

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 13 条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

2022 年 9 月 16 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所高速実験炉部

第 13 条：運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 3.1 安全設計方針
 - 3.2 気象等
 - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
 - 4.1 安全評価に関する基本方針
 - 4.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準
 - 4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件
 - 4.4 運転時の異常な過渡変化
 - 4.5 設計基準事故
 - 4.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 13 条）への適合性説明

(別紙)

別紙 1 : 「炉心の変更」に関する基本方針

別紙 2 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定

別紙 3 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設

別紙 4 : 原子炉保護系に係る解析条件の設定

別紙 5 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における原子炉スクラム時の制御棒位置

別紙 6 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における反応度係数の組合せ

別紙 7 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱の設定

別紙 8 : 各事象の評価における燃料状態の設定の考え方

別紙 9 : MIMIR 及び Super-COPD の解析モデル

- 別紙 10 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における原子炉出力の初期値の設定
- 別紙 11 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における制御棒の挿入パターン
- 別紙 12 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の初期状態を途中出力とした場合の影響評価
- 別紙 13 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における反応度添加率の設定の考え方
- 別紙 14 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における崩壊熱除去運転移行後のプラント挙動
- 別紙 15 : 「1次主循環ポンプ軸固着事故」時のコーストダウン

別紙 16 : 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定

別紙 17 : 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析における解析条件等

別紙 18 : 「冷却材流路閉塞事故」の想定

(別添 3 : 閉塞の防止に係る設計上の考慮)

別紙 19 : 「冷却材流路閉塞事故」の事象進展及び猶予時間

別紙 20 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象推移等の整理

別紙 21 : 設計基準事故に係る被ばく評価結果の整理

(別添 7 : 気象データの考え方)

別紙 22 : 結果を厳しくする運転条件の選定

別紙 23 : 設計基準事故時の格納容器の漏えい率

別紙 24 : 設計基準事故時の格納容器隔離前の漏えい

(添付)

添付 1 : 設置許可申請書における記載

添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (適合性)

添付 3 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (気象等)

添付 4 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (設備等)

(添付書類十)

本日ご提示範囲

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、設計の妥当性を確認する対象としている安全施設の一覧を第1表に示す。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップ又は工学的安全施設等のMS（異常影響緩和系）に属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定している。当該単一故障の仮定の考え方を以下に示す。

（1）原子炉停止機能に係る単一故障

原子炉停止系機能（MS－1：原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能／MS－1：工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能）については、構築物、系統及び機器の多重化により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計している。このため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、原子炉停止機能に係る単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。なお、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されないこと（ワンロッドスタック）を設計で保有すべき余裕として考慮している。

（2）炉心冷却機能に係る単一故障

炉心冷却機能（MS－1：原子炉停止後の除熱機能）においては、以下の単一故障を仮定した場合に炉心冷却機能が低下する。このため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、以下を炉心冷却機能に係る単一故障として仮定している。

- ・ 「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下（別添1参照）
- ・ 「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下（別添2参照）

（3）放射能閉じ込め機能に係る単一故障

放射能閉じ込め機能（MS－1：放射性物質の閉じ込め機能／MS－2：放射線の遮蔽及び放出低減機能）については、構築物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計している。このため、設計基準事故の解析において、放射能閉じ込め機能に係る単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。

なお、アニュラス部排気設備の静的機器であるダクトの一部が単一設計となっているが、アニュラス部排気設備に期待している設計基準事故時の実効放出継続時間は24時間未満であり、使命時間が短いことから、その単一故障は仮定しない。

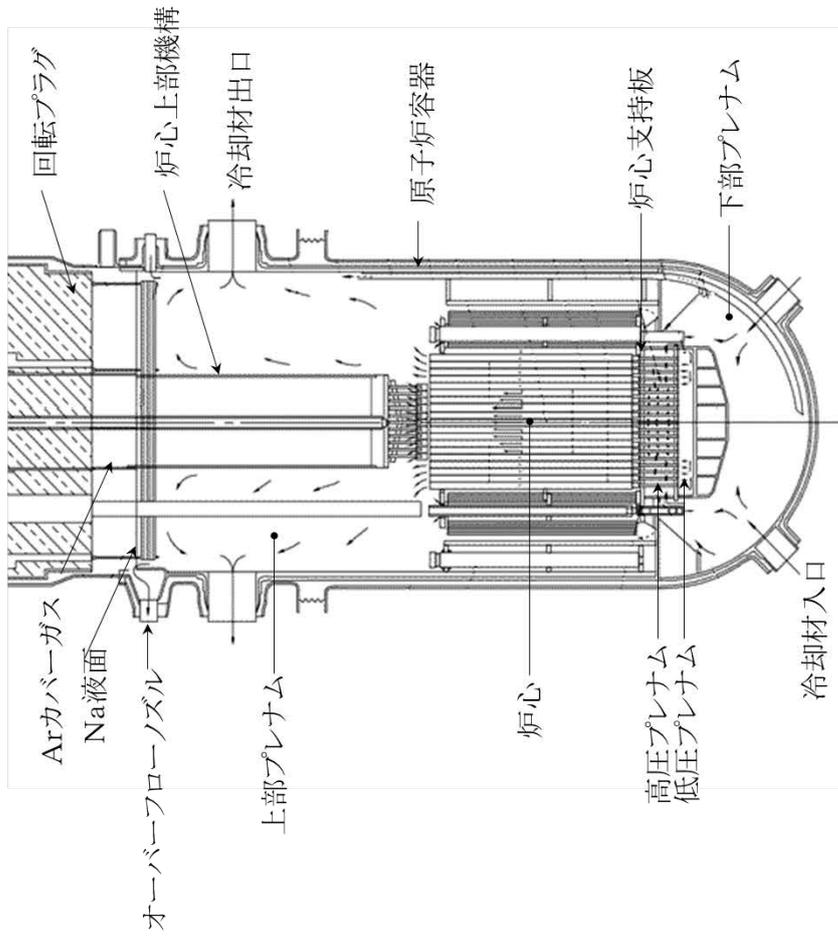
第1表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (1/2)

分類	機能	構築物、系統又は機器	関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (別図1参照)	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能 (別図2参照)	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット	① 関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能 (別図3参照)	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機(主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)

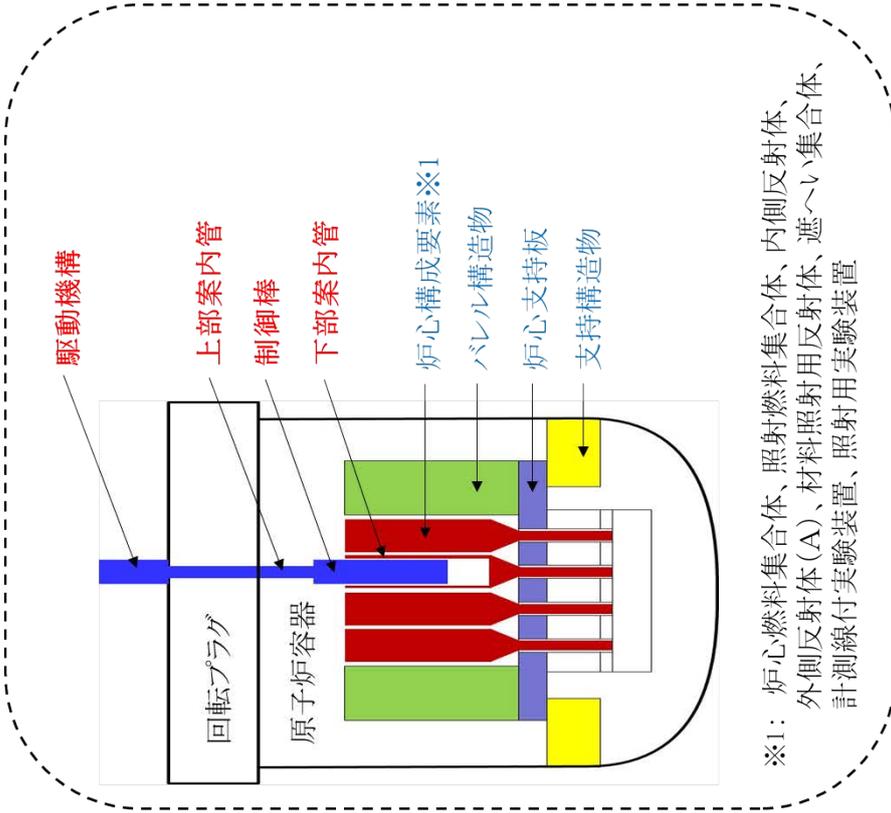
第 1 表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (2/2)

分類	機能	構築物、系統又は機器	関連系
MS-1	放射性物質の閉じ込め機能 (別図 4 参照)	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	<p>① 関連する核計装</p> <p>② 関連するプロセス計装</p>
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	
MS-2	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
	放射線の遮蔽及び放出低減機能 (別図 4 参照)	① アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ② 非常用ガス処理装置 ③ 主排気筒	<p>① 事故時監視計器の一部</p>
事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部		

原子炉容器垂直断面図



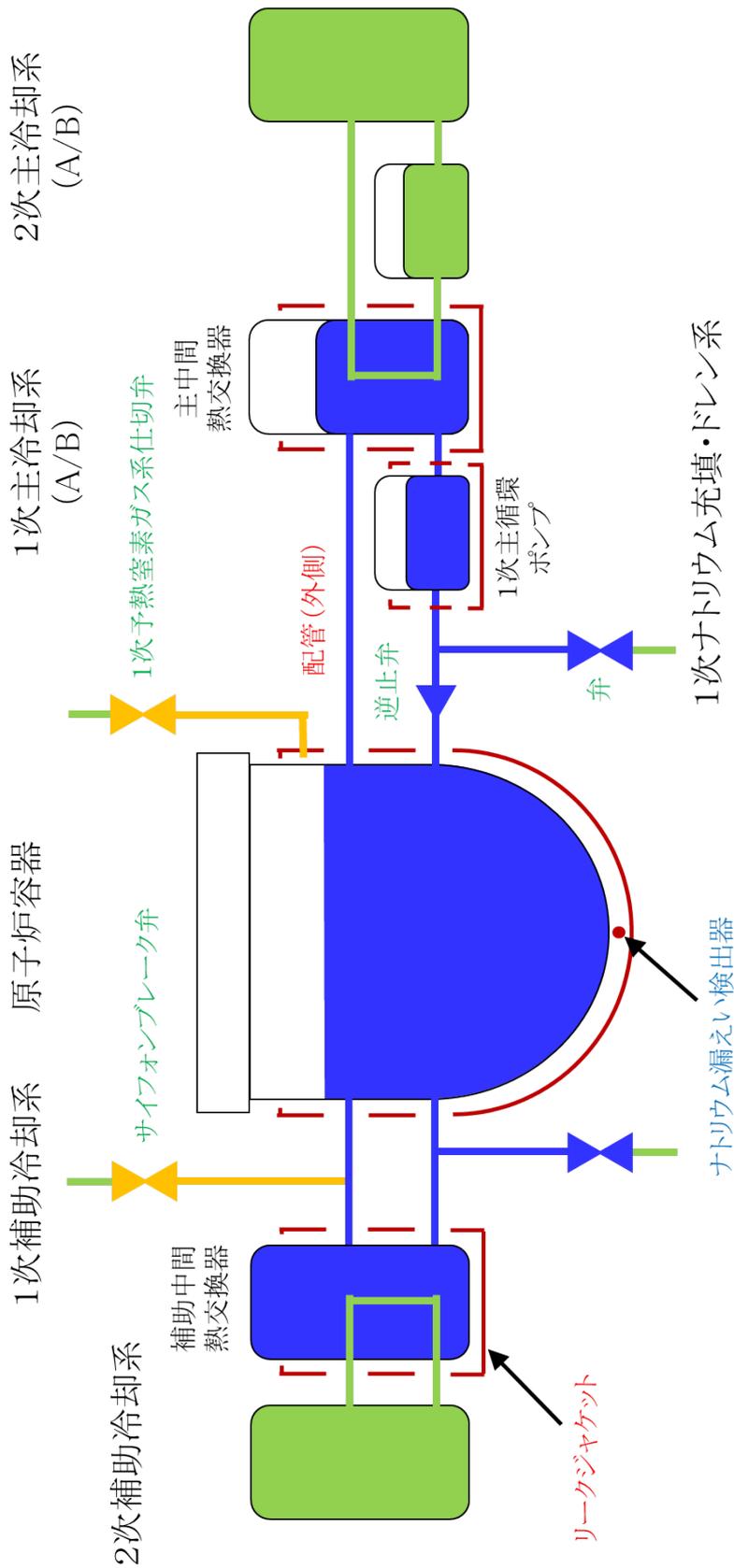
構造イメージ図



※1: 炉心燃料集合体、照射燃料集合体、内側反射体、外側反射体(A)、材料照射用反射体、遮へい集合体、計測線付実験装置、照射用実験装置

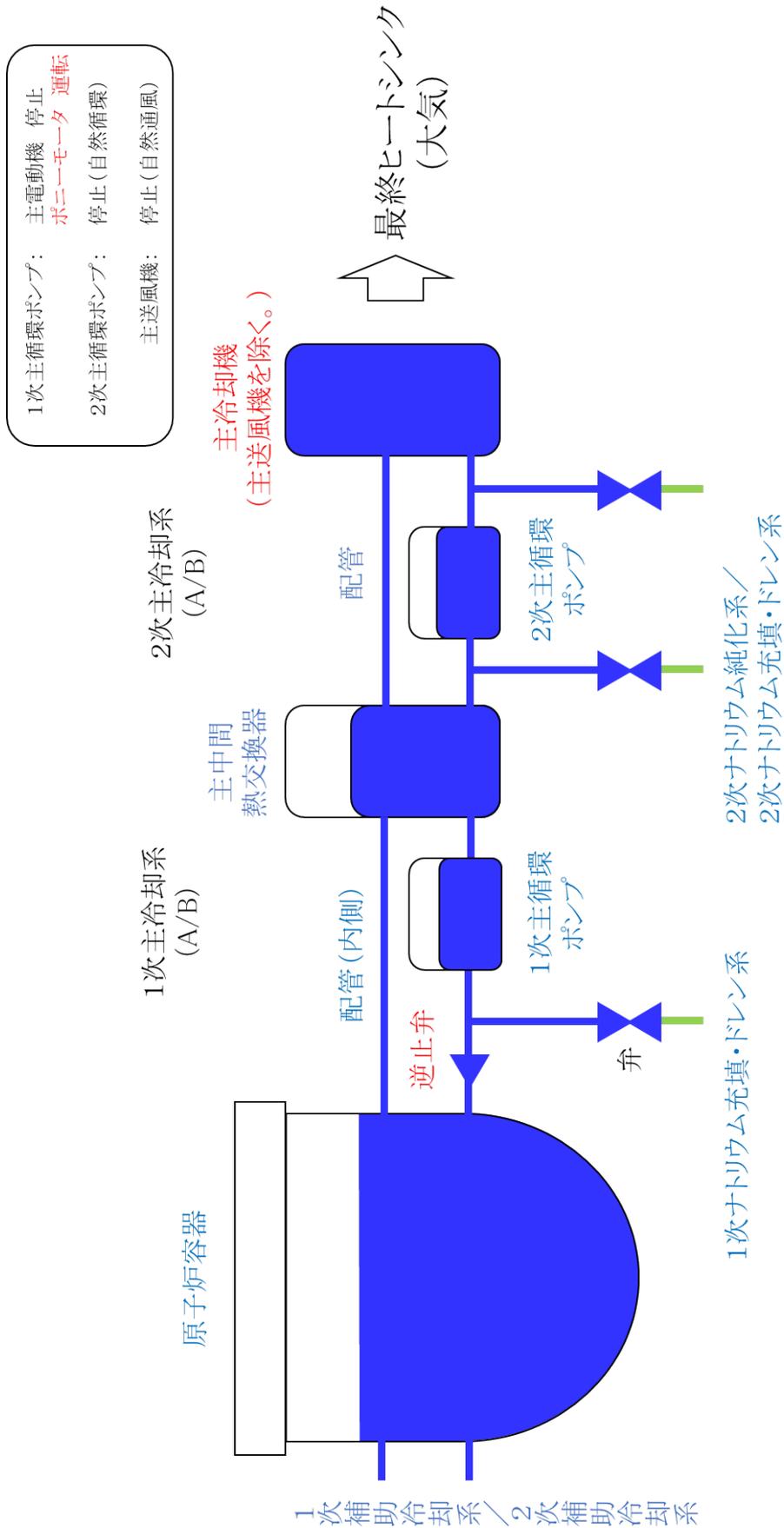
赤字： 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-1)に分類する構築物、系統又は機器
 青字： 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-1)の関連系

別図1 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-1)の概要



赤字 : 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 (運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用するもの)
 緑字 : 上記を除く1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 青字 : 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) の関連系

別図2 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) の概要

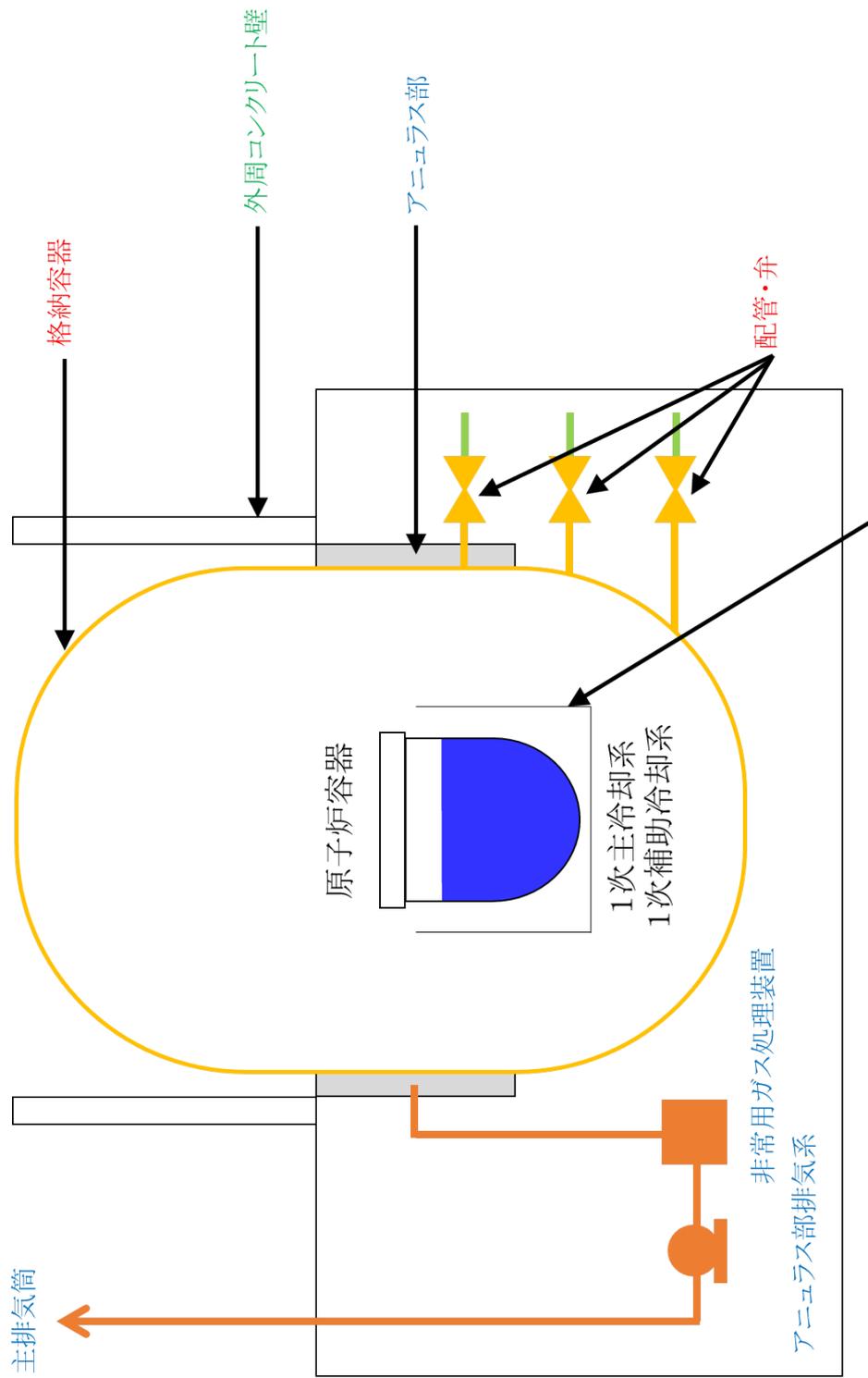


赤字 : 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 青字 : 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の関連系※1

※1:【関連系】

- ・ 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (計装等の小口径のものを除く。)
- ・ 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (計装等の小口径のものを除く。)

別図3 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の概要

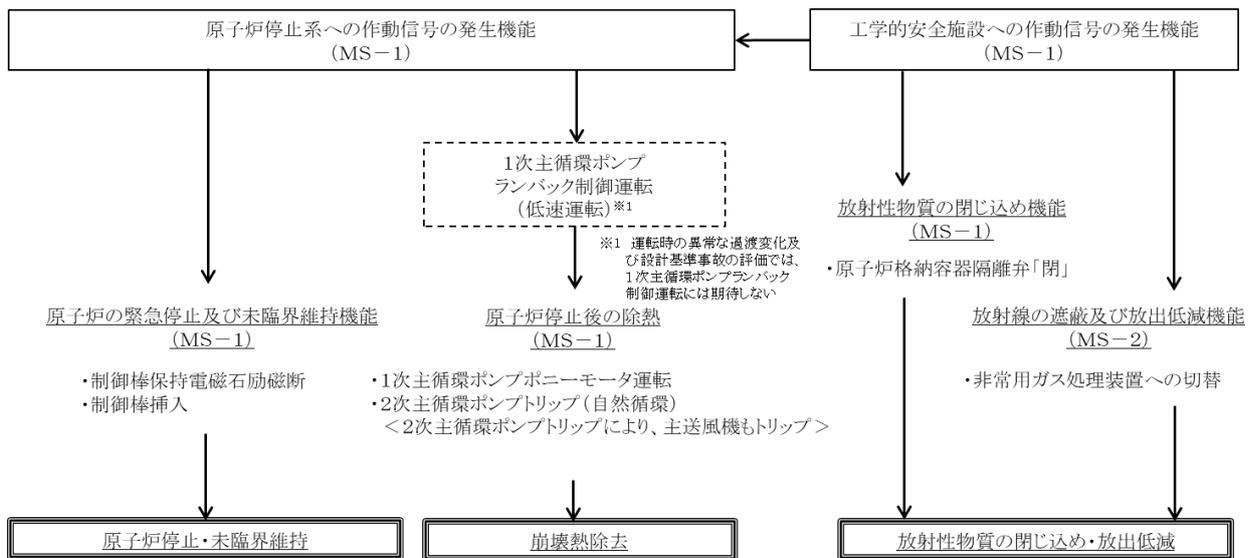


放射線低減効果の大きい遮蔽
(安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)

- 赤字 : 放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
- 青字 : 放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) に分類する構築物、系統又は機器
(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用するもの)
- 緑字 : 上記を除く放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) に分類する構築物、系統又は機器

別図 4 放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1)、放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) の概要

【参考】 原子炉保護系作動時のプラントの基本的な挙動



【その他】

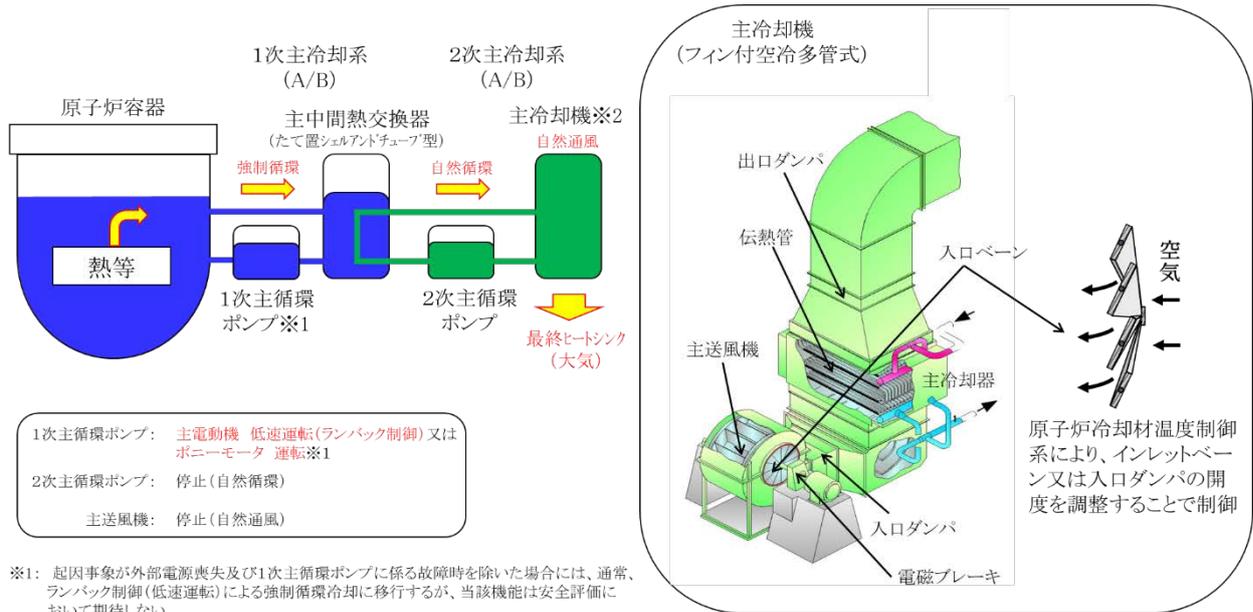
- ・ 安全上特に重要な関連機能(MS-1) ⇒ 運転時の異常な過渡変化「外部電源喪失」において、電源を供給
- ・ 1次冷却材漏えい量の低減機能(MS-1) ⇒ 設計基準事故「1次冷却材漏えい事故」において、漏えい量を低減

【参考】 作動することを想定するインターロック

機器	インターロック
1次冷却系主循環ポンプ	1基が停止した場合に、相互インターロックにより他ループの1基を停止
2次冷却系主循環ポンプ	1基が停止した場合に、相互インターロックにより他ループの1基を停止 1基が停止した場合に、当該ループの2基の主送風機を停止 1基が停止した場合に、当該ループの主冷却器出口温度制御を停止時制御に変更
主送風機	1基が停止した場合に、相互インターロックにより同ループの主送風機1基を停止

1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプが停止した場合は、原子炉トリップ信号を発信する。

【参考】 原子炉保護系作動後の冷却系の主な状態



※1: 起因事象が外部電源喪失及び1次主循環ポンプに係る故障時を除いた場合には、通常、ランバック制御(低速運転)による強制循環冷却に移行するが、当該機能は安全評価において期待しない。

※2: 原子炉保護系動作直後には、主送風機が停止するとともに入口ベーン・ダンパは全閉となる。それ以降は、原子炉冷却材温度制御系により開度を調整。

漏えいナトリウムによる熱的影響の解析における解析条件等

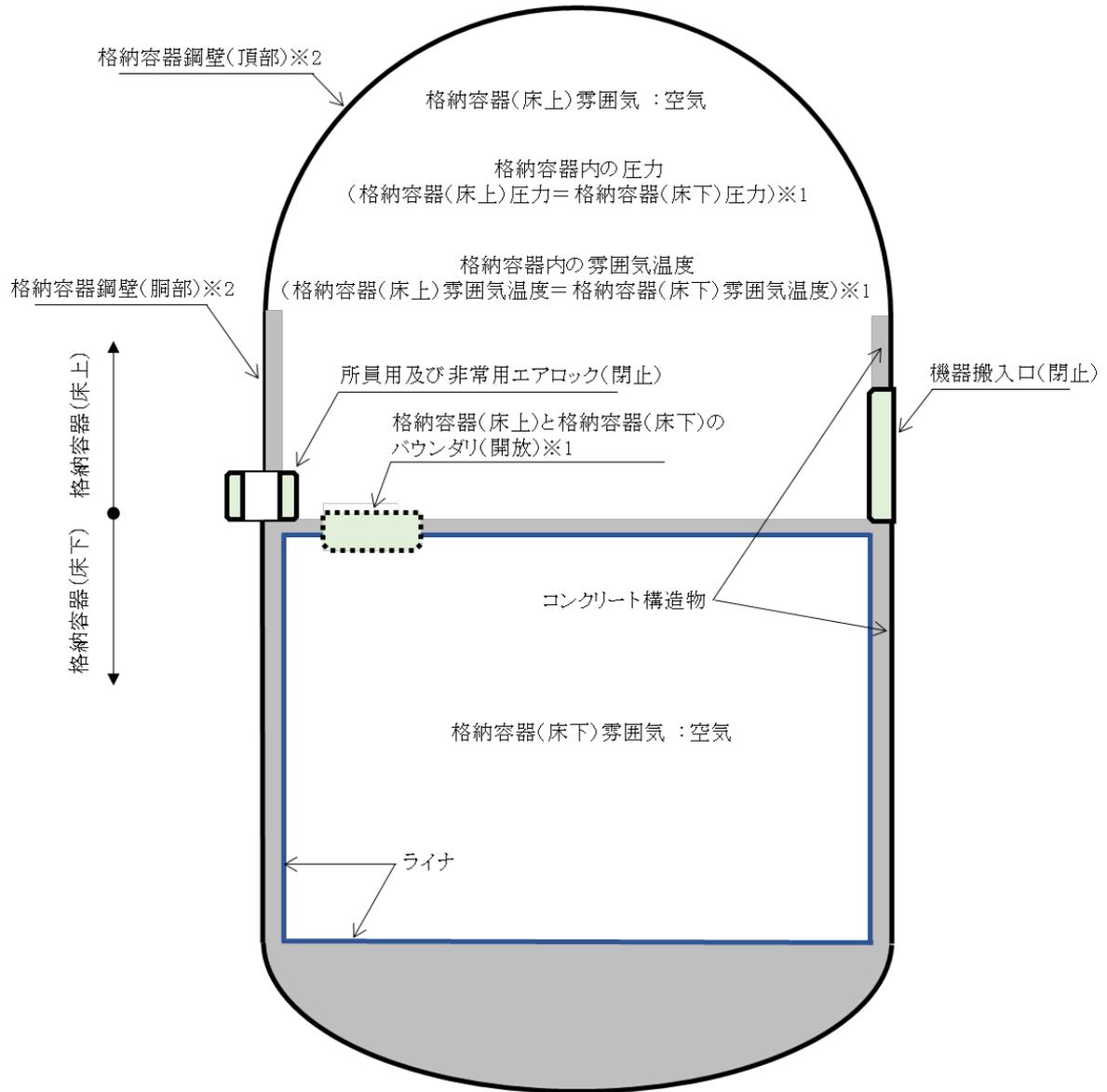
「1次冷却材漏えい事故」の漏えいナトリウムによる熱的影響の解析では、二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換した状態で二重壁外に漏えいすることを想定する。本解析の主な解析条件等を以下に示す。

- (1) 本解析における解析体系は、格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換し、かつ、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリを開放した状態であることから（別添1参照）、格納容器を一つの空間として考える。ナトリウムによる熱的影響の解析においては、判断基準に照らして、格納容器内の酸素量が多い方が結果を厳しくするため、格納容器内の有効体積は、保守的に $18,600\text{m}^3$ とする。また、格納容器の頂部（半球部）を除く格納容器鋼壁の内側には、コンクリートが敷設されていることから、格納容器鋼壁については、格納容器の頂部（半球部）のみを考慮し、それ以外の構造材については、コンクリートのみを考慮する（第1図参照）。
- (2) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気中の絶対温度の平方根に比例するものとする。
- (3) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮するものとする。
- (4) 格納容器内の雰囲気中の熱容量を1点で近似し、格納容器内で発生した熱量から雰囲気中の温度を求める。
- (5) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとし、雰囲気中の温度及び酸素濃度の変化から格納容器内の圧力を求める。
- (6) ナトリウムプールの面積は、格納容器の最下層に設けた堰を考慮した上で、最大となる 200m^2 とする（第2図参照）。なお、1次冷却材ダンプタンクからの漏えいを想定した場合のナトリウムプールの面積は最大で約 70m^2 となる。
- (7) 本解析では、格納容器内の酸素がナトリウムとの反応により消費され、酸素濃度の低下によりナトリウムの燃焼が収束するまで反応が継続すると仮定し、雰囲気中の酸素量より二重構造アニュラス部内に保持される最大の漏えいナトリウム量（約6t）を上回る約15t（約 17m^3 ^{※1}）のナトリウムが漏えい・燃焼したものとする。上記のとおりナトリウムの燃焼量から漏えい量を設定しているため、1次冷却材ダンプタンクからの漏えい（1次冷却材ドレン時の1次冷却材ダンプタンク内の全インベントリ：約78t（約 86m^3 ^{※1}））等からの約15tを超えるナトリウムの漏えいを想定しても、解析の結果は変わらない。

※1：ナトリウム温度 200°C における体積

【評価対象】

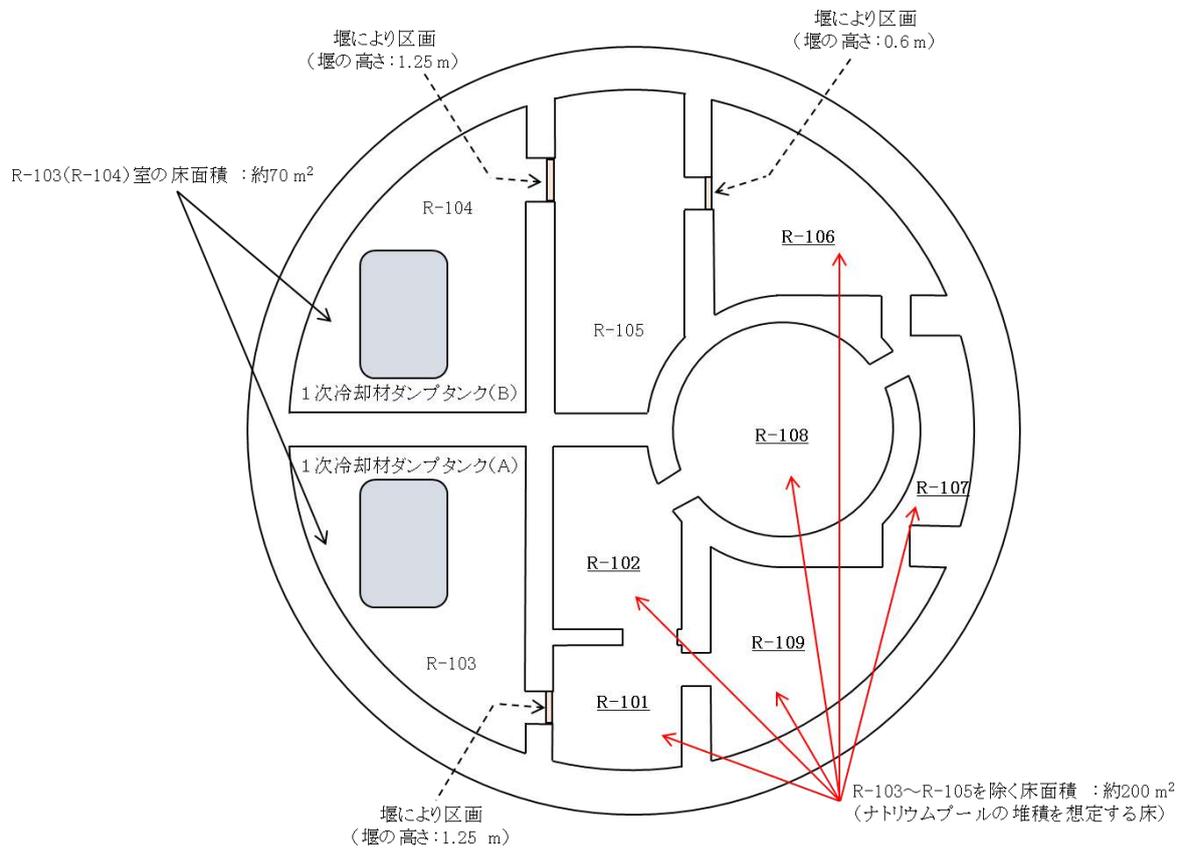
- ① 格納容器鋼壁温度：格納容器鋼壁(頂部)の温度
- ② 格納容器内の圧力：格納容器内の雰囲気全体の圧力



※1：格納容器(床上)と格納容器(床下)が連通

※2：頂部(半球部)を除く格納容器鋼壁には、内面にコンクリートを敷設

第1図 格納容器の垂直断面概略図及び熱的影響の解析における評価対象



第2図 格納容器最下層（地下2階）の水平断面概略図

格納容器のバウンダリ等の状態

原子炉の運転中及び停止中の格納容器バウンダリの状態に関し、所員用エアロック、非常用エアロック、機器搬入口、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリの状態を下表に示す。

項 目	プ ラ ント 状 態		
	原子炉運転	原子炉停止	
		(1次冷却材充填)	(1次冷却材ドレン ^{※1})
格納容器（床上）と（床下）のバウンダリ	閉止	閉止	閉止/開放 ^{※3}
所員用エアロック	閉止 ^{※2}	閉止/開放 ^{※4}	閉止/開放 ^{※4}
非常用エアロック	閉止 ^{※2}	閉止/開放 ^{※4}	閉止/開放 ^{※4}
機器搬入口	閉止	閉止/開放 ^{※4}	閉止/開放 ^{※4}

※1： 崩壊熱が十分に減衰（200kW以下）した後に、1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレン。

※2： 内外扉のうち少なくとも片方は閉鎖された状態にあること。

※3： 1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンした場合、格納容器（床上）と（床下）のバウンダリを開放することを可能とする。

※4： 以下の要件を満たした場合、機器搬入口の開放又は所員用及び非常用エアロックの内外扉を同時に開放することを可能とする。

- ・ 原子炉は停止状態であり、また、燃料交換作業を行っていないこと。
- ・ 格納容器（床下）で、1次冷却材を内蔵する配管等のバウンダリが開放されていないこと。

表に示すとおり、「1次冷却材漏えい事故」時においては、機器搬入口、所員用エアロック及び非常用エアロックの内外扉を同時には開放しないように運用することとしている。

閉塞の防止に係る設計上の考慮

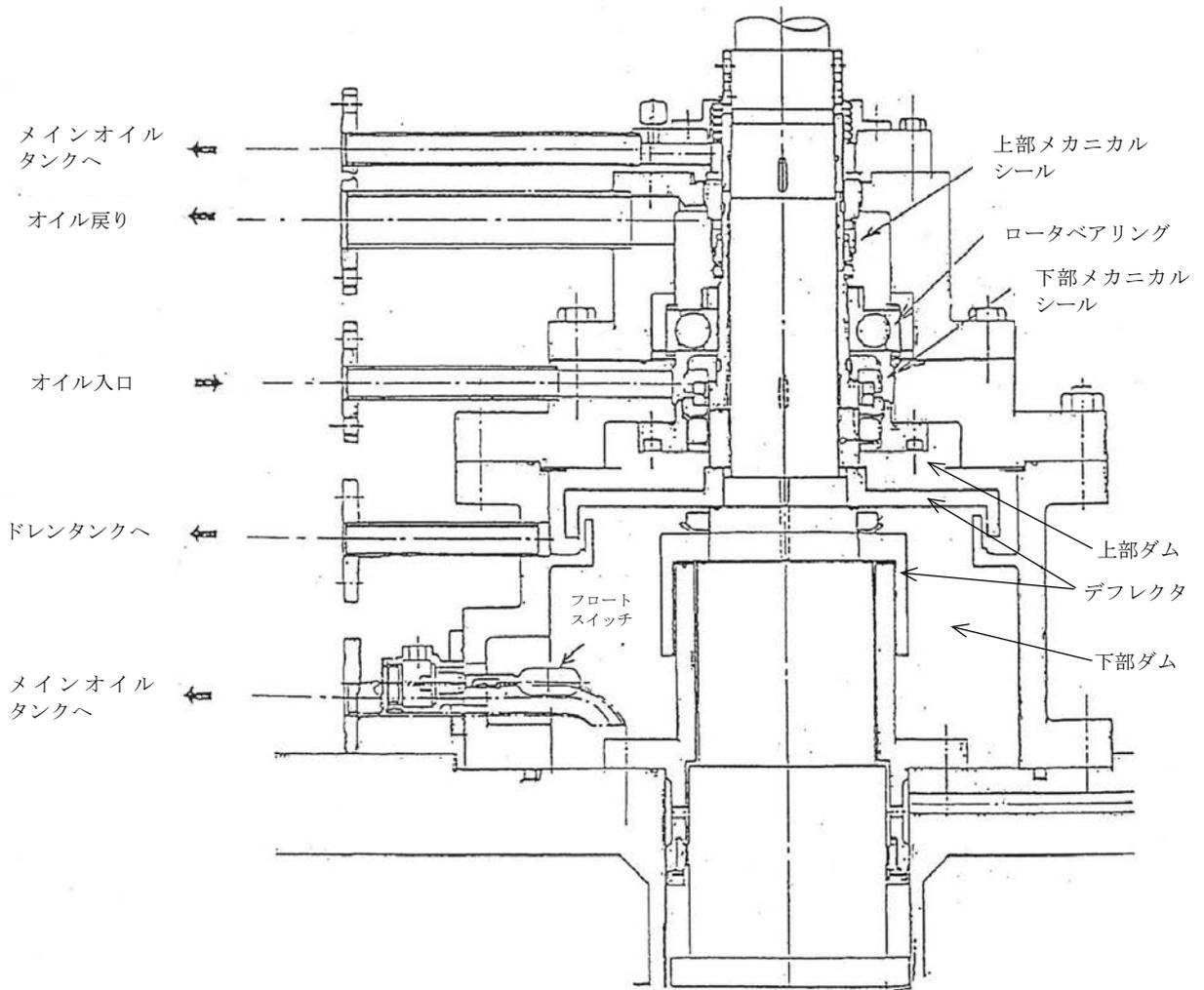
ナトリウム冷却型高速炉の冷却系においては、過去に PFR 炉、BOR-60 炉、FERMI 炉で 1 次主循環ポンプの潤滑油が混入した事例がある。「常陽」では、これらの事例を反映し、原子炉冷却系への潤滑油の混入を防止する設計としていることから、潤滑油に起因する閉塞物を想定していない。以下に、当該防止設計を説明する。

「常陽」の 1 次主循環ポンプの軸封部は第 1 図に示すとおり、上部メカニカルシールと下部メカニカルシールとの間に潤滑油を循環させている。

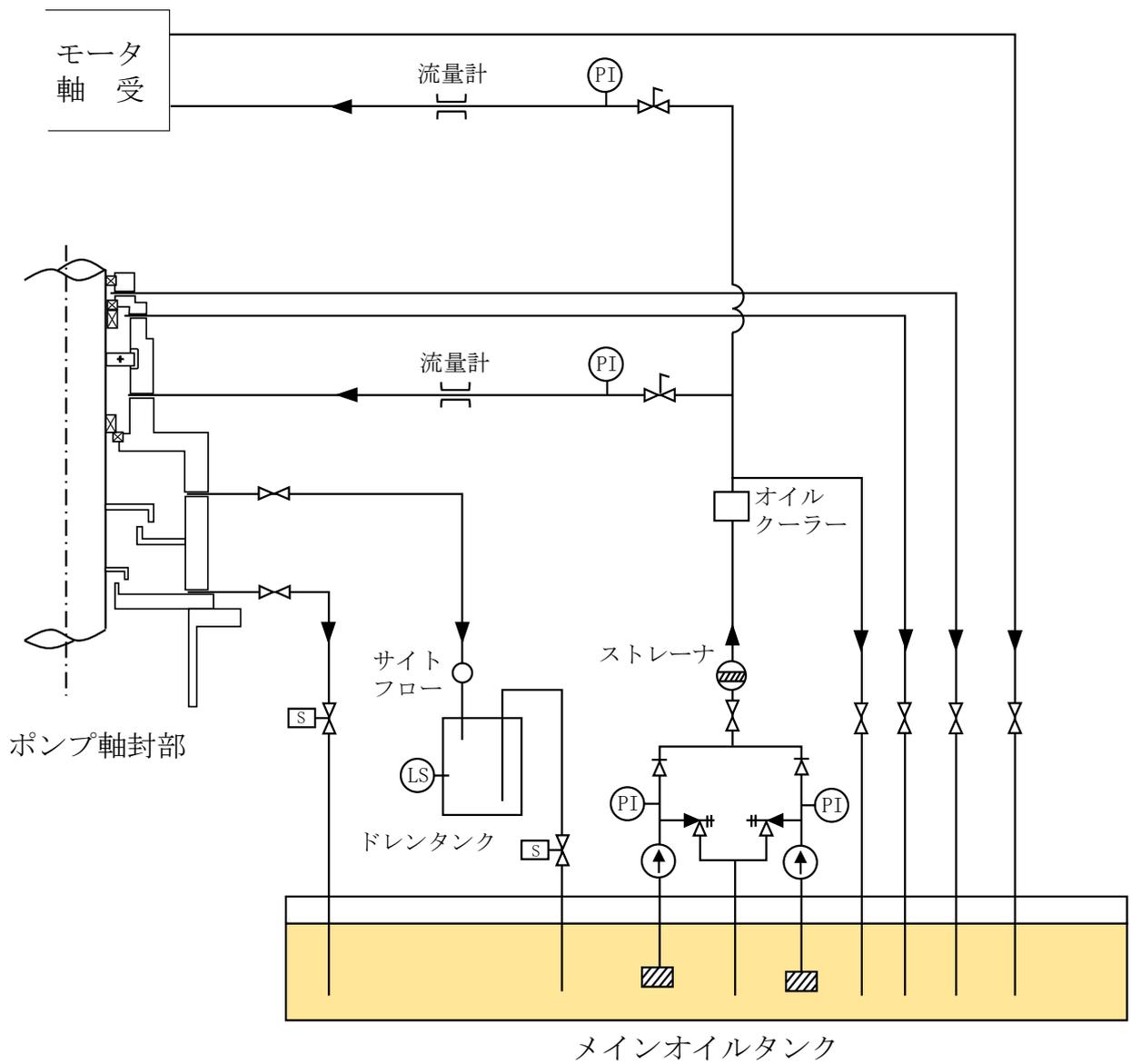
メカニカルシール部からの潤滑油の漏えい量は、適切な保全と潤滑油の管理により低く抑制されている（数ℓ/月）。

下部メカニカルシールからの潤滑油の漏えいは、ポンプ内側への漏えいとなるが、原子炉冷却材ナトリウム中に混入しないように、上部ダムと下部ダムの 2 重の油回収構造を備え、また、下部ダムの容積を上部ダムより大きくして、かつ、ダム内の油の有無を常時油面計で監視するとともに上下ダム間及び下部ダムとシャフトの間にデフレクタを設け、原子炉冷却材ナトリウム中に潤滑油が混入することを防止する設計としている。

また、第 2 図に示すとおり、定常的にメカニカルシールから漏えいした潤滑油は、上部ダムに集まり自重落下によりドレンタンクに回収され、ドレンタンクの液位が上昇すると自動的にドレン弁が「開」動作し、メインオイルタンクに回収される。なお、漏えい量が増大した場合、運転員によるメインタンクの液位監視により、漏えいを検知することが可能である。



第1図 1次主循環ポンプメカニカルシール部の構造



第2図 1次主循環ポンプオイルプレッシャーユニット系統図

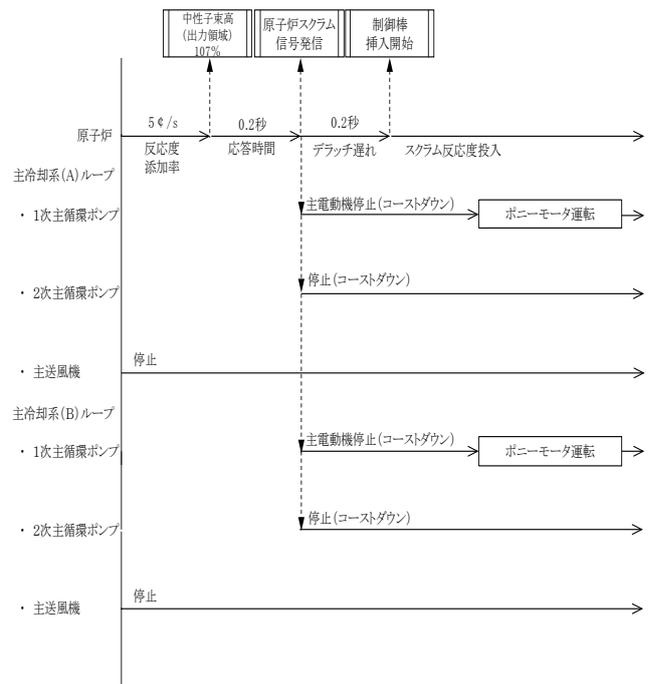
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における
事象推移等の整理

未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

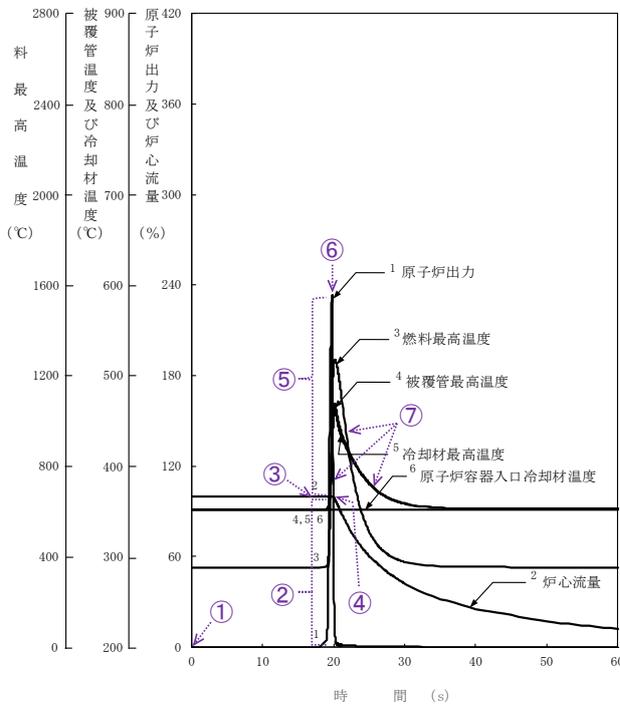
・主な解析条件

事象名		未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	
初期状態	原子炉出力	10 ⁻⁷ %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	352 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	352 °C	
	被覆管	352 °C	
起回事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き(反応度添加率:5 ¢/s)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-1.1×10 ⁻³ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	-(冷却機能に係る事故ではない。)	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



原子炉の停止機能及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の動的機器は多重化しており、また、静的機器の寿命時間は短いことから、単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。(他の事象の解析においても同じ。)



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 制御棒1本の誤引抜き発生(ランプ状の正の反応度(反応度添加率:5 ¢/s)が投入)
- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約19秒後に原子炉出力107%(原子炉トリップ設定値)到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コーストダウン)開始
- ⑤ 原子炉トリップ設定値到達後、オーバシュートにより原子炉出力が定格出力の約234%まで上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

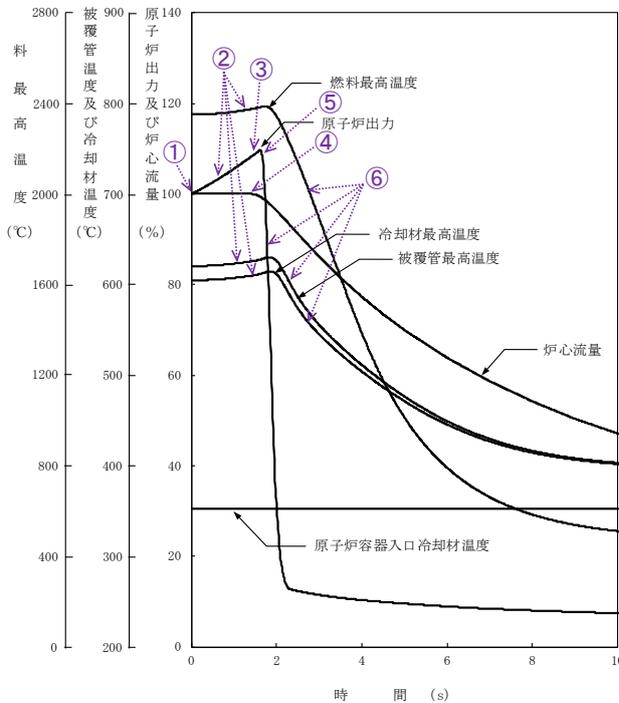
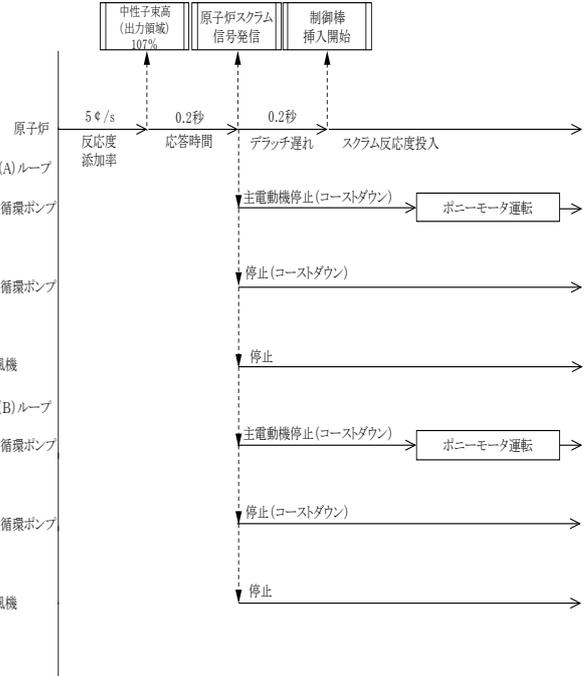
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約1,270 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約470 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約470 °C	910 °C

出力運転中の制御棒の異常な引抜き

・主な解析条件

事象名		出力運転中の制御棒の異常な引抜き	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き(反応度添加率:5 ¢/s)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-1.1×10 ⁻³ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	-(冷却機能に係る事故ではない。)	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 制御棒1本の誤引抜き発生(ランプ状の正の反応度(反応度添加率:5 ¢/s)が投入)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約1.2秒後に原子炉出力107%(原子炉トリップ設定値)到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,390 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

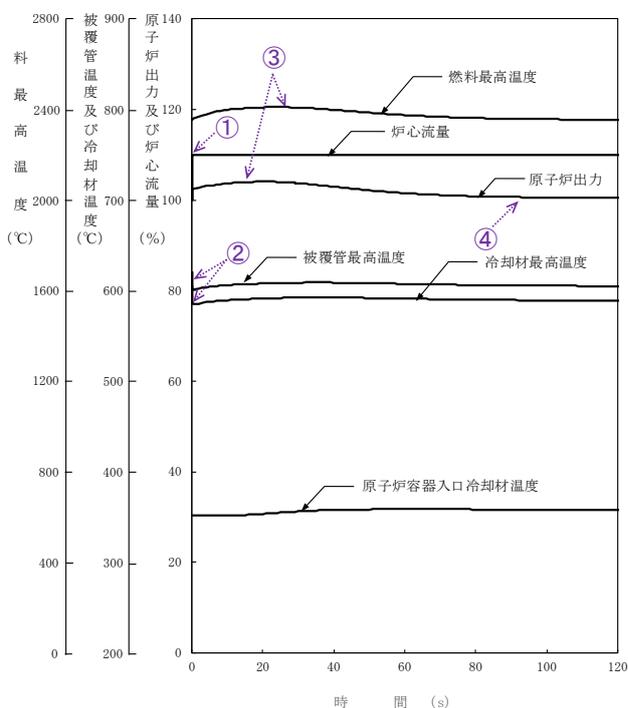
1次冷却材流量増大

・主な解析条件

事象名		1次冷却材流量増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの1次主循環ポンプの回転数が上昇（炉心の冷却材流量が瞬時に110 %に増大（別添1参照））		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最大値（絶対値が最小の負の値）	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	$-1.8 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値（絶対値が最大の負の値）	
	冷却材温度係数	$-14 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値（絶対値が最大の負の値）	
	支持板温度係数	零	

・プラント挙動

・1次冷却材流量増大



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 1次主循環ポンプの回転数の上昇発生（炉心流量が瞬時に110%に増大）

<起因事象発生後の事象推移>

- ② 炉心流量の増大により炉心の冷却材及び構造材の温度が低下
- ③ 炉心の冷却材及び構造材の温度低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い燃料温度が上昇
- ④ ドップラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は、定格出力近傍まで緩やかに低下し静定

・主な解析結果

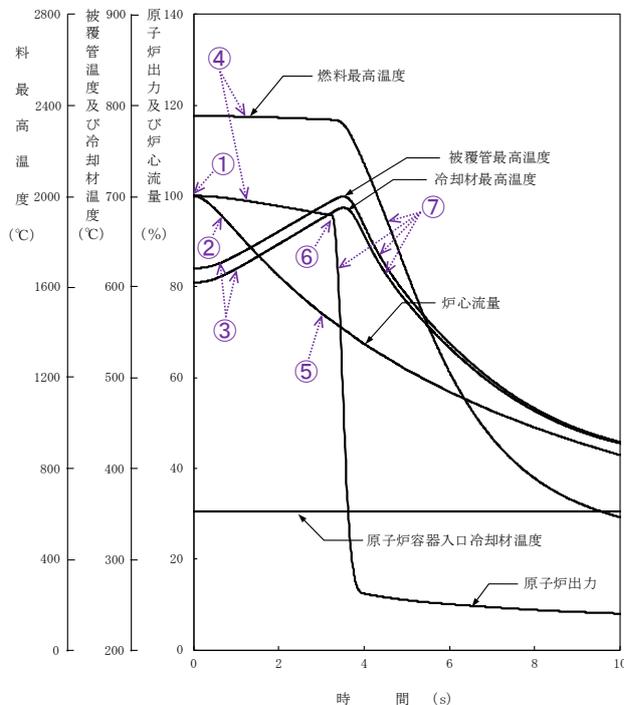
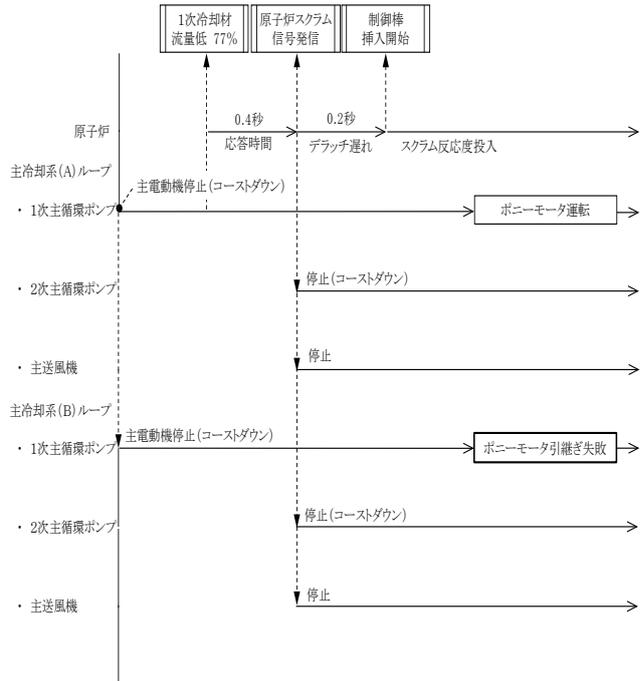
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	初期値を超えない	840 °C
冷却材最高温度:	初期値を超えない	910 °C

1次冷却材流量減少

・主な解析条件

事象名		1次冷却材流量減少	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1次主循環ポンプの主電動機が停止し、1次冷却材流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブプラ係数	-3.5 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	1次冷却材流量低		
設定値	定格流量の77 %		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	- (多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	- (多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 1次主循環ポンプの主電動機の停止発生（1次冷却材流量が減少）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コーストダウン）開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約2.6秒後に1次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

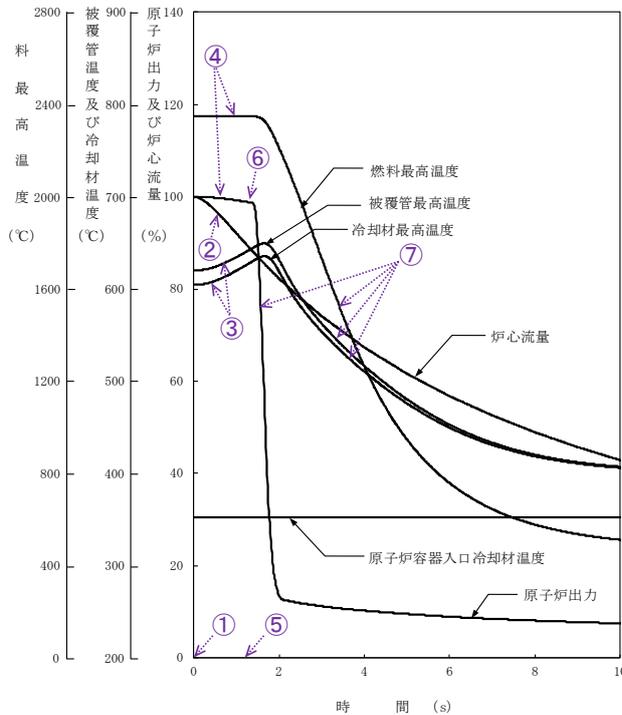
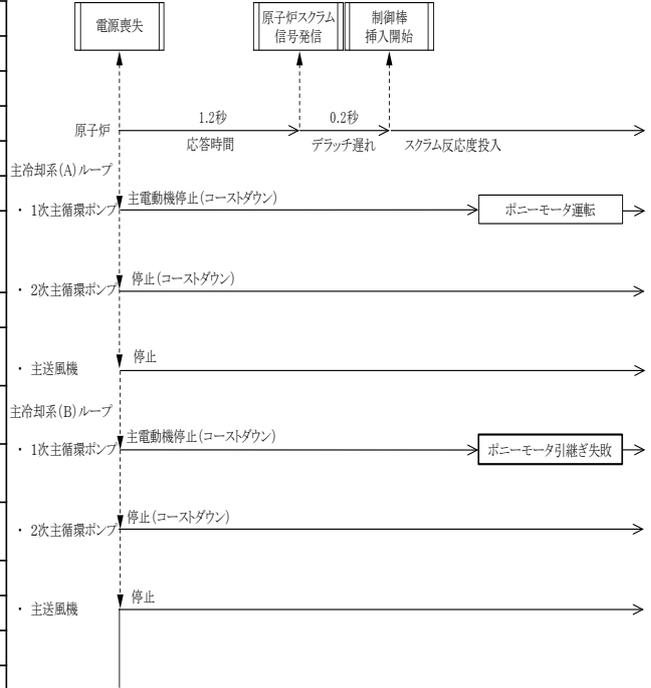
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約700 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約690 °C	910 °C

外部電源喪失

・主な解析条件

事象名		外部電源喪失
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起回事象	外部電源喪失(1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドブプラ係数	-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	電源喪失	
設定値	—	
応答時間	1.2 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障	停止機能	—(多重化等により条件は変わらない。)
	冷却機能	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
	閉じ込め機能	—(多重化等により条件は変わらない。)

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 外部電源喪失発生(1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)発生

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約1.2秒後に電源喪失信号による原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

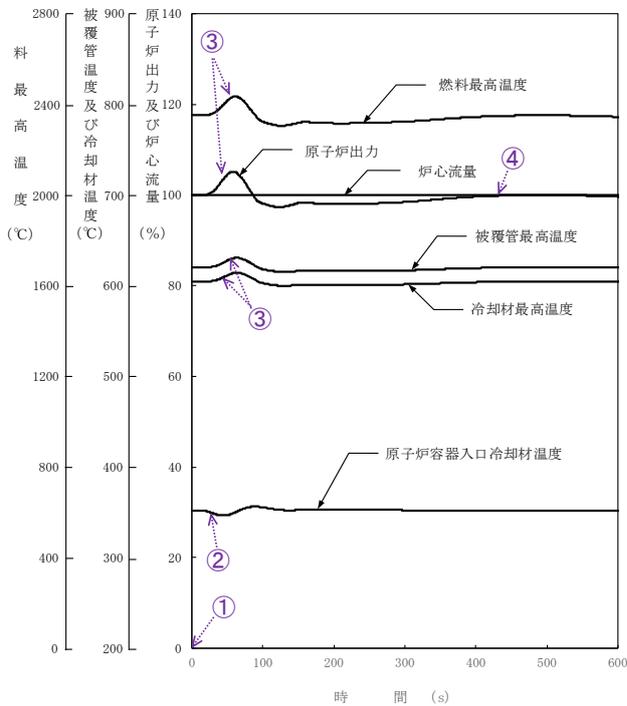
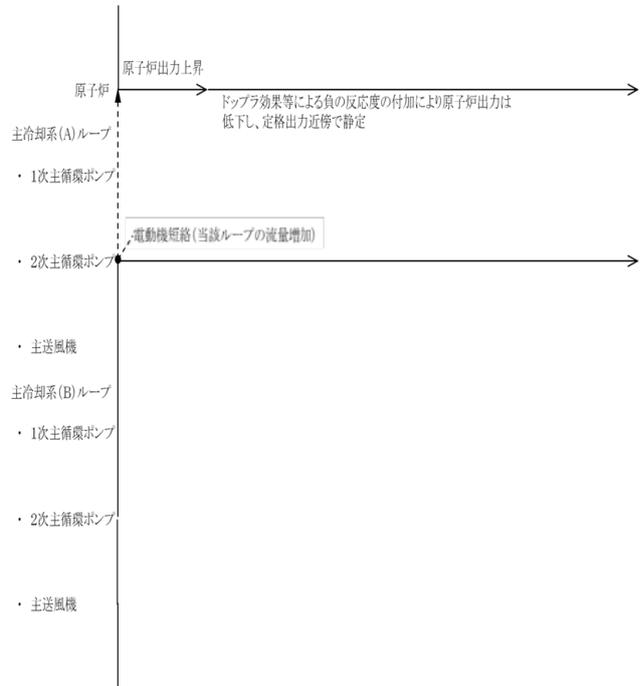
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C

2次冷却材流量増大

・主な解析条件

事象名		2次冷却材流量増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの2次主循環ポンプの回転数が上昇 (当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大(別添1参照))		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	$-1.1 \times 10^{-5} \text{ Tdk/dT}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	$-1.8 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	冷却材温度係数	$-14 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	支持板温度係数	$-19 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 2次主循環ポンプの回転数の上昇発生(当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大)

<起因事象発生後の事象推移>

- ② 2次冷却材流量の増大により当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の低下により原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ④ ドブブラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は低下し、定格出力近傍で静定

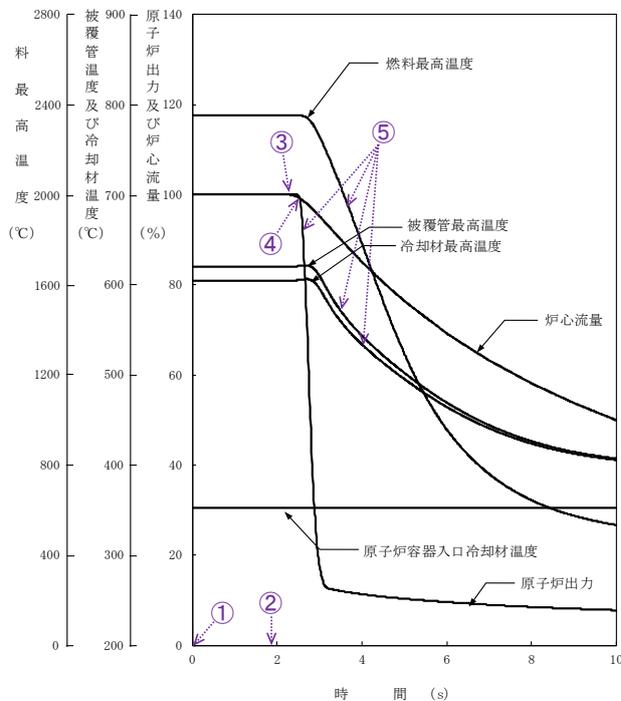
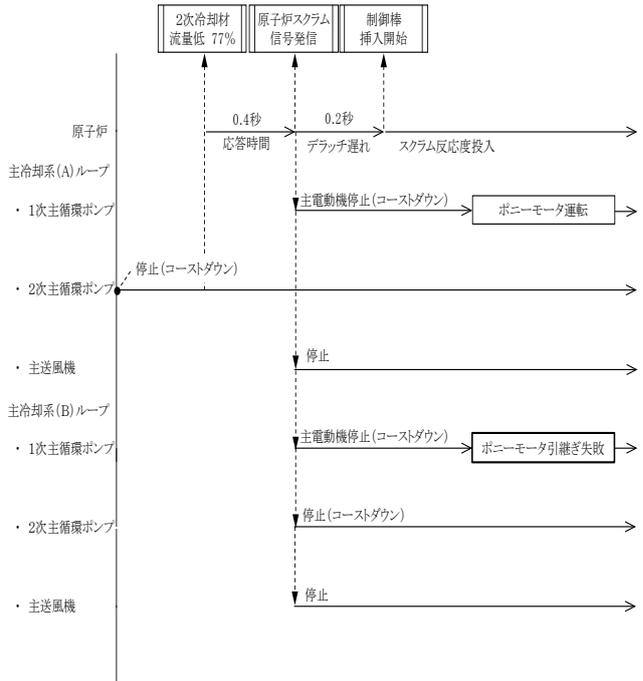
・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

2次冷却材流量減少

・主な解析条件

事象名		2次冷却材流量減少	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1ループの2次主循環ポンプが停止し、2次冷却材流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低		
設定値	定格流量の77 %		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 2次主循環ポンプの停止発生（2次冷却材流量が減少※）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 約1.9秒後に2次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ③ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ④ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑤ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

※：2次冷却材流量減少事象において、判断基準との比較に影響を与える炉心温度の上昇は、原子炉スクラム後数秒（事象発生から5秒以内）であり、主中間熱交換器から原子炉容器への冷却材の輸送時間（定格流量時：約20秒）と比べて短く、最高温度の計算に影響はない（2次主循環ポンプ軸固着事故も同じ。）。

・主な解析結果

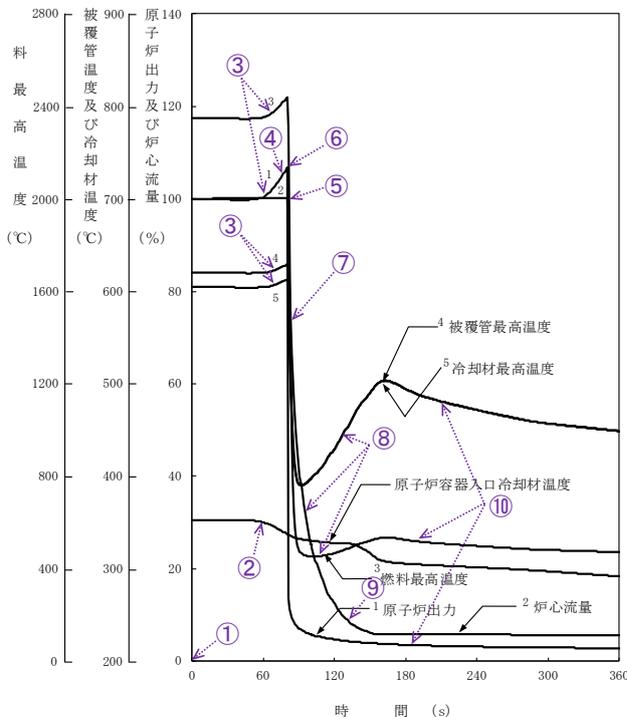
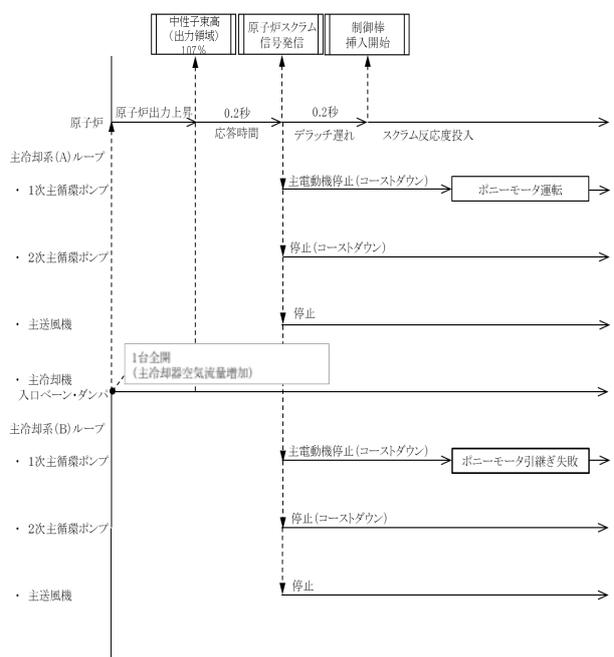
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

主冷却器空気流量の増大

・主な解析条件

事象名		主冷却器空気流量の増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1台の主冷却機のベーン及びダンパが全開となり主冷却器空気流量が増大(別添1参照)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-1.1 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-1.8 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	冷却材温度係数	-14 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	支持板温度係数	-19 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	—(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	—(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



※主冷却器から主中間熱交換器(2次側)への冷却材輸送は約30秒、主中間熱交換器(1次側)から原子炉容器への冷却材輸送は約20秒を要するため、主冷却器での異常は、約50秒で原子炉容器へ到達する。なお、定格流量における1次系の一巡に要する時間は約2分、2次系の一巡に要する時間は約1分である。

・主な事象推移

＜起回事象＞

- 1台の主冷却機のベーン及びダンパの全開発生(主冷却器空気流量が増大)

＜原子炉スクラムまでの事象推移＞

- 主冷却器空気流量の増大により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下※
- 原子炉容器入口冷却材温度の低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- 約80秒後に原子炉出力107%(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

＜原子炉スクラム後の事象推移＞

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

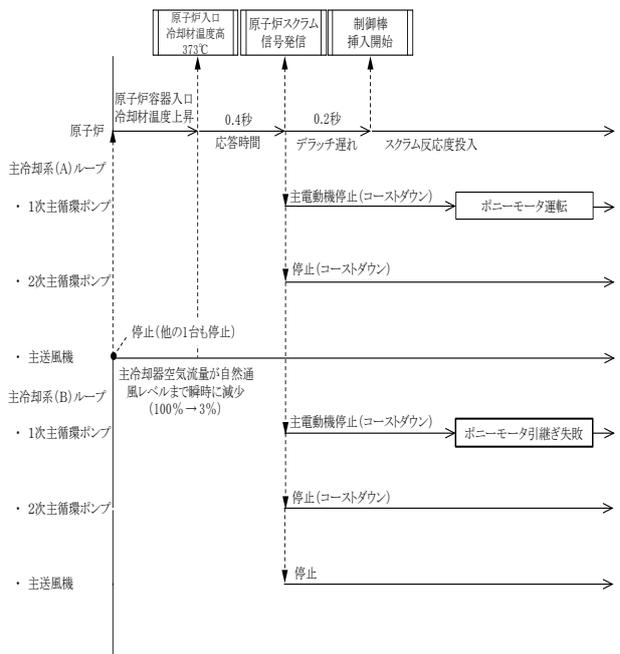
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

主冷却器空気流量の減少

・主な解析条件

事象名		主冷却器空気流量の減少	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1ループの主送風機(1台)が停止し、当該ループの主冷却器空気流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高		
設定値	373 °C		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- 1ループの主送風機(1台)の停止発生(当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少(定格値の3%))

<原子炉スクラムまでの事象推移>

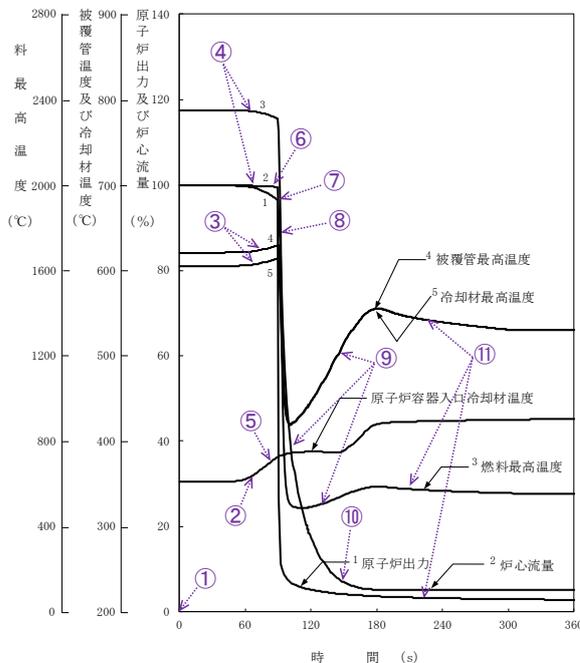
- 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

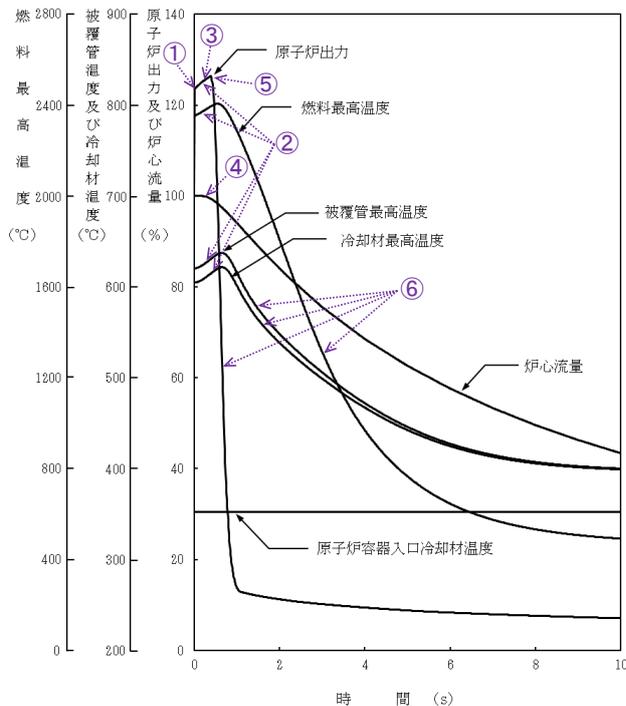
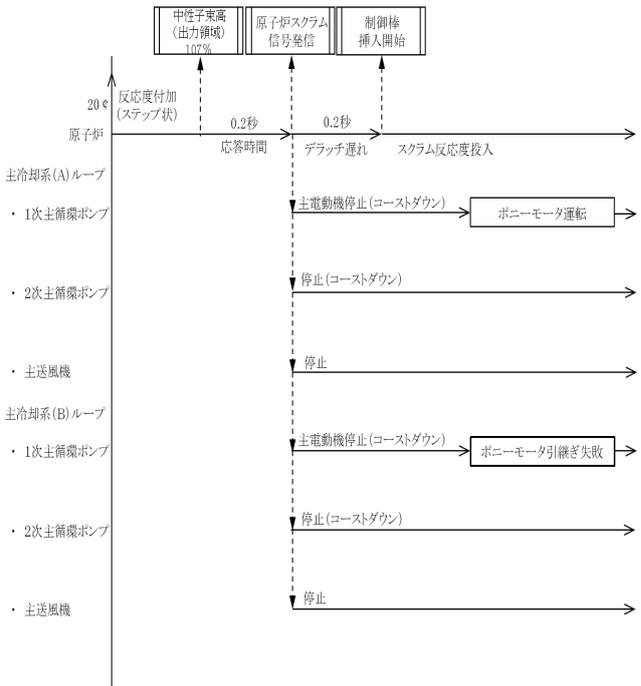


燃料スランピング事故

・主な解析条件

事象名		燃料スランピング事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時にスランピング現象が生じ、20¢のステップ状の正の反応度が投入(別添2参照)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- 燃料スランピングの発生 (20¢の正の反応度がステップ状に付加)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 燃料スランピングにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- 事象発生直後に原子炉出力107% (原子炉トリップ設定値) に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量が減少 (コストダウン)
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入 (スクラム反応度の投入) 開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

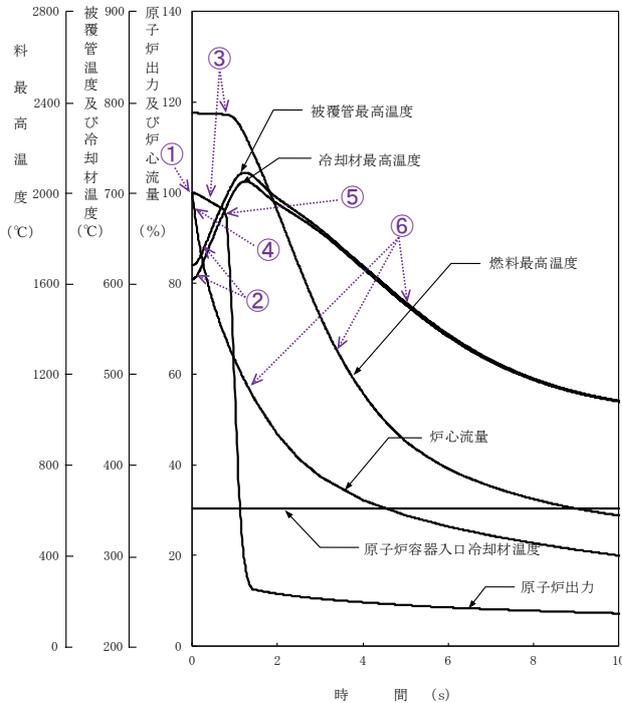
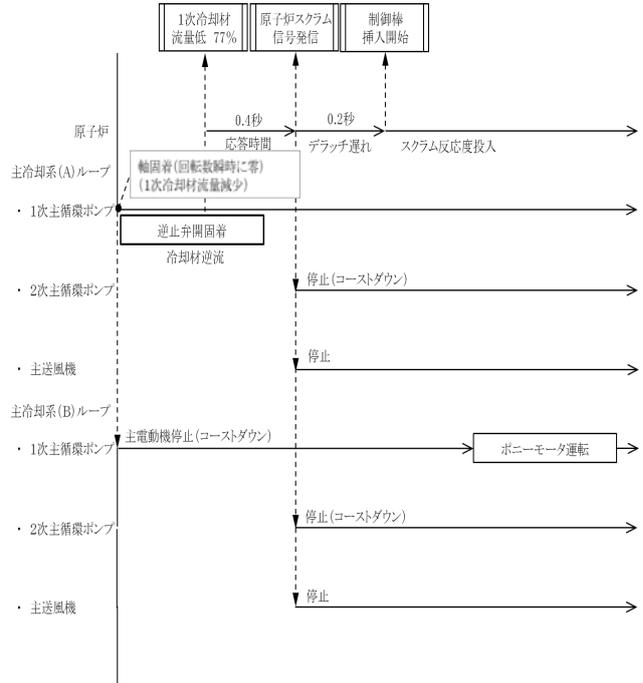
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約640 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約630 °C	910 °C

1次主循環ポンプ軸固着事故

・主な解析条件

事象名		1次主循環ポンプ軸固着事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1ループの1次主循環ポンプの軸が固着し、1次冷却材流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
	原子炉スクラム項目	1次冷却材流量低	
設定値	定格流量の77 %		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	- (多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	事故ループの逆止弁固着	
	閉じ込め機能	- (多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 1ループの1次主循環ポンプの軸の固着発生 (回転数が瞬時に零 (炉心流量が減少))

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約0.1秒後に1次冷却材流量77% (原子炉トリップ設定値) に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入 (スクラム反応度の投入) 開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

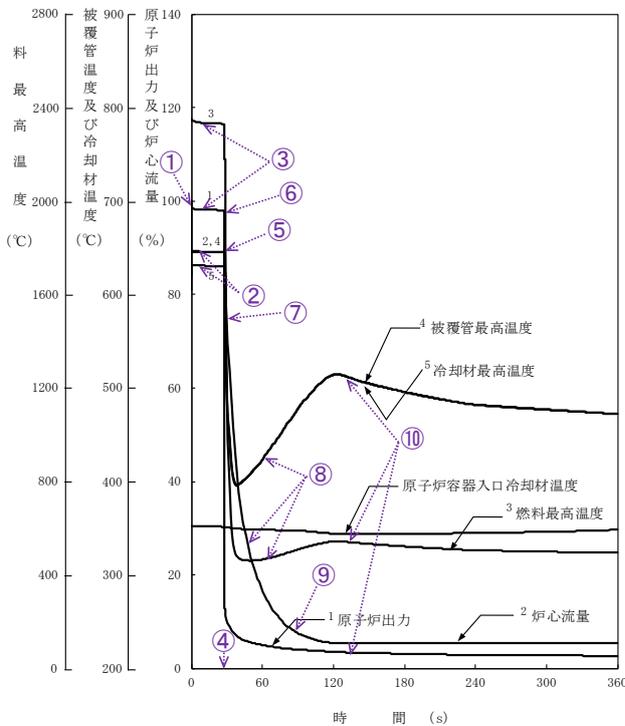
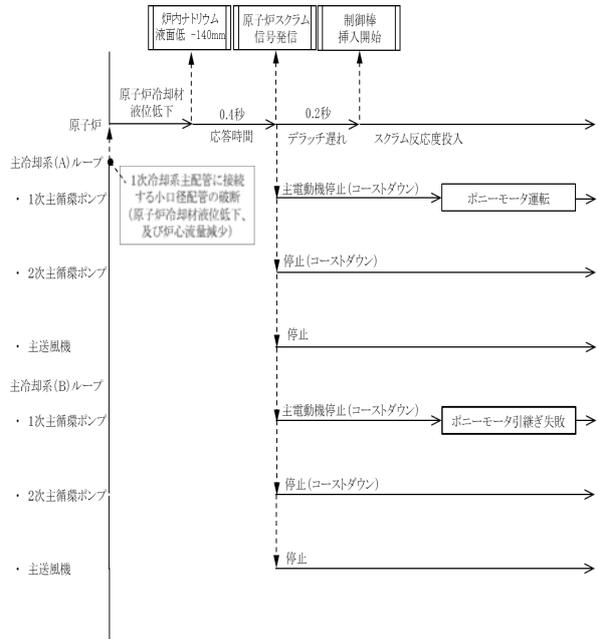
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約730 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約720 °C	910 °C

1次冷却材漏えい事故

・主な解析条件

事象名		1次冷却材漏えい事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1次冷却系主配管に接続する小口径配管の破断により原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少(別紙16参照)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブプラ係数	-3.5 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	炉内ナトリウム液面低		
設定値	NsL(原子炉容器通常ナトリウム液位) -140 mm		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- 1次主冷却系主配管に接続する小口径配管の破断発生(原子炉冷却材液位が低下、及び炉心流量が減少)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約27秒後に炉内ナトリウム液面NsL-140mm(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

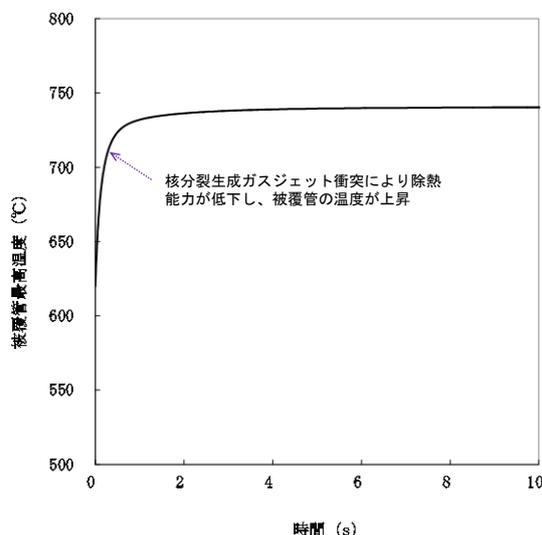
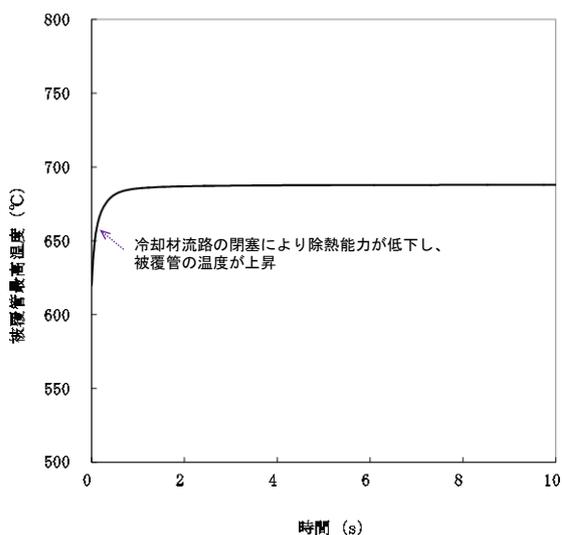
・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C

冷却材流路閉塞事故

・主な解析条件

事象名		冷却材流路閉塞事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度		燃料	約2,350 °C
		被覆管	約620 °C
起因事象		燃料集合体の1次冷却材の流路が局部的に閉塞	
核分裂生成ガスジェット衝突の想定		燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象を想定	
閉塞規模		燃料集合体内のサブチャンネル1カ所	
閉塞物		原子炉容器内構造物	
閉塞位置(軸方向)		被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心上端	
被覆管外表面熱伝達係数(核分裂生成ガスジェット衝突領域)		10,000 W/m ² K	



・主な解析結果

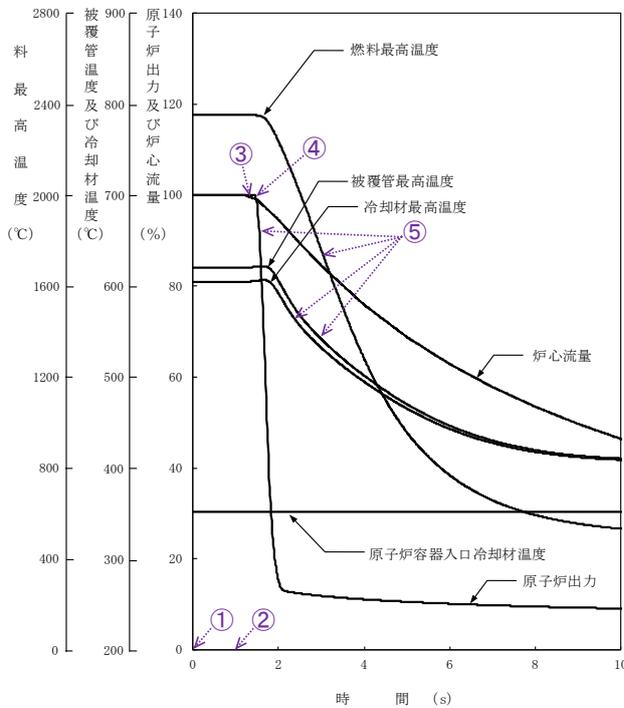
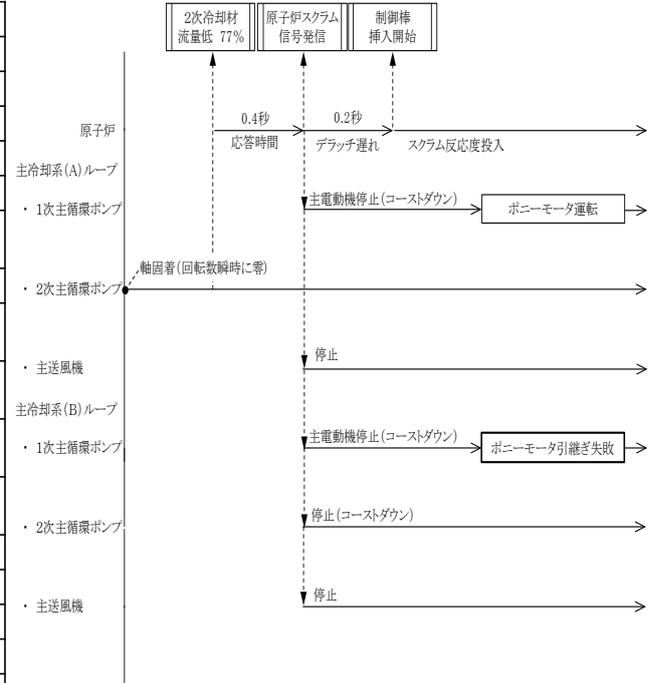
		解析結果	熱設計基準値
流路閉塞	燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
	被覆管最高温度:	約690 °C	840 °C
	冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C
核分裂生成ガスジェット衝突	燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
	被覆管最高温度:	約740 °C	840 °C
	冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

2次主循環ポンプ軸固着事故

・主な解析条件

事象名		2次主循環ポンプ軸固着事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1ループの2次主循環ポンプの軸固着により、2次冷却材流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低		
設定値	定格流量の77 %		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- 1ループの2次主循環ポンプの軸の固着発生(回転数が瞬時に零(2次冷却材流量が減少))

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 約0.8秒後に2次冷却材流量77%(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

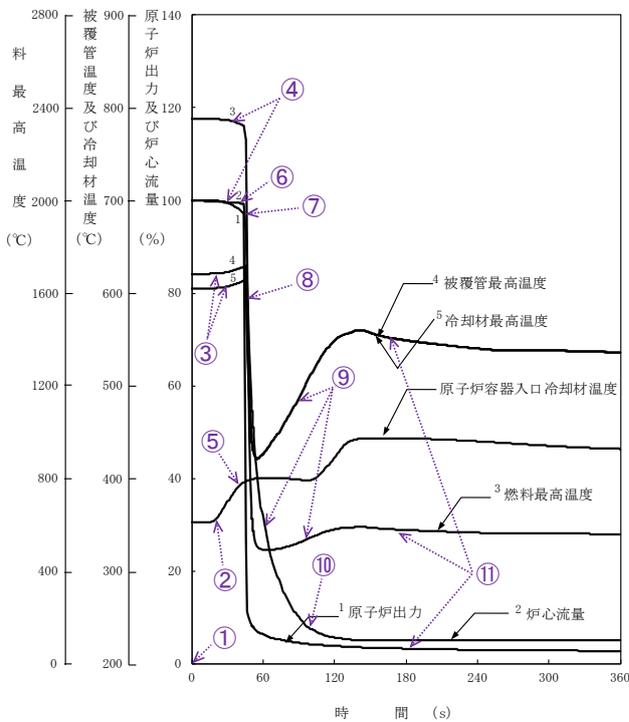
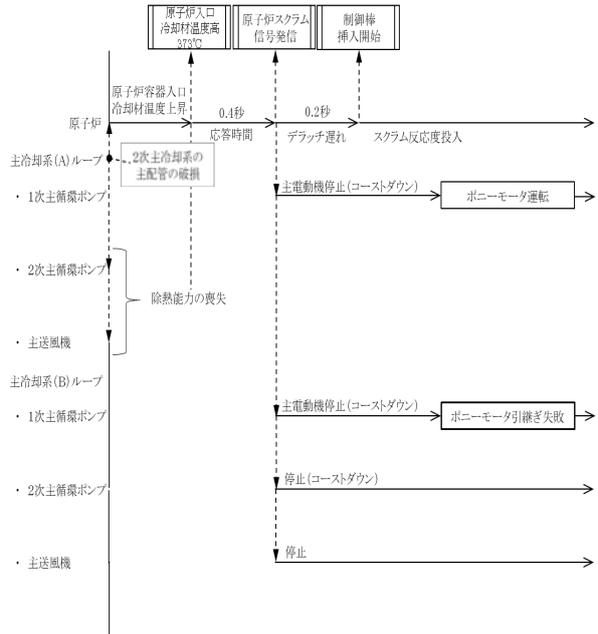
- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

2次冷却材漏えい事故

事象名		2次冷却材漏えい事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象 1ループの2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えい(当該ループの除熱能力喪失)			
スクラム反応度		0.050 Δk/k	
反応度係数	ドブブラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目		原子炉入口冷却材温度高	
設定値		373 °C	
応答時間		0.4 秒	
デラッチ遅れ		0.2 秒	
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 2次主冷却系の主配管の破損発生(当該ループの除熱能力喪失)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失により原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約44秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ⑦ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑧ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑨ 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- ⑩ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑪ 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

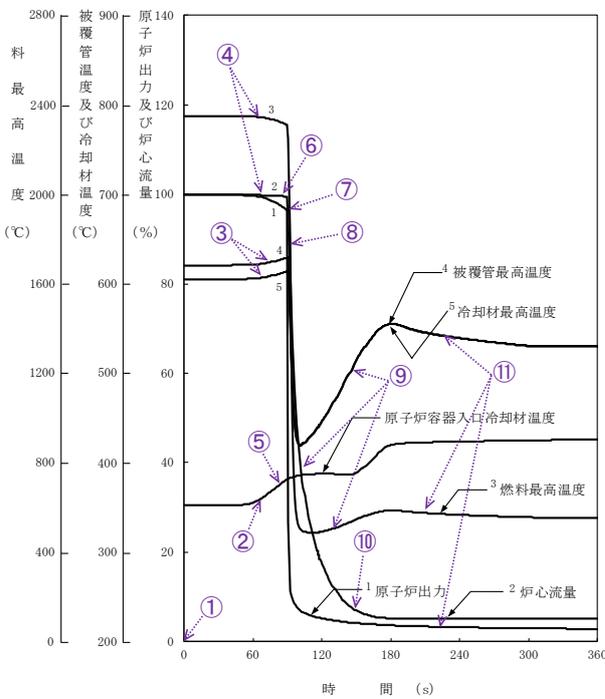
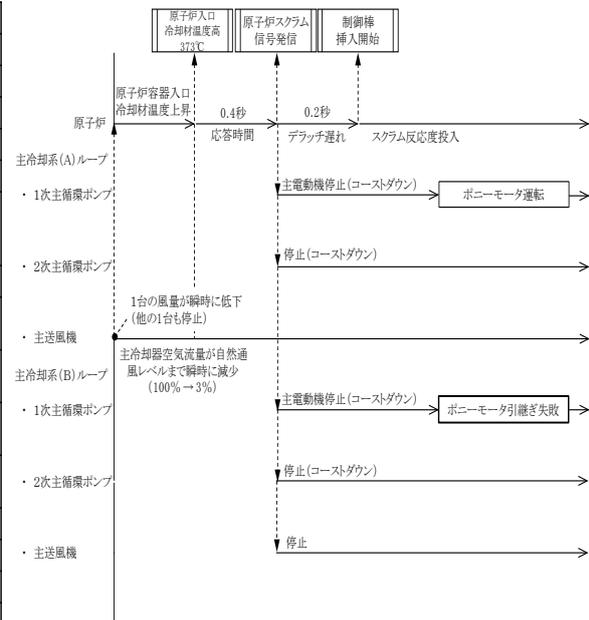
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

主送風機風量瞬時低下事故

・主な解析条件

事象名		主送風機風量瞬時低下事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1ループの主送風機(1台)の風量が瞬時に低下し、当該ループの主冷却器空気流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高		
設定値	373 °C		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障	停止機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	
	冷却機能	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	
	閉じ込め機能	-(多重化等により条件は変わらない。)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- 1ループの主送風機(1台)の風量の瞬時低下(当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少(定格値の3%))発生

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

流量増大・風量増大事象における最大流量及び最大風量の設定

1. 1次冷却材流量増大

「1次冷却材流量増大」では、1ループの1次主循環ポンプ（三相誘導電動機）の主電動機の二次側の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大することを想定している。

1次主循環ポンプの運転回転数は約860rpmであり、また、最大回転数は930rpmであることから、異常発生ループの1次冷却材流量は約108%増大し、炉心流量（健全ループ及び異常発生ループの流量を合算）は約104%増大する。解析では、当該値を上回る110%を使用した。

2. 2次冷却材流量増大

「2次冷却材流量増大」では、1ループの2次主循環ポンプ（三相誘導電動機）の電動機の二次側の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大することを想定している。

2次主循環ポンプの運転回転数は約1,060rpmであり、また、最大回転数は1,460rpmであることから、異常発生ループの2次冷却材流量は約138%増大する。解析では、当該値を上回る140%を使用した。

3. 主冷却器空気流量の増大

「主冷却器空気流量の増大」における解析では、1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気風量が瞬時に最大風量に増大することを想定している。

主冷却機は2台を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却器の空気風量は、通常運転時において約4,700m³/minである。また、最大空気風量は約8,500m³/minである。異常発生時、主冷却器の空気風量は、健全な主冷却器の空気風量及び異常が生じた主冷却器の空気風量を合算した約13,200m³/minとなる。解析では、当該値を上回る16,500m³/minを使用した。

なお、空気温度は-13℃とした。当該値は、敷地付近の水戸地方気象台での記録（1897年～2013年）に基づく最低気温-12.7℃（1952年2月5日）を下回る。

「燃料スランピング事故」における投入反応度

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」*1では、設計基準事故における正の反応度投入に対して、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2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に、「制御棒急速引抜き事故」を想定することを例示している。

ただし、「常陽」の反応度制御系統において、制御棒の引抜き速度は一定であり、「制御棒急速引抜き事故」は発生しない。本申請は、既許可と同様に「燃料スランピング事故」を想定するものとした。

燃料スランピング事故は、炉心燃料集合体1体の全炉心燃料要素内の燃料が被覆管内で下方に密に詰まることを起因事象としたものである。本申請では、既許可と同様に、20¢のステップ状の反応度が投入されることを想定する。MK-IV炉心において算出されるスランピング反応度は約13.6¢であり*2、想定した投入反応度（20¢）は、十分な保守性を有する。

なお、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」で想定する反応度添加率は5¢/sであり、ステップ状の投入反応度として、20¢を超えることはない。また、原子炉運転中において、燃料集合体及び反射体等の炉心構成要素は軸方向中間部に設けられたスパーサーパッドにより各炉心構成要素が接触する構造となっており、炉心が瞬時に収縮することによりステップ状に過度な反応度が投入されることはない。原子炉容器入口冷却材温度の低下、炉心湾曲や照射物の移動等による反応度の投入を想定した場合も同様である。

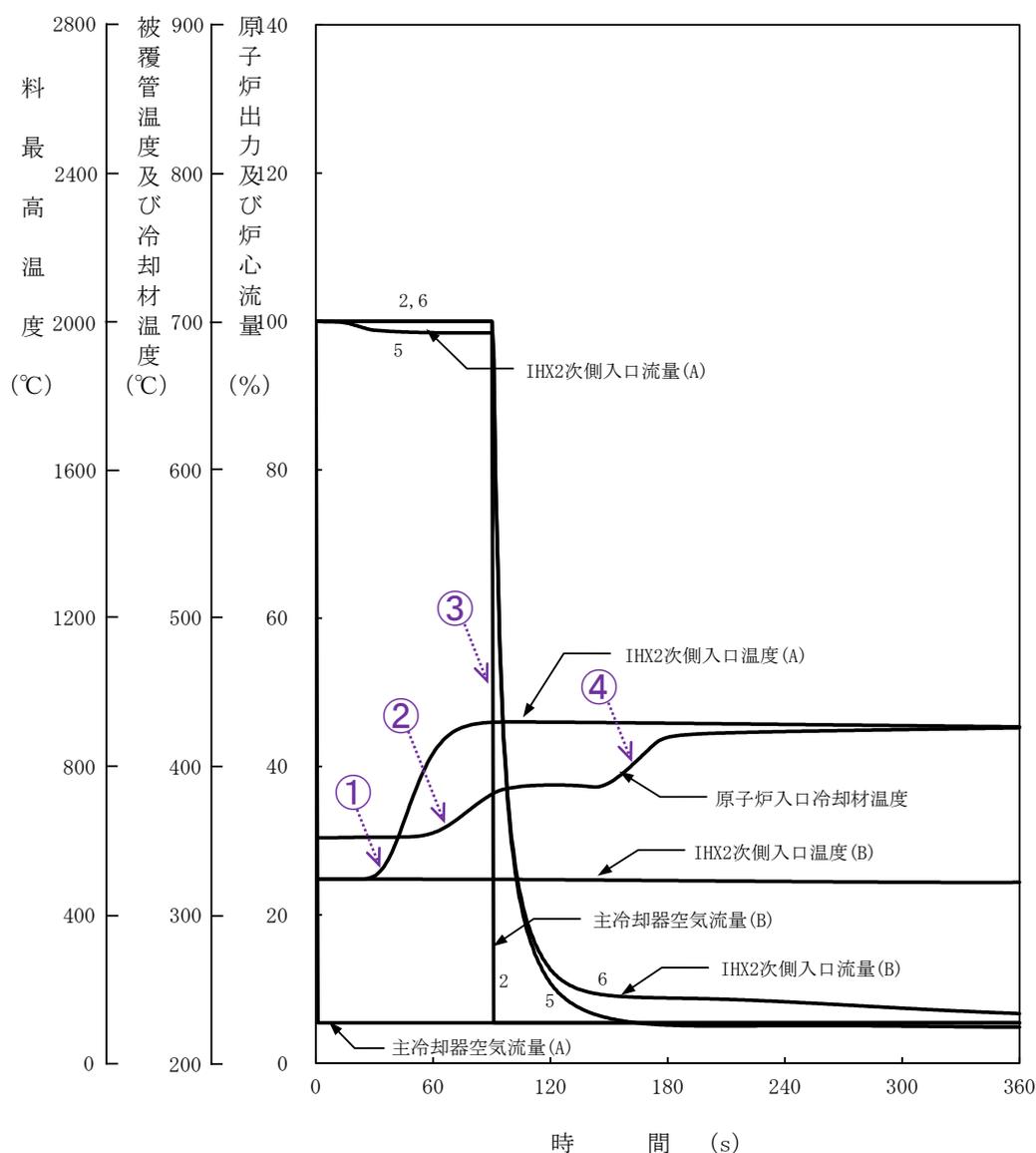
- *1 「常陽」では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定に当たり、最新の技術的知見として、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考とした。「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は、「常陽」の経験を踏まえるとともに、諸外国における高速増殖炉の安全性評価の考え方も参考とし、また、当時、安全性評価の対象として考えられた「もんじゅ」を念頭において検討を行ったものである。燃料スランピング事故は、「常陽」建設時許可において、高速炉燃料の照射実績が少なかったことも踏まえ、正の反応度が投入される事象として、選定された。一方、「常陽」の経験を踏まえて検討された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、基本的な考え方として、設計基準事故にあっては、制御棒急速引抜き事故を想定することを例示している。
- *2 最大の反応度価値を持つ1体（第0列）の燃料集合体内の全燃料要素（127本）において、燃料が燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となるものとして、反応度変化を計算し、約13.6¢を得ている。

「主冷却器空気流量の減少」における事象進展について

「主送風器空気流量の減少」における事象進展について、主冷却器空気流量、主中間熱交換器 2 次側入口冷却材温度及び流量と原子炉容器入口冷却材温度変化との関係は以下の通りである。

- ① 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇
- ② 主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉トリップ信号により 2 次主循環ポンプが停止
- ④ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量は大きく変化しないため、原子炉容器入口冷却材温度が再度上昇

その後、1 ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎに及び原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下し、事象は収束する。



気象データの考え方

1. 気象データとして、5年間の平均値を用いる理由

5年間の平均値を使用している理由は、気象データの年変動の影響を少なくすることで、より代表性のある評価に資するためである。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）では、1年の気象データの利用でも良いとされているが、「2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい」と記載されており、気象指針で推奨されているとおり、2年以上の5年間の気象データを使用している。

2. 気象データの代表性

5年間の気象データの代表性については、長期間の気象データ（20年間）を解析し、いずれの5年間の気象データから求めた平均濃度は、1年間の気象データによる平均濃度より変動が小さく、また、5年間の平均濃度は、20年間で不良標本検定（危険率5%のF検定）により棄却される濃度がないことを確認している。

このことから、5年間の気象データを用いれば大洗研究所を代表させる解析に適用し得ることを検証済^[1]である。

[1] 5年間統計気象資料の年間平均地表空気中濃度への適用性について-JAEA 大洗研究開発センターで観測された20年間の気象データの評価から-, Jpn. J. Health Phys., 49 (1), 29 ~ 38 (2014)

結果を厳しくする運転条件の選定

1. 運転条件選定の基本的考え方

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格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こととしており、判断基準に照らして、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する運転条件を選定している。

2. 原子炉の初期定常運転条件

2.1 原子炉出力及び冷却材温度

(1) 出力運転時の事象

解析では、原子炉出力の初期値は、炉心の初期温度が最も高くなる定格出力とする。また、1次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を458℃、コールドレグ温度を352℃とする。

(2) 未臨界状態からの事象

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」では、過去の運転・停止実績や設計等の経験を踏まえ、原子炉出力の初期値を定格出力の10⁻⁷%としている。

本事象は、負の反応度フィードバックの効果が限定的な状況で、炉心に正の反応度(反応度添加率：5¢/s(一定))が付加されるものであり、原子炉出力は急上昇する。

反応度添加率が一定であることから、原子炉出力の初期値が小さい場合に、「中性子束高(出力領域)」の原子炉トリップ設定値(解析上107%)に到達した時点の出力上昇率は大きくなる。

原子炉出力が、「中性子束高(出力領域)」の原子炉トリップ設定値に到達した後、炉心にスクラム反応度が投入されるまでには0.4秒の時間遅れ(応答時間0.2秒+デラッチ遅れ0.2秒)があるため、出力上昇率が大きくなる「原子炉出力の初期値が小さい場合」では、原子炉出力のオーバーシュートが大きく、原子炉出力の最大到達値や各部最高温度が高くなる。

2.2 崩壊熱

崩壊熱の計算に当たっては、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する運転条件として、運転サイクル末期に全炉心燃料集合体の燃焼度が最高燃焼度に達した条件で解析している。

3. 炉心の初期定常運転温度の設定

(1) ホットテストチャンネルの定格出力時の初期条件の設定

燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を評価するためのホットテストチャンネルの初期温度分布は、燃料及び被覆管(肉厚中心)の最高温度が実際よりも厳しく評価されるよう、熱的制限値^{*1}である2,350℃及び620℃と等しく設定している。本設定にあたっては、100MW条件での燃料ペレットの組織変化(未変化、等軸晶、柱状晶)を考慮しつつ、燃料温度は主として線出力を過大に設定することにより、被覆管温度は主として冷却材流量を過小に設定することにより保守的に設定している。

また、燃料の熱設計では、燃焼に伴いギャップ熱伝達率は低下するが、燃料温度評価におい

ては、燃焼に伴う線出力低下の効果が支配的であり、燃焼初期において燃料最高温度が最も高くなる。

したがって、添付書類 10 の炉心安全解析では、結果を厳しくする燃料状態として、運転初期の燃料を対象にホットテストチャンネルを設定し評価を実施しており、ギャップ熱伝達率として、燃焼初期の値 ($0.70\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$) を用いている。

※1： 工学的安全係数を考慮して評価した熱特性に、さらに工学的な余裕を見込んで定めた通常運転時の制限値

(2) ホットテストチャンネルの未臨界状態の初期条件の設定

燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を評価するためのホットテストチャンネルの燃料について、燃料及び被覆管の初期温度分布は原子炉入口冷却材温度と同じ 352C で一様としている。本設定にあたっては、定格出力時と同様に燃焼初期の燃料を対象とし、燃料温度が実際よりも厳しく評価されるように燃料ペレットの組織変化を考慮せず、また、ギャップ熱伝達率は、照射開始前の値 ($0.30\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$) を用いている。

設計基準事故時の格納容器の漏えい率

設計基準事故における格納容器の漏えい率は、以下により求めた「5%/d」をベースとし、漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとして、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定している。このため、格納容器の漏えい率は、設計圧力及び設計温度内の範囲において、適切な値以下に維持される。

格納容器の漏えい率の設計値：

- ・ 内部ガス温度 360°Cにおいて、0.7 %/d (内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage]))
- ・ 内部ガス温度常温において、保守的に 0.45%/d (内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage]))

ただし、試験検査にあっては、高速炉に特有な事項として、原子炉容器及び1次主冷却系等にナトリウムを有し、これらを約 200°Cに保温していること、また、これらの放熱に対し、格納容器雰囲気調整系のフロン冷媒にて内部雰囲気の除熱を行う必要があり、格納容器内に複雑な温度分布と温度変化が生じること、さらに、原子炉カバーガスからの格納容器雰囲気へのアルゴンガスの漏れ込みがあることから、測定される漏えい率に大きな誤差が見込まれる。これを踏まえ、試験検査では、以下を基準値としている。

- ・ 内部ガス温度 360°Cにおいて、5%/d (内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage]))
- ・ 内部ガス温度常温において、保守的に 3%/d (内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage]))

設計基準事故時の格納容器隔離前の漏えい

設計基準事故において、格納容器から放射性物質が漏えいする事故は、1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故である。

これらの事故が生じた場合の放射性物質の漏えいに関する事象推移は以下のとおりである。

1. 1次冷却材漏えい事故

事故発生時には、漏えい発生から約1分で格納容器内温度が原子炉保護系アイソレーションの設定値（60℃）に達し、格納容器は隔離される（隔離時の内圧は約0.1kg/cm²[gage]）。

事故発生時には、希ガスはカバーガスバウンダリ内に保持されており、よう素はナトリウム中に保持されているため、1分間における格納容器からの放射性物質の放出量は、全評価期間中の放出量と比較して十分に小さく、評価結果に有意な影響を与えない。

なお、アニュラス部は、通常運転時から、アニュラス部排気設備によりその内部を負圧状態に維持しているため、原子炉保護系アイソレーション発信による格納容器隔離直後から、放射性物質は非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する。

2. 1次アルゴンガス漏えい事故

事故発生時には、漏えい発生直後に格納容器内床上放射能レベルが原子炉保護系アイソレーションの設定値（1mSv/h）に達し、格納容器は隔離される（隔離時の内圧は、約0.0025kg/cm²[gage]）。

事故発生時には、希ガス及びよう素は大容量の格納容器内に拡散するため、1分間の格納容器からの放射性物質の放出量は、全評価期間中の放出量と比較して十分に小さく、評価結果に有意な影響を与えない。

なお、アニュラス部は、通常運転時から、アニュラス部排気設備によりその内部を負圧状態に維持しているため、原子炉保護系アイソレーション発信による格納容器隔離直後から、放射性物質は非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する。

添付 1 設置許可申請書における記載

5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- j. 原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。

添付 2 設置許可申請書の添付書類における記載（適合性）

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.8 「設置許可基準規則」への適合

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
 - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMS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。想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。

また、設計基準事故にあつては、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MS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。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。運転時の異常な過渡変化として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
- (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (iii) 1次冷却材流量増大

- (iv) 1次冷却材流量減少
- (v) 外部電源喪失
- (vi) 2次冷却材流量増大
- (vii) 2次冷却材流量減少
- (viii) 主冷却器空気流量の増大
- (ix) 主冷却器空気流量の減少

また、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを判断する基準は以下のとおりとする。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと。
- (iii) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることなく、上記(i)～(iii)の判断基準を満足する。

(2) 設計基準事故

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2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しなければならない。設計基準事故として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 燃料スランピング事故
- (ii) 1次主循環ポンプ軸固着事故
- (iii) 1次冷却材漏えい事故
- (iv) 冷却材流路閉塞事故
- (v) 2次主循環ポンプ軸固着事故
- (vi) 2次冷却材漏えい事故
- (vii) 主送風機風量瞬時低下事故
- (viii) 燃料取替取扱事故
- (ix) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (x) 1次アルゴンガス漏えい事故

また、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、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2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判断する基準は以下のとおりとする。なお、「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」ことの判断については、「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」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 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。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。

(iii) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることはない。また、各温度は過度に上昇することはなく、炉心冷却能力が失われることはないため、上記 (i) の判断基準を満足する。

また、設計基準事故では、「1次冷却材漏えい事故」を除き、原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器内の圧力が上昇することなく、上記 (ii) の判断基準を満足する。「1次冷却材漏えい事故」において、漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、燃焼した場合において、格納容器内の圧力は設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度が設計温度を超えることなく、格納容器の健全性は保たれるため、上記 (ii) の判断基準を満足する。

さらに、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として想定した「1次冷却材漏えい事故」、「燃料取替取扱事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」について、実効線量を評価し、5mSvを下回ることから、上記 (iii) の判断基準を満足する。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関して、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定することを基本とする。ただし、原子炉停止機能及び放射能閉じ込め機能にあっては、構築物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計する。

炉心冷却機能にあっては、「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下、又は「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下を単一故障として仮定する。

原子炉保護系に係る解析条件（原子炉トリップ設定値、原子炉保護系の応答時間、デラッチ遅れ時間、検出器の応答遅れ）については、構成する機器の仕様上の最大値を積み上げた値や実測データに余裕を見込んで設定する。

添付書類十の以下の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

添付3 設置許可申請書の添付書類における記載（気象等）

添付書類六

2. 気象（主に平成25年までのデータ）

2.3 敷地での気象観測

原子炉施設から放出される気体状の放射性廃棄物による一般公衆の被ばく評価解析に使用する気象資料を得るために、大洗研究所（南地区）の周辺監視区域内に「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽⁹⁾（以下「気象指針」という。）に基づき気象観測設備を配置し、風向、風速、日射量、放射収支量等の観測及び解析を行っている。

気象観測設備配置図を第2.3.1図に示す。また、観測項目、気象測器、観測高等を第2.3.1表に示す。

2.3.1 観測点の状況

(1) 排気筒高さ付近を代表する風向、風速の観測点

敷地の平坦地（標高約36m）に設置した高さ90mの気象観測塔に、風向風速計を高さ80mに配置することにより、原子炉施設の排気筒高さ付近の風向風速の観測を行っている。

(2) 地上風を代表する観測点

敷地内の露場に風向風速計を高さ10mに配置して、測定した風向風速観測値を、敷地を代表する地上風の資料とした。

(3) 大気安定度を求めるための風速、日射量及び放射収支量の観測点

風速は、上記の(2)の地上風を代表する観測点で測定した風速を使用する。

日射量及び放射収支量については、露場に配置した測器による観測値を使用する。

(4) 気温観測点

敷地の露場に温度計を高さ1.5mに配置して観測した気温を使用する。

2.3.2 気象観測項目

次の観測項目について連続観測を行い、毎時の観測値を得ている。

風向、風速: 高さ10m及び80m

気 温: 露場

日 射 量: 露場

放射収支量: 露場

降 水 量: 露場

2.3.3 気象測器の検定

観測に使用した気象測器のうち、気象庁検定の対象となっている風向風速計、日射計等は検定に合格したものを使用し、定期的に点検校正を行っている。

2.4 敷地における観測結果

通常運転時及び設計基準事故時の被ばく評価には、2009年1月から2013年12月までの5年間の気象データを用いている。この際、同一時刻における風向、風速、日射量（夜間にあつて

は放射収支量)のうち、いずれか1項目でも欠測の場合は当該時刻を欠測として扱っている。この欠測回数を第2.4.1表に示す。気象指針では連続した12カ月における欠測率は原則として10%以下、連続した30日間における欠測率は30%以下になるよう努めなければならないとあり、当該気象データの欠測率は気象指針の欠測率を満足している。

以下に敷地における観測結果について述べる。

2.4.1 風 向

(1) 風向出現頻度

高さ10m及び80mにおける各年の風向頻度は、第2.4.1図(1)から第2.4.1図(3)に、その5年間の平均値は、第2.4.1図(4)に示すとおりである。これらの図より、年によって多少の違いはみられるものの、高さ10mにあつては北東の風が、高さ80mにあつては北東と北北東の風が、卓越していることがわかる。5年平均の年風向頻度を高さ80mについてみると、北北東と北東の2方位の合計が24%となる。

また、高さ10m及び80mにおける5年間の月別平均風向頻度を、第2.4.2図(1)から第2.4.2図(6)に示す。高さ80mについての傾向は、12月から1月にかけて冬の季節風である北西と北北西の風が卓越し、合計は36%程度に達する。一方、4月から10月には、北東と北北東の風の出現頻度が高く、合計で高さ10mにあつては23~40%程度、高さ80mにあつては24~35%程度になる。それぞれの季節風は、4月と10月頃が交替期であることがわかる。

(2) 低風速時の風向出現頻度

低風速(0.5~2.0m/s)時の風配図を第2.4.3図に示す。高さ10mでは、西南西の頻度は14%と高いが東南東から南にかけて頻度の低下が顕著である。また、80mでは、南よりの風が若干低下するが、ほぼ全方位にわたり均等に分布している。

(3) 大気安定度別風向出現頻度

大気安定度は、第2.4.5表に示す大気安定度分類をもとにした、A、B、C型のいずれかが出現した場合(A+B+C型)、D型が出現した場合(D型)、E、F、G型のいずれかが出現した場合(E+F+G型)の出現頻度を第2.4.4図(1)から第2.4.4図(3)に示す。高さ80mにおけるA+B+C型の場合、北東、南東の風向頻度がそれぞれ10%以上であり、D型の場合は、北北東、北東の風向頻度が高く約35%を占める。また、E+F+G型の場合は、北西と北北西の2方位で約29%を占める。

(4) 同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の同一風向継続時間出現回数は、第2.4.2表(1)及び第2.4.2表(2)に示すように、高さ10mにあつては南西、北東、高さ80mにあつては北北東、北東の風向継続時間が長く、いずれの場合にも継続時間が15時間以上に及ぶこともある。

(5) 低風速時の同一風向継続時間出現回数

高さ10m及び80mにおける5年平均の低風速時(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間出現回数は、第2.4.3表(1)及び第2.4.3表(2)に示すように、高さ10mにあつては、低風速時の同一風向継続時間が7時間に及ぶこともあるが、高さ80mにあつては、低風速時の同一

風向継続時間は、高々2時間程度であることがわかる。

2.4.2 風速

(1) 平均風速

高さ10m及び80mにおける5年平均の月別平均風速を第2.4.5図に示す。特に高さ80mでは、季節的にみると、春(3月、4月)に風速が大きく、夏、冬が小さい傾向を示している。年平均風速は、高さ10m及び80mで、それぞれ2.0m/s及び5.6m/sである。

高さ10m及び80mの5年平均の月別時刻別平均風速は第2.4.6図(1)及び第2.4.6図(2)に示すように、一般的な傾向としては、日の出とともに風が強くなり、14時頃に最大風速となって日没とともに風が弱まるが、高さ80mでは、冬季には日の出直後の数時間にわたり風速が弱くなる傾向がある。

(2) 風速階級別出現頻度

高さ10m及び80mにおける5年平均の年間風速階級別出現頻度は第2.4.7図(1)に、5年平均の月別風速階級別出現頻度は第2.4.7図(2)から第2.4.7図(7)に示すとおりである。最も高い頻度を示す風速階級は、高さ10mにあつては1~2m/sで28%、高さ80mにあつては5~6m/sで15%である。

(3) 静穏継続時間出現回数及び年間静穏時間

高さ10m及び80mにおける5年平均の静穏(風速0.5m/s未満)継続時間出現回数及び年間静穏時間は第2.4.4表に示すように、観測高が高いほど静穏の継続時間及び静穏時間が短くなる。静穏継続時間は、高さ10mにあつては最大8時間であるが、高さ80mにあつては2時間程度であり、年間静穏時間は、高さ10mにあつては938時間、高さ80mにあつては47時間である。

(4) 風向別風速

高さ10m及び80mにおける5年平均の風向別年平均風速は第2.4.8図(1)に示すように、高さ80mの場合、4月~10月の卓越風である北東と北北東の風速が強く、冬季の卓越風である北北西の風の風速は比較的弱い。風向別風速出現頻度は、第2.4.8図(2)及び第2.4.8図(3)に示すように、高さ10m及び80mともに北東の風の場合は、風速の大きい頻度が高い。

2.4.3 大気安定度

大気安定度は、高さ10mの風速(敷地を代表する地上風)と日射量又は放射収支量をもとに、第2.4.5表に示す大気安定度分類表に従って決定した。大気安定度をA、B、C、D、E、Fの6つの型で表現する場合は、A-B、B-C、C-D及びGを、それぞれB、C、D及びFに加算して統計処理を行った。

(1) 大気安定度出現頻度

年間及び5年平均の大気安定度出現頻度は、第2.4.9図に示すように、年により多少異なるが、5年平均の大気安定度出現頻度は、不安定(A+B+C型)が約27%、中立(D型)が約45%、安定(E+F+G型)が約29%である。5年平均の月別大気安定度出現頻度を第2.4.10図に示すように、12月から1月はF型が多い。高さ80mにおける風向別大気安定度出現頻

度は、第 2.4.11 図に示すように、風向により大気安定度の出現頻度が著しく異なり、4～10 月の卓越風である北北東の風の場合は D 型が約 72%、冬の季節風である北西の風の場合は F 型が約 50%を占める。また、北東～南東の風の場合は F 型の出現頻度が 17%以下と少なく、東～南東の風の場合は B 型の頻度が 40%前後である。

(2) 大気安定度継続時間出現回数

5年平均の大気安定度継続時間出現回数は、第 2.4.6 表に示すように、不安定(A+B+C 型)は長くとも 11 時間程度であるが、中立(D 型)の場合は 15 時間以上継続することもある。

2.4.4 気温

5年平均の月別平均気温は第 2.4.12 図に示すとおりであり、5年間の年平均気温は 13.8℃である。

2.4.5 敷地の気象特性

敷地における気象観測資料を解析した結果によると、敷地の気象特性としては、次のような点が挙げられる。

- (1) 敷地付近は、年間を通して 10m、80m とも北東風が卓越しており、特に春季から秋季にこの傾向が強い。冬季は、80m は北西と北北西、10m については西よりの風が卓越する。同一風向継続時間は、10m、80m とも卓越風向である北東を中心に 15 時間前後あるいはそれ以上にわたることもあり、さらに南西においても 10 時間程度継続することがある。
- (2) 高さ 10m 及び 80m の年平均風速は、それぞれ 2.0m/s 及び 5.6m/s である。
- (3) 高さ 80m においては、静穏が発生しても、それが継続することは少ない。
- (4) 大気安定度の出現頻度は、不安定(A+B+C 型)が約 27%、中立(D 型)が約 45%、安定(E+F+G 型)が約 29%である。

北北東の風の場合の大気安定度 D 型は約 72%、冬の季節風である北西の風の場合の大気安定度 F 型 (G 型を含む) は約 50%を占める。

2.5 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。

2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、2009 年 1 月から 2013 年 12 月における 5 年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため 2003 年から 2013 年について異常年検定を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した 2003 年 1 月から 2013 年 12 月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関する F 分布検定により行った。

この検定では、過去 11 年のうちから 1 年を選び、注目する標本年とし、残りの 10 年間を他の標本年として(6-1)式により F_0 を求め、有意水準 5 % で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \dots\dots\dots (6-1)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

\bar{X} : 注目する標本年を除く 10 年分のデータの平均値

X_0 : 注目する標本年のデータ

n : 10

検定の結果は、第 2.5.1 表及び第 2.5.2 表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。**2003 年から 2008 年の 6 年で棄却された項目は 8 件であった。一方、安全解析に使用した 2009 年から 2013 年の 5 年で棄却された項目は 9 件であり、当該 5 年間で残りの 6 年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した 5 年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。**

2.5.2 放出源の有効高さ

原子炉施設の通常運転時に排気筒より放出される放射性物質が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために行う大気拡散計算は、「気象指針」に従い放出源の有効高さを用いて行った。大洗研究所の場合、原子炉施設周辺の地形は、ほぼ平坦であると判断されるので、放出源の有効高さとしては、排気筒の地上高さ (80m) に吹上げ高さを加えたものを使用した。吹上げ高さは、(6-2)式により求める。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U \dots\dots\dots (6-2)$$

ΔH : 吹き上げ高さ (m)

W : 吹出し速度 (7.14m/s)

D : 出口直径 (2.5m)

U : 風速 (m/s)

原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離及び有効高さは、第 2.5.3 表に示すとおりである。

原子炉施設の設計基準事故時の大気拡散計算に使用する有効高さは、原子炉施設においては排気筒放出を仮定する場合には吹上げ高さを期待せず、また、地上放出を仮定する場合には 0m とした。原子炉施設から敷地境界までの距離及び排気筒放出の場合の有効高さを第 2.5.4 表に示す。

2.5.4 設計基準事故時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設で想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態 (気象条件) を推定することにより行う。拡散

状態の推定は、敷地における 2009 年 1 月から 2013 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度 (x/Q)、相対線量 (D/Q) を求めることにより行った。

(1) 線量計算に用いる相対濃度 (x/Q)

線量計算に用いる相対濃度は、次のようにして求める。

- a. 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- b. 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現率が 97 %にあたる相対濃度とする。
- c. 線量計算に用いる相対濃度は、上記 b. で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

(2) 相対濃度の計算

相対濃度 (x/Q) は(6-11)式により計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot {}_d\delta_i \cdots \cdots \cdots \quad (6-11)$$

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)

${}_d\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i=1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d\delta_i=0$

ここで $(x/Q)_i$ は実効放出継続時間の長短、建家等の影響の有無に応じて、次のように計算する。

a. 建家等の影響がない場合

(a) 短時間放出の場合

短時間放出時における $(x/Q)_i$ の計算に当たっては、風向が一定と仮定して(6-12)式により計算する。

$$(x/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots \quad (6-12)$$

(b) 長時間放出の場合

長時間放出時における $(x/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が 1 方位内の一様に分布すると仮定して(6-13)式により計算する。

$$(x/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots \quad (6-13)$$

(x/Q) : 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)

σ_{yi} : 時刻 i において濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻 i において濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)

U_i : 時刻 i における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

x : 放出源から着目地点までの距離 (m)

b. 建家等の影響のある場合

建家の影響により上記の(6-12)式、(6-13)式が用いられない場合、 $(x/Q)_i$ は、(6-14)

式、(6-15)式により計算する。

(a) 短時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-14)$$

$$\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

A : 建家等の風向方向の投影面積(m²)

c : 形状係数

(b) 長時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i \cdot X} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-15)$$

方位別 χ/Q の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を 0.5m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間は、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除することにより求められる。

(3) 相対線量の計算

放射性雲からのガンマ線量については、 χ/Q の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求めて使用する。ただし、実効放出継続時間が 8 時間を超える場合でも、方位内で風向軸が一定と仮定して計算する。

原子炉施設に係る設計基準事故について、地上放出の場合は建家等の影響を考慮し、排気筒放出の場合には建家等の影響を考慮せずに求めた方位別の敷地境界外で最大となる地点における χ/Q 及び D/Q の値を第 2.5.7 表(1)から第 2.5.7 表(4)に、その地点における累積出現頻度を第 2.5.1 図(1)から第 2.5.1 図(8)に示す。

第 2.3.1 表 気象観測項目（通常観測）

観測項目	気象測器	気象測器の設置位置及び高さ			観測期間
		配置位置*)	地上高(m)	標高(m)	
風向風速	プロペラ型 風向風速計	A	80	115.5	1969年4月～継続
		A	10	45.5	1980年1月～継続
日射	電気式日射計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
放射収支	風防型 放射収支計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
気温	白金抵抗温度計	A	1.5	37.0	1969年4月～継続
降水量	転倒ます型 雨量計	A	0.5	36.0	1969年4月～継続

*)配置位置 A については第 2.3.1 図を参照

第 2.4.1 表 欠測回数

上段 : 回数

下段 : %

10m高

年 \ 月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	計
2009	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	11 1.5	17 2.3	1 0.1	0 0.0	31 0.4
2010	28 3.8	14 2.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	2 0.3	7 0.9	29 4.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	80 0.9
2011	1 0.1	0 0.0	84 11.3	2 0.3	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	4 0.5	21 2.9	0 0.0	112 1.3
2012	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	21 2.9	0 0.0	22 0.3
2013	2 0.3	0 0.0	35 4.7	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	2 0.3	0 0.0	49 6.6	89 1.0
5年平均	6 0.9	2 0.4	23 3.2	0 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.1	1 0.2	8 1.1	4 0.6	8 1.2	9 1.3	66 0.8

80m高

年 \ 月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	計
2009	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	11 1.5	17 2.3	1 0.1	0 0.0	31 0.4
2010	28 3.8	14 2.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	94 12.6	41 5.5	29 4.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	206 2.4
2011	1 0.1	0 0.0	84 11.3	2 0.3	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	4 0.5	21 2.9	0 0.0	112 1.3
2012	0 0.0	0 0.0	0 0.0	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	21 2.9	0 0.0	22 0.3
2013	2 0.3	0 0.0	35 4.7	1 0.1	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	0 0.0	2 0.3	0 0.0	49 6.6	89 1.0
5年平均	6 0.9	2 0.4	23 3.2	0 0.1	0 0.0	0 0.0	19 2.6	8 1.1	8 1.1	4 0.6	8 1.2	9 1.3	92 1.0

第 2.4.2 表(1) 同一風向継続時間出現回数 (10m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向 \ 継続時間	継続時間														15 時間以上
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
N	204	44	16	5	1	1									
NNE	229	66	29	12	7	4	2	1	1	1					1
NE	211	78	44	23	17	15	9	6	7	6	5	6	3	2	19
ENE	232	73	31	15	8	2	1	1							
E	164	65	31	15	9	3	2	2							
ESE	90	10	2												
SE	33	1													
SSE	38	2													
S	113	40	18	12	11	4	5	2	1						
SSW	191	46	19	9	4	3	1	2							
SW	234	71	33	18	10	5	3	2	2	1	1				3
WSW	303	88	39	21	11	6	3	2	1						
W	240	60	20	9	2	2	1	1							
WNW	96	4													
NW	101	13	1												
NNW	172	33	5	1											
CALM	328	118	54	26	11	4	3	1							
合計	2979	812	342	166	91	49	30	20	12	8	6	6	3	2	23

第 2.4.2 表(2) 同一風向継続時間出現回数 (80m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向 \ 継続時間	継続時間														15 時間以上
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
N	236	77	33	9	6	3	1	1							
NNE	226	86	38	25	16	10	6	6	3	1		1	1	1	4
NE	215	87	38	24	18	8	8	6	4	3	2	1			2
ENE	169	56	24	11	5	3	1	1	1						
E	130	41	14	6	2										
ESE	118	42	15	7	3	1	1								
SE	107	46	23	14	10	8	4	1	1						
SSE	108	41	20	14	6	4	1		1						
S	108	37	14	8	4	2	1	1	1						
SSW	129	46	22	10	7	5	4	3	1						
SW	130	46	21	10	4	2	1	1	1	1	1				
WSW	137	38	12	6	1	1									
W	160	43	13	6	2	2	1								
WNW	182	51	20	6	4	1									
NW	222	74	32	19	9	7	2	2							
NNW	235	96	42	23	12	5	5	2	1	1					
CALM	43	2													
合計	2655	909	381	198	109	62	36	24	14	6	3	2	1	1	6

第 2.4.3 表(1) 低風速時(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間出現回数(10m 高)

(2009年1月~2013年12月)

継続時間 \ 風向	風向																合計
	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	
1時間	195	198	178	184	179	83	32	37	116	157	206	284	242	95	101	166	2453
2	39	41	34	44	60	9	1	2	26	26	43	70	58	4	12	29	498
3	13	11	10	13	19	1			5	7	12	27	18		1	4	141
4	4	3	3	5	7				1	2	5	11	6			1	48
5		1		2	4						1	4	1				13
6	1		1		1							3	1				7
7												1					1

第 2.4.3 表(2) 低風速時(0.5~2.0m/s)の同一風向継続時間出現回数(80m 高)

(2009年1月~2013年12月)

継続時間 \ 風向	風向																合計
	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	
1時間	39	39	37	37	35	33	36	28	26	33	32	47	46	46	52	39	605
2	2	3	3	3	3	4	1	1	2	1	2	4	3	6	3	4	45

第 2.4.4 表 静穏継続時間出現回数(頻度)及び年間静穏時間

(2009年1月~2013年12月)

()内は出現割合(%)

観測高 \ 継続時間	継続時間														年間静穏時間		
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14			
10m	328 (60)	118 (22)	54 (10)	26 (5)	11 (2)	4 (0.7)	3 (0.6)	1 (0.2)									938
80m	43 (96)	2 (4)															47

第 2.4.5 表 大気安定度分類表

風速(U) m/s	日射量(T) kW/m ²				放射収支量(Q) kW/m ²		
	T ≥ 0.60	0.60 > T ≥ 0.30	0.30 > T ≥ 0.15	0.15 > T	Q ≥ -0.020	-0.020 > Q ≥ -0.040	-0.040 > Q
U < 2	A	A-B	B	D	D	G	G
2 ≤ U < 3	A-B	B	C	D	D	E	F
3 ≤ U < 4	B	B-C	C	D	D	D	E
4 ≤ U < 6	C	C-D	D	D	D	D	D
6 ≤ U	C	D	D	D	D	D	D

第 2.4.6 表 大気安定度継続時間出現回数

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)
()内は出現割合(%)

継続時間 大気安定度	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15 時間 以 上
A	79 (56)	33 (23)	15 (11)	8 (6)	5 (4)	1 (0.7)	1 (0.7)								
B	159 (31)	132 (26)	73 (14)	46 (9)	25 (5)	28 (5)	33 (6)	8 (2)	4 (0.8)	4 (0.8)	2 (0.4)				
C	203 (62)	70 (22)	29 (9)	13 (4)	6 (2)	2 (0.6)	2 (0.6)								
D	311 (37)	234 (28)	72 (9)	35 (4)	28 (3)	19 (2)	15 (2)	16 (2)	10 (1)	10 (1)	5 (0.6)	7 (0.8)	5 (0.6)	6 (0.7)	70 (8)
E	112 (69)	32 (20)	10 (6)	3 (2)	3 (2)	1 (0.6)	1 (0.6)								
F	104 (68)	33 (21)	11 (7)	4 (3)	2 (1)										
G	141 (31)	75 (16)	46 (10)	32 (7)	28 (6)	20 (4)	17 (4)	16 (3)	15 (3)	17 (4)	11 (2)	13 (3)	10 (2)	17 (4)	
A+B+C 3	147 (45)	78 (24)	39 (12)	22 (7)	12 (4)	10 (3)	12 (4)	3 (0.8)	1 (0.4)	1 (0.4)	1 (0.2)				
E+F+G 3	119 (46)	47 (18)	22 (9)	13 (5)	11 (4)	7 (3)	6 (2)	5 (2)	5 (2)	6 (2)	4 (1)	4 (2)	3 (1)	6 (2)	

(注) 第 2.4.5 表の A-B, B-C, C-D はそれぞれ B, C, D に加算した。

第 2.5.1 表 異常年の検定 (年別の風向 F₀ 値)

年	風向	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
2003		1.43	0.42	14.77*	1.80	0.18	0.14	4.23	1.82	0.39	1.57	0.82	1.79	5.59*	1.68	3.12	0.02	1.07
2004		6.02*	4.32	0.42	0.18	0.70	0.30	0.18	4.41	1.53	4.49	0.33	0.47	0.98	0.73	0.46	0.49	0.41
2005		1.63	1.27	0.08	0.68	0.49	0.28	0.49	0.37	1.62	0.20	0.35	1.39	2.01	8.56*	0.04	0.76	0.25
2006		1.08	0.40	0.00	0.00	2.87	8.46*	0.00	0.41	3.25	1.14	1.59	0.07	0.07	0.15	0.10	0.05	7.10*
2007		0.20	1.73	0.20	0.18	0.49	0.00	3.20	0.05	0.56	0.00	0.19	0.38	0.02	0.14	1.64	1.02	0.05
2008		0.23	0.47	0.11	0.00	0.40	0.02	0.05	0.06	0.26	2.24	6.10*	1.47	0.00	0.15	0.59	2.08	0.82
2009		0.20	2.72	0.06	1.66	1.42	0.97	0.14	1.24	0.23	0.29	0.00	0.18	1.16	1.41	0.84	3.15	0.90
2010		0.47	0.06	0.10	0.14	0.23	0.74	2.06	0.16	0.24	1.60	1.56	7.46*	1.49	0.24	0.99	1.48	2.03
2011		0.00	0.95	2.05	1.23	1.14	0.08	1.54	0.09	0.23	0.70	1.94	0.00	0.06	0.02	0.02	0.16	0.35
2012		2.00	0.06	1.40	9.13*	4.07	2.31	0.65	4.19	1.29	0.14	0.24	0.03	0.82	0.91	4.03	2.71	0.64
2013		0.01	0.12	0.51	0.26	0.33	1.56	0.24	0.40	2.37	0.13	0.17	0.85	0.77	0.74	0.65	0.22	0.13

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.2 表 異常年の検定 (年別の風速階級 F₀ 値)

風速階級 : m/s

年	風速階級	0~0.4	0.5~0.9	1.0~1.9	2.0~2.9	3.0~3.9	4.0~4.9	5.0~5.9	6.0~6.9	7.0~7.9	8.0~8.9	9.0以上
2003		1.07	1.01	4.88	1.03	2.23	0.20	0.10	0.82	3.01	0.95	0.85
2004		0.41	0.07	0.14	1.54	0.08	0.01	0.87	0.15	0.04	0.15	1.55
2005		0.25	1.24	0.05	1.28	0.00	0.42	3.50	1.29	0.10	0.06	0.40
2006		7.10*	0.73	0.83	0.03	0.22	0.02	0.00	0.00	2.70	0.00	0.10
2007		0.05	2.45	0.07	0.01	0.02	0.32	0.25	0.01	0.03	0.26	0.26
2008		0.82	0.14	0.85	0.00	0.11	0.04	2.43	0.65	0.13	0.52	0.66
2009		0.90	7.71*	0.29	0.08	1.32	4.93	3.49	0.63	0.66	11.46*	0.06
2010		2.03	0.17	0.50	1.19	0.00	1.89	0.20	3.02	0.55	0.13	1.59
2011		0.35	0.50	0.50	0.54	0.04	0.01	0.66	0.11	0.01	0.15	1.86
2012		0.64	0.11	0.86	7.31*	4.87	6.03*	0.00	7.24*	6.97*	3.83	0.90
2013		0.13	0.19	4.33	0.89	5.29*	0.61	1.12	0.30	0.20	0.09	3.84

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.3 表 通常時の被ばく評価に用いる周辺監視区域境界までの距離及び排気筒の有効高さ

着目方位	周辺監視区域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	850	94
S S W	960	91
S W	940	91
W S W	940	95
W	990	98
W N W	710	98
N W	900	94
N N W	760	93
N	700	94
N N E	420	93
N E	240	94
E N E	190	100
E	170	98
E S E	190	98
S E	260	95
S S E	470	93

第 2.5.4 表 設計基準事故時の被ばく評価に用いる敷地境界までの距離及び排気筒の有効高さ

放出モード 着目方位	排気筒放出		地上放出	
	排気筒から周辺監視区域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)	炉心から周辺監視区域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	620	80	610	0
S S W	930	80	900	0
S W	940	80	910	0
W S W	930	80	920	0
W	880	80	870	0
W N W	690	80	690	0
N W	770	80	750	0
N N W	750	80	780	0
N	660	80	690	0
N N E	300	80	310	0
N E	200	80	210	0
E N E	180	80	180	0
E	170	80	180	0
E S E	180	80	190	0
S E	220	80	230	0
S S E	340	80	350	0

第 2.5.5 表(1) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (10m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度		風向別大気安定度別出現回数					
	(%)		(N _{d,s})					
	f _d	f _{dir} *1	A	B	C	D	E	F*2
N	5.3	17.2	5.3	57.5	6.6	214.1	1.8	176.9
NNE	8.2	33.7	2.9	54.1	17.6	451.3	18.6	166.2
NE	20.3	36.5	5.3	187.2	208.2	1,150.2	63.4	147.2
ENE	8.0	36.0	13.7	192.8	49.8	287.1	13.4	143.1
E	7.7	17.4	81.7	288.3	14.8	170.1	2.8	109.9
ESE	1.7	9.8	40.6	59.2	0.6	23.6	0.0	20.3
SE	0.5	2.8	12.8	14.1	0.0	9.7	0.0	7.5
SSE	0.6	7.0	11.8	16.2	0.4	11.9	0.0	11.7
S	5.9	12.7	27.3	124.0	73.4	169.8	19.6	94.9
SSW	6.3	22.3	11.9	51.6	28.8	232.0	41.8	180.9
SW	10.2	27.8	8.3	82.7	80.0	378.4	51.0	285.9
WSW	11.3	28.5	11.6	143.8	43.6	324.2	26.6	430.6
W	7.1	19.9	12.3	114.6	13.2	200.8	2.6	271.5
WNW	1.5	10.5	4.4	29.4	0.2	46.2	0.0	52.1
NW	1.9	7.1	6.2	39.6	0.6	68.8	0.2	48.4
NNW	3.7	10.9	5.5	62.3	2.2	143.3	1.2	107.2

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.5 表(2) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (80m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度		風向別大気安定度別出現回数					
	(%)		(N _{d,s})					
	f _d	f _{dir} *1	A	B	C	D	E	F*2
N	7.1	28.8	1.7	55.0	10.8	341.1	7.8	203.3
NNE	11.9	30.9	1.3	51.8	76.0	742.1	29.0	134.9
NE	11.8	29.5	3.7	134.6	135.6	608.5	39.2	100.7
ENE	5.8	21.2	11.3	145.6	44.8	204.7	15.2	79.1
E	3.7	13.2	19.9	126.6	11.2	103.6	3.6	53.8
ESE	3.7	13.3	34.3	140.3	9.4	90.6	2.0	48.0
SE	5.9	14.3	110.5	203.3	17.8	122.7	1.0	56.4
SSE	4.6	14.8	12.2	69.7	58.0	162.8	13.0	87.0
S	4.3	14.8	6.2	30.5	17.4	162.9	34.2	119.2
SSW	5.9	15.3	4.9	49.0	47.6	221.9	39.4	151.1
SW	5.1	14.6	3.1	54.6	54.0	210.3	22.6	100.9
WSW	3.5	12.8	5.1	54.8	22.4	103.6	15.2	101.5
W	4.2	12.4	11.7	99.8	17.8	102.0	11.4	118.5
WNW	4.7	16.9	16.1	97.5	4.4	114.3	1.6	176.4
NW	8.0	22.4	12.7	99.7	2.2	232.7	0.6	346.0
NNW	9.7	24.8	7.1	100.9	8.4	345.2	3.8	374.4

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (10m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	4.29	0.87	51.89	0.90	2.55	0.37	259.26	1.20	0.72	0.24	247.07	1.39
NNE	2.58	0.86	44.12	0.81	6.12	0.35	302.61	0.67	7.26	0.39	201.58	1.21
NE	4.24	0.80	91.07	0.48	62.67	0.30	430.43	0.37	22.74	0.36	160.88	1.09
ENE	10.09	0.73	109.16	0.56	18.16	0.38	236.55	0.83	5.41	0.40	169.44	1.18
E	57.12	0.69	182.45	0.63	6.53	0.44	186.59	1.09	1.20	0.43	165.21	1.50
ESE	32.33	0.78	51.76	0.87	0.28	0.19	36.63	1.55	0.00	0.00	36.47	1.79
SE	12.30	0.96	15.48	1.08	0.00	0.00	15.59	1.58	0.00	0.00	13.44	1.82
SSE	10.47	0.88	15.45	0.95	0.18	0.18	17.54	1.48	0.00	0.00	19.33	1.65
S	20.54	0.75	66.88	0.54	23.92	0.33	114.80	0.68	8.17	0.42	99.35	1.05
SSW	9.45	0.79	38.34	0.74	8.94	0.31	154.08	0.66	17.04	0.41	179.97	0.99
SW	7.57	0.91	54.83	0.66	21.51	0.27	229.43	0.60	19.35	0.38	324.36	1.13
WSW	8.69	0.75	111.76	0.77	13.44	0.31	335.92	1.03	9.11	0.34	541.41	1.25
W	9.77	0.79	112.28	0.97	4.25	0.32	279.60	1.38	0.92	0.29	383.28	1.40
WNW	4.66	1.00	35.09	1.18	0.09	0.09	76.76	1.65	0.00	0.00	88.17	1.68
NW	5.62	0.88	48.09	1.21	0.25	0.24	105.72	1.53	0.06	0.06	76.62	1.58
NNW	4.41	0.83	63.73	1.02	0.85	0.28	193.09	1.33	0.46	0.23	160.48	1.49

*1) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(2) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (80m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	1.27	1.04	23.81	0.43	1.87	0.17	80.06	0.23	1.18	0.52	51.92	0.25
NNE	1.21	0.95	22.11	0.42	12.59	0.16	130.03	0.17	4.50	0.15	41.65	0.31
NE	1.98	0.53	40.92	0.30	22.38	0.16	109.02	0.18	6.43	0.16	33.46	0.33
ENE	5.79	0.51	47.40	0.32	8.35	0.18	55.09	0.27	2.65	0.18	26.12	0.33
E	8.70	0.43	44.17	0.34	2.34	0.21	35.62	0.34	0.80	0.24	19.77	0.37
ESE	12.78	0.37	46.42	0.33	1.86	0.20	29.99	0.33	0.34	0.13	18.96	0.40
SE	26.55	0.24	49.52	0.24	2.31	0.13	38.86	0.31	0.25	0.50	19.84	0.35
SSE	5.48	0.45	22.05	0.31	7.22	0.13	39.64	0.24	1.79	0.14	24.43	0.28
S	3.18	0.46	13.99	0.46	2.79	0.16	39.06	0.24	5.50	0.16	31.82	0.27
SSW	2.54	0.53	20.73	0.42	7.96	0.17	50.14	0.22	5.89	0.15	38.32	0.25
SW	2.17	0.73	24.79	0.45	10.22	0.19	46.41	0.22	3.45	0.15	31.86	0.31
WSW	3.72	0.72	27.08	0.49	4.99	0.22	38.58	0.37	2.17	0.14	35.68	0.35
W	5.54	0.45	42.26	0.42	2.49	0.14	33.94	0.33	1.54	0.14	38.08	0.32
WNW	6.20	0.38	39.51	0.40	0.43	0.09	41.33	0.36	0.22	0.47	51.00	0.29
NW	4.35	0.35	36.36	0.36	0.23	0.08	67.30	0.29	0.09	0.08	85.31	0.25
NNW	2.83	0.44	33.92	0.33	0.97	0.11	85.81	0.25	0.46	0.12	84.12	0.22

*1) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.7 表(1) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値
(燃料取替取扱破損事故及び気体廃棄物処理設備破損事故)

実効放出 継続時間 有効高さ 建屋投影面積	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間		1 時間	
	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
着目方位				
S	1,840	<u>6.1 × 10⁻¹⁰</u>	620	2.1 × 10 ⁻¹⁹
SSW	1,690	<u>7.0 × 10⁻¹⁰</u>	930	2.1 × 10 ⁻¹⁹
SW	950	7.0 × 10 ⁻¹⁰	940	2.0 × 10 ⁻¹⁹
WSW	1,250	5.6 × 10 ⁻¹⁰	930	1.8 × 10 ⁻¹⁹
W	1,020	1.3 × 10 ⁻¹⁰	880	1.5 × 10 ⁻¹⁹
WNW	970	1.7 × 10 ⁻¹⁰	690	1.7 × 10 ⁻¹⁹
NW	770	5.2 × 10 ⁻¹⁰	770	1.6 × 10 ⁻¹⁹
NNW	1,440	3.0 × 10 ⁻¹⁰	750	1.3 × 10 ⁻¹⁹
N	5,950	2.2 × 10 ⁻¹⁰	660	1.6 × 10 ⁻¹⁹
NNE	1,530	3.7 × 10 ⁻¹⁰	300	2.2 × 10 ⁻¹⁹
NE	1,570	4.1 × 10 ⁻¹⁰	200	2.8 × 10 ⁻¹⁹
ENE	4,190	9.8 × 10 ⁻¹¹	180	3.0 × 10 ⁻¹⁹
E	4,100	1.1 × 10 ⁻¹⁰	170	3.3 × 10 ⁻¹⁹
ESE	7,070	2.2 × 10 ⁻¹⁰	180	3.4 × 10 ⁻¹⁹
SE	1,480	5.1 × 10 ⁻¹⁰	230	3.2 × 10 ⁻¹⁹
SSE	2,000	6.6 × 10 ⁻¹⁰	340	2.7 × 10 ⁻¹⁹

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表(2) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値
(燃料取替取扱破損事故及び気体廃棄物処理設備破損事故)

実効放出 継続時間 有効高さ 建屋投影面積	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間		1 時間	
	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
着目方位				
S	610	1.3 × 10 ⁻⁷	610	5.5 × 10 ⁻¹⁸
SSW	900	5.5 × 10 ⁻⁸	900	2.8 × 10 ⁻¹⁸
SW	910	2.9 × 10 ⁻⁸	910	1.7 × 10 ⁻¹⁸
WSW	920	2.8 × 10 ⁻⁸	920	1.7 × 10 ⁻¹⁸
W	870	8.8 × 10 ⁻⁹	870	9.4 × 10 ⁻¹⁹
WNW	-	-	690	1.5 × 10 ⁻¹⁹
NW	-	-	750	1.4 × 10 ⁻²⁰
NNW	-	-	780	4.9 × 10 ⁻²⁰
N	690	1.5 × 10 ⁻⁸	690	9.9 × 10 ⁻¹⁹
NNE	310	1.2 × 10 ⁻⁷	310	3.6 × 10 ⁻¹⁸
NE	210	2.9 × 10 ⁻⁷	210	7.5 × 10 ⁻¹⁸
ENE	180	5.4 × 10 ⁻⁷	180	1.3 × 10 ⁻¹⁷
E	180	4.8 × 10 ⁻⁷	180	1.1 × 10 ⁻¹⁷
ESE	-	-	190	2.4 × 10 ⁻¹⁸
SE	-	-	230	1.8 × 10 ⁻¹⁸
SSE	350	1.1 × 10 ⁻⁷	350	4.4 × 10 ⁻¹⁸

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第2.5.7表(3) 設計基準事故時の方位別 α/Q 、 D/Q の97%値
(1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故)

実効放出 継続時間 有効高さ 建屋投影面積	α/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	2時間		2時間	
	80m		80m	
着目方位	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
	S	2,000	5.0×10^{-10}	620
SSW	1,850	6.1×10^{-10}	930	1.8×10^{-19}
SW	1,630	5.9×10^{-10}	940	1.8×10^{-19}
WSW	930	5.1×10^{-10}	930	1.6×10^{-19}
W	1,120	4.0×10^{-10}	880	1.4×10^{-19}
WNW	690	5.1×10^{-10}	690	1.6×10^{-19}
NW	770	6.1×10^{-10}	770	1.5×10^{-19}
NNW	1,480	3.2×10^{-10}	750	1.3×10^{-19}
N	1,830	2.9×10^{-10}	660	1.4×10^{-19}
NNE	1,670	3.8×10^{-10}	300	2.1×10^{-19}
NE	1,490	4.1×10^{-10}	200	2.6×10^{-19}
ENE	1,360	2.7×10^{-10}	180	2.9×10^{-19}
E	1,180	3.4×10^{-10}	170	3.2×10^{-19}
ESE	1,240	3.3×10^{-10}	180	3.2×10^{-19}
SE	1,630	4.6×10^{-10}	220	3.0×10^{-19}
SSE	1,810	5.3×10^{-10}	340	2.5×10^{-19}

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

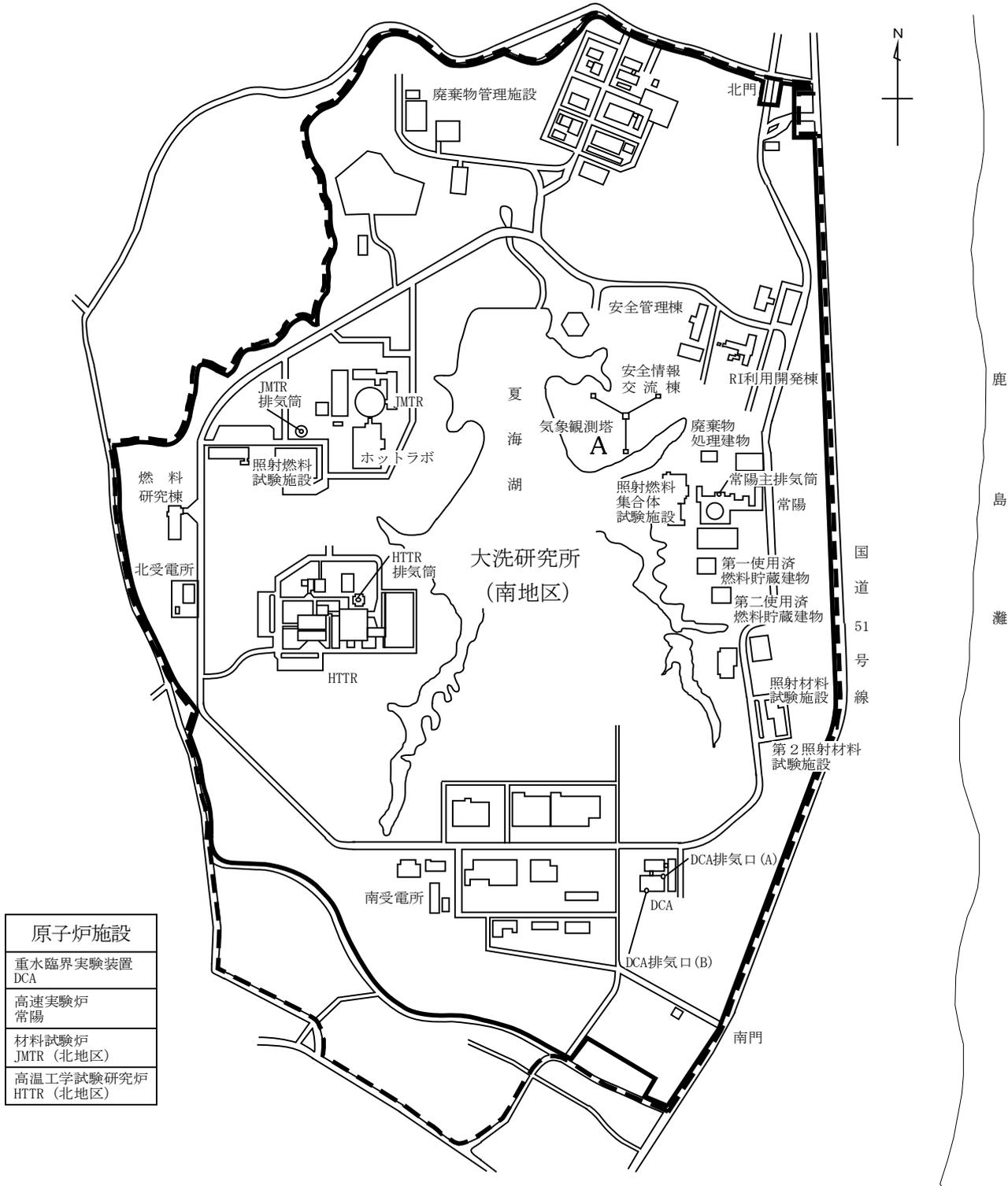
注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第2.5.7表(4) 設計基準事故時の方位別 α/Q 、 D/Q の97%値
(1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故)

実効放出 継続時間 有効高さ 建屋投影面積	α/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	2時間		2時間	
	0m		0m	
着目方位	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
	S	610	1.3×10^{-7}	610
SSW	900	5.5×10^{-8}	900	2.8×10^{-18}
SW	910	3.4×10^{-8}	910	1.7×10^{-18}
WSW	920	3.0×10^{-8}	920	1.6×10^{-18}
W	870	2.1×10^{-8}	870	1.3×10^{-18}
WNW	690	6.6×10^{-23}	690	1.8×10^{-19}
NW	910	4.0×10^{-23}	750	4.4×10^{-20}
NNW	800	5.3×10^{-23}	780	5.0×10^{-20}
N	690	2.1×10^{-8}	690	1.1×10^{-18}
NNE	310	1.2×10^{-7}	310	3.4×10^{-18}
NE	210	2.6×10^{-7}	210	6.8×10^{-18}
ENE	180	4.3×10^{-7}	180	1.0×10^{-17}
E	180	3.6×10^{-7}	180	9.4×10^{-18}
ESE	210	3.2×10^{-22}	190	2.4×10^{-18}
SE	230	3.0×10^{-8}	230	1.9×10^{-18}
SSE	350	1.3×10^{-7}	350	4.7×10^{-18}

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値



原子炉施設	
重水臨界実験装置	DCA
高速実験炉	常陽
材料試験炉	JMTR (北地区)
高温工学試験研究炉	HTTR (北地区)

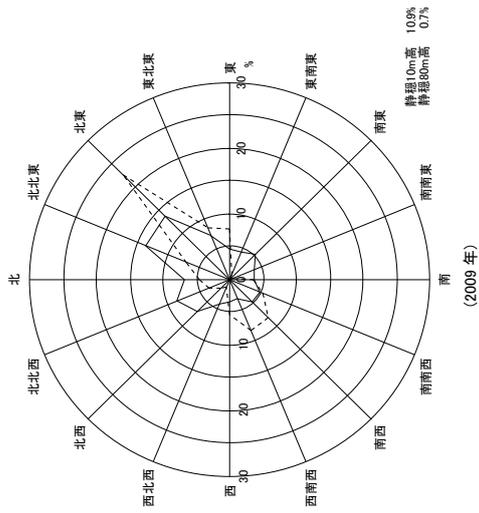
- - - 敷地境界
 ——— 周辺監視区域境界

0 500m

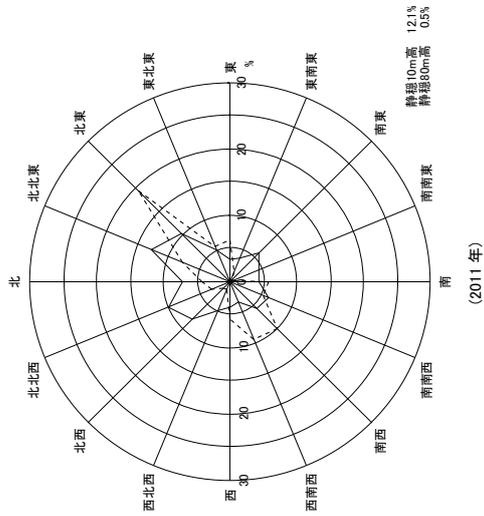
配置位置 A における気象観測項目については第 2.3.1 表を参照

第 2.3.1 図 気象観測設備配置図

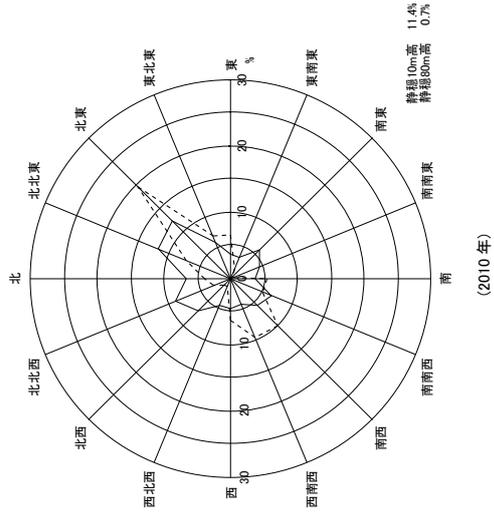
----- 10m高
 ----- 80m高



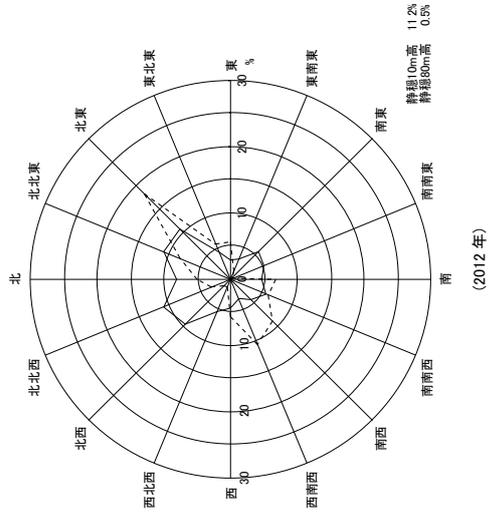
----- 10m高
 ----- 80m高



----- 10m高
 ----- 80m高

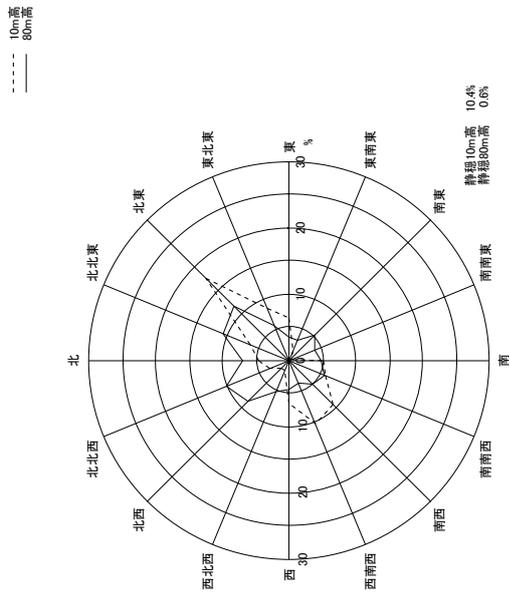


----- 10m高
 ----- 80m高



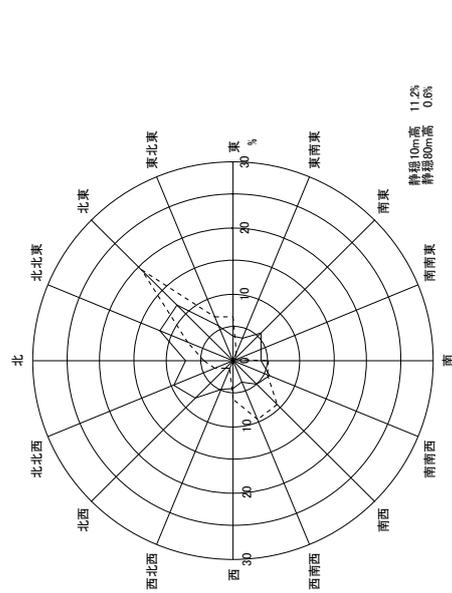
第 2.4.1 図(1) 年別風配図 (2009年、2010年)

第 2.4.1 図(2) 年別風配図 (2011年、2012年)

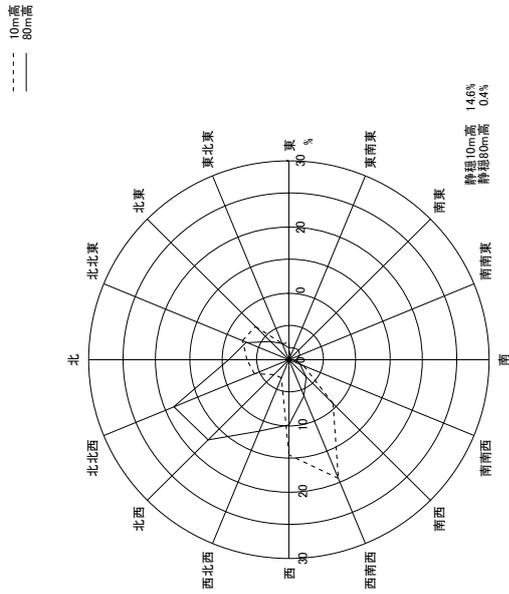


(2013年)

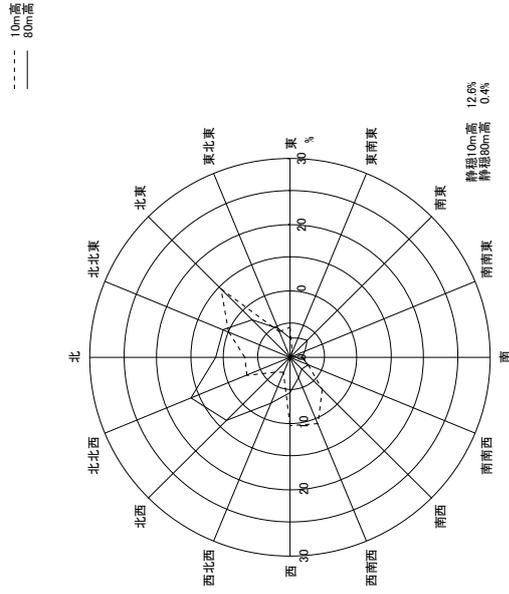
第2.4.1図(3) 年別風配図(2013年)



第2.4.1図(4) 5年平均年間風配図(2009年～2013年の平均)



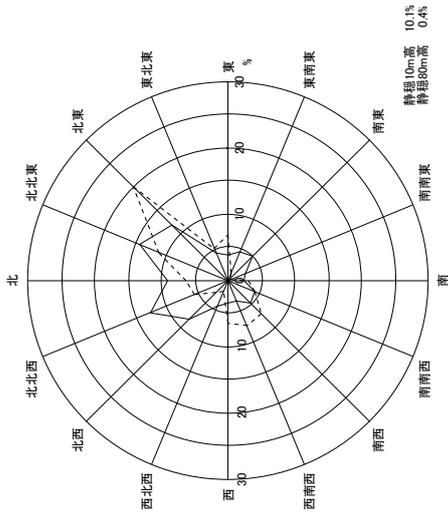
1月



2月

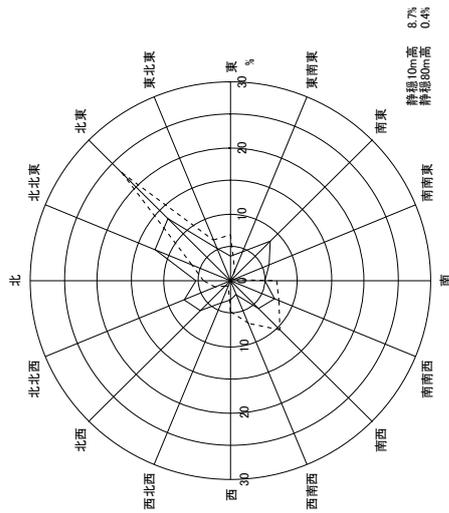
第2.4.2図(1) 月別風配図(2009年～2013年の平均)

----- 10m高
 ----- 80m高



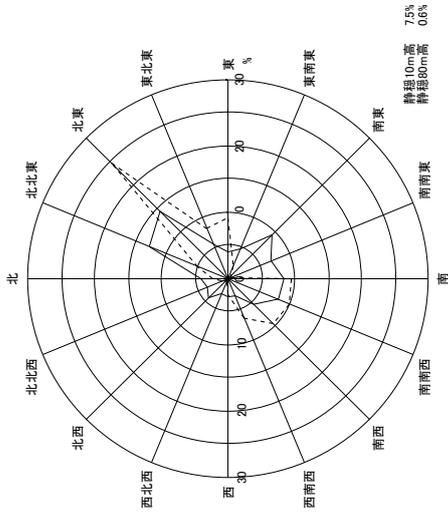
3月

----- 10m高
 ----- 80m高



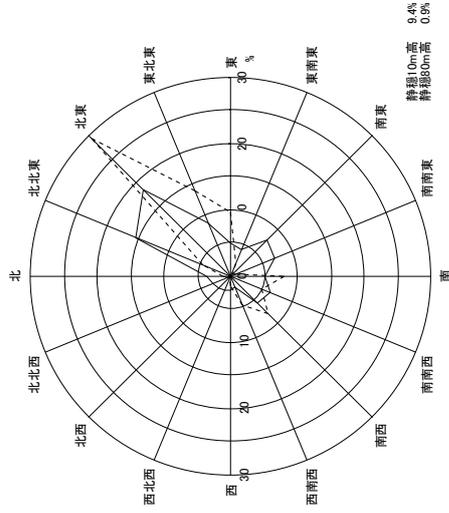
4月

----- 10m高
 ----- 80m高



5月

----- 10m高
 ----- 80m高

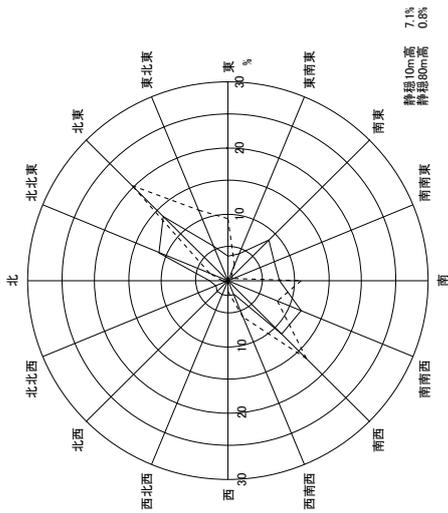


6月

第 2.4.2 図(2) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

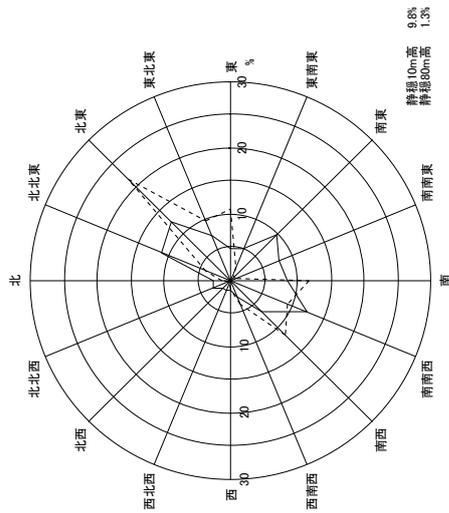
第 2.4.2 図(3) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

----- 10m高
 ----- 80m高



7月

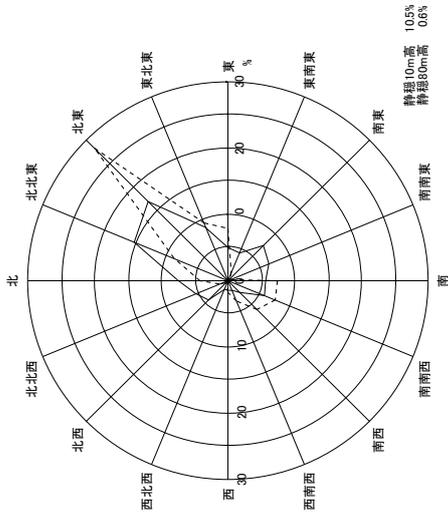
----- 10m高
 ----- 80m高



8月

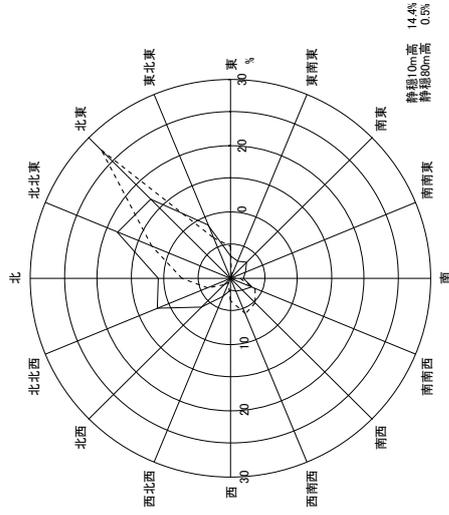
第 2.4.2 図(4) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

----- 10m高
 ----- 80m高



9月

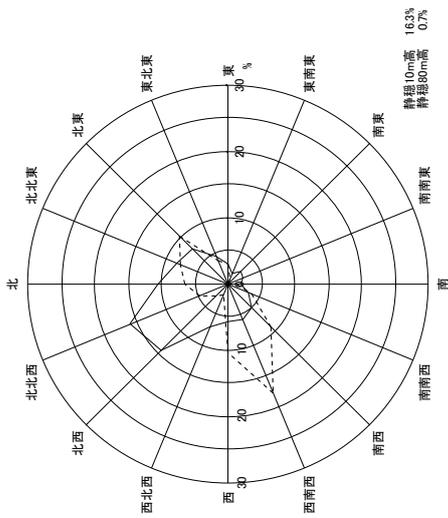
----- 10m高
 ----- 80m高



10月

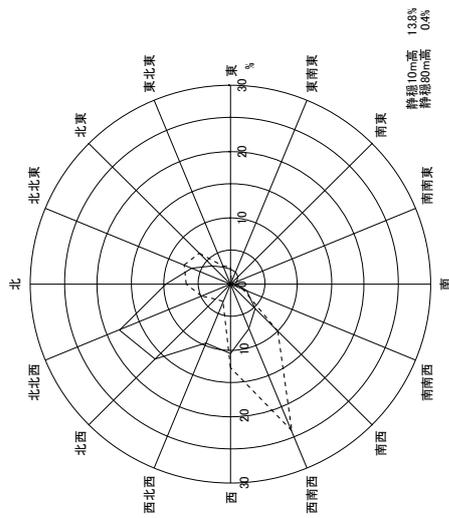
第 2.4.2 図(5) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

----- 10m高
 ----- 80m高



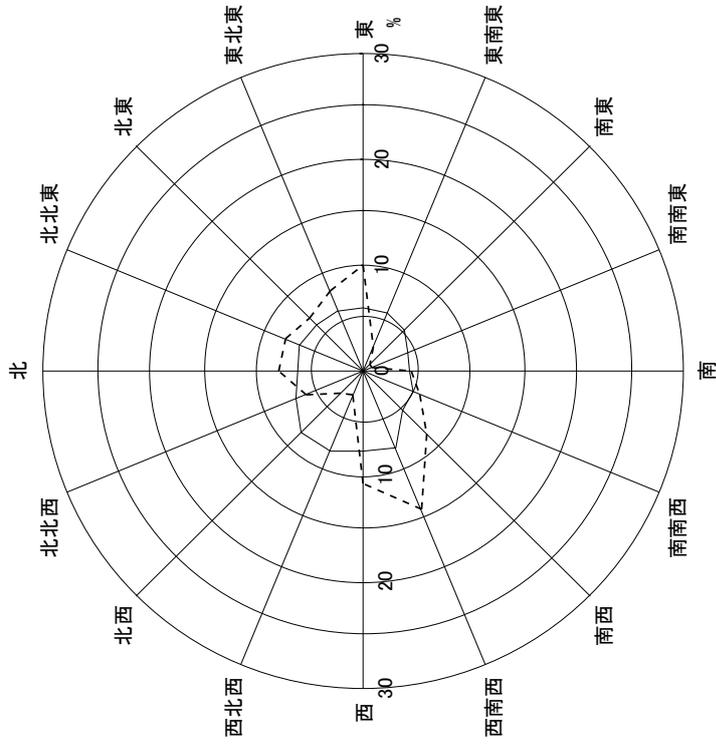
11月

----- 10m高
 ----- 80m高



12月

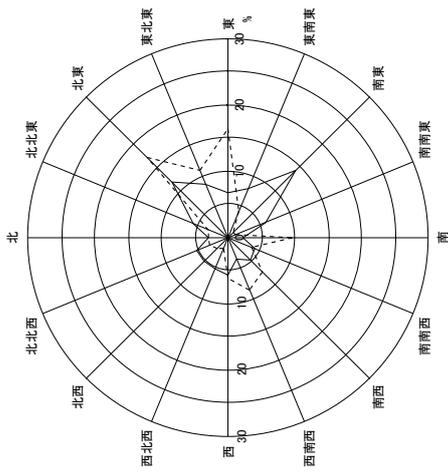
----- 10m高
 ----- 80m高



第 2.4.2 図(6) 月別風配図 (2009 年～2013 年の平均)

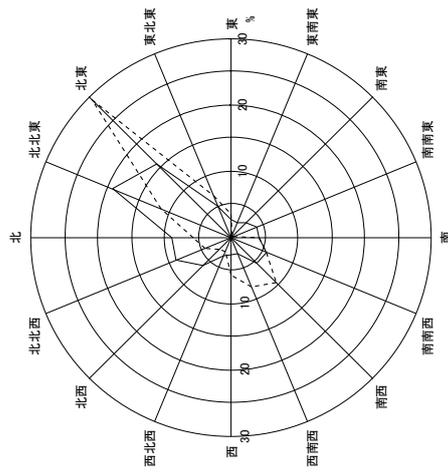
第 2.4.3 図 風速 0.5～2.0m/s の 5 年平均年間風配図 (2009 年～2013 年の平均)

----- 10m高
 ----- 80m高



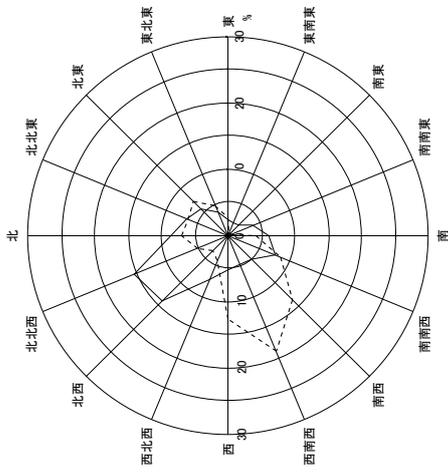
第 2.4.4 図(1) 大気安定度 (A+B+C 型) の 5 年平均風配図

----- 10m高
 ----- 80m高

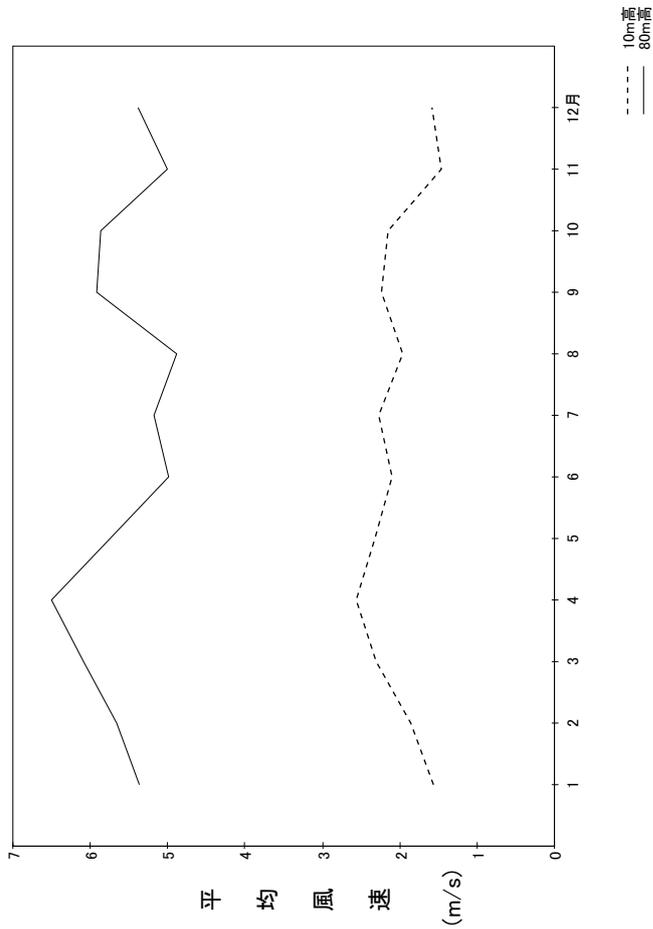


第 2.4.4 図(2) 大気安定度 (D 型) の 5 年平均風配図

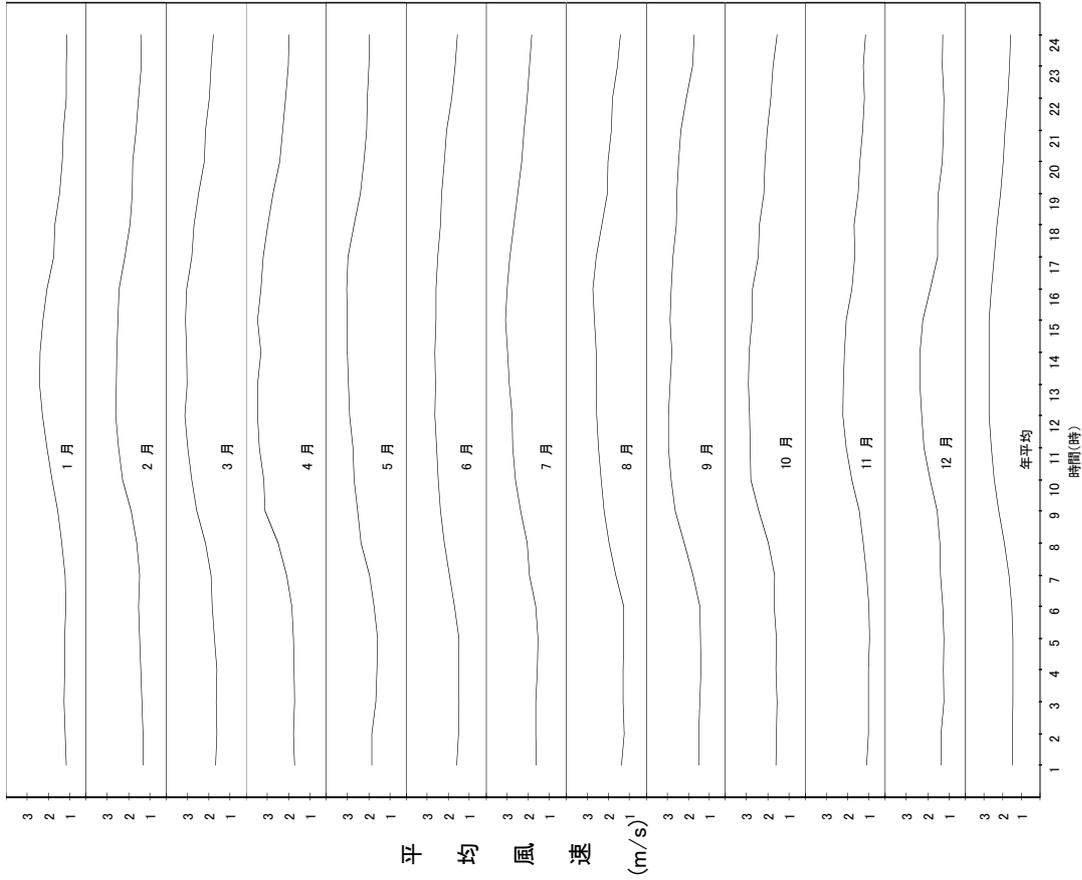
----- 10m高
 ----- 80m高



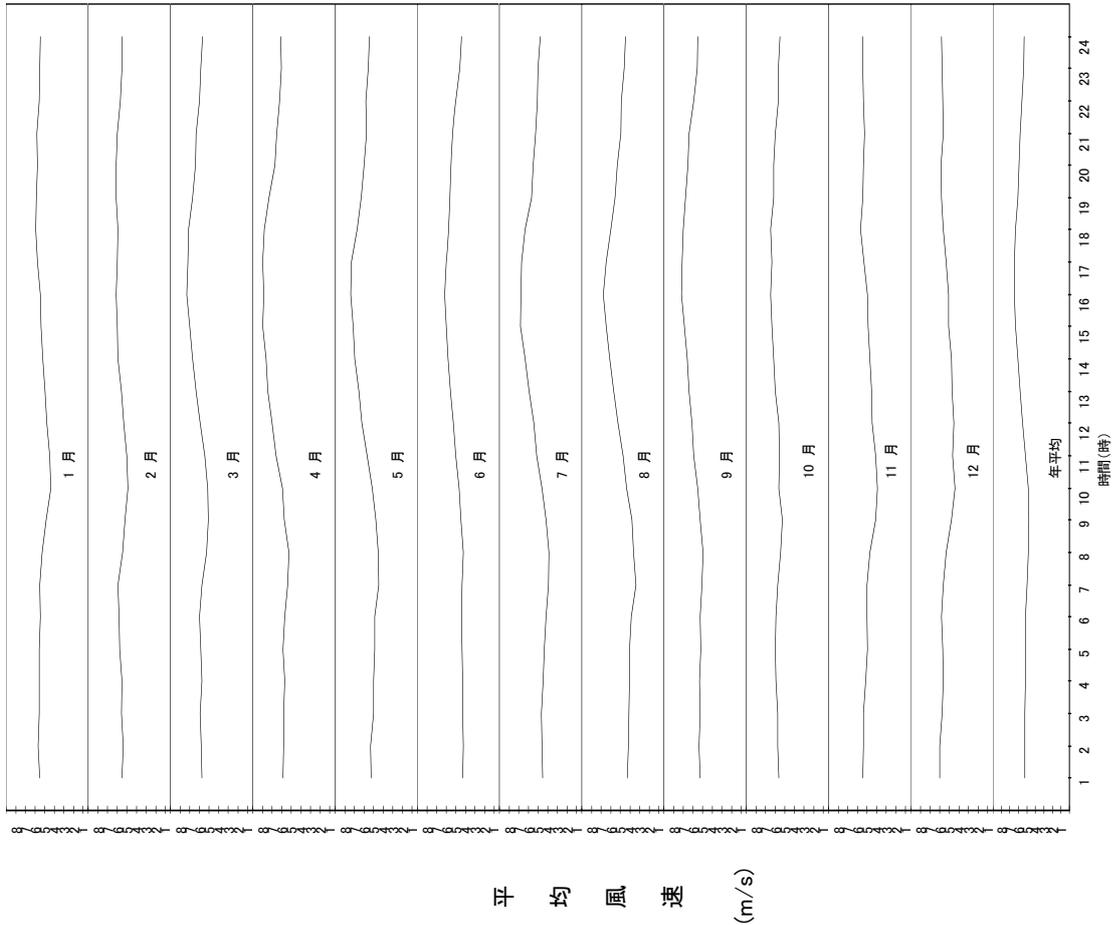
第 2.4.4 図(3) 大気安定度 (E+F+G 型) の 5 年平均風配図



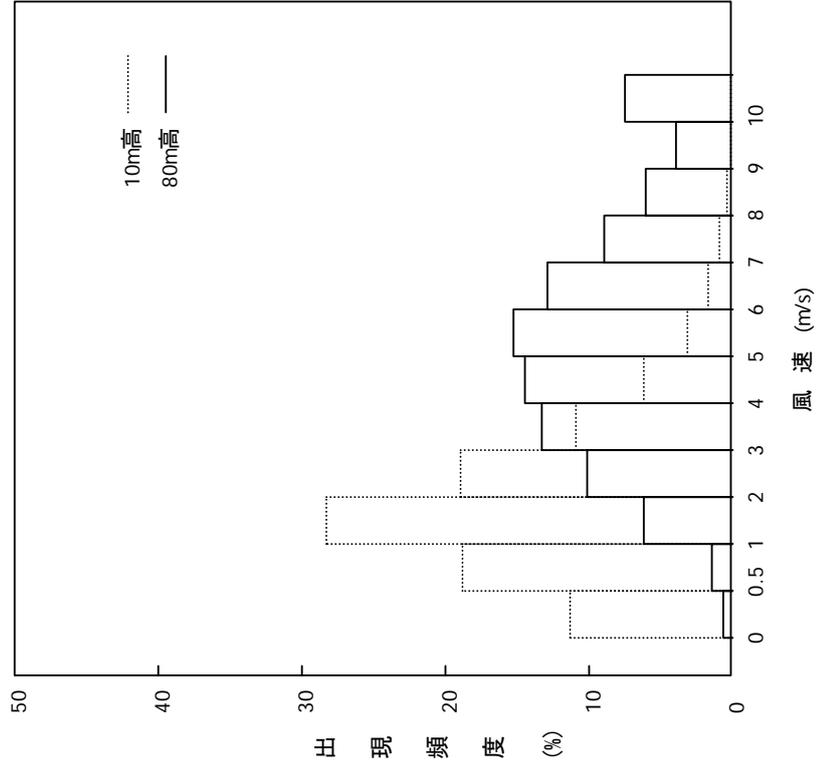
第 2.4.5 図 5 年平均月別平均風速 (2009 年～2013 年の平均)



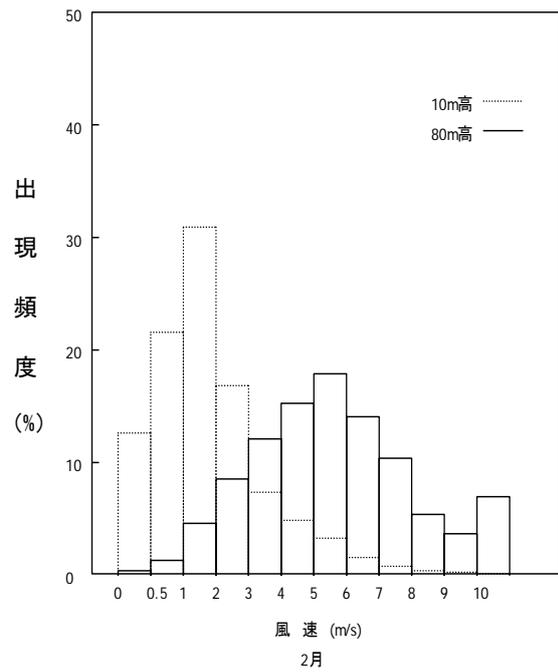
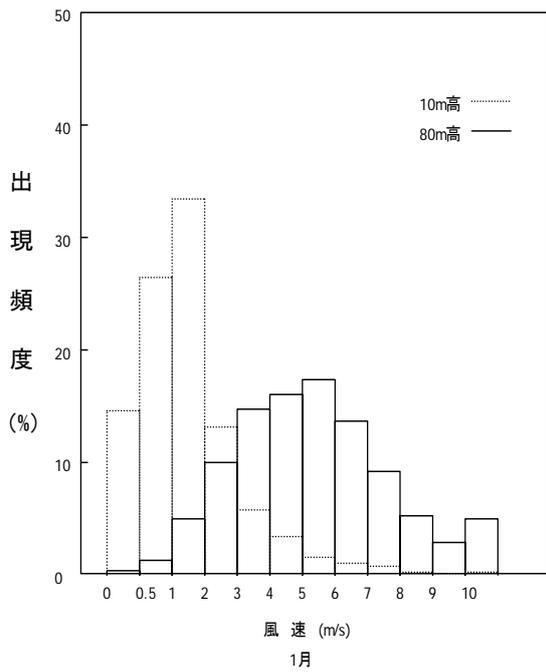
第 2.4.6 図(1) 5 年平均月別時刻別平均風速 (10m 高)
(2009 年～2013 年の平均)



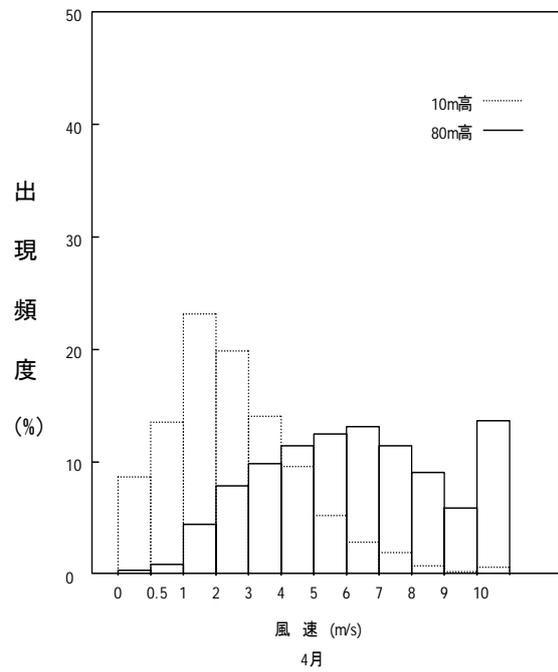
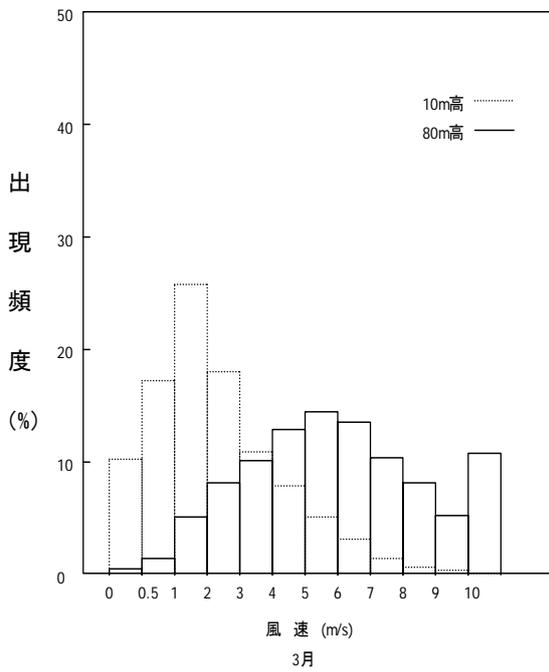
第2.4.6図(2) 5年平均月別時刻別平均風速(80m高)
(2009年～2013年の平均)



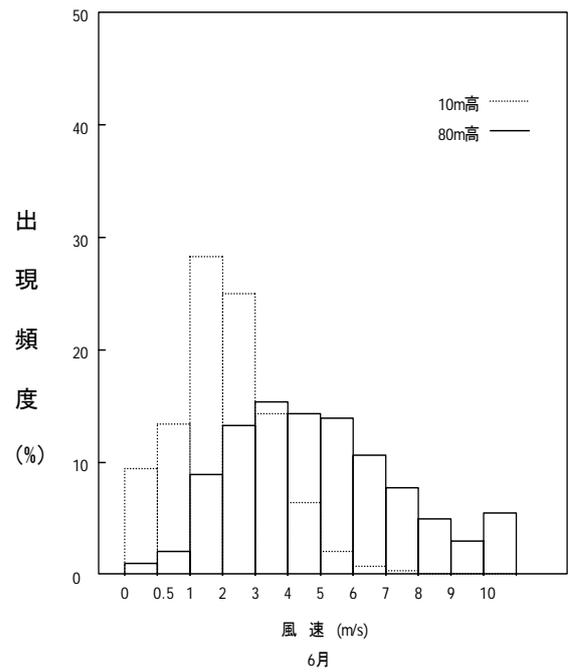
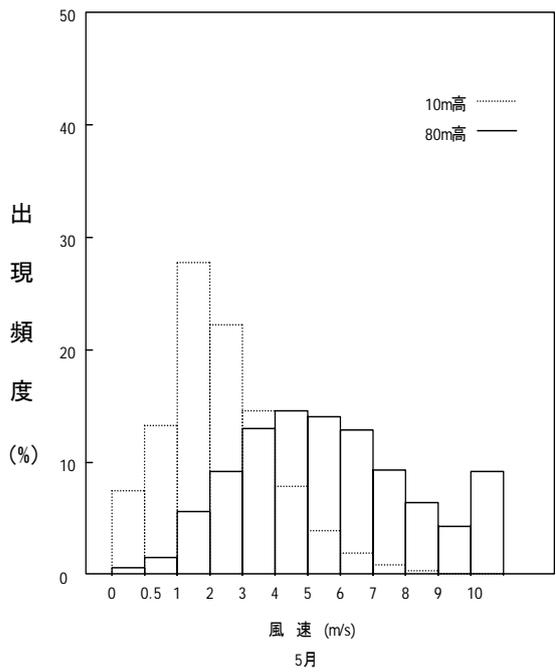
第2.4.7図(1) 5年平均年間風速階級別出現頻度
(2009年～2013年の平均)



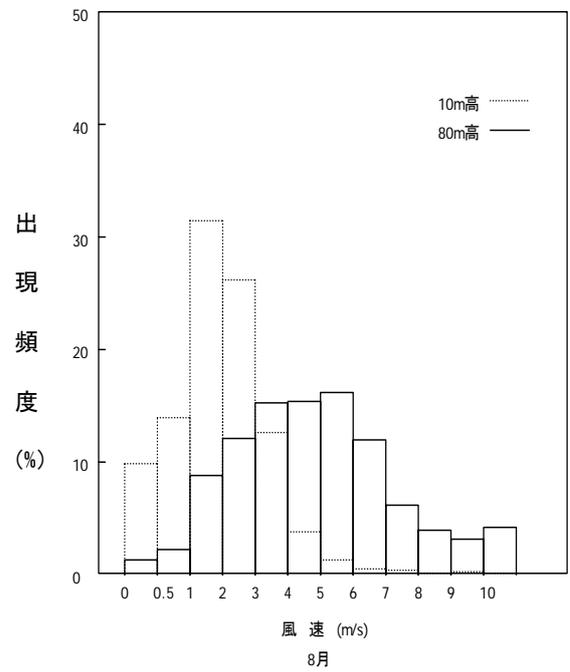
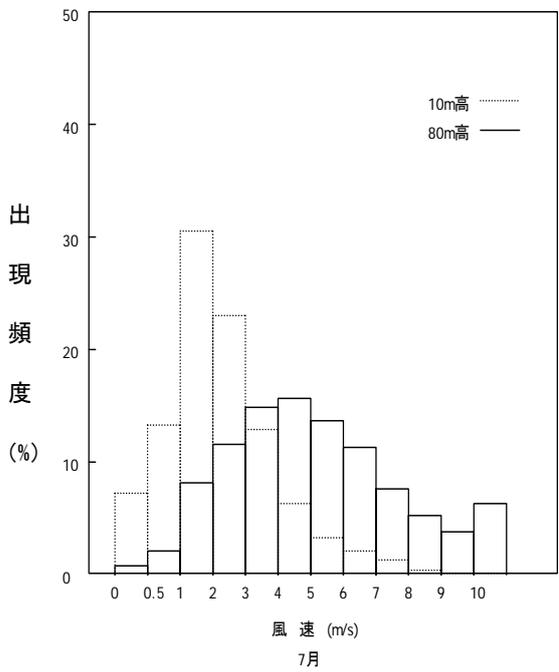
第 2.4.7 図(2) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



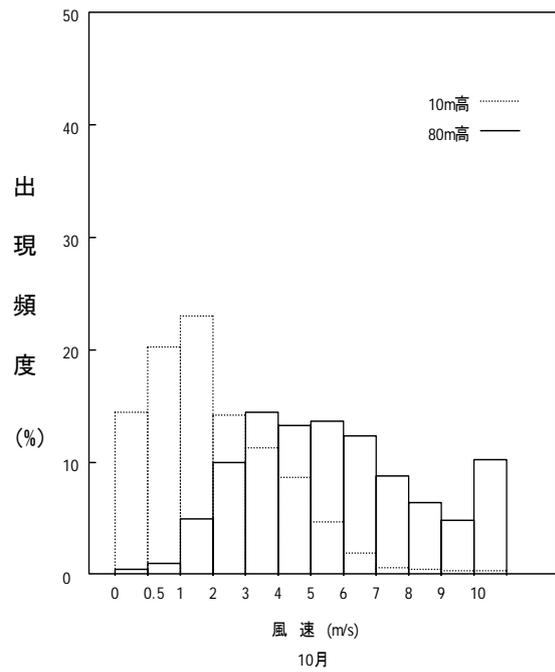
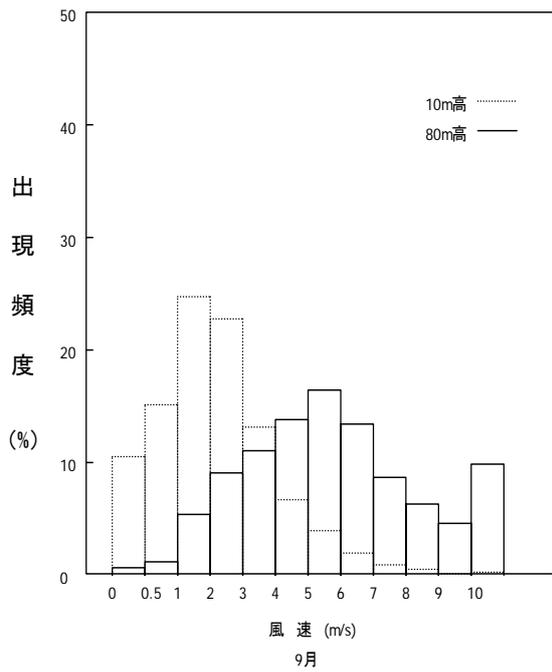
第 2.4.7 図(3) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



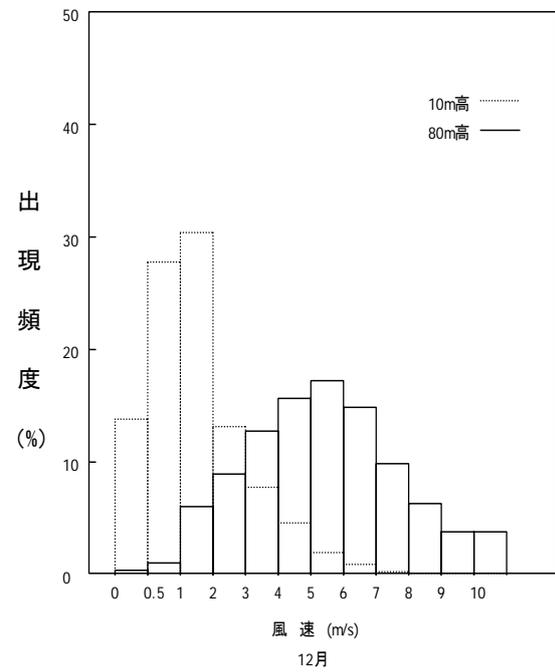
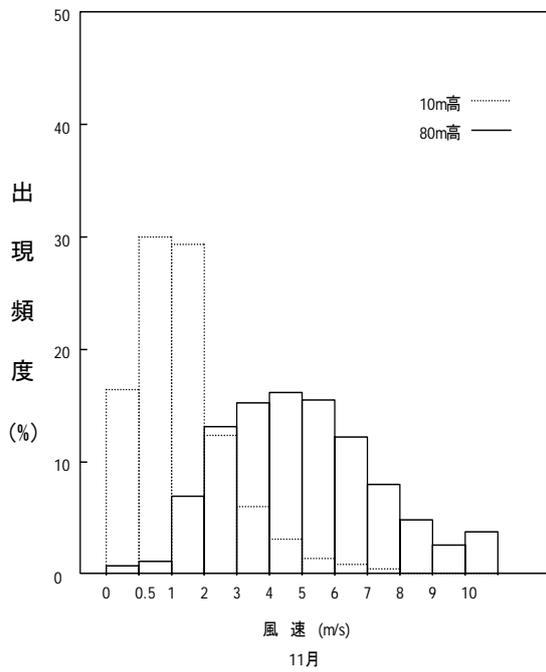
第 2.4.7 図(4) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



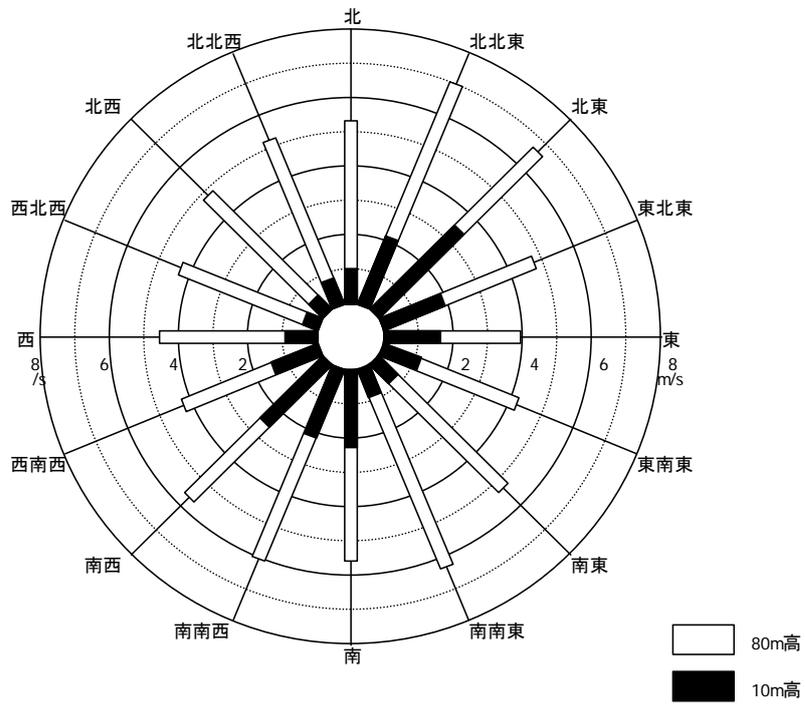
第 2.4.7 図(5) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



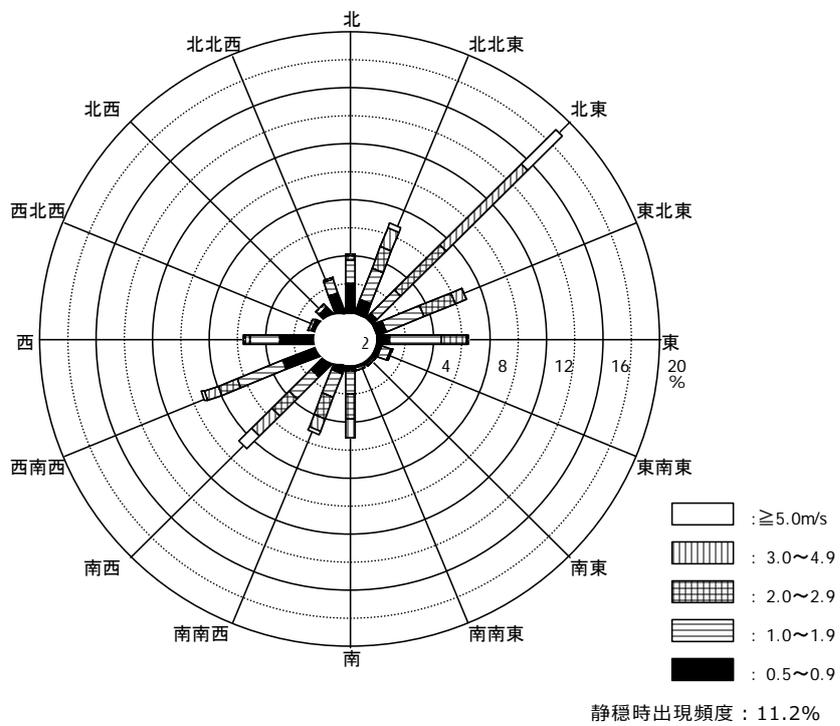
第 2.4.7 図(6) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



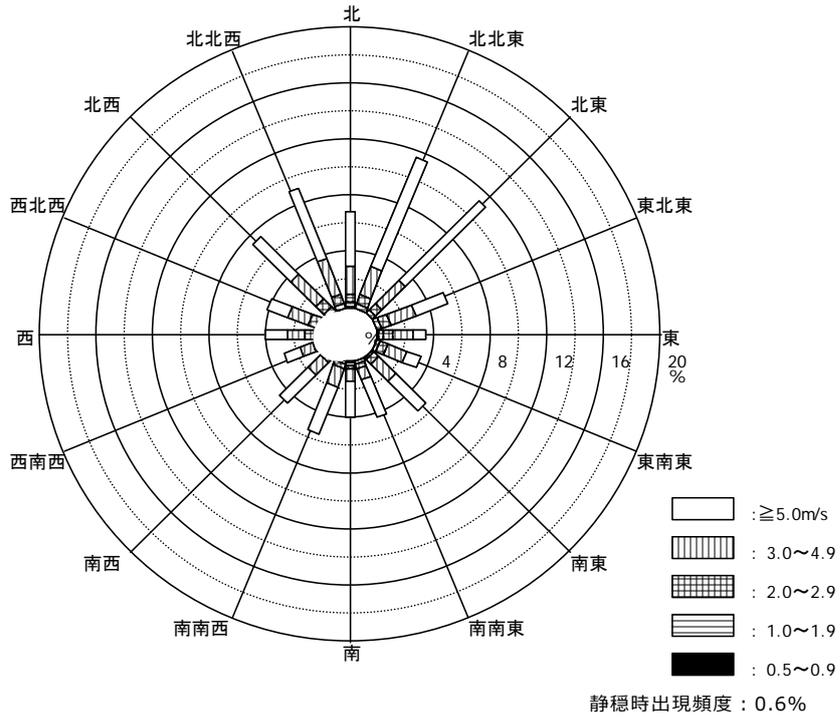
第 2.4.7 図(7) 5年平均月別風速階級別出現頻度 (2009年～2013年の平均)



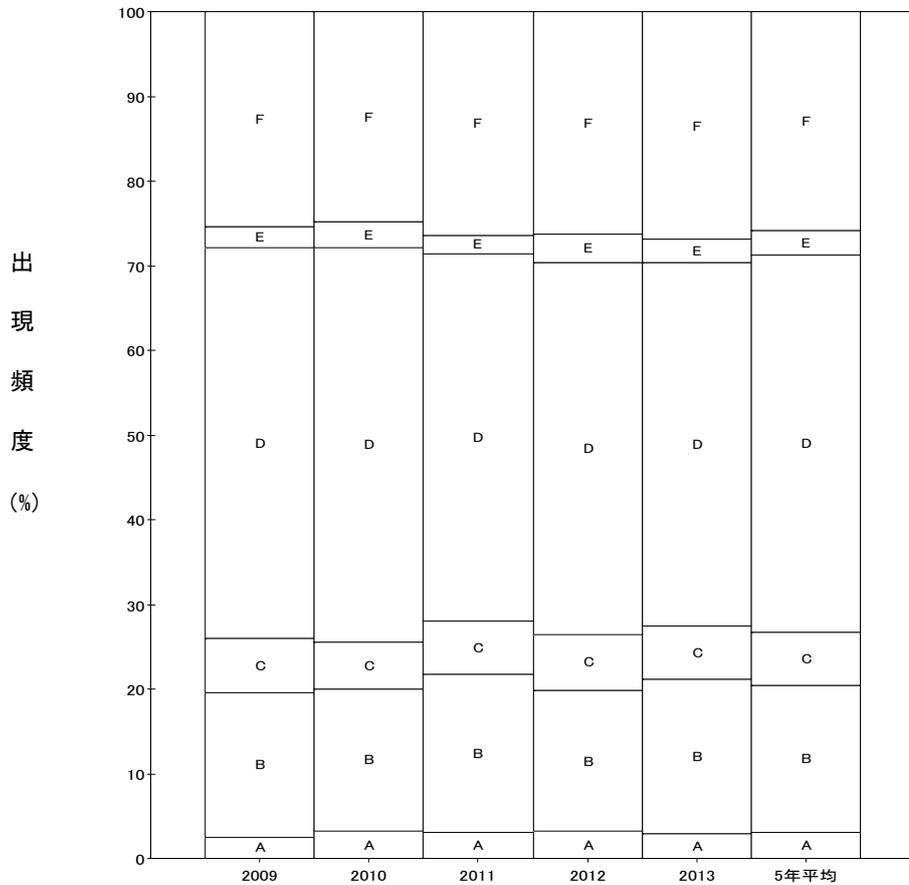
第 2.4.8 図(1) 風向別年間平均風速 (2009 年～2013 年の平均)



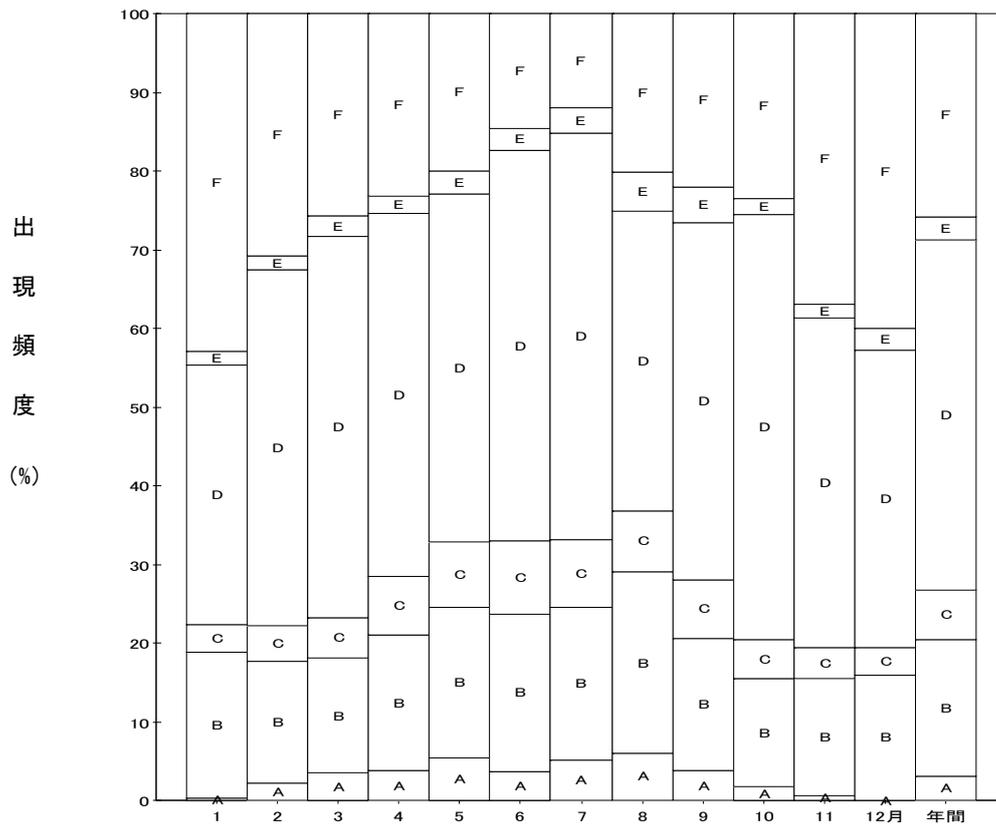
第 2.4.8 図(2) 風向別風速出現頻度 (10m 高) (2009 年～2013 年の平均)



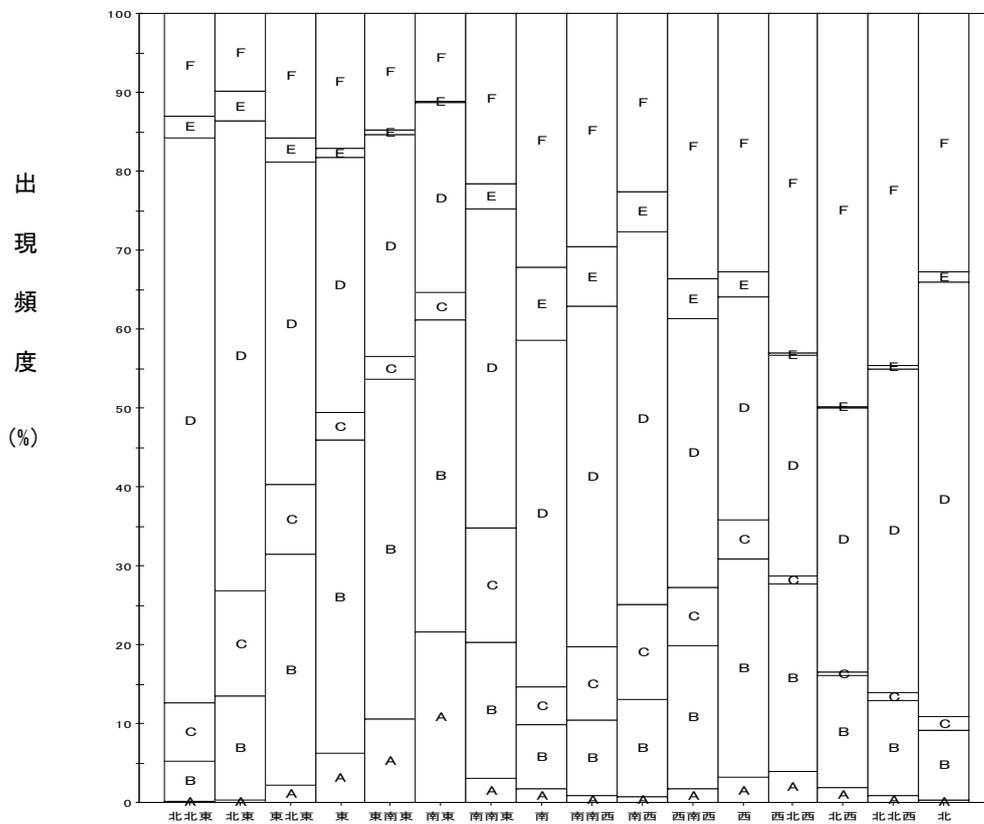
第 2.4.8 図(3) 風向別風速出現頻度 (80m 高) (2009 年～2013 年の平均)



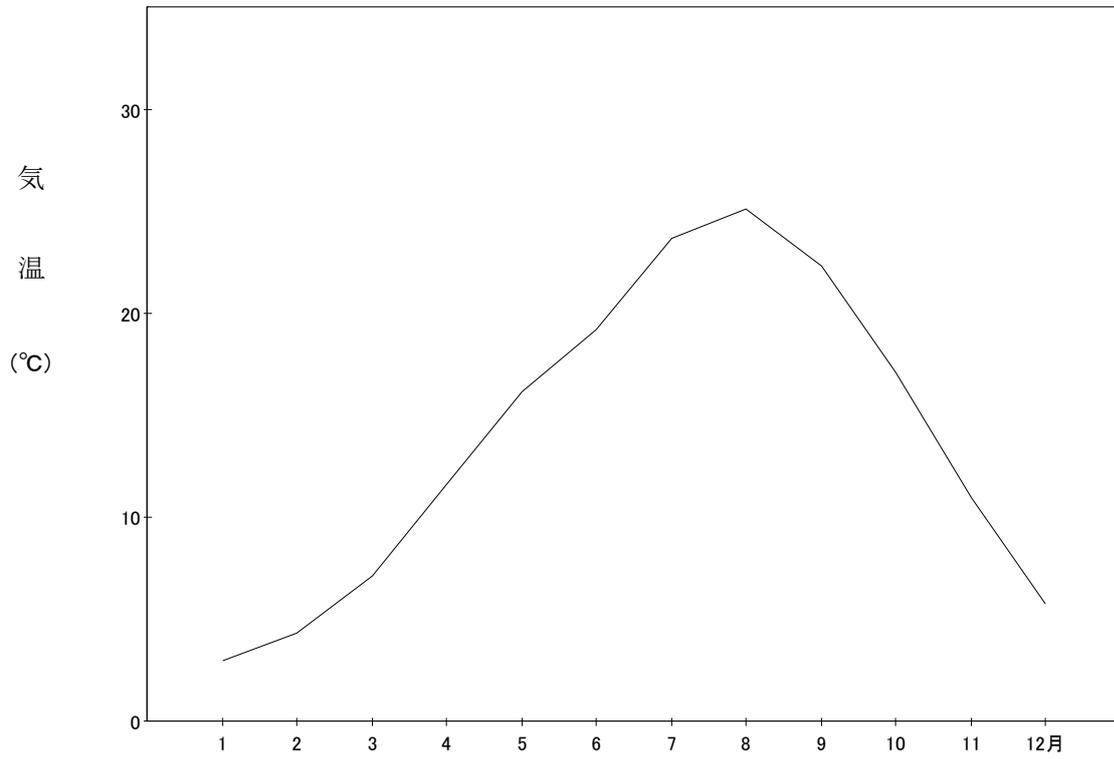
第 2.4.9 図 年間及び 5 年平均大気安定度出現頻度 (2009 年～2013 年の平均)



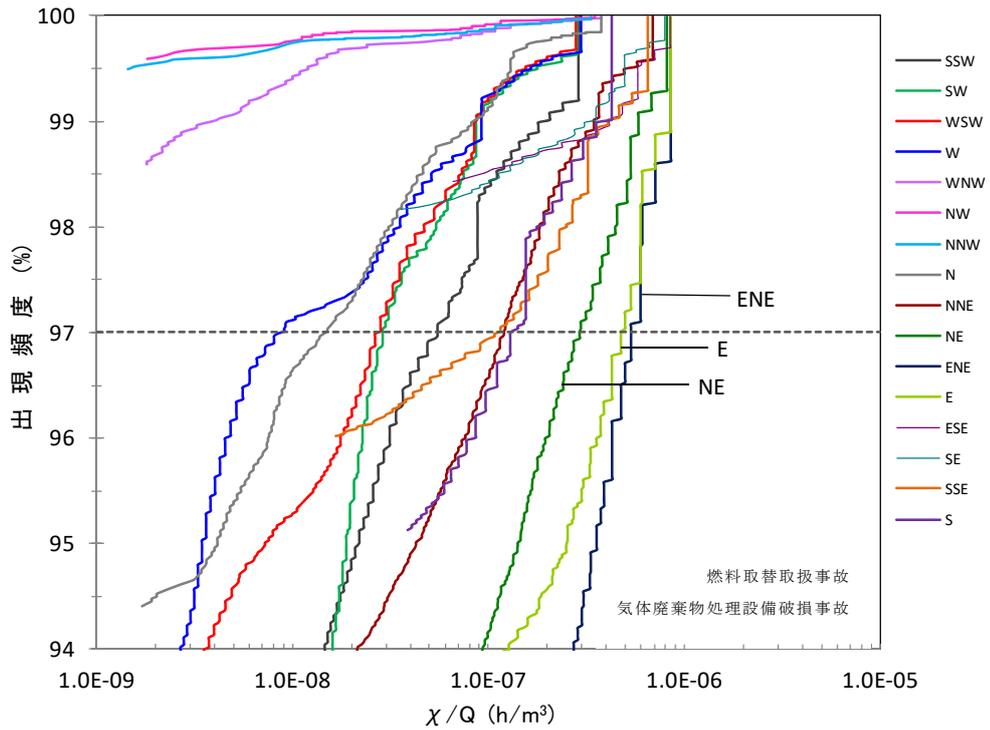
第 2.4.10 図 月別大気安定度出現頻度 (2009年～2013年の平均)



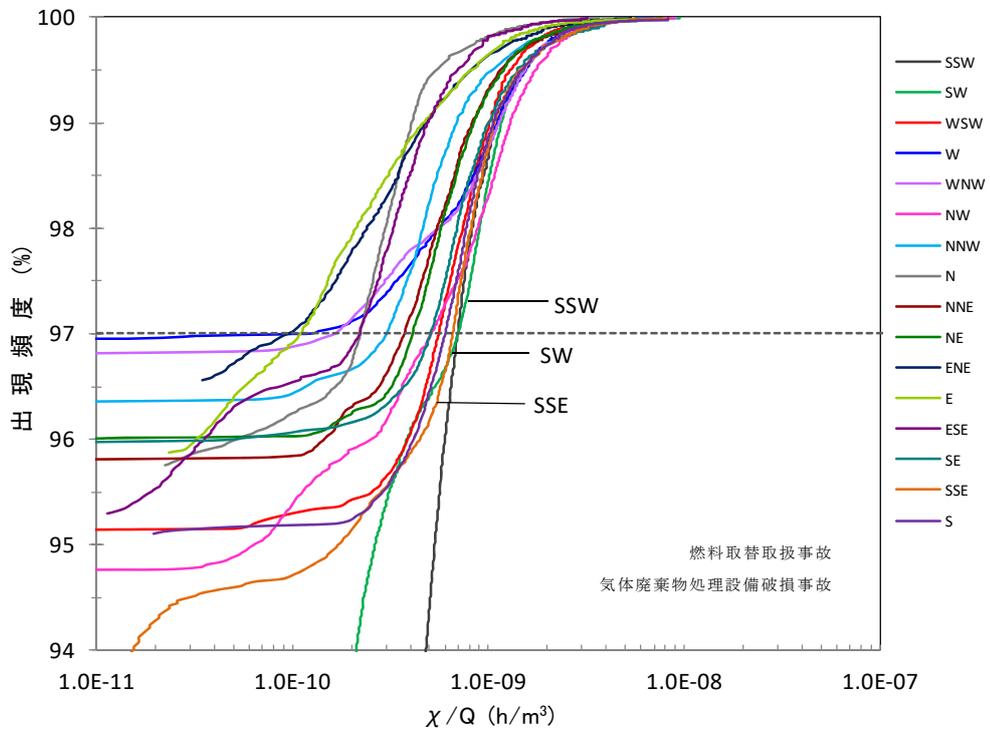
第 2.4.11 図 風向別大気安定度出現頻度 (80m 高) (2009年～2013年の平均)



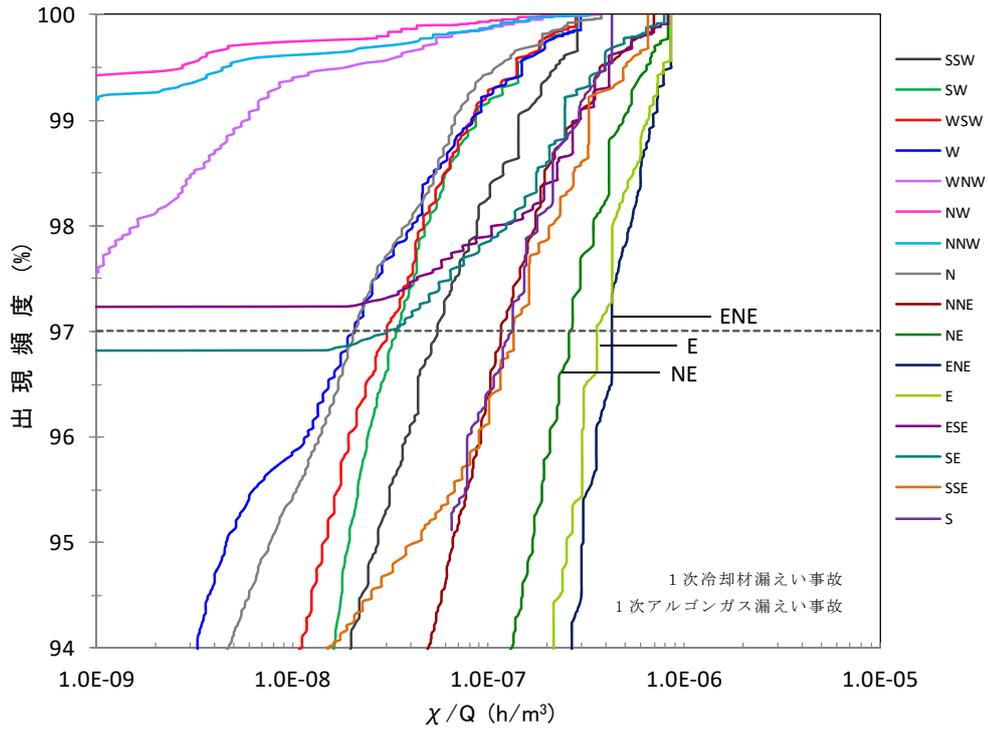
第 2.4.12 図 月別平均気温 (2009 年～2013 年の平均)



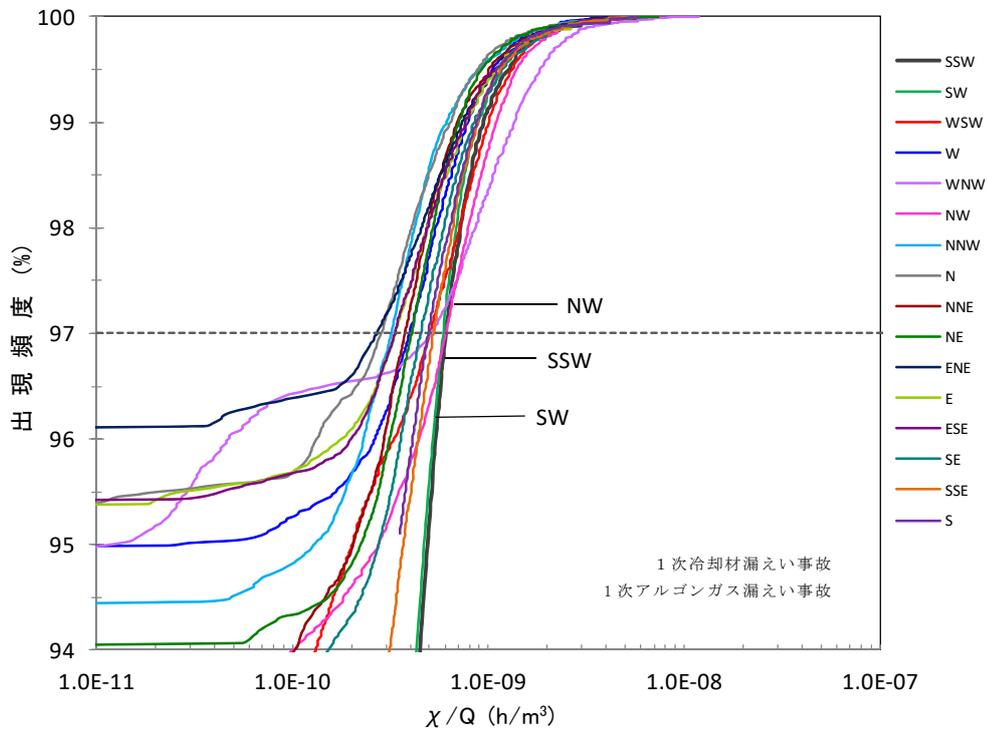
第 2.5.1 図(1) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:0m)



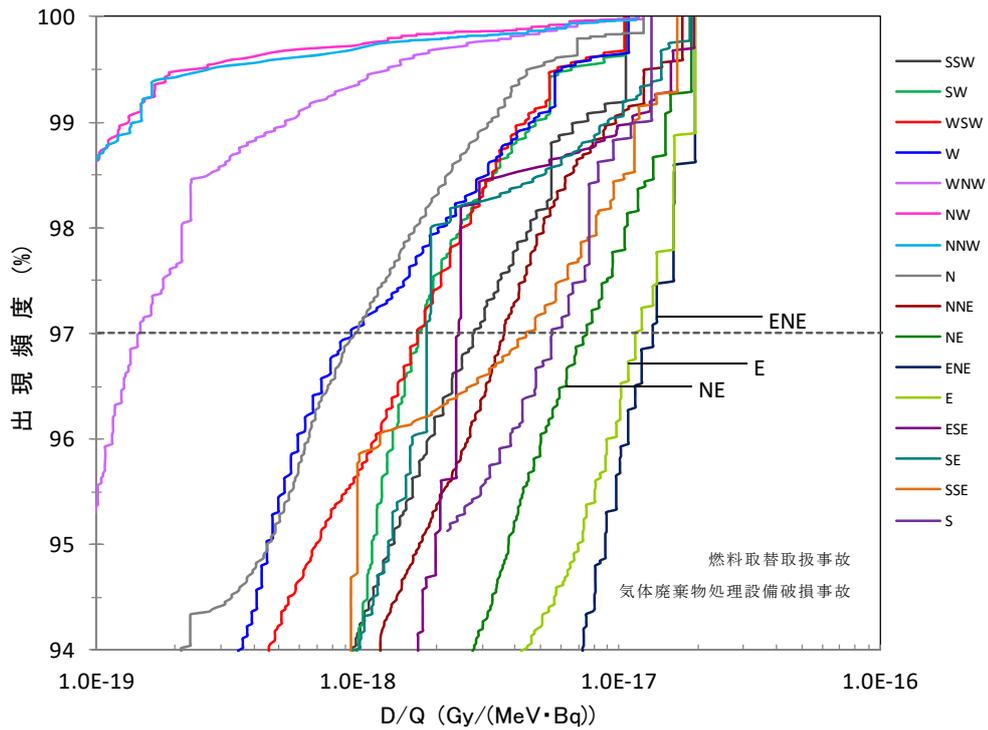
第 2.5.1 図(2) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



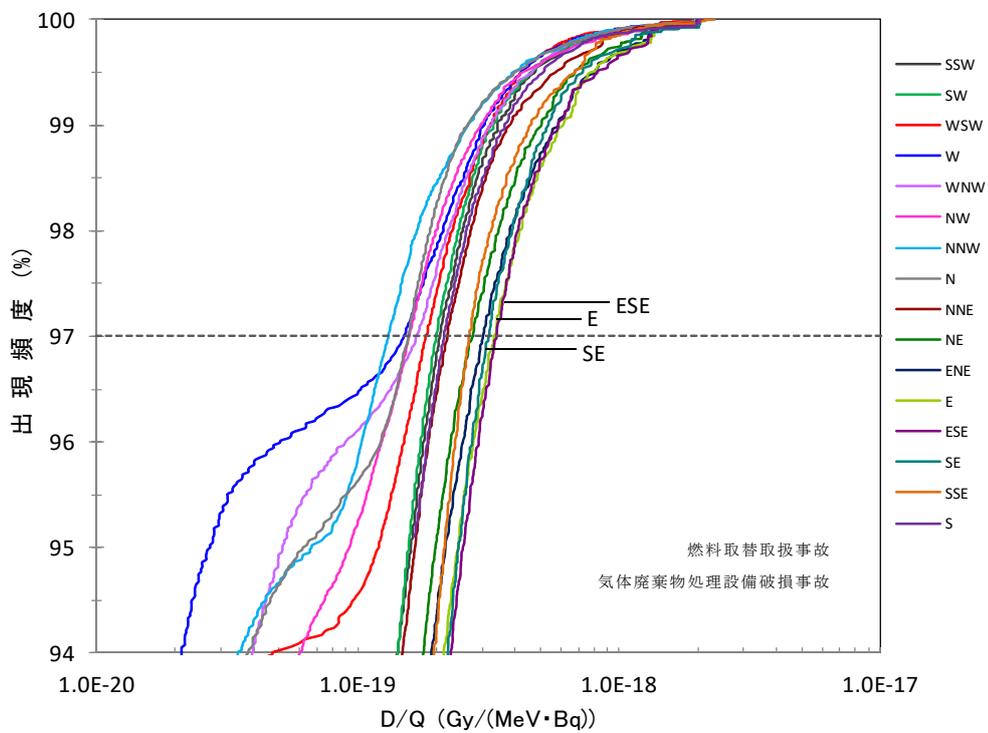
第 2.5.1 図(3) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ: 0m)



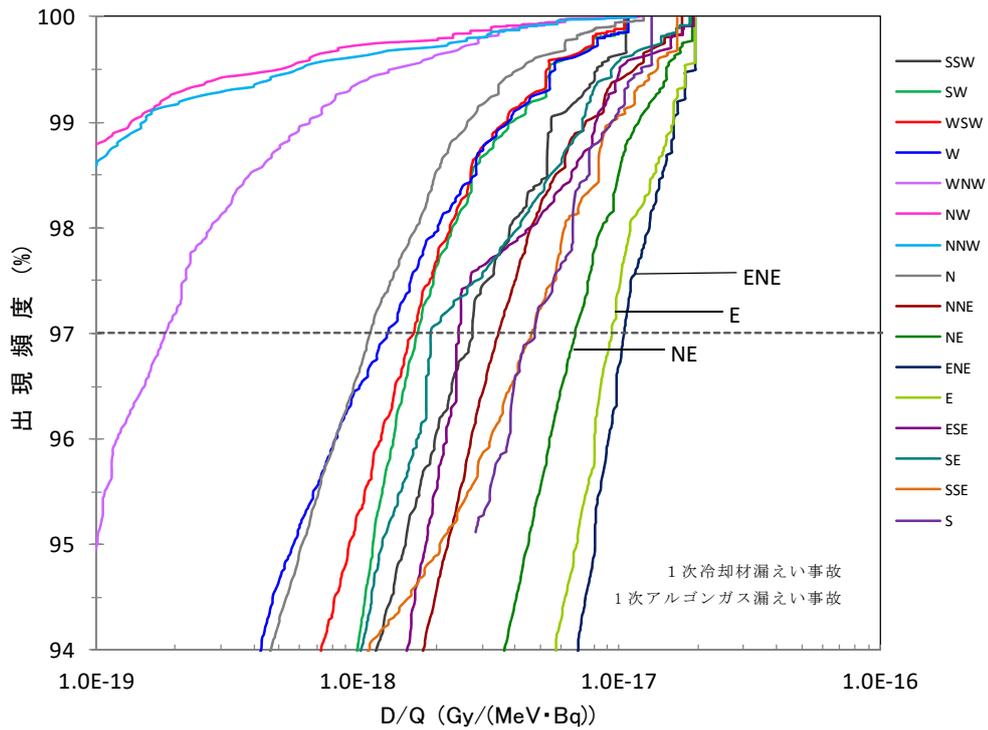
第 2.5.1 図(4) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)



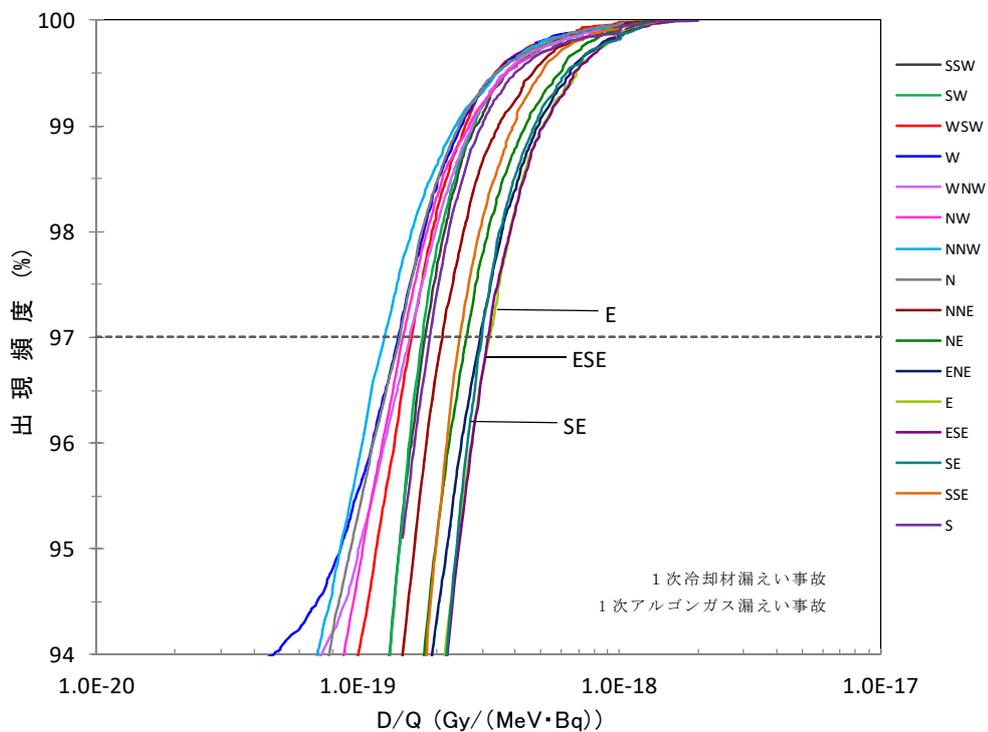
第 2.5.1 図(5) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ: 0m)



第 2.5.1 図(6) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



第 2.5.1 図(7) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:0m)



第 2.5.1 図(8) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 概要

原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように、また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものとして、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽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」⁽²⁾、「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」⁽³⁾等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMS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。また、設計基準事故にあつては、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MS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。

想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第1.1表に示す。

また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であつて、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転

に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

なお、具体的には、燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、(i)～(iii)の基準を満足することを確認する。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと*1。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと*1。
- (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること*1。

*1：熱設計基準値

- a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(2) 設計基準事故

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2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しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、(i)の基準を満足することを確認する。

また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、(ii)の基準を満足することを確認する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器の内圧及び格納容器鋼壁温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、格納容器の健全性が維持されることにより、(ii)の基準を満足することを確認する。

(iii)の基準において、「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」ことの判断については、「水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 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。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (iii) 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。

1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。解析条件は、判断基準に照らして、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評

価する条件を選定する。

1.3.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。定格出力は、熱出力を 100MW とし、1 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプが 100%の冷却材流量で運転されている状態として、主冷却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温度が約 350°Cに、原子炉出口冷却材温度が約 456°Cに制御されているものとする。ただし、1 次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を 458°C、コールドレグ温度を 352°Cとする。解析における初期条件を第 1.2 表に示す。

1.3.2 原子炉保護系の特性

原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が発せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。

また、原子炉スクラム信号が発生すると、1 次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1 次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1 次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2 次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。2 次主冷却系は、自然循環運転に移行し、主冷却機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。参考として、原子炉スクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する機器を第 1.3 表に示す。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。第 1.4 表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

また、第 1.5 表に、原子炉保護系（アイソレーション）の設定値を示す。

1.3.3 原子炉停止系統の特性

原子炉スクラム信号によって制御棒及び後備炉停止制御棒は全て炉心下端まで挿入される。解析では、主炉停止系において、最も反応度価値の大きい制御棒 1 本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定し、制御棒の挿入により付加される負の反応度を 5.0% $\Delta k/k$ とする。ここでは、後備炉停止系における後備炉停止制御棒の挿入に期待しない。また、解析では制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値

90%挿入までの時間を0.8秒とし、第1.1図に示す反応度挿入曲線を使用する。

1.3.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.6表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となっている。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。

なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。

1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱は、F P G Sコード⁽⁴⁾で計算される値に計算精度に対する適切な余裕を見込んだ値を用いる。解析で用いる崩壊熱を第1.2図に示す。

1.3.6 解析に当たって考慮する事項

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格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するとともに、原則として事象が収束することが合理的に推定できる時点まで解析を行う。

また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。

事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しない。

静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

この場合、原子炉の停止機能及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の動的機器は多重化しており、また、静的機器の使命時間は短いことから、単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。冷却機能を有する構築物、系統及び機器の単一故障の仮定は、各事象の説明において示す。

さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による1次主循環ポンプの低速運転は考えない。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える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

1.4 解析に用いる計算コード

異常状態の解析においては、第1.7表に示す計算コードを使用する。使用する計算コードの概

要を次に示す。

(1) MIMIR⁽⁵⁾

MIMIRは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行う「常陽」の安全審査で使用した実績を有するコードであり、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系の主要な機器、原子炉保護系及び関連するインターロックをモデルに反映している。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。
- b. 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。
- c. 1次主冷却系及び2次主冷却系の機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、冷却材流量の時間変化を計算する。

(2) Super-COPD⁽⁶⁾

Super-COPDは、日本原子力研究開発機構にて開発を進めてきたナトリウム冷却高速炉を対象としたプラント動特性解析コードであり、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」を、「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」の炉心部の計算に組み込むとともに、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また制御系のモデルをモジュール構造として汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用し、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、炉心の核熱安全解析機能を使用する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデルを使用する。
- b. 炉心の熱計算では、ホットテス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。
- c. 各チャンネルは、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルとし、エネルギー保存式を解き、燃料、被覆管及び冷却材温度の時間変化を計算する。

(3) ASFRE⁽⁷⁾

ASFREは、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とした単相サブチャンネル解析コードである。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用し、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化する。
- b. 各サブチャンネル内でスパイラルワイヤの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を計算するとともに、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルとする。
- c. 流路閉塞時の計算では、サブチャンネルの一部を閉塞物又はガスで置換したモデルとする。

第 1.1 表 解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット	① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機 (主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① 外周コンクリート壁 ② アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒 ⑤ 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	

第 1.2 表 初期条件 案 2

項目	値
原子炉出力	100% (100MW)
1 次主冷却系ホットレグ温度	458℃
1 次主冷却系コールドレグ温度	352℃
1 次主冷却系流量	定格流量 (100%)
2 次主冷却系流量	定格流量 (100%)
原子炉容器ナトリウム液位	NsL 0mm (注 1)
燃料最高温度	熱的制限値 (2,350℃)
被覆管最高温度	熱的制限値 (620℃)
冷却材最高温度	約 600℃ (注 2)

(注 1) N s L : 原子炉容器通常ナトリウム液位

(注 2) 燃料最高温度及び被覆管最高温度が熱的制限値となるように設定。

第 1.3 表 原子炉トリップ信号発生時の動作

機器等	動作
原子炉保護系	原子炉スクラム信号発信
制御棒駆動機構	制御棒保持電磁石励磁断
1 次主循環ポンプ	ランバック制御運転 (低速運転) 又はポニーモータ運転
2 次主循環ポンプ	停止
主送風機	停止
工学的安全施設※	作動 (隔離弁の閉止及び非常用ガス処理装置への切り替え)

※原子炉保護系 (アイソレーション) に関するものに限る。

第 1.4 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間（注 1）
中性子束高（出力領域）	107%（100MW に対して）	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
2 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm（注 2）	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

（注 1）プロセス量が原子炉トリップ設定値に達してから、制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間（むだ時間成分）を示す。なお、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間は、0.2 秒である。

（注 2）NsL：原子炉容器通常ナトリウム液位

第 1.5 表 原子炉保護系（アイソレーション）の設定値

原子炉保護系（アイソレーション）信号	原子炉保護系（アイソレーション）設定値（注 1）
格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h
格納容器内温度高	高 60℃
格納容器内圧力高	高 29kPa [gage]

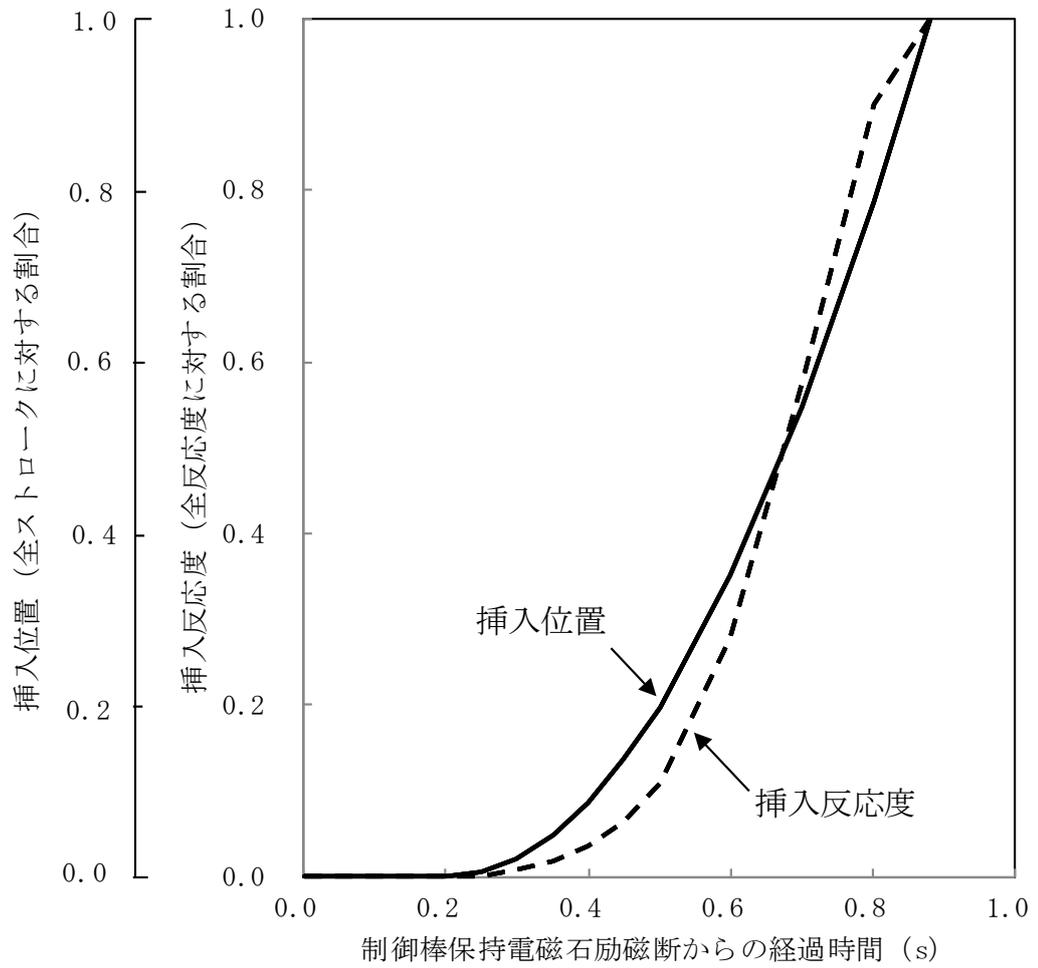
（注 1）プロセス量が原子炉保護系（アイソレーション）の設定値に達した場合は、短時間で格納容器隔離等の工学的安全施設が動作する。

第 1.6 表 解析に使用する反応度係数

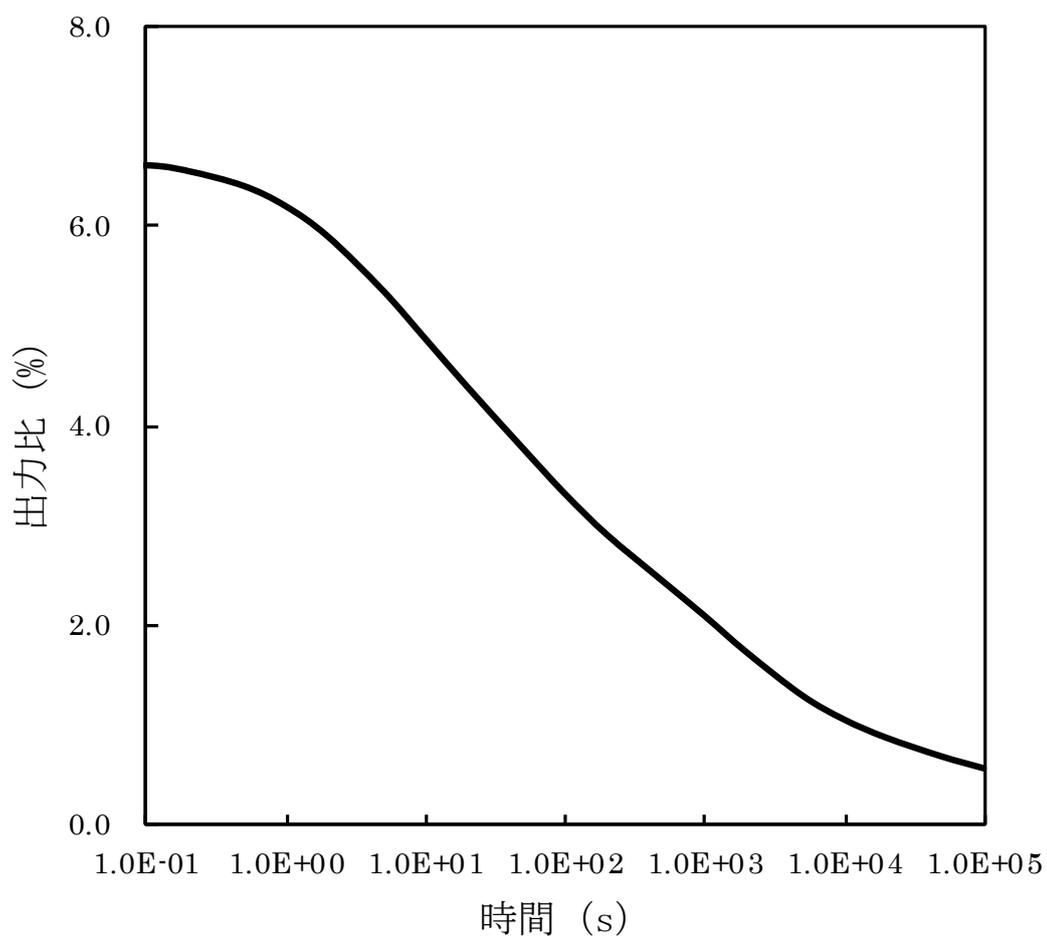
項目	反応度係数
ドップラ係数	$(-1.1 \sim -3.5) \times 10^{-3}$ (Tdk/dT)
燃料温度係数	$(-1.9 \sim -4.5) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
冷却材温度係数	$(-5.7 \sim -14) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
構造材温度係数	$(-0.76 \sim -1.8) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
炉心支持板温度係数	$(-9.9 \sim -19) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

第 1.7 表 異常状態の解析に使用する計算コード一覧

事象	計算コード
未臨界状態からの 制御棒の異常な引抜き	MIMIR、 Super-COPD
出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	
1次冷却材流量増大	
1次冷却材流量減少	
外部電源喪失	
2次冷却材流量増大	
2次冷却材流量減少	
主冷却器空気流量の増大	
主冷却器空気流量の減少	
燃料スランピング事故	
1次主循環ポンプ軸固着事故	
1次冷却材漏えい事故	
冷却材流路閉塞事故	
2次主循環ポンプ軸固着事故	MIMIR、 Super-COPD
2次冷却材漏えい事故	
主送風機風量瞬時低下事故	



第 1.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線



第 1.2 図 崩壊熱曲線

2. 運転時の異常な過渡変化

2.1 代表的事象の選定

運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMS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、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (i) 1次冷却材流量増大
 - (ii) 1次冷却材流量減少
 - (iii) 外部電源喪失
 - (iv) 2次冷却材流量増大
 - (v) 2次冷却材流量減少
 - (vi) 主冷却器空気流量の増大
 - (vii) 主冷却器空気流量の減少

2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

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、原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引き抜くよう操作手順を定める。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインターロックによりブロックする。
 - a. 原子炉保護系の作動条件が全て解除されていること。
 - b. 全ての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c. 起動系の中性子計数率が 2 チャンネルとも設定値以上であること。
- (iv) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じ、中性子束が増加し続けた場合は、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。また、これらの原子炉スクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引き抜きをインターロックによりブロックする。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の 10⁻⁷% とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の 100%、原子炉容器入口冷却材温度は 352°C とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 5¢ / s とする。
- (iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.30W/cm²°C とする。
- (iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温

度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.1図に示す。

異常発生後、約19秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約234%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管肉厚中心最高温度（以下「被覆管最高温度」という。）及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、約470℃及び約470℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.2.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

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、原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに行うものとする。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じた場合は、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $5\phi/s$ とする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の 107%、応答時間は 0.2 秒とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.2 図に示す。

異常発生後、約 1.2 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）

経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.3.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4 1次冷却材流量増大

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、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する現象として考える。

炉心流量が異常に増大すると、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 炉心流量の増大により原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」又は「原子炉入口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.3 図に示す。

炉心流量の増大により、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 104%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により定格出力近傍まで緩やかに低下し静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は約 2,410℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

2.4.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.5 1次冷却材流量減少

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

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する現象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする(ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒)。
- (iii) 1次主循環ポンプの主電動機が停止した場合、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機が停止し、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4図に示す。

1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.5.3 結論

この過渡変化では、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.6 外部電源喪失

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、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される現象として考える。

この場合、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、1次冷却材流量、2次冷却材流量及び主冷却器空気流量が減少して炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに非常用電源が確保され、崩壊熱除去運転に移行して、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 電源設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 一般電源系は独立した2系統の母線で構成し、単一の母線が故障しても補機の電源の全ては失われないものとする。
- (iii) 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- (iv) 直流及び交流無停電電源系は、それぞれ蓄電池2組を持ち、蓄電池1組でそれぞれの系統の全負荷に2時間連続して給電できる容量を持つとともに、速やかに負荷投入できる設計とする。
- (v) 非常用ディーゼル電源系は、ディーゼル発電機2台を持ち、1台で全必要負荷に給電できる容量を持つとともに、外部電源喪失後30秒で負荷投入が可能な設計とする。したがって、蓄電池の放電終了前に余裕をもって蓄電池の充電を行うことができる。
- (vi) 外部電源喪失が生じた場合は、「電源喪失」、「1次主循環ポンプトリップ」、「1次冷却材流量低」、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (viii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。

電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.6.3 結論

この過渡変化では、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.7 2次冷却材流量増大

2.7.1 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、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する現象として考える。

2次冷却材流量が異常に増大すると、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプの電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速

運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.6 図に示す。

1 ループの 2 次冷却材流量の増大により、当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 106%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により低下し、定格出力近傍で静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.7.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.8 2次冷却材流量減少

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、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する現象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と2次冷却材の流体慣性により、ポンプ停止の際の2次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (iii) 2次主循環ポンプが停止した場合、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプが停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.7 図に示す。

1 ループの 2 次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後に「2 次冷却材流量低」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5%に相当する値まで低下した時点で 1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 610°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.8.3 結論

この過渡変化では、「2 次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.9 主冷却器空気流量の増大

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

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する現象として考える。

主冷却器空気流量が異常に増大すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 計測制御設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気流量が瞬時に最大流量に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.8 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約 80 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5%に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.9.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.10 主冷却器空気流量の減少

2.10.1 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、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する現象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機、電源設備、送風機補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇すると、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベル(約3%)まで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

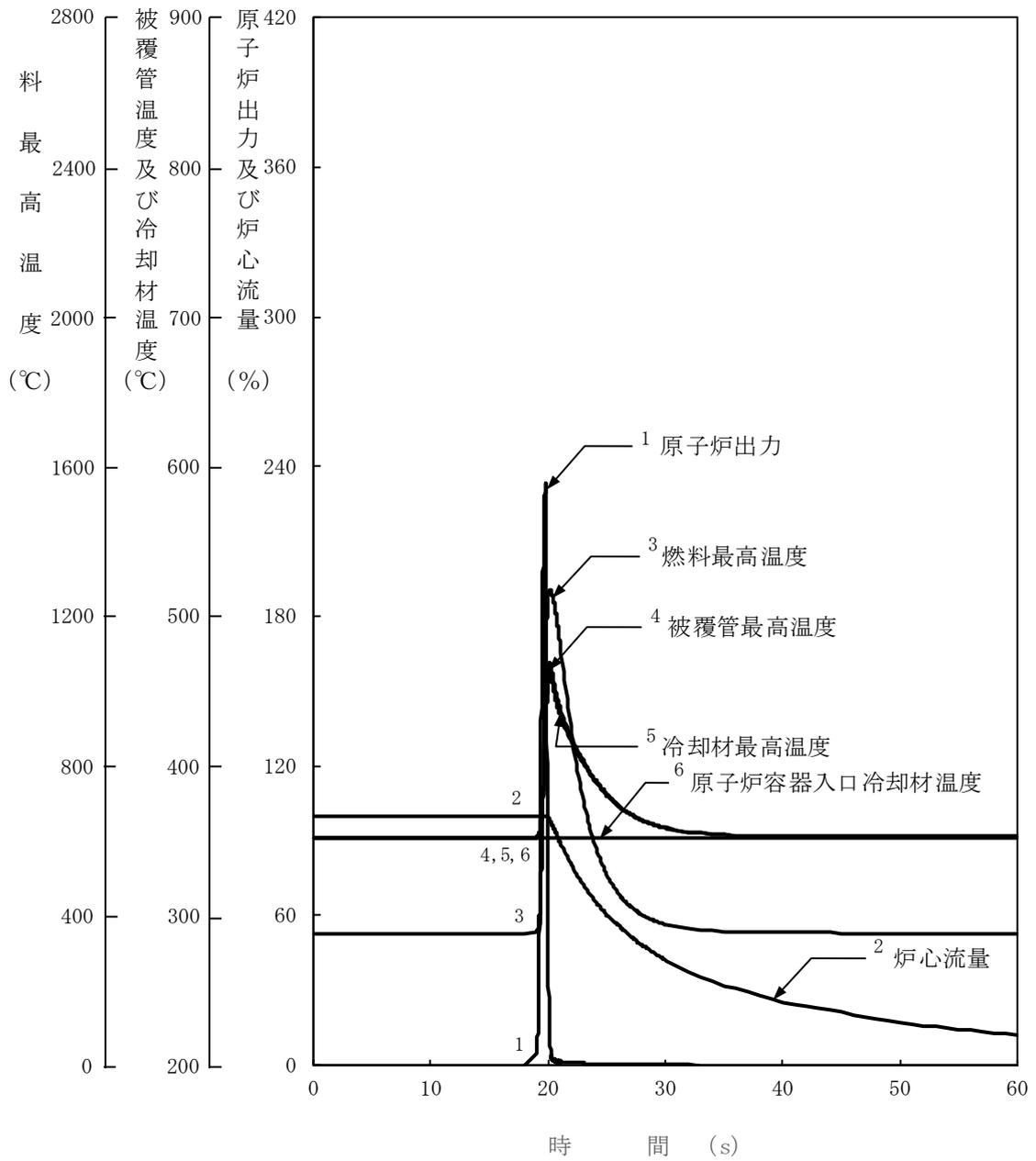
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.9 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 90 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

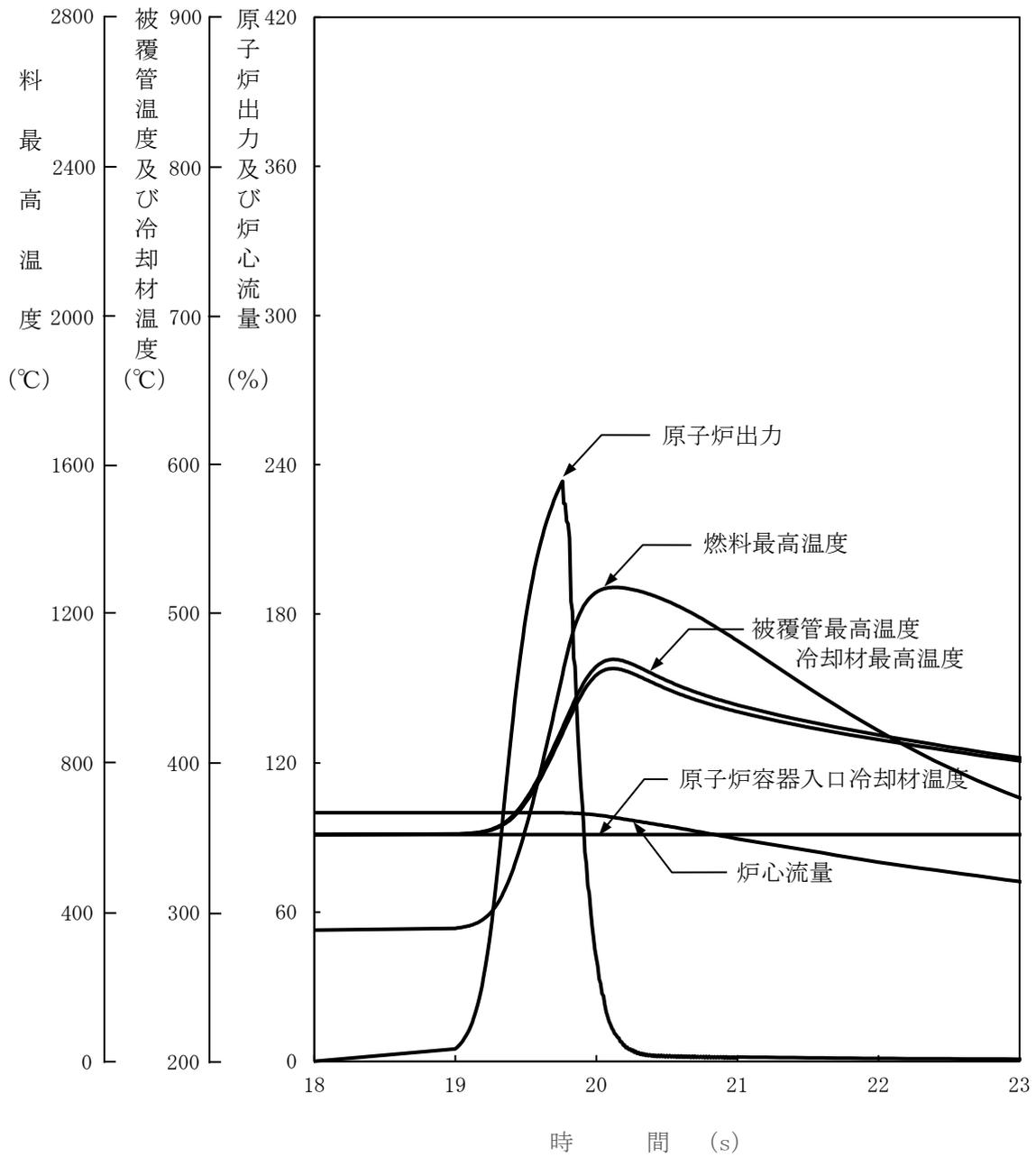
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.10.3 結論

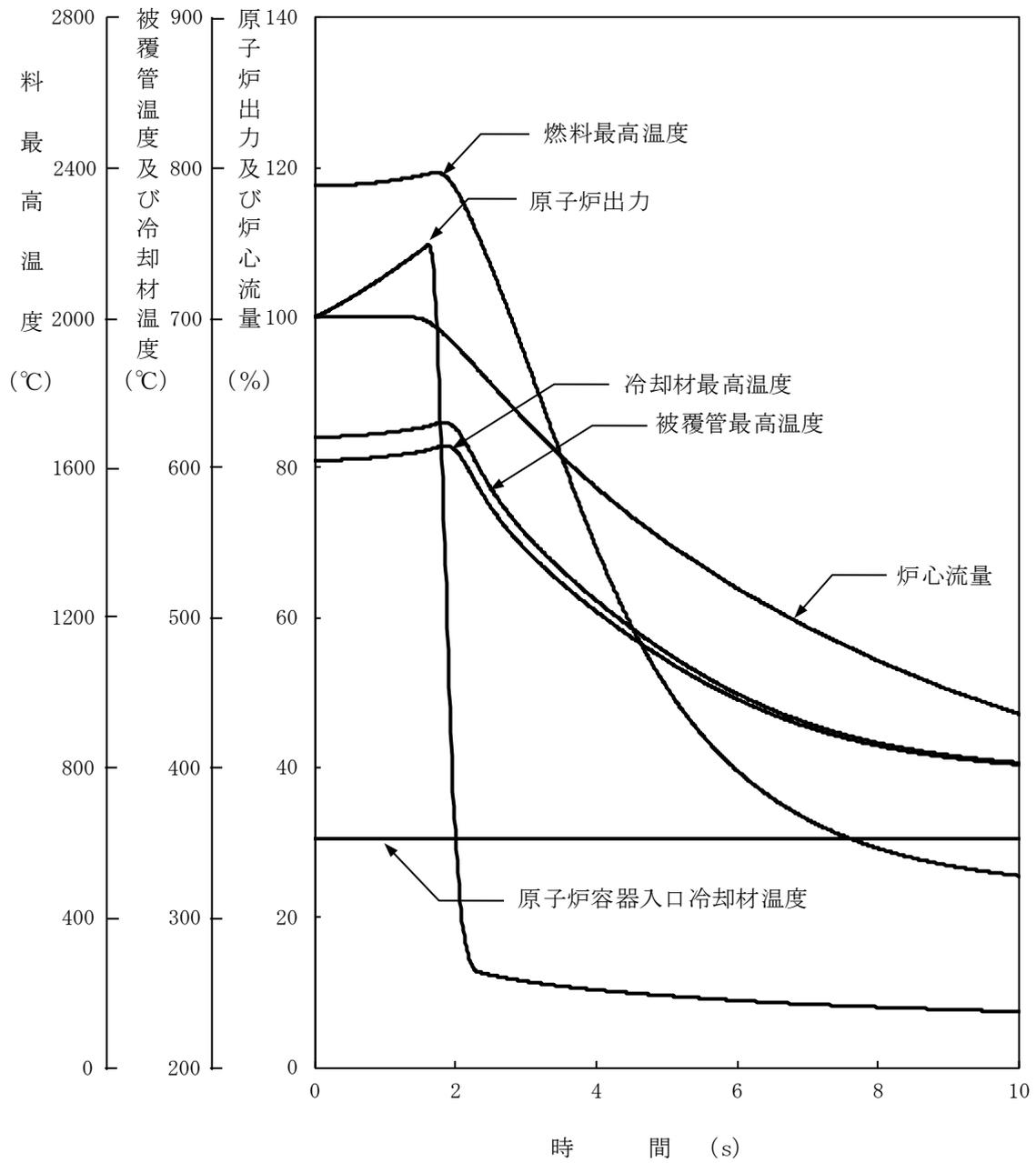
この過渡変化では、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。



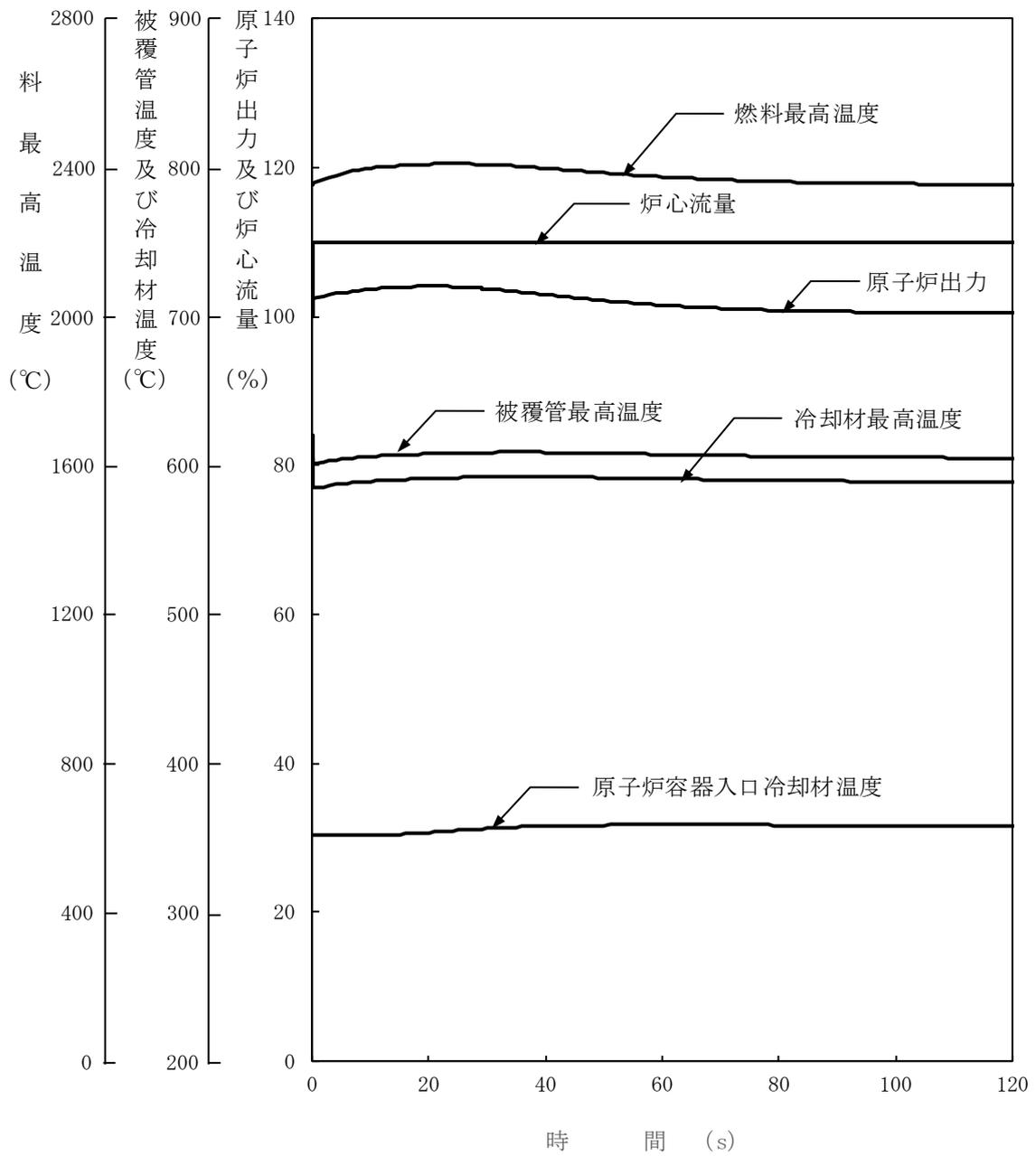
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (1/2)



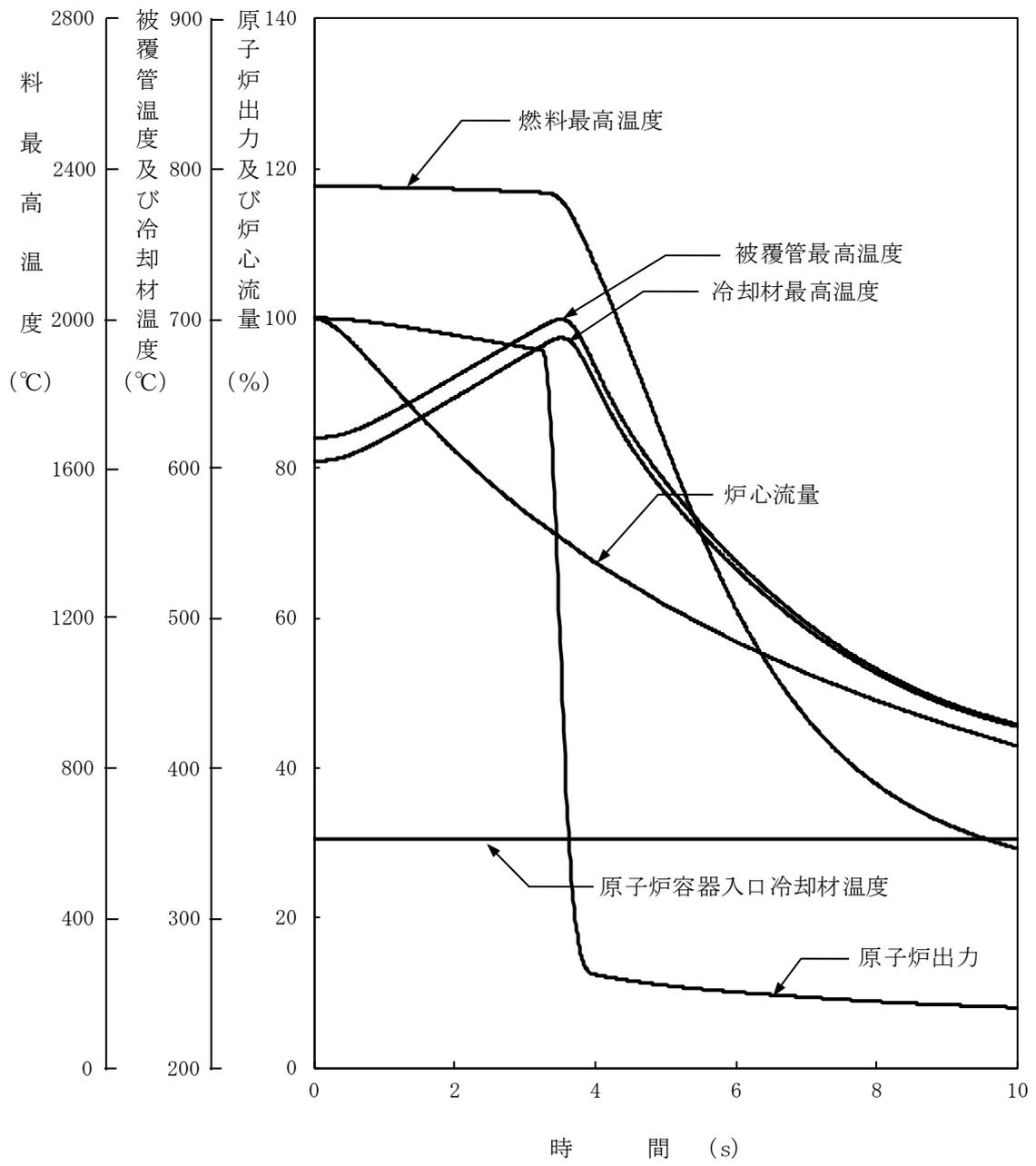
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (2/2)



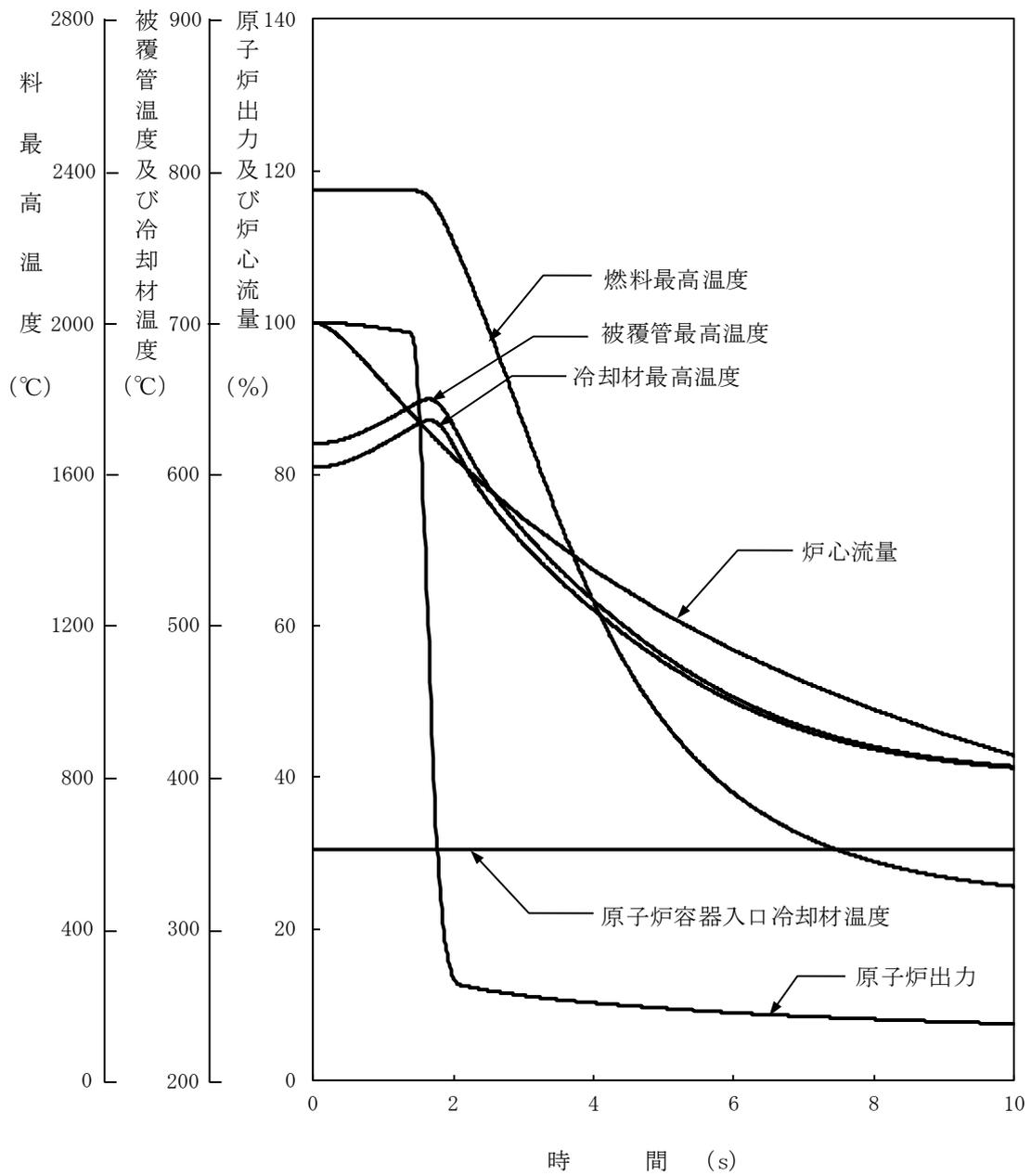
第 2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き



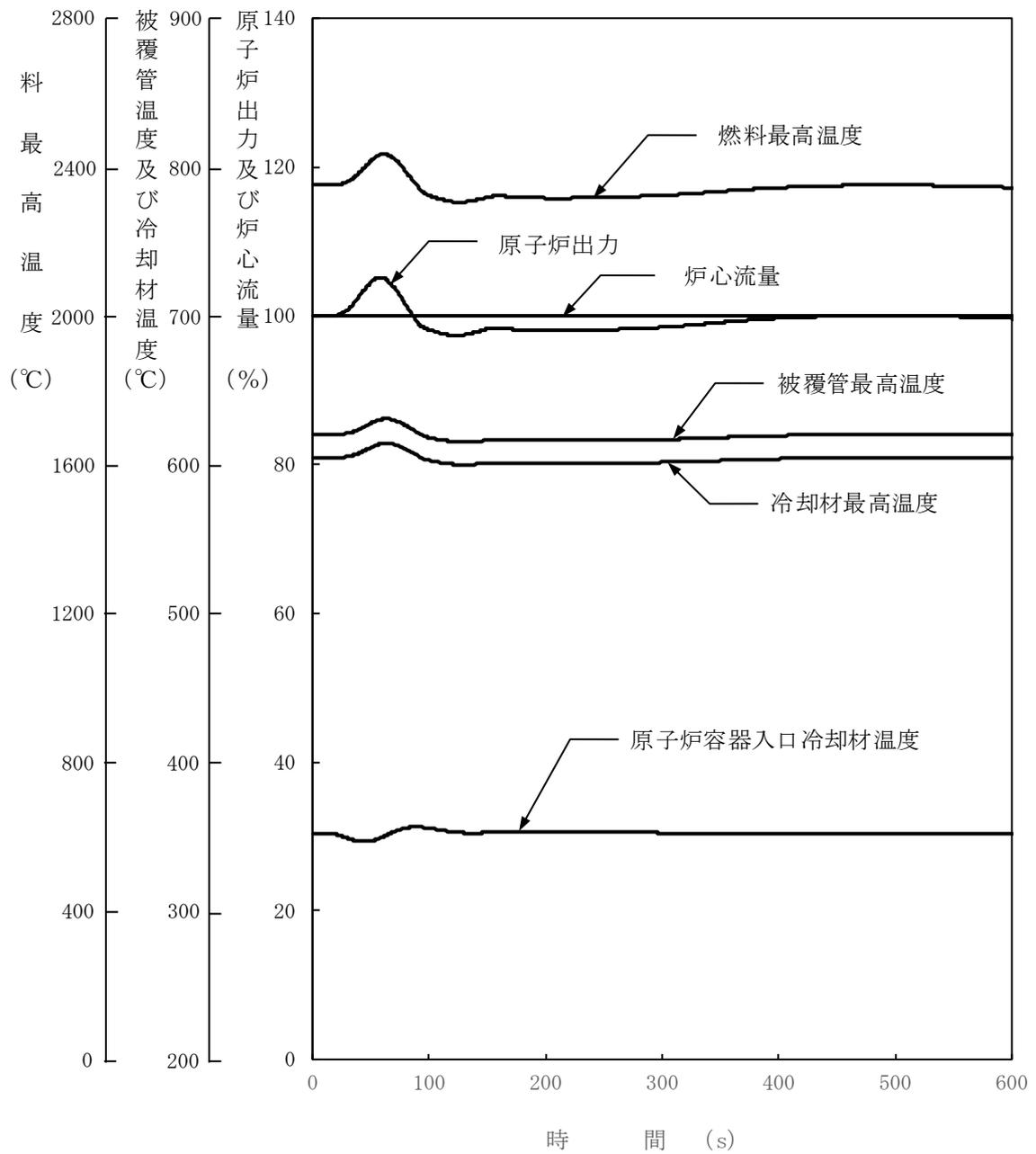
第 2.3 図 1 次冷却材流量増大



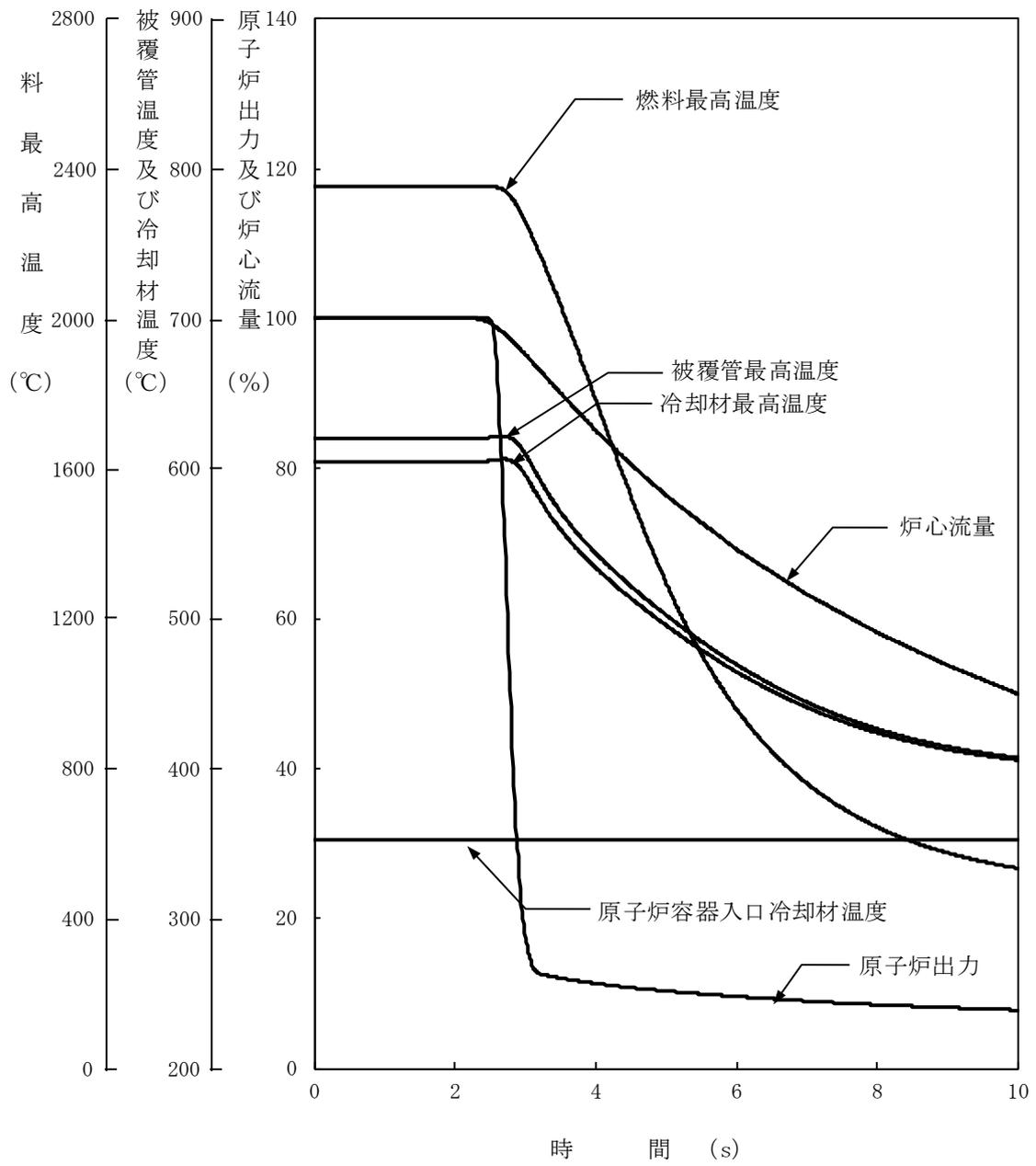
第 2.4 図 1 次冷却材流量減少



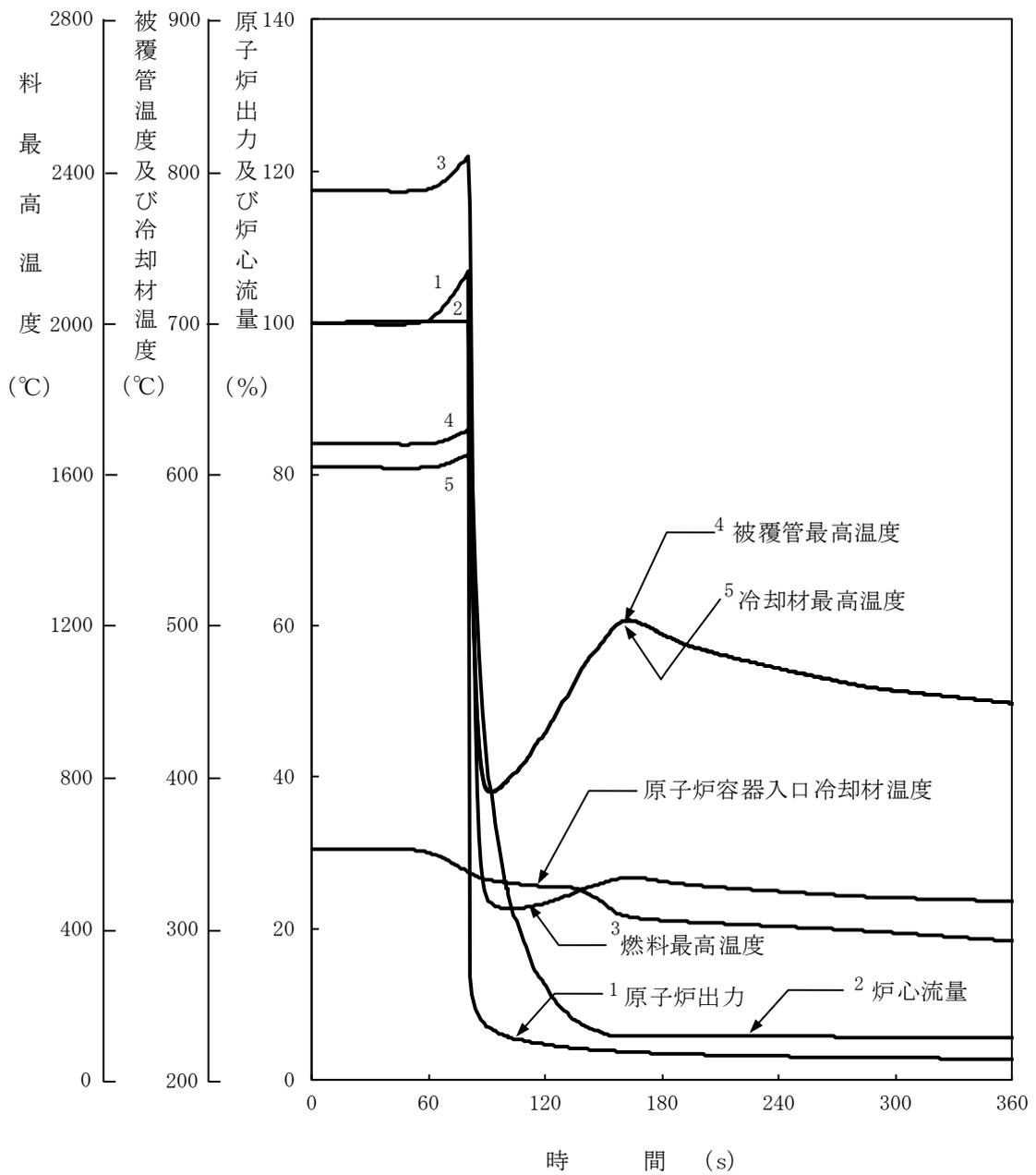
第 2.5 図 外部電源喪失



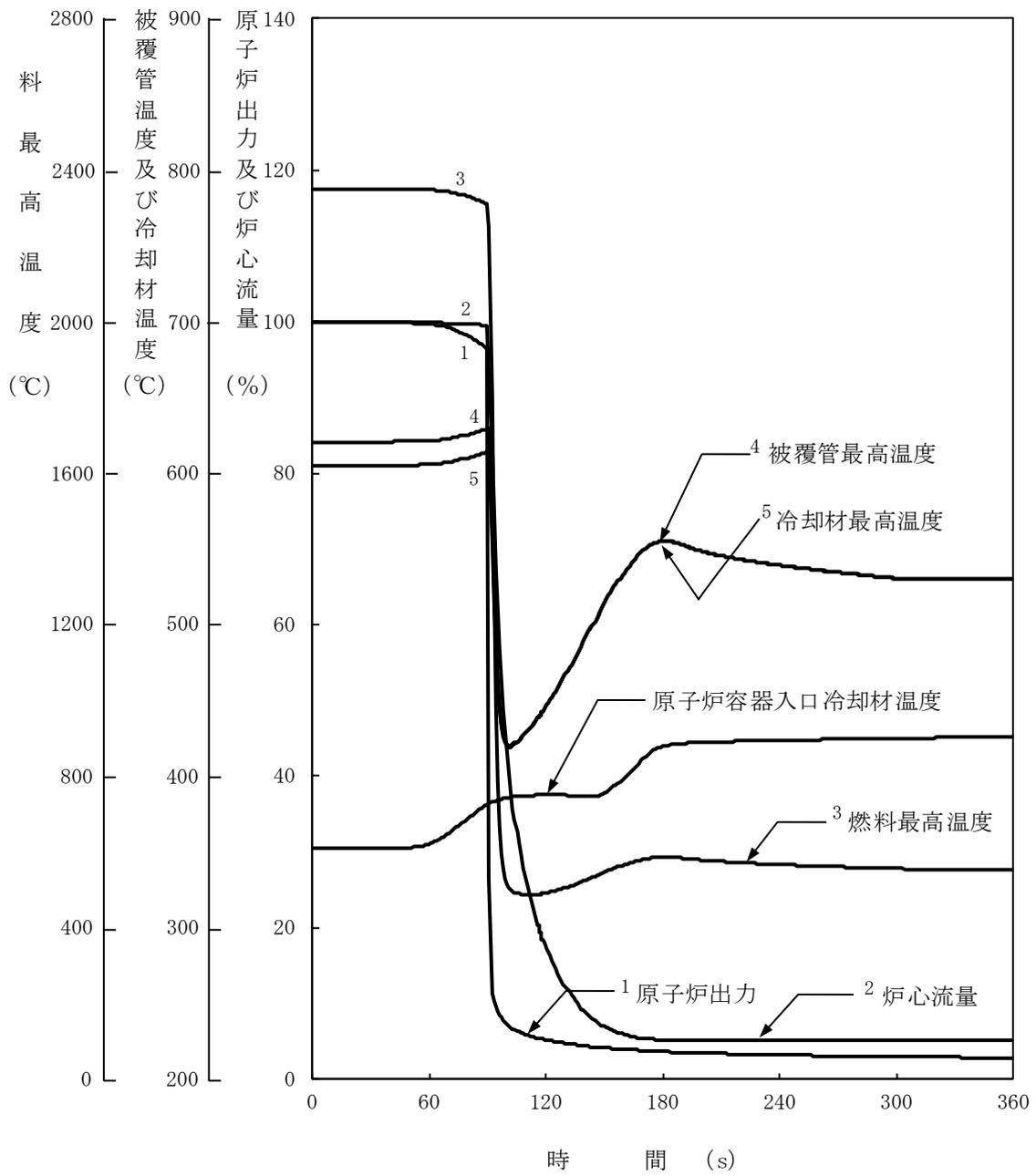
第 2.6 図 2 次冷却材流量増大



第 2.7 図 2 次冷却材流量減少



第 2.8 図 主冷却器空気流量の増大



第 2.9 図 主冷却器空気流量の減少

3. 設計基準事故

3.1 代表的事象の選定

設計基準事故にあつては、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MS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、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故

(i) 燃料スランピング事故

(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故

(i) 1次主循環ポンプ軸固着事故

(ii) 1次冷却材漏えい事故

(iii) 冷却材流路閉塞事故

(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故

(v) 2次冷却材漏えい事故

(vi) 主送風機風量瞬時低下事故

(3) 燃料取扱いに伴う事故

(i) 燃料取替取扱事故

(4) 廃棄物処理設備に関する事故

(i) 気体廃棄物処理設備破損事故

(5) ナトリウムの化学変化

(i) 1次冷却材漏えい事故

(6) 原子炉カバーガス系に関する事故

(i) 1次アルゴンガス漏えい事故

3.2 被ばく評価の方法

3.2.1 よう素の吸入摂取による実効線量

敷地境界外におけるよう素の吸入摂取による実効線量の評価に当たっては、小児を対象とし、以下の計算式を用いて評価する。また、よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等を第3.1表に示す。

$$H_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$$

$$Q_e = \sum_i (K_{Hi} / K_{He}) \cdot Q_i$$

ここで、 H_I ：よう素の吸入摂取による実効線量 (mSv)

K_{He} ：I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

M ：小児の呼吸率 (m^3/s)

Q_e ：よう素 (I-131換算) の放出量 (Bq)

(χ / Q) ：相対濃度 (s/m^3)

K_{Hi} ：核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)

3.2.2 希ガスからのガンマ線による実効線量

敷地境界外における希ガスからのガンマ線による実効線量の評価に当たっては、希ガスによる空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。計算式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot (D/Q) \cdot Q_\gamma$$

ここで、 H_γ : 希ガスからのガンマ線による実効線量 (μ Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv}/\text{Gy}$)

(D/Q) : 相対線量 (μ Gy / (MeV · Bq))

Q_γ : 希ガスの放出量 (MeV · Bq)

第 3.1 表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等^{(2), (8)}

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K_{Hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4} I-132 : 2.3×10^{-6} I-133 : 4.1×10^{-5} I-134 : 6.9×10^{-7} I-135 : 8.5×10^{-6}
小児の呼吸率*	M	m^3/h	0.31 (活動時)
		m^3/d	5.16 (1日平均)

* : 小児の呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間を踏まえ、燃料取替取扱事故及び気体廃棄物処理設備破損事故には $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を、1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故には $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を使用する。

3.3 燃料スランピング事故

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、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。
- (ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。
- (iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
- (iv) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加されるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.1 図に示す。

スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高 (出力領域)」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間 (解析では 0.2 秒) 経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 127% である。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,410°C、約 640°C 及び約 630°C であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

3.3.3 結論

この事故において、「中性子束高 (出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.4 1次主循環ポンプ軸固着事故

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、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する事象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 1次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 事故ループの1次主冷却系での逆流を防止するため、原子炉容器入口に近い配管部に逆止弁を設ける。
- (v) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとし、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times$

$10^{-6}\Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、事故ループの逆止弁が閉まらないことを仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.2図に示す。

1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約4%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約730℃及び約720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.4.3 結論

この事故において、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.5 1次冷却材漏えい事故

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、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象として考える。

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して崩壊熱除去運転に移行することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

なお、漏えいした冷却材は配管・機器の二重壁内に保持されるが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で1次主冷却系主配管の外管が破損し、冷却材が二重壁外に漏えいすることを想定すると、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の健全性に悪影響を与える可能性があるとともに、漏えいした冷却材とともに格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいする可能性がある。この場合、工学的安全施設の作動等により格納容器内の温度及び圧力の過度の上昇は防止され、また、周辺公衆への著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (v) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、1次主冷却系及び1次補助冷却系では主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、これらの二重壁内に漏えいしたナトリウムを保持するとともに、二重壁内を窒素雰囲気としてナトリウムの燃焼反応を防止する。
- (vii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに原子炉容器、1次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実かつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

- (viii) 更にナトリウム漏えい量が増加した場合には、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (ix) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (x) 二重壁内の空間容積を制限すること等により、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
 - (x i) さらに、オーバフロー系の汲上電磁ポンプによるオーバフロータンク内ナトリウムの原子炉容器内への汲上げにより、原子炉容器等の冷却材液位を保持する。
 - (x ii) 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を防止する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器が設置されている室には鋼製のライナを設置する。なお、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換しないものとする。
 - (x iii) 二重壁外へナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、格納容器が自動的に隔離されて、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。なお、ナトリウムの燃焼により、格納容器内圧が負圧になる可能性があるため、格納容器にはバキュームブレーカを設置する。
 - (x iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.5.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次主冷却系主配管の下降部において、1次主冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管が破断するものとし、漏えい口の大きさを約22cm²とする。なお、当該位置は破損口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与える。また、この漏えい口の大きさは、1次主冷却系主配管及

び1次補助冷却系配管における割れ状の漏えい口の大きさを包絡している。解析では、炉心流量が瞬時に80kg/s減少するものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はNsL-140 mm、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.3図に示す。

1次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約27秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.5.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的変化を求める。

(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は200m²とする。

(ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気絶対温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は5 lb/ft²・h(約24kg/m²・h)とする。

(iii) 格納容器内の有効体積は18,600m³、雰囲気及び構造材の温度の初期値は300Kとする。

(iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。

する。

(v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 3.4 図に示す。

格納容器内の圧力上昇は約 $0.5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.049\text{MPa}[\text{gage}]$) であり、設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180°C 、鋼壁温度については約 110°C 、コンクリート壁内側温度については約 90°C であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれ、格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持される。

3.5.4 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいと見做すが、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.5 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 原子炉停止後 7 日間の冷却を考慮することとする。
- (iii) 1 次冷却材中の希ガスの 100%、よう素の 10% が格納容器内に放出されるものとする。
- (iv) 格納容器内に放出されたよう素のうち、90% は無機よう素の形態をとり、残りの 10% は有機よう素の形態をとるものとする。無機よう素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期 1 時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (v) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (vi) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定することとする。
- (vii) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90% とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。
- (viii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1 次冷却材漏えい事故及び原子炉停止後の 1 次冷却

系主配管の外管破損を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.4×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 5.0×10^{11} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 4.0×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 3.9×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 8.3×10^{-5} mSv

3.5.5 結論

この事故において、「炉内ナトリウム液面低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉停止後、漏えいした冷却材が配管・機器の二重壁外に漏えいし、ナトリウムの燃焼が生じた場合でも、格納容器の健全性は確保され、また、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、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。

3.6 冷却材流路閉塞事故

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、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞される事象として考える。また、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定する。

燃料集合体内の1次冷却材の流路が閉塞すると、その除熱能力が低下し、燃料要素の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、集合体出口冷却材温度の監視により、冷却材流路の閉塞を早期に検出して、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、万一、燃料要素が破損した場合であっても、燃料破損検出系による監視により、その破損を早期に検出することで、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 原子炉容器内部構造物には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 原子炉容器内部構造物の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。また、1次主循環ポンプは、1次冷却材への潤滑油の混入を防止する設計とする。
- (iv) 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (v) 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備え、集合体出口冷却材温度を監視して冷却材流路の閉塞を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vii) さらに、仮に燃料要素の被覆管が破損した場合に備え、燃料破損検出系を設置して異常を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

3.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードA S F R Eにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。
- (iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- (iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- (v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。
- (vi) 閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されること（ガスジェット）で、隣接する燃料要素が、一時的に高温になる可能性がある。当該評価における核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は $10,000\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.6図及び第3.7図に示す。

冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は約 690°C 、冷却材最高温度は約 610°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されることで、当該燃料要素の被覆管最高温度は約 740°C 、冷却材最高温度は約 610°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

なお、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視により、その破損を検出することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

3.6.3 結論

この事故において、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.7 2次主循環ポンプ軸固着事故

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、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 2次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの2次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.8図に示す。

2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.8秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.7.3 結論

この事故において、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.8 2次冷却材漏えい事故

3.8.1 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、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする事象として考える。

2次主冷却材の漏えいが生じると、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。また、主冷却機建物でナトリウムの燃焼が生じる可能性があるが、種々の防止対策により大規模な火災になることはなく、事故は安全に終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 2次主冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 2次主冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) 2次主冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (iv) 2次主冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、2次冷却材の純度を適切に管理する。
- (v) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、2次冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに2次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確かかつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vi) ナトリウム漏えいに伴って主中間熱交換器での除熱が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (viii) ナトリウム漏えいを検出した場合、2次主冷却系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして流出量を局限する。
- (ix) ナトリウム漏えいの可能性のある格納容器内及び主冷却機建物内の各部屋には

床面ライナ等を設置して、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを避ける。さらに、格納容器内での漏えいに対しては、原子炉運転中、格納容器（床下）を窒素雰囲気とすることにより、ナトリウムの燃焼反応を防止する。また、主冷却機建物内での漏えいに対しては、漏えいしたナトリウムを連通管等を通じてナトリウム溜室に導き貯留するとともに、床面の設計によりナトリウムの流出面積を限定して、空気と接触するナトリウム量を最小限にする。

(x) 主冷却機建物の各所に特殊化学消火剤を設置し、また、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の消火支援器具を配置する。

3.8.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 破損が生じたループの1次主冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価するため、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.9図に示す。

2次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の2次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約44秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる2次的損傷は生じない。また、2次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。

3.8.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。また、漏えいしたナトリウムによる火災は大規模なものにはならない。

3.9 主送風機風量瞬時低下事故

3.9.1 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、原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する事象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 主送風機的设计、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに品質管理や工程管理を十分に行い、電磁ブレーキの誤作動に伴う急制動のような事故の発生を防止する。
- (ii) 主送風機の運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的に主送風機を停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、主送風機風量の瞬時低下が生じて原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が**定格流量の約5%に相当する値**まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.9.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、主送風機1台が瞬時に停止すると同時に当該ループの他の1台の主送風機も停止し、事故ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 -4.5

$\times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $373^\circ C$ 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.10図に示す。

主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $630^\circ C$ 及び約 $620^\circ C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.9.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.10 燃料取替取扱事故

3.10.1 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、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料の保持状態を維持できるものとする。さらに、**移送機のグリップ爪に返しを設ける機械的インターロック及び着座していない状態では切り離し動作を防止する制御系**インターロックを設け、誤操作による使用済燃料の落下を防止する。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.10.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。**なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.11図に示す。**

- (i) 1体の燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの100%に相当する量及びよう素の50%に相当する量が、瞬時に水中に放出されるものとする。なお、ここでは、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池にて、燃料集合体の落下が生じたものとする。
- (ii) 燃料集合体は、最高燃焼度に達した後、13日間の燃料交換、60日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵及び5日間の燃料取扱作業における冷却を考慮することとする。
- (iii) 水中に存在する希ガスの100%、よう素の0.2%（除染係数：500）が原子炉附属建物内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物の全量が直接大気中に放出されるものとする。
- (v) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、燃料取替取扱事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 3.0×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 3.7×10^{12} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 8.1×10^{-1} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 7.9×10^{-1} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 2.5×10^{-2} mSv

3.10.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、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。

3.11 気体廃棄物処理設備破損事故

3.11.1 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、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 気体廃棄物処理設備の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず、気体廃棄物処理設備から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.11.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.12図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行し、これらを含む1次アルゴンガスがダンプタンクを経由して廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- (iii) 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- (iv) 廃ガス貯留タンク1基の破損を想定し、内蔵されている核分裂生成物の全量が、瞬時に原子炉附属建物内に放出されるものとする。
- (v) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物のうち、10%は直接大気中に、90%は原子炉附属建物の換気設備から主排気筒を経て大気中に放出されるものとする。
- (vi) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、気体廃棄物処理設備破損事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.6×10^9 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.6×10^{13} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 1.8×10^{-2} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく：約 4.3×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく：約 1.4×10^{-2} mSv

3.11.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、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。

3.12 1次アルゴンガス漏えい事故

3.12.1 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、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

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。

- (i) 1次アルゴンガス系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず1次アルゴンガス漏えい事故が生じた場合は、呼吸ガスヘッダ圧力、カバーガス圧力等の異常を検出して中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は各種止め弁を閉鎖する等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) 1次アルゴンガスの漏えい量が増加して、格納容器内の床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉は自動停止する。また、格納容器が自動的に隔離され、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。
- (iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.12.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.13図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行するものとする。
- (iii) 1次アルゴンガス中に移行した核分裂生成物の全量が格納容器内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (v) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気

中への漏えい率は、格納容器の内圧の変動を考慮して設定することとする。

(vi) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

(vii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次アルゴンガス系からの1次アルゴンガス漏えい事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 9.2×10^7 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.8×10^{13} Bq

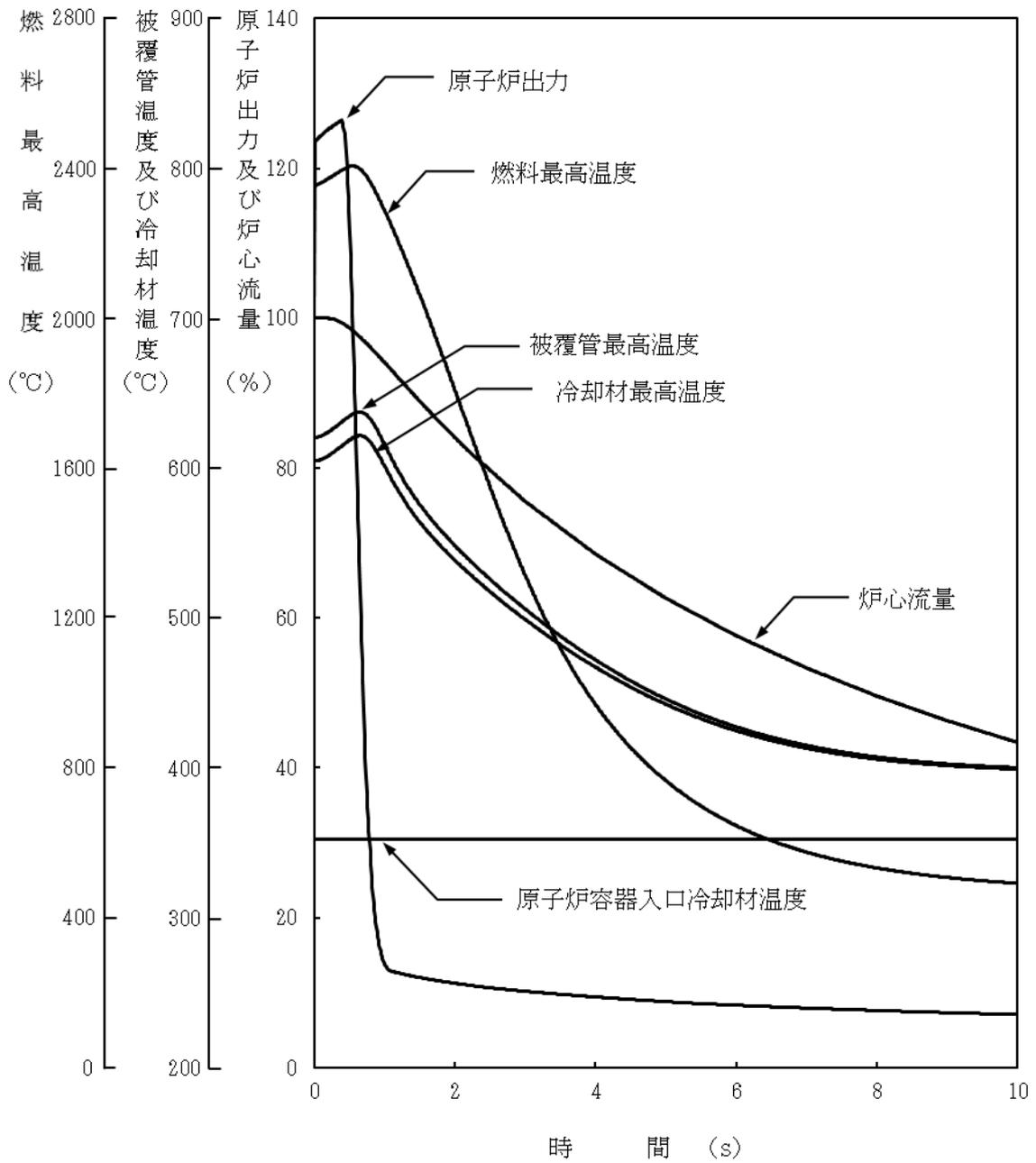
また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 3.1×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 2.6×10^{-5} mSv

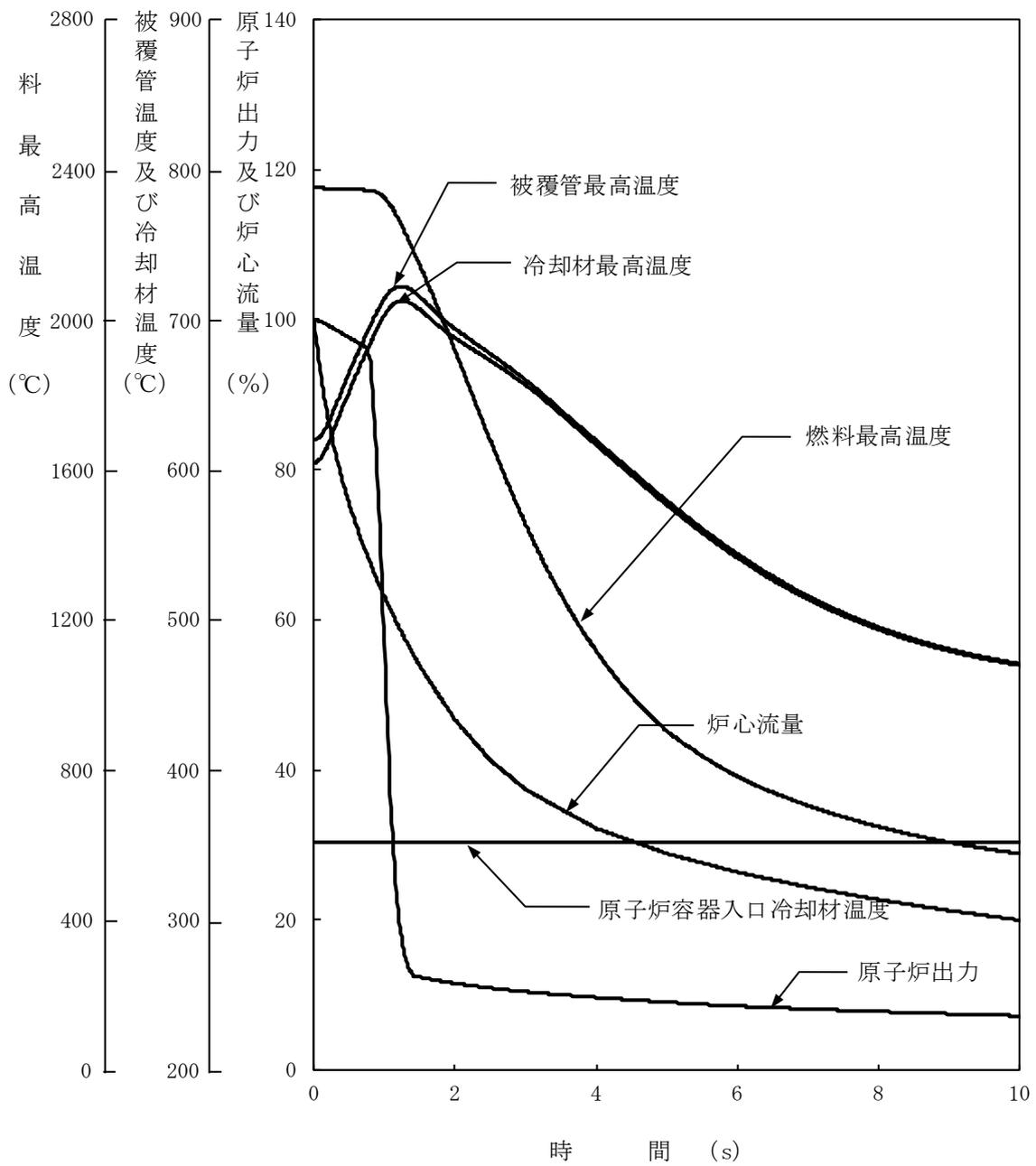
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 3.1×10^{-3} mSv

3.12.3 結論

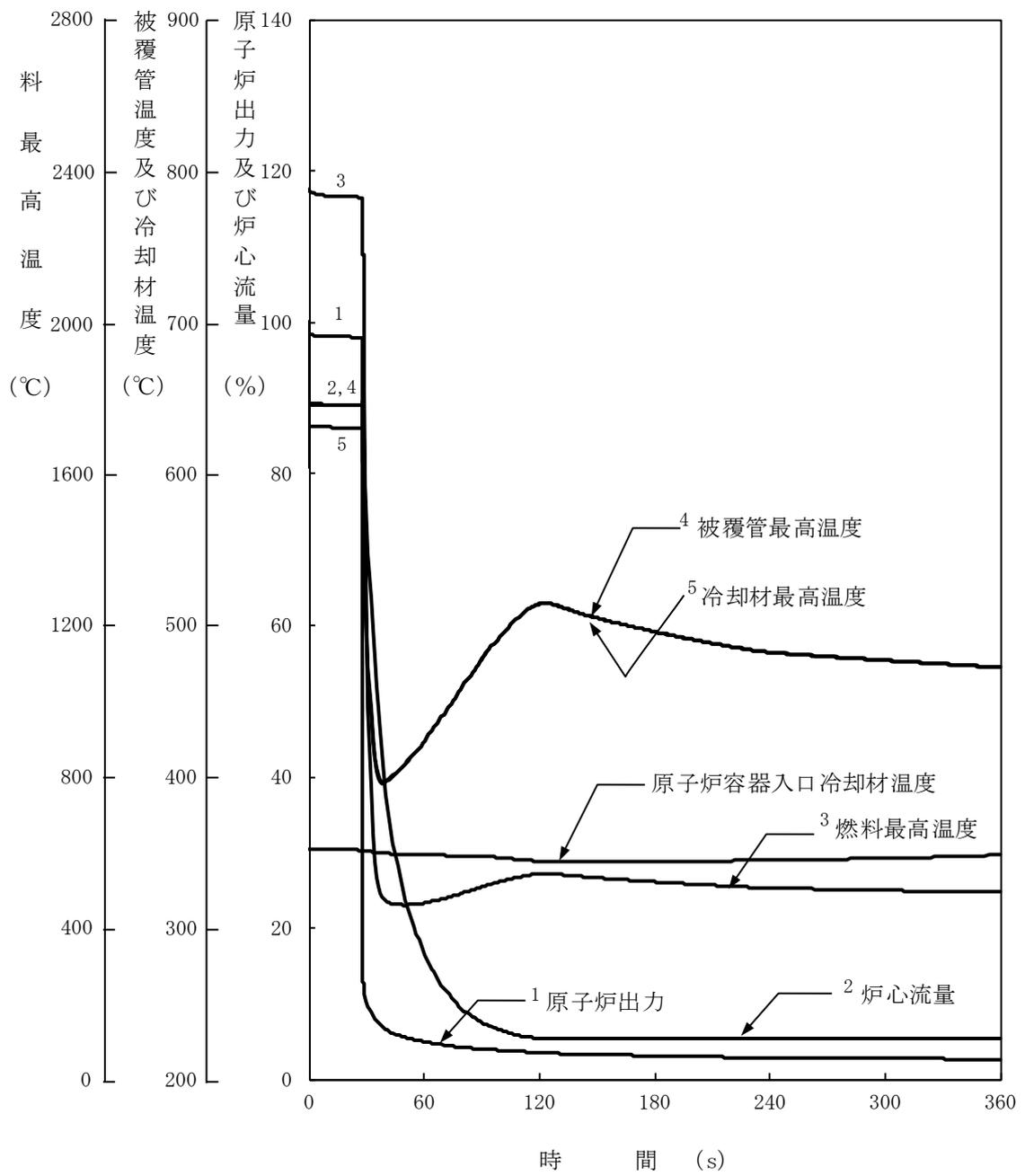
この事故において、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。



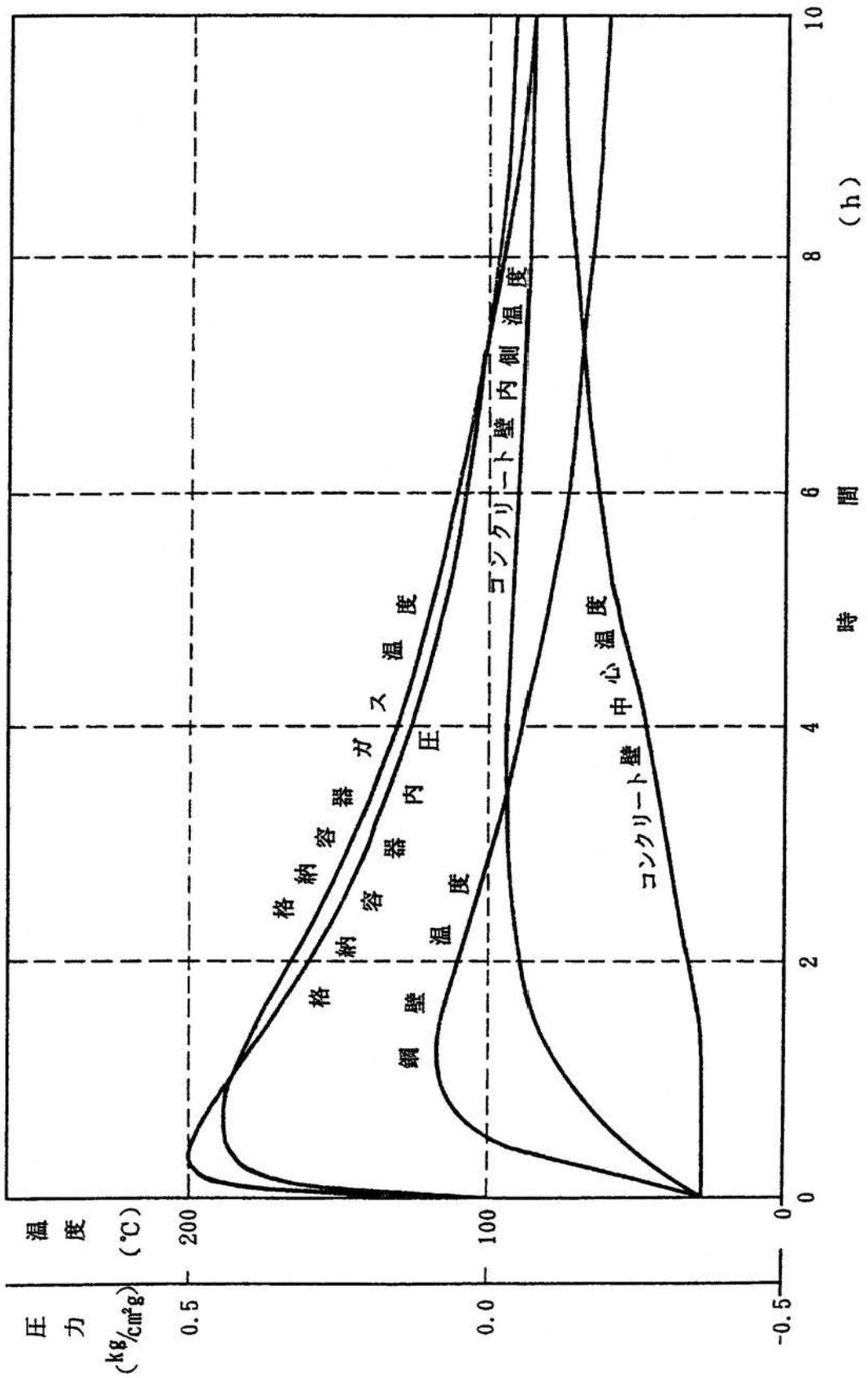
第 3.1 図 燃料スランピング事故



第 3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故

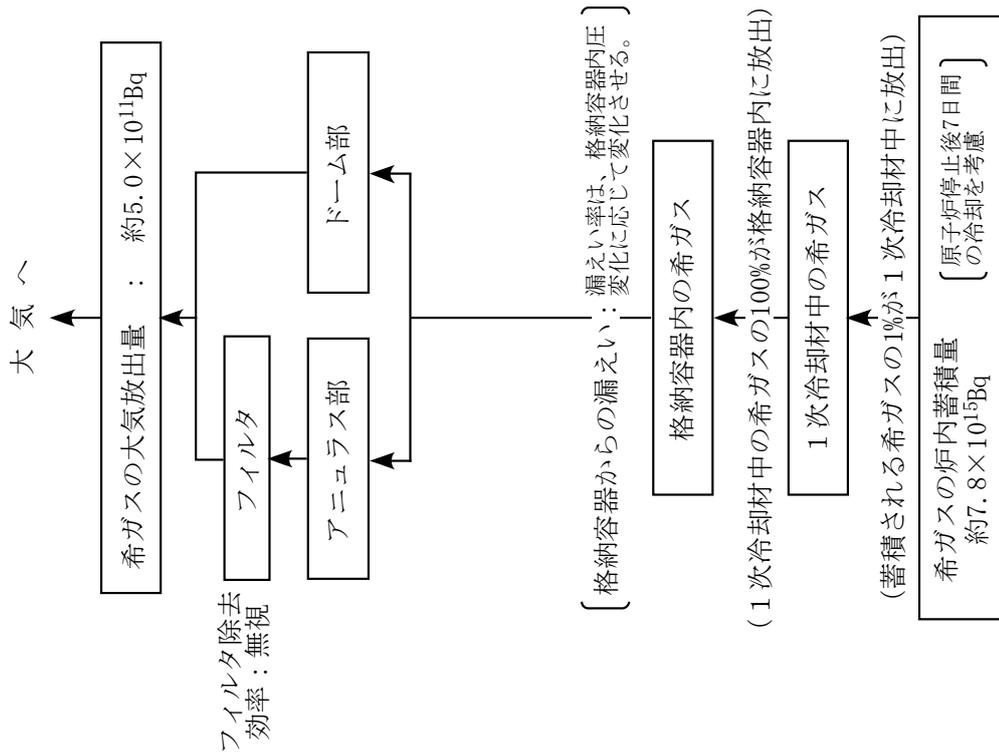


第 3.3 図 1 次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)

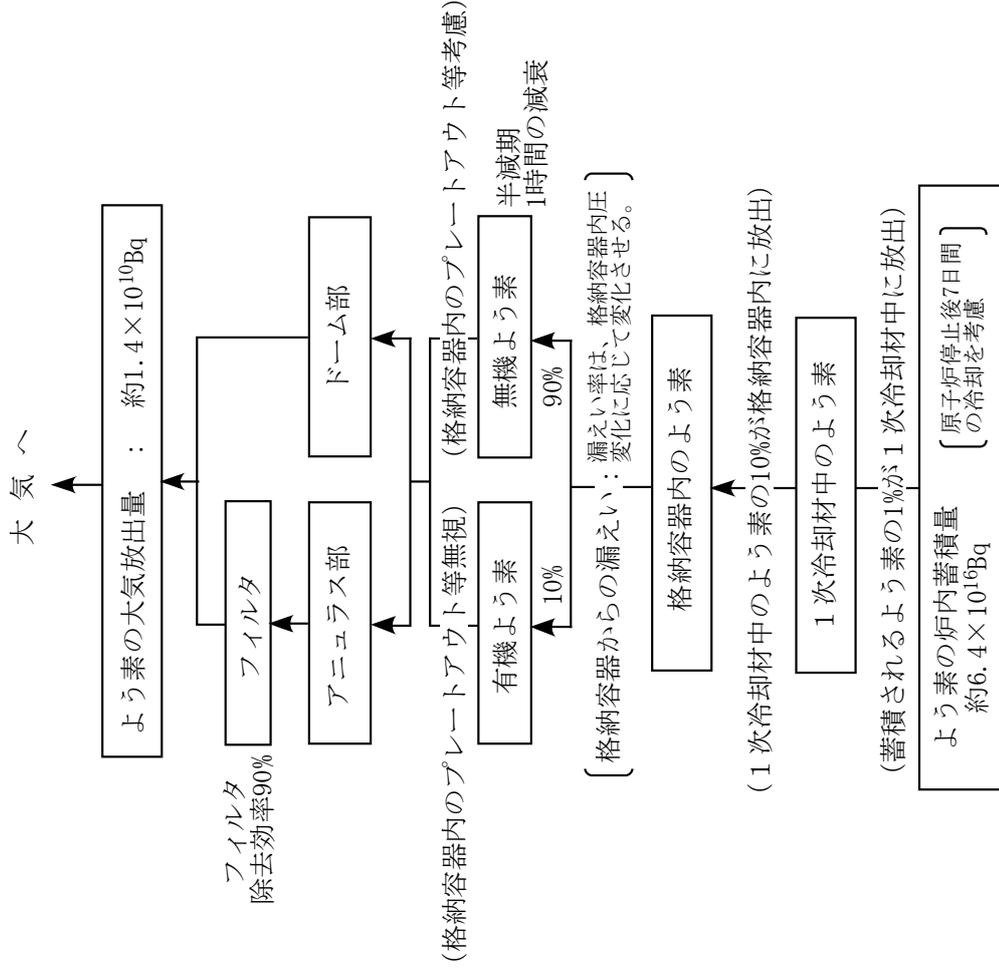


第3.4図 1次冷却材漏えい事故（漏えいナトリウムによる熱的影響の解析）

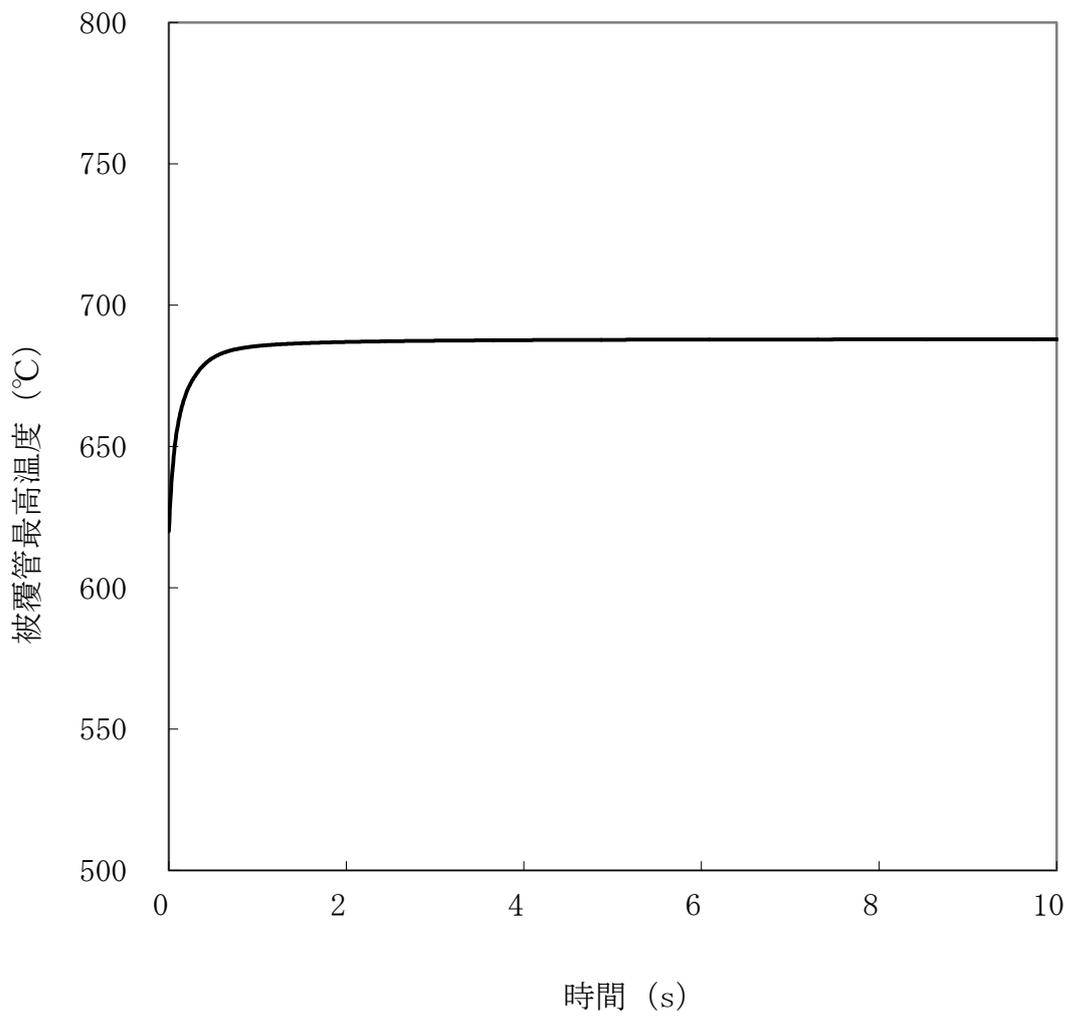
単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



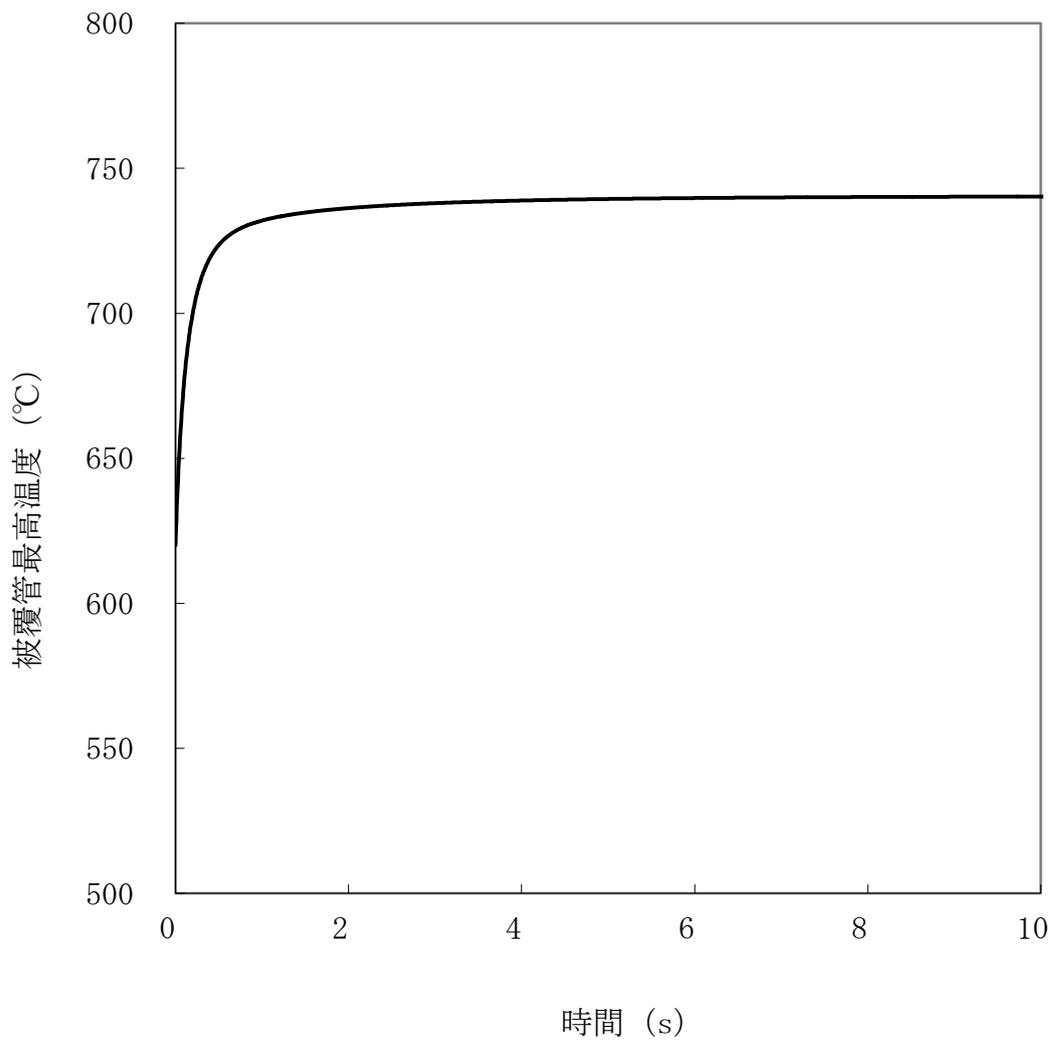
単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕



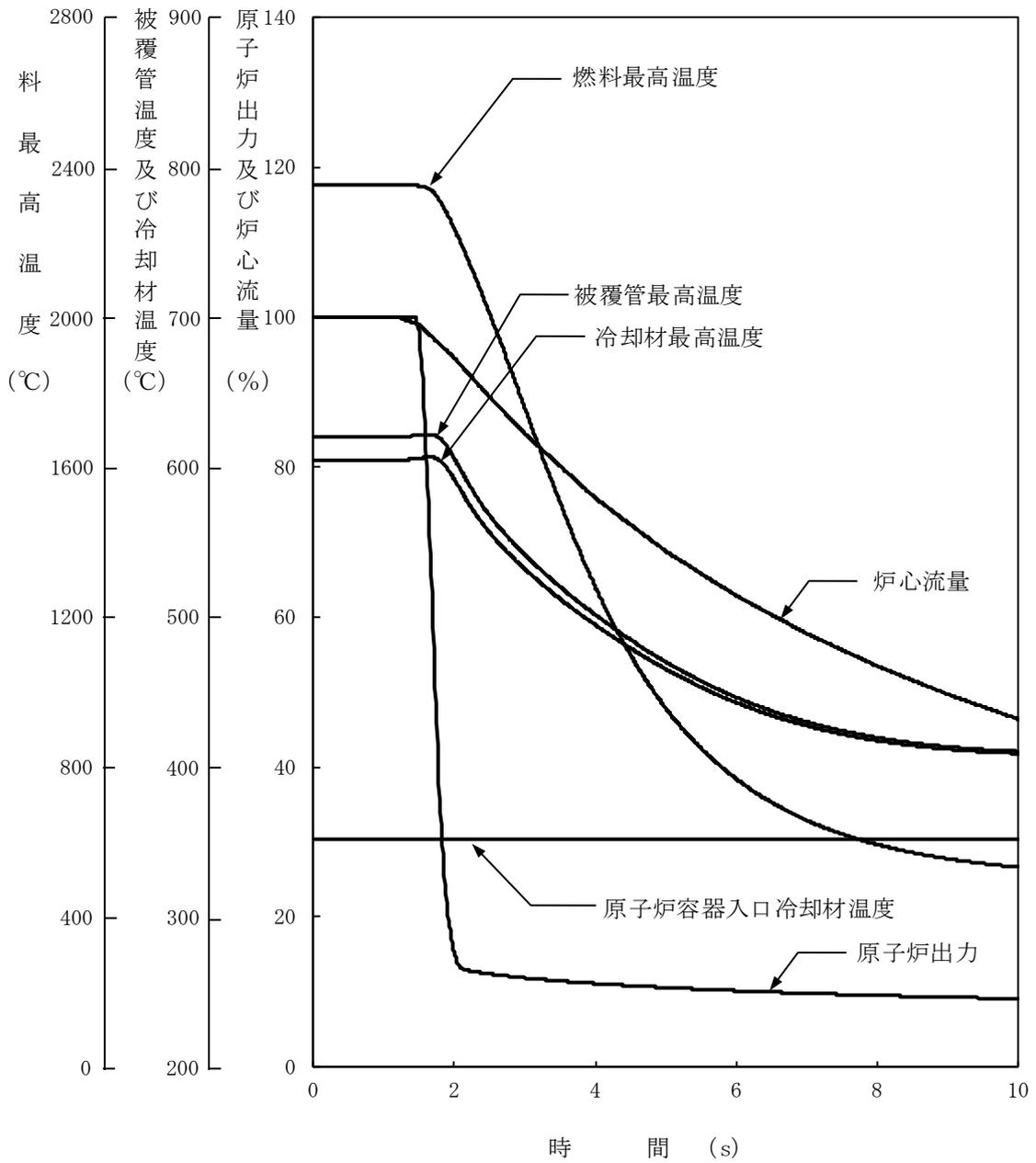
第 3.5 図 核分裂生成物の大気放出過程（1次冷却材漏えい事故）



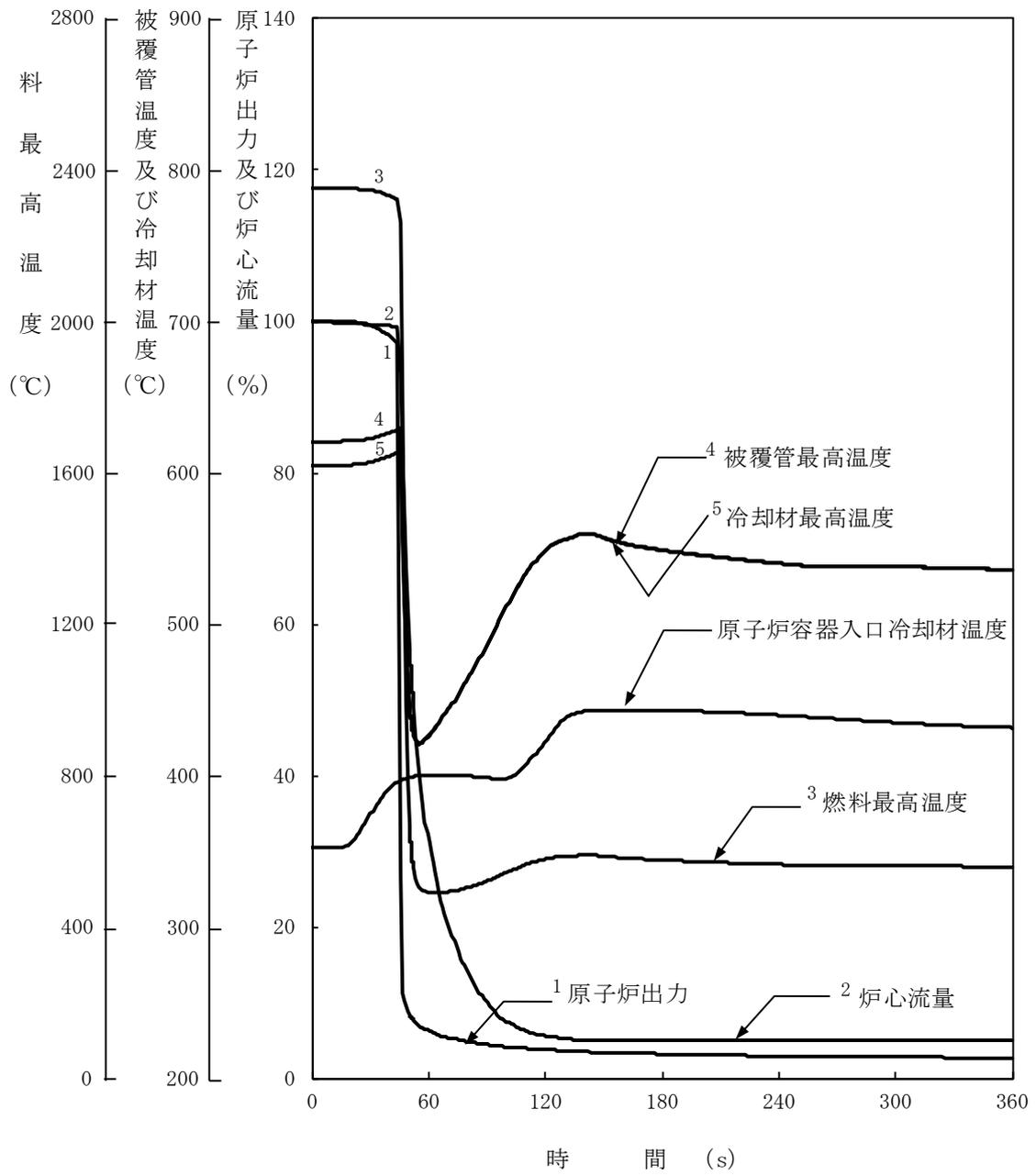
第 3.6 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



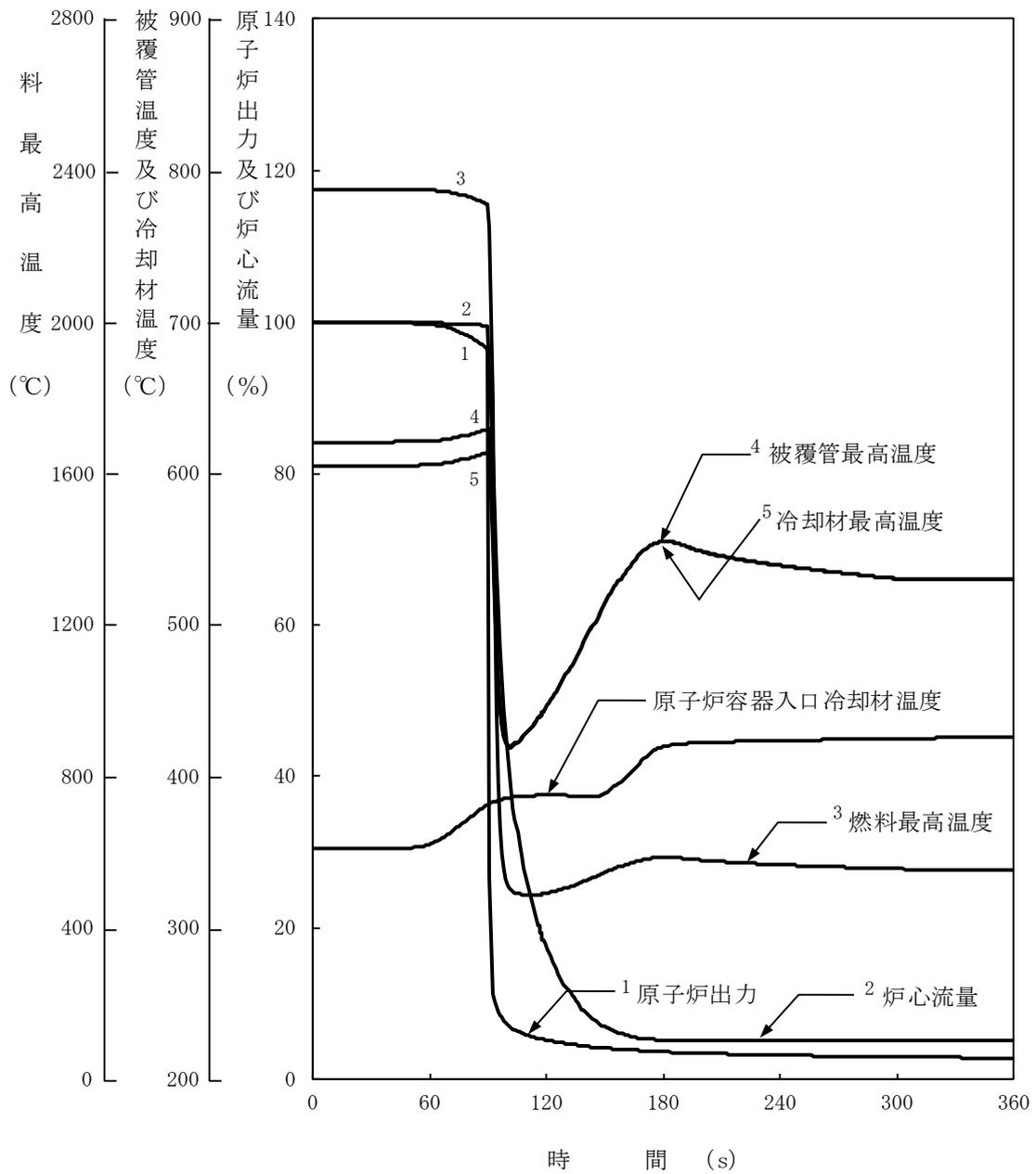
第 3.7 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)



第 3.8 図 2 次主循環ポンプ軸固着事故

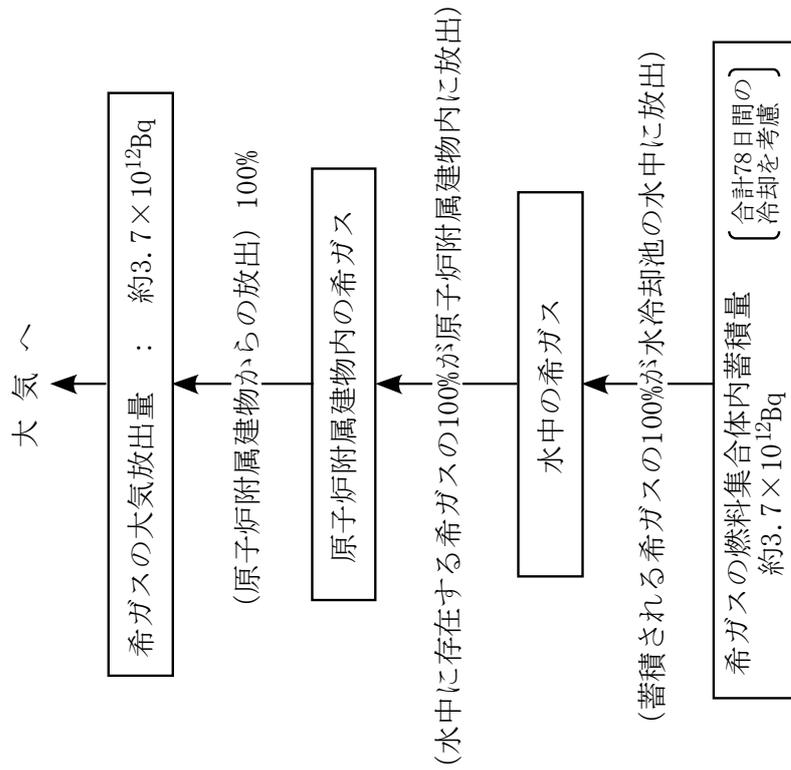


第 3.9 図 2 次冷却材漏えい事故

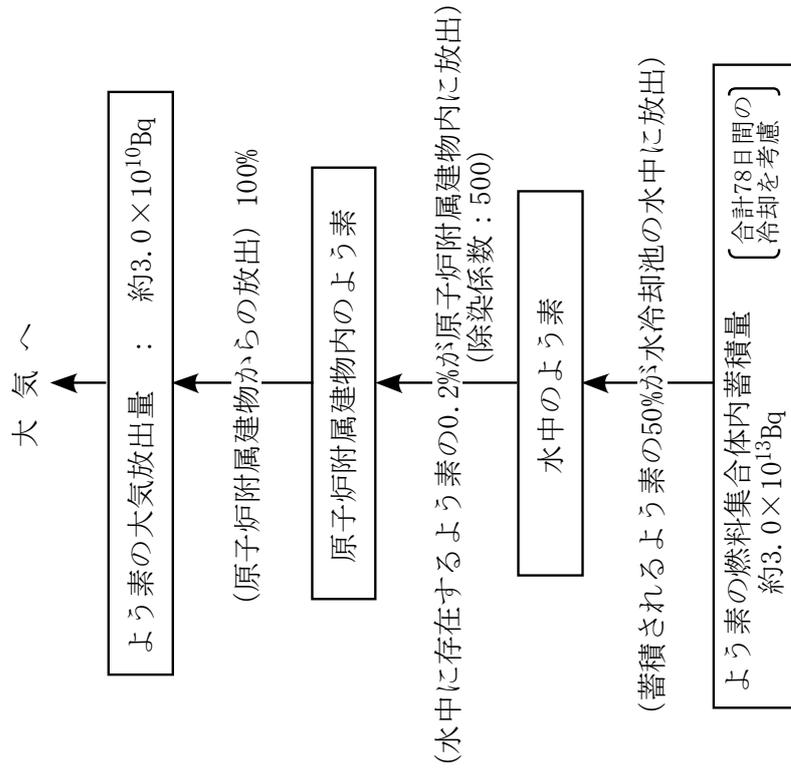


第 3.10 図 主送風機風量瞬時低下事故

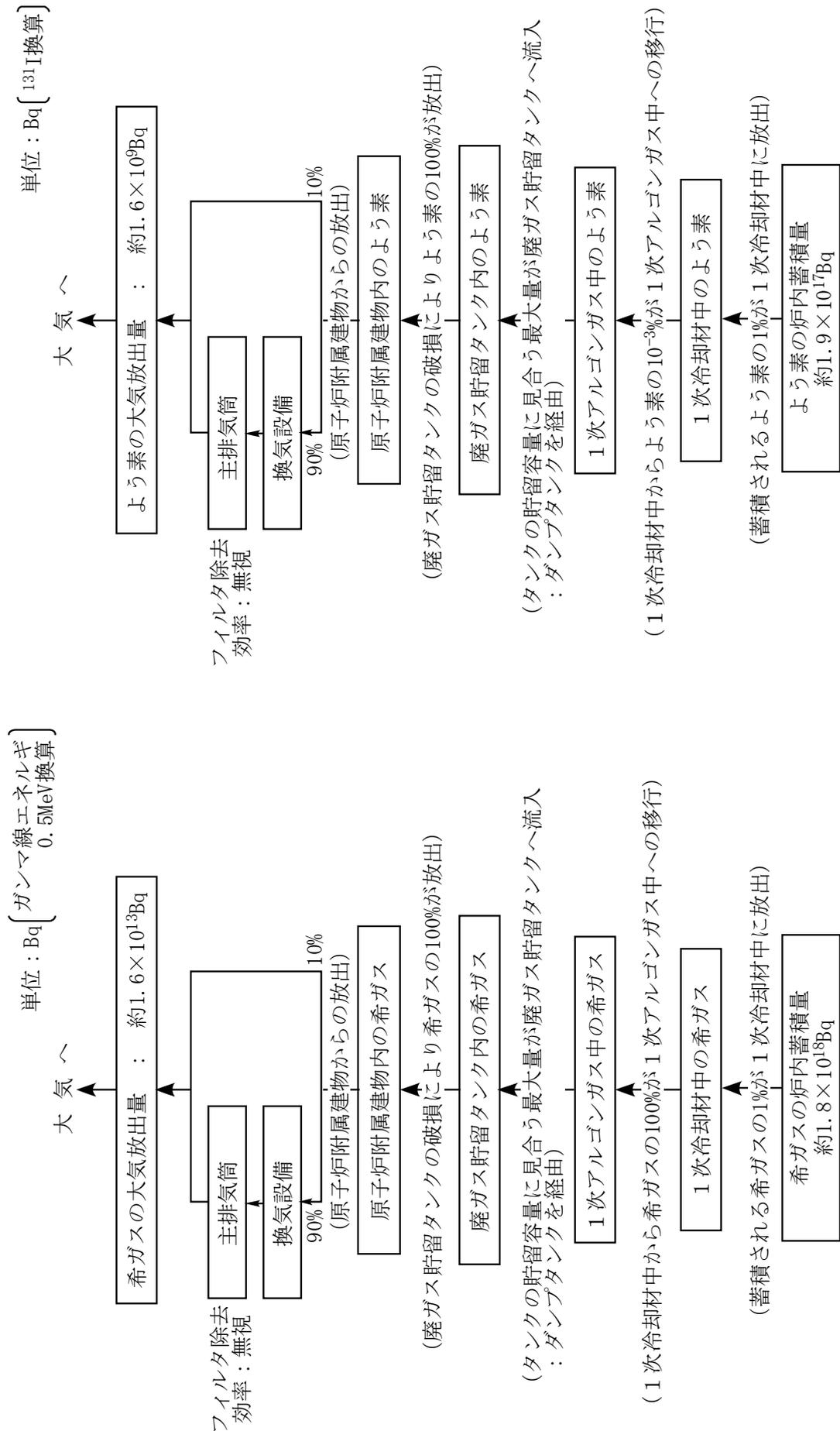
単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕

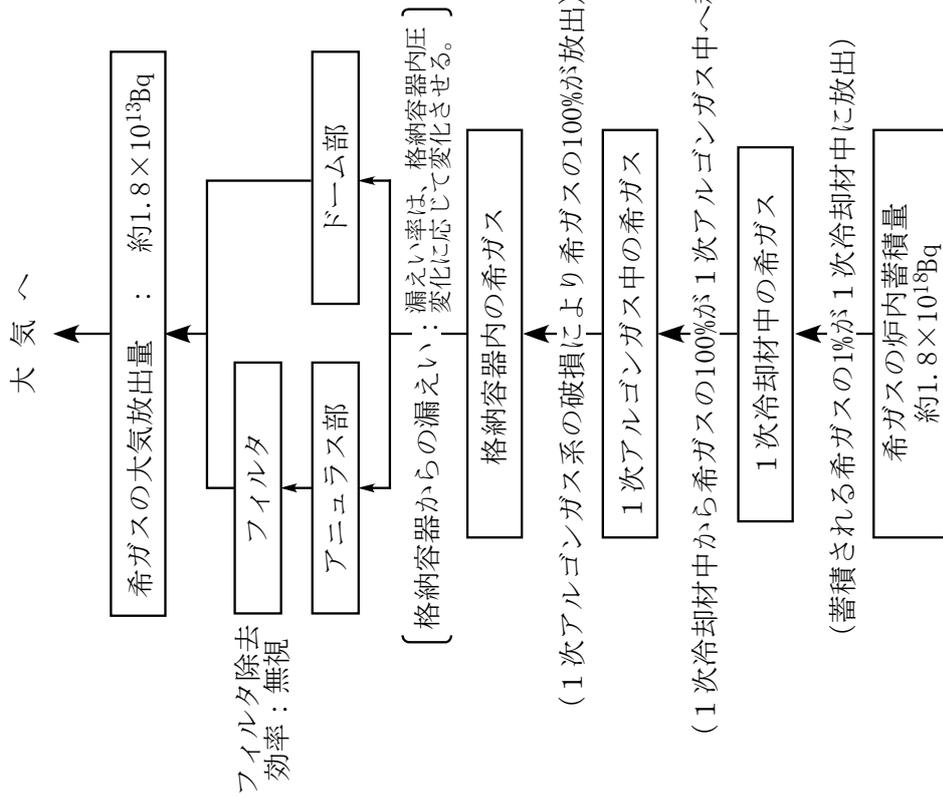


第 3.11 図 核分裂生成物の大気放出過程 (燃料取替取扱事故)

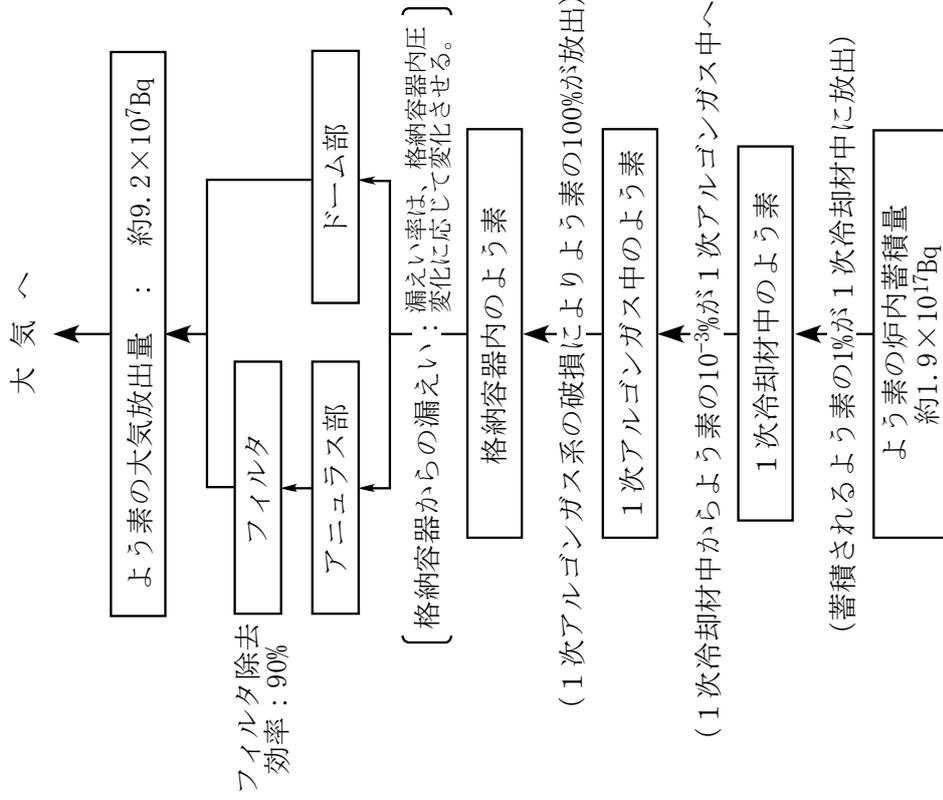


第 3.12 図 核分裂生成物の大気放出過程（気体廃棄物処理設備破損事故）

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕



第 3.13 図 核分裂生成物の大気放出過程 (1次アルゴンガス漏えい事故)

5. 参考文献

- (1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (2) 原子力安全委員会、「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 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (3) 原子力安全委員会、「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」、平成 3 年 7 月 18 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (4) 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新（高速原型炉の崩壊熱解析－VI）」、JAERI-memo 57-056（1982）
- (5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)
- (6) 日本原子力研究開発機構、「S u p e r - C O P D を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023
- (7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.
- (8) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients", ICRP Publication 71, 1995.

追補VI. 1 FMEA による事象選定の妥当性確認について (MK-IV炉心)

1. 目的

FMEA (故障モード影響解析) ※により運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定について、当該事象選定に抜け漏れがないことを確認する。

※: FMEA とは、システムを構成する機器・部品の故障モードを洗い出し、各故障モードが引き起こすシステム機能に対する影響を特定することによる潜在的な故障の体系的な分析方法である。

2. 前提条件

①「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」、②「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」、③「環境への放射性物質の異常な放出」に至る要因等を対象とする。

FMEA における主なパラメータ (アイテム (構成品) /故障モード/故障影響/故障影響の大きさ/故障頻度) については、以下のとおり設定した。

- ・ アイテム (構成品) は、設置変更許可申請書添付書類八に記載された機器等に関連する構成部品等を対象 (詳細化の度合いは、その影響に鑑み、技術的に判断) とする。
- ・ 故障モードは、対象とするアイテムについて、基本的に、構造上考えられる範囲を検討する (検討の度合いは、故障モードを発生させる原因の蓋然性に応じて、技術的に判断)。
- ・ 故障影響は、上記①～③への該当の有無を判断するための項目を設定する。
- ・ 故障影響の大きさは、「高」、「中」、「低」に分類する。
- ・ 故障影響の頻度は、「高」、「中」、「低」、「極低」に分類する。

3. 評価結果

評価結果を第1表～第3表に示す。FMEA により抽出された事象は、設計上の措置により該当する事象がない等、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における範囲において設計上無視できるか又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象で代表されることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象に抜け漏れがないことを確認した。

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(1/10)

炉心構成要素	アイテム*1		機能	故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 観測、 「-」: 非観測) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	燃料集合体	制御棒									
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料の組成変化	燃料に伴う超ウラン元素蓄積	○ ○ -	低	高	燃料に伴う超ウラン元素の増加により、負の反応度が卓越するため、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				燃料の組成変化	焼きしまり	○ -	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料の組成変化 (スランピング)	燃料の組成変化 (スランピング)	スランピング	○ -	高	極低	燃料スランピングにより「炉心内」の反応度投入事象として、物理的に起こらない。	設計上無視できる。ただし、スランピングの反応度投入事象として、物理的に設計等事象(燃料スランピング事象)に設定	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				燃料の組成変化	熱欠陥	- ○ -	低	高	ベレット中の熱欠陥による陽性核分裂生成物のベレット内移動で、蓄積が事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料の組成変化	燃料の組成変化	ベレット中のクラック発生	- ○ -	低	高	陽性核分裂生成物のベレット内移動が、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				燃料の組成変化	熱欠陥	- ○ -	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料の組成変化	燃料の組成変化	燃料の組成変化	- ○ -	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				燃料の組成変化	燃料の組成変化	- ○ -	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料の組成変化	燃料の組成変化	燃料の組成変化	○ -	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				燃料の組成変化	燃料の組成変化	○ -	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料の組成変化	燃料の組成変化	燃料の組成変化	○ ○ -	中	中	燃料温度低下による正の反応度投入により「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。ただし、燃料温度低下のトッパによる反応度投入の影響は、燃料温度低下事象として代表することができる。	他の運転事象(「1」次冷却材流量減少)」で代表	設計(燃料要素)
				燃料の組成変化	燃料の組成変化	○ ○ -	中	中	燃料温度低下による正の反応度投入により「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。ただし、燃料温度低下のトッパによる反応度投入の影響は、燃料温度低下事象として代表することができる。	設計上無視できる。	設計(燃料要素)

*1: 原子炉管轄内に設置・保守する構成要素等を基本項目に設定とする。
 *2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子吸収係数の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における設定を超過してパラメータの変動が生じるもの、「低」: 初期の影響が、通常の運転において想定される範囲の範囲であり、顕在化しないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本項目を要する方【】内: (故障影響の大きさ/程度)
 【中/低】: 事故として考慮する必要はないが、運転中に発生し、運転員に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 【中/中】: 運転員に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 【高/低】: 運転員に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 【高/中】: 運転員に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 【高/高】: 設計上の問題により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(2/10)

アイテム* 1		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 計量、「-」: 非計量) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等	
炉心構成要素	構成品										
炉心構成要素	燃料集合体	燃料要素	燃料の組成変化	調整、調整作	○	低	極低	外側燃料シンを内側燃料に調整するとしても、出力運転中の正の反応度投入率を抑制し、反応度の増大に起因しては、原子炉停止を要しない。調整の停止は、原子炉停止を要しない。調整を要しない場合は、原子炉を停止するものとする。	設計上無視できる。	品質保証(製造管理) 運転制限(過熱反応度)	
			燃料要素	要素増減	○	低	高	燃料要素は相互に調整し、移動量が増える場合は、調整曲線による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限値)	
			燃料要素	径方向位置	地盤変位	○	低	低	燃料要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地盤による径方向変位で生じる正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(地盤加速度)
			燃料要素	核分裂生成物保持	核分裂生成物保持	-	低	低	負の反応度投入	設計上無視できる。	燃料調整格納系 原子炉の自動又は手動停止
燃料集合体	炉心燃料集合体	内側燃料集合体	配置の強化	調整荷	○	低	極低	外側燃料を内側燃料に調整したとしても、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。また、調整荷による過熱反応度の増大に起因しては、原子炉停止を要しない。調整を要しない場合は、原子炉を停止するものとする。	設計上無視できる。	設計(調整荷防止インターロック) 運転制限(後熱制限値)	
			燃料要素	径方向位置	○	低	高	炉心構成要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地盤による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(後熱制限値)	
			燃料要素	軸方向位置	地盤変位	○	低	低	炉心構成要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地盤による径方向変位で生じる正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(地盤加速度)
燃料集合体	燃料集合体	制御棒と炉心の相対位置保持	軸方向位置	地盤変位	○	低	低	地盤変位による相対的な制御棒引き込み量の変化は、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、制御棒) 運転制限(地盤加速度)	

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の低下」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子吸収係数の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を越えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される程度の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は発生後に動作するもの

*4: 「高」: 故障の影響が、通常の運転に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づき故障影響評価の基本的な考え方【内】: (故障影響の大きさ/頻度)

【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【高/高】: 物理的に許容し得ない又は設計上の制限により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/中】: 物理的に許容し得ない又は設計上の制限により対応し、別事象に代表される場合がある。(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)

【高/低】: 物理的に許容し得ない又は設計上の制限により対応し、別事象に代表される場合がある。(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)

【低/高】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

【低/中】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

【低/低】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(3/10)

アイテム*		機能		故障モード		故障原因		故障影響の大きさ		故障影響の程度		故障影響		評価結果		条件等																			
構成		中性子吸収		(パラメータ)		(パラメータ)		中性子吸収		中性子吸収		中性子吸収		中性子吸収		中性子吸収																			
燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体																			
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体																		
																		燃料集合体																	
																		燃料集合体																	
																		燃料集合体																	
燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体																	

*1: 原子炉管轄内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「後分製鉄の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの。
 「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの又は安全側に動作するもの。
 *4: 「高」: 通常運転時に発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な温度変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内: [故障影響の大きさ/頻度] 設計上無視できるもの
 【中/高】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する可能性がある)
 【中/低】: 運転時に発生し、運転管理により対応し、影響が顕在化しない又は影響が過渡現象に代表されるもの(ただし、当該事象を事故として対応する可能性がある)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある)
 【高/中】: 過渡現象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある)
 【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(4/10)

アイテム*1	機能		故障モード (標目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響 の大きさ*3	故障影響 の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
炉心構成 要素	運へい事業	中性子源素	構造材の密度変化	熱収縮、スエリリング	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計（原子炉構造） 運転制限
			配置の変化	誤装荷	低	極低	顕微鏡したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化か運転サイクル初期において変化することによる出力運転中の正の反応度投入事業として顕在化しない。また、異常検出による過剰反応度の発生により、炉内温度上昇を抑制し、制御を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無償できる。 運転管理（運転荷防止）	
運へい集合体	運へい事業	中性子源素	径方向変位	炉心湾曲	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計（原子炉構造、運転管理）
			径方向変位	地震変位	低	低	地震変位による反動効果の変化による出力運転中の正の反応度投入事業として顕在化しない。また、異常検出による過剰反応度の発生により、炉内温度上昇を抑制し、制御を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無償できる。 運転管理（運転荷防止）	
その他 (中性子源)	集合体	中性子源素	径方向変位	炉心湾曲	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計（原子炉構造） 運転制限（地震加振度）
			径方向変位	地震変位	低	低	地震変位による反動効果の変化による出力運転中の正の反応度投入事業として顕在化しない。また、異常検出による過剰反応度の発生により、炉内温度上昇を抑制し、制御を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無償できる。 運転管理（運転荷防止）	
その他 (中性子源)	集合体	中性子源素	構造材の密度変化	熱収縮、スエリリング	低	高	顕微鏡したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化か運転サイクル初期において変化することによる出力運転中の正の反応度投入事業として顕在化しない。また、異常検出による過剰反応度の発生により、炉内温度上昇を抑制し、制御を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無償できる。	設計（原子炉構造） 運転制限（地震加振度）
			配置の変化	誤装荷	低	極低	顕微鏡したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化か運転サイクル初期において変化することによる出力運転中の正の反応度投入事業として顕在化しない。また、異常検出による過剰反応度の発生により、炉内温度上昇を抑制し、制御を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無償できる。 運転管理（運転荷防止）	
その他 (中性子源)	集合体	中性子源素	径方向変位	炉心湾曲	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計（原子炉構造） 運転制限（地震加振度）
			径方向変位	地震変位	低	低	地震変位による反動効果の変化による出力運転中の正の反応度投入事業として顕在化しない。また、異常検出による過剰反応度の発生により、炉内温度上昇を抑制し、制御を逸脱した場合は原子炉を停止するものとしている。	設計上無償できる。 運転管理（運転荷防止）	

*1: 原子炉炉心内に設置、保守する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「格付変動」による「中性子源素」の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの。
 *3: 「高」: 安全係数低下の動作が生じるもの。「中」: 安全係数低下の動作が生じるもの。「低」: 安全係数低下の動作が生じるもの。
 *4: 「高」: 過剰反応度において発生することによって炉心内の反応度が顕微鏡になるもの。「中」: 過剰反応度において発生することによって炉心内の反応度が顕微鏡になるもの。「低」: 過剰反応度において発生することによって炉心内の反応度が顕微鏡になるもの。
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方。【内】: 故障影響の大きさ/頻度【外】: 設計標準事故に相当する事象、「顕微鏡」: 発生頻度が設計標準事故よりも低いと想定される事象
 【高/低】、【低/中】、【低/高】、【中/高】、【中/低】、【高/中】、【高/低】: 過剰反応度として対応する事象があるもの（ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。）
 【高/低】、【中/高】、【中/低】、【高/中】、【高/低】: 過剰反応度として対応する事象があるもの（ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。）
 【高/高】、【高/中】、【高/低】: 過剰反応度として対応する事象があるもの（ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。）

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(5/10)

アイテム* 1	機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響		故障影響 の程度 *4	故障影響 *5	評価結果	条件等			
				故障影響 の大きさ *3	故障影響 の範囲 *2							
炉心構成 要素	上部構造	案内管	上部案内管	上下移動	-	○	低	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)			
			下部案内管		-	○	低	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)			
	燃料部	燃料部 (可動部)	実装物の移動	実装物の密度変化		-	○	低	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)		
				実装物の移動		-	○	低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、燃焼設備は、後動又は状態の変化が生じた場合にのみ反応度が異常に投入されないことを添付書第8で定めており、設計上防止されている。	設計(原子炉構造、実験装置)		
			燃料部 (可動部)	燃料部		-	○	低	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)		
	実験設備	燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	スペクトル 調整	密度変化	熱収縮、スエリリング	-	○	低	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)	
					配置の変化	調整		-	○	低	調整したとしても、運転反応度が運転サイクル初期において変化することはない。出力運転中の正の反応度増大は、調整設備による調整によるものである。出力調整は、反応度の増大に起因しては、原子炉起動時に調整反応度、炉停止後調整を制限し、制限を解除した場合は原子炉を停止するものとしている。	運転管理(調整停止)
					径方向変位	炉心湾曲	-	-	○	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
					径方向変位	地震変位	-	-	○	低	減速材と炉心との相対位置変化により「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、燃料循環とは関係なく、燃料小が通過する現象であり、出力運転中の正の反応度増大は、燃料小が通過する現象として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置) 運転制限(地震加算度)

*1: 原子炉管轄内に設置、保守する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「炉心内の反応度増大」、「炉心内の反応度減少」、「炉心内の出力分布の異常な変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が正常に発生しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作が正常に発生しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの。「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの。
 *4: 「高」: 通常運転時に発生し得る現象。「中」: 運転中の異常な過渡変化に相当する現象。「低」: 設計基準事故に相当する現象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される現象。
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的名義。【中】内: (燃料調整の大きさ/燃料調整可能なもの)
 【高/中】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【中/低】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【高/低】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【高/中】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【高/低】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【高/中】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【高/低】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【高/中】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。
 【高/低】: 燃焼設備の動作が正常に発生し得るもの。

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(6/10)

アイテム* 1		機能		故障モード (科目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
炉心構成 要素	実施設備	照射用 実験装置	燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	集合体	故障影響*2 (「O」: 発生、「-」: 非発生) 集合状態 中性子吸収 の变化		配置の変化	中性子吸収 率の变化	中性子吸収 率の变化	中性子吸収 率の变化
						炉心支持 構造物	炉心バレル 構造物				
				配置の変化	調整弁	低	極低	調整弁したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化することのみであり、出力運転中の正の反応度増大に起因して顕在化しない。また、調整弁等による過剰反応度の増大に関しては、原子炉起動時に調整弁が閉鎖状態にあるため、原子炉を停止するものとして扱われる。	設計上無視できる。	運転管理(運転弁防止)	
				径方向歪位	炉心湾曲	低	高	反応度影響は顕在化しており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、実験装置)	
				径方向歪位	地盤歪位	低	低	凍結材と炉心との相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は発生しない。また、地盤歪位は、調整弁の動作とは異なり、調整弁の動作による過剰反応度の増大に起因して顕在化しない。	設計上無視できる。	運転制限(地震加速度)	
				炉心支持板の密度変化	熱収縮	低	高	燃料ピッチの歪化により、「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、物質固有の熱膨張率に起因するため、収縮量が限られ、熱収縮による燃料ピッチの歪化による正の反応度影響は顕在化しており、基本的に、出力運転中の正の反応度増大に起因して顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造)	
				構造材の密度変化	熱収縮	低	高	反応度影響は顕在化しており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造)	
				構造材の密度変化	熱収縮	低	高	反応度影響は顕在化しており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造)	

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂反応の変化」、「中性子吸収率の変化」、「中性子源率の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、異常な運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの。「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全圏に動作するもの

*4: 「高」: 通常の運転時において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象。「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づき故障影響評価の基本的事象「中」内: (故障影響の大きさ/頻度)
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代替されるもの
 【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代替されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代替されるもの
 【高/低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により対応する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 【高/中】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代替される場合がある。)
 【高/高】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代替される場合がある。)
 【高/高】: 設計上の措置により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(7/10)

アイテム* 1		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成品	制御要素								
制御設備	制御棒	出力制御・停止	中核子吸収材 (ベレット)の移動	ベレット溜積	低	強低	負の反応度投入	設計上無償できる。	
			上下移動	飛び出し	高	強低	制御棒吸出しにより、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。ただし、運転中は制御棒はエレクトロニクス制御により制御棒駆動機構に吊り下げられ、構造上起こらない。	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、低圧システム)
			上下移動	浮き上がり	低	低	制御棒浮き上がりにより、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、運転中は制御棒はエレクトロニクス制御により制御棒駆動機構に吊り下げられ、構造上起こらない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒)
制御棒駆動機構	制御棒	出力制御・停止	上下移動	落下	低	低	負の反応度投入	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、電源)
			径方向移動	流力阻動	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。設計上防止されている。運動は極小であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(制御棒)
			径方向移動	地震変位	低	低	地震変位による反応度投入は、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、正の反応度影響は極小であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)
制御棒駆動機構系	制御棒駆動機構	制御棒と炉心の相対位置保持	上下移動	地震変位	低	低	地震変位による反応度投入は、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、正の反応度影響は極小であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)
			上下移動	誤引抜(出力運転中)	高	中	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。運転時の異常な過渡変化(「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」)に設定		
			上下移動	誤引抜(未過渡状態)	高	中	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。運転時の異常な過渡変化(「未過渡状態からの制御棒の異常な引抜き」)に設定		
制御棒駆動機構系	制御棒駆動機構系内管	制御棒集合体駆動	上下移動	熱収縮	低	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒駆動機構)

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「棒分型の変化」、「中核子吸収材の変化」、「中核子溜りの変化」を判断項目に設定。
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えるパラメータの変動が生じるもの。「低」: 通常の運転において想定される範囲内であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの。
 *4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象。「強低」: 設計基準事象よりも低いと想定される事象。
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【内】: (故障影響の大きさ/頻度)
 【高/高】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無償できるもの
 【中/中】: 運転事象として考慮する必要はあるが、別事象に代表されるもの
 【高/強低】: 運転事象として考慮する必要はあるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を明確事象として対応する場合はある。)
 【高/低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の制限により発生しない又は影響が明瞭事象に代表されるもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 【高/強中】: 事故として対応するもの(ただし、別事象により発生しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。))
 【高/高】: 運転事象として発生し得るもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。))
 【高/高】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(8/10)

非常用制御設備	アイテム*1		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 増加、「-」: 非該当) 中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	構成品	後備炉停止制御棒									
後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒	出力制御・停止	出力制御・停止	上下移動	落下	-	低	低	負の反応度投入	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、電源)
	後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管	後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管	制御棒集合体駆動	上下移動	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒駆動機構)
放射線運搬体	回転フラグ	大回転フラグ	制御棒と炉心の相対位置保持	原子炉容器の位置変化	軸方向曲げ	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計及び炉制御制限(海倉)
			制御棒と炉心の相対位置保持	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に動作される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事象としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造インターロック)
		小回転フラグ	制御棒と炉心の相対位置保持	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に動作される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事象としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、インターロック)
後備炉停止制御棒	回転フラグ	炉心上部機構	制御棒と炉心の相対位置保持	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に動作される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事象としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造インターロック)
				上下移動	グラファイトの密度変化	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。
後備炉停止制御棒	回転フラグ	炉心上部機構	制御棒と炉心の相対位置保持	運へいコンクリートの密度変化	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(炉心、運転設計)
				生体運へい体	生体運へい体	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「体分変動の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子捕えいの変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における警報を越えてパラメータの変動が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作を発生しないが、顕在化しないもの。「低」: 安全保護回路の動作を発生しないもの

*4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度【高/高】、【中/高】、【低/高】、【高/中】、【中/中】、【低/中】、【高/低】、【中/低】、【低/低】: 故障影響の大きさ、頻度、発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

【高/高】: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

【中/中】: 運転時において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

【中/高】: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

【高/中】: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

【高/低】: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

【中/低】: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

【低/低】: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(9/10)

アイテム*	機能	故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 観測、「-」: 非観測) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
1次主冷却系	主中間冷却器	熱交換の増大	冷却材流量増大 原子炉冷却材温度制御系 (2次側冷却材温度上昇)	○	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、炉心内の反応度の異常な変化(「2次冷却材流量増大」)に設定	運転時の異常な過渡変化(「2次冷却材流量増大」)に設定	
		熱交換の減少	冷却材流量減少 原子炉冷却材温度制御系 制御器	○	高	中	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の過渡現象(「2次冷却材流量減少」)で代表	
		熱交換の減少	伝熱管閉塞	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の事故現象(「2次主循環ポンプ制御器事故」)で代表	
		熱交換の減少	伝熱管破損	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の事故現象(「2次主循環ポンプ制御器事故」)で代表	
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
1次主循環ポンプ	本体	流量減少	フローコーストダウン	○	高	中	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の過渡現象(「1次冷却材流量減少」)で代表	
		流量減少	機器故障 (羽根車破損等)	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の事故現象(「1次主循環ポンプ制御器事故」)で代表	
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
1次冷却材流量制御系	主電動機	流量増大	流量制御系故障	○	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定	
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					

*1: 原子炉管轄内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する現象、「高」: 設計基準事故に相当する現象、「超高」: 設計基準事故よりも低いと想定される現象
 *5: 故障影響の大きさ及び程度に基づく故障影響評価の基本的な考え方
 【中/高】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの
 【中/低】: 異常として発生する可能性があるが、異常な過渡変化に相当するもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合がある。)
 【高/高】: 異常として発生する可能性が高いが、異常な過渡変化に相当するもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合がある。)
 【高/中】: 異常として発生する可能性が高いが、異常な過渡変化に相当するもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別現象に化装される場合がある。)
 【超/中】: 過渡現象として対応するもの(ただし、別現象に化装される場合がある。)
 【超/高】: 設計上の措置により、該当する現象が生じないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(10/10)

アイテム*1 構成部品	機能	故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 軽微、「-」: 中程度)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
				核分裂率、中性子吸収係数の変化	中性子吸収係数の変化						
1次主冷却系	冷却材	配管(内管)	冷却材の保持	インベントリ減少	○	-	中	※ 「冷却材」に同じ	他の過渡事象(「1次冷却材流量増大」)で代表		
		インベントリ増大	補助中間熱交換器故障、1次オーバーフロー系故障	○	-	高	中	炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡事象(「1次冷却材流量増大」)で代表		
		冷却材の密度変化	熱収縮	○	○	低	高	冷却材固有の熱膨張率に起因するため、収縮量が限られ、熱収縮での密度変化による炉心内の反応度増大は極めて小さい。出力変動が原因で炉心内の反応度増大が顕在化しない。	設計上無損できる。	設計管理(原子炉本体)	
		冷却材の密度変化	制御棒からのヘリウム放出	○	○	低	高	ヘリウムベント孔は燃料より上方にあり、反応度の影響として顕在化しない。	設計上無損できる。	設計管理(制御棒)	
		冷却材の密度変化	カーバースガス巻き込み	○	○	低	中	真の反応度投入	設計上無損できる。	設計管理(原子炉本体)	
		冷却材への不純物の混入	吸収材の混入	-	○	低	低	真の反応度投入	設計上無損できる。	設計管理(原子炉本体)	
		冷却材への不純物の混入	減速材(潤滑油等)の混入	○	-	中	低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、設計上防止されている。	他の事故事象(「燃料スランピン」)で代表		
		インベントリ減少	1次冷却材漏えい	○	-	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の事故事象(「1次冷却材漏えい事故」)で代表		
		熱交換の増大									
		熱交換の減少									
2次主冷却系	冷却材	主冷却機 設備	最終ヒートシンクへの熱輸送	風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
2次主循環ポンプ	冷却材	配管	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大							
				流量減少							
				インベントリ増大							
				インベントリ減少							

ただし、温度を媒介として炉心反応度へ影響し、主中間熱交換器の熱交換の増大・減少する事象に包括

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本内に対象とする。
 *2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全係数回復の動作を発生しないが、通常の運転における程度を超えてパラメータの変動が生じるもの。
 「中」: 安全係数回復の動作を発生しないが、安全係数回復の範囲であり、顕在化しないもの。生じないもの又は安全係数回復動作を発生させるもの。
 「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの。
 *4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の通常の過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象。「超底」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象。
 *5: 故障影響の大きさ及び顕在化の程度に基づく故障影響の基本的な考え方。【】内: (故障影響の大きさ/程度) 設計上無損できるもの
 [中/低]: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 [中/高]: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 [高/超底]: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの。
 [高/低]: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 [超/中]: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 [超/高]: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(1/5)

アイテム*1	機能		故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 異常, 「-」: 非観測)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
	構成	構成品			燃料温度の異常増減/燃料温度 の変化	燃料温度の異常増減/燃料温度 の変化							
炉心構成 要素	燃料集合体	燃料集合体	冷却材流路の開所閉塞	異物(潤滑油含む。)の 埋入等	-	○	中	低	「炉心冷却能力の低下に至る事 故」に該当する。ただし、エント ラジエータスへの冷却材流路閉塞は 観測的であり、また、1/2次冷却材 ポンプ潤滑油の冷却材中への埋入 は、設計上防止される。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表			
					燃料集合体 スバイタル ワイヤ	異物の埋入等(スエリン ク、流力機動含む。)	-	○	○	中	低	設計基準事故(「冷却材流路閉塞 事故」)に設定	
	炉心燃料 集合体	燃料集合体	放射線物質(核 分裂生成ガス)を 含む。の保持	閉所閉塞等に起因する 万一の燃焼管破損等	-	○	○	中	低	設計基準事故(「冷却材流路閉塞 事故」)に設定			
			燃料保持・ 冷却	燃焼管破損に伴う ヘリウムガス漏えい	○	-	-	中	低	「炉心冷却能力の低下に至る事 故」に該当。ただし、間所的な熱 漏能力低下が発生する事象	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表		
1次主冷却系	主中間熱交換器	最終ヒート シランクへの 熱輸送	熱交換の増大	冷却材流量増大 原子炉冷却材温度制御系破 損等 (2次側冷却材温度低下)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートシランクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却材の機能喪失に包絡 される主冷却材流量減少事象に包絡	他の事故事象(「主冷却器空流 量の増大」)で代表			
				熱交換の減少	冷却材流量減少 原子炉冷却材温度制御系破 損等 (2次側冷却材温度上昇)	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートシランクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却材の機能喪失、2次 系冷却材流量減少事象に包絡	他の事故事象(「主冷却器空流 量の減少」/「2次冷却材流量減 少」)又は事故事象(「主冷却器 流量制御系破損」/「主冷却器 ポンプ軸回閉塞事故」)で代表	
				熱交換の増大	伝熱管閉塞	-	○	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートシランクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却材の機能喪失、2次 系冷却材流量減少事象に包絡	他の事故事象(「主冷却器空流 量の減少」/「2次冷却材流量減 少」)又は事故事象(「主冷却器 流量制御系破損」/「主冷却器 ポンプ軸回閉塞事故」)で代表	
				熱交換の減少	伝熱管破損	-	○	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートシランクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却材の機能喪失、2次 系冷却材流量減少事象に包絡	他の事故事象(「主冷却器空流 量の減少」/「2次冷却材流量減 少」)又は事故事象(「主冷却器 流量制御系破損」/「主冷却器 ポンプ軸回閉塞事故」)で代表	
※ 「内圍燃料集合体」に同じ													
※ 「内圍燃料集合体」に同じ													
※ 「内圍燃料集合体」に同じ													
※ 「内圍燃料集合体」に同じ													

*1: 最終ヒートシランクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「燃料温度の変化」を制御項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における設定を離れてパラメータの異常が生じるもの、「低」: 通常の運転において想定される範囲の範囲であり、顕在化しないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 故障の影響が、通常の運転において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な増減変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「観測」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと判定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び程度に基づき故障影響評価の基本的な考え方【】内: 【故障影響の大きさ/程度】

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)

【高/高】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(2/5)

アイテム*1	機能	故障モード (構目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 発生、「-」: 非発生)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				燃料温度の異常な変化 の程度	燃料温度の異常な変化 の程度					
1次主循環ポンプ	本体	流量増大	機器故障 (羽根車破損等)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量減少」)に設定	
		流量減少	制御	-	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次主循環ポンプ制御事故」)に設定	
		インバントリ減少								
1次主冷却系	アウトターケーシング	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	主電動機	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	ボギーモーター	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	1次冷却材流量制御系	流量増大	流量制御系故障	○	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定	
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	配管(内管)	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	冷却材	流量増大	補助中間熱交換器詰り・オーバフロー系故障	○	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過渡現象で代表(「1次冷却材流量増大」)	
		流量減少	1次冷却材詰り	-	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次冷却材詰り事故」)に設定	
		インバントリ減少								
1次主冷却系	冷却材	流量増大	2次冷却材流量増大・流量増大	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却側のうち主送風機側の異常な過渡変化(「主冷却材流量増大」)に包摂	他の過渡現象で代表(「主冷却材流量増大」)	
		流量減少	原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次冷却材流量低下)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却側のうち主送風機側の異常な過渡変化(「主冷却材流量減少」)に包摂	他の過渡現象(「主冷却材流量減少」)又は事故現象(「主送風機流量制御低下事故」/「2次主循環ポンプ制御事故」)で代表	
		インバントリ減少								
2次主冷却系	主冷却器	流量増大	2次冷却材流量減少・流量減少	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却側のうち主送風機側の異常な過渡変化(「主冷却材流量減少」)に包摂	他の過渡現象(「主冷却材流量減少」)又は事故現象(「主送風機流量制御低下事故」)	
		流量減少	原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次冷却材流量低下)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却側のうち主送風機側の異常な過渡変化(「主冷却材流量減少」)に包摂	他の過渡現象(「主冷却材流量減少」)又は事故現象(「主送風機流量制御低下事故」)	
		インバントリ減少								
2次主冷却系	主冷却器	流量増大	伝熱管閉塞又は冷却材イン故障	-	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な熱の逃がし場である主冷却側のうち主送風機側の異常な過渡変化(「主冷却材流量減少」)に包摂	他の過渡現象(「主冷却材流量減少」)又は事故現象(「主送風機流量制御低下事故」)	
		流量減少								
		インバントリ減少								

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象
 *2: 「燃料温度の変化」、「燃料温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における設定を踏まえてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「超低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと判定される事象
 *4: 「高」: 燃料温度の異常な変化の程度が大きいもの、「中」: 燃料温度の異常な変化の程度が中程度のもの、「低」: 燃料温度の異常な変化の程度が小さいもの
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【内】: 故障影響の大きさ/頻度
 【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別現象に代表されるもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合がある。)
 【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別現象に代表されるもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別現象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡現象として対応するもの(ただし、別現象に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(3/5)

アイテム* 1		機能	故障モード (無目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
2次冷却系	主送風機	主送風機 (電磁ブレーキを含む。)	風量増大	機械故障等 (現像機故障等)	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 設計基準事故(「主送風機風量増大」)に設定	運転時の異常な過熱変化(「主送風機風量増大」)に設定		
			風量減少	制御機構又は 電磁ブレーキ制御作	高	低	設計基準事故(「主送風機風量減少」)に設定			
			風量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 設計基準事故(「主送風機風量増大」)に設定			
		主送風機 設備	風量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	設計基準事故(「主送風機風量増大」)に設定		
			風量減少		高	低	設計基準事故(「主送風機風量減少」)に設定			
			風量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
	炉心冷却材	炉心冷却材温度制御系	炉心冷却材温度制御系	風量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	設計基準事故(「炉心冷却材温度制御系」)に設定	
				風量減少		高	低	設計基準事故(「炉心冷却材温度制御系」)に設定		
				風量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当		
				風量減少		高	低	設計基準事故(「炉心冷却材温度制御系」)に設定		
				風量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当		
				風量減少		高	低	設計基準事故(「炉心冷却材温度制御系」)に設定		
2次主循環ポンプ	2次主循環ポンプ	2次主循環ポンプ	流量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	設計基準事故(「2次主循環ポンプ」)に設定		
			流量減少		高	低	設計基準事故(「2次主循環ポンプ」)に設定			
			流量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
			流量減少		高	低	設計基準事故(「2次主循環ポンプ」)に設定			
			流量増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
			流量減少		高	低	設計基準事故(「2次主循環ポンプ」)に設定			
配管	配管	配管	インベントリ増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	設計基準事故(「2次冷却回路」)に設定		
			インベントリ減少		高	低	設計基準事故(「2次冷却回路」)に設定			
			インベントリ増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
			インベントリ減少		高	低	設計基準事故(「2次冷却回路」)に設定			
			インベントリ増大		高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
			インベントリ減少		高	低	設計基準事故(「2次冷却回路」)に設定			

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象
 *2: 「燃料温度の変化」、「燃焼管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全係数超過の動作が生じるもの、「中」: 安全係数超過の動作を繰り返してパラメータの変動が生じるもの、「低」: 安全係数超過の動作が通常運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全面に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時に発生することが想定される事故、「中」: 運転時の異常な過熱変化に相当する事故、「低」: 設計基準事故に相当する事故、「超」: 設計基準事故よりも低いと想定される事故
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は発生前に動作し、設計基準事故を発生させるもの
 【中/中】: 過渡現象として発生する必要があるが、閉塞時に代表されるもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合はある。)
 【高/高】: 事故として対応するもの(ただし、閉塞時に代表されるもの)
 【高/中】: 過渡現象として対応するもの(ただし、閉塞時に代表される場合はある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(4/5)

アイテム*1	機能	故障モード (発目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 異常、「F」: 非異常)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				燃料温度の補償制御/冷却材温度の変化	冷却材温度の変化					
1次補助冷却系	補助中間換热器	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	補助中間換熱器設備、1次オーバフロー系故障	○	-	中	中	他の過渡事象で代表(「1次冷却材流量増大」)		
	循環ポンプ	冷却材の保持	インベントリ増大							
	配管(内管)	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	インベントリ増大							
	冷却材	冷却材の保持	インベントリ増大							
2次補助冷却系	補助冷却機	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	1次冷却材漏えい	-	○	高	低	設計基準事故(「1次冷却材漏えい事故」)に設定		
	循環ポンプ	冷却材の保持								
	配管	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)								
	冷却材	冷却材の保持								
冷却材純化設備	1次ナトリウム純化系	冷却材の純化管理	冷却材中不純物の増大	-	○	中	低	異物の混入により冷却材循環の閉塞に至る場合には、「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。不純物は、閉塞物の一つと考える。		他の過渡事象(「冷却材純化設備」)で代表
	2次ナトリウム純化系	冷却材の純化管理	冷却材中不純物の増大	-	○	中	低	異物の混入により冷却材循環の閉塞に至る場合には、「炉心冷却能力の低下に至る事故」又は事故事象(「主冷却系流量増大」)に該当する。2次冷却材系における冷却材の閉塞は、最終ヒートシンクへの熱輸送能力を阻害するものである。		他の過渡事象(「主冷却系流量増大」)又は事故事象(「主冷却系流量増大」)で代表
	試料採取設備	冷却材の純化管理								
	1次オーバフロー系	通常運転時の原子炉/原子炉管理層間の維持	通常運転時の原子炉/原子炉管理層間の維持							
ナトリウム充填・ドレン設備	1次ナトリウム充填・ドレン系	ナトリウムドレン	インベントリ増大							
	2次ナトリウム充填・ドレン系	ナトリウムドレン	インベントリ増大							

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「補償温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を遅延させるパラメータの異常が生じるもの、「低」: 冷却材の純化に必要となる冷却材の供給が、通常運転において想定される初期の範囲であり、顕微化しないもの、生じないもの又は安全範囲に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】
 [中/高]: 事故として考慮する必要はあるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 [中/低]: 過渡事象として考慮する必要はあるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 [高/低]: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 [高/中]: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 [低/中]: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(5/5)

アイテム*	機能	故障モード (構目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「FO」: 原因、「F」: 非原因) 燃料温度の異常な過渡変化 の変化	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
アルゴンガス設備	1次アルゴンガス系 2次アルゴンガス系	1次冷却系の カバース	制御系故障・他系からの ガス導入	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、本機が導入した場合には、1次アルゴンガス系に異常な変化が生ずるため、「制御への設計性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無損できる。	設計(1次アルゴンガス系)
		2次冷却系の カバース	制御系故障・漏えい	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、「環境への設計性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無損できる。	設計(1次アルゴンガス系)
		原子炉停止時の 1次冷却系の 予熱	制御系故障・他系からの ガス導入	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、本機が導入した場合には、2次アルゴンガス系に異常な変化が生ずるため、「制御への設計性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無損できる。	設計(2次アルゴンガス系)
		原子炉停止時の 2次冷却系の 予熱	制御系故障・漏えい	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。	設計上無損できる。	設計(2次アルゴンガス系)
ナトリウム 予熱設備	原子炉停止時の 1次冷却系の 予熱 電圧ヒータ予熱系	安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当							
	原子炉停止時の 2次冷却系の 予熱 電圧ヒータ予熱系	安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当							
	常用電源 供給	電圧喪失	外部電源喪失	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当 運転時の異常な過渡変化(「外部電源喪失」)に設定	
	燃料物質の取込施設及び貯蔵施設	燃料物質の取込施設及び貯蔵施設							
	放射線管理施設								
	原子炉格納施設								
	その他試験研究用原子炉の附属施設(常用電源を除く。)								

*1: 試験研究用原子炉の附属施設(常用電源を除く。)
 *2: 「燃料温度の変化」、「格納庫温度の変化」、「炉心冷却能力の低下に至る事故」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全係数回復の動作が生じるもの、「中」: 安全係数回復の動作を要しないが、通常の運転における想定を踏まえてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時に発生することが想定される事故、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事故、「低」: 設計基準事故に相当する事故、「極低」: 発生頻度が設計基準事故より低いと判定される事故
 *5: 故障影響の大きさ及び程度に基づく故障影響の基本的な考え方【中】内: 故障影響の大きさ/程度
 【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表されるもの)
 【極/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(1/4)

アイテム※1 構成品	機能		故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの主要要因)	故障影響 ※2 (「O」:発生、「-」:非発生)		故障影響 の大きさ	故障影響 の本質	故障影響 ※5	評価結果	条件等	
	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持			放射特性物質の放出	放射特性物質の放出						
炉心構成要素	燃料集合体	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	炉心燃料集合体(燃料管)	燃料管の破損	○	低	低	※		燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射特性物質は、原子炉容器からのハバによる放射特性物質の異常な放出に起因しないため、燃料管の破損による放射特性物質の異常な放出に非該当	設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当。原子炉冷却炉ハウジング内に設置されている原子炉冷却炉ハウジングの設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当	
			燃料管集合体(燃料管)	燃料管の破損	○	低	低	※	燃料管集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射特性物質は、原子炉容器からのハバによる放射特性物質の異常な放出に起因しないため、燃料管の破損による放射特性物質の異常な放出に非該当	設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当。原子炉冷却炉ハウジング内に設置されている原子炉冷却炉ハウジングの設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当	設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当	
			燃料管集合体(燃料管)	燃料管の破損	○	低	低	※	燃料管集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射特性物質は、原子炉容器からのハバによる放射特性物質の異常な放出に起因しないため、燃料管の破損による放射特性物質の異常な放出に非該当	設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当	設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当	
			燃料管集合体(燃料管)	燃料管の破損	○	低	低	※	燃料管集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射特性物質は、原子炉容器からのハバによる放射特性物質の異常な放出に起因しないため、燃料管の破損による放射特性物質の異常な放出に非該当	設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当	設計(原子炉冷却炉ハウジング内)に於いて、「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射特性物質の異常な放出」に非該当	
1次主冷却系	配管(内管)	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	配管(内管)	配管の破損	○	高	高		設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当		
				配管(内管)	配管の破損	○	高	高		設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
				配管(内管)	配管の破損	○	高	高		設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
放射線遮蔽	原子炉容器	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	大回転ブランク	回転ブランクの破損	○	高	高		設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当		
			小回転ブランク	回転ブランクの破損	○	高	高		設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当		
補助冷却設備	2次主冷却系	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	配管(内管)	配管(内管)	配管(内管)の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
				2次補助冷却系	配管(内管)の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
				1次ナトリウム熱交換器	配管(内管)の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
				2次ナトリウム熱交換器	配管(内管)の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
ナトリウム充填・ドレン設備	2次ナトリウム充填・ドレン系	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	配管	配管	配管の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
				配管	配管の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	設計基準事故(「1次冷却炉排入」)に非該当	
アルゴンガス設備	1次アルゴンガス系	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	配管	配管	配管の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	
				配管	配管の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	
2次アルゴンガス系	2次アルゴンガス系	放射性物質(核分裂生成ガスを含む。)の保持	配管	配管	配管の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	
				配管	配管の破損	○	高	高	※	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	設計基準事故(「1次アルゴンガス排入」)に非該当	

※1: 放射性物質を保持する構成品を対象
 ※2: 「放射性物質の放出」を判断項目に設定
 ※3: 「高」: 環境への放射特性物質の放出が管理区域以内に留まるもの、「中」: 放射性物質の放出が管理区域外に留まるもの、「低」: 放射性物質の放出が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 ※4: 「高」: 異常運転状態において発生することから想定される事象、「中」: 運転中の異常を迅速に対応して相応する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象
 ※5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【1】内: (故障影響の大きさ/頻度)
 ※6: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【2】内: (環境への放射特性物質の異常な放出)に該当しないもの【中/低】、「低/低」: 「環境への放射特性物質の異常な放出」に該当しないもの【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、閉塞時に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(2/4)

アイテム*1 構成品	機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「0」: 無し、「1」: 非該当)		故障影響 の大きさ*3	故障影響 の頻度*4	故障影響*5	評価結果	条件等						
				放射性物質の放出	放射性物質の放出											
燃料交換機	燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○		低	低	燃料集合体は、原子炉容器内で取り出されるため、放出された放射性物質は原子炉容器内及び原子炉容器の周辺に閉じ込められ、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(原子炉冷却材ポンプタリ、原子炉カバーガスバウンダリ)						
											燃料集合体の落下・破損等	燃料集合体の落下・破損等	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料集合体の落下・破損等	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料集合体の落下・破損等	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料集合体の落下・破損等	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料集合体の落下・破損等	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
燃料取扱設備	燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○		高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	設計上無視できる。	設計(原子炉冷却材ポンプタリ、原子炉カバーガスバウンダリ)						
											燃料取扱設備	燃料取扱設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料取扱設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料取扱設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料取扱設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料取扱設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料取扱設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料取扱設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料取扱設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												燃料取扱設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料取扱設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
新燃料貯蔵設備	新燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○		高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	設計上無視できる。	設計(原子炉冷却材ポンプタリ、原子炉カバーガスバウンダリ)						
											新燃料貯蔵設備	新燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は新燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												新燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は新燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												新燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は新燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												新燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は新燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												新燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は新燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○		高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は燃料集合体の落下・破損等によるものに限られる。	設計上無視できる。	設計(原子炉冷却材ポンプタリ、原子炉カバーガスバウンダリ)						
											使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は使用済燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												使用済燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は使用済燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												使用済燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は使用済燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												使用済燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は使用済燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表
												使用済燃料貯蔵設備	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、閉じ込められるため、放射性物質の放出は使用済燃料貯蔵設備によるものに限られる。	他の事故事象(「燃料取扱設備事故」)で代表

*1: 放射性物質を保有する構成品等を対象
 *2: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当するもの、「中」: 放射性物質の放出が環境区域に発生するもの、「低」: 放射性物質の放出が燃料集合体内に留まるもの
 *3: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当するもの、「中」: 環境への放射性物質の異常な放出が想定される事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象
 *4: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当するもの、「中」: 環境への放射性物質の異常な放出が想定される事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に関する「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの
 *6: 故障影響の大きさ及び頻度に関する「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの
 *7: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当するもの(ただし、閉鎖的に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(3/4)

放射性物質 処理設備	アイテム※1 構成	機能	故障モード (前目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの異常要因)	故障影響※2 (「0」:無害、「-」:非該当)		故障影響 の大きさ ※3	故障影響 の範囲 ※4	故障影響※5	評価結果	条件等
					放射線	放射性物質の放出					
放射性物質 処理設備	構成	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、廃ガス処理は、放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持する二次容器が破損するに起因する異常な放出(「放射性物質の異常な放出」)に留まり、放射性物質の異常な放出に留まらない。	他の事故事象(「放射性物質の異常な放出」)にて代表		
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。	設計基準事象(「放射性物質の異常な放出」)にて代表		
			放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	配管の破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。	他の事故事象(「放射性物質の異常な放出」)にて代表		
			放射性物質の放出	配管等の破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	
			放射性物質の放出	タンクの破損	○	中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)	

※1:放射性物質を保持する構成部品等を対象

※2:「放射性物質の放出」を判断項目に設定

※3:「高」:設計上の放射性物質の放出が生じるもの、「中」:放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」:放射性物質の放出が機器ハウジング内に留まるもの

※4:「高」:通常運転時において発生することが想定される事象、「中」:運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」:設計基準事象に相当する事象、「無」:発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

※5:故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【1】内:【故障影響の大きさ/頻度】

【中/低】:【高/低】:【無/低】:事故として対応するもの(ただし、別事象にて代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(4/4)

アイテム*1 構成品	機能	故障モード (番号パラメータ)	故障原因 (パラメータの起動要因)	故障影響*2 (「0」：無害、「1」：非該当)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				放射線物質の放出	放射線物質の放出					
液体廃棄物処理設備	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例：ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の処理	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
計測制御系統施設										
放射線管理施設										
原子炉格納施設										
その他被曝研究用等原子炉の附属施設										

*1：放射性物質を保有する構成品等を対象

*2：「放射性物質の放出」を制御項目に設定

*3：「高」：環境への放射性物質の放出が生じることか想定される事象、「中」：運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」：設計基準事故に非該当

*4：「高」：過渡運転時に発生することか想定される事象、「中」：運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」：設計基準事故に非該当

*5：故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内：【故障影響の大きさ/頻度】に該当しないもの

【中/低】、【低/低】：事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

※ 核分裂生成ガスを保有していない、又は「環境への放射性物質の異常な放出」に際するMSに該当するため、設計基準事故の異常事象に非該当

追補VI. 2 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定及び液位への影響

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるため、「1次冷却材漏えい事故」において、1次冷却材漏えいによる炉心冷却能力の低下について評価している。

「1次冷却材漏えい事故」における破損位置及び破損形態の想定では、燃料被覆管及び冷却材温度を高め評価するために、漏えい口からの漏えい流速が大きくなる1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管（以下「小口径配管」という。）の破断を仮定している。

また、炉心冷却能力の解析では、炉心流量がステップ状に減少するものとし、炉心流量の減少幅は漏えい口からの最大の漏えい流速を包絡する80kg/sとしている。

小口径配管の破断の漏えい口の大きさ（約22cm²）は、1次冷却系主配管における割れ状の漏えい口（Dt/4）の大きさ（約5cm²（1次主循環ポンプ出口～原子炉容器入口の配管））を包絡する保守的な仮定である。

この仮定は、既許可で漏えい口を設定した際^[1]に、板厚（t）を口径（D）に便宜的に置換する式を小口径配管に適用できなかったこと、及び小口径配管の破断を仮定しても判断基準を満足することから、保守的な仮定として、小口径配管の破断を仮定したものである。

上記の漏えい口の仮定は、既許可からの変更はなく、十分に保守的であり、安全設計上想定すべきものを包絡するものである。参考までに、ナトリウム冷却炉の設計の特徴及び配管破損に関する最新知見を踏まえた漏えい口の評価を第1表に示す。最新知見において、 $24 \leq D/t \leq 127$ の範囲の配管における漏えい口の大きさはDt/4、 $D/t < 24$ の範囲の小口径配管における漏えい口の大きさは $6t^2$ で評価できる^[1]。第1表に示すとおり、漏えい口の大きさは1次冷却材漏えい事故で想定している22cm²を大幅に下回る。

第1表 漏えい口の大きさ

区画	配管（内管）仕様 （D：配管外径、t：肉厚）	D/t	漏えい口の大きさ （cm ² ）
原子炉容器出口～ 主中間熱交換器入口	20B 配管（D：508.0mm、t：9.5mm）	約 53	約 12 ^{*1}
1次主循環ポンプ出口 ～原子炉容器入口	12B 配管（D：318.5mm、t：6.5mm）	49	約 5 ^{*1}
充填・ドレン系統	2B 配管（D：60.5mm、t：3.5mm）	約 17	約 0.7 ^{*2}

*1：Dt /4（適用範囲 $24 \leq D/t \leq 127$ ）

*2： $6t^2$ （小口径配管であるため、 $12t=D/2$ の換算を実施せず）

なお、液位確保に関しては、1次主冷却系及び1次補助冷却系は、主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、二重壁内の空間容積を制限すること等により、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、第1図に示すとおり、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持することができる。当該二重構造部は、原子炉容器廻り、1次主冷却系Aループ、1次主冷却系Bループ及び1次補助冷却系に区画化されており、各区画の二重構造の間隙の容積は、以下のとおりである。

- 原子炉容器廻り : 約 4 m³
- 1次主冷却系Aループ : 約 6 m³
- 1次主冷却系Bループ : 約 6 m³
- 1次補助冷却系 : 約 1 m³

第2表 1次主冷却系における間隙の容積

区画	配管（外管）仕様 (d : 配管内径)	配管（内管）仕様 (D : 配管外径)	間隙の容積 (m ³)
原子炉容器出口～ 主中間熱交換器入口	22B 配管 (d : 552.8mm)	20B 配管 (D : 508.0mm)	約 1
主中間熱交換器	—	—	約 2
主中間熱交換器出口～ 1次主循環ポンプ入口	20B 配管 (d : 502.0mm)	18B 配管 (D : 457.2mm)	約 1
1次主循環ポンプ	—	—	約 1
1次主循環ポンプ出口～ 原子炉容器入口	16B 配管 (d : 400.4mm)	12B 配管 (D : 318.5mm)	約 1
計			約 6

[1] : 配管破損の形態と大きさについて (PNC TN243 81-06) ※

※ 漏えい口の大きさの評価式の導出においては、冷却材漏えい事故を想定するための工学的モデルとして、以下の (i)、(ii) の仮定を設けている。

(i) 供用開始時点において、大きなき裂状欠陥が存在すると仮定する。

(ii) 設計条件を超える過大な荷重サイクルにより、この初期欠陥から疲労き裂が進展し、壁厚貫通により冷却材の漏えいが生じると仮定する。

また、貫通時の亀裂中央の開口幅の評価条件のうち、D/t 比、配管内圧、配管物性値の温度を保守的に設定するとともに、主冷却系配管については、貫通時の想定き裂長さも保守的に D/2 としている。

