

JAERI - M  
84-142

JRR-3改造炉の安全評価のための  
反応度投入事象の解析

1984年8月

原見 太幹・植村 睦\*・大西 信秋

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 Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷(株)

JRR-3 改造炉の安全評価のための反応度投入事象の解析

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部  
原見太幹・植村 睦\*・大西信秋

(1984年7月14日受理)

熱出力10MW、重水減速冷却研究用原子炉 JRR-3 を改造し、熱出力20MW、軽水減速冷却プール型研究炉を建設する計画が進められている。

この報告は、JRR-3 改造炉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。

本報告では、運転時の異常な過渡変化に係る反応度投入事象、すなわち

- (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) 実験物等による反応度添加
- (4) 1次冷却材流量増加による反応度添加
- (5) 重水タンク損傷

を解析の対象とした。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。解析に当っては、解析結果がきびしくなるように種々の解析条件を設定した。また、解析に用いる各種の入力データについては運転条件や炉心条件の不確定性を考慮してパラメトリックな解析を行った。

その結果、本原子炉施設で選定した反応度投入事象の解析結果は、運転時の異常な過渡変化時の安全性を判断する基準を満足することを確認した。

---

\*) コンピュータサービス株式会社

Reactivity Initiated Accident Analyses for the  
Safety Assessment of Upgraded JRR-3

Taikan HARAMI, Mutsumi Uemura\*  
and Nobuaki OHNISHI

Department of Research Reactor Operation,  
Tokai Research Establishment, JAERI

( Received July 14, 1984 )

JRR-3, currently a heavy water moderated and cooled 10 MW reactor, is to be upgraded to a light water moderated and cooled, heavy water reflected 20 MW reactor.

This report describes the analytical results of reactivity initiated accidents for the safety assessment of upgraded JRR-3.

The following five cases have been selected for the assessment;

- (1) uncontrolled control rod withdrawal from zero power,
- (2) uncontrolled control rod withdrawal from full power,
- (3) removal of irradiation samples,
- (4) increase of primary coolant flow,
- (5) failure of heavy water tank.

Parameter studies have been made for each of the above cases to cover possible uncertainties. All analyses have been made by a computer code EUREKA-2.

The results show that the safety criteria for upgraded JRR-3 are all met and the adequacy of the design is confirmed.

Keywords : JRR-3, Abnormal Reactivity Insertion, Control rod, EUREKA-2, Safety Criteria, Safety Assessment, Performance

---

\*) On leave from Computer Services Corp.

## 目 次

1. 序	1
2. 炉心設計の概要	3
2.1 炉心構造	3
2.2 炉心出力分布とインポートランス分布	3
2.3 炉心熱水力条件	4
3. EUREKA-2の計算モデルと入力データ	8
3.1 チャンネル分割	8
3.2 ノードデータとジャンクションデータ	12
3.3 ヒートスラブデータ	15
3.4 動特性定数とフィードバック反応度	16
3.5 熱伝達相関式	20
3.6 スクラム反応度曲線	23
3.7 物性値	24
4. 安全評価のための想定事象	26
4.1 起動時における制御棒の異常な引抜き	28
4.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	30
4.3 実験物等による反応度添加	30
4.4 1次冷却材流量増加による反応度添加	31
4.5 重水タンク損傷	31
5. 反応度投入事象の解析	33
5.1 起動時における制御棒の異常な引抜き	33
5.1.1 ベースケース	33
5.1.2 パラメータスタディ	33
(1) 原子炉初期出力の影響	33
(2) 炉心入口冷却材温度の影響	33
(3) 炉心冷却材流速の影響	34
(4) 反応度添加率の影響	34
(5) スクラム遅れ時間の影響	34
(6) スクラム設定点の影響	34
(7) PMH効果の影響	34
5.1.3 結 論	46
5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	46
5.2.1 ベースケース	46
5.2.2 パラメータスタディ	46

(1) 原子炉初期出力の影響 .....	46
(2) 炉心入口冷却材温度の影響 .....	46
(3) 反応度添加率の影響 .....	46
(4) スクラム遅れ時間の影響 .....	46
(5) PMH効果の影響 .....	46
5.2.3 結 論 .....	46
5.3 実験物等による反応度添加 .....	53
5.3.1 ベースケース .....	53
5.3.2 パラメータスタディ .....	53
(1) 原子炉初期出力の影響 .....	53
(2) 炉心入口冷却材温度の影響 .....	53
(3) 添加反応度の影響 .....	53
(4) スクラム遅れ時間の影響 .....	53
(5) PMH効果の影響 .....	53
5.3.3 結 論 .....	53
5.4 1次冷却材流量増加による反応度添加 .....	60
5.4.1 ベースケース .....	60
5.4.2 パラメータスタディ .....	60
(1) 原子炉初期出力の影響 .....	60
(2) 炉心冷却材流速の影響 .....	60
(3) 添加反応度の影響 .....	60
(4) 反応度添加時間の影響 .....	60
(5) スクラム遅れ時間の影響 .....	61
(6) PMH効果の影響 .....	61
5.4.3 結 論 .....	61
5.5 重水タンク損傷 .....	69
5.5.1 ベースケース .....	69
5.5.2 パラメータスタディ .....	69
(1) 原子炉初期出力の影響 .....	69
(2) 炉心入口冷却材温度の影響 .....	69
(3) 反応度添加率の影響 .....	69
(4) スクラム遅れ時間の影響 .....	69
(5) PMH効果の影響 .....	69
5.5.3 結 論 .....	69
5.6 その他の解析 .....	74
5.6.1 未臨界時における炉心内の照射物取出しによる反応度添加 .....	74
5.6.2 1次冷却材流量増加による反応度添加 .....	75
(炉心入口冷却材温度を変えた場合)	

6. 結 言 .....	82
謝 辞 .....	82
参考文献 .....	82

## Contents

1. Introduction .....	1
2. General Discription of Core Design .....	3
2.1 Core Configuration .....	3
2.2 Power Distribution and Importance Distribution .....	3
2.3 Hydrodynamic Condition .....	4
3. Geometrical Model and Input Data for EUREKA-2 .....	8
3.1 Channel Division .....	8
3.2 Node Data and Junction Data .....	12
3.3 Heat Slab Data .....	15
3.4 Kinetic Parameters and Feedback Reactivity .....	16
3.5 Heat Transfer Correlation .....	20
3.6 Scram Reactivity Curve .....	23
3.7 Material Constants .....	24
4. Posturated Transients for Safety Assessment .....	26
4.1 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power .....	28
4.2 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Full Power Operation of 20MW .....	30
4.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples ....	30
4.4 Reactivity Insertion by Increase of Primary Coolant Flow ..	31
4.5 Reactor Power Increase due to Failure of Heavy Water Tank .	31
5. Analyses of Reactivity Initiated Accidents .....	33
5.1 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power .....	33
5.1.1 Base Case .....	33
5.1.2 Parameter Study .....	33
(1) Initial Power .....	33
(2) Coolant Temperature .....	33
(3) Coolant Velocity .....	34
(4) Reactivity Insertion Rate .....	34
(5) Scram Delay Time .....	34
(6) Scram Setpoint .....	34
(7) Effect of PMH (Prompt Moderator Heating) .....	34
5.1.3 Conclusion .....	34
5.2 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Full Power Operation of 20MW .....	46
5.2.1 Base Case .....	46
5.2.2 Parameter Study .....	46



(1) Initial Power .....	46
(2) Coolant Temperature .....	46
(3) Reactivity Insertion Rate .....	46
(4) Scram Delay Time .....	46
(5) Effect of PMH .....	46
5.2.3 Conclusion .....	46
5.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples ....	53
5.3.1 Base Case .....	53
5.3.2 Parameter Study .....	53
(1) Initial Power .....	53
(2) Coolant Temperature .....	53
(3) Reactivity Insertion Rate .....	53
(4) Scram Delay Time .....	53
(5) Effect of PMH .....	53
5.3.3 Conclusion .....	53
5.4 Reactivity Insertion by Increase of Primary Coolant Flow ..	60
5.4.1 Base Case .....	60
5.4.2 Parameter Study .....	60
(1) Initial Power .....	60
(2) Coolant Velocity .....	60
(3) Inserted Reactivity .....	60
(4) Reactivity Insertion Time .....	60
(5) Scram Delay Time .....	61
(6) Effect of PMH .....	61
5.4.3 Conclusion .....	61
5.5 Reactor Power Increase due to Failure of Heavy Water Tank .	69
5.5.1 Base Case .....	69
5.5.2 Parameter Study .....	69
(1) Initial Power .....	69
(2) Coolant Temperature .....	69
(3) Reactivity Insertion Rate .....	69
(4) Scram Delay Time .....	69
(5) Effect of PMH .....	69
5.5.3 Conclusion .....	69
5.6 Other Transient Analyses .....	74
5.6.1 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples in the Fuel Region .....	74

5.6.2 Reactivity Insertion by Increase of Primary Coolant Flow (In the Case of Change of Core Inlet Temperature) .....	75
6. Concluding Remarks .....	82
Acknowledgment .....	82
References .....	82

## 1. 序

本報告は、JRR-3 改造原子炉施設の安全性について評価するために行った反応度投入事象の解析結果について述べたものである。

本原子炉は、最大熱出力20MWの軽水減速・冷却プール型炉である。燃料は20%濃縮ウランを用いたETR型で、ウラン・アルミニウム分散型合金芯材をアルミニウムで被覆したものである。標準型燃料は燃料板20枚から構成されている。

本報告では、本原子炉施設において運転時に合理的に考えられる機器の単一故障又は誤動作もしくは運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような反応度外乱が炉心に加えられるような事象（運転時の異常な過渡変化）の解析を対象としている。

本原子炉施設において想定される運転時の異常な過渡変化のうち、炉心内の反応度を異常に変化させる事象として次の5つの事象を考える。

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. 実験物等による反応度添加
4. 1次冷却材流量増加による反応度添加
5. 重水タンク損傷

何らかの原因によって原子炉に異常な反応度が添加されて原子炉の出力が急激に上昇すると、燃料温度が異常に上昇し、極端な場合には燃料が破損したり、燃料破損によって誘起される破壊力によって、1次冷却系が損傷を受ける可能性がある。

原子炉に異常な過渡変化が起こっても、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態で維持されなければならない。本原子炉施設の安全評価においては、運転時の異常な過渡変化時の安全性を判断する基準としては以下のものを定めている。

- (1) 最小DNBRは1.5以上であること。
- (2) 燃料芯材最高温度は、ブリスト発生温度（400℃）以下であること。
- (3) 燃料板に有意な変形がないこと。
- (4) 1次冷却系設備にかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍以下であること。

判断基準(1)は、バーンアウトによる燃料の損傷を防止するためのもので、(2)は、ブリスト発生による燃料の損傷および冷却能力低下を防止するためのものである。(3)は、熱応力等に起因する燃料板の変形による燃料板の損傷および冷却能力の低下を防止するためのものである。また、(4)は1次冷却系設備に過大な応力を発生させないためのものである。

この報告において上記想定された各事象について解析を行うに当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格運転時までを考慮し、設計上考えられる運転条件、想定事象の広いスペクトルをカバーするために、原子炉初期出力、冷却材温度、冷却材流速、反応度添加率、スクラム遅れ時間等についてパラメトリックな解析を行った。

本原子炉施設で想定した上記5反応度投入事象以外に未臨界時における炉心内の照射物取出し

による反応度添加を想定した事象を解析した。また1次冷却材流量増加による反応度添加事象において、冷却材の温度変化による炉心反応度変化分をインプットする解析とは別に、冷水を上部プレナム部に流入する解析を行った。これら2ケースを「その他の解析」として5.6節で述べる。

これら反応度投入事象に関する解析は、核熱水力結合動特性解析コード EUREKA-2<sup>(1)</sup>コードによって行った。

次章で本原子炉炉心構造を概要し、第3章で EUREKA-2 コードの入力データ、第4章で反応度投入に関して想定した事象の説明を行う。第5章で各想定事象について行ったベースケースの解析結果ならびにパラメトリックに行った解析結果を報告する。

## 2. 炉心設計の概要

### 2.1 炉心構造

本原子炉の炉心配置断面図を図 2.1-1<sup>(1)</sup> に示す。燃料領域は、32体の燃料要素からなる。その外側にベリリウム反射体領域と重水領域があり、燃料領域を径方向に囲んでいる。炉心は、26体の標準型燃料要素と6体のフォロー型燃料要素（制御棒要素）および5体の照射筒要素からなる。

標準型燃料要素の水平断面を図 2.1-2 に示す。標準型燃料要素は ETR 型燃料板20枚およびそれを固定する燃料側板からなり、燃料板間を冷却材（軽水）が上部から下部に向かって流れる。フォロー型燃料要素の水平断面を図 2.1-3 に示す。この燃料要素は、ETR 型燃料板16枚、燃料側板およびそれらを囲む制御棒案内管からなり、それらの間を冷却材が流れる。

燃料板は、図 2.1-2 と図 2.1-3 に示すように UAl 分散型合金の芯材を Al 合金 (A 5052) で被覆したものである。燃料芯材の U-Al 合金は、密度  $6.80 \text{ g/cm}^3$  の  $\text{U}\cdot\text{Al}_3$  と  $6.06 \text{ g/cm}^3$  の  $\text{U}\cdot\text{Al}_4$  および Al からなる。 $^{235}\text{U}$  濃縮度は 19.75 w/o である。燃料側板は Al 合金 (A 6061) でできている。それぞれのサイズは図に示すとおりである。燃料芯材の軸方向の長さは 75.0 cm である。制御棒断面を図 2.1-4 に示す。

### 2.2 炉心出力分布とインポートンス分布<sup>(1)</sup>

炉心出力分布は、通常運転時の制御棒パターンのもとで、燃料領域内および Be 反射体内の照射筒にそれぞれ Al 製および Be 製のプラグを挿入した標準炉心で、かつ、燃焼による交換を考慮して最大出力ピーキング係数を与える場合のものとしている。この分布は第9サイクル燃焼炉心に対応するものである。図 2.2-1 にこの燃焼サイクルの半径方向出力分布因子 ( $f_r$ ) および軸方向出力分布因子 ( $f_z$ ) を示す。図 2.2-2 に燃料要素の炉心内位置を考慮して求めた燃料要素内局所出力分布因子 ( $f_l$ ) を示す。燃焼度は 0% のクリーン炉心の場合で、この時の  $f_l$  が最大を与える。 $f_l$  の最大値は Be 反射体に隣接している燃料要素内で得、その値は 1.51 である。

燃料要素毎の  $f_r$  と  $f_z$  と  $f_l$  の積の最大値  $f_N$  は、燃焼による炉心の違いを考慮すると、燃料装荷位置 B6 に現われ、それぞれの値は次のとおりである。

$$f_r = 1.23$$

$$f_z = 1.42$$

$$f_l = 1.51$$

$$f_N = 2.63$$

特殊な制御棒パターンや照射用実験物の装荷による出力ピーキング係数の変化は、出力ピーキング係数の誤差因子の中で考慮する。出力分布の計算誤差を総合した全体の出力ピーキング係数の誤差因子を 1.18 とする。

フィードバック反応度の空間分布の効果を考慮するため、重み因子として中性子束と随伴中性子束の積（インポートランス）を用いる。ドップラ効果に対しては共鳴中性子束の重み関数を、減速材温度効果およびボイド効果に対しては熱中性子束の重み関数を用いる。ここでは、インポートランス分布も上記出力分布と同じ第9サイクル燃焼炉心のケースを用いる。

### 2.3 炉心熱水力条件

本原子炉の定常炉心熱水力特性<sup>(2)</sup>に関する基本的なものを示す。

標準型燃料要素の燃料板間を流れる平均冷却材流速を約6.2 m/s と設計している。冷却材流速をパラメータとして、ホットスポットでの沸騰開始温度（ONB 温度）と燃料表面温度の差を評価すると、約6.2 m/s の流速の時この差が最大となる。定常運転時の設計基準の1つは、1次冷却水を沸騰させないことであるから、この速度の時、最もよくこの基準を満足することになる。1次系冷却材流量は2400 m<sup>3</sup>/hr となる。

安全評価に当っては炉心入口温度をこれまでの JRR-3 のデータから最高値をとって35°Cとした。この時、冷却材チャンネル出口温度は、平均チャンネルで44°Cでホットチャンネルで61°Cとなる。燃料板表面最高温度は101°Cで燃料芯材最高温度は107°Cとなる。標準型燃料要素での圧力損失は約9.9 m 水頭である。

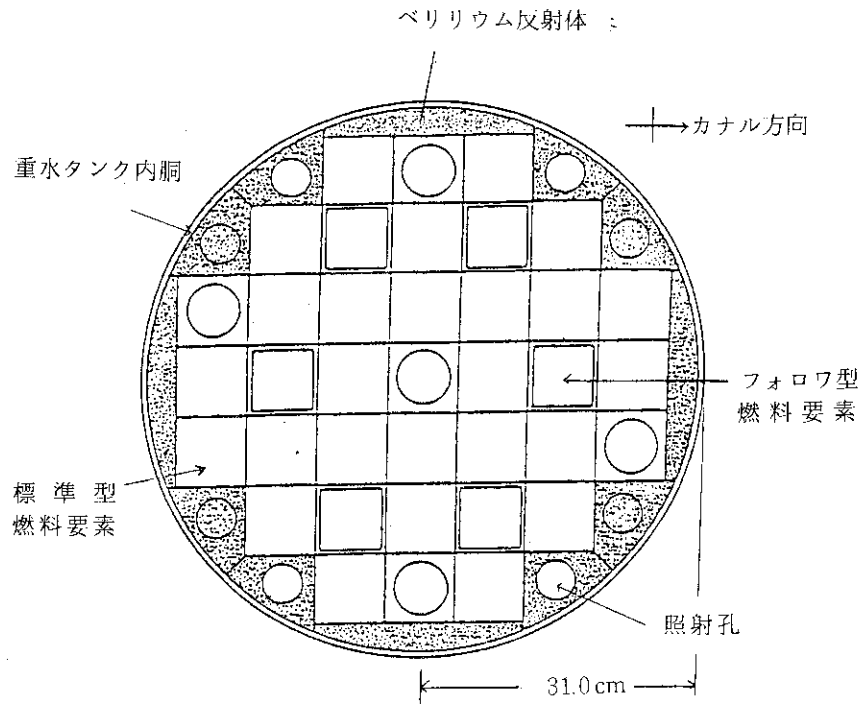


図 2.1 - 1 炉心配置断面図

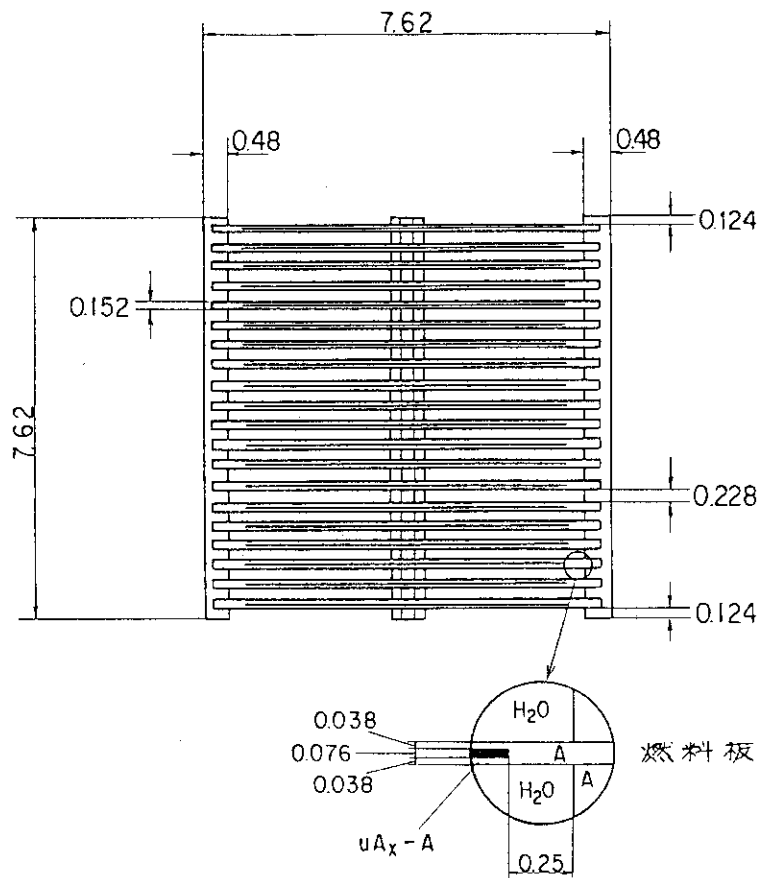


図 2.1 - 2 標準型燃料要素水平断面図 (単位: cm)

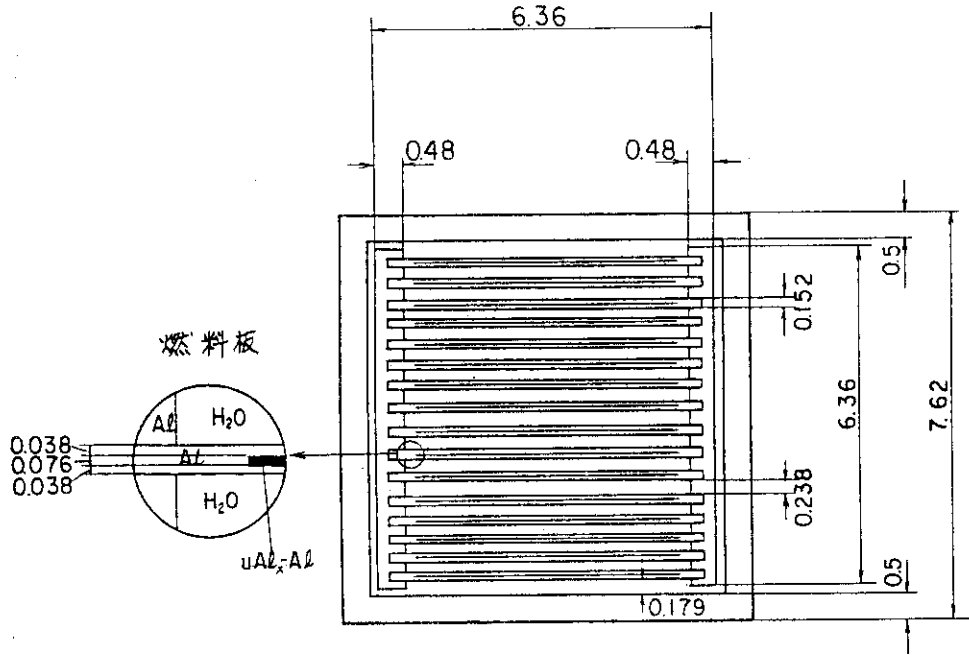


図 2.1 - 3 フォロワ型燃料要素水平断面図 (単位: cm)

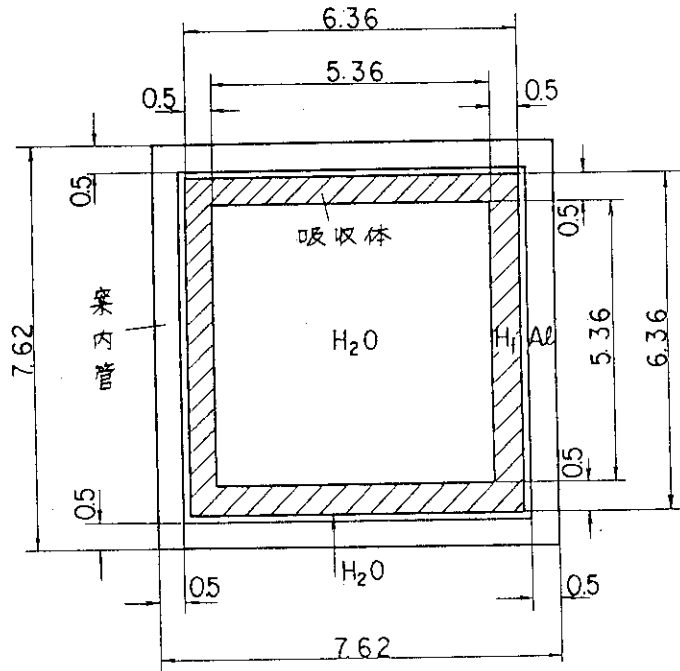


図 2.1 - 4 制御棒要素水平断面図 (単位: cm)



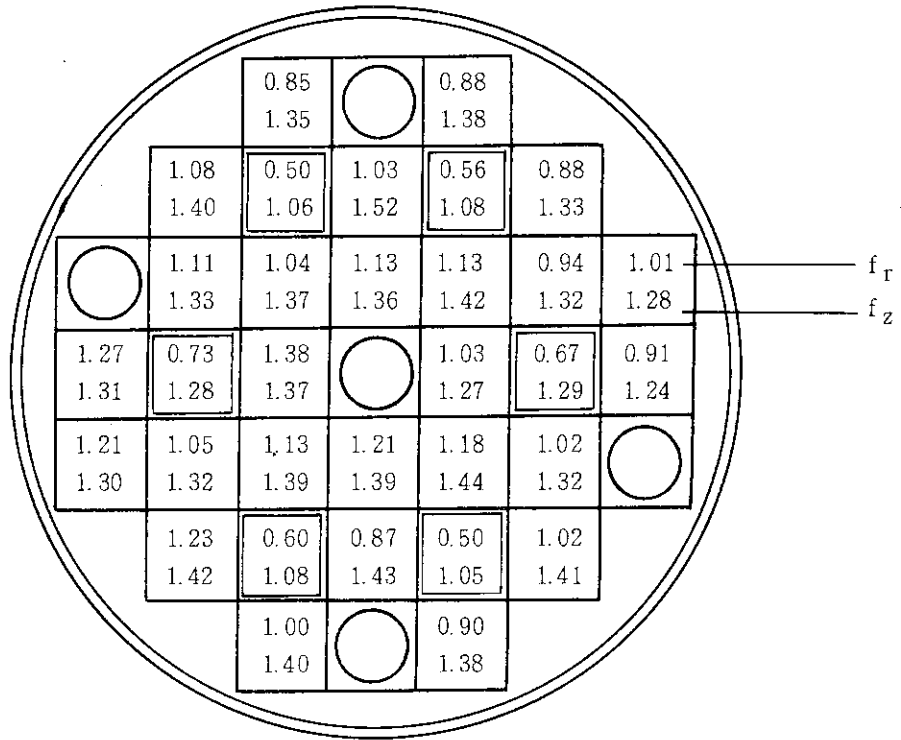


図 2.2 - 1 第9サイクルB、O、Cにおける  
半径方向出力分布因子 ( $f_r$ ) と  
軸方向出力分布因子 ( $f_z$ )

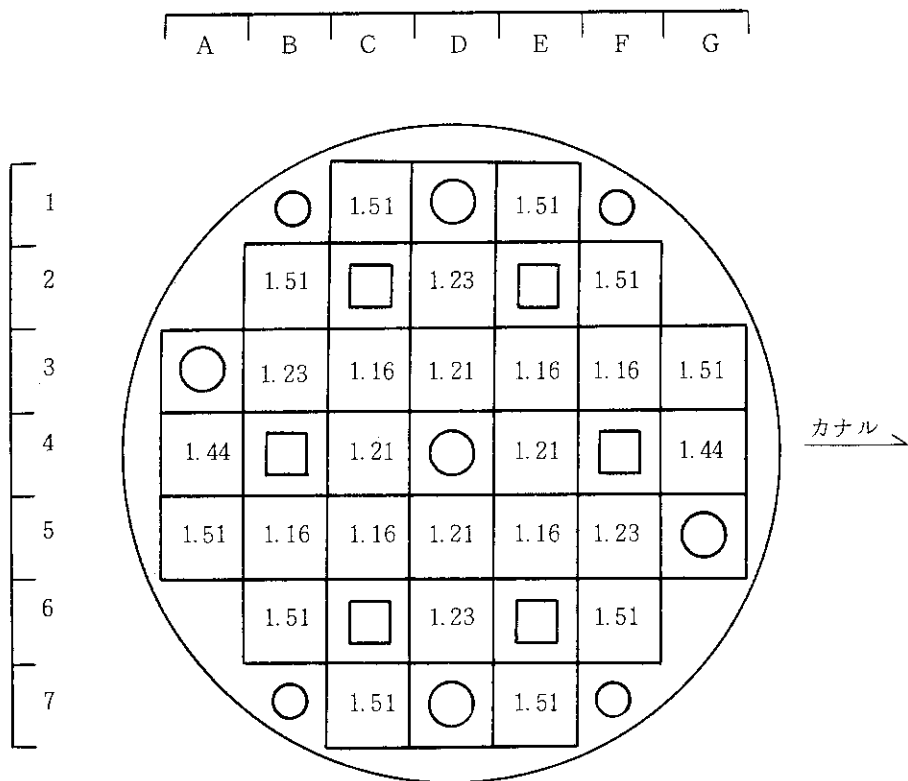


図 2.2 - 2 局所出力分布因子 ( $f_l$ )

### 3. EUREKA-2の計算モデルと入力データ

EUREKA-2<sup>(3)</sup>は、多領域核熱水力結合動特性解析コードである。核的には中性子束の空間分布が時間的に変化しないとした1点近似動特性方程式を解いて原子炉出力を得る。動特性方程式に寄与する反応度として、スクラムや外乱による時間依存反応度および各炉心領域の空間依存性を考慮したフィードバック反応度からなる。

内部熱発生のある燃料および被覆材からなるヒートスラブは平板形状で、スラブ内熱伝導は1次元非定常熱伝導方程式によってモデル化する。

ヒートスラブと冷却材の接面での表面熱流束は、冷却材流動条件・表面温度によって使い分けられる熱伝達相関式で与えられる。

冷却材流動は、質量、エネルギー、運動量の保存式を軸方向1次元均質熱平衡の仮定に基づいて解く。

数値解法として、動特性方程式は、5段階Runge-Kutta法で解く。燃料温度分布はヒートスラブを板の厚さ方向にメッシュ分割し、境界条件を考慮して三角行列式を解くことによって得る。熱流動方程式は、ノード毎に保存式を体積積分して得、ノード・ジャンクション法で解く。

#### 3.1 チャンネル分割

出力密度に応じて燃料領域を半径方向に5チャンネルに分割したモデルを用いる。第1チャンネルをホットチャンネルとし、出力ピーキング件数 $f_N$ の最も大きい標準型燃料要素の1チャンネル(流路)とする。第2～4チャンネルは、標準型燃料要素の平均チャンネルとし、要素毎の発熱割合の大きい順に3分割したものである。第5チャンネルは、フォロー型燃料を示す。

図3.1-1に炉心断面図と各燃料要素番号(Region Number)を示す。表3.1-1にチャンネル番号とそれぞれのチャンネルに含まれる燃料要素の番号を示す。各チャンネルの軸方向ノード、ヒートスラブを示したのが図3.1-2である。

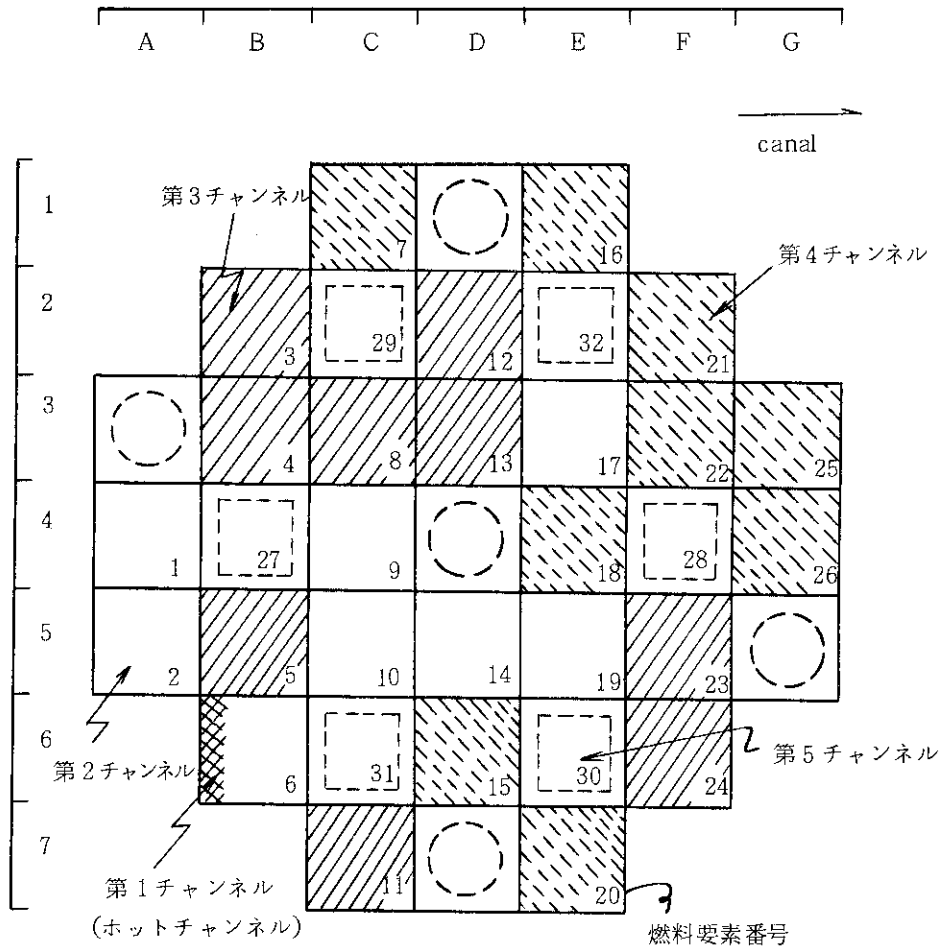


図 3.1 - 1 炉心断面図とチャンネル分割

## 第 3.1 - 1 炉心のチャンネル分割

チャンネル 番号	燃料要素 番号	領 域	燃 料 板 枚 数	$f_r \times f_z$	$f_\ell$
1	6	B-6	1	1.74	1.51
2	9	C-4	159	1.89	1.0
	6	B-6		1.74	
	14	D-5		1.68	
	19	E-5		1.68	
	1	A-4		1.65	
	17	E-3		1.59	
	10	C-5		1.58	
	2	A-5		1.56	
3	13	D-3	180	1.55	1.0
	12	D-2		1.54	
	3	B-2		1.51	
	4	B-3		1.47	
	24	F-6		1.43	
	8	C-3		1.43	
	5	B-5		1.39	
	11	C-7		1.39	
23	F-5	1.34			
4	18	E-4	180	1.32	1.0
	25	G-3		1.28	
	15	D-6		1.24	
	20	E-7		1.24	
	22	F-3		1.24	
	16	E-1		1.20	
	21	F-2		1.18	
	7	C-1		1.15	
26	G-4	1.13			
5	27	B-4	96	0.94	1.0
	28	F-4		0.87	
	31	C-6		0.67	
	32	E-2		0.62	
	29	C-2		0.55	
	30	E-6		0.54	

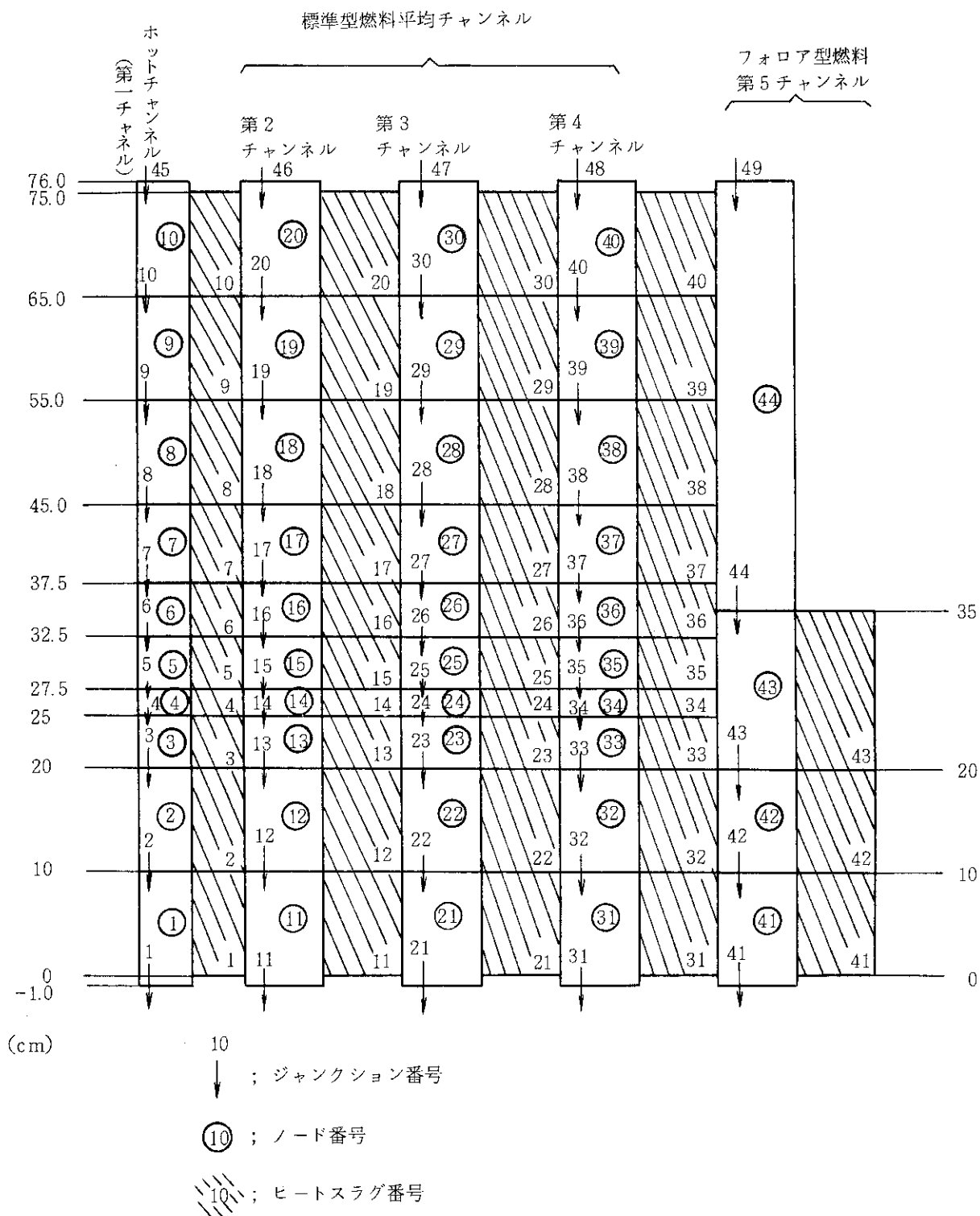


図 3.1 - 2 各チャンネルのノードおよびヒートスラグ

### 3.2 ノードデータとジャンクションデータ

#### 3.2.1 流路断面積

各チャンネルの流路断面積は、図 3.2 - 1 の燃料板流路に関する形状をもとに求める。

##### (1) 第 1 チャンネル

第 1 チャンネルは標準型燃料要素の 1 流路からなり、その流路断面積は

$$FLOWA = (RLN_s - 2 \cdot WDT_s) \cdot GAP_s$$

で与えられる。添字 s は標準型燃料を意味する。

記号の意味は図中に示す。

##### (2) 第 2 チャンネル

第 2 チャンネルは、第 1 チャンネルを含む燃料要素の残りの部分と、7 体の標準型燃料からなる。その全流路断面積 FLOWA は

$$\begin{aligned} FLOWA = & (RLN_s - 2 \cdot WDT_s) \cdot \{ GAP_s \cdot (NPLT_s - 1) \\ & + 2 \cdot SID_s \} \times 8 \text{ (体分)} \\ & - (RLN_s - 2 \cdot WDT_s) \cdot GAP_s \end{aligned}$$

ここに NPLT は燃料要素当りの燃料板枚数を示す。

##### (3) 第 3, 4 チャンネル

第 3, 第 4 チャンネルは、標準型燃料要素 9 体分に相当する。その全流路断面積は、

$$\begin{aligned} FLOWA = & \{ (RLN_s - 2 \cdot WDT_s) \cdot GAP_s \cdot (NPLT_s - 1) \\ & + (RLN_s - 2 \cdot WDT_s) \cdot 2 \cdot SID_s \} \times 9 \text{ (体分)} \end{aligned}$$

##### (4) 第 5 チャンネル

第 5 チャンネルは、フォロー型燃料要素 6 体分に相当し、その全流路断面積は、

$$\begin{aligned} FLOWA = & \{ (RLN_f - 2 \cdot WDT_f) \cdot GAP_f \cdot (NPLT_f - 1) \\ & + (RLN_f - 2 \cdot WDT_f) \cdot 2 \cdot SID_f \\ & + (GRLN_f - 2 \cdot GWDT_f)^2 - RLN_f^2 \} \times 6 \text{ (体分)} \end{aligned}$$

添字 f はフォロー型燃料を意味する。GRLN<sub>f</sub> は案内管断面一辺の長さで GWDT<sub>f</sub> は案内管厚さを示す。

制御棒要素の流路断面積は

$$\begin{aligned} FLOWA = & \{ RLN_a^2 + (GRLN_f - 2 \cdot GWDT_f)^2 \\ & - RLN_f^2 \} \times 6 \text{ (体分)} \end{aligned}$$

ここに RLN<sub>a</sub> はハフニウム吸収体の内径である。

#### 3.2.2 ノード体積

各ノード体積は軸方向ノード高さ ZVOL と流路断面積 FLOWA の積で与えられる。

#### 3.2.3 水力学的等価直径

各流路における流れの水力学的等価直径は

$$DIAMV = 4 \times \frac{\text{流路断面積}}{\text{流路のぬれぶち長さ}}$$

で与えられる。よって

各燃料板間の流れの水力学的等価直径は

$$DIAMV = \frac{4 \cdot GAP \cdot (RLN - 2 \cdot WDT)}{2 \{ GAP + (RLN - 2 \cdot WDT) \}}$$

制御棒要素については

$$DIAMV = \frac{4 \cdot RLN_a^2}{2 \cdot 2 \cdot RLN_a}$$

となる。

### 3.2.4 温 度

n 番目のノードのエンタルピー  $h(n)$  と発熱率  $Q(n)$  は  $n-1$  番号のこれらの値と次の関係がある。

$$h(n) = h(n-1) + \frac{1}{2G} (Q(n) + Q(n-1))$$

ここに  $G$  は流量でノードによらず一定とする。上部プレナムの温度は  $35^\circ\text{C}$  でそのエンタルピーは  $35.04 \text{ kcal/kg}$  で、各ノードのエンタルピー、温度は順次上式で与えられる。

### 3.2.5 圧 力

ノード  $n-1$  とノード  $n$  の間の圧力の関係式は

ベルヌーイの法則

$$\frac{P_n}{\gamma_n} = \frac{P_{n-1}}{\gamma_{n-1}} + \frac{1}{2g} (V_{n-1}^2 - V_n^2) + (Z_{n-1} - Z_n) - H$$

によって与えられる。ここに  $P$  は圧力、 $\gamma$  は比重量、 $V$  は流速、 $Z$  は高さ、 $g$  は重力加速度で  $H$  は損失水頭である。損失水頭のうち、形状変化によるものは

$$H = K \frac{V^2}{2g}$$

$K$  : 形状損失係数

摩擦によるものは、

$$H = \lambda \cdot \frac{L}{D_e} \frac{V^2}{2g} \quad \text{で与えられる。}$$

ここに  $\lambda$  は摩擦損失係数、 $D_e$  は水力学的等価直径、 $L$  は流路長を示す。摩擦損失係数  $\lambda$  はレイノルズ数に応じて次のように使い分ける。つまり、

(i) 乱流領域ではカルマン・ニクラウゼ

の式を用いる。

$$\frac{1}{\sqrt{\lambda}} = -0.8 + 2 \log_{10} (\text{Re} \sqrt{\lambda})$$

ii) 層流領域で次式を用いる。

$$\lambda = \frac{64}{\text{Re}}$$

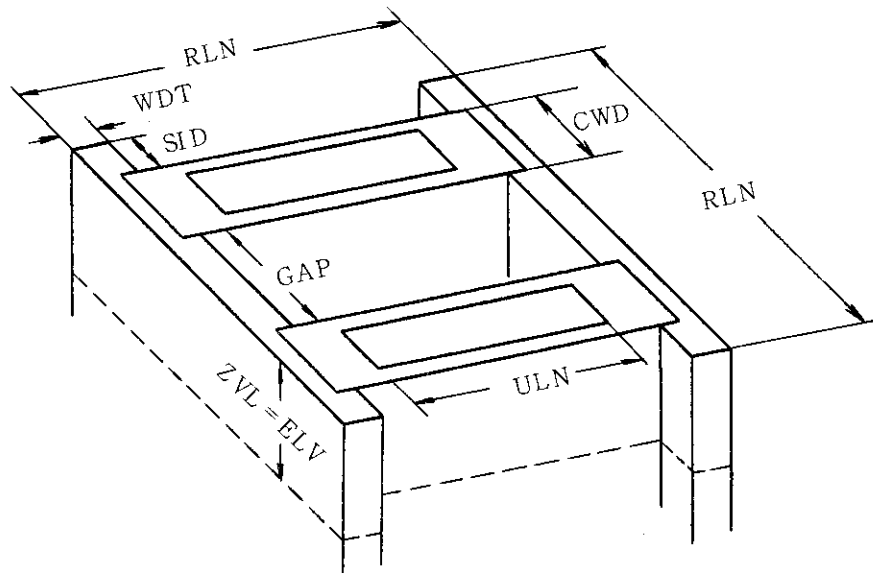
### 3.2.6 流量

標準型燃料、フォロワ型燃料の燃料板間の流速は、いずれも約6.2m/secとした。

各チャンネルの流量Gは

$$G = \text{FLOWA} \cdot V \cdot \text{ROH}$$

で与えられる。ROHは密度である。



- |                 |              |
|-----------------|--------------|
| RLN = 燃料要素側板長さ  | ZVL = ノード高さ  |
| WDT = 側板厚さ      | ELV = スラブ高さ  |
| GAP = 燃料板間水ギャップ | ULN = 燃料芯材長さ |
| SID = 両端の水ギャップ  | CWD = 燃料板厚さ  |

図 3.2.-1 燃料要素計算モデル



### 3.3 ヒートスラブデータ

#### 3.3.1 形状データ

各チャンネルのヒートスラブ伝熱面積は

$$AHT = 2 \cdot ELV \cdot ULN \cdot NPLT \cdot NREG$$

スラブ体積は

$$VOLS = ELV \cdot ULN \cdot CWD \cdot NPLT \cdot NREG$$

熱的等価直径は

$$DHE = \frac{4 \cdot GAP \cdot (RLN - 2 \cdot WDT)}{2 \cdot ULN}$$

でそれぞれ与えられる。ここに NREG は 1 チャンネル当りの燃料要素数である。

#### 3.3.2 出力割合

2.2 で述べたように、第 9 サイクル B.O.C. に対応する出力分布を仮定し、ホットチャンネルファクタとして核的因子の局所出力分布因子  $f_l = 1.51$ 、核的因子の不確定性因子  $f_E = 1.18$  ならびに工学的因子の熱流束関係因子 1.17 を用いた。ホットチャンネル軸方向出力割合を図 3.3-1 に示す。工学的因子の除熱側因子を発熱側に考慮し、初期定常運転時ホットチャンネル燃料芯材最高温度  $107.2^\circ\text{C}$ 、ホットチャンネル冷却材出口温度  $61.0^\circ\text{C}$  を下まわらないようにした。

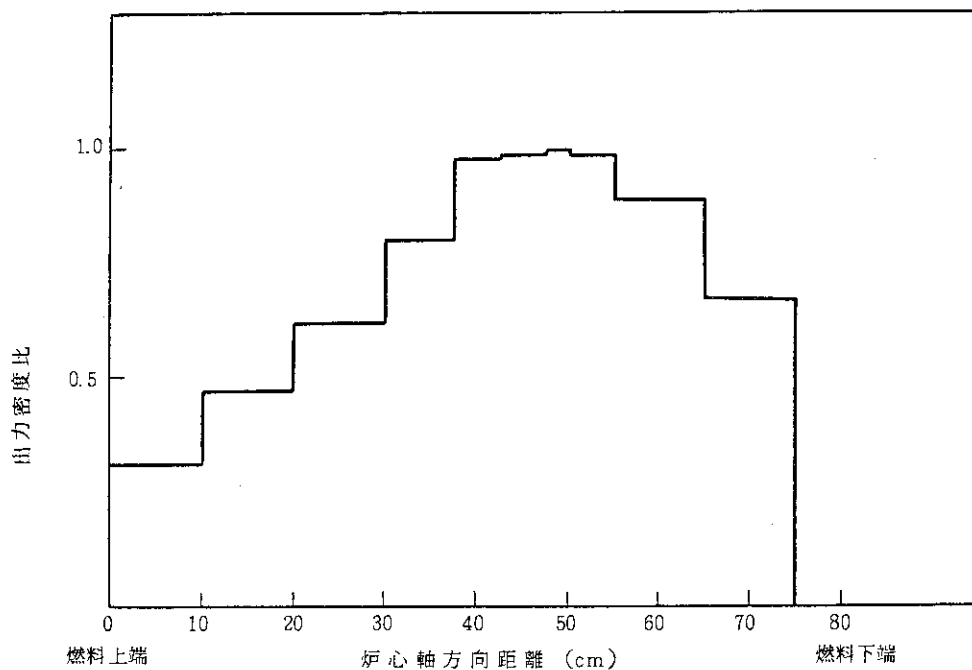


図 3.3-1 ホットチャンネル軸方向出力分布 (ヒートスラグの出力密度比)

3.4 動特性定数とフィードバック反応度係数

炉心動特性を表わす実効遅発中性子割合 ( $\beta_{eff}$ ) および即発中性子寿命 ( $\ell$ ) は、2次元 x-y 体系炉心の12群拡散計算から得た中性子束と随伴中性子束を用い、摂動計算を行って得た。

表 3.4 - 1 に平衡炉心の燃焼初期、末期に応じたそれぞれの値を示す。<sup>(4)</sup>

本解析では結果がきびしくなるように、最大炉心燃焼度50%に対する値

$$\ell = 1.33 \times 10^{-4} \text{ sec}$$

$$\beta_{eff} = 6.92 \times 10^{-3}$$

を用いた。

制御棒全引抜き炉心について、2次元体系で計算して得た減速材温度係数、ボイド係数およびドプラ係数の反応度係数を温度 T またはボイド体積率 V の関数として図 3.4 - 1 ~ 3.4 - 3 に示す。これら図は、係数の燃焼度依存性を示す。

フィードバック反応度係数としては、炉心燃焼度 0% から 50% までを考慮し、さらに 20% の計算誤差を見込んで、負の反応度として効く時は絶対値を小さく、正の反応度として効く時は絶対値を大きく見積った。

フィードバック反応度の空間依存性を示すインポートランス分布を各チャンネル毎の炉心軸方向分布として図 3.4 - 4 と 3.4 - 5 に示す。

表 3.4 - 1 平衡炉心の即発中性子寿命と遅発中性子割合

遅発中性子群 (i)	崩壊定数 $\lambda_i$ (sec <sup>-1</sup> )	遅発中性子割合 $\alpha_i = \beta_i / \beta_{eff}$		
		クリーン炉心	B. O. C.	E. O. C.
1	$1.272 \times 10^{-2}$	0.038	0.038	0.038
2	$3.174 \times 10^{-2}$	0.207	0.208	0.208
3	$1.160 \times 10^{-1}$	0.190	0.190	0.190
4	$3.110 \times 10^{-1}$	0.409	0.408	0.407
5	1.400	0.130	0.130	0.129
6	3.870	0.027	0.027	0.027
$\beta_{eff}$		$7.56 \times 10^{-3}$	$7.34 \times 10^{-3}$	$7.24 \times 10^{-3}$
$\ell$ (sec)		$1.17 \times 10^{-4}$	$1.19 \times 10^{-4}$	$1.22 \times 10^{-4}$

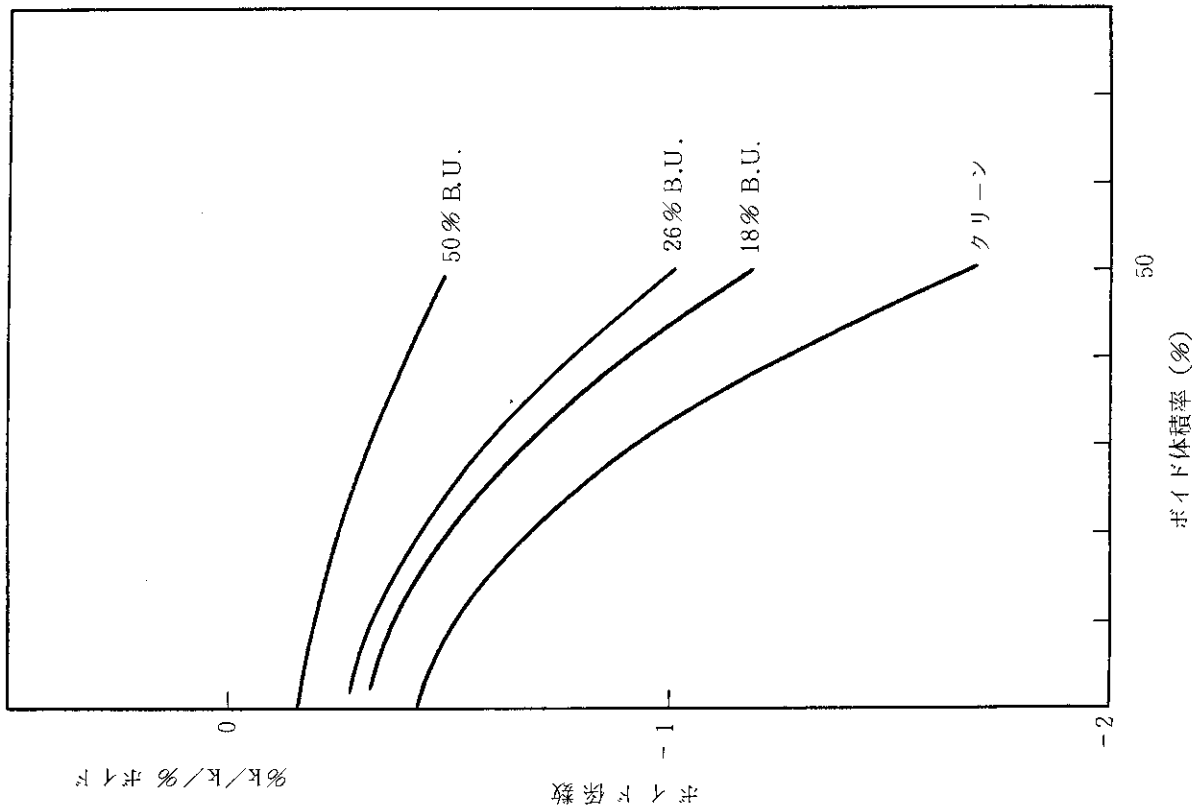


図 3.4 - 2 ボイド係数

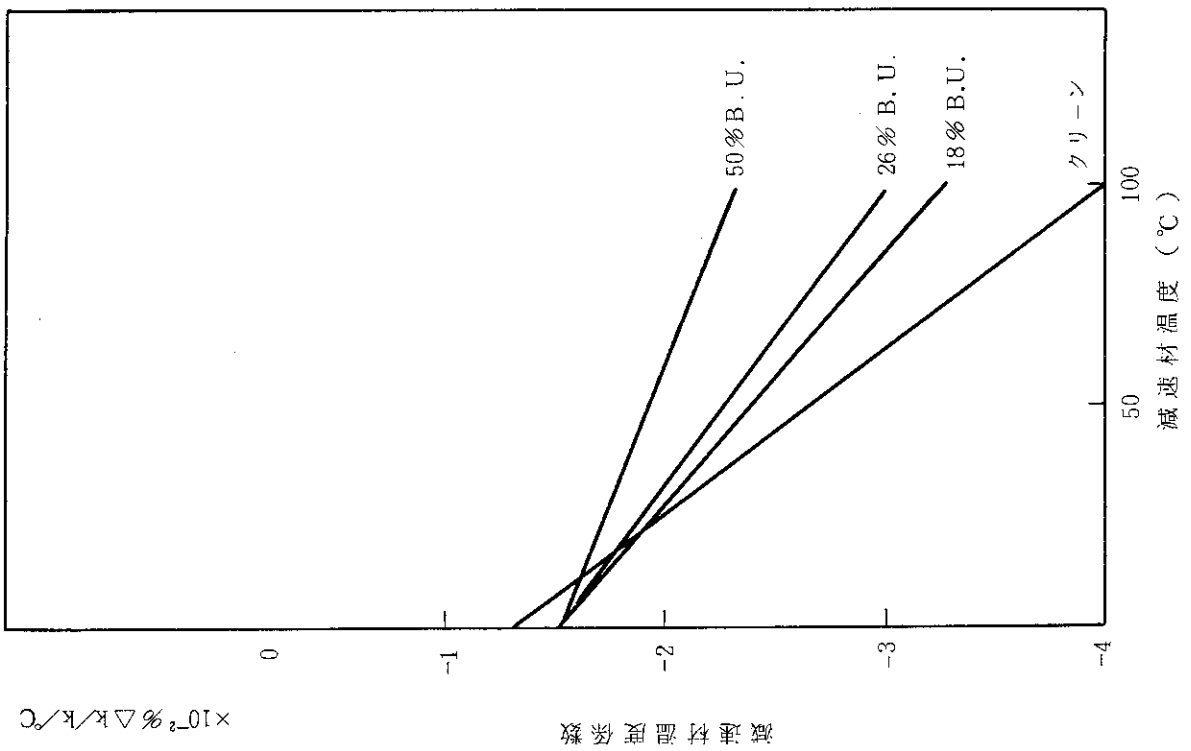


図 3.4 - 1 減速材温度係数

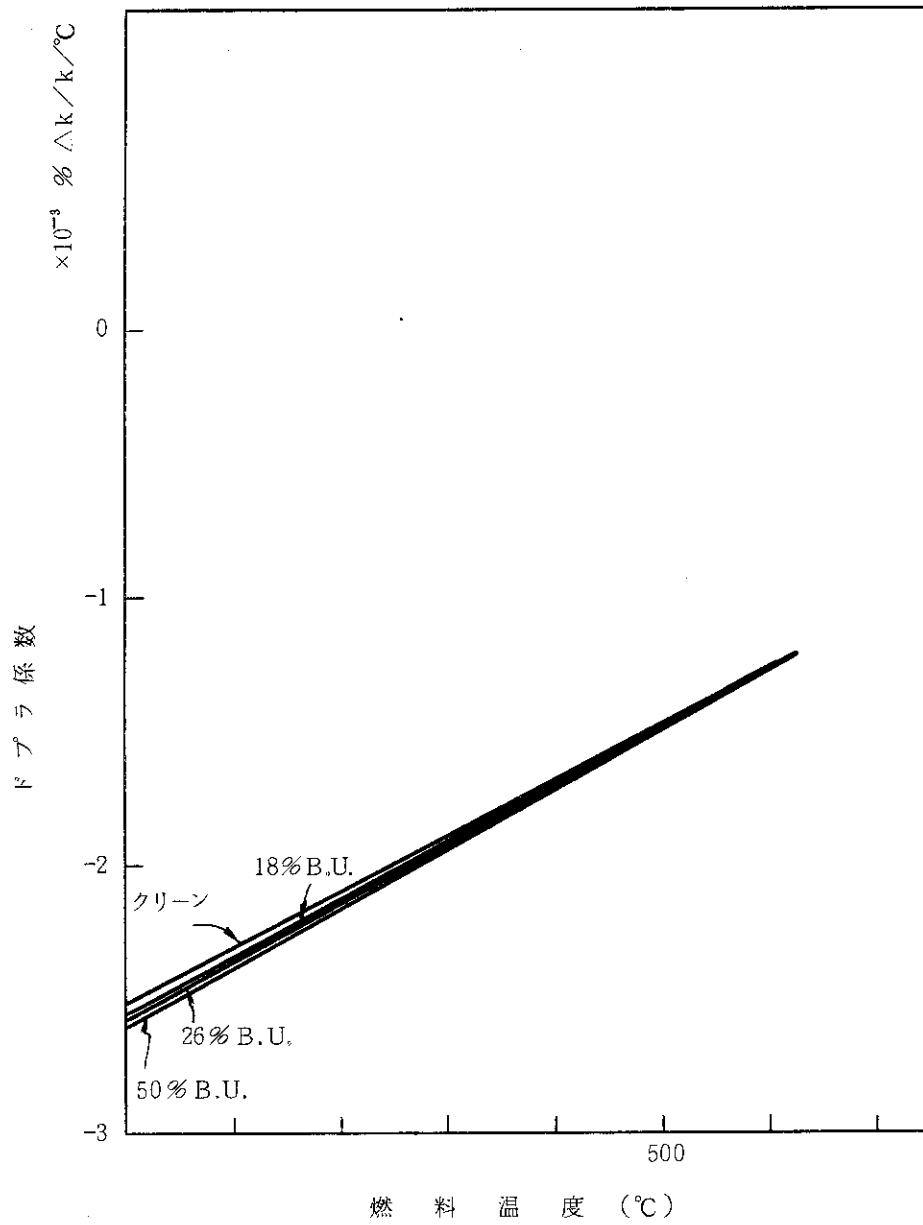


図 3.4-3 ドプラ係数

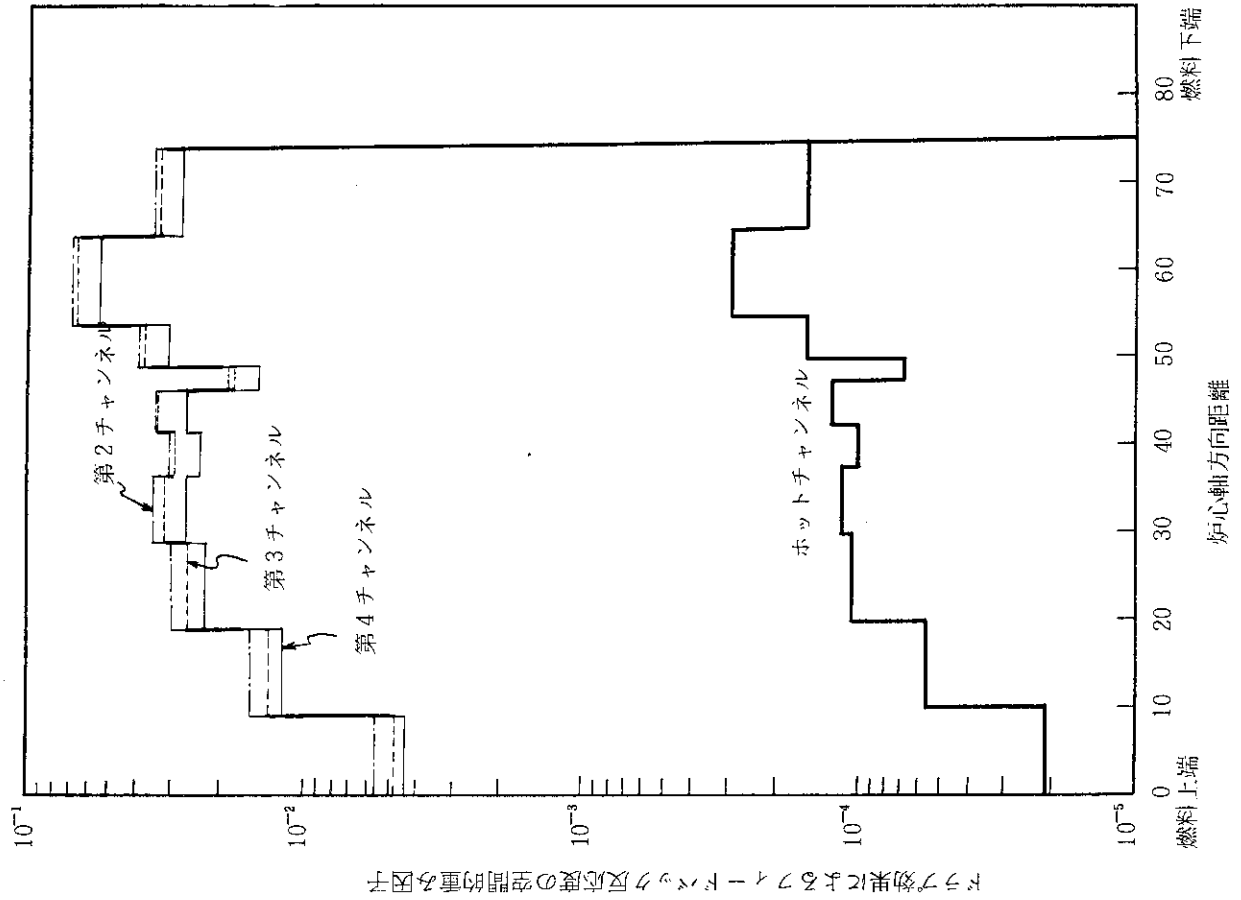


図3.4-5 ドプラ効果によるフィードバック反応度の空間的重み因子

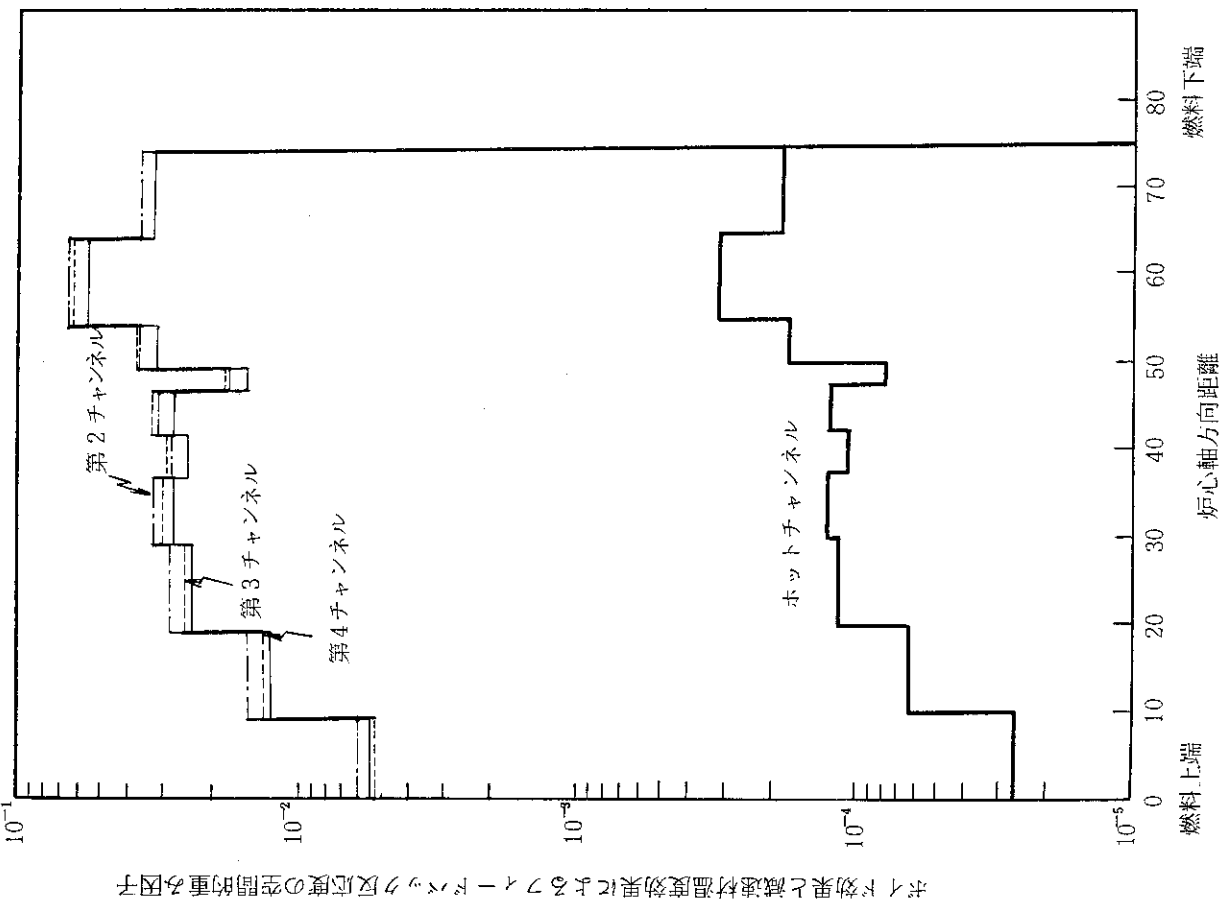


図3.4-4 ボイド効果と減速材温度効果によるフィードバック反応度の空間的重み因子

## 3.5 熱伝達相関式

EUREKA-2 の中で使用している熱伝達相関式を表 3.5-1 および 3.5-2 に示す。サブクール領域の強制対流条件下では Dittus-Boelter の相関式が使われる。修正 Chen の式から導出される熱流束が Dittus-Boelter の値を越える時サブクール核沸騰とみなされ、修正 Chen の式の値を採用する。低流量の時は、自然対流サブクール水に対し、Ostrache の式を用いる。後に述べる運転時の過渡変化の解析で使用される熱伝達相関式は、これらの式に限られる。

表 3.5-1 使用熱伝達相関式名称

適用範囲	高流量	低流量
強制対流 (サブクール水)	Dittus-Boelter の式	—
自然対流 (サブクール水)	—	Ostrache の式
サブクール核沸騰	修正 Chen の式	—
核沸騰	Chen の式	西川, 山本の式
過渡沸騰	修正 Tong-Young の式	—
膜沸騰	Condie-Bengston の式	—
自然対流 (Dryout 領域)	—	大西, 丹沢の式

表 3.5 - 2 熱伝達相関式

モード番号	熱伝達相関式	モード番号	熱伝達相関式
1	Dittus-Boelter の式 $h = 0.023 \frac{k}{D_e} Pr^{0.4} Re^{0.8}$	1	Ostrache の式 $h = \frac{k}{L} Nu$
2	Chen の式 $h = h_{mic} + h_{mac}$ $h_{mic} = 0.00122 \left( \frac{k_f^{0.79} C_{pf}^{0.45} \rho_f^{0.49} g_c^{0.25}}{\sigma^{0.5} \mu_f^{0.29} h_{fg}^{0.24} \rho_g^{0.24}} \right) \times \Delta T_{sat}^{0.24} \Delta P^{0.75} \cdot S$ $h_{mac} = 0.023 \frac{k_f}{D_e} Pr_f^{0.4} Re_f^{0.8} F$	2	西川・山根の式 $q_{NB} = 19550 P_{sat}^{12} \Delta T_{sat}^3$
3	修正 Tong-Young の式 $q = q_{TB} + q_{FB}$ $q_{TB} = q_{DNB} e^{-\phi}$ $\phi = \frac{0.001 \cdot Xe^{0.66}}{\left( \frac{q}{G \cdot h_{fg}} \right) \left( \frac{4}{D_e} \right)} \cdot \left( \frac{\Delta T_{sat}}{100} \right)^{1+0.0016 \Delta T_{sat}}$	6	大西・丹沢の式 $h = h_0 \left( 1 + f(\Delta T_{sub}) \cdot \frac{\Delta T_{sub}}{1.8} \right)$ $h_0 = 0.62 \left[ \frac{k_g h_{fg} \rho_g (\rho_f - \rho_g) g_c}{\mu_g \cdot 2\pi \sqrt{\frac{\sigma}{\rho_f - \rho_g}} \Delta T_{sat}} \right]^{0.25}$ $f(\Delta T_{sub}) = 1.72 - 1.11 \times 10^{-2} \Delta T_{sub} + 2.63 \times 10^{-4} \Delta T_{sub}^2$
6	Condie-Bengston の式 $q = q_{TB} + q_{FB}$ $q_{FB} = h \Delta T_{sat}$ $h = \left[ 0.04487 k_g^{0.4376} Pr_g^{2.3070} \times Re_g^{0.6004 + 0.2456 \ln(1+Xe)} \right] / \left[ D_e^{0.7842} (1+Xe)^{2.59028} \right]$	2	修正 Chen の式 $F = 1$ 及び $q = h_{mic} \Delta T_{sat} + h_{mac} (T_w - T_f)$

(注) ここでモード番号とは、プリント出力されるモード番号を指す。

使用記号一覧表

記号	内 容	記号	内 容
C <sub>p</sub>	容積比熱 (Btu/ft <sup>3</sup> -hr)	g <sub>c</sub>	重力換算係数 (lb <sub>m</sub> -ft/lb <sub>f</sub> -sec <sup>2</sup> )
D <sub>e</sub>	等価直径 (ft)	h	熱伝達係数 (Btu/ft <sup>2</sup> -hr-F)
F	レイノルズ数係数 <sup>(注1)</sup> (—)	h <sub>fg</sub>	蒸発潜熱 (Btu/lb <sub>m</sub> )
G	質量束 (lb <sub>m</sub> /ft <sup>2</sup> -hr)	S	抑制係数 <sup>(注2)</sup> (—)

記号	内 容	記号	内 容
$T_f$	流体温度 (°F)	$q$	熱流束 (Btu/ft <sup>2</sup> -hr)
$T_w$	壁面温度 (°F)	Re	レイノルズ数 (—)
$\Delta T_{sat}$	壁面温度と飽和温度の差 (°F)	$\rho$	密度 ( $\text{lb}_m/\text{ft}^3$ )
$\Delta T_{sub}$	飽和温度とサブクール水温度との差 (°F)	$\sigma$	表面張力 ( $\text{lb}_f/\text{ft}$ )
$X_e$	平衡クオリティ (—)	(添字)	
$\mu$	粘性係数 ( $\text{lb}_m/\text{ft-hr}$ )	DNB	Departure from Nucleate Boilingの略
$k$	熱伝導率 (Btu/ft-hr-°F)	f	飽和水
L	熱伝達面の長さ (ft)	FB	膜沸騰
Nu	ヌッセルト数 (—)	g	飽和蒸気
Pr	プラントル数 (—)	NB	核沸騰
$P_{sat}$	飽和圧力 ( $\text{lb}_f/\text{ft}^2$ )	TB	遷移沸騰
$\Delta P$	$\Delta T_{sat}$ に対応する蒸気圧力差 ( $\text{lb}_f/\text{ft}^2$ )		

(注1)  $\left(\frac{X_e}{1-X_e}\right)^{0.9} \left(\frac{\rho_f}{\rho_g}\right)^{0.5} \left(\frac{\mu_g}{\mu_f}\right)^{0.1}$  に対応して決まる係数

(注2)  $Re_f \cdot F^{1.25}$  に対応して決まる係数



## 3.6 スクラム反応度曲線

図3.6-1に本解析に用いたスクラム反応度挿入曲線を示す。原子炉スクラム時に添加される反応度として、最大の反応度値を持つ制御棒1本が完全引抜き位置に固着し、挿入しないものと仮定し、かつ燃焼度を考慮し炉停止余裕も最も小さいクリーン炉心の場合を想定し、その値を  $3.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$  とする。この値は、スクラムに際し、制御棒は全駆動長さの80%まで挿入すると仮定した場合の値である。制御棒は、スクラムしゃ断器開放後、自重により落下するとし、80%挿入まで0.9secで落下するとする。

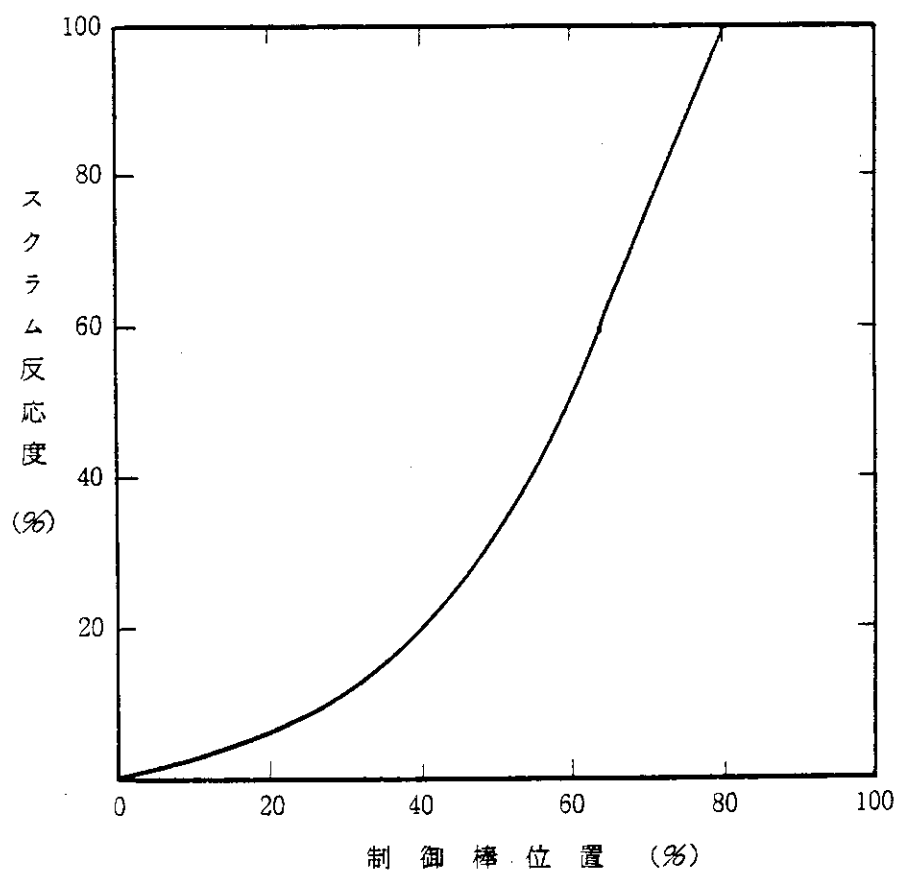


図3.6-1 スクラム反応度挿入曲線

3.7 物性値<sup>(5),(6)</sup>

本解析で用いる各物質の物性値をまとめて示す。

## (1) 燃料密度

燃料芯材密度および被覆材密度はそれぞれ

$$\begin{aligned}\rho_{u-Al} &= 4.29 \times 10^3 \text{ kg/m}^3 \\ \rho_{Al} &= 2.69 \times 10^3 \text{ kg/m}^3\end{aligned}$$

とする。

## (2) 熱伝導度

燃料芯材熱伝導度は以下の値を用いた。

$$k = 66.5 \text{ kcal/m} \cdot \text{hr} \cdot ^\circ\text{C}$$

被覆材熱伝導度は表 3.7 - 1 に示す。

## (3) 比熱

燃料芯材比熱は

$$\begin{aligned}C_{P,u-Al} &= 0.51 + 1.48 \times 10^{-4} T \\ &(\text{J/gK}) \quad (\text{}^\circ\text{C})\end{aligned}$$

とした。

被覆材比熱は

$$\begin{aligned}C_{P,Al} &= 0.89 + 0.00046 T \\ &(\text{J/g} \cdot \text{K}) \quad (\text{}^\circ\text{C})\end{aligned}$$

とした。EUREKA-2 では容積比熱でインプットする。

## (4) 線膨張係数

燃料芯材部および被覆部の線膨張係数は表 3.7 - 2 と表 3.7 - 3 に示す。芯材部の値は  $UAl_3$  に対応する値を用いる。

表 3.7 - 1 被覆材熱伝導度

温 度	熱 伝 導 度
K	kcal/m·hr·°C
293	175
373	177
573	198

表 3.7 - 2 芯材線膨張係数

温 度	線膨張係数
K	1/K
293	$15.0 \times 10^{-6}$
400	15.3
500	15.5
600	15.8
700	16.1
800	16.3

表 3.7 - 3 被覆材線膨張係数

温 度	線膨張係数
K	1/K
293	$23.1 \times 10^{-6}$
400	25.1
500	26.4
600	28.4
700	30.9
800	34.0

#### 4. 安全評価のための想定事象

本解析で想定する事象は、運転時に合理的に考えられる機器の単一故障又は誤動作もしくは運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような反応度外乱が炉心に加えられるような事象である。

本原子炉施設において、反応度投入事象として想定し得る事象をすべてあげると表4-1のようになる。これらの事象は、その発生要因の類似性や類似した事象の中から結果が最も苛酷になるもので代表するという観点から以下の5事象に集約することができる。ここでとりあげられた評価用事象はすべて運転時の異常な過渡変化に属するもので、事故に属するものはない。これは本施設においては臨界近傍にあたる炉心の燃料取扱いを行わないこと、いかなる事態においても制御棒が炉心部から抜け出ないように設計されていること、実験物の反応度を制限し、いかなる事態においても過大な正の反応度が急激に投入されないよう設計上で配慮されていること等、設計上の対応がとられていることによる。

以下、選定事象の発生原因、防止対策等について説明する。

表 4 - 1 本改造炉で想定しうる事象と選定した事象

	JRR-3 改造炉で 選定した事象	類似の事象	その他想定 しうる事象
炉心内の反応度 または出力分布 の異常な過渡変 化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 起動時における 制御棒の異常な 引抜き</li> <li>・ 出力運転中の制 御棒の異常な引 抜き</li> <li>・ 実験物等による 反応度添加</li> <li>・ 1 次冷却材流量 増加による反応 度添加</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重水タンク内実 験孔破損</li> </ul>	
その他必要と認 められる過渡変 化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重水タンク損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水平実験孔管破 損</li> </ul>	
燃料取扱に伴う 事故			燃料取扱事故
制御棒抜け出し 等による事故			制御棒飛出し 事故

#### 4.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず起動時に制御棒が連続して引抜かれることにより、炉心に異常な反応度がそう入され、原子炉出力が上昇し、炉心各部の温度が上昇する現象として考える。このような過渡変化の原因としては、原子炉制御設備または制御棒駆動装置の誤動作または運転員の誤操作が考えられる。

制御棒の異常な連続的引抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

この過渡変化の発生防止または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするための対策を講じている。つまり、制御棒の引抜きインターロック回路を設け、引抜き可能な制御棒の最大本数を2本としている。制御棒引抜きインターロック回路により、自動制御運転時に引抜きできる制御棒の最大本数を1本としている。粗調整棒の駆動速度は最大10cm/minとし、2本の粗調整棒による反応度添加率を $7.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以上にならないようにしている(図4.1-1参照)。また、微調整棒の駆動速度は、手動操作をする時は最大10cm/min、自動制御運転においては最大30cm/minとし、その反応度添加率が $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以上にならないようにしている(図4.1-1参照)。安全保護系の「対数出力炉周期短」、「安全系中性子束高」のスクラム回路を設け、この信号により原子炉を自動的に停止するようにしている。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 過渡変化の初期状態として原子炉は臨界状態にあるものとし、原子炉出力の初期値は残留出力を考慮して定格値の $10^{-8}$ 、つまり0.2Wとする。なお、炉停止後光中性子による炉心出力は180日の冷却時間後約0.4Wと評価されている。
- (2) 1次系主ポンプは停止状態にあるとする。後に述べる冷却材流速をパラメータにした解析から流速0.1m/secの場合最もきびしい結果を与える。よって、炉心で冷却材は自然循環状態にあり、その流速を0.1m/secとする。炉心入口冷却材温度については後に示すパラメータ解析から高い方が結果がきびしくなる(5.1.2節を参照)。年間を通して冷却材炉心入口最高温度を高く見積って、燃料温度および1次冷却材温度をそれぞれ35℃とする。
- (3) 図5.1.1に示す制御棒反応度添加率曲線より、最大反応度添加率を与える場合を想定し、その値を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (4) 原子炉は「安全系中性子束高(低設定)」の220kWでスクラムするものとする。

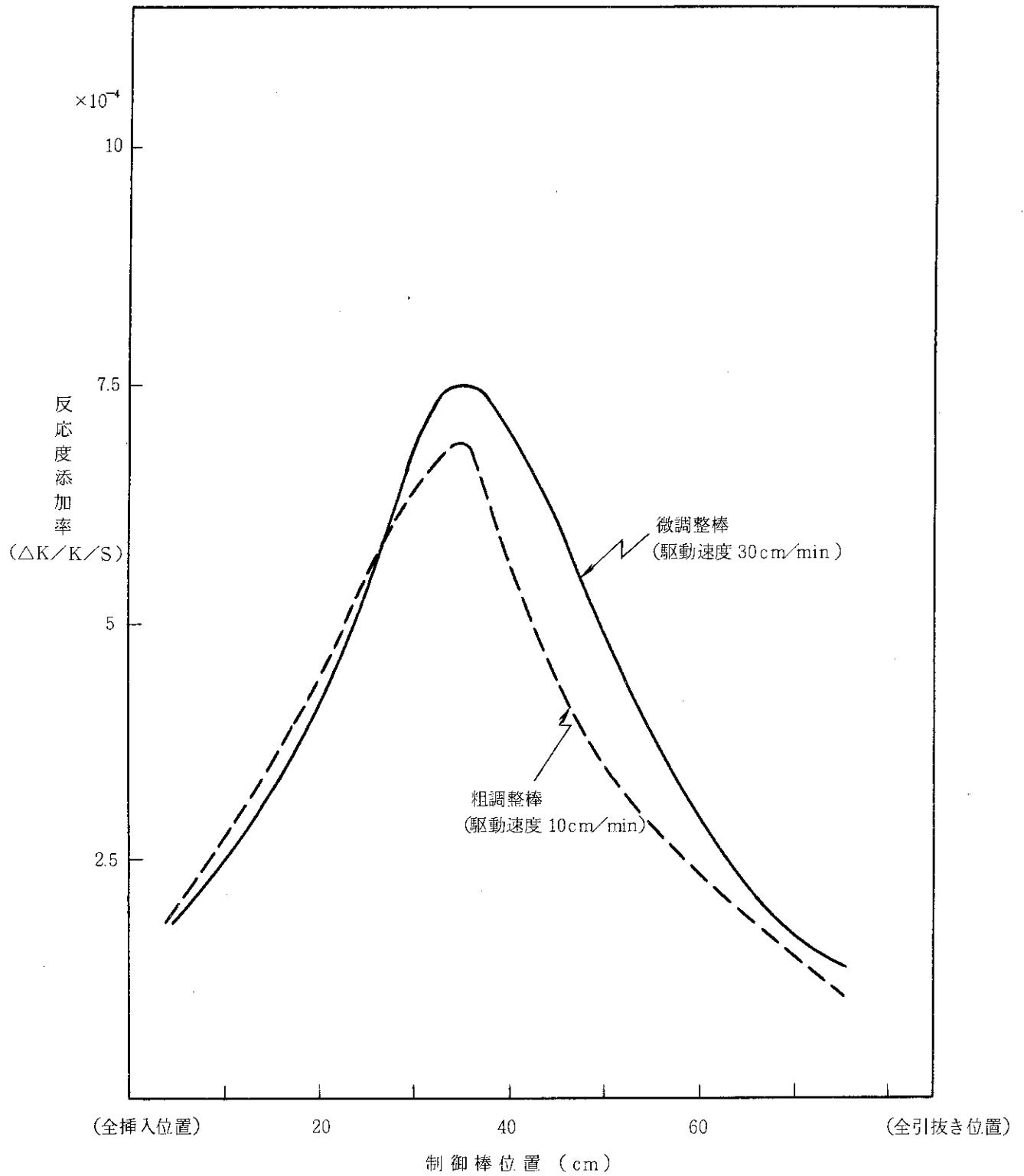


図4.1-1 制御棒の反応度添加率

#### 4.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず出力運転中に制御棒が連続して引抜かれることにより、炉心に異常な反応度がそう入され、原子炉出力が上昇し、炉心各部の温度が上昇する現象として考える。このような過渡変化の原因としては、原子炉制御または制御棒駆動装置の誤動作または運転員の誤操作が考えられる。

制御棒の異常な連続的引抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

この過渡変化の発生防止または万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、1次冷却設備の圧力上昇がないようにするため、4.1の「起動時における制御棒の異常な引抜き」の場合と同様の対策を講じている。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 過渡変化の初期条件として、燃料温度および1次冷却材温度は原子炉出力が20MWの熱的平衡状態の温度とする。炉心流速は強制循環時の約6.2m/sとする。
- (2) 出力運転中に最大反応度値をもつ微調整棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引抜かれるものとし、反応度添加率を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする(図4.1.1参照)。
- (3) 原子炉は「安全系中性子束高(高設定)」の22MWでスクラムするものとする。

#### 4.3 実験物等による反応度添加

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず、定格出力運転中に照射筒の照射試料が急速に移動し、炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する場合を想定する。

原子炉出力が上昇しても、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

炉心内の照射設備や照射試料は、運転中に移動しないようにし、試料の出し入れは燃料要素装荷の炉心変更と同様の手続きで行い、原子炉運転中に操作しないようにしている。また、挿入する物質の種類、形状、最大挿入量や反応度量などは十分に管理するようにしている。

重水タンク内の照射設備への照射試料の挿入・取出しは運転中にも行うことがあるが、各々の照射筒に挿入・取出しを行う照射試料の反応度は、複数個の試料の同時挿入・取出しを行う場合も含めて、 $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 以上にならないようにしている。水力照射設備に挿入する試料の最大反応度は、比較的大きいから2本の照射筒に同時に試料を挿入・取出しを行わないようにインターロック回路を設けている。安全保護系に「対数出力炉周期短」及び「安全系中性子束高」のスクラム回路を設け、この信号により原子炉を自動停止するようにしている。このような対策を講じて、過渡変化の発生を防止したりまた万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、1次冷却系設備の圧力上昇がないようにしている。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 原子炉は定格出力の20MWで運転しているものとし、その運転中に重水タンク内照射設備



の2個の最大反応度値をもつ照射試料が同時に移動したとし、その場合の添加反応度を  $1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$  /ステップとする。

- (2) 原子炉は「安全系中性子束高（高設定）」の22 MWでスクラムするものとする。

#### 4.4 1次冷却材流量増加による反応度添加

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず、原子炉運転中に停止中の1次冷却材主ポンプを誤起動して、1次冷却材の温度低下をまねき、原子炉に正の反応度が加わり、出力上昇する場合を想定する。

原子炉の出力が上昇しても、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

この過渡変化の発生防止のため、また万一発生し、中性子束が増加し続けた場合にそなえた対策を講じている。つまり、自然循環運転時には、1次冷却材主ポンプが誤起動しないようインターロックを作動させる。安全保護系に「対数出力炉周期短」や「安全系中性子束高」のスクラム回路を設け、この信号により原子炉を自動停止するようにしている。

以上の想定、防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 過渡変化初期の原子炉出力を200 kWとする。
- (2) 1次冷却材炉心入口温度を35°Cとする。
- (3) 1次冷却材主ポンプの起動インターロックにもかかわらず、ポンプ2台が誤起動し、炉心に10°Cの冷水が導入されるものとする。
- (4) 冷水導入による温度差によって添加される正の反応度は、反応度係数のうち絶対値が大きい値を用いて評価し、 $6.6 \times 10^{-3} \Delta k/k$  /ステップとする。
- (5) 原子炉は「安全系中性子束高（低設定）」の220 kWでスクラムするものとする。

#### 4.5 重水タンク損傷

この過渡変化は、発生防止のための対策を講じているにもかかわらず、定格出力運転中に重水タンク又はプール内重水系配管がなんらかの原因で破損し、破損孔から炉プール水が重水タンク内に流入して重水濃度が低下することを想定する。2次元x-y炉心体系で計算した結果によると、重水濃度が100%から99%にタンク内で均一に減少したとすると、重水タンク外筒表面の熱中性子束は約0.84倍になる<sup>(1)</sup>。これにより中性子検出器の誤指示を招き、自動制御用制御棒が引抜かれ、過出力状態になる可能性がある場合を想定する。

軽水混入率が最も大きい場合として、重水系配管の $\frac{Dt}{4}$ （D：配管の外径、t：配管の肉厚）スリット状破断を仮定する。破断配管として、重水タンク入口側と出口側配管が考えられるが、最もきびしい場合として重水タンク入口側配管が破断する場合を考え、破断と同時に重水濃度が減少し始めると想定する。重水濃度低下率が最大になると考えられるのは、最大破断面積が $\frac{D}{4}t = 1.56 \text{ cm}^2$ で、炉プール水と重水配管の最大圧力差が5.3 m水頭圧の時に相当する。この時、重水濃度低下に伴い、制御棒が引抜かれ、炉心の反応度が増加する割合として

$1.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$  と仮定する。

中性子束は重水濃度低下に伴ってゆっくり上昇するが、安全保護系の「1次冷却材炉心出入口温度差大」のスクラム回路を設け、この信号により原子炉を自動的に停止し、この過渡変化は安全に終止できるようにしている。

以上の想定と防止対策に基づき、安全評価のためのベースケースの解析条件を次のようにする。

- (1) 原子炉は定格出力の20MWで運転しているとする。
- (2) 反応度添加率を  $1.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$  とする。
- (3) 原子炉は「1次冷却材炉心出入口温度差大」の設定値の110%でスクラムするものとする。

## 5. 反応度投入事象の解析

本節において、前節で想定した事象と解析条件に基づいて行ったベースケースの解析結果を示し、各事象を理解する上でモデルに含まれる不確かさを十分カバーするため、パラメトリックな解析を行ったのでその結果も合わせて示す。パラメータスタディを行う場合、対象となるパラメータ以外の条件はベースケースと同じにした。

### 5.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

#### 5.1.1 ベースケース

図 5.1-1 に、前節で想定した炉心初期条件（圧力、冷却材温度、燃料板温度、熱流束）をホットチャンネルの軸方向各ノード、ヒートスラブについて示す。炉心出力は  $20 \times 10^{-8}$  MW で低出力のため、炉心温度は全領域においてほぼ  $35^\circ\text{C}$  で、燃料板から冷却材への熱流束はほぼ 0 である。

図 5.1-2 に解析で得た過渡変化を示す。原子炉出力は、制御棒の連続引抜きに伴い、上昇を開始し、約 10.2 秒後に 220 KW のスクラム点に達した後、0.3 秒間で約 1.2 MW に達する。その後スクラムにより原子炉出力は抑制され下降する。燃料芯材温度は、反応度添加開始後約 10.8 秒後に最高約  $50^\circ\text{C}$  に達した後低下する。燃料板表面最高温度は約  $50^\circ\text{C}$  であり、最小 DNBR は約 3.9 である。また、1 次冷却材最高温度は約  $39^\circ\text{C}$  である。この過渡変化中の炉心反応度の時間変化を図 5.1-3 に示す。全反応度は 1 ドルに達した後、スクラム反応度によって負の反応度が添加され、原子炉出力は抑制される。フィードバック反応度による炉出力抑制はほとんどない。

#### 5.1.2 パラメータスタディ

##### (1) 原子炉初期出力の影響

図 5.1-4 に原子炉初期出力をパラメータにして 0.02 MW から 0.2 MW の広い範囲にわたって行った解析結果を示す。初期出力が低いほどスクラム設定点に到達する時間を要し、それだけ炉心に大きな反応度が添加され、原子炉最高出力、燃料最高温度は高くなる。しかし初期出力が 0.2 MW の場合は傾向が逆になる。図 5.1-5 に初期  $2 \times 10^{-3}$  MW と 0.2 MW の場合の過渡変化を示す。0.2 MW 初期出力の場合は、約 1 秒後にスクラム点に達するのに対し、 $2 \times 10^{-3}$  MW の場合は約 8.5 秒かゝり、添加される反応度が大きくなり原子炉最高出力は、0.2 MW 初期出力の場合に比べて高くなる。しかし初期状態で 0.2 MW 初期出力の場合、燃料板最高温度が  $50^\circ\text{C}$  を越え、 $2 \times 10^{-3}$  MW 出力時の  $35^\circ\text{C}$  より高く、過渡変化の結果、最小 DNBR は  $2 \times 10^{-3}$  MW 初期出力の場合に比べて小さくなり、燃料板最高温度も高くなる。

##### (2) 炉心入口冷却材温度の影響

図 5.1-6 に炉心入口冷却材温度の影響を示す。炉心入口冷却材温度が高いほど最小 DNBR は小さくなるが、それは図 5.1-7 の最大熱流束の過渡変化で理解される。すなわち、炉心入口冷却材温度の 3 ケースについて、燃料表面温度と冷却材温度の差には大きな違いがないが、熱伝達係数

に違いが生じ、炉心入口冷却材温度が35℃のケースが最も大きくなる。よって、炉心入口冷却材温度が35℃の時炉心最大熱流束は最大となり、最小DNBRは最も小さくなる。

### (3) 炉心冷却材流速の影響

図 5.1-8 に冷却材流速について行ったパラメータスタディの結果を示す。流速は定格の約 6.2 m/s から自然循環の 0.01 m/s の間で解析を行った。流速を下げると、熱流速が減少し、燃料板最高温度は上昇する。原子炉最高出力はほとんど変化しない。

ただし最小DNBRは流速 0.1 m/s 付近で最小となり、さらに流速を下げると大きくなる。これは図 5.1-9 に示すように、流速 0.01 m/s の場合、DNB 熱流速は 0.1 m/s の場合とほとんど変わらないのに対し、燃料表面最高熱流速は、流速とともに減少することによる。

### (4) 反応度添加率の影響

図 5.1-10 に反応度添加率をパラメータにした結果を示す。添加率が大きくなると結果はきびしくなることがわかる。

### (5) スクラム遅れ時間の影響

図 5.1-11 にスクラム遅れ時間をパラメータにした結果を示す。スクラム設定値に達する時、炉心に約 1 ドルの反応度が添加されているので、0.02 秒の遅れ時間の違いが原子炉最高出力に影響を与える（図 5.1-12）。その結果、スクラム遅れ時間が長くなると燃料表面最高熱流速が大きくなり、最小DNBRは小さくなる。

### (6) スクラム設定点の影響

図 5.1-13 に「中性子束高」スクラム設定点（低設定）の影響を示す。図から最小 DNBR が 1.5 以上になるのは、スクラム設定点が約 0.5 MW 以下の場合である。本設計では、スクラム設定点（低設定）を 0.22 MW としているから、「起動時における制御棒の異常な引抜き」事象に対し、安全性を判断する基準を十分満足することがわかる。

### (7) PMH 効果の影響

図 5.1-14 に即発性減速材加熱効果の影響を示す。この効果は冷却材を直接加熱させ即発的な減速材温度効果によるフィードバック反応度を生じさせる。またそのエネルギーだけ燃料板中での発熱量が減少する。よってこの効果は解析結果をわずかではあるが緩和させる。ベースケースではこの効果を見逃して結果がきびしくなるようにして解析している。

## 5.1.3 結 論

以上の起動時における広い範囲の炉心初期状態および反応度添加率、スクラム遅れ時間等を想定して解析を行った結果、いずれの想定においても原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは制限値を上回ると共に、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損われないことがわかった。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1冷却材系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはないという結果を得た。

この過渡変化において、上昇する原子炉出力は、スクラム反応度によって抑制され、下降する。燃料板や冷却材の温度上昇は著しくなく、フィードバック反応度の効果はほとんどない。

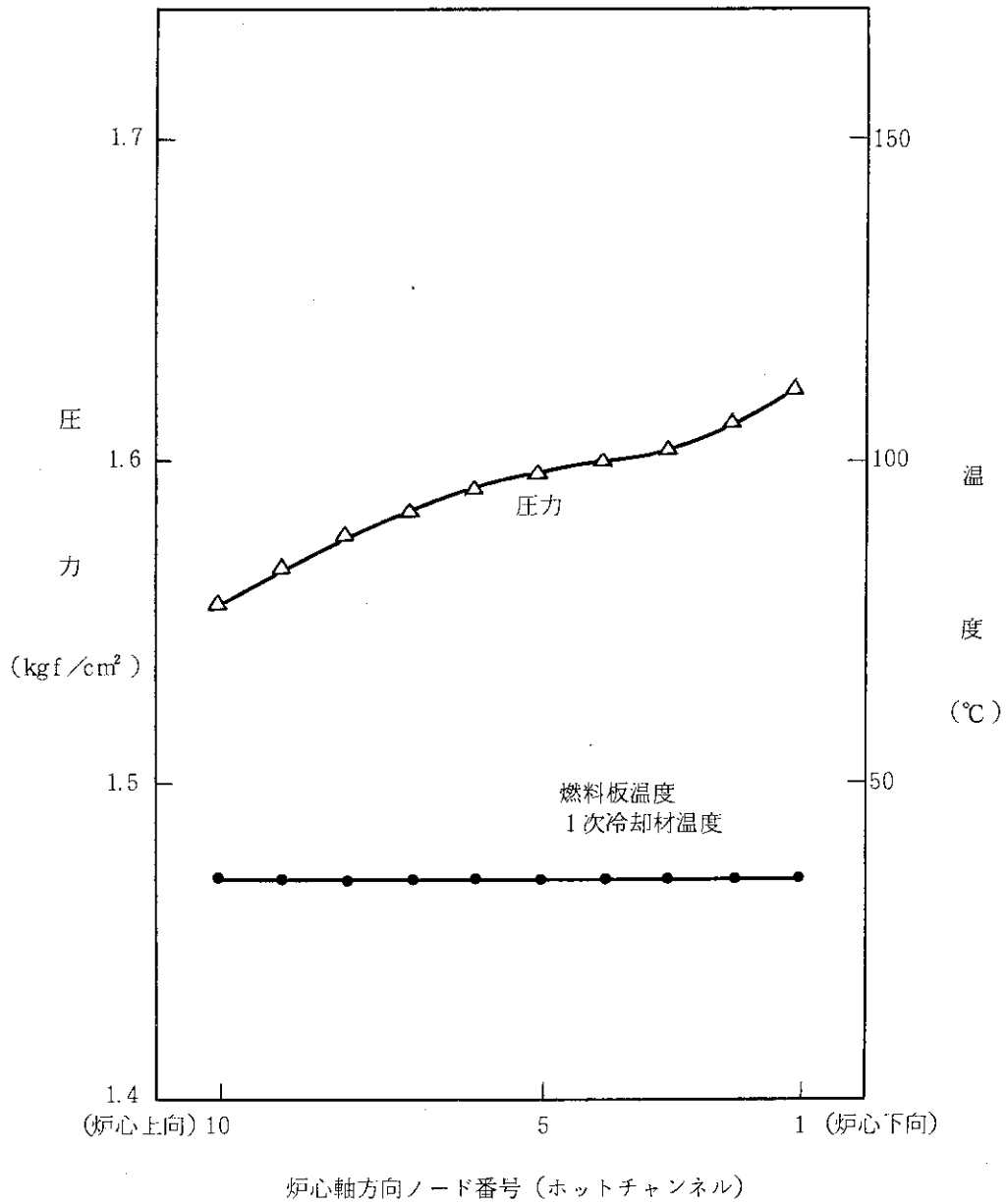


図 5.1-1 「起動時における制御棒の異常な引抜き」事象解析で想定した炉心初期条件

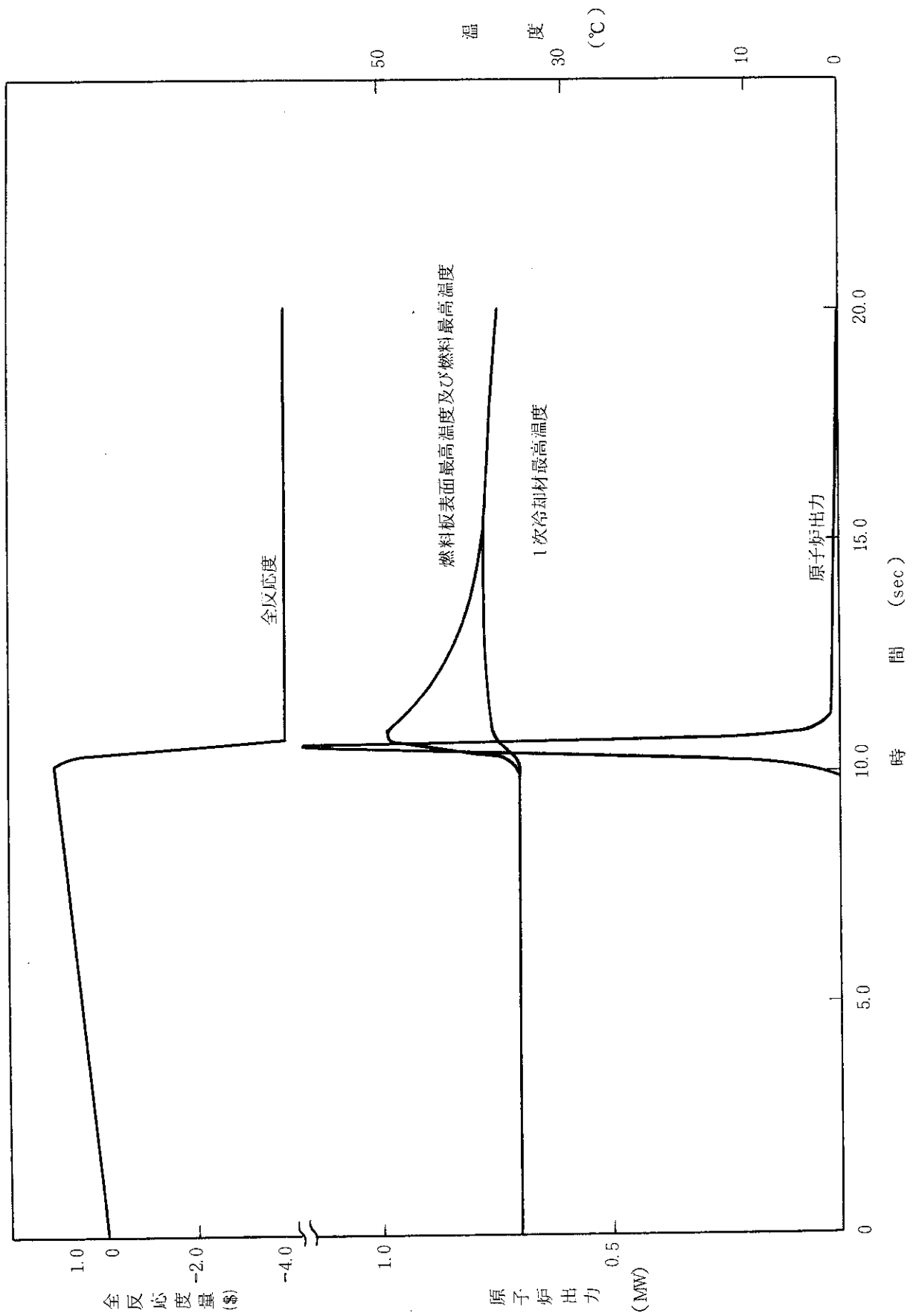


図 5.1 - 2 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」の過渡変化（ベースケース）

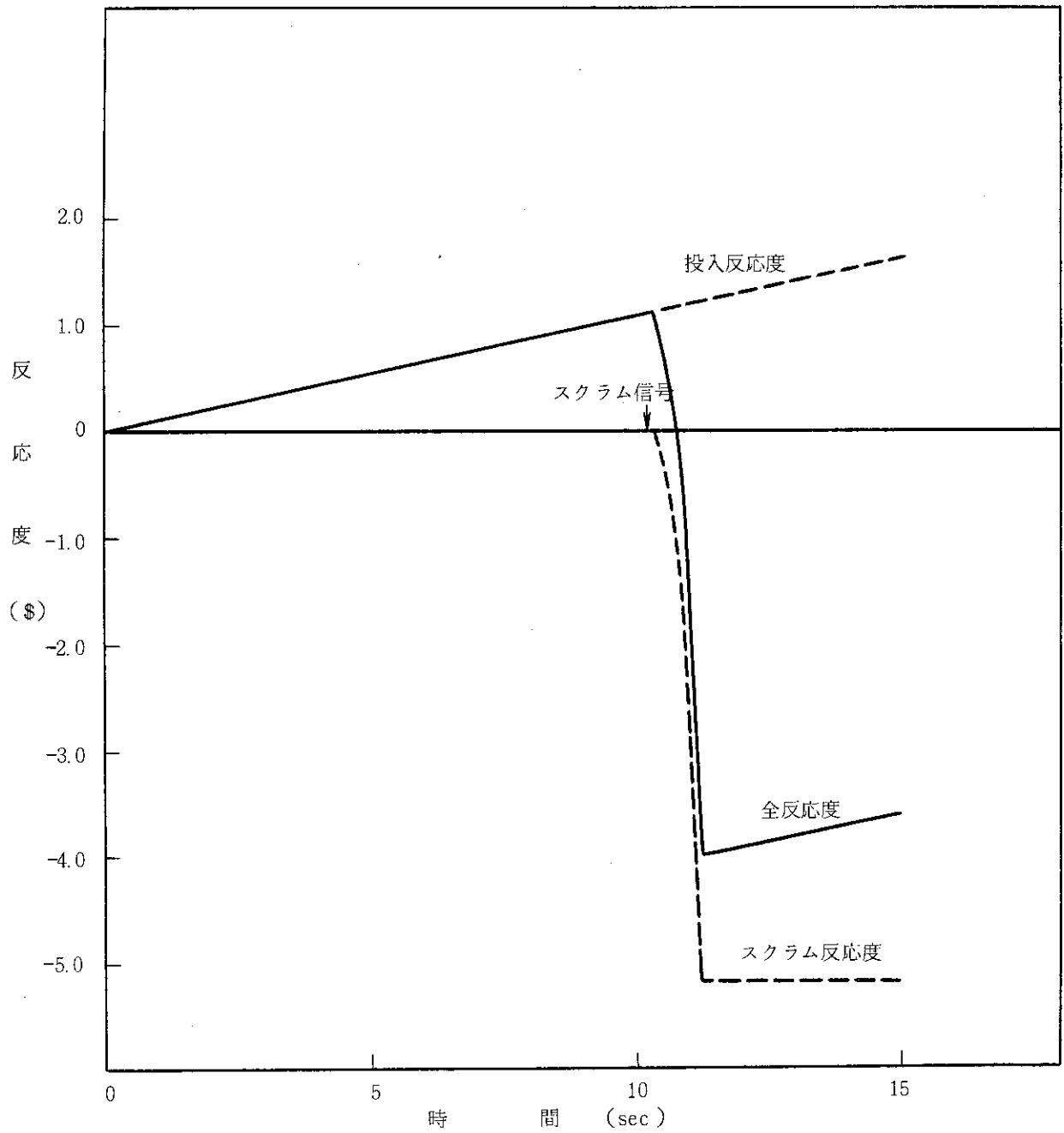


図 5.1 - 3 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」の過渡変化（ベースケース）  
反応度の時間変化

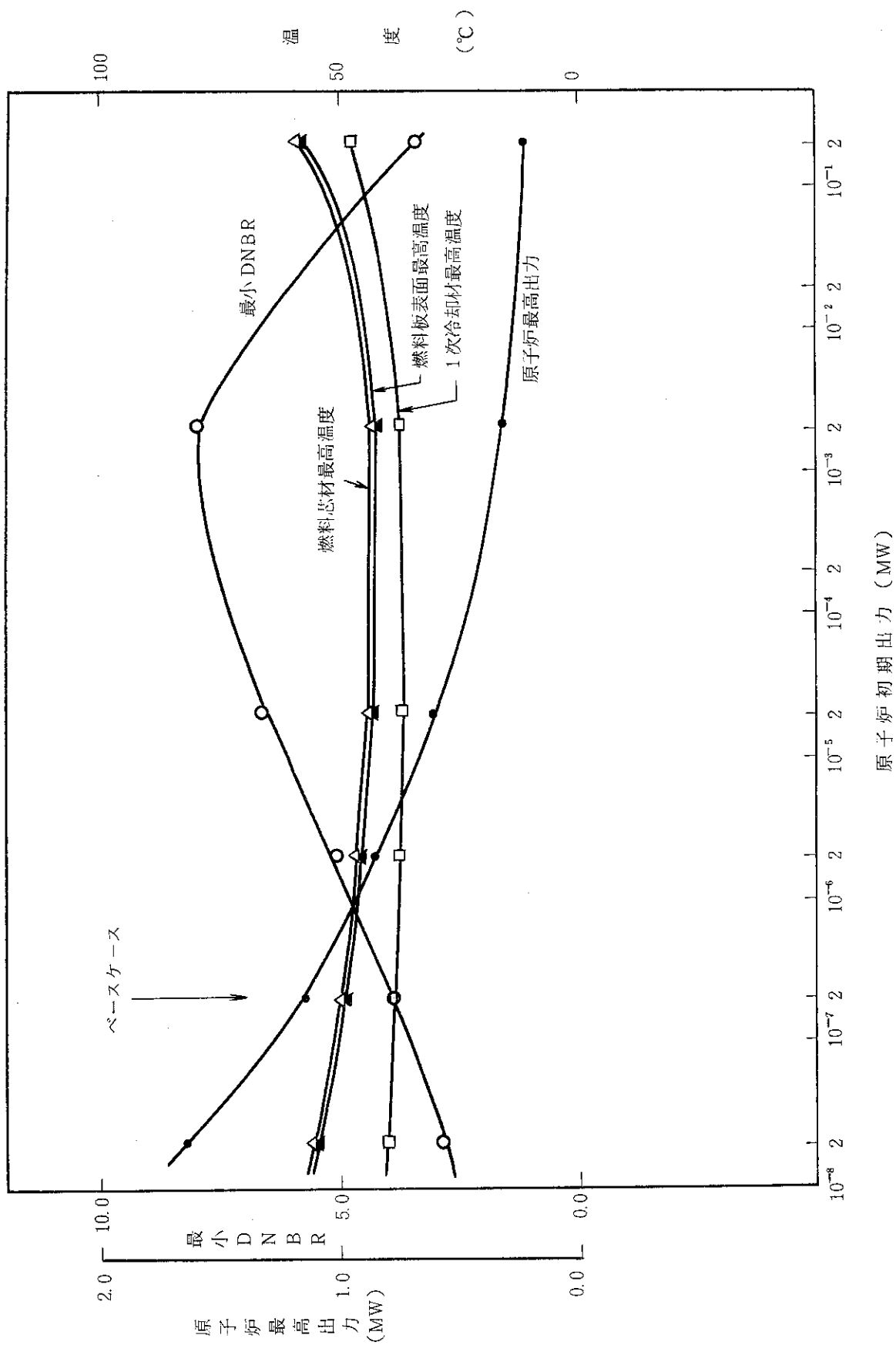


図 5.1-4 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタディ  
原子炉初期出力の影響



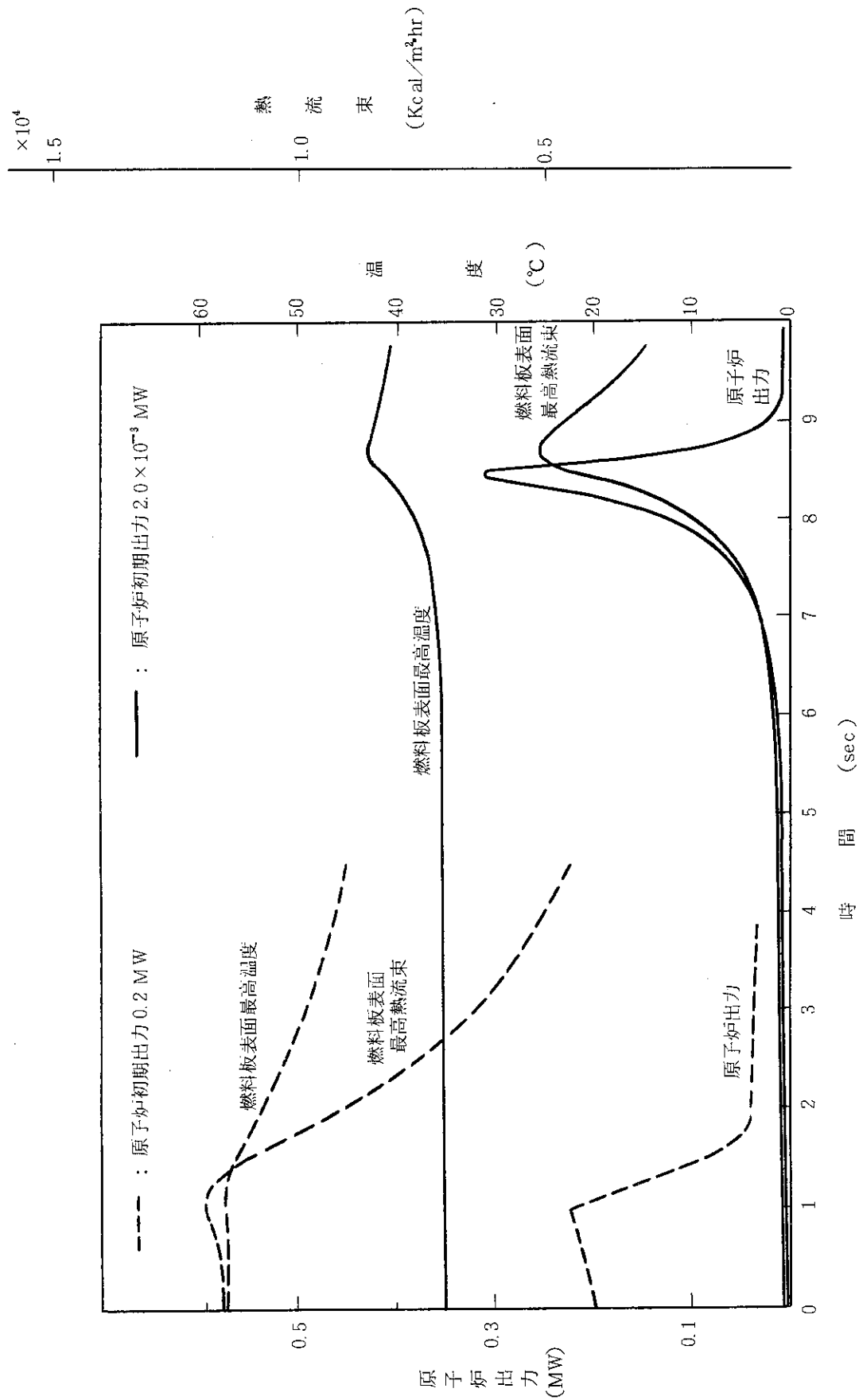


図 5.1 - 5 原子炉初期出力 0.2 MW と  $2.0 \times 10^{-3}$  MW の場合の過渡変化

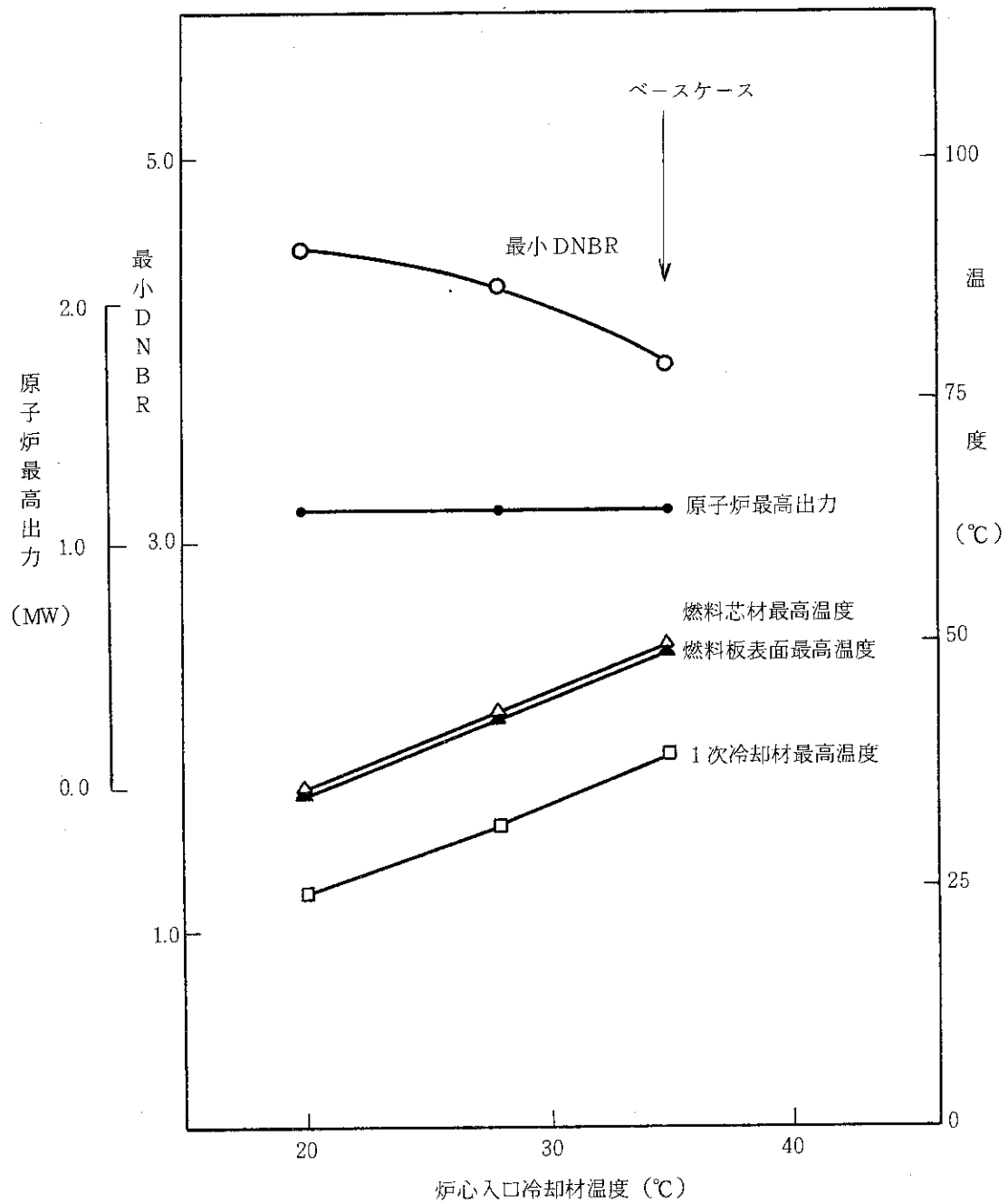


図 5.1 - 6 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタディ  
炉心入口冷却材温度の影響

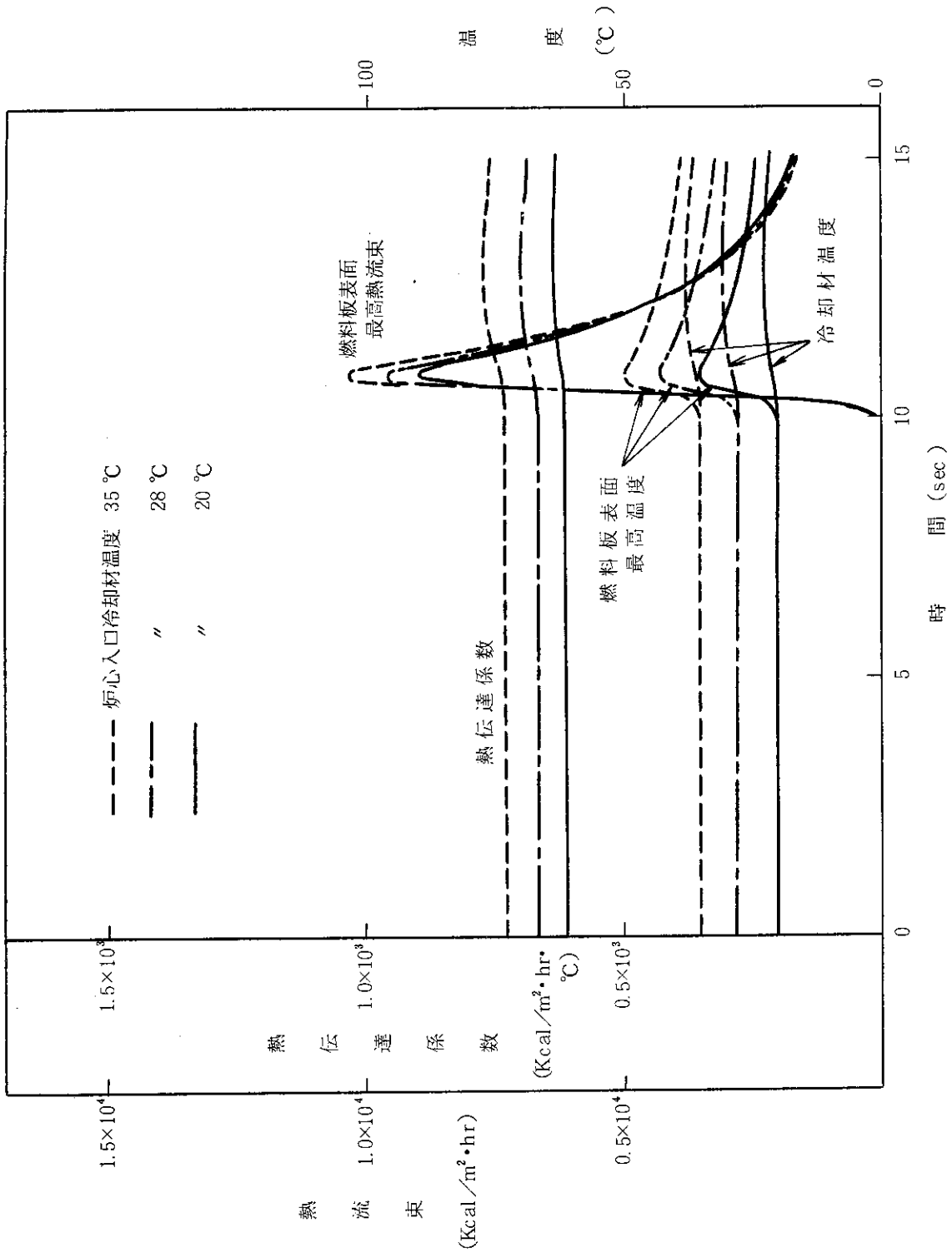


図 5.1 - 7 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」熱流束，燃料表面温度，冷却材温度の過渡変化  
炉心入口冷却材温度の影響

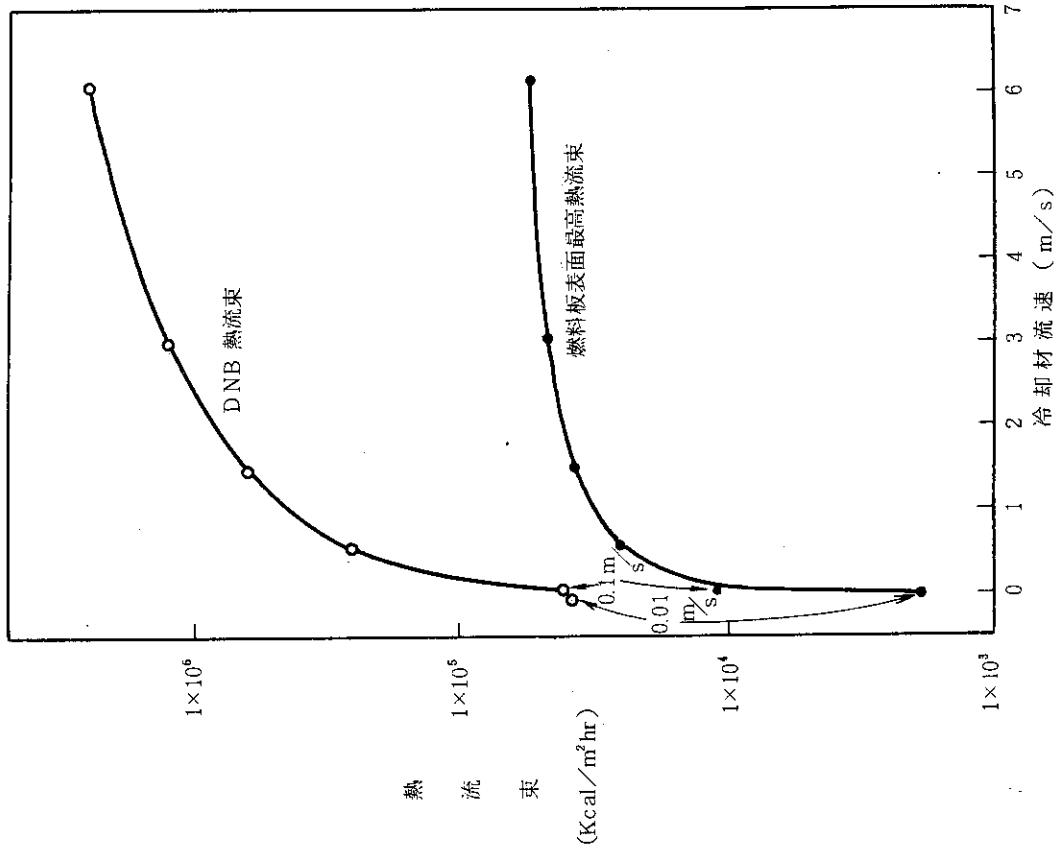


図 5.1 - 9 熱流束への冷却材流速の影響

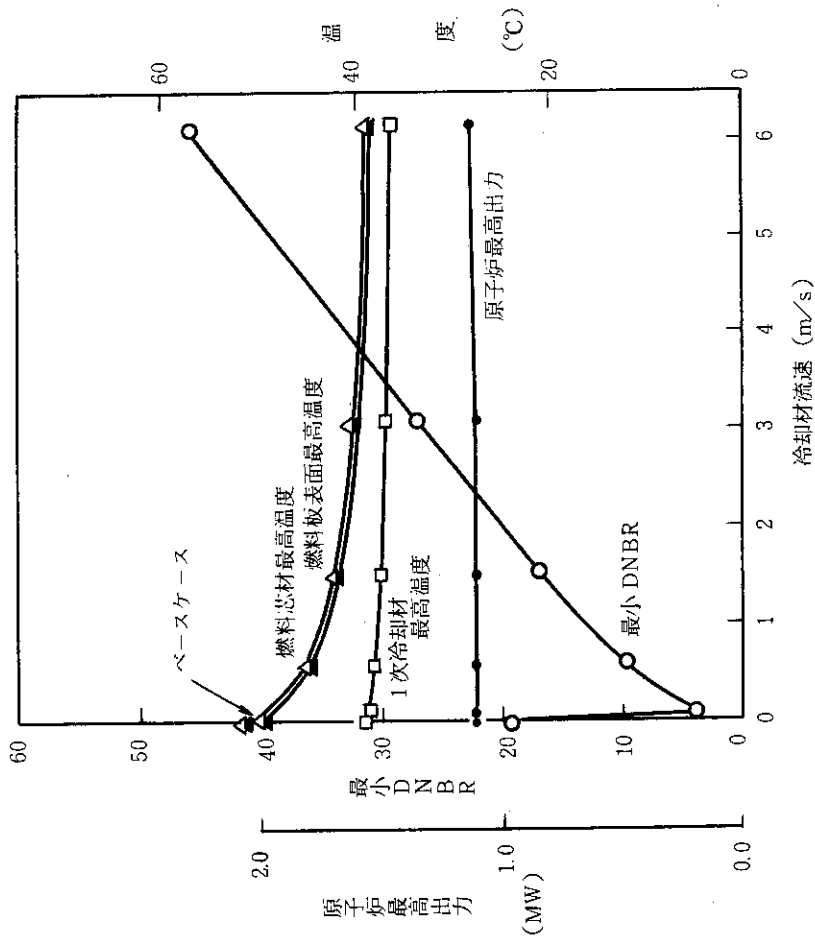


図 5.1 - 8 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタディ炉心冷却材流速の影響

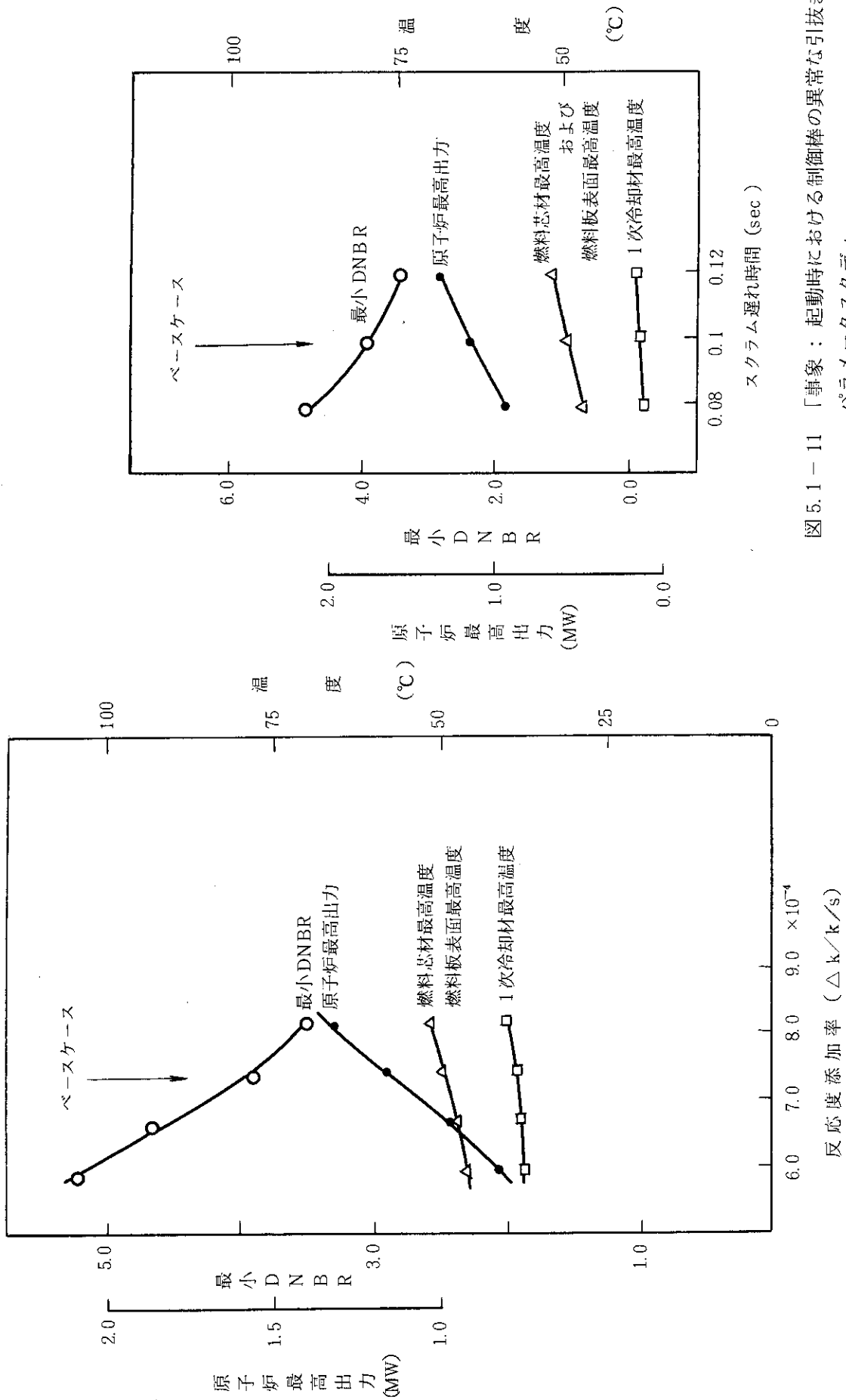


図 5.1-10 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」の  
パラメータスタディ  
反応度添加率の影響

図 5.1-11 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」の  
パラメータスタディ  
スクラム遅れ時間の影響

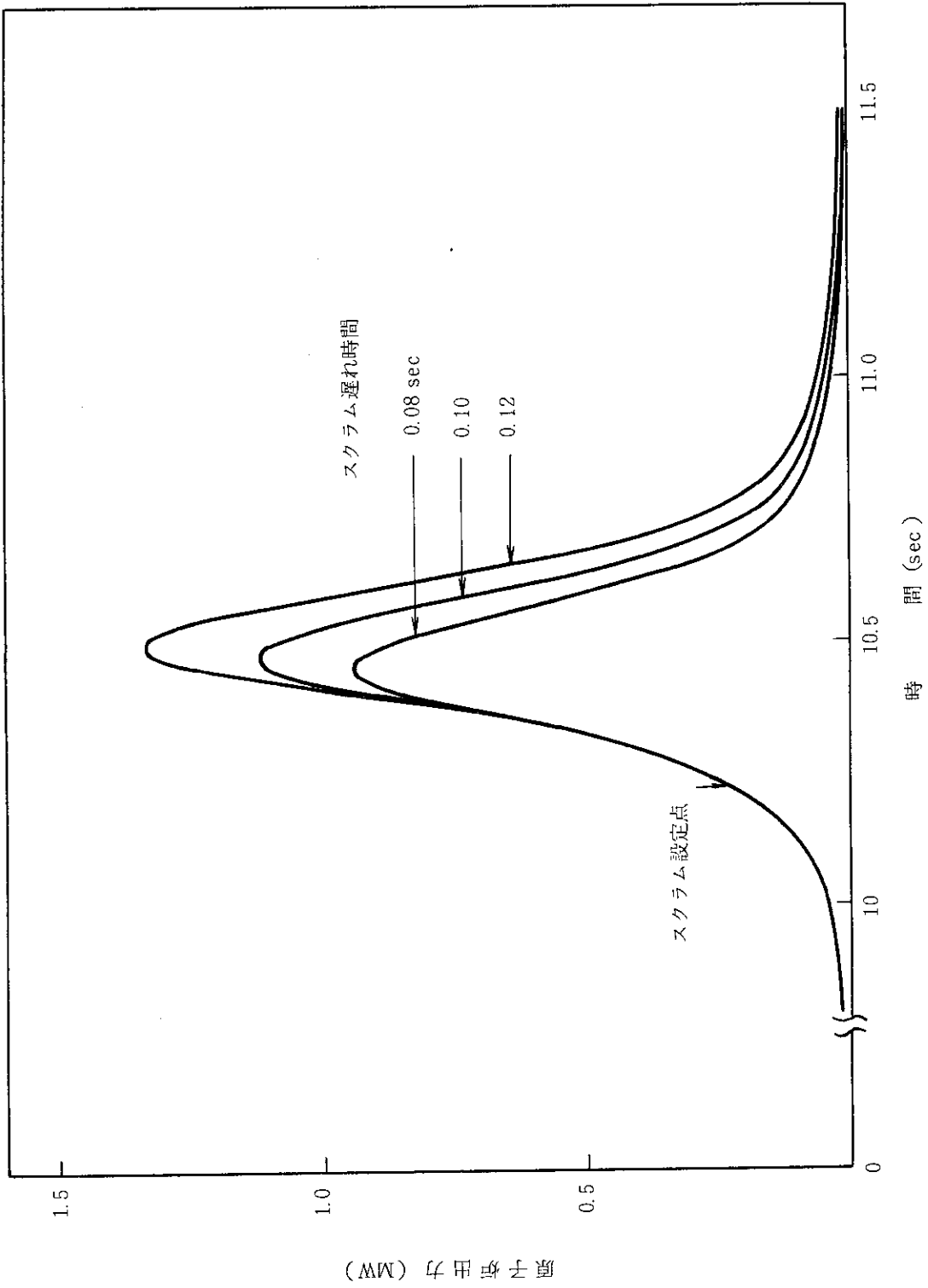


図 5.1 - 12 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」原子炉出力の過渡変化  
スクラム遅れ時間の影響

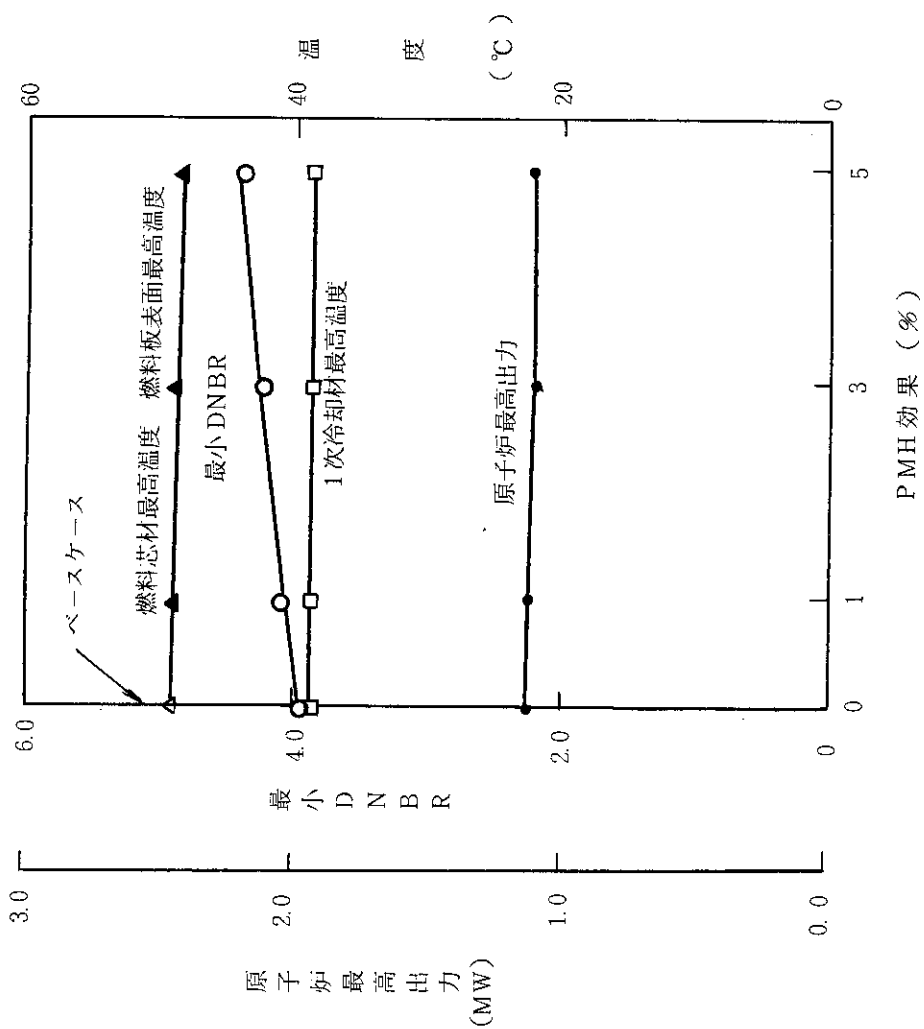


図 5.1 - 14 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」の  
パラメータスタディ  
即発性減速材加熱効果の影響

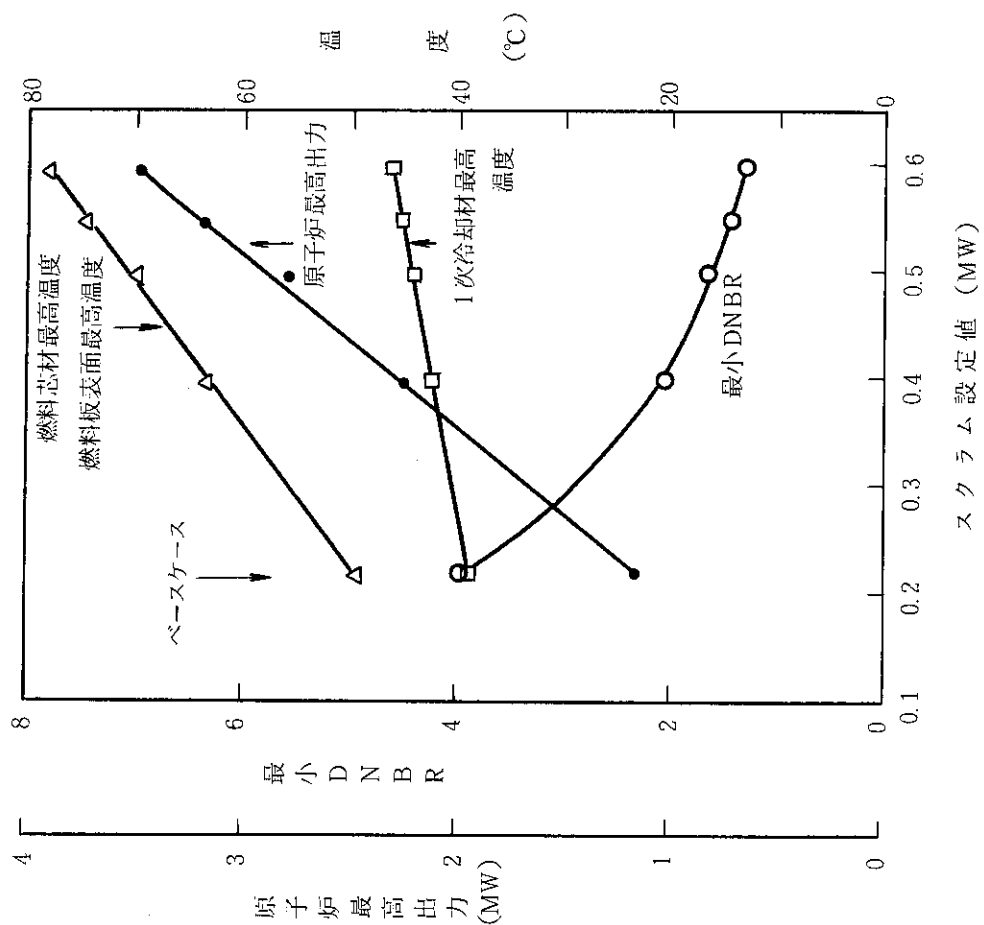


図 5.1 - 13 「事象：起動時における制御棒の異常な引抜き」の  
パラメータスタディ  
「中性子束高（低設定）」のスクラム設定点の影響

## 5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

### 5.2.1 ベースケース

図 5.2-1 に温度、圧力等の炉心初期状態をホットチャンネルの軸方向について示す。炉心出力は定格の 20MW である。

図 5.2-2 に解析で得たベースケースの過渡変化を示す。原子炉出力は制御棒の連続的引抜きによって約 0.9 秒後に 22MW のスクラム点に達し、その後スクラム遅れ時間により約 22.3MW まで上昇した後、下降し始める。この過渡変化における最小 DNBR は約 2.0 である。また、燃料芯材最高温度は約 114℃ に、燃料板表面最高温度は約 107℃ に上昇するのみである。1 次冷却材最高温度は約 65℃ である。この過渡変化中の炉心全反応度、投入反応度、スクラム反応度を図 5.2-3 に示す。この事象において、減速材温度効果およびドブラ効果によるフィードバック反応度は、原子炉出力が最高となる場合、投入反応度に対しそれぞれ約 10%、約 5% の大きさになるのみである。上昇した原子炉出力は、スクラムによってのみ抑制され下降する。

### 5.2.2 パラメータスタディ

#### (1) 原子炉初期出力の影響

図 5.2-4 に 2 MW から 20MW の範囲で、原子炉初期出力をパラメータとして解析した結果を示す。炉心冷却材流量は、約 6.2m/sec である。16, 18 MW の場合、ベースケースと結果はほとんど変わらないが、2 MW の場合は、スクラム点に達するまで約 7.7 秒を要する。この遅れ時間においてそれだけ投入される反応度が大きくなり最小 DNBR、燃料温度ともベースケースよりきびしい結果を与える。

#### (2) 炉心入口冷却材温度の影響

図 5.2-5 に 35℃ から 20℃ の間で炉心入口冷却材温度をパラメータとした場合の解析結果を示す。冷却材温度低下に伴って燃料温度も低下するが、表面最大熱流束はほとんど変化せず最小 DNBR は冷却材温度の影響を受けない結果となる。それは、入口冷却材温度が高い方が、燃料表面温度と冷却材温度の差は小さくなるが、熱伝達係数が大きくなることによる。

#### (3) 反応度添加率の影響

図 5.2-6 は反応度添加率の影響を示すが、 $6 \sim 9 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  の範囲で解析結果にほとんど影響がない。

#### (4) スクラム遅れ時間の影響

図 5.2-7 にスクラム遅れ時間をパラメータにした結果を示すが、その影響はほとんどない。それは「起動時における制御棒の引抜き」の場合と違ってスクラム設定点に達した時添加された全反応度が約 0.1ドルにすぎないことによる（図 5.2-8）。

#### (5) PHM 効果の影響

図 5.2-9 に即発性減速材加熱効果の影響を示す。「起動時における制御棒の異常な引抜き」の場合同様、PMH 効果によって結果はわずかではあるが和らげられる。

### 5.2.3 結 論

以上の原子炉出力、冷却材温度、反応度添加率ならびにスクラム遅れ時間について広範囲にバ



ラメータディを行った結果、どの想定においても原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損われなことがわかった。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかゝる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはないという結果を得た。

反応度添加によって上昇する原子炉出力は、スクラムによる負の反応度によって下降する。フィードバック反応度による効果は小さい。

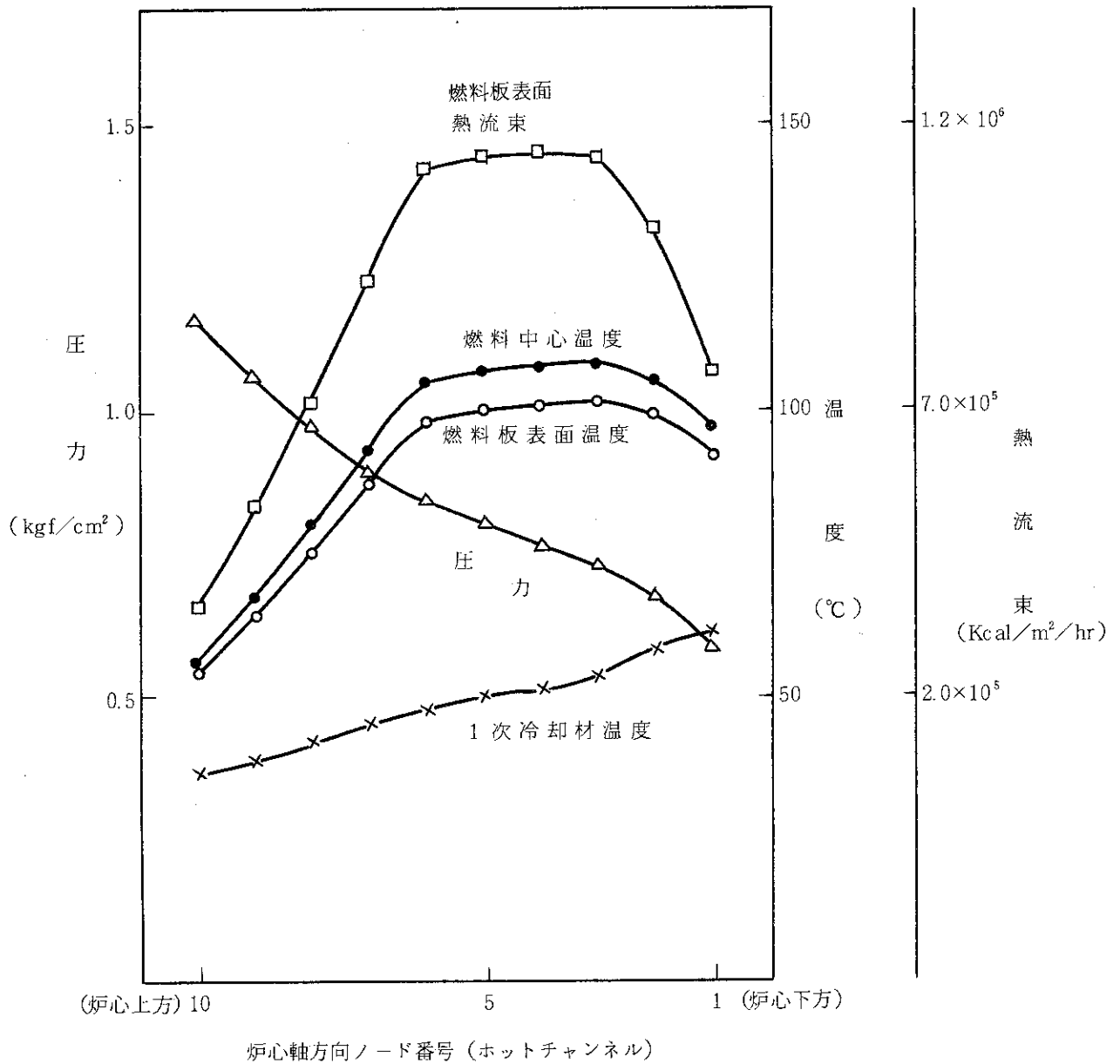


図 5.2 - 1 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」事象解析で想定した炉心初期条件

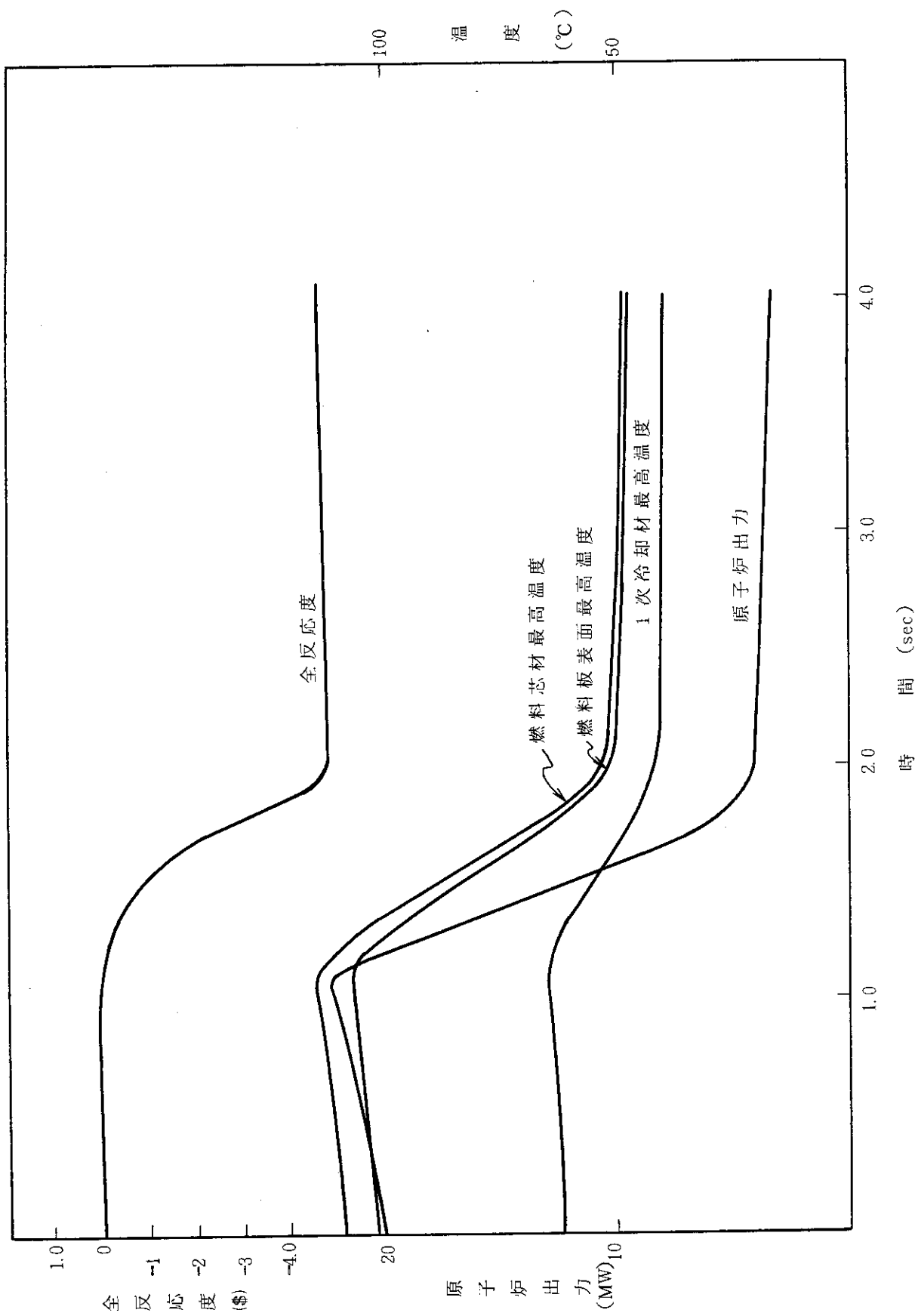


図 5.2 - 2 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の過渡変化 (ベースケース)

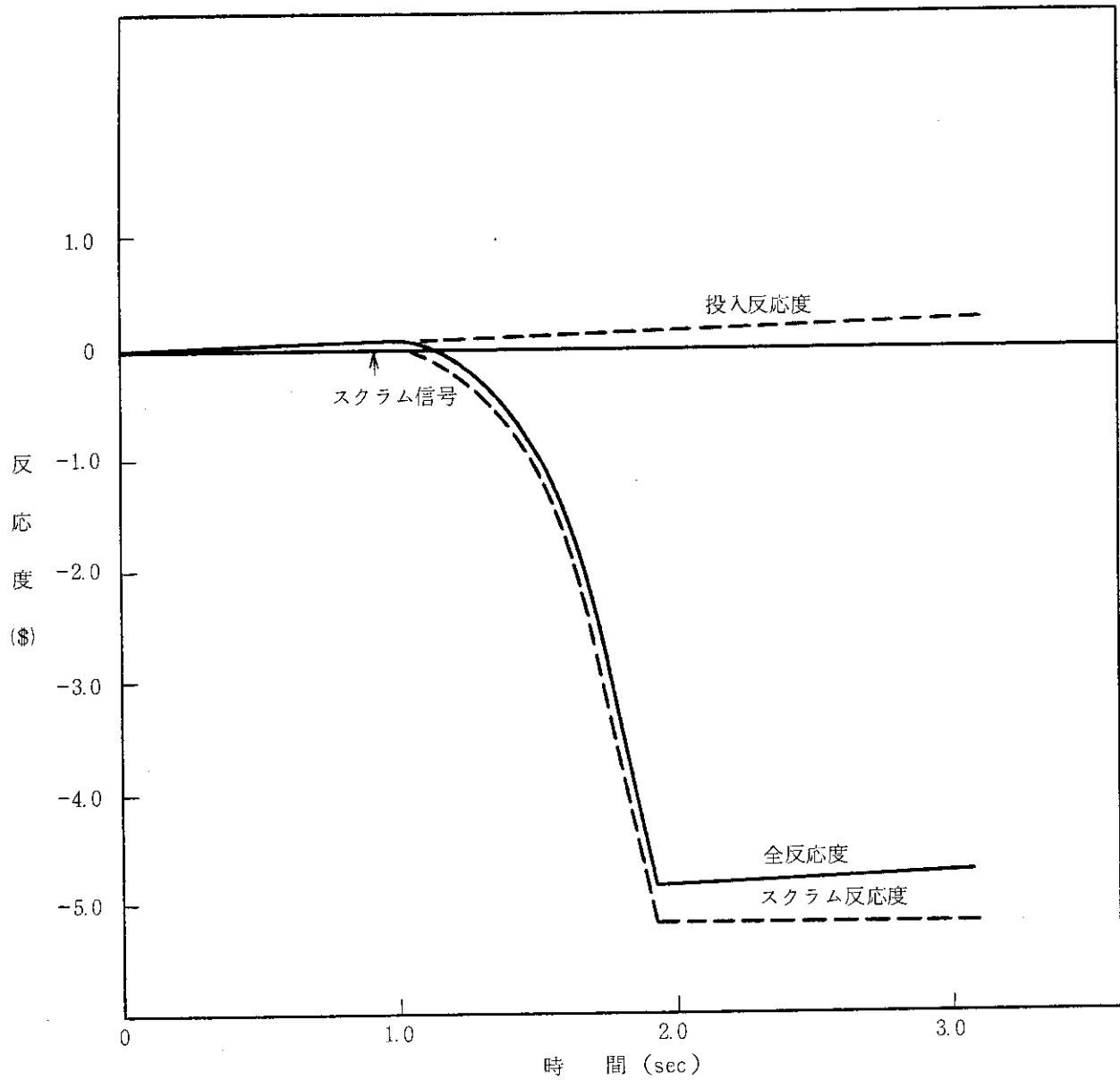


図 5.2 - 3 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の過渡変化  
(ベースケース)

反応度の時間変化

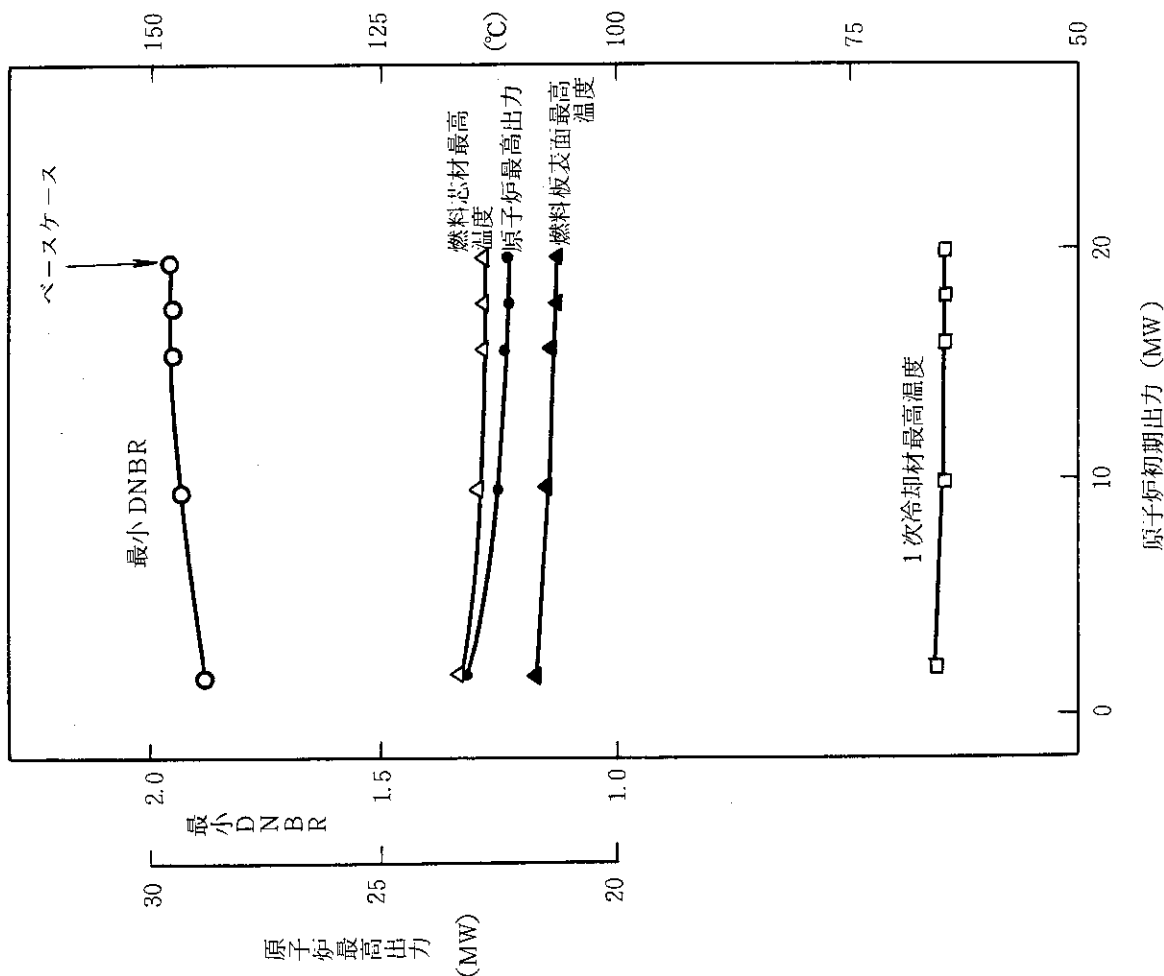


図 5.2-4 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」  
のパラメータスタディ  
原子炉初期出力の影響

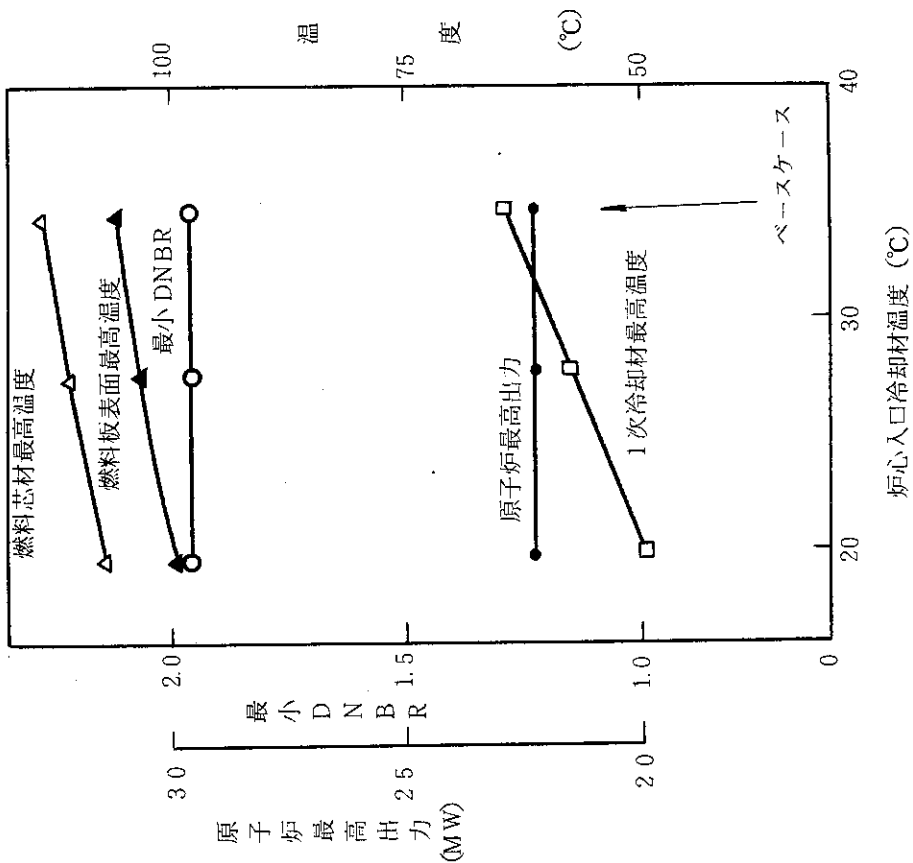


図 5.2-5 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」  
のパラメータスタディ  
炉心入口冷却材温度の影響

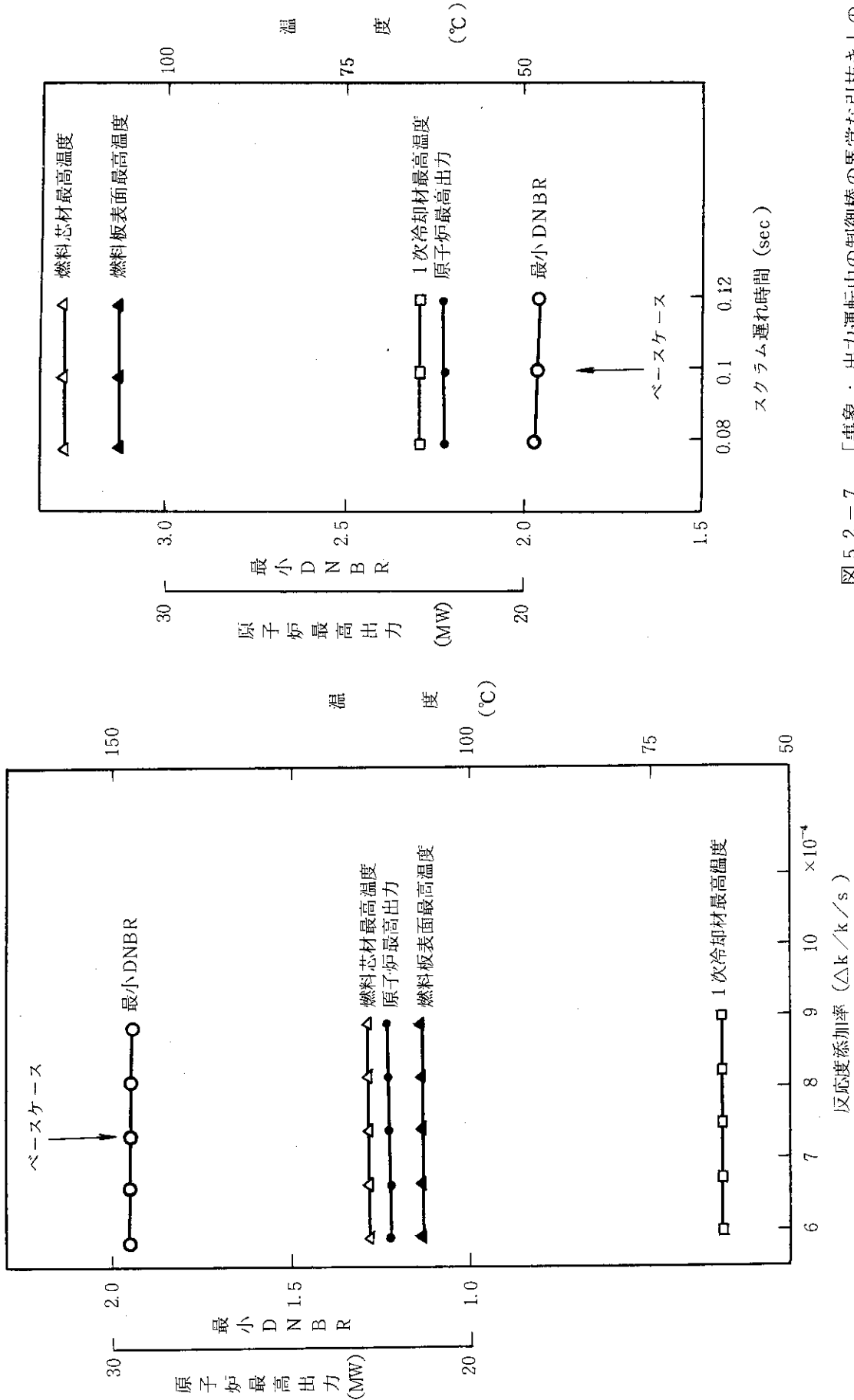


図 5.2 - 6 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の  
パラメータスタディ  
反応度添加率の影響

図 5.2 - 7 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の  
パラメータスタディ  
スクラム遅れ時間の影響

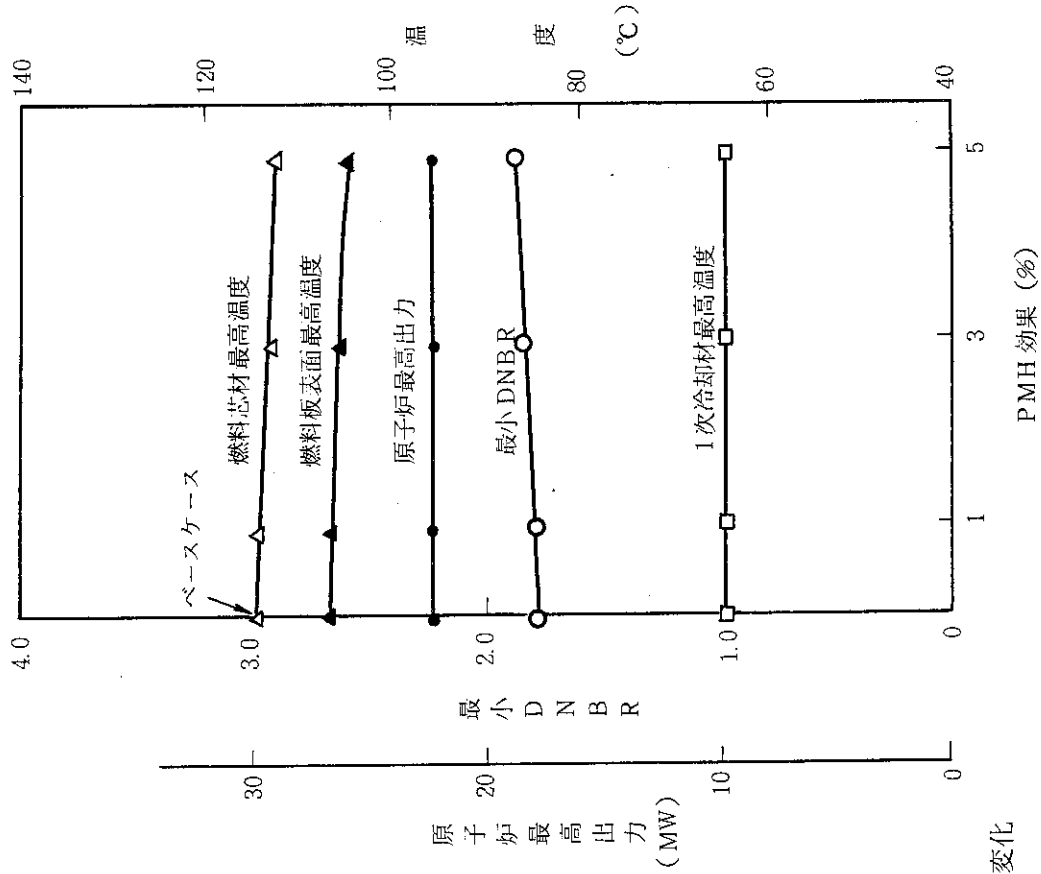


図 5.2-9 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の  
パラメータスタディ  
即発性減速材加熱効果の影響

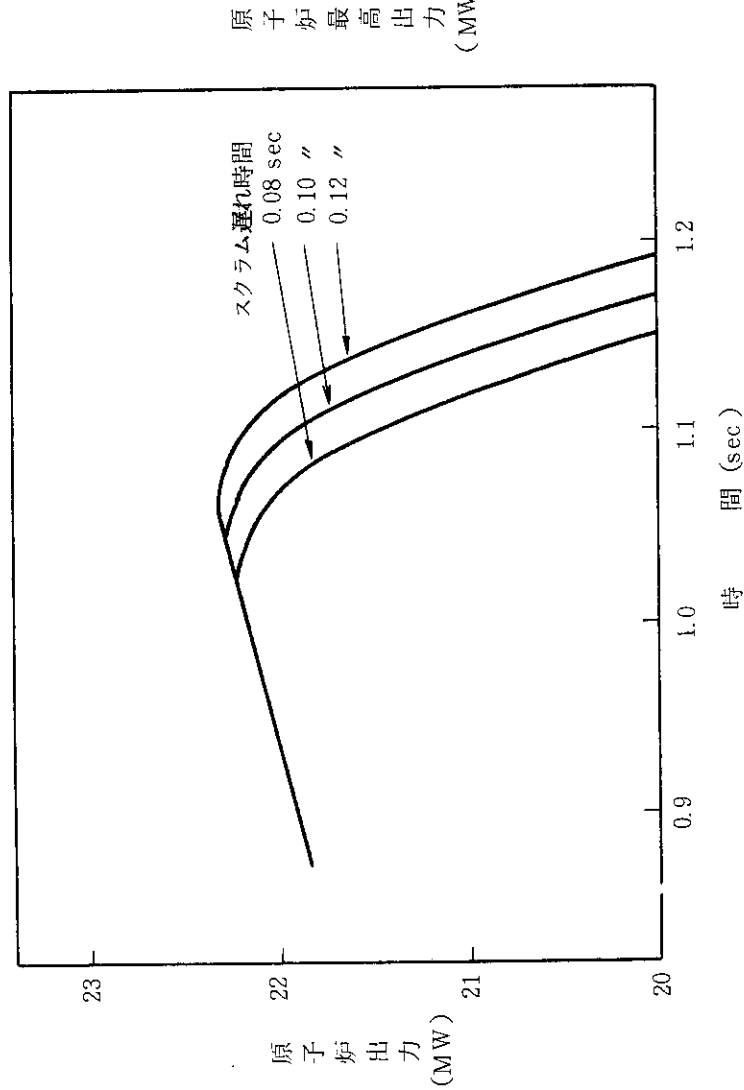


図 5.2-8 「事象：出力運転中の制御棒の異常な引抜き」原子炉出力の過渡変化  
スクラム遅れ時間の影響

### 5.3 実験物等による反応度添加

#### 5.3.1 ベースケース

初期炉心状態は「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の場合と同様である。

図 5.3-1 に解析で得た過渡変化を示す。原子炉出力は、反応度添加開始後約 0.01 秒に 22MW のスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間のため、約 24.8MW まで上昇した後下降し始める。この過渡変化中の最小 DNBR は約 1.8 である。燃料芯材最高温度は約 119℃ に、燃料板表面最高温度は約 111℃ に上昇する。1 次冷却材最高温度は約 67℃ である。図 5.3-2 に、この過渡変化中の全反応度、投入反応度、スクラム反応度を示す。炉心出力がピークになる時、減速材温度効果とドプラ効果によるフィードバック反応度は全体で投入反応度の約 10% の大きさになるのみで、原子炉出力はスクラム反応度によって抑制される。

#### 5.3.2 パラメータスタディ

##### (1) 原子炉初期出力の影響

図 5.3-3 に 16MW から 20MW の間の原子炉初期出力について行った解析結果を示す。20MW の場合燃料温度は最も高くなり、最小 DNBR は小さくなる。ランプ状添加反応度の場合と違って、ステップ状に反応度を添加する場合は、初期原子炉出力が高いほどきびしい結果を与えることがわかる。

##### (2) 炉心入口冷却材温度の影響

図 5.3-4 に炉心入口冷却材温度をパラメータにした解析結果を示す。この温度が 35℃ の時、燃料温度が最も高くなる。入口冷却材温度が高いほど、燃料表面温度と冷却材温度の差は小さくなるが、熱伝達係数は大きくなる。この結果、これらの積である熱流束はほぼ一定となり、最小 DNBR は炉心入口冷却材温度の影響をほとんど受けない。

##### (3) 添加反応度の影響

図 5.3-5 にステップ状に添加される反応度をパラメータとして得た解析結果を示す。添加反応度を増すと、最小 DNBR は小さくなるが、 $2.0 \times 10^{-3} \Delta k/k$  / ステップの場合でも最小 DNBR は約 1.64 にとどまる。

##### (4) スクラム遅れ時間の影響

図 5.3-6 にベースケースのスクラム遅れ時間 0.1 秒を ±0.02 秒増減させた時の解析結果を示す。この時間範囲内では結果に大きな差は現われない。

##### (5) PMH 効果の影響

図 5.3-7 に PMH 効果の影響を示す。この効果が大きくなると最小 DNBR はわずかであるが大きくなり、解析結果は和らげられる。

#### 5.3.3 結論

以上のように、原子炉初期出力、炉心入口冷却材温度、添加反応度などの量を広範囲に変えて行ったパラメータ解析の結果、どの解析においても原子炉は十分早く自動停止し、最小 DNBR は制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損われないことがわかった。

また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかゝる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはないという結果を得た。

添加反応度によって上昇する原子炉出力は、スクラム反応度によって下降する。フィードバック反応度による抑制効果は小さく無視できる。



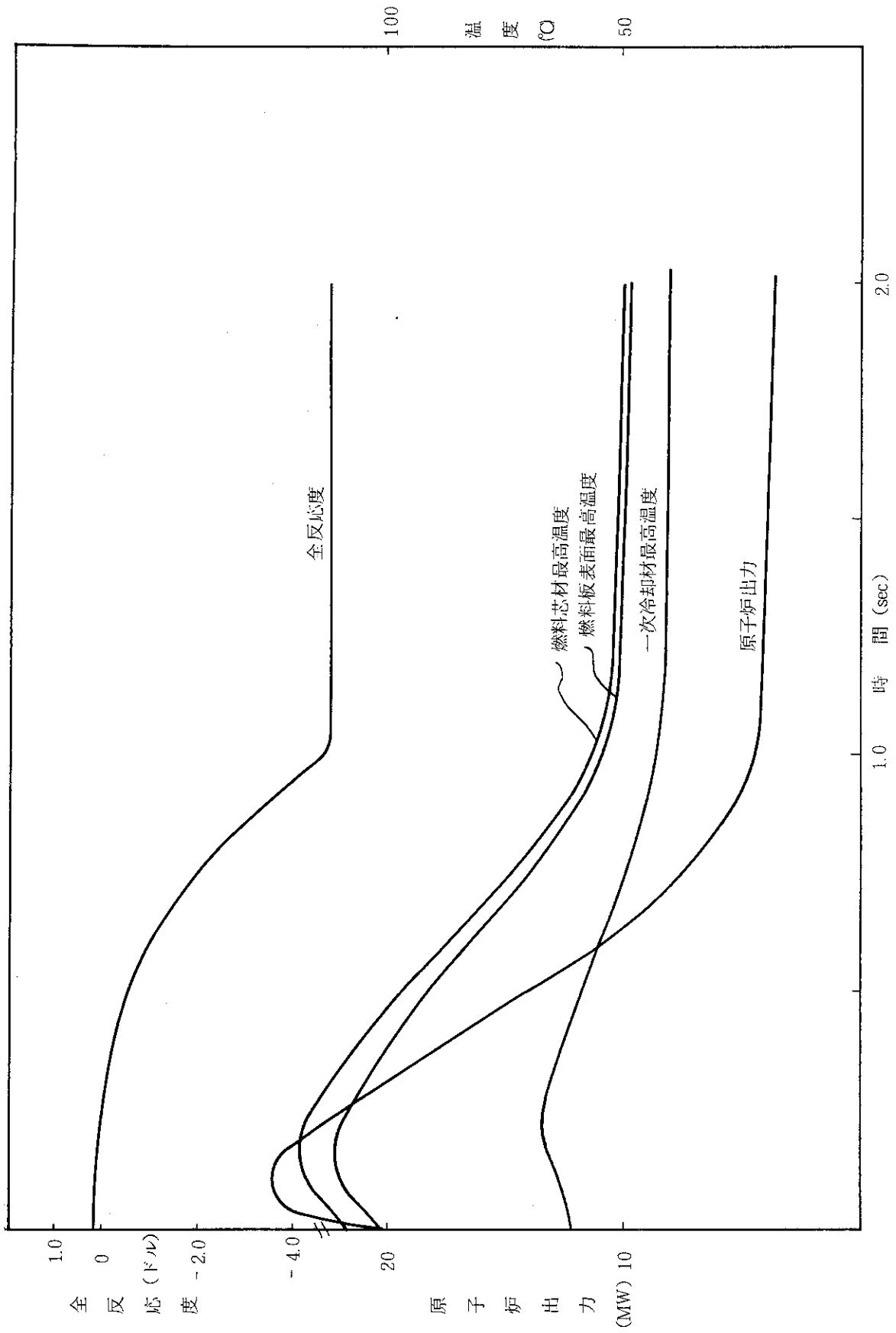


図 5.3 - 1 「事象：実験物等による反応度添加」の過渡変化（ベースケース）

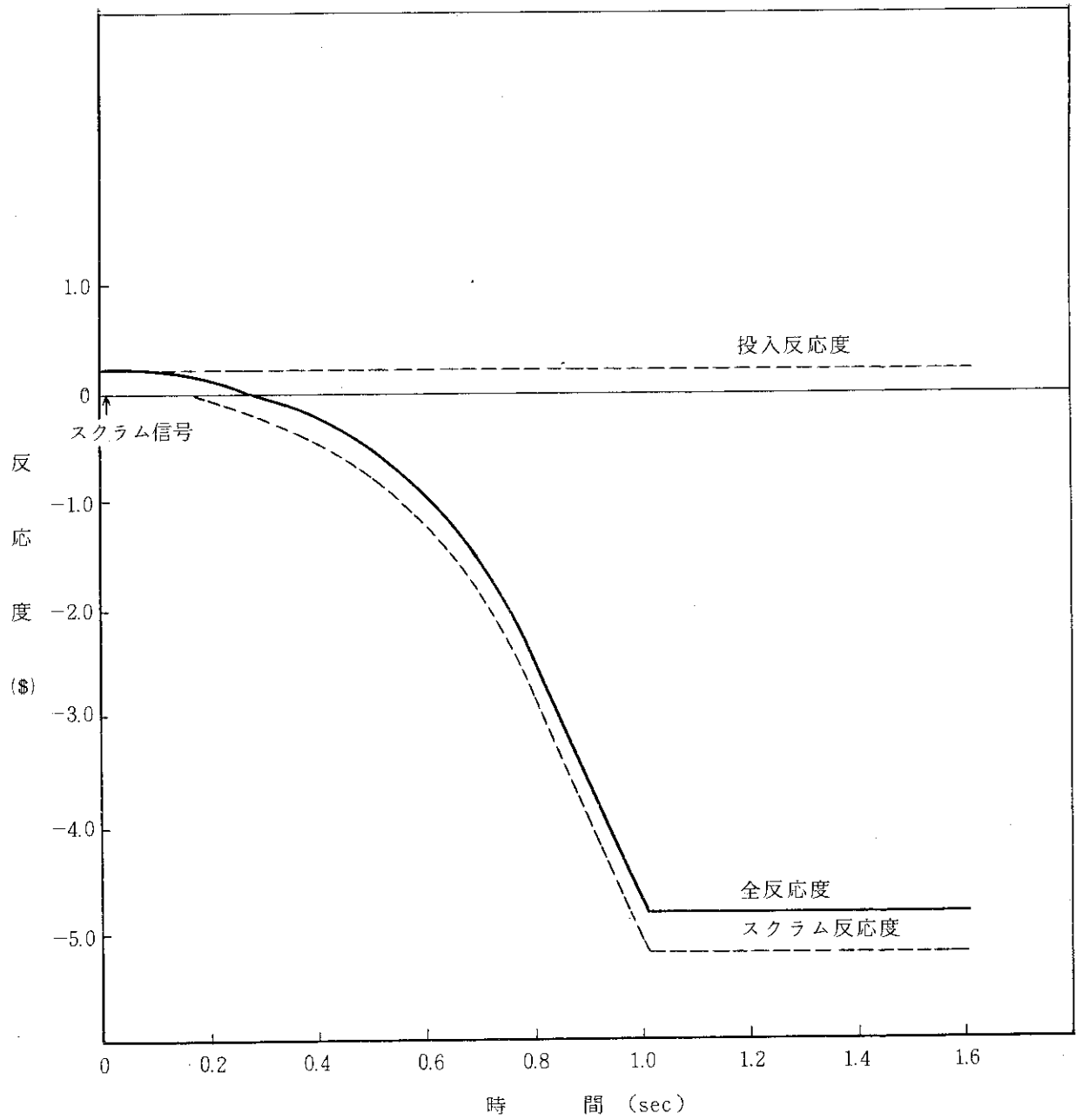


図 5.3 - 2 「事象：実験物等による反応度添加」の過渡変化  
(ベースケース) 反応度の時間変化

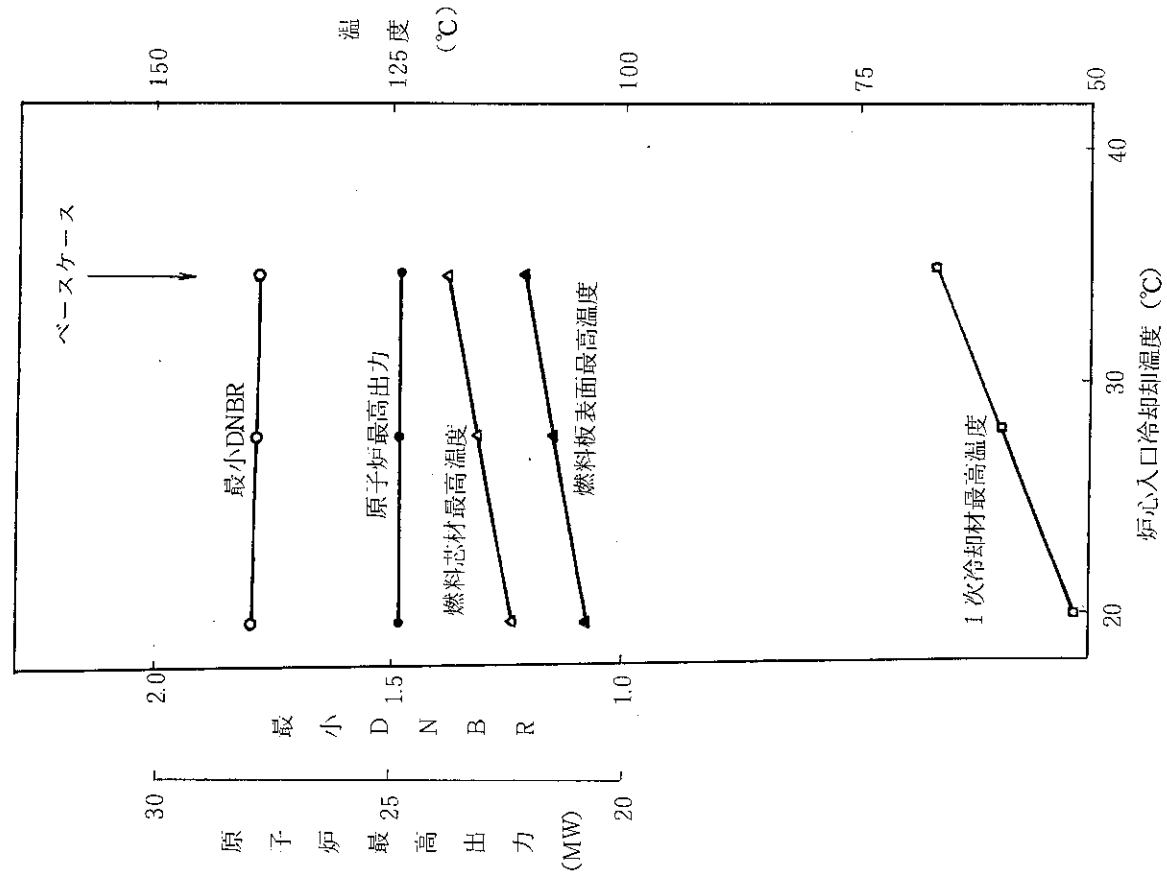


図 5.3-4 「事象：実験物等による反応度添加」のパラメータスタディ  
炉心入口冷却材温度の影響

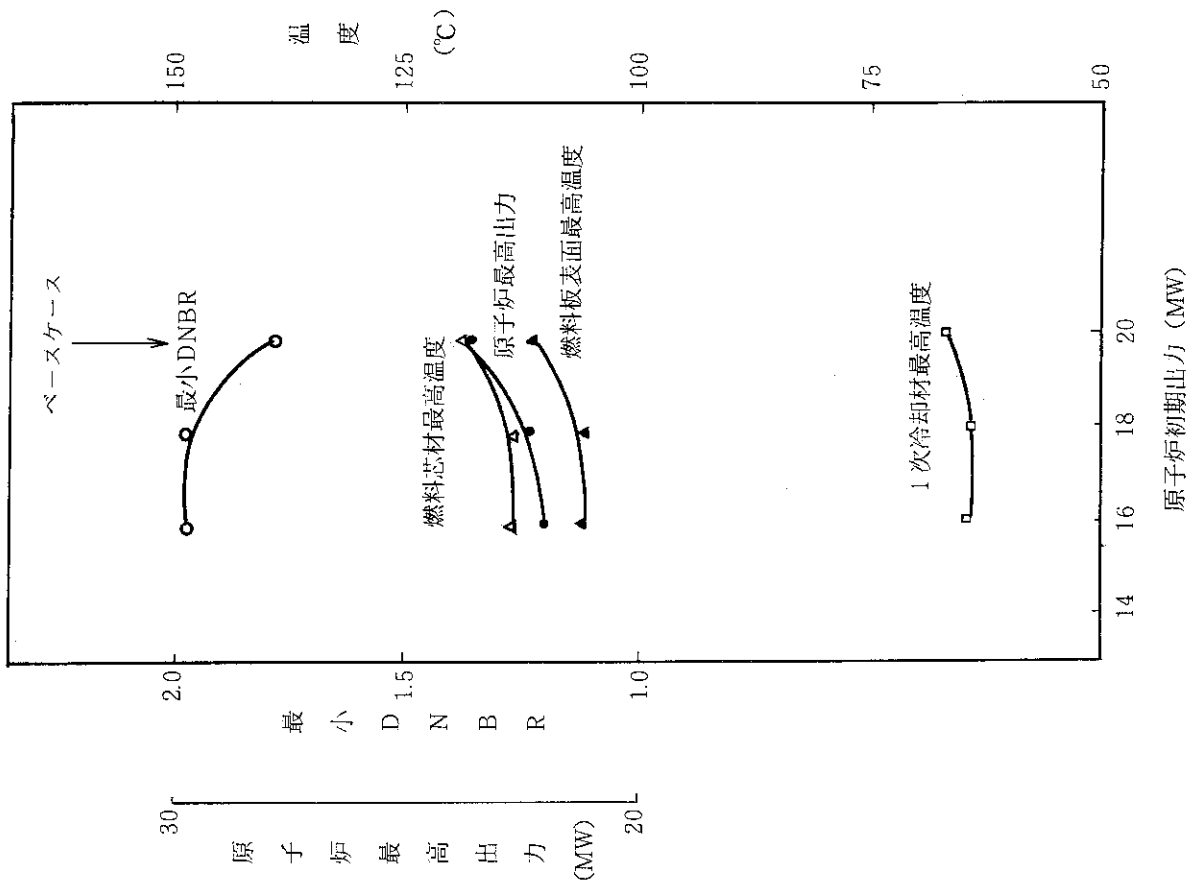


図 5.3-3 「事象：実験物等による反応度添加」のパラメータスタディ  
原子炉初期出力の影響

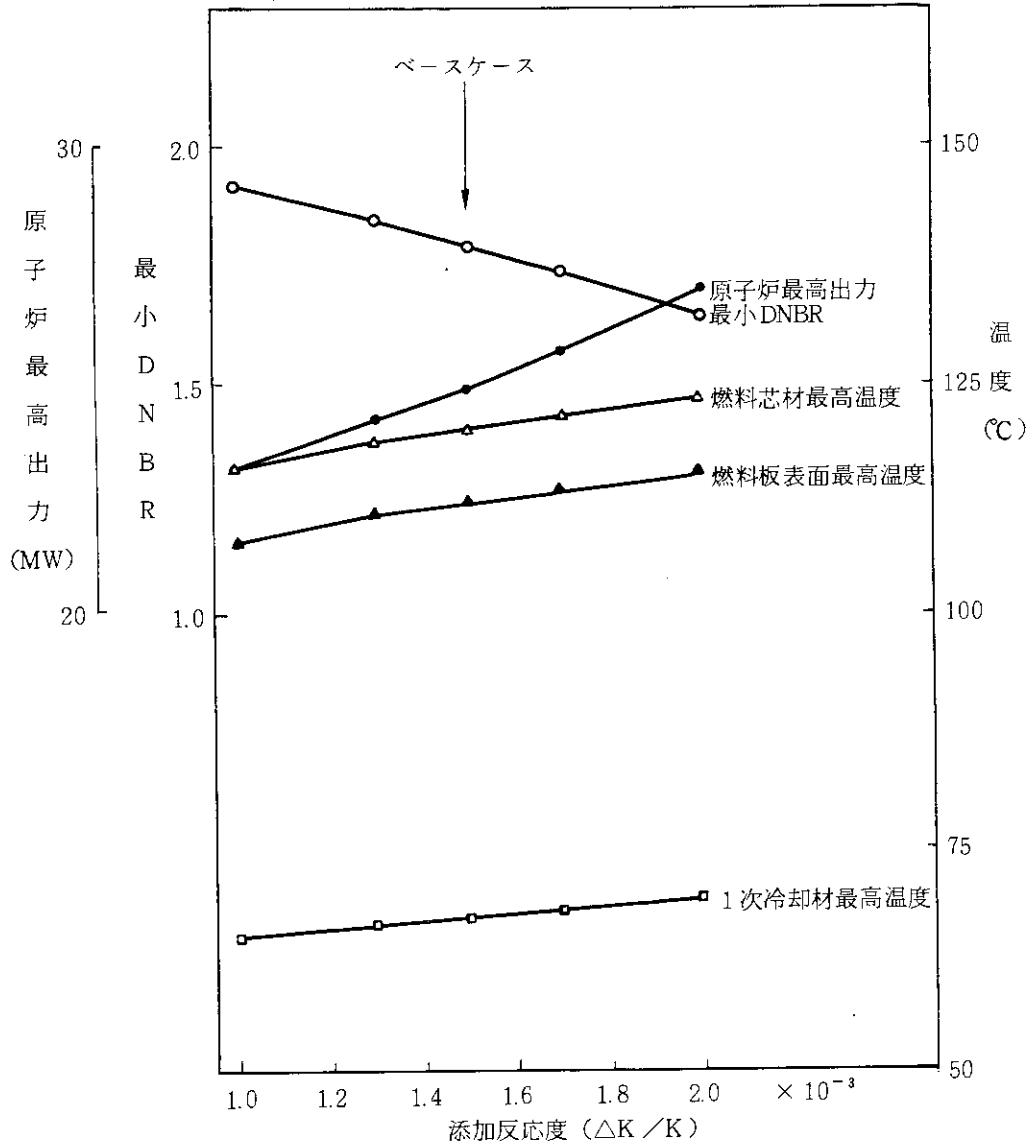


図 5.3 - 5 「事象：実験物等による反応度添加」のパラメータスタディ  
ステップ状添加反応度の影響

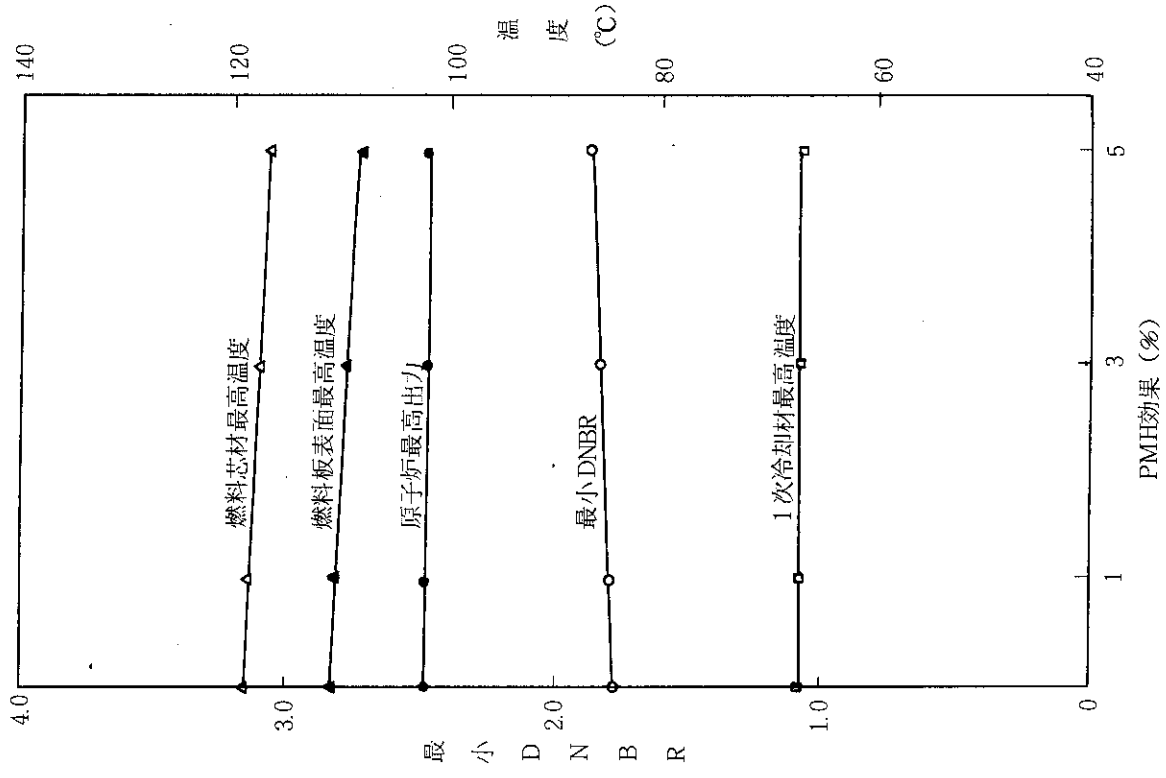


図 5.3-7 「事象：実験物等による反応度添加」のパラメータスタディ  
即発性減速材加熱効果の影響

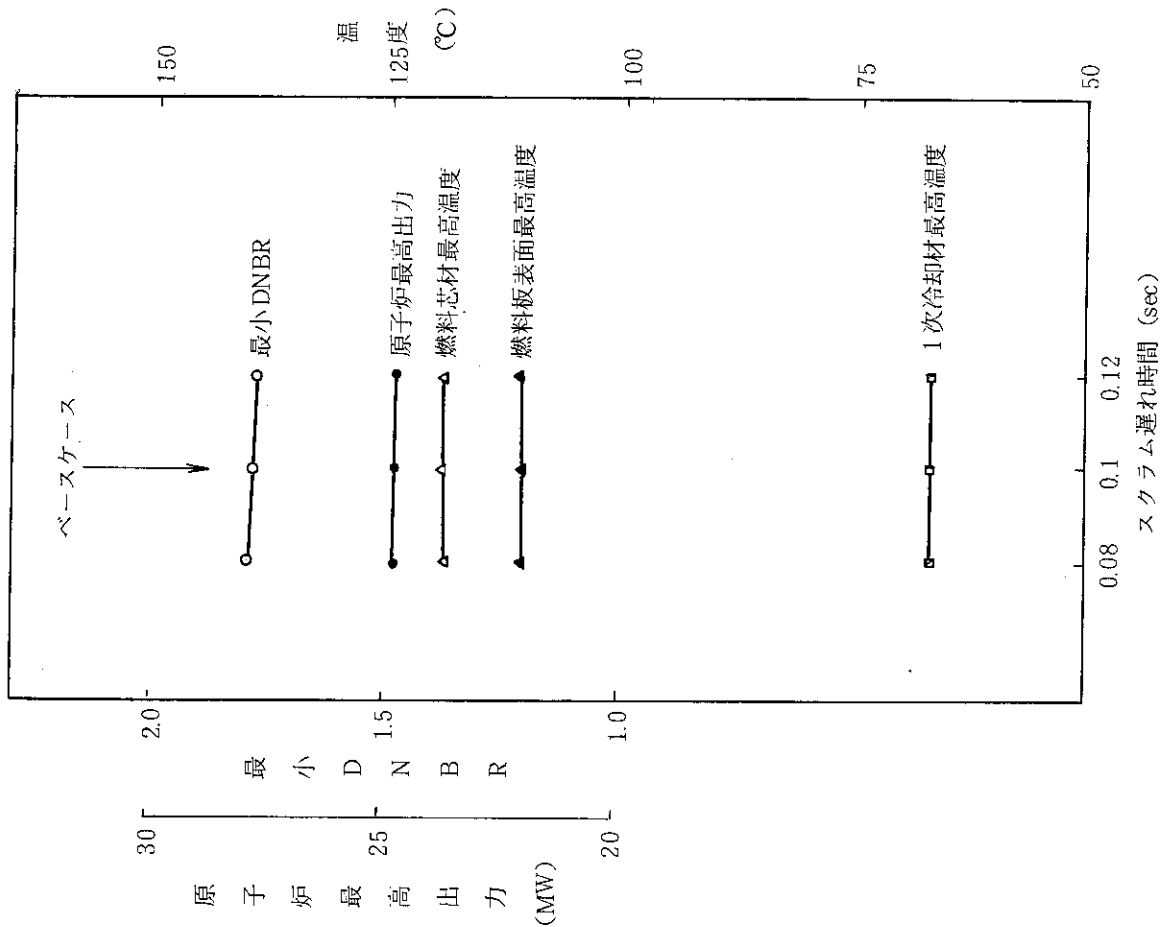


図 5.3-6 「事象：実験物等による反応度添加」のパラメータスタディ  
スクラム遅れ時間の影響

## 5.4 1次冷却材流量増加による反応度添加

### 5.4.1 ベースケース

図 5.4-1 に温度・圧力等の炉心初期状態をホットチャンネル炉心軸方向について示す。炉心出力は 200 kW である。炉心入口冷却材温度は 35°C とし、冷却材流束は約 6.2 m/sec で下向き流れとする。200 kW の出力では燃料温度もほぼ 35°C である。

図 5.4-2 に解析で得た過渡変化を示す。原子炉出力は、反応度添加開始後約 0.01 秒に 220 kW のスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間のため、約 1.6 MW まで上昇した後下降し始める。この過渡変化中の最小 DNBR は約 32 である。また、燃料芯材最高温度は約 40°C に、燃料板表面最高温度は約 40°C に上昇するのみである。また、1次冷却材最高温度は約 37°C である。この過渡期間中の炉心全反応度、スクラム反応度、投入反応度を図 5.4-3 に示す。原子炉出力が最大になる反応度添加開始後 0.2 秒で、全フィードバック反応度の大きさは、投入反応度に対し約 1% 弱になるにすぎない。よって炉心出力は、全てスクラム反応度によって抑制される。

### 5.4.2 パラメータスタディ

#### (1) 原子炉初期出力の影響

図 5.4-4 に原子炉初期出力をパラメータにした解析した結果を示す。図 5.4-5 に原子炉出力の過渡変化を示す。事象「実験物等による反応度添加」同様原子炉初期出力が高いほど過渡変化中に達する原子炉最高出力は高くなり、最小 DNBR は小さい。原子炉最高出力に達する時間はほぼ変わらない。

#### (2) 炉心冷却材流速の影響

図 5.4-6 に炉心冷却材流速をパラメータにした時の解析結果を示す。原子炉最高出力に差はない。冷却材流速が下がると熱流速はわずかであるが小さくなり、その結果燃料最高温度は上昇する。最大熱流束は冷却材流速に大きく依存し、流速が下がると小さくなるため、最小 DNBR も小さくなる。

#### (3) 添加反応度の影響

図 5.4-7 にステップ状添加反応度をパラメータとして行った解析結果を示す。ベースケースは 10°C の冷水導入を想定したが、さらに低い約 4°C の水を導入した場合に対応する添加反応度  $8.0 \times 10^{-3} \Delta k/k$  のケースの解析も行った。図 5.4-8 に原子炉出力の過渡変化を示す。添加反応度  $8.0 \times 10^{-3} \Delta k/k$  の場合はベースケースの  $6.6 \times 10^{-3} \Delta k/k$  の場合よりきびしい結果を与えるが、評価基準を満足している。

#### (4) 反応度添加時間の影響

図 5.4-9 に添加時間をパラメータにした解析結果を示す。これは、添加時間をステップ状にした場合のほかに、プール水が冷却される時間、さらに冷水の炉心通過時間などを考慮に入れ、より実際の解析を行うためである。ここではステップ状から 1.5 秒の間の添加時間を想定し、解析を行った。図 5.4-10 に原子炉出力の過渡変化を示す。ベースケースが最もきびしい結果を与えており、添加時間が 0.5 秒以上になると過渡変化はかなり和らぐ。

#### (5) スクラム遅れ時間の影響

図 5.4-11 にスクラム遅れ時間をパラメータにした結果を示す。ステップ状に 1 ドル近い反応度が添加される場合を想定しているので、0.02 秒の違いは特に最小 DNBR と原子炉最高出力に影響を及ぼす。

#### (6) PHM 効果の影響

図 5.4-12 に PHM 効果が及ぼす影響を調べた結果を示す。燃料温度や原子炉最高出力に与える影響はほとんどない。最小 DNBR は、この効果が 3 % 以上寄与すると仮定した時、わずかに大きくなる。

### 5.4.3 結 論

以上のように解析に用いたパラメータを想定しうる広範囲にわたって変化させて計算した結果、どの想定においても原子炉は十分早く自動停止し、最小 DNBR は制限値を上回ると共に、燃料芯材最高温度および燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損われないことがわかった。また、1 次冷却材の温度上昇は小さく、したがって 1 次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはないという結果を得た。

フィードバック反応度による原子炉出力の抑制効果はほとんどなく、スクラム反応度によって過渡変化は終結する。

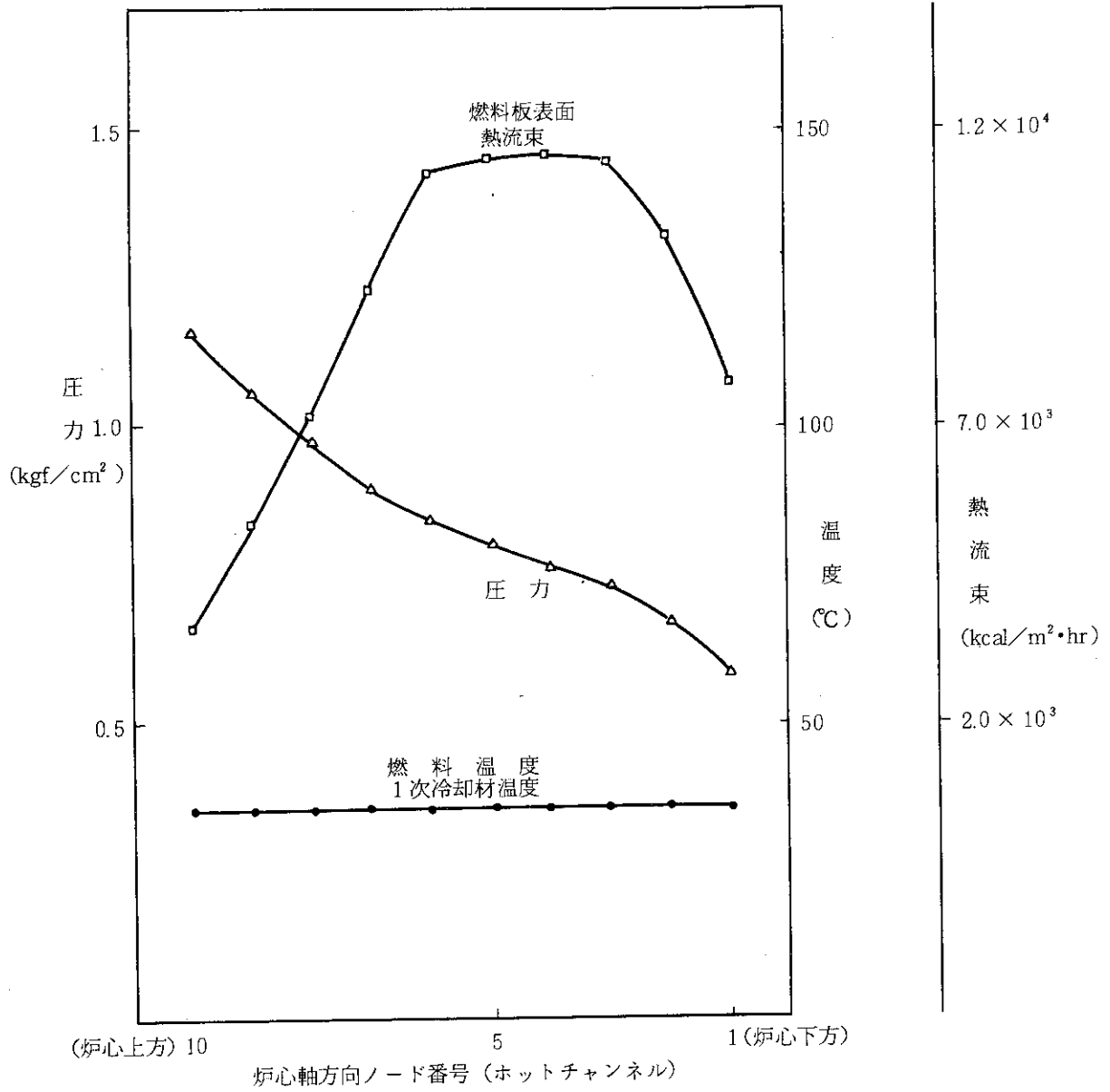


図 5.4 - 1 「1次冷却材流量増加による反応度添加」事象解析  
で想定した炉心初期条件



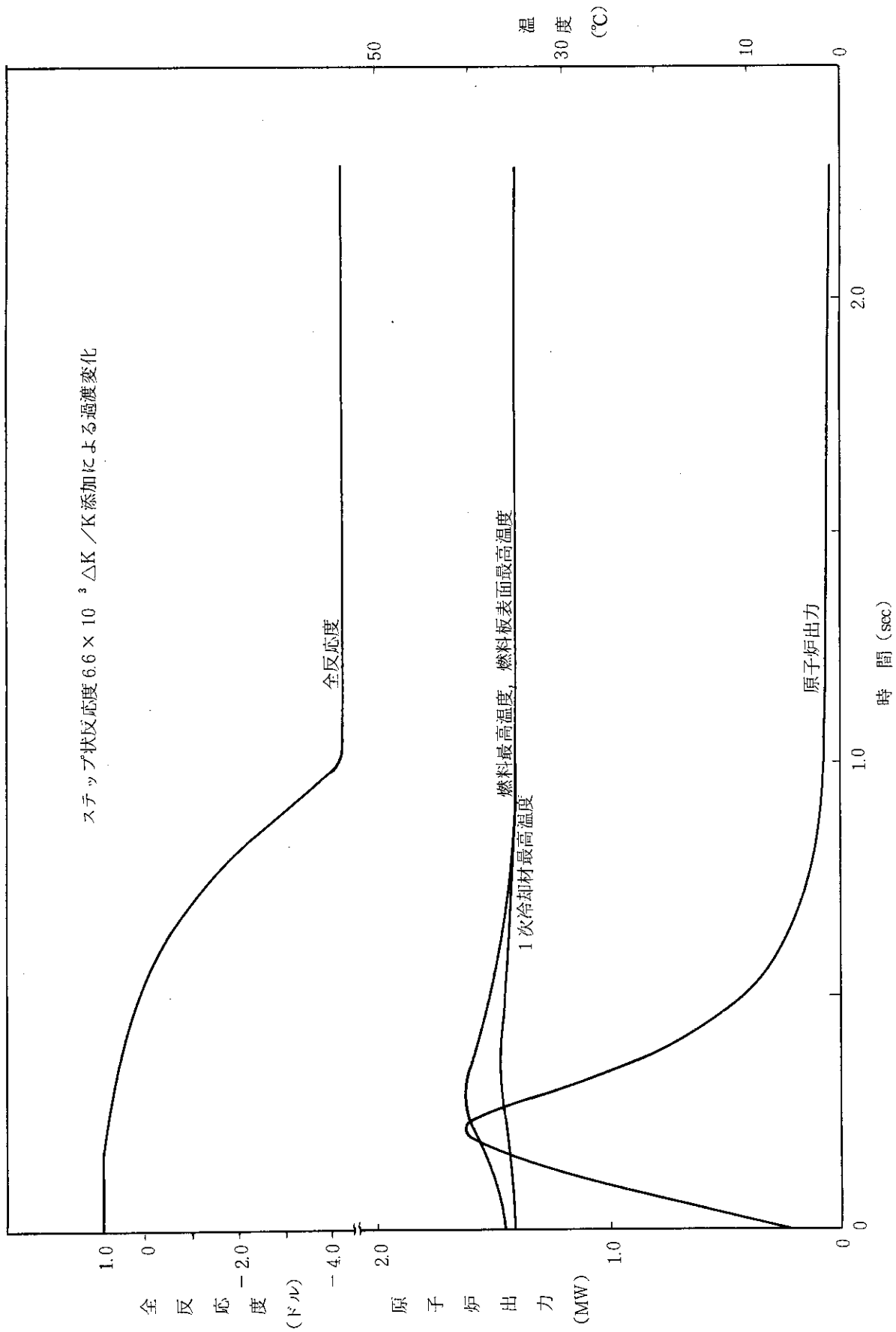


図 5.4-2 「事象 1次冷却材流量増加による反応度添加」の過渡変化 (ベースケース)

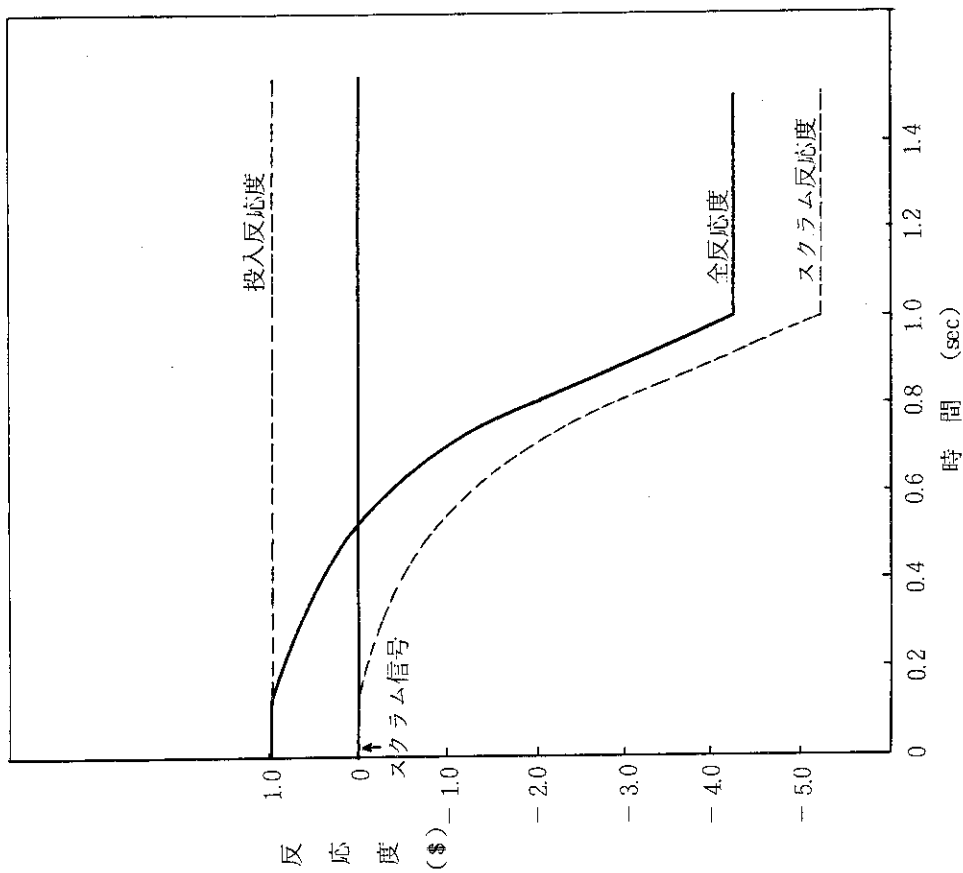


図 5.4 - 3 「事象：1次冷却材流量増加による反応度添加」の過渡変化  
(ベースケース) 反応度の時間変化

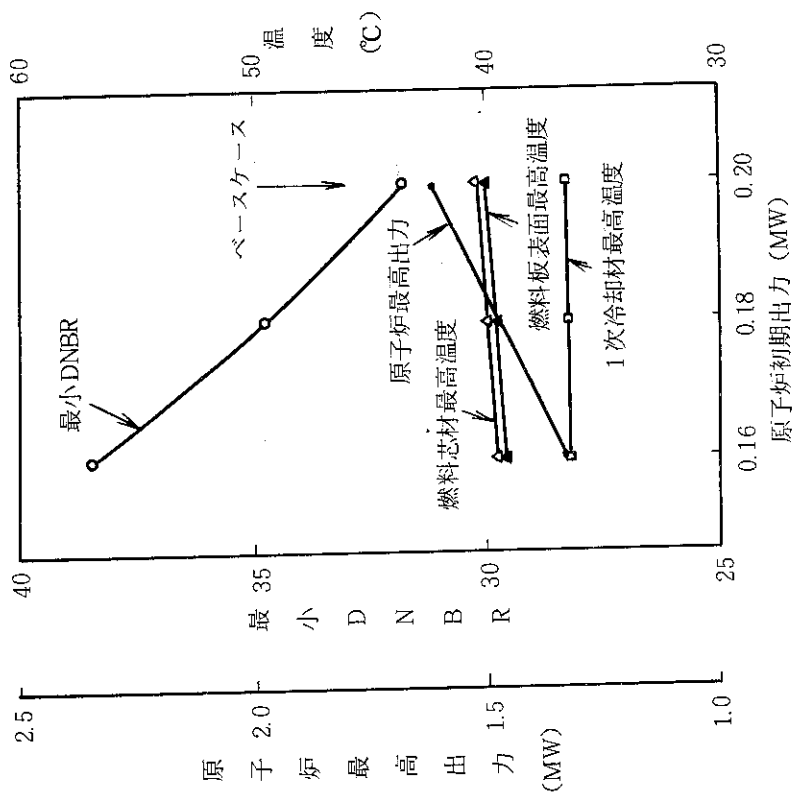


図 5.4 - 4 「事象：1次冷却材流量増加による反応度添加」  
原子炉初期出力の影響

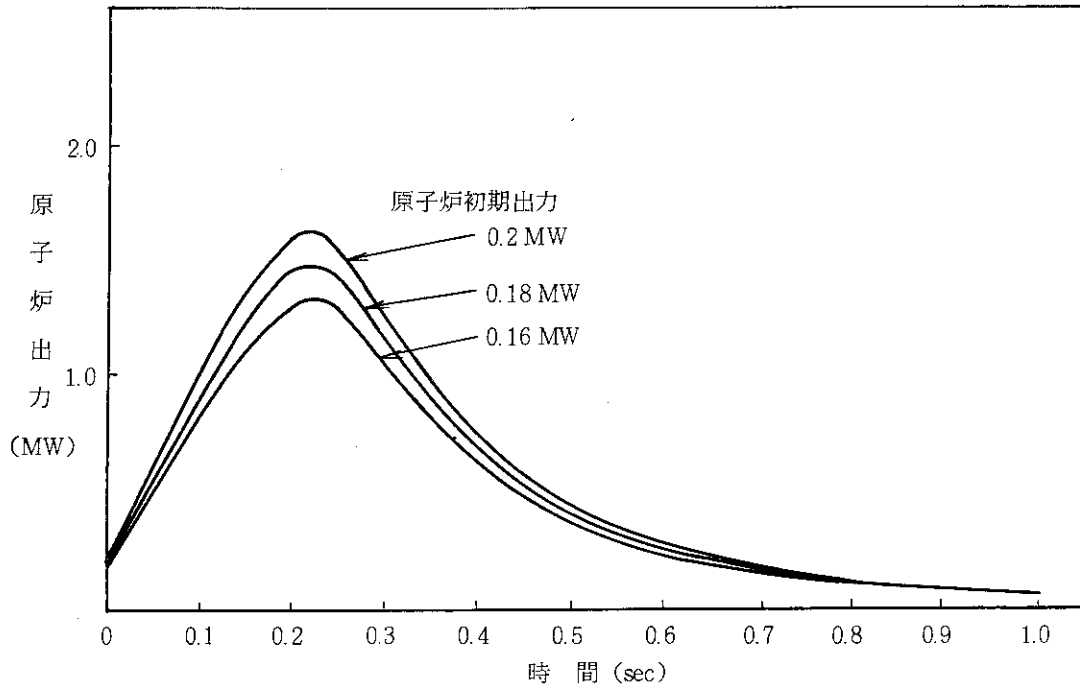


図 5.4 - 5 原子炉出力の過渡変化

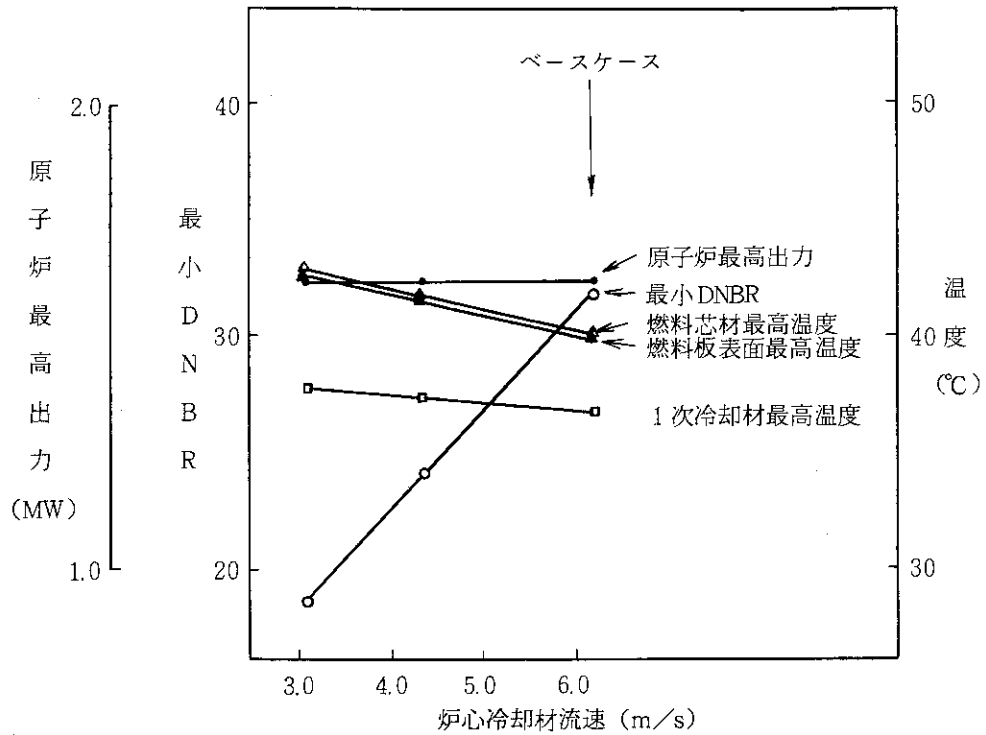


図 5.4 - 6 「事象 : 1次冷却材流量増加による反応度添加」のパラメータスタディ  
炉心冷却材流速の影響

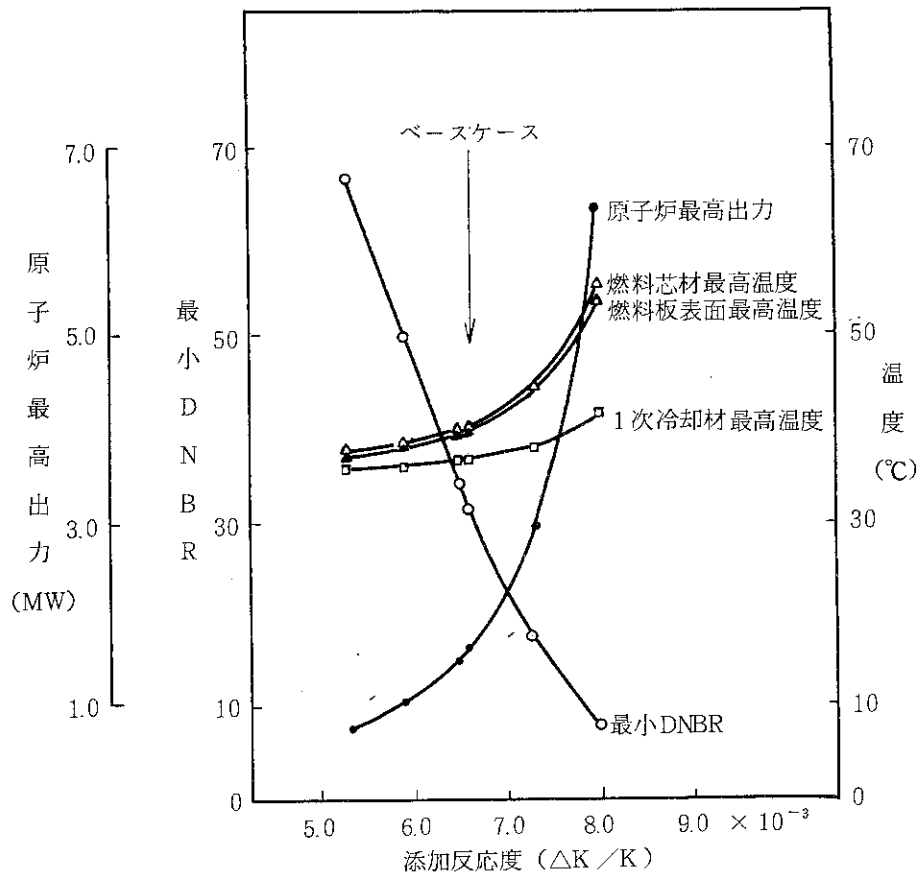


図 5.4 - 7 「事象 : 1次冷却材流量増加による反応度添加」のパラメータスタディ ステップ状添加反応度の影響

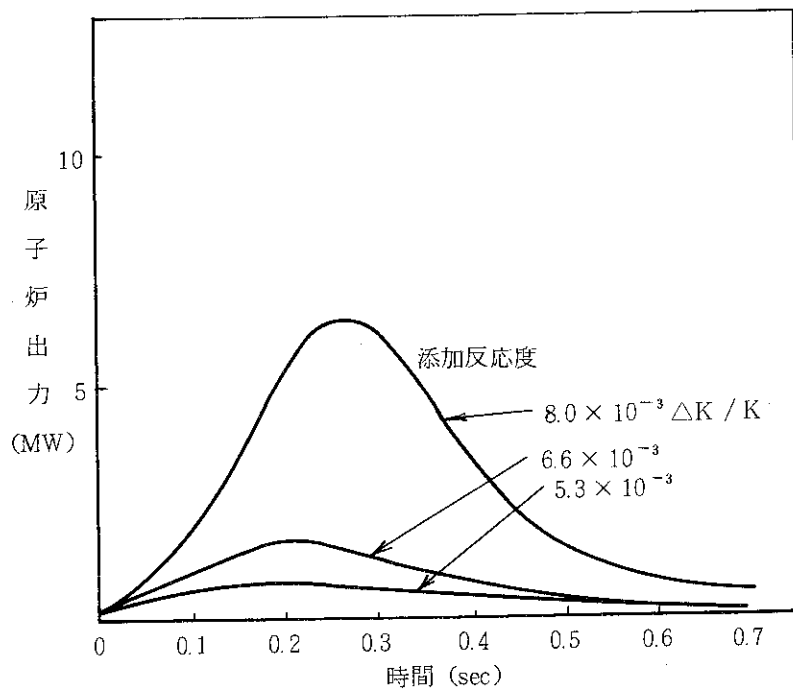


図 5.4 - 8 原子炉出力の過渡変化 (添加反応度をパラメータとした時)

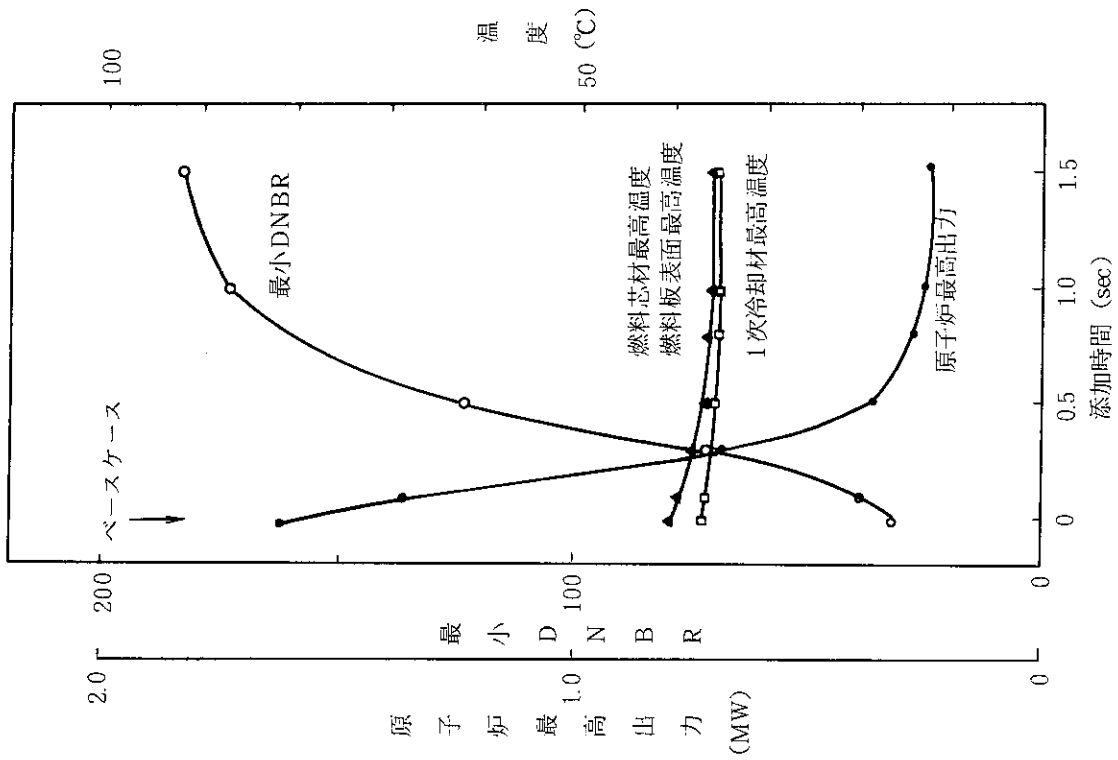


図 5.4.9 「事象：1次冷却材流量増加による反応度添加」のパラメータスタディ  
反応度添加時間の影響

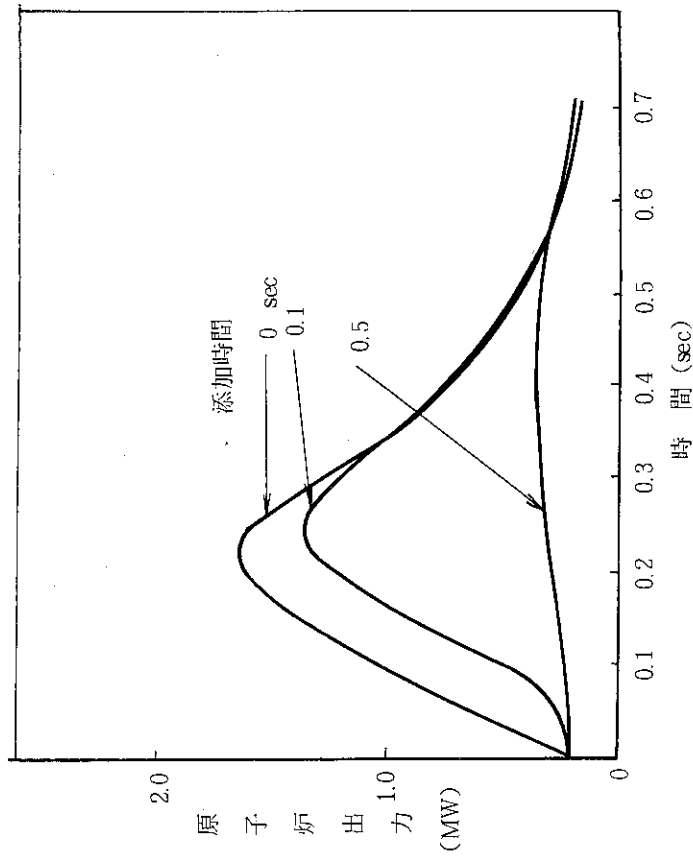


図 5.4-10 原子炉出力の過渡変化 (添加時間をパラメータとした時)

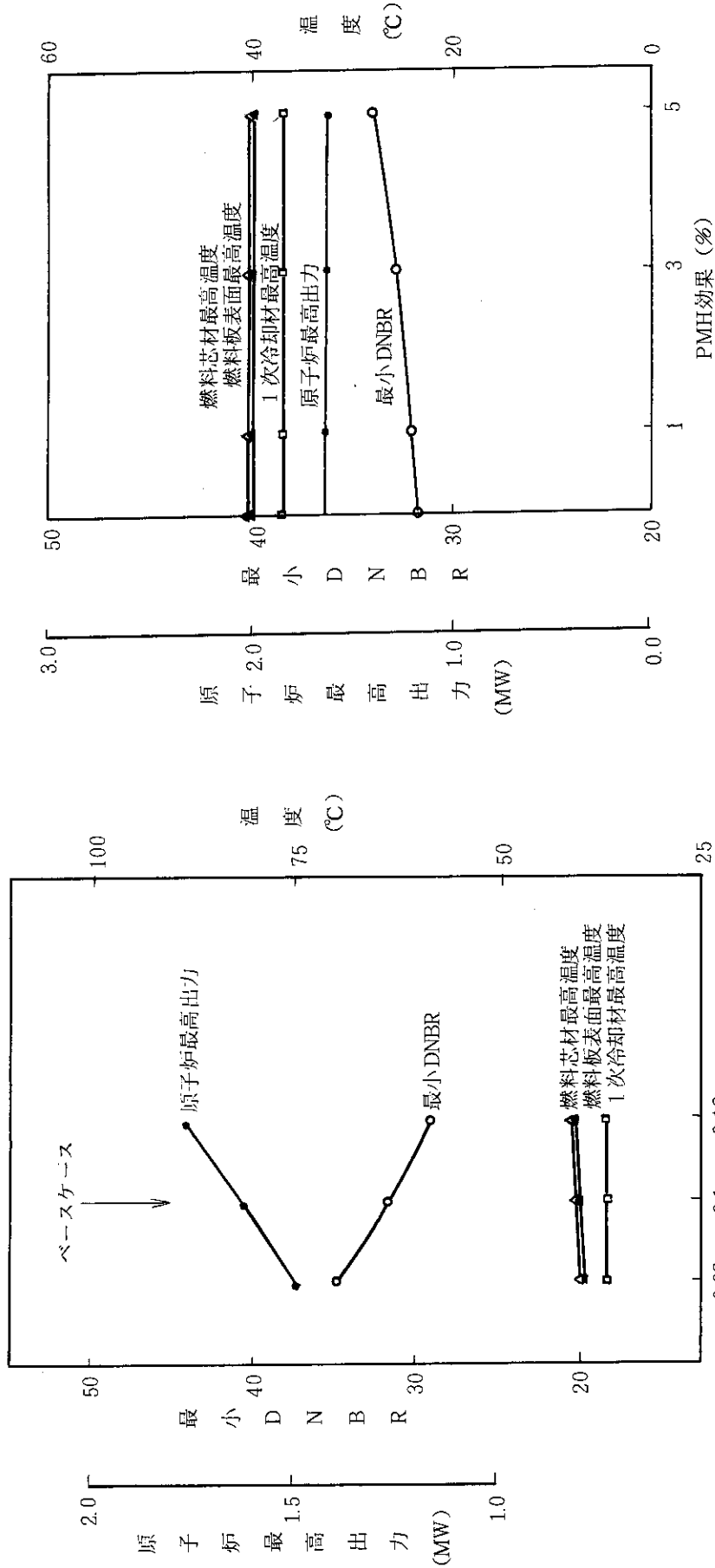


図 5.4 - 11 「事象：1次冷却材流量増加による反応度添加」のパラメータスタディ：スクラム遅れ時間の影響

図 5.4 - 12 「事象：1次冷却材流量増加による反応度変化」のパラメータスタディ：即発性減速材加熱効果の影響

## 5.5 重水タンク損傷

### 5.5.1 ベースケース

初期炉心状態は「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の場合と同様である。

図 5.5-1 に過渡変化の解析結果を示す。原子炉出力は反応度添加開始後39秒にスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間15秒のため、約 24.3MWまで上昇した後、下降し始める。この過渡変化中の最小DNBRは約 1.8である。燃料芯材最高温度は約 119℃、燃料表面最高温度は約 111℃に達する。また、1次冷却材最高温度は約 68℃である。

図 5.5-2 にこの過渡変化中の炉心全反応度と炉心出入口温度差を示す。原子炉出力がピークになる時、投入反応度に対し減速材温度効果によるフィードバック反応度は約30%、ドプラ効果によるフィードバック反応度は約15%の寄与があるが、原子炉出力の上昇は、スクラムによる負の反応度によって抑制される。

### 5.5.2 パラメータスタディ

#### (1) 原子炉初期出力の影響

図 5.5-3に 16MWから 20MWの間で初期出力をパラメータにして解析した結果を示す。スクラムは「炉心出入口温度差大」で与えられるから、初期出力が低いとスクラム設定点に達する時間が短くなり、20MW初期出力のベースケースの場合、原子炉最高出力が最大になり、最小DNBRは最も小さくなる。

#### (2) 炉心入口冷却材温度の影響

図 5.5-4に炉心入口冷却材温度の影響を示す。最小DNBRは、この温度によってほとんど影響を受けない。これは、炉心入口冷却材温度が高いほど、燃料板表面温度と冷却材温度の差は小さくなるが、一方熱伝達係数が大きくなり、熱流束としてはほとんど変化しないことによる。

#### (3) 反応度添加率の影響

図 5.5-5に反応度添加率についてパラメータ計算を行った結果を示す。反応度添加率  $1.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$  (破断断面積約  $2.3 \text{ cm}^2$  に対応)の場合でも最小DNBRは約 1.73にとどまる。

#### (4) スクラム遅れ時間の影響

図 5.5-6にスクラム遅れ時間の影響を示す。スクラム遅れ時間を 40秒と仮定しても最小DNBRは約 1.58となり、安全性の判断基準を上回ることがわかる。

#### (5) PMH 効果の影響

図 5.5-7に即発性減速材加熱効果を考慮した場合の結果を示す。PMH効果が3%以上になると最小DNBRはわずかに上昇し、燃料最高温度もわずかに低下する。

### 5.5.3 結 論

以上の解析結果から、各パラメータを想定しうる範囲において変化させても、原子炉は十分早く停止し、最小DNBRは制御値を上回ると共に、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損われないことを確認した。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって1次冷却系設備にかゝる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となるこ

とはないという結果を得た。

反応度添加によって上昇した原子炉出力は、スクラム反応度によって抑制され下降する。

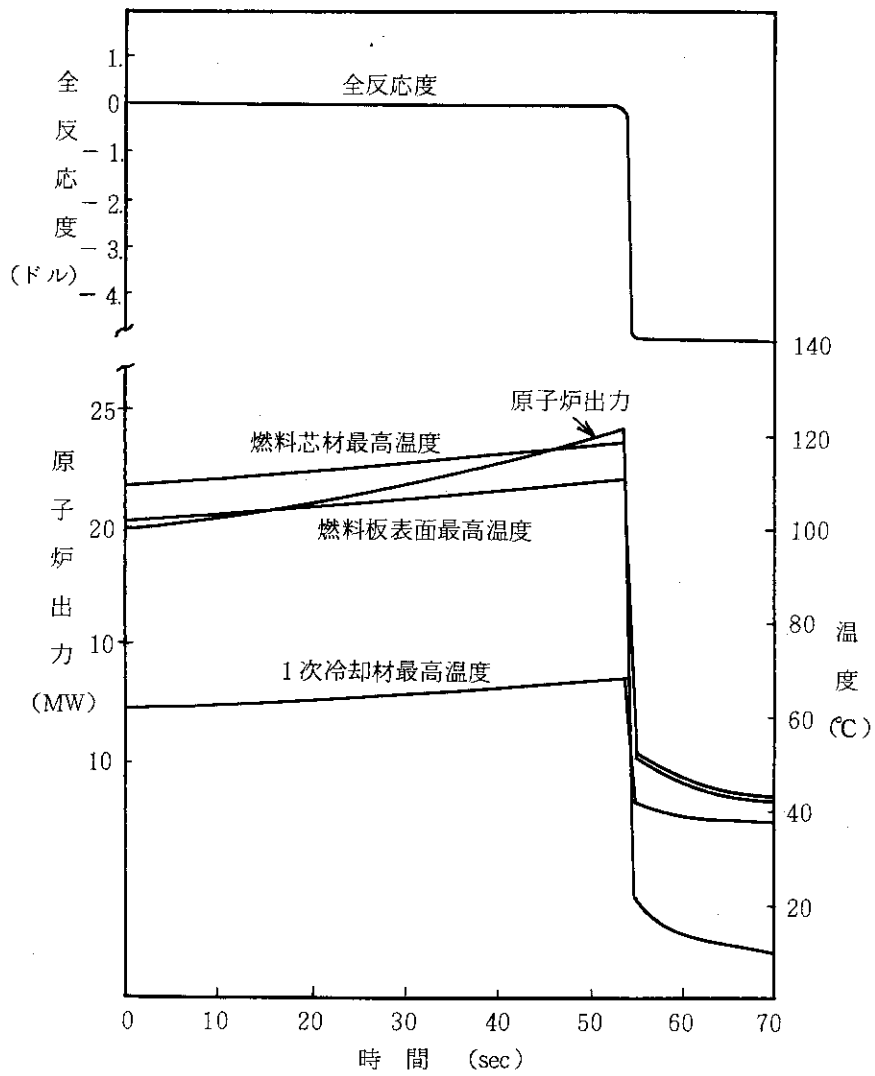


図 5.5 - 1 「事象：重水タンク損傷」の過渡変化（ベースケース）



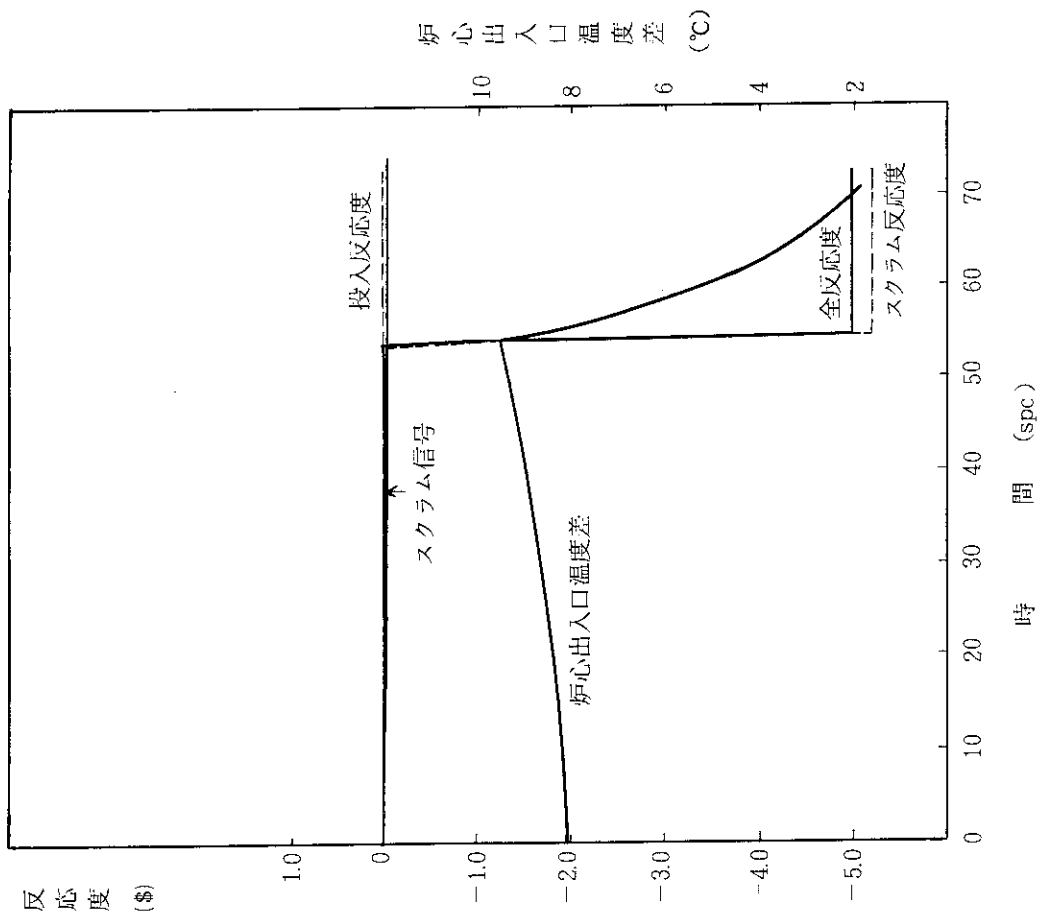


図 5.5-2 「事象：重水タンク損傷」の過渡変化（ベースケース）  
反応度の時間変化

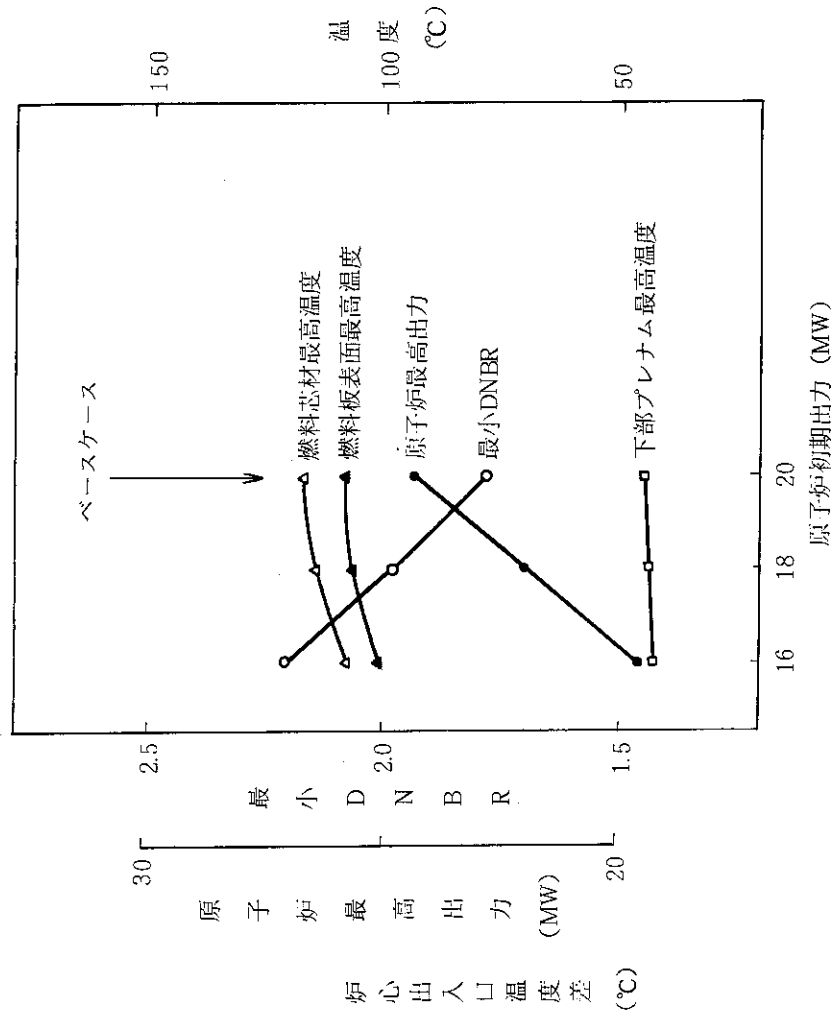


図 5.5-3 「事象：重水タンク損傷」のパラメータスタディ  
原子炉初期出力の影響

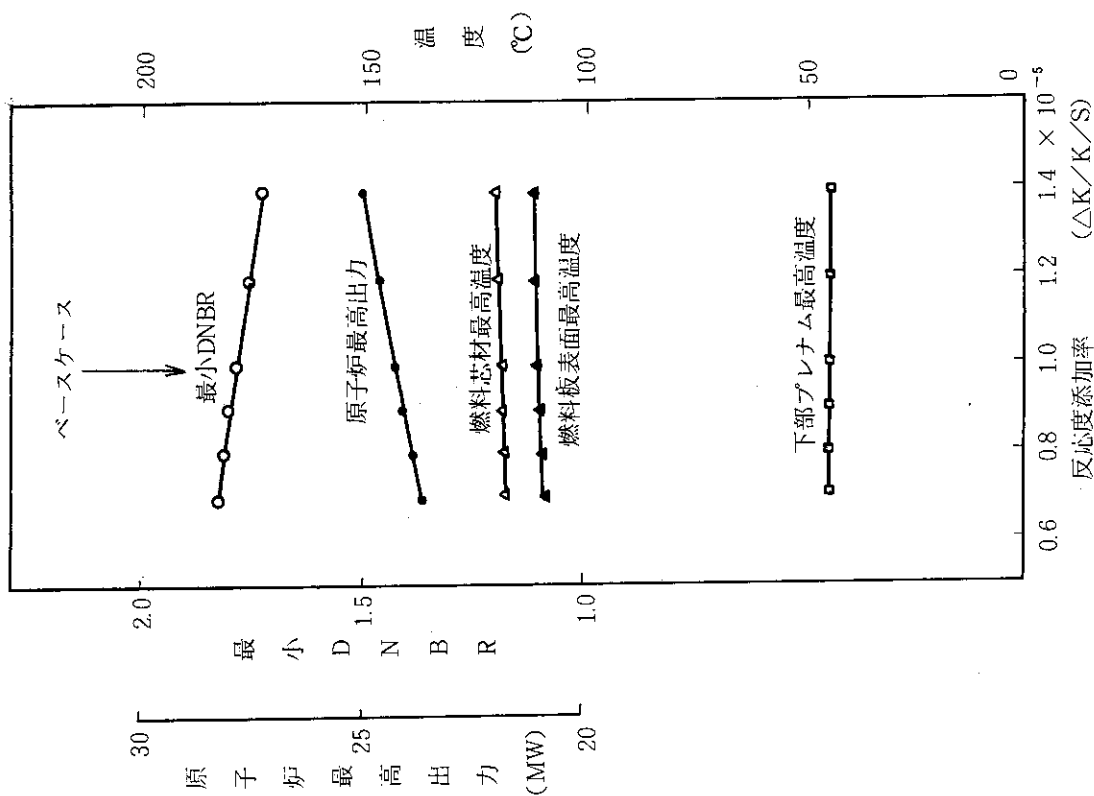


図 5.5-4 「重水タンク損傷」のパラメータスタディ  
炉心入口冷却材温度の影響

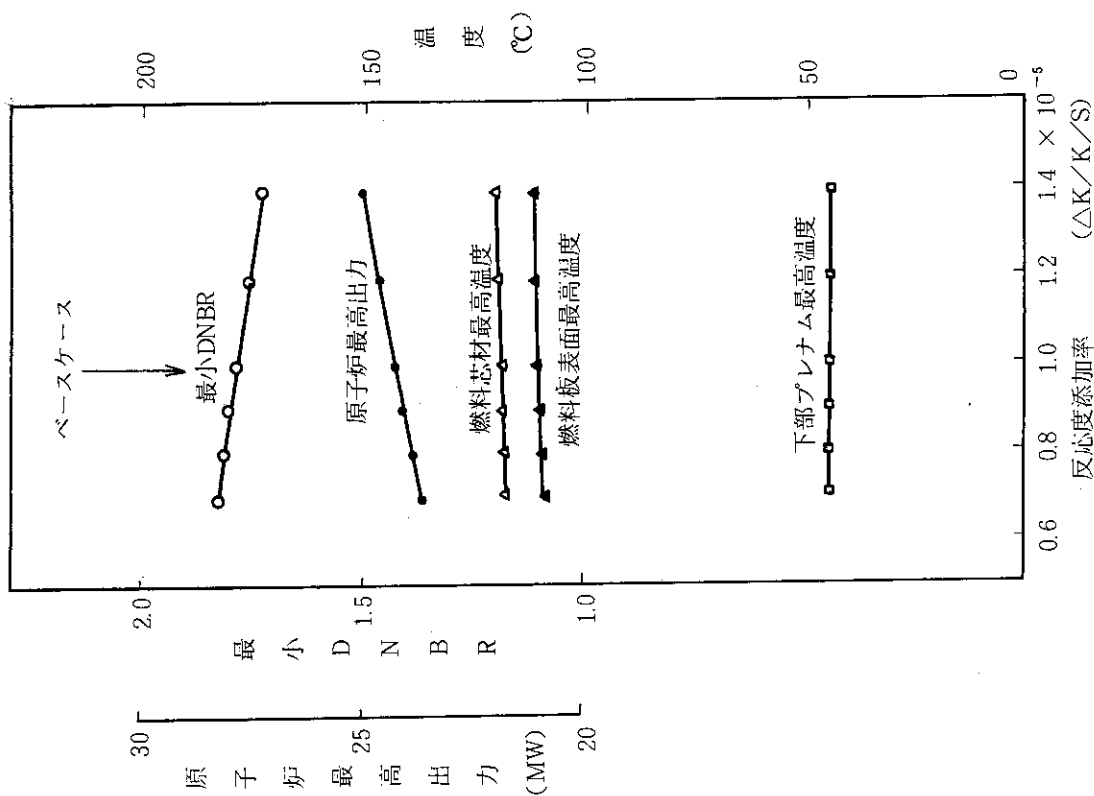


図 5.5-5 「事象：重水タンク損傷」のパラメータスタディ  
反応度添加率の影響

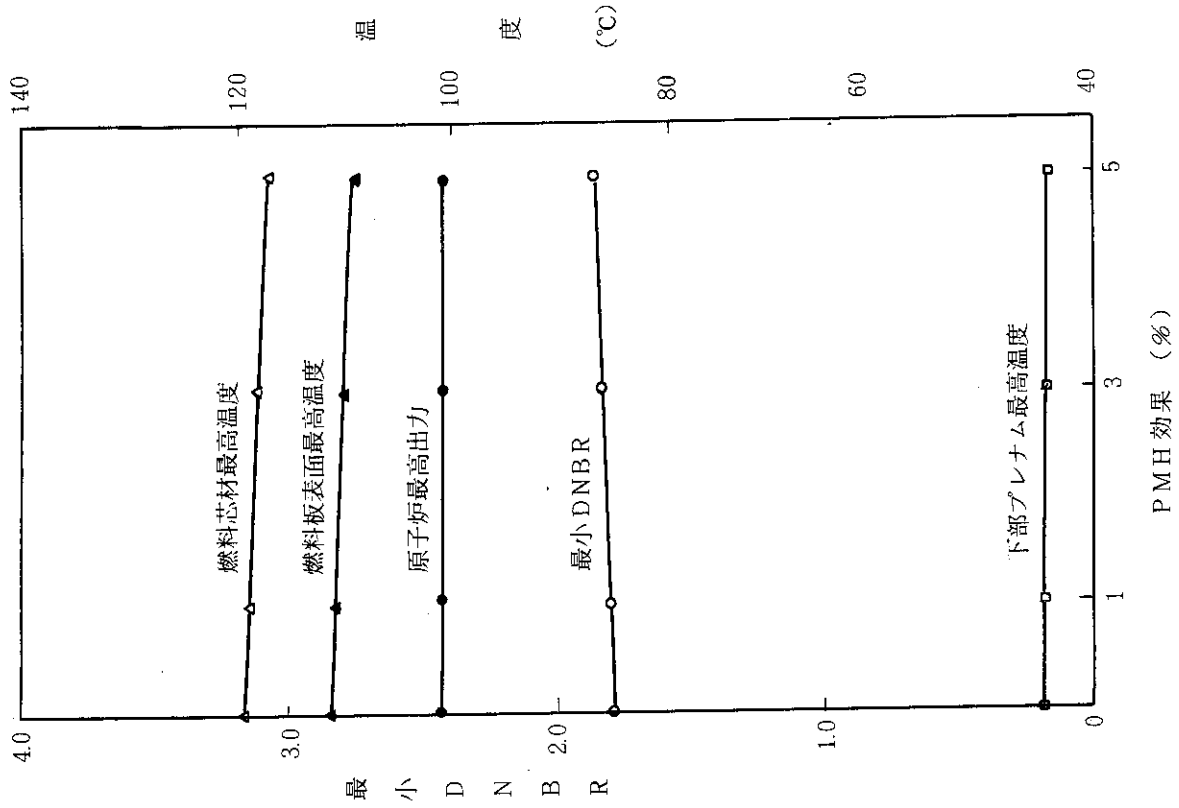


図 5.5-6 「事象：重水タンク損傷」のパラメータスタディ  
スクラム遅れ時間の影響

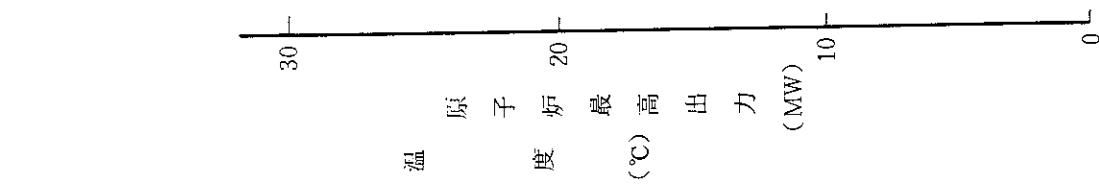


図 5.5-7 「事象：重水タンク損傷」のパラメータスタディ  
即発性減速材加熱効果の影響

## 5.6 その他の解析

以上に述べた想定事象以外に次の事象について解析を行った。

### 5.6.1 未臨界時における炉心内の照射物取出しによる反応度添加

重水タンク領域の照射設備では、「5.3実験物等による反応度添加」で述べたように、比較的小さい反応度をもつ照射試料を装荷するが、炉心内の照射設備には大きな反応度 ( $4.0 \sim 9.0 \times 10^{-3} \Delta k/k$ ) の試料の挿入・取出しを行う場合がある。4.3へ述べたようにこの試料の挿入・取出し操作は運転中に行わないようにしている。また運転中に移動しないようにし、試料の種類・形状・最大挿入量や反応度量は十分に管理するようにしている。炉心内照射設備に試料を挿入・取出しを行う場合は、十分未臨界度を保ち、燃料要素装荷と同じ手順で行う。

炉心内照射設備の試料挿入取出しに対し、以上のような対策を講じているが、解析の想定事象として次のように考えた。つまり、炉心は臨界に近い状態にあるにもかかわらず炉心内照射設備から試料を取出し、そのため炉心に反応度が添加され炉出力が上昇するとする。以下、解析結果がきびしくなるように解析条件を次のように仮定する。

- (1) 原子炉は実効増倍係数 0.999 の臨界に近い状態にあるとし、残留熱出力は「起動時における制御棒の異常な引抜き」と同様  $20 \times 10^{-8}$  MW とする。
- (2) 炉心入口冷却材温度は、35℃とする。
- (3) 原子炉は「安全系中性子束高（低設定）」の 220 KW でスクラムするものとする。

冷却材流速と添加反応度については、パラメトリックな解析を行った。冷却材流速は、0.1 m/s と 0.01 m/s の場合について、添加反応度は、 $4.0 \times 10^{-3} \Delta k/k$  から  $1.0 \times 10^{-2} \Delta k/k$  (添加時間 1 秒) の間でパラメトリックに解析を行った。

流速 0.01 m/s の場合の結果を図 5.6-1 に、流速 0.1 m/s の場合を図 5.6-2 に示す。いずれの流速の場合でも、添加反応度が 0.008  $\Delta k/k$  以下の時は最小 DNBR は基準を上回り、燃料温度も制限値を十分下回る。しかし添加反応度が 0.009  $\Delta k/k$  以上になると、最小 DNBR は 1.5 を下回り、燃料最高温度も 400℃ の制限値を上回る結果となる。

過渡変化の例として図 5.6-3 に添加反応度 0.01  $\Delta k/k$  の場合を図 5.6-4 に添加反応度 0.008  $\Delta k/k$  の場合を示す。

添加反応度が 0.01  $\Delta k/k$  の時、原子炉出力は  $20 \times 10^{-8}$  MW から上昇開始後約 1.3 秒でスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間のため、最高出力 55 MW まで上昇し、スクラム反応度およびフィードバック反応度によって抑制され下降する。フィードバック反応度は、原子炉出力がピークになる時、主にドプラ効果によって与えられる。過渡変化中燃料温度は最高約 500℃ となる。第 2 チャンネルの燃料最高温度は、約 220℃ である。1 次冷却材最高温度は解析時間 5.0 秒まで上昇を続ける。

添加反応度 0.008  $\Delta k/k$  の時、原子炉出力は最高約 1.9 MW に達するのみである。また燃料最高温度は約 57℃ に達する。原子炉出力はスクラム反応度によって抑制される。

2 つの流速の結果を比較すると、 $4.0 \times 10^{-3} \Delta k/k$  から  $8.0 \times 10^{-3} \Delta k/k$  の間の添加反応度において、燃料最高温度、1 次冷却材温度では差はほとんどないが、最小 DNBR は 0.1 m/s 流速の

場合の方が小さい。それは、5.1-2「起動時における制御棒の異常な引抜き」の流速をパラメータにした時の解析結果と同じように、DNB熱流速はほぼ流速の影響を受けないが、最大熱流束は0.1m/sの場合の方が大きいことによる。

以上の結果より試料の取出しにより炉心に0.008  $\Delta k/k$  以下の反応度が添加されても、運転時の判断基準を十分満足することができる。炉心内の照射設備に0.009  $\Delta k/k$  の反応度をもつ試料を装荷する可能性もあるので、その時は、炉心が臨界にならないように、十分未臨界にして試料の挿入・取出しを行わねばならない。

#### 5.6.2 1次冷却材流量増加による反応度添加

(炉心入口冷却材温度を変えた場合)

この事象は5.4で想定したのと同じ内容であるが、ここでは違った解析方法を用いたので報告する。5.4で行った解析は、炉心冷却材温度低下に伴う正の反応度添加を、反応度係数から計算し、それを添加反応度として、炉心に加える方法で行った。ここでは、炉心上部から冷水が導入され、炉心温度が低下し、原子炉出力が上昇する過程を模擬した解析をした。冷却材温度が、35℃から20℃又は35℃から10℃へと変化させる2ケースを行った。10℃の水を導入した時の過渡変化を図5.6-5に示す。燃料温度、1次冷却材温度は初期で最高となり、過渡変化が始まるとそれより低くなる。図5.6-6に導入する水温を10℃または20℃にした時の結果の比較を示す。温度変化が大きくなる10℃の水を導入した時の方がきびしくなる。これは、正の反応度として添加される量から明らかである。この解析で得た10℃冷水導入の結果と、5.4で得た結果を比較すると表5.6-1のようになる。原子炉最高出力、燃料最高温度ならびに1次冷却材温度は、5.4で解析した結果の方が高い。一方、ここで解析した結果の方が、最大熱流束は大きくなり、よって最小DNBRは小さい。それは、冷水導入過程で燃料板表面と冷却材の温度差が大きくなることによる。この最小DNBR値でも評価基準1.5は十分満足している。

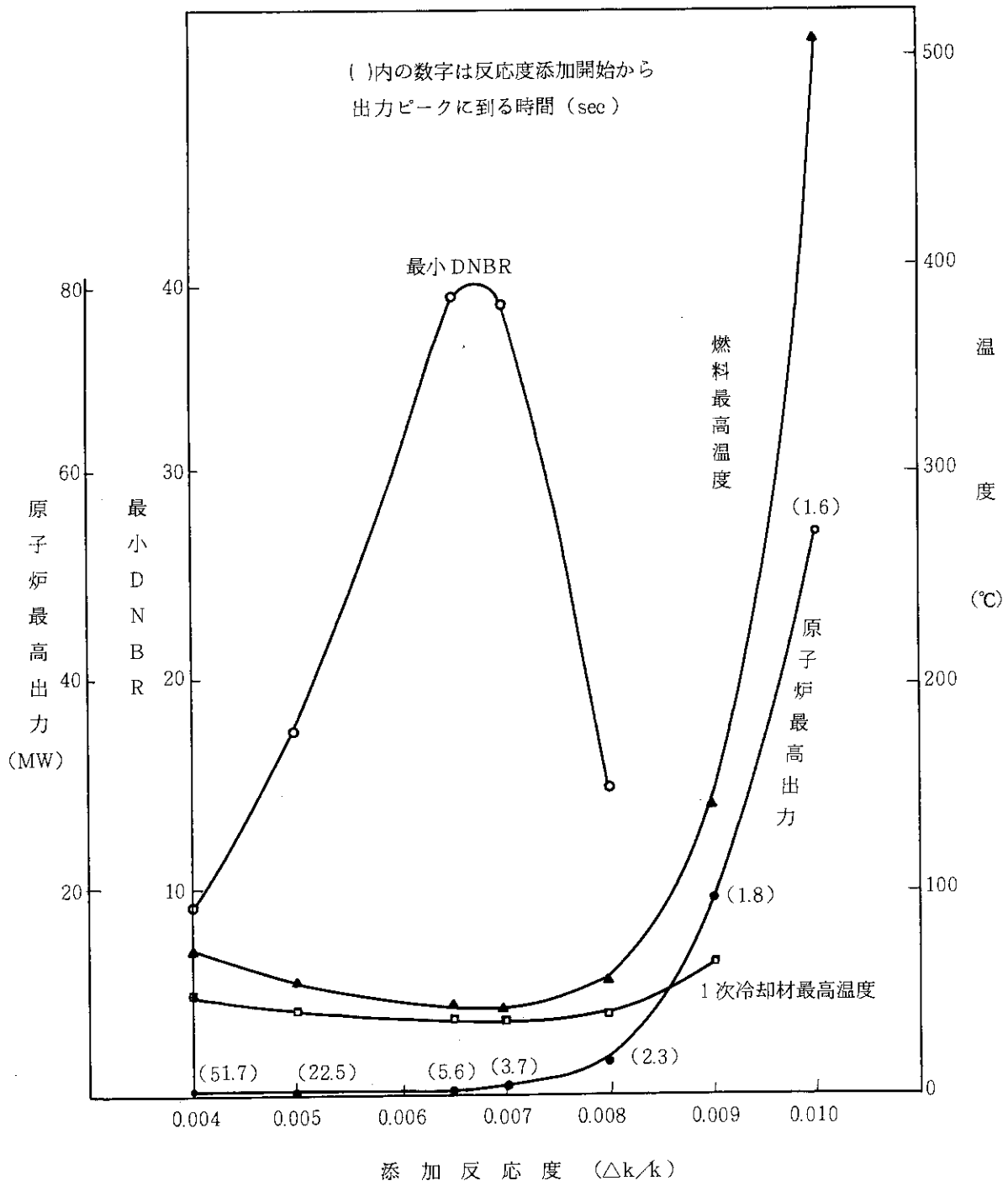


図 5.6 - 1 「事象：燃料領域の実験物取出しによる反応度添加」のパラメータスタディ  
ステップ状添加反応度の影響 (添加時間 1 秒, 冷却材流速 0.01 m/s)

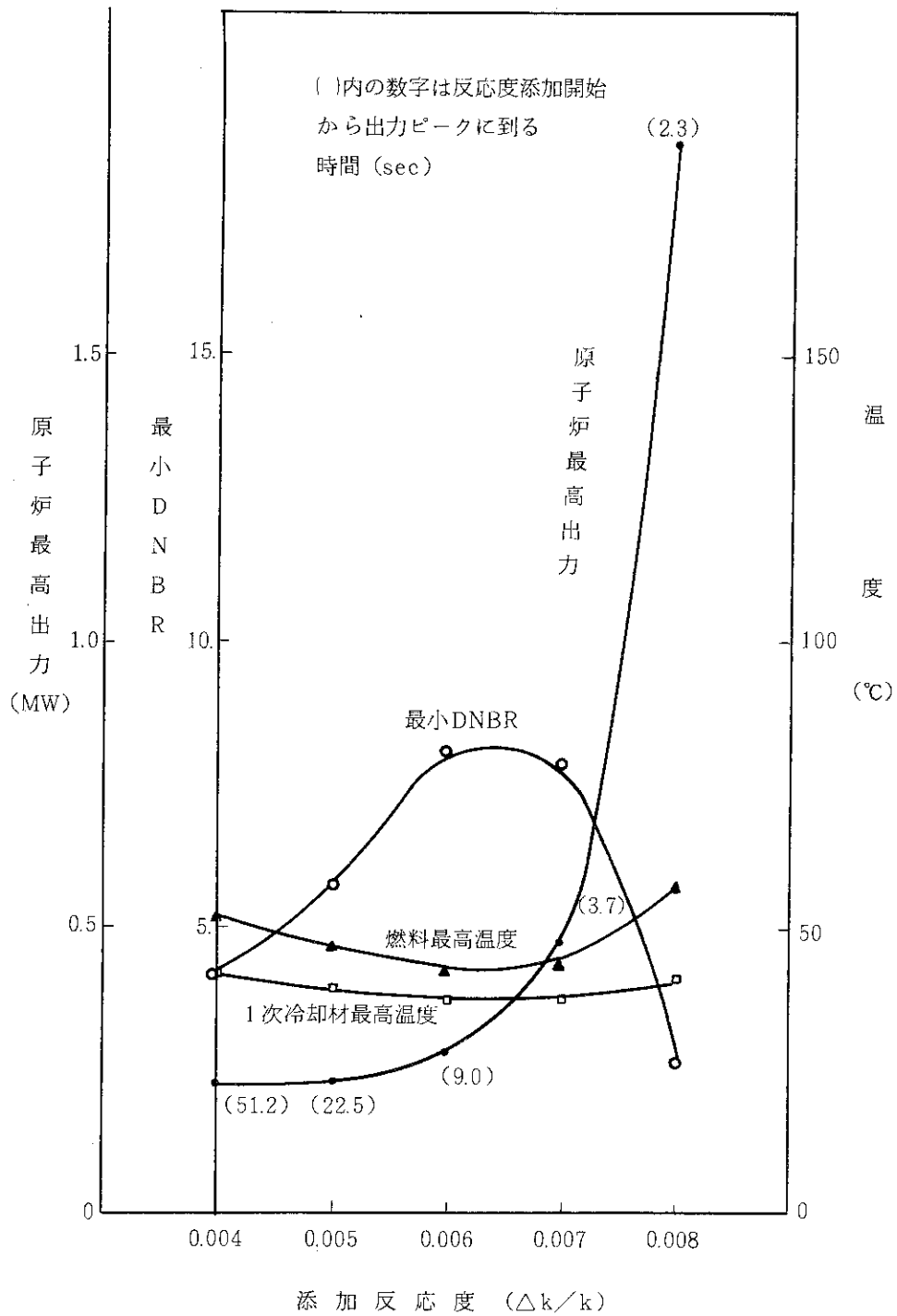


図 5.6 - 2 「事象：燃料領域の実験物取出しによる反応度添加」のパラメータスタディ：ステップ状添加反応度の影響（添加時間 1 秒，冷却材流速 0.1 m/s）

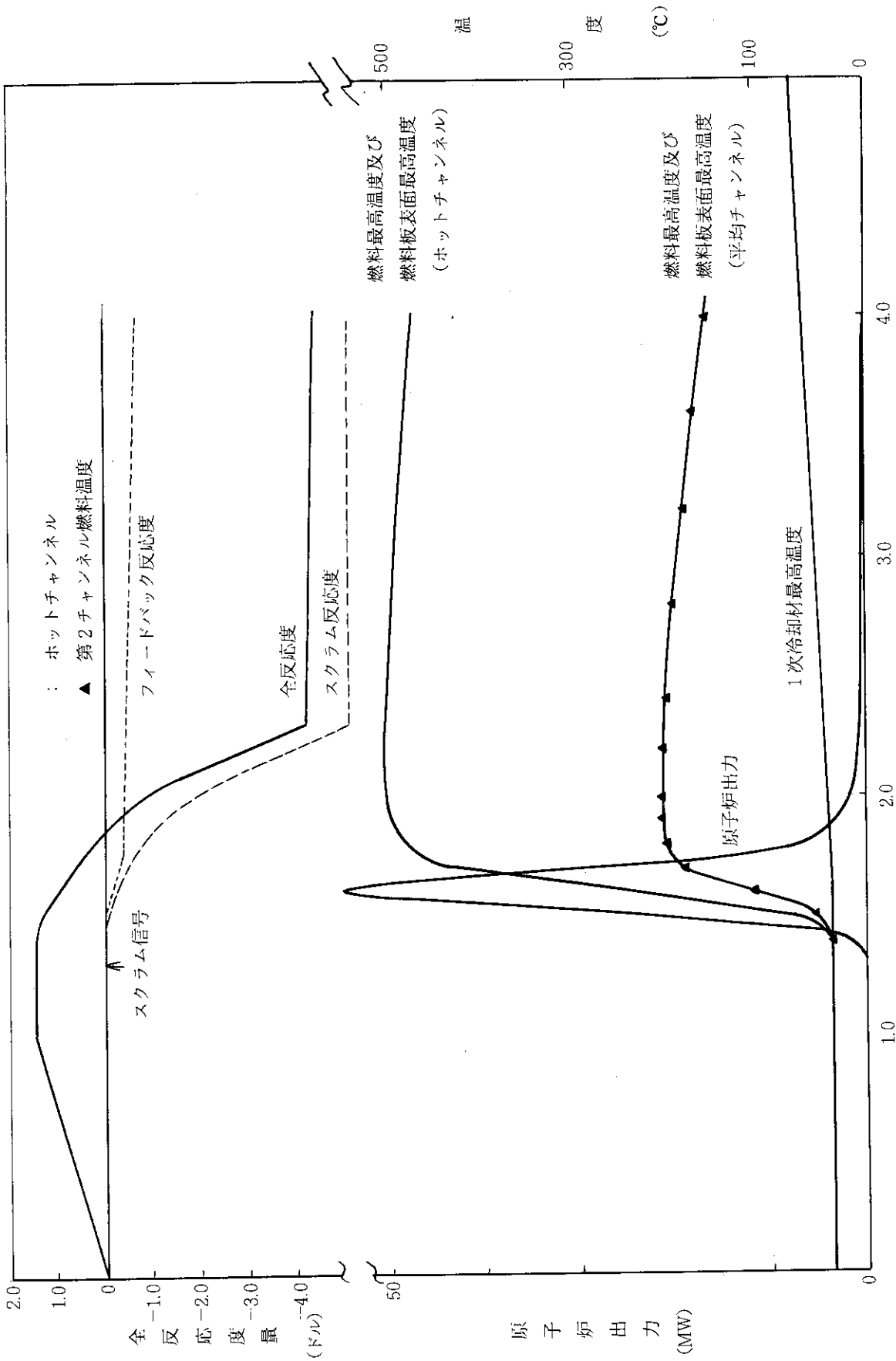


図 5.6 - 3 添加反応度  $0.01 \Delta k/k$  (添加時間 1 秒) の場合の過渡変化 (冷却材流速  $0.01 \text{ m/s}$ )



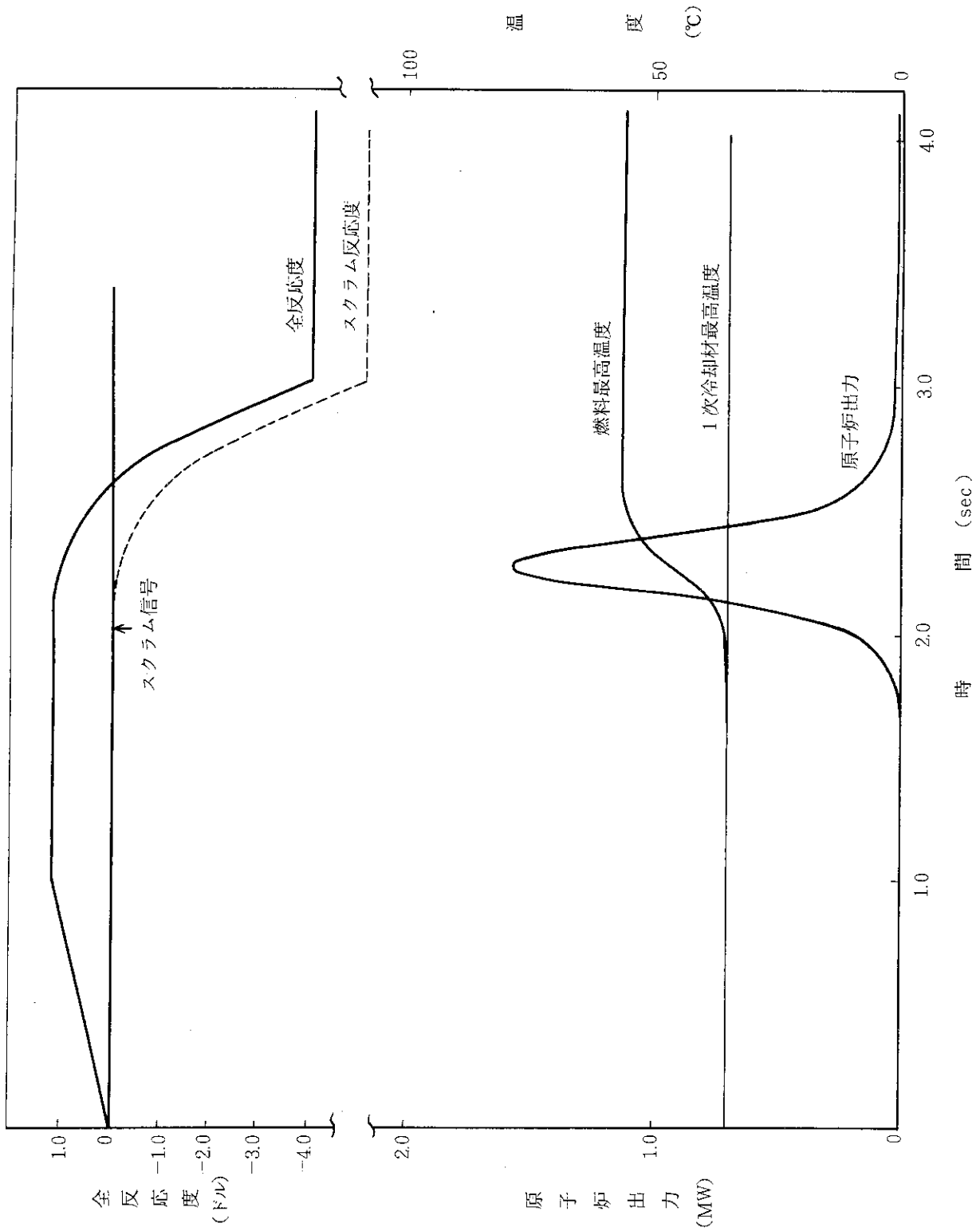


図 5.6 - 4 添加反応度  $0.008 \Delta k/k$  (添加時間 1 秒) の場合の過渡変化 (冷却材流速  $0.01 \text{ m/s}$ )

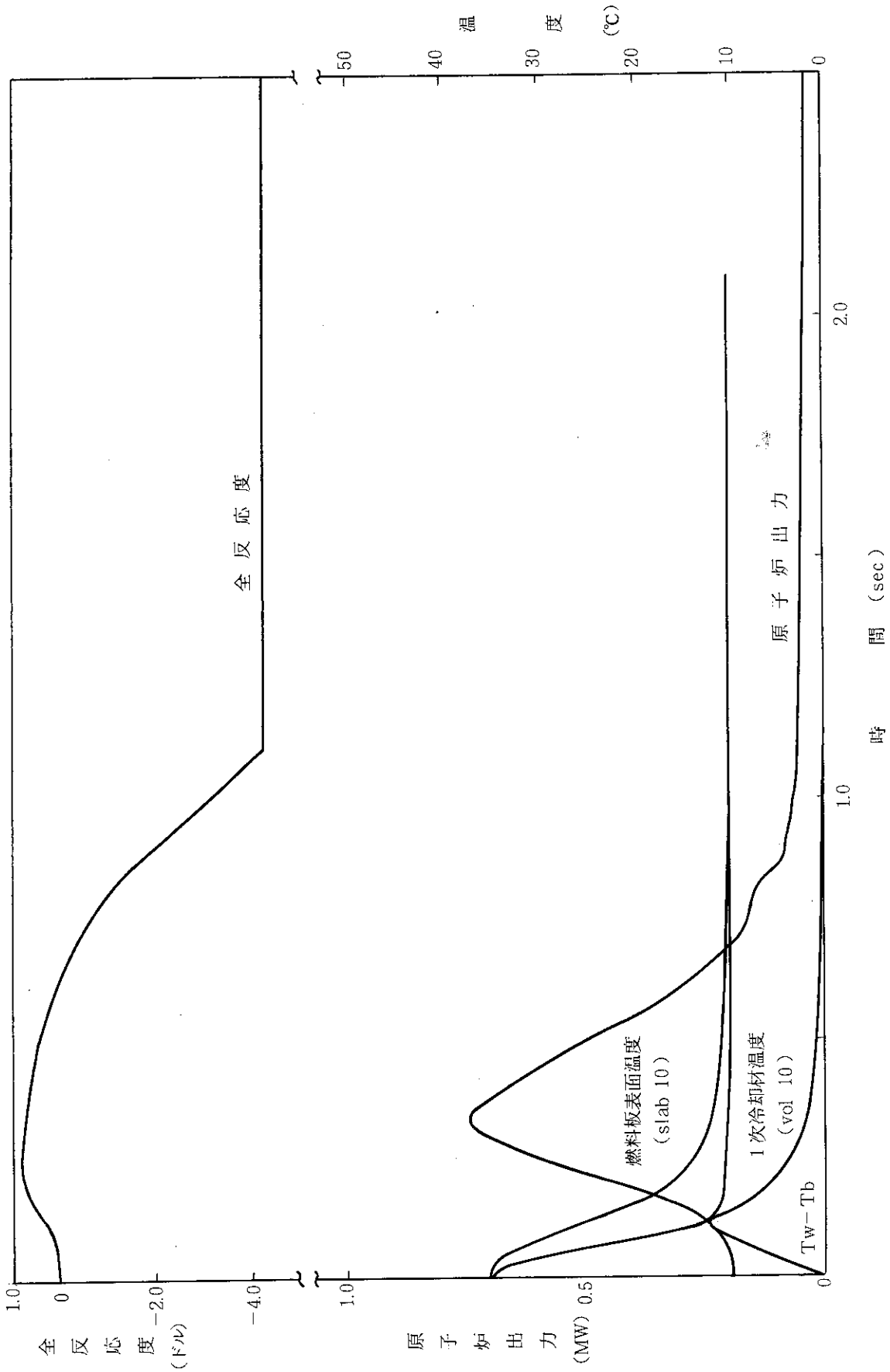


図 5.6 - 5 「事象：1次冷却材流量増加による反応度添加」 10°Cの冷水導入による過渡変化

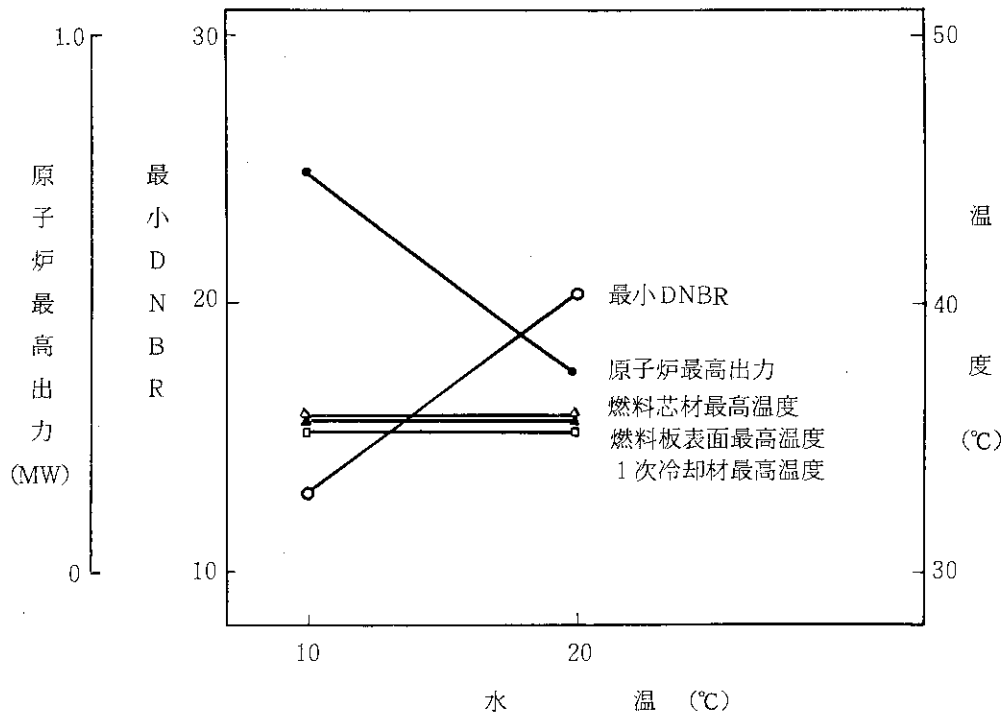


図 5.6 - 6 「事象：1次冷却材流量増加による反応度添加」のパラメータスタディ導入される水温の影響（炉心入口冷却材温度を変えた場合）

表 5.5-1 5.4のベースケースと 5.6.2の解析結果の比較

	5.4のベースケース結果 ステップ状反応度投入した解析	5.6.2の結果 冷水(10°C)を導入した解析
原子炉最高出力	1.62 MW	0.74 MW
燃料芯材最高温度	40.5 °C	35 °C
燃料板表面最高温度	40.1 °C	35 °C
冷却材最高温度	36.7 °C	35 °C
最大熱流束	$7.88 \times 10^4 \text{ Kcal/hr} \cdot \text{m}^2$	$1.94 \times 10^5 \text{ Kcal/hr} \cdot \text{m}^2$
最大熱流束を与える時の熱伝達係数	$2.02 \times 10^4 \text{ Kcal/hr} \cdot \text{m}^2$	$1.59 \times 10^4 \text{ Kcal/hr} \cdot \text{m}^2$
最大熱流束を与える時の $T_w - T_b$	3.9 °C	12.2 °C
最小 DNBR	32	13

## 6. 結 言

JRR-3改造原子炉施設の安全性を評価する目的で、運転時の異常な過渡変化として選定した5つの反応度投入事象について解析を行った。各事象の解析に当っては、解析結果がきびしくなるように条件を定めた。また、想定する事象や運転条件における不確定要素をカバーするため、結果に影響を及ぼすパラメータについては、広い範囲に渡って変化させて解析を行った。その結果、選定した事象は、運転時の異常な過渡変化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

この本報をまとめにあたって、研究炉管理部次長佐藤一男氏をはじめJRR-3改造計画にたずさわっている関係諸氏に深く感謝する。

### 参考文献

- (1) 鶴田晴通 他 “JRR-3改造炉の核設計” JAERI-M 84-099 (1984)
- (2) 数土幸夫 他 “JRR-3改造炉の熱水力設計の基本的な考え方”, JAERI-M 84-079 (1984)
- (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) 原見太幹 他 “JRR-3 の出力自動制御系設計のための反応度応答解析”  
JAERI-M 84-118 (1984)
- (5) RERTR program, "IAEA Guidebook on the Safety and Licensing Aspects of Research Reactor Core Conversions from HEU to LEU Fuels", Appendix A (1980).
- (6) Y.S. Touloukian 他 , "Thermal Expansion ; Metallic Elements and Alloys", Thermophysical Properties of Matter, Vol.12, (1975).

## 6. 結 言

JRR-3改造原子炉施設の安全性を評価する目的で、運転時の異常な過渡変化として選定した5つの反応度投入事象について解析を行った。各事象の解析に当たっては、解析結果がきびしくなるように条件を定めた。また、想定する事象や運転条件における不確定要素をカバーするため、結果に影響を及ぼすパラメータについては、広い範囲に渡って変化させて解析を行った。その結果、選定した事象は、運転時の異常な過渡変化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

この本報をまとめにあたって、研究炉管理部次長佐藤一男氏をはじめJRR-3改造計画にたずさわっている関係諸氏に深く感謝する。

### 参考文献

- (1) 鶴田晴通 他 “JRR-3改造炉の核設計” JAERI-M 84-099 (1984)
- (2) 数土幸夫 他 “JRR-3改造炉の熱水力設計の基本的な考え方”, JAERI-M 84-079 (1984)
- (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) 原見太幹 他 “JRR-3 の出力自動制御系設計のための反応度応答解析”  
JAERI-M 84-118 (1984)
- (5) RERT program, "IAEA Guidebook on the Safety and Licensing Aspects of Research Reactor Core Conversions from HEU to LEU Fuels", Appendix A (1980).
- (6) Y.S. Touloukian 他 , "Thermal Expansion ; Metallic Elements and Alloys", Thermophysical Properties of Matter, Vol.12, (1975).

## 6. 結 言

JRR-3改造原子炉施設の安全性を評価する目的で、運転時の異常な過渡変化として選定した5つの反応度投入事象について解析を行った。各事象の解析に当っては、解析結果がきびしくなるように条件を定めた。また、想定する事象や運転条件における不確定要素をカバーするため、結果に影響を及ぼすパラメータについては、広い範囲に渡って変化させて解析を行った。その結果、選定した事象は、運転時の異常な過渡変化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

この本報をまとめにあたって、研究炉管理部次長佐藤一男氏をはじめJRR-3改造計画にたずさわっている関係諸氏に深く感謝する。

### 参考文献

- (1) 鶴田晴通 他 “JRR-3改造炉の核設計” JAERI-M 84-099 (1984)
- (2) 数土幸夫 他 “JRR-3改造炉の熱水力設計の基本的な考え方”, JAERI-M 84-079 (1984)
- (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) 原見太幹 他 “JRR-3 の出力自動制御系設計のための反応度応答解析”  
JAERI-M 84-118 (1984)
- (5) RERTR program, "IAEA Guidebook on the Safety and Licensing Aspects of Research Reactor Core Conversions from HEU to LEU Fuels", Appendix A (1980).
- (6) Y.S. Touloukian 他 , "Thermal Expansion ; Metallic Elements and Alloys", Thermophysical Properties of Matter, Vol.12, (1975).