

東海第二発電所安全審査	
資料番号	審査2-1
年月日	平成12年 12月 6日

東海第二発電所

運転時の異常な過渡変化について

平成12年 12月

日本原子力発電株式会社

目 次

1.	はじめに	1
2.	判断基準	2
3.	解析方法及び解析条件	3
(1)	解析方法	3
(2)	解析条件	3
4.	解析結果	4
5.	各事象の詳細説明	7
(1)	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	7
(2)	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	11
(3)	原子炉冷却材流量の部分喪失	15
(4)	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	19
(5)	外部電源喪失	23
(6)	給水加熱喪失	27
(7)	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	33
(8-1)	負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービン・バイパス弁作動）	37
(8-2)	負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービン・バイパス弁不作動）	43
(9)	主蒸気隔離弁の誤閉止	51
(10)	給水制御系の故障	57
(11)	原子炉圧力制御系の故障	63
(12)	給水流量の全喪失	67

1. はじめに

東海第二原子力発電所の「運転時の異常な過渡変化」の解析に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な以下の事象について評価を行った。

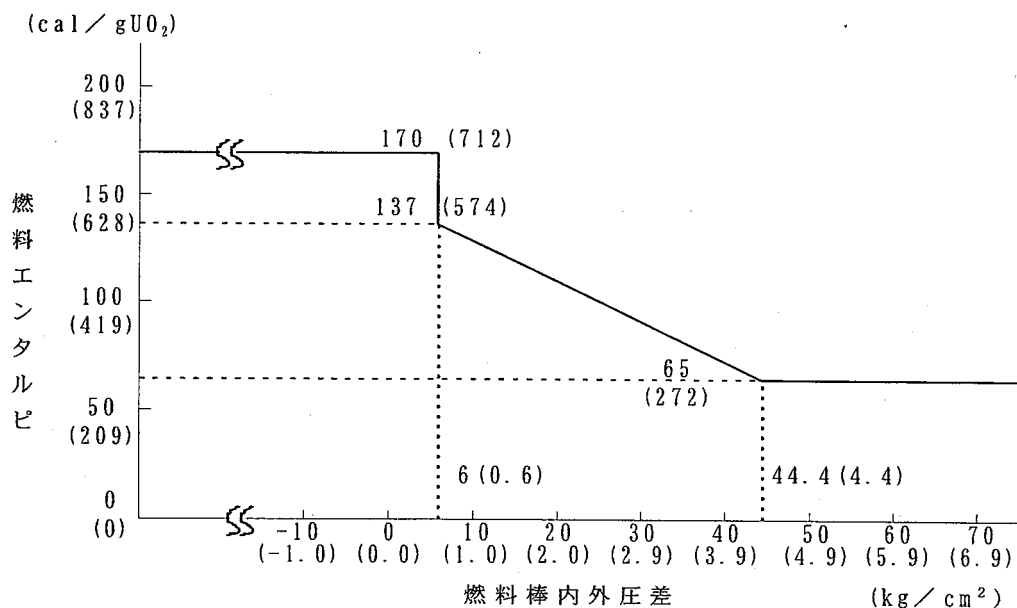
- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - c. 外部電源喪失
 - d. 給水加熱喪失
 - e. 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
- (3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - a. 負荷の喪失
 - b. 主蒸気隔離弁の誤閉止
 - c. 給水制御系の故障
 - d. 原子炉圧力制御系の故障
 - e. 給水流量の全喪失

2. 判断基準

運転時の異常な過渡変化に対しては、想定した事象の発生に伴う過渡現象下において、炉心は損傷に至ることなく、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することを基準とし、具体的には以下の判断基準を用いる。

- (1) 最小限界出力比（以下「M C P R」という。）が燃料の許容設計限界1.07以上であること。
- (2) 燃料被覆管は、機械的に破損しないこと。すなわち燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪が、1%（表面熱流束170%に相当）以下であること。
- (3) 燃料エンタルピは、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界以下であること。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である8.62 MPa [gage] の1.1倍の圧力9.48MPa [gage] 以下であること。

反応度投入事象における燃料の許容設計限界



（燃料エンタルピについては kJ/kgUO₂ 単位の値を、また、燃料棒内外圧差については MPa[gage] 単位の値を () 内に記載した。）

3. 解析方法及び解析条件

(1) 解析方法

運転時の異常な過渡変化の解析には、以下の計算コードを用いる。

a. プラント全体の過渡応答

プラント動特性解析コード (REDY及びBANDIX)

b. 過渡時のMCPR解析

単チャンネル熱水力解析コード (SCAT及びFRANCESCA)

又は炉心熱水力解析コード (ISCOR及びTHRP)

c. 制御棒の引き抜き過渡解析 (炉心动特性解析)

反応度投入事象解析コード (APEX及びEUREKA-N) 又は三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード

(2) 解析条件

「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」を除く過渡変化の解析に際しては、スクラム反応度曲線 (以下「スクラム曲線」という。) として、スクラム曲線が経時的に変化し得ることを考慮して安全側に定められた設計用スクラム曲線を用いるとともに、タイプの異なる燃料が混在する炉心をも考慮して、ボイド係数及びドップラ係数については、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を厳しく評価するものを用いる。

「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」の解析においては、 9×9 燃料 (A型) を装荷した炉心及び 9×9 燃料 (B型) を装荷した炉心について評価を行っているが、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」における引抜制御棒価値、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」における引抜制御棒近傍の燃料の状態等について、炉心状態にかかわらず、想定される最も厳しい条件を設定している。また、中性子計装系の動作状態等、その他の解析条件についても、想定される最も厳しい条件の

設定を行っているほか、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の解析においてポイドフィードバックを考慮しない等、保守的な解析モデルを用いている。

4. 解析結果

第1表に運転時の異常な過渡変化の解析結果をまとめて示す。

なお、本表中には、「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」については、 9×9 燃料（A型）を装荷した炉心及び 9×9 燃料（B型）を装荷した炉心について評価した結果を包絡した値を、「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」以外の過渡変化については、 9×9 燃料（A型）の評価を行うための解析結果及び 9×9 燃料（B型）の評価を行うための解析結果を包絡した値を記載している。

解析結果に示すとおり、東海第二発電所は、沸騰水型原子炉がもつ自己制御性と、種々の安全保護系等の動作があいまって、「運転時の異常な過渡変化」を安定に制御するとともに、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を保持しており、「運転時の異常な過渡変化」の観点から本原子炉施設の安全設計の基本方針が妥当であることを確認した。

第1表 運転時の異常な過渡変化の解析結果 (1/2)

項目	M CPR 最小値	表面熱流束 最大値 (%)	燃料エンタルピ 最大値 (kJ/kgUO ₂)	原子炉圧力 最大値 (MPa [gage])	備考
(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化					
a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	—	約 112	約 7.09	
b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	1.10	約 120	—	圧力上昇はほとんどない	
(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化					
a. 原子炉冷却材流量の部分喪失	初期値	初期値	—	約 7.03	
b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	1.21	約 93	—	約 6.76	
c. 外部電源喪失	初期値	初期値	—	約 7.73	
d. 給水加熱喪失	1.07				
— 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合以外	(0.17 (2)) ^{*1} (0.17 (A)) (0.16 (B))	約 121	—	約 7.11	*1 ΔM CPR 最大値
— 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合	(0.16 (B))	約 121	—	約 7.09	
e. 原子炉冷却材流量制御系の誤動作	1.42	約 75	—	約 6.66	

項目	M C P R 最小値	表面熱流束 最大値 (%)	燃料エンタルピ 最大値 (kJ/kg・UO ₂)	原子炉圧力 最大値 (MPa [gage])	備考
(I) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化					
a. 負荷の喪失					
i) サイクル早期炉心					
タービンバース弁作動	1.18	初期値	—	約 7.82	
タービンバース弁不作動	1.10	約 108	—	約 7.98	
ii) サイクル末期炉心					
タービンバース弁作動	1.18	約 108	—	約 7.87	
タービンバース弁不作動	1.07				
— 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合以外	(0.25 (2))* ¹ (0.28 (A)) (0.26 (B))	約 116	—	約 8.04* ² (約 8.26)	*1 Δ MCPR 最大値 *2 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力
— 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合	(0.20 (B))	約 114	—	約 8.02	
b. 主蒸気隔離弁の誤閉止					
i) サイクル早期炉心	初期値	初期値	—	約 7.87	
ii) サイクル末期炉心	1.22	約 111	—	約 8.00	
c. 給水制御系の故障					
i) サイクル早期炉心	1.09	約 113	—	約 7.86	
ii) サイクル末期炉心	1.09	約 118	—	約 7.92	
d. 原子炉圧力制御系の故障	初期値	初期値	—	約 7.54	
e. 給水流量の全喪失	初期値	初期値	—	約 7.54	

(注 1) :..... は各判断基準での最高値 (MCPR は最小値) を示す。

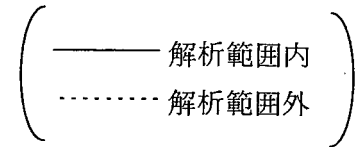
(注 2) (2) は高燃焼度 8×8 燃料を、(A) は 9×9 燃料 (A 型) を、(B) は 9×9 燃料 (B 型) を示す。

(注 3) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動及び原子炉冷却材流量制御系の誤動作以外の過渡変化解析における表面熱流束は、初期出力を約 105% とした時の値であり、局所の表面熱流束は上記の値を約 1.05 で除した値に対応する。したがって、給水加熱喪失時の表面熱流束最大値は、出力運転中の制御棒の異常な引き抜き時の表面熱流束最大値よりも小さい。

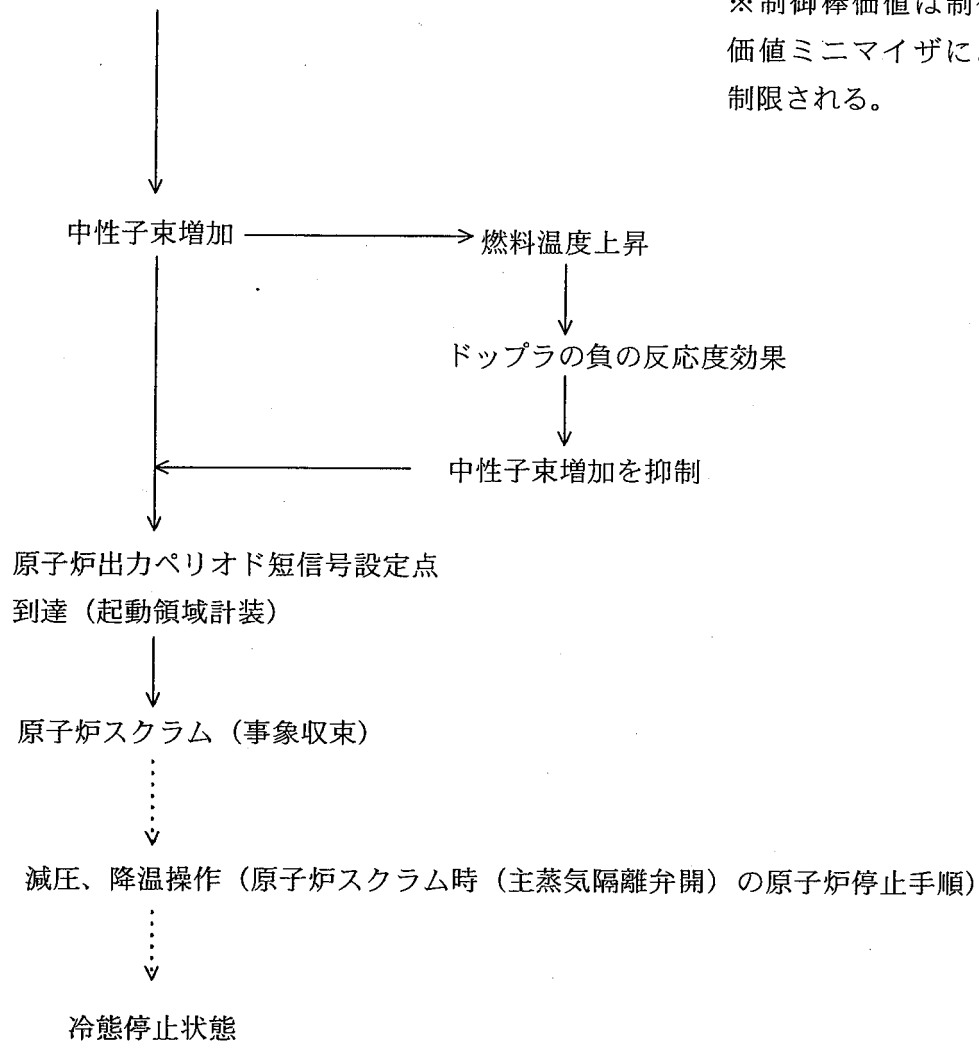
5. 各事象の詳細説明

(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

起動時に $0.013 \Delta k$ の制御棒値を持った制御棒を最大引抜速度 9.1 cm/s で連続的に引き抜く。



※制御棒値は制御棒値ミニマイザにより制限される。



(仮定)

起動領域計装はA、Bチャンネルとも引き抜き制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。

1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	原子炉起動時の制御棒の連続引き抜き	-
制御棒価値	0.013Δk	制御棒価値ミニマイザで許容される最大反応度価値
制御棒引抜速度	9.1cm/s	制御棒引抜速度の上限値
引抜制御棒反応度	9×9燃料(A型)又は9×9燃料(B型)平衡サイクル末期高温待機時の値(添付書類十の第2.3-1図)	過渡変化の結果を保守的に評価するよう設定
ドップラ係数	9×9燃料(A型)又は9×9燃料(B型)平衡サイクル末期高温待機時の値(添付書類八の第14.2-2図(その5A)(その5B))	同上
スクラム反応度	9×9燃料(A型)又は9×9燃料(B型)平衡サイクル末期高温待機時の値(添付書類十の第2.3-2図)	同上
原子炉出力	定格出力の10 ⁻³	過渡変化の結果を保守的に評価するよう設定
炉心流量	定格流量の20%	原子炉起動時は約25~30%流量であるが、保守的に20%を選定
原子炉圧力	7.03MPa[gage]	過渡変化の結果を保守的に評価するよう設定

2. 解析コード

9×9燃料(A型)評価用	APEX	炉心動特性解析
	SCAT	燃料挙動解析
9×9燃料(B型)評価用	EUREKA-N	炉心動特性解析及び燃料挙動解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	原子炉出力ペリオド短(起動領域計装)
-----------	--------------------

4. 解析結果

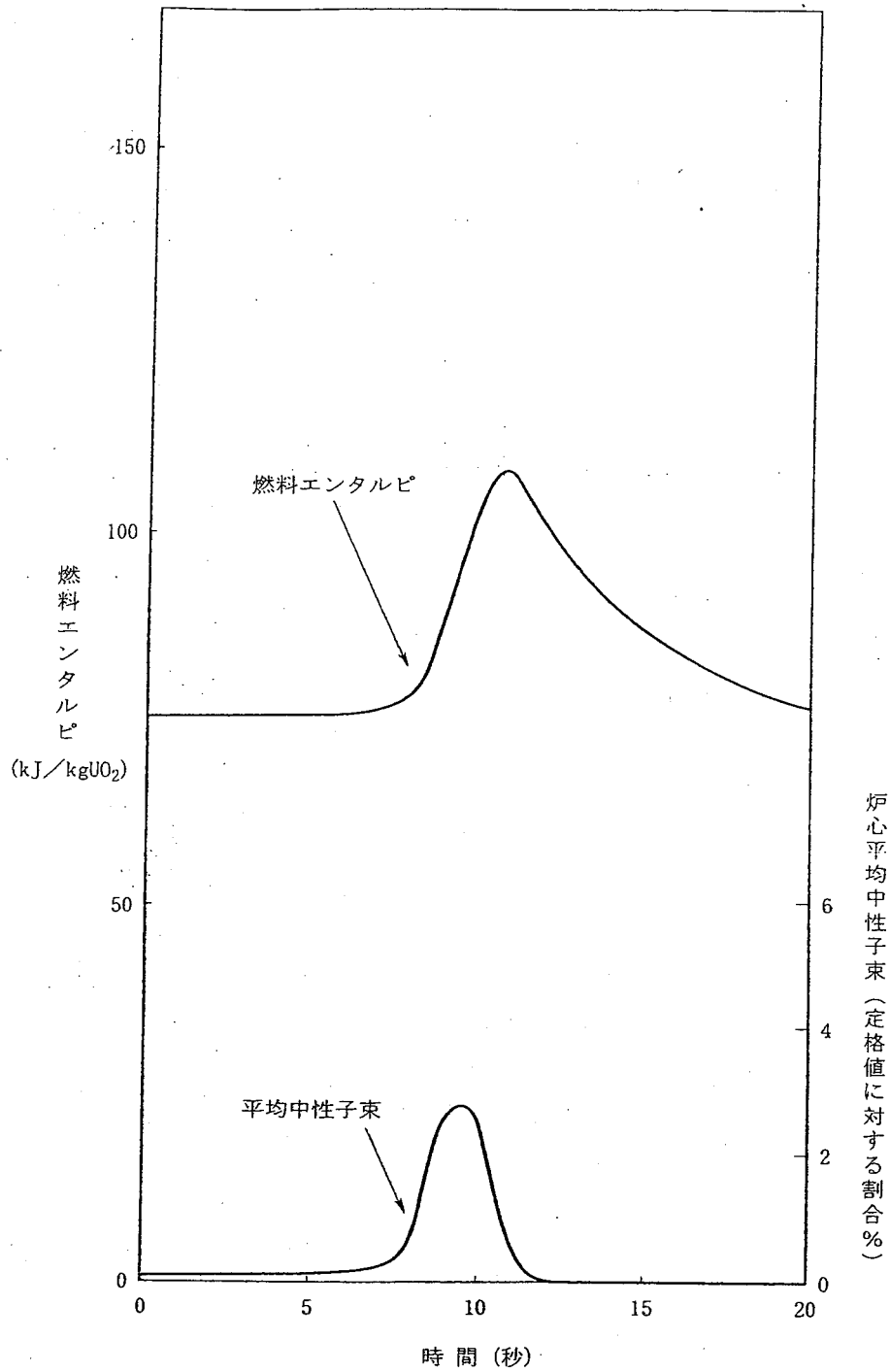
(1) 9×9燃料(A型)を装荷した炉心

項目	結果	判断基準
燃料エンタルピ(最大値)	約108kJ/kgUO ₂ *	「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界
原子炉圧力	約7.09MPa[gage]以下	9.48MPa[gage]以下

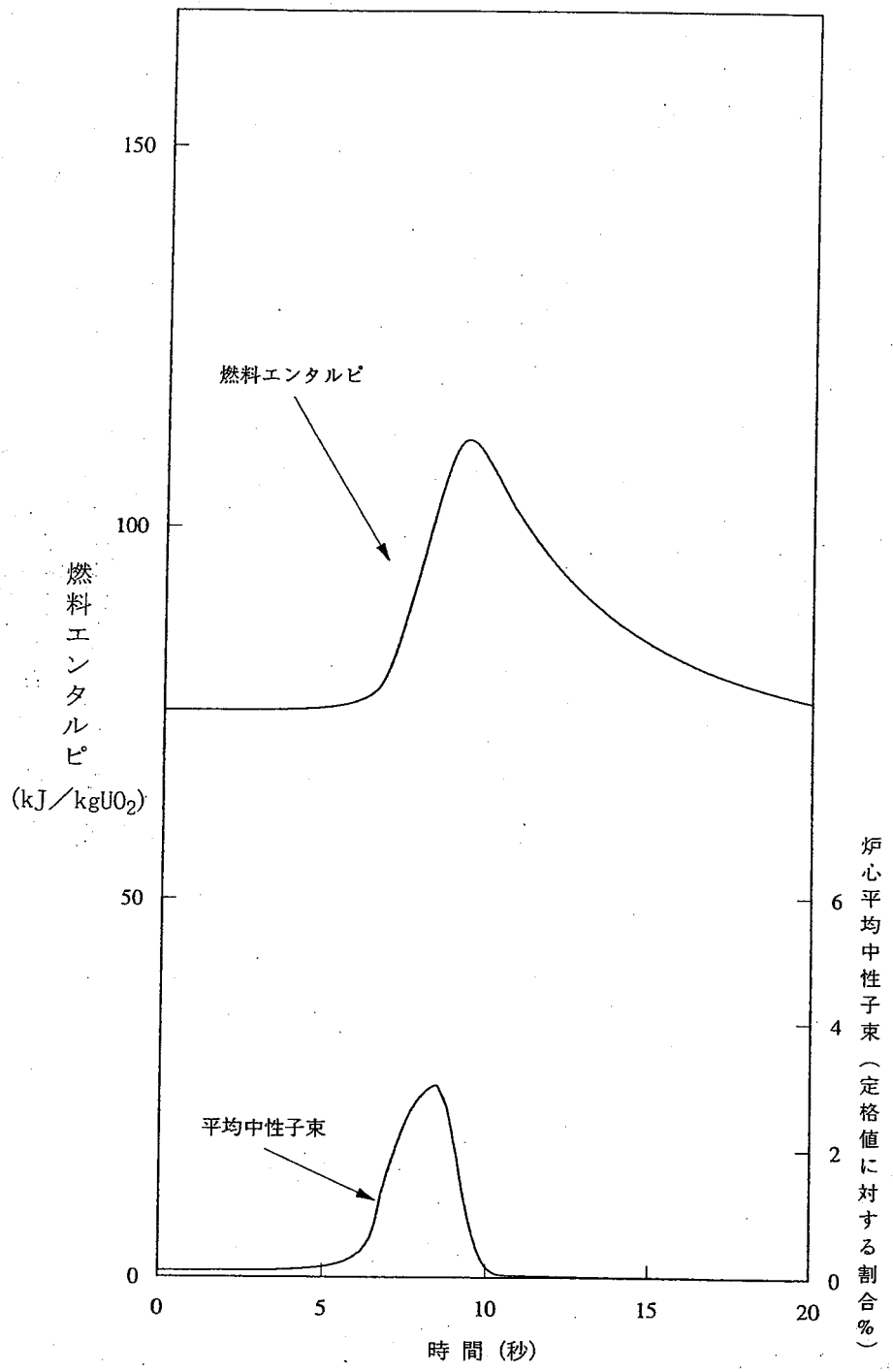
(2) 9×9燃料(B型)を装荷した炉心

項目	結果	判断基準
燃料エンタルピ(最大値)	約112kJ/kgUO ₂ *	「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界
原子炉圧力	約7.06MPa[gage]以下	9.48MPa[gage]以下

* ペレット燃焼度 65,000Mwd/t 以上の燃焼の進んだ燃料の破損の目安値としてピーク出力部燃料エンタルピの増分で167kJ/kgUO₂を(40cal/gUO₂)用いた場合においても燃料棒の破損は生じない。

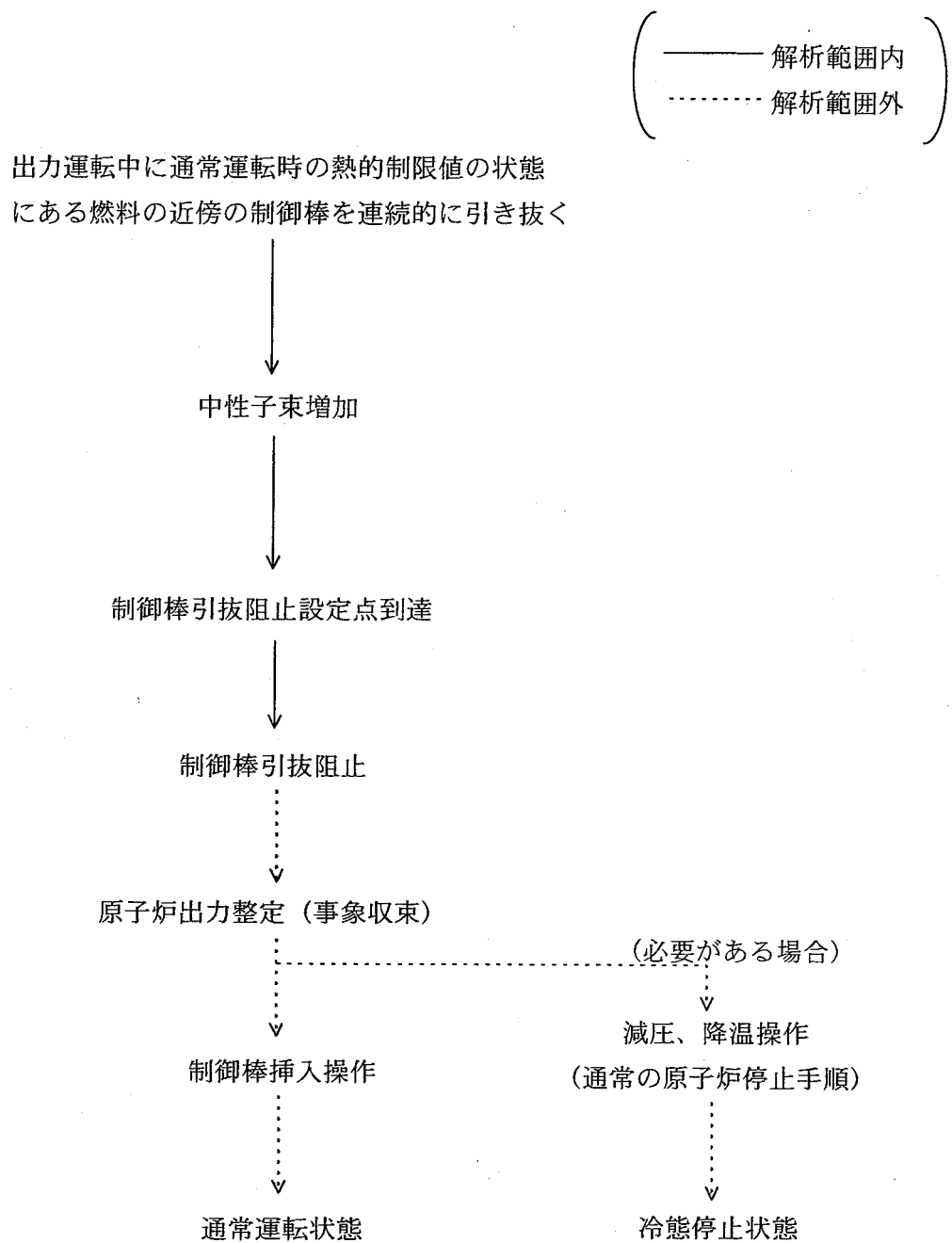


(9×9燃料 (A型) を装荷した炉心)



(9 × 9 燃料 (B 型) を装荷した炉心)

(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



(仮 定)

1. 定常状態を仮定し、中性子束と表面熱流束は時間遅れなしに変化するものとする。
2. 制御棒引抜監視装置の2チャンネル (A+C、B+D) のうち応答の速いチャンネル (B+D) がバイパス状態にあるとする。さらにチャンネル (A+C) に接続されるLPRMのうち引抜制御棒に近い4個がバイパスされているとする。

1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	出力運転中の制御棒の連続引き抜き	—
原子炉出力	定格出力	過渡変化の結果を保守的に評価するよう設定
炉心流量	定格流量の105%	同上
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	同上
MCPR	1.24 (9×9燃料 (A型))	通常運転時の熱的制限値
	1.23 (9×9燃料 (B型))	
最大線出力密度	44kW/m	
制御棒引抜監視装置 (RBM)	最悪のバイパス状態を仮定	過渡変化の結果を保守的に評価するよう設定

2. 解析コード

解析コード	三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード	定常状態*の三次元核熱水力解析 *中性子束と表面熱流束が時間遅れなしに変化していると仮定しており、解析結果は厳しくなる。
-------	-------------------	-----------------------------------------------------------------

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	スクラムせず
-----------	--------

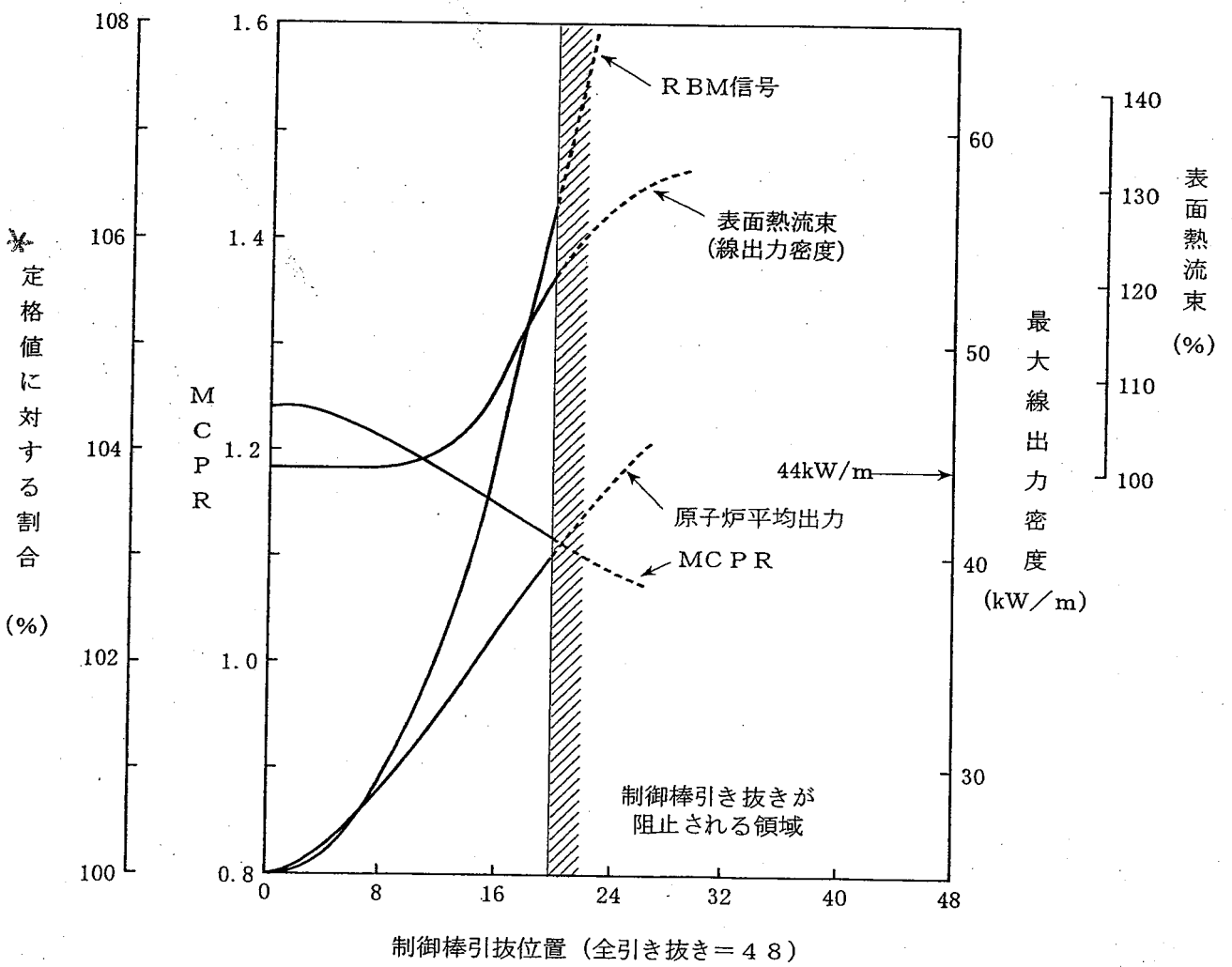
4. 解析結果

(1) 9×9燃料 (A型) を装荷した炉心

項目	結果	判断基準
MCPR	1.11 以上	1.07 以上
表面熱流束 (最大線出力密度)	約120%以下 (約53kW/m以下)	表面熱流束170%以下
原子炉圧力	圧力上昇はほとんどない	9.48MPa [gage] 以下

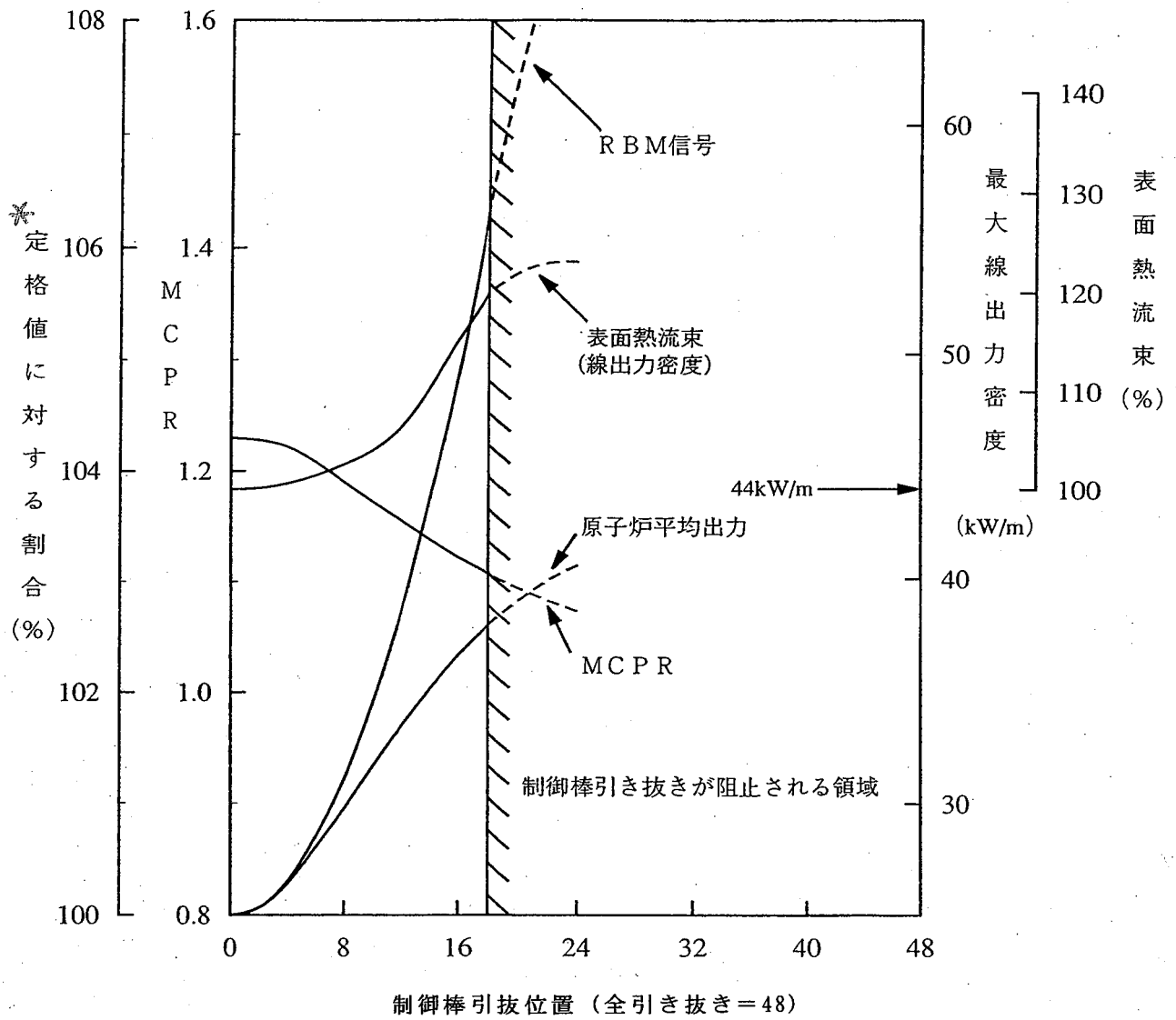
(2) 9×9燃料 (B型) を装荷した炉心

項目	結果	判断基準
MCPR	1.10 以上	1.07 以上
表面熱流束 (最大線出力密度)	約120%以下 (約53kW/m以下)	表面熱流束170%以下
原子炉圧力	圧力上昇はほとんどない	9.48MPa [gage] 以下



* RBM信号、原子炉平均出力

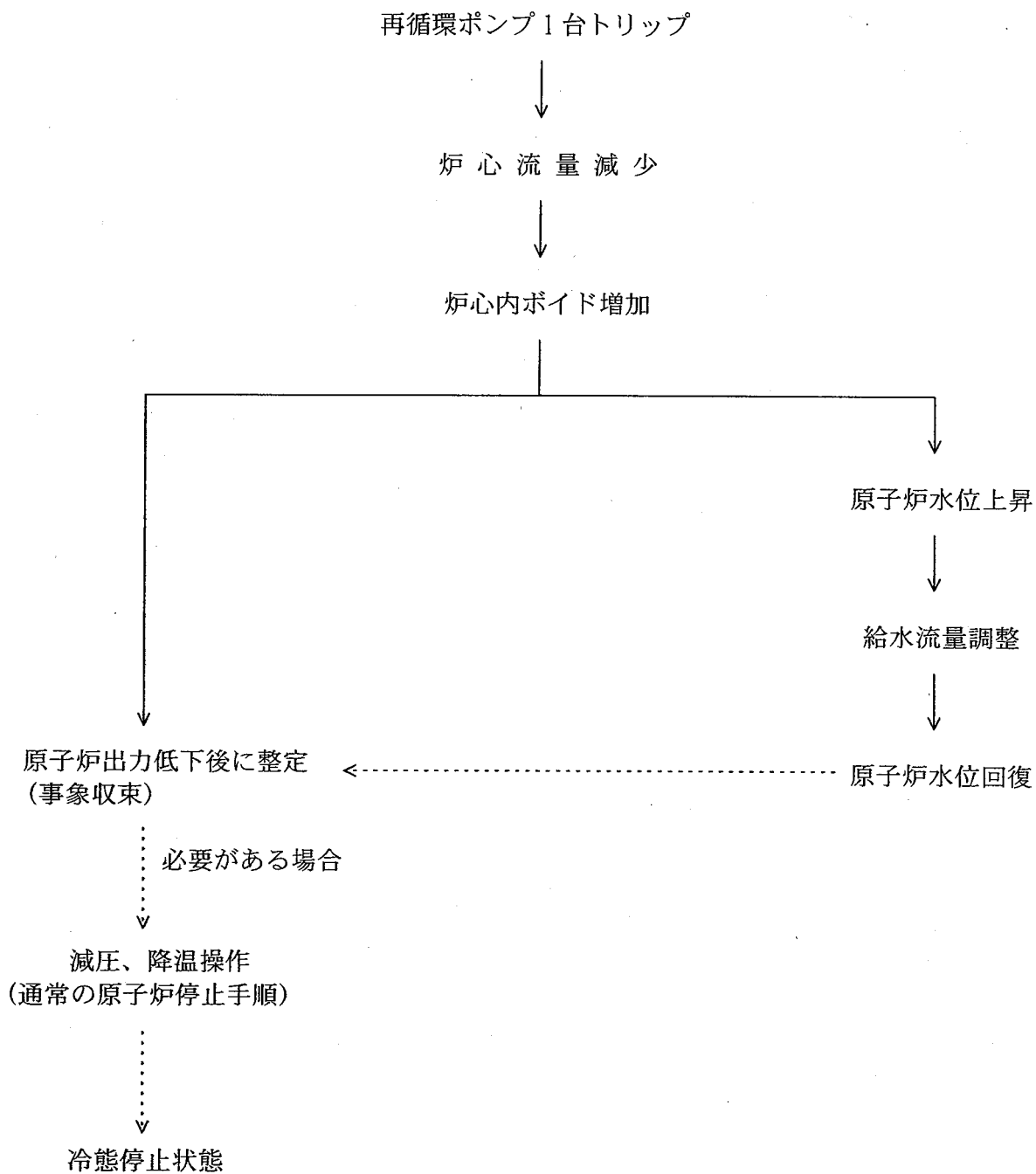
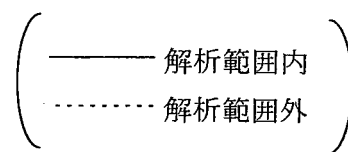
(9×9燃料 (A型) を装荷した炉心)



* RBM信号、原子炉平均出力

(9×9燃料 (B型) を装荷した炉心)

(3) 原子炉冷却材流量の部分喪失



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	再循環ポンプ1台の電源喪失	—
減速材ボイド係数	9×9燃料(B型)平衡サイクル初期時点の値(添付書類八の第14.2-5図(その5B))の0.9倍	減速材ボイド係数及びドップラ係数は、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	9×9燃料(B型)平衡サイクル末期時点の値(添付書類八の第14.2-2図(その5B))の0.9倍	
原子炉出力	3,440MW(定格出力の約105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa[gage]	同上

2. 解析コード

9×9燃料(A型)評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9燃料(B型)評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	スクラムせず
-----------	--------

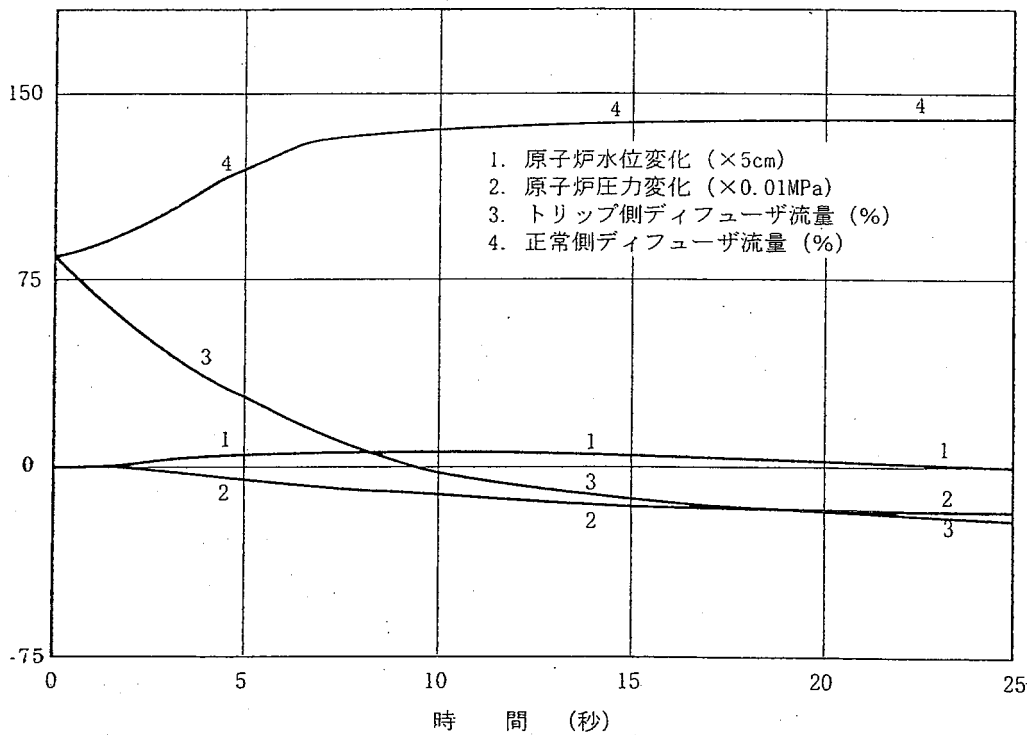
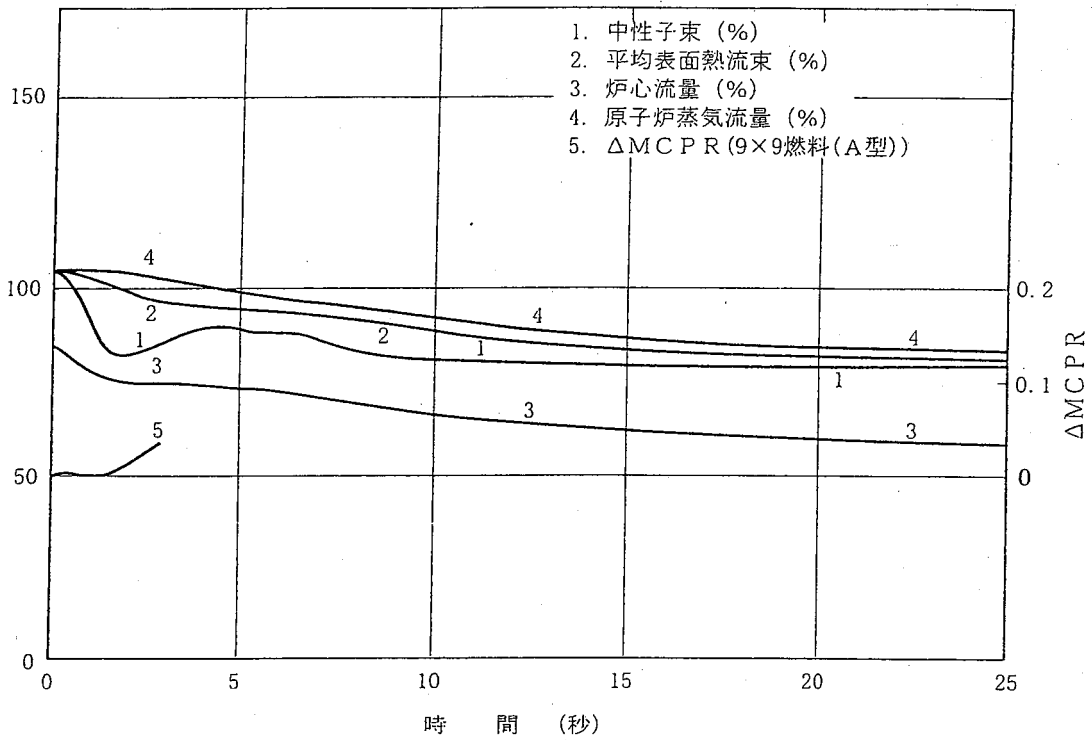
4. 解析結果

(1) 9×9燃料(A型)の評価を行うための解析結果

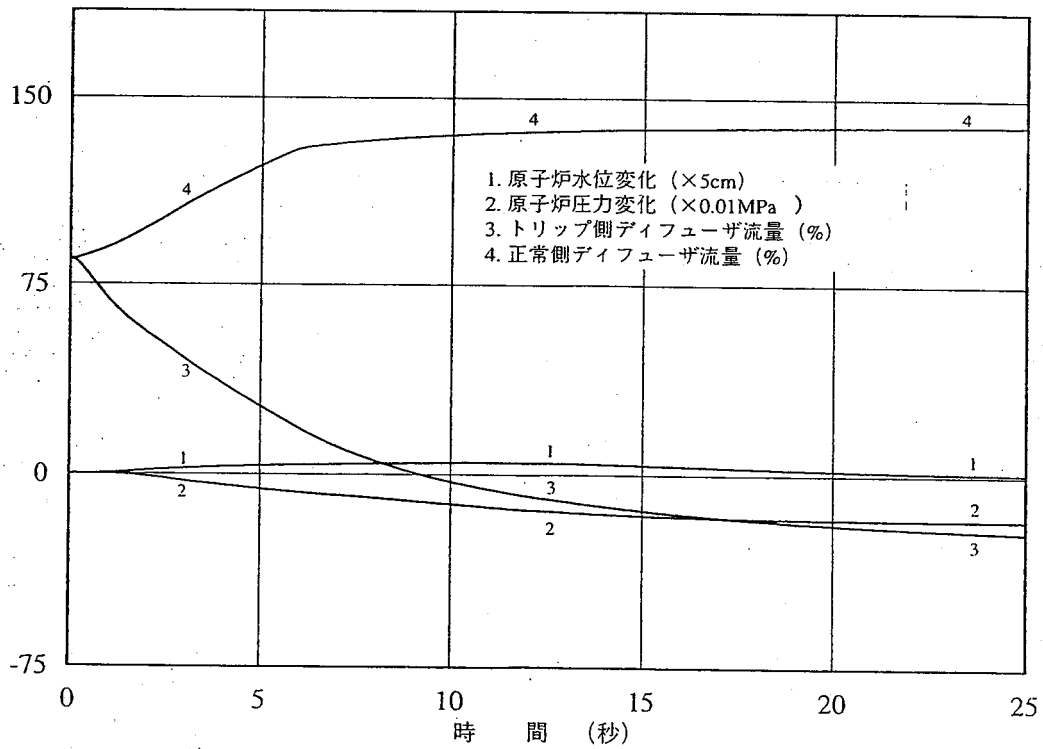
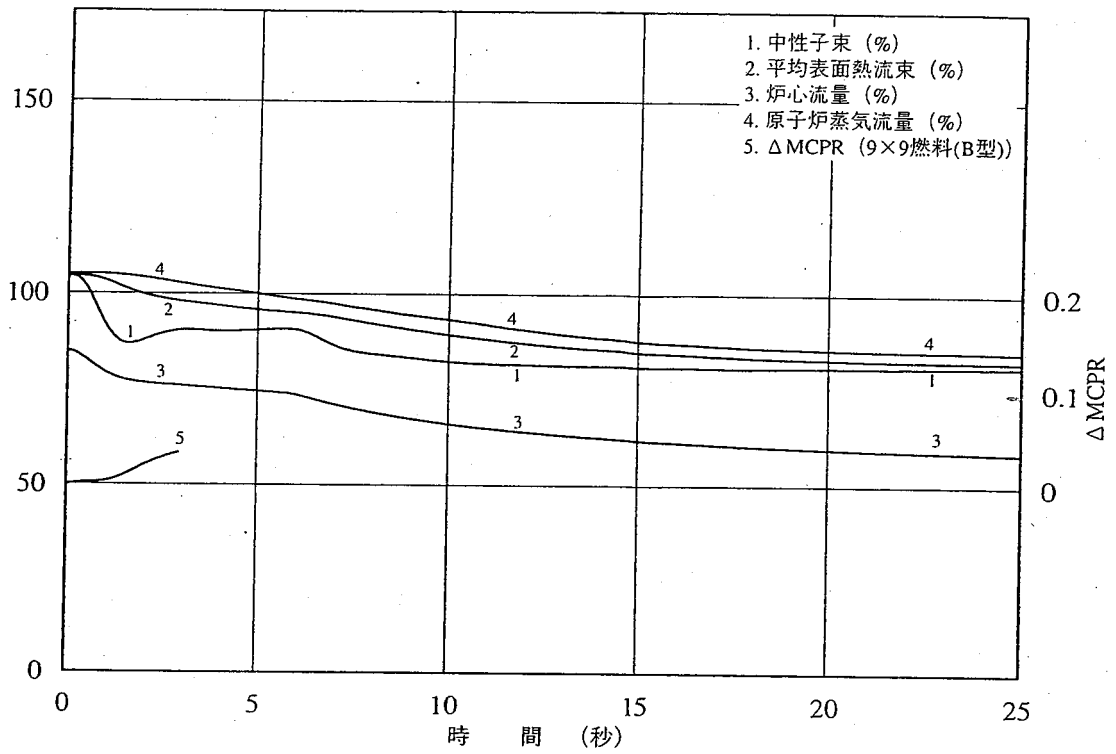
項目	結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
M CPR	初期値を下回らない	1.07以上
原子炉圧力	初期値を超えない	9.48MPa[gage]以下

(2) 9×9燃料(B型)の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
M CPR	初期値を下回らない	1.07以上
原子炉圧力	初期値を超えない	9.48MPa[gage]以下

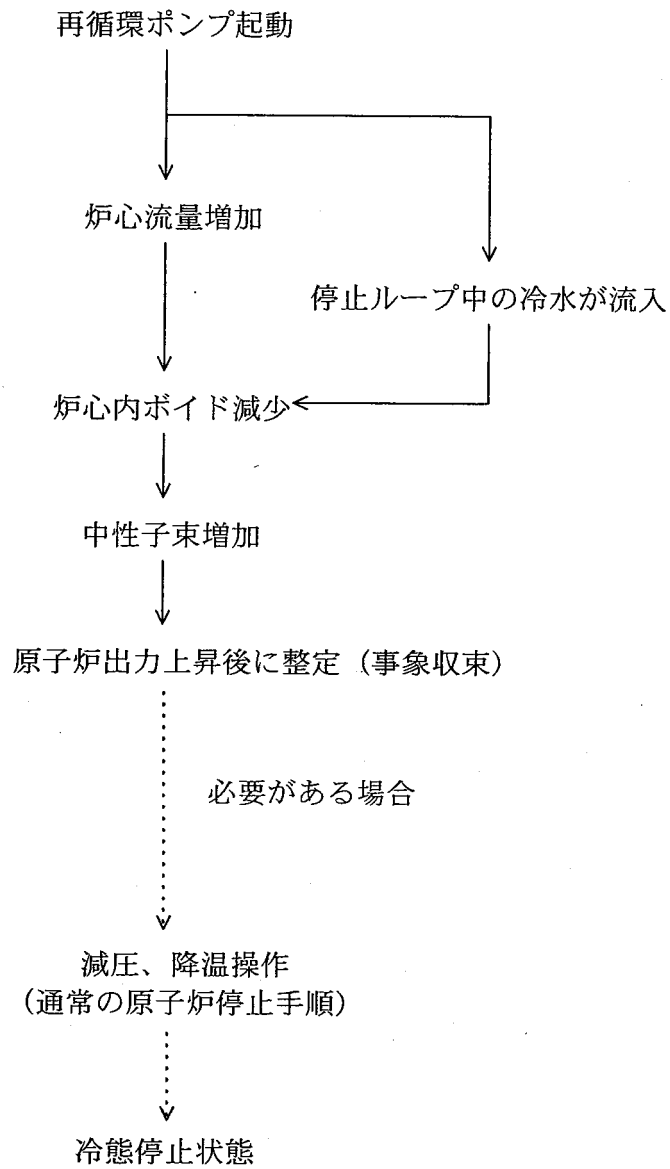
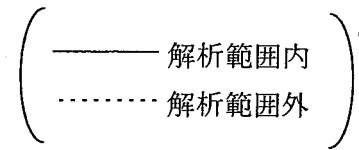


(REDY及びSCATによる解析結果)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)

(4) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



(仮定)

停止中ループは 38℃の冷水で満たされているとする。

1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	38℃の冷水で満たされた停止中の再循環ループを予熱なしに起動する。	通常運転状態で考えられる再循環ループ中の冷却材最低温度
減速材ポイド係数	9×9燃料(A型)平衡サイクル末期時点の値(添付書類八の第14.2-5図(その5A)の1.25倍)	減速材ポイド係数及びドップラ係数は、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	9×9燃料(A型)平衡サイクル末期時点の値(添付書類八の第14.2-2図(その5A))の0.9倍	
原子炉出力	定格出力の60%	圧力上昇率等を有為に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の42%	同上
原子炉圧力	6.62MPa[gage]	同上

2. 解析コード

9×9燃料(A型)評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9燃料(B型)評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	スクラムせず
-----------	--------

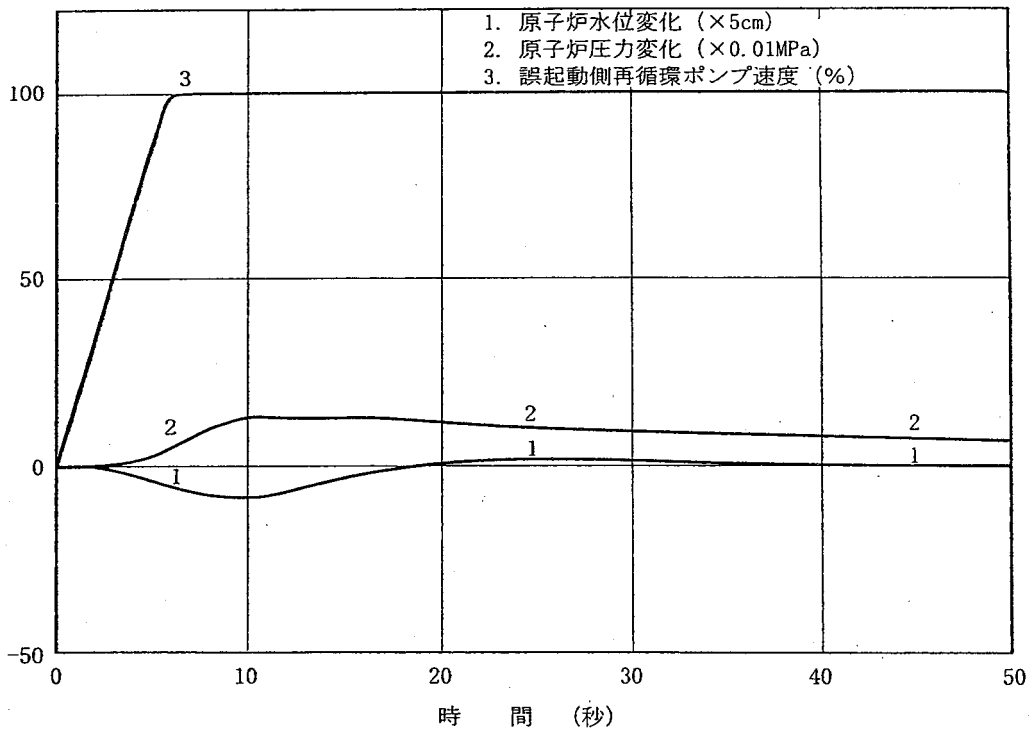
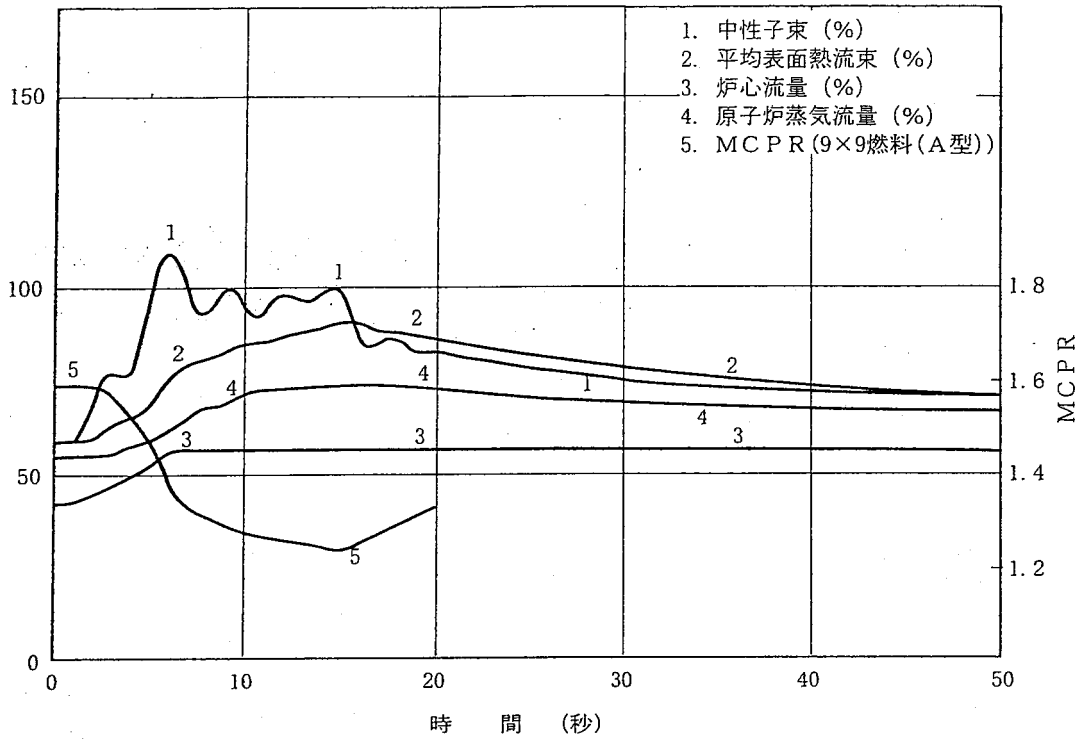
4. 解析結果

(1) 9×9燃料(A型)の評価を行うための解析結果

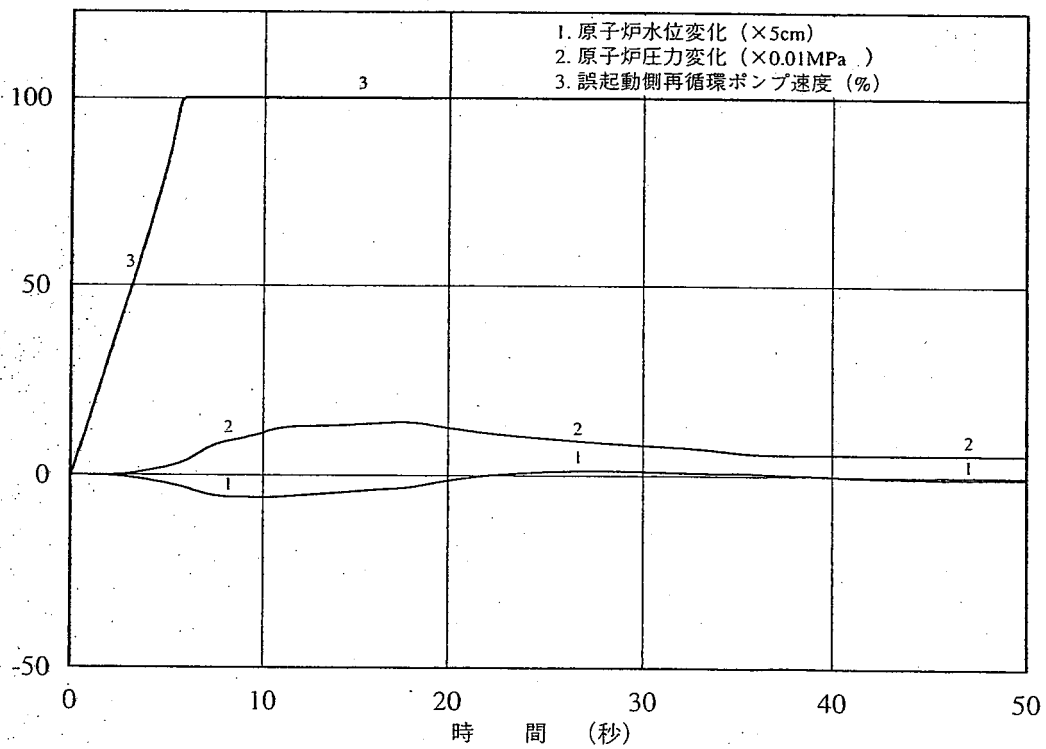
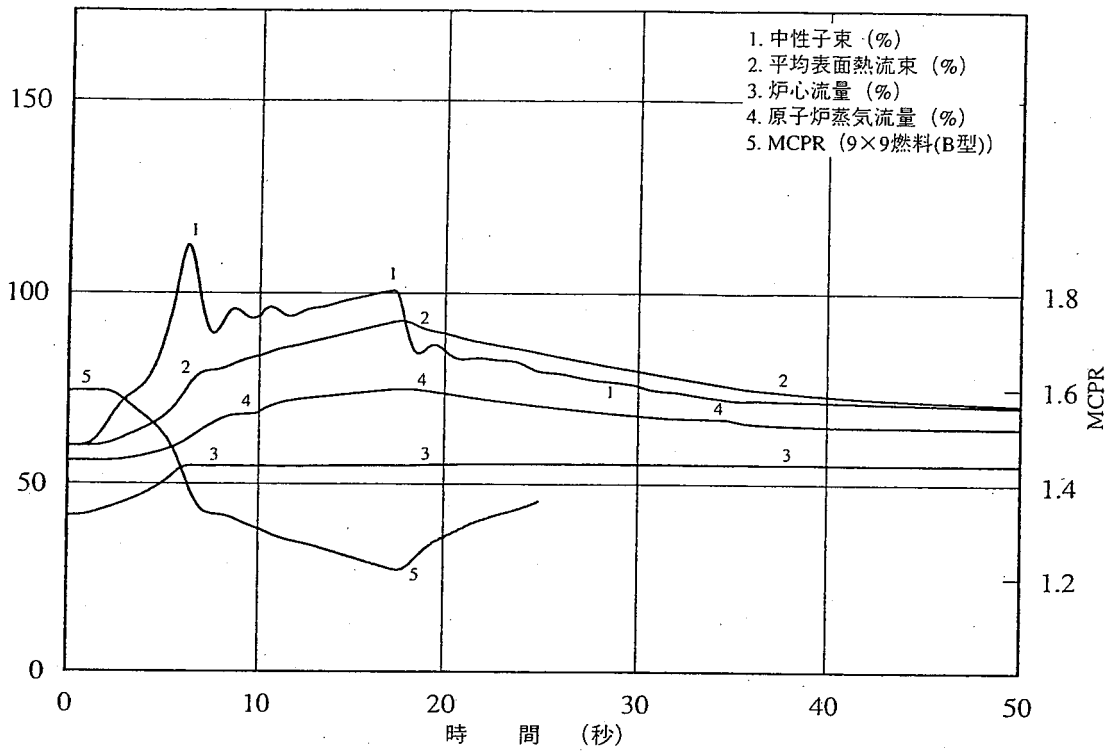
項目	結果	判断基準
表面熱流束	約91%以下	170%以下
M CPR	1.24以上	1.07以上
原子炉圧力	約6.75MPa[gage]以下	9.48MPa[gage]以下

(2) 9×9燃料(B型)の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束	約93%以下	170%以下
M CPR	1.21以上	1.07以上
原子炉圧力	約6.76MPa[gage]以下	9.48MPa[gage]以下

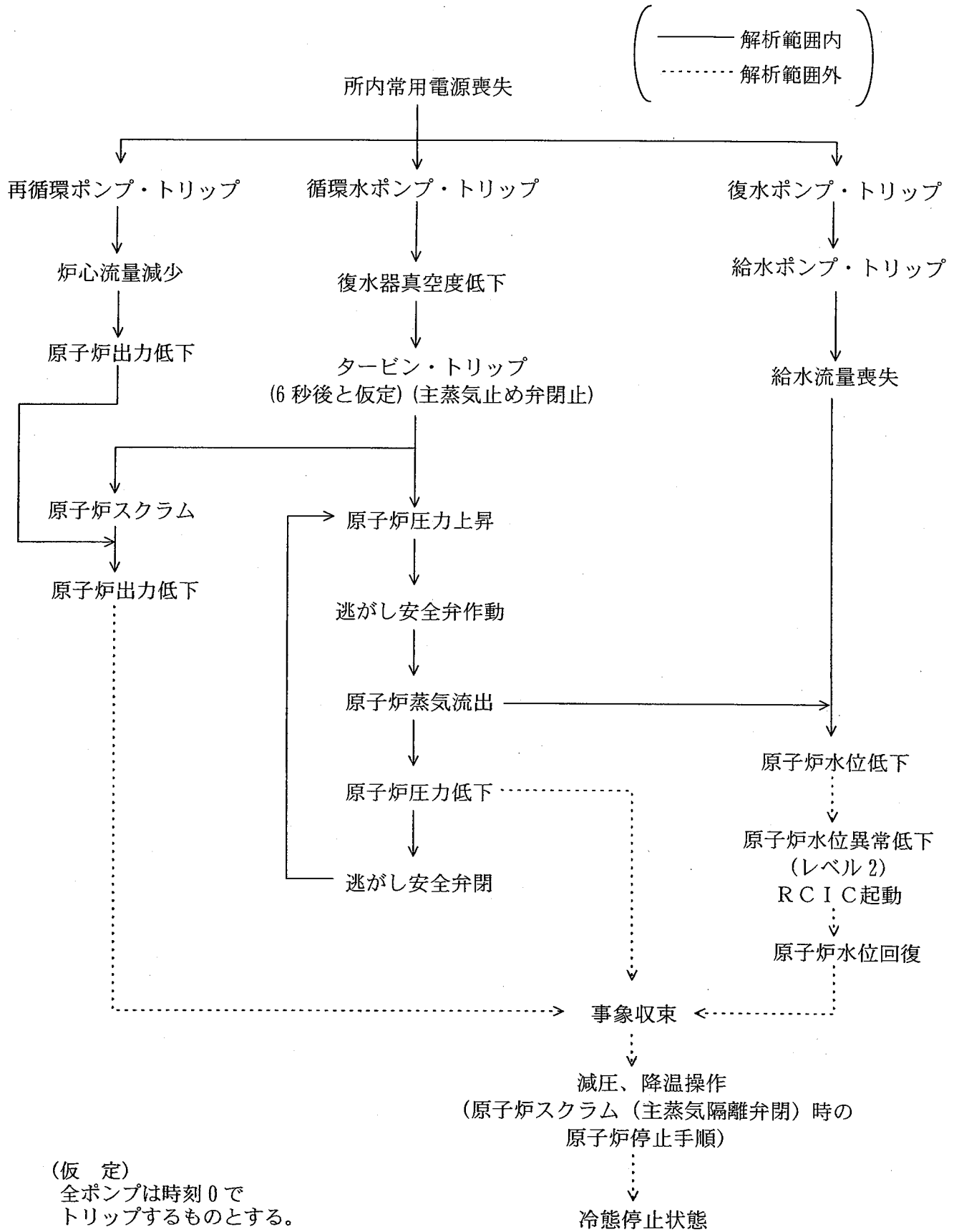


(REDY及びSCATによる解析結果)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)

(5) 外部電源喪失



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	所内補機への常用電源の全喪失	-
減速材ボイド係数	9×9燃料(A型)平衡サイクル末期時点の値(添付書類八の第14.2-5図(その5A))の1.25倍	減速材ボイド係数及びドップラ係数は、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	9×9燃料(A型)平衡サイクル末期時点の値(添付書類八の第14.2-2図(その5A))の0.9倍	
スクラム反応度	9×9燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線	スクラム反応度曲線の相違により、過渡変化の結果は大きく変わらないので、使用期間の長いサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を使用
原子炉出力	3,440MW(定格出力の約105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa[gage]	同上

2. 解析コード

9×9燃料(A型)評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9燃料(B型)評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	主蒸気止め弁閉
-----------	---------

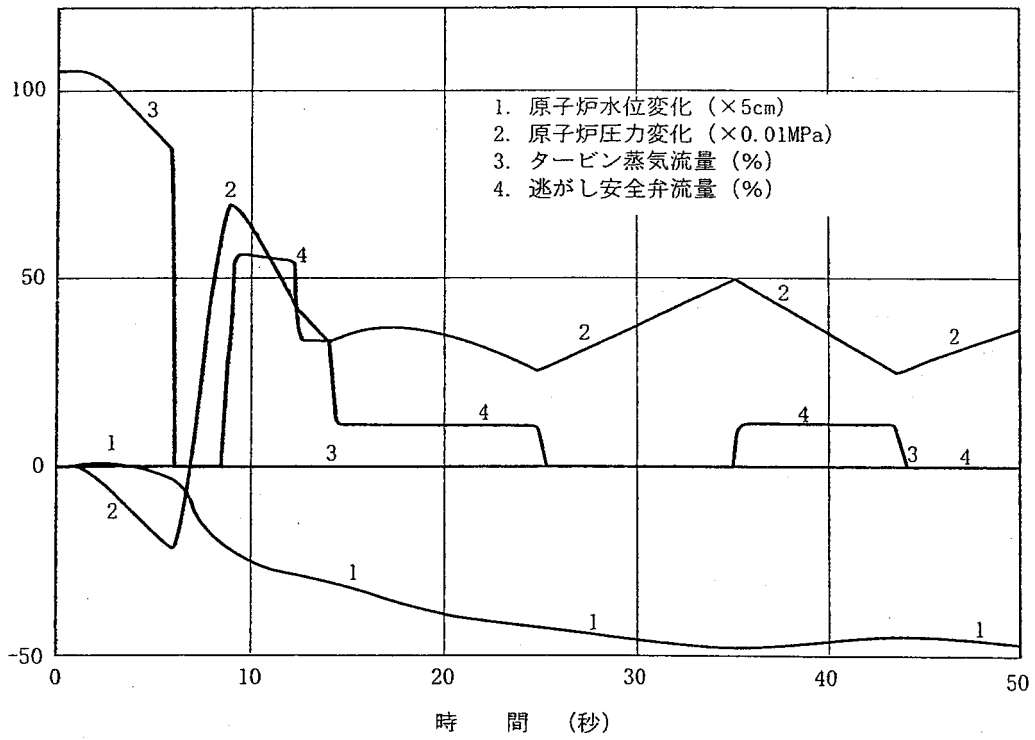
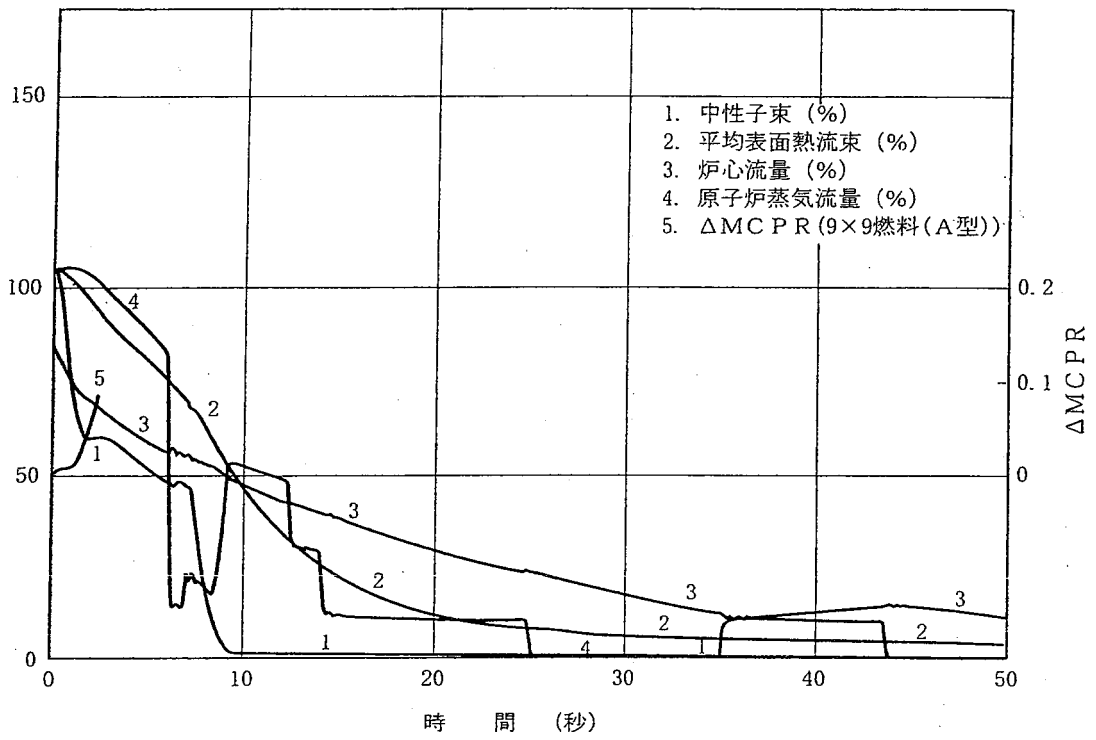
4. 解析結果

(1) 9×9燃料(A型)の評価を行うための解析結果

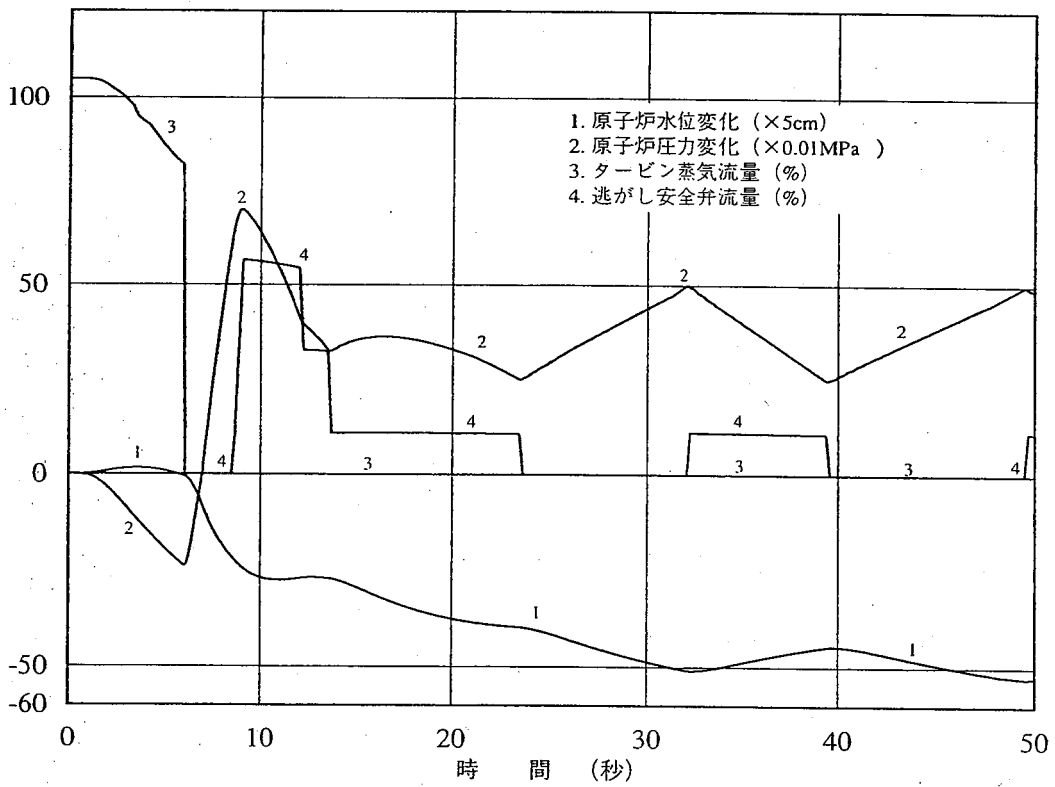
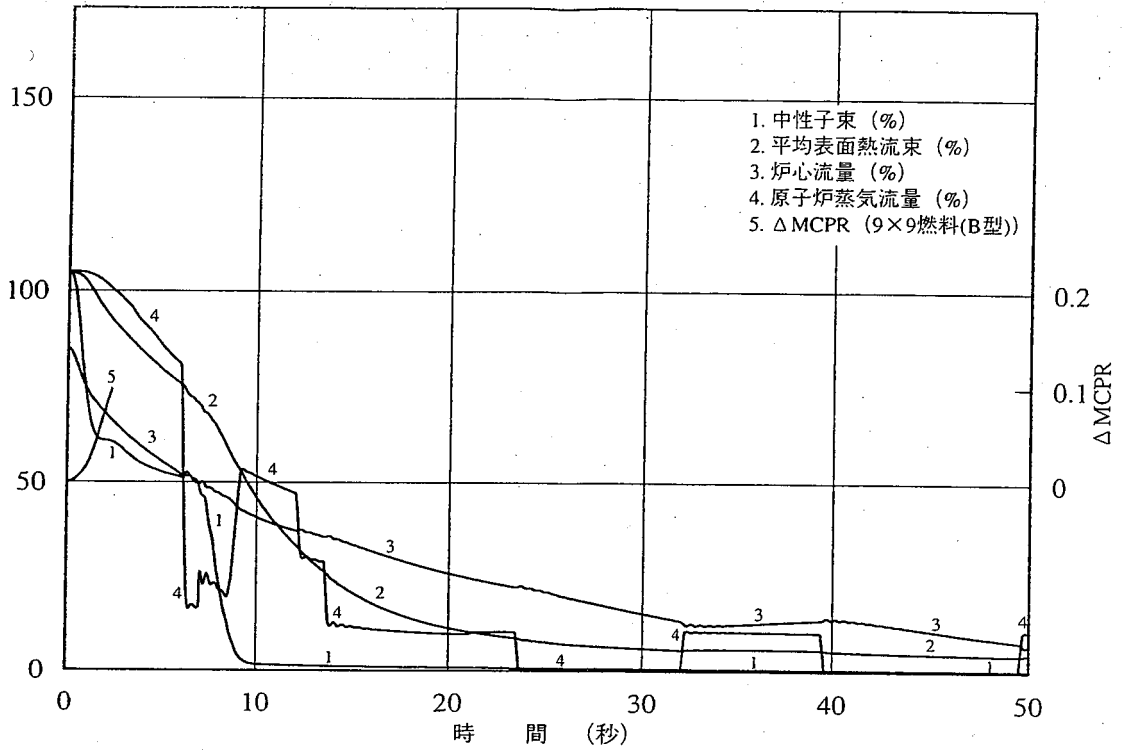
項目	結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
M CPR	初期値を下回らない	1.07以上
原子炉圧力	約7.73MPa[gage]以下	9.48MPa[gage]以下

(2) 9×9燃料(B型)の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
M CPR	初期値を下回らない	1.07以上
原子炉圧力	約7.73MPa[gage]以下	9.48MPa[gage]以下

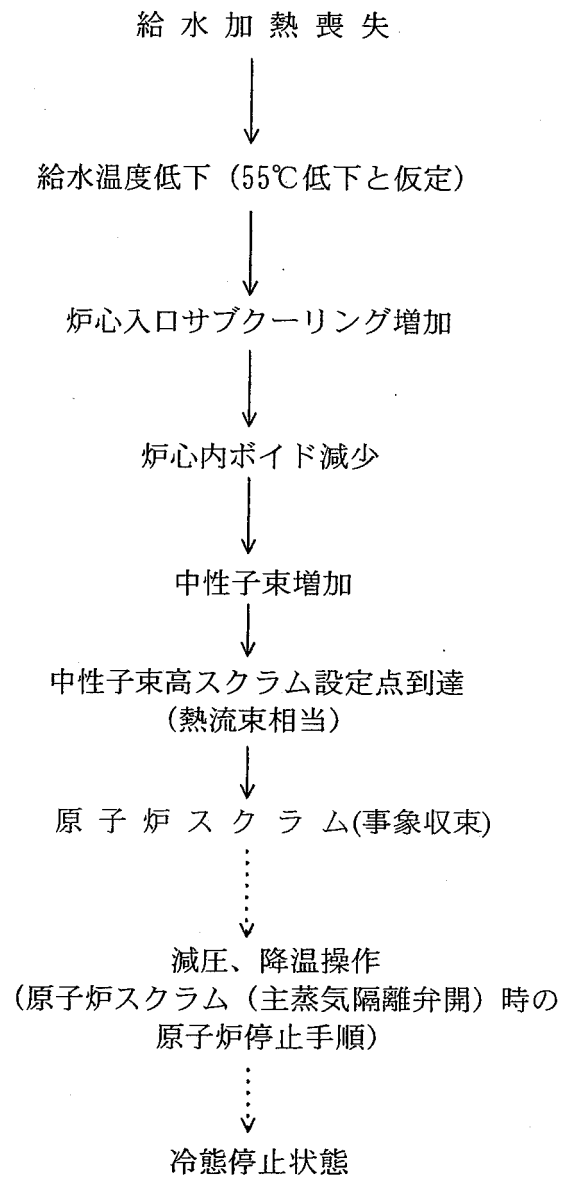
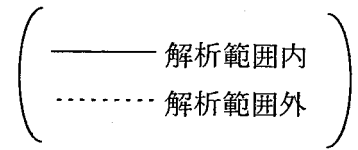


(REDY及びSCATによる解析結果)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)

(6) 給水加熱喪失



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	給水温度 55℃以下	給水加熱器 1 段の加熱機能喪失時の最大温度差を使用
減速材ボイド係数	< 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合以外 > 9×9 燃料 (A 型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-5 図 (その 5 A)) の 1.25 倍	過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
	< 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合 > 9×9 燃料 (B 型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-5 図 (その 5 B)) の 1.25 倍	
ドップラ係数	< 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合以外 > 9×9 燃料 (A 型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-2 図 (その 5 A)) の 0.9 倍	減速材ボイド係数の解析条件を与えるものである平衡サイクル末期時点の値を使用
	< 9×9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合 > 9×9 燃料 (B 型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-2 図 (その 5 B)) の 0.9 倍	
スクラム反応度	9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線	スクラム反応度曲線の相違により、過渡解析の結果は大きく変わらないので、使用期間の長いサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を使用
原子炉出力	3,440MW (定格出力の約 105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の 105%	過渡変化の結果を保守的に評価するよう設定
原子炉圧力	7.03MPa[gage]	圧力上昇率等を有為に厳しく評価するよう設定

2. 解析コード

高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料 (A 型) 評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	ISCOR	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析 (緩慢な過渡変化であるため定常計算用コードを使用)
9×9 燃料 (B 型) 評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	THRP	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析 (緩慢な過渡変化であるため定常計算用コードを使用)

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	中性子束高 (熱流束相当)
-----------	---------------

4. 解析結果

4-a. 9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合以外

(1) 高燃焼度8×8燃料及び9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束	約121%以下	170%以下
M CPR	1.07以上	1.07以上
原子炉圧力	約7.11MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下

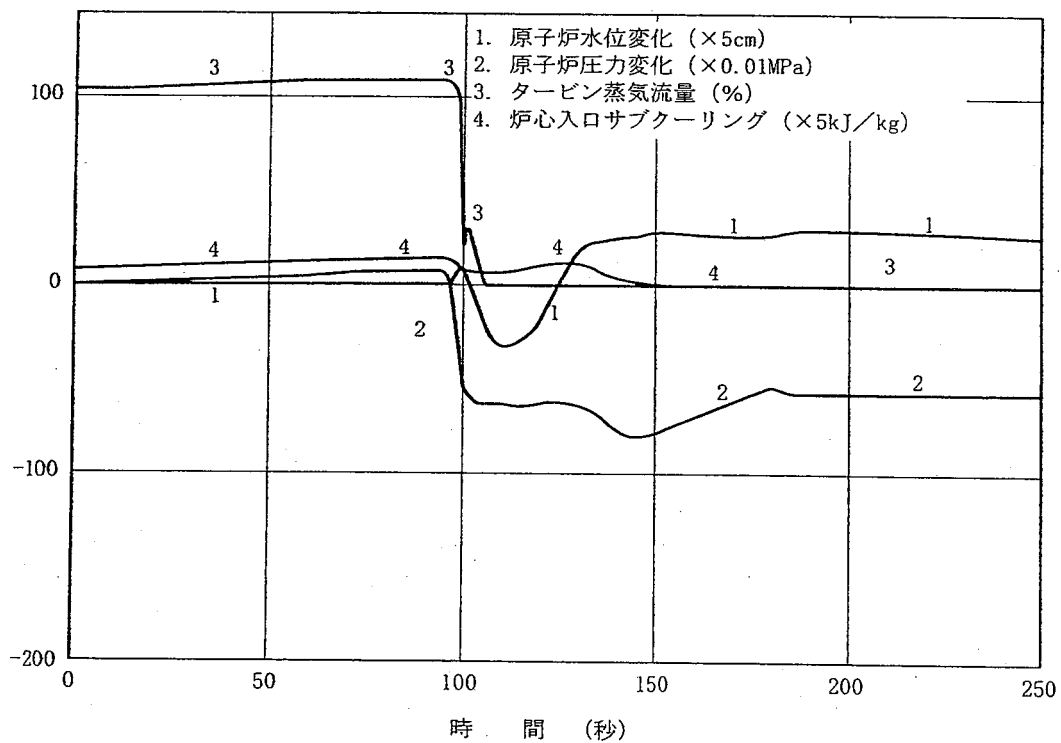
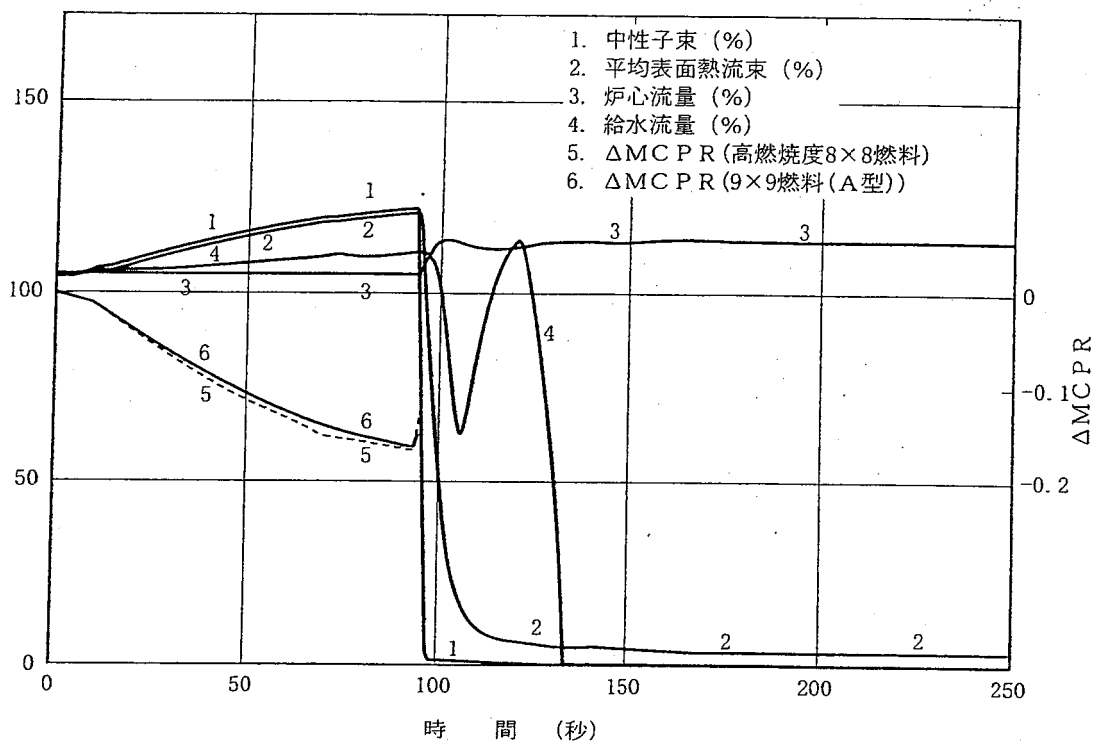
(2) 9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束	約121%以下	170%以下
M CPR	1.07以上	1.07以上
原子炉圧力	約7.10MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下

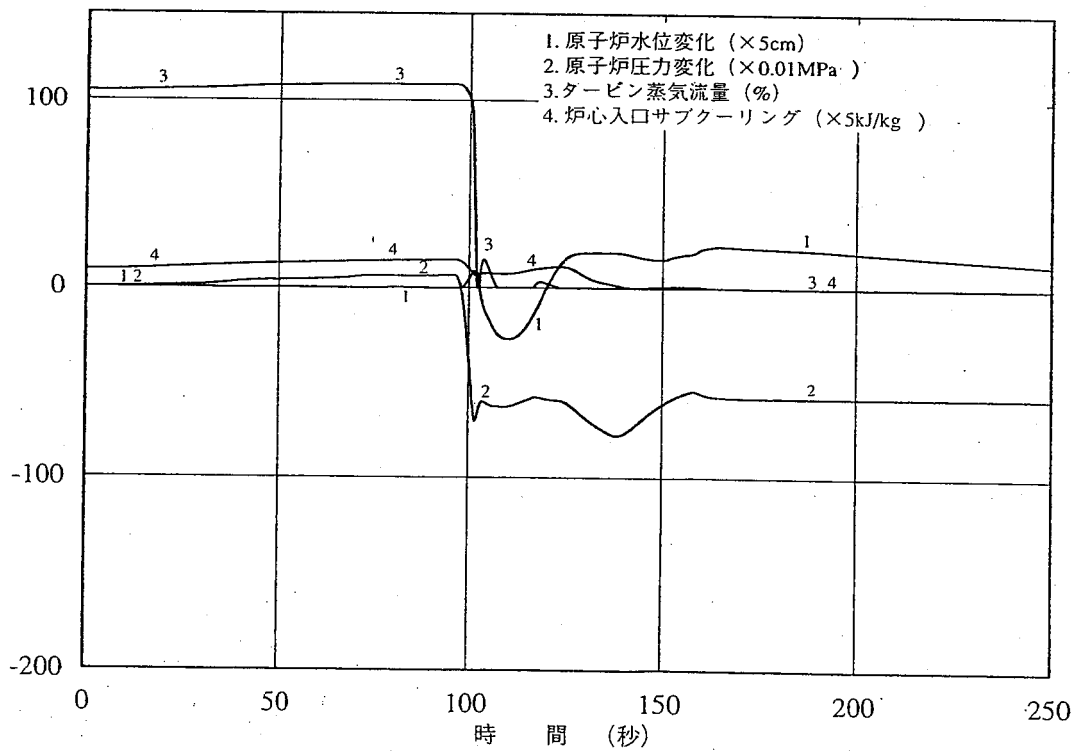
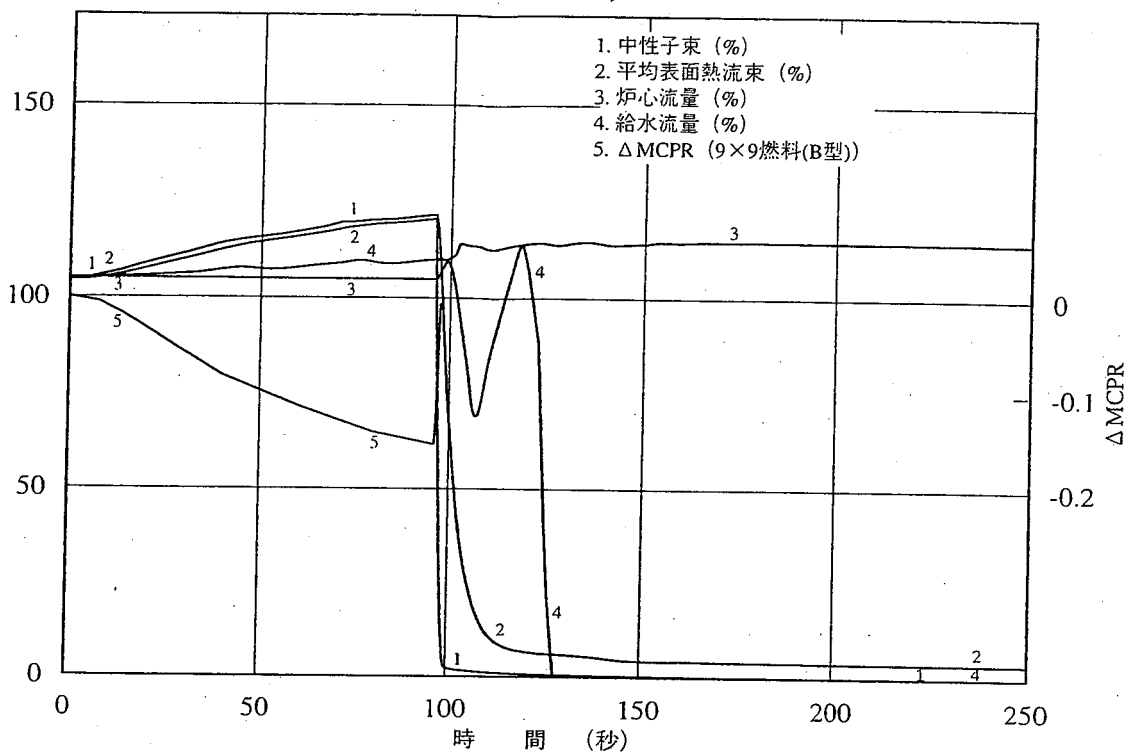
4-b. 9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合

(1) 9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果

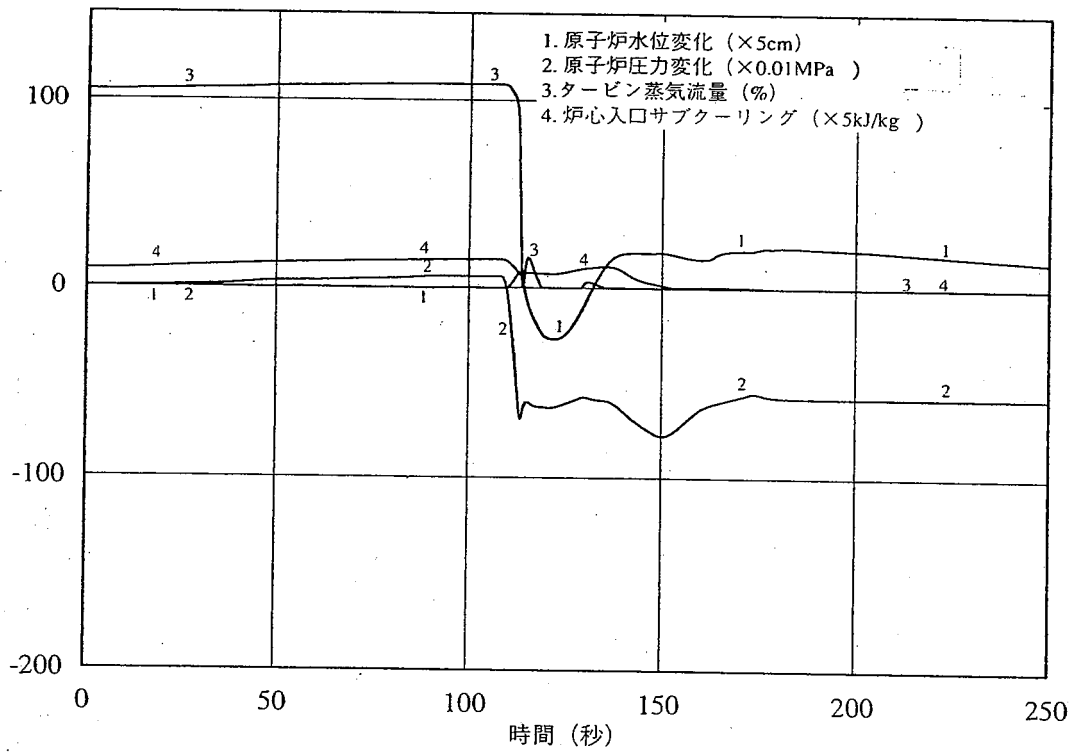
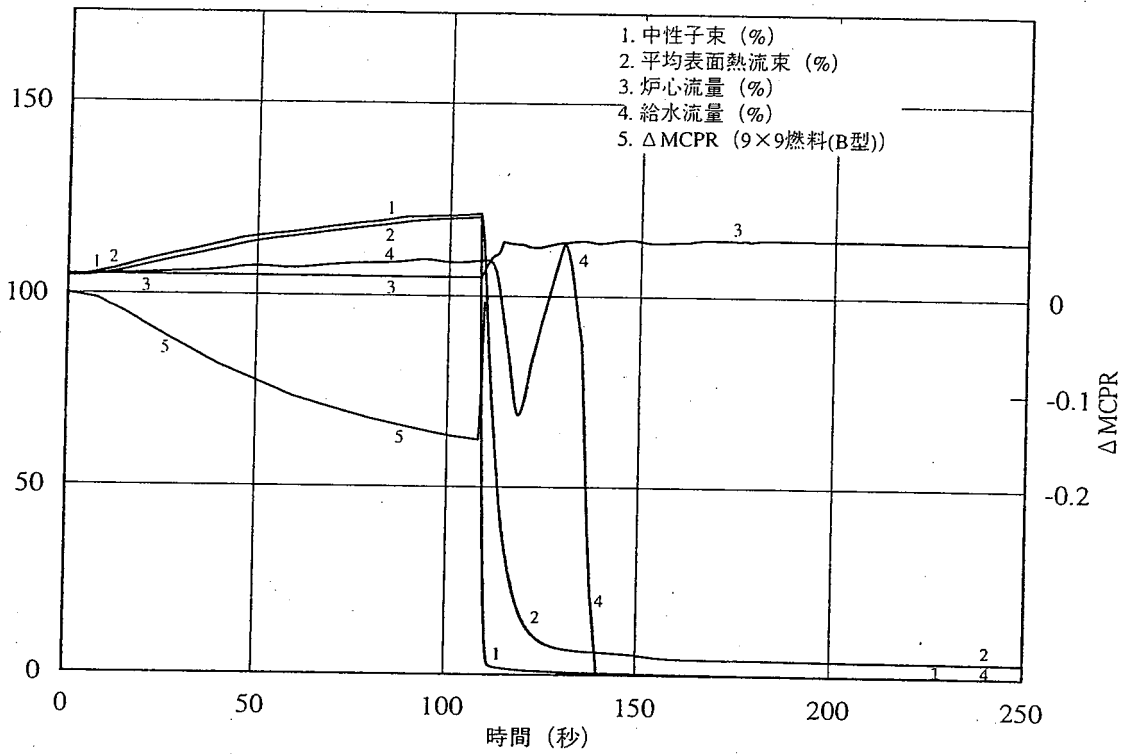
項目	結果	判断基準
表面熱流束	約121%以下	170%以下
M CPR	1.07以上	1.07以上
原子炉圧力	約7.09MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下



(REDY及びISCORによる解析結果)
 (9×9燃料(B型)のみが装荷されている場合以外)

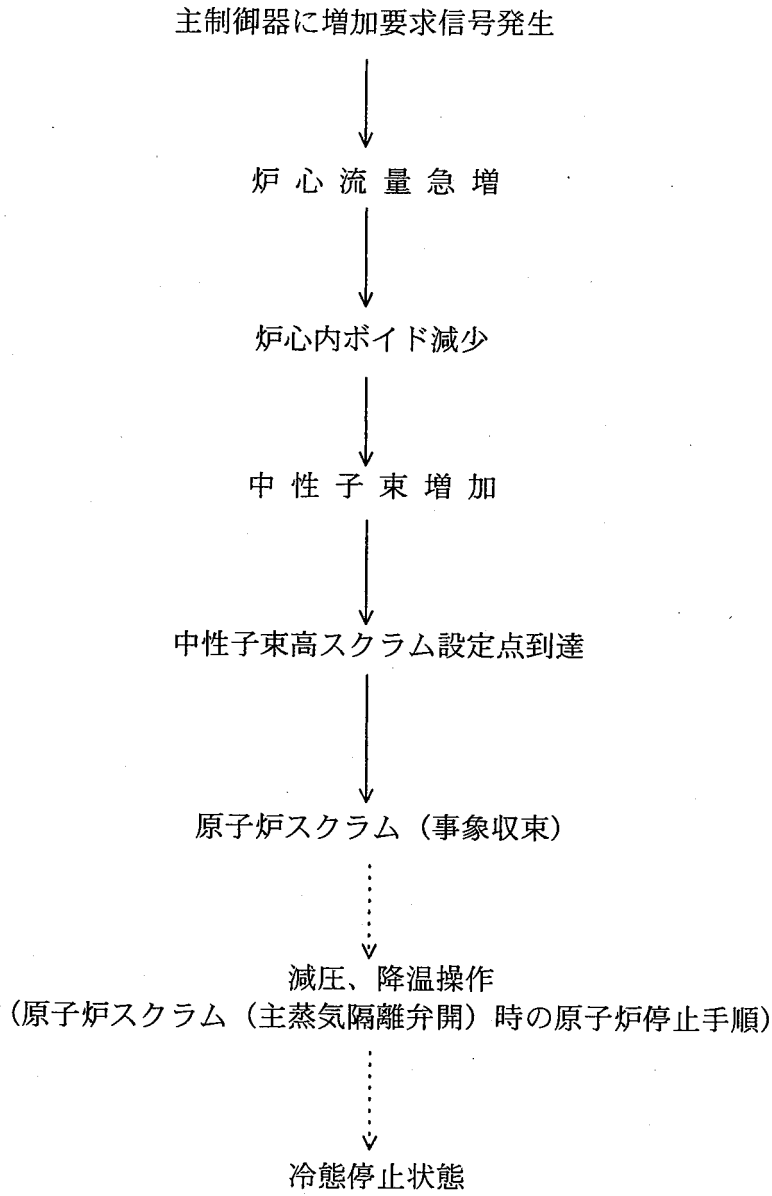
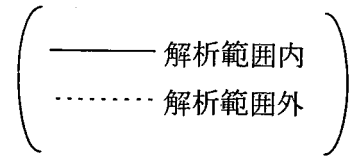


(BANDIX及びTHRPによる解析結果)
 (9×9燃料(B型)のみが装荷されている場合以外)



(BANDIX及びTHRPによる解析結果)
 (9×9燃料(B型)のみが装荷されている場合)

(7) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	両ループの流量制御弁が10%/sで開く。	流量制御弁は速度要求誤差制限器により10%/sに制限
減速材ボイド係数	9×9燃料(A型)平衡サイクル末期時点の値(添付書類八の第14.2-5図(その5A))の1.25倍	減速材ボイド係数及びドップラ係数は、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	9×9燃料(A型)平衡サイクル末期時点の値(添付書類八の第14.2-2図(その5A))の0.9倍	
スクラム反応度	9×9燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線	スクラム反応度曲線の相違により、過渡変化の結果は大きく変わらないので、使用期間の長いサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を使用
原子炉出力	定格出力の59%	再循環流量増加量を有為に厳しく評価するよう設定(流量制御弁の最小流量最大出力)
炉心流量	定格流量の41%	同上
原子炉圧力	6.61MPa [gage]	同上

2. 解析コード

9×9燃料(A型)評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9燃料(B型)評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	中性子束高(中性子束)
-----------	-------------

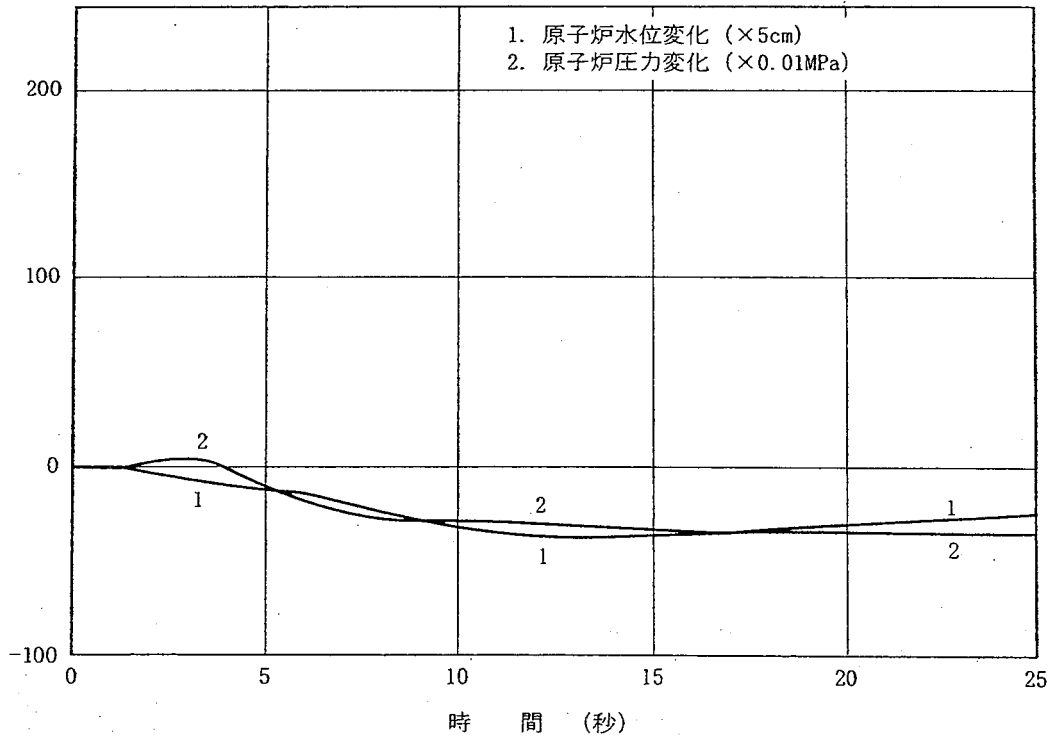
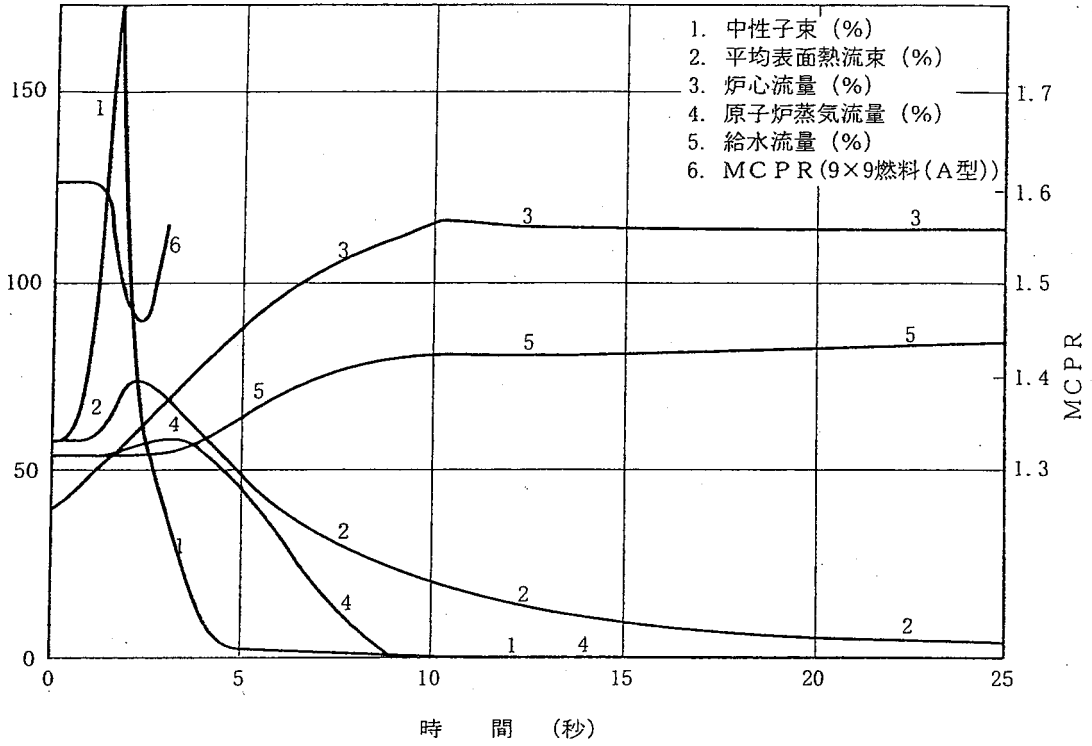
4. 解析結果

(1) 9×9燃料(A型)の評価を行うための解析結果

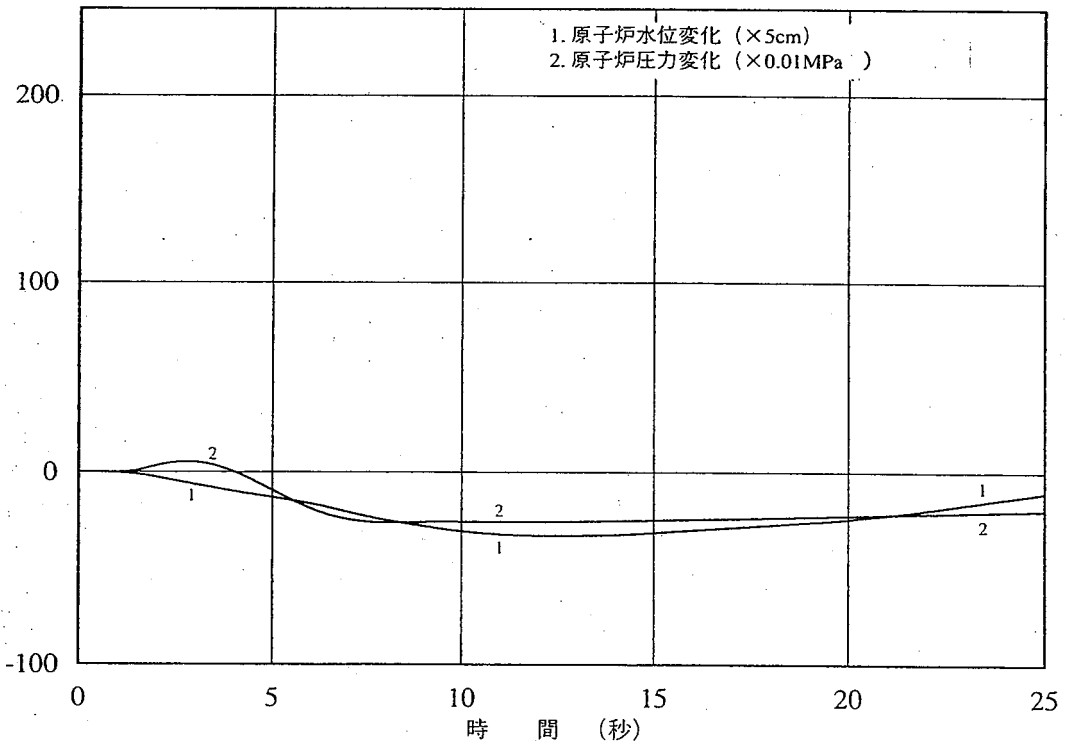
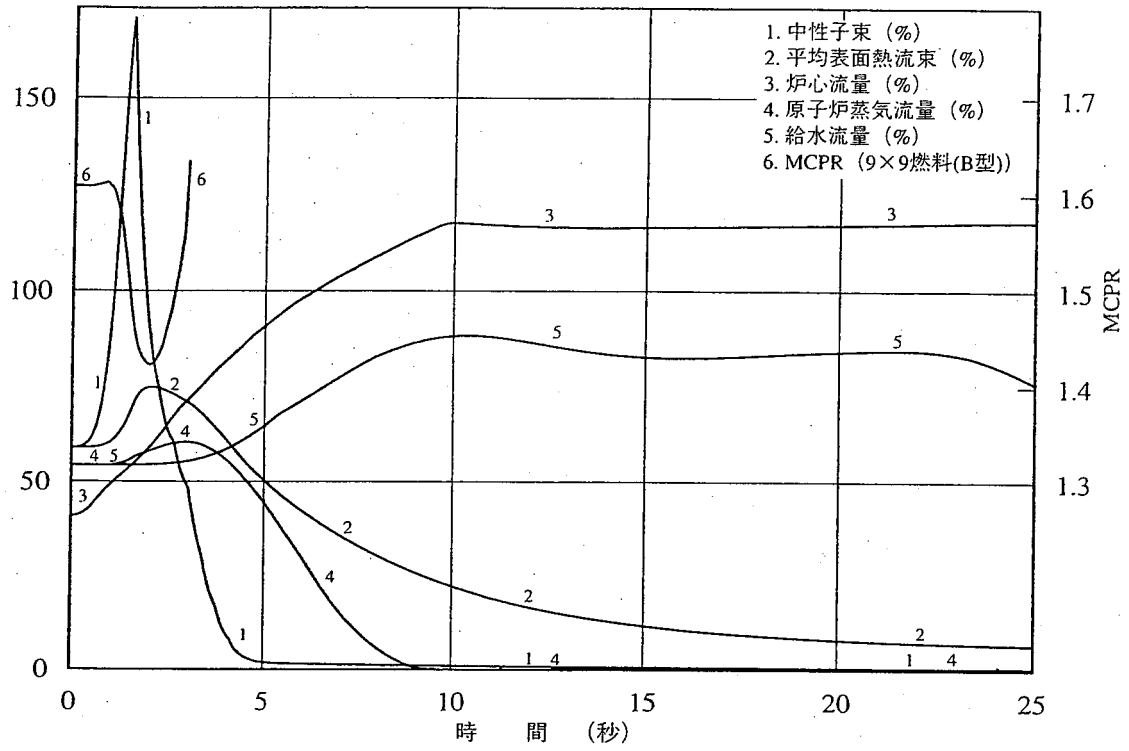
項目	結果	判断基準
表面熱流束	約75%以下	170%以下
M CPR	1.45以上	1.07以上
原子炉圧力	約6.66MPa [gage]以下	9.48MPa [gage]以下

(2) 9×9燃料(B型)の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束	約75%以下	170%以下
M CPR	1.42以上	1.07以上
原子炉圧力	約6.66MPa [gage]以下	9.48MPa [gage]以下

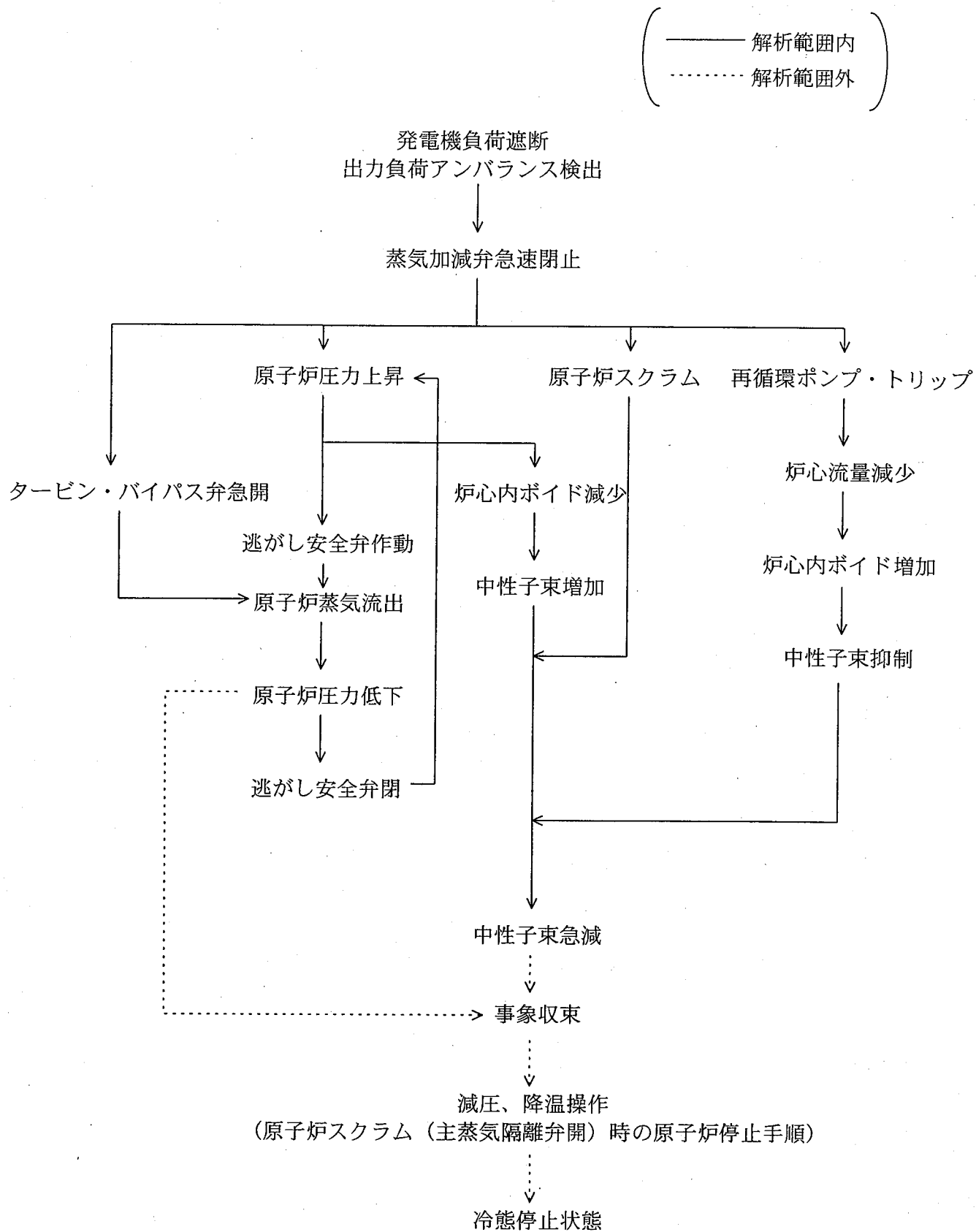


(REDY及びSCATによる解析結果)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)

(8-1) 負荷の喪失 (発電機負荷遮断、タービン・バイパス弁作動)



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	蒸気加減弁急速閉止 (0.075 秒)	実機で予想される閉止速度を考慮して安全側に仮定した値
減速材ボイド係数	9×9 燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-5 図(その 5A)) の 1.25 倍	減速材ボイド係数及びドップラ係数は、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	9×9 燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-2 図(その 5A)) の 0.9 倍	
スクラム反応度	添付書類八の第 14.2-6 図 (その 5) * ¹ 及び第 14.2-7 図 (その 5) * ²	サイクル早期炉心における解析には、9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線* ¹ 、サイクル末期炉心における解析には、9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル末期炉心用スクラム反応度曲線* ²
原子炉出力	3,440MW (定格出力の約 105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の 85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa [gage]	同上

2. 解析コード

高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料 (A型) 評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9 燃料 (B型) 評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	蒸気加減弁急速閉
-----------	----------

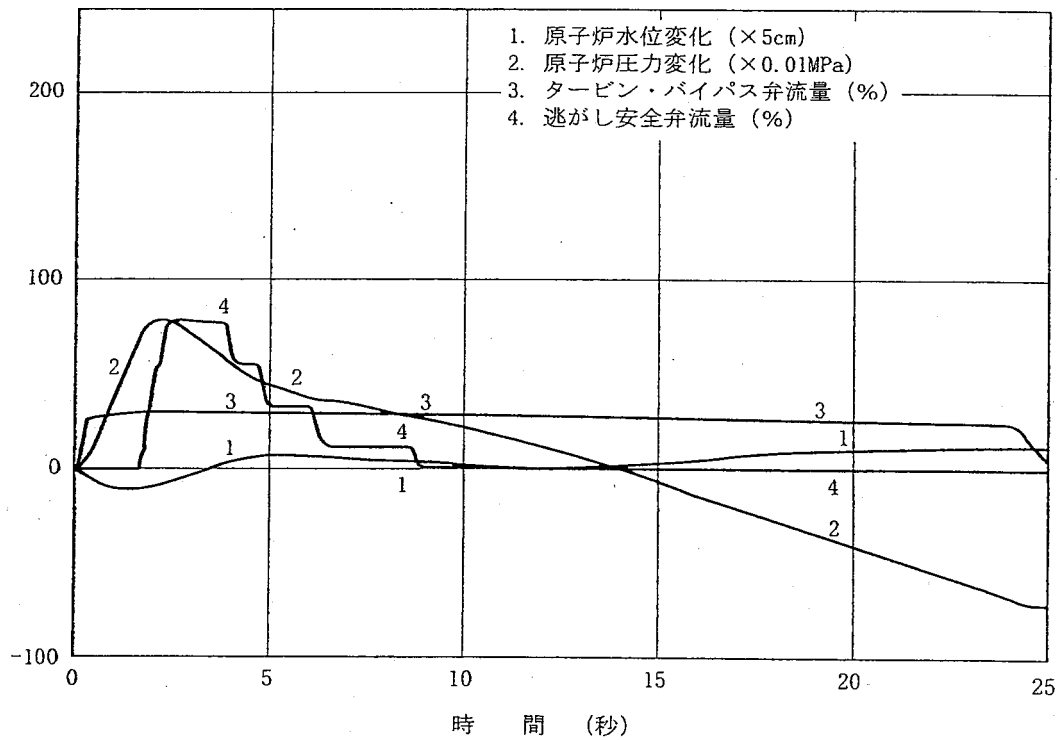
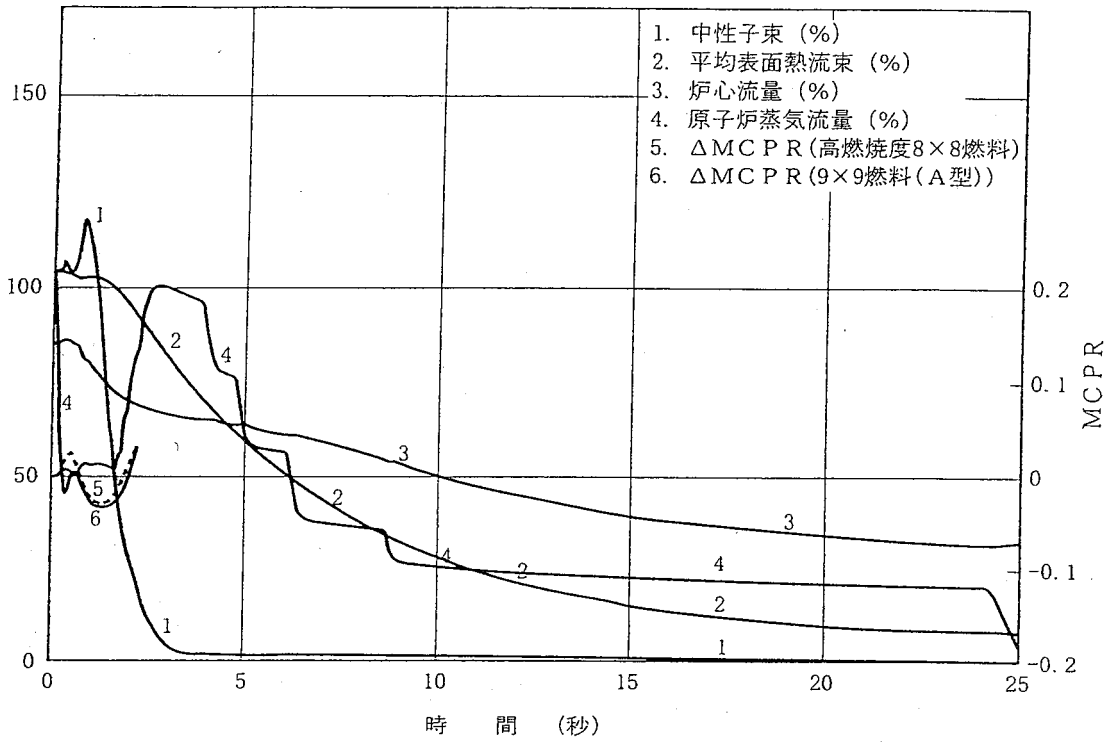
4. 解析結果

(1) 高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料 (A型) の評価を行うための解析結果

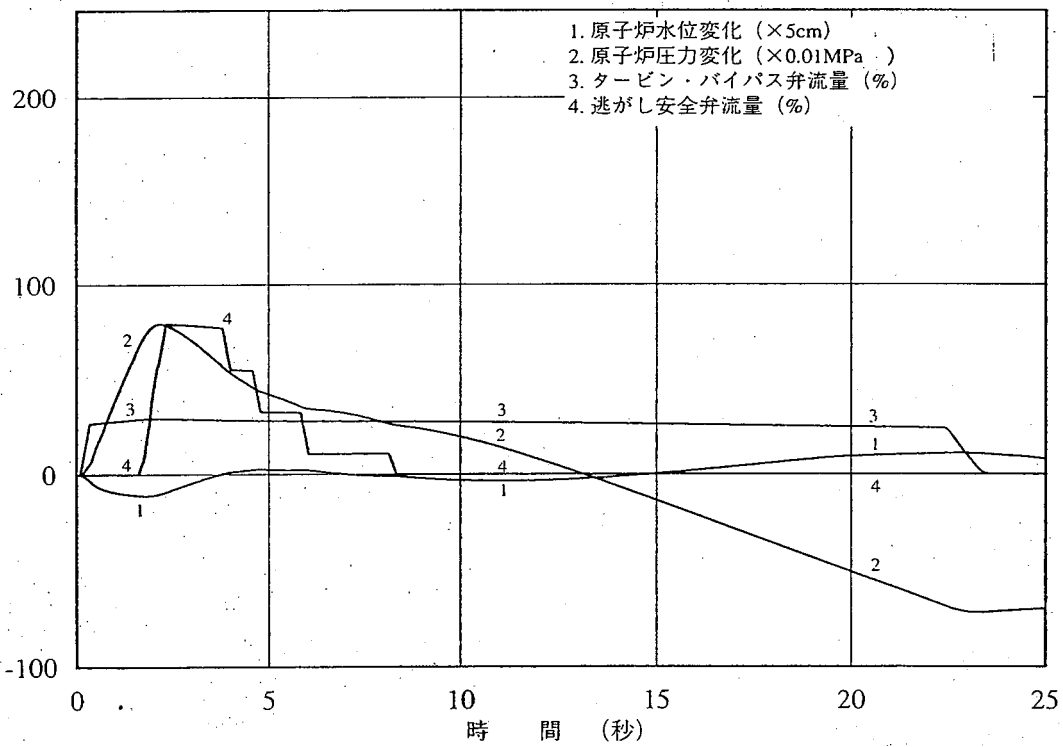
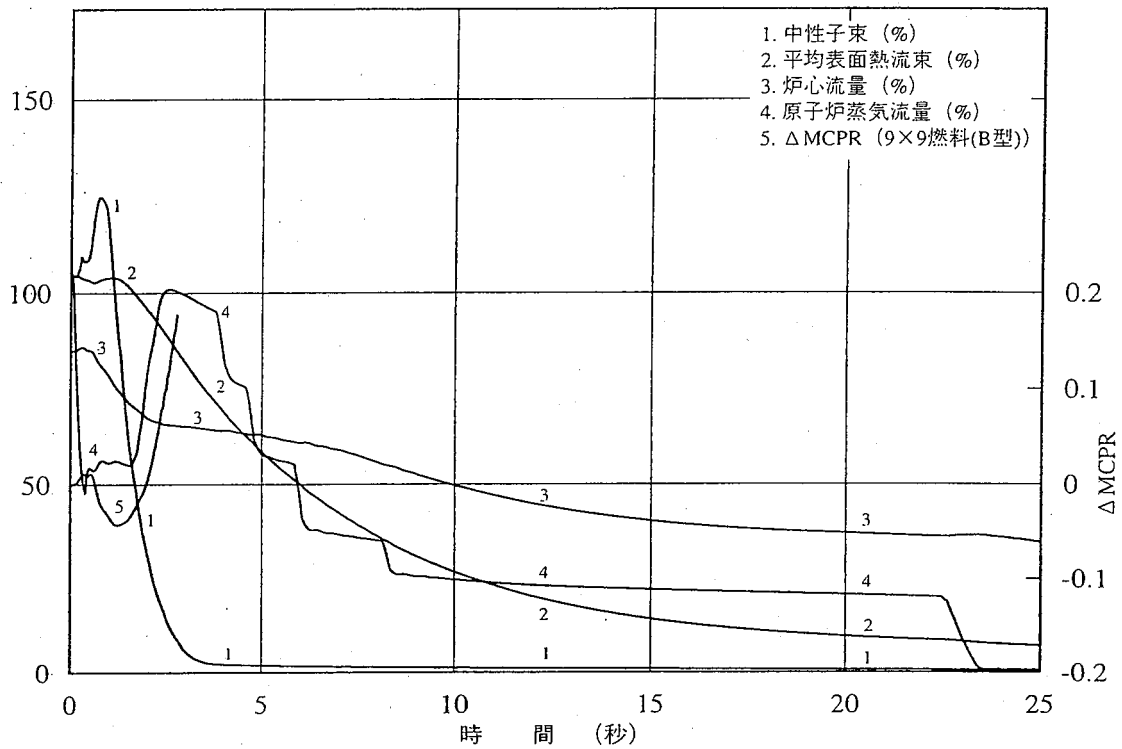
項目	結果	判断基準
表面熱流束 (早期/末期)	初期値を超えない/約 108%以下	170%以下
M CPR (早期/末期)	1.20 以上/1.18 以上	1.07 以上
原子炉圧力 (早期/末期)	約 7.81 MPa [gage] 以下/約 7.87 MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下

(2) 9×9 燃料 (B型) の評価を行うための解析結果

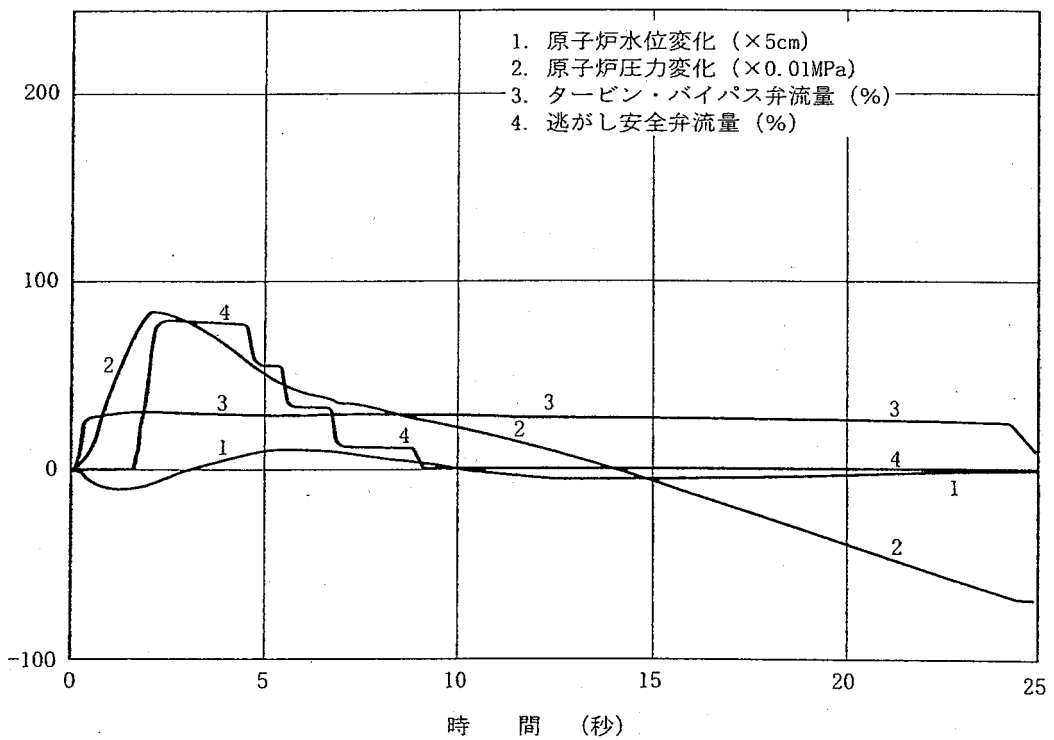
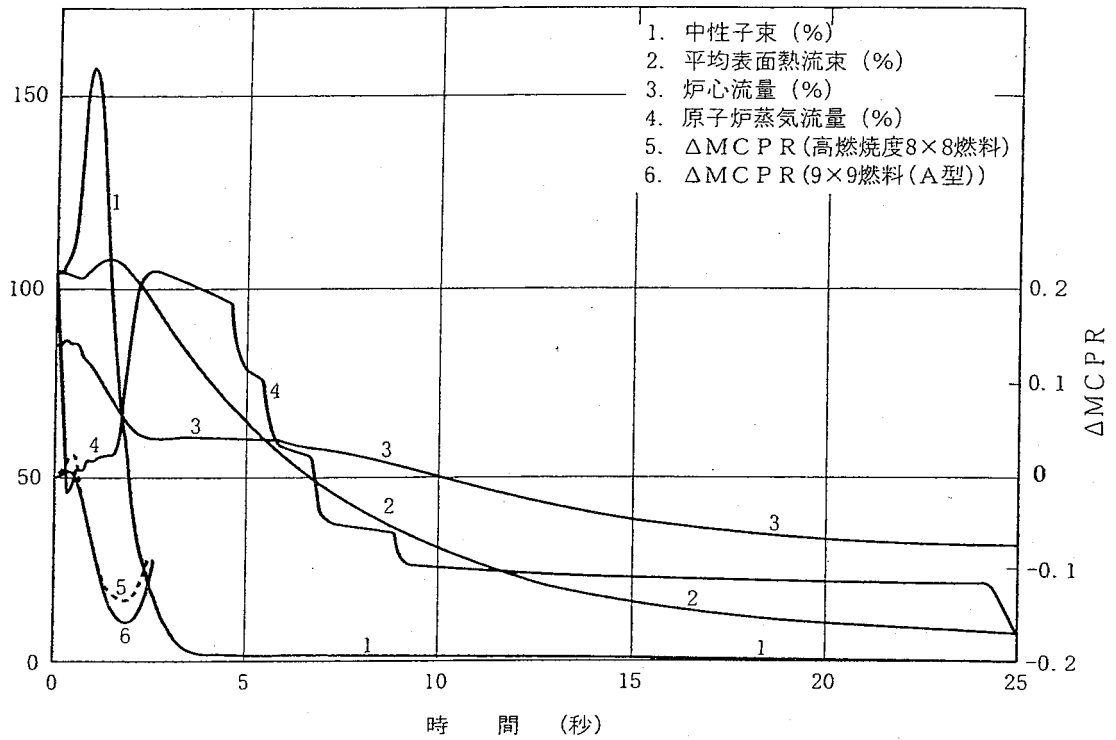
項目	解析結果	判断基準
表面熱流束 (早期/末期)	初期値を超えない/約 108%以下	170%以下
M CPR (早期/末期)	1.18 以上/1.20 以上	1.07 以上
原子炉圧力 (早期/末期)	約 7.82 MPa [gage] 以下/約 7.87 MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下



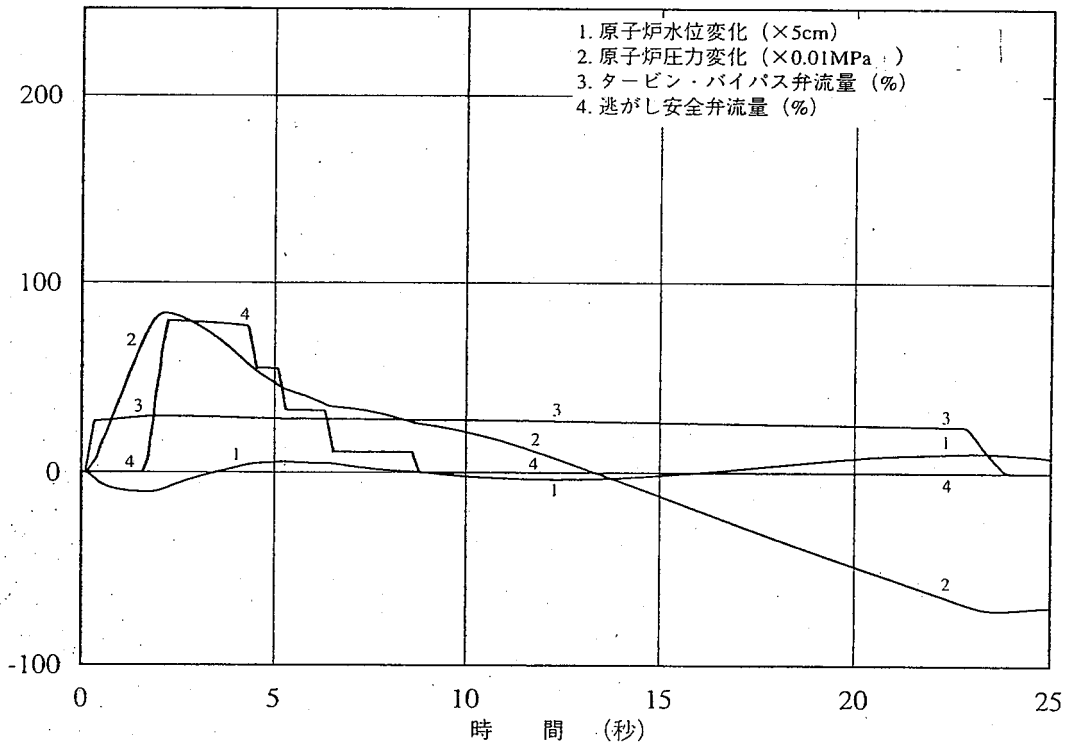
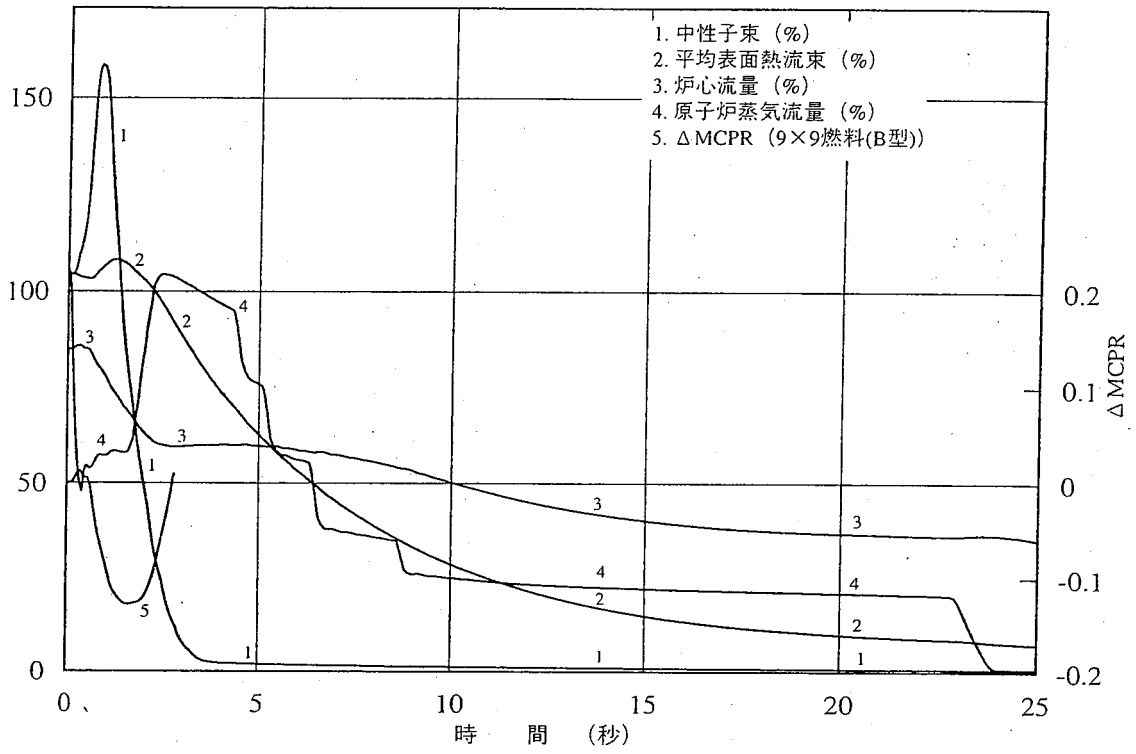
(REDY及びSCATによる解析結果)
 (サイクル早期炉心)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル早期炉心)

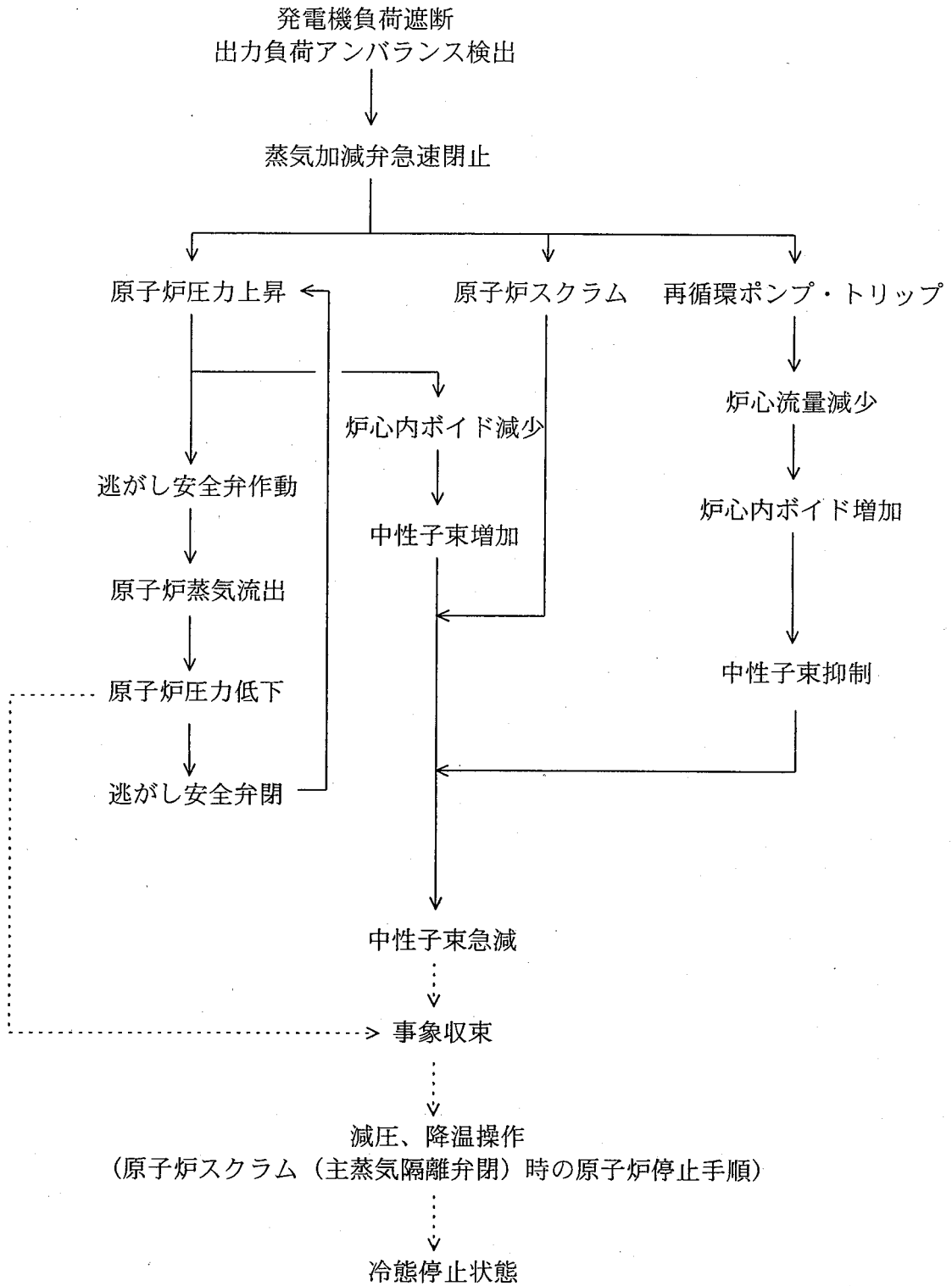
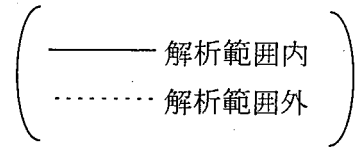


(REDY及びSCATによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)

(8-2) 負荷の喪失 (発電機負荷遮断、タービン・バイパス弁不作動)



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	蒸気加減弁の急速閉止 (0.075 秒)	実機で予想される閉止速度を考慮して安全側に仮定した値
減速材ポイド係数	<p>< 9×9 燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外 > 9×9 燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-5 図(その 5A)) の 1.25 倍</p> <p>< 9×9 燃料 (B型) のみが装荷されている場合 > 9×9 燃料 (B型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-5 図(その 5B)) の 1.25 倍</p>	過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	<p>< 9×9 燃料 (B型) のみが装荷されている場合以外 > 9×9 燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-2 図(その 5A)) の 0.9 倍</p> <p>< 9×9 燃料 (B型) のみが装荷されている場合 > 9×9 燃料 (B型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-2 図(その 5B)) の 0.9 倍</p>	減速材ポイド係数の解析条件を与えるものである平衡サイクル末期時点の値を使用
スクラム反応度	添付書類八の 第 14.2-6 図 (その 5) ^{*1} 及び第 14.2-7 図 (その 5) ^{*2}	サイクル早期炉心における解析には、9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線 ^{*1} 、サイクル末期炉心における解析には、9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル末期炉心用スクラム反応度曲線 ^{*2}
原子炉出力	3,440MW (定格出力の約 105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の 85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa [gage]	同上

2. 解析コード

高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料 (A型) 評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的 余裕解析
9×9 燃料 (B型) 評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的 余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	蒸気加減弁急速閉
-----------	----------

4. 解析結果

4-a. 9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合以外

(1) 高燃焼度8×8燃料及び9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束(早期/末期)	約106%以下/約116%以下	170%以下
MCP R(早期/末期)	1.13以上/1.07以上	1.07以上
原子炉圧力(早期/末期)	約7.96MPa [gage] 以下/約8.04MPa [gage] 以下*1	9.48MPa [gage] 以下

(2) 9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果

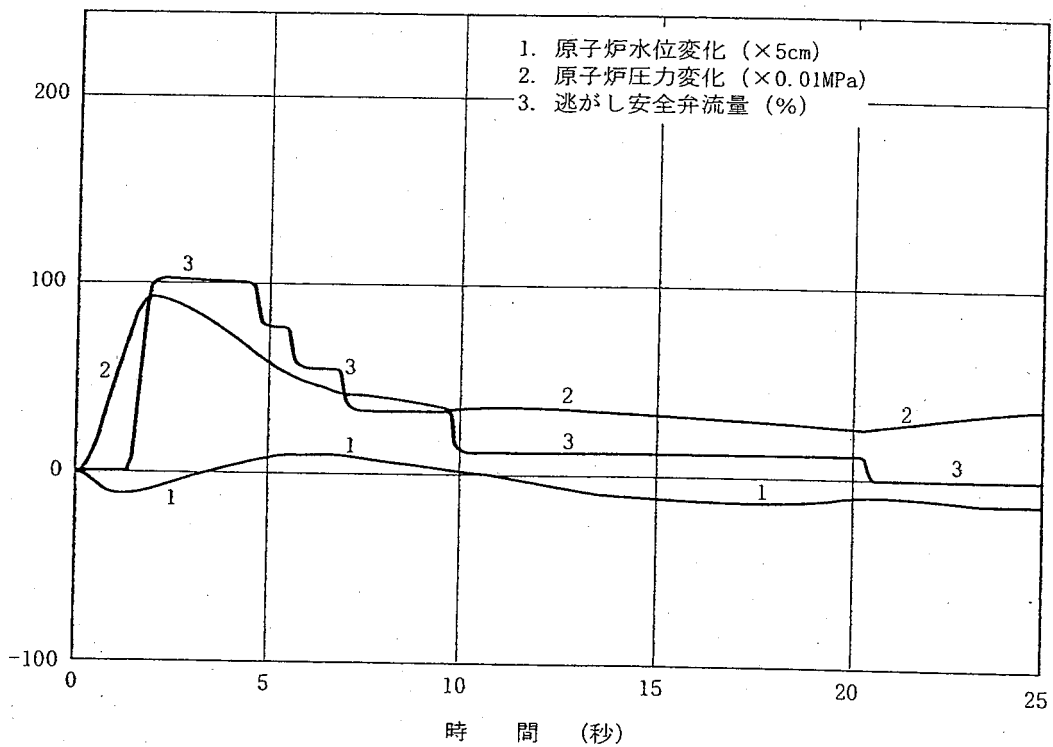
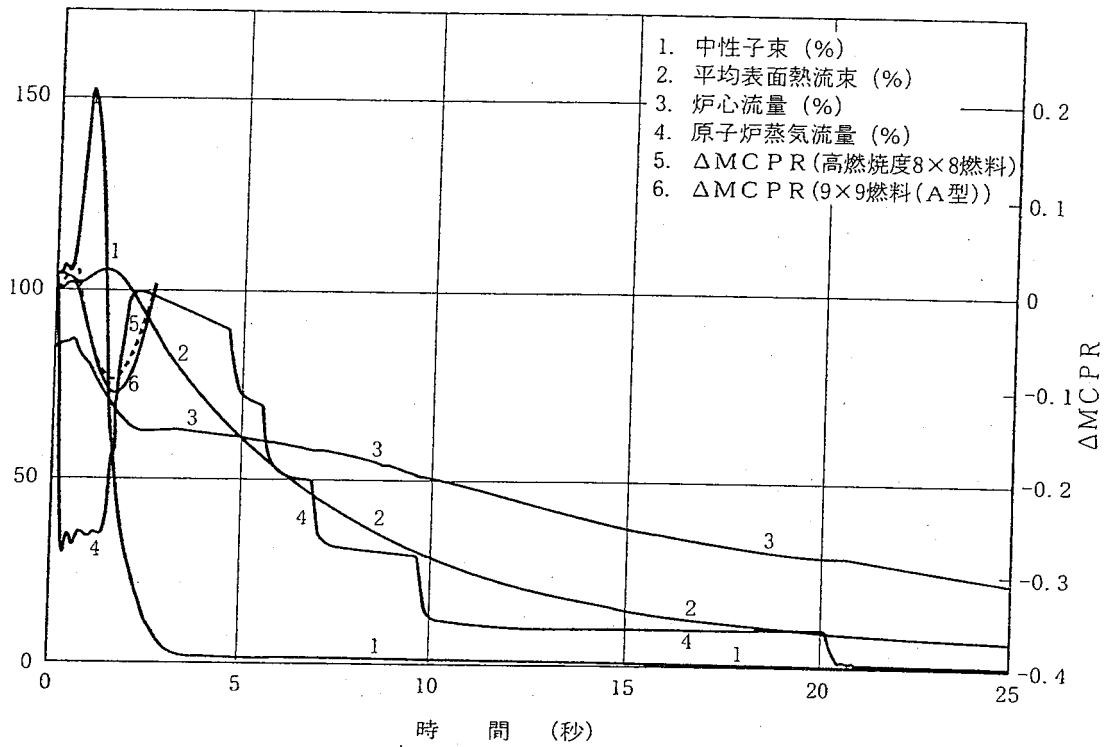
項目	結果	判断基準
表面熱流束(早期/末期)	約108%以下/約116%以下	170%以下
MCP R(早期/末期)	1.10以上/1.07以上	1.07以上
原子炉圧力(早期/末期)	約7.98MPa [gage] 以下/約8.04MPa [gage] 以下*1	9.48MPa [gage] 以下

*1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.26MPa [gage] 以下

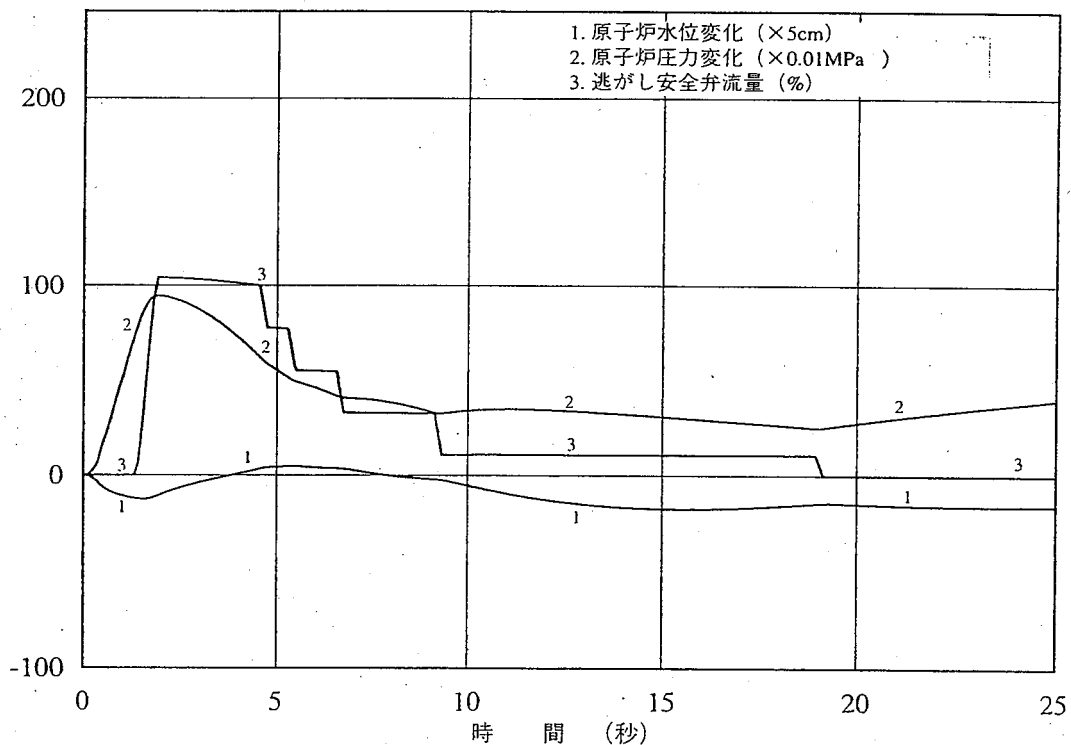
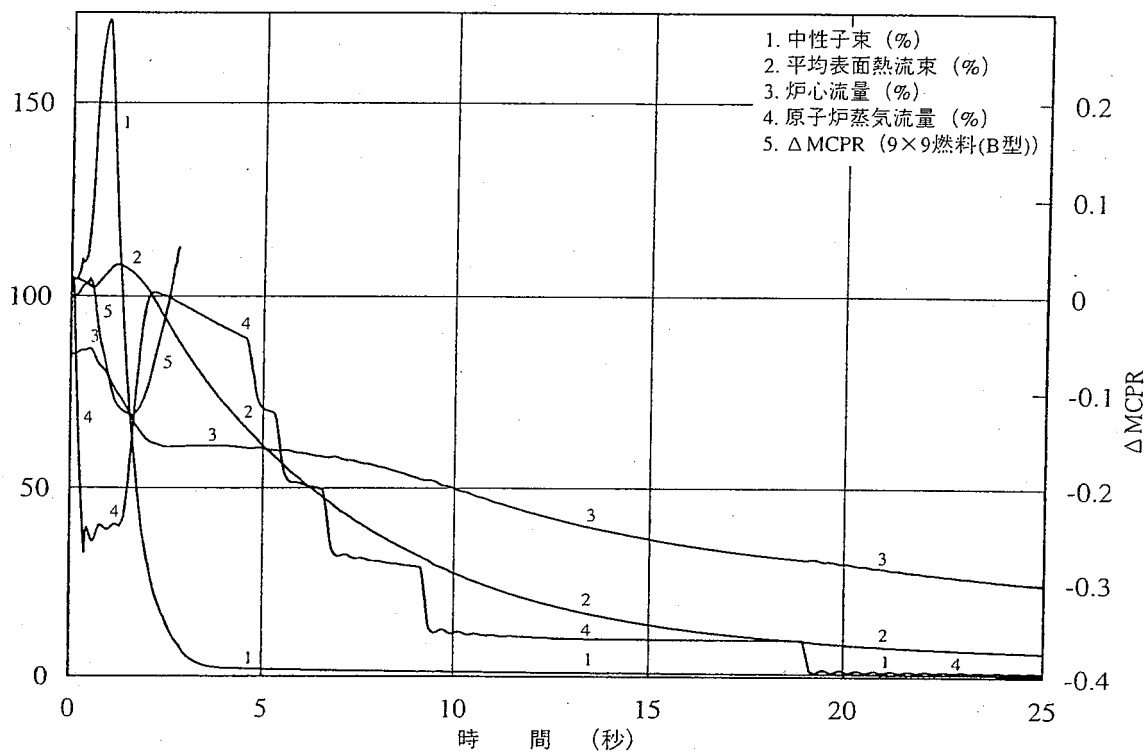
4-b. 9×9燃料（B型）のみが装荷されている場合

(1) 9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果

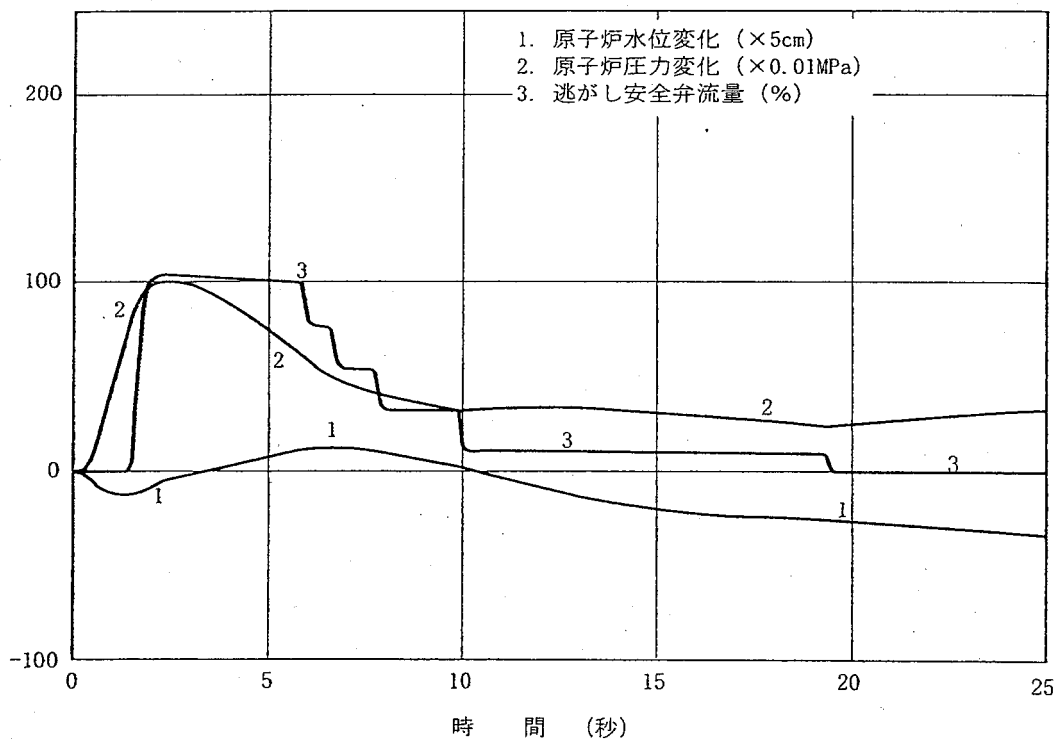
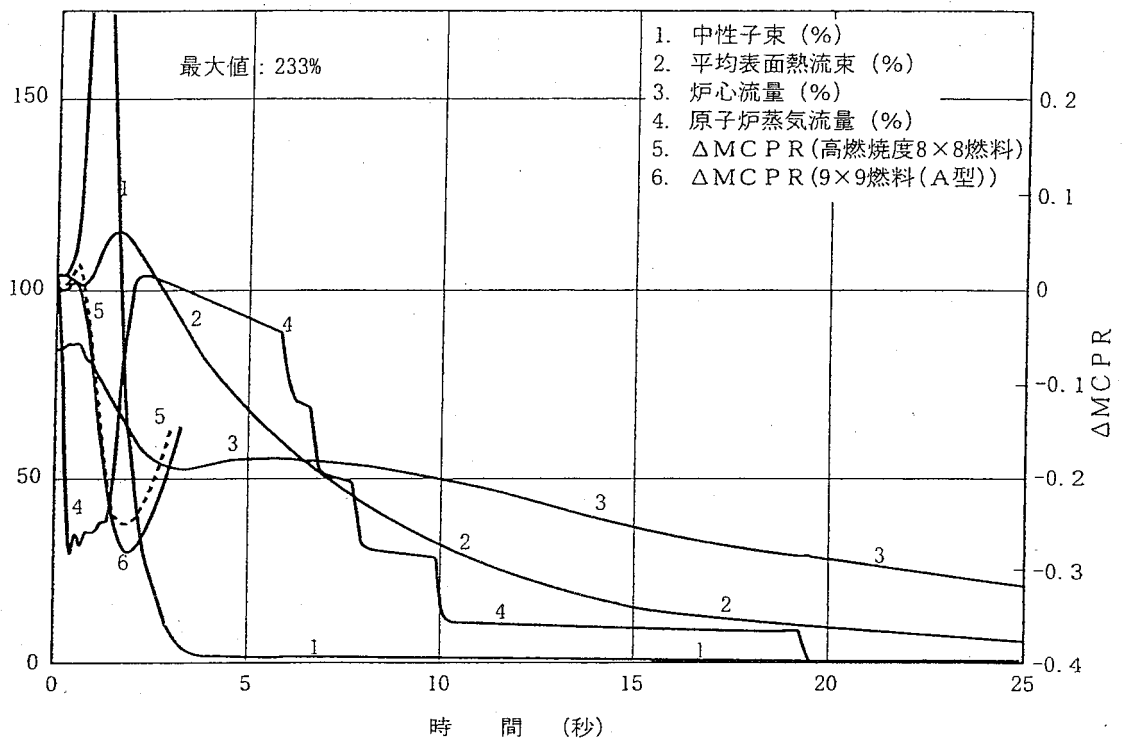
項目	結果	判断基準
表面熱流束(末期)	約114%以下	170%以下
MCP R(末期)	1.07以上	1.07以上
原子炉圧力(末期)	約8.02MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下



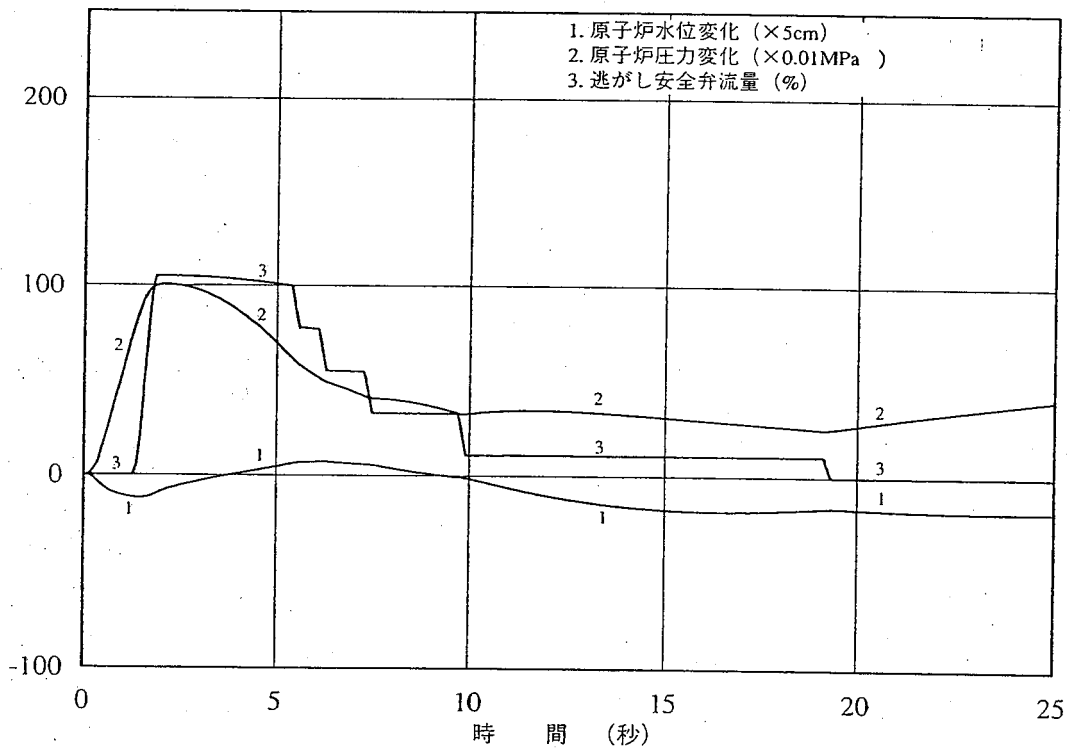
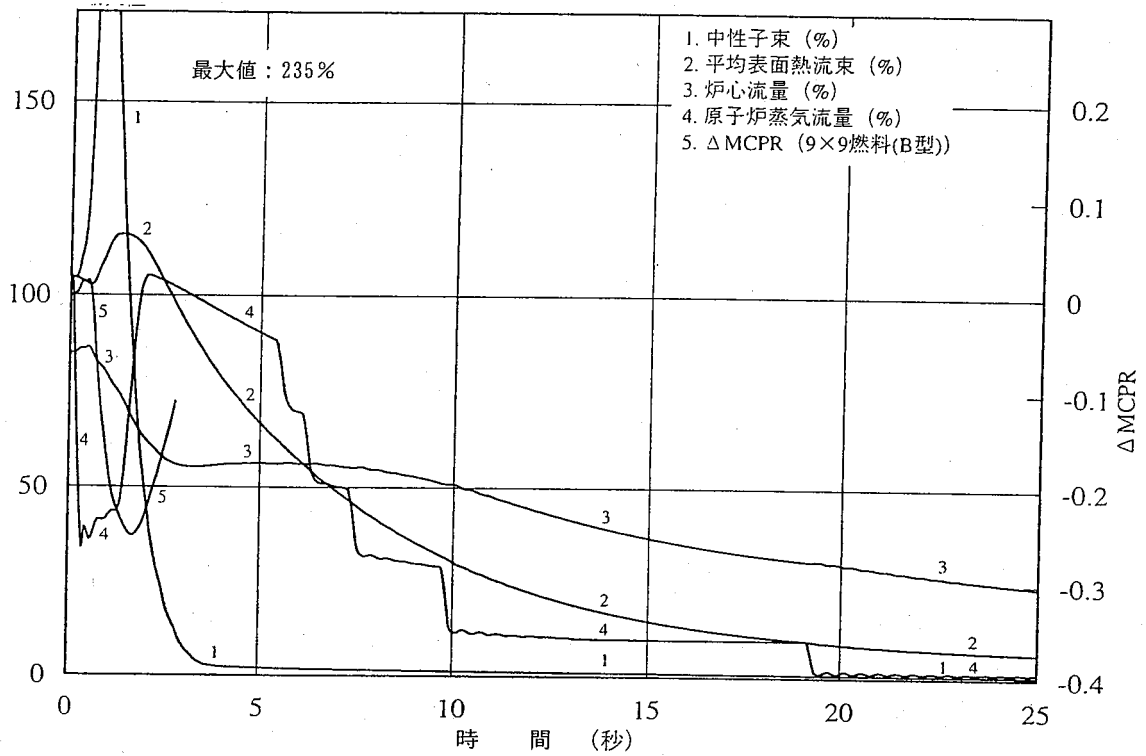
(REDY及びSCATによる解析結果)
 (サイクル早期炉心)
 (9×9燃料(B型)のみが装荷されている場合以外)



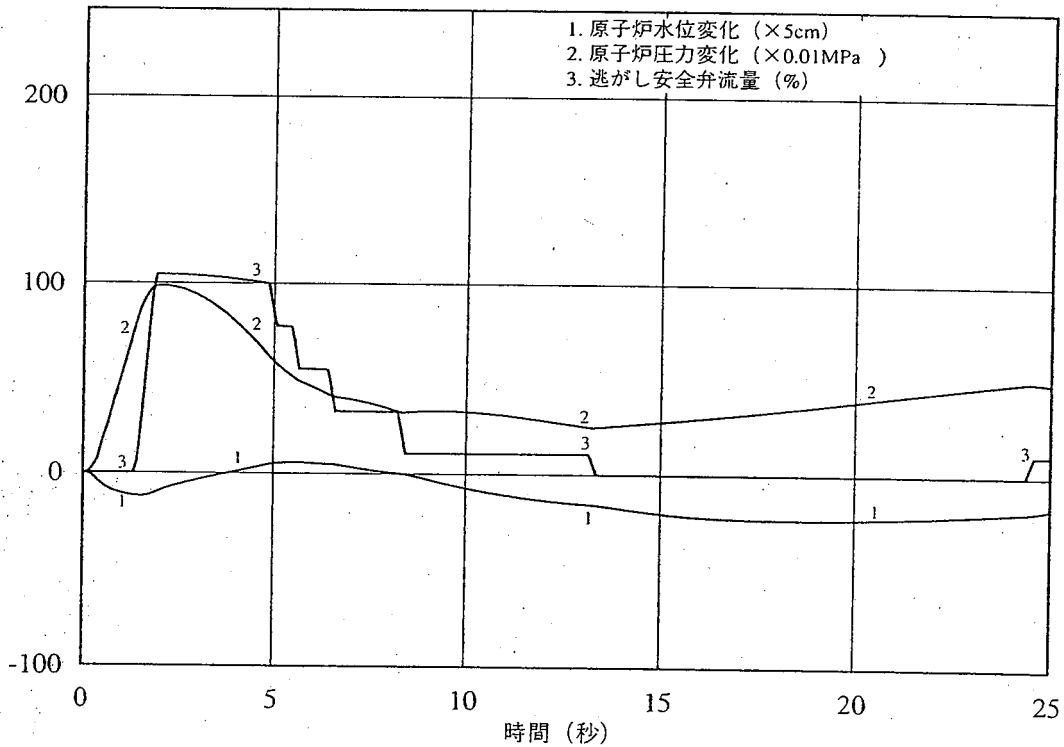
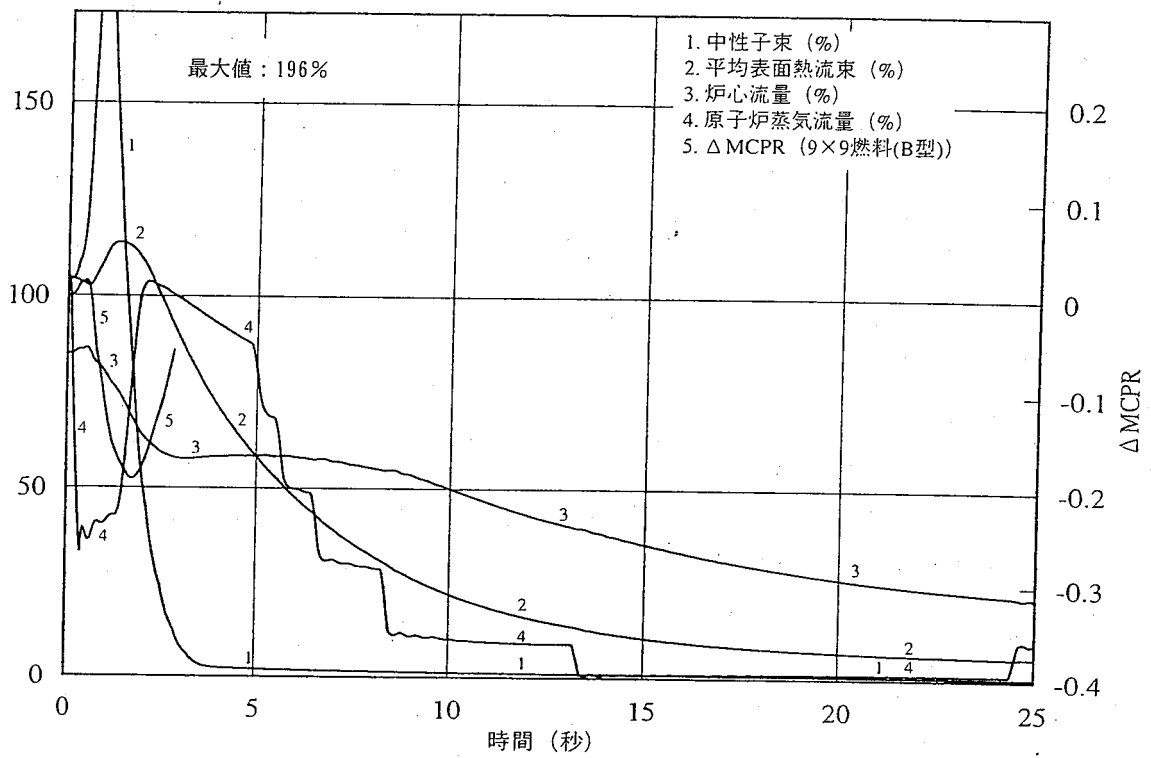
(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル早期炉心)
 (9×9燃料(B型)のみが装荷されている場合以外)



(REDY及びSCATによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)
 (9×9燃料(B型)のみが装荷されている場合以外)

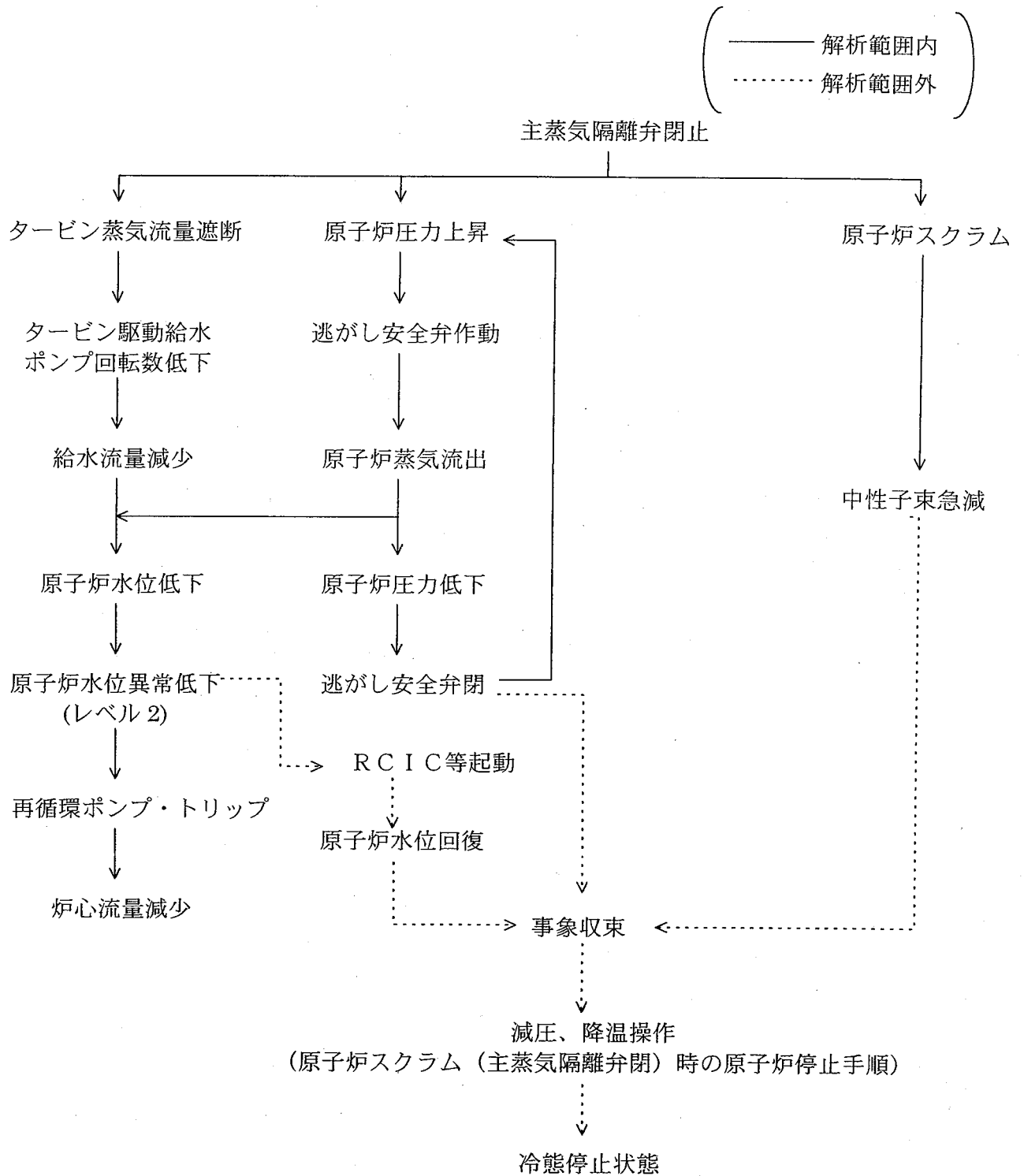


(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)
 (9×9燃料(B型)のみが装荷されている場合以外)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)
 (9×9燃料 (B型) のみが装荷されている場合)

(9) 主蒸気隔離弁の誤閉止



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	主蒸気隔離弁全弁閉止 (3秒)	設計上要求される設定範囲の最小値
減速材ポイド係数	9×9燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第14.2-5図(その5A)) の1.25倍	減速材ポイド係数及びドップラ係数は、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	9×9燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第14.2-2図(その5A)) の0.9倍	
スクラム反応度	添付書類八の第14.2-6図 (その5) ^{*1} 及び第14.2-7図 (その5) ^{*2}	サイクル早期炉心における解析には、9×9燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線 ^{*1} 、サイクル末期炉心における解析には、9×9燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル末期炉心用スクラム反応度曲線 ^{*2}
原子炉出力	3,440MW (定格出力の約105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するように設定
炉心流量	定格流量の85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa [gage]	同上

2. 解析コード

9×9燃料 (A型) 評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9燃料 (B型) 評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉
-----------	---------

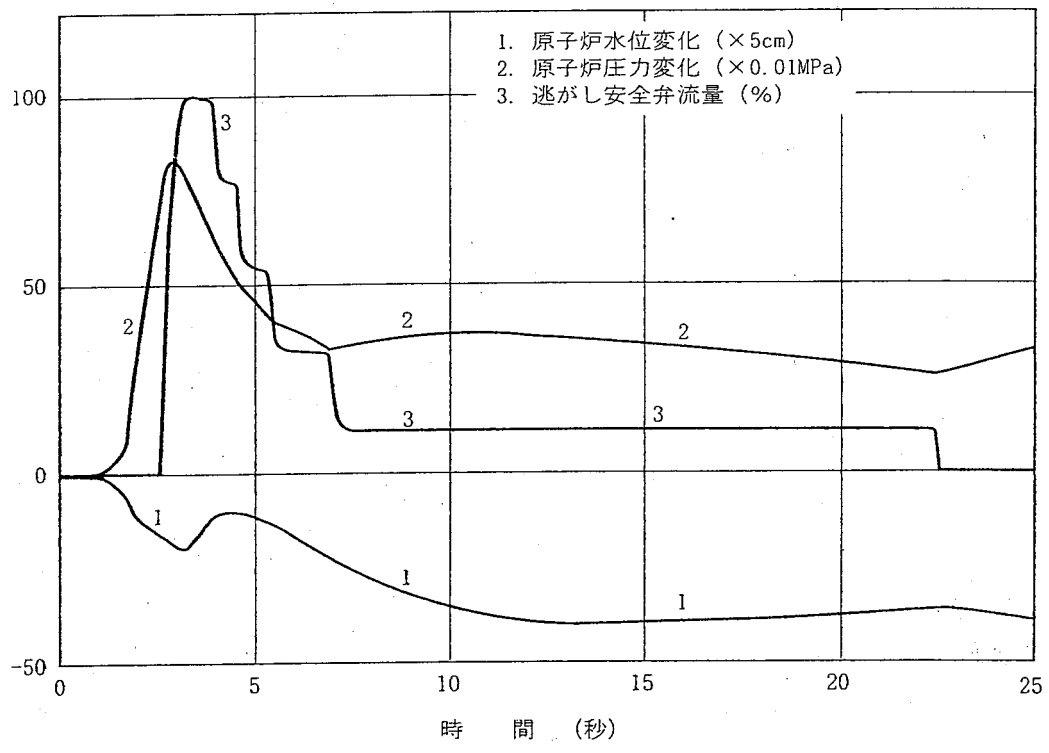
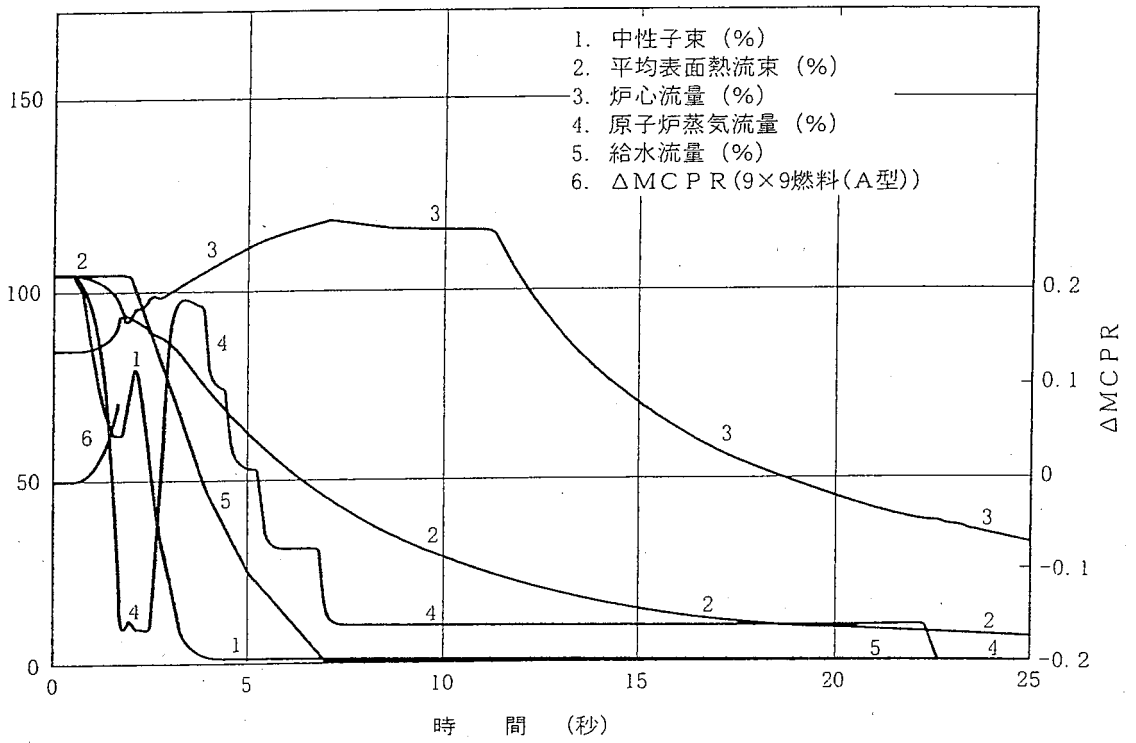
4. 解析結果

(1) 9×9燃料 (A型) の評価を行うための解析結果

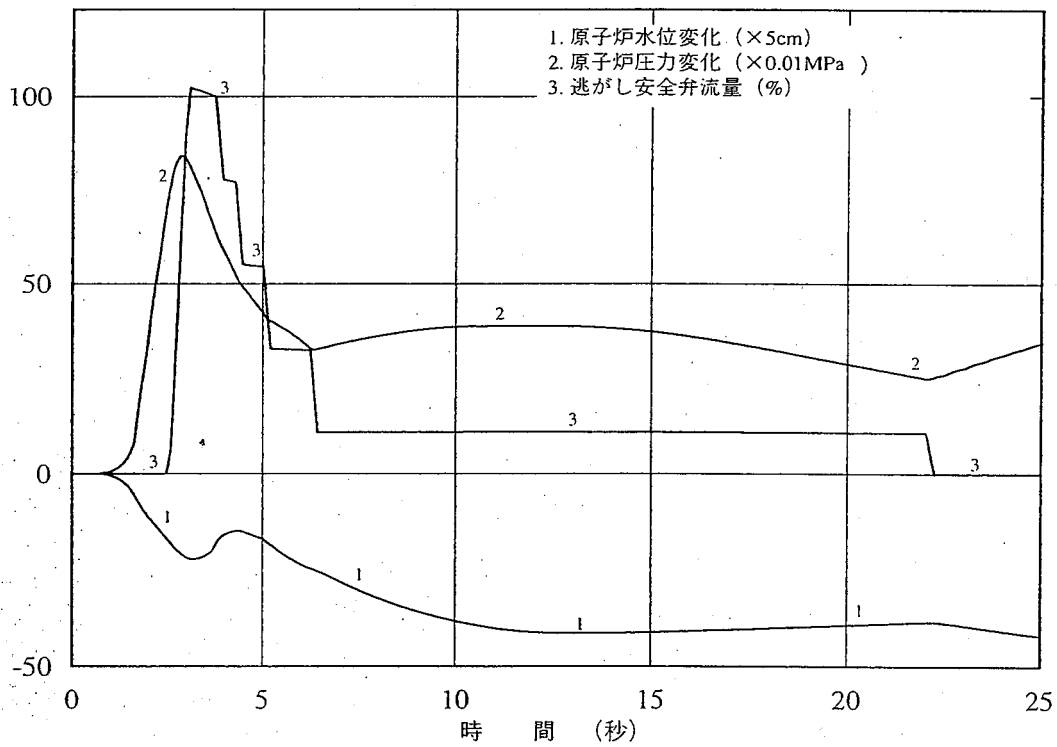
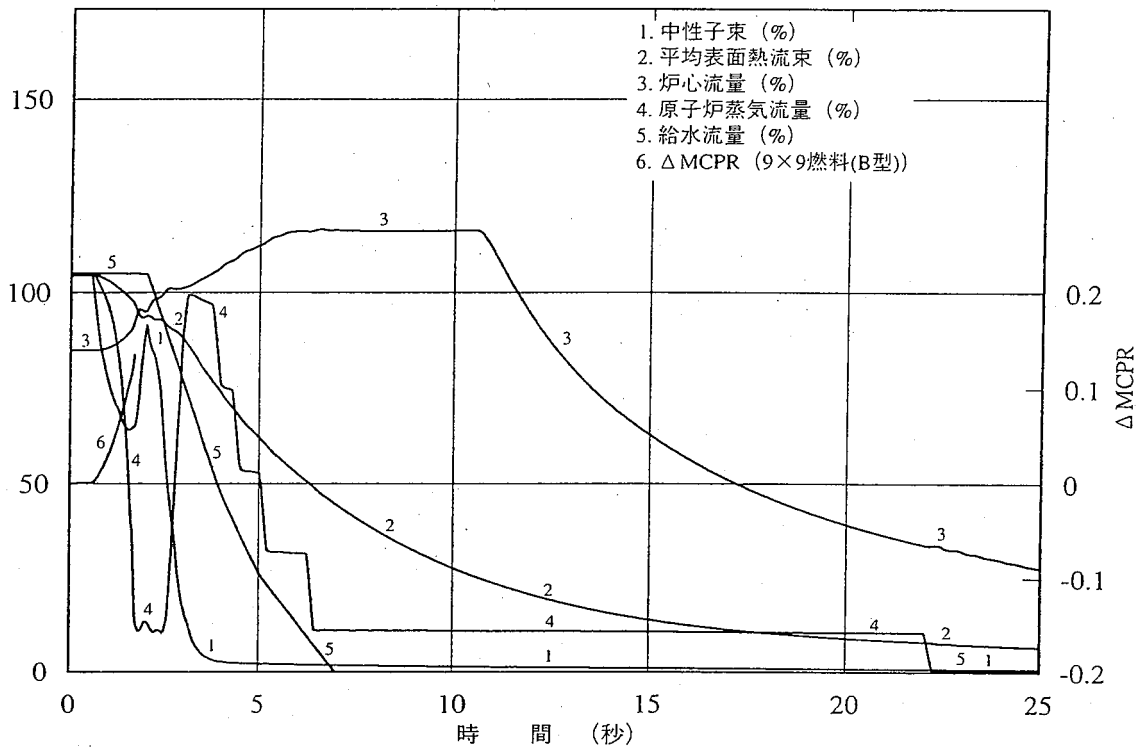
項目	解析結果	判断基準
表面熱流束 (早期/末期)	初期値を超えない/約111%以下	170%以下
M CPR (早期/末期)	初期値を下回らない/1.24以上	1.07以上
原子炉圧力 (早期/末期)	約7.86 MPa [gage] 以下/約7.99 MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下

(2) 9×9燃料 (B型) の評価を行うための解析結果

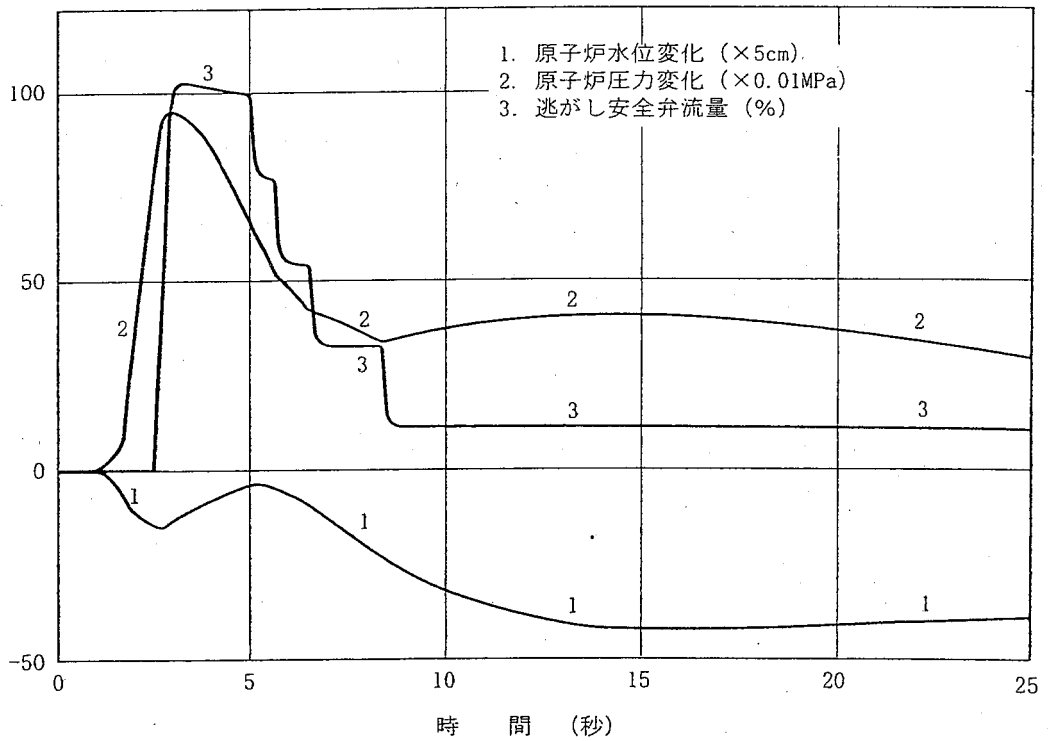
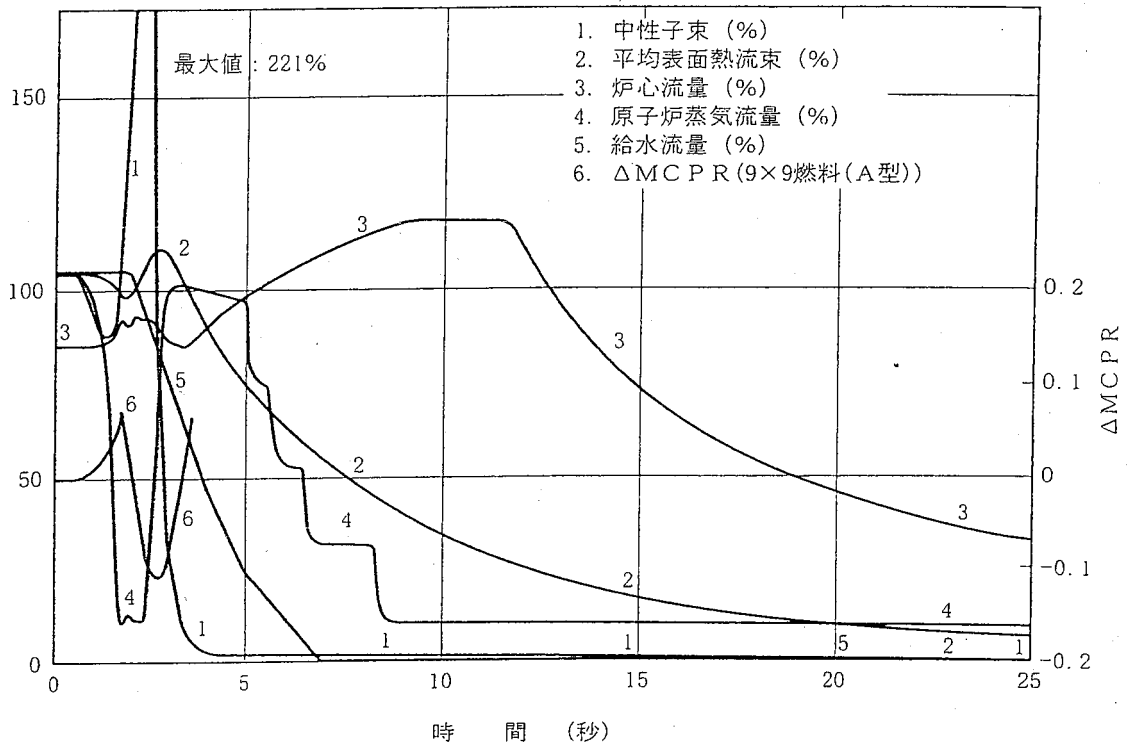
項目	解析結果	判断基準
表面熱流束 (早期/末期)	初期値を超えない/約110%以下	170%以下
M CPR (早期/末期)	初期値を下回らない/1.22以上	1.07以上
原子炉圧力 (早期/末期)	約7.87MPa [gage] 以下/約8.00MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下



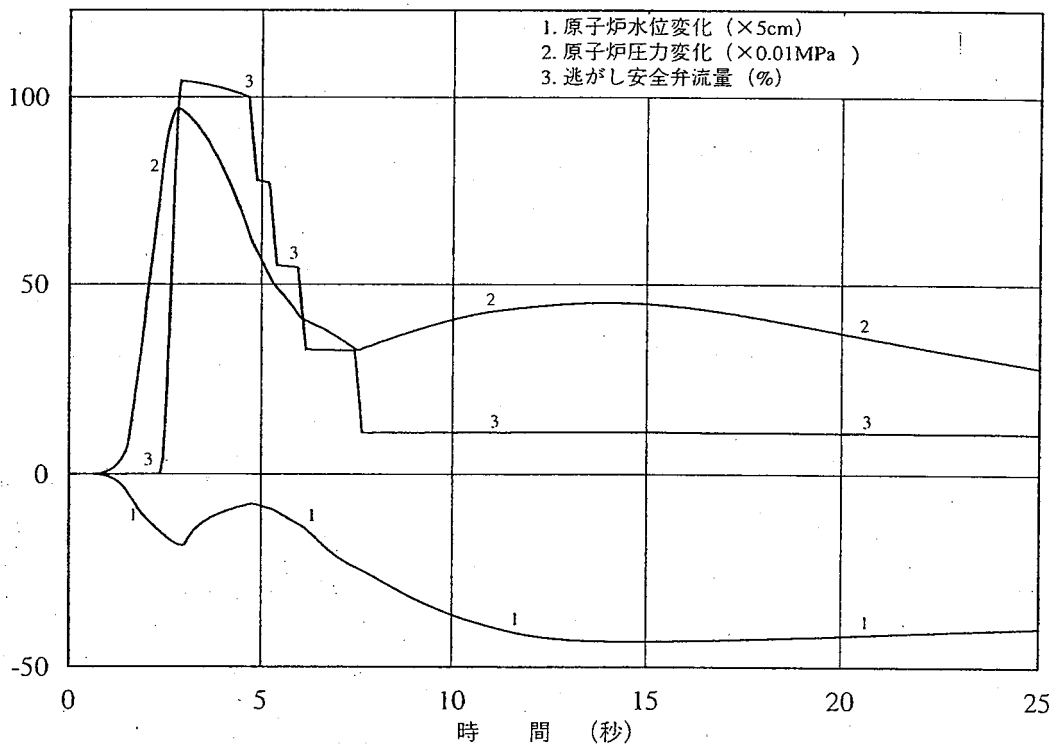
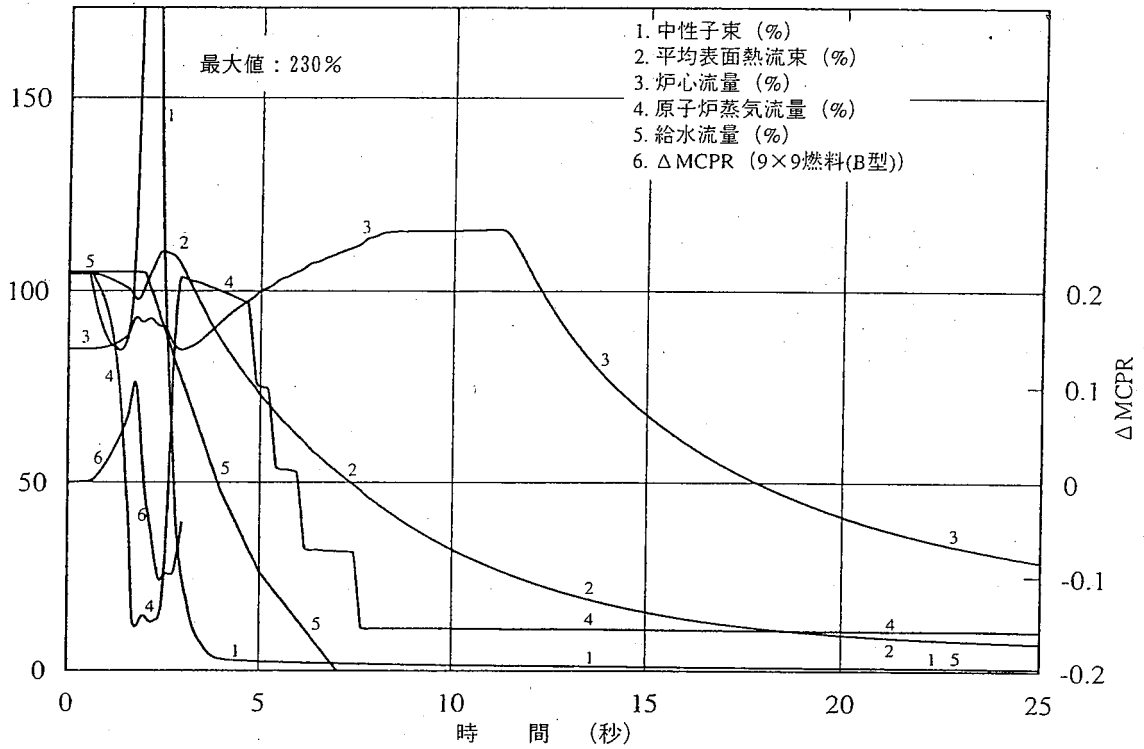
(REDY及びSCATによる解析結果)
(サイクル早期炉心)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
(サイクル早期炉心)

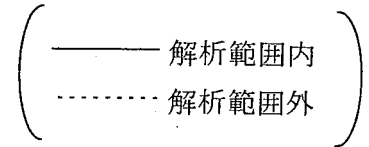


(REDY及びSCATによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)

(10) 給水制御系の故障



給水制御系故障

最大給水流量で給水 (141%)

原子炉水位上昇

炉心入口サブクーリング増加

原子炉水位高
(レベル 8)

給水ポンプ・トリップ

タービン・トリップ
(主蒸気止め弁閉止)

再循環ポンプ・トリップ

原子炉スクラム

炉心流量減少

原子炉圧力上昇

炉心内ボイド減少

タービン・バイパス弁開

逃がし安全弁作動

中性子束上昇

炉心内ボイド増加

原子炉蒸気流出

中性子束急減

一時水位上昇

原子炉圧力低下

逃がし安全弁閉

原子炉水位低下
 原子炉水位異常低下
(レベル 2)
 R C I C 等起動

原子炉水位回復

事象収束

減圧、降温操作

(原子炉スクラム (主蒸気隔離弁閉) 時の原子炉停止手順)

冷態停止状態

1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	給水流量 141% (瞬時)	給水ポンプの保護機能により抑えられる給水流量 (定格流量の 136%) に余裕 5%を見込んだ値
減速材ボイド係数	9×9 燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-5 図(その 5A)) の 1.25 倍	減速材ボイド係数及びドップラ係数は、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を保守的に評価する燃焼時点の値を使用
ドップラ係数	9×9 燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-2 図(その 5A)) の 0.9 倍	
スクラム反応度	添付書類八の 第 14.2-6 図 (その 5) ^{*1} 及び第 14.2-7 図 (その 5) ^{*2}	サイクル早期炉心における解析には、9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線 ^{*1} 、サイクル末期炉心における解析には、9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル末期炉心用スクラム反応度曲線 ^{*2}
原子炉出力	3,440MW (定格出力の約 105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の 85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa [gage]	同上

2. 解析コード

9×9 燃料 (A型) 評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9 燃料 (B型) 評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. スクラム信号

原子炉スクラム信号	主蒸気止め弁閉
-----------	---------

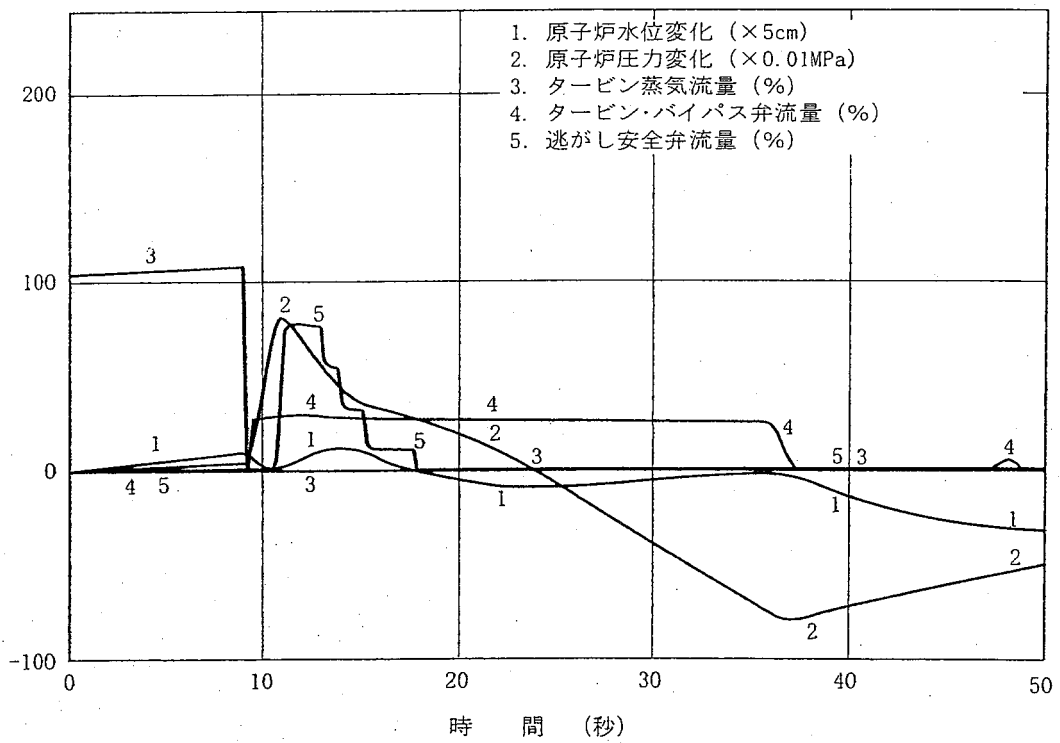
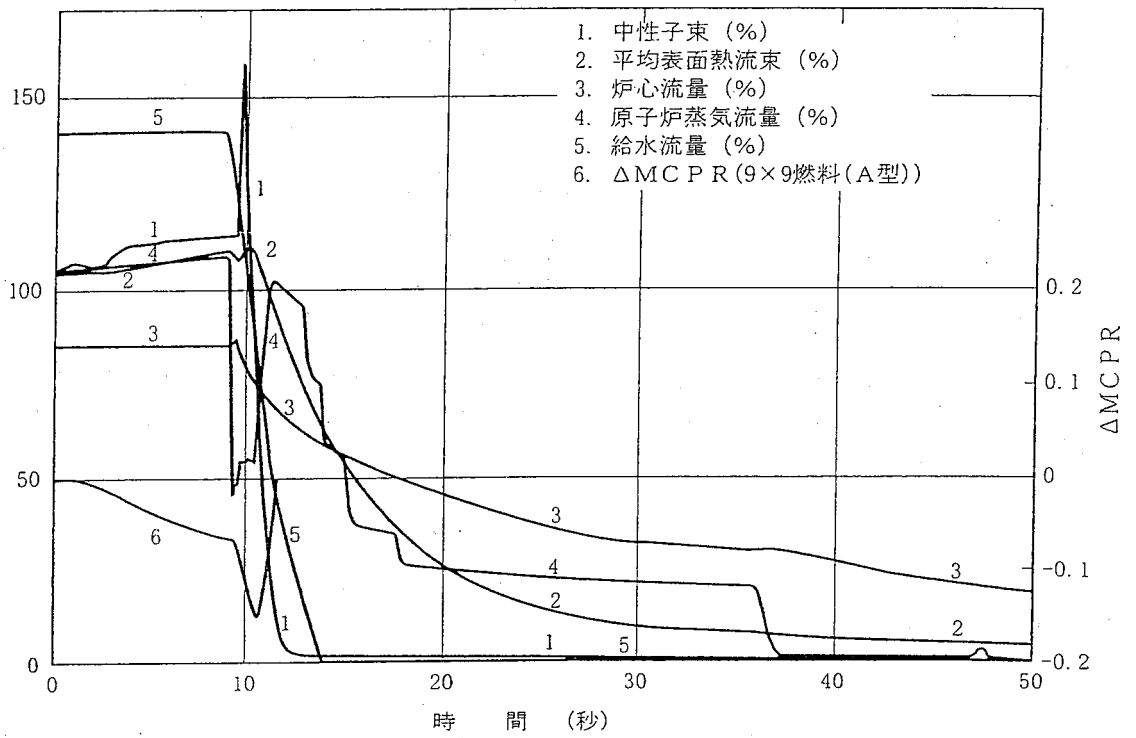
4. 解析結果

(1) 9×9 燃料 (A型) の評価を行うための解析結果

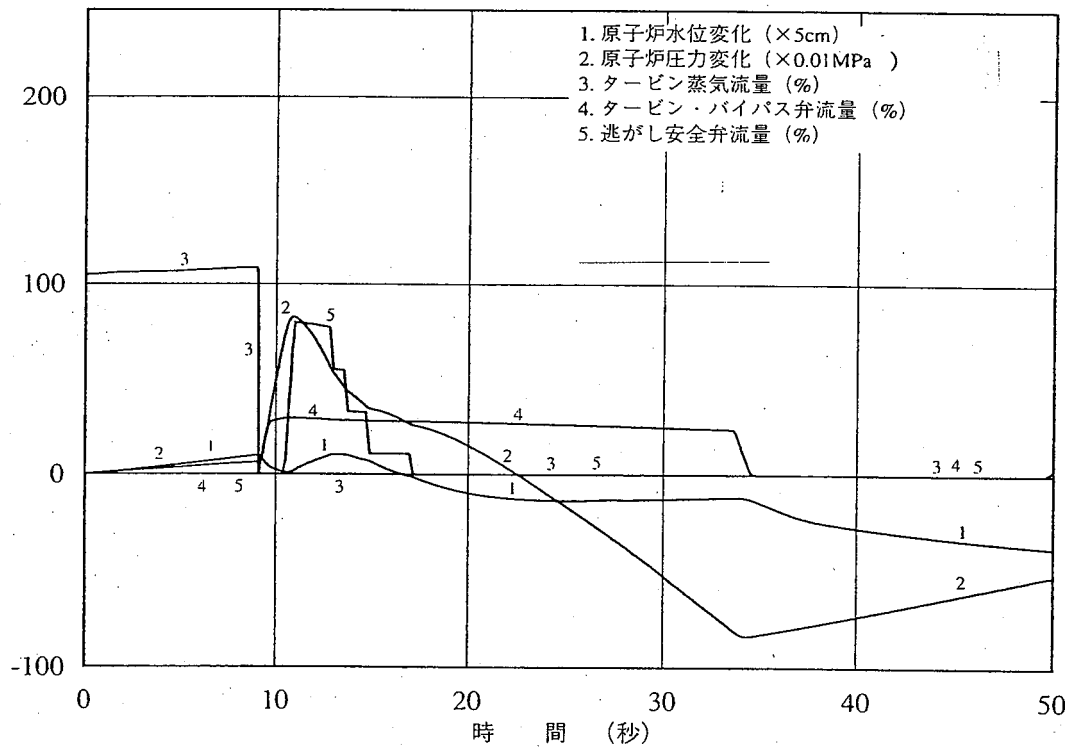
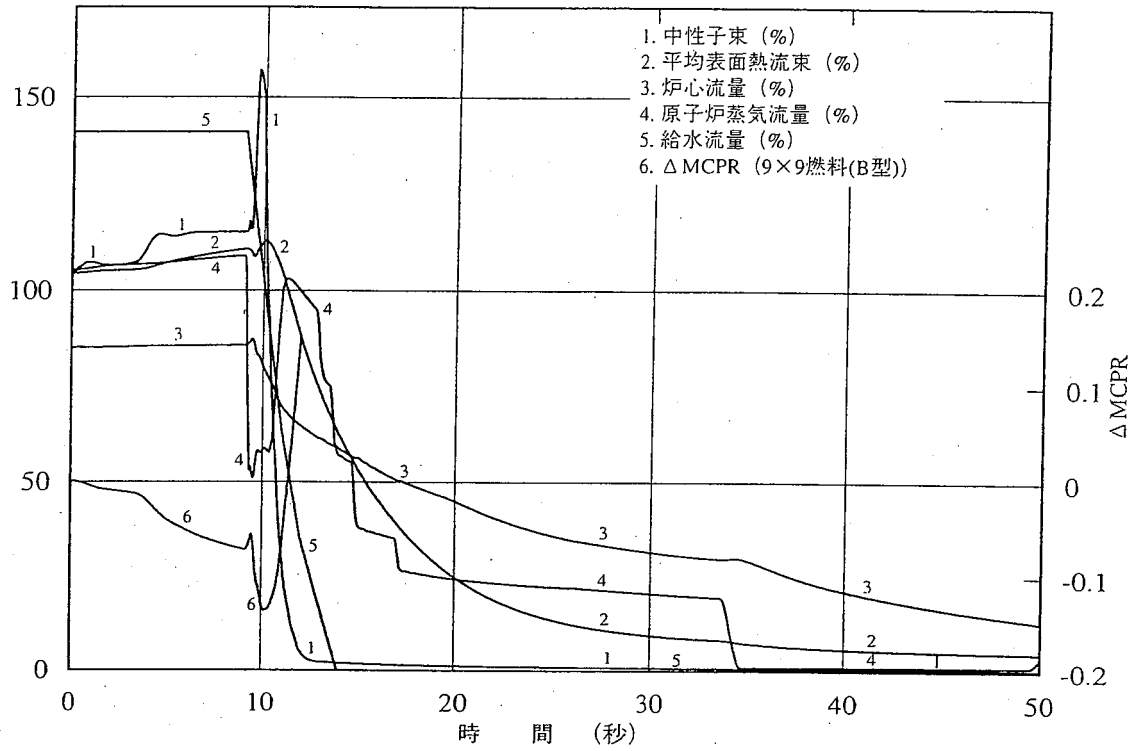
項目	結果	判断基準
表面熱流束(早期/末期)	約 112%以下/約 118%以下	170%以下
M CPR (早期/末期)	1.09 以上/1.09 以上	1.07 以上
原子炉圧力(早期/末期)	約 7.86MPa [gage] 以下/約 7.91MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下

(2) 9×9 燃料 (B型) の評価を行うための解析結果

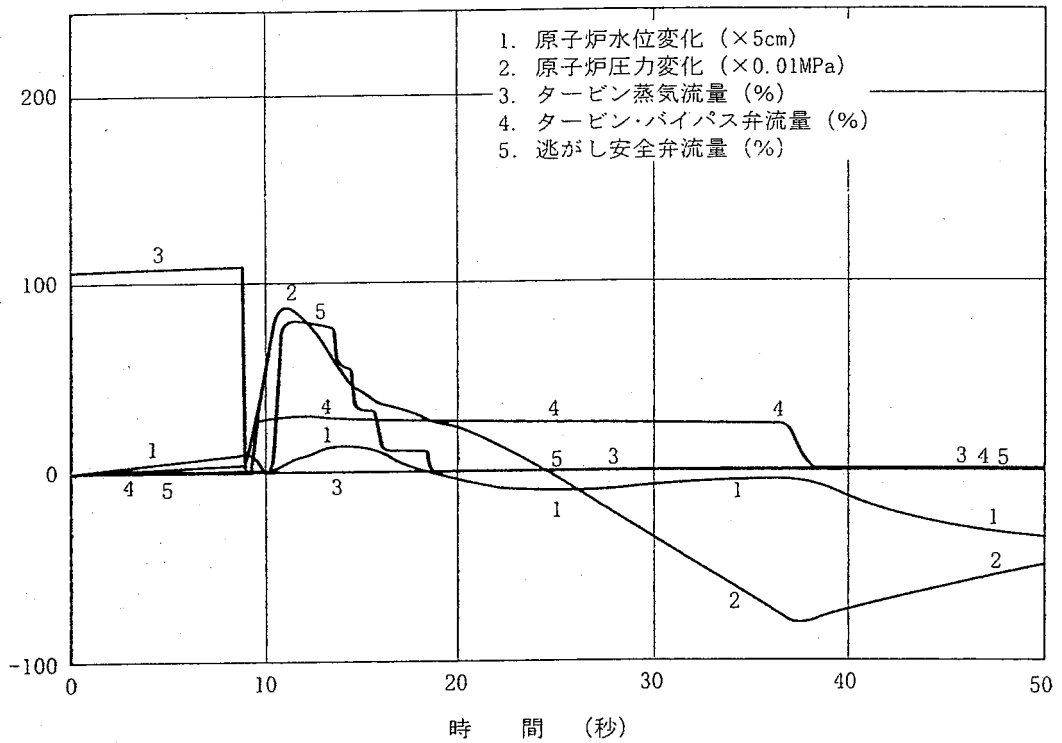
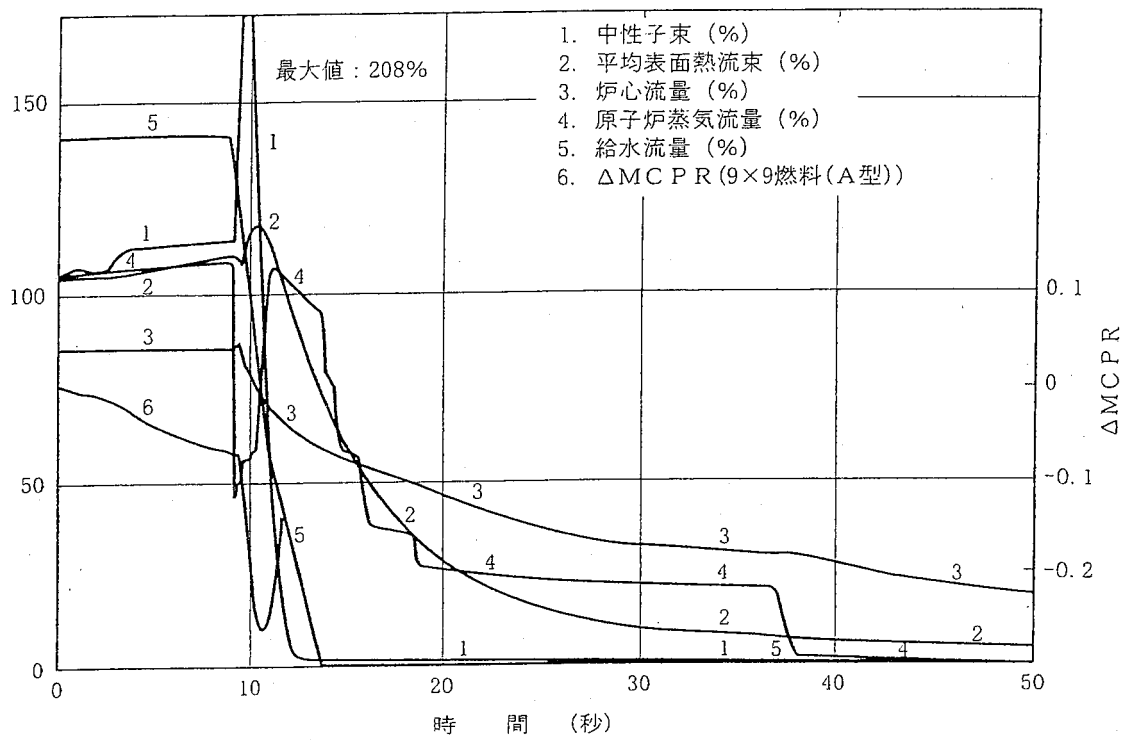
項目	解析結果	判断基準
表面熱流束(早期/末期)	約 113%以下/約 118%以下	170%以下
M CPR (早期/末期)	1.09 以上/1.09 以上	1.07 以上
原子炉圧力(早期/末期)	約 7.86MPa [gage] 以下/約 7.92MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下



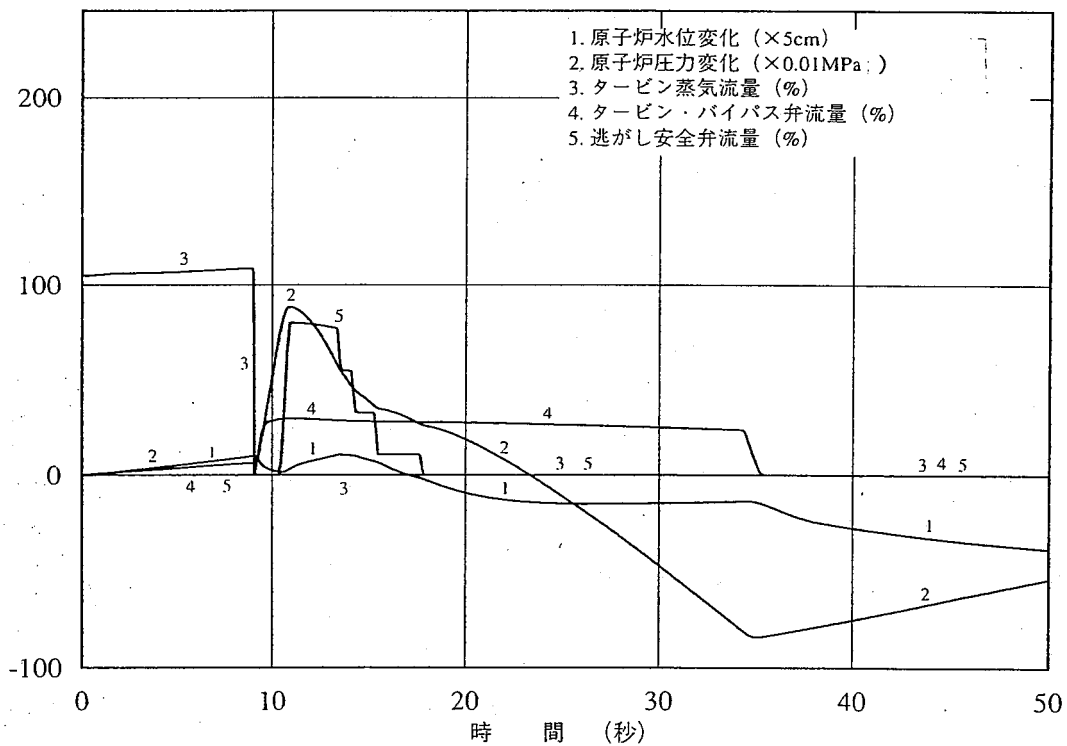
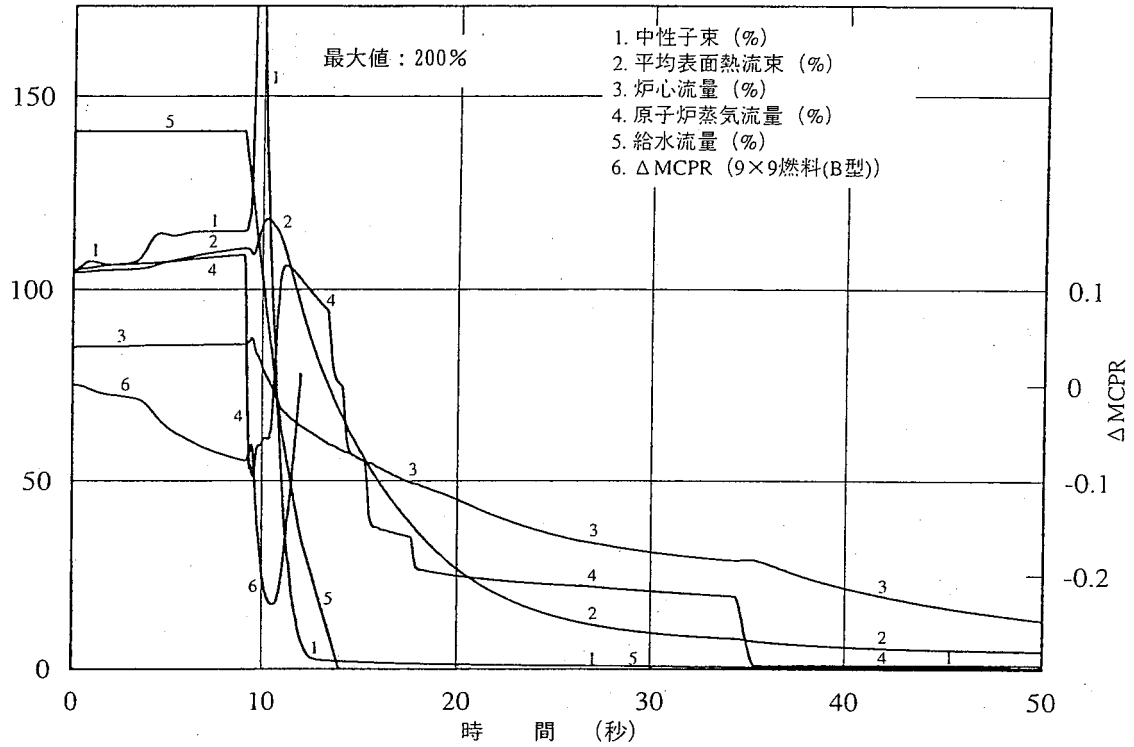
(REDY及びSCATによる解析結果)
 (サイクル早期炉心)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル早期炉心)

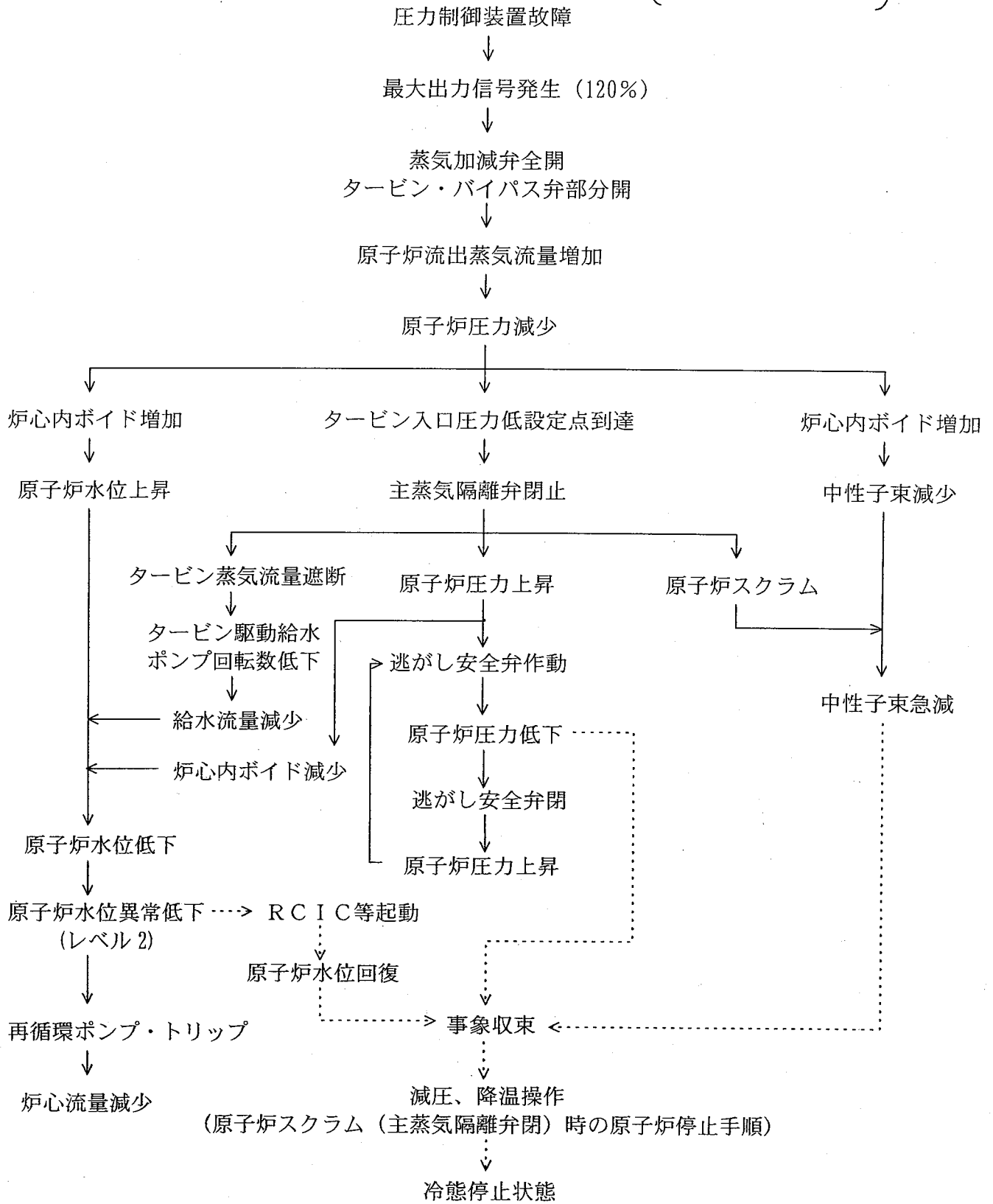
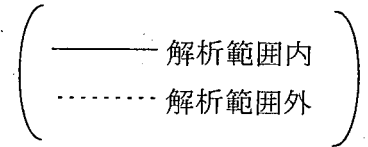


(REDY及びSCATによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)
 (サイクル末期炉心)

(11) 原子炉圧力制御系の故障



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	蒸気流量 120%	圧力制御装置の最大出力信号 (115%) に余裕を見込んだ値
減速材ポイド係数	9×9燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第14.2-5図(その5A)) の1.25倍	減速材ポイド係数の違いにより過渡変化の結果は大きく変わらないので、出力上昇過渡変化に用いる値を使用
ドップラ係数	9×9燃料 (A型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第14.2-2図(その5A)) の0.9倍	減速材ポイド係数の解析条件を与えるものである平衡サイクル末期時点の値を使用
スクラム反応度	9×9燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線	スクラム反応度曲線の相違により、過渡変化の結果は大きく変わらないので、使用期間の長いサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を使用
原子炉出力	3,440MW (定格出力の約105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa [gage]	同上

2. 解析コード

9×9燃料 (A型) 評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9燃料 (B型) 評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. 原子炉スクラム信号

原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉
-----------	---------

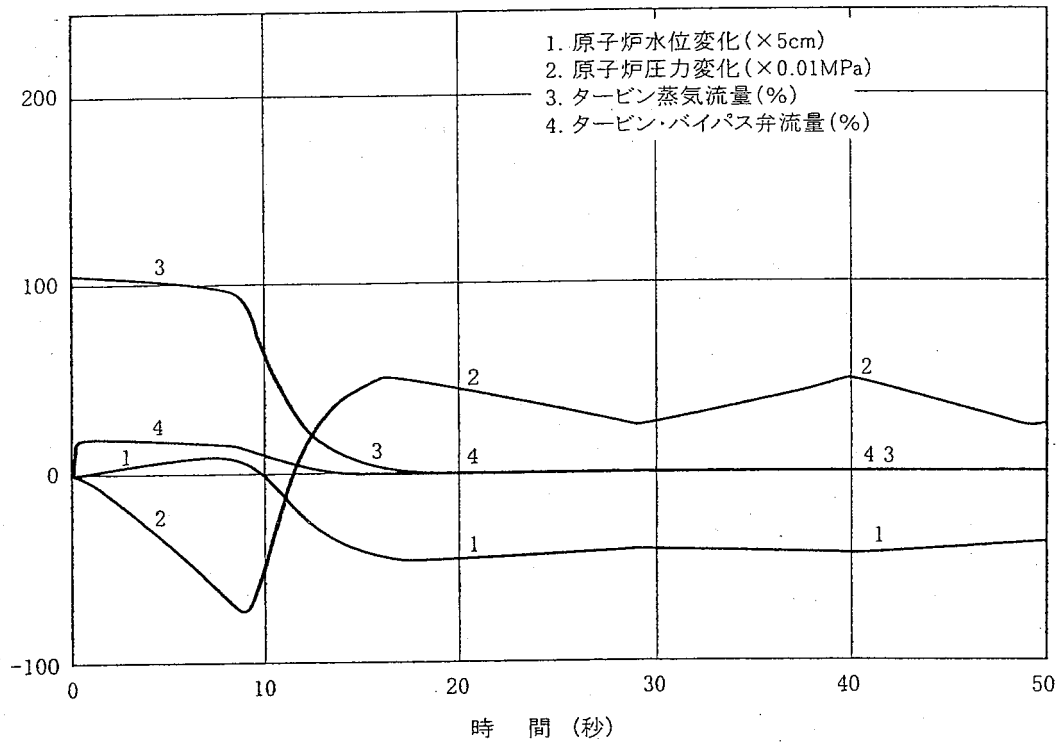
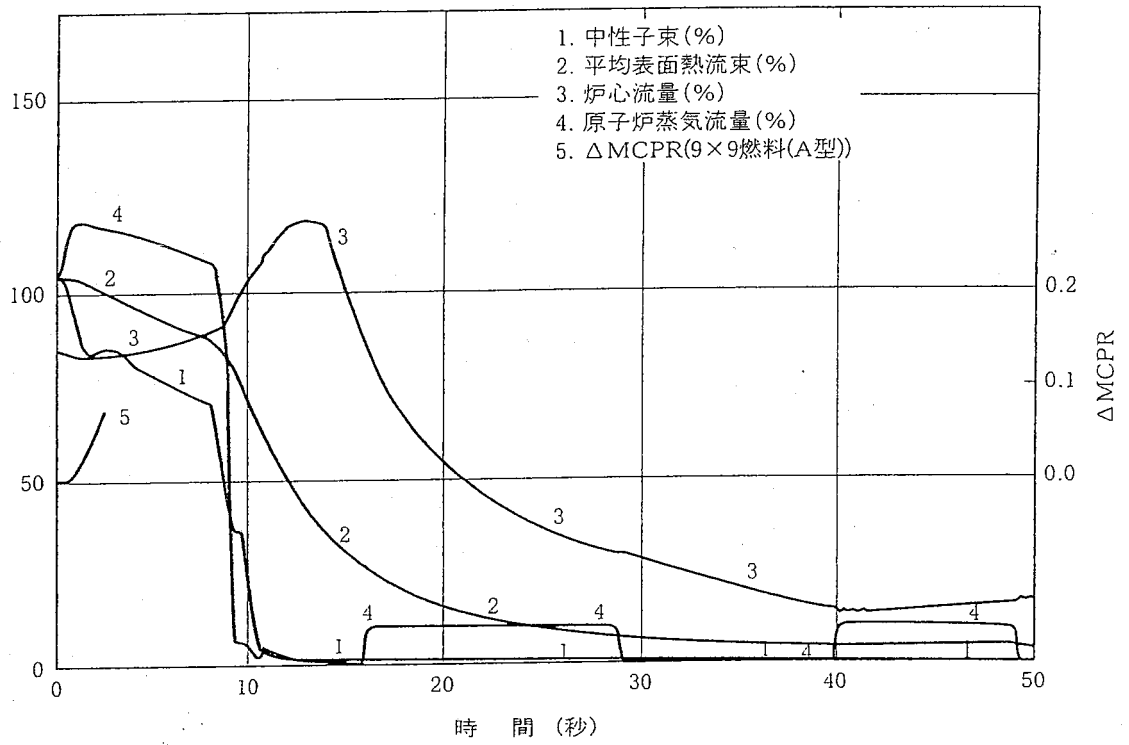
4. 解析結果

(1) 9×9燃料 (A型) の評価を行うための解析結果

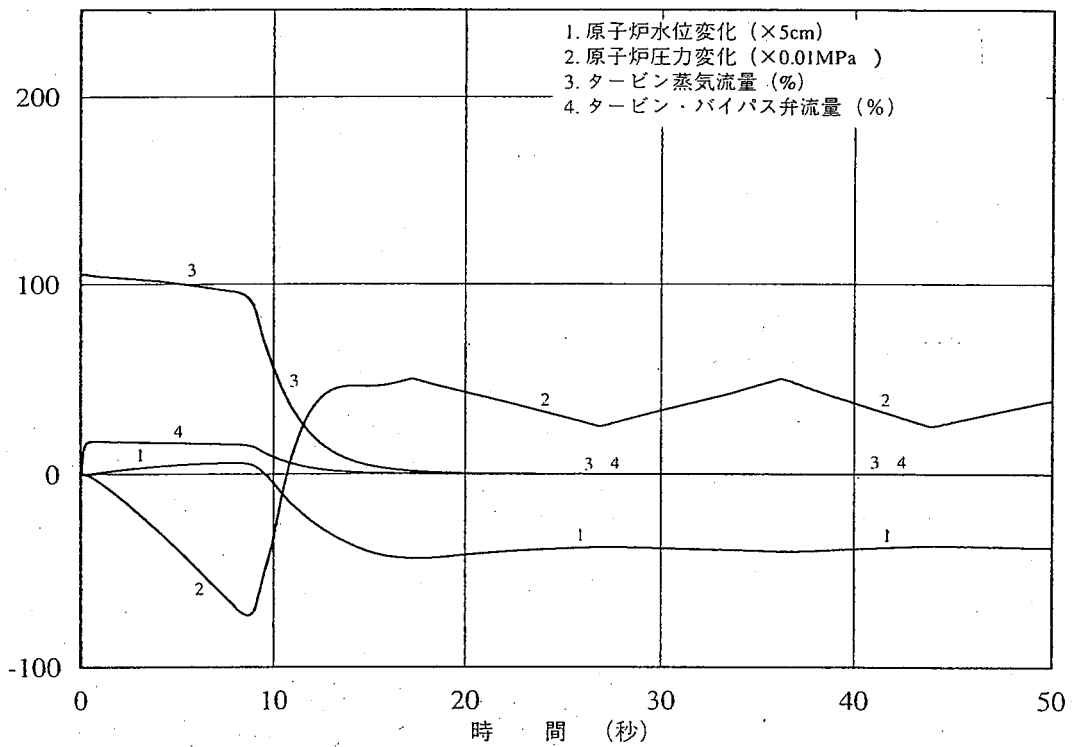
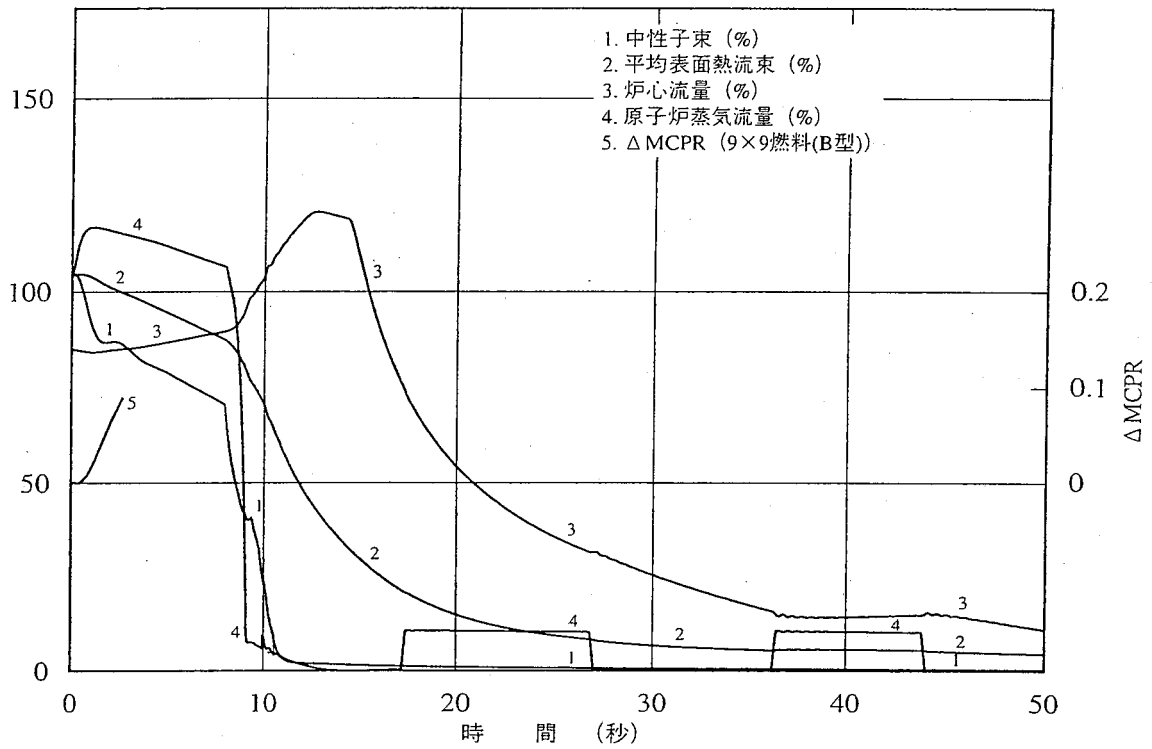
項目	解析結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
M CPR	初期値を下回らない	1.07以上
原子炉圧力	約7.54 MPa [gage]以下	9.48MPa [gage]以下

(2) 9×9燃料 (B型) の評価を行うための解析結果

項目	解析結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
M CPR	初期値を下回らない	1.07以上
原子炉圧力	約7.53MPa [gage]以下	9.48MPa [gage]以下

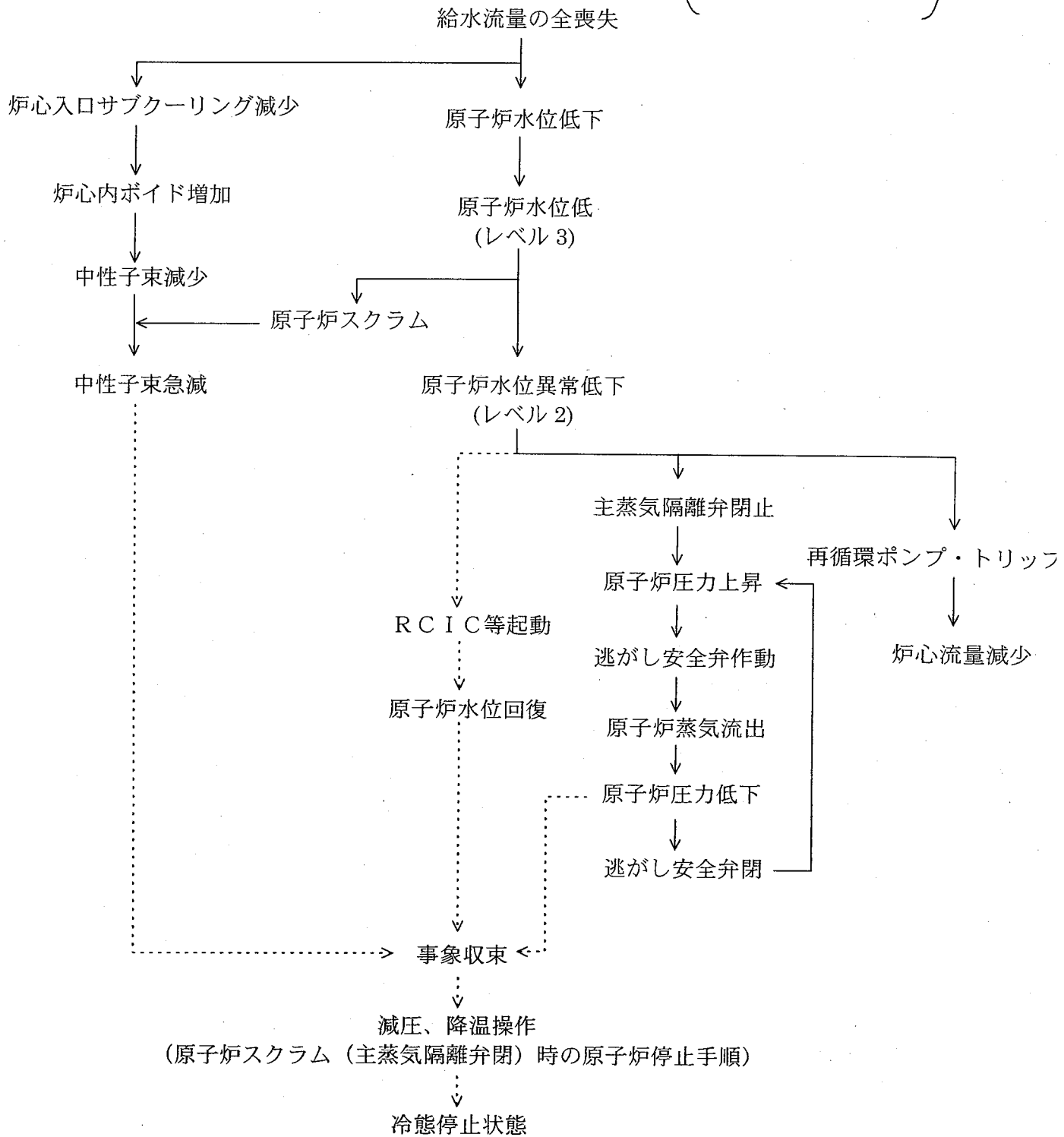
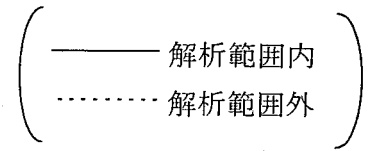


(REDY及びSCATによる解析結果)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)

(12) 給水流量の全喪失



1. 解析条件

項目	解析条件	選定理由
外乱条件	全給水流量喪失 (5 秒)	給水ポンプの慣性を基に過渡変化の結果を保守的に評価するよう選定
減速材ポイド係数	9×9 燃料 (A 型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-5 図(その 5A)) の 1.25 倍	減速材ポイド係数の違いにより過渡変化の結果は大きく変わらないので、出力上昇過渡変化に用いる値を使用
ドップラ係数	9×9 燃料 (A 型) 平衡サイクル末期時点の値 (添付書類八の第 14.2-2 図(その 5A)) の 0.9 倍	減速材ポイド係数の解析条件を与えるものである平衡サイクル末期時点の値を使用
スクラム反応度	9×9 燃料が装荷されたサイクル以降に適用されるサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線	スクラム反応度曲線の相違により、過渡変化の結果は大きく変わらないので、使用期間の長いサイクル早期炉心用スクラム反応度曲線を使用
原子炉出力	3,440MW (定格出力の約 105%)	圧力上昇率等を有意に厳しく評価するよう設定
炉心流量	定格流量の 85%	同上
原子炉圧力	7.03MPa [gage]	同上

2. 解析コード

9×9 燃料 (A 型) 評価用	REDY	プラント全体の過渡応答解析
	SCAT	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析
9×9 燃料 (B 型) 評価用	BANDIX	プラント全体の過渡応答解析
	FRANCESCA	最高出力燃料集合体の過渡時の熱的余裕解析

3. スクラム信号

原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル 3)
-----------	----------------

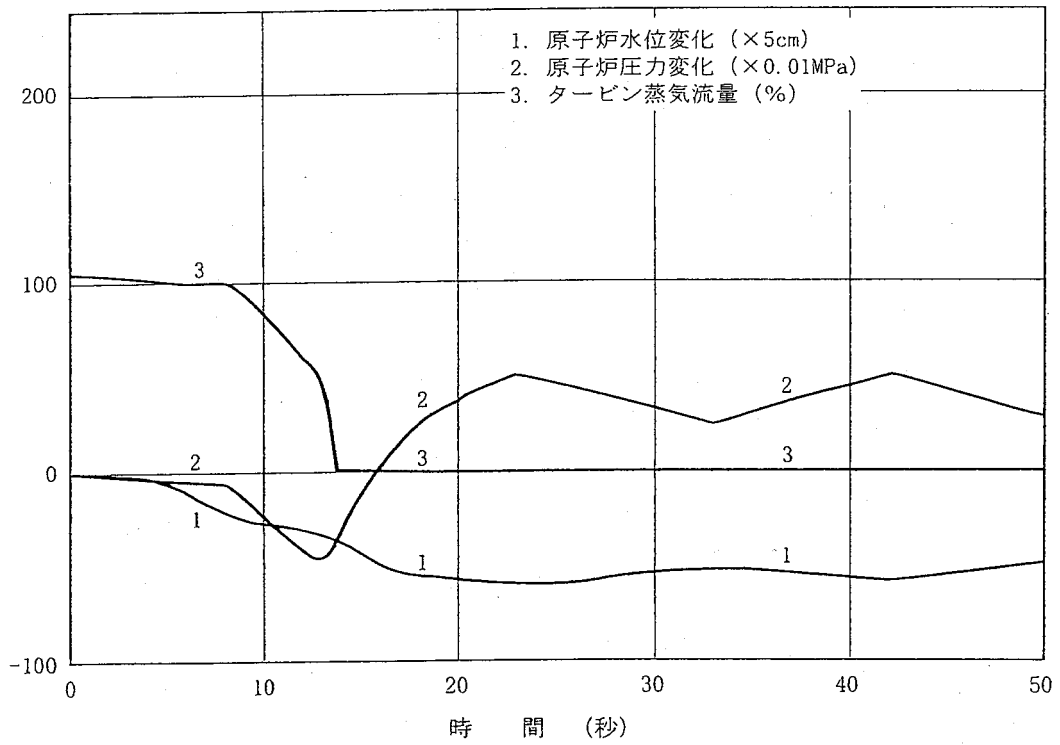
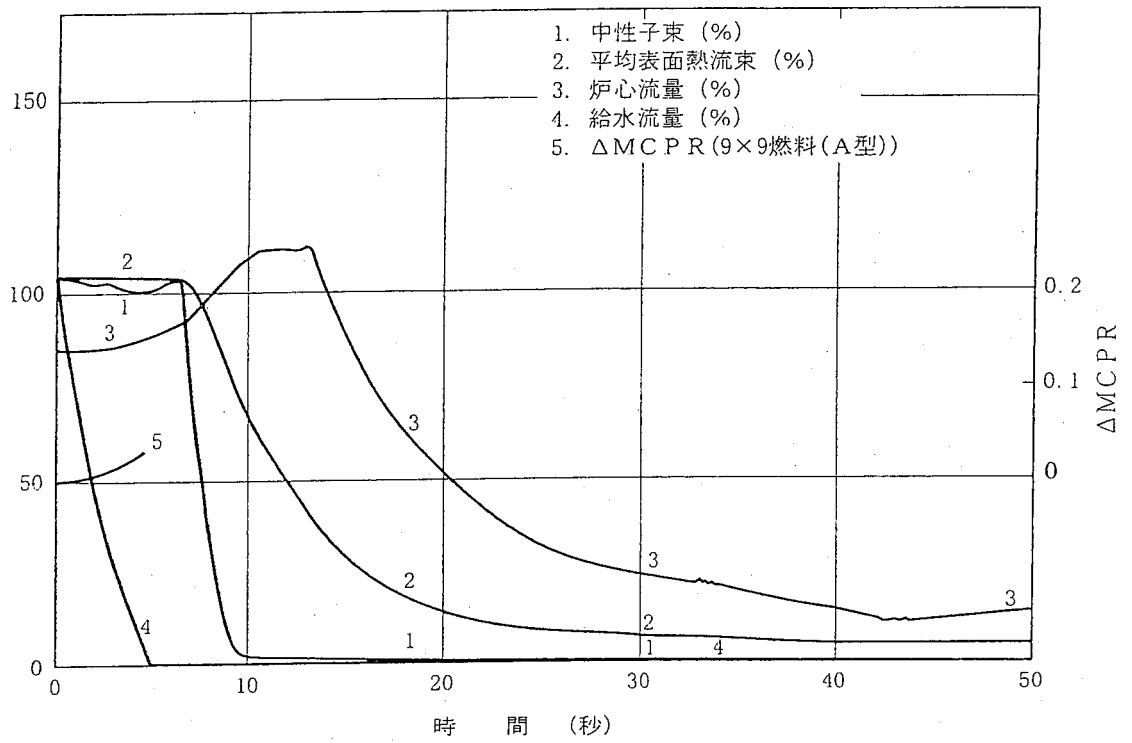
4. 解析結果

(1) 9×9 燃料 (A 型) の評価を行うための解析結果

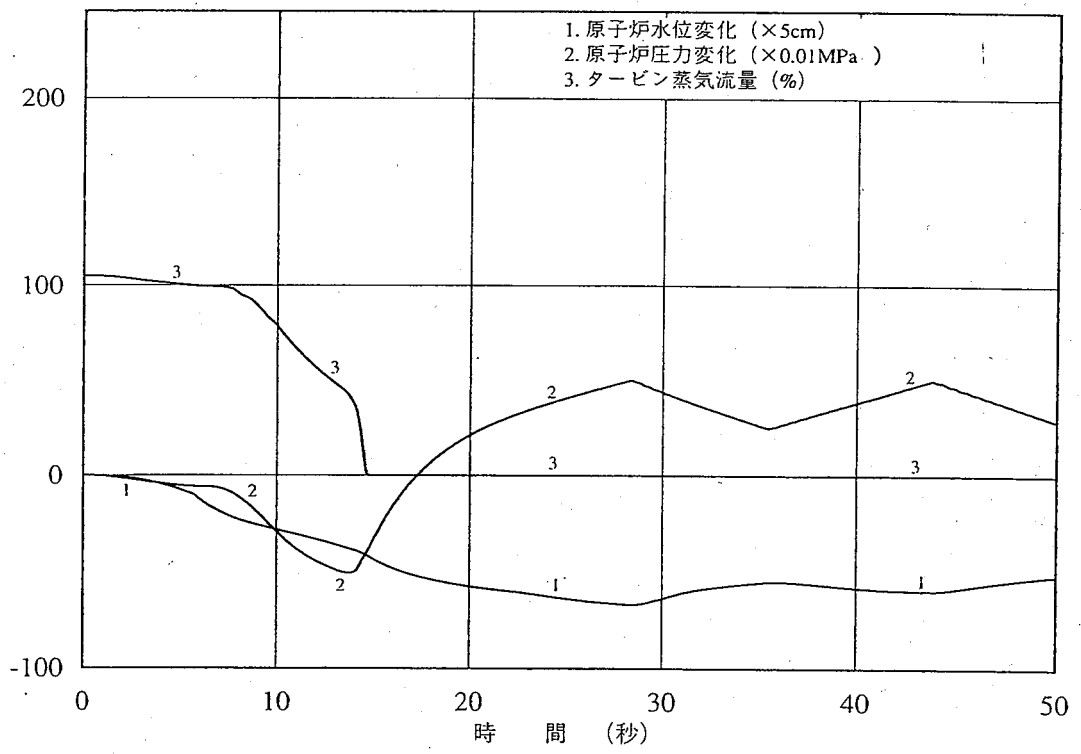
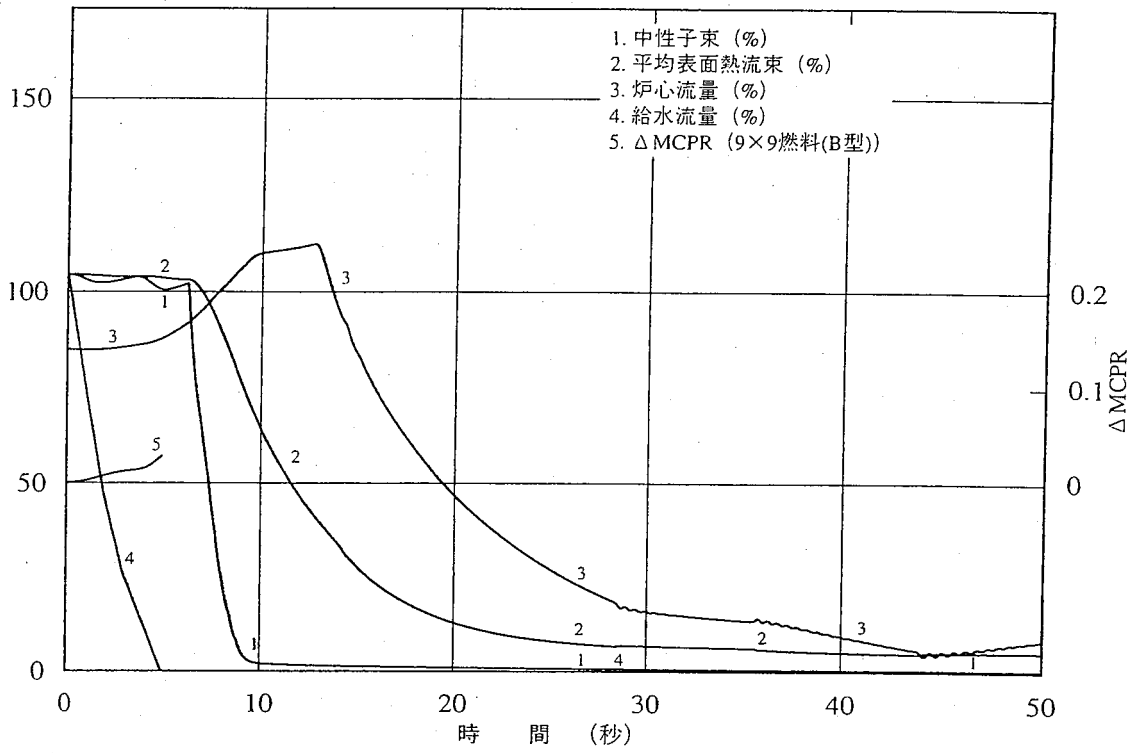
項目	結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
MCPR	初期値を下回らない	1.07 以上
原子炉圧力	約 7.54 MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下

(2) 9×9 燃料 (B 型) の評価を行うための解析結果

項目	結果	判断基準
表面熱流束	初期値を超えない	170%以下
MCPR	初期値を下回らない	1.07 以上
原子炉圧力	約 7.53MPa [gage] 以下	9.48MPa [gage] 以下



(REDY及びSCATによる解析結果)



(BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果)