

添付10

添付書類十 変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

別 冊 3

目 次

1.	安全評価に関する基本方針	
1.1	はしがき	10-1-1
1.1.1	運転時の異常な過渡変化時の判断基準	10-1-1
1.1.2	事故時の判断基準	10-1-2
1.2	主要な解析条件	10-1-2
1.2.1	初期定常運転条件	10-1-2
1.2.2	安全保護系及び原子炉停止系の特性	10-1-2
1.2.3	反応度係数	10-1-3
1.2.4	解析に当たって考慮する事項	10-1-3
1.3	解析に用いる計算コード	10-1-3
1.3.1	EUREKA-2	10-1-3
1.3.2	THYDE-W	10-1-4
1.3.3	COOLOD	10-1-4
2.	運転時の異常な過渡変化の解析	
2.1	序	10-2-1
2.2	起動時における制御棒の異常な引き抜き	10-2-1
2.3	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-2
2.4	実験物の異常等による反応度の付加	10-2-3
2.5	冷水導入による反応度付加	10-2-5
2.6	1次冷却材の流量低下	10-2-6
2.7	2次冷却材の流量低下	10-2-7
2.8	商用電源喪失	10-2-8
2.9	重水反射体への軽水流入	10-2-9
3.	設計基準事故解析	
3.1	序	10-3-1
3.2	炉心流路閉塞事故	10-3-1
3.3	1次冷却材流出事故	10-3-3
3.4	1次冷却材主ポンプ軸固着事故	10-3-5
3.5	2次冷却材ポンプ軸固着事故	10-3-6
3.6	使用済燃料の機械的破損	10-3-7
3.7	重水漏えい事故	10-3-8
4.	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	
4.1	序	10-4-1
4.2	有効性の評価事象	10-4-1
4.2.1	出力運転中の制御棒の異常な引き抜きに加えて2本の制御棒挿入失敗	10-4-1
4.2.2	商用電源喪失に加えて非常用電源設備の機能不全	10-4-2

- 4.2.3 1次冷却材流出事故に加えてサイフォンブレイク弁の機能不全・・・10-4-3
- 4.2.4 炉心流路閉塞事故に加えて非常用排気設備の機能不全・・・10-4-5

5. 立地評価のための解析

- 5.1 重大事故・・・10-5-1
- 5.2 仮想事故・・・10-5-7

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 はしがき

本説明書は、本原子炉施設の安全性について評価し、本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できること、及び万一重大な事故が発生したとしても、工学的安全施設により放射性物質が本研究所の敷地外へ多量に放出されるのを防止できることを説明するものである。

本説明書第2章及び第3章の安全評価は、試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「許可基準規則」という。）第13条及び「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき行う。

本説明書第2章では、本原子炉施設の運転時の異常な過渡変化時の安全性に対して、また、第3章では設計基準事故時の安全性に対して評価を行い、それぞれ、原因、防止対策、現象の経過の解析及び結果について説明し、本原子炉施設の安全対策が十分施されていることを説明する。

第4章では、許可基準規則第40条に基づき、多量の放射性物質等を放出する事故について、拡大の防止対策の妥当性を示す。

第5章では「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」に基づき重大事故及び仮想事故を想定して安全評価を行い、重大事故については、周辺の公衆に放射線障害を与えないことを、及び仮想事故については、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないことを示す。

なお、運転時の異常な過渡変化とは、原子炉の運転状態において原子炉の運転時に合理的に考えられる機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故とは、前記の運転時の異常な過渡変化を超える異常状態であって発生する可能性は小さいが、万一発生した場合は、本原子炉施設から放射能の放出の可能性があるため、本原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

この運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の安全性を判断する基準は以下のとおりである。

1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

原子炉に異常な過渡変化が起こっても、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態が維持されなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

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

判断基準(a)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、(b)は、ブリスト発生による燃料の損傷及び冷却能力低下を防止するためのものであり、(c)は、燃料板の熱応力に起因する変形による損傷及び冷却設計限界以下であることを確認するた

めのものであり、具体的には、燃料板の被覆材に発生する応力が耐力を下回ることとする。
また、(d)は、1次冷却系設備に過大な圧力を発生させないためのものである。

1.1.2 設計基準事故時の判断基準

想定した事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、炉心の溶融のおそれがないこと及び放射線による本研究所敷地周辺への影響が大きくなならないよう核分裂生成物の放散に対する障壁の設計が妥当であるための判断基準は以下のとおりである。

- (a) 炉心はいかなる場合でも、冠水維持されていること。
- (b) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (c) 1次冷却系設備にかかる圧力は、最高使用圧力の1.2倍以下であること。
- (d) 周辺の公衆に対して、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

判断基準の(a)は、炉心の冠水を確保することにより、燃料の温度上昇による損傷の拡大を防止するためのものであり、(b)は、金属－水反応で生じる衝撃圧力及び蒸気膨張等の機械的エネルギーが、炉心構造物及び1次冷却系設備に作用することによる損傷を防止するためのものである。(c)は、1次冷却系設備に過大な圧力を発生させないためのものであり、具体的には1次冷却材温度が飽和温度未満であることとする。(d)は、周辺の公衆の実効線量当量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えないこととする。

1.2 主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に当たって、特記しない限り共通に用いている解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

1.2.1 初期定常運転条件

原子炉出力は、特に記述がない限り、炉心部において20MWの熱出力が発生するものとする。本原子炉の熱出力は、炉心部と重水タンク部とで発生した熱出力の総和をもって定義する。炉心部での熱出力は、燃料要素と冷却材及びベリリウム反射体等の炉心構造物で発生するが、ここでは安全余裕をみて、20MWの熱出力が全て燃料要素で発生するものとする。

定格出力運転時の1次冷却材炉心入口温度及び炉心流速は、それぞれ約35℃及び5.86m/sを用いる。原子炉出力、1次冷却材温度及び炉心流速の初期値は、解析の主要な目的に応じて、結果が厳しくなるように考慮する。なお、熱出力の計算誤差は添付書類八「3.4 熱水力設計」で述べた工学的熱水路係数で考慮するものとする。

1.2.2 安全保護系及び原子炉停止系の特性

安全保護系により監視している本原子炉施設のプロセス量が設定値を超えた場合、原子炉のスクラム信号が発生し、自動的に制御棒保持用マグネットに電源を供給する回路のスクラム遮断器が開放する。制御棒は、遮断器の開放によってマグネットから切離され、自重により炉心に挿入する。

スクラム時間は、スクラム遅れ時間と制御棒の挿入時間の和とし、このうちスクラム遅れ

時間は、プロセス量がスクラム設定値に達した時点から、制御棒の挿入が開始されるまでの時間とし、制御棒の挿入時間は、制御棒の挿入が開始されてから制御棒の全駆動長さの80%が挿入されるまでの時間とする。第1.2-1表に解析で用いた原子炉スクラム設定値及びスクラム時間を示す。

原子炉スクラム信号によって、制御棒は全て炉心下端まで落下するが、解析に当たっては原子炉スクラム時に添加される反応度として、 $2.6 \times 10^{-2} \Delta k/k$ を用いる。これは最大の反応度価値を持つ制御棒1本が完全引き抜き位置に固着し、挿入しないものと仮定し、安全余裕をみて他の制御棒が全駆動長さの80%まで挿入すると仮定したものである。解析に用いたスクラム反応度挿入曲線を第1.2-1図に示す。

1.2.3 反応度係数

解析で使用する減速材温度係数、ドプラ係数及び減速材ボイド係数は、燃焼特性及び炉心温度を考慮し、かつ適切な安全余裕を見込んだ値を用いる。また、それぞれの反応度係数は、解析結果が厳しくなるように絶対値が小さい値を用いる。第1.2-2表に第2章及び第3章のそれぞれの解析で使用する反応度係数の値を示す。

1.2.4 解析に当たって考慮する事項

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の原子炉の応答解析に当たって、初装荷炉心から平衡炉心、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。事象の経過の解析では、作動を要求される安全保護系、工学的安全施設及び1次冷却材補助ポンプの動作は、結果を最も厳しくする動的機器の単一故障を適用した条件での機能を期待した解析を行う。工学的安全施設の作動が要求される場合は、商用電源の喪失の有無を考慮に入れる。また、事象の影響を緩和するために、運転員の手動操作を考慮する場合は時間的余裕を考慮する。

1.3 解析に用いる計算コード

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の過渡現象解析に使用する計算コードの概要を次に記載する。

1.3.1 EUREKA-2⁽¹⁾

EUREKA-2は、 UO_2 ペレット-ジルカロイ被覆燃料及びウラン-アルミニウム合金板状燃料の軽水型原子炉の反応度事故解析用に開発されたコードである。

本コードは、原子炉になんらかの核的な外乱が加えられた場合の炉心の動特性を解析するコードである。本コードは、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の時間変化を解析することができる。本コードは、大別して炉心を1点で記述した1点近似動特性解析部分と、熱水力モデルやフィードバックモデルに空間依存性を取入れた多領域動特性解析部からなる。

計算モデルの主な特徴は次のとおりである。

- (a) 1点近似動特性方程式を解いて原子炉出力の時間変化を求める。
- (b) 炉心燃料領域は、半径方向を最大5領域に分割し、各領域の代表的な燃料板に対して熱伝導方程式を解いて温度変化を求める。
- (c) 燃料板については半径方向及び軸方向に関して2次元の温度分布を求める。また、冷却材流路では軸方向について温度分布を求める。
- (d) 各領域の冷却材の熱水力挙動は、質量、運動量及びエネルギーの保存式を解いて求める。
- (e) フィードバック反応度は、減速材温度効果、ボイド効果及びドプラ効果を考慮し、各領域の温度分布及びインポートランス分布を考慮して求める。
- (f) 熱伝達相関式及びDNB熱流束相関式は、JRR-3原子炉施設の1次冷却材の温度及び圧力の条件を考慮したものを用いる。

1.3.2 THYDE-W⁽²⁾

THYDE-Wは、軽水型原子炉の主として冷却材喪失事故解析用として開発されたコードで、原子炉1次冷却系ループの配管破断によって起こされる過渡変動を始めその他の過渡変動における熱水力挙動を扱うことができる。

本コードは、空間差分法を用いて、炉心、1次冷却系ループ全体及び2次冷却系ループ全体を幾つかの体積を持つ要素（ノード）とそれらを結合する連結点（ジャンクション）とで構成する流体回路網で表わし、質量、運動量及びエネルギーに関する時間依存の1次元ノード・ジャンクション方程式を解き、冷却系全体の過渡的熱水力状態を求める。また、燃料板の温度分布は、1次元の熱伝導方程式によって求める。燃料板中の発熱は、1点近似動特性方程式に基づく核分裂出力変化と崩壊熱を考慮する。

コードの主な特徴は次のとおりである。

- (a) 冷却材の熱水力挙動は、気液混合の質量、エネルギー及び運動量の保存式を解くことにより求める。気液間の速度差は、ドリフトフラックスモデルにより考慮し、気液両相の温度差による熱的非平衡は、ボイド率に対する緩和方程式によって取扱う。
- (b) 保存式は、質量、運動量、エネルギーが保存されるような空間差分法を用いて導いた1次元ノード・ジャンクション方程式として取扱い、非線型陰解法を用いて解く。
- (c) 初期状態は、全時間依存方程式の時間微分項を零として求める。
- (d) 炉心部の熱水力挙動は、ホットチャンネルを含めた多チャンネルモデルで取扱う。
- (e) 熱伝達相関式及びDNB熱流束相関式は、JRR-3原子炉施設の1次冷却材の温度及び圧力の条件を考慮したものを用いる。
- (f) 崩壊熱は、Shureの式によって求めた値に1.2倍した値を用いる。

1.3.3 COOLOD⁽³⁾

COOLODは板状燃料を使用する研究炉等の定常熱水力特性を解析するために開発されたものであり、主として1次冷却材の流路に沿った1次冷却材の圧力分布及び燃料板の

温度分布（厚さ方向 1 次元）を解析するコードである。

このコードは、1 次冷却材として重水と軽水を、流れの向きとしては上昇流、下向流及び水平流を、それぞれ選択でき、燃料板両側の冷却条件が異なる場合も取り扱うことができる。また、ONB 温度、DNB 熱流束等も求めることができる。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

(a) 炉心はホットチャンネルと平均チャンネルの 2 チャンネルモデルで取り扱う。

(b) 熱伝達相関式及び DNB 熱流束相関式は、JRR-3 原子炉施設の 1 次冷却材の温度及び圧力の条件を考慮したものを用いる。

1.4 参考文献

- (1) 大西 信秋、他：“軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2”，JAERI-M 84-074(1984)
- (2) Y. Asahi, et al.：“THYDE-W:RCS (Reactor-Coolant System) ANALYSIS CODE”，JAERI-M 90-172(1990)
- (3) 渡辺 終吉：“板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード COOLOD”，JAERI-M 84-162(1984)

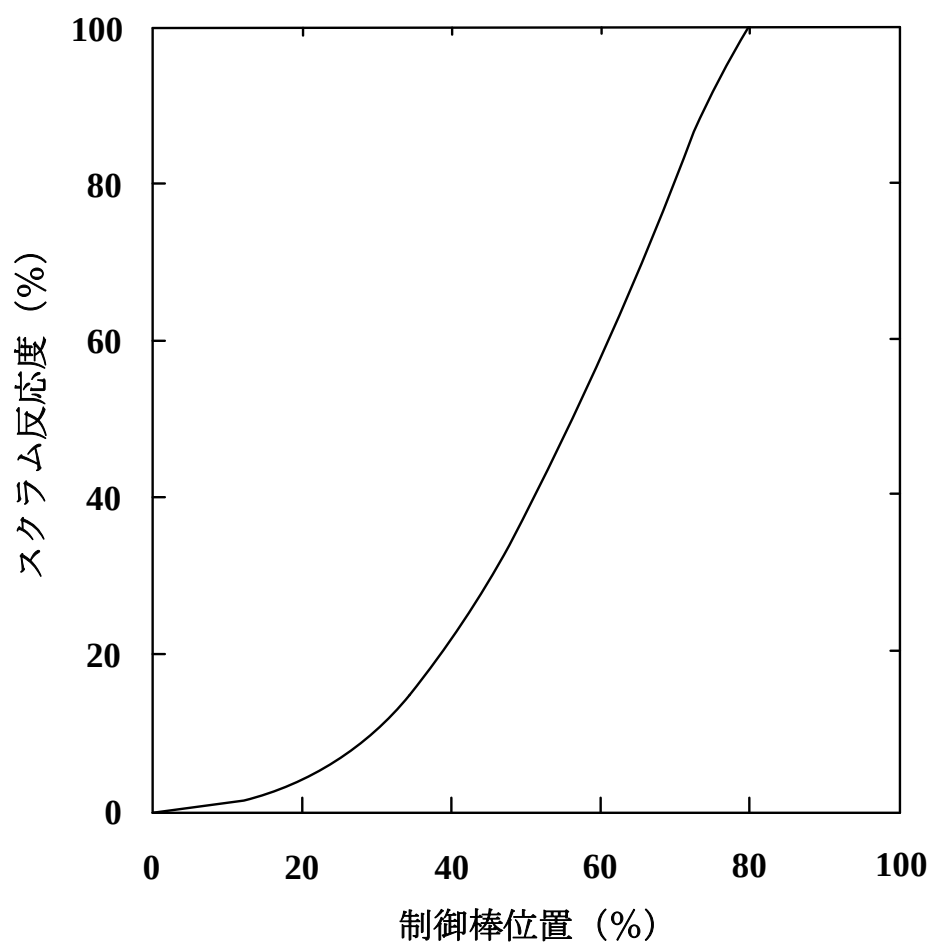
第 1.2-1 表 解析に使用する原子炉のスクラム設定値及びスクラム遅れ時間

原子炉スクラム信号	解析に用いた スクラム設定値	スクラム遅れ時間(s)	
		スクラム遅れ時間*1	落下時間 *2
安全系中性子束高 (高設定)	110% (定格値に対し)	0.1	0.9
(低設定)	110% (200KW に対し)	0.1	
1 次冷却材流量低	85% (定格値に対し)	0.4	
1 次冷却材炉心 出口温度高	50℃	39.1*3	
1 次冷却材炉心 出入口温度差大	110% (定格値に対し)	15.1*3	
電源電圧異常	—	0.1	
1 次冷却材 主ポンプ停止	—	0.4	

- * 1 : プロセス量がスクラム設定値に達した時点から、制御棒の挿入が開始されるまでの時間とする。
- * 2 : 制御棒の挿入が開始されてから、制御棒が全駆動長さの 80% 落下するまでの時間とする。
- * 3 : 輸送遅れ時間及び検出遅れ時間を含む。

第 1.2-2 表 解析に使用する反応度

項 目	反 応 度 係 数
減速材温度係数	$(-1.7 \sim -2.6) \times 10^{-4} \Delta k/k/^{\circ}C$
減速材ボイド係数	$(-2.1 \sim -3.8) \times 10^{-3} \Delta k/k/\%void$
ドプラ係数	$(-1.4 \sim -2.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^{\circ}C$



第1.2-1 図 スクラム反応度挿入曲線

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

本節では、本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

運転時の異常な過渡変化として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心内の反応度の異常な変化
 - (a) 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
 - (c) 実験物の異常等による反応度の付加
 - (d) 冷水導入による反応度付加
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (a) 1次冷却材の流量低下
 - (b) 2次冷却材の流量低下
 - (c) 商用電源喪失
- (3) その他の異常な変化
 - (a) 重水反射体への軽水流入

2.2 起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、起動時における原子炉制御設備又は制御棒駆動装置の誤動作による制御棒の異常な連続的引き抜き、あるいは運転員の誤操作による制御棒の連続的引き抜きによって炉心に過渡の反応度が添加され、原子炉の出力上昇に伴って、燃料温度が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 制御棒の異常な引き抜きを防止するため、制御棒の引き抜きインターロック回路を設け、引き抜き可能な制御棒の最大本数を2本とする。また、制御棒引き抜きインターロック回路により、自動制御運転時の引き抜き可能な制御棒の最大本数は1本とする。
- (b) 制御棒のうち、粗調整棒の駆動速度は最大10cm/minとし、2本の粗調整棒による反応度添加率を $6.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以上にならないようにする。微調整棒の駆動速度は、手動操作においては最大10cm/min、自動制御運転においては最大30cm/minとし、その反応度添加率が $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以上にならないようにする。
- (c) 安全保護系「対数出力炉周期短」、「安全系中性子束高」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉を自動的に停止する。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 過渡変化の初期状態として原子炉は、臨界状態にあるものとする。
- (b) 原子炉出力の初期値は、残存出力を考慮して定格値の 10^{-8} とする。
- (c) 炉心は自然循環状態とし、燃料温度及び1次冷却材温度をそれぞれ 35°C とする。
- (d) 反応度添加率は、最大反応度価値をもつ制御棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引き抜かれるものとし、その値を $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (e) 原子炉出力が 220kW になったとき、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（低設定）」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。

(2) 解析結果

以上の解析条件の下に計算した結果を第2.2-1図～第2.2-4図に示す。原子炉出力は、制御棒の連続的な引き抜きによって約10.0秒後に 220kW のスクラム点に達する。この過渡変化における最小DNBRは約3.8、燃料芯材最高温度は約 60°C 、燃料板表面最高温度は約 60°C 、1次冷却材最高温度は約 43°C である。

2.2.3 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た解析においても、原子炉は十分早く自動停止し、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、本原子炉の低出力運転中及び定格出力運転中に原子炉制御設備又は制御棒駆動装置の誤動作あるいは運転員の誤操作により制御棒の連続的引き抜きが起こり、これにより炉心に過大な反応度が添加され原子炉出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備の圧力上昇がないようにするために、「2.2 起動時における制御棒の異常な引き抜き」と同様の対策を講じる。

2.3.2 過渡変化の解析

2.3.2.1 低出力運転中の過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 原子炉の初期出力を 100kW とする。
- (b) 最大反応度効果を有する微調整棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引き抜かれるものとし、その反応度添加率は $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (c) 原子炉出力が 22MW になったとき、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（高設定）」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。

(2) 解析結果

以上の解析条件の下に計算した結果を第2.3-1図～第2.3-3図に示す。制御棒の連続的な引き抜きによって、原子炉出力は約9.0秒後に22MWのスクラム点に達する。この過渡変化における最小DNBRは約2.1、燃料芯材最高温度は約118℃、燃料板表面最高温度は約110℃、1次冷却材最高温度は約65℃である。

2.3.2.2 定格出力運転中の過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 原子炉の初期出力を 20MW とする。
- (b) 最大反応度効果を有する微調整棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引き抜かれるものとし、その反応度添加率は $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (c) 原子炉出力が 22MW になったとき、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（高設定）」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。

(2) 解析結果

以上の解析条件の下に計算した結果を第2.3-4図～第2.3-6図に示す。制御棒の連続的な引き抜きによって、原子炉出力は約0.9秒後に22MWのスクラム点に達する。この過渡変化における最小DNBRは約2.2、燃料芯材最高温度は約113℃、燃料板表面最高温度は約105℃、1次冷却材最高温度は約64℃である。

2.3.3 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た解析においても、本原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

2.4 実験物の異常等による反応度の付加

2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、本原子炉の定格出力運転中に照射筒内の照射試料が急速に移動し、炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 炉心内の照射設備及び照射試料が、運転中に移動しないよう十分な防止対策を講じる。
- (b) 炉心内の照射設備で、試料の出し入れは燃料要素装荷の炉心変更と同様の手続きで行い、原子炉運転中には操作しない。
- (c) 炉心内の照射設備へ挿入する物質の種類、形状、最大挿入量及び反応度量などを十分管理する。
- (d) 重水タンク内の照射設備は、試料の挿入・取出しを運転中にも行うが、必要に応じて中央制御室の運転員の指示に従い、線形出力系や対数出力炉周期系の指示に注意しながら、自動制御可能範囲内で行うようにする。
- (e) 原子炉運転中に、水力照射設備の2本の照射筒に試料を同時に挿入・取出しを行わないようにインターロック回路を設ける。
- (f) 原子炉運転中に、水力照射設備及び気送照射設備において各々の照射筒に挿入・取出しを行う照射試料の反応度は $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 以上にならないようにする。複数の照射試料を同時に挿入・取出しを行う場合、その試料の全反応度が $7.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 以上にならないようにする。
- (g) 安全保護系に「対数出力炉周期短」、「安全系中性子束高」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉を自動停止する。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 重水タンク内照射設備の2個の最大の反応度値をもつ照射試料が同時に移動したとし、その場合の添加反応度を $1.5 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$ とする。
- (b) 原子炉出力が22MWになったとき、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（高設定）」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。

(2) 解析結果

以上の解析条件の下に計算した結果を第2.4-1図～第2.4-3図に示す。原子炉出力は、反応度添加開始後約0.016秒後に22MWのスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間のため、約24.9MWまで上昇した後下降し始める。

この過渡変化における最小DNBRは約2.1である。燃料芯材最高温度は約119℃に、燃料板表面最高温度は約110℃に上昇するのみである。また、1次冷却材最高温度は約66℃である。

2.4.3 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た解析においても、原子炉は十分早く自動停止し、最小D N B Rは制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

2.5 冷水導入による反応度付加

2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

原子炉運転中に、停止中の1次冷却材主ポンプを誤起動して、1次冷却材の温度低下をまねき、原子炉に正の反応度が加わり、原子炉が出力上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 自然循環運転時には、1次冷却材主ポンプの起動インターロックを作動させ、ポンプを誤起動できないようにする。
- (b) 安全保護系に「対数出力炉周期短」、「安全系中性子束高」のスクラム回路を設け、これらの信号により原子炉を自動停止する。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 初期の原子炉出力は、自然循環で可能な最大出力220kWとする。
- (b) 初期条件として、1次冷却材炉心入口温度を35℃とする。
- (c) 1次冷却材主ポンプの起動インターロックにもかかわらず、1次冷却材主ポンプ2台が起動し、炉心に10℃の冷水が導入されるものとする。
- (d) 冷水導入による温度差によって添加される正の反応度は、反応度係数のうち絶対値が大きい値を用いて評価し、 $6.62 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{ステップ}$ とする。
- (e) 原子炉出力が220kWになったとき、単一故障を考慮した「安全系中性子束高（低設定）」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。

(2) 解析結果

以上の解析条件の下に計算した結果を第2.5-1図～第2.5-3図に示す。原子炉出力は、反応度添加開始後約0.003秒後に220kWのスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間のため、約2.27MWまで上昇した後下降し始める。

この過渡変化における最小D N B Rは約24である。また、燃料芯材最高温度は約43℃

に、燃料板表面最高温度は約42℃に上昇するのみである。また、1次冷却材最高温度は約38℃である。

2.5.3 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た解析においても、原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

2.6 1次冷却材の流量低下

2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、本原子炉の定格出力運転中に電氣的故障等により1次冷却材主ポンプ2台のうち1台が停止して1次冷却材流量が低下し、その結果炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 電氣的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備及びポンプ等の設計、製作及び据付け等において、諸規格、基準に適合するようにし、かつ供用期間中も含め品質管理を十分に行う。
- (b) 1次冷却材主ポンプが停止し、1次冷却材流量が低下した場合には、安全保護系に設けた「1次冷却材流量低」及び「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路からの信号により原子炉を自動停止する。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードTHYDE-Wによって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 1次冷却材流量が定格の85%以下になったとき、単一故障を考慮した「1次冷却材流量低」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。
- (b) 1次冷却材主ポンプ1台が停止する場合、1次冷却材流量のコストダウン曲線は、主ポンプの特性を考慮し、かつ、モーターのファンや軸受の摩擦による制動トルクを無視したものとする。
- (c) 単一故障として、1次冷却材補助ポンプ1台の停止を仮定する。
- (d) 1次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

(2) 解析結果

解析結果を第 2.6-1 図～第 2.6-3 図に示す。

停止する主ポンプの流量は約 1.8 秒後に 0 となり、他の主ポンプの流量は定格値の約 142%に増加する。主ポンプ停止により炉心流量が低下し、約 1 秒後に定格値の 85%で原子炉はスクラムする。過渡変化発生後、DNBRは約 1.5 秒で約 2.0 の最小値に達するが、それ以降はスクラムにより原子炉出力が速やかに低下するため上昇する。燃料芯材温度及び燃料板表面温度はDNBRがほぼ最小となる時点で、それぞれ最高値約 118℃及び約 111℃に達する。また、1 次冷却材最高温度は約 69℃である。

2.6.3 結論

この過渡変化において実際よりも十分厳しい結果を与える解析をした場合においても、原子炉は十分早く自動停止し、過渡変化中の最小DNBRは制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1 次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1 次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

2.7 2 次冷却材の流量低下

2.7.1 過渡変化の原因及び対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、本原子炉の定格出力運転中に電氣的故障等により 2 次冷却材ポンプが 1 台停止し、2 次冷却材流量の低下を引き起こし、1 次冷却材温度の異常上昇を引き起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて 1 次冷却系設備の圧力上昇がないように、次のような対策を講じる。

- (a) 電氣的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備及びポンプ等の設計、製作及び据付け等において、諸規格、基準に適合するようにし、かつ供用期間中も含め品質管理を十分に行い、2 次冷却材ポンプが故障等により停止しないように十分配慮する。
- (b) 2 次冷却材ポンプの停止により、1 次冷却材熱交換器の除熱能力が低下して、1 次冷却材温度が異常に上昇した場合には、安全保護系の「1 次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路からの信号により、原子炉を自動停止する。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コード THYDE-W によって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 2 次冷却材ポンプ 1 台が停止する場合、2 次冷却材流量のコーストダウン曲線は、

ポンプの特性を考慮し、かつモーターのファンや軸受の摩擦による制動トルクを無視したものとする。

- (b) 1次冷却材炉心出口温度が 50℃になったとき、単一故障を考慮した「1次冷却材炉心出口温度高」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。
- (c) 2次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

(2) 解析結果

解析結果を第 2.7-1 図～第 2.7-4 図に示す。停止するポンプの流量は 0 となり、他のポンプの流量は定格値の約 129%に増加する。2次冷却材流量の低下後、1次冷却材炉心出口温度は約 45℃に達するのみで、スクラム設定点 (50℃) に至らない。この過渡変化における最小 DNB R は約 2.4、燃料芯材最高温度は約 108℃、燃料板表面最高温度は約 101℃、1次冷却材最高温度は約 64℃である。

2.7.3 結論

この過渡変化において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした場合においても過渡変化中の最小 DNB R は制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

2.8 商用電源喪失

2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、本原子炉の定格出力運転中、送電系統の故障や本研究所内電気設備の故障などにより、商用電源が喪失し、1次冷却系、2次冷却系の流量喪失が起こり、その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が異常上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、また、1次冷却系設備の圧力上昇がないように、次のような対策を講じる。

- (a) 商用電源喪失と同時に、非常用電源設備により、安全上重要な機器の電源を確保するとともに、引き続き1次冷却材補助ポンプの電源を確保し、長期的な炉心冷却に備える。
- (b) 商用電源が喪失すると、安全保護系に設けた「電源電圧異常」、「1次冷却材流量低」及び「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路からの信号により、原子炉を自動停止する。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードTHYDE-Wによって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 商用電源喪失と同時に1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプは停止し、原子炉は単一故障を考慮した「電源電圧異常」によりスクラムする。また、1次冷却材補助ポンプは作動し続け、その特性に従って流量が増加し、1次冷却材主ポンプの定格流量の約22%の1次冷却材流量を確保するものとする。
 - (b) 1次冷却材主ポンプ及び2次冷却材ポンプが停止する場合、1次冷却材流量及び2次冷却材流量のコストダウン曲線は、各々のポンプの特性を考慮し、かつモーターのファンや軸受の摩擦による制動トルクを無視したものとする。
 - (c) 1次冷却材熱交換器から2次冷却材への伝熱は無視する。
 - (d) 単一故障として、1次冷却材補助ポンプ1台の停止を仮定する。
 - (e) 1次冷却材及び2次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。
- (2) 解析結果

解析結果を第2.8-1図～第2.8-5図に示す。1次冷却材流量は、1次冷却材主ポンプの特性に従ってコストダウンし、1次冷却材補助ポンプ出口側の逆止弁が開き、1次冷却材補助ポンプによる流量が増加し、1次冷却材主ポンプの定格流量の約22%に達する。

スクラムにより原子炉出力が急速に低下するため、1次冷却材補助ポンプを停止するまで最小DNBRは、通常運転時の値（約2.5）を下回ることはない。最小DNBRが約2.5となる時点で燃料芯材最高温度は約107℃、燃料板表面最高温度は約99℃となる。また、原子炉停止から約3時間後に、1次冷却材補助ポンプも停止させた場合、炉心の冷却材の流れが下向流から上昇流に転ずる時に流量が0となるが、この時に最小DNBRは約4.0、1次冷却材最高温度は約80℃となる。

2.8.3 結論

この過渡変化において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした場合においても過渡変化中の最小DNBRは制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

2.9 重水反射体への軽水流入

2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

本原子炉の定格出力運転中に、重水タンク又は原子炉プール内重水系配管がなんらかの原因で破損し、破損孔から原子炉プール水が重水タンク内に流入して重水の濃度が低下することを想定する。これにより中性子検出器の誤指示を招き、過出力状態になる可能性が

生じることを想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止するか又は万一発生した場合にも燃料の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 重水タンクは、腐食しにくいアルミニウム材、重水系配管はステンレス鋼を使用し、設計、製作及び据付け等において諸規格、基準に適合するようにし、かつ品質管理、工程管理を十分に行うとともに、水質管理を十分に行う。
- (b) 重水タンク及び重水系配管は添付書類八に述べた耐震設計の方針に従って、十分な耐震強度を持つように設計する。
- (c) 安全保護系に「重水溢流タンク水位高」のスクラム回路を設け、この信号により自動的に原子炉を停止する。
- (d) 中性子検出器の誤指示により、微調整棒が引き抜かれ過出力状態になった場合は、「1次冷却材炉心出入口温度差大」の信号により自動的に原子炉を停止する。
- (e) 自動制御範囲を定め、この設定値に達すると微調整棒の引き抜きが停止されるように自動制御運転インターロック回路を設ける。

2.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 軽水混入により重水タンク外周の中性子検出器位置で中性子束が減少し、中性子束一定制御方式により、微調整棒が引き抜かれることを想定する。反応度添加率が最大となるのは、重水系配管のスリット状の漏えい口 ($D_t/4 = 1.56\text{cm}^2$ 、ただし D : 配管の外径、 t : 配管の肉厚) を想定した場合で、その値を $1.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ とする。
- (b) 1次冷却材炉心出入口温度差がスクラム設定値の110%になったとき、単一故障を考慮した「1次冷却材炉心出入口温度差大」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。

(2) 解析結果

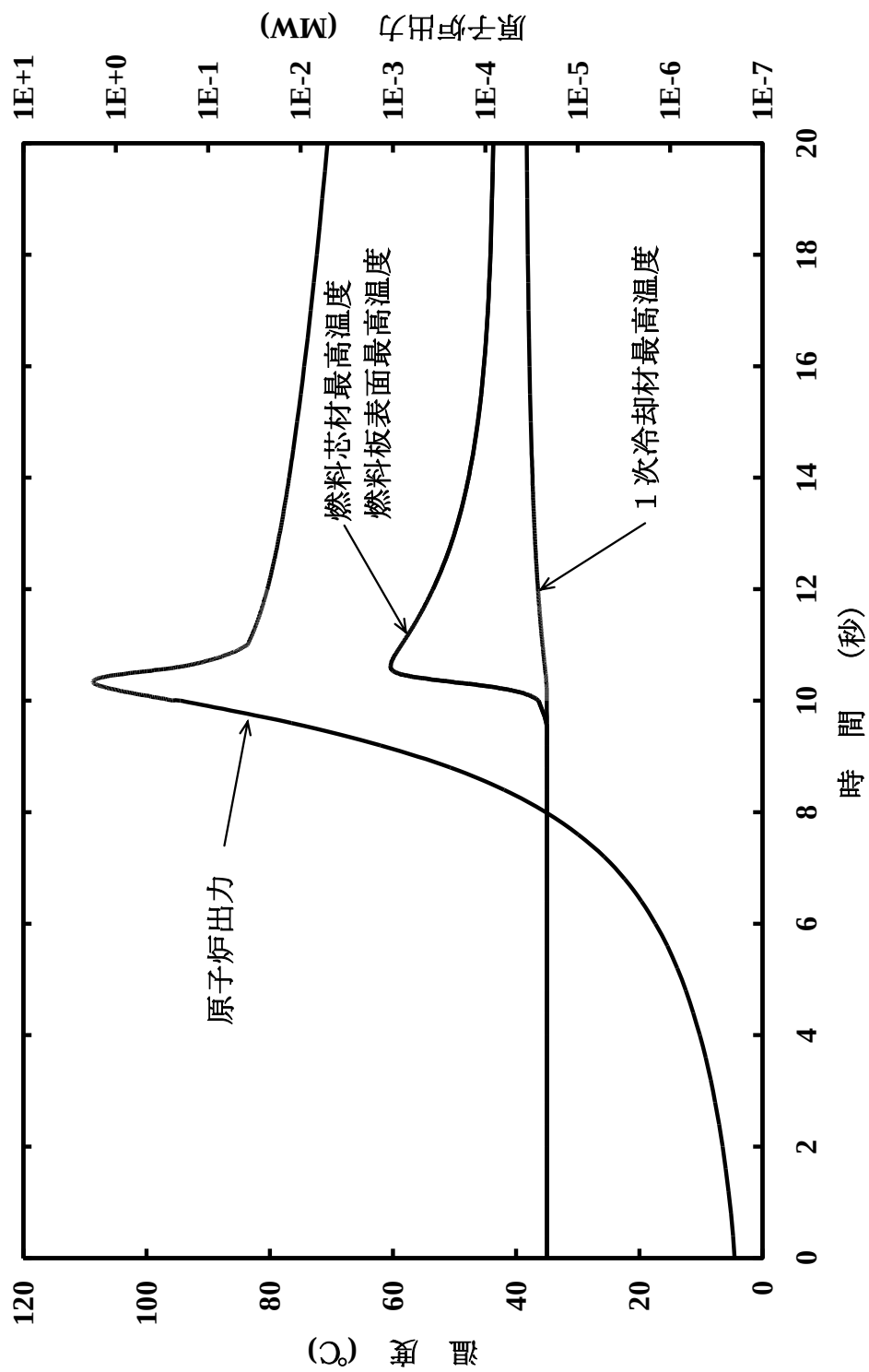
以上のような解析条件の下に計算した結果を第2.9-1図～第2.9-3図に示す。原子炉出力反応度添加開始後約37秒にスクラム点に達した後、スクラム遅れ時間のため、約24.4MWまで上昇した後、下降し始める。

この過渡解析における最小DNBRは約2.0である。また、燃料芯材最高温度は約119℃に、燃料板表面最高温度は約110℃に上昇するのみである。また、1次冷却材最高温度は約67℃である。

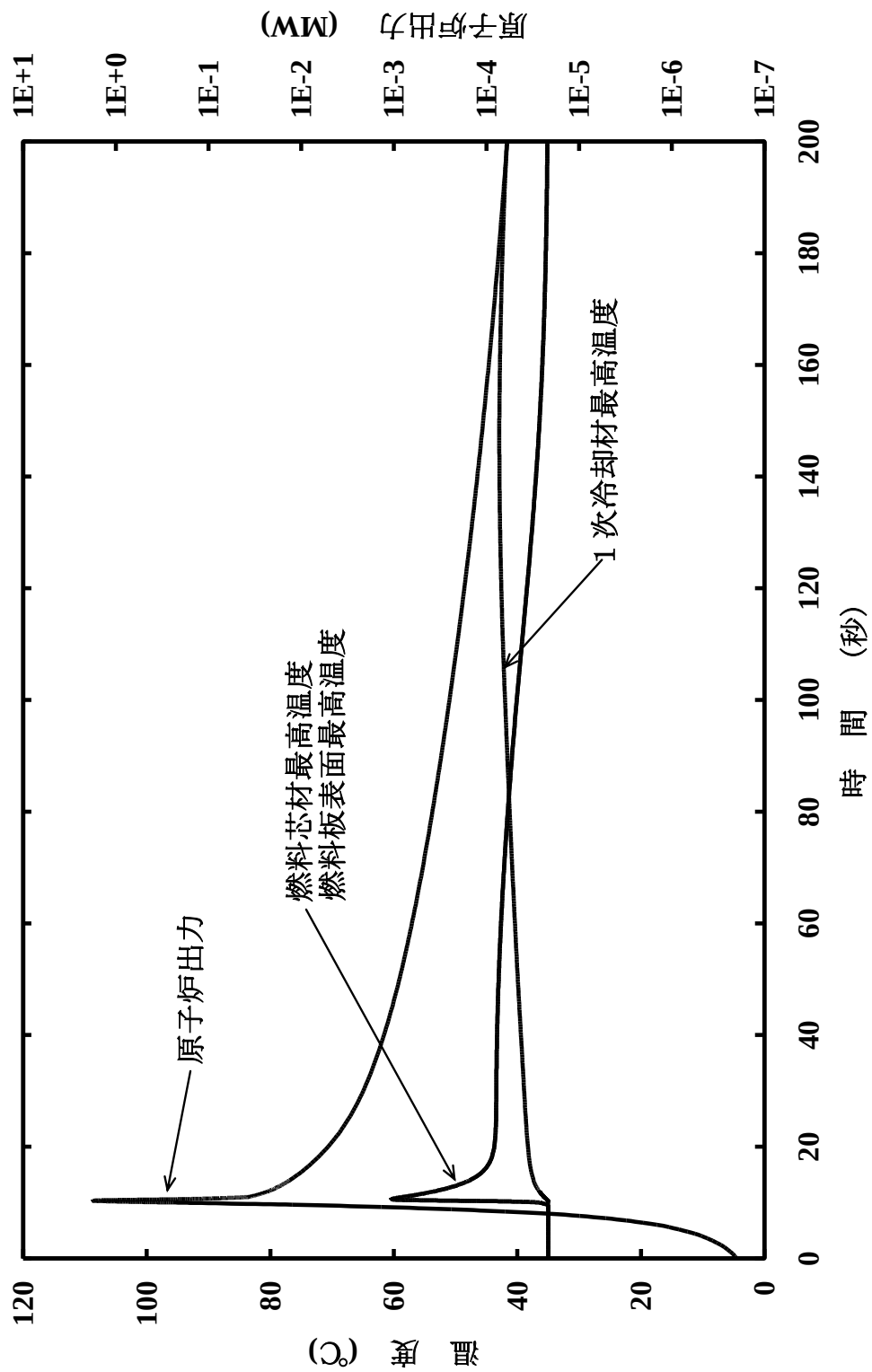
2.9.3 結論

この過渡変化において、実際よりも十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは制限値を上回るとともに、燃料芯材最高温

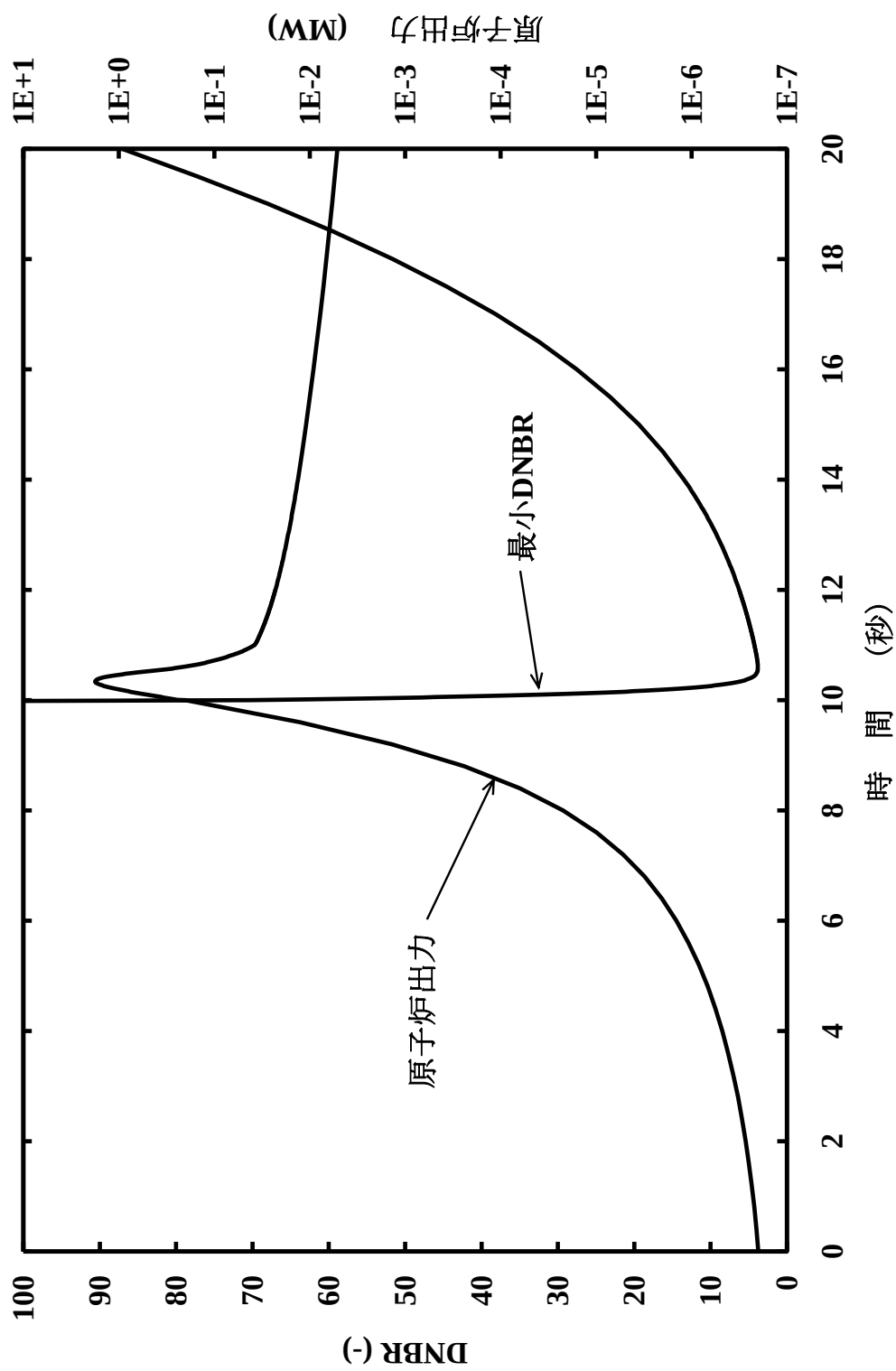
度及び燃料板に発生する熱応力は制限値を十分下回り、燃料の健全性が損なわれることはない。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。



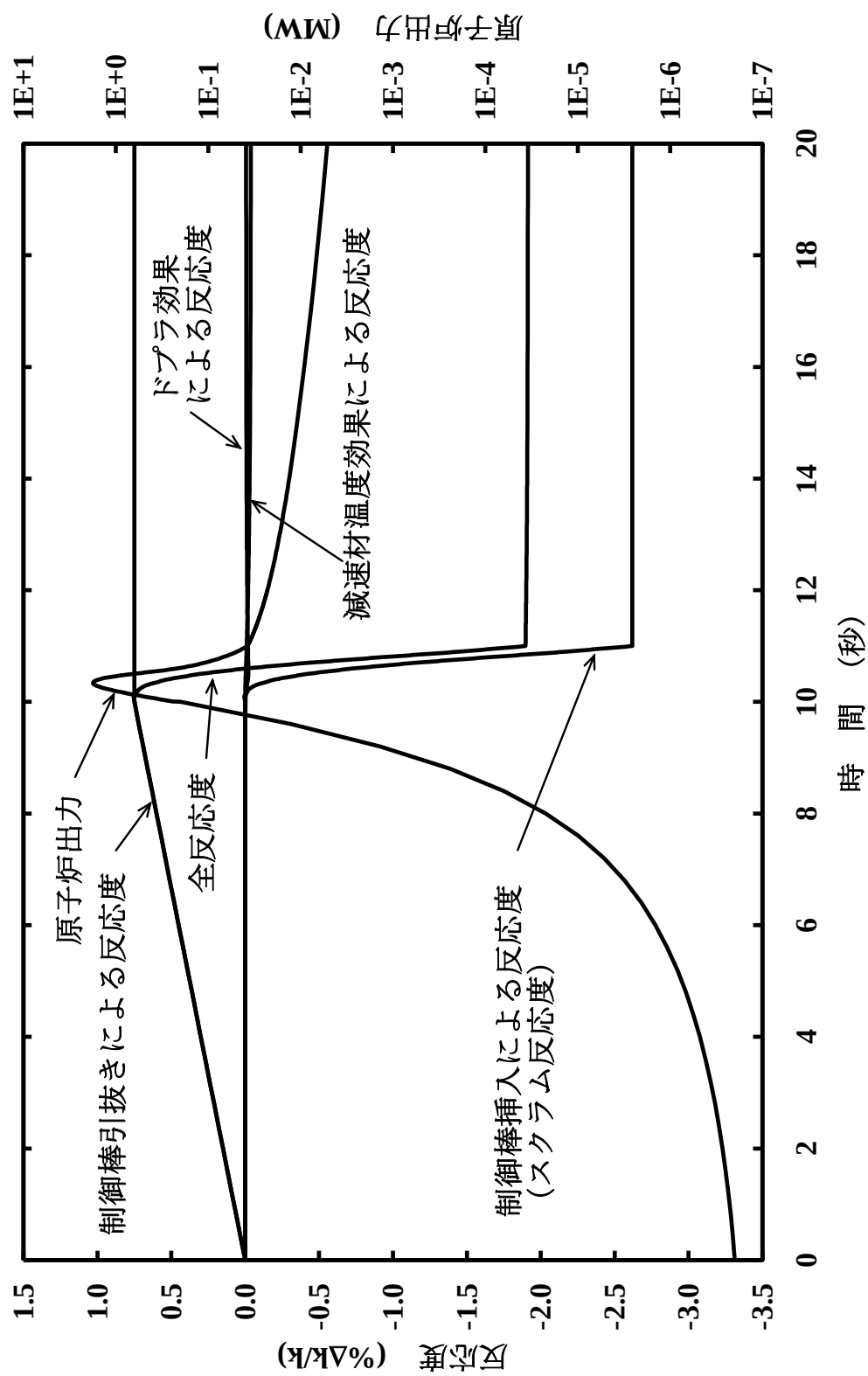
第 2.2-1 図 起動時における制御棒の異常な引き抜き (1)



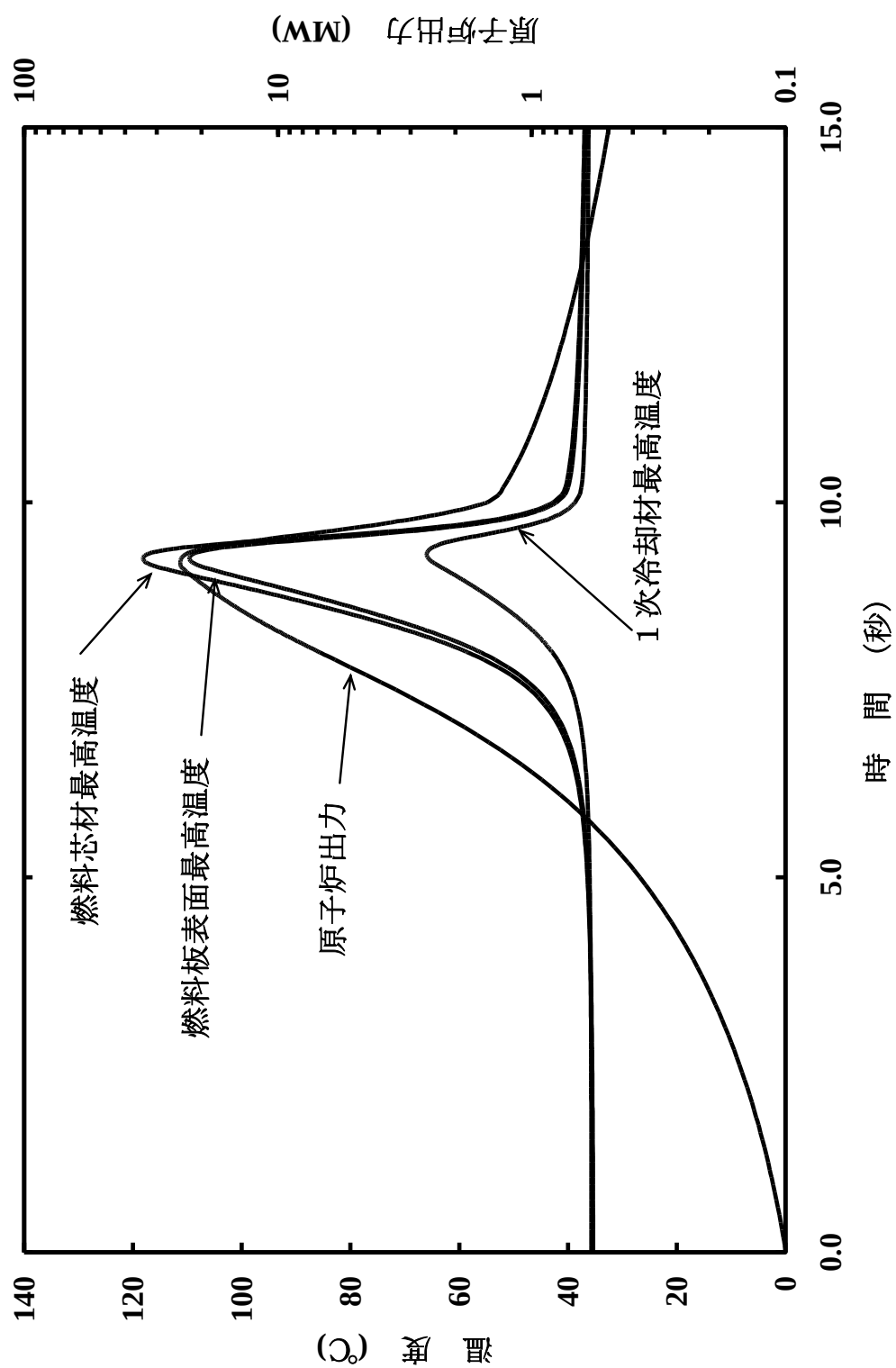
第 2.2-2 図 起動時における制御棒の異常な引き抜き (2)



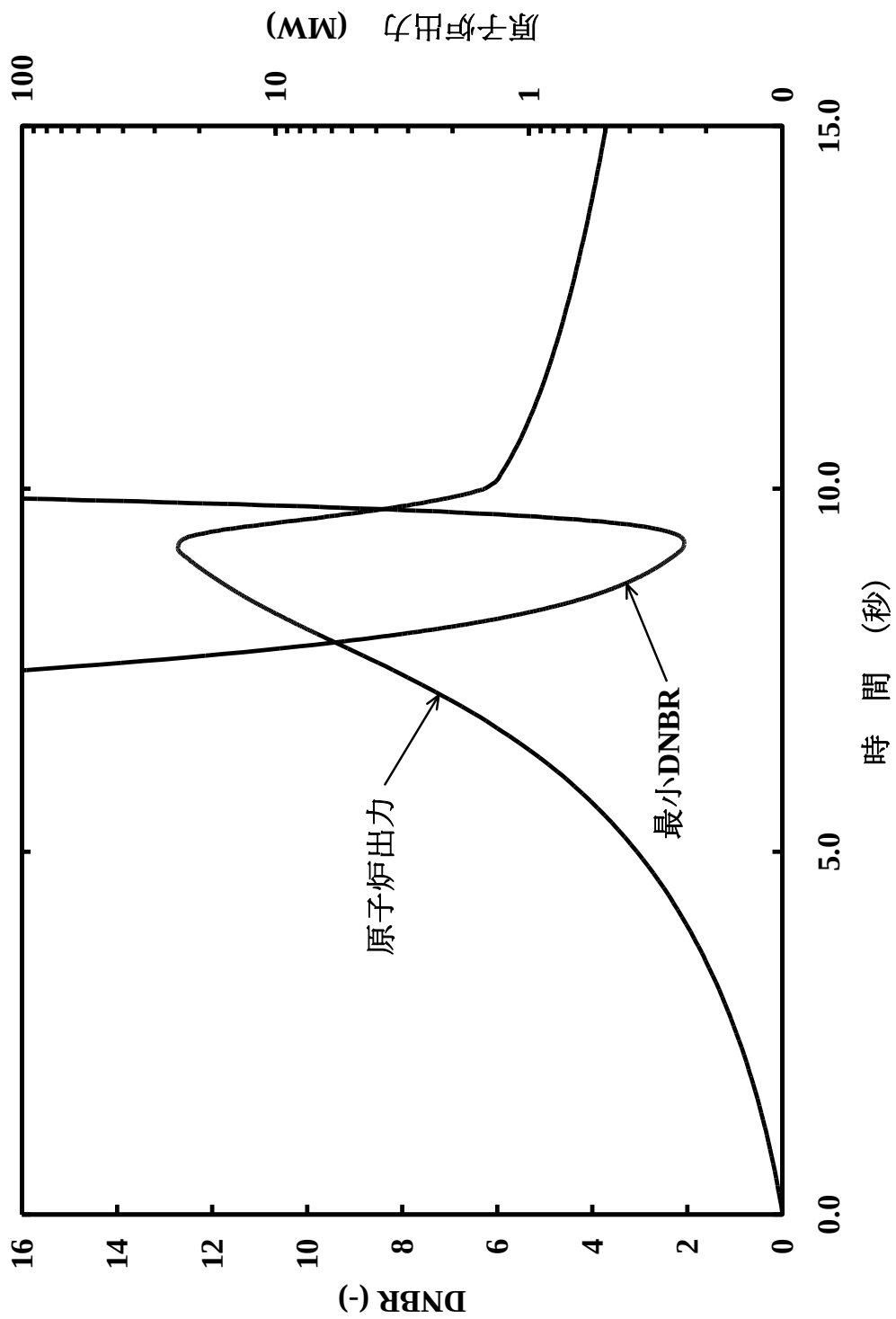
第 2.2-3 図 起動時における制御棒の異常な引き抜き (3)



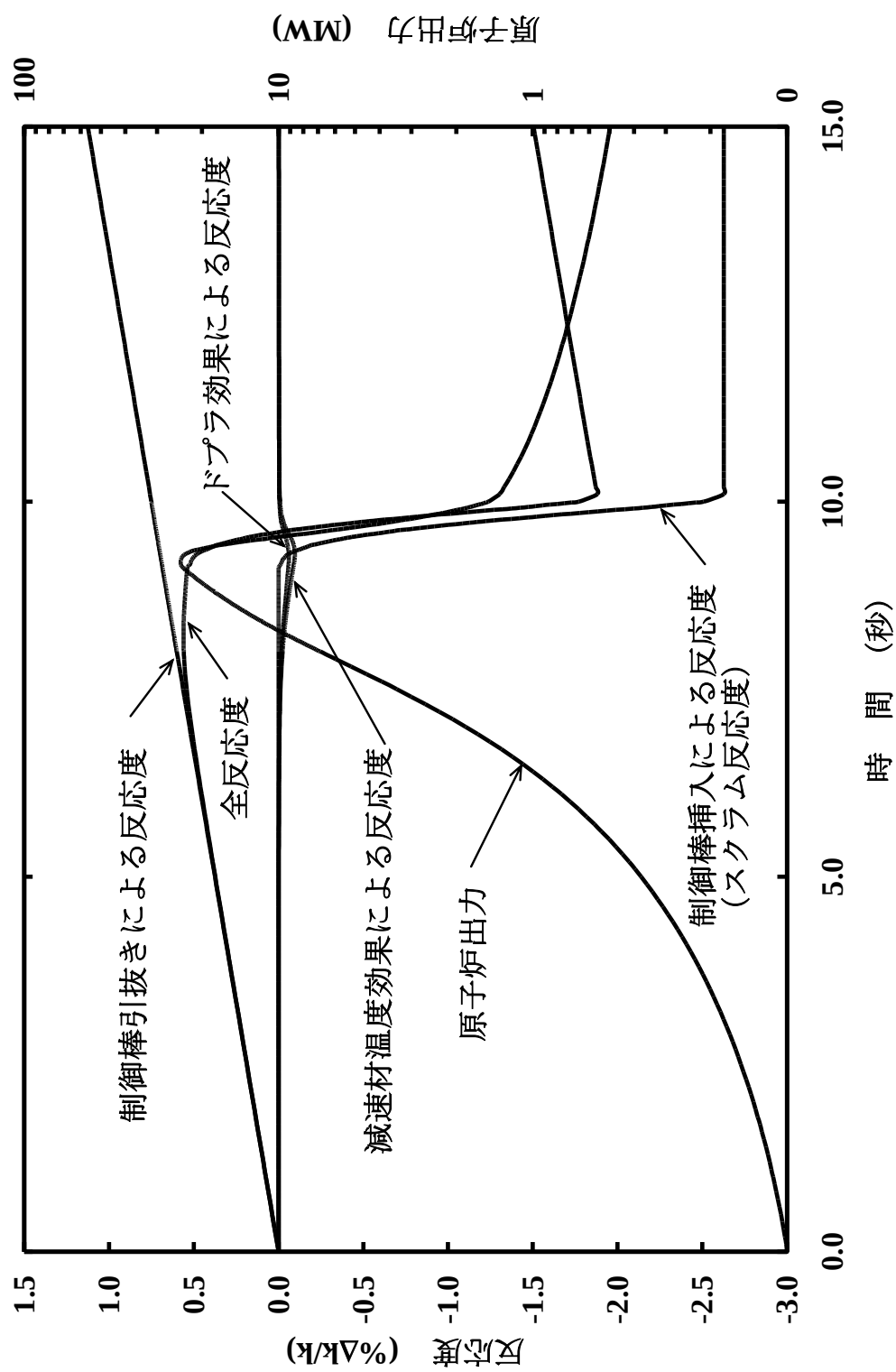
第 2.2-4 図 起動時における制御棒の異常な引き抜き (4)



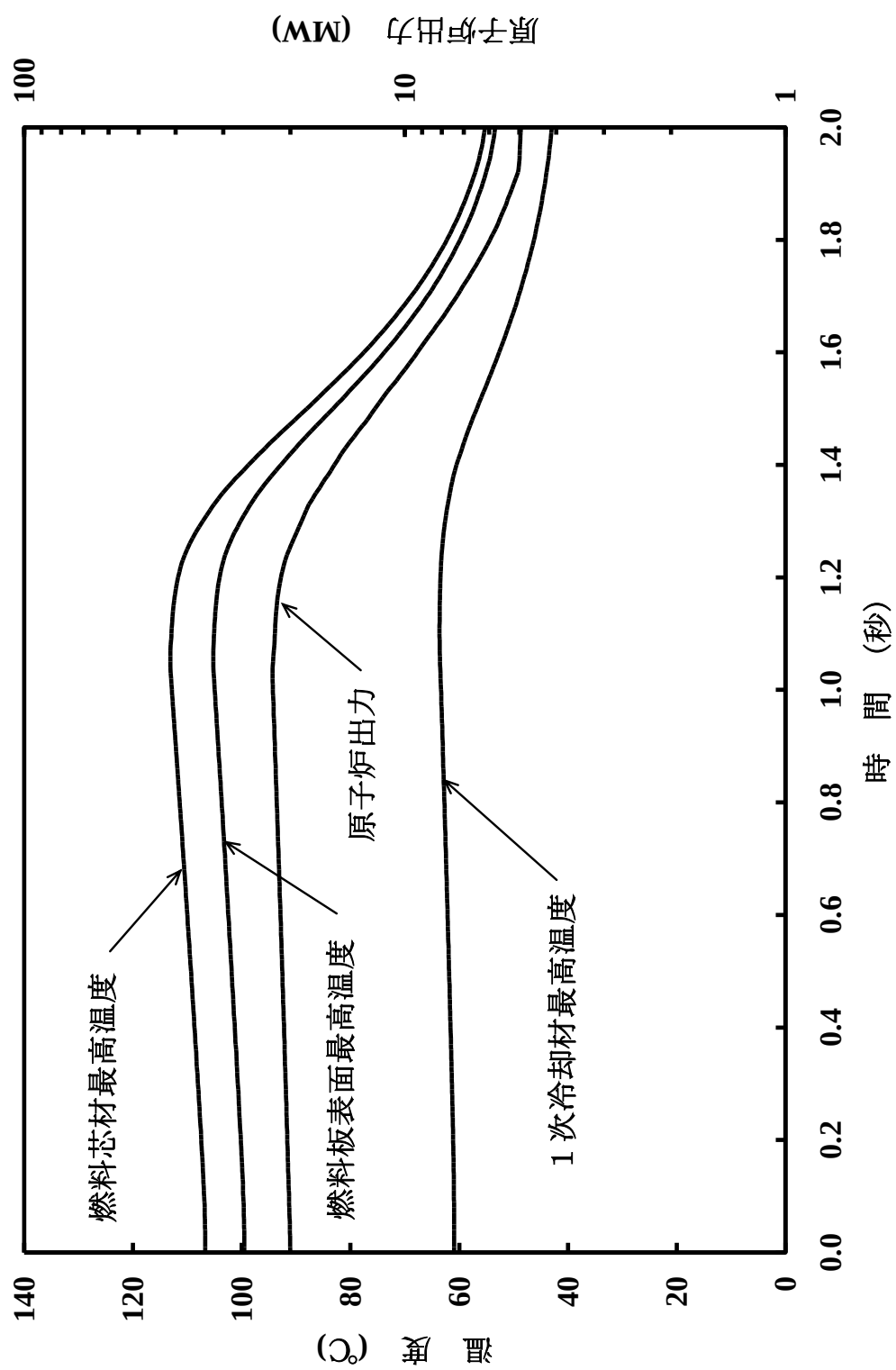
第 2.3-1 図 低出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (1)



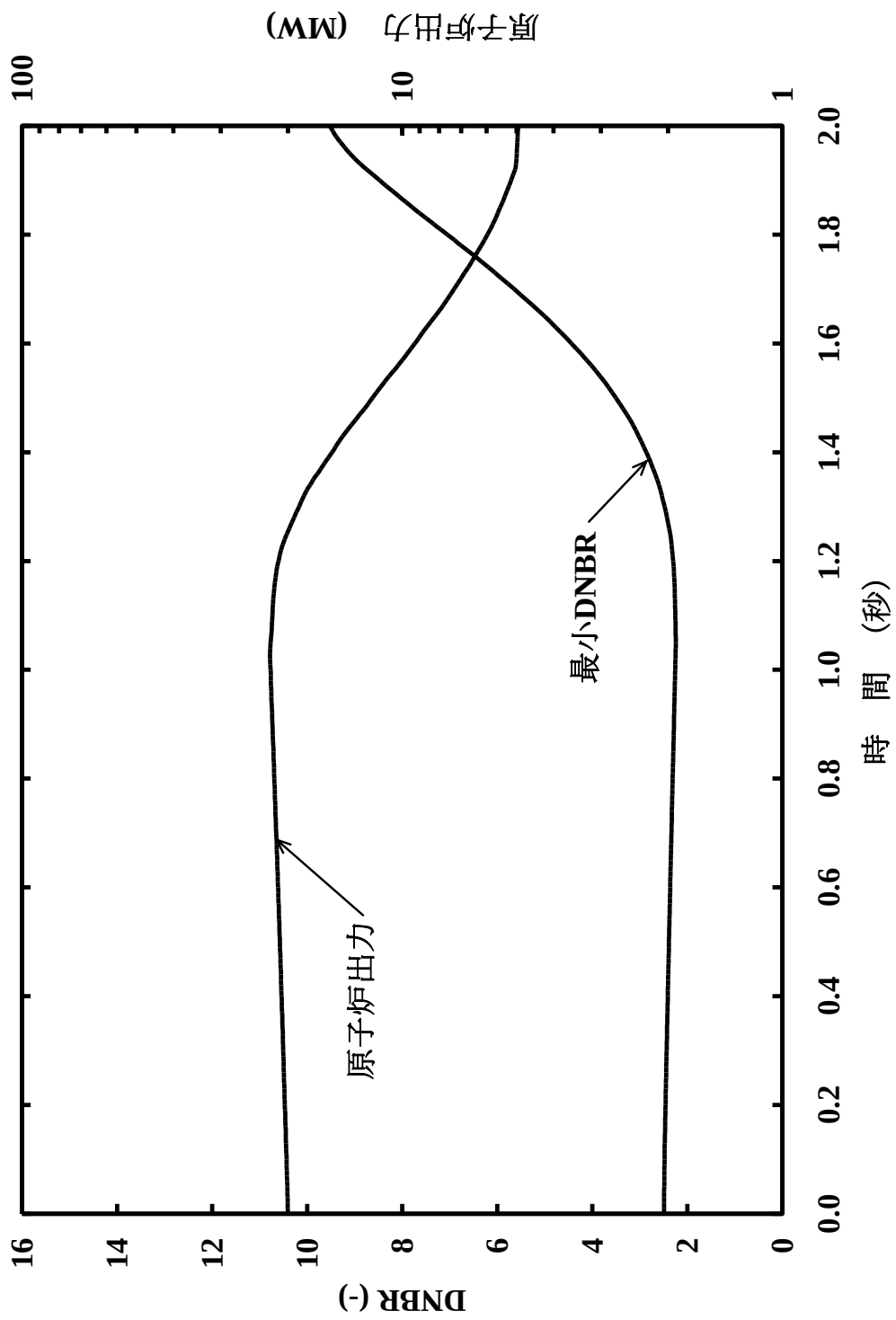
第2.3-2図 低出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)



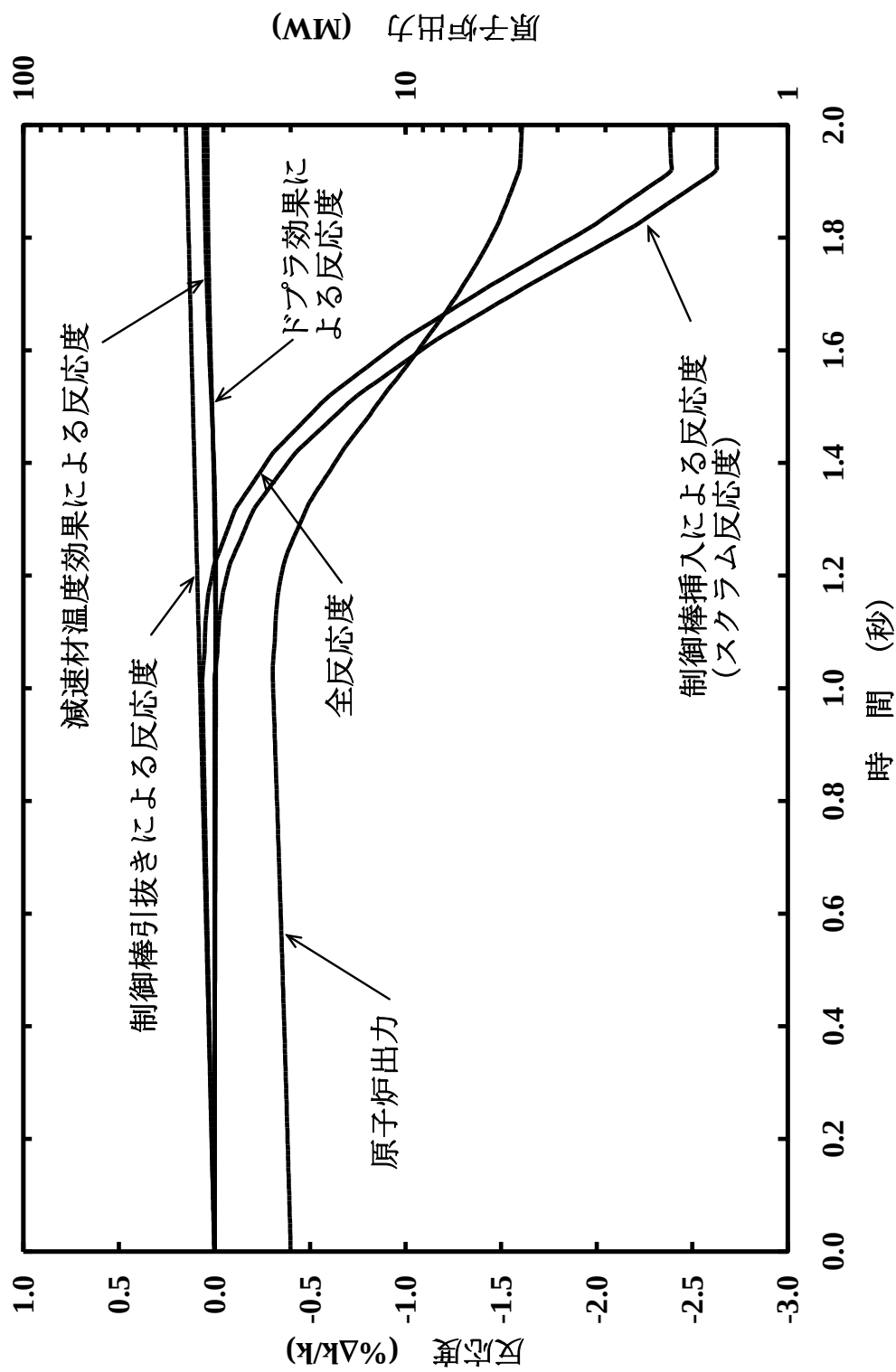
第 2.3-3 図 低出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (3)



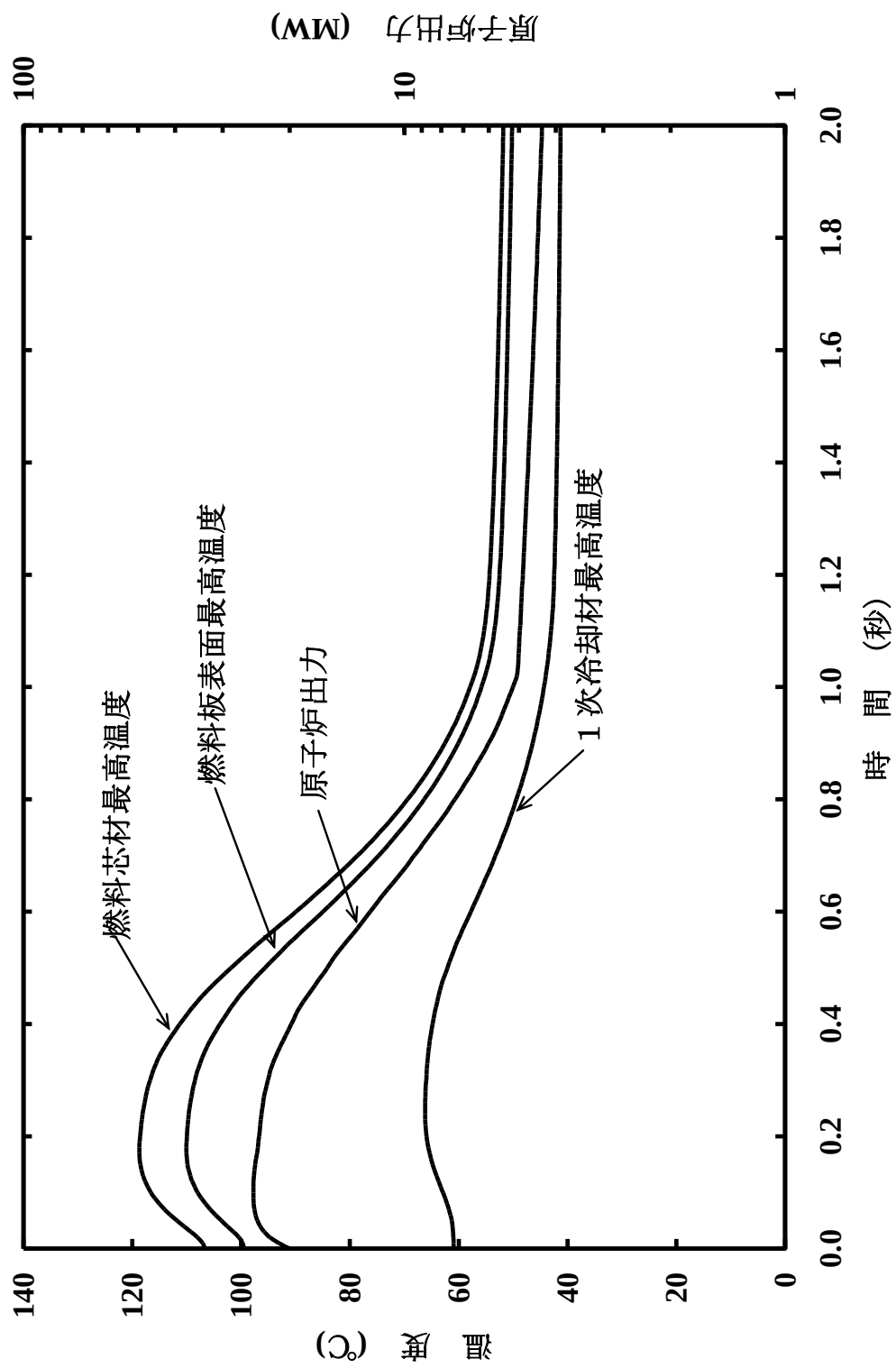
第 2.3-4 図 定格運転中の制御棒の異常な引き抜き (1)



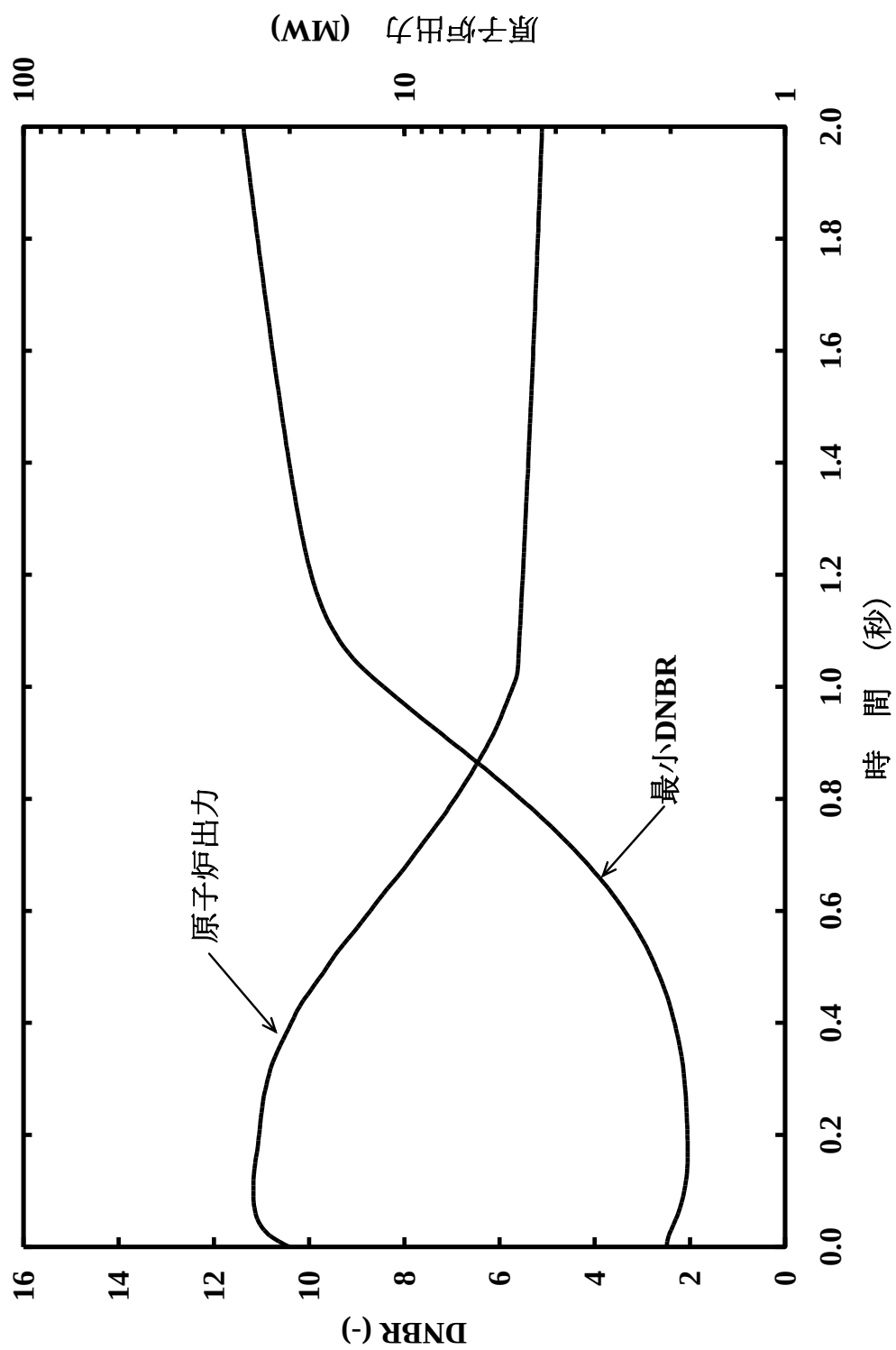
第2.3-5図 定格運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)



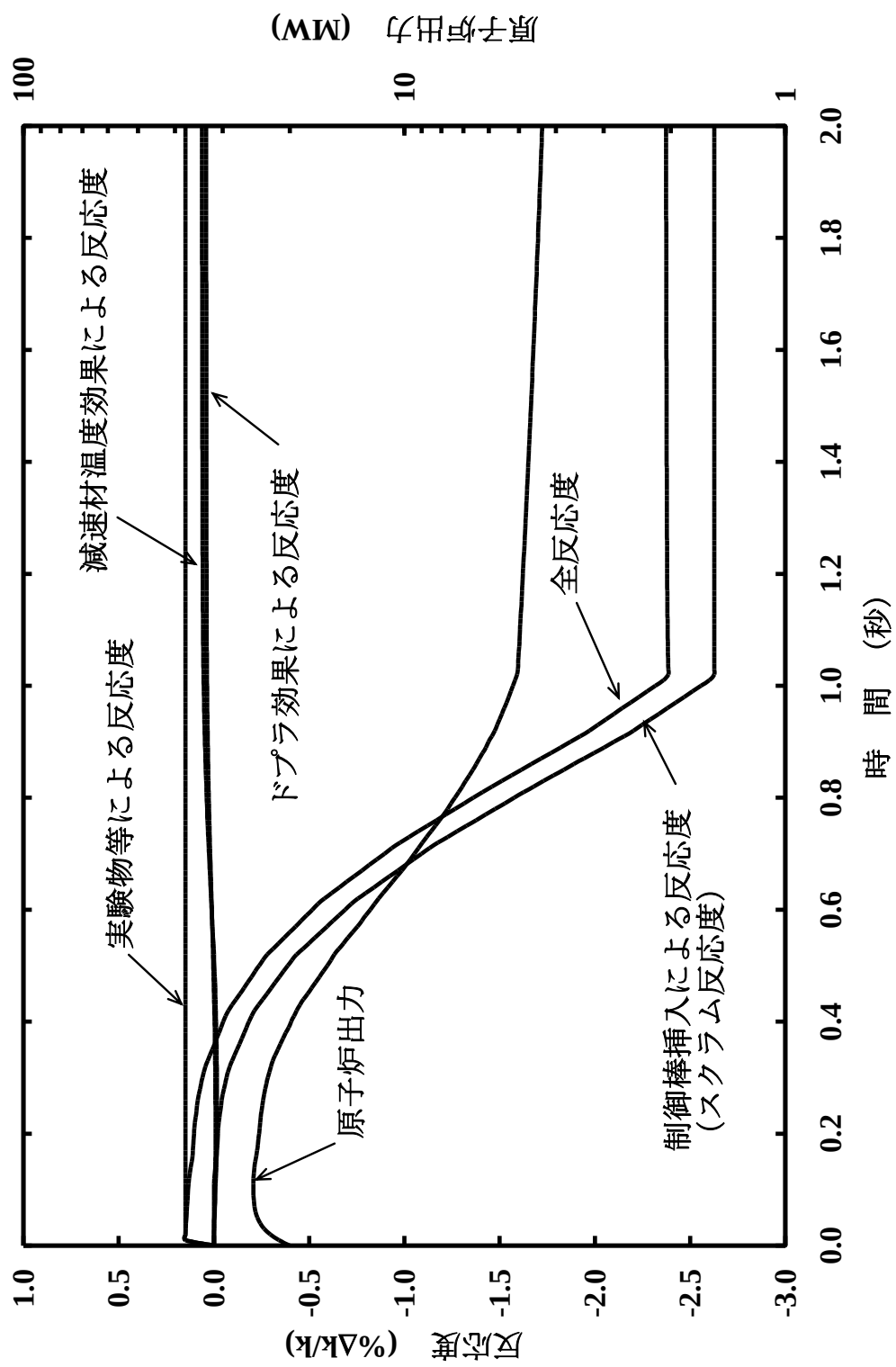
第 2.3-6 図 定格運転中の制御棒の異常な引き抜き (3)



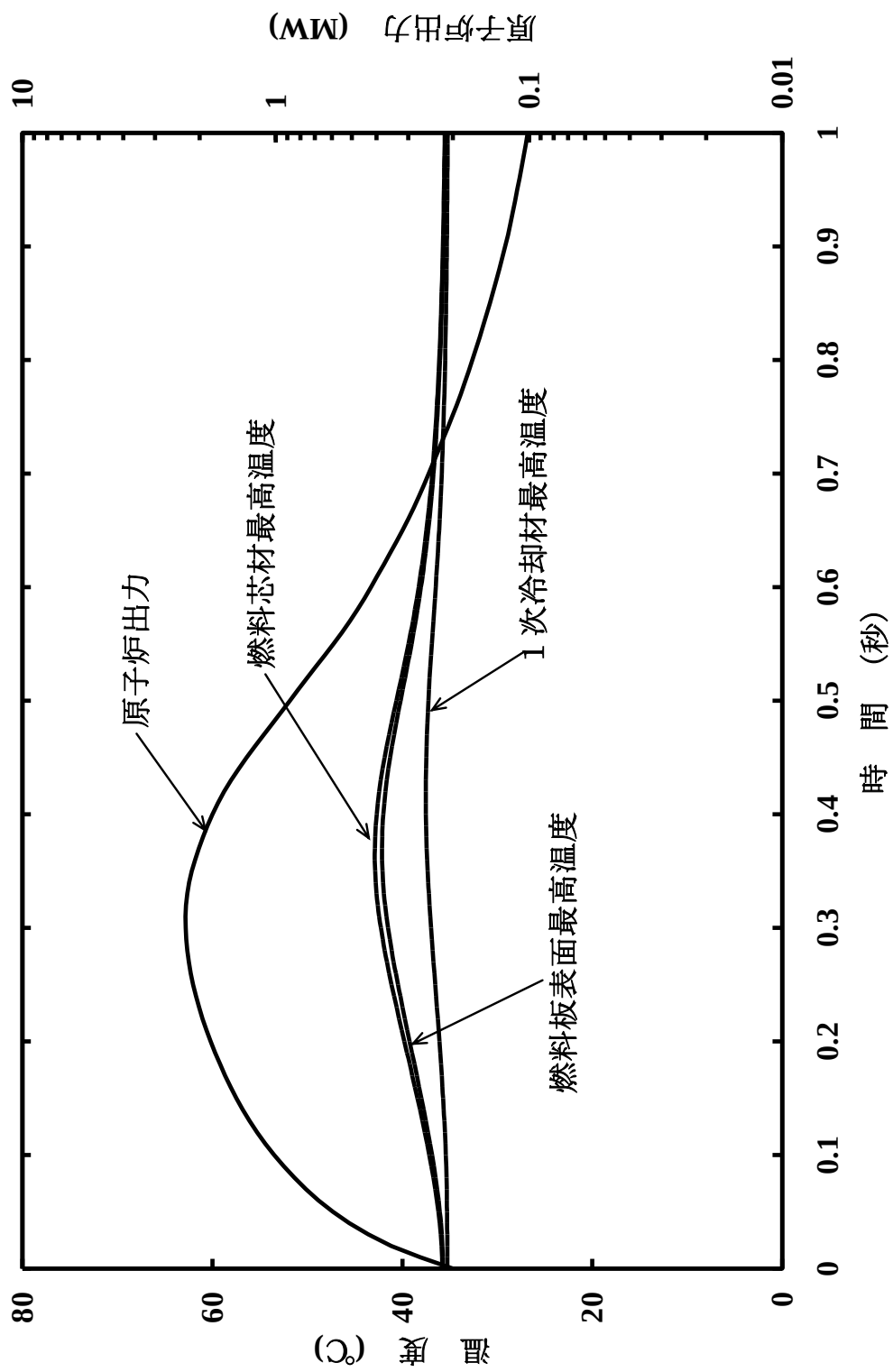
第2.4-1図 実験物の異常等による反応度の付加(1)



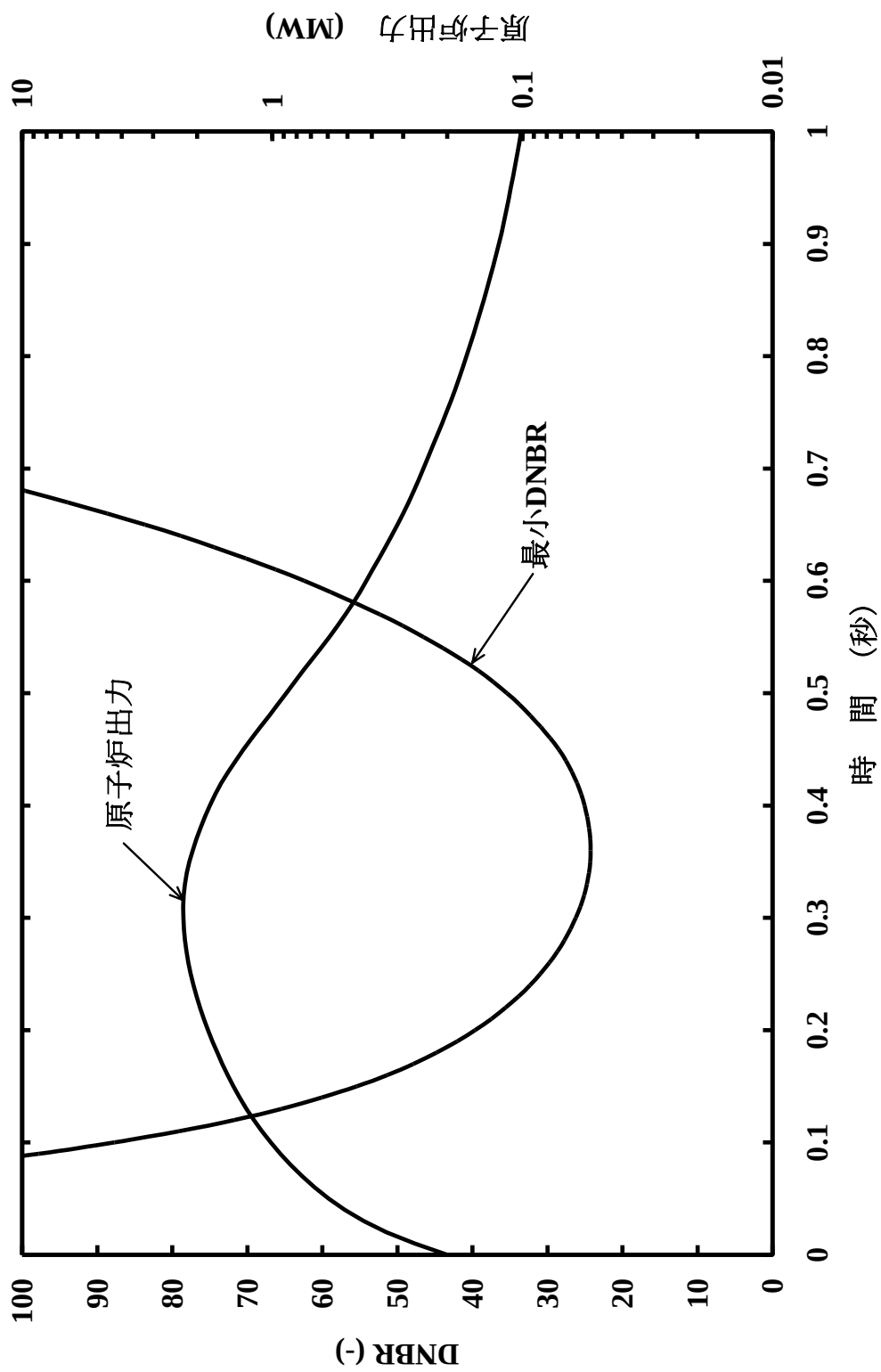
第2.4-2図 実験物の異常等による反応度の付加(2)



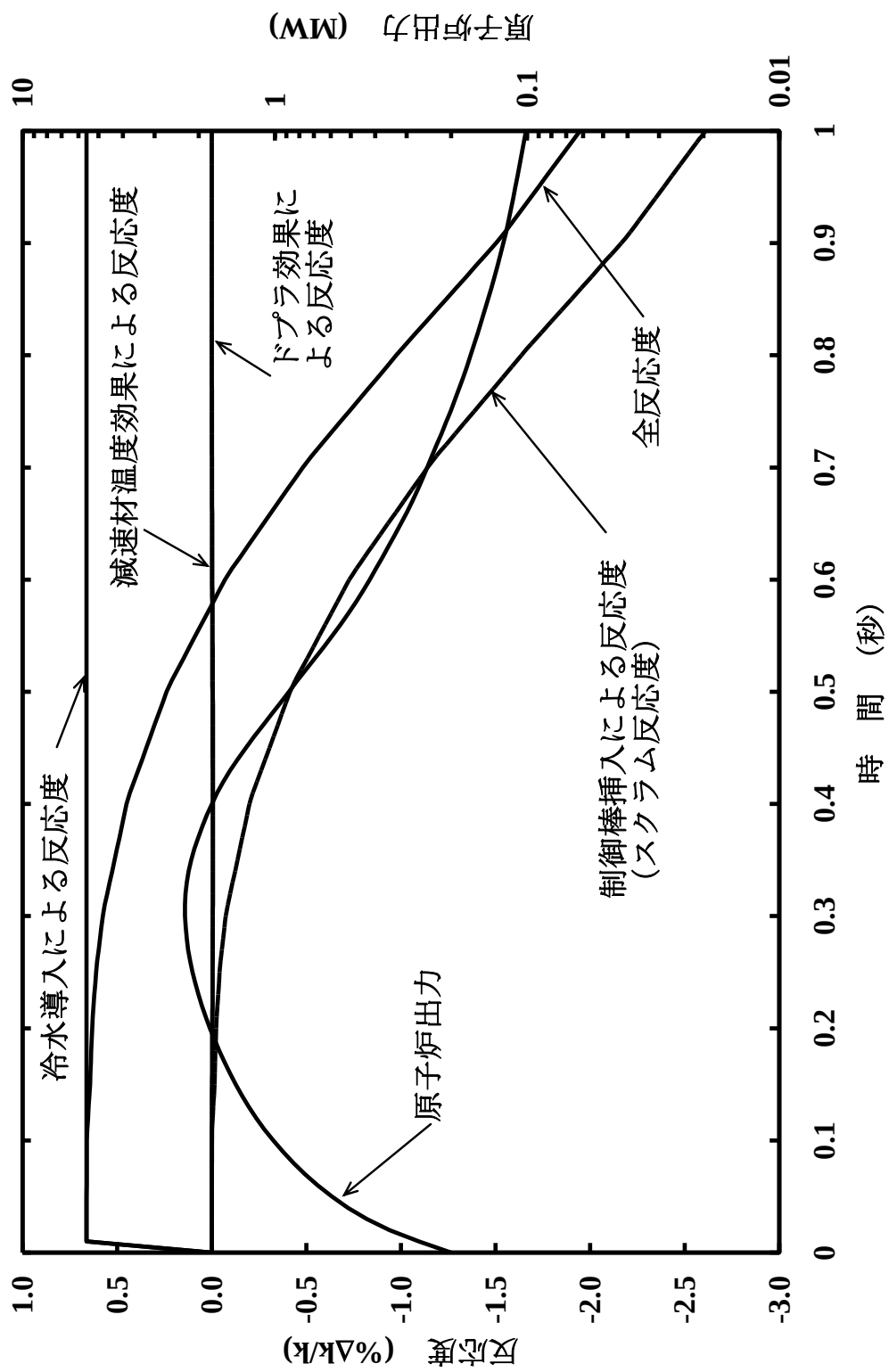
第 2.4-3 図 実験物の異常等による反応度の付加 (3)



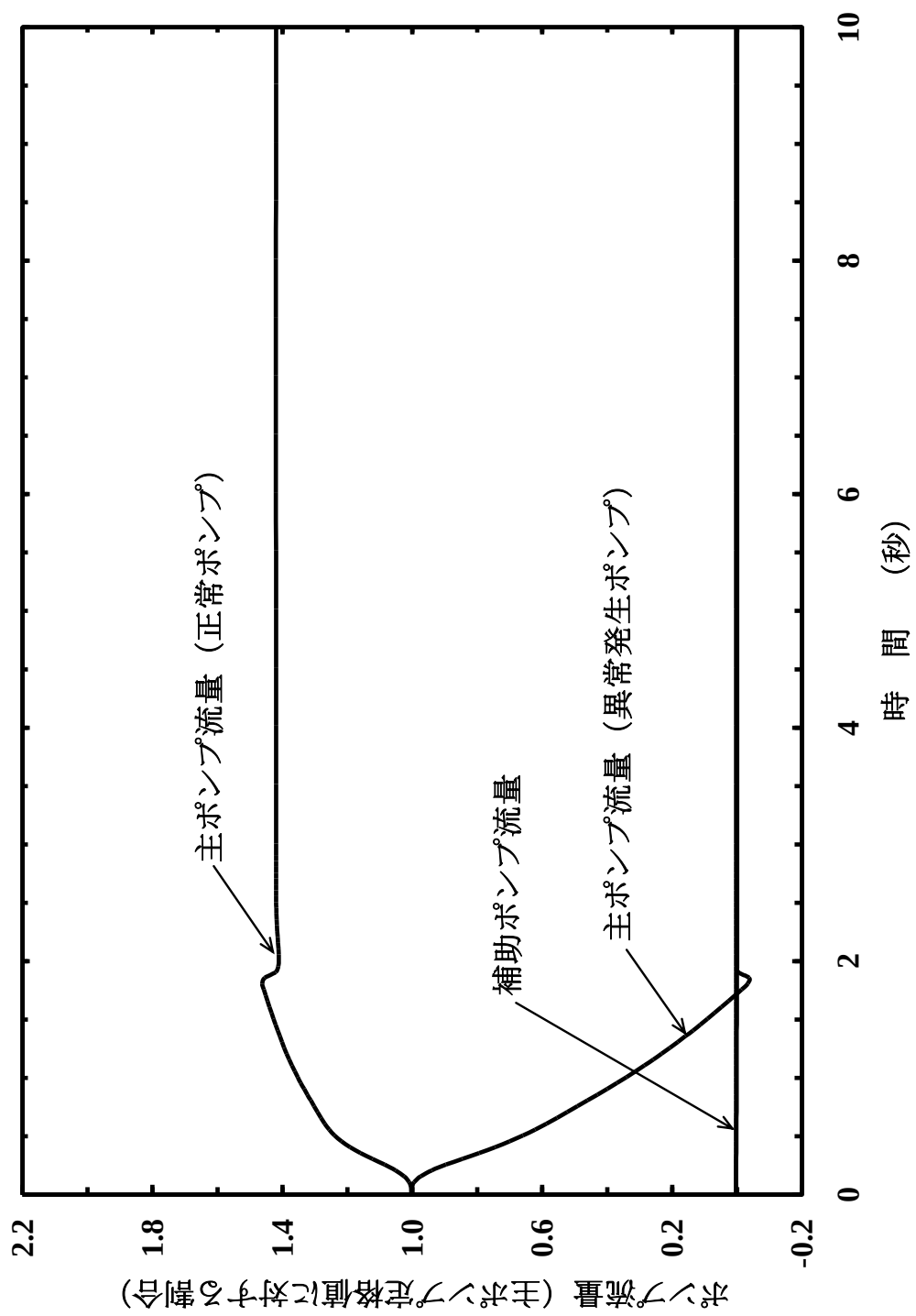
第 2.5-1 図 冷水導入による反応度付加(1)



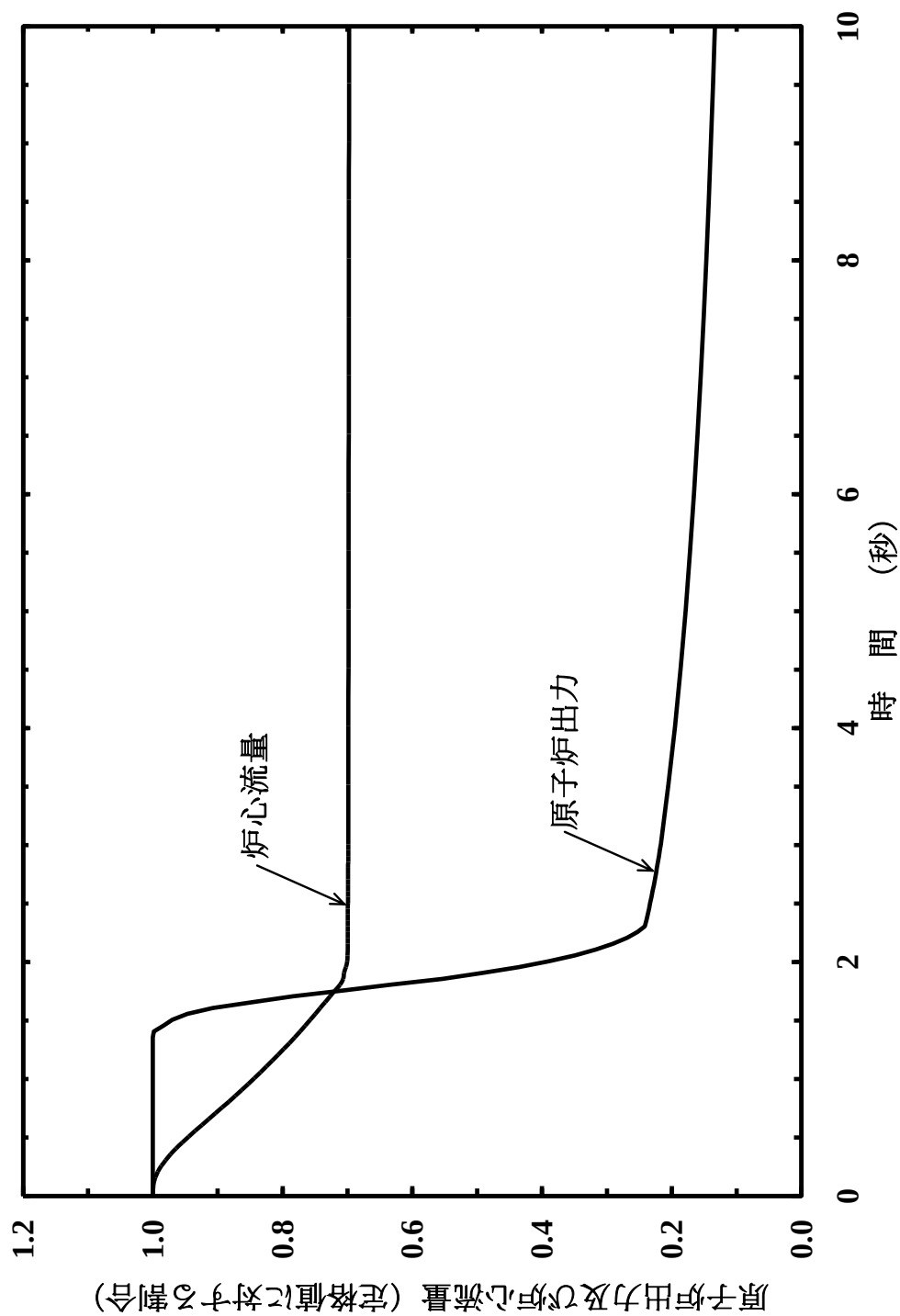
第 2.5-2 図 冷水導入による反応度付加 (2)



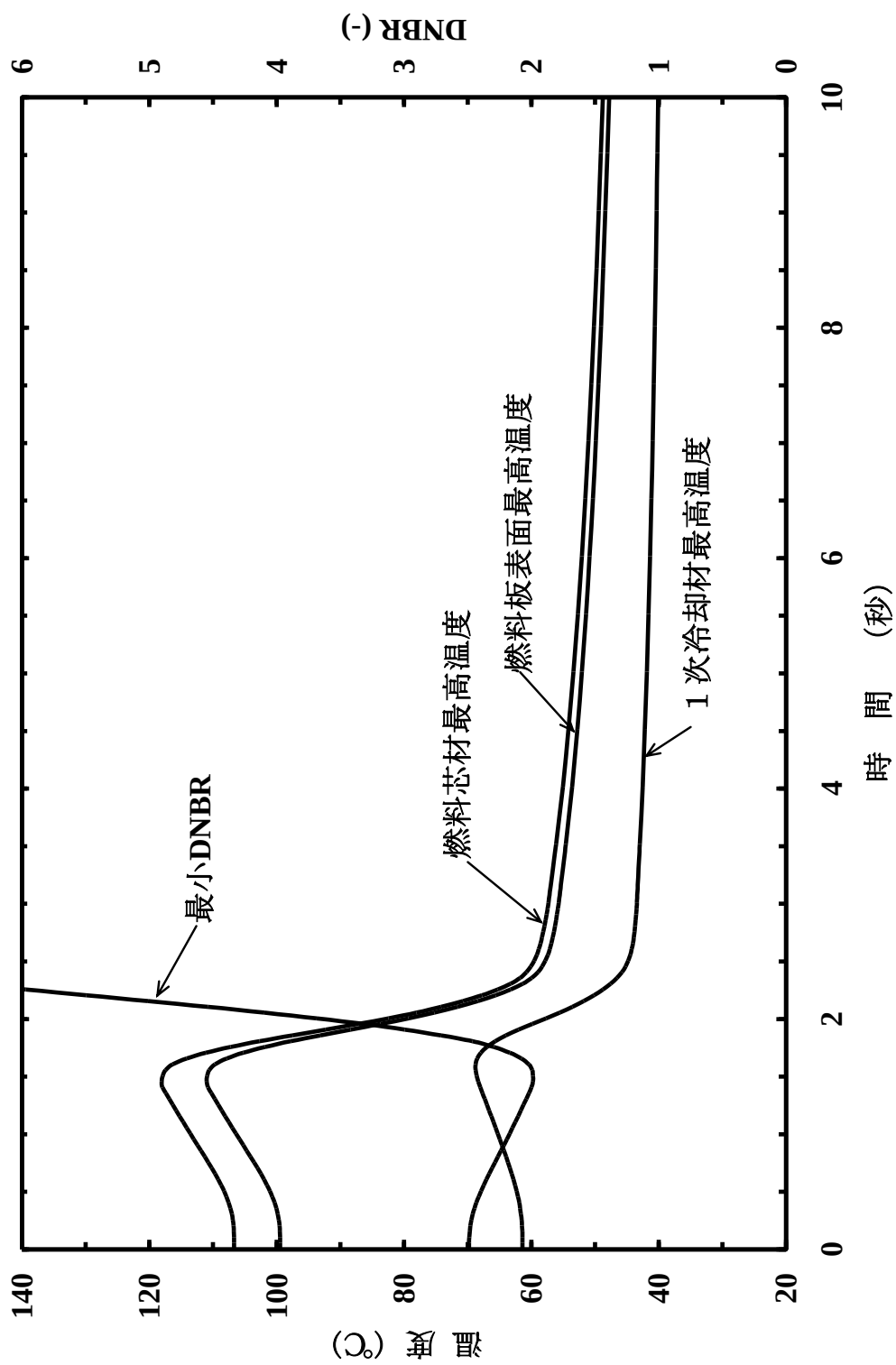
第 2.5-3 図 冷水導入による反応度付加 (3)



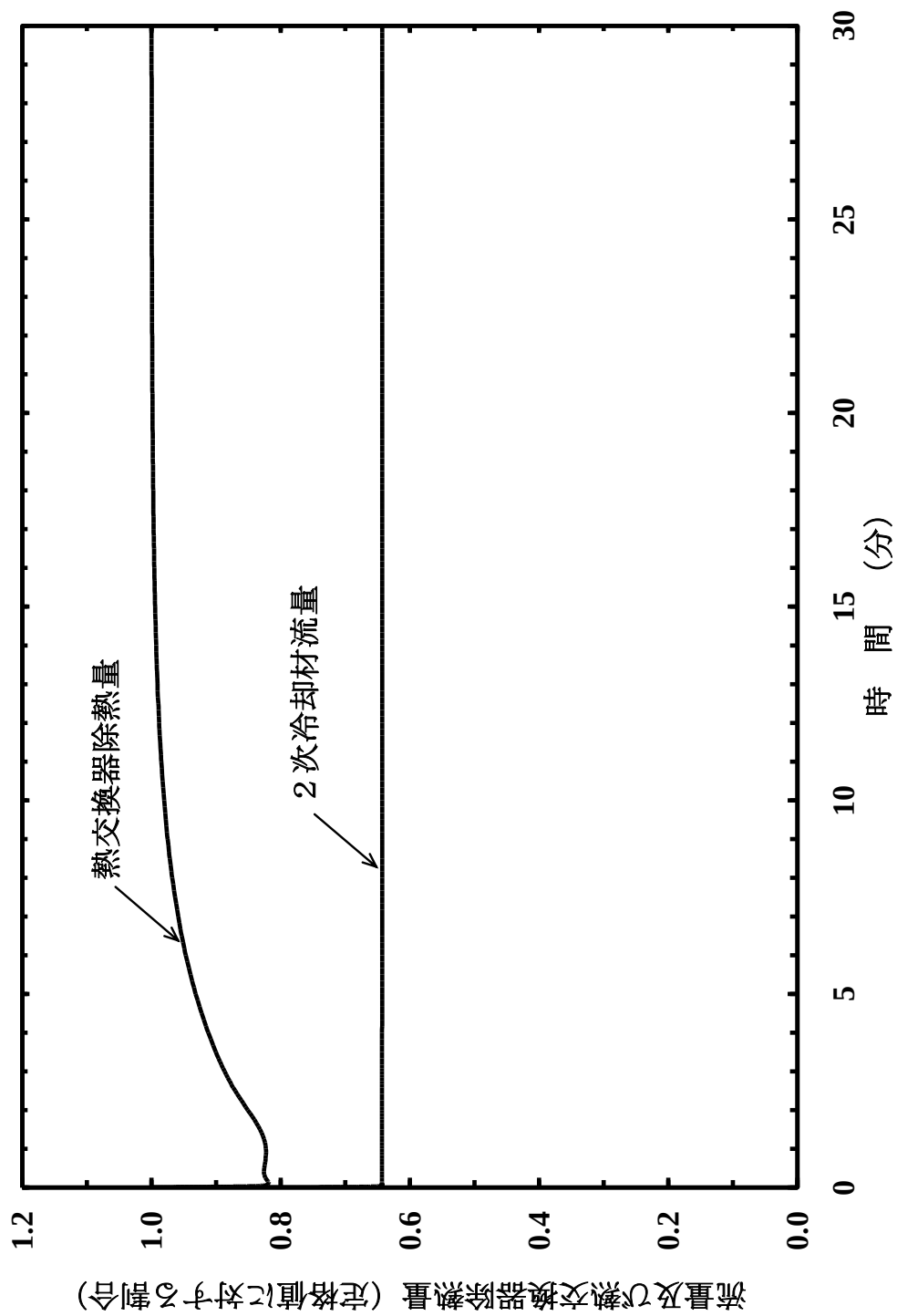
第 2.6-1 図 1 次冷却材の流量低下(1)



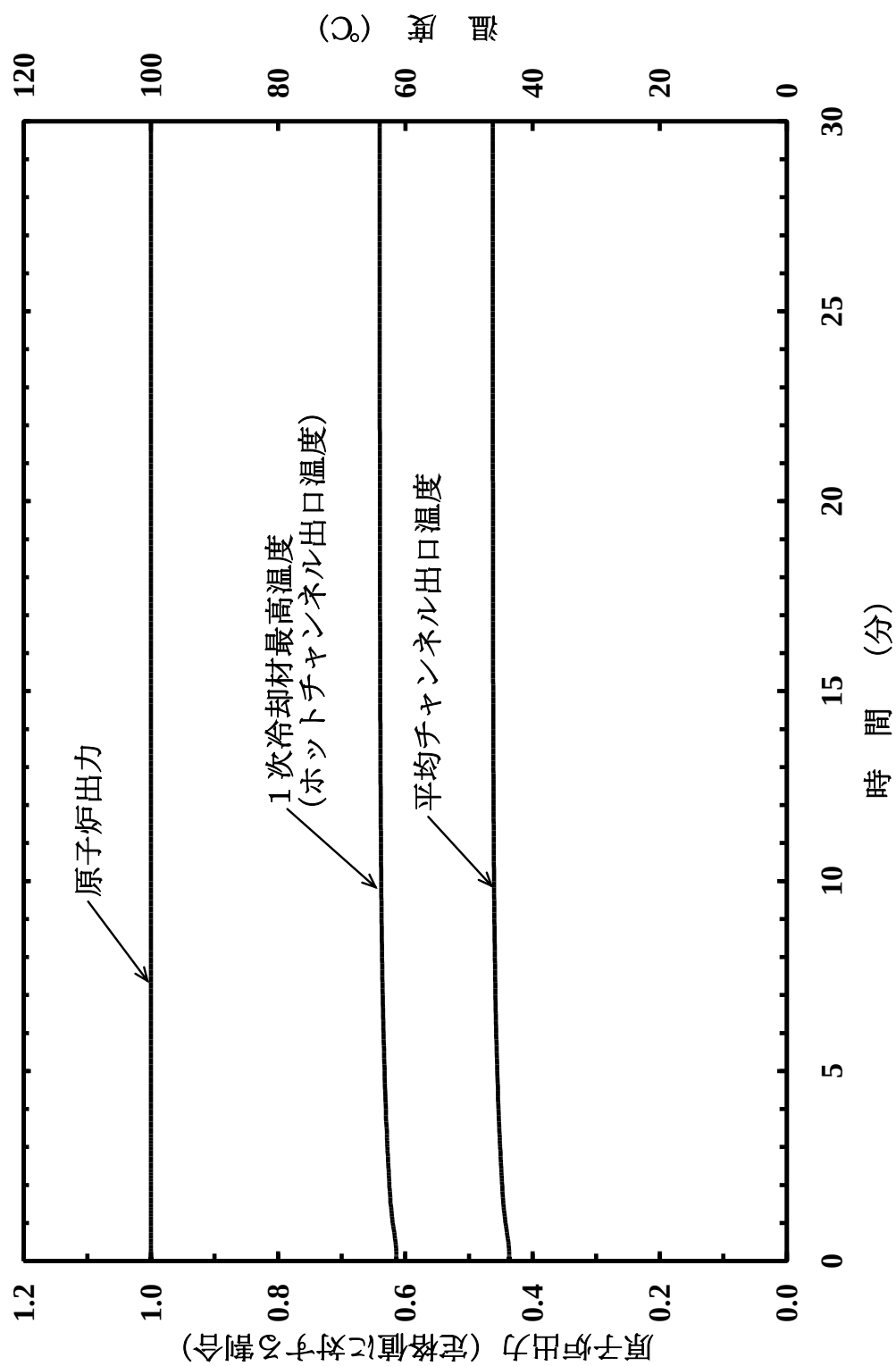
第 2. 6-2 図 1 次冷却材の流量低下 (2)



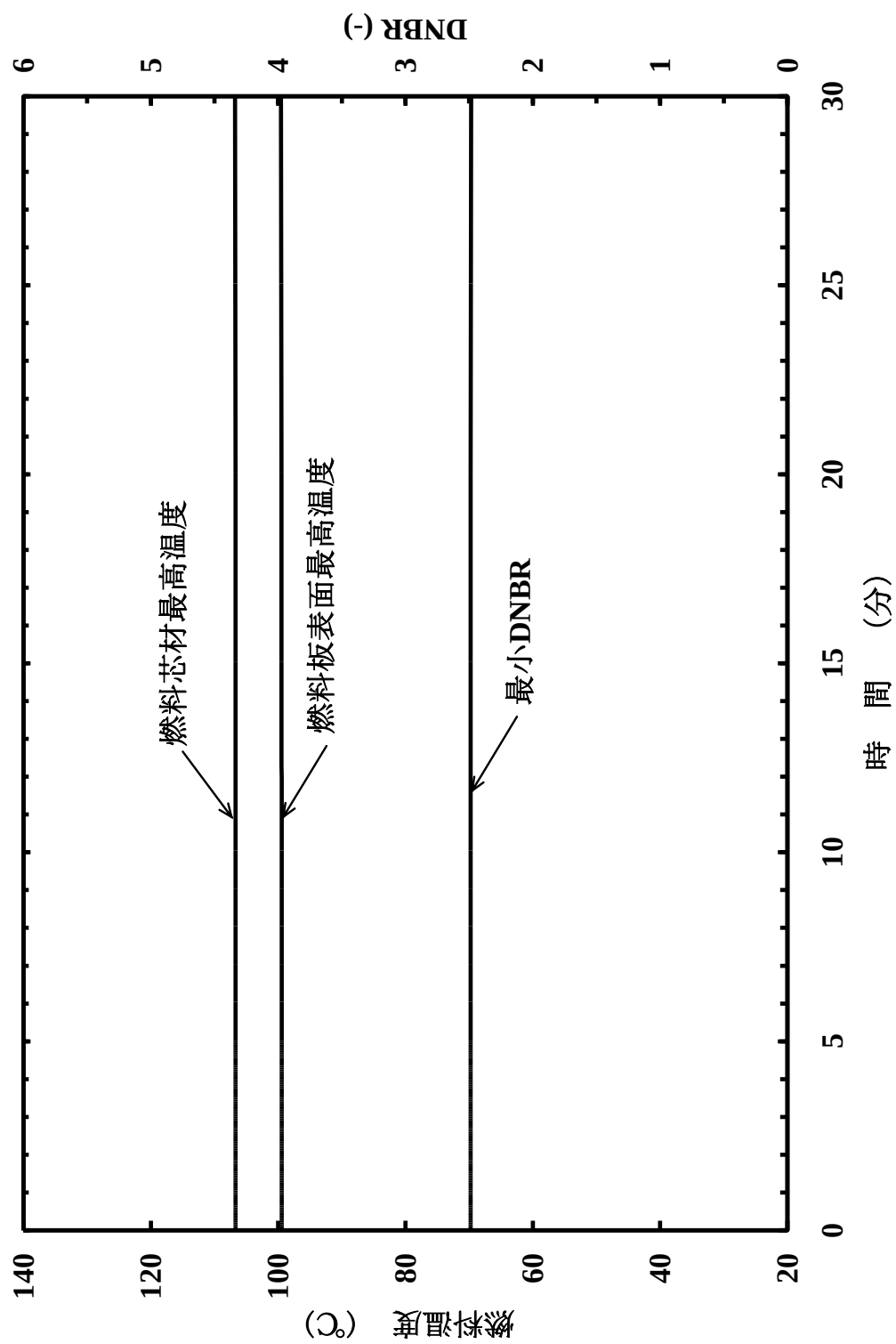
第 2. 6-3 図 1 次冷却材の流量低下 (3)



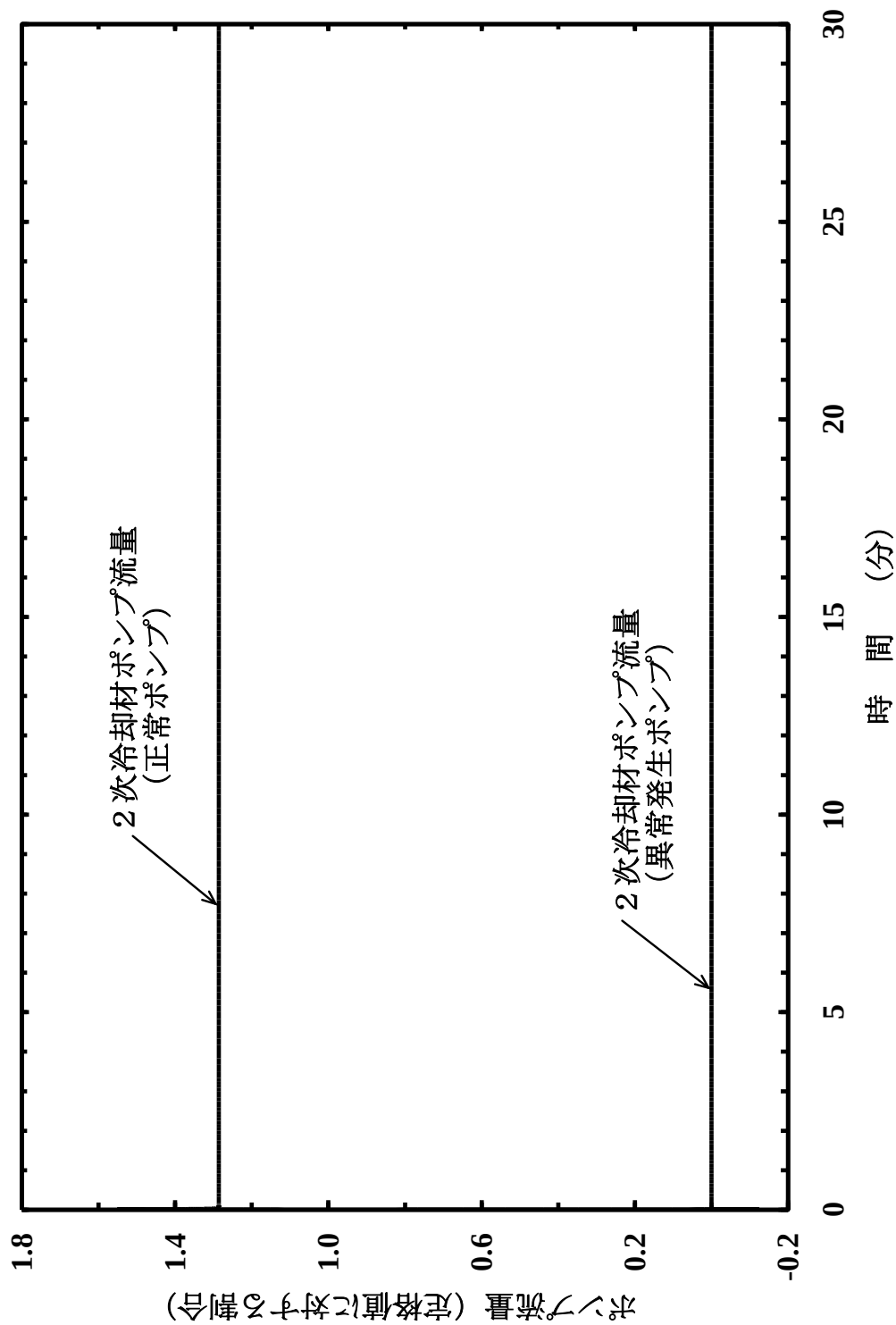
第 2.7-1 図 2次冷却材の流量低下 (1)



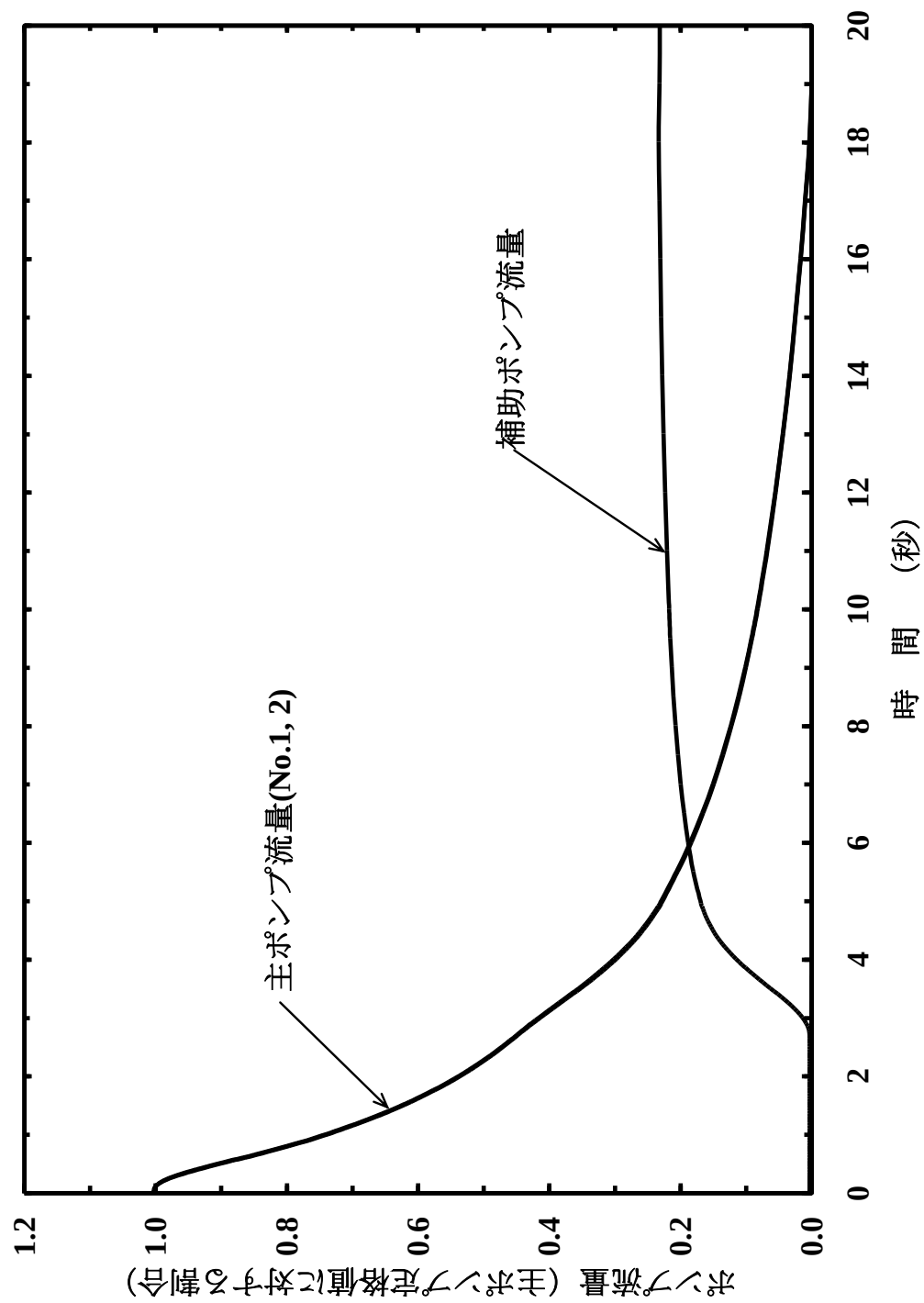
第 2.7-2 図 2次冷却材の流量低下 (2)



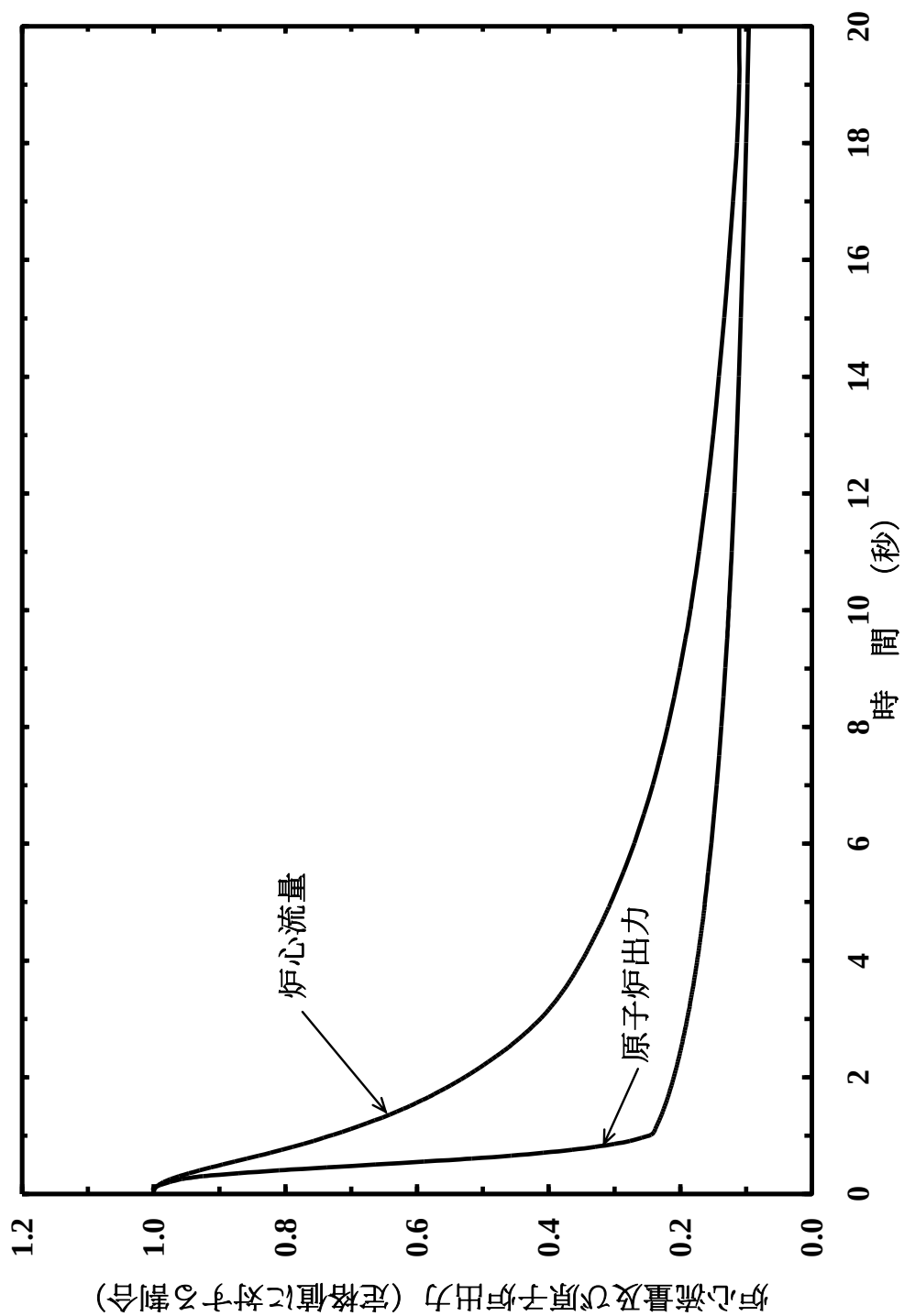
第 2.7-3 図 2 次冷却材の流量低下 (3)



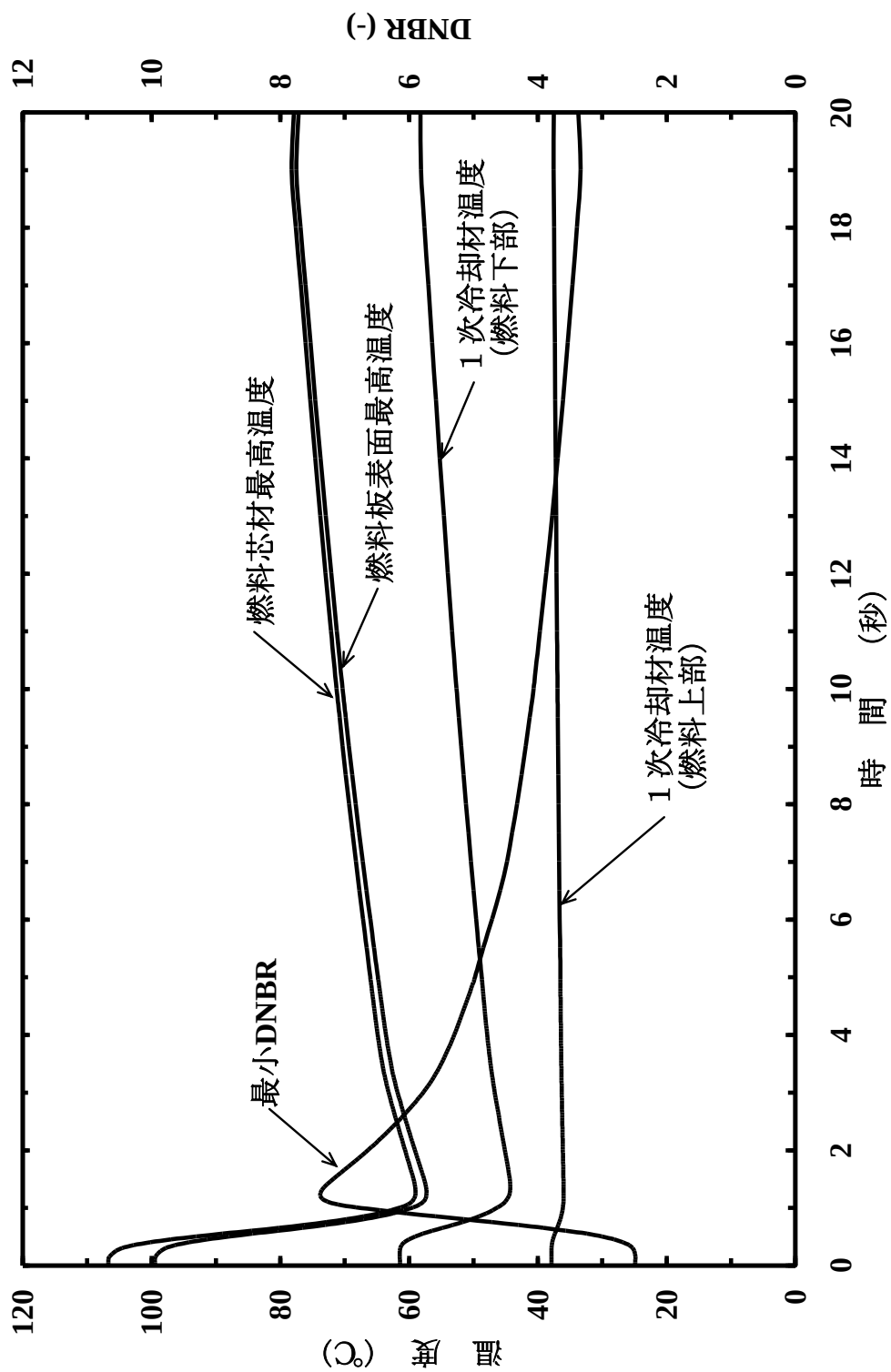
第2.7-4図 2次冷却材の流量低下(4)



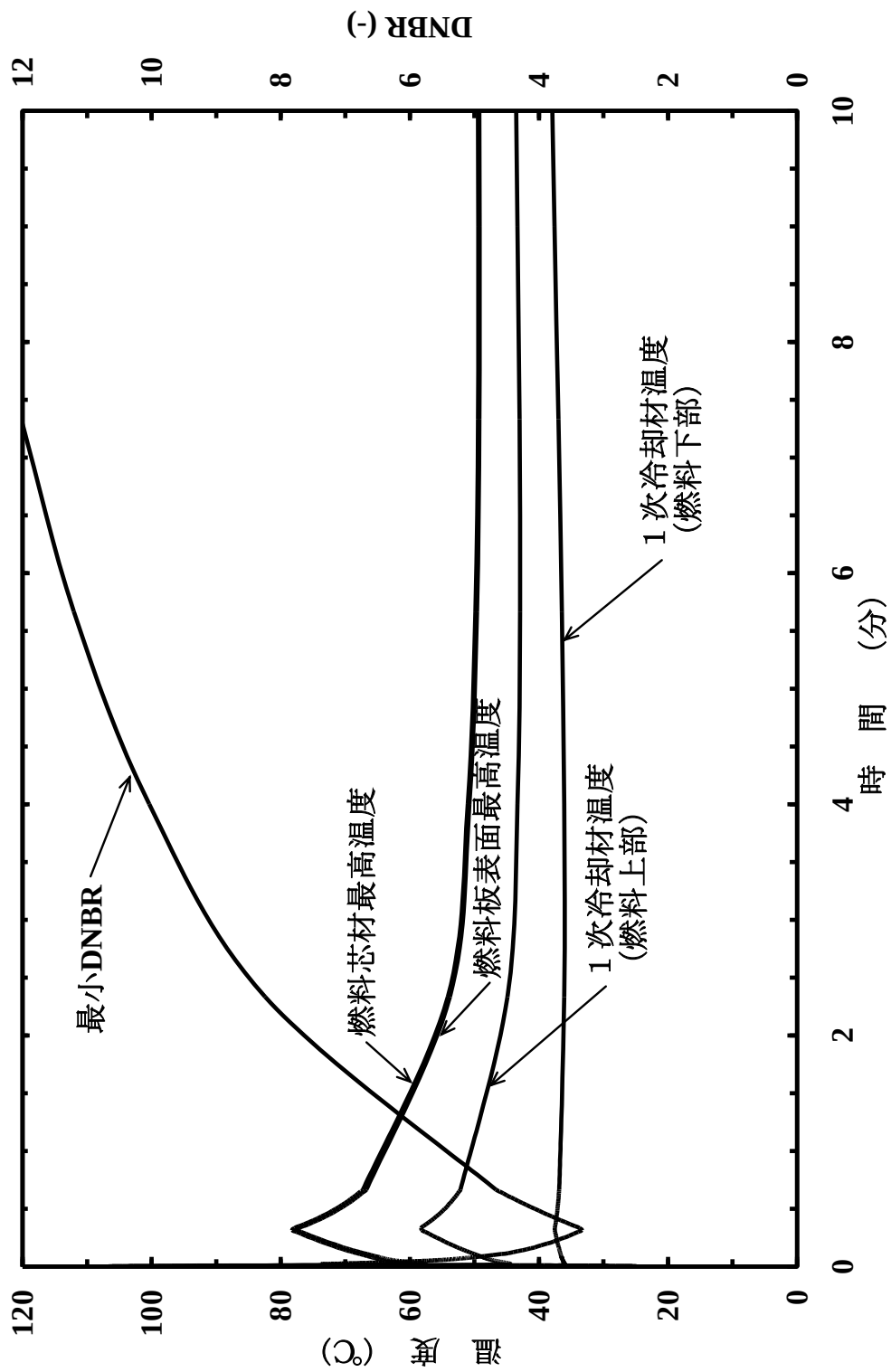
第 2.8-1 図 商用電源喪失 (1)



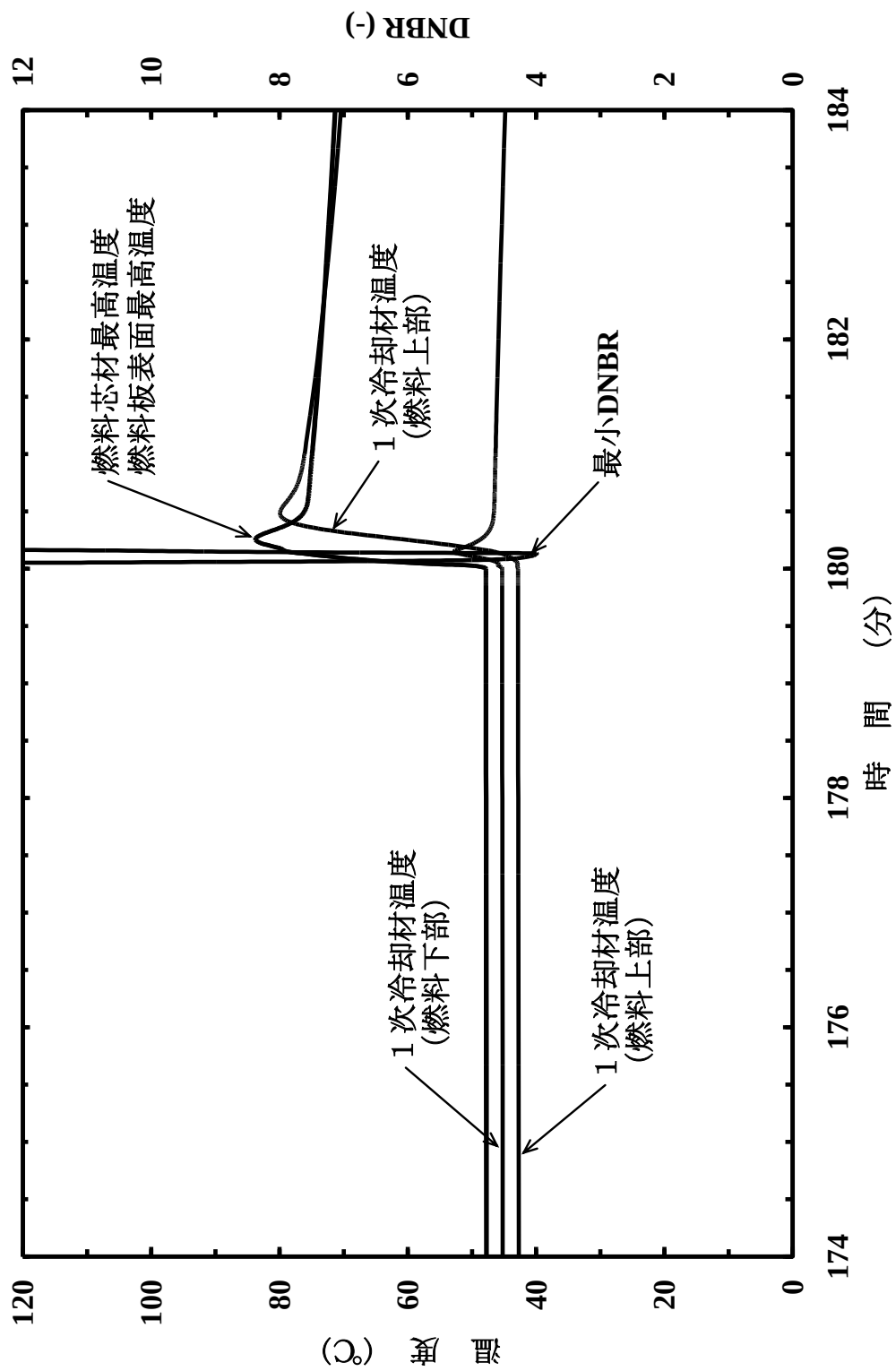
第 2.8-2 図 商用電源喪失 (2)



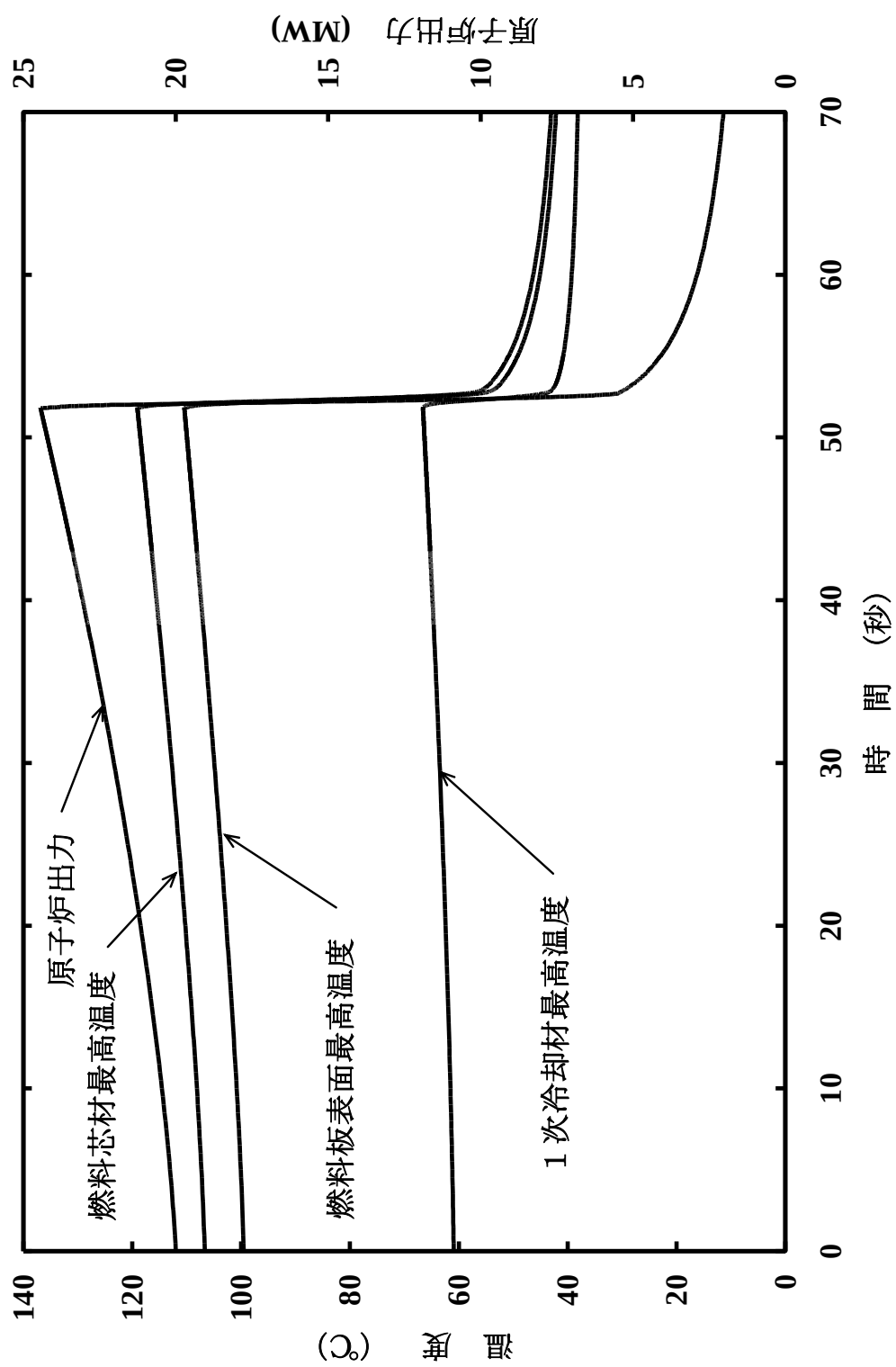
第 2.8-3 図 商用電源喪失 (3)



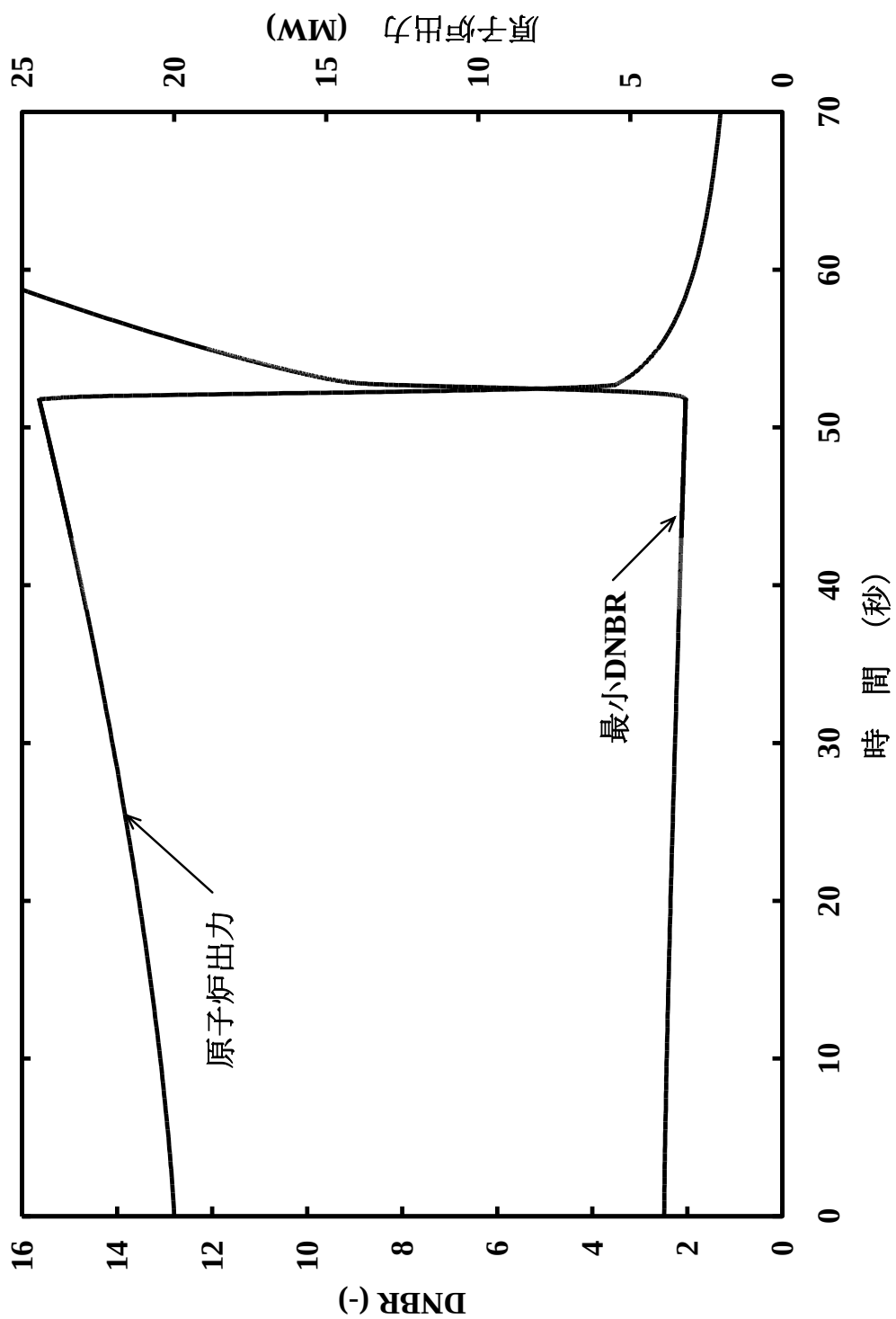
第 2.8-4 図 商用電源喪失 (4)



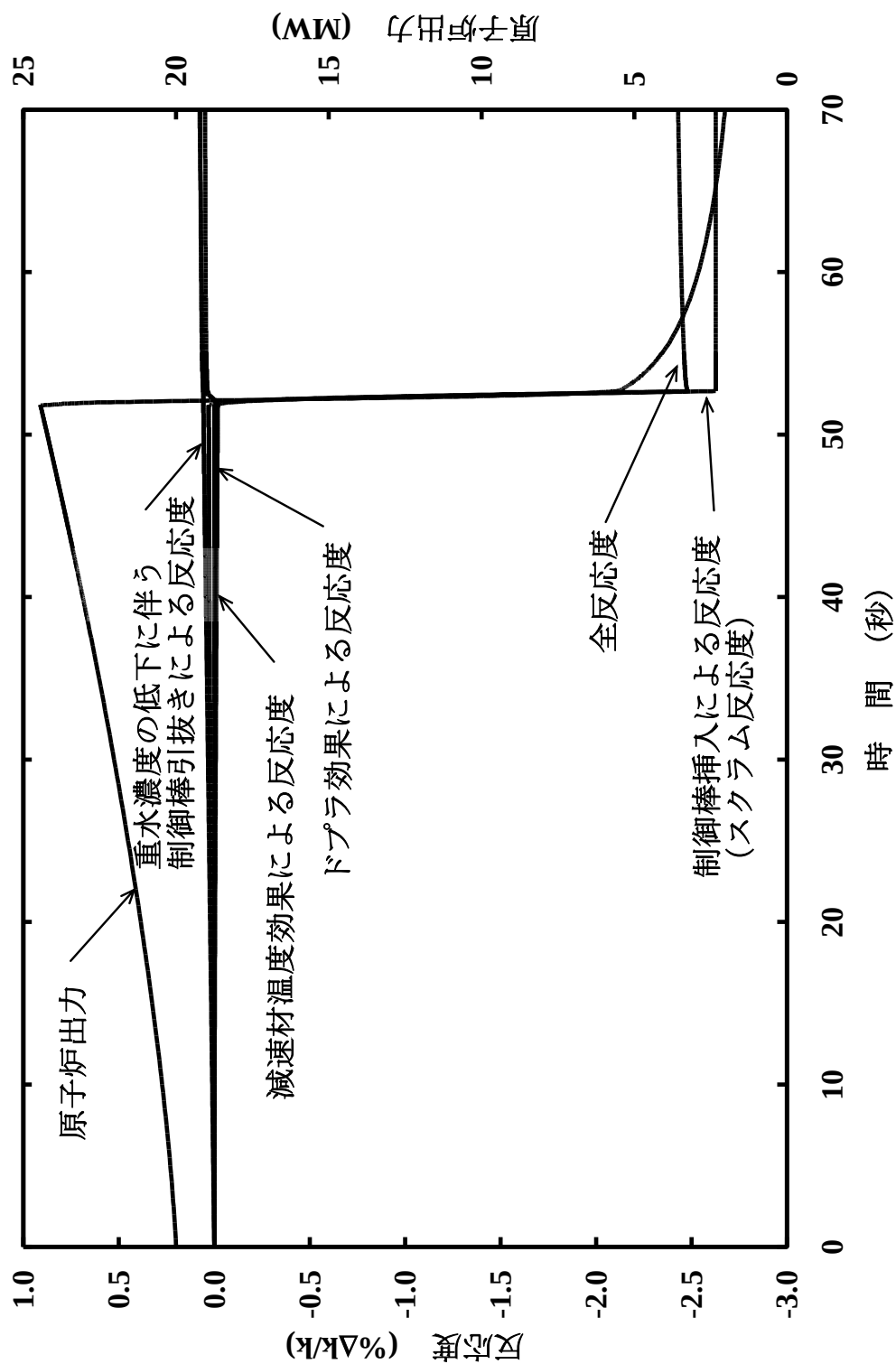
第 2.8-5 図 商用電源喪失 (5)



第 2. 9-1 図 重水反射体への軽水流入 (1)



第 2. 9-2 図 重水反射体への軽水流入 (2)



第 2. 9-3 図 重水反射体への軽水流入 (3)

3. 設計基準事故解析

3.1 序

本章では、本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

設計基準事故として、次のものを評価する。

- (1) 炉心の冷却能力低下に至る事故
 - (a) 炉心流路閉塞事故
 - (b) 1次冷却材流出事故
 - (c) 1次冷却材主ポンプ軸固着事故
 - (d) 2次冷却材ポンプ軸固着事故
- (2) 環境への放射性物質の異常な放出
 - (a) 使用済燃料の機械的破損
- (3) その他の放射性物質の放出に至る事故
 - (a) 重水漏えい事故

3.2 炉心流路閉塞事故

3.2.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、本原子炉の定格出力運転中に原子炉プール内に異物が入り炉心内の流路を閉塞し、その流路内の1次冷却材流量が減少し、燃料温度を上昇させ、燃料板に損傷を起こすおそれのある場合を考える。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止するか又は万一発生した場合にも、炉心の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 通常の炉心作業終了後、原子炉内の点検を十分行い、また、原子炉の運転の前に1次冷却材主ポンプを起動した後、炉心を点検し異物がないことを確認することにより、炉心流路閉塞を未然に防止する。
- (b) 1次冷却系配管にストレーナを取り付けることにより、冷却水の循環中に異物を取り除き炉心流路閉塞を未然に防止する。
- (c) 燃料破損検出器により異常検知して警報を発生するようにし、さらに、多量の核分裂生成物が放出した場合は、燃料事故モニターにより、原子炉を自動停止する。

3.2.2 事故の解析

(1) 解析条件

事故時の燃料温度を計算コードCOOLODによって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 流路の閉塞は、ホットチャンネルの1次冷却材流路が完全閉塞したものとする。

- (b) 閉塞した流路に接する燃料板で発生した熱は、全て正常流路の方に流れるものとする。
- (c) 燃料温度は定常熱伝導方程式により計算する。解析では燃料板の側板方向の熱伝導を無視する。

(2) 解析結果

解析結果を第 3.2-1 図に示す。この事故の解析では、閉塞された流路に接する位置で燃料芯材温度及び燃料板表面温度が最も高くなり、その値はいずれも約 148℃である。また、最小DNBRは約 1.2 である。なお、最小DNBRは 1.5 を下回っているが、燃料板の最高温度は 148℃であるため、被覆材の耐力は十分に保たれる。

3.2.3 被ばく評価

(1) 評価条件

- (a) 燃料損傷の起こる可能性は少ないが、ここでは閉塞流路に接する 2 枚の燃料板（炉心全体の約 0.4%）が破損するものと仮定する。
- (b) 事故発生の直前まで、原子炉は定格出力で 285 日（燃料要素平均の最高燃焼度 60% 相当）連続運転されていたものとする。
- (c) 燃料板の破損により、燃料芯材中に含まれる核分裂生成物のうち、希ガスについては 100%が、よう素等については 60%が、それぞれ燃料板から放出されるものとする。
- (d) 放出されたよう素のうち 10%は有機よう素、残り 90%は無機よう素の形態をとるものとする。
- (e) 1 次冷却材中から原子炉建家内の雰囲気中への移行率は、無機よう素については 1%、その他の核分裂生成物については 100%とする。
- (f) 燃料板間の冷却材流路に放出された核分裂生成物が 1 次冷却系ループを循環し、原子炉プールへ至るまでの時間を 100 秒とする。非常用排気設備の起動が完了するまでの時間を 80 秒とする。
- (g) 評価期間中の核分裂生成物の放射性崩壊を考慮する。
- (h) 原子炉建家に放出されたよう素のうち、無機よう素については 50%が原子炉建家や同建家内の機器等に付着し、漏えいに寄与しないものとする。
- (i) 単一故障として、非常用排風機 1 台の停止を仮定し、原子炉建家からの排気量は、90m³/h とする。
- (j) 非常用排気設備のよう素除去フィルタの効率は、設計値に余裕を持った値として 95%とする。
- (k) 原子炉建家から大気中に放出された核分裂生成物（事故後 30 日間）による被ばく線量、すなわち、よう素等の吸入による内部被ばく線量及び希ガス等からの γ 線による外部全身被ばく線量を考慮する。

(2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量は、「5.1 重大事故」と同様な方法により評価する。

(3) 評価結果

大気中へ放出される核分裂生成物の量を第 3.2-1 表に示す。

これらの値を基にして計算した実効線量当量は、

小児内部被ばく : 約 5.0×10^{-3} mSv

γ線による外部被ばく : 約 5.2×10^{-3} mSv

となる。

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量の合計は約 1.02×10^{-2} mSv となる。

3.2.4 結論

ホットチャンネルの完全閉塞という十分に厳しい仮定をした解析においても、燃料の最高温度は十分に低く炉心の冷却能力が失われることはない。このような流路閉塞を起こす異物としては、ビニールシートや実験用テープが考えられるが、異物に対する防止対策や過去の事故例等からみて完全閉塞の仮定は十分に厳しいものと考えられる。この事故において仮に燃料板破損を想定しても放射性物質の放出量は微少である。

3.3 1次冷却材流出事故

3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は本原子炉の定格出力運転中に、実際に予測し難い原因で、1次冷却系配管に亀裂などが発生し、1次冷却材が多量に流出し、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇し、炉心に悪影響を及ぼすおそれのある場合を考える。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止するか又は万一発生した場合にも炉心の健全性を確保し、また、1次冷却系設備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。

(a) 1次冷却系配管の材料には、腐食されにくいステンレス鋼を使用し、設計、製作及び据付け等において、諸規格、基準に適合するようにし、かつ供用期間中も含め品質管理や工程管理を十分行う。

(b) 1次冷却系配管は、毎運転サイクルの起動前に点検を行い漏水等のないことを確認する。また、定期的に健全性確認のための検査を行う。

また、水平実験孔や制御棒駆動機構案内管等冠水維持設備の貫通部は水密構造とするとともに、原子炉プール水の漏えいを感知するため漏えい検出器を設ける。

(c) 原子炉の運転中に漏水があった場合には、1次冷却材の流量低下又は原子炉プールの水位低下を生じ、安全保護系に設けた「1次冷却材流量低」及び「原子炉プール水位低」のスクラム回路からの信号により原子炉を自動停止する。

(d) 原子炉プール水位がさらに低下した場合、「原子炉プール水位低低」の信号で自動的にサイフォンブレイク弁を開き、原子炉プールからの1次冷却材の喪失を防止する。万一、炉下室内に漏えいしたとしても、これも防止するために扉は水密構造とする。

- (e) サイフォンブレイク弁の作動後の炉心の冷却を行うため、自然循環弁を開放する。
- (f) 1次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

3.3.2 事故時の解析

(1) 解析条件

事故の経過を計算コードTHYDE-Wによって解析する。解析では、実際よりも十分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。

- (a) 1次冷却系配管のうち、主ポンプ入口側の配管に漏えい口が発生するものとする。
- (b) 低温、低圧条件下では仮に初期き裂があり、疲労によりき裂が成長した場合を仮定しても、その大きさは $D t/4$ より十分小さいものと考えられるが、ここでは厳しい解析結果を得るために $D t/4$ のスリット状の漏えい口が発生すると仮定し、その面積を 13cm^2 とする。（ただし、 D ：配管の外径、 t ：配管の肉厚）
- (c) 事故発生後、直ちに1次冷却材主ポンプの能力低下によって、1次冷却材流量はコーストダウンし、単一故障を考慮した「1次冷却材流量低」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。
- (d) 「原子炉プール水位低低」（N.L. -300cm）の水位でサイフォンブレイク弁及び自然循環弁が開放し、サイフォンブレイク水位に達すると、1次冷却材の流出が止まるものとする。この場合、商用電源喪失を考慮し、さらにサイフォンブレイク弁の単一故障を仮定する。
- (e) 漏えい口における1次冷却材の放出係数は1.0とし、その開口は瞬時に起こるものとする。

(2) 解析結果

解析結果を第3.3-1図～第3.3-5図に示す。

1次冷却材の流出により、炉心流量が低下し、約1秒後「1次冷却材流量低」の信号により、原子炉はスクラムする。炉心流量は低下するが、1次冷却材補助ポンプにより炉心の冷却は維持される。約61分後、原子炉プールの水位が「原子炉プール水位低低」のレベルに達し、サイフォンブレイク弁及び自然循環弁が開放する。約86分後、サイフォンブレイク水位に達し、1次冷却材の流出が止まり、自然循環冷却に移行する。この事故における燃料芯材最高温度は約 120°C 、最小DNBRは約1.9となる。また、1次冷却材最高温度は自然循環冷却に移行する際に約 81°C となる。

3.3.3 結論

1次冷却系配管に 13cm^2 程度の漏えい口が生じた場合においても、燃料芯材最高温度は約 120°C にとどまり、炉心の冷却能力が失われることはなく、炉心も冠水状態に保たれる。また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

3.4 1次冷却材主ポンプ軸固着事故

3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、本原子炉の定格出力運転中に、何らかの要因で、1 台の1次冷却材主ポンプの回転軸が瞬間的に固着することにより、1次冷却材流量が減少し、その結果、炉心の冷却能力の低下によって、燃料温度の急激な上昇を起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止するか又は万一発生した場合にも、炉心の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 1次冷却材主ポンプの材料選定、設計、製作及び据付け等において、諸規格、基準に適合するようにし、かつ、供用期間中を含め品質管理を十分に行う。
- (b) 1次冷却材主ポンプの軸が固着した場合は、安全保護系に設けた「1次冷却材主ポンプ停止」、「1次冷却材流量低」及び「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路からの信号で原子炉を自動停止する。

3.4.2 事故の解析

(1) 解析条件

事故の経過を計算コードTHYDE-Wによって解析する。解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 1次冷却材主ポンプが軸固着を起こすと、直ちに1次冷却材主ポンプの電源が過電流状態となり、単一故障を考慮した「1次冷却材主ポンプ停止」の信号で原子炉は自動停止するものとする。
- (b) 1次冷却材主ポンプが軸固着を起こすと同時に、ポンプの回転数が瞬時に0となるものとする。
- (c) 1次冷却材主ポンプ出口側の逆止弁は流量が0になってから約0.2秒後に、完全に閉塞するものとする。
- (d) 単一故障として、1次冷却材補助ポンプ1台の停止を仮定する。
- (e) 1次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

(2) 解析結果

解析結果を第3.4-1図～第3.4-3図に示す。1次冷却材主ポンプの回転軸が固着した場合、事故発生後、約0.23秒後に、このポンプの流量が0となり、約0.44秒後に逆止弁は完全に閉塞する。原子炉は事故発生後約0.4秒の遅れでスクラムを開始する。またこの場合の燃料芯材最高温度は約119℃であり、最小DNBRは約1.9である。また、1次冷却材最高温度は約70℃である。

3.4.3 結論

- 1 台の1次冷却材ポンプ軸固着事故時において、実際よりも十分厳しい結果を与える解析

をした場合においても、燃料の損傷は起こらず、炉心の冷却材能力が失われることはない。
また、1次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

3.5 2次冷却材ポンプ軸固着事故

3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、本原子炉の定格出力運転中に、何らかの要因で、1台の2次冷却材ポンプの回転軸が瞬間的に固着することにより、2次冷却材流量が減少し、その結果、1次冷却材温度の上昇によって、炉心の冷却能力低下を引き起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止するか又は万一発生した場合にも、炉心の健全性を確保し、あわせて1次冷却系設備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。

- (a) 2次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作及び据付け等において、諸規格、基準に適合するようにし、かつ、供用期間中を含め品質管理を十分に行う。
- (b) ポンプ軸が固着した場合、「2次冷却材ポンプ停止」の警報を発する。さらに、2次冷却材流量が低下して、「2次冷却材流量低」の警報を発する。
- (c) 2次冷却材の流量低下に伴い、1次冷却材温度が異常に上昇する場合は、安全保護系に設けた「1次冷却材炉心出口温度高」のスクラム回路からの信号により原子炉を自動停止する。

3.5.2 事故の解析

(1) 解析条件

事故の経過を計算コードTHYDE-Wによって解析する。解析では、実際よりも十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 2次冷却材ポンプが軸固着を起こすと同時に、同ポンプの回転数が瞬時に0になるものとする。
- (b) 1次冷却材炉心出口温度が50℃になったとき、単一故障を考慮した「1次冷却材炉心出口温度高」の信号により、原子炉を自動停止するものとする。
- (c) 1次冷却材及び2次冷却材の流量低下がもたらす燃料及び1次冷却材の温度上昇による負の反応度フィードバックについては、解析の保守性を考慮してこれを期待しないものとする。

(2) 解析結果

解析結果を第3.5-1図～第3.5-4図に示す。2次冷却材の流量低下後、1次冷却材炉心出口温度は徐々に上昇するが、約45℃の一定値に達するのみで、スクラムに至らない。燃料芯材最高温度は初期の約107℃から約108℃に上昇するにすぎない。最小DNBRは初期の約2.5から約2.4にわずかに低下するのみである。また、1次冷却材最高温度は約64℃である。

3.5.3 結論

1 台の 2 次冷却材ポンプ軸固着事故時において、実際よりも十分厳しい結果を与える解析をした場合においても、燃料の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。また、1 次冷却材の温度上昇は小さく、したがって、1 次冷却系設備にかかる圧力の上昇はなく、その健全性が問題となることはない。

3.6 使用済燃料の機械的破損

3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の停止中に取扱い中の使用済燃料要素が、何らかの原因で破損する事故として考える。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にも、その影響を限定するために、次の対策を講ずる。

- (a) 燃料要素の取扱いは、訓練を受けた作業者が定められた取扱治具を用いて、定められた手順に従って行う。
- (b) 取扱治具は燃料要素を破損させないように配慮した設計とする。
- (c) 燃料要素の被覆材の腐食を防止するために、1 次冷却材の水質を適切に管理する。
- (d) 万一、事故が発生した場合には、放射性物質による汚染の拡大を防止するために、破損した燃料要素を専用の容器に封入する。
- (e) 核分裂生成物のうち水中に放出されたものは原子炉プール水浄化系のイオン交換樹脂等により回収する。また、空气中に放出されたものは、換気空調設備又は非常用排気設備のフィルタを介して大気中への放出を抑制する。

3.6.2 被ばく評価

上記のような防止対策を講ずることにより、使用済燃料の機械的破損の可能性は極めて少ないと考えられるが、炉内等で取扱い中の燃料要素が何らかの原因で破損し、原子炉建家内へ核分裂生成物が放出される場合を想定し、以下の条件により被ばく評価する。

(1) 評価条件

- (a) 原子炉は定格出力で 285 日（燃料要素平均の最高燃焼度 60%相当）連続運転されていたものとし、原子炉停止後 2 日を経て損傷が発生するものとする。
- (b) 燃料芯材表面から約 15 μm （反跳飛程）深部までの核分裂生成物の燃料芯材全体に占める割合（約 3%）を基に保守的に燃料板 1 枚に含まれる核分裂生成物の 5%が水中へ放出するものとする。
- (c) 燃料板中の核分裂生成物のうち水中に放出する核分裂生成物の割合は、希ガスが 100%、よう素等が 60%とする。
- (d) 1 次冷却材中に放出されるよう素以外の核分裂生成物は、溶解せずに瞬時に全量が

水中から原子炉建家内の雰囲気中に放出されるものとし、水中でのよう素の除染係数を 500 とする。

(e) 1 次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中に放出される核分裂生成物は、換気空調設備（約 50,000m³/h）により排気筒から大気中へ放出するものとする。

(f) 核分裂生成物の原子炉建家内でのプレートアウト及び換気空調設備のフィルタによる除去効果については、解析上の保守性を考慮し期待しないものとする。

(2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量は、上記の条件に基づき「5.1 重大事故」と同様の方法により評価する。

(3) 評価結果

大気中に放出される核分裂生成物の量を第 3.6-1 表に示す。

これらの値を基にして計算した実効線量当量は、

小児内部被ばく : 約 6.4×10^{-4} mSv

γ線による外部被ばく : 約 1.3×10^{-4} mSv

となる。

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量当量の合計は約 7.7×10^{-4} mSv となる。

3.6.3 結論

保守的な評価結果を与える仮定に基づいて使用済燃料の機械的破損時の被ばく線量を評価した結果、環境への放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.7 重水漏えい事故

3.7.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、何らかの原因で重水系の配管あるいは機器類が損傷して重水が漏えいし、その結果、重水中のトリチウムが大気に放散し、放射線被ばくを起こす事故を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止するか又は万一発生した場合においても、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために次のような対策を講じる。

(a) 重水系の配管及び機器類は、腐食されにくいステンレス鋼を使用するとともに、設計、製作及び据付け等においても諸規格、基準に適合するようにし、かつ品質管理や工程管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行い、重水漏えいが起こる可能性を極めて小さくする。

(b) 万一、重水漏えいを検出した場合、警報を発する。また、重水の流量が低下した場合には「重水流量低」のスクラム回路からの信号により原子炉は自動停止する。一方、

重水溢流タンク内の重水水位が低下した場合は、警報を発し、手動で原子炉をスクラムさせる。

- (c) 重水漏えいを検知した場合、原子炉停止後、必要に応じて重水ダンプ弁及び重水ドレン弁を開き、重水タンクの重水を重水溢流タンクに落とすようにする。

3.7.2 被ばく評価

(1) 評価条件

解析では、実際よりも厳しい結果を得るために解析条件を次のように仮定する。

- (a) 重水漏えいは、重水区画内で起こるものとし、漏えいした重水は、50℃の飽和蒸気の形態で大気へ放散されるものとする。
- (b) 事故発生後、「重水流量低」のスクラム信号を検知し、手動操作により重水区画の給排気口の遮断弁を閉じることにより、重水区画を隔離するものとする。
- (c) 事故の間、大気へ放散される重水蒸気を含む空気量は、重水区画が隔離するまでの900m³と回収作業が終了するまでの約300m³の合計約1200m³とする。
- (d) 重水中のトリチウム濃度は約 $3.7 \times 10^8 \text{Bq/cm}^3$ とする。

(2) 評価方法

トリチウムの吸入による内部被ばく実効線量当量は、次式で計算する。

$$H_H = K_H \cdot M_A \cdot Q_T \cdot (\chi/Q) \cdot k$$

ここで、

H_H : トリチウムの吸入による内部被ばく実効線量当量 (mSv)

K_H : トリチウムの呼吸摂取による実効線量当量への換算係数
($=1.8 \times 10^{-8} \text{mSv/Bq}$)

M_A : 成人の呼吸率 (=活動時 $1.2 \text{m}^3/\text{h}$)

Q_T : トリチウムの放出量 (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (h/m^3)

k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数 ($=1.5$)

(3) 評価結果

前記の条件を考慮して計算した結果、この事故を想定した場合に大気へ放散されるトリチウム量は約 $3.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ である。計算の結果、敷地境界外における最大実効線量当量は約 $6.6 \times 10^{-3} \text{mSv}$ である。

3.7.3 結論

この事故を想定した場合、十分厳しい結果を与える仮定をしても、トリチウムの大気への放散量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

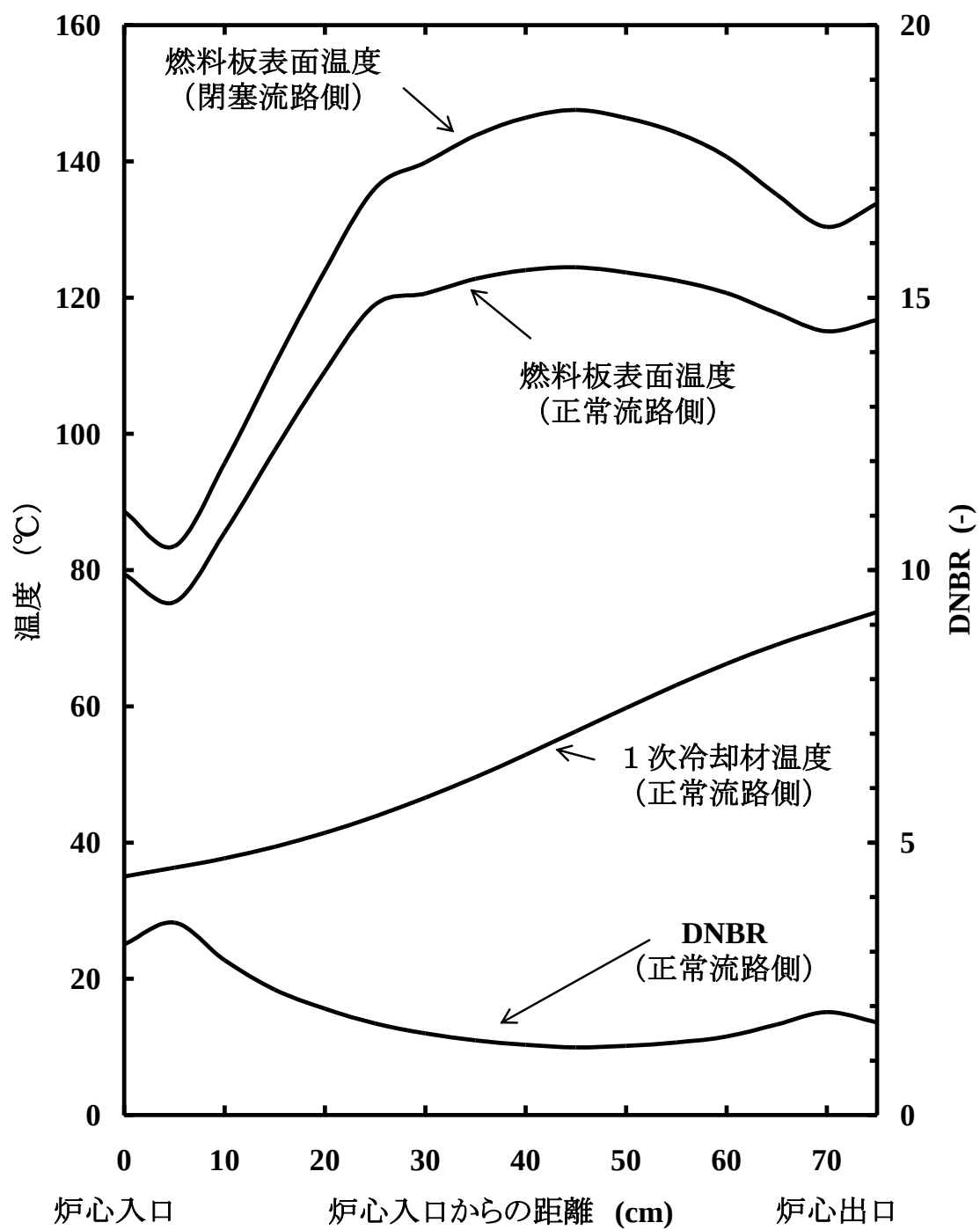
第3.2-1表 炉心流路閉塞事故時に大氣中に放出される核分裂生成物

核種	放出量(Bq)
Kr-83m	1.58×10^{11}
Kr-85m	9.43×10^{11}
Kr-85	3.50×10^{11}
Kr-87	5.26×10^{11}
Kr-88	1.65×10^{12}
Kr-89	2.77×10^{10}
Kr-90	8.13×10^8
Xe-131m	6.59×10^{11}
Xe-133m	1.24×10^{12}
Xe-133	7.79×10^{13}
Xe-135m	4.16×10^{10}
Xe-135	9.43×10^{12}
Xe-137	4.80×10^{10}
Xe-138	2.27×10^{11}
Xe-139	1.64×10^9
Br-83	6.20×10^9
Br-84m	7.79×10^6
Br-84	2.47×10^9
Br-85	2.11×10^8
Br-86	3.37×10^7
Br-87	4.93×10^7
I-129	1.75×10^3
I-130	1.43×10^6
I-131	1.26×10^{11}
I-132	4.93×10^9
I-133	6.49×10^{10}
I-134m	9.40×10^6
I-134	3.38×10^9
I-135	2.11×10^{10}
I-136	1.54×10^7
γ 線換算量(0.5MeV)	2.04×10^{13}
参考値(I-131等価)	1.44×10^{11}

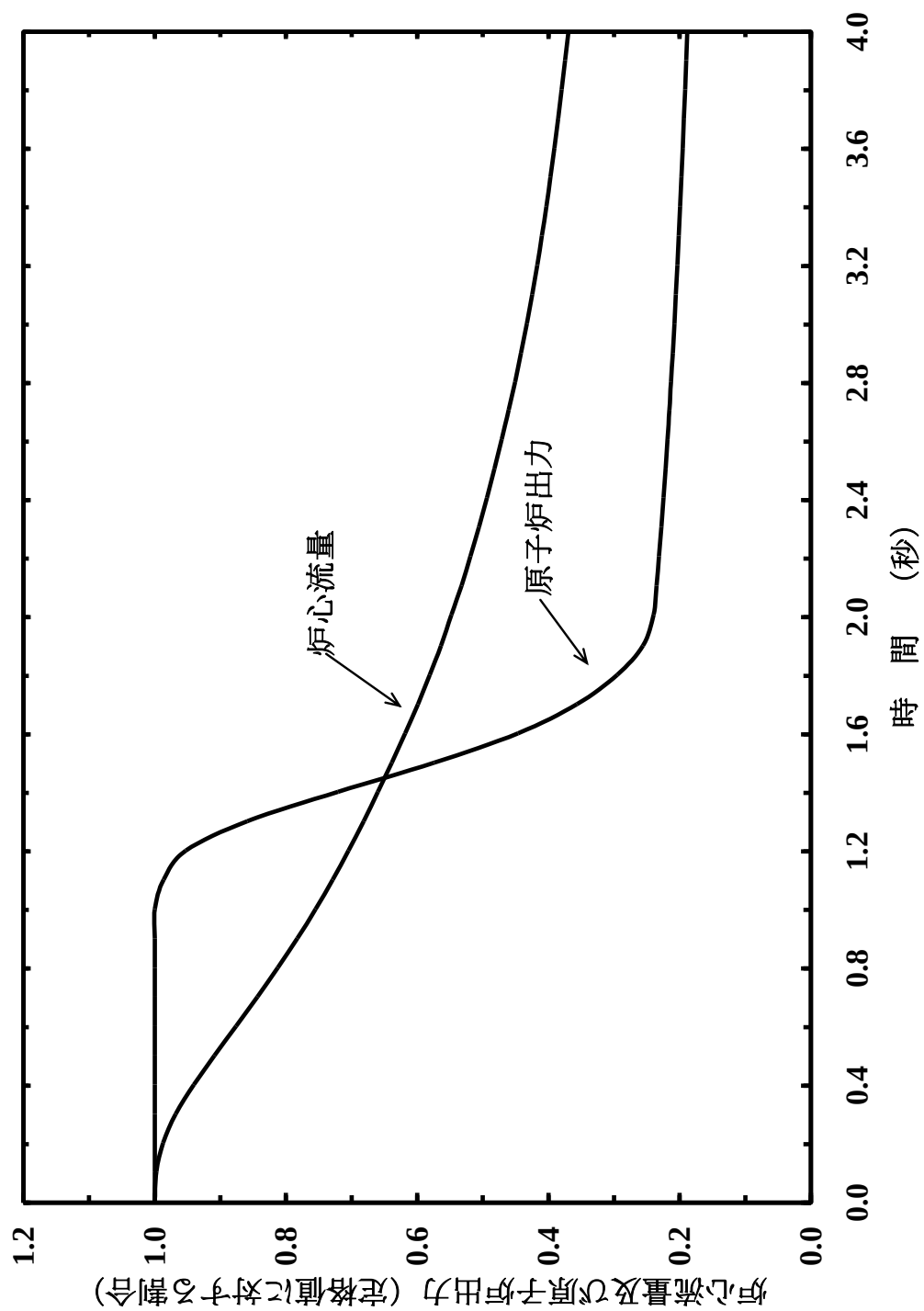
第3.6-1表 使用済燃料の機械的破損事故時に大気中に放出される核分裂生成物

核種	放出量 (Bq)
Kr-83m	4.47×10^3
Kr-85m	4.97×10^8
Kr-85	9.13×10^9
Kr-87	7.57×10^0
Kr-88	1.87×10^7
Kr-89	0.00×10^0 *
Kr-90	0.00×10^0 *
Xe-131m	2.28×10^{10}
Xe-133m	6.46×10^{10}
Xe-133	3.33×10^{12}
Xe-135m	0.00×10^0 *
Xe-135	1.09×10^{11}
Xe-137	0.00×10^0 *
Xe-138	0.00×10^0 *
Xe-139	0.00×10^0 *
Br-83	3.90×10^2
Br-84m	0.00×10^0 *
Br-84	0.00×10^0 *
Br-85	0.00×10^0 *
Br-86	0.00×10^0 *
Br-87	0.00×10^0 *
I-129	1.75×10^1
I-130	1.25×10^4
I-131	1.84×10^9
I-132	1.69×10^3
I-133	1.06×10^9
I-134m	0.00×10^0 *
I-134	0.00×10^0 *
I-135	3.22×10^7
I-136	0.00×10^0 *
γ 線換算量 (0.5MeV)	3.66×10^{11}
参考値 (I-131等価)	2.11×10^9

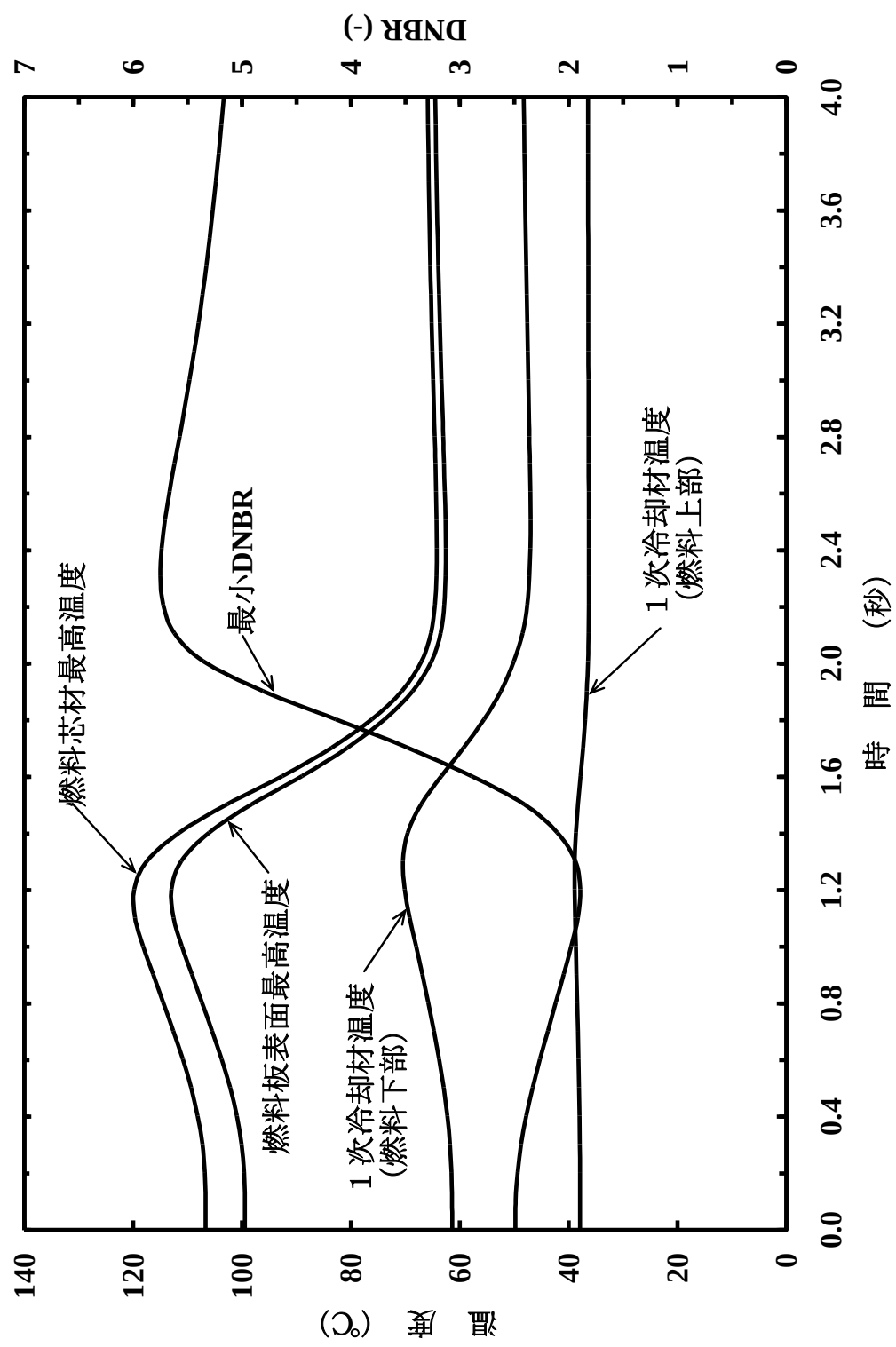
* : 放出量の値が小さいため表記上 0.00×10^0 としている。



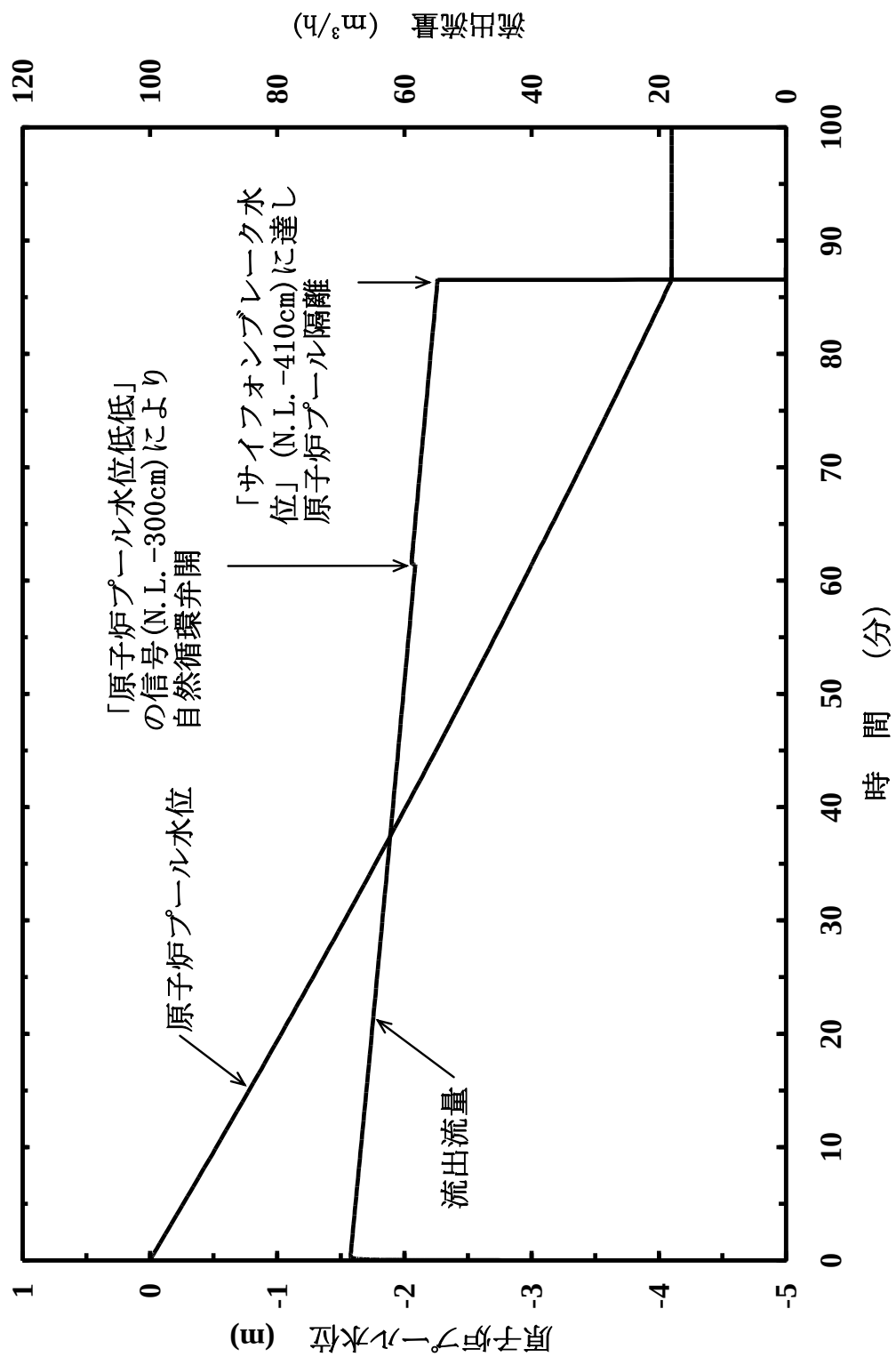
第 3.2-1 図 炉心流路閉塞事故



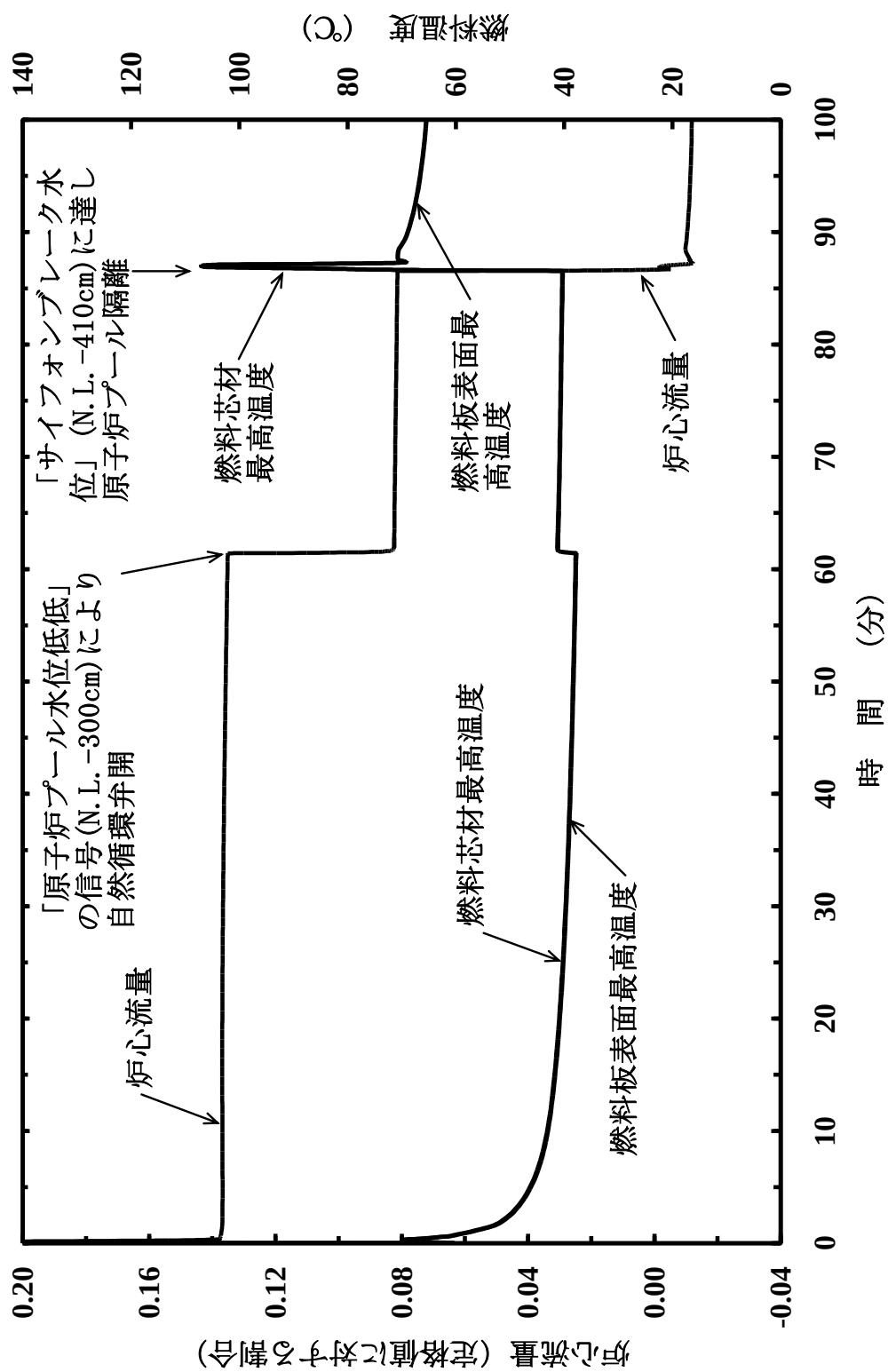
第 3.3-1 図 1 次冷却材流出事故 (1)



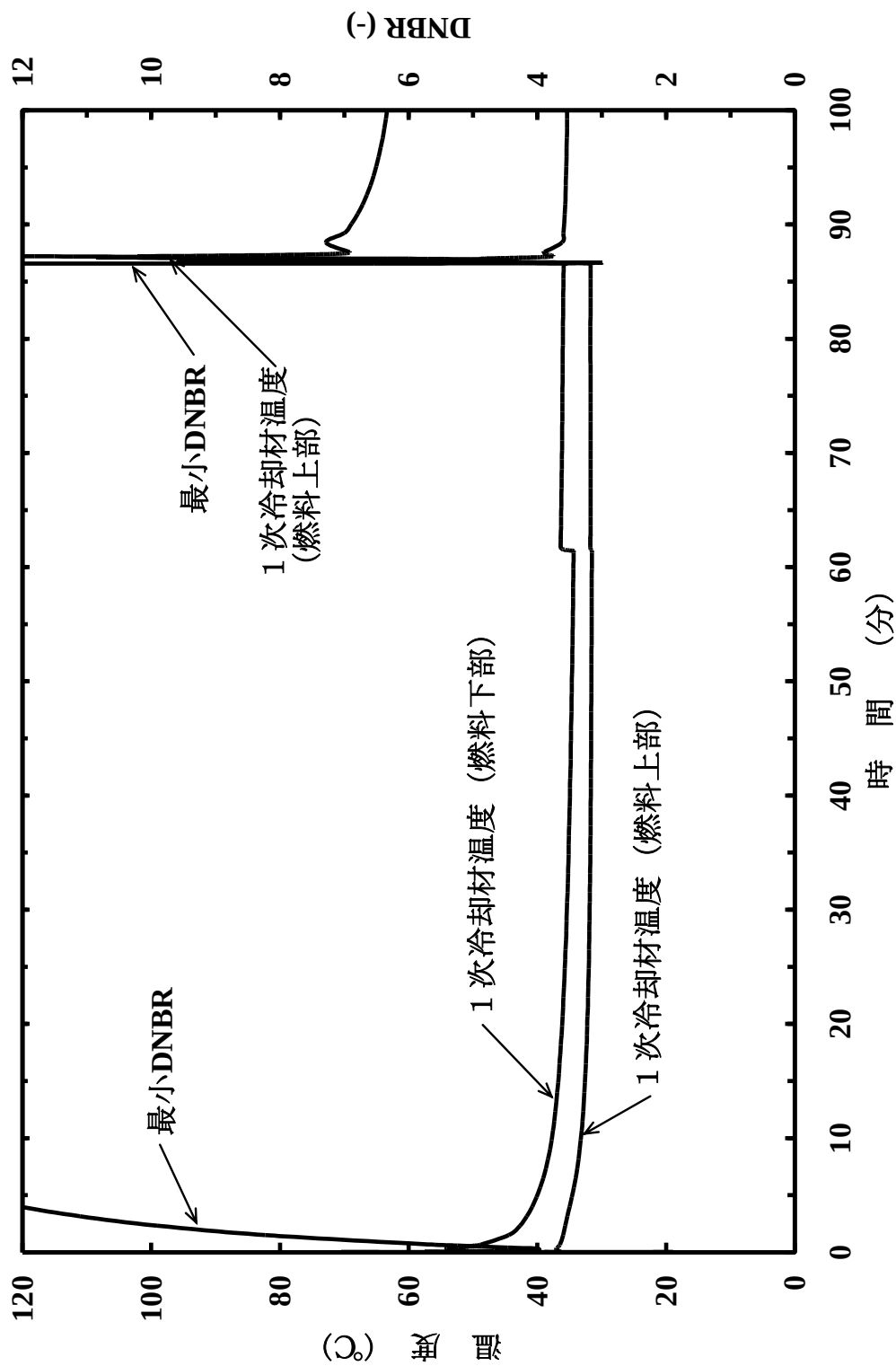
第 3.3-2 図 1 次冷却材流出事故 (2)



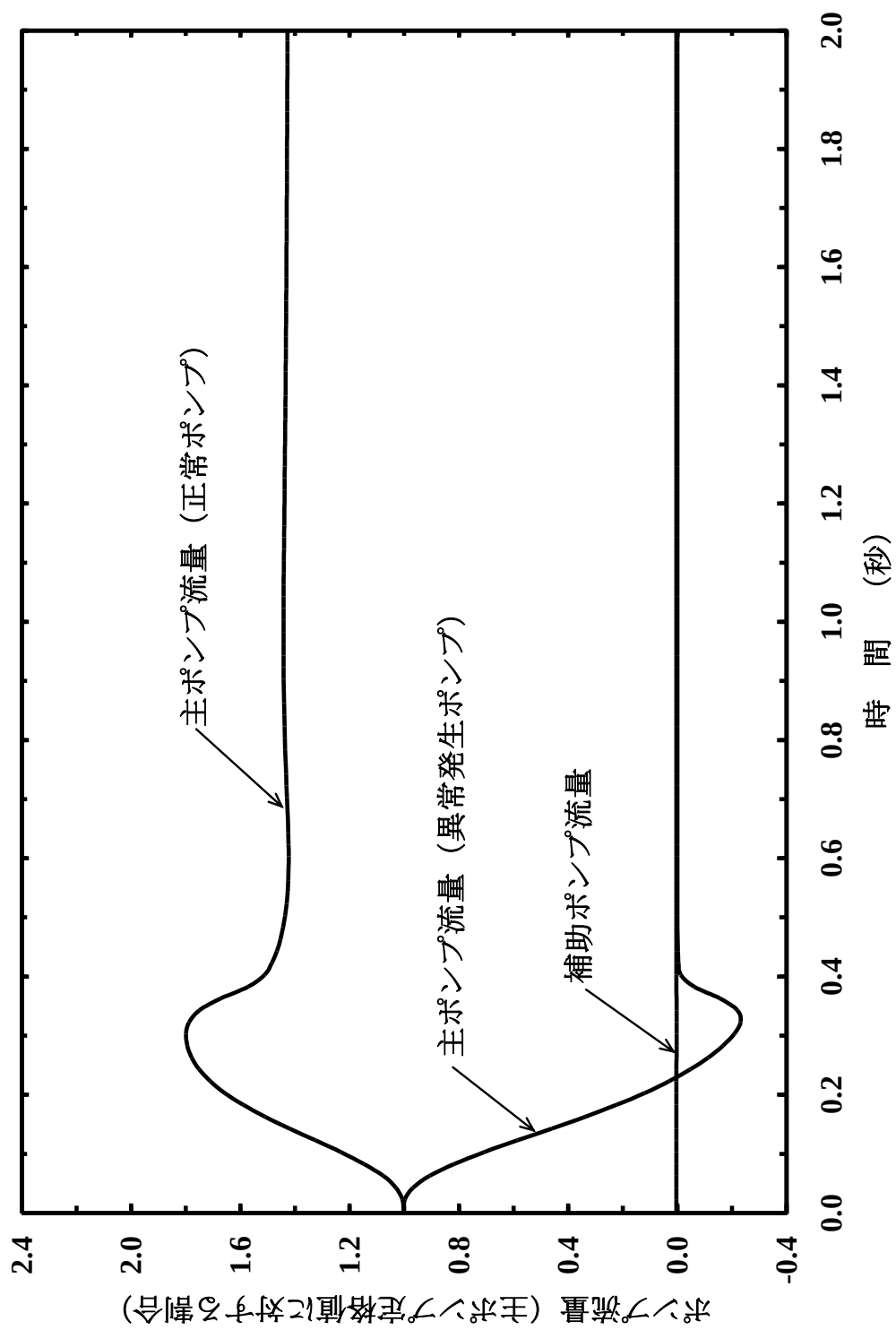
第 3.3-3 図 1 次冷却材流出事故 (3)



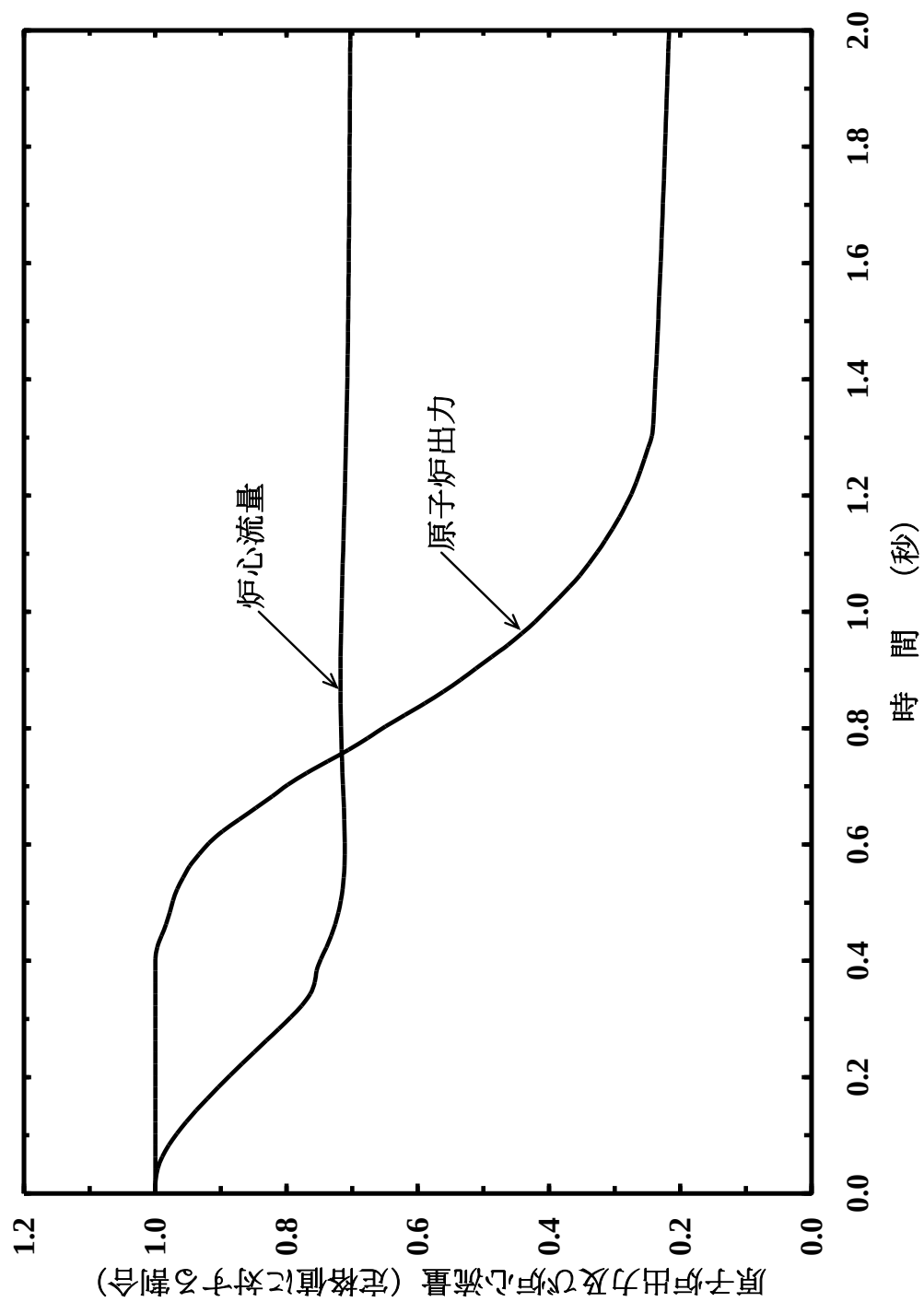
第 3.3-4 図 1 次冷却材流出事故 (4)



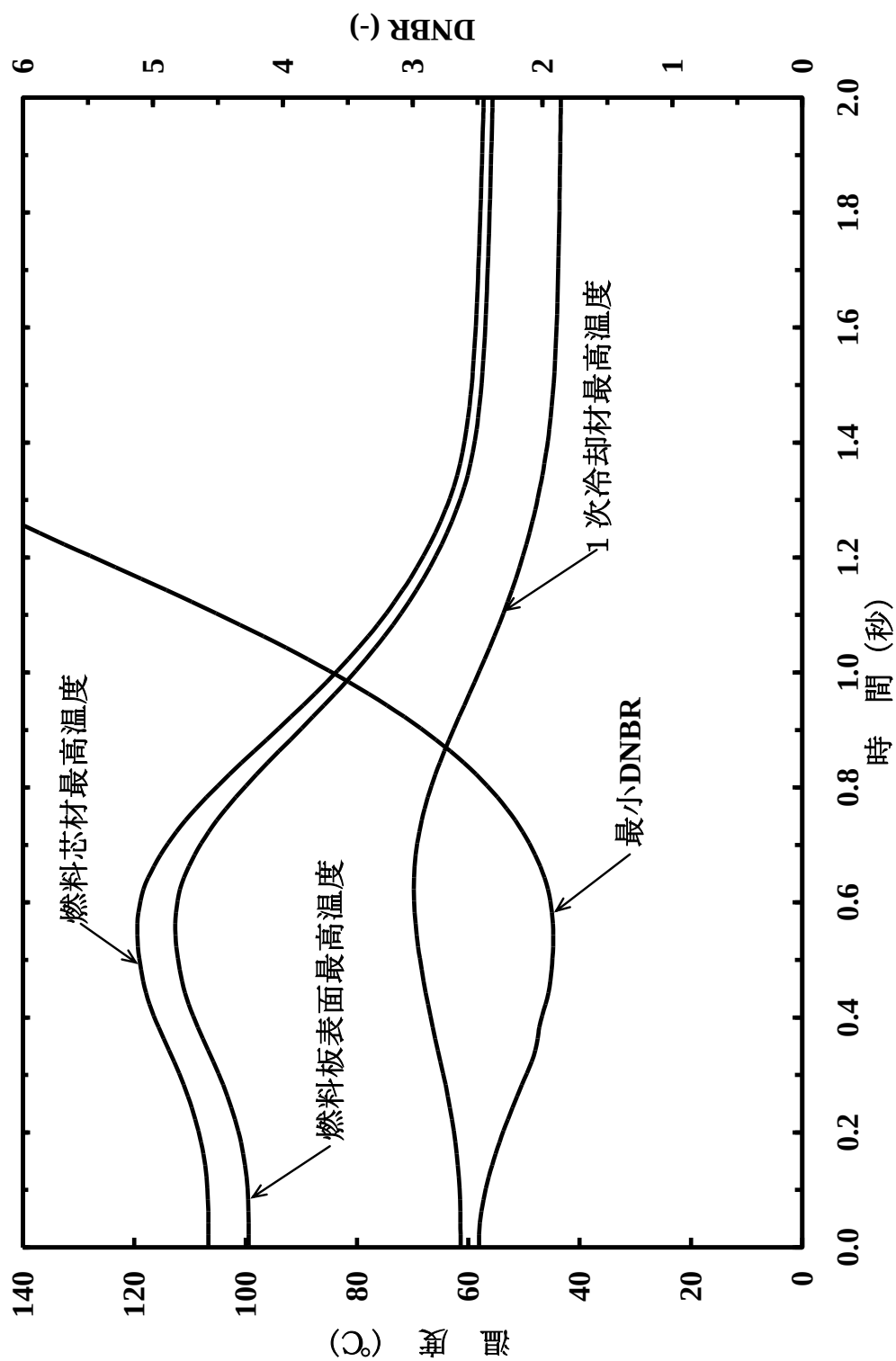
第 3.3-5 図 1 次冷却材流出事故 (5)



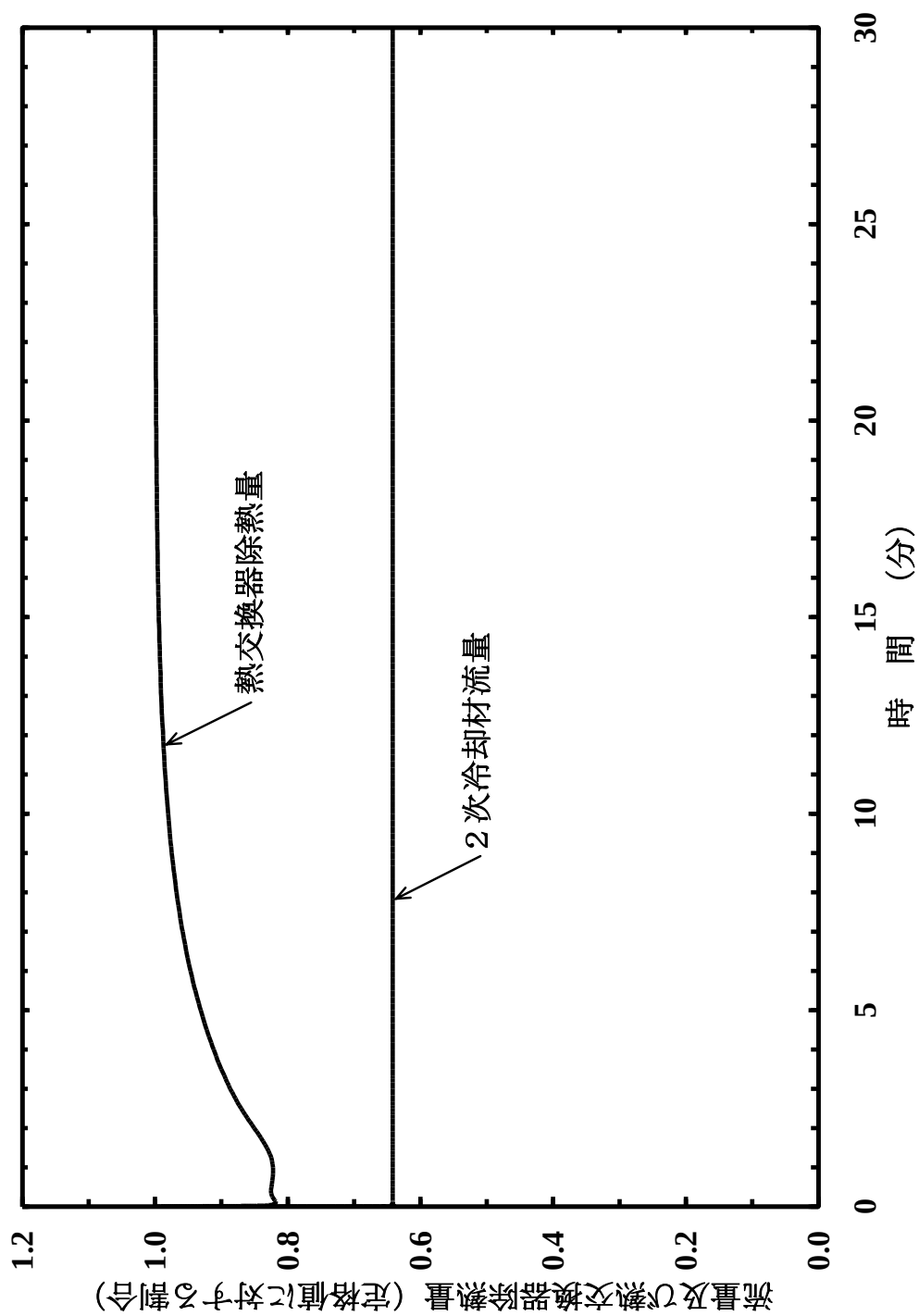
第 3.4-1 図 1 次冷却材主ポンプ軸固着事故 (1)



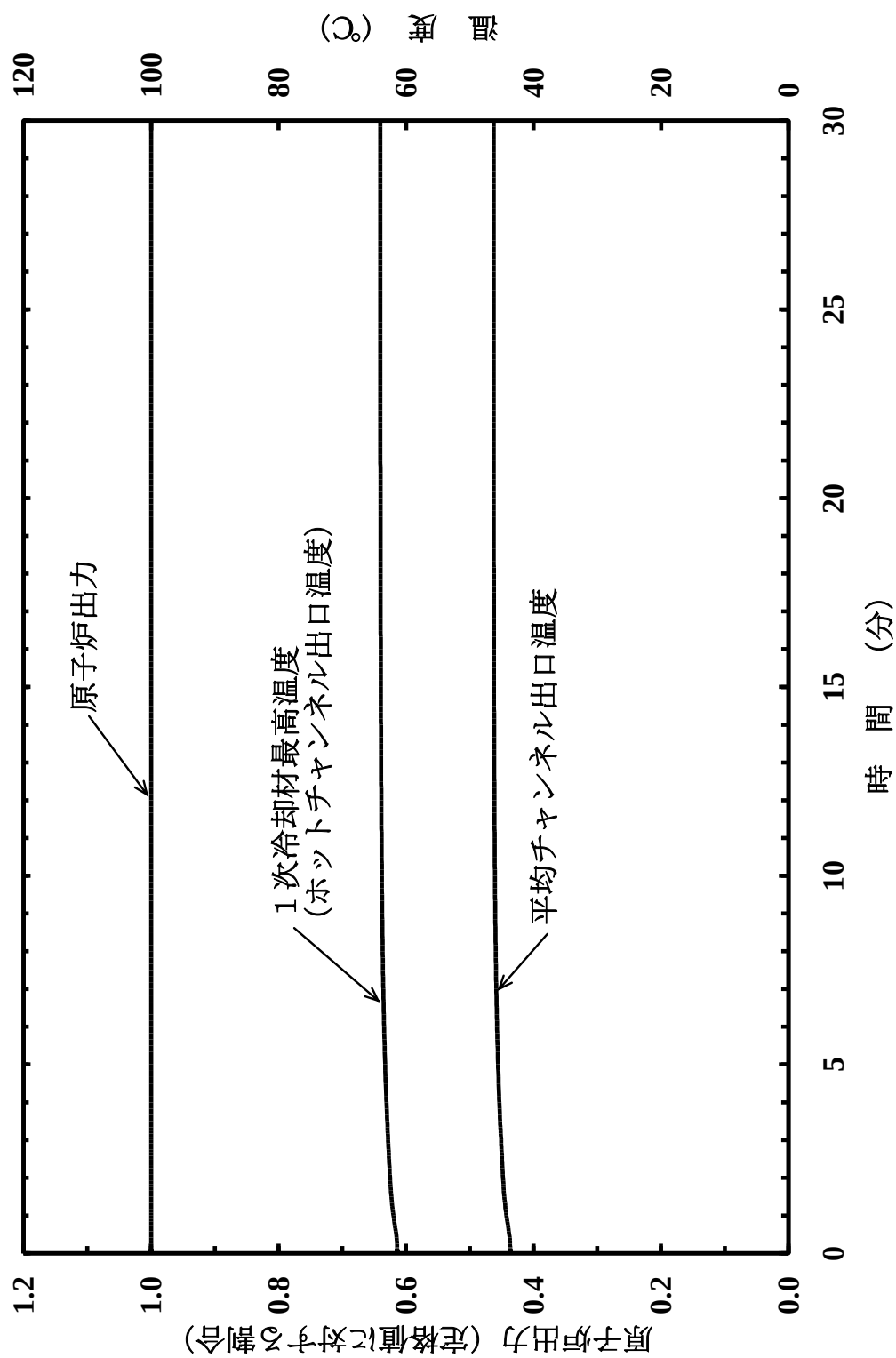
第 3.4-2 図 1 次冷却材主ポンプ軸固着事故 (2)



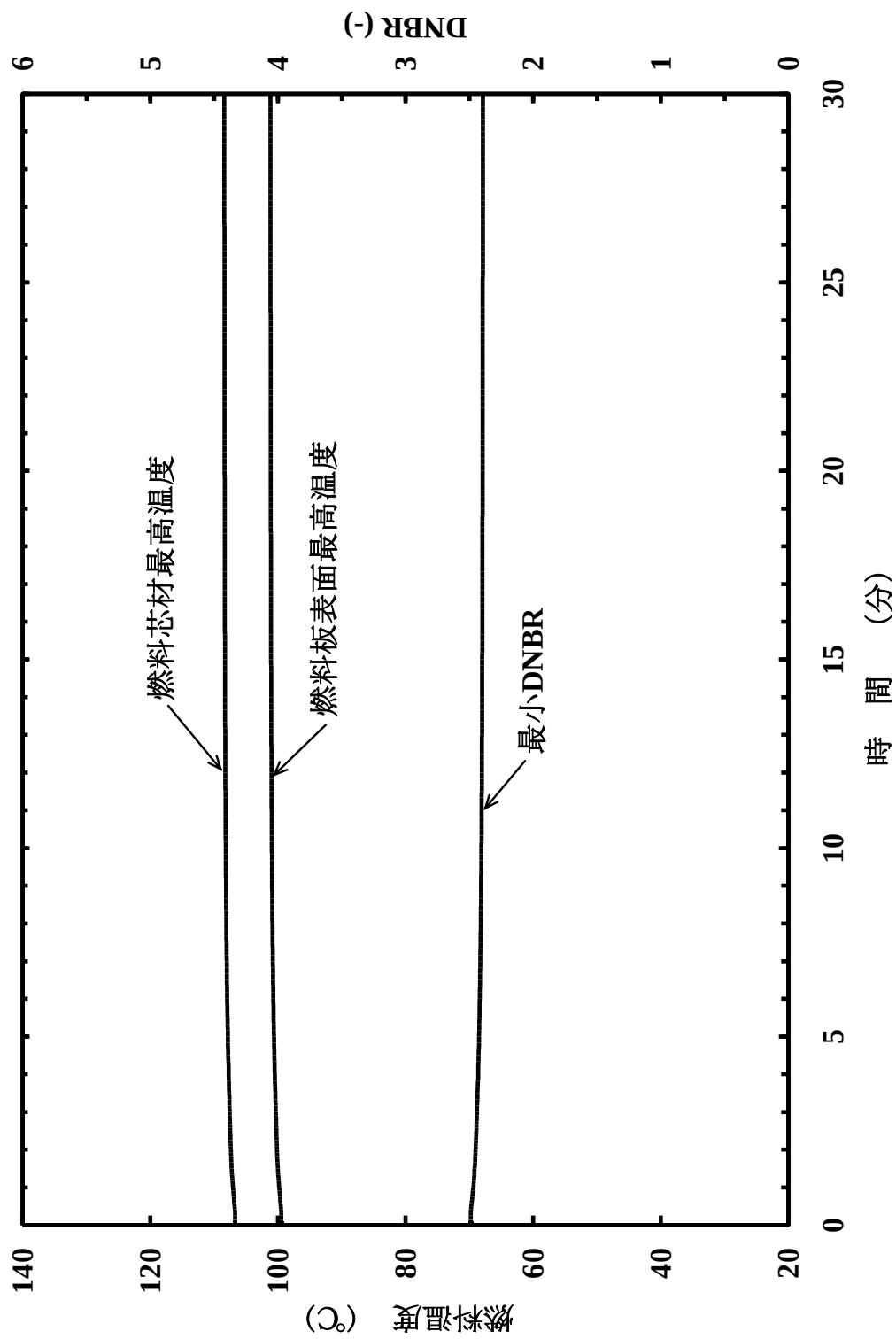
第 3.4-3 図 1 次冷却材主ポンプ軸固着事故 (3)



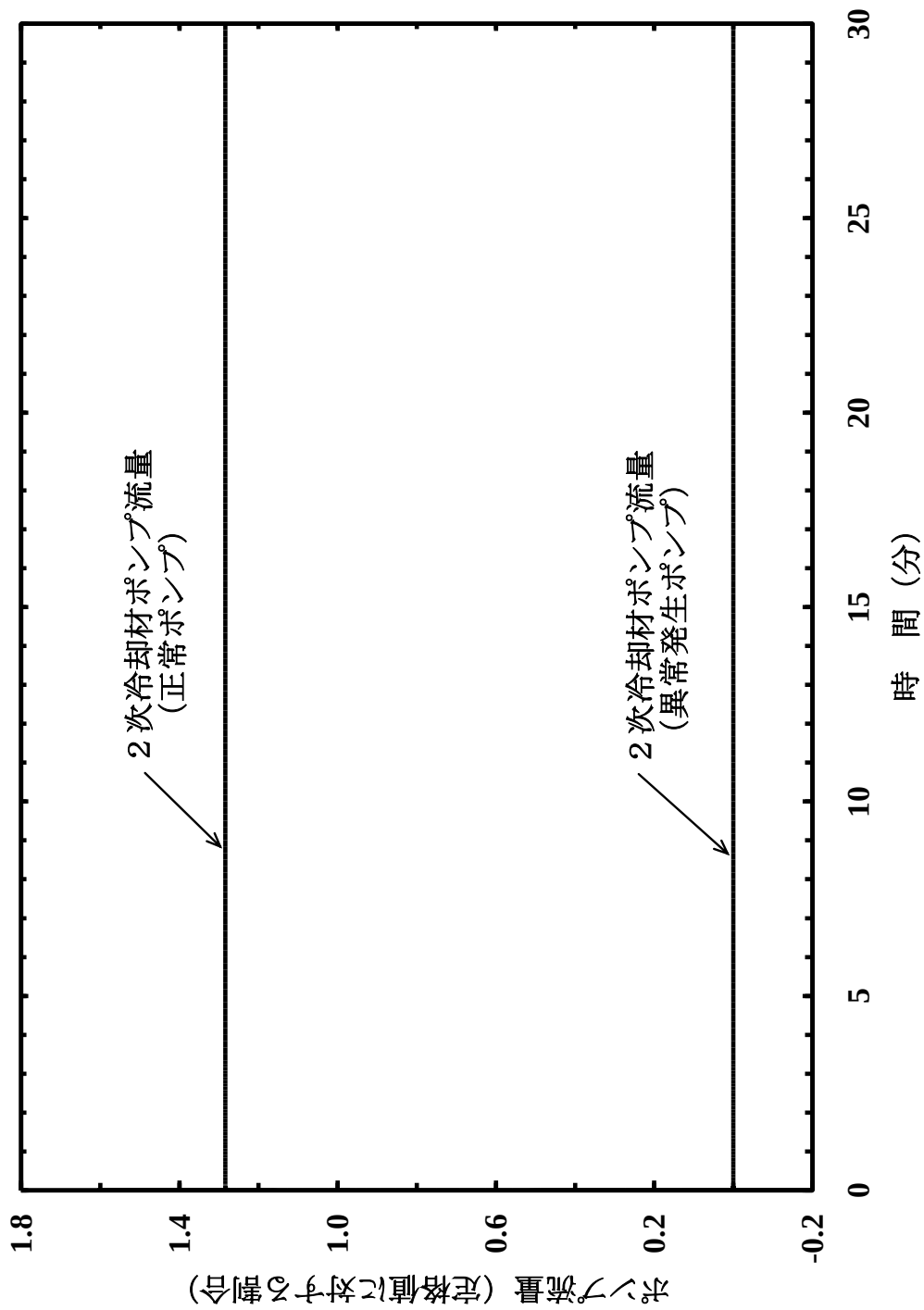
第 3.5-1 図 2 次冷却材ポンプ軸固着事故 (1)



第 3.5-2 図 2次冷却材ポンプ軸固着事故(2)



第 3.5-3 図 2 次冷却材ポンプ軸固着事故 (3)



第3.5-4 図 2次冷却材ポンプ軸固着事故(4)

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

4.1 序

本章では、本原子炉施設において多量の放射性物質等を放出する事故の発生を防止し、又は、これに進展するおそれがある事象が発生した場合の影響を緩和するための対策等の有効性について確認する。

多量の放射性物質等を放出する事故の発生を防止し、又は、これに進展するおそれがある事象が発生した場合の影響を緩和するために、想定される設計基準事故に加えて考慮すべき事故に対しても、裕度を持たせた設計又は時間的余裕を持って対応ができるような設計にする。通常の設備や操作が期待できない状況でも、代替手段等により、原子炉を停止し、炉心及び使用済燃料の冠水を維持し、放射性物質を閉じ込めるための手順書を整備しておく。

4.2 有効性の評価事象

4.1で述べたように、設計基準事故に加えて考慮すべき事故に対しても、裕度を持たせた設計又は時間的余裕を持って対応ができるような設計にすることとしている。このため、原子炉の基本的安全機能である「原子炉停止」、「炉心冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」の各機能が、設計基準事故の想定を超えて機能喪失した場合を想定した次の事象について発生防止対策及び影響緩和対策の妥当性を評価する。

(1) 停止機能の喪失に関する事象

(a) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きに加えて2本の制御棒挿入失敗

(2) 冷却機能の喪失に関する事象

(a) 商用電源喪失に加えて非常用電源設備の機能不全

(b) 1次冷却材流出事故に加えてサイフォンブレイク弁の機能不全

(3) 閉じ込め機能の喪失に関する事象

(a) 炉心流路閉塞事故に加えて非常用排気設備の機能不全

4.2.1 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きに加えて2本の制御棒挿入失敗

ここでは、運転状態における停止機能の喪失事象として、過渡状態での制御棒の多重故障を想定し、その防止対策及び影響緩和対策の妥当性を評価する。

(1) 事象の説明

運転時の異常な過渡変化として取り上げた「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」事象の停止操作において、自然現象等の何らかの原因により6本ある制御棒のうち2本の挿入に失敗するものとする。

(2) 防止対策及び緩和対策

添付書類八に記載した通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のための設備で対応するため、特段の設備の配備はしない。

(3) 評価条件

事象の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析条件を次のように仮定する。

- (a) 原子炉の初期出力を 100kW とする。
- (b) 最大反応度効果を有する微調整棒が最大駆動速度で炉心から連続的に引き抜かれるものとし、その反応度添加率は $7.5 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ とする。
- (c) 原子炉出力が 22MW になったとき「安全系中性子束高（高設定）」信号により、原子炉を自動停止する。
- (d) このとき、6 本ある制御棒のうち反応度価値の大きい 2 本の挿入失敗を仮定し、スクラム時に添加される反応度は $8.78 \times 10^{-3} \Delta k/k$ とする。

(4) 評価結果

以上の解析条件の下に計算した結果を第4.2.1-1図～第4.2.1-3図に示す。制御棒の連続的な引き抜きによって、原子炉出力は約9秒後に22MWのスクラム点に達する。この事象における最小DNBRは約2.02、燃料芯材最高温度は約119℃、燃料板表面最高温度は約111℃、1次冷却材最高温度は約67℃である。

本事象では、原子炉は十分早く停止でき、最小DNBR、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は、1.1.1に示した運転時の異常な過渡変化時の判断基準を満足し、燃料の健全性が損なわれることはない。このことから、本原子炉は停止機能の喪失に対して、十分な設計余裕を有しているといえる。

(5) 結論

以上のように、十分な設計余裕を有していることから、多量の放射性物質等を放出する事故に進展することはない、停止機能の喪失に対して、防止対策及び影響緩和対策は適切である。

4.2.2 商用電源喪失に加えて非常用電源設備の機能不全

ここでは、運転状態における炉心の冷却機能の喪失事象として、全ての冷却設備の機能不全を想定し、その防止対策及び影響緩和対策の妥当性を評価する。

(1) 事象の説明

この事象は、運転時の異常な過渡変化として取り上げた「商用電源喪失」に加えて、自然現象等の何らかの原因により非常用電源設備が機能不全となった場合を想定する。

(2) 防止対策及び緩和対策

添付書類八に記載した通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のための設備で対応するため、特段の設備の配備はしない。

ただし、電源喪失が長期にわたった場合の炉心の冠水維持及び状態監視ために、次のような対策を講じる。

(a) 炉心冠水の維持

原子炉プールへ、通常の給水設備以外の方法で給水が容易な設計とする。崩壊熱による蒸発により原子炉プールの水位が低下した場合、必要に応じて給水を行う。ただし、蒸発による水位低下は緩やかなため、緊急の給水は不要である。

(b) 状態監視

全ての電源を失った場合は、中央制御室での状態監視は困難となるが、現場において

可搬型測定器などを用いて状態の監視が可能である。また、状態の変化も緩やかである。

(3) 評価条件

事象の経過を計算コードEUREKA-2によって解析する。解析では、解析条件を次のように仮定する。

- (a) 定格出力運転中に商用電源喪失と同時に、「電源電圧異常」により原子炉はスクラムする。
- (b) 通常であれば、非常用電源設備が起動し、補助ポンプによる崩壊熱除去が行われるが、何らかの原因により待機中の非常用電源設備が起動せず、全ての電源を失う（無停電電源装置からの給電も失う）ことを想定する。このため、電源喪失と同時に全ての冷却用ポンプは停止する。
- (c) ポンプが停止する場合の流量コストダウン曲線は、各々のポンプの特性を考慮し、かつモーターのファンや軸受の摩擦による制動トルクを無視したものとする。
- (d) 原子炉スクラム時に添加される反応度は $4.74 \times 10^{-2} \Delta k/k$ とする。

(4) 評価結果

評価結果を第4.2.2-1図～第4.2.2-2図に示す。

原子炉は電源喪失とともにスクラムし、原子炉出力は急速に低下する。冷却材流量は約16秒後にゼロとなり、下降流から上昇流に反転し、自然対流による冷却モードへ移行する。

流れが反転する付近でDNBRは最少の約1.58となり、燃料芯材最高温度は約123℃、燃料板表面最高温度は約123℃となる。

本事象では、原子炉は十分早く停止し、最小DNBR、燃料芯材最高温度及び燃料板に発生する熱応力は、1.1.1に示した運転時の異常な過渡変化時の判断基準を満足し、燃料の健全性が損なわれることはない。このことから、本原子炉は炉心の冷却機能の喪失に対して、十分な設計余裕を有していると言える。また、長期にわたって冠水の維持及び監視が可能である。

(5) 結論

以上のように、十分な設計余裕を有していることから、多量の放射性物質等を放出する事故に進展することはない。冷却機能の喪失に対して、防止対策及び影響緩和対策は適切である。

4.2.3 1次冷却材流出事故に加えてサイフォンブレイク弁の機能不全

ここでは、冠水維持機能の喪失事象として、サイフォンブレイク弁の機能不全を想定し、その防止対策及び影響緩和対策の妥当性を評価する。

(1) 事象の説明

1次冷却系配管に亀裂などが発生し1次冷却材が流出しているときに、冠水維持のためのサイフォンブレイク弁が作動しないことを想定する。このときの流出の規模は、設計基準事故として取り上げた「1次冷却材流出事故」とする。

(2) 防止対策及び緩和対策

冠水維持のために、サイフォンブレイク弁に加えて、以下の対策を講じる。

- (a) 1次冷却材の冷却配管に、原子炉の出口側及び入り口側に止め弁（手動弁）を設ける。
 - (b) 流出した1次冷却材を回収し、原子炉プールへ戻すライン（軽水貯留設備）を備える。
 - (c) 原子炉プールへ、通常の給水設備以外の方法で給水が容易な設計とする。
- (3) 対策の有効性評価
- 1次冷却材の流出により原子炉プール水位が低下し、サイフォンブレイク弁が作動せず、特段の措置を採らない場合、事象発生から約120分後には燃料の冠水を維持できなくなるが、サイフォンブレイク弁を期待しなくても以下の対応により冠水を維持する。
- (a) 事象発生後、直ちに1次冷却材主ポンプの能力低下によって、1次冷却材流量はコーストダウンし、「1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
 - (b) 約61分後に「原子炉プール水位低低」（N.L.-300cm）のレベルまで水位が低下し、サイフォンブレイク弁の作動信号が発せられるが作動しないものとする。
 - (c) 運転員は、サイフォンブレイク弁の作動を制御室表示で確認することとし、作動の有無を確認する。
 - (d) 運転員は、サイフォンブレイク弁が作動しないことを確認した場合は、直ちに給水又は1次区画に流出した冷却材の原子炉プールへの汲み上げを開始するとともに、補助ポンプを停止する。
 - (e) 運転員は、現場確認により1次冷却材の流出箇所及び損傷の程度を確認するとともに、カナル下部に設置してある止め弁を閉じる。流出箇所が、原子炉の出口側止め弁と入り口側止め弁の間である場合は、止め弁を閉じるにより流出を止めることができる。
 - (f) 給水及び汲み上げ対策をしない場合は、サイフォンブレイクの失敗を確認してから、冠水が維持できなくなるまでの時間は約60分であるが、汲み上げ対策を採った場合は、約60分後の流出流量約60m³/hに対し供給量が約40m³/hのため、約180分に延ばすことができる。
 - (g) 約180分の間には、他の給水（消火用水など）により20m³/h以上の給水を確保できるため、プール水位が下がることはない。この場合、時間的余裕をもって、流出箇所の補修等を行うことができる。

(4) 評価結果

原子炉プール水位及び流出流量を第4.2.3-1図に示す。原子炉停止後の炉心の冷却については、「3.3 1次冷却材流出事故」に示すとおり、燃料の健全性は保たれる。その後の崩壊熱除去は、冠水を維持することで行うことができるが、(3)対策の有効性評価で示したように、1次冷却材流出事故においてサイフォンブレイク弁が作動しないような過酷な条件下でも、冠水を維持することは可能である。

(5) 結論

以上のように、多量の放射性物質等を放出する事故に進展することはなく、冠水維持機能の喪失に関して、防止対策及び影響緩和対策は適切である。

4.2.4 炉心流路閉塞事故に加えて非常用排気設備の機能不全

ここでは、燃料破損時における閉じ込め機能の喪失事象として、非常用排気設備の機能不全を想定し、その防止対策及び影響緩和対策の妥当性を評価する。

(1) 事象の説明

この事象は、本原子炉の定格出力運転中に燃料事故が発生し、自然現象等の何らかの原因により非常用排気設備が起動しない場合を想定する。燃料の破損の程度は、設計基準事故として取り上げた「炉心流路閉塞事故」の想定とする。

(2) 防止対策及び緩和対策

多量の放射性物質等を放出する事故の発生を防止するために、次のような対策を講じる。

(a) 放射性物質の閉じ込め

- ・建家は高い気密性（漏えい率 10%/日）を確保する。
- ・非常用排気設備への切替えができない場合は、換気空調設備を停止し、施設内に放射性物質を閉じ込める。

(3) 評価条件

JRR-3 の設計基準事故では、燃料損傷の可能性は少ないが、「炉心流路閉塞事故」では、閉塞流路に接する 2 枚の燃料板（炉心全体の約 0.4%）の破損を仮定し評価している。ここでは、燃料板 2 枚の破損に加え、非常用排気設備への切替え失敗を想定する。

(a) 運転中に燃料破損が生じた場合、「燃料事故モニタ高」信号により原子炉は停止し、通常ならば換気空調設備は非常用排気設備に切り替わるが、何らかの原因により、切り替わらないことを想定する。

(b) このため、放射性物質の放出を抑制するため、手動操作により全ての換気空調を停止し、建家内に放射性物質を閉じ込めることとする。それまでは通常の換気空調設備（約 50,000m³/h）により排気筒から大気中へ放出するものとする。非常用排気設備への切り替え失敗を認識する時間として 80 秒を、操作の遅れ時間として 10 分をそれぞれ仮定する。

(c) 建家内に閉じ込めた放射性物質は、建家の漏えい率（10%/日）で地上から放散するものとする。

(d) 放出は 1 か月継続するものとする。

(4) 放出量の計算方法

(a) 核分裂生成物の炉内蓄積量

原子炉の運転に伴い事故発生までに炉内に蓄積される核分裂生成物の量は、炉心流路閉塞事故と同じである。

(b) 大気中への核分裂生成物の放出量

大気中への核分裂生成物の放出量は、核分裂生成物の炉内蓄積量の計算結果及び前記の計算条件から、核種ごとに以下の方法で計算する。大気中への核分裂生成物の放出過程を第 4.2.4-1 図に示す。

1 次冷却材中に放出された核分裂生成物のうち、時刻 t までに原子炉建家から大気中に

放出される量は次式で与えられる。ここで、時刻 t_c で通常の換気空調設備を停止するものとする。

$t \leq t_c$ のとき

$$Q_i = K \cdot Q_{0i} \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot L_1 \cdot \frac{1 - \exp\{-\beta_{1i} \cdot (t - T)\}}{\beta_{1i}} \quad (10.4.1)$$

$t > t_c$ のとき

$$Q_i = K \cdot Q_{0i} \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot \exp\{-\beta_{1i} \cdot (t_c - T)\} \cdot L_2 \cdot \frac{1 - \exp\{-\beta_{2i} \cdot (t - t_c)\}}{\beta_{2i}} \quad (10.4.2)$$

ここで、

Q_i : 時刻 t までに原子炉建家から、大気中に放出される核分裂生成物の総放出量 (Bq)

K : 燃料から放出された核分裂生成物が、原子炉建家からの放出に寄与する割合で、次式で表す。

$$K = F_f \cdot F_L \cdot F_p \cdot F_g$$

F_f : 燃料から 1 次冷却材への放出割合 (第 5.1-2 表参照)

F_g : 原子炉建家内へ放出されたよう素の組成 (第 5.1-2 表参照)

F_L : 1 次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合 (第 5.1-2 表参照)

F_p : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合 (第 5.1-2 表参照)

Q_{0i} : 核分裂生成物の放出に寄与する量 (Bq)

T : 1 次冷却材中へ放出された核分裂生成物が 1 次冷却系ループを循環し、原子炉プールへ至るまでの時間 (=100s)

β_{ji} : 原子炉建家での低減効果。次式で表す。

$$\beta_{ji} = L_j + \lambda_i \quad (s^{-1})$$

$$L_j = R_j / V$$

R_j : 原子炉建家の排気量 ($R_1=50,000\text{m}^3/\text{h}$ 、 $R_2=90\text{m}^3/\text{h}$)

V : 原子炉建家の排気有効体積 (=20,000 m^3)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

t_c : 通常の換気空調設備を停止するまでの時間 (=680s)

(5) 被ばく線量の評価

以下の計算は、時刻 t_c までとそれ以降でそれぞれ計算し、合算して求める。

a. 相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q)

被ばく線量の計算は、添付書類六「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 計算方法

(a) よう素の吸入摂取による実効線量

よう素の呼吸摂取による実効線量は、「5.1 重大事故」と同様な方法により評価する。

(b) 希ガス等からの γ 線による外部全身被ばく線量

大気中に放出された希ガスは、「5.1 重大事故」と同様な方法により評価する。

(6) 評価結果

大気中へ放出される核分裂生成物の量を第 4.2-1 表に示す。

これらの値を基にして計算した実効線量は、

小児内部被ばく : 約 1.8mSv

γ線による外部被ばく : 約 0.2mSv

となる。

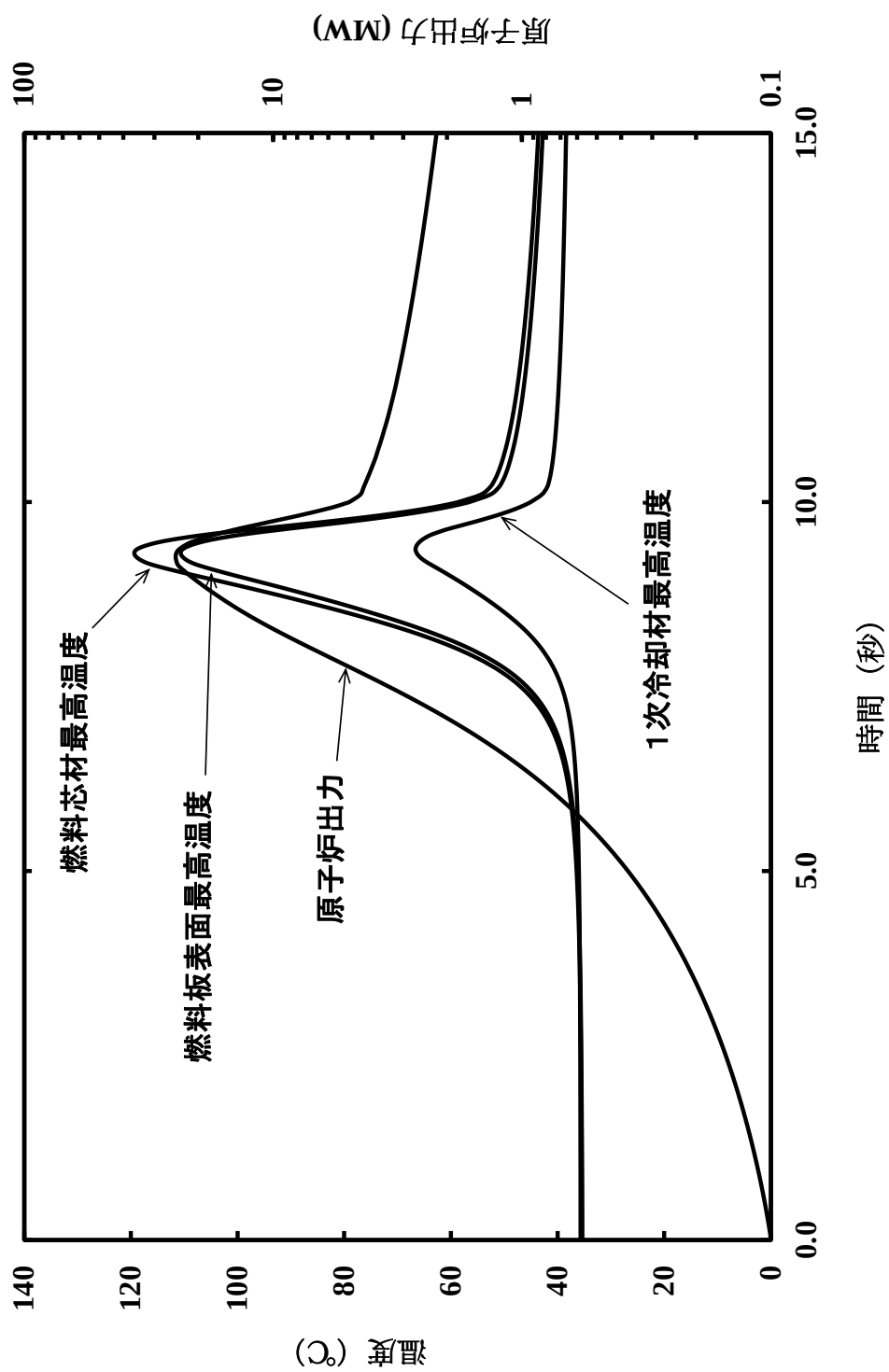
したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は約 2.0mSv となる。

(7) 結論

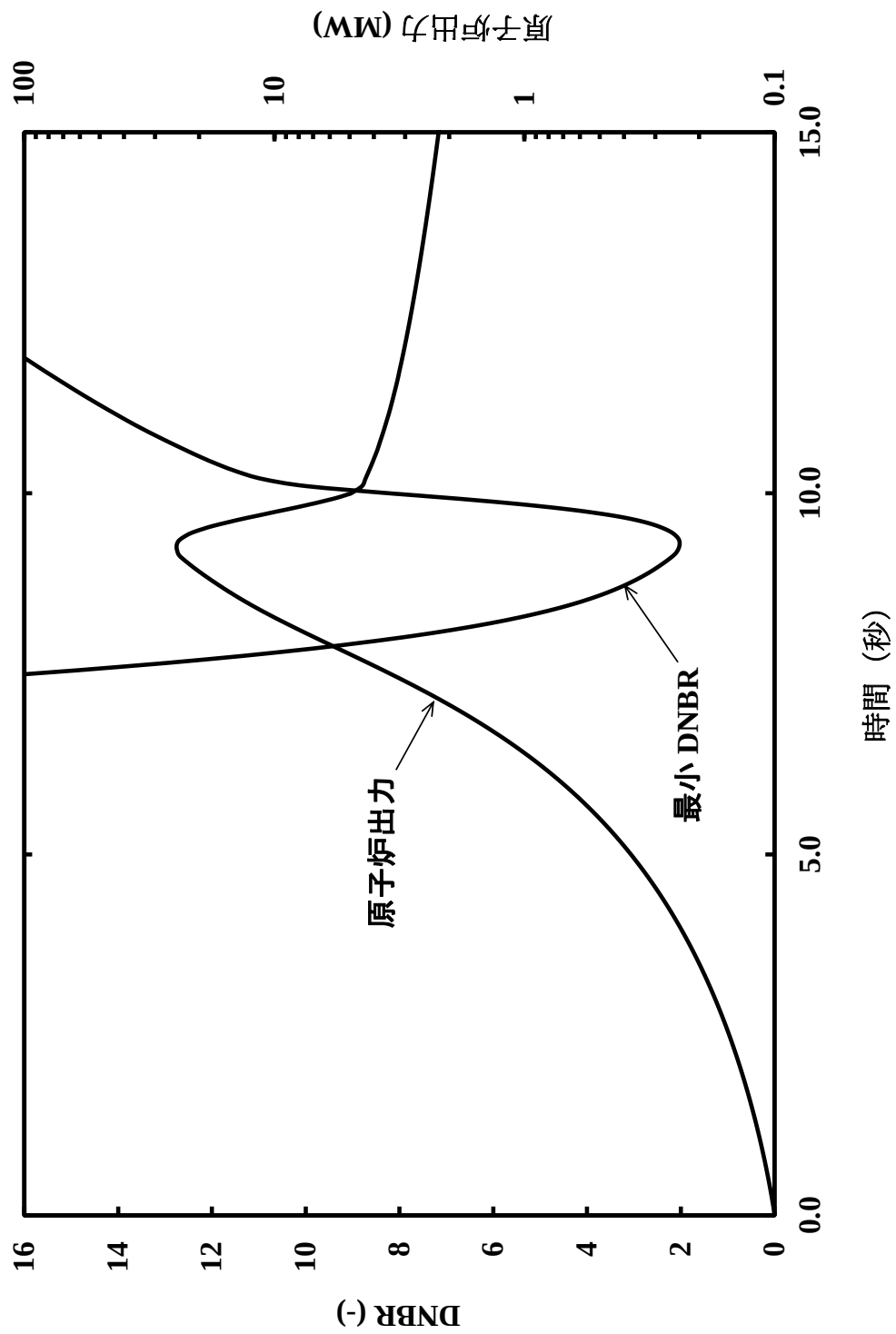
このことから、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は 5mSv を超えないことから、多量の放射性物質等を放出する事故に進展することはなく、閉じ込め機能に関して、防止対策及び影響緩和対策は適切である。

第4.2-1表 炉心流路閉塞事故に加えて非常用排気設備の機能不全時に
大気中に放出される核分裂生成物

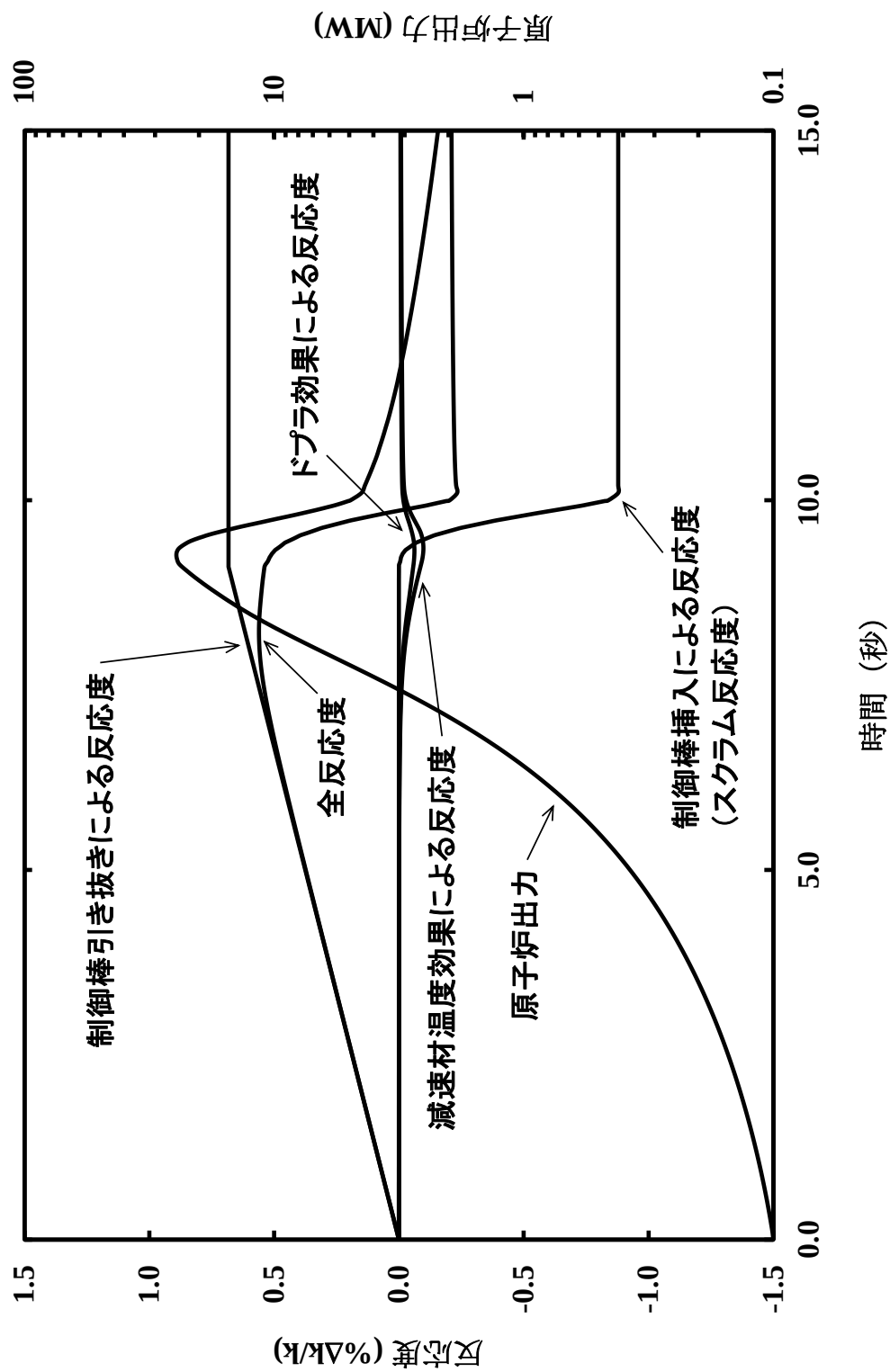
核種	放出量(Bq)：排気筒放出	放出量(Bq)：建家放出
Kr-83m	4.32×10^{12}	9.91×10^{10}
Kr-85m	1.10×10^{13}	6.15×10^{11}
Kr-85	1.21×10^{11}	2.34×10^{11}
Kr-87	2.04×10^{13}	3.22×10^{11}
Kr-88	2.96×10^{13}	1.06×10^{12}
Kr-89	1.20×10^{13}	2.13×10^9
Kr-90	4.40×10^{11}	2.15×10^3
Xe-131m	3.39×10^{11}	4.40×10^{11}
Xe-133m	1.62×10^{12}	8.27×10^{11}
Xe-133	5.74×10^{13}	5.20×10^{13}
Xe-135m	6.86×10^{12}	1.79×10^{10}
Xe-135	5.61×10^{13}	6.25×10^{12}
Xe-137	1.92×10^{13}	5.60×10^9
Xe-138	3.98×10^{13}	9.45×10^{10}
Xe-139	8.81×10^{11}	4.41×10^4
Br-83	2.62×10^{12}	7.90×10^{10}
Br-84m	5.00×10^{10}	3.43×10^7
Br-84	4.33×10^{12}	2.67×10^{10}
Br-85	1.86×10^{12}	2.79×10^8
Br-86	3.55×10^{11}	3.02×10^5
Br-87	5.42×10^{11}	5.96×10^5
I-129	1.21×10^4	2.35×10^4
I-130	1.27×10^8	1.90×10^7
I-131	1.51×10^{12}	1.69×10^{12}
I-132	2.17×10^{12}	6.27×10^{10}
I-133	3.59×10^{12}	8.61×10^{11}
I-134m	7.77×10^{10}	1.85×10^7
I-134	3.74×10^{12}	3.99×10^{10}
I-135	3.37×10^{12}	2.77×10^{11}
I-136	1.58×10^{11}	1.66×10^6
γ線換算量(0.5MeV)	4.11×10^{14}	1.68×10^{13}
参考値(I-131等価)	2.66×10^{12}	1.93×10^{12}



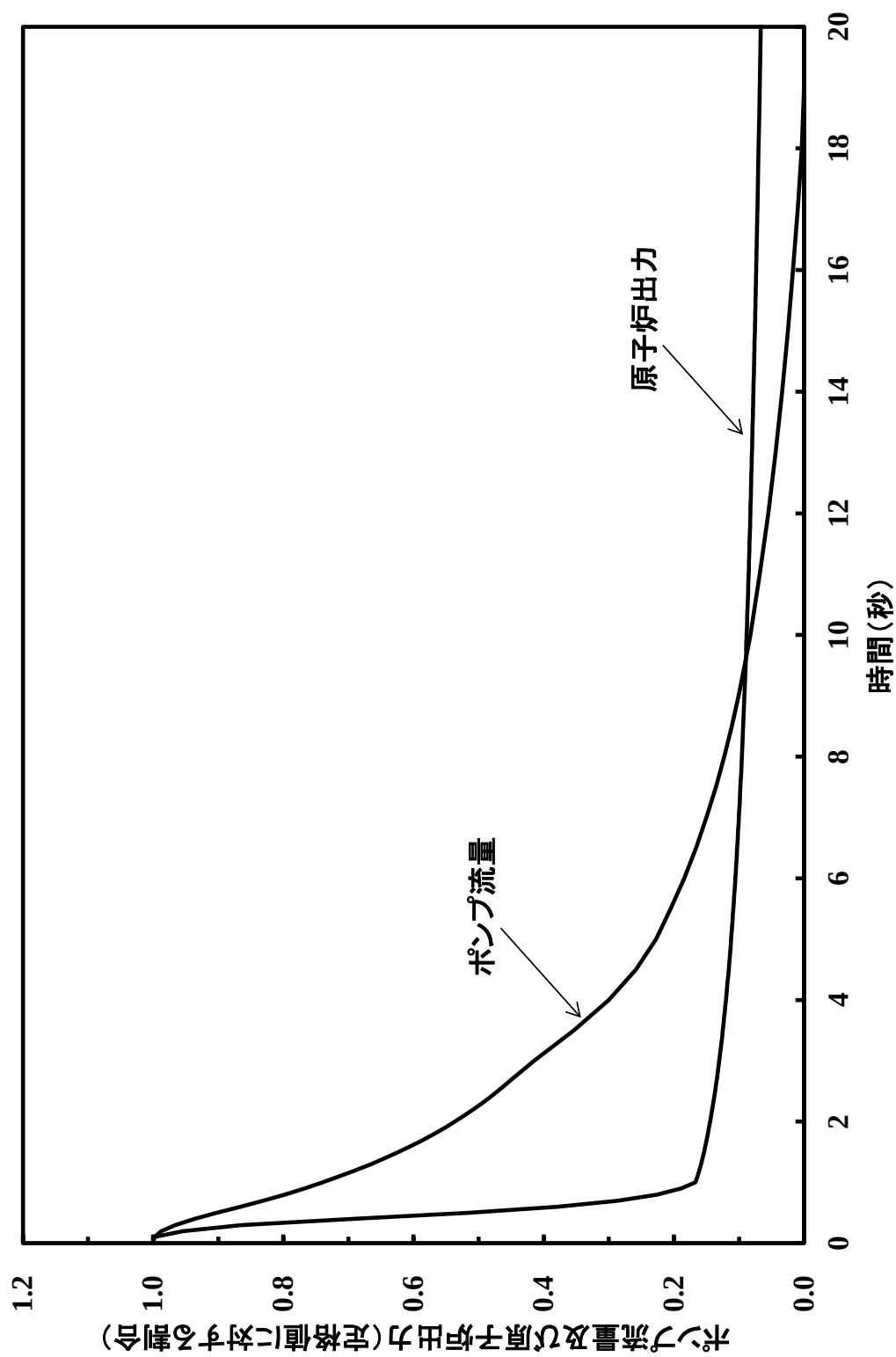
第 4.2.1-1 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きに加えて 2 本の制御棒挿入失敗 (1)



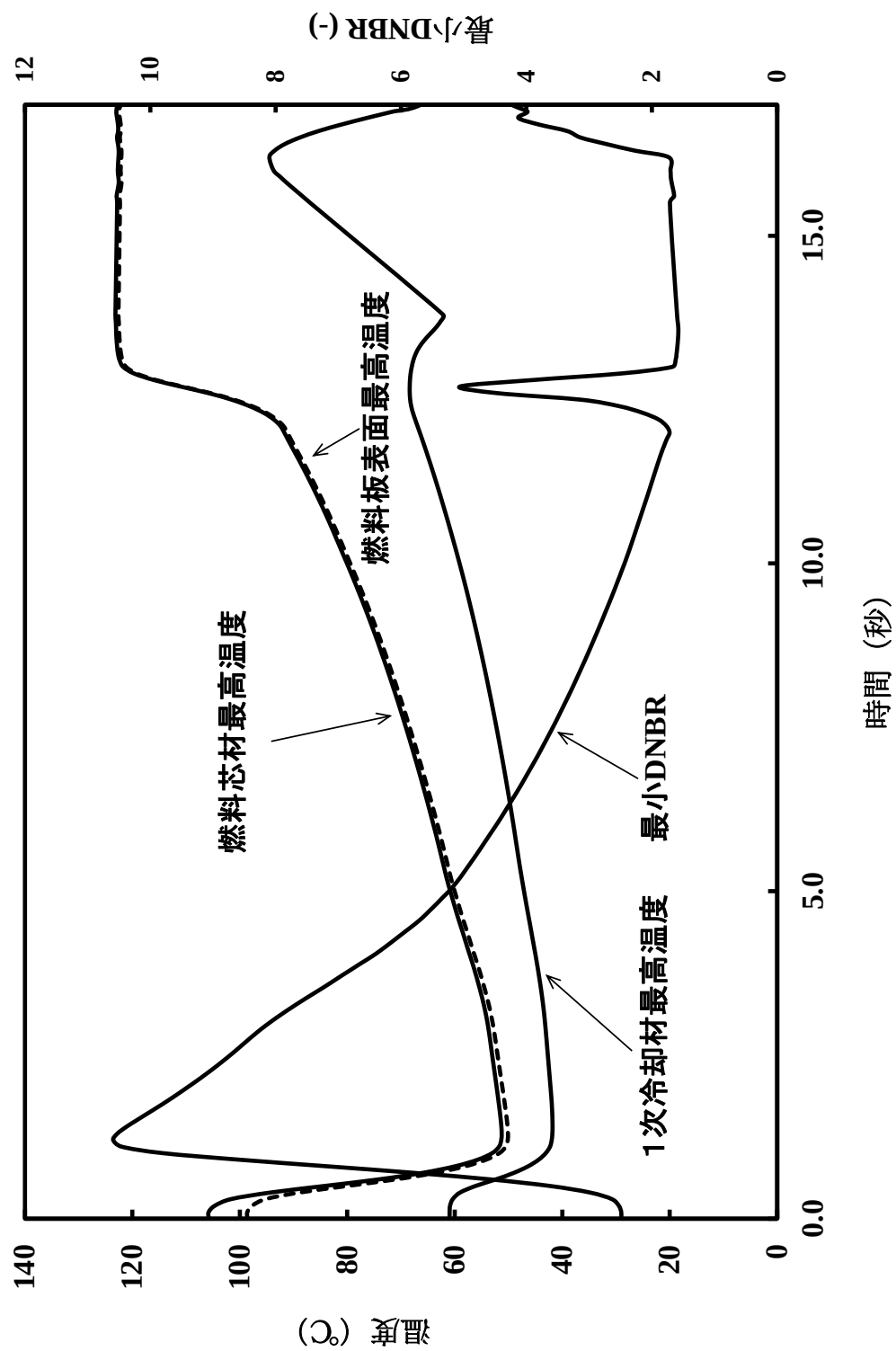
第 4.2.1-2 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きに加えて 2 本の制御棒挿入失敗 (2)



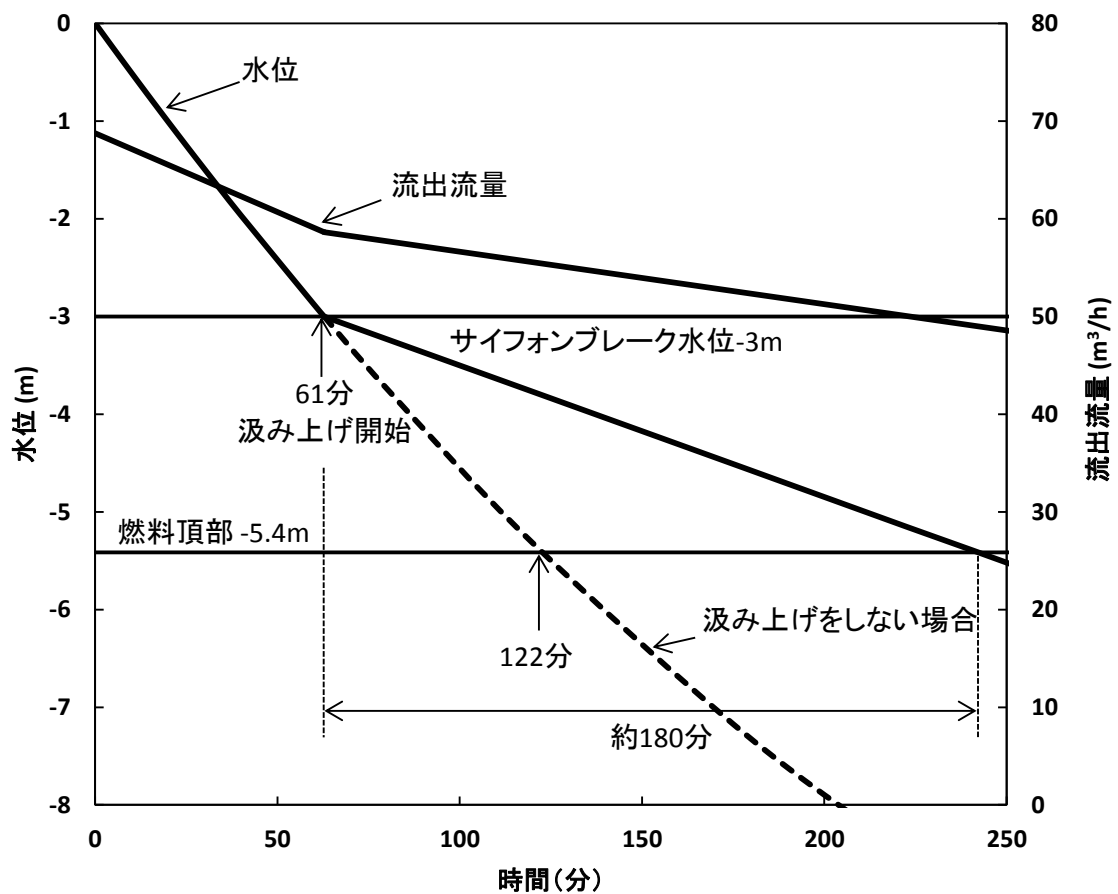
第 4.2.1-3 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜きに加えて 2 本の制御棒挿入失敗 (3)



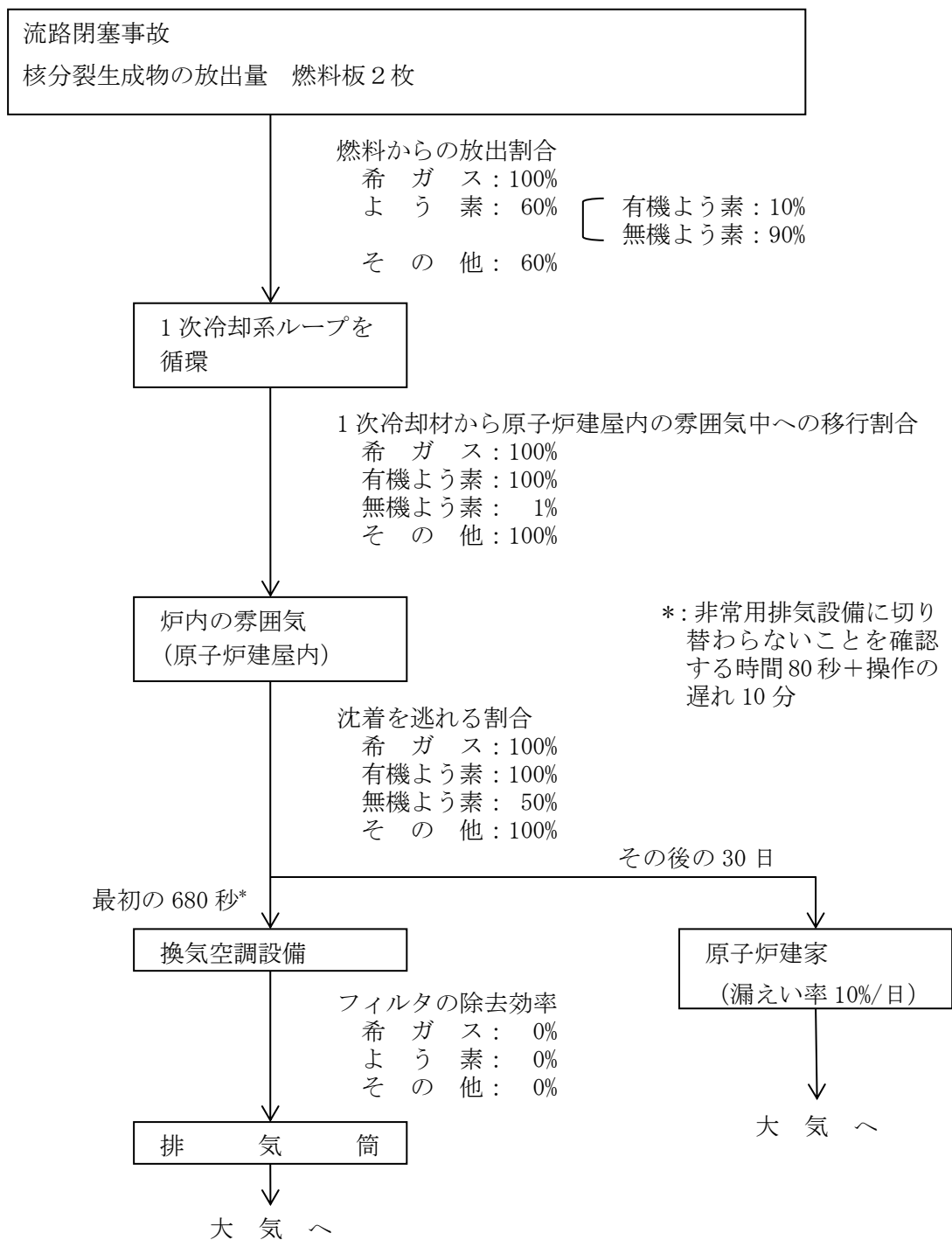
第 4.2.2-1 図 商用電源喪失に加えて非常用電源設備の機能不全(1)



第 4.2.2-2 図 商用電源喪失に加えて非常用電源設備の機能不全 (2)



第 4. 2. 3-1 図 1 次冷却材流出事故に加えてサイフォンブレイク弁の機能不全



第 4.2.4-1 図 炉心流路閉塞事故に加えて非常用排気設備の機能不全時の核分裂生成物の大気放出経路

5. 立地評価のための解析

本原子炉は、これまで述べてきたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、炉心は大きな損傷に至ることはなく、安全性は十分確保し得るものとする。この章においては、本原子炉施設の各種の安全防護設備及び立地条件との関連において「原子炉立地審査指針」⁽¹⁾に示されている重大事故及び仮想事故を想定して、安全評価を行った結果を示す。

5.1 重大事故

重大事故として、炉心流路閉塞事故を想定する。

5.1.1 事故の想定

- (1) 炉心流路閉塞事故は、「3.2 炉心流路閉塞事故」で述べたように、原子炉の定格出力運転中に原子炉プールに異物が入り、炉心内の冷却材流路を閉塞し、その流路の冷却材流量が減少して燃料板の温度を上昇させ、その結果燃料板が破損して、核分裂生成物が1次冷却材中に放出される事故である。
- (2) 放出に寄与する核分裂生成物の量は、破損を仮定した燃料要素1体内に内蔵する核分裂生成物の全量とする。この量は、全炉心内蔵量のほぼ4%に相当する。
- (3) 1次冷却材中に放出された核分裂生成物は、1次冷却材とともに1次冷却系ループを循環した後に、原子炉プール水から原子炉建家に放出されるものとする。
- (4) 燃料破損を燃料事故モニタにより検出し、自動的に原子炉を停止する。さらに、通常換気系が自動的に停止し、給気口及び排気口の原子炉建家隔離弁が閉鎖し、非常用排気設備が作動する。この場合、原子炉建家内の負圧を維持するため10%/日に相当する排気流量で原子炉建家内の空気を放出するものとする。

5.1.2 線量評価の種類

炉心流路閉塞事故を想定した場合の敷地境界外での一般公衆の被ばく線量は、次のように2つに分けて計算する。

- (1) 原子炉建家から大気中に放出された核分裂生成物（事故後30日間）による被ばく線量、すなわちよう素の吸入による甲状腺被ばく線量及び希ガス等の γ 線による外部全身被ばく線量（また、この際参考として β 線による外部被ばく線量を計算する）。
- (2) 原子炉建家内に浮遊している核分裂生成物（事故後30日間）からの γ 線による外部全身被ばく線量、すなわち原子炉建家の屋根を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉建家の壁を透過した γ 線による直接線量。

5.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量

(1) 大気中への核分裂生成物の放出量

a. 計算条件

- (a) 事故発生の直前まで、原子炉は定格出力で285日（燃料要素平均の最高燃焼度60%相当）連続運転されていたものとする。
- (b) 燃料の破損により、燃料芯材中に含まれる核分裂生成物のうち、希ガスについては100%、よう素等については60%が、それぞれ放出されるものとする。⁽²⁾

- (c) 放出されたよう素のうち、10%は有機よう素、残り 90%は無機よう素の形態をとるものとする。⁽³⁾
- (d) 1 次冷却材中から原子炉建家内の雰囲気中への移行率は、無機よう素については 1%、その他の核分裂生成物については 100%とする。
- (e) 燃料板間の冷却材流路に放出された核分裂生成物が 1 次冷却系ループを循環し、原子炉プールへ至るまでの時間を 100 秒とする。非常用排気設備の起動が完了するまでの時間を 80 秒とする。
- (f) 評価期間中の核分裂生成物の放射性崩壊を考慮する。
- (g) 原子炉建家に放出されたよう素のうち、無機よう素については 50%が原子炉建家や同建家内の機器等に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- (h) 単一故障として、非常用排風機 1 台の停止を仮定し、原子炉建家からの排気量は、90m³/h とする。
- (i) 非常用排気設備のよう素除去フィルタの効率を、設計値に安全余裕を持たせ 95% とする。

b. 計算方法

(a) 核分裂生成物の炉内蓄積量

原子炉の運転に伴い、事故発生までに炉内に蓄積される核分裂生成物の量は、次式⁽⁴⁾で与えられる。

$$A_i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot (1 - \exp(-\lambda_i \cdot T_0)) \quad (10.5.1)$$

ここで、

- A_i : 炉内に蓄積される核分裂生成物核種 i の量(Bq)
- P_0 : 原子炉出力 (MW)
- Y_i : 核種 i の核分裂収率⁽⁵⁾ (—)
- λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)
- T_0 : 原子炉の運転時間 (s)

炉内に蓄積される核分裂生成物の同位元素のうち核分裂収率が小さく、半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは計算の対象外とする。

また、対象とした核種の炉内蓄積量を第 5.1-1 表に示す。

(b) 大気中への核分裂生成物の放出量

大気中への核分裂生成物の放出量は、核分裂生成物の炉内蓄積量の計算結果及び前記の計算条件から、核種ごとに以下の方法で計算する。大気中への核分裂生成物の放出過程を第 5.1-1 図に示す。

1 次冷却材中に放出された核分裂生成物のうち、時刻 t までに原子炉建家から大気中に放出される量は次式で与えられる。

$$Q_i = K \cdot Q_{oi} \cdot \exp(-\lambda_i \cdot T) \cdot L \cdot (1 - E_f) \cdot \frac{1 - \exp(-\beta_i \cdot t)}{\beta_i} \quad (10.5.2)$$

ここで、

Q_i : 時刻 t までに原子炉建家から、大気中に放出される核分裂生成物の総放出量 (Bq)

K : 燃料から放出された核分裂生成物が、原子炉建家からの放出に寄与する割合で、次式で表す。

$$K = F_f \cdot F_L \cdot F_p \cdot F_g$$

F_f : 燃料から 1 次冷却材への放出割合 (第 5.1-2 表参照)

F_g : 原子炉建家内へ放出されたよう素の組成 (第 5.1-2 表参照)

F_L : 1 次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合 (第 5.1-2 表参照)

F_p : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合 (第 5.1-2 表参照)

Q_{oi} : 核分裂生成物の放出に寄与する量 (Bq)

T : 1 次冷却材中へ放出された核分裂生成物が 1 次冷却系ループを循環し、原子炉プールへ至るまでの時間 (=100s)

β_i : 原子炉建家での低減効果。次式で表す。

$$\beta_i = L + \lambda_i \quad (s^{-1})$$

$$L = R/V$$

R : 原子炉建家の排気量 (=90m³/h)

V : 原子炉建家の排気有効体積 (=20,000m³)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

E_f : 非常用排気設備のよう素除去フィルタの効率

よう素 : $E_f = 0.95$

希ガス : $E_f = 0$

(2) 被ばく線量の評価

a. 相対濃度 (χ/Q)、相対線量 (D/Q)

被ばく線量の計算は、添付書類六「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 計算方法

(a) よう素の吸入摂取による甲状腺に対する等価線量

よう素の呼吸摂取による甲状腺に対する等価線量は次式で与えられる。

$$H_{IT} = \sum K_{Ti} \cdot M_A \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \quad (10.5.3)$$

ここで、

H_{IT} : よう素の呼吸摂取による甲状腺に対する等価線量 (Sv)

K_{Ti} : よう素の呼吸摂取による甲状腺の等価線量係数 (Sv/Bq)

なお、よう素の呼吸摂取による甲状腺等価線量係数を第 5.1-3 表に示す。

M_A : 呼吸率 (成人 : 22.2m³/d、小児 : 5.16m³/d)

Q_i : よう素の核種 i の放出量 (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (h/m^3)

(b) 希ガス等からの γ 線による外部全身被ばく線量

大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲の γ 線による地表面での全身被ばく線量は、放射性雲の空間濃度分布を考慮して計算する。

放射性雲からの γ 線による被ばく線量は次式で与えられる。

$$H_{\gamma} = K_1 \cdot Q_{\gamma} \cdot (D/Q) \quad (10.5.4)$$

ここで、

H_{γ} : γ 線による全身被ばく線量 (Sv)

K_1 : 空気吸収線量から実効線量当量への換算係数 ($=1\text{Sv/Gy}$)

Q_{γ} : γ 線換算放出量⁽⁶⁾ ($\text{MeV} \cdot \text{Bq}$)

D/Q : 相対線量 ($\text{Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$)

β 線による皮膚への線量は、 β 線の空気中での飛程が非常に短いことを考慮して、サプマージョンモデルに基づいて計算する。

$$H_{\beta} = k \cdot Q_{\beta} \cdot (\chi/Q) \quad (10.5.5)$$

ここで、

H_{β} : β 線による皮膚への線量 (Sv)

k : 線量換算係数

$$(\approx 2.226 \times 10^{-10} \cdot k_{\beta}) \quad (\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}))$$

ここで、 k_{β} は空気吸収線量から皮膚線量当量への換算係数 ($=1.25\text{Sv/Gy}$)

Q_{β} : β 線換算放出量 ($\text{MeV}/(\text{dis} \cdot \text{Bq})$)

χ/Q : 相対濃度 (h/m^3)

5.1.4 原子炉建家内の浮遊核分裂生成物による被ばく線量

(1) 線源強度

a. 計算条件

(a) 事故時に炉心から原子炉建家内に放出された核分裂生成物は、全て原子炉建家内に一様に分布するものと仮定する。

(b) 核種としては、原子炉建家内に残存するものを評価対象とするため、基本的に全ての核種を対象とする。ただし、炉内の蓄積量がゼロであるものや光子を直接放出しないものについては対象から外す。

b. 計算方法

炉内の核分裂生成物の蓄積量は (10.1) 式を用いて計算する。

また、流路閉塞事故が発生してから 30 日間の原子炉建家内の浮遊核分裂生成物の線源強度は次式で与えられる。

$$S(E) = \sum_{i=1}^n Q_{\text{Di}} \cdot R_i(E) \cdot (1 - \exp(-\beta_i \cdot t)) / \beta_i \quad (10.5.6)$$

ここで、

$S(E)$: 積算線源強度 (Photons)

Q_{Di} : 事故発生から 100 秒後の原子炉建家内の核種 i の量(Bq)
 $R_i(E)$: 核種 i が、エネルギー E (MeV)の γ 線を放出する割合(Photons/dis)
 β_i : 原子炉建家での核種 i の低減効果。次式で表す。

$$\beta_i = \lambda_i + L \quad (s^{-1})$$

$$L = R/V$$

 R : 原子炉建家内の排気量 (=90m³/h)
 V : 原子炉建家内の排気有効体積 (=20,000m³)
 λ_i : 核種 i の崩壊定数
 計算結果を第 5.1-4 表に示す。

(2) 被ばく線量

前項(1)で計算した浮遊核分裂生成物が、原子炉建家内の雰囲気中に一様に分布しているとし、 γ 線によるスカイシャイン線量及び直接線量を計算する。

(a) スカイシャイン線量

原子炉建家内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉建家内に充満した γ 線線源を、原子炉建家の中央に置いた等方点線源からの 1 回散乱束を計算し、それにビルドアップ係数を乗じて、評価点におけるスカイシャイン γ 線による線量を求める。計算にはG-33G P2 コード⁽⁷⁾を用いる。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_i(E) = B(E, x) \cdot \frac{4\pi S(E) \cdot K(E') \cdot N \cdot k_s}{(4\pi\rho^2) \cdot (4\pi\rho_s'^2)} \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega} \cdot \exp \left[- \left(\sum_{m0} \mu_{m0} \cdot \rho_{m0} \right) - \left(\sum_{m0} \mu_{m0}' \cdot \rho_{s'm0} \right) \right] \quad (10.5.7)$$

ここで、

$D_i(E)$: スカイシャイン γ 線による線量 (Sv)
 $S(E)$: 積算線源強度 (Photons)
 $K(E')$: γ 線束から線量への換算係数 (Sv/ (Photons/cm²))
 N : 散乱点における電子数 (electrons)
 k_s : 対称形状の場合の倍率 (—)
 ρ : 線源から散乱点までの距離 (cm)
 μ_{m0} : 線源から散乱点までに通過する物質の線減衰係数 (cm⁻¹)
 ρ_s : 散乱前に物質 m_0 を通過する距離 (cm)
 ρ_{m0} : 散乱点から評価点までの距離 (cm)
 μ_{m0}' : 散乱点から評価点までに通過する物質の線減衰係数 (cm⁻¹)
 $\rho_{s'm0}$: 散乱後の物質 m_0 を通過する距離 (cm)
 $\frac{d\sigma}{d\Omega}$: Klein-Nishina の微分散乱断面積 (cm²/electrons)
 $B(E, x)$: ビルドアップ係数 (—)

ここで、Eは散乱前の、E'は散乱後の γ 線のエネルギー(MeV)をそれぞれ示す。

(b) 直接線量

原子炉建家内の浮遊核分裂生成物による γ 線が、原子炉建家壁を透過して評価点に至る直接 γ 線による線量の計算は、原子炉建家を円筒状線源とみなし、QAD-CGGP 2コード⁽⁷⁾で行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_j = \sum_i K_j \cdot \frac{S_{ij}}{4\pi R_i^2} \cdot \exp \left[- \sum_k (\mu_j \cdot \delta)_k \right] B_{jk} \quad (10.5.8)$$

ここで、

- D_j : 直接 γ 線による線量(Sv)
 K_j : γ 線束から線量への換算係数(Sv/(Photons/cm²))
 S_{ij} : 積算線源強度 (Photons)
 R_i : 線源から評価点までの距離(cm)
 μ_j : 全減衰係数(cm⁻¹)
 δ : 領域通過距離(cm)
 B_{jk} : ビルドアップ係数(-)

ここで、添字 j はエネルギー群、i は線源点、k は領域を示す。

5.1.5 評価結果

重大事故として、炉心流路閉塞事故を想定した場合に大気中に放出される核分裂生成物の量を第 5.1.5 表に示す。

大気中に放出される核分裂生成物による敷地境界外における最大の被ばく線量は、

よう素の吸入摂取による甲状腺に対する等価線量 (小児)	約 9.9×10^{-4} Sv
γ 線の外部被ばくによる全身線量	約 5.2×10^{-5} Sv
β 線による皮膚の等価線量	約 8.2×10^{-5} Sv

となる。

また、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による外部全身被ばく線量は次のとおりである。

直接線量	約 1.8×10^{-4} Sv
スカイシャイン線量	約 6.6×10^{-4} Sv

以上の結果をまとめると次のとおりである。

- (イ) 放射性よう素の吸入による小児甲状腺の等価線量は約 9.9×10^{-4} Sv である。
(ロ) 大気中に放出される核分裂生成物からの γ 線による外部全身被ばく線量と、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による外部全身被ばく線量との合計は約 9.0×10^{-4} Sv である。

これらの被ばく線量は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量 (甲状腺(小児)に対して 1.5Sv、全身に対して 0.25Sv) を十分下回る。

5.2 仮想事故

仮想事故としては以下の事故を想定する。重大事故の場合との相違点及び評価結果のみを示す。

5.2.1 事故の想定

仮想事故の想定は前記「5.1 重大事故」の場合とほぼ同様であるが、炉心内から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心に内蔵されている全ての核分裂生成物が放出に寄与するものとする。

5.2.2 線量評価の種類

仮想事故を想定した場合の被ばく線量は、重大事故の場合と同様に2とおりに分けて計算する。さらに、集団線量の見地から、大気中に放出された核分裂生成物による全身被ばく線量の人口積算値の評価も行う。

5.2.3 大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量

(1) 核分裂生成物の大気中への放出量

前記事故の想定の下に、重大事故時と同様な計算条件及び方法に従って計算する。核分裂生成物の大気中への放出過程の概要は、第5.1-1図に示すとおりである。

(2) 被ばく線量評価

- a. よう素の吸入摂取による甲状腺に対する等価線量及び希ガス等からの γ 線による外部被ばくによる実効線量

大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対する等価線量及び希ガス等からの γ 線による外部被ばくによる実効線量の計算は、重大事故時と同様の計算条件及び計算式によって行う。

- b. 全身線量の人口積算値

- (a) 人口密集地帯からの離隔のめやすを得るために、仮想事故時に放出される放射性雲中の核分裂生成物による全身線量の人口積算値を計算する。 γ 線の外部被ばくによる全身線量の人口積算値の計算は、近距離については放射性雲からの照射モデルで計算し遠距離については、放射性雲が半無限空間に一樣に分布すると仮定したサブマージョンからの照射モデルを用いて計算する。また、よう素等の呼吸摂取による全身線量人口積算値は空間濃度分布を用いて計算する。

- (b) 大気中での拡散条件は、縦の拡がりは英国気象局方式大気安定度F型、横の拡がり 30° 一定と仮定するが、対象地点が遠方に及ぶため、平均風速は 1.5m/s 、放出点は地上高 40m と仮定して計算する。

- (c) 対象とする方位は、敷地から見て最も全身線量の人口積算値の大きい地域を含むようにほぼ南西方向 30° 角の扇形とし、敷地から 10km までは1、2、3、5、 7km ごとに、 $10\text{km}\sim 100\text{km}$ の間は10、20、30、50、 70km ごとに、 $100\text{km}\sim 1,000\text{km}$ の間は100、200、300、500、 700km ごとに、 $1,000\text{km}$ 以遠については $1,000\text{km}$ 間隔に区分し、各区分内の人口を求める。

- (d) 現時点での人口集計は、「平成22年国勢調査報告」⁽⁸⁾により行い、全身線量の人口積算値を計算する。

5.2.4 原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被ばく線量

(1) 被ばく線量

事故時の原子炉建家内浮遊核分裂生成物による被ばく線量は、原子炉建家内に充満した核分裂生成物から放出され、原子炉建家を透過した直接 γ 線による線量とスカイシャイン γ 線による線量とに分けて計算する。その計算方法は重大事故と同様である。

5.2.5 評価結果

仮想事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量を第 5.2-1 表に示す。

大気中に放出される核分裂生成物による敷地境界外における最大の被ばく線量は、

よう素の吸入摂取による甲状腺に対する等価線量（成人） 約 1.3×10^{-2} Sv

γ 線の外部被ばくによる全身線量 約 1.3×10^{-3} Sv

β 線による皮膚の等価線量 約 2.1×10^{-3} Sv

となる。

直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による外部全身被ばく線量は次のとおりである。

直接線量 約 4.5×10^{-3} Sv

スカイシャイン線量 約 1.7×10^{-2} Sv

以上の結果をまとめると次のとおりである。

(イ) 放射性よう素の吸入による成人甲状腺に対する等価線量は約 1.3×10^{-2} Sv である。

この値は、仮想事故に対する判断のめやす線量 3Sv を十分下回る。

(ロ) 大気中に放出される核分裂生成物からの γ 線による外部全身被ばく線量と、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による外部全身被ばく線量との合計は約 2.2×10^{-2} Sv である。この値はめやす線量 0.25Sv を十分下回る。

(ハ) 2010 年の人口データより求めた外部全身被ばく線量の人口積算値は約 0.25 万人 Sv であり、人口密集地帯からの離隔のめやすとして示されている参考値 2 万人 Sv を十分下回る。（第 5.2-2 表 参照）。

5.3 参考文献

- (1) 「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」原子力委員会（昭和 39 年 5 月 27 日）
- (2) Y Futamura, et al. : “Release of Fission Products from Silicide Fuel at Elevated Temperatures”, Nuclear Safety Vol. 33-3(1992)
- (3) 「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」原子力安全委員会（平成 3 年 7 月 18 日）
- (4) 土田 昇, 他 : “JMTR 低濃縮燃料炉心の安全解析(3)－安全評価及び立地評価における事故時の線量評価－”, JAERI-M 92-152(1992)
- (5) M.E.Meek, et al. : “Compilation of Fission Product Yields”, NEDO-12154 - 1(1974)
- (6) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」原子力安全委員会（平成元年 3 月

27 日)

- (7) Yukio Sakamoto, et al. : “QAD-CGGP2 AND G33-GP2 : Revised versions of QAD-CGGP and G33-GP(Codes with the conversion factors from exposure to ambient and maximum dose equivalents ” , JAERI-M 90-110(1990)
- (8) 「平成 22 年国勢調査報告」総務省統計局

第5.1-1表 核分裂生成物の炉内蓄積量

核種	炉内蓄積量(Bq)
Kr-83m	3.39×10^{15}
Kr-85m	8.39×10^{15}
Kr-85	9.13×10^{13}
Kr-87	1.63×10^{16}
Kr-88	2.29×10^{16}
Kr-89	3.00×10^{16}
Kr-90	3.00×10^{16}
Xe-131m	2.56×10^{14}
Xe-133m	1.22×10^{15}
Xe-133	4.33×10^{16}
Xe-135m	6.79×10^{15}
Xe-135	4.24×10^{16}
Xe-137	3.92×10^{16}
Xe-138	4.02×10^{16}
Xe-139	3.30×10^{16}
Br-83	3.39×10^{15}
Br-84m	1.22×10^{14}
Br-84	6.21×10^{15}
Br-85	8.32×10^{15}
Br-86	9.99×10^{15}
Br-87	1.41×10^{16}
I-129	1.46×10^8
I-130	1.54×10^{12}
I-131	1.82×10^{16}
I-132	2.69×10^{16}
I-133	4.33×10^{16}
I-134m	2.75×10^{15}
I-134	4.87×10^{16}
I-135	4.10×10^{16}
I-136	1.88×10^{16}

第5.1-2表 核分裂生成物の放出割合

核種	半減期 (s)	放 出 割 合					
		F _f	F _L	F _g		F _p	
Kr-83m	6.59×10 ³	1.0	1.0	—		1.0	
Kr-85m	1.61×10 ⁴	1.0	1.0	—		1.0	
Kr-85	3.38×10 ⁸	1.0	1.0	—		1.0	
Kr-87	4.58×10 ³	1.0	1.0	—		1.0	
Kr-88	1.02×10 ⁴	1.0	1.0	—		1.0	
Kr-89	1.86×10 ²	1.0	1.0	—		1.0	
Kr-90	3.23×10 ¹	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-131m	1.02×10 ⁶	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-133m	1.89×10 ⁵	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-133	4.53×10 ⁵	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-135m	9.17×10 ²	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-135	3.27×10 ⁴	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-137	2.30×10 ²	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-138	8.50×10 ²	1.0	1.0	—		1.0	
Xe-139	3.97×10 ¹	1.0	1.0	—		1.0	
Br-83	8.64×10 ³	0.6	1.0	—		1.0	
Br-84m	3.60×10 ²	0.6	1.0	—		1.0	
Br-84	1.91×10 ³	0.6	1.0	—		1.0	
Br-85	1.74×10 ²	0.6	1.0	—		1.0	
Br-86	5.50×10 ¹	0.6	1.0	—		1.0	
Br-87	5.70×10 ¹	0.6	1.0	—		1.0	
I-129	4.95×10 ¹⁴	0.6	有機 よう素 ・ 1.0	無機 よう素 ・ 0.01	有機 よう素 ・ 0.1	無機 よう素 ・ 0.9	無機 よう素 0.5 有機 よう素 1.0
I-130	4.45×10 ⁴	0.6					
I-131	6.95×10 ⁵	0.6					
I-132	8.28×10 ³	0.6					
I-133	7.52×10 ⁴	0.6					
I-134m	2.10×10 ²	0.6					
I-134	3.16×10 ³	0.6					
I-135	2.38×10 ⁴	0.6					
I-136	8.34×10 ¹	0.6					

F_f : 燃料板から1次冷却材中への放出割合

F_L : 1次冷却材から原子炉建家内の雰囲気中への移行割合

F_g : よう素の組成

F_p : 原子炉建家内での沈着を逃れる割合

第5.1-3表 よう素の呼吸摂取による実効線量係数及び甲状腺等価線量係数

核種	実効線量係数 (Sv/Bq)	甲状腺等価線量係数 (Sv/Bq)	
	小児 (1才)	小児 (1才)	成人
I-129	2.0×10^{-7}	3.9×10^{-6}	1.9×10^{-6}
I-130	1.7×10^{-8}	3.3×10^{-7}	3.3×10^{-8}
I-131	1.6×10^{-7}	3.2×10^{-6}	3.9×10^{-7}
I-132	2.3×10^{-9}	3.8×10^{-8}	3.6×10^{-9}
I-133	4.1×10^{-8}	8.0×10^{-7}	7.6×10^{-8}
I-134	6.9×10^{-10}	7.3×10^{-9}	7.0×10^{-10}
I-135	8.5×10^{-9}	1.6×10^{-7}	1.5×10^{-8}

- (1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日付け原子力安全委員会決定、平成13年3月29日付け原子力安全委員会一部改訂)
- (2) 「ICRPから出版されているCD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public (Version One、1999))」の値

第5.1-4表 原子炉建家内の積算線源強度

番号	エネルギー範囲 (MeV)	積算線源強度 (Photons)	
		重大事故	仮想事故
1	0.00 ～ 0.02	1.94×10^{19}	4.85×10^{20}
2	0.02 ～ 0.03	9.83×10^{18}	2.46×10^{20}
3	0.03 ～ 0.045	2.51×10^{20}	6.28×10^{21}
4	0.045 ～ 0.07	6.17×10^{16}	1.54×10^{18}
5	0.07 ～ 0.10	2.22×10^{20}	5.56×10^{21}
6	0.10 ～ 0.15	1.13×10^{17}	2.84×10^{18}
7	0.15 ～ 0.30	8.75×10^{19}	2.19×10^{21}
8	0.30 ～ 0.45	2.26×10^{19}	5.65×10^{20}
9	0.45 ～ 0.70	1.62×10^{19}	4.40×10^{20}
10	0.70 ～ 1.00	6.70×10^{18}	1.68×10^{20}
11	1.00 ～ 1.50	5.55×10^{18}	1.39×10^{20}
12	1.50 ～ 2.00	3.33×10^{18}	8.32×10^{19}
13	2.00 ～ 2.50	8.92×10^{18}	2.23×10^{20}
14	2.50 ～ 3.00	7.20×10^{17}	1.80×10^{19}
15	3.00 ～ 4.00	1.12×10^{17}	2.80×10^{18}
16	4.00 ～ 6.00	9.22×10^{15}	2.31×10^{17}
17	6.00 ～ 8.00	3.83×10^{13}	9.57×10^{14}
18	8.00 ～ 11.00	0.00×10^0	0.00×10^0

第5.1-5表 重大事故時に大気中に放出される核分裂生成物

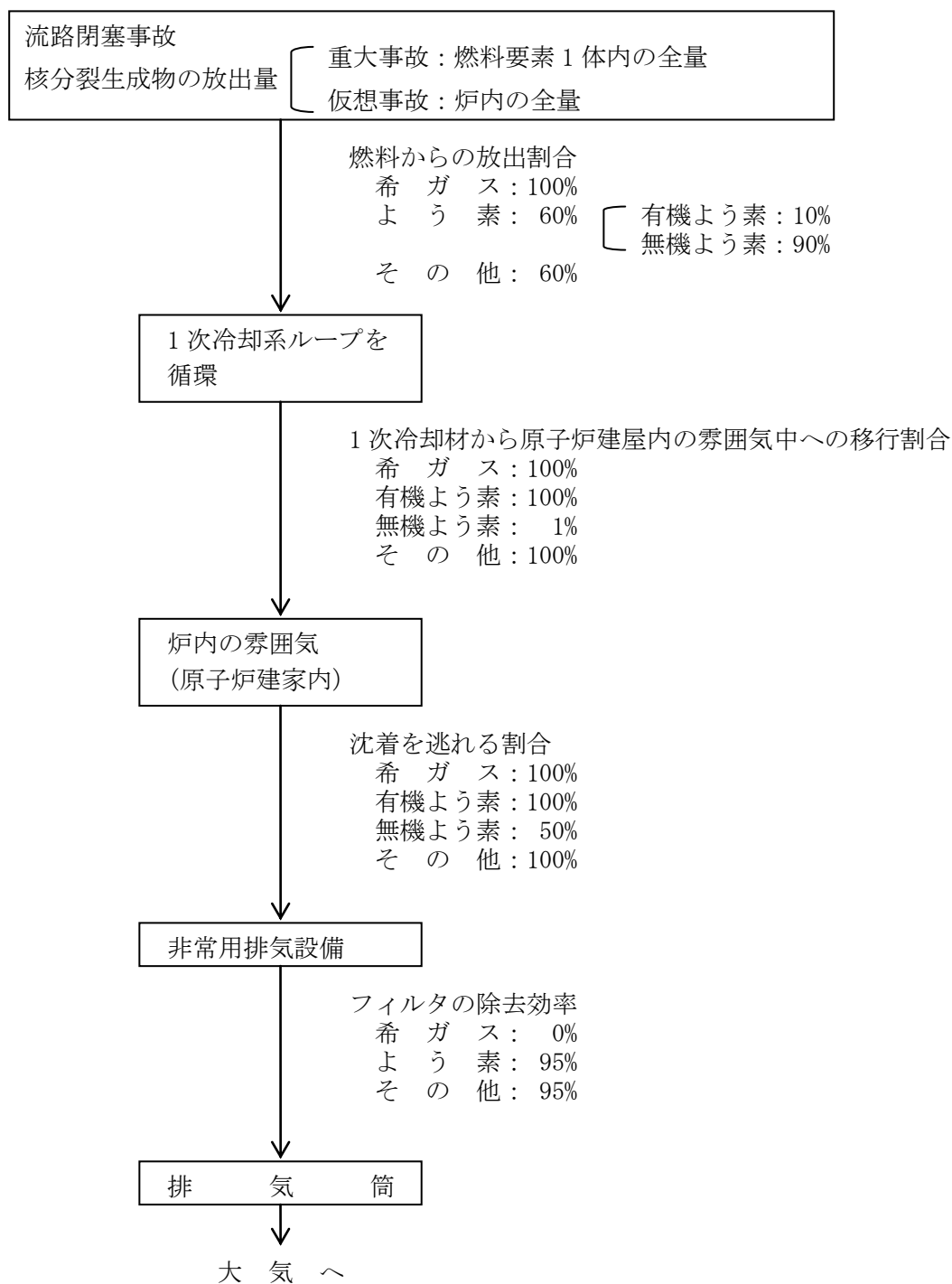
核種	放出量(Bq)
Kr-83m	1.58×10^{12}
Kr-85m	9.43×10^{12}
Kr-85	3.50×10^{12}
Kr-87	5.26×10^{12}
Kr-88	1.65×10^{13}
Kr-89	2.77×10^{11}
Kr-90	8.13×10^9
Xe-131m	6.59×10^{12}
Xe-133m	1.24×10^{13}
Xe-133	7.79×10^{14}
Xe-135m	4.16×10^{11}
Xe-135	9.43×10^{13}
Xe-137	4.80×10^{11}
Xe-138	2.27×10^{12}
Xe-139	1.64×10^{10}
Br-83	6.20×10^{10}
Br-84m	7.79×10^7
Br-84	2.47×10^{10}
Br-85	2.11×10^9
Br-86	3.37×10^8
Br-87	4.93×10^8
I-129	1.75×10^4
I-130	1.43×10^7
I-131	1.26×10^{12}
I-132	4.93×10^{10}
I-133	6.49×10^{11}
I-134m	9.40×10^7
I-134	3.38×10^{10}
I-135	2.11×10^{11}
I-136	1.54×10^8
γ 線換算量(0.5MeV)	2.04×10^{14}
β 線換算量(0.5MeV)	3.16×10^{14}
参考値(I-131等価)	1.43×10^{12}

第5.2-1表 仮想事故時に大気中に放出される核分裂生成物

核種	放出量(Bq)
Kr-83m	3.95×10^{13}
Kr-85m	2.36×10^{14}
Kr-85	8.76×10^{13}
Kr-87	1.32×10^{14}
Kr-88	4.12×10^{14}
Kr-89	6.91×10^{12}
Kr-90	2.03×10^{11}
Xe-131m	1.65×10^{14}
Xe-133m	3.10×10^{14}
Xe-133	1.95×10^{16}
Xe-135m	1.04×10^{13}
Xe-135	2.36×10^{15}
Xe-137	1.20×10^{13}
Xe-138	5.67×10^{13}
Xe-139	4.10×10^{11}
Br-83	1.55×10^{12}
Br-84m	1.95×10^9
Br-84	6.16×10^{11}
Br-85	5.26×10^{10}
Br-86	8.43×10^9
Br-87	1.23×10^{10}
I-129	4.39×10^5
I-130	3.58×10^8
I-131	3.16×10^{13}
I-132	1.23×10^{12}
I-133	1.62×10^{13}
I-134m	2.35×10^9
I-134	8.44×10^{11}
I-135	5.28×10^{12}
I-136	3.85×10^9
γ 線換算量(0.5MeV)	5.11×10^{15}
β 線換算量(0.5MeV)	7.91×10^{15}
参考値(I-131等価)	3.51×10^{13}

第5.2-2表 全身被ばく線量の人口積算値（2010年の人口集計による）

距離 (km)	主な 市町村名	人口 (人)	人口積算線量 (人・Sv)
0 ～ 1	東海村	8.20×10^1	2.90×10^{-1}
1 ～ 2	東海村	7.70×10^1	1.76×10^{-1}
2 ～ 3	東海村	5.46×10^2	1.34×10^0
3 ～ 5	東海村、ひたちなか市	2.67×10^3	6.39×10^0
5 ～ 7	ひたちなか市	1.57×10^4	2.73×10^1
7 ～ 10	ひたちなか市、那珂市	4.09×10^4	5.20×10^1
10 ～ 20	水戸市、ひたちなか市、那珂市	2.19×10^5	1.90×10^2
20 ～ 30	水戸市、茨城町	7.58×10^4	2.93×10^1
30 ～ 50	笠間市、石岡市	1.72×10^5	4.08×10^1
50 ～ 70	土浦市、つくば市、下妻市	4.79×10^5	6.19×10^1
70 ～ 100	板東市、柏市、春日部市	3.09×10^6	2.69×10^2
100 ～ 200	東京都、さいたま市、横浜市	2.52×10^7	1.45×10^3
200 ～ 300	静岡市、沼津市	3.03×10^6	8.12×10^1
300 ～ 500	浜松市、名古屋市、津市	1.06×10^7	1.84×10^2
500 ～ 700	堺市、大阪市、和歌山市、徳島市	5.08×10^6	5.26×10^1
700 ～ 1000	高松市、大分市、宮崎市	1.92×10^6	1.43×10^1
1000 ～ 2000	鹿児島市、大隈諸島、奄美諸島	3.82×10^6	2.02×10^1
2000 ～ 2200	先島諸島	5.37×10^4	1.52×10^{-1}
合 計		5.37×10^7	2.49×10^3



第 5. 1-1 図 重大事故時及び仮想事故時の核分裂生成物の大気放出経路