

JAERI - M
92-095

JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析 (1)

—反応度投入事象解析—

1992年7月

永岡 芳春・小向 文作・桜井 文雄
齋藤 実・二村 嘉明

JAERI-M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。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11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。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1992

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ㈱原子力資料サービス

JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析(1)

— 反応度投入事象解析 —

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

永岡 芳春・小向 文作・桜井 文雄

斎藤 実・二村 嘉明

(1992年6月3日受理)

JMTR は、ETR 型板状燃料を使用した軽水減速・冷却タンク型の熱出力 50 MW の汎用型材料試験炉であり、1993 年に MEU 燃料から LEU 燃料への転換が計画されている。このため、LEU 燃料炉心の安全評価の一環として、反応度投入事象に関する解析を実施した。

評価すべき反応度投入事象として、以下に挙げる運転時の異常な過渡変化に関する 4 事象及び事故に関する 1 事象を選定し解析の対象とした。

(1) 運転時の異常な過渡変化

- ① 起動時における制御棒の異常な引抜き
- ② 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ③ 照射試料による反応度付加
- ④ 冷水導入による反応度付加

(2) 事 故

- ① 照射装置の破損による反応度の異常な付加

解析は、1 点近似核熱水力結合動特性解析コード EUREKA-2 を使用した。

解析の結果、選定した反応度投入事象については、運転時の異常な過渡変化時および事故時の安全性を判断する基準を満足することを確認した。

Safety Analysis of JMTR-LEU Cores (1)
- Reactivity Initiated Accident Analysis -

Yoshiharu NAGAOKA, Bunsaku KOMUKAI, Fumio SAKURAI
Minoru SAITO and Yoshiaki FUTAMURA

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

(Received June 3, 1992)

The core conversion from MEU aluminide fuel to LEU silicide fuel of the JMTR, a 50 MW light water moderated and cooled tank type reactor using ETR-type fuel, is scheduled in 1993.

As a part of the safety analyses for the JMTR LEU core, reactivity initiated accident analysis was carried out.

The following four cases for the anticipated operational transients and one case for the accidents have been selected for the assessment;

(1) anticipated operational transients

- ① control rod withdrawal from zero power,
- ② control rod withdrawal from full power,
- ③ reactivity insertion by removal of irradiation samples,
- ④ reactivity insertion by cold water insertion

(2) accident

- ① reactivity insertion by failure of irradiation devices

All analyses have been made by a computer code EUREKA-2.

The results show to meet the established safety criteria for the JMTR LEU core.

Keywords: JMTR, Reactivity Insertion, Operational Transient, Accident, EUREKA-2, Safety Assessment, Safety Criteria, LEU Fuel

目 次

1. 序	1
2. 炉心構成	3
3. 解析方針	13
3.1 評価すべき事象の選定	13
3.2 解析結果の判断基準	14
4. 解析方法	17
4.1 解析コード	17
4.2 燃料板熱応力	17
5. 計算モデルと入力データ	20
5.1 原子炉の初期状態	20
5.2 チャンネル分割	20
5.3 熱水路係数と出力分布	20
5.4 動特性定数	20
5.5 フィードバック反応度係数	20
5.6 スクラム反応度	21
5.7 物 性 値	21
6. 運転時の異常な過渡変化	32
6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き	32
6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	39
6.3 照射試料による反応度付加	45
6.4 冷水導入による反応度付加	51
7. 事故解析	57
7.1 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加	57
8. その他の解析	63
8.1 出力運転中の制御棒の異常な引抜きのパラメータ解析	63
8.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加のパラメータ解析	63
9. 結 語	68
謝 辞	68
参考文献	68

Contents

1. Introduction	1
2. Core Configuration	3
3. Analysis Policy	13
3.1 Selection of Analysis Event	13
3.2 Safety Criteria for Results	14
4. Analysis Method	17
4.1 Computer Code	17
4.2 Thermal Stress in Fuel Plate	17
5. Calculation Model and Input Data	20
5.1 Initial State of Reactor	20
5.2 Channel Division	20
5.3 Channel Factor and Power Distribution	20
5.4 Kinetics Parameters	20
5.5 Feedback Reactivity	20
5.6 Scram Reactivity	21
5.7 Material Properties	21
6. Analysis of Anticipated Operational Transients	32
6.1 Control Rod Withdrawal from Zero Power	32
6.2 Control Rod Withdrawal from Full Power	39
6.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples	45
6.4 Reactivity Insertion by Cold Water Insertion	51
7. Analysis of Accident	57
7.1 Reactivity Insertion by Failure of Irradiation Devices	57
8. Other Analyses	63
8.1 Parameter Analyses for Control Rod Withdrawal from Full Power	63
8.2 Parameter Analyses for Reactivity Insertion by Failure of Irradiation Devices	63
9. Conclusion Remarks	68
Acknowledgment	68
References	68

1. 序

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) は、軽水減速・冷却タンク型でETR型の板状燃料を使用した熱出力50MWの汎用型材料試験炉である。図1.1に原子炉本体を示す。

研究・試験炉の濃縮度低減化 (RERTR) 計画の一環として、JMTRでは、1986年に45%の中濃縮 (MEU: Medium Enriched Uranium) 燃料に転換した。更に、1993年に20%の低濃縮 (LEU: Low Enriched Uranium) 燃料への転換が計画されている。

LEU燃料 (標準燃料要素及び燃料フォロー) の芯材としては、高ウラン密度が得られるウランシリコンアルミニウム分散型燃料 (U_3Si_2-Al) を使用し、ウラン密度は約 4.8 g/cm^3 である。燃料の形状及び寸法はMEU燃料と同一である。

高ウラン密度燃料の採用によりMEU燃料の標準燃料要素で1体あたりのU-235の装荷量を約310g (燃料フォローは約205g) から約410g (同約275g) に増加し、LEU炉心の連続運転日数を現行MEU炉心の12日から25日に延長する。そして、運転初期の過剰反応度及び運転サイクル中の反応度変動を抑制するために、燃料要素側板部に棒状の可燃性吸収体を取付ける。可燃性吸収体としては、カドミウムワイヤ (直径約0.3mm, アルミニウム合金被覆) を使用する。

炉心はLEU炉心、それに移行するための移行炉心及び残余のMEU燃料要素を使い切るために、LEU燃料と1体又は2体のMEU燃料から構成する混合炉心とがある。

本報告は、移行炉心、LEU炉心及び混合炉心の反応度付加時の安全性を評価することを目的として行った反応度投入事象に関する解析について述べたものである。

反応度投入事象としては、以下に挙げる運転時の異常な過渡変化に関しての4事象及び事故に関しての1事象を選定している。

(1) 運転時の異常な過渡変化

- ① 起動時における制御棒の異常な引抜き
- ② 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ③ 照射試料による反応度付加
- ④ 冷水導入による反応度付加

(2) 事故

- ① 照射装置の破損による反応度の異常な付加

解析には、1点近似核熱水力結合動特性解析コードEUREKA-2を使用した。

解析の結果、選定した反応度投入事象については、運転時の異常な過渡変化時および事故時の安全性を判断する基準を満足することを確認した。

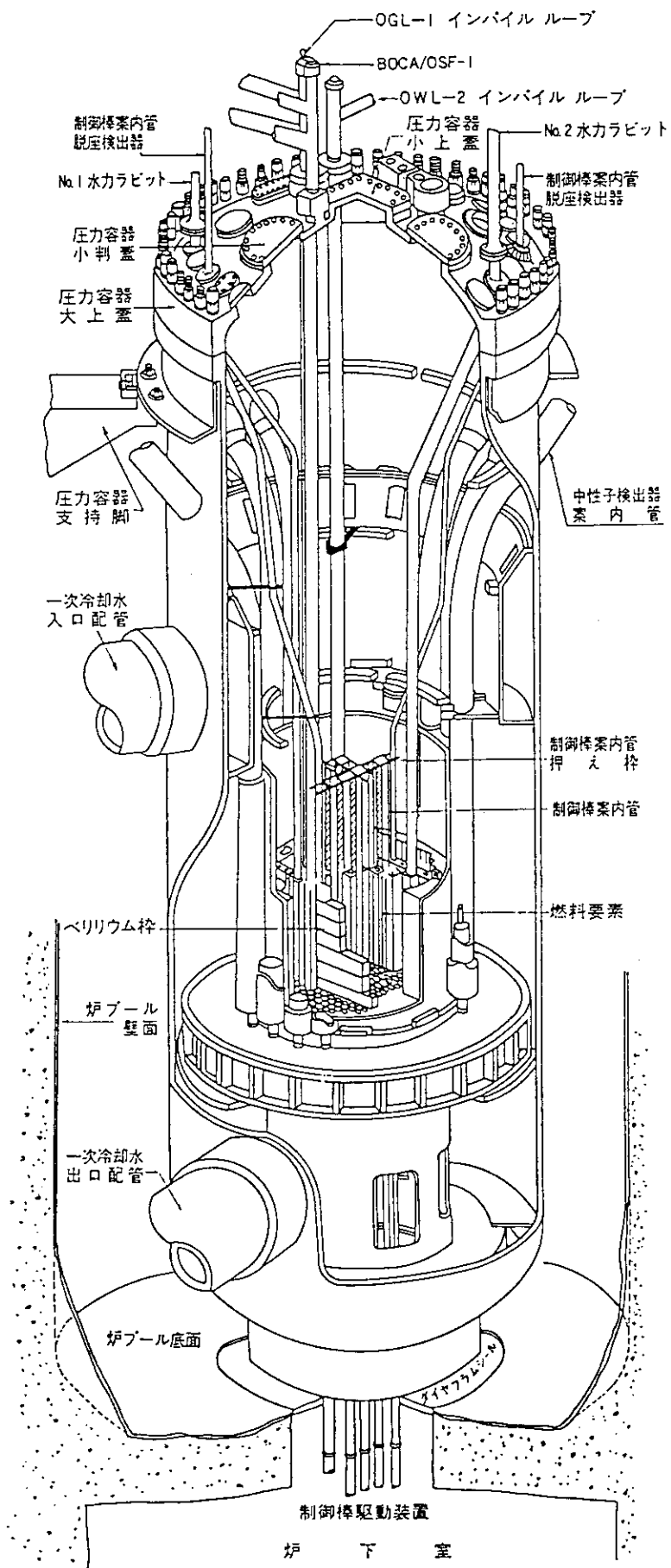


図 1.1 JMTR 原子炉本体

2. 炉心構成

JMTRの炉心は、図2.1に示すように、7.72cm角の単位格子を基本として、燃料領域は、5×7格子配列で22体のETR型の標準燃料要素と5本の燃料フォロー付制御棒そして照射用反射体8本で構成される。燃料領域から炉心最外の内部タンクまでは、2層のBe反射体要素さらにAl反射体要素で燃料領域を取り囲んでいる。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、試料が入らないときはプラグが挿入されている。炉心部の実効高さは75cmである。

燃料要素の種類は、標準燃料要素と燃料フォローの二種類に分けられる。低濃縮(LEU)シリサイド燃料では、どちらの要素とも、可燃性吸収材として燃料側板部にカドミウム(Cd)ワイヤが、燃料実効長(750mm)にわたり挿入される。図2.2及び図2.3にLEU標準燃料要素及び燃料フォローの形状の断面を示す。

燃料要素に挿入されるCdワイヤの直径は、0.3mmで、本数は、標準燃料要素18本、燃料フォロー16本である。ワイヤはアルミニウム合金で被覆される。

表2.1に燃料要素の諸元を中濃縮ウラン(MEU)燃料と共に示す。

JMTRの標準炉心の構成には、表2.2に示すように移行炉心、LEU炉心及び混合炉心があり、それぞれ22体の標準燃料要素と5体の燃料フォローで構成される。

移行炉心は、LEU炉心への移行に先立ち、LEU標準燃料要素を中濃縮ウラン燃料炉心(MEU炉心)に混合して使用するもので、図2.4に示すように2体(格子位置H-8及びJ-8)をLEU標準燃料要素に交換配置した炉心であり、その特性はMEU炉心に近い。LEU炉心は、LEU燃料のみで構成した炉心で、図2.5に示すような初装荷炉心と、図2.6に示すように燃焼の進んだ燃料を約半数ずつ取替える平衡炉心とがある。混合炉心は、燃料の低濃縮化に伴い未使用のMEU燃料要素をLEU平衡炉心に混合して使用するもので、図2.7に示すように1体(格子位置F-6又はL-10)又は2体(格子位置F-6及びL-10)をMEU標準燃料要素に交換配置した炉心である。

各炉心の主要な核的仕様を表2.3に示す。

表 2.1 燃料要素の主要仕様

区 分		M E U 燃 料		L E U 燃 料	
		標準燃料要素	燃料フォローワ	標準燃料要素	燃料フォローワ
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 寸 法 (mm)		約76×76 × 1.200	約64×64 × 890	約76×76 × 1.200	約64×64 × 890
²³⁵ U 含 有 量 (g)		約 310	約 205	約 410	約 275
冷 却 水	流 路 厚 さ (mm)	約2.67 (12)	約2.59 (15)	約2.67 (12)	約2.59 (15)
	() : 流 路 数	約2.92 (2)	—	約2.92 (2)	—
	流 路 数 合 計	約3.02 (4)	—	約3.02 (4)	—
燃 料 芯 材	種 類	ウランアルミニウム分散 型合金		ウランシリコンアルミニ ウム分散型合金	
	組 成	UAl _x - Al		U ₃ Si ₂ - Al	
	ウラン密度 (g/cm ³)	約 1.6		約 4.8	
被 覆 材	種 類	アルミニウム合金		アルミニウム合金	
	材 料 規 格	DIN AlMgX(X= 1~3)、 JIS A 6061 又は相当品		JIS A 6061、AG3NE *1 又は相当品	
可 燃 性	種 類	/		カドミウム	カドミウム
	線 径 (mm)			約 0.3	約 0.3
吸 収 体	長 さ (mm)	/		約 760	約 750
	被 覆 材 種 類			アルミニウム合金	アルミニウム合金
	被 覆 材 厚 さ (mm)			約 0.25	約 0.25
	本 数	/		18本	16本
最 高 燃 焼 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

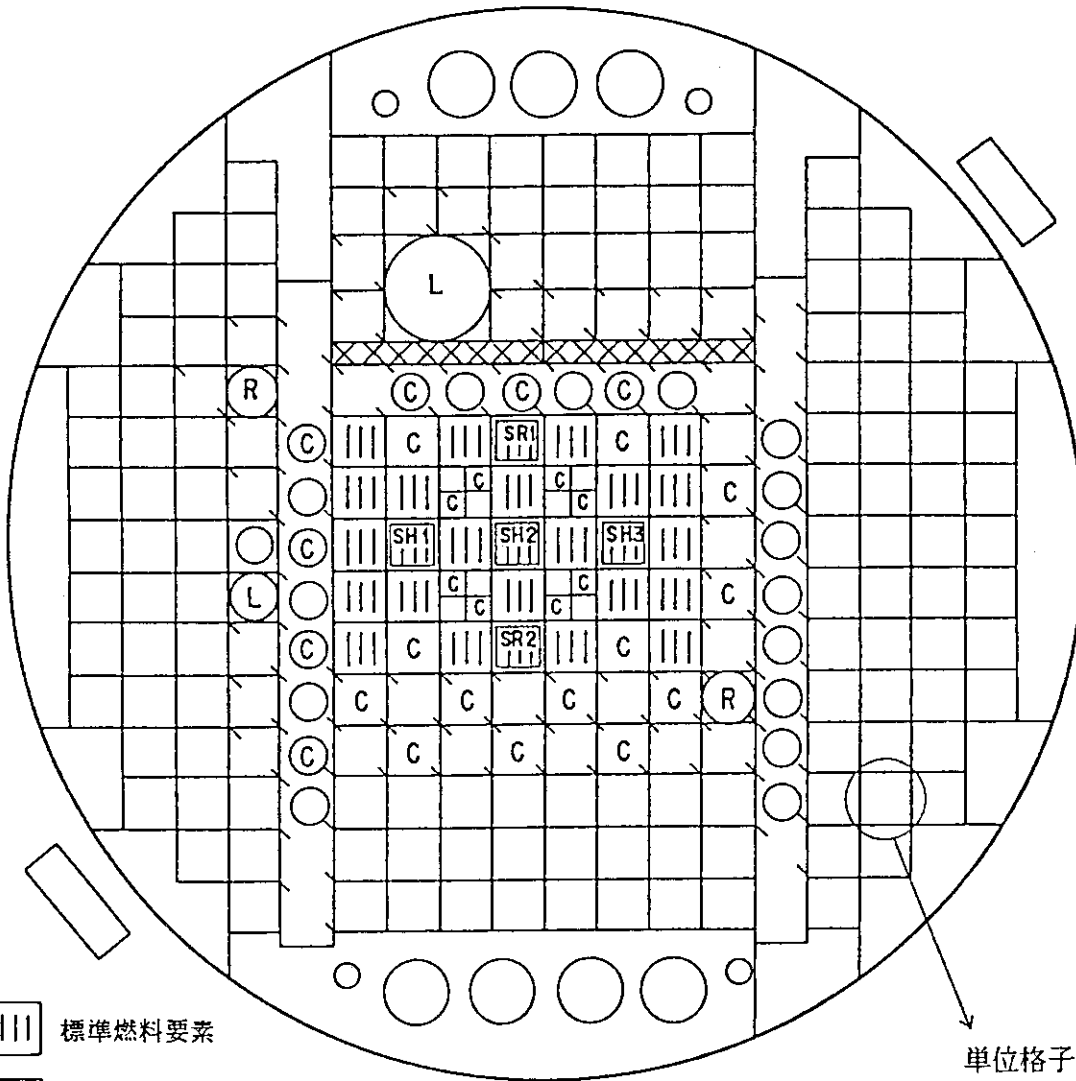
燃料要素	炉心		
	移行炉心	LEU炉心	混合炉心
LEU標準燃料要素	2体	22体	20又は21体
LEU燃料フォロー	——	5体	5体
MEU標準燃料要素	20体	——	2又は1体
MEU燃料フォロー	5体	——	——

表2.3 主要な核的仕様

項目	移行炉心	LEU炉心		混合炉心
		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 9.8kg	約 9.6 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		

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

1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15



- 標準燃料要素
- 粗調整棒 (燃料フロー)
- 微調整棒 (燃料フロー)
- ループ
- キャプセル
- 水カラビット
- ベリリウム反射体
- アルミニウム反射体
- ガンマ線遮蔽板

単位格子

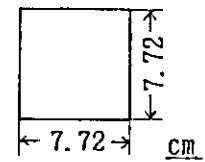


図2.1 JMTR 炉心

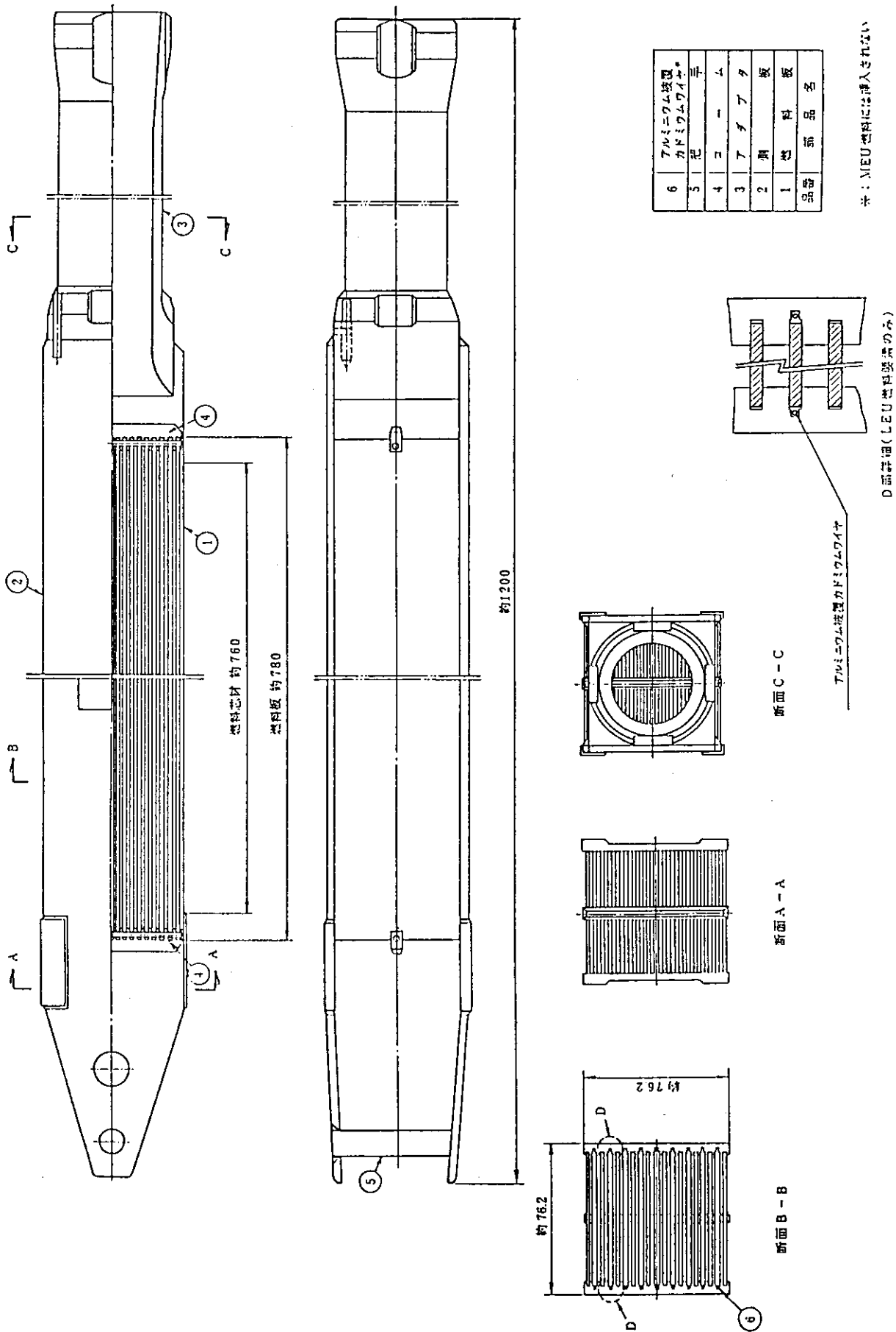
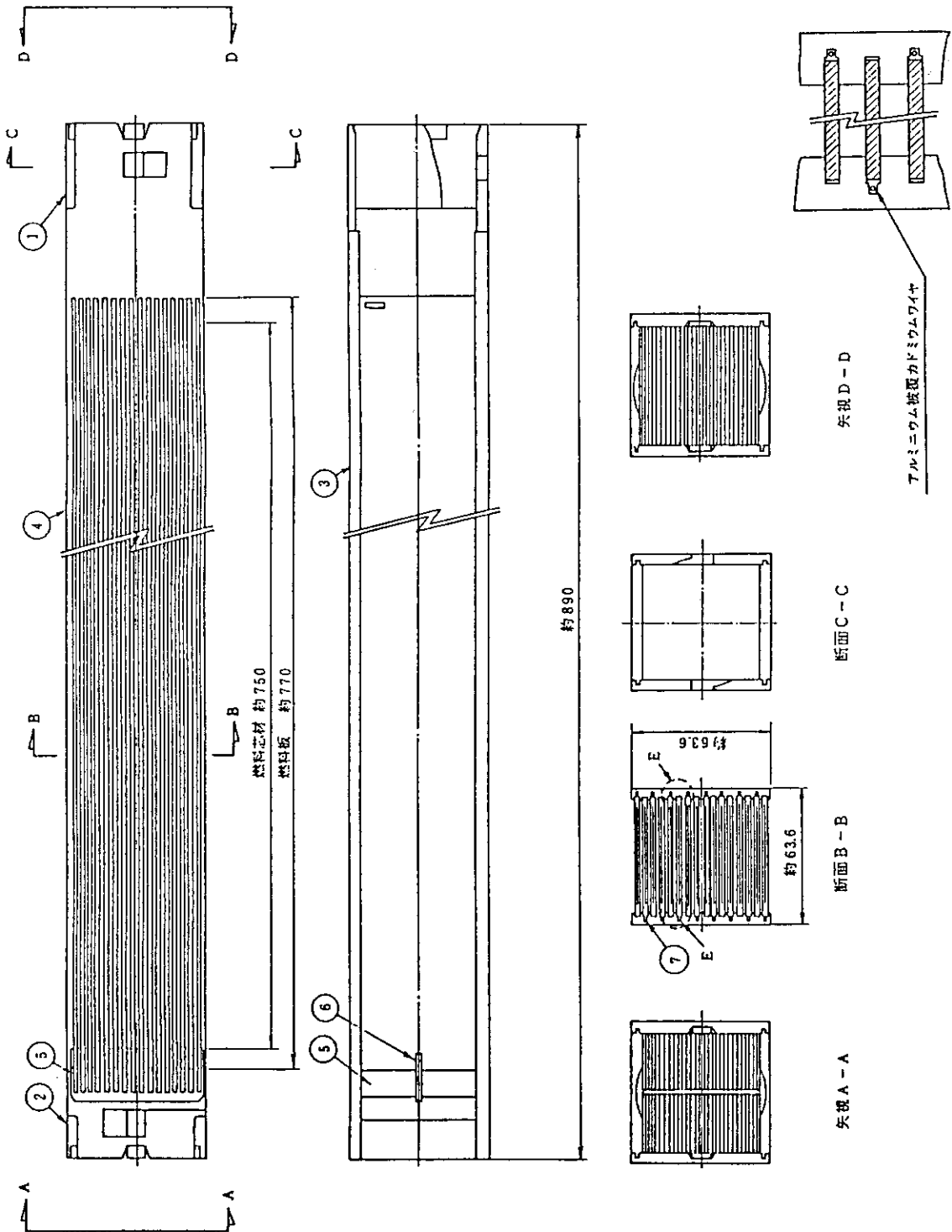


図 2.2 標準燃料要素断面図



品番	部品名
7	アルミニウム被覆カドミウムワイヤ
6	コ-ム
5	中性子吸収板
4	下部燃料板
3	上部燃料板
2	側燃料板
1	燃料板

※: MEU燃料には挿入されない

E部詳細(LEU燃料要素のみ)

図 2.3 燃料フォロア断面図

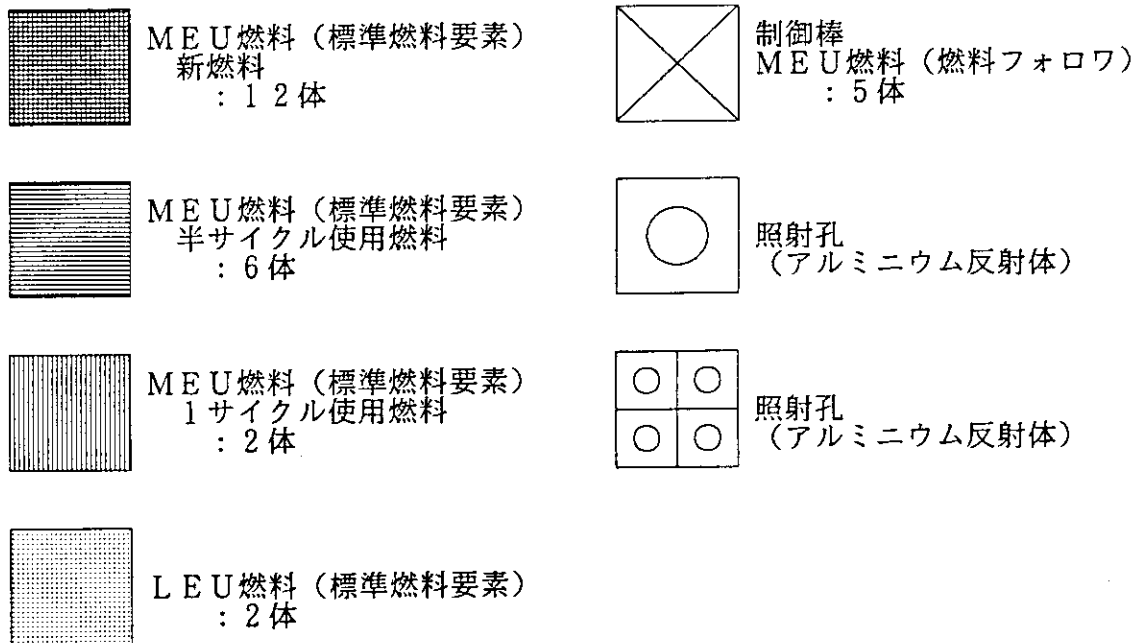
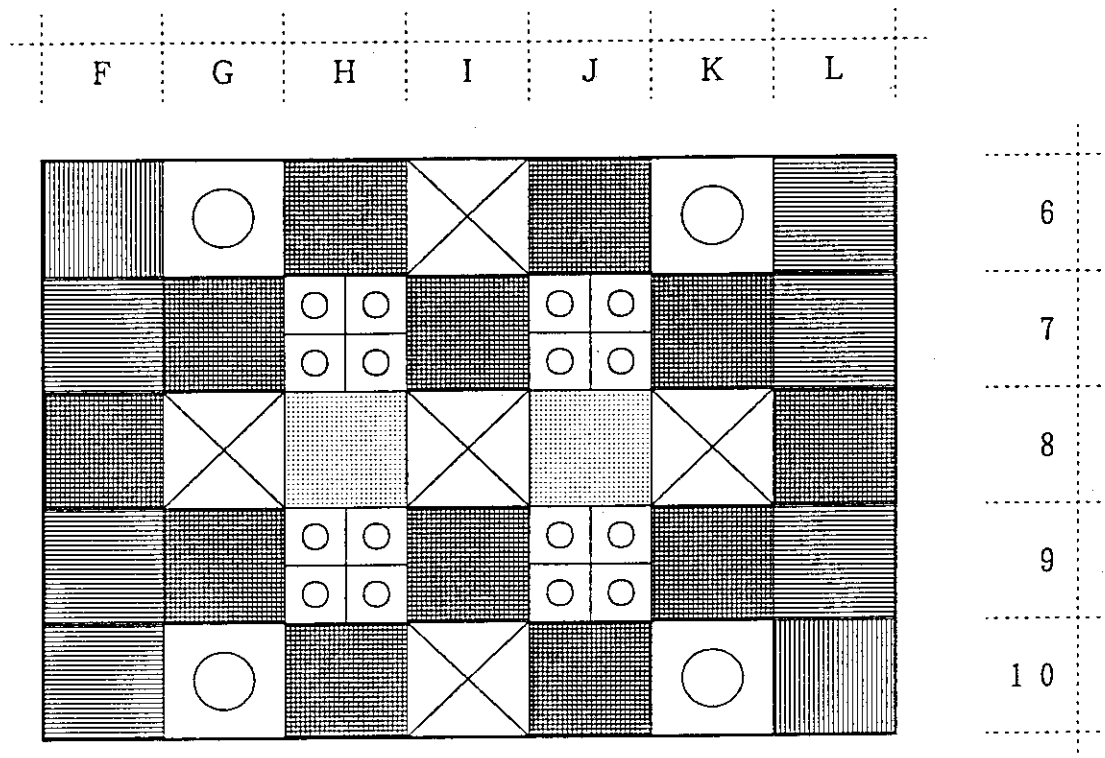
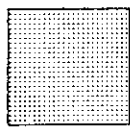
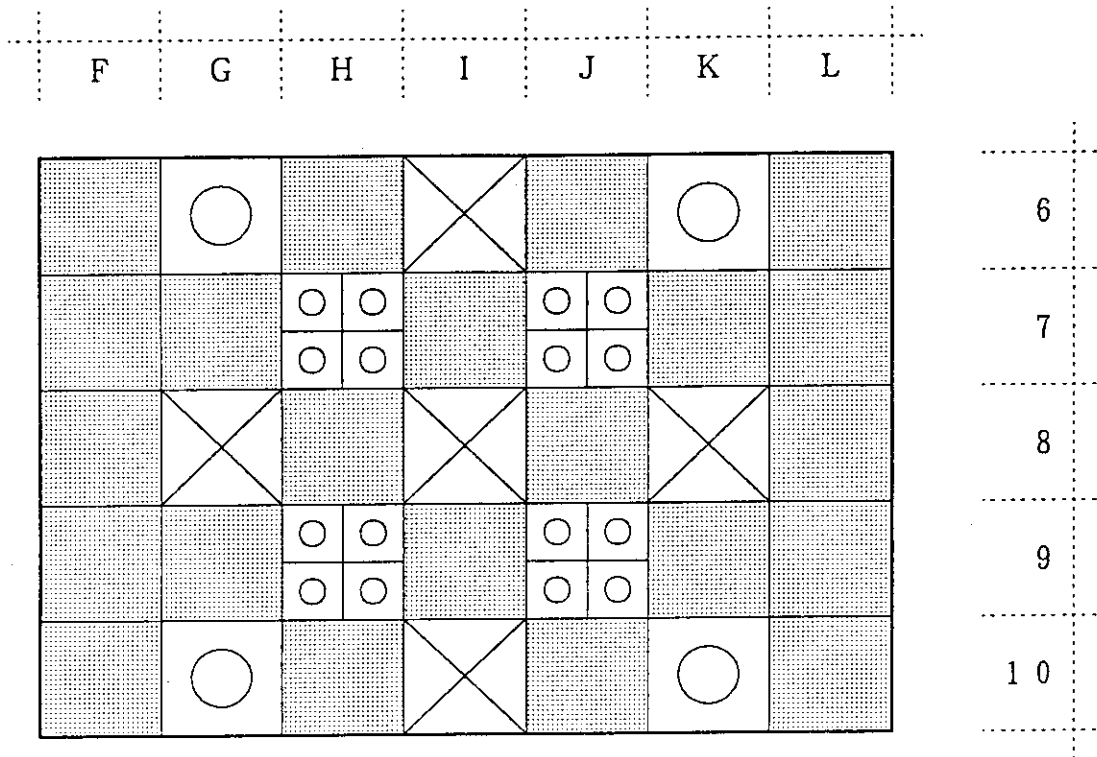
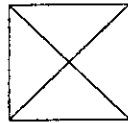


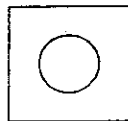
図2.4 移行炉心の燃料配置



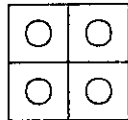
LEU燃料 (標準燃料要素)
: 22体



制御棒
LEU燃料 (燃料フォロウ)
: 5体

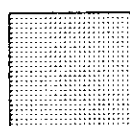
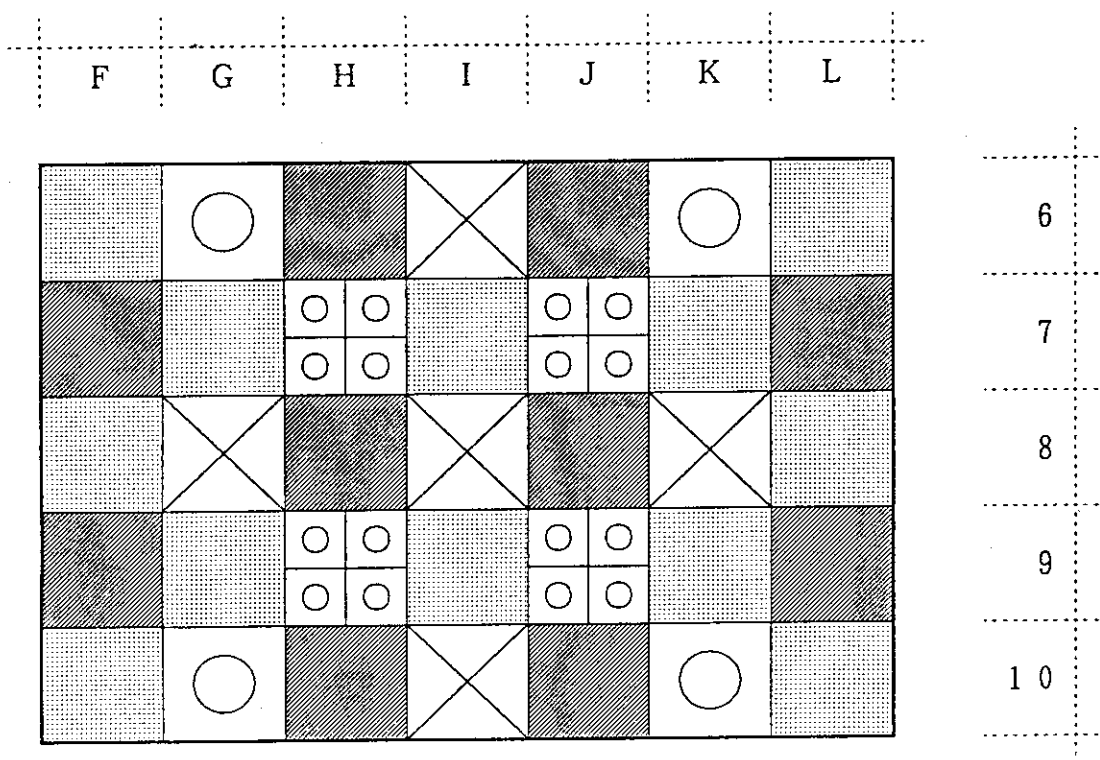


照射孔
(アルミニウム反射体)

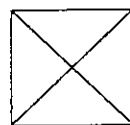


照射孔
(アルミニウム反射体)

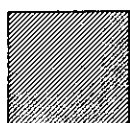
図 2.5 LEU 初装荷炉心の燃料配置



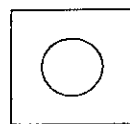
LEU燃料 (標準燃料要素)
新燃料
: 12体



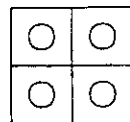
制御棒
LEU燃料 (燃料フォロー)
: 5体



LEU燃料 (標準燃料要素)
1サイクル使用
: 10体



照射孔
(アルミニウム反射体)



照射孔
(アルミニウム反射体)

図2.6 LEU平衡炉心の燃料配置

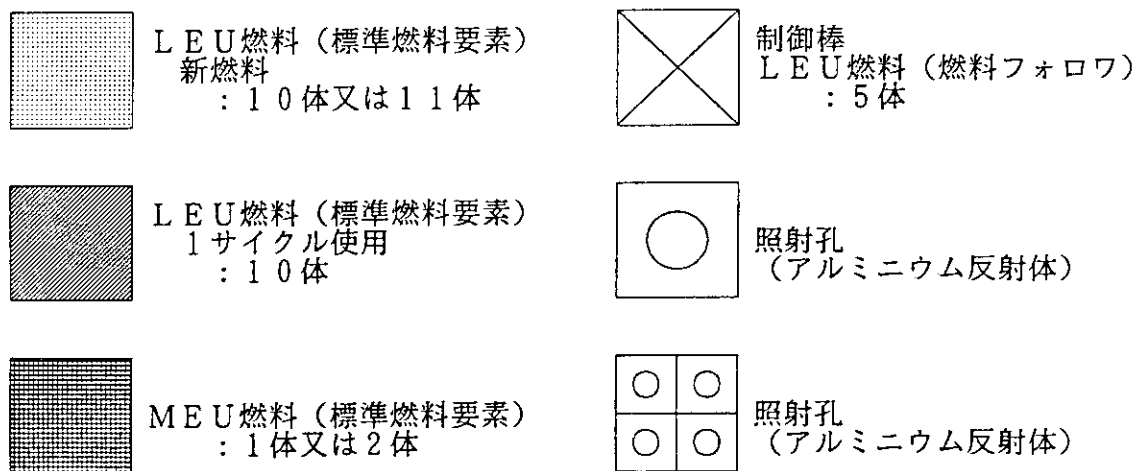
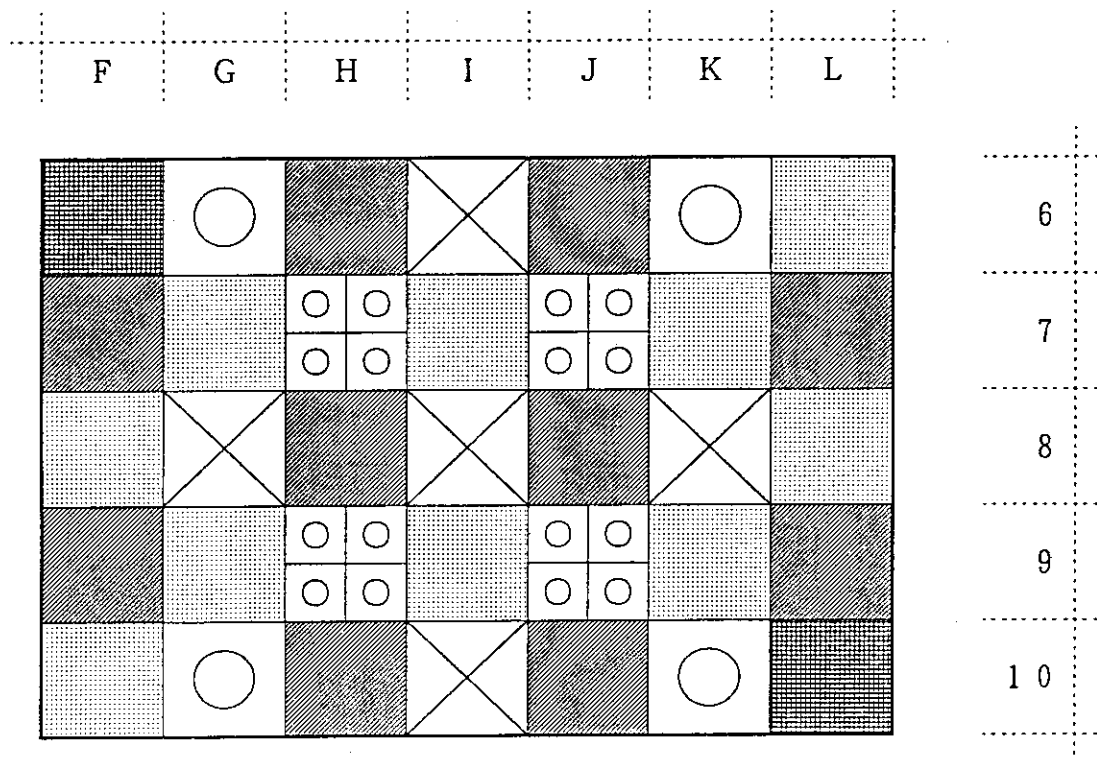


図2.7 混合炉心の燃料配置

3. 解析方針

3.1 評価すべき事象の選定

本解析では、炉心内の反応度を異常に変化させる事象について行った。評価すべき事象の選定にあたっては、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⁽¹⁾及び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⁽²⁾等を参考とした。

事象の選定では、表3.1に示すように、原子炉施設の各設備ごとに、考えられる機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作などの原因によって、通常運転状態を超えるような反応度外乱が加わる起因事象をあらいだし、各設備で最も厳しい結果をもたらす事象を代表事象として選定した。解析対象炉心は、移行炉心、LEU炉心の初装荷炉心及び平衡炉心、並びに混合炉心を考慮し、運転条件は、解析結果が厳しくなるように設定した。

安全評価上の事象分類は、原子炉施設の通常運転状態を超えた事象、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び運転時の異常な過渡変化の範囲を超える事象、すなわち「事故」に分けて評価を行うこととした。

ここで、運転時の異常な過渡変化とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作、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ずる異常な状態に至る事象を対象とした。

また、事故とは、前記の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、原子炉施設から放射性物質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がある事象を対象とした。

反応度投入事象としては、以下に挙げる運転時の異常な過渡変化に関しての4事象及び事故に関しての1事象を選定した。

(1) 運転時の異常な過渡変化

- ① 起動時における制御棒の異常な引抜き
- ② 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- ③ 照射試料による反応度付加
- ④ 冷水導入による反応度付加

(2) 事故

- ① 照射装置の破損による反応度の異常な付加

3.2 解析結果の判断基準

運転時の異常な過渡変化時及び事故時の安全性を判断する基準は次のとおりとする。

(1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えないこと、かつ、原子炉施設は通常運転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。

- ① 最小DNBRは、1.5以上であること。
- ② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
- ③ 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。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスト発生温度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以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

(2) 事故時の判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、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。

- ① 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。
- ② 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。
- ③ 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。
- ④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

表 3.1 解析事象の選定 (1)

設備名	異常事象	種別	起因	事象	評価すべき事象	評価すべき事象選定の理由
制御設備	炉心内の反応度の異常な変化 (起動時)	異常過渡	①SR棒2本の同時連続引き抜き時、制御棒操作回路故障による高速引き抜き	最大250mm/minで引き抜かれる(臨界に到らない)	②SH棒2本(SH-1, SH-3)の同時引き抜き時における誤操作による連続引き抜き (起動時における制御棒の異常な引き抜き) *	①は上限まで引き抜いても臨界に至らない。②と③では、②の方が炉心への反応度付加率は大きい。従って、②が炉心への影響が最も大きい。
			②SH棒2本(SH-1, SH-3)の同時引き抜き時における誤操作による連続引き抜き	200mm/minで臨界点を越えて引き抜く		
			③制御棒操作回路・駆動回路故障によるSH棒1本の連続引き抜き	200mm/minで臨界点を越えて引き抜かれる		
			④SH棒2本(SH-1, SH-3)の同時引き抜き時における誤操作による連続引き抜き	200mm/minで引き抜く		
制御設備	炉心内の反応度の異常な変化 (出力運転中)	異常過渡	①SR棒2本の同時連続引き抜き時、制御棒操作回路故障による高速引き抜き	200mm/minで引き抜かれる	④自動制御回路・駆動回路故障によるSR棒の超高速引き抜き (出力運転中の制御棒の異常な引き抜き)	④が引き抜き速度が最も速いことから炉心への反応度付加率が最大である。従って、④が炉心への影響が最も大きい。
			②SH棒2本(SH-1, SH-3)の同時引き抜き時における誤操作による連続引き抜き	200mm/minで引き抜く		
			③制御棒操作回路・駆動回路故障によるSH棒1本の連続引き抜き	200mm/minで引き抜かれる		
			④SH棒2本(SH-1, SH-3)の同時引き抜き時における誤操作による連続引き抜き	200mm/minで引き抜く		

*: ()内は評価している事象名を表す。

表3.1 解析事象の選定(2)

設備名	異常事象	種別	起因	事象	評価すべき事象	評価すべき事象選定の理由
冷却設備	炉心内の反応度の異常な変化	異常過渡	①二次系誤停止状態で出力上昇中に二次系起動	一次冷却水温度が急激に低下する。(約15°C)	①二次系誤停止状態で出力上昇中に二次系起動 (冷水導入による反応度付加)	①の方が二次冷却水流量の増加が大きいため、一次冷却水温度の低下による炉心への付加反応度が大きい。従って、①の方が炉心への影響が大きい。
			②二次系の予備循環ポンプの誤操作による起動	一次冷却水温度低下は軽微である。		
照射設備	実験設備等の異常	異常過渡	照射装置の故障	0.2%Δk/kの反応度が付加される。	(照射試料による反応度付加)	原子炉運転中に挿入、取り出しを行う照射試料に関する反応度制限値の2倍が炉心に付加されるものとする。
			照射装置の破損	0.3秒間に0.5%Δk/kの反応度が付加される。	(照射実験設備の破損による反応度の異常な付加)	ループ照射装置の破損により想定される最大の反応度が炉心に付加されるものとする。

4. 解析方法

解析は、1点近似核熱水力結合動特性解析コードEUREKA-2⁽³⁾を使用して行った。また、解析結果の燃料芯材の最大熱発生率から、燃料板に発生する熱応力を求めた。

4.1 解析コード

EUREKA-2の概要は次のとおりである。

EUREKA-2は、棒状及び板状の燃料を用いた軽水型原子炉の反応度事故解析用に開発されたコードである。

本コードは、原子炉に何らかの核的な外乱が加えられた場合の炉心の動特性を解析し、炉心の出力、燃料温度、冷却水温度及びフィードバック反応度等の時間変化を求めることができる。コードの構成は、炉心を1点で近似した1点近似動特性解析部分と、熱水力モデルやフィードバックモデルに空間依存性を取入れた多領域動特性解析部分からなる。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- ① 原子炉の出力変化は、1点近似動特性方程式を解いて求める。
- ② 炉心燃料領域は、水平方向を4領域に分割する。
- ③ 温度変化は、各領域の代表的な燃料板に対する熱伝導方程式を解いて求める。
- ④ 燃料板内の温度は、水平及び軸方向に対する2次元の分布を求める。また、冷却材流路では、軸方向の温度分布を求める。
- ⑤ 各領域での冷却材の熱水力挙動は、質量、運動量及びエネルギーの保存式を解いて求める。
- ⑥ フィードバック反応度は、減速材温度、ボイド及びドップラ効果を考慮するとともに各領域での温度分布及びインポートランス分布を考慮して求める。

4.2 燃料板熱応力

燃料板には、厚さ方向の温度差によって熱応力が生ずる。この熱応力は被覆材外面において最大（引張応力）となる。運転時の異常な過渡変化時の熱応力による燃料板の健全性は、熱応力が被覆材の耐力（図4.1、LEU燃料に使用するアルミニウム合金の中で最も耐力の小さいものを比較の基準にした。）を超えないことにより判断する。

熱応力は、燃料板平均温度と被覆材表面温度から次式によって求められる。

$$\sigma_c = \frac{E_c \alpha_c (T_{s,v} - T_c)}{1 - \nu_c} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

σ_c	: 被覆材の熱応力	[kg/mm ²]
E_c	: 被覆材のヤング率	[kg/mm ²]
α_c	: 被覆材の熱膨張率	[1/°C]
T_{av}	: 燃料板平均温度	[°C]
T_c	: 被覆材表面温度	[°C]
ν_c	: 被覆材のポアソン比	[-]

上式は、燃料芯材の最大熱発生率から次のように表される。

$$\sigma_c = \frac{E_c \alpha_c Q_{max} a^3}{(1 - \nu_c)(a + c)} \left\{ \frac{1}{3 k_f} - \frac{1}{2 k_c} + \frac{(a + c)}{2 k_c a^2} \right\} \dots\dots\dots (2)$$

ここで、

Q_{max}	: 燃料芯材の最大熱発生率	[Cal/s cm ³]
a	: 燃料芯材の厚さの1/2	[cm]
c	: 被覆材の厚さ	[cm]
k_f	: 燃料芯材の熱伝導率	[Cal/s cm °C]
k_c	: 被覆材の熱伝導率	[Cal/s cm °C]

各事象における燃料板の熱応力は、解析の時間経過における燃料芯材の最大熱発生率を用いて(2)式から求めた。

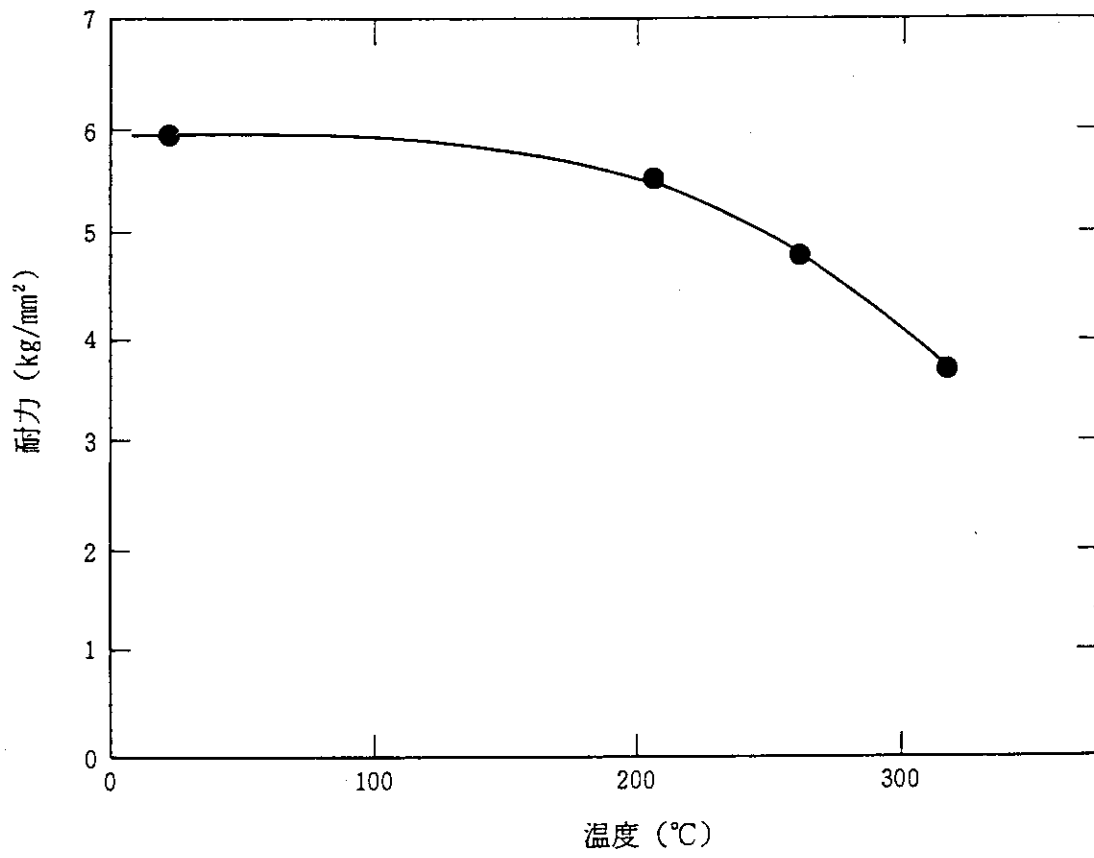


図 4.1 アルミニウム合金 A 6061-O 材の耐力

5. 計算モデルと入力データ

5.1 原子炉の初期状態

解析に当たって、原子炉の初期状態における炉出力は、6章で示す各事象毎に設定するが、全てが燃料要素の核分裂によって発生したとした熱出力とした。一次冷却系は定格状態にあるとした。表5.1に定格出力運転時の初期状態について示す。

5.2 チャンネル分割

炉心燃料領域のチャンネル分割は、図5.1に示すように出力密度に応じて炉心水平方向に4領域のチャンネルに分けた。第1チャンネルは、ホットチャンネルを割当て、出力ピーキング係数 F_N の最も大きい標準燃料要素の燃料板1枚、1流路とした。第2、第3チャンネルは、平均チャンネルとして標準燃料要素の領域を2分割したものである。第4チャンネルは、燃料フォロワの領域を割り当てた。図5.2に各チャンネルの軸方向ノード、ヒートスラブを示す。

5.3 熱水路係数と出力分布

解析に用いる熱水路係数は、核的熱水路係数と工学的熱水路係数を考慮した。核的熱水路係数は、炉心の核計算から求めた核的ホットスポットファクタ⁽⁴⁾を用いた。工学的熱水路係数は、燃料製作公差、流量分布の不均一性など考慮した。表5.2に各炉心での各因子を示す。また、最大の核的熱水路係数となるLEU平衡炉心の炉心位置F-8のホットチャンネルにおける縦方向出力分布を図5.3に示す。

5.4 動特性定数

各炉心の動特性を表わす実効遅発中性子割合 (β_{eff}) 及び即発中性子寿命 (l) は、2次元炉心体系の拡散計算から求めた値⁽⁵⁾を用いた。表5.3に各炉心の燃焼初期と燃焼末期での値を示す。解析には、結果が厳しくなる燃焼末期の値を用いることとした。

5.5 フィードバック反応度係数

各炉心のフィードバック反応度係数としては、核計算で求めた燃焼度依存の減速材温度係数、ボイド係数及びドプラー係数⁽⁶⁾ (図5.4～図5.6にLEU炉心の結果を示す)を考慮した。解析に用いる反応度係数は、燃焼依存のうち絶対値が最も小さい値に、さらに20%の裕度を見込んだ(図中に点線で示した)小さめの値とした。表5.4に各炉心の値を

示す。フィードバック反応度は、炉心空間のインポートランス分布に依存するため、解析では、各チャンネル毎の軸方向の中性子束と随伴中性子束との積を空間的重み因子として用いた。なお、減速材温度及びボイド効果に対しては4群（熱中性子）の、ドプラー効果に対しては3群（熱外中性子）の中性子束及び随伴中性子束に依存するとした。図5.7及び図5.8に解析に用いた重み因子を示す。

5.6 スクラム反応度

事象発生から原子炉出力がスクラムレベル（65 MW）に到達すると、制御棒が落下し炉心に負の反応度が付加される。このとき付加されるスクラム反応度は、最大の反応度価値をもつ制御棒1本が完全引抜き位置に固着し挿入しない、即ちワンロードスタック時を想定した。核計算による各炉心の原子炉停止余裕（ワンロードスタック余裕）は、移行炉心で4.6 % $\Delta k/k$ 、LEU炉心及び混合炉心で4.2 % $\Delta k/k$ である。しかし、解析では炉心配置によって停止余裕が小さくなる場合を考慮して、表5.5に示すように移行炉心では3.6 % $\Delta k/k$ 、LEU炉心及び混合炉心では3.4 % $\Delta k/k$ の値に設定することとした。制御棒挿入距離に対するスクラム反応度挿入曲線を図5.9に、また制御棒挿入時間に対するスクラム反応度挿入曲線を図5.10に示す。また、スクラム遅れ時間は0.05秒及び制御棒落下時間は0.4秒とした。

5.7 物性値

本解析で用いた各物質の物性値を表5.6に示す。

表 5.1 原子炉初期状態

(定格出力時)

項 目	数 値
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 m ³ /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/cm ² G
炉 心 全 伝 熱 面 積	約 41 m ²
平 均 熱 流 束	約 120 W/cm ²

表 5.2 燃水路係数

因 子	炉 心	
	移 行 炉 心	L E U 炉 心 混 合 炉 心
核的熱水路係数 ($F_N = F_H \cdot F_L \cdot F_z$)	3.11	3.14
・ 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
・ 垂直方向出力分布因子 (F_z)	1.50	1.48
工学的熱水路係数		
・ 冷却水バルク温度上昇因子 (F_b)	1.33	
・ フィルム温度上昇因子 (F_f)	1.57	

表5.3 動特性パラメータ

遅発中性子群	崩壊定数 (1/s)	遅発中性子割合												
		移行炉心		LEU炉心				混合炉心						
		初期	末期	初装荷炉心	平衡炉心	初期	末期	初期	末期	初期	末期			
1	1.272×10^{-2}	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038	0.038
2	3.174×10^{-2}	0.211	0.212	0.211	0.212	0.212	0.212	0.212	0.212	0.212	0.212	0.212	0.212	0.212
3	1.160×10^{-1}	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188	0.188
4	3.110×10^{-1}	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406	0.406
5	1.400	0.130	0.129	0.130	0.129	0.129	0.129	0.129	0.129	0.129	0.129	0.129	0.129	0.129
6	3.870	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027	0.027
β_{eff}	—	7.659×10^{-3}	7.608×10^{-3}	7.677×10^{-3}	7.508×10^{-3}	7.603×10^{-3}	7.440×10^{-3}	7.615×10^{-3}	7.454×10^{-3}					
ρ (s)	—	5.265×10^{-5}	5.668×10^{-5}	4.271×10^{-5}	4.810×10^{-5}	4.495×10^{-5}	5.061×10^{-5}	4.502×10^{-5}	5.067×10^{-5}					
β_{eff} / ρ	—	145.5	134.2	179.7	156.1	169.1	147.0	169.1	147.1					

表5.4 反応度係数

	移行炉心	LEU炉心 混合炉心
減速材温度係数 (%Δk/k/°C)	(-2.1~-3.2) ×10 ⁻²	(-1.8~-3.2) ×10 ⁻²
減速材ボイド係数 (%Δk/k/%void)	(-1.8~-2.3) ×10 ⁻¹	(-1.8~-2.4) ×10 ⁻¹
ドブラ係数 (%Δk/k/°C)	(-0.6~-1.1) ×10 ⁻³	(-1.4~-1.9) ×10 ⁻³

表5.5 スクラム反応度

	移行炉心	LEU炉心 混合炉心
スクラム反応度 (%Δk/k)	3.6	3.4

表5.6 物性値

物質 項目	燃料芯材		被覆材		
	LEU燃料	MEU燃料			
熱伝導度 (kcal/mh°C)	27.5(一定)	74.5(一定)	20°C	112	
			100	122	
			300	149	
熱容量 (kcal/m ³ °C)	10°C	527.8	525(一定)	20°C	594
	100	552.3		100	621
	300	606.8		300	675
	600	688.6			
密度(kg/m ³)	6.46 × 10 ³	3.86 × 10 ³	2.7 × 10 ³		

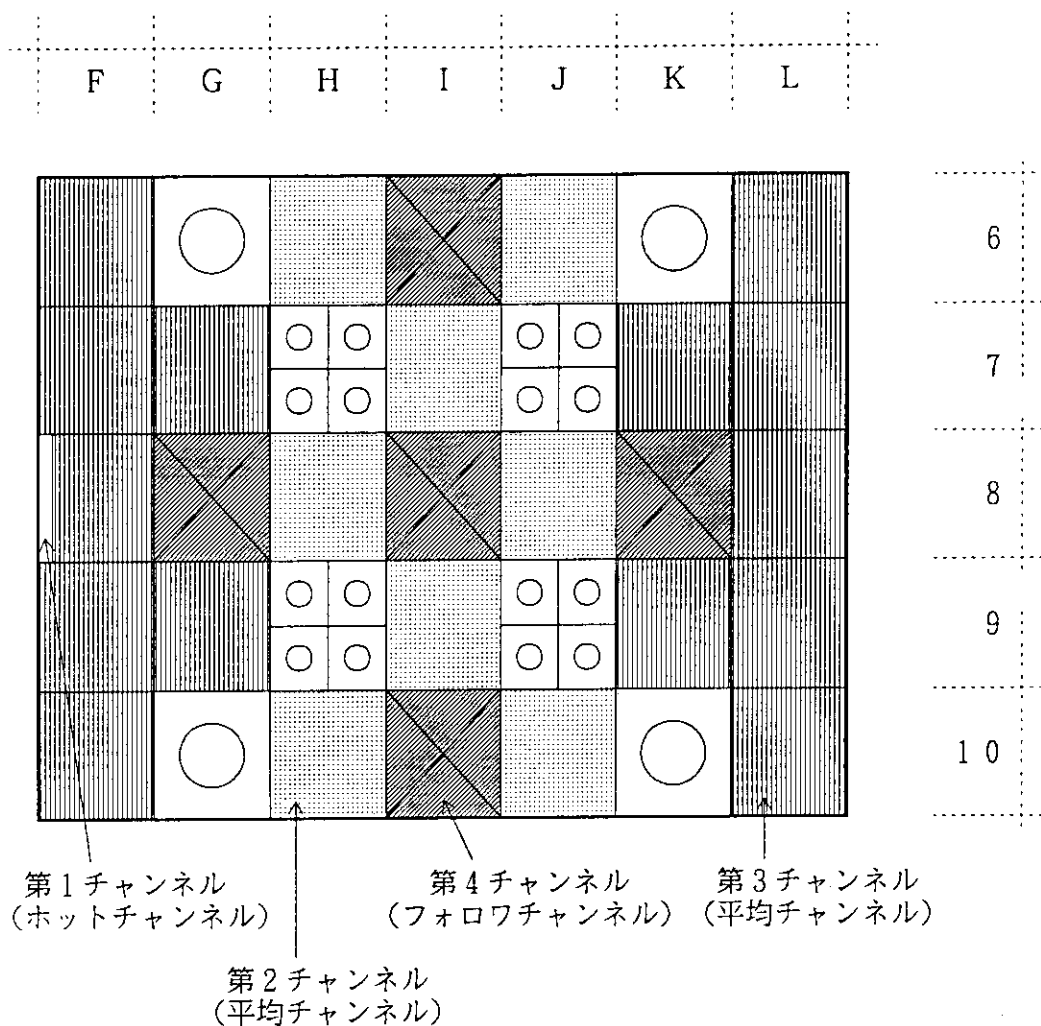


図5.1 チャンネル分割

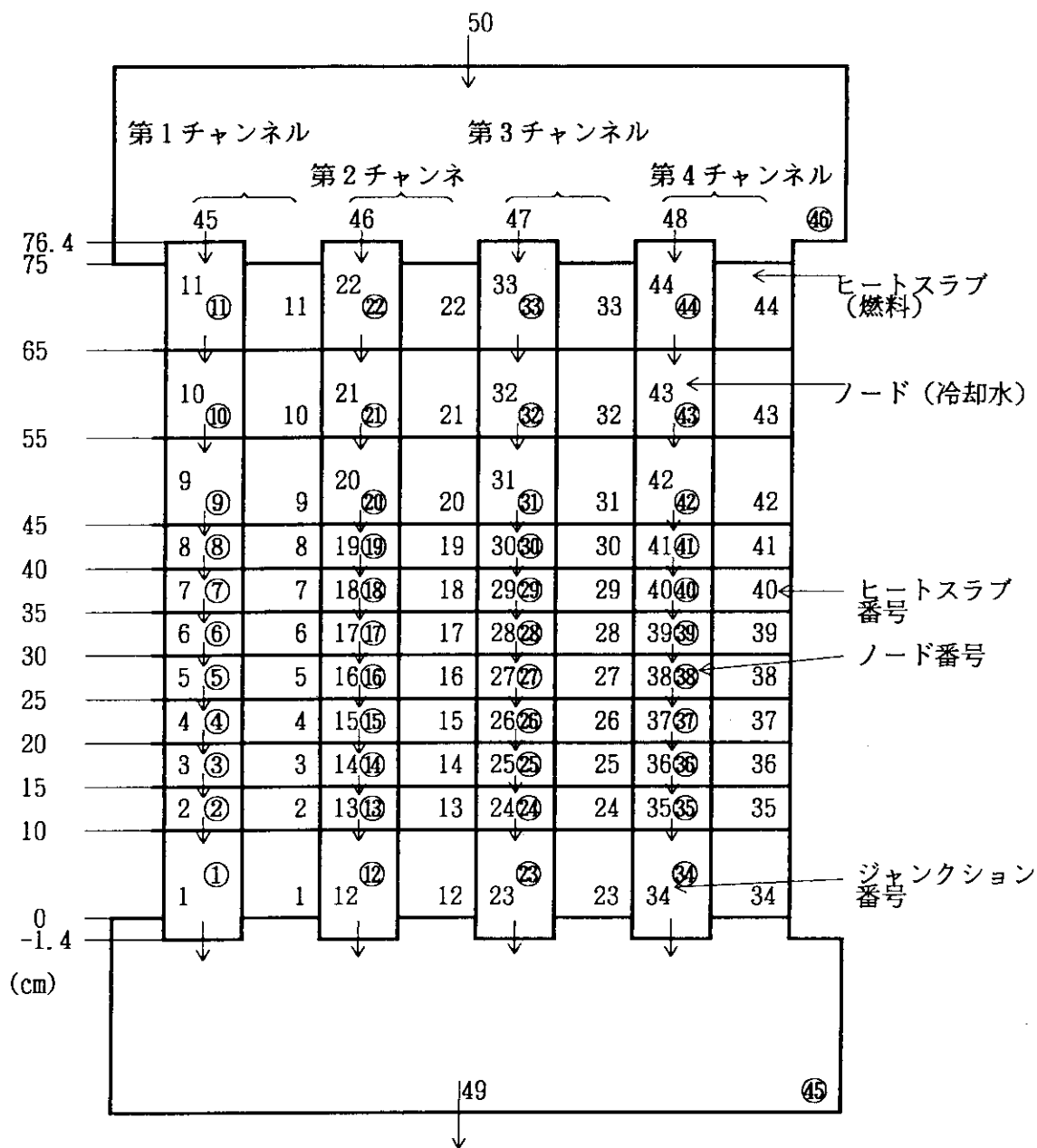


図5.2 各チャンネルの軸方向ノード及びヒートスラブ

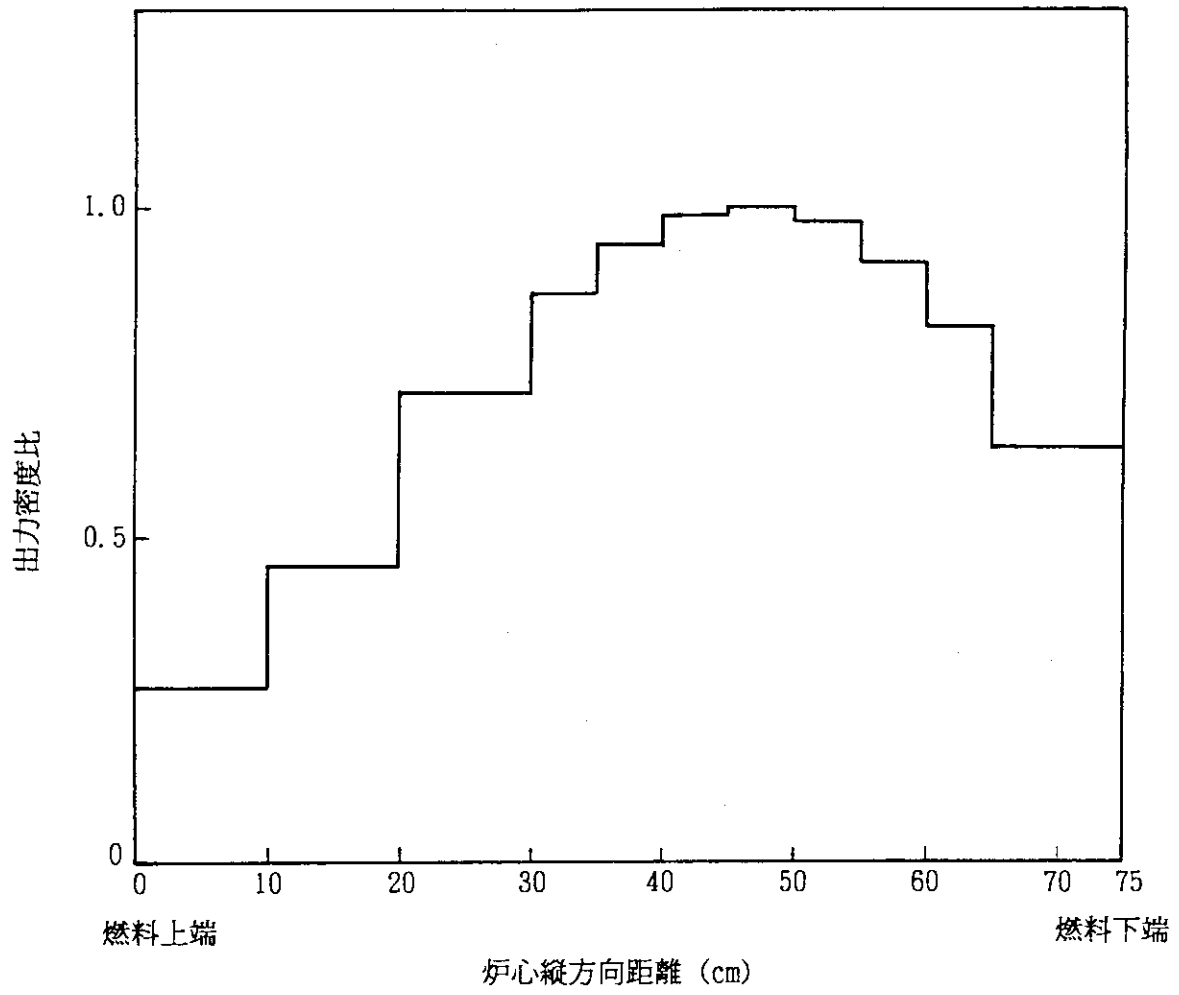


図 5.3 ホットチャンネルにおける縦方向出力分布

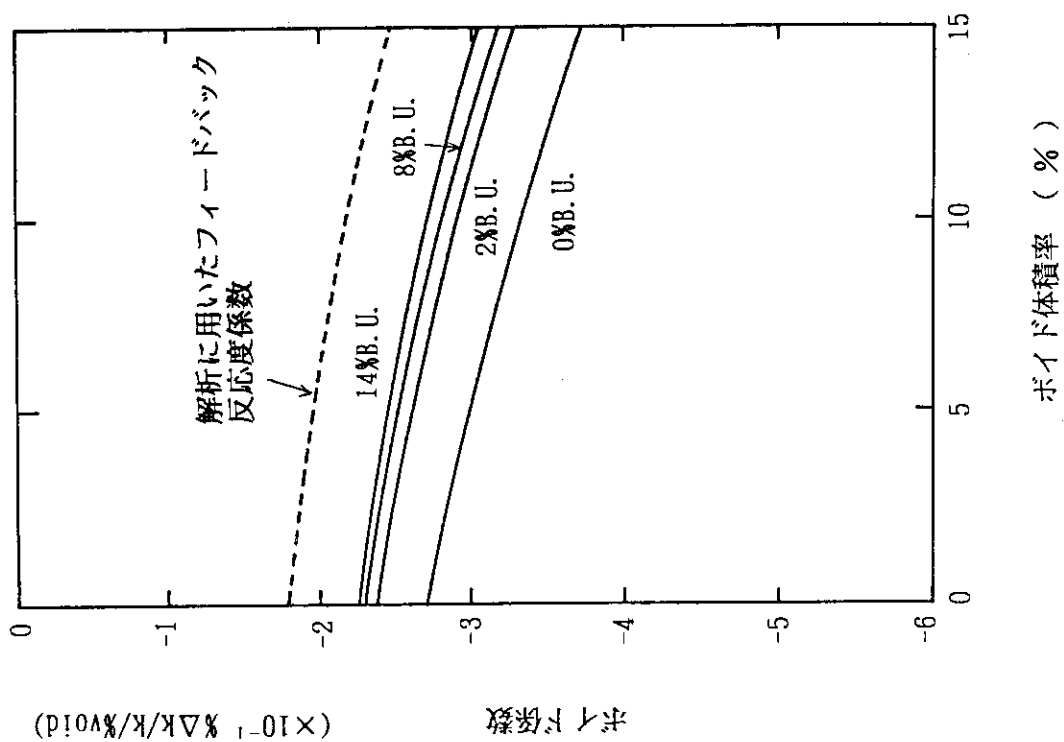


図 5.5 減速材ボイド係数 (LEU炉心)

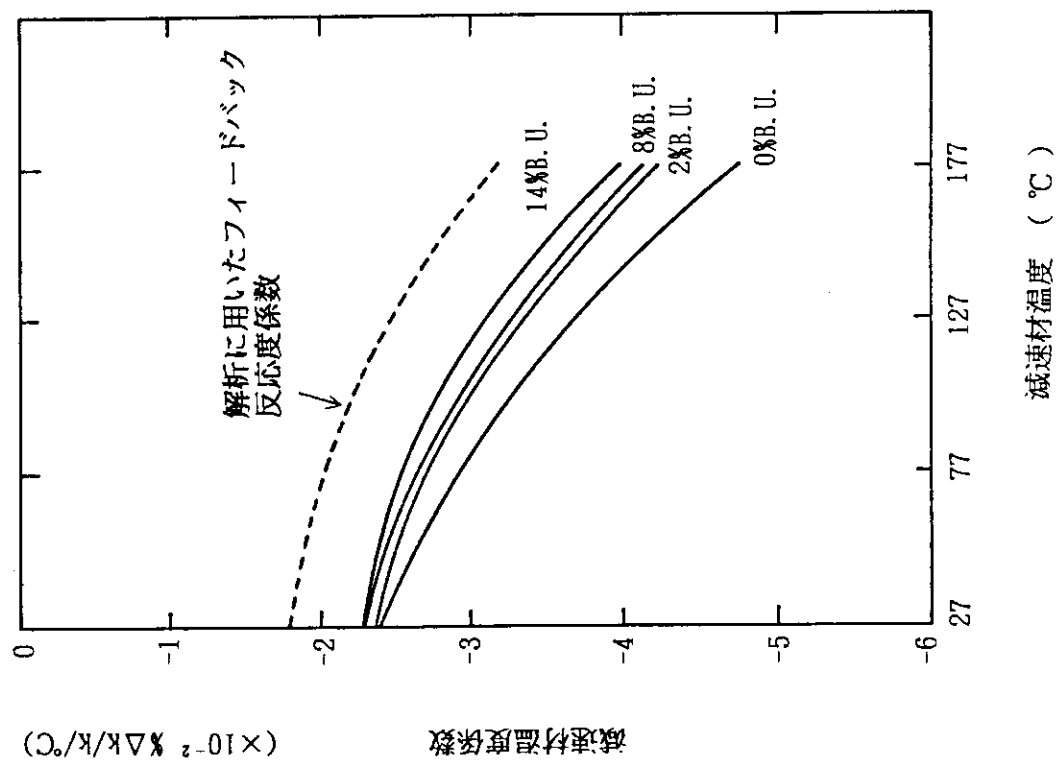


図 5.4 減速材温度係数 (LEU炉心)

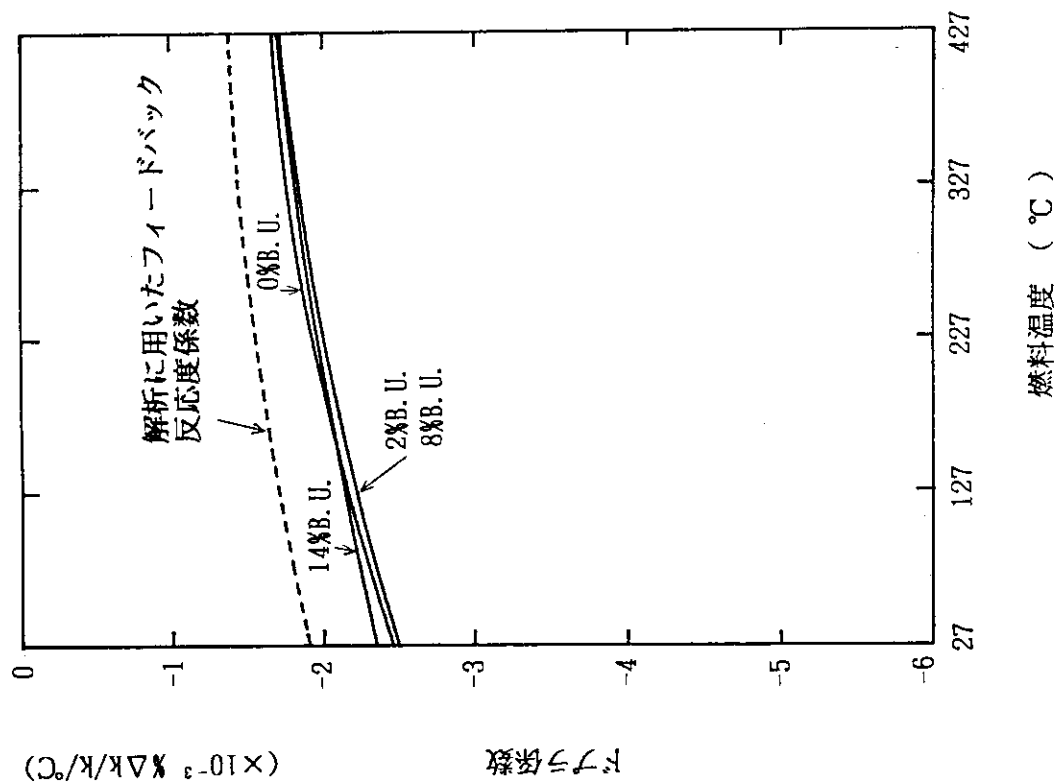


図 5.6 ドプラ係数 (LEU炉心)

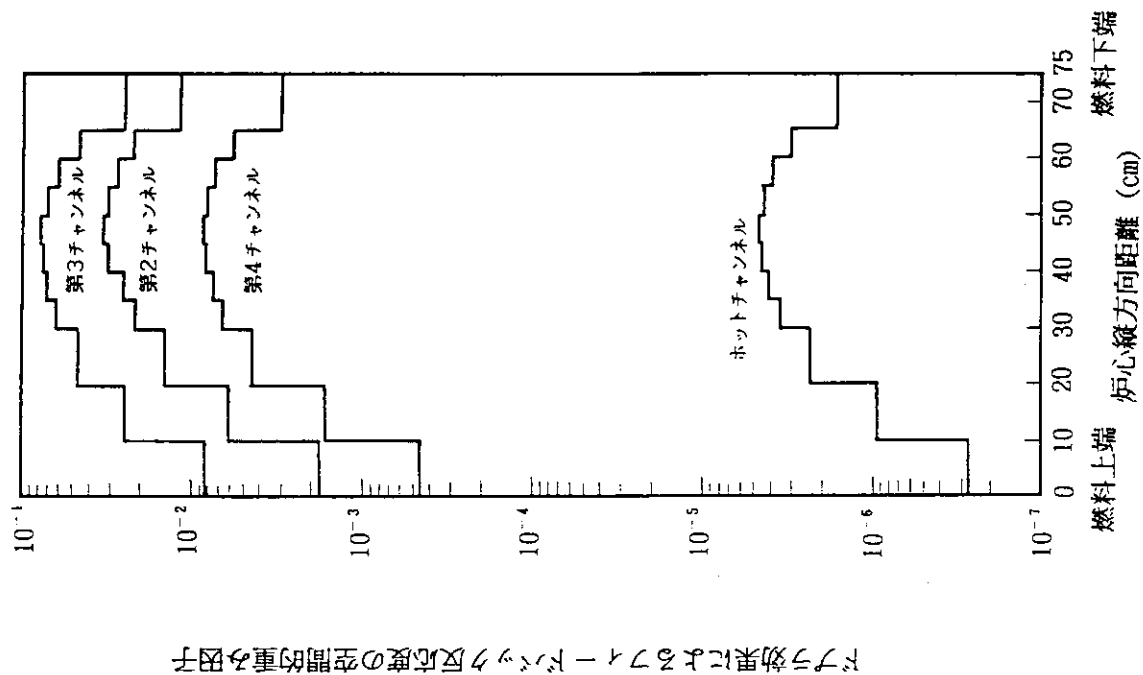


図 5.7 減速材留量効果とボイド効果による
フィードバック反応度の空間的重み因子

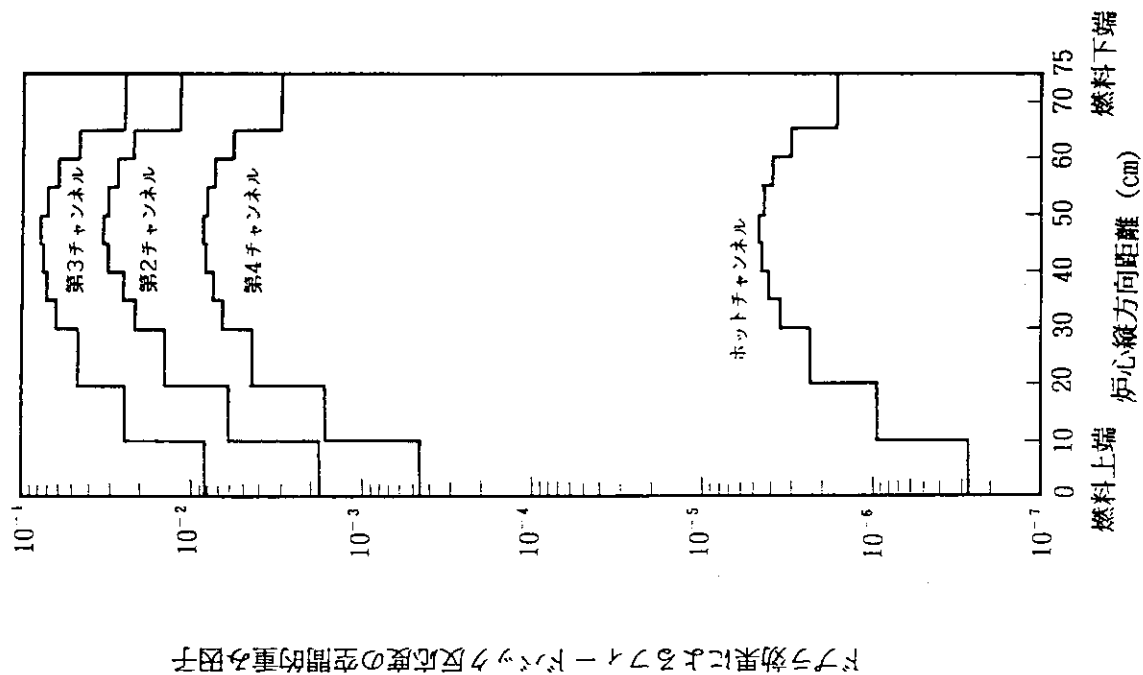


図 5.8 ドプラ効果によるフィードバック
反応度の空間的重み因子

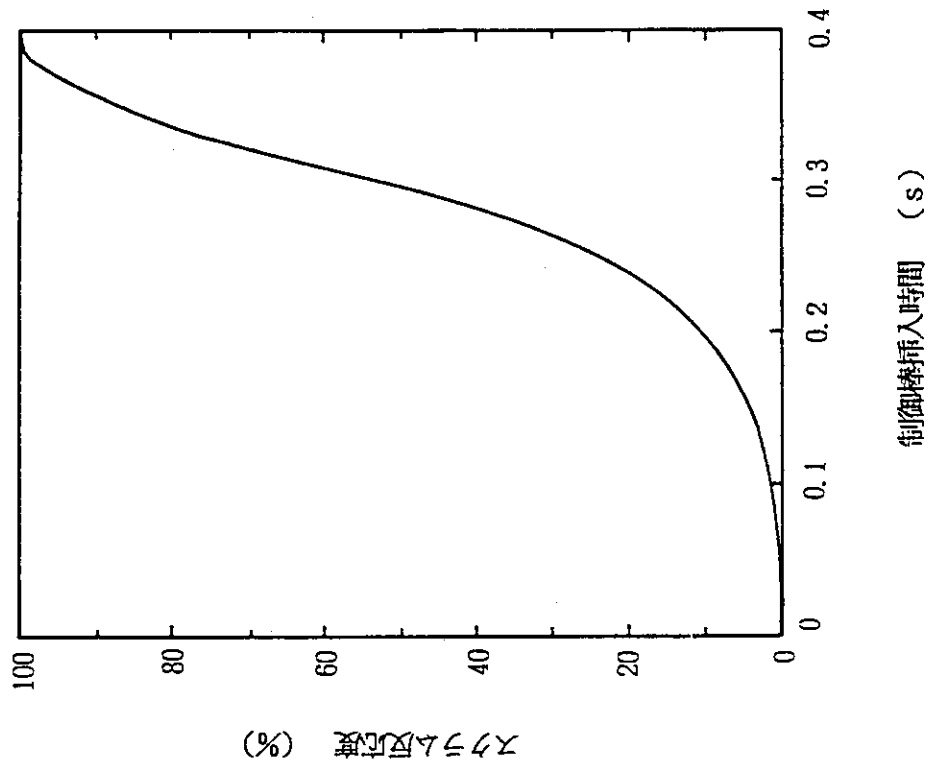


図 5.10 スクラム反応度挿入曲線
(制御棒挿入時間に対し)

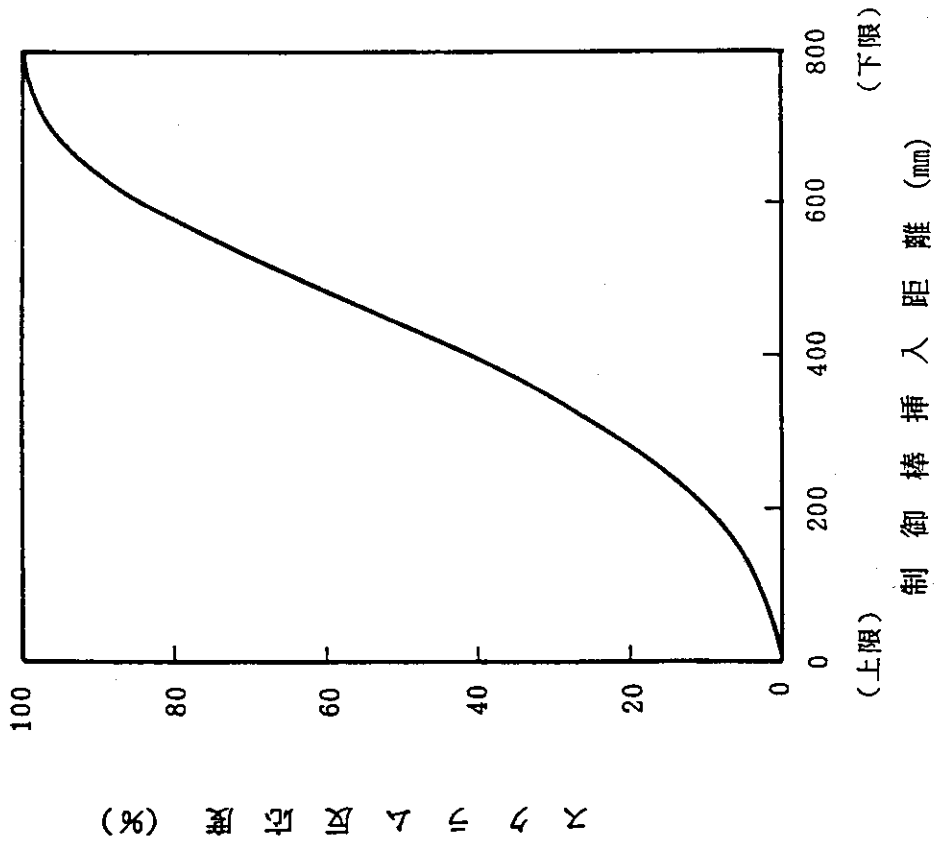


図 5.9 スクラム反応度挿入曲線
(制御棒挿入距離に対し)

6. 運転時の異常な過渡変化

6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

(1) 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、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より、制御棒の連続的引き抜きが生じることによって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した。

この過渡変化の発生を防止し、更に、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次のような対策を講じている。

- ① 粗調整棒の引抜き速度は $200\text{mm}/\text{min}$ 以下、引抜き最大本数は2本とし、反応度変化率が過大にならないようにする。
- ② 低出力からの出力急上昇を防止するために、起動系の計数率増大及びペリオド短によるアラーム、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては出力設定値（原子炉定格出力の1%以下では出力設定レンジ）の1.1倍でアラーム、1.2倍で制御棒挿入、1.3倍でスクラムを設けている。

(2) 解析条件

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した。また、解析条件をまとめて表6.1に示す。

- ① 過渡変化の初期状態として、原子炉出力は 0.5mW とする。
初期の原子炉出力は、低いほど厳しい結果を与えることから、起動条件（3cps以上）に相当する出力レベル（～数10mW）より十分低いこと、ならびに、加圧水型軽水炉の解析では定格出力の 10^{-11} のレベルに設定していることから 0.5mW とした。
- ② 過渡変化の初期状態として、一次冷却水流量は $6000\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- ③ 反応度付加率は、粗調整棒2本が炉心から連続的に引抜かれるものとし、その値を $0.15\% \Delta k/k/s$ とする。
最も反応度が大きい粗調整棒2本の組合せは、SH-1とSH-2の場合であり、最大の反応度付加率は、移行炉心での $0.137\% \Delta k/k/s$ である。解析では余裕をみて各炉心とも $0.15\% \Delta k/k/s$ の反応度付加率とした。
- ④ 出力レンジは、 500kw に設定されているものとする。したがって、原子炉は、 650kw でスクラムする。

(3) 解析結果

事象の推移を図 6. 1 に示す。制御棒の連続的引抜きに伴い正の反応度が付加され、約 5. 8秒後に「線型出力大」の信号によって原子炉はスクラムする。L E U 炉心における解析結果を表 6. 1 及び図 6. 2 に示す。結果から、原子炉の最高出力は 23. 7MW、燃料芯材最高温度は 119℃に達する。その他の炉心の解析結果を表 6. 2 に示す。

また、初期出力をパラメータとした原子炉最高出力の関係を図 6. 3 に示す。

(4) 結 論

この過渡変化においては、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 D N B R 及び燃料芯材最高温度は、判断基準を満たしている。更に、被覆材熱応力は被覆材の耐力以下であることから、燃料板の変形に関しても判断基準を満たしている。従って、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水出口の温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は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。

表 6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き解析条件及び結果

		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	
	単一故障条件	なし (線型出力系の多重化)	
	原子炉初期出力	0.5 mW	未臨界状態出力
	反応度付加率	0.15% $\Delta k/k/s$	粗調整棒 2 本引き抜き
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 % $\Delta k/k$ 図 5.9 のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果 (ワンロードスタック余裕) 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 (最高出力レンジ 500kW の 130%)	
解 析 結 果		結 果 (LEU 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 5.8 s	プリスタ発生温度 (400°C) 以下である。
	原子炉出力	約 23.7MW	
	燃料芯材最高温度	約 119 °C	
	燃料板表面最高温度	約 110 °C	耐力 (5.3kg/mm ²) 以下である。
	被覆材熱応力	約 1.3 kg/mm ²	
	冷却水最高出口温度	約 68 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	> 2.6 (定格出力運転時)	1.5 以上である。	

表 6.2 起動時における制御棒の異常な引抜きの解析結果(1)

炉 心		項目	スクラム出力 (kW)	スクラム点 到達時間 (s)	最高出力 (MW)	最高出力 到達時間 (s)
移行炉心			650	約 6.0	約 22.7	約 6.2
LEU	初装荷炉心	約 5.8		約 23.6	約 6.0	
炉心	平衡炉心	約 5.8		約 23.7	約 6.0	
混合炉心				約 5.8	約 24.0	約 6.0

表 6.2 起動時における制御棒の異常な引抜きの解析結果(2)

炉 心		項目	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/mm ²)
移行炉心			約 7.0	約 115	約 106	約 66	約 1.2
LEU	初装荷炉心		約 6.5	約 119	約 110	約 68	約 1.3
炉心	平衡炉心		約 6.6	約 119	約 110	約 68	約 1.3
混合炉心			約 6.5	約 120	約 110	約 68	約 1.3

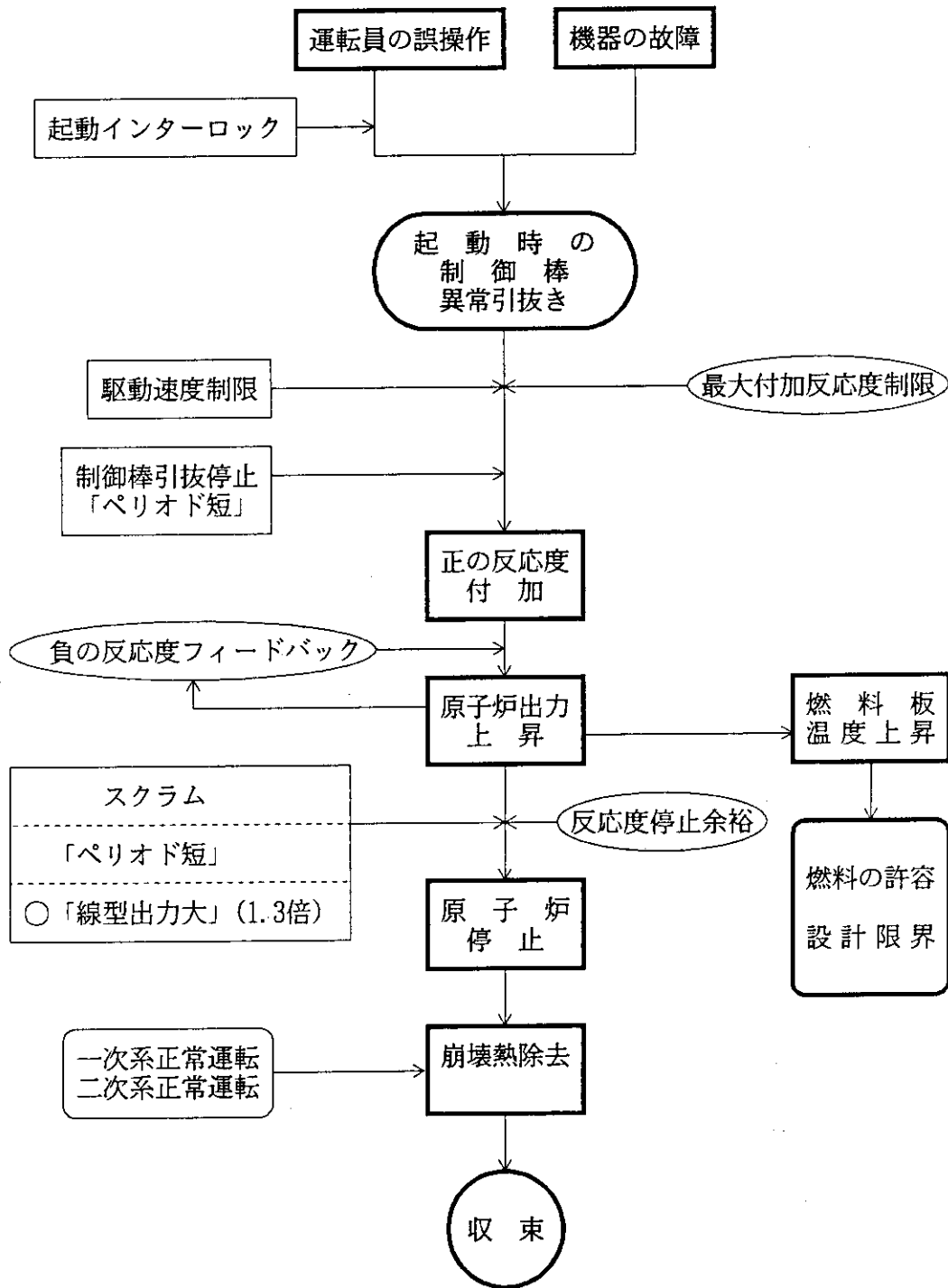


図 6.1 「起動時における制御棒の異常な引抜き」事象の推移

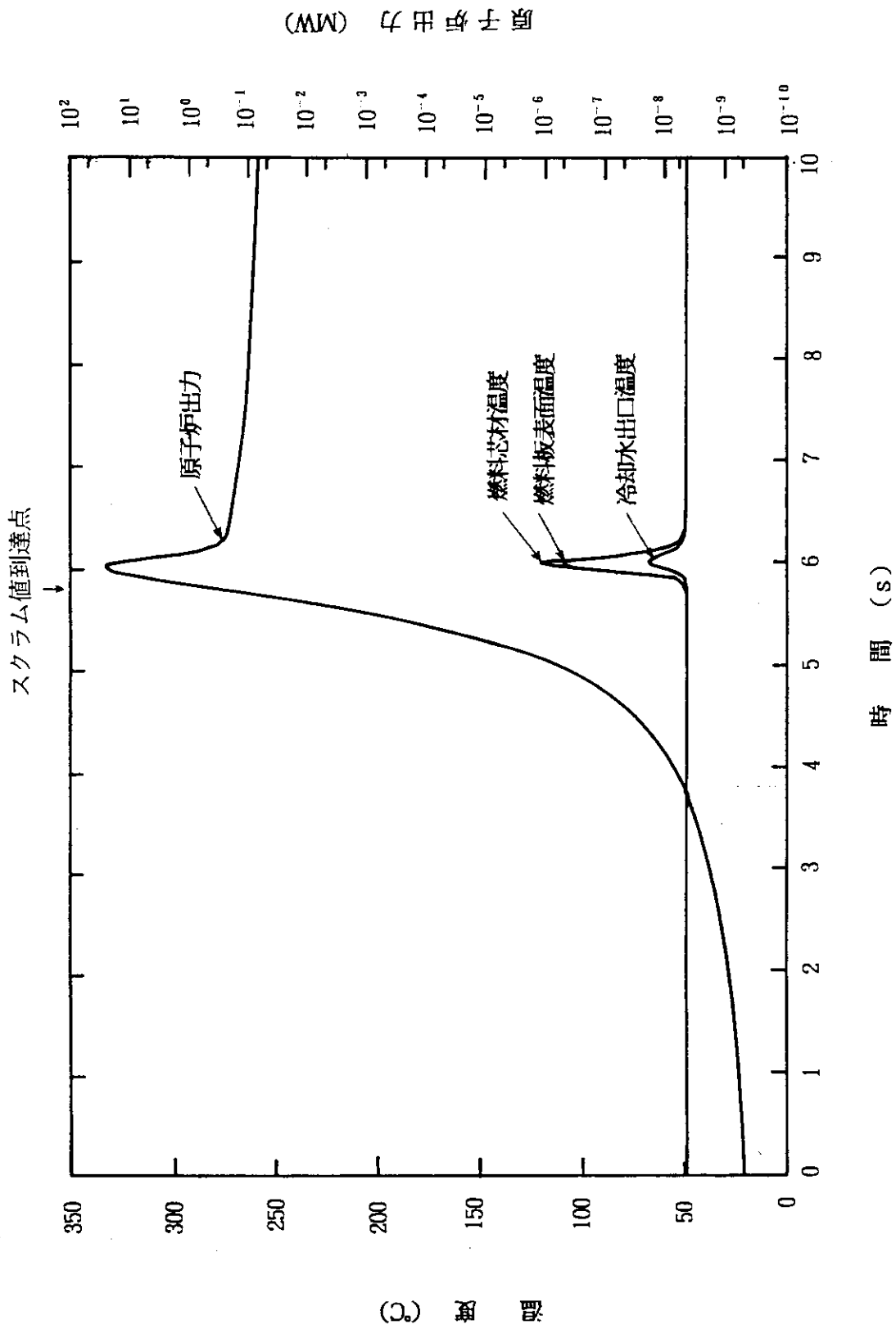


図 6.2 起動時における制御棒の異常な引抜き (LEU炉心)

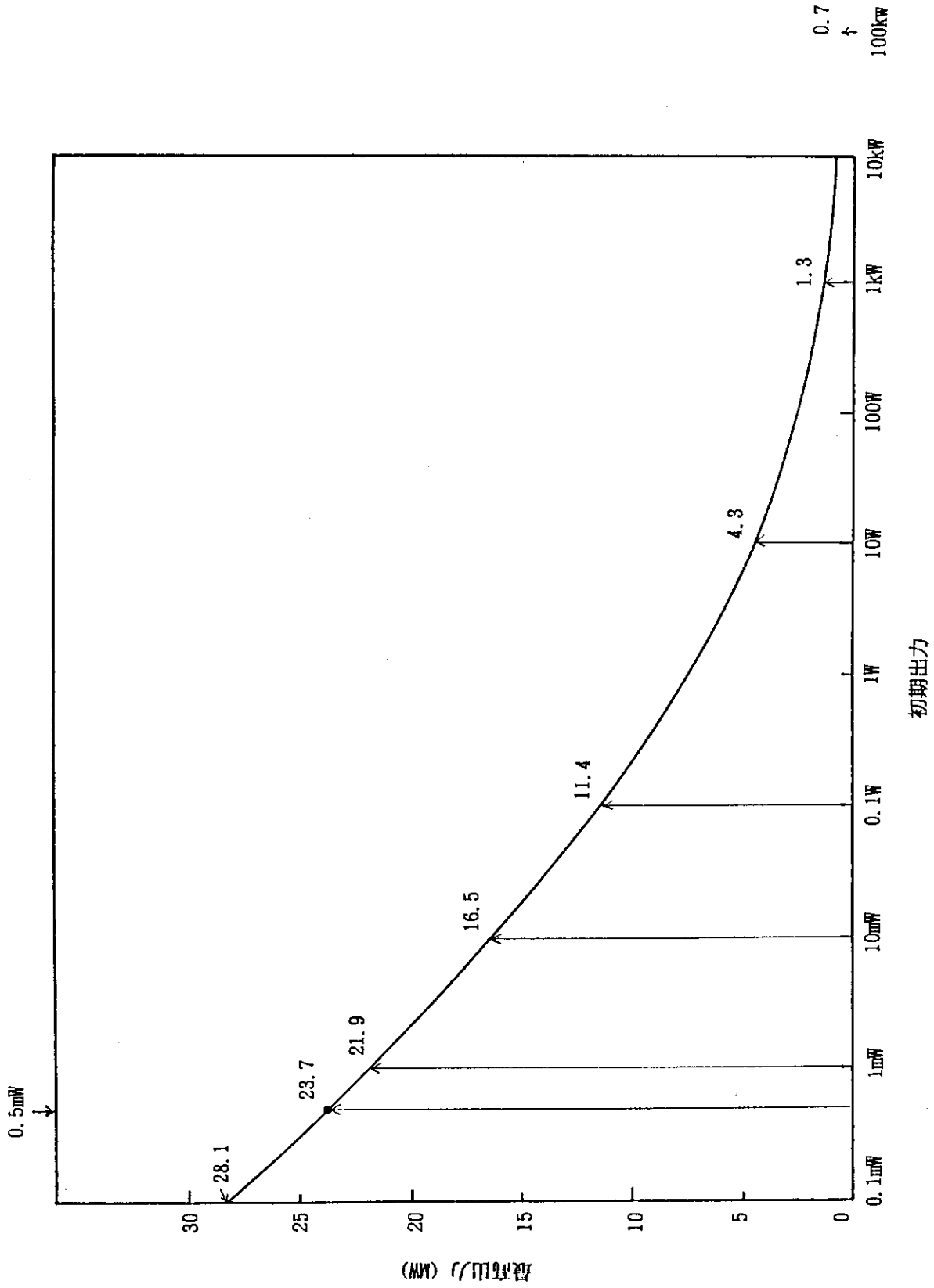


図 6.3 起動時における制御棒の異常な引抜き時の初期出力と最高出力の関係

6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

(1) 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、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する制御棒の連続的引抜きが生じることによって、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した。

この過渡変化の発生を防止し、更に、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次のような対策を講じている。

- ① 自動運転状態で自動制御棒の引抜き速度が2000mm/min 以上になったときスクラムを設けている。
- ② 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムが設けられている。また、線型出力系線型出力においては、出力設定値の1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入、1.3倍でスクラムを設けている。

(2) 解析条件

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した。また、解析条件をまとめて表6.3に示す。

- ① 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力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6000m³/h、原子炉入口温度は49℃とする。
- ③ 反応度付加率は、微調整棒が炉心から連続的に引抜かれるものとし、その値を0.5%Δk/k/sとする。
反応度付加率は、微調整棒の最大反応度制御能力の値とした。
- ④ 出力設定値は、定格出力の50MWに設定されているものとする。したがって、原子炉は65MWでスクラムする。

(3) 解析結果

事象の推移を図6.4に示す。制御棒の連続的引抜きに伴い正の反応度が付加され、約0.5秒後に「線型出力大」の信号によって原子炉はスクラムする。LEU炉心における解析結果を表6.3及び図6.5に示す。結果から、原子炉の最高出力は67.3MW、燃料芯材最高温度は249℃に達する。その他の炉心の解析結果を表6.4に示す。

(4) 結論

この過渡変化においては、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及び燃料芯材最高温度は、判断基準を満たしている。更に、被覆材熱応力は被覆材の耐力以下であることから、燃料板の変形に関しても判断基準を満たしている。従って、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水出口の温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は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。

表 6.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き解析条件及び結果

		設 定 (値)	設 定 理 由
解 析	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	
	単一故障条件	なし (線型出力系の多重化)	
条 件	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	反応度付加率	0.5 % Δ k/k/s	微調整棒 1 本引き抜き
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値
件	一次冷却水流量	6000 m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 % Δ k/k 図 5.9 のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果 (ワンロードスタック余 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 (定格値 50MW の 130%)	
解 析 結 果		結 果 (LEU 炉心)	判 定
	スクラム値到達時間	約 0.5 s	プリスタ発生温度 (400°C) 以下である。
	原子炉出力	約 67.3MW	
	燃料芯材最高温度	約 249 °C	
	燃料板表面最高温度	約 217 °C	耐力 (5.3kg/mm ²) 以下である。
	被覆材熱応力	約 4.4 kg/mm ²	
	冷却水最高出口温度	約 117 °C	飽和温度以下である。
最小 DNBR	約 1.9	1.5 以上である。	

表 6.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析結果(1)

炉 心		項 目	スクラム 出力 (MW)	スクラム点 到達時間 (s)	最高出力 (MW)	最高出力 到達時間 (s)
		移行炉心	65	約 0.5	約 67.3	約 0.5
LEU	初装荷炉心	約 0.5		約 67.3	約 0.5	
炉 心	平衡炉心	約 0.5		約 67.3	約 0.5	
		混合炉心		約 0.5	約 67.3	約 0.5

表 6.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析結果(2)

炉 心		項 目	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/mm ²)
		移行炉心	約 1.9	約 248	約 216	約 116	約 4.4
LEU	初装荷炉心	約 1.9	約 249	約 217	約 117	約 4.4	
炉 心	平衡炉心	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

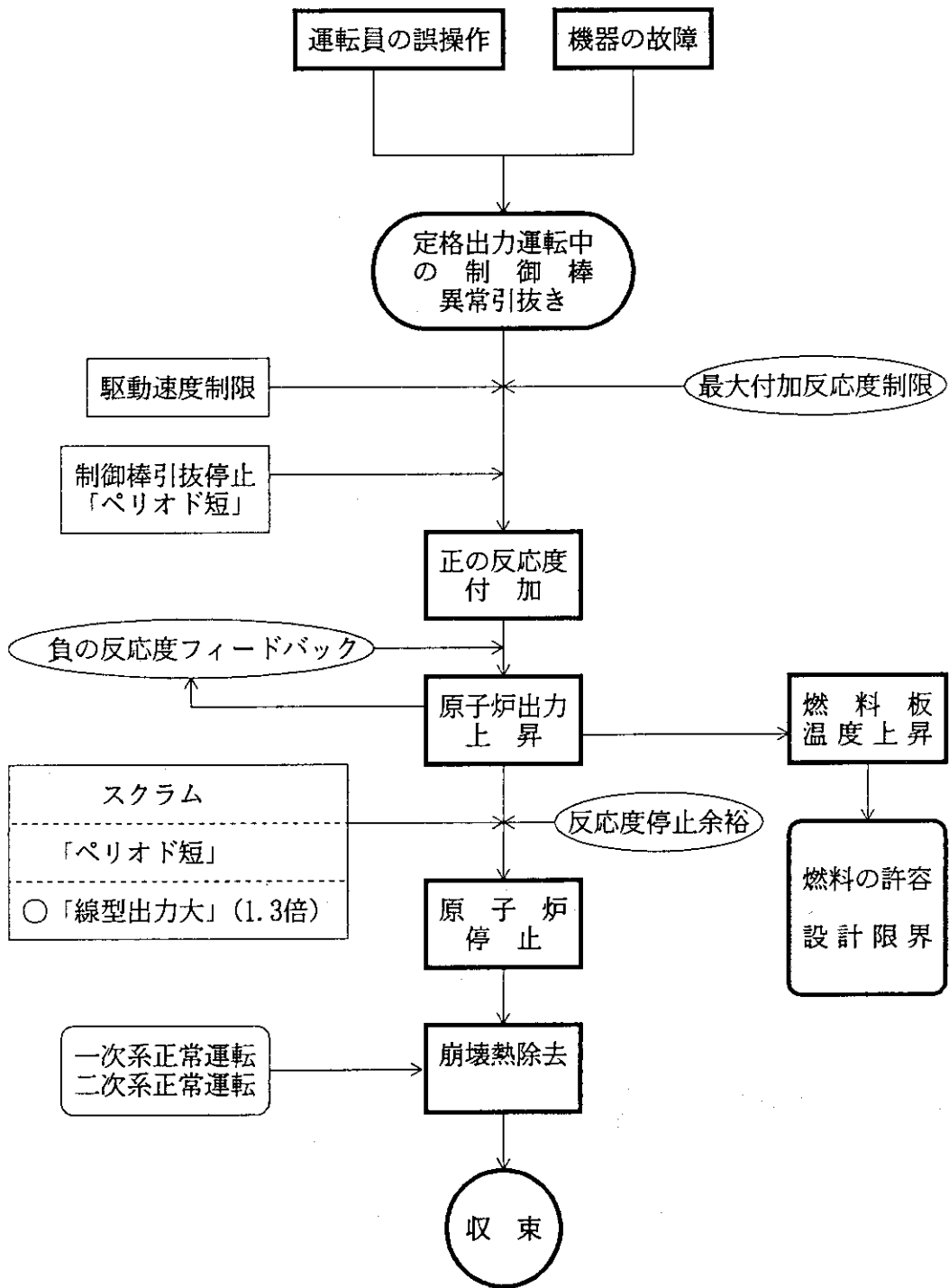


図 6.4 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」事象の推移

(MW) 原子炉出力

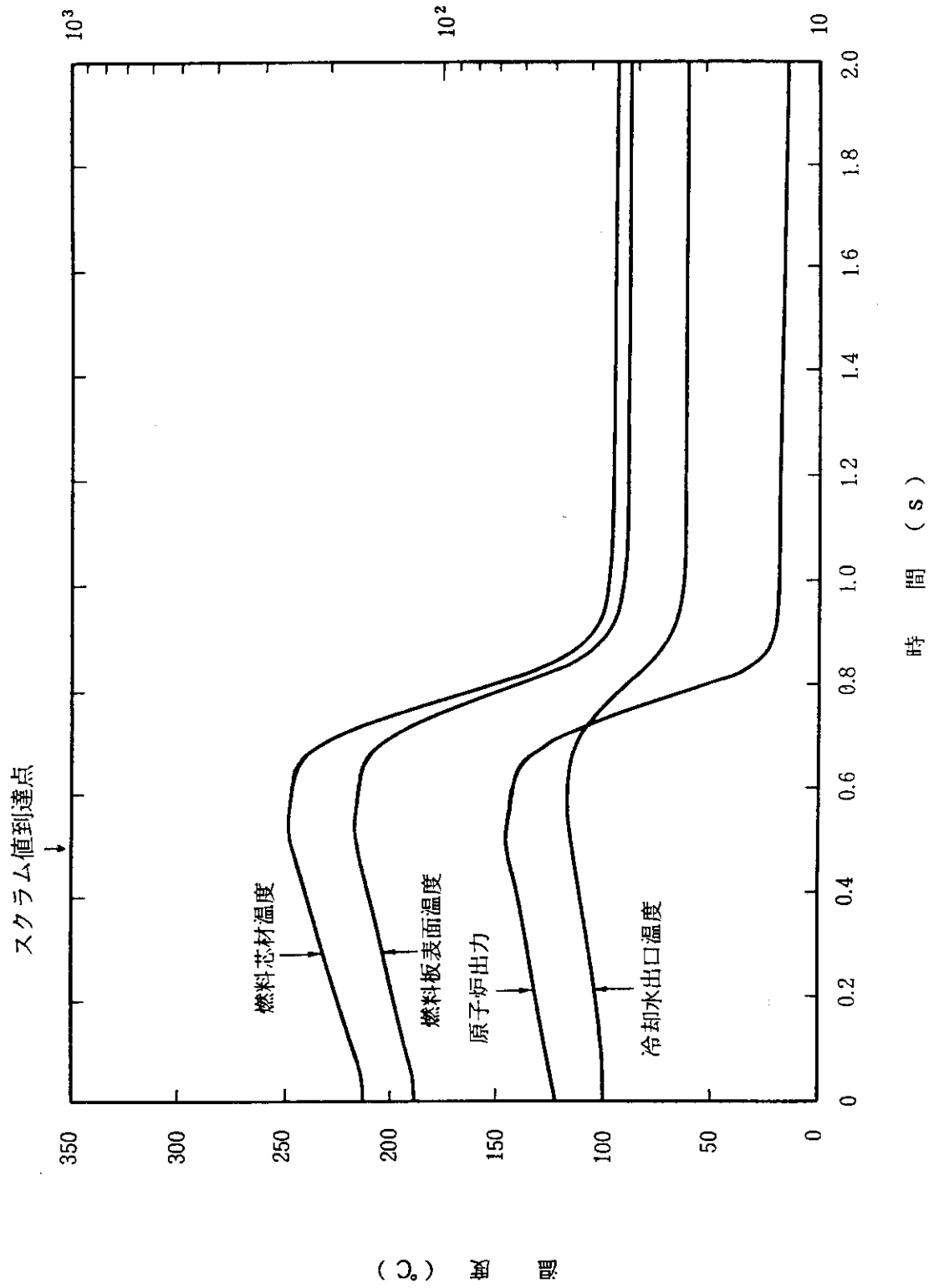


図 6.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (LEU炉心)

6.3 照射試料による反応度付加

(1) 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、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することによって、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した。

この過渡変化の発生を防止し、更に、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系の圧力上昇がないようにするために、次のような対策を講じている。

- ① 炉心内に挿入する照射試料は、種類、形状、最大挿入量及び付加反応度を十分に管理する。
- ② 原子炉運転中に、水カラビット及びループ照射装置で挿入・取出しを行う照射試料の反応度は、それぞれ $0.1\% \Delta k/k$ を超えないようにする。
- ③ 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入、1.3倍でスクラムを設けている。

(2) 解析条件

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した。また、解析条件をまとめて表6.5に示す。

- ① 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力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 $6000 \text{ m}^3/\text{h}$ 、原子炉入口温度は 49°C とする。
- ③ 照射試料の取り出しによって付加される正の反応度は、試料の最大反応度 $0.1\% \Delta k/k$ の2倍とし、 $0.2\% \Delta k/k/\text{ステップ}$ とする。
- ④ 出力設定値は、定格出力の50MWに設定されているものとする。したがって、原子炉は65MWでスクラムする。

(3) 解析結果

事象の推移を図6.6に示す。照射試料の移動に伴い正の反応度が付加され、約0.02秒後に「線型出力大」の信号によって原子炉はスクラムする。LEU炉心における解析結果を表6.5及び図6.7に示す。結果から、原子炉の最高出力は65.3MW、燃料芯材最高温度は 242°C に達する。その他の炉心の解析結果を表6.6に示す。

(4) 結 論

この過渡変化においては、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及び燃料芯材最高温度は、判断基準を満たしている。更に、被覆材熱応力は被覆材の耐力以下であることから、燃料板の変形に関しても判断基準を満たしている。従って、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水出口の温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は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。

表 6.5 照射試料による反応度付加の解析用条件及び結果

		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		
	単一故障条件	なし (線型出力系の多重化)		
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力	
	反応度付加率	0.2 % Δ k/k/ステップ	照射試料 2 体の取出し	
	一次冷却水初期温度	49 °C	定格出力運転における最高の値	
	一次冷却水流量	6000 m ³ /h	定格流量	
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 % Δ k/k 図 5.9 のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果 (ワンロードスタック余 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 (定格値 50MW の 130%)		
	解 析 結 果		結 果 (LEU 炉心)	判 定
		スクラム値到達時間	約 0.02 s	ブリストタ発生温度 (400°C) 以下である。
原子炉出力		約 65.3MW		
燃料芯材最高温度		約 242 °C		
燃料板表面最高温度		約 212 °C	耐力 (5.3kg/mm ²) 以下である。	
被覆材熱応力		約 4.2 kg/mm ²		
冷却水最高出口温度		約 112 °C		
最小DNBR	約 2.0	飽和温度以下である。 1.5以上である。		

表 6.6 照射試料による反応度付加の解析結果(1)

項目		スクラム出力 (MW)	スクラム点到達時間 (s)	最高出力 (MW)	最高出力到達時間 (s)
炉心					
移行炉心		65	約 0.03	約 65.2	約 0.04
LEU	初装荷炉心		約 0.02	約 65.3	約 0.03
炉心	平衡炉心		約 0.02	約 65.3	約 0.03
混合炉心			約 0.02	約 65.3	約 0.03

表 6.6 照射試料による反応度付加の解析結果(2)

項目		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/mm ²)
炉心						
移行炉心		約 2.0	約 241	約 211	約 111	約 4.2
LEU	初装荷炉心	約 2.0	約 242	約 212	約 112	約 4.2
炉心	平衡炉心	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

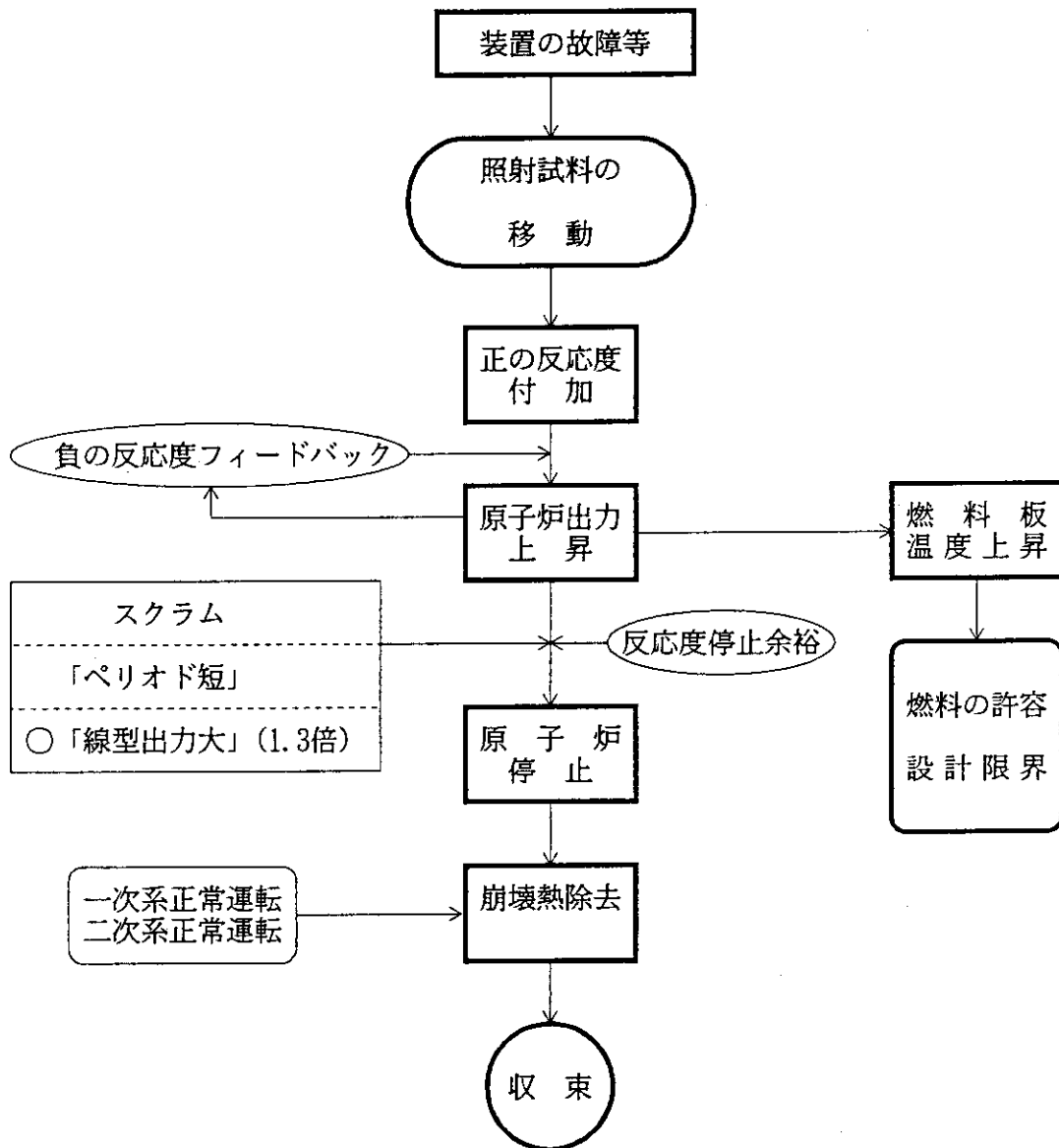


図 6.6 「照射試料による反応度付加」事象の推移

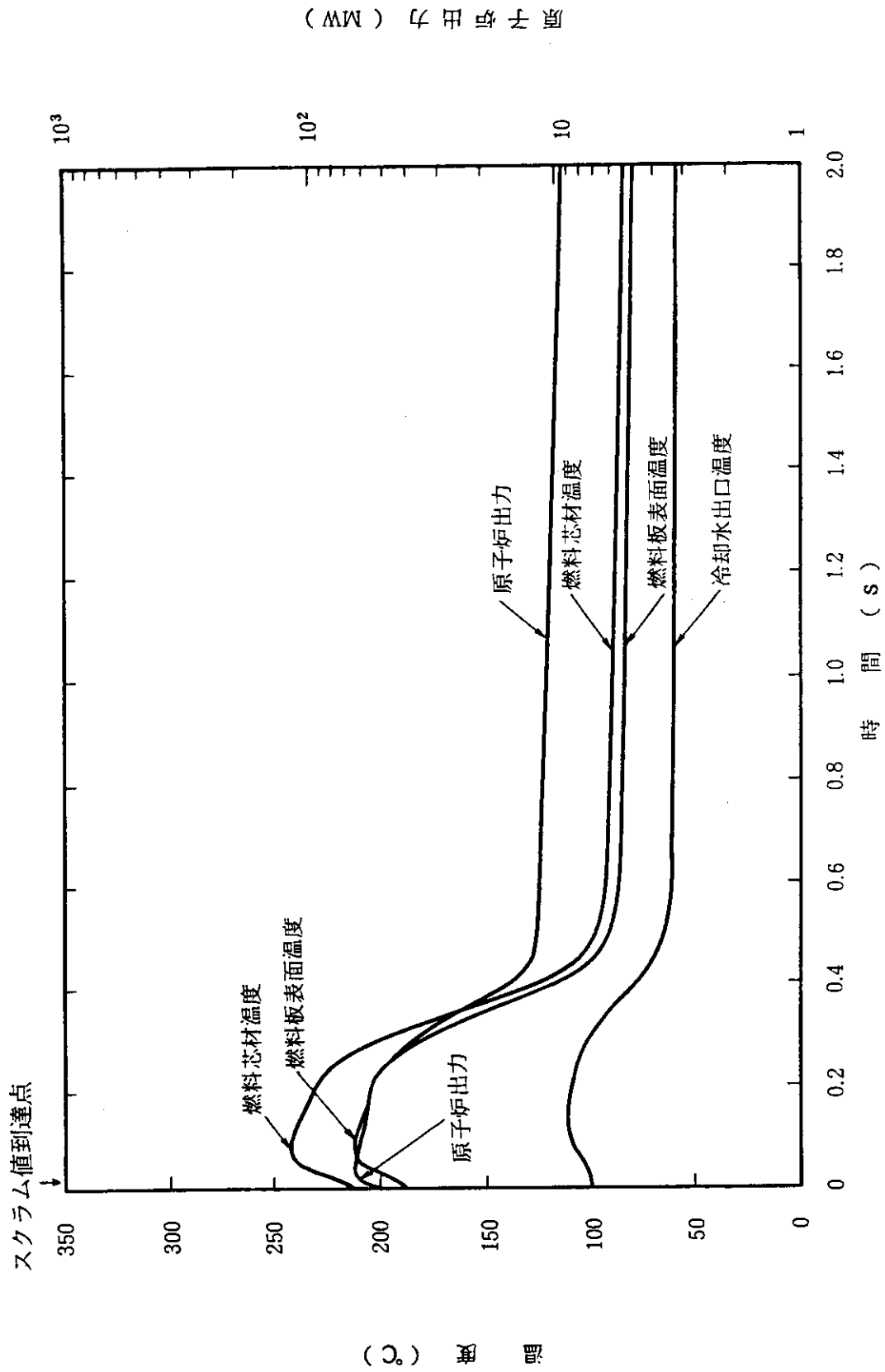


図 6.7 照射試料による反応度付加 (LEU炉心)

6.4 冷水導入による反応度付加

(1) 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、誤って二次冷却系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一次冷却水の温度が急激に低下したことによって、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した。この過渡変化の発生を防止し、更に、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次のような対策を講じている。

- ① 原子炉を起動するときは、起動前に緊急ポンプ及び主循環ポンプを運転し、一次冷却系統が正常運転であることを確認するとともに、二次冷却系統循環ポンプを運転して一次冷却水との温度差を小さくする。
- ② 原子炉入口温度差大によるアラーム、制御棒挿入及びスクラムにより一次冷却水温度の過度の変化を防止する。
- ③ 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入、1.3倍でスクラムを設けている。

(2) 解析条件

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した。また、解析条件をまとめて表 6.7 に示す。

- ① 過渡変化の初期状態として、原子炉は 500 kW で臨界状態にあるものとする。
原子炉出力は、二次冷却系統の循環ポンプを運転せずに運転可能と予想されるレベルとした。
- ② 過渡変化の初期状態として、一次冷却水の流量は $6000 \text{ m}^3/\text{h}$ 、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り、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、 $0.5\% \Delta k/k/\text{ステップ}$ とする。
- ⑤ 出力レンジは、500 kW に設定されているものとする。したがって、原子炉は、650 kW でスクラムする。

(3) 解析結果

事象の推移を図6.8に示す。一次冷却水の温度が急激に低下したことに伴い正の反応度が付加され、約0.01秒後に「線型出力大」の信号によって原子炉はスクラムする。LEU炉心における解析結果を表6.7及び図6.9に示す。結果から、原子炉の最高出力は1.43MWに達するが、燃料板温度及び冷却水温度の変化は小さい。その他の炉心の解析結果を表6.8に示す。

(4) 結論

この過渡変化においては、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及び燃料芯材最高温度は、判断基準を満たしている。更に、被覆材熱応力は被覆材の耐力以下であることから、燃料板の変形に関しても判断基準を満たしている。従って、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水出口の温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は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。

表 6.7 冷水導入による反応度付加の解析条件及び結果

		設 定 (値)	設 定 理 由
解	事象の想定条件	出力上昇中に2次系起動	
	解析コード	EUREKA-2	
析	単一故障条件	なし (線型出力系の多重化)	
	原子炉初期出力	500 kW	原子炉入口温度高(49 °C) アラームが発生しないで運転できる最高出力
条	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の値
	一次冷却水流量	6000 m ³ /h	定格流量
件	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 % Δ k/k 図5.9のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果 (ワンロードスタック余裕) 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 (LEU炉心)	判 定
解 析 結 果	スクラム値到達時間	約 0.01 s	プリスタ発生温度 (400°C) 以下である。 耐力(5.3kg/mm ²) 以下である。 飽和温度以下である。 1.5以上である。
	原子炉出力	約 1.43 MW	
	燃料芯材最高温度	約 54 °C	
	燃料板表面最高温度	約 53 °C	
	被覆材熱応力	< 0.1 kg/mm ²	
	冷却水最高出口温度	約 50 °C	
	最小DNBR	> 2.6 (定格出力運転時)	

表 6.8 冷水導入による反応度付加の解析結果(1)

炉 心 \ 項 目		スクラム 出力 (KW)	スクラム点 到達時間 (s)	最高出力 (MW)	最高出力 到達時間 (s)
移行炉心		650	約 0.01	約 1.37	約 0.07
LEU	初装荷炉心		約 0.01	約 1.41	約 0.07
炉 心	平衡炉心		約 0.01	約 1.43	約 0.07
混合炉心			約 0.01	約 1.43	約 0.07

表 6.8 冷水導入による反応度付加の解析結果(2)

炉 心 \ 項 目		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/mm ²)
移行炉心		約 106	約 54	約 53	約 50	約 0.08
LEU	初装荷炉心	約 103	約 54	約 53	約 50	約 0.08
炉 心	平衡炉心	約 102	約 54	約 53	約 50	約 0.09
混合炉心		約 102	約 54	約 53	約 50	約 0.09

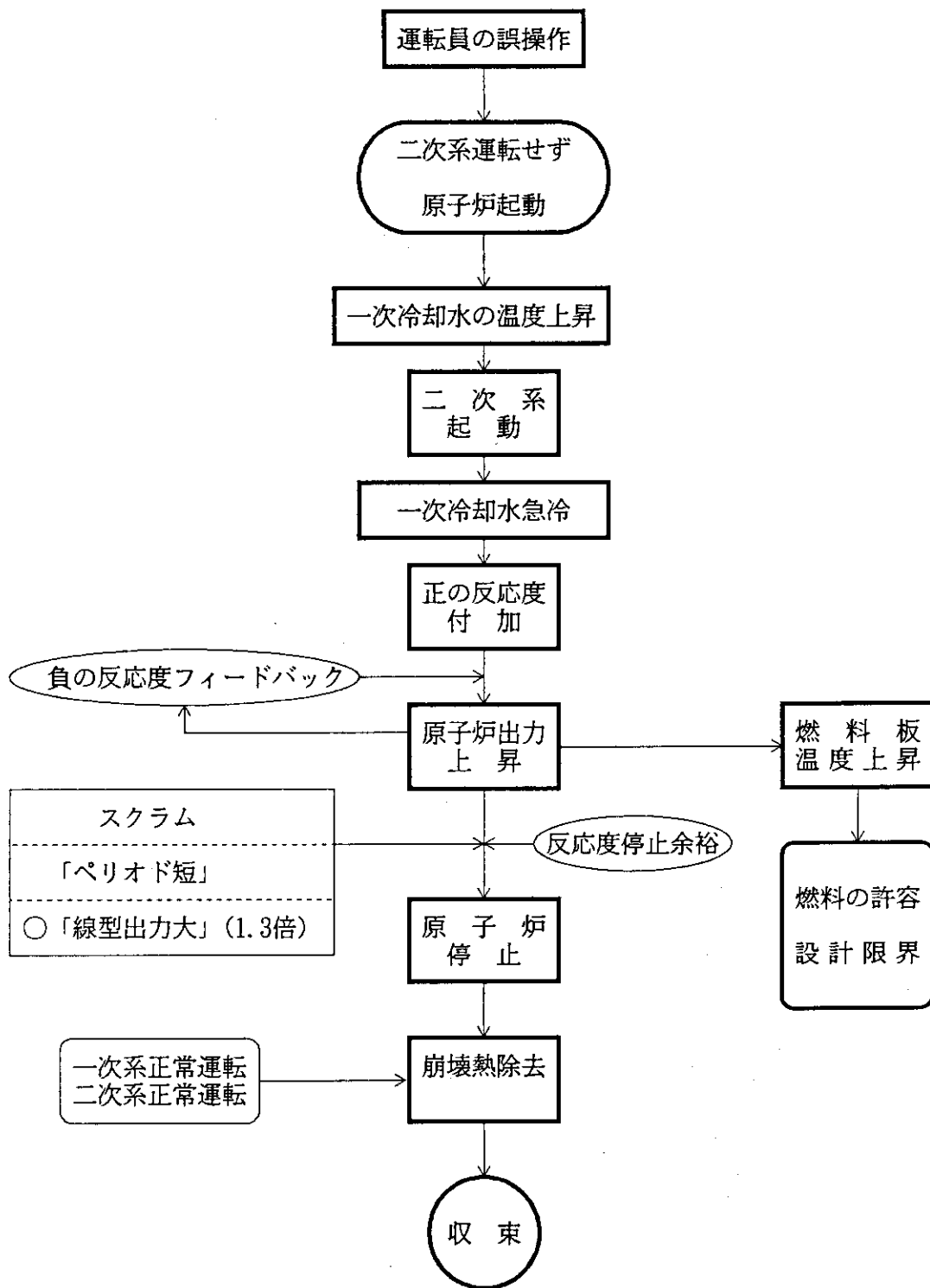


図 6.8 「冷水導入による反応度付加」事象の推移

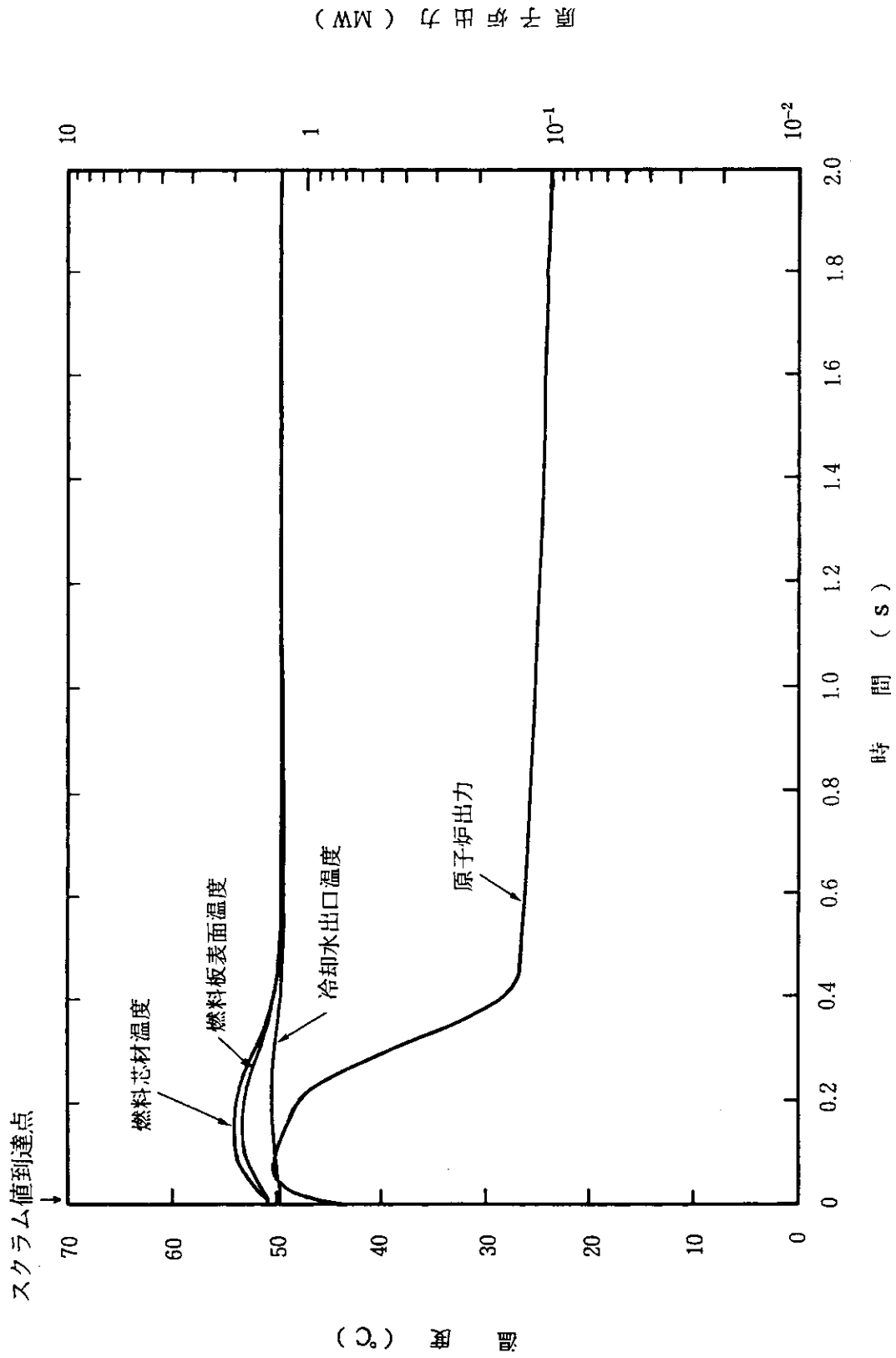


図 6.9 冷水導入による反応度付加 (LEU 炉心)

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

(1) 事故の原因及び防止対策

この事故は、定格出力運転中に、キャプセル照射装置の破損あるい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又は流出することにより、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した。この事故の発生を防止し、更に、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却システムの圧力上昇がないようにするために、次のような対策を講じている。

- ① 照射装置等の設計、製作、据付け等に当っては、諸規格及び基準に適合させるようにし、かつ、供用期間中も含む品質管理を十分に行う。
- ② 原子炉の運転中に、照射装置が破損あるいは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又は流出する可能性のある場合、あるいは、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可能性のある場合、反応度は $0.5\% \Delta k/k$ を超えないように制限する。
- ③ 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入、1.3倍でスクラムを設けている。

(2) 解析条件

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した。また、解析条件をまとめて表 7.1 に示す。

- ① 事故の初期状態として、原子炉は定格出力の50MWとする。
- ② 事故の初期状態として、一次冷却水の流量は $6000 \text{ m}^3/\text{h}$ 、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 出力設定値は、定格出力の50MWに設定されているものとする。したがって、原子炉は65MWでスクラムする。

(3) 解析結果

事象の推移を図 7.1 に示す。照射装置の破損に伴い正の反応度が付加され、約0.13秒

後に「線型出力大」の信号によって原子炉はスクラムする。LEU炉心における解析結果を表7.1及び図7.2に示す。結果から、原子炉の最高出力は82.9MW、燃料芯材最高温度は273℃、最小DNBRは1.53に達する。その他の炉心の解析結果を表7.2に示す。

(4) 結 論

この事故において、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、炉心は冠水が維持され、燃料芯材最高温度はブリスト発生温度に比べ低いことから、炉心は大きな損傷に至ることがなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、一次冷却水の温度上昇は小さいことから、一次冷却系統にかかる圧力は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。

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及び結果

		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	
	単一故障条件	なし (線型出力系の多重化)	
	原子炉初期出力	50 MW	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 % Δ 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の値
	一次冷却水流量	6000 m ³ /h	定格流量
	原子炉スクラム時 挿入反応度	3.4 % Δ k/k 図 5.9 のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果 (ワンロードスタック余 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 (定格値 50MW の 130%)	
	解 析 結 果		結 果 (LEU 炉心)
スクラム値到達時間		約 0.13 s	被覆材の溶融温度 (582°C) 以下である。 飽和温度以下である。 燃料は損傷しない。
原子炉出力		約 82.9 MW	
燃料芯材最高温度		約 273 °C	
燃料板表面最高温度		約 234 °C	
冷却水最高出口温度		約 131 °C	
最小 DNBR	約 1.53		

表 7.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加の解析結果(1)

項目		スクラム出力 (MW)	スクラム点到達時間 (s)	最高出力 (MW)	最高出力到達時間 (s)
炉心					
移行炉心		65	約 0.13	約 83.0	約 0.31
LEU	初装荷炉心		約 0.13	約 82.7	約 0.31
炉心	平衡炉心		約 0.13	約 82.9	約 0.31
混合炉心			約 0.13	約 82.9	約 0.31

表 7.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加の解析結果(2)

項目		圧力容器内水位	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 (s)	最小 DNBR
炉心						
移行炉心		満水	約 272	約 234	約 130	約 1.54
LEU	初装荷炉心		約 272	約 234	約 131	約 1.53
炉心	平衡炉心		約 273	約 234	約 131	約 1.53
混合炉心			約 273	約 234	約 131	約 1.53

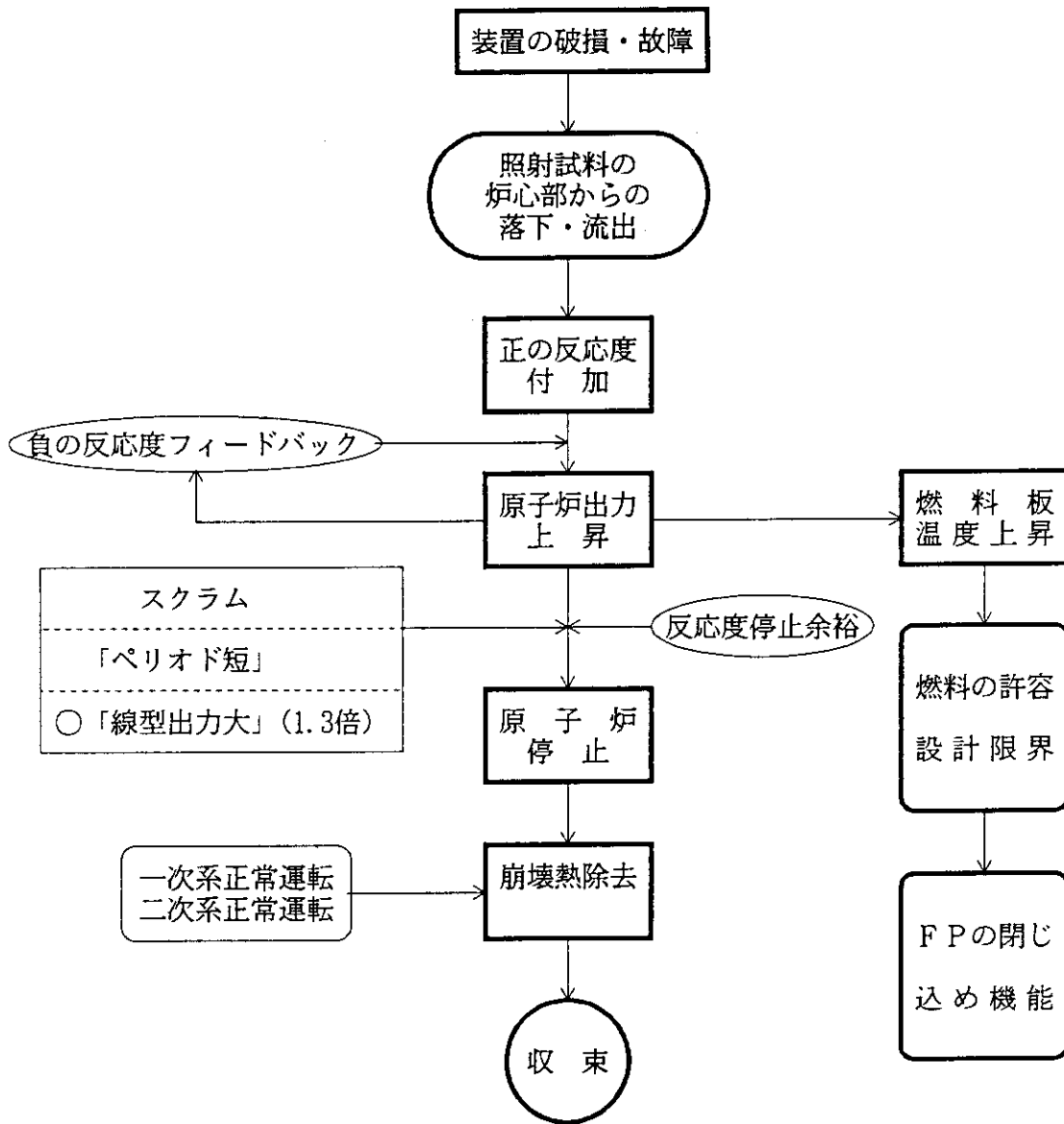


図 7.1 「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」事象の推移

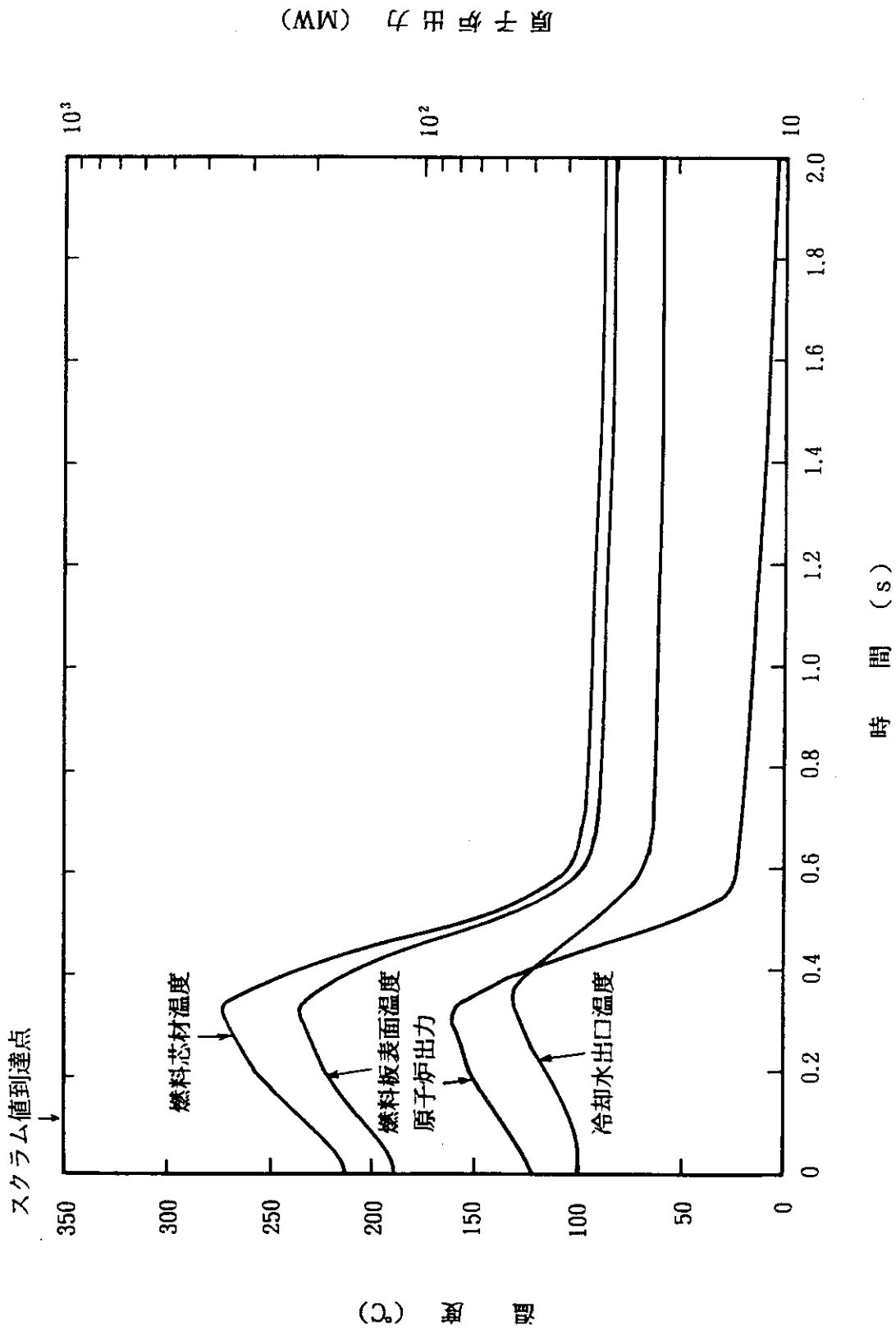


図 7.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加 (LEU炉心)

8. その他の解析

8.1 出力運転中の制御棒の異常な引抜きのパラメータ解析

出力運転中に微調整棒の故障により、制御棒がゆっくり引き抜かれた場合について検討した。反応度付加率を $0.01\% \Delta k/k/s$ (引抜き速度 40mm/min) 及び $0.1\% \Delta k/k/s$ (引抜き速度 400mm/min) としたときの解析結果を表 8.1 に示す。最高速度 (2000mm/min) で引き抜かれた場合の $0.5\% \Delta k/k/s$ の結果と併せて示す。

JMTRでは、炉出力上昇にスクラムを設定しているため、制御棒がゆっくり引き抜かれるほど出力サージは小さく、また温度上昇等への影響も小さく安全側となる。

8.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加のパラメータ解析

照射実験設備の破損による反応度の異常な付加に関して、反応度がステップ及びランプ状に加わった場合について検討した。ランプ状では印加時間を 0.1 , 0.5 , 1.0 , 5.0 秒と変えて解析した。全反応度付加は $0.5\% \Delta k/k$ である。結果は、7.1 で示した事故解析の印加時間 0.3 sec の解析結果と共に表 8.2 に示す。印加時間 1.0 秒までの計算ケースの炉出力及び温度の過渡変化を図 8.1 に示す。印加時間に対する最小 $DNB R$ の変化を図 8.2 に示す。なお、付加時間 1.0 sec の解析は、6.2 の「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」と同じである。

反応度印加時間が短くなるほど結果は厳しくなり、仮に、この事象で設定した反応度印加時間の 0.3 sec より短い反応度印加では、判断基準のうち最小 $DNB R$ 1.5 以上の条件を満たさなくなる。

因みに、この事象の反応度印加時間については、最も過酷な反応度付加と考えられるケースとして、炉心部を上下に貫通するループ照射装置に装荷された炉心有効長 (75cm) に相当する照射試料が試料の保持装置等の故障により落下した場合を想定しており、炉心部から消失するのに要する時間は、冷却水による減速を無視し、空気中の自由落下を想定すると約 0.4sec となる。解析では、安全余裕を見込んで 0.3sec を反応度印加時間としている。

表 8.1 制御棒の異常な引抜きのパラメータ解析結果

		反応度付加率 (% $\Delta k/k/s$)		
		0.5	0.1	0.01
安全動作時間 (s)	アラーム (55MW)	約 0.2	約 0.9	約 6.5
	セットバック (57.5MW)	約 0.3	約 1.2	約 8.8
	制御棒挿入 (60MW)	約 0.3	約 1.6	約 10.9
	スクラム (65MW)	約 0.5	約 2.1	約 14.6
原子炉出力 (MW)		約 67.3	約 65.2	約 65.1
燃料芯材最高温度 (°C)		約 249	約 246	約 246
燃料板表面最高温度 (°C)		約 217	約 215	約 215
被覆材熱応力 (kg/mm ²)		約 4.4	約 4.3	約 4.3
冷却水最高出口温度 (°C)		約 117	約 116	約 115
最小DNBR		約 1.90	約 1.94	約 1.95

表 8.2 照射実験設備の破損のパラメータ解析結果

	反応度付加時間 (s)					
	ステップ	0.1	0.3	0.5	1.0	5.0
スクラム値到達時間 (s)	約0.01	約0.05	約 0.1	約 0.2	約 0.5	約 2.1
原子炉出力 (MW)	約 115	約 102	約 83	約 73	約 67	約 65
燃料芯材最高温度 (°C)	約 303	約 292	約 273	約 258	約 249	約 246
燃料板表面最高温度 (°C)	約 252	約 247	約 234	約 224	約 217	約 215
冷却水最高出口温度 (°C)	約 145	約 141	約 131	約 122	約 117	約 116
最小DNBR	約1.16	約1.27	約1.53	約1.75	約1.89	約1.94

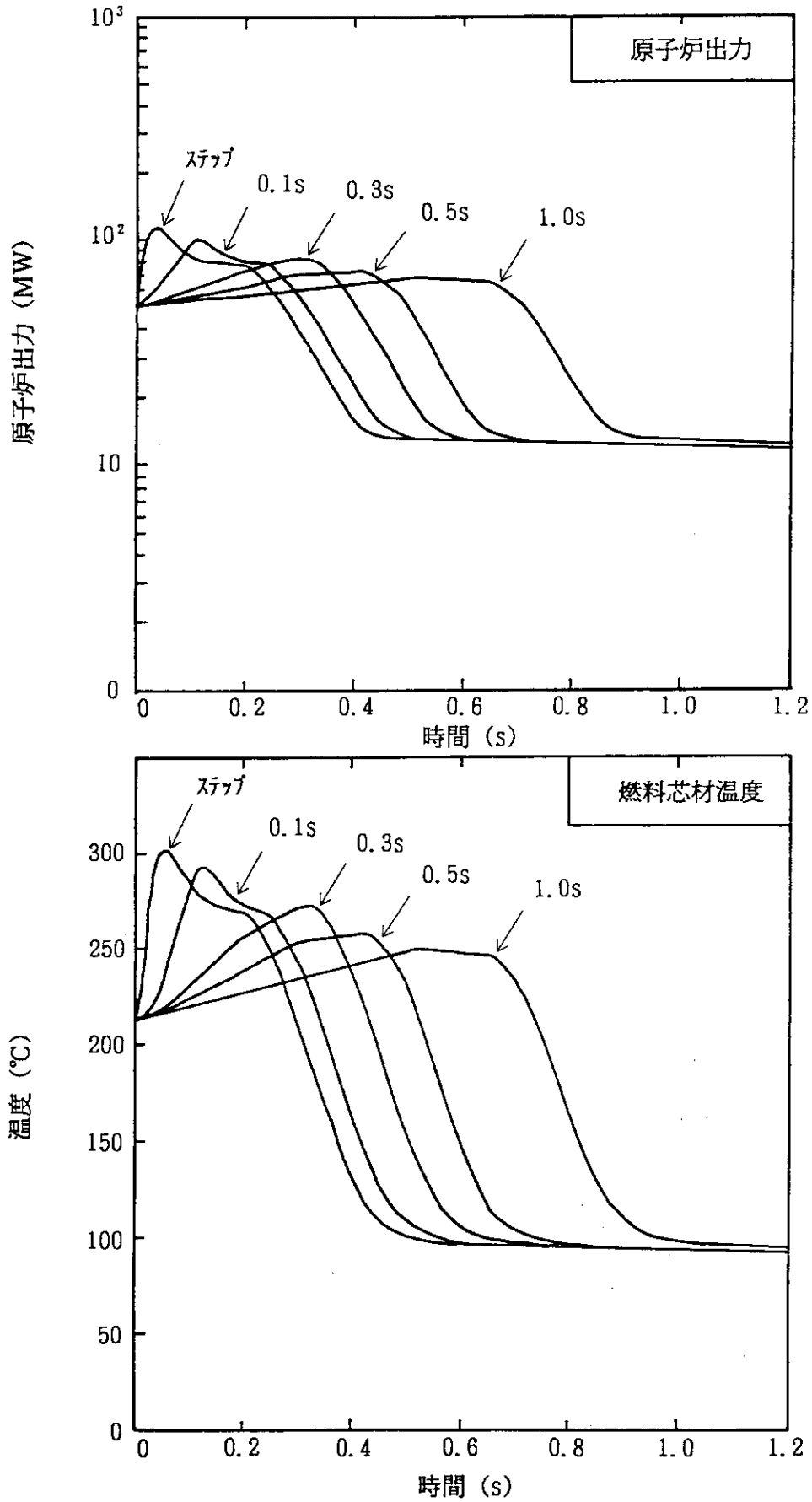


図 8.1 照射設備の破損のパラメータ解析結果

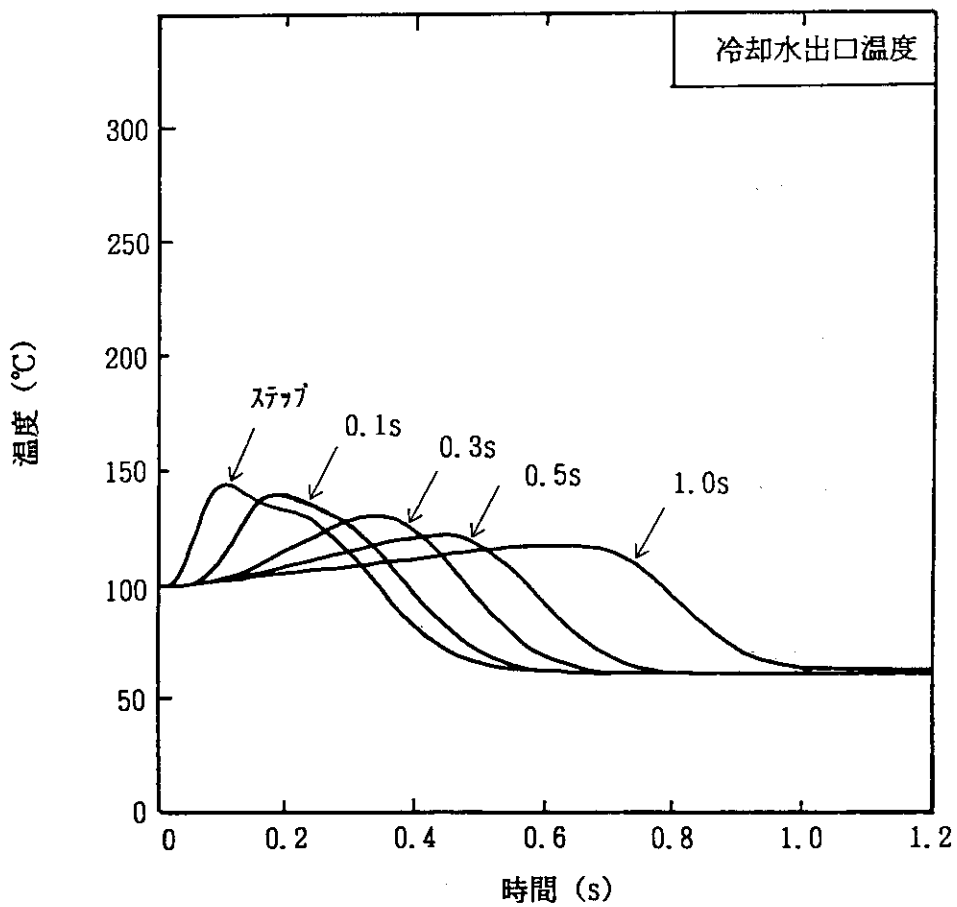
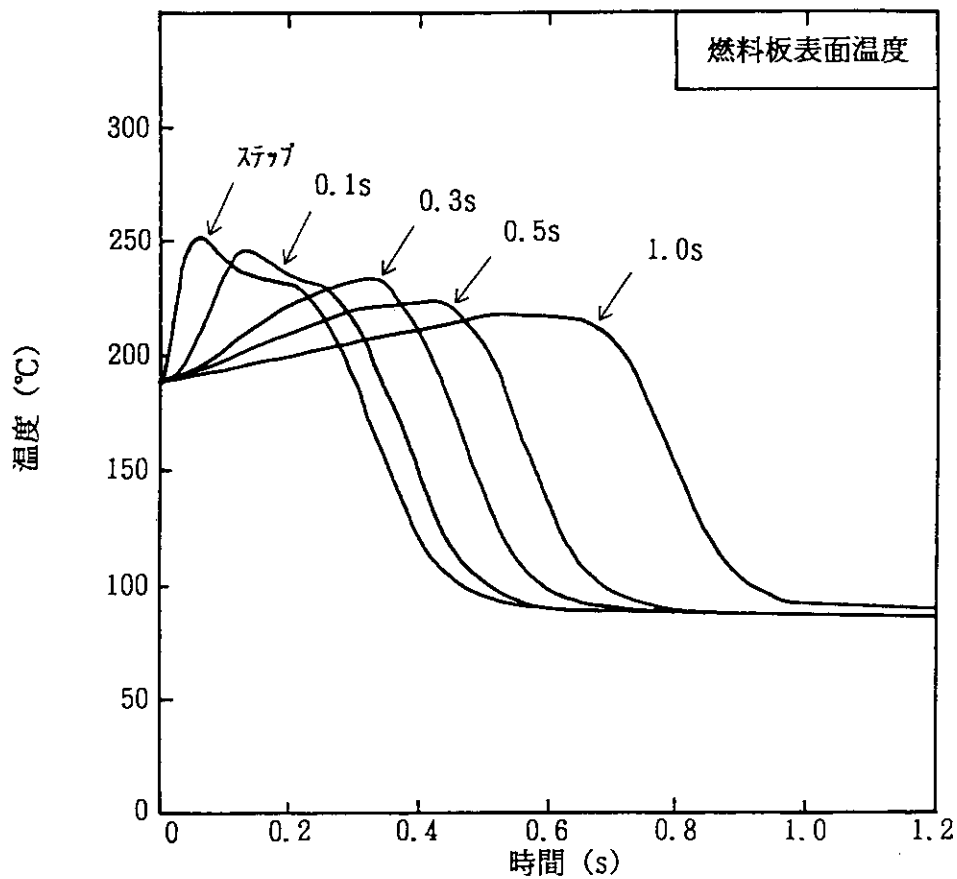


図 8.1 (続 き)

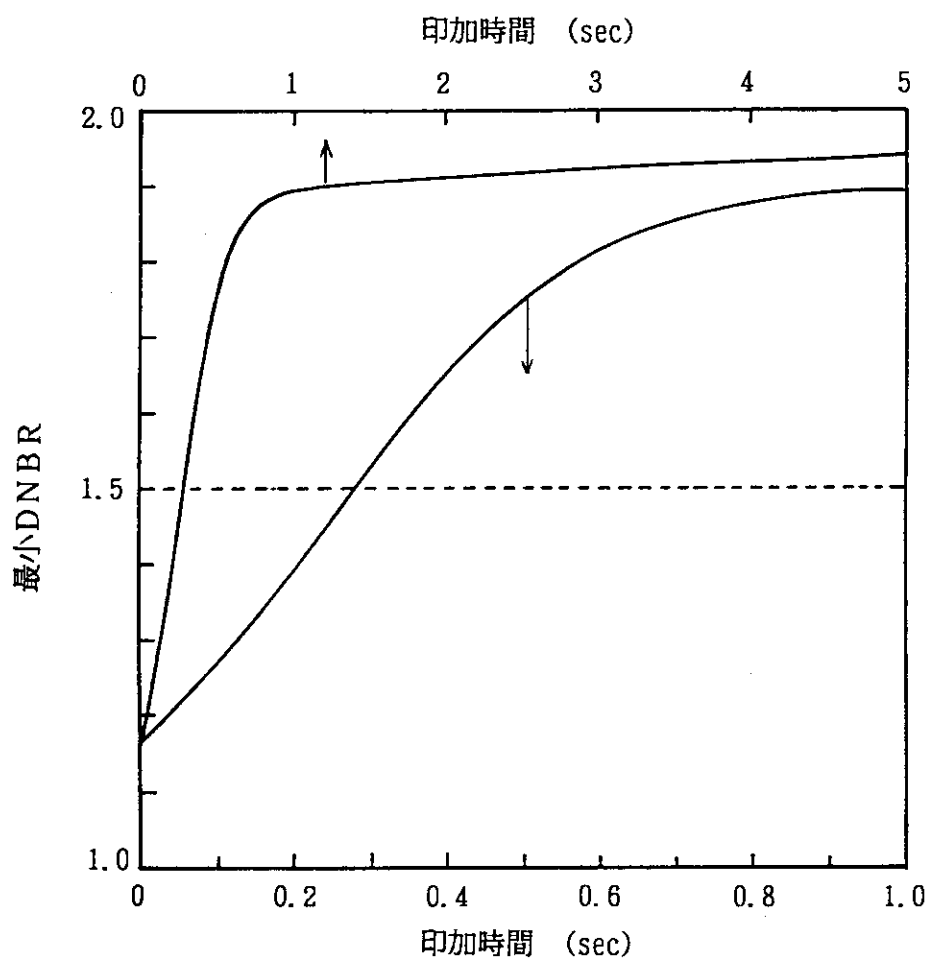


図 8.2 最小DNBRの変化

9. 結 語

JMTR低濃縮炉心の安全性を評価する目的で、反応度投入事象に関わる運転時の異常な過渡変化として選定した4事象及び事故として選定した1事象について解析を行った。各事象の解析に当たっては解析結果が厳しくなるように条件を定めた。解析の結果、選定した事象は、運転時の異常な過渡変化時並びに事故時の安全性を判断する基準を満足することを確認した。

謝 辞

本解析は、原研の研究・試験炉燃料濃縮度低減化計画に基づいて材料試験炉部において進められている低濃縮化作業の一環として行われたものである。本報告書は、低濃縮化に携わっている関係諸氏の協力の賜物である。特に、安藤弘栄照射第1課長には、内容について貴重なご意見を頂いた。ここに深く感謝します。

参 考 文 献

- (1) 原子力安全委員会, 「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」, (1991).
- (2) 原子力安全委員会, 「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」, (1991).
- (3) 大西 信秋, 他 ; “軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2 ”, JAERI-M 84-074, (1984).
- (4) 永岡 芳春, 他 ; “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) 永岡 芳春, 他 ; “JMTR低濃縮燃料炉心の核特性”, JAERI-M 92-098, (1992).

9. 結 語

JMTR低濃縮炉心の安全性を評価する目的で、反応度投入事象に関わる運転時の異常な過渡変化として選定した4事象及び事故として選定した1事象について解析を行った。各事象の解析に当たっては解析結果が厳しくなるように条件を定めた。解析の結果、選定した事象は、運転時の異常な過渡変化時並びに事故時の安全性を判断する基準を満足することを確認した。

謝 辞

本解析は、原研の研究・試験炉燃料濃縮度低減化計画に基づいて材料試験炉部において進められている低濃縮化作業の一環として行われたものである。本報告書は、低濃縮化に携わっている関係諸氏の協力の賜物である。特に、安藤弘栄照射第1課長には、内容について貴重なご意見を頂いた。ここに深く感謝します。

参 考 文 献

- (1) 原子力安全委員会, 「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」, (1991).
- (2) 原子力安全委員会, 「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」, (1991).
- (3) 大西 信秋, 他 ; “軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2 ”, JAERI-M 84-074, (1984).
- (4) 永岡 芳春, 他 ; “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) 永岡 芳春, 他 ; “JMTR低濃縮燃料炉心の核特性”, JAERI-M 92-098, (1992).

9. 結 語

JMTR低濃縮炉心の安全性を評価する目的で、反応度投入事象に関わる運転時の異常な過渡変化として選定した4事象及び事故として選定した1事象について解析を行った。各事象の解析に当たっては解析結果が厳しくなるように条件を定めた。解析の結果、選定した事象は、運転時の異常な過渡変化時並びに事故時の安全性を判断する基準を満足することを確認した。

謝 辞

本解析は、原研の研究・試験炉燃料濃縮度低減化計画に基づいて材料試験炉部において進められている低濃縮化作業の一環として行われたものである。本報告書は、低濃縮化に携わっている関係諸氏の協力の賜物である。特に、安藤弘栄照射第1課長には、内容について貴重なご意見を頂いた。ここに深く感謝します。

参 考 文 献

- (1) 原子力安全委員会, 「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」, (1991).
- (2) 原子力安全委員会, 「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」, (1991).
- (3) 大西 信秋, 他 ; “軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2 ”, JAERI-M 84-074, (1984).
- (4) 永岡 芳春, 他 ; “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) 永岡 芳春, 他 ; “JMTR低濃縮燃料炉心の核特性”, JAERI-M 92-098, (1992).