

ダウン解析用SATAN-Mと同等なコードである。

SATAN-VIの入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(9) SATAN-M (Small LOCA) (9)(11)

小破断ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mに機能追加を行ったコードである。

SATAN-M (Small LOCA) の入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。

(10) WREFLOOD (8)(9)(10)

リフィル/再冠水解析コードWREFLOODは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をSATAN-M又はSATAN-VIに引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注入により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点及び注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピー変化に対しては、原子炉容器ダウンコマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及びその他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時

に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。

WREFLOODの入力には、系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク及び原子炉容器残存量、蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが満水になる時刻）、再冠水開始時の蓄圧タンク残存量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(11) BASH-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾

再冠水解析コードBASH-Mは、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における1次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。BASH-Mは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとその他の1次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ポイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

- a. 液相への強制対流熱伝達
- b. 核沸騰熱伝達
- c. 遷移沸騰熱伝達
- d. 膜沸騰熱伝達
- e. 液滴へのふく射熱伝達
- f. 蒸気への強制対流熱伝達
- g. 蒸気へのふく射熱伝達

1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様

に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡ししながら計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。

BASH-Mの入力には、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(12) COCO⁽⁸⁾⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

COCOの入力には、原子炉格納容器自由体積、構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これらはブローダウン期間についてはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル期間についてはWREFLOOD、再冠水期間についてはBASH-M又はWREFLOODの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(13) LOCTA-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾

燃料棒熱解析コード LOCTA-M は、SATAN-M、WREFLOOD 及び BASH-M の出力を入力として、ブローダウン期間より再冠水期間に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-M は大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分からなる。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン期間は SATAN-M の出力として与えられる炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

- a. 核沸騰熱伝達
- b. 遷移沸騰熱伝達
- c. 蒸気への強制対流熱伝達
- d. 蒸気へのふく射熱伝達

リフィル期間は燃料棒間のふく射熱伝達のみを考慮し、また再冠水期間は BASH-M の出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、BASH-M の炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

- a. 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生
- b. 燃料被覆管でのジルコニウム-水反応による熱発生
- c. 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上下各々 3.8cm の範囲でジルコニウム-水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価は ORNL の実験に基づいて三菱原子力工業（株）が作成した反応速度相関式⁽¹²⁾により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量は Baker-Just の式⁽¹³⁾に基づいて計算する。

燃料ペレット-燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ

内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

LOCTA-Mの入力には、SATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。

(14) LOCTA-IV⁽⁹⁾⁽¹¹⁾

燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) の出力を入力として、小破断ブローダウン期間に炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-IVの解析モデルは大破断解析用コードLOCTA-Mのブローダウン期間の解析モデルと基本的に同じである。

LOCTA-IVの入力には、SATAN-M (Small LOCA) の出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。

(15) その他のコード

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からの γ 線による線量の計算には線量計算コードSCATTERING及びSPANを使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量の評価」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については以下のコードを使用して、解析の入力値を得る。

a. HIDRA

2群2次元拡散コードHIDRAは、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力として減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布が求められる。

b. ANC

2群3次元拡散コードANCは、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力として減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布が求められる。

第1.2.1表 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	2,660MWt	±2%
1 次 冷 却 材 平 均 温 度	302.3℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa[gage] (157.2kg/cm ² G)	±0.21MPa (±2.1kg/cm ²)

第 1.2.2 表 解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118% (定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35% (定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.2.3図参照)	6.0
過大出力 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.2.3図参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65%(定格値に対して)	1.2
蒸気発生器水位異常低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

第1.2.3表 解析に使用する工学的安全施設作動
信号の作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号 a. 原子炉圧力低と 加圧器水位低の一致	12.04MPa[gage] (圧力) (122.8kg/cm ² G) 水位検出器下端水位 (水位)	2.0
b. 原子炉圧力異常低	11.36MPa[gage] (115.8kg/cm ² G)	2.0
c. 主蒸気流量高と主蒸気ラ イン圧力低の一致	注 参照 (流量) 3.35MPa[gage] (圧力) (34.2kg/cm ² G)	2.0
d. 原子炉格納容器圧力高	0.034MPa[gage] (0.35kg/cm ² G)	2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気流量高と主蒸気ライン 圧力低の一致	非常用炉心冷却設備作動信号の cと同じ	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動信 号 原子炉格納容器圧力異常高	0.136MPa[gage] (1.39kg/cm ² G)	2.0

(注) 主蒸気管破断で使用するが、この場合主蒸気流量高は瞬時に発生するため作動
限界値は不要である。

第 1.2.4 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
 — 運転時の異常な過渡変化

分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	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	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.2.5 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
—設計基準事故

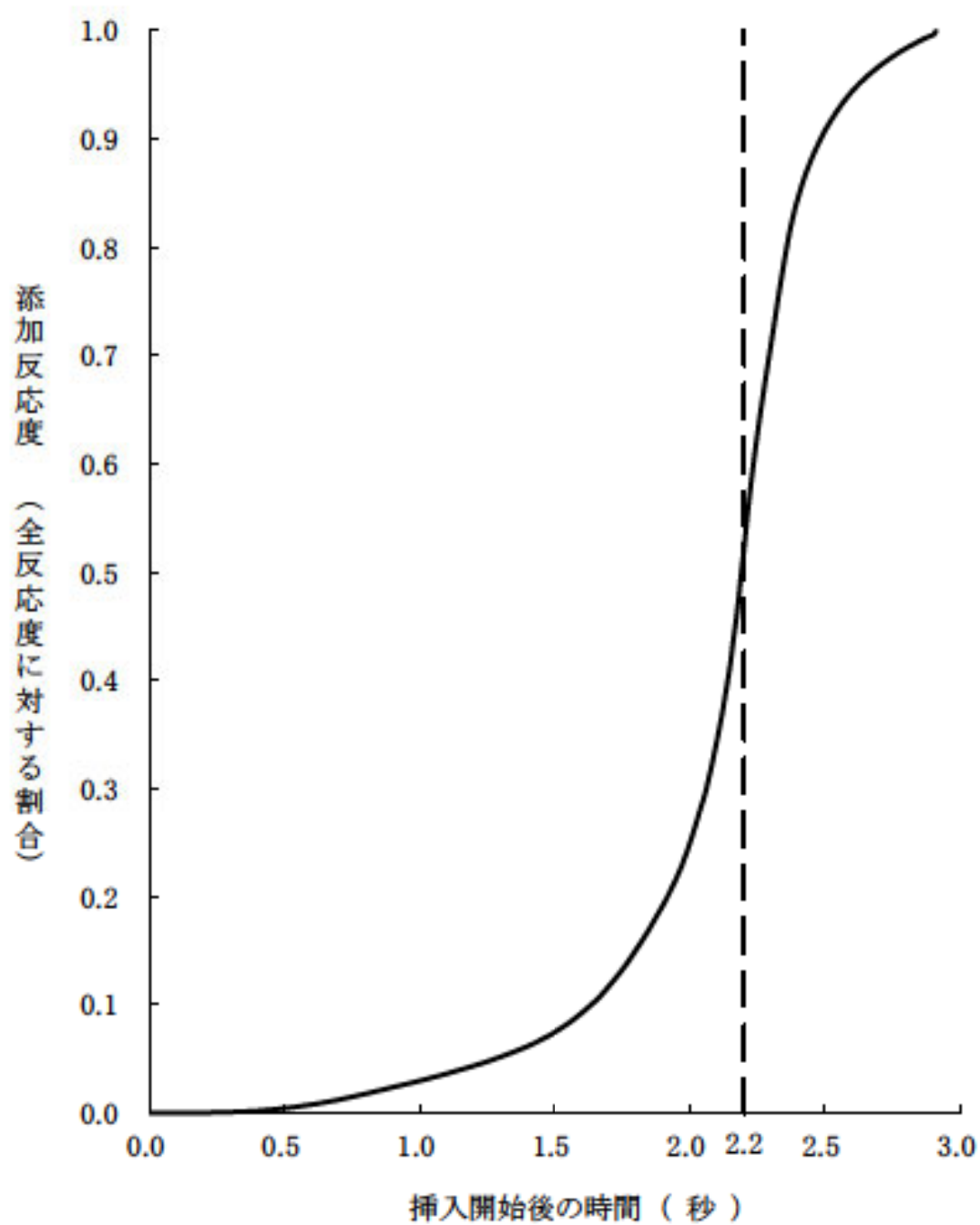
分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 アニュラス 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器スプレイ系 アニュラス空気浄化系 安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-2	放射性物質放出の防止機能	排気筒
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.3.1 表 解析に使用する計算プログラム一覧表 (1)
 ー運転時の異常な過渡変化

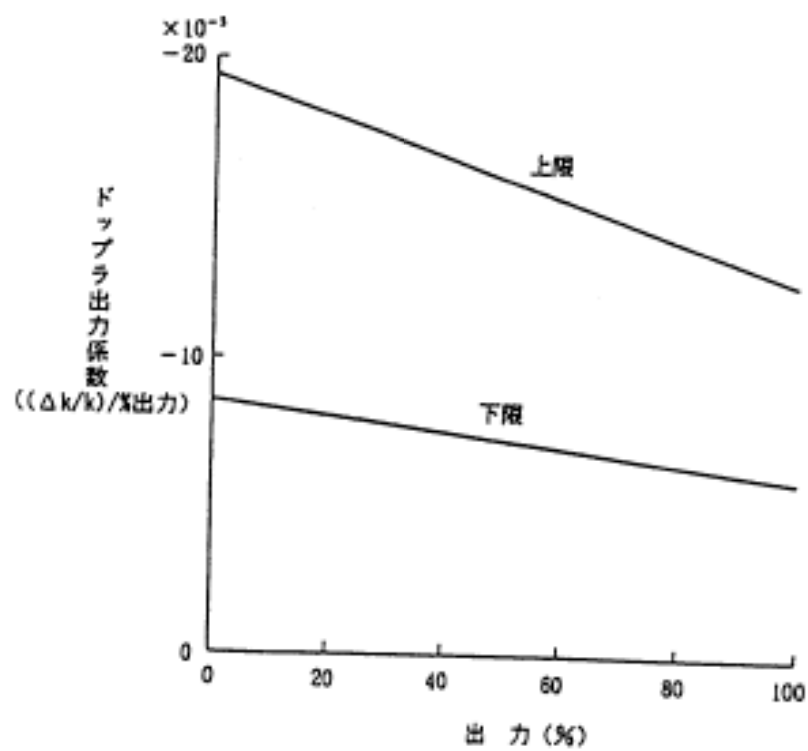
分 類	解 析 項 目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL HIDRA又はANC THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL FACTRAN THINC-III
	外部電源喪失	—
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	
蒸気発生器への過剰給水		
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	

第 1.3.2 表 解析に使用する計算プログラム一覧表 (2)
 -設計基準事故

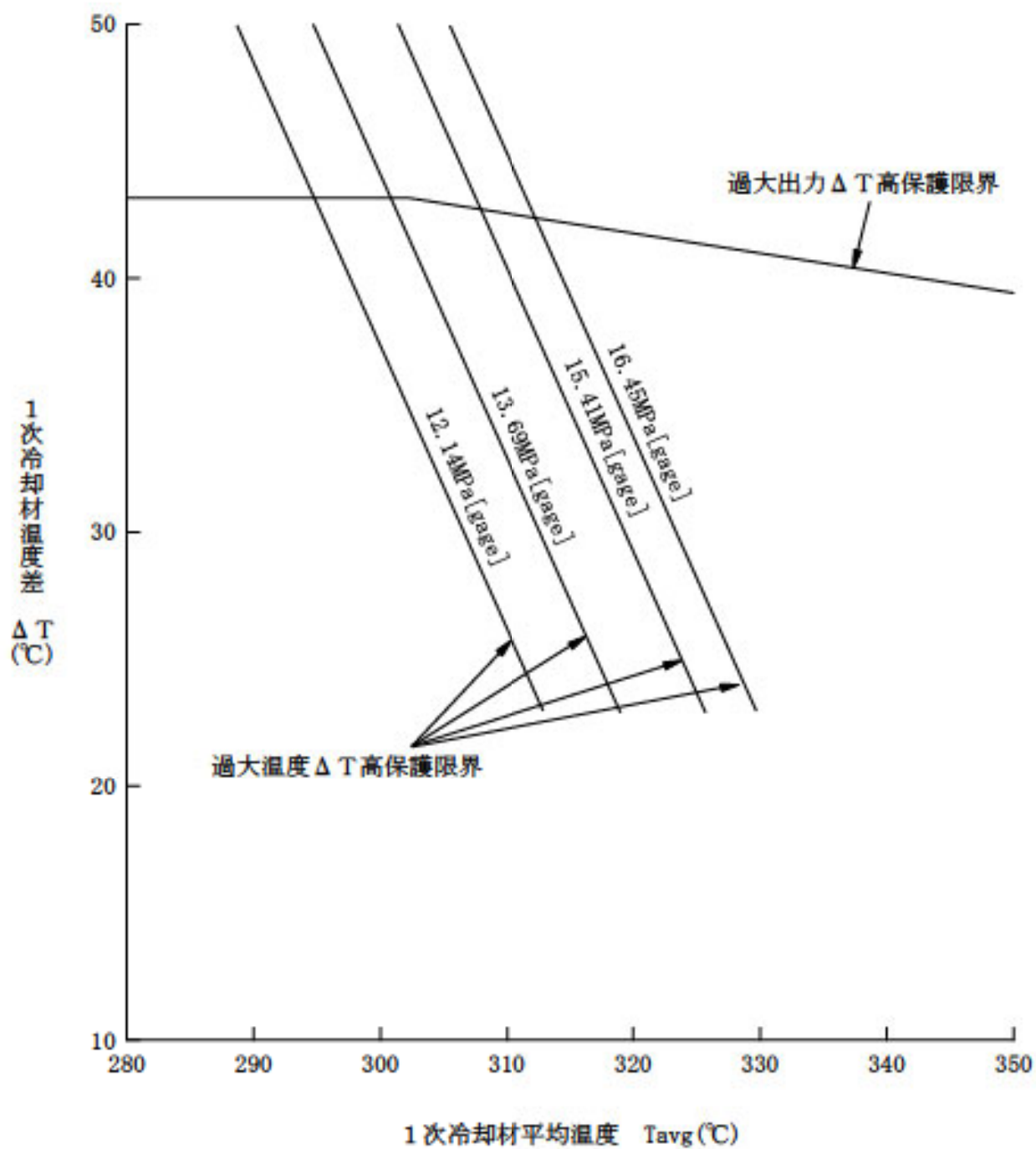
分 類	解 析 項 目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失 又は炉心冷却状態の 著しい変化	原子炉冷却材喪失	大 破 断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小 破 断	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		FACTRAN THINC-III
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入 又は原子炉出力の急 激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質 の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		-
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
	燃料集合体の落下		-
	原子炉冷却材喪失		SCATTERING
	制御棒飛び出し		SPAN
原子炉格納容器内圧 力、雰囲気等の異常 な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		-



第1.2.1図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



第 1.2.2 図 解析に使用したドップラ出力係数



第 1.2.3 図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図
(代表例)

1.4 参考文献

- (1) 「三菱新DNB相関式(MIRC-1)について」 MAPI-1075 改4
三菱重工業、平成18年
- (2) 「統計的熱設計手法について」 MAPI-1076 改1
三菱原子力工業、昭和63年
- (3) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAPI-1088 改3
三菱重工業、平成10年
- (4) 「三菱PWRの事故解析コードの概要」 MAPI-1017 改2
三菱原子力工業、昭和52年
- (5) 「三菱PWRの事故解析コードの検証」 MAPI-1058
三菱原子力工業、昭和55年
- (6) 「THINC-IIIコードの概要」 MAPI-1072
三菱原子力工業、昭和59年
- (7) 「DNB相関式について」 MAPI-1029 改3
三菱重工業、平成16年
- (8) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(大破断時)」
MAPI-1035 改8
三菱重工業、平成11年
- (9) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAPI-1063 改2
三菱原子力工業、平成2年
- (10) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法」 MHI-NES-1016
三菱重工業、平成12年
- (11) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(小破断時)」
MAPI-1041 改7
三菱重工業、平成11年

- (12) 「ジルコニウム・水蒸気反応速度式」 MAPI-1057 改1
三菱原子力工業、昭和56年
- (13) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures,
III, Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water
Reaction」
L.Baker, L.C.Just, ANL-6548, 1962

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

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

2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終了できる。

この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均をJ/g(cal/g)の単位で表す。

- a. 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界712J/g(170cal/g)を超えないこと。
- b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「RIE報告書」という。）に示された以下のペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす（以下、「PCMI破損しきい値のめやす」という。）を超えないこと。

ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460J/g(110cal/g)

ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356J/g(85cal/g)

ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209J/g(50cal/g)

また、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破損は生じない。

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が追加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡現象の進行を未然に防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 中性子源領域中性子束高
 - (b) 中間領域中性子束高
 - (c) 出力領域中性子束高（低設定）
 - (d) 出力領域中性子束高（高設定）
 - (e) 出力領域中性子束変化率高

2.2.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束等の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピの過渡変化を計算する。

また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力を求める。

(2) 解析条件

- a. 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。
- b. 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 286.1°C とする。
高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は 1.0 とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。
- c. 反応度添加率は、最大反応度値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度（約 114cm/min ）で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、 $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とする。
- d. 実効遅発中性子割合（ β_{eff} ）は 0.75% を使用する。
- e. ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。
過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドップラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。
- f. 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として $8.0 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ とする。
燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。
- g. 原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。
- h. 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。

(3) 解析結果⁽¹⁾

中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.1図に示す。中性子束は、過渡現象発生の約9.5秒後に「出力領域中性子

東高（低設定）」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約4.5倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約10.0秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、低下する。

燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は二酸化ウラン燃料で生じ、それぞれ約346J/g（約83cal/g）及び約80J/g（約19cal/g）である。

また、原子炉圧力の最大値は、約17.4MPa[gage](約178kg/cm²G)である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.1.3 結論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712J/g(170cal/g)を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のP C M I破損しきい値のためやすである209J/g(50cal/g)を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力は過渡に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、1次冷却材温度が上昇して、DNBRが低下するが、原子

炉保護設備により原子炉は自動停止し、DNBRが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 「出力領域中性子束高」信号、「過大温度 ΔT 高」信号又は「過大出力 ΔT 高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 出力領域中性子束高
 - (b) 過大出力 ΔT 高
 - (c) 過大温度 ΔT 高
 - (d) 原子炉圧力高
 - (e) 加圧器水位高
 - (f) 出力領域中性子束変化率高

2.2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。

(2) 解析条件

- a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

- b. 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。
- c. 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度値を有する 2 つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、 $8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$ とする。
- d. 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」又は「過大温度 ΔT 高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。
- e. 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

(3) 解析結果

制御棒クラスタの引き抜き速度が速い場合として最大の反応度添加率である $8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1 次冷却材平均温度及び最小 DNB R の変化を第 2.2.2.1 図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡現象発生の約 1.3 秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約 1.8 秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約 127% である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や 1 次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約 0.5 MPa (約 5 kg/cm²)、最小 DNB R は約 1.62 となる。

また、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約 2,140℃ であり、判断基準 2,590℃ を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約 2,130℃ であり、判断基準 2,520℃ を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第 2.2.2.2 図に示す。

制御棒クラスタの引き抜き速度が遅い場合として最小の DNB R を与える $2.8 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1 次冷却材平均温度及び最小 DNB R の変化を第 2.2.2.3 図に示す。

この場合、過渡現象は変化率が小さいため長くなるが、過渡現象発生の約41秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達し、約47秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きい。原子炉圧力の上昇は約0.7MPa(約7kg/cm²)、1次冷却材平均温度のピーク値は約310℃にとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.45である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える $3.1 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ とした場合、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,320℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,320℃であり、判断基準2,520℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.4図に示す。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第2.2.2.5図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.45である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.2.3 結論

出力運転中の制御棒の異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.3 制御棒の落下及び不整合

2.2.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

制御棒の落下は、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいいため、原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡現象が過大になる前に、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒の不整合は、炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが、挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、原子炉の安全余裕を減少させる。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。

(2) 防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(3) 拡大防止対策

- a. 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室

に設ける。

- b. 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。
- c. 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。
- d. さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。
- e. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 出力領域中性子束変化率高
 - (b) 中間領域中性子束高
 - (c) 出力領域中性子束高
 - (d) 原子炉圧力低

2.2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

核設計計算コードHIDRA又はANCにより、制御棒クラスタの落下による反応度添加量及び熱水路係数の変化並びに不整合による熱水路係数の変化を解析する。これらを入力としてプラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHING-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。
- c. 添加反応度は、定格出力運転中、引き抜き上端より制御棒クラスタ 1 本が落下した場合の最大値を上回る値として、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta$

k/k をとり、瞬時に加わるものとする。

- d. 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

- e. 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) として、1.84 を使用する。

- f. 制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。

(3) 解析結果

定格運転中、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第2.2.3.1図及び第2.2.3.2図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているため、原子炉出力及び熱流束は過渡現象の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の働きにより回復する。

この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。DNBRは、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ、過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小DNBRは約1.48である。原子炉出力の最大値は約105%であるので、燃料中心温度は十分溶解点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa(約2kg/cm²)である。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡現象発生の約81秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約83秒で制御棒クラスタが落下を開始することに

より、原子炉は自動停止される。最小DNBRはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタ不整合の場合においては最小DNBRは約1.55である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分熔融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.3.3 結論

前述の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きので定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も熔融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒クラスタ不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も熔融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.2.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

プラント起動時のように原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力

運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。

また、制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が増加し、熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって、DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし、このような過渡変化は、異常状態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉自動停止により安全に終止できる。

(2) 防止対策

- a. ほう素の希釈は、ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。
- b. 希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換えと起動スイッチの操作という2段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。
- c. 化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を限定している。

(3) 拡大防止対策

- a. 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び／又は充てん／高圧注入ポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、1次冷却系への補給を停止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。

この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 中性子束高
- (b) 過大温度 ΔT 高

2.2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

(2) 解析条件

a. プラント起動時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量 ($81.8\text{m}^3/\text{h}$) とする。
- (c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水(ほう素濃度2,800ppm) で満たされているものとする。
- (d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

b. 出力運転時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん/高圧注入ポンプ3台運転時の全容量 ($37.5\text{m}^3/\text{h}$) とする。
- (c) 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として1,900ppmとする。
- (d) 反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。

(3) 解析結果

a. プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約53分を要し、臨界に至るまでに更に約12分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後は、ほう素の濃縮及び通常の運転操作により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

b. 出力運転時の異常な希釈

原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約24分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ、運転員が異常状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度 ΔT 高」信号により原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去した後は、手動又は自動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.4.3 結論

プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常状態を検知し、これを終結させる

のに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、原子炉は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止され、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、1台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものとする。

この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は77kV送電線より給電される構成とする。

(3) 拡大防止対策

a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。

この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 1次冷却材流量低

(b) 1次冷却材ポンプ遮断器開

2.3.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、中性子束の過渡応

答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- d. 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒クラスタを挿入する方向に作用するが、その動作は無視する。

(3) 解析結果

1次冷却材ポンプ1台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。1次冷却材流量の低下により、過渡現象発生の約1.4秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.4秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡現象発生の約3.1秒後に約1.80となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.4MPa（約4 kg/cm²）である。

原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.1.3 結論

出力運転中に1次冷却材ポンプが1台停止した場合、残りの2台の1次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した1次冷却材ポンプの慣性と1次冷却材の慣性があるために、1次冷却材流量が急速に減少することはなく、炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

1次冷却材ポンプ2台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により1次冷却材が逆流しているので、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は、1次冷却材ポンプ1台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

- a. 停止ループの1次冷却材ポンプを起動するときは、1次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの1次冷却材ポンプを起動する操作

を行うよう厳格な運転管理を行う。

- b. 1次冷却材ポンプ制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することが無い設計としている。
- c. 高出力時（パーミッシブ信号（P-8）の設定値以上）では、1次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
中性子束高
- b. 1次冷却材ポンプが1台停止状態で出力がパーミッシブ信号（P-8）設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「1次冷却材流量低」信号で原子炉は自動停止する。

2.3.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度及び熱流束の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料温度を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIにより、DNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である60%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は60%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。
- b. 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は20秒で定格流量に達するものとする。
- c. 減速材密度係数は、最大値である $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

d. ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

f. 停止ループの 1 次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高（高設定）」信号により原子炉は自動停止する。

g. 燃料中心温度の評価では、初期値は D N B R の評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。

(3) 解析結果

解析結果を、第 2.3.2.1 図に示す。原子炉出力は、過渡現象発生の約 17.2 秒後に「出力領域中性子束高（高設定）」信号のトリップ限界値まで上昇し、約 17.7 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより急速に減少する。熱流束の最大値は定格値の約 107% であり、最小 D N B R は約 1.35 である。二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約 2,310℃ であり、判断基準 2,590℃ を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約 2,310℃ であり、判断基準 2,520℃ を下回っている。

また、1 次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかない。原子炉圧力の上昇は約 0.8MPa（約 8 kg/cm²）である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2 次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.2.3 結論

部分出力運転時に 1 次冷却系の停止しているループの 1 次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小 D N B R は許容限界値を下回ることはなく、燃料中心最高温度も融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.3 外部電源喪失

2.3.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等が自動停止し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補給水系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終了できる。

(2) 防止対策

- a. 3,4号炉は500kV送電線2回線で送電する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。
- b. 500kV送電線2回線が停電した場合には原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は他の500kV送電線2回線又は77kV送電線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。
- c. 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。
- d. 多重化された直流負荷に給電する125V直流電源は各々独立した2系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2系統の直流電源が失われることのないようにする。
- e. 計測制御用機器などは115V交流母線から供給する。この母線は独立する2つの125V直流電源及び440V非常用交流電源から無停電電源装置を通じて供給され、この115V交流母線の電圧が失われることがないようにする。

(3) 拡大防止対策

- a. 外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機2台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。

- b. 何らかの理由で制御棒駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に重力により落下し、原子炉は自動停止する。

2.3.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが3台とも自動停止するので「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。

(2) 解析条件

「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

(3) 解析結果

最小DNBRは約1.66である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPa [gage]にとどまる。

2.3.3.3 結論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」

の結果が示すように、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.4 主給水流量喪失

2.3.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器2次側に給水し、原子炉自動停止後の原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(3) 拡大防止対策

- a. 蒸気発生器 1 基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。
- b. 蒸気発生器への給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ 2 台を設け、以下の信号により自動起動する。
 - (a) 蒸気発生器水位異常低
 - (b) すべての主給水ポンプのトリップ
 - (c) 非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

- c. さらに、タービン動補助給水ポンプ 1 台を設け、以下の信号に

より自動起動する。

(a) 3基のうち2基の蒸気発生器水位異常低

(b) 常用高圧母線のうち、いずれか2つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器2次側の蒸気により駆動する。

d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。

この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 蒸気発生器給水流量低

(b) 蒸気発生器水位異常低

(c) 原子炉圧力高

e. 原子炉の余熱除去は、2次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、1次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

2.3.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより蒸気発生器水位、加圧器保有水量、1次冷却材温度等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。

b. 崩壊熱は、a項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。

c. 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

d. 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて80m³/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。

- e. タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。
- f. 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。
 - (a) 原子炉圧力の評価では原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
 - (b) 加圧器水位の評価では加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(3) 解析結果

解析結果を第2.3.4.1図に示す。原子炉は過渡変化発生の約28秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約30秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。

原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約17.4MPa [gage]にとどまる。

蒸気発生器水位は、主給水喪失と、原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また、1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり1次冷却材温度及び原子炉圧力は減少に向かう。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。原子炉は過渡変化発生の約53秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に達し、約55秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約34m³（加圧器容積の約82%）であり、加圧器は満水になることはない。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.4.3 結論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.5 蒸気負荷の異常な増加

2.3.5.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2) 防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追従できる。また、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大出力 ΔT 高
 - (c) 過大温度 ΔT 高

2.3.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の4ケースに分けて解析する。

ケースA：手動運転・サイクル初期

ケースB：手動運転・サイクル末期

ケースC：自動運転・サイクル初期

ケースD：自動運転・サイクル末期

- c. 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
- d. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。
燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。
- e. 原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち1個が全開となり、蒸気流量が10%急増するものとする。

(3) 解析結果

ケースAにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、1次冷却材平均温度が大幅に減少するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きいですが、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引

き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果となる。ケースCの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースDの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースCの最小DNBRは約1.69であり、ケースDの最小DNBRは約1.70である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa（約2 kg/cm²）以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約110%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.5.3 結論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡状態に対しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.6 2次冷却系の異常な減圧

2.3.6.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終了できる。

(2) 防止対策

タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしてお

り、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大温度 ΔT 高
 - (c) 過大出力 ΔT 高
 - (d) 非常用炉心冷却設備作動
 - (e) 原子炉圧力低
- c. 給水流量による1次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。
- d. 炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。
 - (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - (b) 原子炉圧力異常低
 - (c) 主蒸気ライン差圧高
- e. 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

2.3.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、1次冷却材の温度、圧力、蒸気流量、炉心反応度等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度値を持つ制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置で固着したときの値として $0.018 \Delta k/k$ とする。1 次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最小濃度として 0ppm を仮定する。

b. 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1 次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第 2.3.6.1 図に示すように密度の関数として与える。

c. 1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ 286.1°C 及び 15.41MPa [gage] ($157.2\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$) とする。

d. タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等 2 次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が 1 個全開するものとする。

蒸気の放出量は、 7.48MPa [gage] ($76.3\text{kg}/\text{cm}^2\text{G}$) にて $403\text{t}/\text{h}$ とする。

e. 1 台の充てん/高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度 $21,000\text{ppm}$ のほう酸水を 1 次冷却材低温側配管に注入するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん/高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び 1 次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

f. 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは、1 次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

g. 外部電源はあるものとする。

外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

(3) 解析結果

高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の解析結果を第2.3.6.2図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器2次側及び1次冷却系は減圧冷却される。「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号による「非常用炉心冷却設備作動」限界値に約216秒で達することにより、非常用炉心冷却設備が作動して、ほう酸水が炉心に到達し、原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。また、ほう酸水が注入され続けたとしても加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

この後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.6.3 結論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって原子炉は臨界とならないので、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.7 蒸気発生器への過剰給水

2.3.7.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定

する。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。
- c. 「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。
- d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。

この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 中性子束高
- (b) 過大温度 ΔT 高
- (c) 過大出力 ΔT 高
- (d) タービントリップ

2.3.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、1次冷却材平均温度、原子炉圧力等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。
この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。
- c. 主給水制御弁が 1 個全開し、蒸気発生器 1 基に定格流量の 170% で給水されるものとする。
- d. 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。
また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止される。

(3) 解析結果

解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器 2 次側への過剰給水によって、1 次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡現象発生の約56秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き原子炉は約57秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約1.84である。また、原子炉出力の上昇は約104%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPa(約2kg/cm²) である。

主給水及び原子炉の停止後、高温停止状態に移行し、2 次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.7.3 結論

蒸気発生器 2 次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小DNBRは許容限界値を下回る

ことはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.4.1 負荷の喪失

2.4.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通して復水器へ導かれ、1次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。

また、外部送電システムの故障等により、負荷が完全に喪失した場合は、直接タービン及び原子炉はトリップすることなく、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により過渡現象を和らげる。タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して1次冷却系の除熱を確保するとともに、原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位高」、「過大温度 ΔT 高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合1次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。

(2) 防止対策

3、4号炉は500kV送電線2回線で送電する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(3) 拡大防止対策

- a. タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直ちに原子炉も自動停止する。
- b. タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタ

ーピンバイパス系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、2次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1次冷却系の冷却を確保する。

- c. 1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、1次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。
- d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力高
 - (b) 加圧器水位高
 - (c) 過大温度 ΔT 高

2.4.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。
この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- c. 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動す

るものとする。

d. 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。

(a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。
この場合、DNBRの点で厳しくなる。

(b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、DNBR及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

(3) 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。原子炉は、過渡現象発生の約7秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に到達し、約13秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、最小DNBRは約1.70である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は上昇し、その後加圧器逃がし弁が作動することにより、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により1次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2図に示す。原子炉は、過渡現象発生の約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.7MPa [gage] (約181kg/cm²G)にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa [gage] (約186kg/cm²G)にとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.1.3 結論

負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、1次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁1個が全開するものとする。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。
この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 過大温度 ΔT 高
 - (b) 原子力圧力低

2.4.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。
- c. ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。
燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。
- d. 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁 1 個の定格容量の 120%とする。
- e. 制御棒制御系は自動制御されているものとする。
この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

f. 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるDNBRの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

(3) 解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの解析結果を第2.4.2.1図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡現象発生の約58秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約60秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、最小DNBRは、約1.63である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.2.3 結論

この過渡変化が生じても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.4.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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非常用炉心冷却系が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却系のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。

非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤動作する場合でも、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も充てん／高圧注入ポンプにより1次冷

却材中にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため過度に圧力上昇することはなく、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

a. 非常用炉心冷却設備は、

(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b) 原子炉圧力異常低

(c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致

(d) 主蒸気ライン差圧高

(e) 原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な作動を防止している。

b. 運転員による手動作動に対しても、不注意な作動の可能性を小さくするように設計している。

(3) 拡大防止対策

a. 「非常用炉心冷却設備作動」信号により原子炉は自動停止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。

この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

原子炉圧力低

2.4.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 初期原子炉出力は定格出力とする。

b. 減速材密度係数は、 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

c. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

d. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒クラスタが引き抜かれ過渡現象を和らげる。

- e. 原子炉が出力運転中に、2台の充てん/高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 21,000ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。
- f. 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 解析結果

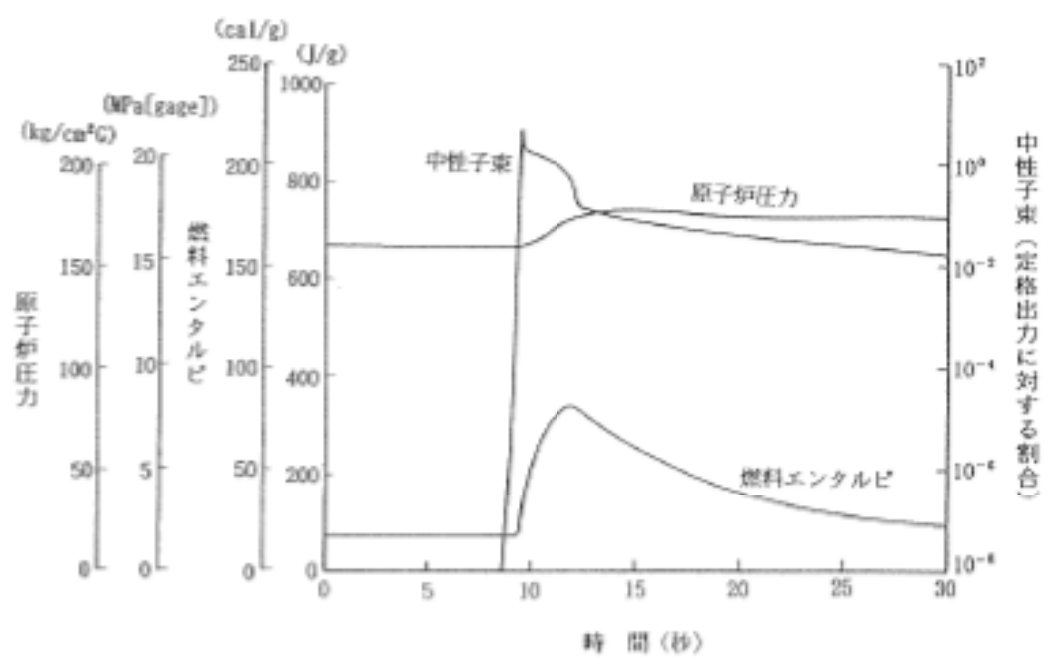
解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量、原子炉圧力を低下させる。原子炉は、過渡現象発生の約29秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約31秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小DNBRは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

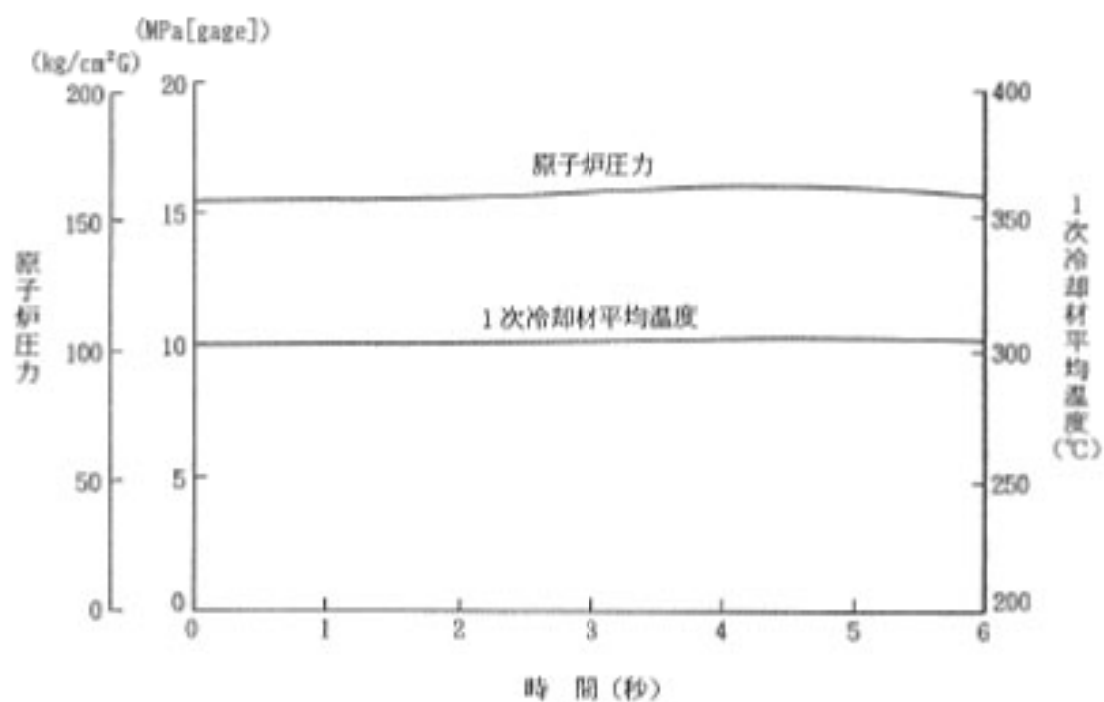
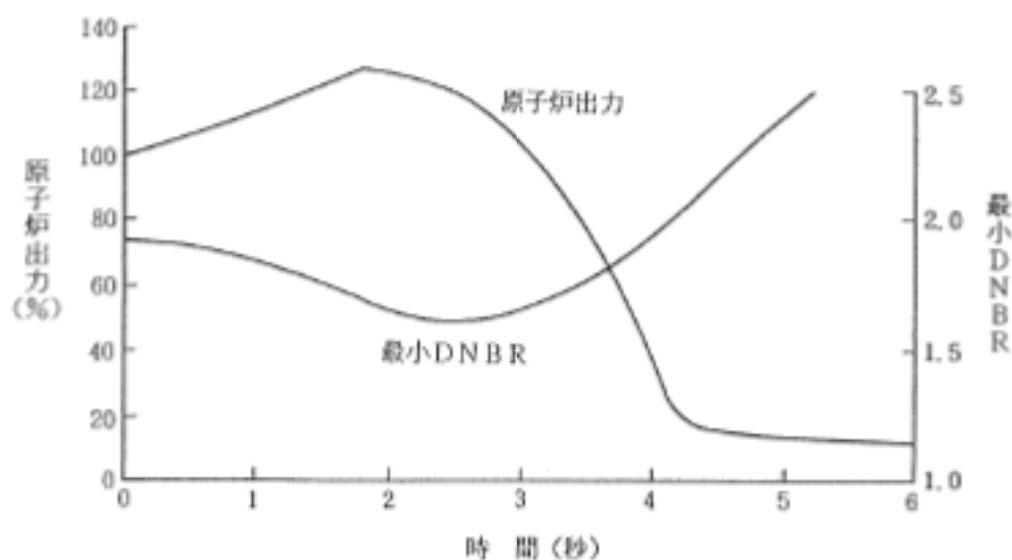
原子炉停止後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.3.3 結論

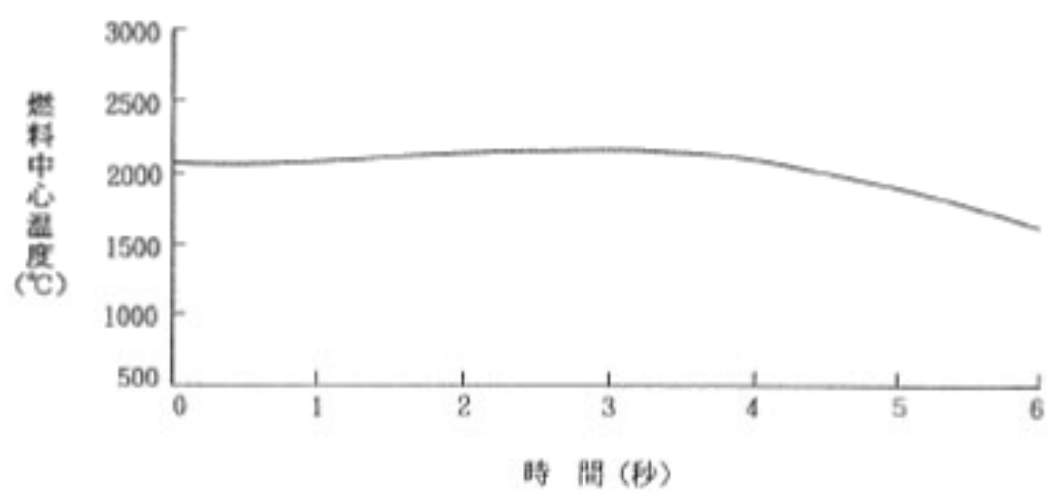
非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回ることはなく、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。



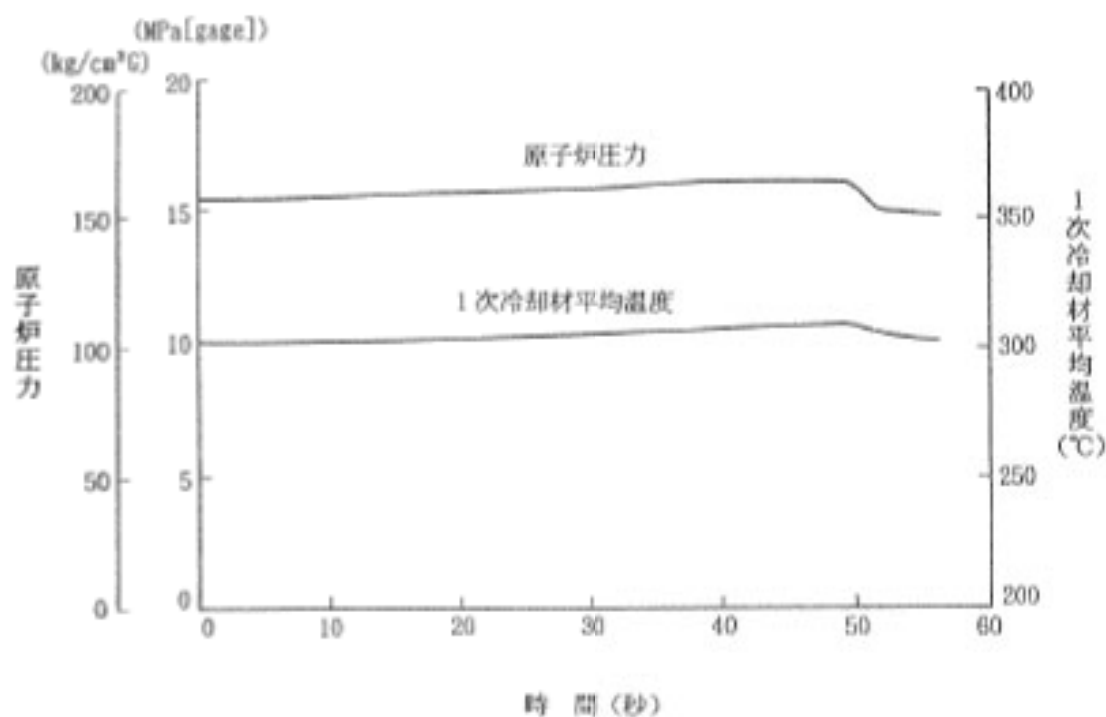
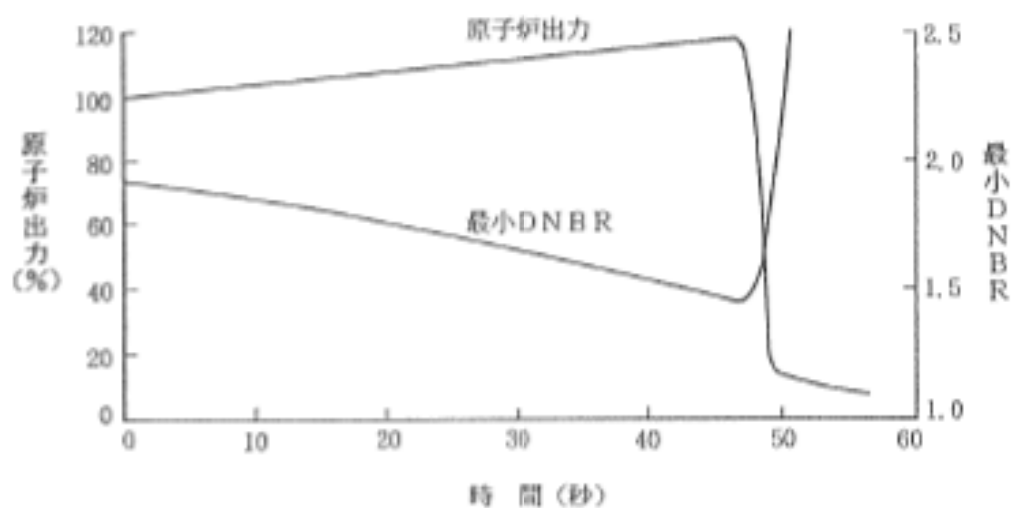
第2.2.1.1図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



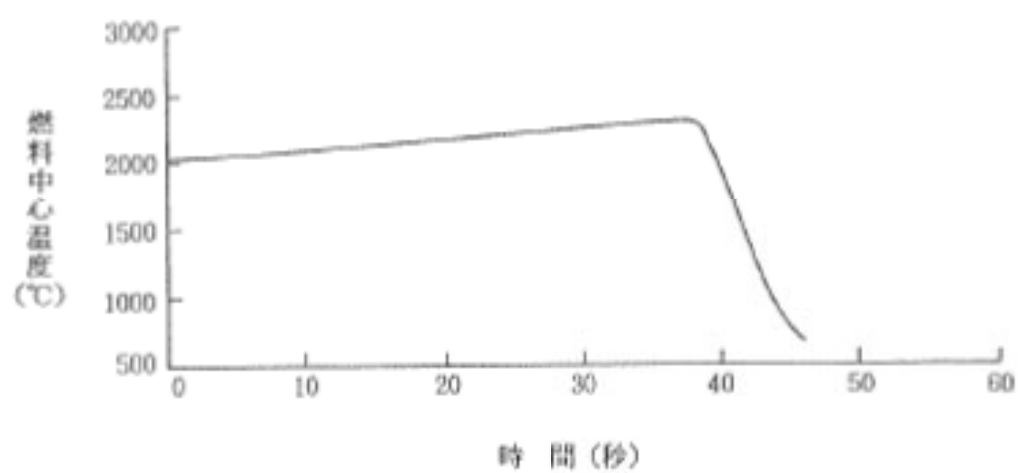
第2.2.2.1図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - 速引き抜きの場合(1)



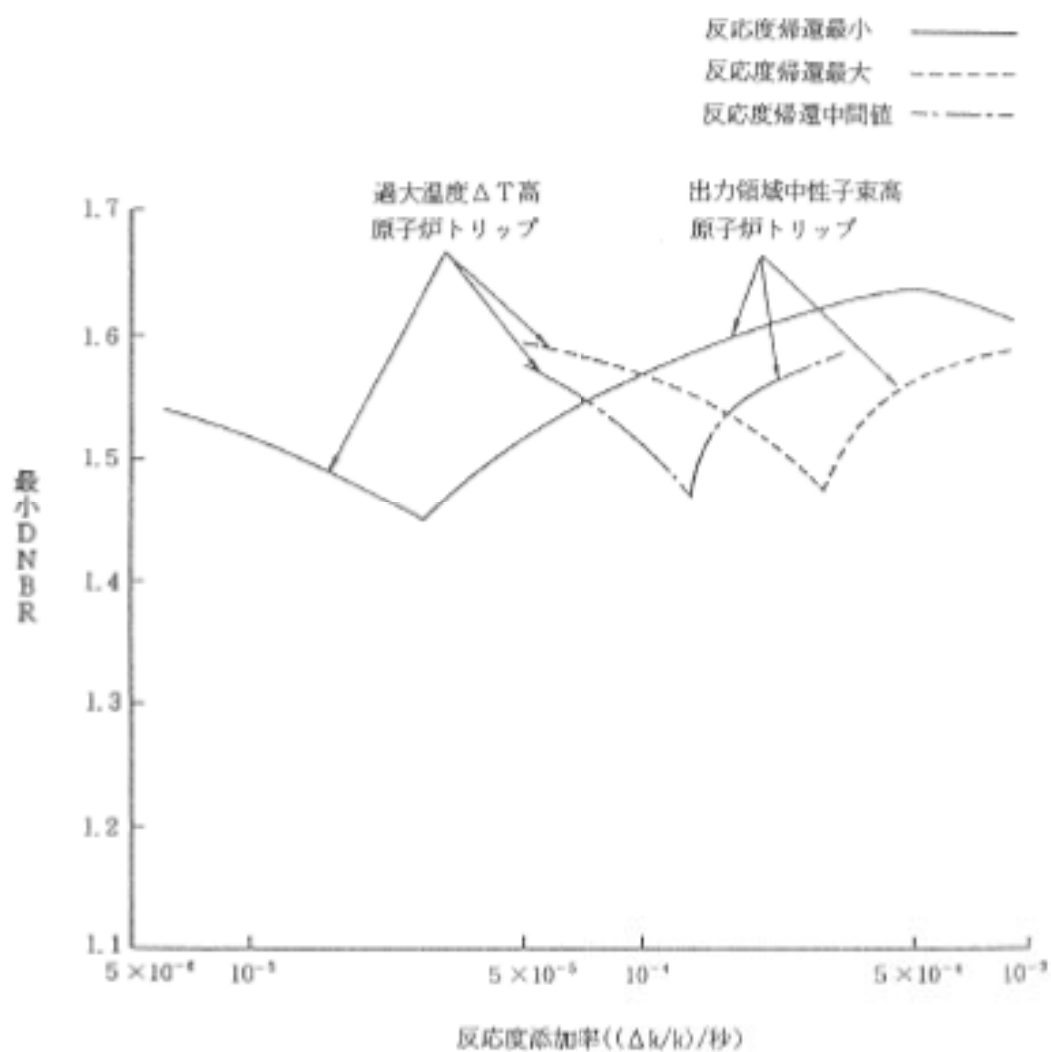
第2.2.2.2図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - 速い引き抜きの場合(2)



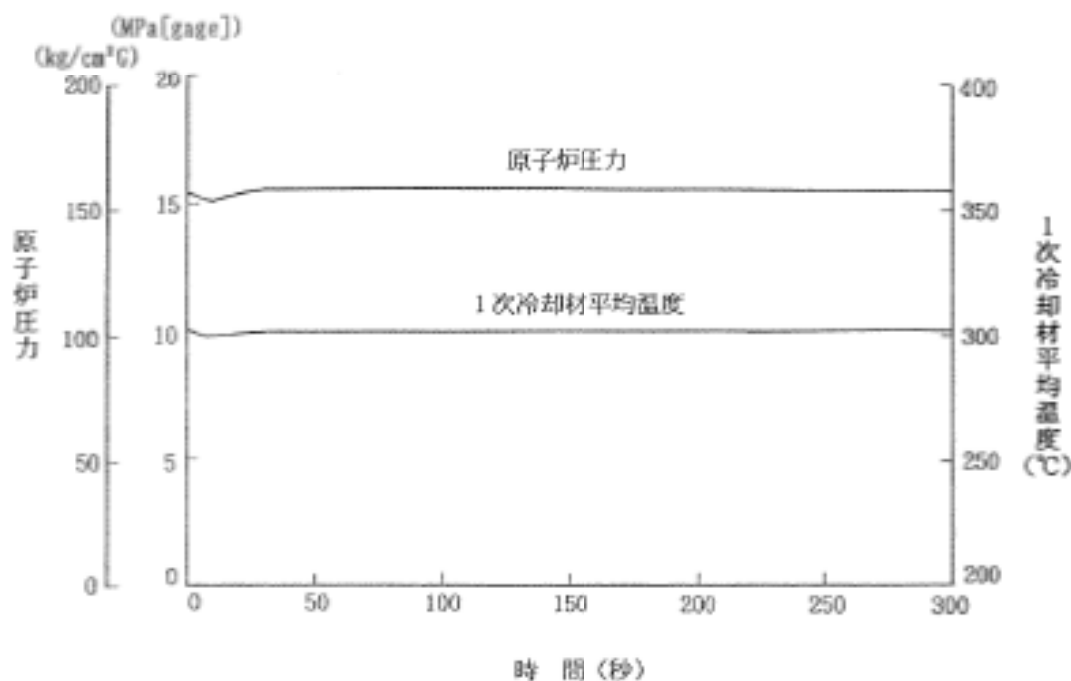
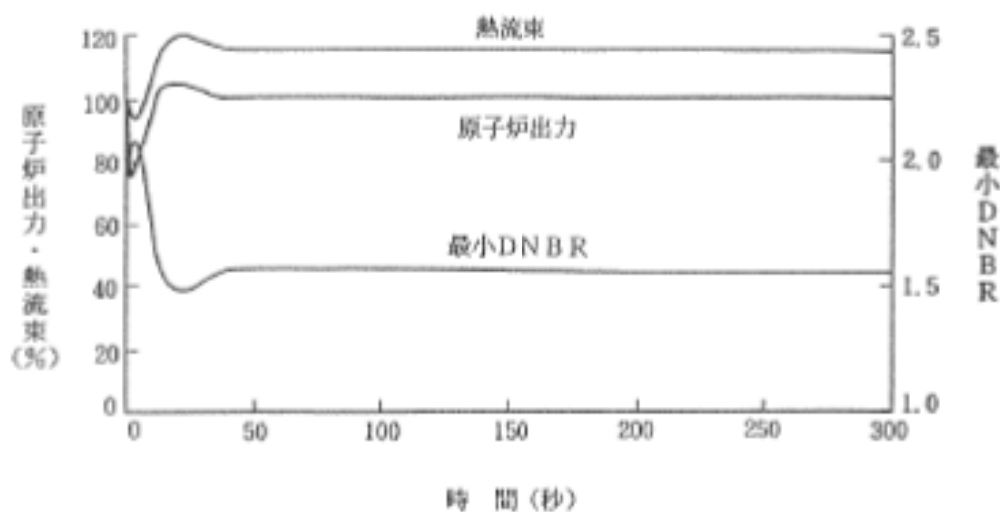
第2.2.2.3図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 -遅い引き抜きの場合(I)



第2.2.2.4図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 -遅い引き抜きの場合(2)

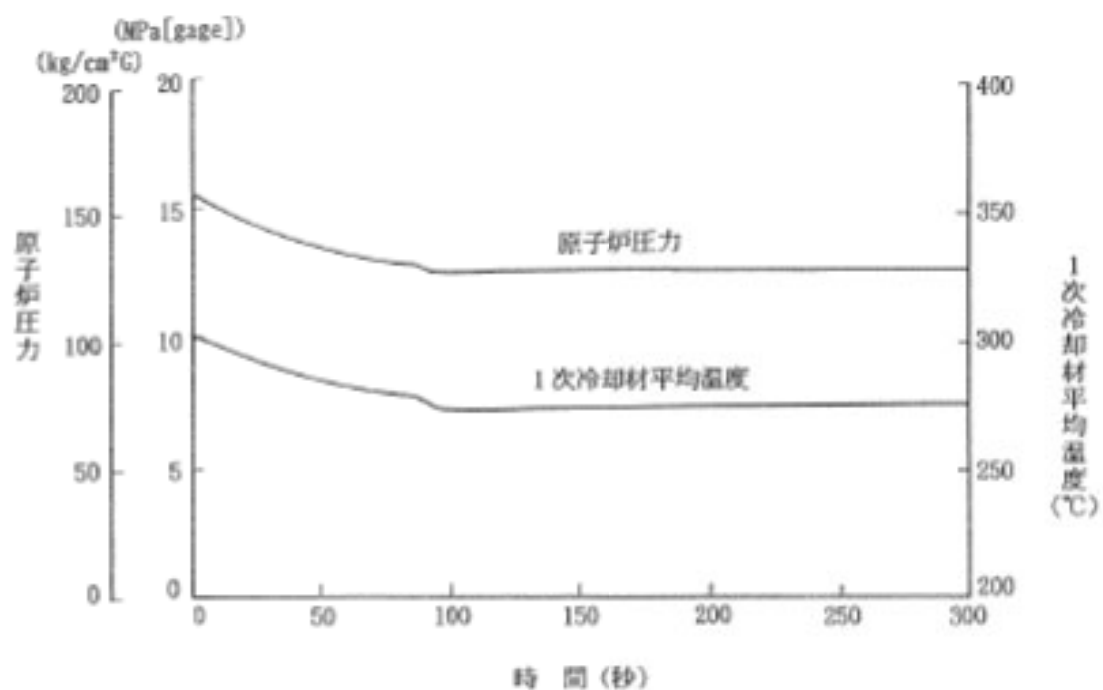
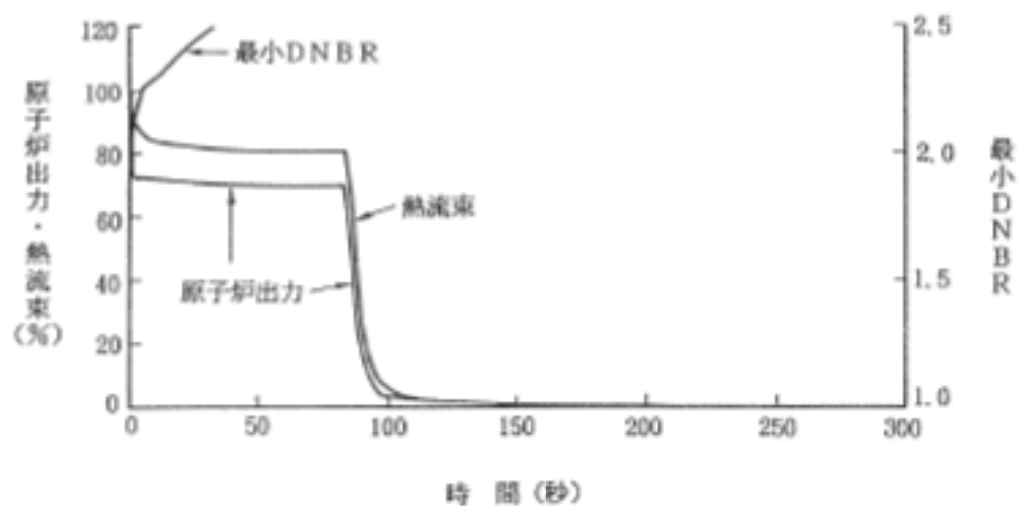


第2.2.2.5図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



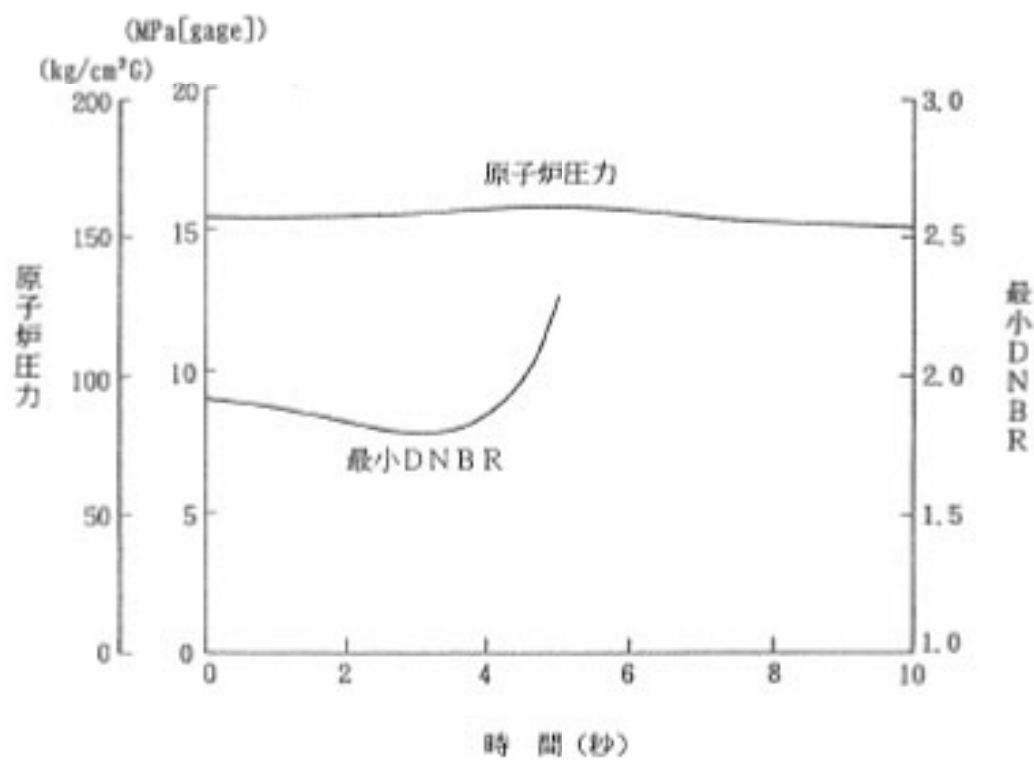
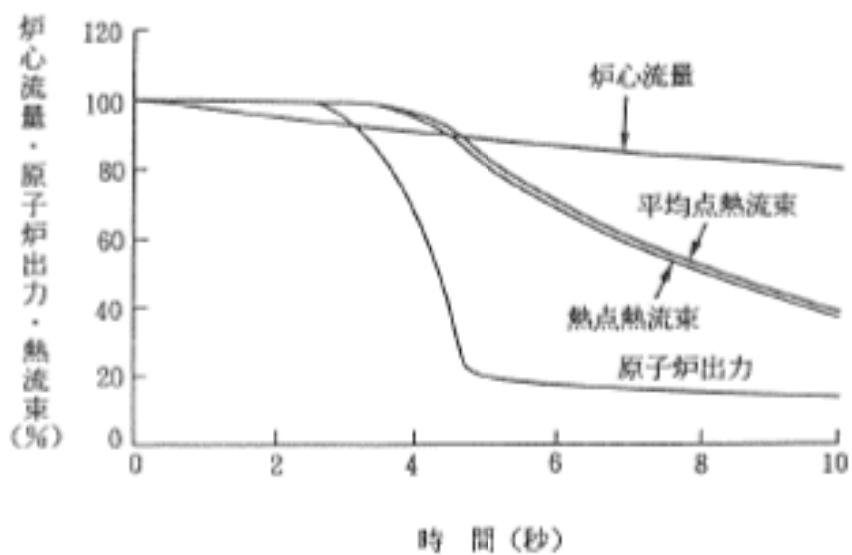
第2.2.3.1図 制御棒の落下

— 制御棒クラスタ自動制御運転

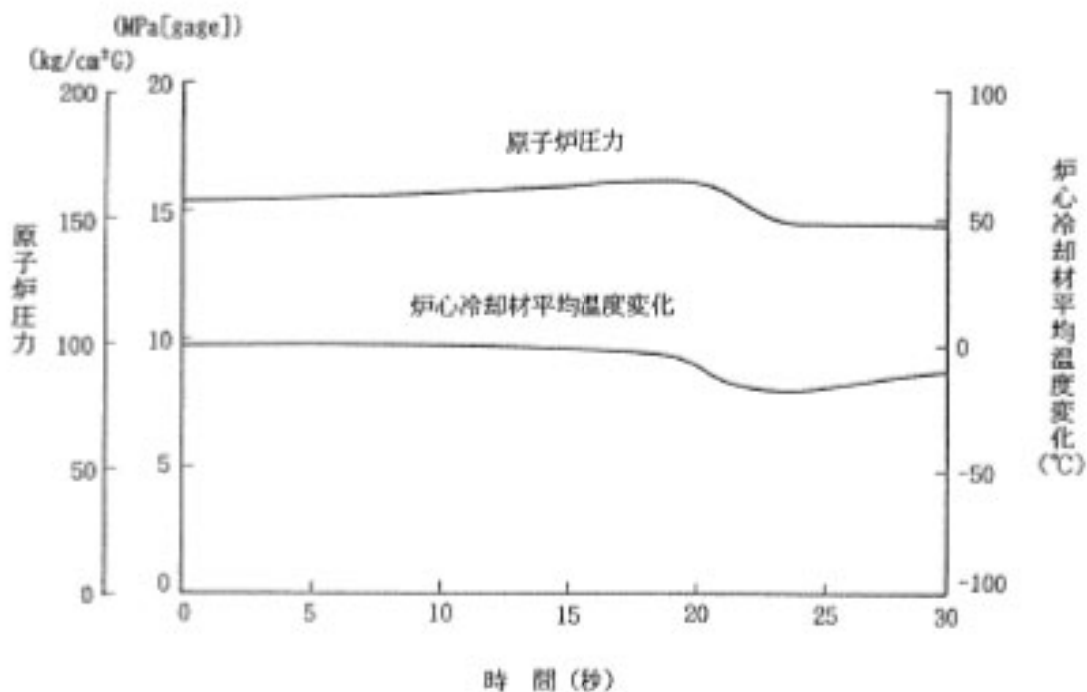
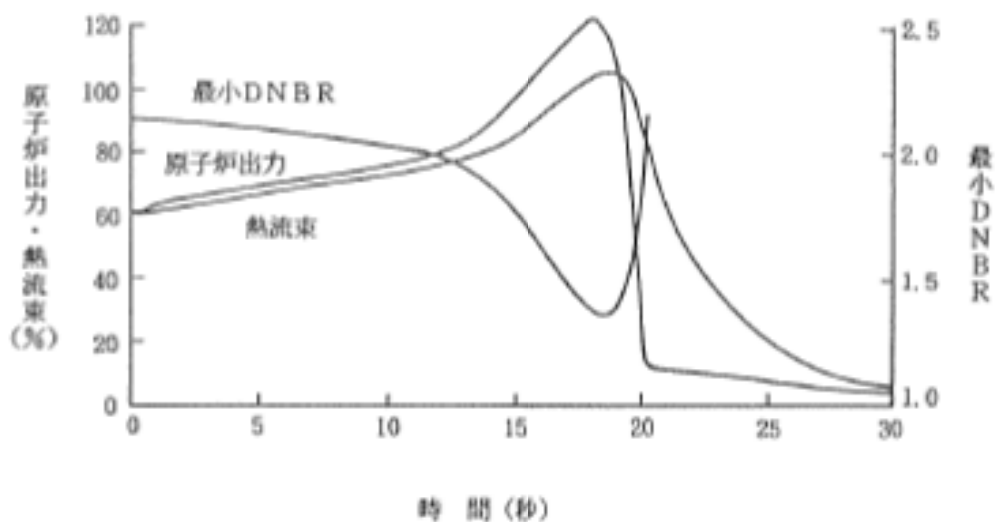


第2.2.3.2図 制御棒の落下

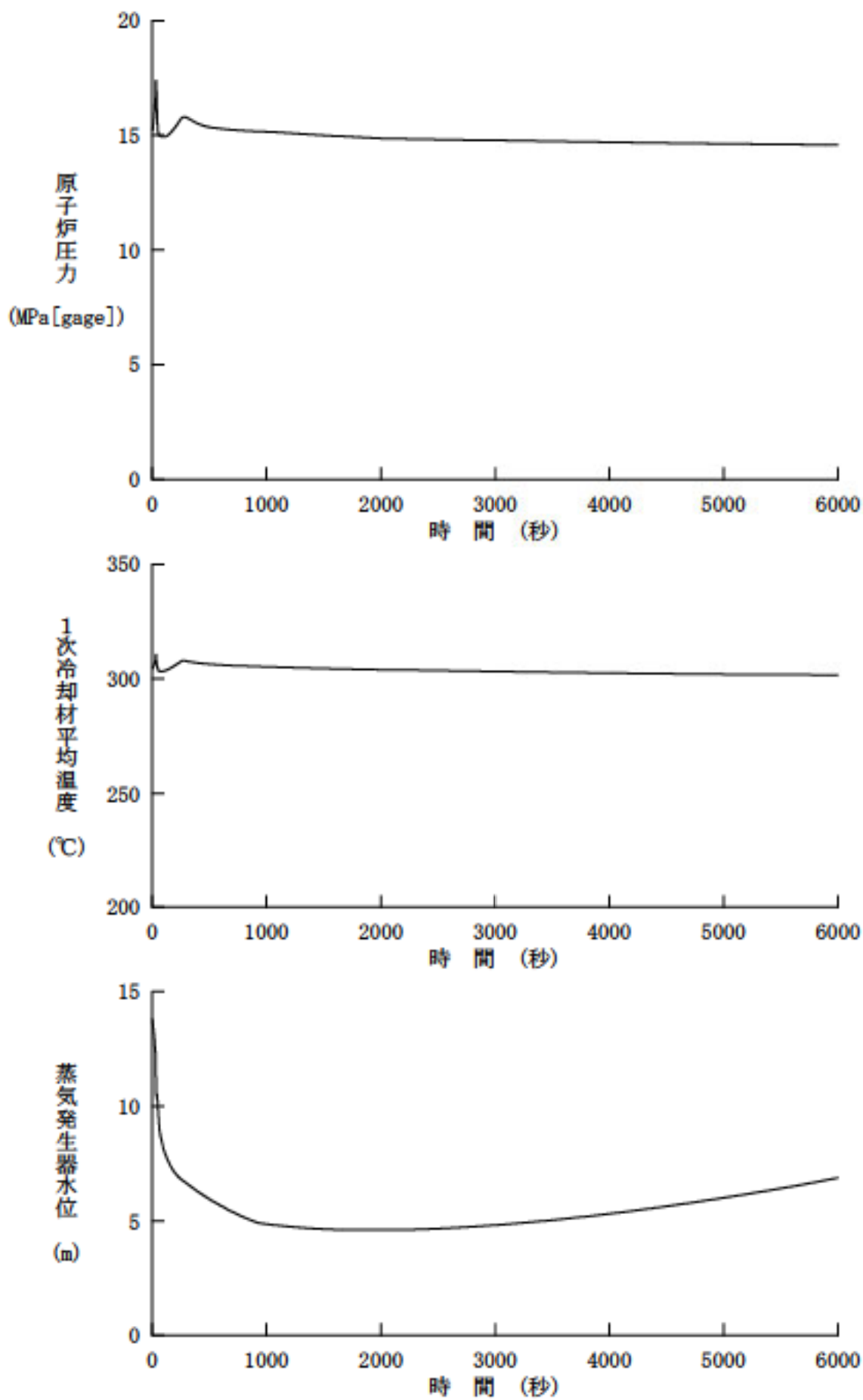
—制御棒クラスタ手動制御運転



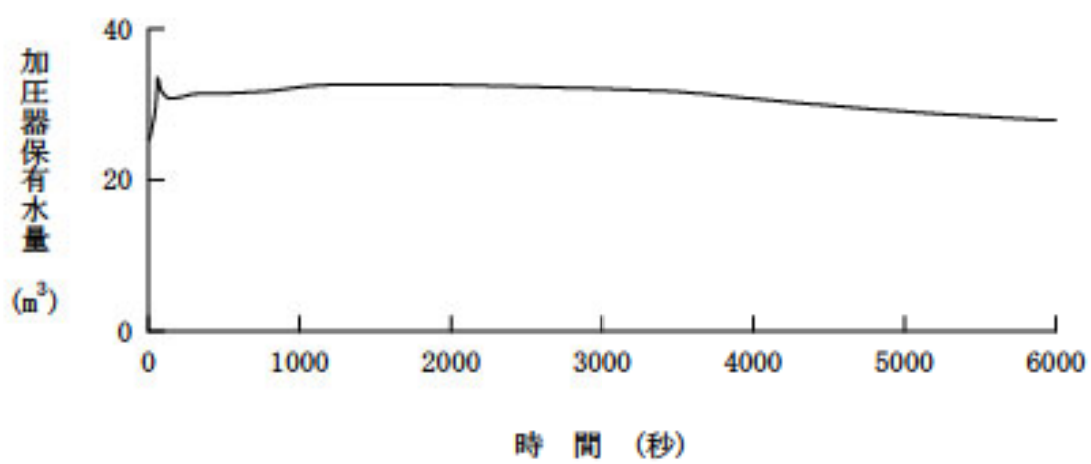
第2.3.1.1図 原子炉冷却材流量の部分喪失



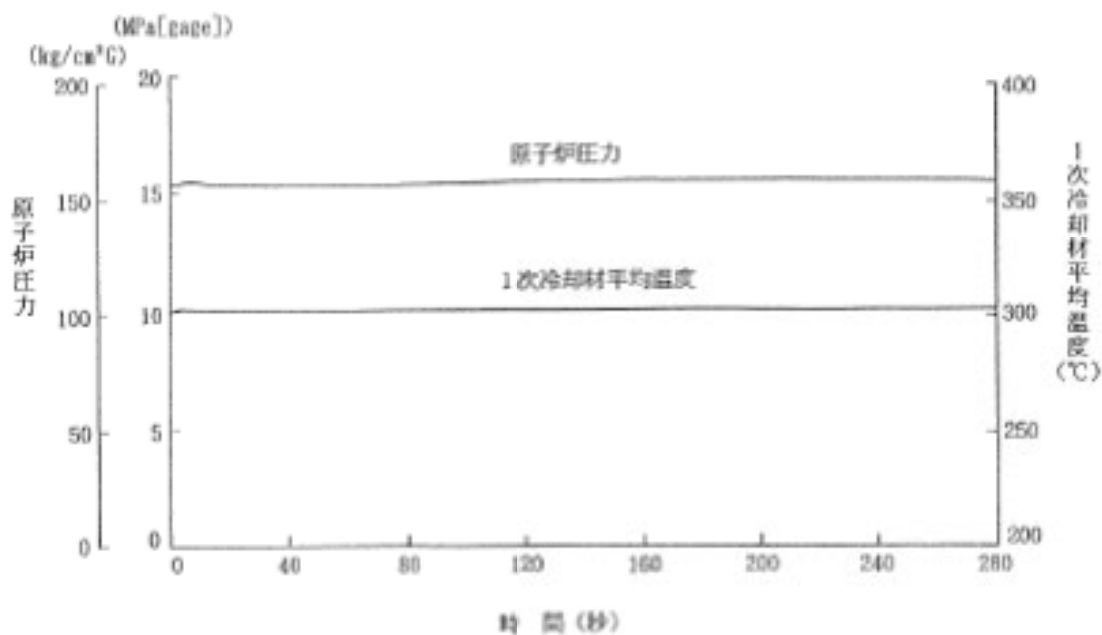
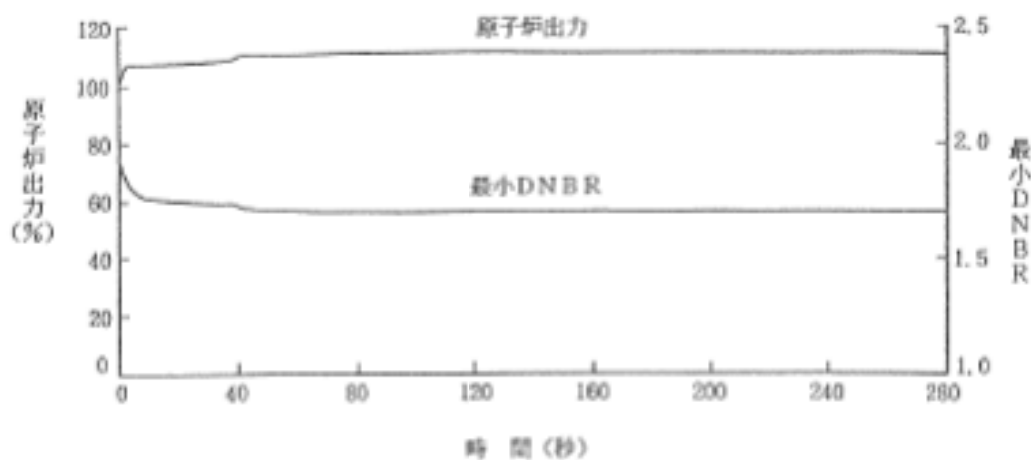
第2.3.2.1図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



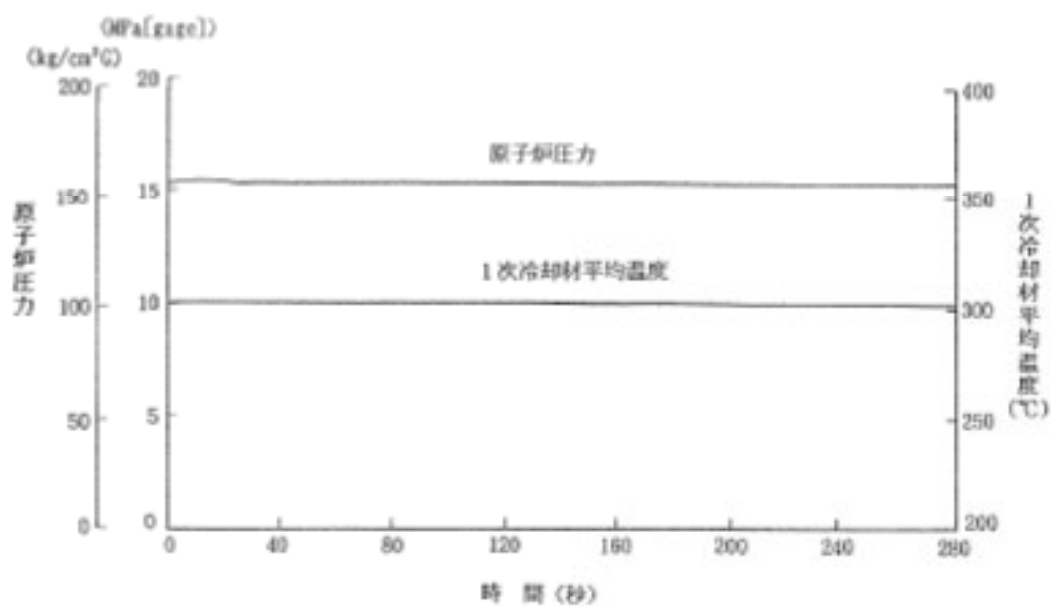
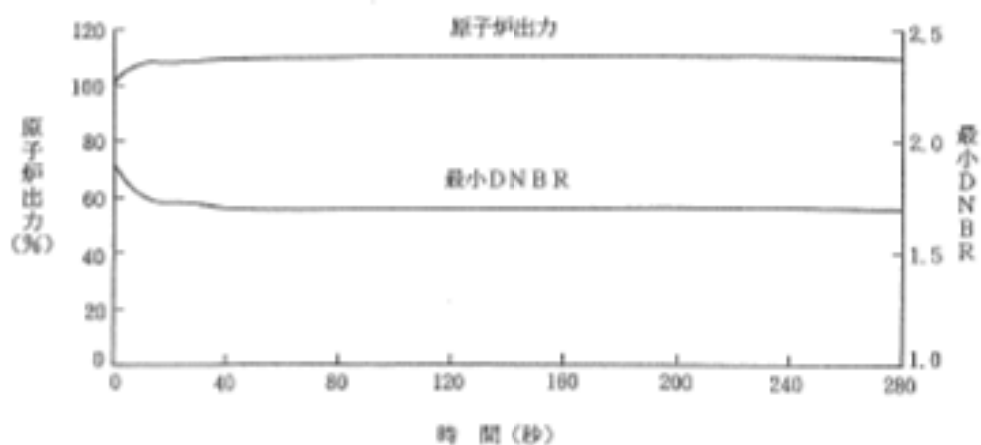
第 2.3.4.1 図 主給水流量喪失(1)



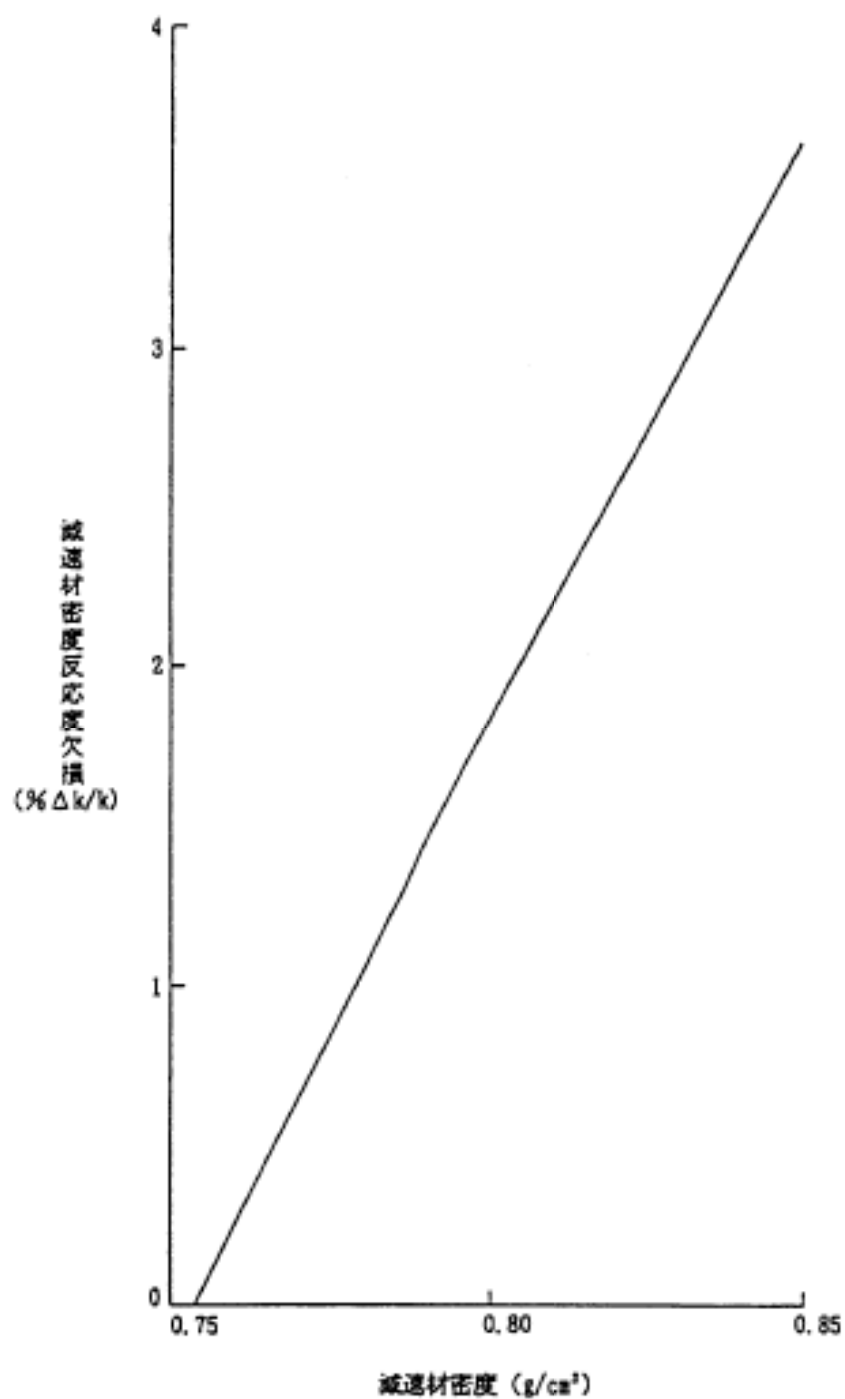
第 2.3.4.2 図 主給水流量喪失(2)



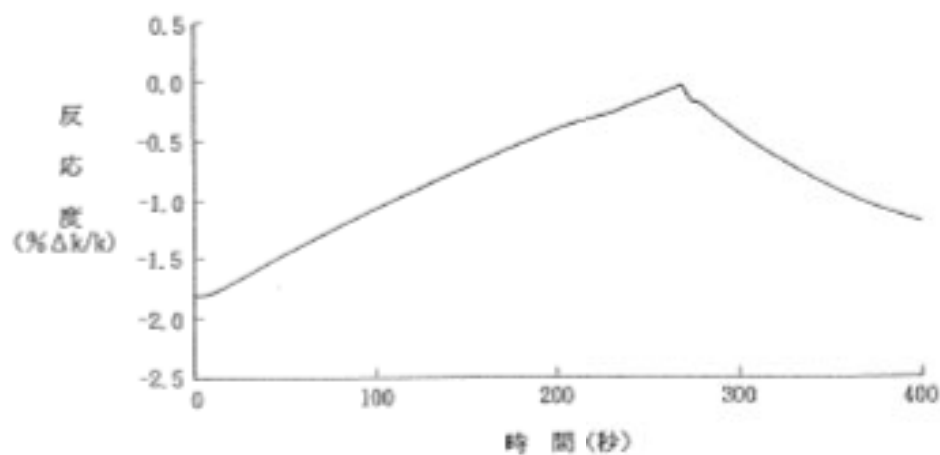
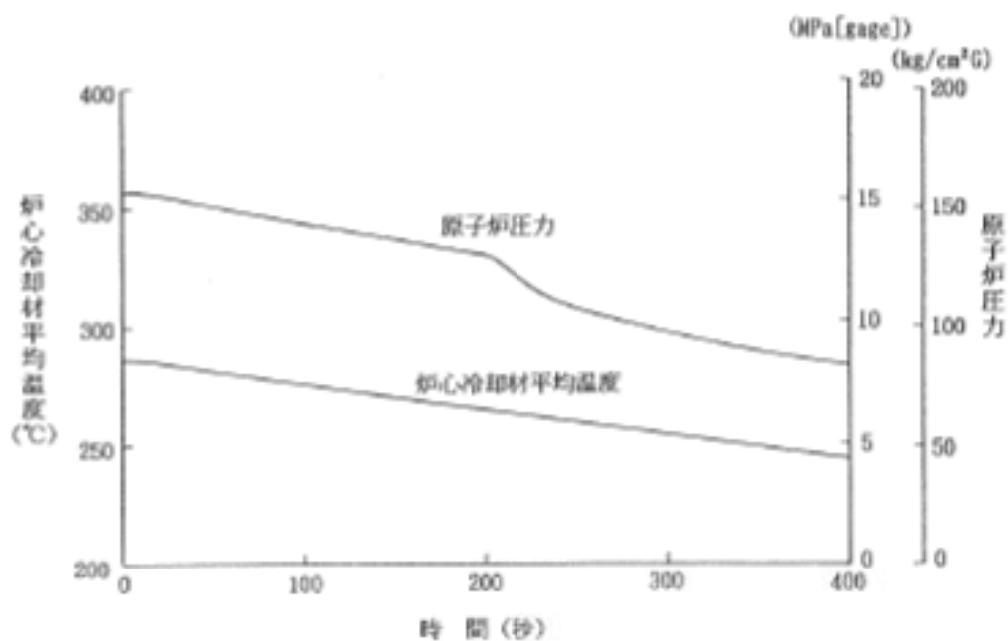
第2.3.5.1図 蒸気負荷の異常な増加－ケースC
(自動運転・サイクル初期)



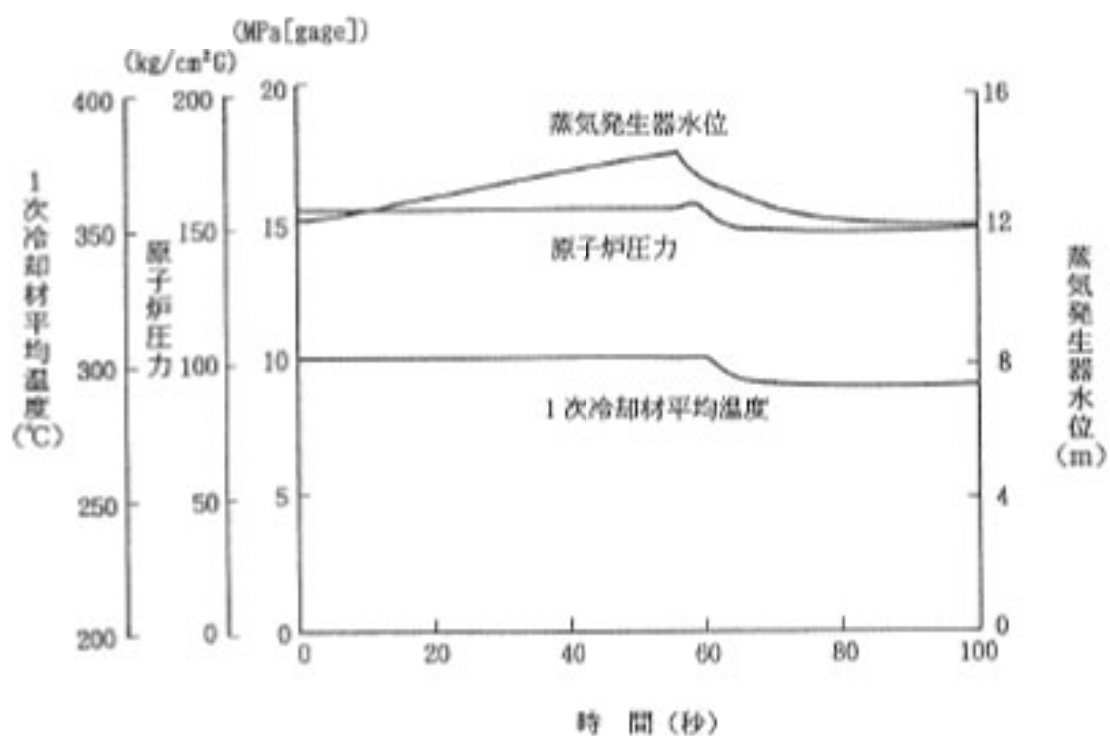
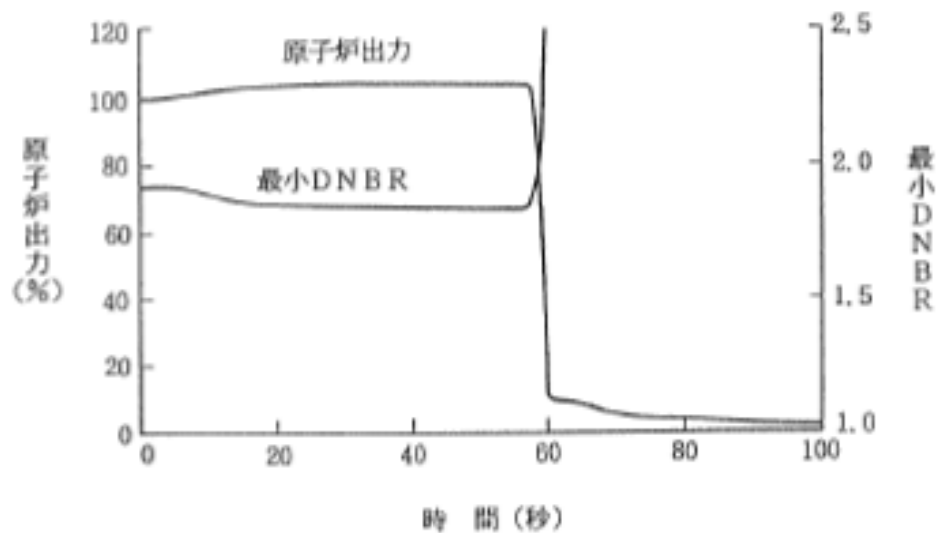
第2.3.5.2図 蒸気負荷の異常な増加—ケースD
(自動運転・サイクル末期)



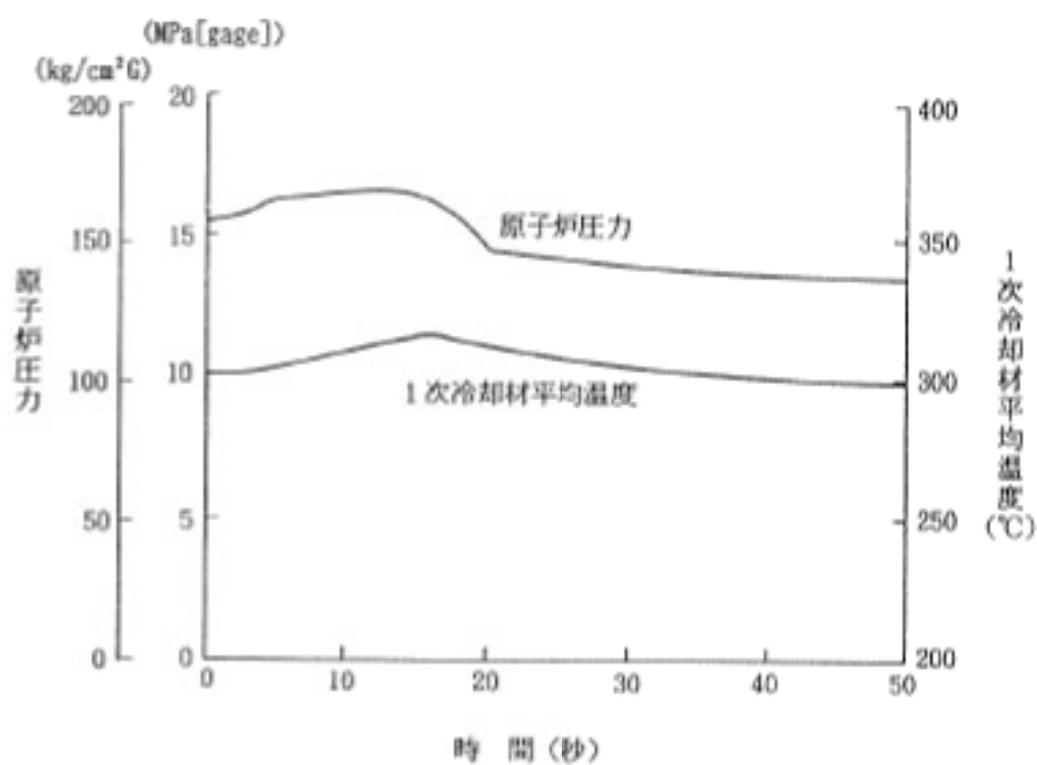
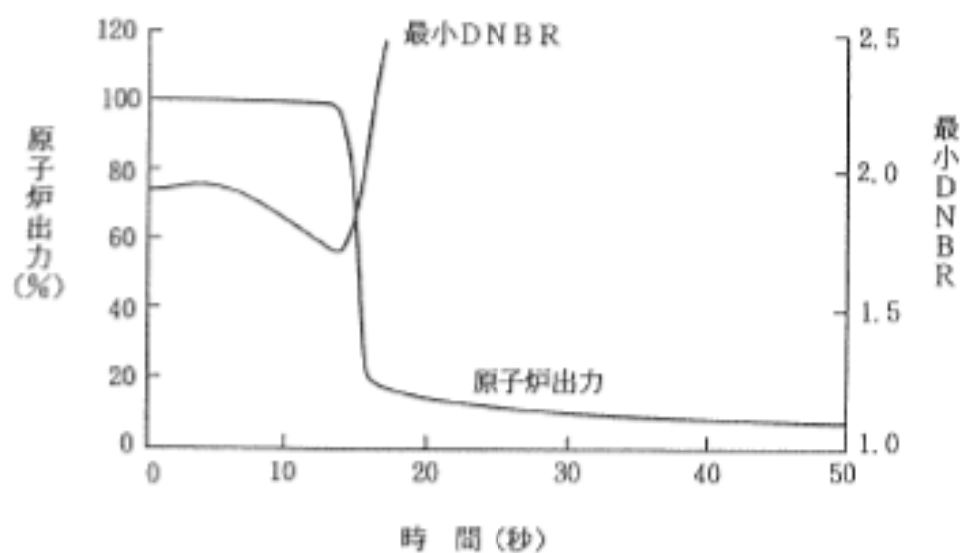
第2.3.6.1図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



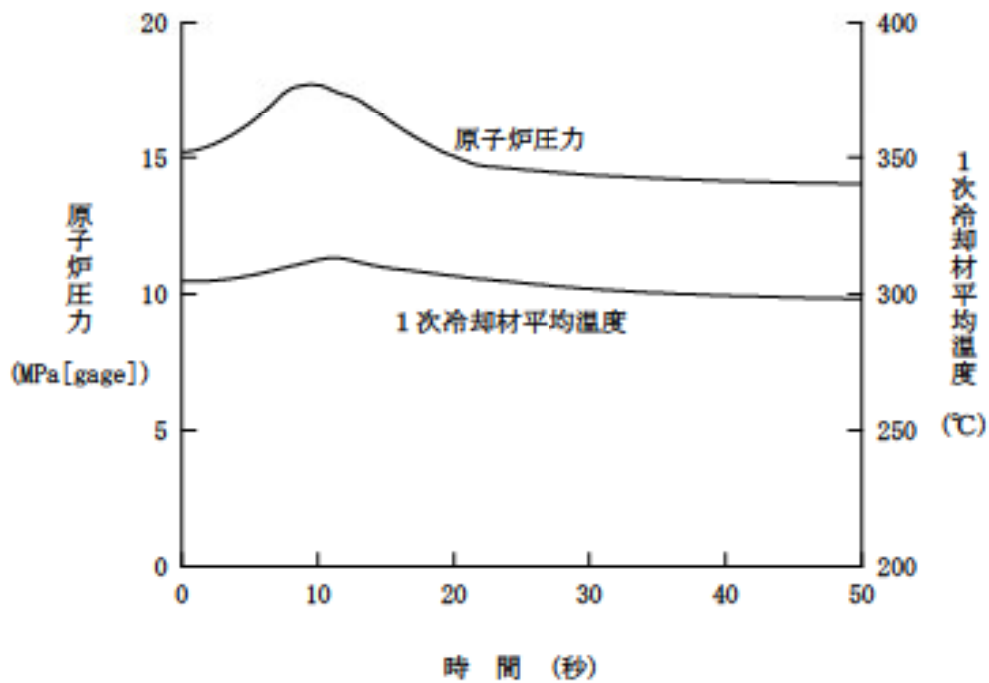
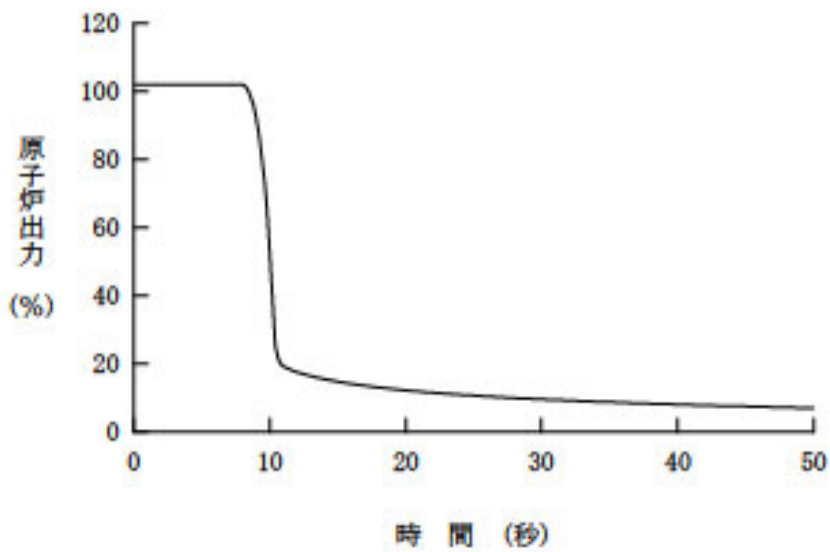
第2.3.6.2図 2次冷却系の異常な減圧



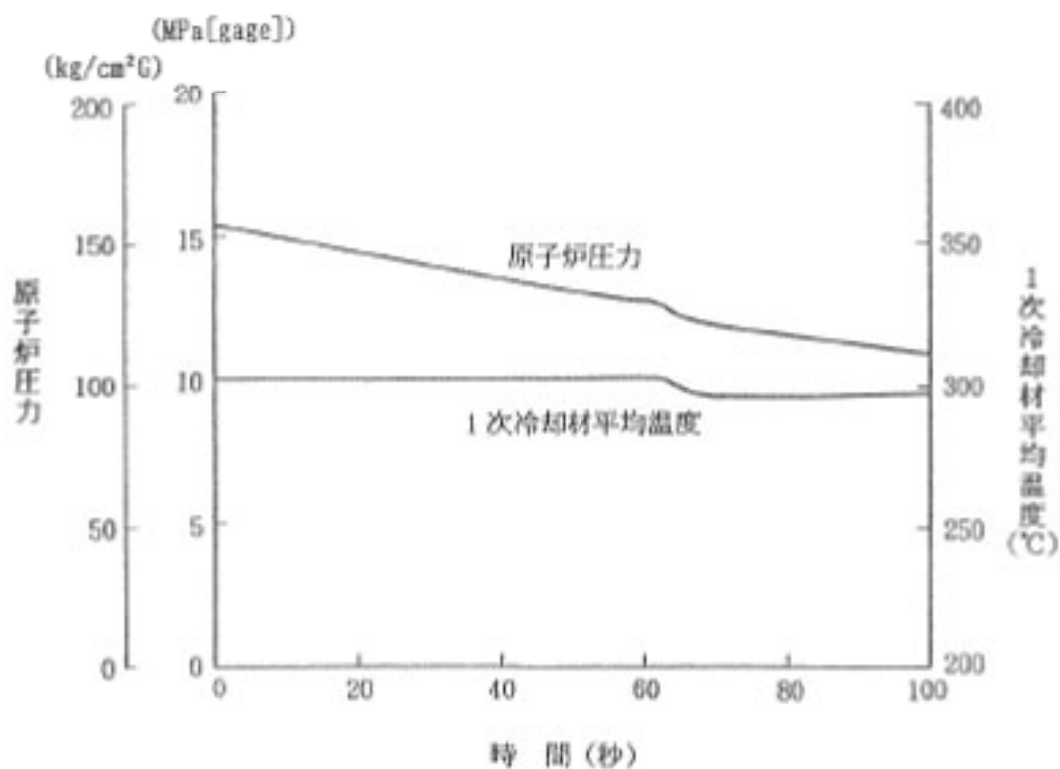
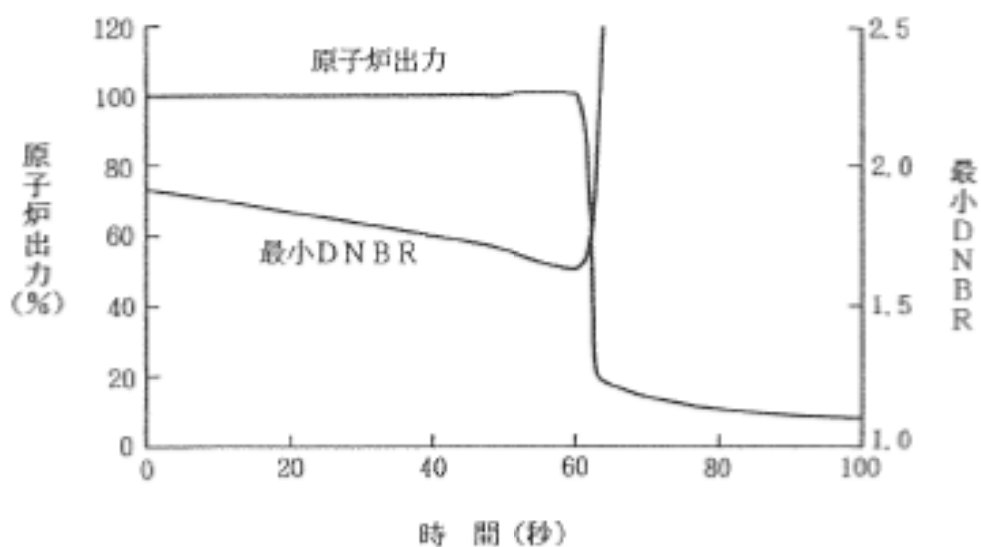
第2.3.7.1図 蒸気発生器への過剰給水



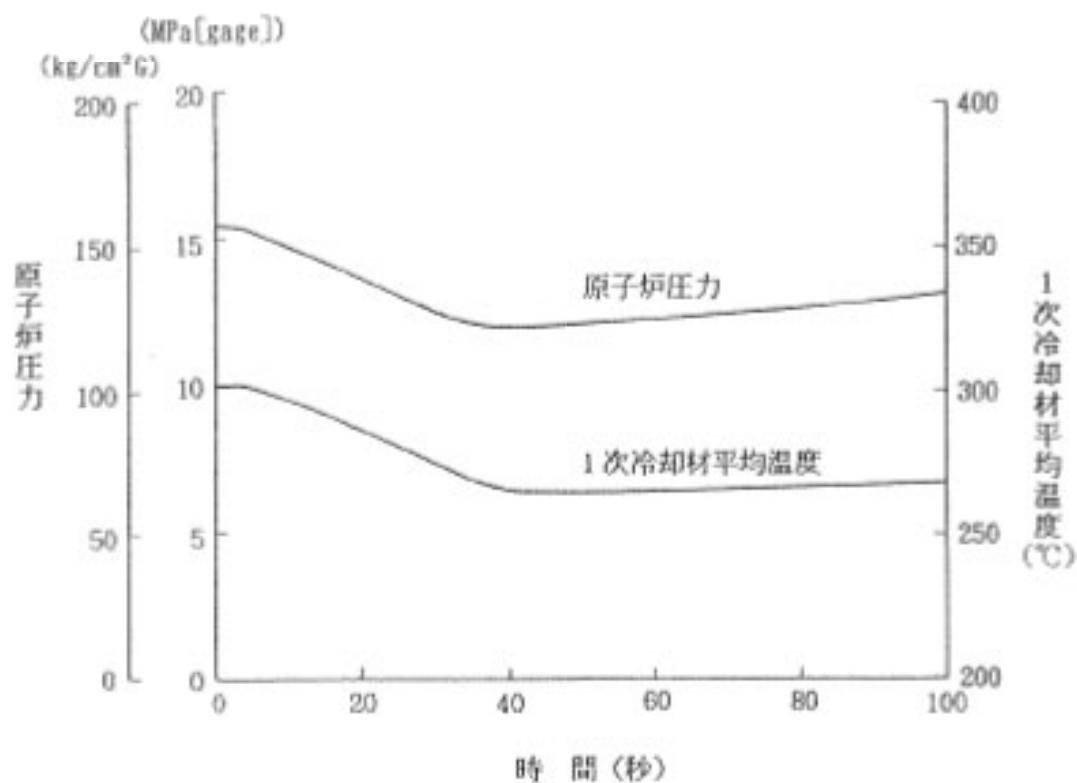
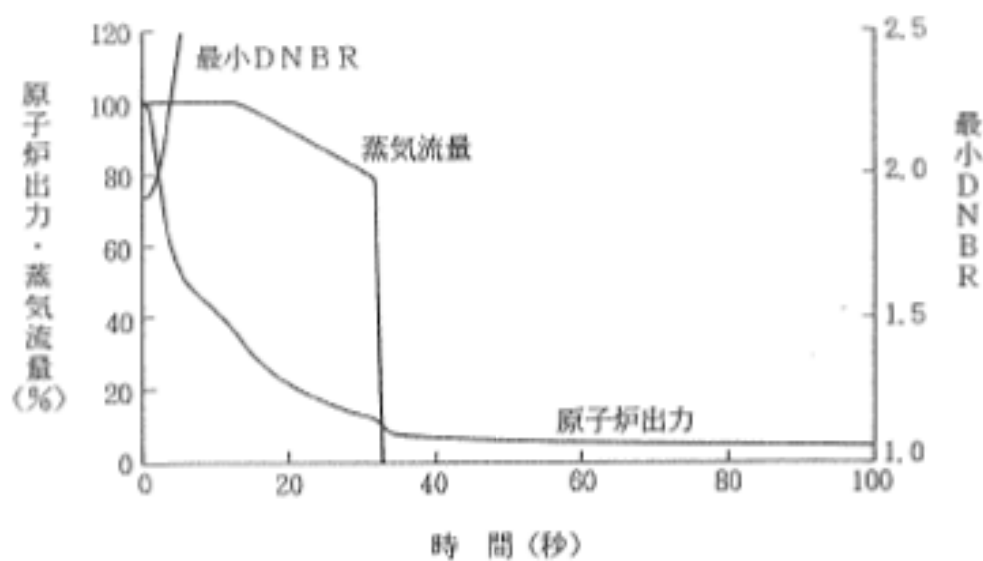
第2.4.1.1図 負荷の喪失-加圧器圧力制御系作動



第 2.4.1.2 図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動



第2.4.2.1図 原子炉冷却材系の異常な減圧



第2.4.3.1図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.5 参考文献

- (1) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAPI-1088

改3

三菱重工業、平成10年

3. 設計基準事故の解析

3.1 序

本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.2.1 原子炉冷却材喪失

3.2.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

1次冷却材の流出量の少ない場合には、充てん／高圧注入ポンプによる1次冷却材の補給で、加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。1次冷却材の流出量が充てん／高圧注入ポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

(2) 防止対策

a. 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(a) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(b) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力等が過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(c) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼、ニッケル・クロム・鉄合金等耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

b. 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

(3) 拡大防止対策

a. 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム-水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。

(a) 破断面積が大きく、充てん/高圧注入ポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

(b) この間、1次冷却材量の減少及び圧力の低下による「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号、「原子炉圧力異常低」信号又は1次冷却材の流出に伴う原子炉格納容器内の圧力上昇による「原子炉格納容器圧力高」信号により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、この信号で充てん/高圧注入ポンプ（高圧注入系）及び余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は非常用炉心冷却設備作動信号により原子炉は自動停止する。

(c) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前述の2系統が作動して燃料取替用水タンクの水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等格納容器再循環サンプにたまった水を再び前述の2系統を通して原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通る水は余熱除去冷却器により冷却する。

b. 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び

放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。

- c. 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクの水又は格納容器再循環サンプ水を原子炉格納容器内にスプレイする2系列の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。
- d. 前述の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。
- e. 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、非常用炉心冷却設備作動等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

3.2.1.2 事故経過の解析

(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—(1)(2)(3)

a. 解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル/再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

(a) ブローダウン解析

これは、配管破断部からの1次冷却材の流出、1次冷却系の圧力低下、蓄圧注入系による注入等、事故初期の1次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードSATAN-Mは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を解析する。

(b) リフィル/再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注入により原子炉容器下部プレナム部に冷却材が蓄水し、やがて炉心底部まで水位が上昇する（以下「リフィル期間」という。）。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（以下「再冠水期間」という。）。ブローダウン後の期間は、前述のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはリフィル／再冠水解析コードWREFLOOD、再冠水期間については再冠水解析コードBASH-Mで解析する。これらのコードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達する水の速度（以下「炉心再冠水速度」という。）等を解析する。

また、1次冷却系への背圧は原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより解析し、WREFLOOD及びBASH-Mと結合した状態で計算を行う。

(c) 燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度、ジルコニウム-水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、前述のSATAN-M及びBASH-Mによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

b. 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

- (a) 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管（内径約 0.70m、肉厚約 69 mm のステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、

破断口における流出係数は、1.0～0.4 までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として1次冷却材管の両端破断断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、前述のような両端破断の他に、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているため、ここでは、両端破断の場合を解析する。

- (b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数2.32に基づいたコサイン分布を用いる。
- (c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。
- | | |
|---------------------|-----------------------|
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa[gage] |
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 | 29.0m ³ /基 |
| 高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ | 30秒 |
- 非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号又は「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。
- (d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機

の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

- (e) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。
- (f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。
- (g) 再冠水期間には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。
- (h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線⁽⁴⁾を使用する。

また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

- (i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。
- (j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。
- (k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

c. 解析結果⁽⁵⁾⁽¹³⁾

以上により解析した結果を第3.2.1.1表に示す。

燃料被覆管温度の上昇という観点からみて流出係数0.4のウラン燃料が最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。流出係数0.4の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。

第3.2.1.1表 大破断解析結果（低温側配管両端破断）

流出係数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度(℃)	915	942	1,035
局所的最大ジルコニウム-水反応量(%)	0.5	1.4	3.6
全炉心平均ジルコニウム-水反応量(%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下

第3.2.1.2表 大破断解析結果
（低温側配管両端破断、流出係数0.4）

燃料被覆管最高温度	1,035℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m
高温燃料棒のバースト発生時間	35 秒
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から 1.83m
局所的最大ジルコニウム-水反応量	3.6%
全炉心平均ジルコニウム-水反応量	0.3%以下

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクオリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水期間での原子炉容器ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。

(a) 炉心圧力及び炉心流量の変化

第 3.2.1.1 図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が 2 相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約 29 秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ

等しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、破断発生約 2 秒後には炉心内の水のフラッシング等の影響により流れが停滞し、約 12 秒後から再び下向きに流れる。

破断発生約 16 秒後には原子炉圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回り、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は約 47 秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

(b) 高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生約 1 秒後に達することにより作動する。しかしながら、解析条件 (d) 項で述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているため、ディーゼル発電機が非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクの水を原子炉へ注入する。解析条件 (c) 項で述べたように、このための時間遅れを 30 秒としているため、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生後約 31 秒で注入を開始することになる。

(c) リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件 (e) 項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、破断発生後約 31 秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も加わり、約 39 秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心

は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通して放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンコマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

(d) 燃料被覆管温度変化

低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、破断発生後約31秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、約39秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水

位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約 91 秒後にピークに達し、その後は低下していく。破断発生の約 400 秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、燃料被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第 3.2.1.2 表に示すように約 1,035℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約 3.6%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約 1,035℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。

また、前述の解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、1次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいため、炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

(2) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断—(2)(3)(6)

a. 解析方法

小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、大破断の場合のWREFLOOD、BASH-M及びCOCOによる解析は不要である。

したがって、コードの構成は、小破断ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) 及び燃料棒熱解析コードLOCTA-IVからなる。なお、SATAN-M (Small LOCA) は、SATAN-Mのすべての機能に加えて、炉心に

における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

b. 解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにWREFLOOD、BASH-M及びCOCOによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

(a) 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

(b) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備による炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1 次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは 25 秒とする。

c. 解析結果⁽⁵⁾

以上により解析した結果を第3.2.1.3表に示す。

ウラン燃料炉心が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では最も厳しい結果を与える低温側配管口径約0.25m相当のスプリット破断及び気相部破断について述べる。

(a) 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第 3.2.1.5

図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第 3.2.1.6 図に示す。

1 次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に低下し、破断発生の約 5 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 7 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、破断発生の約 7 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約 32 秒で高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は破断発生の約 45 秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後、高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約 752℃に達した後急速に低下する。ジルコニウム-水反応量も、最大となる部分で約 0.1%にとどまる。

(b) 気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約 0.13m 配管破断の場合について以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第 3.2.1.7 図に示す。

加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急速に低下し、破断発生の約 7 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 9 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。

また、破断発生の約 16 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約 41 秒で高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が 2 相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、破断発生後約 668 秒で蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ 1 次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量

も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

第 3.2.1.3 表 小破断解析結果

項 目	液相部破断			気相部破断
	0.30	0.25	0.20	0.13
破断配管口径 (m)	0.30	0.25	0.20	0.13
燃料被覆管最高温度 (°C)	706	752	661	炉心露出 せず
局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—
全炉心平均ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—

3.2.1.3 結論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第3.2.1.2表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,035°Cであり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200°C以下であること。）を満たす。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量は約3.6%であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。）を満たす。また、全炉心平均ジルコニウム-水反応量は0.3%以下であり、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。）を満たす。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも、熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は最高値を過ぎた後低下し続け、低い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期

にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。したがって、「ECCS性能評価指針」に示されている基準（燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。）を満たす。

なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量ともに、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合を下回り、問題となることはない。

また、小破断解析においても、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約752℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度については、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合に比べ若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約777℃（低温側配管口径約0.25m相当のスプリット破断）であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、制限値1,200℃を下回り、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量も問題となることはない。

3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失

3.2.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ全台の駆動電源が同時に喪失するものとする。

この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、

原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は安全に終了できる。

(2) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は77kV送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(3) 拡大防止対策

- a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 1次冷却材流量低
 - (b) 1次冷却材ポンプ電源電圧低
 - (c) 1次冷却材ポンプ電源周波数低
 - (d) 1次冷却材ポンプ遮断器開

3.2.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力及び中性子束の時間応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。

- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- d. 1次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3) 解析結果

1次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.2.1図に示す。1次冷却材ポンプの電源喪失により「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し約1.2秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止する。

最小DNBRは、事故発生の約2.4秒後に約1.66となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.6MPa（約6kg/cm²）である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.2.3 結 論

1次冷却材ポンプの全台停止時においても、1次冷却材及び1次冷却材ポンプの慣性のために、1次冷却材流量が急速に低下することなく原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.66にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、原子炉冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(2) 防止対策

- a. 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。
- b. ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。

(3) 拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 1次冷却材流量低
- (b) 1次冷却材ポンプ遮断器開

3.2.3.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様の方法により解析する。

(2) 解析条件

- a. DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。
- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- d. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われぬものとする。

(3) 解析結果

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNB Rの変化を第 3.2.3.1図に示す。1次冷却材流量の低下により、事故発生の約0.1秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。

最小DNB Rは、事故発生の約2.1秒後に約1.24となる。また、原子炉圧力の最大値は約17.2MPa [gage] (約175kg/cm²G)である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.3.3 結 論

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時において1次冷却材流量が減少するものの、原子炉は自動的に停止され、最小DNB Rは約1.24にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.4 主給水管破断

3.2.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断するものとする。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。

- a. 蒸気発生器への主給水が減少するため、原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。
- b. 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。
- c. 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 原子炉圧力高

- (b) 過大温度 ΔT 高
 - (c) 蒸気発生器給水流量低
 - (d) 蒸気発生器水位異常低
 - (e) 非常用炉心冷却設備作動
- b. 原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。
- c. 1次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の設備を設ける。
- d. 破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器への給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

3.2.4.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、加圧器水位、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 原子炉圧力の評価では初期原子炉出力は102%とする。
- b. すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
- c. 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデル⁽⁷⁾を使用するものとする。
- d. 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。
- e. 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。

- f. 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
- g. 運転員は事故の発生を検知してから 10 分後に健全側蒸気発生器 2 基に、タービン動補助給水系の単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。
- h. DNB R の評価では初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

主給水管破断時の 1 次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第 3.2.4.1 図に、最小 DNB R の変化を第 3.2.4.2 図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、原子炉は事故発生の約 15 秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、約 17 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号発信後 10 分で破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作が行われるので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱の発生を上回り原子炉圧力は下降する。最小 DNB R は約 1.58 である。また、原子炉圧力の最大値は約 17.7MPa [gage] であり、事故のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約 18.2MPa [gage] にとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2 次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.4.3 結論

主給水管破断時、原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小 DNB R は約 1.58 にとどまる。さらに、補助給水系が作動して原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に

上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.5 主蒸気管破断

3.2.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

具体的には主蒸気管1本が瞬時に両端破断するものとする。破断による蒸気の流出は蒸気圧力の低下とともに減少するが、1次冷却系から熱を除去し、1次冷却材の温度及び圧力の低下をもたらす。原子炉が正の減速材密度係数を有すると、反応度が添加され、原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置で固着した場合は臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の作動により、原子炉は再び臨界未満となり安全に保たれる。

(2) 防止対策

- a. 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。
- b. 主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大温度 ΔT 高
 - (c) 過大出力 ΔT 高
 - (d) 非常用炉心冷却設備作動
 - (e) 原子炉圧力低

- b. ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。
- (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - (b) 原子炉圧力異常低
 - (c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致
 - (d) 主蒸気ライン差圧高
 - (e) 原子炉格納容器圧力高
- c. 1次冷却系の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、蓄圧タンクから1次冷却系へほう酸水の注入が開始される。
- d. 1次冷却材の過度の冷却を防ぐために、原子炉トリップ信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。
- さらに、非常用炉心冷却設備作動信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。
- e. 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。
- (a) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致
 - (b) 原子炉格納容器圧力異常高
- f. 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストラクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するように設計している。

3.2.5.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答

を求める。さらに、出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ 286.1℃及び 15.41MPa[gage]とする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置で固着したときの、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力が上記の高温停止時の状態の値として、 $0.018\Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

- b. 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第 2.3.6.1 図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドブブラ出力係数による反応度効果は、第 3.2.5.1 図に示すように出力の関数として与える。

- c. 主蒸気管 1 本の瞬時の両端破断を仮定する。

また、外部電源はある場合の方が 1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の 2 ケースについて解析する。

ケース A 外部電源あり

ケース B 外部電源なし

- d. 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視し、主蒸気管の隔離は、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後 10 秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。

- e. DNBRの評価では、1 台の充てん/高圧注入ポンプのみが作

動し、ほう酸注入タンクからほう酸濃度 21,000ppm のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん/高圧注入ポンプが作動するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

f. 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率を大きく評価するため、蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

g. 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moodyのモデル⁽⁷⁾を使用する。

h. DNB Rの計算には、W-3 相関式⁽⁸⁾を使用する。

i. 非常用炉心冷却設備作動信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

(3) 解析結果⁽⁵⁾⁽¹³⁾

a. ケースA（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源あり）のDNB Rを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.2図に示す。

b. ケースB（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源なし）のDNB Rを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.3図に示す。

c. 2ケースとも原子炉は臨界に達する。特にケースAではその最大

熱流束は定格出力値の約 12%まで上昇しており、ケースBに比べて厳しくなっている。

- d. 2 ケースとも「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に事故発生の約 2 秒後に達し、ケースAでは約 17 秒、ケースBでは約 27 秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースAでは 1 台の充てん/高圧注入ポンプから高濃度のほう酸水が 1 次冷却材低温側配管へ、事故後約 47 秒で到達することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRはウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心が厳しくなり、DNBRが最小となるのは熱流束最大時点の約 2.14 である。
- e. 外部電源の喪失を同時に仮定したケースBでは、1 次冷却材ポンプトリップにより、1 次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による 1 次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。
- f. いずれのケースも原子炉は臨界に達するが、破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」による非常用炉心冷却設備作動信号発信 10 分後の時点で停止する操作を行うことにより 1 次冷却系の冷却が止まり、炉心は臨界未満となる。その後、2 次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。
- g. 原子炉圧力の観点では、2 台の充てん/高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。
- h. 臨界状態が継続する間、最小DNBRは約 2.14 であり、最大熱流束は定格出力値の約 12%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍を下回る。

さらに臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は小さい。

3.2.5.3 結 論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約12%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で高濃度のほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、臨界未滴になる。最小DNBRは約2.14にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1 制御棒飛び出し

3.3.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破断等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が1ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア、プルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮して、ガドリニア入り燃料も含むウラン燃料の最大燃料エンタルピは833J/g(199cal/g)を超えないこと、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の最大燃料エンタルピは770J/g(184cal/g)を超えないことを用いる。

なお、燃料破損時の影響については、「R I E 報告書」添付4の影響評価に包含される。

また、破断口からの1次冷却材の流出は、1次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

(2) 防止対策

制御棒駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。

- a. 運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。
- b. 圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力

に十分耐えるように設計する。

- c. 圧力ハウジングには、原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

(3) 拡大防止対策

- a. 制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。

出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引き抜き位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 中性子束高

- (b) 出力領域中性子束変化率高

- c. 1次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

- (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

- (b) 原子炉圧力異常低

その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1 (3)拡大防止対策」と同じである。

3.3.1.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料棒内温度上昇等を解析する⁽⁹⁾。また、熱水力計算コードTHINC-Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を計算し、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力の時

間変化を求める。

(2) 解析条件

- a. 解析は以下の4ケースについて、実施する。
 - (a) サイクル初期高温全出力
 - (b) サイクル初期高温零出力
 - (c) サイクル末期高温全出力
 - (d) サイクル末期高温零出力
- b. 高温全出力のケースでは、
 - (a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ102%及び304.5℃とする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。
 - (b) 制御用制御棒クラスタバンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
 - (c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。
 - (d) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。
- c. 高温零出力のケースでは、
 - (a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の10⁻⁹及び288.3℃とする。
 - (b) 制御用制御棒クラスタバンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属するクラスタ1本が飛び出すものとする。
 - (c) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。
 - (d) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合定常運転時の最高圧力とする。
- d. 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金

属一水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。

- e. 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が 0.1 秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力 0.19% $\Delta k/k$

サイクル末期高温全出力 0.19% $\Delta k/k$

サイクル初期高温零出力 0.90% $\Delta k/k$

サイクル末期高温零出力 1.0 % $\Delta k/k$

- f. 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で 0.47%、サイクル末期で 0.41%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で 0.52%、サイクル末期で 0.43%を使用する。

- g. ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃料エンタルピを高めを与えるように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

- h. 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

(a) サブクール状態 Dittus-Boelter の式

(b) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式

(c) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式

解析ではいったん DNB に達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

- i. 事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

制御棒ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

- j. 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御

棒飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力	7.0
サイクル末期高温全出力	5.6
サイクル初期高温零出力	14
サイクル末期高温零出力	26

(3) 解析結果⁽⁵⁾

- a. 中性子束変化をケースごとに第 3.3.1.1 図～第 3.3.1.4 図に示す。
また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第 3.3.1.1 表にまとめる。

原子炉圧力の変化を第 3.3.1.5 図及び第 3.3.1.6 図に示す。

- b. いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力	約 0.5 秒
サイクル末期高温全出力	約 0.5 秒
サイクル初期高温零出力	約 0.6 秒
サイクル末期高温零出力	約 0.6 秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。

- c. 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル末期における二酸化ウラン燃料で生じ、約 450J/g (約 107cal/g) である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料エンタルピの最大値はサイクル末期で生じ、約 449J/g (約 107cal/g) である。

また、原子炉圧力の最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル初期高温零出力のケースで生じ約 16.6MPa [gage] (約 169kg/cm²G) である。

- d. 「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

高温全出力のケース

D N B R が許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心において厳しくなり、次のとおりとなる。

サイクル初期 約12%

サイクル末期 約 8%

なお、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値はウラン燃料炉心において生じ、サイクル初期約2,610℃、サイクル末期約2,258℃であり、溶融点未満である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,569℃、サイクル末期約2,239℃であり、溶融点未満である。

高温零出力のケース

燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約450J/g（約107cal/g）であり、燃料の許容設計限界712J/g（約170cal/g）を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピーの増分がP C M I 破損しきい値のめやすを上回る燃料棒の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。

サイクル初期 約 0%

サイクル末期 約 1%

第3.3.1.1表 制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

項 目	ケ ー ス	サイクル 初 期	サイクル 末 期
燃料エンタルピ 最 大 値 J/g(cal/g)	ウラン燃料	414 (99)	450 (107)
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	413 (99)	449 (107)
ピーク出力部 燃料エンタルピ 増分の最大値 J/g(cal/g)	燃焼度25,000MWd/t未満	307 (73)	355 (85)
	燃焼度25,000MWd/t以上40,000MWd/t 未満	257 (61)	321 (77)
	燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t 未満	156 (37)	254 (61)

3.3.1.3 結論

燃料エンタルピの最大値は約450J/g（約107cal/g）であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、水素再結合ガス減衰タンク、ガス減衰タンク等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となる水素再結合ガス減衰タンク1基が破損し、放射性ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(2) 防止対策

- a. 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。
- b. 水素再結合ガス減衰タンク及びガス減衰タンクのガス圧力がタンクの設計圧力を下回るように、水素再結合ガス圧縮機の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

(3) 拡大防止対策

- a. 仮に水素再結合ガス減衰タンク、ガス減衰タンク等が破損又は漏えいを起こしたとしても、各減衰タンクの出入口に隔離弁を設け、使用中のタンク以外は常時閉止することにより、放出放射量を最大限タンク1基分にとどめるようにする。
- b. 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって補助建屋排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される放射性希ガスの量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

前述の防止対策及び設計上の考慮により、水素再結合ガス減衰タンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

- a. 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。
- b. 1次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を1%として評価し、1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。
- c. プラント稼働率は100%とする。
- d. 8基のタンクの切替えを考慮し、タンク1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。
- e. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対線量(D/Q)を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量は下表のとおりである。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。

評 価 項 目	評 価 結 果
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq
実効線量	約 1.5mSv

3.4.1.3 結論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(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、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していること等によりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却及び減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより放射性物質の環境への放出を抑えることができる。

その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の冷却及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(2) 防止対策

- a. 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査も関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに、使用する水の溶存酸素や塩素等の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。
 - b. 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。
 - c. 蒸気発生器のプロードダウン配管に蒸気発生器プロードダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器空気抽出器ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。
- (3) 拡大防止対策
- a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てん／高圧注入ポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。
 - b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力低
 - (b) 過大温度 ΔT 高
 - c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する。
 - (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - (b) 原子炉圧力異常低

また、非常用炉心冷却設備作動信号により、主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器 2 次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系の冷却を行う。

d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なように設計しており、この主蒸気隔離弁を閉止して 2 次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるように設計している。

e. 破損側蒸気発生器 2 次側への 1 次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室において健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器逃がし弁を操作することにより、1 次冷却系の圧力を早期に下げることができるように設計している。

3.4.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コード MARVEL により、原子炉出力、原子炉圧力、2 次系圧力、1 次冷却系から 2 次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コード FACTRAN により、燃料棒表面の熱流束の変化を求め、さらに、熱水力計算コード THINC-III により DNBR への影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力の 102% とする。
- b. 1 基の蒸気発生器の伝熱管の 1 本が、瞬時に両端破断を起こしたものとす。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を 130t/h とした 1 次冷却系と 2 次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。
- c. 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号

により自動停止するものとする。

- d. 非常用炉心冷却設備の作動は、1次冷却材の流出量を大きくするように充てん／高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

- e. 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。

(a) DNB Rの評価では、原子炉圧力の低下を大きくするため、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。

(b) 核分裂生成物の放出量評価では、1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。

- f. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び非常用炉心冷却設備作動信号と原子炉トリップ信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

- g. 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。

(b) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

(c) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の冷却を開始

する（原子炉トリップ後 25 分）。

(d) 1 次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1 次冷却系を減圧する。原子炉圧力が、破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1 次冷却材高温側配管温度が 274℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(e) 加圧器逃がし弁の閉止後、原子炉圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、原子炉圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。

h. DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

- a. 蒸気発生器伝熱管 1 本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第 3.4.2.1 図に示す。1 次冷却材が 2 次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び原子炉圧力が低下し、「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達し、事故発生の約 5 分後に、制御棒クラスタが落下することにより、原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉トリップ後、1 次冷却系の減圧及び 2 次冷却系への 1 次冷却材流出により事故発生の約 7 分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。
- c. 事故発生の約 15 分後（原子炉トリップ信号発信後 10 分の時点）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、約 25 分後の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、約 30 分後の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による 1 次冷却系の冷却の促進及び約 40 分後の加圧器逃がし弁開により、原子炉圧力は破損側蒸気発生器の 2 次側圧力まで低下する。その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより原子炉圧力は再び上昇するが、事故発生の約 45 分後の非常用炉心冷却設備の停止、並びに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系の冷却及び減

圧操作の継続により、約 48 分後に原子炉圧力は 2 次冷却系の圧力まで減圧し、1 次冷却材の 2 次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに、余熱除去系の運転により原子炉を冷却し、原子炉を冷態停止状態に移行することができる。

- d. 最小 DNB R の解析結果を第 3.4.2.2 図に示す。最小 DNB R は約 1.55 であり、新たに燃料棒の破損は生じない。
- e. 1 次冷却材の 2 次冷却系への流出量は、第 3.4.2.1 図に示すように約 73 t である。流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約 25 t である。

3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、1 次冷却系保有水量は 190t を使い、第 3.4.2.1 表に 1 次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分、第 3.4.2.2 表に 1 次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分を示す。

また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部 γ 線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は (10-1) 式で評価される。

$$E_1 = K_{H_0} \cdot M \cdot Q_0 \cdot (\chi / Q) \dots\dots\dots (10-1)$$

ここで、

E_1 : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

K_{H_0} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

また、第 3.4.2.3 表に I-131 の影響を 1 とした場合の他のよう素核種の影響割合（以下「I-131 等価量への換算係数」とい

う。)を示す。

M : 小児の呼吸率 (m^3/s)

呼吸率は、事故の継続時間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

Q₁ : 事故期間中のよう素の大気放出量 (1-131 等価量-小児実効線量係数換算) (Bq)

x/Q : 相対濃度 (s/m^3)

外部 γ 線による実効線量は (10-2) 式で評価される。

$$E_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (10-2)$$

ここで、

E_{γ} : 外部 γ 線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数
(=1Sv/Gy)

Q_N : 事故期間中の希ガスの大気放出量
(γ 線エネルギー-0.5MeV 換算) (Bq)

D/Q : γ 線エネルギー-0.5MeV における相対線量 (Gy/Bq)

第 3.4.2.1 表 1 次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	冷却材中濃度 (Bq/g)*1	冷却材中蓄積量 (Bq)*1	炉心内蓄積量 (Bq)*1	追加放出寄与分 (Bq)*1
I-131	2.84	8.06d	8.89×10^4	1.69×10^{15}	2.46×10^{18}	1.23×10^{14}
I-132	4.21	2.28h	3.22×10^4	6.11×10^{12}	3.64×10^{18}	1.82×10^{14}
I-133	6.77	20.8h	1.48×10^5	2.81×10^{15}	5.86×10^{18}	2.93×10^{14}
I-134	7.61	52.6min	2.00×10^4	3.79×10^{12}	6.58×10^{18}	3.29×10^{14}
I-135	6.41	6.61h	8.09×10^4	1.54×10^{15}	5.55×10^{18}	2.77×10^{14}
合計	—	—	3.70×10^5	7.03×10^{15}	2.41×10^{19}	1.20×10^{15}

*1 表中「約」を省略している。

第 3.4.2.2 表 1 次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂 収率 (%)	半減期	γ線実効 エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度*1		冷却材中 蓄積量*1	炉心内蓄積量 (Bq)*1	追加放出 寄与分*1
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線 エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq/g)	γ線 エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)		γ線 エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq)
Kr-83m	0.53	1.83h	0.0025	1.66×10 ⁴	8.28×10 ¹	1.57×10 ¹⁰	4.59×10 ¹⁷	2.29×10 ¹¹
Kr-85m	1.31	4.48h	0.159	8.01×10 ⁴	2.55×10 ⁴	4.84×10 ¹²	1.13×10 ¹⁸	3.61×10 ¹⁵
Kr-85	0.29	10.73y	0.0022	5.66×10 ⁵	2.49×10 ³	4.73×10 ¹¹	3.40×10 ¹⁶	1.50×10 ¹⁰
Kr-87	2.54	76.3min	0.793	4.61×10 ⁴	7.30×10 ⁴	1.39×10 ¹³	2.20×10 ¹⁸	3.49×10 ¹⁴
Kr-88	3.58	2.80h	1.950	1.37×10 ⁵	5.35×10 ⁵	1.02×10 ¹⁴	3.10×10 ¹⁸	1.21×10 ¹⁵
Xe-131m	0.040	11.9d	0.020	1.34×10 ⁵	5.36×10 ³	1.02×10 ¹²	3.44×10 ¹⁶	1.38×10 ¹¹
Xe-133m	0.19	2.25d	0.042	1.37×10 ⁵	1.15×10 ⁴	2.19×10 ¹²	1.66×10 ¹⁷	1.39×10 ¹²
Xe-133	6.77	5.29d	0.045	1.07×10 ⁷	9.59×10 ⁵	1.82×10 ¹⁴	5.86×10 ¹⁸	5.27×10 ¹⁵
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	2.29×10 ⁴	1.98×10 ⁴	3.75×10 ¹²	9.15×10 ¹⁷	7.91×10 ¹⁵
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	2.36×10 ⁵	1.18×10 ⁵	2.24×10 ¹³	5.75×10 ¹⁸	2.87×10 ¹⁴
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	2.23×10 ⁴	5.27×10 ⁴	1.00×10 ¹³	5.44×10 ¹⁸	1.29×10 ¹⁵
合計	—	—	—	1.21×10 ⁷	1.80×10 ⁶	3.42×10 ¹⁴	2.51×10 ¹⁹	3.30×10 ¹⁵

*1 表中「約」を省略している。

第 3.4.2.3 表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数
及び I-131 等価量への換算係数

核種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131 等価量への換算係数
I-131	1.6×10^{-4}	1
I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}

(2) 評価条件

- a. 原子炉は、事故直前まで定格出力の 102% で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。
- b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後 48 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 90 t とする。また、流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 30 t とする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2 次冷却系へ流出する放射線源として、以下の 2 通りを仮定する。
 - (a) 燃料被覆管欠陥率 1% を用いて計算した 1 次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $7.0 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.4 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。
 - (b) (a) 項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.2 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.3 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して 1 次冷却系に放出され

るものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.40 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

- d. この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- e. 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。
- f. 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気に放出されるものとする。
- g. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき、蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び非常用炉心冷却設備作動信号と原子炉トリップ信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

- h. 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいによりよう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5 \text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

- i. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4図に示す。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 〔I-131等価量-〕 〔小児実効線量係数換算〕	約 1.2×10^{11} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 4.7×10^{14} Bq
実効線量		約 3.0mSv

3.4.2.4 結論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に冷却及び減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小DNBRは約1.55であり新たに燃料棒の破損は生じない。

この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体を使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。

(2) 防止対策

- a. 燃料取扱装置の設計、製作、据付け及び燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。
- b. 燃料取替えを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した冷態停止状態で実効増倍率 0.95 以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。
- c. 燃料取替作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。
- d. 使用済燃料ピットは、想定されるいかなる状態においても実効増倍率が 0.98 以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。
- e. 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。
- f. 燃料取替クレーンのグリッパは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えたとつり上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料をつかんでいる間グリッパが閉じないようにする。
- g. 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。

h. 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

(3) 拡大防止対策

万一、燃料が落下した場合には、燃料集合体落下信号により、燃料取扱室の排気を通常系統から、アニュラス空気浄化設備に切り替えられるよう設計し、大気に放出される放射性よう素の低減をはかることができる。

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際にも、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱室内に放出される量は低減される。

3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(2) 評価条件

- a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の被覆管が破損するものとする。
- b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の 102% で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 30,000 時間）のものとする。
- c. 燃料取替作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱室内に放出されるものとする。
- f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすい

ためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は500とする。

g. 燃料取扱室内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気浄化設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素フィルタの効率率は95%とする。

h. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.3.1図及び第3.4.3.2図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算 〕	約 $2.7 \times 10^{10} \text{Bq}$
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 $3.9 \times 10^{13} \text{Bq}$
実 効 線 量		約 0.038mSv

なお、燃料取替時以外の燃料取扱いは、使用済燃料の放射能が十分減衰した状態でなされるので、仮に燃料集合体の落下を想定しても、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタを通さなくても、上記評価結果より厳しくなることはない。

3.4.3.3 結論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

- a. 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。
- b. 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気浄化設備を設ける。
- c. 再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した放射性物質は安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実

効線量への換算係数(=1Sv/Gy)を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率 $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を秒当たりに換算して用いる。

(2) 評価条件

- a. 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。
- b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 1%

よう素 0.5%

- c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。
- d. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- e. 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率⁽¹⁰⁾は等価半減期50秒とする。
ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上5分とする。
- f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定としてディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。
- g. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹¹⁾は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とし、以下の表の漏えい率とする。

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)	
0.13	0	～ 1,000
0.12	1,000	～ 2,200
0.11	2,200	～ 16,000
0.10	16,000	～ 32,000
0.09	32,000	～ 58,000
0.08	58,000	～ 110,000
0.07	110,000	～ 220,000
0.06	220,000	～ 520,000
0.05	520,000	～ 2,592,000

- h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- i. 事故発生後、非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とする。
- その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後 30 分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。
- j. 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- k. アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽¹²⁾は、評価上 95%とする。
- l. 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。
- m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備

の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。

- n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b 項と同量のような素が無機イオンとして溶解しているものとする。
- o. 再循環水体積は、評価上 $1,400 \text{m}^3$ とする。
- p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のような素の気相への移行率は 5% とし、安全補機室内でのような素沈着率は 50% とする。
- q. 安全補機室空気浄化設備のイオン交換フィルタの効率⁽¹²⁾は、評価上 95% とする。
- r. 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。
 - (a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
 - (b) 核種の選定に当たって、イオン素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮へい建屋円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。
 - (c) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

- s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（30日間）とする。
- t. 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。
- u. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量は下表のとおりである。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 〔I-131等価量－ 小児実効線量係数換算〕	約 $2.3 \times 10^{11} \text{Bq}$
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $5.2 \times 10^{13} \text{Bq}$
実効線量*		約 0.28mSv

* 実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.18mSv）を含む。

3.4.4.3 結論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.5 制御棒飛び出し

3.4.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

- a. 破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 12%を使用する。
- b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス 0.28%

よう素 0.14%

c. 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

d. 原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉トリップ信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後 30 分で起動するものとする。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹¹⁾は、評価上次のように仮定する。

事故後 24 時間まで 0.111%/d

その後 29 日間 0.0555%/d

f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.5.1図及び第3.4.5.2図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 〕 〔 小児実効線量係数換算 〕	約 7.5×10^{10} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 1.5×10^{13} Bq
実 効 線 量*		約 0.084 mSv

* 実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量 (約 0.052 mSv) を含む。

3.4.5.3 結論

制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.5.1 原子炉冷却材喪失

3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度、圧力が異常に上昇する事象を想定する。

(2) 防止対策

この事象の防止対策については「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.1.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

事故の経過は、「3.2.1.2 (1)非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードSATAN-VI、WREFLOODコード及び原子炉格納容器内圧解析コードCOCOからなる。

(2) 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

- a. 配管の破断は、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。
- b. 原子炉出力は定格出力の 102%とする。
- c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。
蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力

4.04MPa [gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

- d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

- e. ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入される水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。
- f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が多いほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

(3) 解析結果

以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。1次冷却系配管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体の除熱が大きくなり、約15秒後にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.225MPa [gage] が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約19秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、約5秒後に

「原子炉格納容器圧力異常高」原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信され、約109秒後から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。

事故後約241秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.252MPa [gage]、温度約125℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以後原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していく。

3.5.1.3 結論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.252MPa [gage]であり、最高使用圧力0.283MPa [gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

3.5.2 可燃性ガスの発生

3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間はいずれかが次の値以下であること。

水素	4%
酸素	5%

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

(2) 解析条件

- a. 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。
- b. 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。
- c. 事故時のジルコニウム-水反応割合は「3.2.1.2 (1) 3)解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。
- d. 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。
- e. 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合（G値）は0.5分子/100eVとする。
- f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

(3) 解析結果

以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第3.5.2.1図に示すようになり、事故発生の30日後では約3.0%となる。

3.5.2.3 結論

可燃性ガスが発生する事象として原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。

3.6 その他（地震、火災、風、洪水等）

安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震、風、洪水等の自然現象に対して、敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最もか酷な場合を想定した場合にも、それらの安全機能を失うことなく耐えるような設計とする。また、火災に対しては火災発生防止、火災検知及び消火、火災の影響の軽減の3つを適切に組み合わせた対策を講じる。

したがって、これらの自然現象や火災等により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を失うことはないので、原子炉施設の安全性は保たれる。

(1) 地震

耐震設計に当たっては、原子炉施設を耐震設計上の重要度に応じて分類し、それぞれに応じた設計地震力に対し十分な耐震性を有する設計とする。Aクラスに分類される施設については、基準地震動 S_1 による地震力に対して耐えるように設計し、また、 A_S クラスに分類される施設については、基準地震動 S_2 による地震力に対してその安全機能が保持されるように設計する。また、重要度により分類された各施設のうち、下位の分類に属する施設の破損によって上位の分類に属する施設に波及的事故が起こらないように設計する。

上記の耐震設計とは別に、原子炉保護設備の1つとして、原子炉施設が一定の加速度以上の地震動に見舞われた場合に「地震加速度高」信号により、原子炉を自動停止させる回路を設ける。

(2) 風

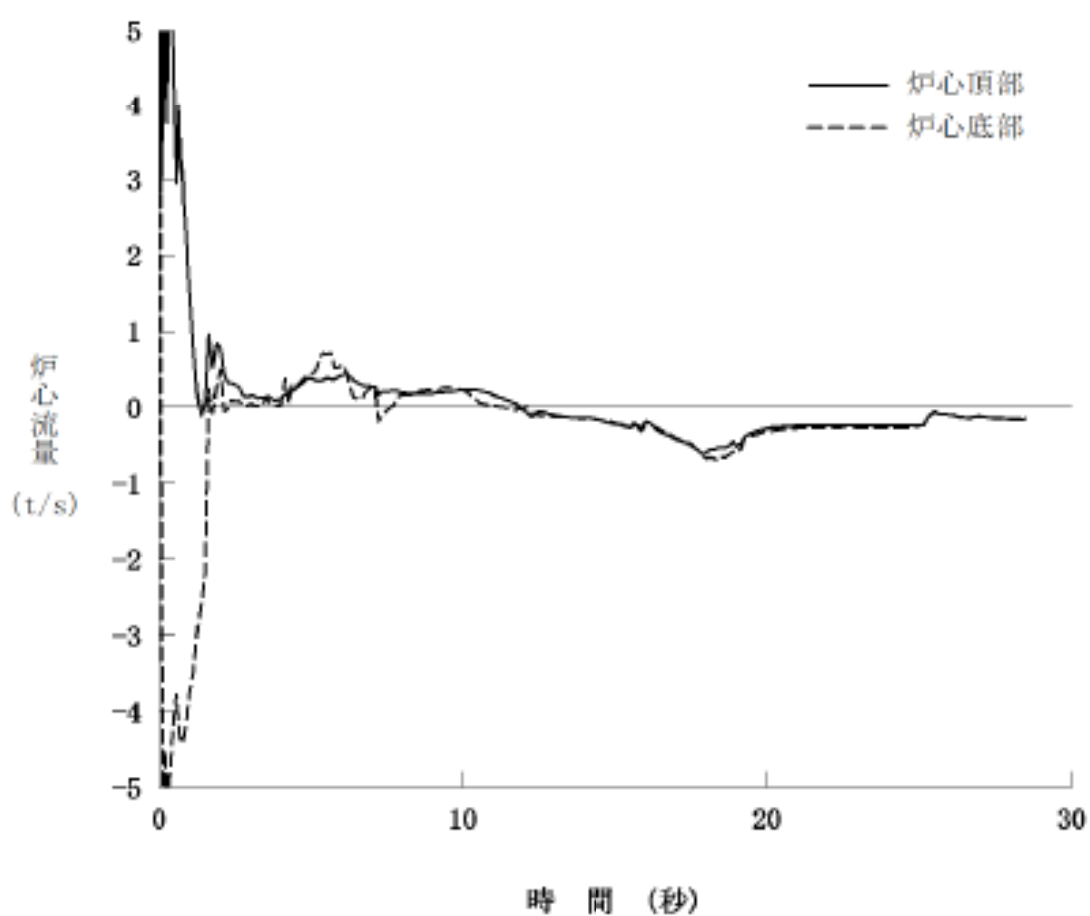
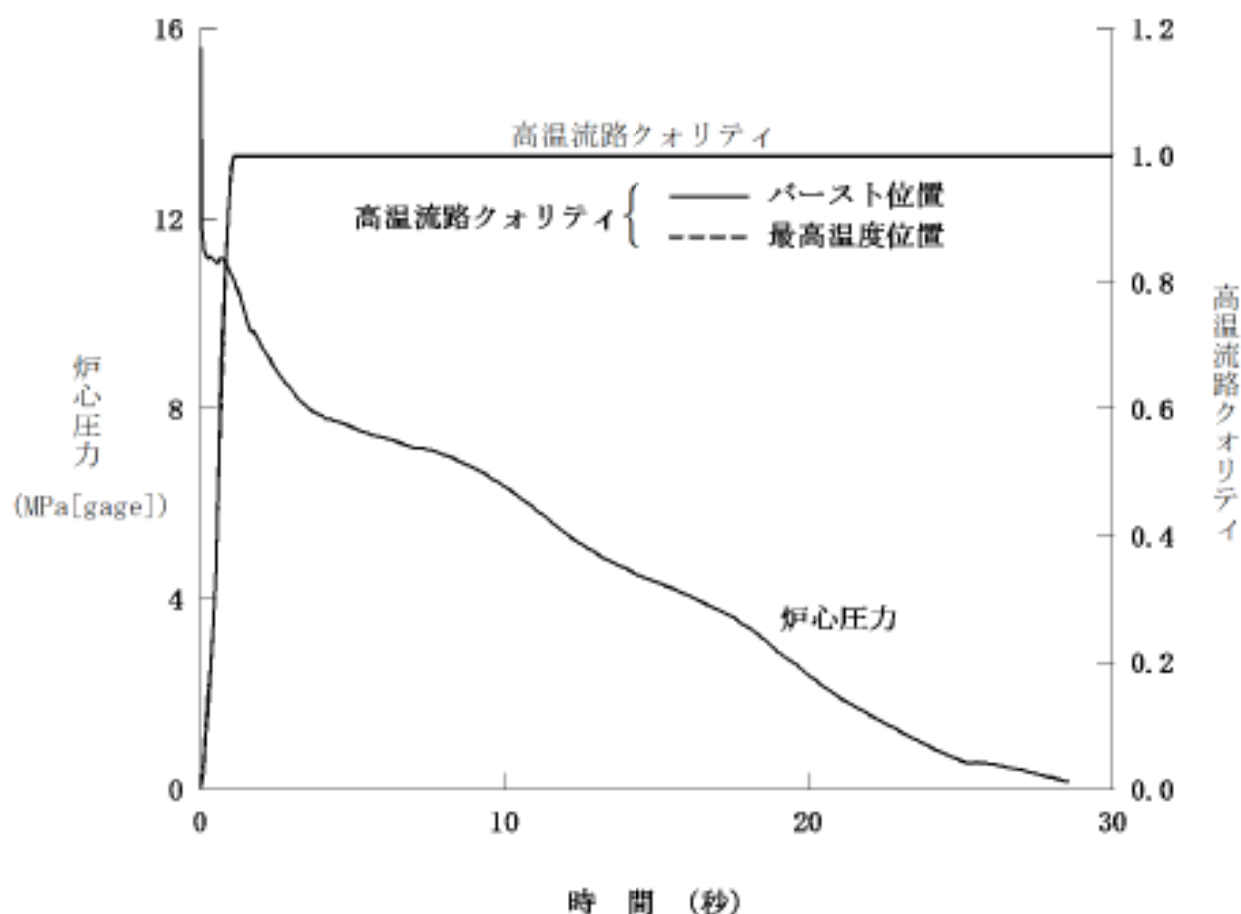
原子炉格納施設等の重要施設の風荷重に対する設計は、建築基準法に定める設計基準に従うので、これによって設計された施設は台風等の風に対し損傷を受けることは考えられない。

(3) 津波、高潮、洪水等

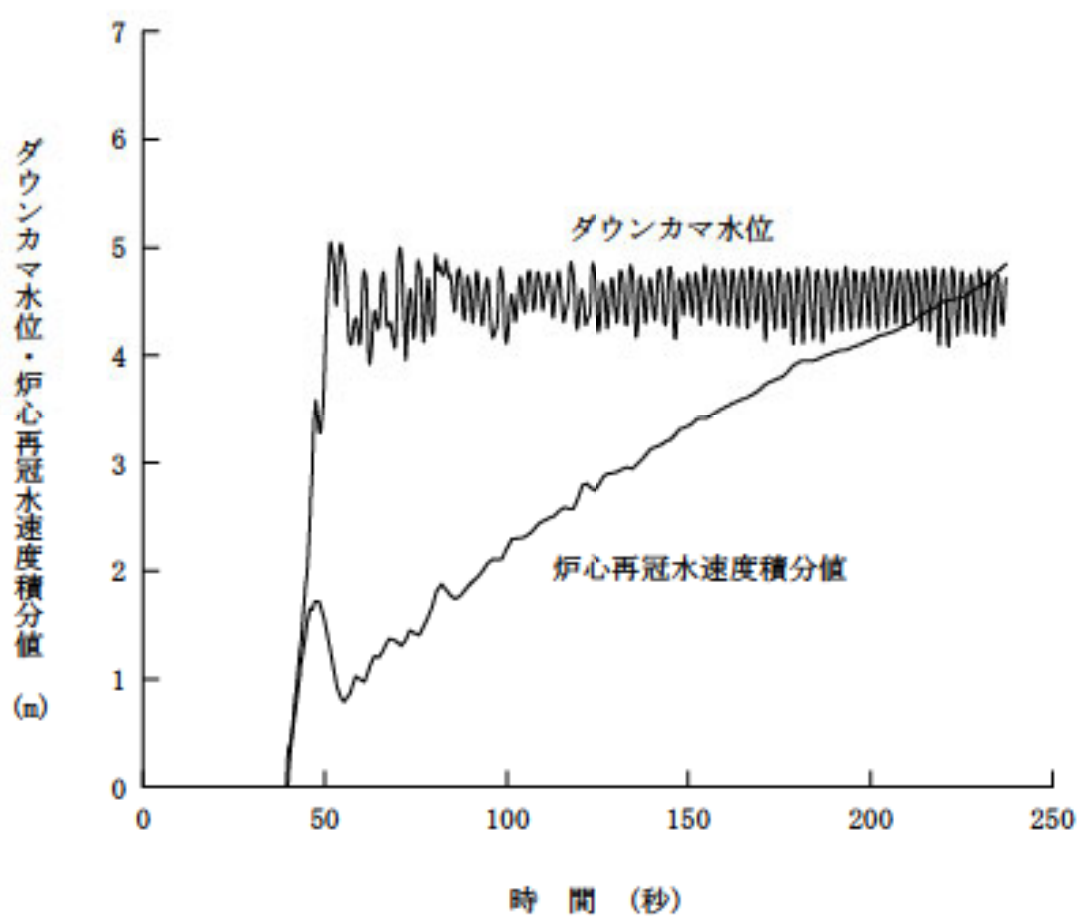
津波、高潮、洪水等については、敷地造成に際して十分な敷地高さ、護岸構造、構内排水計画等を策定しているので、これらの自然現象により原子炉施設が被害を被ることは考えられない。

(4) 火災

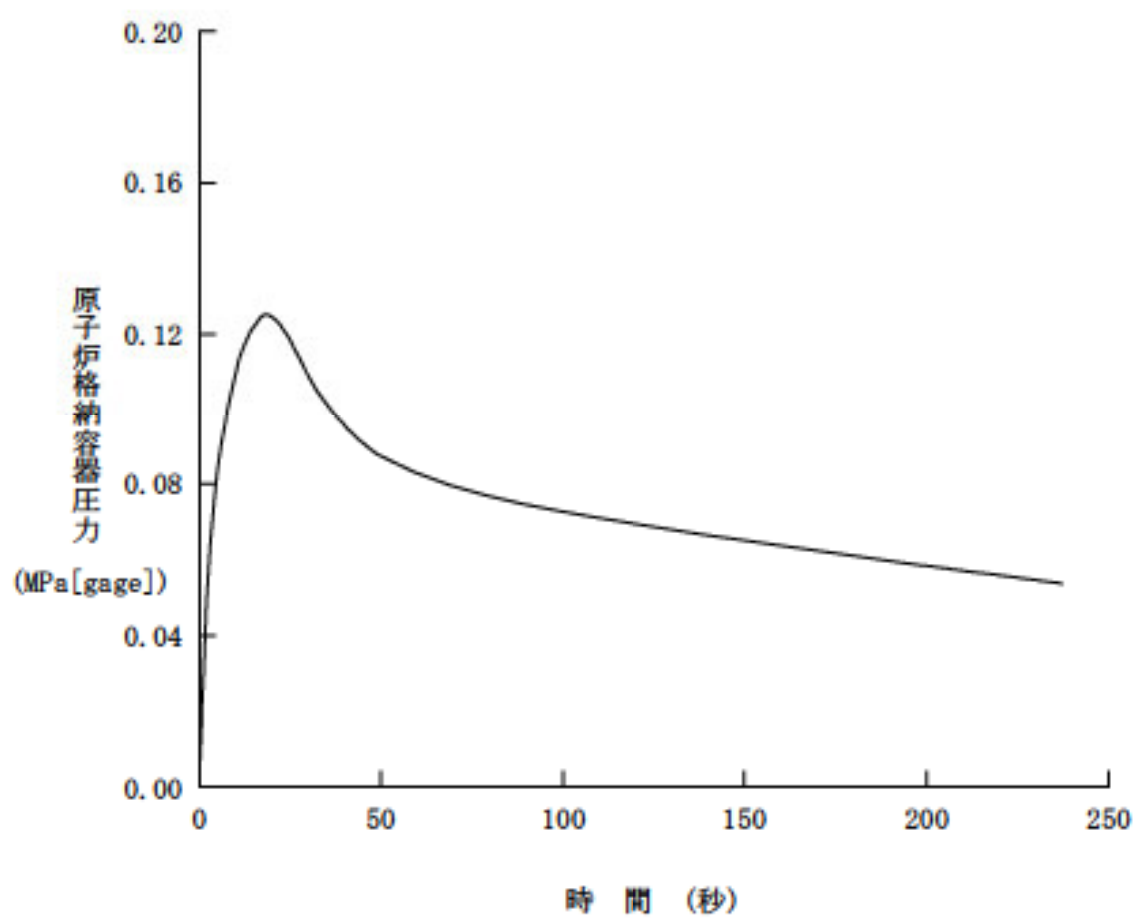
火災については、火災の発生を防止するため、原子炉施設を構成する構造物、系統及び機器は可能な限り不燃性、難燃性材料を用いる設計とすること、早期に火災を感知して早期消火を行うため、適切な火災検出装置、消火装置を設置すること並びに安全上重要な構造物、系統及び機器を設置する区域は隣接区域の火災による影響を軽減する対策を講じる設計とすることの3原則を適切に組み合わせた対策を講じるので、火災発生により原子炉施設の安全性が損なわれることを防止できる。



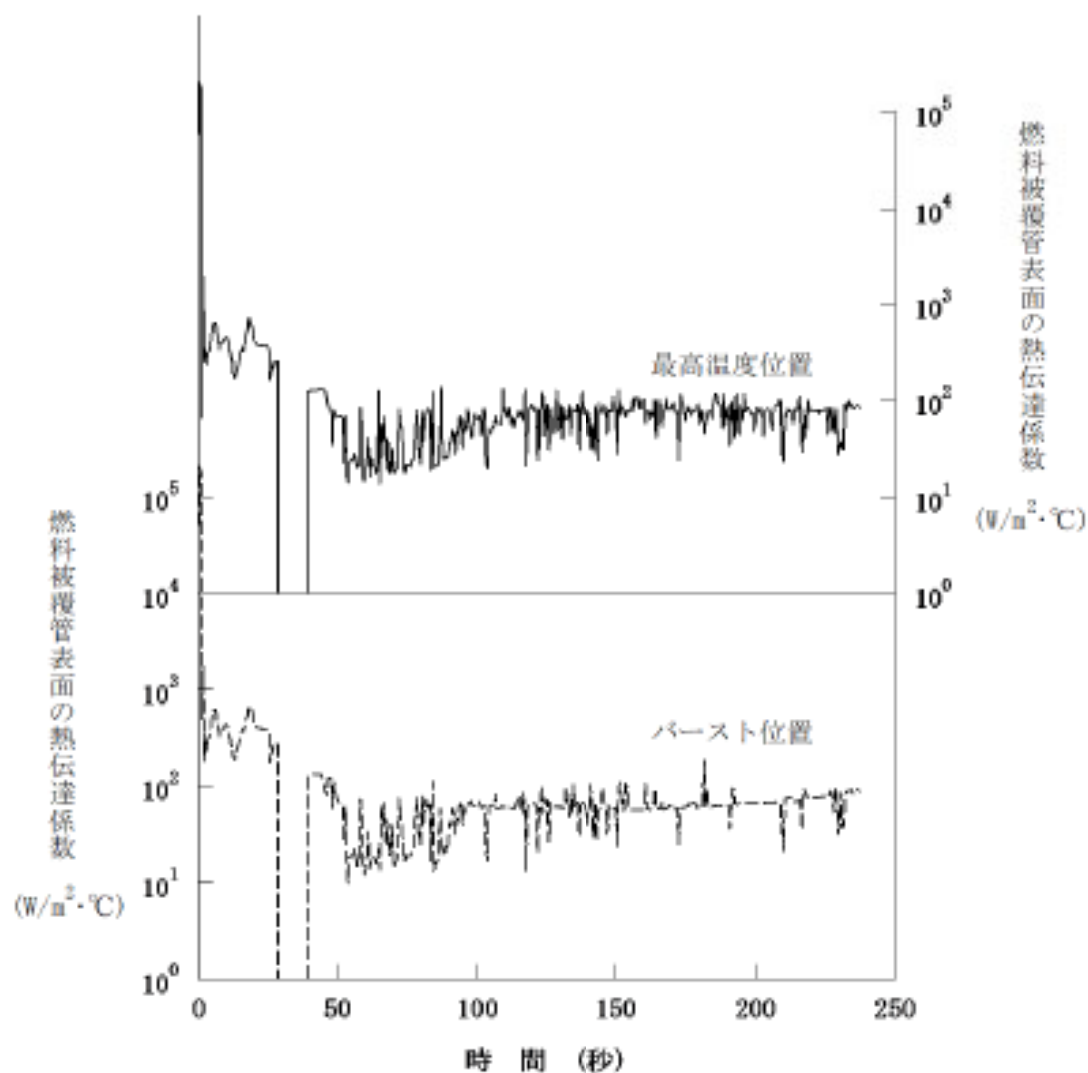
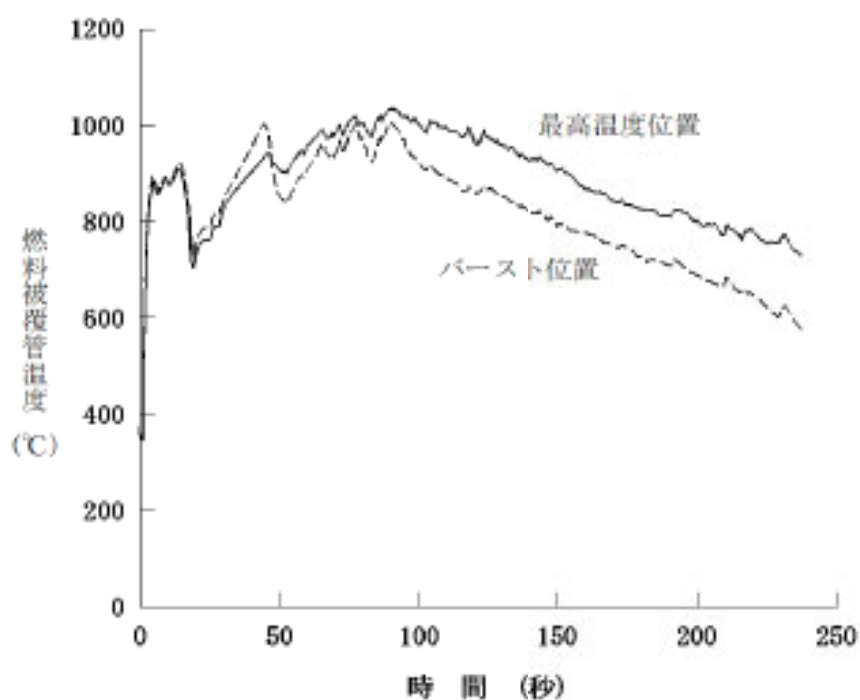
第 3.2.1.1 図 原子炉冷却材喪失－ECCS 性能評価解析
－大破断(1)



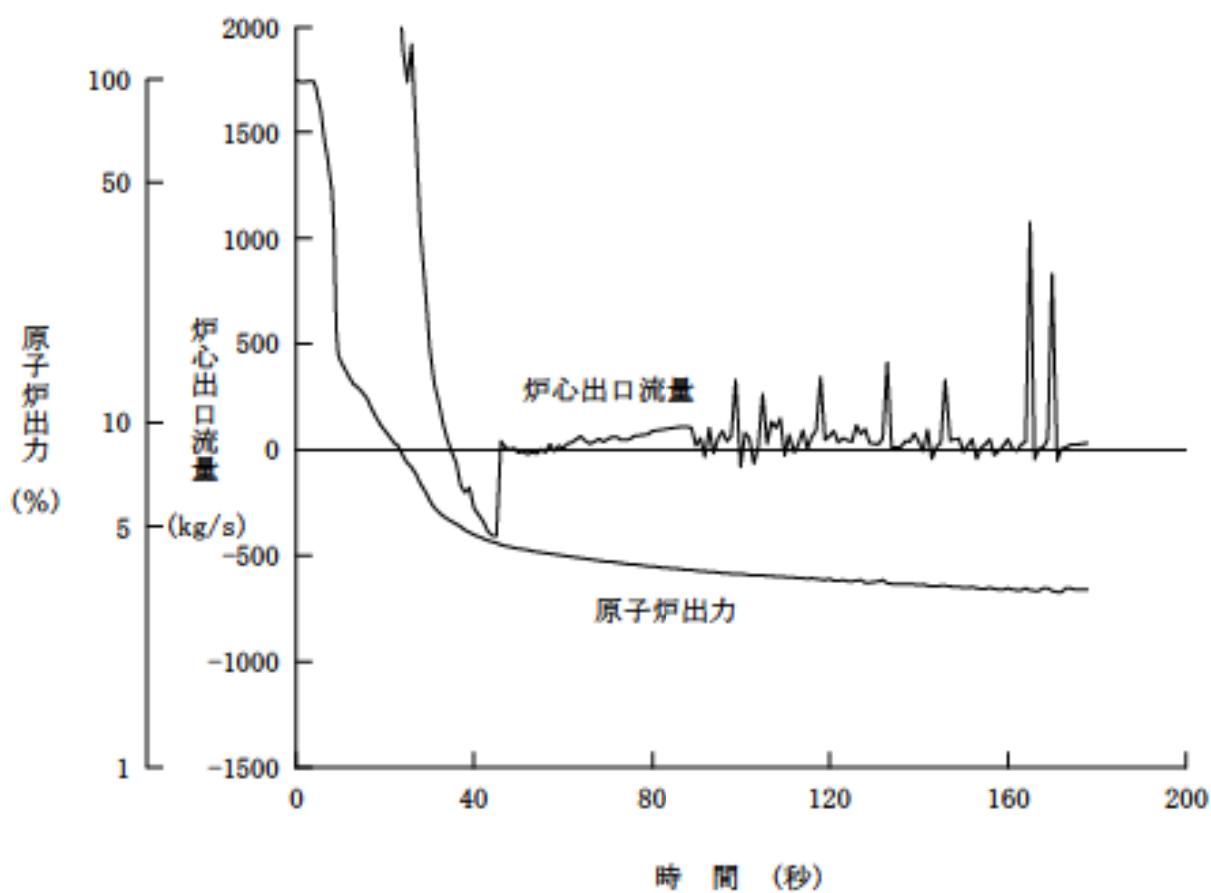
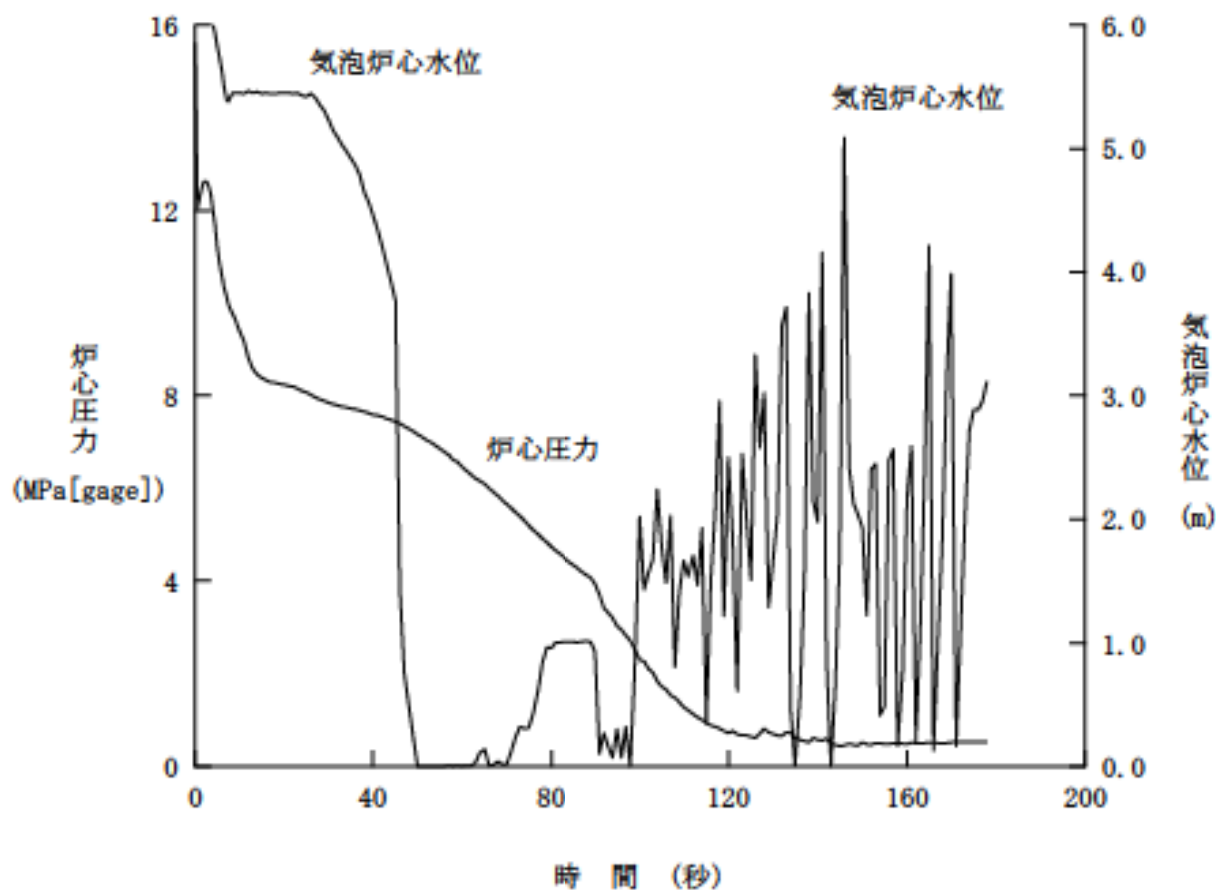
第 3.2.1.2 図 原子炉冷却材喪失—ECCS 性能評価解析—大破断(2)



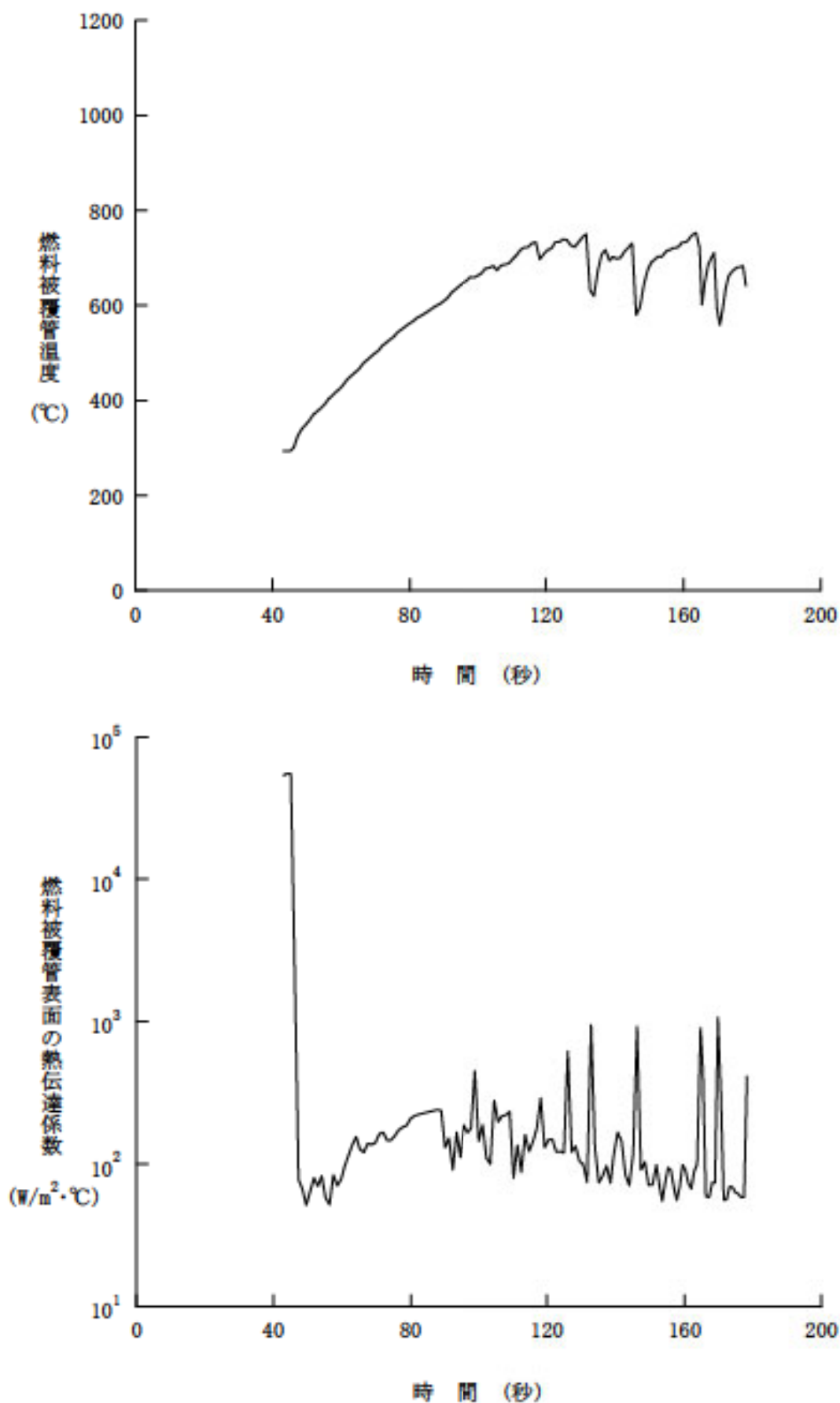
第 3.2.1.3 図 原子炉冷却材喪失－ECCS 性能評価解析
－大破断(3)



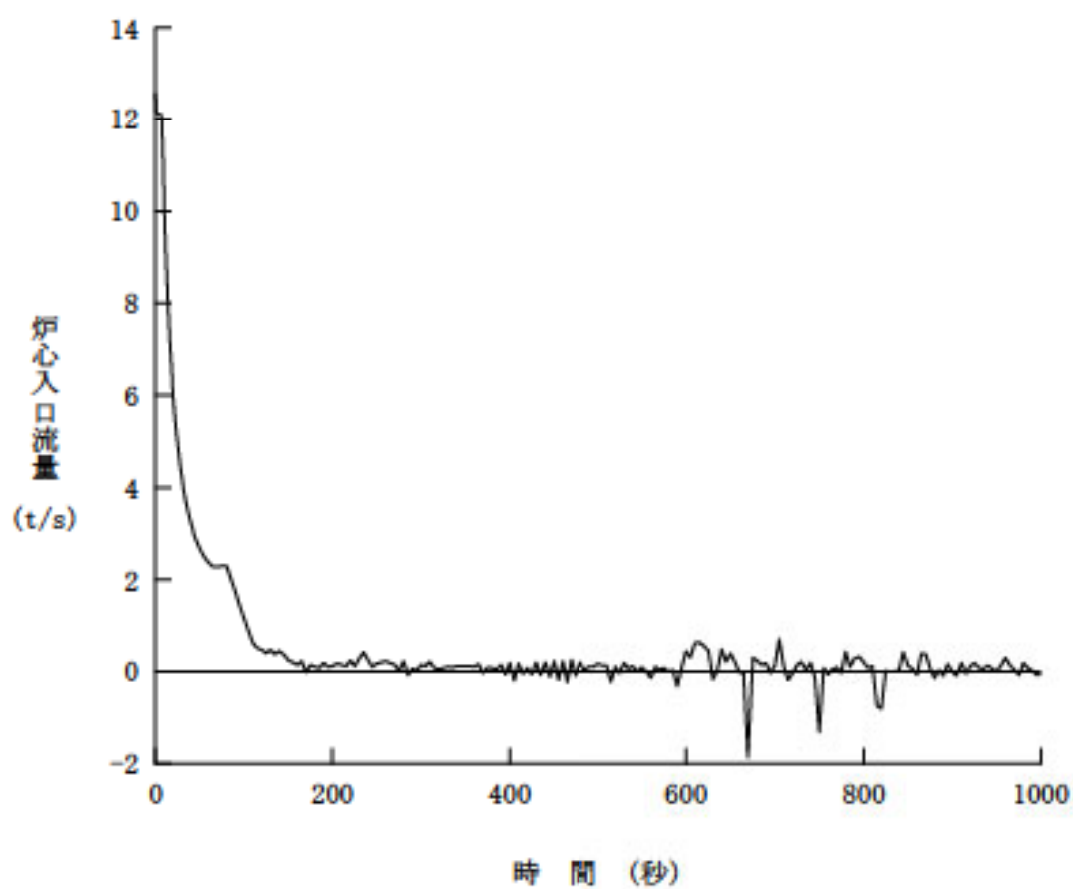
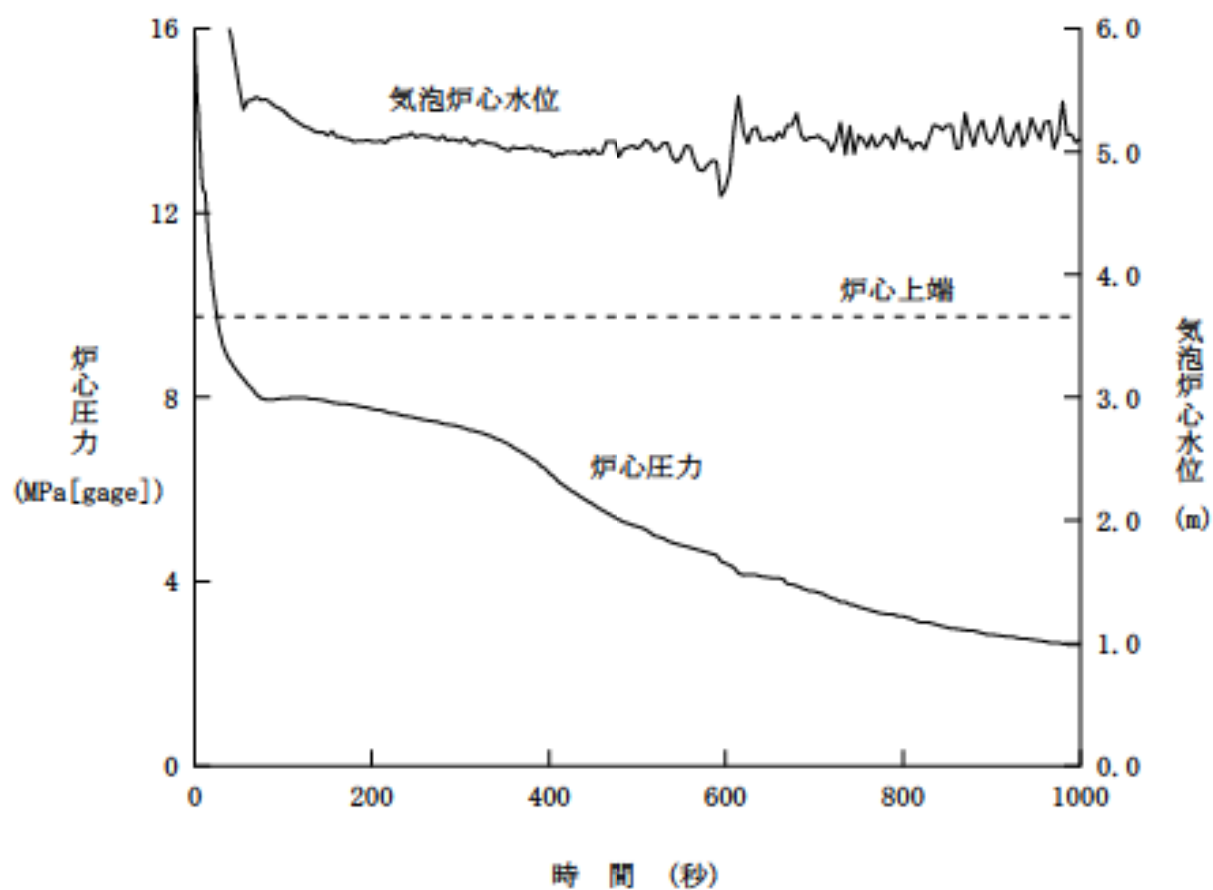
第 3.2.1.4 図 原子炉冷却材喪失—ECCS 性能評価解析—大破断(4)



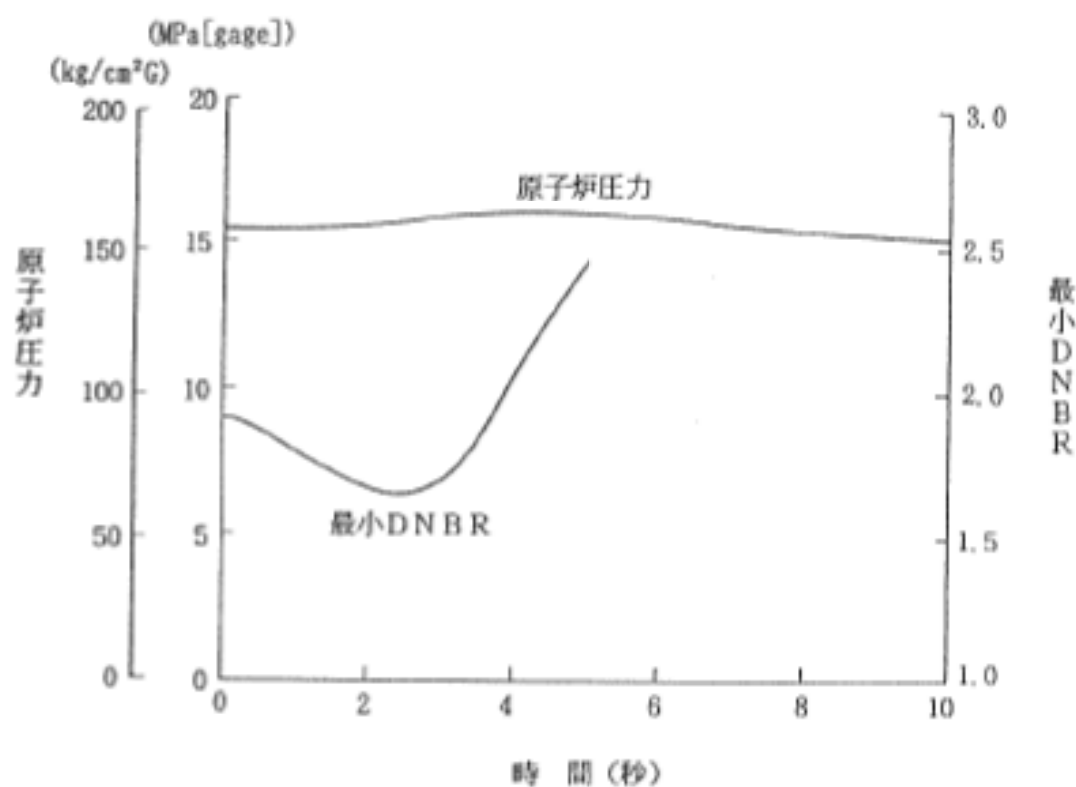
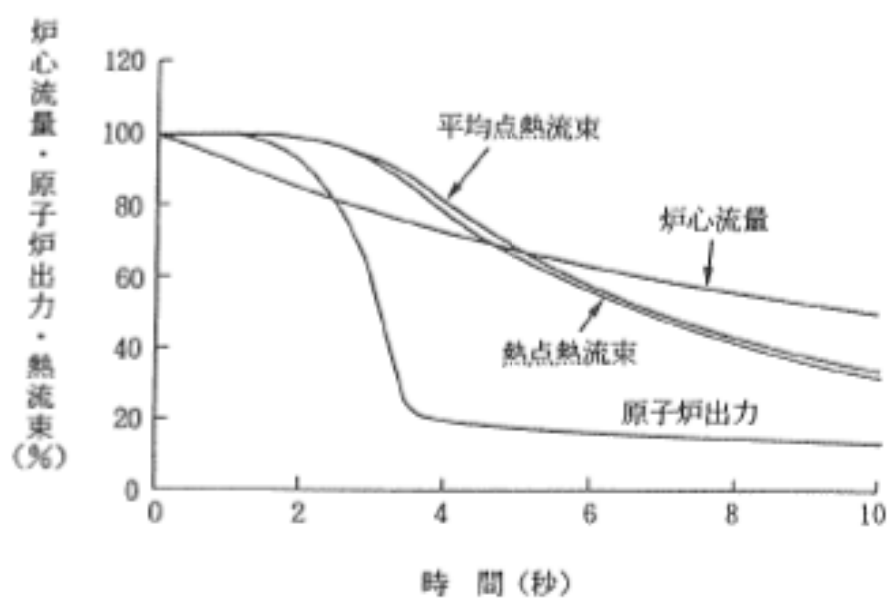
第 3.2.1.5 図 原子炉冷却材喪失—ECCS 性能評価解析
—小破断(1)—液相部破断



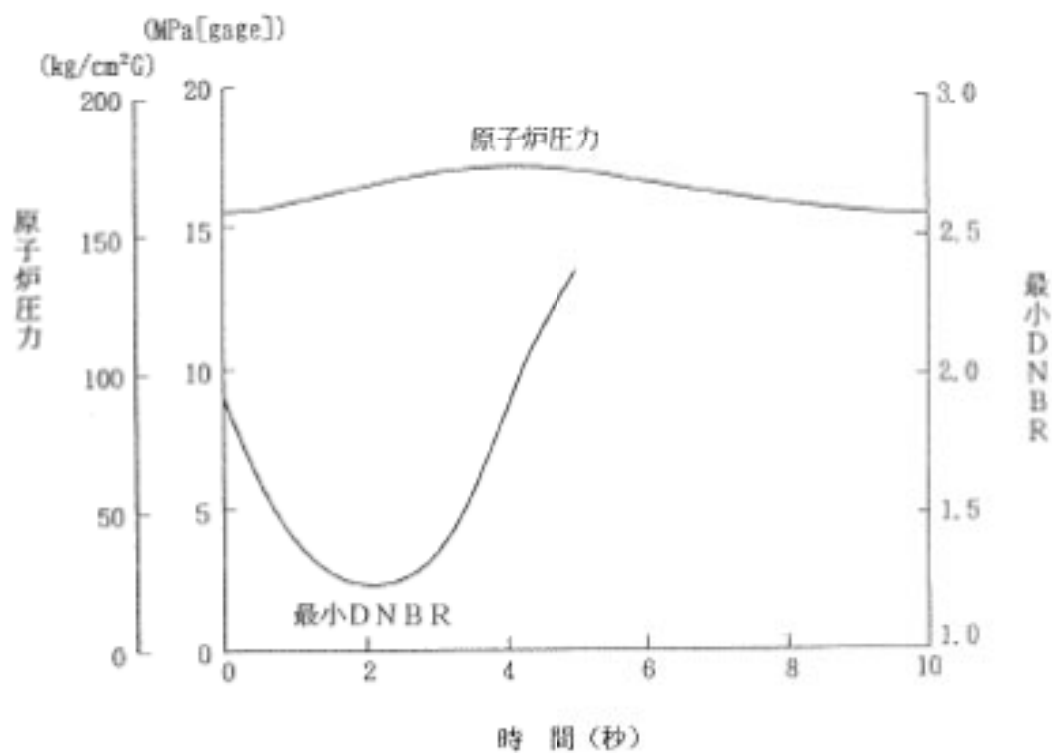
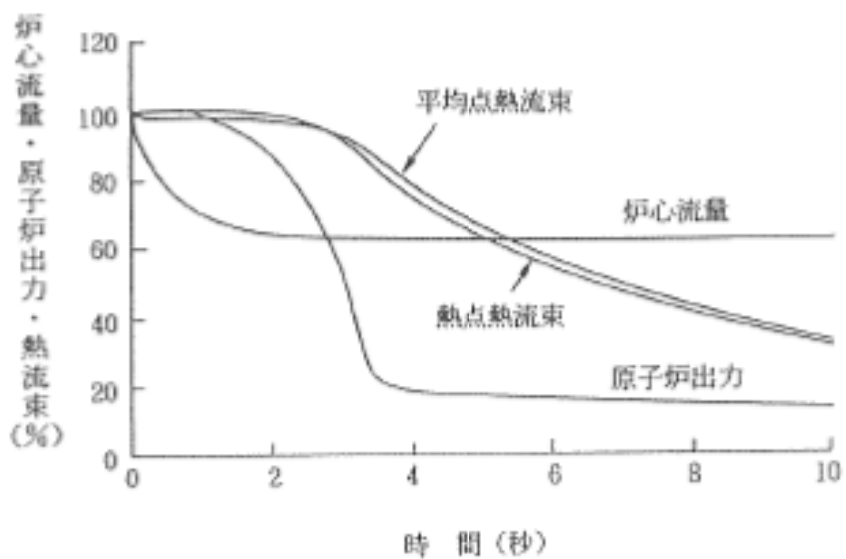
第 3.2.1.6 図 原子炉冷却材喪失—ECCS 性能評価解析
—小破断(2)—液相部破断



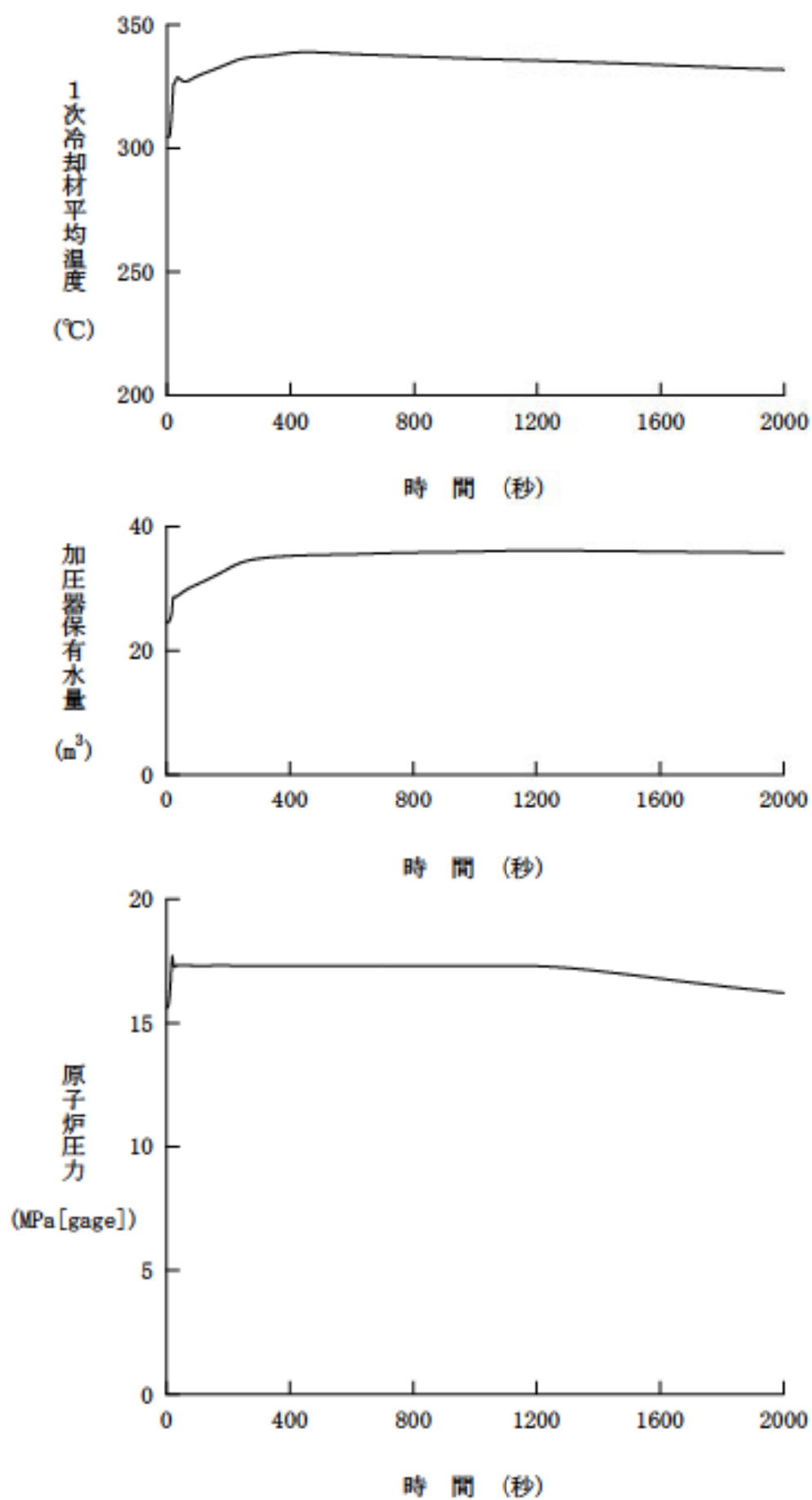
第 3.2.1.7 图 原子炉冷却材喪失—ECCS 性能評価解析
—小破断(3)—気相部破断



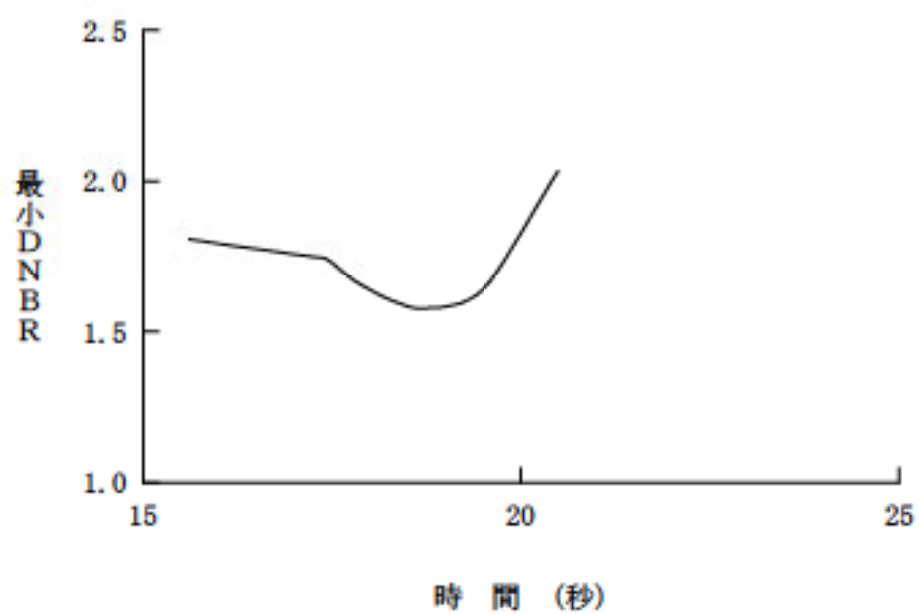
第3.2.2.1図 原子炉冷却材流量の喪失



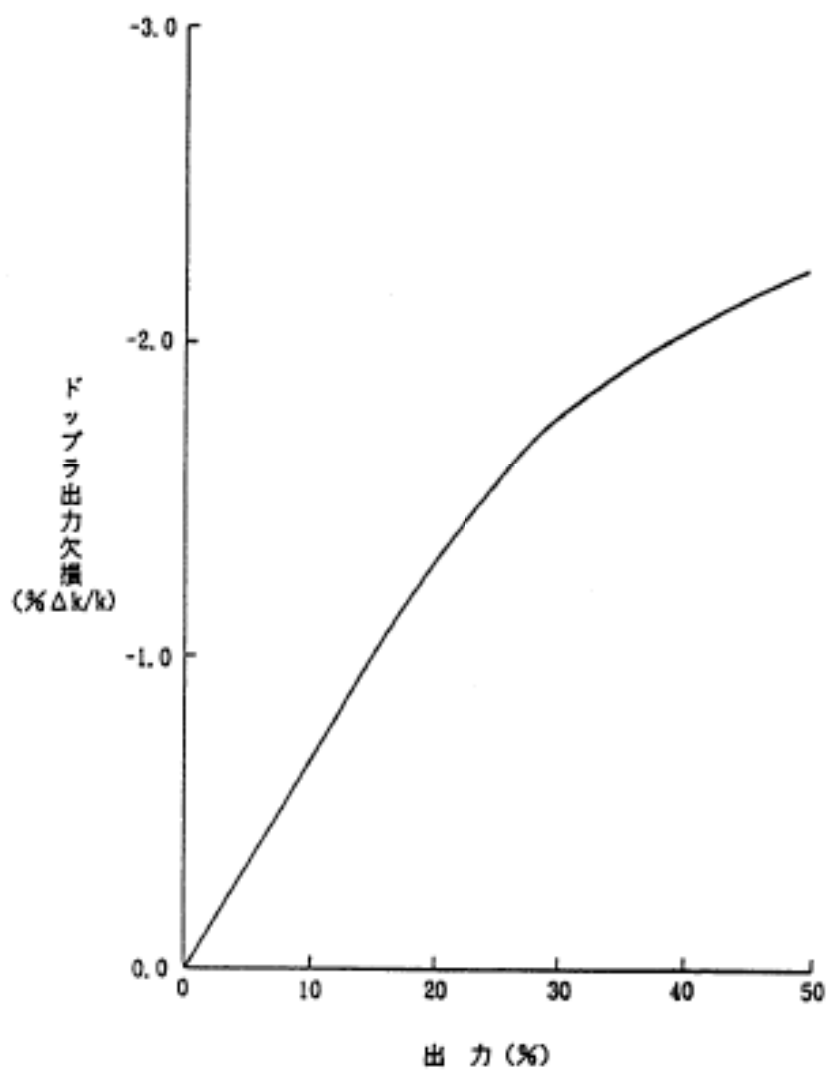
第3.2.3.1図 原子炉冷却材ポンプの軸固着



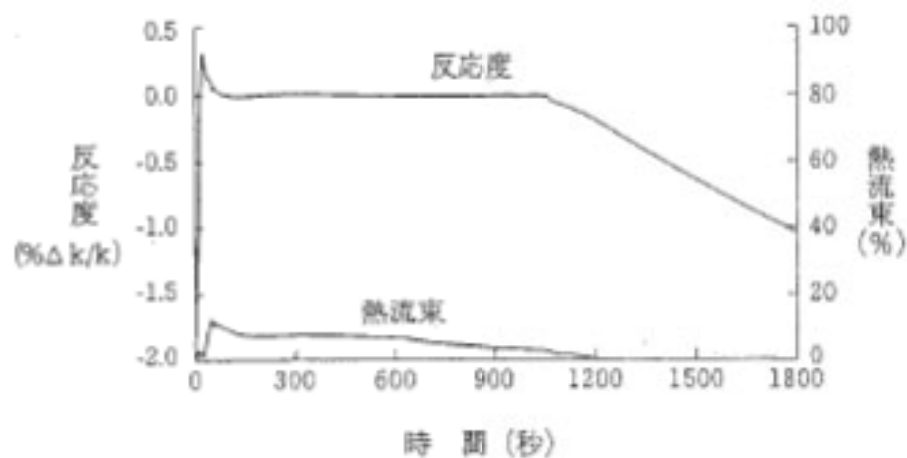
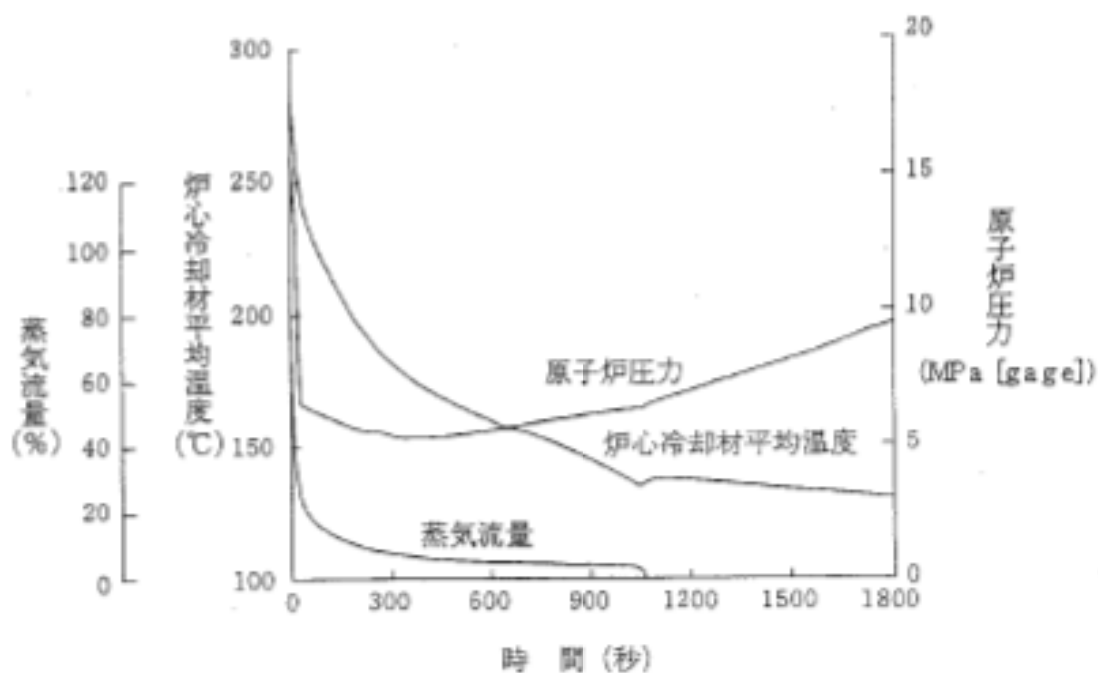
第 3.2.4.1 図 主給水管破断(1)



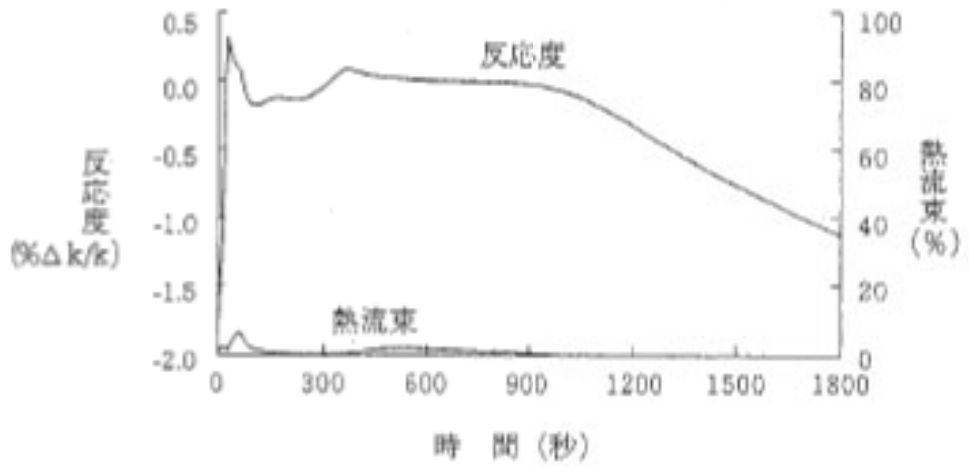
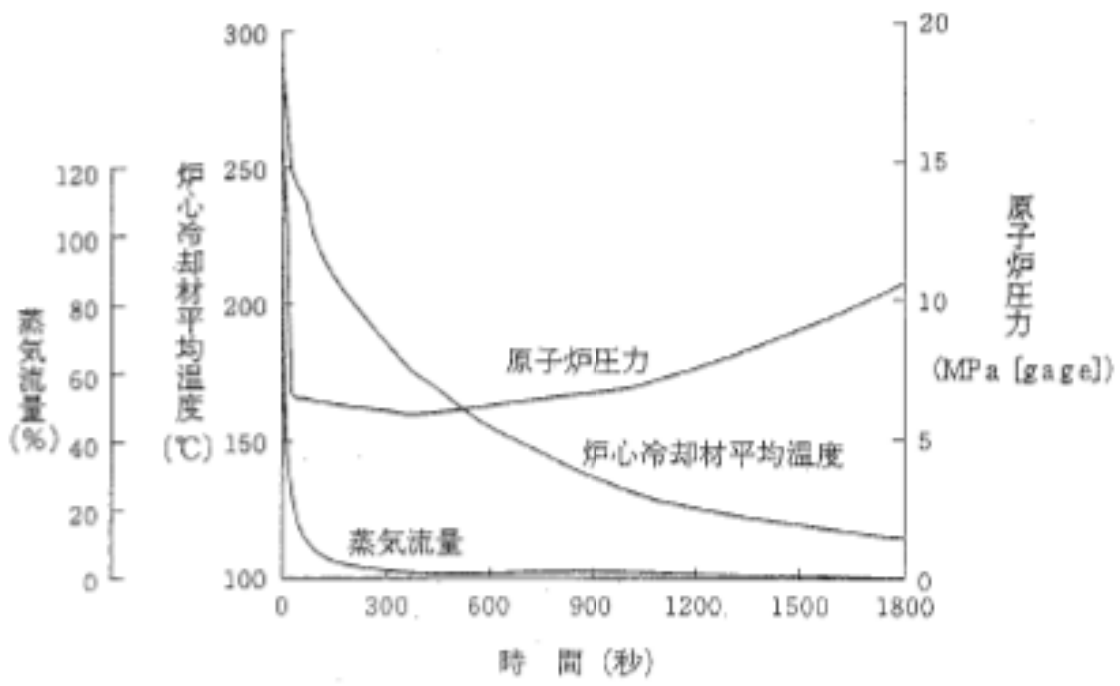
第 3.2.4.2 図 主給水管破断(2)



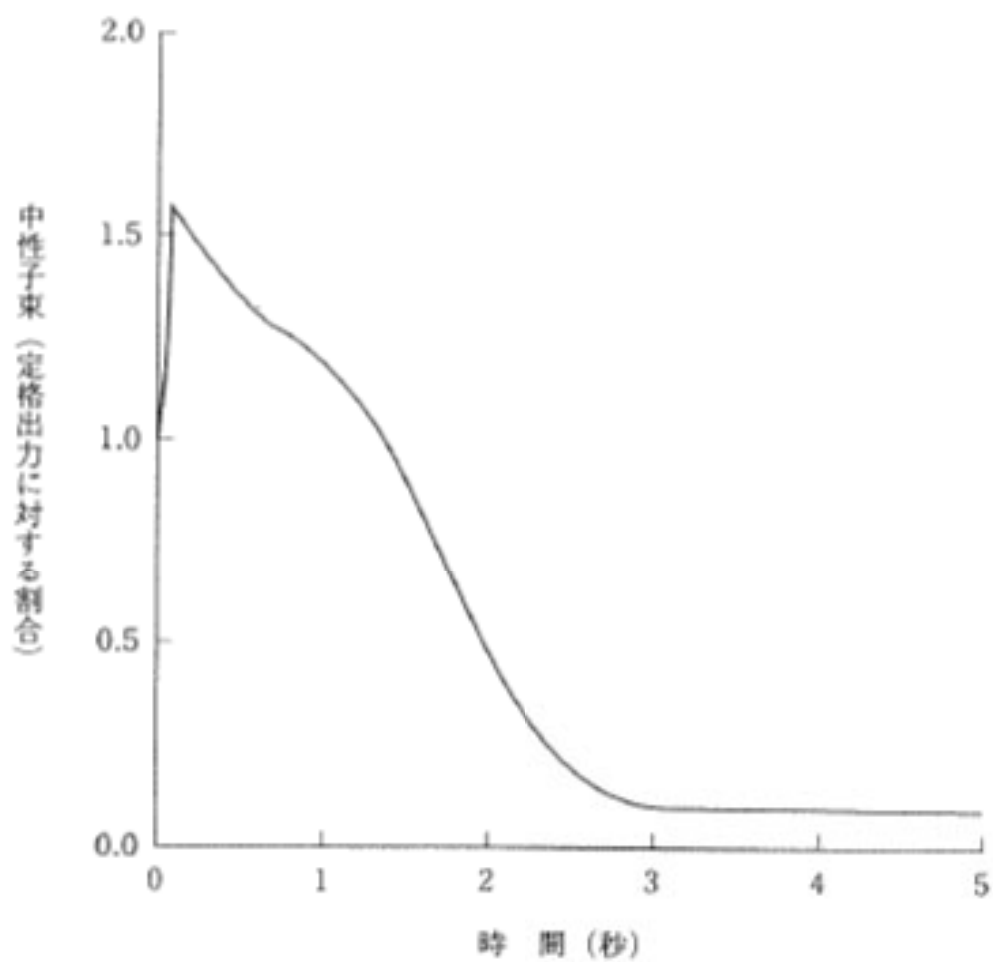
第3.2.5.1図 解析に使用したドップラ出力欠損



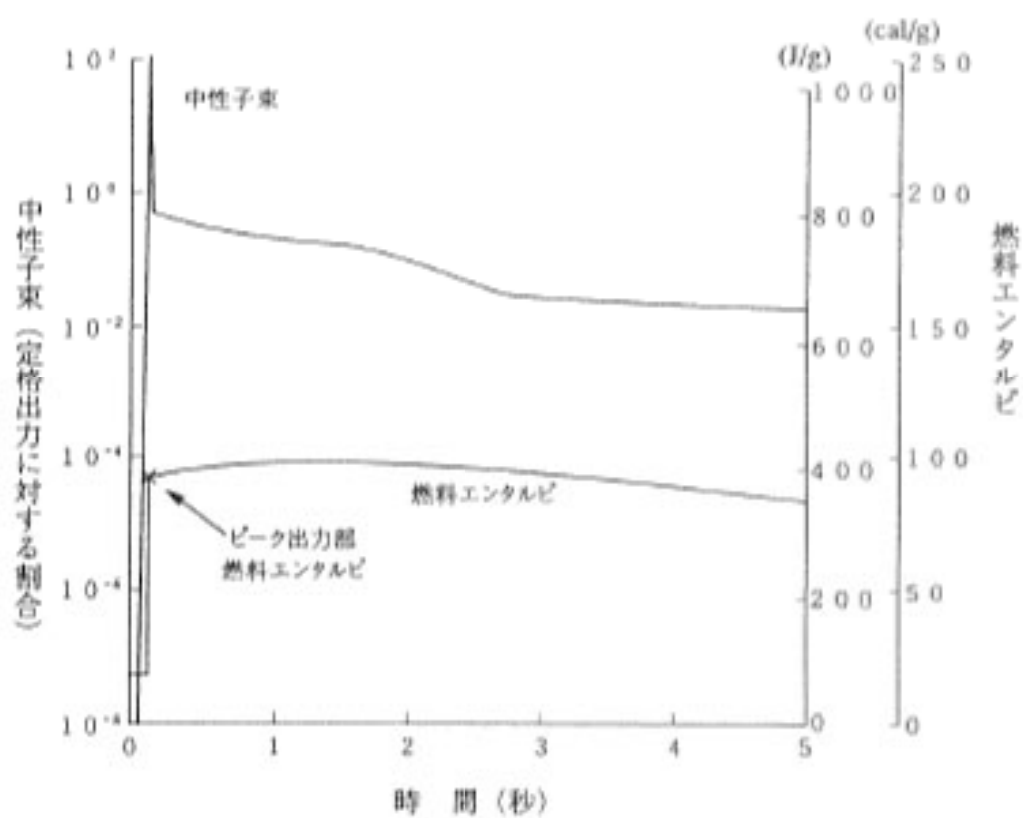
第 3.2.5.2 図 主蒸気管破断—ケース A (外部電源あり)



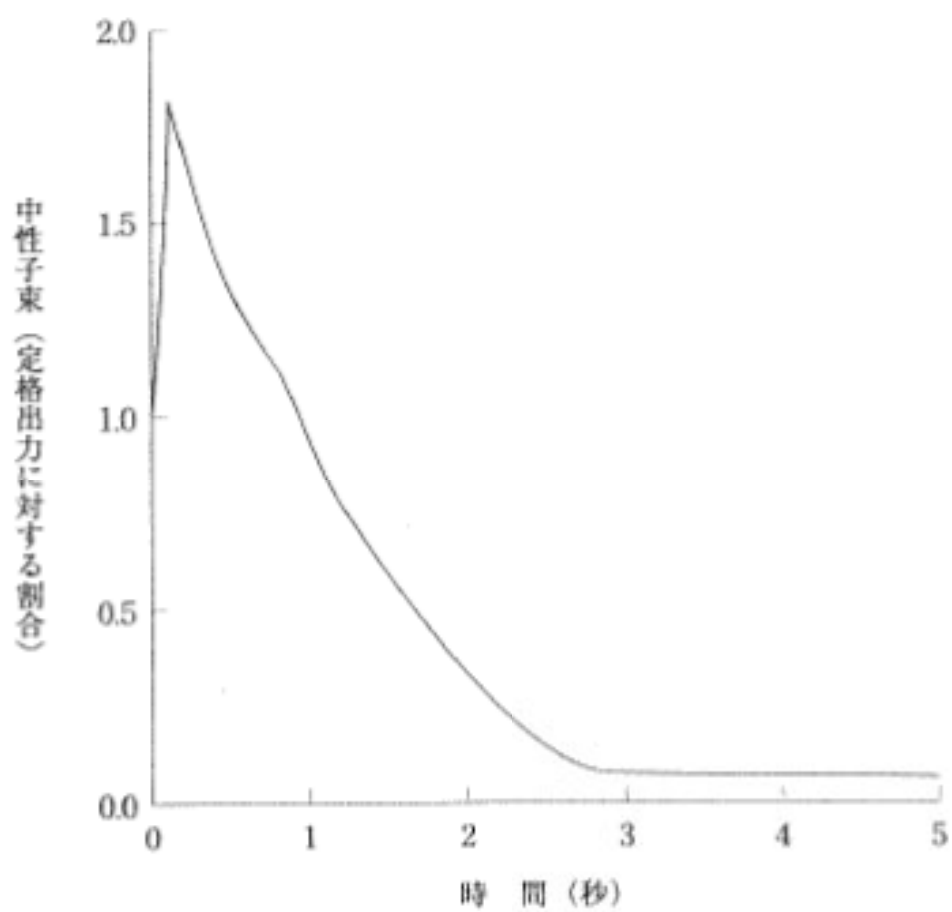
第 3.2.5.3 図 主蒸気管破断—ケース B (外部電源なし)



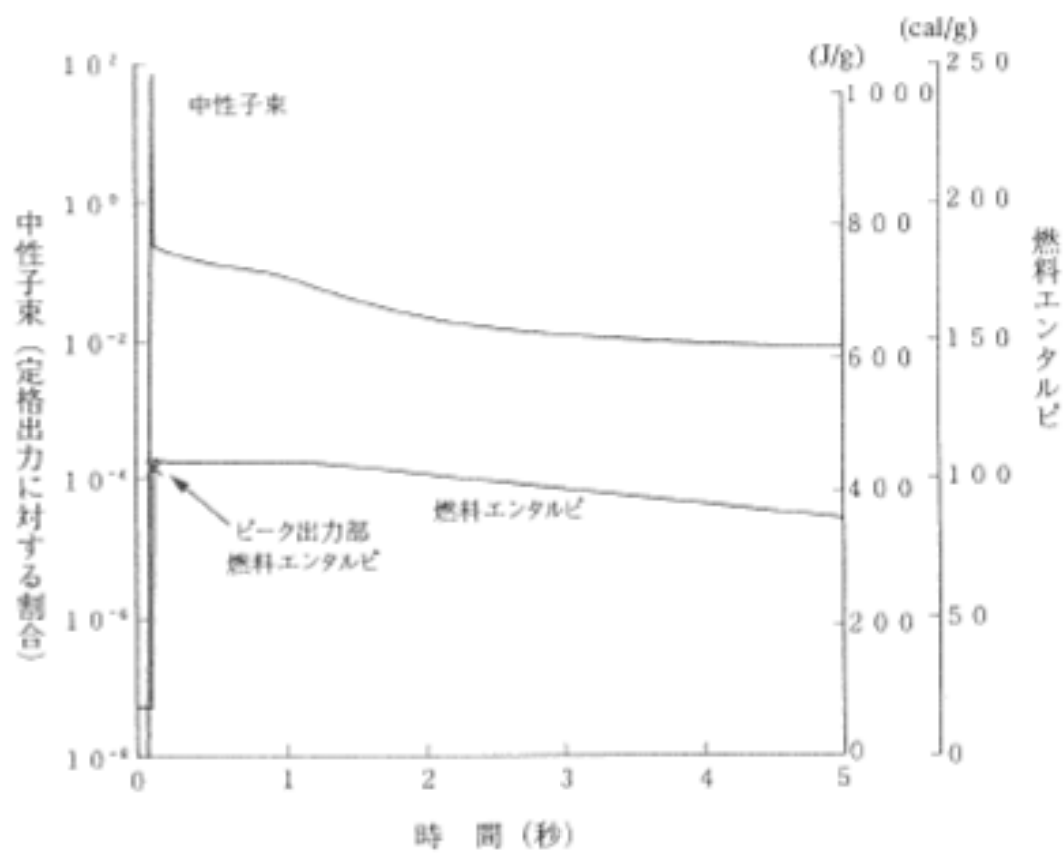
第3.3.1.1 図 制御棒飛び出し—サイクル初期高温全出力



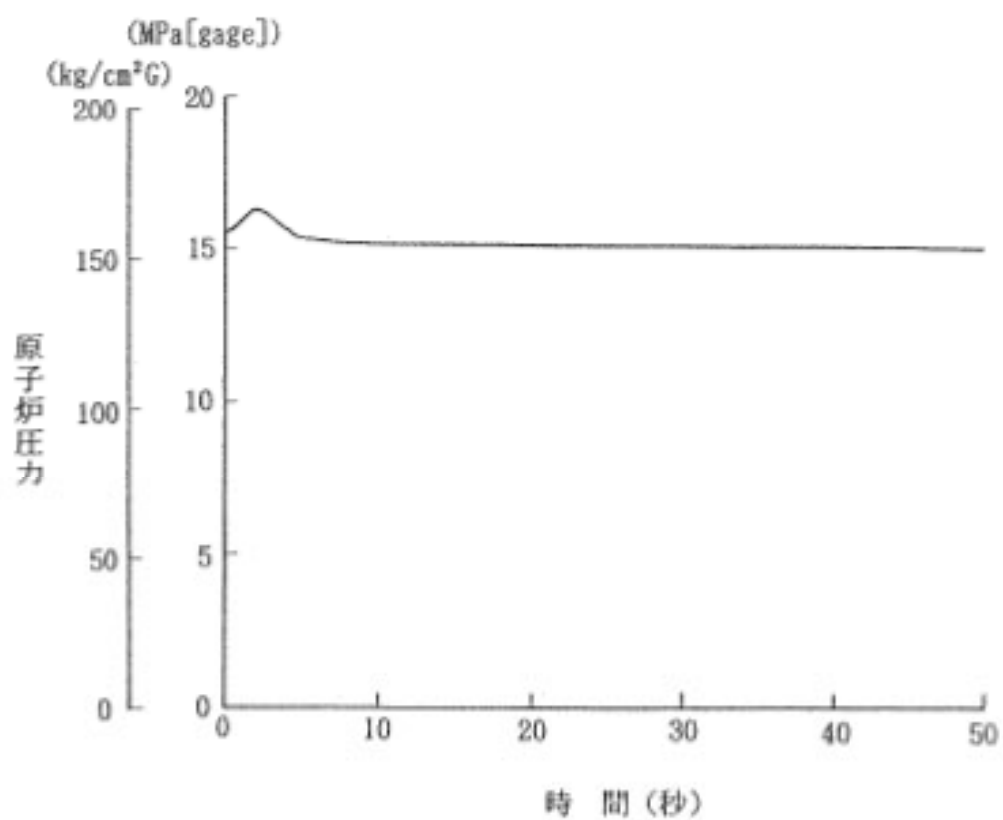
第3.3.1.2図 制御棒飛び出し-サイクル初期高温零出力



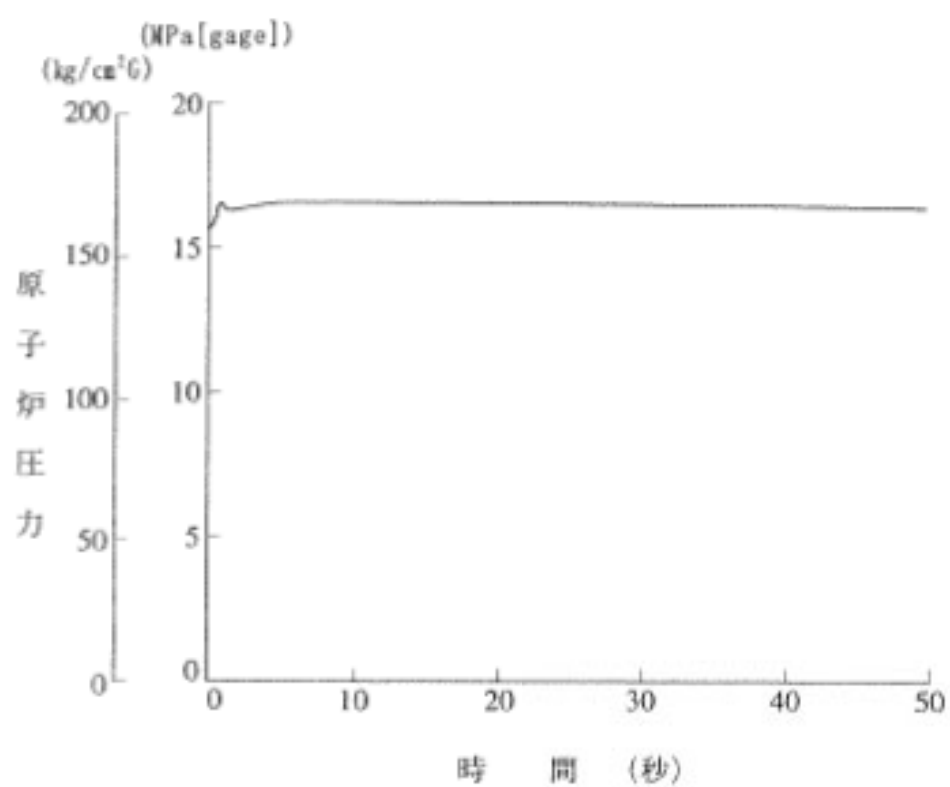
第3.3.1.3図 制御棒飛び出し—サイクル末期高温全出力



第3.3.1.4図 制御棒飛び出し—サイクル末期高温零出力

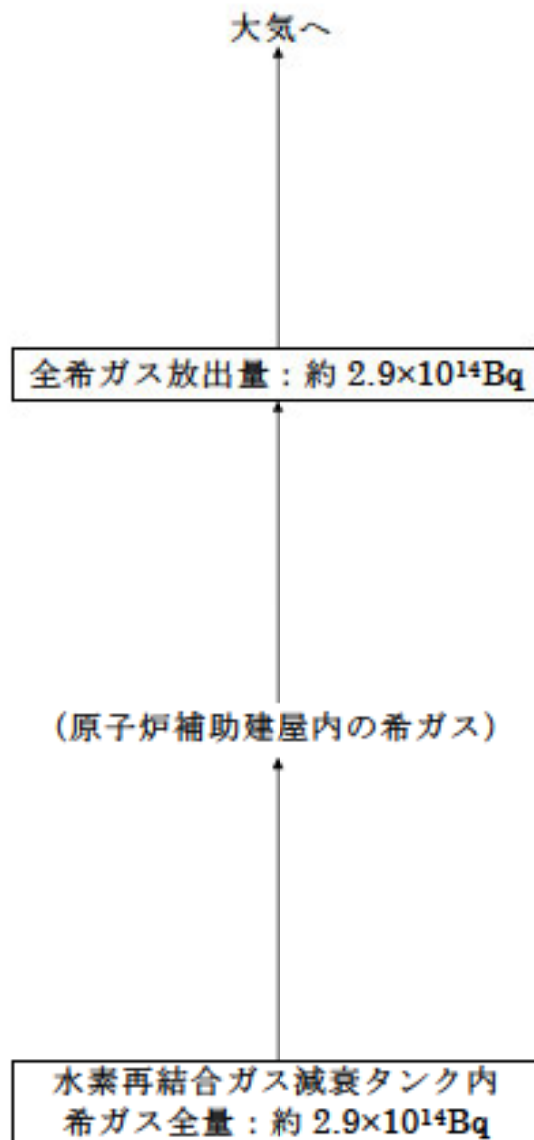


第3.3.1.5図 制御棒飛び出し-サイクル初期高温全出力
- 圧力解析

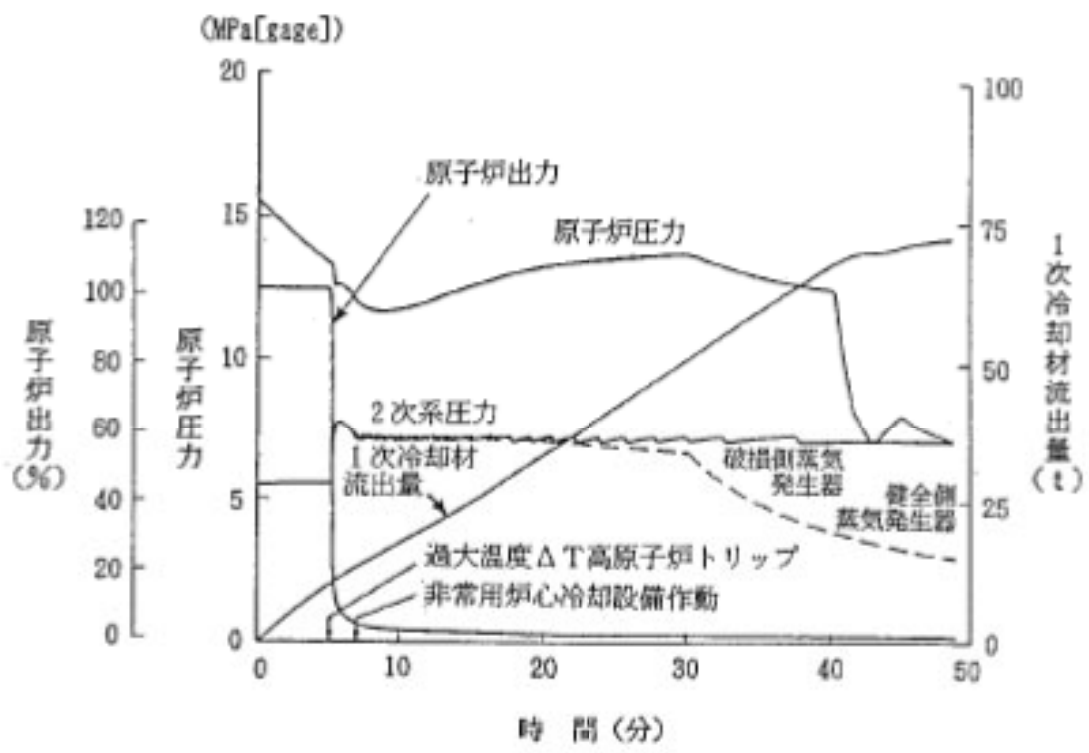


第3.3.1.6図 制御棒飛び出し—サイクル初期高温零出力
—圧力解析

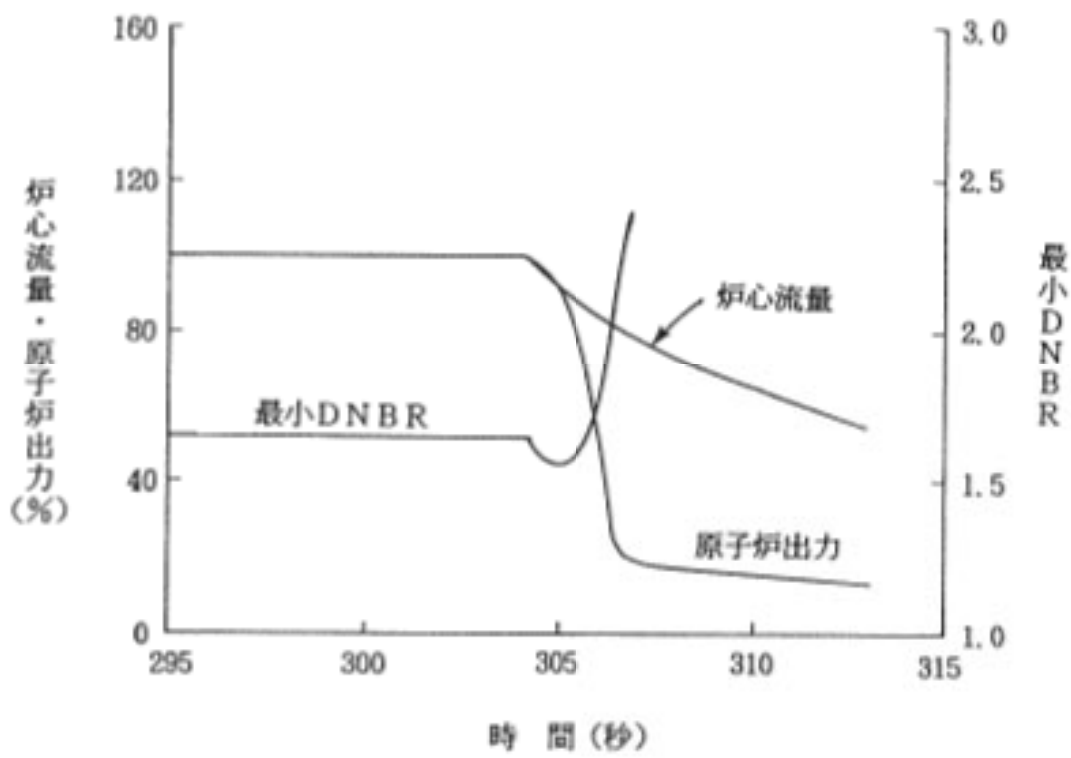
単位：Bq（ γ 線エネルギー0.5MeV換算）



第3.4.1.1図 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの
大気放出過程

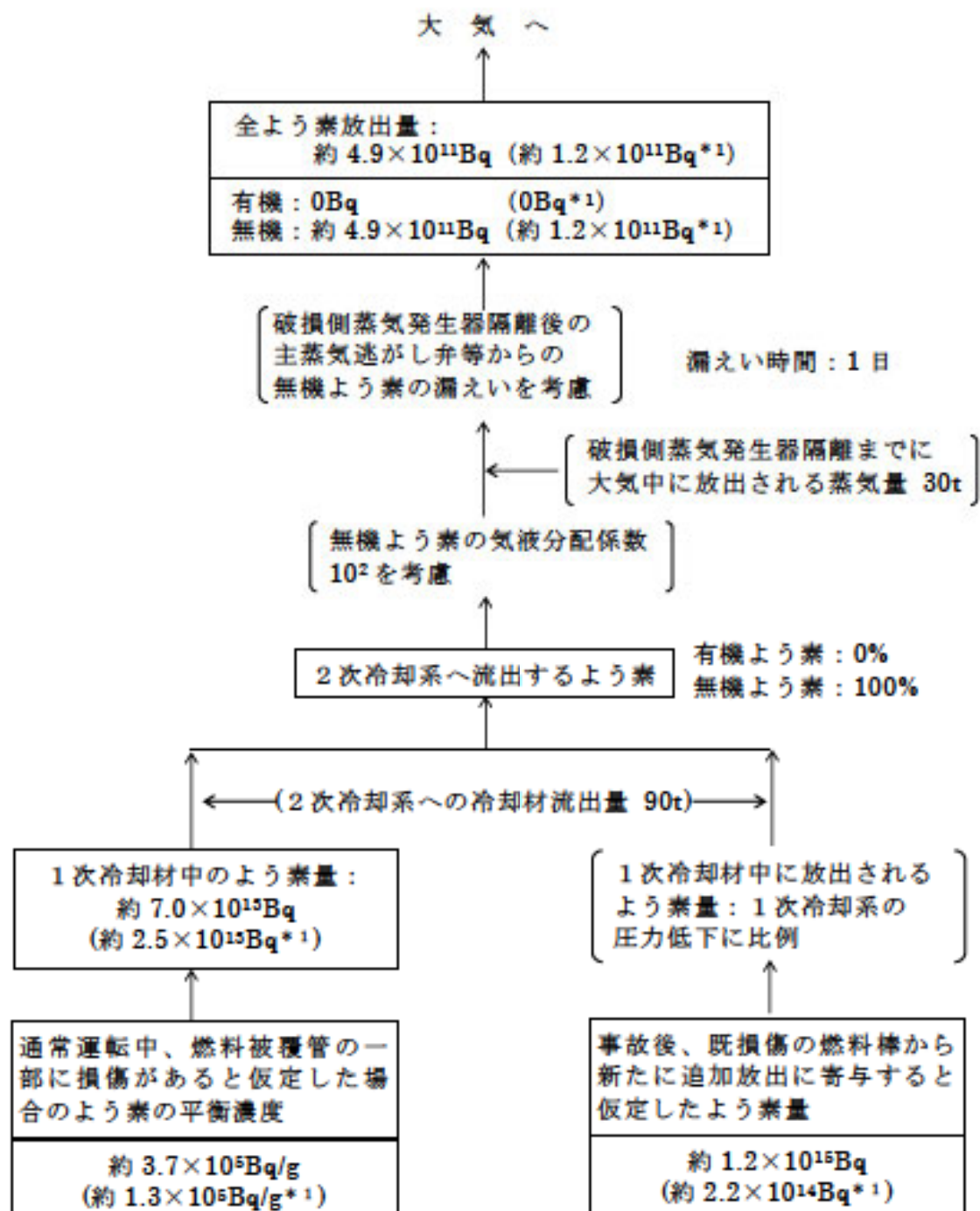


第 3.4.2.1 図 蒸気発生器伝熱管破損(1)



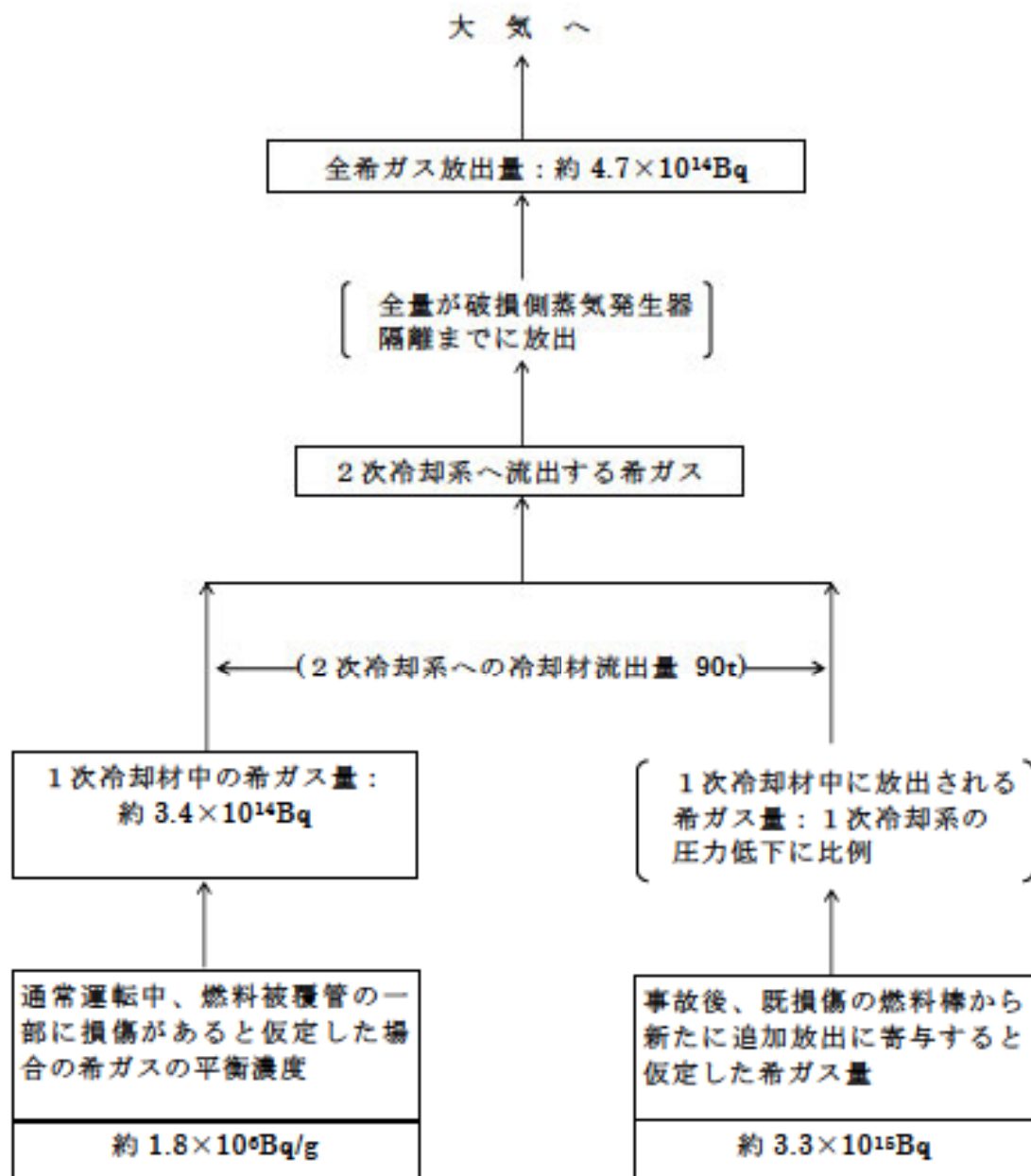
第3.4.2.2図 蒸気発生器伝熱管破損(2)

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} *1 \text{ I-131 等価量} \\ \text{— 小児実効線量係数換算} \end{array} \right]$



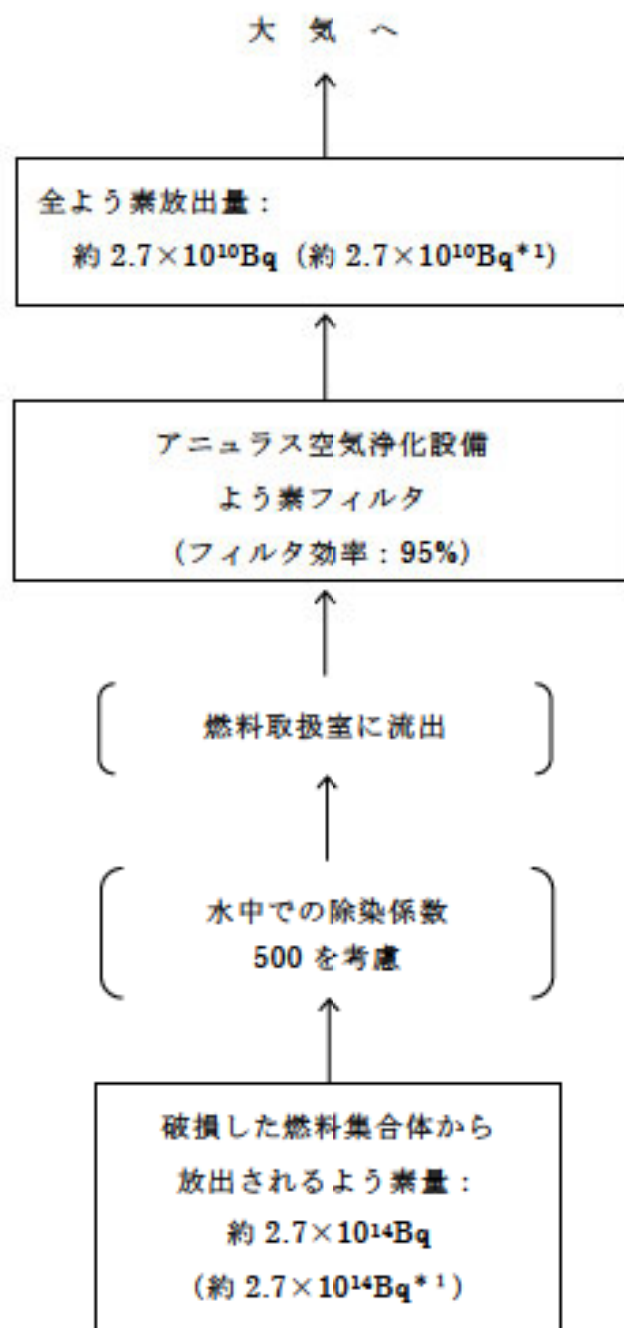
第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



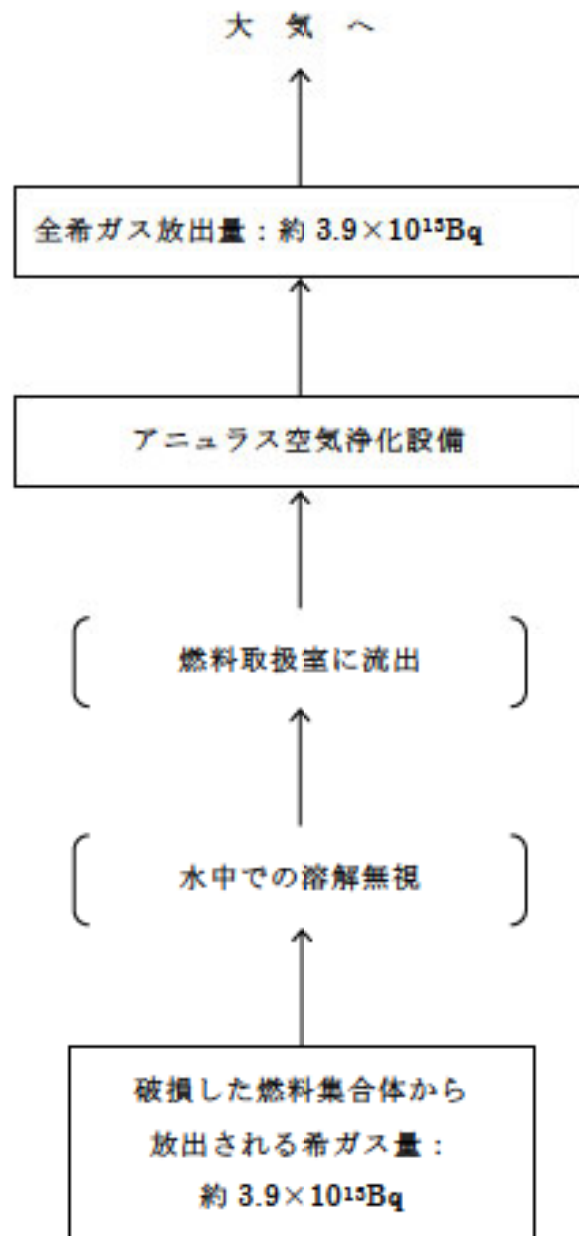
第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq [*1 I-131 等価量
-小児実効線量係数換算]



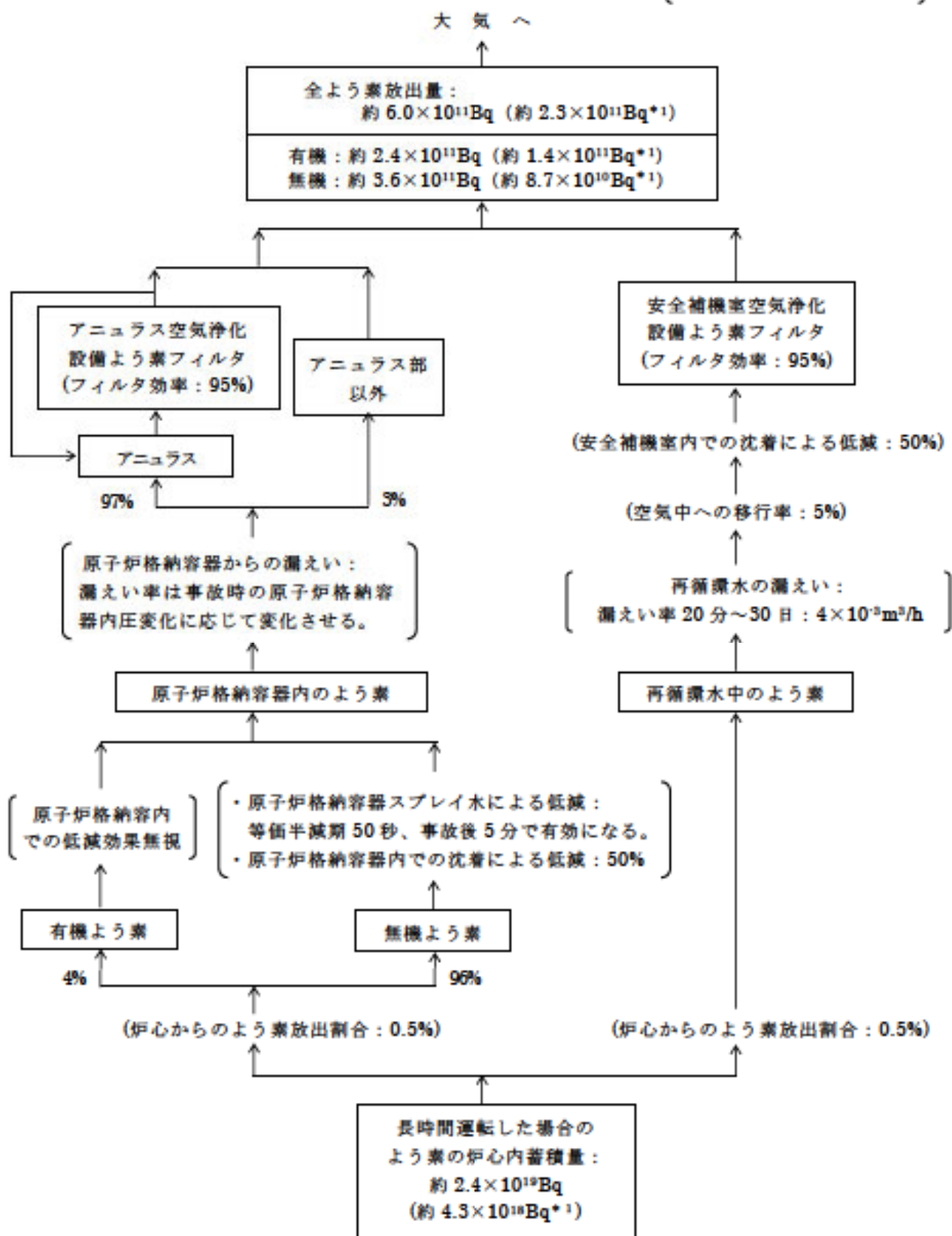
第 3.4.3.1 図 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



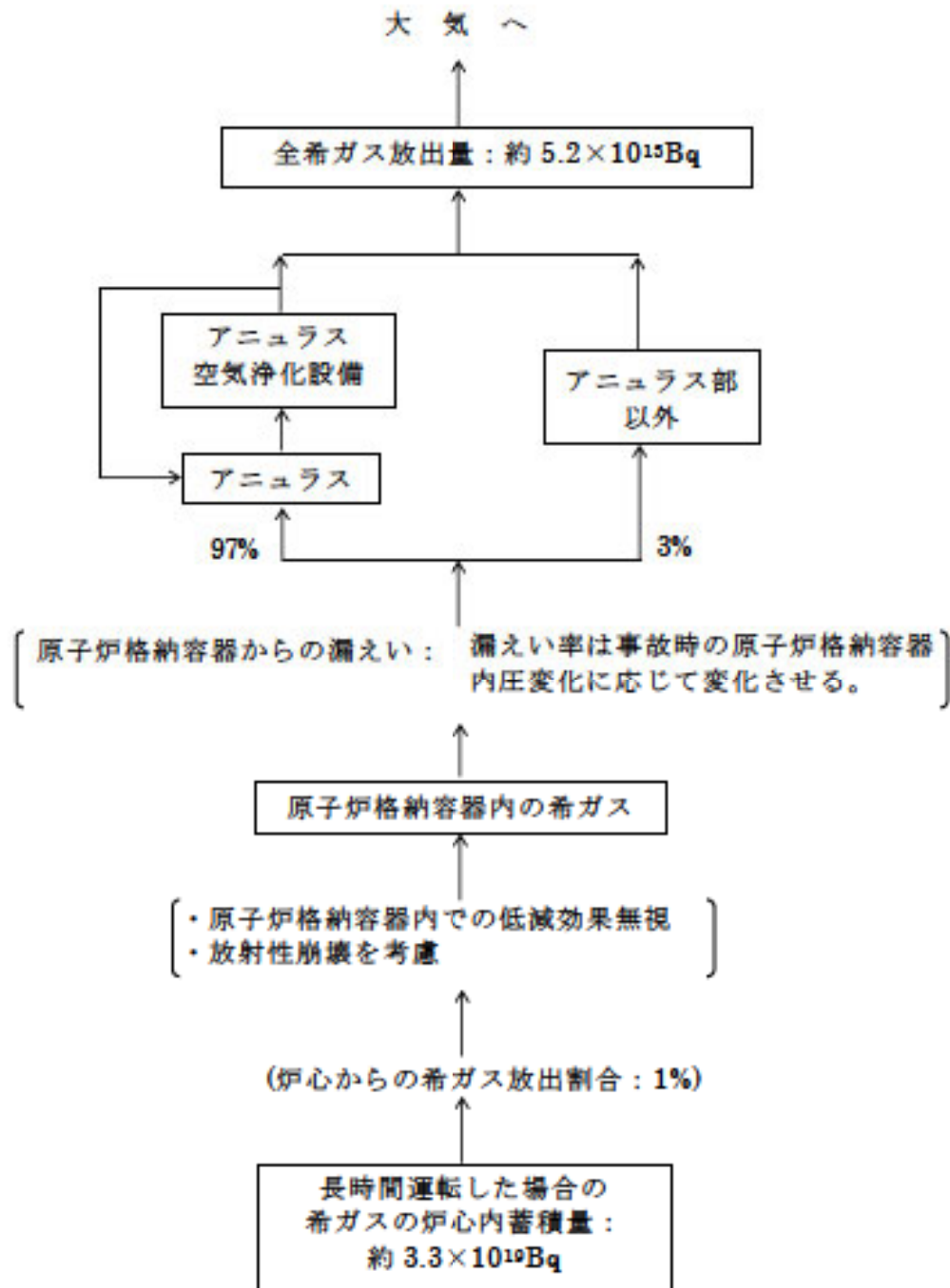
第 3.4.3.2 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq *1 I-131等価量
-小児実効線量係数換算



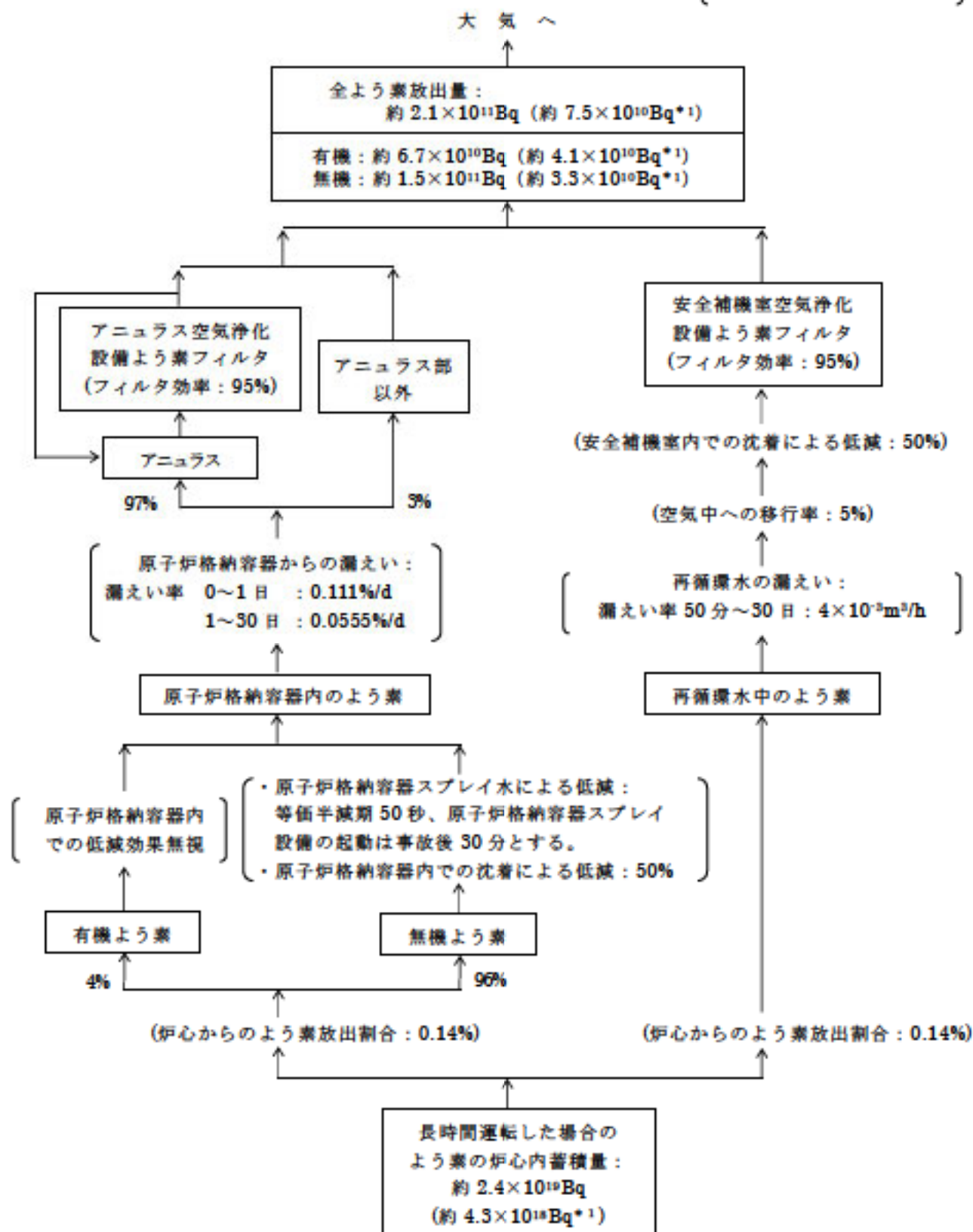
第 3.4.4.1 図 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の
大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



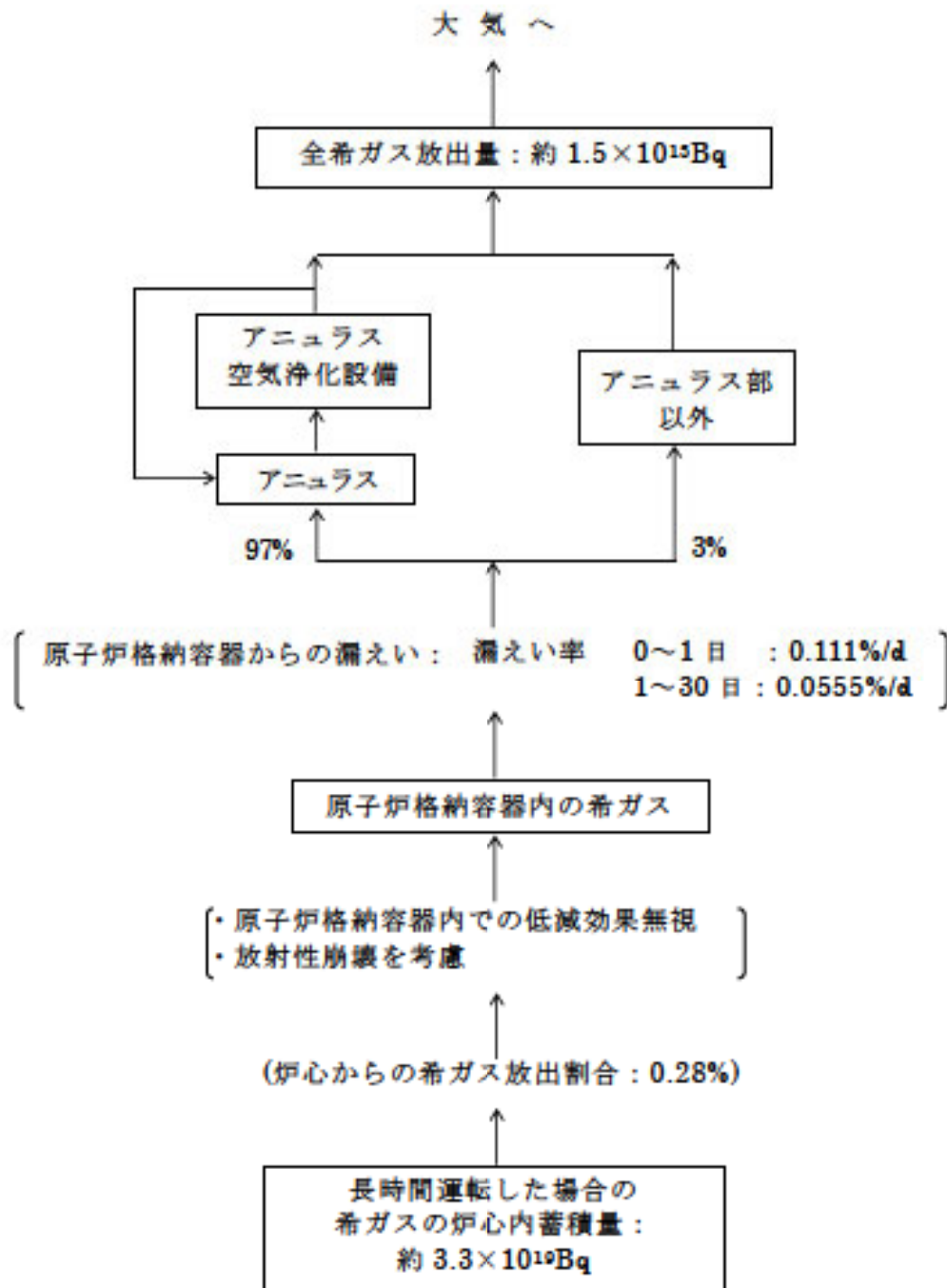
第 3.4.4.2 図 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの
大気放出過程

単位: Bq { *1 1-131等価量
-小児実効線量係数換算 }

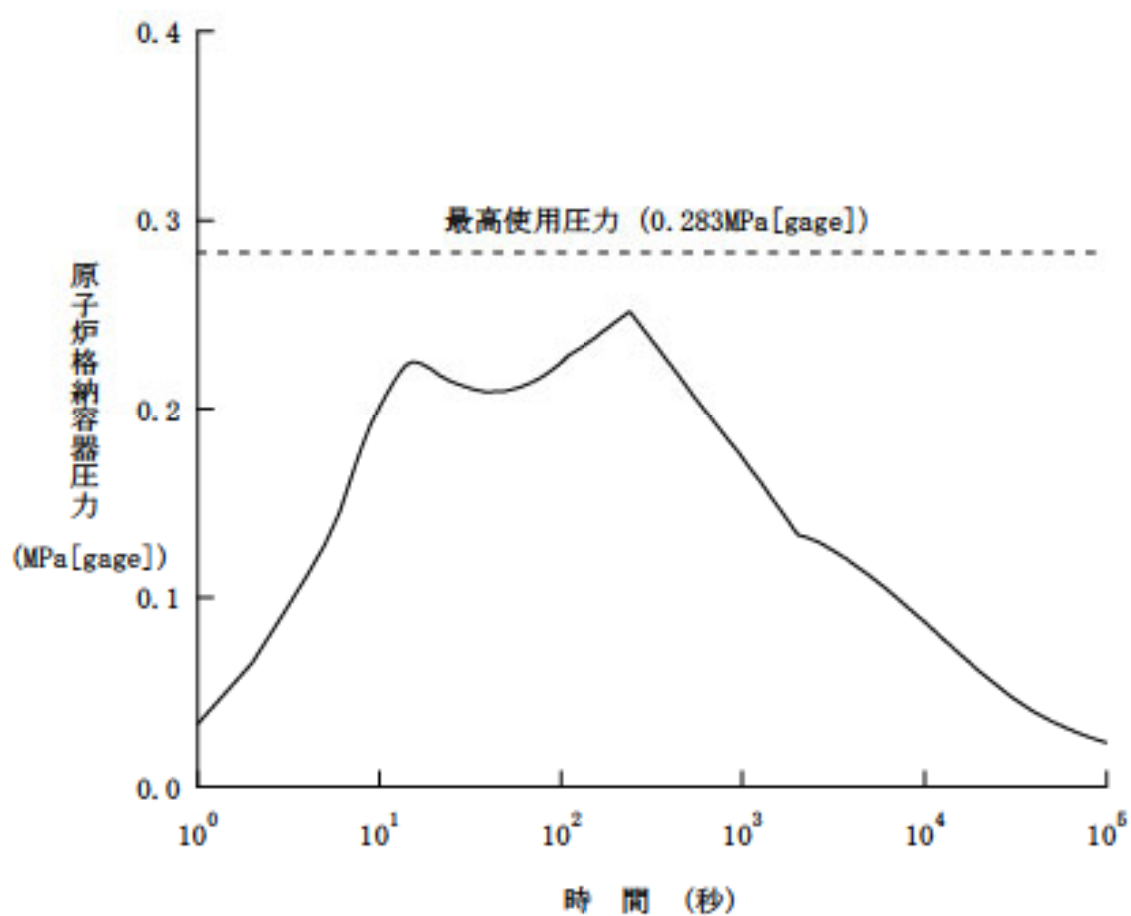


第 3.4.5.1 図 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程

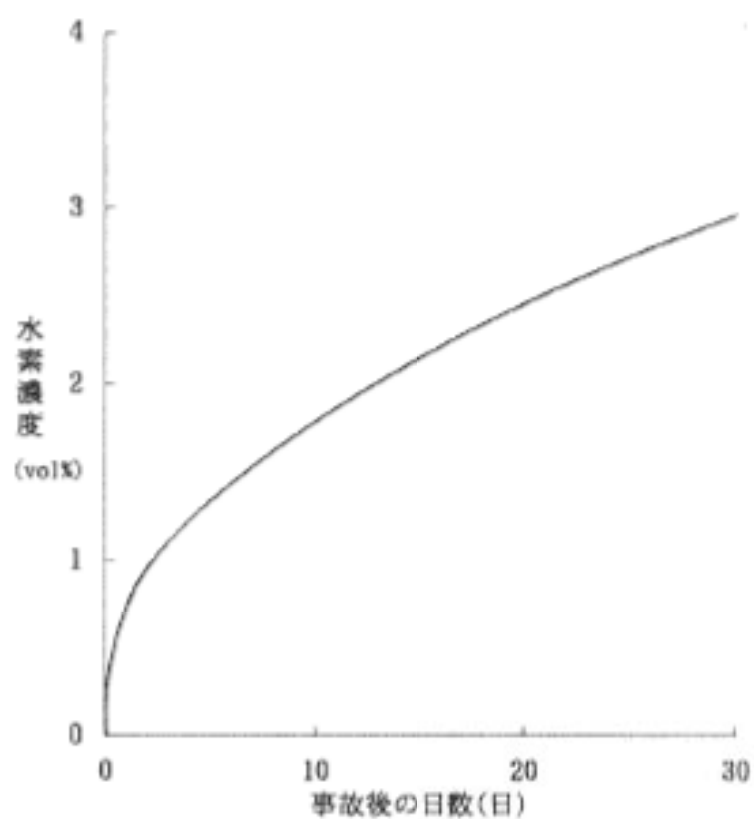
単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



第 3.4.5.2 図 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



第 3.5.1.1 図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析



第3.5.2.1図 可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価

3.7 参考文献

- (1) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAP I - 1035 改8
三菱重工業、平成11年
- (2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAP I - 1063 改2
三菱原子力工業、平成2年
- (3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」
MAP I - 1069 改2
三菱重工業、平成18年
- (4) 「核分裂生成物の崩壊熱に関する評価」
MAP I - 1055 改3
三菱原子力工業、昭和62年
- (5) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」
MAP I - 1088 改3
三菱重工業、平成10年
- (6) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAP I - 1041 改7
三菱重工業、平成11年
- (7) 「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture」 F.J.
Moody
Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No.1, Feb. 1965
- (8) 「DNB相関式について」
MAP I - 1029 改3
三菱重工業、平成16年
- (9) 「三菱PWRの制御棒飛び出し解析手法」
MHI-NES-1005 改3
三菱重工業、平成18年
- (10) 「スプレイによるよう素除去効果」
MAP I - 1008 改7

- 三菱原子力工業、昭和61年
- (11) 「事故時の格納容器漏洩率」
MAP I - 1060 改1
三菱重工業、平成12年
- (12) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」
MAP I - 1010 改1
三菱原子力工業、昭和52年
- (13) 「シーメンス・パワー・コーポレーション製燃料について」
改1
関西電力、平成12年

4. 重大事故及び仮想事故の解析

本原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、燃料被覆管が大破損に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、工学的安全施設等との関連において、本原子炉施設の立地上の妥当性を示すため、「原子炉立地審査指針」に示されている「重大事故」及び「仮想事故」を想定して、「安全評価指針」に従って評価を行った結果を示す。

4.1 重大事故

「重大事故」として、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の2つの場合を想定する。

4.1.1 原子炉冷却材喪失

4.1.1.1 事故の想定

- (1) 原子炉冷却材喪失は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で述べたように、1次冷却材管の損傷により1次冷却材が喪失し、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇する事故であり、事故の程度は、冷却材の喪失の程度により異なるものである。
- (2) 原子炉冷却材喪失のうち、事故の程度が最大となるものは、1次冷却材低温側配管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）が瞬時に破断する場合である。このような大口径、厚肉の配管の両端破断は、1次冷却材管の材料選定、十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の堅ろう性の確保、さらに、適切な運転管理等（「3.2.1 原子炉冷却材喪失」参照）からみて、実際上まず起こらないと思われるが、評価に当たっては万全を期するため、このような瞬時の両端破断を仮定する。
- (3) 1次冷却材低温側配管の瞬時の両端破断を想定した場合、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の解析結果によれば、燃料被覆管の健全性が大きく損なわれることはないが、評価に当たっては、全燃料被覆管に損傷が生じるものと仮定し、その結果、燃料ペレットと燃料被覆管のすきまにある核分裂生成物が原子炉格納容器内に放出されるものとする。
- (4) 1次冷却材の放出に伴って、原子炉格納容器の内圧は一時大気圧以上に上昇するので、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、わずかずつ原子炉格納容器から漏れ出ることになる。この際、工学的安全施設の1つである原子炉格納容器スプレイ設備が作動し、原子炉格納容器内部を冷却する結果、再び大気圧程度に減圧することができる。評価に当たっては、事故発生後1日間は、原子炉格納

容器の最高使用圧力に対する事故時の水蒸気と空気の雰囲気を考慮した漏えい率を上回る値として 0.15%/d、その後原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として 29 日間は、0.075%/d で原子炉格納容器から漏えいするものと仮定する。

- (5) 原子炉格納容器からの核分裂生成物を含む気体の漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に生じると考えられるが、評価に当たっては、アニュラス部のほかにも漏えいがあるものとする。

アニュラス部に漏れ出た核分裂生成物は、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタを経て再循環し、その一部は、排気筒から大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

- (6) 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、よう素は格納容器再循環サンプル水中に溶解する。このよう素は、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）から、安全補機室に漏えいし、安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタを経て大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

4.1.1.2 評価線量の種類

原子炉冷却材喪失を想定した場合の敷地境界外での線量は、次のように 2 つに分けて計算する。

- (1) 原子炉格納容器及び安全補機室から大気中に放出された核分裂生成物（事故後 30 日間）による線量、すなわち、よう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部 γ 線による全身に対する線量（また、この際参考として希ガスの β 線外部被ばくによる線量も計算する。）
- (2) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物（事故後 30 日間）の外部 γ 線による全身に対する線量、すなわち、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によ

るスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮へい建屋円筒部を透過した γ 線による直接線量

4.1.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1) 核分裂生成物の大気放出量

a. 計算条件

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 2%

よう素 1%

(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素の形態をとるものとする。

(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50% が原子炉格納容器や同容器内の機器に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率⁽¹⁾は、評価上厳しめに等価半減期 100 秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は、評価上 5 分とする。

(f) 原子炉格納容器からの漏えい率⁽²⁾は、評価上次のように仮定する。

事故後 24 時間まで 0.15%/d

その後 29 日間 0.075%/d

(g) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中するものと考えられるが、評価上はその 97% が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3% はアニ

ュラス部以外で生じるものとする。

- (h) 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。

事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、評価上 10 分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後 30 分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

- (i) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部はアニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。この時、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- (j) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽³⁾は、95%以上期待できるが評価上厳しめに 90%とする。
- (k) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (l) 事故期間中、再循環系からは安全補機室内へ評価上厳しめに $8 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (m) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 1%が溶解するものとする。
- (n) 再循環水体積は、評価上 $1,400 \text{m}^3$ とする。
- (o) 再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50%とする。
- (p) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽³⁾は、95%以上期待できるが評価上厳しめに 90%とする。

b. 計算方法

(a) 核分裂生成物の炉心内蓄積量

原子炉の運転によって事故発生時まで炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(10-3)式で与えられる。

$$q_{T_0}^i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i^i \cdot T_0})$$

..... (10-3)

ここで、

$q_{T_0}^i$: T_0 時間運転後の核種 i の炉心内蓄積量(Bq)

P_0 : 炉心熱出力 (=2,705MWt)

Y_i : 核種 i の核分裂収率⁽⁴⁾⁽⁵⁾

λ_i^i : 核種 i の放射性崩壊定数(s⁻¹)⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾

T_0 : 原子炉運転時間(s)

炉心内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第 4.1.1 表に示すとおりである。

また、希ガスには、Xe 及び Kr の同位元素が多数含まれるが、半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので、以下の計算には半減期 10 分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量を第 4.1.2 表に示す。

第 4.1.1 表 よう素の炉心内蓄積量

核種	核分裂収率 (%)	半減期	炉心内蓄積量 (Bq) *1
I-131	2.84	8.06d	2.46×10^{18}
I-132	4.21	2.28h	3.65×10^{18}
I-133	6.77	20.8h	5.86×10^{18}
I-134	7.61	52.6min	6.59×10^{18}
I-135	6.41	6.61h	5.55×10^{18}
合計	-	-	2.41×10^{19}

*1 表中「約」を省略している

第 4.1.2 表 希ガスの炉心内蓄積量

核種	核分裂 収率 (%)	半減期	γ 線実効 エネルギー (MeV/dis)	β 線実効 エネルギー (MeV/dis)	炉心内蓄積量 (Bq) ^{*1}	炉心内蓄積量 (γ 線 0.5MeV 換算) (Bq) ^{*1}	炉心内蓄積量 (β 線強度) (MeV·Bq/dis) ^{*1}
Kr-83m	0.53	1.83h	0.0025	0.037	4.59×10^{17}	2.29×10^{15}	1.70×10^{16}
Kr-85m	1.31	4.48h	0.159	0.253	1.13×10^{18}	3.61×10^{17}	2.87×10^{17}
Kr-85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	3.40×10^{16}	1.50×10^{14}	8.54×10^{15}
Kr-87	2.54	76.3min	0.793	1.323	2.20×10^{18}	3.49×10^{18}	2.91×10^{18}
Kr-88	3.58	2.80h	1.950	0.377	3.10×10^{18}	1.21×10^{19}	1.17×10^{18}
Xe-131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	3.44×10^{16}	1.38×10^{15}	4.92×10^{15}
Xe-133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	1.66×10^{17}	1.39×10^{16}	3.15×10^{16}
Xe-133	6.77	5.29d	0.045	0.135	5.86×10^{18}	5.28×10^{17}	7.91×10^{17}
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	9.15×10^{17}	7.91×10^{17}	8.70×10^{16}
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	0.316	5.75×10^{18}	2.87×10^{18}	1.82×10^{18}
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	0.611	5.44×10^{18}	1.29×10^{19}	3.32×10^{18}
合計	—	—	—	—	2.51×10^{19}	3.31×10^{19}	1.04×10^{19}

*1 表中「約」を省略している

(b) 核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は、核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から、前述の計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.1.1図及び第4.1.2図に示す。

- ① 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は (10-4) 式で与えられる。

$$Q_m^d = Q_{c,m} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \dots\dots\dots (10-4)$$

ここで、

Q_m^d : 時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス部以外から放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

$Q_{c,m}$: 時刻 T_m に原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与するよう素及び希ガスの量 (Bq) で、次式で表わす。

$$Q_{c,m} = Q_{c,(m-1)} \cdot e^{-\beta(T_m - T_{m-1})}$$

ただし、時刻 $T_m = 0$ (事故発生直後) において

$$Q_{c,m} = K \cdot Q_0$$

K : 燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表わす。

$$\text{よう素} : K = F_r \cdot F_g \cdot F_p$$

$$\text{希ガス} : K = F_r \cdot F_p$$

F_r : 燃料から原子炉格納容器への放出割合

$$\text{よう素} : F_r = 0.01$$

$$\text{希ガス} : F_r = 0.02$$

F_g : 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

$$\text{無機よう素} : F_g = 0.90$$

$$\text{有機よう素} : F_g = 0.10$$

- F_p : 原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合
 無機よう素 : $F_p = 0.50$
 有機よう素 : $F_p = 1.00$
 希ガス : $F_p = 1.00$
- Q_0 : よう素及び希ガスの炉心内蓄積量 (Bq)
- F_a : アニュラス部以外からの漏えい割合 (=0.03)
- β : 原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果 (h^{-1}) で、次式により表わす。
 $\beta = L + \lambda_r + \lambda_s$
- L : 原子炉格納容器の漏えい率 (h^{-1})
 0~24h : $L = 0.0015d^{-1}$
 $= 6.25 \times 10^{-5}h^{-1}$
 1~30d : $L = 0.00075d^{-1}$
 $= 3.125 \times 10^{-5}h^{-1}$
- λ_r : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 (h^{-1})
- λ_s : 原子炉格納容器スプレイ水による除去効率 (h^{-1})
 無機よう素 : $\lambda_s = 24.9h^{-1}$
 有機よう素 : $\lambda_s = 0.0h^{-1}$
 希ガス : $\lambda_s = 0.0h^{-1}$

② また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後、大気中に放出される核分裂生成物の量は、事故発生後最初の10分間は、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が、そのまま大気中へ全量放出されると仮定しているので、(10-5)式で与えられ、10分以降は、アニュラス空気浄化設備から排気筒を経て放出されるので(10-6)式で与えられる。

$$Q_{m0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.167\beta}}{\beta} \dots\dots\dots (10-5)$$

$$Q_m^* = g_1 \cdot (1-\eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} \cdot \left\{ \frac{Q_{cm} \cdot F_a \cdot L}{\beta_a - \beta} \left(\frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} - \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right) + Q_{am} \cdot \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right\}$$

..... (10-6)

ここで、

Q_m^* : アニュラス部から事故発生後最初の10分間に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_m^* : 10分以降において、時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス空気浄化設備から放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_{am} : 10分以降において時刻 T_m にアニュラス部に浮遊しているよう素及び希ガスの量 (Bq) で、次式で表わす。

$$Q_{am} = Q_{a(m-1)} \cdot L \cdot F_a \cdot \left[\frac{1}{\beta_a - \beta} \cdot \left\{ e^{-\beta(T_m - T_{m-1})} - e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})} \right\} \right] + Q_{a(m-1)} \cdot e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})}$$

ただし、 $T_m = 10\text{min}$ のとき $Q_{am} = 0$

F_a : アニュラス部への漏えい割合 (=0.97)

R_a : アニュラス空気浄化設備排気流量
(1台分 15,000m³/h)

V_a : アニュラス部体積 (=10,360m³)

β_a : アニュラス部内での低減効果(h⁻¹)で、次式により表わす。

$$\beta_a = \frac{R_a}{V_a} - g_2 \cdot (1-\eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} + \lambda_a$$

g_1 : アニュラス排気流量の割合

10min~30min : 1.0

30min~30d : 0.2

g_2 : アニュラス空気再循環流量の割合

10min～30min : 0.0

30min～30d : 0.8

η : アニュラス空気浄化設備フィルタの除去効率

よう素 : $\eta=0.90$

希ガス : $\eta=0.0$

③ 再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(10-7)式で与えられる。

$$Q_a = F_p \cdot F_t \cdot L_a \cdot Q_{a,m} \cdot (1 - \eta_a) \cdot \frac{1 - e^{-720\beta_a}}{V_a \cdot \beta_a}$$

…………… (10-7)

ただし、

$$Q_{a,m} = K_a \cdot Q_0 \cdot e^{-0.555\lambda_a}$$

ここで、

Q_a : 事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量(Bq)

$Q_{a,m}$: 再循環開始時 ($T_m=20\text{min}$) における再循環水中のよう素の量(Bq)

F_p : 再循環水中のよう素の気相への移行率(=0.05)

F_t : 安全補機室内での沈着を逃れる割合(=0.5)

L_a : 再循環系からの漏えい率

0～20min : $0\text{m}^3/\text{h}$

20min～30d : $8 \times 10^{-3}\text{m}^3/\text{h}$

K_a : 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合 (=0.01)

η_a : 安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率 (=0.90)

V_a : 再循環水体積 (=1,400 m^3)

β_a : 再循環水中でのよう素の低減効果(h^{-1})で、次式により表わす。

$$\beta_a = \lambda_r + \frac{L_a}{V_a}$$

(2) 線 量

a. 拡散条件及び気象条件

線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 計算方法

(a) 甲状腺に対する線量

よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量は (10-8) 式で計算される。

$$D_T = K_{T_a} \cdot M \cdot Q_a \cdot (\chi/Q) \quad \text{----- (10-8)}$$

ここで、

D_T : よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量(Sv)

K_{T_a} : I-131の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数 (Sv/Bq)
また、第 4.1.3 表に I-131 等価量への換算係数を示す。

M : 小児の呼吸率(m^3/s)
呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率 $5.16m^3/d$ を秒当たりに換算して用いる。

Q_a : 事故期間中のよう素の大気放出量 (I-131 等価量—小児甲状腺線量係数換算) (Bq)

χ/Q : 相対濃度(s/m^3)

第 4.1.3 表 よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数及び I-131 等価量への換算係数

核種	よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数 (Sv/Bq)	I-131 等価量への換算係数
I-131	3.2×10^{-6}	1
I-132	3.8×10^{-8}	1.19×10^{-2}
I-133	8.0×10^{-7}	2.50×10^{-1}
I-134	7.3×10^{-9}	2.28×10^{-3}
I-135	1.6×10^{-7}	5.00×10^{-2}

(b) 外部 γ 線による全身に対する線量

原子炉格納容器から大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲の外部 γ 線による地表面での全身に対する線量は、放射性雲の空間分布を考慮して計算する。

放射性雲からの外部 γ 線による全身に対する線量は (10-9) 式で与えられる。

$$D_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \dots\dots\dots (10-9)$$

ここで、

D_{γ} : 外部 γ 線による全身に対する線量(Sv)

K_1 : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数 (=1Sv/Gy)

Q_N : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算) (Bq)

D/Q : γ 線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量は、 β 線の飛程が非常に短いことより、サブマージョンモデルに基づく (10-10) 式で計算する。

$$D_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} E_{\beta} \cdot Q_{\beta} \cdot (\chi/Q) \dots\dots (10-10)$$

ここで、

- D_{β} : β 線外部被ばくによる線量 (Sv)
 E_{β} : β 線実効エネルギー (MeV/dis)
 Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)
 x/Q : 相対濃度 (s/m^3)

4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1) 線源強度

a. 計算条件

- (a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 2%、ハロゲン 1%、その他 0.02%とする。
- (b) 核種の選定に当たって、よう素及び希ガスに関しては「4.1.1.3(1) 核分裂生成物の大気放出量」の項で述べたものと同じの核種に着目し、その他の核種については、以下に評価する線量、すなわち、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮へい建屋円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上のものを対象とする。
- (c) 事故後 30 日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による γ 線エネルギーを第 4.1.4 表のようにエネルギー範囲別に区分して計算する。

b. 計算方法

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、1 番目のエネルギー群について (10-3) 式及び (10-11) 式～(10-13) 式で計算する。

$$S_p = q_p \cdot f_p \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (R_{pk} \cdot E_{pk}) \cdot (1 - e^{-\lambda_p t}) / \lambda_p \quad \dots (10-11)$$

$$S_d = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{dk} \cdot E_{dk}) \cdot \left[q_d \cdot f_d \cdot (1 - e^{-\lambda_d t}) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \cdot \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_p} \cdot (1 - e^{-\lambda_p t}) - \frac{1}{\lambda_d} \cdot (1 - e^{-\lambda_d t}) \right\} \right] \quad \dots (10-12)$$

$$S = \sum_{p=1}^l S_p + \sum_{d=1}^m S_d \quad \dots (10-13)$$

ここで、

- λ : 放射性崩壊定数(s⁻¹)
- β : 親核種から娘核種への崩壊の割合
- q : 炉心内蓄積量(Bq)
- t : 事故発生後の時間(s)
- f : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率
- E : γ 線のエネルギー(MeV/dis)
- R : 崩壊してエネルギーEの γ 線を出す割合
- n : 当該核種から放出される γ 線のうち I 番目のエネルギー群に属する γ 線の数
- S : 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後 t (s)までの積算線源強度(MeV)
- 添字 : p : 親核種
- d : 娘核種
- l : 親核種の数
- m : 娘核種の数
- k : 当該核種から放出され、I 番目のエネルギー群に属する γ 線のうち k 番目を示す。

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度の計算結果は、第 4.1.4 表に示すとおりである。

第 4.1.4 表 原子炉格納容器内の積算線源強度 (重大事故)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	1.4×10^{22}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	1.4×10^{22}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	2.9×10^{21}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	3.5×10^{21}
2.5	$1.8 < E$	2.4×10^{21}

(2) 線量

a. スカイシャイン線量

原子炉格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に充滿した γ 線源を原子炉格納容器中心軸上に置いた点線源からの第 1 散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点におけるスカイシャイン線量を求める。計算は、各エネルギー群別に線量計算コード SCATTER RING⁽⁸⁾を用いて行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_s = K_1 \cdot \sum_E \sum_{E'} \int_V \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum_{i=1}^n \mu_i \cdot x_i} dV \quad \dots\dots\dots (10-14)$$

ただし、

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi \cdot \rho^2} \cdot e^{-\sum_{i=1}^n \mu_i \cdot x_i} \cdot B(E, b_0)$$

ここで、

- D_s : スカイシャイン線量(Sv)
- K_1 : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数
(=1Sv/Gy)
- $\phi(E, X)$: 散乱点における γ 線エネルギー強度(MeV/m²)
- $S(E)$: 線源エネルギー E の積算線源強度(MeV)
- $K_2(E')$: 散乱エネルギー E' の線量換算係数

- (Gy · m²/MeV)
- μ_i : 線源エネルギー E における物質 i の線減衰係数
(m⁻¹)
- μ'_ℓ : 散乱エネルギー E' における物質 ℓ の線減衰係数
(m⁻¹)
- X_j : 領域 j の通過距離(m)
- X_m : 領域 m の通過距離(m)
- ρ : 線源点から散乱点までの距離(m)
- r : 散乱点から評価点までの距離(m)
- V : 散乱体積(m³)
- N : 空気中の電子数密度(electrons/m³)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishina の微分散乱断面積(m²)
- θ : 散乱角(radian)
- $B(E, b_0)$: 線源エネルギー E の γ 線の減衰距離 b_0
 $(= \sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j)$ (ただし、空気層を除く。) に
 対するビルドアップ係数
- $B(E', b)$: 散乱エネルギー E' の γ 線の減衰距離 b
 $(= \sum_\ell \sum_m \mu'_\ell \cdot X_m)$ に対するビルドアップ係数

ビルドアップ係数は次式で計算する。

$$B(E, b) = 1 + \left(0.8 - 0.214 \ln \frac{E}{1.801} \right) \cdot b^a \quad (E > 1.801 \text{ MeV})$$

$$B(E, b) = 1 + 0.8b^a \quad (E \leq 1.801 \text{ MeV})$$

ここで、

$$a = 1.44 + 0.0239E + 0.625 \cdot \ln \left(0.19 + \frac{1.0005}{E} \right)$$

b. 直接線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による γ 線が、原子炉格納容器円筒部鋼板及び外部遮へい建屋円筒部を貫通して計算点に至る直接線量の計算は、原子炉格納容器内に核分裂生成物が一様分布すると仮定し、各エネルギー群別に線量計算コードSPAN⁽⁹⁾で行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_d = K_1 \cdot K_2(E) \cdot \int_V \frac{S_v}{4\pi \cdot r^2} \cdot F(b) dV \dots\dots\dots (10-15)$$

ここで、

- D_d : 直接線量(Sv)
- K_1 : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数
(=1Sv/Gy)
- $K_2(E)$: エネルギーEの γ 線に対する空気カーマへの換算係数(Gy \cdot m²/MeV)
- S_v : 単位体積当たりの積算線源強度(MeV/m³)
- r : 線源から計算点までの距離(m)
- $F(b)$: γ 線の減衰率で次式で表わす。
 $F(b) = B(E,b) \cdot e^{-b}$
- b : 減衰距離 ($b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$)
- μ_i : i番目の物質の線減衰係数(m⁻¹)
- t_i : i番目の物質中の通過距離(m)
- $B(E,b)$: エネルギーEの γ 線の減衰距離bに対するビルドアップ係数

4.1.1.5 原子炉冷却材喪失時の評価結果

「重大事故」として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量は下表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 小児甲状腺線量係数換算 〕	約 1.5×10^{12} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 1.4×10^{14} Bq
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.011 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.00025 Sv

これらの線量は「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して1.5Sv、全身に対して0.25 Sv）を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約0.00015Svである。

評価線量の計算結果の内訳を下表に示す。

		小児甲状腺	全 身	外部 β 線
(1)	放射性雲による線量	約 0.011 Sv	約 0.000050 Sv	約 0.00015 Sv
(2)	原子炉格納容器内線源からの γ 線による線量	—	約 0.00020 Sv	—
合 計		約 0.011 Sv	約 0.00025 Sv	約 0.00015 Sv

4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損

4.1.2.1 事故の想定

- (1) 蒸気発生器伝熱管破損は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」で述べたように原子炉運転中に何らかの理由で伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こし、1次冷却材が2次側へ流出するもので、もし1次冷却材中に核分裂生成物が含まれていれば、2次側へ核分裂生成物が

流出することになる。

- (2) 蒸気発生器伝熱管の材料として耐食性及び延性に優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用するとともに、設計、製作、運転中での水質管理等における配慮から蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくしているが、評価に当たっては、伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合を仮定する（「3.4.2.1(2) 防止対策」参照）。
- (3) 外部電源がある場合、タービンバイパス弁が動作するが、本評価では外部電源が使用できない場合を想定するので、タービンバイパス弁は動作せず主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が動作することになる。非常用炉心冷却設備及び補助給水による冷却及び減圧が進むとともに1次冷却材流出量は減少し、事故後約48分で原子炉圧力は2次冷却系圧力以下となり、流出は止まる。この間に、2次冷却系に流出する1次冷却材量は約73t、また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約25tである（「3.4.2.2(3) 解析結果」参照）。
- (4) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、評価に当たっては、2次冷却系へ流出する放射線源として次の2通りを考える。
 - a. 事故直前まで燃料被覆管の一部に損傷がある状態で運転が続けられていたものとしたときの1次冷却材中に存在する核分裂生成物
 - b. 事故時1次冷却系の減圧等何らかの原因で前述の損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出される核分裂生成物
- (5) 核分裂生成物の大気放出量は、破損した蒸気発生器が隔離されるまでの間の主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気の放出によるものであり、隔離された後では放出されないが、評価上はさらに蒸気発生器2次側の圧力に応じた蒸気の漏えいによるものがあると仮定する。
- (6) 外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器

からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び非常用炉心冷却設備作動信号と原子炉トリップ信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。したがって、原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

4.1.2.2 評価線量の種類

蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の敷地境界外での線量は、大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部 γ 線による全身に対する線量に分けて計算する。また、この際参考として希ガスの β 線外部被ばくによる線量も計算する。

4.1.2.3 核分裂生成物の大気放出量

(1) 計算条件

- a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて最高30,000時間とする。
- b. 破損側蒸気発生器は、事故後48分に隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は解析結果に余裕を見込んだ値として90t、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射線源として次の2通りを仮定する。
 - (a) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $6.9 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.4 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー0.5MeV換算)。

前述の核分裂生成物量の計算に当たっては、原子炉冷却材喪失評価に用いた核種に着目し、第 4.1.5 表及び第 4.1.6 表に示す 1 次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。

- (b) (a)項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $2.4 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $6.6 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して 1 次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.40 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

- d. この 1 次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1 次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- e. 2 次冷却系に流出してきた希ガスについては、大気中へ全量放出されるものとする。
- f. 2 次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は 1%とし、残り 99%は無機よう素とする。有機よう素は大気中に全量放出され、無機よう素の放出については気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- g. 破損側蒸気発生器隔離後は、核分裂生成物の大気放出はないと考えられるが、評価上は 2 次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより無機よう素が大気中へ放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $10 \text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は 2 次冷却系圧力が 24 時間で直線的に大気圧まで低下していくと仮定し、この 2 次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

第 4.1.5 表 1 次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	冷却材中濃度 (Bq/g) *1	冷却材中 蓄積量 (Bq) *1	炉心内蓄積量 (Bq) *1	追加放出 寄与分 (Bq) *1
I-131	2.84	8.06d	8.90×10^4	1.64×10^{13}	2.46×10^{18}	2.46×10^{14}
I-132	4.21	2.28h	3.28×10^4	6.03×10^{12}	3.65×10^{18}	3.65×10^{14}
I-133	6.77	20.8h	1.50×10^5	2.75×10^{13}	5.86×10^{18}	5.86×10^{14}
I-134	7.61	52.6min	2.06×10^4	3.78×10^{12}	6.59×10^{18}	6.59×10^{14}
I-135	6.41	6.61h	8.25×10^4	1.52×10^{13}	5.55×10^{18}	5.55×10^{14}
合計	—	—	3.75×10^5	6.89×10^{13}	2.41×10^{19}	2.41×10^{15}

*1 表中「約」を省略している

第 4.1.6 表 1 次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂 収率 (%)	半減期	γ 線実効 エネルギー (MeV/dia)	β 線実効 エネルギー (MeV/dia)	冷却材中濃度 ^{*1}			冷却材中蓄積量 ^{*1}		追加放出寄与分 ^{*1}		
					冷却材中 濃度 (Bq/g)	γ 線 エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)	β 線強度 0MeV \cdot Bq (dis/g)	γ 線 エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	β 線強度 0MeV \cdot Bq (dis)	炉心内 蓄積量 (Bq ⁻¹)	γ 線 エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	β 線強度 0MeV \cdot Bq (dis)
Kr-85m	0.53	1.85h	0.0023	0.037	1.70×10^4	8.52×10^4	6.30×10^2	1.57×10^{10}	1.16×10^{11}	4.59×10^{17}	4.59×10^{17}	3.39×10^{12}
Kr-85m	1.31	4.48h	0.150	0.253	8.25×10^4	2.62×10^4	2.00×10^2	4.82×10^{12}	3.84×10^{12}	1.13×10^{18}	7.21×10^{13}	5.74×10^{13}
Kr-85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	5.84×10^4	2.37×10^4	1.47×10^2	4.73×10^{11}	2.70×10^{13}	3.40×10^{16}	2.99×10^{16}	1.71×10^{12}
Kr-87	2.54	76.3min	0.793	1.323	4.74×10^4	7.52×10^4	6.28×10^2	1.88×10^{11}	1.15×10^{13}	2.20×10^{16}	6.97×10^{14}	5.82×10^{11}
Kr-88	3.58	2.80h	1.950	0.377	1.41×10^4	5.50×10^4	5.32×10^2	1.01×10^{14}	9.79×10^{12}	3.10×10^{16}	2.42×10^{15}	2.34×10^{11}
Xe-131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	1.37×10^4	5.50×10^4	1.90×10^2	1.01×10^{12}	3.62×10^{12}	3.44×10^{16}	2.75×10^{17}	9.84×10^{11}
Xe-133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	1.41×10^4	1.18×10^4	2.68×10^2	2.18×10^{13}	4.93×10^{12}	1.66×10^{17}	2.78×10^{17}	6.30×10^{12}
Xe-133	6.77	5.29d	0.045	0.135	1.09×10^4	9.85×10^4	1.48×10^2	1.81×10^{14}	2.72×10^{14}	5.86×10^{16}	1.05×10^{14}	1.98×10^{11}
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	2.35×10^4	2.04×10^4	2.24×10^2	3.75×10^{13}	4.12×10^{11}	9.15×10^{17}	1.58×10^{14}	1.74×10^{13}
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	0.316	2.42×10^4	1.21×10^5	7.66×10^2	2.23×10^{11}	1.41×10^{13}	5.75×10^{16}	5.75×10^{14}	3.63×10^{11}
Xe-139	6.28	14.17min	1.183	0.611	2.30×10^4	5.44×10^4	1.40×10^2	1.00×10^{13}	2.39×10^{12}	5.44×10^{16}	2.57×10^{13}	6.04×10^{11}
合計	-	-	-	-	1.24×10^7	1.85×10^6	1.90×10^4	3.41×10^{14}	3.50×10^{14}	2.51×10^{20}	6.60×10^{19}	2.09×10^{15}

*1 表中「約」を省略している

(2) 計算方法

前述の計算条件を使って、次の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.1.3図及び第4.1.4図に示す。

a. 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(10-16)式～(10-19)式を用いて求める。

また、1次冷却系からの1次冷却材流出率、2次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(a) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_c} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c t}) \right] \quad \dots\dots\dots (10-16)$$

(b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_c} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c t}) \right] \quad \dots\dots\dots (10-17)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_s \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_c} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \left[\frac{t}{\lambda_s} - \frac{1}{\lambda_s^2} \cdot (1 - e^{-\lambda_s t}) - \frac{1}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c t}) - \frac{1}{\lambda_s} \cdot (1 - e^{-\lambda_s t}) \right\} \right] + \frac{C_i}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c t}) - \frac{1}{\lambda_s} \cdot (1 - e^{-\lambda_s t}) \right\} \right] \quad \dots\dots\dots (10-18)$$

ただし、

$$\lambda_c = \lambda_i + \frac{L_R}{V_c}$$

$$\lambda_s = \lambda_i + \frac{G}{V_s \cdot P_F}$$

ここで、

R_i : 核種 i の大気中への放出放射能量(Bq)

C_i : 核種 i の事故発生前の 1 次冷却材中放射能量(Bq)

F_i : 核種 i の事故発生後の追加放出に寄与する放射能量
(Bq)

L_R : 2 次冷却系への 1 次冷却材流出率
(= 90t/48min)

V_C : 1 次冷却系保有水量 (= 184t)

V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (= 40t)

ν : 追加放出率 (= $1.40 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$)

f_1 : 有機よう素の割合 (= 0.01)

f_2 : 無機よう素の割合 (= 0.99)

P_F : 無機よう素の気液分配係数 (= 100 (液相中濃度
Bq/t) / (気相中濃度 Bq/t))

G : 大気中への蒸気放出率 (= 30t/48min)

λ_i : 核種 i の放射性崩壊定数(min^{-1})

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (= 48min)

また、追加放出率 ν は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例するものと仮定して (10-19) 式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \cdot \frac{1}{t} \quad \dots\dots\dots (10-19)$$

ここで、

P_0 : 事故発生前の原子炉圧力
(= 15.62MPa[gage])

P_t : 原子炉圧力が 2 次冷却系の圧力を下回った圧力 (= 6.86MPa[gage])

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (= 48min)

b. 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、2次冷却系圧力は直線的に低下し、1日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、2次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(10-20)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_1}{P_F} \cdot e^{-\lambda_i t} \cdot L_V \cdot \sqrt{1-t} dt \dots\dots\dots (10-20)$$

ここで、

- R_L : 隔離後の無機よう素の放出量(Bq)
- S_1 : 隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度(Bq/t)
- L_V : 隔離時の蒸気の漏えい率 (=10m³/d=0.5t/d)
- P_F : 無機よう素の気液分配係数 (=100 (液相中濃度 Bq/t) / (気相中濃度 Bq/t))
- λ_i : 核種 i の放射性崩壊定数(d⁻¹)
- T : 漏えいが停止するまでの時間 (=1d)

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度 S_1 は、(10-21)式を用いて得られる。

$$S_1 = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_c \cdot V_s} \cdot \left\{ \frac{v \cdot F_i}{\lambda_c} \cdot \left(\frac{1 - e^{-\lambda_s t}}{\lambda_s} - \frac{e^{-\lambda_c t} - e^{-\lambda_s t}}{\lambda_s - \lambda_c} \right) + \frac{C_i}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot (e^{-\lambda_c t} - e^{-\lambda_s t}) \right\} \dots\dots\dots (10-21)$$

4.1.2.4 線 量

(1) 拡散条件及び気象条件

蒸気発生器伝熱管破損の場合、核分裂生成物は、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上は厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基づいて計算された相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(2) 計算方法

a. 甲状腺に対する線量

x/Q の値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10-8)式を用いて線量を計算する。

ただし、呼吸率としては、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

b. 外部 γ 線による全身に対する線量

D/Q の値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10-9)式を用いて線量を計算する。

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量についても、原子炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

4.1.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

「重大事故」として蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量は下表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 〔 I-131 等価量 - 小児甲状腺線量係数換算 〕	約 $8.8 \times 10^{11}\text{Bq}$
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $8.5 \times 10^{14}\text{Bq}$
線量	小児甲状腺に対する線量	約 0.071Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.0041Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して 1.5Sv 、全身に対して 0.25Sv ）を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約 0.0067Sv である。

4.1.3 結論

立地条件の適否を評価するため、「重大事故」として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

4.2 仮想事故

「仮想事故」としては、「重大事故」と同様、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の2つの場合を考慮する。以下に、「重大事故」の場合との相違点及び評価結果を示す。

4.2.1 原子炉冷却材喪失

4.2.1.1 事故の想定

「仮想事故」の想定は、「重大事故」の場合（「4.1.1.1 事故の想定」参照）とほぼ同様であるが、燃料から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心内に蓄積されている核分裂生成物のうち、希ガスについては100%、よう素については50%が原子炉格納容器内に放出されると仮定する。また再循環水中へは、炉心内に蓄積されているよう素の50%が溶解すると仮定する。

4.2.1.2 評価線量の種類

「仮想事故」として原子炉冷却材喪失を想定した場合の線量は、「重大事故」の場合（「4.1.1.2 評価線量の種類」参照）に述べたように2通りに分けて計算する。さらに、大気中に放出された希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1) 核分裂生成物の大気放出量

前述の事故の想定のもとに、「重大事故」と同様な計算条件及び方法に従って計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.2.1図及び第4.2.2図に示す。

(2) 線量

a. 甲状腺に対する線量及び外部 γ 線による全身に対する線量

よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量の評価は、(10-22)式によって行う。

$$D_T = K_{\alpha} \cdot M \cdot Q_{\alpha} \cdot (x/Q) \quad \dots\dots\dots (10-22)$$

ここで、

D_1 : よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量(Sv)

K_T : I-131の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数(Sv/Bq)

また、第 4.2.1 表に I-131 等価量への換算係数を示す。

M : 成人の呼吸率(m^3/s)

呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率 $22.2m^3/d$ を秒当たりに換算して用いる。

Q : 事故期間中のよう素の大気放出量 (I-131 等価量-成人甲状腺線量係数換算) (Bq)

x/Q : 相対濃度(s/m^3)

外部 γ 線による全身に対する線量の評価は、「重大事故」と同様の計算条件及び計算式によって行う。

第 4.2.1 表 よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数及び I-131 等価量への換算係数

核種	よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数 (Sv/Bq)	I-131 等価量への換算係数
I-131	3.9×10^{-7}	1
I-132	3.6×10^{-9}	9.23×10^{-3}
I-133	7.6×10^{-8}	1.95×10^{-1}
I-134	7.0×10^{-10}	1.79×10^{-3}
I-135	1.5×10^{-8}	3.85×10^{-2}

b. 全身線量の積算値

- (a) 「仮想事故」時に放出される放射性雲中の希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値を計算して評価する。この場合、計算の対象となる地点が遠距離に及ぶことを考慮し、計算地

点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。

サブマージョンモデルによる線量は(10-23)式で与えられる。

$$D = \frac{1}{2} K_s \cdot E \cdot x \quad \dots\dots\dots (10-23)$$

ただし、

$$x = \frac{4.65 \times 10^{-2} Q_N}{u \cdot \theta \cdot x \cdot h} \cdot \exp \left\{ -2.3 \cdot \left(\frac{H}{h} \right)^2 \right\}$$

ここで、

- D : 全身線量(Sv)
- K_s : 換算係数(dis・m³・Sv/(MeV・Bq・h))
- E : 希ガスのγ線エネルギー (=0.5MeV/dis)
- x : 放射性雲の地上濃度(Bq・h/m³)
- Q_N : 事故期間中の希ガスの大気放出量
(γ線エネルギー0.5MeV換算)(Bq)
- u : 風速(m/s)
- x : 風下距離(m)
- θ : 横の拡がり(°)
- h : 縦の拡がり(m)
- H : 放出点の地上高さ(m)

(b) 大気中での拡散条件は、縦の拡がりを大気安定度F型、横の拡がりを30°一定、平均風速は1.5m/s、放出点は地上と仮定して計算する。

(c) 対象とする方位は、全身線量の積算値が最も厳しくなるように、敷地からみて人口の多い地域(大阪、京都等)を含むほぼ南方向30°扇形とし、発電所からの距離10kmまでは1ないし5kmごと、10km~100kmまでは10kmごとに区分し、各区域内の人口を求める。

(d) 現時点での人口集計は、「平成17年国勢調査報告」⁽¹⁰⁾によ

り行い、全身線量の積算値を計算する。

また、参考として、2055年での人口推計⁽¹¹⁾⁽¹²⁾⁽¹³⁾を行い、全身線量の積算値を推定する。

4.2.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1) 線源強度

事故時に原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。

事故後30日間の原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による積算線源強度は、「重大事故」と同様、エネルギー別に(10-3)式及び(10-11)式～(10-13)式で計算する。その結果を第4.2.2表に示す。

第4.2.2表 原子炉格納容器内の積算線源強度(仮想事故)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	6.8×10^{23}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	7.1×10^{23}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.4×10^{23}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	1.8×10^{23}
2.5	$1.8 < E$	1.2×10^{23}

(2) 線量

事故時の原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量は、原子炉格納容器から外部遮へい建屋ドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量と、外部遮へい建屋円筒部を透過したγ線による直接線量とに分けて計算する。その計算方法は「重大事故」と同様である。

4.2.1.5 原子炉冷却材喪失時の評価結果

「仮想事故」として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に

放出される核分裂生成物の量、敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は下表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I-131 等価量 - 成人甲状腺線量係数換算 〕	約 7.5×10^{13} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 7.2×10^{16} Bq
線 量	成人甲状腺に対する線量	約 0.27 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.013 Sv
積 算 値	2005 年の人口による積算値	約 0.069 万人 Sv
	2055 年の人口 (推計) による積算値	約 0.050 万人 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量 (甲状腺 (成人) に対して 3 Sv、全身に対して 0.25 Sv 及び全身線量の積算値に対して 2 万人 Sv) を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約 0.0072 Sv である。

評価線量の計算結果の内訳を下表に示す。また、全身線量の積算値の内訳を第 4.2.3 表及び第 4.2.4 表に示す。

		成人甲状腺	全 身	外部β線
(1)	放射性雲による線量	約 0.27Sv	約 0.0025Sv	約 0.0072Sv
(2)	原子炉格納容器内線源からのγ線による線量	—	約 0.0098Sv	—
合 計		約 0.27Sv	約 0.013Sv	約 0.0072Sv

4.2.2 蒸気発生器伝熱管破損

4.2.2.1 事故の想定

- (1) 「重大事故」では、損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、原子炉圧力の低下とともに徐々に1次冷却材中に放出されるものとしたが、「仮想事故」では、事故直後にこの全核分裂生成物が1次冷却材中に放出されるものとする。
- (2) 伝熱管破損を起こした蒸気発生器が隔離された後は、健全側蒸気発生器を使って1次冷却系及び2次冷却系の減圧が行われるが、「仮想事故」ではこの減圧効果を無視して、隔離された蒸気発生器の2次側からの蒸気の漏えいが30日間続くものと仮定する。

4.2.2.2 評価線量の種類

「仮想事故」として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の評価線量の種類は、「重大事故」の場合（「4.1.2.2 評価線量の種類」参照）と同様である。さらに、大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.2.3 核分裂生成物の大気放出量

(1) 計算条件

「仮想事故」としての核分裂生成物の大気放出量の計算は、以下の項目を除き「重大事故」と同様の条件のもとで計算する。

- a. 損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、原子炉圧力に関係なく、事故発生直後に全部1次冷却材中に放出されるものとする。したがって、この核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの48分間に、1次冷却系から2次冷却系へ流出する量は、そのとき流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合に等しいとして計算する。
- b. 破損側蒸気発生器隔離後の弁からの蒸気の漏えいは、漏えい率 $10\text{m}^3/\text{d}$ で30日間続くものと仮定し、無機よう素のみが放出されるものとする。漏えい期間中は無機よう素の放射性崩壊を考慮する。

(2) 計算方法

前述の計算条件を使って、次の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.2.3図及び第4.2.4図に示す。

a. 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を無視し、(10-24)式～(10-26)式を用いて求める。

(a) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \quad \dots\dots\dots (10-24)$$

(b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \quad \dots\dots\dots (10-25)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$R_i = f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \cdot \frac{G}{V_S \cdot P_F} \quad \dots\dots\dots (10-26)$$

ここで、

R_i : 核種 i の大気中への放出放射エネルギー(Bq)

- C_i : 核種 i の事故発生前の 1 次冷却材中放射エネルギー(Bq)
 F_i : 核種 i の事故発生後の追加放出に寄与する放射エネルギー(Bq)
 L_R : 隔離されるまでの 1 次冷却材流出量 (=90t)
 V_C : 1 次冷却系保有水量 (=184t)
 G : 隔離されるまでの大気放出蒸気量 (=30t)
 V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)
 f_1 : 有機よう素の割合 (=0.01)
 f_2 : 無機よう素の割合 (=0.99)
 P_F : 無機よう素の気液分配係数 (=100 (液相中濃度 Bq/t)/(気相中濃度 Bq/t))

b. 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後 30 日間の大気中に放出される無機よう素の量は (10-27) 式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \cdot \frac{L_T}{V_S \cdot P_F} \cdot e^{-\lambda_i t} dt \quad \dots\dots\dots (10-27)$$

ここで、

- R_L : 隔離後の無機よう素の放出量(Bq)
 L_T : 蒸気漏えい率 (=10m³/d=0.5t/d)
 λ_i : 核種 i の放射性崩壊定数(d⁻¹)
 T : 漏えい期間 (=30d)

4.2.2.4 線量

(1) 拡散条件及び気象条件

「重大事故」の場合と同様とする。

また、全身線量の積算値の評価においては原子炉冷却材喪失の場合と同様とする。

(2) 計算方法

a. 甲状腺に対する線量

λ/Q の値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に（10-22）式を用いて線量を計算する。

ただし、呼吸率は事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

b. 外部 γ 線による全身に対する線量

「重大事故」の場合と同様に、（10-9）式を用いて線量を計算する。

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量についても、原子炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

c. 全身線量の積算値

原子炉冷却材喪失の場合と同様に、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。このとき、対象とする方位及び人口集計も原子炉冷却材喪失の場合と同様である。

放出点は地上と仮定して計算する。

4.2.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

「仮想事故」として蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は下表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 成人甲状腺線量係数換算〕	約 3.7×10^{12} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 3.4×10^{15} Bq
線 量	成人甲状腺に対する線量	約 0.14 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.017 Sv
積 算 値	2005 年の人口による積算値	約 0.032 万人 Sv
	2055 年の人口 (推計) による積算値	約 0.024 万人 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して 3Sv、全身に対して 0.25Sv 及び全身線量の積算値に対して 2 万人 Sv）を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約 0.022Sv である。

全身線量の積算値の内訳を第 4.2.3 表及び第 4.2.4 表に示す。

4.2.3 結論

立地条件の適否を評価するため、「仮想事故」として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して 3Sv、全身に対して 0.25Sv 及び全身線量の積算値に対して 2 万人 Sv）を十分に下回るものである。

第 4.2.3 表 全身線量の積算値 (2005 年の人口集計による)

距離 (km) (南方向)	主な市町村名	人口 (人) *1	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人・Sv)*1	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人・Sv)*1	
0~1	}	0	0	0	
1~2		65	1	1	
2~3		258	2	1	
3~4		423	2	1	
4~5		907	3	2	
5~10	高浜町、おおい町	415	1	1	
10~20	}	213	1	1	
20~30		南丹市	3,300	1	1
30~40			9,760	2	1
40~50			27,400	3	2
50~60	亀岡市、京都市	181,000	16	8	
60~70	京都市、向日市、長岡京市	449,000	32	15	
70~80	高槻市、茨木市、池田市	1,590,000	94	45	
80~90	豊中市、吹田市、寝屋川市、守口市	3,410,000	180	82	
90~100	大阪市、東大阪市、奈良市	2,930,000	140	62	
100~	堺市、松原市、八尾市	4,820,000	210	96	
合計		13,500,000	690	320	

*1 表中「約」を省略している

第 4.2.4 表 全身線量の積算値 (2055 年の人口推計による)

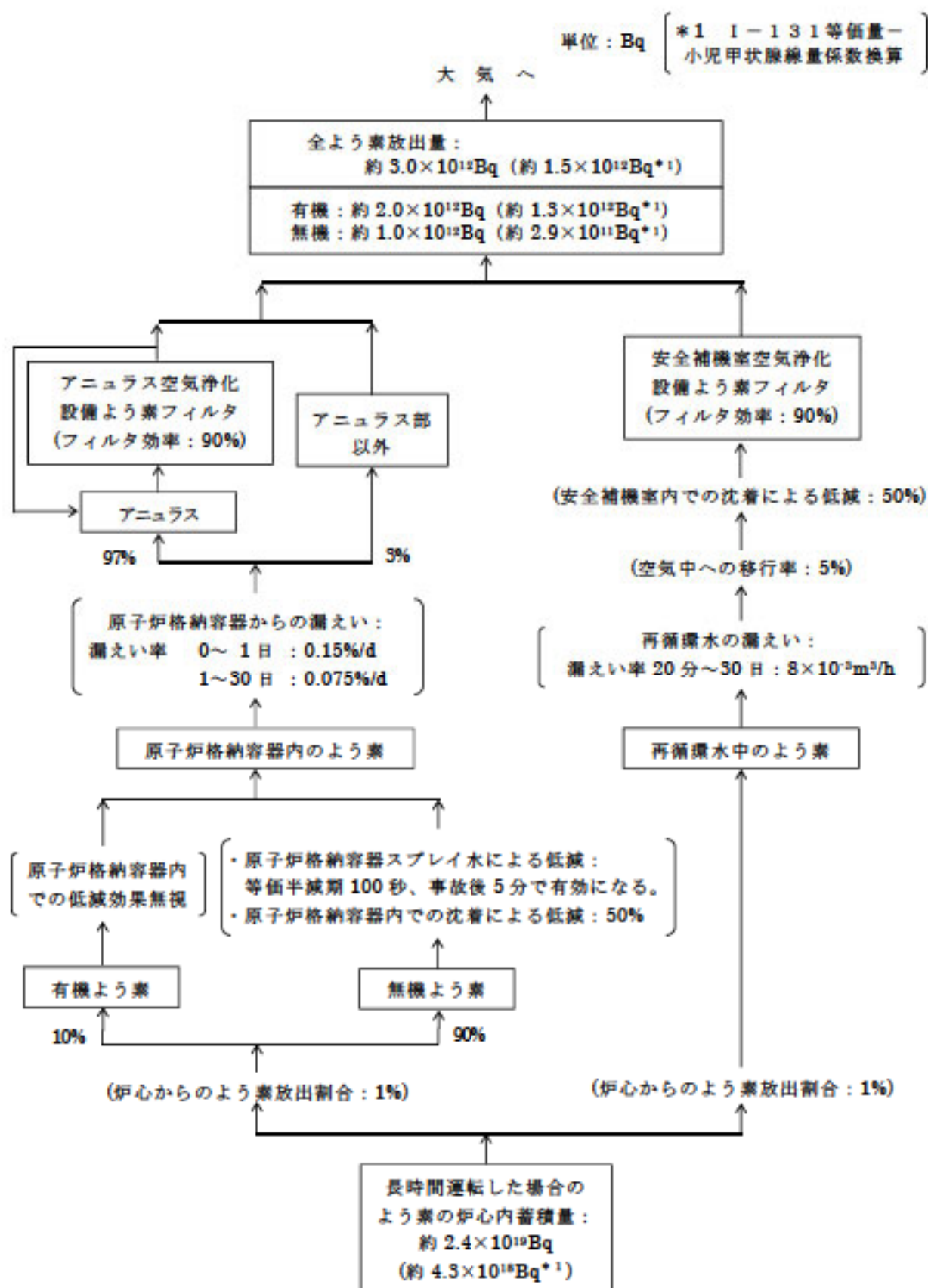
距離 (km) (南方向)	主な市町村名	人口 (人) *1	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人・Sv)*1	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人・Sv)*1	
0~1	}	0	0	0	
1~2		47	1	1	
2~3		188	2	1	
3~4		307	2	1	
4~5		659	2	1	
5~10	高浜町、おおい町	302	1	1	
10~20	}	162	1	1	
20~30		南丹市	2,510	1	1
30~40			7,410	2	1
40~50			20,800	3	1
50~60	亀岡市、京都市	138,000	12	6	
60~70	京都市、向日市、長岡京市	340,000	24	12	
70~80	高槻市、茨木市、池田市	1,180,000	70	33	
80~90	豊中市、吹田市、寝屋川市、守口市	2,550,000	130	62	
90~100	大阪市、東大阪市、奈良市	2,150,000	97	46	
100~	堺市、松原市、八尾市	3,440,000	150	69	
	合計	9,830,000	500	240	

*1 表中「約」を省略している

4.3 参考文献

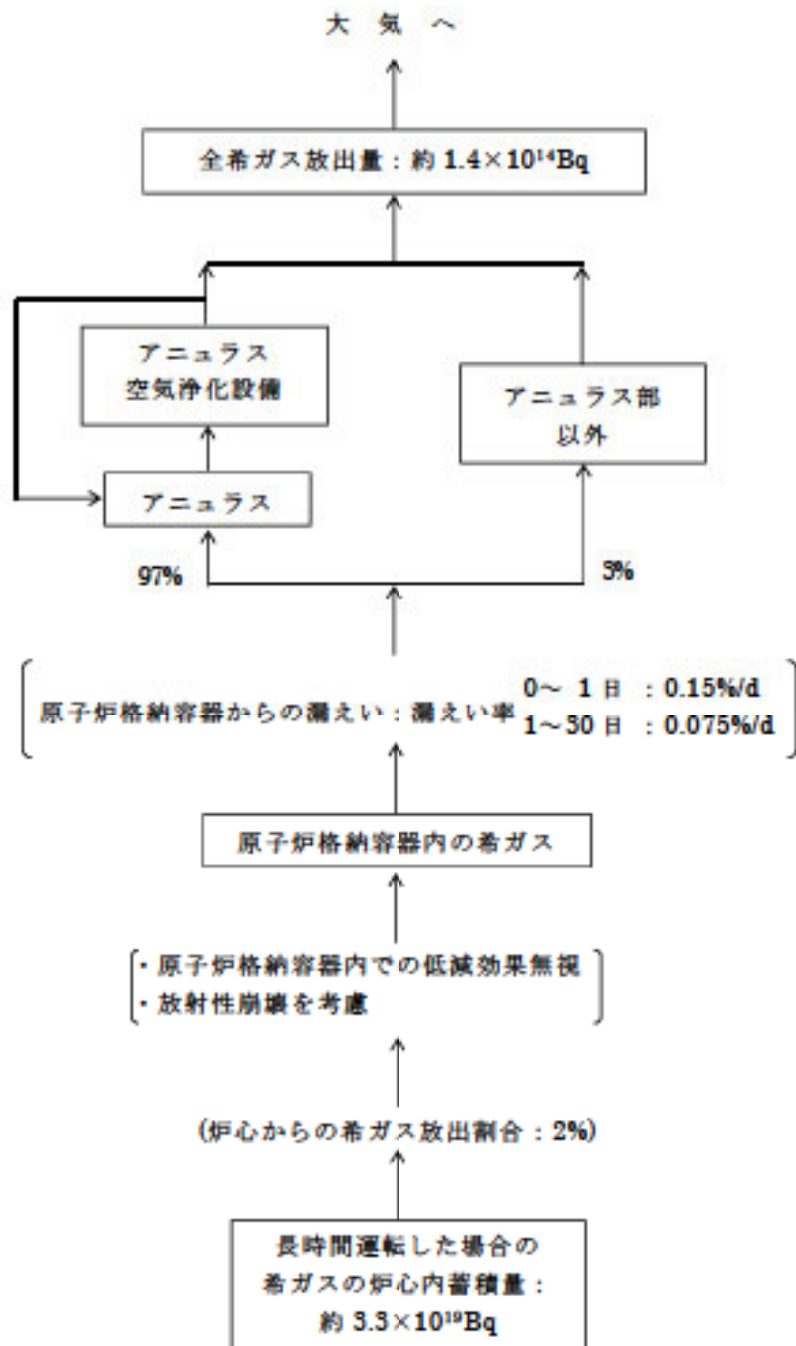
- (1) 「スプレイによるよう素除去効果」
MAP I - 1008 改7
三菱原子力工業、昭和61年
- (2) 「事故時の格納容器漏洩率」
MAP I - 1060 改1
三菱重工業、平成12年
- (3) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」
MAP I - 1010 改1
三菱原子力工業、昭和52年
- (4) 「**Compilation of Fission Product Yields**」
NEDO - 12154 - 1
M.E.Meek and B.F.Rider, Vallecitos Nuclear Center,
1974
- (5) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会、平成13年3月29日一部改訂
- (6) 「被曝計算に用いる放射線エネルギーについて」
原子炉安全専門審査会、昭和46年7月6日
- (7) 「**Table of Isotopes, Sixth Edition**」
C.M.Lederer, et. al.
John Wiley & Sons, Inc.,1968
- (8) 「SCATTERINGコードの概要」
MAP I - 1021 改7
三菱重工業、平成14年
- (9) 「SPANコードの概要」
MAP I - 1049 改3
三菱重工業、平成14年
- (10) 「平成17年国勢調査全国都道府県市町村別人口及び世帯数（確定数）」
総務省統計局、平成19年2月

- (11) 「コーホート要因法による地域人口推計手法の検討と推計結果の分析」
厚生省人口問題研究所、「人口問題研究」第167号、
昭和58年7月
- (12) 「日本の将来推計人口、－平成18（2006）～67（2055）年－、平成18年12月推計」
国立社会保障・人口問題研究所、平成19年5月
- (13) 「日本の都道府県別将来推計人口、－平成17（2005）～47（2035）年－、平成19年5月推計」
国立社会保障・人口問題研究所、平成19年9月



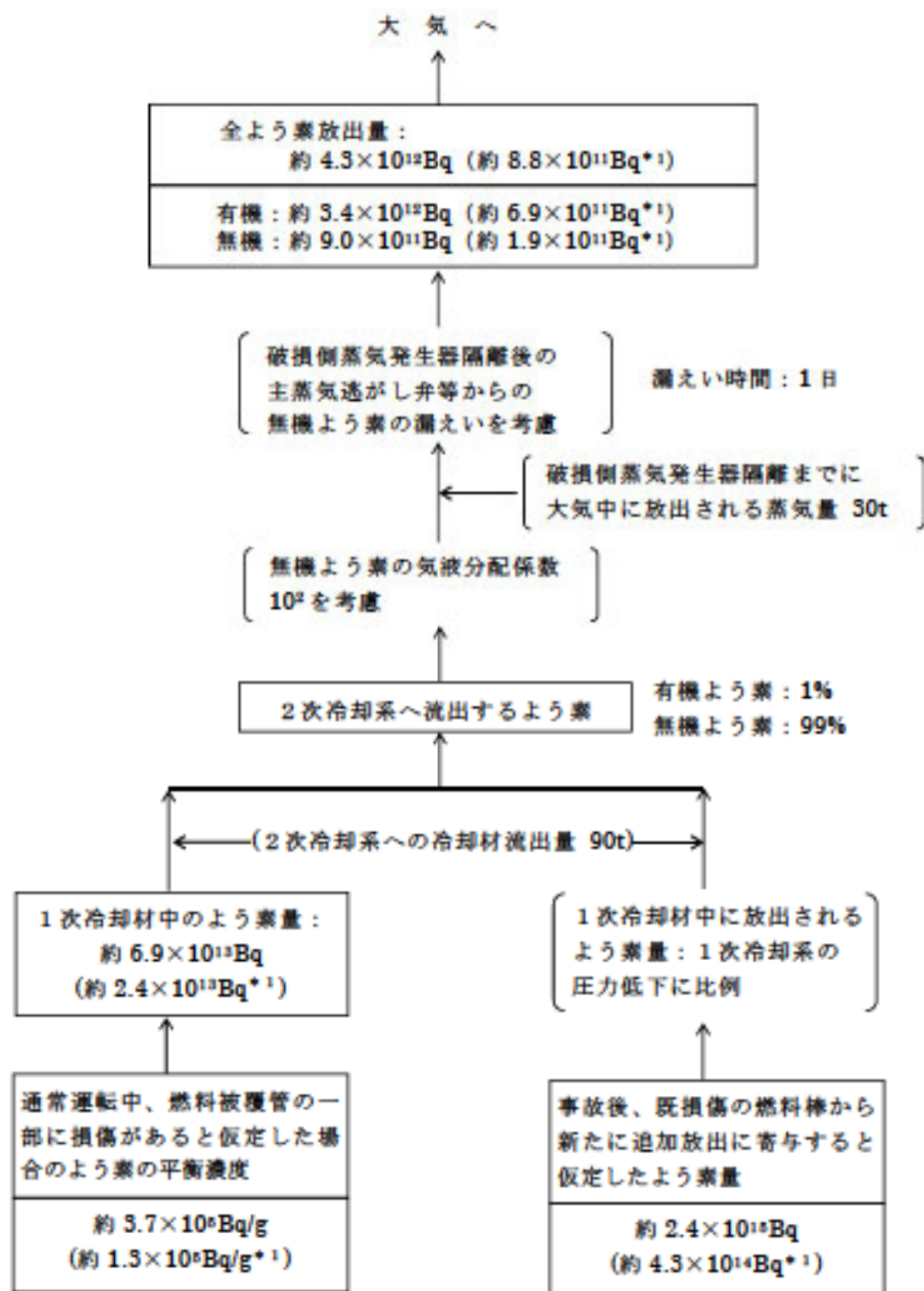
第 4.1.1 図 原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



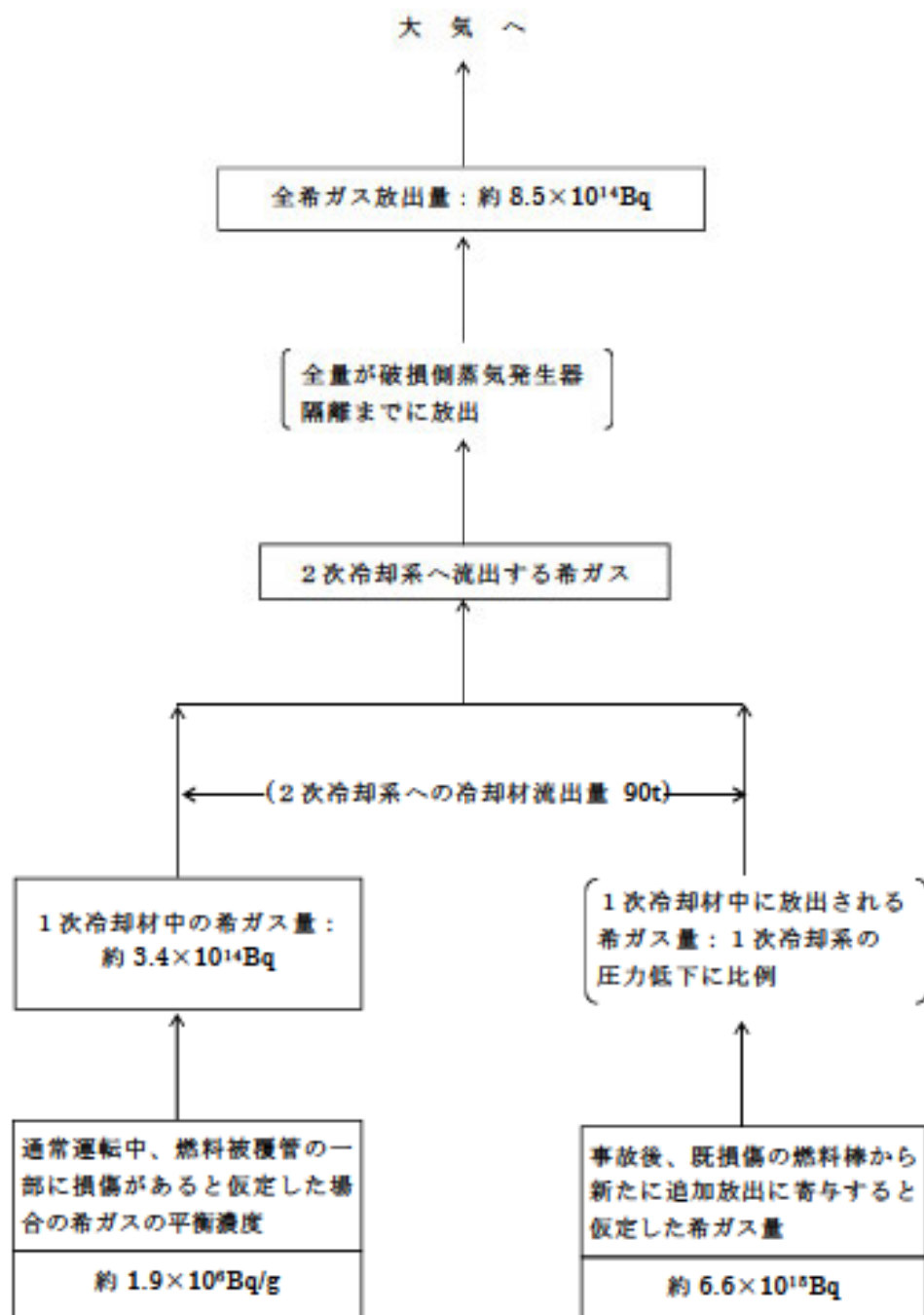
第 4.1.2 図 原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} *1 \text{ I-131 等価量} \\ \text{小児甲状腺線量係数換算} \end{array} \right]$

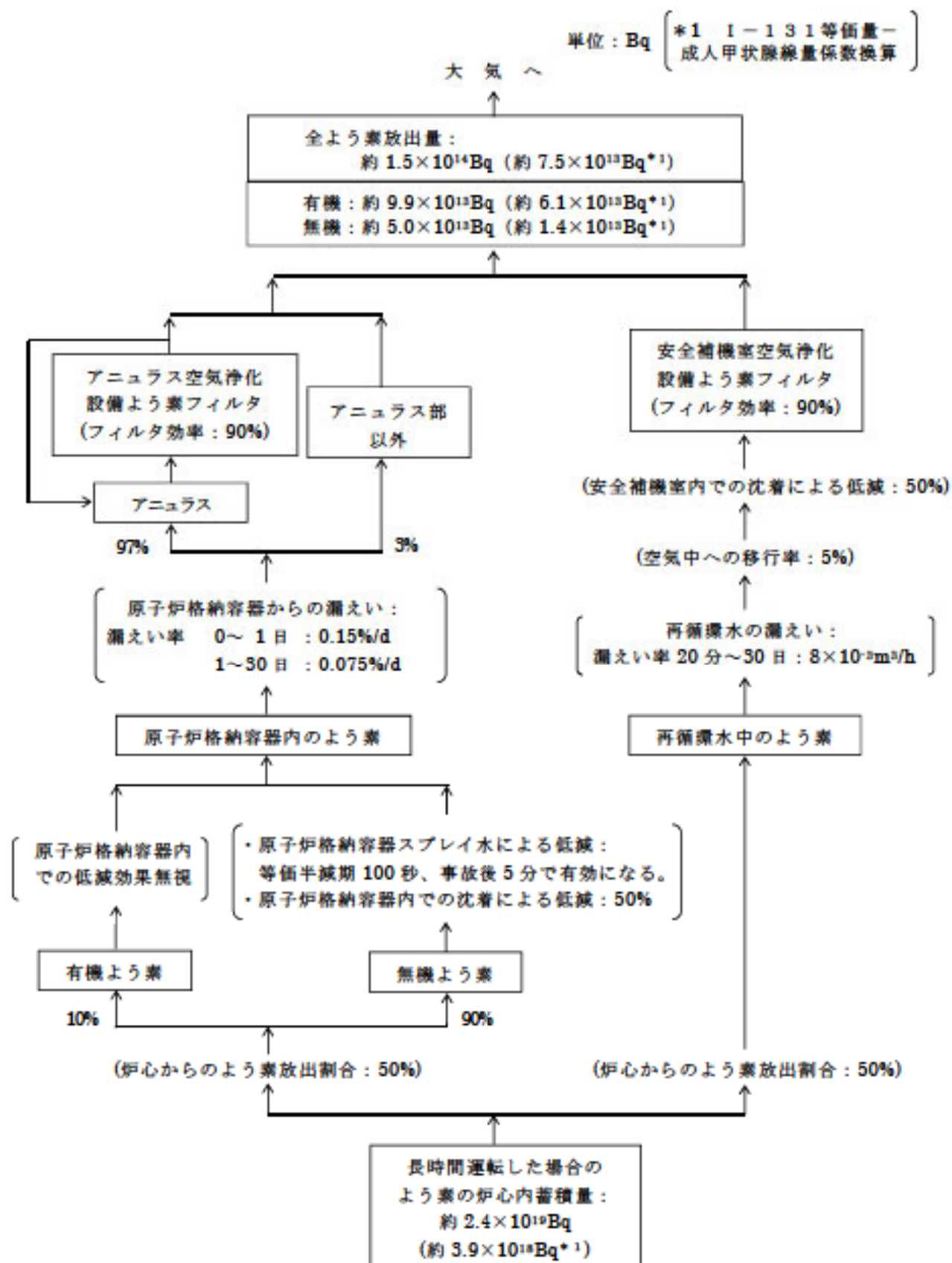


第 4.1.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

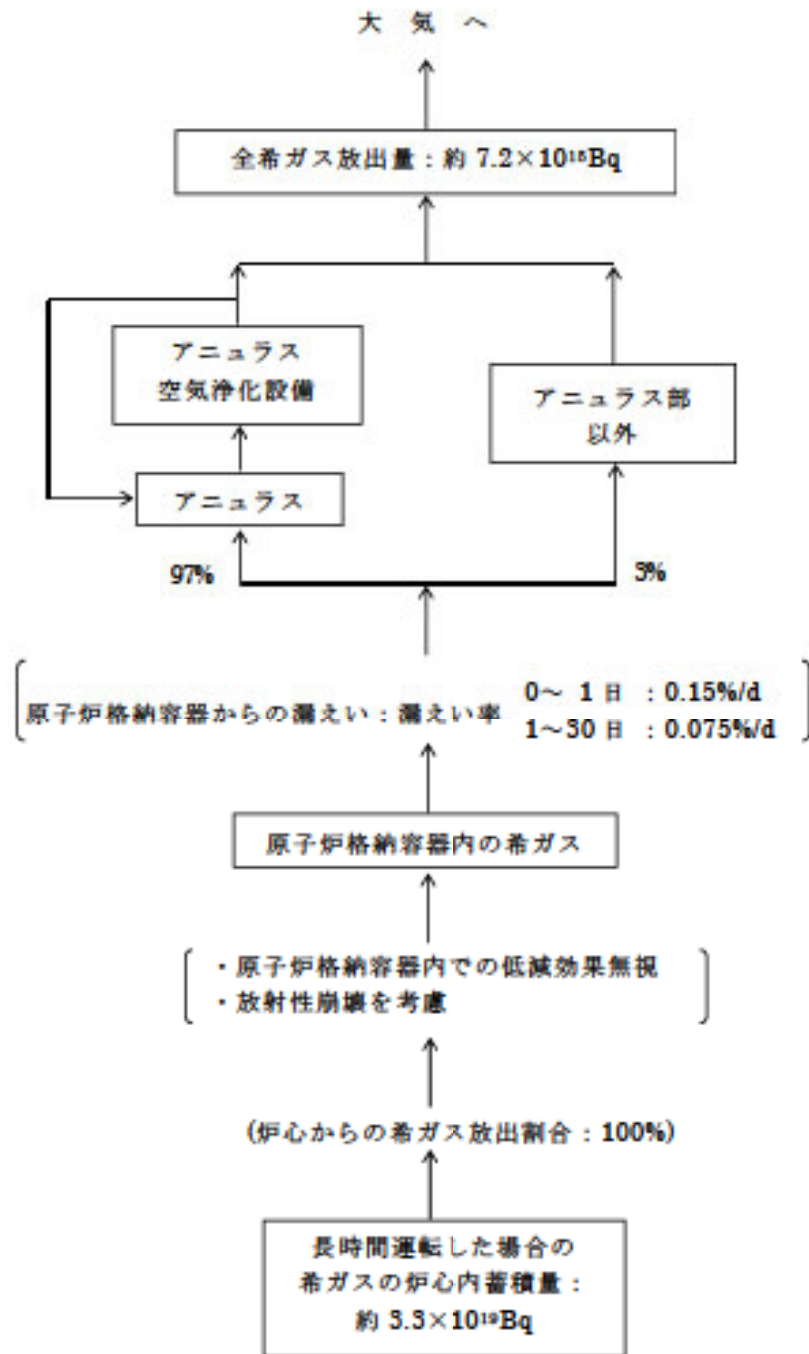


第 4.1.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程



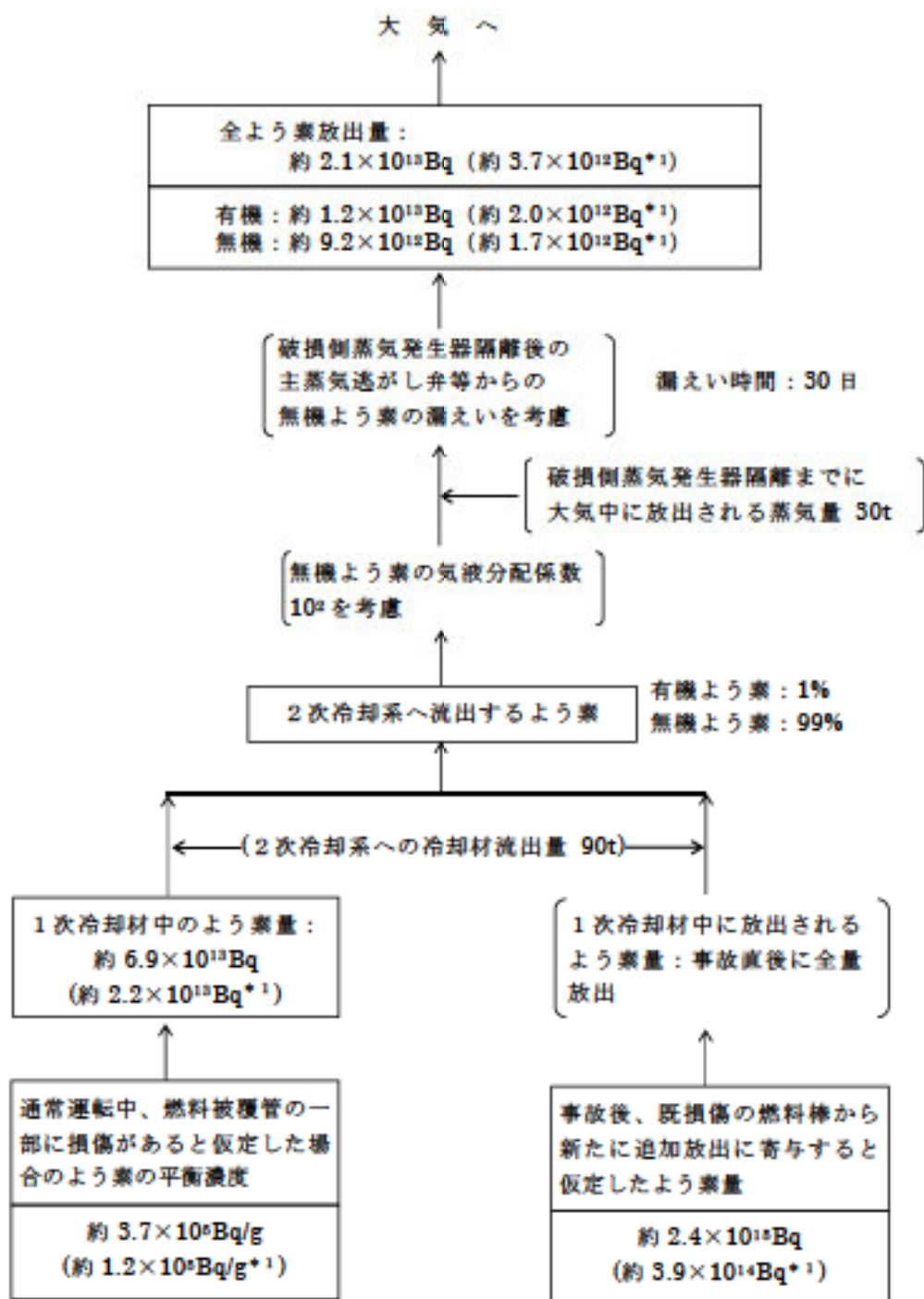
第 4.2.1 図 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$



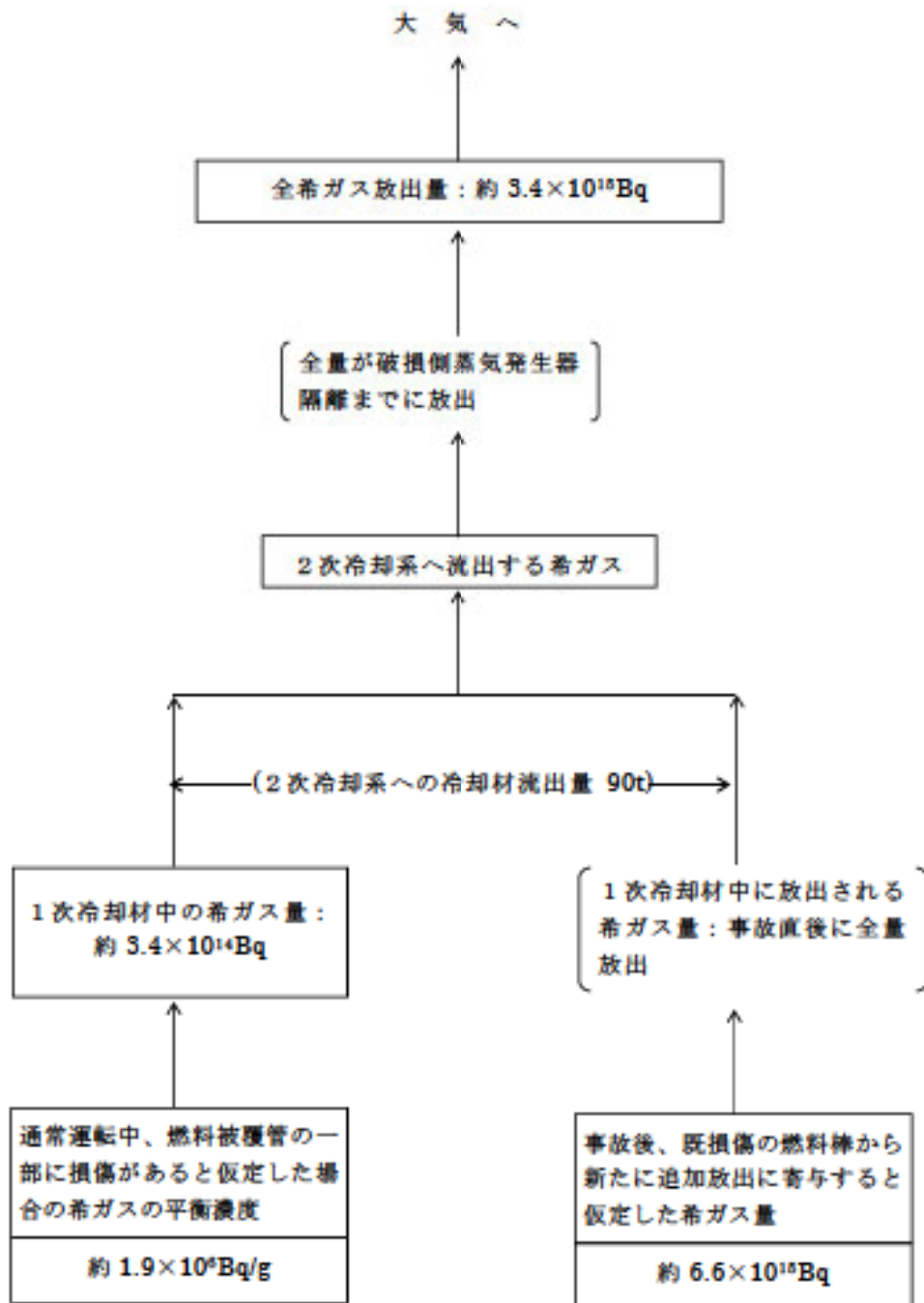
第 4.2.2 図 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq *1 1-131等価量-
成人甲状腺線量係数換算



第 4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$



第 4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた設備強化等の重大事故等対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し、運用面での対策を行う。

「5.1 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は、「5.1 重大事故等対策」の対応手順を基に大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対処する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）で規定する内容に加え、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第 5.1.1 表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

整備する手順書については、「追補 1 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の 1.1 から 1.19 にて補足する。

5.1 重大事故等対策

重大事故等対策において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の過酷な状態においても、号炉ごとに独立して事故対応にあたることを原則とし、1つの号炉の事故対応が他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の事故対応に干渉することのないように以下の点を考慮し、重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備に係る事項を規定する。

- ・可搬型重大事故等対処設備は、他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の設備の融通を前提とせず、号炉ごとに必要な数量を確保する。
- ・重大事故等対策要員は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時に事故対応を行うため、号炉ごとに必要な要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保する。
- ・事故対応に係る号炉ごとの作業の干渉を回避できるよう、号炉ごとに作業場所を分離する。また、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉のそれぞれに専用の屋外アクセスルート及び海水の取水ポイントを設定する。
- ・指揮命令系統は、号炉ごとに設置する指揮者の下で独立して事故対応を行う体制とし、他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の影響を排除することにより事故対応を円滑に実施する。また、本部長は1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の状況把握に努め、号炉ごとに独立した対応が困難な場合においては、要員、設備及び資機材等の融通を行う等、必要に応じて号炉間の調整を行い、柔軟な対応を行うことにより迅速な事故収束に努める。

5.1.1 重大事故等対処設備に係る事項

(1) 切替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成

とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。)として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作又は工具等の使用により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

(2) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機落下による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮する。

考慮すべき自然現象のうち、洪水に対しては敷地付近に河川がないこと、高潮に対しては津波に包絡されることから影響を受けない。また、外部人為事象のうち、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）に対しては該当する施設がないこと、ダムの崩壊に対しては近傍にダムがないこと、電磁的障害に対しては道路・通路面が直接影響

を受けることはないことから、屋外及び屋内アクセスルートへの影響はない。生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。万一、これらの影響を受けないとしている現象について、対応が必要となった場合においても、洪水、高潮及びダムの崩壊に対しては、津波と同様に対応が可能であり、近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）に対しては、森林火災と同様に対応が可能である。

なお、可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

a. 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（送水車、その他の注水設備、電源車、その他の電気設備、可搬型モニタリング設備等）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、海水等の取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置、その他の屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺建造物の損壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、その他の自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザを2台（3号及び4号炉共用、既設）、予備のブルドーザを1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）、油圧ショベルを1台（3号及び4号炉共用、既設）及び予備の油圧ショベルを1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）を保管、使用し、それを運転する要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない

箇所にはアクセスルートを確認する。

津波の影響については、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確認する。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザ及び油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。

屋外アクセスルートについては、考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、飛来物（航空機落下）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ブルドーザ及び油圧ショベルによる撤去あるいは転倒による閉塞がないルートを通行する。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行う。

耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザ及び油圧ショベルによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザ及び油圧ショベルによる段差発生箇所の復旧を行う。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、予備ルートの復旧及び油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。

アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰については、ブルドーザ及び油圧ショベルによる撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、積雪を考慮し、車両については

オールシーズンタイヤを配備する。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止、及びボンベ口金の通常閉運用）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器、油計量タンク及び補助ボイラ燃料タンクの防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

b. 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリー、その他の電源設備等）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて恒設代替低圧注水ポンプ、その他の屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内のアクセスルートは、地震、津波、その他の自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（航空機墜落による火災、火災の二次的影響、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては、火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止」に示す。

機器からの溢水に対しては、適切な放射線防護具を着用することでアクセスルートを通行する。

アクセスルートの確保に当たっては、アクセスルートを選定し、ルート近傍の資機材を管理し、固縛等の対策を実施すること及び万一の際には迂回することにより通行性を確保する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。

c. 同時被災を考慮したアクセスルートの確保

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を想定しても、事故対応に係る号炉ごとの作業の干渉を回避できるよう、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉のそれぞれに専用のアクセスルートを設定する。

5.1.2 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(1) 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能を回復することが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品等の確保に努める。

また、予備品の取替作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのブルドーザ、油圧ショベル、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(2) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(3) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、複数のアクセスルートを確認する等、「5.1.1(2)アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。

5.1.3 支援に係る事項

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を想定しても、重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ号炉ごとに必要な数量を確保した重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカー、建設会社、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等、協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生時に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給等の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカ

一及び建設会社からは設備の設計根拠、機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策等の提供、協力会社からは、事象進展予測及び放射線影響予測等の評価結果の情報提供、並びに事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援、燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備し、運送会社及びヘリコプター運航会社と契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受けられるほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のための遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車、ポンプ等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるように事故発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

5.1.4 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等発生時に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(1) 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、緊急時対策本部が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

- a. すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の過酷な状態において、限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書及び緊急時対策本部用手順書にまとめる。

原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を整備する。

具体的には、第 5.1.1 表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

- b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、迷わず海水注水を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮

の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素濃度制御設備を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時において、設計基準事故に用いる操作の制限事項が継続して適用されることで事故対応に悪影響を及ぼさないよう手順を区別するとともに、重大事故等発生時には速やかに移行できるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

- c. 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にしたがった判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する。

- d. 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、降灰、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

- ・ 警報に対処する運転手順書
機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用
- ・ 事象の判別を行う運転手順書
原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用
- ・ 故障及び設計基準事故に対処する運転手順書
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用
- ・ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順書（安全機能ベースと事象ベースで構成）
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損を防止するために実施する対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室維持、モニタリング設備、緊急時対策本部設営及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

なお、運転手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書により事象判別及び初期対応を行う。多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別及び初期対応を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射性物質の放出防止及び1次冷却系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

e. 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。重要な監視パラメータと有効な監視パラメータは、通常使用する主要なパラメータとその代替パラメータにより構成し、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。なお、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

また、重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響

評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、発電所緊急時対策本部要員（以下「緊急時対策本部要員」という。）が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。

- f. 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発表された場合、原則として循環水ポンプを停止（プラント停止）し、取水路防潮ゲートの閉止、原子炉の冷却操作を行う手順を整備する。また、「潮位観測システム（防護用）のうち、2台の潮位計の観測潮位がいずれも10分以内に0.5m以上下降し、その後、最低潮位から10分以内に0.5m以上上昇すること、又は10分以内に0.5m以上上昇し、その後、最高潮位から10分以内に0.5m以上下降すること、並びに発電所構外において、遡上波の地上部からの到達、流入及び取水路、放水路等の経路からの流入並びに水位の低下による海水ポンプへの影響のおそれがある潮位の変動を観測し、その後、潮位観測システム（防護用）のうち、2台の潮位計の観測潮位がいずれも10分以内に0.5m以上下降すること、又は10分以内に0.5m以上上昇すること。」を1号及び2号炉当直課長と3号及び4号炉当直課長の潮位観測システム（防護用）のうち衛星電話（津波防護用）を用いた連携により確認（以下、この条件成立の確認を「取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認」という。）した場合、循環水ポンプを停止（プラント停止）し、取水路防潮ゲートの閉止、原子炉の冷却操作を行う手順を整備する。

大津波警報が発表された場合又は取水路防潮ゲートの閉止判断基

準等を確認した場合、所員の高台への避難及び水密扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び潮位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、屋外作業の中止、燃料取扱作業の中止、換気空調系のダンパ等の閉止、ディーゼル発電機建屋の水密扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

- g. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対しては、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員（当直員）及び緊急時対策本部要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員（当直員）及び緊急時対策本部要員のうち初期対応を行う者に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員（当直員）

に連絡し、運転員（当直員）が通信連絡設備により、発電所内の必要な要員に有毒ガスの発生を周知する手順を整備する。

(2) 教育及び訓練の実施

運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の発電所原子力緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて付与される力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

緊急安全対策要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年 1 回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- ・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年 1 回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・複数の教育訓練項目で手順の類似がない項目については、教育・訓練を年 2 回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。
- ・重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、第 5.1.2 表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員

数及び想定時間にて対応できるように、教育及び訓練を効率的かつ確実に実施する。

- ・教育訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、P D C Aサイクルを回すことで、手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

- a. 重大事故等対策は、幅広い原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の役割に応じた教育及び訓練を定期的実施する。

- b. 運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

現場作業に当たっている緊急安全対策要員が、作業に習熟し必要な対応ができるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択

等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する。

運転員（当直員）に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順にしたがった対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。

緊急安全対策要員に対しては、原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。

発電所対策本部の実施組織及び支援組織の要員の役割に応じて、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能、支援組織の位置づけ、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

- c. 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、原子炉施設及び予備品等について熟知し、普段から保守点検活動を社員自らも行って部品交換等の実務経験を積むこと等が必要なため、以下の活動を行う。

運転員（当直員）は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員のうち保修課員は、原子力研修センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らを実施することにより技能及び知識の向上を図

る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らも行う。

重大事故等の対策については、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員が可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの敷設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練等を社員自らも行う。

d. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

e. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

(3) 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び支援組織の役割分担及び責任者等を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力防災体制等（警戒体制、原子力防災体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部

長とする発電所対策本部を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実施経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせるよう、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性が確保できる組織に配置する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故時等において、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

時間外、休日（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員は、発電用原子炉主任技術者が原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、原子炉施設の運転に

関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、連絡により発電所に非常召集する。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集可能圏内（高浜町等）に発電用原子炉主任技術者を号炉ごとに1名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

- b. 実施組織を、発電班（当直員含む。）及び保修班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

発電班は、事故状況の把握及び整理、事故拡大防止のための措置、原子炉施設の保安維持等を行う。

保修班は、事故原因の究明、応急対策の立案、実施及び消火活動等を行う。

- c. 実施組織は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉において同時に重大事故等が発生した場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した緊急安全対策要員により、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。

実施組織は号炉ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう号炉ごとに通報連絡者を配

置し、「原子力災害対策特別措置法」に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は情報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の発電用原子炉主任技術者は、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、安全管理班及び放射線管理班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織に対して技術的助言を行う。

安全管理班は、事故状況の把握及び評価、事故時影響緩和操作の検討、放射能影響範囲の推定等を行う。

放射線管理班は、放射線・放射能の測定、状況把握、被ばく管理、汚染除去・拡大防止措置、災害対策活動に伴う放射線防護措置等を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織に対して技術的助言を行う。

運営支援組織は、総務班、広報班及び情報班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

総務班は、発電所対策本部の設営・運営、連絡・通信手段の確保、要員の動員、輸送手段の確保、緊急医療措置、資機材調達・輸送及

び退避・避難措置を行う。

広報班は、報道機関の対応、見学者の退避誘導及び広報活動を行う。

情報班は、社内対策本部との情報受理・伝達、国・自治体等関係者との連絡調整及び社外関係機関への情報連絡を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

- e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設等において特定事象又は緊急事態事象に至る可能性のある事象）により警戒体制を発令し、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

時間外、休日（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所内及び発電所近傍に緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を常時確保し、体制を強化する。非常召集する要員への連絡については、緊急時呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星電話（携帯）を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震により緊急時呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度 5 弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの指揮を行うユニット指揮者、通報連絡を行う通報連絡者並びに各重大事故等対策に係る現場での調整を行う現場調整者の緊急時対策本部要員 11名、運転操作指揮を行う当

直課長及び当直主任、運転操作対応を行う1号炉及び2号炉の運転員12名（1号炉及び2号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は10名、1号炉及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は8名）、3号炉及び4号炉の運転員12名（3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は10名、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は8名）、運転支援活動、電源復旧活動、注水活動、消防活動及びガレキ除去活動を行う緊急安全対策要員65名の計100名（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計92名、2つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計84名、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計76名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は計68名）並びに被災後6時間以内を目途として参集し、注水活動を行う緊急安全対策要員8名及び発電所対策本部の各班の活動を行う緊急時対策本部要員20名の計28名（以下「召集要員」という。）として、合計128名（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計120名、2つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計112名、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計104名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は合計96名）を確保する。

なお、号炉ごとの指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、消火活動要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等発生時においては、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合も考慮し、消火活動要員7名を1つの班、及び消火活動要員を兼ねる緊急安全対策要員7名をもう1つの班とする構成とし、各々2つの号炉を分担して対応することを基本とする。発電所対策本部長は火災の状況に応じて、消火活動要員、

設備及び資機材等の融通を行う等、柔軟な対応を行う。

重大事故等が発生した場合、緊急安全対策要員（運転支援活動を行う者を除く。）及び緊急時対策本部要員は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に参集し、通報連絡、注水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行うとともに、緊急安全対策要員（運転支援活動を行う者）は、運転員からの連絡を受け、各現場で対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、当社社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととしており、必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等対策要員（運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員にて構成される。以下同じ。）に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

f. 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記 b. 項及び d. 項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

g. 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が欠けた場

合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災時は号炉ごとの指揮者を指名する。号炉ごとの指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長が欠けた場合は副本部長（副原子力防災管理者）の原子力安全統括を代行とし、さらに副本部長の原子力安全統括が欠けた場合は、同副本部長（副原子力防災管理者）の副所長（技術）あるいは、他の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（室長又は課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は係長）を配置する。

- h. 実施組織が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に対応することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星電話（携帯）及び携行型通話装置を備えた緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）を整備する。

実施組織が中央制御室、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）及び現場との連携を図るため、携行型通話装置、トランシーバー及び衛星電話（携帯）を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう可搬型の照明装置を整備する。

- i. 支援組織は、原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の情報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において、衛星電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施することにより、発電所対策本部が事故対応に専念でき、また、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

- j. 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく特定事象が発生した場合、原子力防災管理者は、それぞれの区分により直ちに原子力防災体制等を発令するとともに原子力発電部門統括へ報告する。

原子力発電部門統括は、発電所対策本部の本部長から発電所における原子力防災体制の発令報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における原子力防災体制を発令する。原子力発電部門統括は、本店緊急時対策本部の組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店対策本部要員を非常召集する。

社長は、本店における原子力防災体制を発令した場合、速やかに本店対策本部（原子力施設事態即応センター含む。）を中之島及び

若狭に設置する。また、社長は、原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行い、社長が不在の場合は副社長等がその職務を代行する。本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

また、原子力緊急事態宣言が発出された場合又はそのおそれがある場合は、本店対策本部長である社長は原則として、中之島から若狭へ移動し、災害対策活動の指揮を執る。社長が移動する場合は、定められた代行者が本店対策本部の指揮を執る。なお、移動中の社長への連絡については、携帯電話等を使用する。

本店対策本部（中之島）においては、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制により発電所対策本部の支援を行い、本店対策本部（若狭）は、原子力部門による発電所対策本部への技術的支援を行う。

具体的には、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、本店対策本部（若狭）には、社内外情報の収集・連絡・記録、事故状況の把握・評価の支援、アクシデントマネジメントの支援、事故拡大防止策に関する支援、事故原因の究明・除去に関する支援及び復旧対策に関する支援等を行う原子力設備班を設置し、本店対策本部（中之島）は、設備の被害状況の把握、復旧対策の樹立等を行う設備班、本店対策本部の設営・運営、本部要員の召集並びに資機材及び食料の調達運搬等を行う総務班、自治体及び報道対応を行う広報班を設置し、発電所対策本部の災害対策活動の支援を行う。なお、本店対策本部（中之島、若狭）が一体となって発電所支援の機能を果たすため、上記の班は、必要に応じ中之島と若狭の双方に班員を所在させる。

本店対策本部長は、発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本店対策本部総務班長（原子力企画部門統括）

に指示する。

本店対策本部総務班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部原子力設備班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。

- k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な協力活動体制を継続して構築する。

5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1 可搬型設備等による対応

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

可搬型設備等による対応において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の過酷な状態においても、号炉ごとに独立して事故対応にあたることを原則とし、1つの号炉の事故対応が他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の事故対応に干渉することのないように以下の点を考慮し、大規模損壊発生時の手順書の整備、大規模損壊の発生に備えた体制の整備及び大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備に係る事項を規定する。

- ・可搬型重大事故等対処設備は、他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の設備の融通を前提とせず、号炉ごとに必要な数量を確保する。
- ・重大事故等対策要員は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時に事故対応を行うため、号炉ごとに必要な要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保する。
- ・事故対応に係る号炉ごとの作業の干渉を回避できるよう、号炉ごと

に作業場所を分離する。また、1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉のそれぞれに専用の屋外アクセスルート及び海水の取水ポイントを設定する。

- ・指揮命令系統は、号炉ごとに設置する指揮者の下で独立して事故対応を行う体制とし、他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）の影響を排除することにより事故対応を円滑に実施する。また、本部長は1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の状況把握に努め、号炉ごとに独立した対応が困難な場合においては、要員、設備及び資機材等の融通を行う等、必要に応じて号炉間の調整を行い、柔軟な対応を行うことにより迅速な事故収束に努める。

5.2.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を抽出した上で、当該の自然災害により原子炉施設に重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮し対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象（例：衛星の落下等）に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象につ

いて整理する。検討プロセスの概要を第 5.2.1 図に、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の影響を整理した結果を第 5.2.1 表及び第 5.2.2 表にそれぞれ示す。

(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象 74 事象を抽出した。

その内の自然災害 53 事象の中で、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、豪雪（降雪）、暴風（台風）、竜巻、火山（火山活動、降灰）、凍結、森林火災、生物学的事象、落雷及び隕石の 11 事象（以下「自然災害 11 事象」という。）を選定する。

選定した 11 事象の考慮すべき自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組み合わせを考慮する。また、事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

a. 自然災害の規模の想定

原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害 11 事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定する。

(a) 地震

基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いが、基準地震動を一定程度を超える規模を想定する。

なお、地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから予兆なく発生すると想定とする。

(b) 津波

基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は

低い、基準津波を一定程度超える規模を想定する。

なお、津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低い、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。

(c) 豪雪（降雪）

設計想定である積雪量 100cm を超えるような豪雪（降雪）が発生する可能性は低い、積雪量 100cm を超える規模を想定する。

なお、豪雪（降雪）は事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。

(d) 暴風（台風）

敷地付近で観測された最大瞬間風速（51.9m/s）の風速を超えるような暴風（台風）が発生する可能性は低い。

なお、暴風（台風）は事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。

(e) 竜巻

過去における国内最大級の竜巻（F3クラス：約5秒間の平均風速 70m/s～92m/s）に保守性を持たせた風速 100m/s を超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低い、風速 100m/s を超える規模を想定する。

なお、竜巻は事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。

(f) 火山（火山活動、降灰）

設計想定である 27cm の降灰を超えるような降灰が発生する可能性は低い、設計想定である 27cm を超える規模を想定する。

なお、火山（降灰）は事前に予測し、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。

(g) 凍結

敷地付近で観測された最低気温（-11℃）を下回るような

気温が発生する可能性は低いが、最低気温（-11℃）を下回る気温を想定する。

なお、低温は事前の予測が可能であることから、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

(h) 森林火災

防火帯を越えるような森林火災が発生する可能性は低いが、防火帯を越えるような森林火災の規模を想定する。

なお、森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、予め放水する等の必要な安全措置を講じることができる。

(i) 生物学的事象

海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の来襲が発生する可能性は低いが、海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の来襲を想定する。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はない想定とする。

(j) 落雷

設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低いが、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。

なお、雷の発生までの時間的余裕はない想定とする。

(k) 隕石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。

なお、隕石の落下までの時間的余裕はない想定とする。

(l) 地震と津波の重畳

大規模な地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模な津波による影響によって遅れる可能性がある。

地震による斜面崩壊、地盤の陥没等により、津波による漂流物、タンク火災等により、アクセスルートの通行に支障を

きたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

両事象が重疊した場合においても、高台に分散配置している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できる。

(m) 火山（降灰）と豪雪（降雪）との重疊

火山（降灰）、豪雪が重疊した場合においても、事前の予測が可能であることから、要員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

火山（降灰）と豪雪（降雪）との重疊による影響は、豪雪（降雪）での評価に包含される。

b. 大規模損壊を発生させる可能性のある起因事象の特定

自然災害による大規模損壊発生の起因事象（プラント状態）を特定するため、11 事象の自然災害に対して生じうるプラント状態を特定する。プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事態収束に必要と考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーにより、事象の進展を考慮する。

(a) 異常発生防止系

- i. 原子炉建屋
- ii. 原子炉制御系
- iii. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

(b) 異常影響緩和系

- i. 原子炉格納容器
- ii. 安全保護系
- iii. 2次系からの除熱機能（補助給水、主蒸気逃がし弁等）
- iv. 炉心冷却機能（ECCS等）

(c) 関連系（安全上特に重要なもの）

- i. 原子炉補機冷却機能
- ii. 非常用所内電源系統

c. イベントツリーによる整理

イベントツリーによる整理結果を第 5.2.2 図に示す。ここで、最終的なプラント状態については、代表性を持たせ同様なプラント状態となるケースについては示していない。また、隕石については、大型航空機の衝突同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリー図で示していない。

(a) 地震

大規模な地震の想定では、外部電源が喪失するとともに非常用所内電源、海水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があるが、その状態において、1次冷却材喪失事故（LOCA）等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。

また、大規模な地震による原子炉建屋・原子炉格納容器機能、安全保護系・原子炉制御機能、2次系からの除熱機能及び炉心冷却機能の喪失に伴い、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震特有の事象として発生する事故シーケンスである原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注水機能喪失及び過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）が発生し、大規模損壊へ至る可能性が考えられる。また、レベル1.5PRAの知見より、炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）に至る可能性がある。

(b) 津波

大規模な津波の想定では、地震同様に全交流動力電源喪失

及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、RCPシールLOCA等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。また、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次系からの除熱機能の喪失及び安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へと至る可能性がある。

また、大規模な津波による安全保護系・原子炉制御機能及び2次系からの除熱機能の喪失に伴い、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった津波特有の事象として発生する事故シーケンスである複数の信号系損傷及び原子炉補機冷却水の喪失+補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

(c) 竜巻

大規模な竜巻の想定では、外部電源が喪失するとともに、竜巻によってもたらされる飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。その状況において、可能性は極めて低いものの復水タンクが機能喪失した場合には、重大事故に至る可能性がある。

また、加えて屋外の空冷式非常用発電装置が機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊へ至る可能性もある。

(d) 生物学的事象

大量の海生生物の来襲により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能の喪失の可能性はある。

(e) 落雷

大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、雷サージによる誤信号の発信も想定される。

(f) 豪雪（降雪）、火山（火山活動、降灰）

降雪、火山活動及び降灰によって、送電系統の異常等によ

る外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、これらの自然災害 2 事象については、事前の予測が可能であることから、要員を確保して除雪及び除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(g) 森林火災

送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、建屋周辺には可燃物となる木々は存在しないこと、万一森林火災が拡大したとしても、プラントに影響を与えるような範囲まで火災が及ぶには相応の時間があると考えられることから、要員を確保して消火活動を行うことでプラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

これらの結果から、最終的なプラントの状態は以下に類型化された。類型化したプラント状態を第 5.2.3 表に示す。

- ・大規模損壊（重大事故を上回る状態）
- ・重大事故等
- ・設計基準事故等

第 5.2.3 表に示すとおり、原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震、津波及び竜巻の 3 事象を代表として整理する。また、当該の 3 事象以外の自然災害については、施設の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはない、又は与える影響がこれら 3 事象に包含でき被害の態様から同様の手順で対応できる。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災

が発生して原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

なお、飛来物（航空機衝突）、爆発等の人為的事象による原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響に包含でき同様の手順で対応できる。

以上により、大規模損壊時に対応する手順の整備に当たっては、(1)項及び(2)項において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る場合にも対応できるよう、原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を構築するように考慮する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、以下の c.項の(a)項に示す 5 つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また c.項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

当該の手順書による対応操作は、大規模損壊によって原子炉施設が受ける被害範囲は不確実性が大きく、重大事故等対策のように予めシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備等により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、原子炉施設の被害状況を把握するための手段及び以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための手段を大規模損壊時に対応する手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想

定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備する。

- ・電源の確保
- ・炉心損傷の緩和
- ・原子炉格納容器の破損緩和
- ・使用済燃料貯蔵槽の水位確保及び燃料体の損傷緩和
- ・放射性物質の放出低減
- ・水源の確保
- ・大規模な火災への対応
- ・その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給）

上記の各項目に対応する操作の一覧を第 5.2.4 表に示す。

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、原子炉施設の状況把握が困難な場合、状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、対応手順書において、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

(a) 大規模損壊発生時の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害（地震、津波等）又は故意による大型航空機の衝突について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災の発生有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を当直課長又は原子力防災管理者が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると当直課長又は原子力防災管理者が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

- i. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合
 - ・プラント監視機能又は制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む）
 - ・使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生
 - ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模損壊が発生
 - ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生
 - ii. 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合
 - iii. 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合
- (b) 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位にしたがった建屋内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、建屋内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模

損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

b. 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。また、大規模損壊発生時には、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び運転員（当直員）を含む重大事故等対策要員等が被災した場合も対応できるようにする。

このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽の水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の原子力災害への対応について、人命救助を行うとともに要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作の支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模な火災への対応について、優先順位にしたがった具体的な対応を以下に示す。

(a) 大規模損壊が発生又は発生するおそれがある場合、当直課長又は原子力防災管理者は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。

i. 事前予測ができない自然災害（地震）又は大型航空機の衝突が発生した場合

中央制御室が機能している場合は、地震は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、航空機衝突は衝撃音及び衝突音等により当直課長が事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い原子力防災管理者へ状況報告を行う。なお、中央制御室が機能していない場合又は当直課長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、地震は緊急地震速報等により、航空機衝突は衝撃音及び衝突音等により原子力防災管理者が事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うとともに、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

ii. 事前予測ができる自然災害（津波）が発生した場合

大津波警報が発表された場合、当直課長は原則として原子炉を手動停止し、所内関係者へ避難指示を出すとともに原子力防災管理者へ状況連絡を行う。また、取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認した場合、当直課長は原子炉を手動停止し、所内関係者へ避難指示を出すとともに原子力防災管理者へ状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第2、第3波の津波の情報を継続的に収集しながら、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

(b) 原子力防災管理者は、非常召集した各要員から原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握（火災の発生有無、建屋の損壊状況等）を行う。当直課長又は原子力防災管理者が原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

(c) 発電所対策本部は以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。

i. 初期状態の確認

- ・中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視可否