

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

# 東海第二発電所

## 事故解析について

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.	解析結果	4
4.	各事象の詳細説明	6
4.1	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	
(1)	原子炉冷却材喪失	7
(2)	原子炉冷却材流量の喪失	40
(3)	原子炉冷却材ポンプの軸固着	47
4.2	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	
(1)	制御棒落下	54
4.3	環境への放射性物質の異常な放出	
(1)	主蒸気管破断	70
4.4	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	
(1)	可燃性ガスの発生	81
5.	まとめ	86

## 1. はじめに

東海第二発電所の「事故」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」（以下「安全評価審査指針」という。）に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる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工学的安全施設等の主として「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を選定し、評価を行った。

なお、以下の「環境への放射性物質の異常な放出」のうち、線量当量評価については「事故時の線量当量評価について」に示す。

- (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
  - a. 原子炉冷却材喪失
  - b. 原子炉冷却材流量の喪失
  - c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
  - a. 制御棒落下
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
  - a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
  - b. 主蒸気管破断
  - c. 燃料集合体の落下
  - d. 原子炉冷却材喪失
  - e. 制御棒落下
- (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
  - a. 原子炉冷却材喪失
  - b. 可燃性ガスの発生

このうち、

(3) 環境への放射性物質の異常な放出 a. 「放射性気体廃棄物処理施設の破損」

(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 a. 「原子炉冷却材喪失」

については、燃料の変更によって解析結果が異なるものではないため、従来の解析が変更されるものではない。

## 2. 判断基準

事故解析においては、想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するため、以下の判断基準を用いる。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 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」（以下「反応度投入事象評価指針」という。）に示された制限値を超えないこと。なお、燃料エンタルピ制限値の適用にあたっては、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成 10 年 4 月）（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に従い、燃焼の進行等に伴う融点低下の影響を考慮するものとする。
- (3) 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 1.2 倍の圧力 10.34 MPa [gage] 以下であること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、設計圧力の  $1/0.9$  倍の圧力 310 kPa [gage] 以下であること。

上記の他に、各事象において用いる判断基準を下表に示す。

事 故	着目パラメータ	判断基準
原子炉冷却材喪失	燃料被覆管温度の最高値 燃料被覆の化学量論的酸化量 炉心全体の水素発生量 長期崩壊熱除去	1, 200℃以下 15%以下 十分低い値であること (1%以下) 崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること
制御棒落下	ピーク出力部燃料エンタルピ	628kJ/kgUO <sub>2</sub> (150cal/gUO <sub>2</sub> ) 以下
主蒸気管破断	燃料破損	新たに燃料棒の破損が生じないこと
可燃性ガスの発生	格納容器内可燃性ガス濃度	酸素濃度：5%以下 又は、 水素濃度：4%以下

### 3. 解析結果

[原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化]

事 象	解析結果		判断基準	備 考
	9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)		
1. 原子炉冷却材喪失 (1) ECCS性能評価 (a) 燃料被覆管温度の最高値 (b) 燃料被覆の化学量論的酸化量 (c) 炉心全体の水素発生量 (d) 長期崩壊熱除去  (2) 炉心損傷	(中小破断) 約 590℃ (大破断) 約 588℃ 極めて小さい 無視し得る程度 ECCSのうちいずれか1台のポンプが作動すれば可能	(中小破断) 約 615℃ (大破断) 約 521℃ 同左 同左 同左	1,200℃以下  15%以下  十分低い値であること(1%以下)*1 崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること  炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること	*1 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(以下「ECCS性能評価指針」という)解説中の参考値
2. 原子炉冷却材流量の喪失 (1) 炉心損傷  (2) 原子炉圧力(圧力容器ド-ム圧力)	MCPRは初期値を下回らない  約 8.21 MPa[gage] <sup>*3</sup>	MCPRは初期値を下回らない  約 8.21MPa[gage] <sup>*3</sup>	炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること*2  10.34MPa[gage]以下	*2 MCPRに関する燃料の許容設計限界1.07
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (1) 炉心損傷  (2) 原子炉圧力(圧力容器ド-ム圧力)	MCPR $\geq$ 1.13  約 8.23 MPa[gage] <sup>*3</sup>	MCPR $\geq$ 1.15  約 8.24MPa[gage] <sup>*3</sup>	炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること*2  10.34MPa[gage]以下	*3 原子炉圧力と圧力容器底部圧力との差は高々0.3 MPa程度

[反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化]

事 象	解析結果		判断基準	備 考
	9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)		
4. 制御棒落下 (1) 燃料エンタルピー最大値  (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力  (3) ピーク出力部燃料エンタルピー	約 787 kJ/kg UO <sub>2</sub>  約 8.41 MPa [gage]  約 457 kJ/kg UO <sub>2</sub>	約 699 kJ/kg UO <sub>2</sub>  約 8.50MPa [gage]  約 436 kJ/kg UO <sub>2</sub>	837kJ/kg UO <sub>2</sub> 以下*4  10.34MPa [gage] 以下  628 kJ/kg UO <sub>2</sub> 以下*5 (150 cal/gUO <sub>2</sub> )	*4 「反応度投入事象評価指針」の判断基準 963kJ/kgUO <sub>2</sub> (230cal/gUO <sub>2</sub> ) から燃焼の進行等に伴う融点低下を考慮した値 *5 「反応度投入事象評価指針」添付2、及び「反応度投入事象取扱報告書」添付4に示す浸水燃料等に係わる基準の適用除外条件

[環境への放射性物質の異常な放出]

事 象	解析結果		判断基準	備 考
	9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)		
5. 主蒸気管破断 (1) 燃料破損	沸騰遷移が生じることはない	同左	新たに燃料棒の破損が生じないこと	

[原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化]

事 象	解析結果		判断基準	備 考
	9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)		
6. 可燃性ガスの発生 (1) 格納容器内可燃性ガス濃度	酸素濃度： 約 4.4 vol% 水素濃度： 約 3.3 vol%	—	酸素濃度：5 vol%以下 又は 水素濃度：4 vol%以下	

#### 4. 各事象の詳細説明



## 4.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

### (1) 原子炉冷却材喪失

#### a. 原因

原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等を想定した場合には、原子炉冷却材が系外に流出する。この場合、冷却水が補給できないと炉心の冷却能力が低下し、最も厳しい事態では崩壊熱による燃料の過度の温度上昇が起こり、核分裂生成物が燃料から放出され、さらにはジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により可燃性ガスが発生する可能性がある。

また、格納容器の冷却ができないと格納容器内圧力、温度が過度に上昇する可能性がある。

#### b. 解析方法

##### b-1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の三つの解析コードを用いて行う。

- ① L A M B           : 短期間熱水力過渡変化解析コード
- ② S C A T           : 単チャンネル熱水力解析コード
- ③ S A F E R         : 長期間熱水力過渡変化解析コード

中小破断事故の場合、事故後の熱水力過渡変化は比較的緩慢となるので、原子炉の熱水力過渡変化及び炉心のヒートアップについてはS A F E Rを用いて評価する。

再循環配管両端破断を含む大破断事故の場合、事故後の熱水力過渡変化は急激なため、L A M B、S C A Tを用いて事故直後の炉心流量変化、限界出力変化等を解析する。その後の長期間の原子炉の圧力、水位の変

化及び炉心のヒートアップについてはS A F E Rを用いて評価する。

b-2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の三つの解析コードを用いて行う。

① L A B E L                   : 短期間熱水力過渡変化解析コード

② F R A N C E S C A       : 単チャンネル熱水力解析コード

③ S A L U T E               : 長期間熱水力過渡変化解析コード

中小破断事故の場合、事故後の熱水力過渡変化は比較的緩慢となるので、原子炉の熱水力過渡変化及び炉心のヒートアップについてはS A L U T Eを用いて評価する。

再循環配管両端破断を含む大破断事故の場合、事故後の熱水力過渡変化は急激なため、L A B E L、F R A N C E S C Aを用いて事故直後の炉心流量変化、限界出力変化等を解析する。その後の長期間の原子炉の圧力、水位の変化及び炉心のヒートアップについてはS A L U T Eを用いて評価する。

c. 解析条件及び解析結果

(a) 中小破断事故

事象の過程を第4.1.1.1図に示す。

主要事象クロノロジーを第4.1.1.1表に示す。

解析条件及び解析結果を第4.1.1.2表並びに第4.1.1.2(1)図及び第4.1.1.2(2)図～第4.1.1.5(1)図及び第4.1.1.5(2)図に示す。

(b) 大破断事故

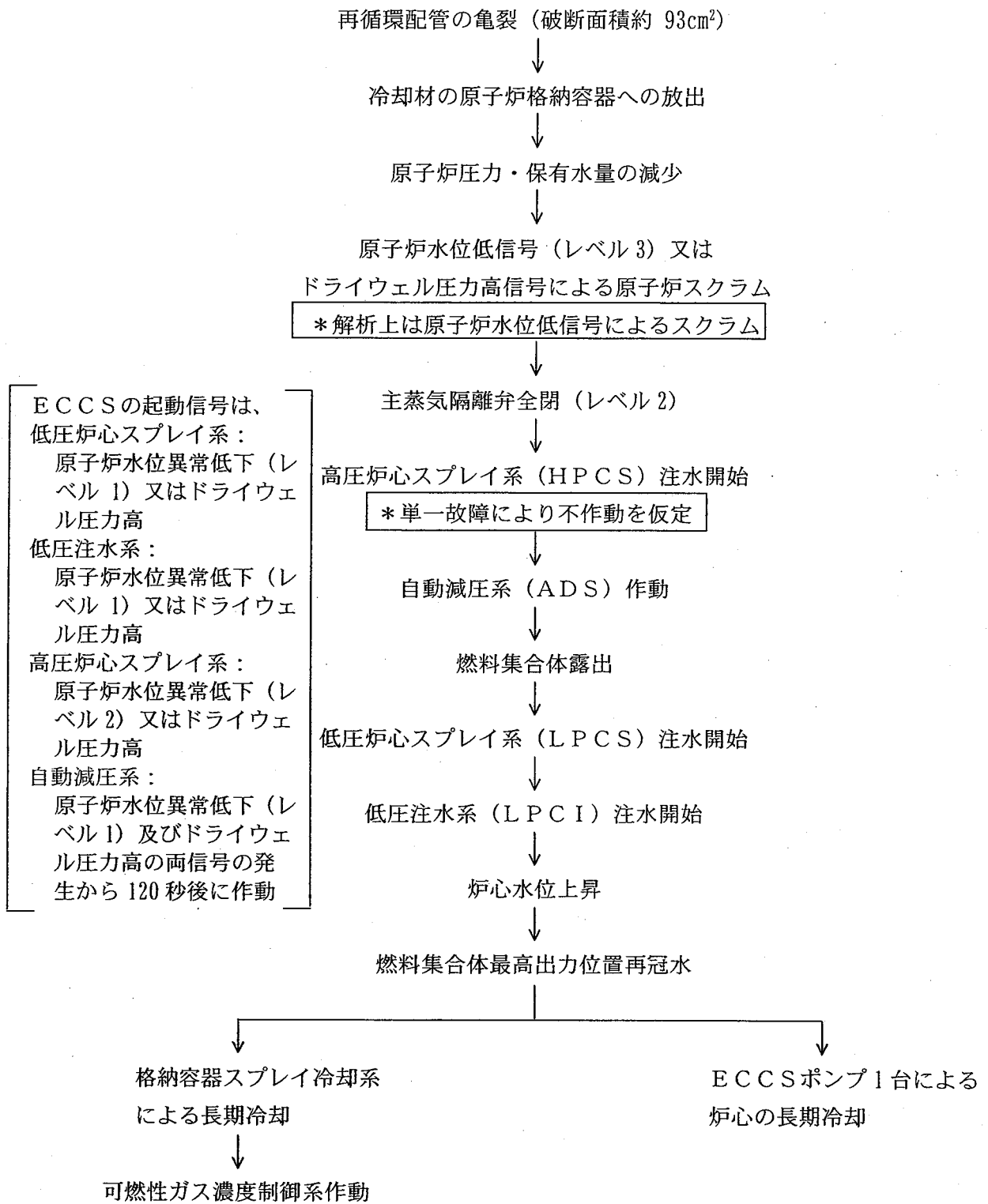
事象の過程を第4.1.1.6図に示す。

主要事象クロノロジーを第4.1.1.3表に示す。

解析条件及び解析結果を第4.1.1.4表並びに第4.1.1.7(1)図及び第

4.1.1.7(2)図～第4.1.1.12(1)図及び第4.1.1.12(2)図に示す。

また、破断面積に対する燃料被覆管最高温度を第4.1.1.13(1)図及び第4.1.1.13(2)図に示す。



第4.1.1.1図 原子炉冷却材喪失 (中小破断) の過程

第 4.1.1.1 表 原子炉冷却材喪失（中小破断）の主要事象クロノロジー

時刻 (秒)		事 象
9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (B型)	
0	0	再循環配管破断 (面積約 93cm <sup>2</sup> ) 原子炉スクラム 給水ポンプ・トリップ 再循環ポンプ・トリップ
約 19	約 22	レベル 2 水位
約 20	約 23	主蒸気隔離弁閉止開始
約 24	約 27	主蒸気隔離弁全閉
約 139	約 137	レベル 1 水位
約 259	約 257	ADS 作動
約 305	約 290	高出力燃料集合体着目点露出
約 383	約 382	LPCS 注水開始
約 407	約 409	LPCI 注水開始
約 412	約 413	燃料被覆管温度最高
約 427	約 425	高出力燃料集合体着目点再冠水
500	500	計算終了

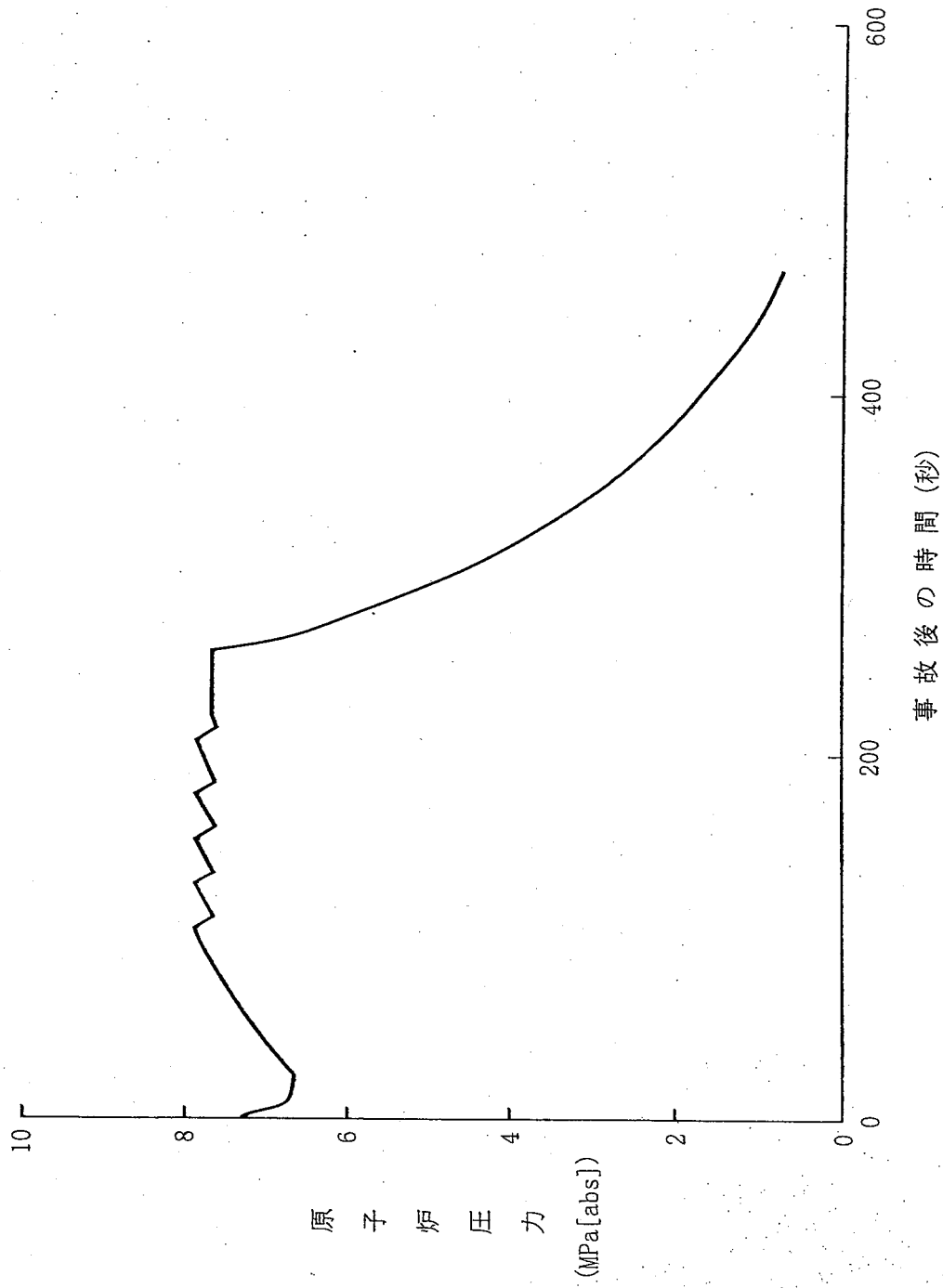
第 4.1.1.2 表 原子炉冷却材喪失（中小破断）の解析条件及び解析結果

項 目		解 析 値	選 定 理 由
解 析 条 件	事故条件	再循環配管破断 (中小破断)	ECCS 性能評価指針の要求
	破断口面積	約 93 cm <sup>2</sup>	評価結果を最も厳しくする破断面積 (第 4.1.1.13 図参照)
	原子炉熱出力	3,440 MW	定格出力の約 105%
	炉心流量	定格流量の 105%	評価結果を保守的にするよう炉心流量調 整幅の高流量側を選定
	原子炉水位	レベル 3	保守的にスクラム水位とする
	原子炉ドーム圧力	7.17 MPa [gage]	定格出力の約 105%に相当する値に余裕 をみた値
	最大線出力密度	44.0 kW/m×1.02	通常運転時の熱的制限値 44.0 kW/m の 102%
	炉心入口エンタルピ	1.24 MJ/kg	上述の原子炉熱出力、炉心流量、原子炉 圧力に対応する値
	崩壊熱	GE (平均) +3σ	GE 社の実測データの平均値に安全余裕 を見込んだ値
	燃料被覆管とペレット間 のギャップ熱伝達係数	燃焼期間中の変化を考 慮して、解析結果を厳し くする値	燃料被覆管温度評価を最も厳しくする値
外部電源	事故発生と同時に喪失	安全評価審査指針の要求	
単一故障	原子炉停止	安全保護系(原子炉水位 低(レベル3)スクラム) の単一故障	安全評価審査指針の要求
	炉心冷却	高圧炉心スプレイ系の 故障	非常用電源のみの運転下で最も厳しい単 一故障
ECCS 起動信号	原子炉水位異常低下信 号(レベル1、2)	ドライウェル圧力高信号が早く出ると考 えられるが、保守的に原子炉水位異常低 下信号によって起動すると仮定	
低圧炉心スプレイ系流量	1,419 t/h	ポンプ1台当たりの定格値	
低圧注水系流量(3台)	1,605 t/h/台	ポンプ1台当たりの定格値	

解析コード	9×9 燃料 (A型) SAFER (長期間熱水力過渡変化解析コード)
	9×9 燃料 (B型) SALUTE (長期間熱水力過渡変化解析コード)

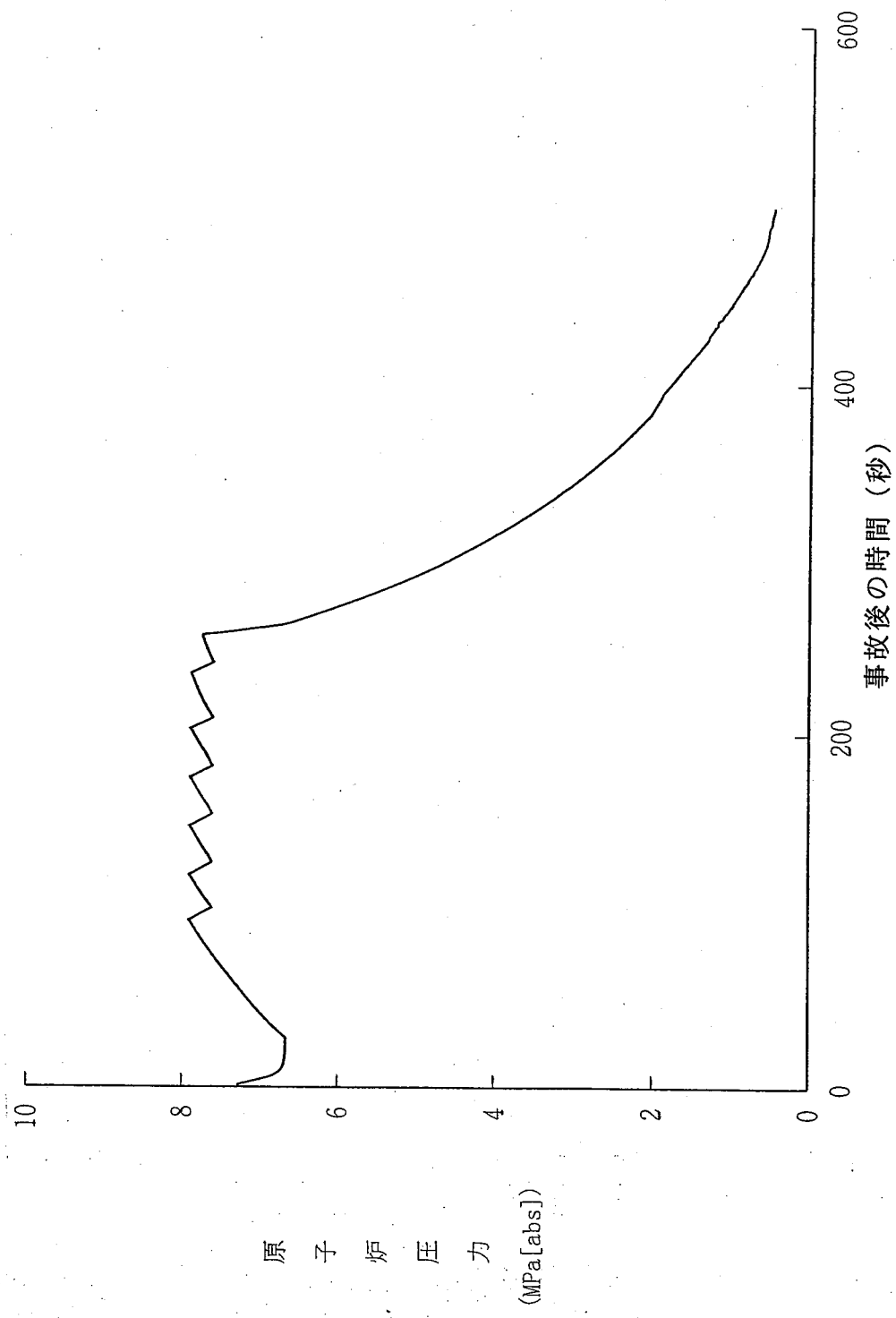
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3)
-----------	---------------

	項目	結 果		判断基準
		9×9 燃料(A型)	9×9 燃料(B型)	
解 析 結 果	燃料被覆管温度の最高値	約 590℃	約 615℃	1,200℃以下
	燃料被覆の化学量論的酸化量	極めて小さい	同左	15%以下
	炉心全体の水素発生量	無視し得る程度	同左	十分低い値であること (参考値:1%以下)
	長期崩壊熱除去	ECCS のうちいずれか1台のポンプが作動すれば可能	同左	崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること
	炉心損傷	上記「燃料被覆管温度の最高値」「燃料被覆の化学量論的酸化量」の結果に同じ	同左	炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること

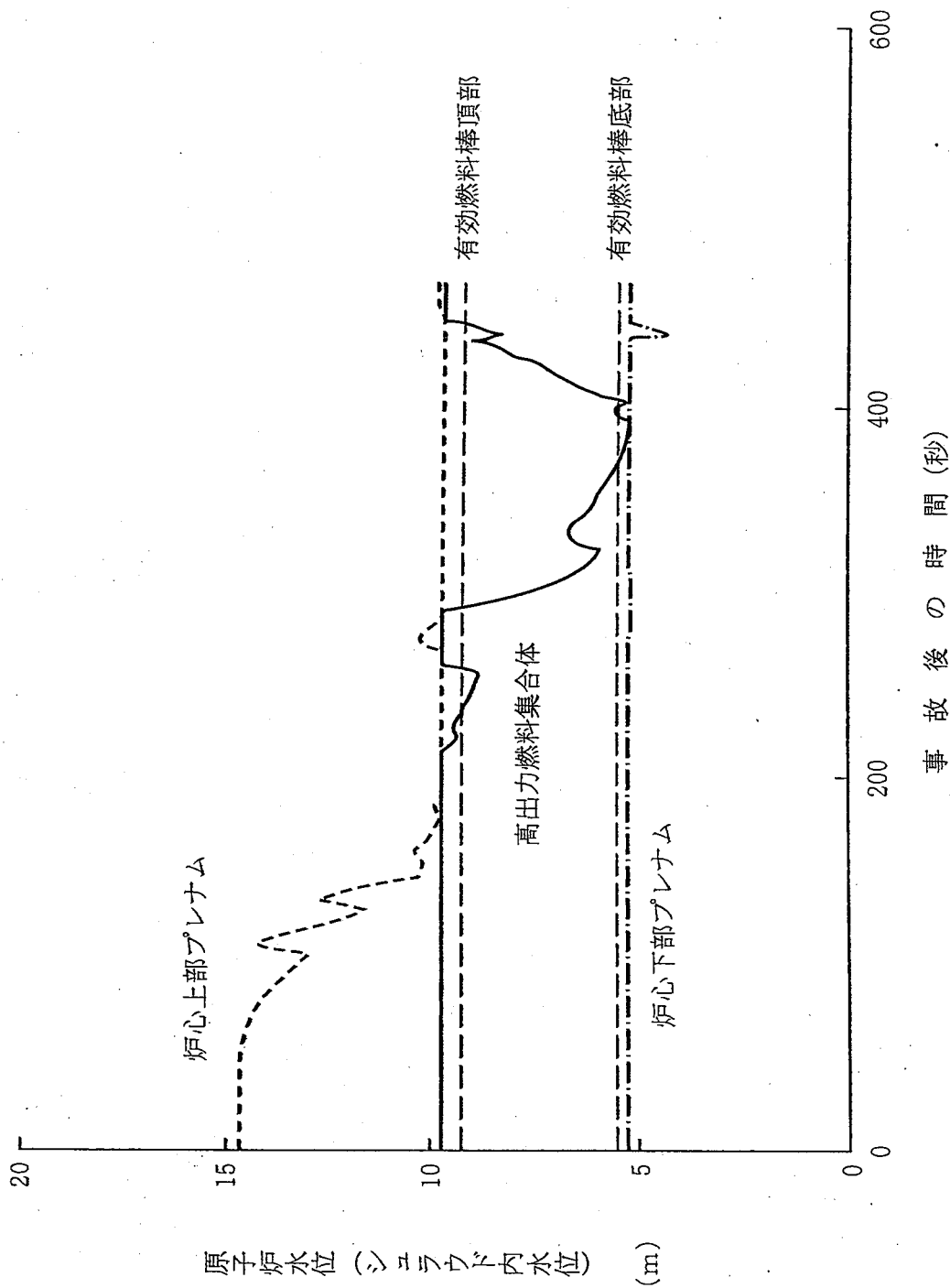


第4.1.1.2(1)図 中小破断事故時（破断面積約 $93\text{cm}^2$ ）における原子炉圧力の変化  
 （低圧炉心スプレイス系，低圧注水系及び自動減圧系作動， $9 \times 9$ 燃料（A型））

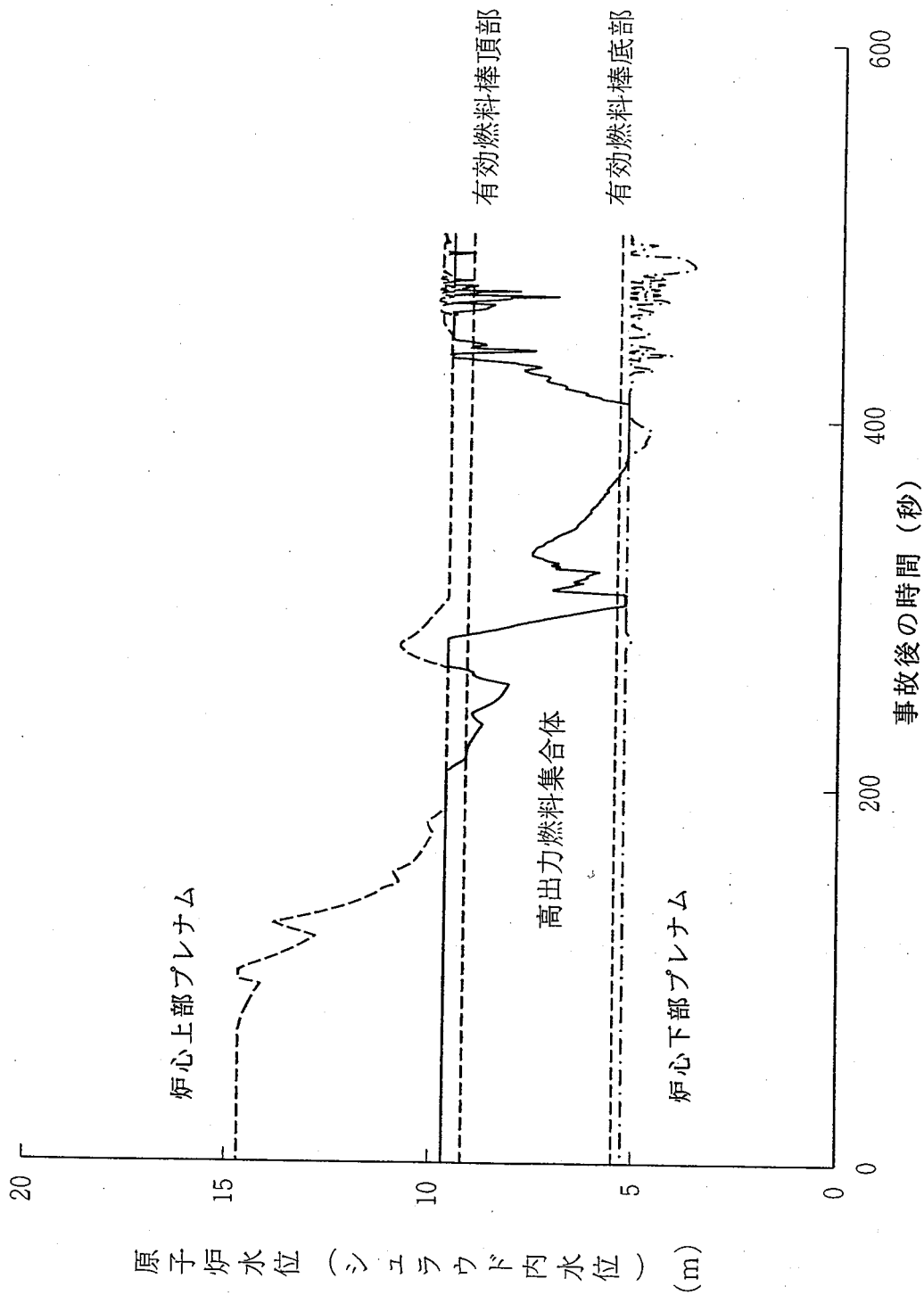




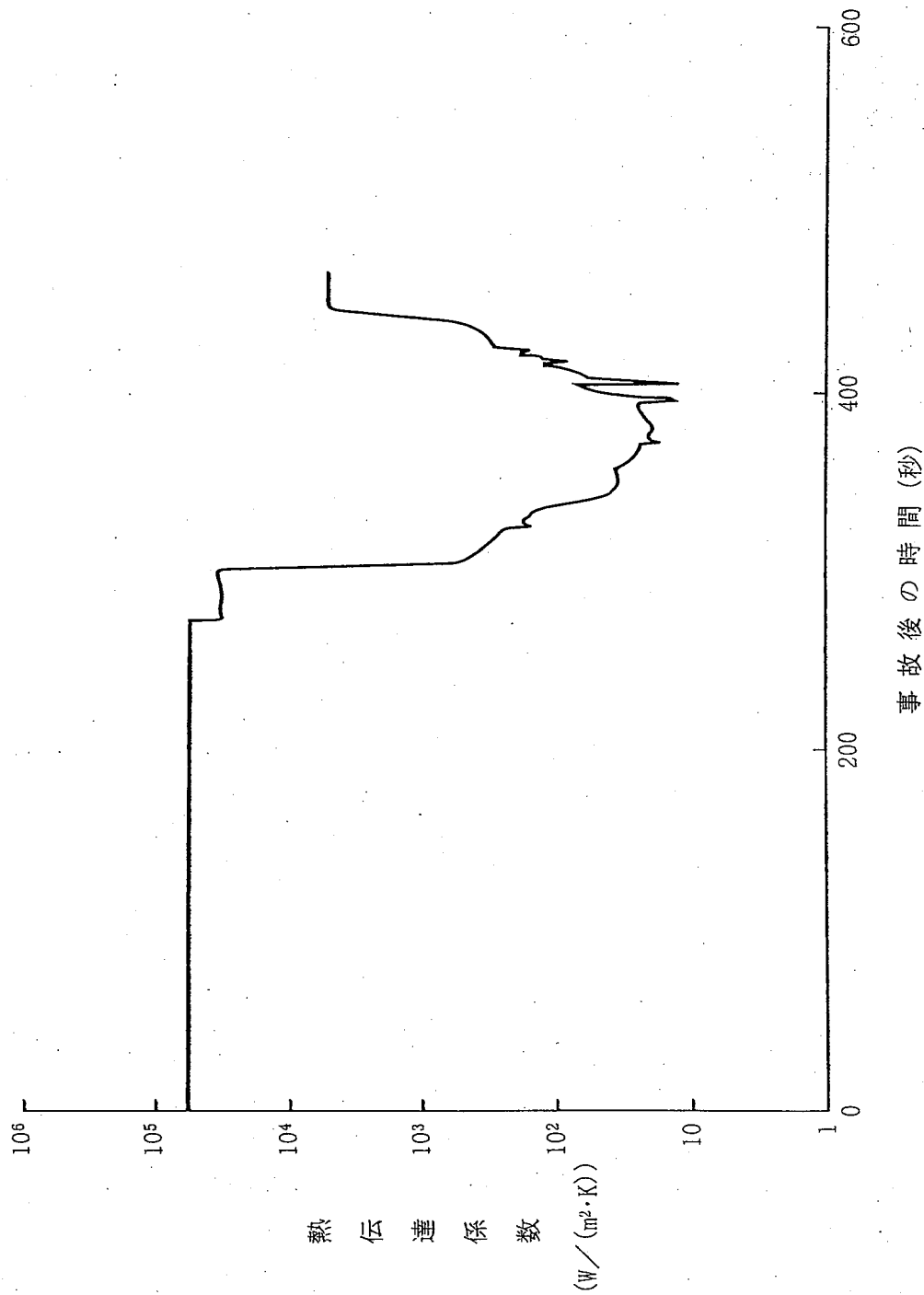
第4.1.1.2(2)図 中小破断事故時（破断面積約 $93\text{cm}^2$ ）における原子炉圧力の変化  
 （低圧炉心スプレイス系，低圧注水系及び自動減圧系作動， $9 \times 9$ 燃料（B型））



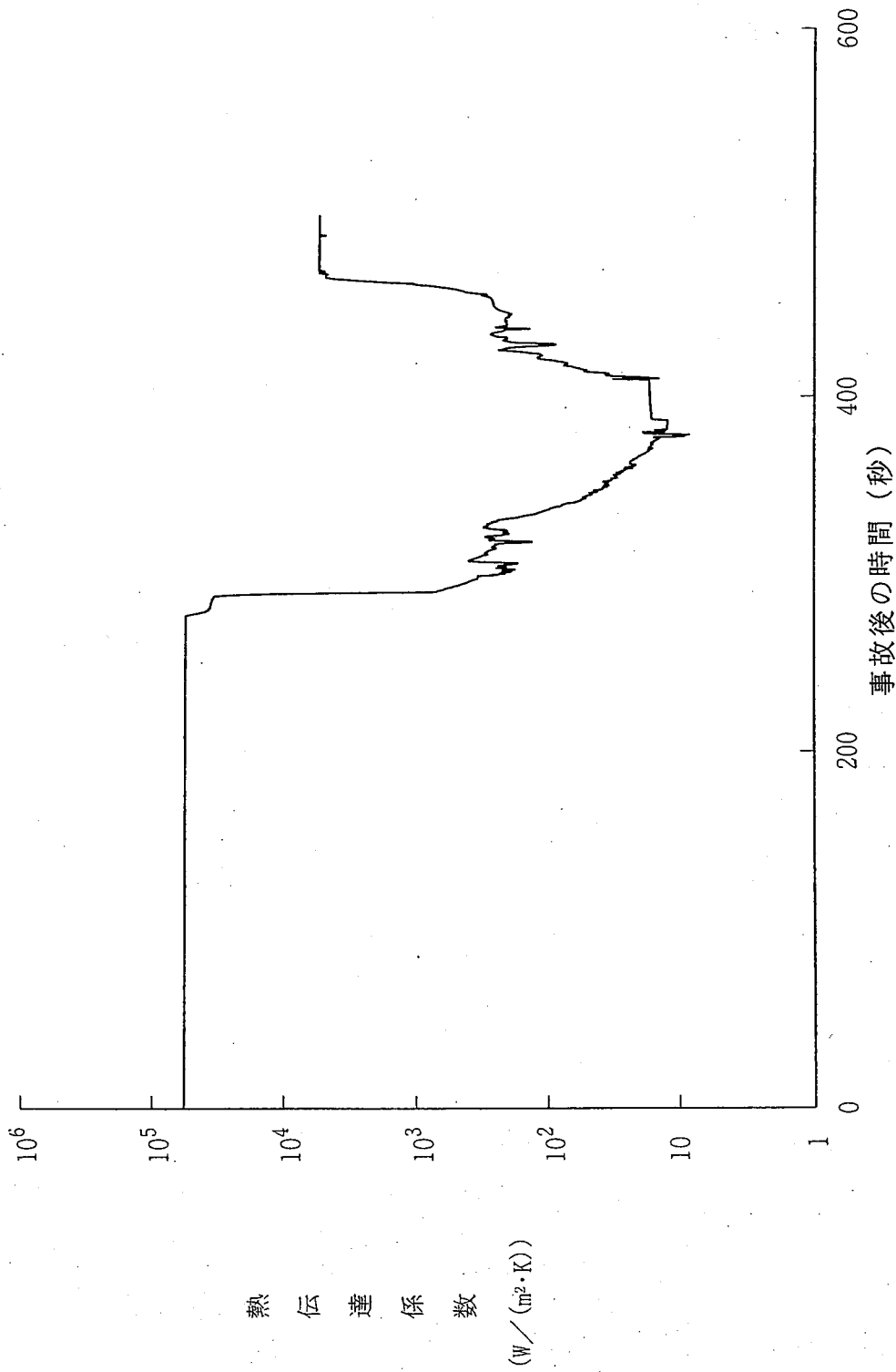
第4.2.1.3(1)図 中小破断事故時 (破断面積約 $93\text{cm}^2$ ) における原子炉水位の変化  
 (低圧炉心スプレイス系, 低圧注水系及び自動減圧系作動,  $9 \times 9$  燃料 (A型))



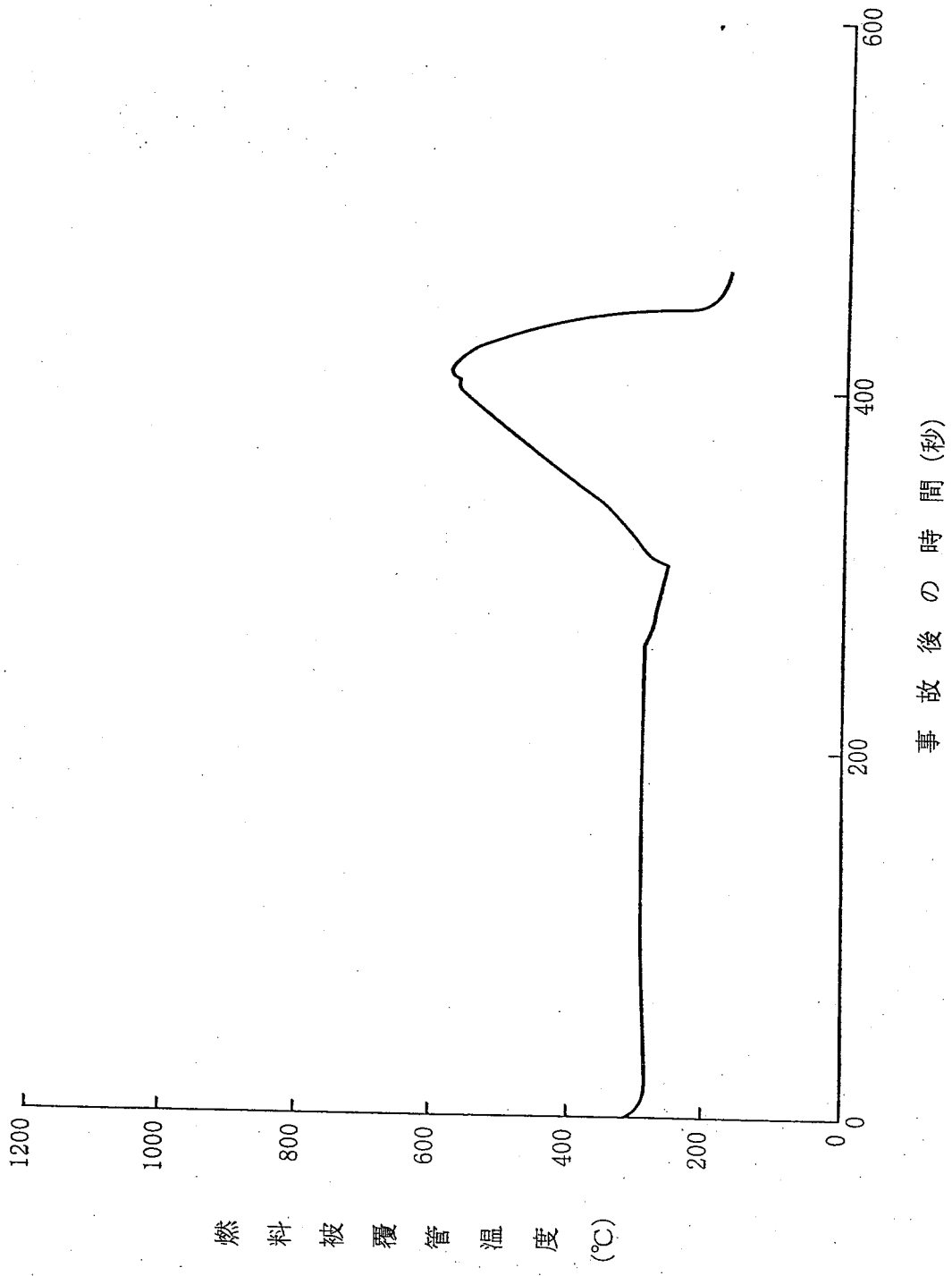
第4.1.1.3(2) 図 中小破断事故時 (破断面積約 $93\text{cm}^2$ ) における原子炉水位の変化  
 (低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系及び自動減圧系作動,  $9 \times 9$  燃料 (B型))



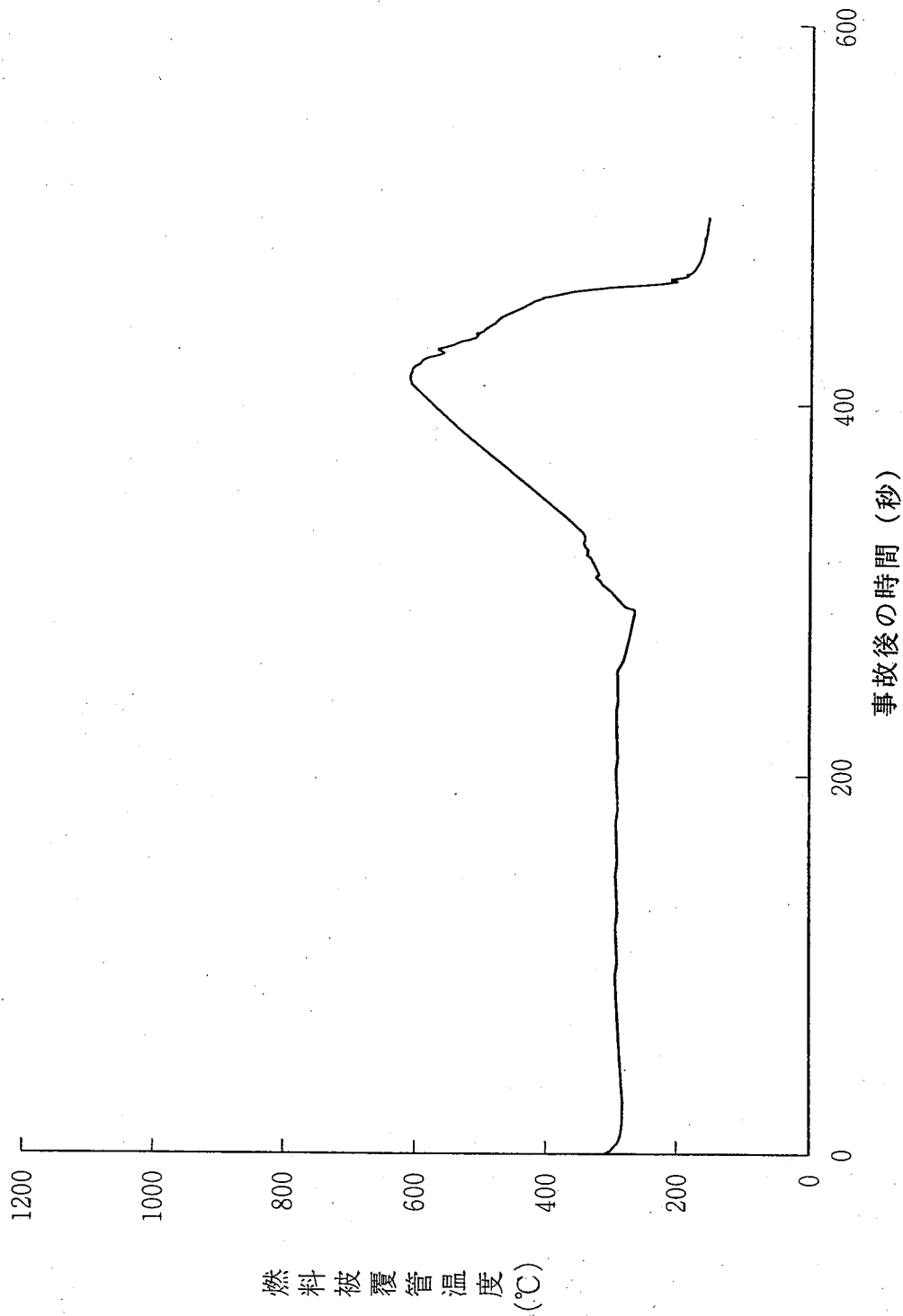
第4.1.1.4(1)図 中小破断事故時 (破断面積約 $93\text{cm}^2$ ) における燃料被覆管最高温度を与える位置での熱伝達係数の変化  
(低圧炉心スプレイス系, 低圧注水系及び自動減圧系作動,  $9 \times 9$  燃料 (A型))



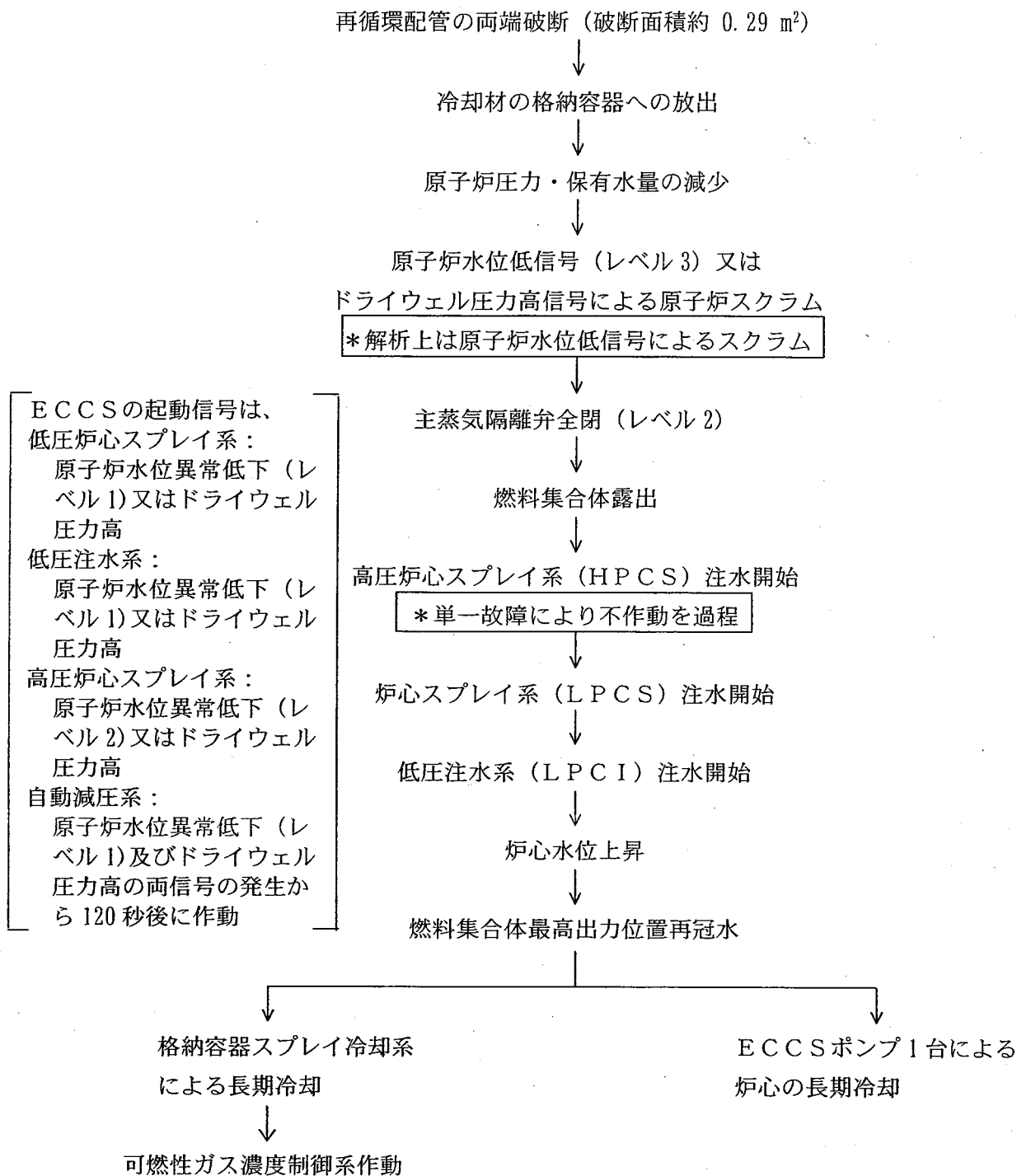
第4.1.1.4(2)図 中小破断事故時 (破断面積約 $93cm^2$ ) における燃料被覆管最高温度を与える位置での熱伝達係数の変化  
(低圧炉心スプレイス系, 低圧注水系及び自動減圧系作動,  $9 \times 9$  燃料 (B型))



第4.1.1.5(1) 図 中小破断事故時 (破断面積約 $93\text{cm}^2$ ) における燃料被覆管最高温度を与える位置での温度変化 (低圧炉心スプレイス、低圧注水系及び自動減圧系作動,  $9 \times 9$  燃料 (A型))



第4.1.1.5(2) 図 中小破断事故時 (破断面積約 $93\text{cm}^2$ ) における燃料被覆管最高温度を与える位置での温度変化 (低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系及び自動減圧系作動, 9×9燃料 (B型))



第 4. 1. 1. 6 図 原子炉冷却材喪失 (大破断) の過程



第 4. 1. 1. 3 表 原子炉冷却材喪失（大破断）の主要事象クロノロジー

時刻 (秒)		事 象
9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (B型)	
0	0	再循環配管破断 (面積約 0.29 m <sup>2</sup> ) 原子炉スクラム 給水ポンプ・トリップ 再循環ポンプ・トリップ
約 1	約 1	M CPRが 1.07 を下回る
約 3	約 4	レベル 2 水位
約 4	約 4	主蒸気隔離弁閉止開始
約 8	約 9	レベル 1 水位
約 8	約 9	主蒸気隔離弁全閉
約 10	約 10	ジェット・ポンプ吸込口露出
約 15	約 15	再循環水出口ノズル露出
約 15	約 15	下部プレナムフラッシング
約 36	約 33	高出力燃料集合体着目点露出
約 48	約 49	L P C S 注水開始
約 49	約 49	L P C I 注水開始
約 71	約 63	高出力燃料集合体着目点再冠水
約 214	約 197	燃料被覆管温度最高
500	500	計算終了

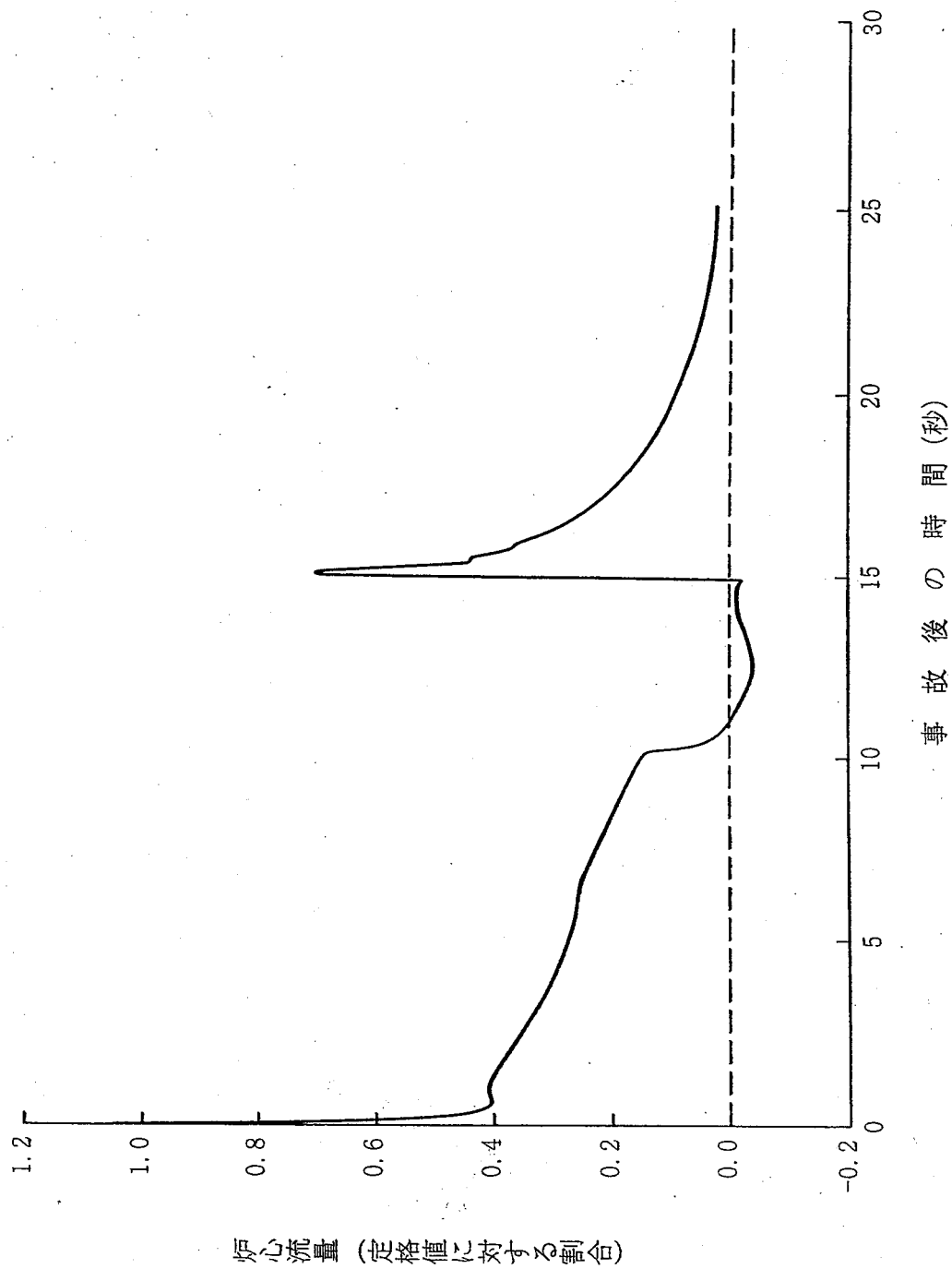
第 4.1.1.4 表 原子炉冷却材喪失（大破断）の解析条件及び解析結果

項 目		解 析 値	選 定 理 由
事故条件		再循環ポンプ吸込側配管の両端破断（大破断）	ECCS性能評価指針の要求
破断口面積		約 0.29 m <sup>2</sup>	原子炉出口側における再循環配管と、入口側におけるジェット・ポンプのノズル及び原子炉冷却材浄化系配管において臨界流が生じる破断口面積を選定
原子炉熱出力		3,440 MW	定格出力の約 105%
炉心流量		定格流量の 105%	評価結果を保守的にするよう炉心流量調整幅の高流量側を選定
原子炉水位		レベル 3	保守的にスクラム水位とする
原子炉ドーム圧力		7.17 MPa [gage]	定格出力の約 105%に相当する値に余裕をみた値
MCPR		1.19	評価結果を厳しくするよう初期条件を設定
最大線出力密度		44.0 kW/m×1.02	通常運転時の熱的制限値 44.0 kW/m の 102%
炉心入口エンタルピ		1.24 MJ/kg	定格出力の約 105%に相当する値
崩壊熱		GE（平均）+3σ	GE社の実測データの平均値に安全余裕を見込んだ値
燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数		燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値	燃料被覆管温度評価を最も厳しくする値
外部電源		事故発生と同時に喪失	安全評価審査指針の要求
単一故障	原子炉停止	安全保護系（原子炉水位低（レベル 3）スクラム）の単一故障	安全評価審査指針の要求
	炉心冷却	高圧炉心スプレイ系の故障	非常用電源のみの運転下で最も厳しい単一故障
ECCS 起動信号		原子炉水位異常低下信号（レベル 1、2）	ドライウェル圧力高信号が早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位異常低下信号によって起動すると仮定
低圧炉心スプレイ系流量		1,419 t/h	ポンプ 1 台当たりの定格値
低圧注水系流量（3 台）		1,605 t/h/台	ポンプ 1 台当たりの定格値

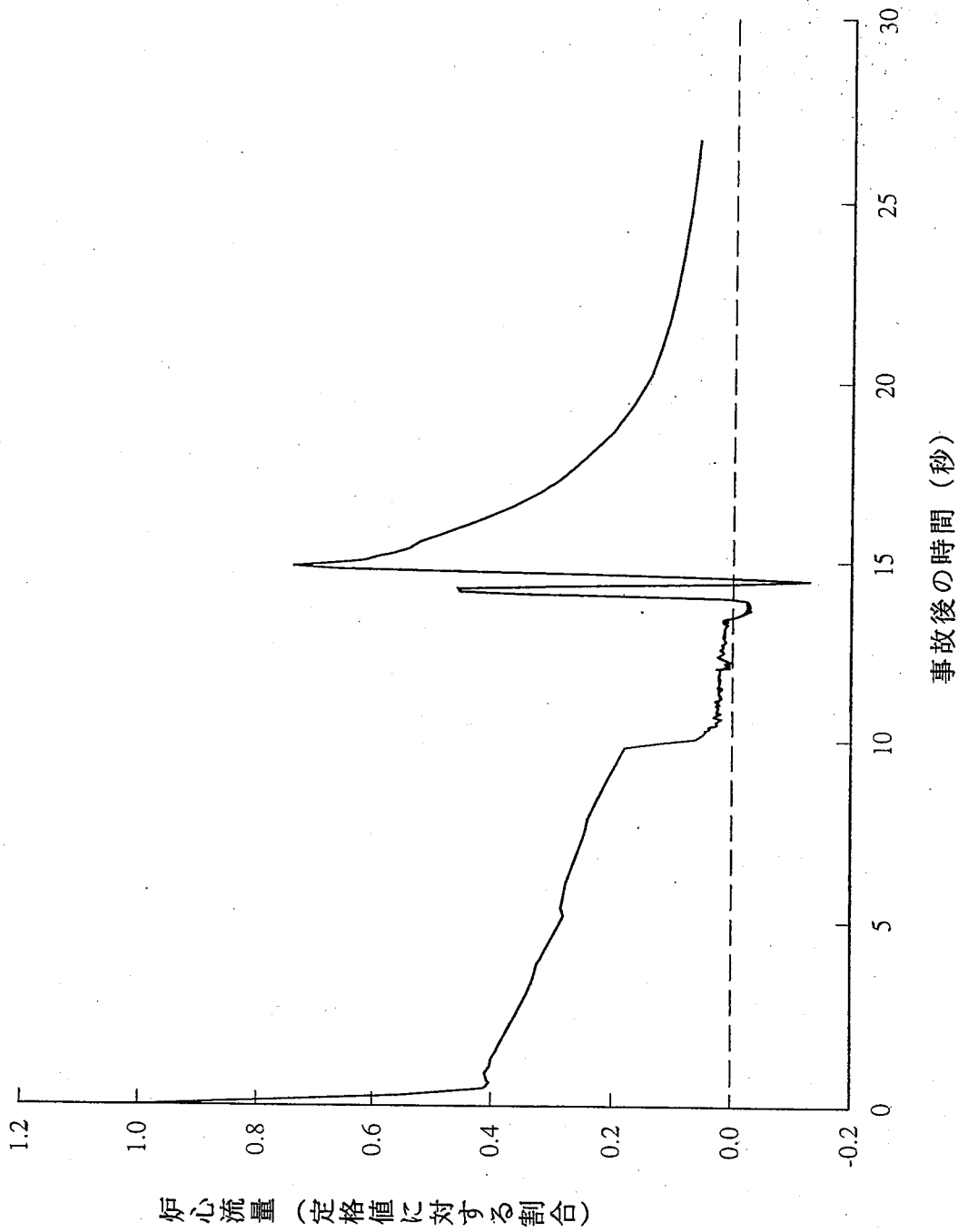
解析コード	9×9燃料 (A型)	LAMB (短期間熱水力過渡変化解析コード) SCAT (単チャンネル熱水力解析コード) SAFER (長期間熱水力過渡変化解析コード)
	9×9燃料 (B型)	LABEL (短期間熱水力過渡変化解析コード) FRANCESCA (単チャンネル熱水力解析コード) SALUTE (長期間熱水力過渡変化解析コード)

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

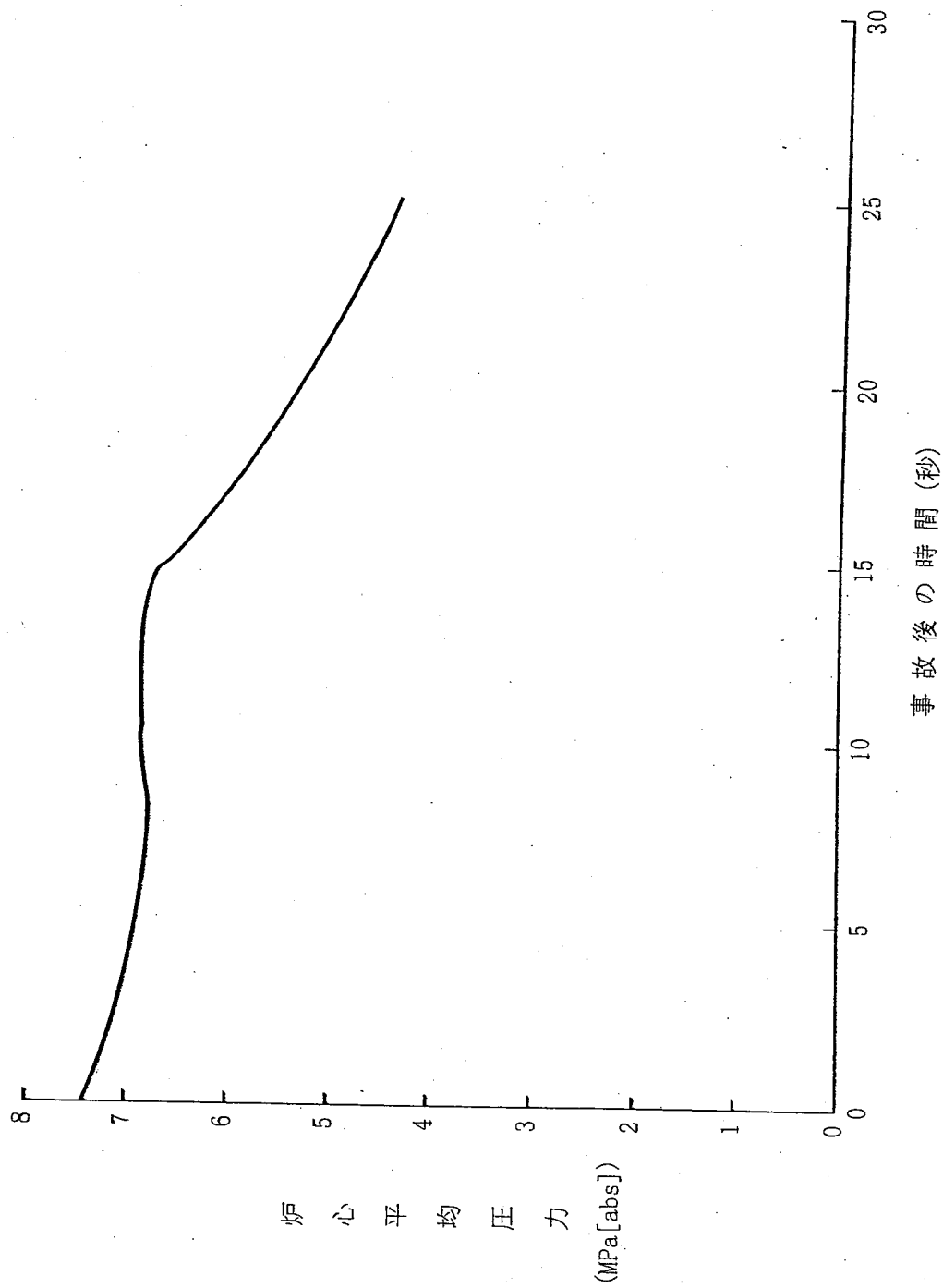
	項目	結果		判断基準
		9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)	
解析結果	燃料被覆管温度の最高値	約 588℃	約 521℃	1,200℃以下
	燃料被覆の化学量論的酸化量	極めて小さい	同左	15%以下
	炉心全体の水素発生量	無視し得る程度	同左	十分低い値であること (参考値:1%以下)
	長期崩壊熱除去	ECCS のうちいずれか1台のポンプが作動すれば可能	同左	崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること
	炉心損傷	上記「燃料被覆管温度の最高値」「燃料被覆の化学量論的酸化量」の結果に同じ	同左	炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。



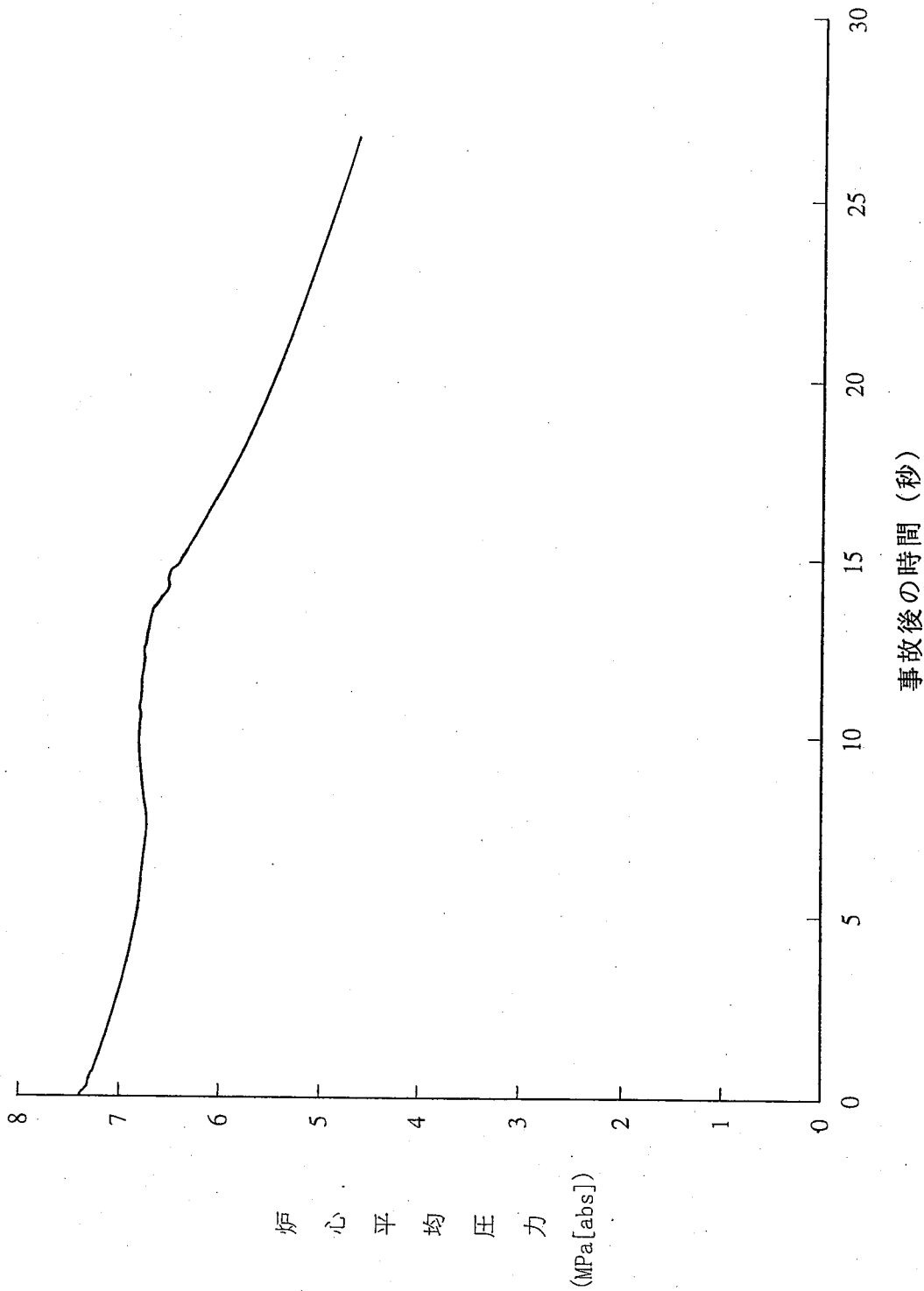
第4.1.1.7(1)図 再循環配管両端破断事故時における炉心流量の変化  
(9×9燃料 (A型))



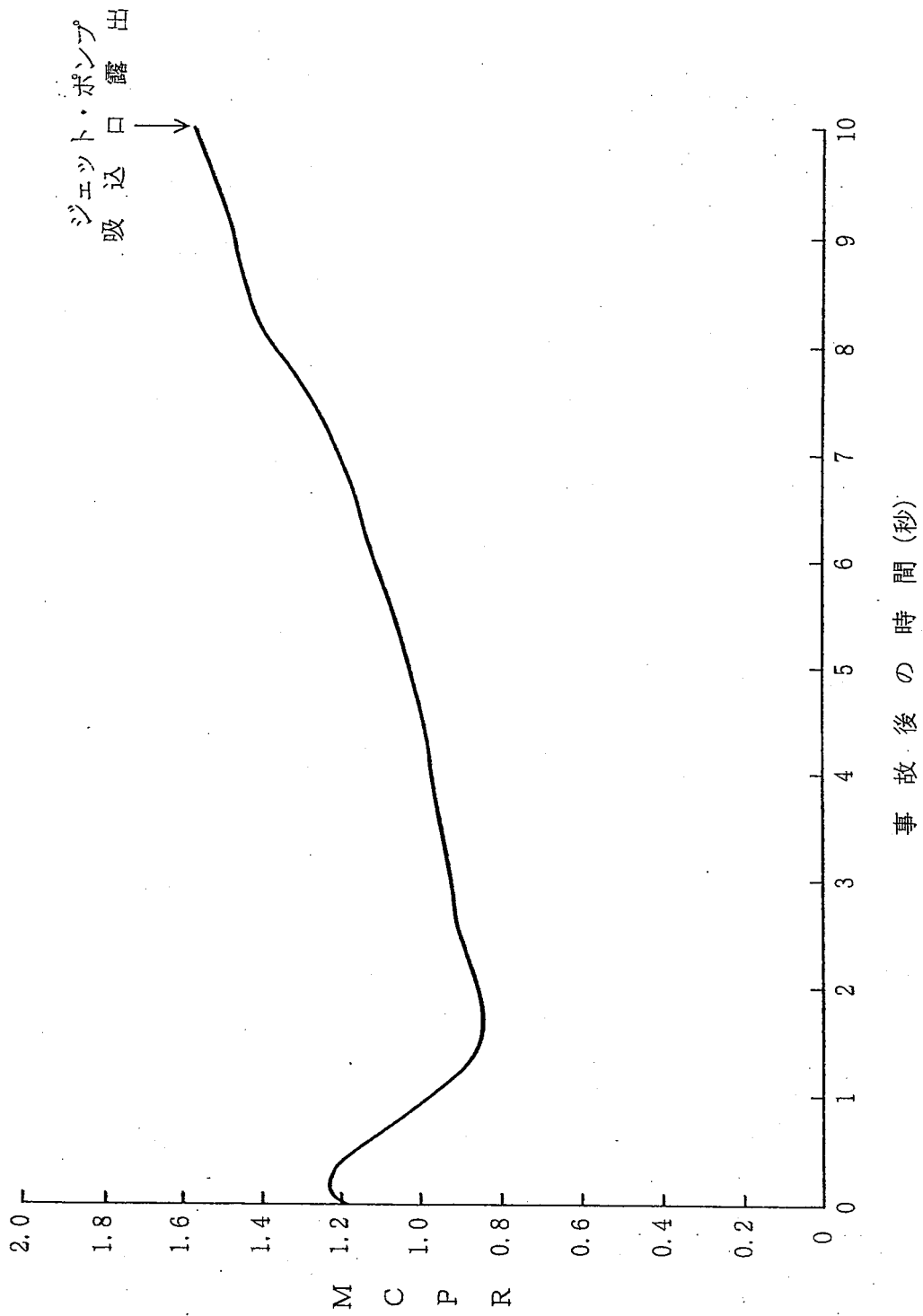
第4.1.1.7(2)図 再循環配管両端破断事故時における炉心流量の変化  
(9×9燃料(B型))



第4.1.1.8(1)図 再循環配管両端破断事故時における炉心平均圧力の変化  
(9×9燃料 (A型))

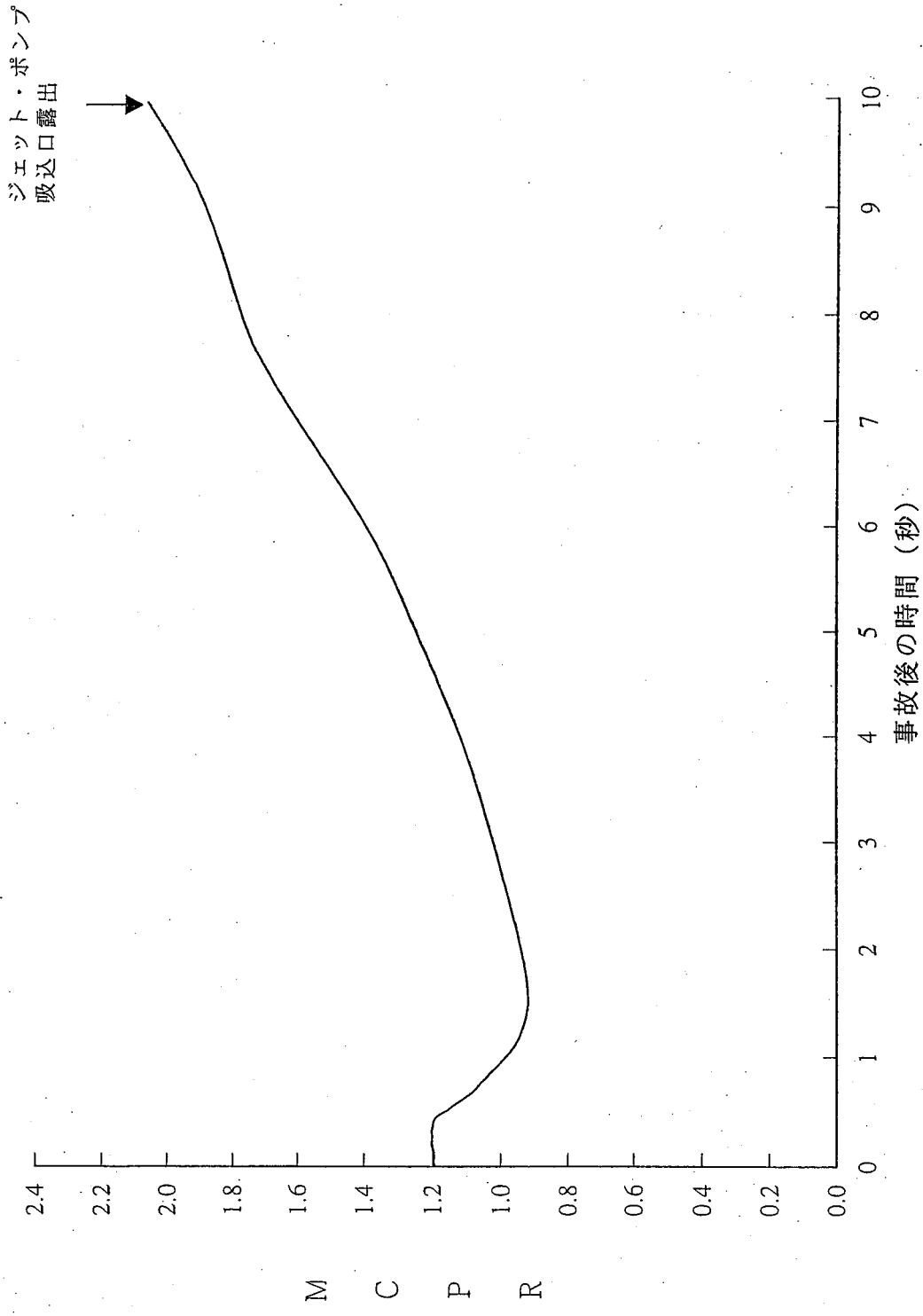


第4.1.1.8(2)図 再循環配管両端破断事故時における炉心平均圧力の変化  
(9×9燃料 (B型))

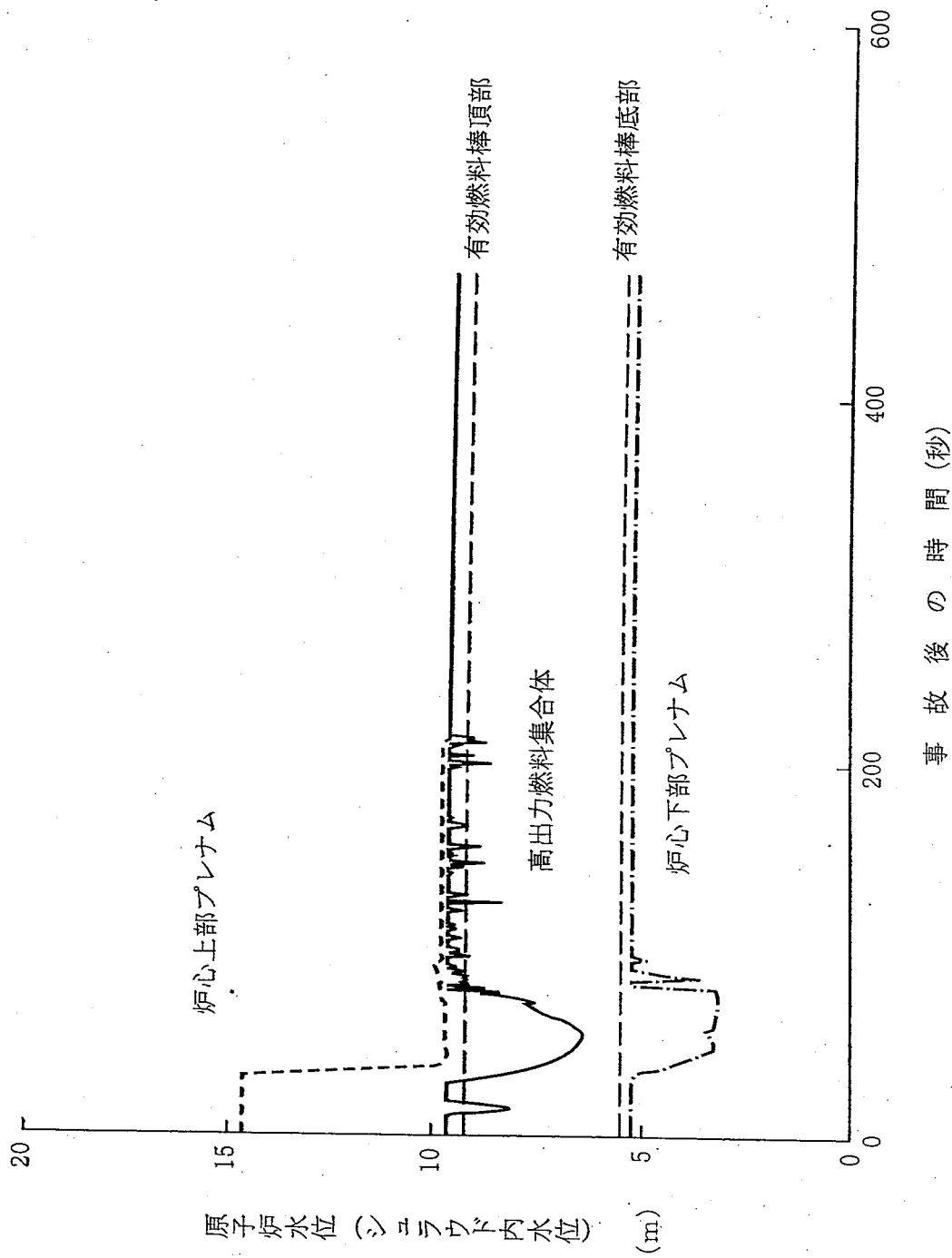


第4.1.1.9(1)図 再循環配管両端破断事故時における最小限界出力比 (MCPR) の変化  
(9×9燃料 (A型))

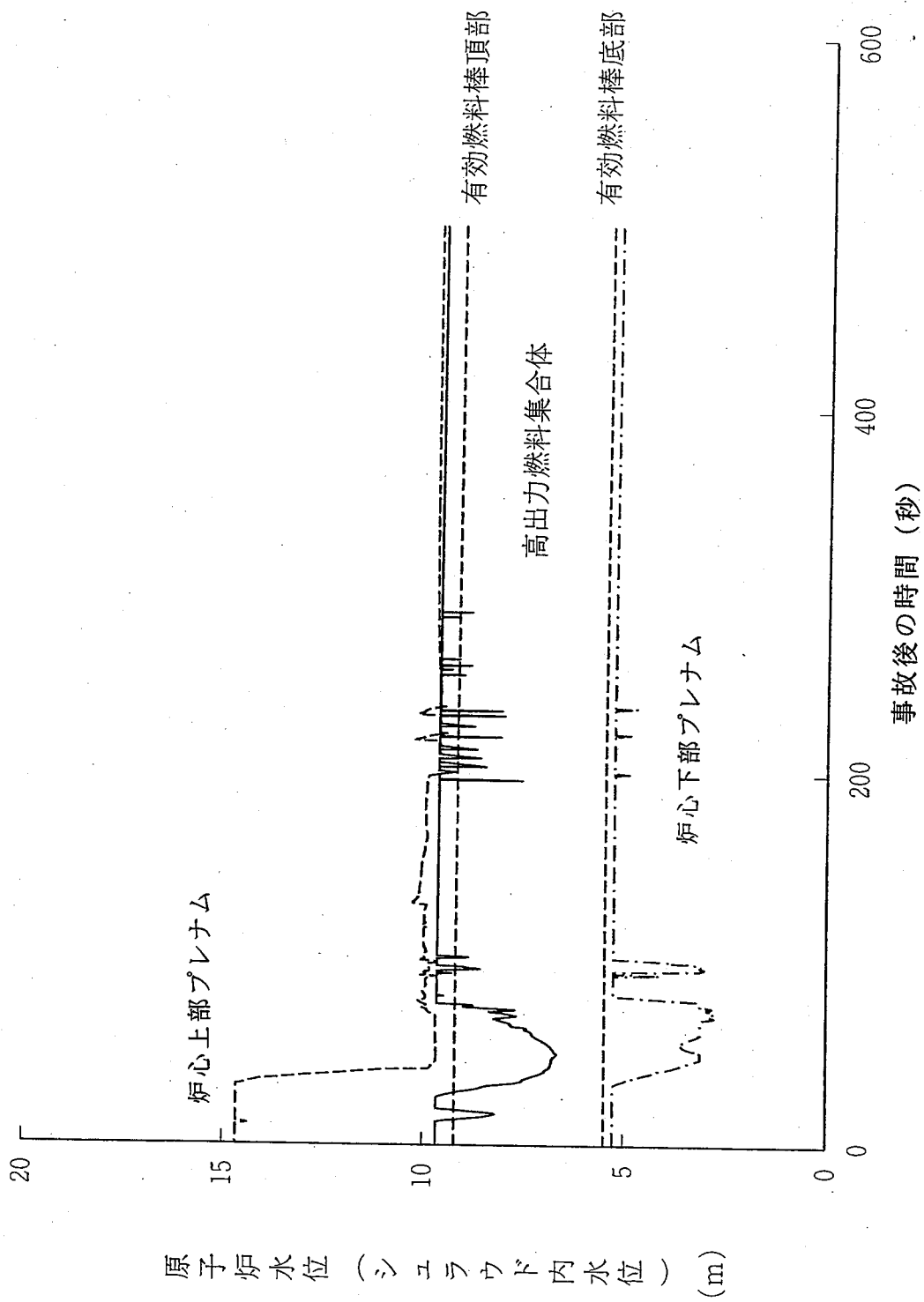




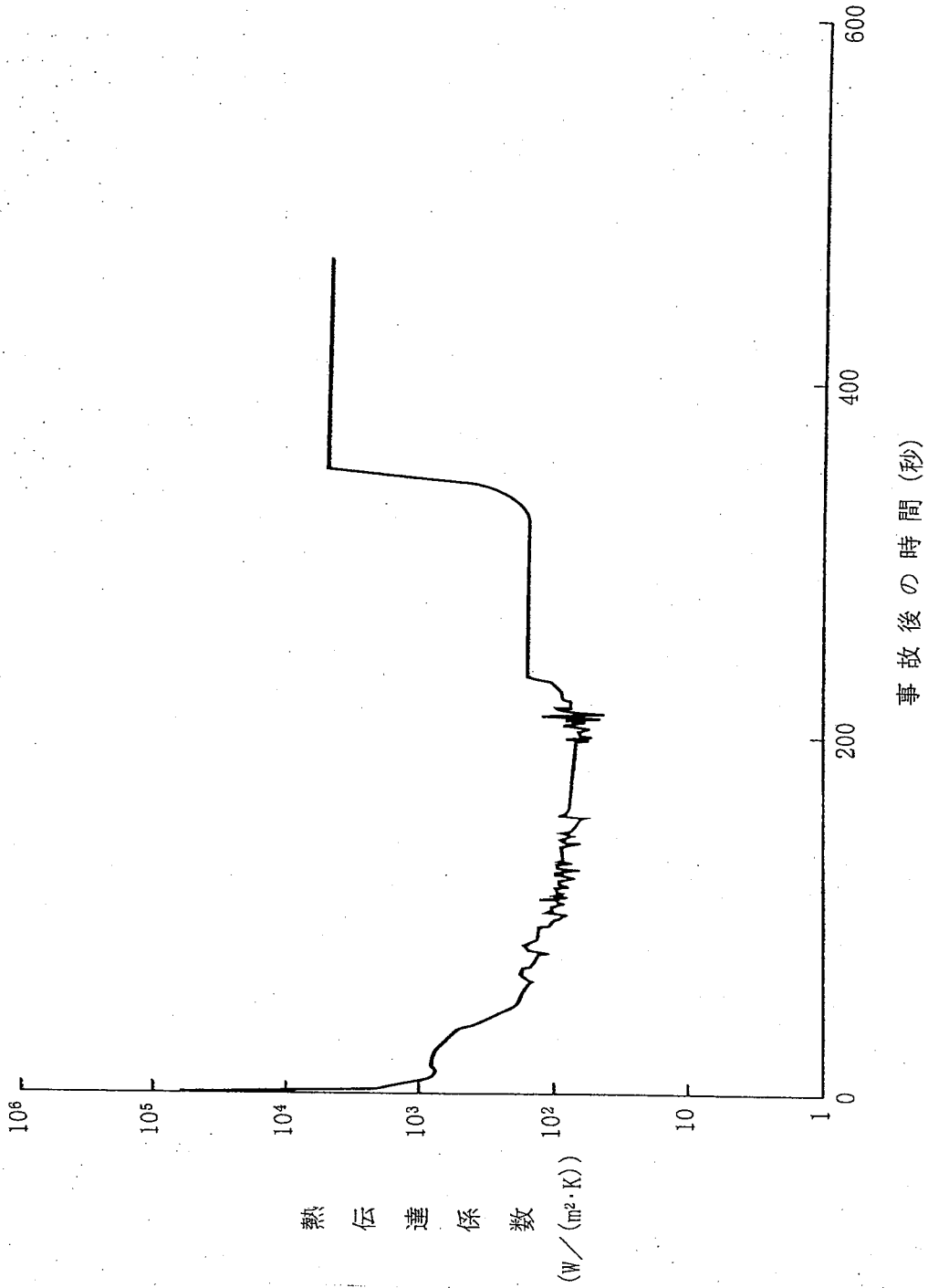
第4.1.1.9(2)図 再循環配管両端破断事故時における最小限界出力比 (MCP R) の変化 (9×9燃料 (B型))



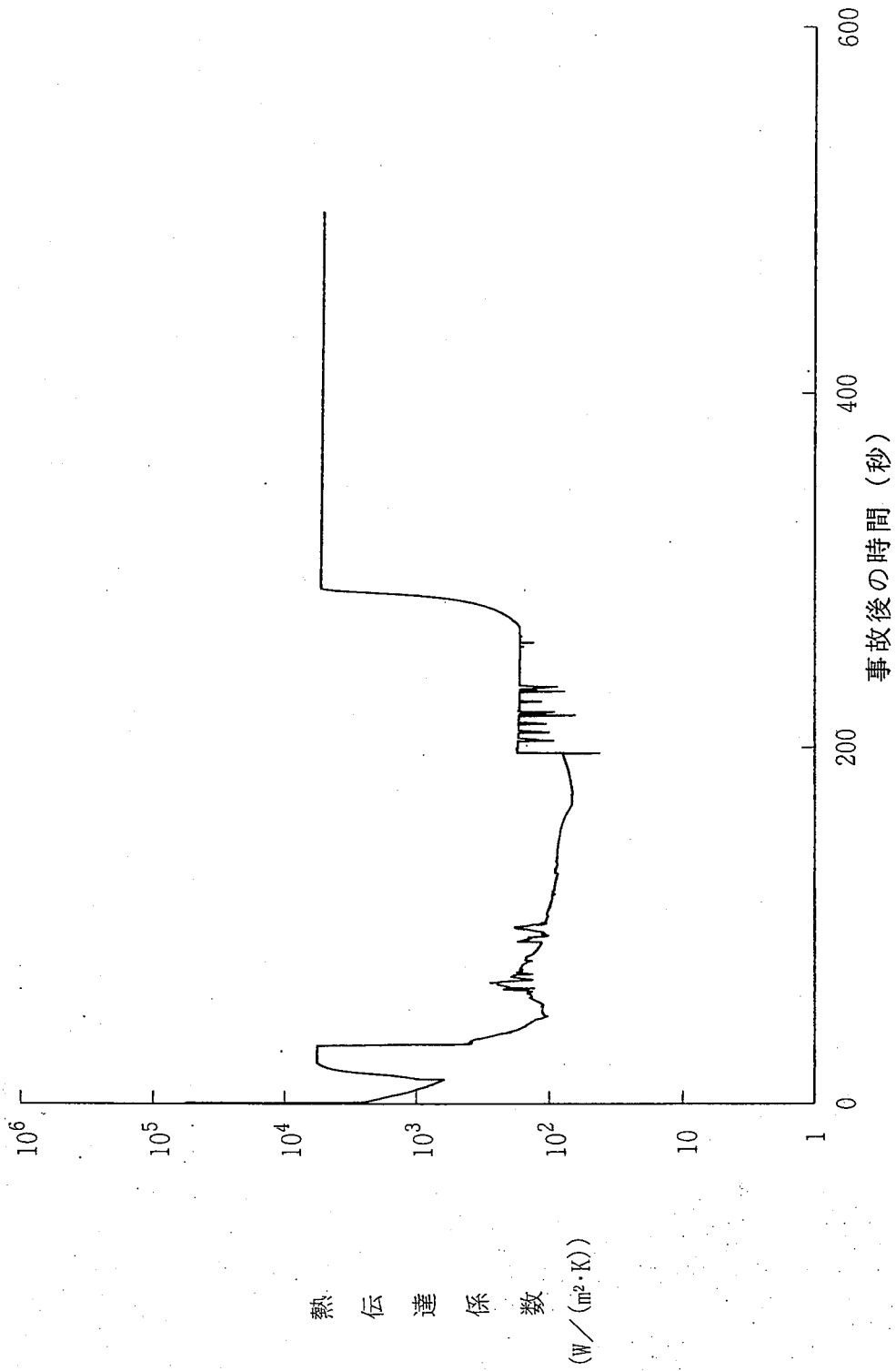
第4.1.1.10(1)図 再循環配管両端破断事故時における原子炉水位の変化  
 (低圧炉心スプレイス系及び低圧注水系作動, 9×9燃料 (A型))



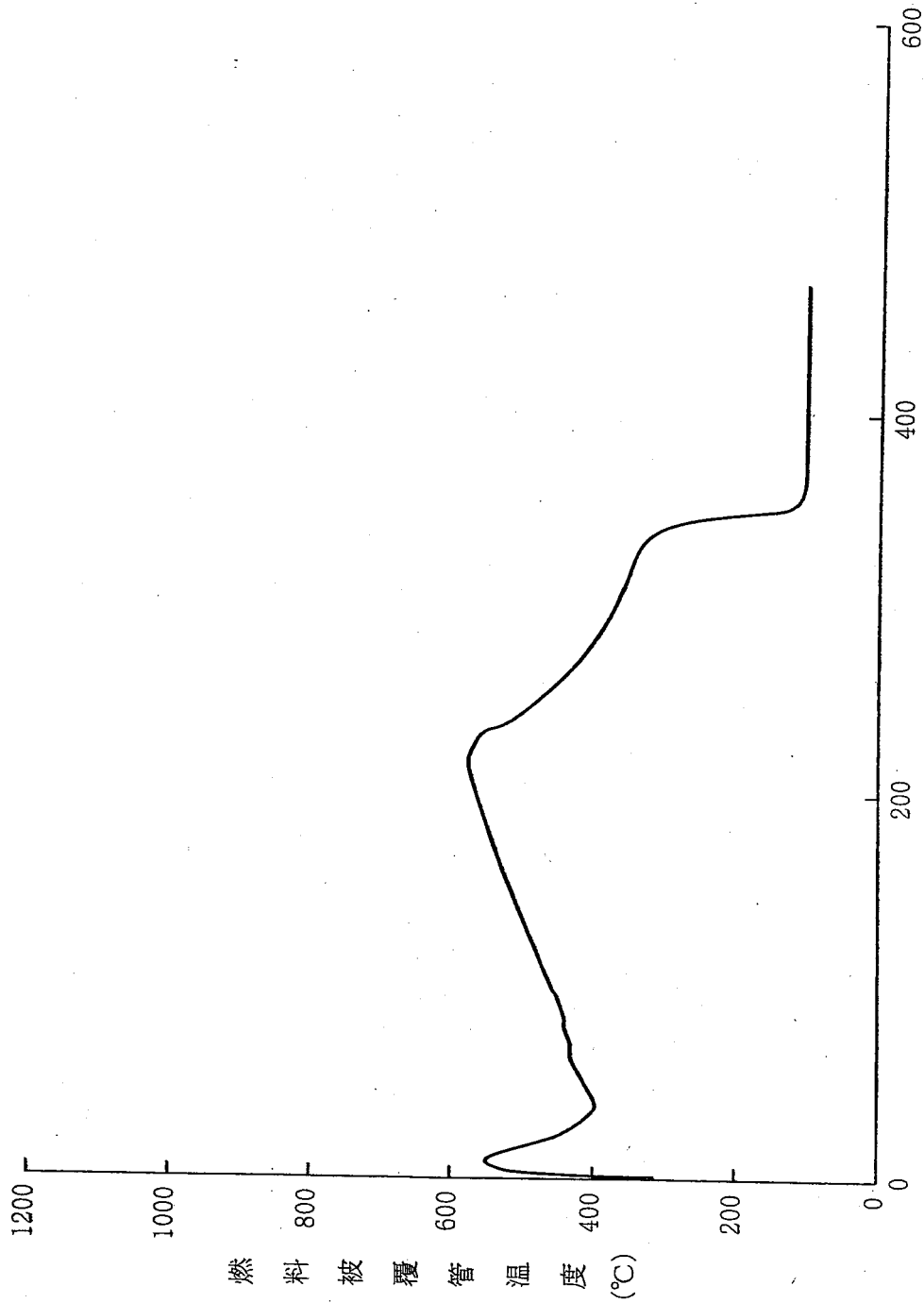
第4.1.1.10(2)図 再循環配管両端破断事故時における原子炉水位の変化  
 (低圧炉心スプレイス系及び低圧注水系作動, 9×9燃料(B型))



第4.1.1.11(1)図 再循環配管両端破断事故時における燃料被覆管最高温度を与える位置での熱伝達係数の変化  
 (低圧炉心スプレイスレイ系及び低圧注水系作動, 9×9燃料(A型))

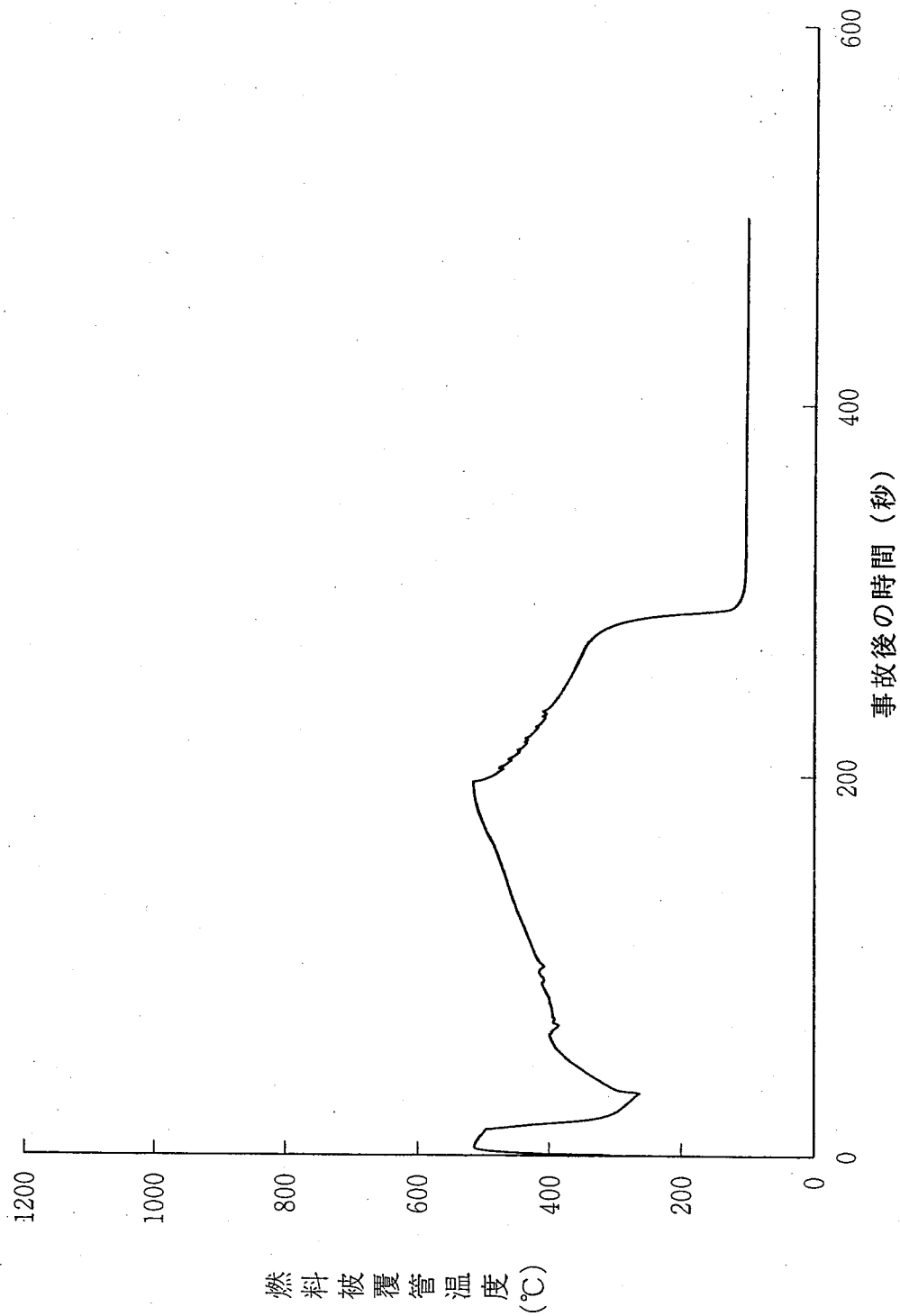


第4.1.1.11(2) 図 再循環配管両端破断事故時における燃料被覆管最高温度を与える位置での熱伝達係数の変化  
 (低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系作動, 9 × 9 燃料 (B型))

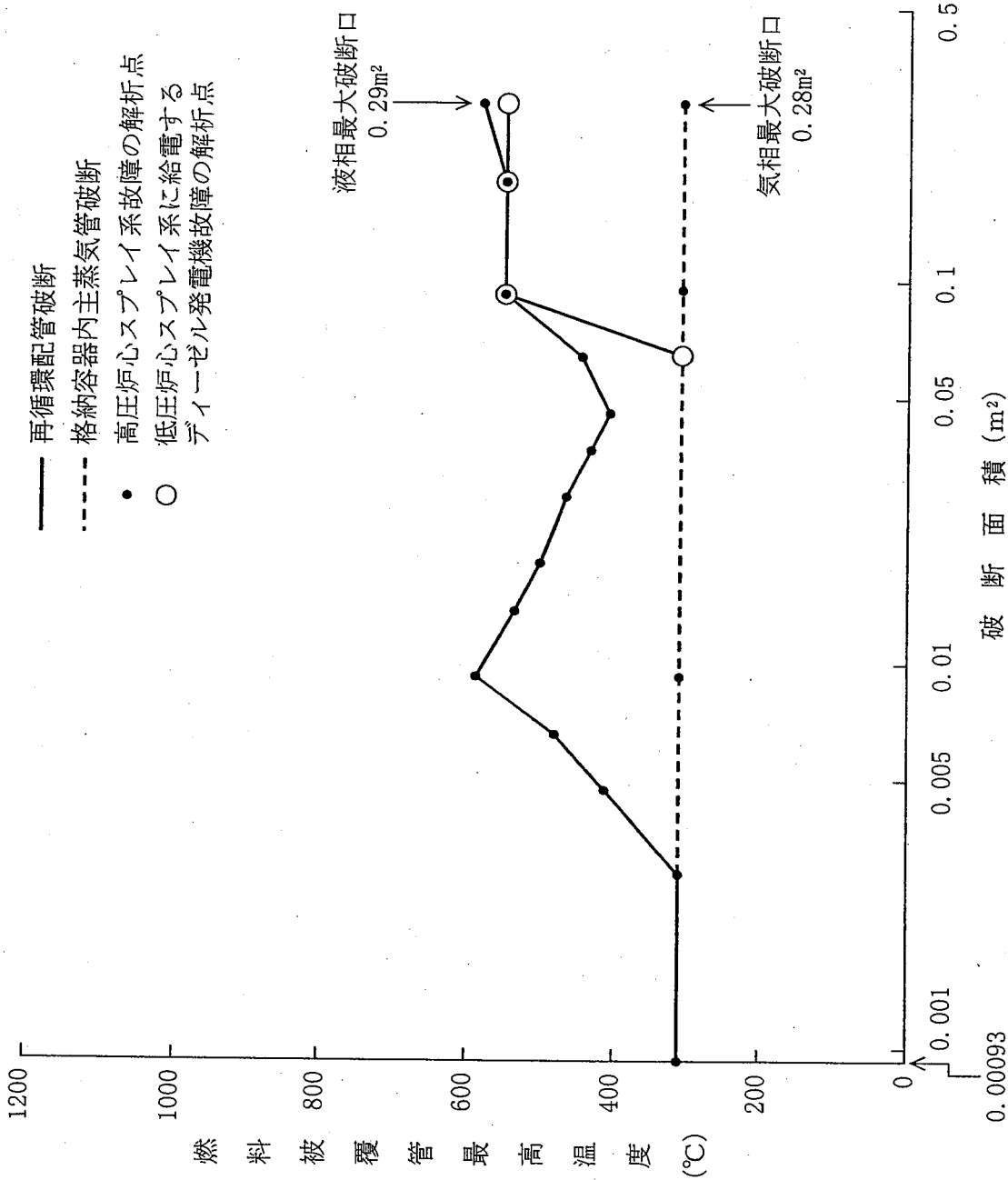


事故後の時間 (秒)

第4.1.1.12(1) 図 再循環配管両端破断事故時における燃料被覆管最高温度を与える位置での温度変化  
(低圧炉心スプレイス系及び低圧注水系作動, 9×9燃料 (A型))

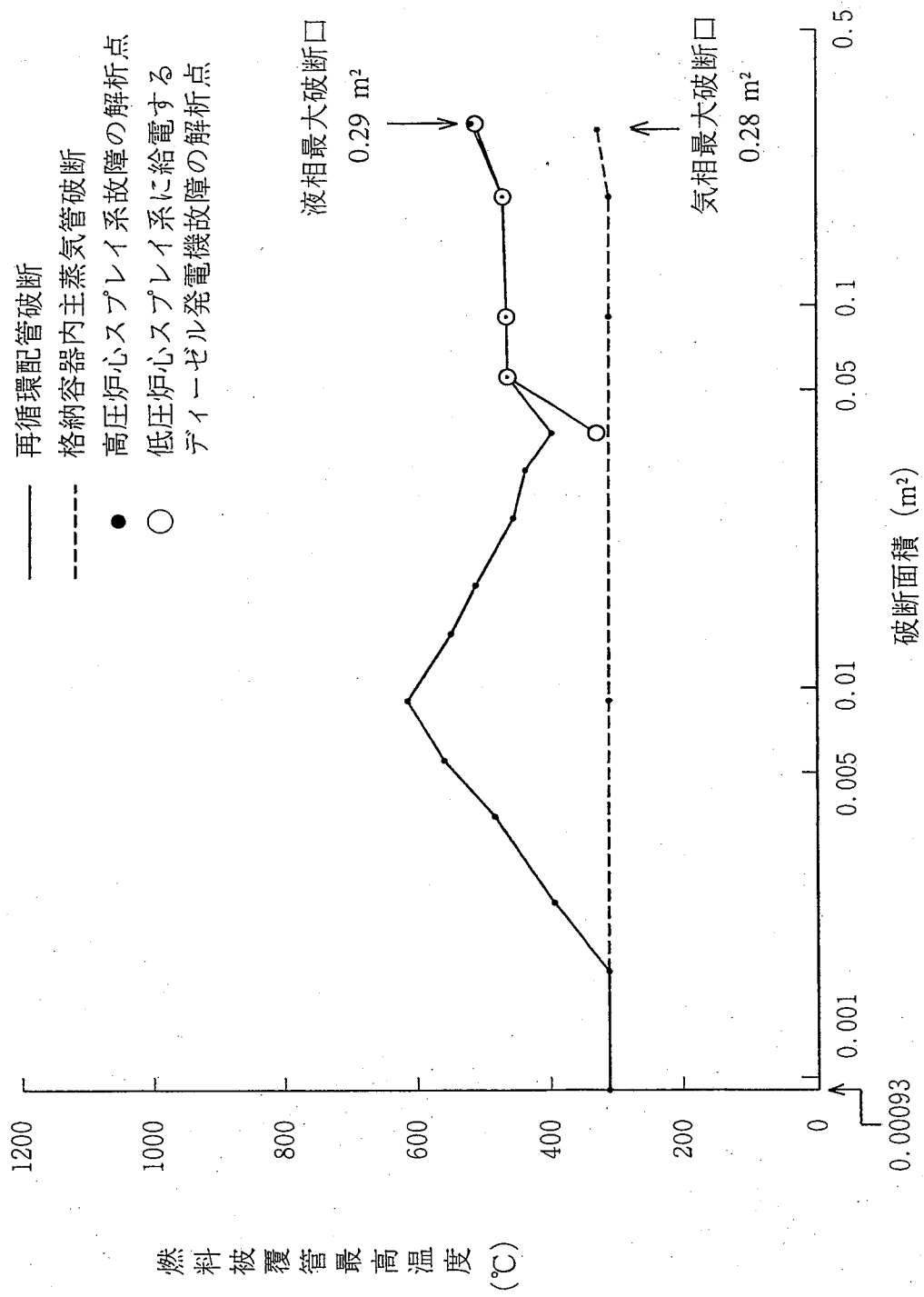


第4.1.1.12(2)図 再循環配管両端破断事故時における燃料被覆管最高温度を与える位置での温度変化  
 (低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系作動, 9×9燃料(B型))



第4.1.1.13(1) 原子炉冷却材喪失時における破断面積に対する燃料被覆管最高温度 (9×9燃料 (A型))





第4.1.1.13(2) 図 原子炉冷却材喪失時における破断面積における燃料被覆管最高温度 (9×9燃料 (B型))

## (2) 原子炉冷却材流量の喪失

### a. 原因

原子炉の出力運転中に、2台の再循環ポンプが何らかの原因によりトリップすることにより、炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下する。

### b. 解析方法

#### b-1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の二つの解析コードを用いて行う。

① R E D Y       : プラント動特性解析コード

② S C A T       : 単チャンネル熱水力解析コード

#### b-2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の二つの解析コードを用いて行う。

① B A N D I X       : プラント動特性解析コード

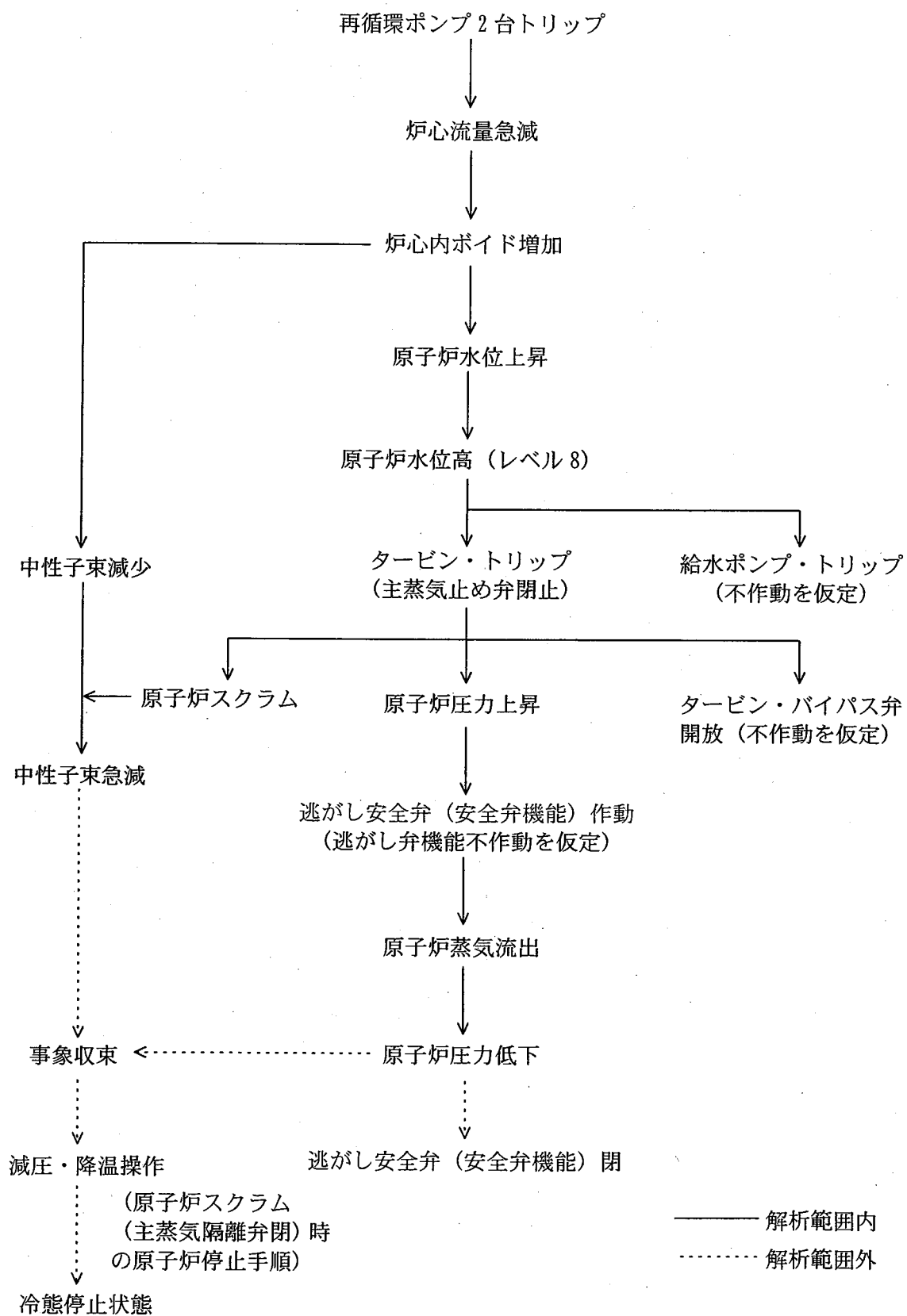
② F R A N C E S C A   : 単チャンネル熱水力解析コード

### c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を第 4.1.2.1 図に示す。

主要事象クロノロジーを第 4.1.2.1 表に示す。

解析条件及び解析結果を第 4.1.2.2 表並びに第 4.1.2.2(1) 図及び第 4.1.2.2(2) 図に示す。



第 4.1.2.1 図 原子炉冷却材流量の喪失の過程

第 4.1.2.1 表 原子炉冷却材流量の喪失の主要事象クロノロジー

時刻 (秒)		事 象
9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (B型)	
0	0	再循環ポンプ 2 台トリップ
約 4.0	約 4.0	原子炉水位高 (レベル 8) タービン・トリップ (主蒸気止め弁閉止) 原子炉スクラム
約 6.8	約 6.7	逃がし安全弁開放 (第 1 段)
約 9.1	約 8.7	逃がし安全弁開放 (第 2 段)
25	25	計算終了

第 4.1.2.2 表 原子炉冷却材流量の喪失の解析条件及び解析結果

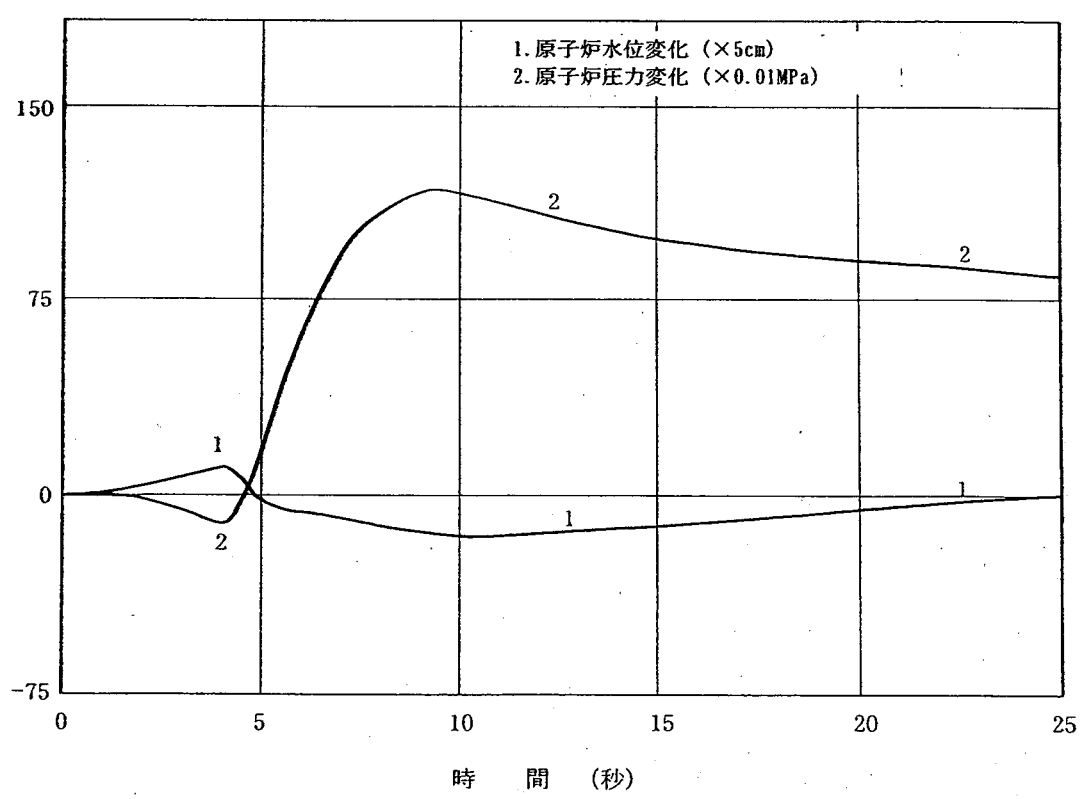
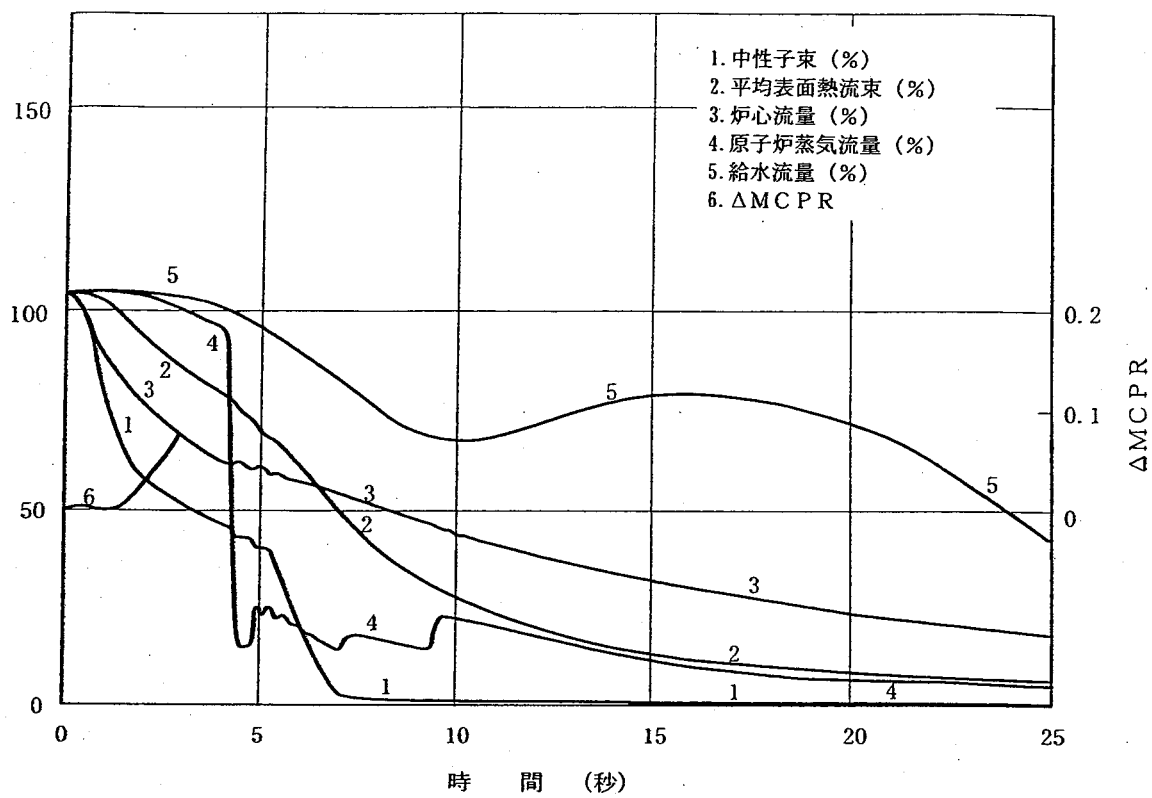
項目	解析値	選定理由
事故条件	出力運転中再循環ポンプ2台のトリップ	安全評価審査指針の要求
原子炉熱出力	3,440 MW	定格出力の約 105%
炉心流量	定格流量の 105%	評価結果を保守的にするよう炉心流量調整幅の高流量側を選定
原子炉ドーム圧力	7.03 MPa[gage]	定格出力の約 105%に相当する値
タービン蒸気流量	$6.75 \times 10^3$ t/h	定格蒸気流量の 105%
原子炉給水温度	218℃	定格出力の約 105%に相当する値
最大熱流束	9×9 燃料(A) 1,250 kW/m <sup>2</sup> 9×9 燃料(B) 1,270 kW/m <sup>2</sup>	最大線出力密度 44.0 kW/m に相当
M CPR	9×9 燃料(A) 1.24 9×9 燃料(B) 1.23	M CPR の運転制限値
ドップラ係数	平衡サイクル末期時点の値×0.9	評価結果が厳しくなる燃焼時点での値を使用
減速材ボイド係数	平衡サイクル初期時点の値×0.9	評価結果が厳しくなるよう流量減少に伴うボイドの増加により投入される負の反応度を小さくする燃焼時点での値を使用
スクラム反応度	9×9 燃料が装荷された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違いにより、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
逃がし安全弁	安全弁機能	安全評価審査指針の要求
単一故障(*)	安全保護系(主蒸気止め弁閉スクラム)の単一故障	安全評価審査指針の要求

(\*) 圧力上昇を厳しく評価する為、タービン・バイパス弁、逃がし弁機能及び給水ポンプ・トリップの不作動を仮定する。

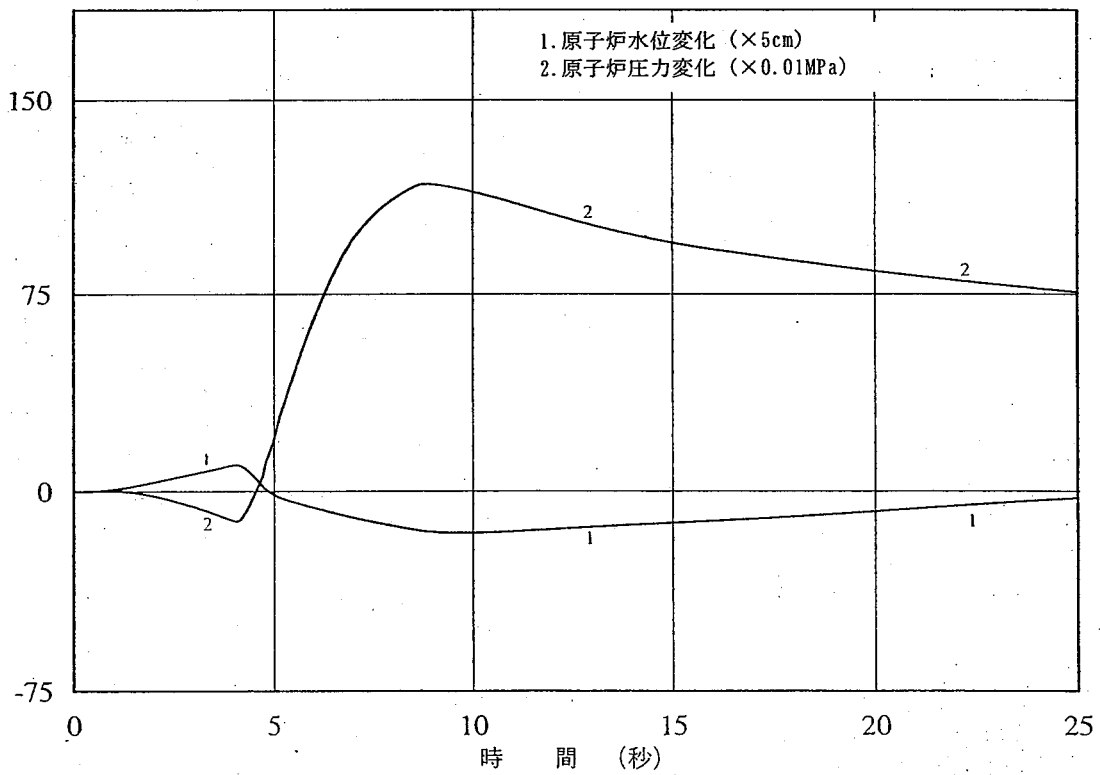
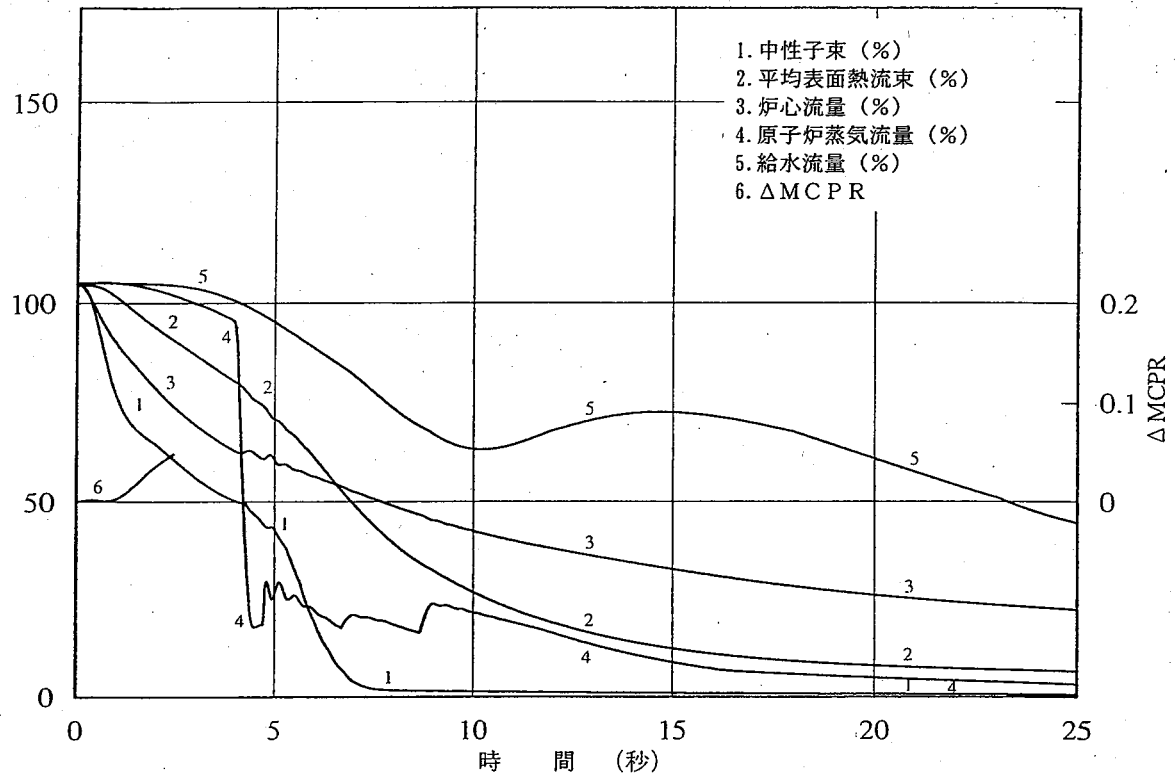
解析コード	9×9 燃料 (A型) REDY (プラント動特性解析コード) SCAT (単チャンネル熱水力解析コード)
	9×9 燃料 (B型) BANDIX (プラント動特性解析コード) FRANCESCA (単チャンネル熱水力解析コード)

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

解析結果	項目	結果		判断基準
		9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)	
	炉心損傷	M CPRは初期値を下回らない M CPR ≥ 1.24	M CPRは初期値を下回らない M CPR ≥ 1.23	炉心は著しい損傷に至ることなく、十分な冷却が可能であること (M CPR ≥ 1.07)
	原子炉圧力	約 8.21 MPa [gage]	約 8.21 MPa [gage]	10.34 MPa [gage] 以下



第4.1.2.2(1)図 原子炉冷却材流量の喪失時の変化  
 (定格出力の約105%, 9×9燃料 (A型))



第4.1.2.2(2)図 原子炉冷却材流量の喪失時の変化  
(定格出力の約105%, 9×9燃料 (B型))



### (3) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

#### a. 原因

原子炉の出力運転中に、1台の再循環ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する。

#### b. 解析方法

##### b-1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の二つの解析コードを用いて行う。

① R E D Y : プラント動特性解析コード

② S C A T : 単チャンネル熱水力解析コード

##### b-2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の二つの解析コードを用いて行う。

① B A N D I X : プラント動特性解析コード

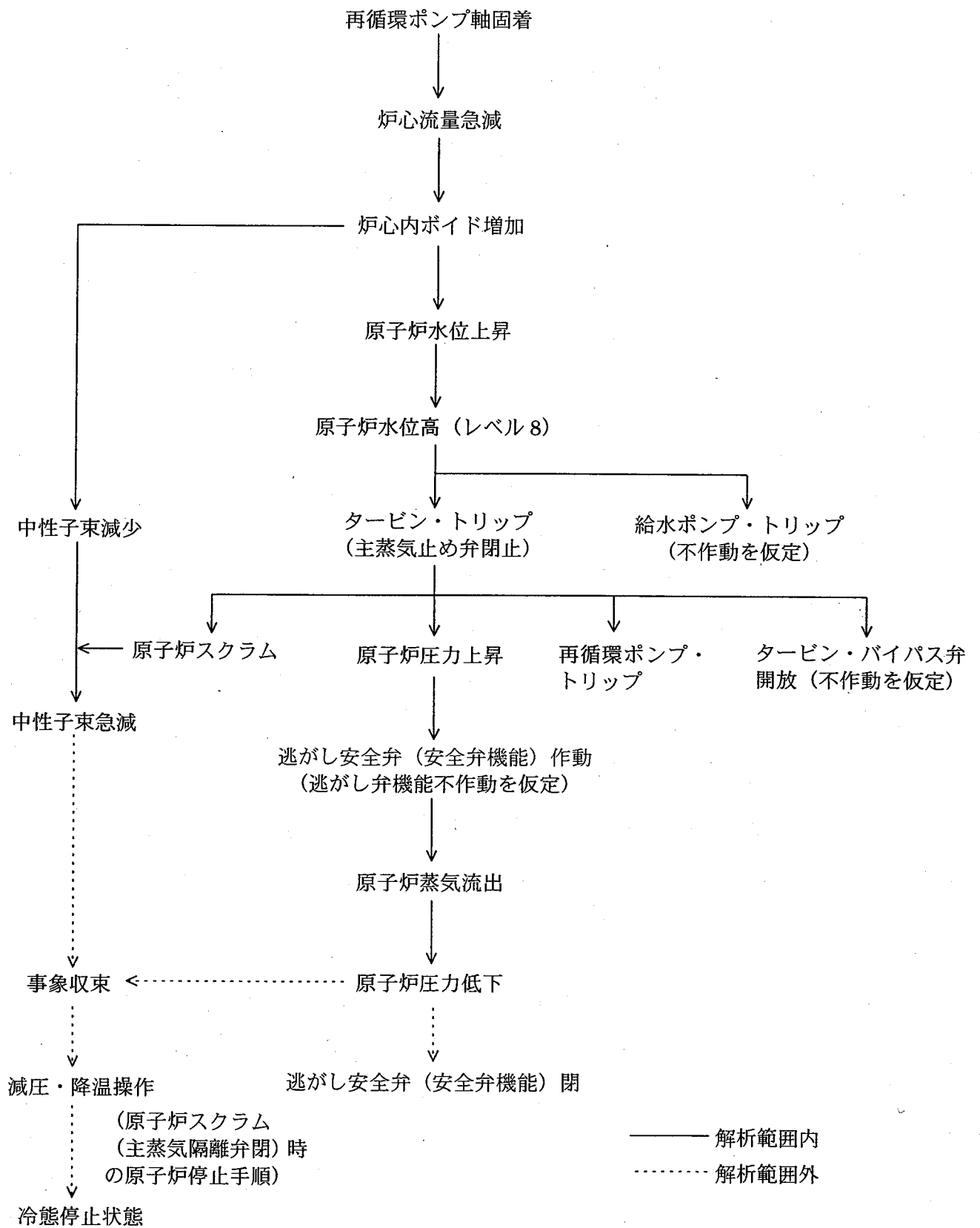
② F R A N C E S C A : 単チャンネル熱水力解析コード

#### c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を第4.1.3.1図に示す。

主要事象クロノロジーを第4.1.3.1表に示す。

解析条件及び解析結果を第4.1.3.2表並びに第4.1.3.2(1)図及び第4.1.3.2(2)図に示す。



第 4.1.3.1 図 原子炉冷却材ポンプの軸固着の過程

第 4.1.3.1 表 原子炉冷却材ポンプの軸固着の主要事象クロノロジー

時刻 (秒)		事 象
9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (B型)	
0	0	再循環ポンプ 1 台軸固着
約 1.4	約 1.3	M CPR 最小到達
約 2.1	約 2.0	原子炉水位高 (レベル 8) タービン・トリップ (主蒸気止め弁閉止)
約 2.3	約 2.2	原子炉スクラム 再循環ポンプ・トリップ
約 4.3	約 4.5	逃がし安全弁開放 (第 1 段)
約 5.9	約 5.9	逃がし安全弁開放 (第 2 段)
2.5	2.5	計算終了

第 4.1.3.2 表 原子炉冷却材ポンプの軸固着の解析条件及び解析結果

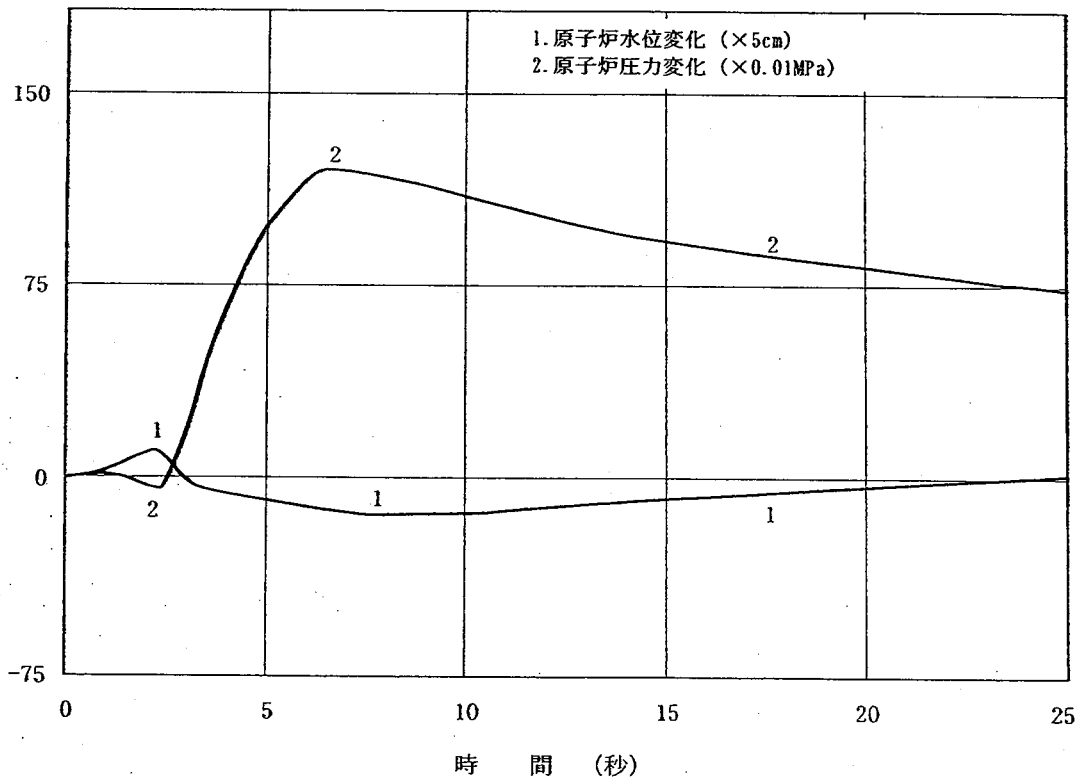
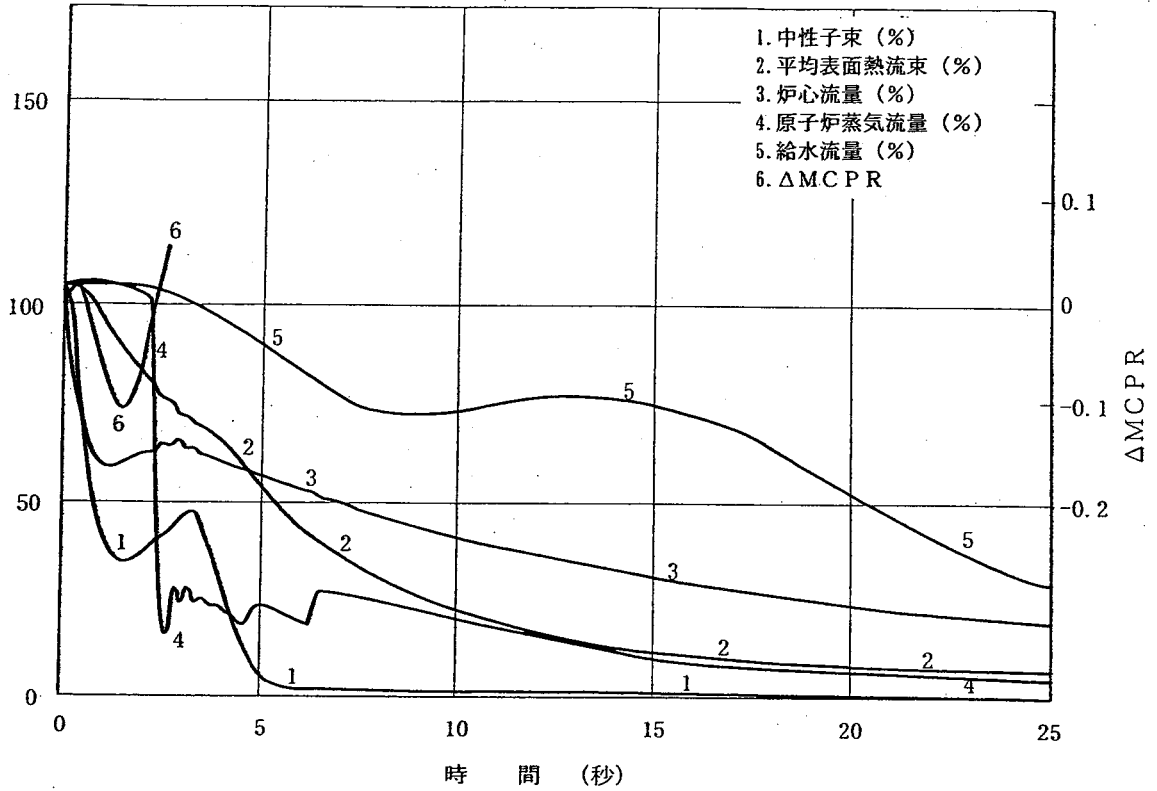
項目	解析値	選定理由
事故条件	出力運転中再循環ポンプ1台の瞬時軸固着	安全評価審査指針の要求
原子炉熱出力	3,440 MW	定格出力の約 105%
炉心流量	定格流量の 105%	評価結果を保守的にするよう炉心流量調整幅の高流量側を選定
原子炉ドーム圧力	7.03 MPa [gage]	定格出力の約 105%に相当する値
タービン蒸気流量	$6.75 \times 10^3$ t/h	定格蒸気流量の 105%
原子炉給水温度	218℃	定格出力の約 105%に相当する値
最大熱流束	9×9 燃料 (A) 1,250 kW/m <sup>2</sup> 9×9 燃料 (B) 1,270 kW/m <sup>2</sup>	最大線出力密度 44.0 kW/m に相当
M CPR	9×9 燃料 (A) 1.24 9×9 燃料 (B) 1.23	M CPR の運転制限値
ドップラ係数	平衡サイクル末期時点の値×0.9	評価結果が厳しくなる燃焼時点での値を使用
減速材ボイド係数	平衡サイクル初期時点の値×0.9	流量減少に伴うボイドの増加により投入される負の反応度を小さく見積り厳しく評価
スクラム反応度	9×9 燃料が装荷された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違いにより、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
逃がし安全弁	安全弁機能	安全評価審査指針の要求
単一故障(*)	安全保護系 (主蒸気止め弁閉スクラム) の単一故障	安全評価審査指針の要求

(\*) 圧力上昇を厳しく評価する為、タービン・バイパス弁、逃がし弁機能及び給水ポンプ・トリップの不作動を仮定する。

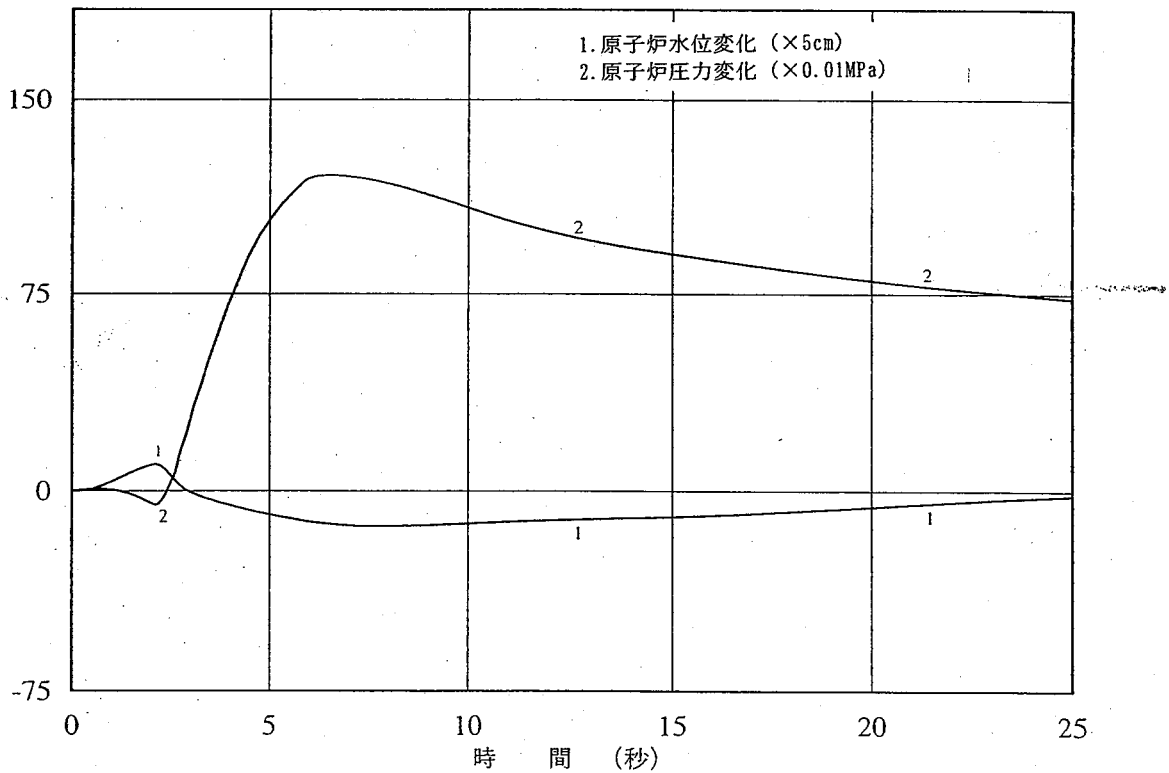
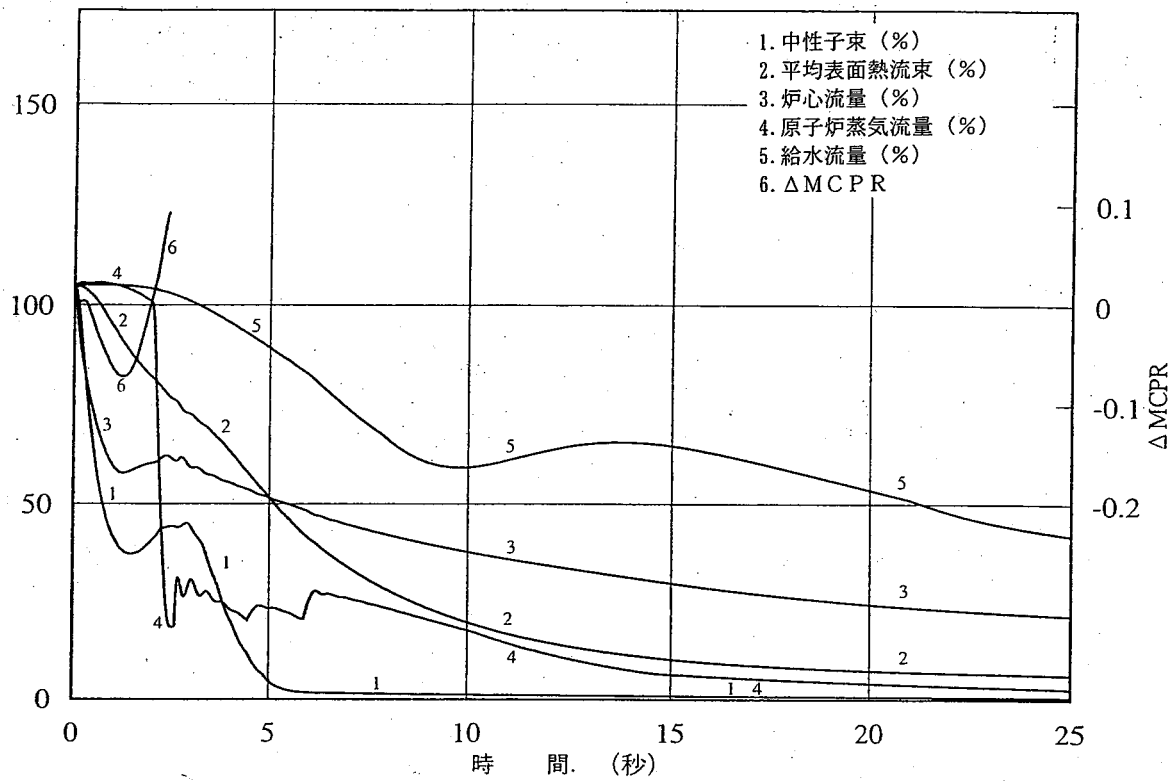
解析コード	9×9 燃料 (A型) REDY (プラント動特性解析コード) SCAT (単チャンネル熱水力解析コード)
	9×9 燃料 (B型) BANDIX (プラント動特性解析コード) FRANCESCA (単チャンネル熱水力解析コード)

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

解析結果	項目	結果		判断基準
		9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)	
	炉心損傷	MCP R ≥ 1.13	MCP R ≥ 1.15	炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること (MCP R ≥ 1.07)
	原子炉圧力	約 8.23 MPa [gage]	約 8.24 MPa [gage]	10.34 MPa [gage] 以下



第4.1.3.2(1)図 原子炉冷却材ポンプの軸固着時の変化  
(定格出力の約105%, 9×9燃料(A型))



第4.1.3.2(2)図 原子炉冷却材ポンプの軸固着時の変化  
 (定格出力の約105%, 9×9燃料 (B型))

## 4.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

### (1) 制御棒落下

#### a. 原因

原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。

#### b. 解析方法

##### b-1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について

制御棒落下の解析は、炉心動特性、燃料挙動解析及び原子炉圧力上昇解析からなる。

#### (a) 炉心動特性解析

炉心動特性解析では、炉心の反応度変化と出力及び出力分布の変化を計算する。

解析では、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた解析コードを用いて行う。

① A P E X : 反応度投入事象解析コード

#### (b) 燃料挙動解析

燃料挙動解析では、炉心動特性解析で求めた燃料集合体出力の時間変化を入力として、最大出力燃料棒の除熱計算を行い、燃料エンタルピの時間変化を求める。

解析では、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた解析コードを用いて行う。

① S C A T : 単チャンネル熱水力解析コード

#### (c) 原子炉圧力上昇解析

原子炉圧力上昇解析では、炉心動特性解析で求めた炉心出力時間変化から蒸気発生量の計算を行い、原子炉圧力の上昇を評価するモデルで計



算を行う。

b-2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について

制御棒落下の解析は、炉心動特性、燃料挙動解析及び原子炉圧力上昇解析からなる。

(a) 炉心動特性解析

炉心動特性解析では、炉心の反応度変化と出力及び出力分布の変化を計算する。

解析では、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた解析コードを用いて行う。

①EUREKA-N : 反応度投入事象解析コード

(b) 燃料挙動解析

燃料挙動解析では、炉心を同程度の出力挙動の複数の燃料集合体より構成される複数の代表チャンネルに分け、各代表チャンネルごとに除熱計算を行い、燃料エンタルピの時間変化を求める。

解析では、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた解析コードを用いて行う。

①EUREKA-N : 反応度投入事象解析コード

(c) 原子炉圧力上昇解析

原子炉圧力上昇解析では、炉心動特性解析で求めた炉心出力時間変化から蒸気発生量の計算を行い、原子炉圧力の上昇を評価するモデルで計算を行う。

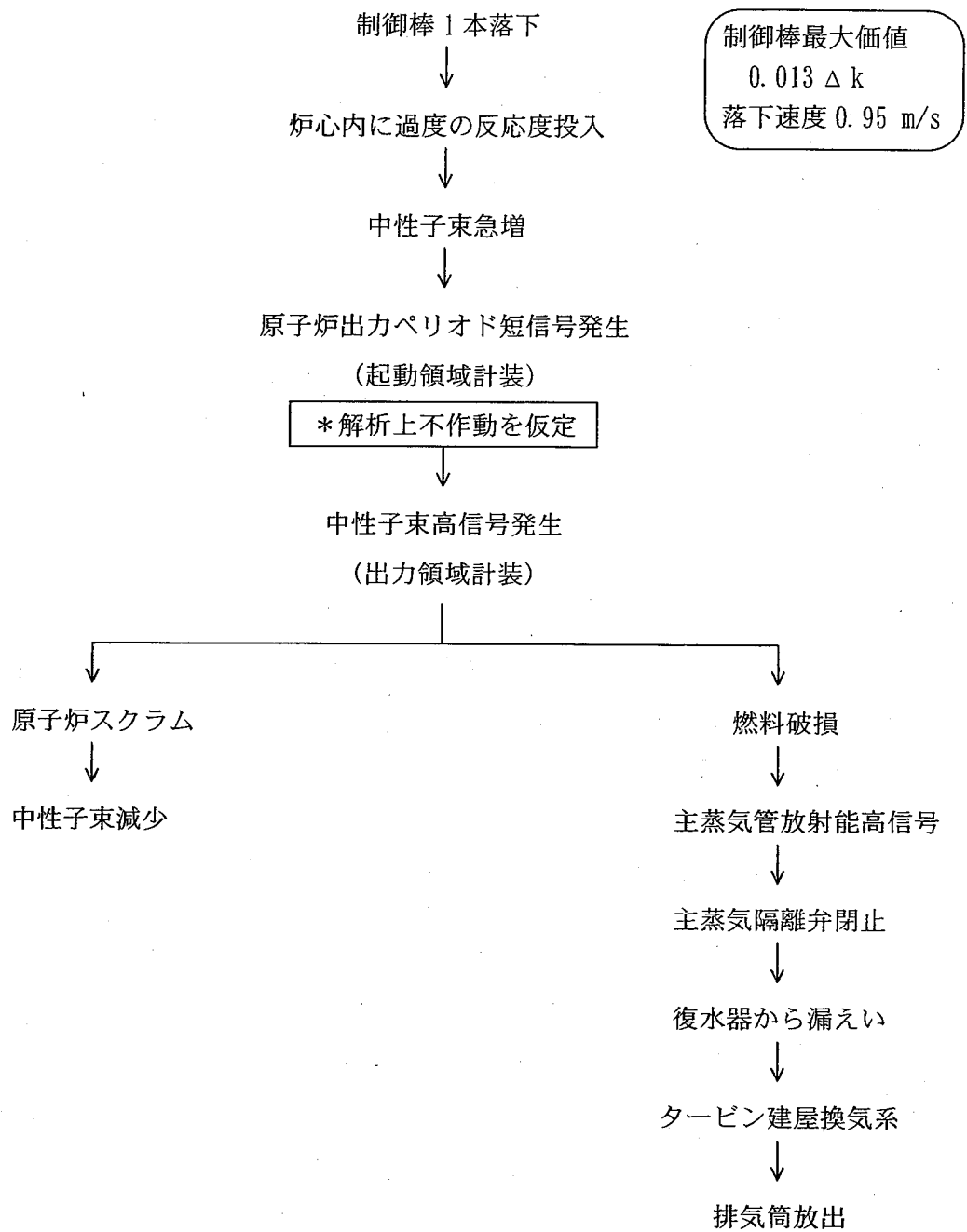
c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を第4.2.1.1図に示す。

主要事象クロノロジーを第4.2.1.1表に示す。

解析条件及び解析結果を第4.2.1.2表並びに第4.2.1.2(1)図及び第

4.2.1.2(2)図～第4.2.1.5(1)図及び第4.2.1.5(2)図に示す。



第 4.2.1.1 図 制御棒落下の過程

第 4. 2. 1. 1 表 制御棒落下の主要事象クロノロジー

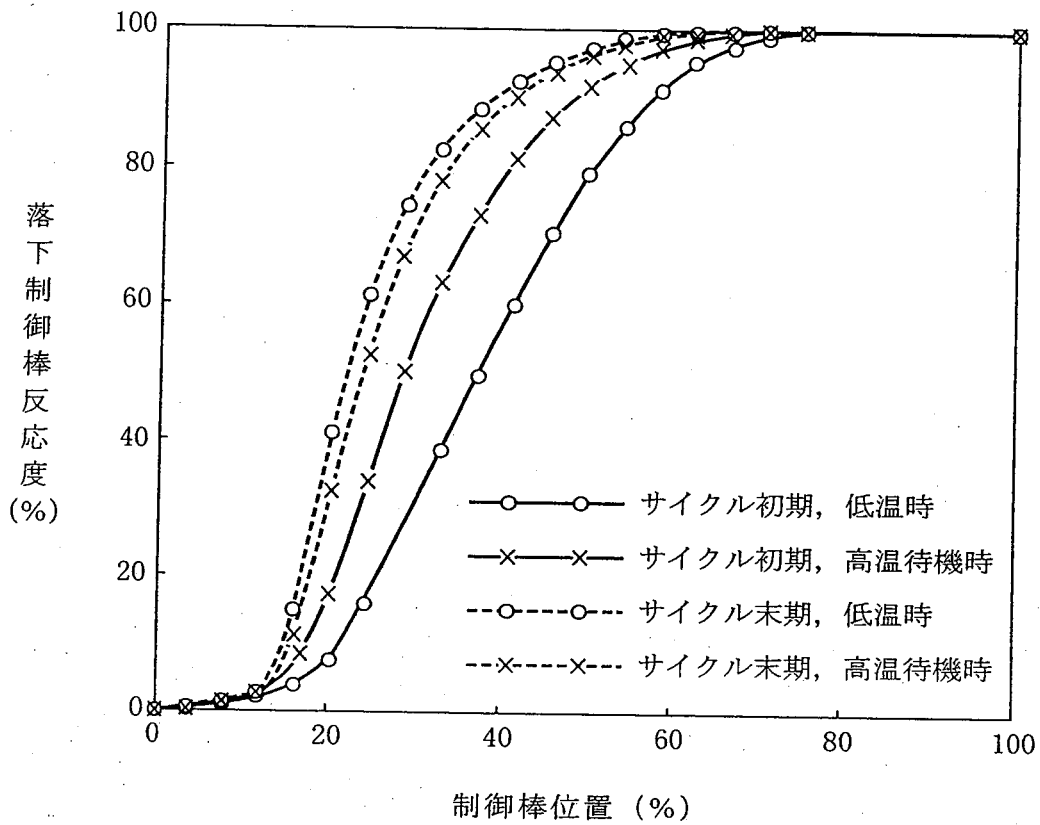
時刻 (秒)		事 象
9×9 燃料 (A 型)	9×9 燃料 (B 型)	
0	0	制御棒落下開始
約 1.7	約 1.0	中性子束上昇開始
約 1.8	約 1.1	原子炉スクラム (中性子束高信号)
約 5.6	約 5.2	最大燃料エンタルピー到達
7.0	7.0	計算終了

第 4.2.1.2 表 制御棒落下の解析条件及び解析結果

項目	解析値	選定理由	
事故条件	原子炉臨界時において炉心内にとどまっていた制御棒が制御棒駆動軸から分離して落下する。	安全評価審査指針の要求	
原子炉出力 (低温時)	定格出力の $10^{-8}$	低温時において評価結果を厳しくするよう臨界状態が維持できる範囲で最低の出力レベルを選定	
原子炉出力 (高温待機時)	定格出力の $10^{-6}$	高温待機時において評価結果を厳しくするよう臨界状態が維持できる範囲で最低の出力レベルを選定	
ペレット温度 (低温時)	ペレット温度 20℃	低温時の代表温度として室温である 20℃としている。	
ペレット温度 (高温待機時)	ペレット温度 286℃	ほぼゼロ出力であるため、冷却材温度と等しい値としている。	
燃料エンタルピ (低温時)	8 kJ/kg $UO_2$	ペレット温度 (20℃) に相当する値	
燃料エンタルピ (高温待機時)	75 kJ/kg $UO_2$	ペレット温度 (286℃) に相当する値	
炉心流量	定格の 20%	原子炉起動時は 25~30%流量であるが、保守的に 20%を選定	
制御棒落下速度	0.95 m/s	制御棒落下速度リミッタによる制限値	
落下制御棒価値	0.013 Δk	制御棒価値ミニマイザの設計基準	
落下制御棒の反応度曲線	第 4.2.1.2 図	炉心状態に対応する曲線	
スクラム反応度	第 4.2.1.3 図	炉心状態に対応する曲線	
ドップラ係数	申請書添付書類八 第 14.2-2 図	炉心状態に対応する値	
減速材温度及びボイド係数	反応度フィードバックを考慮しない	評価結果を厳しくするよう選定	
ペレット-燃料被覆管 ギャップ熱伝達係数	Ross & Stoute の関係式	燃料の熱・機械設計において使用実績のある関係式	
燃料被覆管-冷却材 熱伝達係数	単相強制対流 核沸騰状態 膜沸騰状態 高温待機時 低温時	Dittus-Boelter の式 Jens-Lottes の式 Dougall-Rohsenow の式 NSRR の実測データに基づく熱伝達相関式	反応度投入事象評価指針による 同上 同上 同上

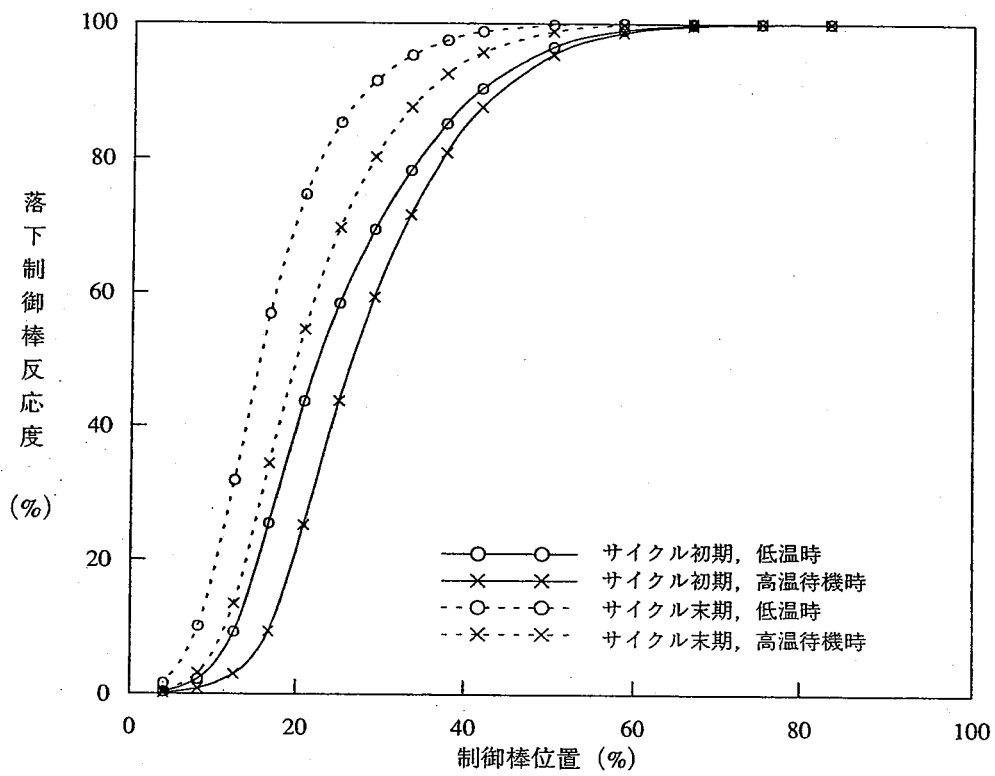
項目		解析値		選定理由	
限界熱条件	高温待機時	GEXL 相関式 / 沸騰遷移相関式でMCPR が 1.07		反応度投入事象評価指針による 同上	
	低温時	Rohsenow-Griffith の式 及び Kutateladze の式			
局所ピーキング係数	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (B型)	炉心状態に対応する値 同上 同上 同上		
	サイクル初期				
	低温時	1.46			1.33
	高温待機時	1.42			1.26
	サイクル末期				
	低温時	1.28			1.19
	高温待機時	1.23	1.13	同上	
主蒸気隔離弁		閉		圧力上昇を厳しく評価するよう選定	
燃料被覆管 破損エンタルピ	燃料エンタルピの最大値	385 kJ/kg UO <sub>2</sub> (92 cal/gUO <sub>2</sub> ) (燃料ペレット燃焼度 40,000 MWd/t 未満)		反応度投入事象評価指針第 2 図の燃料棒内外圧差 2.9MPa (30 kg/cm <sup>2</sup> ) における値	
		272 kJ/kg UO <sub>2</sub> (65 cal/gUO <sub>2</sub> ) (燃料ペレット燃焼度 40,000 MWd/t 以上)		反応度投入事象評価指針第 2 図の燃料エンタルピ許容設計限界の下限值	
	ピーク出力部燃料エンタルピの増分	460 kJ/kg UO <sub>2</sub> (110 cal/gUO <sub>2</sub> ) (燃料ペレット燃焼度 25,000 MWd/t 未満)		「反応度投入事象取扱報告書」による	
		355 kJ/kg UO <sub>2</sub> (85 cal/gUO <sub>2</sub> ) (燃料ペレット燃焼度 25,000 MWd/t 以上 40,000 MWd/t 未満)			
		209 kJ/kg UO <sub>2</sub> (50 cal/gUO <sub>2</sub> ) (燃料ペレット燃焼度 40,000 MWd/t 以上 65,000 MWd/t 未満)			
167 kJ/kg UO <sub>2</sub> (40 cal/gUO <sub>2</sub> ) (燃料ペレット燃焼度 65,000 MWd/t 以上 75,000 MWd/t 程度まで)					
圧力波発生限界エンタルピ		837 kJ/kg UO <sub>2</sub>		反応度投入事象評価指針の判断基準 963kJ/kgUO <sub>2</sub> (230 cal/gUO <sub>2</sub> ) から燃焼の進行等に伴う融点低下を考慮した値	
単一故障		安全保護系 (中性子束高スクラム (出力領域計装))		安全評価審査指針の要求	



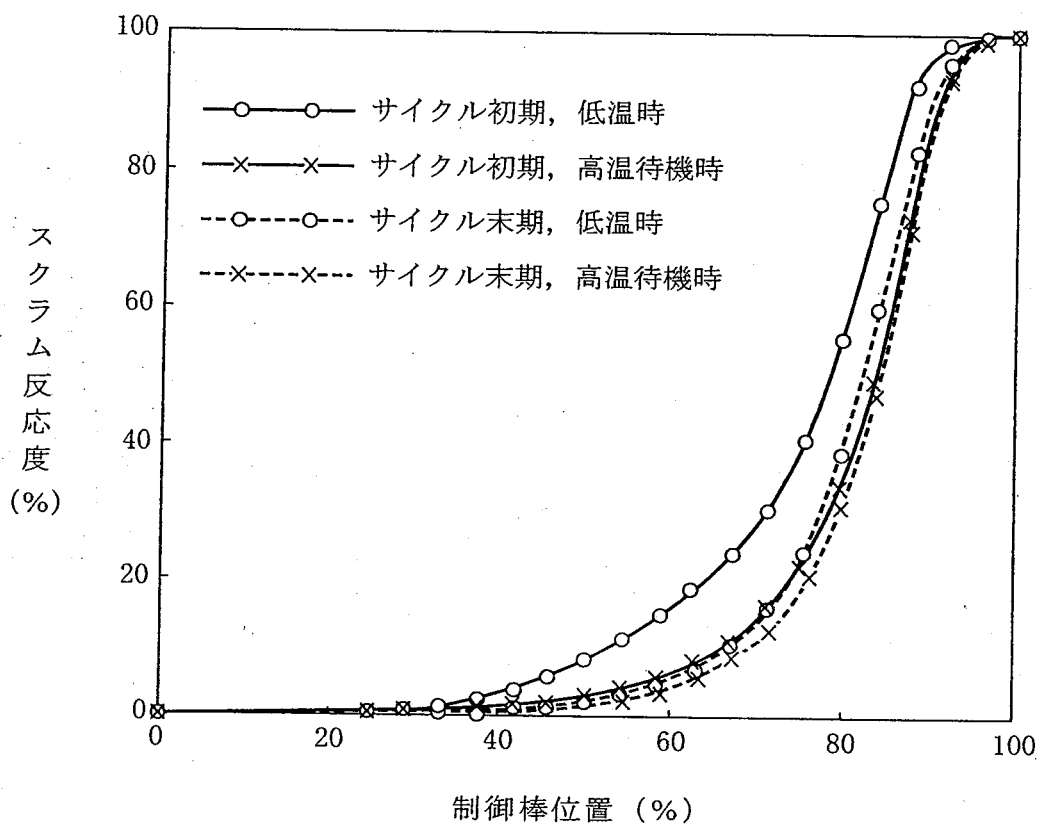


第4.2.1.2(1)図 落下制御棒反応度曲線  
(9×9燃料(A型))

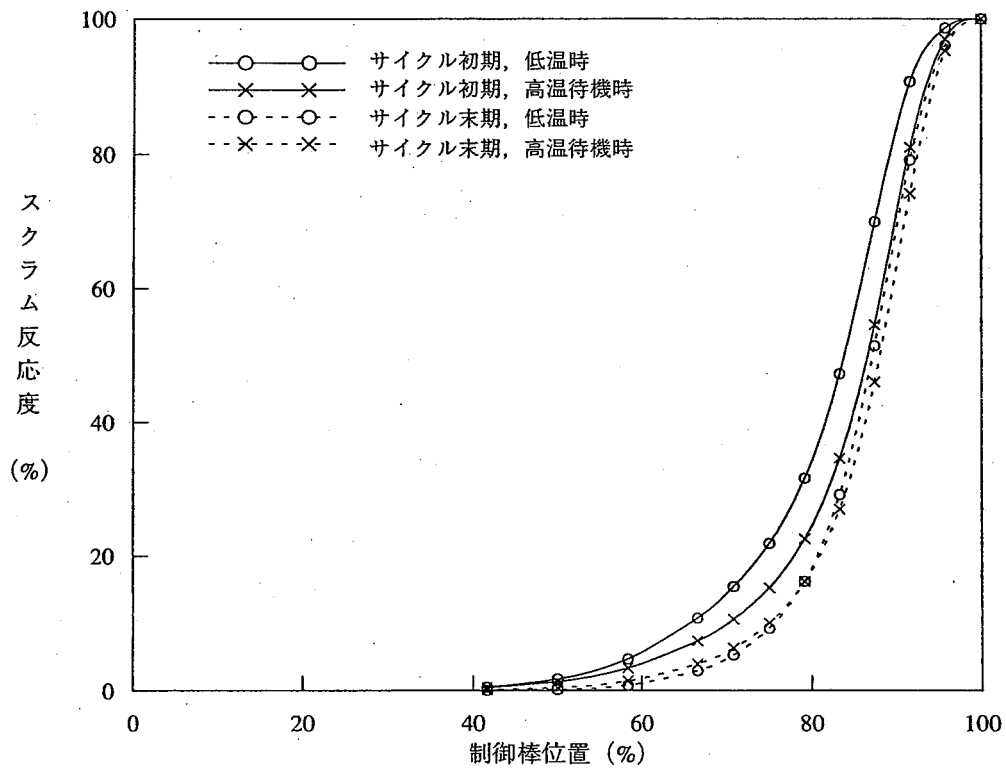




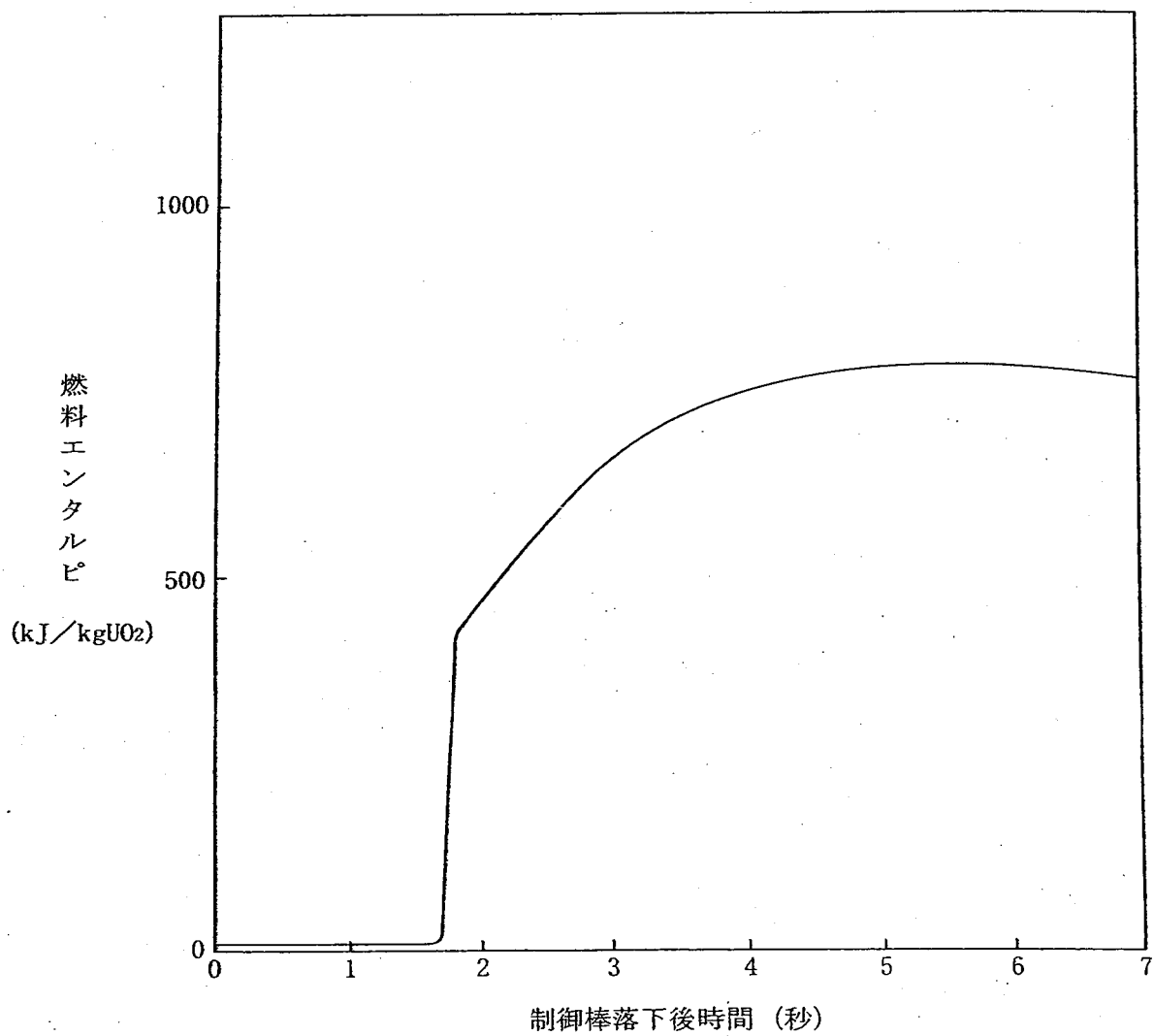
第4.2.1.2(2)図 落下制御棒反応度曲線  
(9×9燃料(B型))



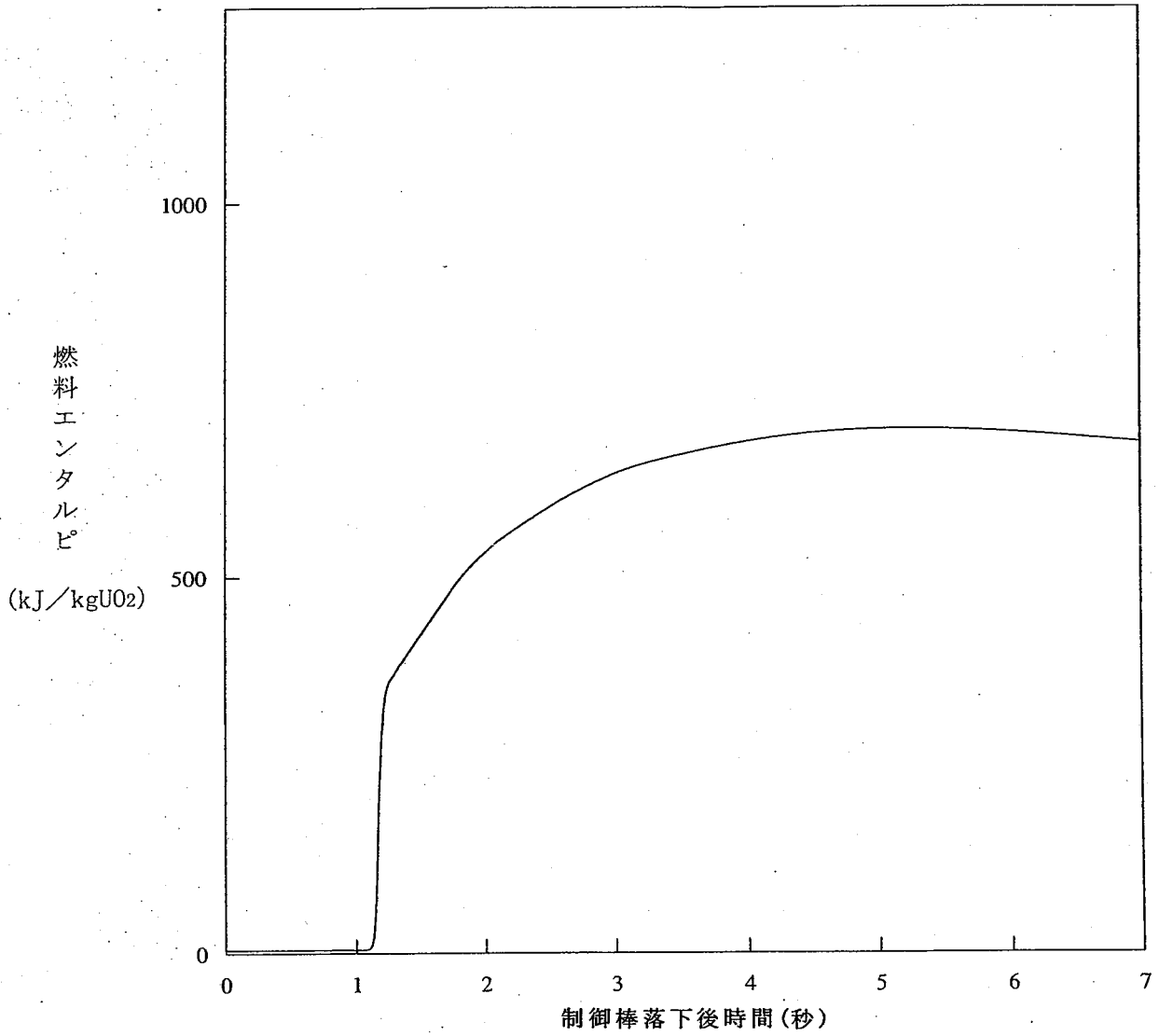
第4.2.1.3(1)図 スクラム反応度曲線  
(9×9燃料(A型))



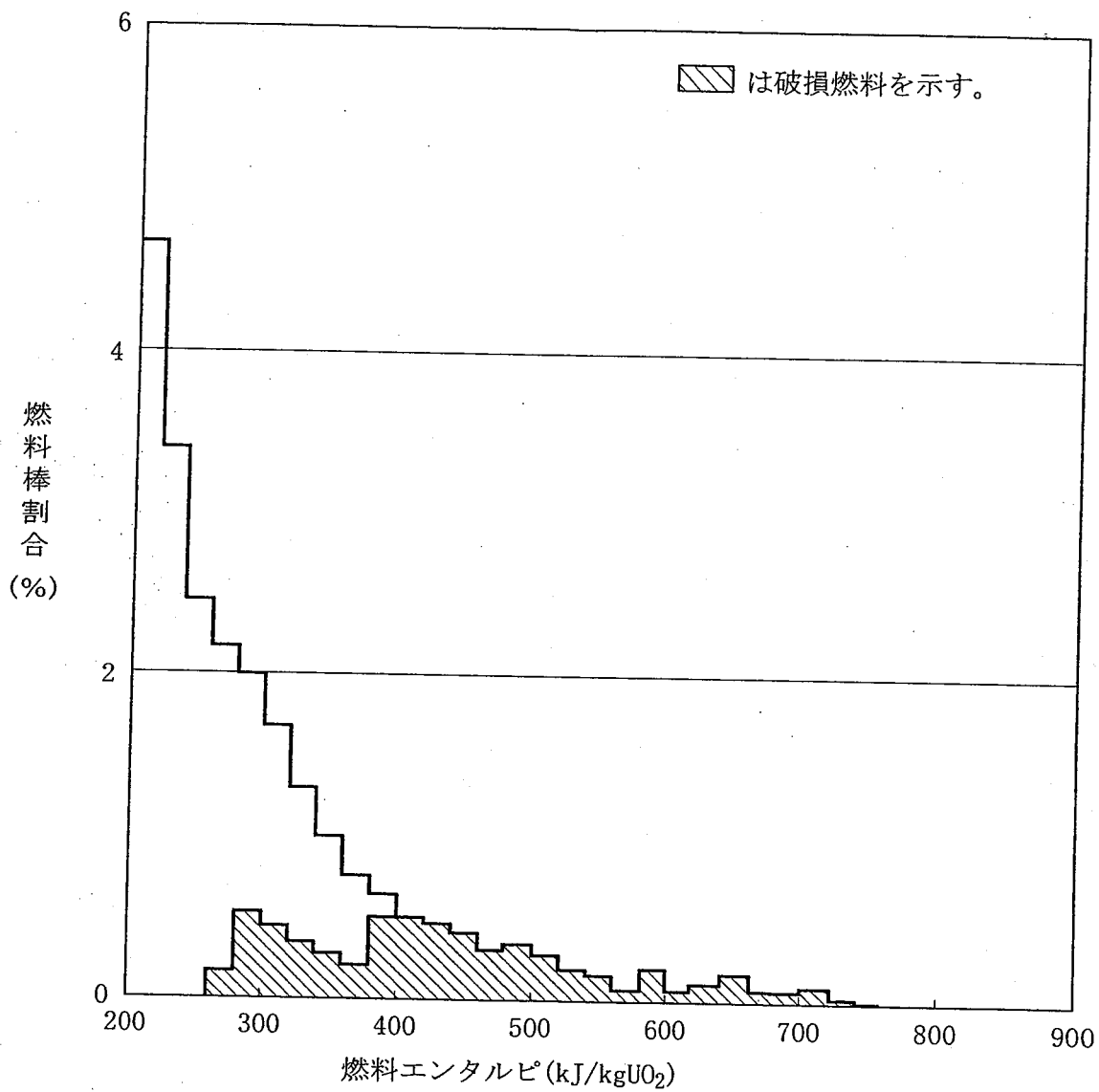
第4.2.1.3(2)図 スクラム反応度曲線  
(9×9燃料(B型))



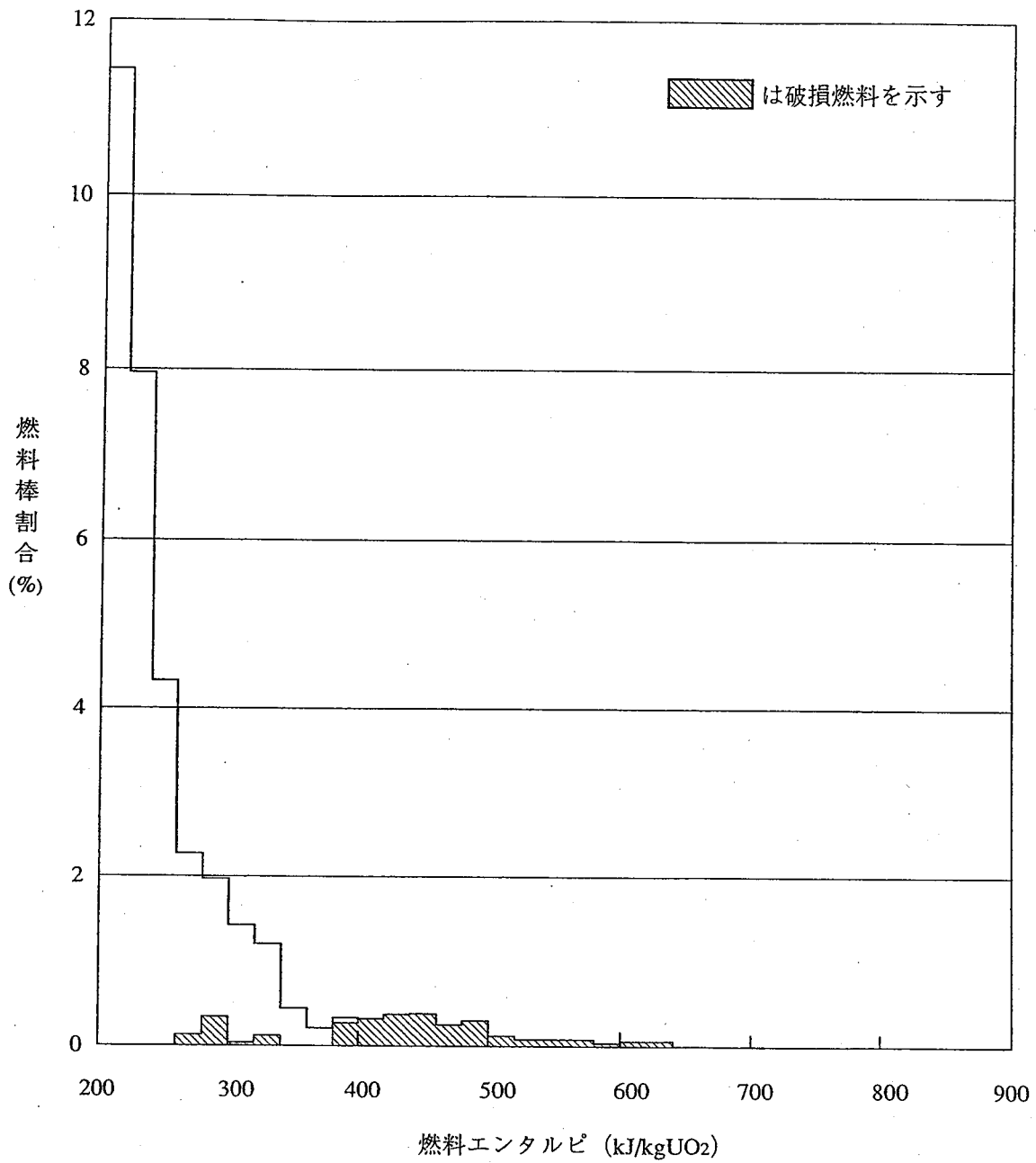
第4.2.1.4(1)図 燃料エンタルピーの時間変化  
(サイクル初期, 低温時,  $9 \times 9$  燃料(A型))



第4.2.1.4(2)図 燃料エンタルピーの時間変化  
 (サイクル初期, 低温時, 9 × 9 燃料(B型))



第4.2.1.5(1)図 燃料エンタルピ・ヒストグラム  
 (サイクル初期, 高温待機時, 9×9燃料(A型))



第4.2.1.5(2)図 燃料エンタルピー・ヒストグラム  
(サイクル末期, 高温待機時, 9×9燃料(B型))

#### 4.3 環境への放射性物質の異常な放出

##### (1) 主蒸気管破断

###### a. 原因

原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。

###### b. 解析方法

###### b-1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の二つの解析コードを用いて行う。

① L A M B : 短期間熱水力過渡変化解析コード

② S C A T : 単チャンネル熱水力解析コード

###### b-2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の二つの解析コードを用いて行う。

① L A B E L : 短期間熱水力過渡変化解析コード

② F R A N C E S C A : 単チャンネル熱水力解析コード

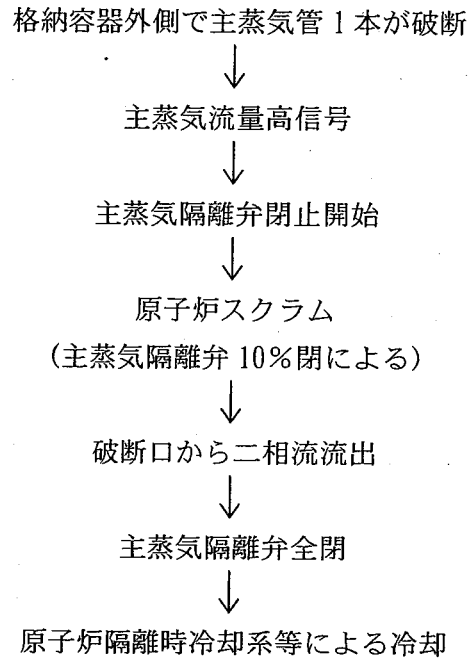
###### c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を第 4.3.1.1 図に示す。

主要事象クロノロジーを第 4.3.1.1 表に示す。

解析条件及び解析結果を第 4.3.1.2 表並びに第 4.3.1.2(1) 図及び第 4.3.1.2(2) 図～第 4.3.1.4(1) 図及び第 4.3.1.4(2) 図に示す。





第 4. 3. 1. 1 図 主蒸気管破断の過程

第 4.3.1.1 表 主蒸気管破断の主要事象クロノロジー

時刻 (秒)		事 象
9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (B型)	
0	0	格納容器外で主蒸気管破断 再循環ポンプ・トリップ 主蒸気流量高信号
約 0.5	約 0.5	主蒸気隔離弁閉止開始
約 1	約 1	原子炉スクラム (主蒸気隔離弁 10% 閉スクラム信号)
約 2	約 2	破断口から二相流流出開始
約 4	約 4	主蒸気隔離弁閉止による流出制限開始
約 5	約 5	主蒸気隔離弁全閉
10	10	計算終了

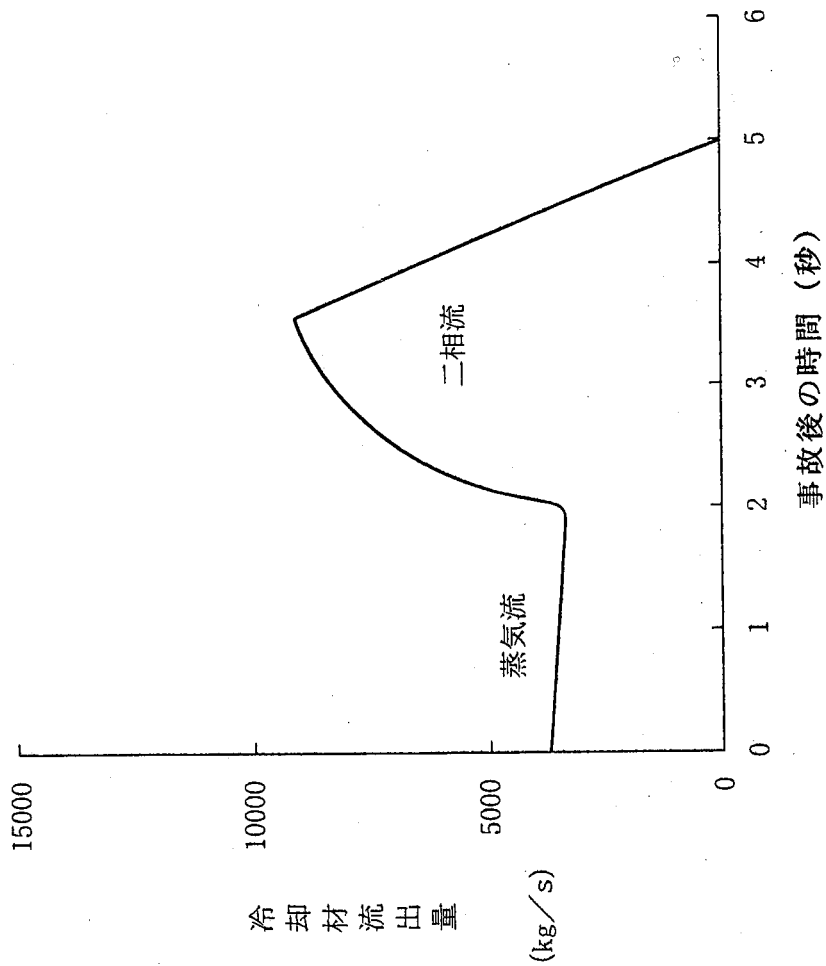
第 4.3.1.2 表 主蒸気管破断の解析条件及び解析結果

	項 目	解 析 値	選 定 理 由
解 析 条 件	事故条件	格納容器外側で主蒸気管 の 1 本が破断	安全評価審査指針の要求
	原子炉熱出力	3,440 MW	定格出力の約 105%
	炉心流量	定格流量の 105%	評価結果を保守的にするよう炉心流量 調整幅の高流量側を選定
	原子炉水位	通常水位	通常運転に相当する水位
	原子炉ドーム圧力	7.17 MPa [gage]	定格出力の約 105%に相当する値に余 裕をみた値
	主蒸気隔離弁閉止時間	5 秒 (信号遅れ 0.5 秒を含む)	設定値のうち最も大きい値
	MCPR	1.19	評価結果を厳しくするよう初期条件を 設定
	破断流計算	Moody の臨界流モデル	流出流量を多めに計算するモデル
	外部電源	事故発生と同時に喪失	安全評価審査指針の要求
	単一故障	安全保護系(主蒸気隔離弁閉 スクラム)の単一故障	安全評価審査指針の要求

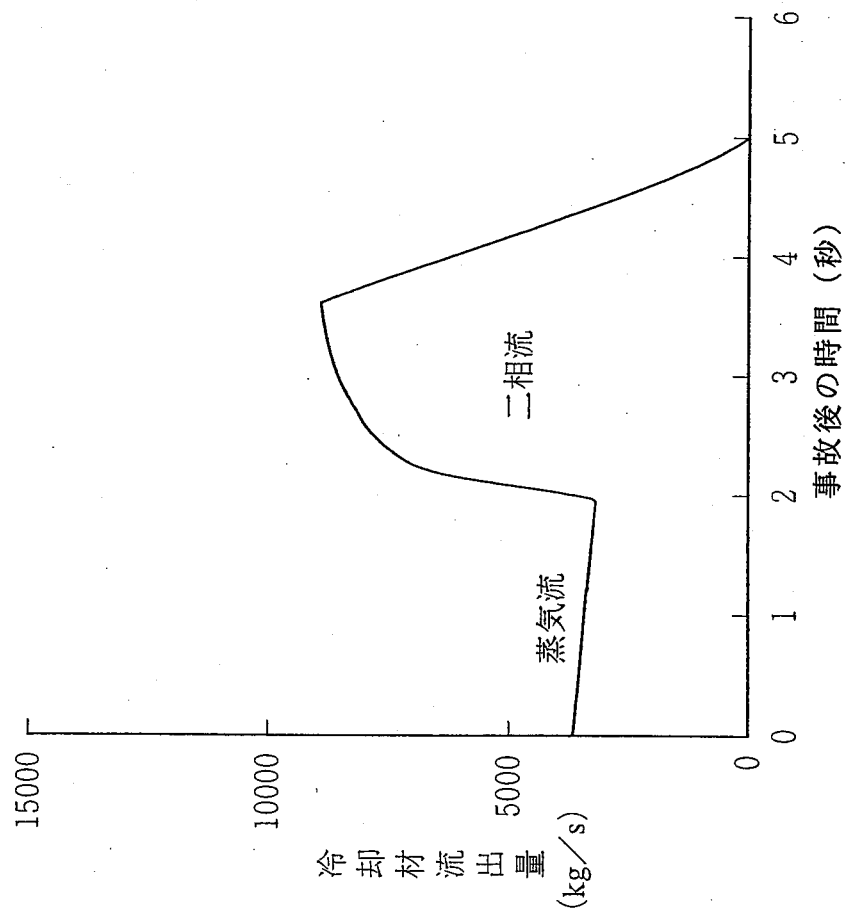
解析コード	9×9 燃料 (A型)	LAMB (短期間熱水力過渡変化解析コード) SCAT (単チャンネル熱水力解析コード)
	9×9 燃料 (B型)	LABEL (短期間熱水力過渡変化解析コード) FRANCESCA (単チャンネル熱水力解析コード)

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

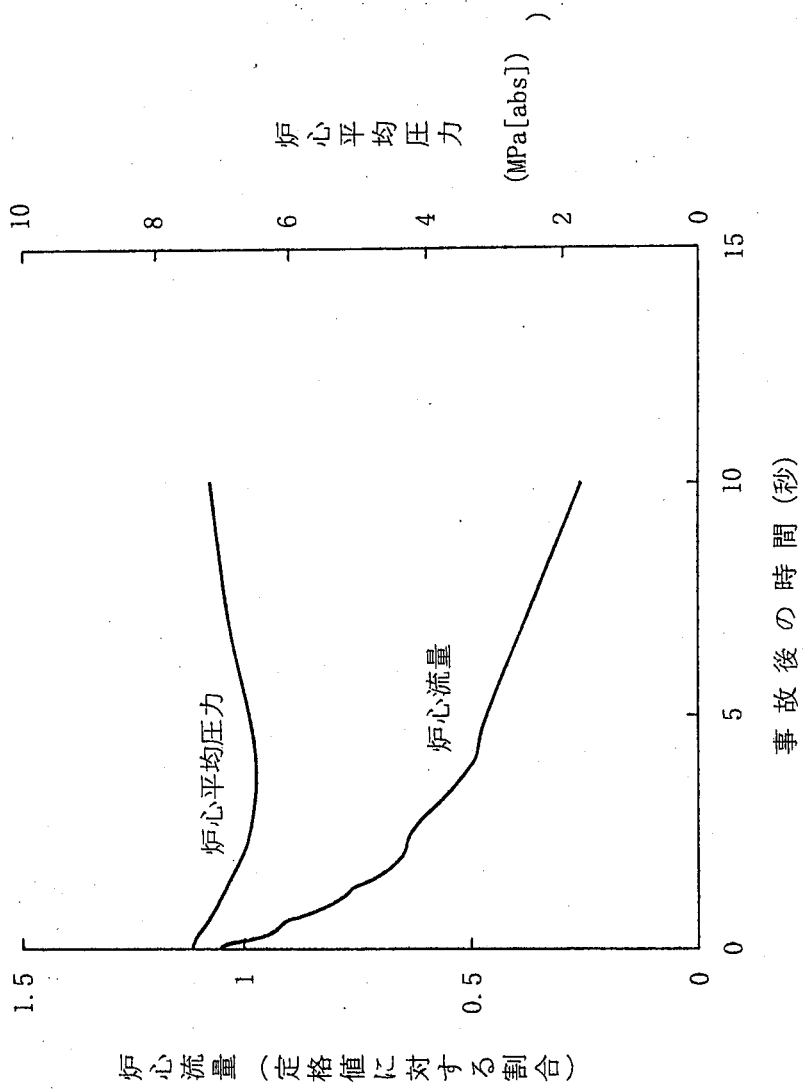
	項目	結果		判断基準
		9×9燃料(A型)	9×9燃料(B型)	
解析結果	燃料破損	沸騰遷移が生じることはない	同左	新たな燃料破損が生じないこと
	(参考) 主蒸気隔離弁閉止前 冷却材流出量	蒸気： 約 $1.3 \times 10^4$ kg 水： 約 $2.2 \times 10^4$ kg	同左	線量当量評価で使用



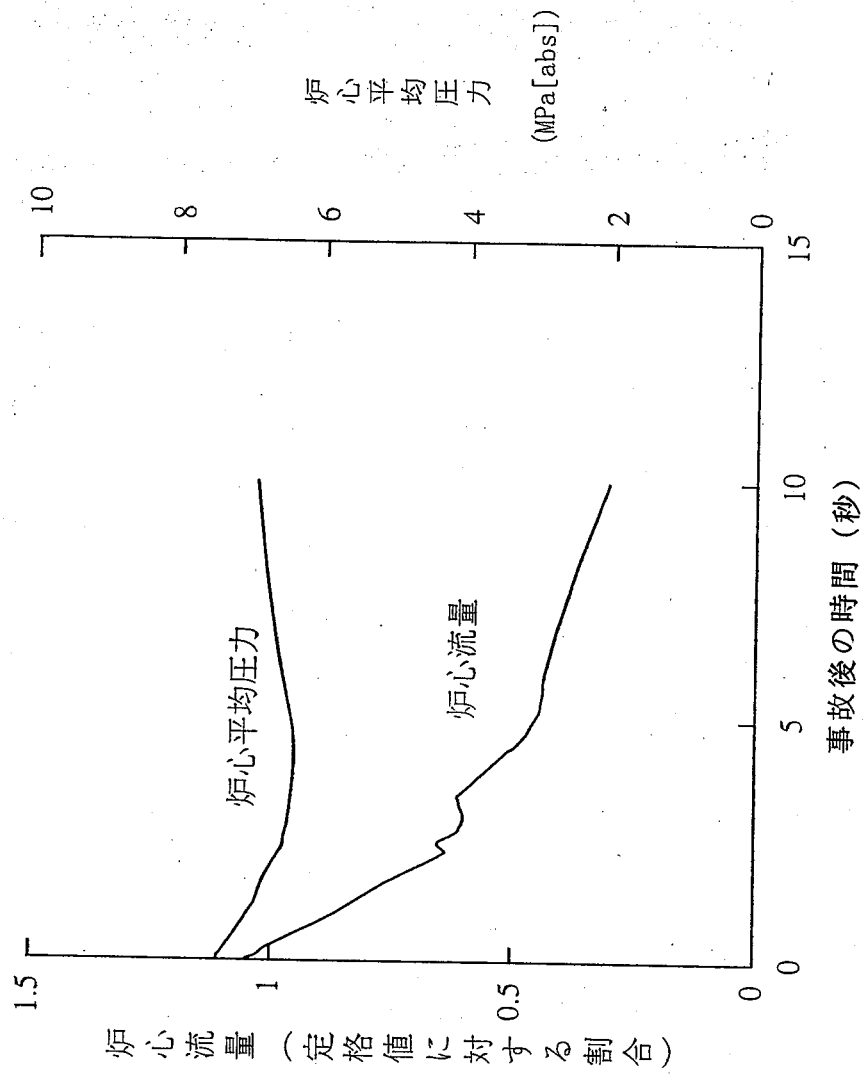
第4.3.1.2(1)図 主蒸気管破断時の冷却材流出量の変化  
(9×9燃料(A型))



第4.3.1.2(2)図 主蒸気管破断時の冷却材流出量の変化  
(9×9燃料(B型))

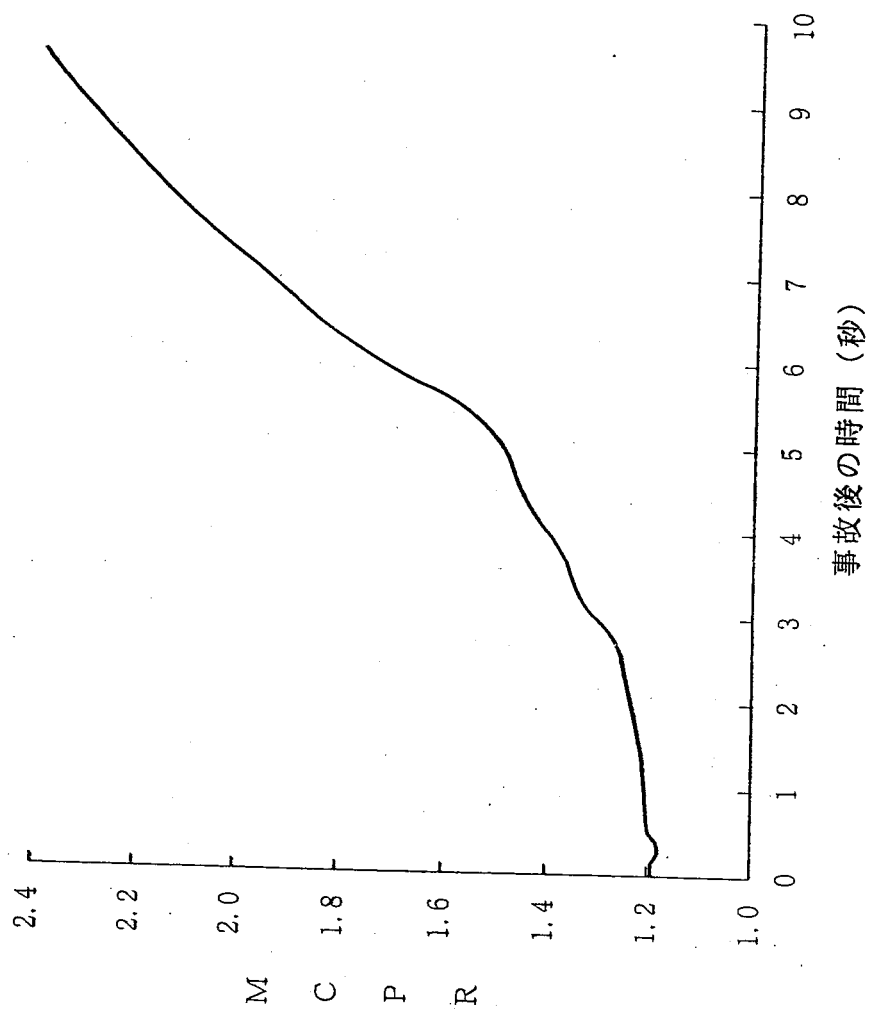


第4.3.1.3(1)図 主蒸気管破断時の炉心流量及び炉心平均圧力の変化  
(9×9燃料 (A型))

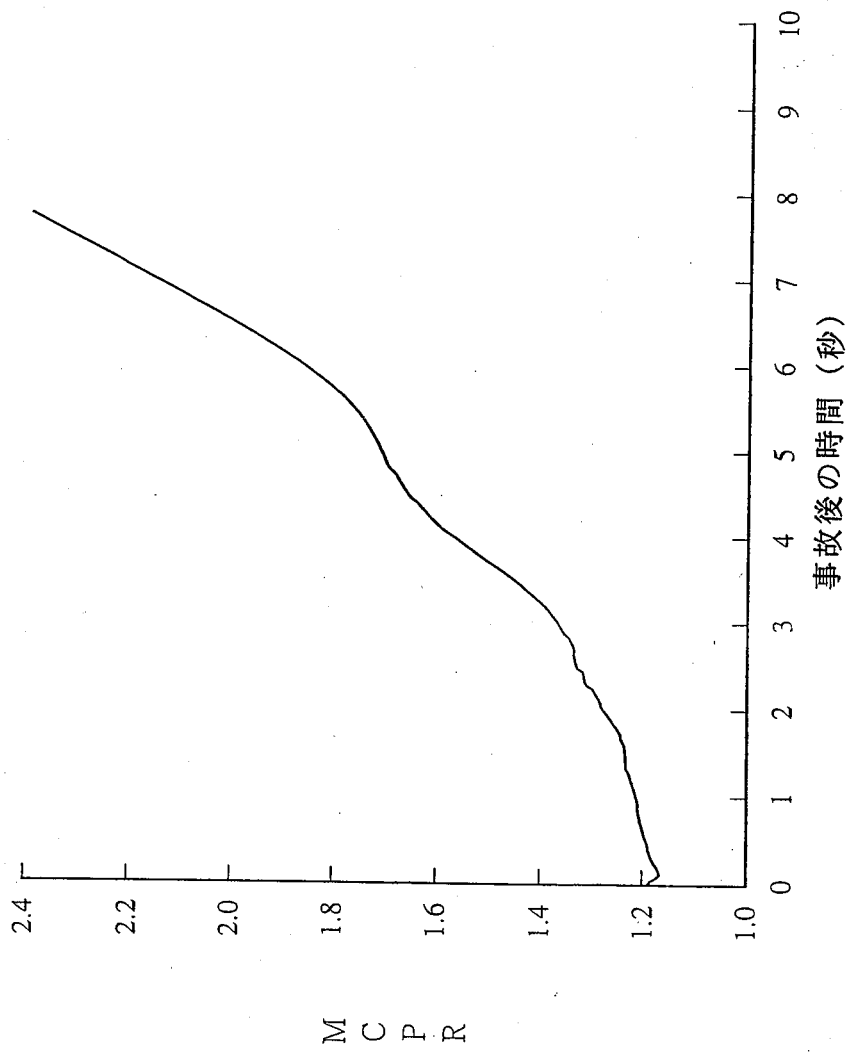


第4.3.1.3(2)図 主蒸気管破断時の炉心流量及び炉心平均圧力の変化  
(9×9燃料 (B型))





第4.3.1.4(1)図 主蒸気管破断時における最小限界出力比 (MCPR) の変化  
(9×9燃料 (A型))



第4.3.1.4(2) 図 主蒸気管破断時における最小限界出力比 (MCPR) の変化  
(9×9燃料 (B型))

#### 4.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

##### (1) 可燃性ガスの発生

###### a. 原因

本事故の原因は、4.1 (1) 原子炉冷却材喪失「a.原因」に記載されたものと同様である。

###### b. 解析方法

解析は、添付書類十の「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた解析コードを用いて行う。

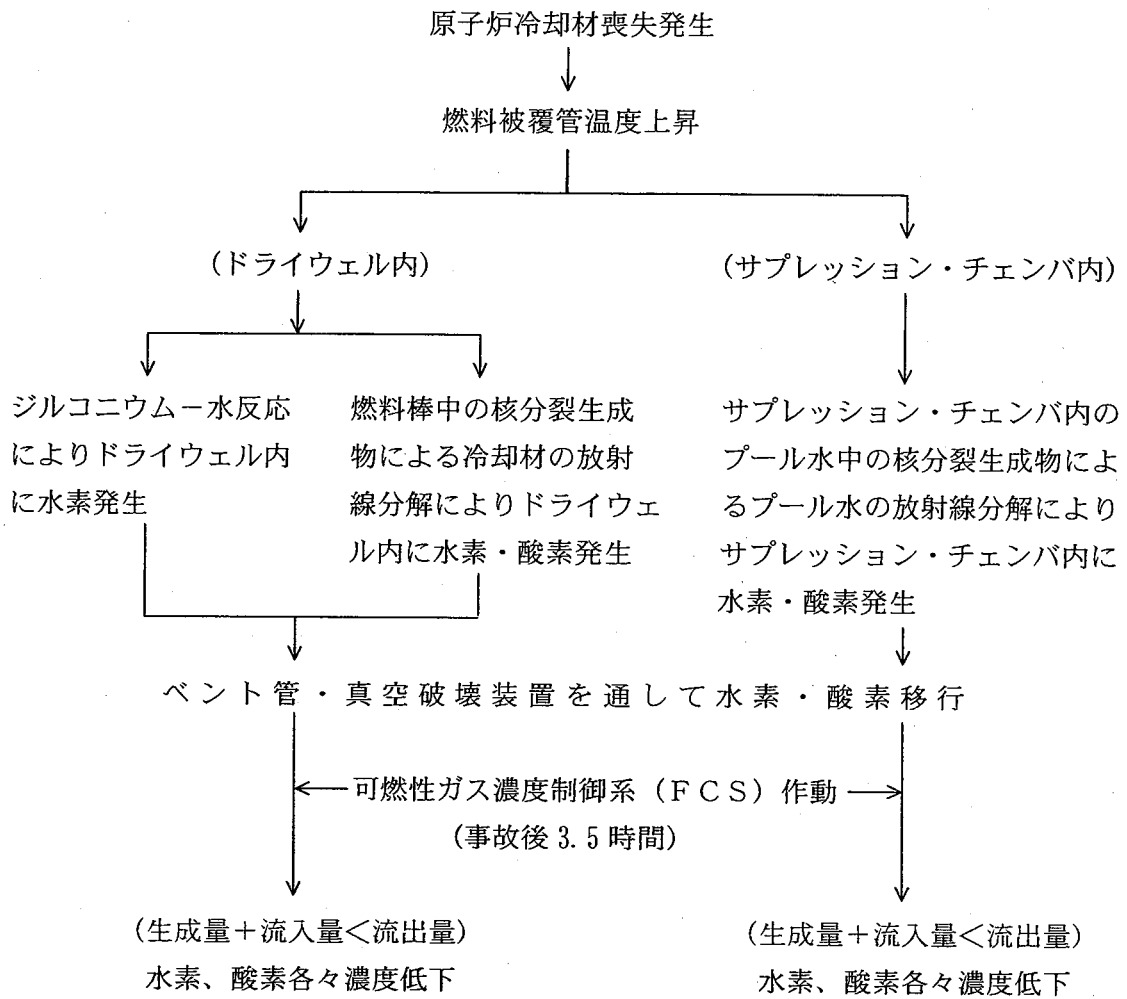
###### ①可燃性ガス濃度解析コード

###### c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を第4.4.1.1図に示す。

主要事象クロノロジーを第4.4.1.1表に示す。

解析条件及び解析結果を第4.4.1.2表並びに第4.4.1.2図に示す。



第 4. 4. 1. 1 図 原子炉冷却材喪失時における格納容器内の酸素・水素濃度変化の過程

第4.4.1.1表 可燃性ガス発生の主要事象クロノロジー

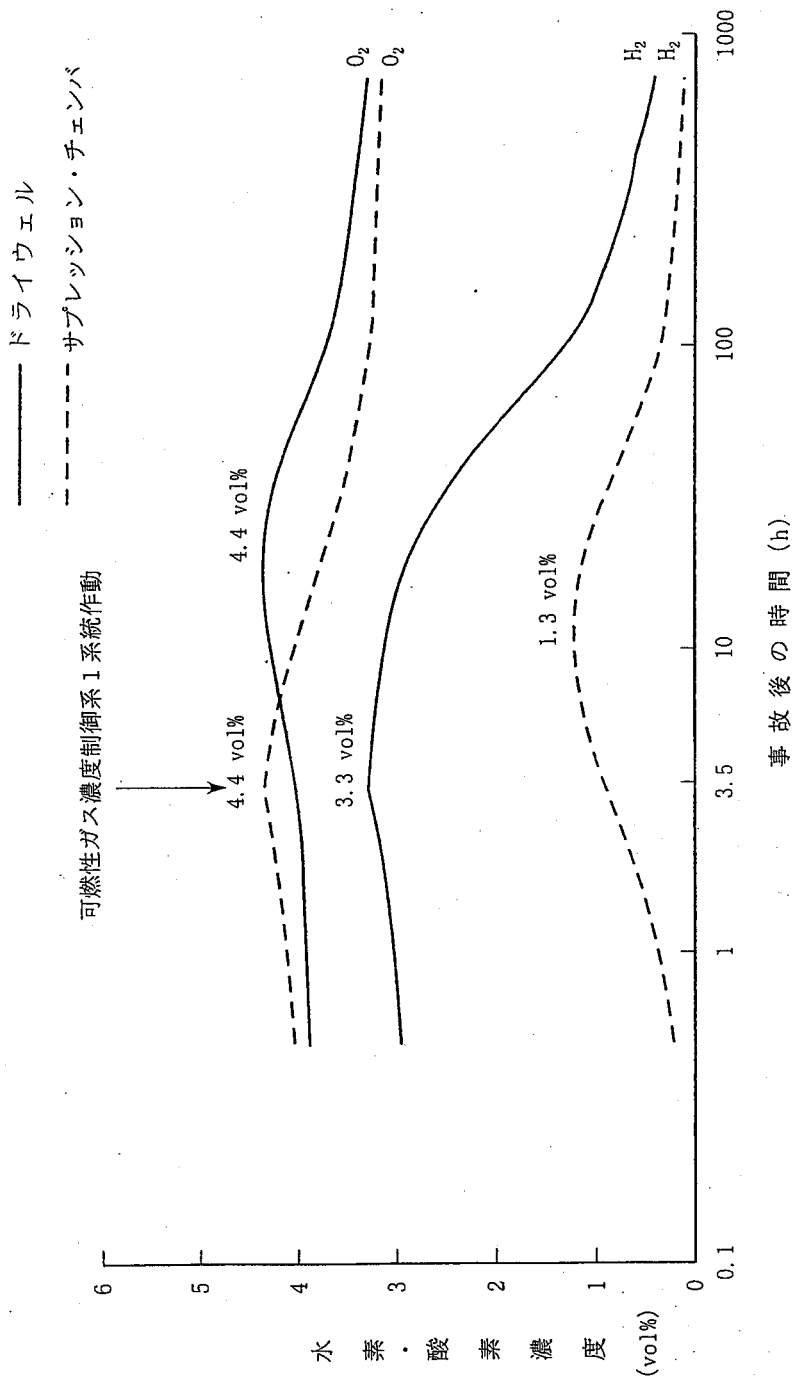
時刻 (時間)	事 象
0	配管破断 外部電源喪失
約 0.5	再結合器加熱開始
約 3.5	可燃性ガス濃度制御系作動
約 3.5	ドライウェル内水素濃度最高
約 3.5	サプレッション・チェンバ内酸素濃度最高
約 11	サプレッション・チェンバ内水素濃度最高
約 18	ドライウェル内酸素濃度最高
720	計算終了

第4.4.1.2表 可燃性ガスの発生の解析条件及び解析結果

	項目	解析値	選定理由
解 析 条 件	原子炉熱出力	3,440 MW	定格出力の約105%
	ジルコニウム-水反応による水素の発生量	燃料被覆管の表面から5.8 μmの厚さが反応した場合に相当する量 9×9燃料(A型) 燃料被覆管全量の0.88% 9×9燃料(B型) 燃料被覆管全量の0.89%	安全評価審査指針の要求 原子炉冷却材喪失において計算された発生量の5倍、又は燃料被覆管の表面から5.8 μmの厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きい方
	格納容器内酸素濃度	4.0vol%	通常運転時の制限値
	放射性物質の放出割合	希ガス 100% ハロゲン 50% 固形分 1%	安全評価審査指針の要求
	G値	沸騰状態 水素0.4分子/100ev 酸素0.2分子/100ev 非沸騰状態 水素0.25分子/100ev 酸素0.125分子/100ev	電力共研成果に基づく
	FCS吸込み流量 (1系列当り)	255 m <sup>3</sup> /h[normal] (再循環流量85 m <sup>3</sup> /h[normal])	設計値
	FCS作動時間	事故後3.5時間	運転員の操作及びFCSの暖機時間を考慮した値
	FCS再結合効率	95%	設計に基づく値
	外部電源	事故発生と同時に喪失	安全評価審査指針の要求
	単一故障	可燃性ガス濃度制御系	安全評価審査指針の要求

解析コード	可燃性ガス濃度解析コード
-------	--------------

	項目	結果	判断基準
結 果	格納容器内	酸素濃度：約4.4 vol%	酸素濃度：5 vol%以下 又は 水素濃度：4 vol%以下
	可燃性ガス濃度	水素濃度：約3.3 vol%	



第4.4.1.2図 原子炉冷却材喪失時の格納容器内の水素及び酸素濃度の時間変化

## 5. まとめ

本解析結果、及び「事故時の線量当量評価について」の解析結果に示すとおり、「安全評価審査指針」に従って想定された各種「事故」に対して解析を行った結果、本原子炉施設は「事故」に対する「安全評価審査指針」の判断基準を全て満足する。