

JAERI-Tech

99-021



JP9950118



中濃縮ウラン燃料 6 体装荷のJMTR混合炉心の安全解析

1999 年 3 月

田畠俊夫・小向文作・長尾美春・島川聰司
小池須美男・武田卓士・藤木和男

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

中濃縮ウラン燃料6体装荷のJMTR混合炉心の安全解析

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

田畠 俊夫・小向 文作・長尾 美春・島川 聰司

小池須美男・武田 卓士・藤木 和男

(1999年2月1日受理)

JMTRでは1994年の第111サイクルから、1炉心あたり濃縮度約20%のLEU燃料（標準燃料要素20体、燃料フォロワ5体）と濃縮度45%のMEU燃料（標準燃料要素2体）を装荷した混合炉心で運転を行っている。保有する未使用のMEU燃料の有効利用と早期使用を促進するため、1炉心あたりのMEU燃料の装荷数を増加させる検討を行った。その結果、1炉心あたりのMEU燃料の装荷数を現在の2体から6体に增量することにより、炉心の核特性を大幅に変更することなく、かつ、MEU燃料の有効利用を進めることができることが分かった。これに基づき、MEU燃料を6体装荷した炉心の安全解析を行い、現行の設置許可に述べられた安全性に関する設計方針及び安全評価の判断基準を満たすことを確認した。

Safety Analysis of JMTR Core with 6-MEU Fuel Elements and 16-LEU Fuel Elements

Toshio TABATA, Bunsaku KOMUKAI, Yoshiharu NAGAO, Satoshi SHIMAKAWA,
Sumio KOIKE, Takashi TAKEDA and Kazuo FUJIKI

Department of JMTR
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 1, 1999)

JMTR (Japan Materials Testing Reactor, 50MW) has been operated by using the core which was loaded with 25 low enrichment uranium (20%) fuel elements (LEUs) and 2 medium enrichment uranium (45%) fuel elements (MEUs), since the 111th cycle in 1994. In order to promote effective utilization and early use of a stock of MEUs, a possibility of replacing more LEUs in the core by MEUs was examined. As the result, it was found that a reactor core configured by 6 MEUs and 21 LEUs can be realized without significant change of nuclear characteristic of the core. Based on this core configuration, a series of safety analyses was carried out. It was confirmed that the JMTR with new core configuration satisfies safety evaluation criteria, that is, design principles about reactor safety and the safety criteria under the conditions in the design bases transients and accidents, which are defined in the current reactor license of the JMTR.

Keywords : JMTR, Mixed Core, Medium Enrichment Uranium Fuel, Safety Analysis, Nuclear Characteristic, Thermal-hydraulics Characteristic

目 次

1. 概 要	1
2. 核 特 性	2
2.1 炉心構成	2
2.2 核設計の基本方針	2
2.3 解析方法	3
2.4 解析結果と評価	3
3. 定常時熱水力特性	18
3.1 解析方法	18
3.2 解析に用いる熱水路係数	18
3.3 解析結果と評価	19
4. 動 特 性	22
4.1 解析方法	22
4.2 解析結果と評価	22
5. 安全評価に関する基本方針	25
5.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準	25
5.2 事故時の判断基準	26
5.3 主要な解析条件	26
5.4 解析に用いる計算コード	27
6. 運転時の異常な過渡変化の解析	30
6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き	30
6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	30
6.3 照射試料による反応度付加	31
6.4 冷水導入による反応度付加	31
6.5 一次冷却水の流量低下	32
6.6 二次冷却水の流量低下	32
6.7 商用電源喪失	33
6.8 一次冷却系統の異常な減圧	33
6.9 運転時の異常な過渡変化に関する安全解析のまとめ	34
7. 事故解析	53
7.1 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加	53
7.2 一次冷却水流出事故	53
7.3 主循環ポンプ軸固着事故	54
7.4 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故	54
7.5 炉心流路閉塞事故	55
7.6 事故に関する安全解析のまとめ	55
8. ま と め	68
謝 辞	68
参考文献	68

Contents

1.	Introduction	1
2.	Nuclear Characteristic	2
2.1	Core Configuration	2
2.2	Basic Design Criteria for Nuclear Characteristic	2
2.3	Method of Analysis	3
2.4	Results	3
3.	Steady State Thermal-hydraulics Characteristic	18
3.1	Method of Analysis	18
3.2	Hot Channel Factor Used in the Analysis	18
3.3	Results	19
4.	Reactor Kinetics	22
4.1	Method of Analysis	22
4.2	Results	22
5.	Safety Evaluation Criteria.....	25
5.1	Safety Criteria for Abnormal Operational Transient Analysis	25
5.2	Safety Criteria for Accident Analysis	26
5.3	Assumptions for the Safety Analysis.....	26
5.4	Computer Code Used in the Safety Analysis	27
6.	Analyses of Abnormal Operational Transients.....	30
6.1	Control Rod Withdrawal from Zero Power Operation	30
6.2	Control Rod Withdrawal from Full Power Operation	30
6.3	Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples	31
6.4	Reactivity Insertion by Introduce of Cold Water	31
6.5	Primary Pump Failure and Flow Coastdown	32
6.6	Secondary Pump Failure and Flow Coastdown	32
6.7	Loss of Commercial Electric Power	33
6.8	Abnormal Pressure Decrease in Primary Cooling System	33
6.9	Summary of Safety Analyses of Abnormal Operational Transient	34
7.	Analyses of Accidents	53
7.1	Reactivity Insertion by Failure of Irradiation Device	53
7.2	Loss of Primary Coolant Accident	53
7.3	Primary Coolant Pump Stick	54
7.4	Secondary Coolant Pump Stick	54
7.5	Channel Blockage Accident	55
7.6	Summary of Safety Analyses of Accidents	55
8.	Conclusion	68
	Acknowledgement	68
	References	68

1. 概 要

JMTR では、試験・研究炉の濃縮度低減化計画に基づき、1986 年に高濃縮(約 93%)ウラン燃料から中濃縮(約 45%)ウラン燃料に全炉心を転換し、さらに、1994 年には低濃縮(20%未満)ウラン燃料に移行した。その後、JMTR の運転は 1994 年第 111 サイクルから 1998 年第 124 サイクルまで、1 炉心あたり低濃縮ウラン燃料要素(以下「LEU 燃料」という)を 25 体と中濃縮ウラン燃料要素(以下「MEU 燃料」という)を 2 体装荷した混合炉心で行った。この間、運転により発生した使用済燃料は、1971 年から米国 DOE が国外の使用済燃料の受入れを凍結する 1988 年までの 18 年間に計 1578 体を再処理のために米国等に輸送した。

一方、米国 DOE は 1988 年以降凍結していた国外の使用済燃料の受入れを 1996 年から 13 年間の期限付きで再開し、JMTR の使用済燃料もこの計画にしたがい 1997 年から対米輸送を開始した。米国による受入れは原子炉毎に濃縮度 20%以上の高濃縮ウラン燃料を優先し、その後、濃縮度 20%未満の低濃縮ウラン燃料を受け入れるとしている。したがって、JMTR の場合、高濃縮ウラン燃料に該当する MEU 燃料について、既に保管している使用済の 578 体に加え、今後の運転で順次使用済となる未使用燃料 57 体を合わせて輸送した後に、使用済 LEU 燃料の輸送を開始することとなる。(燃料体数は 1998 年 8 月現在)

しかしながら、現在の MEU 燃料 2 体装荷の混合炉心の使用方法では保有する未使用の MEU 燃料 57 体を使い切り、冷却した後、米国への輸送が完了する時期は 2007 年となり、受入れ期限である 2008 年までに輸送可能な LEU 燃料の数量はきわめて限られたものとなる。

そこで、未使用の MEU 燃料の有効利用を図るとともに使用済 MEU 燃料の米国輸送を早期に完了できるように検討した結果、1 炉心あたりの MEU 燃料の装荷数を現在の 2 体から 6 体に增量することとした。これによる設置許可上の変更点は、本文七「核燃料物質の年間予定使用量」及び安全解析の結果を示す添付書類八、添付書類十の一部であるが、原子炉等規制法上の手続きでは本文七の変更は届出事項であり、また添付書類の変更のみでは設置変更許可の申請に該当しない。このため、核燃料物質の年間予定使用量の変更届の手続きを行うこととし、安全性の確認のため MEU 燃料を 6 体装荷した炉心(以下「MEU6 炉心」という)による原子炉の安全解析を行うこととした。

本報告書は、上述した核燃料物質の年間予定使用量の変更に伴う MEU6 炉心の安全解析の結果をまとめたものである。安全解析は、JMTR 原子炉施設の低濃縮(20%未満)ウラン燃料要素の使用に係る設置変更許可(平成 4 年 2 月 28 日付け許可)時の解析方法と同様の方法で行った。解析の結果は、現行の設置許可における LEU 炉心及び混合炉心の解析結果とほとんど同等であるとともに、安全性に関する設計方針及び安全評価の判断基準をすべて満足するものであった。なお、解析に使用した計算コードの入力データ等については別途まとめる予定である。

2. 核特性

2.1 炉心構成

JMTR は、熱出力 50MW の軽水減速軽水冷却タンク型の材料試験炉⁽¹⁾である。原子炉本体は、原子炉圧力容器、炉心及び原子炉プールから構成されている。原子炉本体の概略を図 2.1 に示す。炉心は、7.72cm 角の燃料要素及び反射体要素が 5×7 格子配列に並べられた燃料領域と周辺の反射体領域で構成される。燃料領域は 22 体の標準燃料要素、5 体の燃料フォロワ付制御棒及び照射用反射体要素 8 体で構成され、燃料領域のすぐ外側にはベリリウム反射体要素と固定式のベリリウム枠が配置され、さらにその外側にアルミニウム反射体要素が配置されている。各反射体要素には、照射試料を挿入できる照射孔が設けてあり、照射試料が入らないときは原則として反射体と同質のプラグが挿入される。ここでは代表的な炉心配置を図 2.2 に示す。また、炉心部の実効高さは 75cm である。

燃料要素には標準燃料要素と燃料フォロワがある。標準燃料要素は燃料板 19 枚が側板 2 枚の間にはめ込まれた構造で、燃料板間は冷却水の流路となっている。各要素は炉内の格子板に挿入され、自立する構造である。燃料フォロワは燃料板 16 枚で構成され、その上部に結合されている中性子吸収体(Hf 製)と共に制御棒案内管の内部を上下に動く構造である。

燃料芯材は LEU 燃料がウランシリコンアルミニウム分散型合金(U_3Si_2-Al)、MEU 燃料がウランアルミニウム分散型合金 (UAl_x-Al) である。また、LEU 燃料には可燃性吸収体としてアルミニウムで被覆したカドミウムワイヤ(Φ 0.3)が燃料板側板部に燃料実効長(75cm)にわたり挿入されている。燃料要素の諸元を表 2.1 に、標準燃料要素及び燃料フォロワの概略図を図 2.3 及び図 2.4 に示す。

制御棒には 3 本の粗調整棒(SH)と 2 本の安全棒(SR)の計 5 本があり、各制御棒は、上から順に中性子吸収体、燃料フォロワ、連結部が機械的に接続されている。安全棒はストロークの上方(600±50mm)を微調整用に使用する。

2.2 核設計の基本方針

炉心の核設計では、水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針において、以下の内容を満足することが要求されている。

- i . 制御棒は適切な停止余裕を有すること。
- ii . すべての運転範囲で負の反応度フィードバック特性を有すること。
- iii . 熱設計との関連において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に燃料板の損傷が起こらないこと。

このため、JMTR の核設計⁽²⁾においては以下の項目を満足することを基本方針としている。

(1) 過剰反応度

炉心の過剰反応度は、15% Δ k/k 以下になるようにする。

(2) 反応度制御効果

- a. すべての制御棒を挿入した状態での実効増倍率を 0.9 以下とする。
- b. いずれかの制御棒 1 本が完全に引き抜かれた状態でも炉心を未臨界にできるようにする。

(3) 反応度変化率

反応度変化率は、制御棒が最大駆動速度で引き抜かれてた場合でも $0.5\% \Delta k/k/s$ 以下になるようとする。

(4) 反応度係数

減速材温度係数、減速材ボイド係数及びドプラ係数がすべて負となるようとする。

(5) 出力分布

炉心には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、熱的制限値を超える異常な出力分布が生じないようにする。

(6) 燃焼度

燃料要素の平均燃焼度は、LEU 燃料については 50% 以下、MEU 燃料については 40% 以下となるようとする。

2.3 解析方法

JMTR の混合炉心は、LEU 燃料の標準燃料要素 22 体、燃料フォロワ 5 体を装荷した炉心(以下「LEU 炉心」という)に MEU 燃料の標準燃料要素を混合して使用するもので、図 2.5 に示すように MEU 燃料 1 体(格子位置 F-6 又は L-10)または 2 体(格子位置 F-6 及び L-10)を LEU 燃料と交換配置したものである。

MEU6 炉心は、図 2.6 に示すように LEU 炉心の標準燃料要素 6 体(格子位置 F-7,8,9 及び L-7,8,9)を MEU 燃料と交換配置したものである。MEU6 炉心に装荷される燃料要素は、MEU の新標準燃料要素 6 体、LEU の新標準燃料要素 8 体及び 1 サイクル使用燃料要素 8 体、燃料フォロワ 5 体であり、LEU 標準燃料要素は 2 サイクル使用後に交換するため、炉心構成には A 炉心及び B 炉心がある。MEU6 炉心を含む JMTR の炉心構成を表 2.2 に、各炉心の主要な核的仕様を表 2.3 に示す。

核特性の計算には、多群中性子輸送理論及び少數群中性子拡散理論に基づく計算コードを使用する。具体的には種々の実験によってその妥当性が確かめられている核設計計算コードシステム SRAC⁽³⁾ を用い、反応度、出力分布及び燃焼計算を行う。

2.4 解析結果と評価

MEU6 炉心の核特性の計算結果は、現行の LEU 炉心及び混合炉心とほぼ同等の結果であり、核特性の設計方針を満足するものであった。各項目についての概略は以下のとおりである。また、核特性解析の結果を表 2.4 に示す。

(1) 過剰反応度

MEU6 炉心の過剰反応度は約 $10.0\% \Delta k/k$ であり、現行設置許可における過剰反応度の最大値である移行炉心の約 $11.2\% \Delta k/k$ を下回るとともに、過剰反応度は $15\% \Delta k/k$ 以下とする設計方針を満足している。

(2) 反応度制御効果

MEU6 炉心において、すべての制御棒を挿入した状態及び最大反応度を有する制御棒 1 本を完全に引き抜いた状態での実効増倍率は、それぞれ約 0.865 及び約 0.965 である。この値は現行設置許可における最大値である LEU 炉心初装荷炉心の実効増倍率、約 0.864

及び約 0.960 を僅かに上回るが、反応度制御効果は、(a)すべての制御棒を挿入した状態での実効増倍率 0.9 以下、及び(b)最大反応度を有する制御棒 1 本を完全に引き抜いた状態で炉心を臨界未満とする設計方針を満足している。

(3) 反応度変化率

MEU6 炉心の制御棒引き抜き時の反応度変化率は約 $0.41\% \Delta k/k/s$ であり、現行設置許可における反応度変化率の最大値である移行炉心の約 $0.46\% \Delta k/k/s$ を下回るとともに、反応度変化率は $0.5\% \Delta k/k/s$ 以下とする設計方針を満足している。

(4) 反応度係数

MEU6 炉心における減速材温度係数、減速材ボイド係数及びドプラ係数は、考えられる温度範囲及びボイド率の変化範囲においていずれも負であり、設計方針を満足している。

(5) 出力分布

JMTR では、燃料の損傷を防止するため、炉心配置及び制御棒の操作に配慮し、出力分布を管理することとしている。MEU6 炉心の出力分布因子の最大値は、A 炉心、B 炉心とともに運転初期の格子位置 F-8 において制御棒 (SH-1,3) 引抜き長さ 600mm のとき 3.12 であり、現行の LEU 炉心の場合の制御棒 (SH-1,3) 引抜き長さ 500mm のときの最大値 3.14 を下回る。また、MEU6 炉心と LEU 炉心の垂直方向の出力分布因子を比較すると、MEU6 炉心の場合、最大値は LEU 炉心より小さく炉心入口側に平坦な分布をしている。MEU6 炉心及び LEU 炉心の垂直方向出力分布因子を表 2.5 に示す。MEU6 炉心において、全運転期間 (25 日) を通して解析結果が最も厳しくなる各格子位置の出力分布を図 2.7 及び図 2.8 に示す。

(6) 燃焼度

MEU6 炉心の運転においては、1 サイクルあたり LEU 燃料の標準燃料要素 8 体、燃料フォロワ 5 体及び MEU 燃料の標準燃料要素 6 体の燃料交換を行い、燃料要素平均の燃焼度が LEU 燃料は 50% 以下、MEU 燃料は 40% 以下となるように管理することとしている。MEU6 炉心の A 炉心及び B 炉心の燃焼度計算の結果は、図 2.9 に示すように設計方針を満足している。

表 2.1 燃料要素の諸元

区分 項目	M E U 燃 料		L E U 燃 料	
	標準燃料要素	燃料フォロワ	標準燃料要素	燃料フォロワ
型 式 燃 料 板 枚 数	改良 ETR 型 19 枚	ETR 型 16 枚	改良 ETR 型 19 枚	ETR 型 16 枚
燃 料 芯 材 厚 さ(mm)	約 0.50	約 0.50	約 0.51	約 0.51
燃 料 芯 材 幅 (mm)	約 62	約 50	約 62	約 50
燃 料 芯 材 長 さ(mm)	約 760	約 750	約 760	約 750
被 覆 材 厚 さ (mm)	約 0.385	約 0.385	約 0.380	約 0.380
燃 料 板 厚 さ (mm)	約 1.27	約 1.27	約 1.27	約 1.27
燃 料 板 幅 (mm)	約 71	約 60	約 71	約 60
燃 料 板 長 さ (mm)	約 780	約 770	約 780	約 770
燃 料 要 素 尺 法 (mm)	約 76×76 ×1200	約 64×64 ×890	約 76×76 ×1200	約 64×64 ×890
²³⁵ U 含 有 量 (g)	約 310	約 205	約 410	約 275
冷却水 流 路	流路厚さ(mm) () : 流路数 約 2.67 (12) 約 2.92 (2) 約 3.02 (4) 18	約 2.59 (15) — —	約 2.67 (12) 約 2.92 (2) 約 3.02 (4) 18	約 2.59 (15) — —
燃 料 芯 材	種 類 組 成 ウラン密度(g/cm ³)	ウランアルミニウム 分散型合金 UAl _x -Al 約 1.6	ウランシリコンアルミニウム 分散型合金 U ₃ Si ₂ -Al 約 4.8	
被 覆 材	種 類 材 料 規 格	アルミニウム合金 DIN AlMgX(X=1~3)、 JIS A 6061 又は相当品	アルミニウム合金 JIS A 6061、AG3NE ^{*1} 又は相当品	
可燃性 吸 収 体	種 類 線 径(mm) 長 さ(mm) 被 覆 材 種 類 被 覆 材 厚 さ(mm) 本 数		カドミウム 約 0.3 約 760 アルミニウム合金 約 0.25 18 本	カドミウム 約 0.3 約 750 アルミニウム合金 約 0.25 16 本
最 高 燃 烧 度 (要 素 平 均)		40		50

注 : ^{*1} ; AG3NE は仏国で開発されたアルミニウム合金である。

表 2.2 炉心構成

炉心 燃料要素	移行炉心	LEU炉心	混合炉心	MEU6炉心
LEU 標準燃料要素	2 体	22 体	20 又は 21 体	16 体
LEU 燃料フォロワ	—	5 体	5 体	5 体
MEU 標準燃料要素	20 体	—	2 又は 1 体	6 体
MEU 燃料フォロワ	5 体	—	—	—

表 2.3 主要な核的仕様

炉心 項目	移行炉心	LEU炉心		混合炉心	MEU6炉心
		初装荷炉心	平衡炉心		
核燃料物質	濃縮ウラン (約 45% 及び 約 20%)	濃縮ウラン (約 20%)	濃縮ウラン (約 20% 及び 約 45%)		
²³⁵ U 装荷量	約 7.6 kg	約 10.4 kg	約 9.8 kg	約 9.6 kg	約 9.3 kg
減速材	軽水				
反射材	ベリリウム及びアルミニウム				
運転日数	正味(11 日 + 11 日)/サイクル	正味 25 日/サイクル			

表 2.4 核特性解析結果

項目	炉心	移行炉心	LEU炉心		混合炉心	MEU 6 炉心
			初装荷炉心	平衡炉心		
過剰反応度 [%Δk/k]	約 11.2		約 9.9	約 9.6	約 9.7	約 10.0
反応度制御効果 [keff]						
a. 全制御棒挿入時	約 0.832 (約 -20.3) * ₁	約 0.864 (約 -15.8) * ₁	約 0.862 (約 -16.0) * ₁	約 0.863 (約 -15.9) * ₁	約 0.865 (約 -15.6) * ₁	
b. 最大反応度効果を有する制御棒 1 本を完全引き抜き	約 0.956 (約 -4.6) * ₁	約 0.960 (約 -4.2) * ₁	約 0.959 (約 -4.3) * ₁	約 0.960 (約 -4.2) * ₁	約 0.965 (約 -3.6) * ₁	
制御棒価値 [%Δk/k]						
a. 全制御棒価値	約 31.5	約 25.7	約 25.6	約 25.6	約 25.7	
b. 制御棒最大価値	約 15.7	約 11.6	約 11.7	約 11.7	約 11.9	
反応度変化率 [%Δk/k/s]	約 0.46	約 0.38	約 0.40	約 0.40	約 0.41	
反応度係数						
a. 減速材温度係数(27°C ~ 177°C)	約 (-2.7 ~ -5.2) × 10 ⁻²	約 (-2.3 ~ -4.7) × 10 ⁻²	約 (-2.3 ~ -4.8) × 10 ⁻²	約 (-2.4 ~ -4.9) × 10 ⁻²	約 (-2.4 ~ -4.9) × 10 ⁻²	
b. 減速材ボイド係数(0 ~ 15%void)	約 (-2.3 ~ -4.0) × 10 ⁻¹	約 (-2.4 ~ -4.0) × 10 ⁻¹	約 (-2.3 ~ -3.7) × 10 ⁻¹	約 (-2.3 ~ -3.7) × 10 ⁻¹	約 (-2.2 ~ -3.9) × 10 ⁻¹	
c. ドブラー係数 (27°C ~ 427°C)	約 (-0.8 ~ -1.4) × 10 ⁻³	約 (-1.7 ~ -2.7) × 10 ⁻³	約 (-1.7 ~ -2.6) × 10 ⁻³	約 (-1.7 ~ -2.6) × 10 ⁻³	約 (-1.4 ~ -2.1) × 10 ⁻³	
動特性パラメータ						
a. 即発中性子寿命 [s]	約 5.7 × 10 ⁻⁵ 約 7.6 × 10 ⁻³	約 4.8 × 10 ⁻⁵ 約 7.5 × 10 ⁻³	約 5.1 × 10 ⁻⁵ 約 7.4 × 10 ⁻³	約 5.1 × 10 ⁻⁵ 約 7.4 × 10 ⁻³	約 5.1 × 10 ⁻⁵ 約 7.5 × 10 ⁻³	
b. 実効運発中性子割合						

*₁は%Δk/kで表した値

表 2.5 垂直方向出力分布因子

垂直方向 炉心位置		MEU6 炉心	LEU 炉心
		F - 8	
入口 冷 却 水 ↓ 出口	1	0.27	0.25
	2	0.43	0.39
	3	0.67	0.57
	4	0.99	0.80
	5	1.24	1.05
	6	1.38	1.37
	7 *	1.42	1.48
	8	1.34	1.44
	9	1.16	1.23
	10	0.89	0.94
	11	0.64	0.65

* : ピーク位置

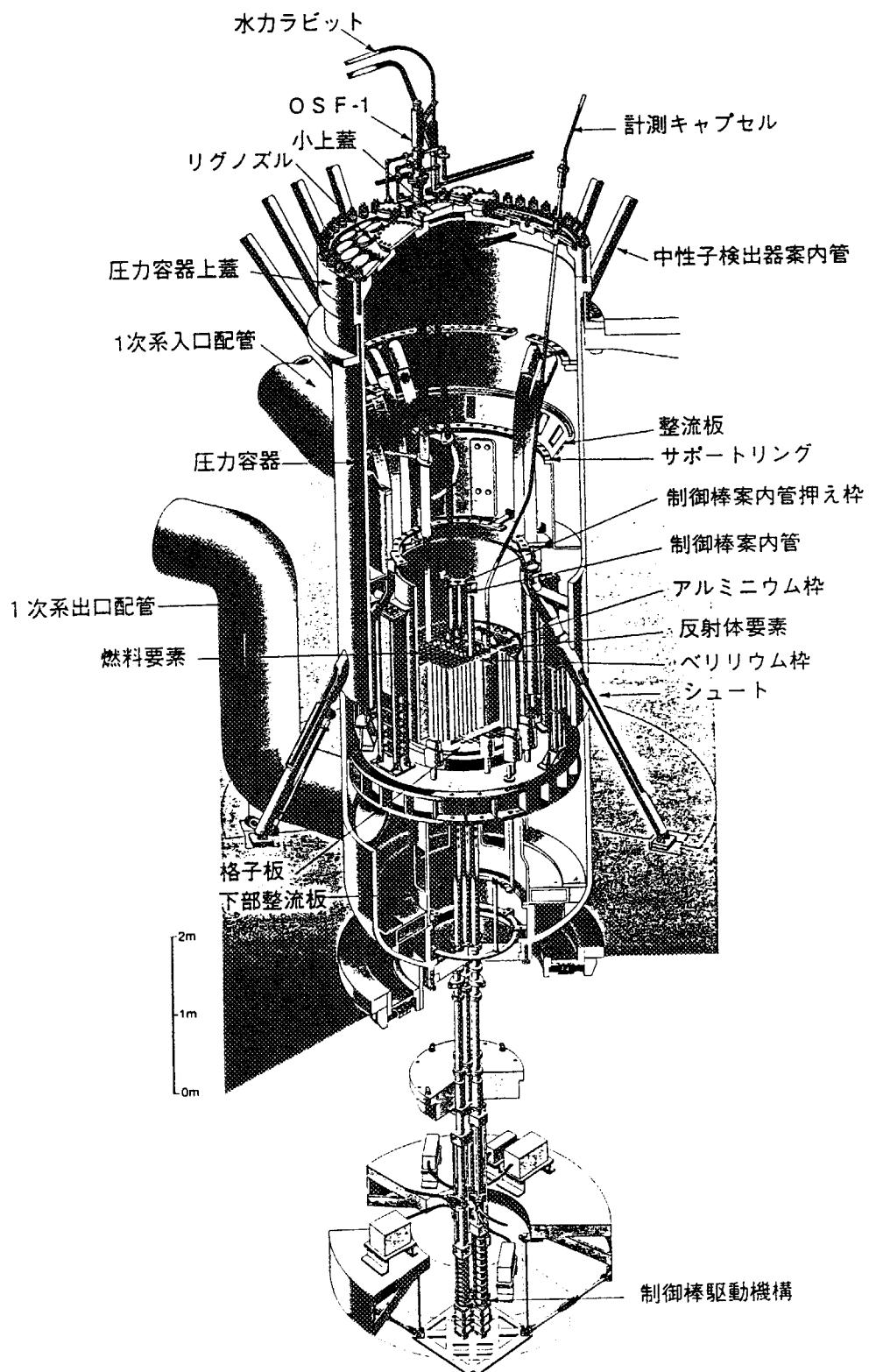


図 2.1 原子炉本体の概略図

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q	R
---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---

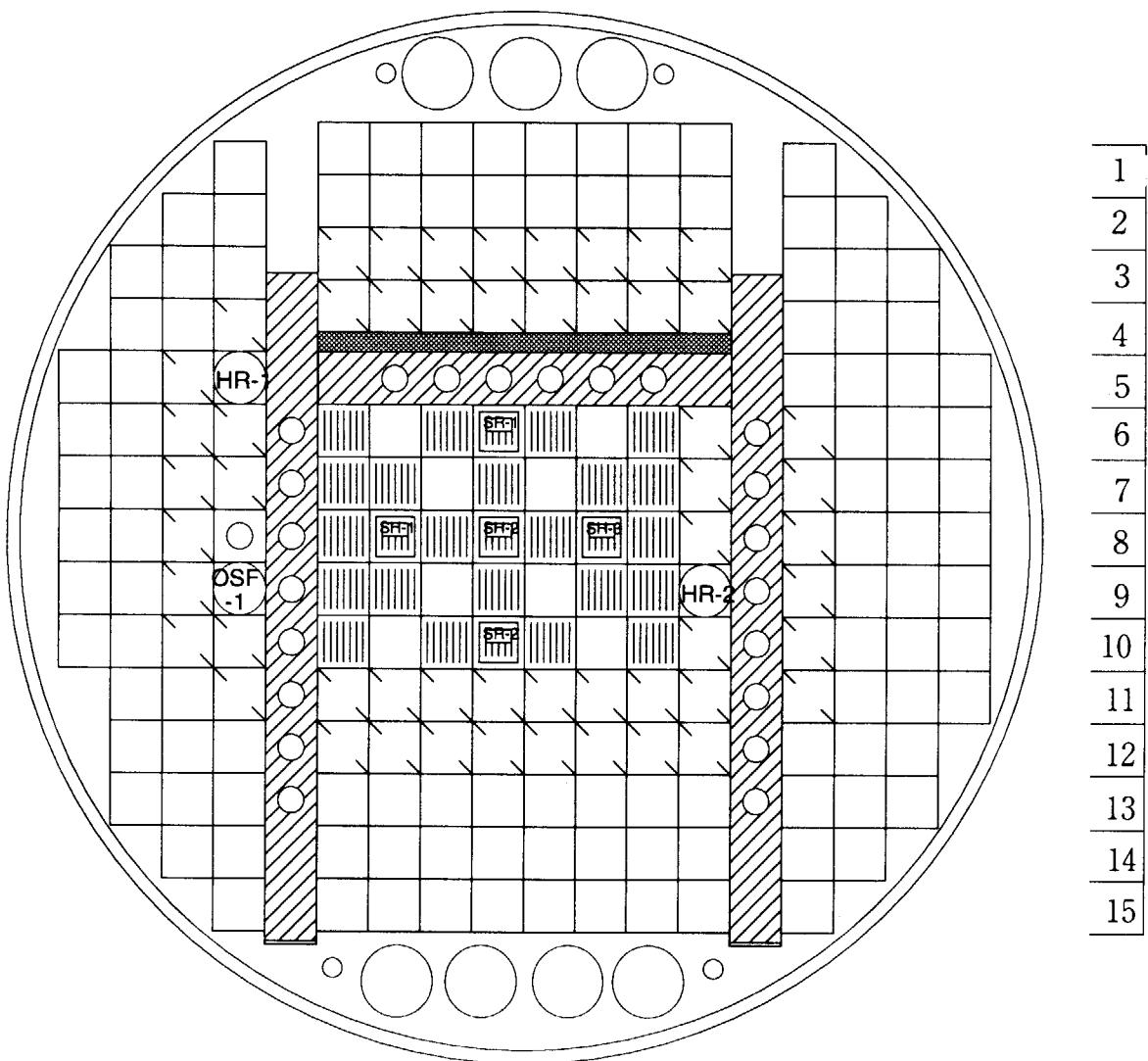
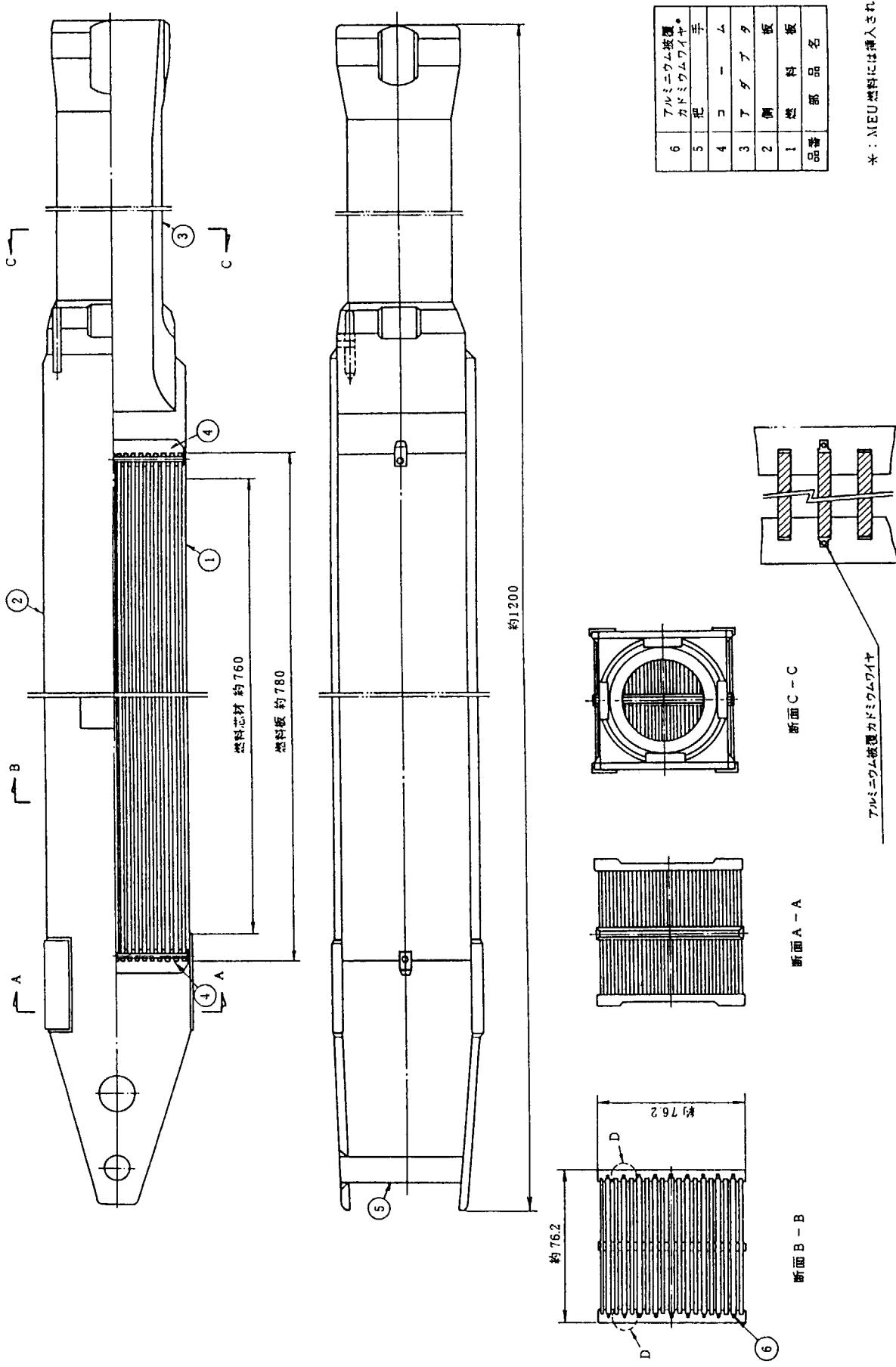


図 2.2 炉心配置図（一例）



D 部詳細(LEU燃料要素のみ)

図 2.3 標準燃料要素の概略図

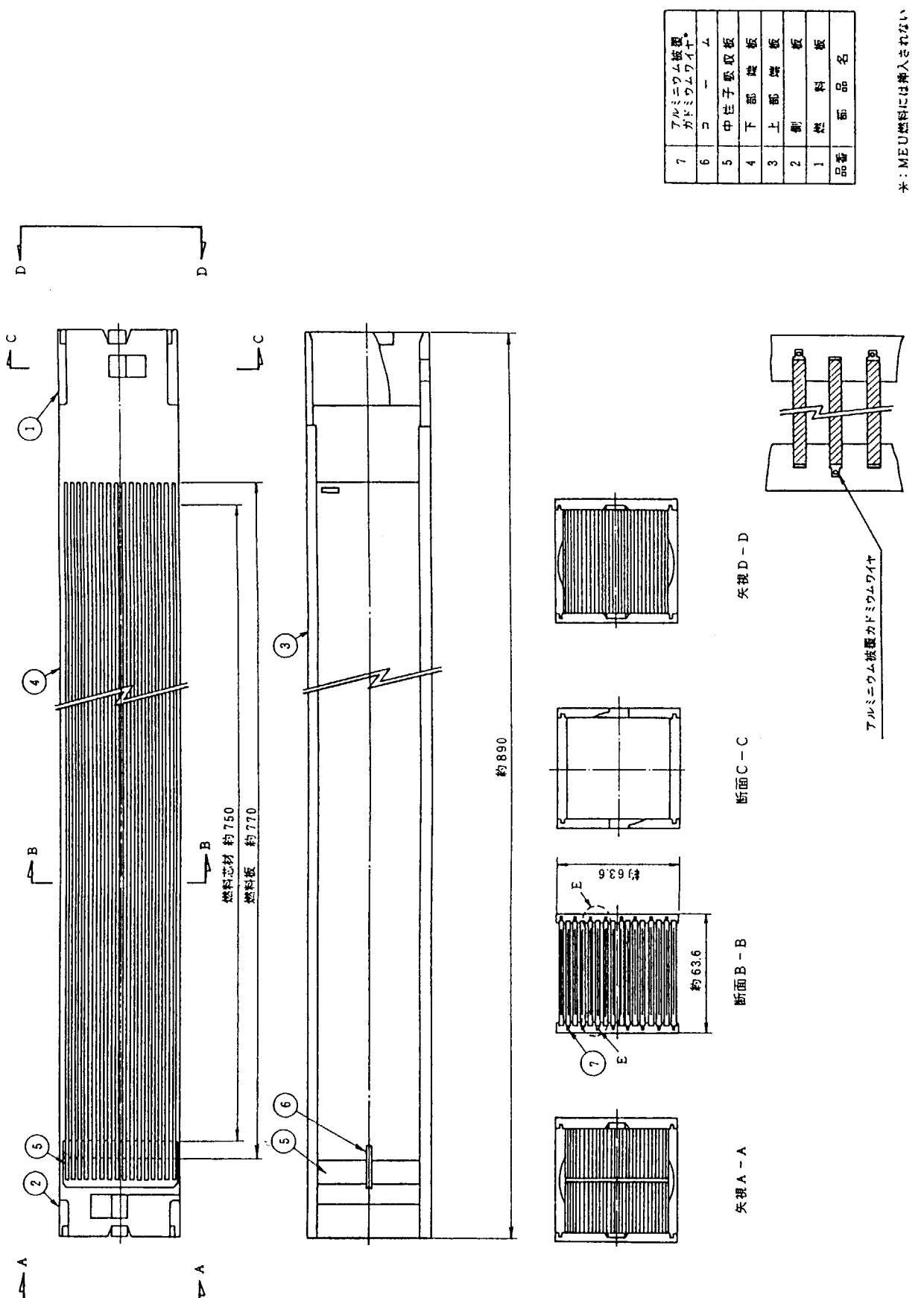
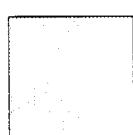
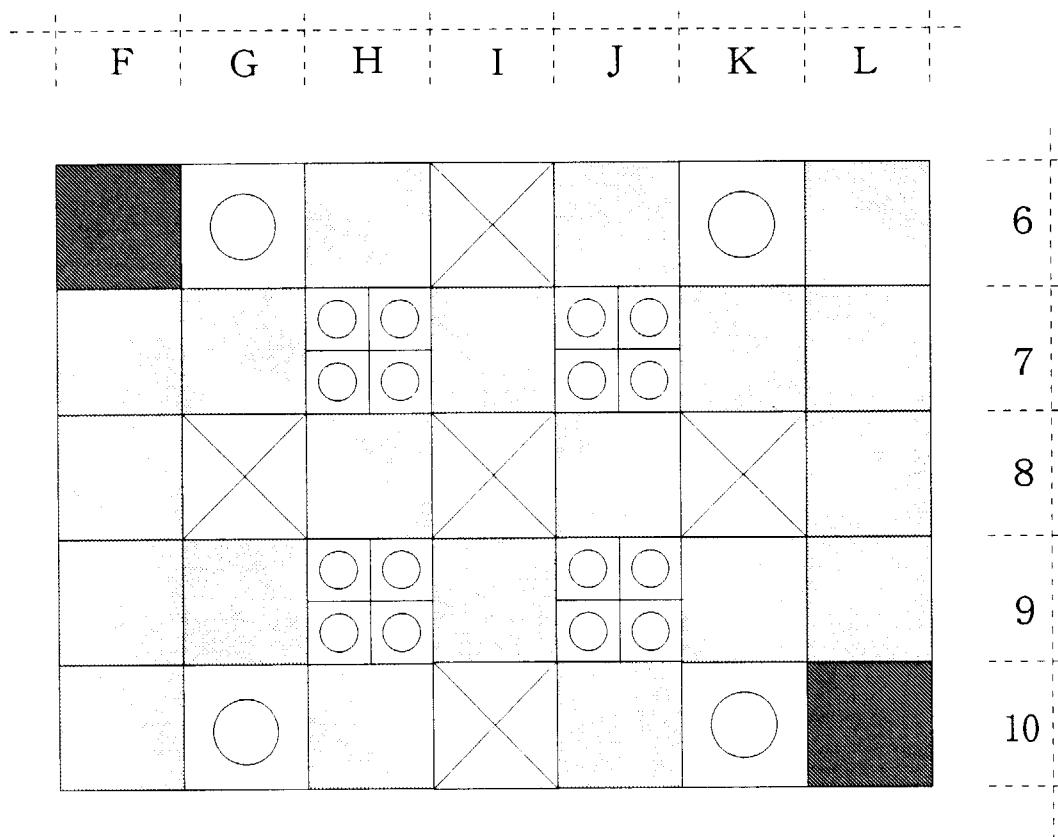
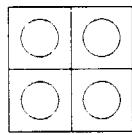


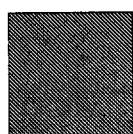
図 2.4 燃料フォロワの概略図
E部詳細(LEU燃料要素のみ)



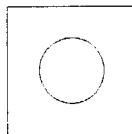
LEU燃料 (標準燃料要素)



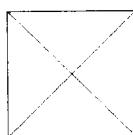
照射孔
(アルミニウム反射体)



MEU燃料 (標準燃料要素)



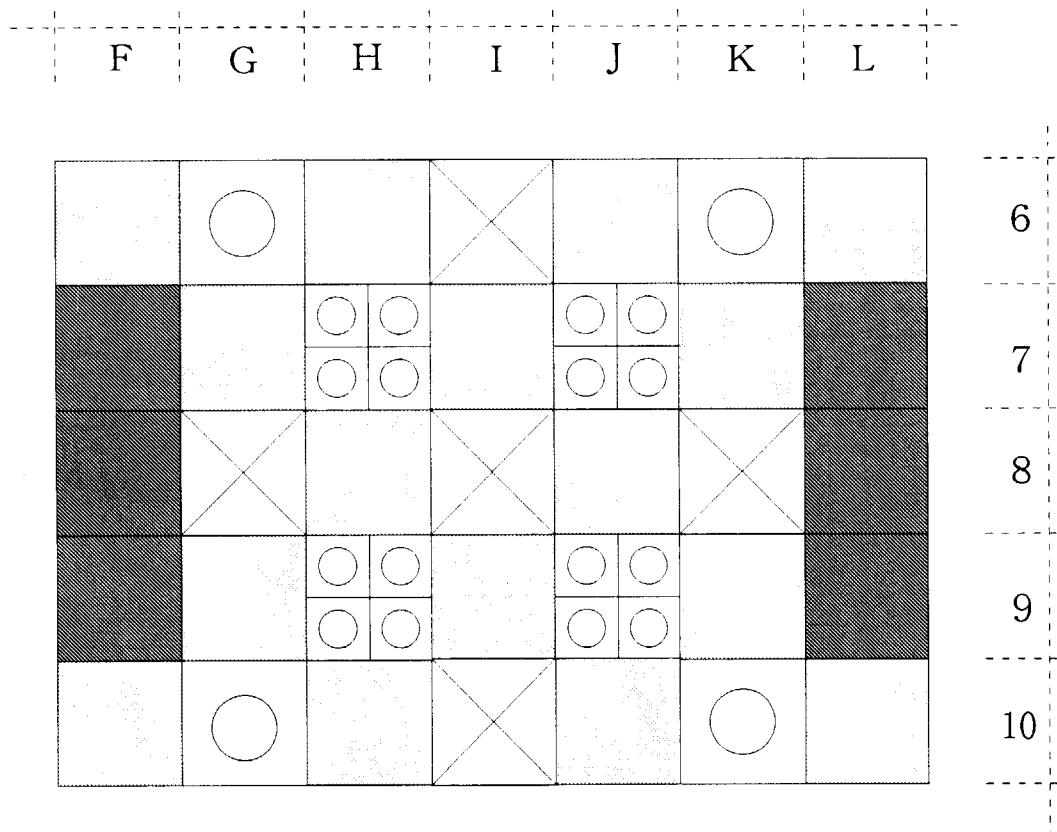
照射孔
(アルミニウム反射体)



制御棒

LEU燃料 (燃料フォロワ)

図 2.5 混合炉心 (MEU燃料 2 体装荷)



LEU燃料 (標準燃料要素)

照射孔
(アルミニウム反射体)

MEU燃料 (標準燃料要素)

照射孔
(アルミニウム反射体)

制御棒

LEU燃料 (燃料フォロワ)

図 2.6 混合炉心 (MEU燃料 6 体装荷)

	F	G	H	I	J	K	L	
FN 6	2.57 0.95 F_L^U F_Z^U F_L^E F_E^E SH-1,3=600	B	2.90 1.01 1.42 1.40 1.44 SH-1,3=600	A	3.08 (SR-1) 1.29 1.21 1.37 1.44 SH-2=350	A	2.90 1.01 1.42 1.40 1.44 SH-2=500	2.28 0.83 1.37 1.39 1.44 SH-1,3=600
FN 7	2.98 1.10 F_L^U F_Z^U F_L^E F_E^E SH-1,3=600	MA	2.70 1.08 1.40 1.24 1.44 SH-1,3=600	B	2.78 1.12 1.46 1.18 1.44 SH-2=500	A	2.43 0.97 1.40 1.24 1.44 SH-1,3=600	2.45 0.90 1.41 1.34 1.44 SH-1,3=600
FN 8	3.12 1.18 F_L^U F_Z^U F_L^E F_E^E SH-1,3=600	MA	3.11 1.50 1.22 1.18 1.44 SH-1,3=600	A	2.89 1.16 1.45 1.19 1.44 SH-2=500	A	2.80 1.14 1.43 1.19 1.44 SH-2=500	2.77 0.85 1.37 1.22 1.18 1.44 SH-1,3=600
FN 9	2.92 1.08 F_L^U F_Z^U F_L^E F_E^E SH-1,3=600	MA	2.60 1.04 1.40 1.24 1.44 SH-1,3=600	B	2.68 1.08 1.46 1.18 1.44 SH-2=500	A	2.45 0.98 1.40 1.24 1.44 SH-1,3=600	2.73 0.88 1.40 1.34 1.44 SH-1,3=600
FN 10	2.43 0.89 F_L^U F_Z^U F_L^E F_E^E SH-1,3=600	B	2.75 0.96 1.42 1.40 1.44 SH-1,3=600	A	3.02 (SR-2) 1.28 1.21 1.35 1.44 SH-2=400	A	2.84 0.99 1.42 1.40 1.44 SH-2=400	2.37 0.87 1.36 1.39 1.44 SH-1,3=600

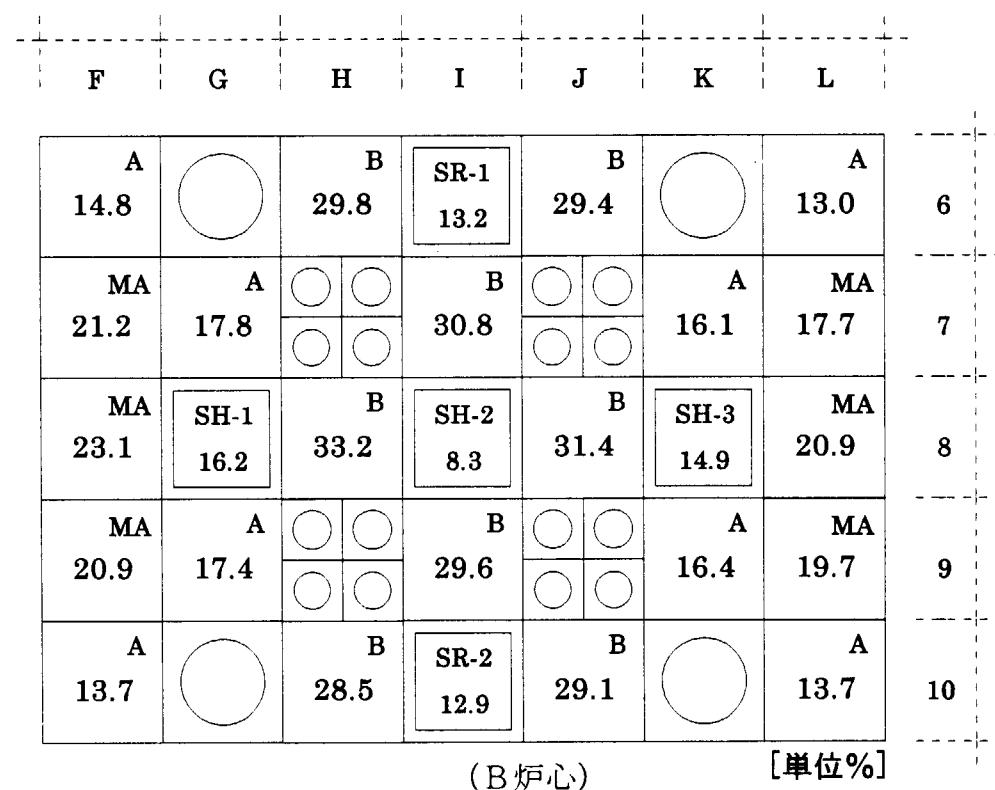
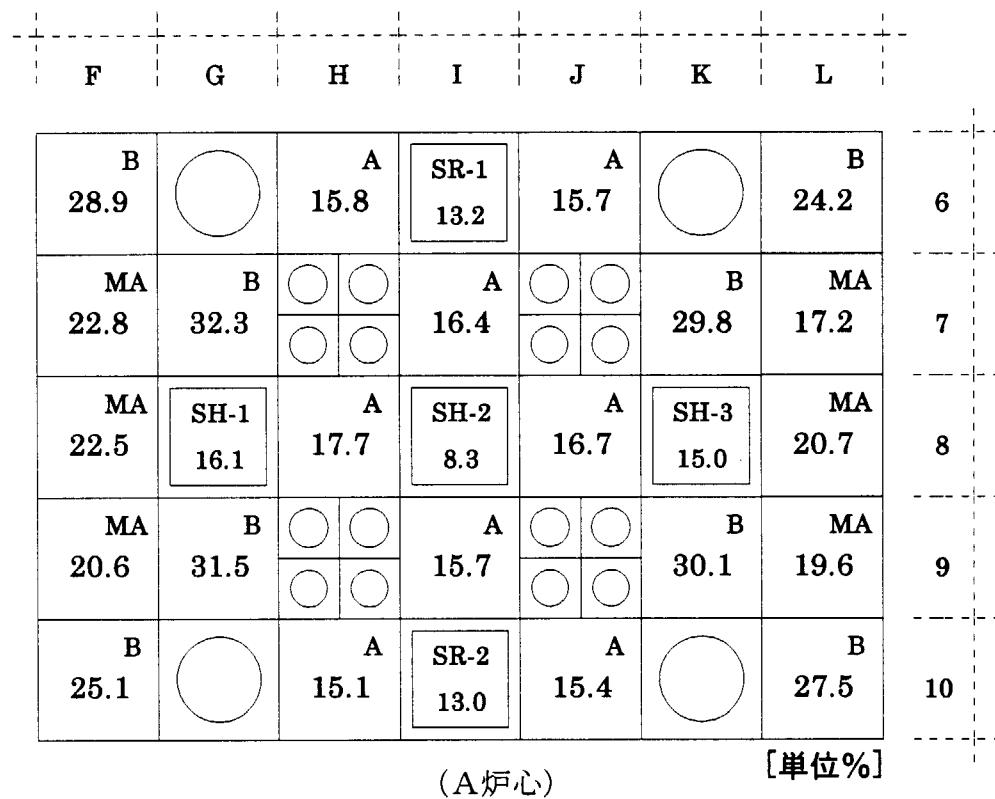
MA : M EU 1 #1 使用燃料
A : L EU 1 #1 使用燃料
B : L EU 2 #1 使用燃料
FL : 局部出力因子
FH : 水平方向出力分布因子
FZ : 垂直方向出力分布因子
FN : 核的熱水路係数
F_H : 不確定因子
SH-2=500 等 : 制御棒位置

図 2.7 M EU 6 炉心の出力分布因子 (A, B, FL)

	F	G	H	I	J	K	L
FN 6	2.81 F_H^H F_Z^H F_L^L F_E^E SH-1,3=600	A 2.71 0.96 1.40 1.40 1.44 SH-1,3=600	B 3.08 (SR-1) 1.28 1.21 1.38 1.44 SH-1,3=600	A 2.66 0.94 1.40 1.40 1.44 SH-1,3=600	B 2.40 0.86 1.38 1.40 1.44 SH-1,3=600	A 2.58 1.01 1.43 1.24 1.44 SH-1,3=600	A 2.43 0.88 1.41 1.36 1.44 SH-1,3=600
FN 7	3.02 F_H^H F_Z^H F_L^L F_E^E SH-1,3=600	MA 2.92 1.10 1.40 1.36 1.44 SH-1,3=600	A 2.42 1.15 1.42 1.24 1.44 SH-2=500	B 2.43 1.00 1.41 1.19 1.44 SH-2=500	B 2.75 1.05 1.42 1.28 1.44 SH-1,3=600	A 2.76 1.35 1.22 1.16 1.44 SH-1,3=600	MA 2.43 0.88 1.41 1.36 1.44 SH-1,3=600
FN 8	3.12 F_H^H F_Z^H F_L^L F_E^E SH-1,3=600	MA 3.06 1.19 1.42 1.28 1.44 SH-1,3=600	A 2.54 1.50 1.22 1.16 1.44 SH-1,3=600	A 2.93 1.06 1.37 1.21 1.44 SH-2=500	A 2.43 1.51 1.19 1.13 1.44 SH-2=500	A 2.75 1.05 1.42 1.28 1.44 SH-1,3=600	MA 2.43 0.88 1.41 1.36 1.44 SH-1,3=600
FN 9	2.97 F_H^H F_Z^H F_L^L F_E^E SH-1,3=600	MA 2.82 1.08 1.40 1.36 1.44 SH-1,3=600	A 2.82 1.11 1.42 1.24 1.44 SH-1,3=600	B 2.32 0.96 1.41 1.19 1.44 SH-2=500	B 2.62 1.00 1.42 1.24 1.44 SH-1,3=600	A 2.75 1.03 1.40 1.36 1.44 SH-1,3=600	MA 2.43 0.88 1.41 1.36 1.44 SH-1,3=600
FN 10	2.56 F_H^H F_Z^H F_L^L F_E^E SH-1,3=600	A 2.60 0.92 1.38 1.40 1.44 SH-1,3=600	A 3.04 (SR-2) 1.25 1.22 1.38 1.44 SH-1,3=600	B 2.63 0.93 1.40 1.40 1.44 SH-1,3=600	B 2.54 0.91 1.38 1.40 1.44 SH-1,3=600	A 2.54 0.91 1.38 1.40 1.44 SH-1,3=600	MA 2.43 0.88 1.41 1.36 1.44 SH-1,3=600

MA : MEU 1#炉心使用燃料
 A : LEU 1#炉心使用燃料
 B : LEU 2#炉心使用燃料
 FN : 核的熱水路係数
 F_H : 水平方向出力分布因子
 F_Z : 垂直方向出力分布因子
 SH-2=500等 : 制御棒位置

図 2.8 MEU 6 炉心の出力分布因子 (B 炉心)



MA : M E U1サイクル使用燃料
 A : L E U1サイクル使用燃料
 B : L E U2サイクル使用燃料

図2.9 M E U 6炉心の燃焼度分布

3. 定常時熱水力特性

JMTR の定格運転時の熱出力は 50MW であり、炉心で発生した熱は一次冷却系統により除去する。一次冷却水は炉心部を下向きに流れ、燃料要素、反射体要素等で発生する熱を除去した後、圧力容器を出て一次冷却系配管を通り、主循環ポンプ、熱交換器を経て圧力容器上部プレナムに戻る。定格出力運転時の一次冷却水流量は約 6,000m³/h、一次冷却水原子炉入口最高温度は 49°C である。熱的仕様を表 3.1 に示す。

原子炉の熱設計では、核特性解析により得られた核的熱水路係数、熱出力、伝熱面積、冷却水流量、圧力、工学的熱水路係数等を勘案して行い、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料板の損傷が起こらないように、以下の設計方針を満足することとしている。

- i. 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるため、燃料板表面最高温度を 200°C 以下とする。
- ii. 運転時の異常な過渡変化時において、最小 DNB は 1.5 以上とする。
- iii. 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度はブリストラ発生温度 400°C を超えないこととする。

3.1 解析方法

(1) 沸騰開始温度の解析方法 ⁽⁴⁾

燃料板表面における沸騰開始温度は、核沸騰が開始する温度（以下「ONB 温度」という）として定義され、Bergles-Rohsenow の相関式及び強制対流熱伝達相関式である Dittus-Boelter の式を用いて計算する。計算は COOLOD コード ⁽⁵⁾ を用いて行う。

(2) 最小 DNB の解析方法

限界熱流束は、沸騰熱伝達の過程において、核沸騰からの離脱（DNB）が発生する時の熱流束として定義され、DNB が発生すると、燃料被覆材と冷却水との間の熱伝達が低下し、燃料被覆材が高温になり損傷する可能性がある。DNB は発生場所での冷却水の流量、圧力、流れの向き等の局所的条件及び流路入口温度や流路形状等の影響を受ける。

解析に用いる DNB 相関式は、上記のパラメータの各種条件下における実験結果のうち、本原子炉の冷却条件に近い条件で行われた単流路での実験結果から求めたものを採用している。通常運転時の最小 DNB は、COOLOD コードを用いて計算する。

(3) 燃料温度の計算

通常運転時の燃料温度は、COOLOD コードを用いて計算する。燃料芯材温度は、燃料芯材及び被覆材の熱伝導率、局所出力密度、燃料板表面熱伝達率等を考慮して計算する。

3.2 解析に用いる熱水路係数

燃料温度の計算においては、結果が厳しくなるように炉心の出力、工学的熱水路係数等を考慮する。

(1) 核的熱水路係数

水平方向の出力分布は、炉心内の水平方向出力分布因子(F_H)と燃料要素内の局部的出力分布因子(F_L)の積に、各運転サイクルの炉心配置及び計算誤差を考慮した値を使用する。また、軸方向出力分布因子(F_Z)は、水平方向の出力分布と同様に核特性解析で求めた値を使用する。

(2) 工学的熱水路係数

工学的熱水路係数として、燃料製作公差、流量分布の不均一性等の不確定因子を熱特性解析に考慮する。

熱水路係数を表 3.2 に示す。

3.3 解析結果と評価

MEU6 炉心の熱特性の計算結果は、現行の LEU 炉心及び混合炉心とほぼ同等の結果であり、熱特性の設計方針を満足するものであった。各項目についての概略は以下のとおりである。また、定格出力運転時の熱特性解析の結果を表 3.3 に、定格出力運転時のホットチャンネルの温度分布を図 3.1 に示す。

(1) 燃料板表面最高温度

MEU6 炉心の定格出力運転時の燃料板表面最高温度は約 186°C であり、現行設置許可における LEU 炉心及び混合炉心の場合の燃料板表面最高温度約 186°C と同等であるとともに、ONB 温度約 200°C 以下とする設計方針を満足している。燃料板表面温度について MEU6 炉心と LEU 炉心のホットチャンネルの温度分布を比較すると、MEU6 炉心の燃料板表面温度が炉心入口側で高く、冷却水温度が炉心出口側で僅かに高くなっている。これは軸方向出力分布の違いによるものと考えられる。

(2) 燃料芯材最高温度

MEU6 炉心の定格出力運転時の燃料芯材最高温度は約 209°C であり、現行設置許可における LEU 炉心及び混合炉心の場合の燃料芯材最高温度約 209°C と同等であるとともに、燃料芯材温度は 400°C 以下とする設計方針を満足している。燃料芯材温度について MEU6 炉心と LEU 炉心のホットチャンネルの温度分布を比較すると、MEU6 炉心の燃料芯材温度が炉心入口側で高くなっているが、これは燃料板表面温度と同様に軸方向出力分布の違いによるものと考えられる。

(3) 最小 DNBR

MEU6 炉心の定格出力運転時の最小 DNBR は約 2.6 であり、現行設置許可における LEU 炉心及び混合炉心の場合の最小 DNBR 約 2.6 と同等であるとともに、最小 DNBR を 1.5 以上とする設計方針を満足している。

表 3.1 主要な熱的仕様

項目	炉心 移行炉心、LEU炉心、 混合炉心及びMEU6炉心
熱出力	50 MW
平均出力密度	約 492 kW/ℓ
一次冷却水流量	約 6,000 m³/h
原子炉入口温度(最高)	49 °C
原子炉出口温度	約 56 °C
原子炉入口圧力	約 14 kg/cm²G
炉心全伝熱面積	約 41 m²
平均熱流束	約 120 W/cm²

表 3.2 热水路係数

項目	炉心	移行炉心	LEU炉心及び混合炉心	MEU6炉心
核的热水路係数 ($F_N = F_H \cdot F_L \cdot F_Z$)	3.11	3.14	3.12	3.12
・水平方向出力分布因子 (F_H) ×局部出力分布因子 (F_L)	2.07	2.12	2.19	2.19
・垂直方向出力分布因子 (F_Z)	1.50	1.48	1.42	1.42
工学的热水路係数 ・冷却水バルク温度上昇因子 (F_b) ・フィルム温度上昇因子 (F_f)		1.33 1.57		

表 3.3 定格出力運転時の熱特性解析

項目	炉心	判断基準	移行炉心	LEU炉心	混合炉心	MEU6炉心
燃料板表面最高温度 (°C)	200°C以下	約 186				
燃料芯材最高温度 (°C)	400°C以下	約 208	約 209	約 209	約 209	約 209
ONB 温度 (°C)	—	約 200				
最小 DNBR	1.5 以上	約 2.6				

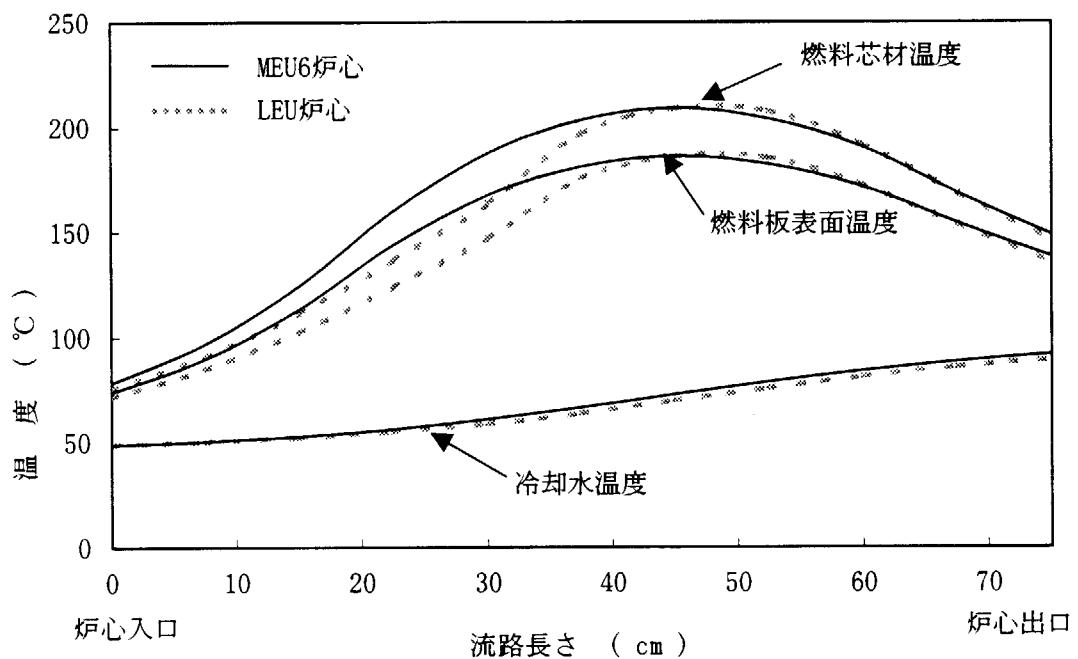


図 3.1 定格出力運転時のホットチャンネルの温度分布

4. 動特性

本原子炉は、負の反応度係数による自己制御特性を持っている。さらに、適切な自動制御系の動作によって原子炉出力を十分な減衰性を持って設定値に制御する。定格出力運転時のステップ状及びランプ状の反応度外乱に対しては、自動制御系によって所定の出力状態が保たれるように設計されている。

4.1 解析方法

定格出力運転中の MEU6 炉心に反応度外乱を加えたときの出力応答を、計算機による制御棒自動制御系シミュレーションによって解析する。核特性解析により求めた動特性パラメータを表 4.1 に、また、計算モデルの概要を以下に示す。

- (1) 原子炉出力の時間変化は、1 点近似動特性方程式を解いて求める。これを用いる遅発中性子は 6 群とする。
- (2) 自動制御系を伝達関数で表し、伝達係数の各定数は実際に設定されている数値を用いる。
- (3) 動特性パラメータである即発中性子寿命及び実効遅発中性子割合は、表 2.4 「核特性」に示す値を用いる。
- (4) 印加反応度は、 $0.1\% \Delta k/k$ のステップ状の印加及び $0.04\% \Delta k/k/s$ で 5 秒間のランプ状の印加とする。

4.2 解析結果と評価

MEU6 炉心に $0.1\% \Delta k/k$ のステップ状及び $0.04\% \Delta k/k/s$ で 5 秒間のランプ状の反応度外乱を加えたときの過渡応答解析の結果を図 4.1 に示す。

過渡応答解析の結果から、自動制御系は定格出力運転時のステップ状及びランプ状の反応度印加に対して、速やかに原子炉出力を定常状態に復帰する応答動作をしている。したがって、想定される反応度外乱に対して本原子炉の自動制御系は、安定に出力を維持することができる。

表 4.1 MEU6 炉心の動特性パラメータ

	遅発中性子群	崩壊定数 (1/s)	MEU6(A 炉心)		MEU6(B 炉心)	
			初期	末期	初期	末期
遅 発 中 性 子 割 合 β_i	1	1.272 E-2	0.038	0.038	0.038	0.038
	2	3.174 E-2	0.212	0.212	0.212	0.212
	3	1.160 E-1	0.188	0.188	0.188	0.188
	4	3.110 E-1	0.406	0.406	0.406	0.406
	5	1.400	0.129	0.129	0.129	0.129
	6	3.870	0.027	0.027	0.027	0.027
β_{eff}		—	7.673 E-3	7.524 E-3	7.656 E-3	7.510 E-3
ℓ (s)		—	4.565 E-5	5.016 E-5	4.616 E-5	5.085 E-5
Λ (s)		—	4.534 E-5	5.065 E-5	4.588 E-5	5.159 E-5
$\beta_{\text{eff}} / \Lambda$		—	169.2	148.5	166.9	145.6

$$\beta_i = \beta_{\text{eff}}(i) / \beta_{\text{eff}}$$

ℓ = 即発中性子寿命

$$\Lambda = \ell / k_{\text{eff}}$$

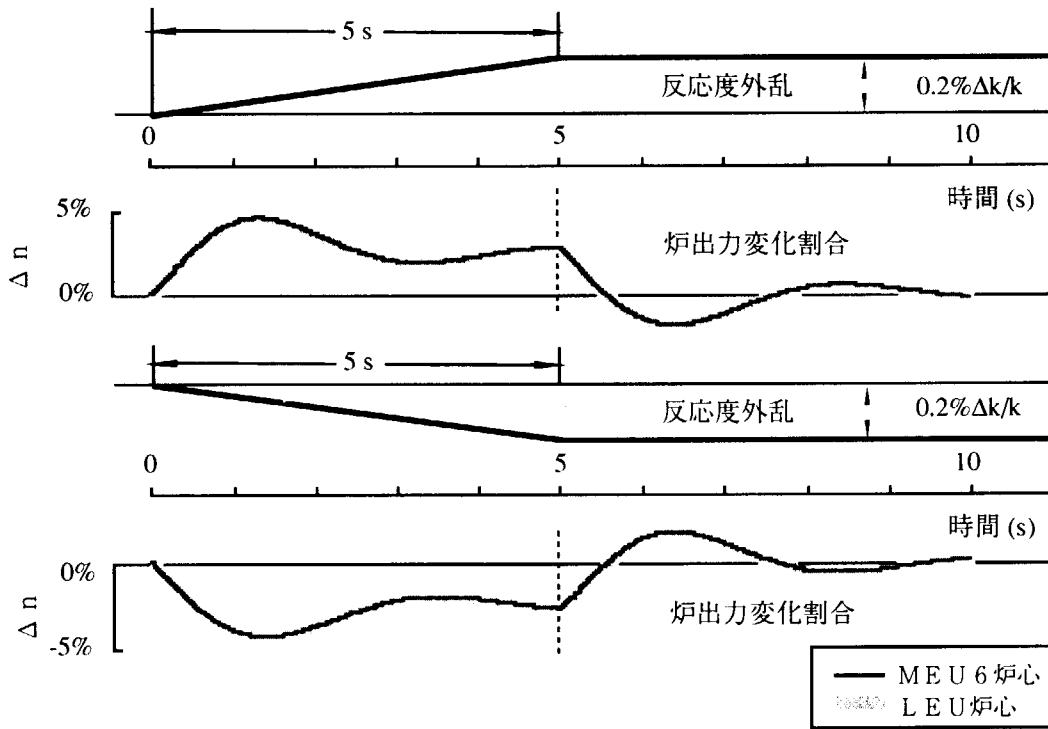
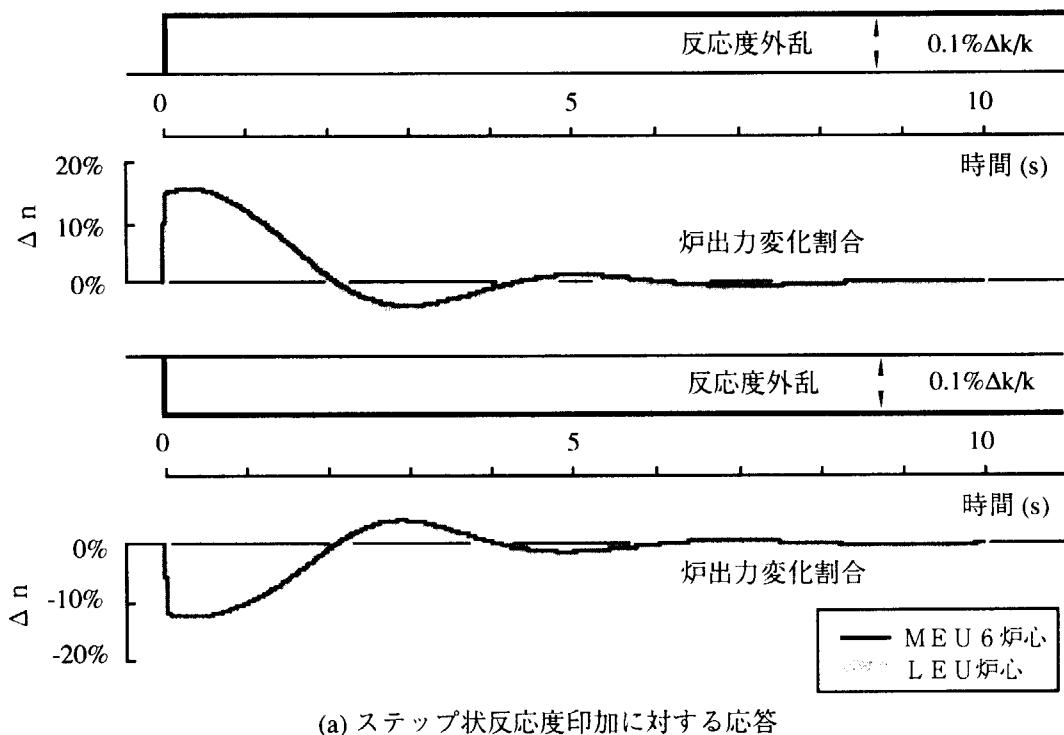


図 4.1 ステップ状及びランプ状反応度印加に対する応答

5. 安全評価に関する基本方針

JMTR の安全評価では、水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針に基づき、運転時の異常な過渡変化時及び事故時についての評価⁽⁶⁾⁽⁷⁾を行っている。

運転時の異常な過渡変化としては、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の单一の故障若しくは誤動作、または運転員の单一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる異常な状態に至る事象を評価の対象としている。

事故としては、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を評価の対象としている。

MEU6 炉心において選定した事象は、現行の設置許可の安全評価にならい以下のとおりである。

(1) 運転時の異常な過渡変化の解析事象

1) 炉心内の反応度の異常な変化

- ・ 起動時における制御棒の異常な引抜き
- ・ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ・ 照射試料による反応度付加
- ・ 冷水導入による反応度付加

2) 炉心内の熱除去の異常な変化

- ・ 一次冷却水の流量低下
- ・ 二次冷却水の流量低下
- ・ 商用電源喪失
- ・ 一次冷却系統の異常な減圧

(2) 事故の解析事象

1) 反応度の異常な付加

- ・ 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加

2) 炉心の冷却能力低下に至る事故

- ・ 一次冷却水流出事故
- ・ 主循環ポンプ軸固着事故
- ・ 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故
- ・ 炉心流路閉塞事故

3) 環境への放射性物質の異常な放出

- ・ 燃料取扱事故

5.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

運転時の異常な過渡変化に関する安全評価で想定された事象が生じた場合に、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

- i. 最小 DNBR は、1.5 以上であること。

- ii. 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
- iii. 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

具体的には、ii. 項に関しては、燃料芯材最高温度がブリストラ発生温度(400°C)以下であること、及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力(5.3kg/mm^2)以下であることとする。iii. 項に関しては、一次冷却水の温度が飽和温度(200°C)以下であることとする。

5.2 事故時の判断基準

事故時に関する安全評価で想定された事象が生じた場合に、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

- i. 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギーを発生しないこと。
- ii. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- iii. 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
- iv. 周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

具体的には、i. 及び ii. に関しては燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度(582°C)以下であること、iii. に関しては一次冷却水温度が飽和温度(200°C)以下であることとする。

5.3 主要な解析条件

原子炉の熱出力は、炉心部で発生した熱出力の総和をもって定義し、定格出力運転時に炉心部において 50MW の熱が発生するものとする。炉心部での熱は、燃料要素、冷却水、ベリリウム反射体要素等の炉心構成物で発生するが、ここでは安全側の評価のため、50MW の熱すべてが燃料要素で発生するものとする。

原子炉熱出力、一次冷却水流量及び原子炉入口温度の初期値は、解析の目的に応じて、結果が厳しくなるように考慮する。

熱水路係数については、表 3.2 の値を用いる。

安全保護回路によって監視している原子炉施設のプロセス量がスクラム設定値を超えた場合、原子炉をスクラムさせるためファーストスクラム信号又はスロースクラム信号が発生する。これらの信号によって制御棒駆動機構の電磁石の励磁電流が遮断され、制御棒の吸収体部分は駆動機構との結合が解かれ、自重及び一次冷却水流力によって炉心に落下する。

スクラムに要する時間は、スクラム遅れ時間と制御棒の落下時間の和である。解析に用いるスクラム遅れ時間は、プロセス量がスクラム設定値に達したときから制御棒が落下を開始するまでの時間であり、落下時間は制御棒が落下を開始してから全駆動長さを落下完了したときまでの時間である。解析に用いる原子炉のスクラム設定値及びスクラム時間を表 5.1 に示す。また、原子炉のスクラムによって付加される反応度は、最大反応度を有する制御棒 1 本が完全に引き抜き位置に固着し、落下しないと仮定して安全余裕を見込んだ値を用いる。解析に用いるスクラム反応度を表 5.2 に、スクラム反応度挿入曲線を図 5.1 に示す。

5.4 解析に用いる計算コード

運転時の異常な過渡変化及び事故事象の解析には、軽水型原子炉の反応度事故解析用に開発された EUREKA-2 コード⁽⁸⁾ 及び軽水型原子炉の冷却材喪失事故解析用に開発された THYDE-W コード⁽⁹⁾ を用いる。また、事故解析のうち炉心流路閉塞事故時の燃料板等の温度計算には、板状燃料を使用する研究炉等の定常炉心熱水力特性を計算するために開発された COOLOD コードを用いる。

表 5.1 解析に用いる原子炉のスクラム値及びスクラム時間

項目 スクラム信号	スクラム設定値	スクラム時間 [s]	
		スクラム遅れ時間	落下時間
線型出力系線型出力大	定格出力の 1.3 倍	0.05	0.4
原子炉出入口圧力差小	2.2 kg/cm ²	0.4	0.4
原子炉入口圧力低	12 kg/cm ² G	0.4	0.4
主循環ポンプ商用電源異常	—	0.2	0.4

表 5.2 解析に用いるスクラム反応度

項目 炉心	スクラム反応度 [% Δ k/k]
移行炉心	-3.6
LEU 炉心及び混合炉心	-3.4
M E U 6 炉心	-2.88

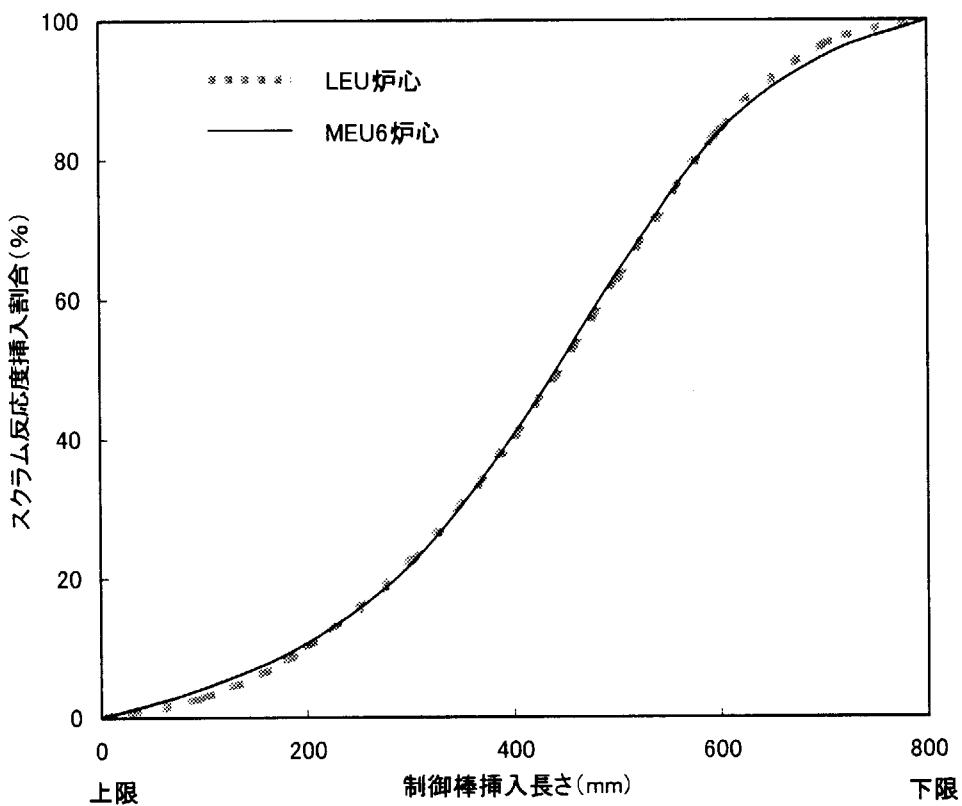


図 5.1 スクラム反応度挿入曲線

6. 運転時の異常な過渡変化の解析

6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

この過渡変化では、原子炉の起動時における制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作、若しくは運転員の誤操作に起因して制御棒の連続的な引き抜きが生じることにより、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、EUREKA-2 コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉出力は 0.5mW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 粗調整棒 2 本が炉心から連続的に引き抜かれるものとし、それによる反応度付加率は、 $0.15\% \Delta k/k/\text{s}$ とする。
- 4) 線型出力計の出力設定レンジは 500kW に設定されているものとする。したがって、原子炉は、出力設定レンジの 1.3 倍である 650kW でスクラムする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.1 「起動時における制御棒の異常な引抜きの解析条件と解析結果」及び図 6.1 「起動時における制御棒の異常な引抜き」に示す。

6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

この過渡変化では、定格出力運転中に制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作、若しくは運転員の誤操作に起因して制御棒の連続的な引き抜きが生じることにより、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、EUREKA-2 コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉出力は定格出力 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 微調整棒が炉心から連続的に引き抜かれるものとし、それによる反応度付加率は、 $0.5\% \Delta k/k/\text{s}$ とする。
- 4) 線型出力計の出力設定値は 50MW に設定されているものとする。したがって、原子炉は出力設定値の 1.3 倍である 65MW でスクラムする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.2 「出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析条件と解析結果」及び図 6.2 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示す。

6.3 照射試料による反応度付加

この過渡変化では、定格出力運転中に誤って反応度の過大な照射試料を水カラビット又はループ照射装置内で移動させることにより、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、EUREKA-2 コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉出力は定格出力 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 照射試料を移動させることによって付加される正の反応度は、照射試料に関する核的制限値である最大反応度変化 $0.1\% \Delta k/k$ の 2 倍すなわち $0.2\% \Delta k/k$ とし、ステップ状に印加するものとする。
- 4) 線型出力計の出力設定値は 50MW に設定されているものとする。したがって、原子炉は出力設定値の 1.3 倍である 65MW でスクラムする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.3 「照射試料による反応度付加の解析条件と解析結果」及び図 6.3 「照射試料による反応度付加」に示す。

6.4 冷水導入による反応度付加

この過渡変化では、誤って二次冷却系統を運転せずに原子炉を起動し、一次冷却水の温度が高くなり、このとき二次冷却系統を起動したために一次冷却水の温度が急激に低下したことにより、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、EUREKA-2 コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は 500kW で臨界状態にあるものとする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 二次冷却系統の循環ポンプを同時に 3 台起動することによって炉心に冷水が導入され、原子炉入口温度がステップ状に 15°C 下がるものとする。
- 4) 一次冷却水の温度低下によって付加される正の反応度は、温度低下による反応度変化のうち、その差が最も大きくなる値を用いて評価し、 $0.5\% \Delta k/k$ の反応度がステップ状に印加するものとする。
- 5) 線型出力計の出力設定レンジは 500kW に設定されているものとする。したがって、原子炉は出力設定レンジの 1.3 倍である 650kW でスクラムする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.4 「冷水導入による反応度付加の解析条件と解析結果」及び図 6.4 「冷水

導入による反応度付加」に示す。

6.5 一次冷却水の流量低下

この過渡変化では、定格出力運転中に電気的故障等によって、主循環ポンプ3台のうち1台が停止して一次冷却系統の流量が低下することにより、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、THYDE-W コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 「炉心流量低」の信号によるスクラムは作動しないものとし、炉心差圧が 2.2kg/cm^2 で発信する「原子炉出入口圧力差小」の信号によって、原子炉がスクラムするものとする。
- 4) 主循環ポンプ1台が停止する場合、一次冷却水の流量のコーストダウン曲線は、循環ポンプの特性を考慮したものとする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.5 「一次冷却水の流量低下の解析条件と解析結果」及び図 6.5 「一次冷却水の流量低下(1)」～図 6.7 「一次冷却水の流量低下(3)」に示す。

6.6 二次冷却水の流量低下

この過渡変化では、定格出力運転中に電気的故障等によって、二次冷却系統循環ポンプ3台のうち1台が停止して二次冷却系統の流量が低下することにより、一次冷却水の温度上昇が生じて炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、THYDE-W コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 「原子炉入口温度高」の信号による制御棒挿入は作動しないものとし、原子炉出口温度が 60°C で発信する「原子炉出口温度高」の信号によって、原子炉が停止するものとする。
- 4) 二次冷却系統循環ポンプ1台が停止する場合、二次冷却水の流量のコーストダウン曲線は、循環ポンプの特性を考慮したものとする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.6 「二次冷却水の流量低下の解析条件と解析結果」及び図 6.8 「二次冷却水の流量低下(1)」～図 6.10 「二次冷却水の流量低下(3)」に示す。

6.7 商用電源喪失

この過渡変化では、定格出力運転中に送電系統の故障、大洗研究所構内電気設備の故障等によって、商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起こることにより、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、THYDE-W コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムするものとする。
- 4) 主循環ポンプが停止する場合、一次冷却水の流量のコーストダウン曲線は、主循環ポンプの特性を考慮したものとする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.7 「商用電源喪失の解析条件と解析結果」及び図 6.11「商用電源喪失(1)」～図 6.13「商用電源喪失(3)」に示す。

6.8 一次冷却系統の異常な減圧

この過渡変化では、定格出力運転中に何らかの原因で圧力サージタンクの窒素ガス排出弁が誤動作して、一次冷却系統の圧力が異常に減圧することにより、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(1) 解析条件

過渡変化の解析は、THYDE-W コードによって行う。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 一次冷却系統の減圧速度は、圧力サージタンクの窒素ガス排出弁から窒素ガスが臨界流速で排出された場合の値とする。
- 4) 原子炉入口圧力が $12\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$ まで低下すると、「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムする。
- 5) 原子炉入口圧力が $5\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$ まで低下すると、「原子炉入口圧力低低」の信号によって商用電源駆動の主循環ポンプが停止する。
- 6) 非常用電源駆動の主循環ポンプについては、「原子炉入口圧力低低」の信号が発生してから 5 分後に運転を停止するが、緊急ポンプの運転はそれ以降も継続する。
- 7) 主循環ポンプが停止する場合、一次冷却水の流量のコーストダウン曲線は、主循環ポンプの特性を考慮したものとする。

(2) 解析結果

解析結果を表 6.8 「一次冷却系統の異常な減圧の解析条件と解析結果」及び図 6.14 「一次冷却系統の異常な減圧(1)」～図 6.16 「一次冷却系統の異常な減圧(3)」に示す。

6.9 運転時の異常な過渡変化に関する安全解析のまとめ

表 6.1 から表 6.8 及び図 6.1 から図 6.18 に示すように、MEU6 炉心における運転時の異常な過渡変化の各事象において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は 1.5 以上とした判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度(400°C)以下であり、被覆材に発生する熱応力は耐力(5.3kg/mm^2)以下であることから、被覆材は機械的に破損しないこととする判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水出口最高温度は飽和温度(200°C)に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は最高使用圧力以下とする判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。MEU6 炉心における運転時の異常な過渡変化解析の結果を、現行許可の各炉心の解析結果と比較して表 6.9 「運転時の異常な過渡変化的解析結果のまとめ」に示す。

表 6.1 起動時における制御棒の異常な引抜きの解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	原子炉起動時の粗調整棒 2 本の同時引抜き時における誤操作による連続引抜き	
	解析コード	EUREKA-2	
	单一故障条件	なし (線型出力系の多重化)	
	原子炉初期出力	0.5mW	未臨界状態出力
	反応度付加率	0.15% Δ k/k/s	粗調整棒 2 本引抜き
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% Δ k/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果 (ワンロッドスタック余裕) に 20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
解 析 結 果	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大 (最高出力 レンジ 500kW の 130%)	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 5.9 s	
	原子炉出力	約 19.7 MW	
	燃料芯材最高温度	約 110 °C	ブリスタ発生温度 (400°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 101 °C	
	被覆材熱応力	約 1.1 kg/mm ²	耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 65 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。
	最小 DNBR	約 2.6 以上	1.5 以上である。

表 6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析条件と解析結果

		設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	原子炉出力運転中の自動制御回路・駆動回路故障による微調整棒の引抜き		
	解析コード	EUREKA-2		
	单一故障条件	なし（線型出力系の多重化）		
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力	
	反応度付加率	0.5% $\Delta k/k/s$	微調整棒 1 本引抜き	
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値	
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量	
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% $\Delta k/k$ 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20%の安全余裕を見込んだ値	
	スクラム遅れ時間	0.05 s		
解 析 結 果	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大（定格値 50MW の 130%）		
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定	
	スクラム値到達時間	約 0.5 s		
	原子炉出力	約 67.3 MW		
	燃料芯材最高温度	約 248 °C	ブリスタ発生温度 (400°C) 以下である。	
	燃料板表面最高温度	約 216 °C		
	被覆材熱応力	約 4.4 kg/mm ²	耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。	
	冷却水最高出口温度	約 115 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。	
	最小 DNBR	約 1.9	1.5 以上である。	

表 6.3 照射試料による反応度付加の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	原子炉出力運転中の照射試料移動による反応度付加	
	解析コード	EUREKA-2	
	单一故障条件	なし (線型出力系の多重化)	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	反応度付加率	0.2% $\Delta k/k$ /ステップ	照射試料 2 本の取出し
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.88% $\Delta k/k$ 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果 (ワンロッドスタック余裕) に 20%の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
解 析 結 果	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大 (定格値 50MW の 130%)	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.02 s	
	原子炉出力	約 65.4 MW	
	燃料芯材最高温度	約 242 °C	ブリストラ発生温度 (400°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 211 °C	
	被覆材熱応力	約 4.2 kg/mm ²	耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 110 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。
	最小 DNBR	約 2.0	1.5 以上である。

表 6.4 冷水導入による反応度付加の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
事象の想定条件	出力上昇中に二次系起動		
解析コード	EUREKA-2		
单一故障条件	なし (線型出力系の多重化)		
解析条件	原子炉初期出力	500kW 原子炉入口温度高 (49°C) のアラームが発生しないで運転できる最高出力	
	反応度付加率	0.5% Δ k/k/ステップ 温度差 15°C の冷水導入	
	一次冷却水初期温度	49 °C 定格出力運転における最高値	
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h 定格流量	
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% Δ k/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線 核計算結果 (ワンロッドスタック余裕) に 20% の安全余裕を見込んだ値	
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大 (500kW レンジの 130%)	
	結果 (MEU6 炉心)	判 定	
解析結果	スクラム値到達時間	約 0.01 s	ブリスタ発生温度 (400°C) 以下である。 耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。 飽和温度 (200°C) 以下である。 1.5 以上である。
	原子炉出力	約 1.41 MW	
	燃料芯材最高温度	約 54 °C	
	燃料板表面最高温度	約 54 °C	
	被覆材熱応力	約 0.08 kg/mm ²	
	冷却水最高出口温度	約 51 °C	
	最小 DNBR	約 2.6 以上	

表 6.5 一次冷却水の流量低下の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	主循環ポンプ 1 台トリップ	
	解析コード	THYDE-W	
	单一故障条件	「炉心流量低」信号によるスクラムを期待しない。	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水流量の コーストダウン曲線	ポンプの GD ² を用いて計算	実測値により安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.88% Δ k/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果 (ワンロッドスタック余裕) に 20%の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
解 析 結 果	安全保護回路信号	原子炉出入口圧力差小 (炉心差圧 2.2kg/cm ²)	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 1.1 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 229 ℃	ブリスト発生温度 (400℃) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 206 ℃	
	被覆材熱応力	約 3.7 kg/mm ²	耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 112 ℃	飽和温度 (200℃) 以下である。
	最小 DNBR	約 2.2	1.5 以上である。

表 6.6 二次冷却水の流量低下の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	二次冷却系統循環ポンプ 1 台のトリップ	
	解析コード	THYDE-W	
	单一故障条件	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水流量のコストダウン曲線	ポンプの GD ² を用いて計算	実測値により安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% Δ k/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20%の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	—	—
解 析 結 果	安全保護回路信号	制御棒挿入 原子炉出口温度高 (60°C)	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	制御棒挿入に至らない	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 211 °C	ブリストラ発生温度 (400°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 188 °C	
	被覆材熱応力	約 3.7 kg/mm ²	耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 102 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。
	最小 DNBR	約 2.6	1.5 以上である。

表 6.7 商用電源喪失の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	商用電源喪失による主循環ポンプ及び二次冷却系統循環ポンプの停止	
	解析コード	THYDE-W	
	单一故障条件	なし（「主循環ポンプ商用電源異常」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水流量の コーストダウン曲線	ポンプの GD ² を用いて計算	実測値により安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.88% Δ k/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に 20%の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.2 s	
解 析 結 果	安全保護回路信号	主循環ポンプ商用電源異常	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 0 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 210°C	ブリスト発生温度 (400°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 187 °C	
	被覆材熱応力	約 3.9 kg/mm ²	耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 100 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。
	最小 DNBR	約 2.6	1.5 以上である。

表 6.8 一次冷却系統の異常な減圧の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	圧力サージタンク窒素ガス排出弁“開”故障	
	解析コード	THYDE-W	
	单一故障条件	なし（「原子炉入口圧力低」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	N ₂ ガス排出速度	臨界流速	結果を安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% Δk/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20%の安全余裕を見込んだ値
解 析 結 果	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉入口圧力低 (12.0kg/cm ²)	
解 析 結 果		結 果 (MEU6 廉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 2.1 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 210 ℃	ブリスト発生温度 (400℃) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 187 ℃	
	被覆材熱応力	約 3.7 kg/mm ²	耐力 (5.3 kg/mm ²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 100 ℃	飽和温度 (200℃) 以下である。
	最小 DNBR	約 2.5	1.5 以上である。

表 6.9 運転時の異常な過渡変化の解析結果のまとめ

事象名	対象炉心	解析結果				
		最小DNBR	燃料芯材最高温度(°C)	燃料板表面最高温度(°C)	冷却水最高出口温度(°C)	被覆材熱応力(kg/cm²)
判断基準		1.5 以上	ブリッタ発生温度 400°C以下		飽和温度以下	耐力 5.3 以下
起動時における制御棒の異常な引抜き	移行炉心	> 2.6	約 115	約 106	約 66	約 1.2
	LEU 炉心	> 2.6	約 119	約 110	約 68	約 1.3
	混合炉心	> 2.6	約 120	約 110	約 68	約 1.3
	MEU6 炉心	> 2.6	約 110	約 101	約 65	約 1.1
出力運転時の制御棒の異常な引抜き	移行炉心	約 1.9	約 248	約 216	約 116	約 4.4
	LEU 炉心	約 1.9	約 249	約 217	約 117	約 4.4
	混合炉心	約 1.9	約 249	約 217	約 117	約 4.4
	MEU6 炉心	約 1.9	約 248	約 216	約 115	約 4.4
照射試料による反応度付加	移行炉心	約 2.0	約 241	約 211	約 111	約 4.2
	LEU 炉心	約 2.0	約 242	約 212	約 112	約 4.2
	混合炉心	約 2.0	約 242	約 212	約 112	約 4.2
	MEU6 炉心	約 2.0	約 242	約 211	約 110	約 4.2
冷水導入による反応度付加	移行炉心	> 2.6	約 54	約 53	約 50	> 0.1
	LEU 炉心	> 2.6	約 54	約 53	約 50	> 0.1
	混合炉心	> 2.6	約 54	約 53	約 50	> 0.1
	MEU6 炉心	> 2.6	約 54	約 54	約 51	> 0.1
一次冷却水の流量低下	移行炉心	約 2.2	約 228	約 206	約 111	約 3.9
	LEU 炉心	約 2.2	約 229	約 206	約 111	約 3.9
	混合炉心	約 2.2	約 229	約 206	約 111	約 3.9
	MEU6 炉心	約 2.2	約 229	約 206	約 112	約 3.7
二次冷却水の流量低下	移行炉心	約 2.6	約 210	約 118	約 101	約 3.9
	LEU 炉心	約 2.6	約 211	約 118	約 101	約 3.9
	混合炉心	約 2.6	約 211	約 118	約 101	約 3.9
	MEU6 炉心	約 2.6	約 211	約 118	約 102	約 3.7
商用電源喪失	移行炉心	約 2.6	約 209	約 187	約 99	約 3.9
	LEU 炉心	約 2.6	約 210	約 187	約 99	約 3.9
	混合炉心	約 2.6	約 210	約 187	約 99	約 3.9
	MEU6 炉心	約 2.6	約 210	約 187	約 100	約 3.9
一次冷却系統の異常な減圧	移行炉心	約 2.6	約 209	約 187	約 99	約 3.9
	LEU 炉心	約 2.6	約 210	約 187	約 99	約 3.9
	混合炉心	約 2.6	約 210	約 187	約 99	約 3.9
	MEU6 炉心	約 2.6	約 210	約 187	約 100	約 3.7

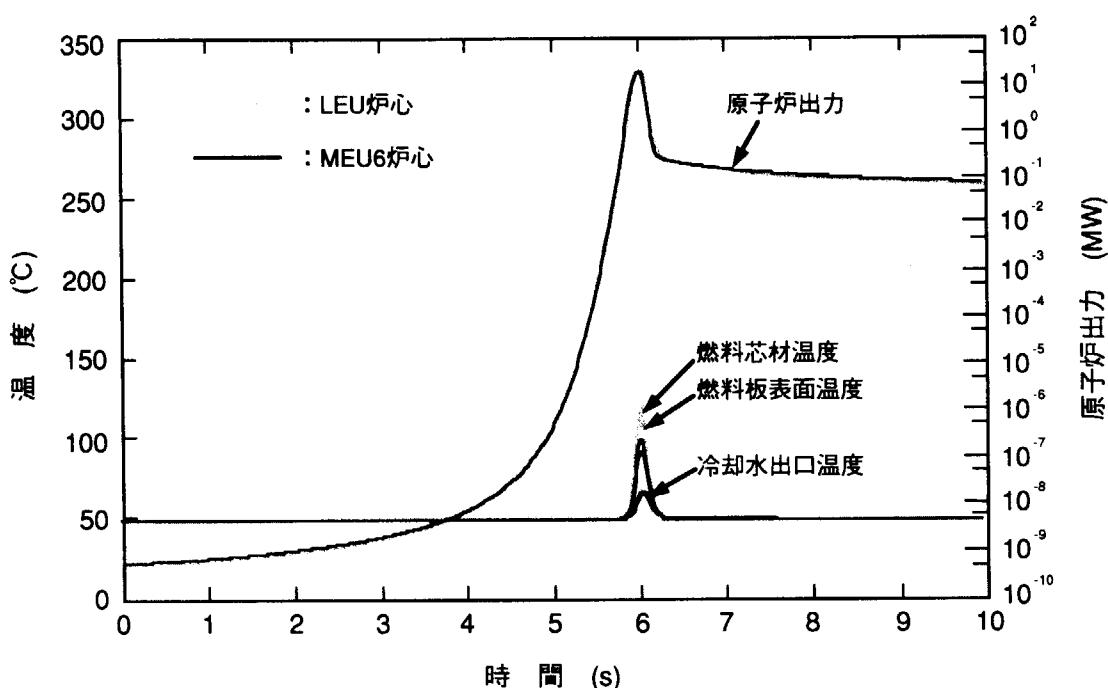


図 6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

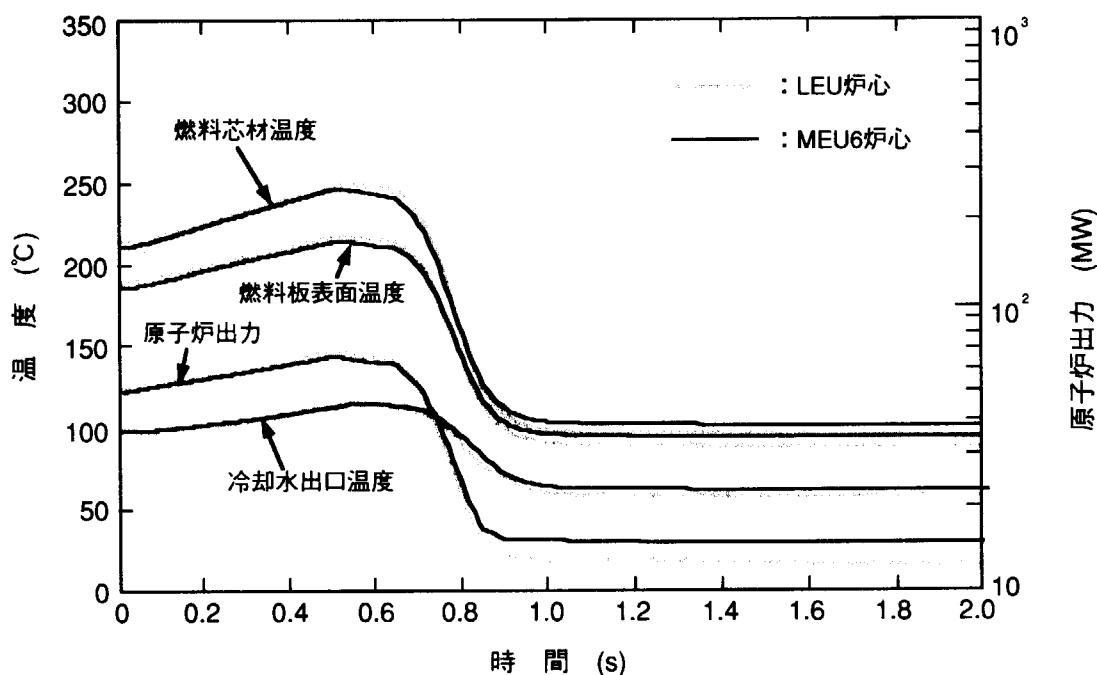


図 6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

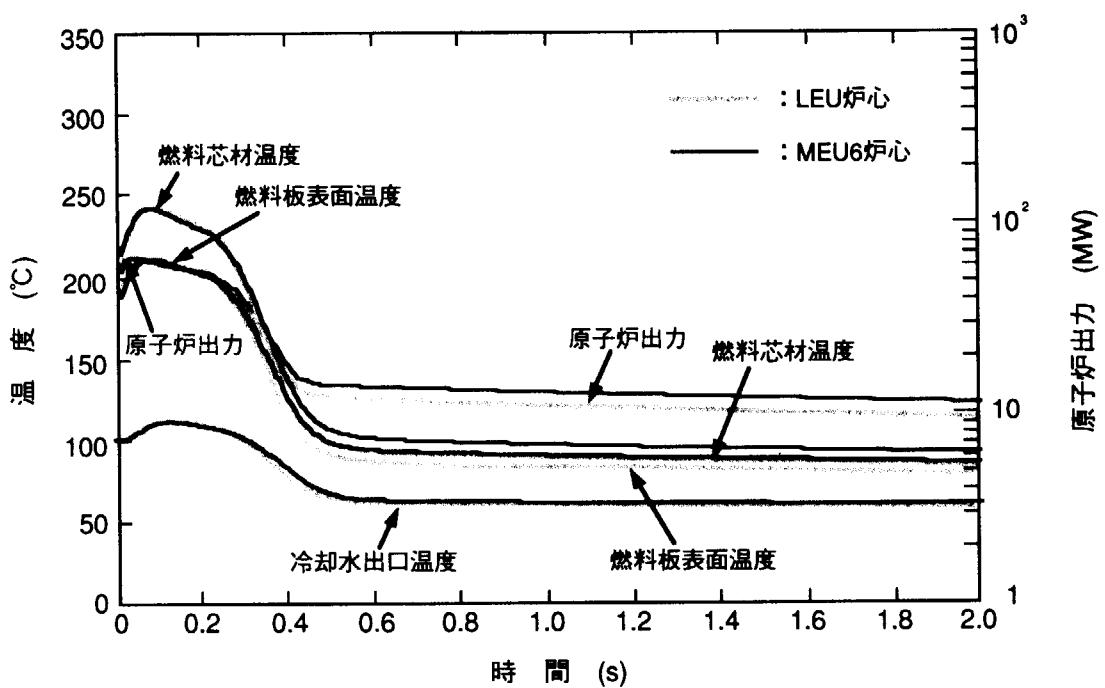


図 6.3 照射試料による反応度付加

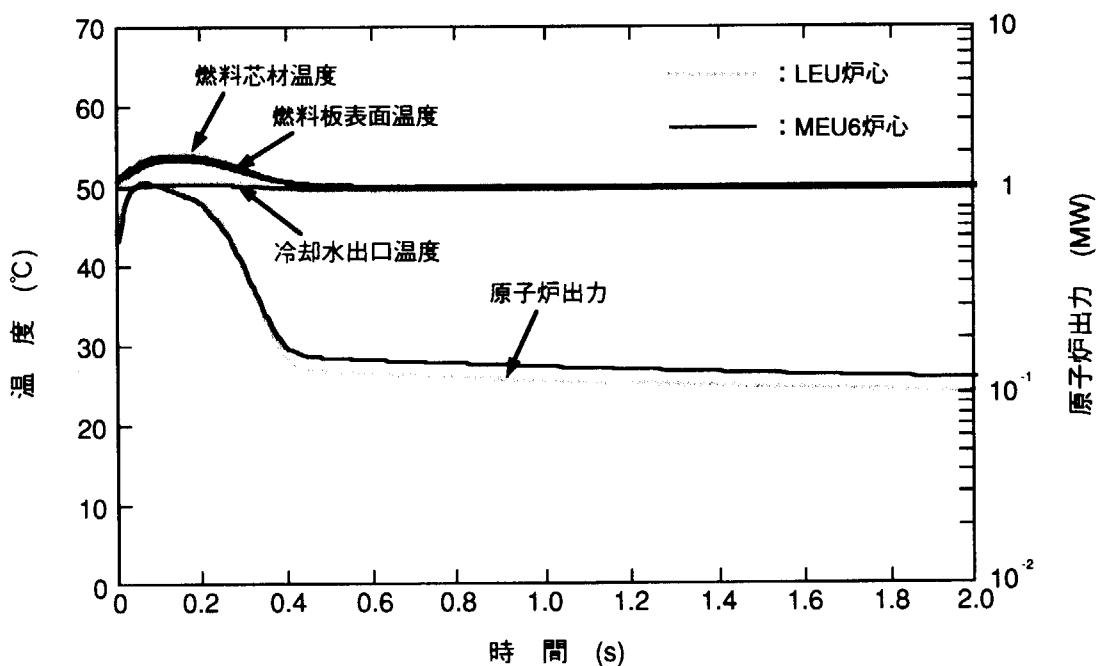


図 6.4 冷水導入による反応度付加

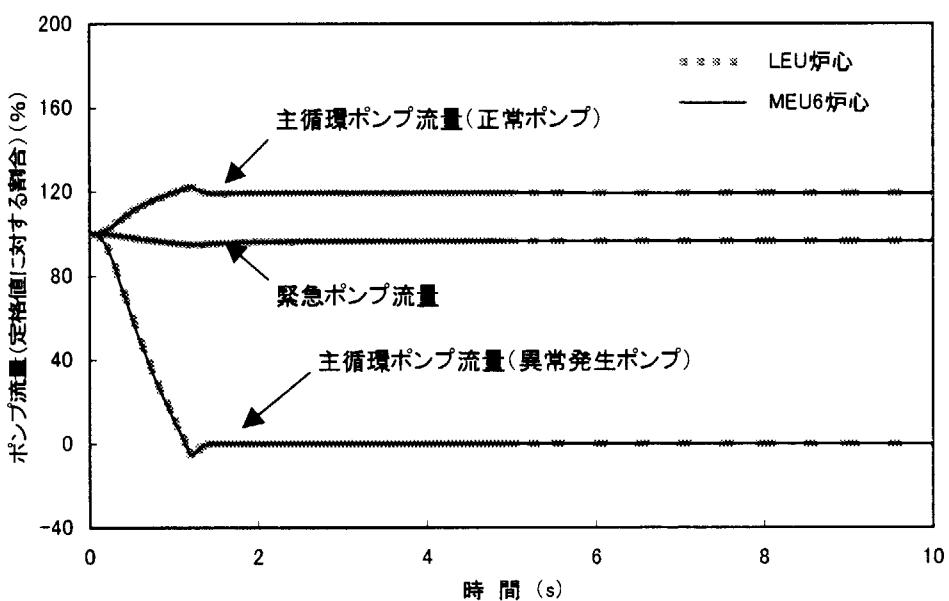


図 6.5 一次冷却水の流量低下 (1)

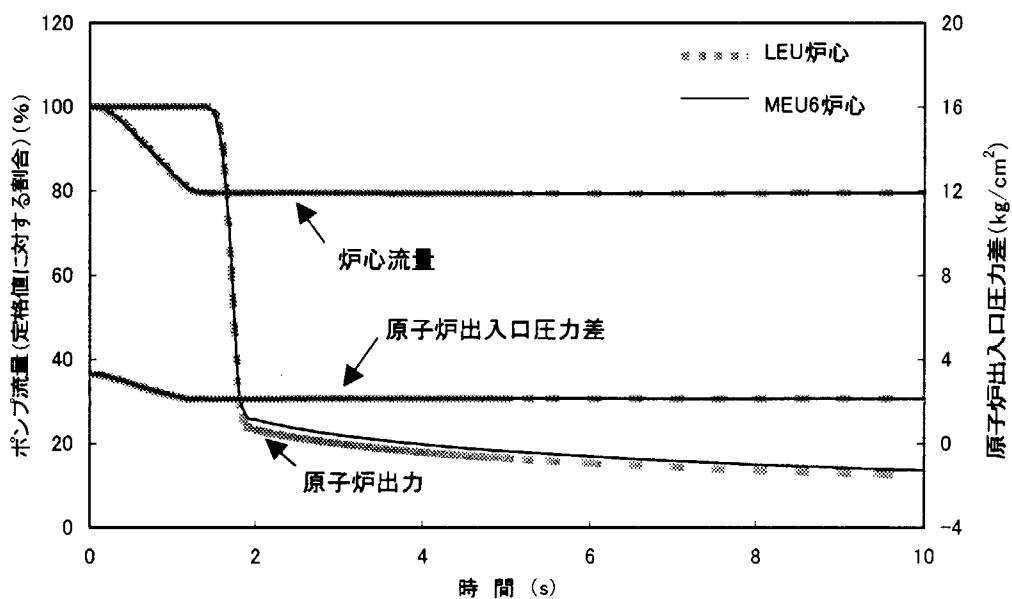


図 6.6 一次冷却水の流量低下 (2)

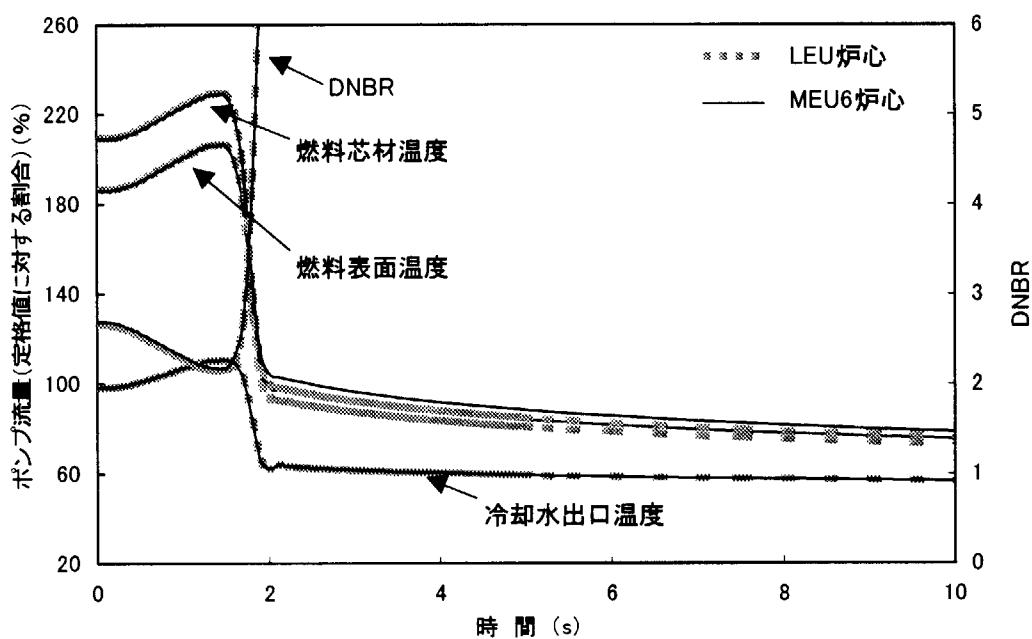


図 6.7 一次冷却水の流量低下 (3)

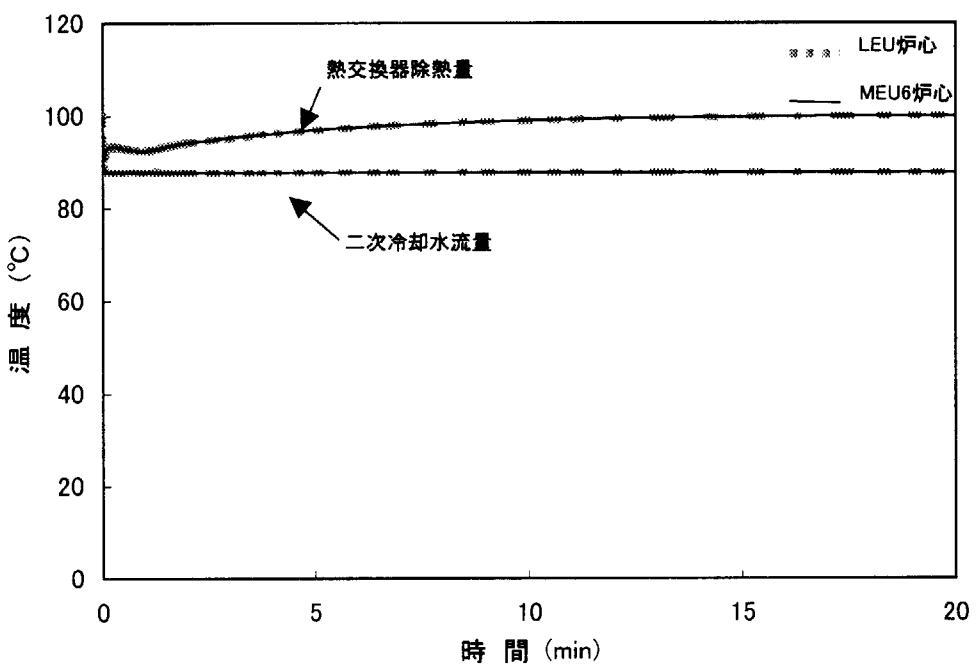


図 6.8 二次冷却水の流量低下 (1)

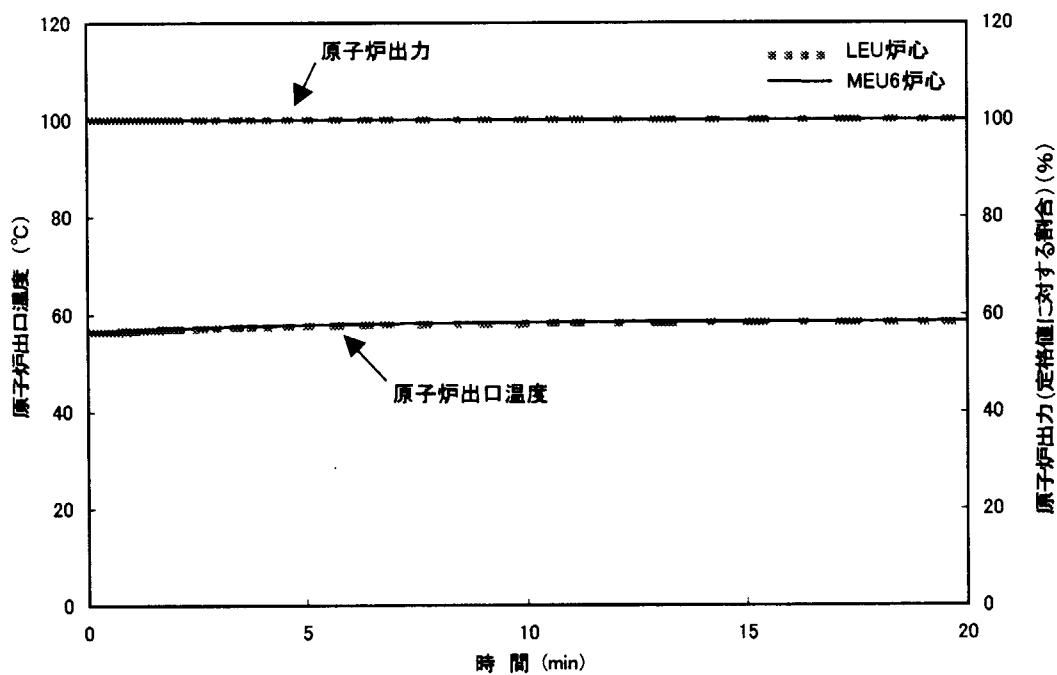


図 6.9 二次冷却水の流量低下 (2)

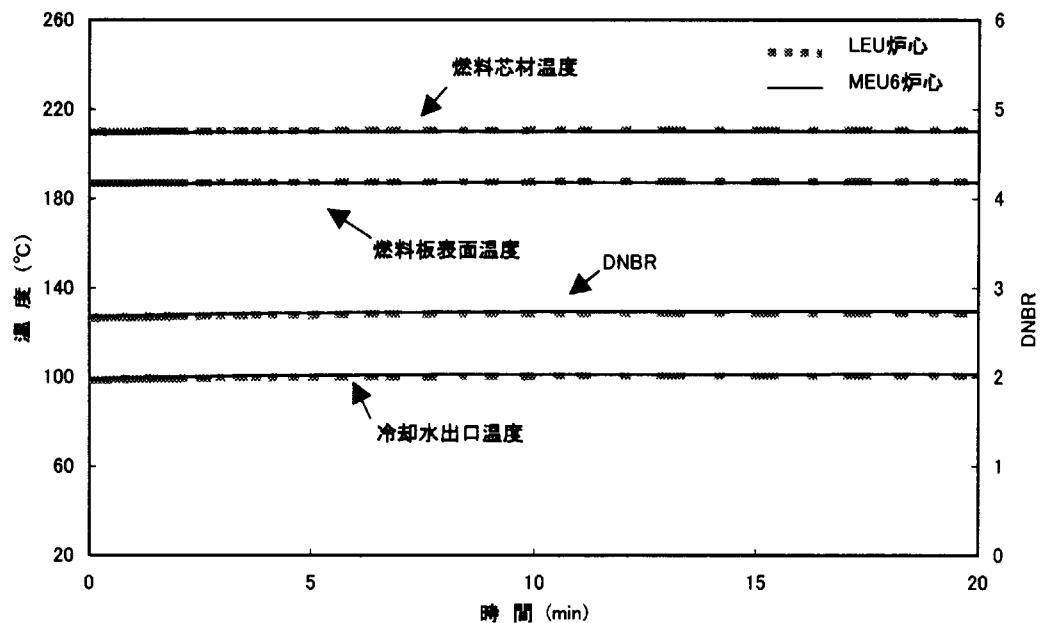


図 6.10 二次冷却水の流量低下 (3)

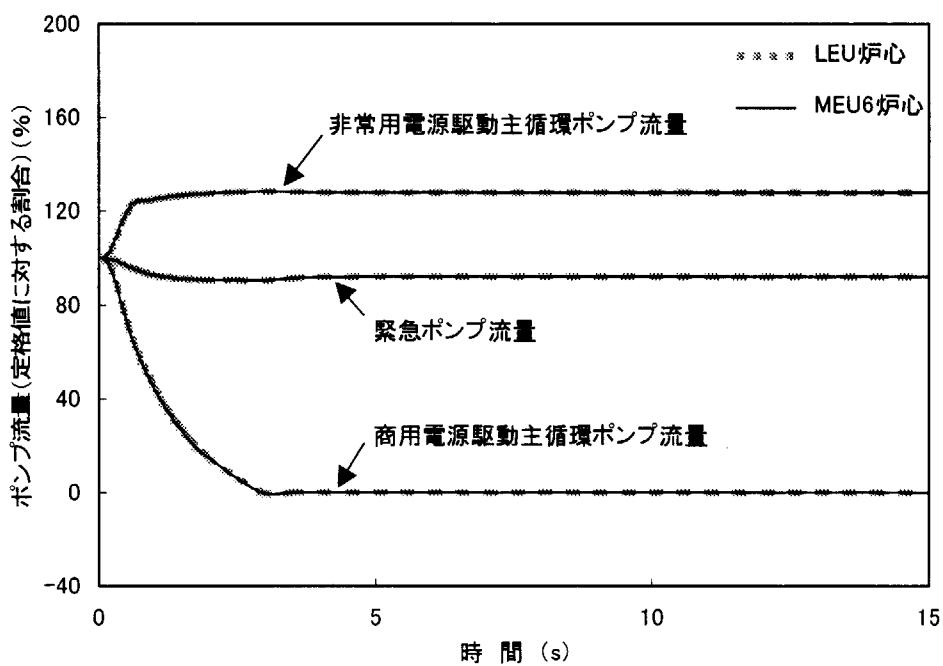


図 6.11 商用電源喪失 (1)

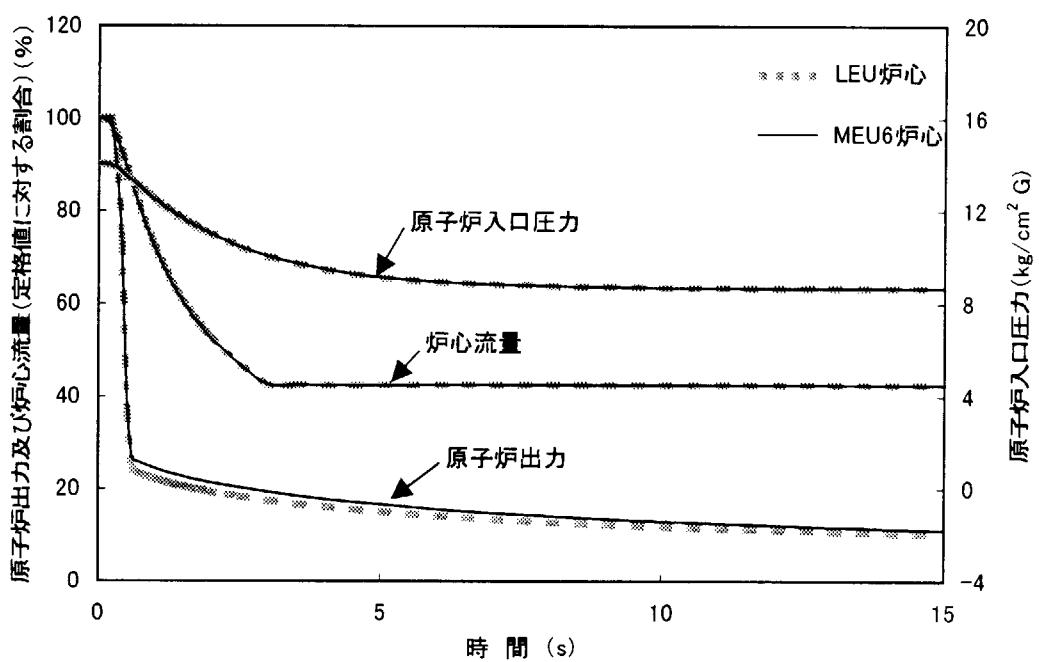


図 6.12 商用電源喪失 (2)

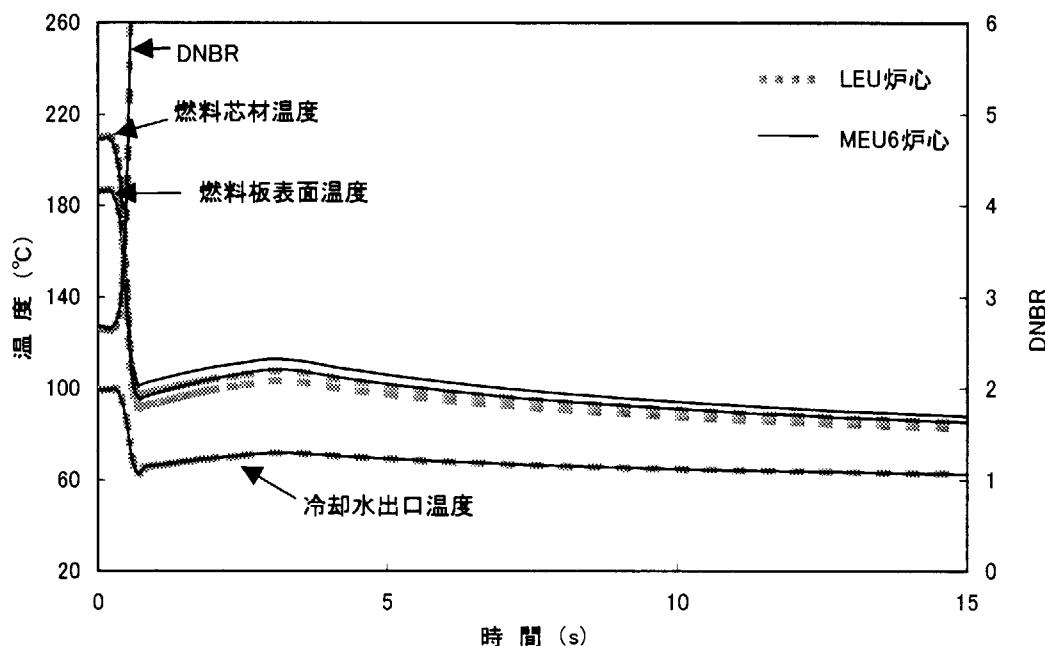


図 6.13 商用電源喪失 (3)

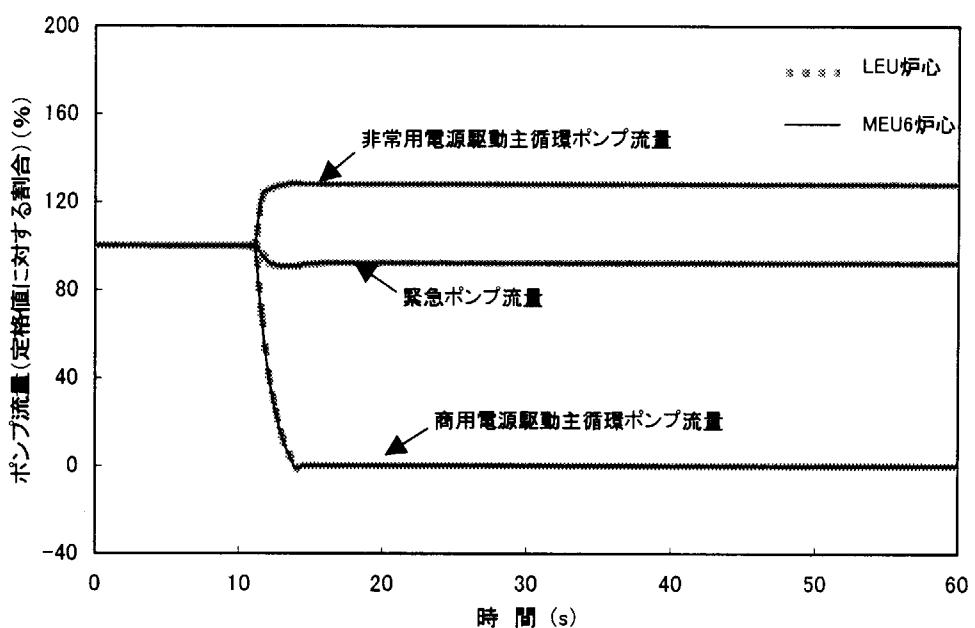


図 6.14 一次冷却系統の異常な減圧 (1)

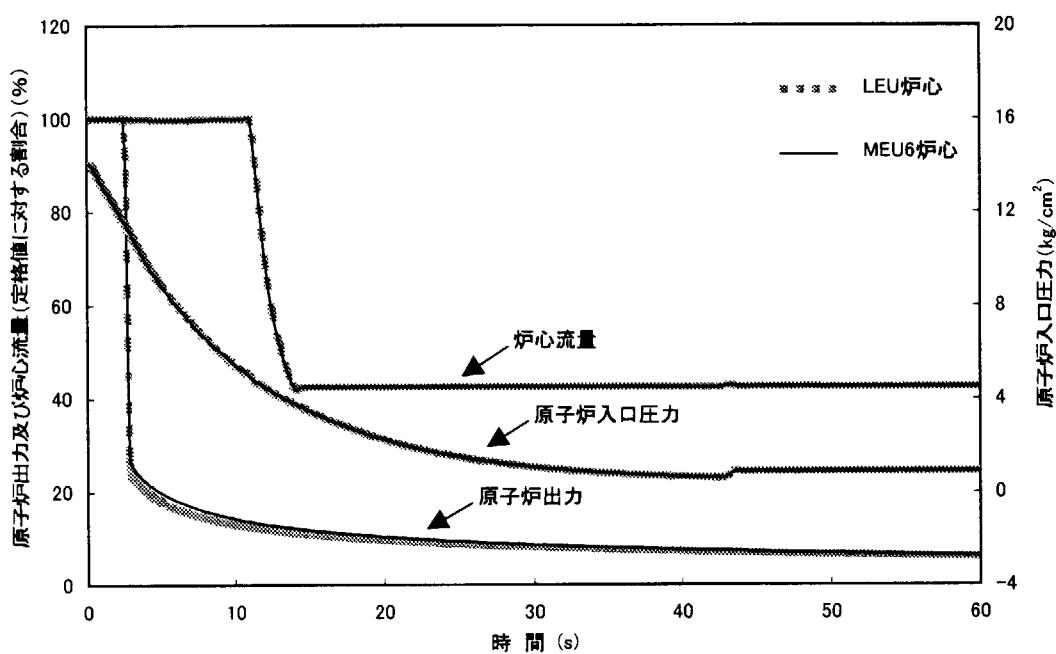


図 6.15 一次冷却系統の異常な減圧 (2)

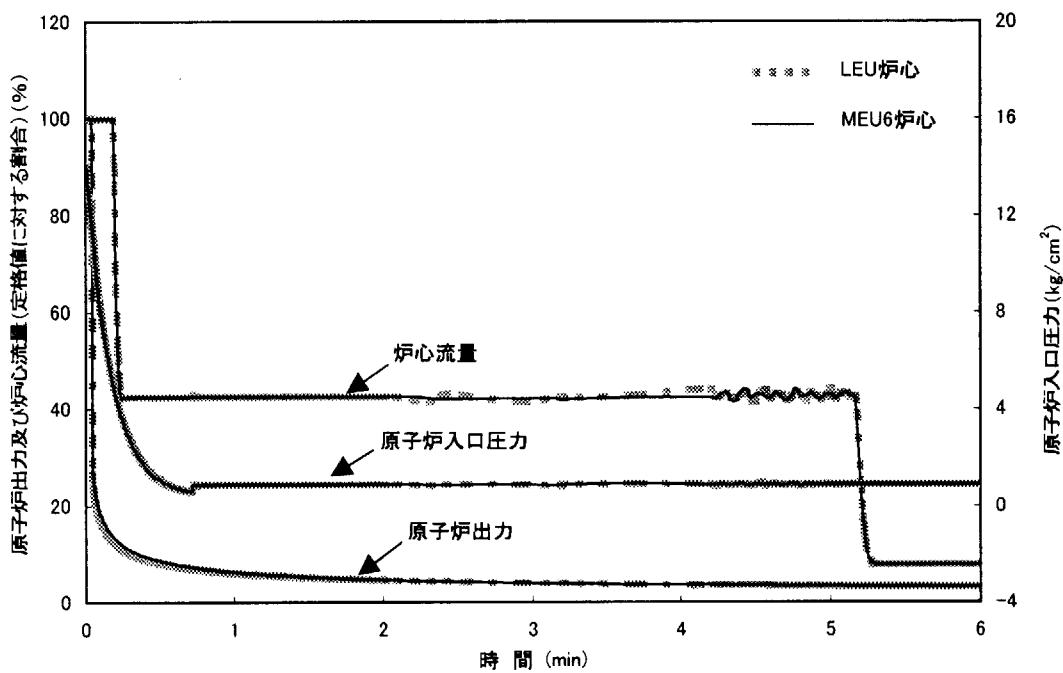


図 6.16 一次冷却系統の異常な減圧 (3)

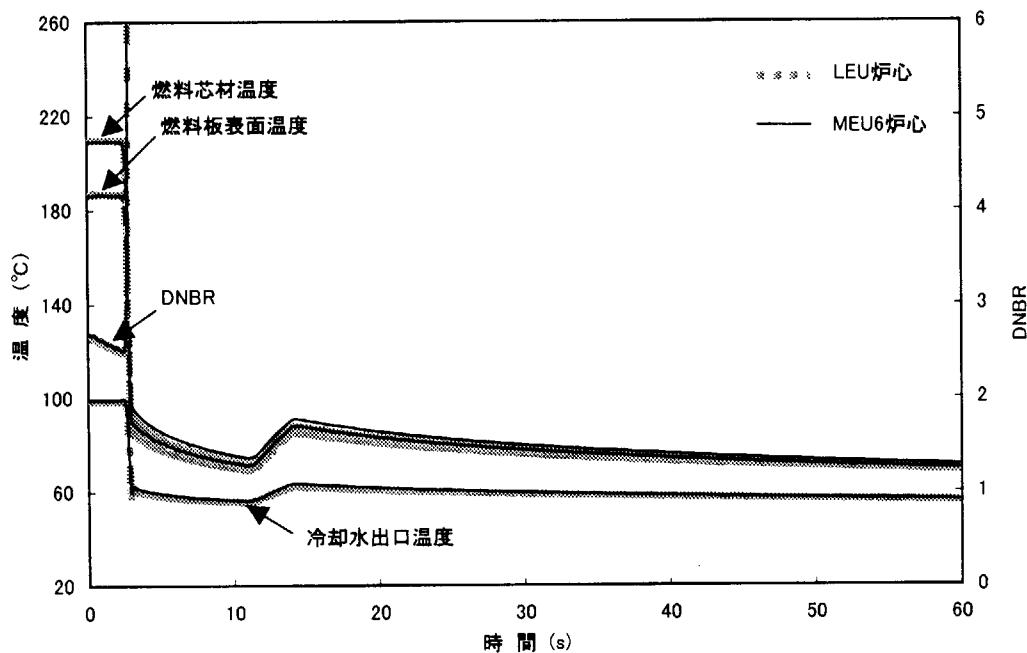


図 6.17 一次冷却系統の異常な減圧 (4)

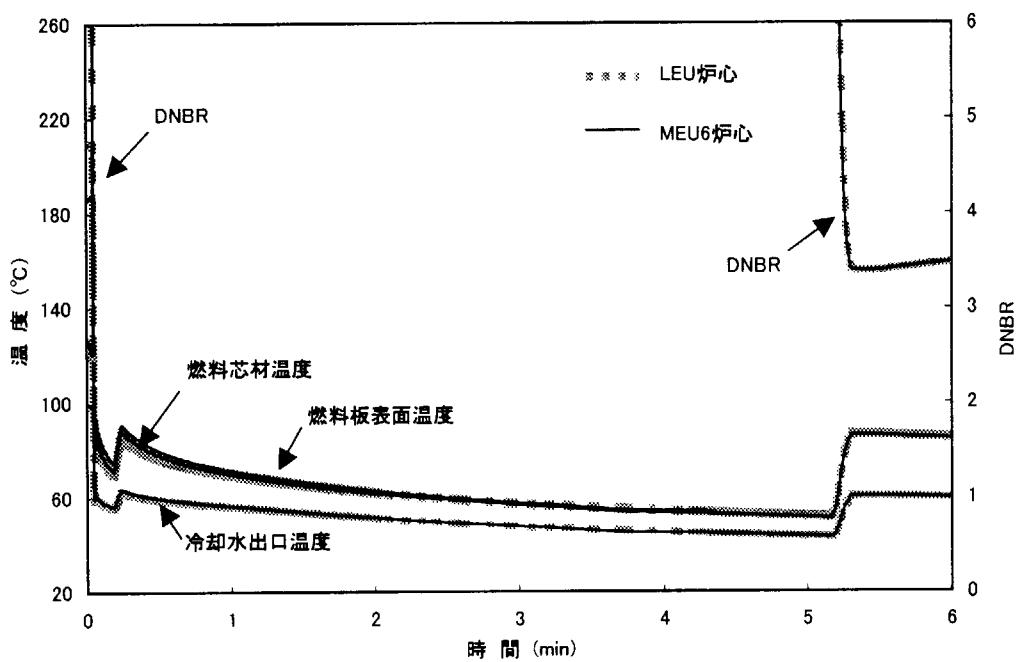


図 6.18 一次冷却系統の異常な減圧 (5)

7. 事故解析

7.1 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加

この事故では、定格出力運転中にキャプセル照射装置の破損又はループ照射装置の試料の保持装置等が故障して照射試料が炉心部から落下あるいは流出すること、又はガスループ照射装置等の配管に破損が生じてループ内に原子炉の一次冷却水が浸入すること等にり、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(1) 解析条件

事故の経過は、EUREKA-2 コードによって解析する。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 照射試料の落下、流出等によって付加される正の反応度は、0.3 秒間に $0.5\% \Delta k/k$ とする。
- 4) 線型出力計の出力設定値は 50MW に設定されているものとする。したがって、原子炉は出力設定値の 1.3 倍である 65MW でスクランムする。

(2) 解析結果

解析結果を表 7.1 「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加の解析条件と解析結果」及び図 7.1 「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」に示す。

7.2 一次冷却水流出事故

この事故では、定格出力運転中に実際には予測し難い原因で一次冷却系統の配管に破損が生じたことによって、一次冷却水が流出することにより、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(1) 解析条件

事故の経過は、THYDE-W コードによって解析する。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 一次冷却系統の配管の使用条件が低温、低圧であること及び材質の特性を考慮して、同配管の破損面積は $Dt/4$ (ただし、D:配管の外径、t:配管の肉厚)を想定する。炉心への影響が最も厳しくなる配管の破損位置は、最も低い位置の最大口径配管である熱交換器の出口配管であり、開口面積 29.7cm^2 の破損が瞬時に発生するものとし、破損口における放出係数は 1.0 とする。
- 4) 原子炉入口圧力が $12\text{kg/cm}^2\text{G}$ まで低下すると、「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクランムする。

- 5) 事故発生から 0.29 秒後に商用電源は喪失し、商用電源駆動の主循環ポンプは停止するものとする。
- 6) 原子炉入口圧力が $5\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$ まで低下すると、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、サイフォンブレーキ弁及びプール連通弁は、各々の開条件が満たされたとき開となり得る状態となる。によって商用電源駆動の主循環ポンプが停止する。
- 7) 非常用電源駆動の主循環ポンプについては、「原子炉入口圧力低低」の信号が発生してから 5 分後に運転を停止する。緊急ポンプの運転はそれ以降も継続する。
- 8) 主循環ポンプが停止する場合、一次冷却水の流量のコーストダウン曲線は、主循環ポンプの特性を考慮したものとする。
- 9) 炉プール水位が正常水位より 2m 低下すると「炉プール水位低」の信号によって、漏えい水を炉プールに戻すため排水ポンプが自動起動する。
- 10) 漏えい水を炉プールに戻す量は $140\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(2) 解析結果

解析結果を表 7.2 「一次冷却水流出事故の解析条件と解析結果」及び図 7.2 「一次冷却水流出事故(1)」～図 7.3 「一次冷却水流出事故(2)」に示す。

7.3 主循環ポンプ軸固着事故

この事故では、定格出力運転中に何らかの原因で主循環ポンプ 3 台のうち、1 台の回転軸が瞬間に固着することによって、一次冷却水の流量が減少することにより、炉心の冷却能力が低下し、燃料温度の急激な上昇を起こすおそれのある場合を想定する。

(1) 解析条件

事故の経過は、THYDE-W コードによって解析する。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 「炉心流量低」の信号によるスクラムは作動しないものとし、炉心差圧が $2.2\text{kg}/\text{cm}^2$ で発信する「原子炉出入口圧力差小」の信号によって、原子炉がスクラムするものとする。

(2) 解析結果

解析結果を表 7.3 「主循環ポンプ軸固着事故の解析条件と解析結果」及び図 7.4 「主循環ポンプ軸固着事故(1)」～図 7.6 「主循環ポンプ軸固着事故(3)」に示す。

7.4 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故

この事故では、定格出力運転中に何らかの原因で二次冷却系統循環ポンプ 3 台のうち、1 台の回転軸が瞬間に固着することによって、二次冷却水の流量が減少することにより、一次冷却水の温度の上昇によって、炉心の冷却能力低下を引き起こすおそれのある場合を想定する。

(1) 解析条件

事故の経過は、THYDE-W コードによって解析する。解析では、実際より十分に厳し

い結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 「原子炉入口温度高」の信号による制御棒挿入は作動しないものとし、一次冷却水の原子炉出口温度が 60°C で発信する「原子炉出口温度高」の信号によって、原子炉が停止するものとする。

(2) 解析結果

解析結果を表 7.4 「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故の解析条件と解析結果」及び図 7.7 「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故(1)」～図 7.9 「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故(3)」に示す。

7.5 炉心流路閉塞事故

この事故では、定格出力運転中に何らかの要因で一次冷却水中に混入していた異物が、炉心内の流路を閉塞することによって、その流路内的一次冷却水の流量が減少することにより、燃料温度が上昇して燃料板に損傷を起こすおそれがある場合を想定する。

(1) 解析条件

事故時の燃料の温度は、COOLOD コードによって解析する。解析では、実際より十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力の 50MW とする。
- 2) 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6,000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- 3) 流路の閉塞は、ホットチャンネル 1 流路が完全に閉塞したものとする。
- 4) 閉塞流路に接する燃料板で発生した熱は、すべて隣接の正常流路で除去されるものとする。
- 5) 燃料板の側板方向への熱伝導は無視する。

(2) 解析結果

解析結果を表 7.5 「炉心流路閉塞事故の解析条件と解析結果」及び図 7.10 「炉心流路閉塞事故」に示す。

7.6 事故に関する安全解析のまとめ

表 7-1 から表 7-5 及び図 7-1 から図 7-10 に示すように、MEU6 炉心における事故の各事象において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度(582°C)以下とする判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水出口最高温度は飽和温度(200°C)に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は最高使用圧力以下とする判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。MEU6 炉心における事故解析の結果を、現行許可の各炉心の解析結果と比較して表 7.6 「事故解析結果のまとめ」に示す。

なお、MEU6 炉心における炉心流路閉塞事故の解析において最小 DNBR は約 1.3 であり、最小 DNBR が 1.5 を下回るため、燃料板の損傷を想定した被ばく評価の対象となる。現行の設置許可においても炉心流路閉塞事故による燃料板の損傷を想定した被ばく評価が行われているが、保守的な評価とするため被ばく評価に用いる線源強度を事故発生前まで原子炉が定格出力 50MW で 125 日間連続運転されたものとしており、MEU6 炉心の場合もこれに包絡されるため、新たな被ばく評価は行わないこととした。同様に、燃料取扱事故についても現行の設置許可における被ばく評価が保守的に行われていることから、MEU6 炉心の評価は省略した。

表 7.1 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	原子炉出力運転中の照射設備の破損	
	解析コード	EUREKA-2	
	单一故障条件	なし (線型出力系の多重化)	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	反応度付加率	0.3 s 間に 0.5% $\Delta k/k$	試料の落下
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% $\Delta k/k$ 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果 (ワンロッドスタック余裕) に 20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
解 析 結 果	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大 (500kW レンジの 130%)	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.13 s	
	原子炉出力	約 81.8 MW	
	燃料芯材最高温度	約 271 °C	被覆材の溶融温度 (582°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 232 °C	
	冷却水最高出口温度	約 128 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。
	最小 DNBR	約 1.6	

表 7.2 一次冷却水流出事故の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	一次冷却系統配管破損	
	解析コード	THYDE-W	
	单一故障条件	なし (「原子炉入口圧力低」検出系の多重化)	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	配管破損箇所	熱交換器出口ヘッダ	結果を安全側に評価するため
	配管破損面積	Dt/4 (29.7cm ²)	研究炉安全評価審査指針より
	商用電源喪失時間	0.29 s	結果を安全側に評価するため
	炉プール連通弁、サイ フォンブレーク弁	「原子炉入口圧力低低」 信号で開	
	一次冷却水流量の コーストダウン曲線	ポンプの GD ² を用いて計算	実測値により安全側に評価するため
	漏えい水の戻し量	140m ³ /h(炉プール水低で起動)	漏えい水再循環最低流量
解 析 結 果	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	2.88% Δk/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果 (ワンロッドスタック余裕) に 20%の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉入口圧力低 (12.0kg/cm ²)	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.1 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 210 °C	被覆材の溶融温度 (582°C) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約 187 °C	
	冷却水最高出口温度	約 100 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。
	最小 DNBR	約 1.6	

表 7.3 主循環ポンプ軸固着事故の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	主循環ポンプの軸固着	
	解析コード	THYDE-W	
	单一故障条件	「炉心流量低」信号によるスクラムを期待しない。	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% Δ k/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20%の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
解 析 結 果	安全保護回路信号	原子炉出入口圧力差小（炉心差圧 2.2kg/cm ² ）	
	結 果 (MEU6 炉心)	判 定	
	スクラム値到達時間	約 0.2 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 231 ℃	被覆材の溶融温度（582℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約 208 ℃	
	冷却水最高出口温度	約 112 ℃	飽和温度（200℃）以下である。
	最小 DNBR	約 2.1	

表 7.4 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故の解析条件と解析結果

		設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	二次冷却系統循環ポンプの軸固着		
	解析コード	THYDE-W		
	单一故障条件	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。		
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力	
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値	
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量	
	原子炉スクラム時挿入反応度	2.88% Δ k/k 図 5.1 のスクラム反応度曲線	核計算結果（ワンドロッドスタック余裕）に20%の安全余裕を見込んだ値	
	スクラム遅れ時間	—	—	
解 析 結 果	安全保護回路信号	原子炉入口温度高 (60°C)		
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定	
	スクラム値到達時間	制御棒挿入に至らない		
	原子炉出力	約 50 MW		
	燃料芯材最高温度	約 211 °C	被覆材の溶融温度 (582°C) 以下である。	
	燃料板表面最高温度	約 188 °C		
	冷却水最高出口温度	約 101 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。	
	最小 DNBR	約 2.6		

表 7.5 炉心流路閉塞事故の解析条件と解析結果

	設 定 (値)	設 定 理 由	
解 析 条 件	事象の想定条件	1 流路の完全閉塞	
	解析コード	COOLOD	
	单一故障条件	なし（「燃料破損」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50MW	定格出力運転における最高出力
	閉塞流路	ホットチャンネル	結果を安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高値
	一次冷却水流量	6,000m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	—	定常解析
	スクラム遅れ時間	—	定常解析
解 析 結 果	安全保護回路信号	燃料破損	
		結 果 (MEU6 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	—	—
	原子炉出力	約 50 MW	被覆材の溶融温度 (582°C) 以下である。
	燃料芯材最高温度	約 297 °C	
	燃料板表面最高温度	約 228 °C	
	冷却水最高出口温度	約 109 °C	飽和温度 (200°C) 以下である。
	最小 DNBR	約 1.3	燃料破損を想定する。

表 7.6 事故の解析結果のまとめ

事象名	対象炉心	解析結果				敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量の合計(Sv)
		最小DNBR	燃料芯材最高温度(°C)	燃料板表面最高温度(°C)	冷却水最高出口温度(°C)	
判断基準		1.5 以上	燃料板溶融温度 582°C以下	飽和温度以下	めやす値 5mSv	
照射実験設備の破損による反応度の異常な付加	移行炉心	約 1.54	約 272	約 234	約 130	
	LEU炉心	約 1.53	約 273	約 234	約 131	
	混合炉心	約 1.53	約 273	約 234	約 131	
	MEU6炉心	約 1.61	約 271	約 232	約 128	
一次冷却水流出事故	移行炉心	約 1.6	約 209	約 187	約 100	
	LEU炉心	約 1.6	約 210	約 187	約 100	
	混合炉心	約 1.6	約 210	約 187	約 100	
	MEU6炉心	約 1.6	約 210	約 187	約 100	
主循環ポンプ軸固着事故	移行炉心	約 2.1	約 230	約 208	約 112	
	LEU炉心	約 2.1	約 231	約 208	約 112	
	混合炉心	約 2.1	約 231	約 208	約 112	
	MEU6炉心	約 2.1	約 231	約 208	約 112	
二次冷却系循環ポンプ軸固着事故	移行炉心	約 2.6	約 210	約 188	約 101	
	LEU炉心	約 2.6	約 211	約 188	約 101	
	混合炉心	約 2.6	約 211	約 188	約 101	
	MEU6炉心	約 2.6	約 211	約 188	約 101	
炉心流路閉塞事故	移行炉心	約 1.3	約 296	約 228	約 108	$\text{約 } 1.5 \times 10^{-5}$
	LEU炉心	約 1.3	約 297	約 228	約 109	
	混合炉心	約 1.3	約 297	約 228	約 109	
	MEU6炉心	約 1.3	約 297	約 228	約 109	
燃料取扱事故	移行炉心					$\text{約 } 6.5 \times 10^{-7}$
	LEU炉心					
	混合炉心					
	MEU6炉心					

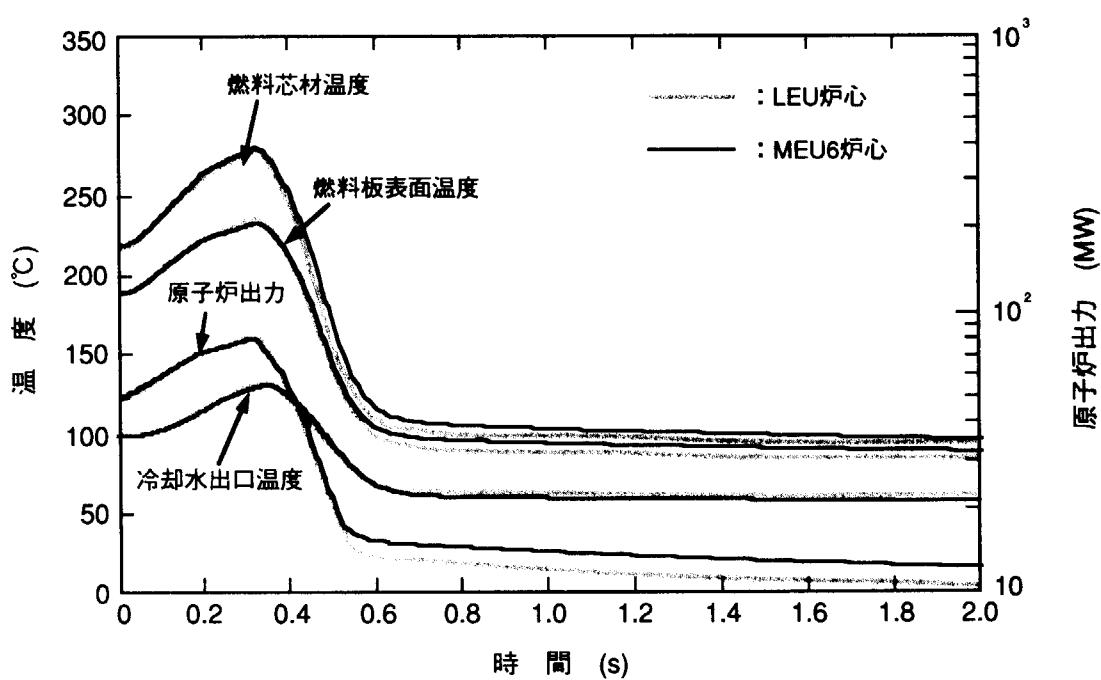


図 7.1 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加

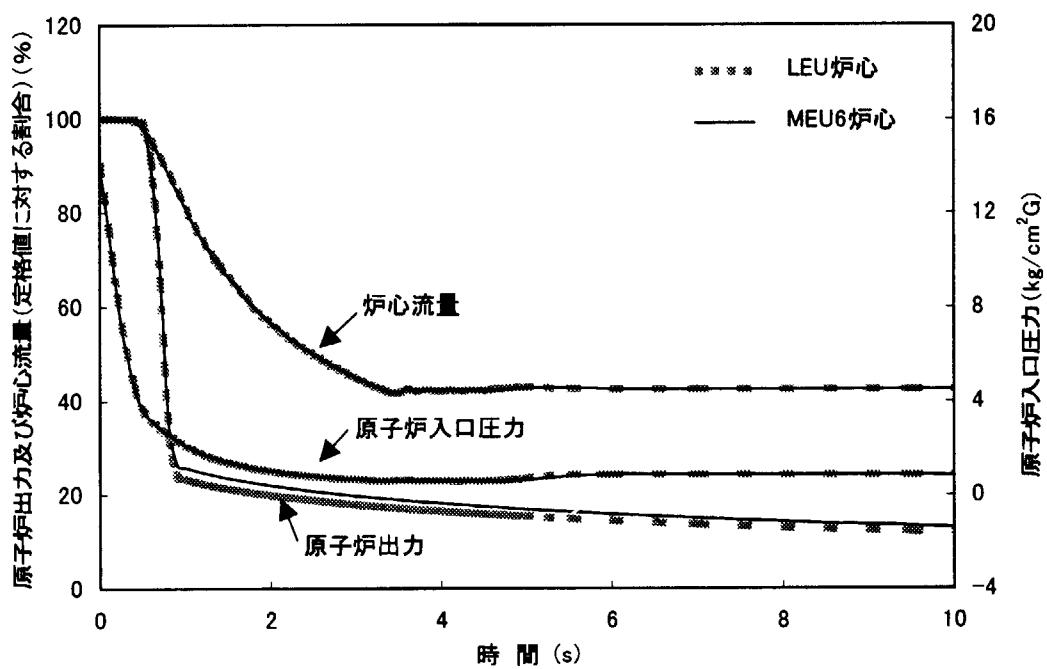


図 7.2 一次冷却水流事故 (1)

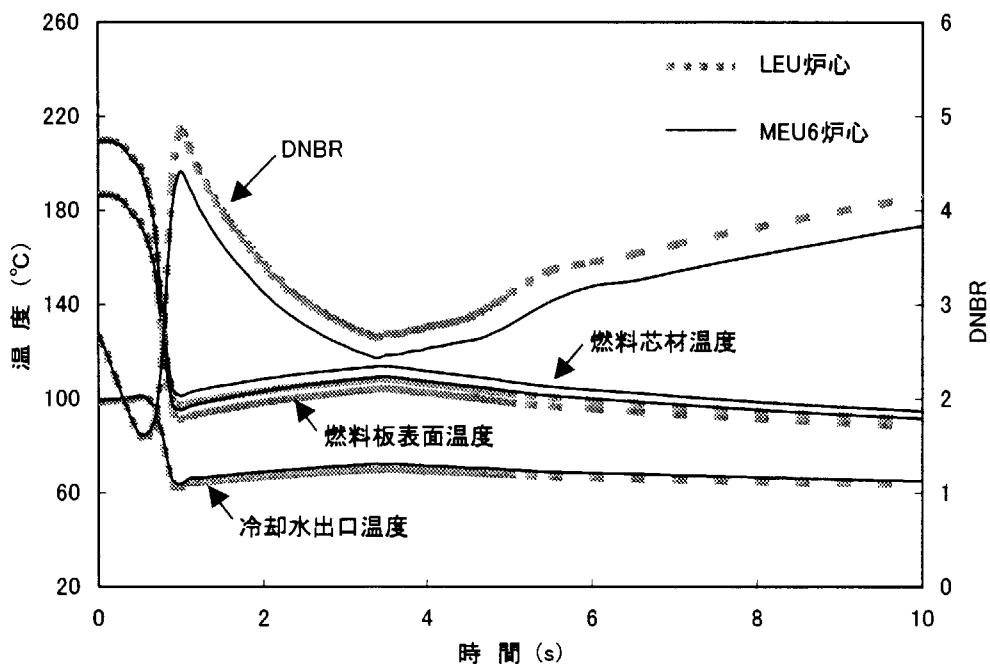


図 7.3 一次冷却水流事故 (2)

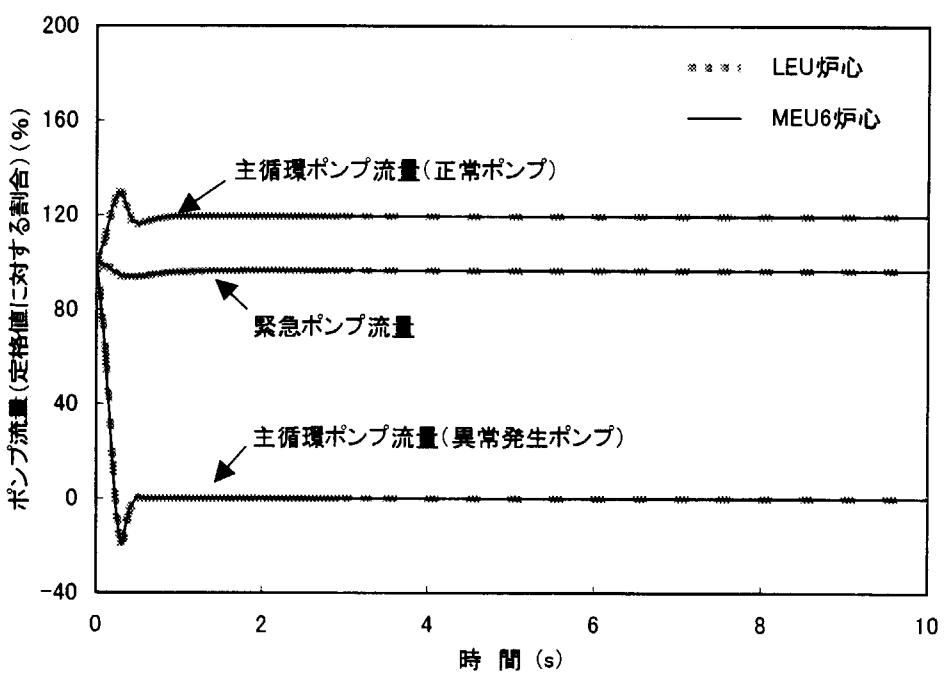


図 7.4 主循環ポンプ軸固着事故 (1)

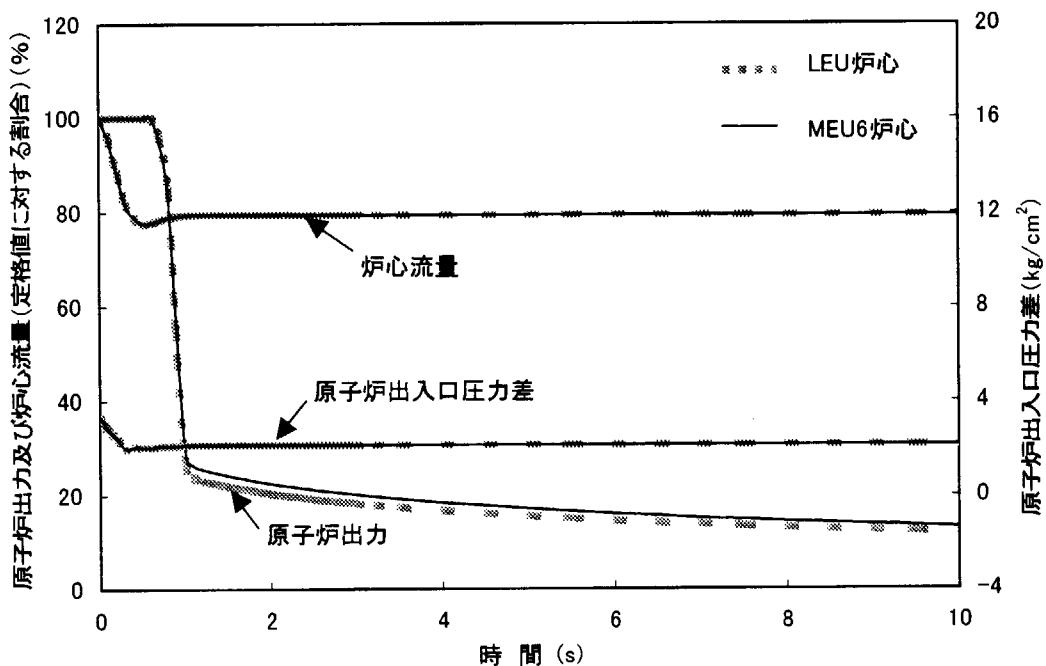


図 7.5 主循環ポンプ軸固着事故 (2)

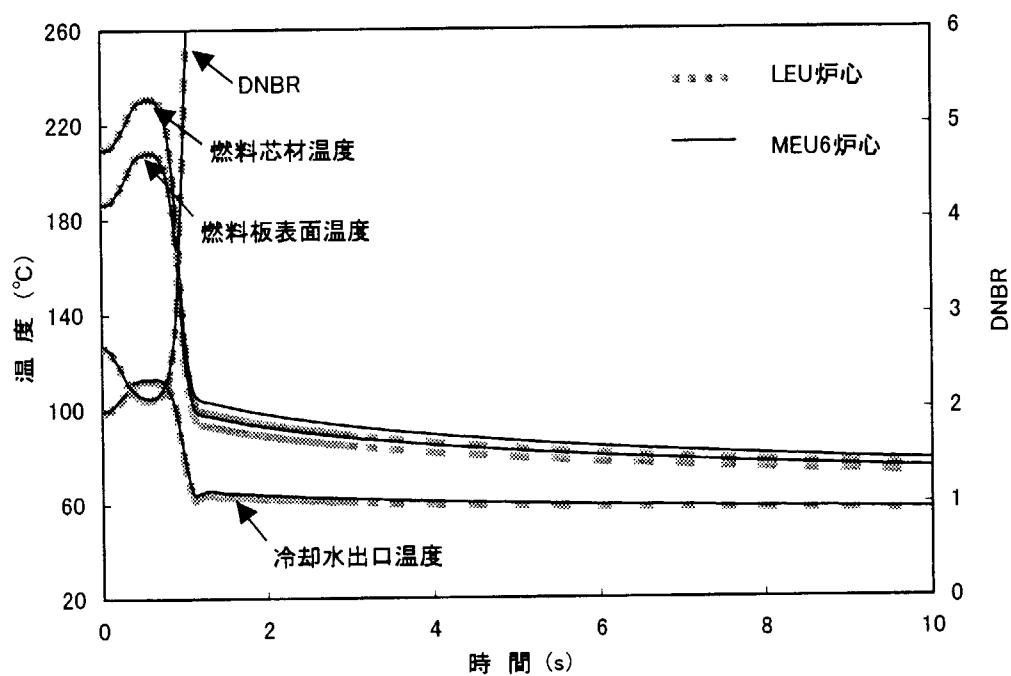


図 7.6 主循環ポンプ軸固着事故 (3)

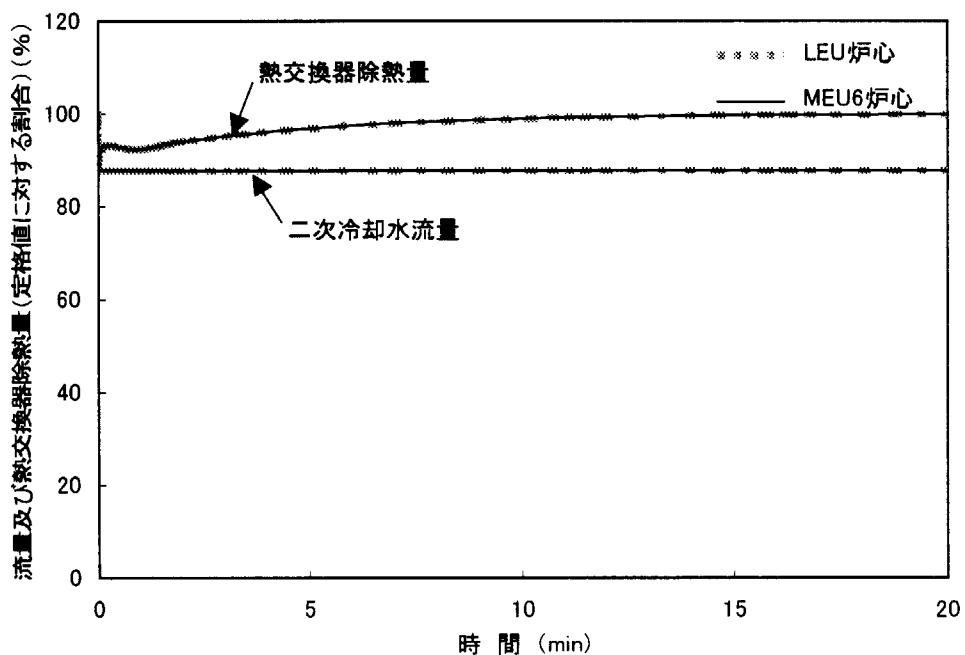


図 7.7 二次冷却系循環ポンプ軸固定事故 (1)

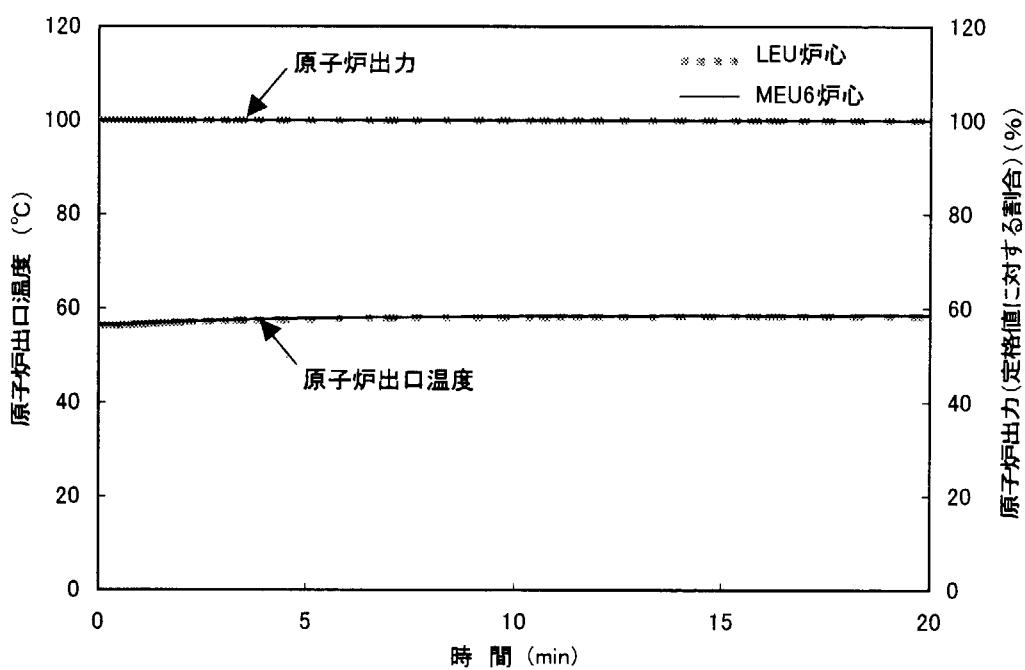


図 7.8 二次冷却系循環ポンプ軸固定事故 (2)

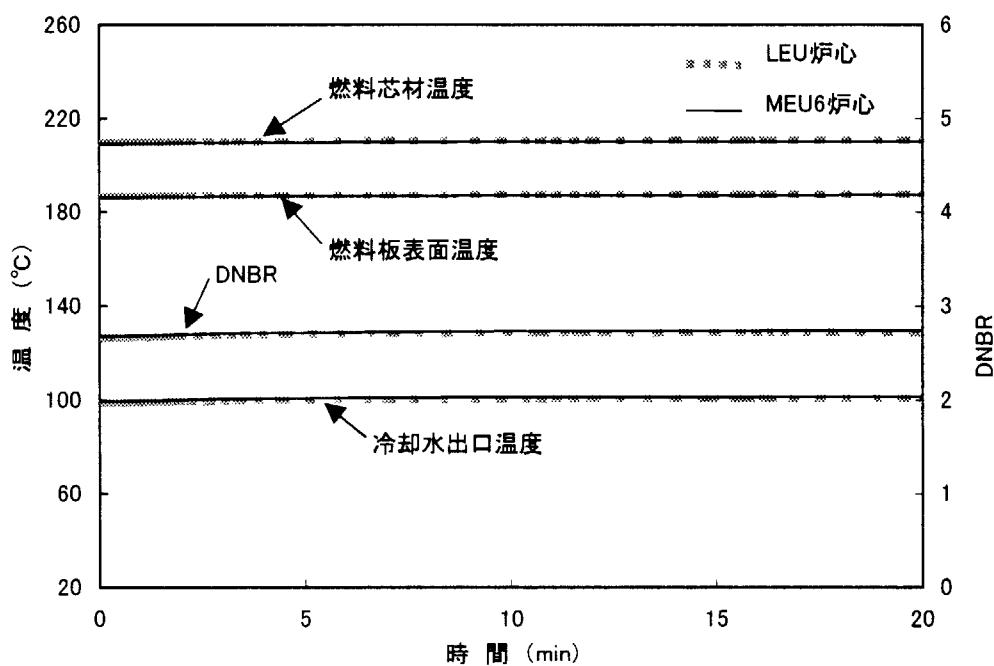


図 7.9 二次冷却系循環ポンプ軸固定事故 (3)

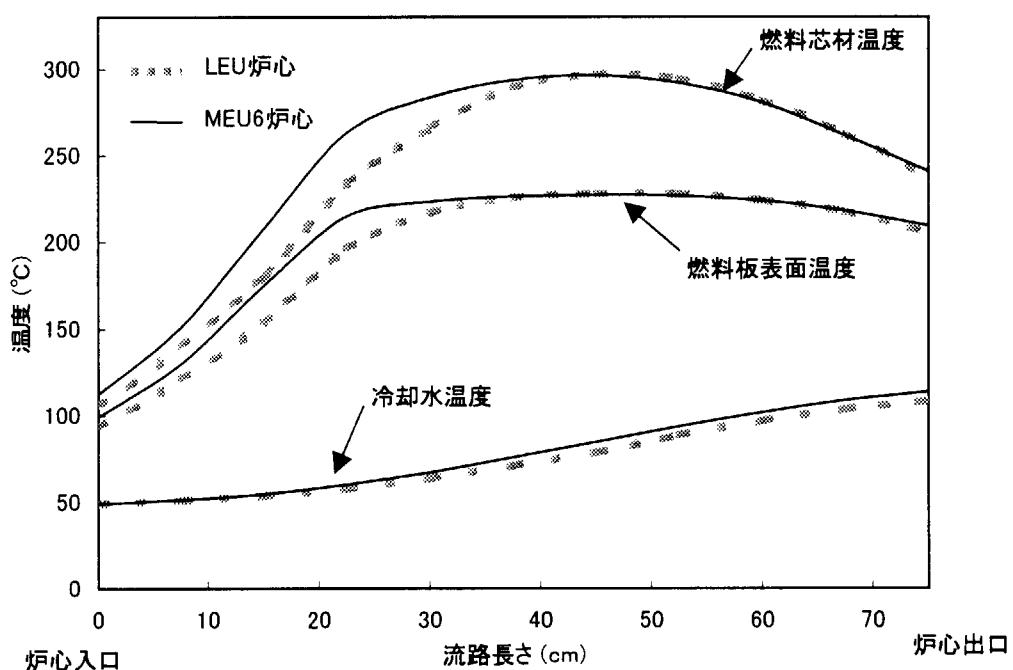


図 7.10 炉心流路閉塞事故

8. まとめ

JMTR の MEU 燃料の有効利用と早期使用を促進するために検討した MEU6 炉心の安全解析を、現行の設置許可で評価している炉心の安全性及び安全評価における解析方法と同様の方法で行った。MEU6 炉心の安全解析の結果は、現行の設置許可における LEU 炉心及び混合炉心の解析結果と同等であるとともに、炉心の核的出力分布の制限値をはじめ、安全性に関する設計方針及び安全評価の判断基準を満たしていることを確認した。

MEU6 炉心に関して原子炉等規制法上の手続きとして、平成 10 年 8 月 10 日に核燃料物質の年間予定使用量の変更の届出を行った。

なお、この炉心による原子炉の運転は、平成 10 年 11 月の JMTR 第 125 サイクルから開始した。

謝　　辞

本解析を進めるに当たり、熱解析において研究炉部研究炉技術開発室（現在；中性子科学研究所センターゲット開発室）副主任研究員神永雅紀氏に多大なる助言を頂いた。報告書の作成に際し、多大なご協力を頂きました馬場治・材料試験炉長、大岡紀一・材料試験炉部次長並びに内容について貴重なご意見を頂いきました掛札和弘・研究炉部 JRR-3 管理課長に深く感謝いたします。

参考文献

- (1) JMTR 照射ハンドブック, JAERI-M 94-023, (1994).
- (2) 永岡芳春, 小向文作, 桜井文雄, 小池須美男, 斎藤実, 二村嘉明; “JMTR 低濃縮燃料炉心の核特性”, JAERI-M 92-098, (1992).
- (3) K.Tsuchihashi, Y.Ishiguro,K.Kaneko and M.Ido ; ”Revised SRAC Code System”, JAERI 1302, (1986).
- (4) 永岡芳春, 小向文作, 桜井文雄, 斎藤実, 二村嘉明; “JMTR 低濃縮燃料炉心の核的ホットスポットファクタ”, JAERI-M 92-042, (1992).
- (5) 渡辺終吉, “板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード—COOLOD”, JAERI-M 84-162, (1984).
- (6) 永岡芳春, 小向文作, 桜井文雄, 斎藤実, 二村嘉明; “JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析(1)”, JAERI-M 92-095, (1992).
- (7) 石塚悦男, 佐藤猛, 桜井文雄, 小森芳廣, 斎藤実, 二村嘉明; “JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析(2)”, JAERI-M 92-096, (1992).
- (8) 大西信秋, 原見太幹, 広瀬大久, 植村睦; “軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2”, JAERI-M 84-074, (1984).
- (9) Y.Asahi, K.Matsumoto and M.Hirano : “THYDE-W : RCS(Reactor Coolant System) ANALYSIS CODE”, JAERI-M 90-172, (1990).

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	kg·m/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ′, ″
リットル	L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)}(\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ⁻¹⁸	= 4.184 J (熱化学)	
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ⁻¹⁹	= 4.1855 J (15 °C)	
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ⁻²⁵	= 4.1868 J(国際蒸気表)	
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ⁻¹⁹	仕事率 1 PS(仏馬力)	
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ⁻²¹	= 75 kgf·m/s	
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ⁻¹⁸	= 735.499 W	
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
1	2.70270 × 10 ⁻¹¹	1	1	100		1	3876		1	100	
3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1		2.58 × 10 ⁻⁴	1		0.01	1	

(86年12月26日現在)

