周囲6集合体には、炉心燃料または照射リグが装荷される。また、[5D2]とその周囲6集合体には、炉心燃料、照射リグまたは内側反射体が装荷される。

1) 炉心燃料同士が隣接する場合

サブチャンネル解析コード"MIX-MarkII"によるMK-III標準平衡炉心の各列ホット集合体出口の冷却材温度より、集合体出口温度差は、最大で17℃（集合体出口温度は第3列内側燃料が553℃、第4列燃料が570℃）である。これに高燃焼度燃料と新燃料が隣接する場合を想定し、設計で用いた燃焼補正係数（1.08～1.09）に基づき±10%の幅を考慮すると、集合体出口温度差は最大で59.3℃と予測される。

2) 炉心燃料と照射リグが隣接する場合

サーマルストライピング防止の観点から、集合体間の出口温度差が100℃以下になるよう照射リグを設計している。したがって、集合体出口温度差は最大100℃を見ればよい。

3) 炉心燃料と内側反射体が隣接する場合

MK-III炉心第5列ドライバー燃料、第6列内側反射体の除熱特性がMK-II炉心と同程度と見なし、MK-II炉心の集合体出口温度実測値から概算した結果、34.2℃が得られた。

集合体出口温度差の評価結果を下表にまとめて示す。

隣接パターン	集合体出口温度差
ドライバー／ドライバー	～60℃
ドライバー／照射リグ	<100℃
ドライバー／内側反射体	～40℃

3.19.3 結果

以上より、MK-III炉心での集合体出口温度差の最大値を100℃と想定する。今後、この結果に基づいて超音波センサ炉外水中試験での水温、流量を検討し、水中試験装置の設計を行うこととする。

〔第3章の参考資料〕

- 技-8-027 : 断面積ライブラリの更新に伴う"MAGI"出力分布補正係数の検討
- 技-8-037 : 燃焼度測定用中性子検出器の特性試験結果 (その1)
- 技-8-041 : 第30、31サイクル炉心構成の検討 (その1)
- 技-8-050 : 第31サイクルにおけるCMIR-5照射温度に関する検討依頼
- 技-8-059 : 燃焼度測定用中性子検出器の特性試験結果 (その2)
- 技-8-063 : 第30サイクル炉心燃交計画
- 技-8-072 : 平成8年度新入職員追研修発表用資料
- 技-8-081 : 燃焼度測定試験計画 (I)
- 技-8-093 : 使用済燃料の崩壊熱予測計算 (MK-II炉心第30サイクル終了後)
- 技-8-099 : JOYDAS用動特性パラメータの予測計算 (「常陽」MK-II第30サイクル炉心)
- 技-8-101 : 超音波センサ炉外水中試験温度条件の検討
- 技-8-114 : MK-II炉心第30サイクルの集合体出口温度予測
- 技-8-124 : Calculation of Neutron Release Rate from JOYO Spent Fuel Subassembly
- 技-8-127 : [常陽] 照射用炉心の γ 線発熱予測精度について
- 技-8-133 : 燃焼度測定用中性子検出装置のノイズ確認
- 技-8-138 : "MAGI"による移行炉心照射条件予測
- 技-8-141 : 「常陽」における安全特性試験の予備計算 反応度係数の成分分析
- 技-8-146 : 崩壊熱測定装置の校正試験結果
- 技-8-147 : 「常陽」MK-II炉心第30サイクルの制御棒ストローク曲線の計算
- 技-8-148 : 「常陽」MK-II炉心第30サイクルの制御棒Total Worth の計算
- 技-8-153 : MK-II炉心第30サイクル照射条件予測
- 技-8-165 : 第30サイクル制御棒干渉効果補正係数の算出
- 技-8-166 : 使用済燃料 (PFD236) の中性子放出率測定結果 (速報)
- 技-8-167 : MK-II第30サイクルBOC臨界点確認試験結果
- 技-8-173 : MK-II第30サイクルBOC出力係数測定結果
- 技-8-174 : MK-II第30サイクルBOC等温係数測定結果
- 技-8-176 : 使用済燃料 (PFD236) の中性子計数率のピーキング係数について
- 技-8-179 : MK-II炉心第30サイクルの臨界予測のずれの調査結果
- 技-9-005 : MK-II炉心第30サイクル制御棒校正試験結果

4. プラント特性の測定と解析・評価

本章では、MK-II炉心第30サイクルに実施した運転特性試験のうち、プラント特性の測定に関する試験の結果、光ファイバを用いた高速炉プラントの温度分布測定法の研究に関する成果および主冷却機の自然通風伝熱特性試験結果等に基づく「常陽」プラント動特性解析コードMIMIR-N2"の高度化をまとめた。

4.1 MK-II 炉心第 30 サイクルの渦電流式温度流速計特性試験

4.1.1 概要

渦電流式温度流速計の特性を把握するため、MK-II炉心第30サイクル流速計特性試験を平成9年2月21日に実施した。試験では、1次主循環流量を20%から40, 60, 75, 90, 100%と増加させ、各段階ごとの安定状態にて炉内流量測定システムによって流速を測定した。また、流速計の1次コイルを励磁している電流によって発生する電圧もあわせて測定した。

4.1.2 試験結果

表4.1に、1次主循環流量と流速計（#1, #2, #3）の不均衡残留電圧と流速信号感度を示す。また、表4.2に励磁電圧を示す。#2, #3 については、不均衡残留電圧、流速信号感度および励磁電圧のいずれも、前回と比べて大きな変化はない。

しかし、#1 については図4.1に示すように不均衡残留電圧が大きくなった。これは、流速計の特性変化、あるいは測定器（アンプ等）のゼロ点のズレによるものと推定される。MK-II 炉心第30サイクルまでの渦電流式温度流速計の累積中性子照射量は以下のとおりであり、「もんじゅ」渦電流式流量計の交換頻度3年の累積中性子照射量条件には達していない。

累積中性子照射量： 1.54×10^{20} n/cm² (E \geq 0.1 MeV)

参考：「もんじゅ」条件

累積中性子照射量： 6.81×10^{20} n/cm² (E \geq 0.1MeV)

（「もんじゅ」稼働率72%、3年間での条件）

4.1.3 評価

本試験により、1次主循環流量に対する流速計出力の直線性が良好であることを確認できた。ただし、#1の不均衡残留電圧は前サイクルと比べて変化が見られたため、今後観測を続けていくこととする。

表 4.1 線形フィッティング係数

$$E f = A + B * F$$

E f ; 流速計流速信号起電力 (V) F ; 炉心体積 Na 流量 (m³/hr)

A ; 不平衡残留電圧 (V) B ; 流速信号感度 (V/m³/hr)

サイクル	第 3 0 サイクル		各種試験 (その 5) (H. 7. 4. 20)	
流速計 # ^{*1}	不平衡残留電圧 A	流速信号感度 B	不平衡残留電圧 A	流速信号感度 B
# 1	2.34×10^{-1}	2.05×10^{-4}	6.63×10^{-2}	1.91×10^{-4}
# 2	2.19×10^{-1}	3.21×10^{-5}	2.26×10^{-1}	4.05×10^{-5}
# 3	2.15×10^{-1}	1.08×10^{-4}	2.29×10^{-1}	9.61×10^{-5}
センタ集合体 ^{*2} チャンネル流量 (kg/sec)	9. 0 1 0		8. 8 1 8	

* 1 # 1 が中心, # 2, 3 が周辺の 2 体

* 2 M A G I による計算値

表 4.2 励磁電圧

(V)

	励磁電圧		
	# 1	# 2	# 3
3 0 サイクル	2. 9 7	2. 9 9	2. 9 9
各種試験(その5)	2. 9 9	3. 0 0	3. 0 0

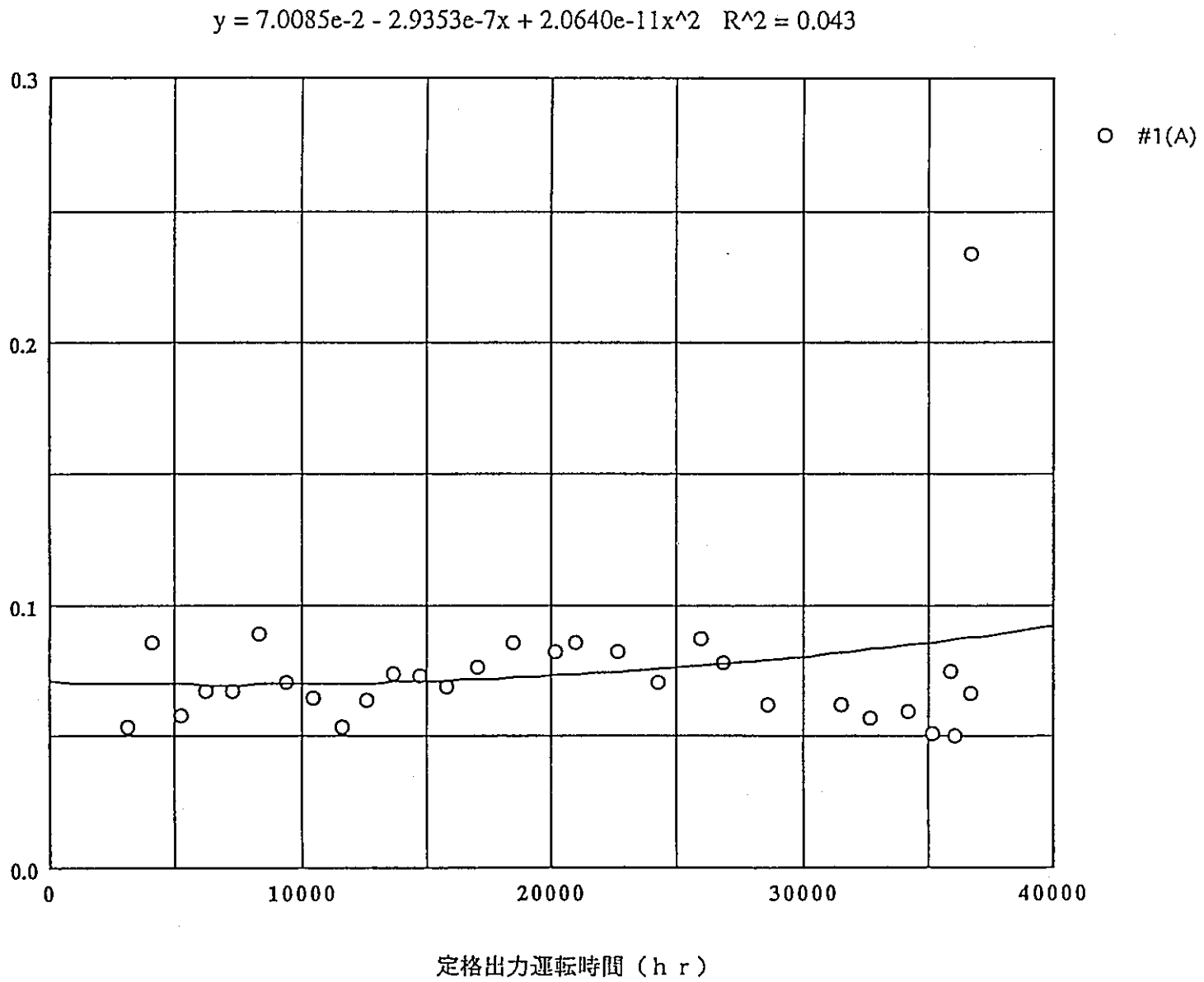


図 4.1 MK-II における不平衡残留電圧の履歴 (流速計 #1)

4.2 MK-II炉心第30サイクルの主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験

4.2.1 概要

MK-II炉心第30サイクルにおける主送風機のベーン比率および2次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上下限値を求めるため、起動前に、主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験を実施した（平成9年2月20日）。また、設定値変更後、再度ベーン・ダンパ開度特性試験および模擬電喪信号によるベーン・ダンパ開度測定試験を実施し（平成9年2月24日）、電源喪失時におけるベーン開度の上下限値を含めたベーン・ダンパ開度特性を確認した。

4.2.2 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験

1) ベーン比率設定値

比率設定値を前回の試験結果（平成6年8月11日）と比較して示す。また、図4.2にベーン比率設定値の履歴を示す。

	第30サイクル	第29サイクル
1A	1.040	1.083
2A	1.035	1.065
1B	1.036	1.060
2B	1.088	1.070

2) 2次主循環ポンプトリップ時のベーン開度上下限値

ベーン開度の上下限値を設定するための調節計設定値を以下に示す。また、図4.3,4.4に上下限値の履歴を示す。

上限値			下限値		
	第30サイクル	第29サイクル		第30サイクル	第29サイクル
1A	91.95	91.95	1A	86.17	85.25
2A	92.39	92.39	2A	85.20	85.20
1B	91.44	91.44	1B	83.50	83.50
2B	91.17	91.17	2B	86.15	86.15

4.2.3 模擬電喪信号によるベーン開度測定試験

上記の試験結果を用いて各種設定値を変更した後、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は $6.5 \pm 1\%$ 、および冷却材温度「低」状態でのベーン開度は $0 \pm 1.5\%$ となることを確認した。なお、本設定値は、MK-II炉心第30サイクル運転中使用する。

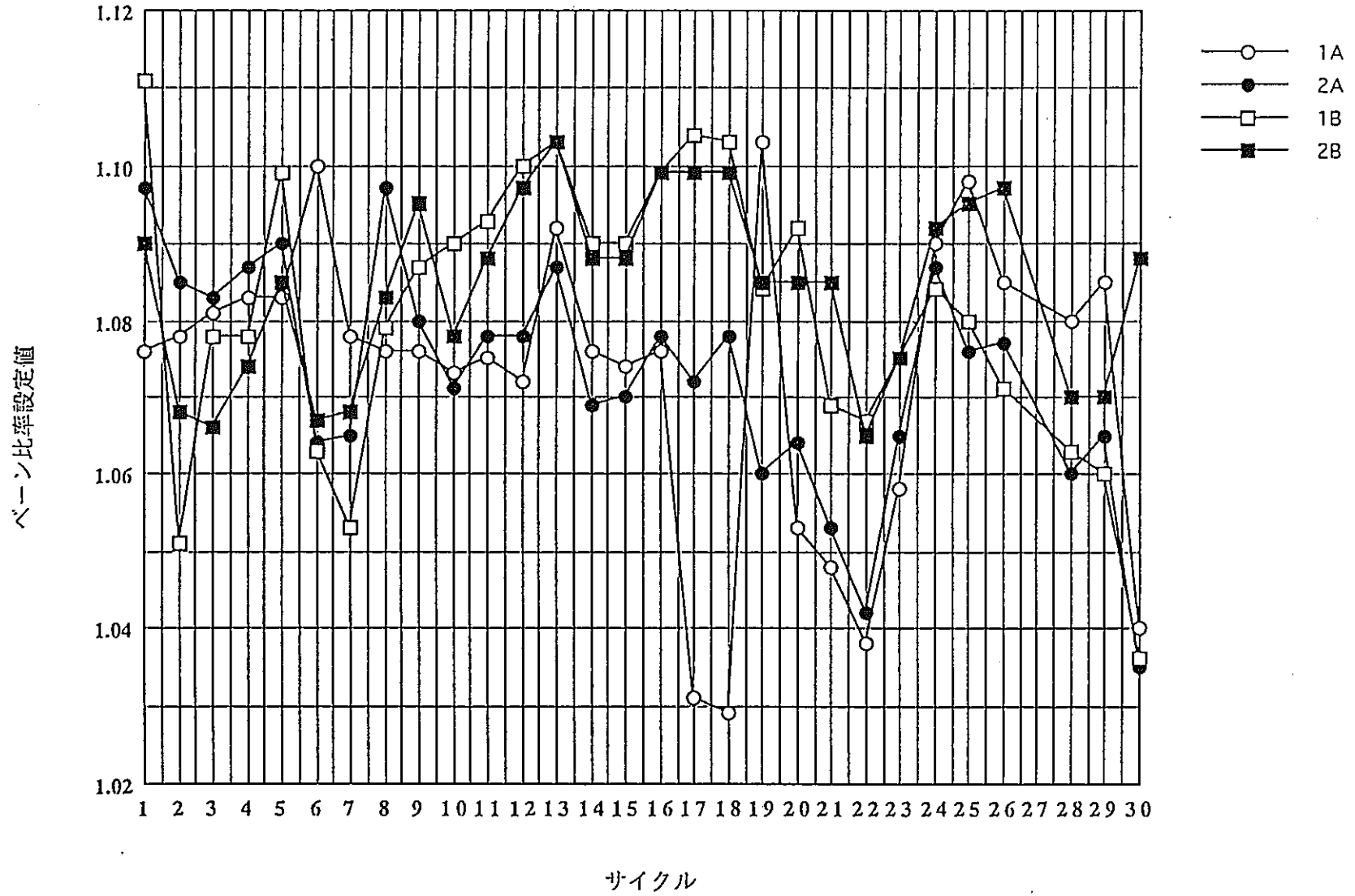


図 4.2 ベーン比率設定値の履歴

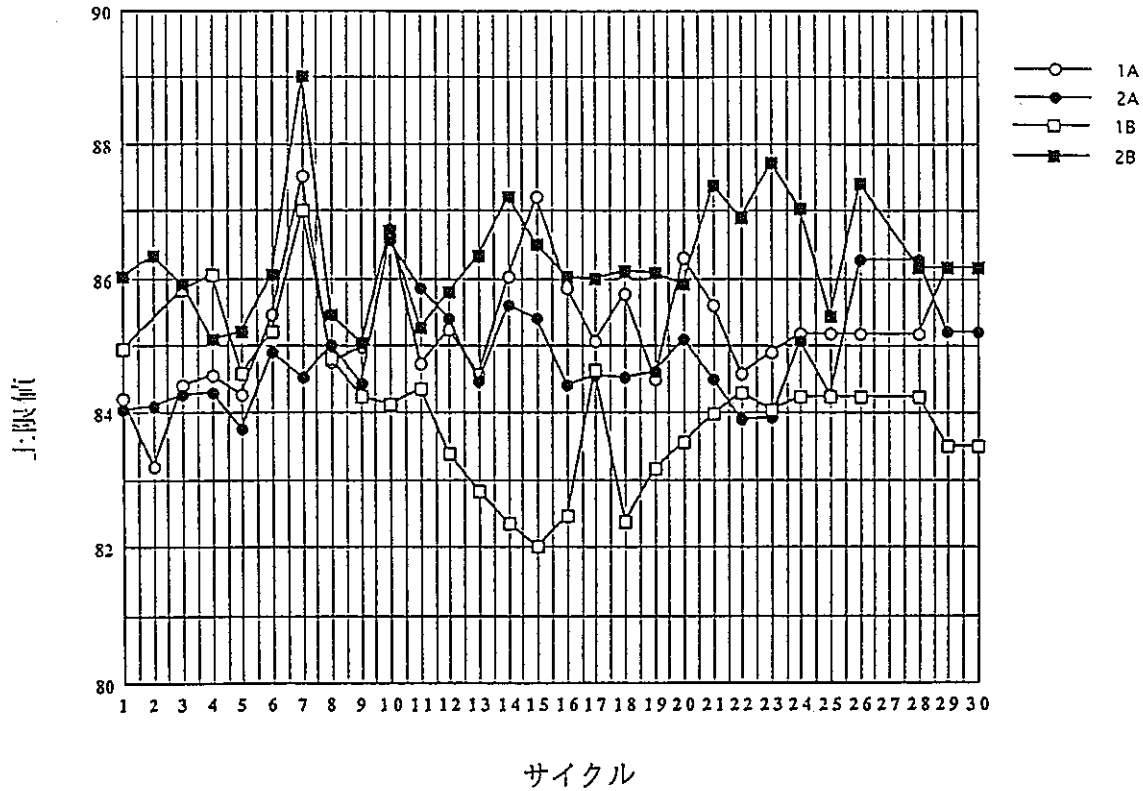


図 4.3 上限値の履歴

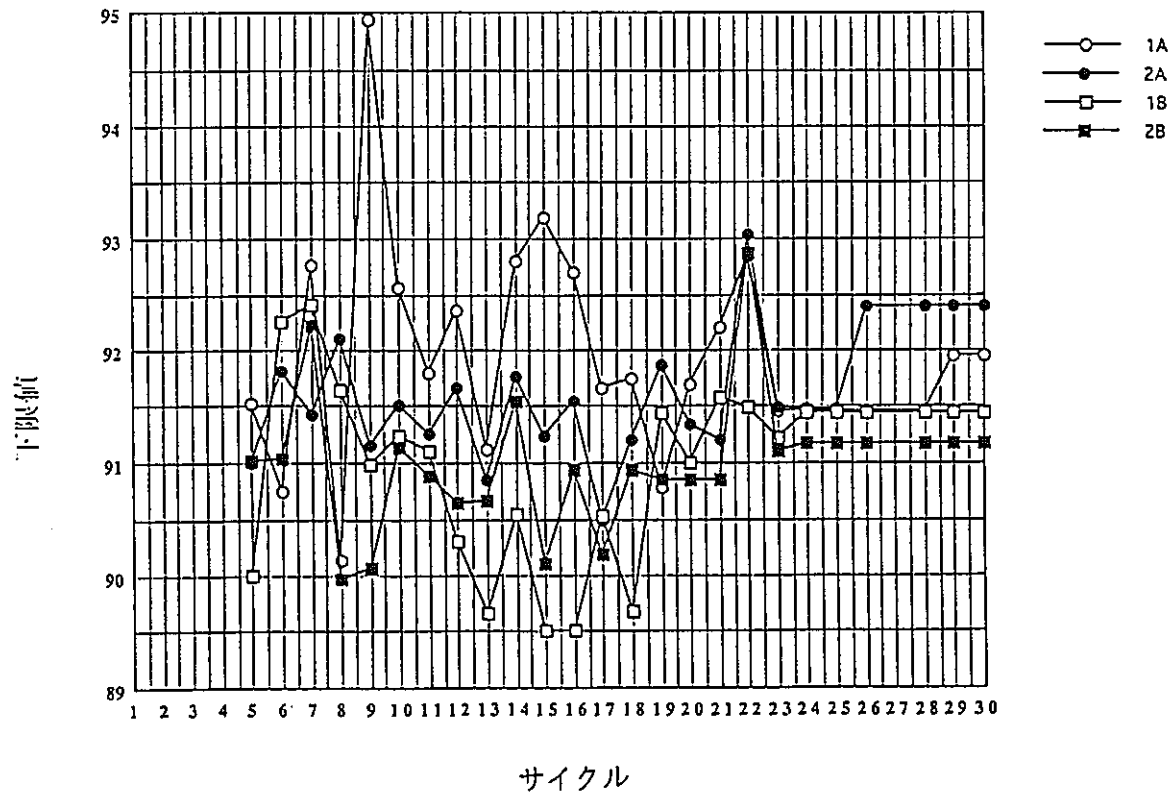


図 4.4 下限値の履歴

4.3 MK-II炉心第30サイクルの系統圧損測定

4.3.1 概要

MK-II炉心第30サイクル用炉心構成における一次主循環ポンプの揚程が、運転下限値を上回っていることを確認する目的で、系統圧損測定を実施した。

4.3.2 測定日

平成9年2月21日 14:00~18:00

4.3.3 炉心構成

各種試験（その5）からの変更は以下のとおりである。

アドレス	各種試験（その5）	第30サイクル
[3B2]	炉心燃料	B型試験用集合体
[3C2]	炉心燃料	C型特殊燃料
[3D2]	炉心燃料	C型特殊燃料
[5B5]	反射体	SMIR
[5D5]	SMIR	反射体

4.3.4 各種試験（その5）からの変更による系統圧損への影響の予測

変更された炉心構成要素の圧損係数から検討すると、第3列では3体の炉心燃料が特殊燃料に変わったことにより圧損は大きくなり、第5列では反射体とSMIRの位置を交換しただけなので圧損は変わらない。従って、全体としての圧損は、大きくなるものと考えられる。今回変更した集合体の炉心アドレスについては、[5B5]はA,B側ノズルとほぼ等距離、[3B2]はA側ノズル、[3C2],[3D2]および[5D5]はB側ノズルに近い位置での変更なので、特にB側の圧損が大きくなると予測される。

4.3.5 測定結果

MK-II炉心第30サイクルの定格流量におけるAutoモードおよびManualモードでの系統圧損測定結果を表4.3に示す。本サイクルでは、いずれのモードにおいても運転下限値（20.9mNa）を十分上回る圧損が確保できていることを確認した。

また、比較のため、本サイクルの系統圧損測定結果と併せて、各種試験（その5）の測定結果も表4.1に示す。本サイクルの系統圧損は、全体的に各種試験（その5）より大きく、予測と一致した。但し、ループ毎の比較では、A側の圧損増加の方が大きく、予測とは逆の結果となった。

表 4.3 系統圧損測定結果

運転サイクル	モード	A ループ	B ループ	平均
第 30 サイクル	Auto	47.8	45.1	46.5
	Manual	48.1	45.1	46.6
各種試験(その 5)	Auto	47.3	45.0	46.2
	Manual	47.6	45.0	46.3

4.4 主送風機停止時の風量特性の見直し

4.4.1 概要

"MIMIR-N2"の2次系Na温度挙動の解析精度を向上させるため、各種試験（その5）の主冷却機自然通風伝熱特性試験データを用い、主送風機停止時における風量特性を見直し、その特性を用いた解析を実施した。

4.4.2 風量特性の見直し

"MIMIR-N2"の主冷却機停止時の風量計算部フローチャートを図4.5に示す。

「入口ベーン開度 $\geq 5.0\%$ 、主送風機電磁ブレーキ制動時、入口ダンパ開度 $\geq 7.5\%$ 」時（図4.5太線部）の風量計算は、主送風機入口ベーン開度から交換熱量を求め、交換熱量から風量を求めるロジックとなっている。今回、自然通風伝熱特性試験結果を用いて、主送風機入口ベーン開度－交換熱量特性カーブ、および交換熱量－相対風量*特性カーブを見直した（図4.6）。見直した特性の入口ベーン開度に対する風量の割合は、従来の特性よりも増加した。

*：相対風量：定格風量と風量の比

4.4.3 見直し後の解析結果

1) 外部電源喪失

「常陽」で想定されている熱過渡事象の中で最も代表的な「外部電源喪失」事象の解析を、従来および見直し後の特性を使用して実施した。本事象は図4.5中の風量算出において、今回の見直しで新たに設定された「相対風量（1）」を直接的に使用しない事象（係数として間接的に使用）である。

解析の結果、両者にはほとんど差がなく、炉容器入口とDHX出口のナトリウム温度変化の勾配に若干差が見られたのみであった。

2) 自然循環試験

MK-II炉心「自然循環試験」（TEST-IIIE：1986年10月実施）の解析結果を図4.7に示す。今回の変更により、DHX出口Na温度が異常時設定温度(370℃)を超えてベーンが開いたBループに顕著な変化が見られ、見直し後の方が、DHX出口ナトリウム温度の最初のホットショックのピークが速くなり、その後続くコールドショックの温度落差が小さくなった。これは、同じベーン開度に対する除熱量が、見直しにより大きくなるため、従来に比べ、ベーン開度が小さく、かつ開の時間も短縮され、従来発生していたDHX出口Na温度のピーク後の急激な低下が抑えられたためである。これにより、実測値に見られるベーン全閉直後の一時的な上昇が再現できた。

4.4.4 まとめ

"MIMIR-N2"の風量特性見直しにより、プラントに何らかの異常が発生（主送風機停止）し、DHX出口Na温度が異常時設定温度を超えた場合の挙動を従来よりも精度の良く解析できる。

よって、今後の"MIMIR-N2"による熱過渡解析には、見直した風量特性を使用するものとする。

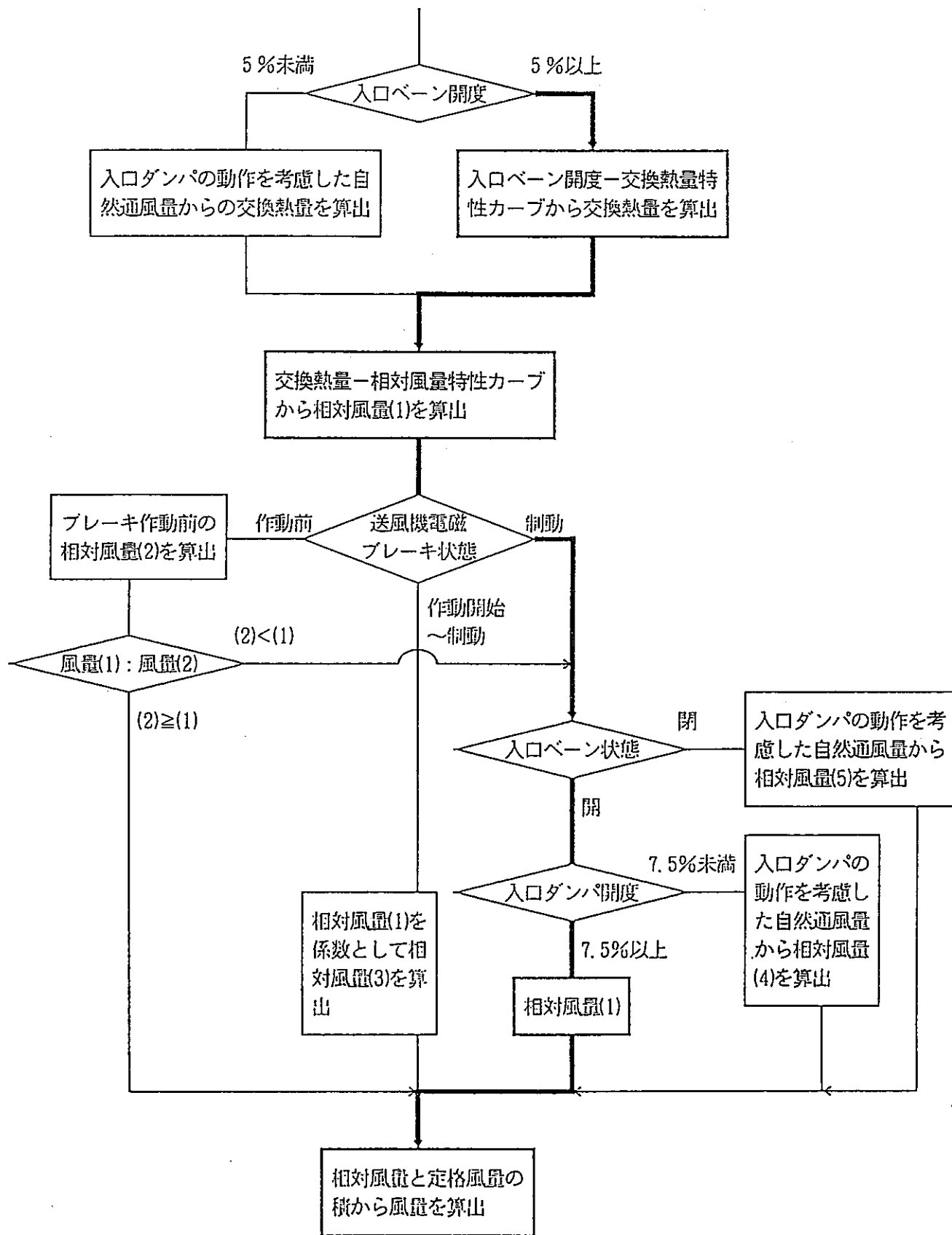
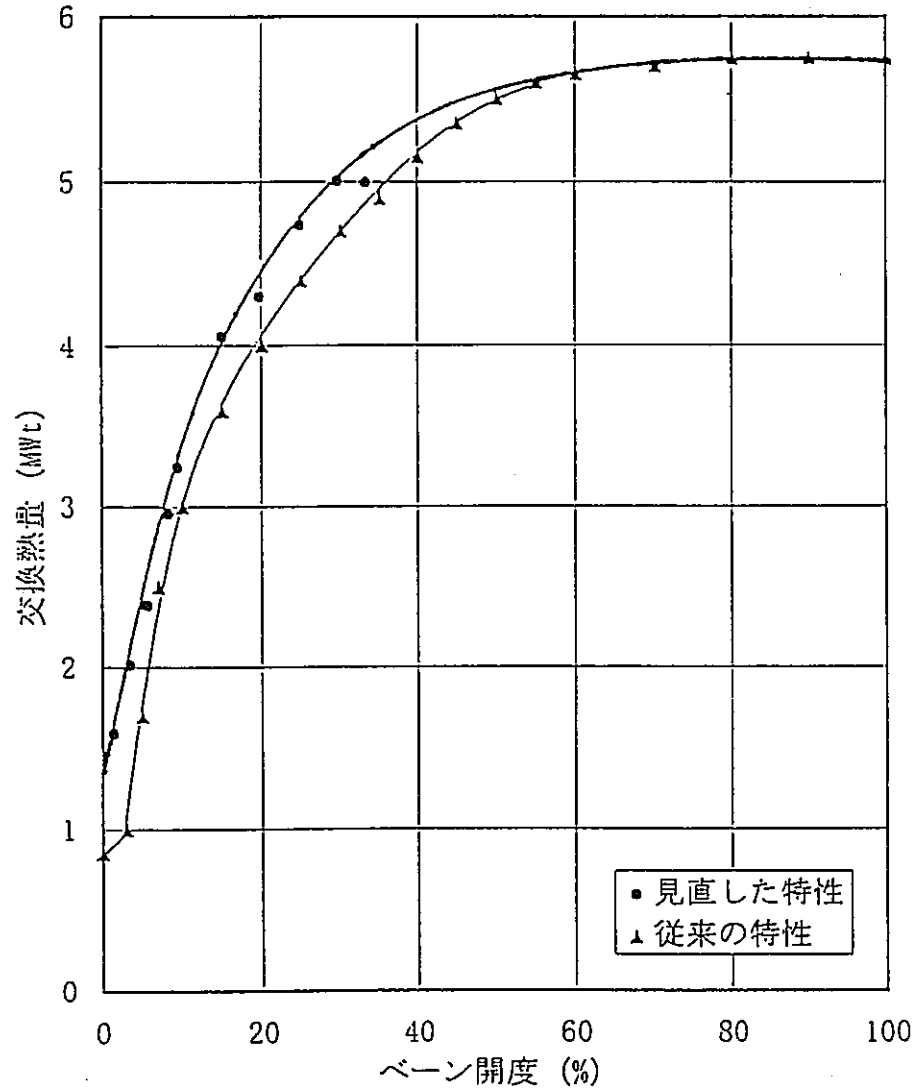
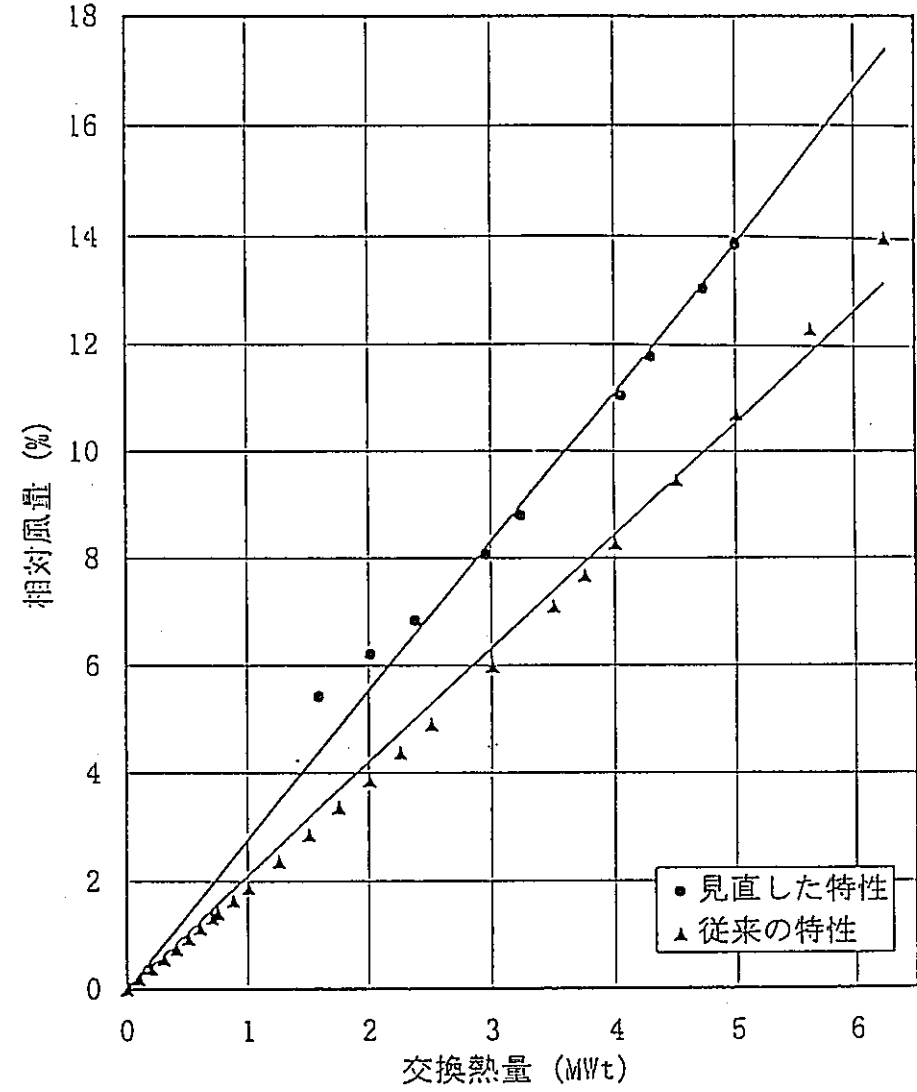


図 4.5 “MIMIR-N2”の主送風機停止時の风量計算部フローチャート



入口ベーン開度-交換熱量特性



交換熱量-相対風量特性

図4.6 “MIMIR-N2”の内部風量特性の見直し結果

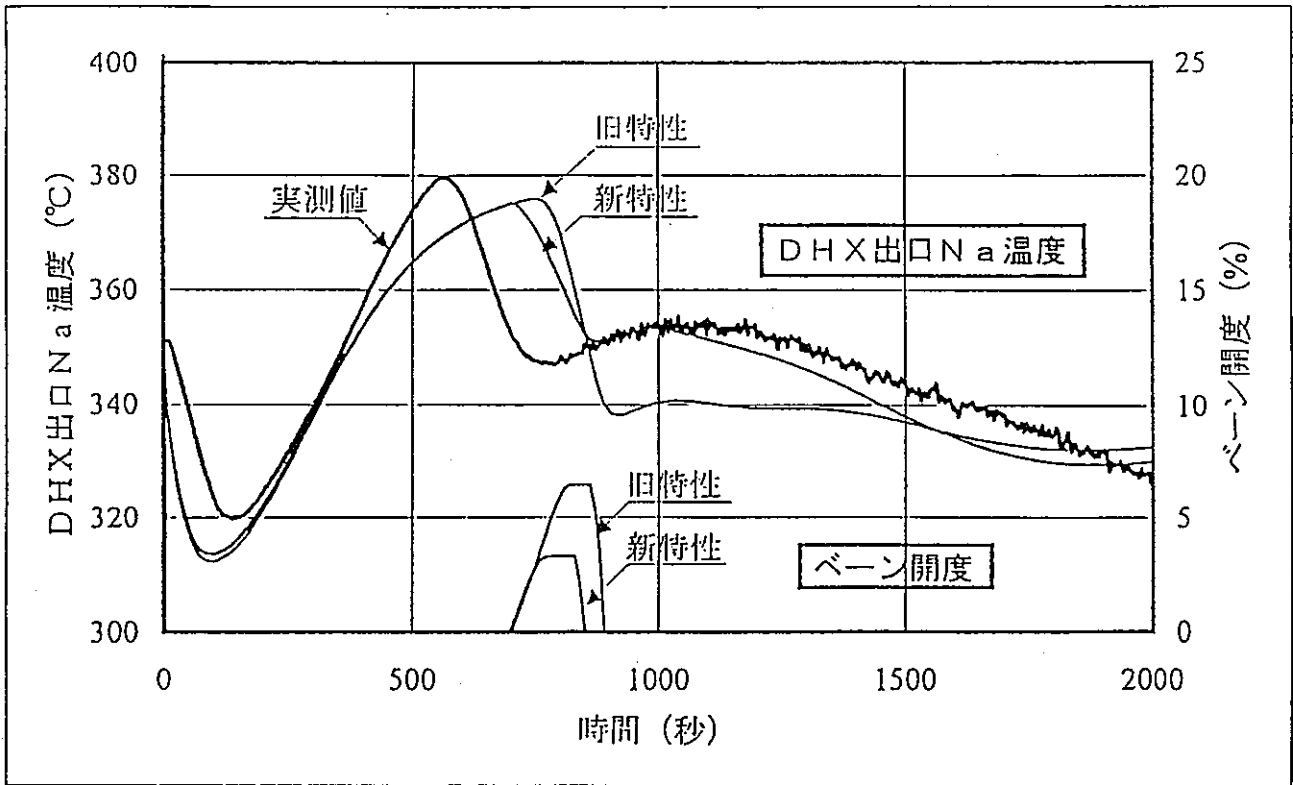


図4.7 “MIMIR-N2”による温度挙動解析結果（自然循環試験Ⅱ-E：Bループ）

4.5 "MIMIR-N2"による集合体出口Na温度挙動の異常原因調査結果

4.5.1 概要

自然通風伝熱特性試験（1995年4月実施）結果を基に"MIMIR-N2"の主送風機停止時の風量計算部入力データの検討作業を行っている。本作業中、燃料集合体出口Na温度挙動に異常が発生することが判明したため、その原因を調査し対処方法を検討した。

4.5.2 調査結果

1) 状況

現状の"MIMIR-N2"を用いて、自然循環試験II-E（1986年10月実施）の解析を行うと、実測値では燃料集合体出口Na温度が最初から下降するのに対し、解析では試験開始直後に一瞬急激に上昇する現象がみられた（図4.8参照）。

2) 原因

調査の結果、1)は以下の2つが原因である事が分かった。

a) ギャップコンダクタンス

自然循環試験II-Eの実験解析を行った結果、集合体出口Na温度の計算値と実測値に差が見られたため、燃料ピンと被覆管間のギャップコンダクタンスを従来の1000(Btu/hr·ft²·°F)*1から200(Btu/hr·ft²·°F)に変更した。これにより、熱過渡開始前（定常状態）に既に燃料温度が熔融温度（2650°C）を超える結果となった。

$$*1 : 1.0(\text{Btu/hr}\cdot\text{ft}^2\cdot\text{°F})=4.883(\text{kcal/m}^2\cdot\text{hr}\cdot\text{°C})$$

b) "MIMIR-N2"の改良

a)の作業とは独立に、燃料温度が熔融温度を超えた場合に相変化に費やすエンタルピーを考慮するよう、"MIMIR-N2"のモデルの改良をした。自然循環試験II-Eの解析では、a)の原因で燃料温度が熔融温度を超えているため、燃料の相変化に費やすエンタルピーが考慮され、燃料の温度下降勾配は改良前より緩やかとなった。

上記a)、b)の原因が重なった事により、被覆管、冷却材および集合体出口Naの温度のバランスが崩れ、集合体出口Na温度が一瞬急激に上昇する現象が現れた。

4.5.3 対処方法

異常が発生しない様にするには、a)の変更を元に戻すか、または、b)の改良を無効にする事が考えられる。この時、後者の改良自体に問題はない事から、ギャップコンダクタンスのみを元の1000(Btu/hr·ft²·°F)に戻す事で対処する。

なお、これにより、集合体出口Na温度の挙動は、自然循環試験の実測値とは若干差が大きくなる傾向となるが、炉容器出口ノズルNa温度の挙動にはほとんど影響がない（図4.9参照）。

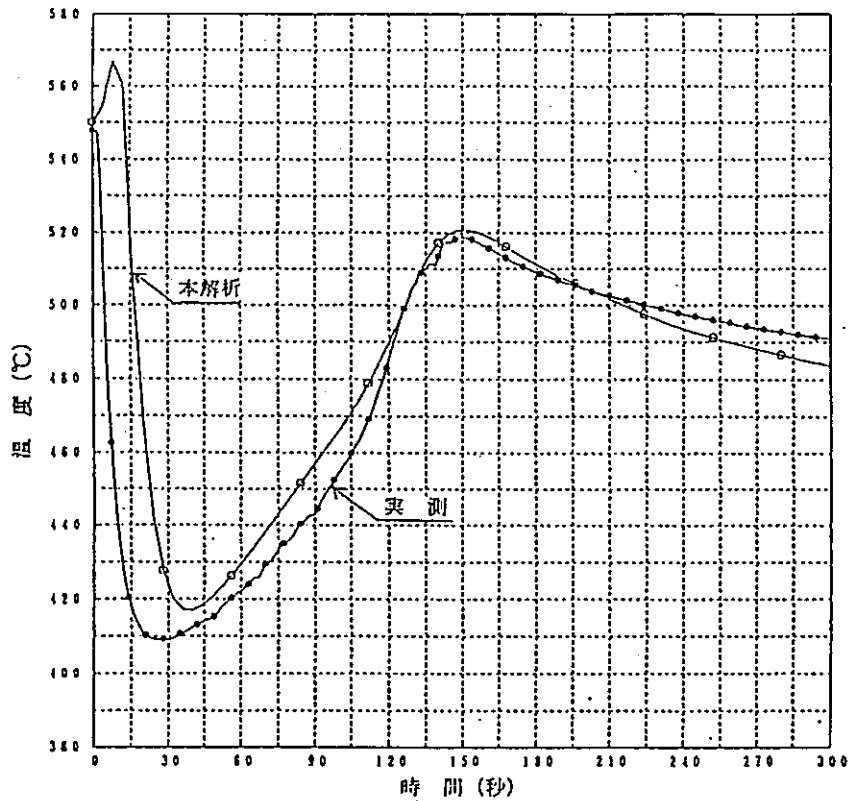


図 4.8 対処前の“MIMIR-N2”による温度挙動解析結果
(自然循環試験Ⅱ-E：炉心第0列集合体出口Na温度)

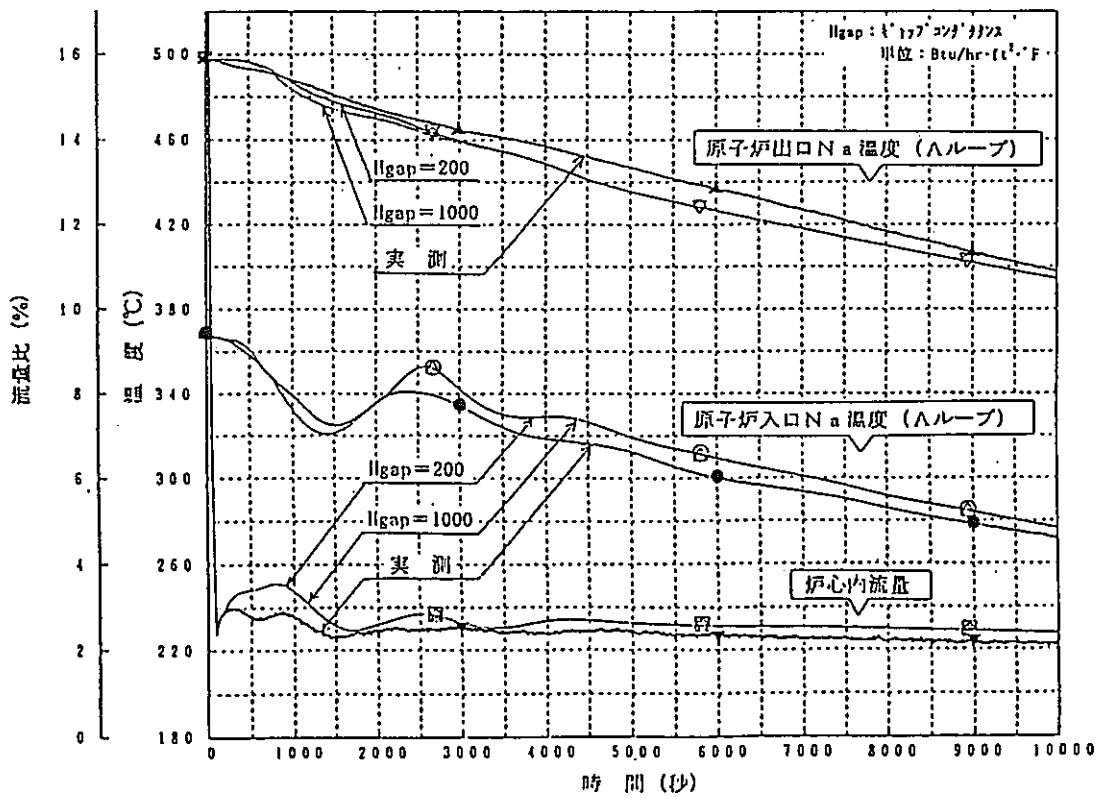


図 4.9 対処後の“MIMIR-N2”による温度挙動解析結果
(自然循環試験Ⅱ-E：炉容器出入口Na温度)

4.6 燃焼度増加に伴う集合体流量低下現象に関する検討

4.6.1 概要

各種試験（その3）で1995年2月に実施した第5回目の「炉内流量配分測定試験」において、燃料集合体の燃焼度増加に伴う集合体流量低下が見られた。本現象と「もんじゅ」用模擬燃料集合体のNa流動試験（1976年）で確認された燃料集合体流量低下現象との関連について検討を行った。

4.6.2 試験結果の概要

1) 従来試験の調査結果

従来、集合体の流動試験はいくつか実施されてきた。これらのうち、「もんじゅ」用模擬燃料集合体を使用して実施された試験*1では、測定した集合体圧力損失が試験時間の増大とともに増加していく現象が確認された。その後、この原因を解明するための基礎試験等*2が実施され、その原因がNa中の粒状不純物であろうとの一応の結論が得られた。

2) 「炉心内流量配分測定試験」での評価

本試験では、燃焼度増加による集合体流量低下の原因を集合体内被覆管外径の増大によるものとし、Rehmeの式で評価を実施した。その結果、集合体内冷却材流量の低下（燃焼度約65,000MWd/tで約0.13kg/sの減少）は、流量低下割合の大きくなる第5列で評価すると、被覆管外径(5.5mm) 0.4%(0.023mm) 増に相当することがわかった。図4.10に被覆管外径と集合体バンドル部圧損の関係を示す。0.023mmの外径増加は、約35g/cm²の圧損増加に相当する。

3) 被覆管のPIE結果*3

燃料集合体PFD406（平均燃焼度62,000MWd/t）のPIEでは、最大0.021mm、平均で0.016mmの被覆管外径の増加が認められた。

4.6.3 考察

従来試験（模擬燃料集合体の流動試験）は、試験装置を含め詳細がわからないため、試験結果について正確に言及できないが、Na中の粒状不純物および試験装置の計測精度等の問題の影響で、集合体の圧損が5～20%も増加したのではないかと推定される。炉心内流量配分測定試験では、従来試験で発生したようなレベルの圧損増加が見られなかったことと、PIEで被覆管外径の増加が認められており、その量もオーダー的に良く一致していることから、集合体燃焼度増加に伴う集合体流量低下の主な原因は、被覆管外径の増加である可能性が高い。

*1 : PNCSN94176-47

*2 : PNCN94183-02

*3 : 07(FMS)058(FMSメモ)

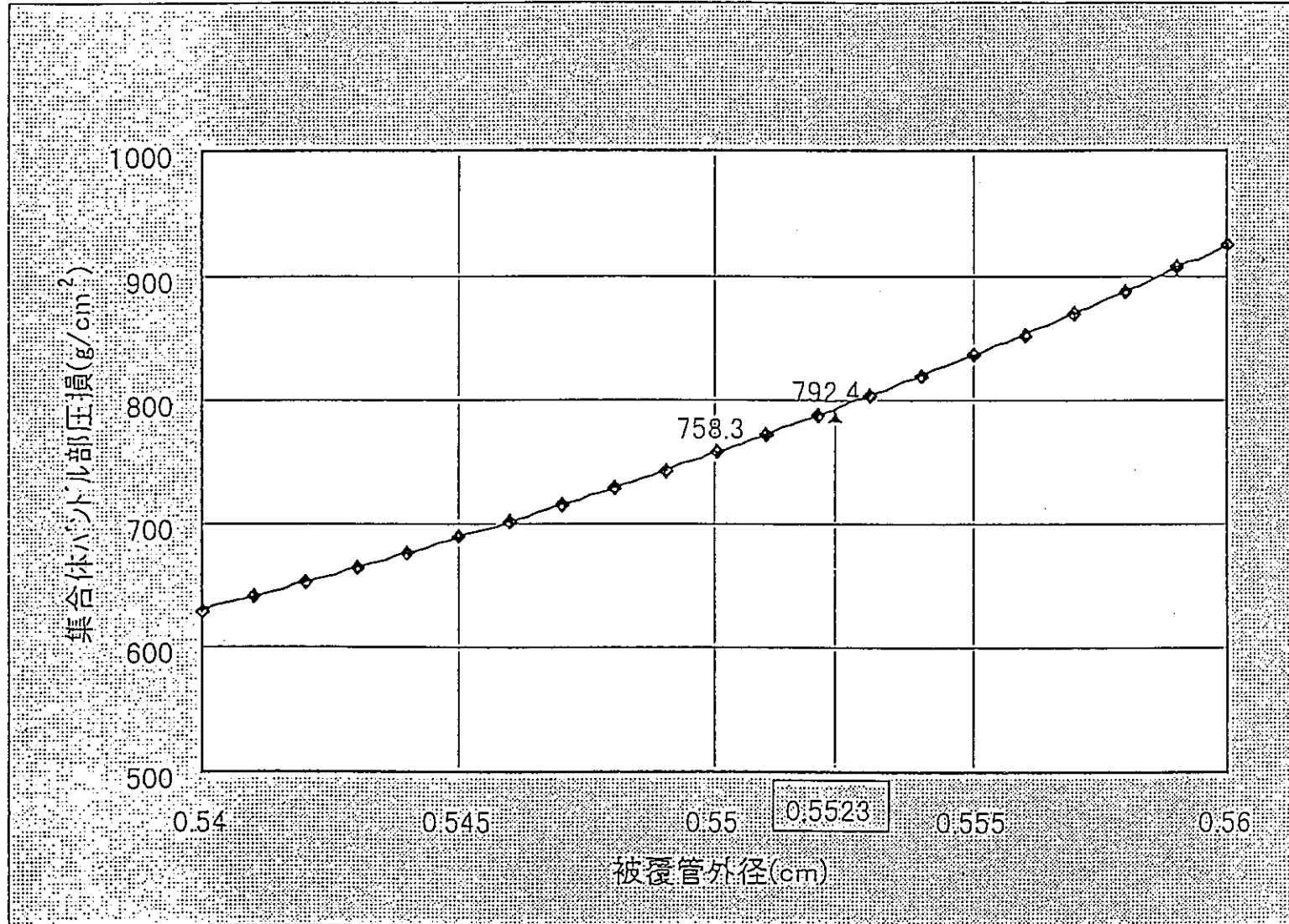


図 4.10 被覆管外径と集合体バンドル部圧損の関係

4.7 光ファイバによる1次主冷却系配管での温度分布測定試験

4.7.1 概要

先行基礎工学分野における大学との研究協力として、平成9～11年度に実施を予定している「光ファイバを用いた高速炉プラントの温度分布測定法に関する研究」（東京大学）の平成9年度試験計画をまとめた。本研究では、光ファイバの照射損失による温度分布測定への影響を確認することを目的とし、「常陽」1次主冷却系配管に設置した光ファイバにより、原子炉停止中および運転中の配管外装板表面での温度分布を測定するものである。

4.7.2 光ファイバによる温度分布測定について

光ファイバ温度計は、長尺の光ファイバにレーザー光を入射させ、各位置の散乱光の強度比（温度に依存）とその到達時間から温度分布を測定する装置であり、これまで、実験室レベルでの基本的な特性試験が行われてきた。

本試験では、軽水炉の主冷却系配管に比べて放射線レベルが数桁高い「常陽」1次主冷却系配管での温度分布測定により、1)年オーダーの長期間の耐放射線特性、2)実機プラント規模の測定性能、3)定格運転中の性能劣化と原子炉停止中の性能回復の特性を確認する。

4.7.3 試験内容

光ファイバ温度計には、ステンレス保護管付きポリイミド被覆石英光ファイバ（耐放射線用光ファイバ、850nmφと1μmφの2種類）を用い、これを「常陽」Aループ側1次主冷却系配管のホットレグ配管外装板表面に設置する（図4.11）。測定範囲は、原子炉出口ノズル側から3番目のエルボ付近までの約13mであり、ファイバは2本束ねて約50cmピッチで螺旋状に設置する。光ファイバを設置した配管には、校正用の熱電対（0.75級CA熱電対）を4箇所取り付け。散乱光は光ファイバ温度リーダー（FTR:FiberOpticTemperatureLaserRader）により測定する。サンプリング時間は90秒とし、原子炉起動時等には1データ/数分、定格出力運転時には1データ/時間で、パソコンによりデータの平均化処理をする。24時間連続測定は第30サイクルの原子炉起動からの約1.5カ月間に実施し、定期測定は第33サイクル終了まで1～2カ月に1回の頻度で行う。また、径の異なるファイバの特性を比較するための測定を適宜実施する。

4.7.4 評価項目

- 1) 熱電対との比較： 校正用熱電対による温度データと光ファイバ温度計による温度分布測定データを比較し、照射による影響（損失）を評価する。
- 2) レーザ波長の影響： 入射レーザー光の波長（854nm、1047nm）の違いによる光ファイバの照射損失の測定結果への影響の比較を行う。
- 3) 追従性評価： 出力上昇時の測定結果を熱電対による測定結果と比較し、追従性を評価する。
- 4) フォトブリーチング効果： 常時光が入射されている事による照射損失の低減効果（フォトブリーチング効果）を評価する。

- 5) 照射線量評価： FTRで得られるラマン散乱光2成分のうち、温度による影響を受けにくいストークス光の強度分布とあらかじめ得られている照射線量-損失曲線によって、光ファイバ各位置での照射線量を評価する。

「常陽」1次冷却系
機器・配管配置図

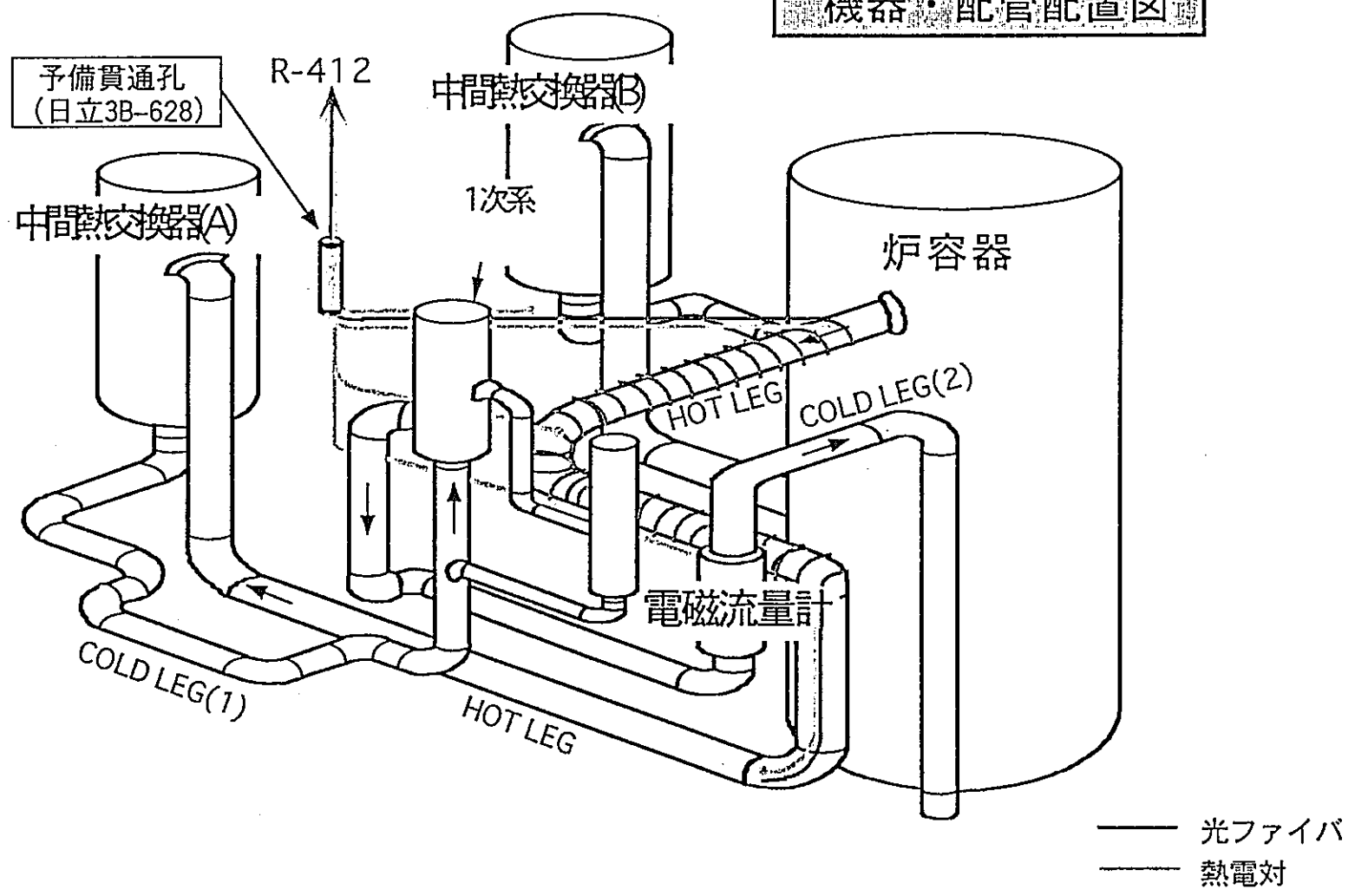


図4.11 光ファイバ温度計および熱電対設置概略図 (床下)

4.8 SASS炉内システム試験のための安全解析

4.8.1 概要

自己作動型炉停止機構（SASS）炉内システム試験の安全評価のため、プラント動特性解析を実施した。

4.8.2 解析方法

SASS炉内システム試験で、ダミー棒中途挿入によって正の反応度*が投入された際に他の熱過渡事象が発生した時を想定し、以下の3事象・7ケースを設定した。

事象	ダミー棒挿入からの時間	反応度係数のパラメータ**		
		①	②	③
燃料スランピング事故	0.0秒（同時）	ケース1		
	105.9秒			ケース2
	1800.0秒			ケース3
主冷却器空気流量の増大	1.0秒			ケース4
	1694.0秒			ケース5
1次主循環ポンプ軸固着事故	106.5秒			ケース6
	1800.0秒			ケース7

*： SASS炉内システム試験ではダミー棒のフルストローク落下で負の反応度が入るが、その挿入過程の反応度投入曲線途中に変曲点があるため、中途挿入で試験した場合に、正の反応度が入ることが考えられる。

**： 反応度の組み合わせ

- ① 出力上昇・冷却材温度上昇型事象
- ② 出力上昇・冷却材温度低下型事象
- ③ 出力低下・冷却材温度上昇型事象

MK-III炉心の安全解析で使用している3ケース（1～3）の反応度係数（ドップラー係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数および炉心支持版温度係数）をパラメータとした解析（MK-III炉心定格運転時にダミー棒挿入による反応度を投入した場合）では、1、2はスクラムに至り、3はスクラムに至らない。よって、ケース2～7はダミー棒挿入だけではスクラムに至らない3の反応度係数で解析を実施した。なお、ダミー棒挿入時の投入反応度は、ステップ状に+5¢とし、その他の解析条件はMK-III安全解析と同様とした。各ケースの動特性解析を行い、燃料、被覆管肉厚中心及び冷却材最高温度を求め、熱設計基準値を比較した。

4.8.3 解析結果

表4.4に解析結果を示す。ケース6の被覆管肉厚中心最高温度が熱設計基準値（830℃）を超えた。図4.12にケース6の解析結果を示す。

表4.4 解析結果と熱設計基準値との比較

単位 [°C]

	制限値	初期値	ケ-71	ケ-72	ケ-73	ケ-74	ケ-75	ケ-76	ケ-77
燃料最高温度	2650	2550	2611	2631	2616	2648	2648	2584	2584
被覆管肉圧中心最高温度	830	675	702	701	701	689	688	831	817
冷却材最高温度	910	656	684	681	683	669	669	820	803

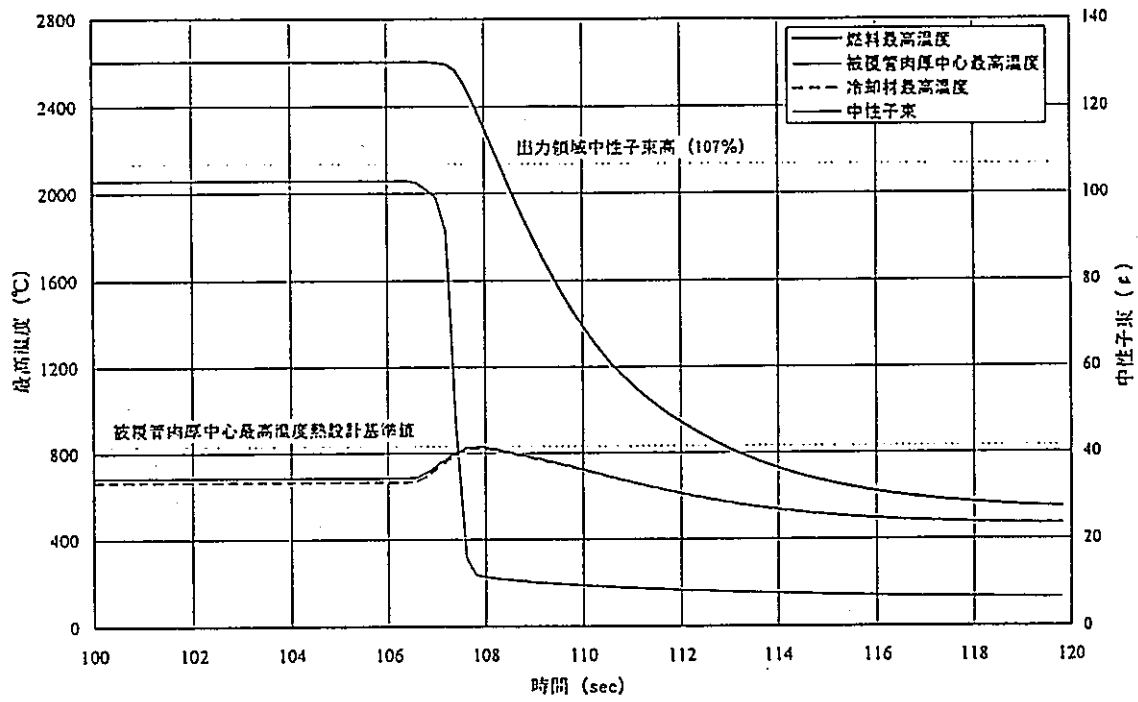


図 4.12 1次主循環ポンプ軸固着事故の各最高温度の推移 (ケース6)

[第4章の参考資料]

- 技-8-006 : 炉心内流量配分測定試験結果と集合体の流量低下現象について
- 技-8-023 : 炉心内流量配分測定試験結果と集合体の流量低下現象について (その2)
- 技-8-031 : 主冷却機の自然通風伝熱特性試験のデータを用いた"MIMIR-N2"の改良
- 中間報告 -
- 技-8-033 : 主冷却機の自然通風伝熱特性試験のデータを用いた"MIMIR-N2"の改良の現状
- 技-8-044 : SASS炉内システム試験安全評価のための動特性解析結果
- 技-8-064 : SASS炉内システム試験のための安全解析結果
- 技-8-102 : "MIMIR-N2"による集合体出口Na温度挙動の異常原因調査結果
- 技-8-107 : 自然通風伝熱特性試験で得られたデータにより見直した"MIMIR-N2"の風量特性の評価結果
- 技-8-159 : 光ファイバを用いた「常陽」1次主冷却系配管の温度分布測定試験計画
- 技-8-160 : MK-II炉心第30サイクル渦電流式温度流速計特性試験結果
- 技-8-162 : 主送風機ベーン・ダンパ開度特性試験結果 (MK-II炉心第30サイクル起動前)
- 技-8-163 : MK-II炉心第30サイクルの系統圧損測定結果

5. プラント構造健全性評価

本章では、「常陽」のプラント構造健全性評価に関する成果をまとめた。本期間中には、「常陽」の2次系配管用熱電対ウエルの構造解析、ナトリウム漏洩時のプラント健全性評価等に関する成果をまとめた。

5.1 1次系配管用熱電対ウエル構造解析

5.1.1 概要

高速実験炉「常陽」の2次系配管用熱電対ウエルの構造健全性を評価するために、汎用非線形構造解析システム"FINAS"を用いて以下の解析を実施した。

1) 固有値計算

3次元梁要素 (BEAM2) を用いた熱電対ウエルと熱電対の一体モデルで、11B配管用 (配管内ウエル長150mm) および10B配管用 (同130mm) の熱電対ウエルの、原子炉運転中(470℃)、原子炉停止中(150℃) およびナトリウムドレン中(10℃) の固有値計算を実施した。

2) 熱電対取付ねじ部回転剛性をパラメータとした固有値計算

主に配管外ウエルが振動する1次モードの固有振動数は、熱電対の取付ねじ部の締め付け状態によって変化する。そこで、締め付け状態と固有振動数の関係を把握するために、BEAM2要素を用いた11B配管用熱電対ウエルモデルで、締め付け状態を回転剛性で模擬し、回転剛性をパラメータとした固有値計算を実施した (温度条件: 470℃)。

3) 調和加振解析

主に配管外ウエルが振動する1次モードの固有振動数で配管内ウエルを振動させた場合に発生する応力・ひずみと、2次モードの固有振動数で配管内ウエルを振動させた場合に発生する応力・ひずみを比較することによって、1次モードの固有振動数が配管内ウエルに与える影響を確認するために、BEAM2要素を用いた11B配管用熱電対ウエルモデルで、配管内ウエル部に分布荷重 (1.5、5.0、10.0、15.0、10.0および15.0kg/m) を与え、各々のケースについて減衰定数0.5%と1.0%での1次と2次の固有振動数による調和加振解析を実施した。

4) 応力解析

熱電対ウエル先端と熱電対ウエル配管溶接部との変位量の差が等しくなるように、熱電対ウエル先端を強制変位させた場合 (以下、強制変位条件) と、熱電対ウエル細管部に分布荷重を与えた場合 (以下、分布荷重条件) の応力解析を実施した。なお、解析は、BEAM2要素を用いたウエル単体モデル、8節点六面体要素 (HEX8) を用いたウエル単体モデル、HEX8を用いた冷却材の流れに沿った面に対称なウエルと配管の一体モデルおよびHEX8を用いた冷却材の流れに垂直な面に対称なウエルと配管の一体モデルの4モデルを作成し実施した。

5.1.2 解析結果

2次系配管用熱電対ウエルの構造解析結果から、以下のことが確認された。

1) 熱電対ウエルの細管部が振動する主な固有値は、11B配管用の場合、原子炉運

転中484Hz、原子炉停止中507Hzおよびナトリウムドレン中555Hz、10B配管用の場合、原子炉運転中497Hz、原子炉停止中511Hzおよびナトリウムドレン中570Hzであった。

- 2) 熱電対取付ねじ部の回転剛性は、 $1 \times 10^8 \text{kg} \cdot \text{mm}/\text{rad}$ 以下では剛性が小さくなるにつれて1次モードの固有振動数は小さくなるが、それ以上の剛性では固有振動数はほとんど変化しない。
- 3) 調和加振解析の結果、1次モードの固有振動数で振動させたときに発生する最大応力は、2次モードの固有振動数で振動させたときに発生する最大応力の約6～7%である。
- 4) 熱電対ウェル先端を強制変位させた場合に発生する最大応力は、9.5～9.9kg/mm¹、熱電対ウェル細管部に分布荷重を与えた場合に発生する最大応力は、11.1～11.7kg/mm¹であり、いずれの場合も、最大応力はウェル細管部付け根付近に発生した。また、強制変位条件と分布荷重条件とでは、応力分布の傾向に違いが見られた。

表 5.1 熱電対ウェルの固有値計算結果

解析 条件 モード	熱電対シース重量を分散						熱電対シース重量を集中						
	Na付加質量考慮			Na付加質量なし			Na付加質量考慮			Na付加質量なし			
	原子炉 運転中 470°C	原子炉 停止中 250°C	81	原子炉 運転中 470°C	原子炉 停止中 250°C	81	原子炉 運転中 470°C	原子炉 停止中 250°C	81	原子炉 運転中 470°C	原子炉 停止中 250°C	81	ナトリウム ドレン中 20°C
1次	80	81	81	80	81	82	79	79	81	79	81	81	81
2次	484	507	538	512	538	555	503	527	527	534	561	579	579
3次	622	633	633	622	633	636	621	632	632	621	632	635	635
4次	2034	2074	2074	2034	2074	2085	1994	2033	2033	1994	2033	2044	2044
5次	2725	2856	3028	2879	3028	3123	2828	2964	2964	3002	3157	3256	3256
108配管用 1次	73	74	74	73	74	75	72	74	74	72	74	74	74
2次	497	521	553	526	553	563	516	541	541	548	561	564	564
3次	551	561	561	551	561	570	551	561	561	551	576	594	594
4次	1788	1823	1823	1788	1823	1833	1759	1793	1793	1759	1793	1803	1803
5次	3001	3145	3335	3171	3335	3440	3117	3117	3117	3309	3479	3589	3589

単位(Hz)

5.2 「常陽」2次系ライナ材(SS41)の材料試験要否の検討

5.2.1 概要

「常陽」2次系ライナの強度解析では、本来規準や材料試験から求めた材料特性を使用すべきである。しかし、「常陽」2次系のライナ材SS41について、告示等で規定されている引張応力等は350℃までのものしかない。このためSS41材の高温での材料試験の要否を、材料特性の文献調査、及び「もんじゅ」2次系ライナの材料であるSM41Bの材料試験の結果（機安室実施）から検討した。

5.2.2 内容

1) 材料特性

SS41とSM41BのJISで規定されている材料特性を表5.2に示す。本表に示すとおり、2つの材料の要求される機械的性質はほぼ同じである。また、化学成分では、SM41Bの方が溶接性をより良好とするため、C,Si,Mnについて規定があると共に、P,Sについても成分を低く規定している。従って、SS41はSM41Bに比べて化学成分が規定されていない分、材料特性のばらつきが大きくなることが予想されるものの、機械的性質の最低レベルについてはほぼ同様であると判断される。

2) SM41Bの材料試験結果（機安室メモ：SSS-07-A-013）

機安室で実施した材料試験で得られた材料特性項目を表4.2に示す。数体の試験片による材料特性は、例えば引張強さの場合、告示の規定値は満足しているものの、試験片によるばらつきがかなり大きい（最大で約10kg/mmU程度の差）。その他の材料特性でも、試験片によるばらつきが大きく、今回の「もんじゅ」ライナ解析用材料データではそれらの平均値を使用している。

5.2.3 まとめ

以上より、新たに「常陽」2次系ライナ材のSS41を購入し材料試験を実施したとしても、得られる結果はSM41Bより更にばらつきが大きくなることが予想されることから、SS41の材料試験は実施せず、同じ低炭素鋼で化学成分と機械的性質がほぼ同様であるSM41Bの材料特性を使用して強度解析を実施するものとする。

表5.2 SS41とSM41Bの化学成分、機械的性質の違い

	項目	単位	SS41 (SS40)	SM41B (SM400B)	特記事項
化学成分	C	%	—	< 0.20	厚さ 50 mm 以下 (SM41B の場合)
	Si	%	—	< 0.35	
	Mn	%	—	0.60 ~ 1.40	
	P	%	< 0.050	< 0.035	
	S	%	< 0.050	< 0.035	
機械的性質	降伏点又は耐力	N/mm ²	> 245	> 245	厚さ 16 mm 以下
	引張強さ	N/mm ²	400 ~ 510	400 ~ 510	厚さ 100 mm 以下 (SM41B の場合)
	伸び	%	> 17	> 18	厚さ 5 ~ 16 mm
	シャルピー値	J	—	> 27	試験温度 0 °C

表5.3 SM41B材料試験から得た材料特性項目

1	0.2 % 耐力	4	静的応力-ひずみ関係	7	密度
2	引張強さ	5	クリープひずみ	8	比熱
3	縦弾性係数	6	線膨張係数	9	熱伝導率

5.3 溶融塩型腐食に係る余剰水分の計算

5.3.1 目的

「常陽」におけるナトリウム漏えい時の受け樋およびライナの健全性評価の一環として、溶融塩型腐食の発生の有無を評価するために、堆積物の水酸化ナトリウム化に作用する余剰水分の計算を受け樋および床ライナが設置されている各部屋について実施した。

5.3.2 計算

計算方法は、平成9年1月13日の『もんじゅナトリウム漏えい事故調査・検討タスクフォース』で用いられた『1次冷却系ナトリウム燃焼によるライナ材等の腐食について』の添付資料1を参照した。主な計算条件を以下に示す。

- ・1次系温度計ウェルからの漏えいを想定し、漏えい率16g/s一定で90min継続するものとした（漏えい量140kg）。
- ・部屋の容積は、機器、配管の体積を除いた値とした（原子炉第二課で評価された値を用いた）。
- ・水蒸気密度は、水戸地方気象台の月報より、水戸における一日平均値のうち過去5年間の最大値とした（気温30℃、湿度80%）。
- ・換気系は、火災報知器とのインターロックを考慮し、漏えいの検知から1min後に停止するものとした（換気停止後の給気なし）。

5.3.3 結果

計算結果の一例として、S-409室（受け樋の部屋）におけるナトリウム燃焼反応生成物と空気中の水分の質量バランスを図5.1に示す。また、受け樋および床ライナの部屋における余剰水分の計算結果のまとめをそれぞれ表5.4、5.5に示す。

この様に、「常陽」において想定したナトリウム漏えいが発生した場合、受け樋・床ライナのいずれの部屋においても堆積物を水酸化ナトリウム化させる余剰水分はなく、溶融塩型腐食反応は発生しないと考えられる。

表 5.4 「常陽」主冷却機建物の受け樋のある部屋におけるナトリウム燃焼時の余剰水分の推定

部 屋	S-403	S-505	S-409	S-416
容積（構造物の容積を除く） (m)	682	1150	359	287
換気風量 (m ³ /min)	0	0	80	75
生成される酸化Na（金属Na換算） (kg)	44	44	44	44
水酸化Na化に必要な水分 (kg)	35	35	35	35
供給される水分 (kg)	17	28	11	9
余剰水分 (kg)	-18	-7	-24	-26
備 考		主冷却機建物で容積最大の部屋	評価対象の温度計が設置されている部屋	

*) A系とB系で対象の部屋はA系で代表させた。

評価条件

- 部屋全体の水分が燃焼領域に全て集まるという保守的な評価をしている。
- 集まった水分が瞬時に反応するという保守的な想定をしている。
- 雰囲気中の水分は過去5年の気象データの最大値（気温30℃、湿度80%）としている。

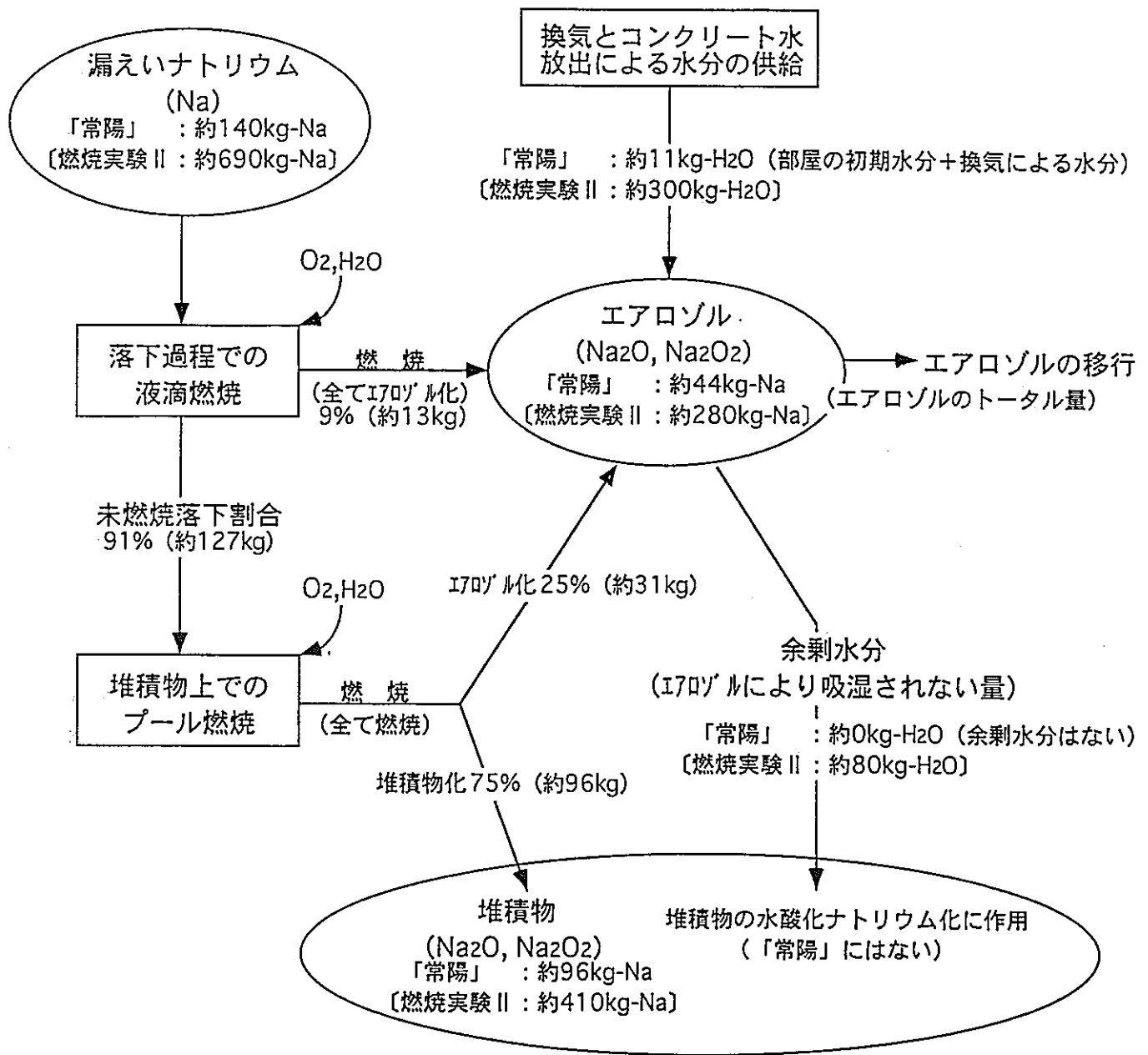
表 5.5 「常陽」主冷却機建物のライナのある部屋におけるナトリウム燃焼時の余剰水分の推定

部 屋	S-303, 304	S-413	S-508	S-601
容積（構造物の容積を除く） (m)	417	248	202	138
換気風量 (m ³ /min)	328	364	78	78
生成される酸化Na（金属Na換算） (kg)	56	56	56	56
水酸化Na化に必要な水分 (kg)	44	44	44	44
供給される水分 (kg)	23	19	11	10
余剰水分 (kg)	-21	-25	-33	-34

*) A系とB系で対象の部屋はA系で代表させた。

評価条件

- 部屋全体の水分が燃焼領域に全て集まるという保守的な評価をしている。
- 集まった水分が瞬時に反応するという保守的な想定をしている。
- 雰囲気中の水分は過去5年の気象データの最大値（気温30℃、湿度80%）としている。



注 []内は燃烧実験IIの値

図 5.1 Na の燃烧反応/水分との化学反応推移の推定 (S-409 室)

5.4 材料照射用反射体の耐震評価

5.4.1 概要

汎用非線形構造解析システム"FINAS"を用いて、現在の耐震基準での材料照射用反射体の耐震評価計算を実施した。

5.4.2 解析条件

- ・使用コード："FINAS"
- ・モデル：多質点ビームモデル
- ・使用要素：3次元弾性梁要素SBEAM1
- ・動的解析の床応答スペクトル：原子炉建屋B1Fのスペクトル
- ・減衰定数：3%
- ・静的地震力：0.704G（原子炉建屋B1F相当）
- ・パラメータ（中間パッド部X方向結合条件）：
 - 1)剛結合
 - 2)ばね考慮（ $3.45 \times 10^3 \text{kg/mm}$ ）
 - 3)フリー

5.4.3 解析結果

1) 固有振動数

中間パッド部の各条件での固有振動数を、表5.6に示す。中間パッド部の条件を剛結合とした場合とばね考慮とした場合とでは、ほぼ同じ固有振動数であった。また、パッド部をフリーとして取り扱えば、フリーの2次モードは他の2条件の3次モード、フリーの3次モードは他条件の5次モードに相当する固有振動数になった。

2) 地震時の発生応力

応力 σ は、 M/Z より求めた。表5.7に、最も厳しくなるパッド部フリー条件での発生応力を示す。ここで、 M は地震時モーメント（ $\text{kg}\cdot\text{mm}$ ）、 Z は断面係数（ mm^3 ）である。

これより、ラッパ管下端部およびエントランスノズル部の発生応力は、全てのケースにおいて旧基準での解析値を下回っているが、ラッパ管パッド部の発生応力は、静的地震力、S1地震の中間パッド部をフリーとした場合およびS1地震の全てのケースで、旧基準での解析値を上回ることがわかった。

表5.6 各条件における固有振動数 (単位Hz)

パッド部条件	1次	2次	3次	4次	5次
剛結合	3.8	12.8	26.5	76.0	76.0
ばね考慮	3.8	12.7	26.5	76.0	76.0
フリー	3.8	26.5	76.0	148.3	193.3

表5.7 パッド部フリー条件での応力 (単位kg/mm²)

部 位	静 的	S ₁ 地震	S ₂ 地震	旧基準
ラッパ管パッド部	1.50	1.02	1.74	0.54
ラッパ管下端部	4.79	2.59	4.42	5.53
エントランスノズル部	6.87	3.53	6.01	7.88

〔第5章の参考資料〕

- 技-8-013： 「常陽」 2次系配管用熱電対ウェル構造解析の概要
- 技-8-018： 「常陽」 2次系配管用熱電対ウェル構造解析結果
- 技-8-034： 制御棒の変位量と中性子束ゆらぎ量の相関
- 技-8-040： 材料照射用反射体の耐震評価計算

6. 中性子照射量の測定と解析・評価

本章では、「常陽」で実施された各種照射試験における中性子照射量およびHe蓄積型中性子フルエンスモニタ（HAFM）法の精度評価に関する成果を示す。

6.1 ドシメータによる材料照射用反射体（SMIR-19）の中性子照射量評価

6.1.1 概要

「常陽」MK-II炉心第21～23サイクルにおいて照射された材料照射用反射体：SMIR-19の中性子照射量を、ドシメータを用いて評価した結果をまとめた。

6.1.2 照射条件

- ・照射期間： MK-II第21～23サイクル
(H2年9月6日～H3年9月10日)
- ・原子炉積算出力： 197.8EFPD (定格出力換算で 1.71×10^7 sec)
- ・ドシメータ装荷位置： [6F4]
炉中心レベルからの軸方向距離：[40.8cm, 6.5cm, -20.2cm, -53.5cm]
- ・ドシメータの種類： Fe, Cu, Co, Np*1, EU*1
(*1 ; パナジウムキャプセルに封入)

6.1.3 反応率の評価結果

SMIR-19ドシメータの中性子束アンフォールディング前後の反応率のC/Eを表6.1に示す。JENDL-3では、アンフォールディングにより0.66～1.41から0.93～1.16へ、ENDF/B-Vでは、0.66～1.39から0.74～1.14へ、それぞれ反応率のC/Eが改善され、相対誤差が小さくなった。JENDL-3とENDF/B-Vで比較すると、Coの誤差が小さいJENDL-3で、これらが感度を持つ100eV付近での改善率が大きくなっている。

6.1.4 中性子照射量の評価結果

- 1) アンフォールディングにより求めたSMIR-19の中性子照射量[n/cm²]は以下のとおりであった。

	JENDL-3	ENDF/B-V
全中性子照射量	$7.38 \times 10^{21} \sim 2.37 \times 10^{22}$	$6.82 \times 10^{21} \sim 2.33 \times 10^{22}$
≥1MeV中性子照射量	$1.48 \times 10^{20} \sim 2.81 \times 10^{21}$	$1.31 \times 10^{20} \sim 2.77 \times 10^{21}$
≥0.1MeV中性子照射量	$2.39 \times 10^{21} \sim 1.37 \times 10^{22}$	$2.15 \times 10^{21} \sim 1.35 \times 10^{22}$

- 2) ドシメータによる中性子束測定値と"MAGI"および"DOT3.5"による計算値を比較した結果を表6.2 (JENDL-3)および表6.3(ENDF/B-V)に示す。C/Eの平均は下記のとおり。

	JENDL-3			ENDF/B-V		
	total	$\geq 1\text{MeV}$	$\geq 0.1\text{MeV}$	total	$\geq 1\text{MeV}$	$\geq 0.1\text{MeV}$
"MAGI"	1.17	1.60	1.17	1.21	1.69	1.22
"DOT3.5"	1.19	1.10	1.14	1.22	1.15	1.19

"MAGI"のC/Eが過大評価である原因は、①拡散計算ではSMIR-19が装荷された炉心第6列における中性子束勾配を過小評価していること、②集合体の内部構造を均質化しているために中性子束の局所的な歪みを計算できないこと、によりフラックスモニタ装荷位置での中性子束を過大評価していることであると考えられる。また、"DOT3.5"のC/Eが過大評価である原因は、"DOT3.5"の計算と実際の照射時の炉心体系の違いや、2次元RZ体系（制御棒は全引抜状態）で計算することによる中性子束歪みの過大評価であると考えられる。

表6.1 アンフォールディング前後の反応率のC/E

断面積 ライブラリ	No.	核 反 応	アンフォールディング前 C/E	アンフォールディング後 C/E
JENDL-3	1	^{59}Co (n, γ)	0.75~1.14	1.00~1.02
	2	^{237}Np (n, f)	0.83~1.26	0.93~1.09
	3	^{235}U (n, f)	1.15~1.41	1.09~1.16
	4	^{54}Fe (n, p)	0.66~0.93	0.98~1.00
	5	^{63}Cu (n, α)	0.77~1.15	1.00~1.02
ENDF/B-V	1	^{59}Co (n, γ)	0.67~1.11	0.74~0.94
	2	^{237}Np (n, f)	0.91~1.32	0.97~1.12
	3	^{235}U (n, f)	1.14~1.39	1.06~1.14
	4	^{54}Fe (n, p)	0.66~0.87	0.98~1.00
	5	^{63}Cu (n, α)	0.84~1.21	1.01~1.03

表6.2 JENDL-3を用いた中性子束および中性子照射量

コンパートメントNo.	SET No.	各中性子束 および 各中性子照射量	NEUPAC		中性子束計算値		計算値と測定値の比較	
			中性子束 [n/cm ² s]	中性子照射量 [n/cm ²]	MAGI [n/cm ² s]	DOT3.5 [n/cm ² s]	MAGI/NEUPAC	DOT3.5/NEUPAC
1 R:+39.42cm	DS 1 Z: +6.5cm	TOTAL	1.38×10^{13}	2.37×10^{22}	1.73×10^{15}	1.83×10^{15}	1.25	1.32
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.65×10^{14}	2.81×10^{21}	2.47×10^{14}	1.82×10^{14}	1.50	1.10
		$\geq 0.1\text{MeV}$	8.03×10^{11}	1.37×10^{22}	1.03×10^{15}	1.01×10^{15}	1.28	1.26
	DS 2 Z: -20.2cm	TOTAL	1.26×10^{13}	2.15×10^{22}	1.47×10^{15}	1.56×10^{15}	1.17	1.24
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.38×10^{14}	2.35×10^{21}	1.96×10^{14}	1.46×10^{14}	1.42	1.06
		$\geq 0.1\text{MeV}$	7.09×10^{11}	1.21×10^{22}	8.38×10^{11}	8.35×10^{11}	1.18	1.18
3 R:+45.15cm	DS 3 Z: +6.5cm	TOTAL	9.91×10^{14}	1.69×10^{22}	1.35×10^{15}	1.39×10^{15}	1.36	1.40
		$\geq 1.0\text{MeV}$	5.60×10^{13}	9.58×10^{20}	1.31×10^{14}	7.96×10^{13}	2.33	1.42
		$\geq 0.1\text{MeV}$	4.92×10^{14}	8.41×10^{21}	6.89×10^{14}	6.58×10^{14}	1.40	1.34
	DS 4 Z: -53.5cm	TOTAL	4.32×10^{14}	7.38×10^{21}	5.08×10^{14}	4.66×10^{14}	1.18	1.08
		$\geq 1.0\text{MeV}$	8.65×10^{12}	1.48×10^{20}	1.51×10^{13}	8.72×10^{12}	1.74	1.01
		$\geq 0.1\text{MeV}$	1.40×10^{14}	2.39×10^{21}	1.59×10^{14}	1.40×10^{14}	1.14	1.00
5 R:+42.68cm	DS 5 Z: +40.8cm	TOTAL	5.80×10^{14}	9.92×10^{21}	6.62×10^{14}	5.92×10^{14}	1.14	1.02
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.71×10^{13}	2.92×10^{20}	3.47×10^{13}	1.99×10^{13}	2.03	1.16
		$\geq 0.1\text{MeV}$	2.41×10^{14}	4.12×10^{21}	2.75×10^{14}	2.49×10^{14}	1.14	1.03
	DS 6 Z: +6.5cm	TOTAL	1.32×10^{15}	2.25×10^{22}	1.50×10^{15}	1.67×10^{15}	1.13	1.27
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.19×10^{14}	2.04×10^{21}	1.56×10^{14}	1.37×10^{14}	1.31	1.15
		$\geq 0.1\text{MeV}$	7.16×10^{11}	1.22×10^{22}	7.92×10^{11}	8.76×10^{11}	1.11	1.22

注) ・ Rは炉中心からの径方向距離を示す。
 ・ Zは炉中心からの軸方向距離を示す。

・ DS 3はモニタ核種が²³⁵Uと²³⁷Npのみであり、測定誤差が大きいため参考値とする。

表6.3 ENDF/B-Vを用いた中性子束および中性子照射量

コンパートメントNo.	SET No.	各中性子束 および 各中性子照射量	NEUPAC		中性子束計算値		計算値と測定値の比較	
			中性子束 [n/cm ² s]	中性子照射量 [n/cm ²]	MAGI [n/cm ² s]	DOT3.5 [n/cm ² s]	MAGI/NEUPAC	DOT3.5/NEUPAC
1 R:+39.42cm	DS 1 Z: +6.5cm	TOTAL ≥1.0MeV ≥0.1MeV	1.36×10 ¹³ 1.62×10 ¹¹ 7.89×10 ¹¹	2.33×10 ²² 2.77×10 ²¹ 1.35×10 ²²	1.73×10 ¹³ 2.47×10 ¹¹ 1.03×10 ¹³	1.83×10 ¹³ 1.82×10 ¹¹ 1.01×10 ¹³	1.27 1.52 1.31	1.34 1.12 1.28
	DS 2 Z: -20.2cm	TOTAL ≥1.0MeV ≥0.1MeV	1.24×10 ¹³ 1.35×10 ¹¹ 6.96×10 ¹¹	2.11×10 ²² 2.31×10 ²¹ 1.19×10 ²²	1.47×10 ¹³ 1.96×10 ¹¹ 8.38×10 ¹¹	1.56×10 ¹³ 1.46×10 ¹¹ 8.35×10 ¹¹	1.19 1.45 1.20	1.26 1.08 1.20
3 R:+45.15cm	DS 3 Z: +6.5cm	TOTAL ≥1.0MeV ≥0.1MeV	9.62×10 ¹⁴ 5.36×10 ¹³ 4.75×10 ¹⁴	1.64×10 ²² 9.16×10 ²⁰ 8.12×10 ²¹	1.35×10 ¹³ 1.31×10 ¹¹ 6.89×10 ¹¹	1.39×10 ¹³ 7.96×10 ¹³ 6.58×10 ¹¹	1.40 2.44 1.45	1.44 1.49 1.39
	DS 4 Z: -53.5cm	TOTAL ≥1.0MeV ≥0.1MeV	3.99×10 ¹⁴ 7.66×10 ¹² 1.26×10 ¹⁴	6.82×10 ²¹ 1.31×10 ²⁰ 2.15×10 ²¹	5.08×10 ¹¹ 1.51×10 ¹³ 1.59×10 ¹¹	4.66×10 ¹⁴ 8.72×10 ¹² 1.40×10 ¹¹	1.27 1.97 1.27	1.17 1.14 1.11
5 R:+42.68cm	DS 5 Z: +40.8cm	TOTAL ≥1.0MeV ≥0.1MeV	5.64×10 ¹⁴ 1.61×10 ¹³ 2.31×10 ¹⁴	9.64×10 ²¹ 2.75×10 ²⁰ 3.95×10 ²¹	6.62×10 ¹¹ 3.47×10 ¹³ 2.75×10 ¹¹	5.92×10 ¹⁴ 1.99×10 ¹³ 2.49×10 ¹¹	1.17 2.16 1.19	1.05 1.23 1.08
	DS 6 Z: +6.5cm	TOTAL ≥1.0MeV ≥0.1MeV	1.29×10 ¹³ 1.16×10 ¹¹ 6.98×10 ¹¹	2.21×10 ²² 1.98×10 ²¹ 1.19×10 ²²	1.50×10 ¹³ 1.56×10 ¹¹ 7.92×10 ¹¹	1.67×10 ¹³ 1.37×10 ¹¹ 8.76×10 ¹¹	1.16 1.35 1.13	1.29 1.18 1.26

注) ・ Rは炉中心からの径方向距離を示す。
 ・ Zは炉中心からの軸方向距離を示す。

・ DS 3はモニタ核種が²³⁵Uと²³⁷Npのみであり、測定誤差が大きいため参考値とする。

6.2 制御棒材料照射用反射体（AMIR-8）装荷用ドシメータの仕様

6.2.1 概要

MK-II炉心第31サイクル～33サイクルにかけて、高温シュラウドおよびNaボンド要素の各種試験（AMIR-8）が実施される。本照射試験の中性子照射量を評価するために装荷するドシメータの種類、形状、重量測定結果をまとめた。

6.2.2 結果

- 1) 放射化箔法ドシメータの種類および形状を表6.4に示す。
- 2) HAFM法ドシメータおよび放射化箔法ドシメータの重量測定結果を、表6.5と表6.6にそれぞれ示す。

表6.4 放射化箔法ドシメータの種類および形状

種類	形状	寸法(mm)〔φ×L〕	
		コンパートメント 1～5	軸心管
Fe	ワイヤ	0.5×3	0.76×4
Ni	ワイヤ	0.5×3	0.76×4
Cu	ワイヤ	0.5×3	2.0×4
Ti	ワイヤ	1.0×3	1.0×12
Co-Al	ワイヤ	0.5×3	0.5×3
Nb ^{*1}	箔	3×3×0.005	
Ta ^{*1}	箔	3×3×0.0015	

種類	寸法(mm) 〔φ×L〕	形態および濃縮度
EU	1.5×8	EU-V (99.82wt%- ²³⁵ U)
Sc	1.5×8	Sc-MgO(1.55wt%- ⁴⁵ Sc)
Np	1.5×8	Np (88.34wt%- ²³⁷ Np)
Co-Al	0.5×3	0.055wt%-Co

注) ^{*1}寸法は縦×横×厚みを示す。

表6.5 ドシメータ(HAFM)の重量測定結果

種類	重量(mg) ^{*1}			
	No	H03 ^{*2} (Z=+924)	No	H04 ^{*2} (Z=-820)
濃縮B	HA	0.129	L1	0.105
	1C	0.125	DZ	0.101
	FH	0.108	FA	0.082
濃縮B	8Y	0.122	HF	0.089
	89	0.089	7H	0.076
Ni	D8	10.0	EL	8.81
ブランク	XB	32.7	LR	32.5
SUS316FR ^{*3}	—	300×5□	—	300×5□
合計個数		12		12

注)

^{*1}納入時の検査データ。

^{*2}ドシメータキャプセル(軸心管に装荷)のNo.を示す。

^{*3}B120ppmを添加したものであり、照射後にエッチング等の前処理を行い重量を測定する。

表6.6 ドシメータの重量測定結果

コンパートメント No.	ドシメータ キャプセル No.	装荷位置 [mm]	ドシメータ セット No.	重量(mg) ^{*2}							重量(mg) ^{*3}		
				Fe	Ni	Cu	Ti	Co-Al	Nb	Ta	EU	Sc	Np
1	A8C11	+160	1	5.15	5.45	5.47	12.7	1.61	0.472	—	0.098	0.101	1.95
	A8C12	-140	2	5.11	5.43	5.47	12.6	1.56	0.461	—	0.097	0.099	1.90
3	A8C31	+68	3	5.04	5.41	5.13	12.6	1.50	0.446	—	0.096	0.098	1.87
	A8C32	-351	4	5.24	5.86	5.61	13.7	1.63	0.481	—	0.100	0.102	2.07
5	A8C51	-184	5	5.18	5.55	5.53	12.7	1.61	0.475	—	0.099	0.101	2.05
軸心管	H03	+924	6	15.9	17.2	140	45.4	1.70	0.488	0.219	0.102	0.102	2.12
	H04	-820	7	15.3	17.2	139	44.2	1.66	0.482	—	0.101	0.102	2.10

注) ^{*1}炉心中心からの軸方向距離[mm]を示す。

^{*2}PNCによる測定値。測定誤差(1σ)は全て0.01%以下である。ただし、NbとTaは0.1%以下である。

^{*3}納入時の検査データ。ドシメータキャプセルに封入したものであり、試料のみの重量である。

6.3 ドシメータによる材料照射用反射体(SMIR-21)の中性子照射量評価

6.3.1 概要

MK-II炉心第21サイクルにおいて照射された材料照射用反射体(SMIR-21)のドシメータによる中性子照射量評価結果をまとめた。

6.3.2 照射条件

- ・照射期間：MK-II炉心第21サイクル（平成2年9月6日～平成2年11月18日）
- ・装荷位置：炉心アドレス[5B5]
：炉中心レベルからの軸方向距離 [40.8cm,6.5cm,-20.2cm,-53.5cm]
- ・種類：Fe, Cu, Co-V, Np*1, EU*1（*1：バナジウムキャプセルに封入）

6.3.3 反応率の評価結果

ドシメータの反応率は表6.1に示すとおり、アンフォールディングした結果それぞれ反応率のC/Eが改善され、相対誤差が小さくなった。JENDL-3とENDF/B-Vと比較すると、Coの誤差が小さいJENDL-3で、これが感度を持つ100eV付近での改善率が大きくなっている。

6.3.4 中性子束および中性子照射量の評価結果

- 1) アンフォールディングした中性子束(E)を"MAGI"の計算値(C)と比較した結果を表6.8および表6.9に示す。炉中心位置付近のC/Eは約1.3であるが、上下端位置の"MAGI"とのC/Eは約1.0～1.8であった。これらの原因としては、拡散計算ではSMIR-21が装荷された炉心第5列における中性子束を過少評価していること、あるいは"MAGI"は均質モデルで計算しているため、ドシメータ位置での局所的な中性子束歪みを計算できないことが考えられる。
- 2) アンフォールディングにより求めたSMIR-21の中性子照射量を表6.8および表6.9に示す。

表6.7 アンフォールディング前後の反応率のC/E(各フラックスモニタセット毎の平均値)

コンパートメント No.	フラックスモニタ セット*1	JENDL-3		ENDF/B-V	
		アンフォールディング前	アンフォールディング後	アンフォールディング前	アンフォールディング後
1	DS1(6.5cm)	1.04	⇒ 1.05	1.07	⇒ 1.00
	DS2(-20.2cm)	1.19	⇒ 1.06	1.23	⇒ 1.00
3	DS3(6.5cm)	1.16	⇒ 1.01	1.20	⇒ 0.95
	DS4(-53.5cm)	1.15	⇒ 0.99	1.22	⇒ 0.93
5	DS5(40.8cm)	0.82	⇒ 1.01	0.86	⇒ 1.01
	DS6(6.5cm)	1.38	⇒ 1.00	1.43	⇒ 0.99

*1: カッコ内は炉中心レベルからの軸方向距離

表6.8 JENDL-3 を用いた中性子束および中性子照射量

コンパートメントNo.	SET No.	各中性子束・ および 各中性子照射量	"NEUPAC"		中性子束計算値		計算値と測定値の比較	
			中性子束 [n/cm ² /s]	中性子照射量 [n/cm ²]	"MAGI" [n/cm ² /s]	"DOT3.5" [n/cm ² /s]	MAGI/NEUPAC	DOT3.5/NEUPAC
1 R:+39.45cm	DS 1 Z:+6.5cm	TOTAL	1.56×10^{15}	9.27×10^{21}	1.90×10^{15}	1.83×10^{15}	1.22	1.17
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.70×10^{14}	1.01×10^{21}	2.40×10^{14}	1.75×10^{14}	1.41	1.03
		$\geq 0.1\text{MeV}$	9.00×10^{14}	5.35×10^{21}	1.10×10^{15}	1.01×10^{15}	1.22	1.13
	DS 2 Z:-20.2cm	TOTAL	1.14×10^{15}	6.78×10^{21}	1.61×10^{15}	1.56×10^{15}	1.41	1.37
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.04×10^{14}	6.19×10^{20}	1.87×10^{14}	1.41×10^{14}	1.79	1.35
		$\geq 0.1\text{MeV}$	5.82×10^{14}	3.46×10^{21}	8.82×10^{14}	8.35×10^{14}	1.52	1.43
3 R:+38.74cm	DS 3 Z:+6.5cm	TOTAL	1.57×10^{15}	9.33×10^{21}	1.95×10^{15}	2.00×10^{15}	1.24	1.27
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.91×10^{14}	1.13×10^{21}	2.53×10^{14}	2.40×10^{14}	1.33	1.26
		$\geq 0.1\text{MeV}$	9.23×10^{14}	5.49×10^{21}	1.14×10^{15}	1.18×10^{15}	1.23	1.28
	DS 4 Z:-53.5cm	TOTAL	4.99×10^{14}	2.97×10^{21}	6.43×10^{14}	6.10×10^{14}	1.29	1.22
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.42×10^{13}	8.46×10^{19}	2.34×10^{13}	1.53×10^{13}	1.64	1.08
		$\geq 0.1\text{MeV}$	1.66×10^{14}	9.88×10^{20}	2.16×10^{14}	1.92×10^{14}	1.30	1.16
5 R:+34.07cm	DS 5 Z:+40.8cm	TOTAL	8.51×10^{14}	5.06×10^{21}	8.58×10^{14}	6.64×10^{14}	1.01	0.78
		$\geq 1.0\text{MeV}$	3.65×10^{13}	2.17×10^{20}	6.64×10^{13}	3.43×10^{13}	1.82	0.94
		$\geq 0.1\text{MeV}$	3.98×10^{14}	2.36×10^{21}	4.20×10^{14}	3.36×10^{14}	1.06	0.85
	DS 6 Z:+6.5cm	TOTAL	1.85×10^{15}	1.10×10^{22}	2.39×10^{15}	2.39×10^{15}	1.29	1.29
		$\geq 1.0\text{MeV}$	2.74×10^{14}	1.63×10^{21}	3.97×10^{14}	3.91×10^{14}	1.45	1.43
		$\geq 0.1\text{MeV}$	1.17×10^{15}	6.96×10^{21}	1.54×10^{15}	1.56×10^{15}	1.32	1.34

注) ・ R は炉中心からの径方向距離を示す。
 ・ Z は炉中心レベルからの軸方向距離を示す。

表6.9 ENDF/B-V を用いた中性子束および中性子照射量

コンパートメントNo.	SET No.	各中性子束 および 各中性子照射量	"NEUPAC"		中性子束計算値		計算値と測定値の比較	
			中性子束 [n/cm ² /s]	中性子照射量 [n/cm ²]	"MAGI" [n/cm ² /s]	"DOT 3.5" [n/cm ² /s]	MAGI/NEUPAC	DOT3.5/NEUPAC
1 R:139.45cm	DS 1 Z: +6.5cm	TOTAL	1.53×10^{13}	9.11×10^{21}	1.90×10^{15}	1.83×10^{15}	1.24	1.19
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.66×10^{11}	9.87×10^{20}	2.40×10^{14}	1.75×10^{14}	1.45	1.06
		$\geq 0.1\text{MeV}$	8.82×10^{11}	5.24×10^{21}	1.10×10^{15}	1.01×10^{15}	1.24	1.15
	DS 2 Z: -20.2cm	TOTAL	1.13×10^{13}	6.70×10^{21}	1.61×10^{15}	1.56×10^{15}	1.43	1.39
	$\geq 1.0\text{MeV}$	1.01×10^{11}	6.02×10^{20}	1.87×10^{14}	1.41×10^{14}	1.85	1.39	
	$\geq 0.1\text{MeV}$	5.69×10^{11}	3.38×10^{21}	8.82×10^{14}	8.35×10^{14}	1.55	1.47	
3 R:138.74cm	DS 3 Z: +6.5cm	TOTAL	1.56×10^{13}	9.31×10^{21}	1.95×10^{15}	2.00×10^{15}	1.25	1.28
		$\geq 1.0\text{MeV}$	1.83×10^{11}	1.09×10^{21}	2.53×10^{14}	2.40×10^{14}	1.38	1.31
		$\geq 0.1\text{MeV}$	9.10×10^{11}	5.41×10^{21}	1.14×10^{15}	1.18×10^{15}	1.25	1.30
	DS 4 Z: -53.5cm	TOTAL	4.64×10^{11}	2.76×10^{21}	6.43×10^{14}	6.10×10^{14}	1.39	1.32
	$\geq 1.0\text{MeV}$	1.29×10^{13}	7.65×10^{19}	2.34×10^{13}	1.53×10^{13}	1.82	1.19	
	$\geq 0.1\text{MeV}$	1.52×10^{11}	9.06×10^{20}	2.16×10^{14}	1.92×10^{14}	1.42	1.26	
5 R:134.07cm	DS 5 Z: +40.8cm	TOTAL	8.17×10^{11}	4.86×10^{21}	8.58×10^{14}	6.64×10^{14}	1.05	0.81
		$\geq 1.0\text{MeV}$	3.47×10^{13}	2.06×10^{20}	6.64×10^{13}	3.43×10^{13}	1.92	0.99
		$\geq 0.1\text{MeV}$	3.78×10^{11}	2.25×10^{21}	4.20×10^{14}	3.36×10^{14}	1.11	0.89
	DS 6 Z: +6.5cm	TOTAL	1.81×10^{15}	1.08×10^{22}	2.39×10^{15}	2.39×10^{15}	1.32	1.32
	$\geq 1.0\text{MeV}$	2.67×10^{14}	1.59×10^{21}	3.97×10^{14}	3.91×10^{14}	1.48	1.46	
	$\geq 0.1\text{MeV}$	1.14×10^{15}	6.78×10^{21}	1.54×10^{15}	1.56×10^{15}	1.35	1.37	

注) ・Rは炉中心からの径方向距離を示す。
 ・Zは炉中心レベルからの軸方向距離を示す。

6.4 ドシメータによるC型特殊燃料集合体 (C3M) の中性子照射量評価

6.4.1 概要

MK-II炉心第9~23"サイクルにおいて照射されたC型特殊燃料集合体 (C3M) のドシメータによる中性子照射量評価結果をまとめた。

6.4.2 照射条件

- ・照射期間： MK-II炉心第9~23"サイクル (1986.2.12~1991.9.10)
- ・ドシメータ装荷位置： 炉心アドレス[3E1]MK-II炉心第9~20"サイクル
炉心アドレス[2D2]MK-II炉心第21~23"サイクル
炉中心レベルからの軸方向距離[: 27.5cm, 0cm, -27.5cm, -155.7cm]
- ・ドシメータの種類 : Fe, Cu, Co-Al, Sc^{*1}, Np^{*1}, EU^{*1} (*1 : バナジウムキャプセルに封入)

6.4.3 反応率の評価結果

ドシメータの反応率は、表6.10に示すとおりアンフォールディングの結果、それぞれの反応率のC/Eが改善され、誤差が小さくなった。JENDL-3とENDF/B-Vで比較すると、Coの誤差が小さいJENDL-3では、これらが感度を持つ100eV付近での改善率が大きくなっている。

6.4.4 中性子束、中性子照射量の評価結果

アンフォールディング後の中性子スペクトルを図6.1に示す。また、アンフォールディングによる中性子束 (E) と"MAGI"による中性子束 (C) を比較した結果を表6.11~6.12に示す。表6.11~6.12より、炉中心 (0cm) における中性子束の"MAGI"との比 (C/E) は、約1.03~1.12であり、同様に炉心第3列に装荷されたB6およびB7とほぼ同じであるが、燃料要素の上下端位置 (±27.5cm) についてはC/Eは約1.3であり、やや大きめであった。"MAGI"と"NEUPAC"による中性子束の違いの原因としては、"MAGI"は集合体内部構造を均質化したモデルで計算しているため、ドシメータ位置 (二重ラッパ管の間隙部) での局所的な中性子束歪みを計算できないこと、あるいは制御棒隣接位置や上下反射体境界での"MAGI"の中性子スペクトル計算結果誤差等が考えられる。測定法についても、第3列から第2列へのシャフリング時の中性子スペクトルの変化を反応率測定値の導出において考慮できない (全中性子束の変化のみ入力している) ことが誤差要因として挙げられるが、この影響は小さいと考えられる。

表6.10 アンフォールディング前後の反応率の C/E
(各ドシメータセット毎の平均値)

ドシメータ セット	JENDL-3		ENDF/B-V	
	アンフォールディング前	アンフォールディング後	アンフォールディング前	アンフォールディング後
D21(+27.5cm)	1.67	⇒ 1.11	1.67	⇒ 1.20
D31(0 cm)	1.58	⇒ 1.08	1.60	⇒ 1.09
D41(-27.5cm)	1.52	⇒ 1.08	1.55	⇒ 1.18

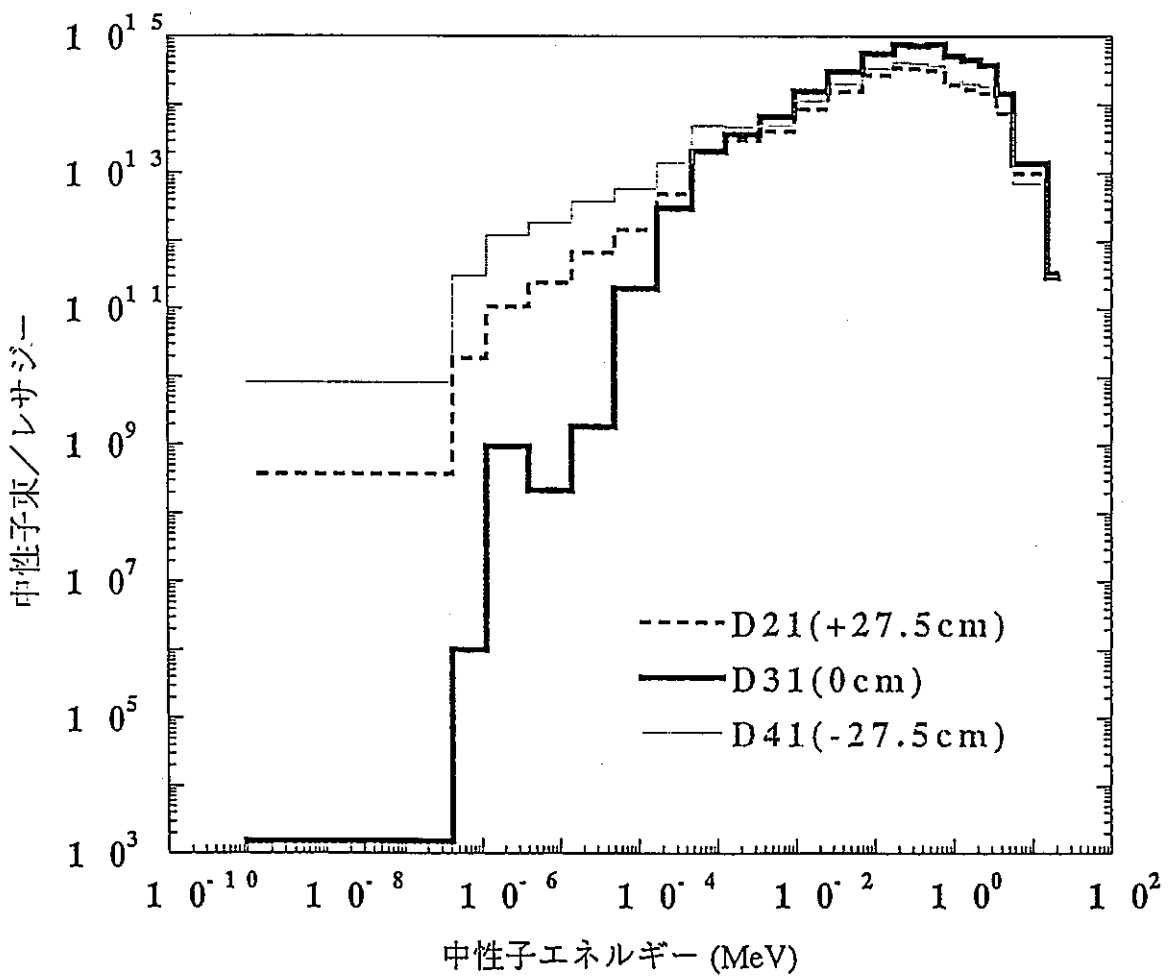


図 6.1 アンフォールディング後の中性子スペクトル(JENDL-3)

表6.11 “NEUPAC”による中性子束および中性子照射量と“MAGI”、“DOT3.5”との比較（JENDL-3）

炉心セット	各中性子束 および 各中性子照射量	“NEUPAC”		中性子束計算値		計算値と測定値の比較	
		中性子束 [n/cm ² /s]	中性子照射量 [n/cm ²]	“MAGI” [n/cm ² /s]	“DOT3.5” [n/cm ² /s]	MAGI/NEUPAC	DOT3.5/NEUPAC
D 2 1 Z: +27.5cm	TOTAL	1.40 × 10 ¹⁵	8.82 × 10 ²²	1.88 × 10 ¹⁵	2.14 × 10 ¹⁵	1.34	1.53
	≧1.0MeV	2.42 × 10 ¹⁴	1.53 × 10 ²²	3.24 × 10 ¹⁴	2.93 × 10 ¹⁴	1.34	1.21
	≧0.1MeV	9.56 × 10 ¹⁴	6.03 × 10 ²²	1.25 × 10 ¹⁵	1.35 × 10 ¹⁵	1.31	1.41
D 3 1 Z: 0 cm	TOTAL	2.97 × 10 ¹⁵	1.88 × 10 ²³	3.32 × 10 ¹⁵	4.27 × 10 ¹⁵	1.12	1.44
	≧1.0MeV	5.93 × 10 ¹⁴	3.75 × 10 ²²	6.19 × 10 ¹⁴	8.04 × 10 ¹⁴	1.05	1.36
	≧0.1MeV	2.18 × 10 ¹⁵	1.38 × 10 ²³	2.28 × 10 ¹⁵	3.00 × 10 ¹⁵	1.05	1.38
D 4 1 Z: -27.5cm	TOTAL	1.74 × 10 ¹⁵	1.12 × 10 ²³	2.24 × 10 ¹⁵	2.30 × 10 ¹⁵	1.29	1.32
	≧1.0MeV	2.80 × 10 ¹⁴	1.80 × 10 ²²	3.69 × 10 ¹⁴	3.02 × 10 ¹⁴	1.32	1.08
	≧0.1MeV	1.13 × 10 ¹⁵	7.26 × 10 ²²	1.43 × 10 ¹⁵	1.36 × 10 ¹⁵	1.27	1.21

注) ・ Zは炉中心レベルからの軸方向距離を示す。

表6.12 “NEUPAC”による中性子束および中性子照射量と“MAGI”、“DOT3.5”との比較（ENDF/B-V）

炉心セット	各中性子束 および 各中性子照射量	“NEUPAC”		中性子束計算値		計算値と測定値の比較	
		中性子束 [n/cm ² /s]	中性子照射量 [n/cm ²]	“MAGI” [n/cm ² /s]	“DOT3.5” [n/cm ² /s]	MAGI/NEUPAC	DOT3.5/NEUPAC
D 2 1 Z: +27.5cm	TOTAL	1.42 × 10 ¹⁵	8.98 × 10 ²²	1.88 × 10 ¹⁵	2.14 × 10 ¹⁵	1.32	1.50
	≧1.0MeV	2.37 × 10 ¹⁴	1.49 × 10 ²²	3.24 × 10 ¹⁴	2.93 × 10 ¹⁴	1.37	1.24
	≧0.1MeV	9.48 × 10 ¹⁴	5.98 × 10 ²²	1.25 × 10 ¹⁵	1.35 × 10 ¹⁵	1.32	1.42
D 3 1 Z: 0 cm	TOTAL	3.11 × 10 ¹⁵	1.97 × 10 ²³	3.32 × 10 ¹⁵	4.27 × 10 ¹⁵	1.07	1.37
	≧1.0MeV	5.77 × 10 ¹⁴	3.65 × 10 ²²	6.19 × 10 ¹⁴	8.04 × 10 ¹⁴	1.07	1.39
	≧0.1MeV	2.22 × 10 ¹⁵	1.40 × 10 ²³	2.28 × 10 ¹⁵	3.00 × 10 ¹⁵	1.03	1.35
D 4 1 Z: -27.5cm	TOTAL	1.81 × 10 ¹⁵	1.16 × 10 ²³	2.24 × 10 ¹⁵	2.30 × 10 ¹⁵	1.24	1.27
	≧1.0MeV	2.70 × 10 ¹⁴	1.74 × 10 ²²	3.69 × 10 ¹⁴	3.02 × 10 ¹⁴	1.37	1.12
	≧0.1MeV	1.12 × 10 ¹⁵	7.22 × 10 ²²	1.43 × 10 ¹⁵	1.36 × 10 ¹⁵	1.27	1.21

注) ・ Zは炉中心レベルからの軸方向距離を示す。

6.5 ドシメータによる²³⁷Np燃焼率評価用中性子照射量の評価 (B6,B7,C3M)

6.5.1 概要

阪大との研究協力で実施している「常陽」実機照射MA試料を用いたMA燃焼解析法に関する研究として、平成8年度に解析対象としたB6,B7,C3M集合体における²³⁷Np燃焼率の評価に用いるため、²³⁷Np以外のドシメータセットの実測反応率でアンフォールディング (アジャスト) して中性子照射量を評価した。

6.5.2 中性子束および中性子照射量の評価結果

- 1) "NEUPAC"でアンフォールディングした後の中性子スペクトルを図6.2~6.3に示す。
- 2) アンフォールディングした中性子束と中性子照射量を表6.13に示し、"MAGI"の計算値と比較する。また、参考までに、²³⁷Npを加えてアンフォールディングした結果とも比較して表6.13に示す。

"MAGI"との差は、C3Mの周辺部でやや大きいですが、C3Mの炉中心部とB6、B7では約5~20%であった。また、Np有無の差は概ね5%以内であった。

表6.13 JENDL-3を用いた中性子束および中性子照射量

SET No.	各中性子束 および 各中性子照射量	"NEUPAC"				"MAGI"	中性子束の比較	
		$^{237}\text{Np}: \text{IN}^{*1}$	$^{237}\text{Np}: \text{OUT}^{*2}$				"MAGI"/Np:OUT ^{*2}	Np:IN ^{*1} /Np:OUT ^{*2}
		中性子束 [n/cm ² /s]	中性子束 [n/cm ² /s]	BFPD	中性子照射量 [n/cm ²]	中性子束 [n/cm ² /s]		
B 6 Z: + 0 cm	TOTAL	2.79×10^{15}	2.80×10^{15}		5.95×10^{22}	3.30×10^{15}	1.17	0.99
	$\geq 1.0\text{MeV}$	4.84×10^{14}	4.95×10^{14}	245.4	1.05×10^{22}	5.97×10^{14}	1.21	0.98
	$\geq 0.1\text{MeV}$	1.91×10^{15}	1.94×10^{15}		4.11×10^{22}	2.25×10^{15}	1.16	0.99
B 7 Z: + 0 cm	TOTAL	2.92×10^{15}	3.03×10^{15}		4.98×10^{22}	3.22×10^{15}	1.06	0.96
	$\geq 1.0\text{MeV}$	4.89×10^{14}	5.51×10^{14}	190.4	9.06×10^{21}	5.77×10^{14}	1.05	0.89
	$\geq 0.1\text{MeV}$	2.09×10^{15}	2.21×10^{15}		3.64×10^{22}	2.19×10^{15}	0.99	0.95
C 3 M Z: +27.5cm	TOTAL	1.40×10^{15}	1.46×10^{15}		9.21×10^{22}	1.88×10^{15}	1.29	0.96
	$\geq 1.0\text{MeV}$	2.42×10^{14}	2.71×10^{14}	729.7	1.71×10^{22}	3.24×10^{14}	1.20	0.89
	$\geq 0.1\text{MeV}$	9.56×10^{14}	1.02×10^{15}		6.41×10^{22}	1.25×10^{15}	1.23	0.94
C 3 M Z: + 0 cm	TOTAL	2.97×10^{15}	3.12×10^{15}		1.97×10^{23}	3.32×10^{15}	1.06	0.95
	$\geq 1.0\text{MeV}$	5.93×10^{14}	6.85×10^{14}	732.0	4.33×10^{22}	6.19×10^{14}	0.90	0.86
	$\geq 0.1\text{MeV}$	2.18×10^{15}	2.34×10^{15}		1.48×10^{23}	2.28×10^{15}	0.97	0.93
C 3 M Z: -27.5cm	TOTAL	1.74×10^{15}	1.82×10^{15}		1.17×10^{23}	2.24×10^{15}	1.23	0.96
	$\geq 1.0\text{MeV}$	2.80×10^{14}	3.14×10^{14}	746.0	2.02×10^{22}	3.69×10^{14}	1.17	0.89
	$\geq 0.1\text{MeV}$	1.13×10^{15}	1.21×10^{15}		7.77×10^{22}	1.43×10^{15}	1.18	0.93

注) ・ Zは炉中心レベルからの軸方向距離を示す。

・ * 1 は ^{237}Np の反応率を入れた"NEUPAC"解析結果である。

・ * 2 は ^{237}Np の反応率を除いた"NEUPAC"解析結果である。

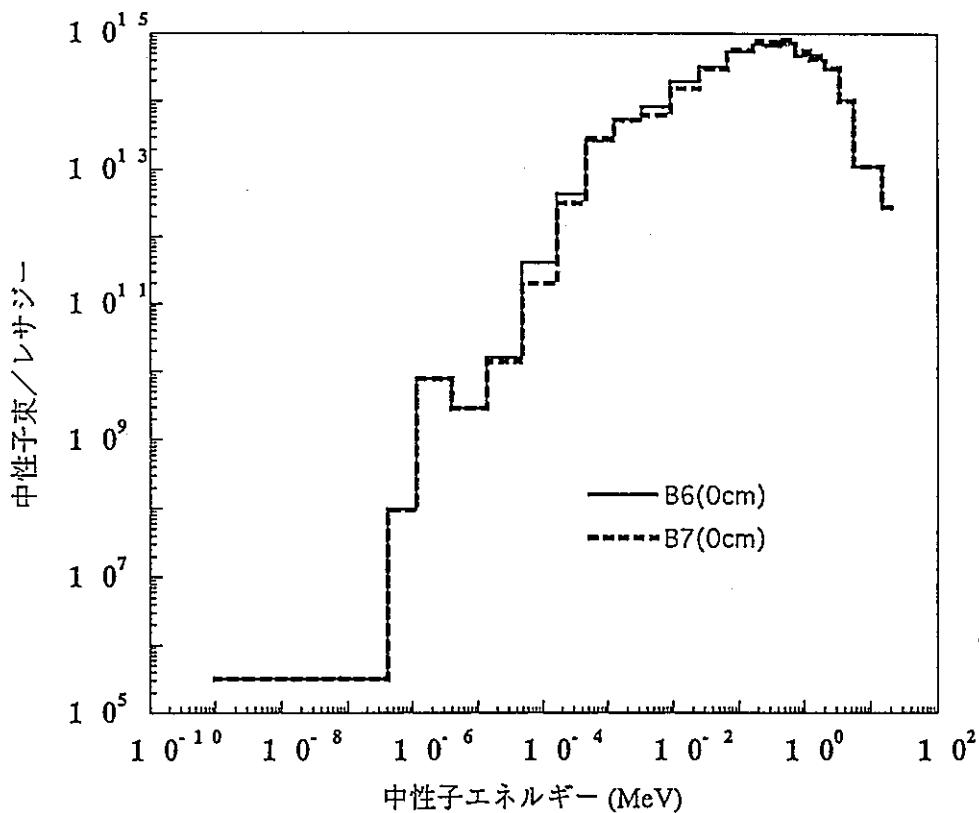


図 6.2 Np を除いてアンフォールディングした中性子スペクトル (B6, B7)

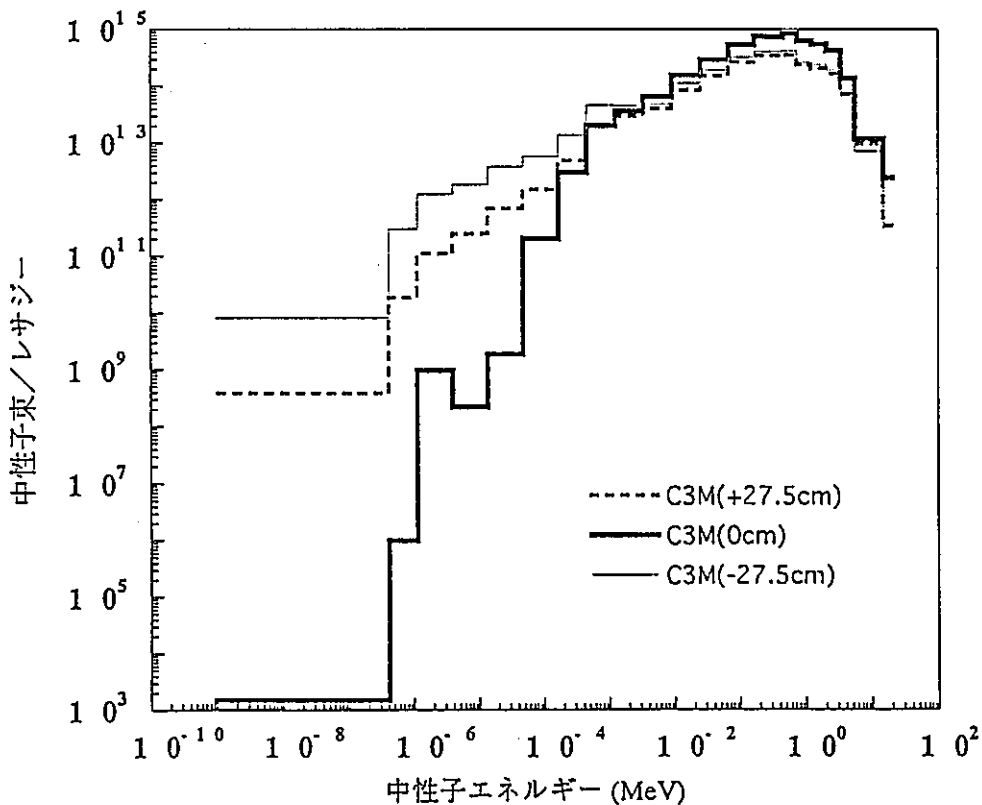


図 6.3 Np を除いてアンフォールディングした中性子スペクトル (C3M)

6.6 「常陽」実機照射試料を用いたMA核種の燃焼特性評価

6.6.1 概要

昨年度の評価結果では、CMIR-4の ^{237}Np 変換率の計算値は測定値より約30%大きかった。この原因調査のため、解析法の再検討を行った。今年度解析対象のB7、SMIR-8の ^{237}Np 変換率のテスト計算結果も踏まえて明らかとなった解析法の問題点を改善し、CMIR-4の ^{237}Np 変換率を再評価した。

6.6.2 解析法の見直し

昨年度の解析法について見直しを行ったのは以下の3点である。

- 1) 阪大で使用している"CITATION", "MVP"による中性子束規格化
→ "MAGI"の中性子束より約2~4%小さくなったが、30%もの誤差を持たなかった。
- 2) ^{237}Np 変換率の計算式の変更（測定値ベースに合わせる）
→ 変換率の計算法が測定値の算出法と一致しておらず、計算値が過大評価されていたので、計算法を測定値に一致させた。
- 3) "MVP"計算体系の軸方向メッシュの詳細化
→ 変換率計算に燃料領域高さ55cmの領域平均の1群断面積を用いたため、中性子捕獲断面積が過大評価されていた。そこで、ドシメータ位置に高さ5cmの領域を設けた。

6.6.3 昨年度の解析対象CMIR-4の ^{237}Np 変換率の再評価

再評価結果を表6.14に示す。見直しの結果、CMIR-4内部構造の径方向非均質効果が顕著に現れた。径方向非均質性を考慮することにより、1群断面積に差が生じ、核分裂による変換率は8%小さくなり測定値に近づいたが、中性子捕獲による変換率は4%大きくなり、測定値から離れた。現状では、最確の計算ケース7)における計算値と測定値の差は15~23%まで縮まった。更にアンフォールディングした中性子束を用いた計算ケース8)では測定値との差は2~11%となった。

表 6.14 CMIR-4 の ^{235}U 変換率の C/E 値 (平成 8 年度再評価)

計算ケース	I 群断面積 (barn)	全中性子束 (n/cm ² s)	C/E 値		
			中性子捕獲 による変換率	核分裂 による変換率	全変換率
(1)MVP 補正 (内部構造均質化)	MVP 実効断面積 $\sigma_e = 1.16, \sigma_f = 0.461$	MVP 中性子束分布* $\phi = 4.23 \times 10^{15}$	1.19 ± 0.19	1.23 ± 0.07	1.20 ± 0.15
(2)MVP 補正 (内部構造考慮)	MVP 実効断面積 $\sigma_e = 1.23, \sigma_f = 0.433$	MVP 中性子束分布* $\phi = 4.15 \times 10^{15}$	1.23 ± 0.20	1.15 ± 0.08	1.21 ± 0.16
(3)MVP + NEUPAC (内部構造考慮)	MVP 実効断面積 $\sigma_e = 1.23, \sigma_f = 0.433$	NEUPAC全中性子束 $\phi = 3.69 \times 10^{15}$	1.11 ± 0.19	1.02 ± 0.10	1.08 ± 0.15

* MAG I の炉心中心の全中性子束を用いて MVP の中性子束を規格化

6.7 溶解処理したNbドシメータ試料の放射化量測定

6.7.1 概要

「常陽」の中性子スペクトルの評価を行うため、Nbドシメータの放射化量の測定を実施している（放射化箔法）。ゲルマニウム検出器を用いたNbドシメータ（ワイヤ、箔）の放射化量の測定では、特性X線（ ^{93m}Nb 16.6、18.6keV）の測定試料自身による自己吸収の影響が考えられる。これを防ぐために、試料を酸で溶解させ、溶液の一部を乾固調製した試料の放射化量測定を行った。

6.7.2 内容

1) ゲルマニウム検出器によるドシメータNb放射化量の測定

溶解処理前のNbドシメータ（ワイヤ、箔）と、Nbを酸（硝酸+フッ化水素酸）で溶解し、乾固調製した試料（技メモ技-8-58参照）の放射化量を、それぞれゲルマニウム検出器により測定した。（表6.15、6.16参照）

2) ゲルマニウム検出器の検出効率の算出

^{241}Am 標準線源（ $1\mu\text{Ci}$ ）について測定を行い、 ^{241}Am のスペクトルから各エネルギーの検出器の計数効率を求めた。効率曲線（三次方程式）から16.6、18.6keVのエネルギーにおける検出効率を算出した。

3) ^{93m}Nb （16.6、18.6keV）のピークエリア・カウントの算出

Nb試料について測定を行い、波高分析器で得られたスペクトルからデータ処理解析ソフトで、 ^{93m}Nb （16.6、18.6keV）のピークエリア・カウントを算出した。

6.7.3 結果

- ・ Nbドシメータ（ワイヤ）と乾固調製した試料の測定結果の比較では、乾固試料の比放射能が、約10倍高く、試料による自己吸収の影響が軽減したと考えられる（表6.15参照）。
- ・ Nbドシメータ（箔状）と乾固調製した試料では、測定結果に差はみられず、Nb（箔状）による自己吸収の影響が殆どないと考えられる（表6.16参照）。

表6.15 Nbドシメータ (ワイヤ、乾固)

	ワイヤ			乾固			ワイヤ / 乾固	
	Bq-16 (Bq/μg)	Bq-18 (Bq/μg)	16/18 (ratio)	Bq-16 (Bq/μg)	Bq-18 (Bq/μg)	16/18 (ratio)	Bq-16 (ratio)	Bq-18 (ratio)
SMIR-8 DS-81	8.13×10 ¹	1.10×10 ²	0.739	8.65×10 ²	8.32×10 ²	1.039	0.0940	0.1324
	8.08×10 ¹	1.10×10 ²	0.734	8.59×10 ²	8.29×10 ²	1.036		
SMIR-8 DS-82	4.30×10 ¹	5.80×10 ¹	0.731	4.48×10 ²	4.49×10 ²	0.997	0.0946	0.1295
	4.23×10 ¹	5.87×10 ¹	0.721	4.53×10 ²	4.52×10 ²	1.002		
SMIR-8 DS-83	5.42×10 ⁰	7.33×10 ⁰	0.739	6.04×10 ¹	6.16×10 ¹	0.980	0.0896	0.1205
	5.46×10 ⁰	7.21×10 ⁰	0.757	6.10×10 ¹	5.90×10 ¹	1.033		

表6.16 Nbドシメータ (箔、乾固)

	箔			乾固			箔 / 乾固	
	Bq-16 (Bq/μg)	Bq-18 (Bq/μg)	16/18 (ratio)	Bq-16 (Bq/μg)	Bq-18 (Bq/μg)	16/18 (ratio)	Bq-16 (ratio)	Bq-18 (ratio)
B2M A1D123 1-13	2.02×10 ⁴	2.04×10 ⁴	0.990	2.05×10 ⁴	2.03×10 ⁴	1.009	0.990	1.002
				2.03×10 ⁴	2.04×10 ⁴	0.995		
B6 DS-7	1.31×10 ⁴	1.33×10 ⁴	0.984	1.38×10 ⁴	1.38×10 ⁴	1.000	0.942	0.953
				1.40×10 ⁴	1.41×10 ⁴	0.992		
B-7 B7-7	1.33×10 ⁴	1.34×10 ⁴	0.992	1.32×10 ⁴	1.34×10 ⁴	0.985	1.011	1.007
				1.31×10 ⁴	1.32×10 ⁴	0.992		

6.8 Nbドシメータの溶解処理による試料の調整方法

6.8.1 概要

「常陽」炉内照射量の評価のために実施しているNbドシメータの放射化量の測定において、試料による特性X線の自己吸収を防ぐために溶解処理した試料の放射化量を測定する方法が開発された(6.7節参照)。本節ではその試料調整法の詳細について述べる。

6.7.2 適用範囲： Nbドシメータ試料に適用。

6.7.3 使用機器及び試薬

- 1) ポリエチレン製ビーカー (容量：100ml)
- 2) ポリエチレン製メスフラスコ (容量：25～100ml)
- 3) ラミネートシート
- 4) ガラス製バイアル (容量：20ml)
- 5) マイクロピペッター (容量：0.1ml)
- 6) 電気ゴテ
- 7) ホットプレート
- 8) 精密天秤
- 9) 超音波洗浄器
- 10) アセトン (特級)
- 11) 硝酸 (特級)
- 12) フッ化水素酸 (特級)

6.7.4 調整方法

- 1) 試料をアセトンの入ったガラス製バイアルに入れ、超音波洗浄器で約10分間洗浄する。
- 2) 洗浄した試料を乾燥させた後、精密天秤により重量を測定する。
- 3) 試料をポリエチレン製ビーカーに入れ、硝酸5ml、フッ化水素酸2mlを加え溶解させる。
- 4) 溶解した試料をポリエチレン製メスフラスコに移し、純水で希釈、正確に容量を調製する。(25～100ml)
- 5) 試料溶液0.1mlをマイクロピペッターで採取し、ラミネートシート上に滴下する。(試料の滴下位置は予め、マーカーでラミネートシートに印を付けておく)
- 6) ホットプレート上で穏やかに加熱(約60℃)し、ラミネートシート上の試料溶液を完全に乾固する。
- 7) 乾燥した試料面をセロテープで覆い、試料が飛散しないようにする。
- 8) セロテープで覆った試料面のスミヤをとり、汚染の無いことを確認する。
- 9) 乾固した試料面を中心に直径14mmに切り取る。
- 10) 切り取った試料をラミネート(上下)に挟み、試料のまわりを電気ゴテで加熱、ラミネートを密封する。
- 11) 測定用ホルダーの大きさに合わせ、密封した試料を中心に直径20mmに切り取る。
- 12) 密封した試料のスミヤをとり、汚染の無いことを確認する。

6.9 「常陽」照射ドシメータによる改訂JENDL-3ドシメトリファイルの積分テスト

6.9.1 概要

評価済み核データファイルJENDL-3.2の特殊目的ファイルの一つとして、JENDL-3ドシメトリファイルの作成が、原研シグマ研究委員会・ドシメトリ積分テストW/Gにて行われ、現在までに約30の主要ドシメトリ反応の評価が終了した。

作成されたドシメトリファイルの検証は、種々の中性子スペクトル場での反応率測定結果により実施されるが、「常陽」のドシメトリ試験データを用いて改訂前後のファイル（改訂前をJDF-1.0、改訂後をJDF-1.1と略す）による反応率のC/Eを求め、高速炉スペクトル場でのJENDL-3ドシメトリファイルの検証を行った。

6.9.2 積分テストに用いたスペクトル場およびドシメータ

「常陽」での積分テストとして、燃料領域と反射体領域の2箇所を選定した。

- | | |
|--|--|
| 1) 燃料領域 (CMIR-0) | 2) 反射体領域 (SMIR-3) |
| ・ 照射位置：[1C1]軸方向+4mm | ・ 照射位置：[7F7]軸方向+92.5mm |
| ・ 全中性子照射量 9.5×10^{21} n/cm ² | ・ 全中性子照射量 1.2×10^{22} n/cm ² |

6.9.3 積分テストの方法

今回の積分テストでは、評価対象反応を $^{54}\text{Fe}(n,p)$ と $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)$ の2反応とし、6.9.2の位置に装荷されたドシメータセットからこの2反応を除いた反応率*の測定値を用いて、"NEUPAC"コードによりJDF-1.0およびJDL-1.1それぞれについて中性子スペクトルをアジャストし、各々のスペクトルと断面積から改訂前後の反応率のC/Eを求めた。

*: $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)$, $^{46}\text{Ti}(n,p)$, $^{58}\text{Ni}(n,p)$, $^{238}\text{U}(n,f)$, $^{237}\text{Np}(n,f)$, $^{45}\text{Sc}(n,\gamma)$, $^{235}\text{U}(n,f)$, $^{59}\text{Co}(n,\gamma)$

6.9.4 積分テストの結果

"NEUPAC"コードでアジャストした中性子スペクトルを図6.4に示す（JDF-1.1の結果のみ図示する）。それぞれのスペクトルと断面積を用いて求めた反応率のC/Eを誤差幅とともに図6.5に示す。 $^{54}\text{Fe}(n,p)$ については、しきいエネルギーが低下したことにより、反応率の計算値が増加し、C/Eが大きくなった。特に、スペクトルが軟らかい反射体領域で、その傾向が顕著に表れた。一方、 $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)$ については、燃料領域のみの評価であったが、改訂前後で反応率のC/Eはほとんど差がなかった。

今後は、検証する反応数を増やすとともに、中性子スペクトルのアジャストメントへの影響も含めて検討し、JENDL-3ドシメトリファイルの高速炉ドシメトリへの適用性を総合的に評価していく予定である。

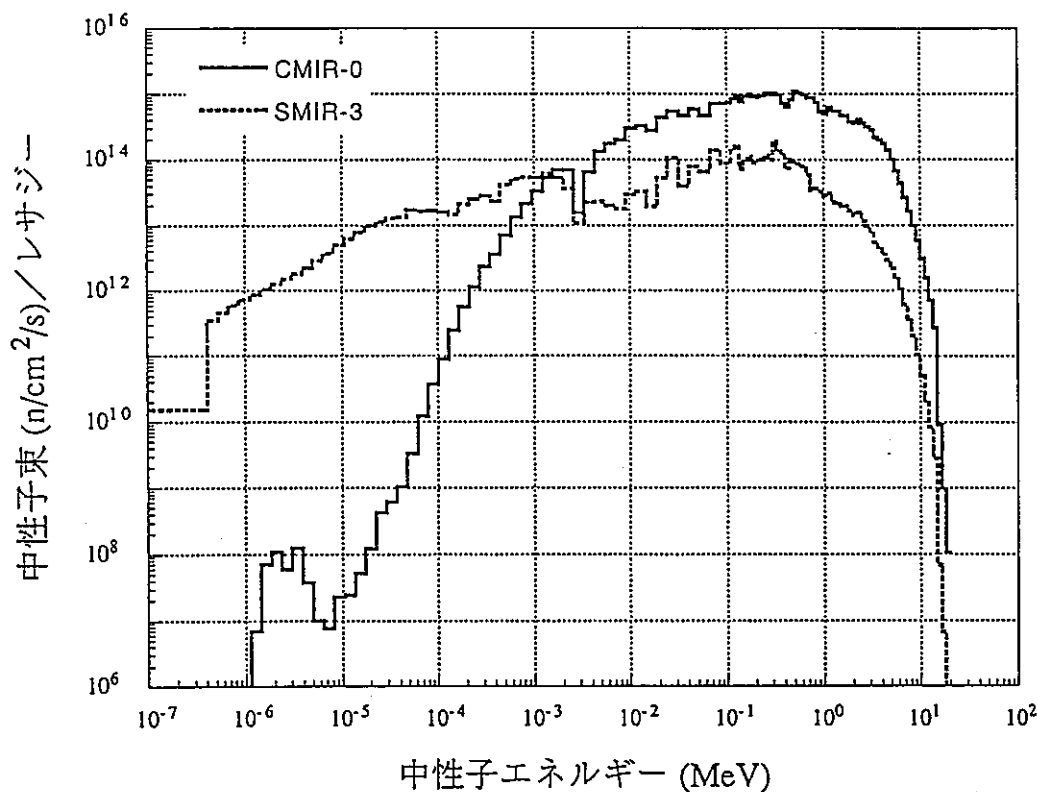


図 6.4 積分テストに用いた「常陽」の中性子スペクトル

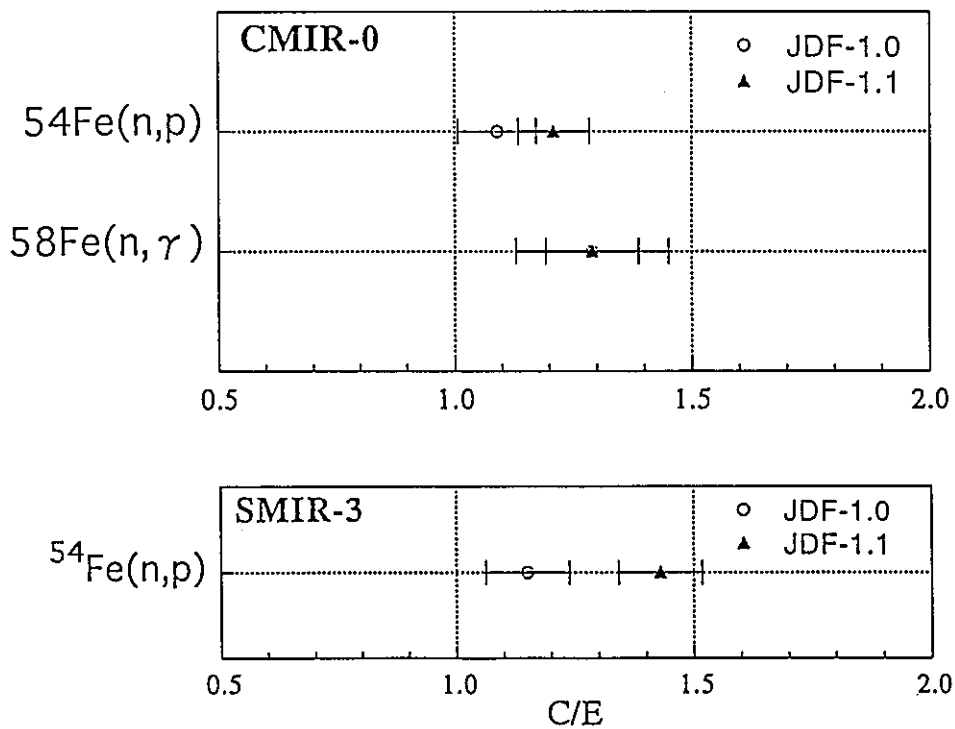


図 6.5 反応率の C/E と誤差

6.10 「弥生」ブランケット実験孔で照射した濃縮ホウ素HAFMの測定

6.10.1 概要

高速炉用の新型ドシメータとして、He蓄積型中性子フルエンスモニタ (HAFM) を開発しており、HAFM法の精度を評価するため、平成7年度から平成8年度にかけて東京大学「弥生」の標準高速中性子場でHAFMの較正照射を行った。これらのうち、平成8年度にブランケット実験孔で照射した濃縮ホウ素HAFM中のHe原子数を測定した。

6.10.2 HAFMおよび照射条件

1) HAFMの仕様

濃縮ホウ素40mg (ϕ 4mm×L13mmのVキャプセルに封入)

2) 照射条件

照射位置：「弥生」ブランケット実験孔 (BLK12 ϕ 孔)

照射積算炉出力：93.2kWh (中性子束およびスペクトルは測定・評価中)

6.10.3 測定方法および結果

HAFMを電気抵抗加熱により溶融してHeを放出させ、質量分析計でHeイオンのピーク電圧を測定し、既知量のHeガス測定により作成した較正曲線からHe原子数を求めた。He生成量測定結果は、 $3.05 \times 10^{15} \sim 5.38 \times 10^{15}$ Heatoms/gであった。

測定結果と予測値を比較するため、Fe、Coワイヤによる $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)$ 、 $^{59}\text{Co}(n, \gamma)$ 反応率分布測定値に、東京大学が評価した中性子スペクトルで1群に縮約した $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ と $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)$ および $^{59}\text{Co}(n, \gamma)$ 反応断面積の比を乗じて $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ 反応率を求め、本照射によるHe生成量を算出した。測定結果と予測値を図6.6 (グローリー孔(Gy)のスペクトルを使用)、図6.7 (ファーストコラム(FC)のスペクトルを使用)に示す。 $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)$ 反応率を用いた場合の測定値/予測値は、0.76~0.93 (Gyのスペクトルを使用) および0.82~1.00 (FCのスペクトルを使用)であった。 $^{59}\text{Co}(n, \gamma)$ 反応率を用いた場合では0.86~1.35 (Gyのスペクトルを使用) および7.21~11.3 (FCのスペクトルを使用)で、FCのスペクトルを使用した場合では大きく外れた結果となった。

また、本照射孔では平成2年度に濃縮ホウ素HAFMの照射を実施している。このHAFMの測定結果による予測値は 3.54×10^{15} Heatoms/gで、測定値 (8試料の平均値) / 予測値は1.25 (各試料に対しては0.86~1.52)であった。平成2年度時の詳細な照射位置が不明なため、正確な照射条件に基づく比較はできないが、概ね予測値程度の測定結果が得られたと考えられる。

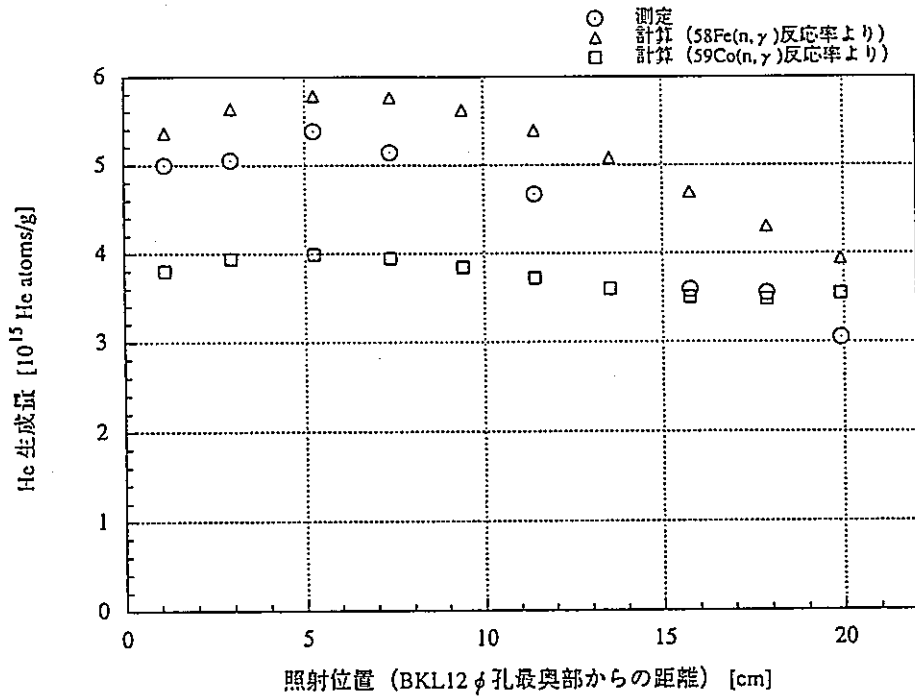


図 6.6 He 生成量の測定値と ϕ_{Gy} を用いた計算値の比較

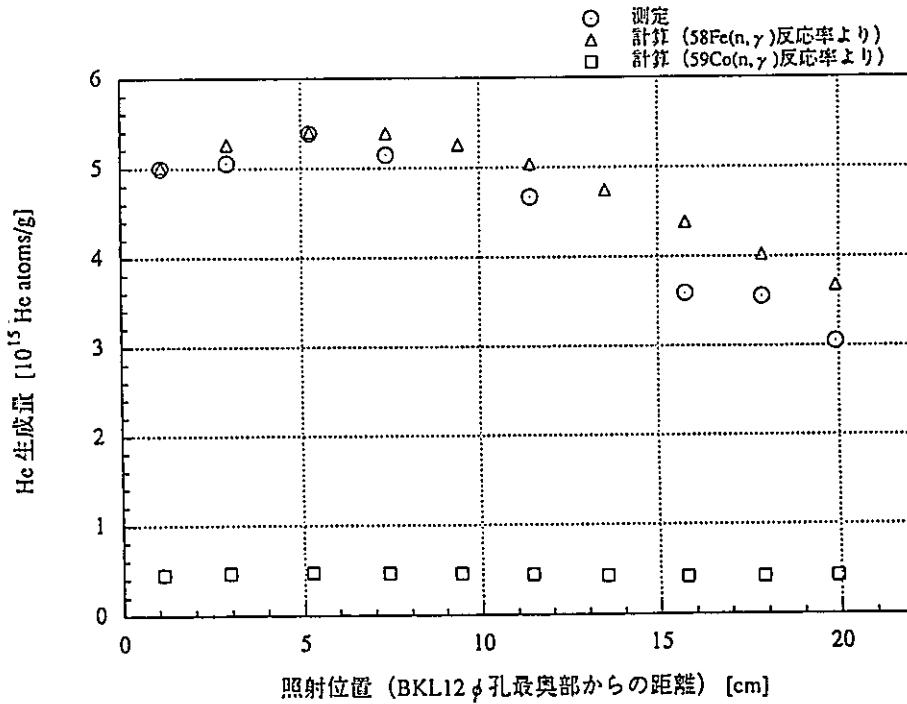


図 6.7 He 生成量の測定値と ϕ_{FC} を用いた計算値の比較

6.11 制御棒下部案内管 (LGT003) の崩壊熱・放射化量解析

6.11.1 概要

PIEのため、平成8年10月31日FMFに払出を行った制御棒下部案内管 (LGT003) の崩壊熱・放射化量を計算し、「常陽」払出し添付データ (JF-8-02) を作成した。

6.11.2 計算条件

- ・計算コード："ORIGEN-2"
- ・照射履歴：MK-II炉心第16～29サイクル (693EFPD)、アドレス：[3F3]

281	230	198	196	182	360	6	154	24	231	2
16～20'cy	21～23'''cy	24～27cy			28cy	29cy	29'cy			

- ・中性子束： $1.7 \times 10^{15} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ (照射サイクル中平均値)
- ※ "MAGI" (核定数：JFS-2) による当該LGTとその周囲6集合体の中性子束 ("MAGI"計算対象領域：140cm長) を平均
- ・組成：下表参照

LGT003の組成(g)

Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Mo
874	90	3355	10	694	1285

6.11.3 結果

LGT003の払出し予定日の制御棒下部案内管の崩壊熱・放射化量計算結果を以下に示す。

- ・崩壊熱： 1.180E+00(W)
- ・放射化量： 4.921E+12(Bq)

[第6章の参考資料]

- 技-8-026 : フラックスモニタによるSMIR-19の中性子照射量評価結果
- 技-8-047 : AMIR-8用ドシメータの支給
- 技-8-058 : ドシメータNbの溶解処理による試料の調整方法
- 技-8-062 : ドシメータNbの溶解処理による試料の放射化量の測定
- 技-8-065 : 「常陽」払出し添付データの支給 (LGT003)
- 技-8-069 : 「常陽」実機照射試料を用いたMA核種の燃焼特性に関する研究
(平成8年度作業中間報告)
- 技-8-135 : フラックスモニタによる材料照射用反射体 (SMIR-21) の中性子照射量評価結果
- 技-8-139 : ドシメータによる ^{237}Np 燃焼率評価用中性子照射量の評価 (B6,B7,C3M)
- 技-8-177 : ドシメータによるC型特殊燃料集合体 (C3M) の中性子照射量測定結果 (再評価)
- 技-8-180 : 「弥生」ブランケット実験孔で照射した濃縮ホウ素HAFMの測定結果
- 技-8-185 : 「常陽」照射ドシメータによる改訂JENDL-3ドシメトリファイルの積分テスト

7. 異常監視技術の開発

本章では、炉雑音解析による炉内異常検知法の開発に関する成果を示す。

7.1 中性子束ゆらぎに及ぼす制御棒振動の影響

7.1.1 概要

各種試験（その5）の炉雑音測定時における制御棒(#5)変位置と出力系中性子束ゆらぎ量(ch.6)の相関を求め、中性子束ゆらぎ量に対する制御棒振動の影響を評価した。

7.1.2 評価方法

測定時の各制御棒位置（表7.1参照）での制御棒(#5)の変位置を、次の2通りの振動パターンを想定して計算し、中性子束ゆらぎ量との相関を調べた。

- 1) 上部振動モデル（図7.1a）：制御棒下端を支点として、制御棒の上部が振動。
- 2) 下部振動モデル（図7.1b）：下部案内管上部での制御棒位置を支点として、制御棒下端が振動。

7.1.3 評価結果

- 1) 制御棒(#5)変位置と中性子束ゆらぎ量の関係を図7.2で見ると、上部振動モデルでは正の相関を示すが、下部振動モデルでは相関は見られない。
 - 2) 図7.3に示すように、上部振動モデルでは、制御棒(#5)の変位置が最大となる150mm位置のパワースペクトルが1Hz近傍の周波数で他のケースより大きい。
- 以上の結果、中性子束ゆらぎは、上部振動モデルのパターンで約1秒周期の制御棒振動が発生したと仮定することで説明できる。

表7.1 測定時の制御棒位置

測定番号	原子炉出力 (MWt)	制御棒(#5) 位置 (mm)	炉心第3列全制御棒 平均位置 (mm)
ケース1	50	0.0	513.3
ケース2	85	150.0	513.0
ケース3	85	474.9	484.0
ケース4	95	650.1	479.1

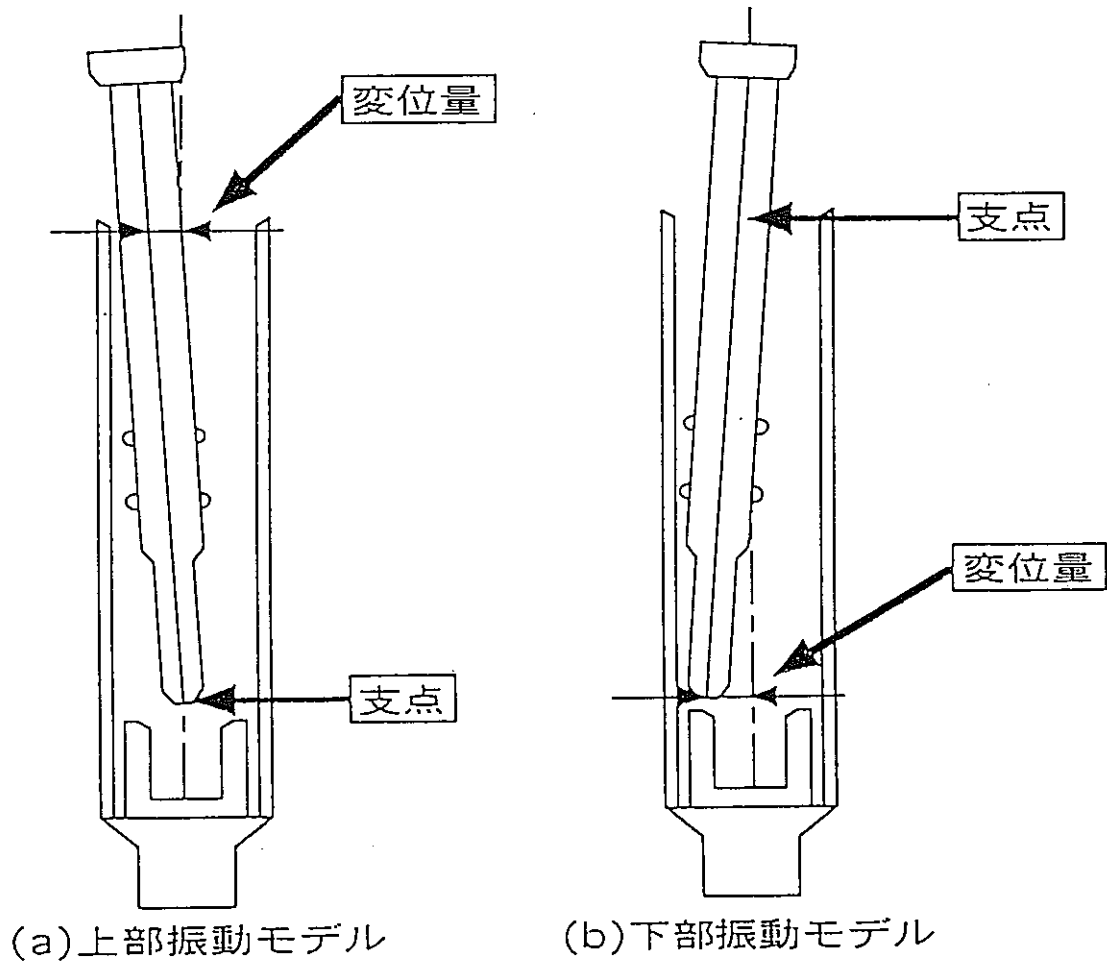


図7.1 制御棒振動モデル

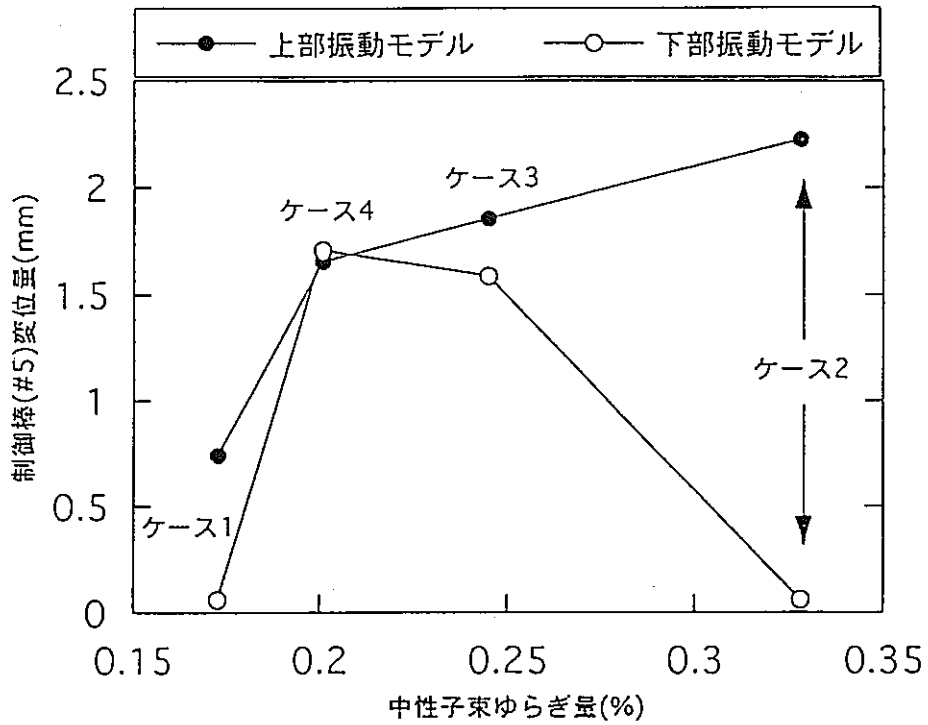


図7.2 中性子束ゆらぎ量と制御棒(#5)変位置の関係

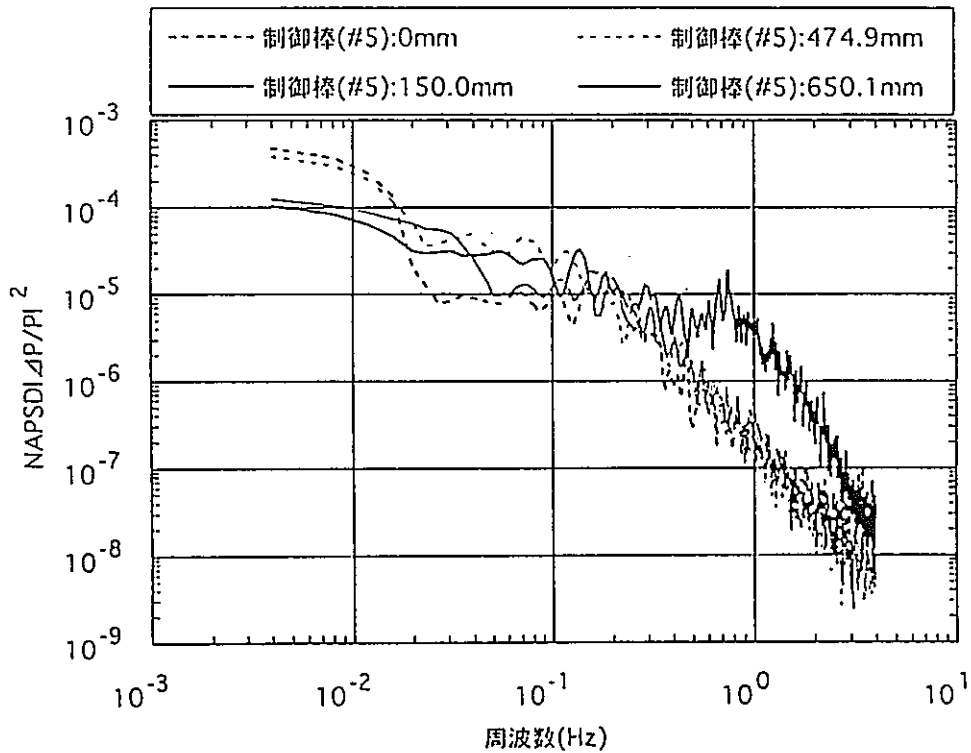


図7.3 出力系中性子束(ch. 6)のパワースペクトル

7.2 原子炉出力上昇時における出力系中性子束ゆらぎと原子炉入口温度ゆらぎの相関

7.2.1 概要

出力系 (ch.6) 中性子検出器信号のゆらぎに対する原子炉入口温度ゆらぎの寄与を求めるため、MK-II第29サイクルの原子炉出力上昇時における炉雑音測定により、両者の相関を冷却材温度制御系動作モード毎に評価した。

7.2.2 これまでの解析結果による入口温度ゆらぎと中性子束ゆらぎの関係

中性子検出器信号のゆらぎには、原子炉出力100MWt時の解析結果により次のゆらぎが寄与していることが判明している。

1 制御棒振動による1Hz近傍の定常ゆらぎ (技-8-34)

2 周波数0.02Hz以下の入口温度ゆらぎに起因した緩やかなゆらぎ (技-60-293)

一方、出力上昇時は、表7.2に示すように入口温度ゆらぎ量が大きく変化している。この原因として、炉出力に応じた制御系動作モードの違いにより定常時の温度ゆらぎ特性が変化することが考えられる。

7.2.3 評価方法

出力上昇時の制御系動作モード (炉出力) ごとに中性子検出器信号のゆらぎと入口温度ゆらぎの相関を求め、中性子検出器信号のゆらぎに対する入口温度ゆらぎの寄与を調べた。

7.2.4 評価結果

- 1) 制御系動作モード 「CAS」において、中性子検出器信号のゆらぎに入口温度ゆらぎが寄与する周波数は、約0.1Hz以下である (図7.4参照)。
- 2) 制御系動作モード 「AUT」の12MWtにおいて、中性子検出器信号のゆらぎに入口温度ゆらぎが寄与する周波数は、約0.02Hz~0.2Hzである。
- 3) 制御系動作モード 「AUT」の100MWtでは、中性子検出器信号のゆらぎに入口温度ゆらぎが寄与する周波数は約0.02Hz以下であり、これまでに得られた結果と同じ傾向を示した。

7.2.5 まとめ

出力上昇時の中性子検出器信号のゆらぎに対して入口温度ゆらぎの寄与する周波数は、制御系動作モード「CAS」のとき約0.1Hz以下であり、炉出力12MWtの「AUT」のとき約0.02Hz~0.2Hzである。今後、炉雑音解析を行う際には、これらの範囲の周波数成分のゆらぎを除去することが望ましい。

表7.2 原子炉出力上昇時の入口温度ゆらぎ測定結果

原子炉出力 (MW)	冷却材温度制御系 動作モード	中性子束ゆらぎ量 標準偏差 (%)	入口温度ゆらぎ量標準偏差	
			Aループ(°C)	Bループ(°C)
1	MAN	0.315	0.052	0.059
12	AUT	0.211	0.085	0.079
30	CAS	0.294	0.091	0.101
50	CAS	0.217	0.146	0.087
70	CAS	0.189	0.174	0.149
100	AUT	0.194	0.348	0.082

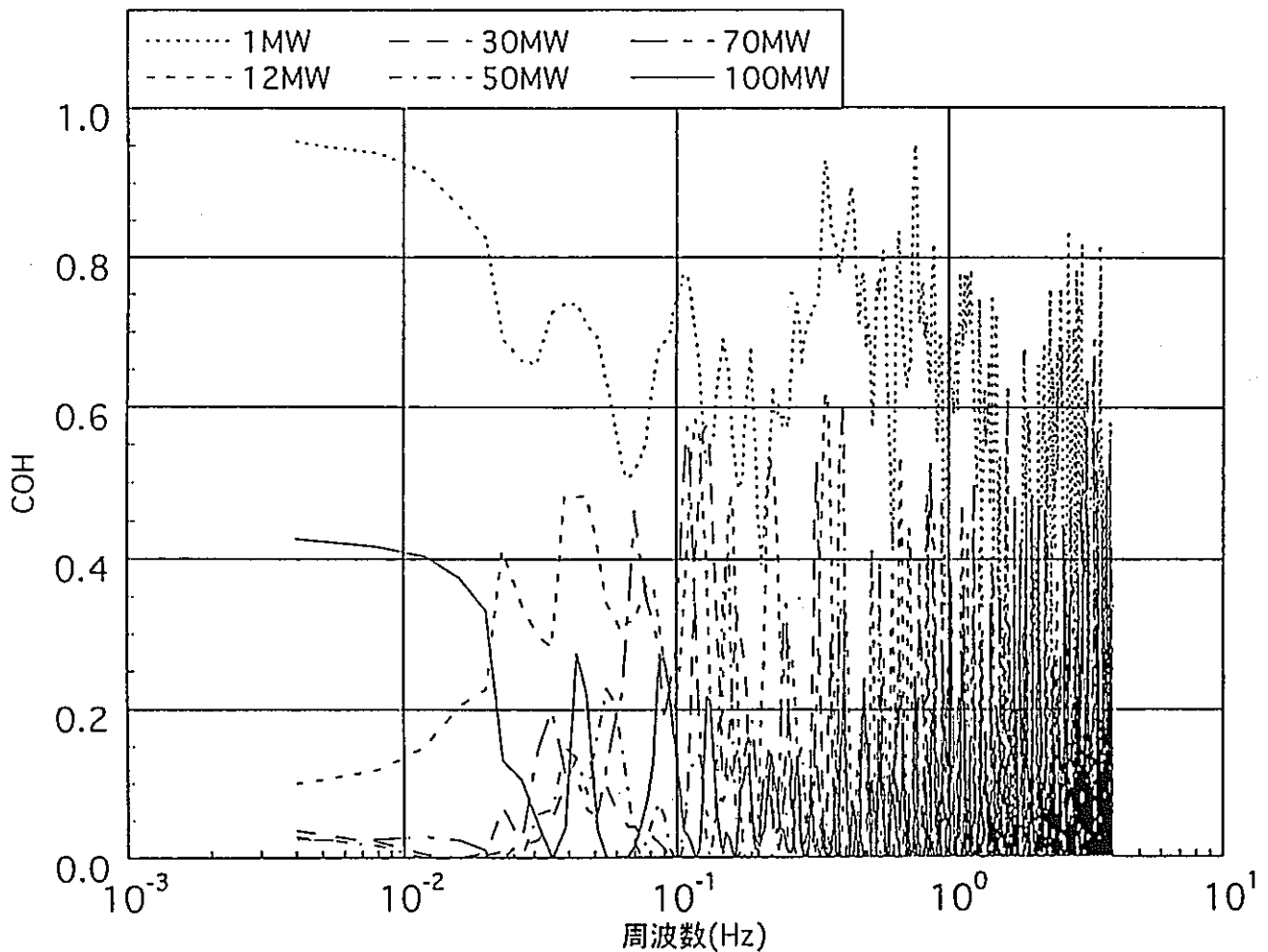


図7.4 原子炉出力上昇時の入口温度 (A) ゆらぎと

出力系 (ch. 6) 中性子束ゆらぎのコヒーレンス

7.3 炉雑音解析の今後の展開について

7.3.1 概要

炉雑音解析を進める上での課題および今後の展開について検討を行った。

7.3.2 課題

1) 炉内沸騰検知法の開発

炉雑音法により炉内沸騰を検知するため、沸騰発生時における核計装中性子検出器信号のゆらぎを予測評価する。このため、通常運転時における中性子検出器信号のゆらぎのバックグラウンドを把握するとともに、沸騰発生時の中性子検出器信号のゆらぎのシミュレーション解析を行う。

- ・出力系中性子検出器交換に伴う中性子検出器信号のゆらぎ測定

第11回定期検査期間中に交換した中性子検出器の過渡応答及びパワースペクトルが旧検出器と比較して変化していないかどうか確認するため、第30サイクル運転時に中性子検出器信号のゆらぎを測定する。

- ・通常運転時の中性子検出器信号のゆらぎ解析

原子炉出力上昇時及び定格100MWt運転時の中性子検出器信号のゆらぎの評価を継続し、通常運転時における中性子検出器信号のゆらぎの要因を明らかにする。

- ・Naボイド発生時の中性子検出器信号のゆらぎのシミュレーション解析

動特性解析モデルを作成し、中性子検出器信号のゆらぎを予測評価する（ただし、Naボイドの発生率は、ランダムあるいは一定として扱う）。

- ・制御棒の流力振動による中性子検出器信号のゆらぎ測定試験

制御棒の流力振動に伴う反応度ゆらぎを評価するための試験を実施する。

2) 炉心支持板の熱膨張時定数評価

安全特性試験の実施に先立ち、炉心支持板の熱膨張による反応度変化の計算精度を向上させるため、支持板の熱膨張時定数を求める。このため次の評価および試験を実施する。

- ・M系列・安定性試験の評価

原子炉入口温度ゆらぎと中性子検出器信号のゆらぎの周波数応答から時定数を求める。

- ・制御棒によるM系列およびステップ状反応度投入試験

制御棒操作による反応度投入試験（制御系動作モード「MAN」）を行い、中性子検出器信号のゆらぎの周波数応答およびSTFT（短時間フーリエ変換）解析から時定数を求める。

7.3.3 今後の展開

7.3.2で述べた課題のうち、次の項目を優先して作業を進める。

1) 炉内沸騰検知法の開発

- ・出力系中性子検出器交換に伴う中性子検出器信号のゆらぎ測定

- ・通常運転時の中性子検出器信号のゆらぎ解析

- ・ Naボイド発生時の中性子検出器信号のゆらぎのシミュレーション解析
- 2) 炉心支持板の熱膨張時定数評価
- ・ M系列・安定性試験の評価

7.4 中性子検出器信号ゆらぎのシミュレーションのための計算方法の検討

7.4.1 概要

炉雑音解析による炉内異常検知法の開発では、気泡通過等の要因による核計装中性子検出器信号のゆらぎを予測評価するため、シミュレーション解析を行うこととしている。ここでは、反応度変化を与えた場合の中性子検出器信号のゆらぎをシミュレーションする計算方法についてまとめた。

7.4.2 シミュレーションの対象とする反応度変化事象

プラント動特性解析コード "MIMIR-N2" を用いて、以下の事象に伴う中性子検出器信号のゆらぎをシミュレーションすることとする。

- 1) 原子炉入口温度ゆらぎ
- 2) 制御棒振動
- 3) 気泡通過 (Na ボイド発生)

このうち、本報告では1), 2)の事象によるシミュレーションについてまとめた。

7.4.3 事象の選定理由

これまでの炉雑音解析から中性子検出器信号のゆらぎには、7.4.2 1), 2)の事象に起因したゆらぎが定常的なバックグラウンドとして寄与していることが判明している。このため、気泡通過時の解析に先立ち、これらの事象による中性子検出器信号のゆらぎが "MIMIR-N2" で再現可能であるか検証するために選定した。

7.4.4 シミュレーションの方法

以下のようにシミュレーションを行うこととする。

- 1) 原子炉入口温度ゆらぎ

実測の原子炉入口温度を "MIMIR-N2" の動特性計算ルーチンの冷却材温度に入力し、温度ゆらぎによる反応度変化を求めて中性子密度の変化を計算する。

- 2) 制御棒振動

制御棒振動に伴う反応度変化を B_4C の径方向移動量と反応度価値の径方向勾配から求め、"MIMIR-N2" の動特性計算ルーチンのフィードバック反応度に入力し、中性子密度の変化を計算する。

7.4.5 検証方法

原子炉入口温度ゆらぎおよび制御棒振動のシミュレーションを実施後、"MIMIR-N2" で計算した中性子密度のパワースペクトルを求める。これと中性子検出器信号のゆらぎのパワースペクトルとの比較を行って、"MIMIR-N2" ではこれらの事象による中性子検出器信号のゆらぎが再現可能かどうか考察する。

〔第7章の参考資料〕

- 技-8-034： 制御棒の変位量と中性子束ゆらぎ量の相関
- 技-8-087： 原子炉出力上昇時における出力系中性子束ゆらぎと原子炉入口温度ゆらぎの相関
- 技-8-117： 炉雑音解析の今後の展開について
- 技-8-183： 中性子検出器信号ゆらぎのシミュレーションのための計算方法について（その1）

8. 燃料破損診断技術の開発

本章では、「常陽」の線源挙動評価に関する成果をまとめた。

8.1 タグガスの放射化量計算用Xe、Kr断面積の調査

8.1.1 概要

タグガスの放射化分析に資するため、 (n, α) 反応によってmetastableとstable核種が生成されるXe、Kr核種について、"ORIGEN2"コード内蔵の (n, α) 反応断面積および崩壊系列を調査した。

8.1.2 結果

今回調査した ^{128}Xe 、 ^{130}Xe 、 ^{132}Xe 、 ^{84}Kr の (n, α) 反応断面積を表8.1に示す。

- 1) XeおよびKrの断面積は $1/v$ 型であるため、表8.1に示すXeとKrの1群断面積は、スペクトルが軟らかくなるにしたがって大きくなっている。
- 2) metastable核種とstable核種の反応断面積の比はライブラリ（炉型）によって違っており、FBRライブラリでは類似の数値ではあるが、熱中性子炉（THERMAL）の値はFBRと大きく異なる。

今回の調査結果により、オリジナルの多群断面積を用いて新たなスペクトル場におけるmetastable核種の1群断面積を作成する際は、 (n, α) 反応によるmetastableとstable核種の生成割合がスペクトルによって異なることを考慮する必要があることがわかった。

表8.1 タグガス核種の (n, γ) 反応断面積

(barn)

	Library 反応	FBRFFTF (Pu/U)	LMFBR (Core)	LMFBR (Radial blanket)	THERMAL
①	$^{128}\text{Xe}(n, \gamma)^{129}\text{Xe}$	1.359E-01	1.616E-01	2.507E-01	2.127E+00
②	$^{128}\text{Xe}(n, \gamma)^{129\text{m}}\text{Xe}$	1.048E-03	1.236E-03	1.877E-03	3.602E-01
	②/①	7.712E-03	7.649E-03	7.487E-03	1.693E-01
①	$^{130}\text{Xe}(n, \gamma)^{131}\text{Xe}$	9.558E-02	1.051E-01	1.270E-01	3.449E+00
②	$^{130}\text{Xe}(n, \gamma)^{131\text{m}}\text{Xe}$	1.196E-03	1.410E-03	2.142E-03	4.200E-01
	②/①	1.251E-02	1.342E-02	1.687E-02	1.218E-01
①	$^{132}\text{Xe}(n, \gamma)^{133}\text{Xe}$	5.702E-02	6.382E-02	8.355E-02	2.797E-01
②	$^{132}\text{Xe}(n, \gamma)^{133\text{m}}\text{Xe}$	6.750E-05	7.959E-05	1.209E-04	2.499E-02
	②/①	1.184E-03	1.247E-03	1.447E-03	8.935E-02
①	$^{84}\text{Kr}(n, \gamma)^{85}\text{Kr}$	3.712E-02	4.897E-02	9.145E-02	1.158E-01
②	$^{84}\text{Kr}(n, \gamma)^{85\text{m}}\text{Kr}$	2.393E-03	2.822E-03	4.286E-03	9.000E-02
	②/①	6.447E-02	5.763E-02	4.687E-02	7.772E-01

8.2 「弥生」、MARICOにおけるタグガス放射化量の測定・評価

8.2.1 概要

タグガスの放射化分析による高速炉の破損燃料検知法 (FFDL) の多様化検討に資するため、高速炉スペクトルの標準照射場である「弥生」にてタグガス (Xe、Kr) を校正照射し、放射化核種を γ 線スペクトル測定により定量した。また、測定結果を"ORIGEN2"コードによる計算結果と比較した。さらに、「常陽」において、MARICO試料破損時にオンライン γ 線モニタで測定された放射化タグガスについても、"ORIGEN2"計算値と測定値を比較し、"ORIGEN2"の計算に用いた1群断面積について検討した。

8.2.2 「弥生」で校正照射したタグガスの測定結果

「弥生」炉の中心実験孔 (グローリー孔) にタグガスを封入したSUS316鋼製キャプセルを装荷し、照射試験を2回行った。照射後、Ge半導体検出器を用いて γ 線スペクトルを測定し、それぞれの放射化核種の光電ピークの計数率を、 γ 線検出効率で除し、冷却時間等の補正を行って、放射化量を求めた。図8.1に測定した γ 線スペクトルの一例を示す。

8.2.3 "ORIGEN2"計算値との比較

"ORIGEN2"の計算では、コード内蔵のFFTF炉心スペクトル用1群断面積と、JENDL-3.2ベースの70群炉定数セットJFS-3-J3を「弥生」のスペクトルで1群に縮約した断面積を用いた。MARICO放射化タグガスについても、装荷された「常陽」炉心第3列のスペクトルで縮約した1群断面積とFFTF用1群断面積で放射化量を計算し、測定値と比較した。C/Eを表8.2に示す。

表8.2より、JFS-3-J3をそれぞれの照射場でのスペクトルで縮約した1群断面積による計算値は、FFTF用断面積を用いた計算結果に比べてC/Eが改善されたことがわかる。なお、準安定核種 (^{129m}Xe 、 ^{131m}Xe 、 ^{133m}Xe) については、両者とも計算値は測定値を大幅に過小評価しており、断面積ライブラリや燃焼チェーンに問題があると考えられる。

表8.2 「弥生」と「常陽」MARICOによるタグガス放射化量のC/E

核種	半減期	「弥生」グローリー孔		「常陽」MARICO	
		FFTF ^{*1}	JFS-3-J3 ^{*2}	FFTF ^{*1}	JFS-3-J3 ^{*3}
¹²⁵ Xe	17.0 h	13.0~14.4	2.0~2.2	1.5~2.7	0.43~0.78
¹²⁷ Xe	36.4 d	0.28~0.32	2.0~2.2	0.04~0.08	0.62~1.2
^{129m} Xe	8.89 d	<9.6×10 ⁻⁴	<8.3×10 ⁻⁴	<2.2×10 ⁻³	<4.0×10 ⁻³
^{131m} Xe	11.8 d	—	—	<1.5×10 ⁻³	<4.2×10 ⁻³
^{133m} Xe	2.19 d	—	—	<4.8×10 ⁻³	<7.6×10 ⁻³
¹³³ Xe	5.25 d	—	—	0.48~0.83	0.76~1.3
¹³⁵ Xe	9.09 h	—	—	1.3~2.8	1.2~2.4
⁷⁹ Kr	1.41 d	0.05~0.06	0.84~0.88	—	—

- 注) ^{*1} "ORIGEN2"内蔵のFFTF炉中心スペクトルで縮約した1群断面積による計算
^{*2} 「弥生」グローリー孔のスペクトルでJFS-3-J3 70群炉定数を縮約した1群断面積による計算
^{*3} MARICO装荷位置のスペクトルでJFS-3-J3 70群炉定数を縮約した1群断面積による計算

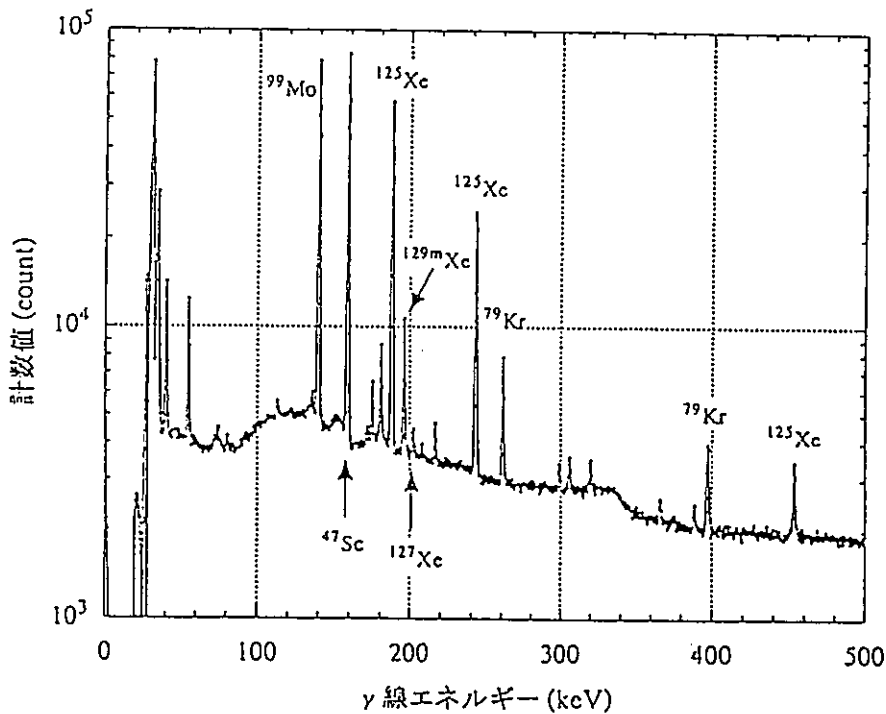


図8.1 「弥生」で照射したタグガスのγ線スペクトル

8.3 オンライン γ 線モニタ機能確認試験

8.3.1 概要

MK-II炉心第30サイクルにおいて、オンライン γ 線モニタ（OLGM）特性試験を実施する。本試験に先立って装置の機能確認試験を実施した。また、OLGM用Ge半導体検出器に付帯する液体窒素自動供給装置および液体窒素残量計等の移設作業を平成8年12月25日に終了し、今後の液体窒素の供給計画の目安とするため、液体窒素の消費量調査も併せて実施した。

8.3.2 確認項目

- 1) OLGM用電磁弁の動作確認および流量調整
- 2) OLGM測定系・解析系のプログラム動作確認
- 3) Ge半導体検出器の機能確認
- 4) 液体窒素自動供給装置の動作確認
- 5) 液体窒素消費量の調査

8.3.3 確認結果

- 1) カバーガスサンプリング2.0 l/min、フラッシング1.0 l/min、ガスパーズ2.0 l/minに流量調整を行い、いずれも前サイクルと同条件になることを確認した。
- 2) 自動測定系プログラムは、カバーガスサンプリング6分、フラッシング20秒、 γ 線測定11分40秒、ガスパーズ12分の条件を設定し、誤動作が無いことを確認した。

自動解析系プログラムは、得られた γ 線スペクトルよりピークサーチを行い、指定したチャンネルのピーク計数率時系列ファイルをディスクに出力することを確認した。

- 3) Ge半導体検出器の機能確認として、R-408室の鉛コリメータに検出器を設置したところリニアンプ信号にノイズが確認された。そこで、ノイズ調査を行った結果、液体窒素自動供給用配管がノイズを拾い、デュワーを通して検出器に入るものと判明した。対策として、配管とデュワーが接する面にビニールシートを挟め、信号にノイズが出ないことを確認した。

次に、標準線源（ポイントソース）を吸着床部にテープを用いて張り付け、検出効率を求め、検出器の感度に異常が無いことを確認した。

- 4) 圧力容器からデュワービンへ設定時間どおりに液体窒素が自動供給を開始し（0.8kg/cm²）、デュワービンが満タンになると自動供給機能が停止することを確認した。
- 5) 作業の安全性を考慮して、液体窒素自動供給装置および液体窒素残量計をR-410室からR-501室に移設する作業を平成8年12月25日に終了した。

新しい設置場所は、従来の設置場所に比べ液体窒素自動供給用配管が約8.5m増設され、全長約21.5mになった。増設に伴い液体窒素の消費量調査を実施した。

原子炉停止時に調査した結果を以下に示す。

デュワービン (R-408 : 室温32℃) の消費率	約2.5 ℓ / 日	
圧力容器～デュワービンの供給1回あたりの消費量	約4 ℓ	約12分間
デュワービン (4日分) 満タンまでの消費量	約18 ℓ	約18分間

なお、原子炉運転中(100MW時)はR-408室の室温が約38℃に上昇し、圧力容器～デュワービン (4日間分) 満タンまでの消費量は約32 ℓ で供給時間は約50分間になった。

8.4 オンライン γ 線モニタシステムのソフトウェア改良

8.4.1 概要

オンライン γ 線モニタ(OLGM)システムで測定した「常陽」一次系カバーガスの γ 線スペクトル解析作業の効率化を図るため、OLGM解析システムのソフトウェアを改良した。

8.4.2 現行システムの問題点

現行のOLGMシステムでは、測定システムにより、30分毎に γ 線測定を行い、そのつど新規ファイルを作成して測定データをディスクに記録している。解析システムは、このデータを30分毎の測定の合間に読み込み、ピークサーチ、核種定性・定量の各計算処理を行い、これらの結果をリスト形式で格納する新規ファイルを作成し、ディスクに記録している。この結果、70日の定格サイクル運転時の試験では、解析結果を格納するファイルの総数が約3400個にも及び、試験後のデータ整理に約3日間を費やしていた。

8.4.3 改良内容

OLGM解析システムのソフトウェアについて以下の改良を行った。

1) γ 線ピークサーチファイルの作成

オンライン作業により、30分毎に測定した γ 線スペクトルの全4096チャンネルから、評価に用いる希ガス核種の γ 線ピークを100以内で検索する。

一方、解析ソフトウェアの自動処理の起動時に、検索されたピークの計数率を書き込むピークサーチファイルを作成し、以降は、30分毎に解析システムで自動処理が行われるつど新規のファイルを作成することなく、ピーク計数率の計算結果をこのピークサーチファイルに追記していく。

3) γ 線ピークサーチファイルの編集機能の追加

オフライン作業により、ピークサーチファイルを編集し、ユーザが指定したチャンネルのピーク計数率を自動処理の時刻歴とともにディスクに出力する。

8.4.4 改良の結果

本改良により、70日の定格サイクル運転時の試験データを処理する場合、ピークサーチファイルと検出器の検出効率を用いて、約1時間程で放射能濃度の時刻歴プロット図及びデータ一覧を作成することが可能となった。

[第8章の参考資料]

- 技-8-003 : タグガスの放射化量計算用Xe、Kr断面積の調査 ("ORIGEN2"コードについて)
- 技-8-022 : 「弥生」、MARICOのタグガス放射化測定と"ORIGEN2"計算結果との比較
- 技-8-055 : オンライン γ 線モニタシステムのソフトウェア改良 (その1)
- 技-8-140 : オンライン γ 線モニタシステムのソフトウェア改良 (その2)
- 技-8-175 : オンライン γ 線モニタ (OLGM) 機能確認試験

9. 線源挙動評価

本章では、「常陽」の線源挙動評価に関する成果を報告する。

9.1 CGCS性能確認試験

9.1.1 概要

各種試験の1つとして実施したカバーガス浄化装置（CGCS）性能確認試験（RTCB対応機能の確認試験）では、回収した標準ガス中に何らかの原因により空気が混入したことおよび希ガス回収フィルタ(A)に多量のアルゴンガスを捕集したこと等の理由により、期待されたXe、Krの回収効率が得られなかった。そこで、この原因について検討を行い、いくつかの対策を施した。この対策の有効性およびCGCSの所期の性能を確認することを目的とし、CGCS性能確認試験(II)を実施した。

9.1.2 試験結果および考察

CGCS性能確認試験(II)で得られた全試験の回収効率を表9.1に示す。

1) Xeの回収効率について

1回目： 回収フィルタAの加熱不足（加熱時間10分、加熱温度130℃）で、回収フィルタAからのXeの脱離が不十分となり、回収効率が低下したと考えられる。

2回目： 試験前の回収フィルタのベーキング（ガスの脱離）が不十分で、1回目の試験時に回収フィルタAに残存したXeを回収し、回収効率が100%を大きく超えたと考えられる。

3, 4回目： 4回目の回収効率は100%を超えているが、分析誤差が約5%あることを考慮すると、3, 4回目いずれも90%台の高回収効率であると考えられる。これより、CGCSはワンスルーで90%以上のXeを回収できることが確認された。

なお、前試験時の残存Xeは、前試験時の加熱、再サンプリング（再加熱）および試験前のベーキングにより、ほとんど除去されると考えられる。

より、Krの脱離を抑えることができたためであると考えられる。

2) Krの回収効率について

1, 2回目： 回収フィルタBのAr脱離（フラッシング）を-85℃で実施したため、Arと共にKrが脱離し、回収効率が低下したと考えられる。

3, 4回目： 回収フィルタBのAr脱離温度を-100℃にすることにより、Krの回収効率は80%以上になった。これは温度を15℃下げたことに

9.1.3 まとめ

今回、回収方法に対策を施したことにより、ワンスルーでXe：90%以上、Kr：80%以上の回収効率が得られた。この結果は設計条件である希ガス回収フィルタ(A)の6時間回収で回収効率90%を満足する。

表9.1 全試験の回収効率

試験日程		試験時	再サンプリング	再々サンプリング	合計
1回目(H7 12/14)	Xe	2.5%			2.5%
	Kr	48%			48%
2回目(H7 12/21)	Xe	109%	36%		145%
	Kr	22%	3.7%		26%
3回目(H8 1/25)	Xe	23%	58%	13%	94%
	Kr	64%	22%	1.0%	87%
4回目(H8 2/5)	Xe	45%	59%		104%
	Kr	56%	29%		85%

9.2 CGCS設備の現状と改造計画

9.2.1 概要

CGCS性能確認試験(II)の結果から得られたCGCS設備の現状の課題と、その課題解決のために検討した改造計画をまとめた。

9.2.2 CGCSの現状

試験結果より、CGCSが設計値を満足できる性能を有していることが確認されたが、液体窒素量の問題から、現状の液体窒素供給ユニット（液体窒素ポンベ100×6本）では、約3時間の回収運転が限界であり、設計条件である6時間回収で90%回収効率を得るためには、液体窒素を増量する必要がある。

また、希ガス回収フィルタ(A)の希ガス脱離能力が不足しているため、1回の希ガス回収フィルタ(A)の加熱では、回収した希ガスを全量希ガス貯蔵シリンダに移行することはできないという問題点も確認された。

9.2.3 脱離能力不足の原因と対策

希ガス回収フィルタの吸着床に使用される活性炭は、その熱伝達率が小さいため、吸着床の大型化に伴い冷却および昇温（特に昇温）に長時間を要する。例えば、タグガス濃縮装置の深冷吸着試験では、大型濃縮筒（活性炭183cm³）を-80℃から360℃に昇温した際、槽内温度が360℃に達してから1時間後の濃縮筒出口温度は約230℃であり、平衡には達しなかったという結果が得られている。希ガス回収フィルタ(A)の活性炭（吸着床）はさらに大型（充填量で約10倍、吸着床直径で約1.5倍）であるため、昇温はさらに困難であると予想される。

上記の対策として、以下の項目を検討した。

- 1 希ガス回収フィルタ(A)の加熱ヒータの増設
- 2 希ガス回収フィルタ(A)の加熱時間の延長
- 3 希ガス移送時のヘリウムパージ量の増加
- 4 希ガス回収フィルタ(A)の希ガス脱離操作の再実施

1～4の対策を設備上の制限等を考慮して総合的に判断した結果、3を実施することとした。

9.2.4 主な対策内容

- 1) 設計条件である6時間運転を可能にするため、液体窒素ポンベ3本の増量を行う。
- 2) フレキシブルチューブ増設やCGCS液体窒素供給ユニット大型化が困難なため、液体窒素ポンベの取扱いを据置方式から交換方式へ変更する。
- 3) 液体窒素ポンベ用のロードセル式台はかりを2台設置することにより、液体窒素が全量なくなる前のポンベの切替えを可能にし、回収フィルタの温度制御の不安定性を改善する。
- 4) 希ガス移送時のヘリウムによるパージ量約4/min（線速度4cm/secに対応）を測定できるように、流量計を現状の0～1/min用のものから0～5/min用のものへ交換する。
- 5) 残量の少なくなった標準ガスをArベースのものに更新する。

〔第9章の参考資料〕

技-8-009 : CGCS性能確認試験(II)結果 (その3)

技-8-036 : CGCS設備の現状と改造計画

10.冷却材・カバーガスの分析・評価

本章では、ナトリウムならびにカバーガスの分析技術開発に関する成果をまとめた。

10.1 金属ナトリウム分析法の検討（水分解水素発生法）

10.1.1 概要

ナトリウム漏洩燃焼実験に関連して、燃焼生成物中の金属ナトリウム量を測定する必要がある。そこで、金属ナトリウムと水が反応して水素が発生する現象を利用した分析方法を検討した。

2) 方法

秤量した試料を入れた分解フラスコを水素捕集装置に取付け、フラスコ内を真空に引く。その後、ノズルより40%NaOH-60%H₂Oを滴下し、試料と反応させて水素ガスを発生させる。水銀テプラーポンプを用いて、水素ガスをガスサンプラーに捕集する。ガスサンプラー内にArガスを大気圧まで加えたものを測定ガスサンプルとする。ガスクロを用いて、測定ガスサンプル中の水素濃度を測定し、金属ナトリウム量を評価する。

この方法を用い、既知量の金属ナトリウム試料および金属ナトリウムと過酸化ナトリウムの混合試料の試験を実施し、その回収率を評価した。

10.1.3 結果

水銀テプラーポンプを用いた水素ガス捕集時間は、20分とした。この場合の金属ナトリウム回収率（既知量に対する測定値の比）は、平均100.4%であった。また、金属ナトリウムと過酸化ナトリウムの混合物試料を測定した結果、金属ナトリウム回収率は平均94.6%となり、過酸化ナトリウムの影響がほとんどないことがわかった。

10.1.4 まとめ

今回の検討により、水分解水素発生法が金属ナトリウムの含有量の測定に適用可能なことを確認した。ただし、今回用いたガスクロレンジは、水素濃度で0.2%~2%の範囲であり、これは金属ナトリウムの重量に換算すると2mg~20mgとなる。したがって、試料を0.2g採取した場合の検出下限値は1%である。しかしながら、ガスクロによる水素ガスの測定下限値が0.2ppmであることから、低水素ガス濃度領域の検量線を求めることで、さらに検出下限値を低くすることができると考えられる。

10.2 金属ナトリウム分析に及ぼす過酸化ナトリウムの影響

10.2.1 目的

プラント安全工学室で実施しているナトリウム漏洩実験に関連して、燃焼生成物中の金属ナトリウムの分析法（水分解水素発生法）を開発した（10.1参照）。本方法の測定精度は燃焼生成物中の過酸化ナトリウムに影響される可能性が考えられたので、金属ナトリウムに過酸化ナトリウムを添加した試料の測定を2ケース実施した。その結果、過酸化ナトリウムの影響は見られなかったが、試験回数が2回と少なく、データの信頼性が低かった。今回は過酸化ナトリウムの影響を明確にするための十分なデータを得ることを目的とし、12ケースの測定を行った。

10.2.2 方法

金属ナトリウム（20mg前後）と過酸化ナトリウム（10～200mg*）の混合試料にカセイソーダ溶液を滴下し、発生する水素を水銀テトラポンプを介して捕集し、ガスクロで測定することにより回収量を求める（前回の検討試験と同じ方法）。

* 試料採取量の上限を200mgとしているため

10.2.3 結果

表10.1に前回と今回の結果を示す。前回の回収率は平均94.6%だったのに対し、今回は96.3%であり、ほぼ同じ結果が得られた。前回と今回の測定結果を図10.1に比較して示す。

1) 前回の結果（表10.1参照）

試験回数：2

回収率平均値：94.6%

2) 今回の結果（表10.1参照）

試験回数：12

回収率平均値：96.3%

標準偏差：2.96%

金属ナトリウムではほぼ100%水素が回収できるが、過酸化ナトリウムを含む場合は5%程低くなる。また、水素発生量は過酸化ナトリウムの含有量にはほとんど依存しない。

10.2.4 まとめ

過酸化ナトリウムの添加量を変化（10mg～200mg）させ、回収率を求めた結果、平均96.3%、標準偏差2.96%という結果を得た。これより、燃焼生成物中の金属ナトリウムの分析に水分解水素発生法を用いる場合、過酸化ナトリウムの影響はないといえる。

表10.1 水分解水素発生法回収試験結果（過酸化ナトリウムの影響）

(a) 前回の検討結果

RUN	Na採取量 (mg)	Na ₂ O ₂ 添加量 (mg)	Na ₂ O ₂ /Na (ratio)	発生水素回収率 (%)
1	21.83	29.0	1.33	93.1
2	35.26	20.0	0.567	96.1
平均				94.6

(b) 今回の検討結果

RUN	Na採取量 (mg)	Na ₂ O ₂ 添加量 (mg)	Na ₂ O ₂ /Na (ratio)	発生水素回収率 (%)
1	20.56	13.27	0.645	92.6
2	20.83	17.13	0.822	91.1
3	22.93	24.84	1.08	98.9
4	21.20	27.40	1.29	100.1
5	18.64	46.76	2.51	96.3
6	29.61	40.58	1.37	92.4
7	21.91	58.43	2.67	97.2
8	19.91	67.85	3.41	99.2
9	22.85	103.64	4.54	98.9
10	26.56	122.54	4.61	95.2
11	19.25	209.37	10.87	97.6
12	22.19	209.45	9.44	96.2
平均				96.31
標準偏差				2.96

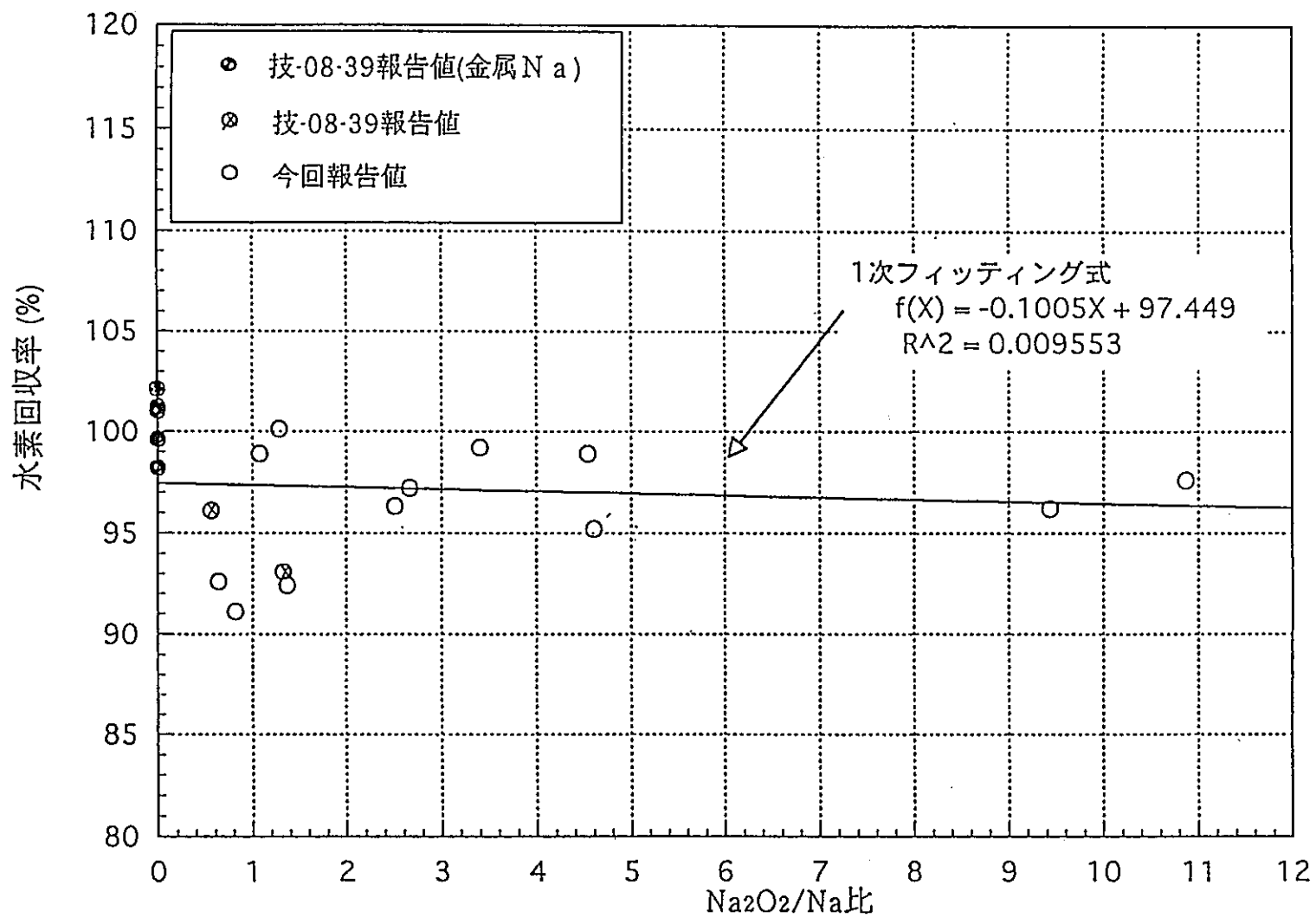


図10.1 水素発生量の過酸化Na含有率依存性

10.3 「常陽」の冷却材ナトリウム中の亜鉛濃度評価

10.3.1 概要

「常陽」では、建設時の系統へのNa受入れ時を含めこれまでの純度管理でZnを分析したことはない。このため、既存の測定で得られている冷却材Na純度データから間接的にZn濃度を評価した。

10.3.2 1次系Na中のZn濃度

図10.2と図10.3に示すように、これまでの放射化分析では1次系Na中からも1次冷却系配管壁からもZnは検出されていない。このため、これまでに得られている放射化分析からZn濃度の上限を算出した。

1次系Naの放射化分析では、Na自身の放射化物の他にAgの放射化物が検出されている。この放射性Agの生成量を"ORIGEN2"で計算すると、表10.2に示すように 3.7×10^9 Bq/gとなる。ここで、中性子束には ^{24}Na の放射化物から算出した平均中性子束 2.9×10^{13} n/cm²・sを用いた。また、実際の測定では、1gのNa中から250Bq検出されている。よって、この比、

$$250 / (3.7 \times 10^9) = 6.8 \times 10^{-8} = 0.068 \text{ wt. ppm}$$

から、Agは約0.07wt.ppm含まれることが分かる。

同様に、"ORIGEN2"でZnの放射化量を計算すると 1.3×10^8 Bq/gとなる（表10.2参照）。図10.2と図10.3から分かるように、測定ではZnは全く検出されていないが、仮にAgの1/10程度（25Bq）検出されたとすると、

$$25 / (1.3 \times 10^8) = 1.9 \times 10^{-7} = 0.19 \text{ wt. ppm}$$

となり、約0.2wt.ppm含まれていることになる。これがほぼ検出下限であり、「常陽」の1次系Na中にZnが含まれていても0.2wt.ppmを超えることはない。

10.3.3 2次系Na中のZn濃度

平成元年頃、2次系Na中の不純物をNaフィルターで吸着捕獲し、走査型電子顕微鏡による観察とX線マイクロアナライザーにより分析した例があるが、有意な量のZnは検出されていない。

10.3.4 結論

「常陽」の冷却材Na中には、有意な量のZnは存在しないと考えられる。また、仮にあったとしてもその濃度は0.2wt.ppm以下である。

表10.2 1次系Na中の放射性物質濃度

核種	^{110m}Ag	^{65}Zn
半減期	250.4日	244.1日
1gの放射化量(計算値)	3.7×10^9	1.3×10^9
γ 線の放出率と エネルギー	0.343 (0.94MeV) 0.246 (1.38MeV)	0.508 (1.12MeV)
Na中の濃度(測定値)	250 Bq/g · Na	検出されず

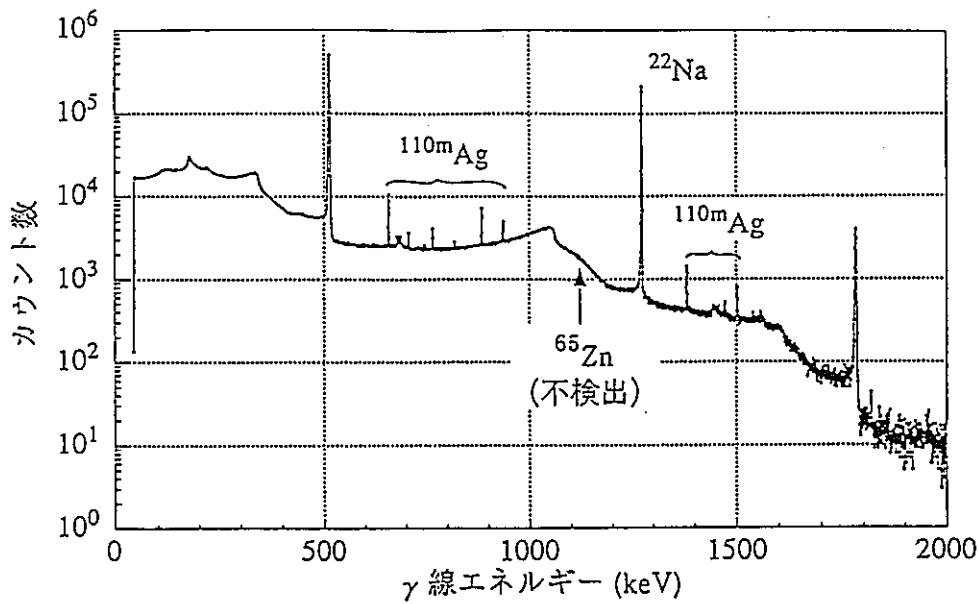


図10.2 1次系Naの γ 線スペクトル

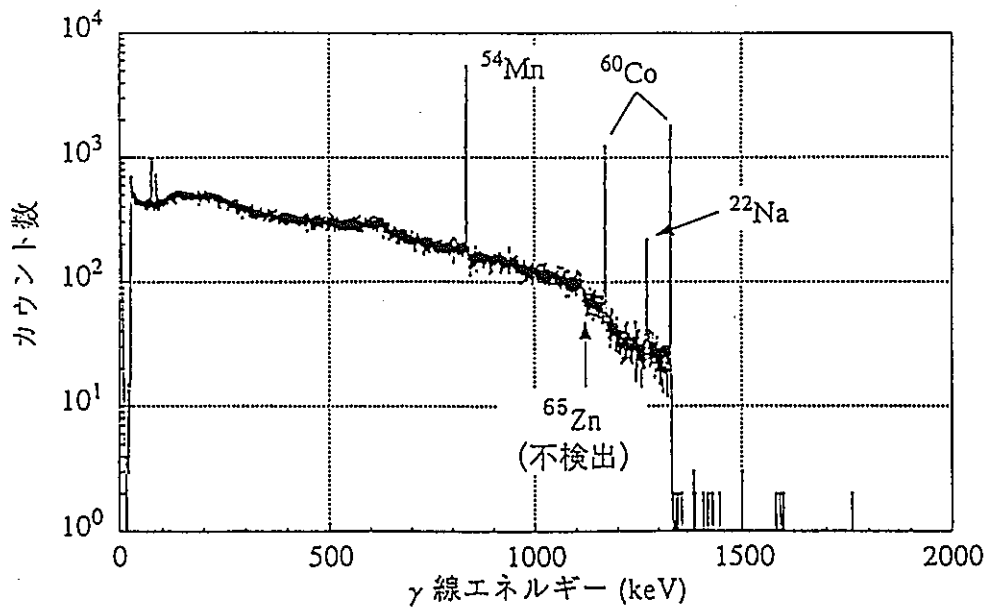


図10.3 1次主冷却系配管表面の γ 線スペクトル

10.4 ナトリウム中の亜鉛濃度分析

10.4.1 概要

冷却材Na中不純物Znの構造材料への腐食試験のデータに資するため、各種のNaサンプリング試料についてZnの濃度分析を実施した。

10.4.2 分析試料

1) 「常陽」

1次系（第11回定期検査中）試料

採取日時:H9.1/31 19:34、コールドトラップNa温度:129.5℃

2次系（第11回定期検査中）試料

採取日時:H9.1/31 13:33、コールドトラップNa温度:132.0℃

2) プラント安全工学室

Na漏えい燃焼実験-II Na供給配管内試料

試料No.:II-Na(1)~(3)

3) 機器構造安全工学室

Na疲労試験ループ系統内試料

コールドトラップNa温度:120℃

10.4.3 分析方法

1) 試料の前処理

Na試料約5gを分取し、水蒸気分解法により水溶液化した。

2) 測定

高周波誘導結合プラズマ（ICP）質量分析装置により上記試料を適宜希釈し、内部標準補正元素としてCdを添加し、Zn濃度を定量した。

3) 検出下限値

Zn（質量数66）のバックグラウンド測定値の標準偏差の5倍をとると、Znを1g採取した場合0.1ppmとなる。

10.4.4 結果

Na中のZn濃度は表10.3に示すように検出下限値以下（<0.1ppm）から数10ppmのレベルであることがわかった。

表10.3 Na 中 Zn の分析結果

試料	Zn 濃度 (wt. ppm)
「常陽」 1 次系 2 次系	< 0.1 0.36
P 安室 II-Na (1) II-Na (2) II-Na (3)	22 25 51
機安室 Na 疲労ループ	< 0.1

10.5 ガスクロ用検量線の修正・評価

10.5.1 概要

平成7年12月～平成8年2月にかけて実施されたCGCS性能確認試験(II)において、CGCS装置で回収したXe、Kr標準ガスの濃度をガスクロを用いて測定した。その際、回収効率は、Kr：130%、Xe：70%と予想外の結果となった。この原因を調査した結果、ガスクロの検量線に誤りがあることが判明した。そこで、検量線の修正作業を行い、CGCS性能確認試験(II)での回収ガス濃度を再評価した。

10.5.2 検量線の修正

1) 検量線作成用標準ガス濃度の見直し

KrおよびXeの標準ガス(濃度100%)を100ppm～16%に希釈し、新規検量線を求めた。その結果、Xeの検量線は修正前と同様であったが、Krの検量線は、その勾配が、修正前より約90%大きい(感度が良い)結果となった。

これは、前回の検量線作成時に調整したガスの濃度が、希釈操作の段階で予想以上に薄まったためであると考えられる。

2) 処理方法の改良

従来、検量線は、ガスクロ計数値の最高値(Peak Height)を用いて作成していた。この場合、1%を超える高濃度領域で、感度が鈍る(検量線の勾配が小さくなる)傾向があるため、前回の検量線作成時は、1%以下の低濃度ガスの測定で作成した検量線を1%以上の濃度領域まで直線外挿した。ところが、この方法を採用した場合でも、1%以上の濃度領域で、Xe、Krの濃度をともに過小評価(Xeについては最大45%)する結果となった。これを補正するため、PeakHeightの代わりに面積(PeakArea)を用いて検量線を作成することとした。

3) 修正後の検量線曲線

1)、2)の修正を行った後の検量線は、以下の式で表される。

$$\begin{aligned} \text{Kr : } Y(\text{ppm}) &= 18.494 + 0.0015769x + 3.004 \times 10^{-8}x^2 && (100 \sim 1000 \text{ppm}) \\ &= -228.85 + 0.0061984x - 1.9825 \times 10^{-11}x^2 && (1000 \text{ppm} \sim 16\%) \\ \text{Xe : } Y(\text{ppm}) &= 15.207 + 0.0031512x && (100 \sim 1000 \text{ppm}) \\ &= 694.02 + 0.0030519x && (1000 \text{ppm} \sim 16\%) \end{aligned}$$

ここで、Y：濃度(ppm)、x：計数値(count)

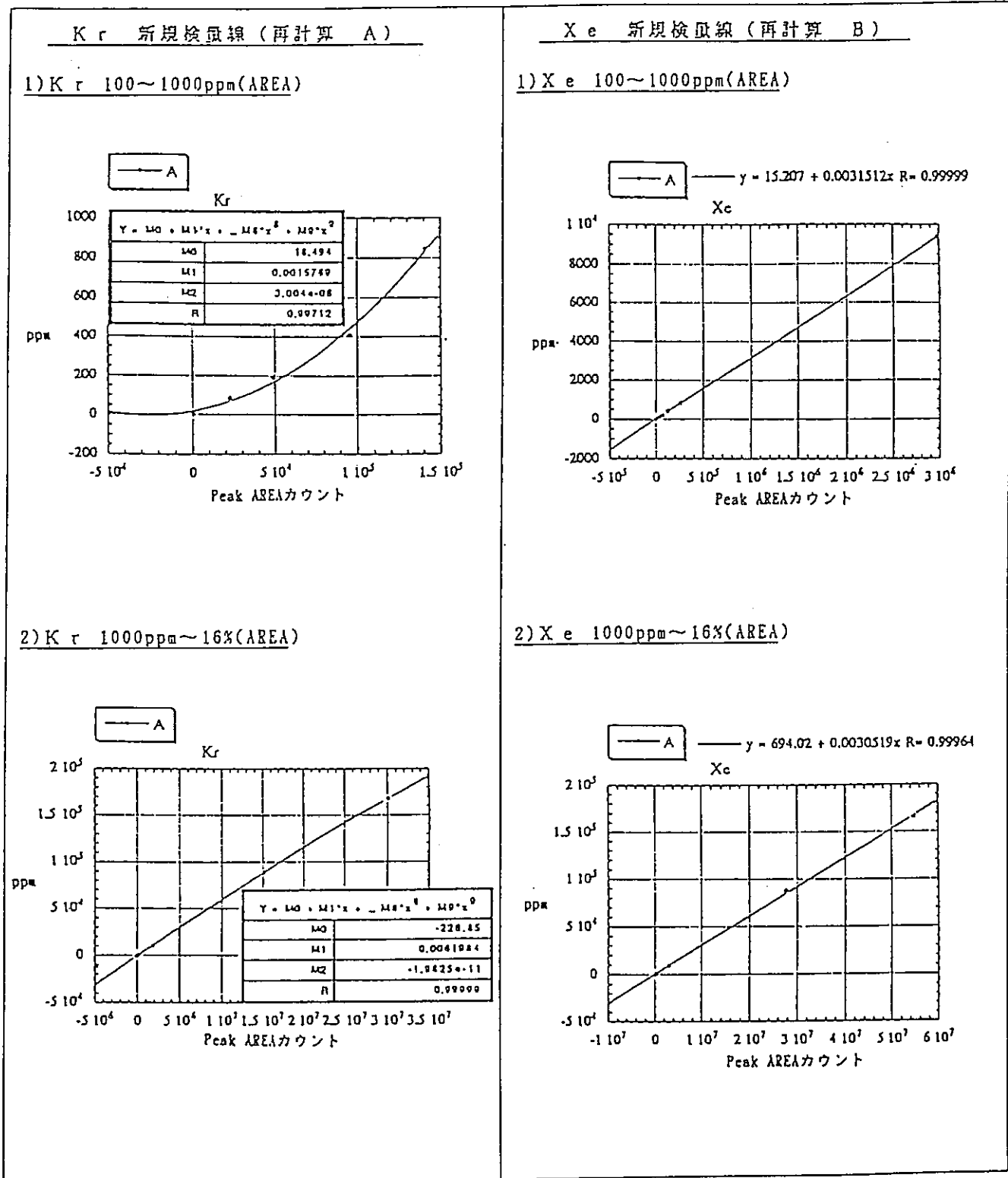
10.5.3 修正後の検量線によるCGCS回収ガス濃度の再評価

10.5.2で示した修正後の検量線を用いて、CGCS性能確認試験(II)における回収ガス濃度を再評価した結果(詳細データを図10.4に示す)は、前回測定値に対して、

- ・ Kr : 平均91%減少 (100～1000ppm)
- 平均57%減少 (0.1～16%)
- ・ Xe : 平均3%増加 (100～1000ppm)
- 平均24%増加 (0.1～16%)

となり、これまでKr：130%、Xe：70%と見積もっていた回収効率が約80%～100%となる見込みとなった。今後、回収ガス濃度の見直し結果に基づき、CGCSの希ガス回収効率の詳細評価を行う予定である。

図10.4 Kr、Xe低濃度、高濃度 新規検量勾配



10.6 ガスクロ校正用標準ガスの濃度測定

10.6.1 概要

ナトリウム分析棟内に設置してあるカバーガス分析用ガスクロを用い、原子炉1課所有のガスクロ校正用標準ガスの濃度測定を行った結果を報告する。

10.6.2 結果

＜測定条件＞

ガスクロマトグラフ 日立製 263-70

カラム モリキュラシーブ5A 3φ×4m , AC 3φ×5m (水素, ヘリウム)

検出器 TCD 70mA キャリアガス Ar 25cc/min

測定結果及びメーカー校正値を以下に示す

成分	測定値濃度(ppm)	標準 ガスメーカー校正値(ppm)	濃度比 (%)
H ₂	471	496	95.0
He	489	506	96.6
O ₂	177	174	101.7
N ₂	948	969	97.8
CH ₄	90.6	91.7	98.8
平均			98.0

10.6.3 考 察

標準ガス濃度の測定値と、メーカー校正値の比は、平均98.0%であった。これより、今回測定した標準ガスは、表示通りの正確な成分を有しており、校正用ガスとして満足できるものであることがわかった。

また、ナトリウム分析棟のガスクロ校正は、100%標準ガスを希釈調製して行われているが、今回の標準ガス測定が期待通り正確に行われたことから、ナトリウム分析棟におけるガスクロの校正手法が適正であり、ナトリウム分析棟のガスクロによる分析結果の信頼性が十分に高いことが確認できた。

10.7 「常陽」長期停止後の1, 2次系ナトリウム・カバーガスの分析結果

10.7.1 概要

「常陽」は現在第11回定期点検中であり、運転停止期間はH7/9からH8/6まで長期に及んでいる。そこで、「常陽」の長期停止最終期のナトリウム充填後に、1, 2次系ナトリウムおよびカバーガス試料のサンプリング・化学分析を行ない、これまでのMK-II炉心の分析値と比較した。

10.7.2 結果

「常陽」長期停止後の1, 2次系ナトリウムおよびカバーガス分析値とMK-II炉心第0～29サイクルの定検中に採取したデータの平均値（以後、MK-II以降のデータとする）を比較した。

1) 「常陽」1次系ナトリウム (J Na1-96-01) (表10.4)

C, Fe, Niは、いずれの成分も検出下限値以下であり、定常値と見なすことができる。また、O, 放射性核種 (^3H , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{22}Na) については、検出されているがMK-II以降のデータの平均値以下であり、定常値と見なすことができる。N, CrについてはMK-II以降のデータの平均値を越えた数値であるが、標準偏差を考慮すると十分定常値と見なせる。しかし、H, ClについてはMK-II以降のデータよりも高い値を示した。(H: 約2.7倍 Cl: 約1.8倍)

2) 「常陽」2次系ナトリウム (J Na2-96-01) (表10.5)

C, Niは、いずれの成分も検出下限値以下であり、定常値と見なすことができる。また、O, N, Cl, Fe, Cr, ^3H はいずれの成分もMK-II以降のデータの平均値以下であり定常値と見なすことができる。しかし、Hは1次系と同様、MK-II以降のデータよりも高い値を示した(Hが約2.3倍)。

3) 「常陽」1次系カバーガス (J Ar-I-96-01, J Ar I-96-02) (表10.6)

O₂, CO, CO₂, CH₄, Heについてはいずれの成分も検出下限値以下であり、定常値と見なすことができる。また、H₂, ^3H については、検出されているがMK-II以降のデータの平均値以下であり、定常値と見なすことができる。N₂は、平均値の約2倍の数値を示したが、標準偏差を考慮すると十分定常値と見なせる。

4) 「常陽」2次系カバーガス

(J Ar-II-96-01, オーバーフロータンク, ダンプタンク) (表10.7)

O₂, CO, CO₂, CH₄, Heについてはいずれの成分も検出下限値以下であり、定常値と見なすことができる。また、N₂については、検出されているがMK-II以降のデータの平均値以下であり、定常値と見なすことができる。しかし、H₂は平均値の約3倍、 ^3H は平均値の約10倍の値を示した。

10.7.3 まとめ

1) ナトリウム分析結果

- ・ 1次系、2次系ともにこれまでのMK-II炉心に比べて高いH₂濃度を示した。

2) カバーガス分析結果

- ・ 1次系カバーガスは、全成分が定常値であり、長期停止の影響は見られなかつ

た。

- ・ 2次系カバーガスの H_2 および 3H がこれまでのMK-II炉心のデータに比べて高い値を示した。

表10.4 「常陽」1次系ナトリウム分析値の比較

成分	1次系 JNa1-96-01 (wt. ppm)	MK-II以降のデータ* (1次系)	
		平均値(wt. ppm)	標準偏差
O	2.1	2.7	1.303
H	0.32	0.12	0.047
C	ND (<2.0)	3.1	2.023
N	0.42	0.36	0.198
Cl	0.76	0.43	0.272
Fe	ND (<0.02)	0.09	0.128
Ni	ND (<0.02)	0.04	0.037
Cr	0.023	0.013	0.011
³ H	6.5 × 10 ¹	1.2 × 10 ³	1711.24
^{110m} Ag	3.0 × 10 ¹	4.3 × 10 ²	579.77
²² Na	5.8 × 10 ³	9.9 × 10 ³	2543.66

³H, ^{110m}Ag, ²²Na の単位はBq/g
 * MK-II炉心0~29サイクルまでの定検中に採取したデータ

表10.5 「常陽」2次系ナトリウム分析値の比較

成分	2次系 JNa2-96-01 (wt. ppm)	MK-II以降のデータ* (2次系)	
		平均値(wt. ppm)	標準偏差
O	1.6	2.5	0.795
H	0.30	0.13	0.042
C	ND (<2.0)	2.7	0.902
N	0.25	0.34	0.188
Cl	0.36	0.48	0.361
Fe	0.02	0.08	0.112
Ni	ND (<0.02)	0.04	0.054
Cr	0.012	0.017	0.044
³ H	7.2 × 10 ²	1.5 × 10 ³	722.16

³H, ^{110m}Ag, ²²Na の単位はBq/g
 * MK-II炉心0~29サイクルまでの定検中に採取したデータ

表10.6 1次系カバース分析値の比較

成分	1次系 96-01 (v/v ppm)	1次系 96-02 (v/v ppm)	MK-II以降のデータ*	
			平均値(v/v ppm)	標準偏差
O ₂	< 1.4	< 1.4	4.95	24.5
H ₂	5.6	12	36.3	34.9
N ₂	550	75	277.8	392.9
CO	< 3.6	< 3.6	< 3.6	————
CO ₂	< 5.7	< 5.7	< 5.7	————
CH ₄	< 1.0	< 1.0	10.1	17.3
He	< 0.2	< 0.2	147.2	188.1
³ H	4.4 × 10 ⁰	1.1 × 10 ¹	5.2 × 10 ¹	7.5 × 10 ¹

注1) ³Hの単位はBq/Ncc

注2) 平均値及び標準偏差を計算する際、検出下限値以下の値については検出下限値を代入した。

* MK-II炉心0～29サイクルまでの定検中に採取したデータ

表10.7 2次系カバーガス分析値の比較 (OF/T)

成分	2次系 OF/T 96-01 (ppm)	MK-II以降のデータ	
		平均値(v/v ppm)	標準偏差
O ₂	< 1.4	1.4	0.12
H ₂	2.0	6.4	26.3
N ₂	2.6	15.0	58.3
CO	< 3.6	< 3.6	————
CO ₂	< 5.7	< 5.7	————
CH ₄	< 1.0	< 1.0	————
He	< 0.2	0.53	1.75
³ H	1.5 × 10 ¹	1.7 × 10 ⁰	2.5 × 10 ⁰

注1) ³Hの単位はBq/Ncc

注2) 平均値及び標準偏差を計算する際、検出下限値以下の値については検出下限値を代入した。

2次系カバーガス分析値の比較 (D/T)

成分	2次系 D/T 96-01 (ppm)	MK-II以降のデータ	
		平均値(v/v ppm)	標準偏差
O ₂	< 1.4	1.7	1.03
H ₂	1.9	6.2	27.1
N ₂	1.7	21.1	54.0
CO	< 3.6	< 3.6	————
CO ₂	< 5.7	< 5.7	————
CH ₄	< 1.0	< 1.0	————
He	< 0.2	0.39	1.55
³ H	1.6 × 10 ¹	1.8 × 10 ⁰	3.0 × 10 ⁰

注1) ³Hの単位はBq/Ncc

注2) 平均値及び標準偏差を計算する際、検出下限値以下の値については検出下限値を代入した。

〔第10章の参考資料〕

- 技-8-005：ガスクロ用検量線の見直しとCGCS性能確認試験時の回収ガスの濃度再評価
- 技-8-021：オンラインカバース測定に使用するガスクロ校正用標準ガスの測定結果
- 技-8-039：金属ナトリウム分析法の検討（水分解水素発生法）
- 技-8-061：金属ナトリウム分析方法（水分解水素発生法）の追加検討 過酸化ナトリウムの影響について
- 技-8-073：「常陽」1、2次系ナトリウム分析値について
- 技-8-074：「常陽」1、2次系ナトリウム分析値について
- 技-8-144：「常陽」の冷却材Na中のZn濃度
- 技-8-155：ナトリウム中の亜鉛濃度分析結果

11. MK-III計画に関する解析・評価

本章では、MK-III計画に関連して実施した解析・評価に関する成果をまとめた。

11.1 MK-III核特性測定用集合体の装荷位置等の検討

11.1.1 概要

MK-III炉心の照射条件を測定・評価するための核特性測定用集合体の炉心内の装荷位置等について検討した。

11.1.2 検討結果

1) 装荷位置案

核特性測定用集合体の炉心装荷位置案を、図11.1に示す。

2) 装荷位置の考え方

燃料領域の中性子束評価および炉心の対称性の確認のため、径方向のある特定の方向（A-D方向）とこれに直角の方向に装荷する。また、各領域の境界部の中性子束評価のため境界部に装荷する。

3) 製作体数案

各核特性測定用集合体の製作体数案は、以下のとおりである。

・核特性測定用照射燃料集合体

内側燃料領域装荷用：	5体
外側燃料領域装荷用：	6体

・核特性測定用反射体

内側反射体領域装荷用及び燃料貯蔵ラック装荷用：	4体
外側反射体領域装荷用：	2体

・核特性測定用遮へい集合体：

5体

11.1.3 今後の検討事項

MK-III標準炉心では炉心中心近傍に照射燃料集合体（照射リグ）が4本装荷されることから、これにドシメータを装填することができれば、上記の核特性測定用照射燃料集合体の製作体数の削除が可能となる。また、炉心管理上の制約から、MK-III初期炉心において反応度抑制用集合体を装荷する場合も同様である。従って、上記の製作体数案は最大値となるが、前述の理由により削除が可能な場合でも、照射条件評価精度向上の観点から、核特性測定用照射燃料集合体は制御棒や照射リグ近傍についての詳細測定用としての転用が可能である。

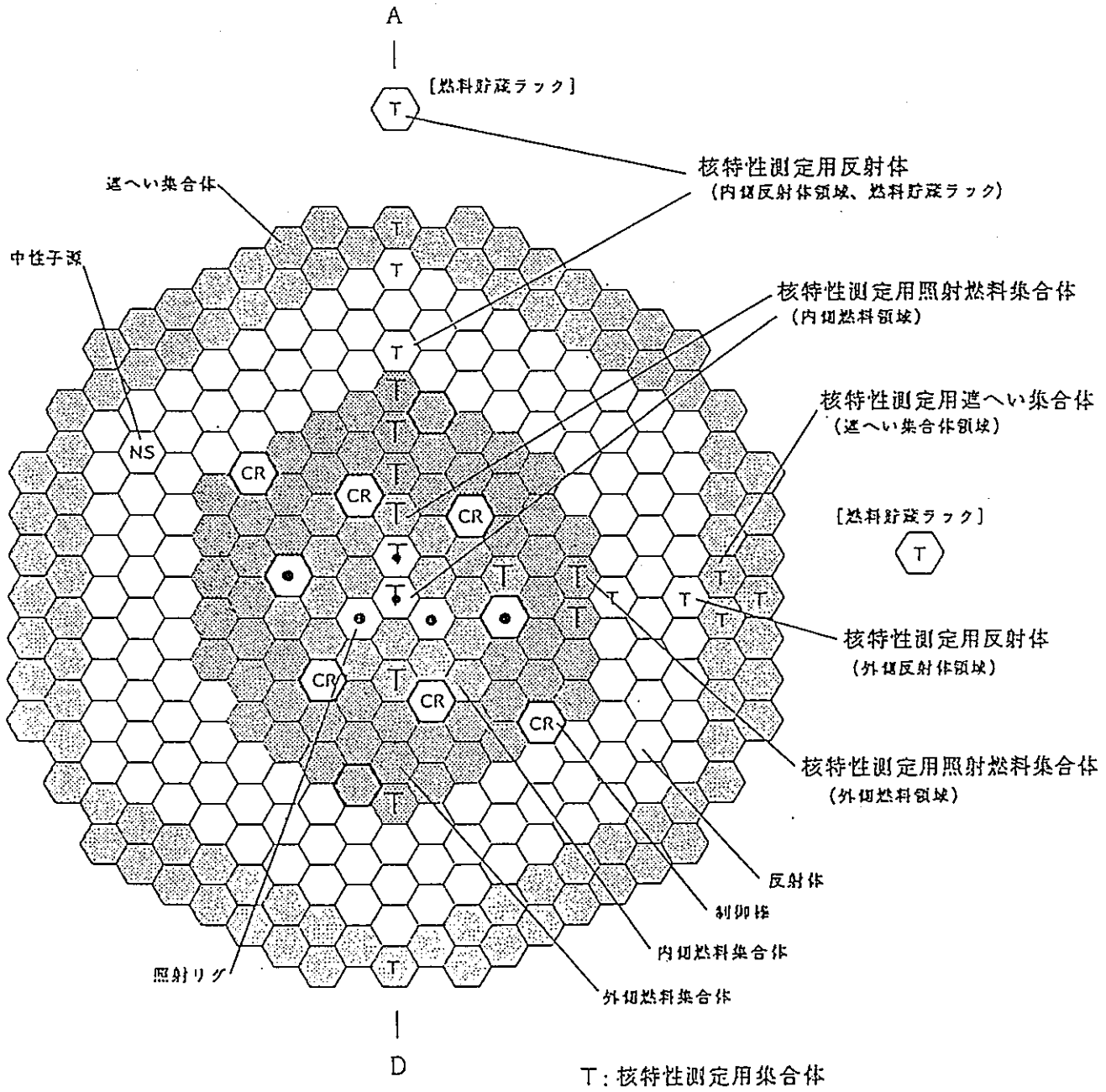


図 11.1 核特性測定用集合体の炉心装荷位置案

11.2 Pu高次化・U低濃縮化のMK-III炉心特性への影響

11.2.1 概要

MK-III標準炉心の等価フィッサイル係数を用いて、Puが高次化あるいはUが低濃縮化した時に必要なPu富化度を計算した。また、Puが高次化した燃料を装荷したときのMK-III炉心特性を評価した。

11.2.2 Pu富化度の検討

MK-III標準炉心の等価フィッサイル係数を用い、核分裂性Pu割合とU濃縮度をパラメータにして炉心の臨界性がMK-III標準炉心と同等になるPu富化度を求めた。

1) Puが高次化した場合

U濃縮度はMK-III標準炉心の設計値である18wt%とし、核分裂性Pu割合が変化したときのPu富化度を図11.2に示す。核分裂性Pu割合が65wt%の時に、外側燃料に必要なPu富化度は30wt%となる。

Puが更に高次化して、核分裂性Pu割合が50wt%まで低下した時、外側燃料に必要なPu富化度は37wt%となる。

2) Uが低濃縮化した場合

核分裂性Pu割合はMK-III標準炉心の設計値である71wt%とし、U濃縮度が変化したときのPu富化度を図11.3に示す。U濃縮度が16wt%以下の時、外側燃料には30wt%以上のPu富化度が必要となり、U濃縮度が10wt%の時には34wt%のPu富化度が必要となる。さらに、U濃縮度が軽水炉燃料のU濃縮度と同程度の5wt%になった場合、外側燃料に必要なPu富化度は37wt%となる。

11.2.3 炉心特性への影響

U濃縮度が18wt%で、Puが高次化した燃料をMK-III標準炉心に装荷した時の炉心特性を計算した。核分裂性Pu割合50wt%までPuが高次化した場合でも、その炉心特性は、以下に示す様にMK-III標準炉心の設計値と殆ど変わらない。

- ・ 1サイクルの燃焼反応度欠損は0.02% $\Delta k/k'$ 小さくなる（定格出力で0.8日運転に相当）。
- ・ 炉内最大中性子束は0.5%大きくなり、最大線出力は1W/cm小さくなる。
- ・ 要素最高燃焼度は0.3%大きくなる。
- ・ 炉内のUインベントリから概算した実効遅発中性子発生率はMK-III標準炉心設計値と変わらない。
- ・ ドップラー係数は絶対値が約0.82倍になる。

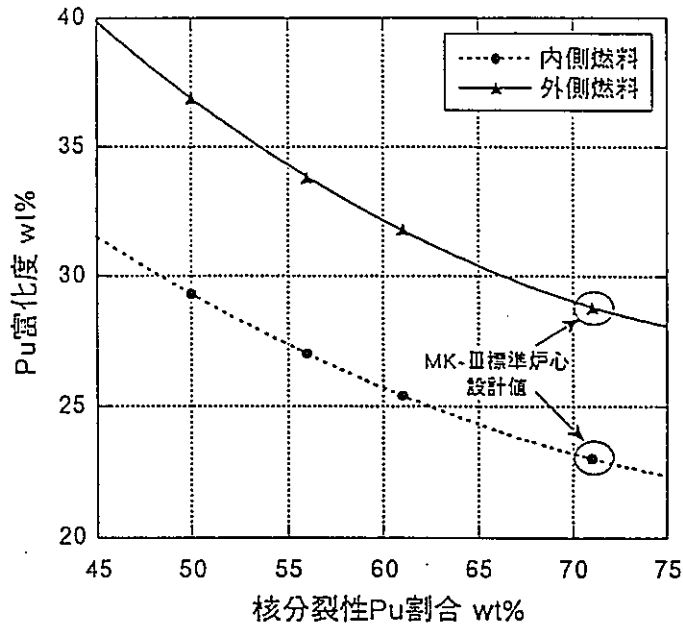


図 11.2 核分裂性Pu割合とPu富化度の関係
(U濃縮度 18wt%)

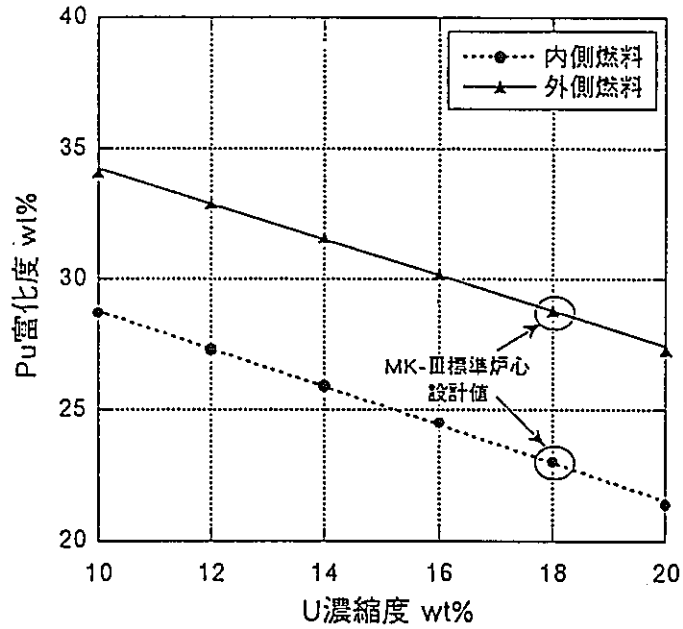


図 11.3 U濃縮度とPu富化度の関係
(核分裂性Pu割合 71wt%)

11.3 MK-III燃料のU濃縮度低減に関するサーベイ計算

11.3.1 概要

MK-III燃料のPu富化度や燃料・構造材インベントリなどをパラメータとした計算を行い、U濃縮度の低減のためのサーベイをした。

11.3.2 方法

MK-III平衡炉心に対し、実効増倍率が ± 0.001 となり、内側炉心と外側炉心との最大線出力の比が $0.99 \sim 1.01$ となることを目標にして、Pu等価フィッサイル係数、密度係数などにより各ケースのU濃縮度およびPu富化度を設定した。次に、拡散計算コード"2DBURN"を用いて燃焼計算（核定数JFS-3-J2、二次元R Z体系、中性子7群）を行い、平衡炉心の核特性を評価し、MK-III標準平衡炉心と比較した。

11.3.3 結果

平衡炉心の臨界性および出力分布特性を図11.4に示す。各ケースとも、目標とした臨界性確保および出力分布平坦化の条件を満足した。

平衡炉心の核特性の計算結果を表11.1に示す。最大中性子束や最大出力等について各ケースとも、MK-III標準炉心と同程度の特性となる。

各ケースのU濃縮度とPu富化度の関係を図11.5に示す。MK-III燃料（U濃縮度18w/o）に対し以下のことがわかった。

- ・ 外側炉心のPu富化度を35w/oまで上げることにより、U濃縮度は9w/oまで下げられる。
- ・ ラッパー管物量を70%削減しても、U濃縮度は18w/o程度でありほとんど変わらない。
- ・ 燃料インベントリを1.08倍にすることにより、U濃縮度は13w/oまで下げられる。
- ・ 燃料スタック長を10cm延長することにより、U濃縮度は12w/oまで下げられる。
- ・ 窒化物燃料を用いることにより、U濃縮度は5w/oまで下げられる。
- ・ 兵器級Puを用いることにより、U濃縮度は9w/oまで下げられる。さらに外側炉心のPu富化度を33w/oまで上げることにより、劣化Uを使用することができる。

以上より、燃料仕様の変更によるU濃縮度の低減効果を把握するとともに、これらの燃料仕様の変更はMK-III炉心の核特性に影響しないことを確認した。

表 11.1 平衡炉心の核特性計算結果

計算ケース	燃料仕様[w/o]			実効増倍率 (EOC) <臨界性> [-]	最大線出力 <出力分布> [W/cm]		燃焼欠損反応度 [$\Delta k/kk'$]	集合体最大出力 [MW]	最大中性子束 (EOC) [$\times 10^{13}/cm^2 \cdot s$]		取出最大燃焼度 [$\times 10^4$ MWd/t]		
	U濃縮度	Pu富化度			内側	外側			高速群	全群	集合体	要素	
		内側	外側										
基準 MK-III標準炉心	18.0	23.0	28.8	0.9945	414	413	0.0156	2.25	3.95	5.71	7.92	8.92	
Pu富化度増加	1-1 外側炉心 28.8 \rightarrow 35%	8.5	30.0	35.0	0.9938	414	414	0.0164	2.24	4.10	5.98	7.89	8.82
	1-2 " \rightarrow 32%	13.1	26.6	32.0	0.9941	414	414	0.0160	2.25	4.03	5.85	7.91	8.87
構造材物量削減*	2-1 ラバー管物量30%減	18.1	23.0	28.8	0.9940	412	412	0.0155	2.24	3.92	5.65	7.92	8.98
	2-2 " 70%減	18.3	23.0	28.8	0.9936	410	410	0.0155	2.23	3.90	5.61	7.96	9.02
燃料ペレット太径化	3-1 燃料ペレット4%増	15.6	23.4	28.8	0.9941	414	413	0.0154	2.24	3.95	5.73	7.63	8.58
	3-2 " 8%増	13.1	23.7	28.8	0.9936	413	413	0.0151	2.24	3.96	5.75	7.35	8.24
燃料スタック延長	4-1 スタック長50 \rightarrow 55cm	14.9	23.3	28.8	0.9942	382	382	0.0148	2.23	3.82	5.57	7.25	8.16
	4-2 " 60cm	11.7	23.5	28.8	0.9938	350	351	0.0139	2.22	3.69	5.44	6.58	7.40
燃料組成	5 窒化物燃料使用	5.0	24.8	28.8	0.9936	412	411	0.0140	2.22	4.09	5.79	6.27	6.98
兵器級Pu使用	6-1 高富化Pu使用	9.0	24.6	28.8	0.9939	414	414	0.0168	2.25	4.07	5.93	7.91	8.89
	6-2 劣化Uへの対応	0.2	29.7	33.4	0.9939	414	415	0.0177	2.24	4.21	6.17	7.89	8.80

*1: 本ケースは炉心燃料集合体の上部及び下部反射体領域を含む全長に渡ってラバー管物量削減を行った。なお、炉心燃料領域のみのラバー管物量70%削減を行った場合、U濃縮度は18.1%となる。

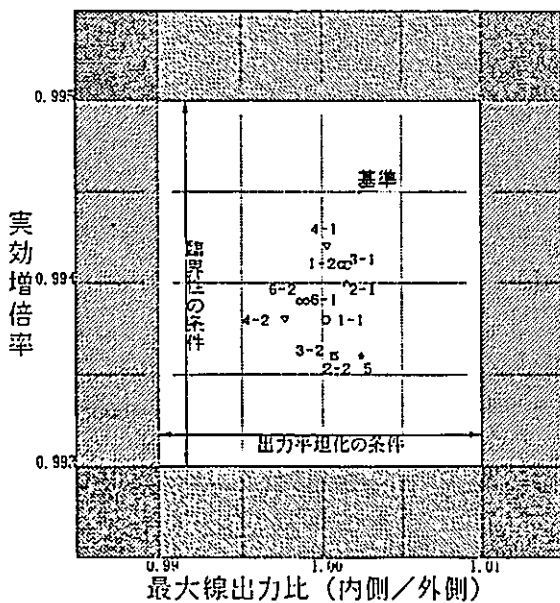


図 11.4 臨界性と出力分布特性

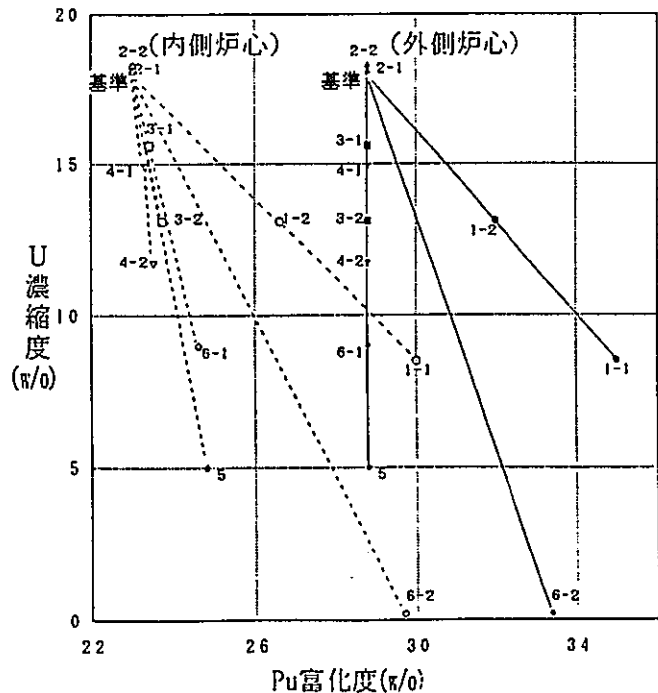


図 11.5 U濃縮度とPu富化度

[第11章の参考資料]

- 技-8-011 : MK-III試験用集合体の製作本数 (案)
- 技-8-019 : MK-III試験用集合体の製作本数 (案) (その2、燃料領域用)
- 技-8-066 : Pu高次化・U低濃縮化のMK-III炉心特性への影響
- 技-8-104 : U濃縮度低減に関するサーベイ計算 (中間報告)
- 技-8-113 : U濃縮度低減に関するサーベイ計算 (中間報告その2)

12 その他の試験研究

12.1 新JOYDAS入力点No.の形式改良

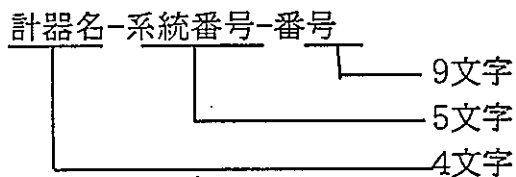
12.1.1 概要

現JOYDASで使用しているプラント信号等は、JOYDAS計算機が管理するためのNo. (入力点No.) で管理している。このため、通常運転員が管理しているプラント系統番号を付与した計器等のTag.No.と異なるため、番号の二重管理が必要であった。

これを解消するため、新JOYDASで使用する入力点No.は、計器等にプラントTag.No.が付与されているものについてはそのTag.No.と同じNo.を付与し、計器等にTag.No.が付与されていないものについては新たなNo.を付与することで管理する方針とし、そのための基本形式について検討した。

12.1.2 基本形式

新JOYDASの入力点No.は以下の様に計器名、系統番号、番号の3つで表現し、各々9、5、4文字で設定することを基本形式とする。



12.1.3 アナログ入力点No.

アナログ入力点No.については、信号取り出し検出器のTag.No.または信号取り出し部記録計Tag.No.を付与する。

(例) 原子炉入口温度 (A) : TE-31.1-1AまたはTR-31.1-1A

12.1.4 デジタル入力点No.

デジタル入力点としては以下の3つの種別があり、各々の形式を列記する。

1) 機器状態

機器の状態 (Condition) を表すCODを入力点No.の先頭とし、以下系統番号、番号の順に付与する。

COD-系統番号-番号

(例) 2次主ポンプ1A油ポンプ運転中 : COD-31.2-1A

2) 警報表示

警報表示器 (Annunciator) を表すANNを入力点No.の先頭とし、以下警報窓のある盤番号、警報窓の座標の順に付与する。

ANN-盤番号-座標

(例) 手動スクラム : ANN-423-4D

3) 弁状態

弁 (Valve) を表すVを入力点No.の先頭とし、以下系統番号、番号の順に付与する。

V-系統番号-番号

(例) 弁73・12 : V-73-12

12.1.5 その他

1) 疑似入力点No.

入力された信号を補正等により計算機で加工処理した入力点であるため、疑似 (Pseudo) のPSEを入力点No.の先頭とし、以下は下記のアナログとデジタルの各々の形式とする。

a) アナログ : PSE-系統番号-番号

アナログ入力信号に補正等を与えた加工データであるため、疑似 (Pseudo) のPSEを入力点No.の先頭とし、以下系統番号、番号の順に付与する。

(例) 補正原子炉入口温度(A) : PSE-31. 1-1A

b) デジタル : PSE-DI-XXXX* (* 計算機管理No. (例 : A900))

デジタルは、アナログ入力警報処理の起動、停止等の指令フラグであるため、疑似 (Pseudo) のPSEを入力点No.の先頭とし、以下デジタル入力を表すDIと計算機管理No.の順に付与する。

(例) プラント一般自動警報停止 : PSE-DI-S450

2) 計算値入力点No.

計算機内部で処理し、新たに発生した入力点であるため、計算 (Calculation) のCALを入力点No.の先頭とし、以下アナログかデジタルかを示すAIまたはDIと計算機管理No.の順に付与する。

a) アナログ : CAL-AI-XXXX*

(例) 原子炉入口温度差 : CAL-AI-B300

b) デジタル : CAL-DI-XXXX*

(例) 原子炉出力降下 : CAL-DI-R975

3) 定数値入力点No.

計算機内部でデータを加工するためのデータであるため、定数 (Constant) のCOSを入力点No.の先頭とし、以下アナログかデジタルかを示すAIまたはDIと計算機管理No.の順に付与する。

a) アナログ : COS-AI-XXXX*

(例) 原子炉入口温度補正值 : COS-AI-R956

b) デジタル : COS-DI-XXXX*

(例) 原子炉熱出力積算設定指令 : COS-DI-Q962

4) 出力入力点No.

計算機内部で計算処理したデータを外部記録計等に出力するデータであるため、アナログ・デジタル出力のADOを入力点No.の先頭とし、以下アナログを示すAOと計算機管理No.の順に付与する。

a) アナログ出力 : ADO-AO-XXXX*

5) JOYDAS専用信号

JOYDAS専用として取り込んでいる信号（外気温度等）については、上記形式で付与出来ない入力点もある。それらについては、出来る限りわかり易いNo.を付与するものとする。

（例）外気温度：TE-ATOMS-1

12.2 シミュレータを用いた東工大院生実習前の予備実験 (高出力運転時の微小反応度外乱に対するフィードバック特性)

12.2.1 概要

平成8年8月29日～30日に「常陽」で開催された東京工業大学大学院の実験授業では、高速炉の炉心・プラントシステムの講義、「常陽」プラントの現地講義ならびに運転訓練用シミュレータを用いた実習を実施した。シミュレータを用いた実習では、高速炉の高出力運転時の微小反応度外乱に対するフィードバック特性を測定した。本実習に先立ち実施したシミュレータによる予備実験の結果を以下にまとめる。

12.2.2 等温温度係数測定結果

本実験の第一ステップとして、等温温度係数の測定を行った。本実験では、一次冷却材ナトリウム温度250℃一定、ゼロ出力状態から核加熱により冷却材温度を上昇させ、10℃上昇毎の原子炉温度一定の静的状態において臨界時の制御棒位置から余剰反応度を求め、等温温度係数を求めた。予備実験における測定データを表12.1に示す。測定結果は $-4.33 \times 10^{-3} \% \Delta k / k k'$ であった。

12.2.3 制御棒微小引抜時のフィードバック反応度測定結果

等温温度係数測定に引続き、高出力運転時のフィードバック反応度の測定を行った。本実験では、原子炉出力95MWで安定した状態から制御棒を僅かに引き抜いて正のステップ状の反応度外乱を与え、フィードバック反応度によって原子炉出力が静定するまでの反応度と原子炉出力の時間変化を測定した。予備実験における測定データを表12.2に示す。投入反応度と原子炉出力変化量より求めた出力係数は $-0.93 \text{ } \rho / \text{MW}$ であった。

表12.1 等温温度係数測定結果

一次冷却材温度 [°C]	Aループ出口	250.0	259.0	270.0	280.0
	Bループ出口	250.0	261.0	271.0	281.0
	Aループ入口	250.0	260.0	269.0	280.0
	Bループ入口	250.0	260.0	270.0	280.0
系統温度 (平均) [°C]		250.0	260.0	270.0	280.3
制御棒位置 [mm]	CR1	464.0	464.0	464.0	464.0
	CR2	463.6	463.6	463.6	475.5
	CR3	463.5	463.6	463.6	463.6
	CR4	463.4	463.5	463.4	463.4
	CR5	463.3	502.4	560.9	560.9
	CR6	463.0	462.9	462.9	462.9
余剰反応度 [%Δk/kk']		2.088	2.046	1.998	1.959

一次回帰式：〔余剰反応度[%Δk/kk']〕 = $-4.332 \times 10^{-3} \times$ 〔温度[°C]〕 + 3.171

∴ 等温温度係数 = -4.332×10^{-3} %Δk/kk'

表 12.2 制御棒微小引抜時のフィードバック反応度測定結果

		初期状態	訂正状態	変化量
原子炉出力	Ch. 6	95.0 MW	97.1 MW	2.1 MW
	Ch. 7	95.0 MW	97.0 MW	2.0 MW
	Ch. 8	95.0 MW	97.2 MW	2.2 MW
	平均	95.0 MW	97.1 MW	2.1 MW
一次冷却材流量	Aループ	1250 m ³ /h	1250 m ³ /h	
	Bループ	1250 m ³ /h	1250 m ³ /h	
一次冷却材温度	Aループ出口	369 °C	369 °C	
	Bループ出口	370 °C	370 °C	
	Aループ入口	497 °C	498 °C	
	Bループ入口	498 °C	500 °C	
制御棒位置	CR1	521.5 mm	521.5 mm	0.0 mm
	CR2	521.6 mm	525.0 mm	3.4 mm
	CR3	521.3 mm	521.3 mm	0.0 mm
	CR4	522.5 mm	522.5 mm	0.0 mm
	CR5	521.8 mm	521.8 mm	0.0 mm
	CR6	521.1 mm	521.1 mm	0.0 mm
投入反応度	$8.509 \times 10^{-2} \% \Delta k / k k'$ 1.963ϕ [$\beta_{eff} = 4.335 \times 10^{-3}$]			
出力係数	0.934 ϕ /MW			

〔第12章の参考資料〕

- 技-8-045： 新JOYDAS入力点Tag No.の形式について
- 技-8-067： 「常陽」での東工大院生実習用テキスト（平成8年度改訂版）

参考文献

- 1) 住野公造他、” 「常陽」 2次系配管用熱電対ウエルの公造解析”、PNC ZN9410 96-222 (1996)
- 2) 伊藤主税、青山卓史、” He蓄積法による中性子照射量の測定精度－標準資料を用いた測定装置の相互較正と精度向上策－”、PNC TN9410 96-115 (1996)
- 3) 住野公造他、” 燃料破損時の運転手法最適化に関する研究－炉内カバーガス中の希ガス回収試験－”、PNC ZN9410 96-216 (1996)
- 4) 住野公造他、” 光ファイバ検出器を用いた放射性腐食生成物挙動の高精度測定法の開発”、PNC TN9410 96-233 (1996)

外部発表資料

本期間中の外部発表は、以下に示す 11 件である。

- (1) 第 9 回原子炉ドシメトリー国際シンポジウム (平成 8 年 9 月 1 日～9 月 8 日)
 - ① Current Status and Upgrading Activity of Reactor Material Dosimetry in The Experimental Fast Reactor "JOYO" (青山卓史)

- (2) PHYSOR'96 (平成 8 年 9 月 17 日～9 月 19 日)
 - ① The Transmutation of Neptunium in the Experimental Fast Reactor "JOYO" (青山卓史)
 - ② Core and Fuel Management Experience of "JOYO" and Its Upgrading Program (吉田昌宏)

- (3) 日本原子力学会「1996 年秋の大会」 (平成 8 年 9 月 23 日～25 日)
 - ① 「常陽」における放射化タグガスによる FFDL の開発 (青山卓史)

- (4) 第 10 回環太平洋原子力会議 (平成 8 年 10 月 22 日～10 月 25 日)
 - ① Upgrading Program of Experimental Fast Reactor JOYO -The MK-III Program- (鈴木 惣十)

- (5) 平成 8 年度安全研究成果発表会 動力炉に関する安全研究 (平成 8 年 11 月 14 日～11 月 15 日)
 - ① 燃料破損時の運転手法最適化に関する研究
-カバーストック中の希ガス FP の分析と回収に関する研究- (青山 卓史)

- (6) 1996 年核データ研究会 (平成 8 年 11 月 21 日～11 月 22 日)
 - ① Development of a Helium Accumulation Fluence Monitor for Fast Reactor Dosimetry (伊藤 主税)
 - ② Integral Test on Activation Cross Section of Tag Gas Nuclides Using a Fast Neutron Spectrum Field (青山 卓史)

- (7) 日本原子力学会「1997 年 (第 35 回) 春の年会」 (平成 9 年 3 月 24 日～3 月 26 日)
 - ① 高速実験炉「常陽」の Pu 燃焼特性 (吉田 昌宏)
 - ② 「常陽」炉心支持板の変位による反応度変化の解析評価 (鈴木 俊宏)
 - ③ 炉心構成履歴を考慮した「常陽」炉心の機械的挙動評価 (2) (鳥丸 忠彦)

CURRENT STATUS AND UPGRADING ACTIVITY OF REACTOR MATERIAL DOSIMETRY IN THE EXPERIMENTAL FAST REACTOR "JOYO"

Takafumi AOYAMA, Chikara ITO and Soju SUZUKI
*Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Oarai Engineering Center,
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation
4002, Narita-cho, O-arai-machi, Ibaraki-ken 311-13 JAPAN
E-mail : aoyama@oec.pnc.go.jp*

ABSTRACT

The reactor material dosimetry by adjusting neutron spectrum and nuclear calculation on the basis of three dimensional diffusion theory has been carried out in JOYO to assure the reliability and accuracy of neutron dose in the irradiation tests. The accuracy of the dosimetry was confirmed to meet specified values for the core region. To improve the accuracy in the reflector region as precisely as that in the core, the JOYO dosimetry will be upgraded: The Helium Accumulation method is used as a neutron dose measurement technique for a long-term irradiation test, also a fine flux distribution and neutron spectrum inside the irradiation rig is analyzed accurately by applying the Monte Carlo code.

1. Introduction

In the Experimental Fast Reactor "JOYO" at Oarai Engineering Center of PNC, various irradiation tests have been carried out to develop the fuels and materials for future FBRs and to support JOYO surveillance. Since neutron fluence and spectrum are key parameters in the post irradiation test analysis, their specified accuracies are set for each type of irradiation test as shown in Table 1. In order to meet these specifications, a number of reactor material dosimetry test has been conducted to assure the reliability and accuracy of the neutron dose for individual irradiation test, in addition to the nuclear calculation.

This paper describes the method currently used in JOYO to determine the neutron fluence including spectral information and its accuracy. The upgrading activities by employing new technology and modification to improve the accuracy of the JOYO dosimetry in experimental and analytical aspects are also described in this paper.

2. Dosimetry Method in JOYO

The neutron dose such as DPA (displacement per atom) and fast fluence are evaluated from whole neutron spectrum, which is adjusted from reaction rates measured with a set of dosimeters (Fe, Sc, Co, Cu, Ti, Ni, Nb, ^{235}U , ^{238}U , ^{237}Np and others). These are chosen to cover energy range from $\sim 1\text{eV}$ to 20MeV for neutron spectrum of the JOYO Mark-II (the irradiation bed) core and that of the reflector region as is shown in Fig. 1. Each set of dosimeters is encapsulated into the dosimeter capsule and those capsules were placed in several locations within each irradiation rig as shown in Fig. 2. The irradiation rigs were loaded into various core positions in the JOYO Mark-II. Selected positions of irradiation rig and the axial locations of capsules are also shown in Fig. 2.

2.1 Measurement of Reaction Rate

The reaction rate was determined by analyzing the gamma-ray or X-ray spectra as measured from the irradiated dosimeters. The measurements were performed with a high purity Germanium gamma-ray detector and a Low Energy Photon Spectrometer (LEPS). Both detectors were calibrated with the standard gamma-ray sources in which their gamma-ray energies spanned those of the activated nuclides. The accuracy of the gamma-ray measurement system had been confirmed within 3% through the integral tests in a fast reactor neutron field in "YAYOI", the fast neutron source reactor at the University of Tokyo, and the reactor dosimetry intercomparison study between JOYO and EBR-II.¹

When measuring the 16.6keV and 18.6keV X-rays of ^{93m}Nb, the Nb dosimeter in wire form was dissolved in HNO₃ and HF to reduce X-ray self-absorption. The weighed liquid sample from the solution was then dehydrated to prepare a solid sample which can be treated as a thin foil. It was found that the X-ray count rate of the dehydrated solid Nb sample was an order of magnitude higher than that of wire.

2.2 Neutron Spectrum Adjustment

The neutron spectra at each dosimeter position were adjusted with the measured reaction rates using the J1-Unfolding code "NEUPAC", which was developed by PNC in cooperation with University of Tokyo.² The flow chart for the spectrum adjustment employed in the "NEUPAC" code is shown in Fig. 3. The initial guess neutron spectrum was calculated using two-dimensional discrete ordinate transport code "DOT3.5".³ The 103 group cross section and its error covariance processed from the ENDF/B-V cross section library and the JENDL-3 dosimetry file are used in the "NEUPAC" code.^{4,5}

Table 3 shows an example of the ratio of calculated reaction rates by the "NEUPAC" and the measured values for the dosimeters irradiated near core center position. The C/E values after the adjustment yielded good agreement and there is little difference between ENDF/B-V and JENDL-3. The "NEUPAC" code calculates the integral quantities of total and fast neutron flux, DPA and He production rates as the indices of irradiation damage.

3. Analysis of Neutron Flux and Spectrum

3.1 Calculation Method

In the JOYO dosimetry analysis, the neutron flux distribution across the core was calculated using the JOYO core management code system "MAGI" on the basis of neutron diffusion theory with the seven energy group.⁶ The "MAGI" originally used the JFS-2 cross section set and it is updated now to the JFS-3-J2 cross section set, which is based on the JENDL-2 library.⁷ The core configuration was modeled in the three dimensional Hex-Z geometry for an operational cycle of the JOYO Mark-II core, and the actual reactor power history was used for the burnup calculation of each fuel subassembly in the "MAGI". Since the "MAGI" calculates subassembly averaged fluxes with the smeared compositions, the fine flux distribution inside a subassembly was not considered.

At the positions far from the core center, where the neutron flux by the "MAGI" appears to have large uncertainty due to its high gradient and significant spectral change, the transport calculation with the "DOT3.5" can be applied. The "DOT3.5" calculates the neutron flux in the two dimensional RZ geometry using a neutron source distribution in the core region obtained by the "MAGI".

3.2 Calculated Results

The results of the diffusion calculation and spectrum adjustment were compared and is shown in Fig. 4 for the total neutron flux and fast neutron flux, $E > 0.1 \text{ MeV}$. The ratio of the calculated neutron fluxes by the "MAGI" to those obtained by the "NEUPAC" code using the JENDL-3 dosimetry file is shown here as the C/E maps for each dosimeter position ranging from near core center to the radial reflector positions. It can be seen that in the core region the C/E values are within about 5% except near control rod positions where the flux depression, due to the neutron absorption in the control rod, becomes large and it could not be accurately calculated by the "MAGI". On the other hand, there is a fairly large discrepancy of about 10~30% at the reflector region; this is apparently due to the uncertainty in the calculated spectrum by the "MAGI".

4. Upgrade in the Dosimetry Technique

The current dosimetry method in JOYO achieved the specified accuracy of 5% for the tests conducted in the core region. The plans to improve the accuracy and reliability of the tests at the reflector region as precisely as the core region will rely on the following methods being employed or developed. This plan is in conjunction with the JOYO upgrading Mark-III program, which will significantly increase the irradiation capability. The schedules for the implementations of these plans are shown in Fig. 5. In the JOYO Mark-III, it is anticipated that the accuracies of neutron dose and irradiation temperature will be greatly improved.

4.1 Helium Accumulation Method

The Helium Accumulation Fluence Monitor (HAFM) is suitable to measure neutron fluences in long-term irradiation tests and for reactor surveillance. This is because the helium produced by (n, α) reaction is stable during neutron irradiation. Boron, beryllium, lithium and aluminum will be used as the monitor materials of the HAFM for the JOYO dosimetry tests to increase the reaction rate information by the new method. Another application of the HAFM is the direct measurement of helium production in the stainless steel of the reactor components. The conventional activation method relies on the calculation of the helium production rates using its cross section and the adjusted neutron spectra.

The technique to measure the helium atoms accumulated in the HAFM by vaporizing the sample has been developed in cooperation with Kyushu University. The accuracy in the equipment is to be determined with the helium ion implanted sample and irradiated sample in the "YAYOI" fast neutron field.

4.2 Upgrading the Analysis

Improvement in the analysis is continuing by upgrading the flux calculation. The "MAGI" has been modified to update the cross section set as mentioned before and to include the delayed gamma-ray source for the gamma heat rate calculation. The "MAGI" will be further improved by using fine calculation meshes and energy groups.

A three dimensional continuous energy Monte Carlo transport code "MVP" will be employed to predict the detailed flux distribution within a given subassembly. ⁸ The preliminary results by the "MVP" code shows the difference of flux distribution in the irradiation rig near the core center is about 2%. However, it is expected that the heterogeneous structure inside the irradiation rig may have large effects on the flux depression and a spectral change at the reflector or near control rod positions. This investigation with the "MVP" code is continuing.

5. Conclusion

The reactor material dosimetry has been conducted to determine the neutron fluence with its spectral information for the JOYO irradiation tests. The neutron flux was adjusted with the measured reaction rates by a set of irradiated dosimeters, and it was also calculated based on three dimensional diffusion theory or two dimensional transport theory.

By comparing both neutron fluxes, the present accuracy of the calculation for the total neutron fluence was confirmed to be less than 5% at the core region except for the positions adjacent to the control rods, whereas the reflector region was about 10~30%.

Improvement in the accuracy of neutron fluence in the JOYO dosimetry is continuing in conjunction with the JOYO upgrading Mark-III program. The HAFM will be used as the dosimeter in addition to the activation foils and also used for the direct measurement of the helium production in the reactor components. The "MAGI" will be improved by using fine calculation meshes and energy groups. Also the "MVP" code will be applied to predict the detailed flux distribution and the neutron spectrum within a given subassembly.

6. Acknowledgements

The authors would like to note the contribution of Mr. T. Masui and Mr. T. Saikawa of Inspection Development Company for the gamma-ray measurement and the neutron spectrum analysis and that of Mr. M. Nagatani of Information Technologies Japan Inc. for the neutron flux calculation by the "MAGI". We also greatly appreciated the cooperation and valuable recommendations by Dr. Y. Kanda and Dr. Y. Takao of Kyushu University on the development of HAFM.

7. References

1. M. SASAKI and S. SUZUKI, "Dosimetry Test Program on Experimental Fast Reactor JOYO," PNC Technical Review, 38, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (1981) p. 72

2. S. SUZUKI, "Usage of JENDL Dosimetry File for Material Dosimetry in JOYO," in *Proc. of the 1994 Symposium on Nuclear Data*, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai, JAPAN (1994), p. 59
3. W. A. Rhoades et al., "DOT3.5 Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code," CCC-276 (1977)
4. B. A. Magurno and P. G. Young, "ENDF-201 Supplement 1", BNL-NCS-17541, Brookhaven National Laboratory (1985).
5. M. NAKAZAWA et al., "JENDL Dosimetry File," JAERI 1325, Japan Atomic Energy Research Institute (1992)
6. T. AOYAMA et al., "Core Management Experience of the Experimental Fast Reactor JOYO," in *Proc. of the International Conference on Fast Reactor Core and Fuel Structural Behaviour*, British Nuclear Energy Society, Inverness, UK (1990), p. 299
7. H. TAKANO and K. KANEKO, "Revision of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2," JAERI-M 89-141, Japan Atomic Energy Research Institute (1989)
8. T. MORI and M. NAKAGAWA, "MVP/GMVP: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI-Data/Code 94-007

Table 1 Irradiation Test in JOYO and Its Specified Accuracy for Neutron Fluence

Test	Purpose	Characteristics	Fluence Accuracy
Fuel Irradiation	High Power and Burnup Fuels Development	· Linear Heat Rate · Burnup	5% for Total
Cladding and Component Material Irradiation	Low Swelling and High Creep Strength Materials Development	· DPA · He Production	5~10% for E>0.1MeV and 20% for E>0.4eV
Surveillance	Life Evaluation of Reactor Components	· DPA · He Production	10% for E>0.1MeV and 50% for E>0.4 eV

Table 2. Description of Neutron Flux Calculation Code Used in JOYO

Item	MAGI	DOT3.5	MVP
Cross Section Set	JFS-3-J2 *1	JSD-J2/JFT-J2 *1	JENDL-3.2
Geometry	3D Hex-Z	2D R-Z	3D Hex-Z
Energy Group	7	21	Continuous
Flux Calculation	Diffusion Theory	Transport Theory *2	Monte Carlo
Burnup Calculation	Matrix Exponential	NA	NA

Note *1 : JFS-3-J2 and JSD-J2/JFT-J2 are based on JENDL-2 Library

*2 : Maximum order of P1 = P3, Number of angles in Sn = S30 or S96

Table 3. Comparison of Measured and Calculated Reaction Rates (at Row 1, Z = +4mm)

No.	Reaction Type	Measured Reaction Rate ($\times 10^{-24}$ reactions/s/atom)	Calculated / Measured			
			Before Adjustment		After Adjustment	
			ENDF/B-V	JENDL-3	ENDF/B-V	JENDL-3
1	$^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$	9.93×10^{13}	0.98	0.93	0.90	0.98
2	$^{46}\text{Ti} (n,p) ^{46}\text{Sc}$	5.53×10^{12}	1.70	1.72	0.92	0.95
3	$^{58}\text{Fe} (n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$	2.83×10^{13}	1.15	1.18	1.05	1.16
4	$^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$	4.39×10^{13}	1.60	1.58	1.05	1.02
5	$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$	6.36×10^{13}	1.47	1.50	0.97	0.99
6	$^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$	2.64×10^{11}	2.41	2.15	1.08	1.09
7	$^{237}\text{Np} (n,f) \text{FP}$	1.67×10^{15}	1.39	1.37	1.09	1.02
8	$^{235}\text{U} (n,f) \text{FP}$	6.17×10^{15}	1.19	1.18	1.05	1.05
9	$^{238}\text{U} (n,f) \text{FP}$	2.26×10^{14}	1.49	1.51	1.04	1.04
	Averaged		1.49	1.46	1.02	1.03

Table 4. Comparison of Adjusted Neutron Flux by ENDF/B-V and JENDL-3 (at Row 1, Z = +4mm)

Item	Neutron Flux Adjusted by "NEUPAC"		JENDL-3 / ENDF/B-V
	ENDF/B-V	JENDL-3	
Neutron Flux (n/cm · s)	(1 σ Error)	(1 σ Error)	
ϕ_{total}	4.03×10^{15} (4.9%)	3.97×10^{15} (4.9%)	0.99
$\phi_{E>0.1\text{MeV}}$	2.85×10^{15} (8.0%)	2.63×10^{15} (8.0%)	0.92
$\phi_{E>1\text{MeV}}$	6.44×10^{14} (7.4%)	6.28×10^{14} (7.4%)	0.98
DPA Rate (dpa/s)	1.34×10^{-6} (5.2%)	1.28×10^{-6} (5.1%)	0.96

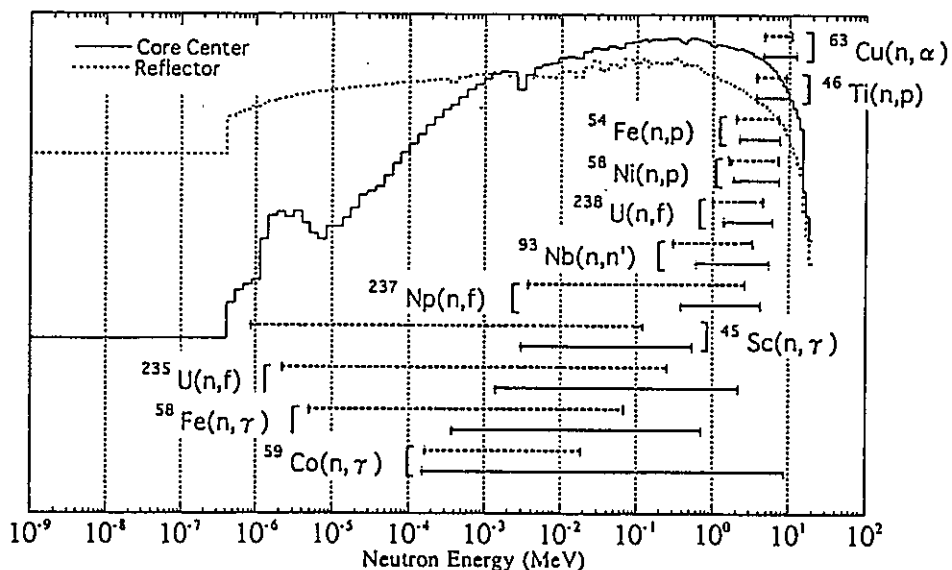


Fig. 1. 90% Confidence Level for Each Reaction Type

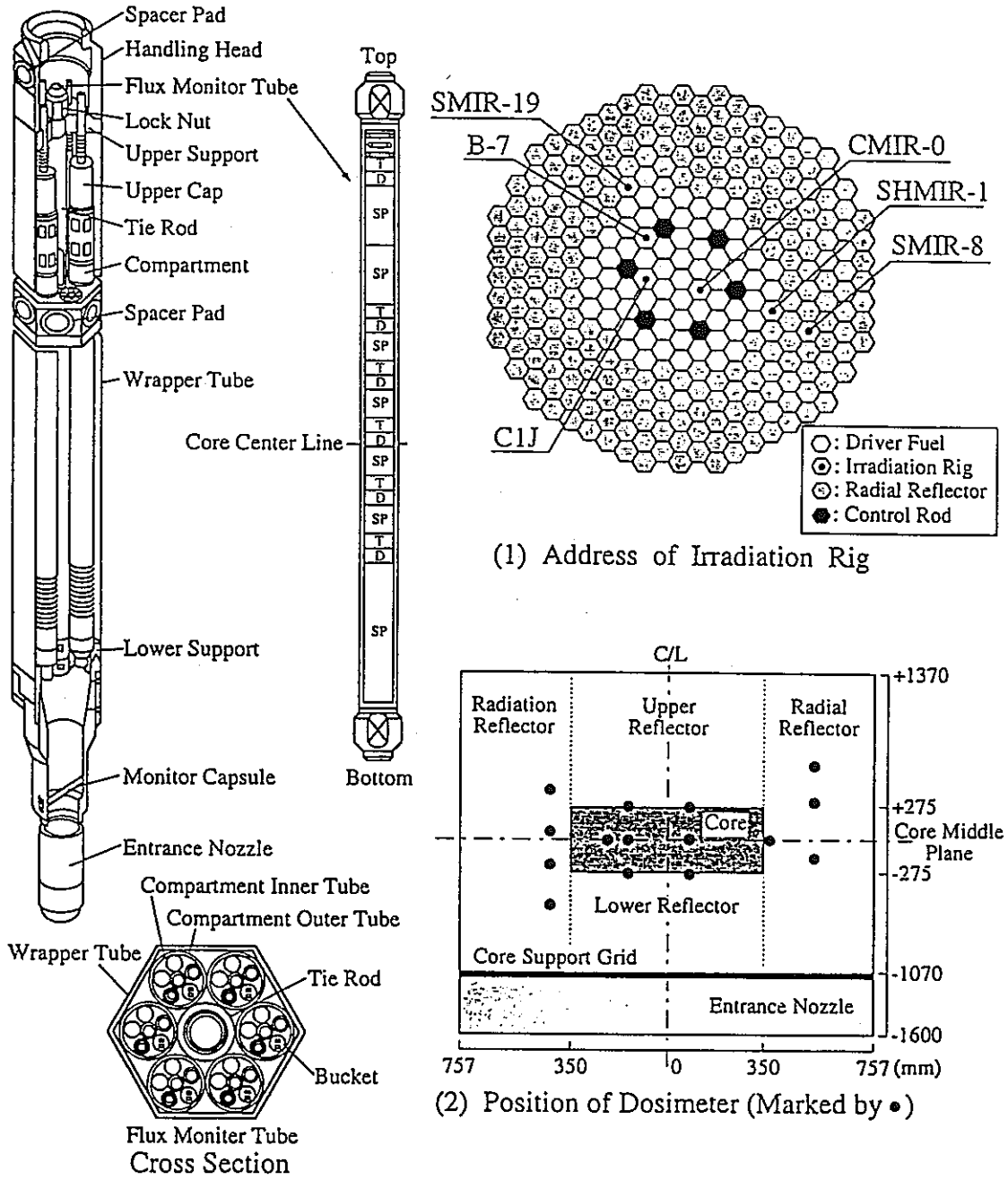


Fig. 2. Positions of Dosimeters Irradiated in JOYO

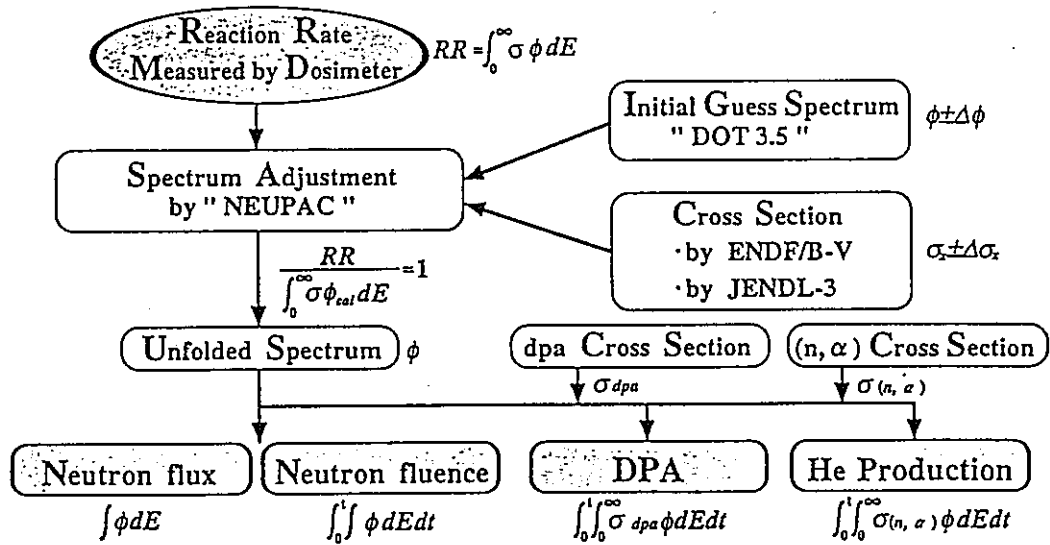


Fig. 3. Calculation Flow of Neutron Flux Adjustment by "NEUPAC"

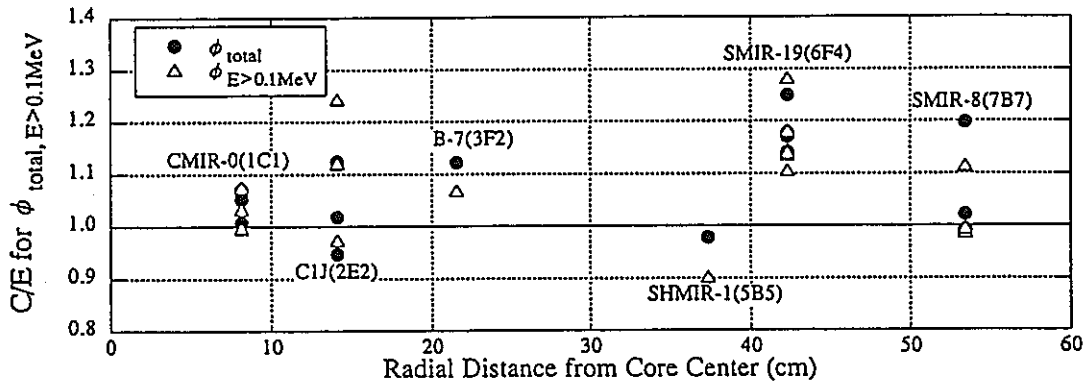


Fig. 4. Ratio of Calculated (C) and Adjusted (E) Neutron Flux in JOYO

Calendar Year	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000
Mark-III Program Milestone	Mark-II			Transition	Core Construction	Mark-III	
Helium Accumulation Method	Calibration Using He Ion Implanted Samples			Confirmation of the Accuracy Using Irradiated Samples in "JOYO"			
		Irradiation Test at "YAYOI" Fast Neutron Field				Upgrading the Reactor Dosimetry	
Upgrading the Analysis	Reevaluation of Gamma Heating		Application of Monte Carlo Method for Fine Flux Distribution Calculation				
		Improvement of "MAGI"					

Fig. 5 Schedule for the Upgrade of the JOYO Dosimetry Technique

VALIDATION OF NEPTUNIUM TRANSMUTATION IN FAST REACTORS

Takafumi AOYAMA and Soju SUZUKI

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation
4002, Narita-cho, O-arai-machi, Ibaraki-ken 311-13 JAPAN
E-mail : aoyama@oec.pnc.go.jp

ABSTRACT

The transmutation characteristics of ^{237}Np irradiated in the experimental fast reactor JOYO have been measured and analyzed for total fluences up to 6.0×10^{22} n/cm². The ^{237}Np transmutation ratio obtained by a gamma-ray spectrum measurement agreed within 10 % with the calculated values, which were based on three dimensional diffusion theory. It was found that the discrepancy between the calculated and measured transmutation ratio was mainly due to the uncertainties in the ^{237}Np fission cross sections.

INTRODUCTION

The management of long-lived radioactive nuclides from spent fuels has become a key issue in the nuclear industry. Various concepts for transmuting these nuclides into shorter-lived or stable nuclides have been proposed to reduce the risk of long term toxicity. Because of its hard neutron spectrum, fast reactors have a capability to efficiently burn minor actinides (MAs) that dominate the long term toxicity of spent fuels. Recycling all the MAs in fast reactors is therefore one of the promising options to be considered in solving the problem.

Irradiation tests using ^{237}Np , which is one of the main MAs, were performed in "JOYO", the experimental fast reactor at O-arai Engineering Center of PNC. These tests were analyzed for its transmutation characteristics in addition to a radiometric neutron dose analysis. The objectives of this study were to establish a method for determining the ^{237}Np transmutation characteristics and to obtain experimental data for validating calculation methods and nuclear data, such as cross section and burnup chain data.

MEASUREMENT

Definition of ^{237}Np Transmutation Ratio

When ^{237}Np is irradiated in a fast reactor core, it can fission by a fast neutron or be transmuted into higher actinides such as ^{238}Pu through neutron capture reaction (n, γ) and succeeding alpha or beta decay as shown in Fig. 1. These higher actinides will also fission with time. In this study, the ^{237}Np transmutation ratio is defined as a ratio of the total loss to the initial amount of ^{237}Np .

SM-321 1/10

$$^{237}\text{Np Transmutation Ratio} = (\text{Total } ^{237}\text{Np Loss}) \div (\text{Initial } ^{237}\text{Np}) \quad (1)$$

$$(\text{Total } ^{237}\text{Np Loss}) = (^{238}\text{Pu Production}) + (\text{Total Fission}) \quad (2)$$

where total ^{237}Np loss consists of ^{238}Pu production by ^{237}Np (n, γ) reaction and total fission of ^{237}Np and its higher actinides.

Irradiation Tests in JOYO

High purity (more than 99%) ^{237}Np specimens were used for the irradiation tests in JOYO. About 10 mg of $^{237}\text{NpO}_2$ powder was encapsulated in small vanadium capsule ($1.5\text{mm } \phi \times 8\text{mmL}$), as illustrated in Fig. 2. The capsules were placed in several locations within each irradiation rig as shown in Fig. 3. Those rigs were loaded into various core positions in the JOYO Mark-II core in order to obtain the effect of neutron spectra of the fast reactor core. The positions of the irradiation rigs and the axial locations of each capsule are shown in TABLE I and in Fig. 4. They were irradiated for several operation cycles of the JOYO Mark-II core until the total fluence reached $1.1 \times 10^{19} \sim 6.0 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$.

Measurement of ^{237}Np Transmutation Ratio

The total ^{237}Np loss was determined by analyzing the gamma-ray spectra as measured from the irradiated specimens.² The ^{238}Pu production was measured by counting the 99.9keV gamma-rays of ^{238}Pu . The total fissioning of ^{237}Np and its higher actinides were measured by counting the 661keV gamma-rays of ^{137}Cs , which is one of the major fission products of MAs including ^{237}Np . The initial amount of ^{237}Np was determined by counting the 312keV gamma-rays of ^{233}Pa produced from the alpha decay of ^{237}Np . The individual ^{137}Cs yield for each MA was not considered. This was because the ^{237}Np fission is dominant in a pure ^{237}Np specimen and that the total fluence was low. Therefore the yield for ^{237}Np by a fast neutron fission, which is from the JNDC Second Version, is only used in this analysis.³

The gamma-ray measurement were performed with a high purity Germanium gamma-ray detector for ^{137}Cs and ^{233}Pa , and with a Low Energy Photon Spectrometer (LEPS) for ^{238}Pu . Both detectors were precisely calibrated with the standard gamma-ray sources in which their gamma-ray energy covers those of target nuclides. The accuracy of the gamma-ray measurement system had been confirmed within 3% through integral tests in a fast reactor neutron field in "YAYOI", the fast neutron source reactor at the University of Tokyo, and the reactor dosimetry intercomparison study between JOYO and EBR-II.⁴ Therefore, the amount of ^{238}Pu production and ^{137}Cs production was assured to be measured within the same accuracy.

Measured Results

The measured results show that nearly 10 % of initial ^{237}Np was transmuted at a total fluence of $6.0 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$. The content of ^{237}Np transmutation varied depending on the neutron spectrum during the irradiation, see Fig. 5. Near the core middle plane, ~ 70 % of ^{237}Np was converted to ^{238}Pu or higher actinides and ~ 30 % fissioned. Whereas, the ratio of

SM-321 2/10

^{238}Pu conversion to ^{237}Np fission increases up to 50 at the axial reflector position. This was due to the softer neutron spectrum as compared with the core center and that the ^{237}Np fission threshold reaction is above $\sim 0.1\text{MeV}$, while the ^{237}Np capture reaction occurs mainly in the lower energy region.

ANALYSIS OF ^{237}Np TRANSMUTATION RATIO

Calculation Method

The calculation of the ^{237}Np transmutation was conducted in the following methods. Each analytical method including basic details are described in TABLE II. The neutron flux distribution across the core and transmutation of the target nuclides were calculated using the "CITATION" code and the JOYO core management code system "MAGI". Both codes are based on neutron diffusion theory with the seven energy group.^{5,6} The core configuration was modeled in the three dimensional Hex-Z geometry for the operational cycle of the JOYO Mark-II core. Since the "CITATION" and "MAGI" codes only calculate subassembly averaged fluxes with the smeared compositions, the fine flux distribution inside the subassembly was not considered in this analysis. These calculations were compared with that by a one point burnup calculation code "ORIGEN2".⁷

The cross section used in this analysis was the JFS-3-J2 set which is based on the JENDL-2 for the "MAGI" and "CITATION" calculations.^{8,9} Whereas, the "ORIGEN2" used one group cross sections from its own library. These cross sections are collapsed from the ENDF/B-V cross section library assuming the FFTF core center spectrum, which is fairly close to that of JOYO.¹⁰ The burnup equations which treat the production and transmutation of each MA nuclide during the irradiation was solved by a matrix exponential method in "MAGI" and "ORIGEN2", and by a numerical integration (Euler) method in "CITATION".

Calculated Results

Comparison of measured data with the calculated values is shown in Fig. 6. It shows that the ^{237}Np transmutation ratio increases linearly with a total fluence of $6.0 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ and that the calculated values and measured data are in fairly good agreement. A detailed comparison is shown in TABLE III, where the C/E (Calculation / Experiment) values of conversion ratio to ^{238}Pu (^{237}Np capture) are about 0.91~0.92 for all the calculation methods. On the other hand, there is a difference for ^{237}Np fission data. Both diffusion calculations by the "CITATION" and "MAGI" show higher C/E values (~ 1.0) than "ORIGEN2" (0.92).

Effect of Cross Section Difference

The effect of the cross section difference on the calculation of the ^{237}Np transmutation characteristics was investigated. The reaction rates of $^{237}\text{Np}(n, \gamma)$ and $^{237}\text{Np}(n, f)$ were first calculated using the 103 group neutron spectrum, which was obtained by a radiometric neutron dose analysis without ^{237}Np dosimeter, and the cross sections of JENDL-3.2, JENDL-2 and ENDF/B-V.^{11,12} The transmutation ratio was then calculated using these reaction rates by integrating over the irradiation time.

SM-321 3/10

The transmutation ratio calculation for the hard neutron spectrum of the core middle plane was performed for a total fluence of 3.7×10^{22} n/cm². A comparison of these calculations among the cross section sets is shown in TABLE IV. It can be seen that there is little difference in the ²³⁷Np fission rate. However, the ²³⁷Np capture rate calculated with ENDF/B-V is smaller than that with JENDL-3.2 and JENDL-2 by $\sim 10\%$. This is likely one of the reasons that the "ORIGEN2" underestimates the ²³⁷Np transmutation by capture reaction.

CONCLUSION AND FUTURE PLAN

The transmutation of the minor actinide ²³⁷Np was successfully demonstrated and characterized for a fast reactor irradiation for total fluence of 6.0×10^{22} n/cm². These results were compared with the present calculation method, which is based on neutron diffusion theory. The accuracy of the calculation was validated as they compared with the measured data which were determined by the gamma-ray spectrum measurements. However, there is a discrepancy in the ²³⁷Np transmutation ratio by fission reaction between calculated values and measured data. This is apparently due to the uncertainty in the fission cross section of ²³⁷Np.

Improvement in the analysis accuracy for the ²³⁷Np irradiation tests in JOYO is continuing by upgrading the flux calculation. The "MAGI" will be improved by using fine calculation meshes and energy groups, and a three dimensional continuous energy Monte Carlo transport code will be employed to predict the detailed flux distribution within a given subassembly.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors would like to note the contribution of Mr. T. Masui and Mr. T. Saikawa of Inspection Development Company for the measurement of the ²³⁷Np transmutation characteristics and that of Mr. M. Nagatani of Information Technologies Japan Inc. for the analysis. We also appreciate Mr. K. Chatani of PNC for initiating this study and Mr. T. Ikegami of PNC for his valuable comments.

REFERENCES

1. K. SUMINO et al., "Measurement and Evaluation of ²³⁷Np Transmutation Characteristics in the JOYO MK-II Core," PNC Technical Review, 92, 43-48, PNC TN1340 94-004, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (1994)
2. H. Baba, "Usage of the BOB75 -Series Programs for the Analysis of Ge(Li) Gamma-ray Spectra," JAERI-M 7017, Japan Atomic Energy Research Institute (1977)
3. K. TASAKA et al., "JNDC Nuclear Data Library of Fission Products -Second Version-," JAERI 1320, Japan Atomic Energy Research Institute (1990)
4. M. SASAKI and S. SUZUKI, "Dosimetry Test Program on Experimental Fast Reactor JOYO," PNC Technical Review, 38, 72-96, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (1981)

SM-321 4/10

5. T. B. Fowler, D. R. Vondy and G. W. Cunningham, "NUCLEAR REACTOR CORE ANALYSIS CODE: CITATION," ORNL-TM-2496, Rev. 2, Oak Ridge National Laboratory (1971)
6. T. AOYAMA et al., "Core Management Experience of the Experimental Fast Reactor JOYO," in Proc. of the International Conference on Fast Reactor Core and Fuel Structural Behaviour, British Nuclear Energy Society, Inverness, UK (1990), p299
7. A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code," ORNL-TM-7175, Oak Ridge National Laboratory (1980)
8. H. TAKANO and K. KANEKO, "Revision of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2," JAERI-M 89-141, Japan Atomic Energy Research Institute (1989)
9. T. NAKAGAWA, "Summary of JENDL-2 General Purpose File," JAERI-M 84-103, Japan Atomic Energy Research Institute (1984)
10. B. A. Magurno and P. G. Young, "ENDF-201 Supplement 1", BNL-NCS-17541, Brookhaven National Laboratory (1985).
11. K. SHIBATA et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3," JAERI 1319, Japan Atomic Energy Research Institute (1990)
12. M. NAKAZAWA et al., "JENDL Dosimetry File," JAERI 1325, Japan Atomic Energy Research Institute (1992)

TABLE I Irradiation Condition of ^{237}Np Specimen in JOYO

S/A Name	Irradiation Period [EFPDs]	Address	Axial Location [mm]	Total Neutron Fluence [$\times 10^{20}$ n/cm 2]
B0J	28	[1A1] Low1	+674	0.055
			-772	0.076
B1J	28	[1E1] Low1	+674	0.35
	89	[2B1] Low2	0	3.7
	Total 117		-1557	0.0011
CMIR-0	28	[1C1] Low1	+268	0.53
			+4	0.98
			-282	0.58
C1J	178	[2E2] Low2	+275	3.2
			0	6.0

Note B0J, B1J : Type B Uninstrumented Subassembly

CMIR-0 : Core Material Irradiation Rig

C1J : Type C Uninstrumented Subassembly

TABLE II Analysis Method for ^{237}Np Transmutation Ratio

Item	MAGI	CITATION	ORIGEN2
Cross Section	JFS-3-J2 *1	JFS-3-J2 *1	ORIGEN2 Library *2
Geometry	3D Hex-Z	3D Hex-Z	1 Point Approx.
Energy Group	7	7	1
Flux Calculation	Diffusion Theory	Diffusion Theory	*3
Burnup Calculation	Matrix Exponential	Euler Method	Matrix Exponential

Note *1 : JAERI Fast Set Version 3 (based on JENDL-2 Library)

*2 : Assumed FFTF Core Center Spectrum

*3 : Total Neutron Flux Calculated by MAGI was input to ORIGEN2

TABLE III Measurement and Analysis of ^{237}Np Transmutation Ratio

Reaction Type	^{237}Np Transmutation Ratio [%]				Calculation / Experiment (C/E)		
	Calculation			Measurement	MAGI / Measure.	CITATION / Measure.	ORIGEN2 / Measure.
	MAGI	CITATION	ORIGEN2				
Capture	6.50	6.62	5.93	6.48	1.00	1.02	0.92
Fission	2.81	2.83	2.81	3.08	0.91	0.92	0.91

Note: ^{237}Np Transmutation Ratio at the Core Center Level (in C1J) is shown in this Table

TABLE IV Comparison of ^{237}Np Transmutation Ratio Calculated by Reaction Rate

Reaction Type	^{237}Np Transmutation Ratio [%]				Comparison Between Cross Section Sets	
	Calculation (Cross Section Set)			Measurement	JENDL-2 / JENDL-3.2	ENDF/B-V / JENDL-3.2
	JENDL-3.2	JENDL-2	ENDF/B-V			
Capture	3.80	3.80	3.43	3.81	1.00	0.90
Fission	1.70	1.65	1.72	1.66	0.97	1.01

Note: ^{237}Np Transmutation Ratio at the Core Center Level (in B1J) is shown in this Table

SM-321 7/10

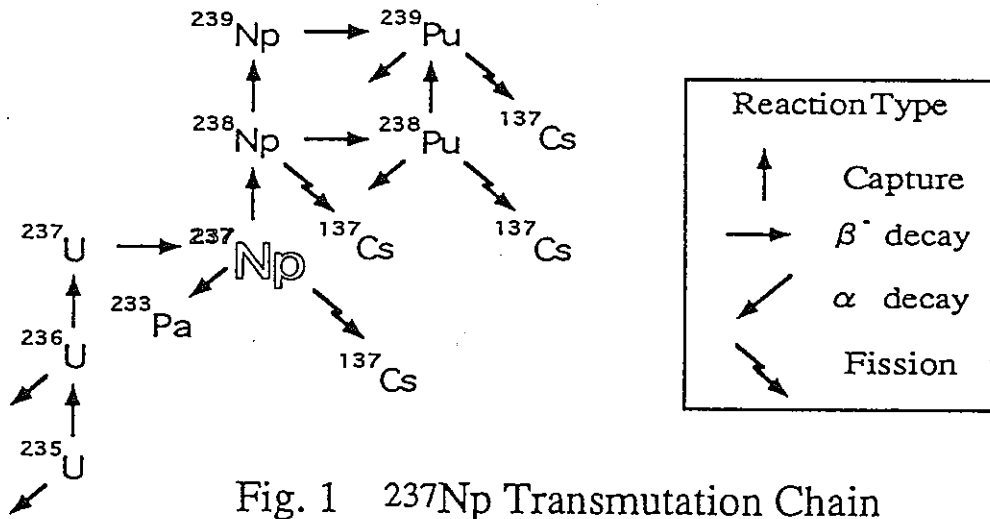


Fig. 1 ^{237}Np Transmutation Chain

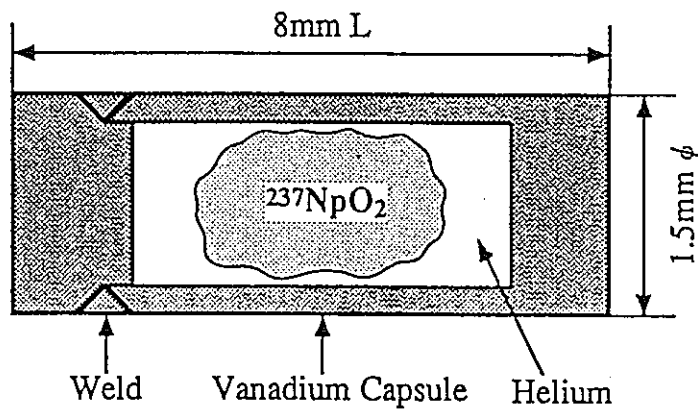


Fig. 2 $^{237}\text{NpO}_2$ Specimen Encapsulated in Vanadium Capsule

SM-321 8/10

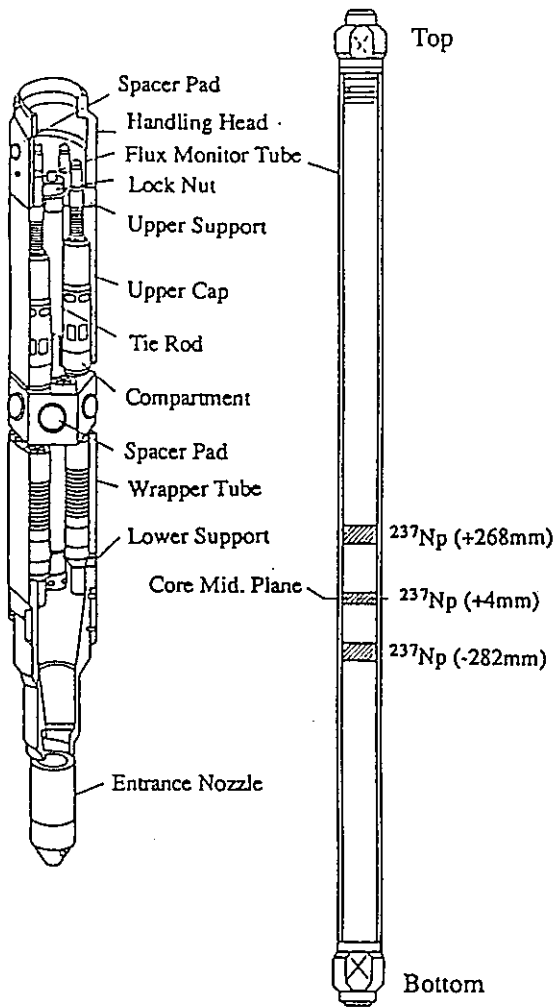
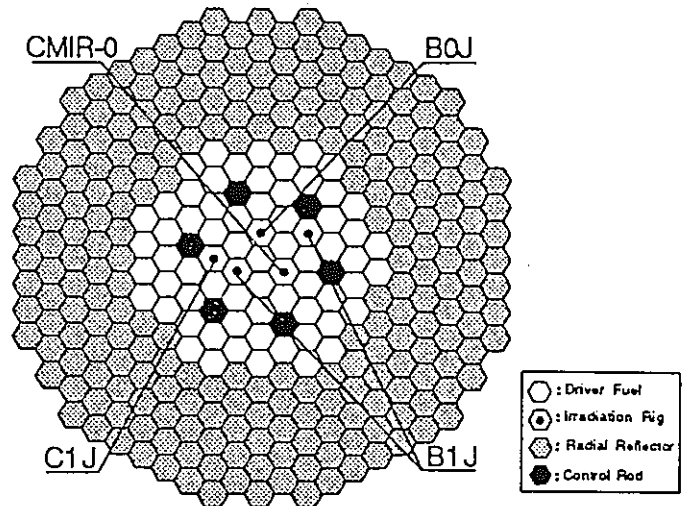
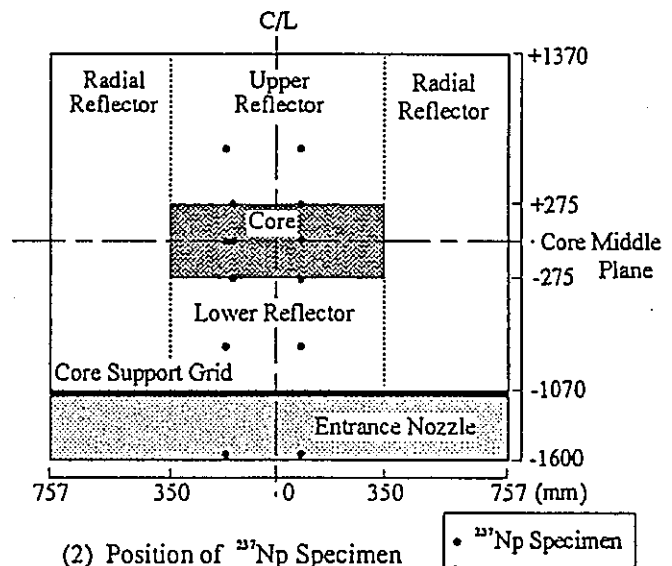


Fig. 3 ^{237}Np Loaded Irradiation Rig (CMIR-0)



(1) Address of Irradiation Rig



(2) Position of ^{237}Np Specimen

Fig. 4 Position of ^{237}Np Specimen in the JOYO Mark-II Core

SM-321 9/10

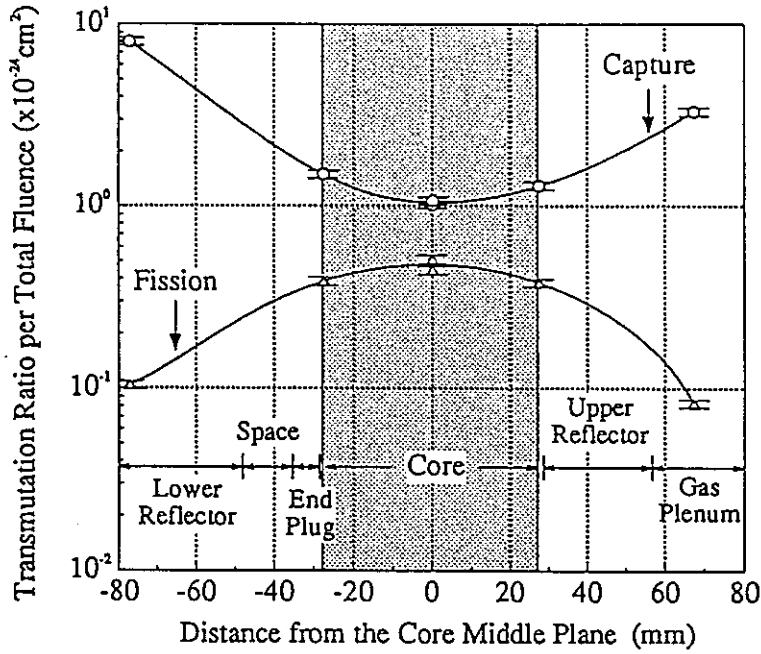


Fig. 5 Axial Profile of Measured ^{237}Np Transmutation Ratio per Total Neutron Fluence

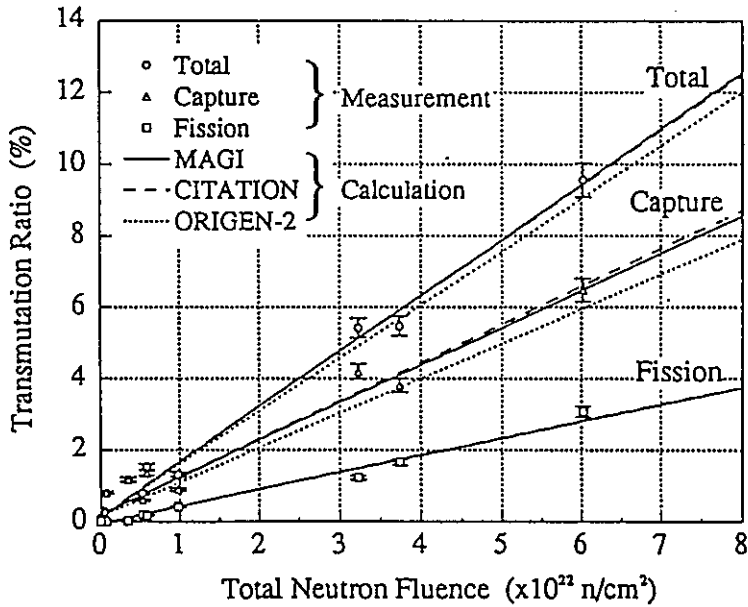


Fig. 6 Measured and Calculated ^{237}Np Transmutation Ratio in JOYO

The Transmutation of Neptunium in the Experimental Fast Reactor "JOYO"

September 19, 1996

Takafumi AOYAMA and Soju SUZUKI

Experimental Reactor Division, Oarai Engineering Center
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

CONTENTS

1. Introduction
2. Definition and Measurement of ^{237}Np Transmutation
3. Measured ^{237}Np Transmutation in JOYO
4. Analysis and Comparison with the Measured Results
5. Conclusion and Future Plan

BACKGROUND

Transmuting Minor Actinides (MAs) into shorter-lived nuclides is essential to reduce the risk of long-term toxicity.

Recycling MAs in a fast reactor is one of the promising options due to its hard neutron spectrum.

OBJECTIVES

To Establish a method for determining ^{237}Np Transmutation characteristics by means of gamma-ray measurement using ^{237}Np samples irradiated in JOYO.

To obtain experimental data for validating calculation methods and nuclear data, such as cross section and burnup chain data.

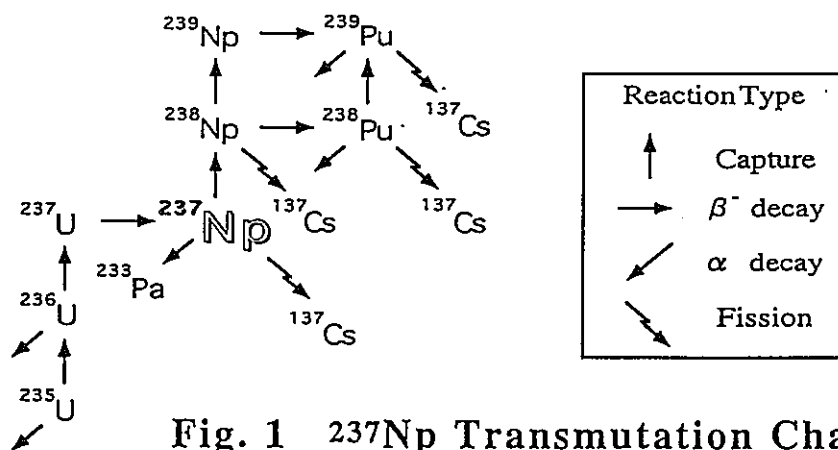


Fig. 1 ^{237}Np Transmutation Chain

$$\begin{aligned}
 ^{237}\text{Np} \text{ Transmutation Ratio} &= (\text{Total } ^{237}\text{Np} \text{ Loss}) \div (\text{Initial } ^{237}\text{Np}) \\
 (\text{Total } ^{237}\text{Np} \text{ Loss}) &= ({}^{238}\text{Pu} \text{ Production}) + (\text{Total Fission}) \\
 ({}^{238}\text{Pu} \text{ Production}) &: \text{Measured by counting } 99.9\text{keV} \text{ gamma-ray of } ^{238}\text{Pu} \\
 (\text{Total Fission}) &: \text{Measured by counting } 661\text{keV} \text{ gamma-ray of } ^{137}\text{Cs} \\
 (\text{Initial } ^{237}\text{Np}) &: \text{Measured by counting } 312\text{keV} \text{ gamma-ray of } ^{233}\text{Pa}
 \end{aligned}$$

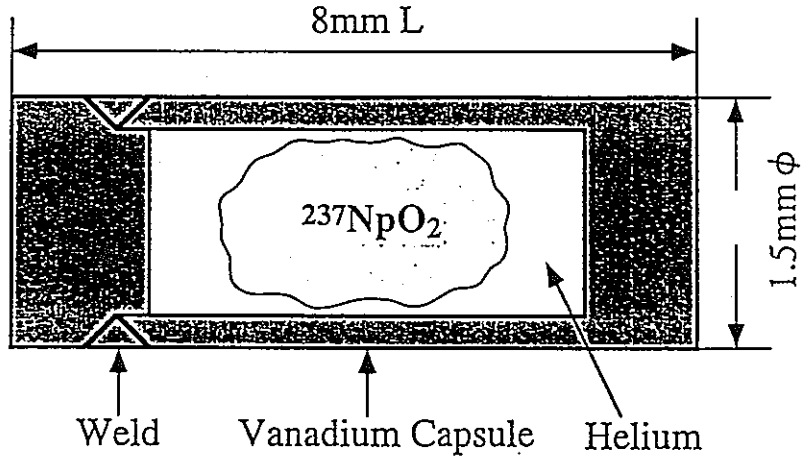


Fig. $^{237}\text{NpO}_2$ Specimen Encapsulated in Vanadium Capsule

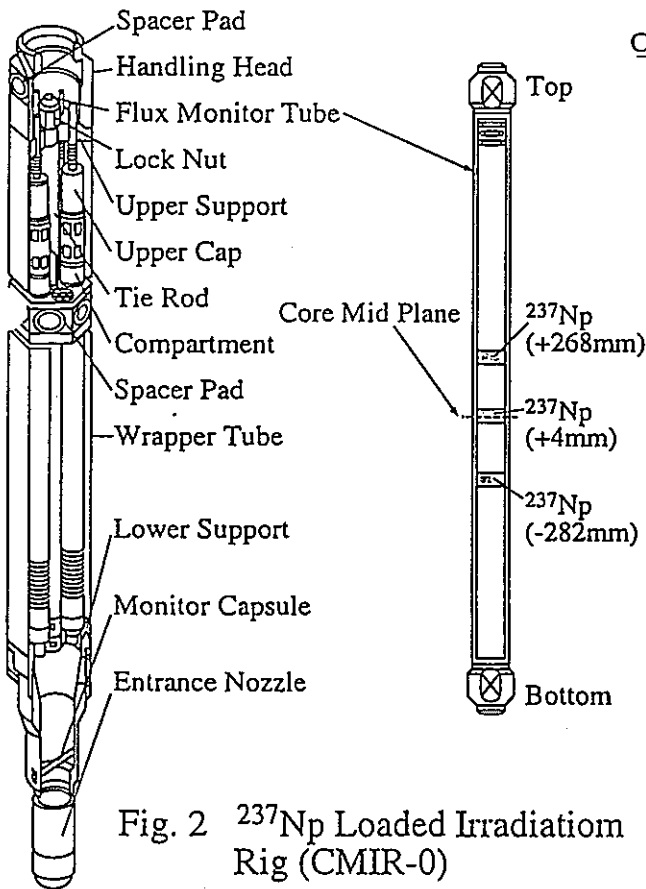


Fig. 2 ^{237}Np Loaded Irradiation Rig (CMIR-0)

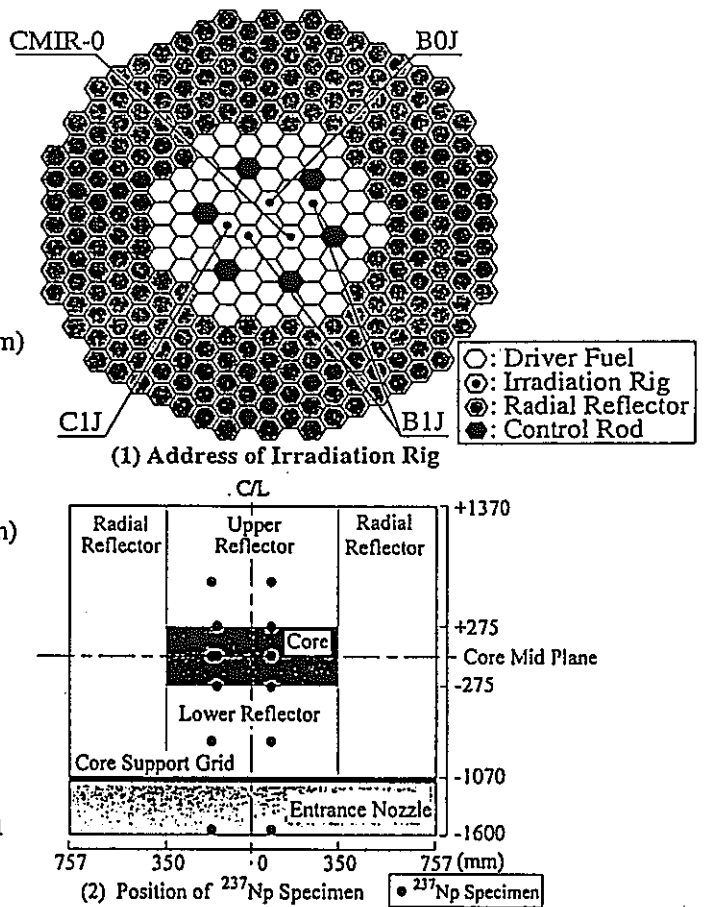


Fig. 3 Position of ^{237}Np Specimen in the JOYO Mark-II Core

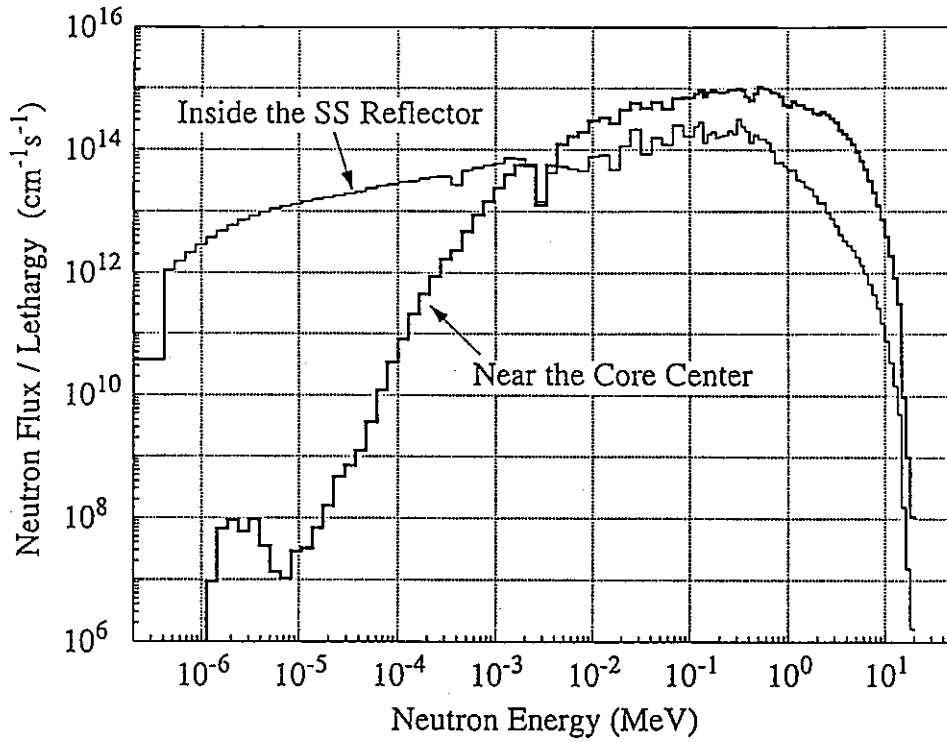


Fig. Neutron Spectra at the Experimental Fast Reactor JOYO (near the core center and inside the SS reflector positions)

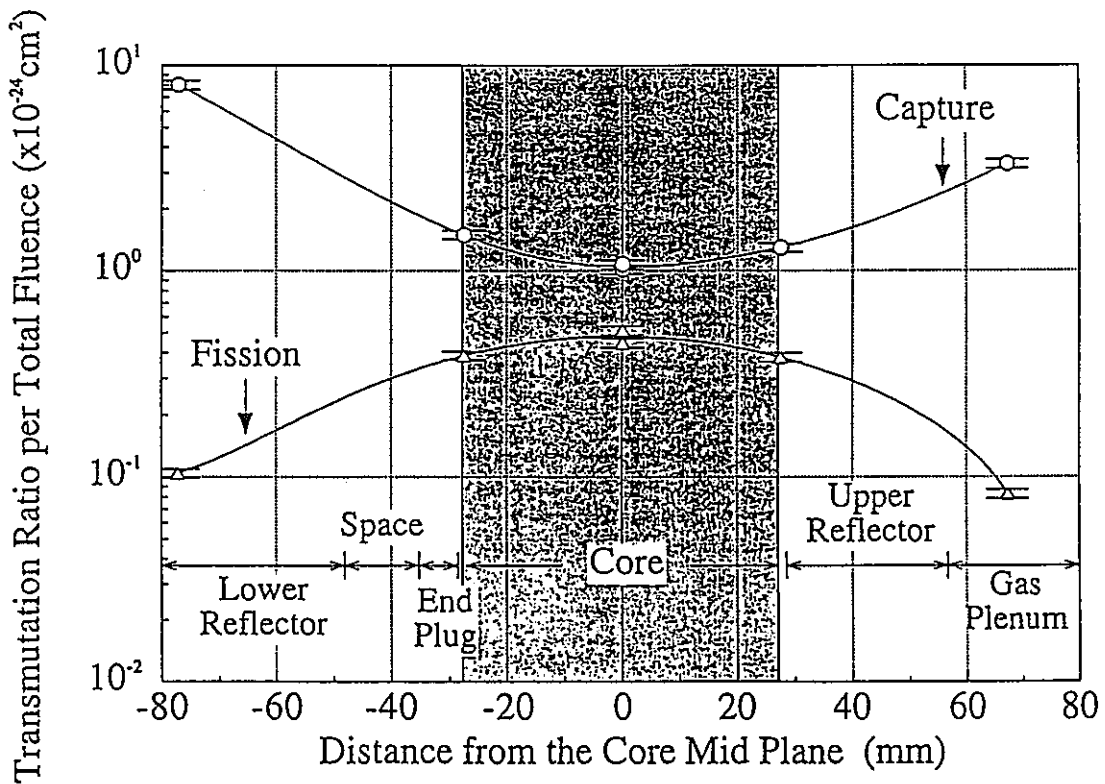


Fig. 4 Axial Dependency of Measured ²³⁷Np Transmutation Ratio per Total Neutron Fluence

TABLE I Analysis Method for ²³⁷Np Transmutation Ratio

Item	MAGI	CITATION	ORIGEN2
Cross Section	JFS-3-J2 *1	JFS-3-J2 *1	ORIGEN2 Library *2
Geometry	3D Hex-Z	3D Hex-Z	1 Point Approx.
Energy Group	7	7	1
Flux Calculation	Diffusion	Diffusion	*3
Burnup Calculation	Matrix Exponential	Analytical Solution	Matrix Exponential

Note *1 : JAERI Fast Set Version 3 (based on JENDL-2 Library)
 *2 : Assumed FFTF core center spectrum
 *3 : Total neutron flux calculated by MAGI was input to ORIGEN2

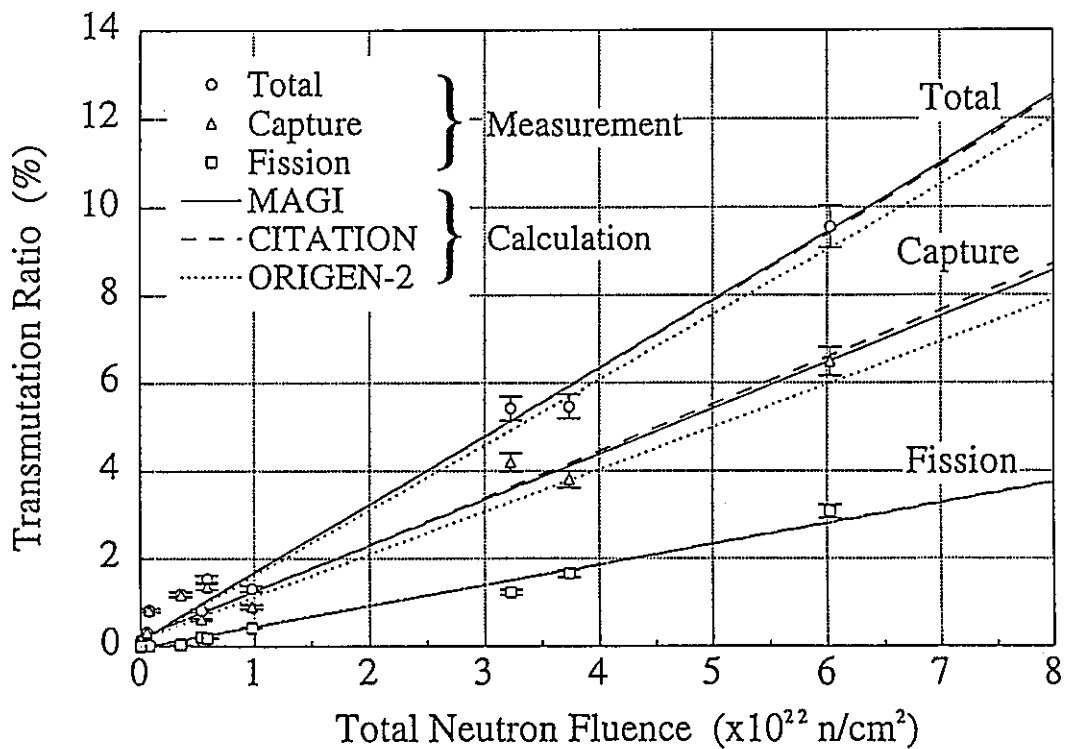


Fig. 5 Measured and Calculated ²³⁷Np Transmutation Ratio in JOYO

TABLE II Measurement and Analysis of ^{237}Np Transmutation Ratio

Reaction Type	^{237}Np Transmutation Ratio [%]			Calculation / Measurement (C/E)			
	Calculation			Measure- ment	<u>MAGI</u>	<u>CITATION</u>	<u>ORIGEN2</u>
	MAGI	CITATION	ORIGEN2		Measure.	Measure.	Measure.
Capture	6.50	6.62	5.93	6.48	1.00	1.02	0.92
Fission	2.81	2.83	2.81	3.08	0.91	0.92	0.91

Note : ^{237}Np transmutation ratio at the core center level (in C1J) is shown in this table.

TABLE III Comparison of ^{237}Np Transmutation Ratio Calculated by Reaction Rate

Reaction Type	^{237}Np Transmutation Ratio [%]			Comparison Between Cross Section Sets		
	Calculation			Measure- ment	<u>JENDL-2</u>	<u>ENDF/B-V</u>
	JENDL-3.2	JENDL-2	ENDF/B-V		JENDL-3.2	JENDL-3.2
Capture	3.80	3.80	3.43	3.81	1.00	0.90
Fission	1.70	1.65	1.72	1.66	0.97	1.01

Note : ^{237}Np transmutation ratio was calculated by integrating ^{237}Np capture and fission reaction rates over the irradiation time.

Calculated results at the core center level (in B1J) are shown in the Table.

CONCLUSION AND FUTURE PLAN

1. Transmutation of ^{237}Np was well characterized by a gamma-ray spectrum measurement for a fast reactor irradiation in JOYO.
2. Calculation based on 3-D diffusion theory agreed well with the measured transmutation ratio. The discrepancy appears due to the ^{237}Np cross section uncertainty.
3. The flux distribution and neutron spectrum calculation need to be upgraded with applying Monte Carlo code to improve the accuracy of analysis.

CORE AND FUEL MANAGEMENT EXPERIENCE OF "JOYO"
AND ITS UPGRADING PROGRAM

Akihiro YOSHIDA, Yoshio ARII, Takafumi AOYAMA and Soju SUZUKI

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation
4002 Narita, O-arai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 JAPAN
E-mail : ayoshida@oec.pnc.go.jp

ABSTRACT

The experimental fast reactor "JOYO" started its operation as an irradiation core (MK-II core) in 1982. Based on the experience on the core management, core characteristics can be predicted accurately. As a result, there were no fuel failures or serious plant troubles throughout the 38,000 hours operation. Additionally, investigations have been carried out on the evaluation of linear heat rate or burn-up reactivity worth. The modification program (the MK-III program) is ongoing to improve the irradiation capability and to demonstrate advanced technologies for commercial FBRs.

INTRODUCTION

The experimental fast reactor "JOYO" attained its initial criticality in April, 1977 as a breeder core (the MK-I core). The reactor was operated initially at 50MWt and then at 75MWt. These operations were completed at the end of 1981.

In 1982, the initial MK-I core was replaced by the MK-II irradiation core, and the rated thermal output was increased to 100MWt in order to be utilized as an irradiation bed for FBR fuels and materials. Since then, twenty-nine duty cycle operation and several special tests have been carried out and the net operation time of MK-II core exceeds 38,000h. The maximum burn-up of the driver fuel and irradiation test fuel reached 85GWd/t and 121GWd/t, respectively.

In addition, a new program, which is called the MK-III program, was initiated to enhance the irradiation test capability and to demonstrate advanced technologies for FBRs. Basic design studies and experiments required for the modification of the plant were started in 1987. The main core parameters and core configuration of the MK-II and the MK-III are shown in Table I and Figure 1.

THE OUTLINE OF THE CORE MANAGEMENT

The objectives of core management in the MK-II core are to carry out safe and steady operation and to perform irradiation tests efficiently.

Since the MK-II core is small-sized and surrounded by stainless steel reflectors, the reactivity loss by burn-up is relatively large. In order to maintain enough reactivity, the MK-II core uses a plutonium-uranium mixed oxide fuel pellet which is fabricated with highly enriched uranium. In addition, the excess reactivity decreases as the loading of several test irradiation subassemblies in which the fuel inventory is less than the driver fuel (about 30~90%).

The core management code system "MAGI" calculates criticality, neutron flux, power distribution (including gamma heating), burn-up, coolant flow rate distribution and the thermal hydraulics of individual subassemblies in the MK-II core¹. Figure 2 shows the calculation flow of MAGI. JFS-3-J2 of 70 groups structure, which is based on the Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 2, JENDL-2, is prepared². First, flux distribution is calculated for two-dimensional RZ model using multi-group cross sections. Next, the 70 group cross sections are collapsed to 7 group using the spectra mentioned above. The three-dimensional Hex-Z calculation based on the diffusion theory is employed as the standard method.

Based on the experience on the core and fuel management, following modifications were achieved in order to perform irradiation tests more efficiently.

The ²³⁵U enrichment of driver fuel was increased from 12% (J1 fuel) to 18wt% (J2 fuel). The replacement of fuel was gradually started with the thirteenth duty cycle, achieved 70 days of operation in the fifteenth duty cycle, and completed 90% by the twenty-first duty cycle. Employing J2 fuel, the net operation time in a cycle was extended from 45 to 70 days and the maximum core fuel burn-up was also extended from 50GWd/t to 75GWd/t. After the twenty-third duty cycle, one of the control rods which was initially symmetrically located in the row 3 was relocated to the row 5, the outermost row of fuel region. This modification extends the irradiation field.

Another approach for efficient utilization of the MK-II core was carried out on the re-evaluation of hot spot factors. Based on the results of reactor performance tests, the hot spot factors for the power distribution, the reactor thermal output and the in-subassembly coolant flow rate were all evaluated. The re-evaluated hot spot factors for the fuel, cladding and coolant temperature were decreased by 2%, 5% and 5%, respectively. By adopting re-evaluated factors, the hot spot temperatures of coolant, cladding and fuel decreased 15, 16 and 38°C, respectively.

CORE MANAGEMENT EXPERIENCE

Followings are some topics among the core management experiences obtained from the measurements and calculations of the core characteristics in the MK-II core.

Core Characteristics Tests in Each Duty Cycle

The core characteristics are measured in each duty cycle. The criticality is predicted based on the excess reactivity calculated by "MAGI" taking into account of the bias factor (C-E) of the previous cycle. By using this bias method, the excess reactivity after refueling can be

predicted within an error of $0.1\% \Delta k/k'$.

Measured isothermal temperature reactivity coefficient and burn-up reactivity coefficient are constant within 2% (1σ) throughout the cycle. Table II shows the measured and calculated reactivity coefficients and the control rod worth. It was confirmed from the post irradiation examination (PIE) that the calculated burn-up of each fuel subassembly is in good agreement with measured value within 5%. However, measured power reactivity coefficient (average value between 0 and 100MW) depends on the core average burn-up. Figure 3 shows the measured power reactivity coefficient. The dependency of power reactivity coefficient on core average burn-up is apparently due to the difference of the thermal expansion caused by the fuel restructuring. As a result, the total reactivity that is needed for the next cycle operation can be predicted with the uncertainty of $\sim 0.2\% \Delta k/k'$.

The control rod worth have been measured by using both the period method and source multiplication method at the beginning of each duty cycle. The difference between the calculation and measurement in former method is 2% and the latter is 5%. The change of the control rod worth caused by the burn-up of the absorber material (^{10}B) is very small and well predicted by calculation.

The coolant outlet temperature for each subassembly is measured with the thermocouple located at the bottom of upper core structure during operation. Throughout the experience on the core management, it was clear that the difference of the outlet temperature at the rated thermal output between calculation and measurement is within $\sim 10^\circ\text{C}$.

Evaluation of linear heat rate

Two power-to-melt (PTM) tests were conducted. The first preliminary test was conducted with four test fuel pins with a maximum linear heat rate of about 590W/cm. In the second test, 24 test fuel pins were irradiated with a maximum linear heat rate of about 640W/cm. The purpose of these tests were to evaluate the effects of fuel-cladding gap size, fuel pellet density and O/M on the linear heat rate which is required to cause incipient melting in unirradiated fuel.

Reactor power was held for about one hour at 50MWt. The power was then ramped up to 100MWt at 0.5%/min which is higher than that of a normal start-up, so as not to produce fuel structural changes due to irradiation. After ten minutes at 100MWt, the reactor power was decreased.

Because of the heterogeneity in the PTM test fuel subassembly, the calculation accuracy is not so good as for a driver fuel. The cross section of PTM test fuel subassembly is shown in Figure 4. To predict the linear heat rate of PTM pins accurately, it is required to account for the neutron flux depression.

After the preliminary test, the dosimeter set loaded in the test subassembly, which

include ^{235}U , ^{238}U , Fe, Ni and Sc, was analyzed. Evaluated linear heat rates are shown in Table III. It was apparent that the calculated linear heat rates were overestimated by 2~6%. The correction factor (E/C) for linear-heat rate was evaluated as a function of the radial distance from the core center.

By adopting the correction factor, irradiation conditions of the second test were determined. Summary of the results of the second test is shown in Table IV. The discrepancy between the designed linear heat rate and measured is within 5%. Thus the linear heat rate evaluation method with dosimeter was established.

Burn-up Reactivity Worth

The reactivity worth of a fuel subassembly, which depends on the burn-up and the irradiation position in the core, is an important parameter for the core management. After the twenty-ninth duty cycle, a burn-up reactivity worth was measured. In this test, three driver fuel subassemblies were used. The burn-up of driver fuel subassemblies were 1GWd/t, 37GWd/t and 62GWd/t, respectively. They were loaded at the core center, in row 2 and in row 4, which is located at the boarder of fuel and reflector region. The core configuration at the test is shown in Figure 5.

The results are shown in Figure 6 and 7 compared with the calculated values. It was shown that when the 1GWd/t fuel is replaced by the 37GWd/t fuel, the measured reactivity worth are in good agreement with calculated ones at the core center and the row 2. But the measured values at the row 4 are 13% smaller than the calculated ones. In case of the replacement by 62GWd/t fuel, the measured reactivity worth are about 10% greater than the calculated ones. The investigation work continues from the viewpoint of the accuracy of the burn-up calculation and the neutron flux calculation at the boarder of the fuel and reflector region.

FUTURE PROGRAM

For the commercialization of FBRs, the development of high performance fuels and materials are required. From this point of view, the modification program named "MK-III program" ³⁾ is planned to upgrade its irradiation capability. The outline and the schedule of the program are shown in Figure 8 and 9, respectively.

The design method for the MK-III core is the two-dimensional diffusion calculation by using the JFS-3-J2 set. The bias factors for the criticality and reaction rate were evaluated based on the analysis of the core performance test carried out in the MK-II core. First, the maximum number of fuel subassemblies are to be increased from 67 to 85 with the two zoned core (25 for the inner core and 60 for the outer core) and the active core height is decreased to 50cm from 55cm. As the result of the optimization of a whole plant design, "JOYO" is expected to increase its reactor thermal rating from 100MWt to 140MWt. The maximum allowable linear heat rate was re-evaluated for the increase of the reactor thermal rating, however the specifications of driver fuel are principally the same as current MK-II fuel. The

calculated fast neutron flux in the MK-III core is shown in Figure 10. The fast neutron flux would be increased more than 30%.

Additionally, the plant availability will be increased by 50%. It means that the irradiation time for the necessary fuel burn-up is expected to be reduced by half.

Safety analysis of the MK-III core by the government was completed on September 1995. The modification to the MK-III core is planned to proceed step by step from 1996. The MK-III core operation will be started in 2000.

CONCLUSION

The experience on the core management has been accumulated throughout the operation of the MK-II core. Regarding the accuracy in predicting core characteristics, the excess reactivity can be predicted within $0.1\% \Delta k/k'$, fuel burn-up within 5% and the coolant outlet temperature for each subassembly within 10°C . As a result, irradiation tests have been successfully conducted and there were no fuel failures or serious plant troubles throughout the 38,000 hours of the MK-II operation.

By predicting the linear heat rate accurately with dosimeter, the PTM test has been conducted successfully. In the burn-up reactivity worth measurement test, the worth of a fuel subassembly was measured as a function of burn-up and loading position. By comparing the calculated values, it was clear that the calculation underestimates the reactivity worth of high burn-up fuel subassembly.

In addition to these successful operations, the modification program has started. Based on the core management experience of the MK-II core, the design works were optimized, and furthermore it is expected to have a reliable operation that will play an important roll in the development of FBRs.

REFERENCE

1. A. YOSHIDA et al., "Calculation and Experimental Experience on Core Management of the Experimental Fast Reactor JOYO", in Third Asian Symposium on Research Reactor, Hitachi, JAPAN (1991), p 211.
2. H. TAKANO, et al., "Revision of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2", JAERI -M 89-141, Japan Atomic Energy Research Institute (1982)
3. F. ASAKURA, et.al., "The Experience of Experimental Fast Reactor JOYO Operation and Maintenance", International conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto, JAPAN, October 1991.

Table I Main Core Parameters

Items	Core / Fuel	MK-II	MK-III
		Reactor Output (MWt)	100
Primary Coolant Flow Rate (t/h)		2,200	2,700
Reactor Inlet Temperature (°C)		370	350
Reactor Outlet Temperature (°C)		500	500
Core Height (cm)		55	50
Core Volume (max.) (ℓ)		231	262
Linear Heat Rate (max.) (W/cm)		400	420
Fuel Pin Diameter (mm)		5.5	5.5
Pu Content (w)		≤ 30	~23 (Inner Core) ~29 (Outer Core)
²³⁵ U Enrichment (wt%)		~18	~18
Total Neutron Flux (max.) (n/cm ² ·s)		4.2 × 10 ¹⁵	5.7 × 10 ¹⁵
Fast Neutron Flux (>0.1MeV) (n/cm ² ·s)		3.0 × 10 ¹⁵	4.0 × 10 ¹⁵
Max. Excess Reactivity (%Δk/kk')		~ 5.5	~ 4.5
Control Rod Worth (%Δk/kk')		~ 9	~ 8
Max. Burn-up (pin av.) (MWd/t)		75,000	90,000
Operation Cycle (days)		70	60
Operation Outage (days)		23	15

Table II Core Characteristics of the MK-II Core

Items	Measurement	
Isothermal Temperature Reactivity Coefficient	$(-4.00 \pm 0.10) \times 10^{-3}$	(%Δk/kk'/°C)
Power Reactivity Coefficient (BOC)	$(-4.24 \pm 0.64) \times 10^{-3}$	(%Δk/kk'/MW)
Power Reactivity Coefficient (EOC)	$(-3.31 \pm 0.54) \times 10^{-3}$	(%Δk/kk'/MW)
Burn-up Reactivity Coefficient	$(-1.64 \pm 0.03) \times 10^{-4}$	(%Δk/kk'/MWd/t)
Control Rod Worth	10.30 ± 0.09	(%Δk/kk')

Table III Linear-heat-rate at first PTM Test

Pin No.	Linear heat rate(W/cm)		
	Design	Calculation	Measurement*
1	605	600	577 ± 29
2		588	577 ± 29
3		593	558 ± 28
4		610	587 ± 29

Table IV Summary of the second PTM Test

Items	Design	Measurement
Power ascension rate	0.5%/min	0.50%/min
Reactor power(Max.)	100MW	99MW
Linear heat rate(Max.)	640W/cm	≈ 620W/cm*

*) Evaluated by Dosimeter

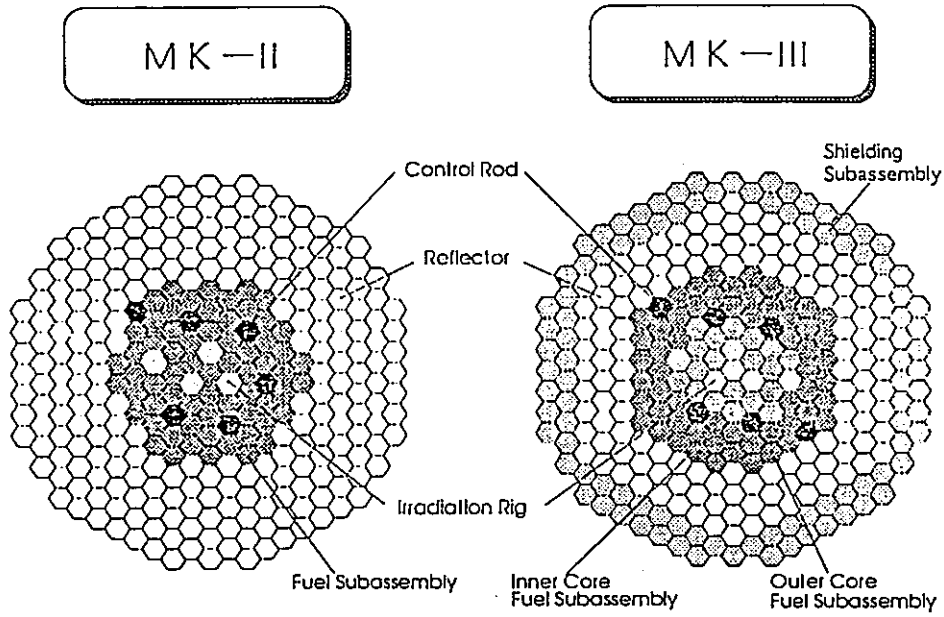


Figure.1 Core Configuration

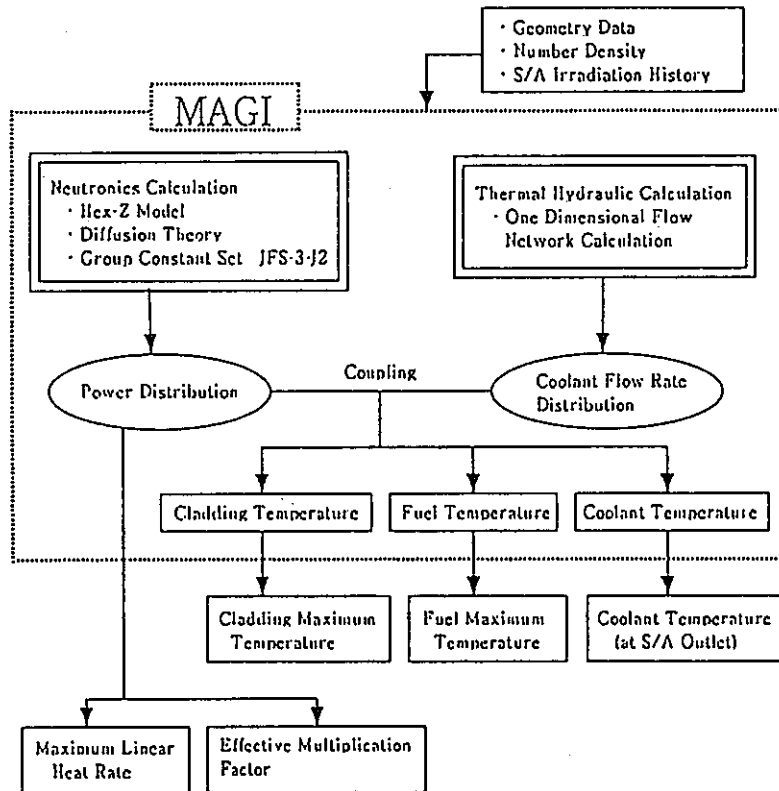


Figure.2 System diagram of the Core Management Code System "MAGI"

SM-322 7/10

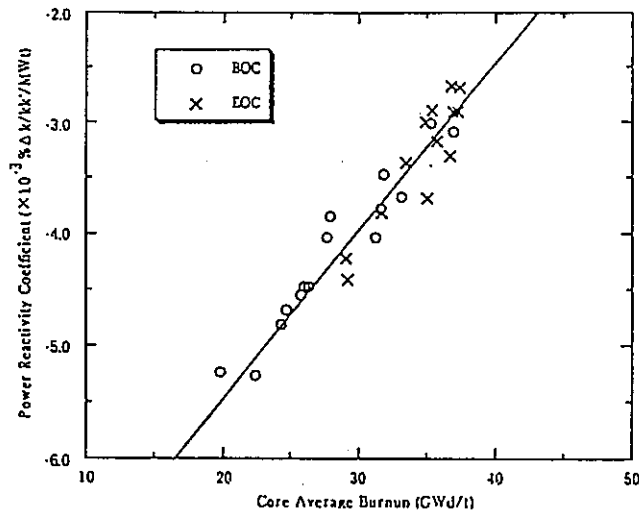


Figure.3 Burnup Dependence of Power Reactivity Coefficient

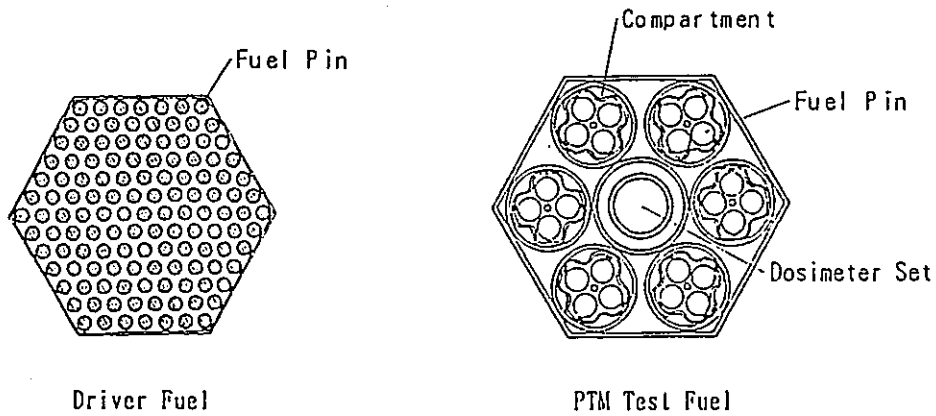


Figure.4 Cross Section of Subassembly

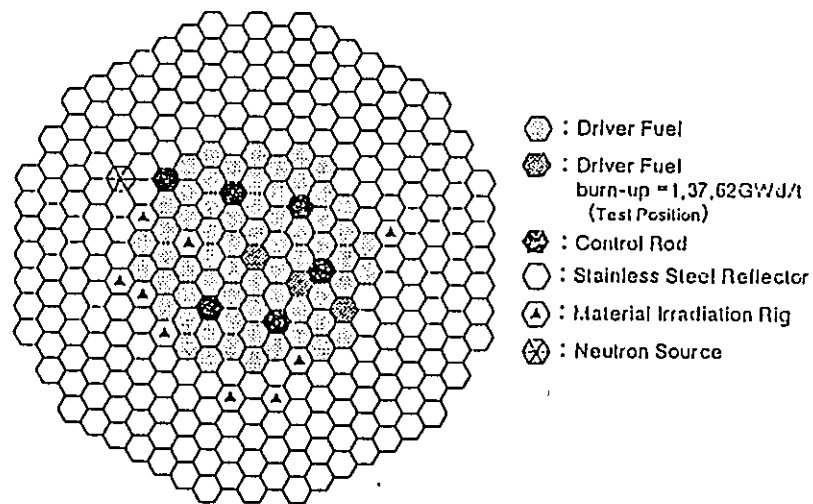


Figure.5 Core Configuration of the Burn-up Reactivity Measurement Test

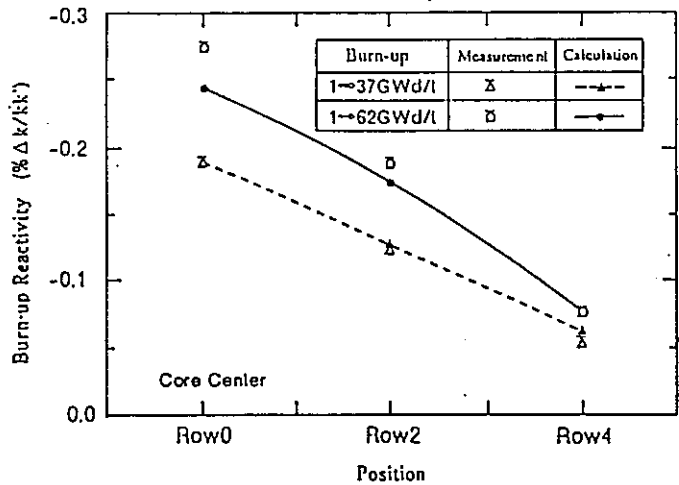


Figure.6 Burn-up Reactivity Worth

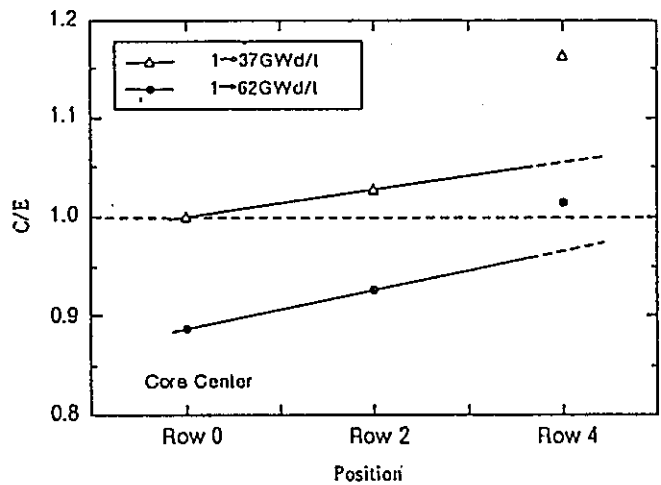


Figure.7 C/E Ratio of Burn-up Reactivity Worth

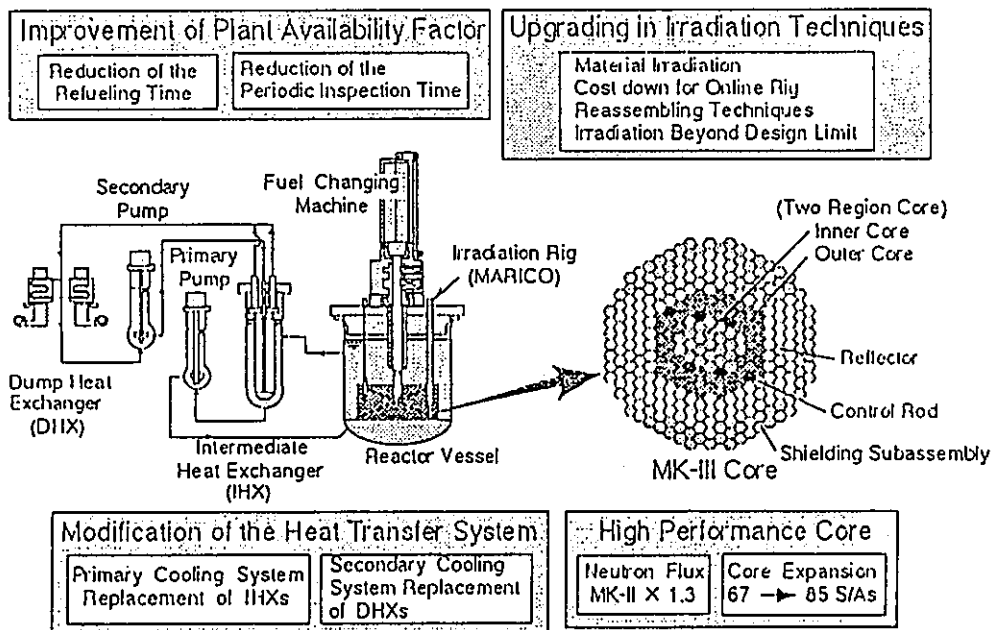


Figure.8 Outline of MK-III Program

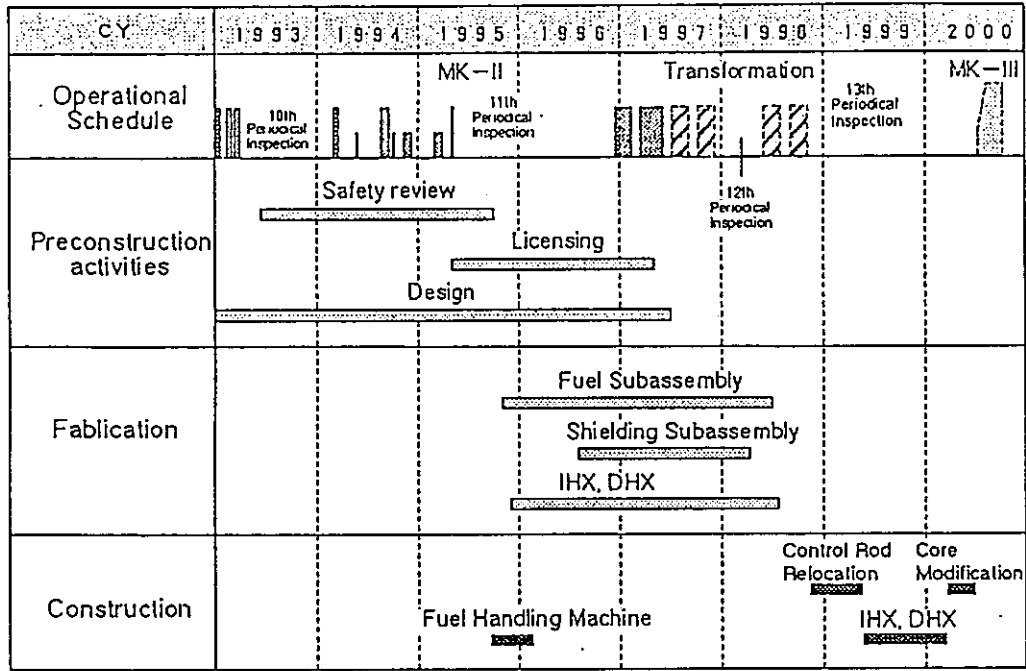


Figure.9 Schedule of MK-III Program

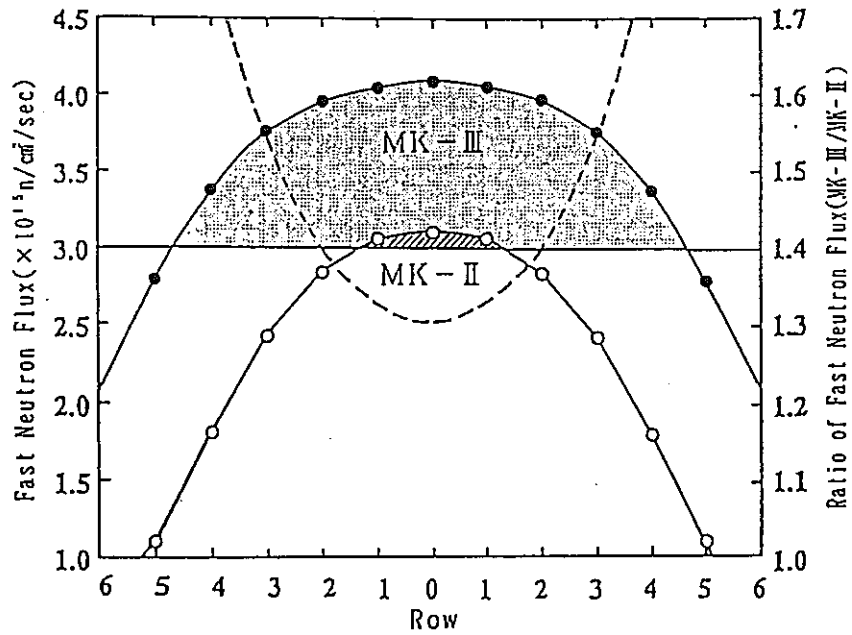


Figure.10 Comparison of Neutron Flux of MK-II and MK-III

CORE AND FUEL MANAGEMENT
EXPERIENCE OF "JOYO"
AND ITS UPGRADING PROGRAM

Akihiro YOSHIDA

Power Reactor and Nuclear Fuel
Development Corporation

CONTENTS

Introduction

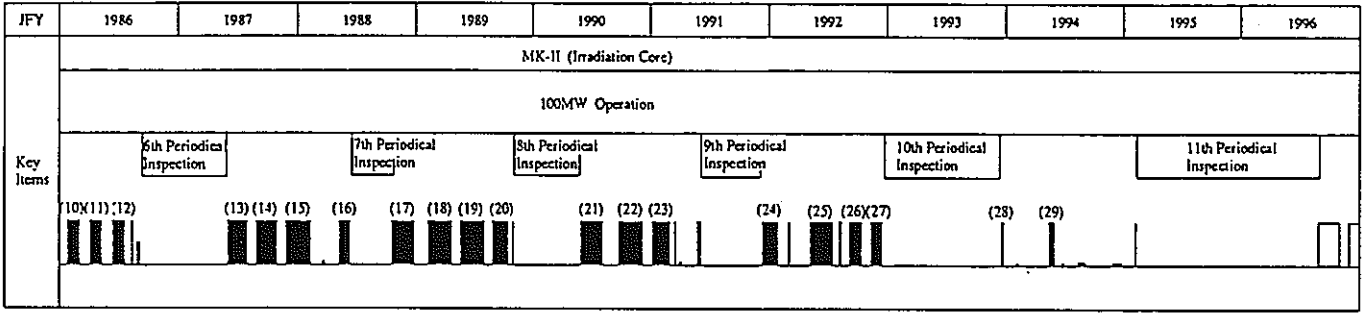
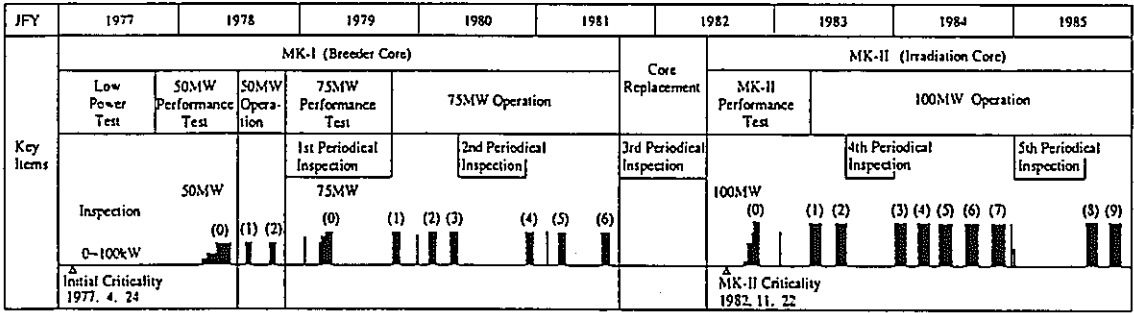
The Core Management Experience in Joyo

Topics: Evaluation of the Linear-heat-rate in Fuel Melting Test

Substitution Reactivity Worth Measurement Test

Joyo Upgrading Program (MK-III Program)

Conclusion



(as of September, 1996)

Operating History of Experimental Fast Reactor JOYO

Main Core Parameters of MK-II Core

Reactor Output	(MWt)	100
Primary Coolant Flow Rate	(t/h)	2,200
Reactor Inlet/Outlet Temperature	(°C)	370/500
Core Height	(cm)	55
Core Volume (max.)	(ℓ)	231
Linear Heat Rate (max.)	(W/cm)	400
Pu Content	(w)	≤30
²³⁵ U Enrichment	(wt%)	~18
Total Neutron Flux (max.)	(n/cm ² · s)	4.2 × 10 ¹⁵
Fast Neutron Flux (>0.1MeV)	(n/cm ² · s)	3.0 × 10 ¹⁵
Max. Excess Reactivity	(%Δk/kk')	~5.5
Control Rod Worth	(%Δk/kk')	~9
Max. Burn-up (pin av.)	(MWd/t)	75,000
Operation Cycle	(days)	70
Operation Outage	(days)	23

JOYO Operational Experience Data (as of September,1996)

Accumulated Reactor Operation Time	51,232 hrs
Accumulated Heat Generation	4,160 GWh
Fuel Irradiation	
Maximum Fuel Burn-up Achieved	85 GWd/t (Driver Fuel) 121 GWd/t (Irrad.Fuel)
Number of Irradiated Fuel Subassemblies	446
Number of Start-ups	493 (Including Critical Test)
Number of Periodical Inspection	11

The core management code system "MAGI"

The neutronic calculation

3 dimensional Hexagonal-Z(Hex-Z) model

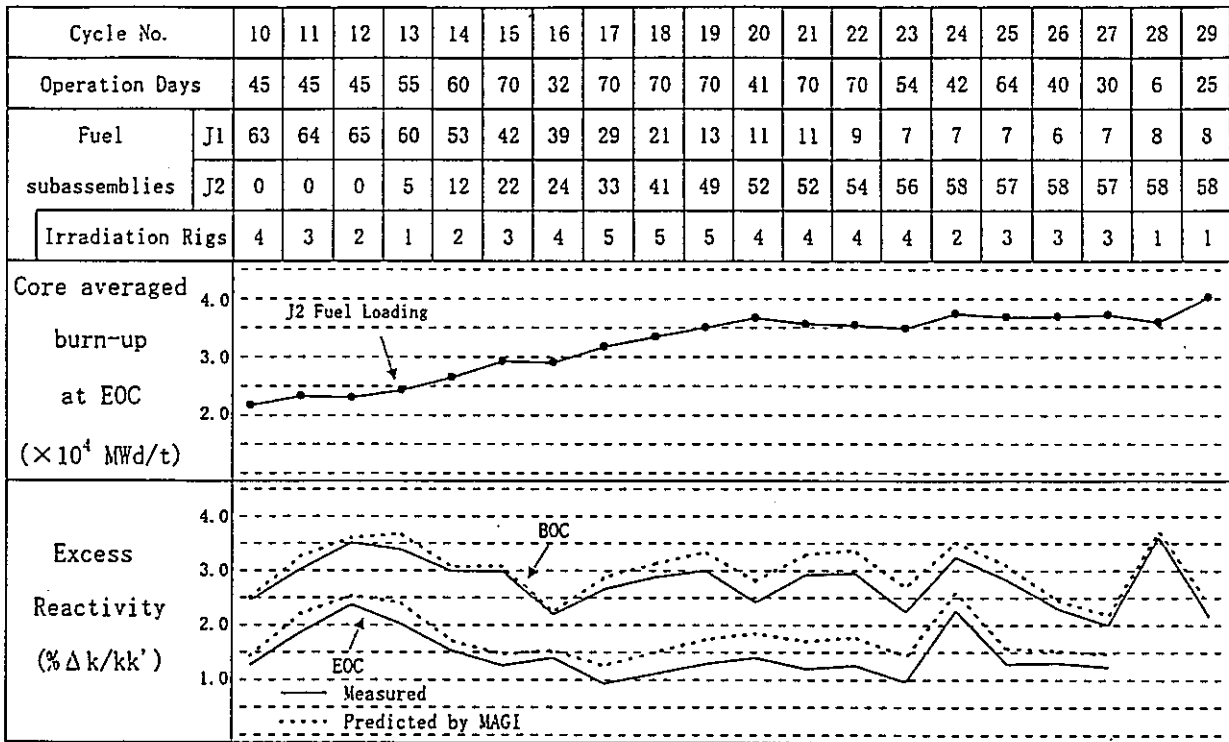
Diffusion theory, 7 group

JFS-3-J2(70 G) based on JENDL2

The thermal hydraulics calculation

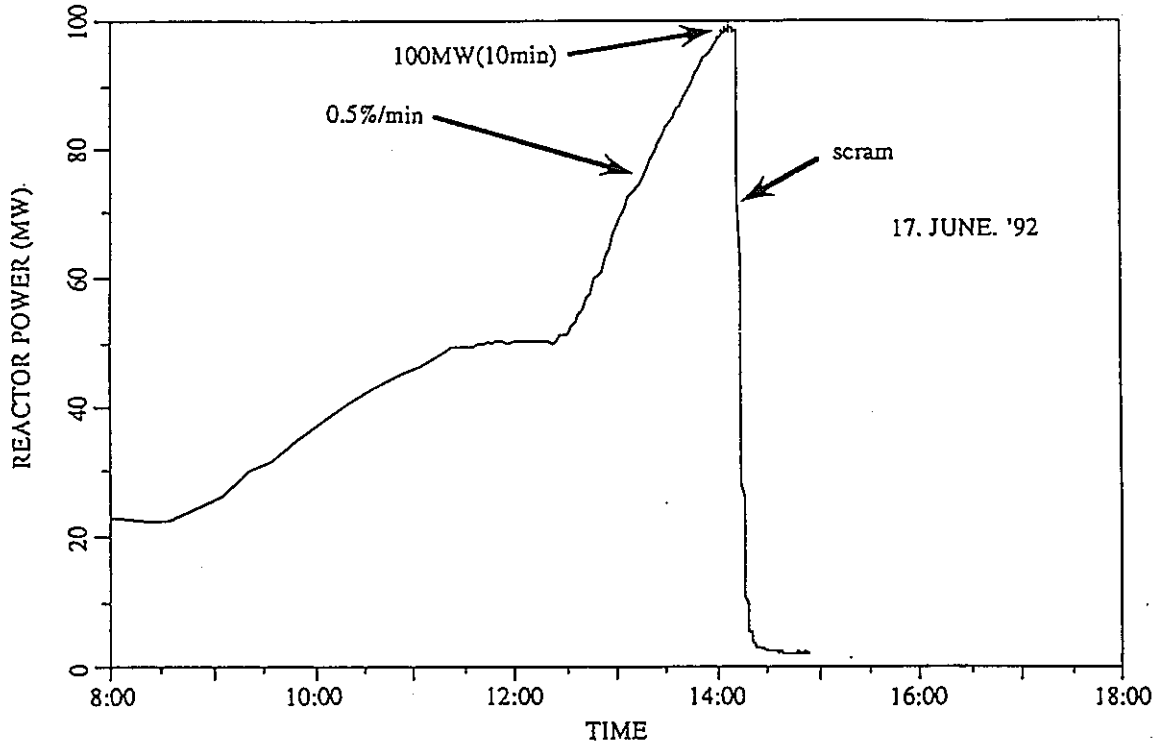
1 dimensional flow network calculation

Extension of Operation Period and Change of Excess Reactivity

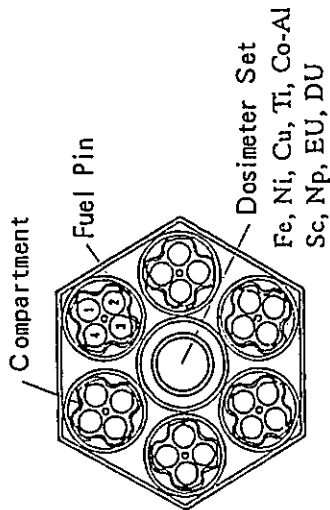


THE ACCURACY OF THE PREDICTION OF CORE CHARACTERISTICS

Criticality	$\pm 0.1\% \Delta k/kk'$
Control rod worth	$\pm 5\%$
Burn-up	$\pm 5\%$
Thermal hydraulics of individual S/A	$\pm 10^\circ\text{C}$



Reactor Power History in Fuel Melting Test



Cross Section of the Test Fuel S/A

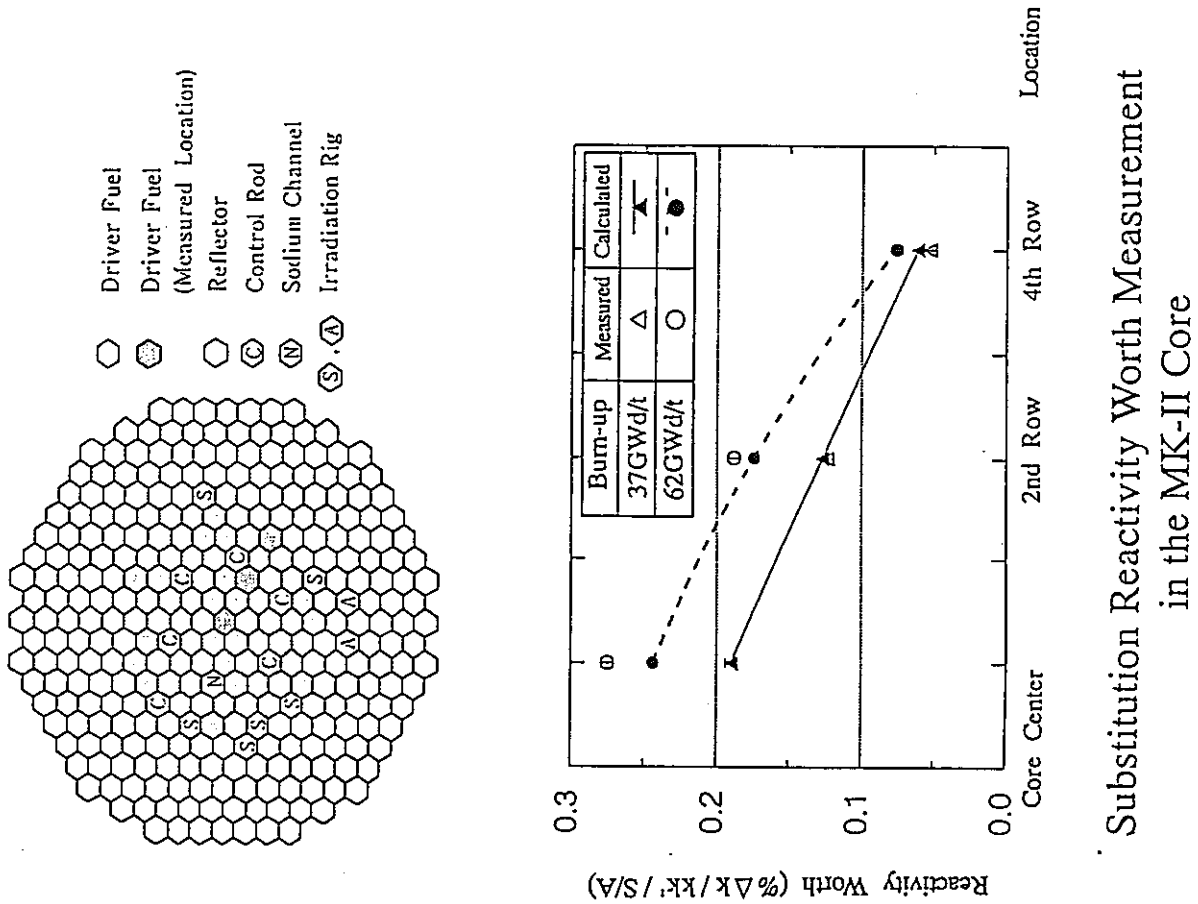
The Linear-heat-rate at the Preliminary Fuel Melting Test

Pin No.	Linear heat rate (W/cm)	
	Design	Calculation Measurement*
1	600	577 ± 29
2	588	577 ± 29
3	593	558 ± 28
4	610	587 ± 29

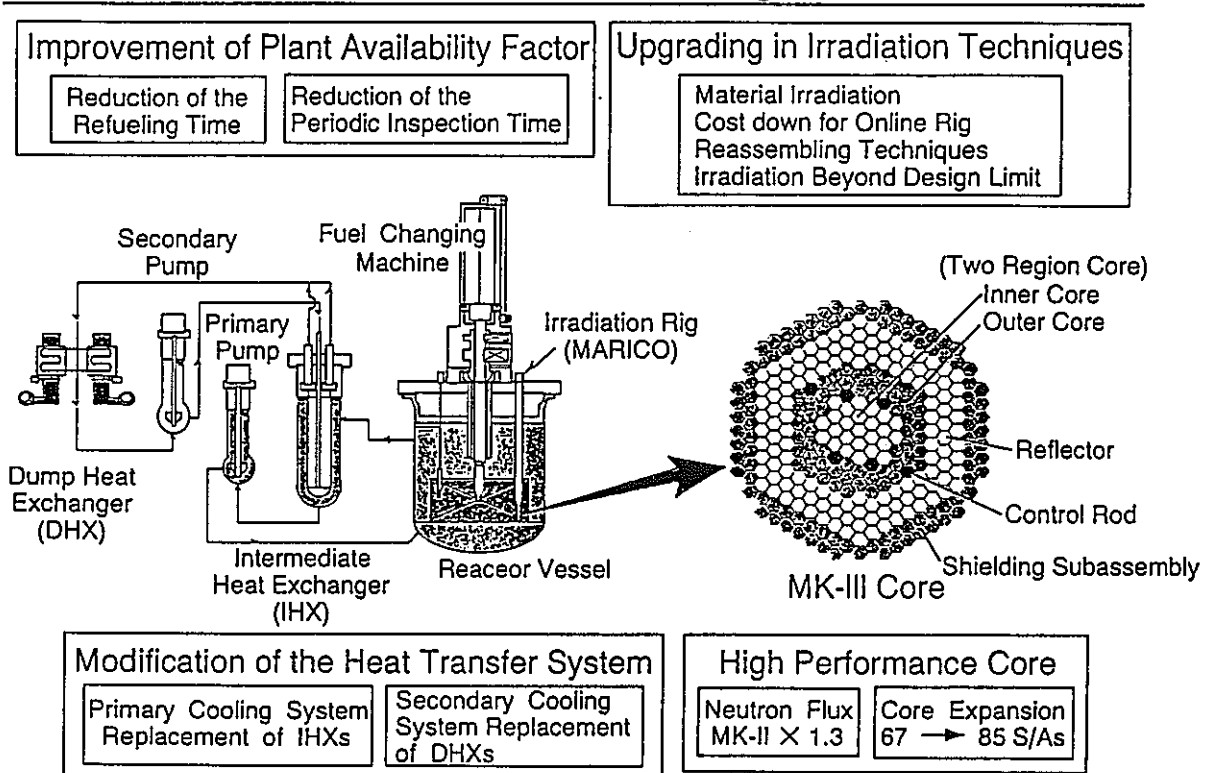
Summary of the Fuel Melting Test

Items	Design	Measurement
Power ascension rate	0.5%/min	0.50%/min
Reactor power (Max.)	100MW	99MW
Linear heat rate (Max.)	640W/cm	≈ 620W/cm*

*) Evaluated by Dosimeter



Outline of MK-III Program



The MK-II and MK-III Core Characteristics

Item \ Core	MK-III	MK-II	Item \ Core	MK-III	MK-II
Reactor Output [MWt]	140	100	Max. Neutron Flux • total [$\times 10^{15}$ n/cm ² /s]	5.7	4.2
Coolant Temp. [°C] (inlet/outlet)	350/500	370/500	• fast [$\times 10^{15}$ n/cm ² /s]	4.0	3.0
Max. Cladding Temp. [°C]	675	650	Radial Peaking Factor	1.38	1.51
Core Height [cm]	50	55	Min. Control Rod Worth (One Rod Stuck) [% Δ k/k]	5.6	7.2
Core Diameter [cm]	80	73	Shut-down Margin [% Δ k/k]	1.1	1.7
Max. Number of S/A	85	67	Max. Linear Heat Rate [W/cm]	420	400
U Enrichment [wt%]	~18	~18	Max. Burn-up(Pin Ave.) [MWd/t]	90,000	75,000
Pu Content [wt%]	~30	~30	Operation Time [Cycle \times Day]	5 \times 60	4 \times 70
Reflector/Shielding	SUS/B.C	SUS/SUS			

CONCLUSION

- 1 During the operation of the MK-II core, core management experiences have been accumulated and it enables the accurate prediction of core characteristics.
- 2 Predicting the linear heat rate accurately by using dosimeter, the Fuel Melting tests have been conducted successfully.
- 3 By comparing the calculated and measured substitution reactivity worth of fuel S/A, it was clear that the calculation underestimates the reactivity worth for high burn-up fuel.
- 4 In the design works for the MK-III core, core characteristics could be optimized based on the core management experiences of the MK-II core.

「常陽」における放射化 タグガスによるFFDLの開発

平成8年9月25日

動燃事業団 大洗工学センター 実験炉部 技術課

青山 卓史

発表内容

1. 高速炉の破損燃料同定法の多様化
2. 「常陽」の放射化タグガス検出システム
とその有効性評価
3. タグガス放射化計算の精度評価
4. まとめと今後の課題

高速炉の破損燃料同定法の多様化

1. 現状の破損燃料同定 (FFDL) 法
 SHIPPING法 (原子炉停止後)
 セレクタバルブ法 (運転中)
 タギング法 (運転中および原子炉停止後)
2. 放射化タグガスの γ 線測定による同定法
 長所: 高感度(質量分析に比して), オンライン監視
 短所: 放射化断面積の不確かさ (検証例少)



複数の手法の組み合わせによる同定法の信頼性向上

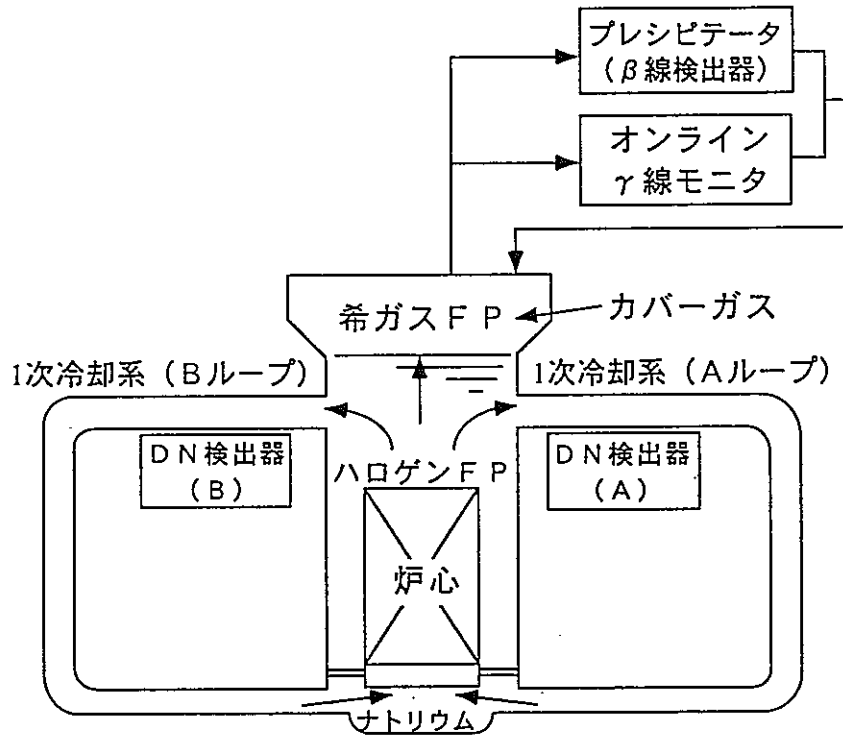
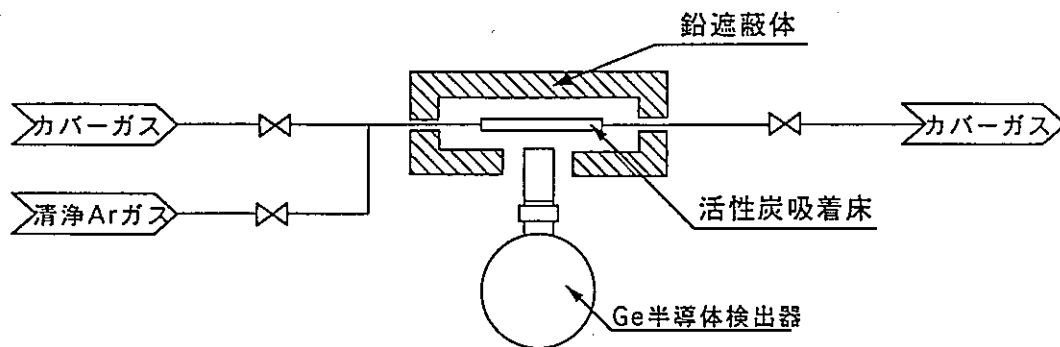


図1 「常陽」の燃料破損検出設備

表1 「常陽」1次カバーガス中の放射能濃度

核種		カバーガス 中全放射能 (Bq)	カバーガス 中放射能 濃度 (Bq/cc)	備考
バックグラ ウンド核種	^{41}Ar	6×10^{11}	1×10^5	$^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$ で生成
	^{23}Ne	2×10^{12}	3×10^5	$^{23}\text{Na}(n, p)^{23}\text{Ne}$ で生成
タグガス 放射化核種 (測定例)	^{125}Xe	8.5×10^8	1.3×10^2	～ 10^{-5}cc の放射化タグ ガスが 6.5m^3 のカ バーガス中に移行
	^{127}Xe	1.2×10^8	1.8×10^1	



測定手順		カバ-ガス濃縮率
1. 吸着床へのカバ-ガス通気	6分	Xe: 約100倍
2. 吸着床のフラッシング	20秒	Kr: 約10倍
3. γ 線スペクトル測定	11分40秒	検出下限
4. 吸着床のガスパーシ	12分	約0.01~0.1Bq/cc

図2 オンライン γ 線モニタ概略図および測定手順

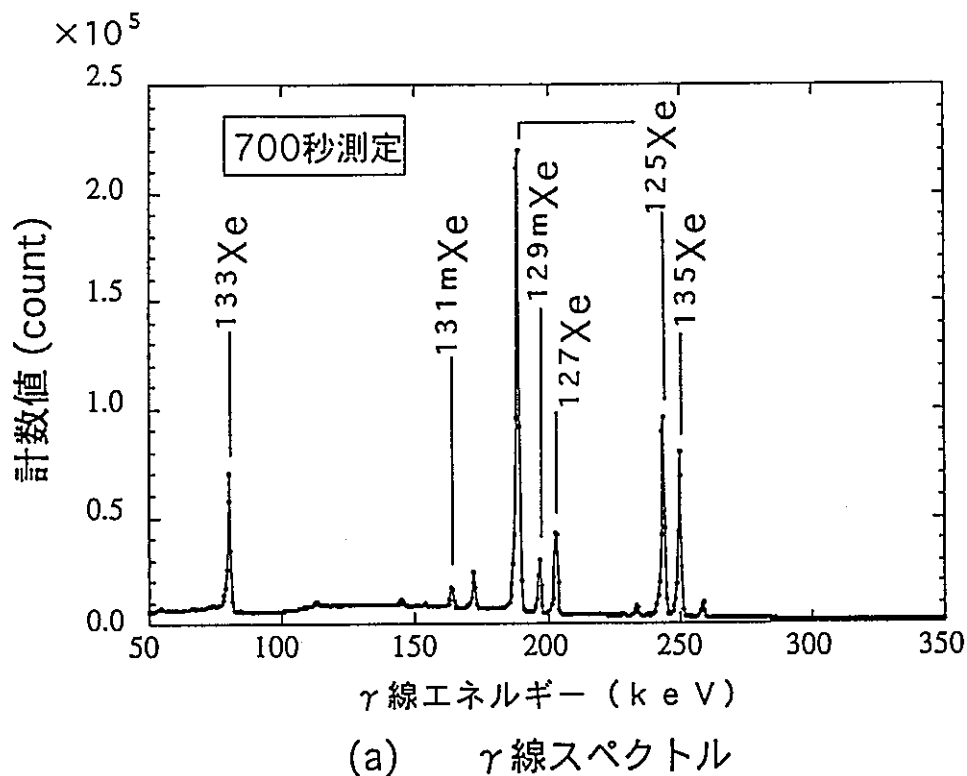


図3 「常陽」1次カバ-ガス中で測定された放射化タグガス

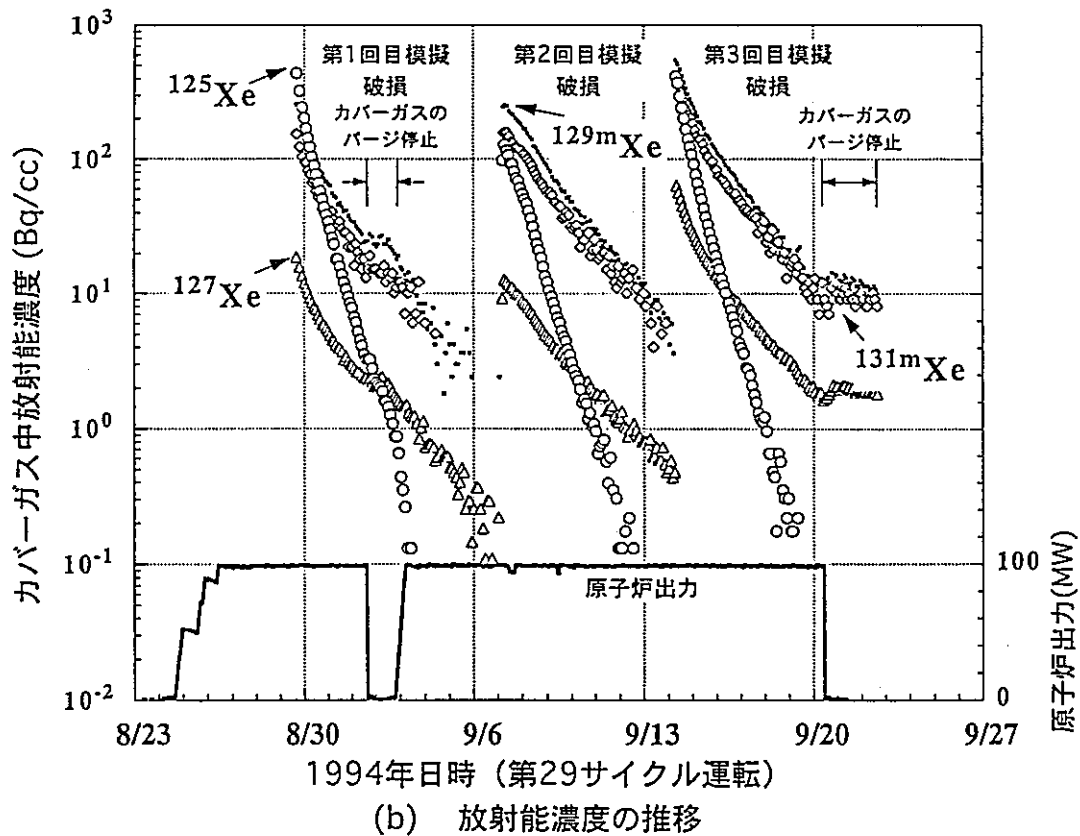


図3 「常陽」1次カバーガス中で測定された放射化タグガス

表2 「弥生」の標準高速中性子場で照射したタグガス放射化量のC/E

照射条件	核種	C*1/E
中心実験孔（グローリー孔）で約8.8時間および7.0時間の照射	^{125}Xe	2.0~2.2
	^{127}Xe	2.0~2.2
	^{87}Kr	0.84~0.88

*1 JFS-3-J3 (JENDL-3.2ベース)70群炉定数を「弥生」グローリー孔の中性子スペクトルで縮約した1群断面積により計算

まとめと今後の課題

1. 「常陽」1次カバーガス系のオンラインγ線モニタは、放射化タグガスの検知に対して十分な感度を有する。
2. 「弥生」標準高速中性子場におけるタグガスの校正照射試験により、放射化計算の問題点を把握した。
3. 放射化タグガスによるFFDL法確立のための今後の課題
 - ・ 高燃焼度のタグガス照射データの評価 (燃焼効果)
 - ・ タグガスの炉内移行挙動の評価
 - ・ 破損燃料からのFPガス信号との弁別
 - ・ 複数の放射化タグガスデータを用いた数学的推論による同定システムの構築

8.1 第10回環太平洋原子力会議

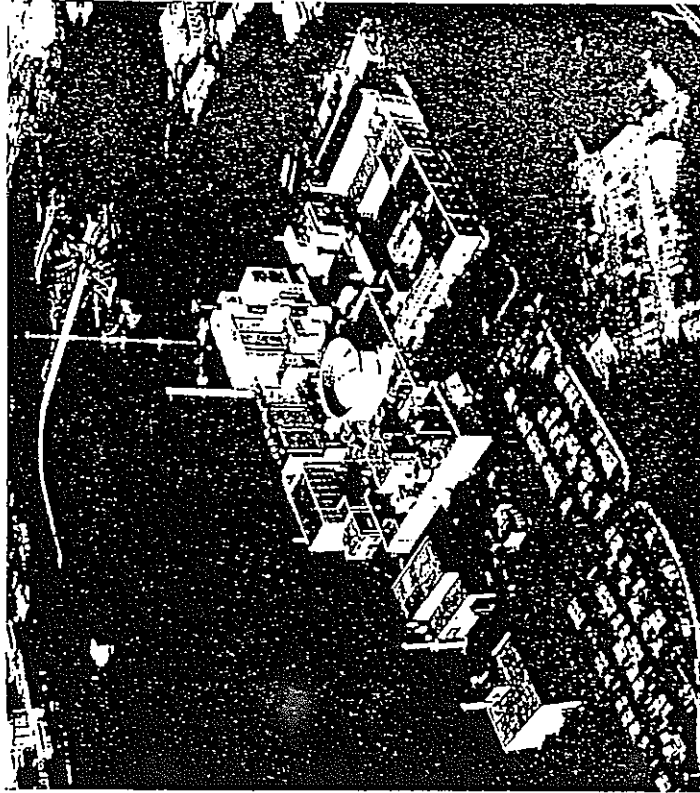
(平成8年10月22日～10月25日)

① Upgrading Program of Experimental Fast Reactor JOYO -The MK-III Program-

(鈴木 惣十)

Upgrading Program
of Experimental Fast Reactor JOYO

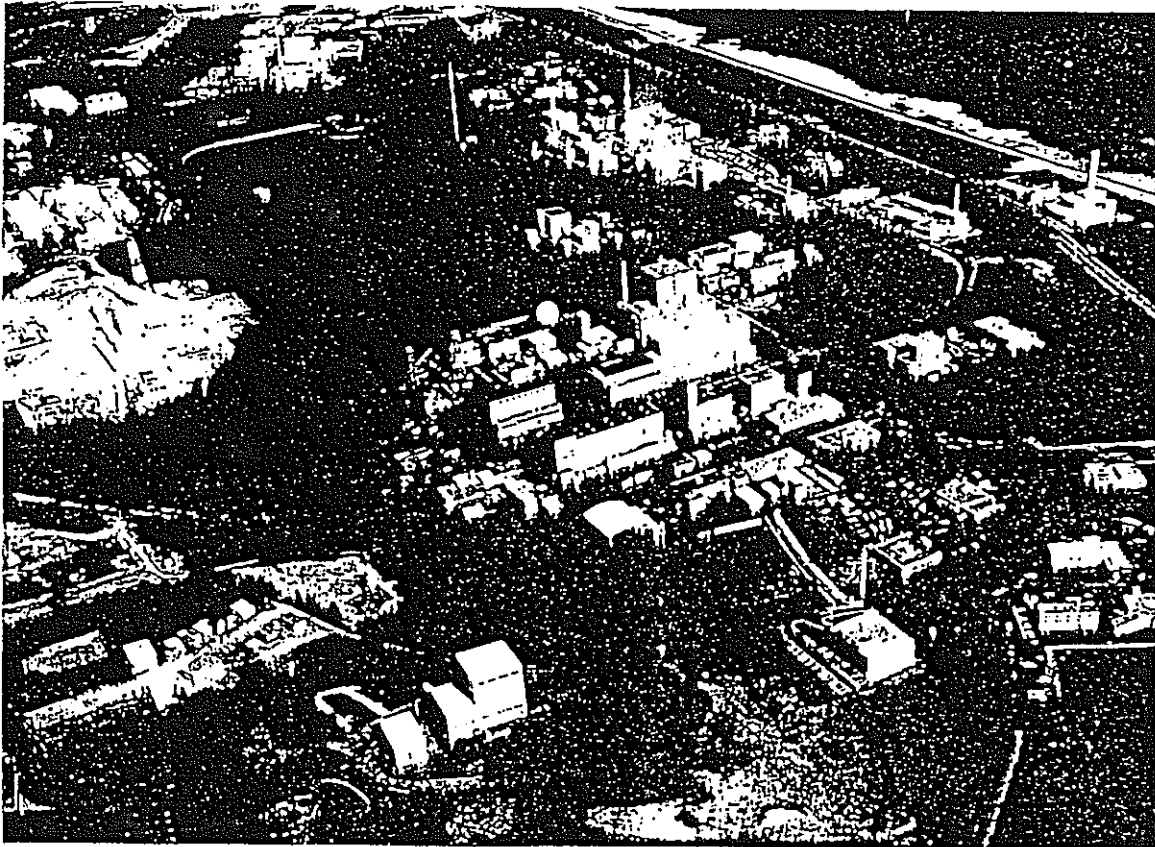
- The JOYO MK-III Program -



Soju.SUZUKI

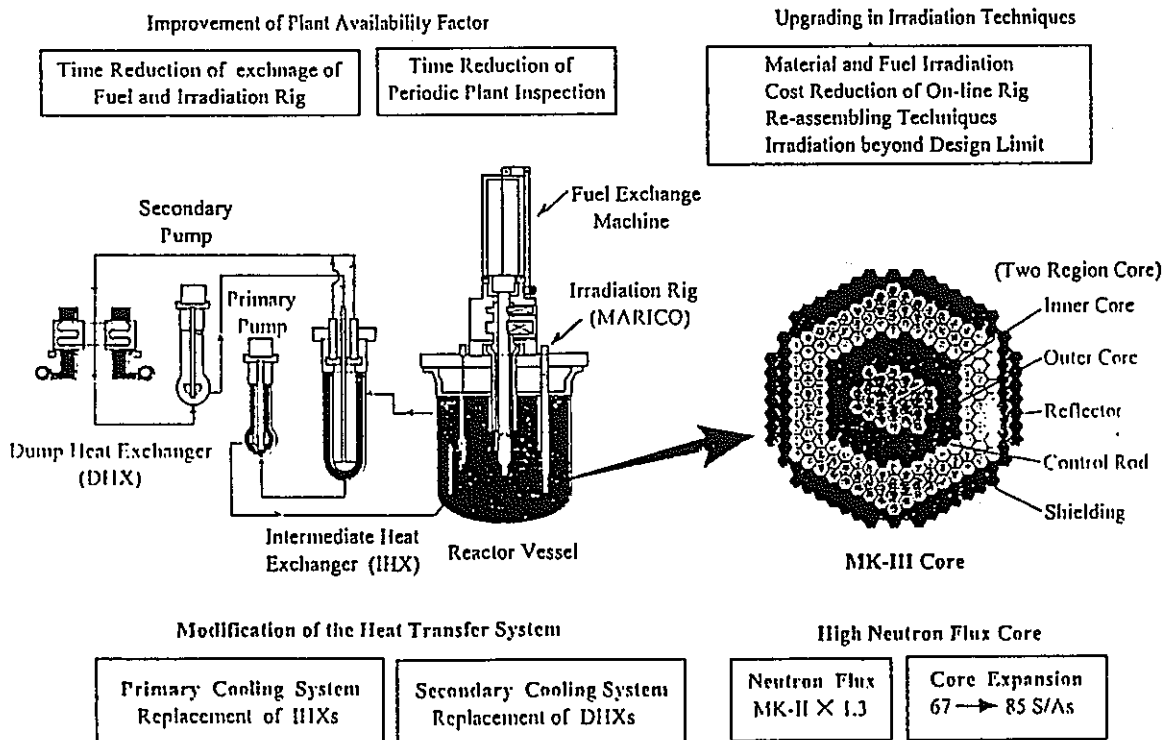
O-arai Engineering Center

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.



- The JOYO MK-III Program -

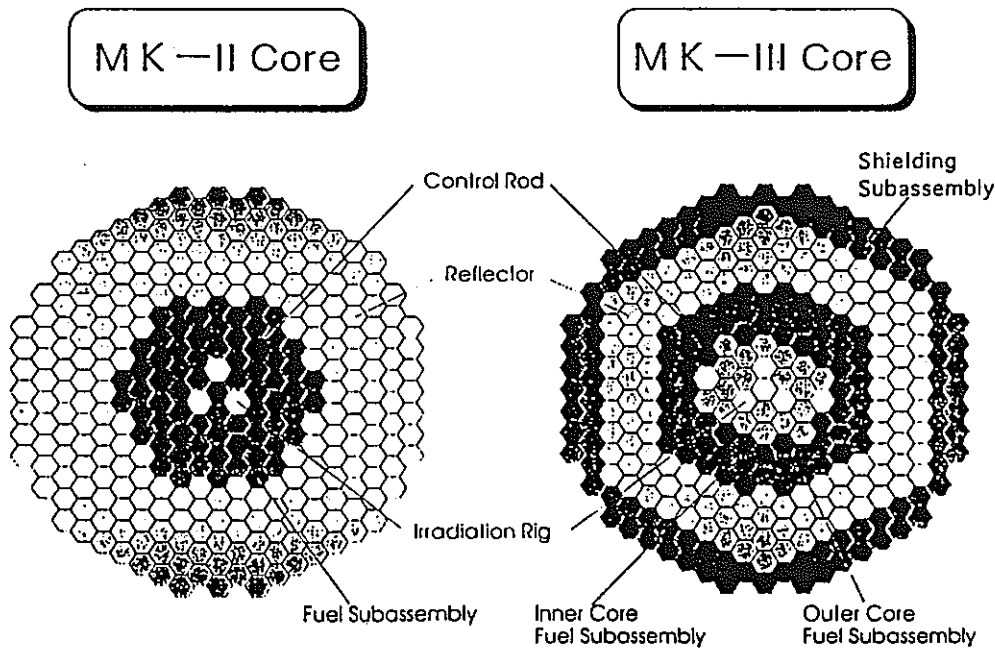
- Higher Neutron Flux and More Irradiation Test Rigs
- Modification of Core and Reactor Cooling System
- Improvement of Plant Availability
- Upgrading of Irradiation Technology



Whole Outline of MK-III Program

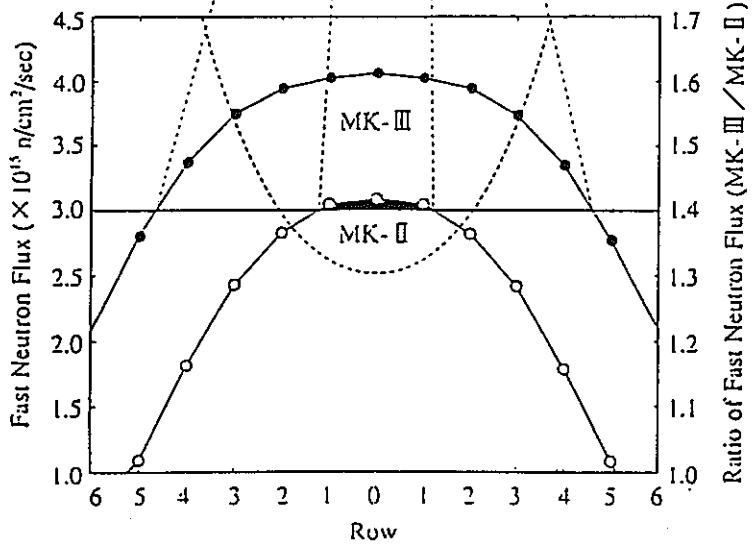
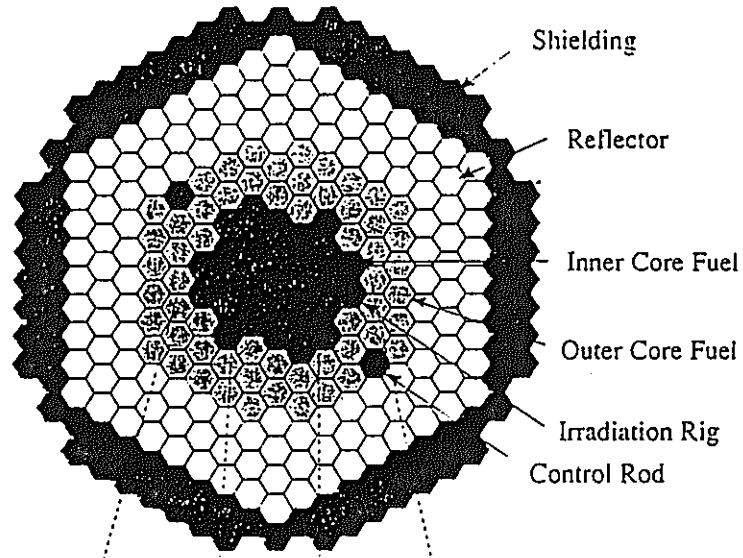
Basic Specification of MK-II and MK-III Cores of JOYO

Basic Specification		MK-II	MK-III
Reactor Power	MWt	100	140
Max. No. of Fuel S/A in Core		67	85
Equivalent Active Core Diameter	cm	73	80
Active Core Height	cm	55	50
Fuel Pellet			
Diameter	mm	4.63	4.63
Density	%T.D	94	94
U Enrichment	Wt%	18	18
Pu Content (Inner / Outer)	Wt%	28	23/29
Diameter of Fuel Pin	mm	5.5	5.5
No. of Fuel Pin per S/A	pin	127	127
Lattice Pitch of S/A	mm	81.5	81.5
Max. Linear Heat Rate of Fuel Pin	W/cm	400	420
Max. Burn-up of Fuel	GWd/t	75	90
Reflector / Shielding S/A		SS/None	SS/B ₄ C
Flow Rate of Primary Sodium	ton/h	2,200	2,700
Operation Days per Cycle	day	70	60
Cycles per Year	cycle	4	5



Standard Core Configuration

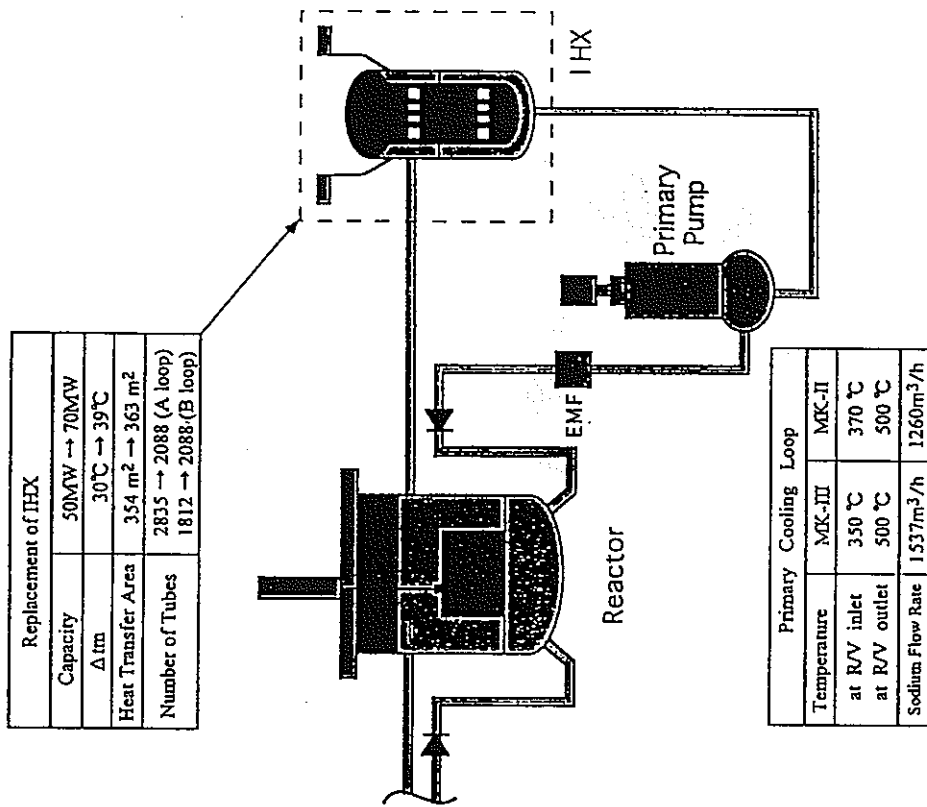
MK-III Reference Core



Fast Flux Distributions in MK-II and MK-III Cores

Core Characteristics of MK-II and MK-III

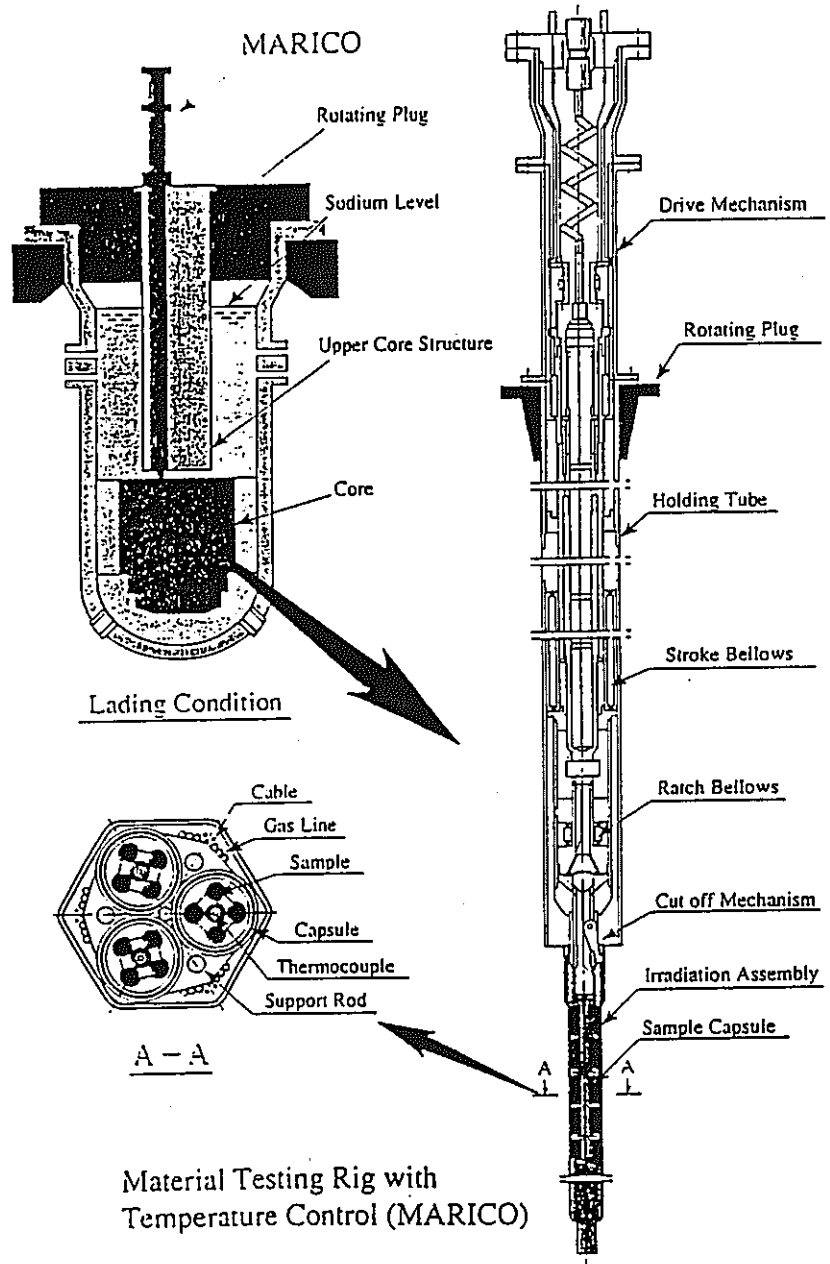
Core Characteristics	MK-II	MK-III
Max. Excess Reactivity $\Delta k/kk'$	0.051	0.045
Shut-down Margin at 100°C $\Delta k/kk'$	0.021	0.011
Total Neutron Flux n/cm ² /s	4.9×10^{15}	5.7×10^{15}
(Fast Flux over 0.1MeV) n/cm ² /s	(3.6×10^{15})	(4.0×10^{15})
Power Peaking Factor	1.83	1.64
Max. Fuel Temperature		
at Normal Operation °C	2,480	2,530
at Over Power °C	2,620	2,650
Max. Cladding Temperature °C	650	675
Coolant Temperature		
Core Inlet °C	370	350
Core Outlet °C	500	500



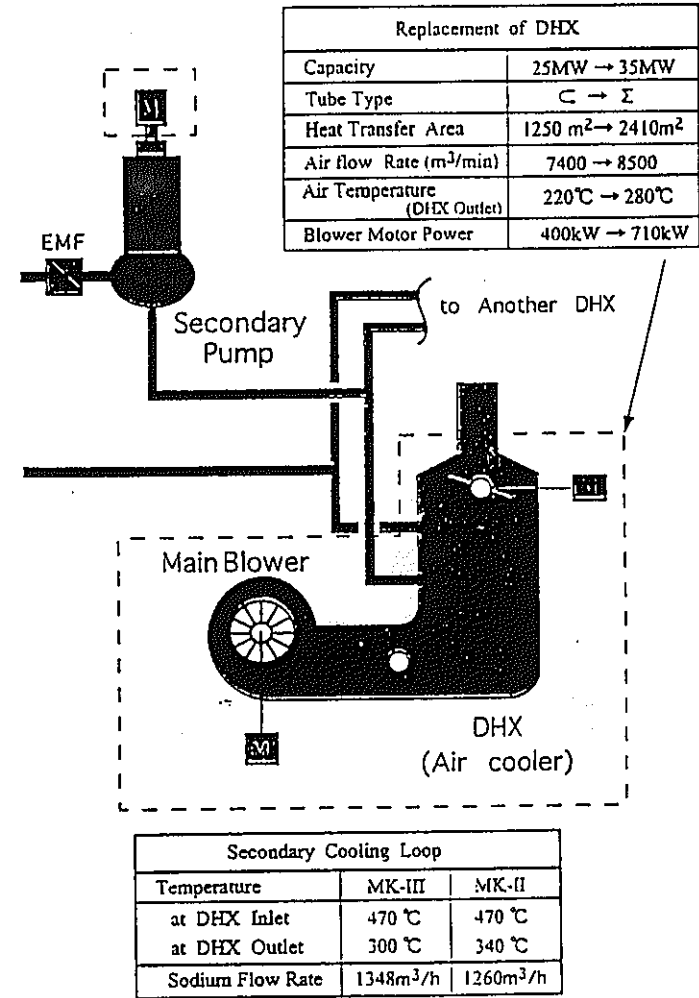
Primary Cooling System of the MK-III Plant

Chemical Composition of 316FR and 316SS

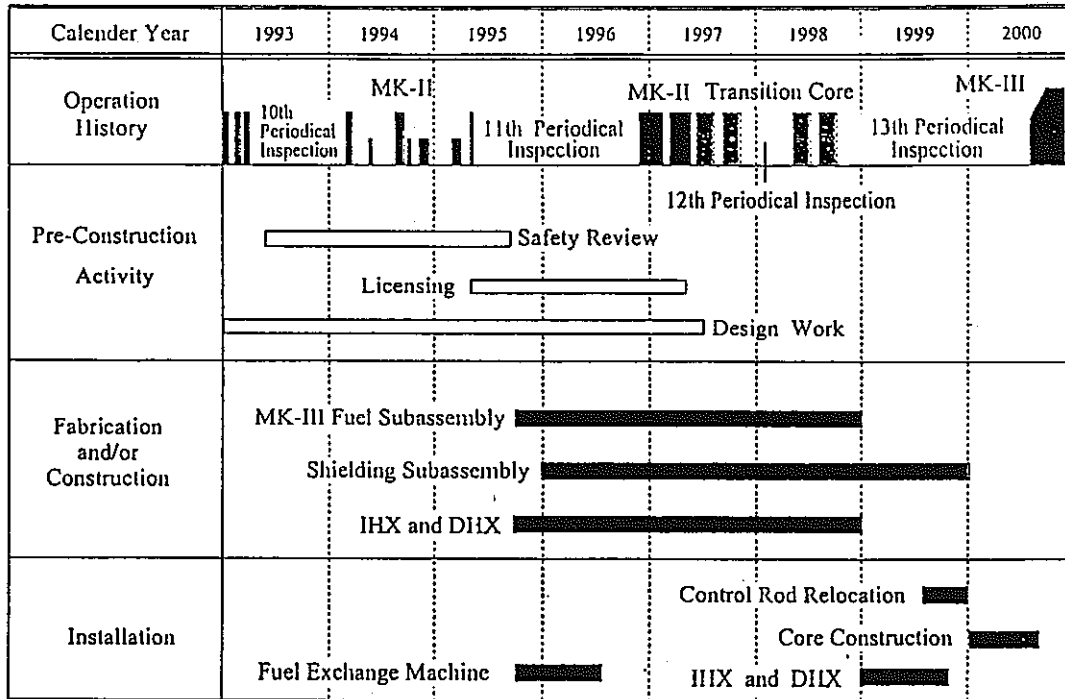
Element	C	S	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	N
316FR	≤ 0.020	≤ 1.00	≤ 2.00	0.020 ~ 0.045	≤ 0.030	10.00	16.00	2.00	0.06
						~ 14.00	~ 18.00	~ 3.00	~ 0.12
316SS	≤ 0.08	≤ 1.00	≤ 2.00	≤ 0.045	≤ 0.030	10.00	16.00	2.00	---
						~ 14.00	~ 18.00	~ 3.00	



Material Testing Rig with Temperature Control (MARICO)



Secondary Cooling System of the MK-III Plant



Master Schedule of MK-III Program

8.2 平成8年度安全研究成果発表会 動力炉に関する安全研究

(平成8年11月14日～11月15日)

①燃料破損時の運転手法最適化に関する研究

－カバーガス中の希ガスF Pの分析と回収に関する研究－

(青山 卓史)

燃料破損時の運転手法最適化に関する研究

- カバーガス中の希ガスFPの分析と回収に関する研究 -

大洗工学センター 実験炉部 技術課

青山 卓史

-1-

研究目的：

燃料破損発生時に、当該破損燃料を高い信頼性で、かつ短時間に同定し得る破損燃料検出システムの確立を図るとともに、それを用いた燃料破損時の原子炉運転手法の最適化を図ることによって、被ばく低減等の運転安全性向上に資する。

研究内容：

- イ. 各種の破損燃料検出方式について、「常陽」での実験データ及び「もんじゅ」での運転データ等を基に比較検討し、単独または複数の方式の組み合わせによる破損燃料検出システムを確立する。
- ロ. イの結果を基に、高速炉の燃料破損発生時から、破損燃料の取り出しまでの原子炉および関連のプラント設備の運転法を検討し、被ばく低減効果の評価等を通してその最適化を図る。

項目	平成3年度	4	5	6	7
「常陽」における試験	燃料カラム部模擬破損試験・評価			ダミーピンによるタグガス放出実験・評価	
FFDLの高度化	高度化 SHIPPING 法 FFDL の検討			放射化タグガス法の開発	
FP除去回収技術の整備	運転法の検討	試験ピンからの実FPガスによるXe回収効率の確認		模擬ガスによる回収効率向上策の検討	

-2-

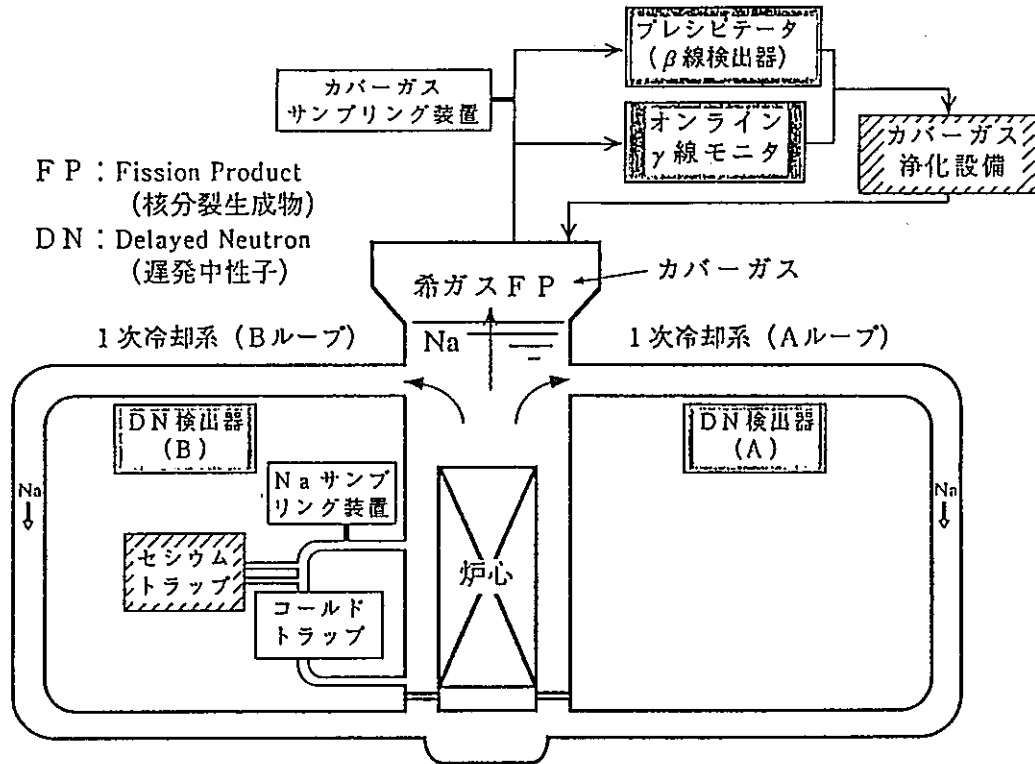


図1 高速炉の燃料破損検出設備および F P 除去回収設備

-3-

カバーガス中の希ガスFPの分析に関する研究

1. 高速炉1次冷却系のFP検出法
 - ・ナトリウム：遅発中性子、サンプリング
 - ・カバーガス：プレシピテータ、γ線、サンプリング
2. オンラインγ線モニタの機能・特徴

機能：γ線スペクトロメトリーによるFP核種の同定と定量
(カバーガスのサンプリング分析による絶対校正)

特徴：連続バッチ処理 (30分間隔)

活性炭常温吸着法によるXe, Krの選択濃縮捕獲

バックグラウンド低減 (^{41}Ar : $1 \times 10^5 \text{Bq/cc}$, ^{23}Ne : $3 \times 10^5 \text{Bq/cc}$)

→ 検出下限：約 0.01 ~ 0.1Bq/cc
3. タグガス分析法の高度化
 - (1) オンラインγ線モニタによるタグガスの検出性実証 (炉内タグガス放出実験)
 - (2) 放射化タグガスによる破損燃料同定法の開発

→ タグガス燃焼計算の精度評価 (東大弥生炉でのタグガス校正照射)

-4-

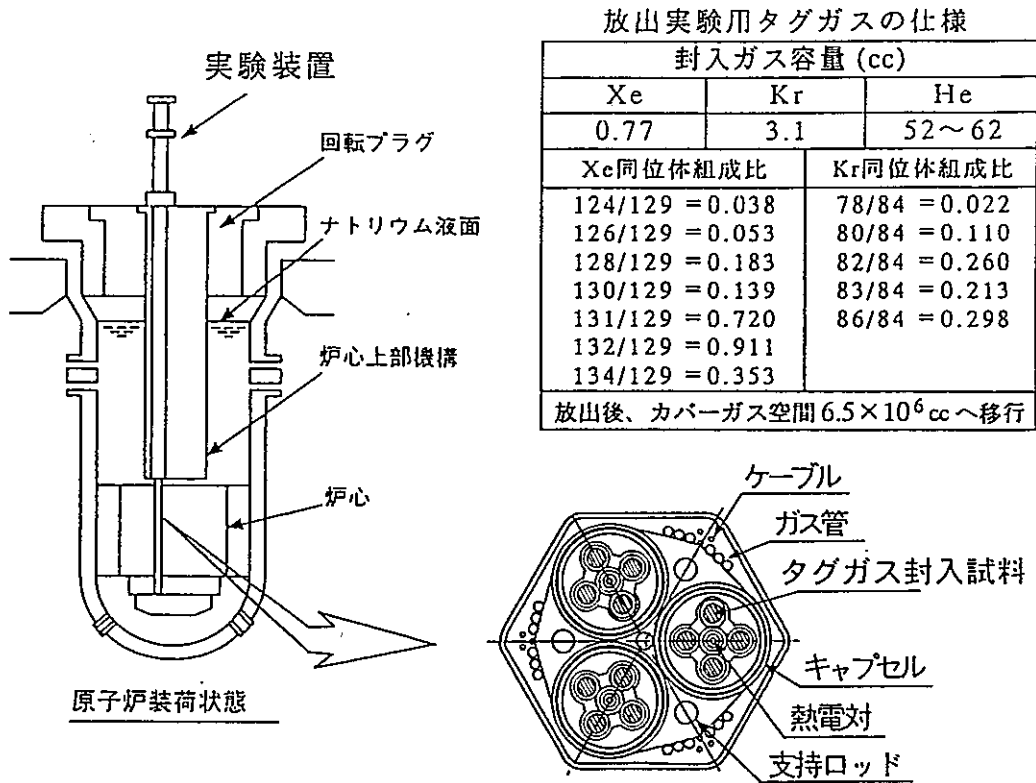


図2 炉内タグガス放出実験

-5-

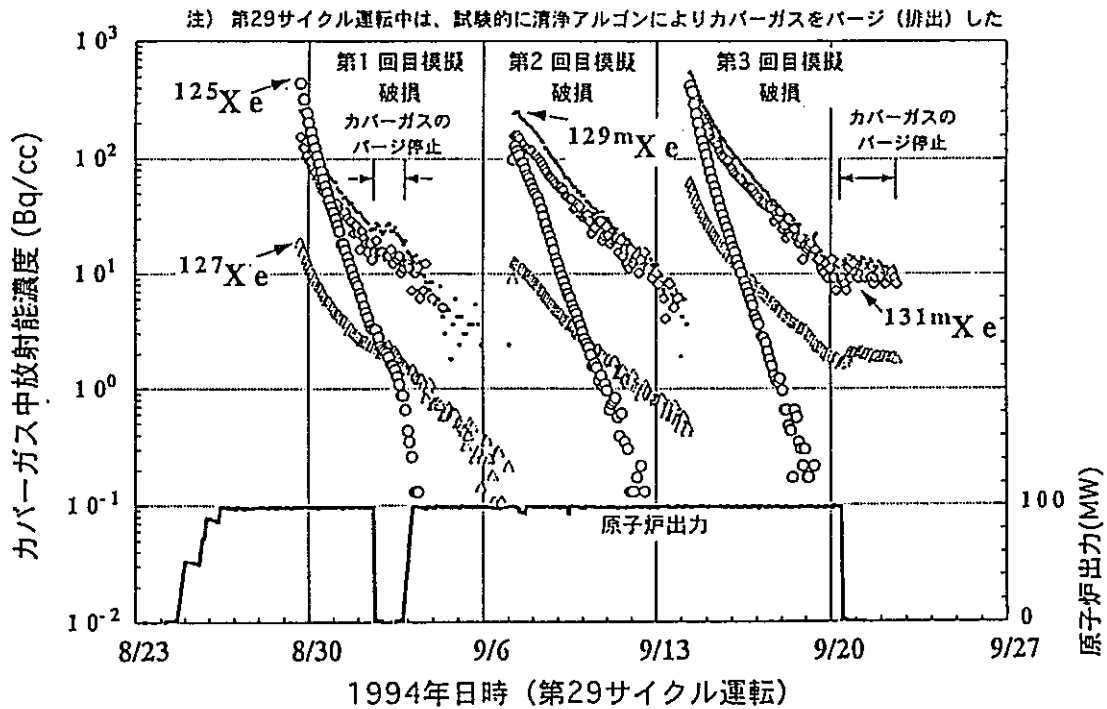


図3 「常陽」における放射化タグガスの放出と検出結果

-6-

東大弥生炉での校正照射実験によるタグガス燃焼計算の検証

照射条件	生成核種	放射化量のC/E
「弥生」中心実験孔 (グローリー孔)で照射 全中性子フルエンス： $0.63 \sim 1.27 \times 10^{16} \text{n/cm}^2$	^{125}Xe	2.18～2.79
	^{127}Xe	1.80～2.67
	^{133}Xe	1.02～1.16
	^{135}Xe	1.29～1.31
	^{79}Kr	0.83～0.95

得られた成果

- ・放射化タグガスによる破損燃料同定法の見通しを得た。
- ・現状のタグガス放射化断面積の問題点を把握した。

-7-

カバーガス中の希ガスFPの回収に関する研究

1. カバーガス浄化設備 (CGCS: Cover Gas Cleanup System) の開発

<開発の目的>

- ・燃料破損時のFPの拡散抑制および廃ガス処理系の負荷軽減
- ・燃料破損時のプラント運転員の被ばく低減

<設備の概要>

- ・回収方式：活性炭深冷吸着法による炉内カバーガス直接循環方式
- ・回収能力：燃料ピン12本破損分の希ガスFP量 (約 $2 \times 10^{14} \text{Bq}$: 約6万Ci)

2. CGCS性能確認試験

<試験の目的・内容>

- ・FP回収効率の確認と運転方法の確立
- (1) 燃料破損模擬試験における実FPガスによる基本特性の把握
 - (2) 模擬ガスによる回収効率向上のための実験

-8-

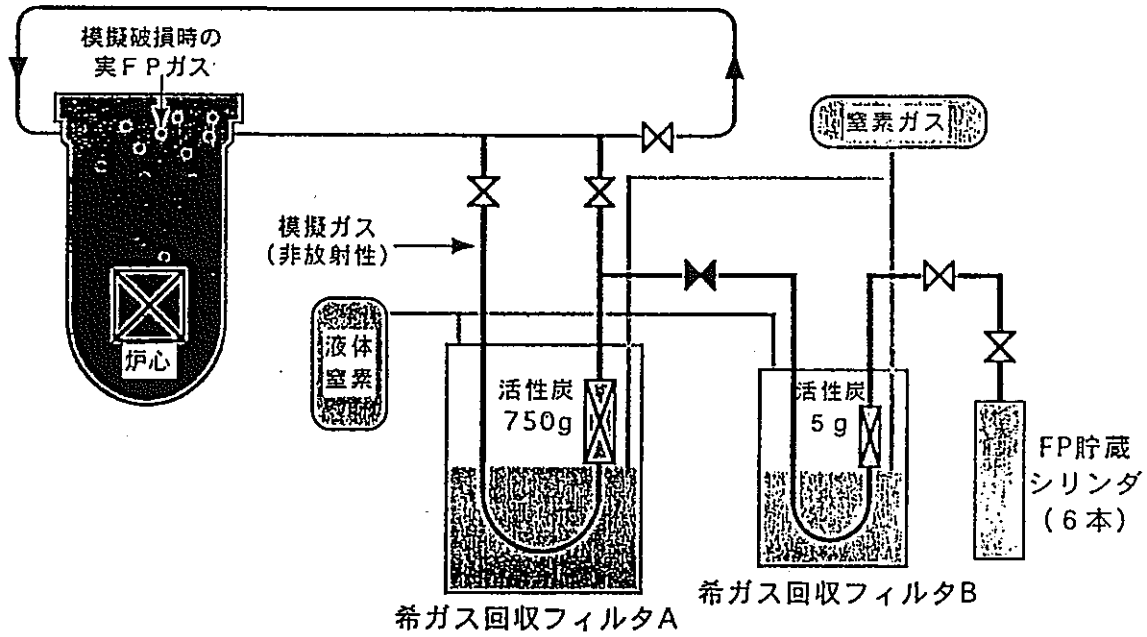


図4 「常陽」カバーガス浄化設備 (CGCS) の概念図

-9-

CGCS性能確認試験結果

<実FPガスによる試験>(試験条件：3時間40分運転、カバーガス循環回数約3回)

項目	希ガスFP核種		
	^{133m}Xe	^{133}Xe	^{135}Xe
浄化前の希ガスFP放射能① [Bq]	1.3×10^9	3.8×10^{10}	1.7×10^{10}
浄化後の希ガスFP放射能② [Bq]	2.0×10^8	4.5×10^9	2.3×10^9
浄化効率 (%) (①-②)/①	85%	88%	87%
	カバーガス放射能に対して 88%		

<模擬ガスによる試験>

回収効率 (ワンスルー) Kr : 85~87%

→ 燃料破損時のカバーガス浄化効率 : 約89~95% (6時間運転)

得られた成果

- ・ 燃料破損時のカバーガス放射能を約10%以下に低減可能
- 廃ガス処理系の負荷軽減、破損燃料取扱い時の被ばく低減

-10-

平成3～7年度の成果のまとめ

- イ. 「常陽」を用いた燃料カラム部破損模擬試験の実施と評価
 - 1次冷却系内のFP移行挙動の把握、燃料破損検出設備の感度・応答評価 (S/N比90以上で燃料破損検知可能)
- ロ. 破損燃料同定法の高度化
 - (1) 放射化タグガスによる破損燃料同定法の見通しを得た。
 - (2) 検出核種を増加した高度化 SHIPPING 法 FFDL 装置の成立性の見通しを得た。
- ハ. FP除去回収技術の整備
 - 燃料破損時のカバーガス放射能の低減技術を確立

↓ (成果の反映先)

原子炉の安定運転の確立、稼働率向上、運転員の被ばく低減

-11-

今後の課題：

1. 燃料破損模擬実験に基づく炉内FP挙動データの拡充と燃料破損検出技術の高度化
2. 放射化タグガスやレーザーを利用した高性能破損燃料同定法の開発
3. 燃料破損時の高速炉プラントの運転法の最適化

-12-

8.2 1996年核データ研究会

(平成8年11月21日～11月22日)

① Development of a Helium Accumulation Fluence Monitor for Fast Reactor Dosimetry

(伊藤 主税)

② Integral Test on Activation Cross Section of Tag Gas Nuclides

Using a Fast Neutron Spectrum Field

(青山 卓史)

Development of HAFM for Fast Reactor Dosimetry

Chikara ITO
Oarai Engineering Center, PNC

Yukinori KANDA
Oita Professional Engineering School

Yoshiyuki TAKAO
Kyushu University

PNC TN9410 98-052

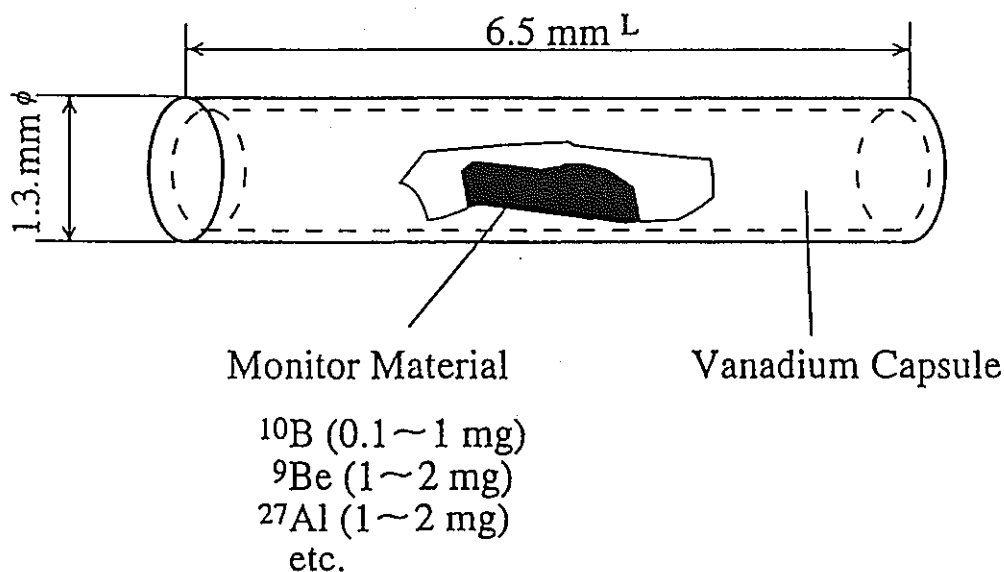
1. Objective
2. HAFM measurement system
3. Calibration by He gas
4. Calibration by He implanted samples
5. Summary and future plan

Objective of the Development of a HAFM

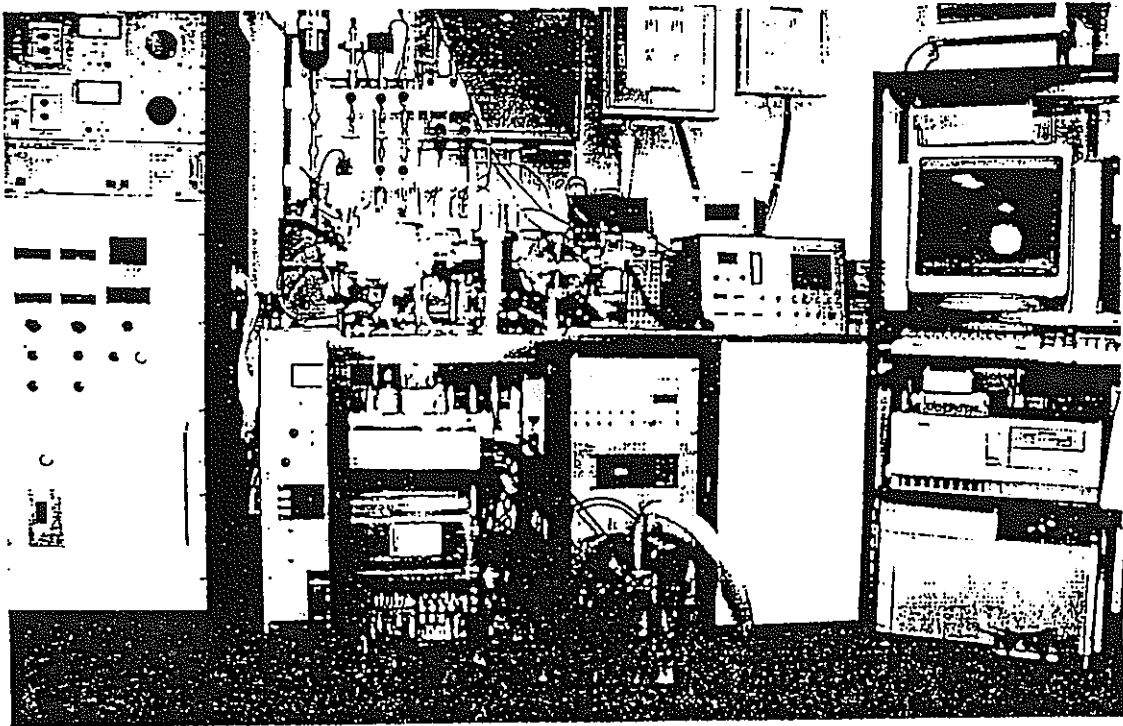
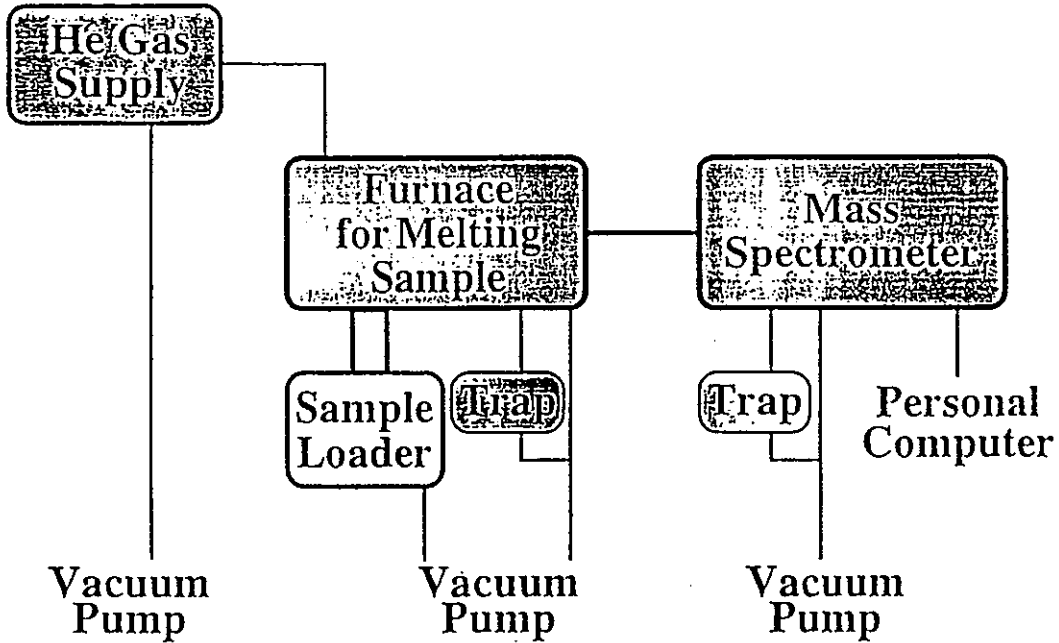
HAFM: Helium Accumulation Fluence Monitor

1. Improve the reliability of fast reactor dosimetry with the addition of a new HAFM method
2. Provide a direct measurement of He production in fast reactor materials

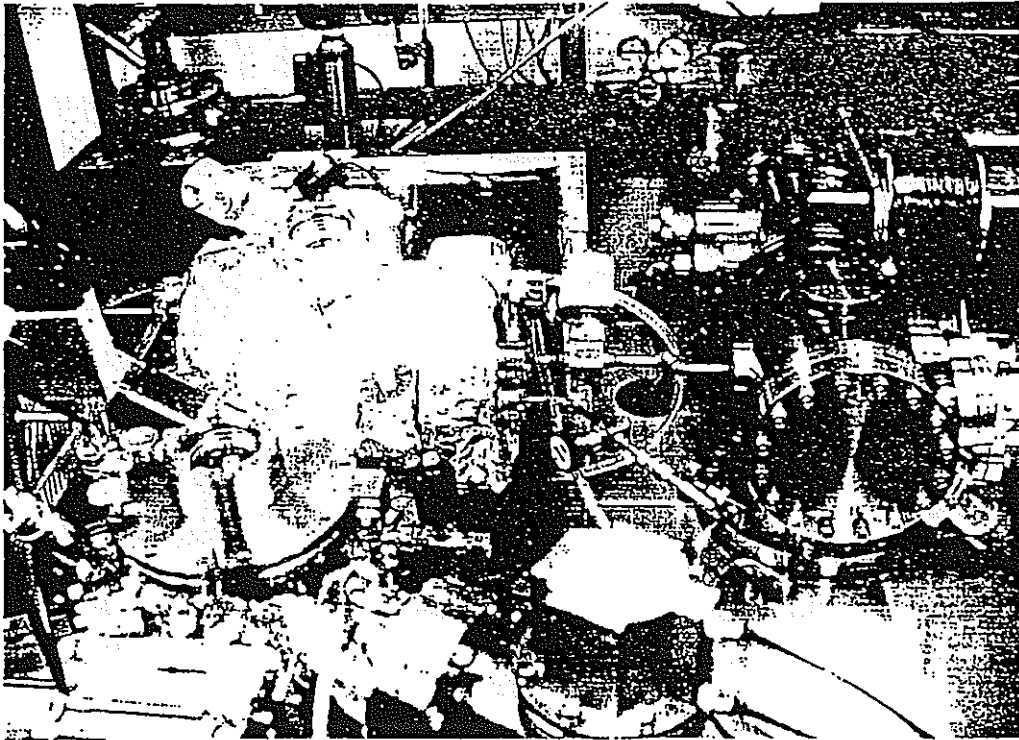
Helium Accumulation Fluence Monitor (HAFM)



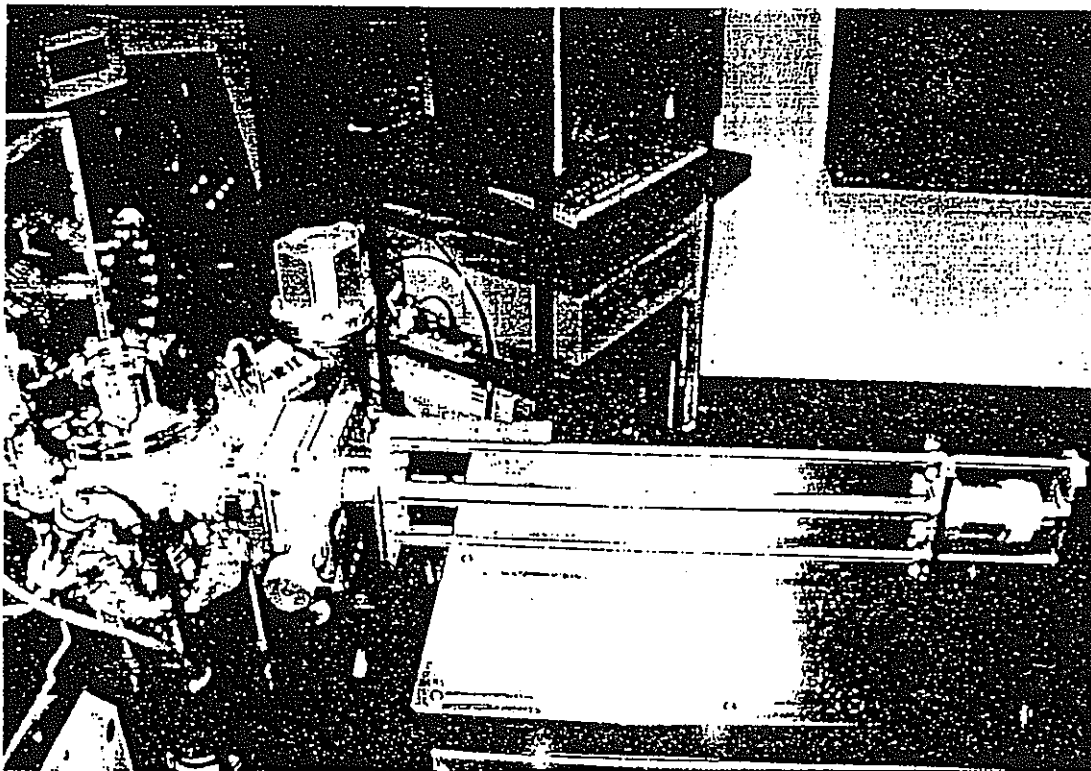
HAFM Measurement System



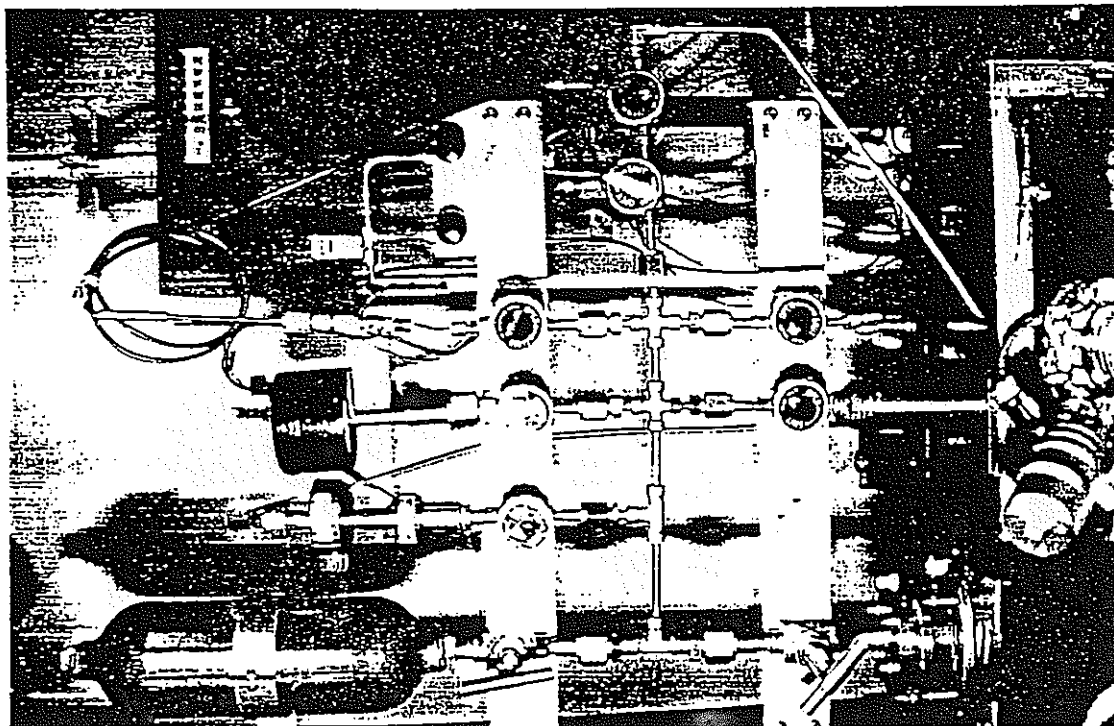
HAFM Measurement System



HAFM Measurement System



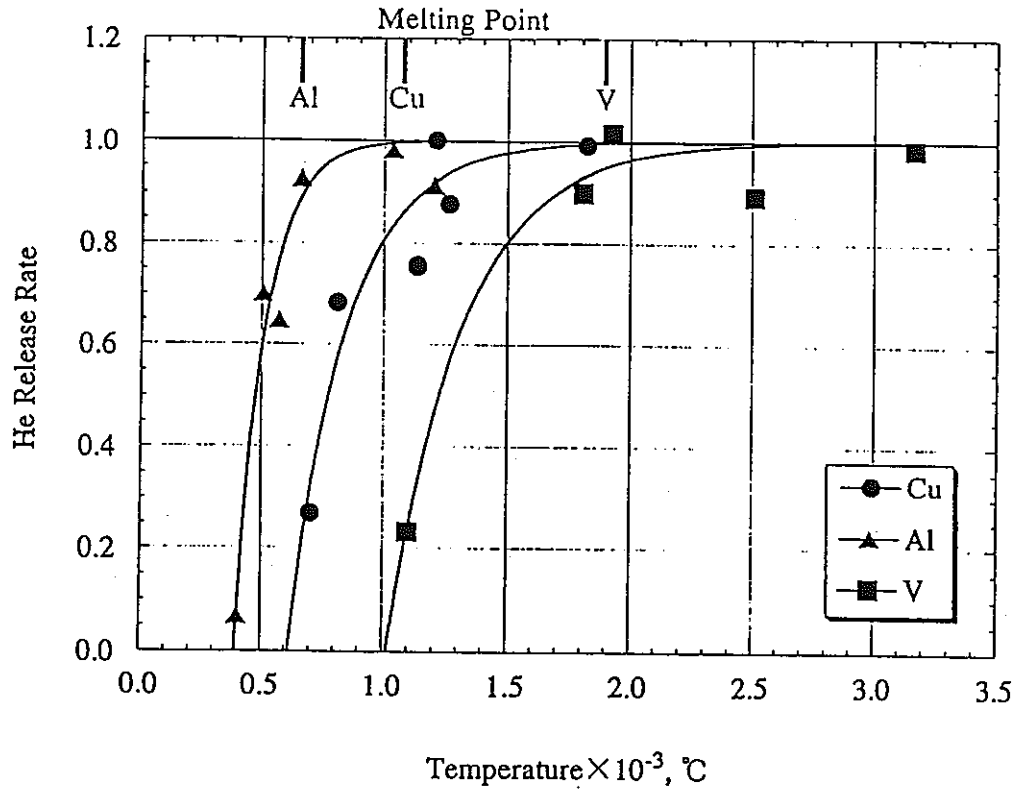
Sample Loader



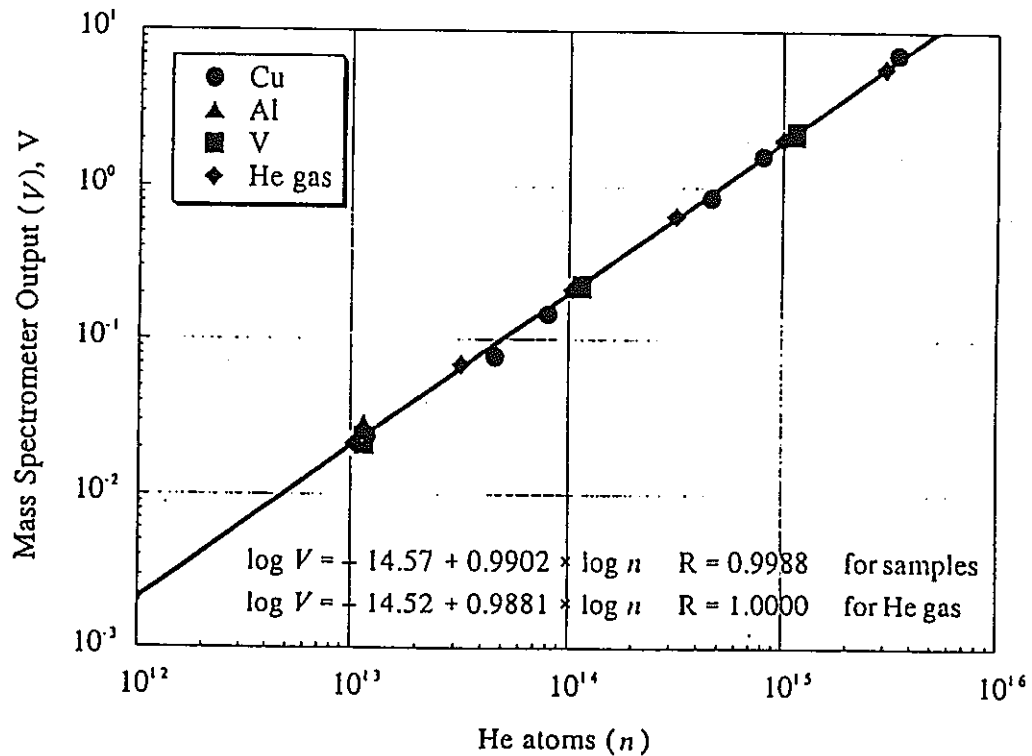
He Gas Supply

He Implanted Samples

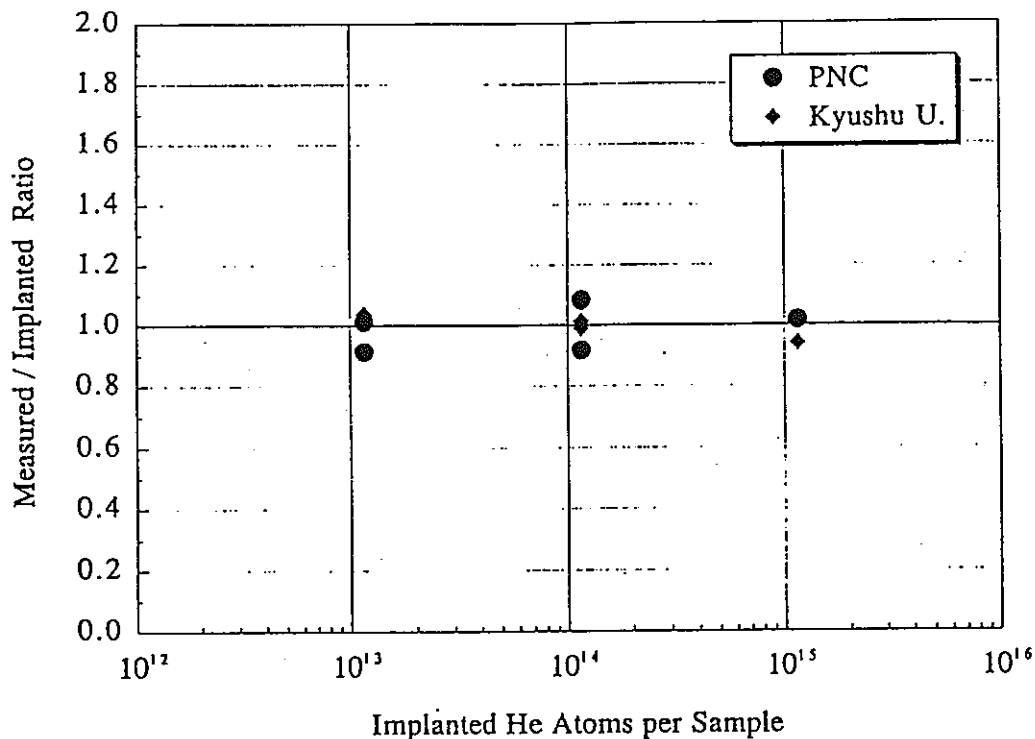
Materials	Melting Point [°C]	Dimension [mm]	He atoms in sample
Cu	1085	$2 \times 10 \times 0.5^t$	$1 \times 10^{13} \sim 3 \times 10^{15}$
Al	660		
V	1890		
316 SS	~ 1390		



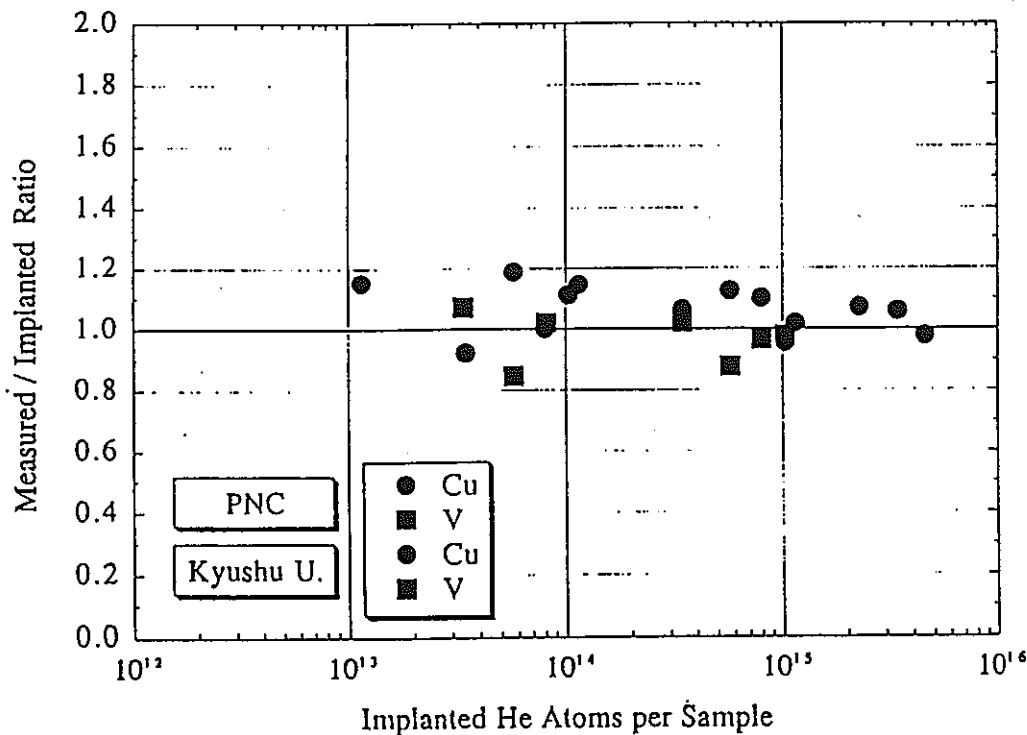
He Release Rate with Temperature



Relation between He Atoms and Mass Spectrometer Output



Measurement of 316SS Samples with Implanted He Atoms



Effect of Storage on He Content of Samples
(Measurement of Samples after 4 Years)

Result of HAFM Irradiation Test in "JOYO"

Irradiated Location: Boundary between Fuel and Reflector

Integrated Power: 6.98 GWd (100 MW × 69.8 EFPD)

Total Neutron Fluence: 1.26×10^{22} n/cm²

HAFM Material	He Production [atoms/sample]		Calculated vs Measured
	Measured	Calculated	
Natural B 2.15mg	1.03×10^{18}	9.49×10^{17}	0.92

Calculation of He Production on the HAFM Irradiation Test in "JOYO"

Fuel Region

Total Flux [n/cm ² s]	DPA Rate [dpa/s]	He Production [atoms/sample] PNC TN9410 98-052			
		EFPD	⁹ B 2mg	¹⁰ B 0.1mg	²⁷ Al 2mg
3.60×10^{15}	1.27×10^{-6}	70	2.4×10^{16}	2.3×10^{17}	1.1×10^{14}
		350	1.2×10^{17}	1.1×10^{18}	5.4×10^{14}

Reflector Region

Total Flux [n/cm ² s]	DPA Rate [dpa/s]	He Production [atoms/sample]			
		EFPD	⁹ B 2mg	¹⁰ B 0.1mg	316 SS 10mg
8.31×10^{14}	1.34×10^{-7}	70	5.5×10^{14}	5.1×10^{17}	7.3×10^{13}
		350	1.2×10^{17}	1.1×10^{18}	3.7×10^{14}

HAFM Irradiation Test in the Fast Neutron Field of "YAYOI"

Irradiation Field	HAFM Material	Total Fluence [n/cm ²]		He Production per Sample
		Present	Final Goal	
Reactor Core Center (Glory Hole)	¹⁰ B 1mg	2.3×10^{17}	2.9×10^{17}	1.1×10^{13}
Blanket Grazing Hole (BKL12 ϕ Hole)	¹⁰ B 40mg	$\sim 10^{16}$	Completed	1.4×10^{14}
	⁹ Be 100mg	$\sim 10^{16}$	$\sim 10^{16} \sim 10^{17}$	$\sim 10^{13}$
Leakage Neutron Field from Reactor Core (Fast Column)	¹⁰ B 1mg	3.0×10^{15}	3.9×10^{15}	5.7×10^{12}
	Natural B 10mg	3.0×10^{15}	3.9×10^{15}	1.2×10^{13}
	⁶ LiF 20mg	3.0×10^{15}	3.9×10^{15}	1.5×10^{13}

Summary and Future Plan

- The HAFM method has been demonstrated for fast reactor dosimetry.
- The HAFM measurement system was calibrated and the accuracy of the measured He in the HAFM system was determined to be $\sim 5\%$.
- HAFMs are presently under irradiated in the fast neutron field of "YAYOI".

The HAFM method will be qualified and applied to the dosimetry and measurement of He production in fast reactor materials.

**INTEGRAL TEST ON ACTIVATION CROSS
SECTION OF TAG GAS NUCLIDES USING
FAST NEUTRON SPECTRUM FIELDS**

Takafumi AOYAMA and Soju SUZUKI

**Experimental Reactor Division, Oarai Engineering Center
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation**

1

ABSTRACT

Unique ratio of stable xenon and krypton gases (tag gas) are used in fast reactor fuel pins and in the event of fuel pin failure it is released into the reactor cover gas. The released tag gas is then collected and analyzed for their isotopic ratios by means of mass spectrometry to identify the failed subassembly. The tag gas nuclides are also activated through (n, γ) reaction during the irradiation and the activation products can be determined by measuring the gamma-ray spectrum of the cover gas.

2

The gamma-ray spectrometry has higher sensitivity than the mass spectrometry of tag gas diluted in the reactor cover gas, maybe less than ppm. Therefore, measuring the activated tag gas nuclides is expected to be an alternate method of the failed fuel detection and location (FFDL) of sodium cooled FBRs. This method will enhance the reliability of the FFDL.

To apply this technique, it is important to evaluate the accuracy of the tag gas activation (n, γ) cross section. Several tag gas calibration samples were irradiated at the standard neutron fields of YAYOI and the results were compared with the in-core tag gas release tests in JOYO.

3

Comparing the measured radioactivities to calculated values, which used the neutron fluence of YAYOI and the activation cross section processed from JENDL-3.2 cross section library, the C/E values for ^{79}Kr , ^{125}Xe , ^{127}Xe , ^{133}Xe and ^{135}Xe ranged from 0.8 to 2.8. The discrepancy appears due to the uncertainty in their cross sections.

As a result, the present uncertainty of the tag gas activation cross sections were confirmed. This implies that further investigation of the cross section accuracy must be performed.

4

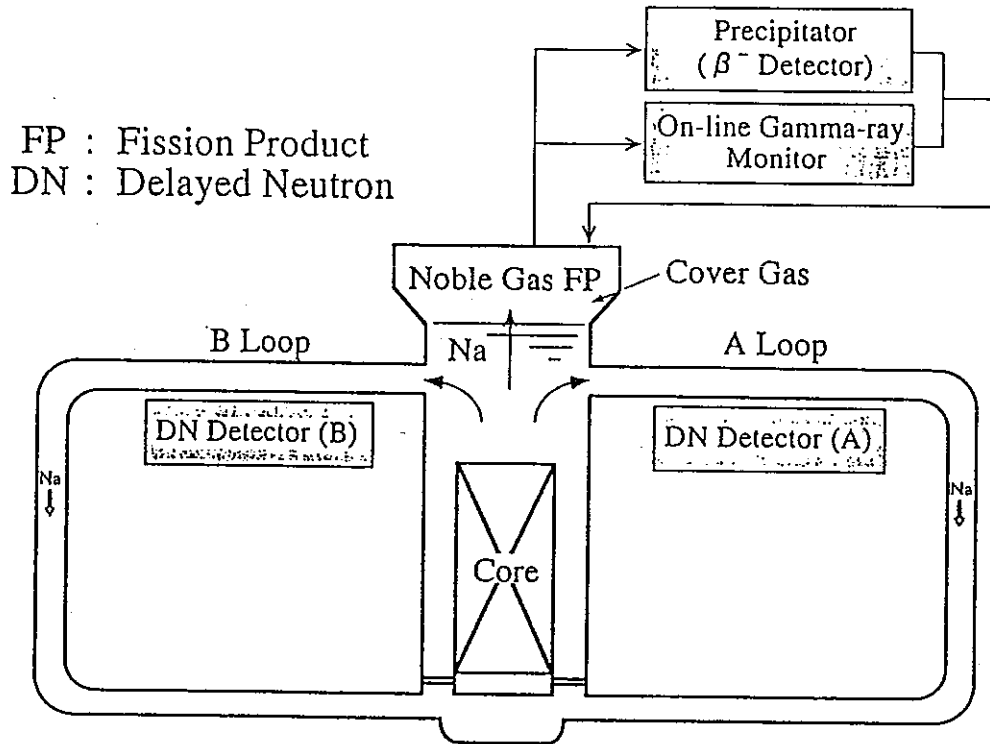
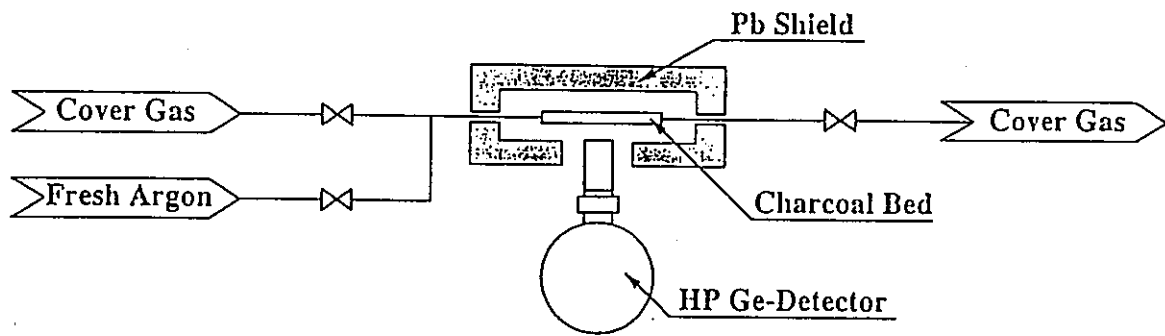


Fig. 1 Schematic Diagram of Fuel Failure Detection Systems in JOYO

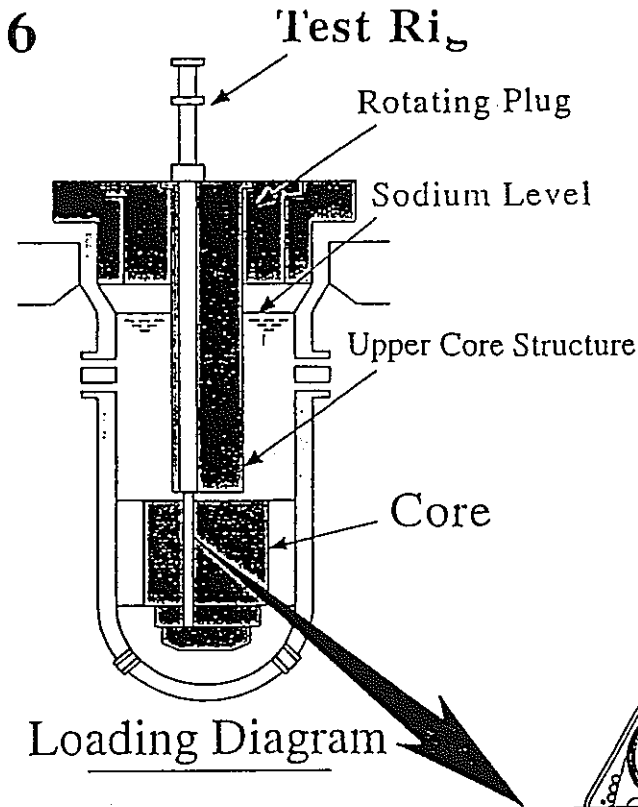
5



Schematic Diagram

- Advantages
 - Xe and Kr gases are concentrated up to 100 times and 10 times, respectively.
 - A small amount of fresh argon purges out selectively ^{41}Ar and ^{23}Ne .
- Measured Nuclides : ^{133}Xe , ^{135}Xe , $^{135\text{m}}\text{Xe}$, ^{137}Xe , ^{138}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr
- Detectable Lower Limit : 0.01~0.1 Bq/cc

Fig. 2 Online Gamma-Ray Monitor



Tag Gas Specifications Used in JOYO

Tag Gas Volume (cc)		
Xe	Kr	He
0.77	3.1	52~62
Xe Isotope Ratio		Kr Isotope Ratio
124/129 = 0.038	78/84 = 0.022	
126/129 = 0.053	80/84 = 0.110	
128/129 = 0.183	82/84 = 0.260	
130/129 = 0.139	83/84 = 0.213	
131/129 = 0.720	86/84 = 0.298	
132/129 = 0.911		
134/129 = 0.353		
Total Neutron Fluence = $0.77 \sim 3.3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$		
Tag gas was released to the reactor cover gas volume of 6.5 m^3 ($6.5 \times 10^6 \text{ cc}$)		

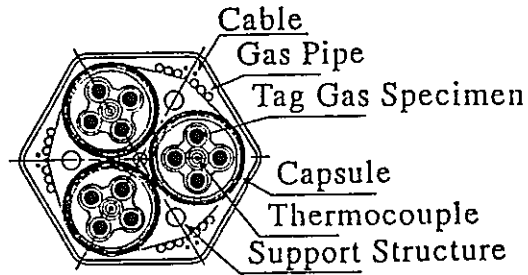


Fig. 3 In-Core Tag Gas Release Test in JOYO

7

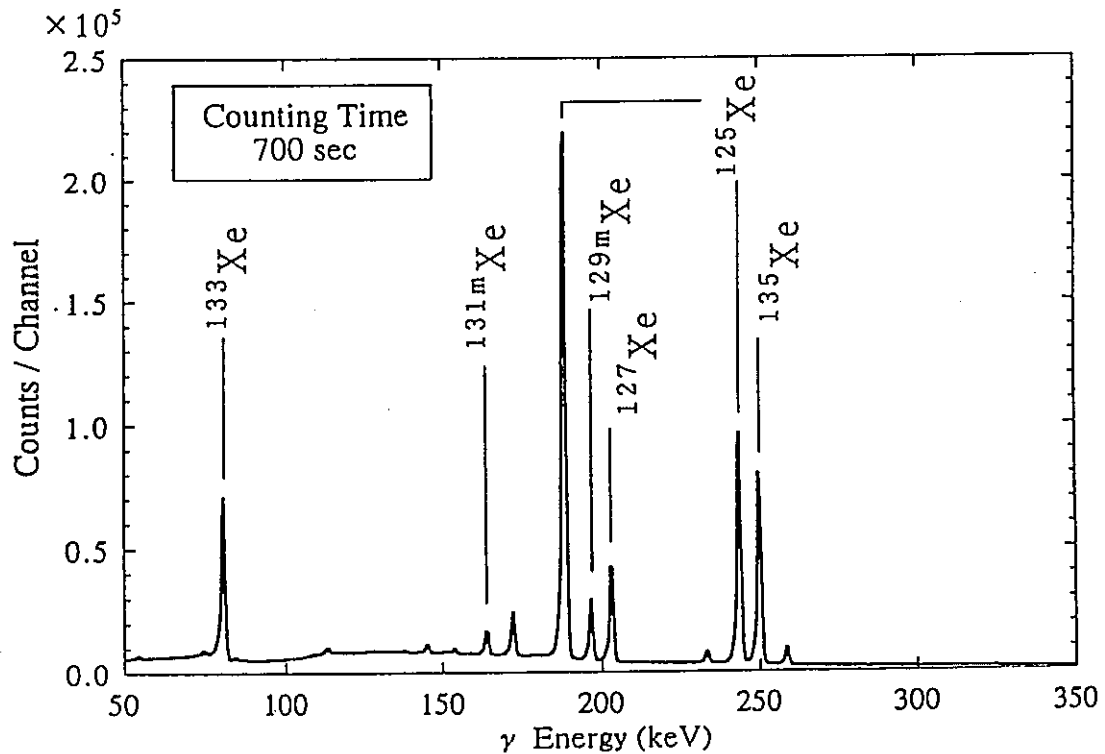


Fig. 4 Gamma-Ray Spectrum of the JOYO Cover Gas

8

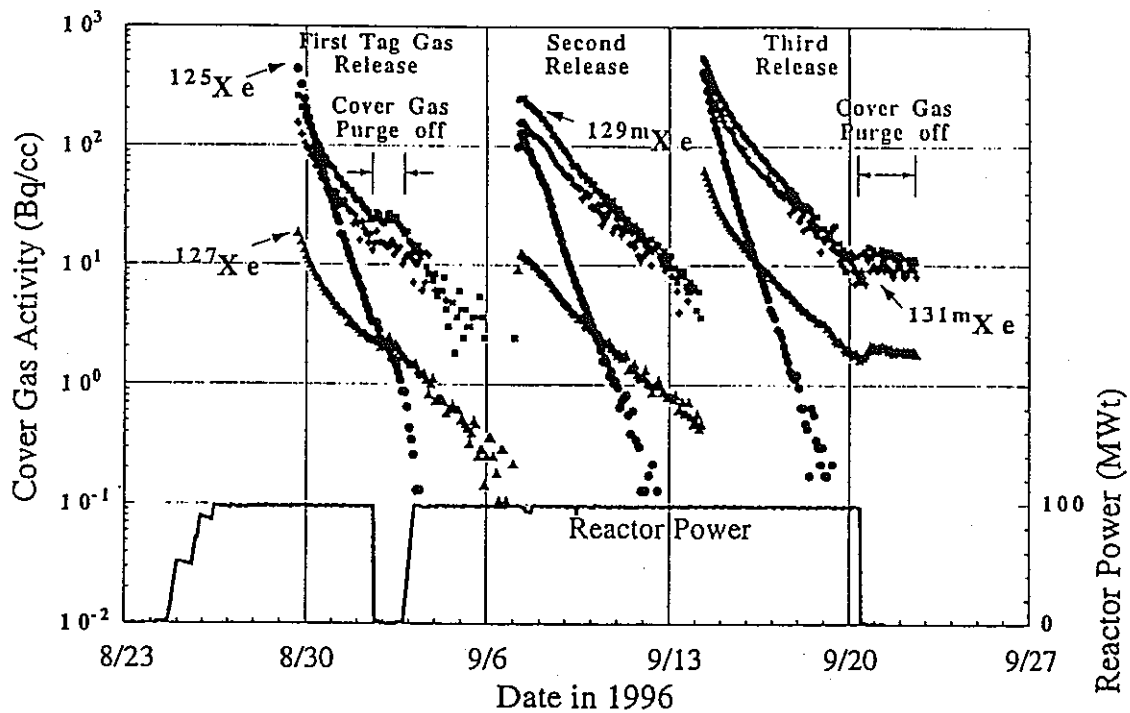


Fig. 5 Measured Tag Gas Activation Products in JOYO

9

Table 1 Tag Gas Specifications Used in YAYOI

Tag ID	No. 1		No. 2		No. 3	
	Xe	Kr	Xe	Kr	Xe	Kr
Tag Gas Volume (cc)	1.25	1.25	1.62	1.06	1.56	1.11
Xe Isotope Ratio						
124 / 129	0.079		0.059		0.074	
126 / 129	0.048		0.083		0.104	
128 / 129	0.185		0.249		0.296	
130 / 129	0.057		0.132		0.125	
131 / 129	0.060		0.682		0.646	
132 / 129	0.025		0.862		0.816	
134 / 129	0.006		0.329		0.312	
136 / 129	0.001		0.266		0.253	
Kr Isotope Ratio						
78 / 80	0.261		0.494		0.495	
82 / 80	1.35		7.56		7.55	
83 / 80	0.217		3.54		3.60	
84 / 80	0.066		16.2		16.0	
86 / 80	0.003		4.90		4.84	

Irradiated at Glory Hole. Total Neutron Fluence = $0.63 \sim 1.27 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$

10

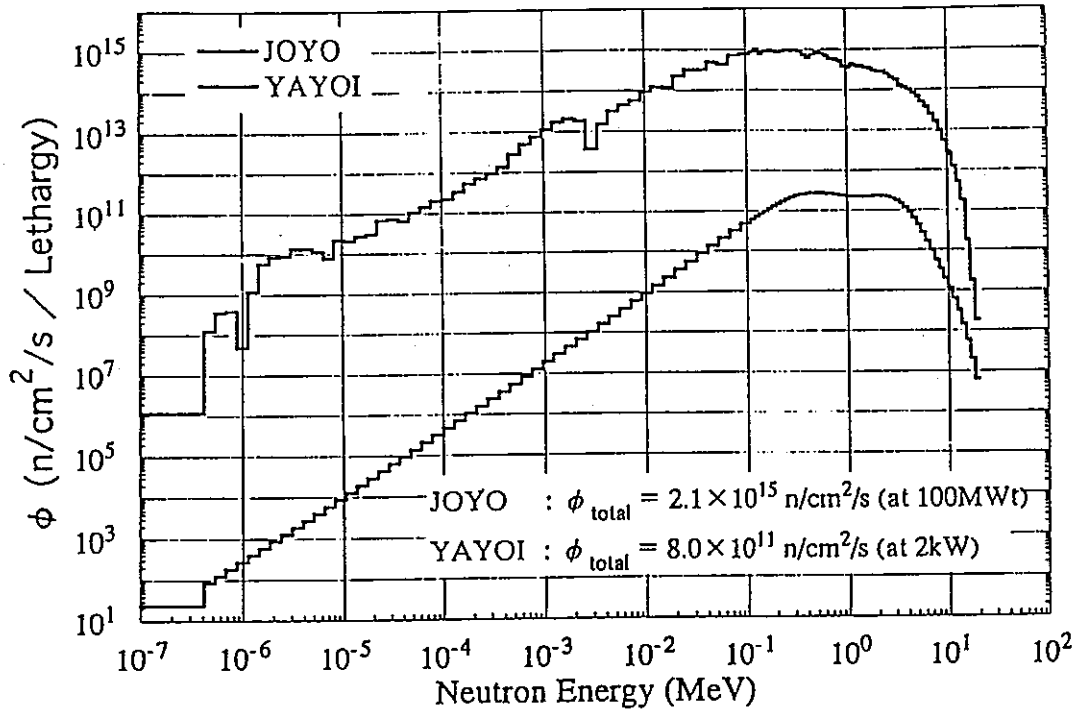
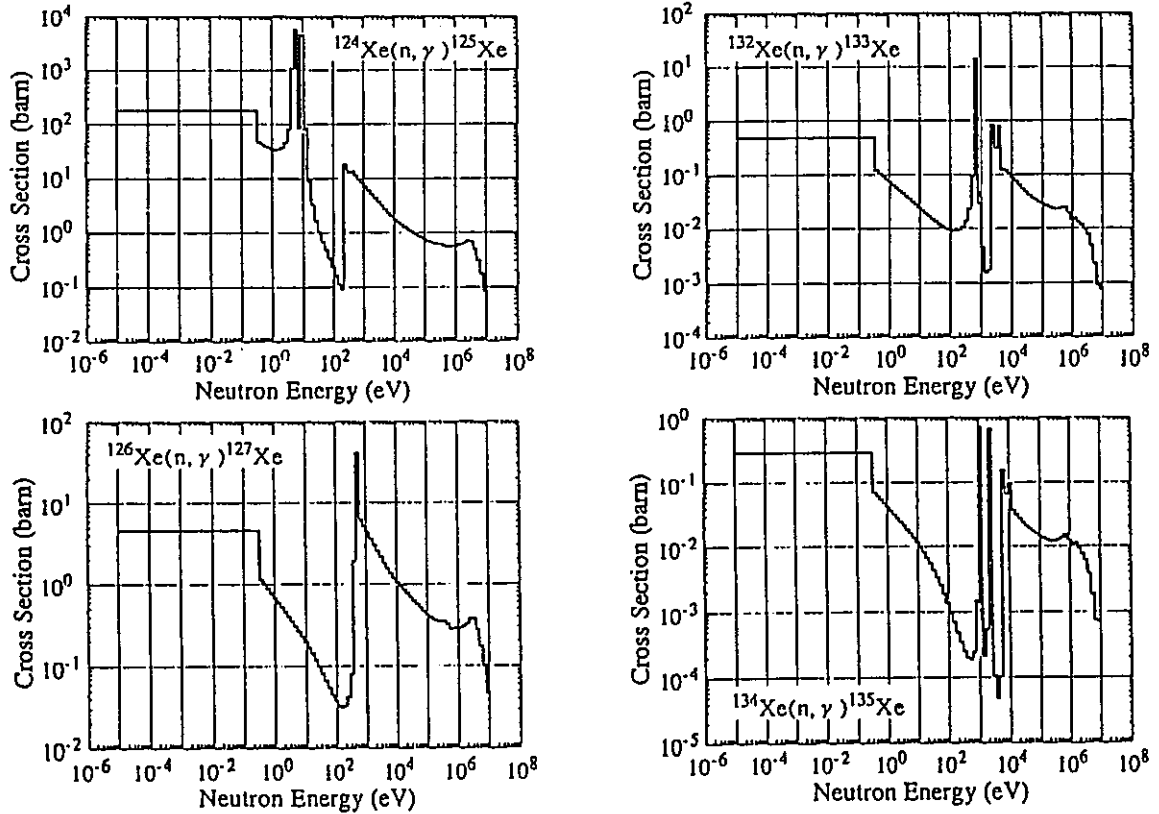


Fig. 6 Neutron Spectrum of JOYO and YAYOI

11



11

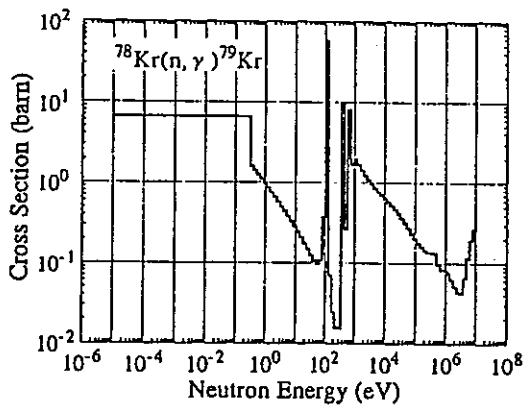


Fig. 7 70 Group Tag Gas Activation Cross Section (JENDL-3.2)

Table 3 Spectrum Averaged Tag Gas Activation Cross Section

Reaction Type	Averaged Cross Section (barn)	
	YAYOI	JOYO
$^{124}\text{Xe} (n, \gamma) ^{125}\text{Xe}$	5.94×10^{-1}	1.12
$^{126}\text{Xe} (n, \gamma) ^{127}\text{Xe}$	3.25×10^{-1}	6.87×10^{-1}
$^{132}\text{Xe} (n, \gamma) ^{133}\text{Xe}$	1.84×10^{-2}	8.98×10^{-2}
$^{134}\text{Xe} (n, \gamma) ^{135}\text{Xe}$	1.16×10^{-2}	2.47×10^{-2}

12

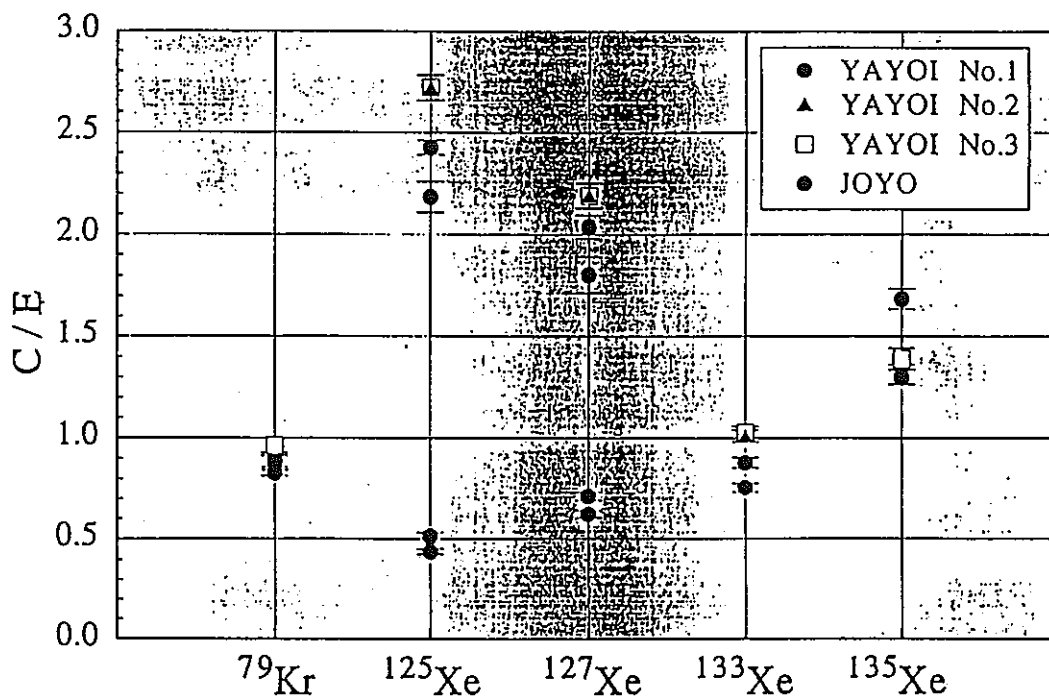


Fig. 8 Calculated (C) to Measured (E) Values of Tag Gas Radioactivities

13

Table 2 Comparison of Tag Gas Isotope Ratio

Method	YAYOI			JOYO		
		No.2	No.3		1st	3rd
Before Irradiation [①] (Mass Spectrometry)						
Xe-124 / Xe-132		0.068	0.091		0.042	
Xe-126 / Xe-132		0.096	0.13		0.058	
Xe-134 / Xe-132		0.38	0.38		0.39	
After Irradiation [②] (γ -ray Spectrometry)	①/②			①/②		
Xe-124 / Xe-132	2.7	0.025	0.034	0.58	0.072 (0.19)	0.072 (0.19)
Xe-126 / Xe-132	2.1	0.044	0.060	0.82	0.071 (0.15)	0.072 (0.15)
Xe-134 / Xe-132	1.3	0.29	0.28	1.8	0.23 (0.30)	0.20 (0.27)

() Shows the Corrected Values (\times ①/②) by the YAYOI Results

高速実験炉「常陽」のPu燃焼特性

動燃・大洗
吉田 昌宏

目 的

高速実験炉「常陽」の20年にわたるプルトニウム利用実績から小型高速炉である「常陽」MK-II炉心のプルトニウム燃焼特性を評価するとともに、将来構築可能な炉心・燃料仕様の範囲でのプルトニウム燃焼特性を評価する。

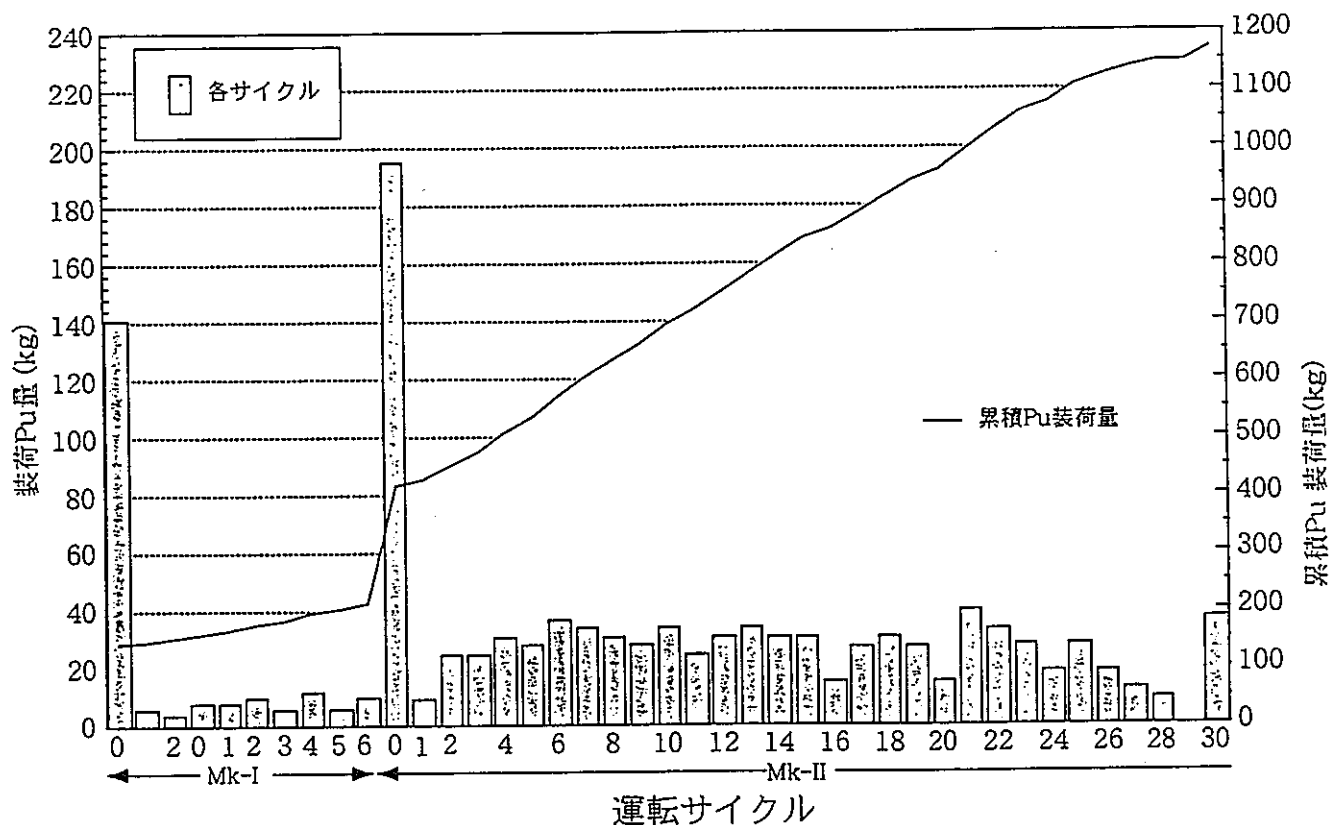
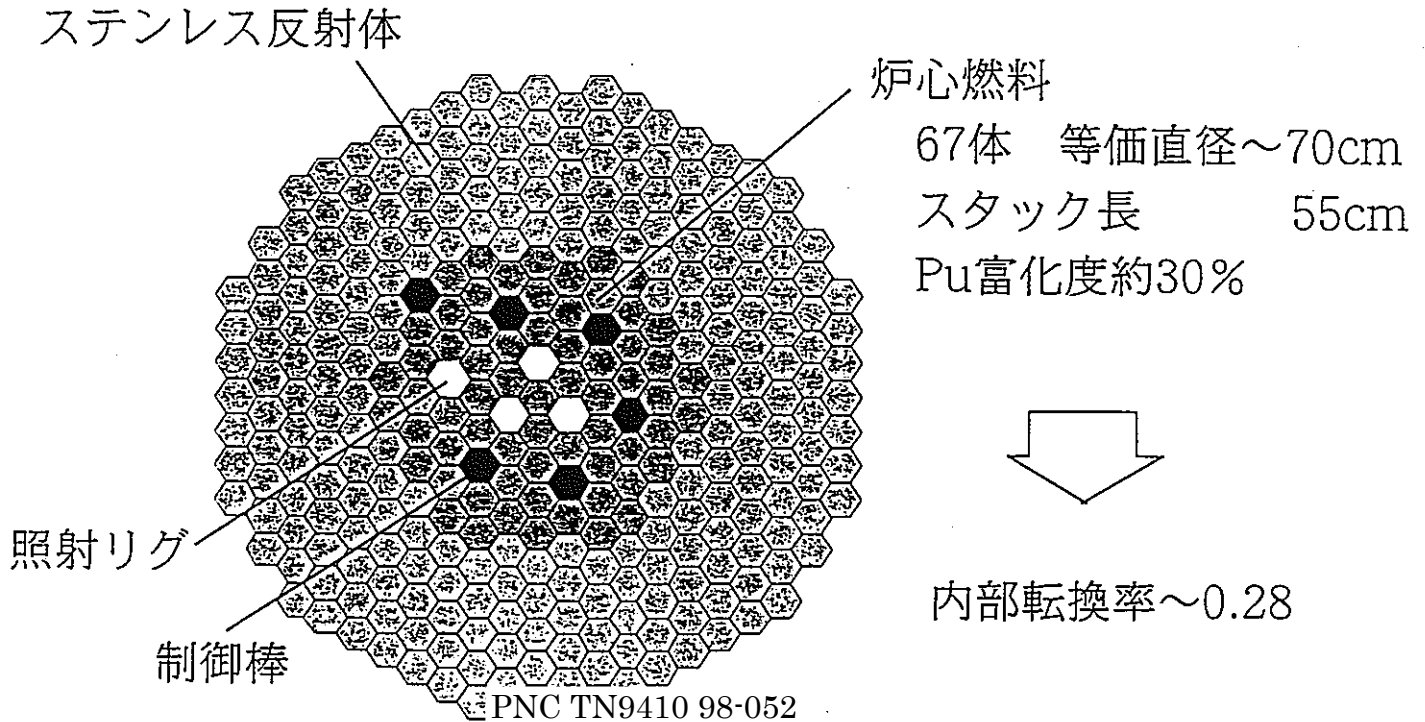


図 「常陽」 Pu装荷量

高速実験炉「常陽」の炉心・燃料仕様

項目	炉心・燃料	MK-I		MK-II	MK-III
		第I期	第II期		
原子炉熱出力	(MWt)	50	75	100	140
炉心高さ	(cm)	60		55	50
炉心体積	(ℓ)	294	304	231	262
最大線出力	(W/cm)	210	320	400	420
燃料ピン径	(mm)	6.3		5.5	5.5
燃料ピン本数	(本)	91		127	127
Pu富化度	(wt%)	~18		≤30	~23 (内側炉心) ~29 (外側炉心)
ウラン濃縮度	(wt%)	~23		~18	~18
全中性子束	(n/cm ² ·s)	1.9×10 ¹⁵	3.2×10 ¹⁵	4.9×10 ¹⁵	5.7×10 ¹⁵
高速中性子束	(n/cm ² ·s)	1.1×10 ¹⁵	1.9×10 ¹⁵	2.8×10 ¹⁵	4.5×10 ¹⁵
最大燃焼度	(MWd/t)	25,000	42,000	75,000	90,000
運転日数	(d)	45		70	60

「常陽」MK-II炉心・燃料の概要



「常陽」MK-II炉心燃料の核分裂性物質割合

項目	燃料	初装荷 燃料	取替燃料					
			1次	2次	3次	4次	5次	6次
U濃縮度(%)		12	12	12.5	18.7	18.5	18.2	18.6
Pu富化度(%)		29	29	29	27.7	28.3	27.8	28.9
Pu fissile率(%)		78.3	77.2	75.4	74.5	72.3	71.7	70.1
核種割合 (%)	²³⁹ Pu	21.7	21.3	19.9	18.9	18.3	17.7	17.9
	²⁴¹ Pu	1.0	1.1	1.9	1.8	2.2	2.3	2.3
	²³⁵ U	8.5	8.8	8.9	13.5	13.3	13.1	13.2

表 「常陽」MK-II炉心第30サイクル炉心内主要核種重量(相対値)

運転日数	U-235	U-238			U合計
0	1.13E-01	6.19E-01			7.35E-01
60	1.10E-01	6.17E-01			7.30E-01
比	0.970	0.996			0.993
運転日数	Np-237				
0	7.00E-05				
60	8.56E-05				
比	1.223				
運転日数	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu合計
0	1.67E-01	6.53E-02	1.51E-02	1.02E-02	2.59E-01
60	1.64E-01	6.53E-02	1.48E-02	1.02E-02	2.56E-01
比	0.981	1.000	0.981	1.000	0.987
運転日数	Am-241	Am-243	Cm-242	Cm-244	
0	5.59E-03	1.50E-04	7.99E-07	5.24E-06	
60	5.55E-03	1.98E-04	7.02E-05	7.55E-06	
比	0.994	1.323	87.8	1.441	

表 MK-II炉心とCAPRA炉心のPu燃焼率

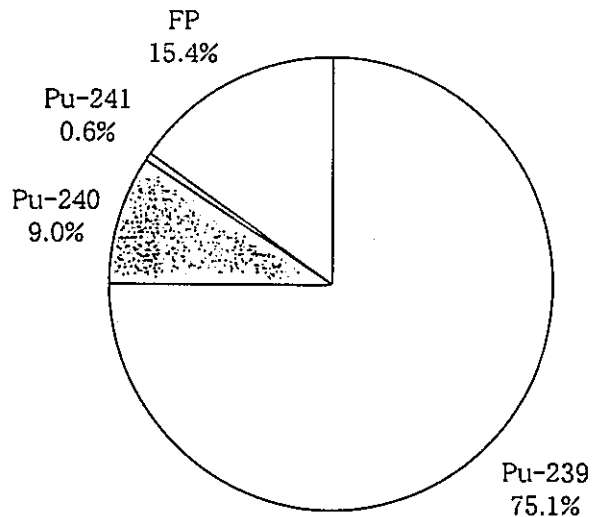
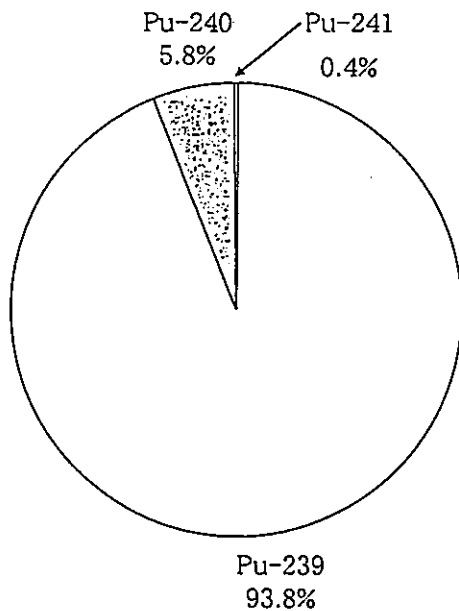
項目		CAPRA	MK-II
原子炉熱出力	(MWt)	3600	100
電気出力	(MWe)	1500	—
燃料 集 合 体	体数	内側：150	67
		外側：216	
	ピン数	366	127
	スタック長	(mm) 1000	550
	ペレット外径	(mm) 5.27	4.65
	ペレット内径	(mm) 2.16	—
	Pu富化度	(%)	内側：41 外側：43
Pu燃焼率	(kg/TWhe)	70	—
	(kg/TWht)	29	17
MA生成率	(kg/TWhe)	9	—
	(kg/TWht)	4	1

表 「常陽」MK-II炉心燃料の燃焼によるPu組成の変化

	組成 (kg)					fissile割合 (%)
	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	total	
新燃料時	2,005	762	240	108	3,115	72.1
寿命末期*	1,739	766	152	108	2,765	68.4
比	0.87	1.01	0.63	1.00	0.89	—

*) 73,500MWd/t

case	Pu富化度(%)		Pu組成 (%)		U濃縮度 (%)	keff 平衡末期	Pu装荷量 (kg)
	内側	外側	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu			
設計炉心	23.0	28.8	93.8	0.4	18.0	1.011	207
1	24.6	28.8			9.0	1.010	210
2	29.7	33.4			0.2	1.010	246



核兵器級Pu使用時のMK-III炉心Pu燃焼特性

ま と め

- ・ 「常陽」では増殖炉心から照射用炉心への変更（Pu富化度向上、径軸ブランケットをステンレス反射体へ置換）後、燃焼によりPu重量は1サイクル約1.5%減少。
- ・ ウラン濃縮度低減、高Pu富化度化により、現行の炉心特性を大きく変えない範囲でPu燃焼率を上昇可能。



「常陽」炉心支持板の変位による 反応度変化の解析評価

平成9年3月25日

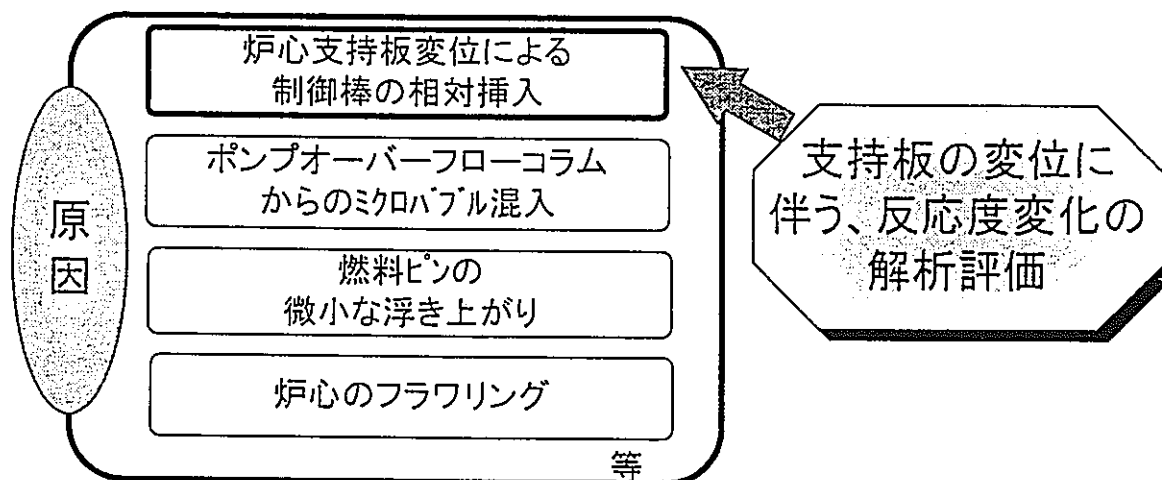
動燃 大洗

鈴木 俊宏



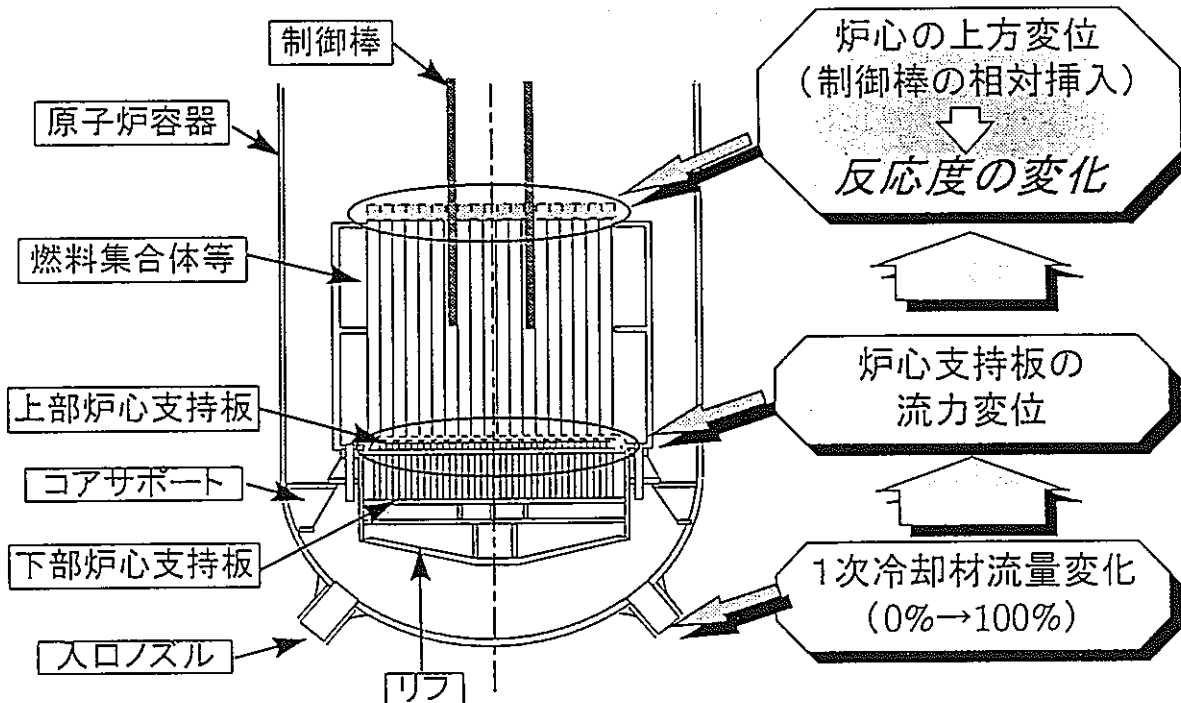
概 要

「常陽」の1次系冷却材流量変化時の
反応度変化現象





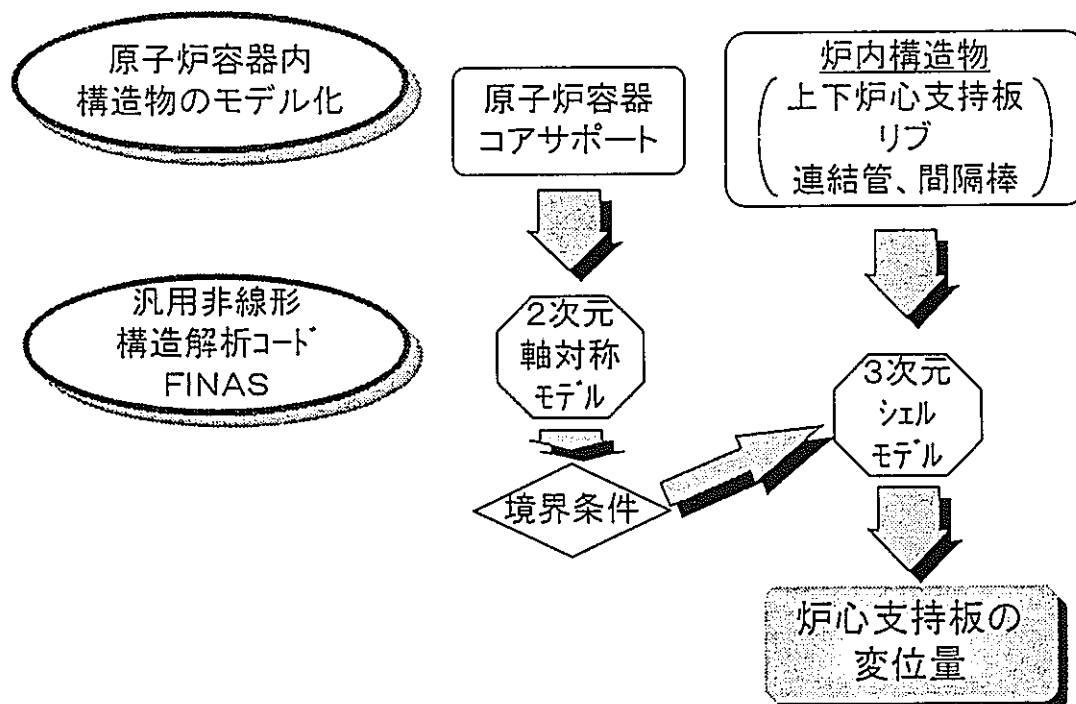
流量変化に伴う反応度変化のメカニズム



2



解析手順

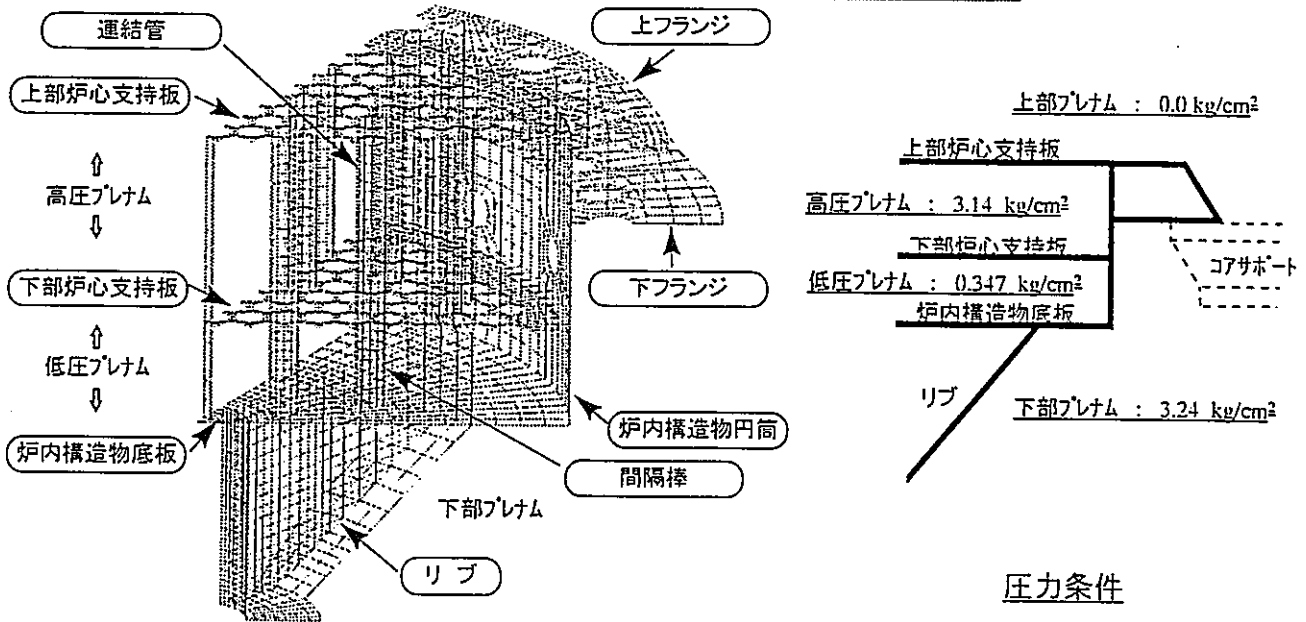


3



炉心支持板解析モデル(3次元シェルモデル)

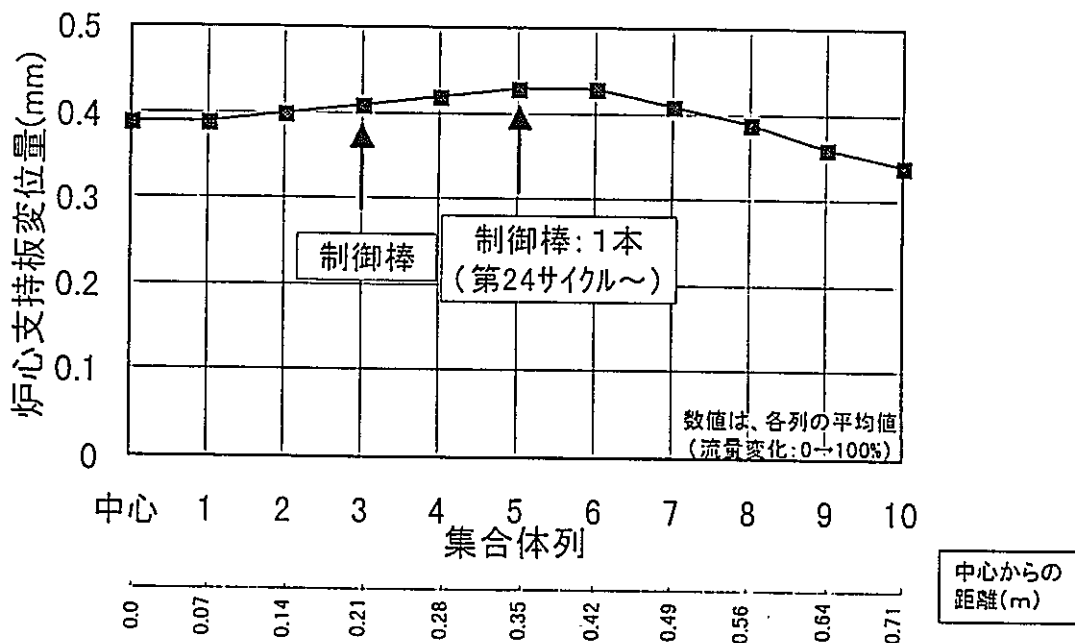
解析コード：汎用非線形構造解析コード“FINAS”



炉心支持板の3次元シェルモデル(60°セクタ)

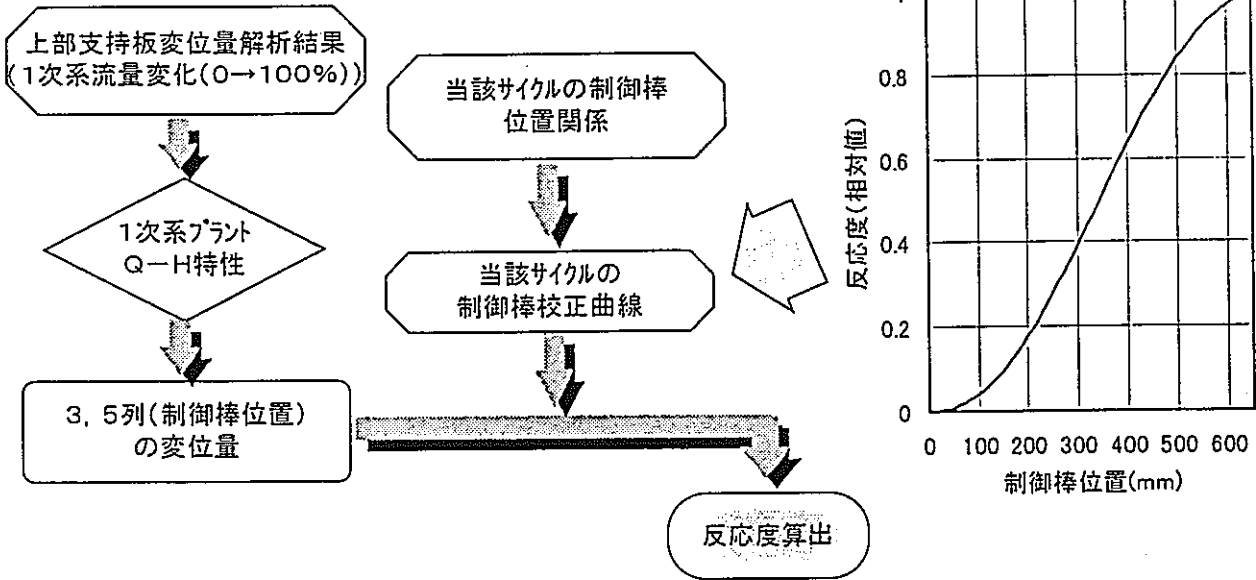


上部炉心支持板の変位分布





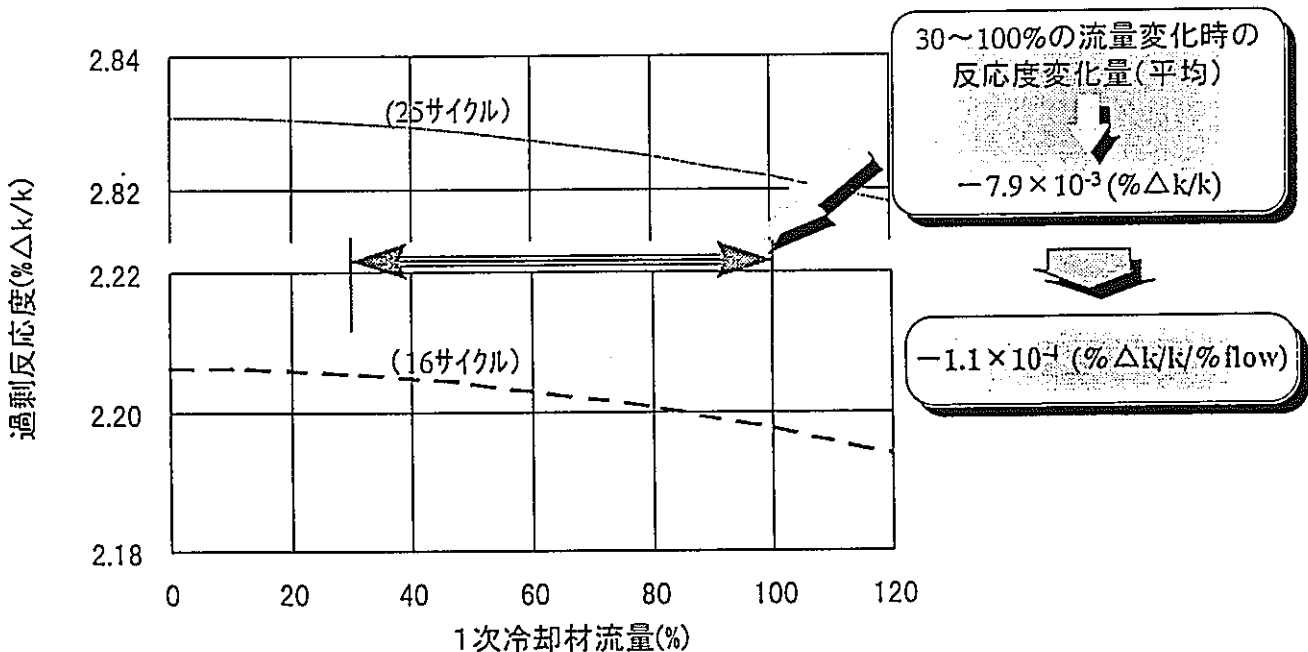
変位量の反応度への換算方法



6



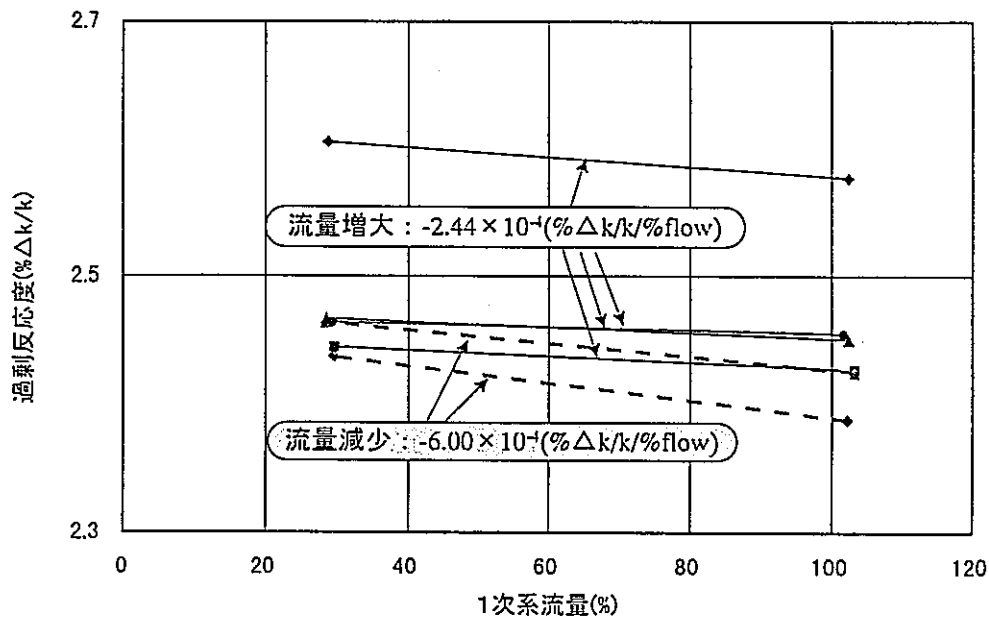
変位量解析結果による反応度変化



7



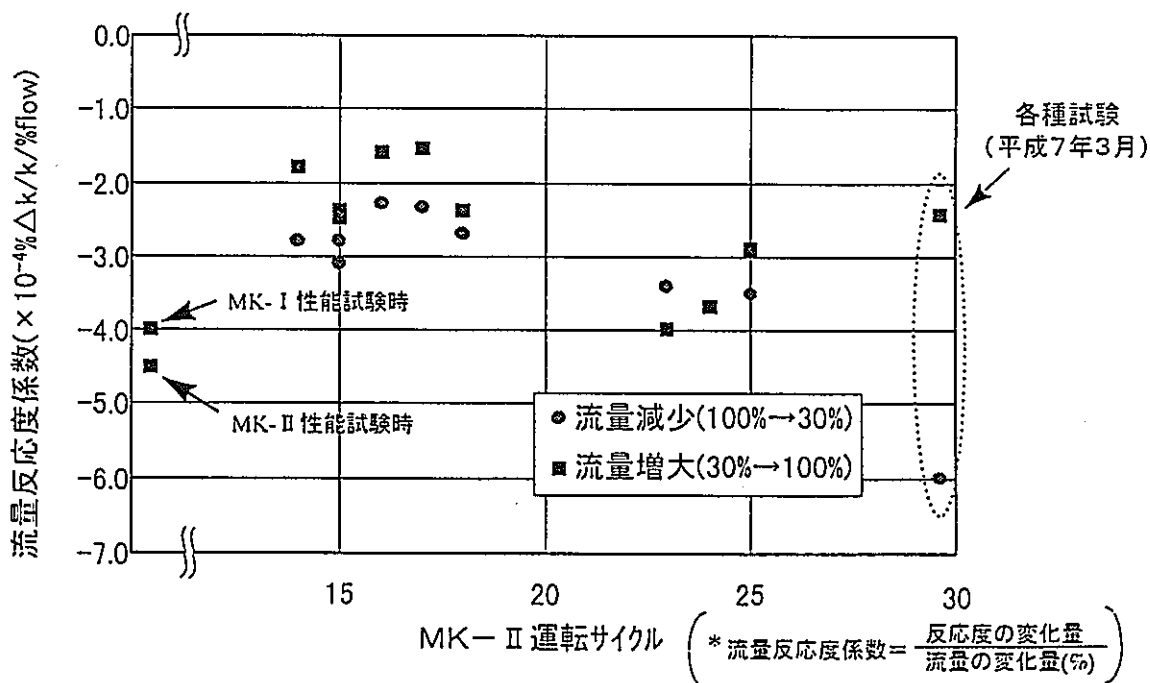
MK-II 炉心での測定結果(例) (各種試験)



8



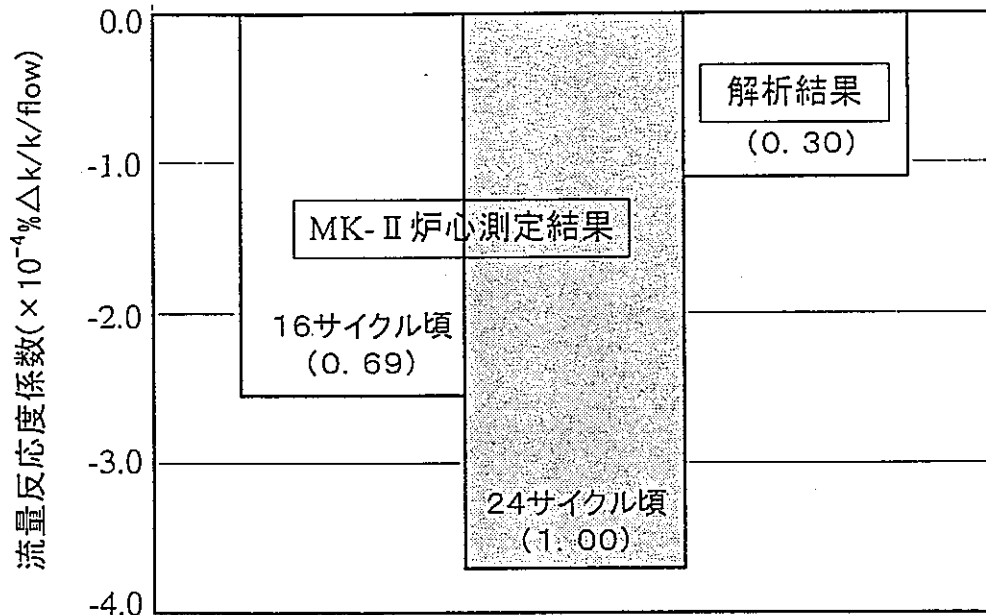
MK-II 炉心での測定結果の履歴



9



測定結果と解析結果の反応度係数の比較



10



まとめ

- 1次系流量変化による炉心支持板の変位量は、
 - ・炉心中心 : 0.38mm
 - ・3, 5列(制御棒位置) : 0.41, 0.43mm
 - ・全体的になだらかな変位分布を示す事を確認した。
- 上記変位より、1次系流量が30~100%に変化した時の流量係数は、
 $-1.1 \times 10^{-4} (\% \Delta k/k / \% \text{flow})$
 となった。
 MK-II 炉心における平均の流量係数(1次系流量変化30~100%)は、
 $-2.6 \times 10^{-4} (\% \Delta k/k / \% \text{flow})$: MK-II 炉心第16サイクル頃
 $-3.8 \times 10^{-4} (\% \Delta k/k / \% \text{flow})$: MK-II 炉心第24サイクル頃
 であることから、炉心支持板の変位が反応度変化に及ぼす影響は、
 約 30~40%程度であることを確認した。

11

炉心構成履歴を考慮した「常陽」炉心の 機械的挙動評価（２）

平成9年3月24日
動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター
鳥丸 忠彦

[前回(95年秋の大会)の報告]

「常陽」MK-II炉心

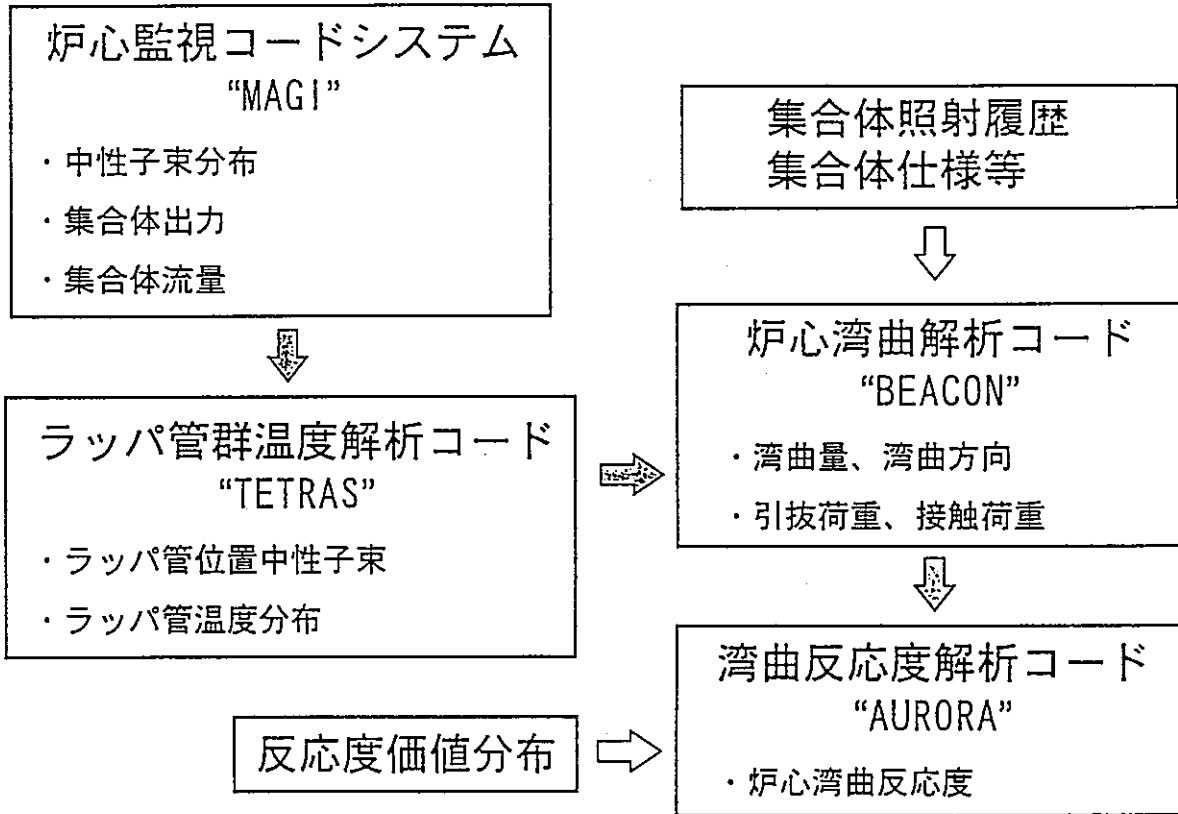
- ・ 運転実績や燃料交換実績に基づく機械的挙動解析
- ・ 引抜荷重解析値が燃料と反射体の境界領域で実測値の約3倍
過大評価 ⇒ 照射変形の影響大

[今回の報告概要]

1. 炉心湾曲解析精度の改善方策検討（原子炉停止時）
 - ・ ラッパ管のスエリング、クリープ式
設計式（保守的）⇒PIE評価式（クリープ成分半減）
 - ・ 内側反射体温度分布
核計算値 ⇒ PIE（ラッパ管硬さ測定結果）からの
推定温度勾配を採用（核熱計算値の約1/2）
2. 湾曲反応度解析コードの整備（原子炉運転時）
 - ・ コードの概要と解析例

①

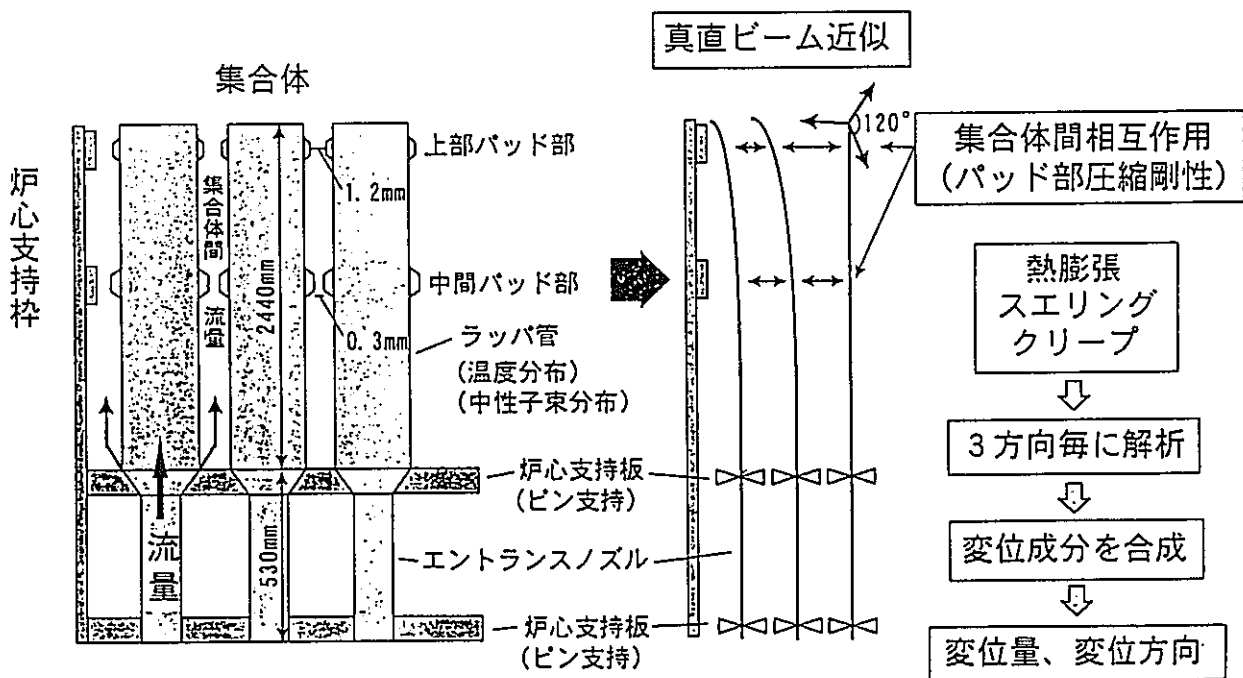
「常陽」炉心湾曲解析の流れ



②

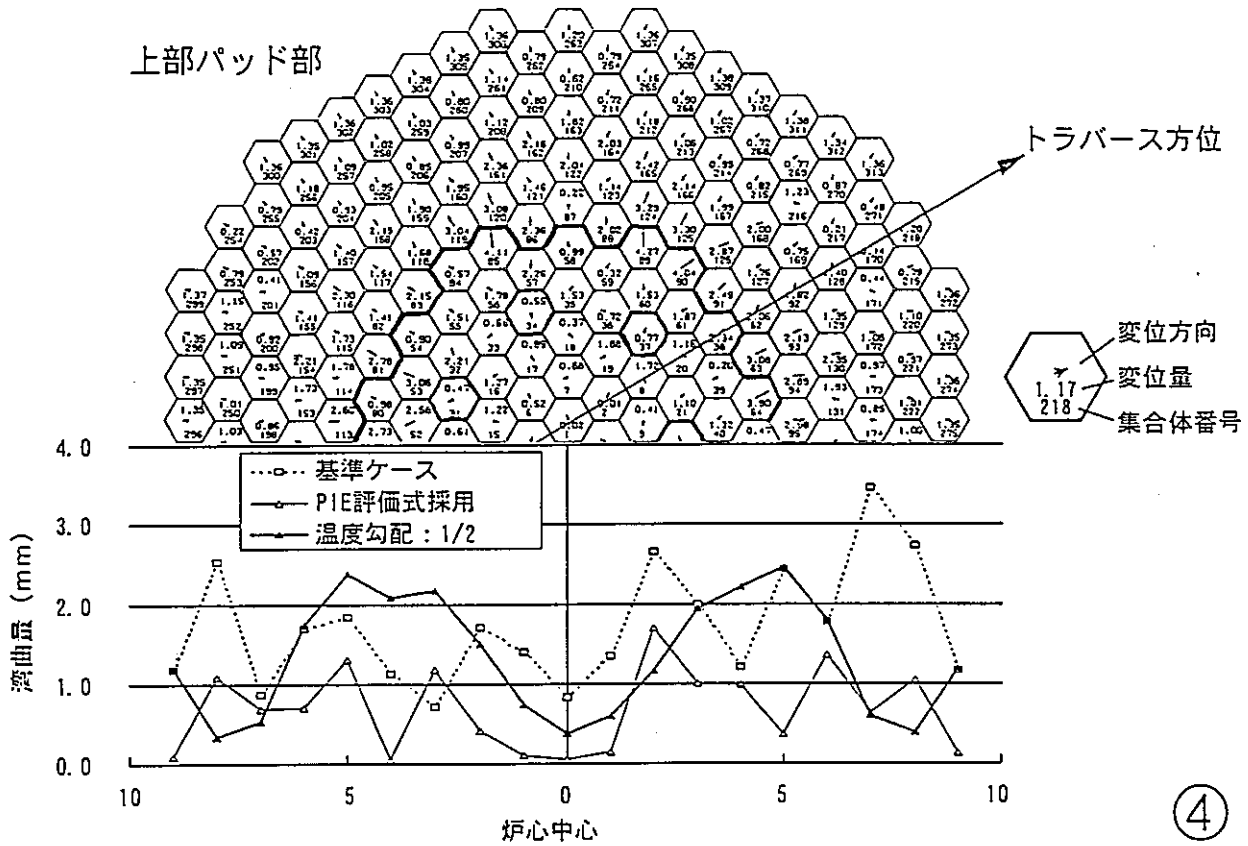
BEACONの解析モデル

PNC TN9410 98-052



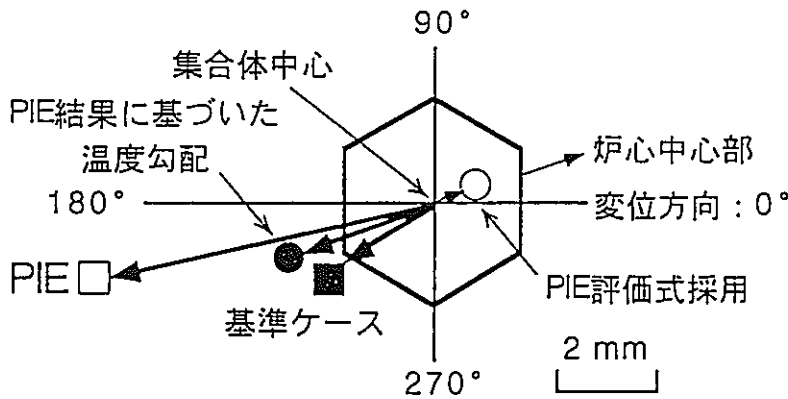
③

原子炉停止時の残留変位計算値 (7サイクル終了時)



④

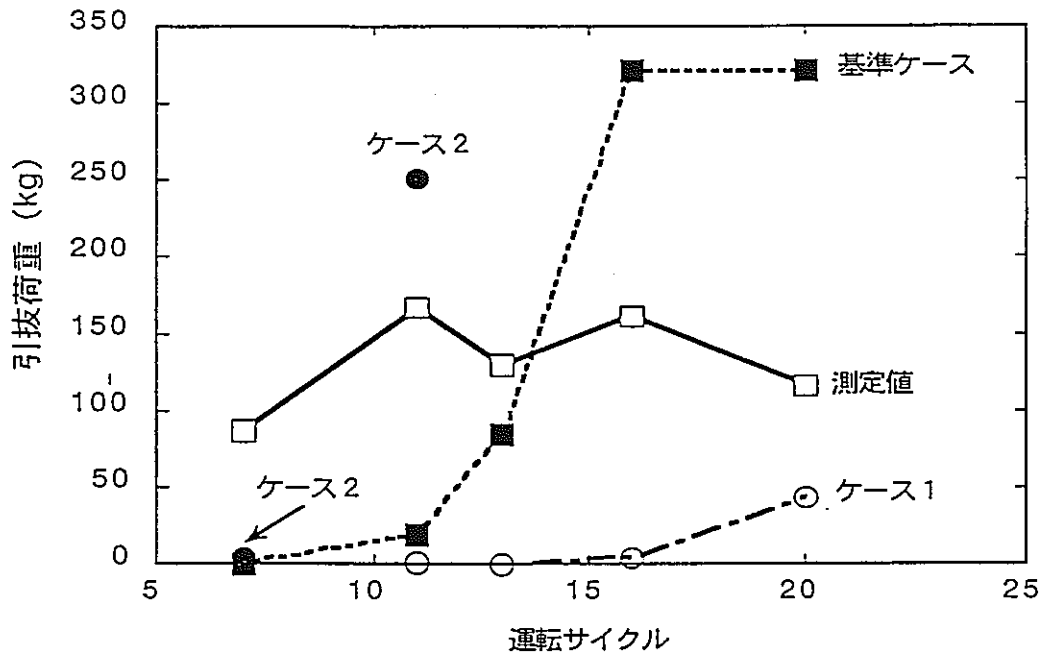
残留変位の解析値と測定値の比較



装荷位置: [5 C 2]
 照射量: $3.5 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$, $>0.1 \text{ MeV}$
 □ ■ ○ ●: 上部パッド部における
 集合体中心の変位量とその方向

⑤

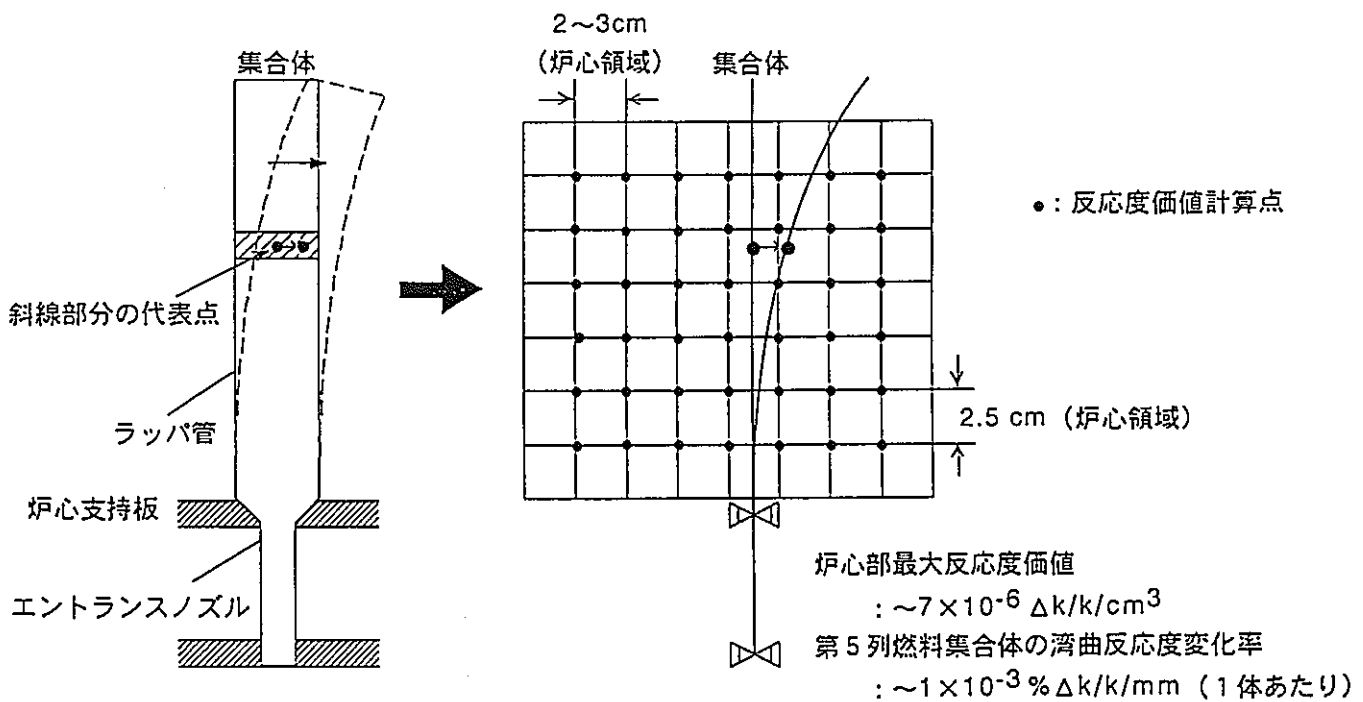
内側反射体の引抜荷重解析値と測定値の比較



ケース1：照射変形式；設計式→PIEによる評価式
 ケース2：ラッパ管温度分布；核計算値→実測値

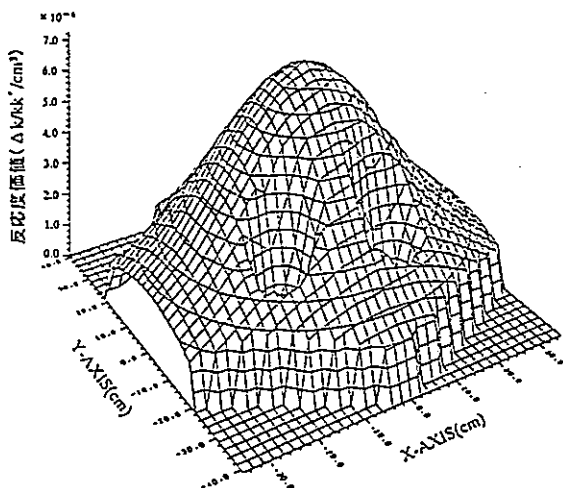
⑥

AURORA の湾曲反応度算出法

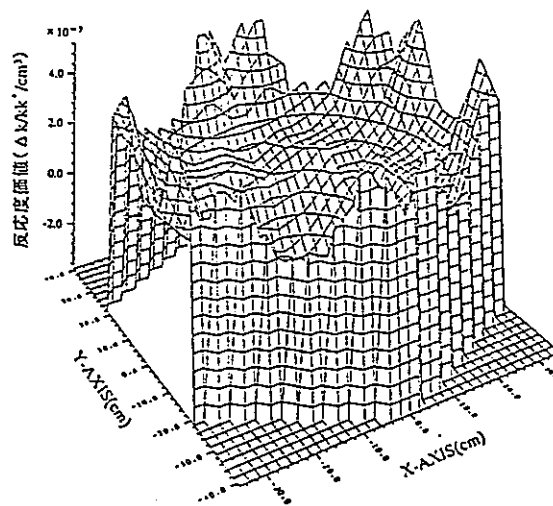


代表点周辺の計算点 → 変位後代表点の物質反応度値

⑦



燃料反応度価値マップ



構造材反応度価値マップ

⑧

出力係数の反応度成分

($\times 10^{-3} \% \Delta k/k/MW$)

出力係数の反応度成分	MK-I (75MWt) 炉心 設計値	MK-II 初期炉心 設計値	MK-II 炉心の解析値 (第29サイクル相当)
燃料膨張	-2.25	-3.60	-3.32
構造材膨張	-0.13	-0.31	-0.55
冷却材膨張	-1.62	-0.70	-0.99
ドップラ効果	-1.77	-2.54	-1.81
炉心湾曲	-0.14 (0.02)	-0.35 (0.05)	-0.22 (0.07)
制御棒延長管と炉容器の熱膨張	—	—	0.54
反応度係数合計	-5.91 (0.95)	-7.50 (1.12)	-6.35 (2.05)
出力係数測定値	-6.2 (1.00)	-6.7 (1.00)	-3.1 (1.00)

⑨

ま と め

- ・「常陽」MK-II炉心の実機データに基づいた炉心湾曲解析の精度改善方策を検討し、PIE結果に基づいたラッパ管対面間温度勾配を用いることによって内側反射体残留変位の予測精度が向上することがわかった。
- ・湾曲反応度解析コードの整備を実施し、予備的な検討を行った。

解析例：100MWt定格出力運転時の湾曲反応度は、

「常陽」MK-II炉心（第29Cy）で出力係数の約7%

⑩