

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改67
提出年月日	平成29年12月15日

# 東海第二発電所

## 重大事故等対処設備について

### (補足説明資料)

平成29年12月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設に係る火災区域の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域又は火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

## 共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性に関する補足説明資料

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

共-9 自主対策設備の悪影響防止について

共-10 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性並びに位置的分散の整理について

## 44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

44-10 S A バウンダリ系統図（参考図）

## 45 条

45-1 SA 設備基準適合性一覧表

45-2 電源構成図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

45-9 E C C S系ポンプの高温耐性評価について

45-10 S Aバウンダリ系統図（参考図）

## 46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

45-13 SAバウンダリ系統図（参考図）

## 47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 電源構成図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 SAバウンダリ系統図（参考図）

## 48 条

48-1 SA 設備基準適合性一覧表

48-2 電源構成図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

48-9 S A バウンダリ系統図 (参考図)

49 条

49-1 SA 設備基準適合性一覧表

49-2 電源構成図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 接続図

49-8 保管場所図

49-9 アクセスルート図

49-10 その他設備

49-11 S A バウンダリ系統図 (参考図)

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 電源構成図

50-3 配置図

50-4 系統図

50-5 試験検査

50-6 容量設定根拠

50-7 接続図

50-8 保管場所図

50-9 アクセスルート図

50-10 その他設備

50-11 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について

50-12 代替循環冷却系の成立性について

50-13 S Aバウンダリ系統図（参考図）

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更について

51-11 原子炉圧力容器の破損判断について

51-12 ペDESTAL内に設置する計器について

51-13 その他設備

51-14 S Aバウンダリ系統図（参考図）

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 接続図
- 52-8 保管場所図
- 52-9 アクセスルート図
- 52-10 計装設備の測定原理
- 52-11 水素及び酸素発生時の対応について
- 52-12 S Aバウンダリ系統図（参考図）

## 53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について
- 53-8 その他設備
- 53-9 S Aバウンダリ系統図（参考図）

## 54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図

- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所図
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 その他
- 54-15 SAバウンダリ系統図（参考図）

## 55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 保管場所
- 55-8 アクセスルート図
- 55-9 その他設備

## 56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

## 57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）

57-11 その他資料

## 58 条

58-1 SA 設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験検査

58-6 容量設定根拠

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

## 59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

59-11 SAバウンダリ系統図（参考図）

## 60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

## 61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

## 62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

59-1 S A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室遮蔽	類型化区分	中央制御室待避室遮蔽	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	(操作不要)	対象外
			関連資料	—		—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	遮蔽	K	遮蔽	K
			関連資料	—		—	
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		—		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		関連資料	—		—		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	操作不要	対象外	
		関連資料	—		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	—		—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料	—		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
			サポート系による要因	—	対象外	—	対象外
関連資料	—		—				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室換気系 空気調和機ファン	類型化 区分	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟外	C	原子炉建屋原子炉棟外	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	中央制御室操作	A	
		関連資料	—				
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	ファン	A	
		関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作	B	
		関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない
	サポート系による要因			異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	—					

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室換気系 フィルタユニット	類型化 区分	ブローアウトパネル閉止装置	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉建屋原子炉棟外	C	屋外	D	
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	空調ユニット	E	その他	M	
		関連資料	59-5 試験検査		—		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
			関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	—		—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料	—		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	サポート系による要因		—	対象外	多様性を考慮すべきDB設備等がない	B b	
		関連資料	—		—		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第59条: 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		非常用ガス再循環系排風機	類型化区分	非常用ガス処理系排風機	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	ファン	A	
			関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		59-4 系統図		59-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外	
		関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作	B		
		関連資料	—		—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	—		—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	—		—		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		衛星電話設備（可搬型）（待避室）	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備	L	
		関連資料	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	—	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	(線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	59-3 配置図		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	
		関連資料	—		
第7号		共通要因故障防	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
			関連資料	59-3 配置図	

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		データ表示装置 (待避室)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備	L	
		関連資料	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	59-3 配置図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格等による接続	C
関連資料			—		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	(線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	59-3 配置図		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	
		関連資料	—		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	59-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		酸素濃度計	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-7 保管場所図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	59-7 保管場所図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	
		関連資料	59-6 容量設定根拠		
	第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		
	第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	—		
	第5号	保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第6号	アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	
関連資料		—			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	(サポート系なし)	対象外	
		関連資料	59-7 保管場所図		

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		二酸化炭素濃度計	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
		第1号	海水	海水を通水しない	対象外
		第1号	周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		第1号	電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
		第1号	関連資料	59-7 保管場所図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外
			関連資料	—	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	—		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外(アクセス不要)	—	
		関連資料	—		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
		サポート系による要因	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	59-7 保管場所図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室待避室空気ポンプユニット (空気ポンプ)	類型化区分	可搬型照明 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	第2号	操作性	現場操作 (弁操作)	B f	設備の運搬, 設置	B c	
		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	その他電源設備	I	
		関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		関連資料	59-4 系統図		59-3 配置図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作 現場 (設置場所) で操作可能	B A a	
		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠		59-9 原子炉制御室について	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外	より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	—		—	
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	(対象外)	対象外	(対象外)	対象外
			関連資料	—		—	
		第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
第5号		保管場所	屋内	A a	屋内	A a	
		関連資料	59-3 配置図		59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	対象外 (アクセス不要) 屋内	— A	
		関連資料	—		59-8 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	屋内	A a	
		サポート系による要因	(サポート系なし)	対象外	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図 59-7 保管場所図			

59-2 単線結線図

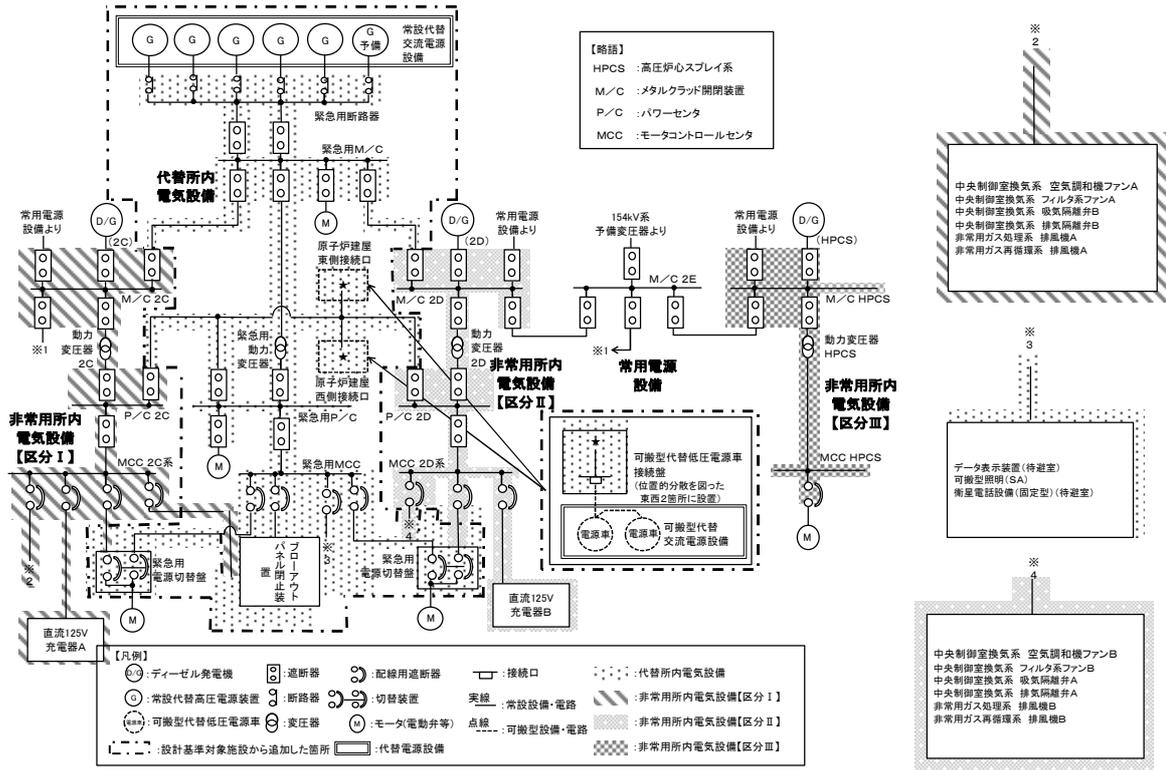


図 59-2-1 単線結線図 (交流電源設備) (1/2)

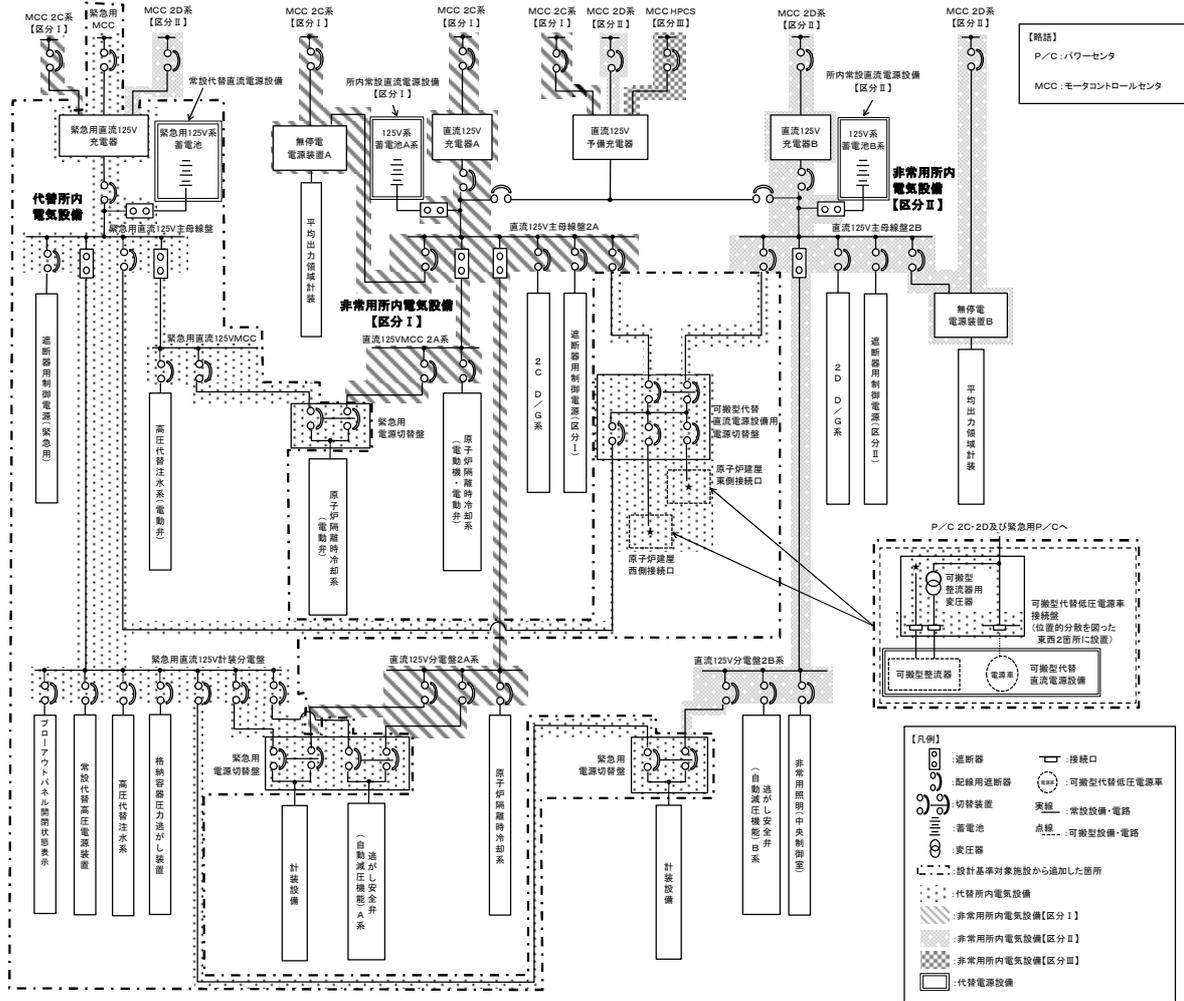
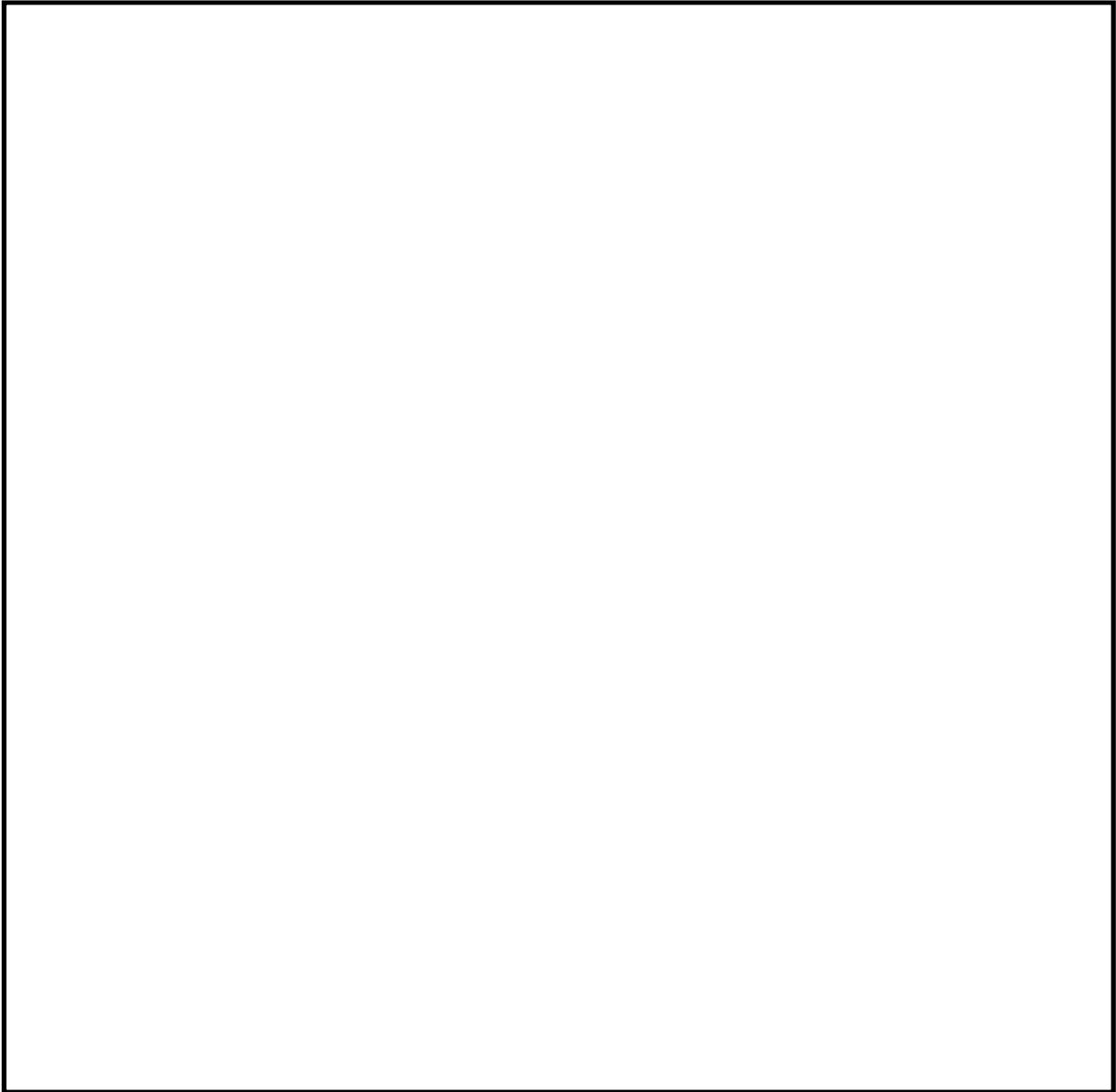


図 59-2-1 単線結線図 (交流電源設備) (2/2)

59-3 配置図



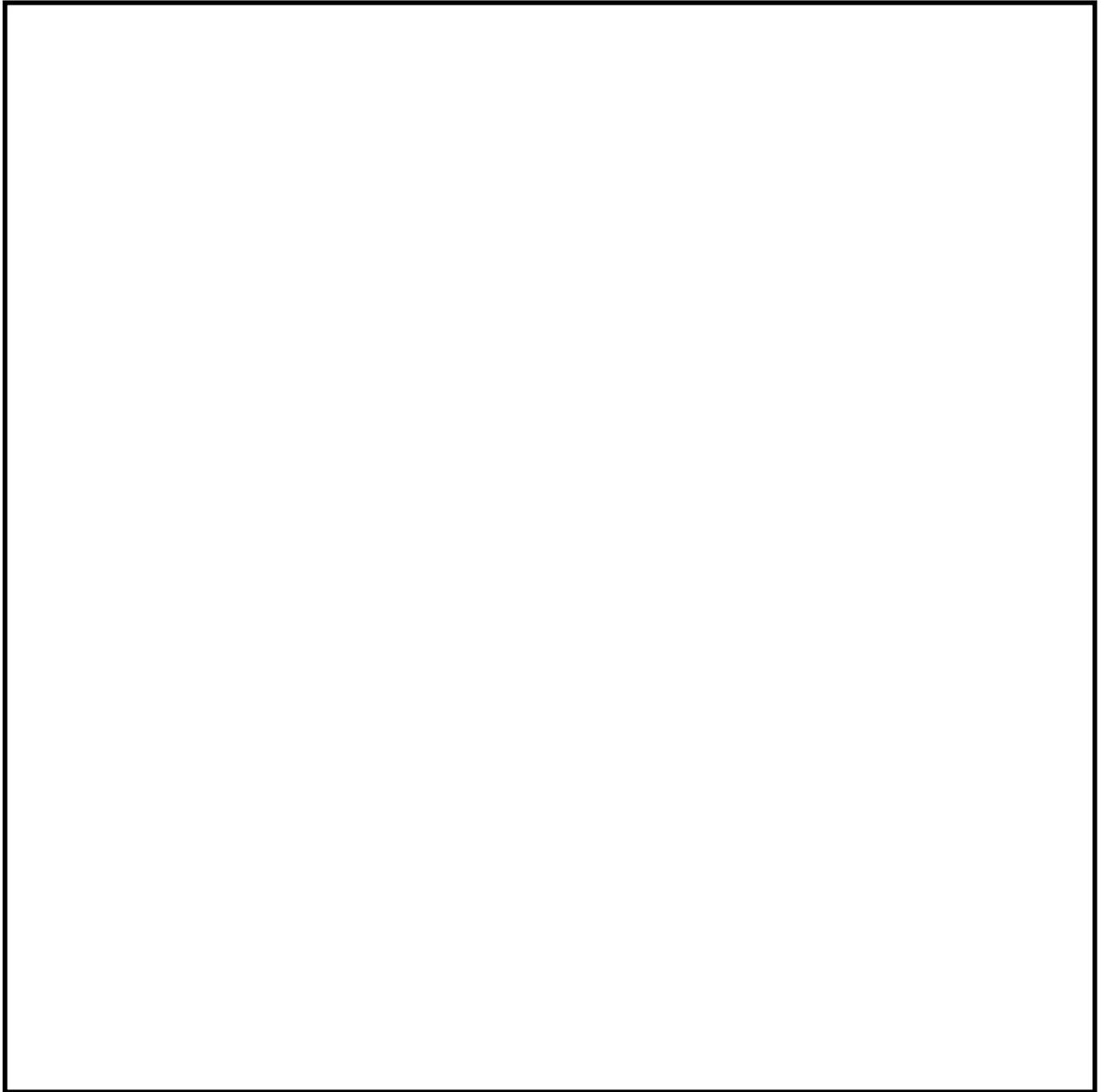
第59-3-1图 中央制御室遮蔽 配置図



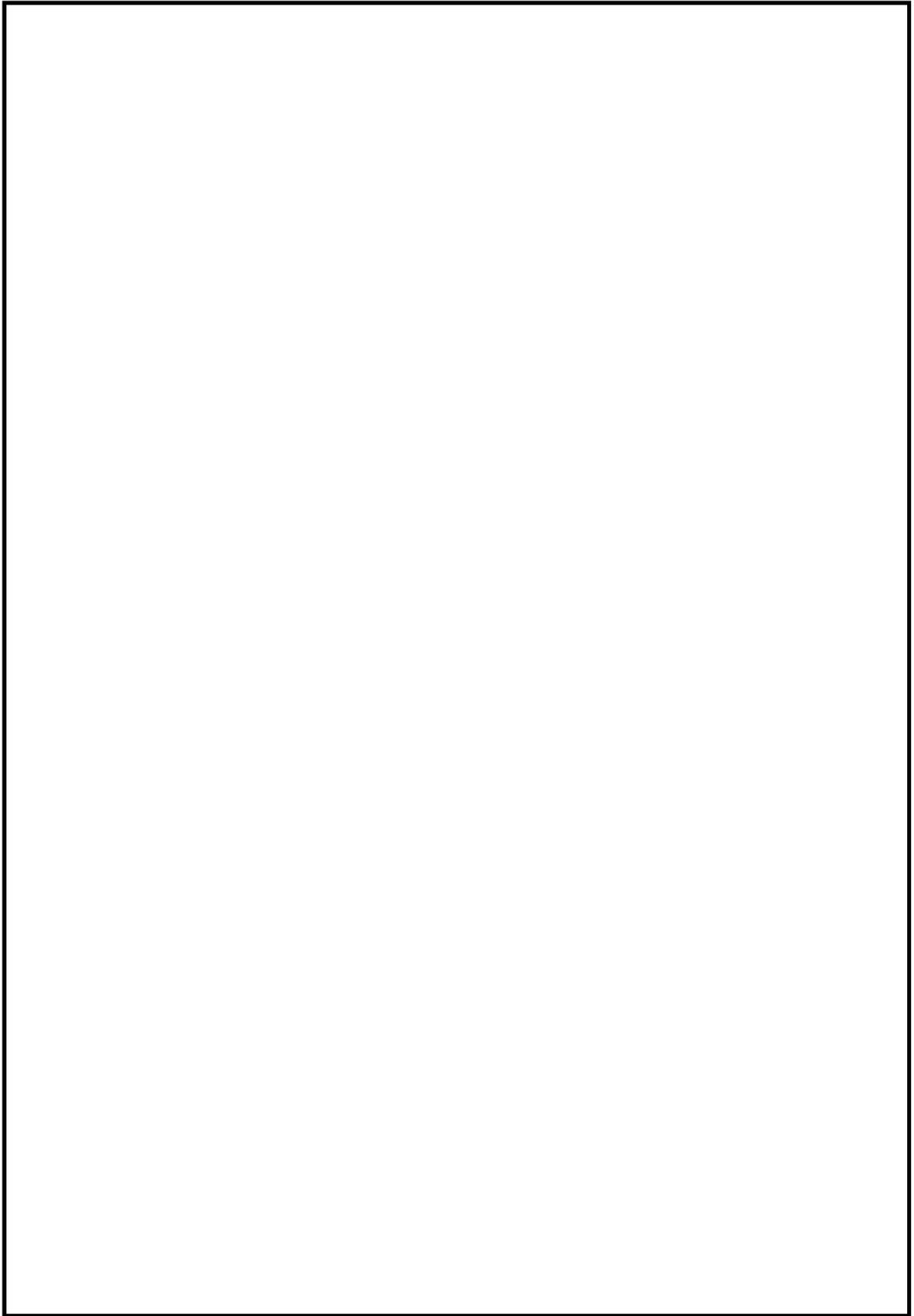
第59-3-2図 中央制御室換気系に係る機器配置図（原子炉建屋附属棟4階）



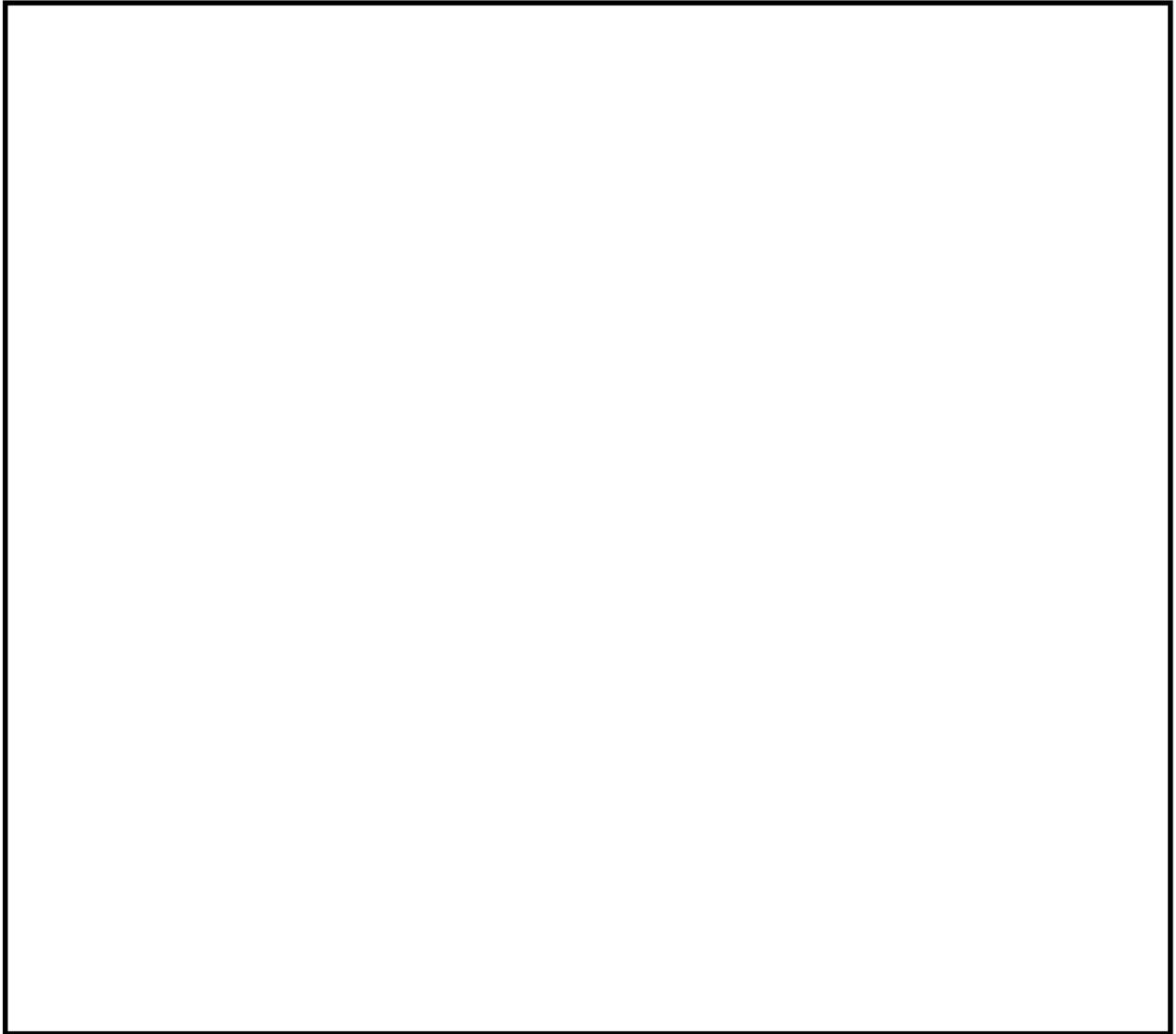
第59-3-3図 原子炉建屋ガス処理系に係る機器配置図（原子炉建屋原子炉棟  
5階）



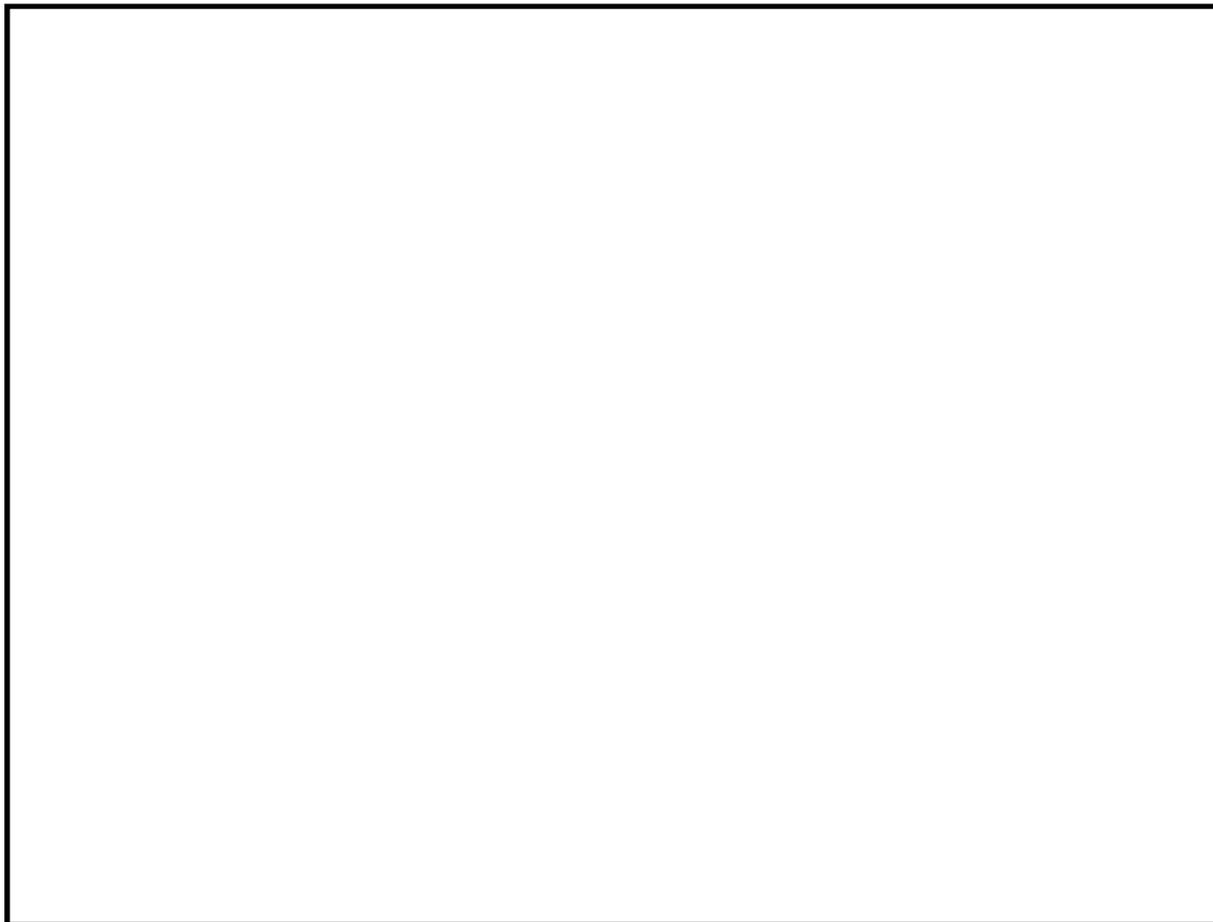
第59-3-4図 ブローアウトパネル閉止装置 配置図（原子炉建屋原子炉棟6階）



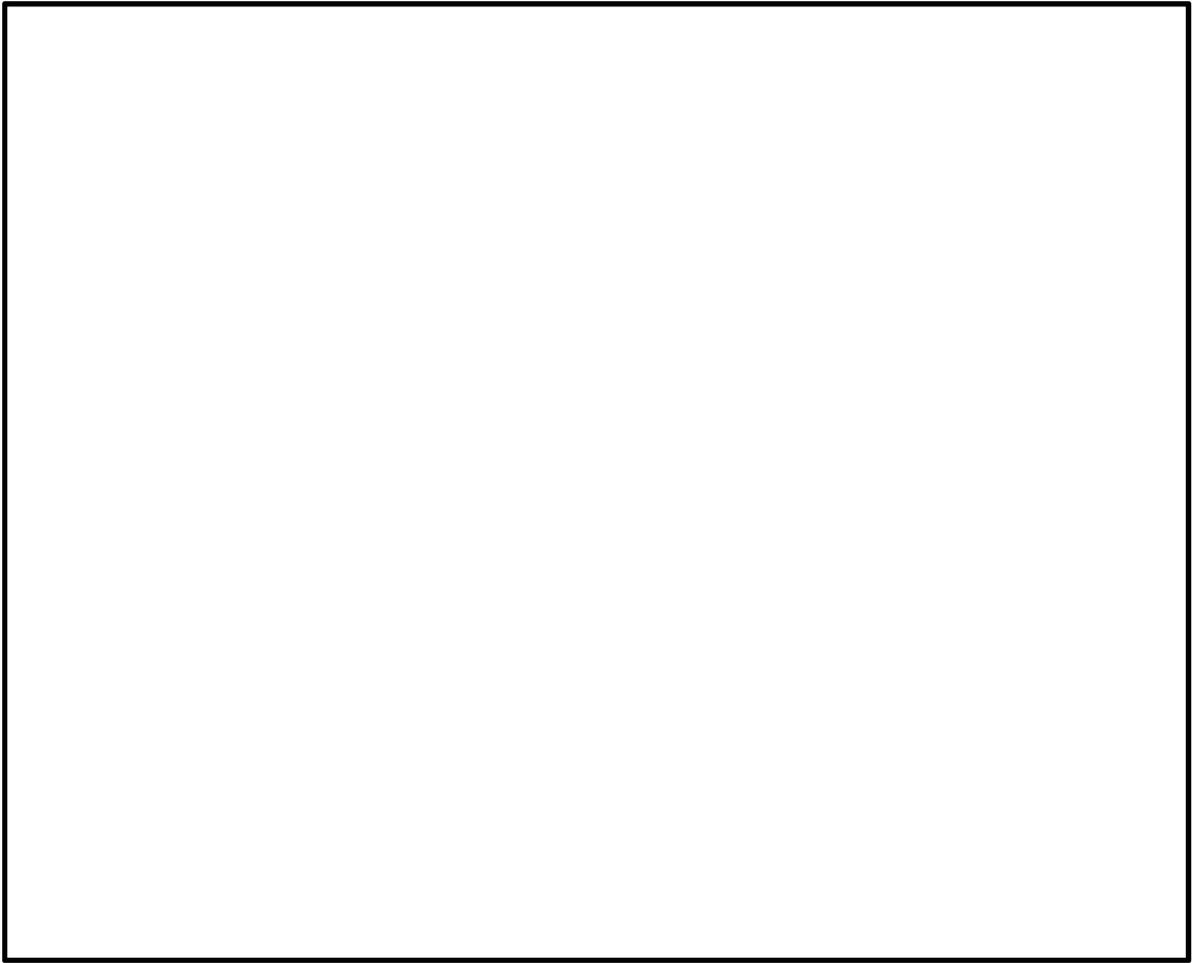
第59-3-5図 中央制御室待避室ボンベユニット（空気ボンベ） 配置図（原子炉建屋付属棟3階）



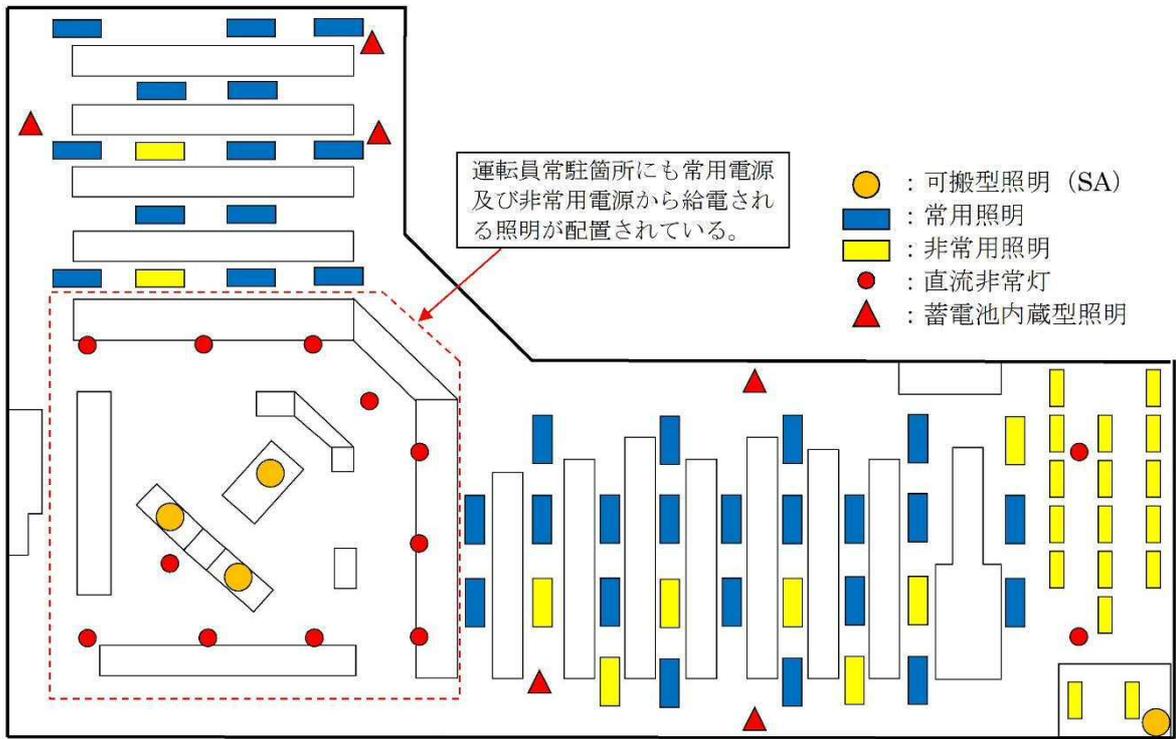
第59-3-6図 中央制御室待避室に係る機器配置図（原子炉建屋附属棟3階）



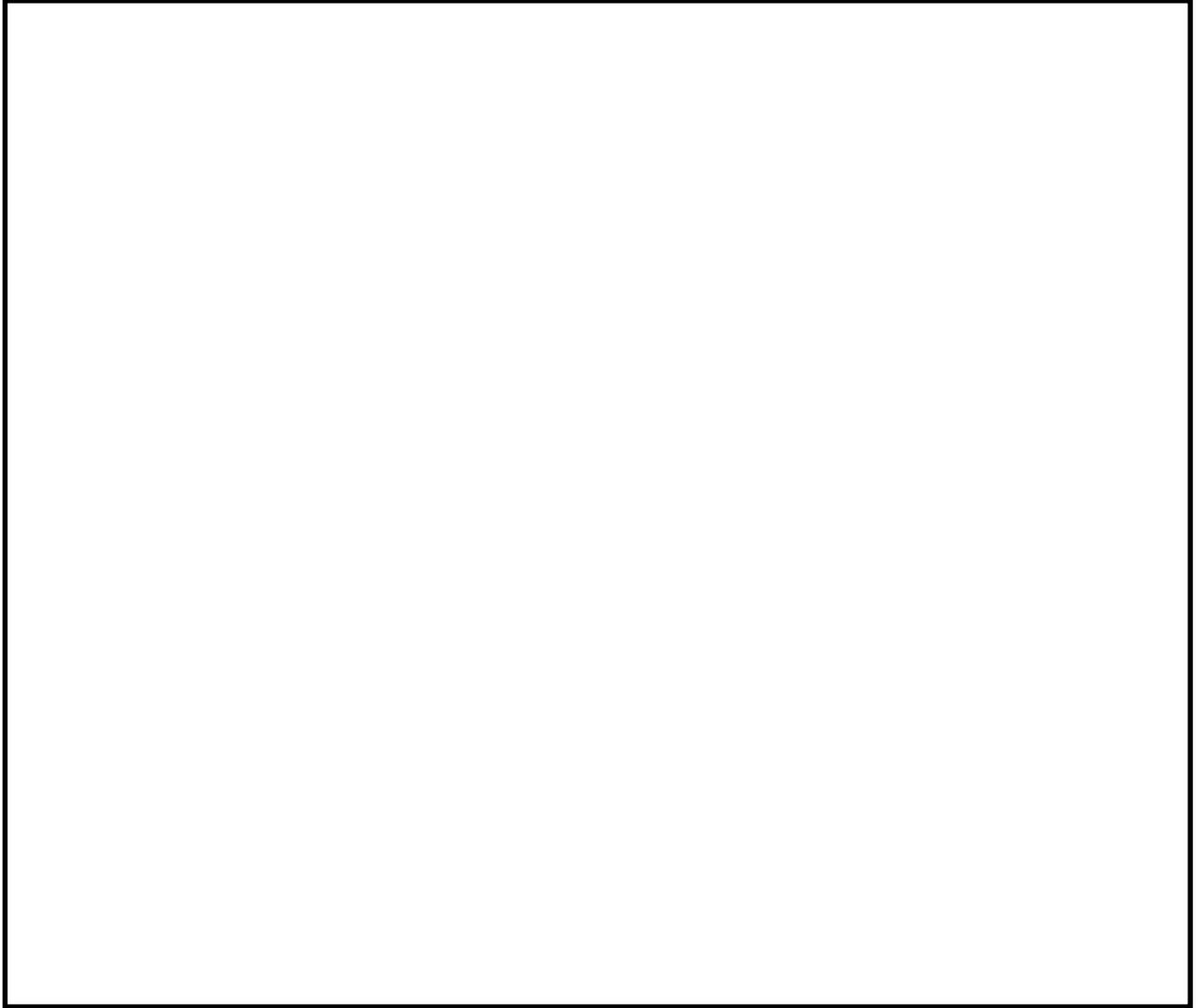
第59-3-7図 送受話器（制御装置） 配置図（サービス建屋3階）



第59-3-8図 電力保安通信用電話設備（交換機） 配置図（事務本館3階）

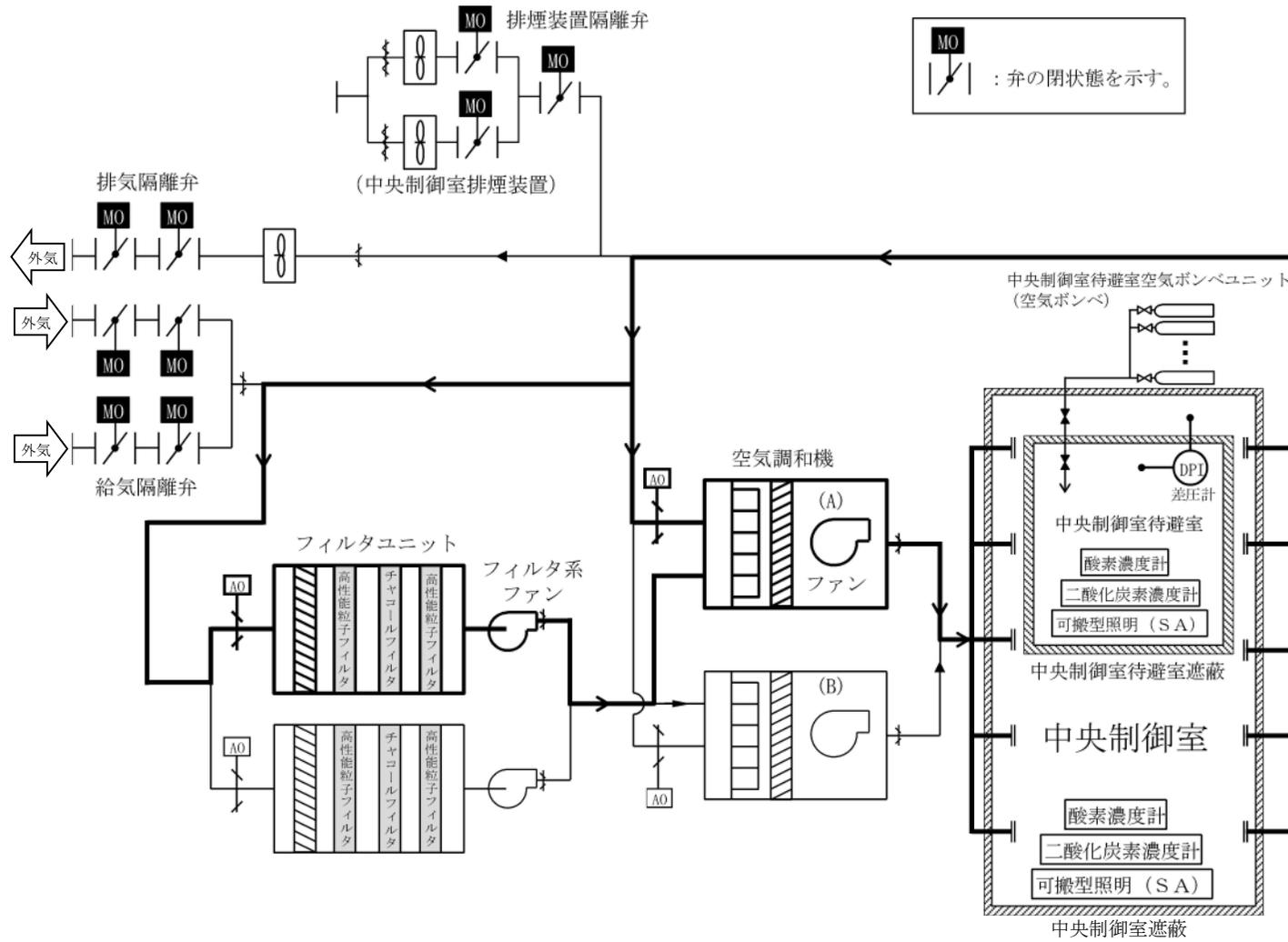


第59-3-9図 中央制御室照明に係る機器配置図

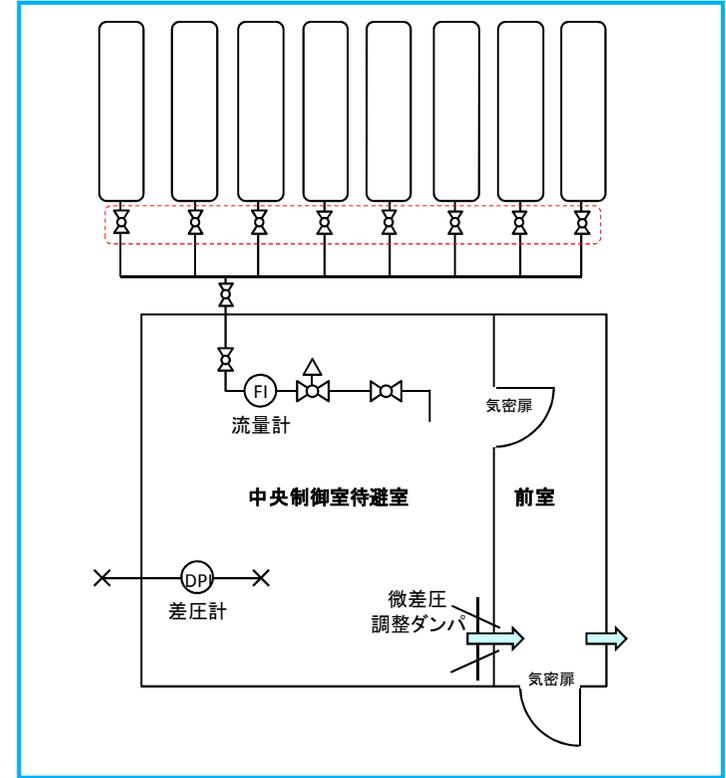
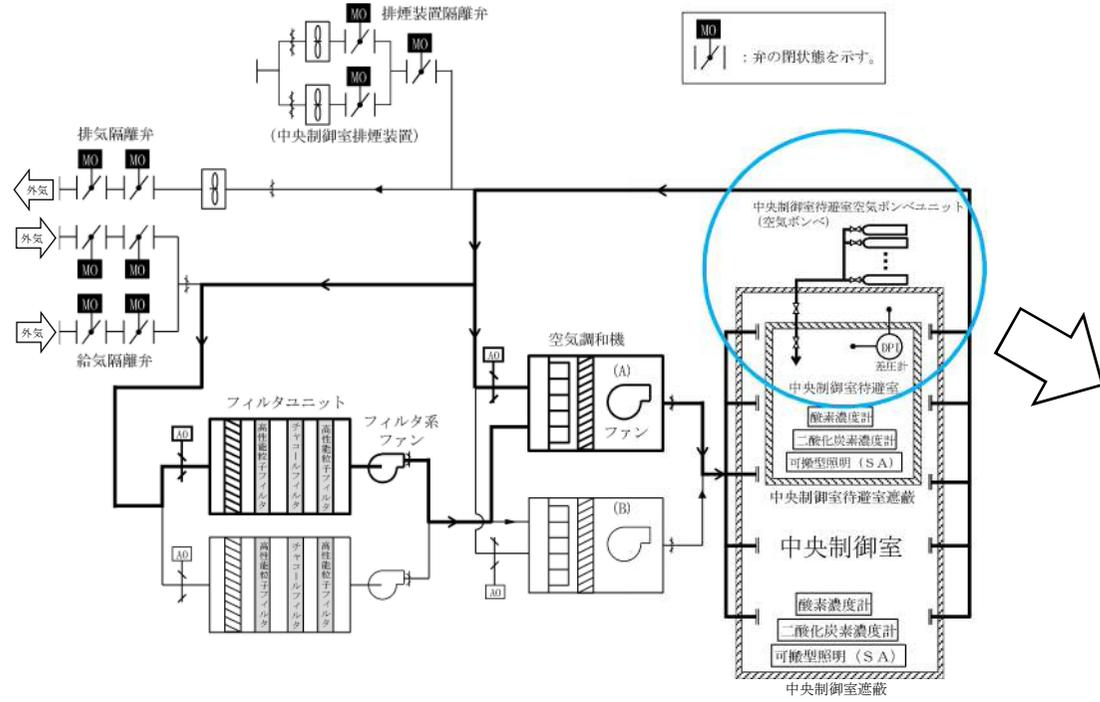


第59-3-10図 可搬型照明（S A） 配置図（原子炉建屋付属棟4階）

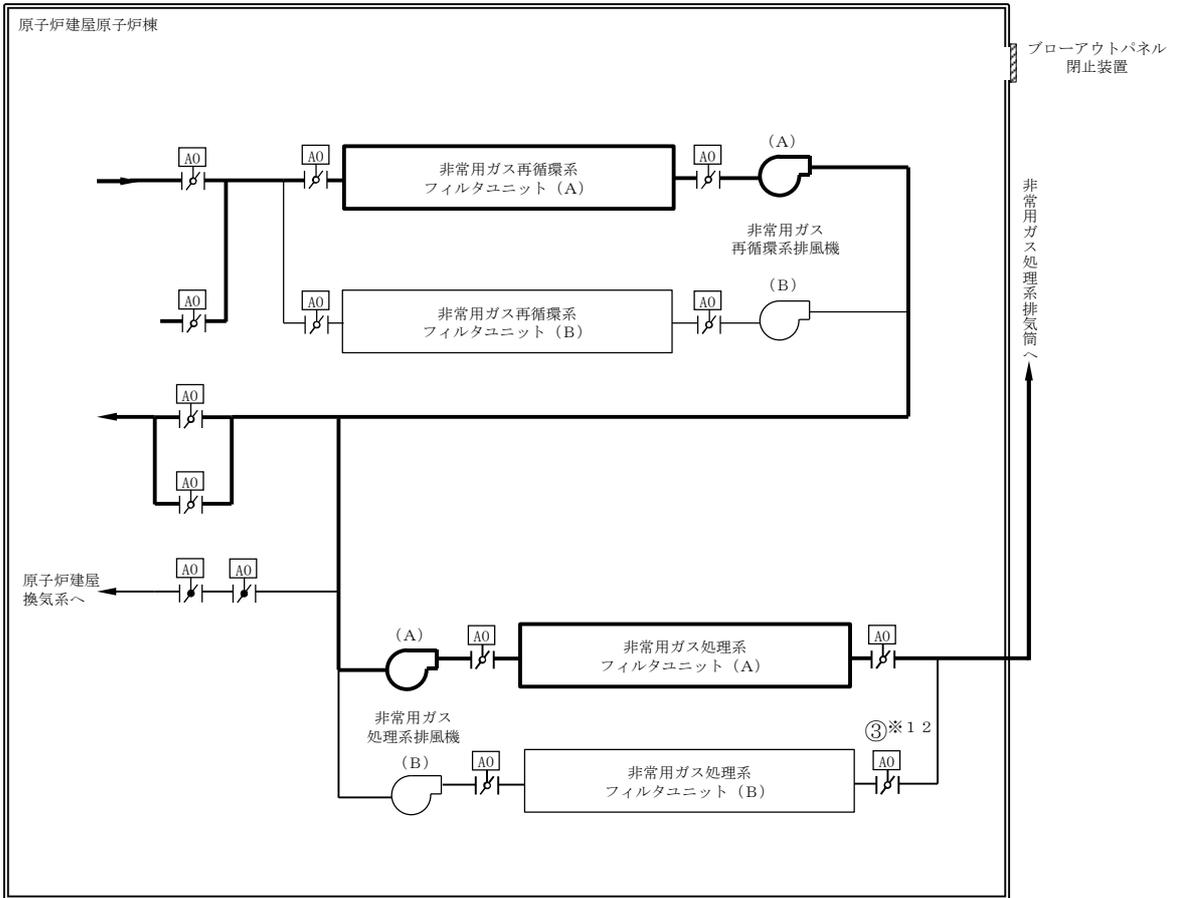
59-4 系統図



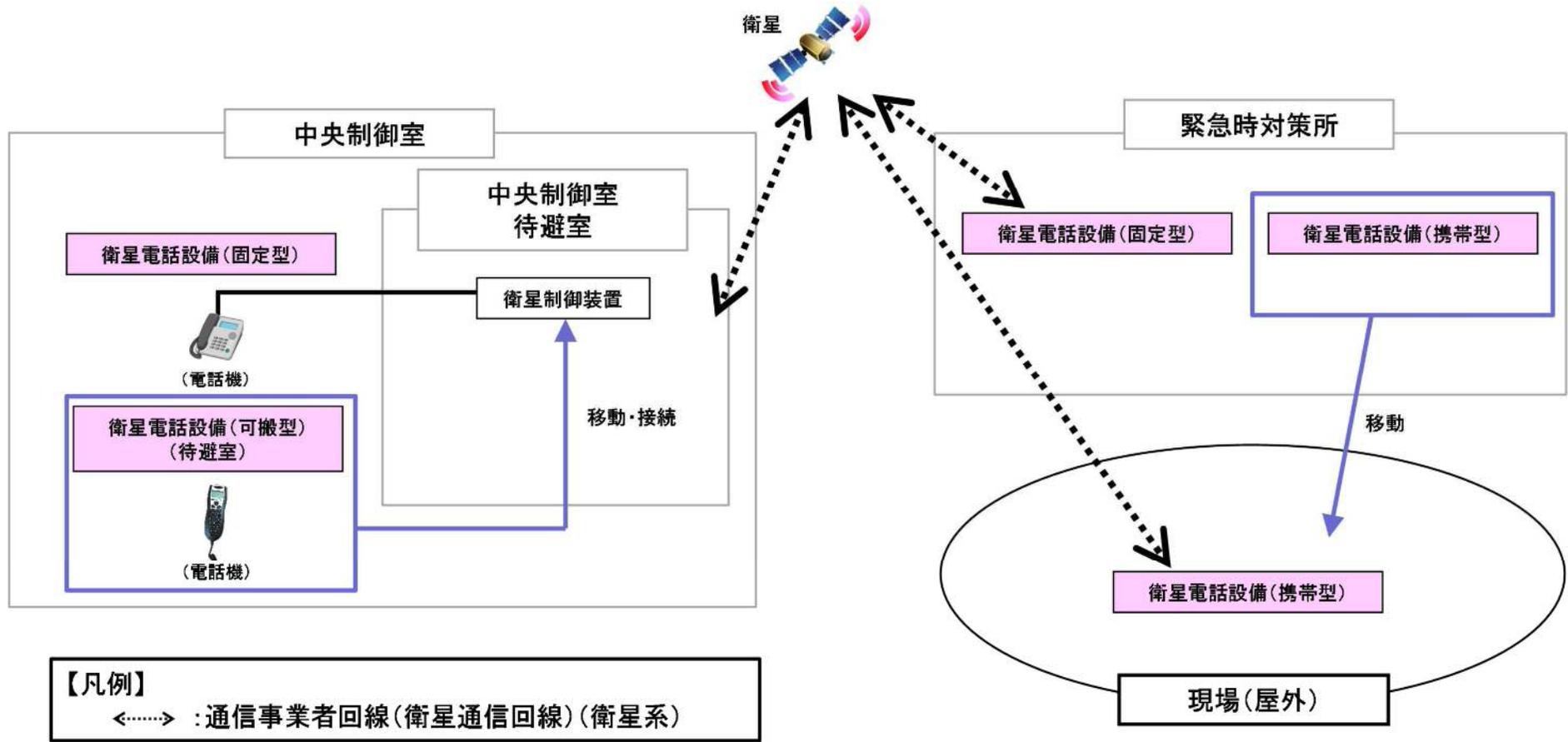
第59-4-1図 中央制御室換気系 系統概要図



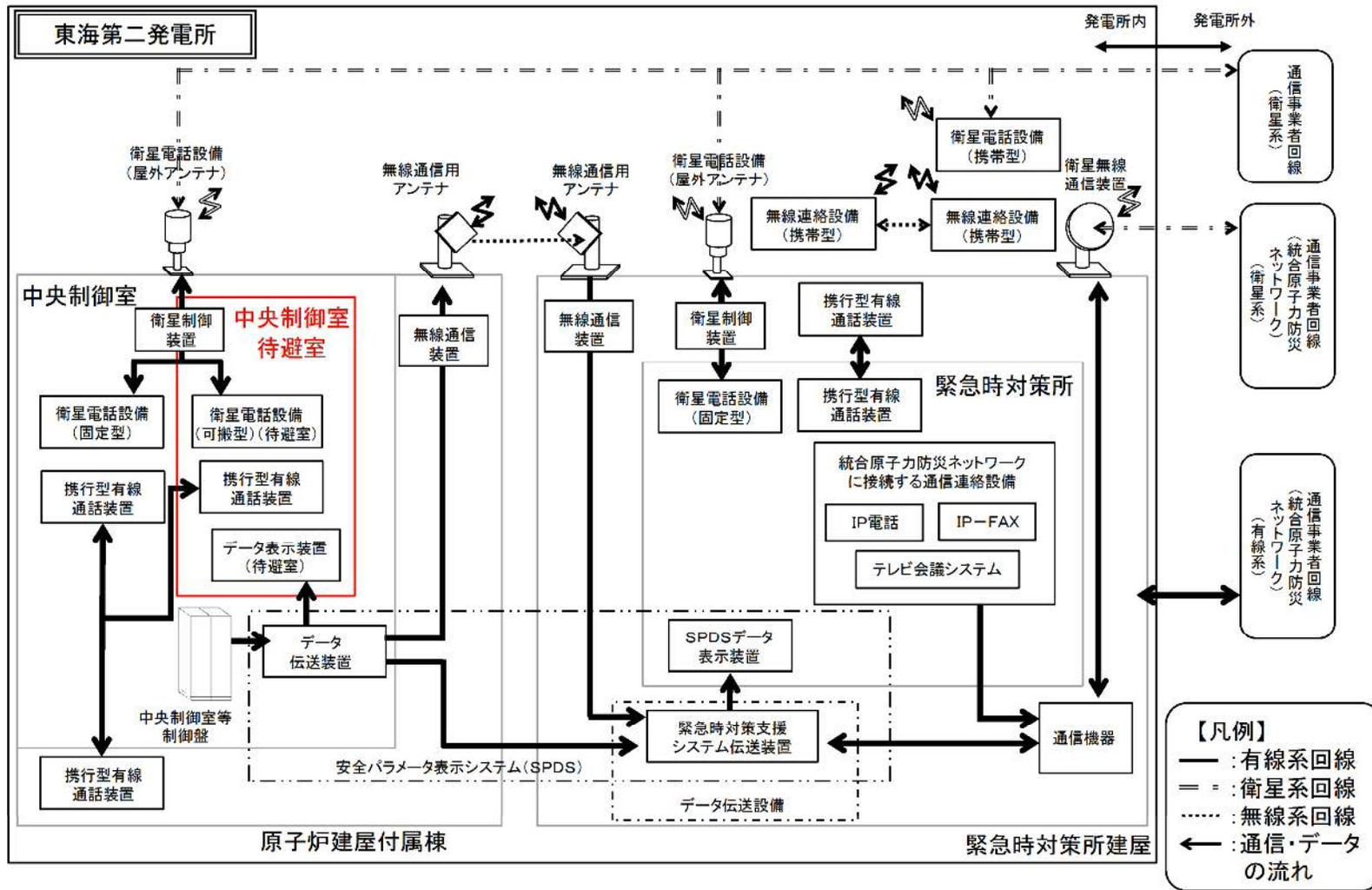
第59-4-2図 中央制御室待避室空気ポンベユニット 系統概要図



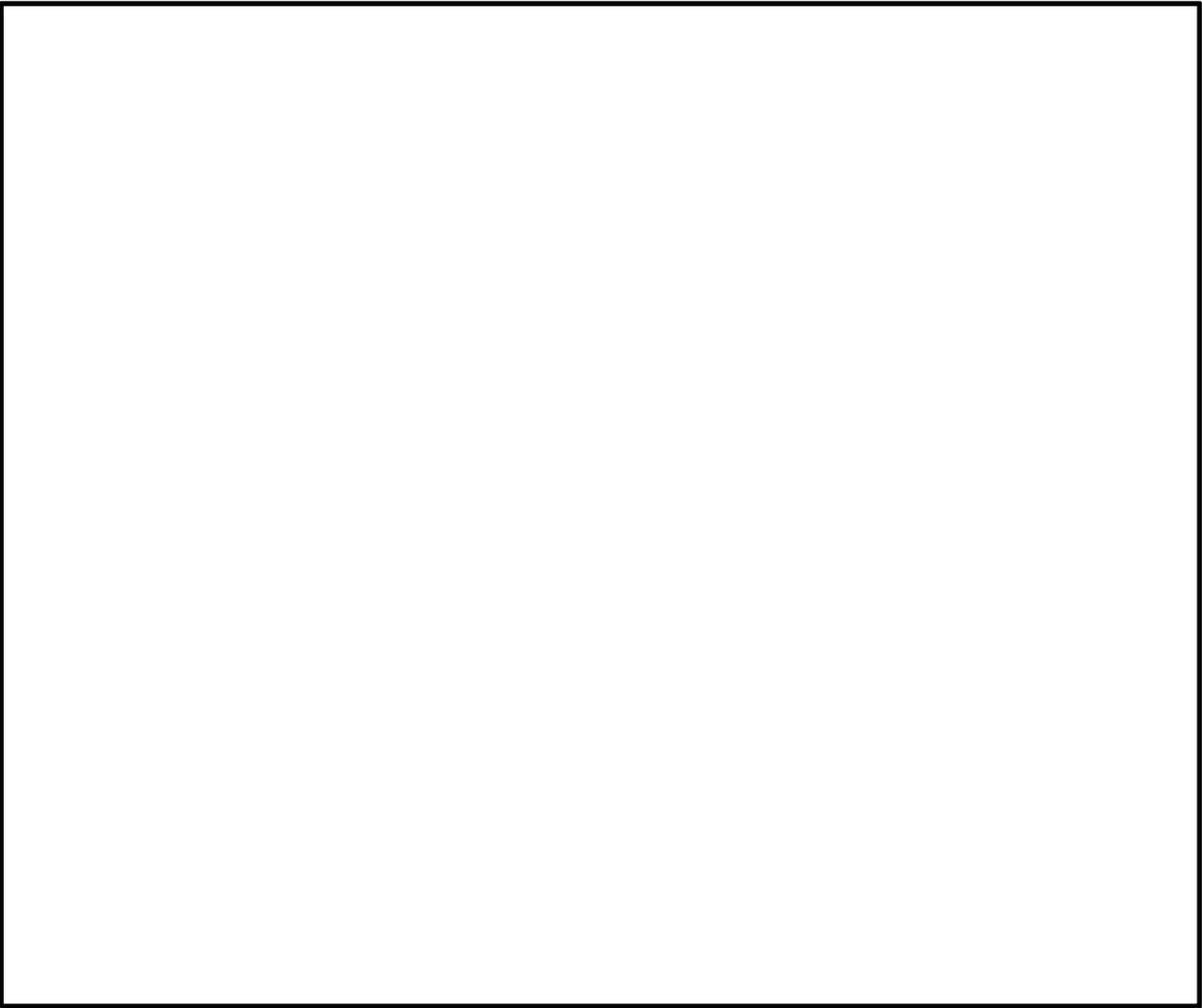
第 59-4-3 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図



第59-4-4図 衛星電話設備(可搬型)(待避室) 系統概要図



第59-4-5図 データ表示装置（待避室） 系統概要図



第59-4-6図 衛星電話設備（可搬型）（待避室） 操作概要図

59-5 試驗檢查

○ 中央制御室待避室遮蔽の試験検査について

中央制御室待避室遮蔽は，原子炉の運転中又は停止中に第59-5-1表に示す試験検査が可能な設計とする。

第59-5-1表 中央制御室待避室遮蔽の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	遮蔽のひび割れ 表面劣化状態の外観確認

○ 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査について

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系は、第 59-5-2 表に示すとおり、原子炉の運転中又は停止中には外観検査及び機能・性能検査が、原子炉の停止中には分解検査が可能な設計とする。

第 59-5-2 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査

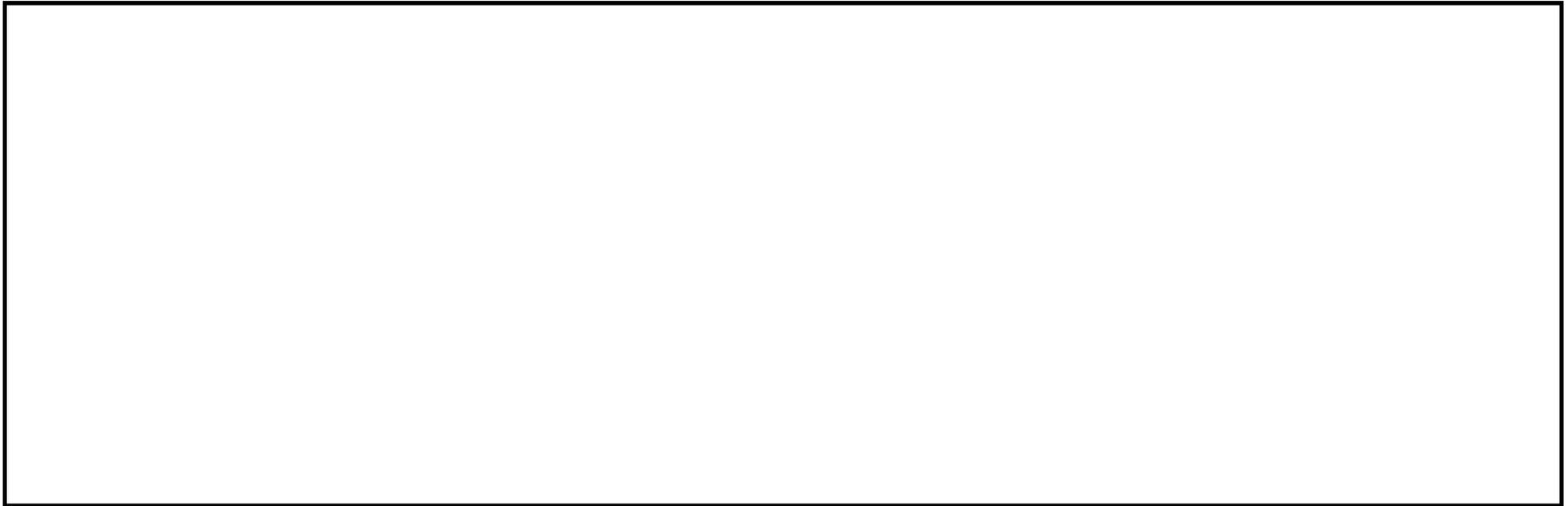
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ファンの運転状態の確認 フィルタ差圧の確認
停止中	機能・性能検査	ファンの運転状態の確認 フィルタ差圧の確認
	分解検査	ファンの分解点検

○ 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画について

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系は設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用する既設設備であるため、これまでに点検計画に基づく試験検査を実施している。

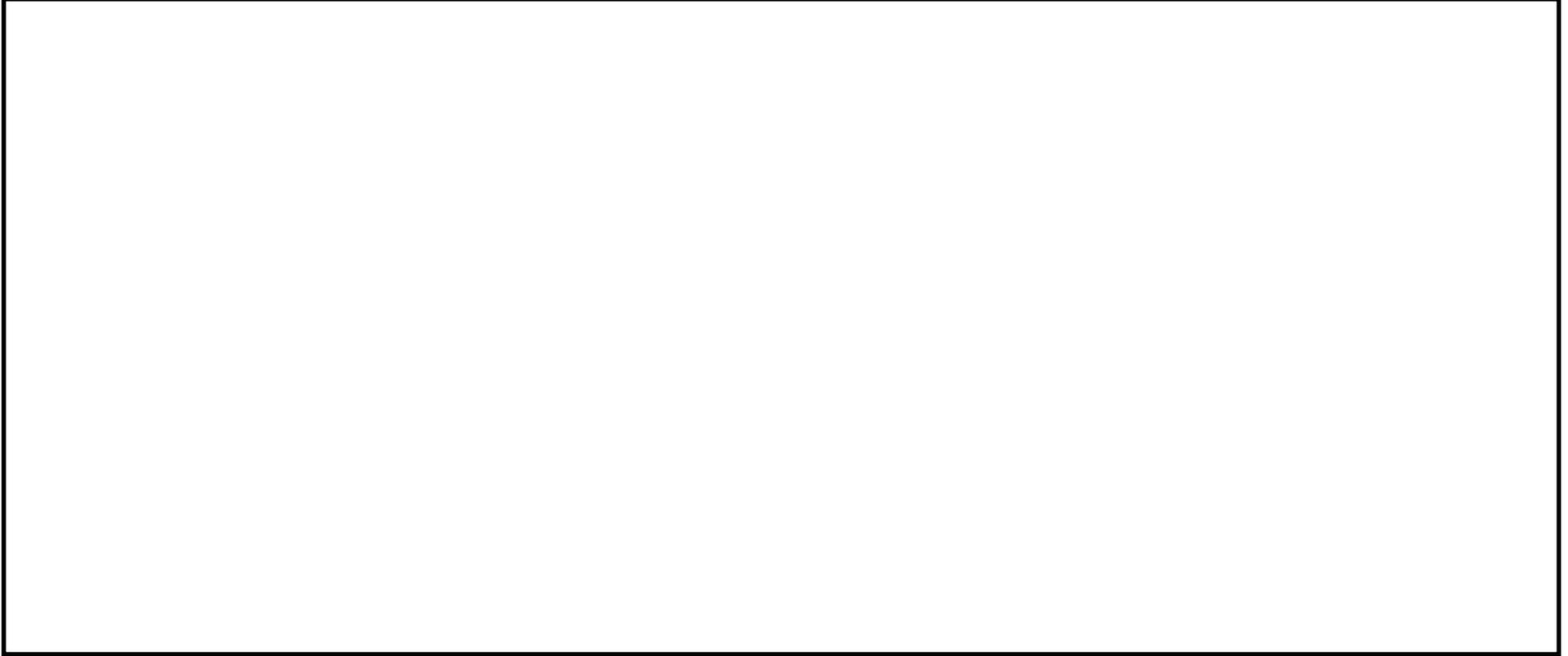
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画を第 59-5-3 表に示す。

第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (1/6)



第 59-5-3 表

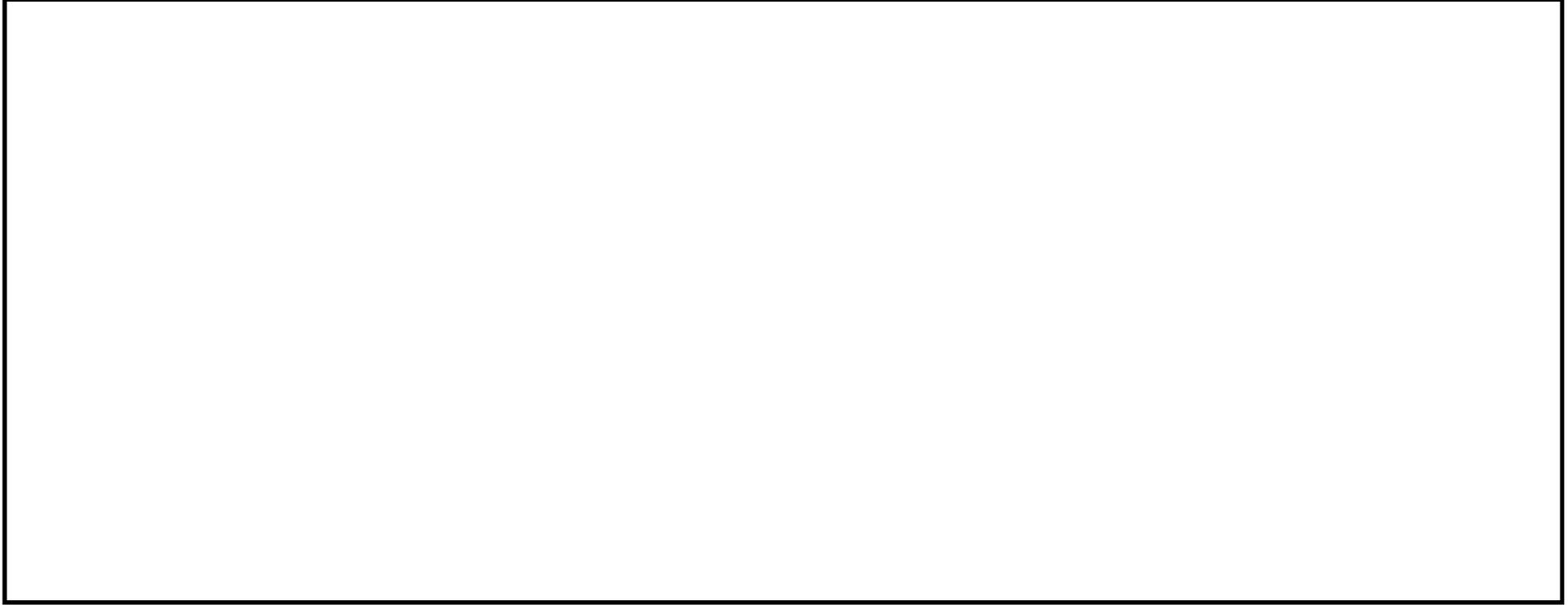
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (2/6)



59-5-5

第 59-5-3 表

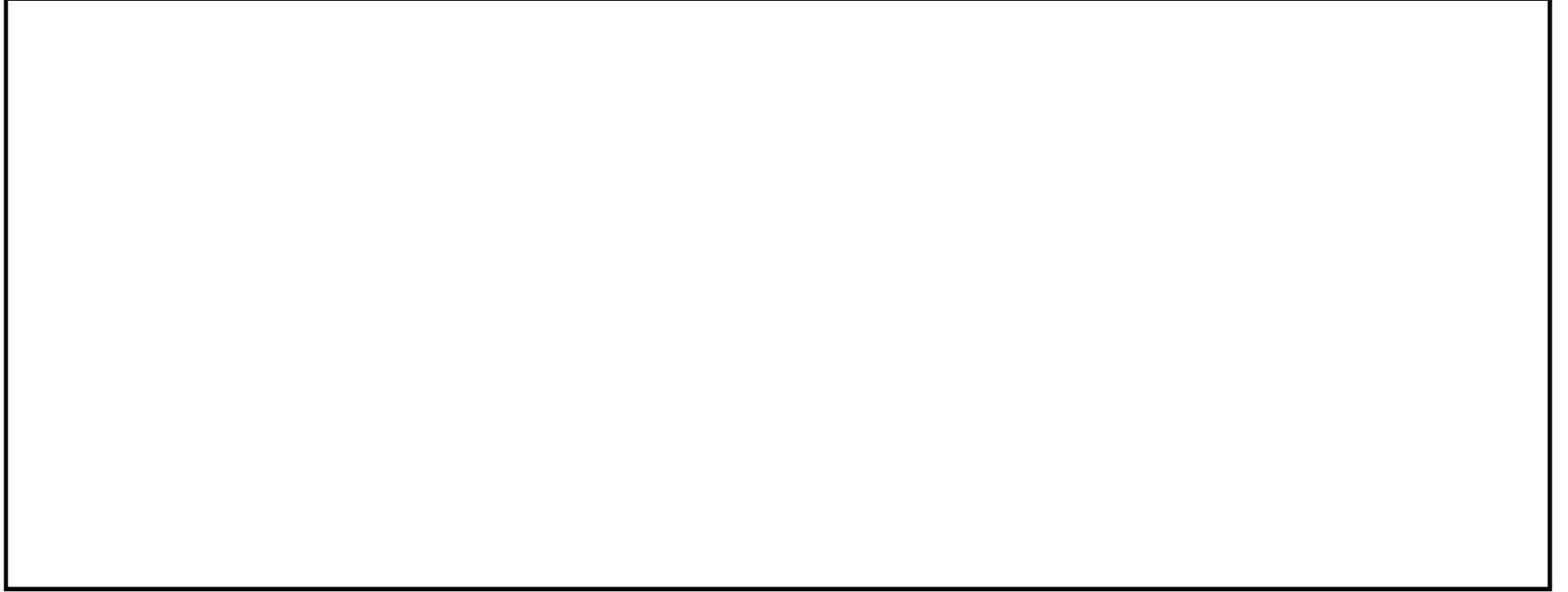
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (3/6)



59-5-6

第 59-5-3 表

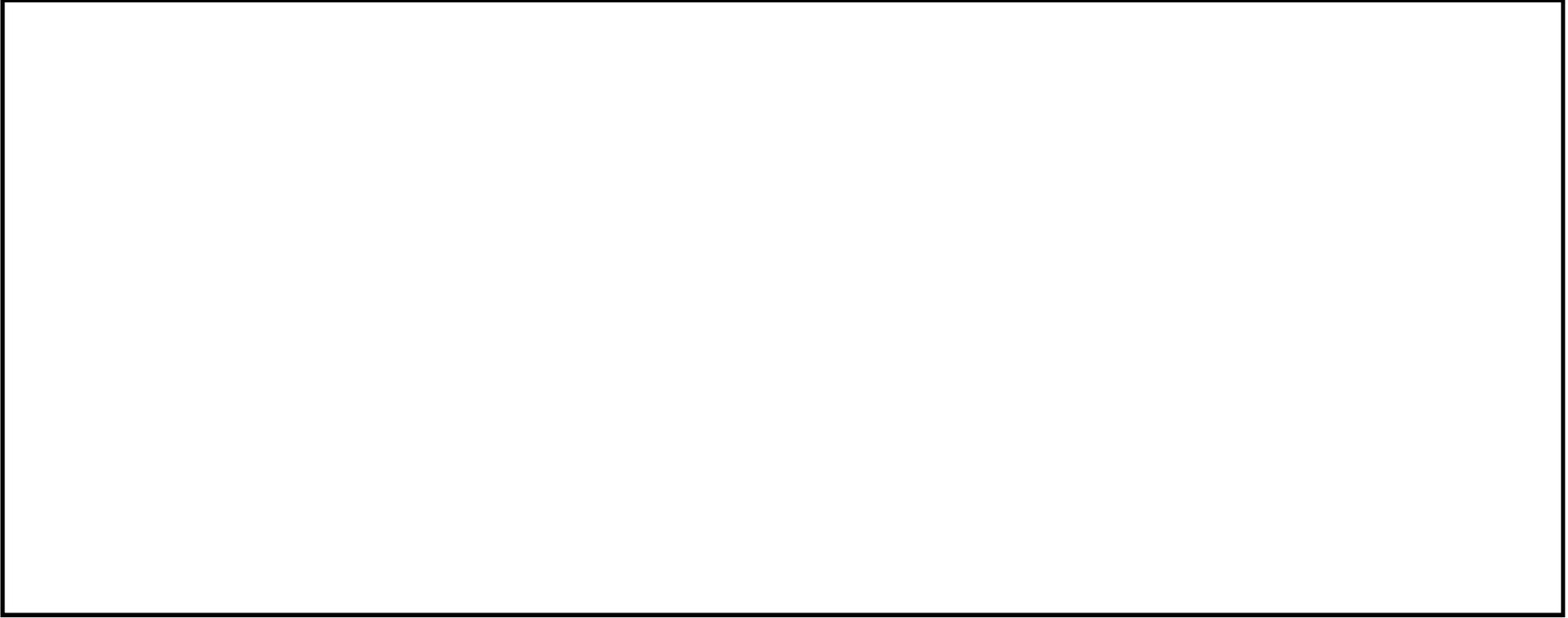
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (4/6)



59-5-7

第 59-5-3 表

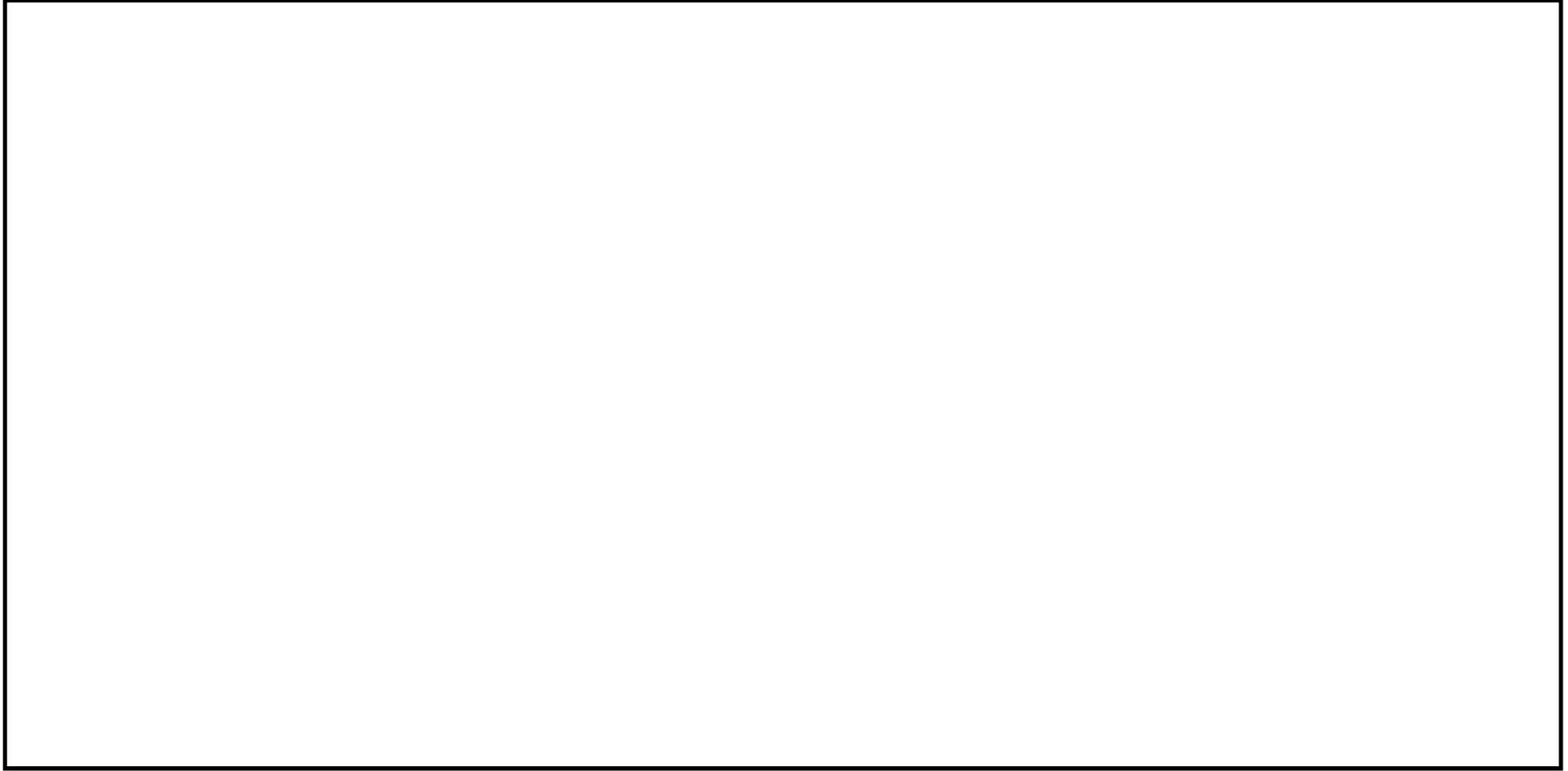
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (5/6)



59-5-8

第 59-5-3 表

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (6/6)



59-5-9

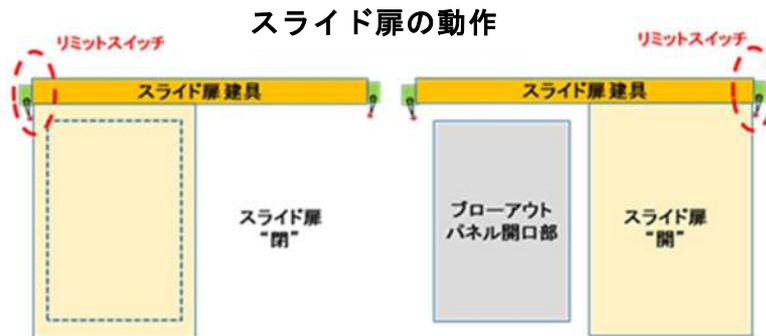
○ ブローアウトパネル閉止装置の試験検査について

ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉の運転中又は停止中に第59-5-4表に示す試験検査が可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置の動作概要を第59-5-1図に示す。

第59-5-4表 ブローアウトパネル閉止装置の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	表面劣化状態の外観確認
停止中	機能・性能検査	スライド扉の動作状態の確認



第59-5-1図 ブローアウトパネル閉止装置の動作概要

- 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の試験検査について  
中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は，原子炉の運転中  
又は停止中に第59-5-5表に示す試験検査が可能な設計とする。

第59-5-5表 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認
停止中	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認 中央制御室待避室の正圧化試験

【中央制御室待避室の正圧化試験】

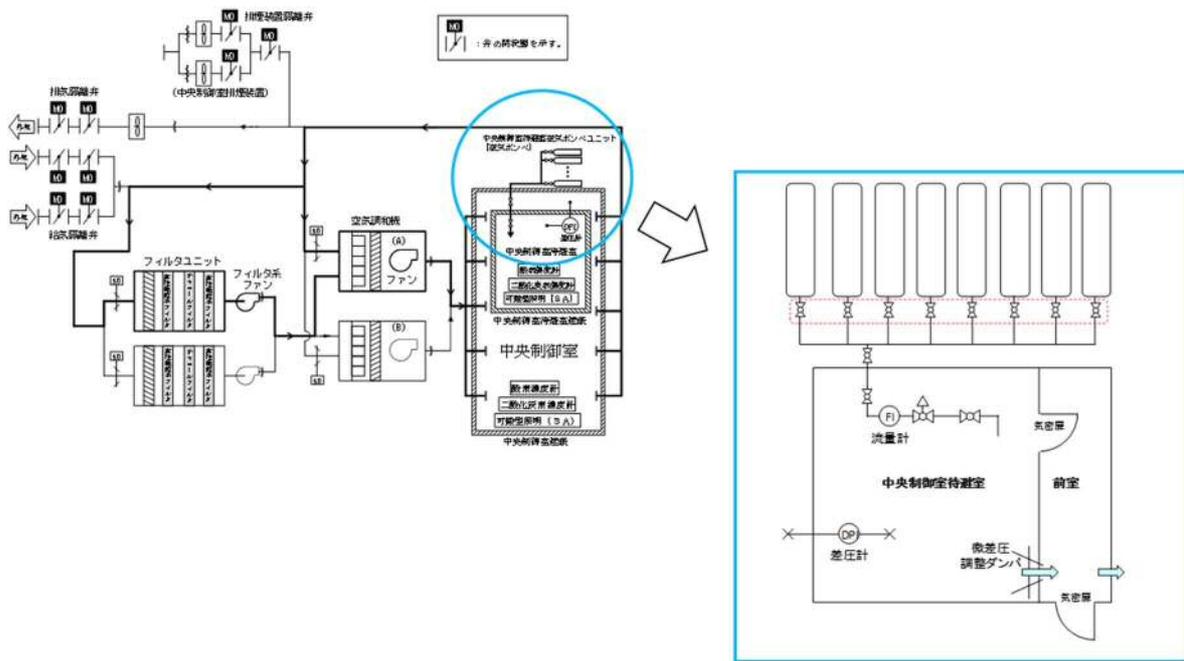
(1) 概要

中央制御室待避室の気密性に関する試験検査として原子炉停止中において，正圧化試験を実施する。

(2) 試験内容

中央制御室待避室空気ポンベユニットの操作弁を開として中央制御室待避室を加圧し，中央制御室待避室及び中央制御室で正圧化に必要な差圧の確保が可能なことを確認する。（必要な差圧は，59-6-2に示す。）

中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図を第59-5-2図に示す。



第59-5-2図 中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

○ 差圧計の試験検査について

差圧計は、原子炉の運転中又は停止中に第59-5-6表に示す試験検査が可能な設計とする。

第3.16-6表 差圧計の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	計器校正

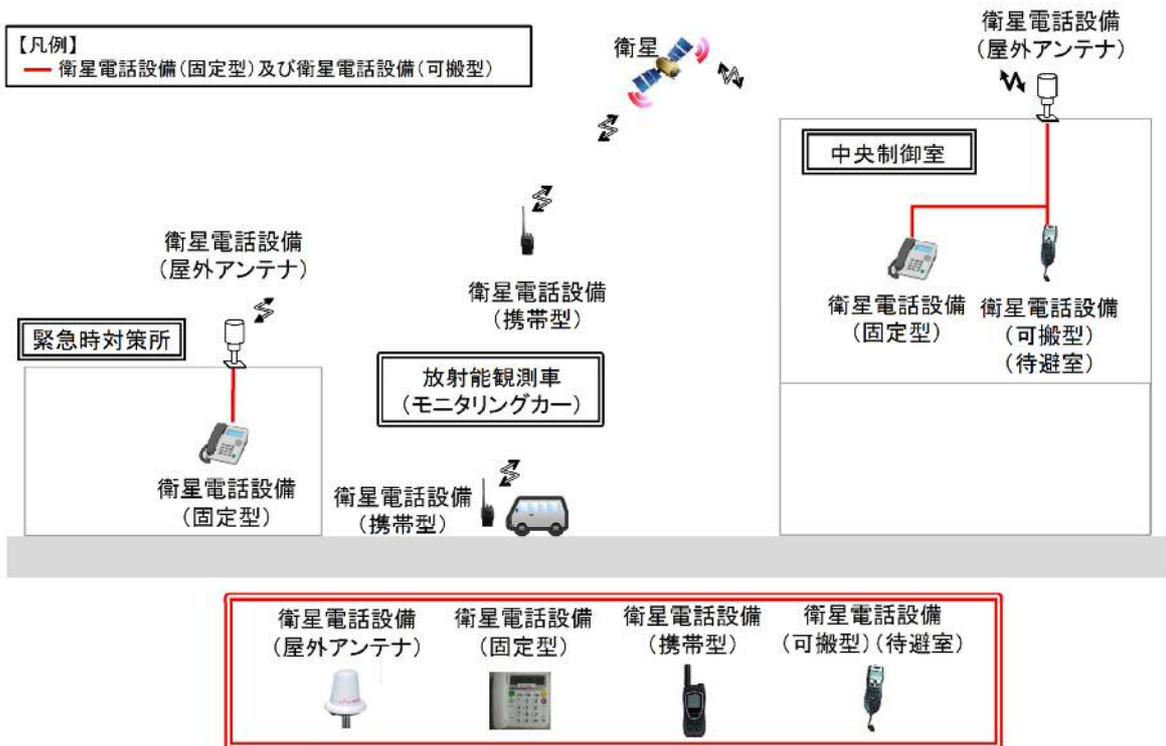
○ 衛星電話設備（可搬型）（待避室）の試験検査について

衛星電話設備（可搬型）（待避室）の試験検査は、第59-5-7表のとおりである。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）の概要を第59-5-3図に、試験検査構成を第59-5-4図に示す。

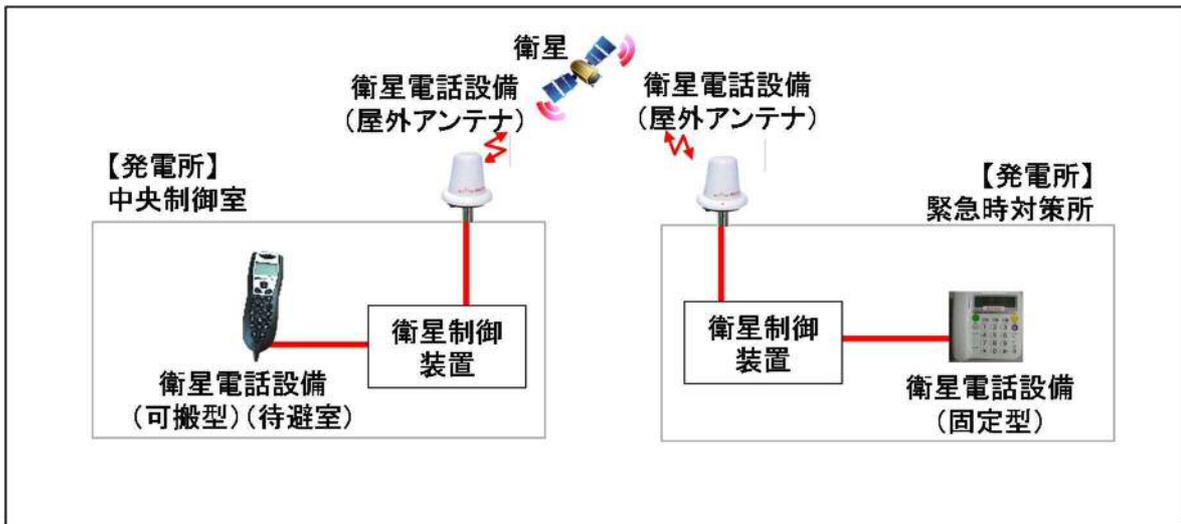
第59-5-7表 衛星電話設備（可搬型）（待避室）の試験検査

対応設備	試験検査項目
衛星電話設備（可搬型）（待避室）	機能・性能検査，外観検査



第59-5-3図 衛星電話設備（可搬型）（待避室）の概要

【試験構成】



※ 試験区間：中央制御室（待避室）～緊急時対策所建屋

第 59-5-4 図 衛星電話設備（可搬型）（待避室） 試験検査構成

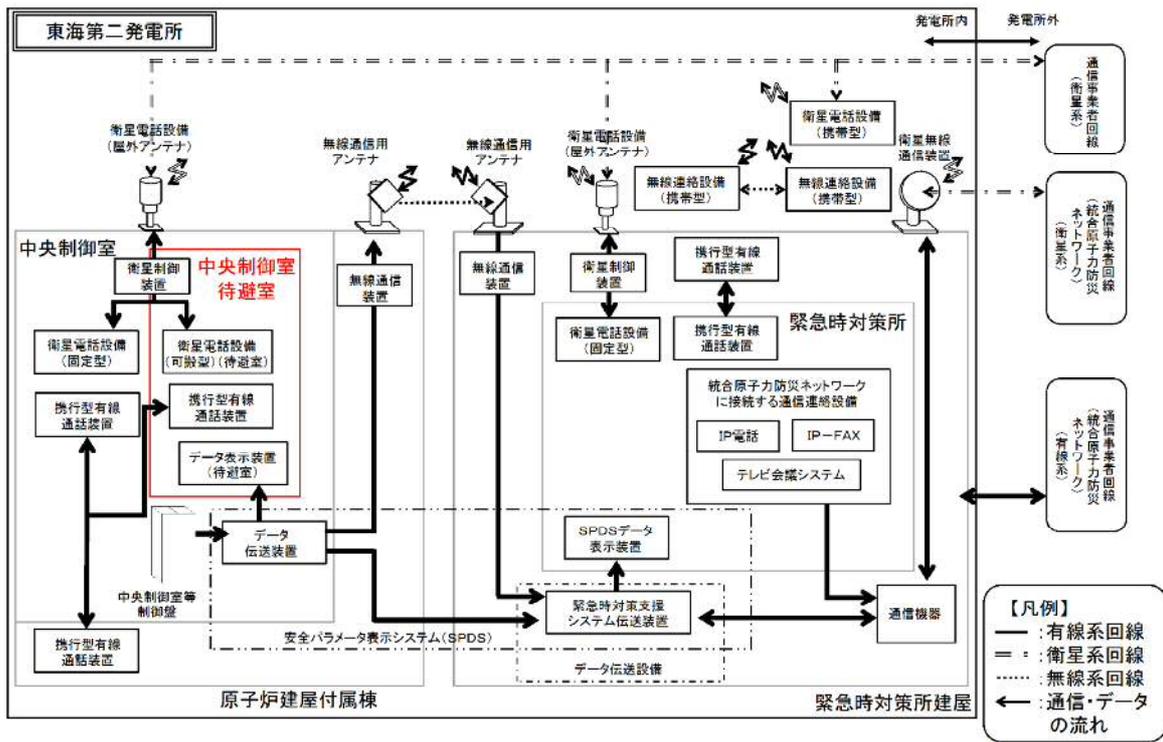
○ データ表示装置（待避室）の試験検査について

データ表示装置（待避室）の試験検査は、第59-5-8表のとおりである。

データ表示装置（待避室）の概要を第59-5-5図に、試験検査構成を第59-5-6図に示す。

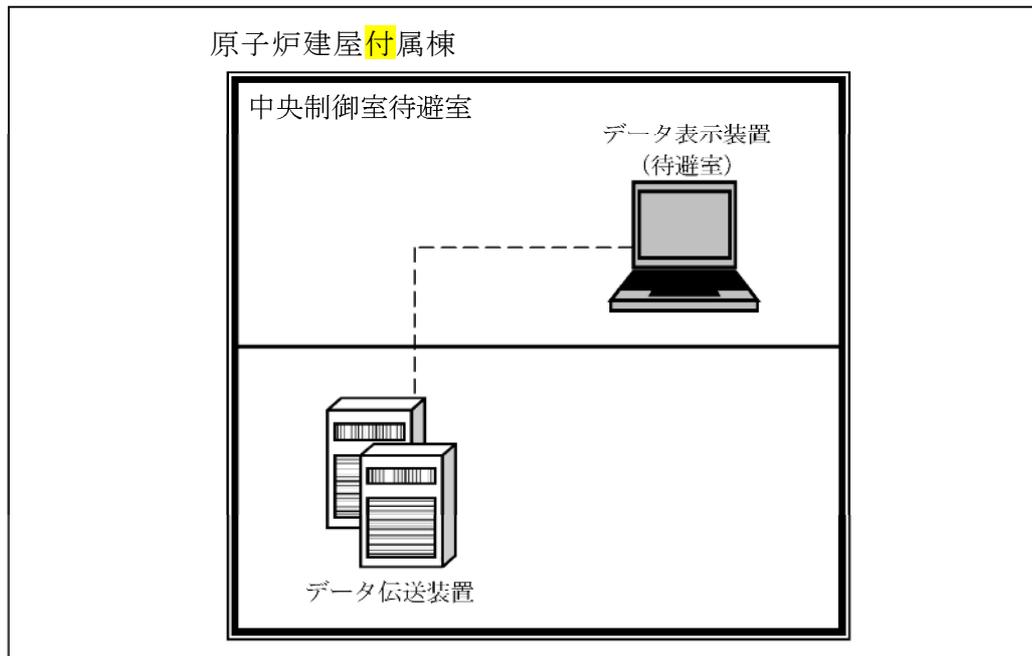
第59-5-8表 データ表示装置（待避室）の試験検査

対応設備	試験検査項目
データ表示装置（待避室）	機能・性能検査，外観検査



第59-5-5図 データ表示装置（待避室）の概要

【試験構成】

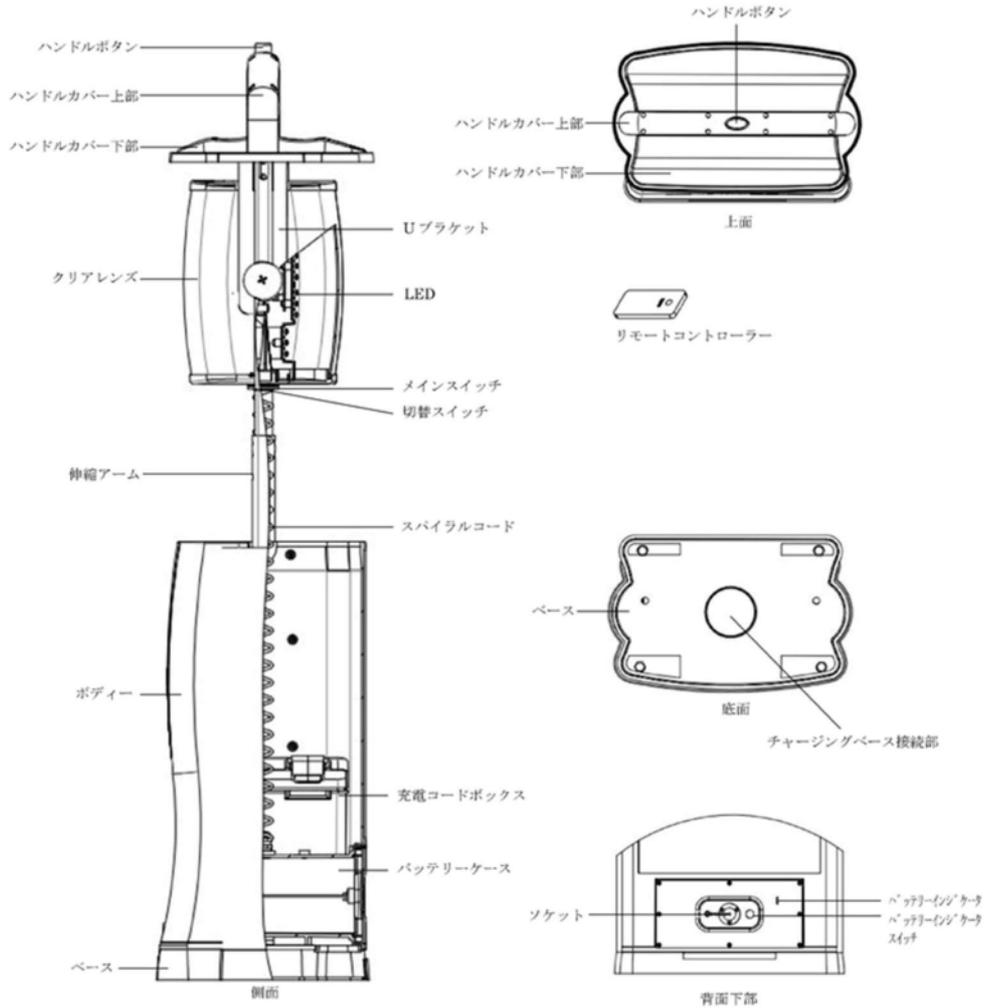


第59-5-6図 データ表示装置（待避室） 試験検査構成

○ 可搬型照明（S A）の試験検査について

可搬型照明（S A）は、運転中又は停止中においても点灯確認が可能な設計とする。

可搬型照明（S A）の概略構造図を第59-5-7図に示す。



第59-5-7図 可搬型照明（S A）の概略構造図

○ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験検査について

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、原子炉の運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概略図を第59-5-8図に示す。



酸素濃度計



二酸化炭素濃度計

第 59-5-8 図 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概略図

59-6 容量設定根拠

名 称		中央制御室待避室
正圧化差圧	Pa [gage]	10
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>中央制御室待避室は、配置上、風の影響を受けない屋内に設置されるため、中央制御室待避室へのインリークは、隣接区画（中央制御室）との温度差で生じる圧力差によるものと考えられる。</p> <p>重大事故等時の中央制御室待避室内温度を 48.9℃（中央制御室の設計最高温度）、隣接区画（中央制御室）の温度を -12.7℃（外気の設計最低温度）とする。中央制御室待避室の天井高さは約 2m であるため、以下のとおり、5.1Pa [gage] の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。したがって、中央制御室待避室の加圧目標は、余裕を考慮して隣接区画より +10Pa [gage] とする。</p> $\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) [\text{kg}/\text{m}^3] \\ &\quad - (48.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) [\text{kg}/\text{m}^3]\} \times (\text{天井高さ}) [\text{m}] \\ &= \{1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0963 [\text{kg}/\text{m}^3]\} \times 2 [\text{m}] \\ &= 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\rightarrow 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \times 9.80665 [\text{m}/\text{s}^2] \\ &\div 5.1 [\text{Pa} [\text{gage}]] \end{aligned}$		

名 称		中央制御室待避室空気ボンベユニット (空気ボンベ)
本 数	本	13以上
容 量	L	約47 (1本当たり)
充填圧力	MPa [gage]	約15 (35℃)

【設定根拠】

1. 中央制御室待避室の必要空気供給量

(1) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

a. 収容人数：n = 3 名

b. 許容二酸化炭素濃度：C = 0.5% (J E A C 4622-2009)

c. 大気二酸化炭素濃度：C<sub>0</sub> = 0.0336% (空気ボンベの二酸化炭素濃度)

d. 呼吸による二酸化炭素発生量：M = 0.022m<sup>3</sup>/h/人 (「空気調和・衛生工学便覧」の極軽作業の作業程度の吐出し量)

e. 必要換気量：Q<sub>1</sub> = 100 × M × n / (C - n<sub>0</sub>) m<sup>3</sup>/h (「空気調和・衛生工学便覧」の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\approx 14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$$

(2) 酸素濃度基準に基づく必要換気量

a. 収容人数：n = 3 名

b. 吸気酸素濃度：a = 20.95% (標準大気の酸素濃度)

c. 許容酸素濃度：b = 19% (「鉱山保安法施行規則」)

d. 成人の呼吸量：c = 0.48m<sup>3</sup>/h/人 (「空気調和・衛生工学便覧」)

e. 乾燥空気換算酸素濃度：d = 16.4% (「空気調和・衛生工学便覧」)

f. 必要換気量： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ （「空気調和・衛生工学便覧」の酸素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 3.36$$

$$\doteq 3.4 \text{ m}^3/\text{h}$$

以上により，中央制御室待避室の使用に必要な空気供給量は，二酸化炭素濃度基準の  $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$  とする。また，この流量にて空気を供給し続けることにより，中央制御室待避室を中央制御室に対して正圧に保つことが可能である。

## 2. 中央制御室待避室の必要ポンペ本数

中央制御室待避室を5時間正圧化するために必要な最低限のポンペ本数は，二酸化炭素濃度基準換気量の  $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$  及びポンペ供給可能空気量  $5.5 \text{ m}^3/\text{本}$  から，下記のとおり13本となる。なお，中央制御室待避室の設置後に試験を実施し，必要ポンペ本数が正圧化を5時間維持するのに十分であることを確認し，予備のポンペ容量について決定する。

(1) ポンペ初期充填圧力：14.7MPa [gage] (at35°C)

(2) ポンペ容器容積： $5.5 \text{ m}^3$ （空気ポンペは，標準圧力14.7MPa [gage] で  $6.8 \text{ m}^3/\text{本}$  であるが，残圧及び使用温度補正により安全側に考慮し， $5.5 \text{ m}^3/\text{本}$  とした。）

$$\text{必要ポンペ本数} = 14.2 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.5 \text{ m}^3/\text{本} \times 5 \text{ 時間}$$

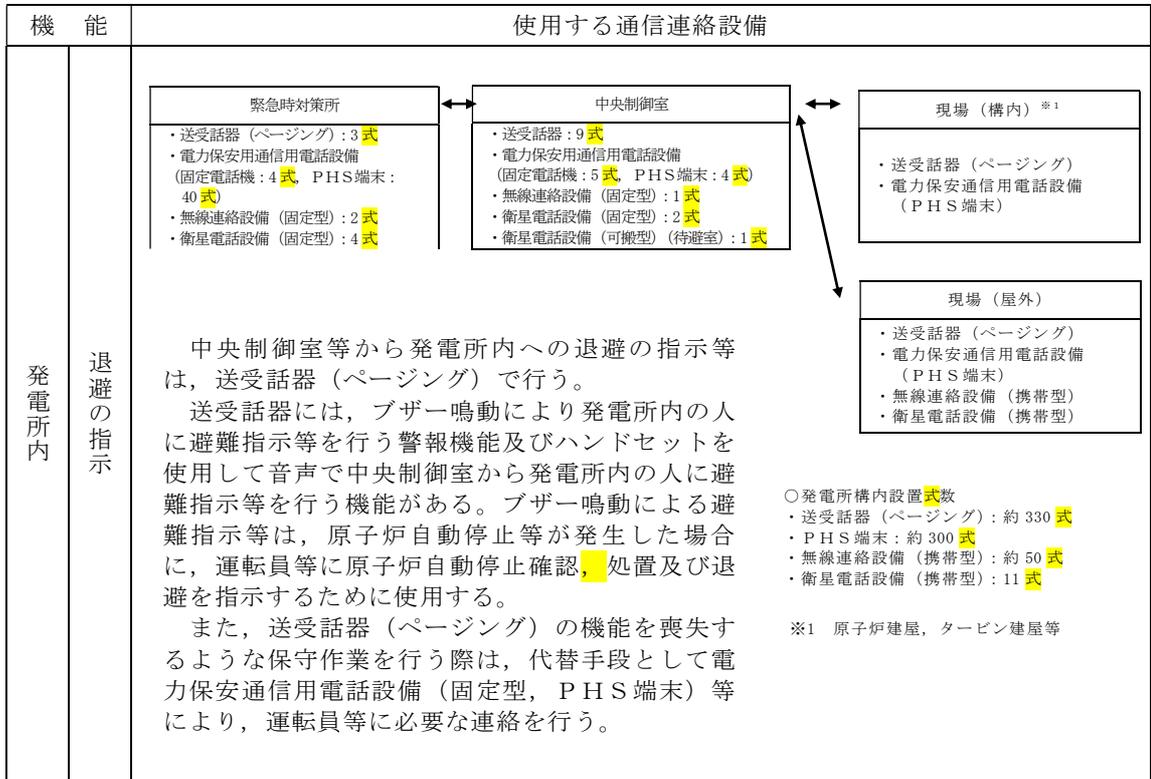
$$= 12.9 \text{ 本}$$

$$\doteq 13 \text{ 本}$$

名 称	衛星電話設備（可搬型）（待避室）	
式 数	式	1

【設定根拠】

重大事故等時に正圧化した中央制御室待避室に運転員が待避した場合においても、中央制御室待避室に衛星電話設備（可搬型）（待避室）を設置することで、発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡が可能な設計とする。



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第59-6-1図 機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）

名 称		データ表示装置（待避室）
式 数	式	1
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>データ表示装置（待避室）は、重大事故等時において、運転員が中央制御室待避室に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。</p>		

第59-6-1表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（1/6）

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均
	平均出力領域計装 A
	平均出力領域計装 B
	平均出力領域計装 C
	平均出力領域計装 D
	平均出力領域計装 E
	平均出力領域計装 F
	起動領域計装 A
	起動領域計装 B
	起動領域計装 C
	起動領域計装 D
	起動領域計装 E
	起動領域計装 F
	起動領域計装 G
	起動領域計装 H
炉心冷却の状態確認	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（S A広帯域）
	原子炉水位（S A燃料域）
	原子炉圧力
	原子炉圧力（S A）
	高压炉心スプレイ系系統流量
	低压炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量A
	残留熱除去系系統流量B
	残留熱除去系系統流量C
	逃がし安全弁出口温度

【設定根拠】（続）

第59-6-1表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（2/6）

目 的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉再循環ポンプ入口温度
	原子炉給水流量
	原子炉圧力容器温度
	残留熱除去系熱交換器入口温度
	高压代替注水系系統流量
	低压代替注水系原子炉注水流量
	常設低压代替注水系ポンプ流量
	代替循環冷却系原子炉注水流量
	代替淡水貯槽水位
	6.9kV 母線 2 A - 1 電圧
	6.9kV 母線 2 A - 2 電圧
	6.9kV 母線 2 B - 1 電圧
	6.9kV 母線 2 B - 2 電圧
	6.9kV 母線 2 C 電圧
	6.9kV 母線 2 D 電圧
	6.9kV 母線 H P C S 電圧
	D / G 2 C 遮断器 (660) 閉
	D / G 2 D 遮断器 (670) 閉
	H P C S D / G 遮断器 (680) 閉
	圧力容器フランジ温度
	125V D C 2 A 母線電圧
	125V D C 2 B 母線電圧
	6.9kV 緊急用母線電圧
	480V 緊急用母線電圧

【設定根拠】 (続)

第59-6-1表 データ表示装置 (待避室) で確認できるパラメータ (3/6)

目 的	対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (B)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (A)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (B)
	ドライウエル圧力 (広帯域)
	ドライウエル圧力 (狭帯域)
	ドライウエル圧力
	サブプレッション・チェンバ圧力
	サブプレッション・プール圧力
	ドライウエル雰囲気温度
	サブプレッション・プール水温度 (平均値)
	サブプレッション・プール水温度
	サブプレッション・プール雰囲気温度
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
	サブプレッション・プール水位
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)
	格納容器内水素濃度 (S A)
	格納容器内酸素濃度 (S A)
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
	格納容器下部水位
	格納容器下部水温
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

【設定根拠】 (続)

第59-6-1表 データ表示装置 (待避室) で確認できるパラメータ (4/6)

目的	対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ入口温度
	残留熱除去系熱交換器出口温度
	残留熱除去系海水系系統流量
	残留熱除去系A注入弁全開
	残留熱除去系B注入弁全開
	残留熱除去系C注入弁全開
	格納容器内スプレイ弁A (全開)
	格納容器内スプレイ弁B (全開)
放射線隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタA
	主排気筒放射線モニタB
	主排気筒モニタ (高レンジ)
	主蒸気管放射線モニタA
	主蒸気管放射線モニタB
	主蒸気管放射線モニタC
	主蒸気管放射線モニタD
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B
	NS4内側隔離
	NS4外側隔離
	主蒸気内側隔離弁A全閉
	主蒸気内側隔離弁B全閉
	主蒸気内側隔離弁C全閉
	主蒸気内側隔離弁D全閉
	主蒸気外側隔離弁A全閉
	主蒸気外側隔離弁B全閉
	主蒸気外側隔離弁C全閉
主蒸気外側隔離弁D全閉	

【設定根拠】（続）

第59-6-1表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（5/6）

目 的	対象パラメータ
環境の情報確認	S G T S A作動
	S G T S B作動
	S G T S モニタ（高レンジ）A
	S G T S モニタ（高レンジ）B
	S G T S モニタ（低レンジ）A
	S G T S モニタ（低レンジ）B
	耐圧強化ベント系放射線モニタ
	放水口モニタ（T-2）
	モニタリングポスト（A）
	モニタリングポスト（B）
	モニタリングポスト（C）
	モニタリングポスト（D）
	モニタリングポスト（A）広域レンジ
	モニタリングポスト（B）広域レンジ
	モニタリングポスト（C）広域レンジ
	モニタリングポスト（D）広域レンジ
	大気安定度 10分値
	18m ベクトル平均風向 10分値
	71m ベクトル平均風向 10分値
	140m ベクトル平均風向 10分値
	18m ベクトル平均風速 10分値
	71m ベクトル平均風速 10分値
	140m ベクトル平均風速 10分値

【設定根拠】 (続)

第59-6-1表 データ表示装置 (待避室) で確認できるパラメータ (6/6)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)
	使用済燃料プール水位・温度 (S A)
	使用済燃料プール温度
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置スクラビング水温度
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
非常用炉心冷却系 (E C C S) の状態等	自動減圧系 A作動
	自動減圧系 B作動
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動
	高压炉心スプレイ系ポンプ起動
	高压炉心スプレイ系注入弁全開
	低压炉心スプレイ系ポンプ起動
	低压炉心スプレイ系注入弁全開
	残留熱除去系ポンプA起動
	残留熱除去系ポンプB起動
	残留熱除去系ポンプC起動
	残留熱除去系A注入弁全開
	残留熱除去系B注入弁全開
	残留熱除去系C注入弁全開
	全制御棒全挿入
津波監視	取水ピット水位
	潮位

名 称			酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計
検知範囲	酸 素	vol%	0.0~40.0
	二酸化炭素	vol%	0.0~5.0

**【設定根拠】**

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、可搬型重大事故等対処設備として配置するものである。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、外気から中央制御室及び中央制御室待避室への空気の取込みを停止した場合に、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するためのものである。

なお、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室に設置するための1個に予備1個を加えて、合計2個を中央制御室内に保管する。

1. 検知範囲

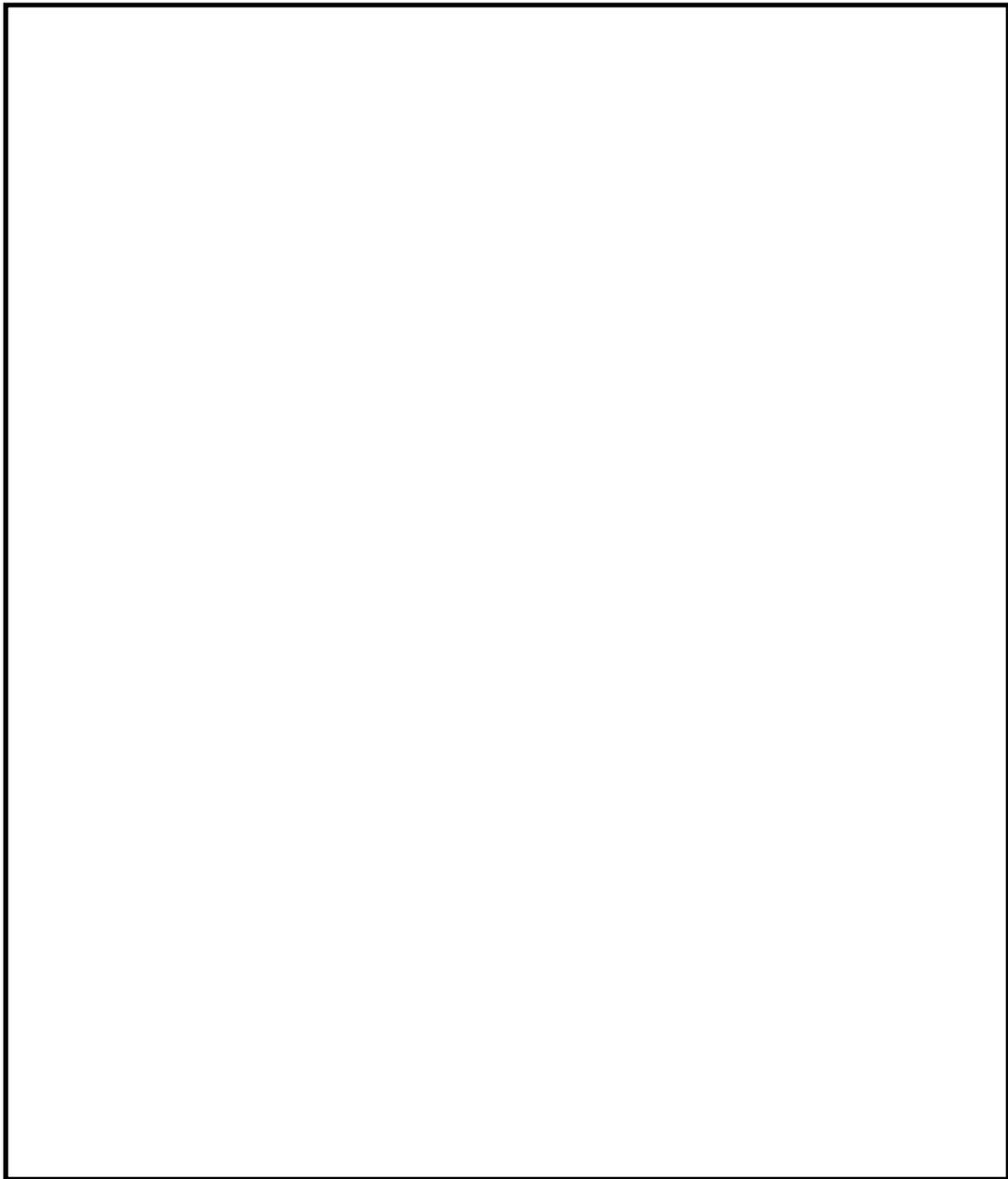
1.1 酸素濃度

酸素濃度計は、「労働安全衛生法」の「酸素欠乏症等防止規則」に基づき、空気中の酸素濃度18vol%を十分に満足する範囲の検知が可能な設計とする。また、酸素濃度計は、±0.1vol%の表示精度を有する設計とする。

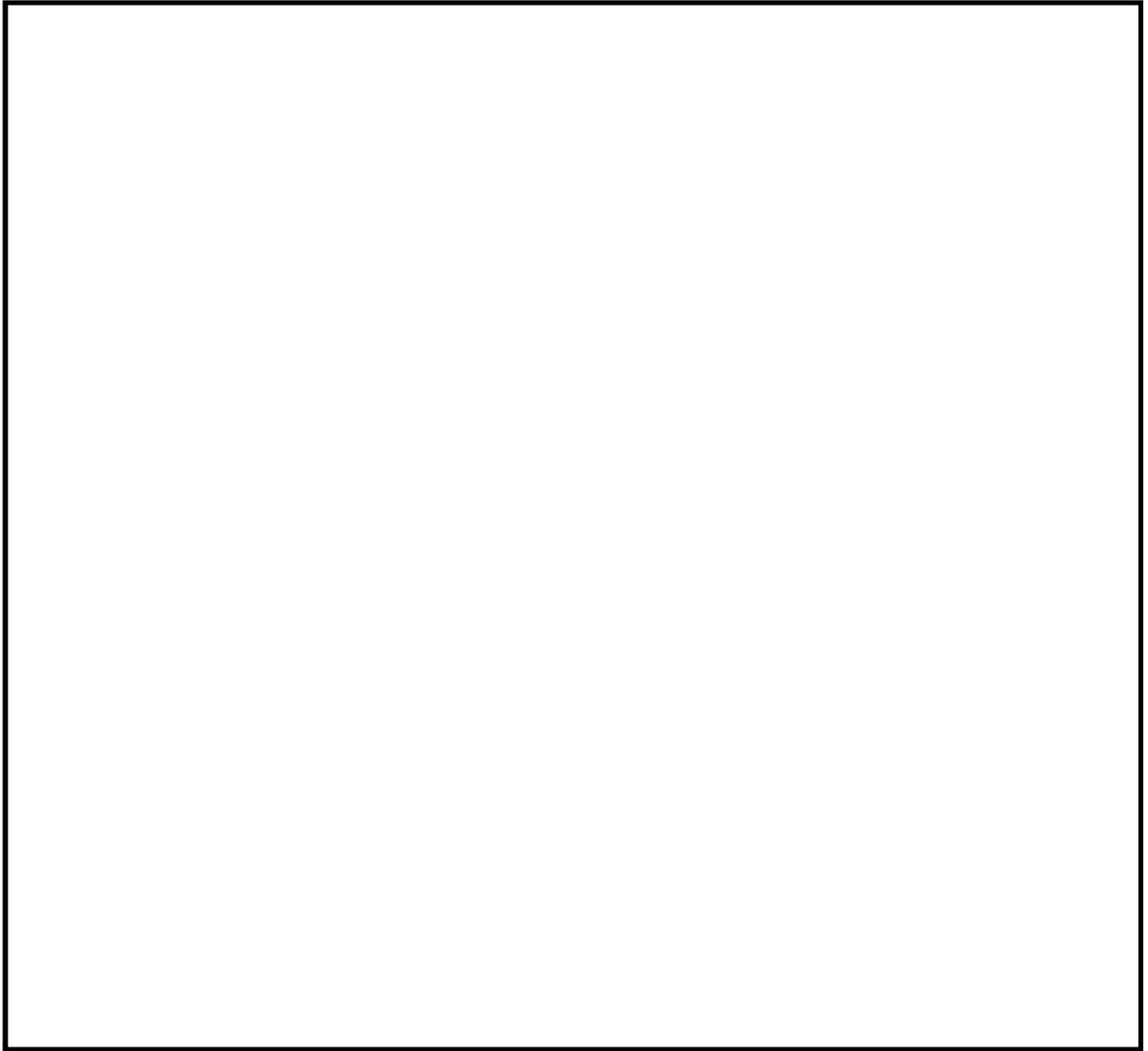
1.2 二酸化炭素濃度

二酸化炭素濃度計は、J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき、空気中の二酸化炭素濃度0.5vol%を十分に満足する範囲の検知が可能な設計とする。また、二酸化炭素濃度計は、±3.0%F.S.の表示精度を有する設計とする。

59-7 保管場所図

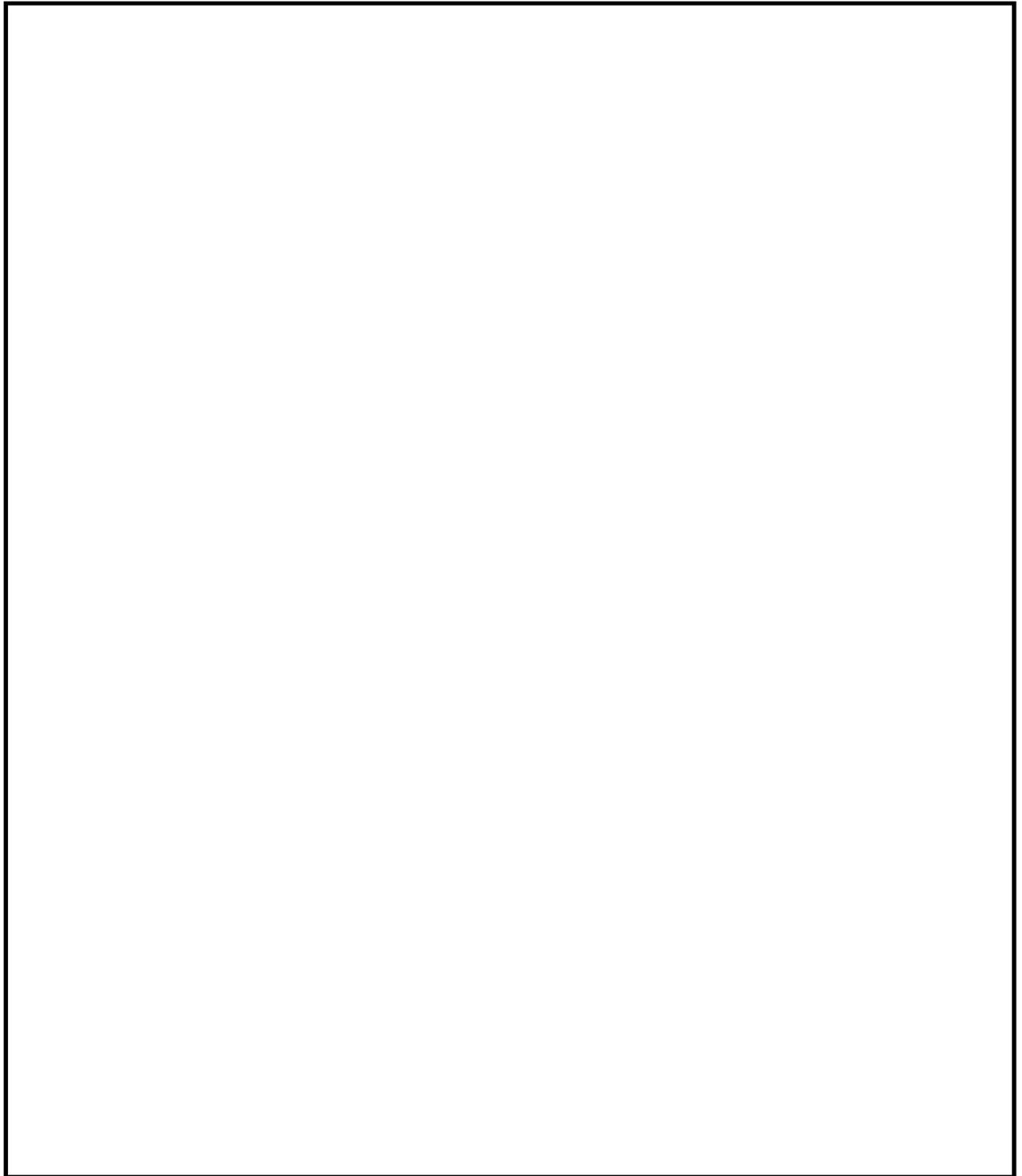


第59-7-1図 衛星電話設備（可搬型）（待避室），データ表示装置（待避室），可搬型照明（S A），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計  
保管場所図（原子炉建屋附属棟3階）



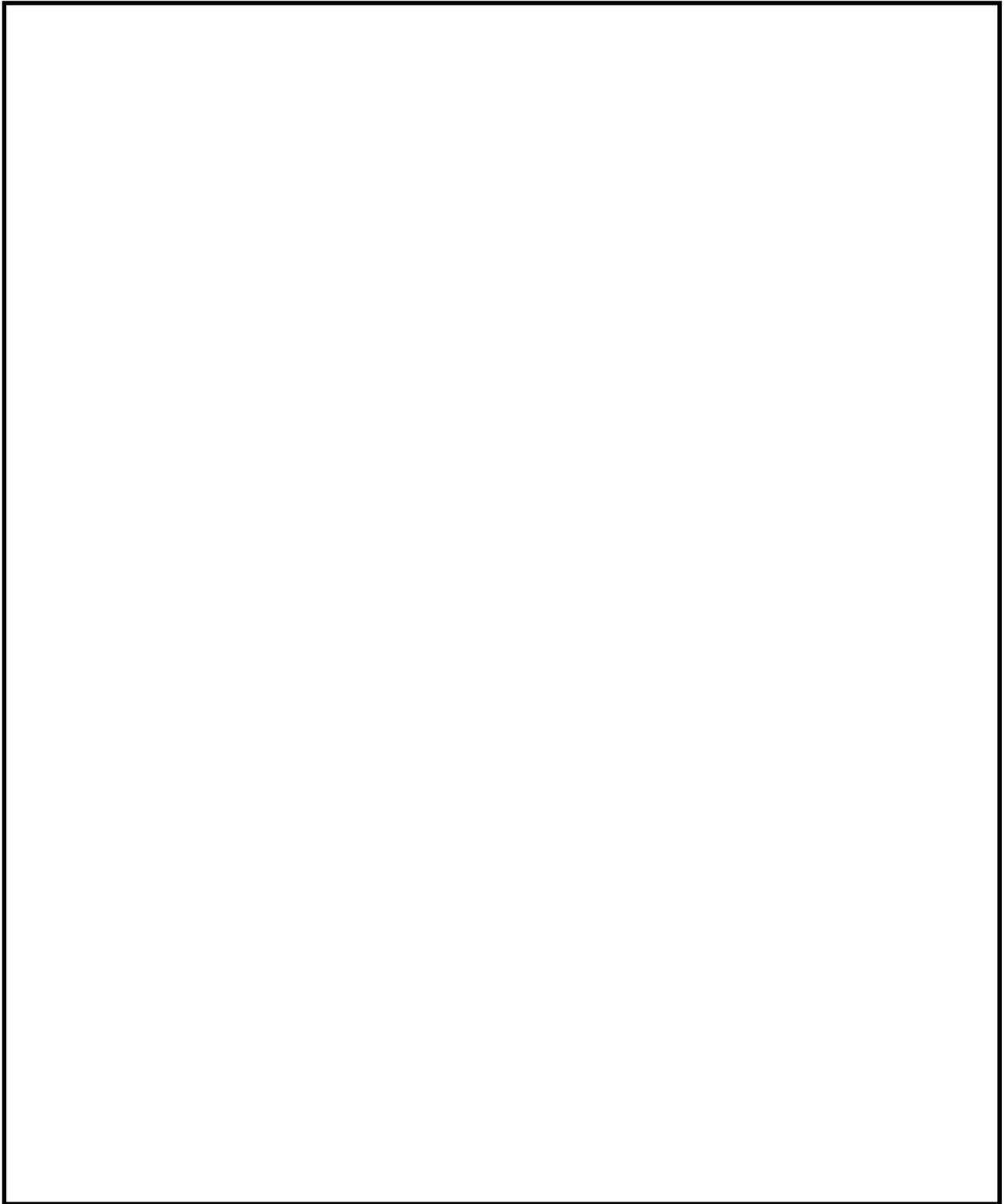
第59-7-2図 可搬型照明（S A）保管場所図（原子炉建屋附属棟4階）

59-8 アクセスルート



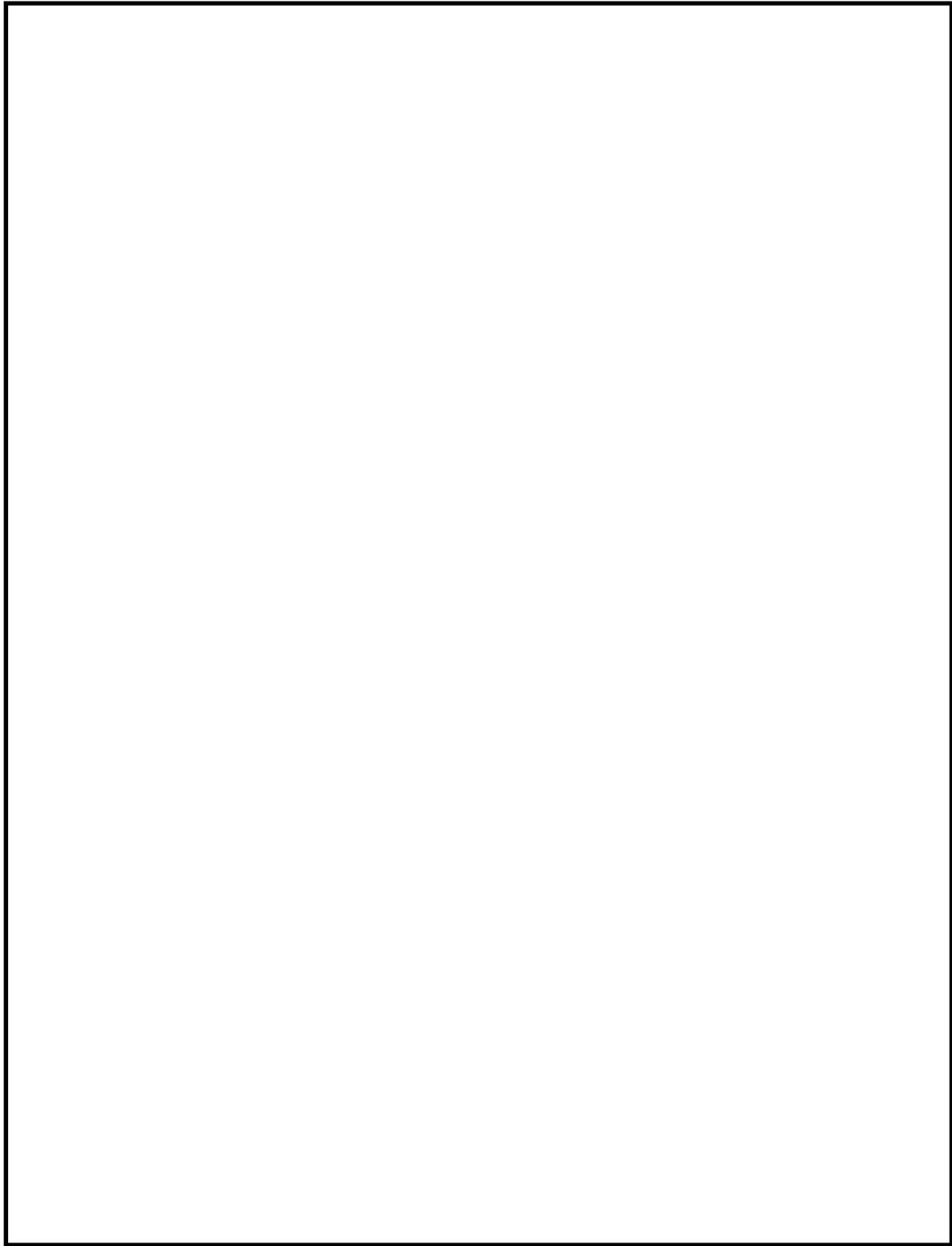
第 59-8-1 図 中央制御室アクセスルート (原子炉建屋付属棟 1 階)

59-8-2



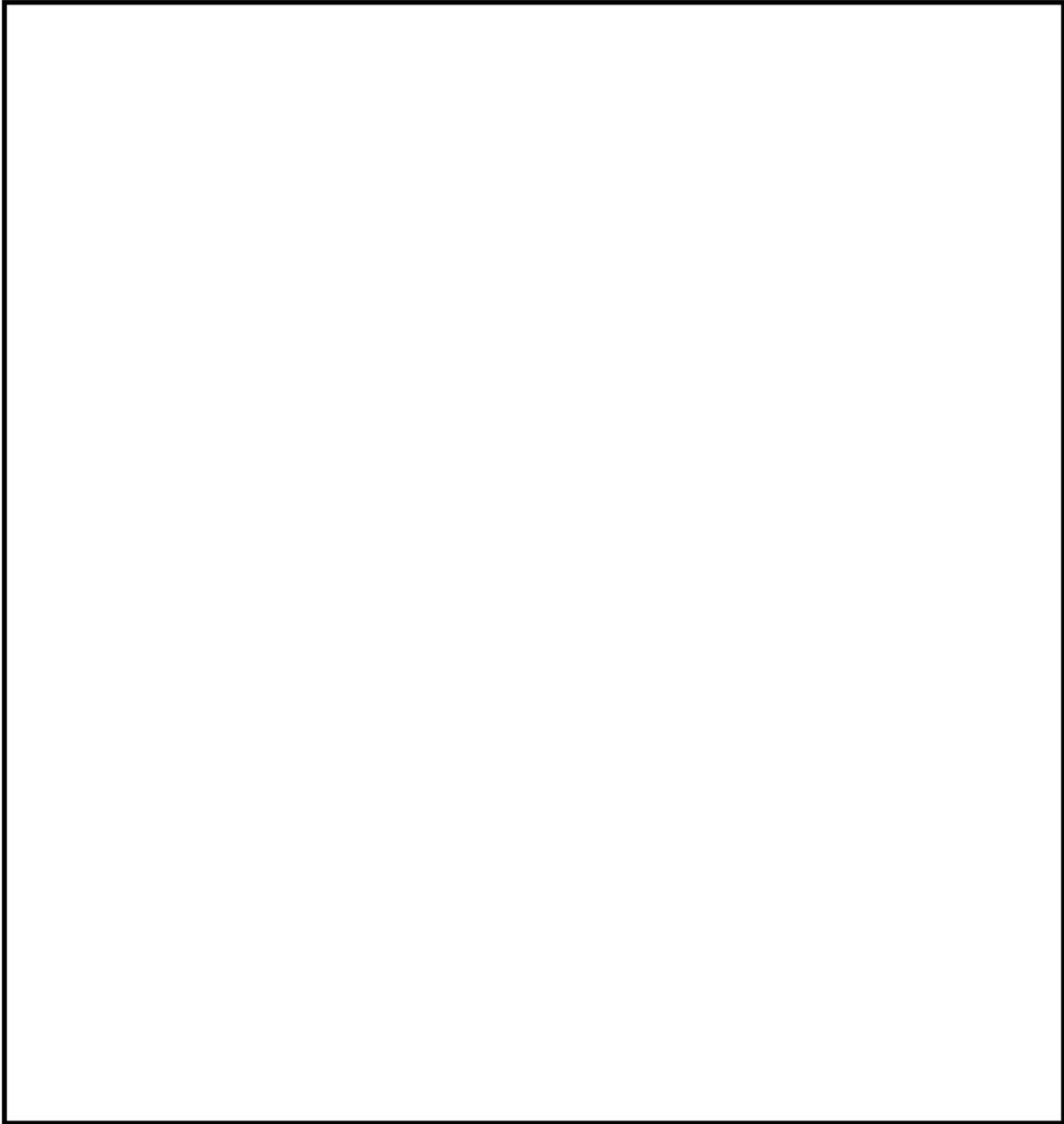
第 59-8-2 図 中央制御室アクセスルート (原子炉建屋付属棟中 2 階)

59-8-3



第 59-8-3 図 中央制御室アクセスルート (原子炉建屋付属棟 3 階)

59-8-4



第 59-8-4 図 中央制御室アクセスルート (原子炉建屋付属棟 4 階)

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

## 目 次

1. 概 要
  - 1.1 新規制基準への適合方針
  - 1.2 設計における想定シナリオ
  
2. 設計方針
  - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
    - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
    - 2.1.2 津波・構内監視カメラについて
    - 2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル
    - 2.1.4 津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等
    - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
  - 2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について
    - 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
    - 2.2.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理
  - 2.3 汚染の持ち込み防止について
  - 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
    - 2.4.1 概 要
    - 2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧
    - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
    - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
  - 2.5 重大事故等時の電源設備について

### 3. 添付資料

- 3.1 中央制御室待避室の運用について
- 3.2 配備する資機材の数量について
- 3.3 チェンジングエリアについて
- 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
- 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
- 3.6 中央制御室待避室の内部寸法について
- 3.7 ブローアウトパネルに係る設計方針

# 1. 概要

## 1.1 新規制基準への適合方針

### (1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室について、「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」第 26 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 38 条における追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項及びその適合方針は、以下の第 1.1-1 表及び第 1.1-2 表のとおりである。

第 1.1-1 表 「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」第 26 条（原子炉制御室等）

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	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の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 <u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p>	<p>第 26 条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第 1 項第 1 号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p>2 第 1 項第 2 号に規定する「<u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する</u>」とは、<u>原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p>	<p>(追加要求事項への適合方針は以下のとおり)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>中央制御室は、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により、自然現象等の外部事象を昼夜にわたり監視できる設計とする。</u></li> <li>・ <u>気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。</u></li> <li>・ <u>公的機関の警報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて</u></li> </ul>

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	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の解釈	適合方針
		受信可能とする。
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。</p> <p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性</p>	<p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できる通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。</p> <p>6 第3項第1号に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。</p>	<p>・「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置期間※内に実施することとし、今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。</p> <p>※ 経過措置：平成32年5月1日以後の最初の施設定期検査終了の日まで</p>

<p>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</p>	<p>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の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備</p>		

第 1.1-2 表 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」

第 38 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等) 第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。</p>	<p>第 38 条（原子炉制御室等）</p> <p>8 <u>第 3 項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第 4 項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第 5 項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第 5 項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の</p>	<p>適合方針</p> <p>・「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」第 26 条第 1 項第 2 号に同じ。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p>配備，着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは，運転員が必要な交替も含め，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり，必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に，原子炉制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員が原子炉制御室に入り，とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度 100mSv 以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は，判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</u></p> <p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価手法（内規）に基づき，原子炉制御室換気設備の新設の際，原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際，及び，定期的に測定を行い，運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>1 3 第5項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には，有毒ガスの発生時において，原子炉制御室の運転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ことを含む。「防護措置」には，必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備，着用等運用面の対策を含む。</p>	<p>適合方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し，運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し，実効線量が 100mSv 以下であることを確認している。</li> <li>・フィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。</li> </ul>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p>	<p>1 4 第5項第1号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記-9）」によること。</p> <p>1 5 第5項第2号に規定する「換気設備の隔離」とは、原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい、「換気設備」とは、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。</p>	<p>・「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」第26条第3項第1号に同じ。</p>
<p>6 <u>原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p>1 4 <u>第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	<p>・<u>中央制御室には、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。</u></p>

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、「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」第 59 条及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 74 条における追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項及びその適合方針は、以下の第 1.1-3 表のとおりである。

第 1.1-3 表 「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」第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

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	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の解釈	適合方針
<p>(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備) 第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合(重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。)においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第 59 条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備) 1 第 59 条に規定する「重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。)が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第 49 条、第 50 条、第 51 条又は第 52 条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。  2 第 59 条に規定する「運転員が第 26 条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>適合方針</p> <p>(なお、重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。)</p>

<p>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</p>	<p>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の解釈</p>	<p>適合方針</p>
	<p>a) <u>原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p>b) <u>炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p>① <u>本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（S A）等）を設置する設計とする。</u></li> <li>• <u>重大事故発生時において、運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（S A）等）は、常設代替交流電源設備から給電可能な設計とする。</u></li> <li>• <u>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。</u></li> <li>• <u>原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損モードにおいて想定している、大破断 L O C A 時に高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗するシーケンス（代替循環冷却系を使用しない場合）を選定する。</u></li> </ul>
	<p>② <u>運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>③ <u>交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>④ <u>判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <u>マスクの着用を考慮し、その実施のための体制を整備する。</u></li> <li>• <u>運転員は 5 直 2 交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</u></li> </ul>

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	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の解釈	適合方針
	<p>c) <u>原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p> <p>d) 上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p> <p>e) BWRにあつては、上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>・<u>中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体汚染検査（モニタリング）を行うためのサーベイエリア、脱衣（作業服の着替え）を行うための脱衣エリア、身体に付着した放射性物質を除去するための除染エリア及びサーベイエリア等から中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するためのクリーンエリアを設ける設計とする。</u></p> <p>・<u>テントハウス及び扉付シート壁並びにチェンジングエリアと中央制御室の間の気密扉により中央制御室への汚染の持ち込みを防止する設計とする。</u></p>

※ なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第74条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）も同様の記載のため、省略する。

なお、原子炉制御室に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を第1.1-4表に示す。

第 1.1-4 表 重大事故対処設備に関する概要 (59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備) (1/3)

系統機能	設 備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類			
		設 備	耐震重要 度分類		分 類	機 器 クラス		
中央制御室換気系による 居住性の確保	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設 可搬型	(重大事故等対処施設)	—		
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	中央制御室換気系空気調和機ファン	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	中央制御室換気系フィルタ系ファン			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	中央制御室換気系給排気隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	中央制御室換気系排煙装置隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	中央制御室換気系フィルタユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	中央制御室換気系ダクト・ダンパ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	SA-2		
原子炉建屋ガス処理系による 居住性の確保	非常用ガス再循環系排風機			(非常用ガス再循環系)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	非常用ガス再循環系配管・弁・フ ィルタユニット [流路]					常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	非常用ガス処理系排風機	(非常用ガス処理系)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	非常用ガス処理系配管・弁・フ ィルタユニット [流路]			常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	非常用ガス処理系排気筒 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—		
	原子炉建屋原子炉棟	その他設備に記載						

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

第 1.1-4 表 重大事故対処設備に関する概要 (59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備) (2/3)

系統機能	設 備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設 備	耐震重要 度分類		分 類	機 器 クラス
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による 居住性の確保	ブローアウトパネル閉止装置	—	—	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	ブローアウトパネル閉止装置開閉 状態表示	—	—	常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
	ブローアウトパネル開閉状態表示	—	—	常設	常設重大事故緩和設備 <sup>※1</sup>	—
中央制御室待避室による 居住性の確保	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室空気ポンプユニ ット (空気ポンプ)	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A - 3
	中央制御室待避室空気ポンプユニ ット (配管・弁)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A - 2
	差圧計 <sup>※2</sup>	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備 (可搬型) (待避室)	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星制御装置	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星制御装置～衛星電話設備 (屋 外アンテナ) 電路 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ表示装置 (待避室)	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
可搬型照明 (S A) による 居住性の確保	可搬型照明 (S A)	中央制御室照明	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

※1 常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため、本分類としている。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1-4 表 重大事故対処設備に関する概要 (59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備) (3/3)

系統機能	設 備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設 備	耐震重要 度分類		分 類	機 器 クラス
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保	酸素濃度計 <sup>※1</sup>	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	二酸化炭素濃度計 <sup>※1</sup>	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
チェン징エリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	可搬型照明 (S A)	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

## 1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に示す。

### (1) 設計基準事故時の想定シナリオ

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条12に記載のとおり、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

### (2) 重大事故時の想定シナリオ

重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放射性物質による被ばくが支配的であることから、放射性物質の放出量が多くなる事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。

炉心損傷を前提とした重大事故では、大規模な放射性物質の放出が想定されるため、中央制御室の被ばく評価は厳しくなる。さらに、格納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は、中央制御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。

重大事故時における対応として、代替循環冷却系を使用できず、格納容器ベントを実施する場合は、格納容器圧力の抑制のため格納容器ベント実施までは代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイによる圧力抑制効果を高くする観点で、格納容器圧力を比較的高い領域で維持するため、代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、大気への放射性物質の放出量が多くなる。さらに、サブプレッション・プール水位が通

常水位+6.5mに到達した時点で、格納容器ベントを実施するため、放射性物質の放出量が多くなる。

また、原子炉建屋ガス処理系の起動により、原子炉建屋から大気への放射性物質の放出率低減効果に期待できることから、事象進展が早く原子炉建屋ガス処理系の起動前の格納容器貫通部等からの漏えい量が多いほど、大気への放出量が多くなる。さらに、炉心損傷時間が早いほど、早期に格納容器内に放出される放射性物質は多くなるため、格納容器貫通部からの漏えい量も多くなる。

以上より、代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合、さらに、炉心損傷の時間が早く評価上想定している原子炉建屋ガス処理系の起動までの時間が長い場合には、放射性物質の放出量が多くなる。

第1.2-1表に重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響を示す。第1.2-1表に示すとおり、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした重大事故のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象を中央制御室の被ばく評価で想定する事象として選定する。

第 1.2-1 表 重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響

事象	重大事故			中央制御室被ばく 評価への影響
	静的負荷シナリオ※1		DCH シナリオ※2	
	代替循環冷却系 を使用する	代替循環冷却系 を使用できない	代替循環冷却系 を使用する	
格納容器 ベント	実施しない	実施する	実施しない	格納容器圧力が高い状態で推移すると、格納容器からの漏えい率が大きくなり、放出量が多くなる。格納容器ベントを実施すると、放射性物質が大気へ放出されるため、放出量が多くなる。
	代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。	格納容器圧力が高い状態で推移する。また、格納容器ベント実施に伴い放射性物質を大気へ放出する。	代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。	
炉心損傷時間（燃料被覆管温度 1,000K 到達時間を想定）	約 4 分		約 39 分	大気への放出率低減効果に期待できる原子炉建屋ガス処理系の起動（事象発生 2 時間後）までに、炉心損傷時間が早いほど放出量が多くなる。
	大破断 L O C A を想定しており、早期（原子炉建屋ガス処理系起動前）に炉心損傷に至る。		静的負荷シナリオよりは遅いが、原子炉建屋ガス処理系起動前に炉心損傷に至る。	

※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」の事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）

※2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」, 「原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事故シーケンス「過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の手動減圧失敗 + DCH」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）, 「過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + F C I（ペデスタル）, デブリ冷却失敗（ペデスタル）」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を想定

## 2. 設計方針

### 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

#### 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の外の状況の把握が可能な設計とする。概略を第2.1-1 図に、配置を第2.1-2 図に示す。

##### (1) 津波・構内監視カメラ

原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、**高潮**、地震及び津波）並びに自然現象等による発電所構内及び原子炉施設への影響の概況を原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により、昼夜にわたり監視できる設計とする。

##### (2) 取水ピット水位計／潮位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

##### (3) 気象観測設備

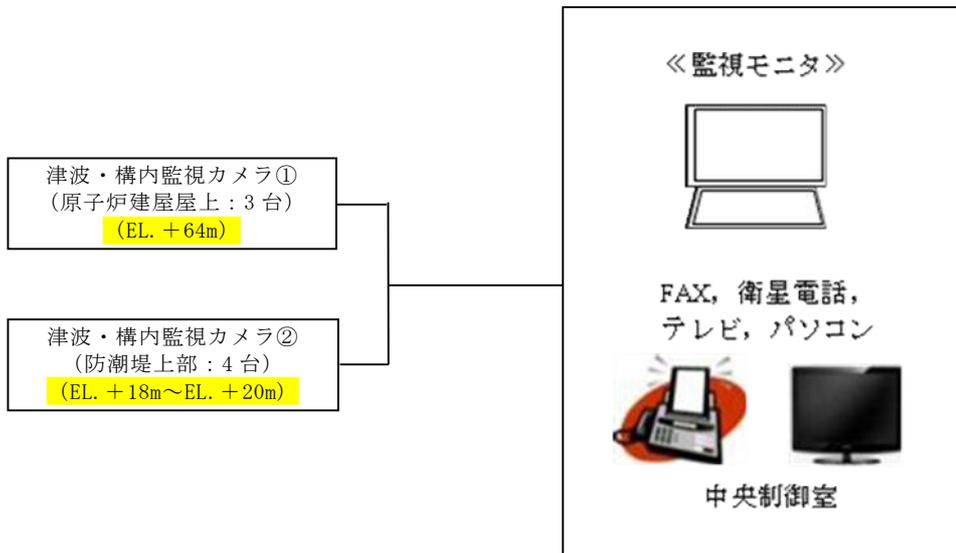
発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

また、周辺モニタリング設備により、発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

 : D B 範囲

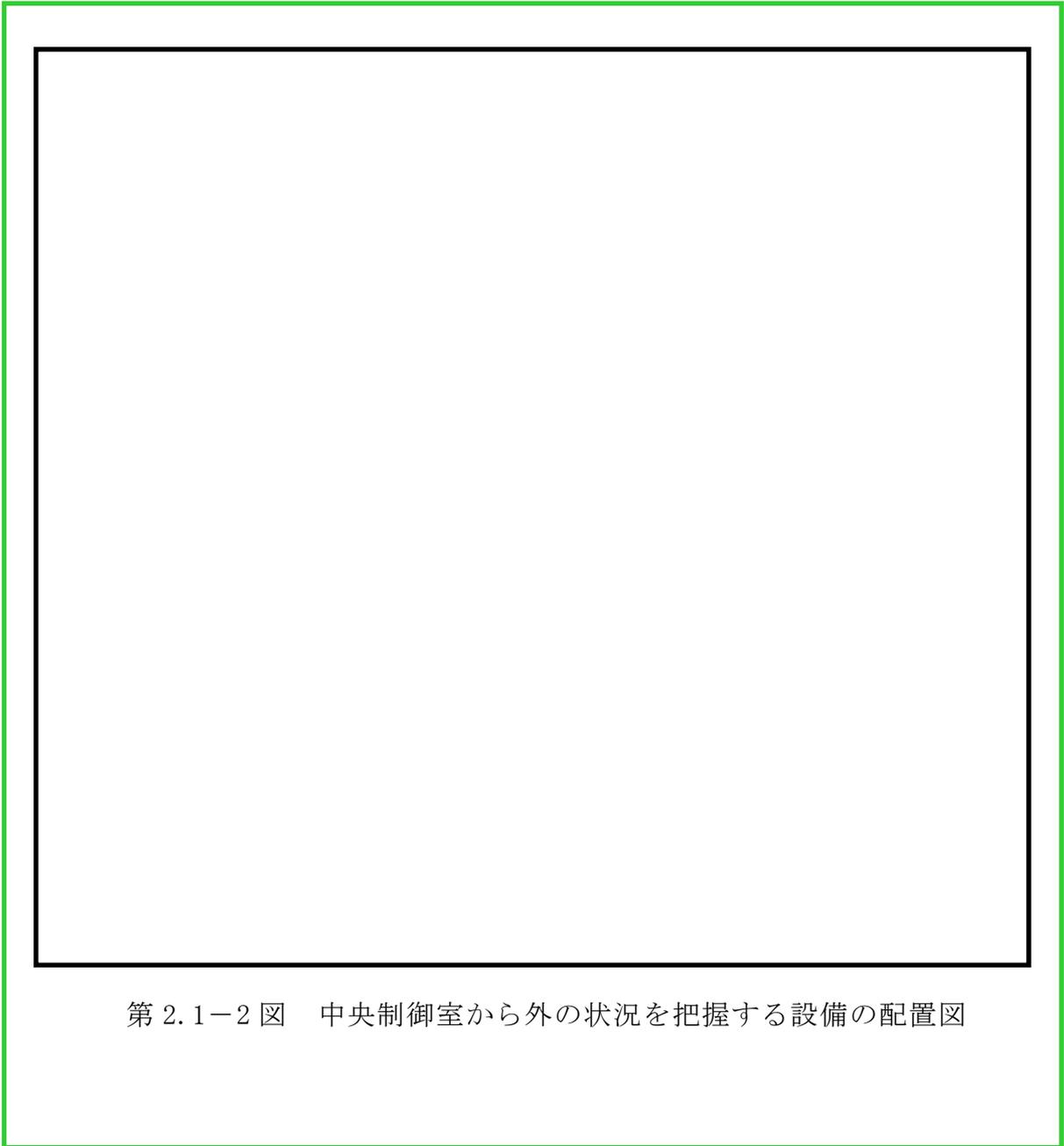
(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関等からの地震，津波，竜巻情報等を入手するために，中央制御室に電話，FAX 等を設置する。また，社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで，雷・降雨予報，天気図等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計とする。



第 2.1-1 図 中央制御室における外部状況把握の概略

 : DB 範囲



 : D B 範囲

### 2.1.2 津波・構内監視カメラについて

津波・構内監視カメラは、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、**高潮**、地震及び津波）並びに自然現象等による発電所構内及び原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P. +17.1m）の影響を受けない高所に設置する。

第 2.1-1 表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

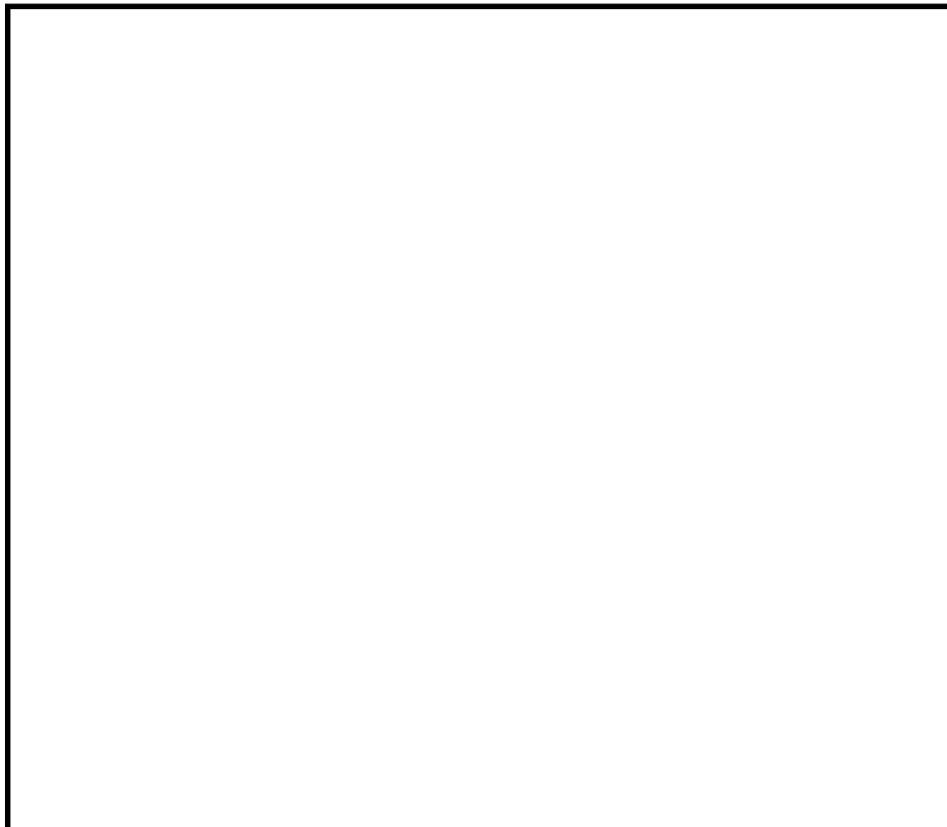
津波・構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるように配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、発電所構内のタービン建屋付近等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また、一部死角となるタービン建屋付近に設置する主変圧器及び起動変圧器については、津波・構内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能であるため、自然現象等による影響を十分把握可能である。なお、中央制御室にて警報による監視も可能である。

同エリアにあるアクセスルートについては、目視監視を行う時間が確保できることから、問題はない。津波・構内監視カメラが監視可能な原子炉施設及び周辺の発電所構内範囲を第 2.1-3 図に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は、津波・構内監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで、外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握する。

第 2.1-1 表 津波・構内監視カメラの概要

津波・構内監視カメラ	
外 観	
カメラ構成	可視光及び赤外線
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	Sクラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重及び設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重及び設置高さにて設計
台 数	原子炉建屋屋上 3 台, 防潮堤上部 4 台



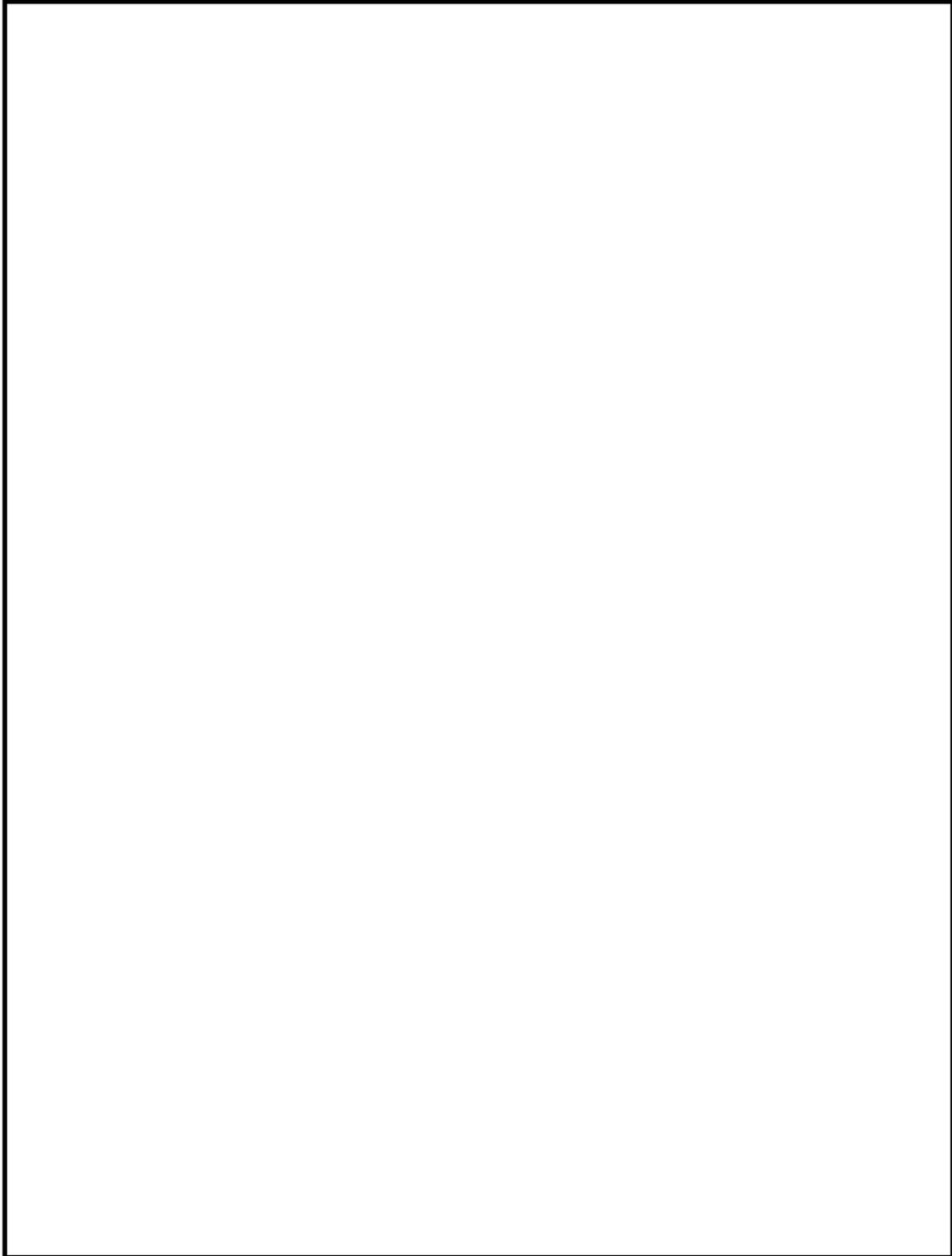
※1 一部死角となるエリアがあるが、死角となるのは、構内のタービン建屋付近（主変圧器、起動変圧器）等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

第 2.1-3 図 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

### 2.1.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、津波・構内監視カメラにより監視できる映像のサンプルを第 2.1-4 図に示す。

また、津波・構内監視カメラの撮影方向を第 2.1-5 図に示す。



 : DB 範囲

#### 2.1.4 津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震，津波並びに「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の解釈」第6条に記載されている「想定される自然現象」及び「原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち，津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1-2表に示す。

第2.1-2表 津波・構内監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第6条 選定事象※1		第4条	第5条	把握できる原子炉施設の外の状況
	自 然	人 為	地 震	津 波	
風（台風）	○				風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜 巻	○				
降 水	○				発電所構内の排水状況や降雨の状況
積 雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落 雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
火 山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
高 潮	○				高潮・津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津 波				○	
地 震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
外部火災※2	○	○			火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突		○			発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

※1 6条まとめ資料「東海第二発電所 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

※2 外部火災は「森林火災」及び「近隣工場等の火災」を含む。

: D B 範囲

### 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータを第2.1-3表に示す。

第2.1-3表 津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータ

パラメータ	測定レンジ	測定レンジの考え方	
大気温度	-10~40℃	測定下限は、凍結リスクが生じる0℃をカバーできる設定とする。	
雨量	0~49.5 mm (記録紙印字幅)	積算雨量を記録紙に印字し、50 mmを超えると記録紙は再度0mmから印字する。1時間当たりの積算雨量から、1時間雨量(mm/h)を読みとることができる設計とする。	
風向 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)	0~540° (N~S)	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計とする。	
風速 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)	0~30m/s (10分間平均値)	陸地内部で通常起こりうる風速を測定できる設定とする。	
日射量	0~1.2kW/m <sup>2</sup>	大気安定度を識別できる設計とする。	
放射収支量	0.05~-0.25kW/m <sup>2</sup>		
取水口潮位 (新設)	EL. -5.0~20.0m	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び非常用海水系ポンプの取水可能水位(-6.08m)を把握可能な設計とする。 なお、設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(第2.1-3表)	
取水ピット水位 (新設)	EL. -7.8~2.3m		
空間線量率 (モニタリング・ポスト A~D)	低レンジ	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>5</sup> nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(10 <sup>8</sup> nGy/h=10 <sup>-1</sup> Gy/h)を満足する設計とする。
	高レンジ	10 <sup>-8</sup> ~10 <sup>-1</sup> Gy/h	

: D B 範囲

## 2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

### 2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を第 2.2-1 表に示す。

第 2.2-1 表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0~40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電 源	電 源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
	検知原理	ND I R（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0~5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S.
	電 源	電 源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

 : D B 範囲

 : S A 範囲

## 2.2.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

「労働安全衛生法」， J E A C 4622－2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び「鉱山保安法施行規則」を踏まえ，酸素濃度が19%を下回るおそれのある場合又は二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれのある場合に，外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用とする。なお，法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は，以下のとおりである。

「酸素濃度の人体への影響について」を第2.2-2表に，「二酸化炭素濃度の人体への影響について」を第2.2-3表に示す。

### (1) 酸素濃度

#### 酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

#### 鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

一 鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

第2.2-2表 酸素濃度の人体への影響について（〔出典〕厚生労働省ホームページ（抜粋））

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛，吐き気
12%	目まい，筋力低下
8%	失神昏倒，7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒，呼吸停止，死亡

 : D B 範囲

 : S A 範囲

(2) 二酸化炭素濃度

【**鉱山保安法施行規則**】(一部抜粋)  
 第十六条の一  
 一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」 (一部抜粋)  
 【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み  
 中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内の CO<sub>2</sub>濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。  
 (1) 許容 CO<sub>2</sub>濃度  
 事務所衛生基準規則(昭和 47 年労働省令第 43 号、最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号)により、事務室内の CO<sub>2</sub>濃度は 100 万分の 5000 (0.5%) 以下と定められており、中央制御室の CO<sub>2</sub>濃度もこれに準拠する。  
 したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度 (0.5%) を許容濃度とする。

第 2.2-3 表 二酸化炭素濃度の人体への影響について ([出典] 消防庁「二酸化炭素消火設備の安全対策について (通知)」平成 8 年 9 月 20 日)

二酸化炭素濃度	症状発現までの暴露時間	人体への影響
< 2%		はっきりした影響は認められない
2%~3%	5~10 分	呼吸深度の増加, 呼吸数の増加
3%~4%	10~30 分	頭痛, めまい, 悪心, 知覚低下
4%~6%	5~10 分	上記症状, 過呼吸による不快感
6%~8%	10~60 分	意識レベルの低下, その後意識喪失へ進む, ふるえ, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある
8%~10%	1~10 分	同上
10% <	< 数分	意識喪失, その後短時間で生命の危険あり
30%	8~12 呼吸	同上



: D B 範囲



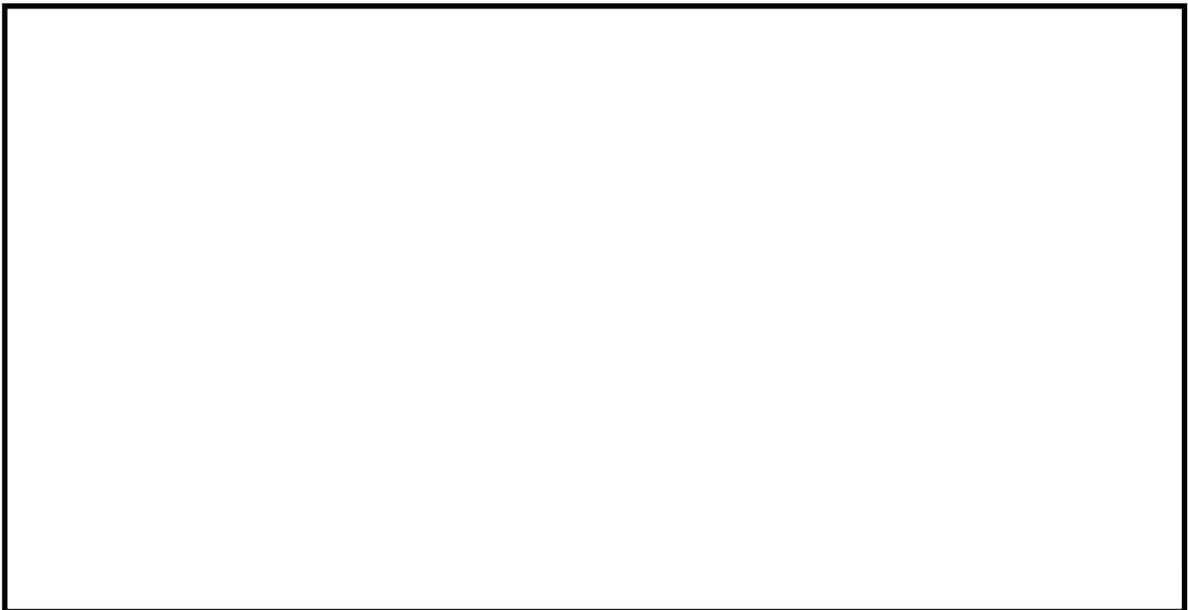
: S A 範囲

### 2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

チェンジングエリアは，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際等に利用する。

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋内で中央制御室バウンダリに隣接した場所である空調機械室内に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，可搬型照明（S A）を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概要図を第 2.3-1 図に示す。



第 2.3-1 図 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概要図

 : S A 範囲

## 2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

### 2.4.1 概 要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備として、遮蔽設備，換気系設備，通信連絡設備，データ表示装置（待避室），照明設備，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設置又は保管する。

中央制御室は，周囲に遮蔽が設置されており，重大事故等が発生した場合に中央制御室換気系給排気隔離弁により外気との連絡口を遮断し，空気調和機ファン及びフィルタ系ファンによる高粒子フィルタ及びチャコールフィルタを通した閉回路循環方式とし，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避室は，中央制御室内に設置し，中央制御室待避室空気ポンプユニットにより中央制御室待避室内の遮蔽に囲まれた空間を正圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断することで，重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。また，中央制御室待避室は，重大事故時に格納容器圧力逃がし装置を作動させた場合においても，中央制御室にとどまる必要のある最低限の要員である3名を収容可能な設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室は，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，居住性を確保していることの確認が可能な設計とする。また，中央制御室に保管している可搬型照明（SA）及びデータ表示装置（待避室）を中

中央制御室待避室に設置することで、継続的にプラントの監視を行うとともに、通信連絡設備により外部との連絡を可能とし、必要に応じて中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

 : S A 範囲

#### 2.4.2 中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室待避室正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、中央制御室待避室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室の設計最高温度である 48.9℃、隣接区画の温度を外気の設計最低温度である -12.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の天井高さは最大約 2m であるため、以下のとおり約 5.1Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+48.9^\circ\text{Cの乾き空気} \\ &\quad \text{の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0963 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 2 [\text{m}] \\ &= 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\doteq 5.1 [\text{Pa}]\end{aligned}$$

このため、正圧化バウンダリの必要差圧は、設計裕度を考慮して隣接区画 +10Pa とする。

 : SA範囲

### 2.4.3 中央制御室の居住性確保

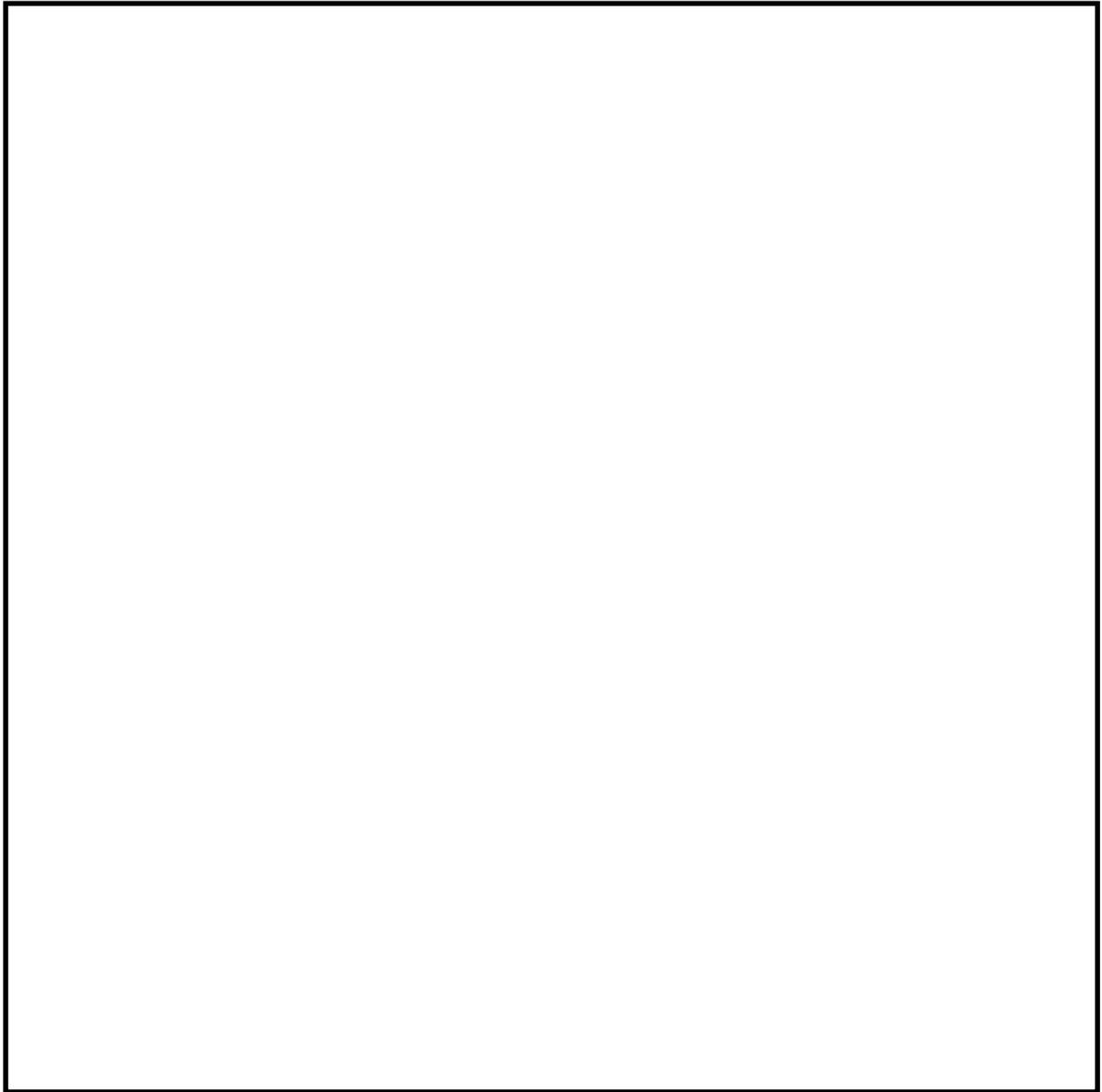
#### (1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による中央制御室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。通常時に**おいて**、中央制御室換気系は、外気を一部取り入れる再循環方式により空気調整を行っているが、重大事故等時に**おいて**は、外気取入れのための**中央制御室換気系**給排気隔離弁を全閉とし、中央制御室換気系を閉回路循環方式とすることで、フィルタを介さない外気の中央制御室内への流入を防止する設計とする。また、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

 : S A 範囲

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備は、コンクリート厚さ  の建屋躯体と一体となった壁であり、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。第 2.4-1 図に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



第 2.4-1 図 中央制御室遮蔽 配置図

 : S A 範囲

### (3) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要図を、第 2.4-2 図に示す。

重大事故等時において、中央制御室換気系は、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお、外気との遮断は、中央制御室換気系給気隔離弁 4 台及び中央制御室換気系排気隔離弁 2 台の合計 6 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により、中央制御室からスイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。また、中央制御室排煙装置との隔離は、中央制御室換気系排煙装置隔離弁 3 台により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

中央制御室換気系は、外気との遮断が長期にわたり、室内の環境条件が悪化した場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。なお、中央制御室換気系については、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から受電するまでの間は起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、全交流動力電源喪失後、2 時間後に起動することを条件として評価しており、居住性を確保できることを確認している。

#### 【設備仕様】

- 中央制御室換気系空気調和機ファン

台 数 1 (予備1)

容 量 約42,500m<sup>3</sup>/h (1台当たり)

- 中央制御室換気系フィルタ系ファン

台 数 1 (予備1)

容 量 約5,100m<sup>3</sup>/h (1台当たり)

- 中央制御室換気系フィルタユニット

型 式 高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内

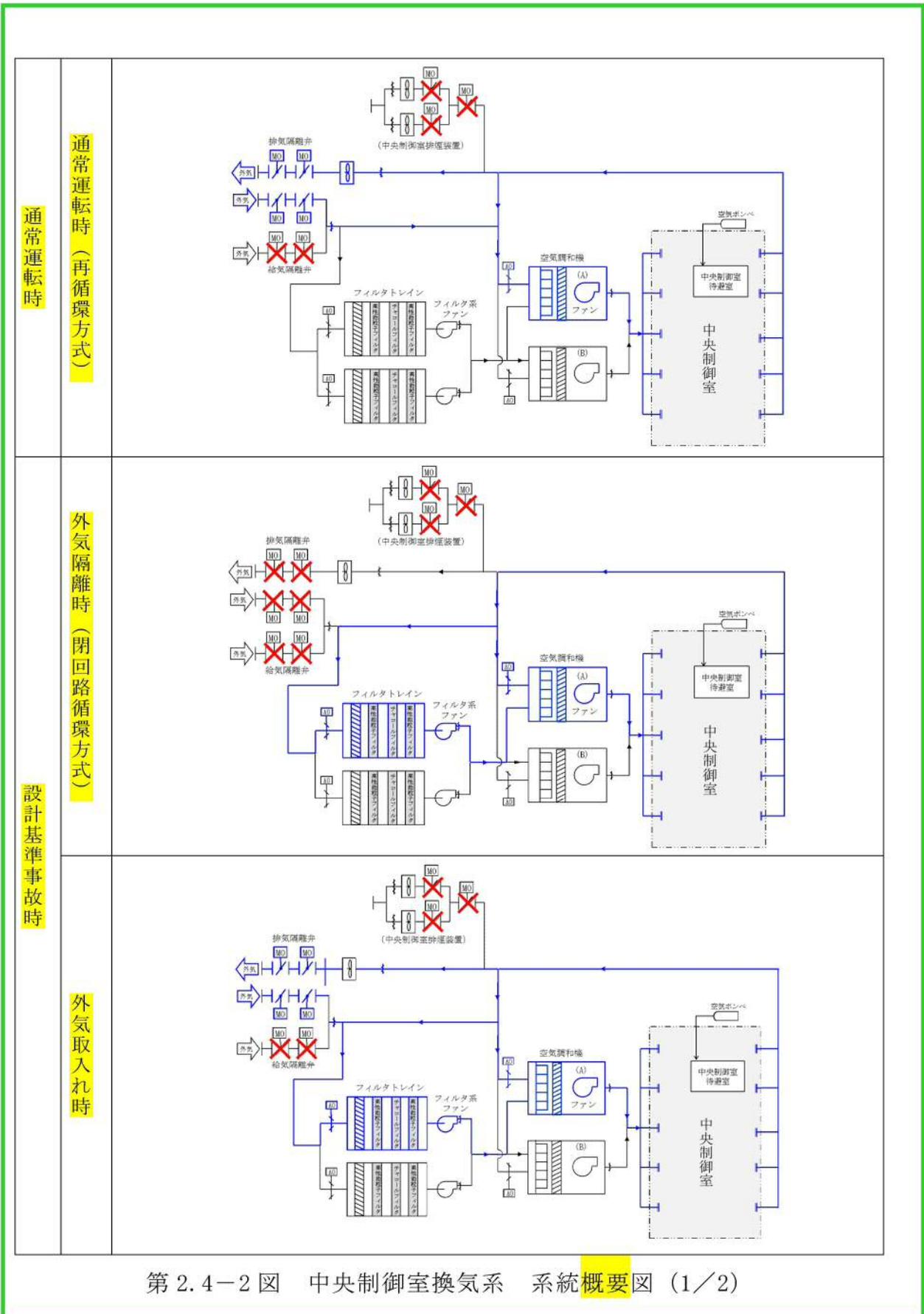
蔵型

基 数 1 (予備1)

粒子除去効率 99.97%以上 (直径0.5μm以上の粒子)

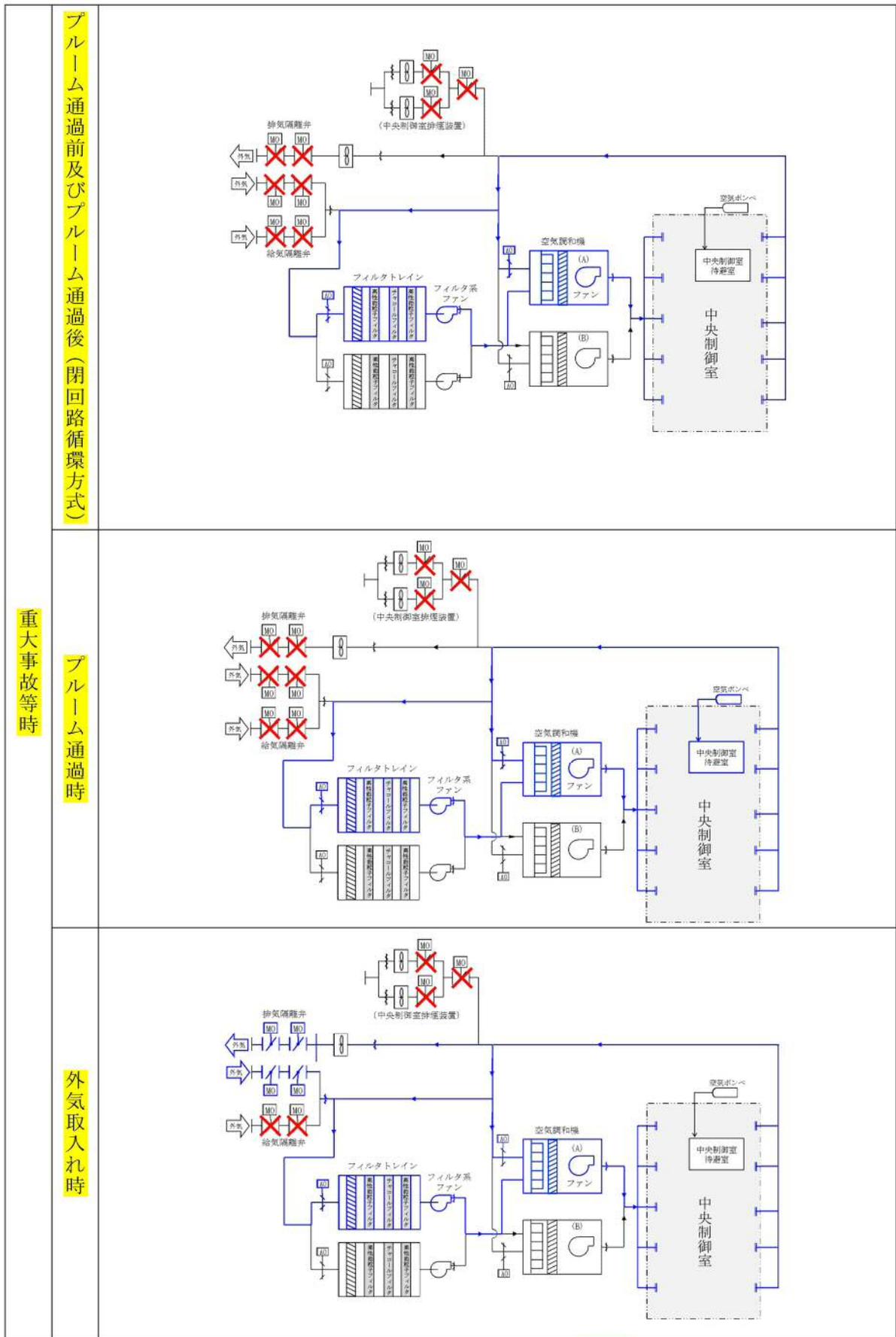
よう素除去効率 (総合除去効率) 97%以上

 : S A 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系 系統概要図 (1/2)

: D B 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系 系統概要図 (2/2)

#### (4) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器から漏えいする放射性物質による運転員の被ばくを低減するために設置している。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン、非常用ガス再循環系フィルタトレイン、配管・弁類、計測制御装置等で構成する。

原子炉建屋ガス処理系の概要図を第 2.4-3 図に示す。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減する設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

また、重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガス処理系を起動する際に、ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し、ブローアウトパネル開口部を閉止することで、原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお、ブローアウトパネル閉止装置は、人力での閉操作も可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電が可能な設計とする。

【設備仕様】

・非常用ガス処理系排風機

種 類	遠心型
容 量	3,570m <sup>3</sup> /h
台 数	1 (予備1)

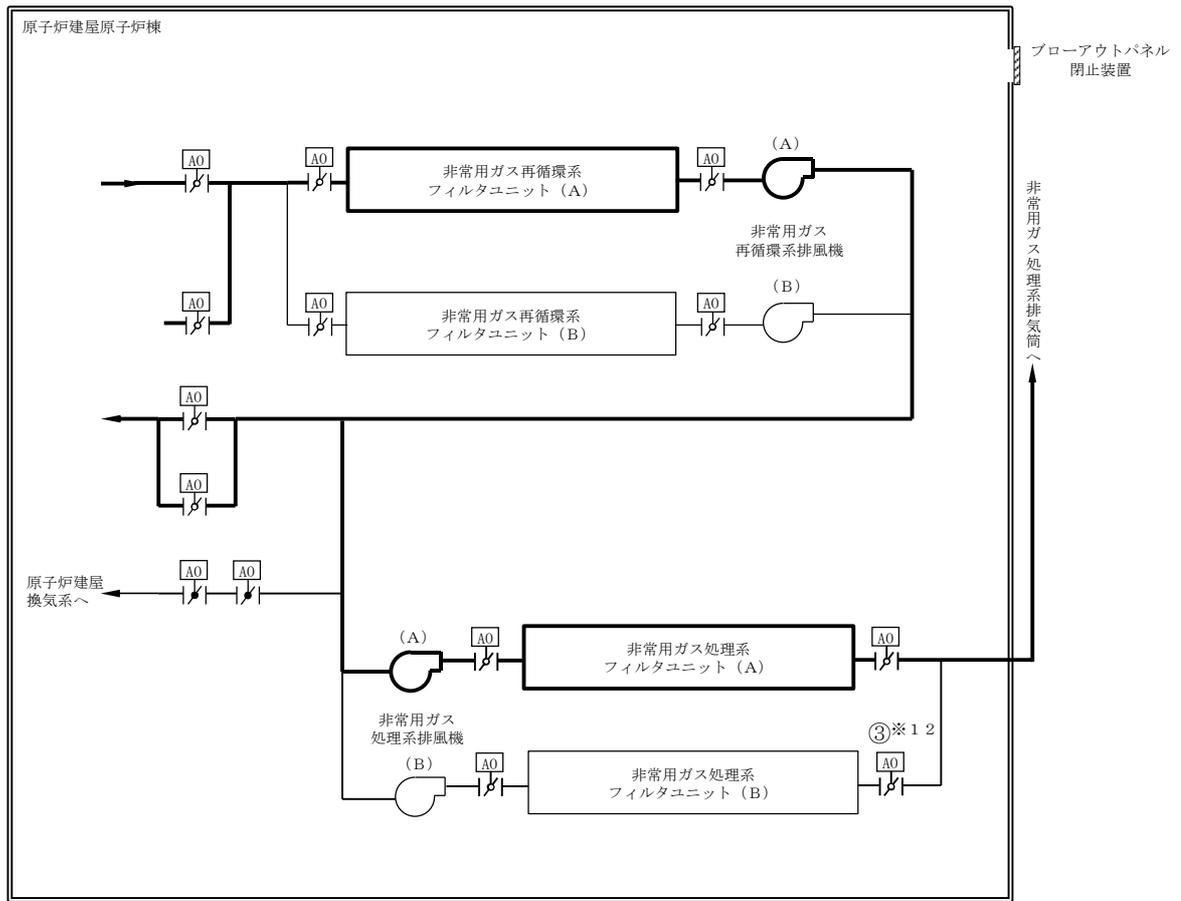
・非常用ガス再循環系排風機

種 類	遠心型
容 量	17,000m <sup>3</sup> /h
台 数	1 (予備1)

・ブローアウトパネル閉止装置

個 数	10
-----	----

 : S A 範囲



第 2.4-3 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図

： S A 範囲

#### 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

##### (1) 設計方針

中央制御室待避室は、鉛又はコンクリート壁等により遮蔽性能を高めた設計とする。また、中央制御室待避室は、気密性を高めた設計とするとともに、中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により中央制御室待避室を正圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。

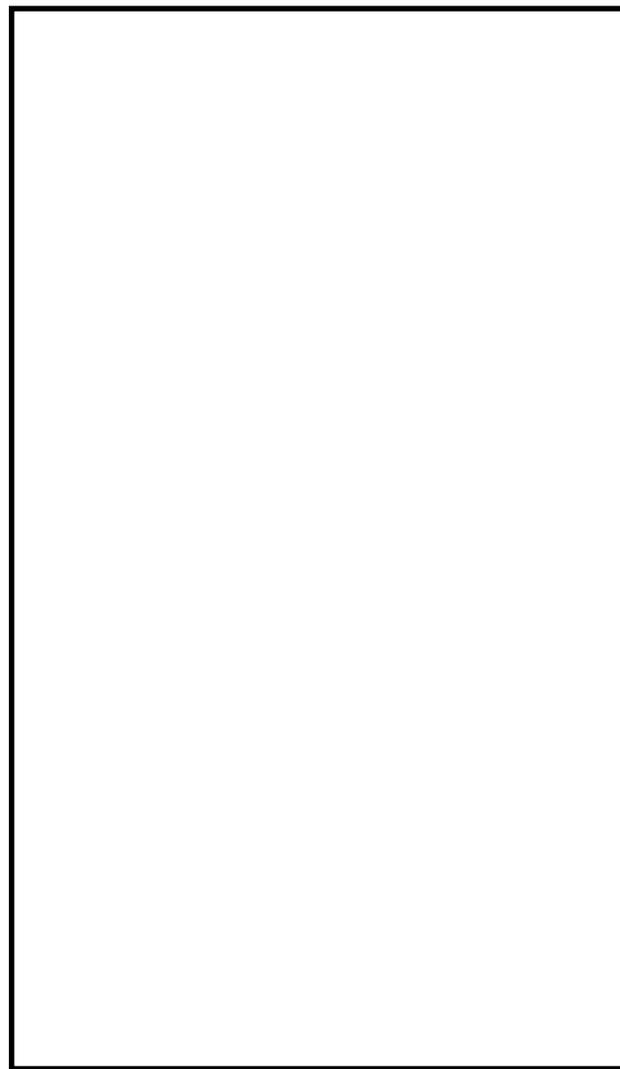
重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減する設計とする。また、2.4.2 項に示す中央制御室待避室正圧化の設計差圧であることを確認するため、差圧計を設置する。

 : S A 範囲

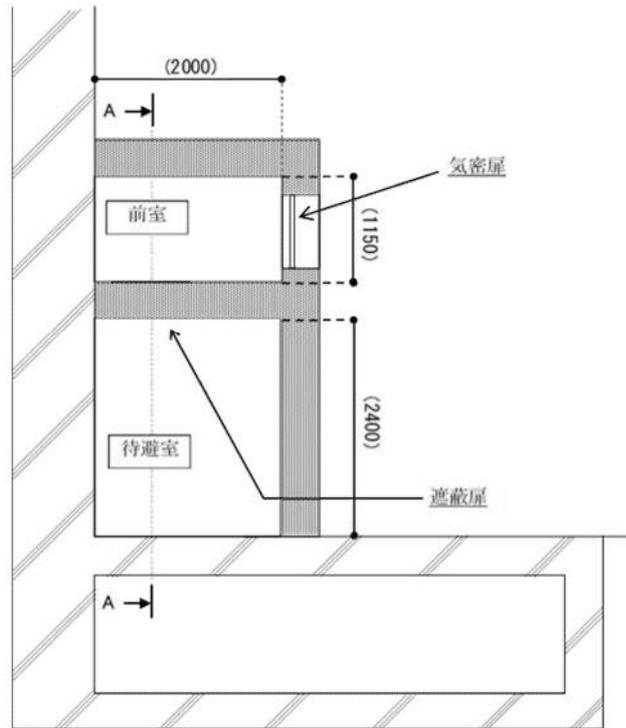
(2) 収容人数及び設置場所

格納容器圧力逃がし装置作動中は、中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており、中央制御室待避室は3名を収容できる設計とする。

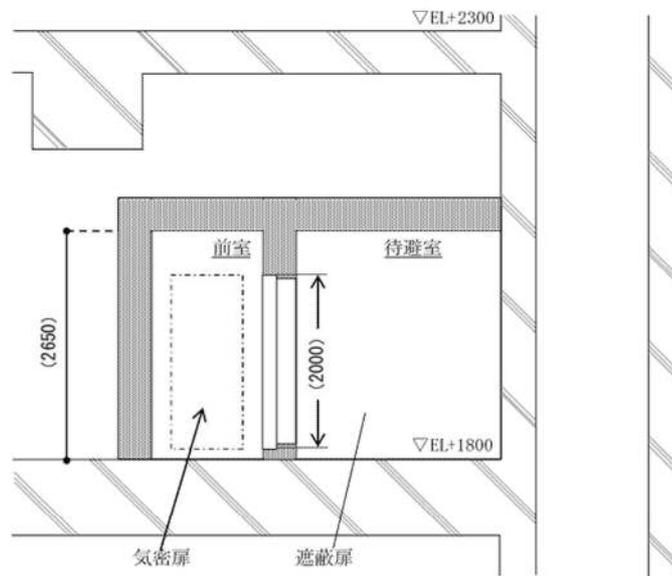
運転員が中央制御室待避室に待避している間、プラントの運転操作は行わないことを基本とするが、操作が必要な事象が発生した場合には即座に対応できるように、中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4-4図に、中央制御室待避室の概要図を第2.4-5図に示す。



第2.4-4図 中央制御室待避室 設置場所



(平面図)



(A-A断面図)

※ ( ) 内は概略寸法 [mm] を示す。  
 なお、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 2.4-5 図 中央制御室待避室 概要図

： S A 範囲

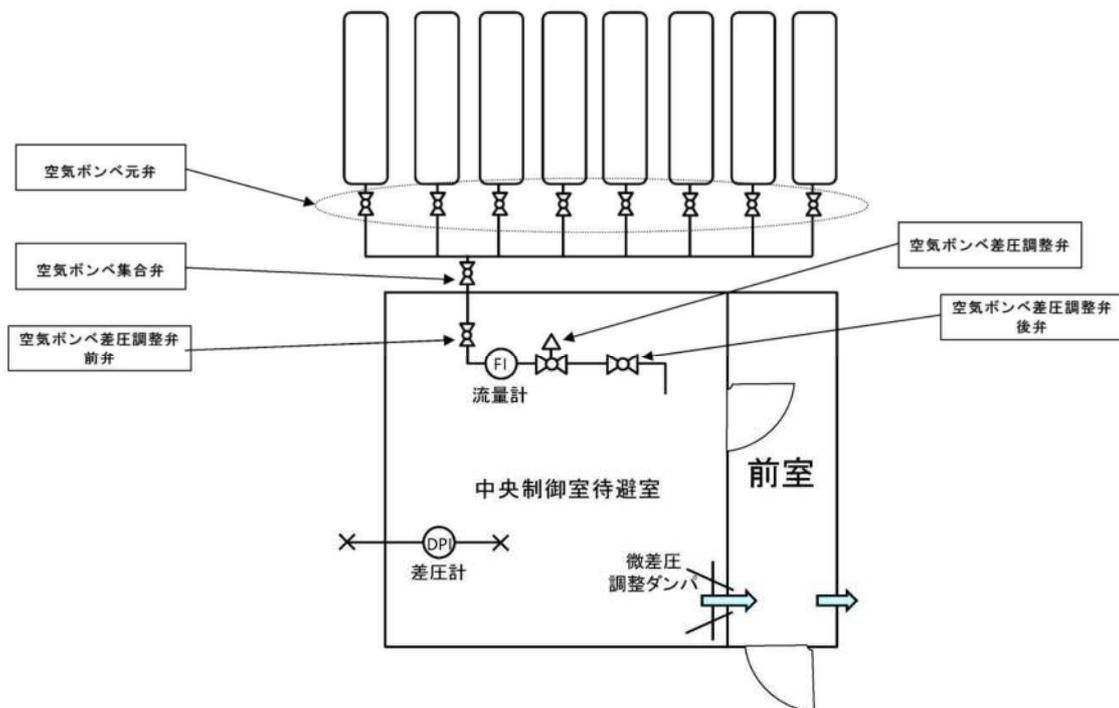
(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、鉛壁 20mm と同等以上の遮蔽能力を期待できるコンクリート壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。また、発電長等が出入りする扉については遮蔽扉を設置する。

(4) 中央制御室待避室空気ポンベユニット

a. 系統構成

中央制御室待避室空気ポンベユニットの概要図を第 2.4-6 図に示す。空気ポンベから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は、微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、中央制御室待避室内が微正圧であることを確認するため、差圧計を設置する。



第 2.4-6 図 中央制御室待避室空気ポンベユニット 概要図

： S A 範囲

b. 必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 3$  [名]
- ・許容二酸化炭素濃度： $C = 0.5$  [%] (J E A C 4622-2009)
- ・空気ボンベ中の二酸化炭素濃度： $C_0 = 0.0336$  [%]
- ・呼吸により排出する二酸化炭素量： $M = 0.022$  [ $m^3/h/人$ ]  
(空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・必要換気量： $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0)$  [ $m^3/h$ ]  
(空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\approx 14.2 \text{ [} m^3/h \text{]}$$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 3$  [名]
- ・吸気酸素濃度： $a = 20.95$  [%] (標準大気の酸素濃度)
- ・許容酸素濃度： $b = 19$  [%] (「鉱山保安法施工規則」)
- ・成人の呼吸量： $c = 0.48$  [ $m^3/h/人$ ] (空気調和・衛生工学便覧)
- ・乾燥空気換算酸素濃度： $d = 16.4$  [%] (空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b)$  [ $m^3/h$ ]  
(空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 3.36$$

$$\approx 3.4 \text{ [} m^3/h \text{]}$$

以上より、空気ボンベによる正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の  $14.2 m^3/h$  とする。

c. 必要ポンペ本数

中央制御室待避室は、中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として、ベント開始から5時間正圧化する。

中央制御室待避室を5時間正圧化するための必要最低限のポンペ本数は、二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンペ供給可能空気量 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ から、下記のとおり13本となる。したがって、格納容器圧力逃がし装置作動時、中央制御室待避室内に滞在する運転員（3名）が5時間滞在するために必要な本数は、13本である。なお、中央制御室待避室においては、正圧化試験により必要ポンペ本数が5時間の正圧化を維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンペ容量について決定する。

- ・ポンペ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ポンペ内容積：46.7L
- ・ポンペ供給可能空気量： $5.5\text{m}^3/\text{本}^*$

※ 空気ポンペは、標準圧力14.7MPaで $7\text{m}^3/\text{本}$ であるが、安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し、 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ とする。

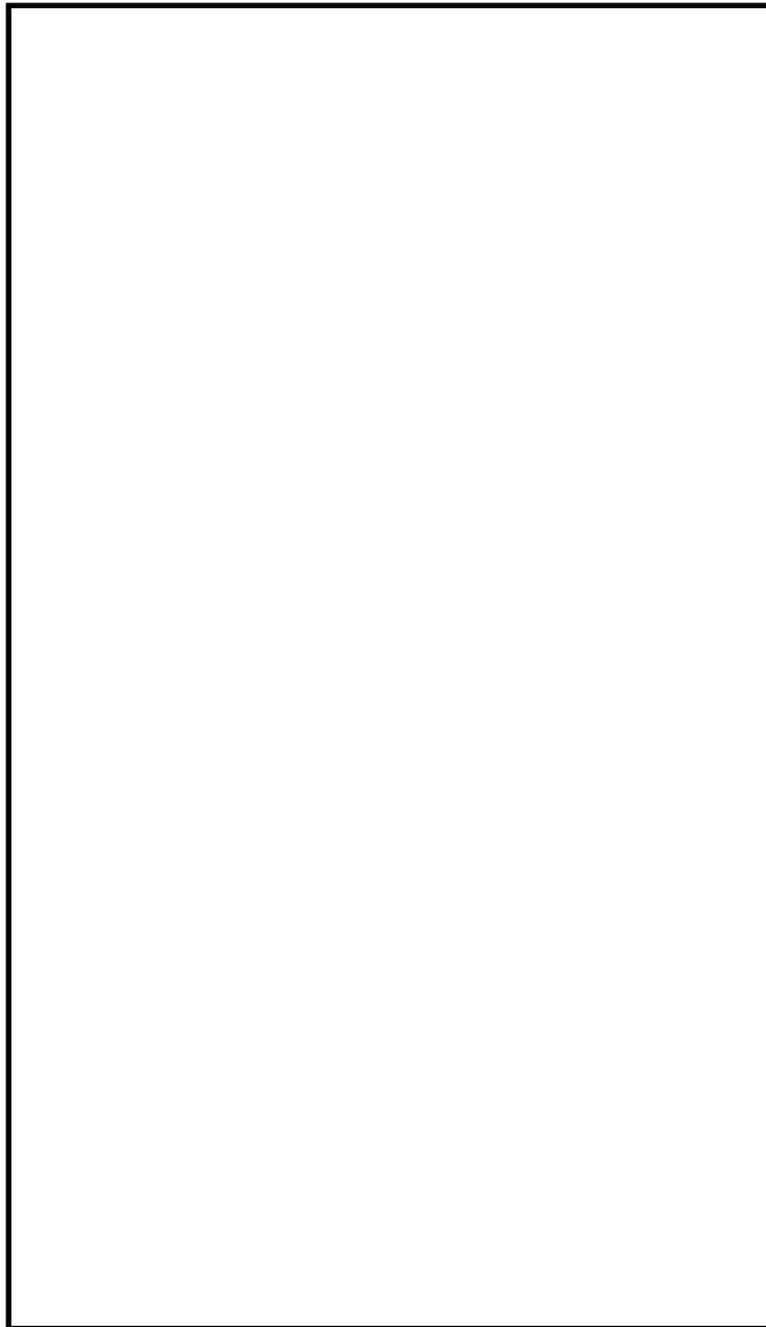
以上から、必要なポンペ本数は、下記の計算により、13本となる。

$$\begin{aligned} & 14.2 [\text{m}^3/\text{h}] \div 5.5 [\text{m}^3/\text{本}] \times 5 [\text{時間}] \\ & = 12.9 \\ & \approx 13 [\text{本}] \end{aligned}$$

： S A 範囲

d. 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の設置エリア

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、中央制御室近傍の原子炉建屋付属棟 3 階に配置し、中央制御室待避室に空気を供給する。中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の配置図を第 2.4-7 図に示す。



第 2.4-7 図 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 配置図

e. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて+10Pa の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約 3.2 秒となった。

(a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室における基礎式を以下に示す。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{d}{dt} \left( \frac{PV}{RT} \right) = N1 - N2$$

上記基礎式を展開し，単位時間当たりの室内圧力上昇量を求める算出式を導く。この式を用いて微小時間  $\Delta t$  後の室圧  $P_{t+\Delta t}$  を繰り返し計算することで，室圧  $P$  の経時変化を求める。

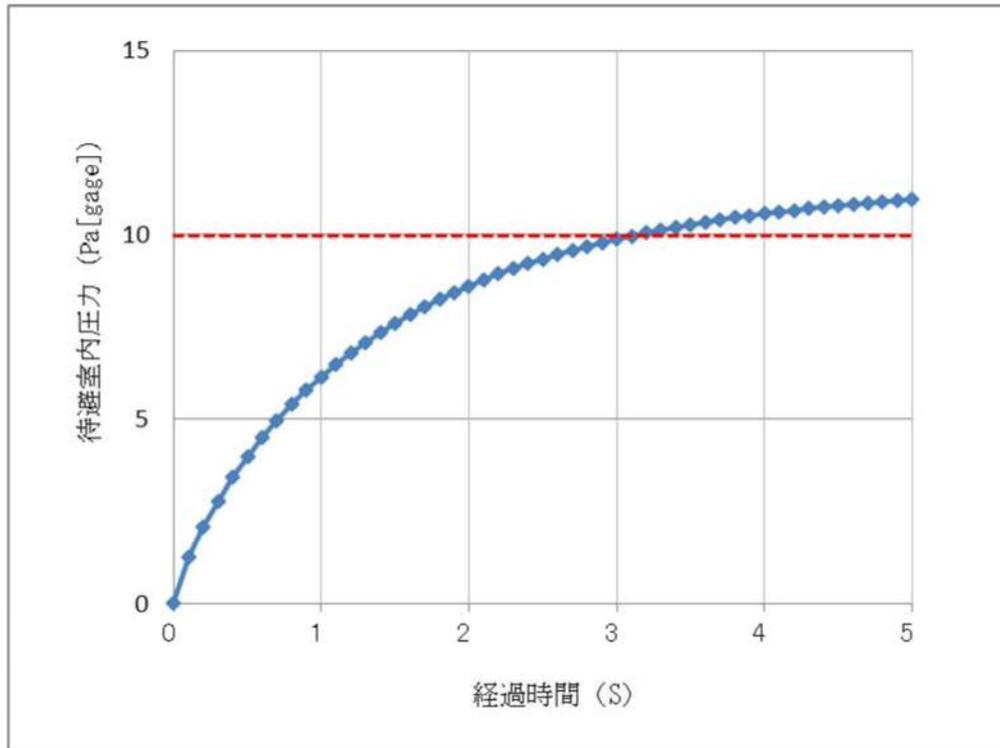
(b) 評価条件

第2.4-1表 中央制御室待避室への加圧の評価条件

項目	記号	単位	中央制御室待避室	備考
大気圧力	$P_0$	Pa [abs]	101,325	
容積	$V$	$m^3$	32	
温度	$T$	K	293.15	
流入量	N1	$m^3/h$	14.2	
		mol/sec	0.164	
リーク面積	$A$	$m^2$	$9.06 \times 10^{-4}$	流入量と室圧基準より算出 (評価用暫定値)
正圧 (10Pa) 達成時間	$t$	sec	1.5	

 : SA範囲

(c) 圧力の時間変化



第 2.4-8 図 中央制御室待避室内圧力の時間変化

： S A 範囲

(5) 中央制御室換気系の運転状態比較

中央制御室換気系の状態について、通常運転時、設計基準事故時及び重大事故等時を比較し、通常運転時及び設計基準事故時の系統概要図を第 2.4-2 図 (1/2) に、重大事故等時のプルーム通過前後及びプルーム通過時の系統概要図を第 2.4-2 図 (2/2) に示す。

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、運転員が格納容器圧力逃がし装置の作動に際して、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え、原子炉格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態並びに水素爆発による原子炉格納容器の破損防止及び原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるように、データ表示装置（待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室に設置するデータ表示装置（待避室）は、中央制御室に 1 台保管する。

なお、データ表示装置（待避室）は、今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータを第 2.4-2 表に、データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要を第 2.4-9 図に示す。

また、中央制御室待避室において、運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるように中央制御室待避室に設置する衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、中央制御室に 1 台保管する。

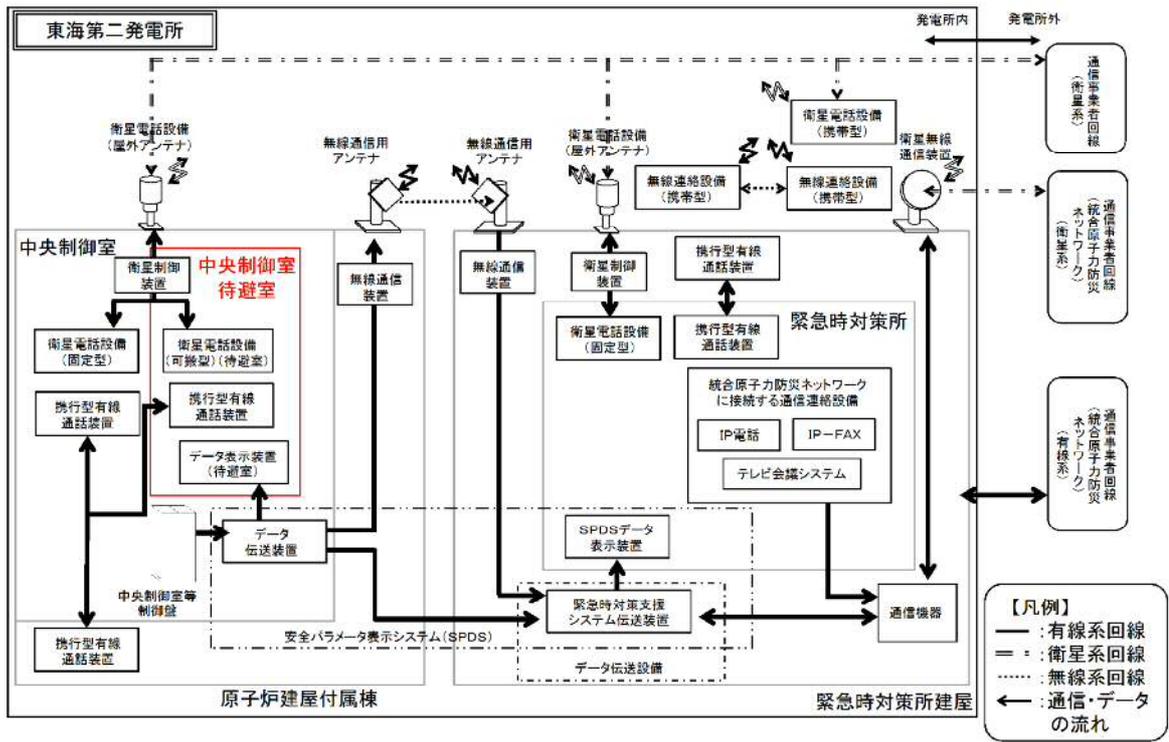
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第 2.4-10 図に示す。

 : S A 範囲

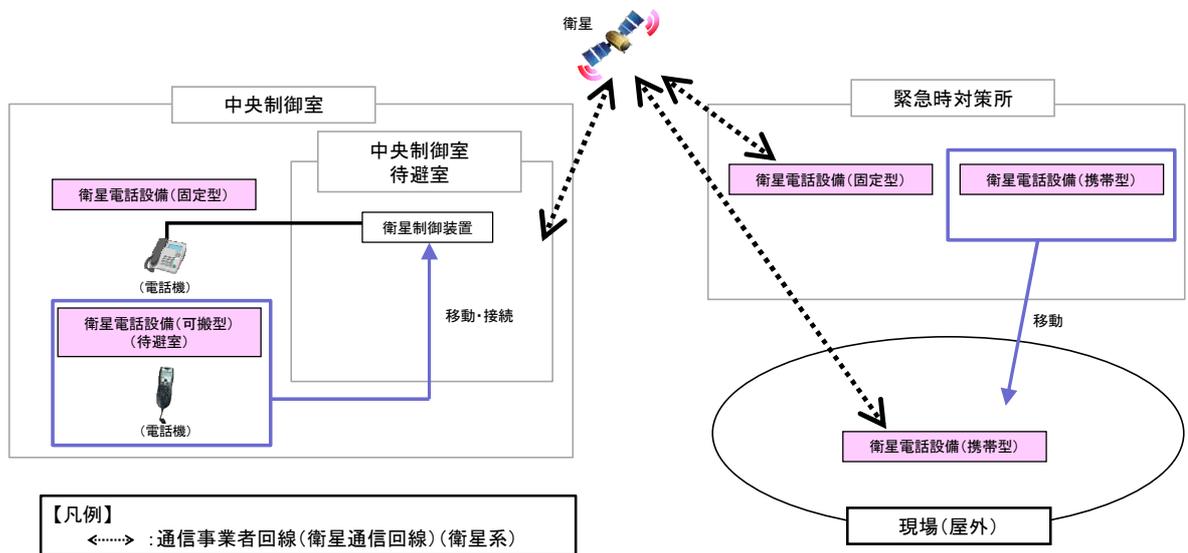
第 2.4-2 表 データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータ

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	出力領域計装
	起動領域計装
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧代替注水系原子炉注水流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サブプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
残留熱除去系系統流量	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	主排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線モニタ
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

 : S A 範囲



第 2.4-9 図 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要



第 2.4-10 図 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要

： S A 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

格納容器圧力逃がし装置作動時において、運転員が中央制御室待避室にとどまれるようにするため、中央制御室待避室用として可搬型照明(SA)、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを配備する。

運転員が中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うために必要な照度を有するものとして、可搬型照明(SA)を1台配備する。第2.4-3表に中央制御室待避室用の可搬型照明を示す。

第2.4-3表 中央制御室待避室用可搬型照明

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
可搬型照明(SA) 	中央制御室	1台 (予備1台(中央制御室の予備1台と共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間： 片面 24時間 両面 12時間

 : SA範囲

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、それぞれ1個配備する。第2.4-4表に中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。

第2.4-4表 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0~40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電 源	電 源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約3,000時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）
	検知原理	N D I R（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0~5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S.
	電 源	電 源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約12時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個 数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

電離箱サーベイメータは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。第2.4-5表に中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータを示す。

 : S A 範囲

第 2.4-5 表 中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータ

名称及び外観	保管場所	数 量	仕 様
電離箱サーベイメータ 	中央制御室	1 台	電離箱式検出器 0.001~1,000mSv/h 電源：乾電池（単三×4 本） 測定時間：約 100 時間以上

 : S A 範囲

## 2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（第 2.5-1 図に示す換気設備及び第 2.5-2 図に示す照明設備）を設置している。これらの設備については、重大事故等時においても、第 2.5-3 図に示すとおり、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電を可能とする。

常設代替高圧電源装置の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」に全交流動力電源喪失の重畳を考慮した場合に対して、第 2.5-1 表に示すとおり、十分な電源供給容量を確保する。

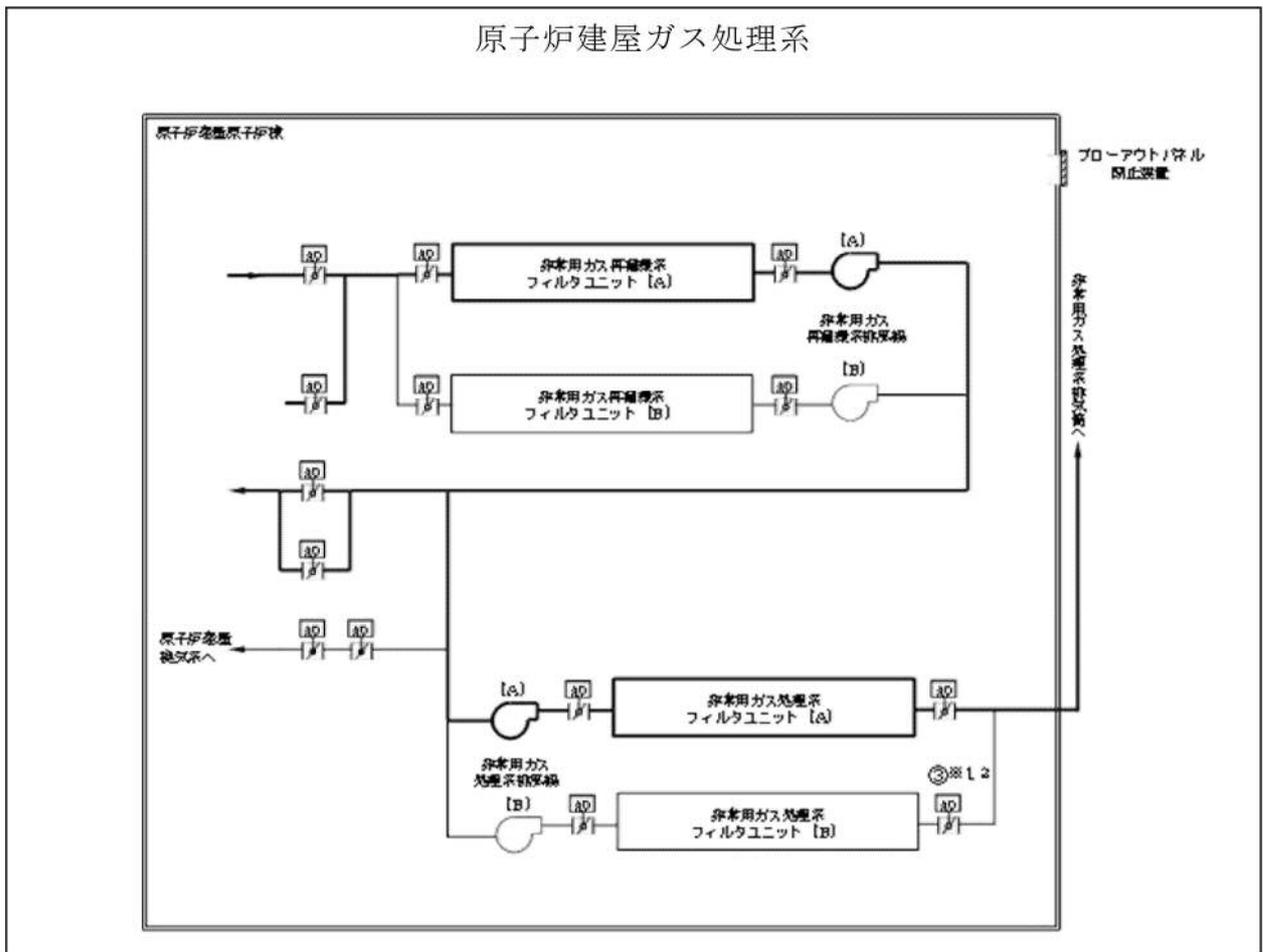
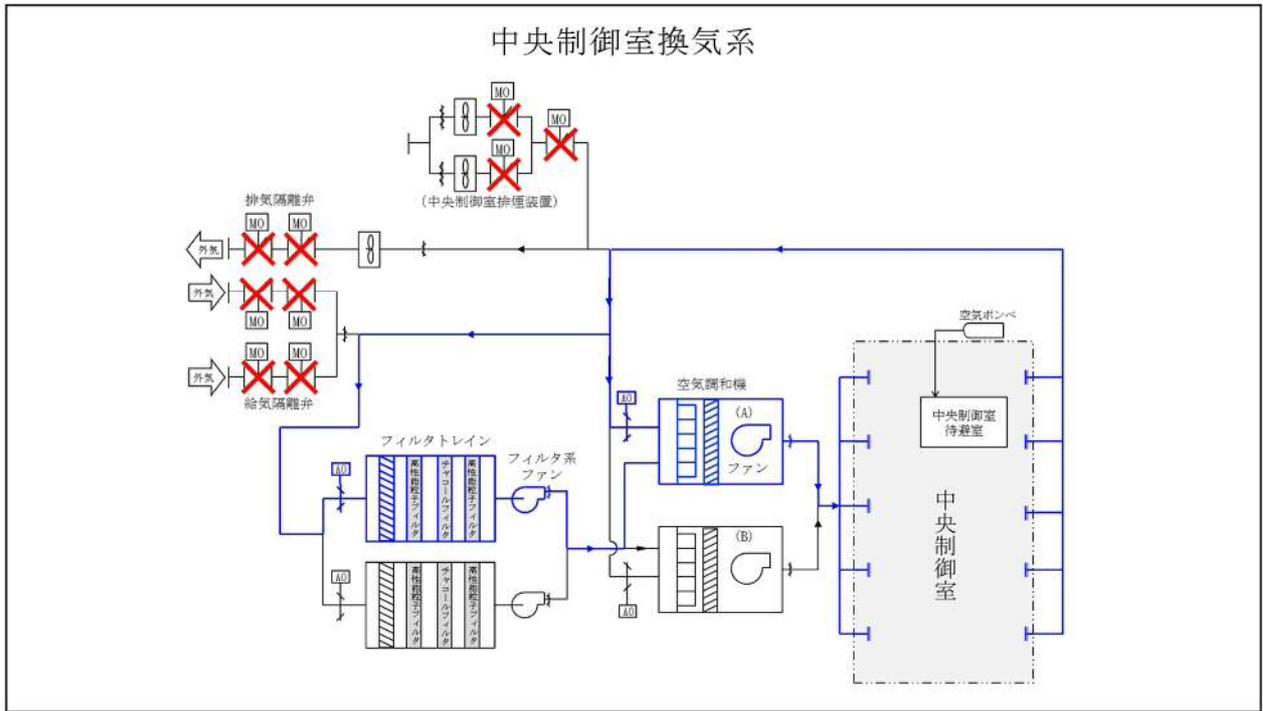
照明については、全交流動力電源喪失発生から常設代替高圧電源装置による給電が開始されるまでの間、第 2.5-4 図に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（S A）を配備しており、常設代替高圧電源装置から給電を再開するまでの間（事故発生後 90 分以内）の照明を確保する。

常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照明（S A）により、必要な照度を確保する。

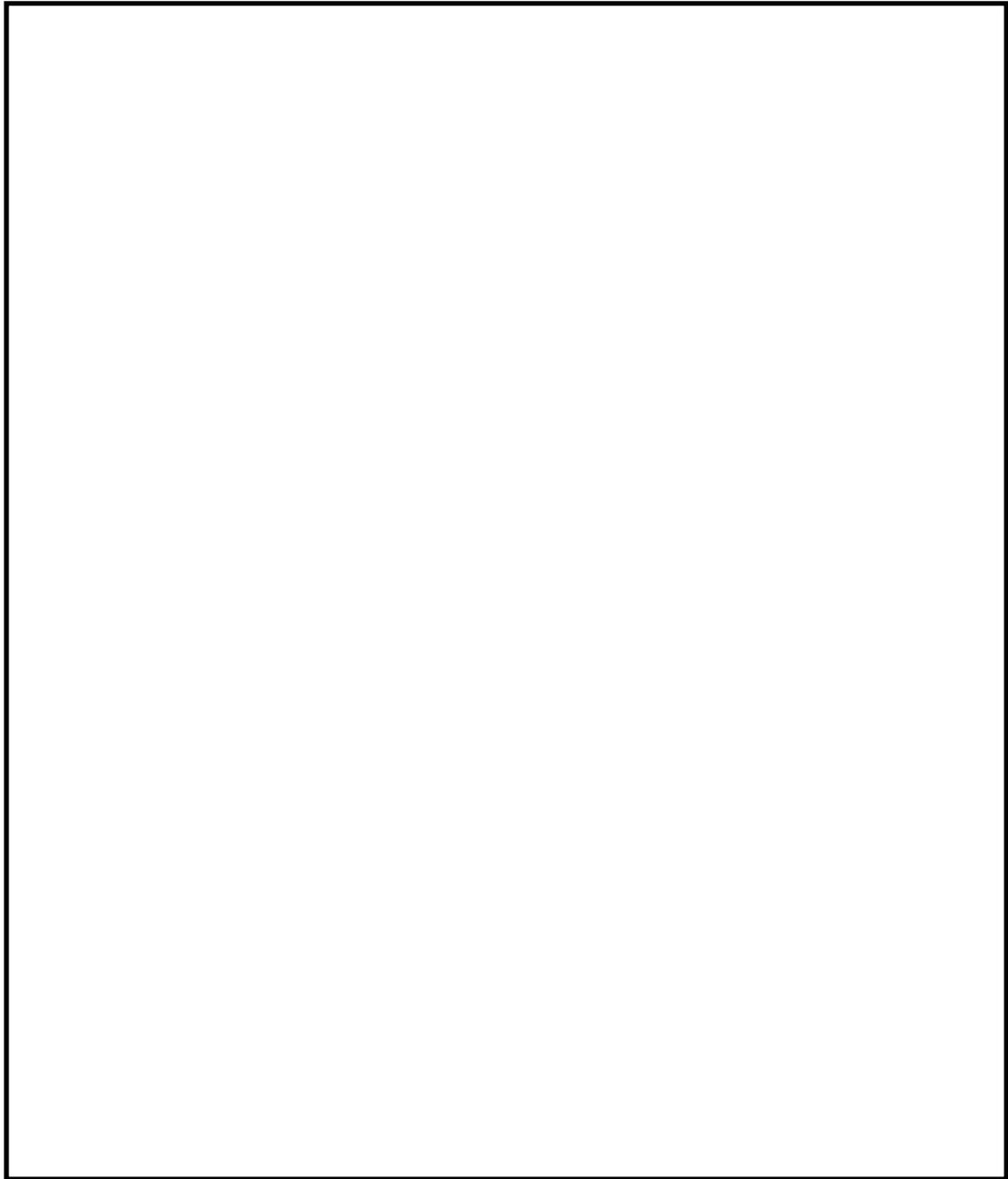
また、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるように、可搬型照明（S A）を配備する。仮に、これらの照明が活用できない場合のため、ランタン、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

換気設備は、常設代替高圧電源装置が起動するまでの間は起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の起動操作時間を考慮し、全交流動力電源喪失後、2 時間後に起動することを条件として評価しており、居住性を確保できることを確認している。

 : S A 範囲

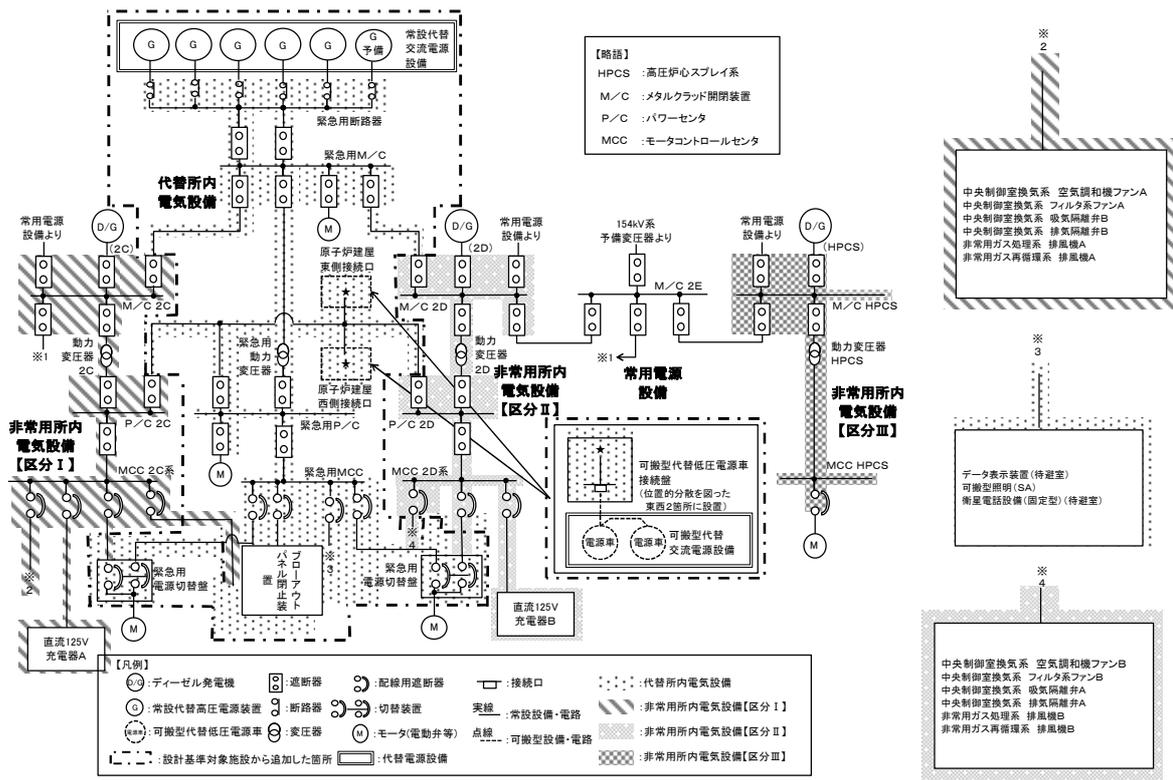


第 2.5-1 図 重大事故等時に運転員がとどまるために必要な換気設備



第 2.5-2 図 中央制御室照明設備の概要

 : S A 範囲



第 2.5-3 図 中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

： SA 範囲

第 2.5-1 表 常設代替高圧電源装置（連続定格容量 5,520kW）の所要負荷

負 荷		負荷容量
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約 204kW
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器 A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源 2 A ・その他負荷	約 517kW
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器 B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源 2 B ・その他負荷	約 415kW
④	残留熱除去系海水ポンプ（2台） 残留熱除去系ポンプ その他負荷	約 2,261kW
⑤	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷	約 158kW
⑥	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約 236kW
⑦	蓄電池室排気ファン その他負荷	約 162kW
⑧	緊急用海水ポンプ（S F P 冷却用） その他負荷	約 514kW
⑨	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30kW
計		約 4,497kW



(通常点灯状態)



(直流非常灯点灯状態)

第 2.5-4 図 非常灯照明下での中央制御室の状況

： S A 範囲

(1) 可搬型照明（S A）を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、3 個使用する。個数は、シミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。操作箇所に応じて可搬型照明（S A）の向きを変更することにより、更に照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型照明（S A）が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

第 2.5-2 表に中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

第2.5-2表 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要

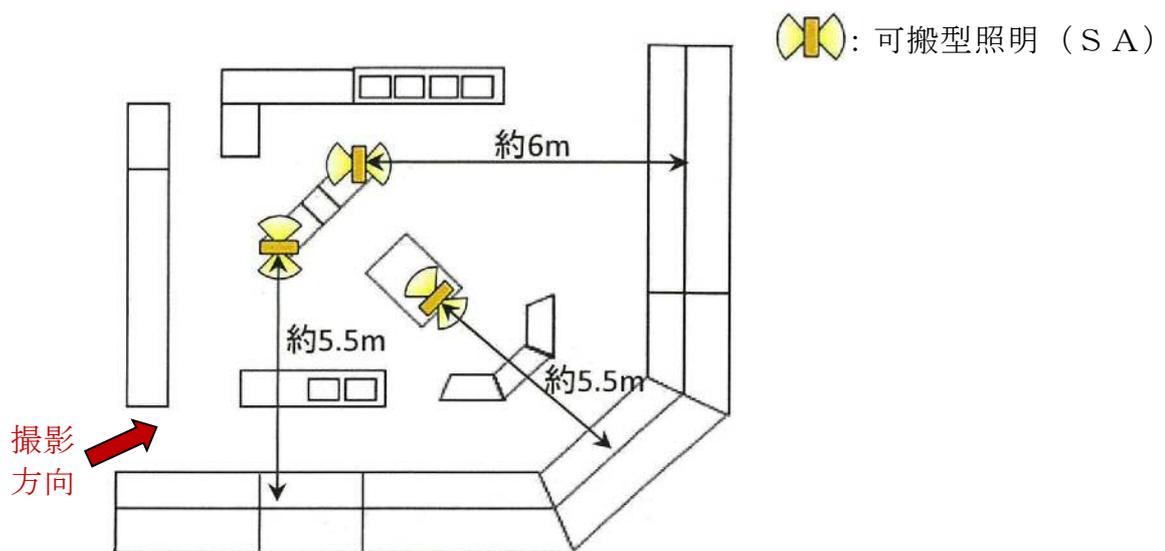
名称及び外観	保管場所	数 量	仕 様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	3 台 (予備 1 台(中央制御室待避室の予備 1 台と共用))	(A C) 100V—240V 点灯時間： 片面 24 時間 両面 12 時間
ランタン 	中央制御室	16 個 (予備 4 個)	電池：単一電池 4 本 点灯時間：約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	7 個 (予備 7 個)	電池：単三電池 3 本 点灯時間：約 10 時間

 : S A 範囲

可搬型照明（S A）の照度は、第 2.5-5 図に示すとおり、主制御盤から約 6m の位置に設置した場合で、直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し、室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約 20 ルクス以上の照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 2.5-5 図 シミュレーション施設における可搬型照明（S A）確認状況

中央制御室の照明が全て消灯した場合，裏盤についての監視操作は，乾電池内蔵型照明を運転員が装着して行う。（第 2.5-6 図 参照）

乾電池内蔵型照明の照度は，室内照明全消灯時に運転員が装着した状態で，直流照明の実測値である照度（20 ルクス以上）に対し，監視計器及び操作部で 600 ルクス以上の照度を確保し，監視操作が可能なことを確認している。



（シミュレーション施設におけるヘッドライト使用状況）

第2.5-6図 乾電池内蔵型照明使用イメージ

 : S A 範囲

### 3. 添付資料

#### 3.1 中央制御室待避室の運用について

格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたる中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。第3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置作動並びに中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要を示す。

##### (1) 格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

発電長等は、重大事故等時において、格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、第3.1-1表に示す設備及び資機材の運用準備を行う。

第3.1-1表 中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	・中央制御室待避室空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（SA）の配置及び電源入
監視設備	・データ表示装置（待避室）の配置及び電源入
通信連絡設備	・通信連絡設備の切替及び通話確認

##### (2) 格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉める。

中央制御室待避室に施設する差圧計を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、正圧化されていることを確認する。また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が19%以上であること，二酸化炭素濃度が0.5%以下であること）を確認す

 : SA範囲

るとともに、中央制御室待避室の放射線量率を電離箱サーベイメータにて監視する。

発電長等は、中央制御室待避室に待避している間にも、データ表示装置（待避室）を用いることで、格納容器圧力逃がし装置の作動状況等のプラント状態の監視を行う。また、中央制御室待避室には通信連絡設備を設置し、緊急時対策所との連絡が常時可能とする。

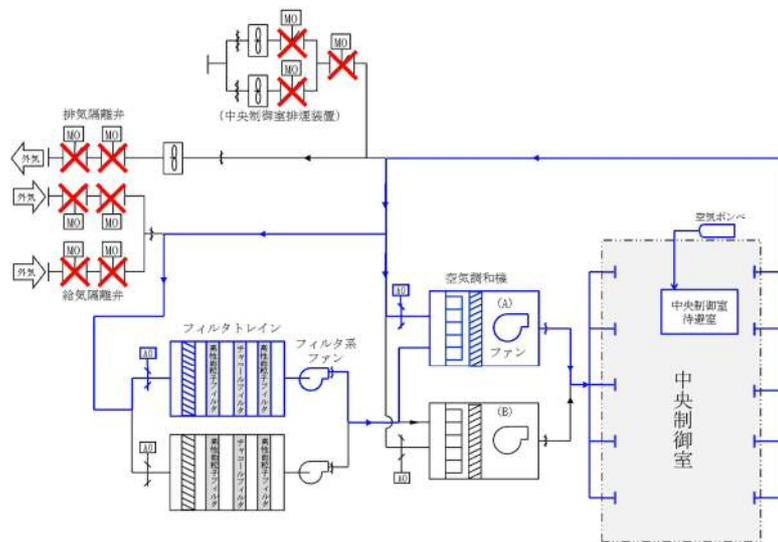
なお、中央制御室待避室に待避している間の運転操作は不要であるが、万一、中央制御室での運転操作が必要となった場合には、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部の指示の下、必要な放射線防護装備及び個人線量計管理措置を施した上で、中央制御室に出て、運転操作を行い、速やかに中央制御室待避室に移動する。そのために必要な資機材は、中央制御室待避室に配備する。

### (3) 格納容器圧力逃がし装置作動後（待避解除）

発電長等は、格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後、中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で、災害対策本部との協議の上、必要な防護装備を着用し、中央制御室待避室における待避を解除し、中央制御室での対応を再開する。

 : S A 範囲

タイムチャート	0h	約2h	約19h	約28h	168h
ベント放出			▽		
中央制御室換気系					
		全交流動力電源喪失時に代替交流電源からの供給を期待できる2時間を起動遅れ時間として設定			
中央制御室待避室への滞在					
		ベント放出から5時間後まで待避する			



第 3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置作動並びに中央制御室及び中央制御室待避室における換気設備の運用の概要

: S A 範囲

### 3.2 配備する資機材の数量について

#### (1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を第3.2-1表及び第3.2-2表に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようにビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第3.2-1表 放射線防護具類

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所建屋	中央制御室 <sup>※2</sup>
タイベック	1,155着 <sup>※3</sup>	17着 <sup>※15</sup>
靴下	2,310足 <sup>※4</sup>	34足 <sup>※16</sup>
帽子	1,155個 <sup>※5</sup>	17個 <sup>※17</sup>
綿手袋	1,155双 <sup>※6</sup>	17双 <sup>※18</sup>
ゴム手袋	2,310双 <sup>※7</sup>	34双 <sup>※19</sup>
全面マスク	330個 <sup>※8</sup>	17個 <sup>※17</sup>
チャコールフィルタ	2,310個 <sup>※9</sup>	34個 <sup>※20</sup>
アノラック	462着 <sup>※10</sup>	17着 <sup>※15</sup>
長靴	132足 <sup>※11</sup>	9足 <sup>※21</sup>
胴長靴	12足 <sup>※12</sup>	9足 <sup>※21</sup>
遮蔽ベスト	15着 <sup>※13</sup>	—
自給式呼吸用保護具	—	9式 <sup>※22</sup>
バックパック	66個 <sup>※14</sup>	17個 <sup>※17</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 運転員等は、交替のために中央制御室に向かう際に、緊急時対策所建屋から放射線防護具類を持参する。

※3 110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155着

※4 110名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,310足

※5 110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155個

※6 110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155双

※7 110名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,310双

※8 110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330個

※9 110名（要員数）×7日×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍＝2,310個

- ※10 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
- ※11 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132足
- ※12 4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝12足
- ※13 10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15着
- ※14 44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個
- ※15 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17着
- ※16 11名（中央制御室要員数）×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝33足→34足
- ※17 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17個
- ※18 11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17双
- ※19 11名（中央制御室要員数）×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝33双→34双
- ※20 11名（中央制御室要員数）×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍＝33個→34個
- ※21 6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍＝9足
- ※22 6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍＝9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

**【中央制御室】**

中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交代要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。

中央制御室の要員数は11名であり，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対応要員3名で構成する。このうち，運転員等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。

タイベック，帽子及び綿手袋の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。

$$11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場） = 14 < 17$$

靴下及びゴム手袋は，二重にして使用し，チャコールフィルタは，2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。

$$（11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場）） \times 2倍 = 28 < 34$$

全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）が必要数を上回っており，妥当である。

長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており，妥当である（※23及び※24参照）。

: S A 範囲

第3.2-2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）の配備数

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	330台 <sup>※3</sup>	33台 <sup>※8</sup>
GM汚染サーベイメータ	5台 <sup>※4</sup>	3台 <sup>※9</sup>
電離箱サーベイメータ	5台 <sup>※5</sup>	3台 <sup>※10</sup>
緊急時対策所エリアモニタ	2台 <sup>※6</sup>	—
可搬型モニタリングポスト <sup>※2</sup>	2台 <sup>※6</sup>	—
ダストサンプラ <sup>※2</sup>	2台 <sup>※7</sup>	2台 <sup>※7</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 緊急時対策所建屋の可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）については、「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。

※3  $110 \text{名（要員数）} \times 2 \text{台（交代時用）} \times 1.5 \text{倍} = 330 \text{台}$

※4 身体の汚染検査用に3台+2台（予備）

※5 現場作業等用に4台+1台（予備）=5台

※6 加圧判断用に1台+1台（予備）=2台

※7 室内のモニタリング用に1台+1台（予備）=2台

※8  $11 \text{名（中央制御室要員数）} \times 2 \text{台（交代時用）} \times 1.5 \text{倍} = 33 \text{台}$

※9 身体の汚染検査用に2台+1台（予備）=3台

※10 現場作業等用に2台+1台（予備）=3台

 : SA範囲

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を第3.2-3表に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第 3.2-3 表 飲食料等

品 名	配備数 <sup>※1</sup>
飲食料等 ・ 食料 ・ 飲料水 (1.5 リットル)	231 食 <sup>※2</sup> 154 本 <sup>※3</sup>
簡易トイレ	1 式
ヨウ素剤	154 錠 <sup>※4</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×7日×3食＝231食

※3 11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×7日×2本＝154本

※4 11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×2交替）＝154錠

 : S A 範囲

### 3.3 チェンジングエリアについて

#### (1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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の解釈」第59条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

#### (2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアからなり、原子炉建屋付属棟内かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。第3.3-1表にチェンジングエリアの概要を示す。

 : S A 範囲

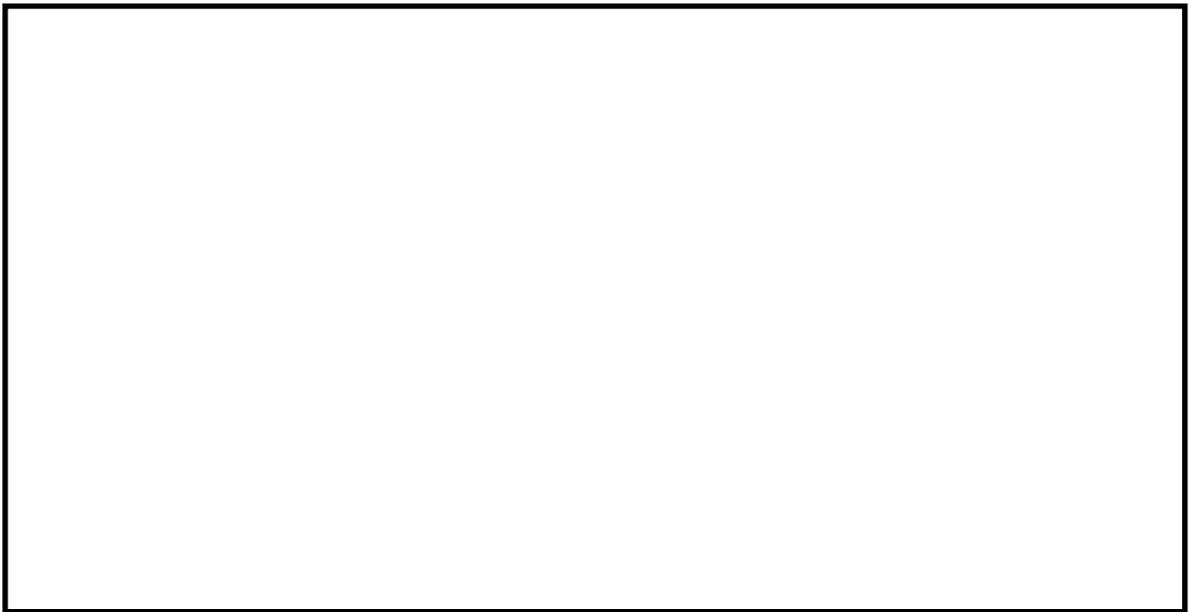
第 3.3-1 表 チェンジングエリアの概要

設営場所	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。</li> <li>空調機械室内への搬入口は地震、竜巻等でも開放せず、事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。</li> </ul>
設営形式	テントハウス (一部、通路区画化)	<ul style="list-style-type: none"> <li>通路にテントハウスを設営し、テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。</li> </ul>
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。</li> <li>事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、速やかに設営を行う。</li> </ul>
実施者	放射線管理班	<ul style="list-style-type: none"> <li>チェンジングエリアを速やかに設営できるように、定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。</li> </ul>

(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

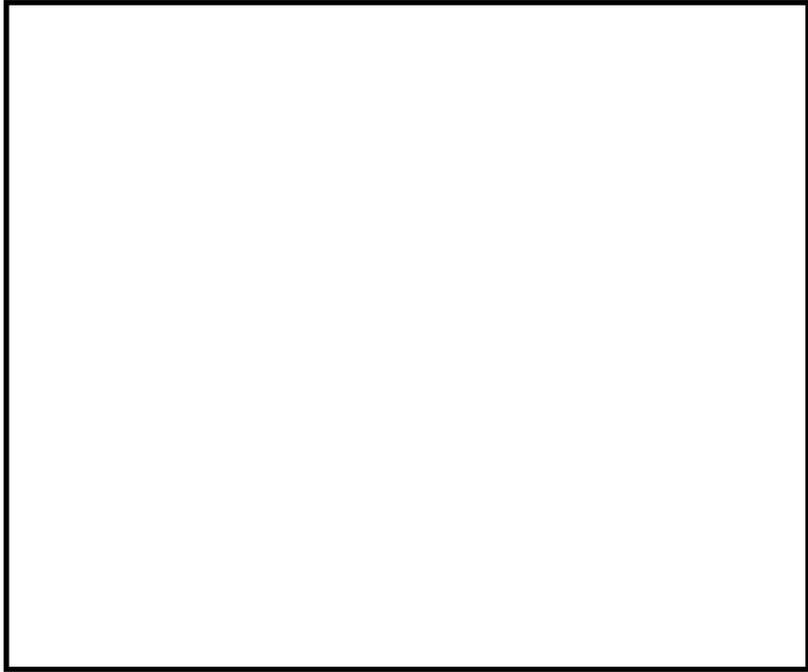
チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第 3.3-1 図及び第 3.3-2 図のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内のルートを設定する。作業員は、放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから

中央制御室へのアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートの設定図を第 3.3-3 図に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置，電離箱サーベイメータ，電動ドライバ等）については，バックパックに入れて携行することで，携行時の負担を軽減する。

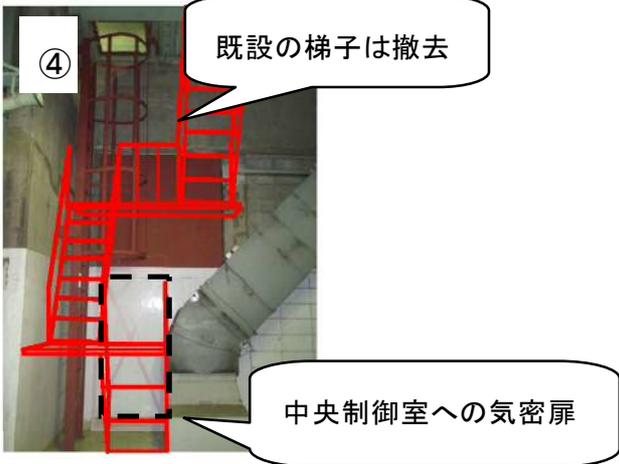
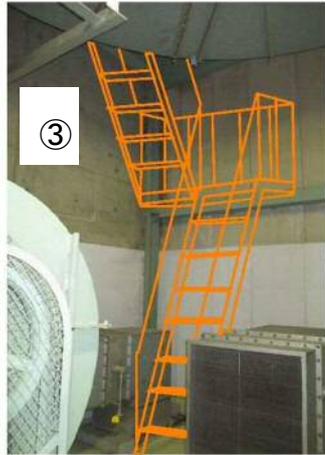


第 3.3-1 図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所

 : S A 範囲

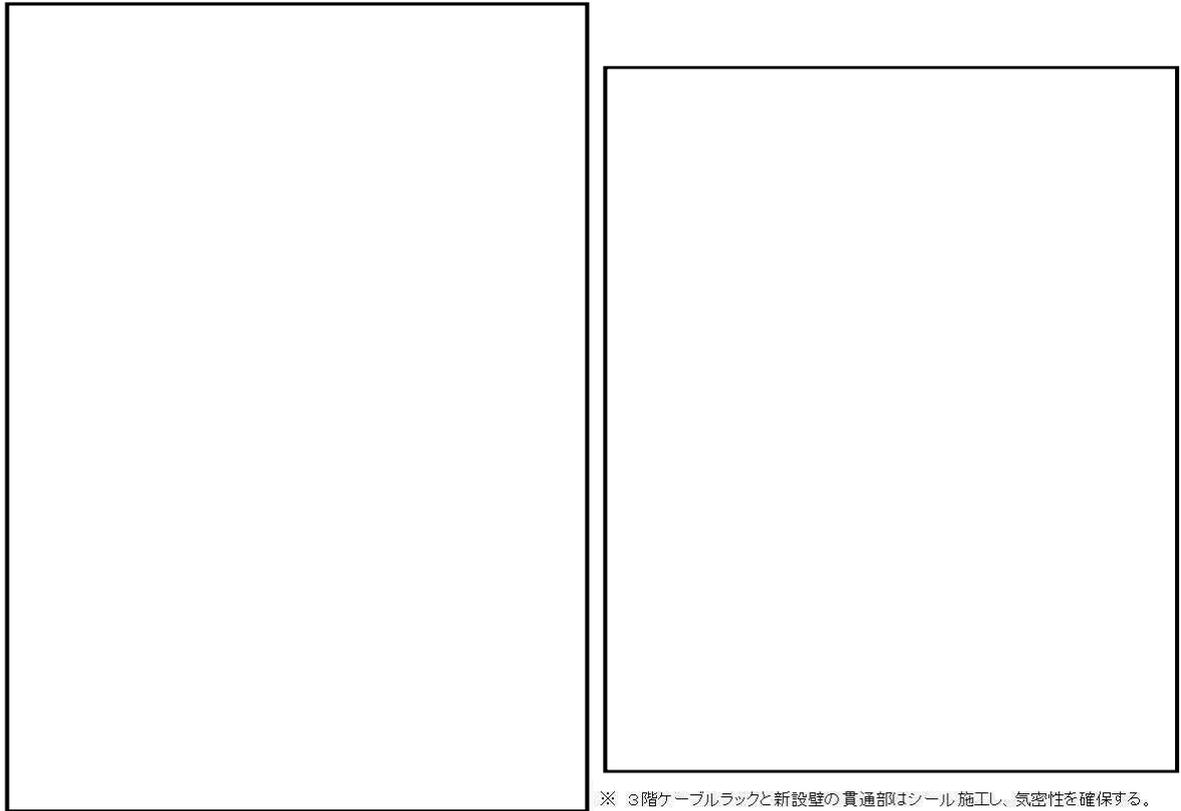


(通行状態のイメージ)



第 3.3-2 図 中央制御室へのアクセスルート概要図

： S A 範囲



第 3.3-3 図 中央制御室へのアクセスルート設定図

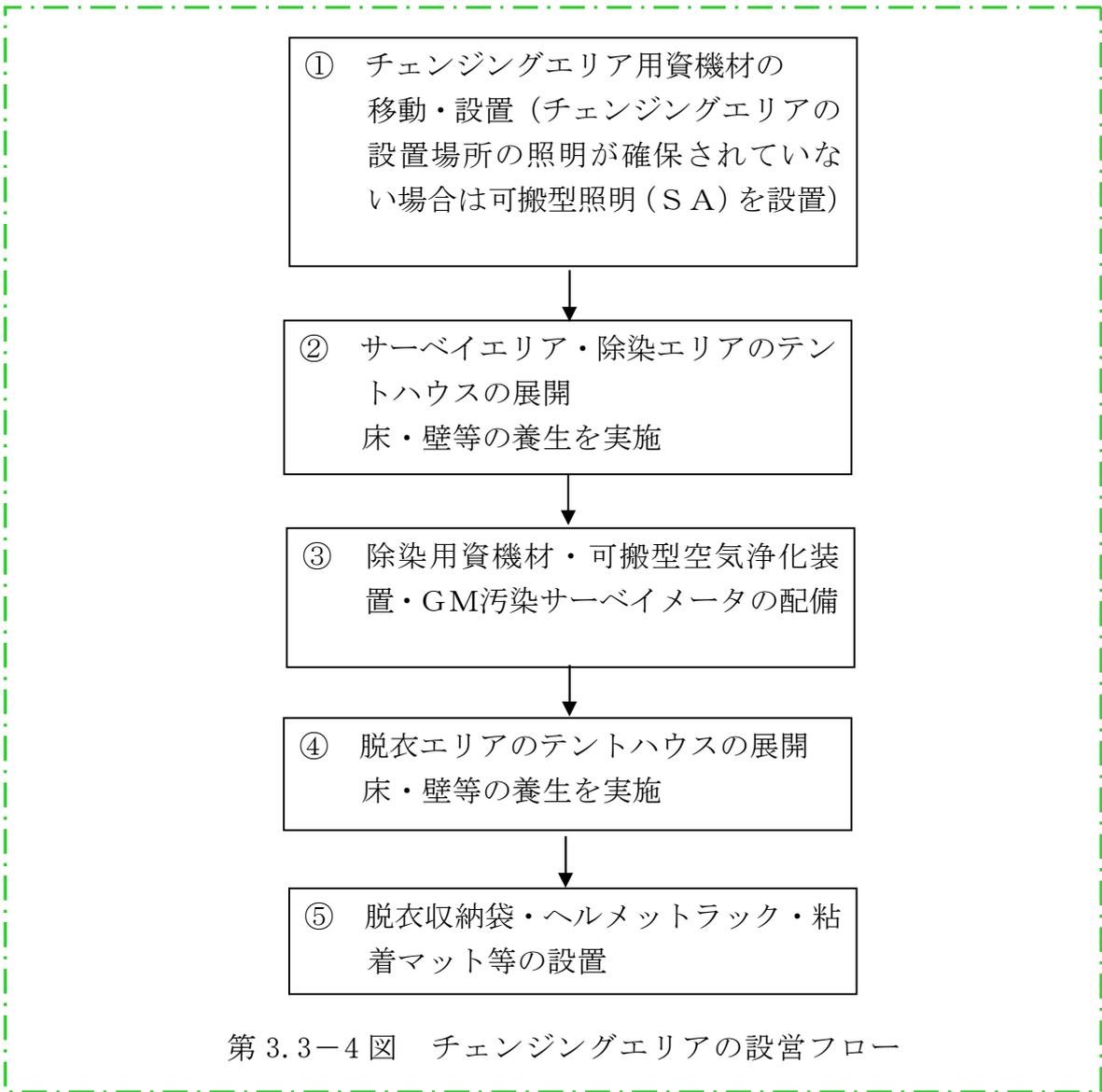
(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

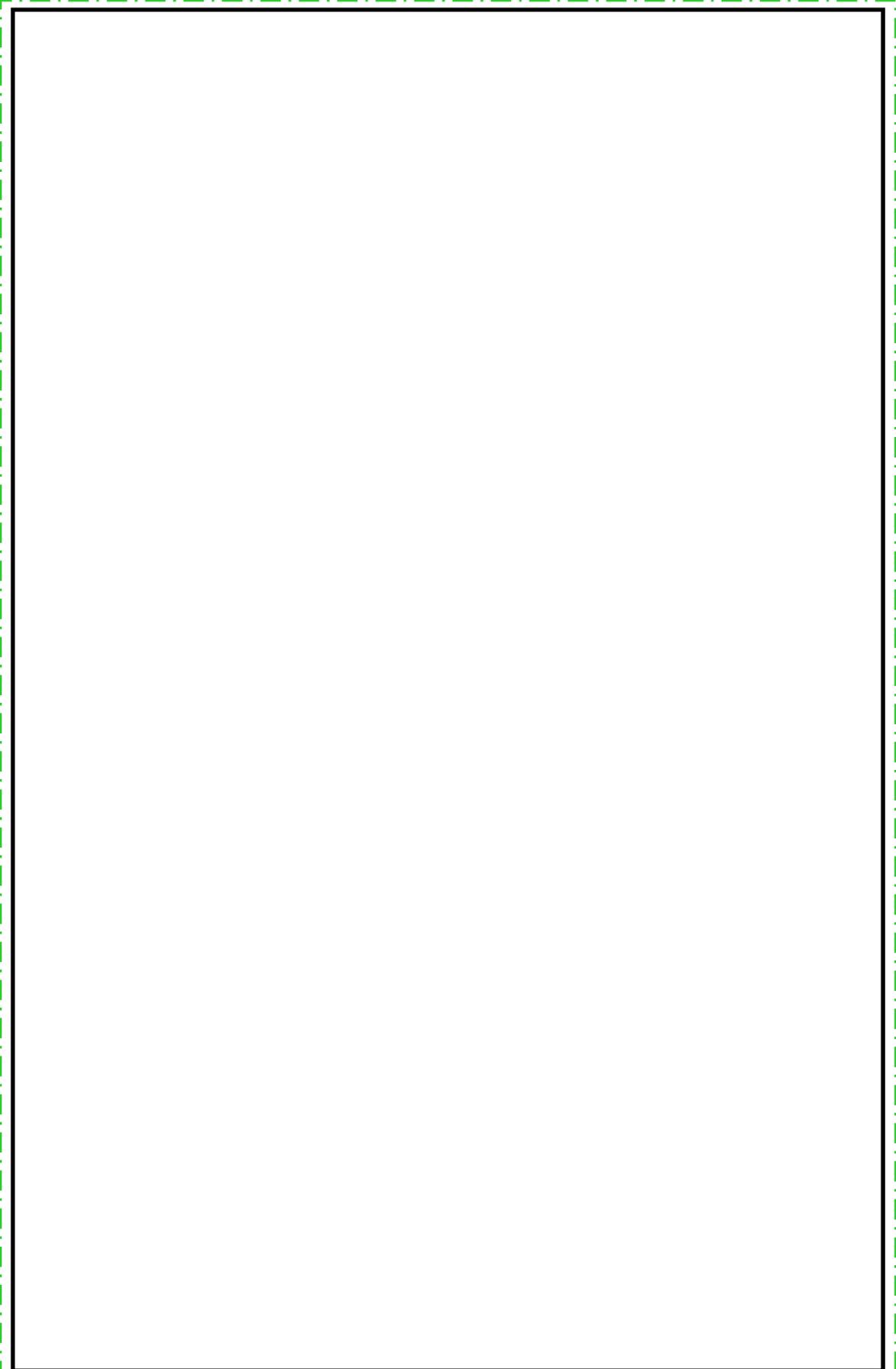
中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、第 3.3-4 図の設営フローに従い、第 3.3-5 図のとおり、チェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員 2 名で、初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアの設営に約 60 分、さらに脱衣エリアの設営に約 80 分の合計 140 分を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるように定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。夜間・休日に事故が発生した場合の参集までの時間を考慮しても、約 3 時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員の放射線管理班員4名のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合に実施する。

 : S A 範囲



 : S A 範囲



第 3.3-5 図 中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮し、第3.3-2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第3.3-2表 チェンジングエリア用資機材

分類	名称	数量 <sup>※1</sup>
チェンジングエリア 設営用	テントハウス	7張 <sup>※2</sup>
	バリア	6個 <sup>※3</sup>
	簡易シャワー	1式 <sup>※2</sup>
	簡易水槽	1個 <sup>※2</sup>
	バケツ	1個 <sup>※2</sup>
	水タンク	1式 <sup>※2</sup>
	可搬型空気浄化装置	2台 <sup>※4</sup>
消耗品	はさみ, カッター	各3本 <sup>※5</sup>
	筆記用具	2式 <sup>※6</sup>
	養生シート	2巻 <sup>※7</sup>
	粘着マット	2枚 <sup>※8</sup>
	脱衣収納袋	8個 <sup>※9</sup>
	難燃袋	84枚 <sup>※10</sup>
	難燃テープ	12巻 <sup>※11</sup>
	クリーンウェス	5缶 <sup>※12</sup>
	吸水シート	93枚 <sup>※13</sup>

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 エリアの設営に必要な数量

※3 各エリア間の4個×1.5倍=6個

※4 1台×1.5倍=1.5→2台

- ※5 設置作業用，脱衣用及び除染用の3本
- ※6 サーベイエリア用及び除染エリア用の2式
- ※7  $44.0\text{m}^2$ （床及び壁の養生面積） $\times 2$ （補修張替え等） $\div 90\text{m}^2$ ／巻 $\times 1.5$ 倍 $= 1.5 \rightarrow 2$ 巻
- ※8 1枚（設置箇所数） $\times 1.5$ 倍 $= 1.5 \rightarrow 2$ 枚
- ※9 8個（設置箇所数，修繕しながら使用）
- ※10 8枚／日 $\times 7$ 日 $\times 1.5$ 倍 $= 84$ 枚
- ※11  $58.4\text{m}$ （養生エリアの外周距離） $\times 2$ （シートの継ぎ接ぎ対応） $\times 2$ （補修張替え等） $\div 30\text{m}$ ／巻 $\times 1.5$ 倍 $= 11.7 \rightarrow 12$ 巻
- ※12 11名（中央制御室要員数） $\times 7$ 日 $\times 2$ 交替 $\times 8$ 枚（マスク，長靴，両手及び身体の拭き取りに各2枚） $\div 300$ 枚／缶 $= 4.1 \rightarrow 5$ 缶
- ※13 簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。  
11名（要員数） $\times 7$ 日 $\times 40$ （1回除染する際の排水量） $\div 50$ （シート1枚の給水量） $\times 1.5$ 倍 $= 92.4 \rightarrow 93$ 枚

: S A 範囲

(5) チェンジングエリアの運用（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

a. 出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は，防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは，第 3.3-5 図のとおりであり，チェンジングエリアには，下記の①から④のエリアを設けることで，中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

- ・防護具を適切な順番で脱衣するエリア

② サーベイエリア

- ・防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア
- ・汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③ 除染エリア

- ・サーベイエリアにて汚染が確認された際に，除染を行うエリア

④ クリーンエリア

- ・扉付シート壁により区画することで，サーベイエリア等からの汚染の流入を防止するエリア

 : SA 範囲

## b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は、以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット及びアノラックを脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側）、タイベック、靴下（外側）等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側）、綿手袋及び靴下（内側）を脱衣する。
- ・マスク及び帽子を着用したまま、サーベイエリアへ移動する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員は、要員の脱衣状況について適宜確認し、指導、助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

## c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は、以下のとおり。

- ① サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ② 汚染基準を満足する場合には、マスク及び帽子を脱衣し、全身の汚染検査を受ける。
- ③ 汚染基準を満足する場合には、脱衣後のマスクを持参し、クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。
- ④ ②又は③の汚染検査において、汚染基準を満足しない場合には、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員は、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように、汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は、汚染検査の状況について適宜確認し、指導及び助言を行う。

#### d. 除 染

チェンジングエリアにおける除染手順は、以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合には、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合には、簡易シャワーで除染する。(マスク及び帽子を除く)
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合には、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

#### e. 着 衣

防護具の着衣手順は、以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下内側、靴下外側、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット及び靴を着用する。
- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

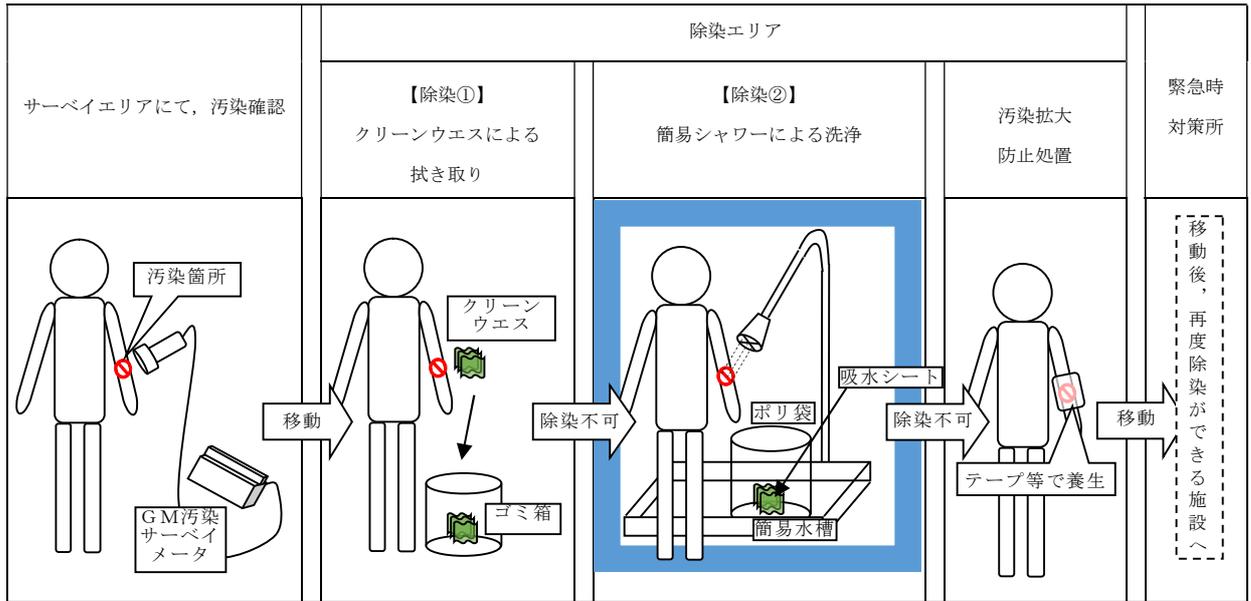
#### f. 重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認された場合には、汚染が確認された要員の除染をサーベイエリアに隣接した除染エリアで行う。

汚染が確認された要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合を想定

し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるように、簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第 3.3-6 図のとおり、必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第 3.3-6 図 除染及び汚染水処理イメージ図

#### g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内にとどめて置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大につながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出し、チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

#### h. チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射

性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

(6) チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a. 汚染拡大防止の考え方

テントハウスは、各テントハウスの接続部等をテープ養生することで、テントハウス外からの汚染の持ち込みを防止する設計とする。また、テントハウスの出入口等を扉付シート壁で区画することで、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

チェンジングエリアには、更なる汚染拡大防止対策として、可搬型空気浄化装置を1台設置する。

b. チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、テントハウスの出入口、サーベイエリア及びクリーンエリア、除染エリアは扉付のシート壁により区画し、テントの接続部は放射性物質の外部からの流入を防止する設計とする。テントハウスの外観及び設置状況（イメージ）は、第3.3-7図のとおりであり、テントハウスの仕様は、第3.3-3表のとおりである。また、第3.3-8図は、テントハウスの設置状況（イメージ）であり、各テントハウス間は、ファスナーを用いて接続する。なお、各テントハウス間の接続は、第3.3-9図のとおりに行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は、扉付のシート壁により二重に区画した上で、二重のシート扉は同時に開けない運用とし、テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで、中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には、汚染除去の容易さの観点から、必要に応じて養生シートを貼ることとし、

一時閉鎖となる時間を短縮する。

さらに、チェンジングエリア内には、靴等に伏着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

 : S A 範囲



第 3.3-7 図 テントハウスの外観及び設置状況（イメージ）

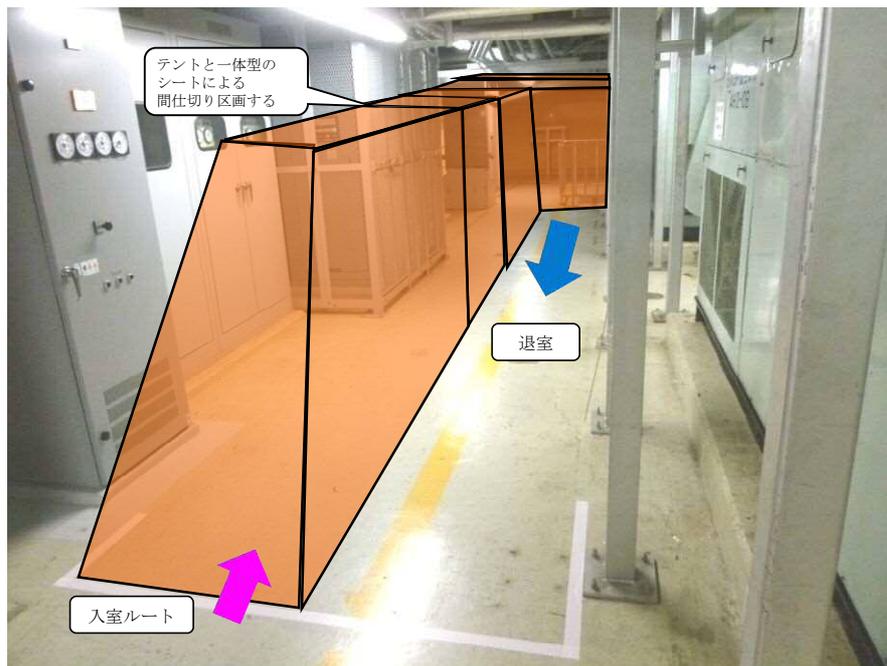
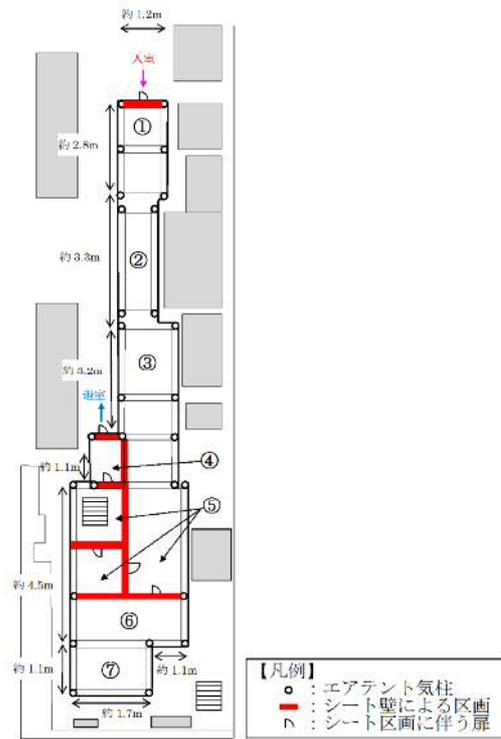
第 3.3-3 表 テントハウスの仕様

項 目	仕 様
サイズ	幅 0.7～2.6m×奥行 1.1m～5.2m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg 程度 <sup>※1</sup>
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm 程度 <sup>※1</sup>
送風時間（専用ブロウ） <sup>※2</sup>	約 2 分 <sup>※1</sup>
構 造	7 張りのテントハウスを連結して組み立て

※1 幅 2m×奥行 2m×高さ 2.3m のテントハウスでの数値

※2 手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

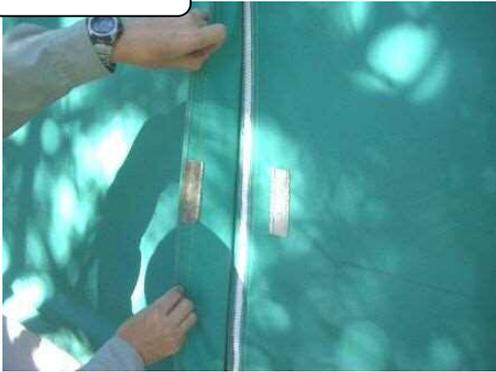
 : S A 範囲



第 3.3-8 図 テントハウスの設置状況 (イメージ)

： S A 範囲

① 接続前



② ファスナーによる接続



③ マジックテープによる接続



④ 難燃テープによるシール



第 3.3-9 図 各テントハウス間の接続 (イメージ)

 : S A 範囲

### c. 可搬型空気浄化装置

更なる汚染拡大防止対策として、チェンジングエリアに設置する可搬型空気浄化装置の仕様等を第 3.3-10 図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお、中央制御室は、原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は、長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることを想定し、本体（フィルタ含む）の予備を 1 台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようにチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	<ul style="list-style-type: none"><li>○ 外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm</li><li>○ 風 量：9m<sup>3</sup>/min (540m<sup>3</sup>/h)</li><li>○ 重 量：約 45 kg</li><li>○ フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）</li></ul>
	<p><b>微粒子フィルタ</b> 微粒子フィルタのろ材は、ガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><b>よう素フィルタ</b> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 3.3-10 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

： S A 範囲

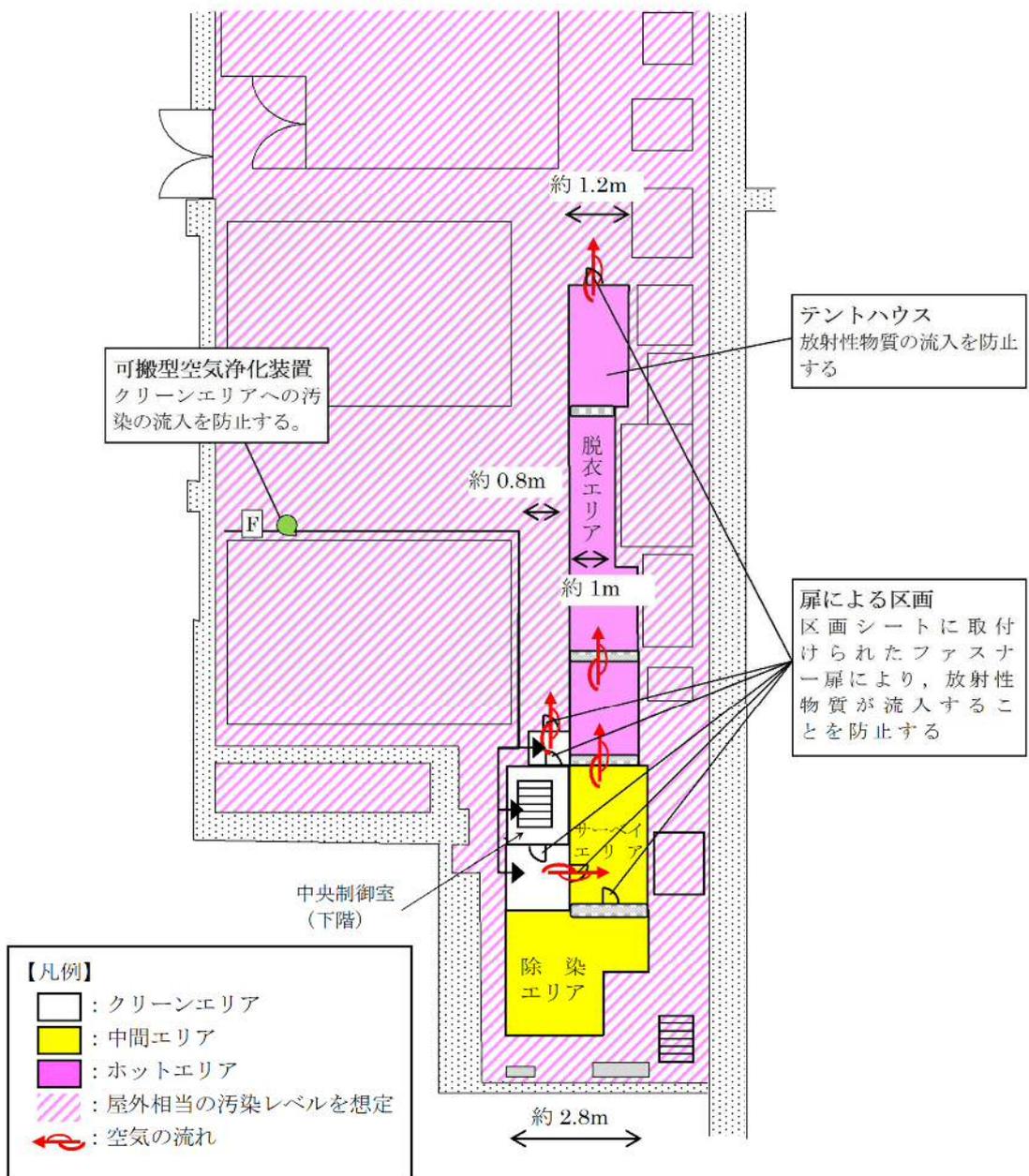
d. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、第 3.3-11 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる汚染拡大防止のために設置する可搬型空気浄化装置により、中央制御室へアクセスする階段室及びその前後室に浄化された空気を送り込むことで、エリア内で放射性物質が飛散した場合でも、中央制御室へ放射性物質が流入することを防止する。

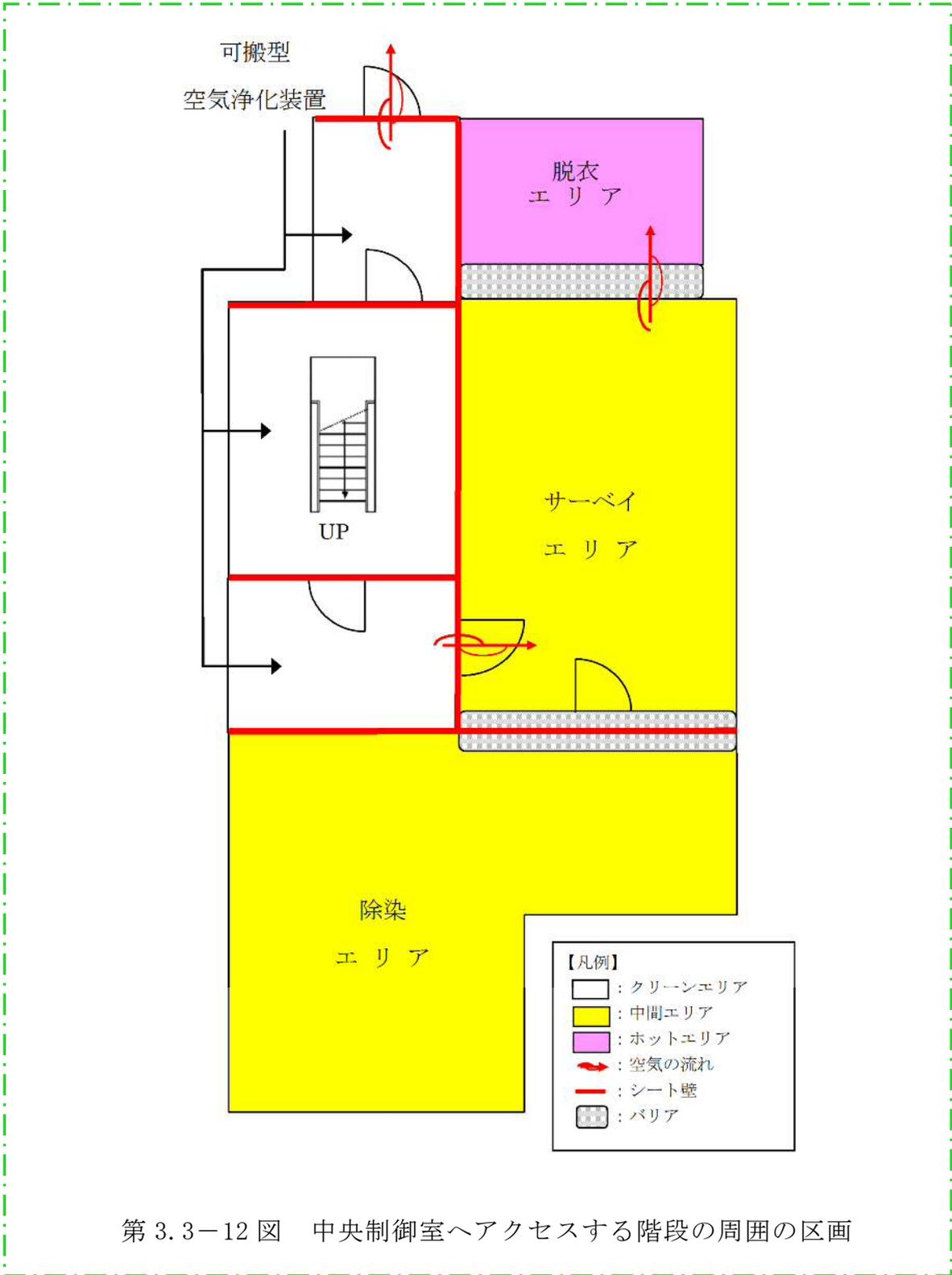
第 3.3-11 図及び第 3.3-12 図のとおり、チェンジングエリア内に空気の流れを作ることで、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお、テントハウス出入口は、カーテンシートとすることで、外部への空気の流れを確保する。

 : S A 範囲



第 3.3-11 図 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

： S A 範囲



e. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合には、汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合には、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線をシート区画にて隔離することで、入域ルート側の汚染が退域エリアに伝搬することを防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。

(7) 汚染の管理基準

第3.3-4表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第3.3-4表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

 : S A 範囲

第 3.3-4 表 汚染の管理基準

状 況		汚染の管理基準	根拠等
① 状 況	屋外（発電所構内全 般）へ少量の放射性 物質が漏えい又は 放出されるような 原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	法令に定める表面汚染密度限度 (アルファ線を放出しない放射 性同位元素の表面汚染密度限 度：40Bq/cm <sup>2</sup> の1/10)
② 状 況	大規模プルームが 放出されるような 原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠

 : S A 範囲

(8) 可搬型照明 (S A)

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明 (S A) は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査及び除染時に必要な照度を確保するために、3 台 (予備 1 台) を使用する。可搬型照明 (S A) の仕様を第 3.3-5 表に示す。

第 3.3-5 表 チェンジングエリアの可搬型照明 (S A)

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (S A) 	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	4 台 (予備 1 台含む)	(A C) 100V—240V 点灯時間： 片面 24 時間 両面 12 時間

チェンジングエリア内は、第 3.3-13 図に示すように、設置する可搬型照明 (S A) により 5 ルクス以上の照度が確保可能であり、問題なく設営、運用等が行えることを確認している。

 : S A 範囲



第 3.3-13 図 チェンジングエリア設置場所における可搬型照明（S A）確認状況

(9) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約14分（1人目の脱衣に6分+その後、順次汚染検査2分×4名）と設定し、全ての要員が汚染している場合でも、除染が完了し中央制御室に入りきるまで約22分（汚染がない場合の14分+除染後の再検査2分×4名）と設定しており、訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは、建屋内に設置しているため、屋外での待機はなく、不要な被ばくを防止することができる。

 : S A 範囲

(10) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）及び可搬型気象観測設備の設置（80分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じて判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後、参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。要員参集後（発災から2時間後）、参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで、平日昼間のケースと同等の時間で設置を行える。なお、チェンジングエリアの運用については、エリア使用の都度、放射線管理班員がチェンジングエリアまで移動して対応するが、チェンジングエリアが使用されるのは直交代時及び作業終了後に運転員が中央制御室に戻る際であり、多くとも1日数回程度のため、十分対応が行える。

 : S A範囲

・ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10条 ▽ ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポスト等）	放射線管理 班員A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
可搬型モニタリング・ポストの配置			■	■	■	■	■	■	
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員C, D	■							
可搬型気象観測設備の配置			■	■	■	■	■	■	
中央制御室チェンジングエリアの設置				■	■	■	■	■	
緊急時対策所チェンジングエリア設置		■							

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10条 ▽ ▽参集完了 ▽中央制御室チェンジング エリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポスト等）	放射線管理 班員A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		■							
可搬型モニタリング・ポストの配置*		■	■	■	■	■	■	■	■
可搬型気象観測設備の配置			■	■	■	■	■	■	
中央制御室チェンジングエリアの設置	放射線管理 班員C, D			■	■	■	■	■	

※ 可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により、緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

■ : SA範囲

(11) チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

夜間・休祭日は、参集要員によりチェンジングエリアの設置を行う可能性があるが、事象発生からチェンジングエリアの初期運用の開始<sup>※1</sup>まで3時間程度<sup>※2</sup>要する場合が考えられる。その場合において、チェンジングエリアの初期運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

- ▶ 運転員等は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（クリーンウエスによる拭取り）を行った上で、中央制御室に入室する。
- ▶ 放射線管理班員は、チェンジングエリアの初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員等の再検査を実施し、必要に応じて除染（クリーンウエスでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、放射線管理班員は、中央制御室内の環境測定を行う。
- ▶ 中央制御室とチェンジングエリアの間に設置する気密扉により中央制御室バウンダリを区画する。
- ▶ 仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は (5) チェンジングエリアの運用に従う。

※1 サーベイエリア、除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2 2時間（参集時間）+1時間（サーベイエリア及び除染エリアの設営）

 : S A 範囲

### 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震，自然災害（竜巻等），火災及び溢水について，中央制御室に影響を与える事象を抽出し，対応について整理した。

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として，第3.4-1表に示す起因事象（内部火災，内部溢水，地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが，いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

#### (1) 地震

中央制御室及び制御盤は，耐震Sクラスの原子炉建屋付属棟内に設置し，基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また，制御盤は床等に固定することにより，地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに，制御盤に手すりを設置するとともに，天井照明設備には落下防止措置を講じることにより，地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触防止が可能な設計とする。

#### (2) 火災

中央制御室にて火災が発生した場合は運転員が火災状況を確認できる設計とし，初期消火を行うことができるように，消火器を設置する。

また，中央制御室外で発生した火災に対しても，中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。



: D B 範囲

(3) 溢 水

中央制御室内には溢水源がない設計とする。

万が一、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、消火器にて初期消火を行うこととしているため、消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

また、中央制御室外で発生した溢水に対しても、中央制御室の機能に影響を与えることがない設計とする。



: D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災(地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるように、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、中央制御室の機能を維持する。(詳細については、「設置許可基準規則」第8条(火災による損傷の防止)に関する審査資料を参照)
内部溢水(地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室内には溢水源がない設計とする。火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。(詳細については、「設置許可基準規則」第9条(溢水による損傷の防止)等)に関する審査資料を参照)
地震	余震	中央制御室は、原子炉建屋付属棟(耐震Sクラス)に設置し、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。 中央制御室の照明ルーバーに対して、落下防止措置を講じている。 余震時には、運転員は運転員机又は制御盤のデスク部下端に掴まることで体勢を維持し、指示計、記録計等による原子炉施設の監視を行うことができる。今後、余震時における運転員の更なる安全確保を考慮し、制御盤に手すりを設置する。

 : D B 範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
地震	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、 <b>非常用</b> ディーゼル発電機から給電され <sup>※1</sup> 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機能が喪失することはない。また、蓄電池内蔵型照明を備え、機能が喪失しない設計とする。(詳細については、「設置許可基準規則」第11条(安全避難通路等)に関する審査資料を参照)
竜巻・風(台風)		<p>※1 <b>非常用</b>ディーゼル発電機は、各自然現象に対して健全性を<b>確保する</b>設計とする。</p> <p>地震：基準地震動に対して耐震Sクラス設計であるため、健全性を<b>確保する</b>。</p>
積雪		<p>竜巻：設計基準の竜巻による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>風：設計基準の風(台風)による風圧に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p>
落雷		<p>積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>落雷：設計基準の雷撃電流値に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。</p>
外部火災(森林火災)		<p>外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対しては隔離距離の確保に<b>より</b>健全性を確保する。また、ばい煙の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。</p>
火山		<p>火山：想定する降下火砕物の堆積荷重に対して外殻その他による防護で健全性を確保する。また、下火砕物の侵入に対してフィルタによる防護で健全性を確保する。</p>

 : DB範囲

第3.4-1表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (3/3)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室換気系について、中央制御室換気系給気隔離弁及び中央制御室換気系排気隔離弁を閉止し、閉回路循環方式とすることにより外気を遮断することから、中央制御室内環境への影響はない。この場合の酸素濃度及び二酸化炭素濃度への影響を【補足1】及び【補足2】に示す。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一次的に外気を取り入れて換気する。第2.4-2図に運転モードごとの中央制御室換気系の系統概要図を示す。</p> <p>なお、外部火災時の有毒ガスについては、中央制御室外気取入れ口における濃度がIDLH（急性の毒性限界濃度（30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限界値）以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p>
火 山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	<p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス及び窒素ガスの濃度は、外気取入れ口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。（詳細については、「設置許可基準規則」第6条（外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災））、外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）及び外部からの衝撃による損傷の防止（火山））に関する審査資料を参照）</p>
凍 結	低温による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室換気系により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。（詳細については、「設置許可基準規則」第6条（外部からの衝撃による損傷の防止（凍結））に関する審査資料を参照）</p>

 : D B 範囲

【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について  
(設計基準事故時)

1. 概 要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室換気系は、隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し閉回路循環方式とすることができる。

設計基準事故時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、以下のとおり評価した。

2. 評 価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4622-2009）」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：7名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m<sup>3</sup>
- ・ 初期酸素濃度：20.95%
- ・ 空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h（±0.015）、B系：0.435回/h（±0.015）を基に設定）

- ・1人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/min/人とする。
- ・1人当たりの酸素消費量は、呼気酸素濃度を16.40%として、1.092L/min/人 (=0.06552m<sup>3</sup>/h/人)
- ・1時間当たりの酸素消費量は、  
0.45864 [m<sup>3</sup>/h] =0.06552 [m<sup>3</sup>/h/人] ×7 [名]
- ・許容酸素濃度：19%以上（「鉱山保安法施行規則」より）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内酸素消費量 [m<sup>3</sup>/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m<sup>3</sup>]

C<sub>∞</sub> : 平衡状態における室内の酸素濃度 [-]

C<sub>0</sub> : 外気の酸素濃度 [-]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.45864 / (0.4 \times 2,700)\} \\ &= 0.209075 \approx 20.90\% \end{aligned}$$

以上のとおり、閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は、19%以上を満足しているため、中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4622

－2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：7名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m<sup>3</sup>
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・ 空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h（±0.015），B系：0.435回/h（±0.015）を基に設定）
- ・ 1人当たりの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046 [m<sup>3</sup>/h/人] とする。
- ・ 1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，  
0.322 [m<sup>3</sup>/h] = 0.046 [m<sup>3</sup>/h/人] × 7 [名]
- ・ 許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内二酸化炭素発生量 [m<sup>3</sup>/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m<sup>3</sup>]

C<sub>∞</sub> : 平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 [－]

C<sub>0</sub> : 外気の二酸化炭素濃度 [－]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 評価結果

$$C_{\infty} = 0.0003 + \{0.322 / (0.4 \times 2,700)\}$$

$$= 0.000599 \div 0.06\%$$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は，0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

【補足2】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について  
(重大事故時)

1. 概 要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室換気系は、隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し、閉回路循環方式とすることができる。

重大事故時において、隔離弁を閉操作し、外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について、以下のとおり評価した。

2. 評 価

外気隔離時の中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の悪化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行った。

(1) 酸素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C 4622-2009）」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：11名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m<sup>3</sup>
- ・ 初期酸素濃度：20.95%
- ・ 空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h（±0.015）、B系：0.435回/h（±0.015）を基に設定）

- ・1人当たりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、24L/min/人とする。
- ・1人当たりの酸素消費量は、呼気酸素濃度を16.40%として、1.092L/min/人 (=0.06552m<sup>3</sup>/h/人)
- ・1時間当たりの酸素消費量は、  
0.72072 [m<sup>3</sup>/h] =0.06552 [m<sup>3</sup>/h/人] ×11 [名]
- ・許容酸素濃度：19%以上（「鉱山保安法施行規則」より）

b. 酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 - \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内酸素消費量 [m<sup>3</sup>/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m<sup>3</sup>]

C<sub>∞</sub> : 平衡状態における室内の酸素濃度 [—]

C<sub>0</sub> : 外気の酸素濃度 [—]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.72072 / (0.4 \times 2,700)\} \\ &= 0.208166 \approx 20.81\% \end{aligned}$$

以上のとおり、閉回路循環方式の中央制御室の酸素濃度は、19%以上を満足しているため、中央制御室での作業環境に影響を与えない。

(2) 二酸化炭素濃度

a. 評価条件

「空気調和・衛生工学便覧 第14版 3 空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（J E A C

4622-2009)」に基づき評価した。

- ・ 滞在人員：11名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積：2,700m<sup>3</sup>
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.03%
- ・ 空気流入率：0.4回/h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A系：0.468回/h（±0.015），B系：0.435回/h（±0.015）を基に設定）
- ・ 1人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046 [m<sup>3</sup>/h/人] とする。
- ・ 1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，  
0.506 [m<sup>3</sup>/h] = 0.046 [m<sup>3</sup>/h/人] × 11 [名]
- ・ 許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b. 二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$$C_{\infty} = C_0 + \{M / (N \cdot V)\}$$

M : 室内二酸化炭素発生量 [m<sup>3</sup>/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m<sup>3</sup>]

C<sub>∞</sub> : 平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 [-]

C<sub>0</sub> : 外気の二酸化炭素濃度 [-]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 評価結果

$$C_{\infty} = 0.0003 + \{0.506 / (0.4 \times 2700)\}$$

$$= 0.000769 \approx 0.08\%$$

以上のとおり，閉回路循環方式の中央制御室の二酸化炭素濃度は，0.5%以下を満足しているため，中央制御室での作業環境に影響を与えない。

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（1/6）

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装 平均
	平均出力領域計装 A
	平均出力領域計装 B
	平均出力領域計装 C
	平均出力領域計装 D
	平均出力領域計装 E
	平均出力領域計装 F
	起動領域計装 A
	起動領域計装 B
	起動領域計装 C
	起動領域計装 D
	起動領域計装 E
	起動領域計装 F
	起動領域計装 G
起動領域計装 H	
炉心冷却の状態確認	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（S A 広帯域）
	原子炉水位（S A 燃料域）
	原子炉圧力
	原子炉圧力（S A）
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	低圧炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量 A
	残留熱除去系系統流量 B
	残留熱除去系系統流量 C
	逃がし安全弁出口温度

 : S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（2/6）

目 的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉再循環ポンプ入口温度
	原子炉給水流量
	原子炉圧力容器温度
	残留熱除去系熱交換器入口温度
	高压代替注水系系統流量
	低压代替注水系原子炉注水流量
	代替循環冷却系原子炉注水流量
	代替淡水貯槽水位
	6.9kV 母線 2 A - 1 電圧
	6.9kV 母線 2 A - 2 電圧
	6.9kV 母線 2 B - 1 電圧
	6.9kV 母線 2 B - 2 電圧
	6.9kV 母線 2 C 電圧
	6.9kV 母線 2 D 電圧
	6.9kV 母線 H P C S 電圧
	D / G 2 C 遮断器 (660) 閉
	D / G 2 D 遮断器 (670) 閉
	H P C S D / G 遮断器 (680) 閉
	圧力容器フランジ温度
	125VDC 2 A 母線電圧
	125VDC 2 A 母線電圧
6.9kV 緊急用母線電圧	
480V 緊急用母線電圧	

 : S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（3/6）

目 的	対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）（A）
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）（B）
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）（A）
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）（B）
	ドライウエル圧力（広帯域）
	ドライウエル圧力（狭帯域）
	ドライウエル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール圧力
	ドライウエル雰囲気温度
	サプレッション・プール水温度（平均値）
	サプレッション・プール水温度
	サプレッション・プール雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	サプレッション・プール水位
	格納容器雰囲気水素濃度（D/W）（A）
	格納容器雰囲気水素濃度（D/W）（B）
	格納容器雰囲気水素濃度（S/C）（A）
	格納容器雰囲気水素濃度（S/C）（B）
	格納容器雰囲気酸素濃度（D/W）（A）
	格納容器雰囲気酸素濃度（D/W）（B）
	格納容器雰囲気酸素濃度（S/C）（A）
	格納容器雰囲気酸素濃度（S/C）（B）
	格納容器内水素濃度（S A）
	格納容器内酸素濃度（S A）
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
	格納容器下部水位
	格納容器下部水温
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

: S A 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（4/6）

目 的	対象パラメータ	
格納容器内の状態確認	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	
	残留熱除去系海水系系統流量	
	残留熱除去系 A 注入弁全開	
	残留熱除去系 B 注入弁全開	
	残留熱除去系 C 注入弁全開	
	格納容器内スプレイ弁 A（全開）	
	格納容器内スプレイ弁 B（全開）	
	放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタ A
		主排気筒放射線モニタ B
主排気筒モニタ（高レンジ）		
主蒸気管放射線モニタ A		
主蒸気管放射線モニタ B		
主蒸気管放射線モニタ C		
主蒸気管放射線モニタ D		
排ガス放射能（プレホールドアップ） A		
排ガス放射能（プレホールドアップ） B		
NS4 内側隔離		
NS4 外側隔離		
主蒸気内側隔離弁 A 全閉		
主蒸気内側隔離弁 B 全閉		
主蒸気内側隔離弁 C 全閉		
主蒸気内側隔離弁 D 全閉		
主蒸気外側隔離弁 A 全閉		
主蒸気外側隔離弁 B 全閉		
主蒸気外側隔離弁 C 全閉		
主蒸気外側隔離弁 D 全閉		
環境の情報確認		SGTS A 作動
	SGTS B 作動	

  : SA 範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（5/6）

目 的	対象パラメータ
環境の情報確認	SGTSモニタ（高レンジ）A
	SGTSモニタ（高レンジ）B
	SGTSモニタ（低レンジ）A
	SGTSモニタ（低レンジ）B
	耐圧強化ベント系放射線モニタ
	放水口モニタ（T-2）
	モニタリングポスト（A）
	モニタリングポスト（B）
	モニタリングポスト（C）
	モニタリングポスト（D）
	モニタリングポスト（A）広域レンジ
	モニタリングポスト（B）広域レンジ
	モニタリングポスト（C）広域レンジ
	モニタリングポスト（D）広域レンジ
	大気安定度 10 分値
	18m ベクトル平均風向 10 分値
	71m ベクトル平均風向 10 分値
	140m ベクトル平均風向 10 分値
	18m ベクトル平均風速 10 分値
	71m ベクトル平均風速 10 分値
140m ベクトル平均風速 10 分値	
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）
	使用済燃料プール水位・温度（SA）
	使用済燃料プール温度
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
	フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置スクラビング水温度
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置

 : SA範囲

第 3.5-1 表 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（6/6）

目 的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系（ECCS） の状態等	自動減圧系 A 作動
	自動減圧系 B 作動
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開
	残留熱除去系ポンプ A 起動
	残留熱除去系ポンプ B 起動
	残留熱除去系ポンプ C 起動
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	残留熱除去系注入弁全開
	全制御棒全挿入
津波監視	取水ピット水位
	潮位

 : S A 範囲

### 3.6 中央制御室待避室の内部寸法について

#### (1) 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

中央制御室待避室には、3名の運転員が待避することとしている。この要員数を設定した考え方を以下に示す。

① 待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保する。

- 格納容器スプレイ停止，原子炉注水流量の調整及び格納容器ベント操作を，S A操作盤において，指揮者（発電長）1名及び操作者（運転員A）1名で実施する。
- 中央制御室待避室の正圧化操作を操作者（運転員B）1名で実施する。

したがって，待避前に中央制御室で行う運転操作に必要な要員数は3名である。

② 運転員が中央制御室待避室に待避している間は，運転員による運転操作を実施する必要はなく，データ表示装置によるプラントパラメータの監視及び衛星電話又は携行型有線通話装置による通信連絡を行うこととしており，①に必要な要員数に包含される。

③ 原子炉施設保安規定の定めにより，中央制御室には3名の運転員が常駐する必要がある。

以上の条件から，中央制御室待避室の収容要員数を指揮者（発電長）1名及び操作者（運転員A及び運転員B）2名の計3名に設定した。

#### (2) 中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室内で行う作業は，データ表示装置によるプラントパラメータの監視，衛星電話等による通信連絡のみであり，広い作業スペース

は不要であることから、以下の条件を考慮して中央制御室待避室の必要寸法を検討する。

- ▶ 運転員 3 名が着席して待機するために必要なスペース
- ▶ データ表示装置、衛星電話及び可搬型照明を配置するためのスペース
- ▶ 待避室内圧力調整用の配管・バルブの設置及び操作スペース
- ▶ 携行型有線通話装置接続箱の設置スペース

運転員が椅子に座った姿勢で待機するために必要なスペースを 1 名当たり 500mm×1,200mm とすると、中央制御室待避室の必要寸法は 2,000mm×1,200mm となる。

### (3) 中央制御室待避室の居住性向上

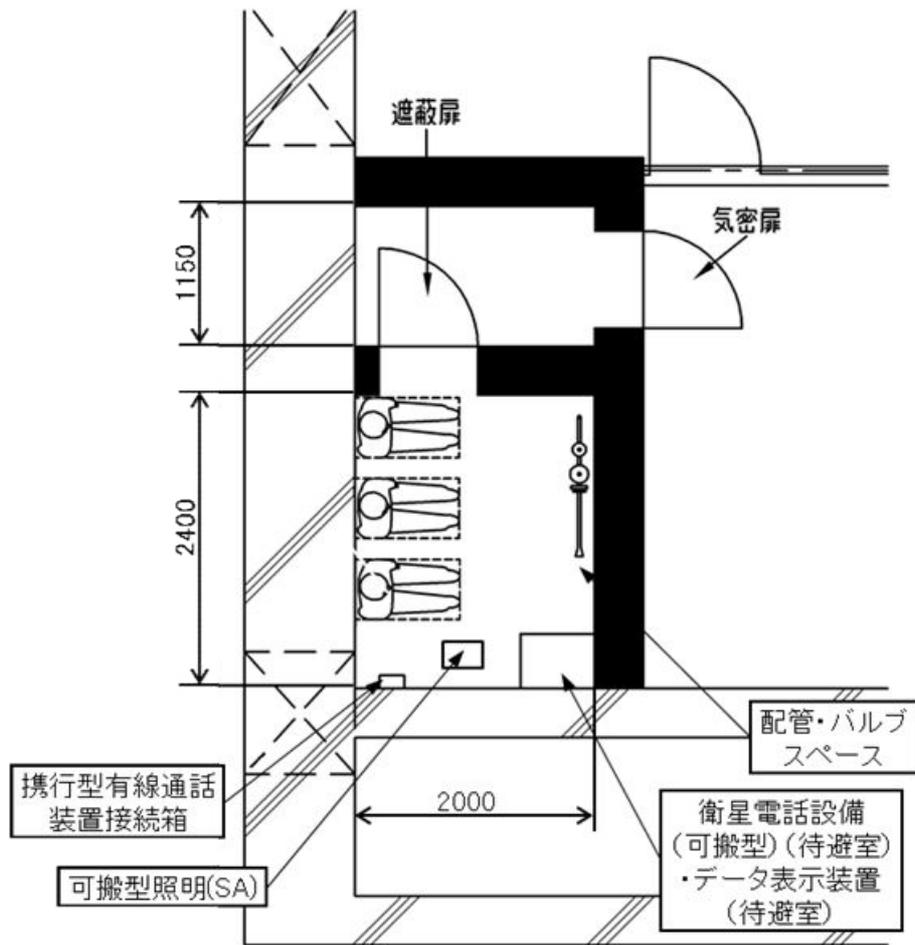
中央制御室待避室の必要寸法として 2,000mm×1,200mm を設定するが、中央制御室待避室の居住性を向上させるため、以下を実施する。

- ▶ 外部との通信手段の確保（衛星電話設備／携行型有線通話装置）
- ▶ 十分な照度の確保（可搬型照明）
- ▶ 天井高を高く設定することで、室内空間を広くする
- ▶ 鉛ガラスの窓の設置

これに加えて、更なる居住性向上のため、中央制御室待避室の床面積を必要寸法における床面積の 2 倍に拡大する。

### (4) 中央制御室待避室のレイアウト

これまでの検討結果を反映した中央制御室待避室のレイアウト図を第 3.6-1 図に示す。中央制御室待避室は、必要十分なスペースを確保する設計とする。



第 3.6-1 図 中央制御室待避室レイアウト図

: S A 範囲

### 3.7 ブローアウトパネルに係る設計方針

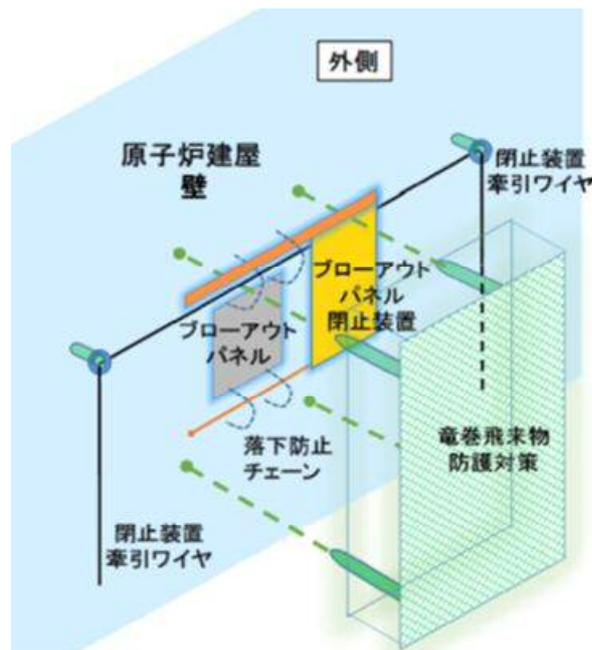
#### (1) ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放状態で炉心損傷した場合、各開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し、原子炉建屋の気密性が確保できる設計とする。気密性の高いJ I S等級（A 4等級）の建具を用いることで、閉止時には原子炉建屋の負圧を確保する。また、遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより、万一、電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお、閉止機能は、以下のとおりである。詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

- ・遠隔閉止：電動扉方式（S A電源負荷）
- ・手動閉止：スライド扉にワイヤを取付け、これをウィンチで牽引することで閉止

ブローアウトパネル閉止装置の概要図を第3.7-1図に示す。

※1 A 4等級：J I S A 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの



第3.7-1図 ブローアウトパネル閉止装置 概要図

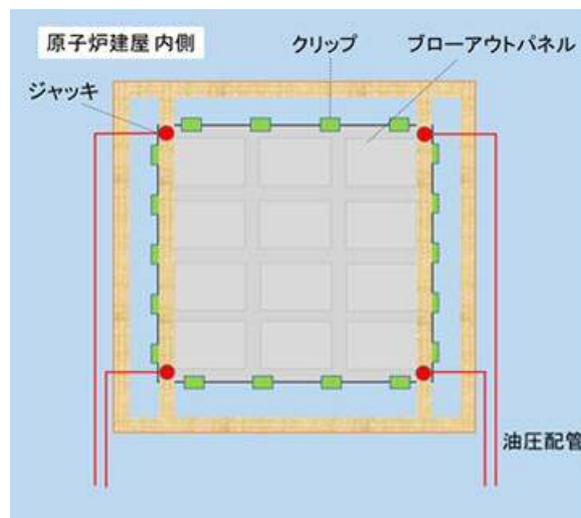
(2) 竜巻飛来物防護対策

ブローアウトパネル閉止装置の開閉機能及び原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能に干渉しないように、防護ネット（40mmメッシュ）を設置する。防護ネットは、原子炉建屋外側ブローアウトパネル正面のみならず、上下左右にも設置し、極力、原子炉建屋外壁との間隙を防護する設計とする。なお、詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

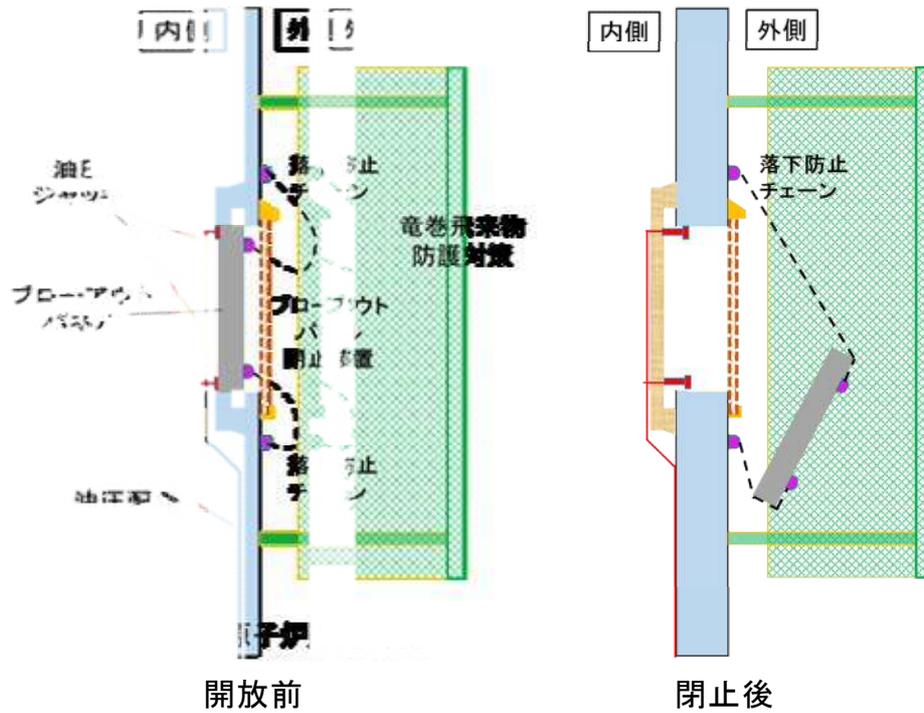
(3) ブローアウトパネル強制開放装置

原子炉建屋内側から、油圧ジャッキにより原子炉建屋外側ブローアウトパネルを強制的に開放する装置を設置する。油圧配管は、屋内に敷設し、屋外に設置する油圧発生装置と接続する。また、開放機構を原子炉建屋内に設置し、ブローアウトパネル閉止装置及び竜巻飛来物防護対策の防護ネットとの干渉を回避する設計とする。なお、作動液も含め、詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

油圧ジャッキ設置イメージを第3.7-2図に、ブローアウトパネル開閉前後イメージを第3.7-3図に示す。



第3.7-2図 油圧ジャッキ設置イメージ

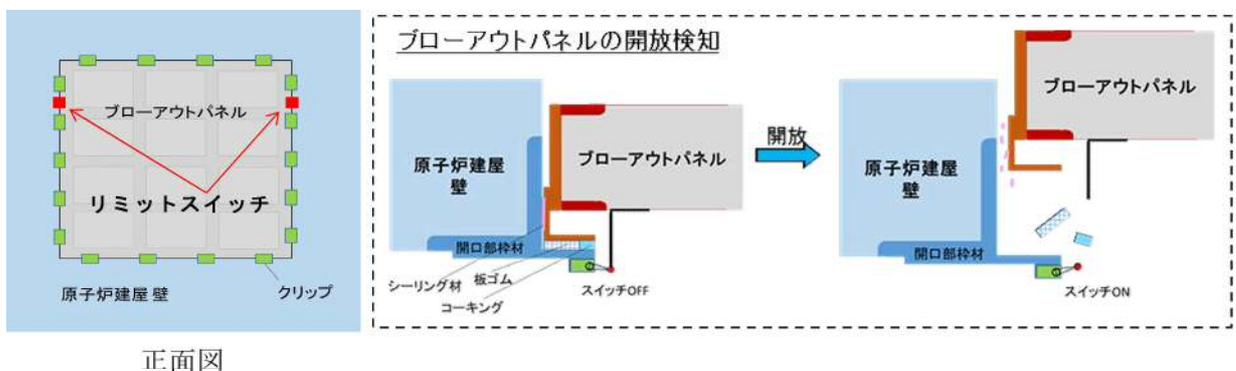


第3.7-3図 ブローアウトパネル開閉前後イメージ

(4) ブローアウトパネル開閉状態表示

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの各パネルにはリミットスイッチを設置し、開放したパネルを中央制御室にて特定できる設計とする。なお、詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

ブローアウトパネル開閉状態表示の概要図を第3.7-4図に示す。

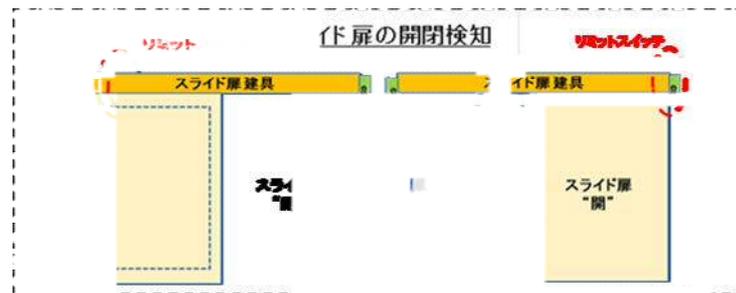


第3.7-4図 ブローアウトパネル開閉状態表示 概要図

(5) ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

ブローアウトパネル閉止装置についてもリミットスイッチを設置し，スライド扉の開閉状態を中央制御室にて特定できる設計とする。なお，詳細は，今後の設計により決定する。

ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を第3.7-5図に示す。



第3.7-5図 ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示 概要図

【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について

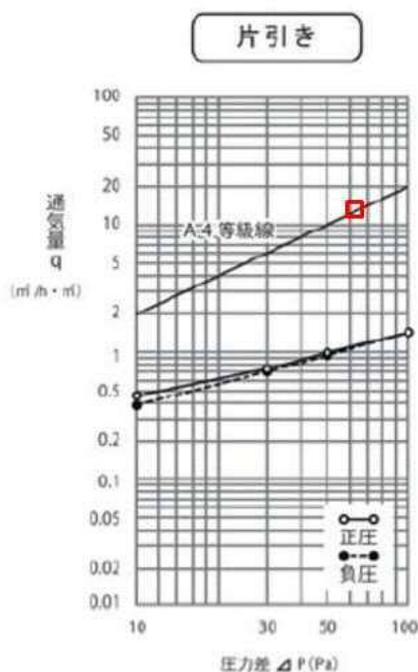
ブローアウトパネル閉止装置には，J I S A 1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線A 4等級に合致する扉を設置することにより，原子炉建屋の気密性を確保する。なお，以下に示すように，A 4等級の扉の許容漏えい量と原子炉建屋ガス処理系の排気容量から，原子炉建屋気密性が確保できることを以下に確認した。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

- ◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa において，A 4等級ドア  $1\text{m}^2$  当たりの通気量は， $12.6\text{m}^3/\text{h}$
- ◆ブローアウトパネル 12 枚の開口面積合計は， $186.51\text{m}^2$
- ◆ブローアウトパネル 12 枚が全て開放し，当該パネル全てを再閉止した後の 1h 当たりの通気量は， $2,350.02\text{m}^3/\text{h}$
- ◆S G T S の排風機の容量は， $3,570\text{m}^3/\text{h}$  であり，上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能）

A 4 等級扉イメージを第3.7-6図に，気密等級線図（A 4 等級）を第3.7-7図に示す。



第3.7-6図 A 4 等級扉イメージ



第3.7-7図 気密等級線図(A 4 等級)

59-10

原子炉制御室の居住性（重大事故）  
に係る被ばく評価について

## 目 次

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について.....	59-10-1
1. 評価事象.....	59-10-1
2. 大気中への放出量の評価.....	59-10-2
3. 大気拡散の評価.....	59-10-2
4. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価.....	59-10-2
5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価.....	59-10-3
5.1 中央制御室内での被ばく.....	59-10-3
5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）.....	59-10-3
5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②） .....	59-10-4
5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく （経路③）.....	59-10-4
5.2 入退域時の被ばく.....	59-10-6
5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④）.....	59-10-6
5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）... ..	59-10-6
6. 評価結果のまとめ.....	59-10-10

### 添付資料 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件 .....	59-10-添 1-1
2 事象の選定の考え方について.....	59-10-添 2-1
3 格納容器漏えい率の設定について.....	59-10-添 3-1
4 格納容器内での除去効果について.....	59-10-添 4-1
5 格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について.....	59-10-添 5-1
6 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素） について.....	59-10-添 6-1
7 格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について.....	59-10-添 7-1
8 重大事故時の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について .....	59-10-添 8-1
9 フィルタの除去性能について.....	59-10-添 9-1
10 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて .....	59-10-添 10-1
11 空気流入率試験結果について.....	59-10-添 11-1
12 全面マスクによる防護係数について.....	59-10-添 12-1
13 運転員の勤務体系について.....	59-10-添 13-1
14 グランドシャイン線評価モデルについて.....	59-10-添 14-1
15 エアロゾルの乾性沈着速度について.....	59-10-添 15-1

16 地表面への沈着速度の設定について .....	59-10-添 16-1
17 有機よう素の乾性沈着速度について .....	59-10-添 17-1
18 実効放出継続時間の設定について .....	59-10-添 18-1
19 待避時間の設定根拠について .....	59-10-添 19-1
20 審査ガイド <sup>※1</sup> への適合状況 .....	59-10-添 20-1

※1 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に  
係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について

重大事故が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（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の解釈第 59 条より抜粋）

【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の解釈】第 59 条（原子炉制御室）第 1 項

b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について，次の要件を満たすものであること。

- ① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
- ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし，その場合は実施のための体制を整備すること。
- ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし，その場合は実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

## 1. 評価事象

東海第二発電所においては、「想定する格納容器破損モードのうち，中央制御室の運転員の被ばく低減の観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」である「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器

過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスにおいても、格納容器ベントの回避若しくは格納容器ベントの実施時期を遅延させることができる代替循環冷却系を整備する。しかし、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用できず、早期の格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施した場合を想定する。

## 2. 大気中への放出量の評価

放射性物質については、上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し、格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量及び格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい量をMAAP解析及びNUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、R.G.1.195 の知見を用いて評価した。

## 3. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した結果を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

## 4. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から

評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコード，スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

#### 5. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路(①～⑤)は第5-1図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後7日間とした。

運転員の勤務体系(5直2交替)に基づき，中央制御室の滞在期間及び入退域の時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を第5-1表に示す。

第5-1表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:45
2直	21:30～8:15
日勤業務	—

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班※	1直						
B班			1直	1直		2直	2直
C班	2直				1直	1直	
D班		2直	2直				1直
E班※		1直		2直	2直		

※被ばくの平準化のため，事故直後に中央制御室に滞在している班(A班)の代わり，2日目以降は日勤業務の班(E班)が滞在するものとする。

## 5.1 中央制御室内での被ばく

### 5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述 4. の方法で実効線量を評価した。

### 5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

また、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

### 5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。なお、内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護係数を考慮した。

評価に当たっては、(1)～(4)に示す中央制御室換気系の効果及び中央制御室に設置する待避室の効果等を考慮した。なお、中央制御室換気系の起動時間については、全交流動力電源喪失を想定した起動時間を考慮した評価とした。また、待避室の遮蔽効果は、待避室に待避する期間のみに

ついて考慮した評価とした。中央制御室内での対応のタイムチャートを第 5.1.3-1 図に示す。

#### (1) 中央制御室換気運転モード

中央制御室換気系の運転モードを以下に示す。具体的な系統構成は第 5.1.3-2 図に示すとおりである。

##### 1) 通常時運転時

通常時は、中央制御室空気調和機ファン及び中央制御室排気用ファンにより、一部外気を取り入れる閉回路循環方式によって中央制御室の空気調節を行う。

##### 2) 事故時

事故時は、外気取入口を遮断して、中央制御室フィルタ系ファンによりフィルタユニット（高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ）を通した閉回路循環運転とし、運転員を放射線被ばくから防護する。

なお、外気の遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、チャコールフィルタにより外気を浄化して取り入れることもできる。

#### (2) フィルタを通らない空気流入量

中央制御室へのおよ素除去フィルタを通らない空気の流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 1.0 回/h と仮定して評価した。

#### (3) 待避室

中央制御室内に設置する待避室には、格納容器ベント開始から 5 時間待避すると想定する。待避中は待避室内を空気ポンベにより加圧し室内を正圧にするものとし、外部からの空気の流入はないものとして評価した。待避室の概要図及び設置場所を第 5.1.3-3 図に示す。

#### (4) マスクの考慮

事象発生から3時間後まではマスクを着用（DF50）すると想定した。

### 5.2 入退域時の被ばく

#### 5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④）

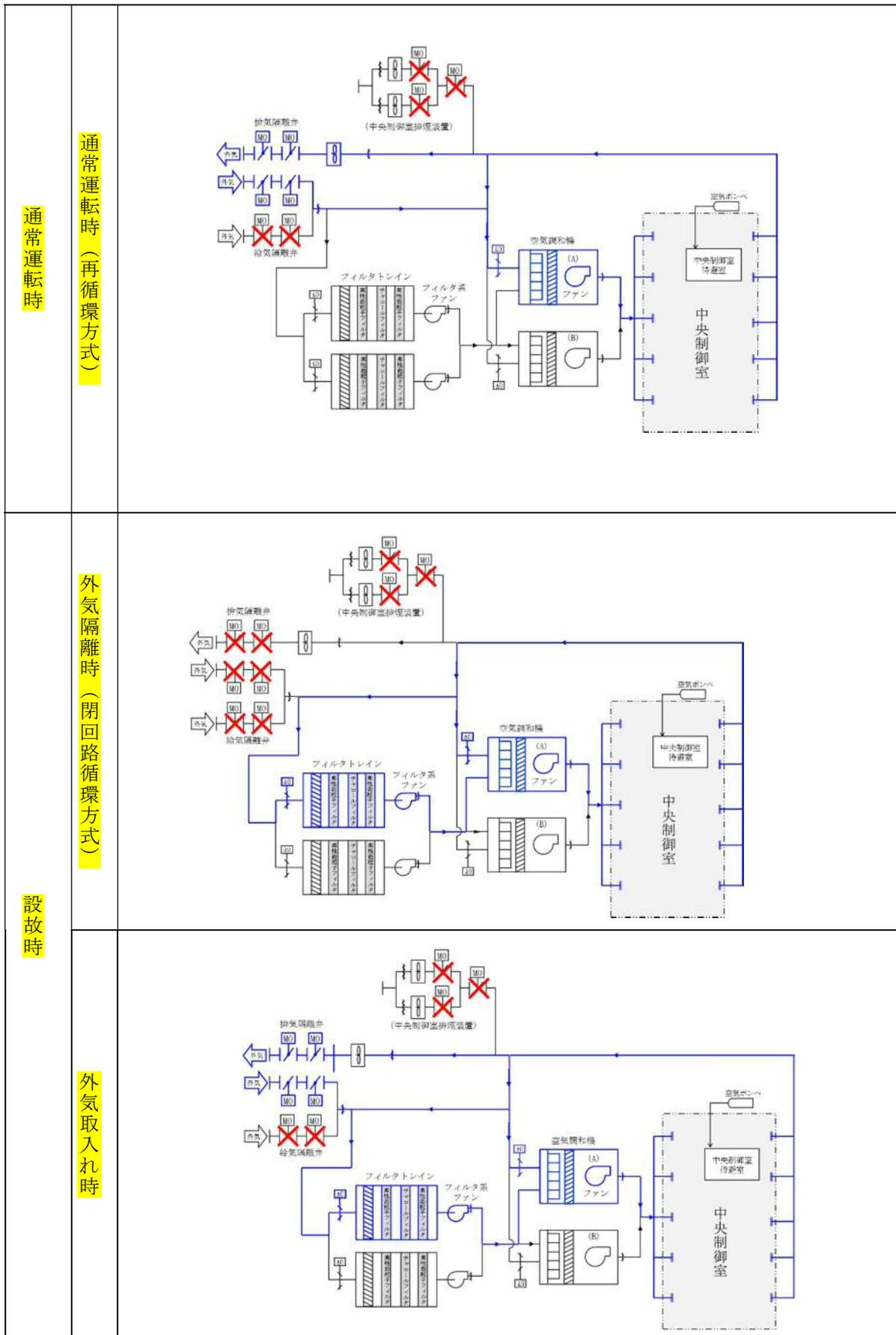
事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁等によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は、「5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、代表評価点は、建屋入口とした。

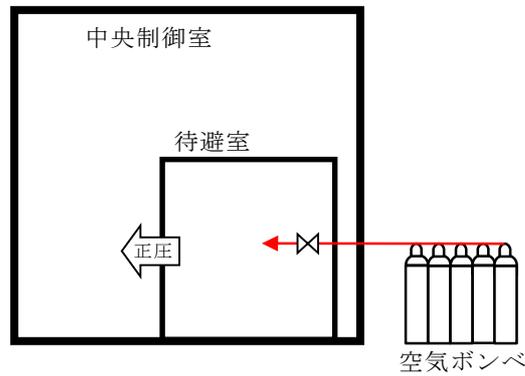
#### 5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、吸入摂取による内部被ばくは中央制御室の換気系に期待しないこと以外は「5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）」と同様な方法で放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。内部被ばくの評価に当たってはマスクの着用による防護係数を考慮した。また、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。





第5.1.3-2図 中央制御室換気系系統構成



重大事故時【格納容器ベント実施中】  
(空気ボンベ加圧)

※ 格納容器ベント実施後，中央制御室内の線量が下がるまでは，中央制御室内の待避室に滞在するものとし，待避室内を空気ボンベにより加圧する。



第 5. 1. 3-3 図 待避室の概要図及び設置場所

## 6. 評価結果のまとめ

1. に示したとおり，東海第二発電所において重大事故が発生した場合，第

一に代替循環冷却系を用いて事象を収束するが、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用できず、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定した。この想定に基づく、7日間の各班の中央制御室の居住性（重大事故時）に係る被ばく評価結果は、第 6-1 表に示すとおりである。また、最大の線量となる班（A班）の内訳は第 6-2 表に示す通りであり、実効線量は約 58mSv である。

したがって、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。なお、マスクを着用しない場合の 7 日間の各班の実効線量は第 6-3 表に示すとおりである。また、最大の線量となる班（A班）の内訳は第 6-4 表に示す通りである。

この評価に係る被ばく経路イメージを第 6-5 表に、被ばく評価の主要条件を第 6-6 表に示す。

第 6-1 表 各班の中央制御室の居住性（重大事故時）に係る被ばく評価結果

（マスクを考慮する場合）

（単位：mSv）

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 $5.8 \times 10^1$							約 $5.8 \times 10^1$
B 班			約 $1.1 \times 10^1$	約 $8.7 \times 10^0$		約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^0$	約 $2.8 \times 10^1$
C 班	約 $3.3 \times 10^1$				約 $7.1 \times 10^0$	約 $5.8 \times 10^0$		約 $4.6 \times 10^1$
D 班		約 $1.3 \times 10^1$	約 $9.5 \times 10^0$				約 $4.9 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^1$
E 班		約 $2.3 \times 10^1$		約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$			約 $3.7 \times 10^1$

第 6-2 表 最大の線量となる班（A 班）の被ばく評価結果の内訳

（マスクを考慮する場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		実効線量
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	$3.4 \times 10^{-1}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	$6.4 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	$4.6 \times 10^1$
	（内訳） 内部被ばく	$4.0 \times 10^1$
	外部被ばく	$5.3 \times 10^0$
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$2.9 \times 10^0$
小 計（①+②+③）		$5.0 \times 10^1$
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	$2.3 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	$6.9 \times 10^{-3}$
	（内訳） 内部被ばく	$5.6 \times 10^{-3}$
	外部被ばく	$1.3 \times 10^{-3}$
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$8.0 \times 10^0$
小 計（④+⑤）		$8.2 \times 10^0$
合 計（①+②+③+④+⑤）		$5.8 \times 10^1$

第6-3表 各班の中央制御室の居住性（重大事故時）に係る被ばく評価結果

（マスクを考慮しない場合）

（単位：mSv）

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 $1.0 \times 10^3$							約 $1.0 \times 10^3$
B班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $8.7 \times 10^0$		約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^0$	約 $2.8 \times 10^1$
C班	約 $3.3 \times 10^1$				約 $7.1 \times 10^0$	約 $5.8 \times 10^0$		約 $4.6 \times 10^1$
D班		約 $1.3 \times 10^1$	約 $9.6 \times 10^0$				約 $4.9 \times 10^0$	約 $2.8 \times 10^1$
E班		約 $2.3 \times 10^1$		約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$			約 $3.7 \times 10^1$

第6-4表 最大の線量となる班（A班）の被ばく評価結果の内訳

（マスクを考慮しない場合）

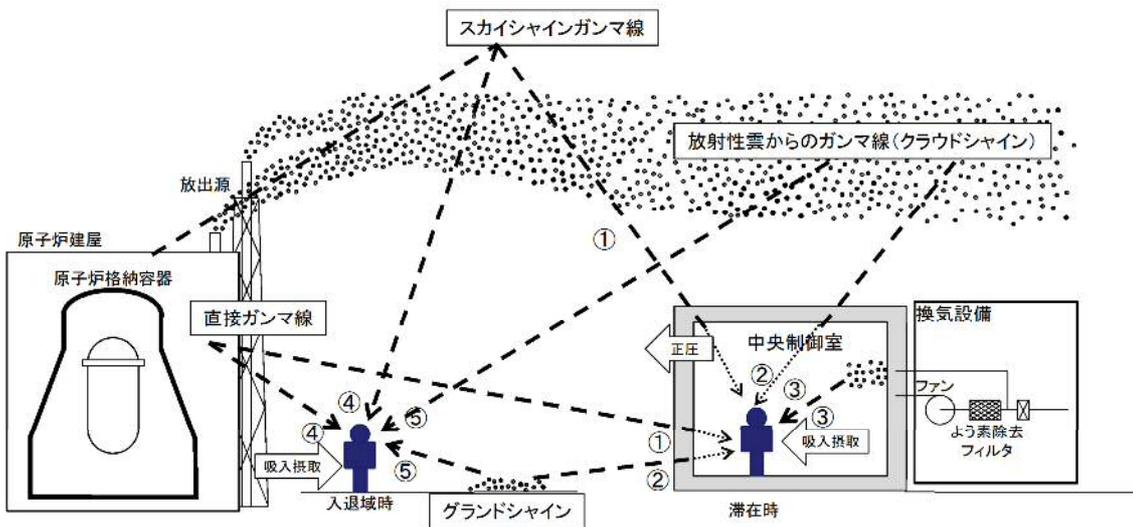
（単位：mSv）

被ばく経路		実効線量
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	$3.4 \times 10^{-1}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	$6.4 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	$1.0 \times 10^3$
	(内訳) 内部被ばく	$1.0 \times 10^3$
	外部被ばく	$5.3 \times 10^0$
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$2.9 \times 10^0$
小計 (①+②+③)		$1.0 \times 10^3$
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	$2.3 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	$6.8 \times 10^{-2}$
	(内訳) 内部被ばく	$6.3 \times 10^{-2}$
	外部被ばく	$5.6 \times 10^{-3}$
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$8.0 \times 10^0$
小計 (④+⑤)		$8.3 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤)		$1.0 \times 10^3$

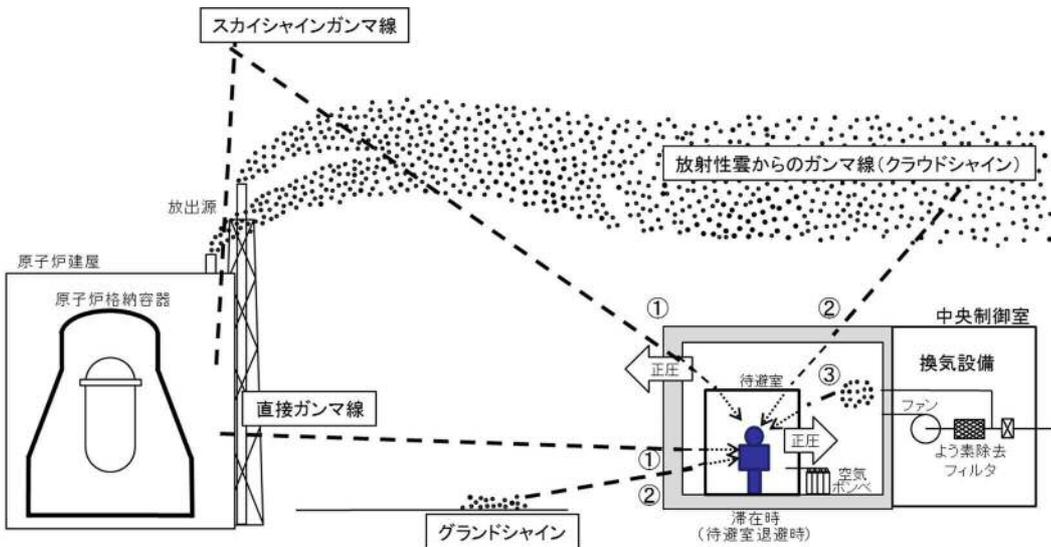
第 6-5 表 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャイン、グランドシャイン及びよう素フィルタからのガンマ線による外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

(1) 閉回路循環運転時



(2) 待避室待避時



第 6-6 表 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の  
主要評価条件

項目		評価条件	選定理由
放出放射 エネルギー 評価条件	評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用できない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	審査ガイドに示されたとおり設定（添付 2 参照）
	放出開始時間	格納容器漏えい：事象発生直後 格納容器ベント：事象発生から約 19 時間後	M A A P 解析結果
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から 2 時間後	起動操作時間（115 分）＋負圧達成時間（5 分）（起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 5 分を想定）
	事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散条件	放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m）、格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定
被ばく評価条件	中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97%）を保守的に設定（添付 9, 10 参照）
	中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99.9%	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97%）を保守的に設定（添付 9, 10 参照）
	中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流動力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定
	空気流入率	1 回/h	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である 0.45 回/h に対して保守的に 1 回/h と設定（添付 11 参照）
	マスクによる防護係数	マスク着用を考慮する場合は事象発生から 3 時間及び入退域時：50 （その他の期間及びマスク着用を考慮しない場合は評価期間中常時マスク着用なし）	中央制御室非常用換気系作動前及び中央制御室内の放射性物質濃度が下がるまでの時間についてマスクの着用を考慮。（添付 12 参照）
	待避室加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後（ベント開始時）	格納容器圧力逃がし装置により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定
	待避室加圧時間	ベント開始から 5 時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定

詳細な評価条件は添付 1 参照

添付資料 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件

重大事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件について、第 1-1 表～第 1-10 表に示す。

第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件

第 1-2 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7 日積算）

第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程

第 1-3 表 大気拡散条件

第 1-4 表 相対濃度及び相対線量

第 1-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

第 1-6 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度

第 1-2 図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル

第 1-7 表 中央制御室換気設備条件

第 1-8 表 中央制御室内待避室設備条件

第 1-9 表 運転員交替考慮条件

第 1-10 表 線量換算係数，呼吸率及び地表への沈着速度の条件

第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (1/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	審査ガイドに示されたとおり設定 (添付 2 参照)	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である)のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間(約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月(395 日)を考慮して設定	—
取替炉心の装荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替燃料炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
炉心内蔵量	希ガス類 : 約 $2.2 \times 10^{19}$ Bq CsI 類 : 約 $2.9 \times 10^{19}$ Bq CsOH 類 : 約 $1.2 \times 10^{18}$ Bq Sb 類 : 約 $1.3 \times 10^{18}$ Bq TeO <sub>2</sub> 類 : 約 $6.8 \times 10^{18}$ Bq SrO 類 : 約 $1.3 \times 10^{19}$ Bq BaO 類 : 約 $1.2 \times 10^{19}$ Bq MoO <sub>2</sub> 類 : 約 $2.5 \times 10^{19}$ Bq CeO <sub>2</sub> 類 : 約 $7.5 \times 10^{19}$ Bq La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $5.5 \times 10^{19}$ Bq (核種毎の炉心内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」 × 「3,293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW) は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型))、運転時間 (10,000 時間) で算出した ABWR のサイクル末期の値を使用)	4.3.(1)a. 希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類及び La 類を考慮する。
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器ベント : 事象発生から約 19 時間後	MAAP 解析結果	4.3.(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	—
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R. G. 1.195 <sup>*1</sup> に基づき設定	4.3(1) a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。

第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 1Pd 超過 : 2Pd で 1.3%/日	MAAP 解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及び AEC の式等に基づき設定 (添付 3 参照)	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は, 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h 後~19.5h 後 : 1.3%/日 上記以外の期間 : 0.5%/日	格納容器の設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定 (格納容器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡するように 1.3%/日の漏えい率を設定) (添付 3 参照)	
格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP 解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	MAAP の FP 挙動モデル (添付 4 参照)	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については, 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については, 実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない	保守的に設定	—

第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (4/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器内での除去効果（無機元素）	自然沈着率： $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (格納容器内の最大存在量から 1/200 まで)	C S E 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>**2</sup> に基づき設定（添付 5 参照）	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッション・プールのスクラビングによる除去効果：10	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>**3</sup> に基づき設定（添付 6 参照）	—
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 : 約 $4.3 \times 10^{-3}$ C s I 類 : 約 $6.3 \times 10^{-5}$ C s O H 類 : 約 $3.2 \times 10^{-5}$ S b 類 : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ T e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6.8 \times 10^{-6}$ S r O 類 : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ B a O 類 : 約 $2.7 \times 10^{-6}$ M o O <sub>2</sub> 類 : 約 $3.4 \times 10^{-7}$ C e O <sub>2</sub> 類 : 約 $6.8 \times 10^{-8}$ L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $2.7 \times 10^{-8}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 <sup>**4</sup> の知見に基づき設定（添付 7 参照）	—
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及びガス再循環系の起動前）	無限大/日（地上放出） (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	—

第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (5/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）	設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）	4.3(3)a. 非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から 2 時間後	起動操作時間（115 分）＋負圧達成時間（5 分）（起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 5 分を想定）	
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため	—

第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (6/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ CsI 類 : 約 $1.1 \times 10^{-6}$ CsOH 類 : 約 $4.0 \times 10^{-7}$ Sb 類 : 約 $9.0 \times 10^{-8}$ TeO <sub>2</sub> 類 : 約 $9.0 \times 10^{-8}$ SrO 類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ BaO 類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ MoO <sub>2</sub> 類 : 約 $4.5 \times 10^{-9}$ CeO <sub>2</sub> 類 : 約 $9.0 \times 10^{-10}$ La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $3.6 \times 10^{-10}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定 (添付 7 参照)	—
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル : 1,000	設計値に基づき設定	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3. (解釈抜粋) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b) ④判断基準は, 運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

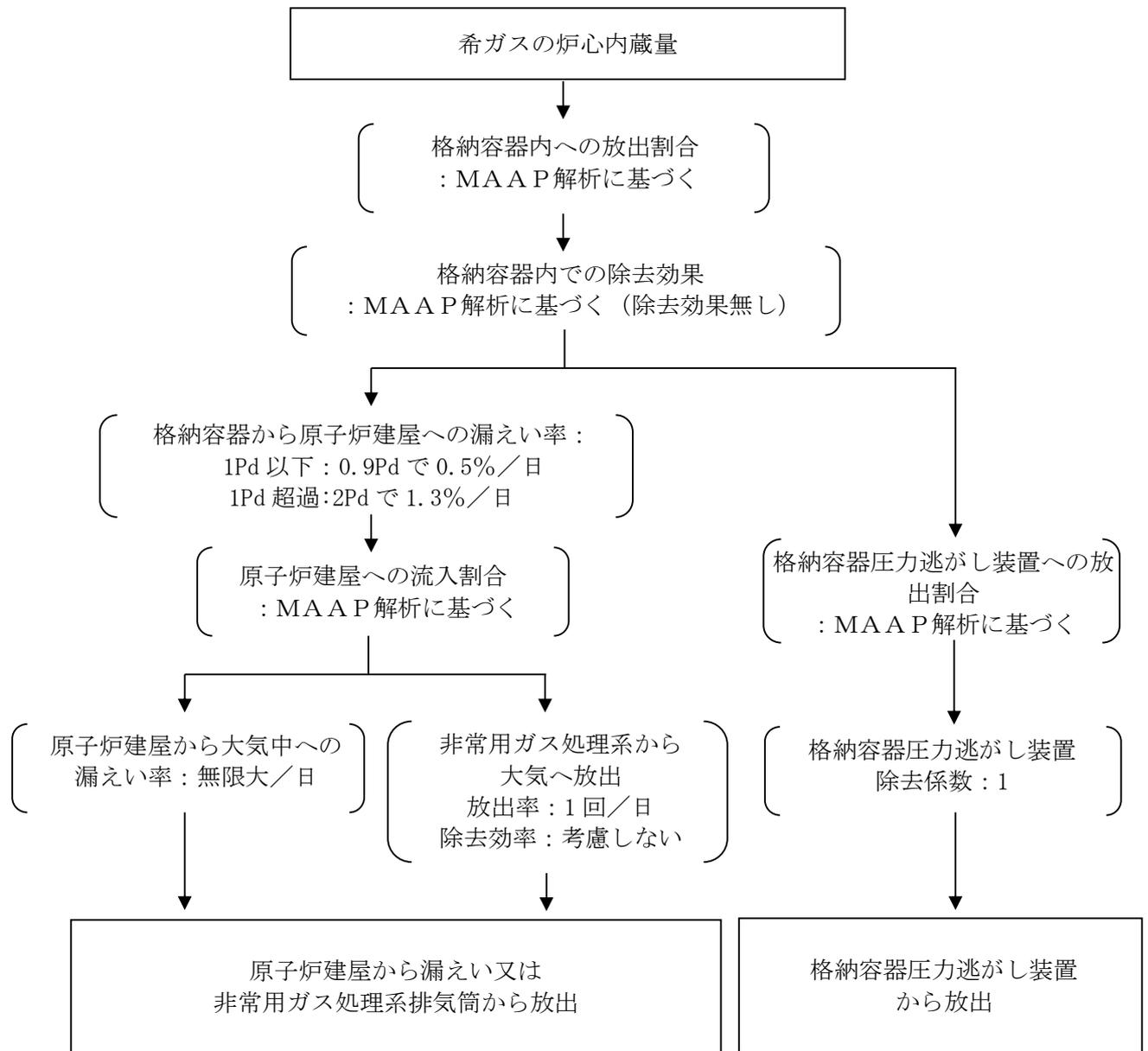
※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995

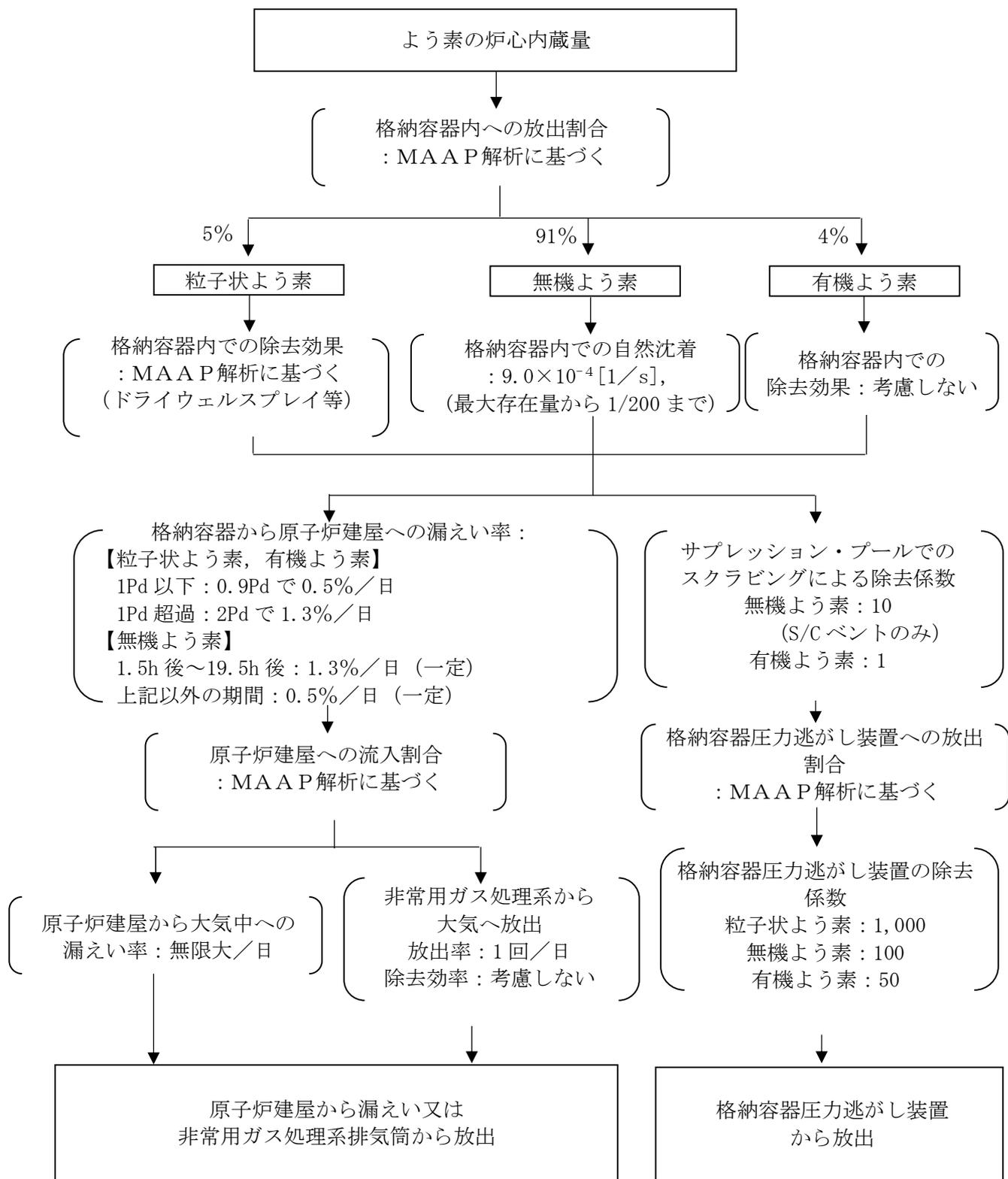
第 1-2 表 大気中への放出放射能評価結果 (7 日積算)

核種 グループ	放出放射能[Bq] (gross 値) ※		
	原子炉建屋から大気 中へ放出	格納容器圧力逃がし 装置を経由した放出	合計
希ガス類	約 $3.6 \times 10^{16}$	約 $8.9 \times 10^{18}$	約 $9.0 \times 10^{18}$
よう素類	約 $2.8 \times 10^{15}$	約 $7.3 \times 10^{15}$	約 $1.0 \times 10^{16}$
CsOH類	約 $3.8 \times 10^{13}$	約 $5.0 \times 10^8$	約 $3.8 \times 10^{13}$
Sb類	約 $4.5 \times 10^{12}$	約 $2.6 \times 10^7$	約 $4.5 \times 10^{12}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $3.7 \times 10^{13}$	約 $4.4 \times 10^8$	約 $3.7 \times 10^{13}$
SrO類	約 $2.0 \times 10^{13}$	約 $1.7 \times 10^8$	約 $2.0 \times 10^{13}$
BaO類	約 $2.0 \times 10^{13}$	約 $2.1 \times 10^8$	約 $2.0 \times 10^{13}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $6.9 \times 10^{12}$	約 $8.4 \times 10^7$	約 $6.9 \times 10^{12}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $4.3 \times 10^{12}$	約 $5.5 \times 10^7$	約 $4.3 \times 10^{12}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.2 \times 10^{12}$	約 $1.2 \times 10^7$	約 $1.2 \times 10^{12}$

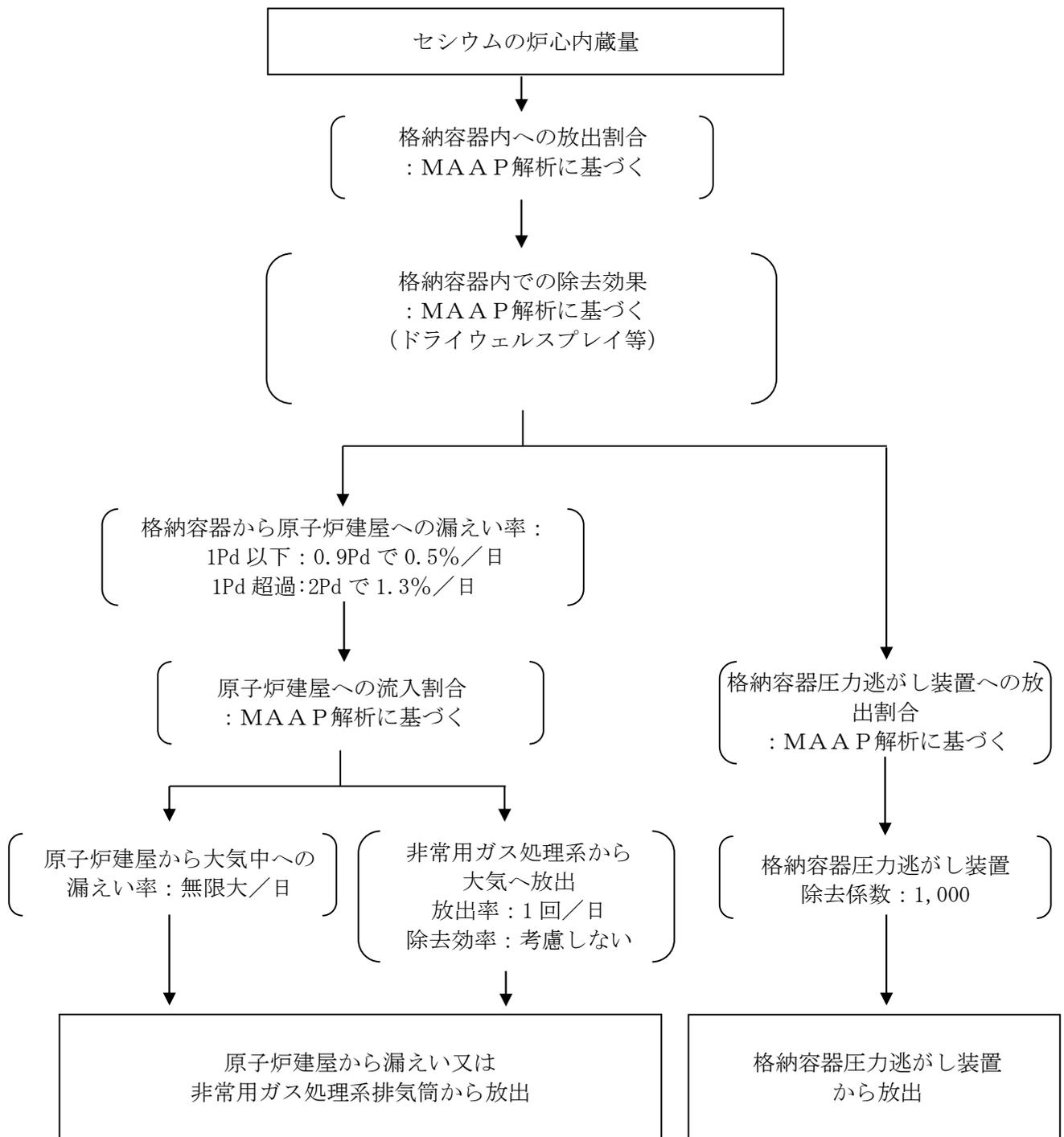
※ 小数点第 2 位以下切上げ



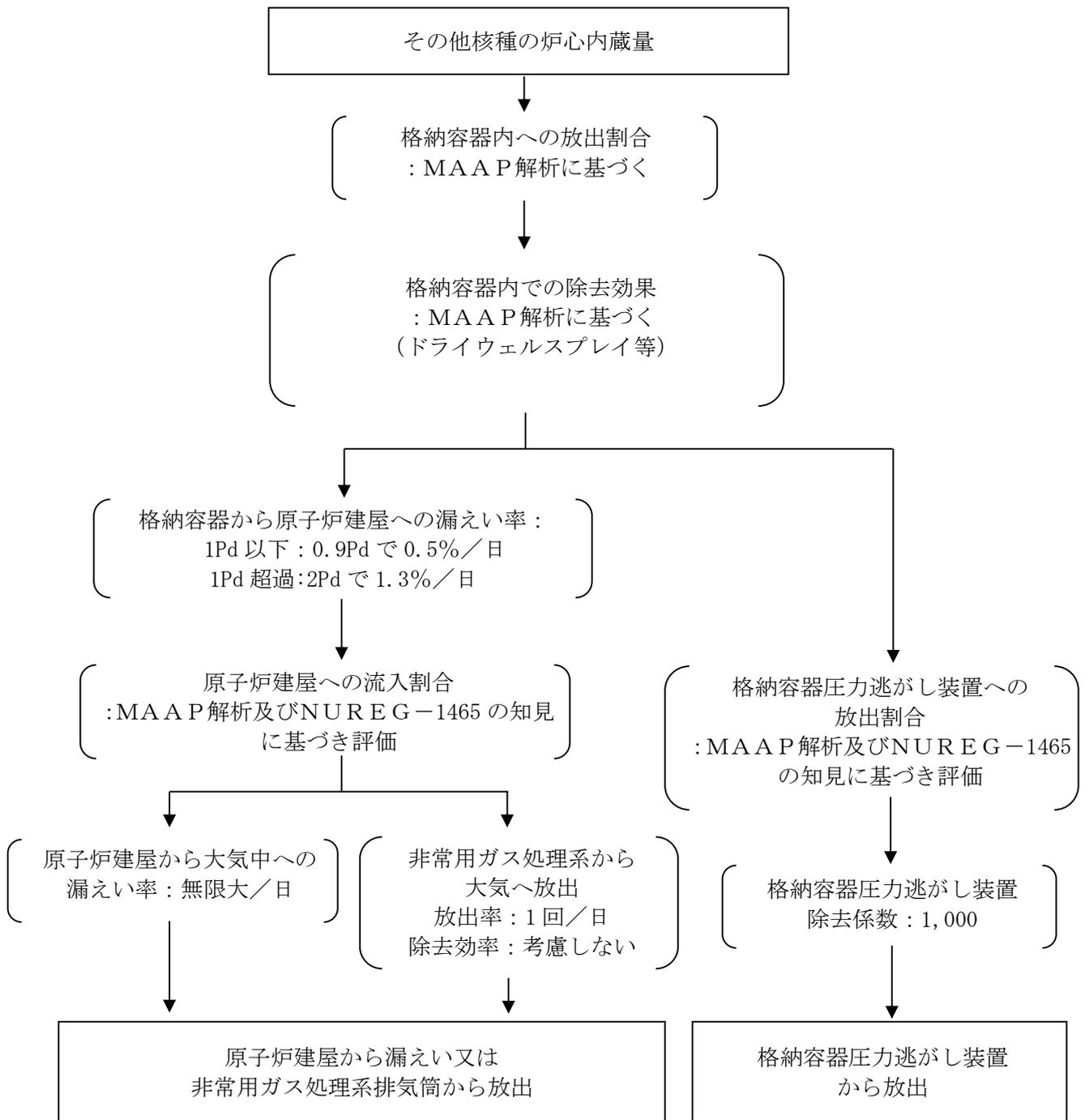
第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程 (1/5)  
(希ガス)



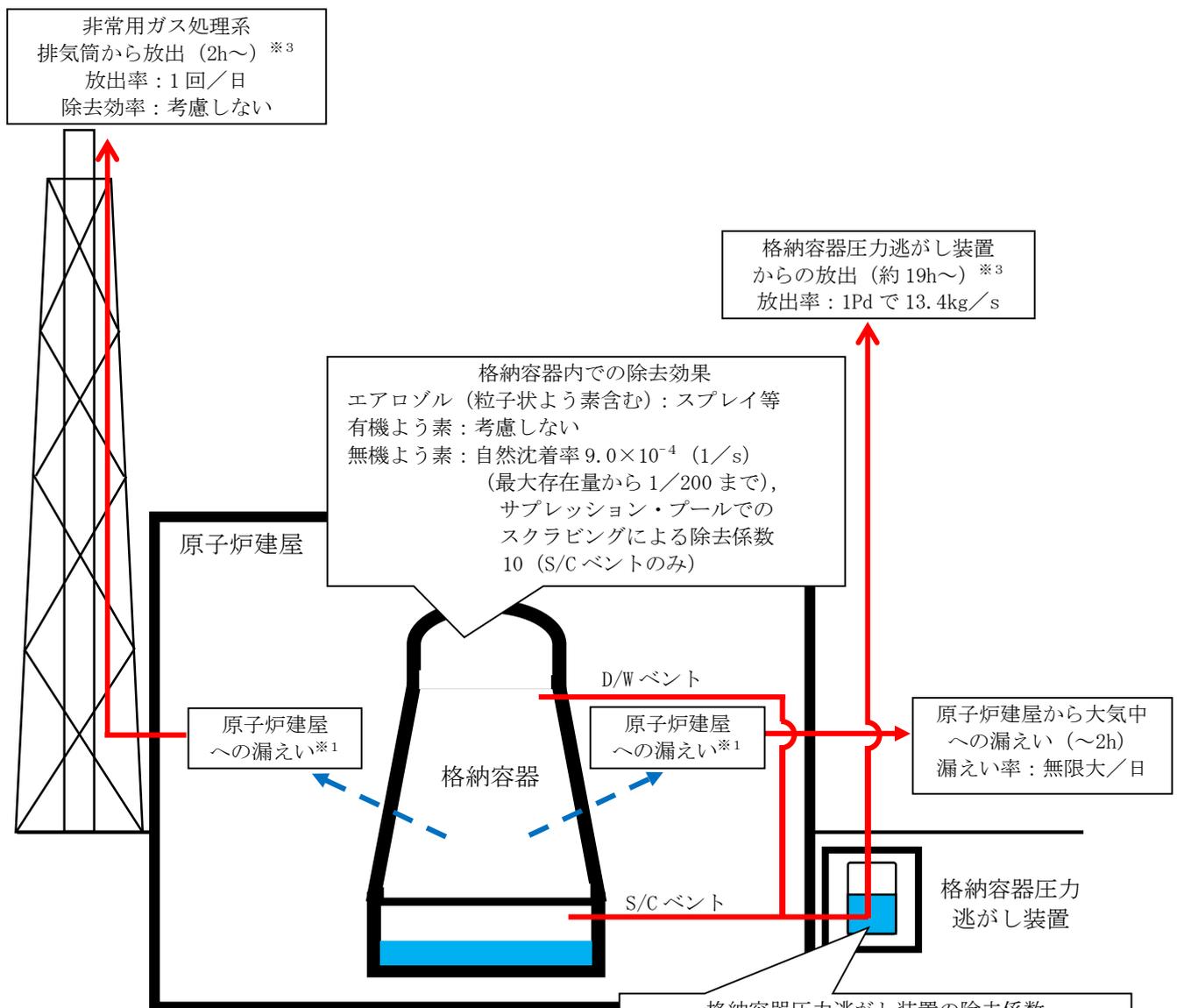
第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程 (2/5)  
(よう素)



第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程 (3/5)  
(セシウム)



第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程 (4/5)  
(その他各種)



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】

1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過:2Pdで1.3%/日

【無機よう素】

1.5h後~19.5h後: 1.3%/日 (一定), 左記以外の期間: 0.5%/日 (一定)

格納容器圧力逃がし装置の除去係数  
希ガス: 1, 有機よう素: 50, 無機よう素: 100  
エアロゾル (粒子状よう素含む): 1,000

大気への放出経路	0h	▼2h <sup>※2</sup>	▼19h <sup>※3</sup>	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■			
非常用ガス処理系排気筒から放出		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため, 事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいは無くなる。

※3 事象発生後19h以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第1-1図 放射性物質の大気放出過程(5/5) (イメージ)

第 1-3 表 大気拡散条件 (1/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイド及び被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） （地上風を代表する観測点（地上高 10m）の気象データ）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上高 10m）の気象データを審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された 1 年間の気象資料を使用	4.2.(2)a. 風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	全核種：1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（添付 18 参照）	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。

第 1-3 表 大気拡散条件 (2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m）、格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定	4. 3. (4)b. 放出源高さは、4. 1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4. 1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。
累積出現頻度	小さい方から 97%	審査ガイドに示されたとおり設定	4. 2. (2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	原子炉建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口放出は放出源から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4. 2. (2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

第 1-3 表 大気拡散条件 (3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4. 2. (2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】</p> <p>中央制御室中心</p> <p>【入退域時】</p> <p>建屋出入口</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>審査ガイドに示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】</p> <p>被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>4. 2. (2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】</p> <p>7. 5. 1 (5) a) 管理区域の入口を代表評価とし、入退域ごとに評価点に、15 分間滞在するとする。（被ばく評価手法（内規））</p> <p>なお、審査ガイドには入退域時の評価点について、記載なし。</p>

第 1-3 表 大気拡散条件(4/5)

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室内滞在時	9 方位 建屋放出： S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出： SW, WSW, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE 1 方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定(添付 8 参照)	4. 2. (2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	9 方位 建屋放出： S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出： SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE 1 方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W		

第 1-3 表 大気拡散条件 (5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	原子炉建屋の投影断面積： 3,000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の投影断面積	4. 2. (2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	5. 1. 1 (2) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる（被ばく評価手法（内規）） なお、審査ガイドには形状係数について、記載なし。

第 1-4 表 相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点		相対濃度 $\chi / Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
室内作業時	中央制御室 中心	建屋放出	$8.3 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
		非常用ガス 処理系放出	$3.0 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-20}$
		格納容器圧 力逃がし装 置放出	$3.7 \times 10^{-4}$	$8.8 \times 10^{-19}$
入退域時	建屋 出入口	建屋放出	$8.2 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
		非常用ガス 処理系放出	$3.0 \times 10^{-6}$	$9.0 \times 10^{-20}$
		格納容器圧 力逃がし装 置放出	$3.7 \times 10^{-4}$	$9.4 \times 10^{-19}$

(添付 8 参照)

第 1-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(1/3)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源条件	格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ放出される放射性物質	「第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件」を参照	「第 1-1 表 大気中への放出放射エネルギー評価条件」を参照	4.3(5)a. 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に, 想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。
	格納容器内線源強度分布	格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は, 自由空間容積に均一に分布するものとして, 事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。
	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3. (解釈抜粋) 第 7 4 条 (原子炉制御室) 1 b) ④判断基準は, 運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。	7 日間
計算モデル条件	遮蔽厚さ	第 1-2 図のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は, 積算線源強度, 施設の位置, 遮へい構造及び地形条件から計算する。

第 1-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
直接線・スカイシャイン線 評価コード	直接線評価： QAD-CGGP2R スカイシャイン線評 価： G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用 いる QAD-CGGP2R は三次元形 状を、スカイシャインガンマ 線の線量評価に用いる ANISN は三次元形状を、スカイシャ インガンマ線の線量評価に用 いる G33-GP2R は三次元形状 を扱う遮蔽解析コードであ り、ガンマ線量を計算するこ とができる。計算に必要な主 な条件は、線源条件、遮蔽体条 件であり、これらの条件が与 えられれば線量評価は可能で ある。したがって、設計基準事 故を超える事故における線量 評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R, ANISN 及 び G33-GP2R はそれぞれ許認可 での使用実績がある。	4.1②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモ デルを用いる。

第 1-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価点	第 1-2 図のとおり	中央制御室内滞在時の評価は線量が最大となる位置とする。 入退域時の評価は建屋入口の高さ 2m を選定。	—

第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
 エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(1/4)  
 (格納容器ベント実施前)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	$7.8 \times 10^{18}$	22	1.5	$2.4 \times 10^{18}$
2	0.02	$8.7 \times 10^{18}$	23	1.66	$7.5 \times 10^{17}$
3	0.03	$1.0 \times 10^{19}$	24	2.0	$1.6 \times 10^{18}$
4	0.045	$1.4 \times 10^{20}$	25	2.5	$4.6 \times 10^{18}$
5	0.06	$5.3 \times 10^{17}$	26	3.0	$1.3 \times 10^{17}$
6	0.07	$3.6 \times 10^{17}$	27	3.5	$1.5 \times 10^{15}$
7	0.075	$2.0 \times 10^{19}$	28	4.0	$1.5 \times 10^{15}$
8	0.1	$9.9 \times 10^{19}$	29	4.5	$5.0 \times 10^5$
9	0.15	$4.6 \times 10^{17}$	30	5.0	$5.0 \times 10^5$
10	0.2	$5.6 \times 10^{19}$	31	5.5	$5.0 \times 10^5$
11	0.3	$1.1 \times 10^{20}$	32	6.0	$5.0 \times 10^5$
12	0.4	$6.6 \times 10^{18}$	33	6.5	$5.7 \times 10^4$
13	0.45	$3.3 \times 10^{18}$	34	7.0	$5.7 \times 10^4$
14	0.51	$1.1 \times 10^{19}$	35	7.5	$5.7 \times 10^4$
15	0.512	$3.7 \times 10^{17}$	36	8.0	$5.7 \times 10^4$
16	0.6	$1.6 \times 10^{19}$	37	10.0	$1.8 \times 10^4$
17	0.7	$1.8 \times 10^{19}$	38	12.0	$8.8 \times 10^3$
18	0.8	$5.4 \times 10^{18}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.1 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$5.0 \times 10^{18}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$1.5 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0

第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
 エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(2/4)  
 (格納容器ベント実施時)

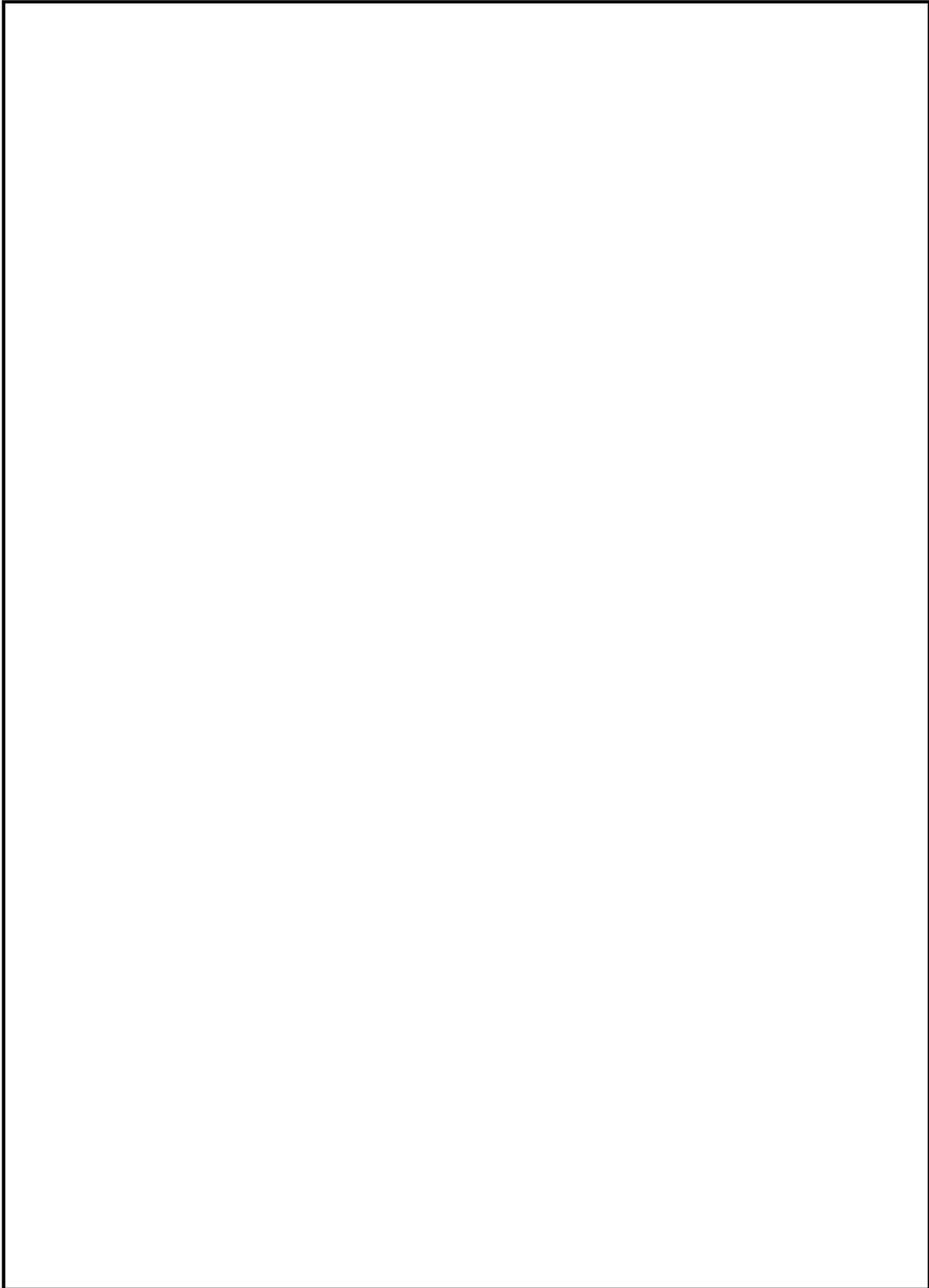
群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	$1.3 \times 10^{19}$	22	1.5	$2.2 \times 10^{18}$
2	0.02	$1.5 \times 10^{19}$	23	1.66	$3.7 \times 10^{17}$
3	0.03	$1.7 \times 10^{19}$	24	2.0	$8.0 \times 10^{17}$
4	0.045	$2.9 \times 10^{20}$	25	2.5	$1.1 \times 10^{18}$
5	0.06	$7.4 \times 10^{17}$	26	3.0	$1.7 \times 10^{16}$
6	0.07	$4.9 \times 10^{17}$	27	3.5	$4.8 \times 10^{12}$
7	0.075	$4.2 \times 10^{19}$	28	4.0	$4.8 \times 10^{12}$
8	0.1	$2.1 \times 10^{20}$	29	4.5	$2.2 \times 10^5$
9	0.15	$4.7 \times 10^{17}$	30	5.0	$2.2 \times 10^5$
10	0.2	$8.0 \times 10^{19}$	31	5.5	$2.2 \times 10^5$
11	0.3	$1.6 \times 10^{20}$	32	6.0	$2.2 \times 10^5$
12	0.4	$9.3 \times 10^{18}$	33	6.5	$2.6 \times 10^4$
13	0.45	$4.6 \times 10^{18}$	34	7.0	$2.6 \times 10^4$
14	0.51	$1.4 \times 10^{19}$	35	7.5	$2.6 \times 10^4$
15	0.512	$4.7 \times 10^{17}$	36	8.0	$2.6 \times 10^4$
16	0.6	$2.1 \times 10^{19}$	37	10.0	$7.9 \times 10^3$
17	0.7	$2.3 \times 10^{19}$	38	12.0	$4.0 \times 10^3$
18	0.8	$7.2 \times 10^{18}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.4 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$4.6 \times 10^{18}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$1.4 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0

第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
 エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(3/4)  
 (格納容器ベント実施後)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	$1.6 \times 10^{19}$	22	1.5	$1.9 \times 10^{18}$
2	0.02	$1.8 \times 10^{19}$	23	1.66	$1.9 \times 10^{17}$
3	0.03	$2.0 \times 10^{19}$	24	2.0	$4.1 \times 10^{17}$
4	0.045	$4.0 \times 10^{20}$	25	2.5	$4.1 \times 10^{17}$
5	0.06	$6.1 \times 10^{17}$	26	3.0	$9.4 \times 10^{15}$
6	0.07	$4.1 \times 10^{17}$	27	3.5	$3.5 \times 10^{11}$
7	0.075	$5.9 \times 10^{19}$	28	4.0	$3.5 \times 10^{11}$
8	0.1	$2.9 \times 10^{20}$	29	4.5	$3.6 \times 10^5$
9	0.15	$3.8 \times 10^{17}$	30	5.0	$3.6 \times 10^5$
10	0.2	$3.5 \times 10^{19}$	31	5.5	$3.6 \times 10^5$
11	0.3	$7.1 \times 10^{19}$	32	6.0	$3.6 \times 10^5$
12	0.4	$1.1 \times 10^{19}$	33	6.5	$4.1 \times 10^4$
13	0.45	$5.7 \times 10^{18}$	34	7.0	$4.1 \times 10^4$
14	0.51	$1.2 \times 10^{19}$	35	7.5	$4.1 \times 10^4$
15	0.512	$4.1 \times 10^{17}$	36	8.0	$4.1 \times 10^4$
16	0.6	$1.8 \times 10^{19}$	37	10.0	$1.3 \times 10^4$
17	0.7	$2.1 \times 10^{19}$	38	12.0	$6.3 \times 10^3$
18	0.8	$8.3 \times 10^{18}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$1.7 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$3.9 \times 10^{18}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$1.2 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0

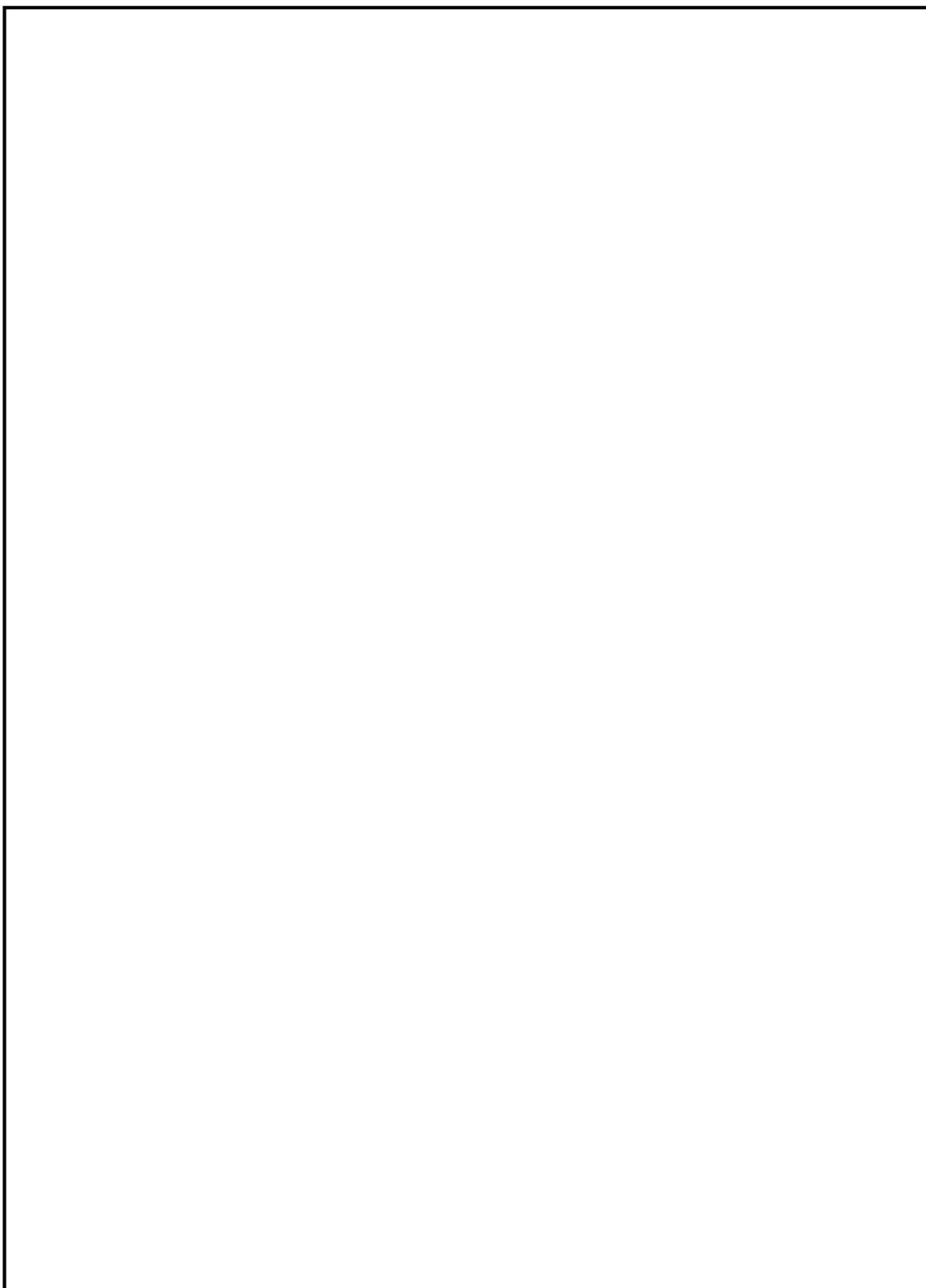
第1-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
 エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(4/4)  
 (合計)

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (-)
1	0.01	$3.7 \times 10^{19}$	22	1.5	$6.5 \times 10^{18}$
2	0.02	$4.1 \times 10^{19}$	23	1.66	$1.3 \times 10^{18}$
3	0.03	$4.8 \times 10^{19}$	24	2.0	$2.8 \times 10^{18}$
4	0.045	$8.3 \times 10^{20}$	25	2.5	$6.2 \times 10^{18}$
5	0.06	$1.9 \times 10^{18}$	26	3.0	$1.6 \times 10^{17}$
6	0.07	$1.3 \times 10^{18}$	27	3.5	$1.5 \times 10^{15}$
7	0.075	$1.2 \times 10^{20}$	28	4.0	$1.5 \times 10^{15}$
8	0.1	$6.0 \times 10^{20}$	29	4.5	$1.1 \times 10^6$
9	0.15	$1.3 \times 10^{18}$	30	5.0	$1.1 \times 10^6$
10	0.2	$1.7 \times 10^{20}$	31	5.5	$1.1 \times 10^6$
11	0.3	$3.4 \times 10^{20}$	32	6.0	$1.1 \times 10^6$
12	0.4	$2.7 \times 10^{19}$	33	6.5	$1.2 \times 10^5$
13	0.45	$1.4 \times 10^{19}$	34	7.0	$1.2 \times 10^5$
14	0.51	$3.7 \times 10^{19}$	35	7.5	$1.2 \times 10^5$
15	0.512	$1.2 \times 10^{18}$	36	8.0	$1.2 \times 10^5$
16	0.6	$5.5 \times 10^{19}$	37	10.0	$3.8 \times 10^4$
17	0.7	$6.2 \times 10^{19}$	38	12.0	$1.9 \times 10^4$
18	0.8	$2.1 \times 10^{19}$	39	14.0	0.0
19	1.0	$4.2 \times 10^{19}$	40	20.0	0.0
20	1.33	$1.3 \times 10^{19}$	41	30.0	0.0
21	1.34	$4.1 \times 10^{17}$	42	50.0	0.0



原子炉建屋

第 1-2 図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル(1/2)



中央制御室内滞在時及び入退域時の評価点  
第 1-2 図 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル(2/2)

第 1-7 表 中央制御室換気設備条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97%）を保守的に設定（添付 9, 10 参照）	4.2(1)a. ヨウ素及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99%	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97%）を保守的に設定（添付 9, 10 参照）	同上
中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流動力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
空気流入率	1 回/h	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である 0.45 回/h に対して保守的に 1 回/h と設定（添付 11 参照）	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

第 1-7 表 中央制御室換気設備条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
外気取り込み量	閉回路循環運転：27 時間 外気取り入れ運転：3 時間	閉回路循環運転が長期にわたり室内環境が悪化して外気取り入れる際に必要な運転時間として設定	—
マスクによる防護係数	事象発生から 3 時間及び入退域時：50 (その他の期間及びマスク着用を考慮しない場合は評価期間中常時マスク着用なし)	中央制御室非常用換気系作動前及び中央制御室内の放射性物質濃度が下がるまでの時間についてマスクの着用を考慮。(添付 12 参照)	4.2(3)c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。

第 1-8 表 中央制御室内待避室設備条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避室遮蔽	遮蔽厚：コンクリート 40cm 相当	中央制御室内に流入した放射性物質からのガンマ線による被ばくを十分に低減できる設計。	—
待避室加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後（ベント開始時）	格納容器圧力逃がし装置により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定	—
待避室加圧時間	ベント開始から 5 時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定	—
空気流入率	ボンベ加圧時：0 回/h	待避室への待避時は待避室内を空気ボンベにより加圧し，外部からの空気流入がないと想定	—

第 1-9 表 運転員交替考慮条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在時	運転員の直交替（5直2交替）に基づき、班ごとの中央制御室の滞在時間で評価（日勤業務の班ごとの交替も考慮）	運転員の勤務形態（5直2交替）に基づき、班ごとに中央制御室滞在中の被ばくを評価。なお、一班当たり線量が高くなる場合には、被ばく平準化のために日勤業務に当たっている班に交替する。（添付 13 参照）	3.74 条 1. b) ③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は実施のための体制を整備する事。
入退域時	運転員の直交替（5直2交替）に基づき、班ごとの入退域時間で評価	運転員の勤務形態（5直2交替）に基づき、班ごとに入退域に必要な時間を 15 分（片道）として被ばくを評価。（添付 13 参照）	—

第1-10表 線量換算係数, 呼吸率及び地表への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づく	—
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく	—
地表面への沈着速度	エアロゾル : 1.2 cm/s 無機よう素 : 1.2 cm/s 有機よう素 : $4 \times 10^{-3}$ cm/s 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針を参考に, 湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 (0.3cm/s) の4倍を設定。 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551Vo1.2 <sup>※1</sup> より設定 有機よう素の乾性沈着速度は NRPB-R322 <sup>※2</sup> より設定 (添付 14, 15, 16 参照)	4.2.(2)d 放射性物質の地表面への沈着評価では, 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters”

※2 英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report

## 2 事象の選定の考え方について

重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は、中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放射性物質による被ばくが支配的であることから、放射性物質の放出量が多くなる事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。

炉心損傷を前提とした重大事故では、大規模な放射性物質の放出が想定されるため、中央制御室の被ばく評価は厳しくなる。さらに、格納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は中央制御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。

重大事故時における対応として、代替循環冷却系を使用できず、格納容器ベントを実施する場合は、格納容器圧力の抑制のため格納容器ベント実施までは代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイによる圧力抑制効果を高くする観点で、格納容器圧力を比較的高い領域で維持するため、代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり、大気への放射性物質の放出量が多くなる。さらに、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、格納容器ベントを実施するため、放射性物質の放出量が多くなる。

また、原子炉建屋ガス処理系の起動により、原子炉建屋から大気への放射性物質の放出率低減効果に期待できることから、事象進展が早く原子炉建屋ガス処理系の起動前の格納容器貫通部等からの漏えい量が多いほど、大気への放出量が多くなる。さらに、炉心損傷時間が早いほど、早期に格納容器内に放出される放射性物質は多くなるため、格納容器貫通部からの漏えい量も多くなる。

以上より，代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合，更に，炉心損傷の時間が早く評価上想定している原子炉建屋ガス処理系の起動までの時間が長い場合には，放射性物質の放出量が多くなる。

第 2-1 表に重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響を示す。第 2-1 表に示すとおり，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした重大事故のうち，炉心損傷時間が早く，格納容器ベントを実施する「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため，この事象を中央制御室の被ばく評価で想定する事象として選定する。

第 2-1 表 重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響

事象	重大事故			中央制御室被ばく評価への影響
	静的負荷シナリオ※ <sup>1</sup>		DCHシナリオ※ <sup>2</sup>	
	代替循環冷却系を使用する	代替循環冷却系を使用できない	代替循環冷却系を使用する	
格納容器ベント	実施しない	実施する	実施しない	格納容器圧力が高い状態で推移すると、格納容器からの漏えい率が大きくなり、放出量が多くなる。格納容器ベントを実施すると、放射性物質が大気へ放出されるため、放出量が多くなる。
	代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。	格納容器圧力が高い状態で推移する。また、格納容器ベント実施に伴い放射性物質を大気へ放出する。	代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。	
炉心損傷時間（燃料被覆管温度1,000K到達時間を想定）	約 4 分		約 39 分	大気への放出率低減効果に期待できる原子炉建屋ガス処理系の起動（事象発生 2 時間後）までに、炉心損傷時間が早いほど放出量が多くなる。
	大破断 L O C A を想定しており、早期（原子炉建屋ガス処理系起動前）に炉心損傷に至る。		静的負荷シナリオよりは遅いが、原子炉建屋ガス処理系起動前に炉心損傷に至る。	

※1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」の事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）

※2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事故シーケンス「過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の手動減圧失敗 + D C H」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮），「過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + F C I（ペDESTAL），デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を想定

### 3 格納容器漏えい率の設定について

格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は，M A A P 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は，以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力（310kPa[gage]（1Pd））以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。

ただし，M A A P 解析においては，よう素の化学組成について考慮されておらず，全て粒子状よう素として扱われることから，無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

#### 1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合，設計漏えい率（0.9Pdで0.5%/日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し，M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

#### 2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合，2Pdで漏えい率1.3%/日となる等価漏えい面積（約 $7 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し，1.と同様にM A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pdにおける漏えい率1.3%/日は，以下のA E Cの評価式，G Eの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は，設計基準事故の原子炉冷却材喪失事象において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式<sup>\*1</sup>である。格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）までは，事故後7日間

に渡り，格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから，これらの理論式を用いて格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

L	： 事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【1.28%／日】
L <sub>0</sub>	： 設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5%／日】
P <sub>t</sub>	： 事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	： 設計圧力（0.9Pd）	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	： 格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
R <sub>t</sub>	： 事故時の気体定数 <sup>※2</sup>	【523.7J／Kg・K】
R <sub>d</sub>	： 空気の気体定数	【287J／Kg・K】
T <sub>t</sub>	： 事故時の格納容器内温度（200℃）	【473.15K】
T <sub>d</sub>	： 設計格納容器内温度（20℃）	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.51% / 日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5% / 日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【0.93% / 日】
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5% / 日】
ρ <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内気体の平均密度 <sup>※3</sup>	【2.9kg / m <sup>3</sup> 】
ρ <sub>d</sub>	: 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度 <sup>※4</sup>	【4.5kg / m <sup>3</sup> 】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa[abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」 (株式会社 日立製作所)

※2 事故時の気体定数 R<sub>t</sub> は、以下の式により算出した。

$$R_t [\text{J} / \text{kg} \cdot \text{K}] = \text{モル気体定数 } 8.314 [\text{J} / \text{K} \cdot \text{mol}] / \text{平均分子量 } M$$

[kg/mol]

A E C の評価式より，事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また，上記計算式より，事故時の気体定数は，平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素，窒素及び水蒸気で構成されるため，分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり，結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり，水素，窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし，水素の割合 (34%) は，有効性評価（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」）における水素発生量（約 700kg（内訳：ジルコニウム－水反応 約 324kg，アルミニウム／亜鉛の反応 約 246kg，水の放射線分解 約 115kg））を包含した値であることから，保守的な設定であると考ええる。

- ※3 事故時の格納容器内気体の平均密度  $\rho_t$  は，以下の式により算出した。

$$\rho_t [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}] \times \text{物質質量 } n [\text{mol}] / \text{格納容器体積 } V [\text{m}^3]$$

定常流の式より，事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また，上記計算式より，事故時の格納容器内気体の平均密度は，平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2 と同じであり，保守的な設定であると考ええる。

- ※4 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度  $\rho_d$  は，以下の式により算出した。

$$\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{乾燥空気密度 (20°C)} 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}]$$

／ $P_a$  [Pa])

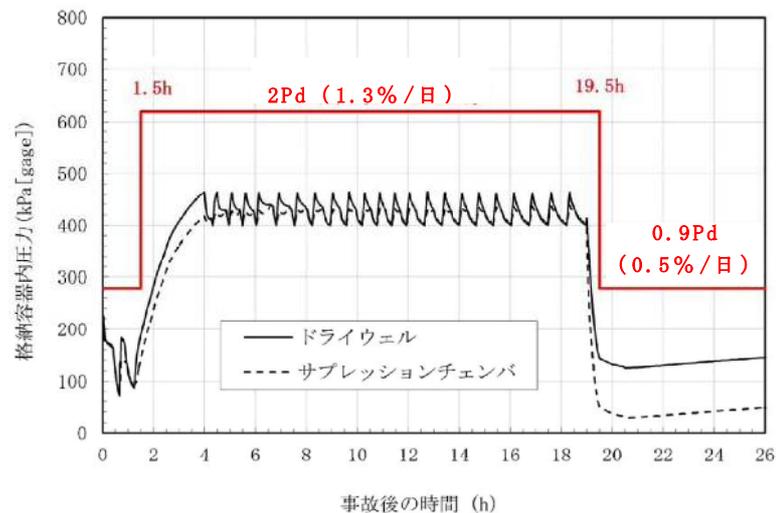
### 3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

#### (1) 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、M A A P解析において無機よう素を模擬していないため、M A A P解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、第3-1図のとおりM A A P解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd以下で0.5%/日、0.9Pd超過で1.3%/日を一律に与えるものであり、M A A P解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であると考えられる。



第3-1図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化  
(無機よう素の格納容器漏えい率の設定)

## (2) 有機よう素

有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，M A A P 解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1. 及び 2. に基づき漏えい率を設定する。

#### 4 格納容器内での除去効果について

M A A Pにおけるエアロゾルに対する格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（F P）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 M A A P」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 M A A P」（抜粋）

##### (2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉压力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉压力容器内に放出されたFPは、原子炉压力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉压力容器破損後には原子炉圧

力容器破損口もしくは格納容器下部に落下した熔融炉心から FP が原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出された FP はスクラビングによってサブレーション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出された FP は、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内の FP 輸送モデル概要を図 3.3-15 に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski 方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用した MAAP のモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

FP ガスの凝縮は、FP ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 FP 圧力が FP 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

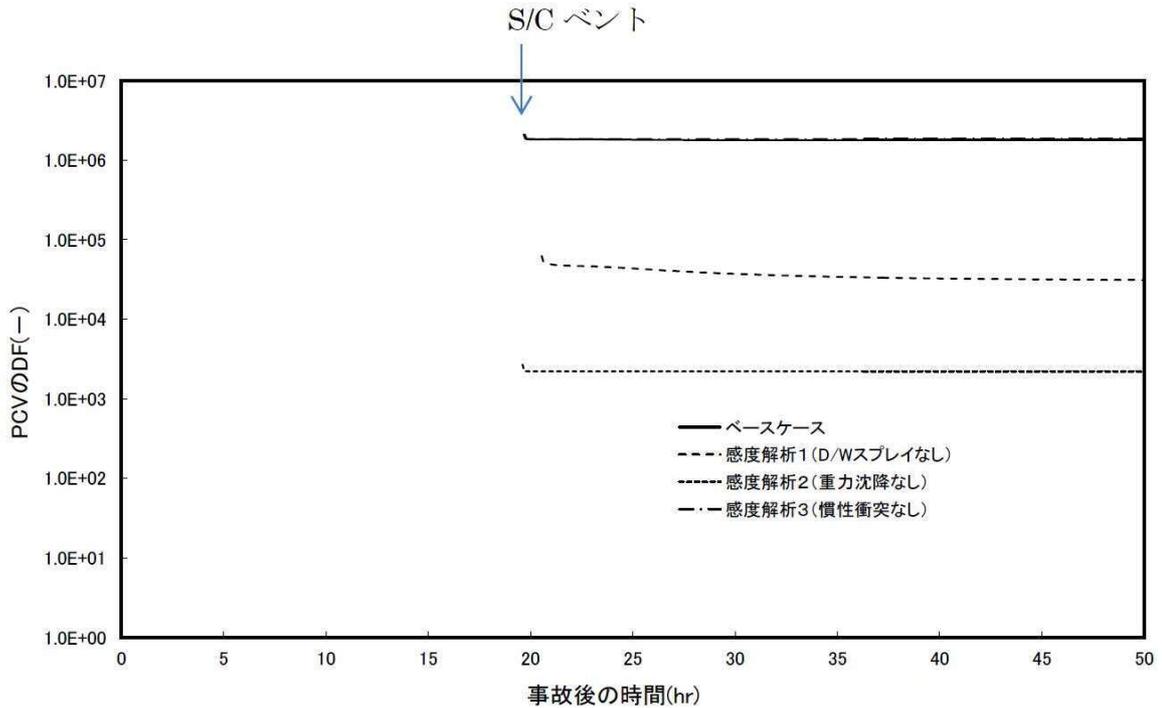
FP ガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状 FP の圧力が FP の飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DF の値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの 3 つの種類スクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>®</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレイによる FP 除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

また、除去効果に対する感度解析結果を第 4-1 図に示す。なお、感度解析では、以下の式により格納容器内の除去効果を算出している。

$$\text{格納容器内 D F} = \text{格納容器内への C s I 放出割合} / \text{ベントラインから大気への C s I 放出割合}$$



第 4-1 図 エアロゾルに対する格納容器内の除去効果(感度解析結果)

第 4-1 図より、全除去効果を考慮したベースケースにおける D F (10<sup>6</sup> オーダー) との比較から、重力沈降の D F は 10<sup>3</sup> 程度、ドライウェルスプレイの D F は 10~10<sup>2</sup> 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方による D F は 10<sup>4</sup>~10<sup>5</sup> 程度となるため、エアロゾルに対する格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

## 5 格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

### 1. 無機よう素の自然沈着率の設定

格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4} (1/s)$  (格納容器内の最大存在量から  $1/200$  まで) を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。

格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下「NUPERC」という。）による検討「平成9年度NUR EG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」において、CSE (Containment Systems Experiment) A6実験に基づく値が示されている。

格納容器内での無機よう素の自然沈着率を  $\lambda_d (\mu g/m^3)$  とすると、格納容器内における無機よう素濃度  $\rho$  の濃度変化 ( $1/s$ ) は式1で表され、自然沈着率  $\lambda_d$  は時刻  $t_0$  における無機よう素濃度  $\rho_0$  と時刻  $t_1$  における無機よう素濃度  $\rho_1$  を用いて式2のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式1})$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right) \quad (\text{式2})$$

なお、NUPERCの報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載（CSE A6実験）より、時刻0分における無機よう素の気相濃度  $10^5 \mu g/m^3$  及び時刻30分における無機よう素の気相濃度  $1.995 \times 10^4 \mu g/m^3$  を上式に代入することで、式3のとおり、

無機よう素の自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log \left( \frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

この自然沈着率は，BNWL-1244，“Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report” の C S E A 6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分から 30 分の濃度変化は，よう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 5-1 図参照)

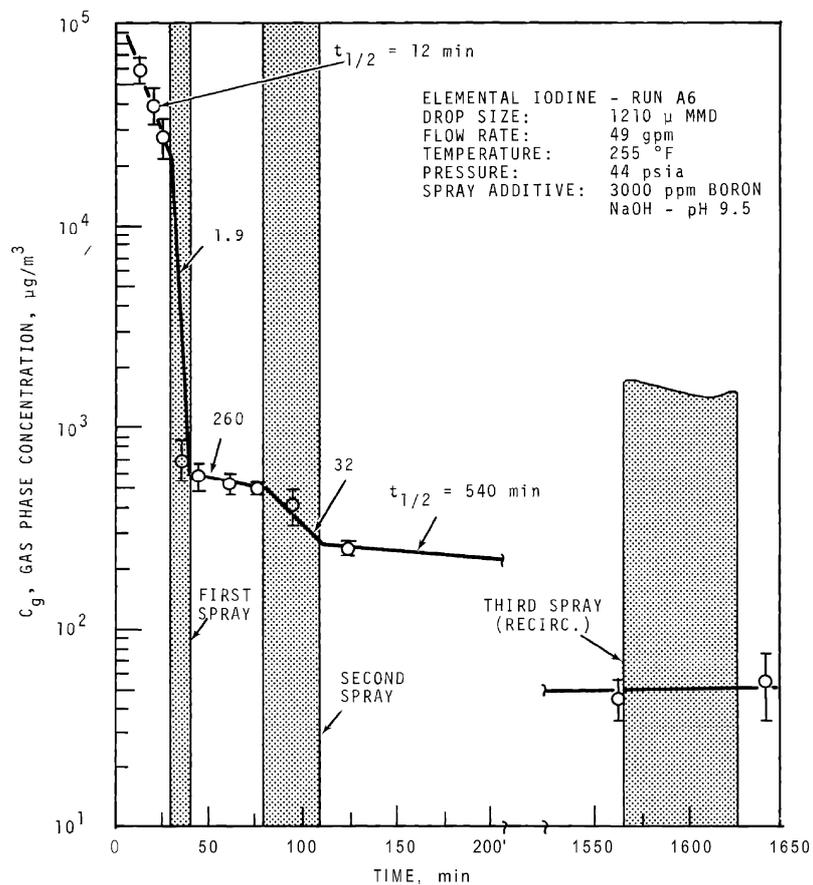


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 5-1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

## 2. C S E 実験の適用について

C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表 C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 ※ <sup>1,2</sup>	A 5 ※ <sup>3</sup>	A 1 1 ※ <sup>3</sup>	
雰囲気	蒸気 + 空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下※ <sup>4</sup>
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下※ <sup>4</sup>
格納容器 スプレイ	間欠※ <sup>5</sup>	なし	なし	間欠※ <sup>6</sup>

- ※1 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971
- ※2 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles from containment atmospherics by sprays”, BNWL-1244
- ※3 R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457
- ※4 評価事故シーケンスにおける格納容器内の雰囲気圧力及び温度の M A A P 解析結果より記載
- ※5 A6 実験はスプレイを伴う実験だが、自然沈着率の算出には 1 回目のスプレイ実施前における格納容器内の濃度変化より設定している
- ※6 格納容器スプレイを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していない C S E A 5 及び A 1 1 実験における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を第 5-2 図に示す。初期の沈着については A 6 と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国 SRP6.5.2 では、格納容器内の無機よう素濃度が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

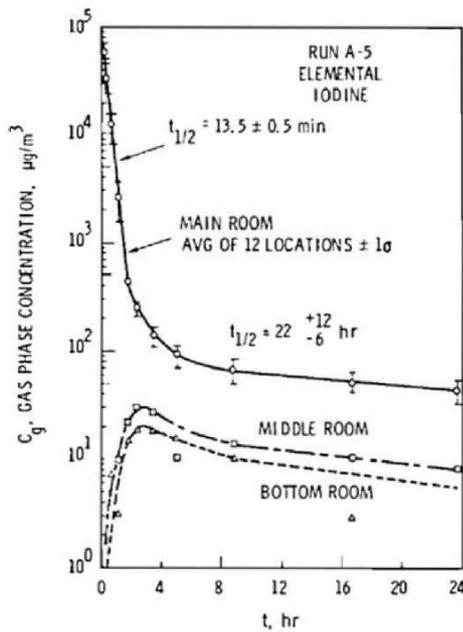


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-5

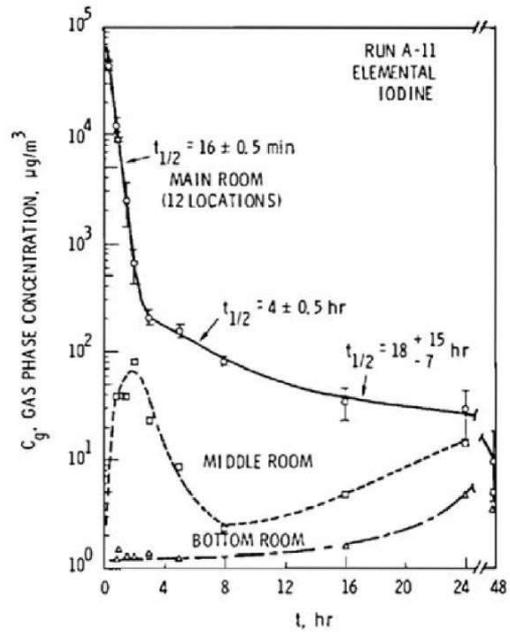


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-11

第 5-2 図 C S E A 5 及び A 1 1 実験における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、C S E 実験と東海第二発電所の比表面積の比較を第 5-2 表に示す。表から C S E 実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第 5-2 表 C S E 実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	C S E 実験体系	東海第二発電所
体積 (m <sup>3</sup> )	約 600	約 5,700
表面積 (m <sup>2</sup> )	約 570	約 5,900
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 1.04

6 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）について

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果（以下「DF」という。）として、Standard Review Plan 6.5.5に基づきDF10を設定している。これはStandard Review Plan 6.5.5において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark-II及びMark-IIIに対してDF10以下、Mark-Iに対してDF5以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載（抜粋参照）に基づくものであり、東海第二発電所はMark-II型原子炉格納容器を採用していることから、サプレッション・プールの沸騰の有無に関わらず、DF10を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本DFの効果には期待していない。粒子状よう素のDFについては、MAAP解析のスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

1. Pool Decontamination Factor. The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

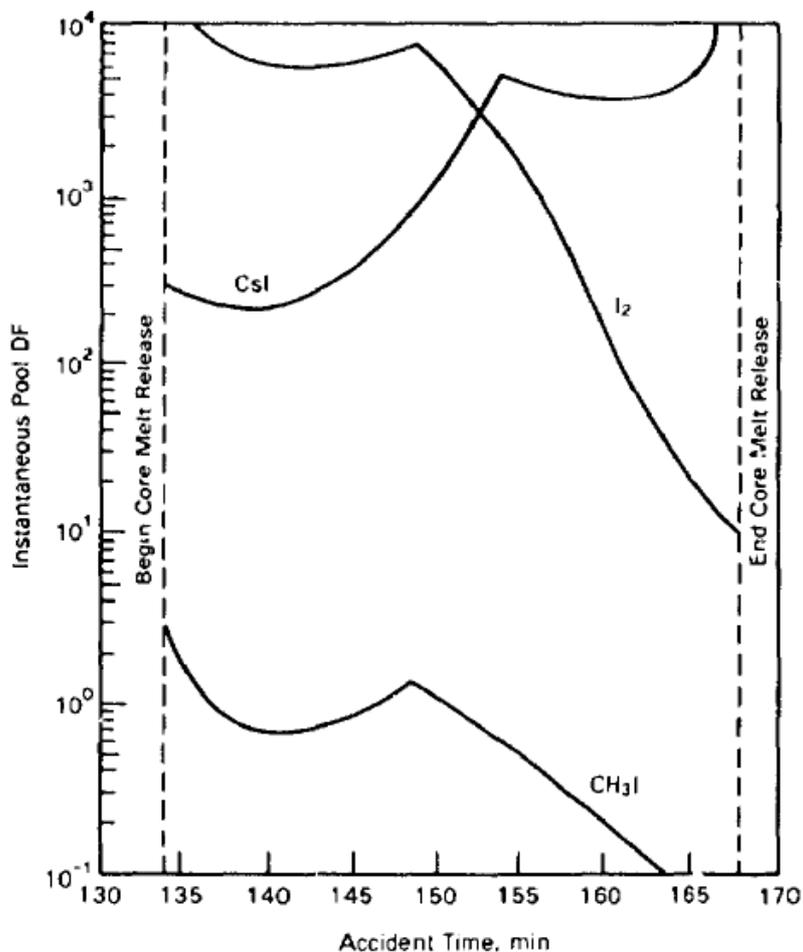
サプレッション・プールでのスクラビングによる  
無機よう素の除去効果に関する他の知見について

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として、S P A R Cコードによる計算結果並びにU K A E A及びP O S E I D O Nにて行われた実験がある。

1. S P A R Cコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5の引用文献<sup>※1</sup>において、S P A R Cコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、M a r k - I型原子炉格納容器を対象として無機よう素 ( $I_2$ )、粒子状よう素 ( $CsI$ ) 及び有機よう素 ( $CH_3I$ ) に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は第1図のとおりであり、無機よう素に対するD Fは最小で10程度である。

※1: P.C.Owczarski and W.K.Winegarder, "Capture of Iodine in Suppression Pools", 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



第 1 図 S P A R C 計算結果 (瞬時値 DF)

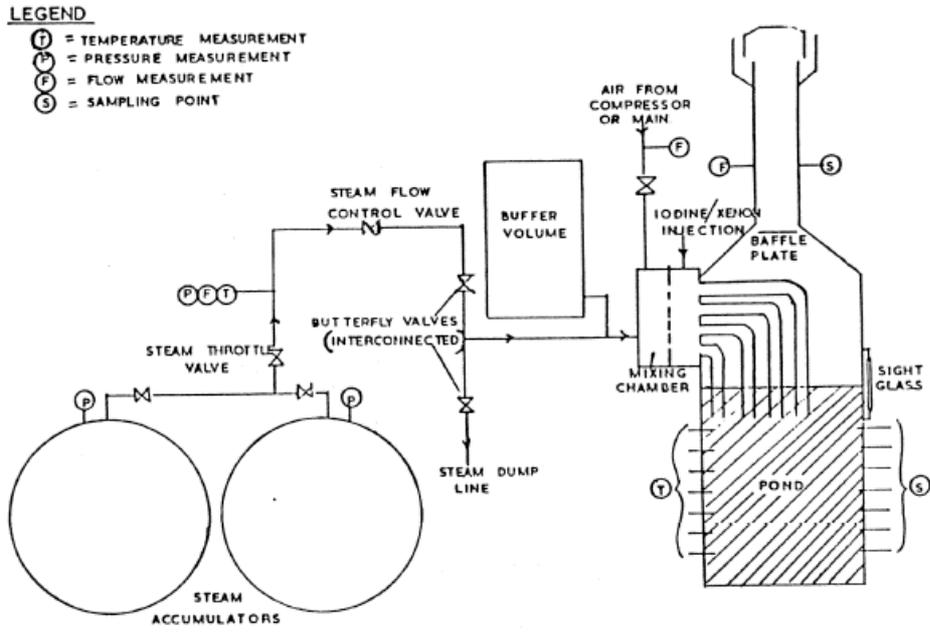
2. UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA<sup>※2</sup>及びPOSEIDON<sup>※3</sup>において実験が行われている。実験体系を第2図及び第3図、実験条件及び実験結果を第1表及び第2表に示す<sup>※4</sup>。第2表のとおり、無機よう素のDFは最小で14である。

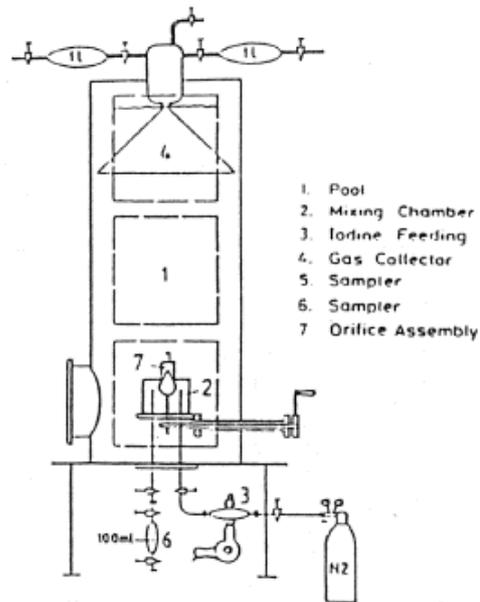
※2：イギリスのウィンフリス（重水減速沸騰軽水冷却炉(SGHR))の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

※3：スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のスクラビングに関する実験

※4：“State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995



第 2 図 UKAEA 実験体系



第 3 図 POSEIDON 実験体系

第 1 表 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, $\mu\text{m}$	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	$\text{N}_2$ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI $\text{TeO}_2$ Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, $\text{N}_2$ or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	$\text{N}_2$ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + $\text{N}_2$	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	$\text{I}_2$ vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEI- DON	$\text{I}_2$ vapour	-	$\text{N}_2$	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

第 2 表 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, $\text{TeO}_2$ Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr $\text{I}_2$	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	$\text{I}_2$	20 - 300 000

\* Only one test performed.

## 7 格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は，炉心内蔵量に格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。（参考1参照）

格納容器外への放出割合の評価に当たっては，想定事故シナリオ「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため，そのプラント状態を模擬可能なMAAPコードを用いることとするが，以下の考察から，NUREG-1465の知見を用いて一部補正する。MAAP解析結果を第7-1表に，NUREG-1465の知見を用いて一部補正した結果を第7-2表に示す。

第7-1表 放出割合の評価結果（MAAP解析）

核種グループ	格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	格納容器圧力逃がし装置への放出割合
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI類	約 $6.3 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-6}$
CsOH類	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$
Sb類	約 $7.6 \times 10^{-5}$	約 $2.7 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $4.5 \times 10^{-5}$	約 $3.9 \times 10^{-7}$
SrO類	約 $8.6 \times 10^{-5}$	約 $2.6 \times 10^{-5}$
BaO類	約 $9.2 \times 10^{-5}$	約 $1.6 \times 10^{-5}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $9.2 \times 10^{-5}$	約 $3.5 \times 10^{-6}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-5}$

※ 小数点第2位以下切上げ

第 7-2 表 放出割合の評価結果  
(中・低揮発性の核種グループに対する補正後)

核種グループ	格納容器から原子炉建屋への漏えい割合※ <sup>1</sup>	格納容器圧力逃がし装置への放出割合※ <sup>1</sup>
希ガス類	約 $4.3 \times 10^{-3}$	約 $9.5 \times 10^{-1}$
CsI 類	約 $6.3 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-6}$
CsOH 類	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $4.0 \times 10^{-7}$
Cs 類※ <sup>2</sup>	約 $3.4 \times 10^{-5}$	約 $4.5 \times 10^{-7}$
Sb 類	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $9.0 \times 10^{-8}$
TeO <sub>2</sub> 類	約 $6.8 \times 10^{-6}$	約 $9.0 \times 10^{-8}$
SrO 類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$
BaO 類	約 $2.7 \times 10^{-6}$	約 $3.6 \times 10^{-8}$
MoO <sub>2</sub> 類	約 $3.4 \times 10^{-7}$	約 $4.5 \times 10^{-9}$
CeO <sub>2</sub> 類	約 $6.8 \times 10^{-8}$	約 $9.0 \times 10^{-10}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	約 $2.7 \times 10^{-8}$	約 $3.6 \times 10^{-10}$

※<sup>1</sup> 小数点第 2 位以下切上げ

※<sup>2</sup> CsI 類及び CsOH 類の値から評価 (評価式は式 1)

① TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第 7-1 表によると、高揮発性核種 (CsI, CsOH) のベントラインからの放出割合 ( $10^{-6} \sim 10^{-7}$  オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が大きい ( $10^{-5}$  オーダー) という結果になっている。

一方、TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べて少量であることがわかっている。

第 7-3 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に炉心内蔵量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。

第 7-3 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量

(単位:%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>129</sup> I	<sup>85</sup> Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	-	-	-	1	-	0.2	3	1	-
地階水、気相タンク類	0.01	-	-	2.1	0.5	0.7	47	(47) <sup>†</sup>	54
補助建屋	-	-	-	0.1	-	0.7	5	7	-
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のI濃度測定値と多量のデブリ(おもに地下水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまった。したがって、ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であると考え。

※ 存在割合 = サンプル試料の分析結果 / ORIGEN2 コード解析結果

出典:「TMI-2号機の調査研究成果(渡会 偵祐, 井上 康, 榎田 藤夫 日本原子力学会誌 Vol.32, No.4 (1990))」

また、第 7-4 表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種(セシウムやよう素)であり、多くの中・低揮発性核種は不検出(ND)という結果となっている。

第 7-4 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された  
 土壤中の放射性核種

試料採取場所	【定点①】*1 グランド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約900m)*2		④5.6号機リリース ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/22	3/22	3/22	3/22
試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.6E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	

出典:東京電力(株)HP(<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

## ②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており<sup>※1</sup>、高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し、中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034, 2013年12月）」

## ③補正について

①及び②より、第7-1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず、これは、MAAP解析において、中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ、要因としては、熔融燃料が再冠水し熔融燃料の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや、熔融燃料上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。なお、MAAPコードの開発元であるEPRIからも、以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（R u 及びM o）の放出について，低温の熔融燃料表面付近ではなく，熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため，M A A P 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・M o の放出量評価について，N U R E G -1465 よりもM A A P の方が放出量を多く評価する。

したがって，T M I 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った，環境中への放出量を評価するため，中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり，T M I 事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ，被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し，B W R 及びP W R それぞれに対して放出割合を設定する等，より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたN U R E G -1465 の知見を利用する。事象発生後，炉心損傷が開始し，原子炉圧力容器が破損するまでのM A A P 解析とN U R E G -1465 の想定と比較を第 7-5 表のとおりであり，想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが，N U R E G -1465 の想定とM A A P 解析の事象進展に大きな差はなく，本評価においてN U R E G -1465 の知見は利用可能と判断している。

第 7-5 表 M A A P 事象進展と N U R E G - 1465 の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
M A A P	約 4 分～約 27 分 <sup>※1</sup>	約 27 分～約 3.3 時間 <sup>※2</sup>
N U R E G - 1465	～ 30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始（燃料被覆管 1,000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2,500K）

※2 原子炉注水をしなない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない）

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ、C s I グループ、C s O H グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、M A A P 解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお、C s の放出割合については、C s I グループ及び C s O H グループの放出割合、I 元素と C s 元素の原子炉停止直後の炉心内蔵重量より、式 1 を用いて評価する。（式 1 の導出過程は、参考 2 参照）

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式 1})$$

- $F_{Cs}(T)$  : 時刻 T における C s の放出割合
- $F_{CsOH}(T)$  : 時刻 T における C s O H グループの放出割合
- $F_{CsI}(T)$  : 時刻 T における C s I グループの放出割合
- $M_I$  : 停止直後の I の炉心内蔵重量
- $M_{Cs}$  : 停止直後の C s の炉心内蔵重量
- $W_I$  : I の分子量
- $W_{Cs}$  : C s の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

中低揮発性の核種グループについては，M A A P 解析から得られた放出割合は採用せず，M A A P 解析の結果から得られた C s の放出割合，希ガスグループの放出割合及び N U R E G - 1 4 6 5 の知見を利用して放出割合を評価する。

ここで，中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは，格納容器ベントからの放出については希ガス，原子炉建屋への漏えいについては C s と同一になるものとし<sup>※2</sup>，事象発生から 168 時間経過時点における C s の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は N U R E G - 1465 で得られた比率に等しいとして，式 2 及び式 3 に基づき評価する。また，第 7-6 表に，N U R E G - 1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

$F_i(T)$ : 時刻 T における i 番目の M A A P 核種グループの放出割合

$F_{NG}(T)$ : 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$F_{Cs}(T)$ : 時刻 T における C s の放出割合

$\gamma_i$  : N U R E G - 1465 における i 番目の M A A P 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

$\gamma_{Cs}$ : N U R E G - 1465 における C s に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※2 格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは，粒子状として振る舞い，沈着やドライウェルスプレイ等に

よる除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受けるCsの振る舞いに近いと考えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、Csに比べて格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に伴い大気への放出が生じるCsではなく、格納容器気相部に浮遊し、壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループ又はCsの放出割合」に比例するものとする。

第7-6表 NUREG-1465での格納容器内への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合※
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※ NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和

(NUREG-1465では、「Gap Release」,「Early In-Vessel」,「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。)

参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉心内蔵量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を第7-7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は第7-1図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は同等である。

第7-7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種
希ガス類	K r , X e
C s I類	I
C s O H類	C s , R b
S b類	S b
T e O <sub>2</sub> 類	T e
S r O類	S r
B a O類	B a
M o O <sub>2</sub> 類	M o , C o , T c , R u , R h
C e O <sub>2</sub> 類	C e , N p , P u
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	L a , Y , Z r , N b , P r , N d , A m , C m

※本評価において「T e<sub>2</sub>類」及び「U O<sub>2</sub>類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

[FPの核種グループ]

(NUREG-1465)

(MAAP)

グループ	核種	グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス
2	ハロゲン/I, Br	2	CsI
3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO <sub>2</sub>
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	4	SrO
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	5	MoO <sub>2</sub>
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	6	CsOH
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	7	BaO
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
		9	CeO <sub>2</sub>
		10	Sb
		11	Te <sub>2</sub>
		12	UO <sub>2</sub>

第 7-1 図 M A A P 及び N U R E G - 1 4 6 5 における核種グループの  
 (「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント  
 ト解析コードについて」の「第 5 部 M A A P」(抜粋))

参考2 Csの放出割合の評価式について

Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I及びCsの原子炉停止直後の炉心内蔵重量並びにI及びCsの分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式1})$$

- $F_{Cs}(T)$  : 時刻 T における Cs の放出割合
- $F_{CsOH}(T)$  : 時刻 T における CsOHグループの放出割合
- $F_{CsI}(T)$  : 時刻 T における CsIグループの放出割合
- $M_I$  : 停止直後の I の炉心内蔵重量
- $M_{Cs}$  : 停止直後の Cs の炉心内蔵重量
- $W_I$  : I の分子量
- $W_{Cs}$  : Cs の分子量

1. CsIに含まれるCs

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCsは、CsI中に含まれるIの重量にI及びCsの分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CsI)}(T) = M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T)$$

$M_{Cs(CsI)}(T)$  : 時刻 T における CsI 中に含まれる Cs の放出量

2. CsOHに含まれるCs

CsはCsI又はCsOHのいずれかの形態で存在しているため、CsOH中に含まれるCsは、1. で算出したCsI中に含まれるCsを差引くことで算出する。

$$M_{Cs(CsOH)}(T) = (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)$$

$M_{Cs(OH)}(T)$  : 時刻 T における CsOH 中に含まれる Cs の放出量

3. Cs の放出割合

1. 及び 2. で得られた Cs の放出量を Cs の炉心内蔵重量で除することで、Cs の放出割合を算出する。

$$\begin{aligned} F_{Cs}(T) &= \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_{Cs(CsI)}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \end{aligned}$$

参考3 M A A P 解析結果及びN U R E G -1465 の放出割合について

被ばく評価への寄与が大きい核種に対するM A A P 解析結果及びN U R E G -1465 の放出割合を第7-8表に示す。第7-8表のとおり、C s 及びI についてはM A A P 解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、N U R E G -1465 の放出割合の方が大きい。これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第7-8表 M A A P 解析結果及びN U R E G -1465 の放出割合

	M A A P	N U R E G -1465*
希ガス	0.95	1
I	0.78	0.30
C s	0.37	0.25

※ N U R E G -1465 の Table3.12 「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和

(N U R E G -1465 では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。)

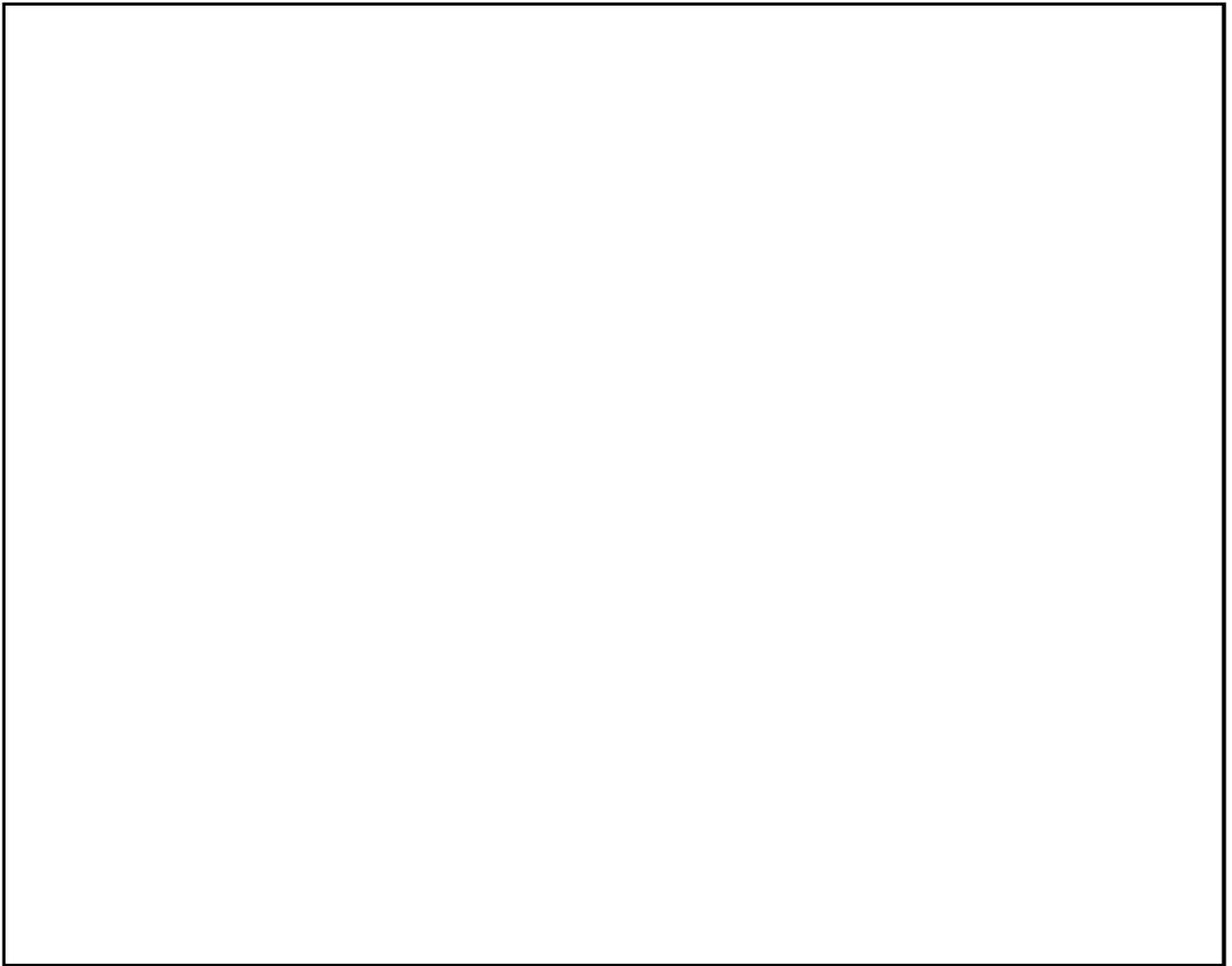
## 8 重大事故時の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。評価対象方位を第 8-1 図から第 8-4 図に、各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果を第 8-1 表に示す。



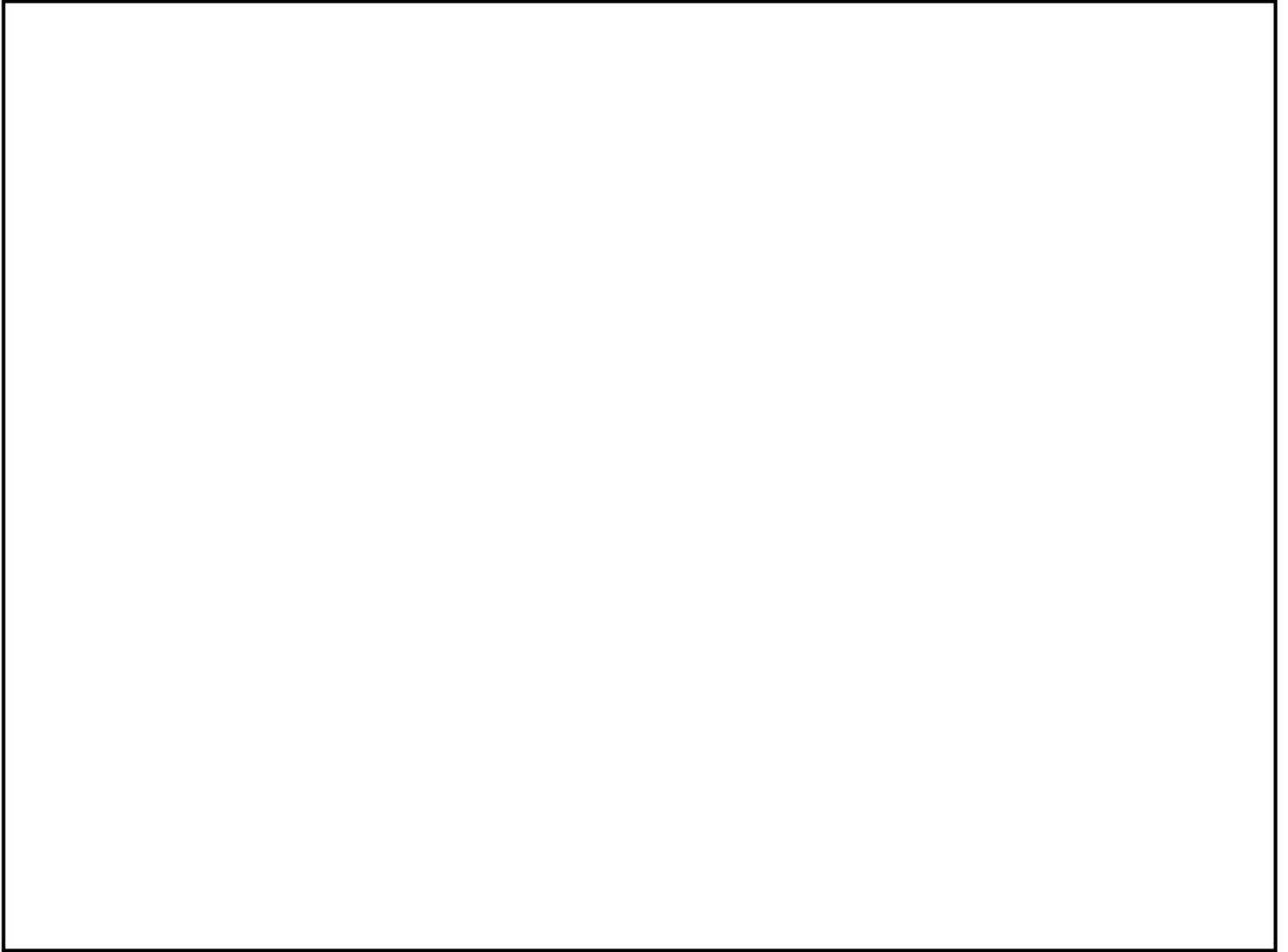
第 8-1 図 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：中央制御室中心）



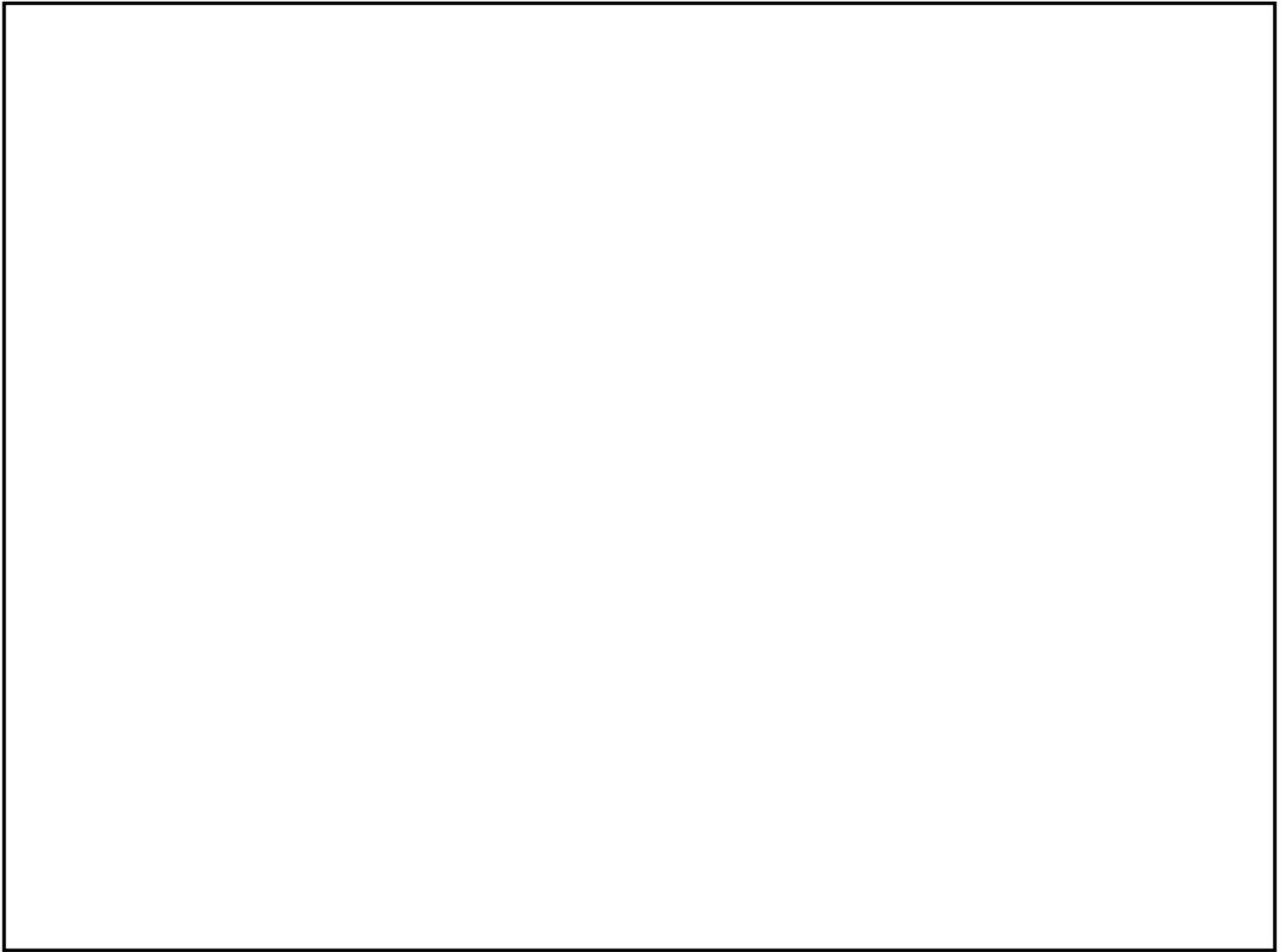
第 8-2 図 入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：建屋出入口）



第 8-3 図 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：中央制御室中心）



第 8-4 図 入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：建屋出入口）

第 8-1 表 各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果

評価対象		評価点 (放出源からの距離)	着目方位	相対濃度 ( $\chi/Q$ ) ( $s/m^3$ )	相対線量 ( $D/Q$ ) ( $Gy/Bq$ )
格納容器 圧力逃が し装置出 口配管	室内 作業時	中央制御室中心 (55m)	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE (9 方位)	$3.7 \times 10^{-4}$	$8.8 \times 10^{-19}$
	入退域時	建屋出入口 (45m)	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE (9 方位)	$3.7 \times 10^{-4}$	$9.4 \times 10^{-19}$
建屋放出 (原子炉 建屋側壁)	室内 作業時	中央制御室中心 (10m)	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	$8.3 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
	入退域時	建屋出入口 (15m)	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N (9 方位)	$8.2 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-18}$
非常用ガ ス処理系 出口放出	室内 作業時	中央制御室中心 (100m)	W (1 方位)	$3.0 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-20}$
	入退域時	建屋出入口 (110m)	W (1 方位)	$3.0 \times 10^{-6}$	$9.0 \times 10^{-20}$

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を第 8-2 表に示す。

第 8-2 表 相対濃度及び相対線量の値 (1/3)

(格納容器圧力逃がし装置放出)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	値 (s/m <sup>3</sup> )	累積出現頻度 (%)	値 (Gy/Bq)
室内作業時	...	...	...	...
	96.990	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 8.8×10 <sup>-19</sup>
	97.001	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 8.8×10 <sup>-19</sup>
	97.013	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 8.8×10 <sup>-19</sup>
	...	...	...	...
入退域時	...	...	...	...
	96.990	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 9.4×10 <sup>-19</sup>
	97.001	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 9.4×10 <sup>-19</sup>
	97.013	約 3.7×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 9.4×10 <sup>-19</sup>
	...	...	...	...

第 8-2 表 相対濃度及び相対線量の値 (2/3)

(建屋放出)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	値 (s/m <sup>3</sup> )	累積出現頻度 (%)	値 (Gy/Bq)
室内作業時	...	...	...	...
	96.990	約 8.3×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.001	約 8.3×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.013	約 8.3×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	...	...	...	...
入退域時	...	...	...	...
	96.990	約 8.2×10 <sup>-4</sup>	96.990	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.001	約 8.2×10 <sup>-4</sup>	97.001	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	97.013	約 8.2×10 <sup>-4</sup>	97.013	約 2.9×10 <sup>-18</sup>
	...	...	...	...

第 8-2 表 相対濃度及び相対線量の値 (3/3)

(非常用ガス処理系出口放出)

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度 (%)	値 (s/m <sup>3</sup> )	累積出現頻度 (%)	値 (Gy/Bq)
室内作業時	...	...	...	...
	96.990	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	96.990	約 8.8×10 <sup>-20</sup>
	97.001	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	97.001	約 8.8×10 <sup>-20</sup>
	97.013	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	97.013	約 8.8×10 <sup>-20</sup>
	...	...	...	...
入退域時	...	...	...	...
	96.990	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	96.990	約 9.0×10 <sup>-20</sup>
	97.001	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	97.001	約 9.0×10 <sup>-20</sup>
	97.013	約 3.0×10 <sup>-6</sup>	97.013	約 9.0×10 <sup>-20</sup>
	...	...	...	...

## 9 フィルタの除去性能について

中央制御室の居住性評価に係る被ばく評価において、中央制御室換気空調系での放射性物質の除去を前提としているため、そのフィルタ性能に期待している。評価事故シナリオにおけるフィルタのよう素及び粒子状物質の捕集量を評価し、フィルタに捕集できる容量が確保されていることを確認している。以下に、評価方法及び評価結果を示す。

### 1. フィルタへの捕集量の評価条件

フィルタに捕集されるよう素及び粒子状物質の重量評価の条件を以下のとおり設定する。

- ① よう素重量の評価において、安定核種として I-127 及び I-129 を考慮する。
- ② 第 9-1 表に示す炉心内蔵量を評価に用いる。
- ③ よう素用チャコールフィルタの捕集量評価においては、よう素の化学組成を有機よう素 4%、無機よう素 96%とする。
- ④ 粒子用高効率フィルタの捕集量評価においては、よう素の全量が粒子状よう素として設定する。
- ⑤ 中央制御室換気空調系の再循環フィルタ（よう素用チャコールフィルタ及び粒子用高効率フィルタ）における捕集量評価については、大気放出量評価における格納容器圧力逃がし装置の除染係数は考慮しない。また、フィルタの除去効率は 100%として評価する。（第 9-1 図及び第 9-2 図参照）

第 9-1 表 炉心内蔵量（安定核種含む）

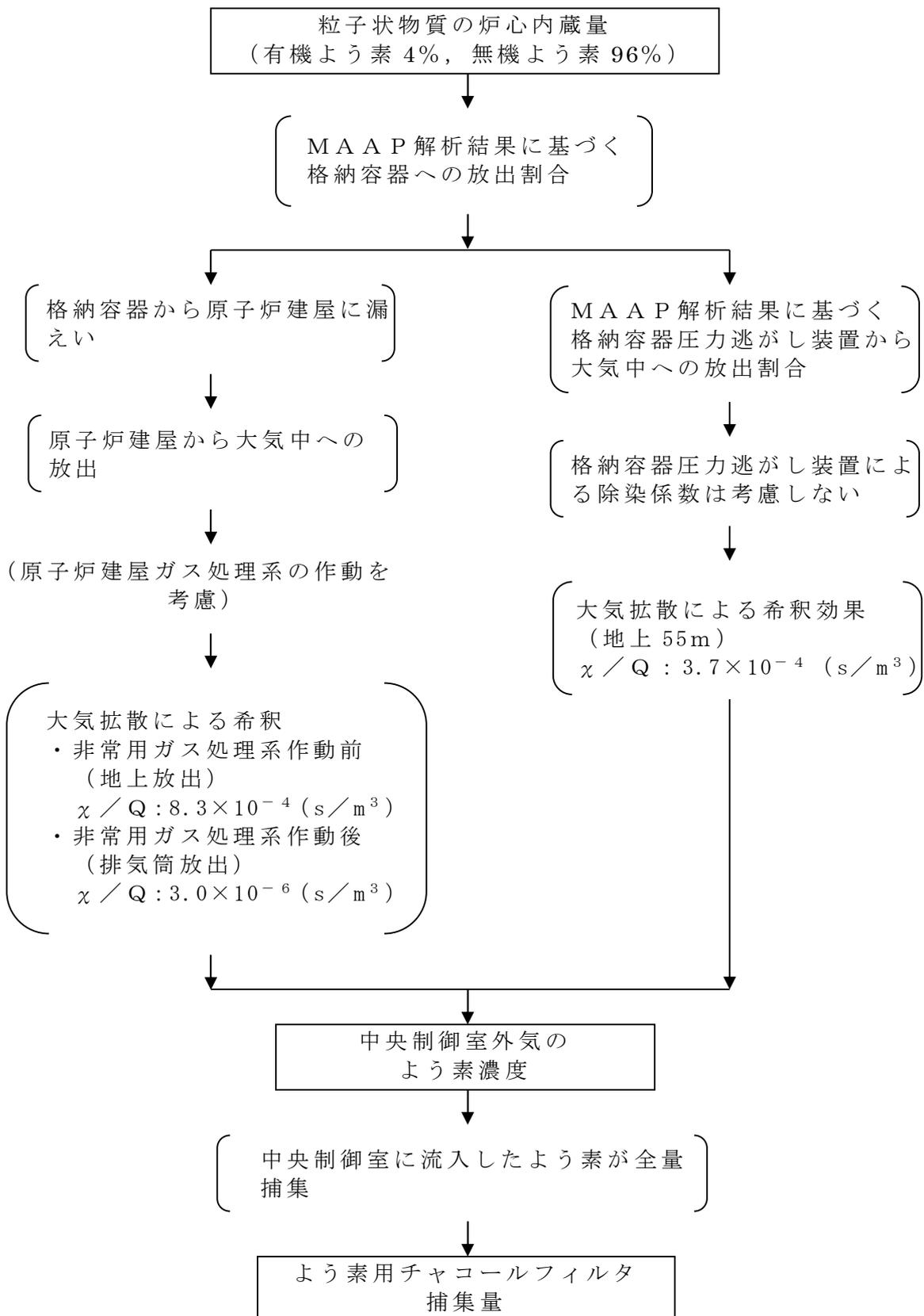
核種グループ	炉心内蔵量 (kg)
よう素類	約 $2.4 \times 10^1$
C s 類	約 $1.5 \times 10^2$
S b 類	約 $3.2 \times 10^{-2}$
T e 類	約 $5.9 \times 10^{-1}$
S r 類	約 $6.8 \times 10^1$
B a 類	約 $2.2 \times 10^0$
R u 類	約 $1.9 \times 10^1$
C e 類	約 $8.0 \times 10^2$
L a 類	約 $2.8 \times 10^1$
合計	約 $1.1 \times 10^3$

## 2. フィルタへの捕集量の評価結果

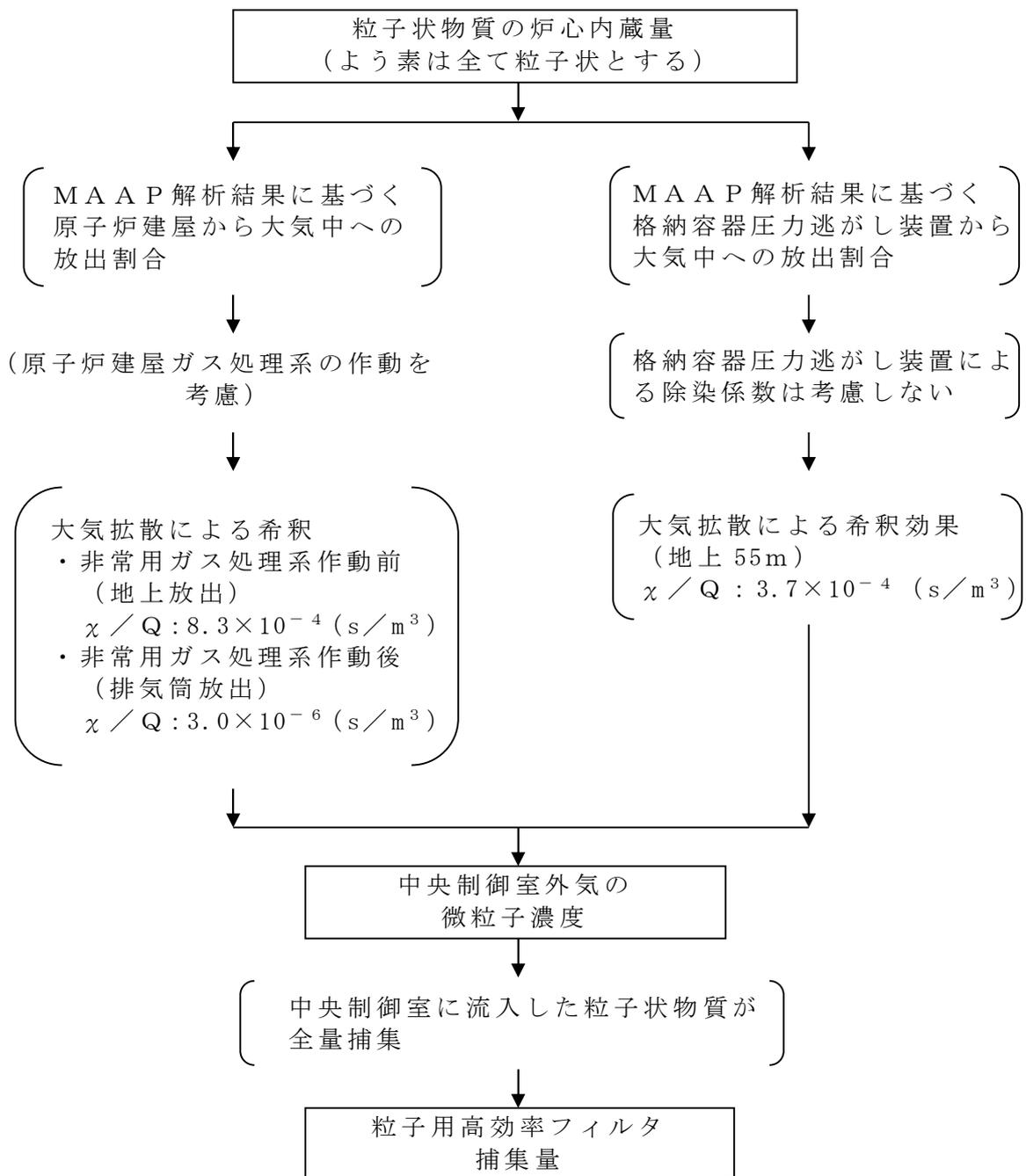
フィルタの捕集量評価結果は第 9-2 表のとおりであり、フィルタの保持容量を十分に下回る。

第 9-2 表 中央制御室換気空調系における  
フィルタ保持容量と捕集量評価結果

フィルタの種類	保持容量 (g)	捕集量 (g)
よう素用チャコールフィルタ	約 500	$1.4 \times 10^{-1}$
粒子用高効率フィルタ	約 2,000	$7.5 \times 10^{-4}$



第 9-1 図 中央制御室換気空調系における  
よう素用チャコールフィルタへの捕集量評価過程



第 9-2 図 中央制御室換気空調系における  
粒子用高効率フィルタへの捕集量評価過程

## 10 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて

中央制御室換気系フィルタの近傍には、中央制御室チェンジングエリアがあるため、フィルタ内に付着した放射性物質からのガンマ線に起因する運転員の身体の汚染検査等に伴う被ばく線量を評価した。

### 1. 考慮する線源

格納容器ベント実施に伴い放出される放射性物質のうち希ガス類はフィルタ装置に取り込まれず、中央制御室換気系の微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内には放射性物質が取り込まれる。

取り込まれる放射性物質のうち、重大事故時の大気放出量は第 10-1 表のとおりであり、希ガス類及びよう素類の放出割合が大きい。したがって、よう素フィルタに取り込まれたよう素が支配的な線源となる。

上記のことから、よう素フィルタ内のよう素に起因するガンマ線による影響を評価した。

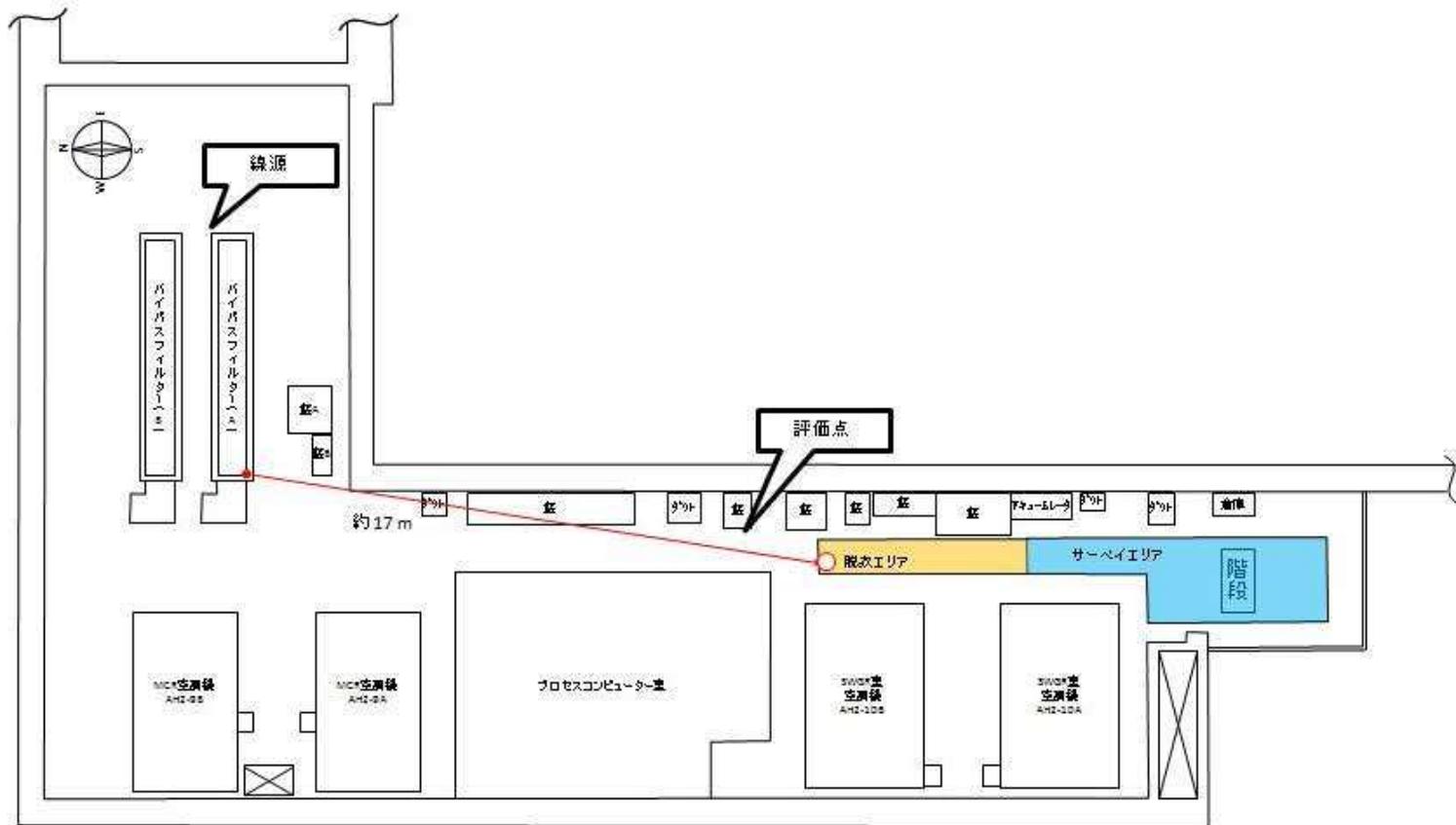
なお、よう素フィルタに流入するよう素は、その全量がフィルタ内に取り込まれるものとし、よう素はフィルタ内に一様に分布するものとした。

第 10-1 表 重大事故時の大気放出量

	大気放出量 (Bq)
希ガス類	$9.0 \times 10^{18}$
よう素類	$1.0 \times 10^{16}$
C s O H 類	$3.8 \times 10^{13}$
S b 類	$4.5 \times 10^{12}$
T e O <sub>2</sub> 類	$3.7 \times 10^{13}$
S r O 類	$2.0 \times 10^{13}$
B a O 類	$2.0 \times 10^{13}$
M o O <sub>2</sub> 類	$6.9 \times 10^{12}$
C e O <sub>2</sub> 類	$4.3 \times 10^{12}$
L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	$1.2 \times 10^{12}$

## 2. 評価点

チェンジングエリアの中でよう素フィルタに最も近い点を評価点として選定した。線源と評価点との位置関係を第 10-1 図に示す。



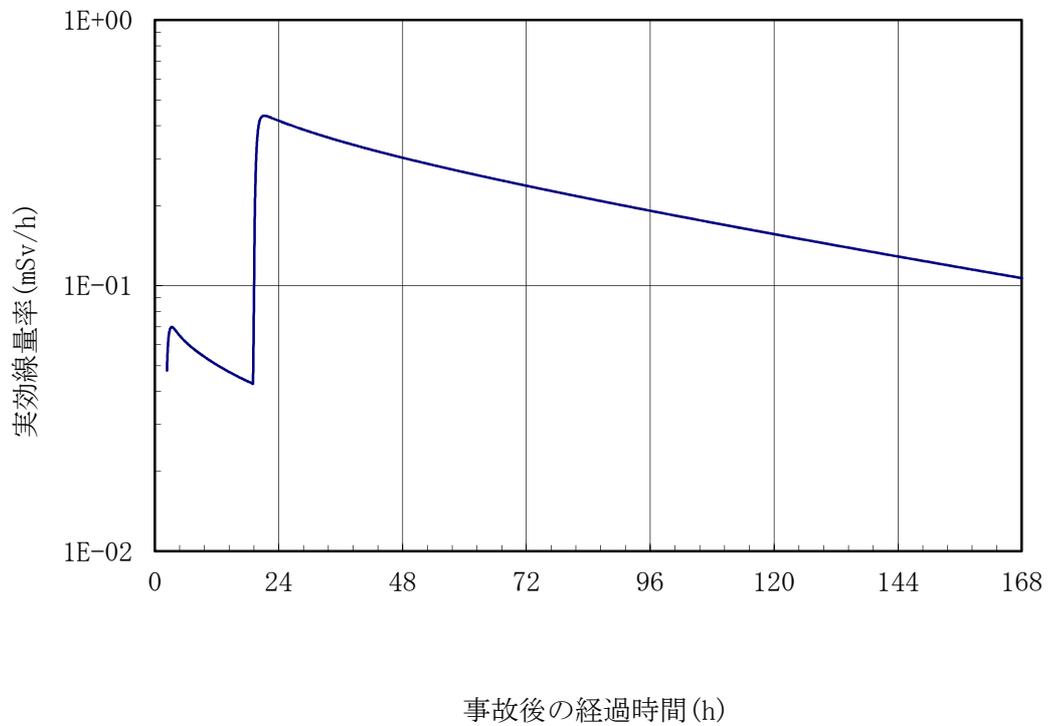
第 10-1 図 線源，チェンジングエリア及び評価点の位置関係

### 3. 評価コード

評価コードは QAD-CGGP2R コードを用いた。

### 4. 評価結果

評価点における空間線量率の推移を第 10-2 図に示す。チェンジングエリア内の線量率は最大で約 0.4mSv/h である。



第 10-2 図 チェンジングエリアの空間線量率の推移

## 11 空気流入率試験結果について

「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27 原院第1 号平成 21 年8 月12 日）」の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき，東海第二発電所中央制御室について平成27年2月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で0.47 回/h（±0.012（95%信頼限界値））である。第11-1表に試験結果の詳細を示す。

第11-1表 東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

項目	内容		
試験日程	平成27年2月24日～平成27年2月26日 (試験時のプラント状態：停止中)		
空気流入率測定 試験における 均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ： (測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	－7.6～7.0%	
	B系	－5.7～8.1%	
試験手法	内規に定める空気流入率測定試験手法のうち 「基本的な試験手順」 / 「全サンプリング点による試験手順」にて実施		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数R <sup>2</sup> が0.90以上であること。	—	均一化の目安を満足している
	①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足している
	②特異点の除外が，1時点の全測定データ個数の10%以内であること。	—	特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。	—	特定の区画を排除せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)	決定係数R <sup>2</sup>
	A系	0.47 回/h (±0.012)	—
	B系	0.44 回/h (±0.012)	—
特記事項			

## 12 全面マスクによる防護係数について

重大事故時の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクの防護係数として 50 を使用している。

### 1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発第 0412 号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）（以下「基発第 0412 号」という。）によると「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を取り扱う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕収効率 99.9%以上の全面型防塵マスクの着用を義務付けたものであること」としている。

### ●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：平成 25 年 7 月 8 日）抜粋

第三十八条 事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、をの汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをもその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下，基発第 0412 号（平成 25 年 4 月 12 日抜粋）

第 1 号 キ 保護衣（第 38 条関係）

① 第 1 項の「有効な呼吸用保護具」は，次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕収効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業 （粉じん濃度 10mg/m <sup>3</sup> 超の場所における作業）	捕収効率 99.9% 以上 （全面型）	捕収効率 95% 以上	捕収効率 80% 以上
高濃度粉じん作業 以外の作業 （粉じん濃度 10mg/m <sup>3</sup> 以下の場所における作業）	捕収効率 95% 以上	捕収効率 80% 以上	捕収効率 80% 以上

②防じんマスクの捕収効率については，200 万ベクレル毎キログラムの超える事故由来廃棄物を扱う作業であって，粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合，内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため，漏れを考慮しても，50 以上の防護係数を期待できる捕収効率 99.9% 以上の全面型防塵マスクの着用を義務付けたものであること。

## 2. マスクメーカーによる除染係数検査結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除染係数を算出したものである。その結果は第 12-1 表に示すとおりであり、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$  と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.083% 以下）

第 12-1 表 マスクメーカーによる除染係数検査結果

入口濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	DF 値	出口濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	DF 値	
$9.45 \times 10^{-2}$	$4.17 \times 10^{-7}$	$2.27 \times 10^5$	$8.33 \times 10^{-7}$	$1.13 \times 10^5$	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
$7.59 \times 10^{-6}$	$6.25 \times 10^{-8}$	$1.21 \times 10^3$	$2.78 \times 10^{-8}$	$2.73 \times 10^3$	

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも 0.01% であった。この漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1,075 であった。

## 3. 呼吸用保護具着用に関する教育・訓練について

東海第二発電所では、定期検査等において定期的に着用の機会があることから、基本的に呼吸用保護具着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した呼吸用保護具着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2% を担保できるよう正しく呼吸用保護具を着用できていることを確認する。

今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、呼吸用保護具着用の熟練度を高めて行く。

### 13 運転員の勤務体系について

重大事故時の中央制御室居住性評価における直交替の考慮は、実態の勤務形態（5直2交替）に基づき設定した。被ばく評価においては、事故期間中に被ばくの影響が大きくなる期間に、勤務スケジュール上、最も長く滞在する場合を想定し評価を行った。また、班当たりの線量が高くなる場合には、被ばくの平準化のため日勤業務の班が交替するものとし評価を行った。

#### (1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

被ばく評価の勤務形態については、事故期間中に放出される放射性物質が多くなる格納容器ベント実施時及び換気系が停止している事故発生直後が被ばくの影響の大きくなることから、勤務スケジュール上、最も滞在時間が長くなる場合を想定し設定した。

想定する勤務体系は第13-1表に示すとおりである。また、事故発生直後に滞在している班（A班）は、線量が高くなることから、被ばくの平準化のため、2日目以降は、A班の代わりに日勤業務の班（E班）が滞在するものとし評価を行った。なお、入退域時の被ばく評価については、入退域（片道）に必要な時間を15分とし評価を行った。

第13-1表 想定する勤務体系

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:45
2直	21:30～8:15
日勤業務	—

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目
A班	1直						
B班			1直	1直		2直	2直
C班	2直				1直	1直	
D班		2直	2直				1直
E班		1直		2直	2直		

① 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合

格納容器ベント実施時はベント放出による被ばくの影響が大きくなることから、ベント実施直前に交替し、ベント実施時に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（E班がベント実施時に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント	
経過時間(h)	0		18	19
時刻	14:00	21:30	8:00	21:30
1直	A班		E班	
2直	C班		D班	

② 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合

事故発生直後（事象発生から2時間）は換気系が停止していることから被ばくの影響が大きくなることから、事故発生時に交替し、事故発生直後に中央制御室の滞在時間が最長となる場合（A班が事故発生直後に滞在する場合）を想定し、以下の勤務スケジュールで評価を行った。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント	
経過時間(h)	0		19	
時刻	8:00	21:30	3:00	8:00
1直	A班		E班	
2直	C班		D班	

(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1) で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 13-2 表及び第 13-3 表に、格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 13-4 表及び第 13-5 表示す。この結果、最も被ばく線量が大きくなるのは、事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の A 班であり、実効線量は 58mSv となった。

第 13-2 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の  
被ばく評価結果（マスクを考慮）

								(mSv)
	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 $5.7 \times 10^1$							約 $5.7 \times 10^1$
B 班			約 $1.2 \times 10^1$	約 $9.2 \times 10^0$		約 $5.4 \times 10^0$	約 $4.6 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^1$
C 班	約 $2.0 \times 10^1$				約 $7.4 \times 10^0$	約 $6.1 \times 10^0$		約 $3.4 \times 10^1$
D 班		約 $1.4 \times 10^1$	約 $1.0 \times 10^1$				約 $7.3 \times 10^0$	約 $3.2 \times 10^1$
E 班		約 $3.8 \times 10^1$		約 $8.0 \times 10^0$	約 $6.6 \times 10^0$			約 $5.2 \times 10^1$

第 13-3 表 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合の最大の線量  
となる班（A 班）の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央 制御 室内 作業 時	①建屋からのガンマ線による被ばく	$1.6 \times 10^{-1}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	$6.4 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	$4.6 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく	$4.0 \times 10^1$
	外部被ばく	$5.3 \times 10^0$
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$1.8 \times 10^0$
小 計 (①+②+③)		$4.8 \times 10^1$
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による被ばく	$8.7 \times 10^{-2}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	$3.0 \times 10^{-3}$
	(内訳) 内部被ばく	$6.2 \times 10^{-4}$
	外部被ばく	$2.4 \times 10^{-3}$
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$9.5 \times 10^0$
小 計 (④+⑤)		$9.6 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		$5.7 \times 10^1$

第 13-4 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の

被ばく評価結果（マスクを考慮）

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 $5.8 \times 10^1$							約 $5.8 \times 10^1$
B 班			約 $1.1 \times 10^1$	約 $8.7 \times 10^0$		約 $5.2 \times 10^0$	約 $2.4 \times 10^0$	約 $2.8 \times 10^1$
C 班	約 $3.3 \times 10^1$				約 $7.1 \times 10^0$	約 $5.8 \times 10^0$		約 $4.6 \times 10^1$
D 班		約 $1.3 \times 10^1$	約 $9.5 \times 10^0$				約 $4.9 \times 10^0$	約 $2.7 \times 10^1$
E 班		約 $2.3 \times 10^1$		約 $7.6 \times 10^0$	約 $6.2 \times 10^0$			約 $3.7 \times 10^1$

第 13-5 表 事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班

(A 班) の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央 制御 室内 作業 時	①建屋からのガンマ線による被ばく	$3.4 \times 10^{-1}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	$6.4 \times 10^{-1}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	$4.6 \times 10^1$
	(内訳) 内部被ばく	$4.0 \times 10^1$
	外部被ばく	$5.3 \times 10^0$
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$2.9 \times 10^0$
小 計 (①+②+③)		$5.0 \times 10^1$
入 退 域 時	④建屋からのガンマ線による被ばく	$2.3 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	$6.9 \times 10^{-3}$
	(内訳) 内部被ばく	$5.6 \times 10^{-3}$
	外部被ばく	$1.3 \times 10^{-3}$
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	$8.0 \times 10^0$
小 計 (④+⑤)		$8.2 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		$5.8 \times 10^1$

## 14 グランドシャイン評価モデルについて

中央制御室の居住性に影響するグランドシャインの評価モデルを以下に示す。

### (1) 線源領域

原子炉建屋周辺の地形を第 14-1 図に、中央制御室内の評価モデルを第 14-2 図に示す。線源領域は重大事故時に大気中に放出された放射性物質が、中央制御室天井及び周辺建屋天井の上面に均一に沈着した面線源とし、評価点である中央制御室中心を囲む一辺 800m の正方形と設定した。また、線源範囲の設定は以下のように分けた。

- ・中央制御室天井より高い位置に存在する線源は中央制御室の天井レベル (EL23m) で代表させた。
- ・中央制御室天井より低い位置に存在する線源のレベルはサービス建屋天井レベル (EL22m) 又は南側空調機械室レベル (EL18m) に代表させた。

入退域時の評価モデルを第 14-3 図に示す。原子炉建屋周辺の地形は平坦で約 100m 離れた場所に丘上の斜面がある。斜面は標高差 20m 程度のなだらかな形状であり、また原子炉建屋周辺の建屋によって遮蔽されるため地形による寄与は無視できると考えられる。そこで、地表線源からのグランドシャインの評価にあたっては、放射性物質が平坦な土壤に均一に沈着したものとし、線源領域は評価点を囲む一辺 800m の正方形と設定した。

### (2) 遮蔽

グランドシャインによる影響の評価に当たって、遮蔽物は第 14-2 図に示す中央制御室遮蔽とし、中央制御室を囲む東西南北壁及び天井の躯体について各々

の最少厚さで代表した。また、コンクリートの種類は普通コンクリート（密度  $2.23\text{g/cm}^3$ ）とした。

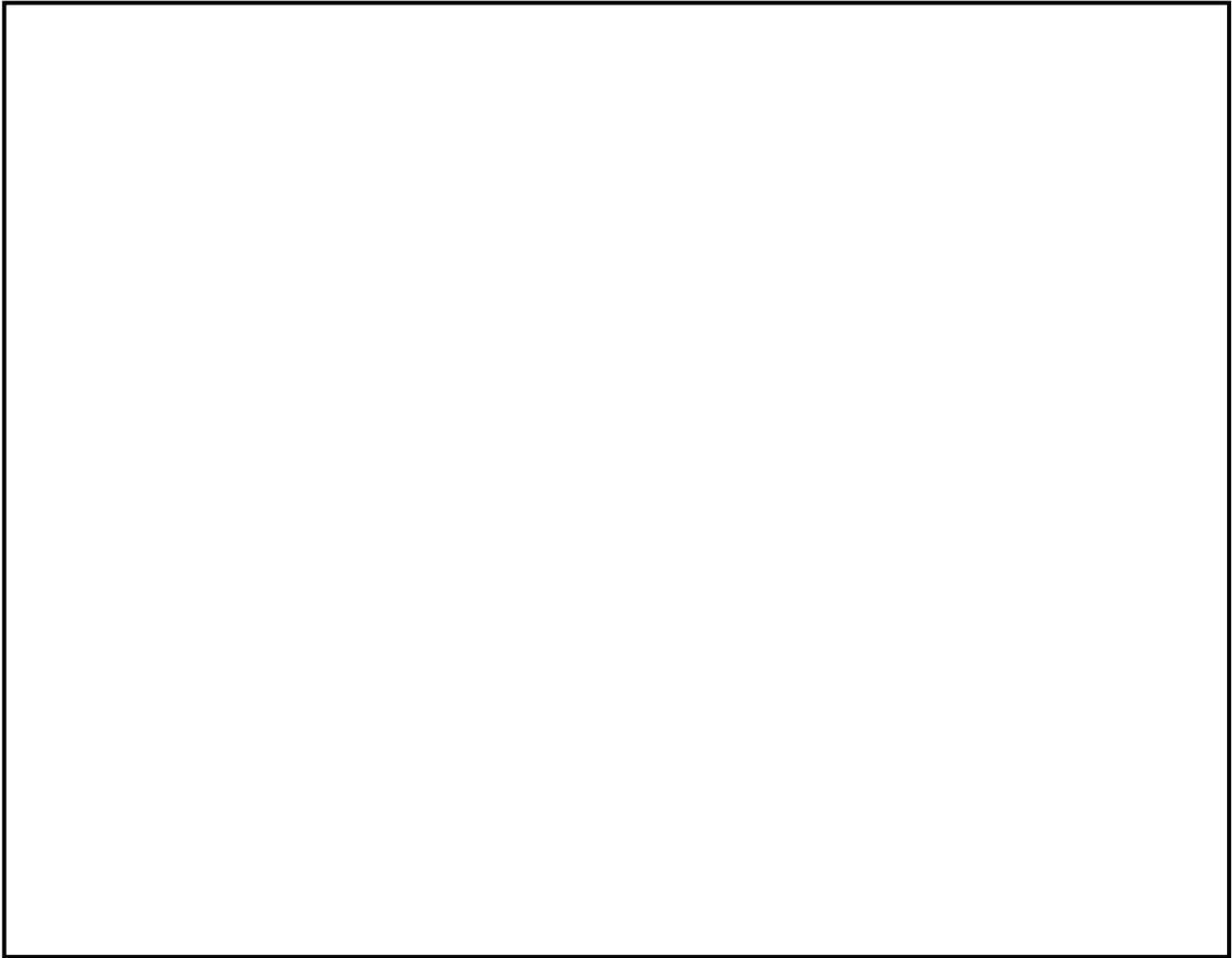
### （３）評価点

中央制御室内の評価点は、線量が最大となる位置とした。評価点を第 14-2 図中に示す。

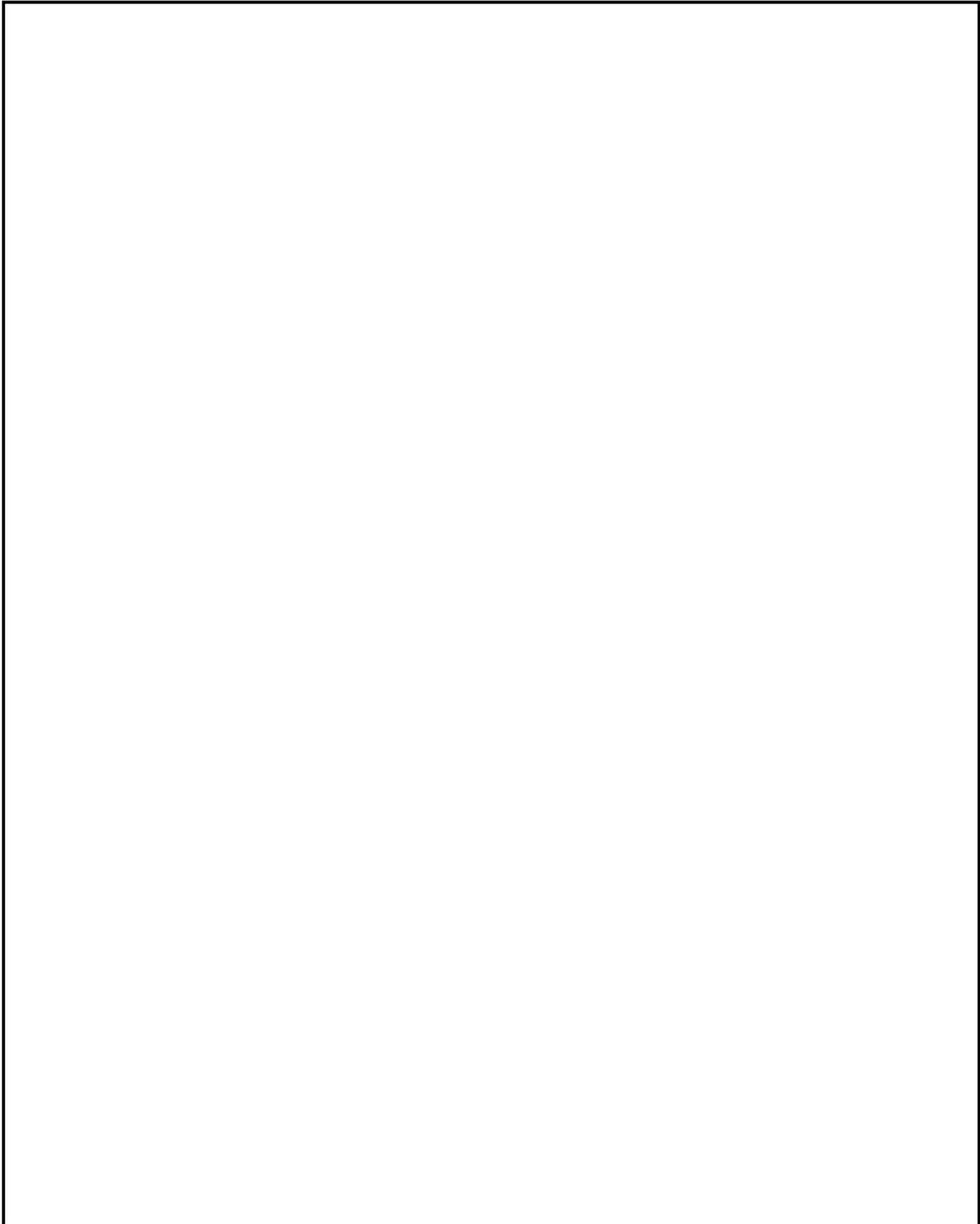
入退域時の評価点は、計算モデルの中心、地表面より高さ 1m の位置とした。評価点を第 14-3 図中に示す。

### （４）評価コード

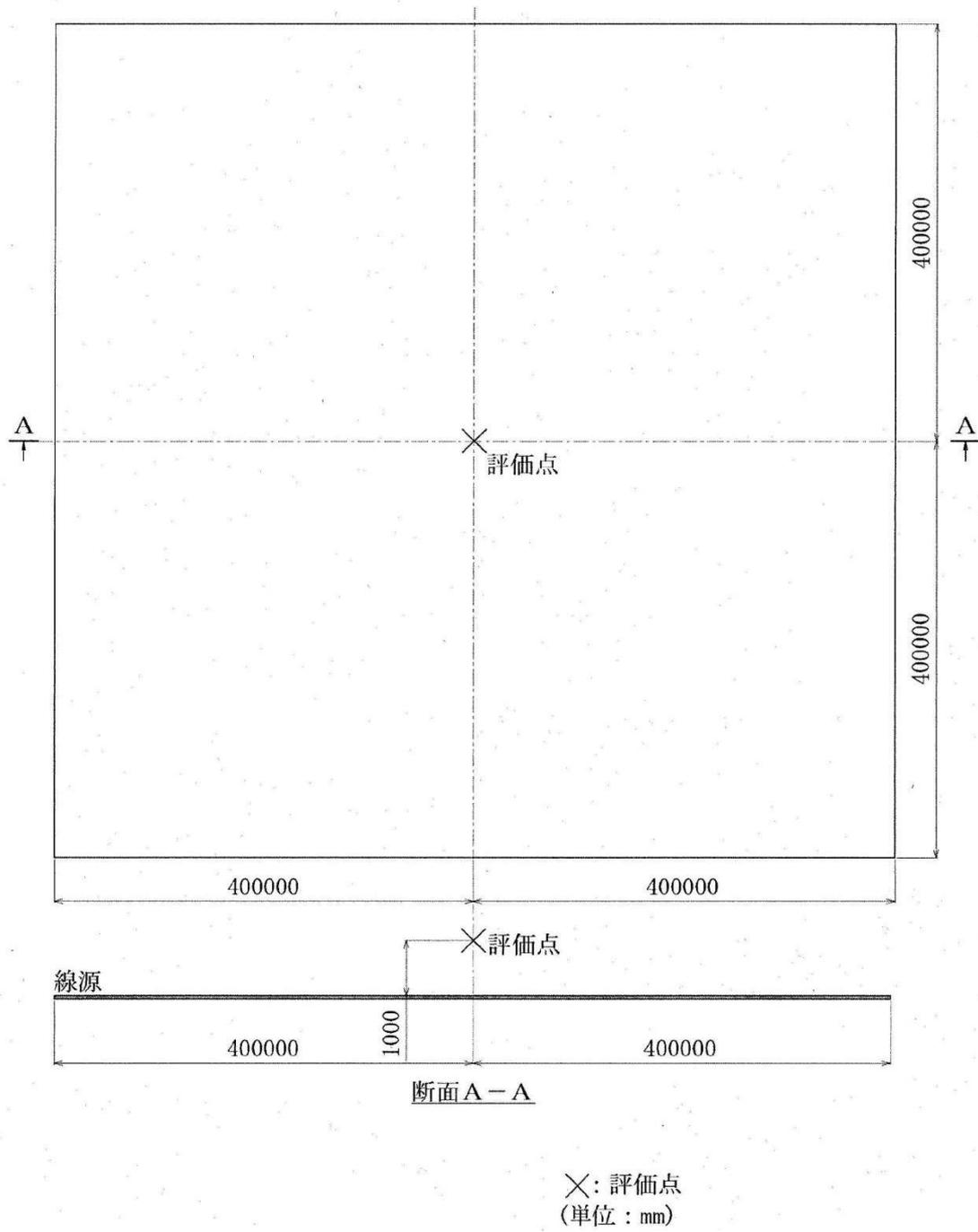
評価コードは QAD-CGGP2R コードを用いた。



第 14-1 図 原子炉建屋周辺の地形（赤点線内は線源とした領域：1 辺 800m）



第 14-2 図 中央制御室内の評価モデル及び評価点



第 14-3 図 入退域時の評価モデル及び評価点

## 15 エアロゾルの乾性沈着速度について

中央制御室の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（ $1.2\text{cm/s}$ 、添付 16 参照）を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を用いている。以下に、乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づき  $0.3\text{cm/s}$  と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では  $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の粒径に対して検討されているが、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinn の検討<sup>\*2</sup>によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると  $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の粒径では沈着速度は  $0.3\text{cm/s}$  程度（第 15-1 図）である。以上のことから、現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として  $0.3\text{cm/s}$  を適用できると判断した。

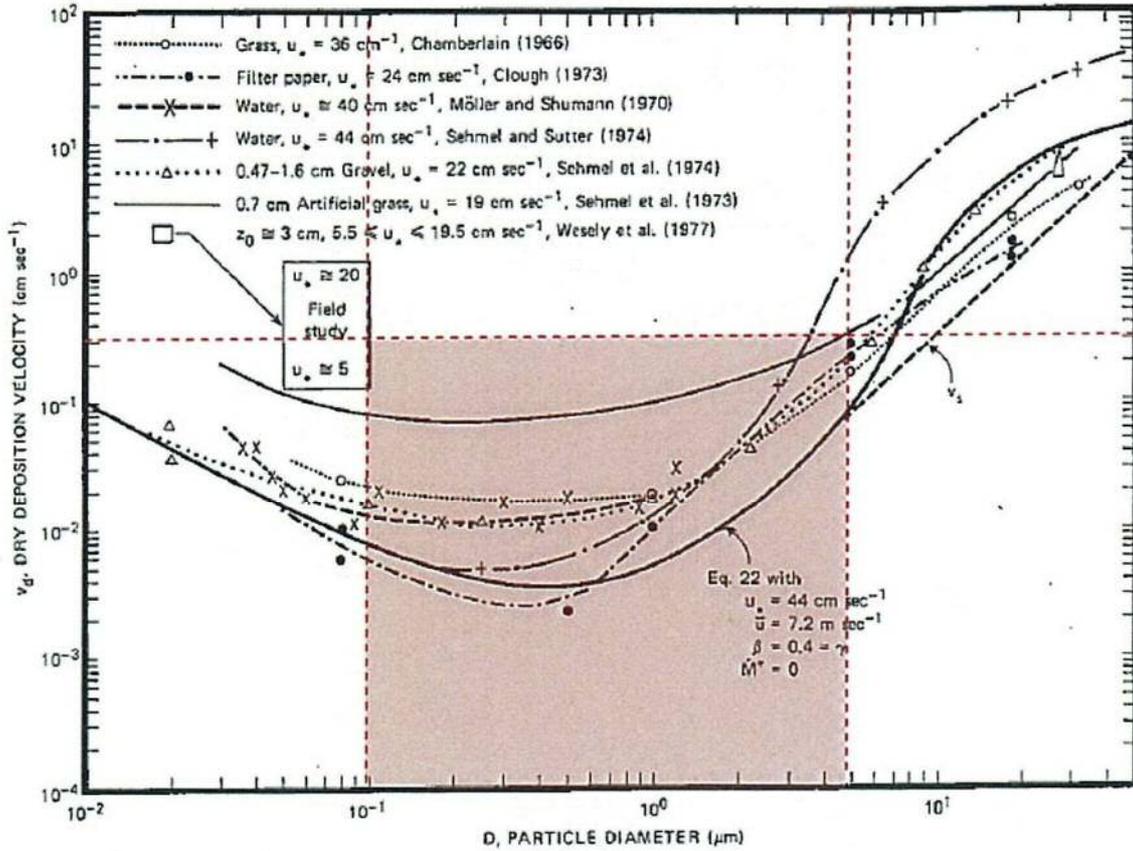


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>1,5-2,6</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第 15-1 図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19<sup>※2</sup>)

- ※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- ※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No. 2, 1978

(参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第15-1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第15-1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第15-1表に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（格納容器、原子炉冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

第 15-1 表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>※1</sup>	約0.5~5 (第15-2図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 <sup>※2</sup>	0.25~2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 <sup>※3</sup>	0.1~3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD <sup>※3</sup>	0.29~0.56 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP <sup>※3</sup>	0.5~0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験(左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

- ※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

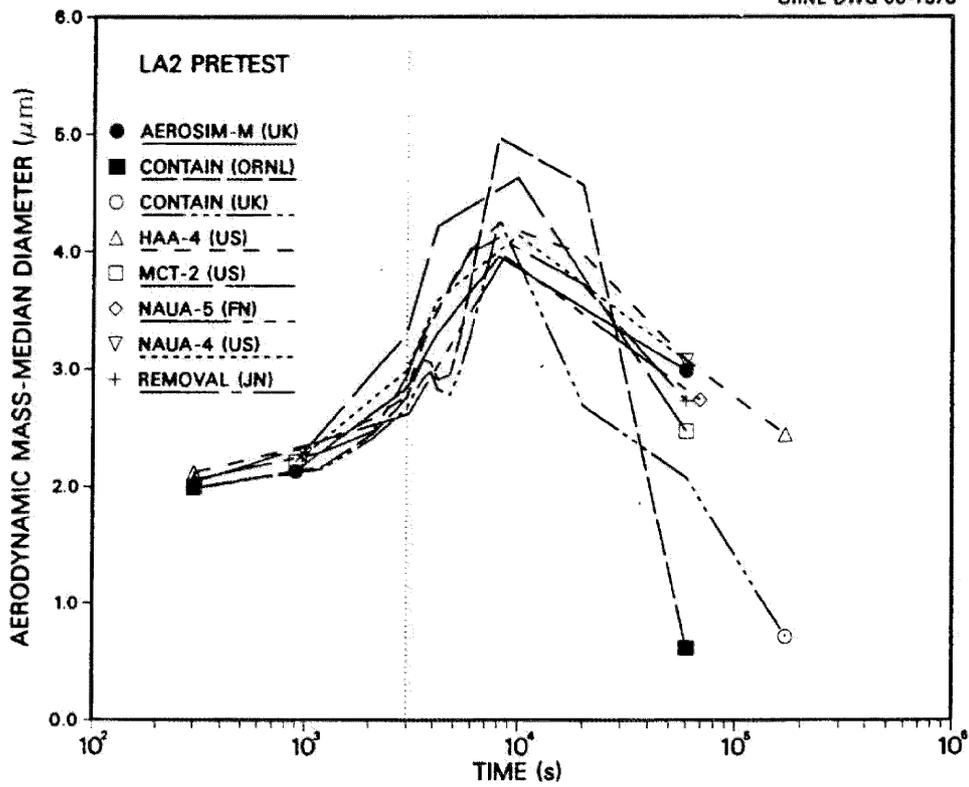


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第15-2図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化  
 グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of  $1.5$  to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_t - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of  $20$  to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

参考1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,  
NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

**9.2.1 Aerosols in the RCS**

9.2.1.1 **AECL**

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 **PBF-SFD**

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

**9.2.2 Aerosols in the containment**

9.2.2.1 **PHÉBUS FP**

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

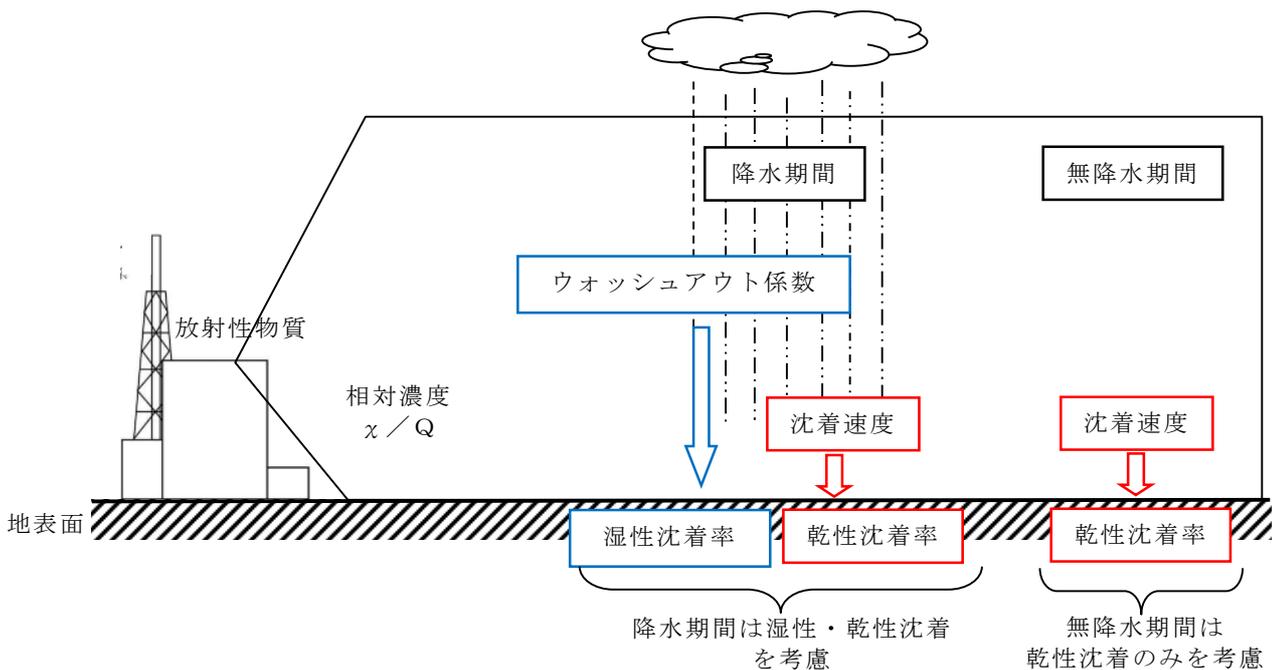
第15-2表 試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

## 16 地表面への沈着速度の設定について

### 地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、第 16-1 図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第 16-1 図 地表面沈着のイメージ

中央制御室の居住性評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着速度  $0.3\text{cm/s}$  の 4 倍である  $1.2\text{cm/s}^{*1}$  を用いている。

※1 有機よう素の地表面への沈着速度としては  $1.7 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年

9月28日原子力委員会決定,一部改訂(平成13年3月29日)の解説において,葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに,「降水時における沈着率は,乾燥時の2~3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ,湿性沈着を考慮した沈着速度は,乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の4倍と設定した。

以下では,湿性沈着を考慮した沈着速度を,乾性沈着速度の4倍として設定した妥当性を検討した。

## 1. 評価手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の適用性は,乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値を求め,乾性沈着率の累積出現頻度97%値との比を求める。その比と乾性沈着速度(0.3cm/s,添付資料15参照)の積が1.2cm/sを超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

### (1) 乾性沈着率

乾性沈着率は,「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル3PSA編):2008」(社団法人 日本原子力学会)(以下「学会標準」という。)解説4.7を参考に評価した。学会標準解説4.7では,使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが,ここでは内規【解説5.3】①に従い,地上高さの相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \cdots \cdots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$  : 時刻*i*での乾性沈着率[1/m<sup>2</sup>]

$\chi / Q(x, y, z)_i$  : 時刻  $i$  での相対濃度 [ $s/m^3$ ]

$V_d$  : 沈着速度 [ $m/s$ ] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率  $(\chi / Q)_w(x, y)_i$  は学会標準解説 4.11 より以下のように表される。

$$(\chi / Q)_w(x, y)_i = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi / Q(x, y, z)_i dz = \chi / Q(x, y, 0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi \Sigma_{zi}} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \dots \dots \dots \textcircled{2}$$

$(\chi / Q)_w(x, y)_i$  : 時刻  $i$  での湿性沈着率 [ $1/m^2$ ]

$\chi / Q(x, y, 0)_i$  : 時刻  $i$  での地表面高さでの相対濃度 [ $s/m^3$ ]

$\Lambda_i$  : 時刻  $i$  でのウォッシュアウト係数 [ $1/s$ ]  
(=  $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$  学会標準より)

$P_{Ti}$  : 時刻  $i$  での降水強度 [ $mm/h$ ]

$\Sigma_{zi}$  : 時刻  $i$  での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [ $m$ ]

$h$  : 放出高さ [ $m$ ]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値 (①)

$$= \frac{\left( V_d \cdot \chi / Q(x,y,z)_i + \chi / Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi \sum z_i} \exp\left[ -\frac{h^2}{2\sum z_i} \right] \right)_{97\%}}{\left( V_d \cdot \chi / Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \dots \dots \dots \textcircled{3}$$

## 2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている  $\chi / Q$  の累積出現頻度 97% 値の求め方<sup>※2</sup>に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第 16-2 図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて  $\chi / Q$ 、乾性沈着率、湿性沈着率を 1 時間毎に算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における  $\chi / Q$  がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率＋湿性沈着率）もゼロとなる。

第 16-2 図の例は、評価対象方位を S W とした場合であり、 $\chi / Q$  による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位 S W 以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記 (1) で求めた 1 時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97% 値を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の 97% 値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 $\chi / Q$  の累積出現頻度と異なる）。

### ※2（気象指針解説抜粋）

#### VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

##### 1. 線量計算に用いる相対濃度

(2) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる相対濃度とする。

降水がない時刻は、  
湿性沈着率はゼロ

日時	方位 (風向)	風速 (m/s)	大気 安定度	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (①)	降水量 (mm/hr)	湿性沈着率 (1/m <sup>2</sup> ) (②)	地表面沈着率 (①+②)
4/1 1:00	SW (NE)	4.3	F	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	0	0	$0 \times 10^{-9}$
4/1 2:00	SW (NE)	4.5	E	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	1.0	$0 \times 10^{-8}$	$0 \times 10^{-8}$
4/1 3:00	S (N)	1.4	F	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$	1.5	$0 \times 10^{-8}$	$0 \times 10^{-8}$
...	...	...	...	...	...	...	...	...
3/31 24:00	SW (NE)	5.5	D	$0 \times 10^{-7}$	$0 \times 10^{-10}$	0	0	$0 \times 10^{-10}$

評価対象方位の時刻のみ  $\chi/Q$  及び乾性沈着率が発生

評価対象方位を SW とし、  
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え

評価対象方位以外の  $\chi/Q$  は  
ゼロとなるため、地表面沈着率  
はゼロとなる。

地表面沈着率の  
累積出現頻度 97% 値

地表面沈着率の並び替えであり、気象条件  
によって  $\chi/Q$  は必ずしも昇順に並ぶと  
は限らない。  
(従来の  $\chi/Q$  計算とは順番が異なる。)

No	出現頻度 (%)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	地表面沈着率 (①+②)
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
...	...	...	...
〇〇	97.004	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$
〇〇	97.010	$0 \times 10^{-6}$	$0 \times 10^{-9}$
...	...	...	...
×××	100.000	$0 \times 10^{-5}$	$0 \times 10^{-8}$

第 16-2 図 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

(評価対象方位が SW の場合)

### 3. 評価結果

第 16-1 表に中央制御室の評価点についての検討結果を示す。乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比は 1.3 程度となった。

以上より，湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

第 16-1 表 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 ( $s/m^3$ )	① 乾性沈着率 ( $1/m^2$ )	② 乾性沈着率 + 湿性沈着率 ( $1/m^2$ )	比 (②/①)
中央制御室 中心	原子炉 建屋	$8.3 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.9 \times 10^{-6}$	1.1
建屋出入口	原子炉 建屋	$8.2 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.9 \times 10^{-6}$	1.2

## 17 有機よう素の乾性沈着速度について

今回の評価では、原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に乾性沈着速度を  $10^{-3} \text{ cm/s}$  とし、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の 4 倍である  $4 \times 10^{-3} \text{ cm/s}$  を設定した。以下にその根拠を示す。

### (1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322<sup>\*1</sup>) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下の通り報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の” best judgement” として  $10^{-5} \text{ m/s}$  ( $10^{-3} \text{ cm/s}$ ) を  
推 奨

### (2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル3PSA解説4.8に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で  $10^{-4} \sim 10^{-2} \text{ cm/s}$  の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し、僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその影響は無視できる。

以上のことから有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度  $0.3 \text{ cm/s}$  に比べて小さいことがいえる。

また原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されてい

るが、エアロゾルへの沈着速度の実験結果（N U R E G / C R - 4 5 5 1）によると、沈着速度が大きいのは芝生や木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって有機よう素の乾性沈着速度として、N R P B - R 3 2 2 の植物に対する沈着速度である  $10^{-3} \text{ cm/s}$  を用いるのは妥当と判断した。

※1: NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modeling Liaison Committee Annual Report, 1988-99

#### NRPB-R322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

### 2.2.2 Meadow grass and crops

#### *Elemental iodine*

#### *Methyl iodide*

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al.*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between  $10^{-6}$  and  $10^{-4} \text{ m s}^{-1}$  approximately. Again, there are no strong reasons for taking  $r_s$  to be a function of windspeed, so it is recommended that  $v_d$  is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of  $v_d$  is taken as  $10^{-3} \text{ m s}^{-1}$  and the 'conservative' value as  $10^{-4} \text{ m s}^{-1}$ . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

### 2.2.3 Urban

#### *Elemental iodine*

#### *Methyl iodide*

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

## 18 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」<sup>\*1</sup>に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第18-1表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は1時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は20時間～30時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は1時間である。

また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である1時間を適用し大気拡散評価を行った。

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 18-2 表に示す。

※ 1（気象指針解説抜粋）

- (3) 実効放出継続時間（T）は，想定事故の種類によって放出率に変化があるので，放出モードを考慮して適切に定めなければならないが，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

第 18-1 表 S / C からベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分
希ガス	約 $4.6 \times 10^{15}$	約 $3.1 \times 10^{16}$	約 $8.9 \times 10^{18}$	約 $3.1 \times 10^{15}$	約 $1.2 \times 10^{15}$	約 $8.7 \times 10^{18}$	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 $1.3 \times 10^{15}$	約 $1.6 \times 10^{15}$	約 $7.2 \times 10^{15}$	約 $9.2 \times 10^{14}$	約 $6.2 \times 10^{13}$	約 $7.1 \times 10^{15}$	約 1.4	約 26.3	約 1.0

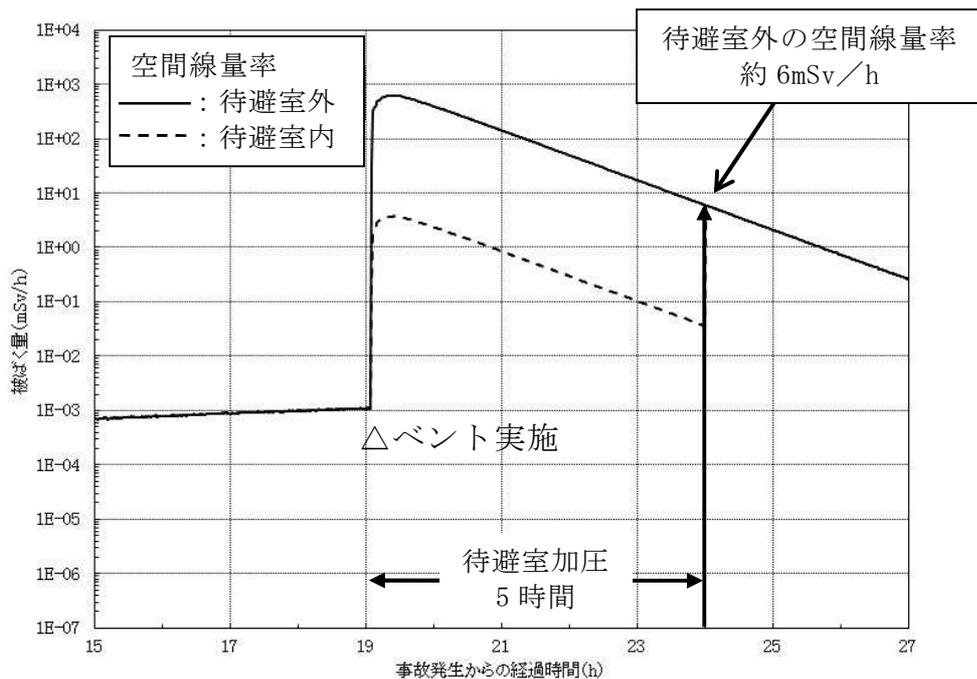
第 18-2 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変化

	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 (Gy/Bq)
1 時間	$3.0 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-19}$
5 時間	$2.9 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-20}$
10 時間	$1.7 \times 10^{-6}$	$7.5 \times 10^{-20}$
20 時間	$1.2 \times 10^{-6}$	$6.2 \times 10^{-20}$

## 19 待避時間の設定根拠について

中央制御室では、ベント実施時における放射性物質による被ばく低減のために待避室に待避することとしており、中央制御室の居住性評価においては待避時間を5時間としている。

待避時間の設定については、運転員の実効線量が100mSv/7日間を超えないよう、余裕を考慮し設備、運用等を整備している。また、継続的に作業可能な線量率として数mSv/hとなるよう、中央制御室の居住性評価においては、第19-1図に示すとおり、待避室外の空間線量率が約6mSv/hなるまでは待避室に待避すると想定し評価している。



第19-1図 待避室内外の空間線量率

なお、実際には被ばく低減の観点から、さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう、加圧用空気ポンペの本数は5時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

20 審査ガイドへの適合状況

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋)</p> <p>第74条 (原子炉制御室)</p> <p>1. 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1 b)→審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>①格納容器圧力逃がし装置による格納容器破損防止対策を考慮する事故シーケンスを選定している。</p> <p>②マスク着用は考慮する場合と考慮しない場合とで評価している。</p> <p>③運転員の勤務形態(5直2交代)を考慮して評価している。</p> <p>④運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p>	

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>（1）被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p>	<p>4.1 →審査ガイドのとおり</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4.1 (1) → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p> <p>4.1 (1) ① → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線に</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>よる中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)②→審査ガイドのとおり</p> <p>大気中に放出された放射性物質からのガンマ線によ中央制御室での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4.1(1)③→審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室内に取り込まれた放射性物質は、中央制御室に沈着せず浮遊しているものとして評価している。</p> <p>事故期間中に大気中に放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1(1)④→審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)⑤→審査ガイドのとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手段で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射物質放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働いたため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> <li>緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> </ul> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p>	<p>4.1(2)→審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばくは、図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4.1(2)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>評価事象については、炉心の著しい損傷が発生するシーケンス「大 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」を選定する。また、放出放射エネルギーの観点から、代替循環冷却系の機能喪失を仮定し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合を想定する。</p> <p>大気中への放射性物質の放出量については、MAAP 解析結果を元に設定しているが、放出割合については、TMI-2 事故や福島第一原子力発電所事故での知見も踏まえた設定としている。</p> <p>4.1(2)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。</li> </ul> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p>	<p>に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について、小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日の 1 年間における気象データを使用している。</p> <p>4.1(2)c. →審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1(2)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>前項 c. の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a. 及び b. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a. 及び b. の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量(ガンマ線による外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量)を計算している。</p> <p>4.1(2)e. →審査ガイドのとおり</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散 ・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスブルームモデルを適用して計算する。</p>	<p>上記 d. で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認している。</p> <p>4.2(1)a. →審査ガイドのとおり 中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率として、設計値である 95%を、中央制御室換気設備のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、有機よう素は 95%、無機よう素及び粒子状物質は 99%として評価している。</p> <p>4.2(1)b. →審査ガイドのとおり 中央制御室待避室に待避している間は、空気の流入は考慮しない。 中央制御室待避室に待避していない間は、空気流入率を 1 回/h とした。</p> <p>4.2(2)a. →審査ガイドのとおり 放射性物質の空气中濃度は、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</li> <li>・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には，水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針（参3）における相関式を用いて計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</li> <li>・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については，放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について，次に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。</li> </ul> <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響</p>	<p>東海第二発電所内で観測して得られた2005年4月1日から2006年3月31日の1年間の気象データを大気拡散計算に用いている。</p> <p>水平方向及び鉛直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針の相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため，建屋による巻き込みを考慮し，建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三の全ての条件に該当するため，建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）が原子炉建屋の屋上にあるため，建屋の高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点の位置は，図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は，巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</li> <li>放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。</li> </ul> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>巻き込みを生じる代表建屋</li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</li> </ol> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質濃度の評価点</li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表</li> </ol>	<p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位（評価方位9方位（中央制御室及び入退域））を対象としている。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（格納容器圧力逃がし装置配管）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>面の選定</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>建屋による巻き込みの影響を考慮しており、事故時には間欠的に外気を取り入れる。代表表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃度を評価している。</p> <p>建屋側面を選定しており、評価点は中央制御室内の最も線量が高い位置とする。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出</p>	<p>代表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室内の最も線量が高い位置としている。また、放出点と評価点の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。直線距離の評価に当たっては、保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定した。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぼす可能性がある複数の方位(評価方位は9方位)を対象としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p> <p>この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価</p>	<p>建屋による巻き込みを考慮し、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて複数方位を対象として評価している。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、風向の方位は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は9方位)を評価方位として選定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>点の風上となる 180° が対象となる。</p> <p>図 6 及び図 7 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに</p>	<p>「・ 着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>風向に垂直な原子炉建屋の投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。</li> <li>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97% に当たる値とする。</li> <li>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul> <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定</li> </ul>	<p>4.2(2)c. →審査ガイドのとおり</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目(風向、風速、大気安定度)及び実効放出継続時間を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線計算モデルに適用し、計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を各時刻の風向に応じて、小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>4.2(2)e. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室は間欠的に外気取入れ運転により外気が取り込まれることを仮定している。また中央制御室非常用循環設備の</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>（3）線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul>	<p>運転による空気が直接流入することを仮定している。</p> <p>プルーム通過中は運転員は中央制御室待避室に待避し、室内を加圧するため外気取入れ及び空気流入はないものとして評価している。</p> <p>中央制御室内では放射性物質は一様混合するとし、室内で放射性物質は沈着せず、浮遊していると仮定している。</p> <p>外気取入れによる放射性物質の取り込みについては、中央制御室の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。</p> <p>空気流入量は中央制御室のバウンダリ体積（容積）を用いて計算している。</p> <p>4.2(3)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> <li>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラントシャイン） <ul style="list-style-type: none"> <li>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は，地表面沈着濃度及びグラントシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> </li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> <li>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は，室内の空气中時間積分濃度，呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮</li> </ul> </li> </ul>	<p>中央制御室の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)b. →審査ガイドのとおり 中央制御室の運転員のグラントシャインによる外部被ばくについては，建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)c. →審査ガイドのとおり 中央制御室内における内部被ばくについては，空气中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室内では室内で放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。 事象発生から3時間及び入退域時にマスクを着用することとし</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> </ul> <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul>	<p>た。</p> <p>4.2(3)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線の外部被ばくについては、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>中央制御室で室内に取り込まれた放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4.2(3)e. →審査ガイドのとおり</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4.2(3)f. →審査ガイドのとおり</p> <p>入退域時の運転員のグラウンドシャインによる外部被ばくについては、地表沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。考慮している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。</li> </ul>	<p>4.2(3)g. →審査ガイドのとおり</p> <p>入退域時の運転員の内部被ばくについては、空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>マスク着用を考慮する場合は事象発生から3時間及び入退域時にマスクを着用することとした。</p> <p>4.2(3)h. →複数原子炉施設は設置されていないため考慮しない</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器への放出割合は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定する。</li> <li>・希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類, 及び La 類を考慮する。</li> <li>・なお格納容器への放出割合の設定に際し, ヨウ素類の形状を適切に考慮する。</li> </ul> <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし, 代替交流電源からの給電を考慮する場合は, 給電までに要する余裕時間を見込むこと</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)</p> <p>非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の動作については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)フィル</p>	<p>4.4(1)→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。</p> <p>希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類, 及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については, R.G.1.195 を参照している。</p> <p>4.4(2)→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスと同じ電源条件を設定している。なお, ソースターム条件設定に当たり, 代替電源からの給電に要する時間を考慮している。</p> <p>4.4(3)a→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の作動を設定している。</p> <p>4.4(3)b→審査ガイドのとおり</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>タ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内への自然沈着</p> <p>原子炉格納容器内への自然沈着率については、実験などから得られた適切なモデルを基に設定する。</p> <p>e. 原子炉格納容器漏えい率</p> <p>原子炉格納容器漏えい率は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備</p> <p>原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <p>・放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a</p>	<p>非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタ効率は期待しない。</p> <p>4.4(3)c→審査ガイドのとおり</p> <p>格納容器スプレイの作動については4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.4(3)d→審査ガイドのとおり</p> <p>格納容器内への自然沈着率については、CSE 実験による知見を反映したモデルとしている。</p> <p>4.4(3)e→審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉格納容器漏えい率については4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.4(3)f→審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室非常用循環設備の起動時間については全交流動力電源喪失祖想定した遅れを有効性評価で設定した2時間として評価した。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は4.1(2)aで選定した事</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは、4.1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</li> </ul>	<p>故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。</p> <p>放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的に1時間としている。</p> <p>4.4(4)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する。放出エネルギーは考慮していない。</p> <p>4.4(5)a →審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間体積に均一に分布しているものとして計算している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮蔽構造（原子炉建屋外部遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を <math>QAD-CGGP2R</math> コ</p>

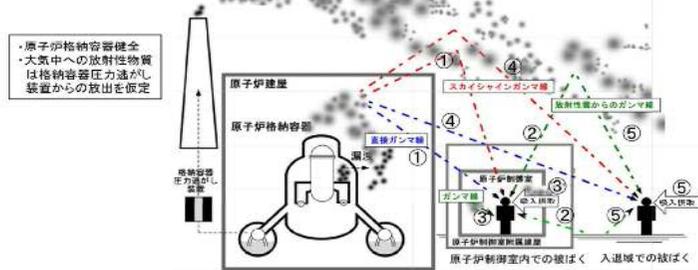
<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。</li> <li>・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様に設定する。</li> </ul>	<p>ード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量をANISNコード及びG33-GP2Rコードで計算している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)aと同様の計算している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路	
原子炉制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく) ③外気から原子炉制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく) ③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

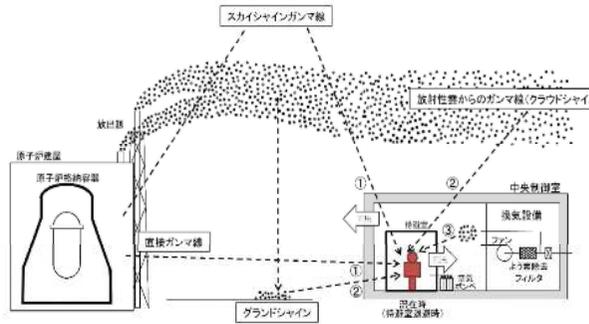
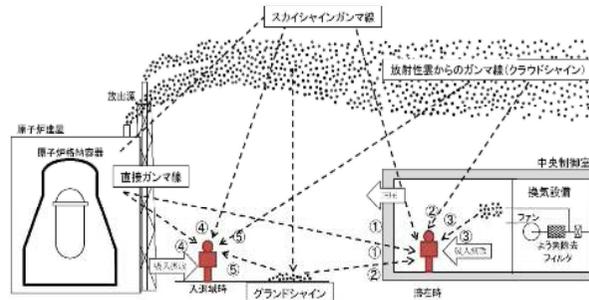


図1→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

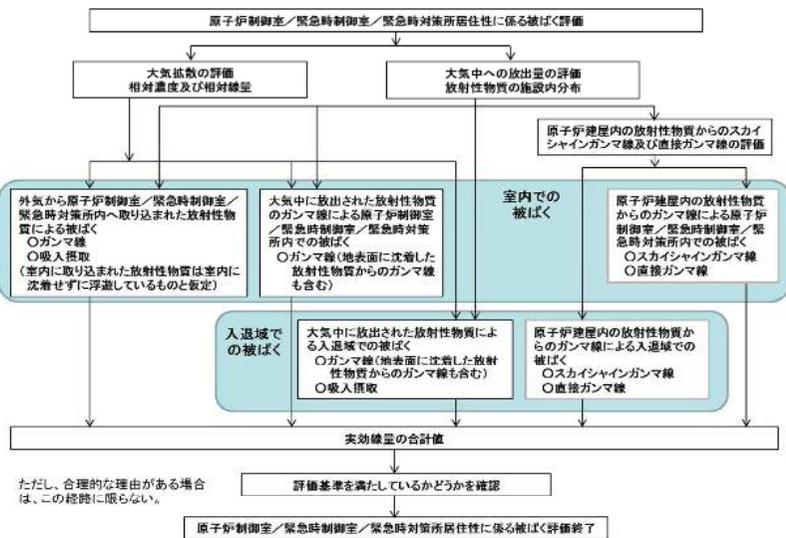


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

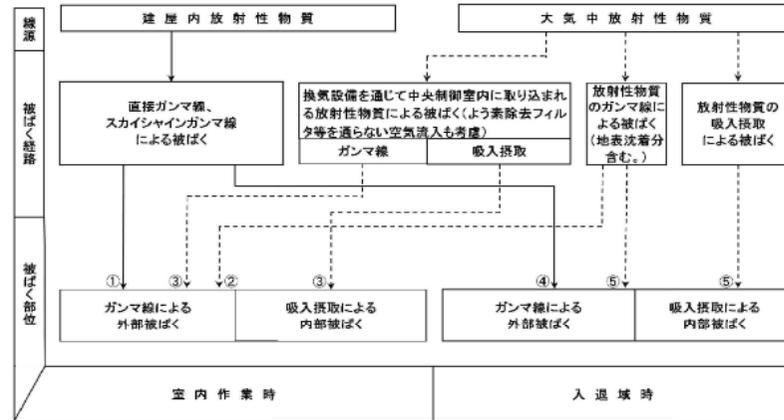
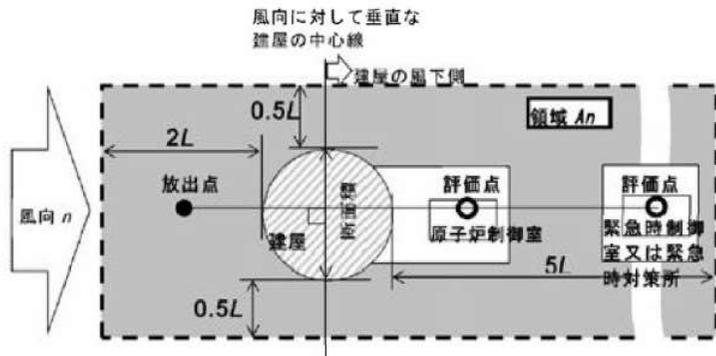


図3→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況



注：L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

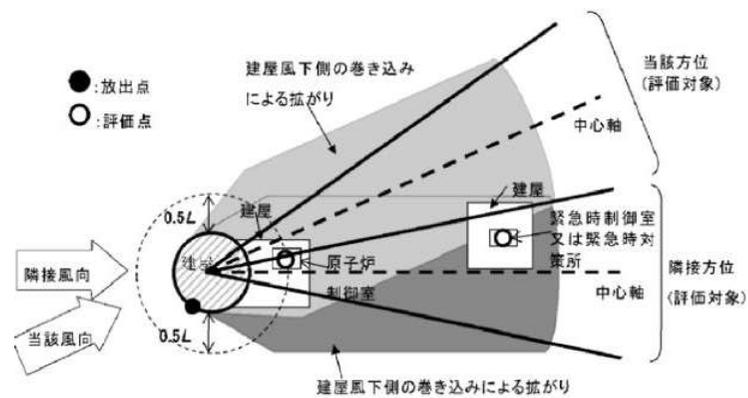


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

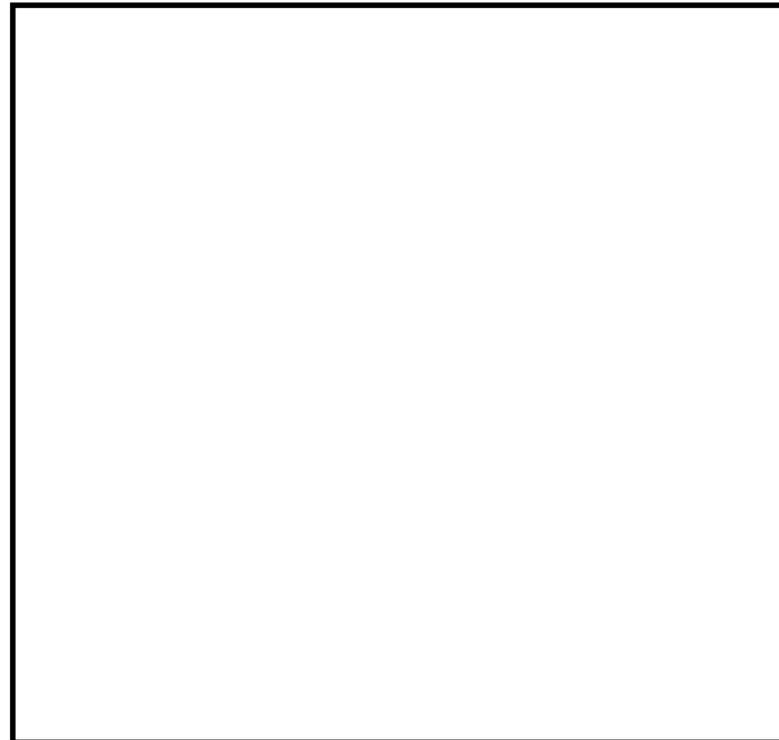


図4, 図5→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 <p data-bbox="1120 1005 1993 1348">図 4, 図 5→審査ガイドのとおり</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

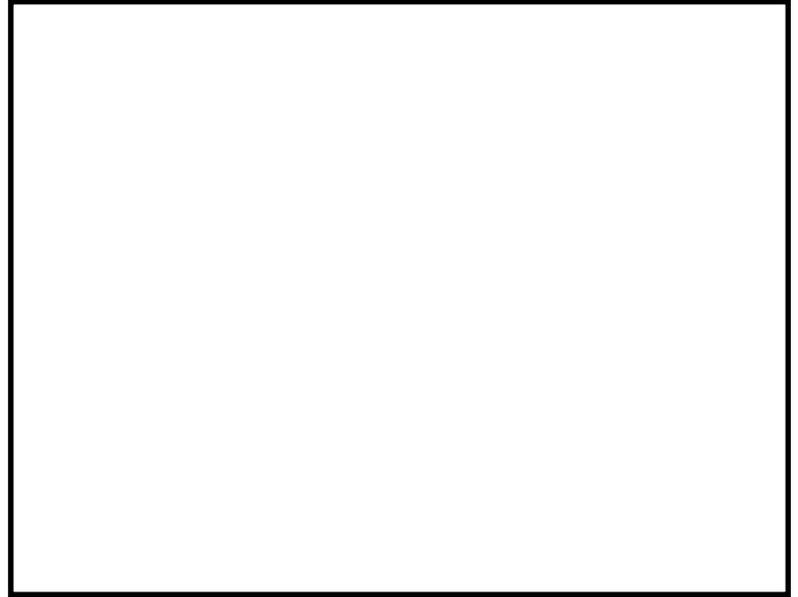
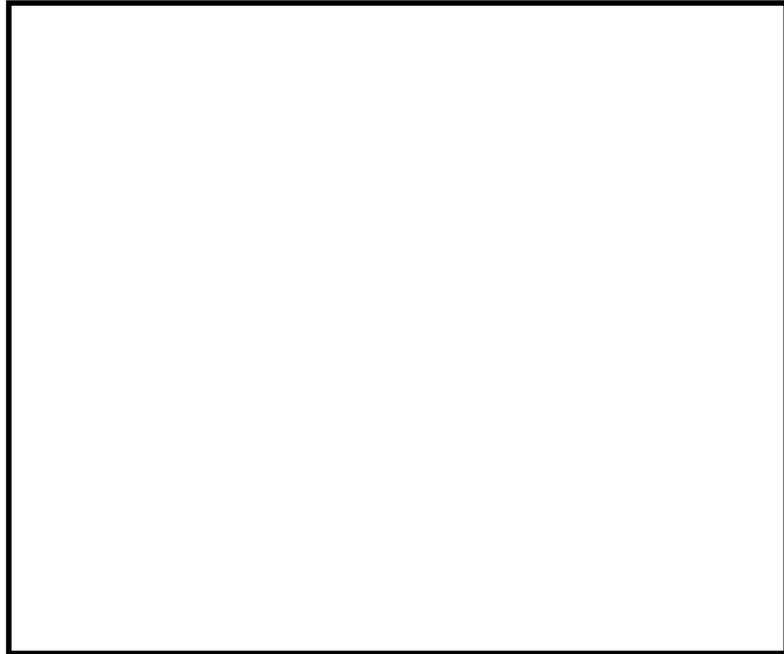


図 4, 図 5→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 <p data-bbox="1131 1061 1545 1101">図 4, 図 5→審査ガイドのとおり</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

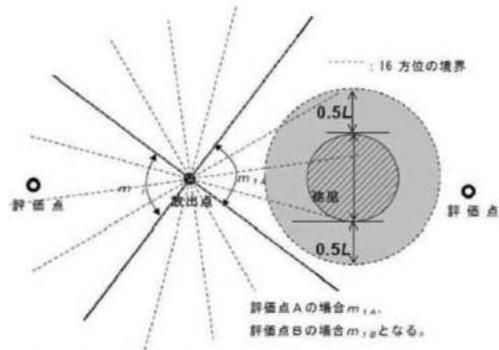


図6 建物の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位  $m_1$  の選定方法 (水平断面での位置関係)

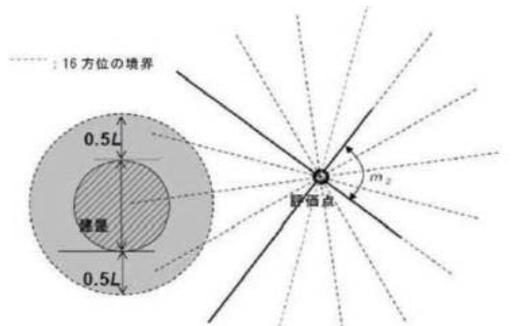


図7 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する風向の方位  $m_2$  の選定方法 (水平断面での位置関係)

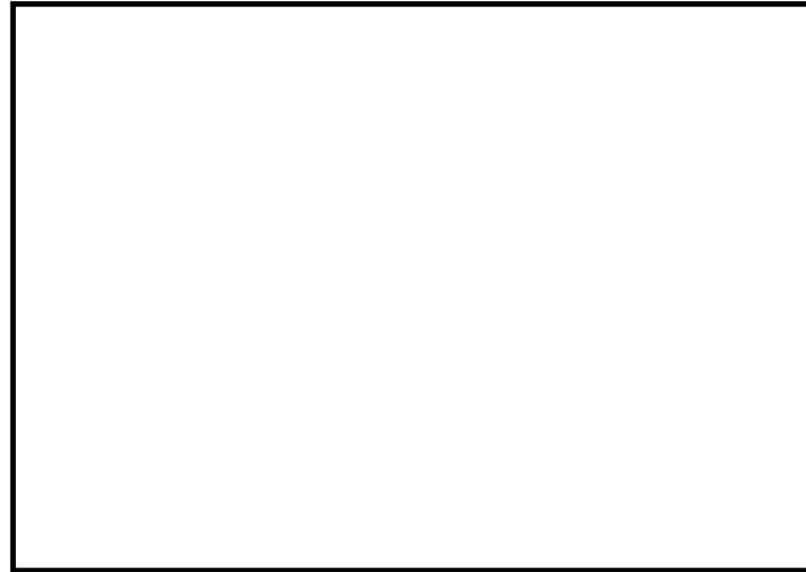
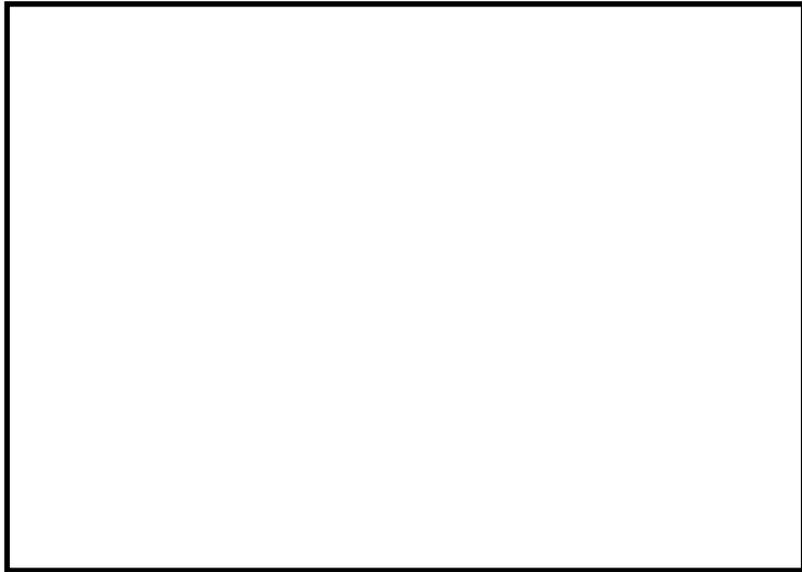
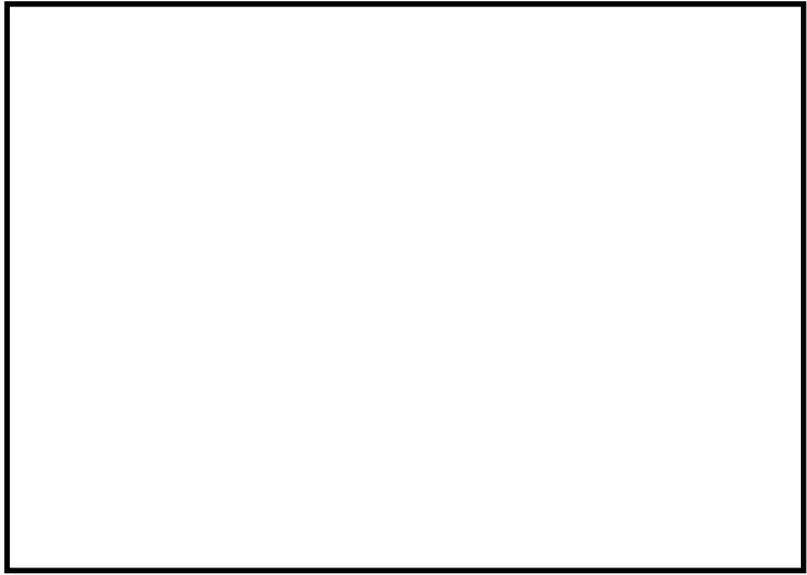


図6, 図7→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 <p data-bbox="1137 1018 1545 1050">図 6, 図 7→審査ガイドのとおり</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 <p data-bbox="1137 970 1545 1002">図 6, 図 7→審査ガイドのとおり</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

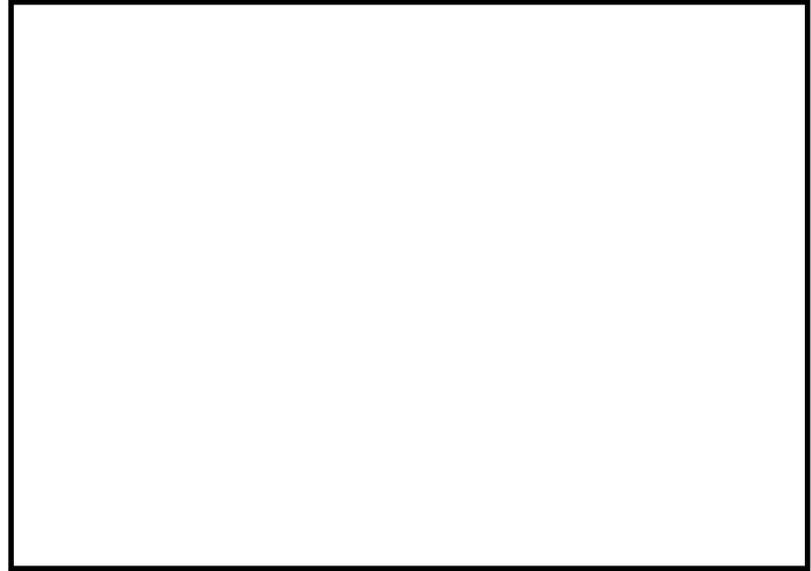


図 6, 図 7→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

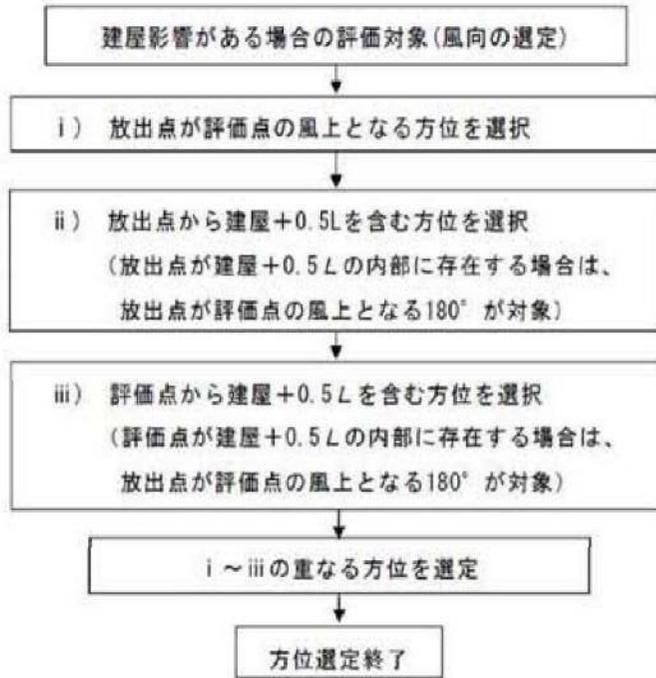


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

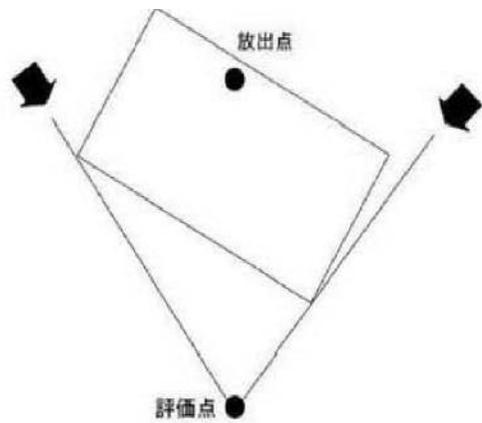


図9 評価対象方位の選定

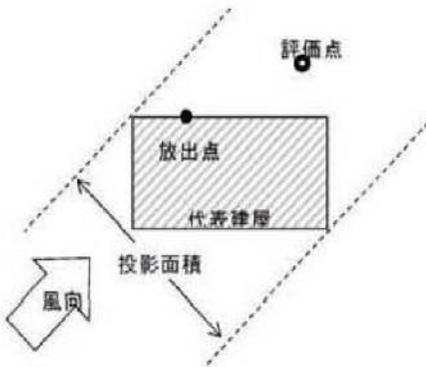
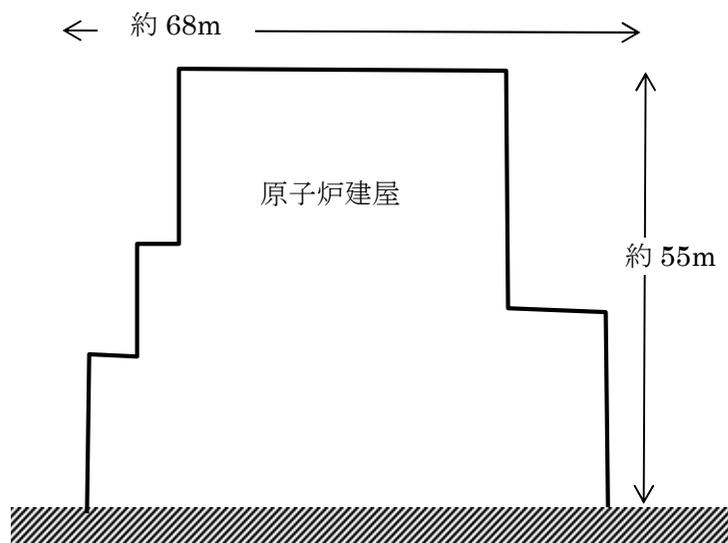


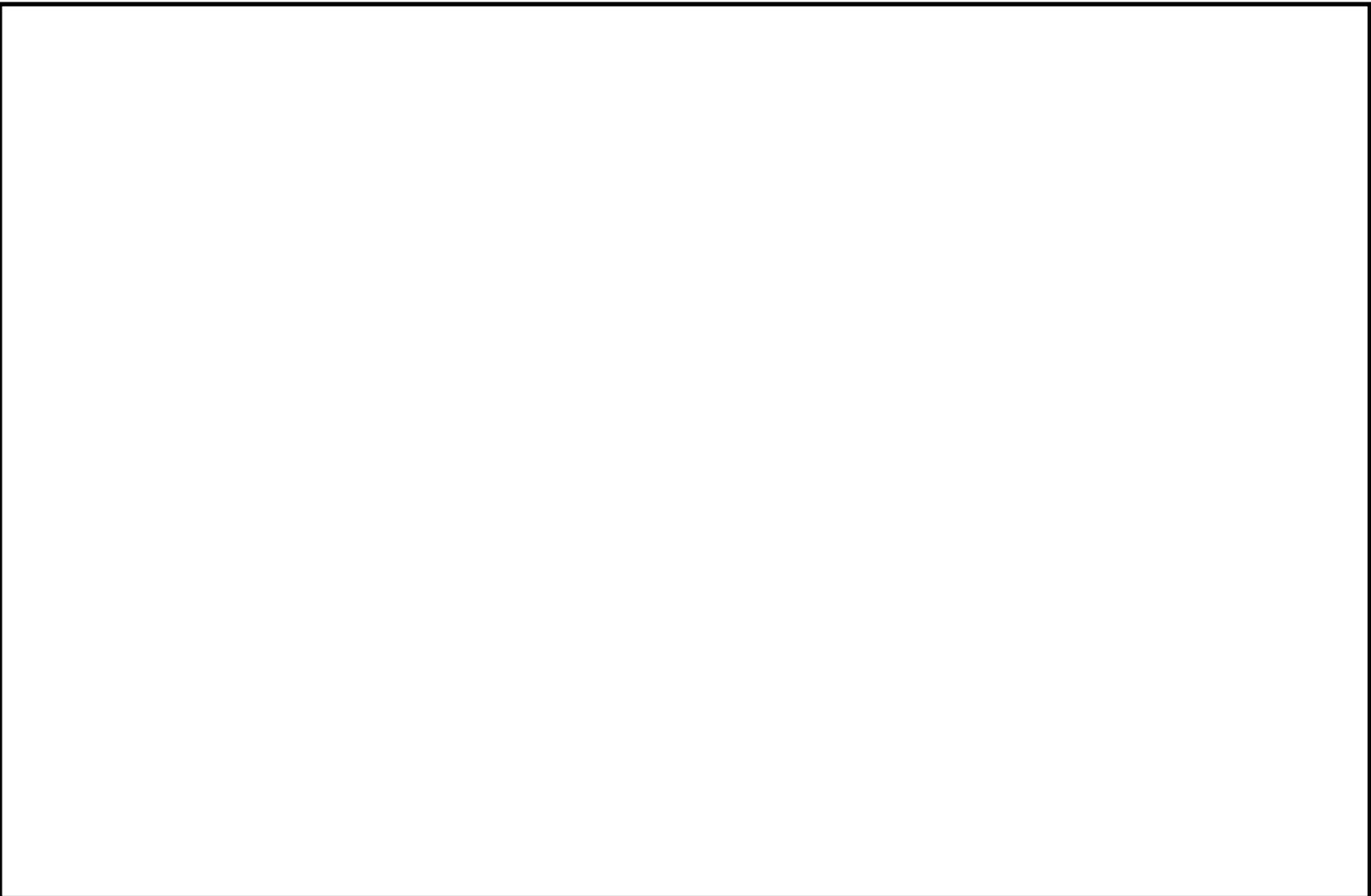
図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方



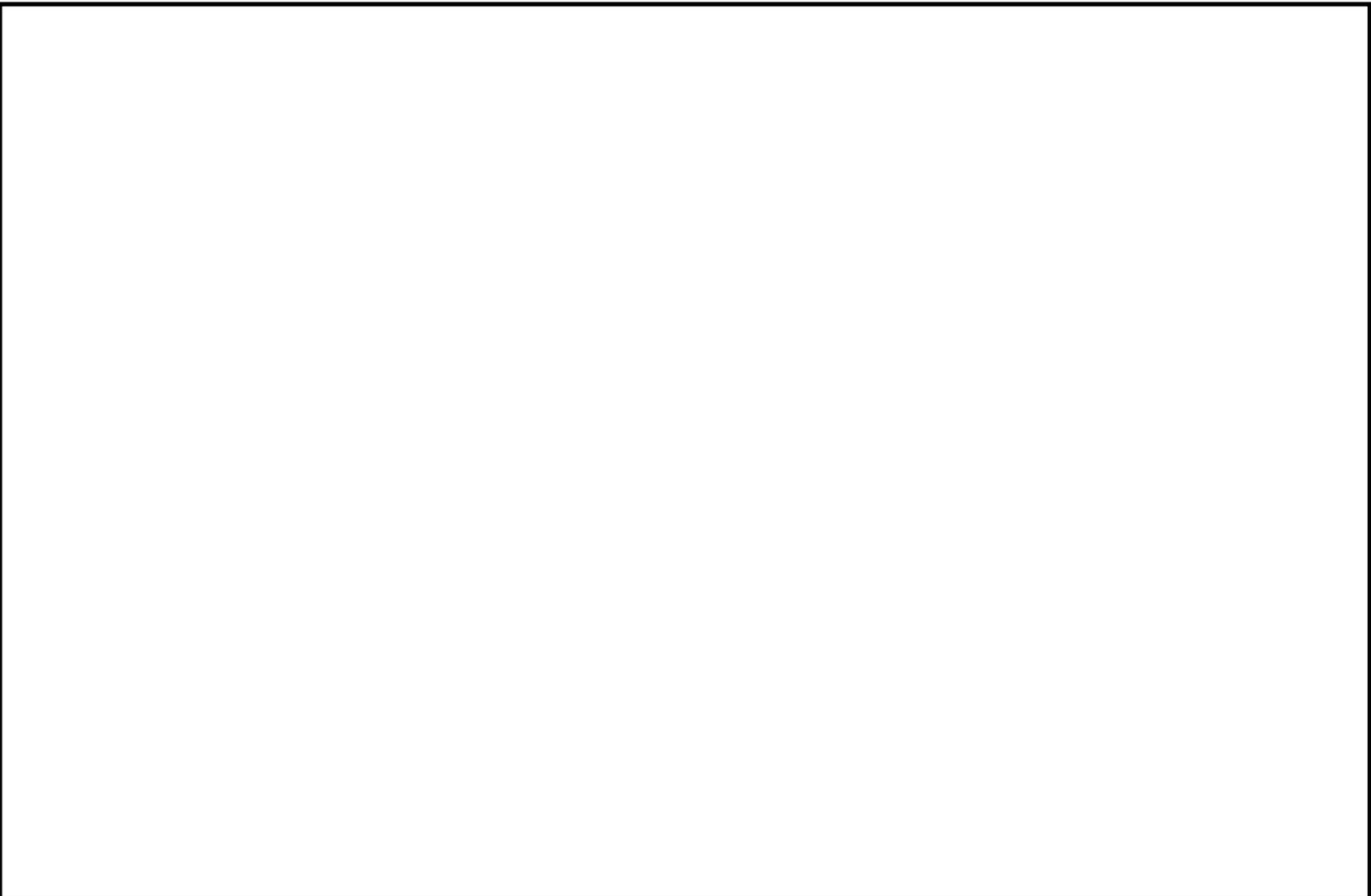
注)南側から見た投影面積

図9, 図10→審査ガイドのとおり

59-11 S Aバウンダリ系統図 (参考図)



59-11-2



59-11-3