

JAERI-M
87-074

JRR-2 中濃縮炉心の安全評価のための
反応度投入事象の解析

1987年5月

小菅 征夫・安藤 弘栄・小金沢 卓
植村 睦*

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, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1987

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

JRR-2 中濃縮炉心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

小菅 征夫・安藤 弘栄・小金沢 卓

植村 睦*

(1987年4月30日受理)

JRR-2 は、熱出力10MW、重水減速・重水冷却の研究用原子炉である。

現在、JRR-2 の炉心を高濃縮ウラン燃料炉心（HEU炉心）から中濃縮ウラン燃料炉心（MEU炉心）へ転換する計画が進められている。

本報告は、JRR-2 MEU炉心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として以下の4事象を解析の対象とした。

- (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付加
- (4) 重水温度低下による反応度付加

これらの事象について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。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、本原子炉施設で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の安全性を判断する基準を満足することを確認した。

Reactivity Initiated Accident Analyses for the
Safety Assessment of JRR-2 MEU Core

Ikuo KOSUGE, Hiroei ANDO,
Takashi KOGANEZAWA and Mutsumi UEMURA*

Department of Research Reactor Operation
Tokai Research Establishment,
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 30, 1987)

JRR-2 is a 10 MW research reactor moderated and cooled with heavy water.

The JRR-2 core is currently planned to be converted from highly-enriched uranium (HEU:93%) core to medium-enriched uranium (MEU:45%) core.

This report describes the analytical results of reactivity initiated accidents for the safety assessment of JRR-2 MEU Core.

The following four 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) drop of primary coolant temperature

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

The results show that the safety criteria for JRR-2 MEU core are all met.

Keywords: JRR-2, Abnormal Reactivity Insertion, Control Rod.
EUREKA-2, Safety Criteria, Safety Assessment, MEU

* CSK Co. Ltd.

目 次

1. 序	1
2. 炉心構成	2
3. 解析条件と計算モデル	7
3.1 出力分布因子と熱水路係数	7
3.2 計算モデル	11
4. 入力データ	14
4.1 動特性定数	14
4.2 フィードバック反応度係数	14
4.3 スクラム反応度	14
4.4 物性値	15
4.5 熱伝達相関式	15
5. 反応度投入事象の想定	21
5.1 起動時における制御棒の異常な引抜き	21
5.1.1 過渡変化の原因及び防止対策	21
5.1.2 解析条件	21
5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	21
5.2.1 過渡変化の原因及び防止対策	22
5.2.2 解析条件	22
5.3 実験物等による反応度付加	22
5.3.1 過渡変化の原因と防止対策	22
5.3.2 解析条件	22
5.4 重水温度低下による反応度付加	23
5.4.1 過渡変化の原因と防止対策	23
5.4.2 解析条件	23
6. 反応度投入事象の解析	24
6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き	24
6.1.1 ベースケース	24
6.1.2 パラメータスタディ	24
6.1.3 結 論	24
6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	28
6.2.1 ベースケース	28
6.2.2 パラメータスタディ	28
6.2.3 結 論	28
6.3 実験物等による反応度付加	32

6.3.1	ベースケース	32
6.3.2	パラメータスタディ	32
6.3.3	結 論	32
6.4	重水温度低下による反応度付加	36
6.4.1	ベースケース	36
6.4.2	パラメータスタディ	36
6.4.3	結 論	36
7.	結 言	40
	謝 辞	40
	参考文献	40

Contents

1. Introduction	1
2. Core Configuration	2
3. Analytical Conditions and Calculation Model	7
3.1 Power Distribution Factor and Hot Channel Factor	7
3.2 Calculation Model	11
4. Input Data	14
4.1 Kinetic Parameters	14
4.2 Feedback Reactivity Coefficients	14
4.3 Scram Reactivity	14
4.4 Material Constants	15
4.5 Heat Transfer Correlations	15
5. Postulation of Reactivity Initiated Accidents	21
5.1 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power	21
5.1.1 Causes of Transient and Its Preventive	21
5.1.2 Analytical Conditions	21
5.2 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Full Power	21
5.2.1 Causes of Transient and Its Preventive	22
5.2.2 Analytical Conditions	22
5.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples	22
5.3.1 Causes of Transient and Its Preventive	22
5.3.2 Analytical Conditions	22
5.4 Reactivity Insertion by Drop of Primary Coolant Temperature ..	23
5.4.1 Causes of Transient and Its Preventive	23
5.4.2 Analytical Conditions	23
6. Analyses of Reactivity Initiated Accidents	24
6.1 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Zero Power	24
6.1.1 Base Case	24
6.1.2 Parameter Studies	24
6.1.3 Conclusion	24
6.2 Uncontrolled Control Rod Withdrawal from Full Power	28
6.2.1 Base Case	28
6.2.2 Parameter Studies	28
6.2.3 Conclusion	28
6.3 Reactivity Insertion by Removal of Irradiation Samples	32
6.3.1 Base Case	32

6.3.2	Parameter Studies	32
6.3.3	Conclusion	32
6.4	Reactivity Insertion by Drop of Primary Coolant Temperature ..	36
6.4.1	Base Case	36
6.4.2	Parameter Studies	36
6.4.3	Conclusion	36
7.	Concluding Remarks	40
	Acknowledgments	40
	References	40

記 号 表

A	: 流路断面積	[m ²]
A _H	: 1流路当りの加熱面積	[m ²]
C	: 定 数	[—]
C _p	: 定圧比熱	[kcal/kg℃]
D _e	: 等価水力直径	[m]
F	: 係 数	[—]
G	: 質量流量	[kg/m ² s]
G*	: 無次元質量流量	[—]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
h	: 熱伝達率	[kcal/m ² h℃]
h _{fg}	: 蒸発潜熱	[kcal/kg]
k	: 熱伝達率	[kcal/mh℃]
Nu	: ヌセルト数 = $\frac{h D_e}{k}$	[—]
P	: 圧 力	[kg/cm ²]
Pr	: プラントル数	[—]
q	: 熱 流 束	[kcal/m ² h] 又は [kcal/m ² s]
q*	: 無次元熱流束	[—]
Re	: レイノルズ数 = $\frac{u D_e}{\nu}$	[—]
S	: 係 数	[—]
T	: 温 度	[℃]
w	: 長手方向流路幅	[m]
X	: クオリティ	[—]
(ギリシャ文字)		
β	: 膨張率	[1/℃]
γ	: 比重量	[kg/m ³]
σ	: 表面張力	[kg/m]
μ	: 粘性係数	[kg·s/m ²]
ν	: 動粘性係数	[m ² /s]
(添 字)		
f	: 飽 和 水	
g	: 蒸 気	
l	: 水	
s	: 飽 和	
w	: 加熱壁面	
b	: バルク水	

1. 序

本報告は、濃縮度低減化計画にもとづいて、JRR-2の燃料を現在の高濃縮ウラン燃料（濃縮度約93%）から中濃縮ウラン燃料（濃縮度約45%；以下MEU燃料という。）に変更するにあたって、その安全性を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。

本報告では、JRR-2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もしくは誤動作又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4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付加
4. 重水温度低下による反応度付加

原子炉に異常な過渡変化が起っても、炉心が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、プリスタ発生温度（400℃）以下であること。
3. 燃料板に有意な変形がないこと。
4. 重水系統及びヘリウム系統にかかる圧力は、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ある。2は、プリスタ発生による燃料の損傷及び冷却能力の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及び冷却能力の低下を防止するためのものである。4は、重水系統及びヘリウム系統に過大な応力を発生させないためのものである。

解析には、EUREKA-2コードを用いた。EUREKA-2は1点近似核熱水力結合動特性解析コードであり、炉心の出力挙動、燃料温度、冷却材の熱水力及びフィードバック反応度等の時間変化を解析することができる。

上記4事象を解析するにあたっては、初期炉心から平衡炉心、起動時から定格出力運転時までを考慮し、設計上考えられる運転条件、想定事象の広い範囲をカバーするために、原子炉初期出力、冷却材温度、冷却材流量、反応度付加率についてパラメトリックな解析を行った。

2. 炉 心 構 成

JRR-2は熱出力10MW，重水減速・重水冷却タンクタイプの研究用原子炉である。炉心は燃料要素24体と制御棒6本で構成されている。

炉心構成には中濃縮ウラン燃料のみで構成されるMEU炉心と中濃縮燃料を主体として配置するが，最大3体に限って高濃縮ウラン燃料を配置した混合炉心とがある。図2.1及び図2.2にそれぞれの炉心配置図を示す。

燃料は炉心部内側からAリング(6体)，Bリング(6体)，C-Dリング(12体)と同心円状に配置されており，それぞれの位置に対して番号(1～6)が付けられている。

JRR-2で使用する燃料の諸元を表2.1に，その構造を図2.3及び図2.4に示す。

燃料にはU-235濃縮度により約45W%の中濃縮ウラン燃料(JRR-2円筒BM型燃料要素)と約93W%の高濃縮ウラン燃料(JRR-2B型燃料要素及びJRR-2円筒B型燃料要素)とがある。また燃料型式としては円筒中空型(JRR-2円筒BM型燃料要素及びJRR-2円筒B型燃料要素)とMTR型(JRR-2B型燃料要素)とに区分される。

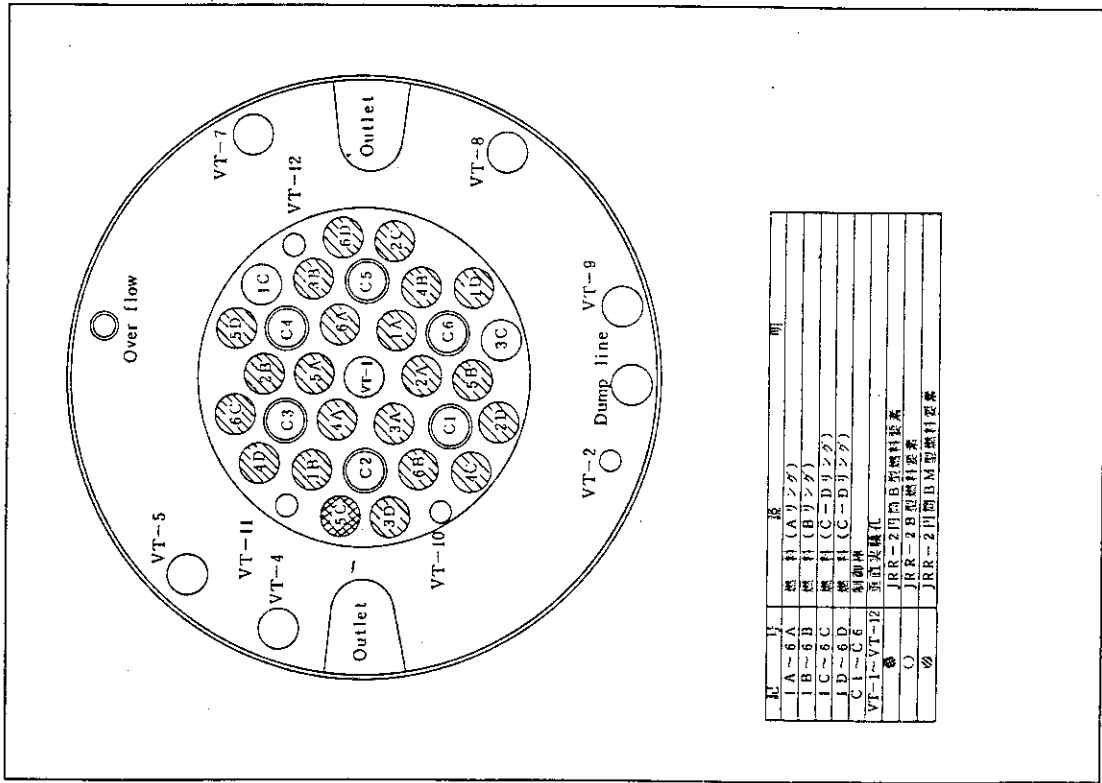
MEU炉心にはJRR-2BM型燃料要素が24体配置され，混合炉心にはJRR-2BM型燃料要素21体，JRR-2B型燃料要素2体，JRR-2円筒B型燃料要素1体が配置される。

図2.5にJRR-2一次冷却系統図を示す。一次冷却水(重水)はポンプから熱交換器を経て炉心タンクの入口に至り，さらにそれぞれの燃料チャンネルを下から上に強制循環し，炉心内の熱を除去する。

表 2.1 燃料要素の諸元

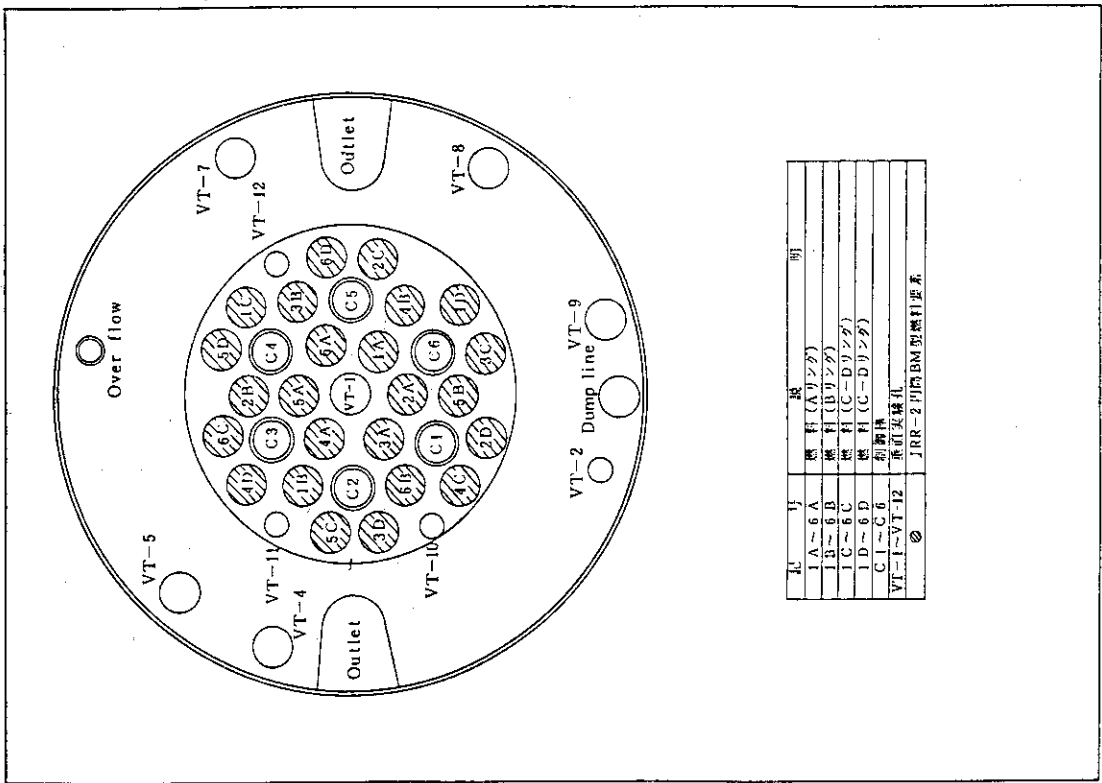
項 目		燃料要素		
		①JRR-2円筒 BM型燃料要素	②JRR-2B型 燃料要素	③JRR-2円筒 B型燃料要素
外 形 (mm)		約φ 103×約 950	約76×約76×約 950	約φ 103×約 950
U-235濃 縮 度 (wt%)		約 45	約 93	約 93
U-235含 有 量 (g/要素)		約 220	約 195	約 195
ウ ラ ン 密 度 (g/cm ³)		約 1.6	約 0.72/約 0.21 [*]	約 0.69
芯 材	厚 さ (mm)	約 0.51	約 0.51	約 0.51
	幅 (mm)	約 49 約 58 約 67 約 76 約 85	約 62	約 49 約 58 約 67 約 76 約 85
	長 さ (mm)	約 600	約 600	約 600
被 覆 材	厚 さ (mm)	約 0.38	約 0.38/約 0.765 [*]	約 0.38
燃 料 板	厚 さ (mm)	約 1.27	約 1.27/約 2.04 [*]	約 1.27
	幅 (mm)	約 58 約 67 約 76 約 85 約 94	約 72	約 58 約 67 約 76 約 85 約 94
	長 さ (mm)	約 625	約 625/ 約 725 [*]	約 625
冷 却 水 流 路 数		6	16	6
冷 却 水 流 路 ギ ャ ッ プ (mm)		約 2.59 × 1 約 3.00 × 5	約 2.97 × 16	約 2.59 × 1 約 3.00 × 5
燃 料 芯 材		ウラン・アルミニウム分散型合金 (UAl _x -Al)	ウラン・アルミニウム合金 (U-Al)	ウラン・アルミニウム合金 (U-Al)
被 覆 材		アルミニウム合金 AG 3 NE 又は相当品	アルミニウム JIS A 1200 又は相当品	アルミニウム JIS A 1200 又は相当品
構 造 材		アルミニウム合金 AG 3 NE 又は相当品	アルミニウム合金 JIS A 6061-T6 又は相当品	アルミニウム合金 JIS A 6061-T6 又は相当品
最 高 燃 焼 度		要素平均 40%		

* この数値は、内側燃料板の値/外側燃料板の値であり、JRR-2B型燃料要素の他の値は、内側及び外側燃料板で同一である。



記号	説明	明
1A~6A	燃料 (Aリゾフ)	
1B~6B	燃料 (Bリゾフ)	
1C~6C	燃料 (C-Dリゾフ)	
1D~6D	燃料 (C-Dリゾフ)	
7A~7D	制御棒	
8A~8D	制御棒	
9A~9D	制御棒	
10A~10D	制御棒	
11A~11D	制御棒	
12A~12D	制御棒	
VT-1	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-2	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-3	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-4	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-5	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-6	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-7	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-8	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-9	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-10	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-11	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	
VT-12	JRR-2 内筒 B 型燃料要素	

図 2.2 混合炉心配置図



記号	説明	明
1A~6A	燃料 (Aリゾフ)	
1B~6B	燃料 (Bリゾフ)	
1C~6C	燃料 (C-Dリゾフ)	
1D~6D	燃料 (C-Dリゾフ)	
7A~7D	制御棒	
8A~8D	制御棒	
9A~9D	制御棒	
10A~10D	制御棒	
11A~11D	制御棒	
12A~12D	制御棒	
VT-1	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-2	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-3	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-4	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-5	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-6	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-7	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-8	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-9	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-10	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-11	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	
VT-12	JRR-2 内筒 BM 型燃料要素	

図 2.1 MEU 炉心配置図

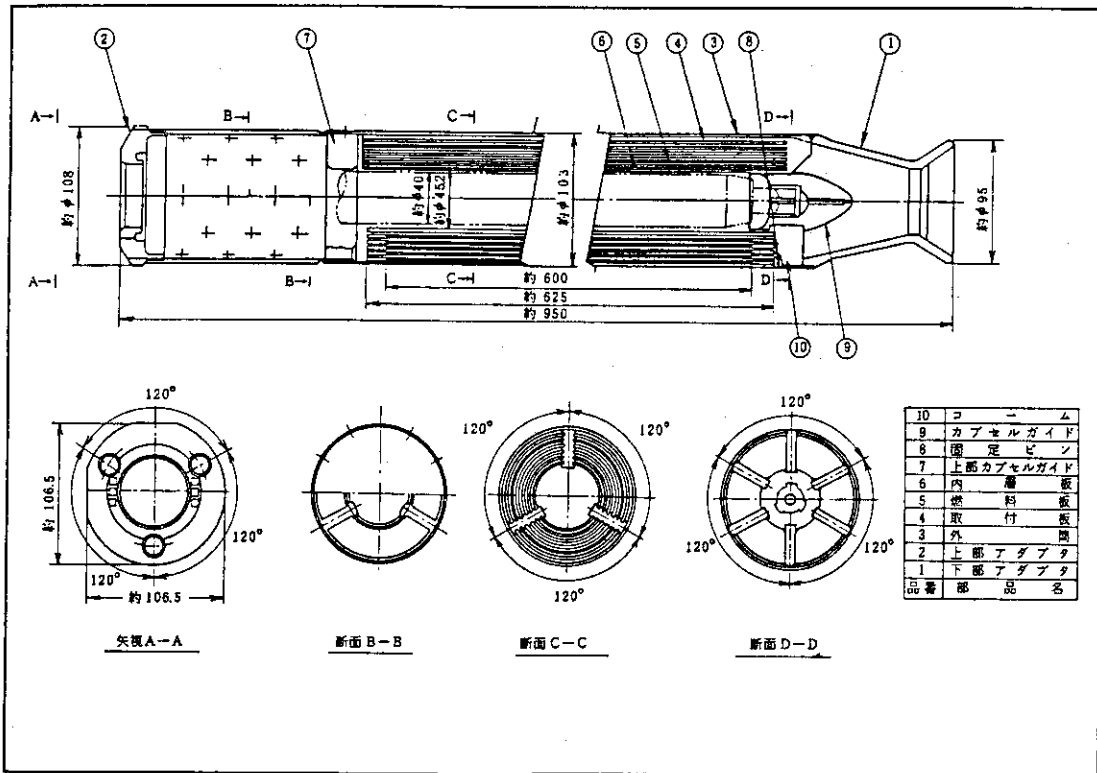


図 2.3 JRR-2円筒BM型燃料要素及びJRR-2円筒B型燃料要素

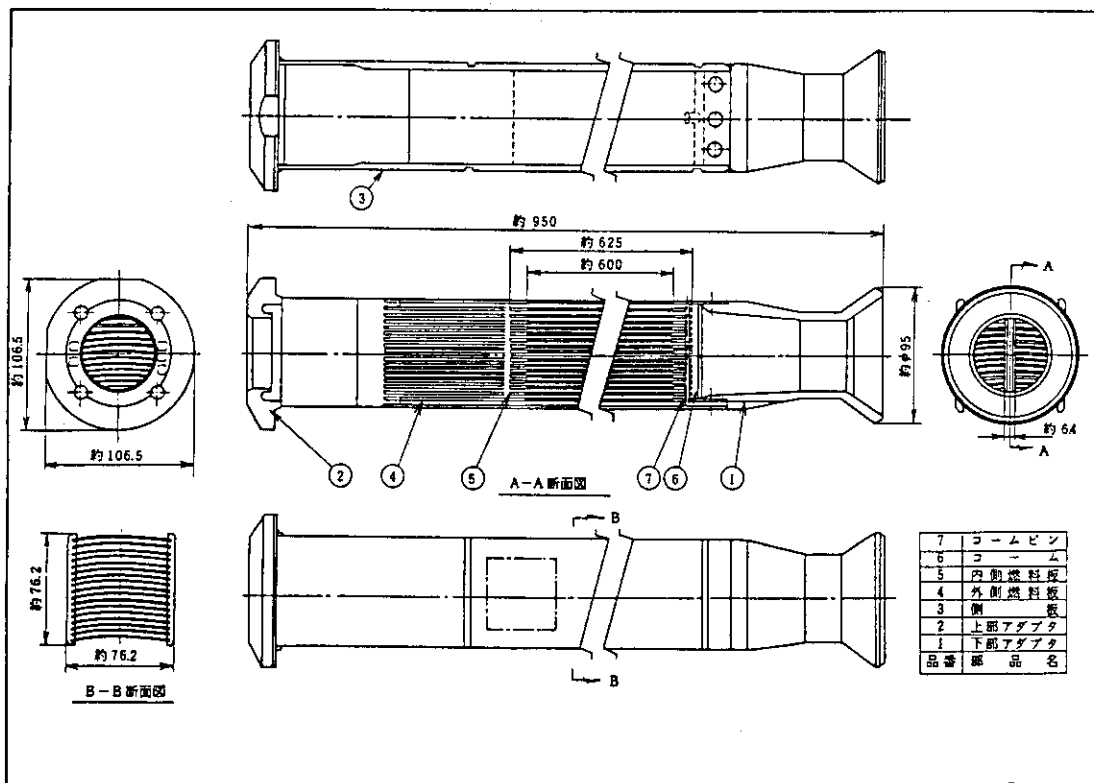
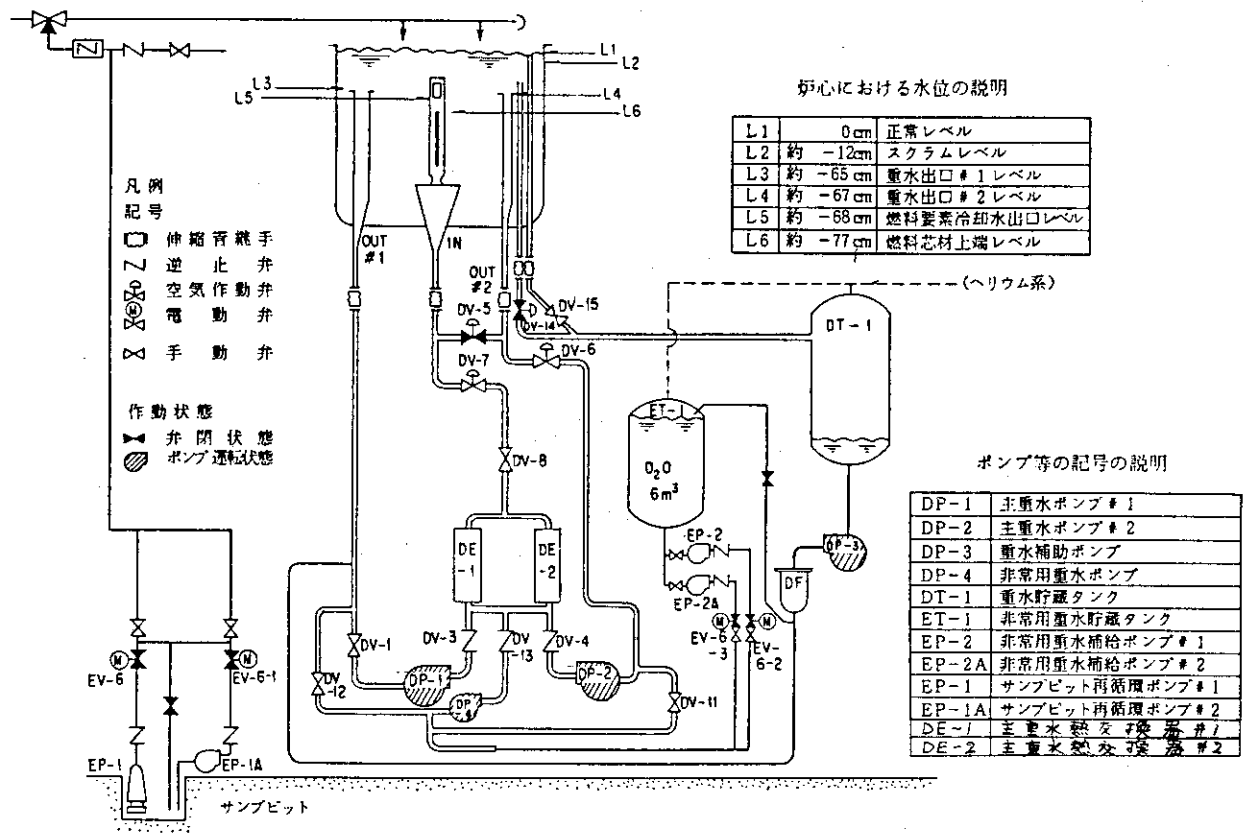


図 2.4 JRR-2 B型燃料要素



3. 解析条件と計算モデル

解析に当たっては初装荷炉心から平衡炉心まで及び起動時から定格出力運転時までを考慮し、解析結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行った。

各事象ごとの解析条件は第5節に述べるのでここでは各事象に共通の主要な解析条件と計算モデルについて述べる。

3.1 出力分布因子と熱水路係数

熱中性子炉体系標準核設計コードシステム (SRAC) を用いて計算した炉心内出力分布因子 (半径方向出力分布因子 (f_r), 軸方向出力分布因子 (f_z)) を図 3.1.1 及び図 3.1.2 に示す。⁽¹⁾

$f_r \cdot f_z$ が最も大きいのは MEU 炉心, 混合炉心とも炉心位置 2A であり, MEU 炉心では 1.86, 混合炉心では 1.88 である。これは平衡炉心 (炉心平均燃焼度 20%) のときに炉心位置 2A に JRR-2 円筒 BM 型の新燃料 (燃焼度 0) を装荷した場合のもので考え得る最大の炉心出力分布因子である。

図 3.1.3 及び図 3.1.4 に燃料内局所出力分布因子 (f_{ℓ}) と JRR-2 円筒 BM 型燃料の断面図を示す。

f_{ℓ} が最も大きくなるのは最も外側の燃料板の端部でありその値は 1.15 である。

本解析では炉心位置 2A の燃料の一番外側の燃料板とその両側の流路をホットチャンネルとして解析する。ホットチャンネルの評価に当たっては, 上記の出力分布因子の値に計算誤差因子として 10% を考慮するとともに, さらに燃料製作公差, 流量分布の不均一性などの工学的熱水路係数を考慮する。

本解析で用いた熱水路係数を表 3.1.1 に示す。また本解析で用いたホットチャンネルの軸方向出力分布を図 3.1.5 に示す。

表 3.1.1 熱水路係数

因子	炉心	MEU 炉心	混合 炉心
核的熱水路係数 (F_N) ($= F_R \cdot F_L \cdot F_Z$)		2.35	2.38
半径方向出力分布因子 (F_R) × 局所的出力分布因子 (F_L)		1.91	1.94
軸方向出力分布因子 (F_Z)		1.23	1.23
工学的熱水路係数			
冷却水バルク温度上昇因子 (F_b)		1.21	1.21
フィルム温度上昇因子 (F_f)		1.37	1.37

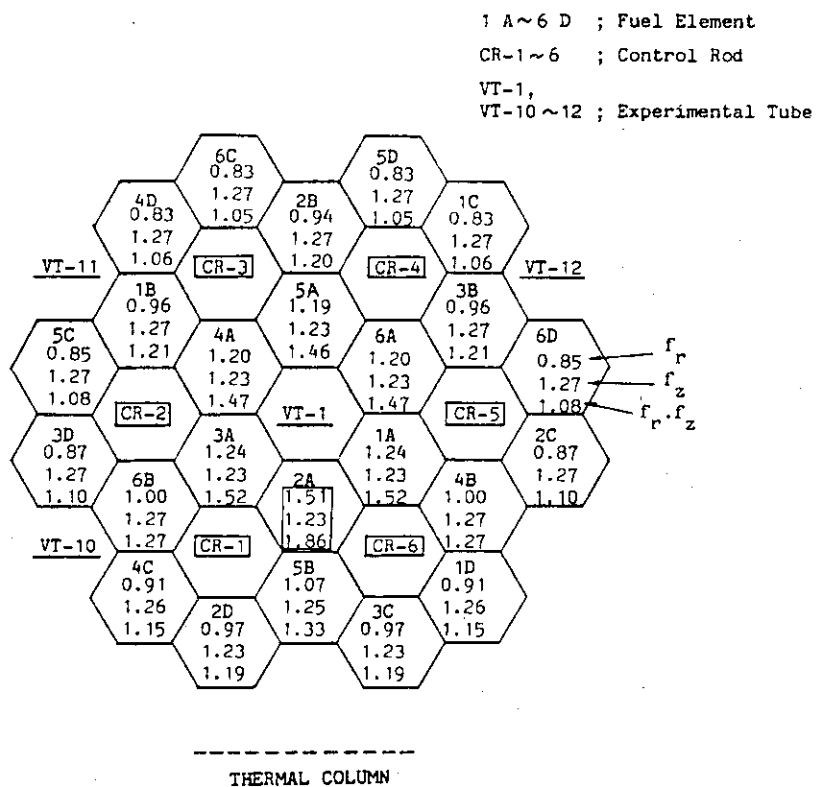


図 3.1.1 半径方向出力ピーキング (f_r) と軸方向出力ピーキング (f_z) の積およびそれぞれの因子 (MEU平衡炉心)

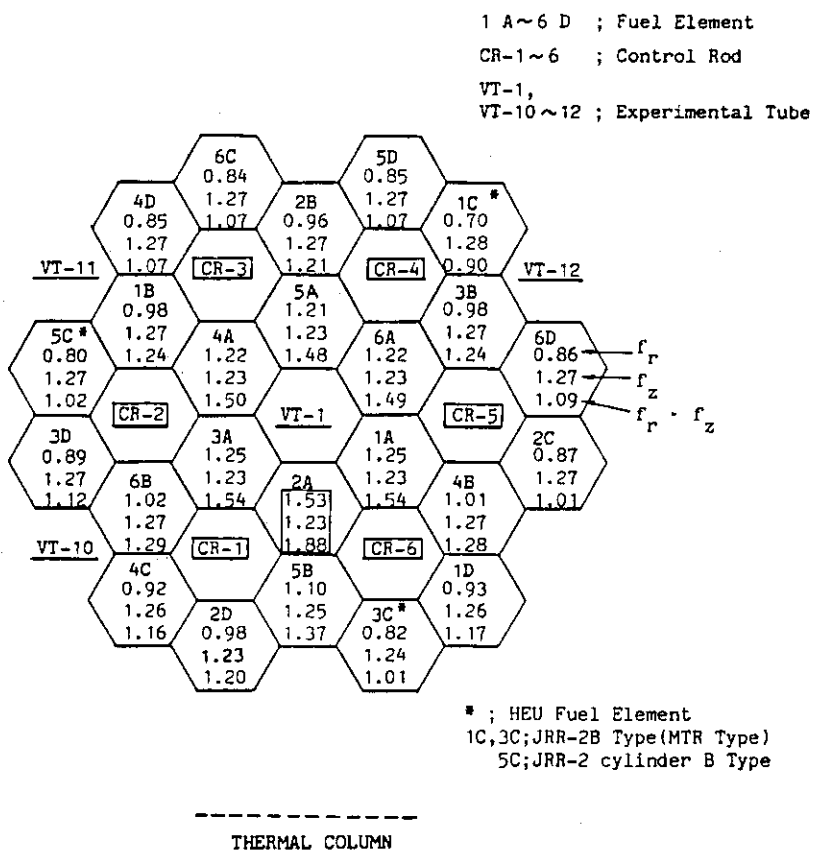
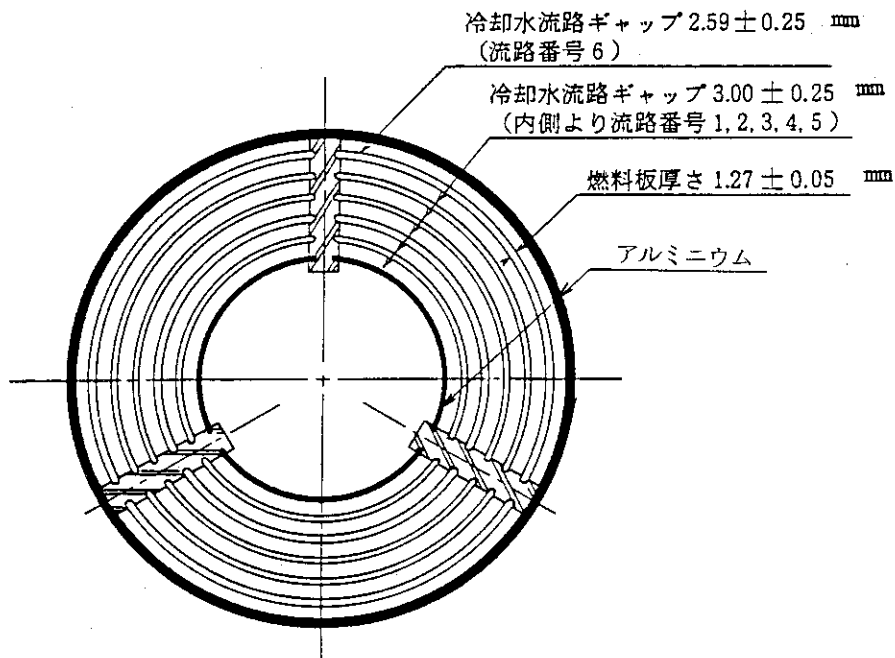


図 3.1.2 半径方向出力ピーキング (f_r) と軸方向出力ピーキング (f_z) の積およびそれぞれの因子 (混合平衡炉心)

INNER TUBE CAPSULE IN	SIDE PLATE					OUTER D ₂ O
	0.95	0.98	1.02	1.07	1.15*	
	0.93	0.94	0.98	1.03	1.12	
	0.92	0.93	0.97	1.02	1.11	
	0.91	0.93	0.96	1.02	1.11	
	0.90	0.92	0.96	1.01	1.10	
	0.90	0.92	0.95	1.01	1.10	
	0.90	0.91	0.95	1.01	1.10	
	0.89	0.91	0.95	1.01	1.10	

•最大値 (F_L)

図 3.1.3 JRR-2円筒BM型燃料要素 (MEU) の局所出力ピーキング (f₁) (照射キャプセル装荷)



流路番号	流路外側の半径 (mm)	流路内側の半径 (mm)
1	28.56	25.56
2	32.83	29.83
3	37.10	34.10
4	41.37	38.37
5	45.64	42.64
6	49.50	46.91

図 3.1.4 JRR-2円筒BM型燃料要素断面図

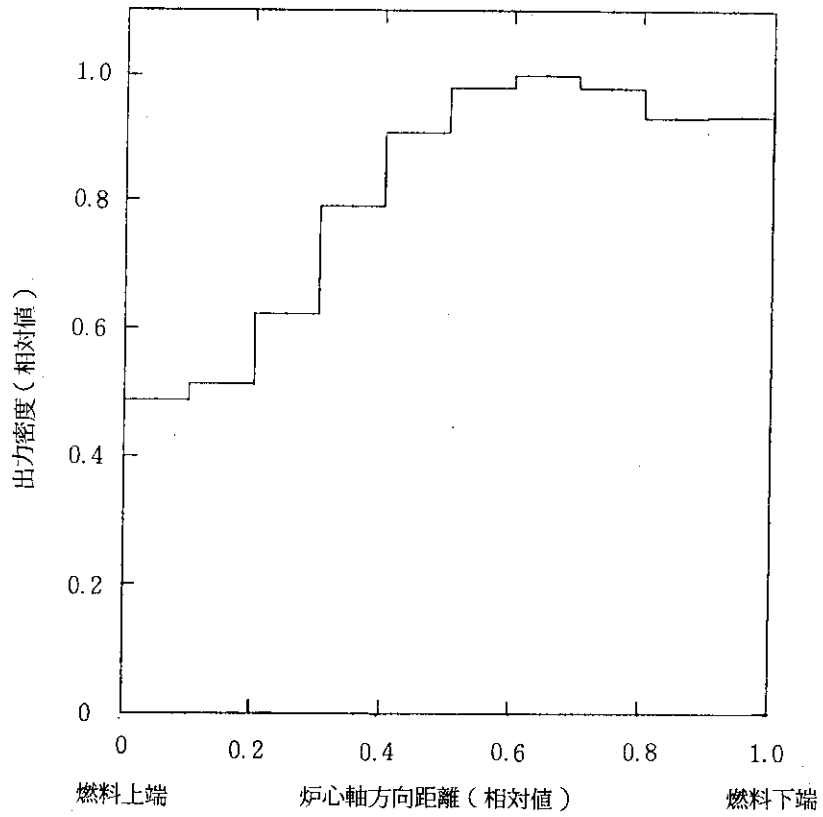


図 3.1.5 ホットチャンネル軸方向出力分布

3.2 計算モデル

出力密度に応じて炉心燃料領域を半径方向に4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、熱的に最も厳しい燃料板及びその流路として炉心位置2Aの一番外側の燃料板とその両側の流路とした。第2～第4チャンネルを平均チャンネルとし、第2チャンネルは炉心のAリングに配置された燃料、第3チャンネルはBリングに配置された燃料、第4チャンネルはC-Dリングに配置された燃料とした。

図3.2.1に炉心チャンネル分割を示し、表3.2.1にそれぞれのチャンネルに含まれる燃料板数を示す。

各チャンネル内のヒートスラブ（燃料）及びノード（冷却材）は軸方向に10分割した。図3.2.2にヒートスラブ及びノード分割を示す。

表 3.2.1 各チャンネルの燃料板枚数

チャンネル番	炉心領域	炉心位置	燃料板枚数
1	Aリング	2 A	1
2	Aリング	1 A ~ 6 A	89
3	Bリング	1 B ~ 6 B	90
4	C Dリング	1 C ~ 6 C 1 D ~ 6 D	180

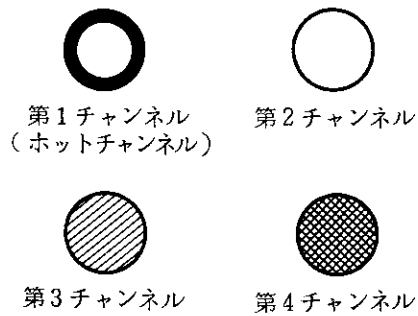
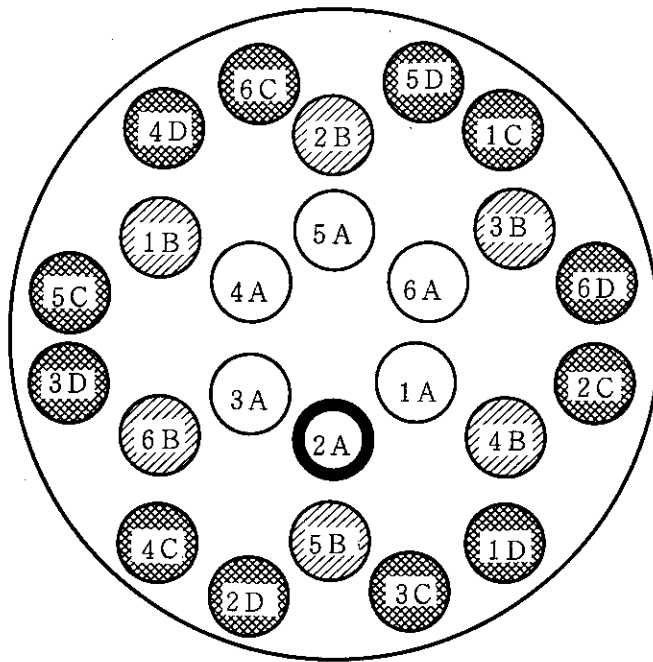


図 3.2.1 チャンネル分割

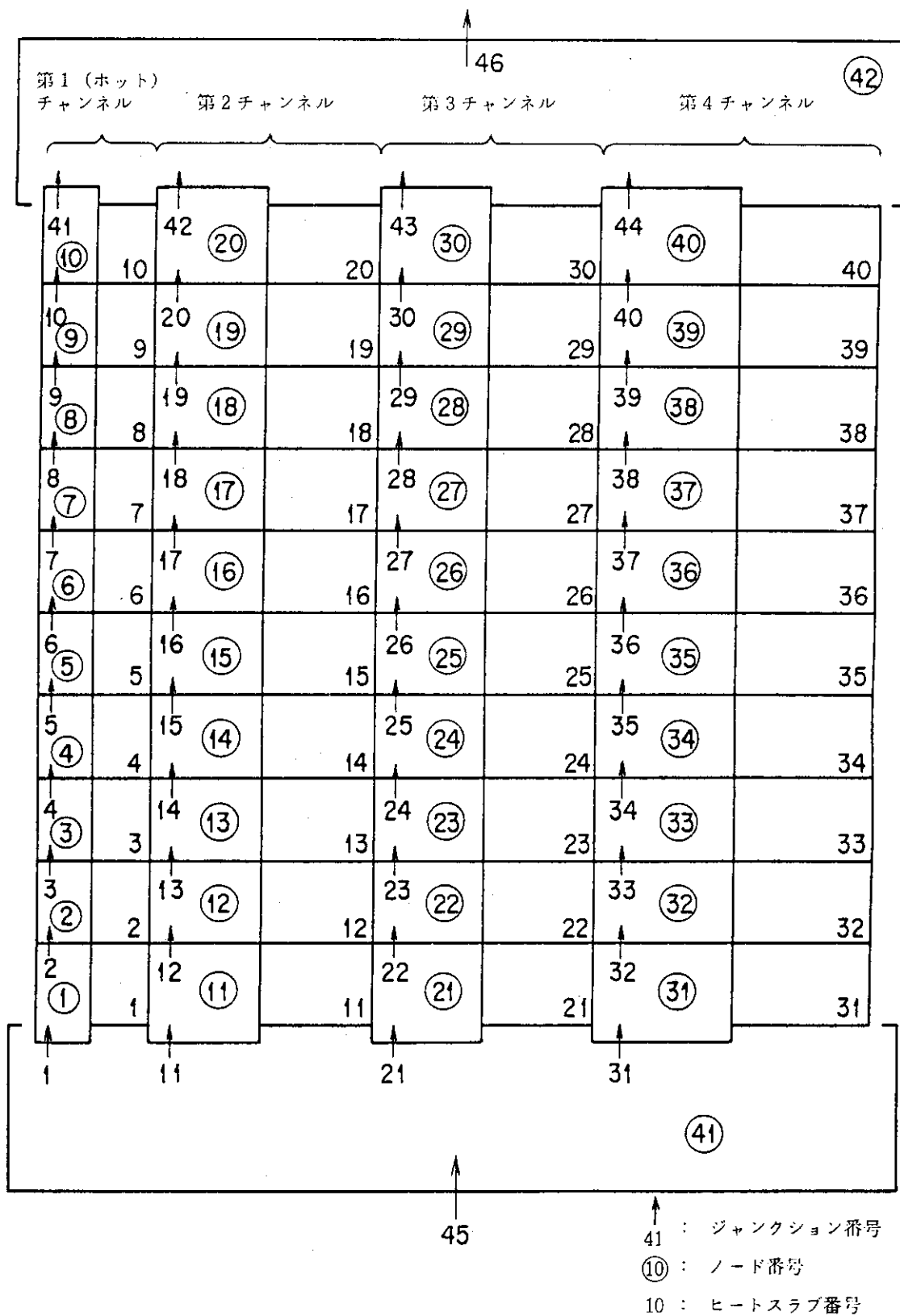


図 3.2.2 ヒートスラブ及びノード分割

4. 入力データ

EUREKA-2の入力データのうち主要なものについて以下に述べる。なお動特性定数、フィードバック反応度係数、スクラム反応度については熱中性子炉体系標準核設計コード(SRAC)⁽¹⁾を用いて計算したものである。

4.1 動特性定数

解析に使用した実効遅発中性子割合 (β_{eff}) 及び即発中性子寿命 (ℓ) を表 4.1.1 に示す。

本解析で用いた値はMEU炉心、混合炉心とも平衡炉心におけるもので、いずれの事象に対しても厳しい結果を与えるように選んだ。

また遅発中性子には重水の光中性子反応 (γ, n 反応) による寄与分も考慮し、15群で計算を行った。

4.2 フィードバック反応度係数

減速材温度効果、ドップラー効果、ボイド効果によるフィードバック反応度係数については、反応度投入事象の過渡変化中いつでも負のフィードバック反応度として働くので初装荷炉心、平衡炉心のうち絶対値の小さい方の値を用いる。

ただし重水温度低下による反応度付加事象の解析では減速材温度効果及びドップラー効果についての過渡変化中の影響は、正の反応度付加としての効果の方が大きいので絶対値の大きい方の値を用いる。またフィードバック反応度係数の計算値に対して20%の誤差因子を考慮して解析する。表 4.2.1~3 に本解析で使用したフィードバック反応度係数を示す。

なお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を用いるが、減速材温度効果及びボイド効果に対しては熱中性子束の重み関数を、ドップラー効果に対しては共鳴中性子束の重み関数を用いる。

4.3 スクラム反応度

原子炉スクラム時にそう入される反応度として、最大の反応度値をもつ制御棒が1本完全引抜き位置に固着し挿入しないものと仮定し、かつ原子炉停止余裕の最も小さいMEU初装荷炉心の値 3.7% $\Delta K/K$ を用いる。

またスクラム遅れ時間は 0.05 秒とし、制御棒の落下時間は 0.55 秒とする。

表 4.3.1 にスクラム反応度を、図 4.3.1 にスクラム反応度そう入曲線を示す。また表 4.3.2 にスクラム設定値及びスクラム時間を示す。

4.4 物性値

本解析で使用了燃料芯材及び被覆材の物性値を表 4.4.1 に示す。^{(2),(3),(4)}

4.5 熱伝達相関式

EUREKA-2 の中で使用している熱伝達相関式のうち、本解析で使用する範囲の熱伝達相関式を表 4.5.1 に示す。

表 4.1.1 即発中性子寿命及び遅発中性子割合

	MEU 炉心	混合炉心
l (sec)	2.69×10^{-4}	2.83×10^{-4}
β_{eff} (-)	8.10×10^{-3}	8.16×10^{-3}

	群	λ_i (sec ⁻¹)	β_i / β_{eff}
遅発中性子	1	3.01	3.642225×10^{-2}
	2	1.14	9.976094×10^{-2}
	3	0.301	3.412084×10^{-1}
	4	0.111	1.686030×10^{-1}
	5	0.0305	1.886152×10^{-1}
	6	0.0124	2.831730×10^{-2}
光遅発中性子	7	0.277	8.855410×10^{-2}
	8	0.0169	2.781699×10^{-2}
	9	0.00481	9.505807×10^{-3}
	10	0.00150	4.582800×10^{-3}
	11	0.000428	2.801712×10^{-3}
	12	0.000117	3.171938×10^{-3}
	13	0.0000437	4.422702×10^{-4}
	14	0.00000363	1.400856×10^{-4}
	15	0.000000626	5.713490×10^{-5}

表 4.2.1 減速材温度フィードバック反応度

○ MEU炉心

減速材温度フィードバック反応度

温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.002912
26.85	0.0
40.0	-0.003179
51.85	-0.006726
76.85	-0.016324
95.0	-0.025093

減速材温度フィードバック反応度

温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.004660
20.0	0.002234
26.85	0.0
40.0	-0.005599
50.0	-0.011008
51.85	-0.012118
76.85	-0.030450
95.0	-0.047654

“重水温度低下による反応度付加”事象解析に使用

○ 混合炉心

減速材温度フィードバック反応度

温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.002986
26.85	0.0
40.0	-0.003237
51.85	-0.006834
76.85	-0.016541
95.0	-0.025387

減速材温度フィードバック反応度

温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.004544
20.0	0.002188
26.85	0.0
40.0	-0.005507
50.0	-0.010846
51.85	-0.011942
76.85	-0.030095
95.0	-0.047165

“重水温度低下による反応度付加”事象解析に使用

表 4.2.2 ドップラーフィードバック反応度

○ MEU 炉心

ドップラーフィードバック反応度	
温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.000131
26.85	0.0
126.85	-0.000738
226.85	-0.001372
326.85	-0.001928
400.0	-0.002272

ドップラーフィードバック反応度

ドップラーフィードバック反応度	
温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.000215
26.85	0.0
126.85	-0.001178
226.85	-0.002225
326.85	-0.003115
400.0	-0.003680

“重水温度低下による反応度付加”事象解析に使用

○ 混合炉心

ドップラーフィードバック反応度	
温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.000102
26.85	0.0
126.85	-0.000585
226.85	-0.001081
326.85	-0.001526
400.0	-0.001801

ドップラーフィードバック反応度

ドップラーフィードバック反応度	
温度 ℃	反応度 $\Delta K/K$
10.0	0.000172
26.85	0.0
126.85	-0.000968
226.85	-0.001792
326.85	-0.002509
400.0	-0.002947

“重水温度低下による反応度付加”事象解析に使用

表 4.2.3 ボイドフィードバック反応度

○ MEU 炉心

ボイドフィードバック反応度	
ボイド率 -	反応度 $\Delta K/K$
0.0	0.0
0.02	-0.001268
0.04	-0.002557
0.06	-0.003824

○ 混合炉心

ボイドフィードバック反応度	
ボイド率 -	反応度 $\Delta K/K$
0.0	0.0
0.02	-0.001295
0.04	-0.002638
0.06	-0.003976

表 4.3.1 スクラム反応度

制御棒位置 引抜率 (-)	y (m)	落下時間 t (sec)	反 応 度 相対値 (-)	ρ ($\Delta K/K$)
1.0	0.711	0.0	0.0	0.0
0.9	0.6399	0.174	0.006	0.00022
0.8	0.5688	0.246	0.022	0.00081
0.7	0.4977	0.301	0.056	0.00207
0.6	0.4266	0.348	0.112	0.00414
0.5	0.3555	0.389	0.192	0.00710
0.4	0.2844	0.426	0.300	0.01110
0.3	0.2133	0.460	0.440	0.01628
0.2	0.1422	0.492	0.625	0.02313
0.1	0.0711	0.522	0.825	0.03053
0.0	0.0	0.550	1.0	0.03700

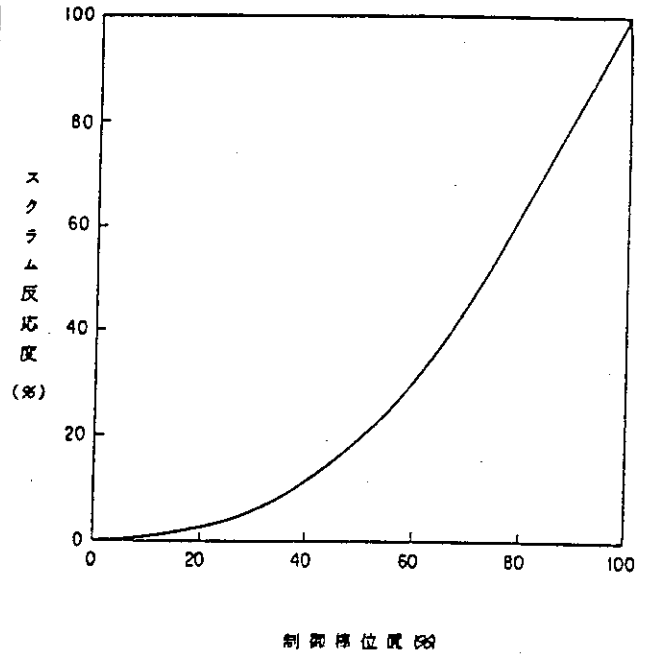


図 4.3.1 スクラム反応度そう入曲線

表 4.3.2 スクラム設定値及びスクラム時間

スクラム信号	スクラム設定値	スクラム時間 (s)	
		スクラム遅れ時間	落下時間
中性子束超過 (低設定)	440 KW	0.05	0.55
	11 MW	0.05	0.55

表 4.4.1 物 性 値

密 度

芯材密度 (kg/m ³)	被覆材密度 (kg/m ³)
3.95×10^3	2.69×10^3

熱伝導度

芯材熱伝導度 (kcal/mhr °C)	被覆材熱伝導度 (kcal/mhr °C)
78.97	118.8

線膨張係数

温 度 (°C)	芯材線膨張係数 (1/°C)
19.85	15.0×10^{-6}
126.85	15.3
226.85	15.5
326.85	15.8
426.85	16.1
526.85	16.3

温 度 (°C)	被覆材線膨張係数 (1/°C)
19.85	23.1×10^{-6}
126.85	25.1
226.85	26.4
326.85	28.4
426.85	30.9
526.85	34.0

比 熱

温 度 (°C)	芯材比熱 (kcal/m ³ °C)
10	526.0
50	533.1
100	542.0
150	551.0
200	559.9
250	568.9
300	577.8
400	595.7
600	631.4

温 度 (°C)	被覆材比熱 (kcal/m ³ °C)
10	576.0
50	587.8
100	602.5
150	617.3
200	632.1
250	646.9
300	661.6
400	691.2
600	750.3

表 4.5.1 熱伝達相関式

適用範囲		熱伝達相関式
液 単 相 流	Re < 2000	(1) $Nu \equiv \frac{h D_e}{k} = 4.0$ (2) $Nu = 0.17 Re_b^{0.33} Pr_b^{0.43} \left\{ \frac{(Pr_1)_b}{(Pr_1)_w} \right\}^{0.25} \left\{ \frac{g \beta D_e^3 (T_w - T_1)}{\nu^2} \right\}_b^{0.1}$ (Collier の式) (1)式と(2)式の大きい値を選ぶ
	$2000 \leq Re < 2500$	(1)式又は(2)式と(3)式で内挿
	Re ≥ 2500	(3) $Nu = 0.023 Re_b^{0.8} Pr_b^{0.4}$ (Dittus-Boelter の式)
沸騰開始点		(4) $q = 911 P^{1.156} \left\{ \frac{9}{5} (T_w - T_s) \right\} \frac{2.1615}{P^{0.0234}}$ (Bergles - Rohsenow の式)
核 沸 騰	サブクール	(5) $q = 0.023 Re_b^{0.8} Pr_b^{0.4} \frac{k_b}{D_e} (T_w - T_1) + S \cdot 6.81 \frac{k_f^{0.79} C_{pf}^{0.45} \gamma_f^{0.49} (T_w - T_s)^{1.24} (P_w - P)^{0.75}}{\sigma^{0.5} \mu_f^{0.29} h_{fg}^{0.24} \gamma_g^{0.24} g^{0.04}}$ (Chen の式)
	飽和	(6) $q = F \cdot 0.023 \left\{ Re_f (1-x) \right\}^{0.8} Pr_f^{0.4} \frac{k_f}{D_e} (T_w - T_s) + S \cdot 6.81 \frac{k_f^{0.79} C_{pf}^{0.45} \gamma_f^{0.49} (T_w - T_s)^{1.24} (P_w - P)^{0.75}}{\sigma^{0.5} \mu_f^{0.29} h_{fg}^{0.24} \gamma_g^{0.24} g^{0.04}}$ (修正Chenの式)
DNB 熱流束		(7) $q^* = 0.005 G^{*0.611}$ (8) $q^* = 0.7 \left(\frac{A}{A_H} \right) \left\{ w / \left(\frac{\sigma}{\gamma_f} \right)^{1/2} \right\}^{1/2} / \left\{ 1 + \left(\frac{\gamma_g}{\gamma_f} \right)^{1/4} \right\}^2$ (7)式と(8)式の大きい値を選ぶ

5. 反応度投入事象の想定

5.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

5.1.1 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若しくは制御棒駆動装置の誤動作又は運転員の誤操作により、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する。

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて重水系統及びヘリウム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る。

- (1) 制御棒 6 本のうち出力調整用制御棒（1 本）とシム棒（5 本）の同時引抜きを阻止するためのインターロックを設け、制御棒による反応度付加率が $0.1\% \Delta K/K/S$ を越えないようにする。
- (2) 原子炉の出力上昇が急激な場合は、「炉周期減少」により原子炉をスクラムし、「炉周期減少」が作動するほど急激でない出力上昇の場合は「中性子束超過（低設定）」により原子炉をスクラムする。

5.1.2 解析条件

解析では実際より十分に厳しい解析結果を得るために解析条件を次のように仮定する。

- (1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は測定可能な最低出力 0.1 W で臨界状態にあるものとする。
- (2) 過渡変化の初期状態として、炉心は非常用重水ポンプで冷却されており、重水流量は $45\text{ m}^3/\text{h}$ 、燃料温度、重水炉心入口温度及び重水炉心出口温度はそれぞれ 50°C とする。
- (3) 反応度付加率は、同時に引抜き可能な全制御棒が炉心から連続的に引抜かれるものとし、その値を $0.1\% \Delta K/K/S$ とする。
- (4) 原子炉は、「中性子束超過（低設定）」により出力 440 kW でスクラムするものとする。

5.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

5.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、定格出力運転中における制御棒駆動装置を操作する回路若しくは制御棒駆動装置の誤動作又は運転員の誤操作により、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する。

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて重水系統及びヘリウム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る。

- (1) 制御棒 6 本のうち出力調整用制御棒（1 本）とシム棒（5 本）の同時引抜きを阻止する

ためのインターロックを設け、制御棒による反応度付加率が $0.1\% \Delta K/K/S$ を越えないようにする。

- (2) 原子炉の出力上昇が急激な場合は、「炉周期減少」により原子炉をスクラムし、「炉周期減少」が作動するほど急激でない出力上昇の場合は「中性子束超過（高設定）」により原子炉をスクラムする。

5.2.2 解析条件

解析では実際より十分に厳しい解析結果を得るために解析条件を次のように仮定する。

- (1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力10MWで臨界状態にあるものとする。
- (2) 過渡変化の初期状態として炉心は主重水ポンプ及び非常用重水ポンプで冷却されており、重水流量は $1300 \text{ m}^3/\text{h}$ 、重水炉心入口温度は 50°C 、重水炉心出口温度は 56°C とする。
- (3) 反応度付加率は、同時に引抜き可能な全制御棒が炉心から連続的に引抜かれるものとし、その値を $0.1\% \Delta K/K/S$ とする。
- (4) 原子炉は、「中性子束超過（高設定）」により出力11MWでスクラムするものとする。

5.3 実験物等による反応度付加

5.3.1 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気送管内で移動することにより、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する。

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて重水系統及びヘリウム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る。

- (1) JRR-2円筒BM型燃料要素に装荷する照射カプセルは、設計、製作、試験及び検査を通じて信頼性の高いものとする。照射カプセルは、炉心内での照射中に移動しないようにする。
- (2) 炉心内にそう入する実験物等の種類、形状、最大そう入量及び反応度を十分に管理する。
- (3) 原子炉運転中に、気送管でそう入・取出しを行う照射試料の反応度は、 $0.08\% \Delta K/K$ を越えないようにする。
- (4) 原子炉の出力上昇が急激な場合は、「炉周期減少」により原子炉をスクラムし、「炉周期減少」が作動するほど急激でない出力上昇の場合は「中性子束超過」により原子炉をスクラムする。

5.3.2 解析条件

解析では実際より十分に厳しい解析結果を得るために解析条件を次のように仮定する。

- (1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は定格出力10MWで臨界状態にあるものとする。
- (2) 過渡変化の初期状態として炉心は主重水ポンプ及び非常用重水ポンプで冷却されており、重水流量は $1300 \text{ m}^3/\text{h}$ 、重水炉心入口温度は 50°C 、重水炉心出口温度は 56°C とする。
- (3) 気送管の照射試料によって付加される正の反応度は、試料の最大反応度 $0.08\% \Delta K/K$

の2倍とし、 $0.16\% \Delta K / K$ ステップとする。

(4) 原子炉は、「中性子束超過（高設定）」により11MWでスクラムするものとする。

5.4 重水温度低下による反応度付加

5.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、2次冷却系統を運転せず重水の温度が高くなり重水と2次冷却水に大きな温度差が生じたときに、誤って2次冷却系を急激に運転したため重水温度が急激に低下したことにより、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

この過渡変化の発生を防止し、さらに万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて重水系統及びヘリウム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る。

- (1) 原子炉を起動するときは、起動前に非常用重水ポンプ及び2次冷却系非常用ポンプを運転して2次冷却水と重水の温度差を小さくする。
- (2) 重水炉心出口温度が56℃に達すると警報を発する。
- (3) 2次冷却系非常用ポンプが運転されていないときは、主重水ポンプの起動を阻止するインターロックを設け重水の温度の急激な低下を防止する。
- (4) 原子炉の出力上昇が急激な場合は、「炉周期減少」により原子炉をスクラムし、「炉周期減少」が作動するほど急激でない出力上昇の場合は「中性子束超過（低設定）」により原子炉をスクラムする。

5.4.2 解析条件

解析では実際より十分に厳しい解析結果を得るために解析条件を次のように仮定する。

- (1) 過渡変化の初期状態として、原子炉は非常用重水ポンプで運転可能な最大出力400kWで臨界状態にあるものとする。
- (2) 過渡変化の初期状態として炉心は非常用重水ポンプで冷却されており、重水流量は $45 \text{ m}^3 / \text{h}$ 、重水炉心入口温度は50℃、重水炉心出口温度は56℃とする。
- (3) 2次冷却系の循環ポンプを同時に2台起動することにより、重水炉心入口温度がステップ状に温度差で30℃低下することによって、炉心に冷水が導入されるものとする。
- (4) 重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で最も大きな値を用いて評価するものとする。
- (5) 原子炉は、「中性子束超過（低設定）」により出力440kWでスクラムするものとする。

6. 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す。またいくつかの条件については、パラメトリックな解析を行ったのでその結果も合せて示す。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。

なおMEU炉心と混合炉心とで解析結果にほとんど差がなかった。従ってベースケースの解析結果については両炉心の値を示すが、過渡変化図及びパラメータスタディについては混合炉心についてのみ示すことにする。

6.1 起動時における制御棒の異常な引抜き

6.1.1 ベースケース

表 6.1.1 に、前節で想定した炉心初期条件に基づくホットチャンネルの定常熱計算結果を示す。また図 6.1.1 に解析で得た過渡変化を示し、表 6.1.2 に、主要な解析結果を示す。

6.1.2 パラメータスタディ

(1) 原子炉初期出力の影響

図 6.1.2 に原子炉初期出力をパラメータにして 0.01 W から 1 W までの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付加され、原子炉最高出力、燃料最高温度は高くなる。初期出力が 0.1 W を下回ると、最小 DNBR が 1.5 以上という基準を満足しなくなる。しかし、残存出力があるので起動時の初期出力が 0.1 W を下回ることはありえない。

(2) 炉心入口冷却材温度の影響

図 6.1.3 に炉心入口冷却材温度の影響を示す。最小 DNBR は炉心入口冷却材温度が 35° ～ 50 °C の間で急激に小さくなるが、これはこの付近でサブクール沸騰を起し燃料板表面熱流束が増大するためである。

(3) 反応度付加率の影響

図 6.1.4 に反応度付加率の影響を示す。反応度付加率が 0.1 % $\Delta K/K/S$ を上回ると、最小 DNBR が 1.5 以上という基準を満足しなくなる。

6.1.3 結 論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR、燃料芯材最高温度及び燃料板の変形については、判断基準を満たしており、燃料の健全性が損なわれることはない。また重水の温度上昇は小さく、従って、重水系統及びヘリウム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 6.1.1 「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

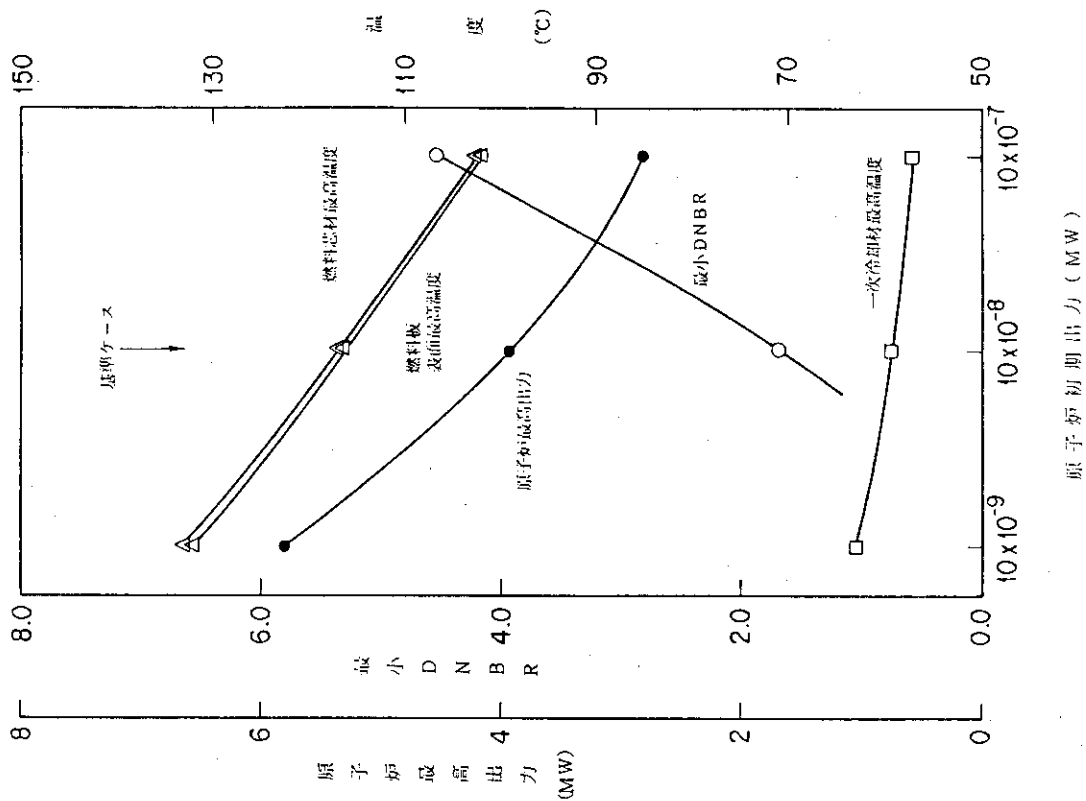
炉心 \ 項目	出力 (MW)	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)
MEU炉心	10 ⁻⁷	50.0	50.0	50.0
混合炉心	10 ⁻⁷	50.0	50.0	50.0

表 6.1.2 (1) 起動時における制御棒の異常な引抜きの解析結果

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)
MEU炉心	440	約 9.8	約 4.0	約 10.2
混合炉心		約 10.0	約 3.9	約 10.3

表 6.1.2 (2) 起動時における制御棒の異常な引抜きの解析結果

炉心 \ 項目	最小 DNBR	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)
MEU炉心	約 1.7	約 117	約 116	約 59
混合炉心	約 1.7	約 117	約 116	約 59



原子炉初期出力 (MW)

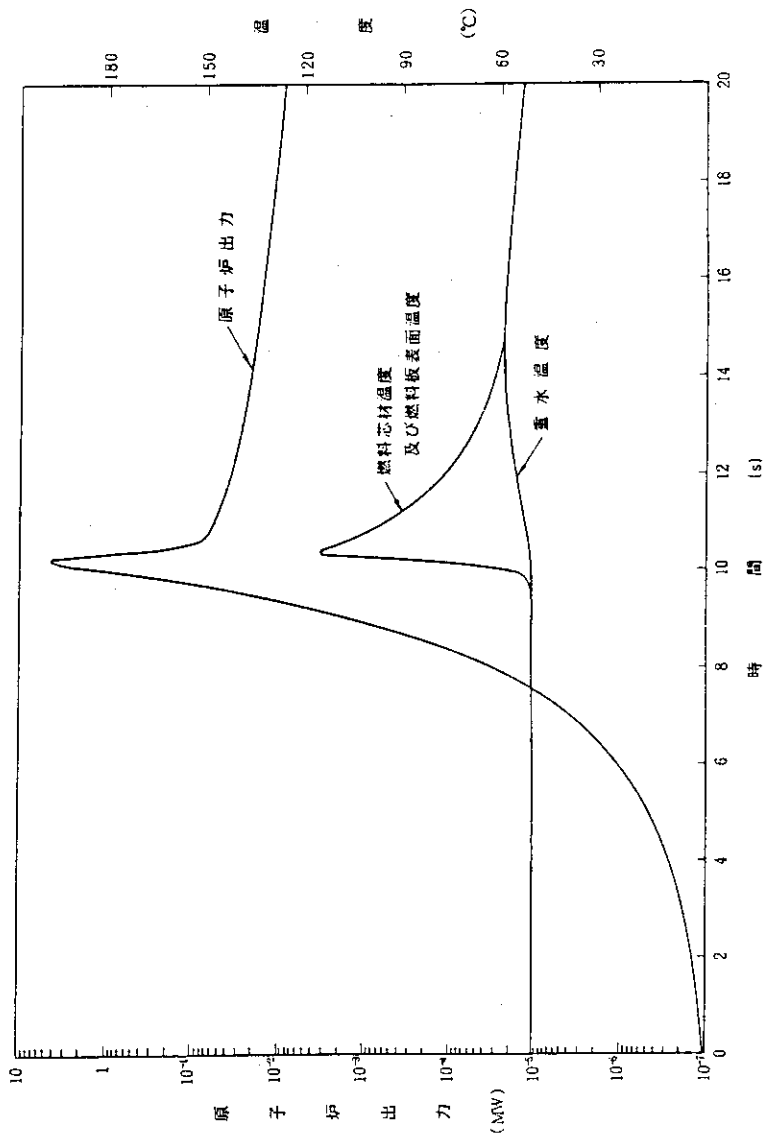


図 6. 1. 1 起動時における制御棒の異常な引抜き (混合炉心) の過渡変化 (ベースケース)

図 6. 1. 2

「起動時における制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタクディ (原子炉初期出力の影響)

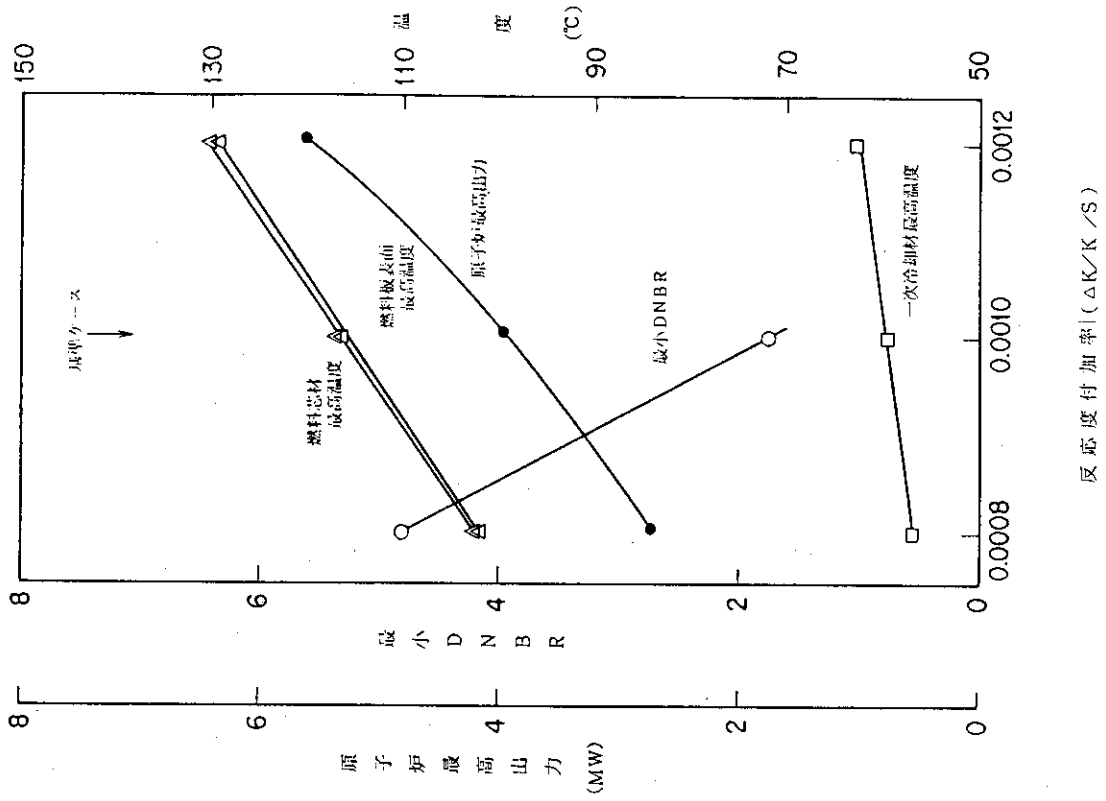


図 6.1.3 「起動時における制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタステイ(炉心入口冷却材温度の影響)

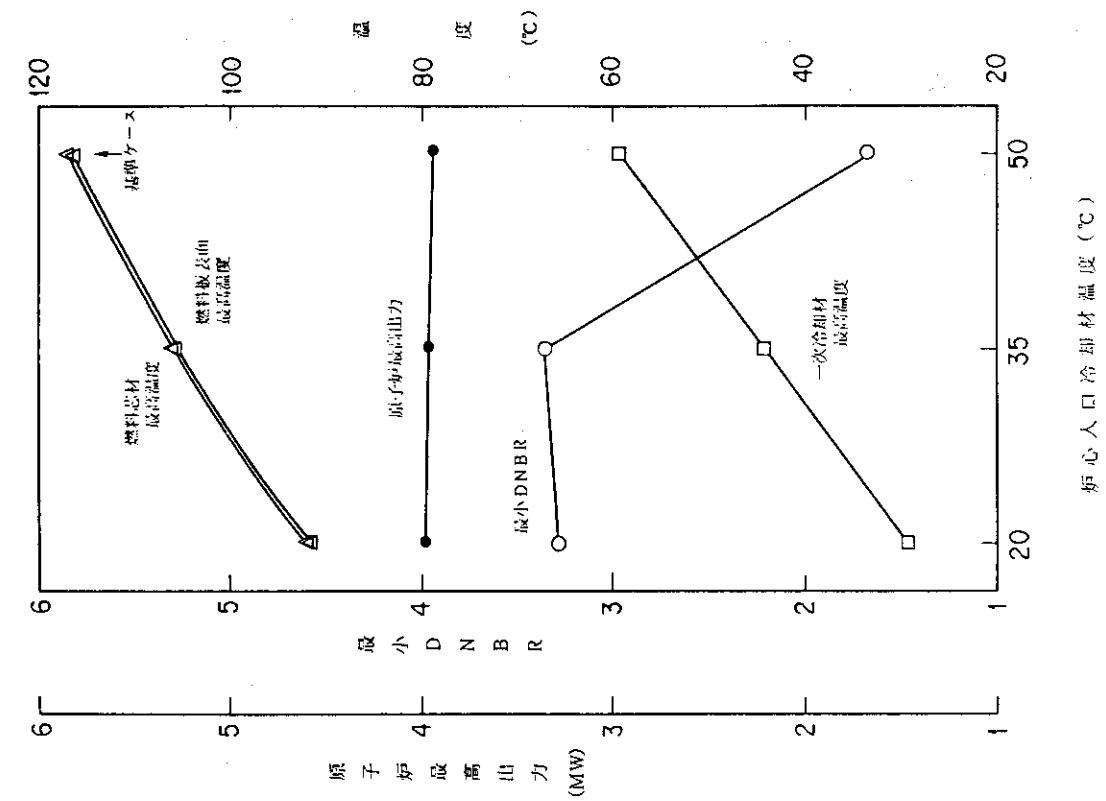


図 6.1.4 「起動時における制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタステイ(反応度付加率の影響)

6.2 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

6.2.1 ベースケース

表 6.2.1 に、前節で想定した炉心初期条件に基づくホットチャンネルの定常熱計算結果を示す。また図 6.2.1 に解析で得た過渡変化を示し、表 6.2.2 に主要な解析結果を示す。

6.2.2 パラメータスタディ

(1) 原子炉初期出力の影響

図 6.2.2 に原子炉初期出力をパラメータにして 0.1 MW から 10 MW までの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付加され、原子炉最高出力、燃料最高温度は高くなる。

(2) 炉心入口冷却材温度の影響

図 6.2.3 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の上昇に伴って燃料温度も上昇するが、燃料板表面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うけない結果となる。

(3) 反応度付加率の影響

図 6.2.4 に反応度付加率の影響を示す。0.8 ~ $1.2 \times 10^{-3} \Delta K/K/S$ の範囲で解析結果にはほとんど影響がない。

6.2.3 結 論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR、燃料芯材最高温度及び燃料板の変形については、判断基準を満たしており、燃料の健全性が損われることはない。また重水の温度上昇は小さく、従って、重水系統及びヘリウム系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が問題となることはない。

表 6. 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

炉心 \ 項目	出力 (MW)	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)	最小 DNBR
MEU炉心	10	127	126	69	2.3
混合炉心	10	128	123	70	2.2

表 6. 2. 2 (1) 出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析結果

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)
MEU炉心	11	約 0.9	約 11.1	約 0.9
混合炉心		約 0.9	約 11.1	約 0.9

表 6. 2. 2 (2) 出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析結果

炉心 \ 項目	最小 DNBR	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)
MEU炉心	約 2.1	約 132	約 127	約 71
混合炉心	約 2.0	約 132	約 127	約 71

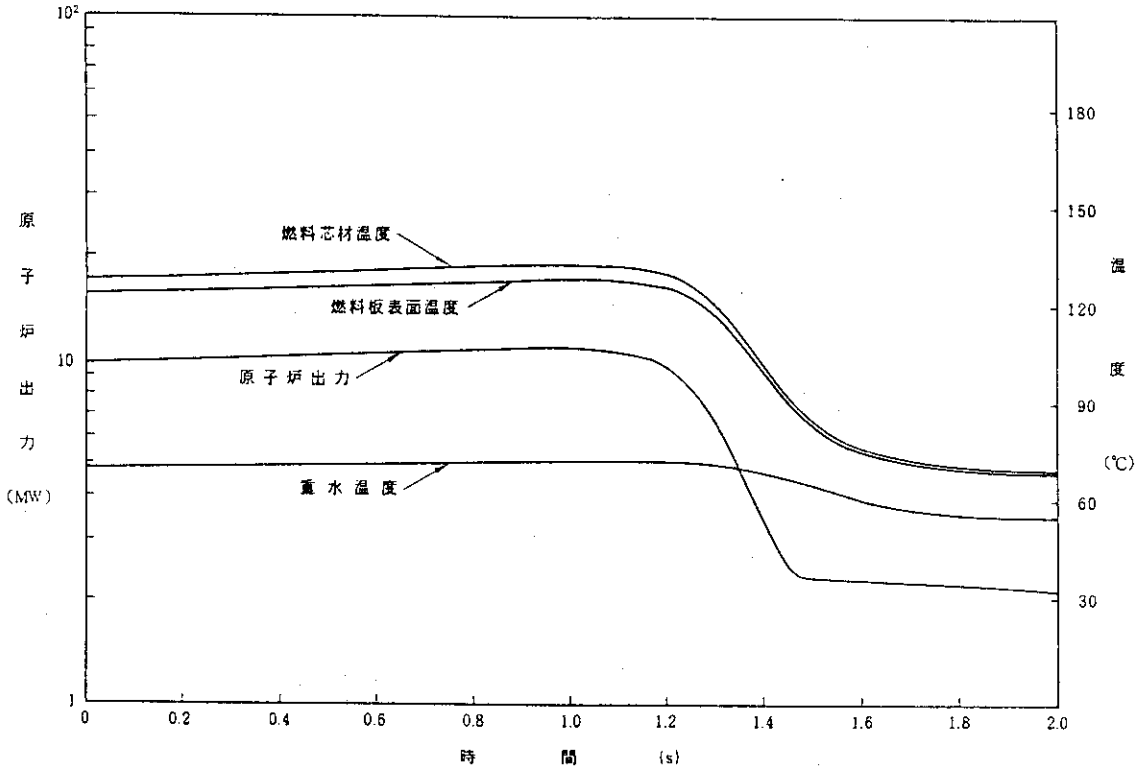


図 6.2.1 出力運転中の制御棒の異常な引抜き（混合炉心）の過渡変化（ベースケース）

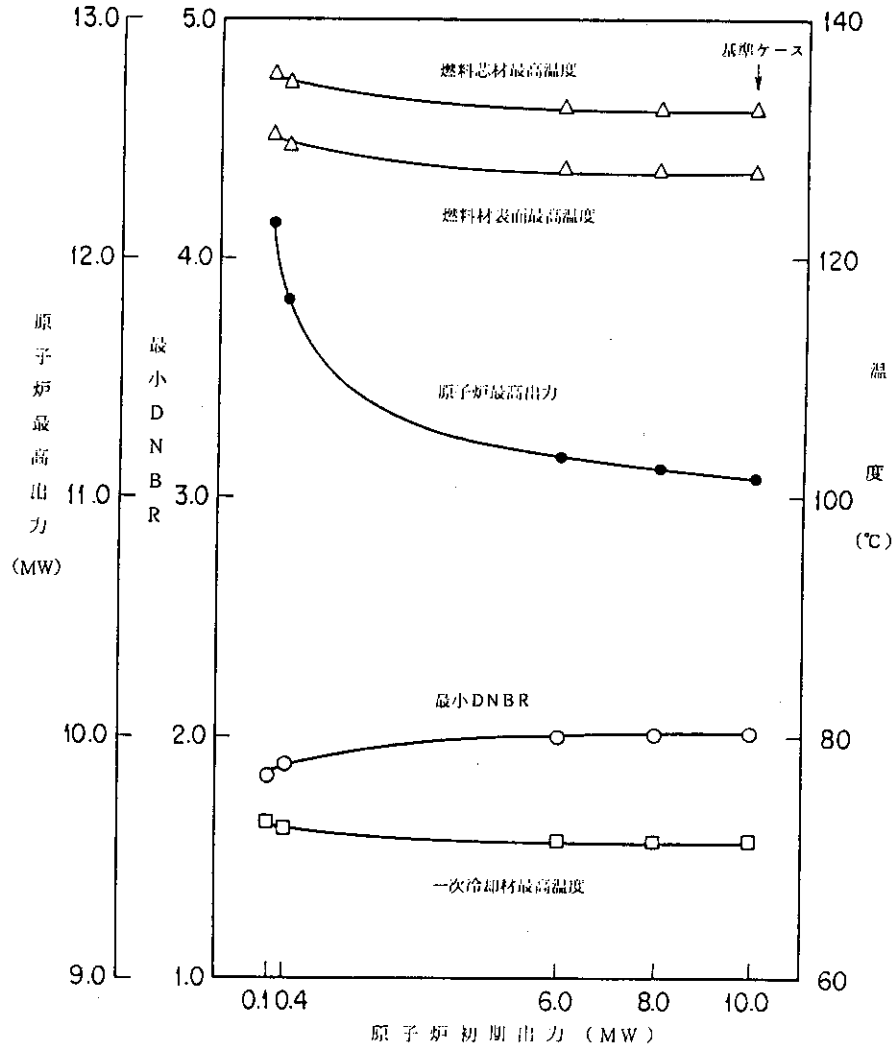


図 6.2.2 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタディ（原子炉初期出力の影響）

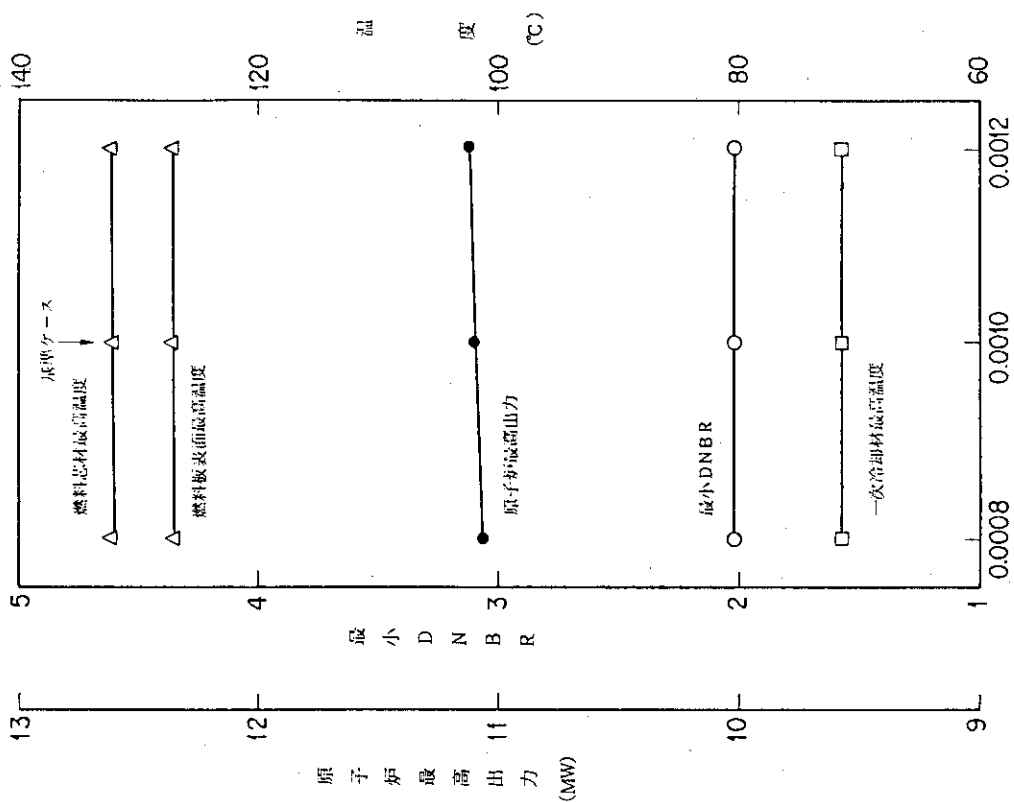


図 6.2.3 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタスディ（炉心入口冷却材温度の影響）

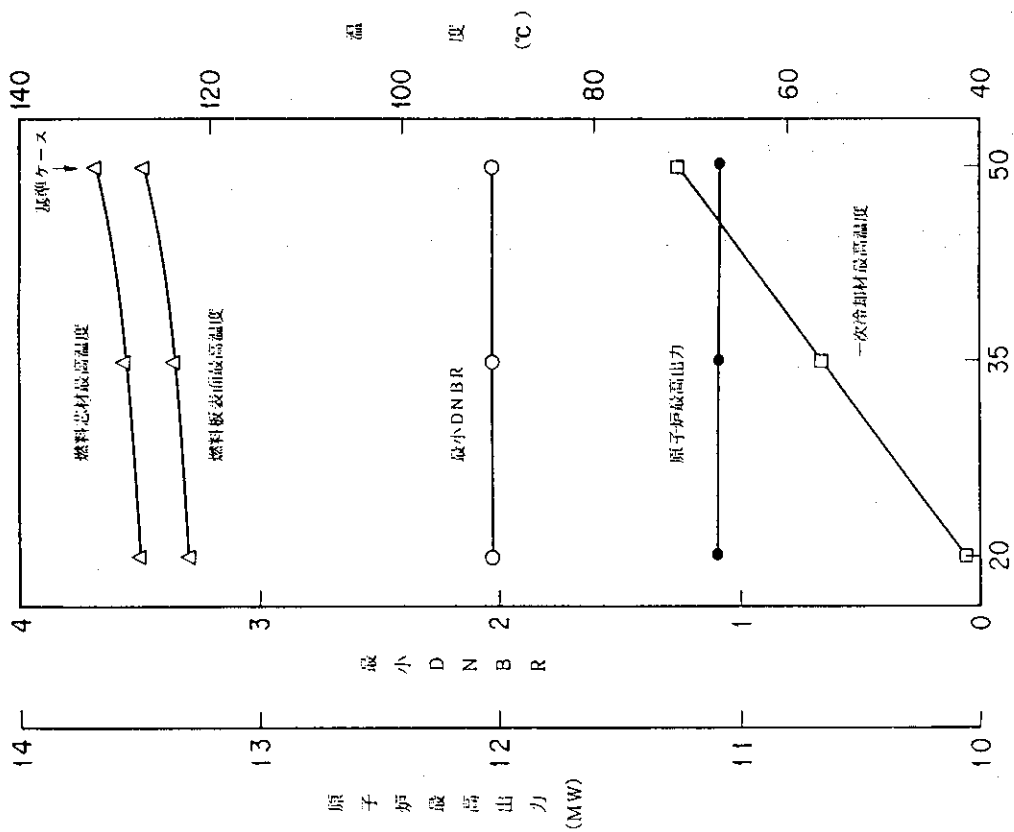


図 6.2.4 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」のパラメータスタスディ（反応度付加率の影響）

6.3 実験物等による反応度付加

6.3.1 ベースケース

表 6.3.1 に、前節で想定した炉心初期条件に基づくホットチャンネルの定常熱計算結果を示す。また、図 6.3.1 に解析で得た過渡変化を示し、表 6.3.2 に主要な解析結果を示す。

6.3.2 パラメータスタディ

(1) 原子炉初期出力の影響

図 6.3.2 に原子炉初期出力をパラメータにして 6 MW から 10 MW までの範囲にわたって行った解析結果を示す。ランプ状付加反応度の場合と違って、ステップ状に反応度を付加する場合は、原子炉初期出力が高いほどきびしい結果を与える。

(2) 炉心入口冷却材温度の影響

図 6.3.3 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の上昇に伴って燃料温度も上昇するが、燃料板表面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。

(3) 付加反応度の影響

図 6.3.4 にステップ状に付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。付加反応度を増すと最小 DNBR は小さくなるが、 $1.92 \times 10^{-3} \Delta K/K/\text{ステップ}$ の場合でも最小 DNBR は 1.83 である。

6.3.3 結 論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR、燃料芯材最高温度及び燃料板の変形については、判断基準を満たしており、燃料の健全性が損われることはない。また、重水の温度上昇は小さく、従って、重水系統及びヘリウム系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が問題となることはない。

表 6.3.1 「実験物等による反応度付加」事象解析で想定した炉心初期条件

炉心 \ 項目	出力 (MW)	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)	最小 DNBR
MEU炉心	10	127	126	69	2.3
混合炉心	10	128	123	70	2.2

表 6.3.2 (1) 実験物等による反応度付加の解析結果

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)
MEU炉心	11	約 0.03	約 12.1	約 0.12
混合炉心		約 0.03	約 12.0	約 0.13

表 6.3.2 (2) 実験物等による反応度付加の解析結果

炉心 \ 項目	最小 DNBR	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)
MEU炉心	約 1.9	約 135	約 129	約 72
混合炉心	約 1.9	約 135	約 130	約 73

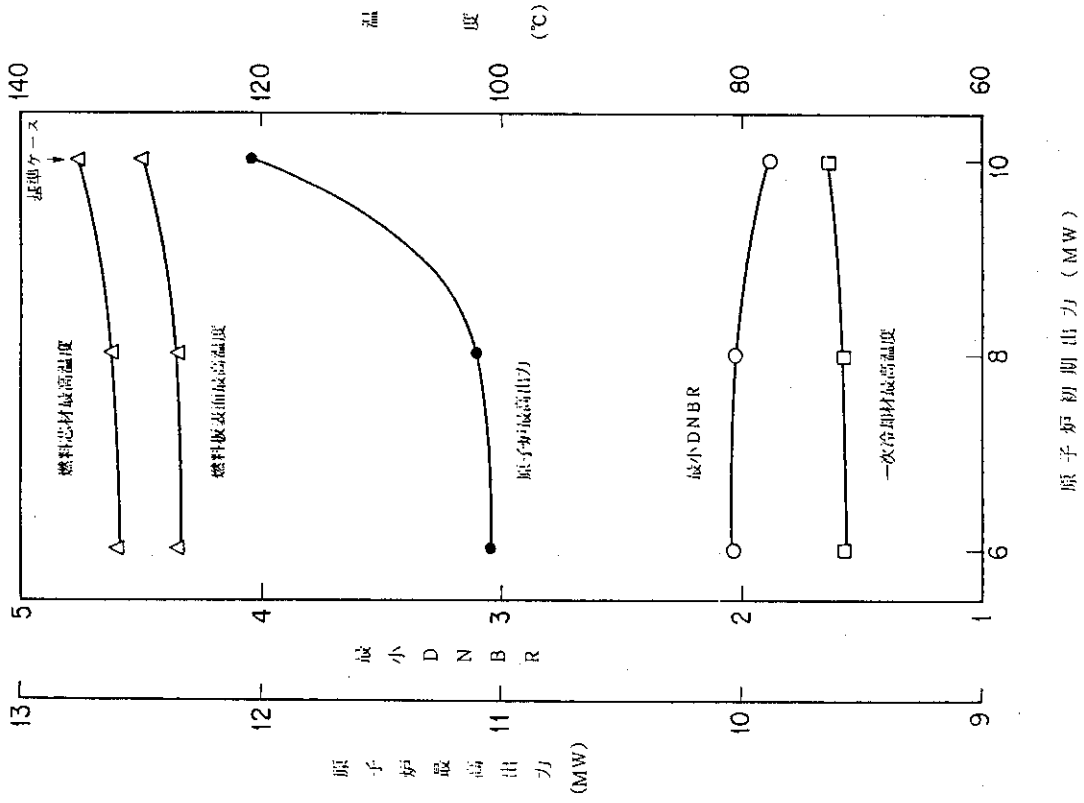


図 6.3.1 実験物等による反応度付加 (混合炉心) の過渡変化 (ベースケース)

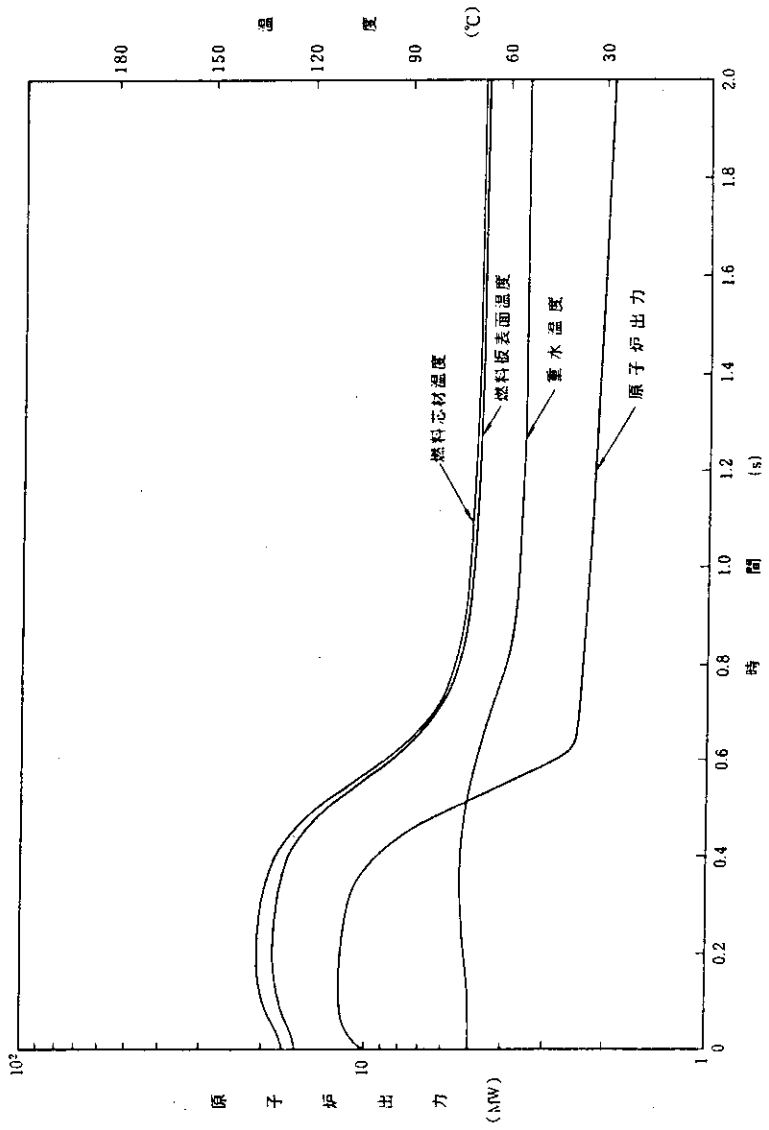


図 6.3.2 「実験物等による反応度付加」のパラメータスタディ (原子炉初期出力の影響)

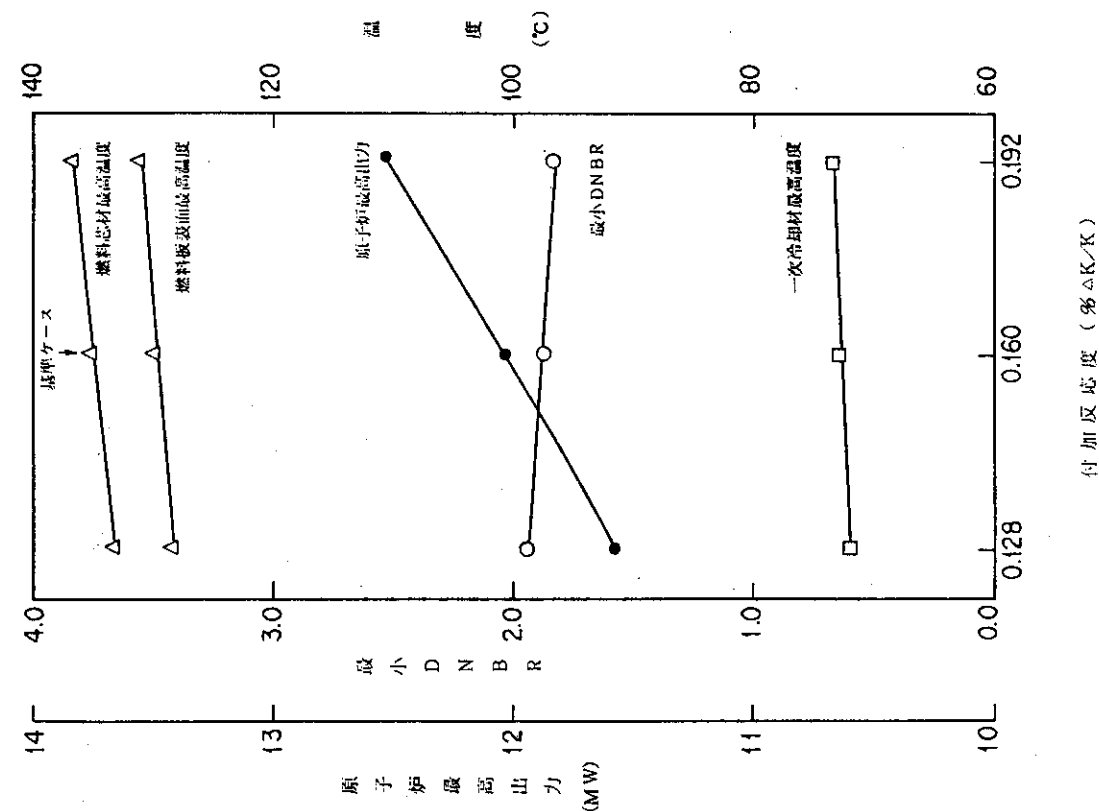


図 6.3.4 「実験物等による反応度付加」のパラメータスタステイ(付加反応度の影響)

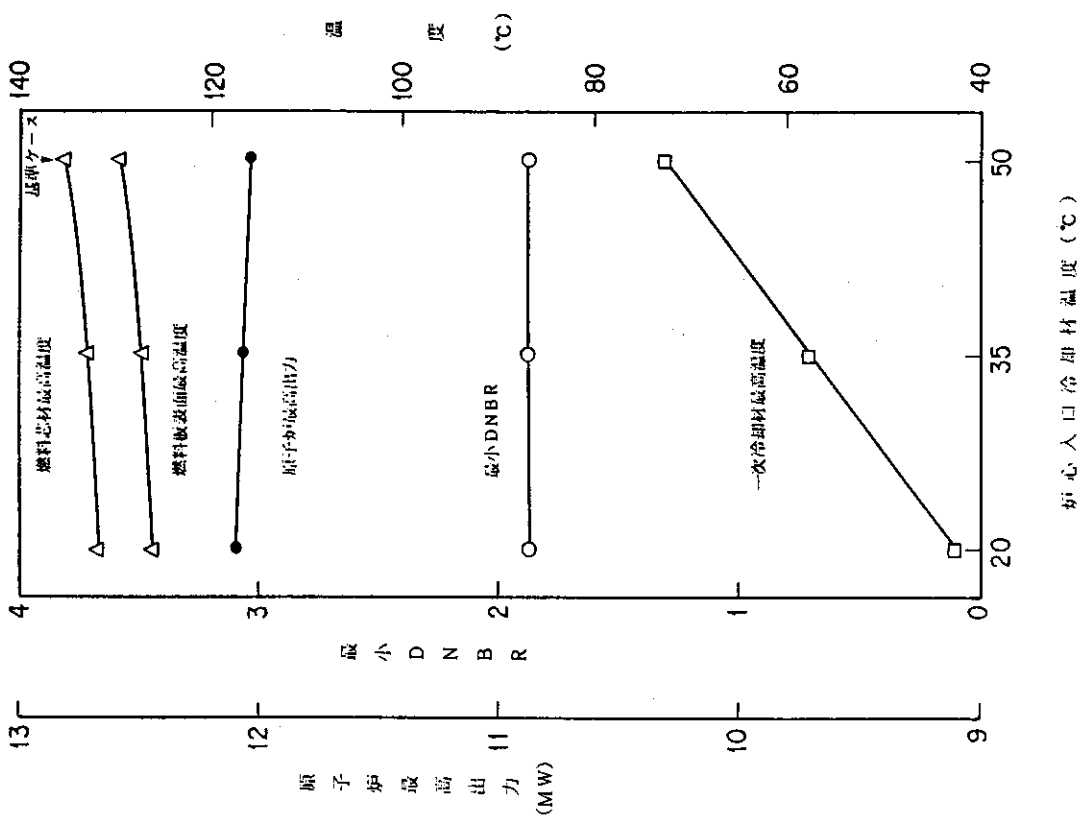


図 6.3.3 「実験物等による反応度付加」のパラメータスタステイ(炉心入口冷却材温度の影響)

6.4 重水温度低下による反応度付加

6.4.1 ベースケース

表 6.4.1 に、前節で想定した炉心初期条件に基づくホットチャンネルの定常熱計算結果を示す。また図 6.4.1 に解析で得た過渡変化を示し、表 6.4.2 に主要な解析結果を示す。

6.4.2 パラメータスタディ

(1) 原子炉初期出力の影響

図 6.4.2 に原子炉初期出力をパラメータにして 0.24 MW から 0.4 MW までの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付加され、原子炉最高出力は高くなる。しかし一次冷却材最高温度、燃料温度及び最小 DNBR については、初期出力が低いほど大きな熱的余裕をもっており、このため過渡変化を通じて、本解析範囲内においては初期出力が低いほど、これらの値に余裕がある結果となる。

(2) 炉心冷却材流量の影響

図 6.4.3 に炉心冷却材流量をパラメータにして $36 \text{ m}^3/\text{hr}$ から $54 \text{ m}^3/\text{hr}$ までの範囲にわたって行った解析結果を示す。流量が多いほど流速が大きくなり、それだけ炉心に大きな反応度が付加され、原子炉最高出力は高くなる。

(3) 導入冷水温度の影響

図 6.4.4 に炉心入口重水温度が 50°C からステップで低下する温度をパラメータにして行った解析結果を示す。導入冷水温度が低いほど、炉心に大きな反応度が付加され、原子炉最高出力は高くなる。

6.4.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR、燃料芯材最高温度及び燃料板の変形については、判断基準を満たしており、燃料の健全性が損われることはない。また重水の温度上昇は小さく、従って、重水系統及びヘリウム系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が問題となることはない。

表 6.4.1 「重水温度低下による反応度付加」事象解析で想定した炉心初期条件

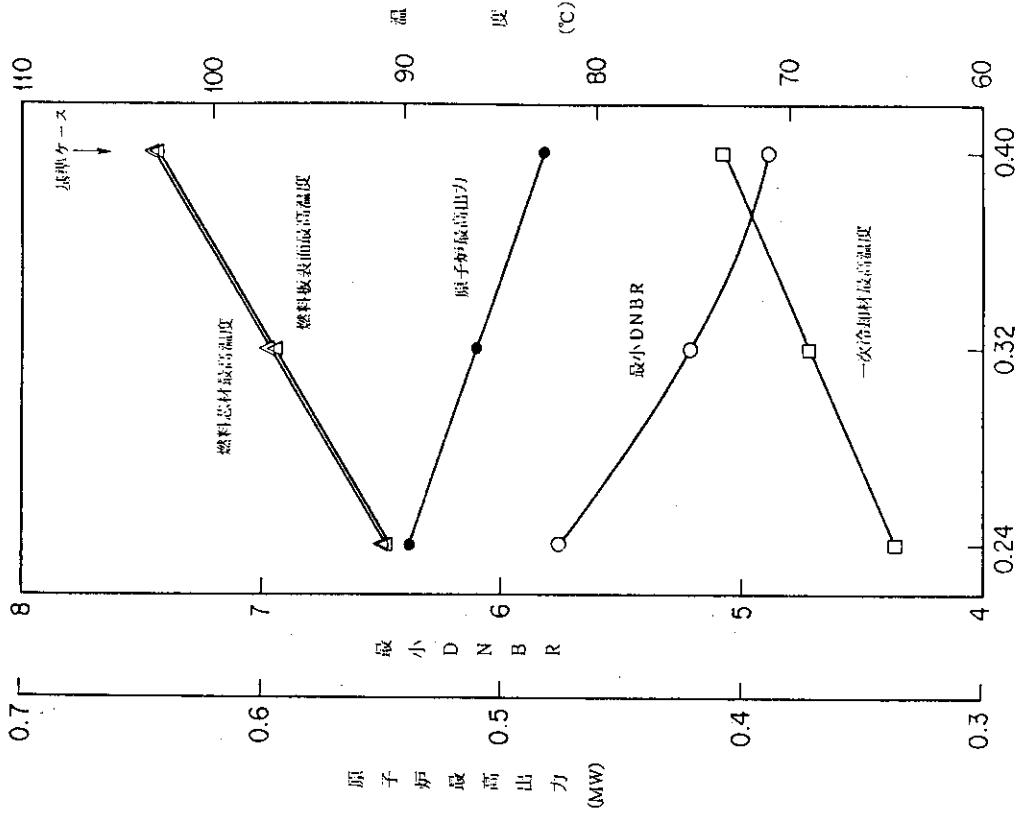
炉心 \ 項目	出力 (MW)	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)	最小 DNBR
MEU炉心	0.4	101	101	73	6.7
混合炉心	0.4	102	101	73	6.6

表 6.4.2(1) 重水温度低下による反応度付加の解析結果

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)
MEU炉心	440	約 0.27	約 0.48	約 0.51
混合炉心		約 0.27	約 0.48	約 0.52

表 6.4.2(2) 重水温度低下による反応度付加の解析結果

炉心 \ 項目	最小 DNBR	燃料芯材 最高温度 (℃)	燃料板表面 最高温度 (℃)	重水 最高温度 (℃)
MEU炉心	約 4.9	約 102	約 102	約 73
混合炉心	約 4.9	約 103	約 103	約 74



原子炉初期出力 (MW)

「重水温度低下による反応度付加」のパラメータスタディ (原子炉初期出力の影響)

図 6.4.2

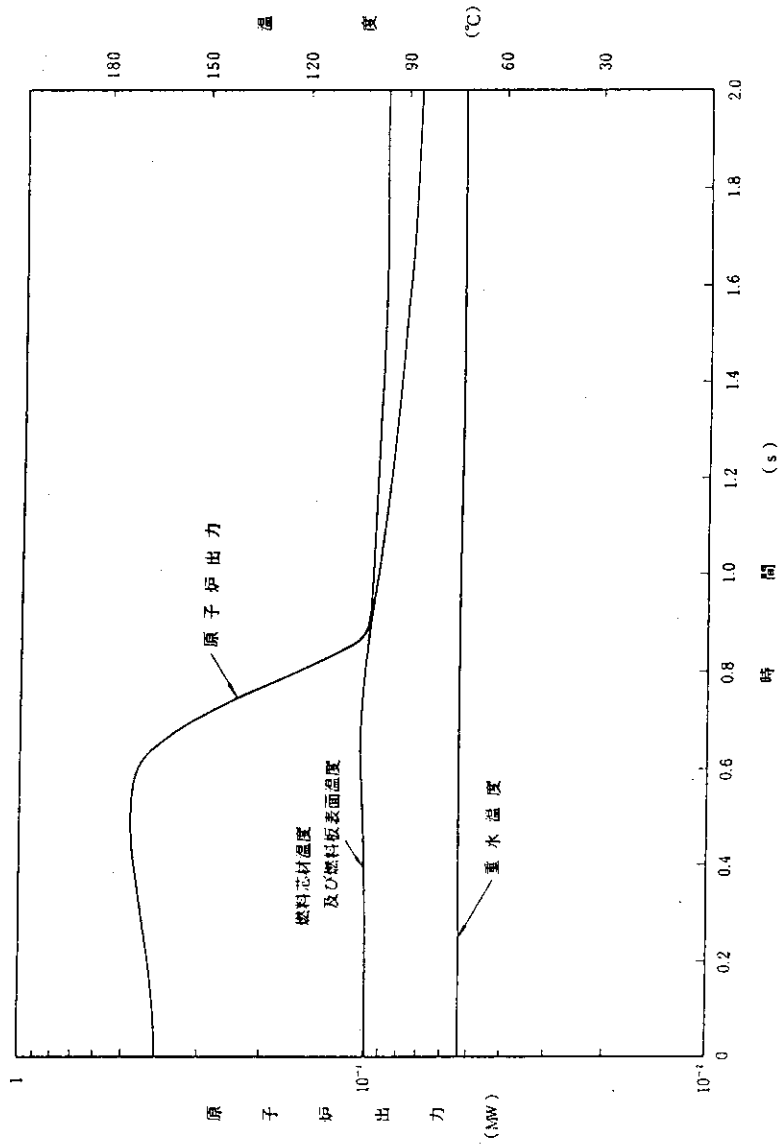


図 6.4.1 重水温度低下による反応度付加 (混合炉心) の過渡変化 (ベースケース)

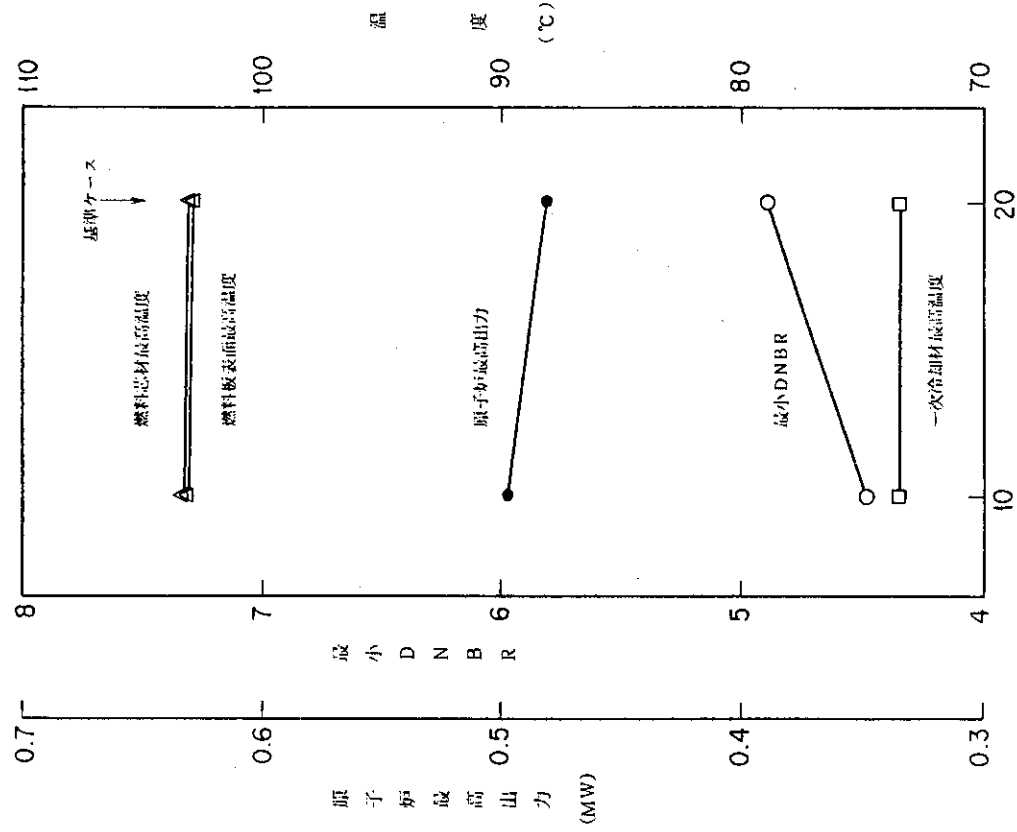


図 6.4.4 「重水温度低下による反応度付加」のパラメータスタディ(導 入 冷 水 温 度 の 影 響)

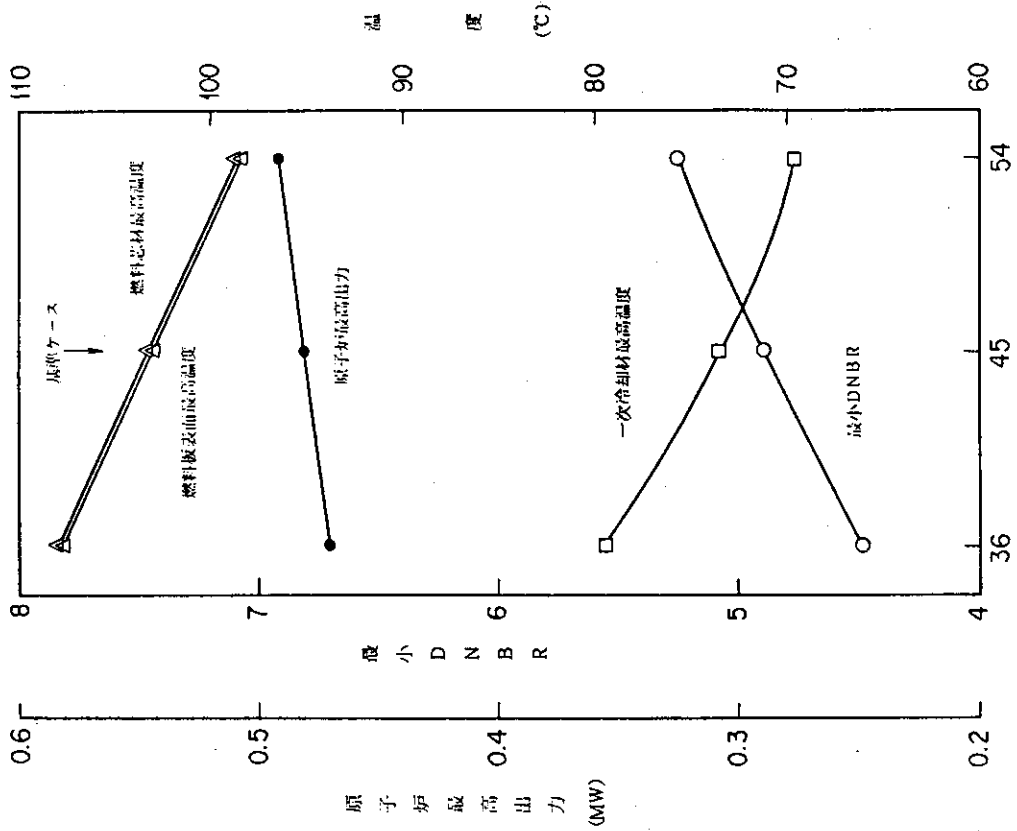


図 6.4.3 「重水温度低下による反応度付加」のパラメータスタディ(炉 心 冷 却 材 流 量 の 影 響)

7. 結 言

J R R - 2 中濃縮炉心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4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厳しくなるように条件を定めた。また結果に重要な影響を及ぼすパラメータについては広い範囲にわた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

本解析を遂行するにあたって、J R R - 2 管理課角田準作課長には懇切な御指導、御助言を頂きました。また研究炉管理部二村嘉明部長には本報告書を査読して頂き、懇切な御助言を頂きました。ここに深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 黒沢正義 他 “ J R R - 2 中濃縮炉心の核設計 ” JAERI-M 86-052 (1986) .
- (2) Y. S. Touloukian 他, “ Thermal Conductivity ; Metallic Elements and Alloys ”, Thermophysical Properties of Matter, Vol.1, (1970) .
- (3) Y. S. Touloukian 他, “ Thermal Expansion ; Metallic Elements and Alloys ”, Thermophysical Properties of Matter, Vol.12, (1975) .
- (4) “ Draft #2 Reserch Reactor Core Conversion, Safety and Licensing Issues Guidebook ”, Vol.2, Fuels, (1982) .

7. 結 言

J R R - 2 中濃縮炉心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4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厳しくなるように条件を定めた。また結果に重要な影響を及ぼすパラメータについては広い範囲にわた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

本解析を遂行するにあたって、J R R - 2 管理課角田準作課長には懇切な御指導、御助言を頂きました。また研究炉管理部二村嘉明部長には本報告書を査読して頂き、懇切な御助言を頂きました。ここに深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 黒沢正義 他 “ J R R - 2 中濃縮炉心の核設計 ” JAERI-M 86-052 (1986) .
- (2) Y. S. Touloukian 他, “ Thermal Conductivity ; Metallic Elements and Alloys ”, Thermophysical Properties of Matter, Vol.1, (1970) .
- (3) Y. S. Touloukian 他, “ Thermal Expansion ; Metallic Elements and Alloys ”, Thermophysical Properties of Matter, Vol.12, (1975) .
- (4) “ Draft #2 Reserch Reactor Core Conversion, Safety and Licensing Issues Guidebook ”, Vol.2, Fuels, (1982) .

7. 結 言

JRR-2中濃縮炉心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4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厳しくなるように条件を定めた。また結果に重要な影響を及ぼすパラメータについては広い範囲にわた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

本解析を遂行するにあたって、JRR-2管理課角田準作課長には懇切な御指導、御助言を頂きました。また研究炉管理部二村嘉明部長には本報告書を査読して頂き、懇切な御助言を頂きました。ここに深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 黒沢正義 他 “JRR-2中濃縮炉心の核設計” JAERI-M 86-052 (1986)。
- (2) Y. S. Touloukian 他, “Thermal Conductivity ; Metallic Elements and Alloys”, Thermophysical Properties of Matter, Vol.1, (1970)。
- (3) Y. S. Touloukian 他, “Thermal Expansion ; Metallic Elements and Alloys”, Thermophysical Properties of Matter, Vol.12, (1975)。
- (4) “Draft #2 Reserch Reactor Core Conversion, Safety and Licensing Issues Guidebook”, Vol.2, Fuels, (1982)。