

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-060(補)改 66
提出年月日	令和 2 年 12 月 17 日

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

補足説明資料

令和 2 年 12 月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※：本改訂（改 66）による変更箇所等の頁番号に r1 を付しています。

目次

- 39 条 地震による損傷の防止
- 41 条 火災による損傷の防止
- 共通 重大事故等対処設備
- 44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- 45 条 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
- 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- 51 条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- 52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- 53 条 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
- 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- 55 条 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- 56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- 57 条 電源設備
- 58 条 計装設備
- 59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
- 60 条 監視測定設備
- 61 条 緊急時対策所
- 62 条 通信連絡を行うために必要な設備
- その他 原子炉圧力容器，原子炉格納容器，燃料貯蔵設備，非常用取水設備，
原子炉棟

下線は、今回の提出資料を示す。

59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

目次

- 59-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査
- 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 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について
- 59-12 非常用ガス処理系に流入する水素濃度について
- 59-13 非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について
- 59-14 原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置について

59-1

SA 設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所2号炉 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		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 (制御室建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁波	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	[配置図] 59 - 3	
		第2号	操作性		操作不要	—
			関連資料		—	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		遮蔽 (主要部分の断面寸法が確認可能) (外観の確認が可能)	K
			関連資料		—	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b
			関連資料		—	
		第5号	防止 悪影響	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所		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の容量等 が十分 (DB施設と同仕様の遮蔽能力で設計)	B
			関連資料		[被ばく評価]59-11	
		第2号	共用の禁止		共用する設備 (共有により複数号炉同一中操の運転員被ばく低減に寄与する。)	A
			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	防止設備－対象外(共通要因の考慮対象設備なし) 緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象(同一目的のSA設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	—	
		関連資料		[配置図] 59-3		

島根原子力発電所2号炉 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				中央制御室待避室遮蔽	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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 (制御室建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図] 59-3	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			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	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	Bb	
			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)	対象外	対象外	
			関連資料	[配置図] 59-3, [系統図] 59-4		
	第6号	場所	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	重大事故等への対処を 本来の目的として使用するもの	A	
			関連資料	[被ばく評価]59-11		
		第2号	共用の禁止	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 —対象(同一目的の SA 設備なし)	対象外	
			サポート系故障	対象外(サポート系なし)	—	
			関連資料	[配置図] 59-3		

島根原子力発電所2号炉 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		再循環用ファン		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備 (廃棄物処理建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図] 59-3	
		第2号	操作性	中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	A	
			関連資料	[配置図] 59-3		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ファン (機能・性能試験) (外観の確認が可能)	A	
			関連資料	[試験及び検査]59-5		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	[系統図]59-4		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
			関連資料	[系統図]59-4		
	第6号	設置場所	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の容量等 が十分	B	
			関連資料	[被ばく評価]59-11		
		第2号	共用の禁止	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)- 屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は 冷却源	C a
			関連資料	[単線結線図]59-2		

島根原子力発電所2号炉 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		チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備 (廃棄物処理建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図] 59-3	
		第2号	操作性		中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	A
			関連資料		[配置図] 59-3	
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ファン	A
			関連資料		[試験及び検査]59-5	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a
			関連資料		[系統図]59-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	高速回転機器	B b
				関連資料		[系統図]59-4
		第6号	設置場所		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の容量等 が十分
	関連資料			[被ばく評価]59-11		
	第2号		共用の禁止		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	防止設備—対象(代替対象DB設備あり)— 屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は 冷却源	C a
				関連資料		[単線結線図]59-2

島根原子力発電所2号炉 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		非常用チャコール・フィルタ・ユニット		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備 (廃棄物処理建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図] 59-3	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	[配置図] 59-3		
		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	
			関連資料	[試験及び検査]59-5		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	[系統図]59-4		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	[系統図]59-4	
		第6号	設置場所	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の容量等 が十分	B
	関連資料			[被ばく評価]59-11		
	第2号		共用の禁止	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	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外(サポート系なし)	—
			関連資料	—		

島根原子力発電所2号炉 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		差圧計		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 (制御室建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図]59-3	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		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	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	[配置図]59-3			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として 使用するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備一対象 (同一目的の SA 設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料			—		

島根原子力発電所2号炉 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		無線通信設備 (固定型)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	健全性 環境条件における	環境温度・湿度 ・圧力/屋外の天候 /放射線	その他の建物内設備 (原子炉建物の二次格納施設外及び廃棄物 処理建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図] 59 - 3	
		第2号	操作性	中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	A	
			関連資料	[配置図] 59 - 3		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査が可能) (特性検査が可能)	L	
			関連資料	[試験及び検査]59-5		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	[系統図] 59 - 4			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成 (設計基準対象施設として 使用する場合と同じ系統構成)	A d	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	[配置図] 59 - 3, [系統図] 59 - 4		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	[配置図] 59 - 3, [系統図] 59 - 4			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の通信機器で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備— 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	[配置図] 59 - 3		

島根原子力発電所2号炉 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		衛星電話設備 (固定型)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	健全性 環境条件における	環境温度・湿度 ・圧力/屋外の天候 /放射線	原子炉建物の二次格納施設外及びその他の建物 (廃棄物処理建物)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁波	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	[配置図] 59 - 3	
	第2号	操作性	中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	A		
		関連資料	[配置図] 59 - 3			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査が可能) (特性検査が可能)	L		
		関連資料	[試験及び検査] 59-5			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	[系統図] 59 - 4			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	[配置図] 59 - 3, [系統図] 59 - 4		
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) で操作可能	A a		
		関連資料	[配置図] 59 - 3, [系統図] 59 - 4			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の通信機器で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	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	緩和設備でも防止設備でもない設備—対象 (同一目的の常設重大事故等対処設備あり)	B	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
	関連資料		[配置図] 59 - 3			

島根原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室)		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・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	その他の建屋内 (中央制御室待避室)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
		関連資料	[配置図] 59-3			
		第2号	操作性	中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	A	
			関連資料	[配置図] 59-3		
		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	[試験及び検査] 59-5		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	[配置図] 59-3 [系統図] 59-4		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	[配置図] 59-3			
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	[容量設定根拠] 59-6		
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続 (ケーブル)	C	
関連資料			—			
第3号		異なる複数の接続個所の確保	(考慮対象なし)	対象外		
		関連資料	—			
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—		
		関連資料	—			
第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	[保管場所図] 59-7			
第6号	アクセスルート	中央制御室又は緊急事対策所で保管及び使用する	対象外			
	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備、代替対象 DB 設備なし)	対象外		
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a		
		関連資料	[配置図] 59-3			

島根原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第59条: 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ)	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・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 (制御室建物, 廃棄物処理建物)	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			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)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 59-3	
		第2号	操作性	弁操作	B f
			関連資料	[配置図] 59-3	
		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
			関連資料	[試験及び検査] 59-5	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
		関連資料	[系統図] 59-4		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備からの独立	A c
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[系統図] 59-4		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
		関連資料	[配置図] 59-3, [系統図] 59-4		
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	その他設備	C
			関連資料	[容量設定根拠] 59-6	
		第2号	可搬 SA の接続性	専用の接続	D
関連資料			—		
第3号		異なる複数の接続個所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
		関連資料	[配置図] 59-3		
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料	[配置図] 59-3		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	[アクセスルート図] 59-8		
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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備— 対象(同一目的の SA 設備, 代替対象 DB 設備なし)	対象外
	サポート系要因		対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	—			

島根原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備			LEDライト (三脚タイプ)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号 健全性 環境条件における	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内(制御室建物)	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			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)	—
			電磁波	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 59 - 3	
		第2号	操作性	現場操作 (設備の運搬, 設置) 中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	B c A
			関連資料	[配置図] 59 - 3	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	M
			関連資料	[試験及び検査] 59 - 5	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号 防止 悪影響	系統設計	その他	A e	
		その他 (飛散物)	—	対象外	
		関連資料	[単線結線図] 59 - 2		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
		関連資料	[配置図] 59 - 3		
	第3項	第1号	可搬 SA の容量	その他設備	C
			関連資料	—	
		第2号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続規格	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	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
		関連資料	[配置図] 59 - 3		
第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料	[保管場所図] 59 - 7		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
		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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備, 代替対象 DB 設備あり)	B	
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	[単線結線図] 59 - 2			

島根原子力発電所2号炉 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 (中央制御室・中央制御室待避室)		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			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)	—
			関連資料		[配置図] 59-3	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		[保管場所図] 59-7		
	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		—		
	第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		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)		対象外	対象外
		関連資料		[保管場所図] 59-7		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		[保管場所図] 59-7		
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備	C
			関連資料		—	
		第2号	可搬型 SA の接続性		(常設設備と接続しない)	—
			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		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—
関連資料				—		
第5号		保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料		—		
第6号		アクセスルート		中央制御室又は緊急事対策所で保管及び使用する	対象外	
		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		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備一対象(同一目的の SA 設備、代替対象 DB 設備なし)	対象外
			サポート系要因		対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料		—			

島根原子力発電所2号炉 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		二酸化炭素濃度計 (中央制御室・中央制御室待避室)		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			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)	-	
			関連資料	[配置図] 59-3		
	第2号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	[保管場所図] 59-7			
	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	-			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b		
		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)	対象外	対象外	
		関連資料	[保管場所図] 59-7			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	[保管場所図] 59-7			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	-		
		第2号	可搬型 SA の接続性	(常設設備と接続しない)	-	
			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	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-		
		関連資料	-			
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	-			
第6号		アクセスルート	中央制御室又は緊急事対策所で保管及び使用する	対象外		
		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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備一対象(同一目的の SA 設備、代替対象 DB 設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	-				

島根原子力発電所2号炉 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		非常用ガス処理系排気ファン	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・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				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)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	[配置図]59-3, [系統図]59-4	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	[配置図]59-3		
		第3号	(検査性、系統構成・外部入力)	試験・検査	ファン	A, B
				関連資料	[試験及び検査]59-5	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a		
			関連資料	[系統図]59-4		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	高速回転機器	B b	
			関連資料	[配置図]59-3, [系統図]59-4		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
			関連資料	[配置図]59-3		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対処施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	[容量設定根拠]59-6		
		第2号	共用の禁止	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	防止設備－対象(代替対象D B設備あり) －屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)－異なる駆動源 又は冷却源	C a	
			関連資料	[単線結線図]59-2, [配置図]59-3, [系統図]59-4		

島根原子力発電所2号炉 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		原子炉建物燃料取替階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	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			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)	—
			関連資料	—	
	第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作	A, B f	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
		関連資料	—		
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用しない一切替操作が不要	B b	
		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)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作 (遠隔), 現場操作 (設置場所)	A a, B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設 SA の容量	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
			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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備なし)	対象外
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料	—			

59-2

単線結線図

59-3

配置図

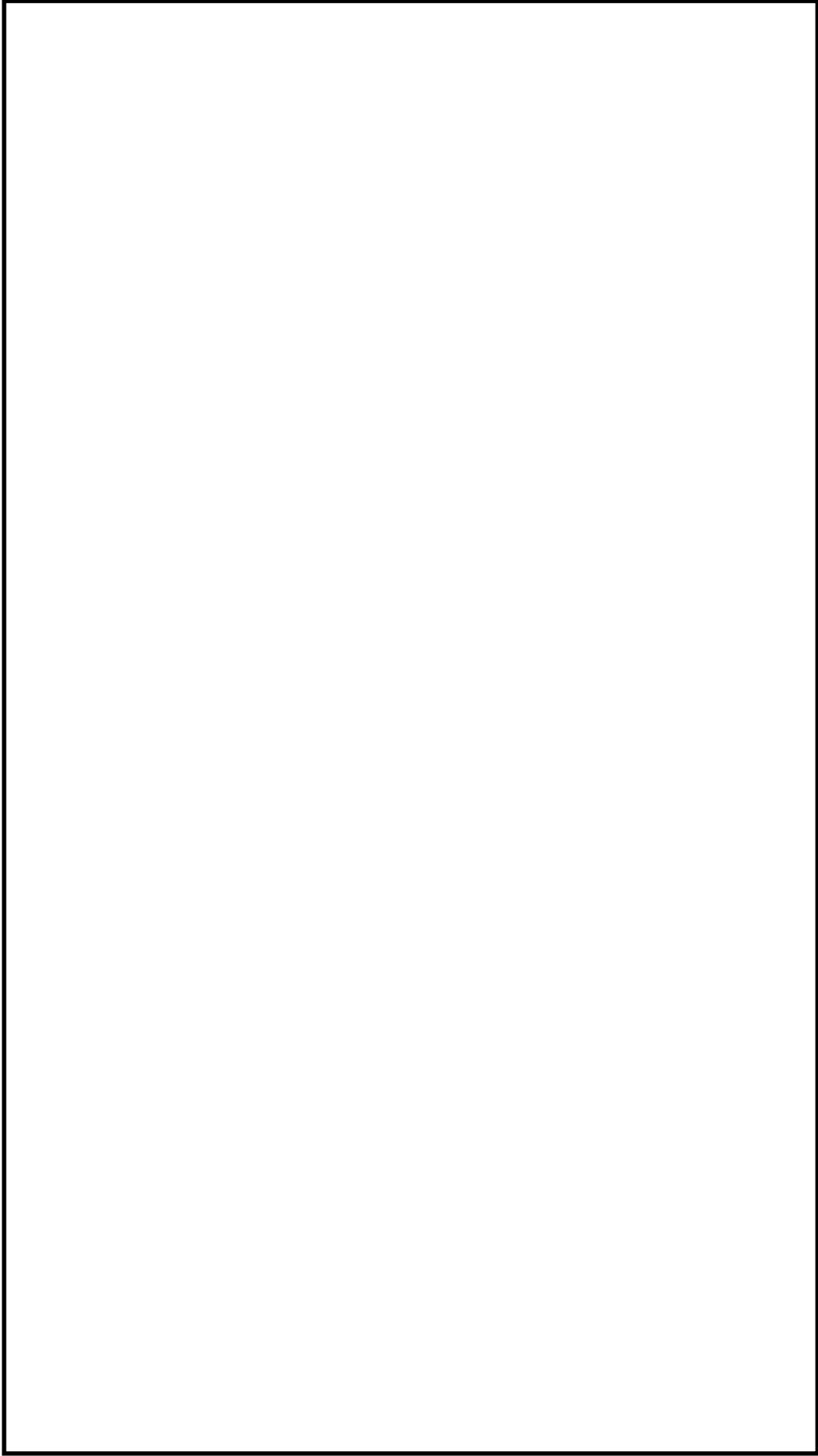


図 59-3-3-1 LEDライト (三脚タイプ) 配置図
(中央制御室における使用時)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

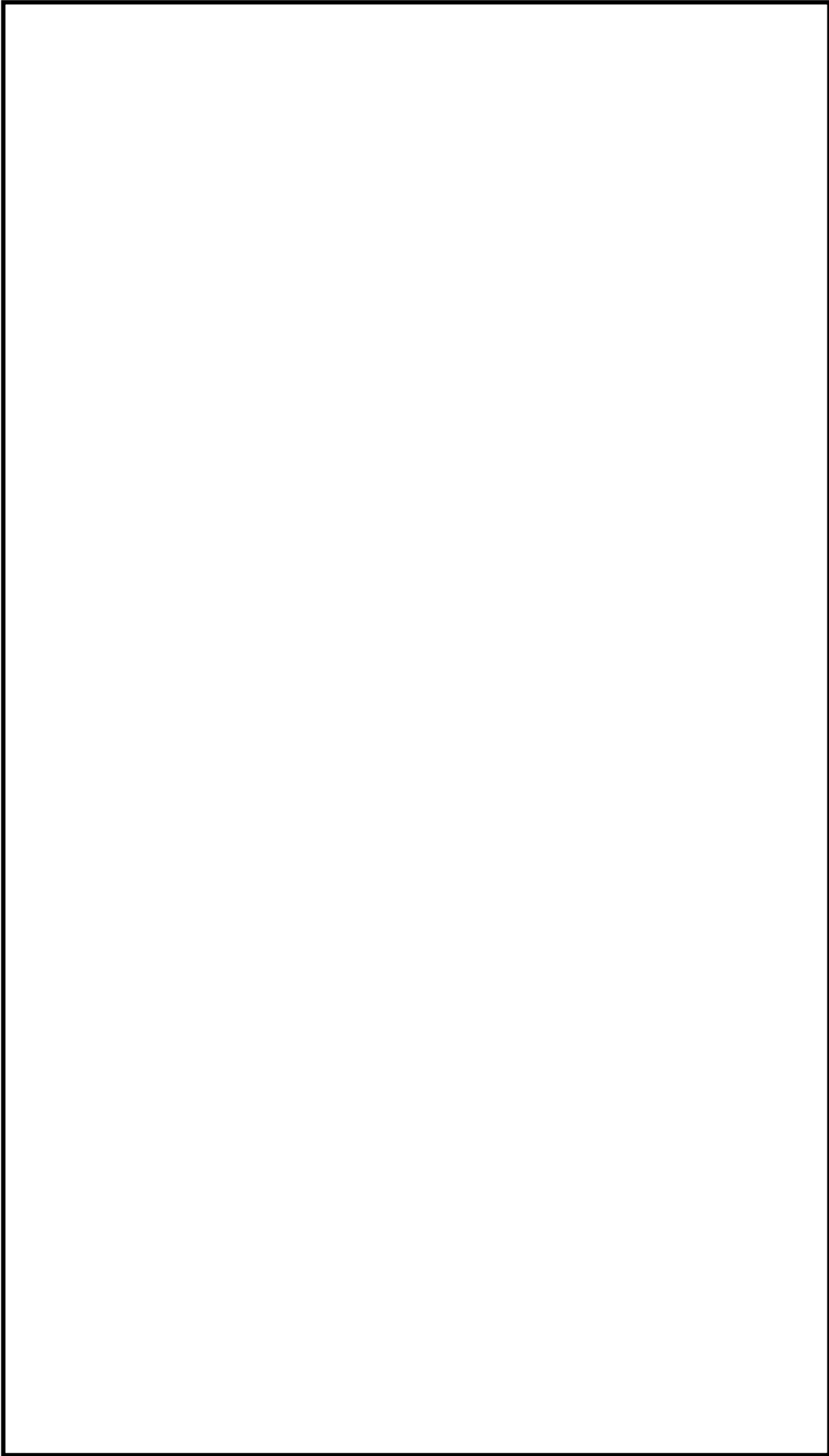


図 59-3-2 中央制御室、中央制御室待避室の正圧化バウンダリ 構成図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

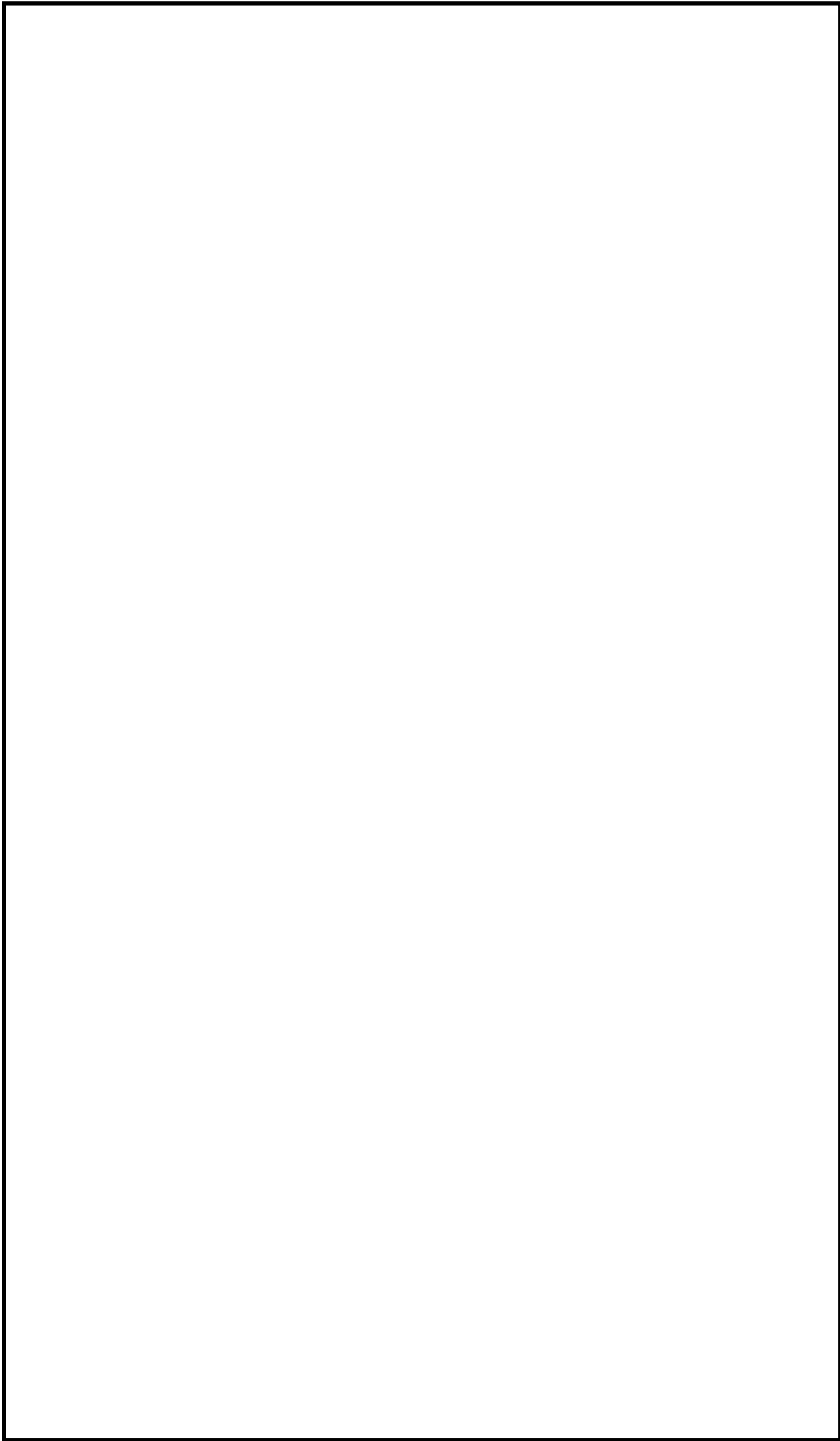


図 59-3-3 中央制御室換気系給排気隔離弁 配置図
(原子炉建物地上 2 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

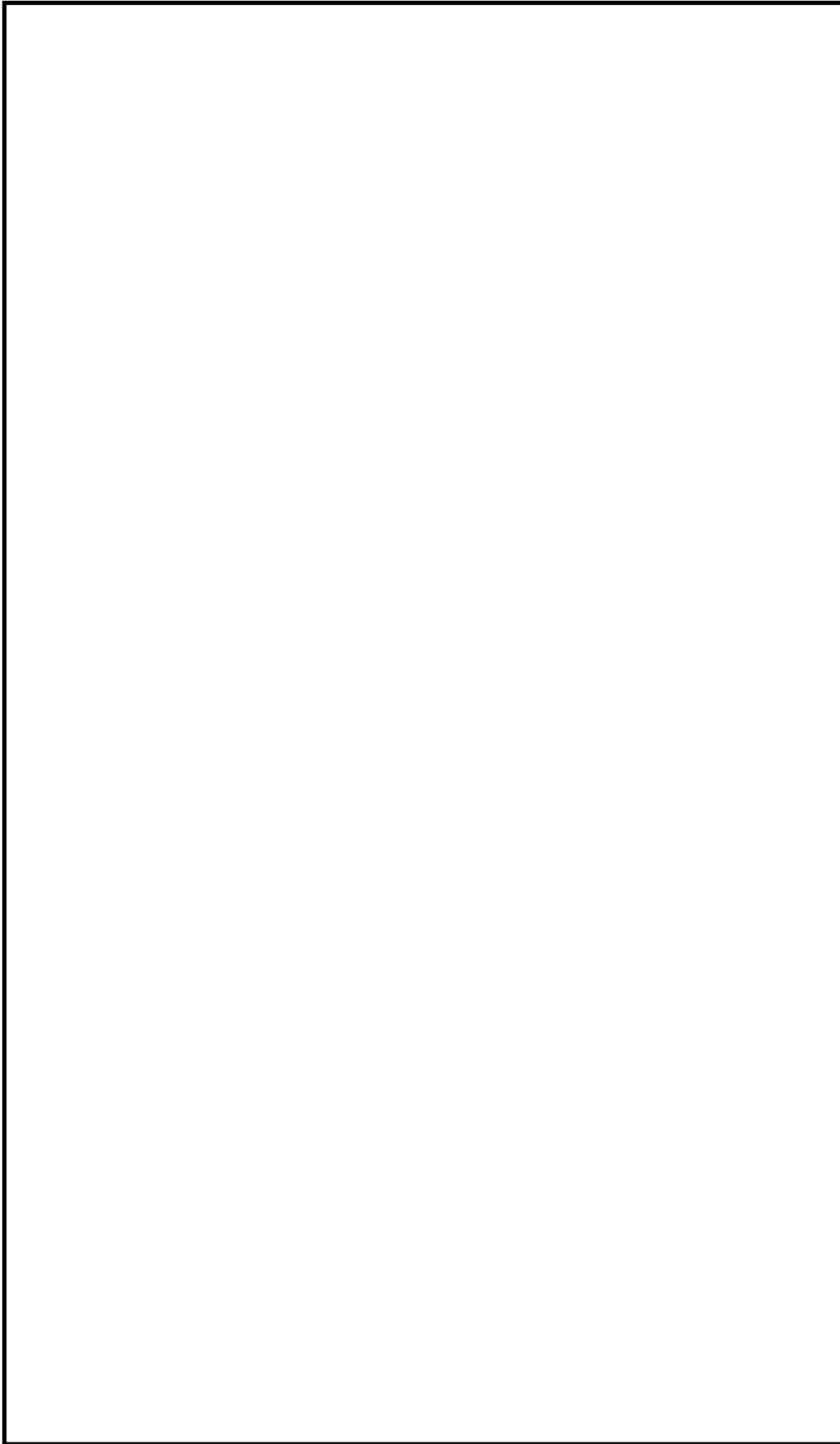


図 59-3-4 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 配置図
(原子炉建物地上 4 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

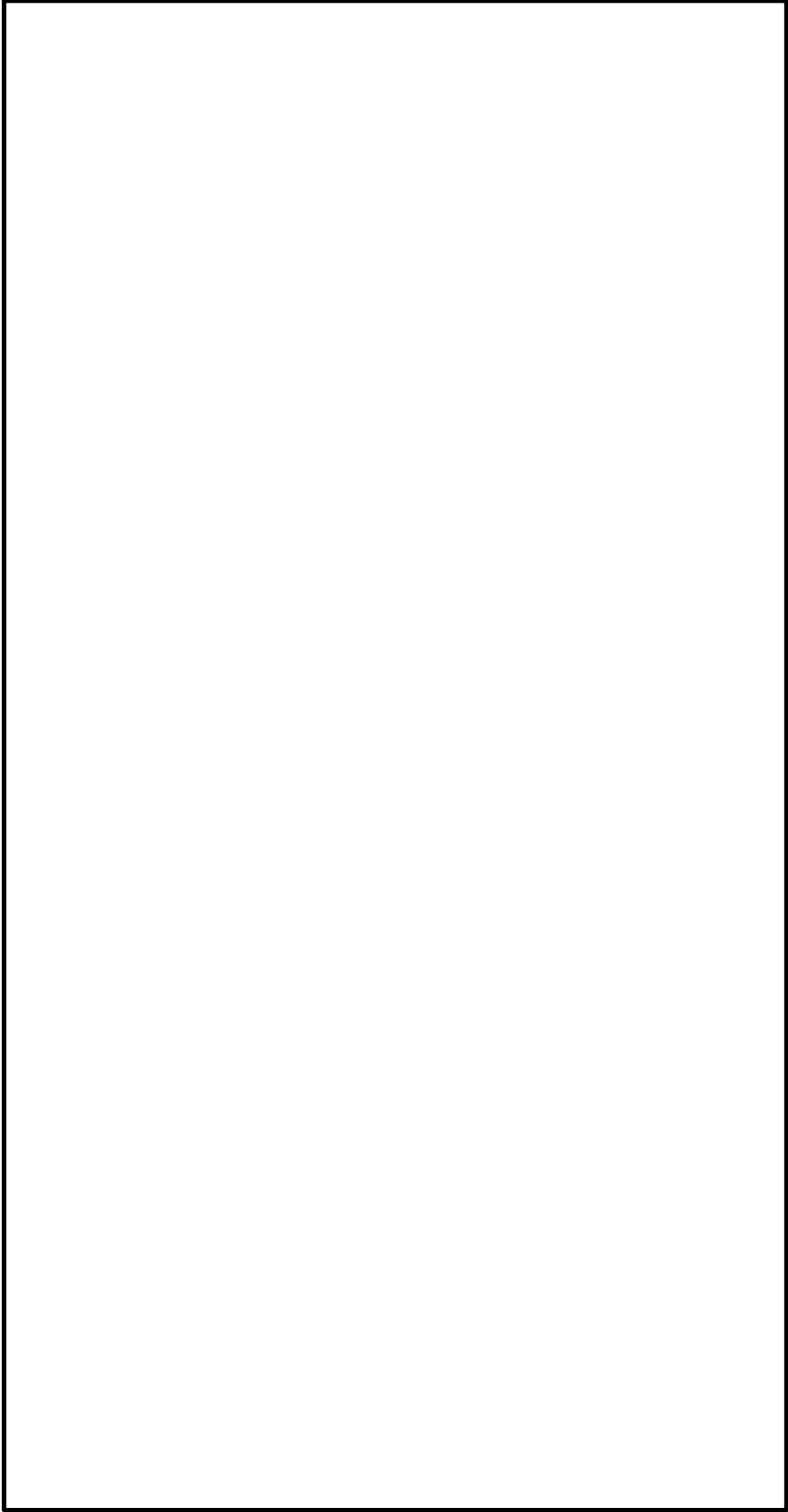


図 59-3-5 中央制御室待避室及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）配置図
（制御室建物地上 4 階及び廃棄物処理建物地上 1 階及び 2 階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

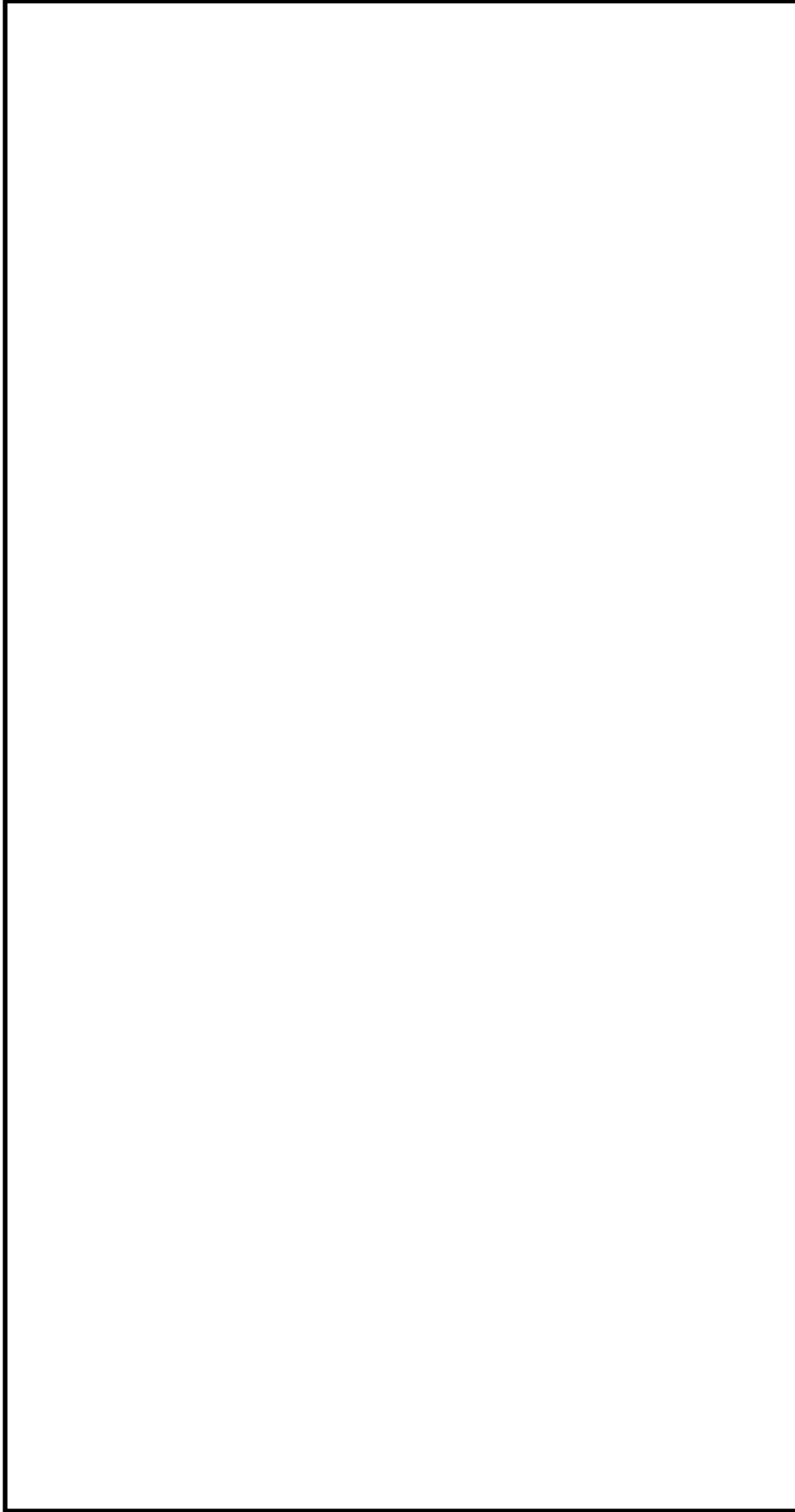


図 59-3-6 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽 配置図
(制御室建物地上 4 階)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

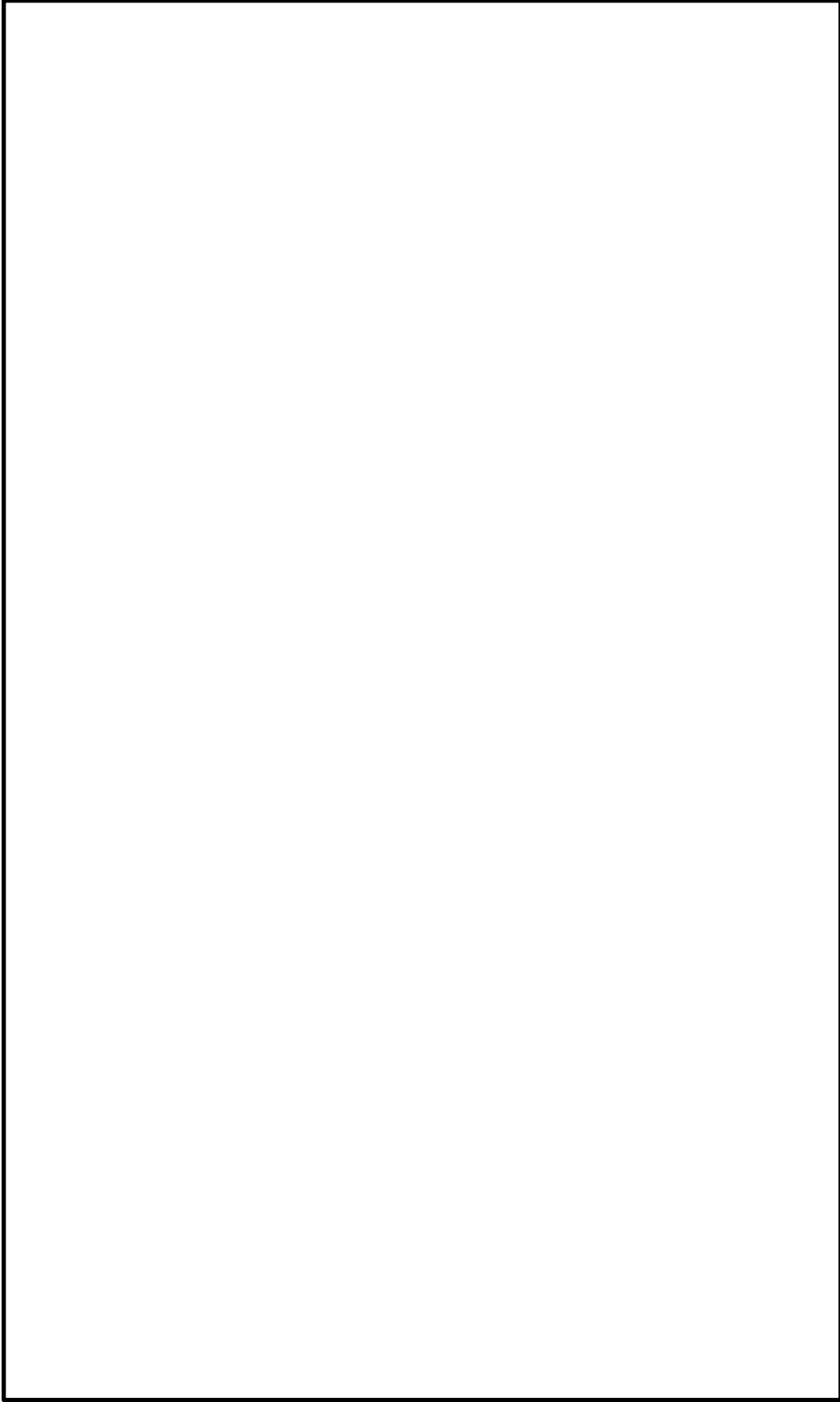


図 59-3-3-7 無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、有線式通信設備 配置図
（制御室建物地上4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

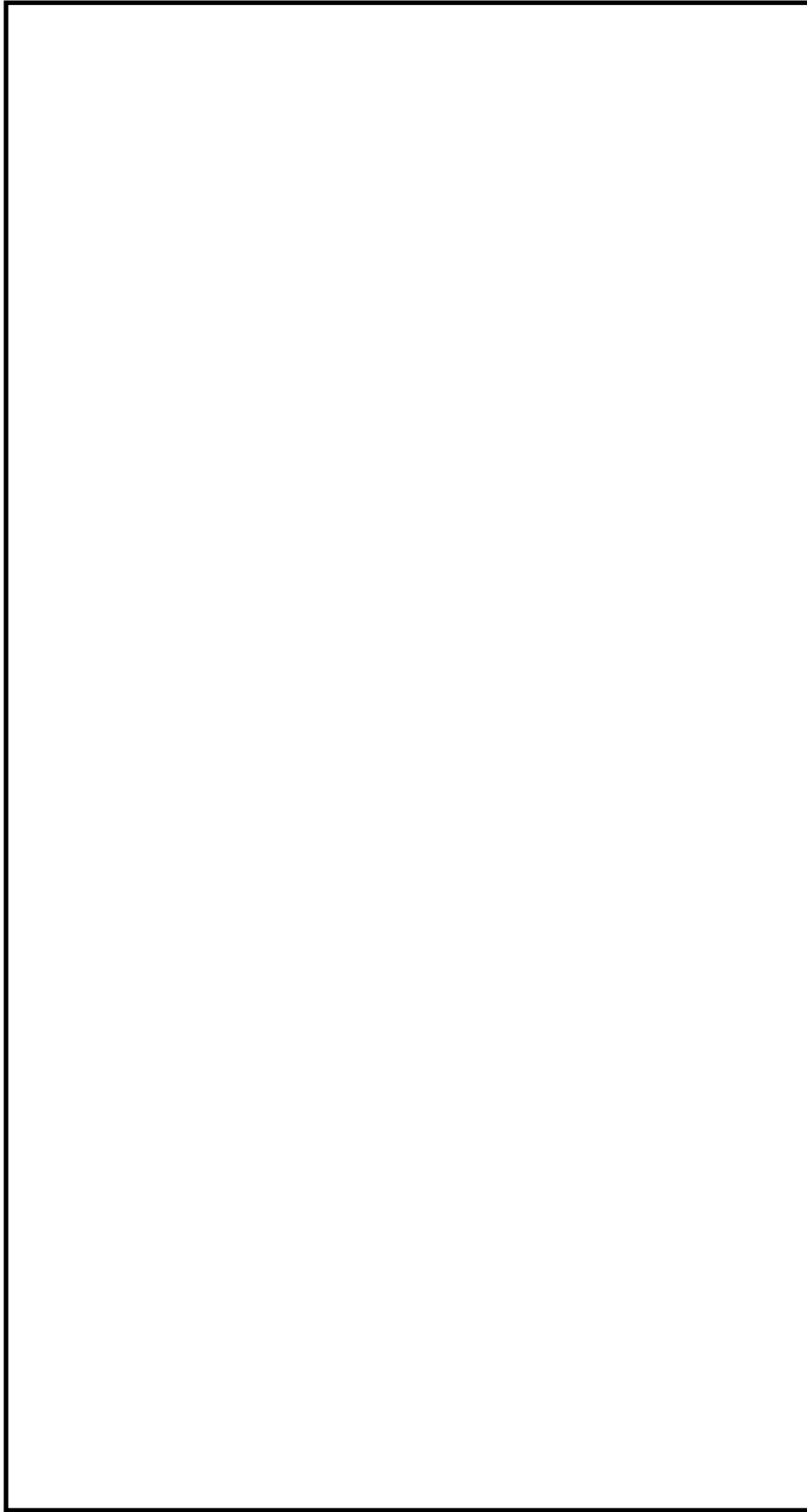


図 59-3-8 所内通信連絡設備 (制御装置) 配置図
(廃棄物処理建物地上 1 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

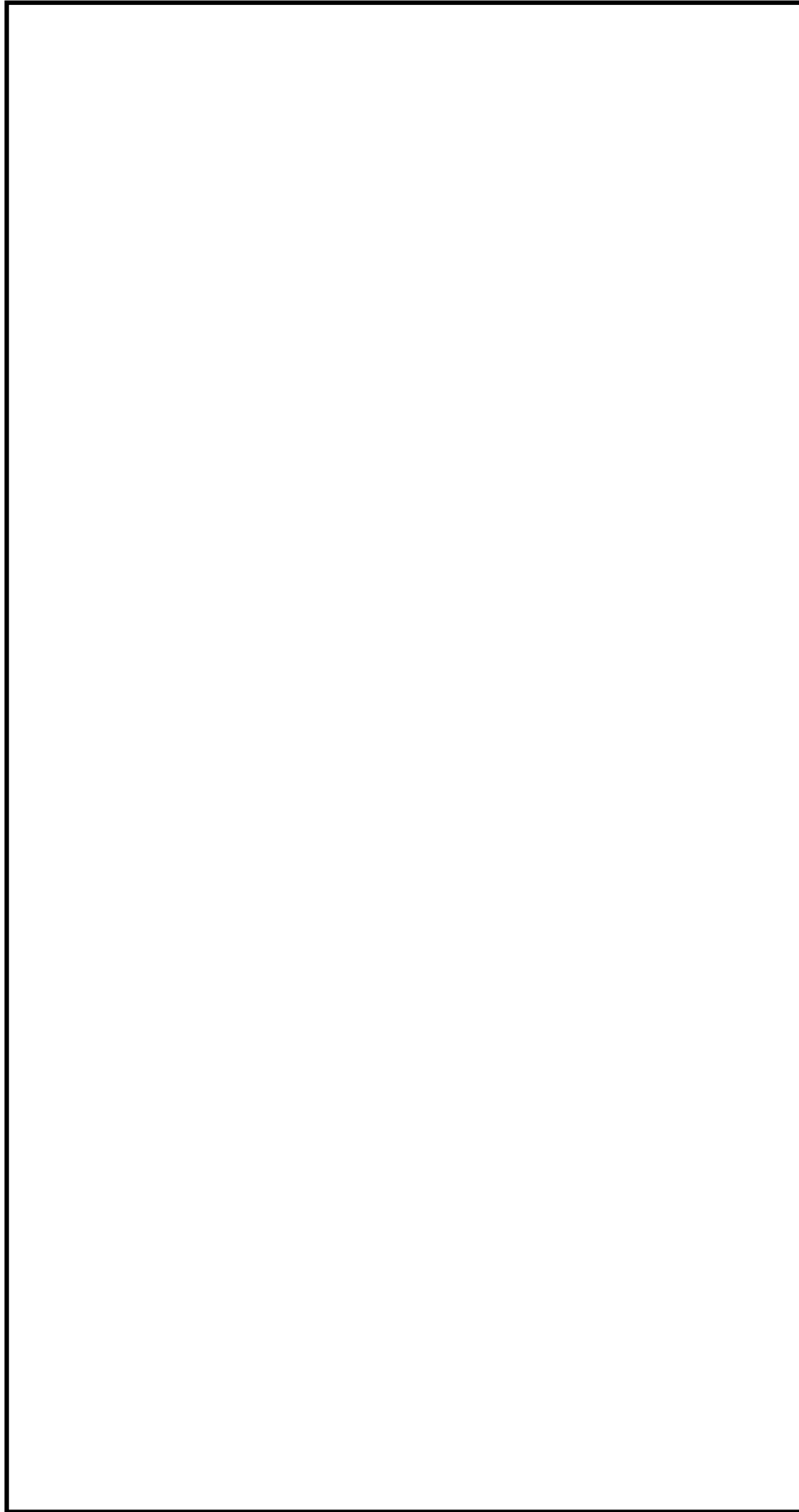


図 59-3-9 電力保安通信用電話設備（交換機）配置図
（制御室建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

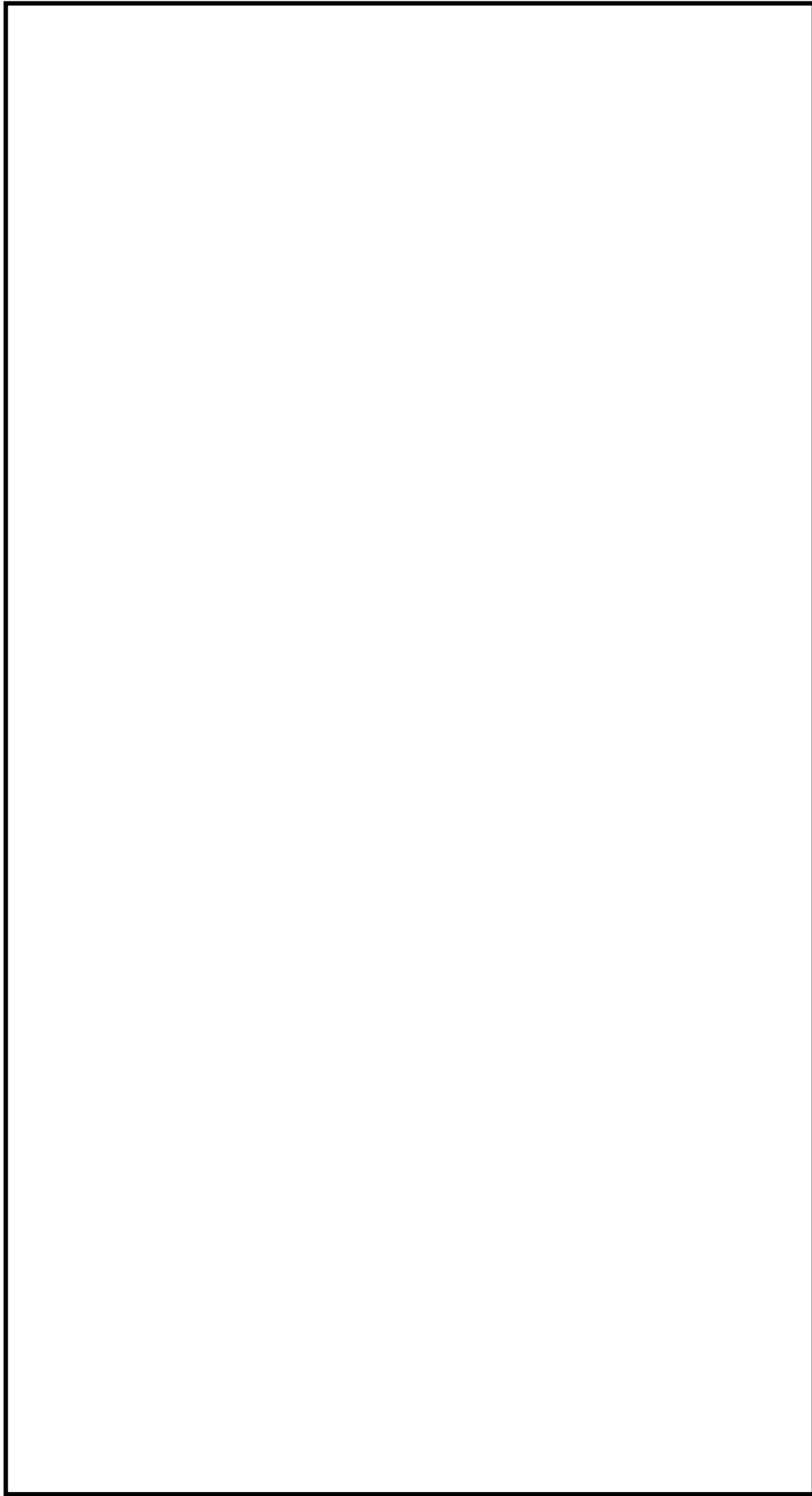


図 59-3-10 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） 配置図
（制御室建物地上4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

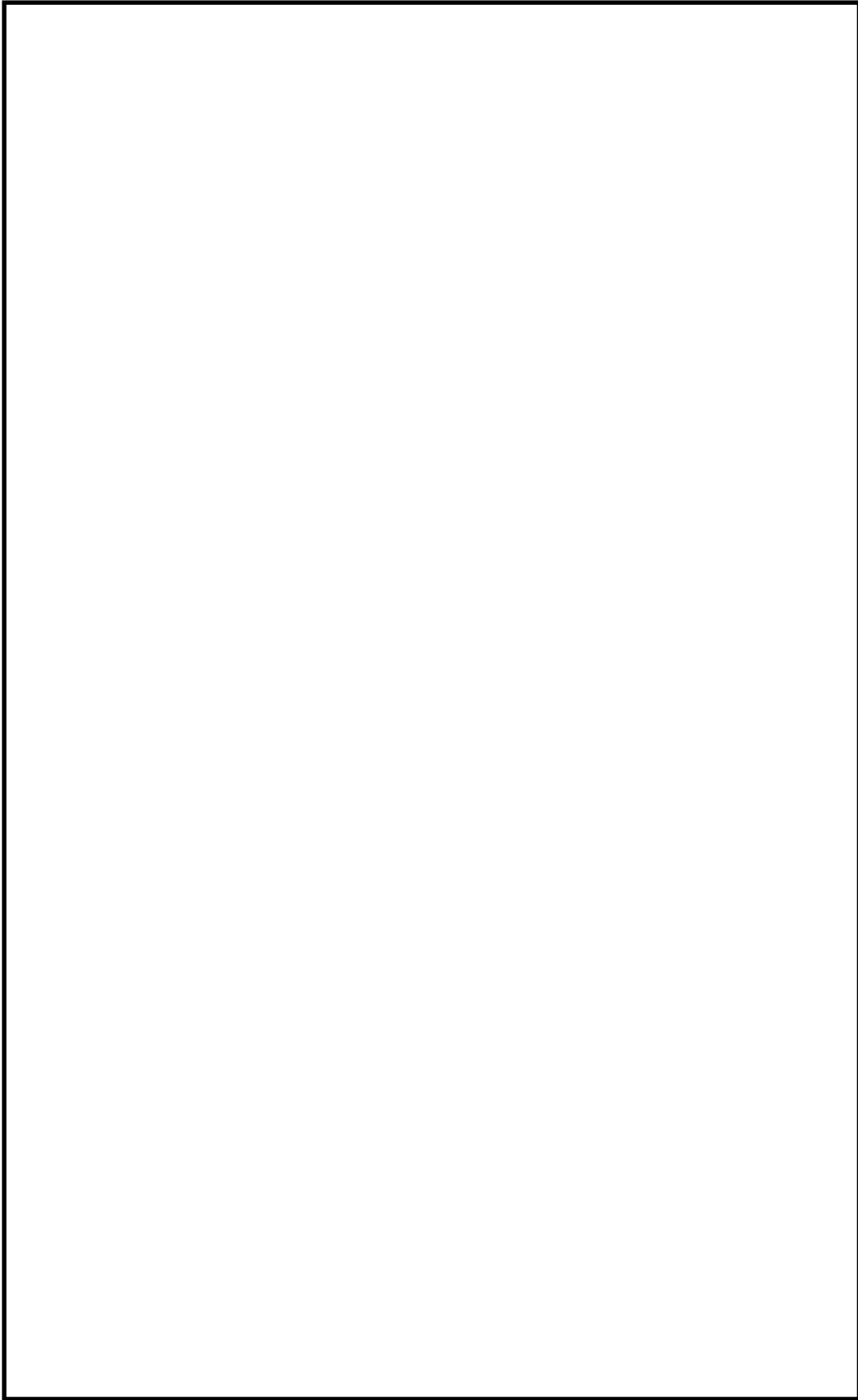


図 59-3-11 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計及びLEDライト (ランタンタイプ) 配置図
(制御室建物地上4階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

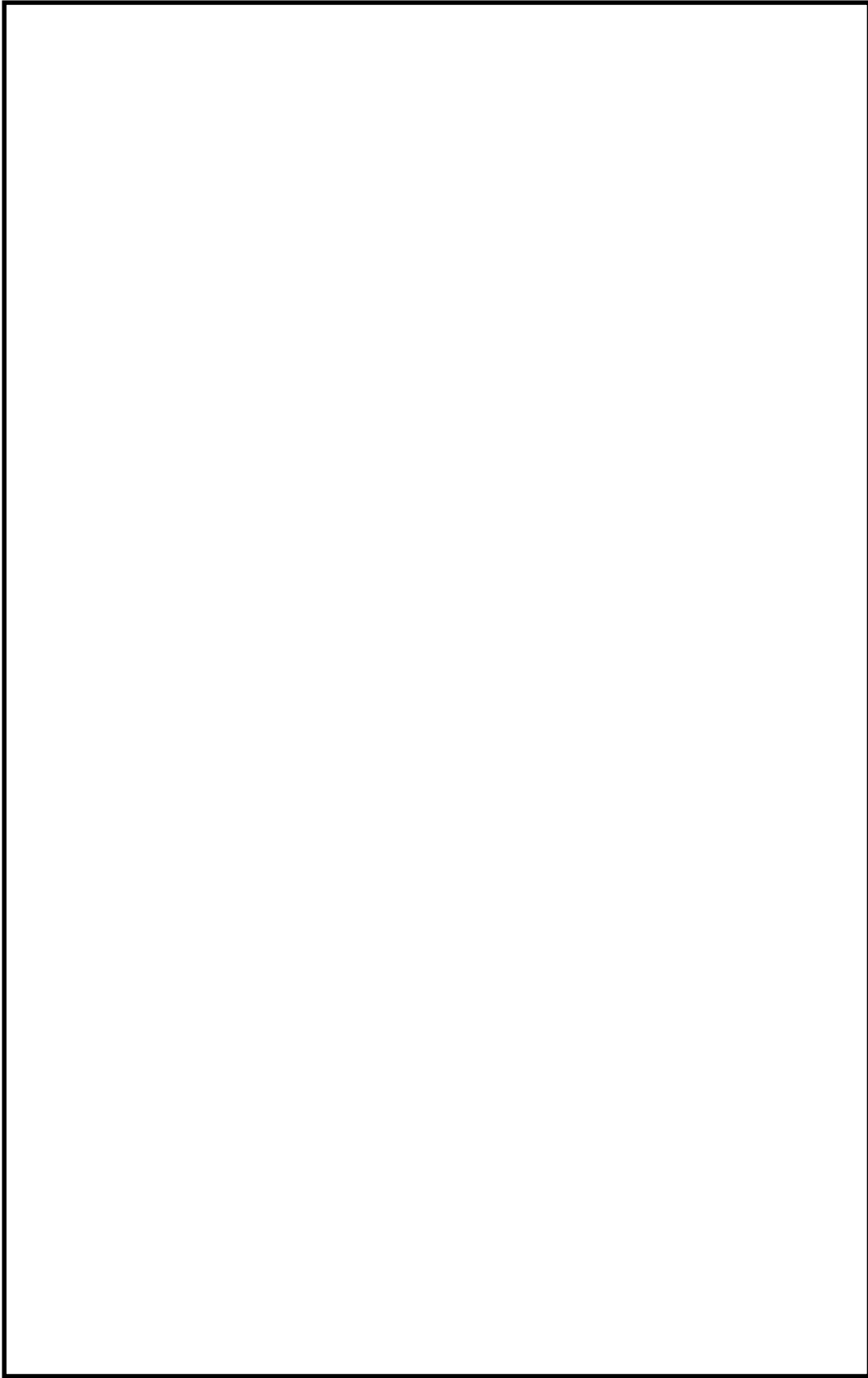


図 59-3-12 非常用ガス処理系に係る機器（排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理装置）の配置図
（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

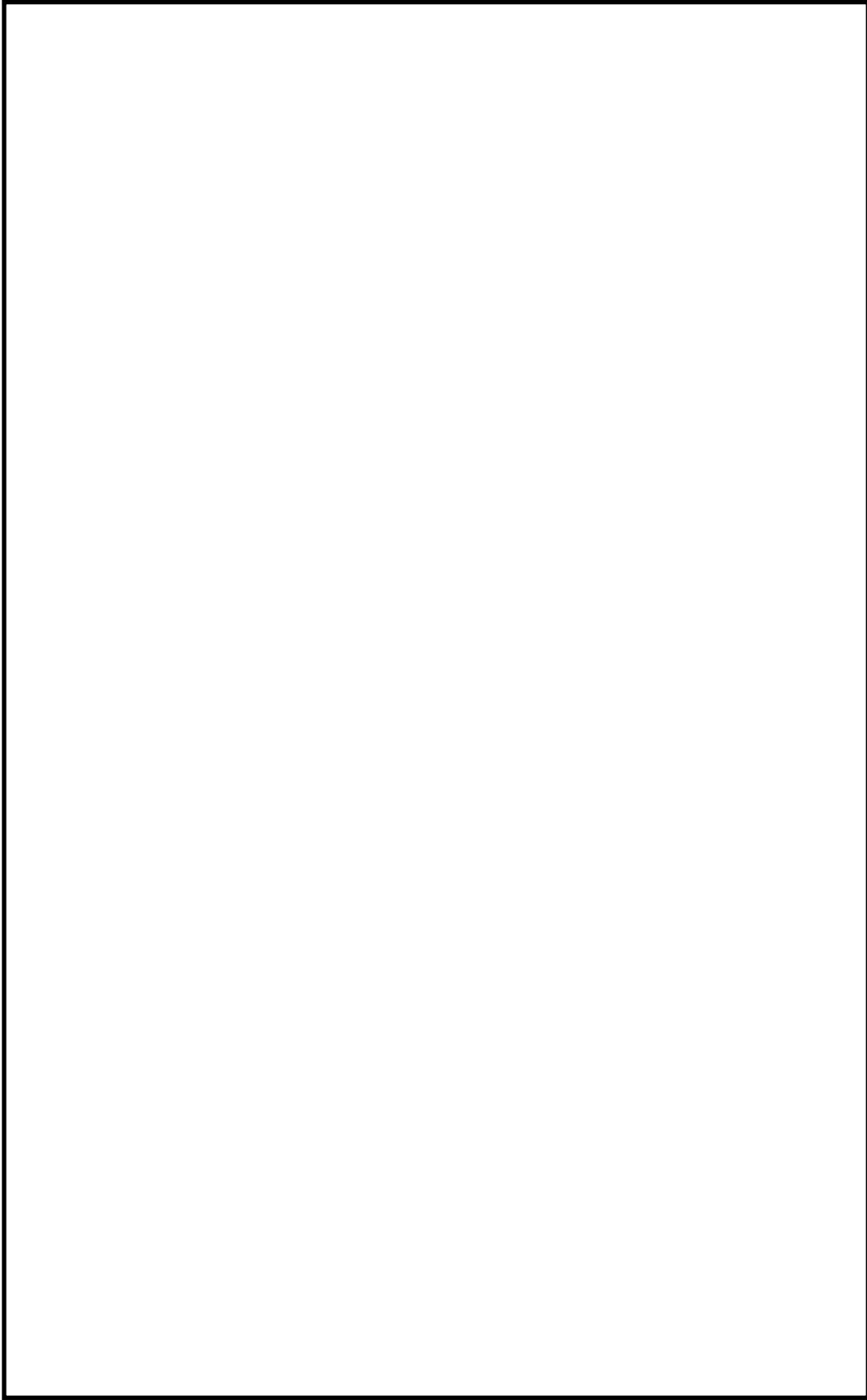


図 59-3-13 非常用ガス処理系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

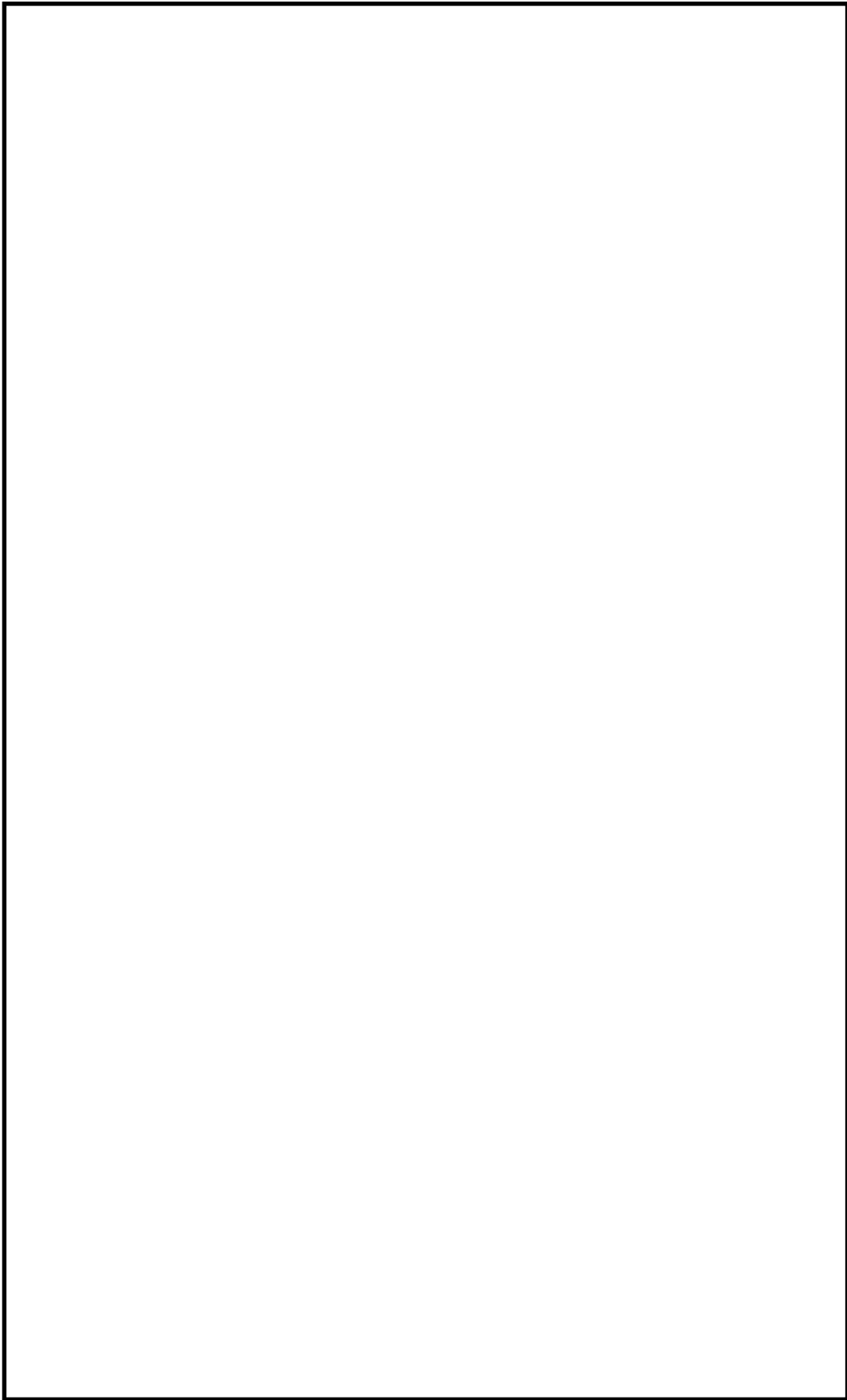


図 59-3-14 非常用ガス処理系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物地上 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

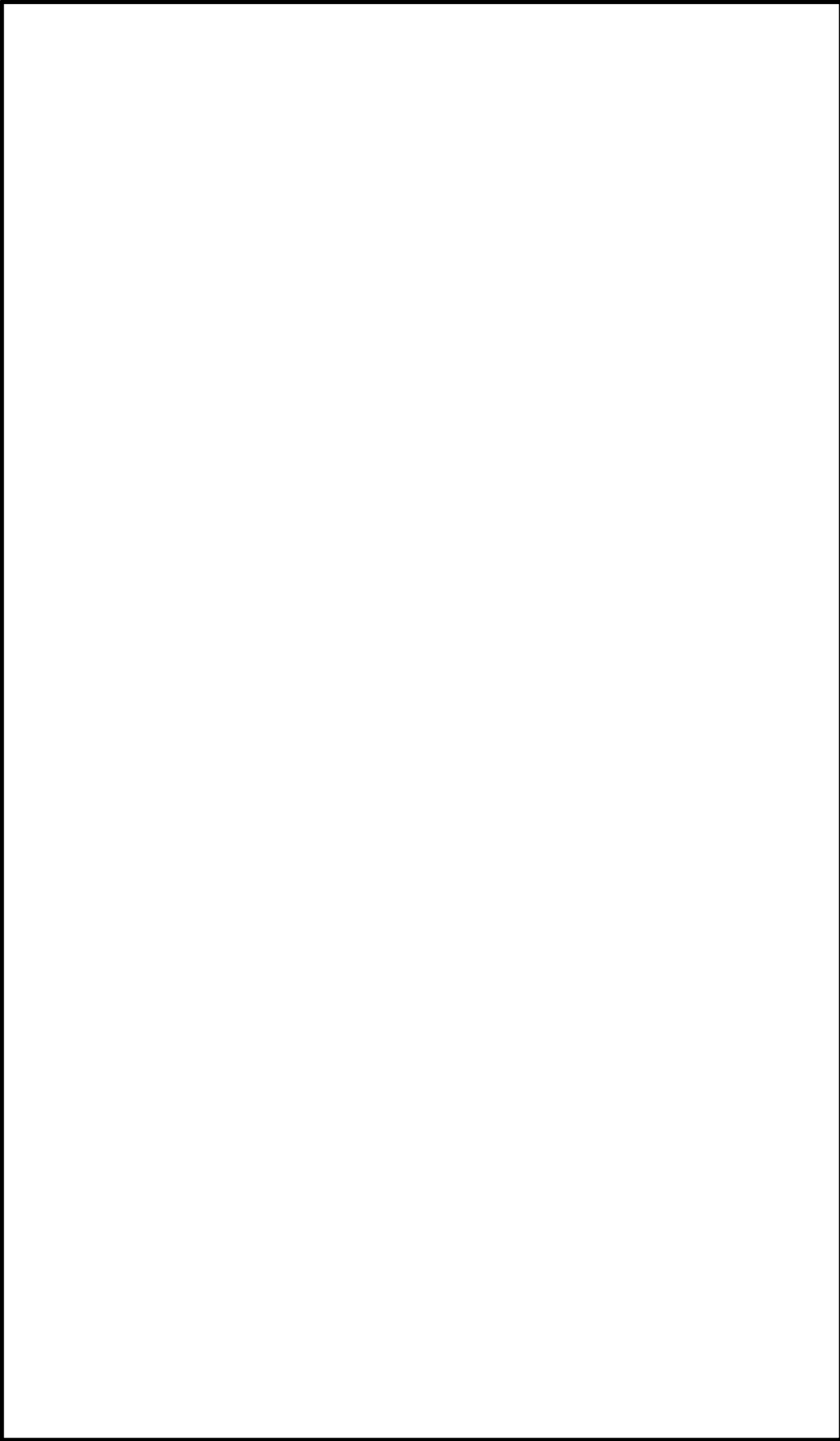


図 59-3-15 非常用ガス処理系に係る中央制御室操作盤の配置図
(制御室建物地上 4 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

59-4

系統図

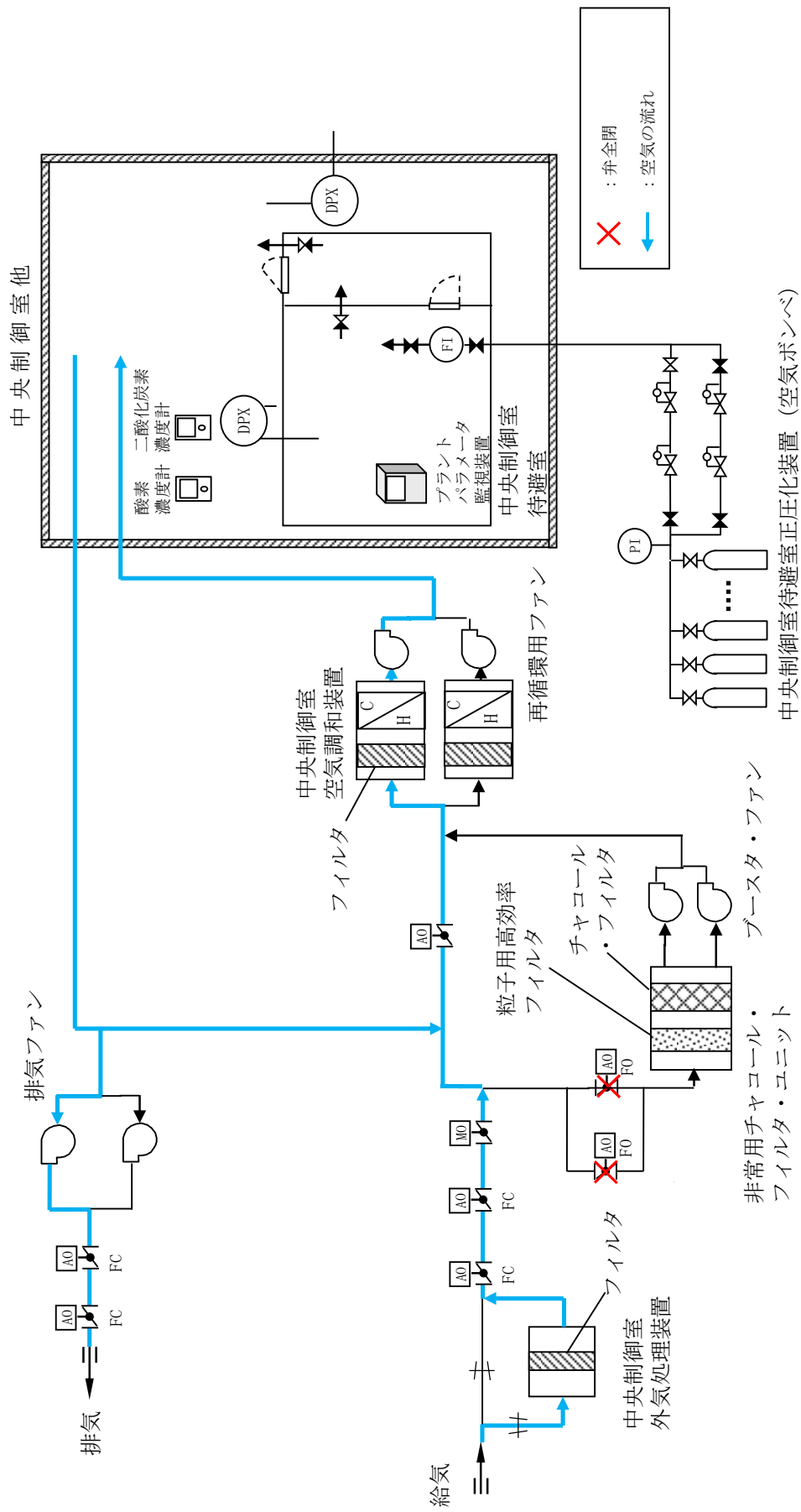


図 59-4-1 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) 概略系統図 (通常時)

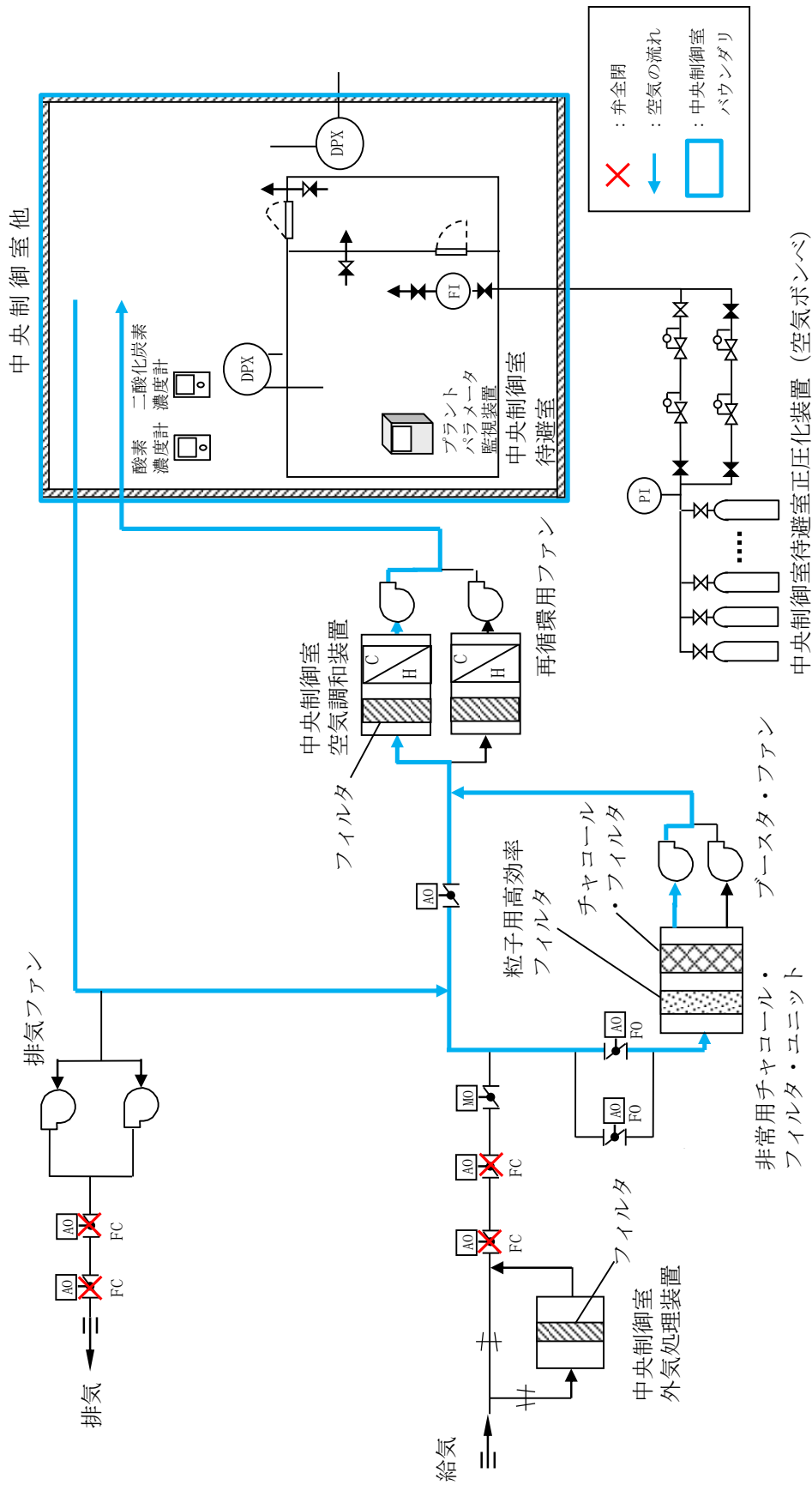


図 59-4-2 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) 概略系統図 (非常時運転モード (系統隔離運転))

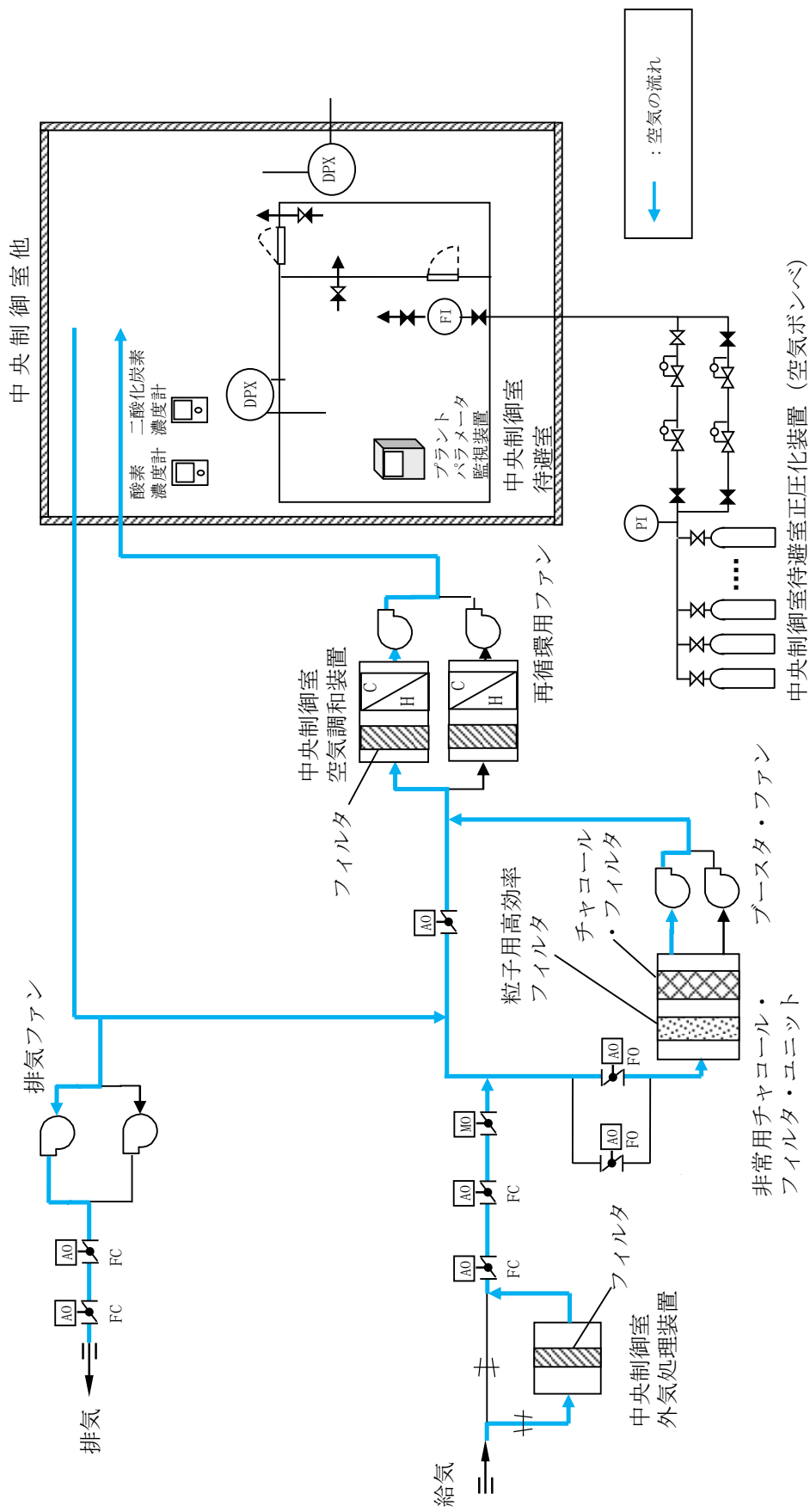


図 59-4-3 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) 概略系統図
(非常時運転モード (外気連続少量取入モード))

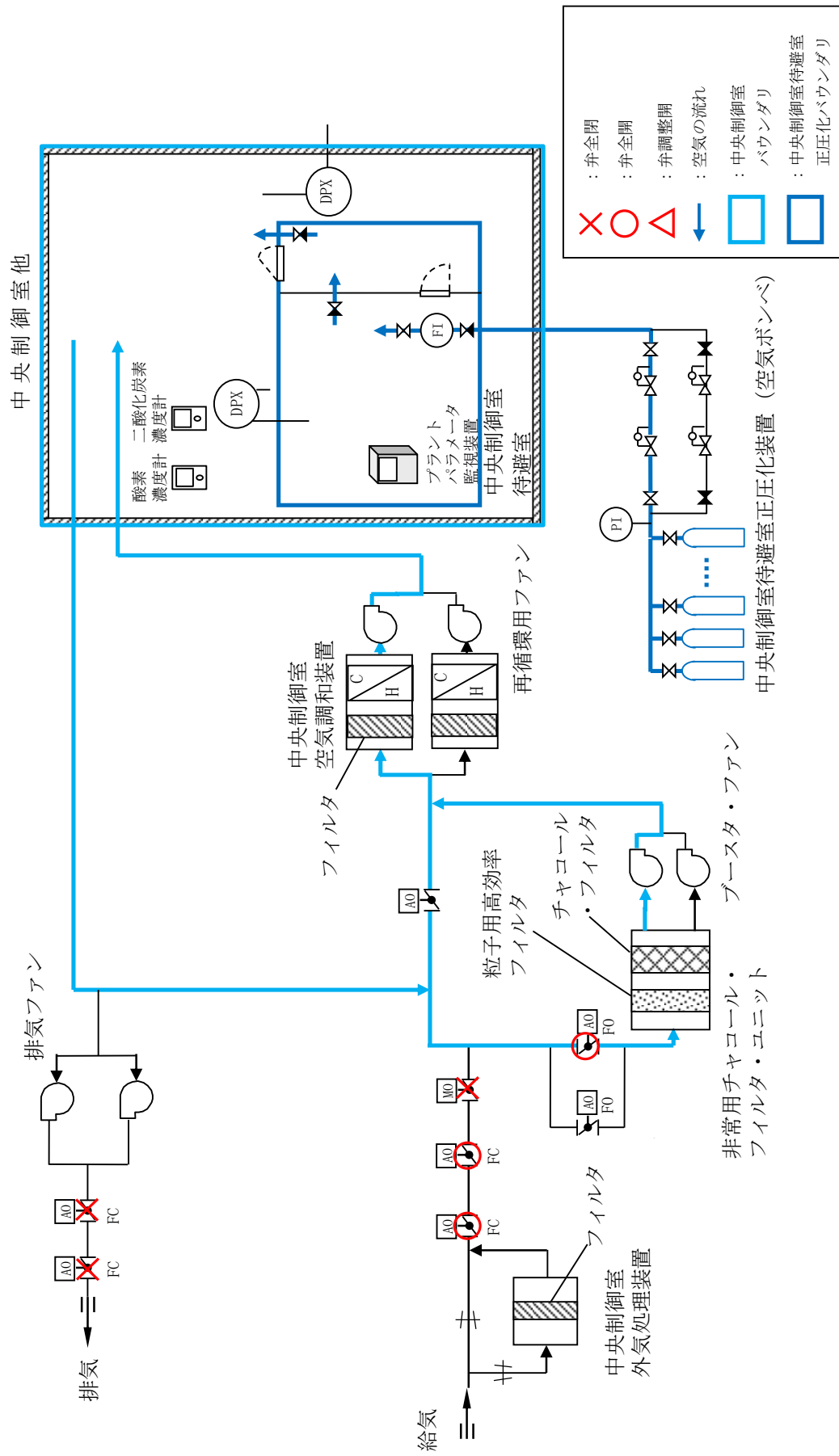


図 59-4-5 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) 概略系統図
 (非常時運転モード (加压運転 (プルーム通過中)))

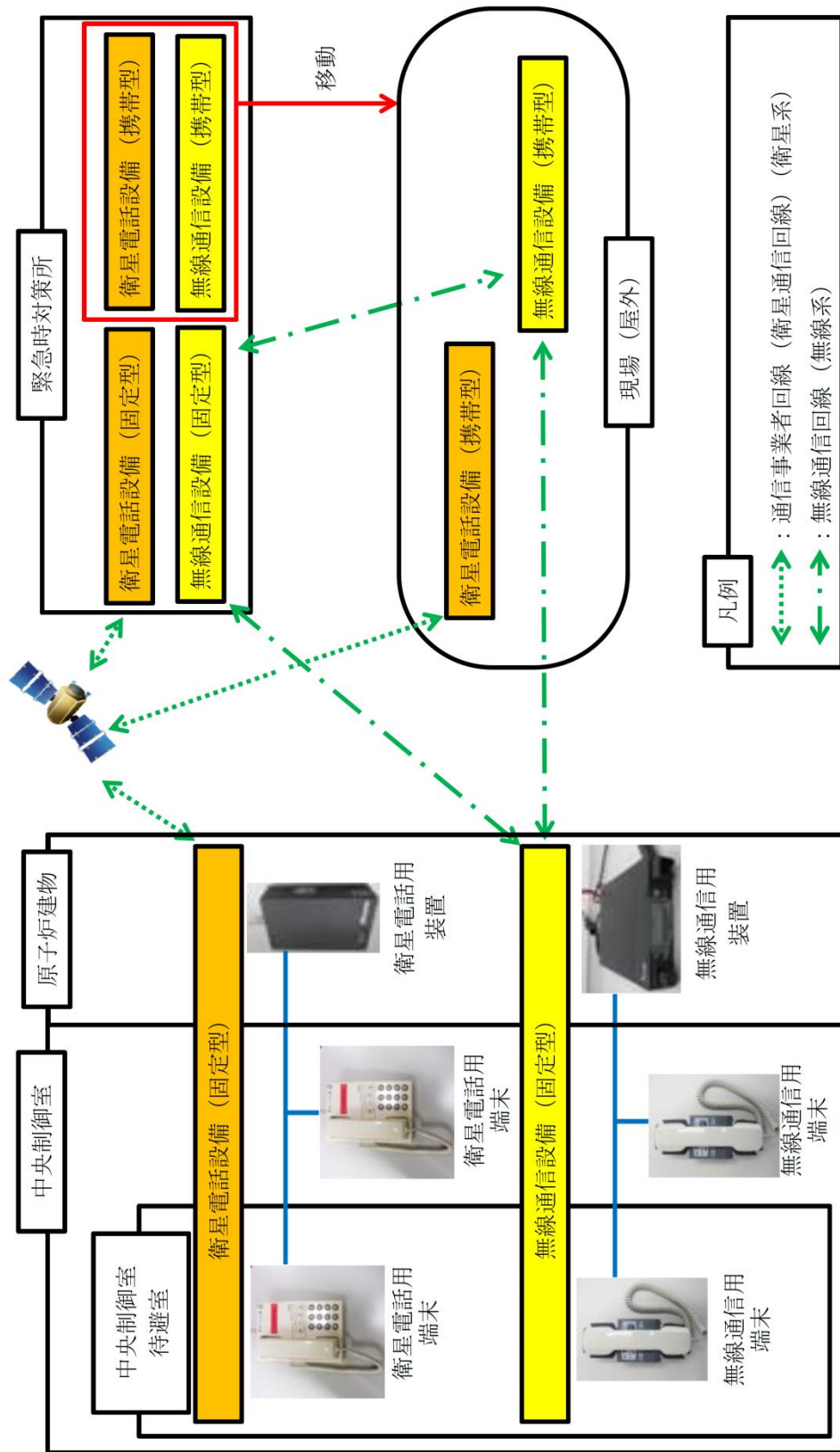


図 59-4-6 無線通信設備 (固定型) 及び衛星電話設備 (固定型) 系統概要図

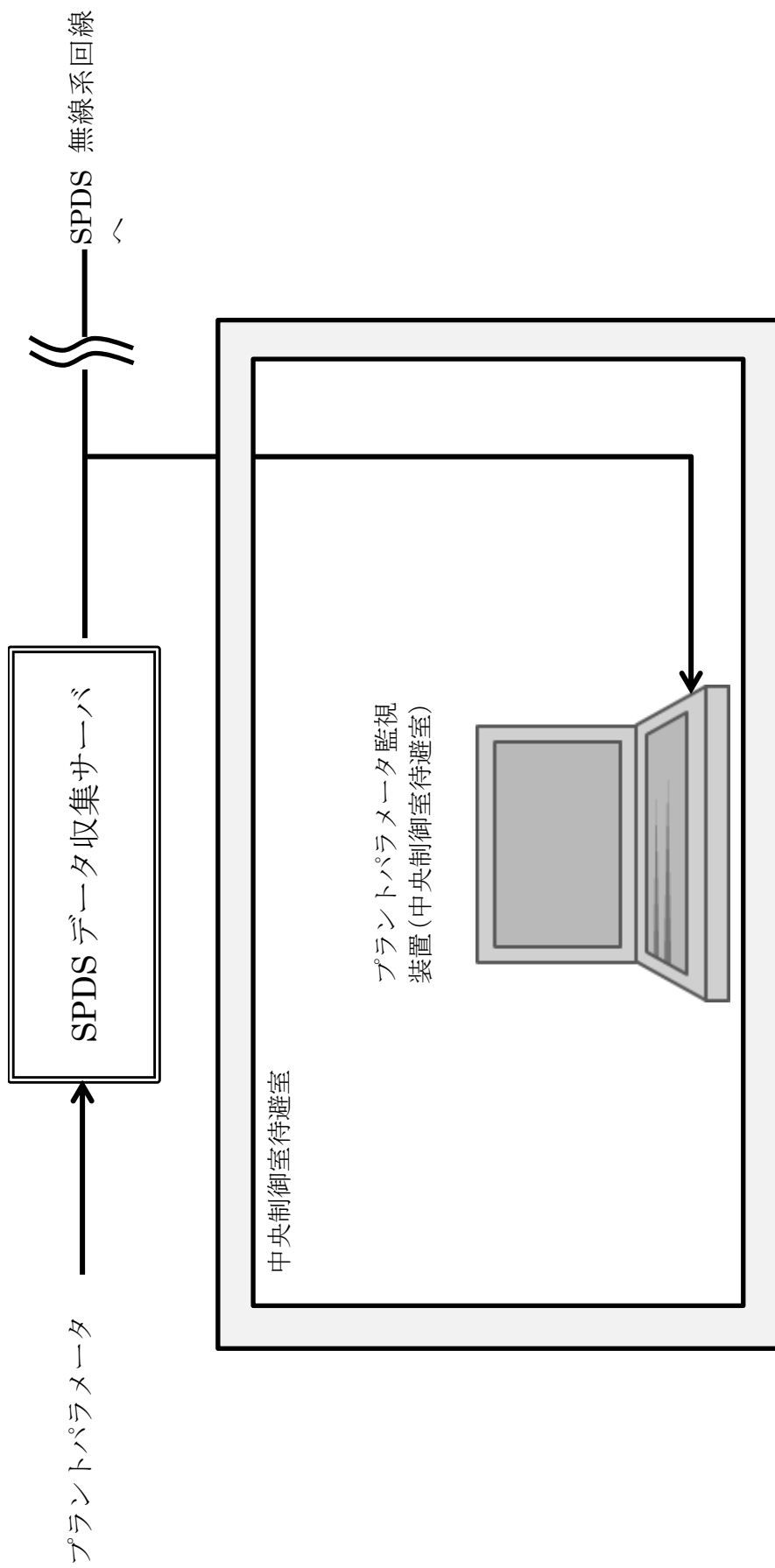


図 59-4-7 プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) 系統概要図

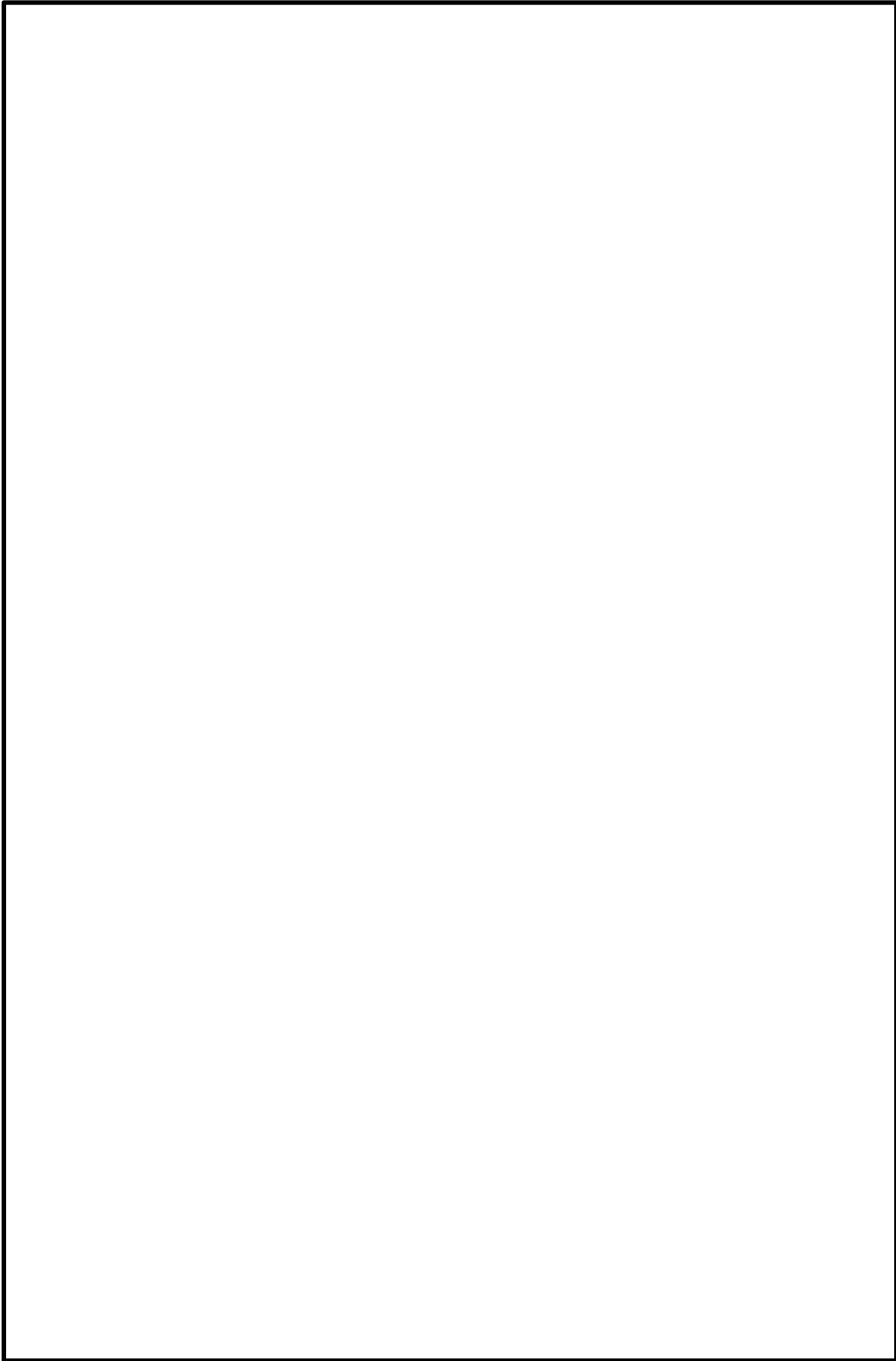


図59-4-8 操作概要図 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）
（制御室建物地上4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

No	機器名称	No	機器名称
1	前置ガス処理装置(A)	9	非常用ガス処理系出口弁(A)
2	前置ガス処理装置(B)	10	非常用ガス処理系出口弁(B)
3	後置ガス処理装置(A)	11	非常用ガス処理系排気ファン入口弁(A)
4	後置ガス処理装置(B)	12	非常用ガス処理系排気ファン入口弁(B)
5	非常用ガス処理系排気ファン(A)	13	R/B連絡弁(A)
6	非常用ガス処理系排気ファン(B)	14	R/B連絡弁(B)
7	非常用ガス処理系入口弁(A)	15	R/B給排気隔離弁
8	非常用ガス処理系(B)		

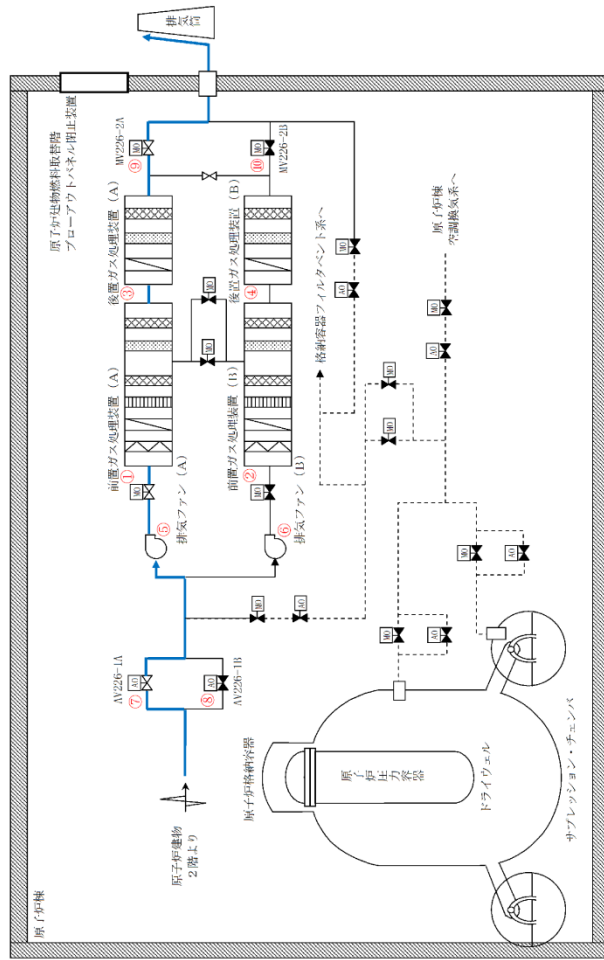


図59-4-9 非常用ガス処理系 系統概要図

59-5

試験及び検査

○LEDライト（三脚タイプ）の試験及び検査について

LEDライト（三脚タイプ）は、原子炉の運転中又は停止中に表59-5-1に示す試験検査が可能な構造とする。

LEDライト（三脚タイプ）の概略構造図を図59-5-1に示す。

表 59-5-1 LEDライト（三脚タイプ）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池電圧の確認 点灯確認
	外観検査	外観の確認

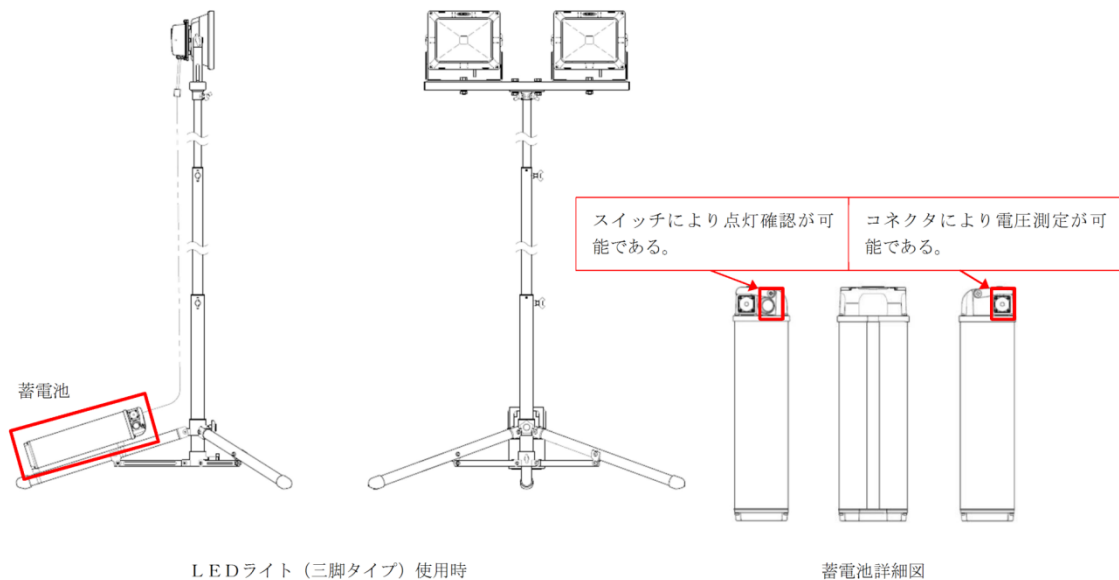


図 59-5-1 LEDライト（三脚タイプ）の外観図

○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表 59-5-2 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59-5-2 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	傷、割れ等の外観の確認

○中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の試験検査について

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は、原子炉の運転中又は停止中に表 59-5-3 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59-5-3 中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認
	外観確認	中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の表面状態の外観の確認
停止中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認 中央制御室待避室の正圧化試験
	外観確認	中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の表面状態の外観の確認

○中央制御室及び中央制御室待避室の気密性に関する試験検査について

1. 概要

中央制御室及び中央制御室待避室の気密性に関する試験検査として、プラント停止中において、正圧化試験を実施する。

2. 試験内容

(1) 中央制御室の気密性能確認

中央制御室の気密性能確認として、中央制御室の正圧化試験を実施する。中央制御室の正圧化試験として、中央制御室給排気隔離弁及び中央制御室外気取入調節弁の動作確認、並びに再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンを用いて中央制御室と隣接区画が正圧化に必要な差圧を確保可能であることの確認を実施する。(正圧化に必要な差圧については、(59-6)を参照)

中央制御室の正圧化試験のバウンダリ構成図を図59-5-2に示す。

(2) 中央制御室待避室の気密性能確認

中央制御室待避室の気密性能確認として、中央制御室待避室の正圧化試験を実施する。中央制御室待避室の正圧化試験として、中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ)を用いた中央制御室待避室と隣接区画の正圧化に必要な差圧が確保可能であることの確認を実施する。(正圧化に必要な差圧については、(59-6)を参照)

中央制御室待避室の正圧化試験のバウンダリ構成図を図59-5-3に示す。

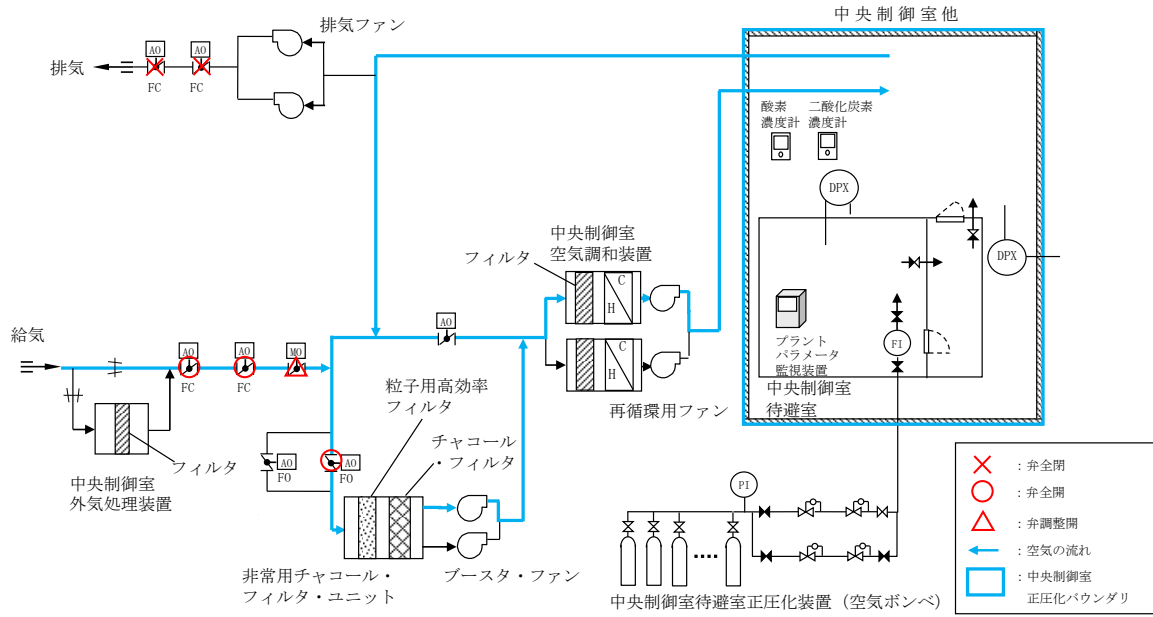


図 59-5-2 中央制御室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

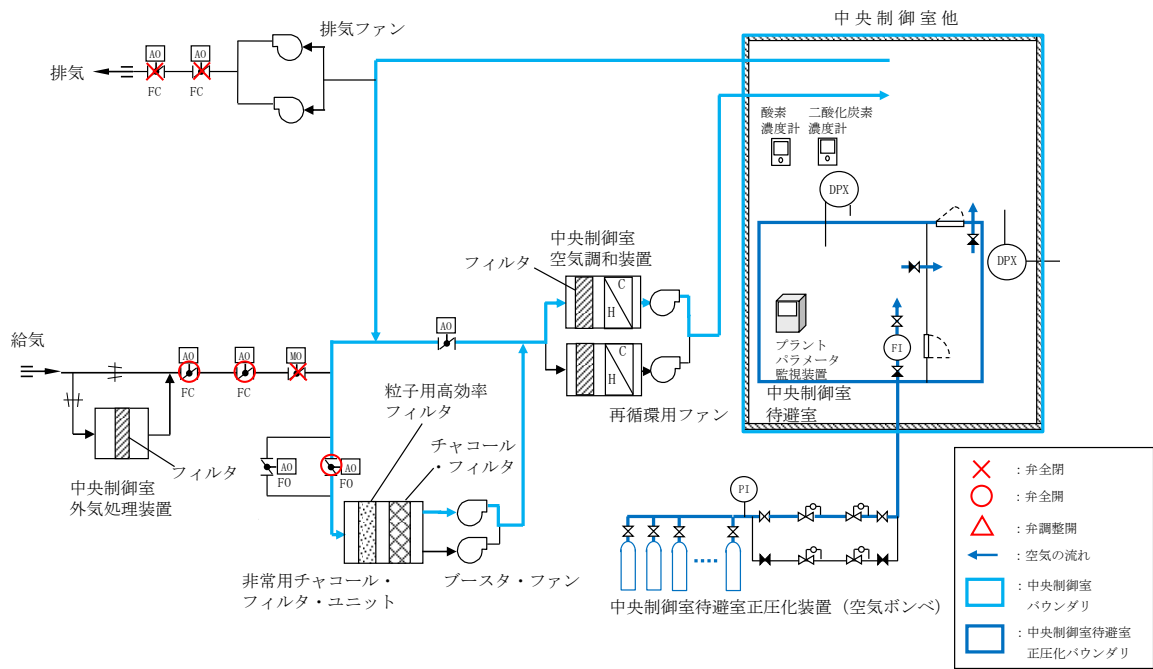


図 59-5-3 中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

○無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験・検査について
 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）における試験及び検査は表59-5-4のとおりである。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要を図59-5-4に、無線通信設備（固定型）試験・検査構成を図59-5-5及び図59-5-6図に、衛星電話設備（固定型）試験・検査構成を図59-5-7図に示す。

表 59-5-4 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験・検査

原子炉の状態	項目	試験・検査項目
運転中 又は 停止中	外観検査機能・ 性能試験	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

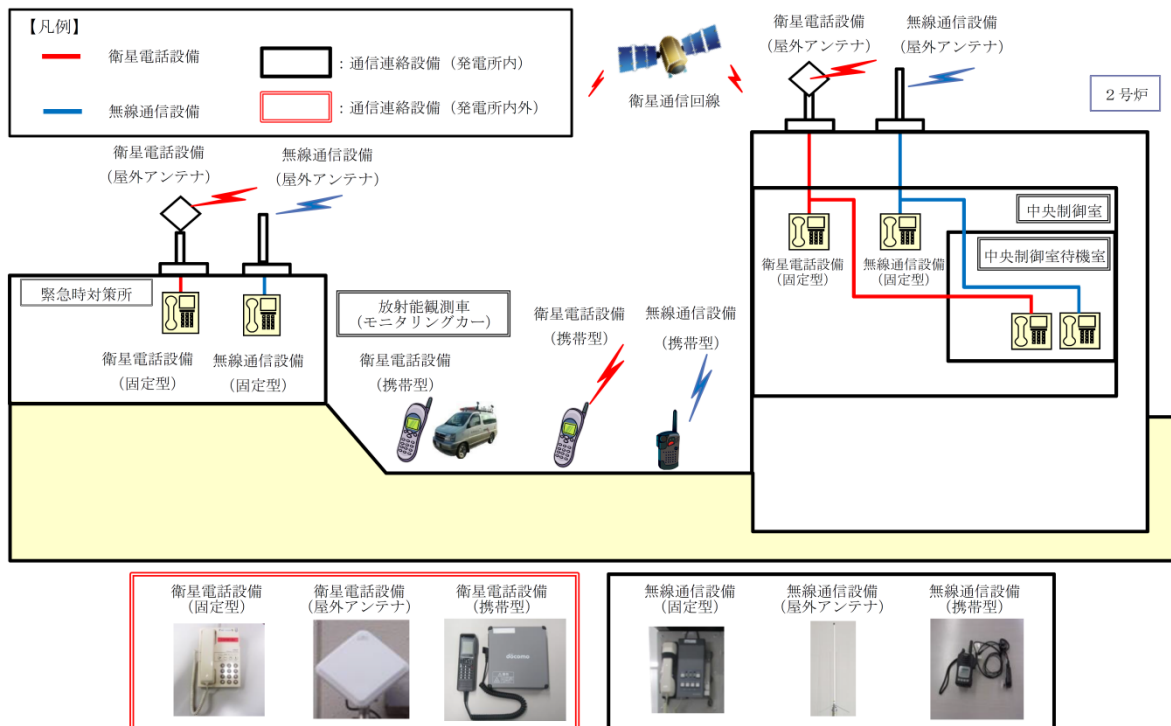
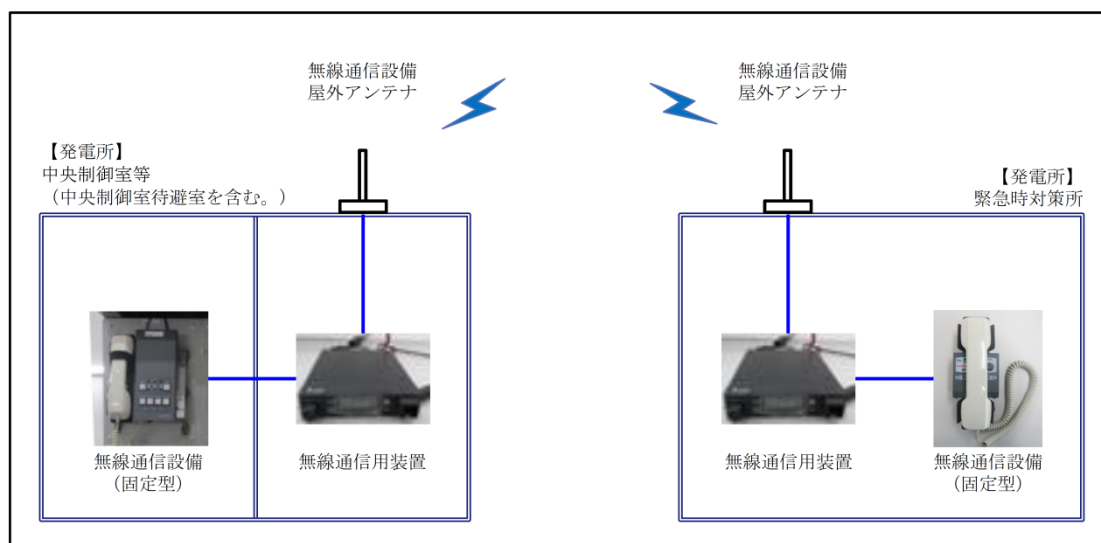


図 59-5-4 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要

○無線通信設備（固定型） 試験・検査内容

【試験構成】

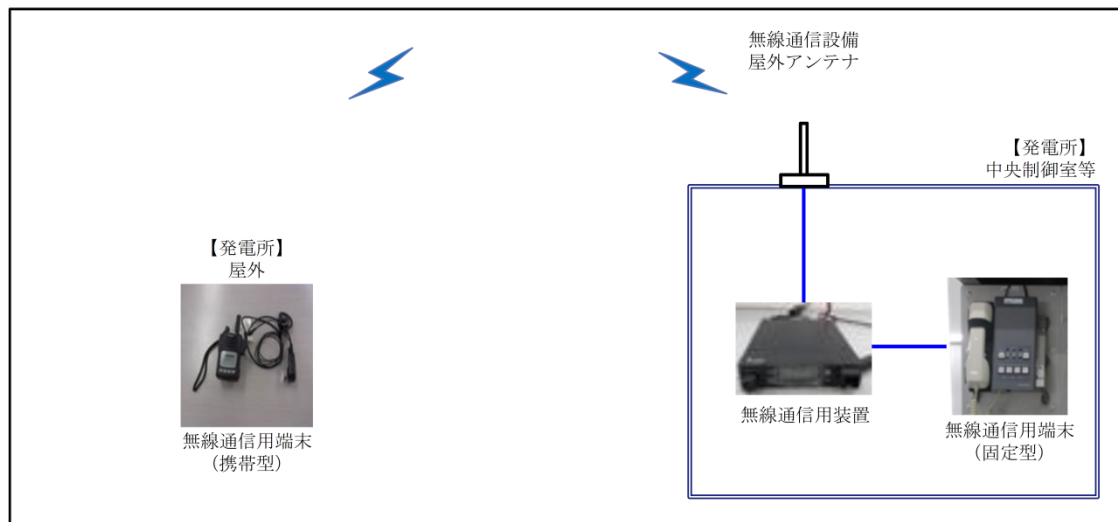


※ 試験区間 : 中央制御室 (中央制御室待避室を含む。) ~ 緊急時対策所

図 59-5-5 無線通信設備（固定型） 試験・検査構成（1 / 2）

○無線通信設備（固定型） 試験・検査内容

【試験構成】

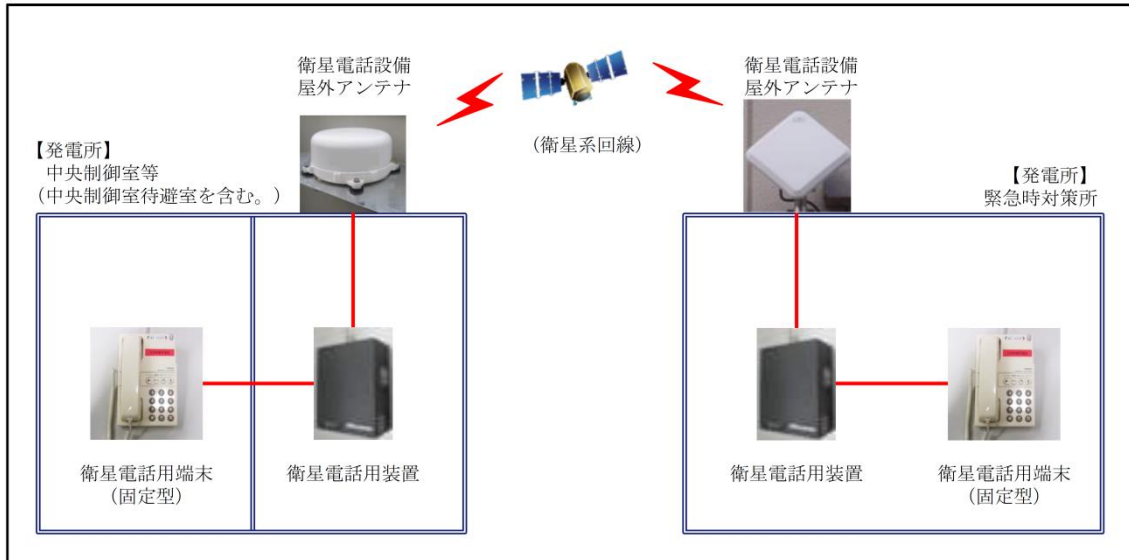


※ 試験区間 : 屋外 (携帯型) ~ 中央制御室 (固定型)

図 59-5-6 無線通信設備（固定型） 試験・検査構成（2 / 2）

○衛星電話設備（固定型） 試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間 : 中央制御室 (中央制御室待避室を含む。) ~ 緊急時対策所

図 59-5-7 衛星電話設備（固定型） 試験・検査構成

- プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の試験及び検査について
 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）における試験及び検査は表 59-5-5 のとおりである。
 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の概要を図 59-5-8 に、
 試験・検査構成を図 59-5-9 に示す。

表 59-5-5 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の試験・検査

原子炉の状態	項目	試験・検査項目
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認

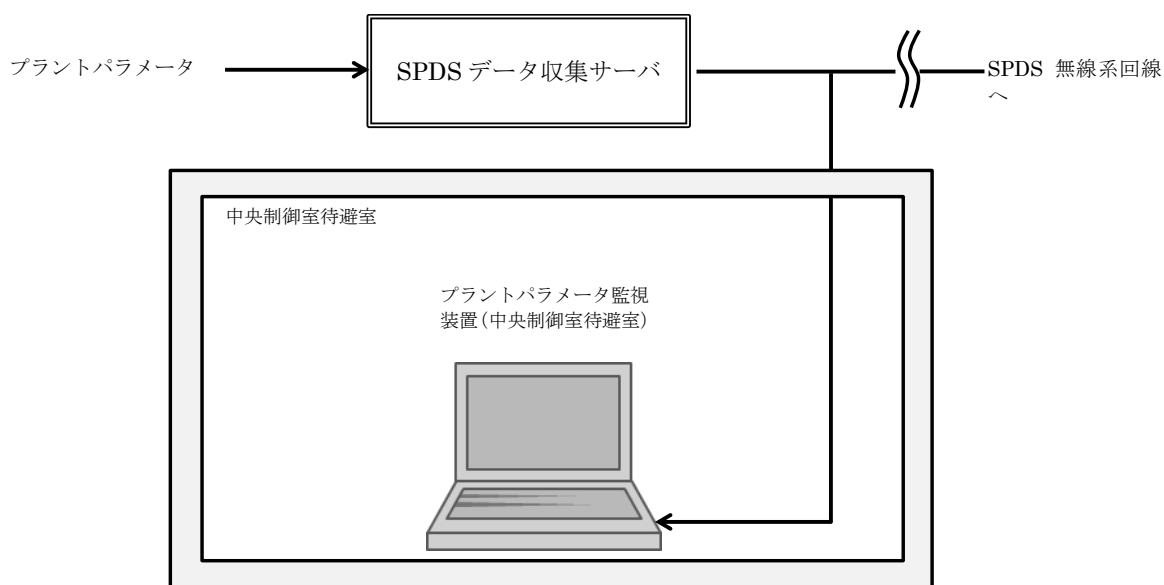


図 59-5-8 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の概要

○プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室） 試験・検査内容

【試験構成】

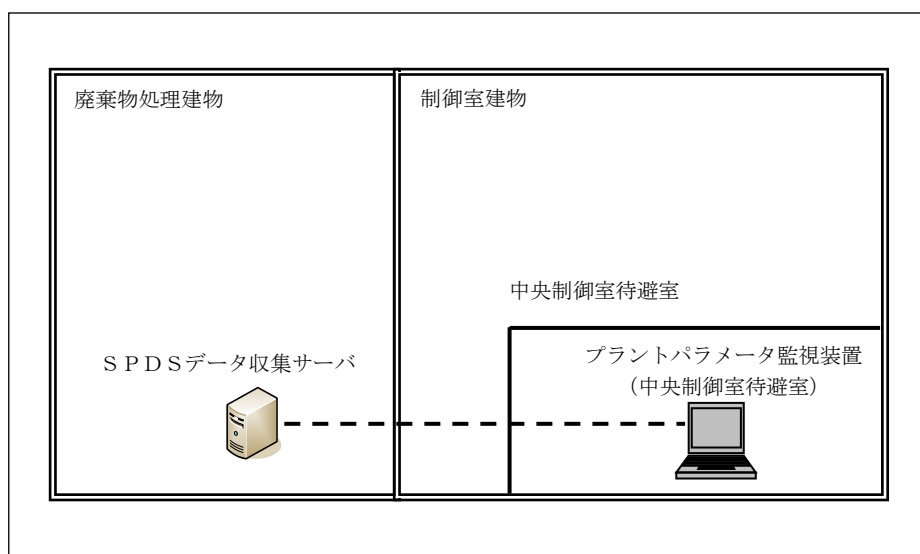


図 59-5-9 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）試験・検査構成

○酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験及び検査について

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表 59-5-6 に示す試験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外観図を図 59-5-10 に示す。

表 59-5-6 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	校正ガスによる性能試験
	外観検査	外観の確認



酸素濃度計



二酸化炭素濃度計

図 59-5-10 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の外観図

○中央制御室換気系及び非常用ガス処理系の試験検査について

中央制御室換気系及び非常用ガス処理系は、原子炉の運転中又は停止中に表 59-5-6 及び表 59-5-7 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59-5-6 中央制御室換気系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの運転性能の確認
	外観検査	中央制御室換気系の表面状態の外観確認
停止中	機能・性能試験	再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの運転性能の確認 中央制御室の正圧化試験
	分解検査	再循環用ファン, チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観確認	中央制御室換気系の表面状態の外観確認

表 59-5-7 非常用ガス処理系の試験検査

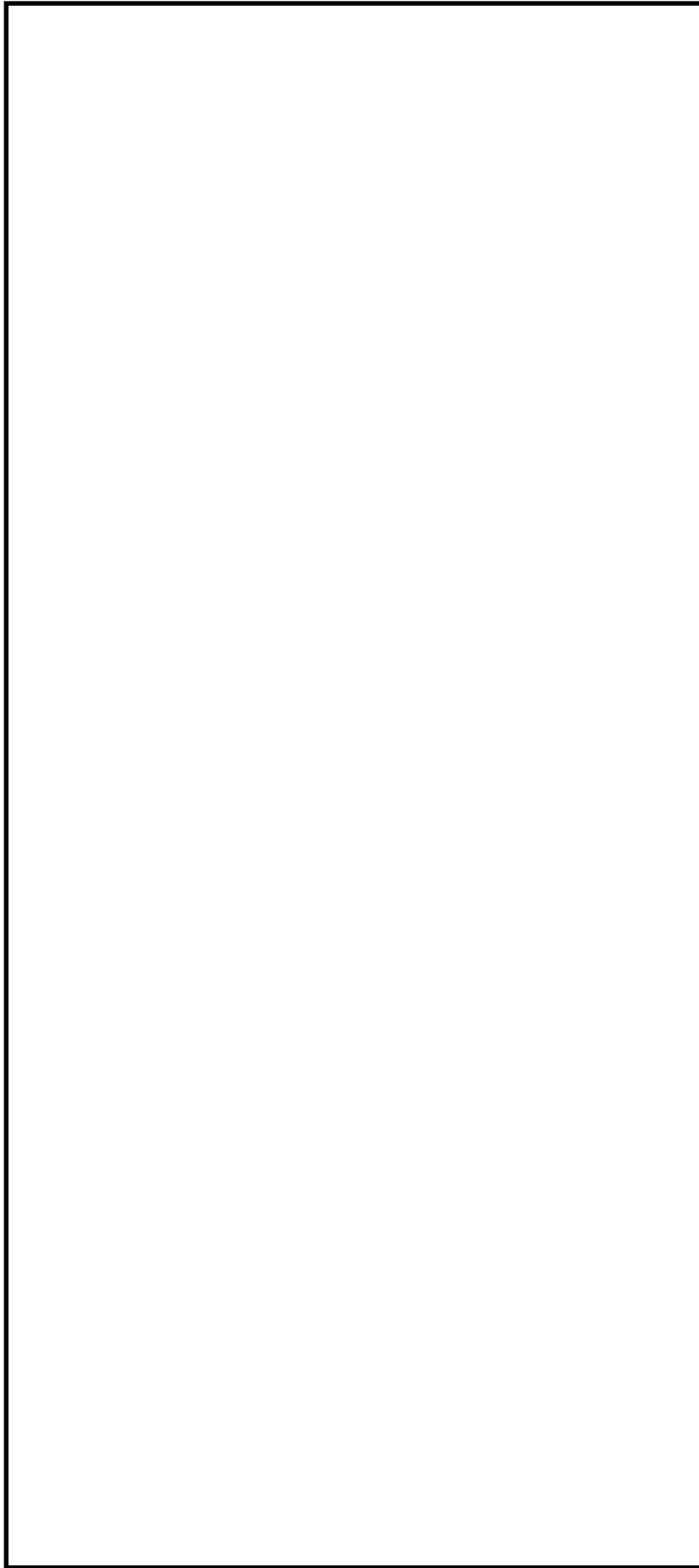
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	非常用ガス処理系排気ファン部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	非常用ガス処理系排気ファンの外観の確認

○中央制御室換気系及び非常用ガス処理系の点検計画について

中央制御室換気系及び非常用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。

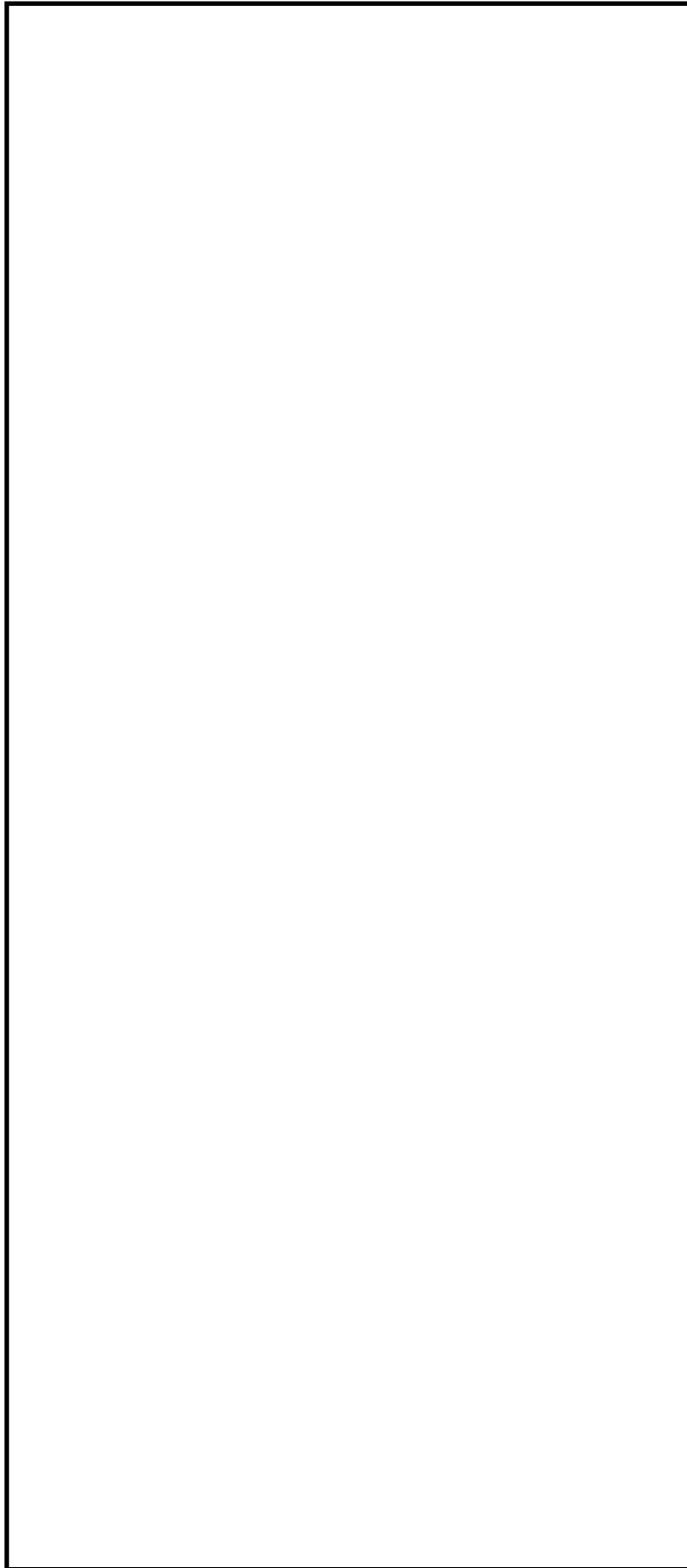
中央制御室換気系及び非常用ガス処理系の点検計画を表 59-5-8 に示す。

表 59-5-8 中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画 (1 / 4)



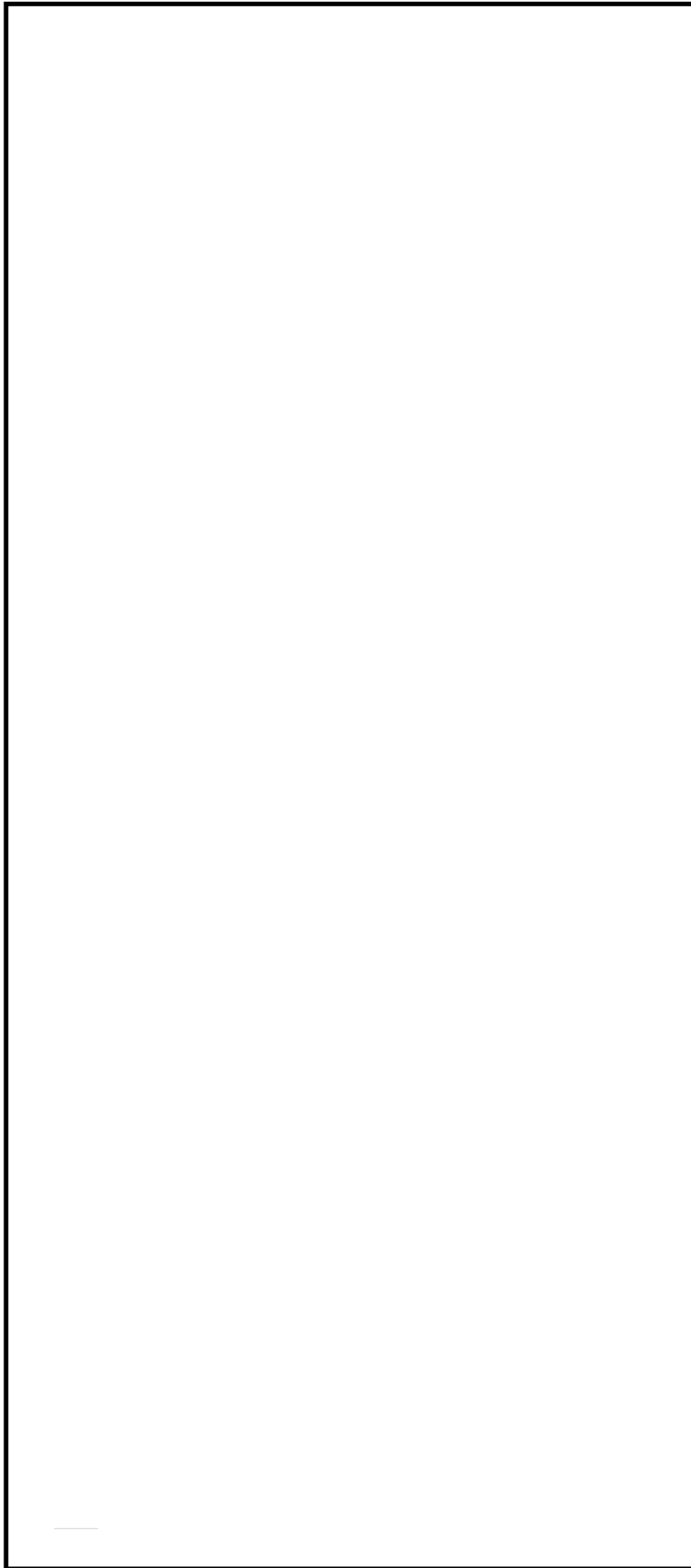
本資料のうち、囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 59-5-8 中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画 (2 / 4)



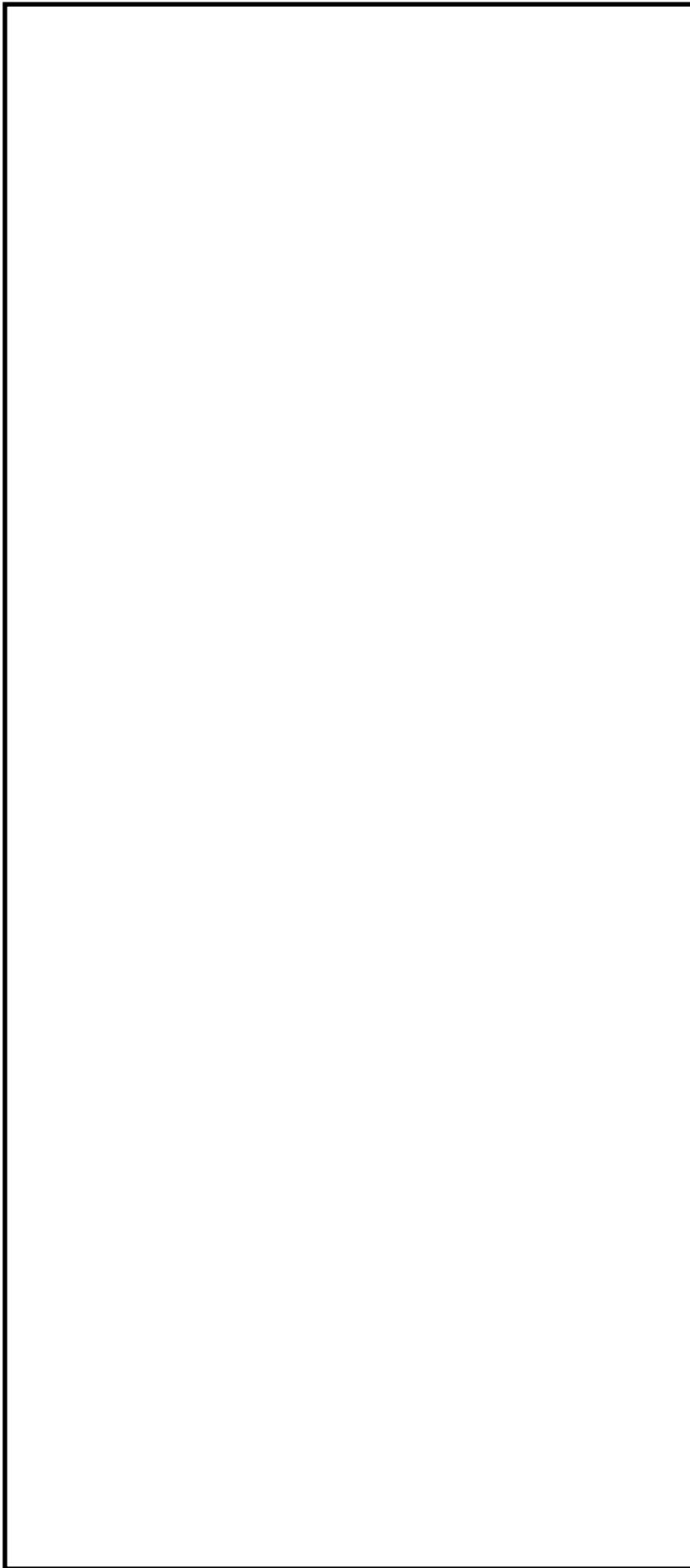
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 59-5-8 中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画 (3 / 4)



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 59-5-8 中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画 (4 / 4)



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

中国電力株式会社

島根原子力発電所第2号機

第17 保全サイクル定期事業者検査要領書

(第2次改正)

プラント長期停止に伴う再検査

施設名：原子炉格納施設

検査名：非常用ガス処理系機能検査

要領書番号：S2-17-II-27

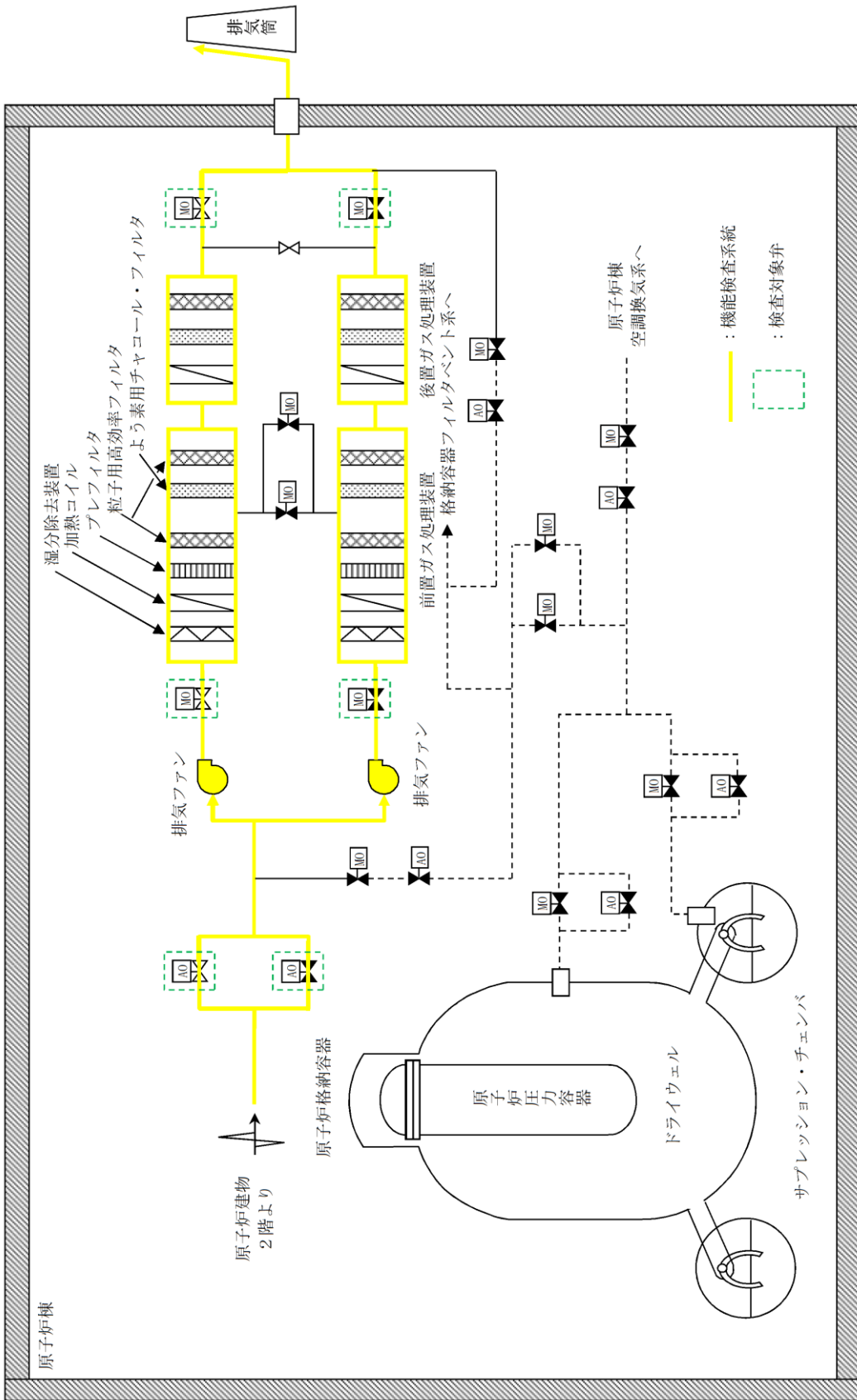


図 59-5-11 非常用ガス処理系 機能検査系統図

ケーシングカバーを取り外すことで、
分解点検が可能である。

禁止上開

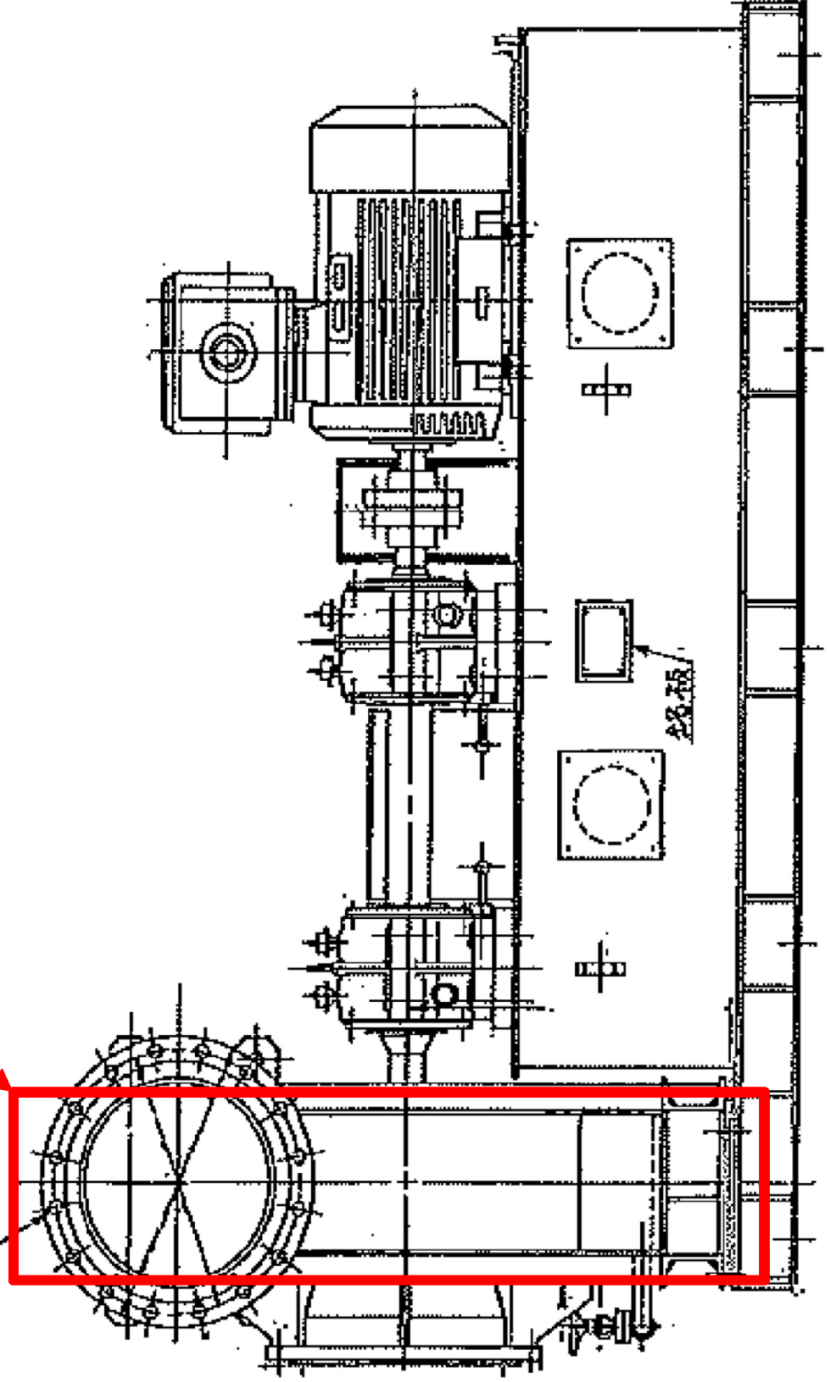


図 59-5-12 非常用ガス処理系排気ファン 構造図

○原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の試験検査について

原子炉建物燃料取替階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表 59-5-9 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59-5-9 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の試験検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の外観の確認
停止中	機能・性能試験	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の動作状態の確認

○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表 59-5-10 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59-5-10 差圧計の試験検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	差圧計単体の点検・校正 正圧化機能確認時の性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

59-6

容量設定根拠

名称		中央制御室及び中央制御室待避室の正圧化差圧
中央制御室／ 隣接区画の正圧化差圧	Pa	20
中央制御室待避室／ 隣接区画の正圧化差圧	Pa	10

【設 定 根 拠】

中央制御室及び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、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。

1. 中央制御室

重大事故等時の室内の温度を中央制御室のある制御室建物の設計最高温度 40℃、中央制御室バウンダリ外である隣接区画の外気の設計最低温度 -8.7℃と仮定すると、中央制御室の階層高さは最大 5.2m であるため、以下のとおり約 11Pa 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。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-8.7\text{℃の乾き空気密度}) - (+40\text{℃の乾き空気密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.335 - 1.127) \times 5.2 \\ &= 1.082 \text{ kg/m}^2 (\approx 11\text{Pa}) \end{aligned}$$

このため、中央制御室正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 59 - 6 - 1 のように、外気に対して +20Pa 以上とする。

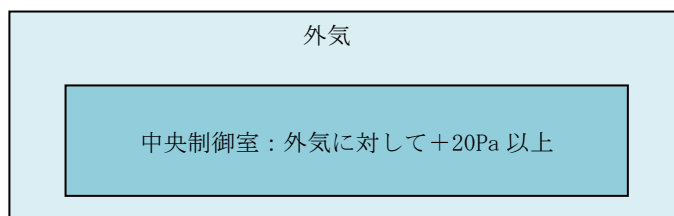


図 59 - 6 - 1 中央制御室 正圧化圧力

2. 中央制御室待避室

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ある制御室建物の設計最高温度40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室待避室の階層高さは最大約2.5mであるため、以下のとおり約6Pa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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-8.7^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^\circ\text{Cの乾き空気密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.335 - 1.127) \times 2.5 \\ &= 0.52 \text{ kg/m}^2 (\simeq 6 \text{ Pa})\end{aligned}$$

このため、中央制御室待避室の正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して中央制御室に対して+10Pa以上とする。

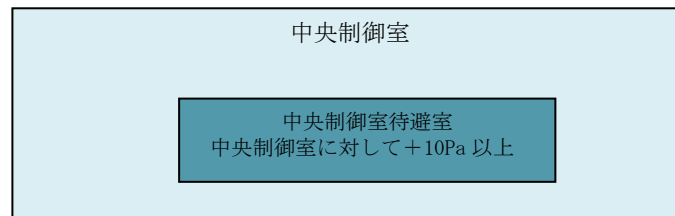


図 59 - 6 - 2 中央制御室待避室 正圧化圧力

名称		中央制御室換気系 (再循環用ファン, チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン)
台数	台	1 (予備1)
容量	m ³ /h/台	17,500 以上 (再循環用ファン: 120,000, チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン: 32,000)

【設 定 根 拠】

1. 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数: $n=10$ 名
- ・ 許容二酸化炭素濃度: $C=0.5\%$ (JEAC4622-2009)
- ・ 大気二酸化炭素濃度: $C_0=0.03\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量: $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (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: $Q_1=100 \times M \times n / (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 10 \div (0.5 - 0.03)$$

$$= 46.81$$

$$\approx 46.9 \text{ m}^3/\text{h}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数: $n=10$ 名
- ・ 吸気酸素濃度: $a=20.95\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 許容酸素濃度: $b=18\%$ (労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則)
- ・ 成人の呼吸量: $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (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: $Q_1=c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$
(空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 10 \div (20.95 - 18.0)$$

$$= 7.40$$

$$\approx 7.5 \text{ m}^3/\text{h}$$

【設 定 根 拠】（続き）

③正圧化に必要な空気供給量

中央制御室を正圧化するために必要となる空気供給量は、中央制御室換気系差圧試験にて測定し決定する。また、大気間差圧は、大気圧基準点と中央制御室バウンダリ内各測定点での気圧を気圧計にて同時測定を行った。計測値は、大気圧基準点高さに補正算出した。

試験結果を図 59-6-3 に示す。中央制御室内を外気より+20Pa 以上で正圧化する必要風量は m³/h 以上となる。よって、必要な空気供給量は上記風量に設計裕度をもった 17,500m³/h とする。

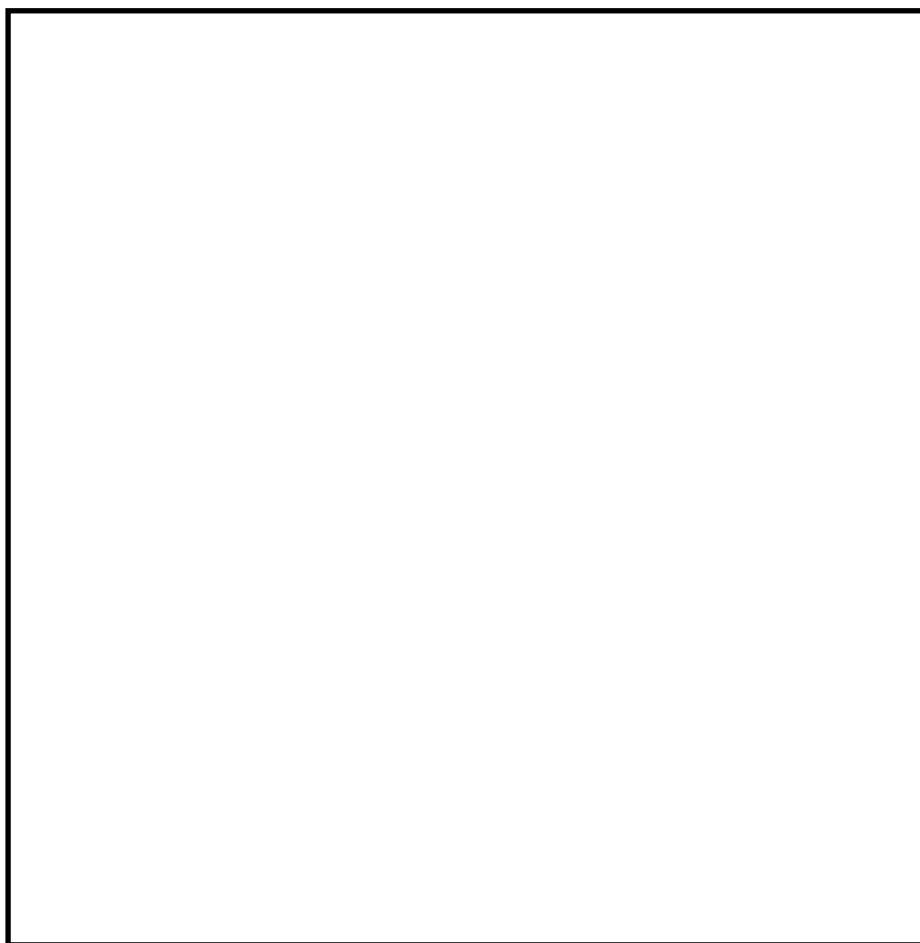


図 59-6-3 中央制御室の気密性能試験結果

以上より、「③正圧化に必要な空気供給量」を確保することで、「①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量」「酸素濃度基準に基づく必要換気量」を満足することから、必要換気量は 17,500 m³/h とする。

名 称	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）	
本数	本	15 以上（注 1）,（50（注 2））
容量	L/本	50.0
充填圧力	MPa	約 20（35℃）
機器仕様に関する注意	注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す	

【設 定 根 拠】

(1) 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=5 名
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=1.0%*（鉱山保安法施行規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度（空気ポンベの二酸化炭素濃度）：C₀=0.03%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/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：Q₁=100×M×n/（C-C₀） m³/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）

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 5 \div (1.0 - 0.03)$$

$$= 11.35$$

$$\approx 11.4 \text{ m}^3/\text{h}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=5 名
- ・ 吸気酸素濃度：a=20.95%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 許容酸素濃度：b=19%*（鉱山保安法施行規則）
- ・ 成人の呼吸量：c=0.48m³/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：Q₁=c×（a-d）×n/（a-b） m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 5 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 5.6$$

$$\approx 5.6 \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より、空気ポンベ正圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の 11.4m³/h 以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

※ 許容二酸化炭素濃度, 許容酸素濃度

空気ポンベを使用する場合は, 希ガス等の放射性物質を含む外気が侵入しないようにするための防護措置であり, 中央制御室待避室が密閉された限られた環境であるため, 同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める許容二酸化炭素濃度 1.0%以下, 許容酸素濃度 19%以上とする。

(2) 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間正圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{本}$ から下記のとおり 15 本となる。

- ・ポンベ初期充填圧力：19.6MPa (at 35℃)
- ・ポンベ内容積：50.0L
- ・圧力調整弁最低制御圧力：1.0MPa
- ・ポンベ供給可能空気量： $8.0\text{m}^3/\text{本}$ (at 0℃)
- ・待避中ポンベ使用時間：10 時間
- ・待避前ポンベ使用時間：20 分※

※格納容器ベント実施予測時刻の 20 分前にポンベ使用を開始する。

以上より, 必要ポンベ本数は下記のとおり 15 本以上となる。

$$\begin{aligned} & 11.4\text{m}^3/\text{h} \div 8.0\text{m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間 } 20 \text{ 分} \\ & = 14.7 \\ & \approx 15 \text{ 本} \end{aligned}$$

設備の公称値としては予備を含めて合計で 50 本を設置する。

また, 中央制御室待避室においては, 上記の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ で必要差圧が 10Pa 以上確保可能な気密性を有する設計とする。

名称		無線通信設備（固定型）
台数	台	1

【設定根拠】

中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷の発生時に正圧化した中央制御室待避室に待避した場合においても、無線通信設備（固定型）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通信連絡を行うことができる設計とする。

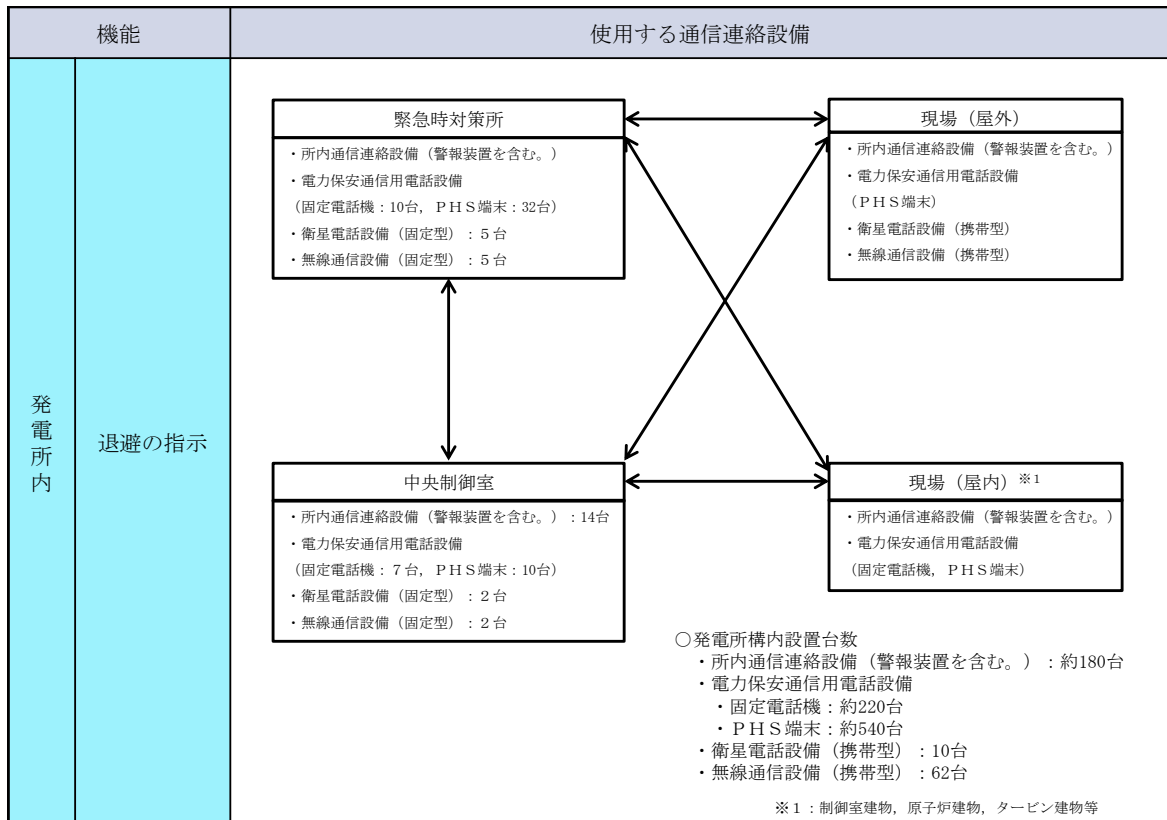


図 59-6-4 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		衛星電話設備（固定型）
台数	台	1

【設定根拠】

中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷の発生時に正圧化した中央制御室待避室に待避した場合においても、衛星電話設備（固定型）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通信連絡を行うことができる設計とする。

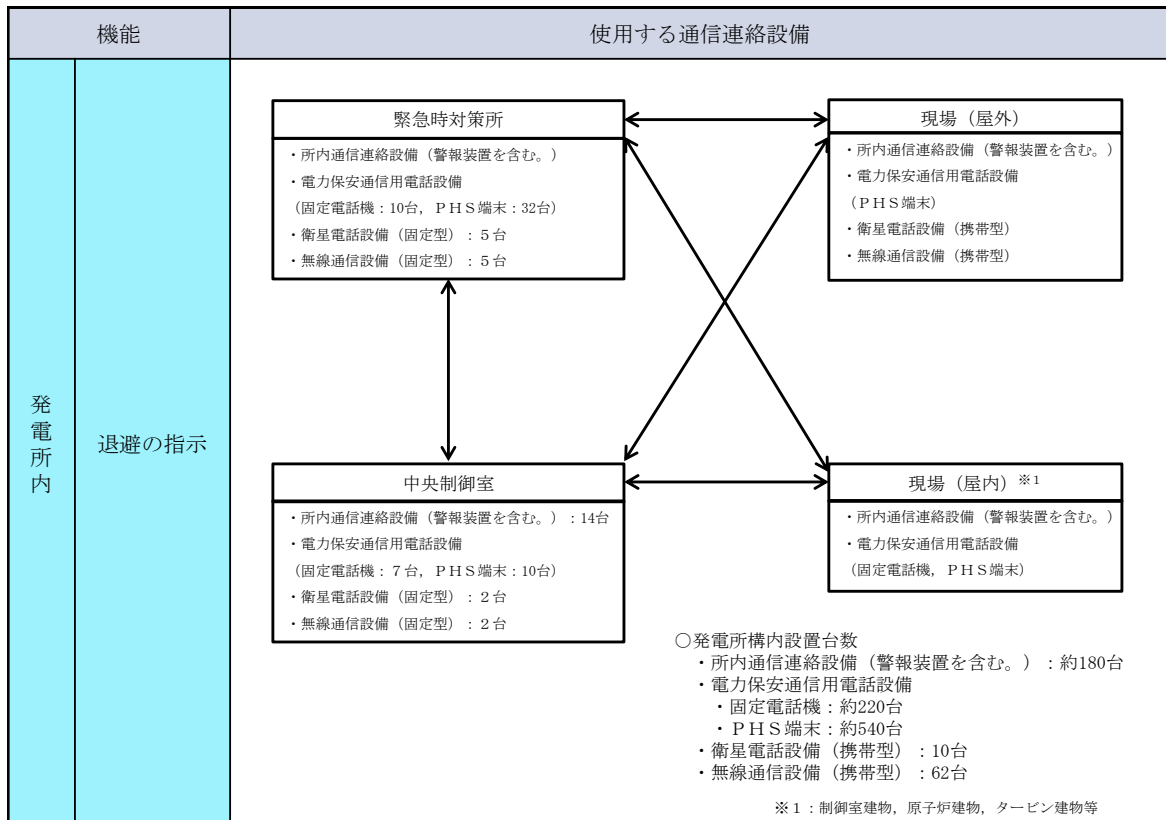


図 59-6-5 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）
台数	台	1（予備1）

【設 定 根 拠】

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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の表示が可能な設計とする。

表 59-6-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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	APRM（平均値）
	平均出力領域計装 CH 1
	平均出力領域計装 CH 2
	平均出力領域計装 CH 3
	平均出力領域計装 CH 4
	平均出力領域計装 CH 5
	平均出力領域計装 CH 6
	中性子源領域計装 CH21
	中性子源領域計装 CH22
	中性子源領域計装 CH23
	中性子源領域計装 CH24
	IRMレベル CH11
	IRMレベル CH12
	IRMレベル CH13
	IRMレベル CH14
	IRMレベル CH15
	IRMレベル CH16
	IRMレベル CH17
IRMレベル CH18	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力
	A-原子炉圧力
	B-原子炉圧力
	原子炉圧力（SA）
	原子炉水位（広帯域）
	A-原子炉水位（広帯域）
	B-原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（燃料域）
	A-原子炉水位（燃料域）
	B-原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（SA）
	A SR弁 開
	B SR弁 開
	C SR弁 開
	D SR弁 開
	E SR弁 開
	F SR弁 開
G SR弁 開	
H SR弁 開	
J SR弁 開	
K SR弁 開	
L SR弁 開	
M SR弁 開	

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	高压炉心スプレイポンプ出口流量
	高压炉心スプレイポンプ出口圧力
	低压炉心スプレイポンプ出口流量
	低压炉心スプレイポンプ出口圧力
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
	高压原子炉代替注水流量
	A-残留熱除去ポンプ出口流量
	B-残留熱除去ポンプ出口流量
	C-残留熱除去ポンプ出口流量
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力
	残留熱代替除去系原子炉注水流量
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	6.9KV 系統電圧 (A)
	6.9KV 系統電圧 (B)
	6.9KV 系統電圧 (C)
	6.9KV 系統電圧 (D)
	6.9KV 系統電圧 (HPCS)
	A-D/G受電しゃ断器閉
	B-D/G受電しゃ断器閉
	A-原子炉圧力容器温度 (SA)
	B-原子炉圧力容器温度 (SA)
	A-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	B-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	A-低压原子炉代替注水流量
	B-低压原子炉代替注水流量
	A-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
	B-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
	低压原子炉代替注水槽水位
	HPCS-D/G受電しゃ断器閉
	緊急用M/C電圧
	SA-L/C電圧
	A-再循環ポンプ入口温度
	B-再循環ポンプ入口温度
	原子炉格納容器内の状態確認
B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	
A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	
B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	

目的	対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態 確認	ドライウエル圧力 (広域)
	A-ドライウエル圧力 (SA)
	B-ドライウエル圧力 (SA)
	A-サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	B-サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	サブプレッション・プール水位
	サブプレッション・プール水位 (SA)
	A-サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
	B-サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
	サブプレッション・プール水温度 (MAX)
	A-サブプレッション・プール水温度 (SA)
	B-サブプレッション・プール水温度 (SA)
	A-格納容器水素濃度
	B-格納容器水素濃度
	格納容器水素濃度 (SA)
	A-格納容器酸素濃度
	B-格納容器酸素濃度
	格納容器酸素濃度 (SA)
	A-CAMSドライウエル選択
	B-CAMSドライウエル選択
	ドライウエル温度 (トップヘッド部)
	A-ドライウエル温度 (SA) (上部)
	B-ドライウエル温度 (SA) (上部)
	A-ドライウエル温度 (SA) (中部)
	B-ドライウエル温度 (SA) (中部)
	A-ドライウエル温度 (SA) (下部)
	B-ドライウエル温度 (SA) (下部)
	ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +0.1m)
	ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +1.2m)
	A-ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)
	B-ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)
	代替注水流量 (常設)
	A-格納容器代替スプレイ流量
	B-格納容器代替スプレイ流量
	A-ペDESTAL代替注水流量
	B-ペDESTAL代替注水流量
	A-ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
	B-ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	A-ペDESTAL温度 (SA)
	B-ペDESTAL温度 (SA)
	A-ペDESTAL水温度 (SA)
	B-ペDESTAL水温度 (SA)
	A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	ドライウエル水位 (格納容器底面 -3m)
	ドライウエル水位 (格納容器底面 -1m)
	ドライウエル水位 (格納容器底面 +1m)

目的	対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ
	排気筒低レンジモニタ (A c h)
	排気筒低レンジモニタ (B c h)
	主蒸気管放射線異常高トリップA 1
	主蒸気管放射線異常高トリップB 1
	主蒸気管放射線異常高トリップA 2
	主蒸気管放射線異常高トリップB 2
	格納容器内側隔離
	格納容器外側隔離
	A-主蒸気内側隔離弁全閉
	B-主蒸気内側隔離弁全閉
	C-主蒸気内側隔離弁全閉
	D-主蒸気内側隔離弁全閉
	A-主蒸気外側隔離弁全閉
	B-主蒸気外側隔離弁全閉
	C-主蒸気外側隔離弁全閉
	D-主蒸気外側隔離弁全閉
	環境の状態確認
B-SGT自動起動	
SGTS高レンジモニタ	
SGTS低レンジモニタ (A c h)	
SGTS低レンジモニタ (B c h)	
A-原子炉建物外気差圧	
B-原子炉建物外気差圧	
C-原子炉建物外気差圧	
D-原子炉建物外気差圧	
中央制御室外気差圧	
放水路水モニタ	
モニタリング・ポスト# 1 H	
モニタリング・ポスト# 2 H	
モニタリング・ポスト# 3 H	
モニタリング・ポスト# 4 H	
モニタリング・ポスト# 5 H	
モニタリング・ポスト# 6 H	
モニタリング・ポスト# 1 L (10分間平均)	
モニタリング・ポスト# 2 L (10分間平均)	
モニタリング・ポスト# 3 L (10分間平均)	
モニタリング・ポスト# 4 L (10分間平均)	
モニタリング・ポスト# 5 L (10分間平均)	
モニタリング・ポスト# 6 L (10分間平均)	
風向 (28.5m-U)	
風向 (130M-D, 10分間平均風向)	
風速 (28.5m-U)	
風速 (130M-D, 10分間平均風速)	
大気安定度 (10分間平均)	

【設定根拠】 (続き)

(5 / 6)

目的	対象パラメータ
環境の 状態確認	可搬式モニタリング・ポストNo.1
	可搬式モニタリング・ポストNo.2
	可搬型モニタリング・ポストNo.3
	可搬式モニタリング・ポストNo.4
	可搬式モニタリング・ポストNo.5
	可搬式モニタリング・ポストNo.6
	可搬式モニタリング・ポストNo.7
	可搬式モニタリング・ポストNo.8
	可搬式モニタリング・ポストNo.9
	可搬式モニタリング・ポストNo.10
	可搬式モニタリング・ポストNo.11
	可搬式モニタリング・ポストNo.12
	風向 (可搬)
	風速 (可搬)
	大気安定度 (可搬)
非常用炉心冷却系 (E C C S) の状態等確認	A-ADS 作動
	B-ADS 作動
	R C I C ポンプ作動
	H P C S ポンプ作動
	A-RHR ポンプ作動
	B-RHR ポンプ作動
	C-RHR ポンプ作動
	RHR MV 2 2 2 - 4 A 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 4 B 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 A 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 B 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 C 全閉
	全制御棒全挿入
	A-給水流量
	B-給水流量
L P C S ポンプ作動	
モードSW運転	
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵ラック上端+6710 mm)
	燃料プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵ラック上端+5800 mm)
	燃料プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵ラック上端+4500 mm)
	燃料プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵ラック上端+2000 mm)
	燃料プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵ラック上端レベル)
	燃料プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵ラック上端-1000 mm)
	燃料プール水位・温度 (S A) (燃料プール温度)
	燃料プール水位 (S A)
	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A)
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (S A)

目的	対象パラメータ
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	A-第1ベントフィルタ出口水素濃度
	B-第1ベントフィルタ出口水素濃度
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)
	A-スクラバ容器圧力
	B-スクラバ容器圧力
	C-スクラバ容器圧力
	D-スクラバ容器圧力
	A1-スクラバ容器水位
	A2-スクラバ容器水位
	B1-スクラバ容器水位
	B2-スクラバ容器水位
	C1-スクラバ容器水位
	C2-スクラバ容器水位
	D1-スクラバ容器水位
	D2-スクラバ容器水位
	A-スクラバ容器温度
	B-スクラバ容器温度
	C-スクラバ容器温度
D-スクラバ容器温度	
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	A-原子炉建物水素濃度 (燃料取替階)
	B-原子炉建物水素濃度 (燃料取替階)
	原子炉建物水素濃度 (非常用ガス処理系吸込口)
	原子炉建物水素濃度 (所員用エアロック室)
	原子炉建物水素濃度 (SRV補修室)
	原子炉建物水素濃度 (CRD補修室)
	原子炉建物水素濃度 (トールラス室)
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度
	S-静的触媒式水素処理装置出口温度

名 称			酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計
検知 範囲	酸素	vol%	0.0~25.0
	二酸化炭素	ppm	0~10,000

【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を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、中央制御室及び中央制御室待避室に設置するための各2個に、予備各1個を含めた合計各3個を中央制御室内に保管する。

1. 検知範囲

1.1 酸素濃度

鉱山保安法施行規則に基づき、空気中の酸素濃度19%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、 $\pm 0.5\text{vol}\%$ の精度を有する設計とする。

1.2 二酸化炭素濃度

鉱山保安法施行規則に基づき、空気中の二酸化炭素濃度1.0%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、 $\pm 500\text{ppm}$ の精度を有する設計とする。

名 称		非常用ガス処理系排気ファン
容量	m ³ /h/台	4,400 以上 (注1) (4,400 (注2))
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注1) (22 (注2))
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設 定 根 拠】

非常用ガス処理系排気ファンは、設計基準事故対処設備として使用する場合、放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子建棟内を負圧に維持することを目的とし、事故時に原子炉建物原子炉棟内の気体を吸引し前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置を介して排気する。また、非常用ガス処理系排気ファンは、工学的安全施設作動回路からの信号により、自動的に常用の換気空調系が閉止されるとともに起動し、原子炉建物原子炉棟を水柱約6mmの負圧に保ち、原子炉建物原子炉棟内空気の100%を1日で処理する能力を有する。

非常用ガス処理系排気ファンを重大事故等対処設備として使用する場合、炉心の著しい損傷の発生時に原子炉格納容器から原子炉建物内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、主排気筒に沿って設ける排気管を通して原子炉建物外に排気することで、運転員の被ばくを低減することができる。ただし、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として使用する場合は、前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置の性能には期待しないものとする。

なお、炉心の著しい損傷の発生時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、運転員の7日間の実効線量が、「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。(詳細は「59-11 原子炉制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価について」による)

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排気ファンの容量は、原子炉建物原子炉棟空間容積(機器・配管の容積を除いた値)を100%/dayで処理できる容量として、4,400m³/h/台以上とする。

非常用ガス処理系排気ファンを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、4,400m³/h/台以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として4,400m³/h/台とする。

2. 原動機出力の設定根拠

非常用ガス処理系排気ファンの原動機出力は、非常用ガス処理系排気ファンの定格風量点における軸動力をもとに設定する。

定格風量点における非常用ガス処理系排気ファンの風量は4,400m³/h/台、静圧は kPaであり、そのときの非常用ガス処理系排気ファンの必要軸動力は、約 kWとなる。

上記から、非常用ガス処理系排気ファンの原動機出力は、必要軸動力を上回る原動機のメーカー標準出力とし、22kW/台とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

59-7

保管場所図

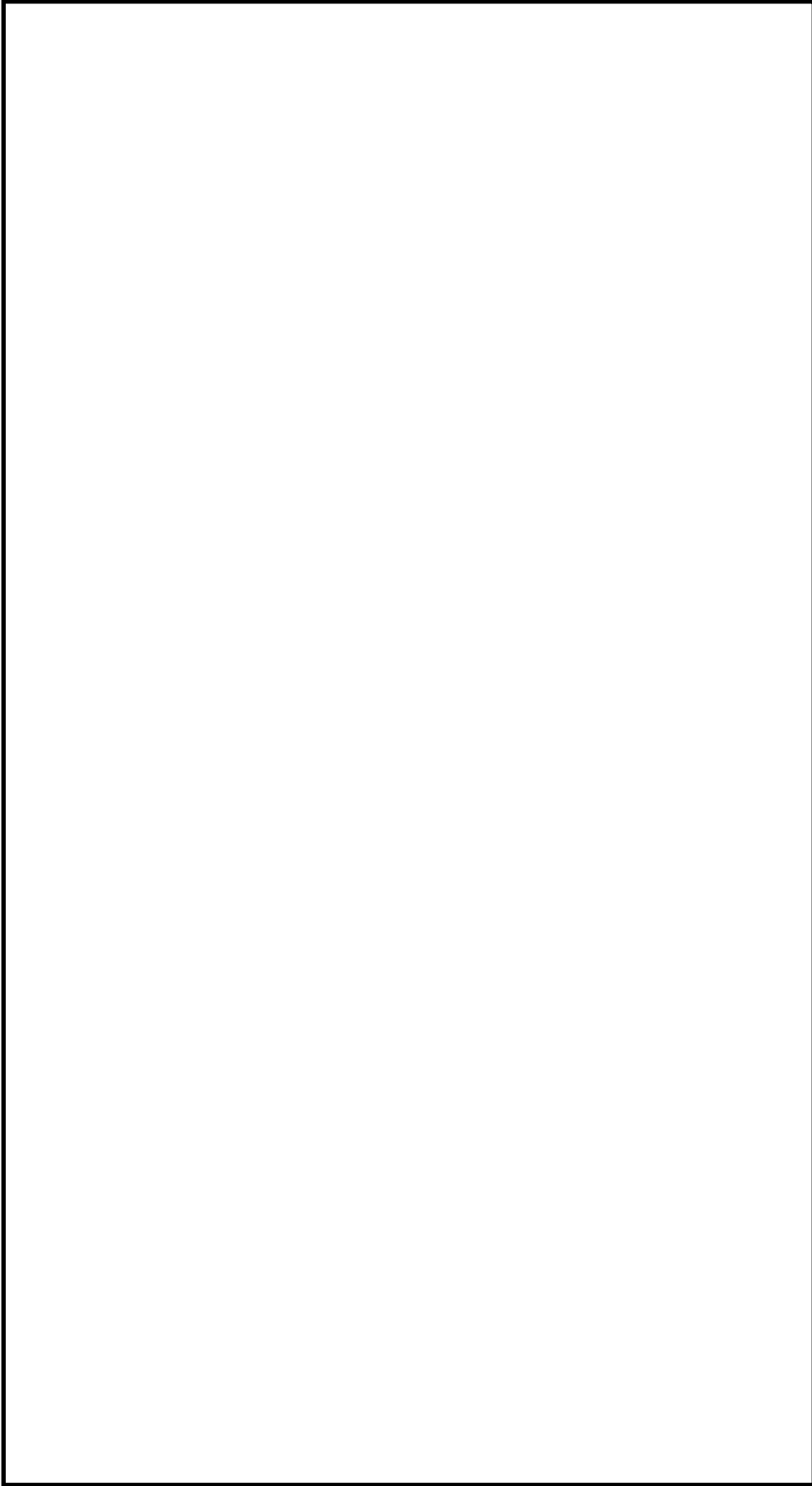


図59-7-1 LEDライト（三脚タイプ） 保管場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

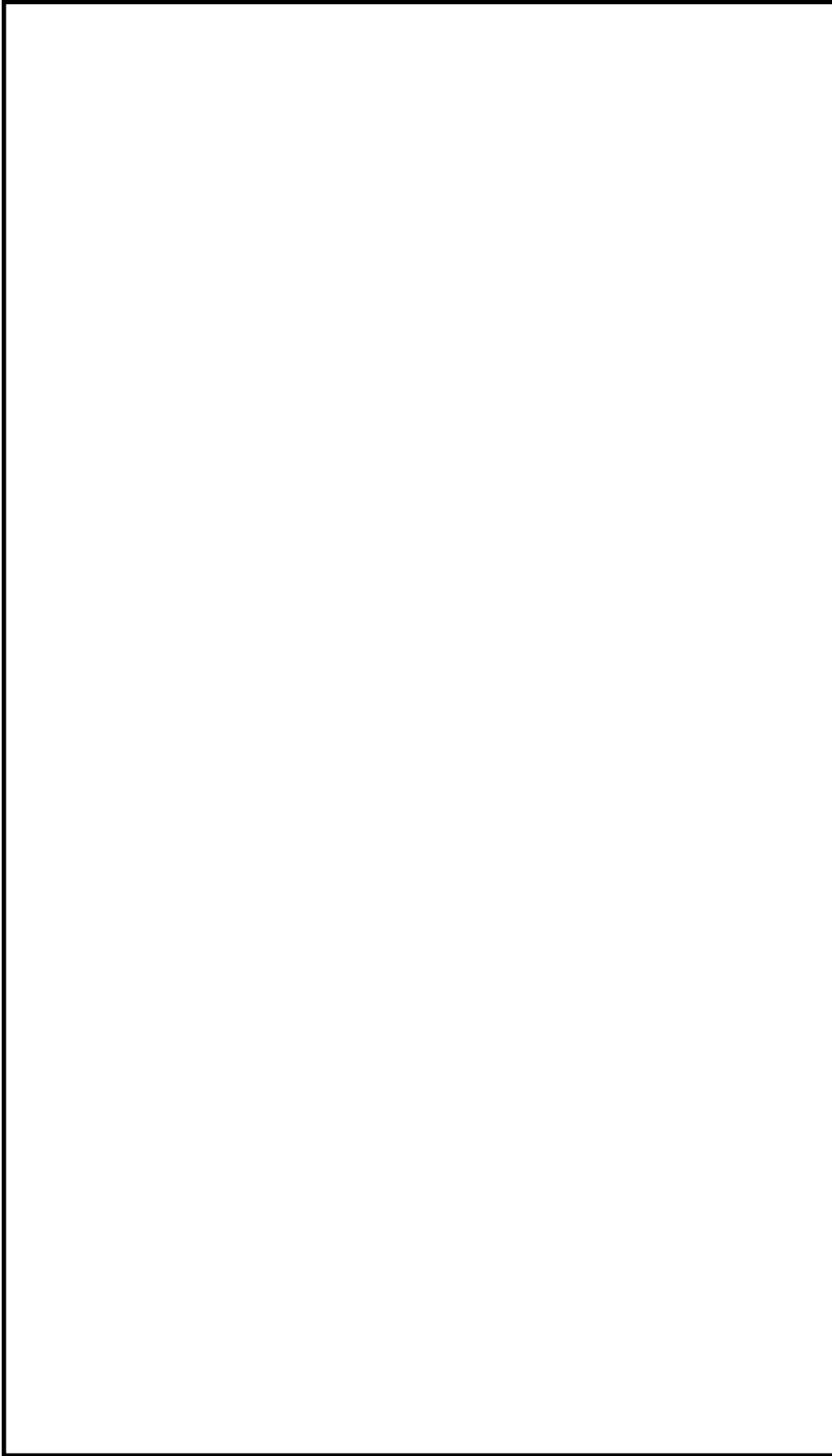


図 59-7-2 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，LEDライト（ランタンタイプ）及びプラントパラメータ監視装置 保管場所

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

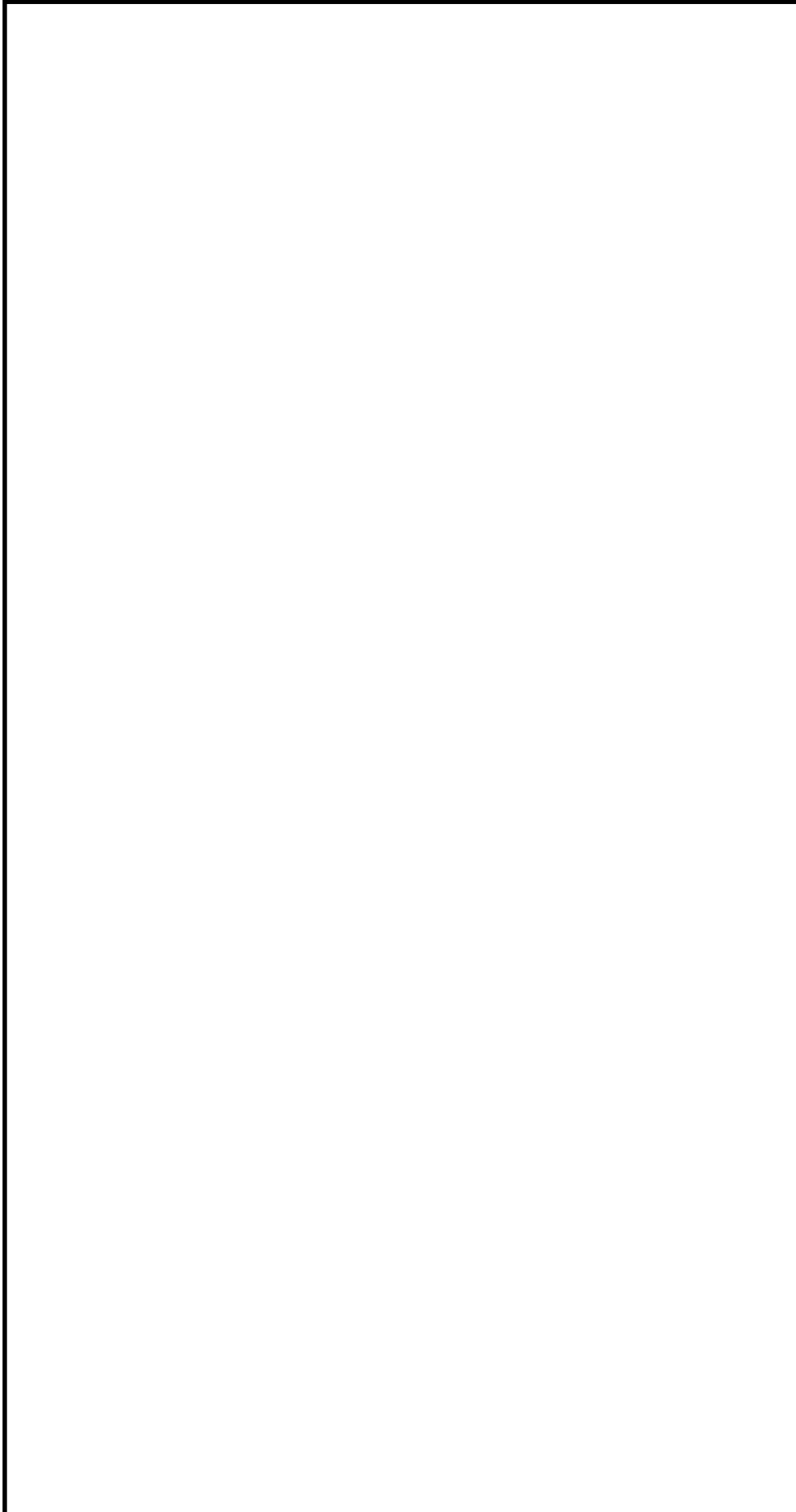


図 59-7-3 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）保管場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

59-8

アクセスルート図

[制御室建物地上4階・廃棄物処理建物地上1階]

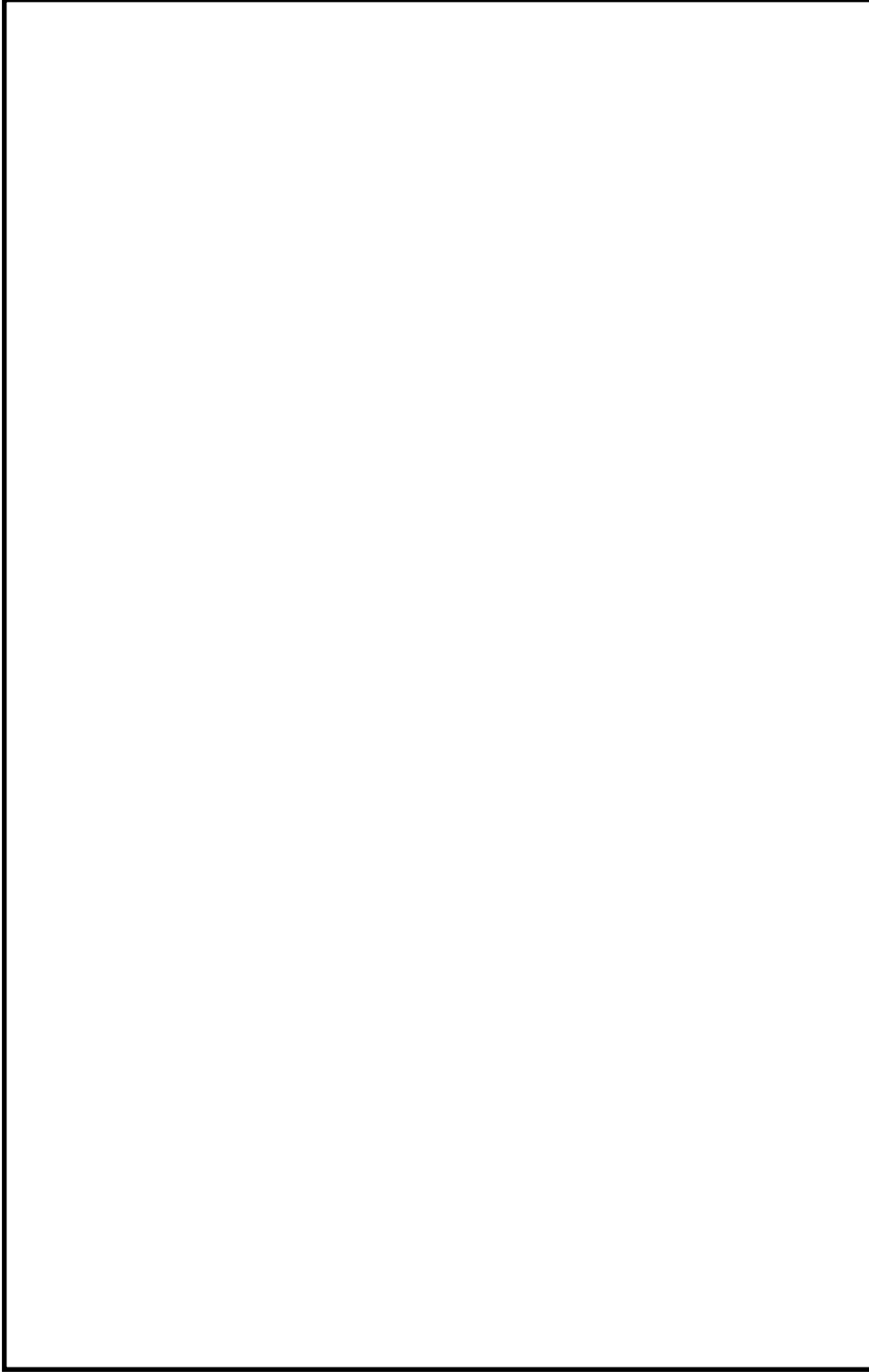


図 59-8-1 現場操作アクセスルート（中央制御室換気系隔離運転及び加圧運転）（1/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[廃棄物処理建物地上2階]

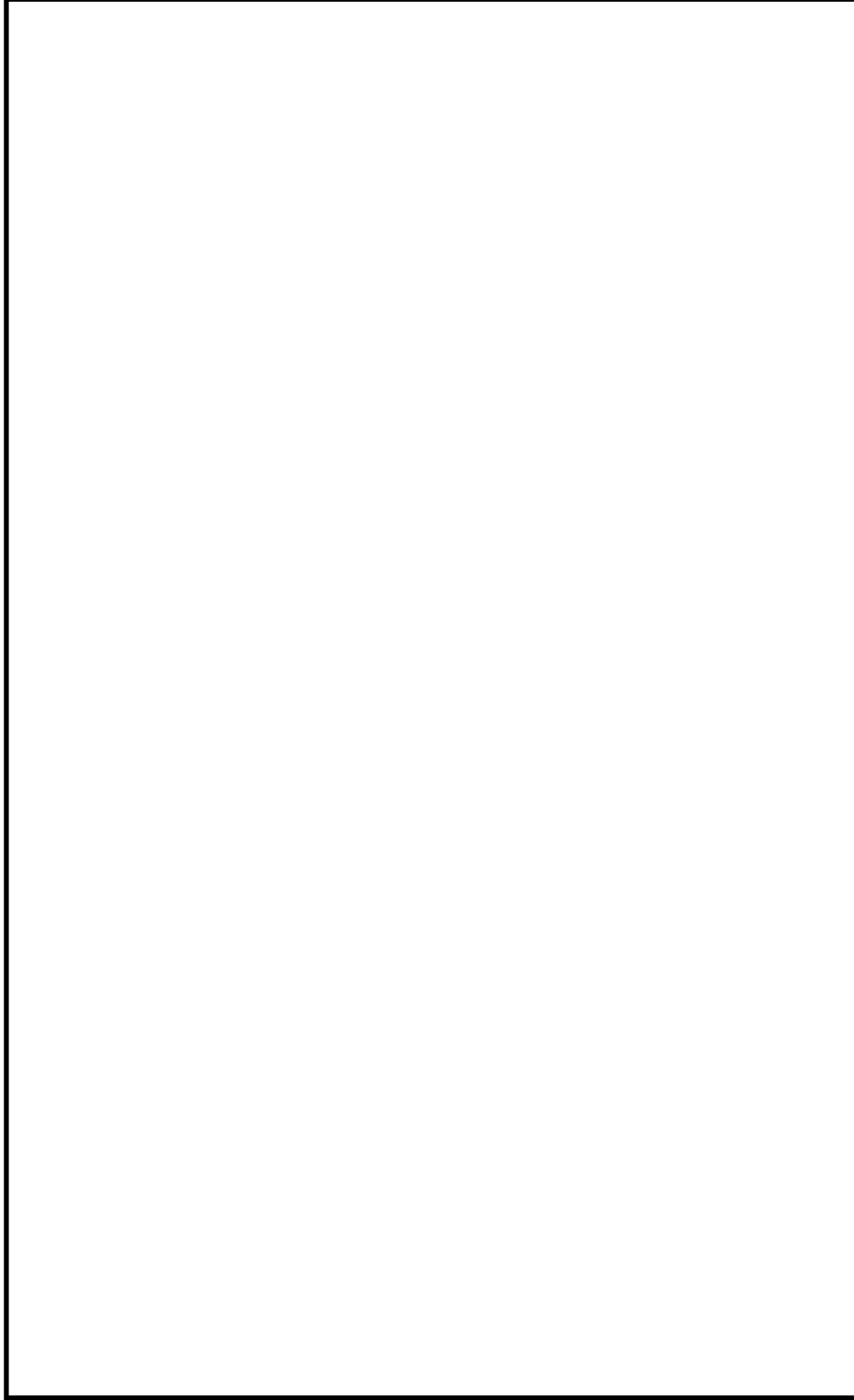


図 59-8-1 現場操作アクセスルート（中央制御室換気系隔離運転及び加圧運転）（2/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[廃棄物処理建物地上1階・制御室建物地上4階]

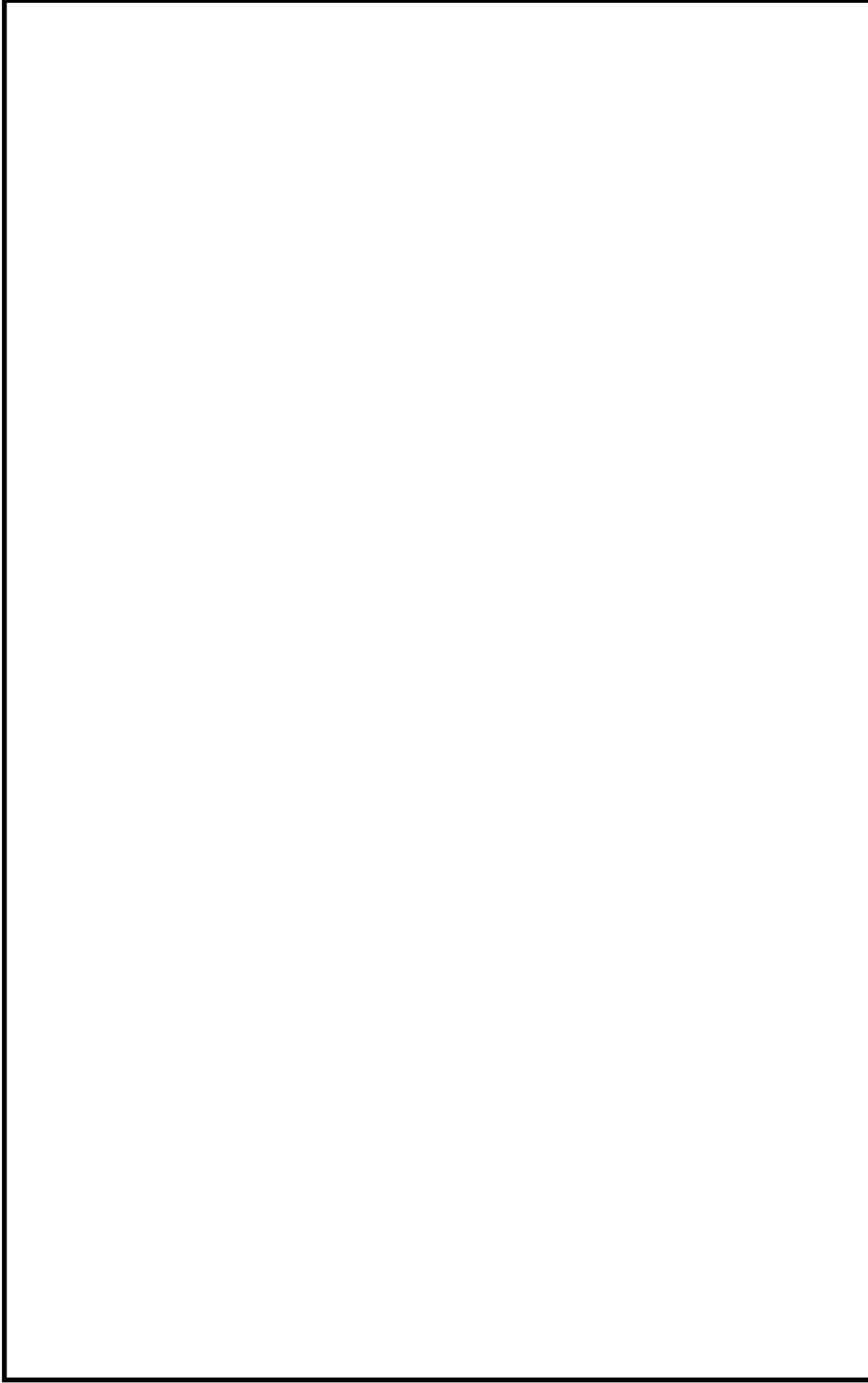
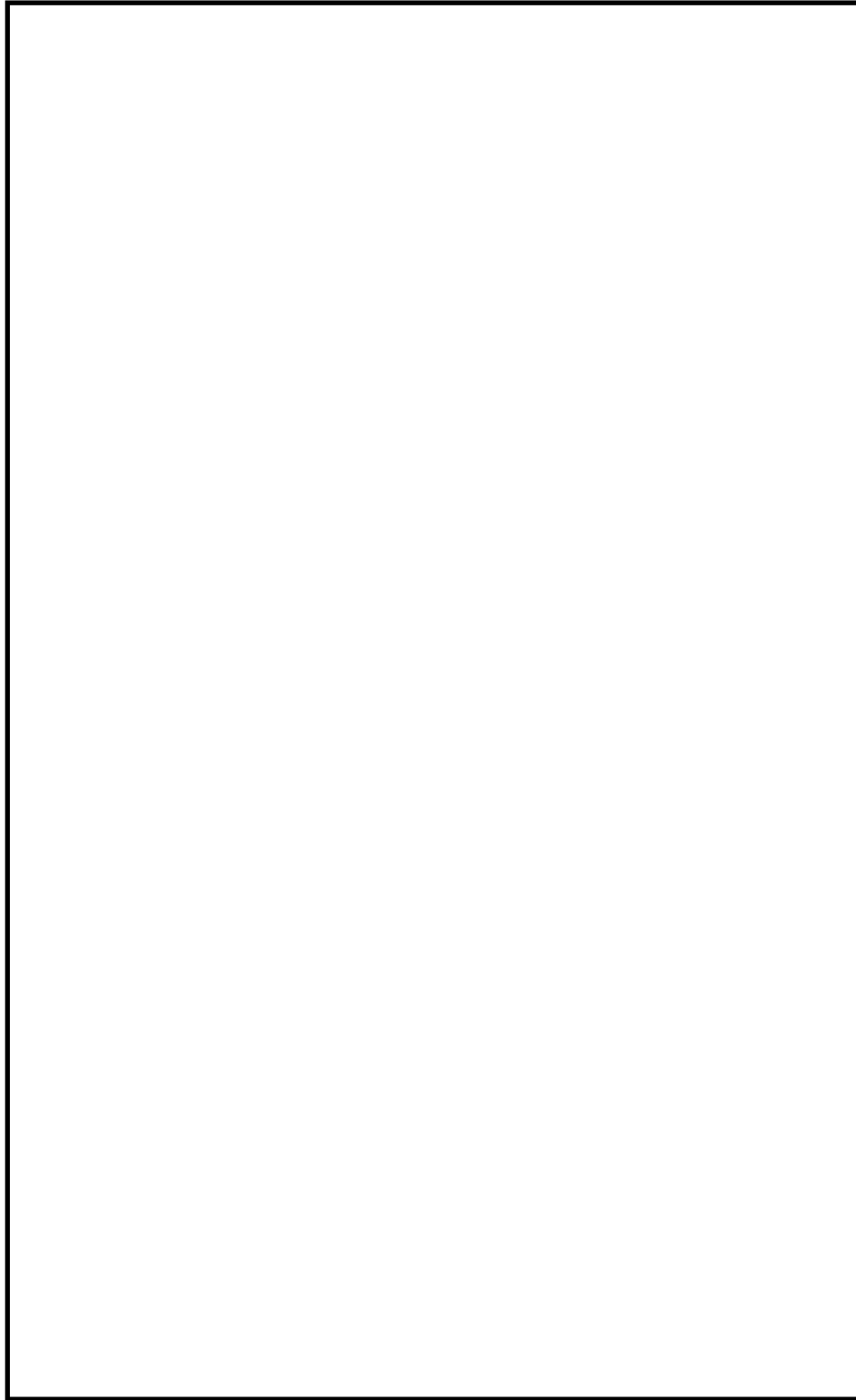


図 59-8-2 現場操作アクセスルート（中央制御室待避室加圧準備操作）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[制御室建物地上2階]



☒ 59-8-3 現場操作アクセスルート (チェンジングエリア) (1/3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[制御室建物地上3階]

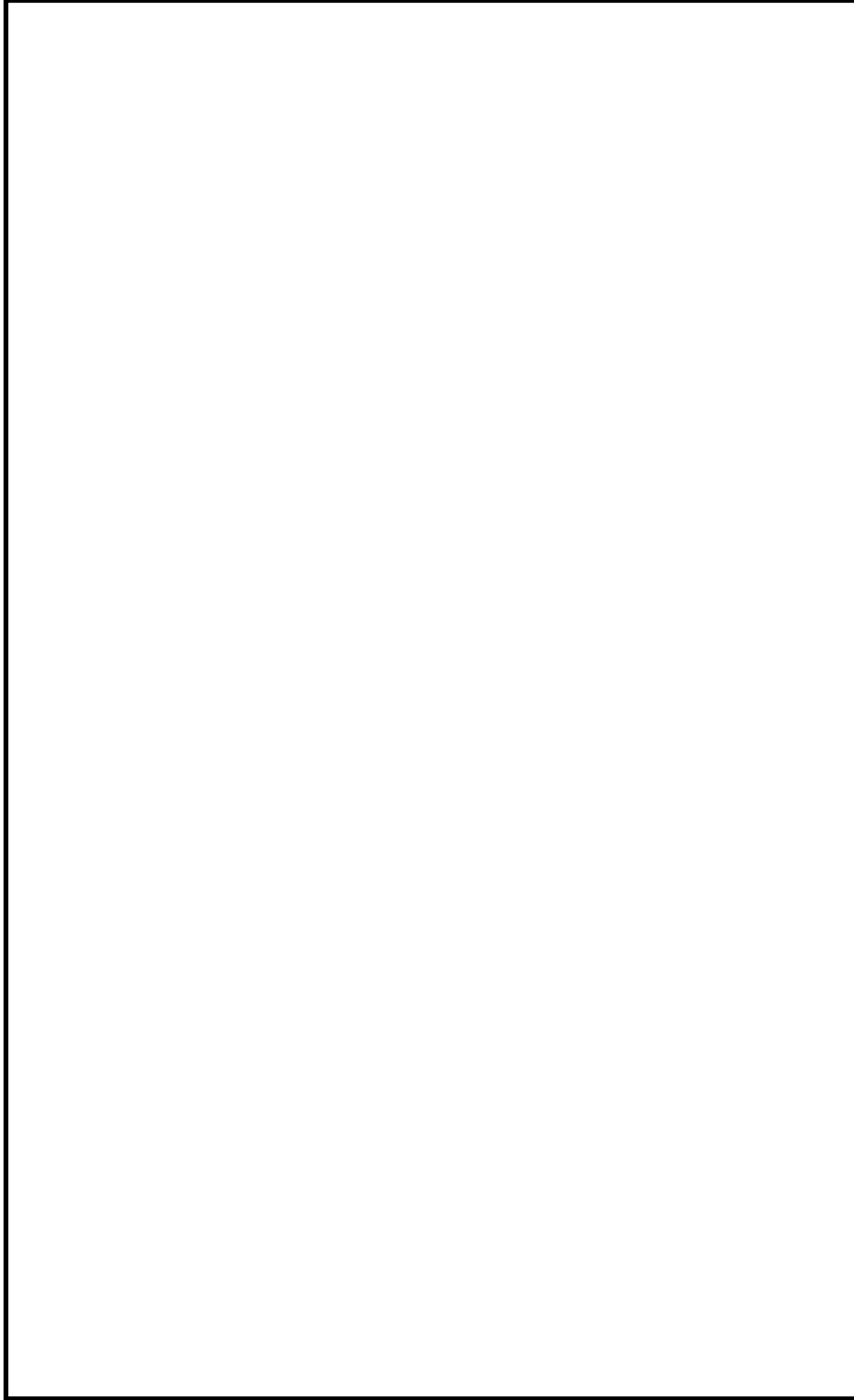


図 59-8-3 現場操作アクセスルート (チェンジングエリア) (2/3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[制御室建物地上4階]

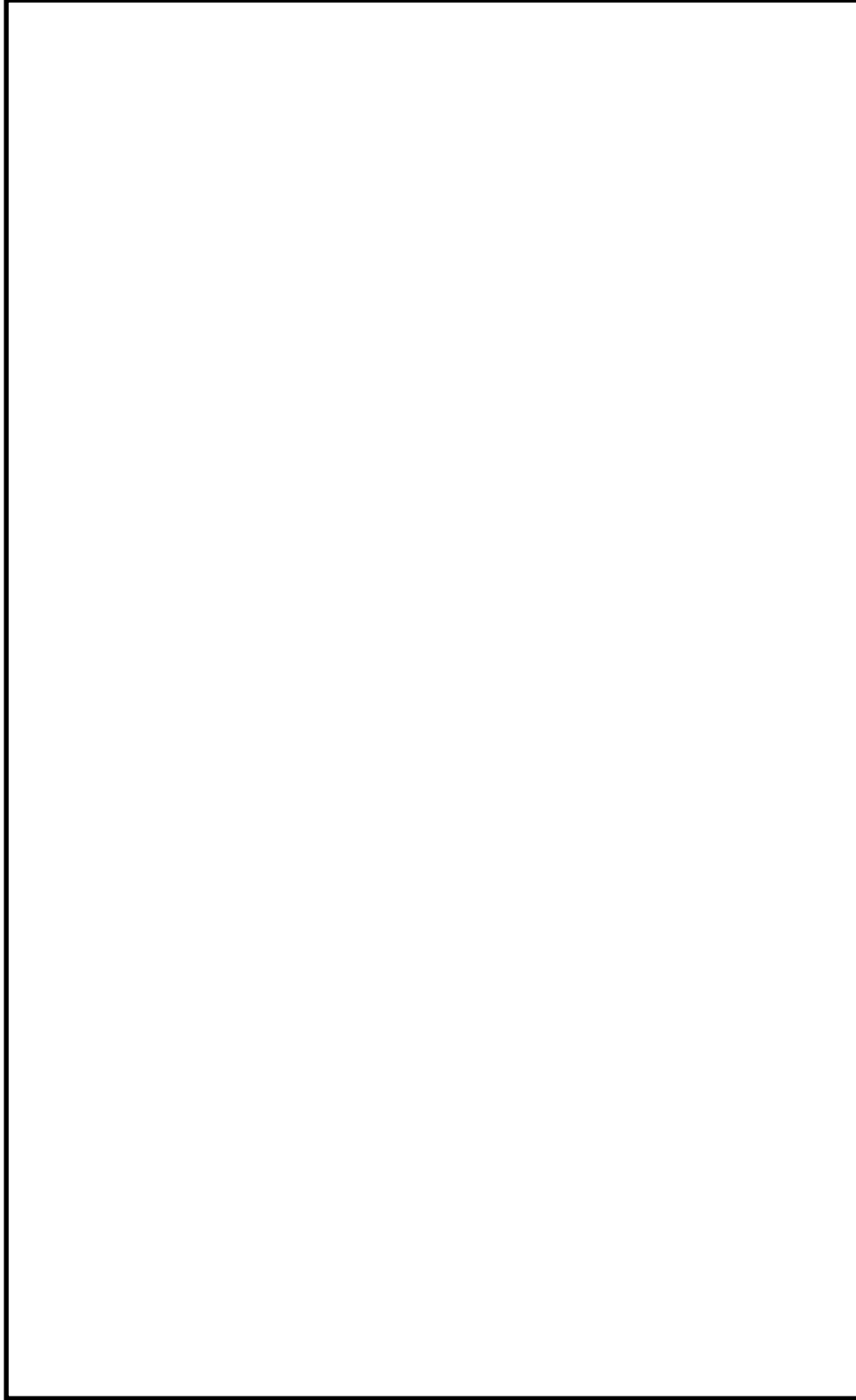


図 59-8-3 現場操作アクセスルート (チェンジングエリア) (3/3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[原子炉建物地上1階]

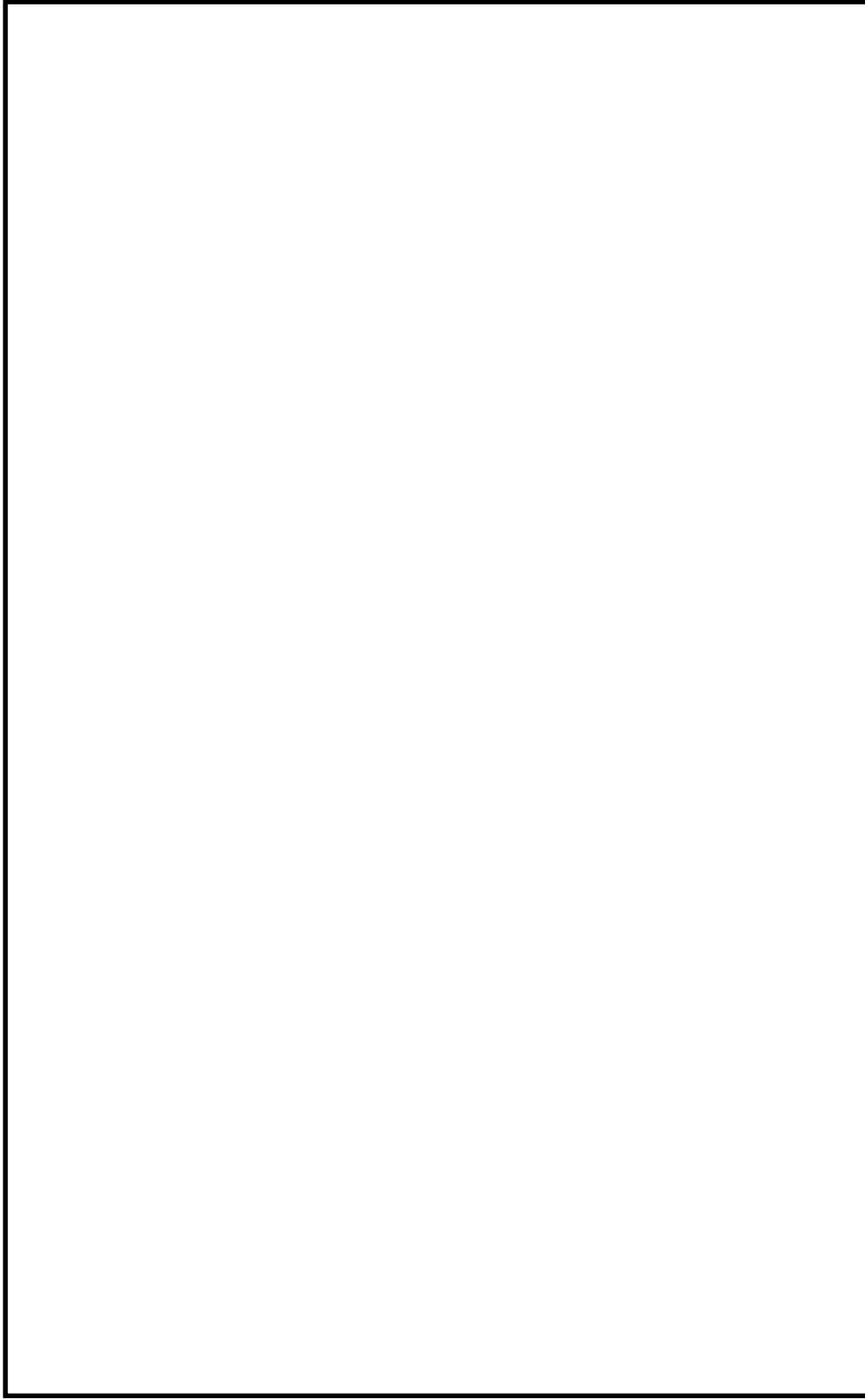


図 59-8-4 現場操作アクセスルート（原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（1/5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[原子炉建物地上2階]

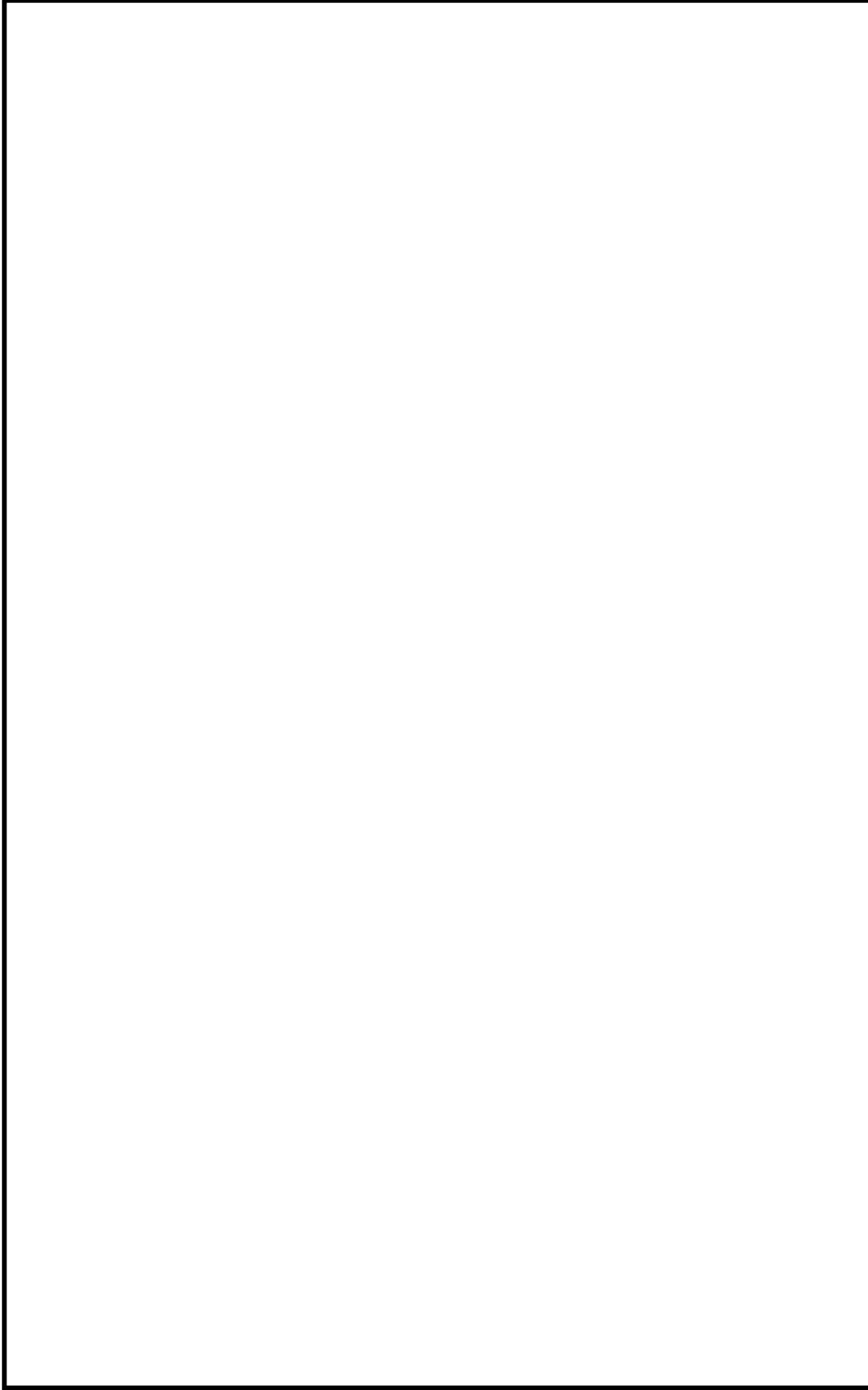


図 59-8-4 現場操作アクセスルート (原子炉建物ブローアアウトパネル閉止装置 (現場操作)) (2/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[原子炉建物地上中 2 階]

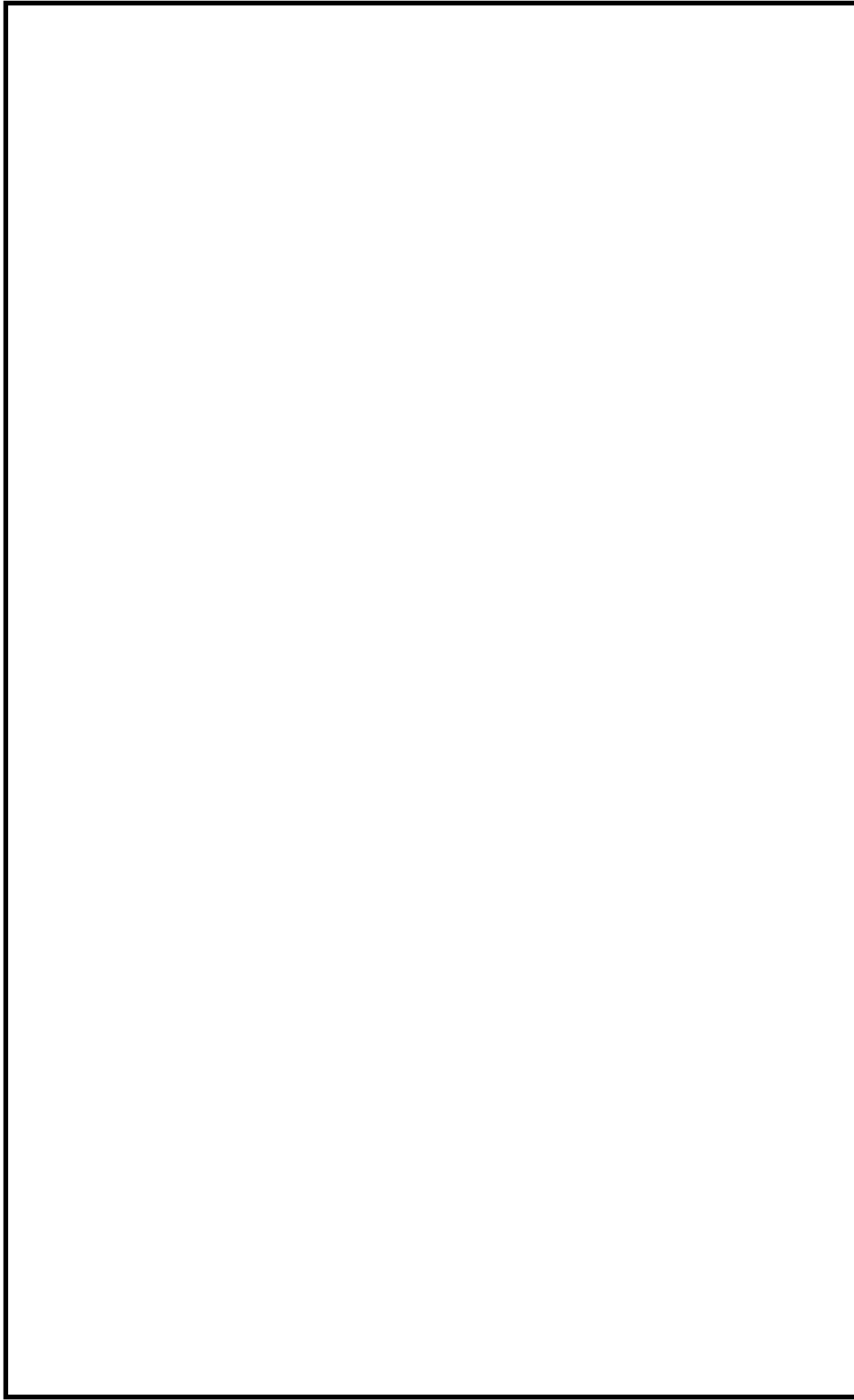


図 59-8-4 現場操作アクセスルート (原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置 (現場操作)) (3/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[原子炉建物地上3階]

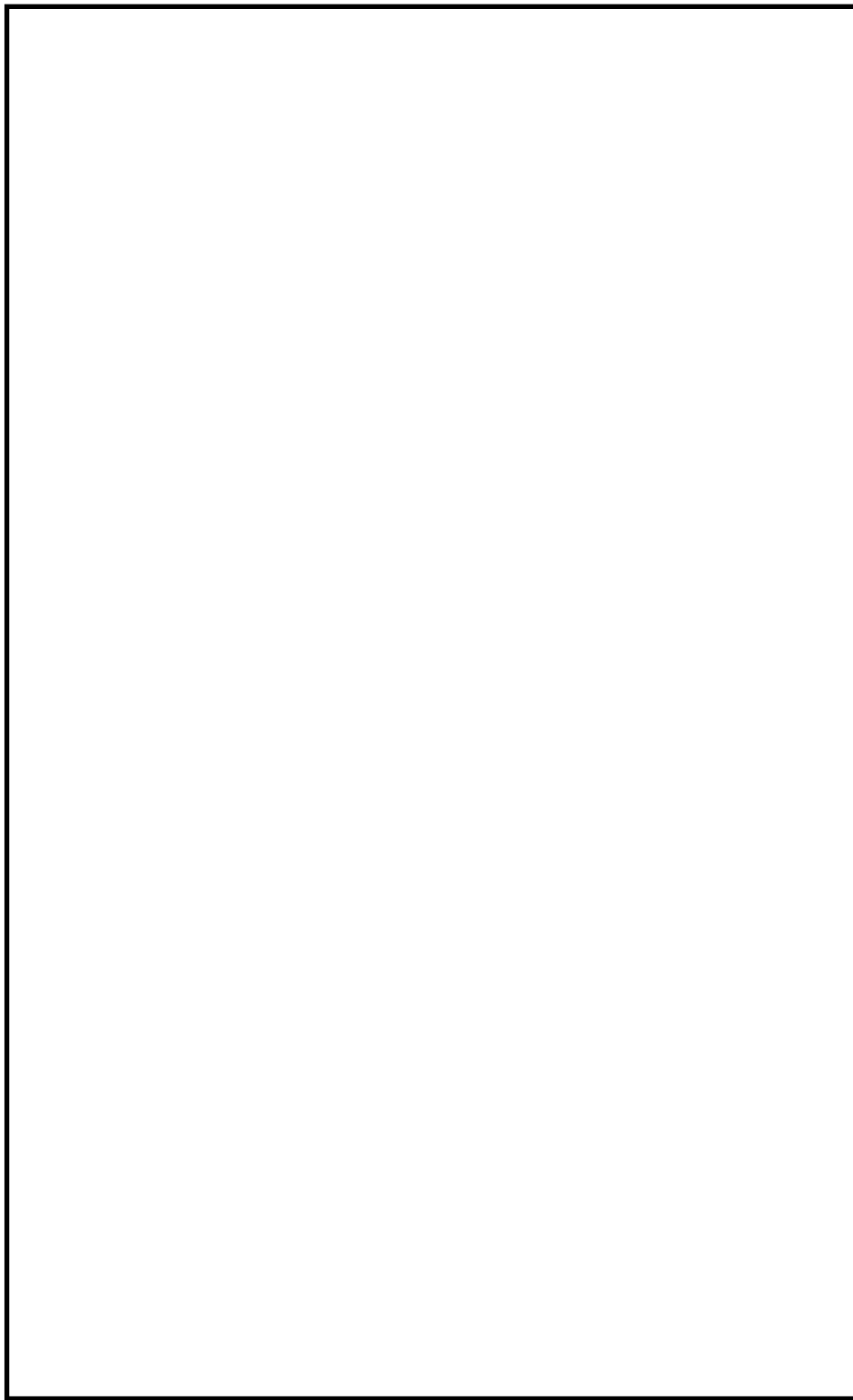


図 59-8-4 現場操作アクセスルート (原子炉建物ブローアアウトパネル閉止装置 (現場操作)) (4/5)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

〔原子炉建物地上4階〕

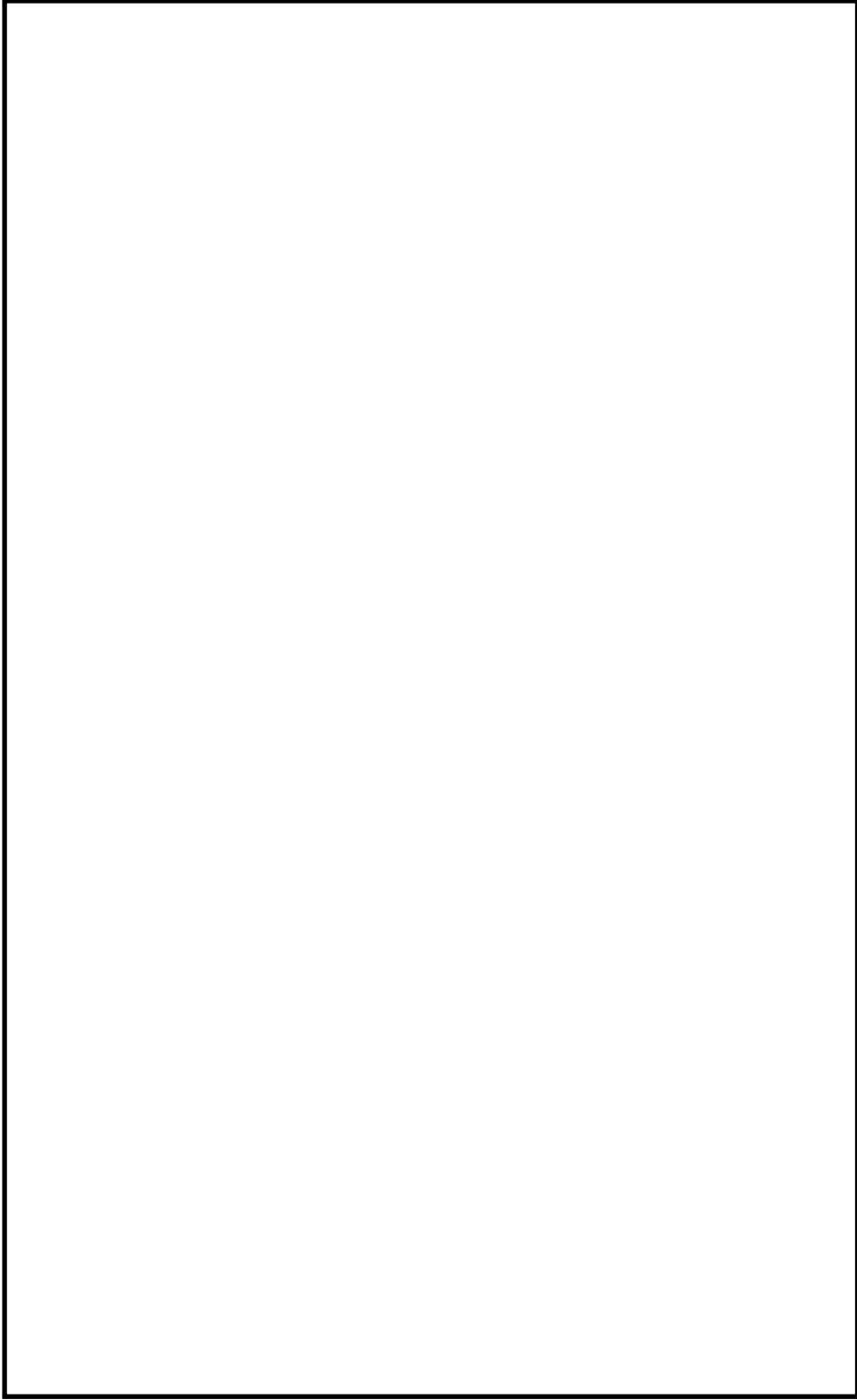


図 59-8-4 現場操作アクセスルート（原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（5/5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

59-9

その他設備

その他設備

1.1 非常用照明

2号炉において炉心の著しい損傷が発生した場合に運転員が中央制御室にとどまり監視操作を行うことができるために必要な照度を確保する設計とする。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

非常用照明は、耐震性は確保されていないが、全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備から給電が可能であるため、照明を確保する手段として有効である。

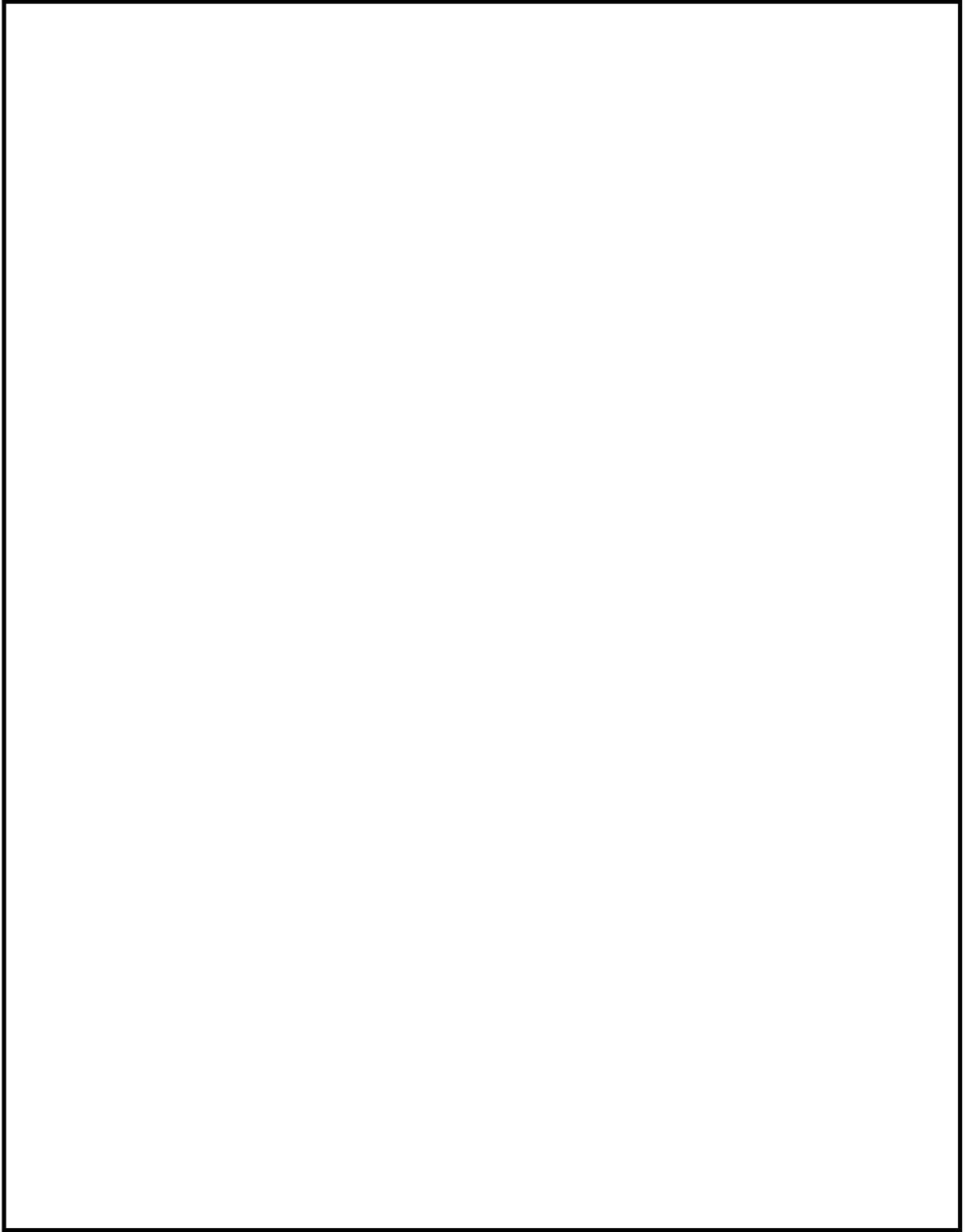


図 59-9-1 非常用照明 配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

59-10

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 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 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 炉心の著しい損傷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 中央制御室及び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プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ
 - 3.6 中央制御室待避室の収容性
 - 3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

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

原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下、表 1.1-1、表 1.1-2 のとおりである。

表 1.1-1 「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」第二十六条（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) 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>三 発電用原子炉施設の健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>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>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>(追加要求事項への適合方針は以下のとおり)</p> <p>・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、2号炉排気筒他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。そのほか、公的機関の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のテレビ等にて受信可能な設計とする。</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>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 <u>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</u></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</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よう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。「<u>当該措置をとるための操作を行うことができる</u>」には、<u>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。</u></p> <p>6 第3項第1号に規定する「<u>有毒ガスの発生源</u>」とは、<u>有毒ガスの発生時におい</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・万一事故が発生した際には、中央制御室内の運転員に対し、有毒ガスによる影響により対処能力が著しく低下しないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。</p> <p>・想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが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</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>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>	<p><u>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、<u>有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。</u></u></p>	<p>がない設計とする。そのために、固定源及び可動源それぞれに対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては、中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により、運転員を防護できる設計とする。</p>

表 1.1-2 「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」第三十八條（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)</p> <p>第三十八條 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（第四十七條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>第38條（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>適合方針</p> <p>・設置許可基準規則第二十六條第1項第2号に同じ。</p>

<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</p>	<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の解釈</p>	<p>適合方針</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>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</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>にとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>12 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。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</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・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。</p> <p>また、チャコール・フィルタを通らない空気の中央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技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</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><u>6 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><u>た空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>13 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>14 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>15 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><u>16 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</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・中央制御室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
	<p><u>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>	

(2) 重大事故等への対処

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と、その適合方針は以下、表1.1-3 のとおりである。

表 1.1-3 「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」第五十九条（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><u>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u></p> <p><u>1 第五十九条に規定する「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、第四十九条、第五十条、第五十一条又は第五十二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。</u></p> <p><u>2 第五十九条に規定する「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」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。</u></p> <p><u>a) 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><u>（重大事故等に対処するため必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p><u>・中央制御室には、炉心の著しい損傷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（中央制御室換気系及びLEDライト（三脚タイプ））を設置する設計とする。</u></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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>c) 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</u></p>	<p><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（中央制御室換気系及びLEDライト（三脚タイプ）は、代替交流電源設備から給電可能となる設計とする。</u></p> <p><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></p> <p><u>・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として、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンスを選定する。</u></p> <p><u>・運転員は、中央制御室滞在時及び交替のための入退域時ともにマスクの着用を考慮する設計とする。</u></p> <p><u>・運転員は、4直2交替勤務を前提に評価を行うが、積算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></p> <p><u>・中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区</u></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><u>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><u>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する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。</u></p> <p><u>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こと。</u></p>	<p><u>画を、中央制御室出入口近傍に設ける設計とする。</u></p> <p><u>・中央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する空気中の放射性物質の濃度を低減するため、非常用ガス処理系を設置する設計とする。</u></p> <p><u>・中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合において、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を容易かつ確実に閉止できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力により操作可能な設計とする。</u></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」第七十四条（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。

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表 1.1-4 に示す。

表 1.1-4 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 / 2)

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	
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)	-	
	中央制御室待避室	-	-	常設	(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※1	-	
	中央制御室待避室遮蔽	-	-	常設	常設重大事故緩和設備	-	
	再循環用ファン	-	-	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※1	-	
	チャコール・フィルタ・ プースタ・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※1	-	
	非常用チャコール・ 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※1	-	
	中央制御室待避室 正圧化装置 (空気ボンバ)	-	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	
	無線通信設備 (固定型)	62 条に記載					
	衛星電話設備 (固定型)						
	プラントパラメータ監視装置 (中央制御室 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)	-	
	差圧計※2	-	-	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)	-	
	酸素濃度計※2	-	-	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※2	-	-	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ことを担保する常設設備であるため、本分類とする

※2：計測器本体を示すため計器名を記載

表 1.1-4 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) (2/2)

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
居住性の確保	中央制御室換気系ダクト [流路]	(中央制御室換気系)	(S)	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	SA-2
	中央制御室待避室正圧化装置 (配管・弁) [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	中央制御室換気系弁 [流路]	(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※1	SA-2
照明の確保	無線通信設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	—	—	62 条に記載		
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]	—	—			
被ばく線量の低減	LED ライト (三脚タイプ)	非常用照明	—	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)	—
	非常用ガス処理系排気ファン	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	前置ガス処理装置 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	後置ガス処理装置 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系配管・弁 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	排気管 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
その他の設備に記載						
	原子炉建物原子炉棟 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※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ことを担保する常設設備であるため、本分類とする。

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、以下に記す。

(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」（以下、「技術基準規則」）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

島根原子力発電所 2 号炉においては、「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」（以下、「設置許可基準規則」）の解釈第 59 条 1 b) 及び技術基準規則の解釈第 74 条 1 b), 並びに「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」）に基づき想定する「設置許可基準規則の解釈第 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）」である『冷却材喪失（大破断 L O C A）＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失』シーケンスにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。従って、重大事故等が発生した場合、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。

しかしながら、被ばく評価においては、残留熱代替除去系に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いて、サプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

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の外の状況の把握が可能な設計としている。概略を図 2.1-1 に、配置を図 2.1-2 に示す。

(1) 監視カメラ

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（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林・近隣工場等の火災、飛来物（航空機落下等）、船舶の衝突、地震及び津波）及び発電所構内の状況を、2号炉排気筒に設置する津波監視カメラ並びに2号炉原子炉建物屋上、3号炉原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上及び一矢谷に設置する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) 取水槽水位計

津波の襲来及び津波挙動の把握が可能な設計とする。

(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している。

(4) 周辺モニタリング設備

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している。

(5) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室にテレビ、電話、FAX等を設置している。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、気象庁発信電文と連携したメールシステムにより、地震、津波、竜巻、大雨、大雪、噴火情報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している。

 : D B 範囲

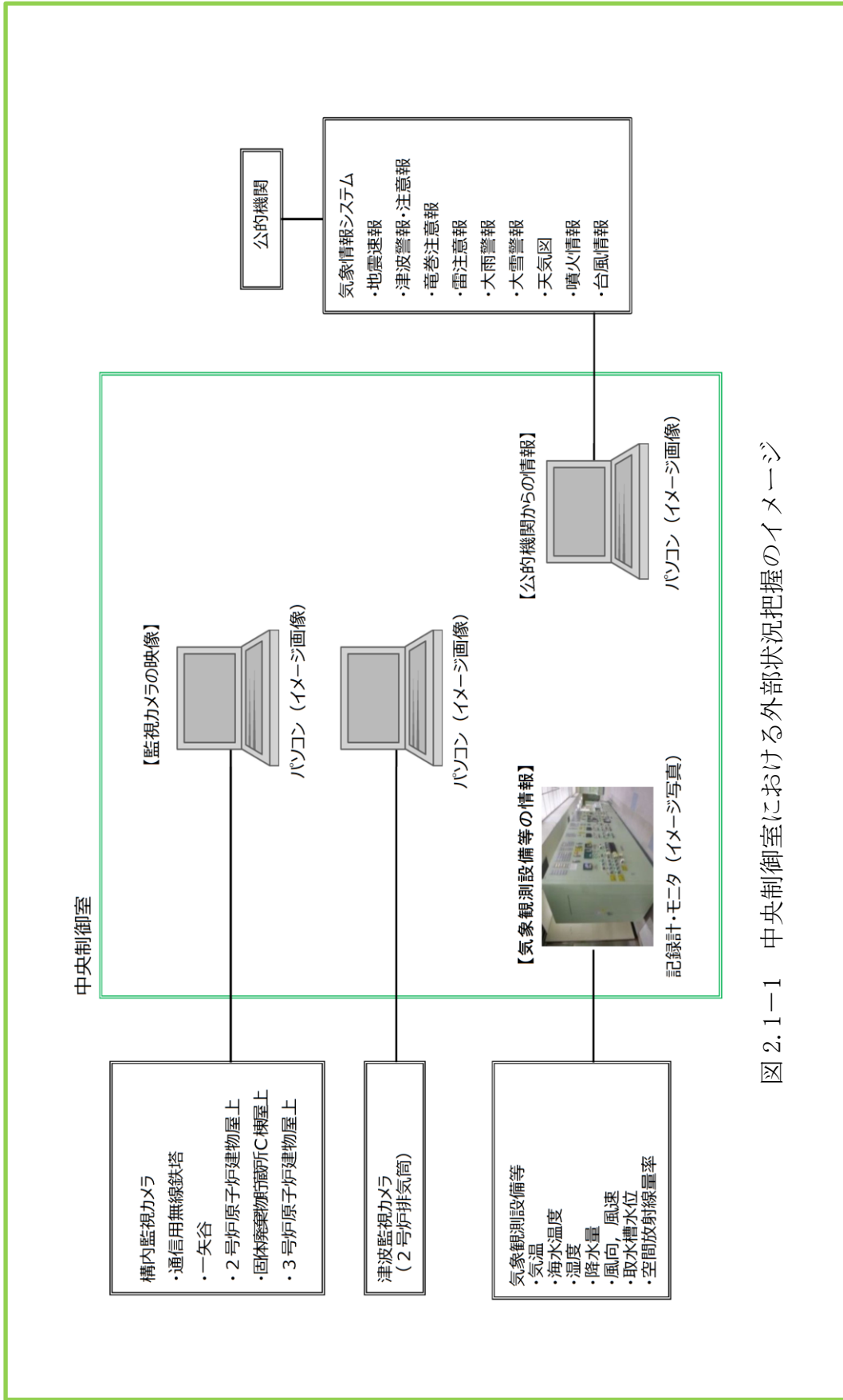


図 2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

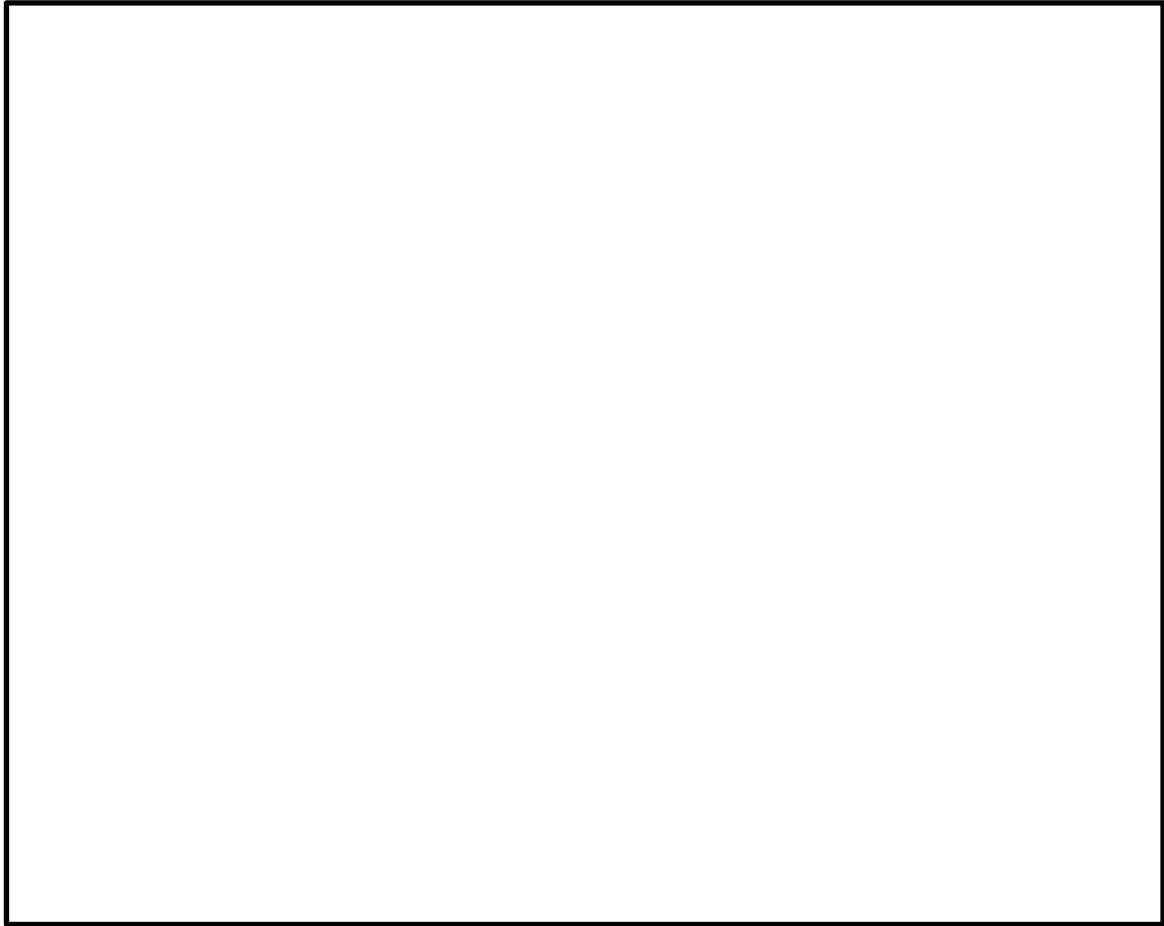


図 2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置・方向に設置するとともに、取水口を設置する輪谷湾における津波の襲来状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また、津波監視カメラは基準津波の影響を受けない高所（2号炉排気筒）に1台設置しており、監視に必要な要件を満足する仕様としている。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また、構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため2号炉原子炉建物屋上、3号炉原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上及び一矢谷に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。構内監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に構内監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び構内監視カメラは、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出来るよう配慮し、配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、監視可能な領域の監視により、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十分把握可能である。各々のカメラにて監視可能な発電用原子炉施設及び周辺の構内範囲について、図2.1-4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、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のある自然現象等を把握することとする。

 : D B 範囲


表 2.1-1 津波監視カメラの概要

	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	赤外線カメラ：デジタルズーム2, 4倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Sクラス
供給電源	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	2号炉排気筒 1台

 : DB範囲



図 2.1-3 監視カメラ配置図

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

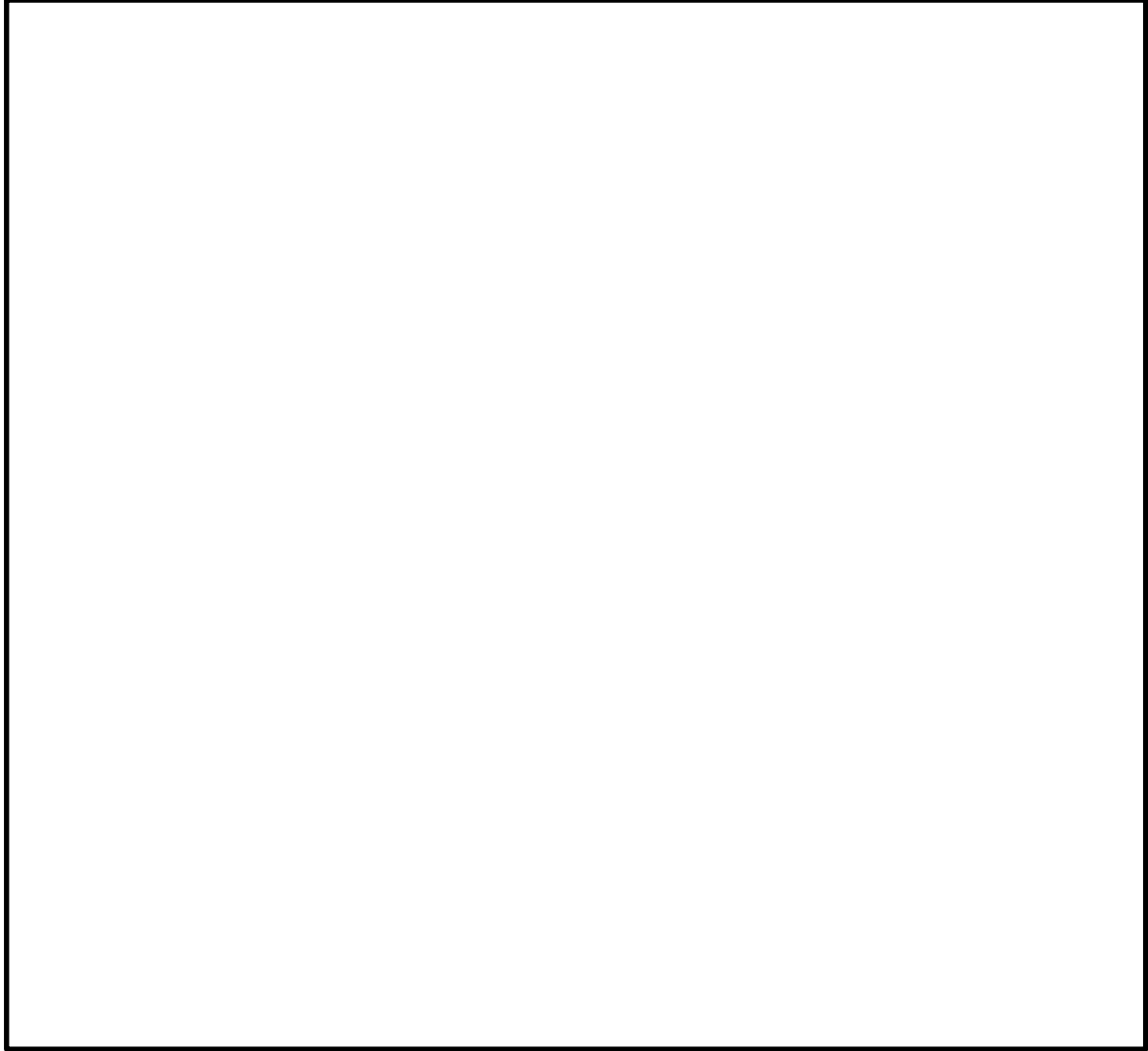


図 2.1-4 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

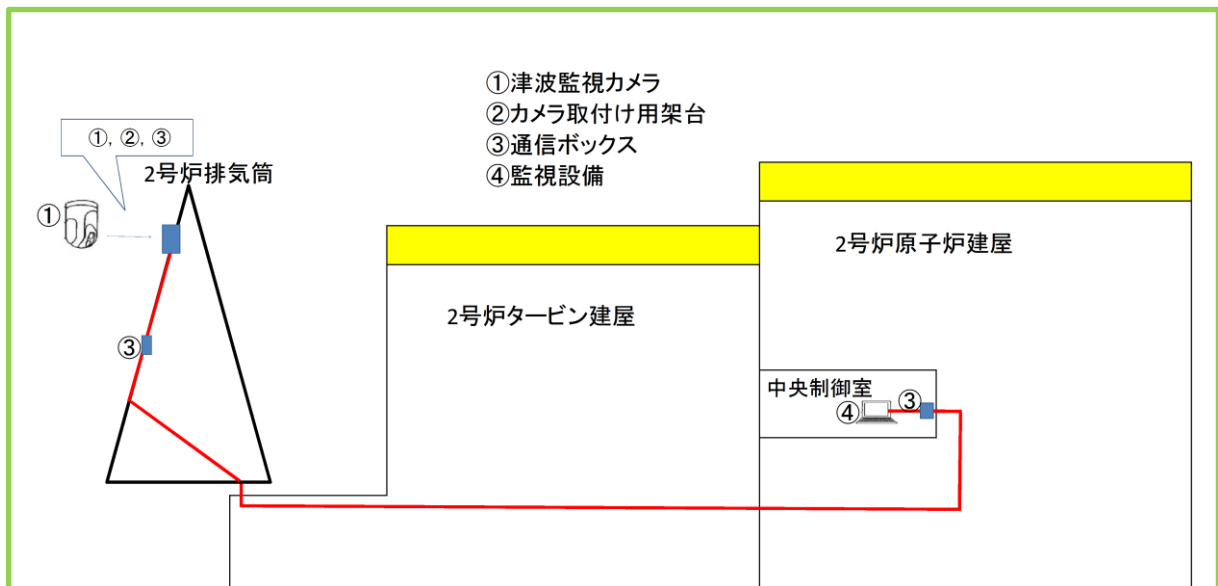


図 2.1-5 津波監視カメラ取付け概略図

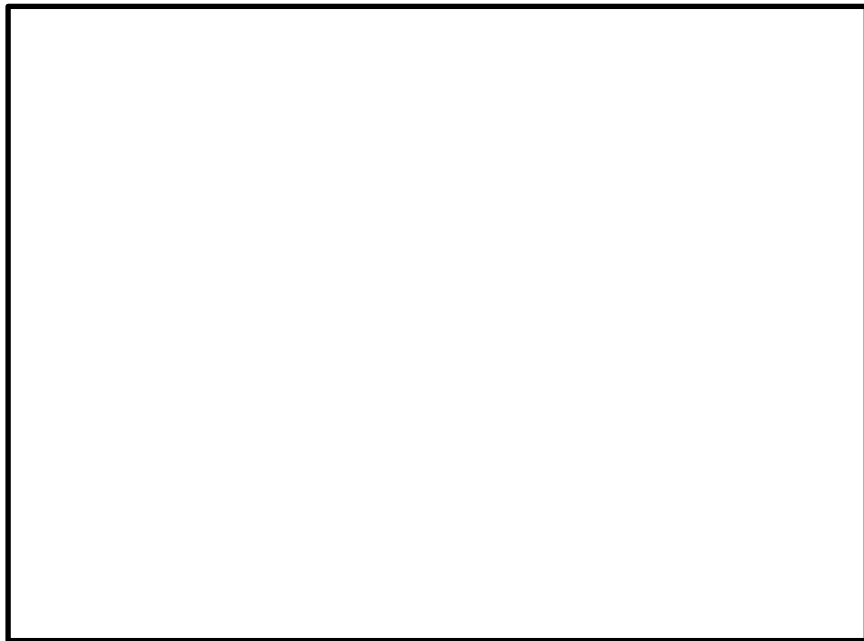


図 2.1-6 構内監視カメラ取付け概要図

: D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.3 監視カメラ映像サンプル

中央制御室において，監視カメラにより監視できる映像のサンプルを図 2.1-7 及び図 2.1-8 に示す。

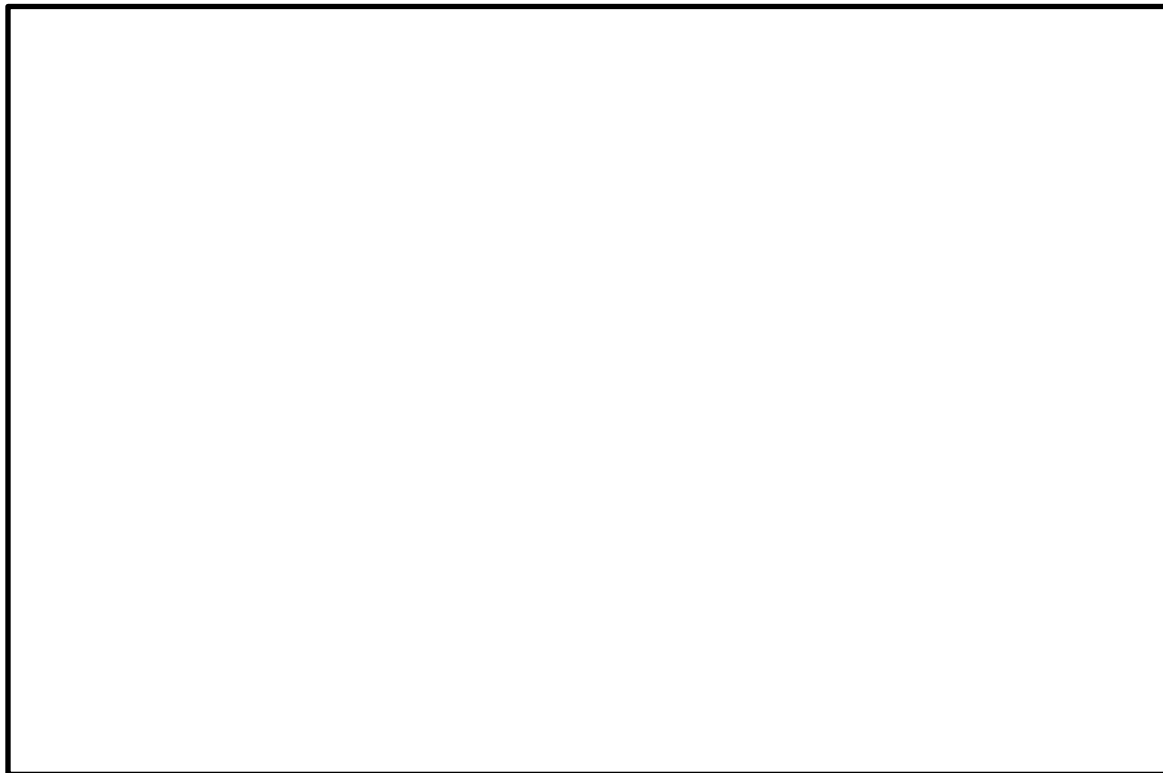


図 2.1-7 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (2号炉排気筒) にて2号炉取水口
方向

 : D B 範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

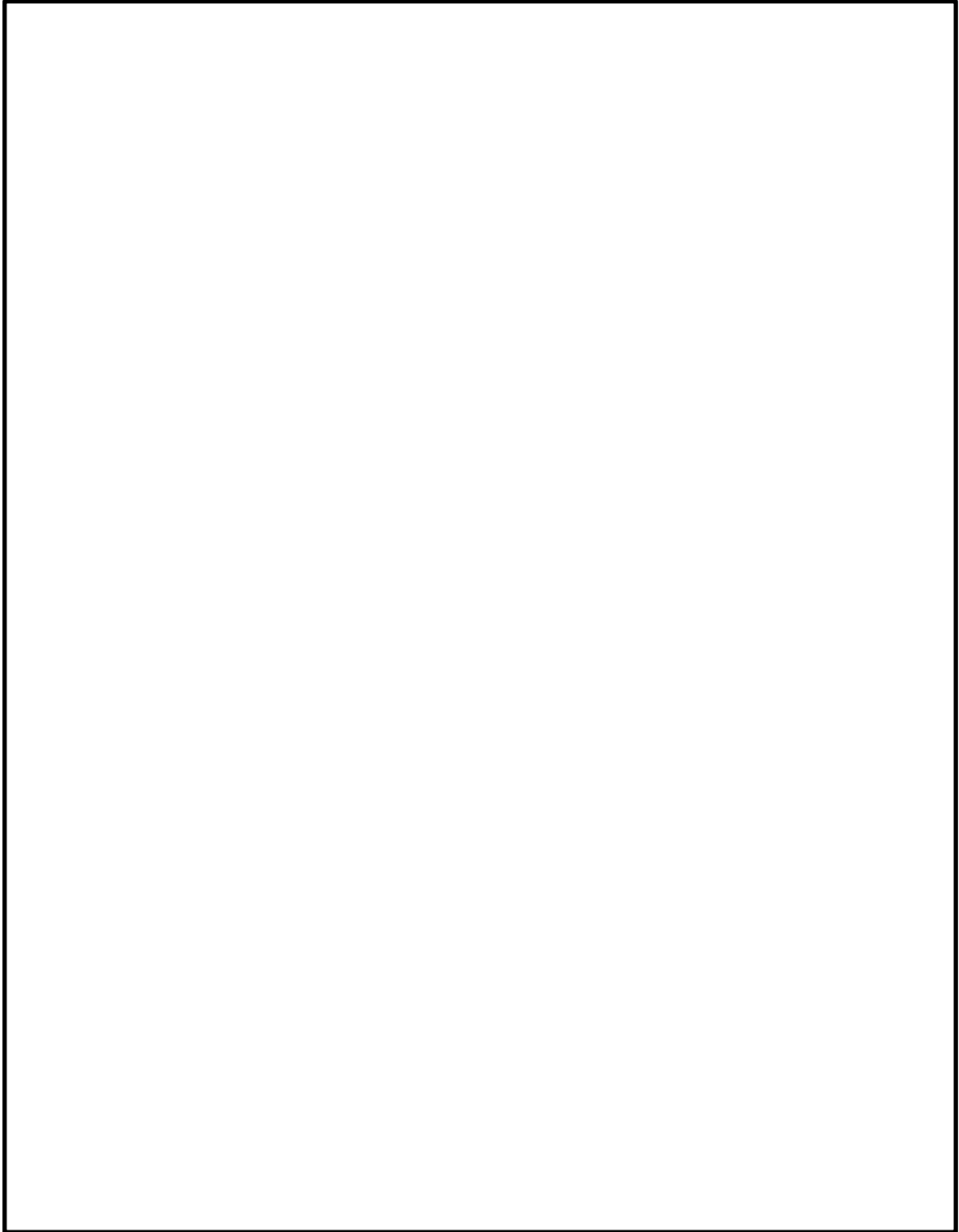


図 2.1-8 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(構内監視カメラの映像サンプル) (1 / 2)

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

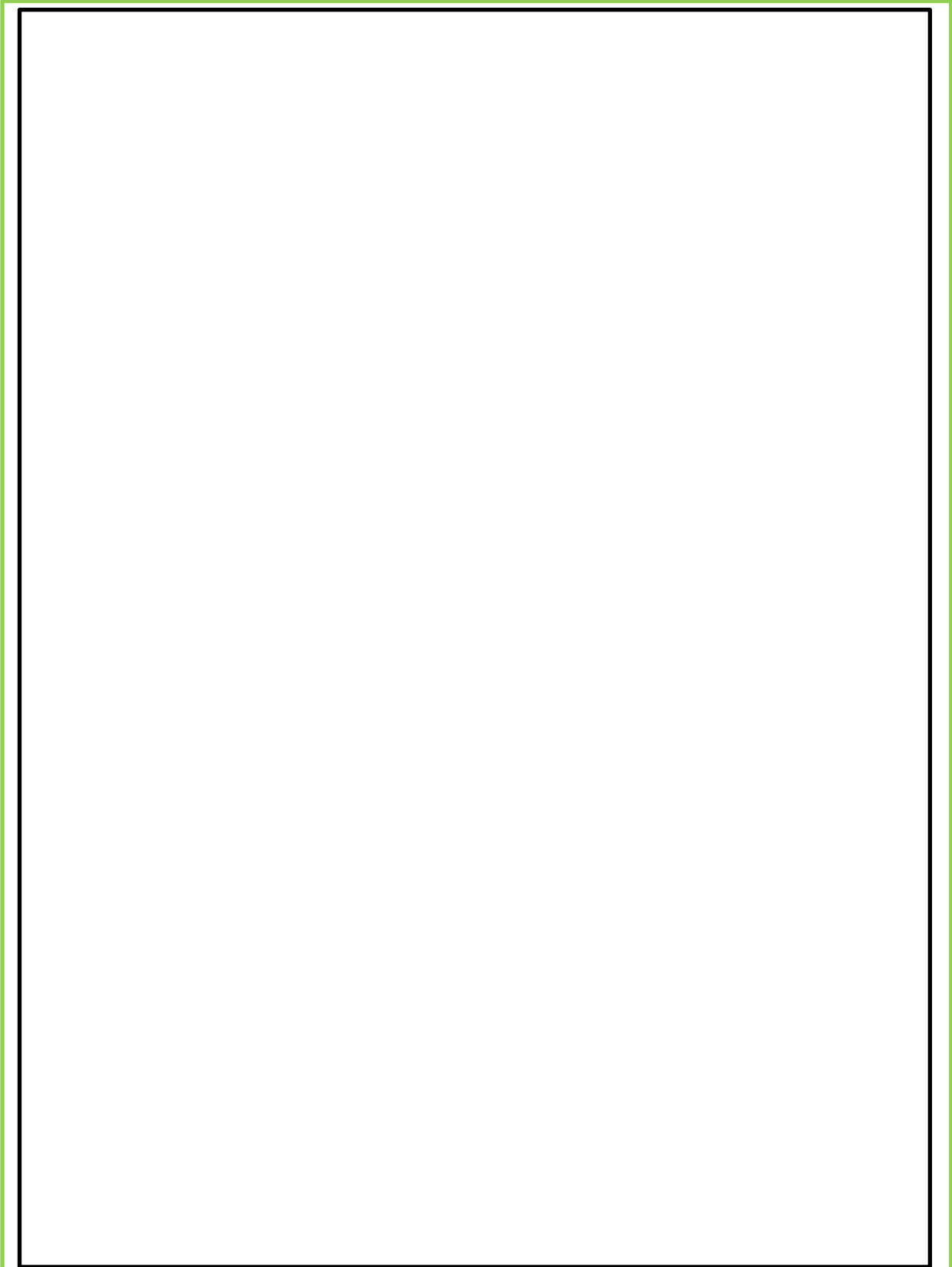



図 2.1-8 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(構内監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)

 : D B 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震，津波並びに設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」及び「発電用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，監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

表 2.1-3 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	監視カメラにより把握できる 発電用原子炉施設の外の状況	監視カメラ以外の設備等による 把握手段
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	公的機関（地震速報）
津波	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	取水槽水位計 公的機関（津波警報・注意報）
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	気象観測設備（風向，風速） 公的機関（台風，竜巻注意報）
竜巻		
降水	発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雨警報）
積雪	積雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雪警報）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無	公的機関（雷注意報）
地滑り	豪雨や地下水の浸透に伴う地滑り及び土石流の有無や原子炉施設への影響の有無	目視確認※ ¹
火山	降下火砕物の有無や堆積状況	公的機関（噴火警報）
生物学的 事象	海生生物（クラゲ等）の来襲による原子炉施設への影響	取水槽水位計※ ²
飛来物 （航空機落下）	飛来物の有無や構内及び原子炉施設への影響の有無	目視確認※ ¹
外部火災	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	目視確認※ ¹
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	目視確認※ ¹

※¹ 建物外での状況確認

※² 取水口が閉塞した場合，取水槽水位が下がるため把握可能

: DB範囲

2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表 2.1-4 に示す。

表 2.1-4 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

パラメータ	測定レンジ	測定レンジの考え方
大気圧	85～110kPa (絶対圧)	台風等による原子炉施設への風影響を把握できる設計としている。
気温	-10～40℃	設計基準温度 (低外気温) である -8.7℃ が把握できる設計としている。
海水温	0～50℃	設計基準温度 (海水温高) である 30℃ が把握できる設計としている。
湿度	0～100%	—
雨量	0～80 mm	設計基準降水量である 77.9 mm (1 時間値) を把握できる設計としている。
風向 (EL28.5m, EL65m, EL130m)	全方位 (0～540°)	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 (水平) (EL28.5m, EL65m, EL130m)	0～60m/s (EL28.5m) (10 分間平均値) 0～30m/s (EL65m, EL130m) (10 分間平均値)	設計基準風速である 30m/s (10 分間平均値) を把握できるものとする。
風速 (鉛直) (EL65m, EL130m)	-10～10m/s (10 分間平均値)	
取水槽水位	EL-9.3～10.7m	基準津波による津波高さ (下降側) である EL-7.2m を把握可能な設計としている。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。(表 2.1-3)
空間線量率 (モニタリングポスト No. 1～6)	10 ¹ ～10 ⁸ 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 ⁸ nGy/h) を満足する設計とする。

: 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、中央制御室には酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備している。

表 2.2-1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～25.0vol%
	表示精度	±0.5vol%
	電源	電源：乾電池（単三×2本） 測定可能時間：約15,000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。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0～10,000ppm
	表示精度	±500ppm
	電源	電源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約7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。）

 : DB範囲

 : SA範囲

2.2.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度管理は、「労働安全衛生法」、JEAC4622-2009「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程」に基づき、酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合、又は二酸化炭素濃度が0.5%を上回るおそれがある場合に、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

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。

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

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

 : DB範囲

 : SA範囲


JEAC4622-2009「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程」（一部抜粋）


【付属書解説2.5.2】事故時の外気を取り込み

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CO₂濃度の上昇による運転員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CO₂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CO₂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CO₂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。

 : DB範囲

 : SA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、モニタリング及び作業服の着替え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、中央制御室に待機していた要員が、中央制御室外で作業を行った後、再度、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タービン建物内、かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。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、チェンジングエリア用照明を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図 2.3-1 に示す。

また、チェンジングエリアの設営は、緊急時対策要員 2 名で、2 時間以内を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャートを図 2.3-2 に示す。

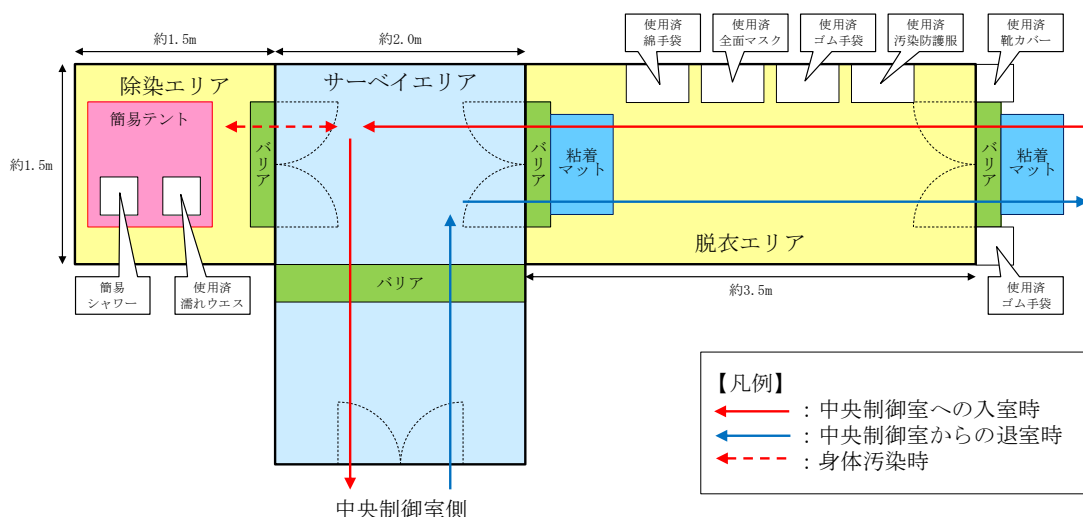
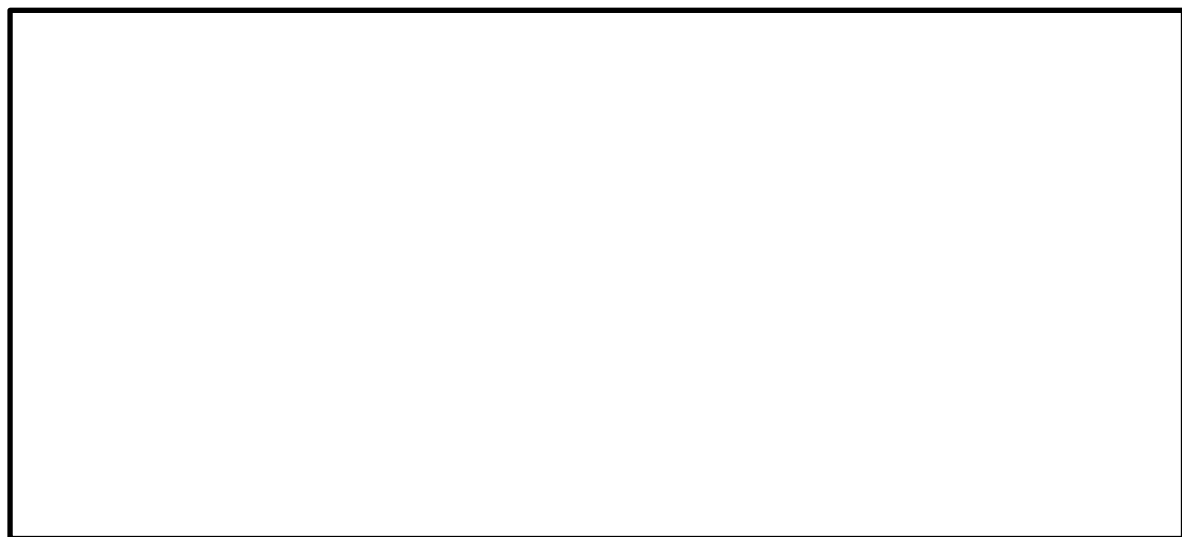


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

： S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

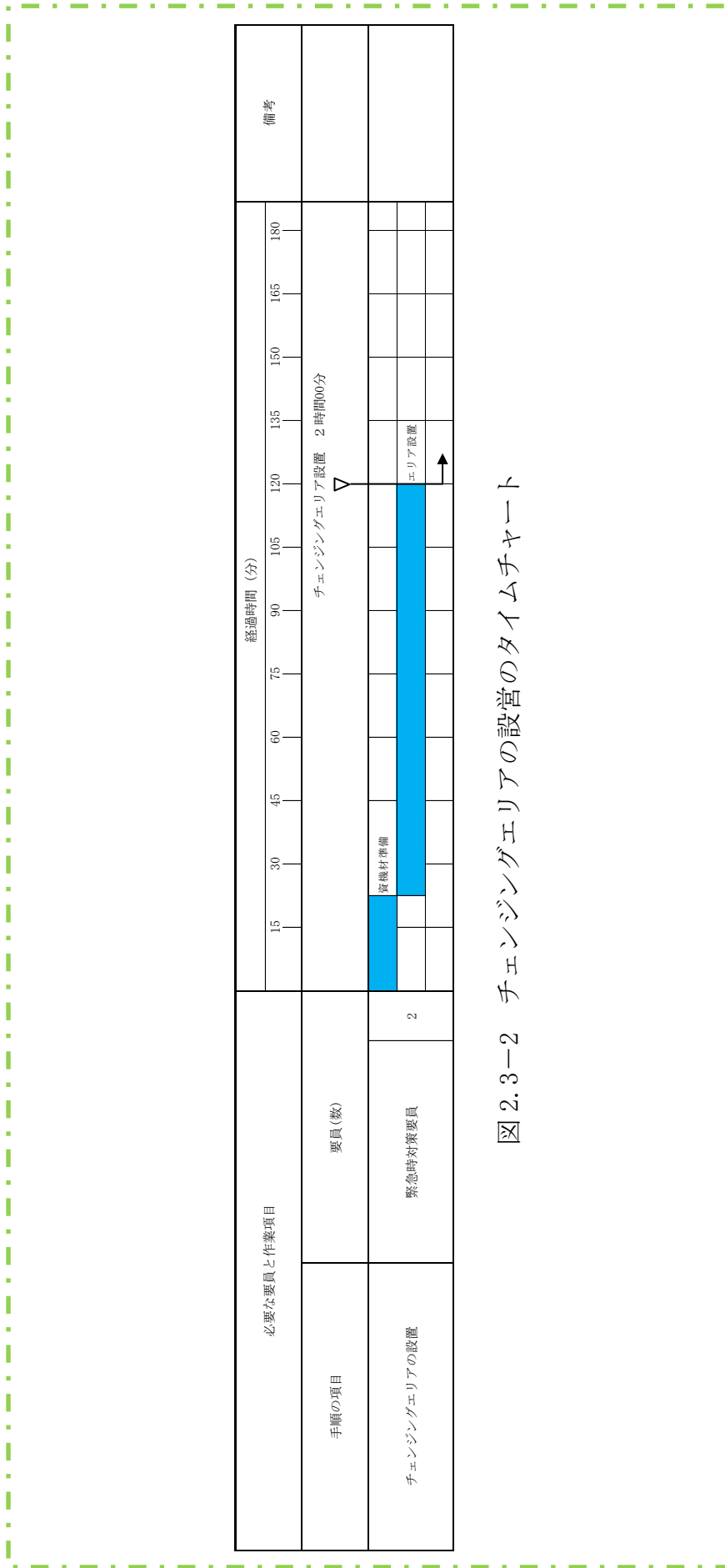


図 2.3-2 チェンジングエリアの設置のタイムチャート

2.4 炉心の著しい損傷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

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、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、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、炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室換気系給排気隔離弁又は中央制御室外気取入調節弁により外気との連絡口を遮断し、再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンによるチャコール・フィルタ・ユニットを通した系統隔離運転若しくは、チャコール・フィルタ・ユニットにより放射性物質を浄化した外気を供給することで中央制御室バウンダリを正圧化する加圧運転を行う事により、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

非常用ガス処理系は、原子炉建物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物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管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、中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後の格納容器フィルタベント系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。

中央制御室待避室は、炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器フィルタベント系を作動させる際の中央制御室内執務の運転員及び現場操作対応の運転員合計5名を収容可能な設計とし、かつ十分な資機材類を配備する設計としている。（各事故シーケンスにおける運転員の対応要員数については、「3.6 中央制御室待避室の収容性」に示す。）

また、中央制御室及び中央制御室待避室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイ・メータを配備することで、居住性が確保できていることを常時確認できる設計とする。LEDライト（ランタンタイプ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）及び通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避室においても継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とする。中央制御室待避室への待避期間中における運転操作は不要であるが、万一、運転操作が必要となった場合には、必要な防護具類を着用した上で、中央制御室待避室から退出、制御盤での操作を行い、操作終了後、速やかに中央制御室待避室へ移動する。

: S A 範囲

中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の系統概要を図 2.4-1 に、正圧化バウンダリを図 2.4-2 に示す。

 : S A 範囲

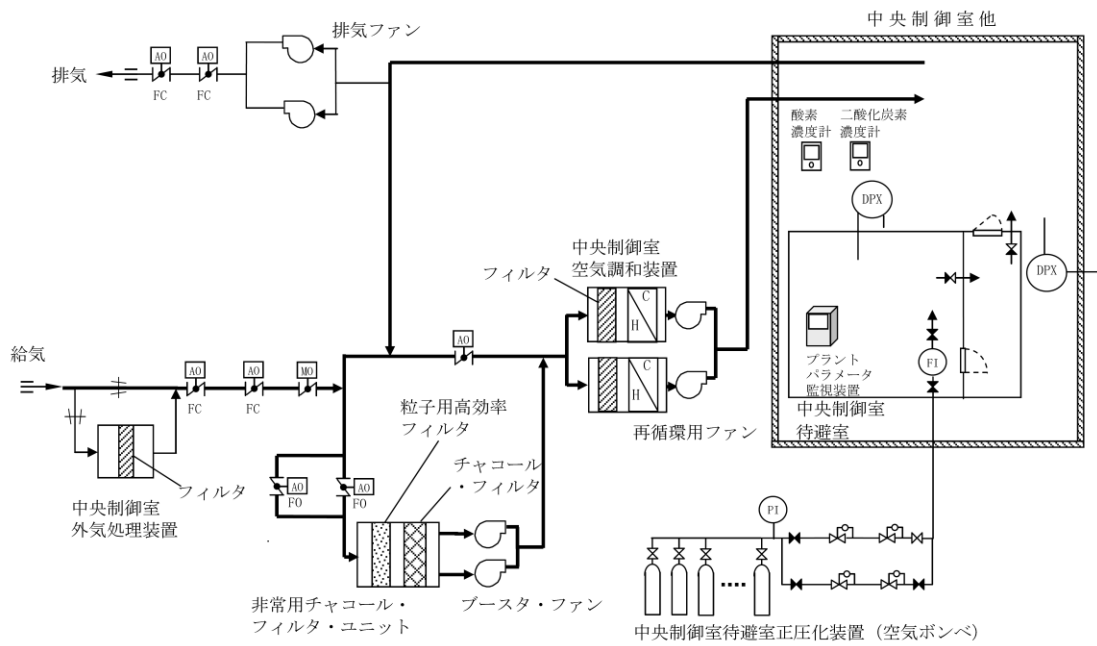


図 2.4-1 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置 系統概要図

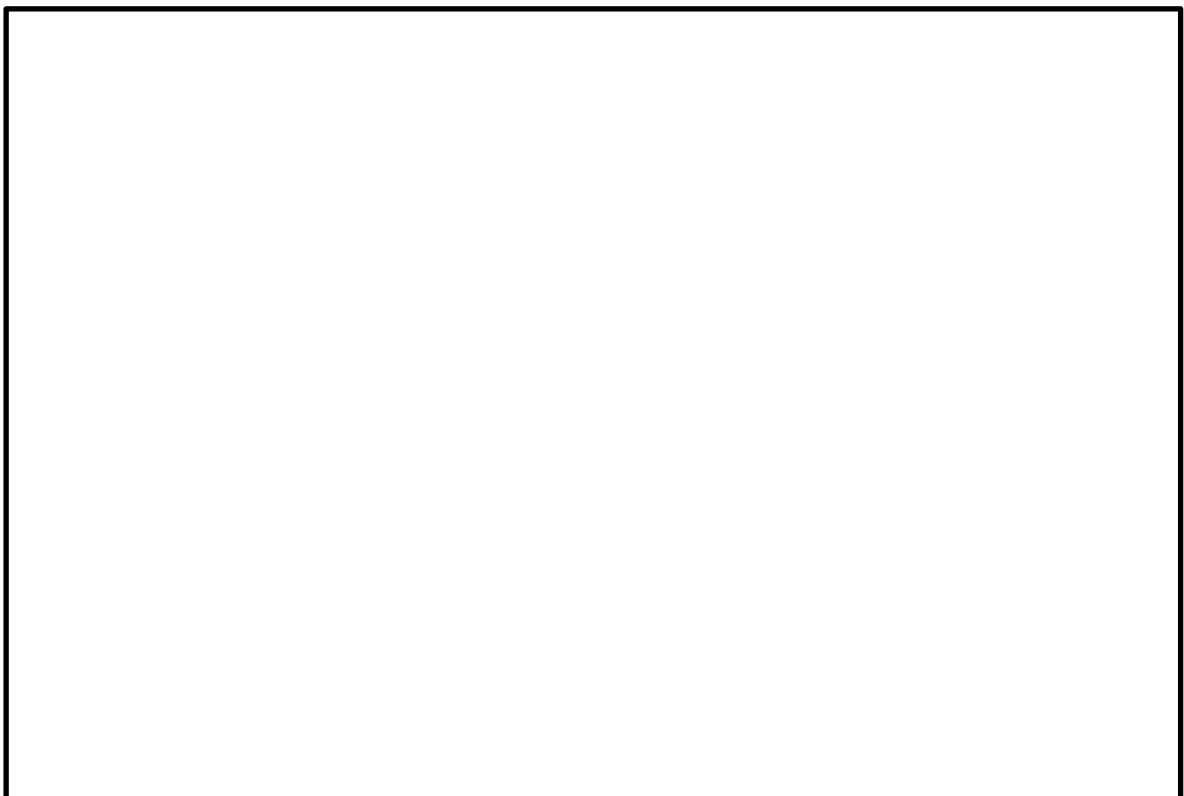


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の正圧化バウンダリ図

： S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

中央制御室及び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、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。

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室のある制御室建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃と仮定すると、中央制御室の階層高さは最大約 5.2m であるため、以下のとおり約 11Pa 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-8.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (40^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{重力加速度} [\text{m}/\text{s}^2] \times \text{階層高さ} [\text{m}] \\ &= (1.335 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.127 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 9.8 [\text{m}/\text{s}^2] \times 5.2 [\text{m}] \\ &= 10.6 [\text{N}/\text{m}^2] \quad \doteq 11 [\text{Pa}]\end{aligned}$$

このため、中央制御室正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 2.4-3 のように、外気に対して +20Pa 以上とする。

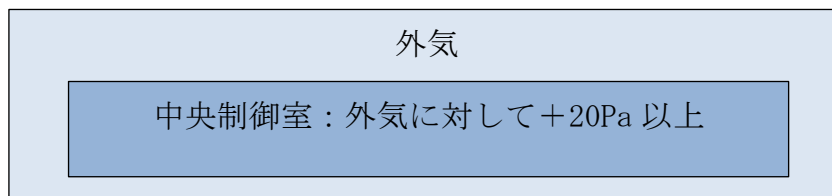


図 2.4-3 中央制御室 正圧化圧力

また、重大事故等発生時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室のある制御建物の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-8.7℃、中央制御室待避室の階層高さを約 2.5m と仮定すると、以下のとおり約 6 Pa 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-8.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (40^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{重力加速度} [\text{m}/\text{s}^2] \times \text{階層高さ} [\text{m}] \\ &= (1.335 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.127 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 9.8 [\text{m}/\text{s}^2] \times 2.5 [\text{m}] \\ &= 5.1 [\text{N}/\text{m}^2] \quad \doteq 6 [\text{Pa}]\end{aligned}$$

このため、中央制御室待避室の正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 2.4-4 のように中央制御室に対して +10Pa 以上とする。

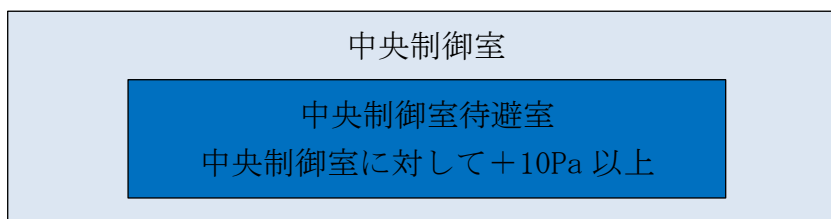


図 2.4-4 中央制御室待避室 正圧化圧力

: S A 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。炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室換気系により希ガス以外の放射性物質を浄化した空気にて中央制御室バウンダリ全体を正圧化する加圧運転を行うことで、炉心の著しい損傷発生時に中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能とするとともに、希ガスの大量放出が想定される格納容器フィルタベント実施時には外気取入のための中央制御室換気系給排気隔離弁を全閉とし、中央制御室を系統隔離運転とすることで、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。

また、非常用ガス処理系により原子炉建物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物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管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。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の系統概要を図 2.4-5 に示す。

: S A 範囲

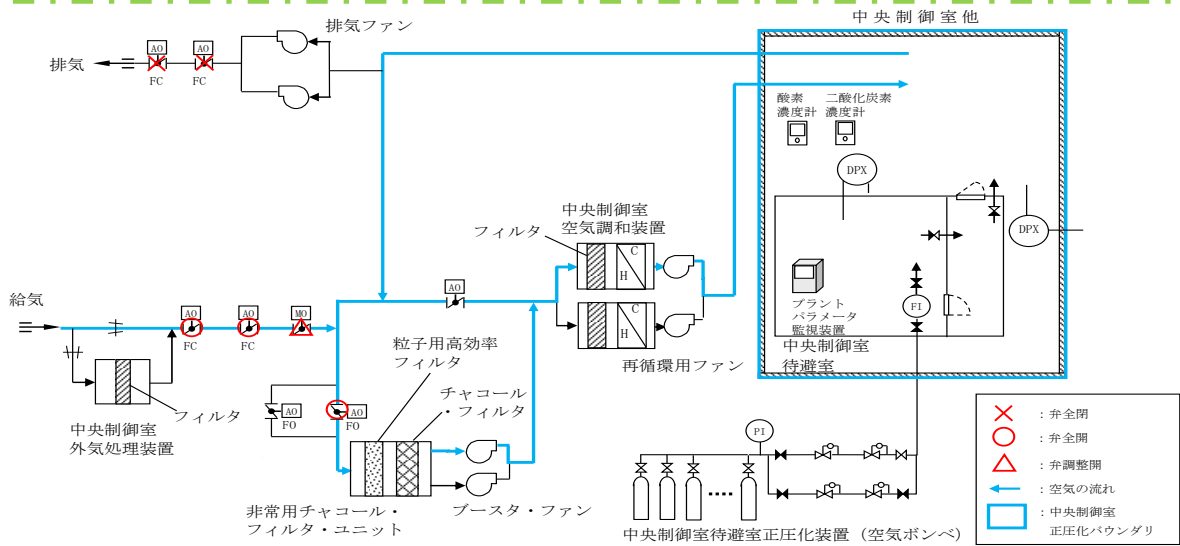


図 2.4-5 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置系統概要図 (1 / 2)
(炉心の著しい損傷の発生時, プルーフ通過前及びプルーフ通過後)

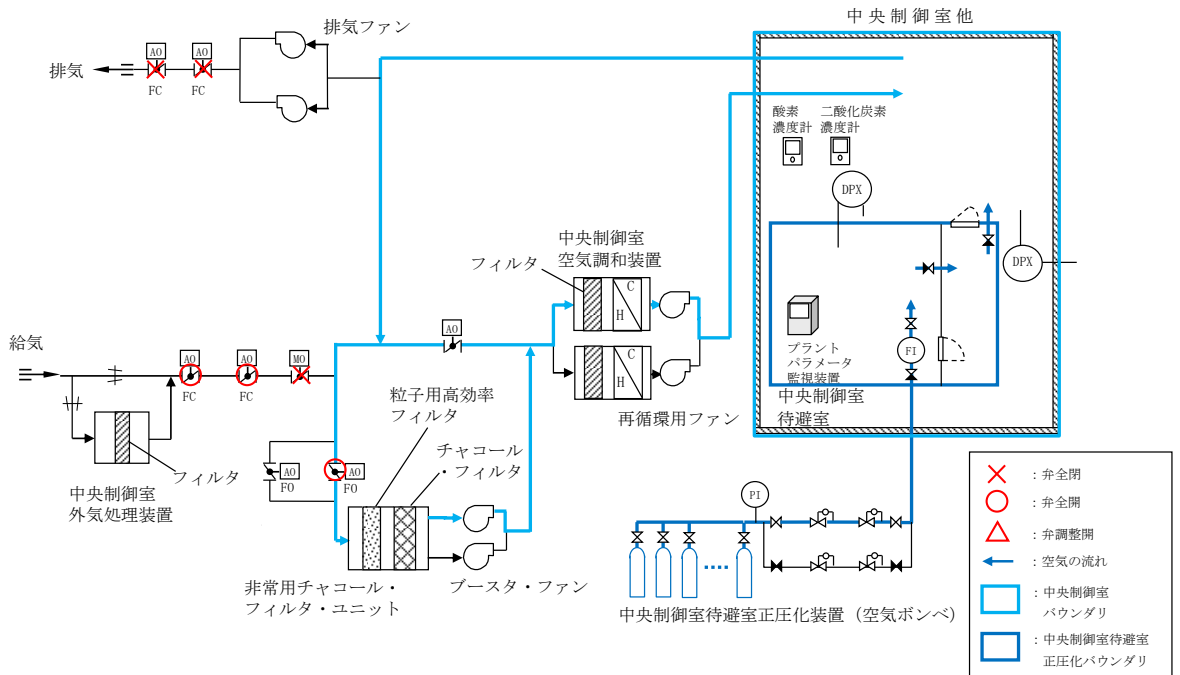


図 2.4-5 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置系統概要図 (2 / 2)
(炉心の著しい損傷の発生時, プルーフ通過中)

: SA範囲

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備は建物躯体と一体となった、コンクリート厚さ [] の壁、コンクリート厚さ [] の天井及びコンクリート厚さ [] の床であり、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している。図 2.4-6 に中央制御室遮蔽位置を、また、図 2.4-7 に中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の配置図を示す。



図 2.4-6 中央制御室遮蔽の概要 (E-W断面)



図 2.4-7 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽 配置図

[] : S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 中央制御室換気系

a. 設計風量

中央制御室バウンダリ全体を正圧化するために必要となる空気供給量は、中央制御室換気系差圧試験にて測定し決定する。また大気間差圧は、大気基準点と中央制御室バウンダリ内各測定点での気圧を気圧計にて同時測定を行った。計測値は、大気圧基準点高さに補正算出した。

試験結果を図 2.4-8 に示す。中央制御室内を外気より +20Pa 以上で正圧化する必要風量は m³/h 以上となる。よって、必要な空気供給量は上記風量に設計裕度をもった 17,500m³/h とする。

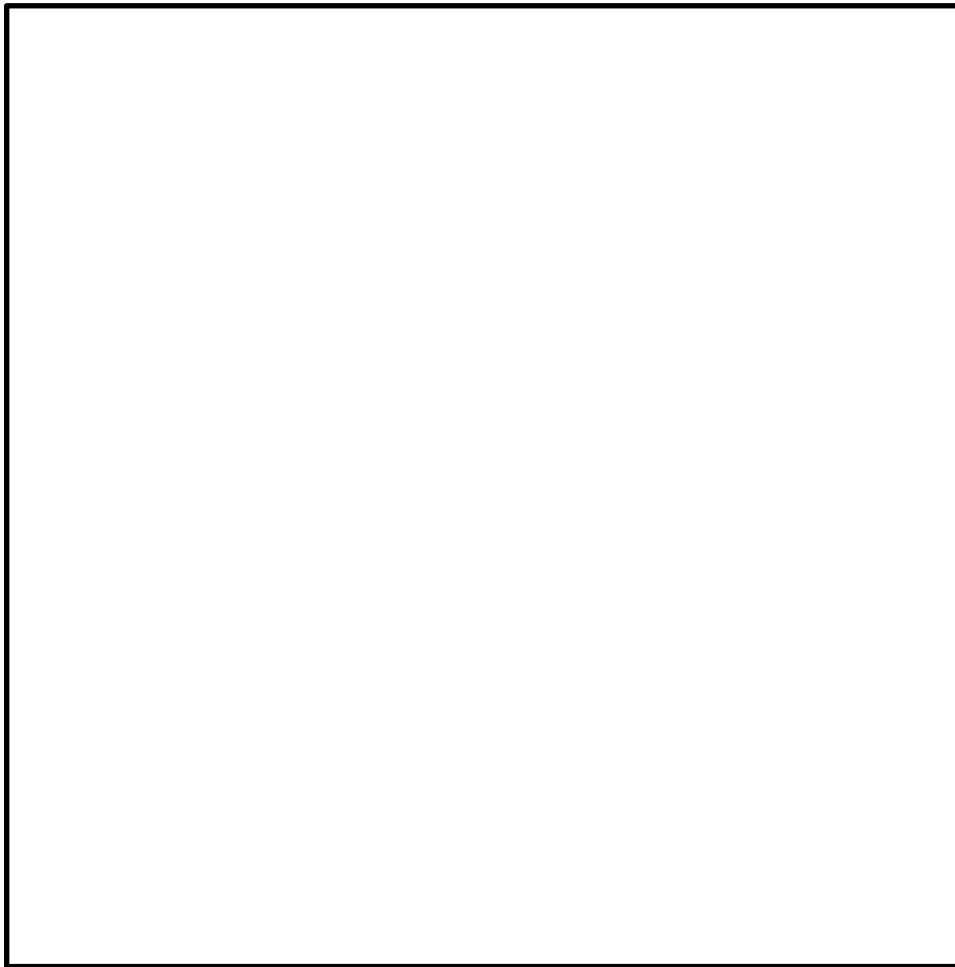


図 2.4-8 中央制御室の気密性能試験結果

 : S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

中央制御室換気系の容量，設置台数及び設置場所について表 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 中央制御室換気系の仕様及び台数

設備	項目	仕様等
再循環ファン	容量及び設置台数	120,000m ³ /h/台×1台（予備1台）
	設置場所	廃棄物処理建物2階
チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	容量及び設置台数	32,000m ³ /h/台×1台（予備1台）
	設置場所	廃棄物処理建物2階

b. 中央制御室換気系のフィルタ性能

中央制御室換気系の粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタの除去効率を表 2.4-2 に示す。

表 2.4-2 中央制御室換気系のフィルタ除去効率

種類	総合除去効率 (%)
粒子用高効率フィルタ	99.9 (0.3μm 粒子 ^{※1})
チャコール・フィルタ	95 (相対湿度 70%以下 ^{※2})

※1：日本工業規格 JIS Z 4812-1975「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ HEPA Filters for Radioactive Aerosols」に基づき設定

※2：非常用チャコール・フィルタ・ユニット入口の空気条件に基づき設定

c. 機器構成

中央制御室換気系の機器概要図を図 2.4-9 に，中央制御室換気系の設置エリアを図 2.4-10 に示す。中央制御室換気系は再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット（粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタ）等から構成し，中央制御室にフィルタにより浄化された空気を供給することで中央制御室バウンダリ全体を正圧化可能な設計とする。

： S A 範囲

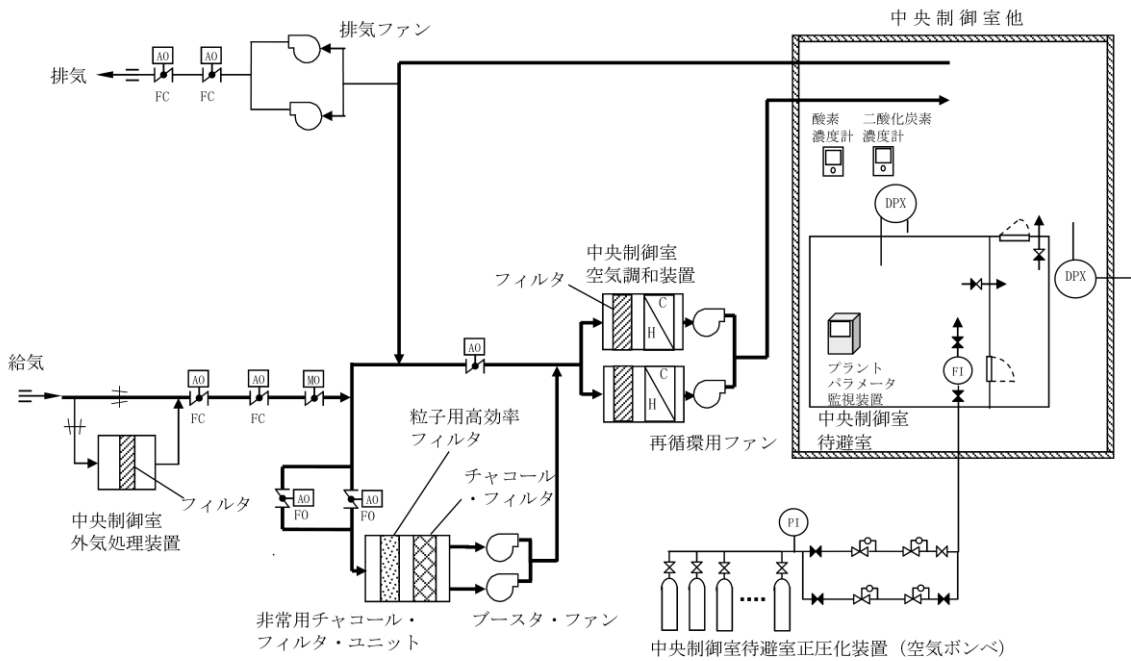


図 2.4-9 中央制御室換気系 機器概要図

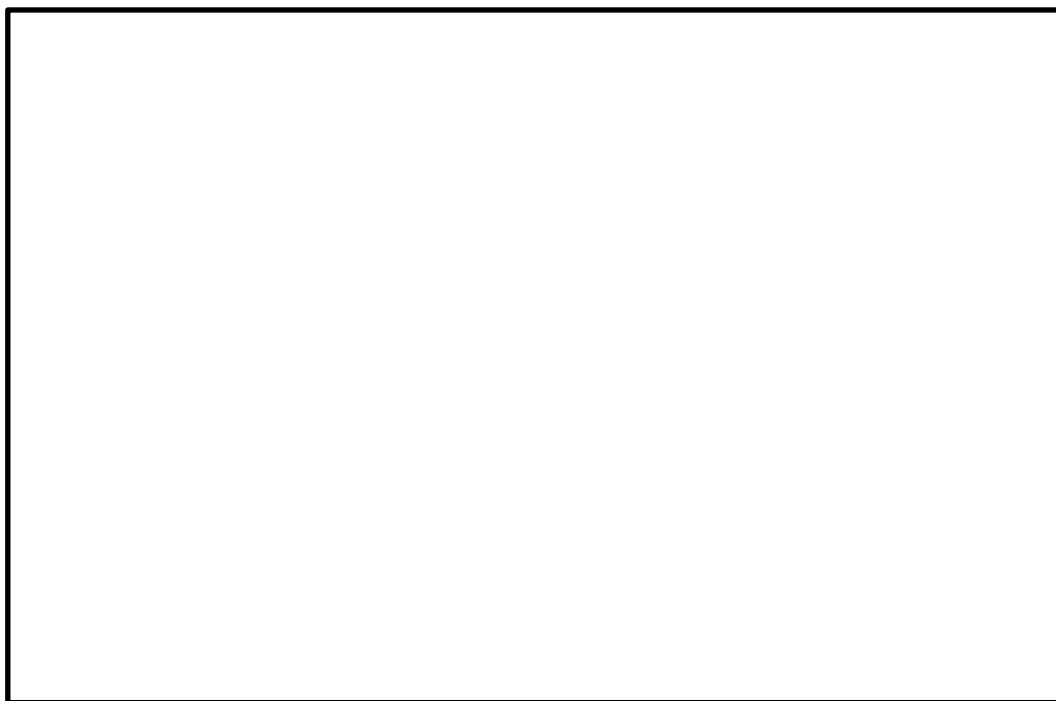


図 2.4-10 中央制御室換気系の設置エリア

: SA範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

d. 中央制御室換気系加圧運転操作に係る弁

炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室バウンダリ全体を正圧化するために操作する弁の系統概要図を図 2.4-11 に示す。操作対象の弁は、中央制御室外気取入調節弁 1 弁、中央制御室給気隔離弁 2 弁あり、全交流動力電源喪失時においても、手動で弁操作可能な構造となっている。

中央制御室換気系弁の配置図を図 2.4-12 に示す。中央制御室給気隔離弁操作は、廃棄物処理建物 2 階の非常用チャコール・フィルタ・ユニット室で実施するためアクセス性に問題はなく、開操作もハンドルを開側に回す作業のみであり、現場運転員 2 名により実施可能な見込みである。また中央制御室外気取入調節弁の操作は、中央制御室制御盤で実施するためアクセス性に問題はなく、中央制御室運転員 1 名により実施可能な見込みである。

したがって上記の操作は、現場運転員 2 名及び中央制御室運転員 1 名にて 40 分程度で実施可能な見込みである。

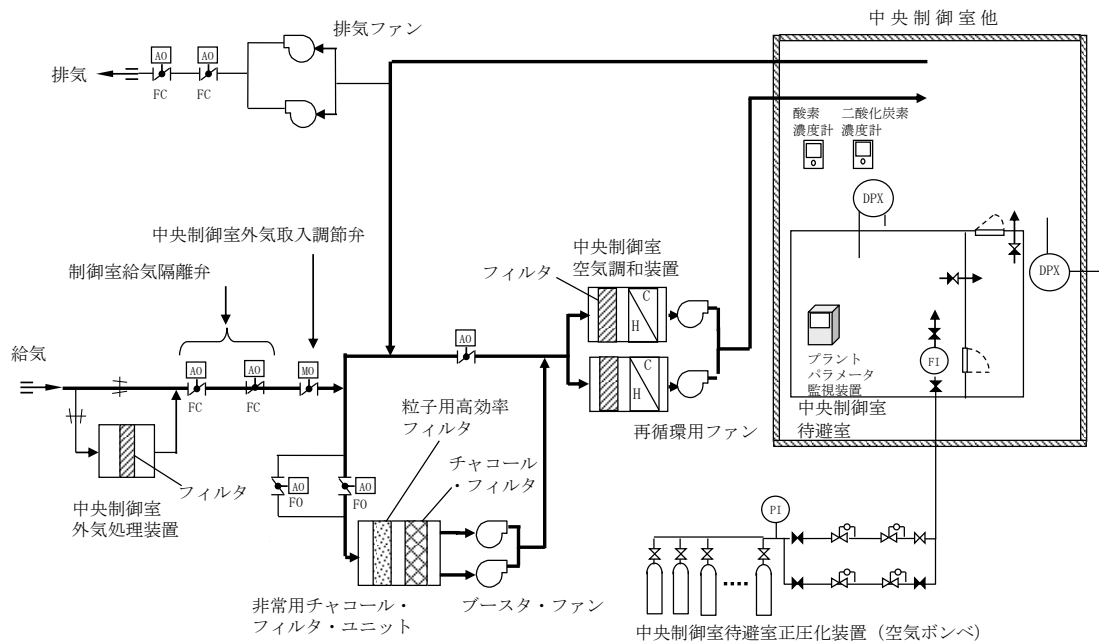


図 2.4-11 中央制御室換気系弁 系統概要図

: S A 範囲

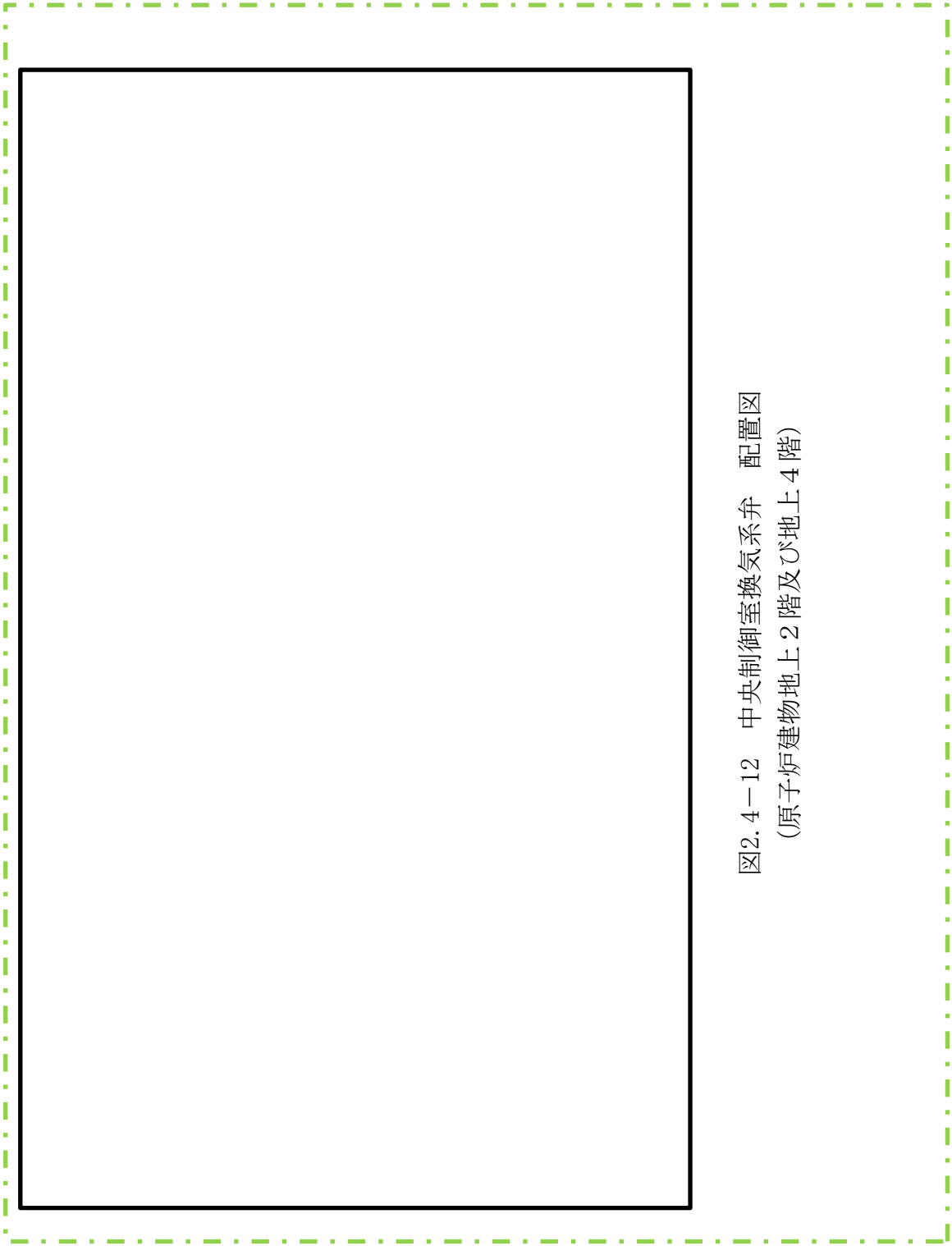


図2.4-12 中央制御室換気系弁 配置図
(原子炉建物地上2階及び地上4階)

 : SA範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 非常用ガス処理系及び原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置

非常用ガス処理系は、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。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファン、前置ガス処理装置、後置ガス処理装置、配管・弁類、計測制御装置等で構成する。

非常用ガス処理系の概要図を図2.4-13に示す。

非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物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物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管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気ファンは、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ガスタービン発電機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、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下、「ブローアウトパネル閉止装置」という。）を電動で閉操作することで、原子炉建物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ガスタービン発電機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気ファン

種類	遠心型
容量	4,400m ³ /h/台
台数	1（予備1）

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

個数	2
----	---

 : S A 範囲

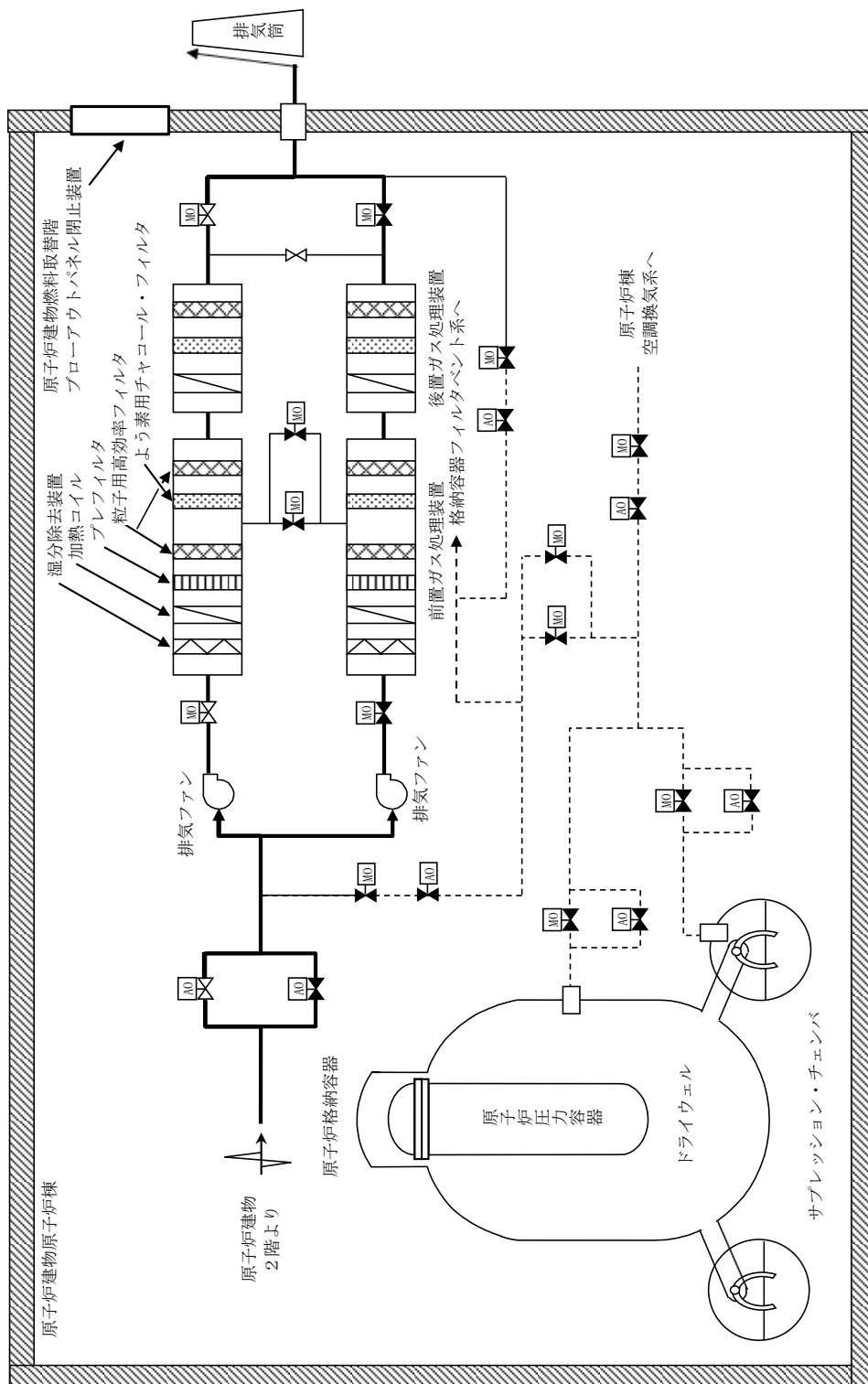


図 2.4-13 非常用ガス処理系 系統概要図

： SA 範囲

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

炉心の著しい損傷発生時に格納容器フィルタベント系を作動させる場合においては、中央制御室待避室を空気ポンベにより正圧化するとともに、中央制御室を中央制御室換気系により正圧化することで、中央制御室の遮蔽内への希ガスを除く放射性物質を低減し、中央制御室待避室での滞在中に中央制御室に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減、及び放射性物質の体内への取り込みを低減可能な設計とする。

中央制御室待避室は鉛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、中央制御室待避室正圧化装置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。

ここで、正圧化の差圧は、中央制御室と外気、中央制御室待避室と中央制御室の差圧を差圧計により、2.4.2項に示す正圧化設計圧力値を監視することとし、外気と中央制御室との間、及び中央制御室と中央制御室待避室との間の差圧は扉を閉めることにより確保する。

なお、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の概要を図2.4-14に示す。

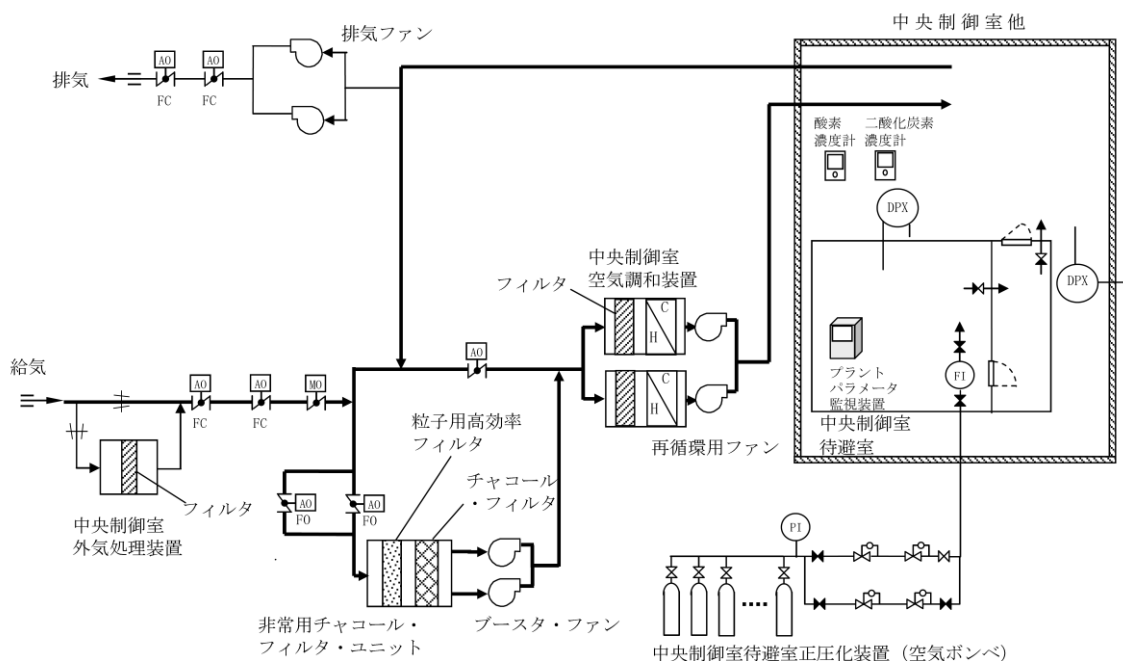
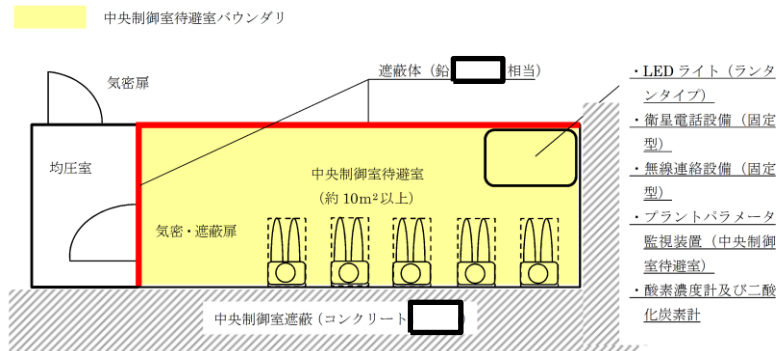


図2.4-14 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の概要図

: S A 範囲

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避室の収容人数は、中央制御室運転員数5名が収容可能な設計とする。中央制御室待避室のレイアウトを図2.4-15に示す。



注：レイアウトについては、訓練等で有効性を確認し、適宜見直していく。

図2.4-15 中央制御室待避室レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、鉛 \square と同等以上の遮蔽能力を期待できる金属壁とし、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、運転員が出入りする扉については気密性を持った遮蔽扉を設置する。概要は図2.4-15に示すとおり。

(4) 中央制御室待避室正圧化装置

a. 系統構成

中央制御室待避室正圧化装置の系統概要図を図2.4-16に示す。

空気ボンベから減圧弁を介し、流量調整弁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、予め開度調整した排気隔離弁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、中央制御室待避室差圧計を設置する。

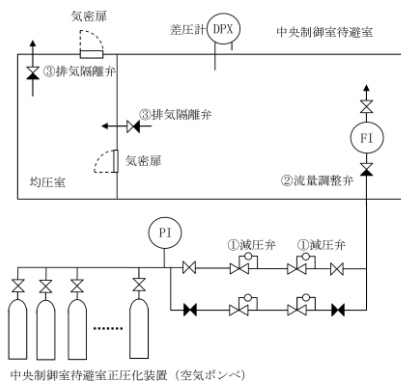


図2.4-16 中央制御室待避室正圧化装置 系統概要図

: S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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 $n = 5$ 名

・許容二酸化炭素濃度

$C = 1.0\%$ ※ (鉱山保安法施行規則)

・空気ボンベ二酸化炭素濃度

$C_0 = 0.03\%$ (空気調和・衛生工学便覧)

・呼吸による二酸化炭素発生量

$M = 0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (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

$Q_1 = 100 \times M \times n \div (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$= 100 \times 0.022 \times 5 \div (1.0 - 0.03)$

$= 11.4 \div 11.4 \text{ m}^3/\text{h}$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数 $n = 5$ 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 $b = 19\%$ ※ (鉱山保安法施行規則)

・成人の呼吸量 $c = 0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (空気調和・衛生工学便覧)

・乾燥空気換算呼気酸素濃度

$d = 16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)

・必要換気量

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

$= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 5 \div (20.95 - 19.0)$

$= 5.6\text{m}^3/\text{h}$

以上より、空気ボンベ正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ とする。

※ 許容二酸化炭素濃度, 許容酸素濃度

空気ボンベを使用する場合は、希ガス等の放射性物質を含む外気が侵入しないようにするための防護措置であり、中央制御室待避室が密閉された限られた環境であるため、同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める許容二酸化炭素濃度 1.0% 以下、許容酸素濃度 19% 以上とする。

: S A 範囲

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間^{※1}正圧化する必要最低限のポンベ本数は、二酸化炭素濃度基準換気量の 11.4m³/h 及びポンベ供給可能空気量 8.0m³/本から下記のとおり 15 本となる。なお、中央制御室待避室においては、正圧化試験を実施し、必要ポンベ本数が 10 時間^{※1}正圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力 19.6MPa (at35℃)
- ・ポンベ内容積 50.0L
- ・圧力調整弁最低制御圧力 1.0MPa
- ・ポンベ供給可能空気量 8.0m³/本 (at 0℃)
- ・待避中ポンベ使用時間：10 時間
- ・待避前ポンベ使用時間：20 分^{※2}

以上より、必要ポンベ本数は下記のとおり 15 本以上となる。

$$11.4\text{m}^3/\text{h} \div 8.0\text{m}^3/\text{本} \times 10\text{時間} 20\text{分} = 14.7\text{本}$$

$$\approx 15\text{本}$$

※1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（数時間）に余裕を持たせ、空気ポンベによる正圧化時間を 10時間と設定

※2 格納容器ベント実施予測時刻の20分前にポンベ使用を開始する。

d. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図 2.4-17 に示す。空気ポンベは、廃棄物処理建物地上 1 階及び地上 2 階に配置し、制御室建物地上 4 階の中央制御室待避室に空気を供給する。



図 2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

： S A 範囲

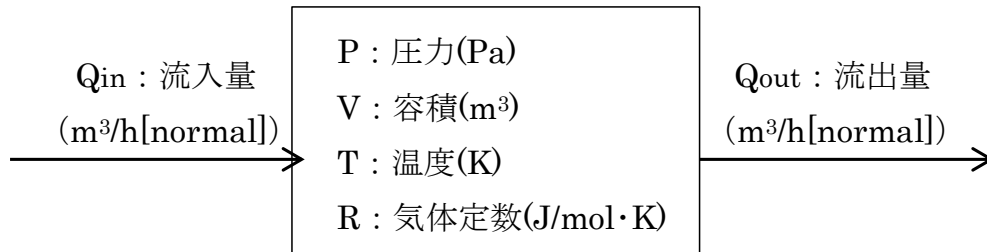
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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 [gage] の正圧達成までに要する時間を評価した結果、約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。



中央制御室待避室加圧における圧力時間変化の式を以下に示す。

$$\frac{dP}{dt} = \frac{RT}{V} \cdot \frac{dn}{dt} = \frac{RT}{V} \left(\frac{P_{atm}}{RT} (Q_{in} - Q_{out}) \right) = \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$

上記式から、単位時間当たりの待避室圧力上昇量を求め、微小時間 Δt 後の待避室圧力 $P(t + \Delta t)$ を繰り返し計算することで、待避室圧力 $P(t)$ の経時変化を求める。

待避室からの空気流出量 Q_{out} については、ベルヌーイ式により求めることができ、漏えい面積 A は、待避室の設計値に基づき、設定ポンペ流量及び、正圧基準値により求める。

$$P(t + \Delta t) = P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$
$$= P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot \left(Q_{in} - A \sqrt{\frac{2(P(t) - P_{atm})}{\rho}} \right)$$

: S A 範囲

(b) 評価条件

表 2.4-3 中央制御室待避室への加圧の評価条件

項目	記号	単位	値	備考
大気圧力	P_{atm}	Pa	101325	標準大気圧力
大気密度	ρ	kg/m^3	1.185	25°Cのときの空気密度
容積	V	m^3	30	設計値より
ポンベ流量	Q_{in}	m^3/h [normal]	11.4	設計値より
等価漏えい面積	A	m^2		流入量と正圧基準値から算出
正圧基準値	P_{∞}	Pa		評価用暫定値

(c) 正圧化達成時間

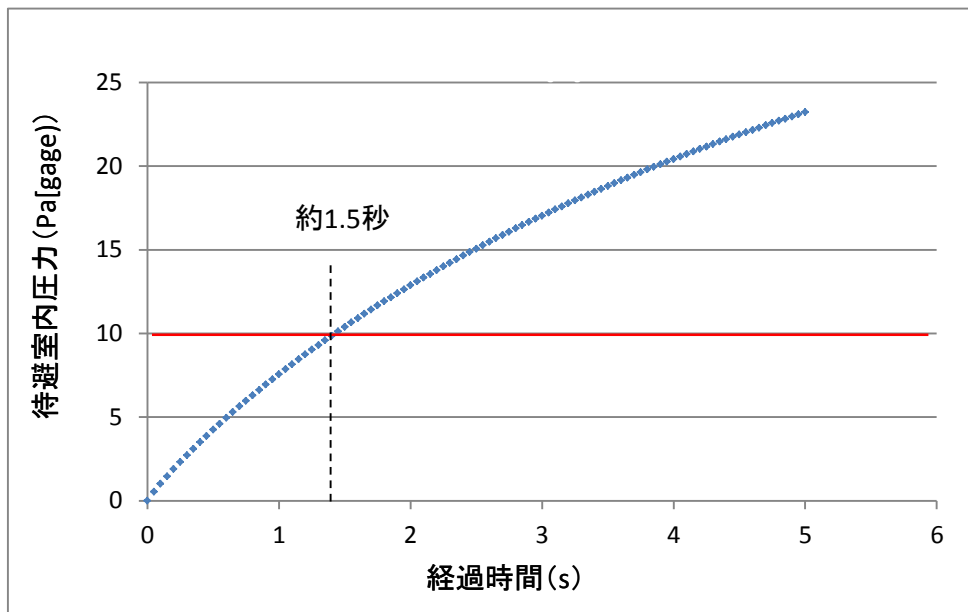


図 2.4-18 中央制御室待避室内圧力の時間変化

: S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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、重大事故時を比較、図示すると以下のとおりとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系系統概要図 (1/2) に示す。

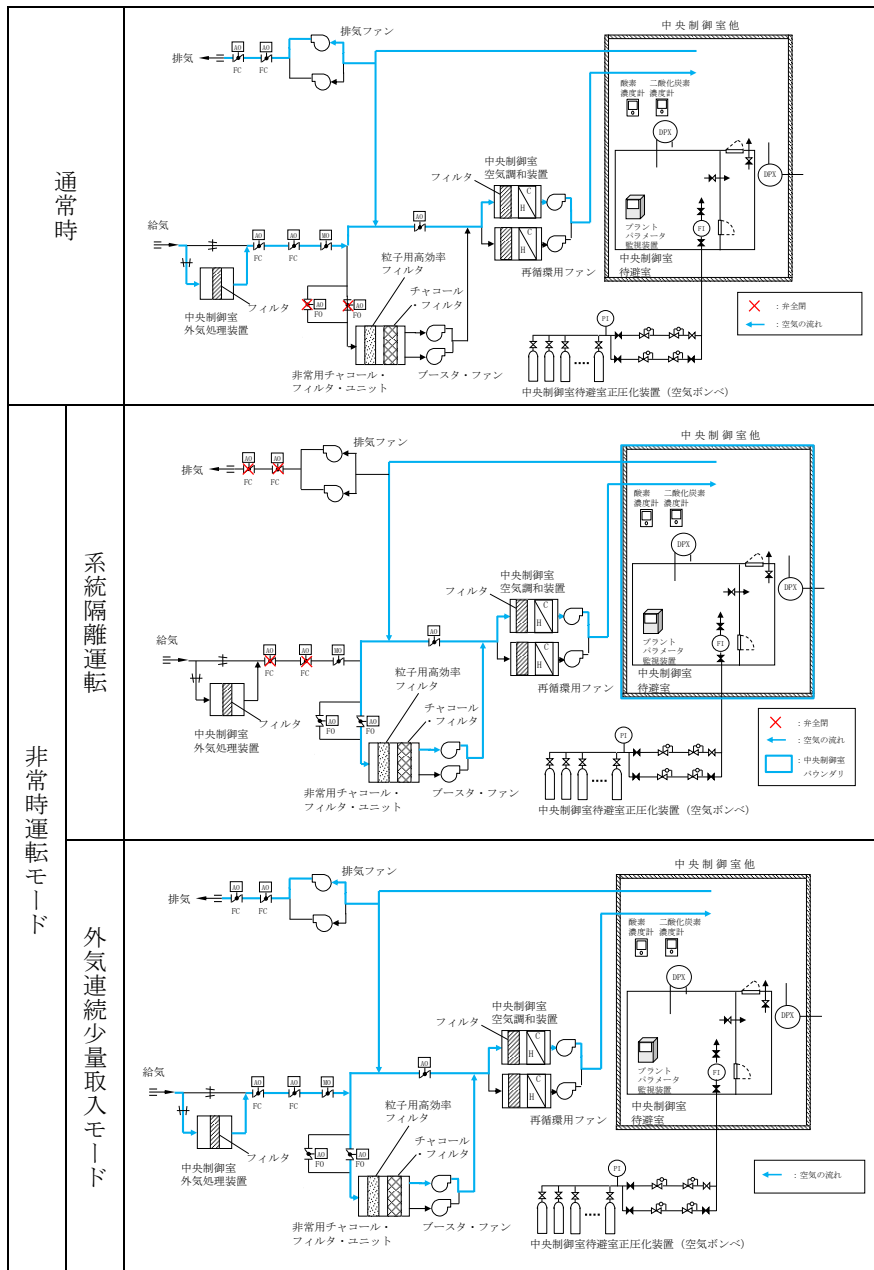


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図 (1/2)

□ : DB 範囲

□ : SA 範囲

重大事故時のプルーム通過前・後、及びプルーム通過中の運転モードを
 図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図 (2/2) に
 示す。

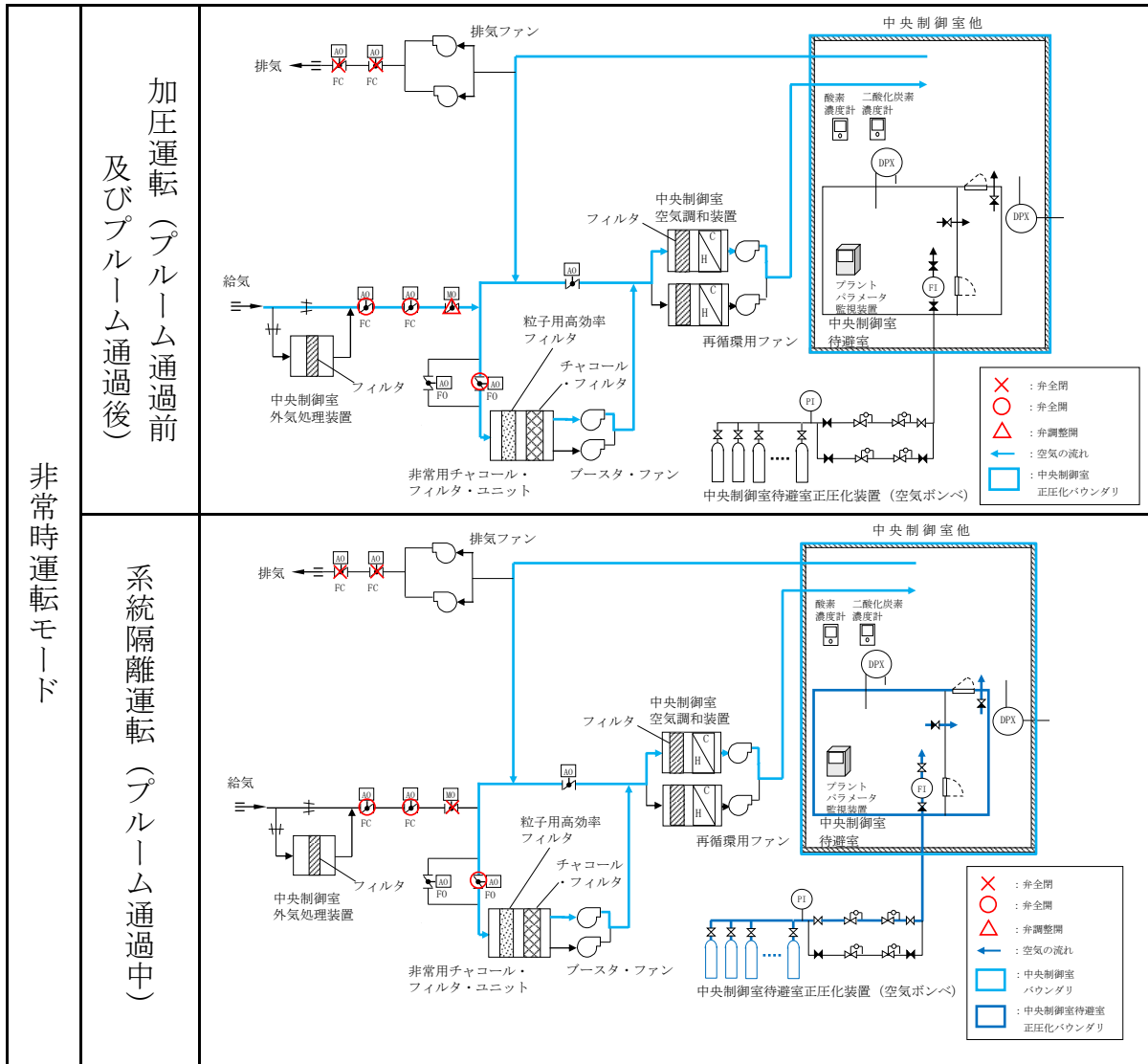


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図 (2/2)

: S A 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、運転員が炉心の著しい損傷発生時の格納容器フィルタベント系作動に際して、水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器フィルタベント系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、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建物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プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室にはプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を1台設置する。

なお、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できる主なパラメータを表 2.4-4 に、プラントパラメータ監視装置に関するデータ伝送の概要を図 2.4-20 に示す。

また、衛星電話設備及び無線通信設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室及び中央制御室待避室用に設け使用できる設計とする。

中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : S A 範囲

表 2.4-4 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できる主なパラメータ

目的	主なパラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の確認	原子炉水位（広帯域）（燃料域）
	原子炉圧力
	原子炉圧力容器温度（S A）
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	残留熱除去ポンプ出口流量
	代替注水流量
	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
格納容器内の状態確認	ドライウエル圧力（S A）
	ドライウエル温度（S A）
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線モニタ
	サブプレッション・プール水位（S A）
	ペDESTAL水位
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	代替注水流量
放射能隔離の状態確認	格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
環境の状態確認	モニタリング・ポストの指示
	気象情報
使用済燃料プールの状態確認	燃料プール水位（S A）
	燃料プール水位・温度（S A）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	第1ベントフィルタ出口水素濃度
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	原子炉建物水素濃度

 : S A範囲

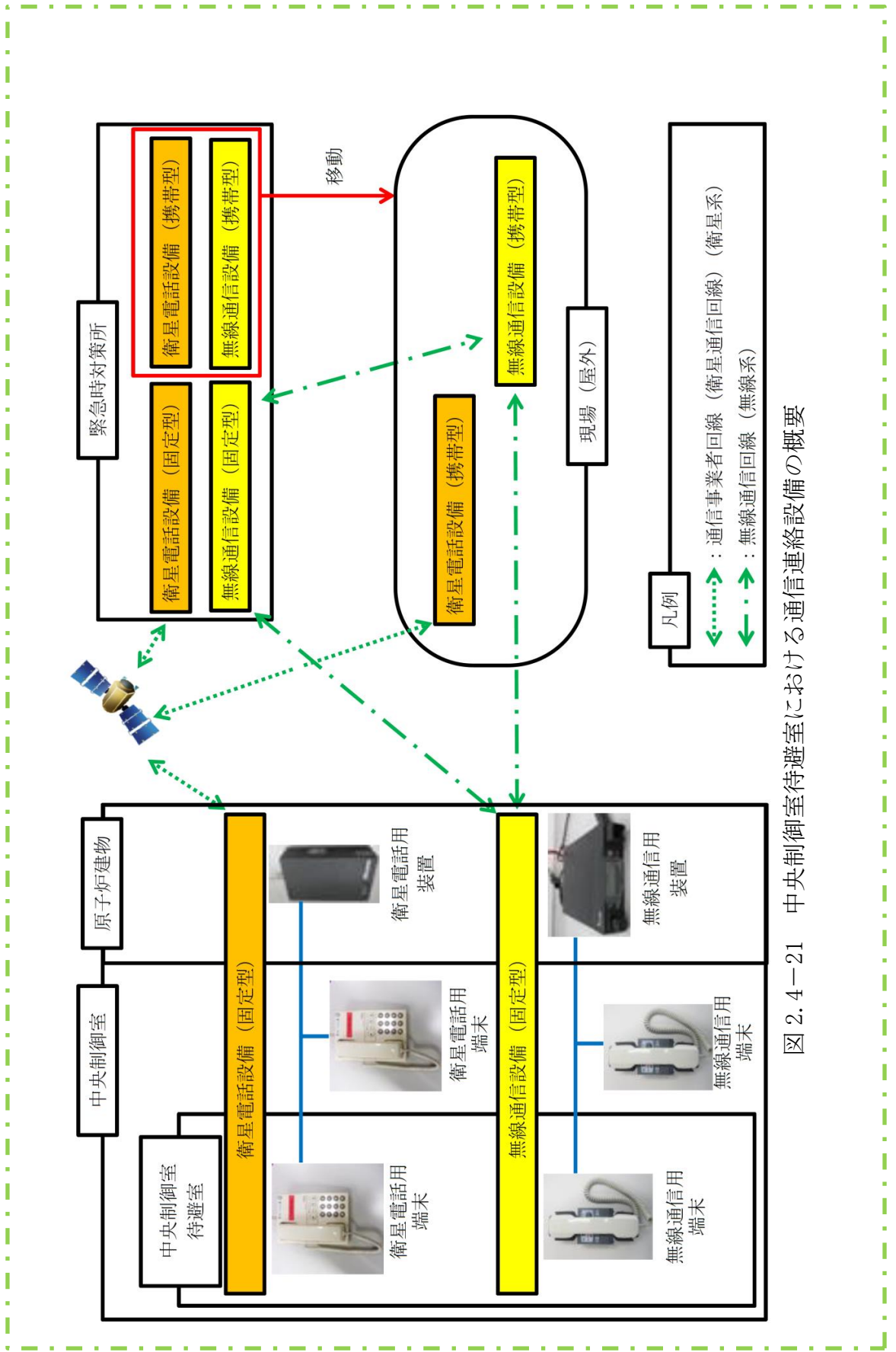


図 2.4-21 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要


: SA 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷発生時の格納容器フィルタベント系作動時において運転員がとどまれるようにするため、LEDライト（ランタンタイプ）、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。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うのに必要な照度を有する照明として、LEDライト（ランタンタイプ）を2個配備する。表2.4-5に中央制御室待避室に配備しているLEDライト（ランタンタイプ）を示す。

表 2.4-5 中央制御室待避室に配備するLEDライト（ランタンタイプ）

機器名称及び外観	保管場所	数量	仕様
[LEDライト（ランタンタイプ）] 	中央制御室	2個	電源：乾電池（単三） 点灯可能時間：約29時間

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1個配備する。表2.4-6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。


 : SA範囲

表 2.4-6 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

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0~25.0vol%
	表示精度	±0.5vol%
	電源	乾電池（単三×2本） 測定可能時間：約 15,000 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。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	ND I R（非分散型赤外線）
	検知範囲	0~10,000ppm
	表示精度	±500ppm
	電源	乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約 7 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。表 2.4-7 に中央制御室に配備する電離箱サーベイ・メータを示す。

表 2.4-7 中央制御室に配備する電離箱サーベイ・メータ

機器名称及び外観	仕様等	
[電離箱サーベイ・メータ] 	検出器の種類	電離箱
	検知範囲	0.001~300mSv/h
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約 80 時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する）
	台数	1 台（予備 1 台）

: 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、炉心の著しい損傷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（図 2.5-1 に示す空調及び図 2.5-2 に示す照明）を設置している。これらの設備については、重大事故等が発生した場合にも、図 2.5-3 に示すとおり常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電を可能とする。

ガスタービン発電機の容量は、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）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「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対して、表 2.5-1 に示すとおり十分な電源供給容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、図 2.5-4 に示す直流非常灯に加え、満充電から 4.5 時間無充電で点灯する L E D ライト（三脚タイプ）を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（事故発生後 70 分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、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、ガスタービン発電機から給電する L E D ライト（三脚タイプ）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及び直流非常灯が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、L E D ライト（三脚タイプ）を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、L E D ライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

換気設備は、ガスタービン発電機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、中央制御室換気系の起動時間を考慮し、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

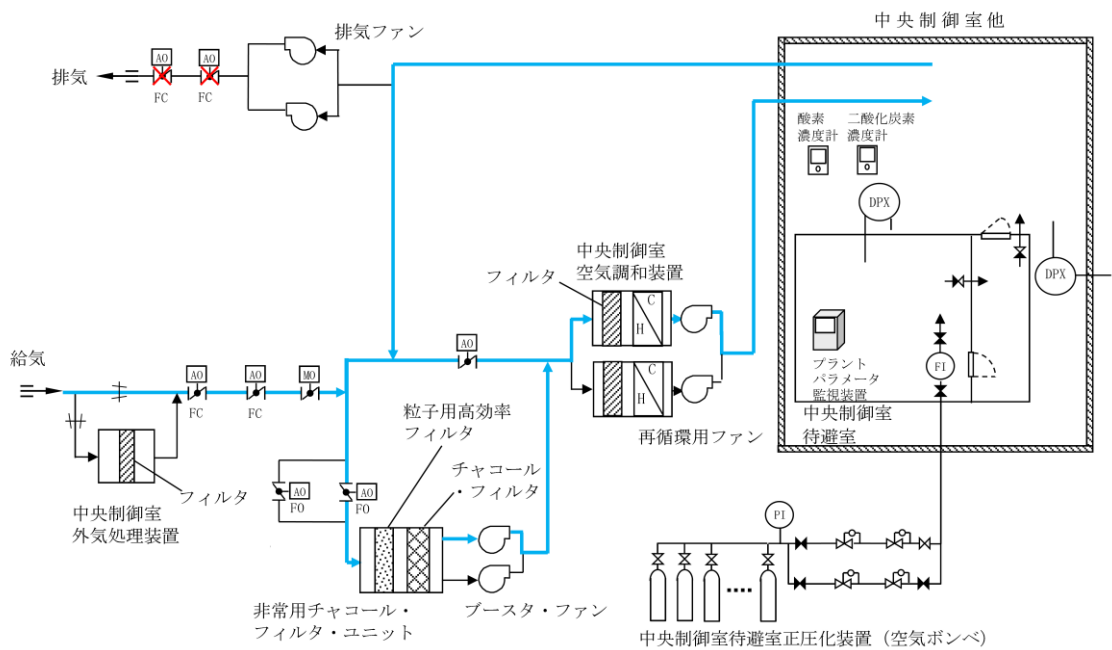


図 2.5-1 中央制御室換気系の概要（重大事故発生時，プルーム通過前後）

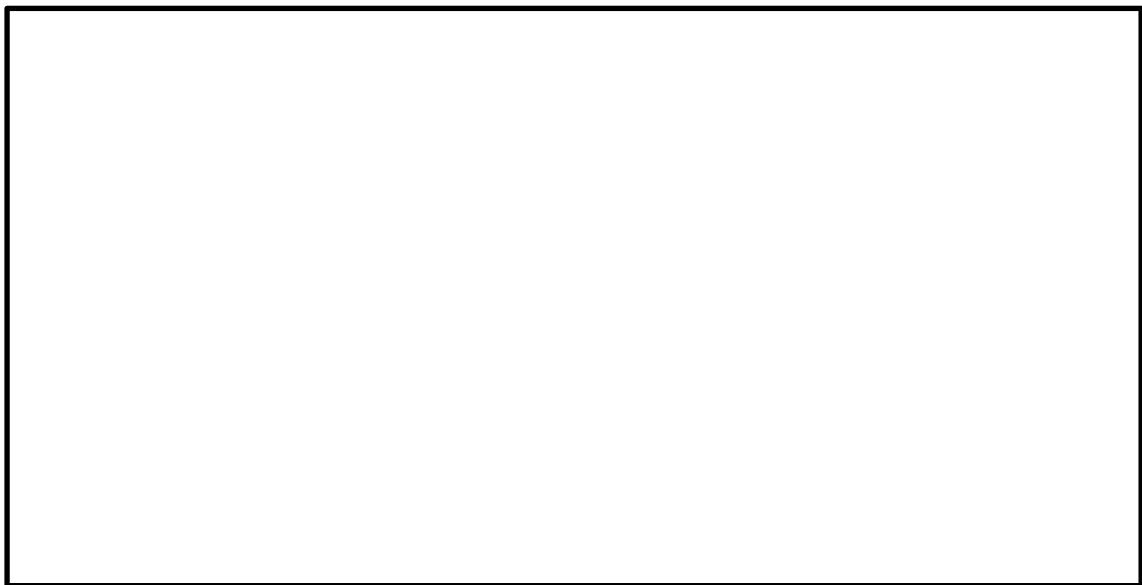
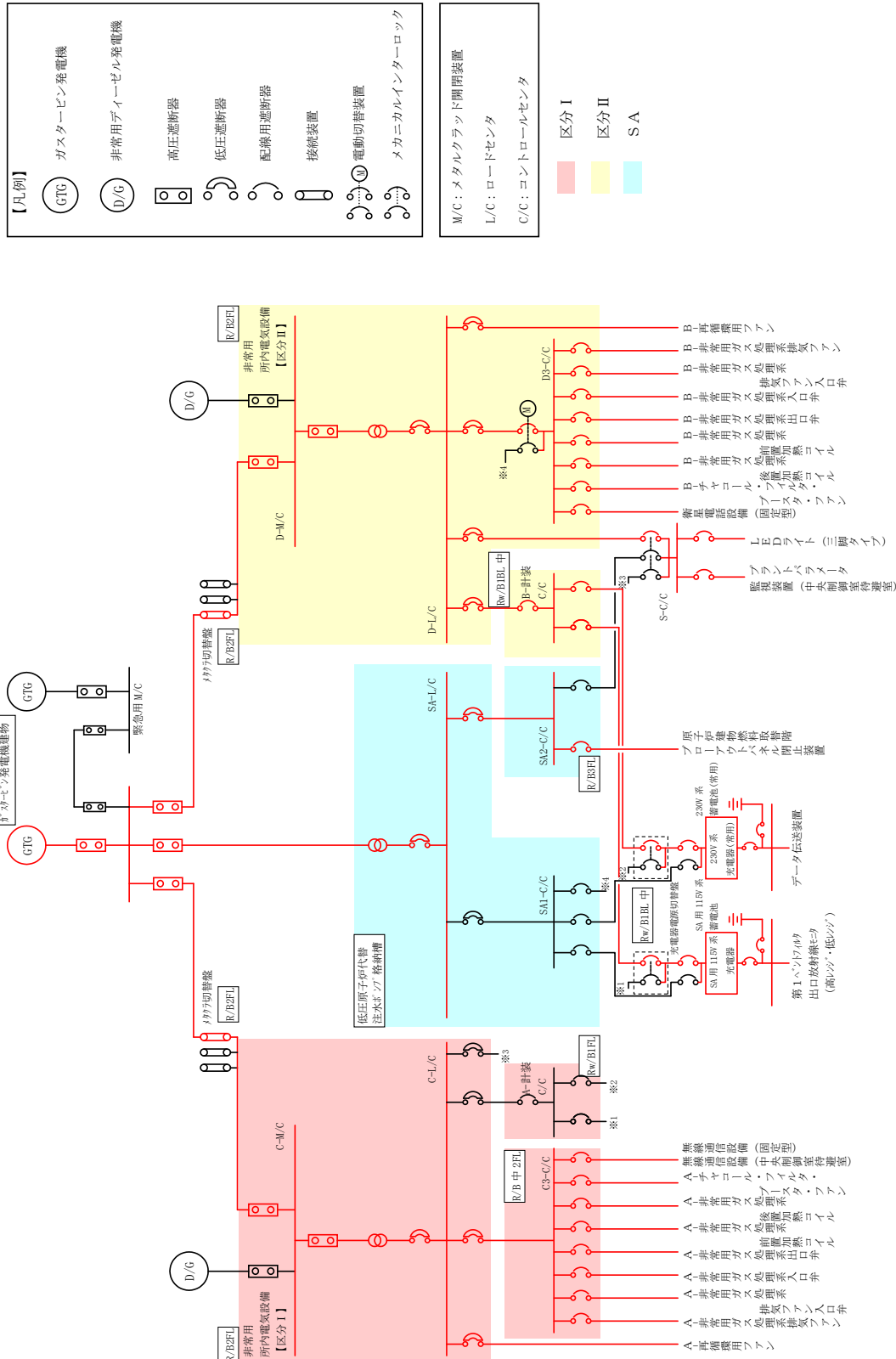


図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

: SA 範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



【凡例】

- GTG ガスタービン発電機
- D/G 非常用ディーゼル発電機
- 高圧遮断器
- 低圧遮断器
- 配線用遮断器
- 接続装置
- 電動切替装置
- メカニカルインターロック

M/C : メタクルラッド開閉装置
 L/C : ロードセンタ
 C/C : コントロールセンタ

区分 I
 区分 II
 SA

図 2.5-3 常設代替交流電源構成図

SA 専用

表 2.5-1 ガスタービン発電機 (4,800kW (6,000kVA)) の最大所要負荷

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 512
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約 20
⑦	A-中央制御室送風機	約 180
⑧	A-中央制御室非常用再循環送風機	約 30
⑨	A-中央制御室冷凍機	約 300
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 329
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110
⑬	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110
計		約 2,055



(通常点灯状態)



(直流非常灯点灯状態)

図 2.5-4 直流非常灯照明下での中央制御室のイメージ (シミュレータの点灯例)

○ : SA範囲

(1) LEDライト（三脚タイプ）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LEDライト（三脚タイプ）は、2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。LEDライト（三脚タイプ）を操作箇所に応じて向きを変更することにより、さらに照度を確保できることを確認している。

仮にLEDライト（三脚タイプ）が活用できない場合のため、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

表 2.5-2 に中央制御室に配備しているLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトの概要を示す。

表 2.5-2 中央制御室に配備しているLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト

機器名称及び外観	保管場所	数量	仕様
LEDライト（三脚タイプ） 	中央制御室 前通路	3個 (中央制御室主盤エリア2個+予備1個)	電源：蓄電池 点灯可能時間： 4.5時間以上
LEDライト (ランタンタイプ) 	中央制御室	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)	電源：乾電池 (単三×3) 点灯可能時間： 約29時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。
ヘッドライト 	中央制御室	11個 (当直運転員分7個+予備4個)	電源：乾電池 (単四×3) 点灯可能時間： 約20時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。

： S A 範囲

LEDライト（三脚タイプ）の照度は，図 2.5-5 に示すとおり，制御盤から約 2 m の位置に設置した場合で，直流非常灯の設計値である照度（ベンチ盤操作部エリア：50 ルクス）に対し，室内照明全消灯状態にて操作を行う盤面で 50 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。

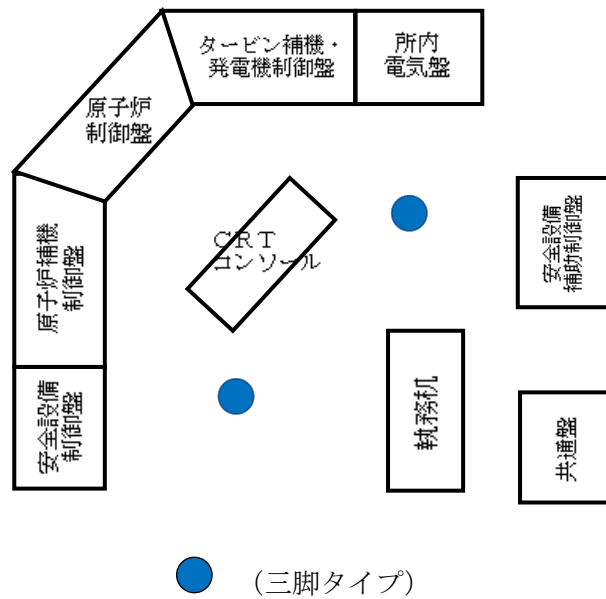


図 2.5-5 シミュレーション施設におけるLEDライト（三脚タイプ）確認状況

：S A 範囲

重大事故等対処のための追加安全対策設備の制御盤は、中央制御室内の制御盤エリアに配置されており、制御盤と同程度の照度が確保される。図 2.5-6 に示すとおり LED ライト（三脚タイプ）の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で盤表面で 330 ルクスの照度を確保し監視操作が可能なことを確認している。



（LED ライト（三脚タイプ）使用状況）

図 2.5-6 LED ライト（三脚タイプ）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

格納容器フィルタベント系作動前から作動後にわたっての中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。図 3.1-1 に格納容器フィルタベント系作動と中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の運用の概要を示す。

(1) 格納容器フィルタベント系作動前（待避前）

運転員等は炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器フィルタベント系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、表 3.1-1 に示す設備、資機材の運用準備を行う。

表 3.1-1 中央制御室換気系運転モード切替操作及び中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	<ul style="list-style-type: none">・中央制御室換気系運転モードの加圧運転から系統隔離運転への切替・中央制御室待避室の酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，電離箱サーベイ・メータの配置，準備・中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧
監視設備	<ul style="list-style-type: none">・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の電源入
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none">・現場運転員や緊急時対策要員との通信連絡のための無線通信設備（固定型）の準備（通話確認）

(2) 格納容器フィルタベント系作動中（待避中）

運転員等は、格納容器フィルタベント系作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉めるとともに、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、中央制御室待避室内が正圧化されていることを確認する。また、酸素濃度計，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 1.0%以下であること）を確認するとともに、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。

中央制御室待避室にとどまっている間にも、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を用いることで、格納容器フィルタベント系作動状況をはじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また、中央制御室待避室内に通信連絡設備を設置し、緊急時対策本部等との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避室にこれら設備を設置することで、中央

: S A 範囲

制御室制御盤エリアに居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお、中央制御室待避室にとどまっている間に中央制御室制御盤エリアに出る際には、必要な放射線防護装備、個人線量管理措置を施した上で、中央制御室制御盤エリアに出ることになる。そのために必要な資機材等を中央制御室待避室に備える設計とする。

(3) 格納容器フィルタベント系作動後（待避解除）

運転員等は、格納容器フィルタベント系作動に伴うプルーム放出後は、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を電離箱サーベイ・メータで確認した上で、緊急時対策本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

 : S A範囲

事故発生からの経過時間[h]		0	70min	2	ベント 15分前	約 32	約 42	168	
原子炉建物からの漏えい		[Red bar]							
非常用ガス処理系放出		[Red bar]							
格納容器フィルタベント放出		[Red bar]							
中央制御室	中央制御室換気系	→ (停止)		← (加圧運転)		← (系統隔離運転)		← (加圧運転)	
	中央制御室待避室 空気ポンプ	[Blue bar]							
換気系	中央制御室内への 外気の直接流入	[Purple bar]							
中央制御室待避室に滞在		[Green bar]							

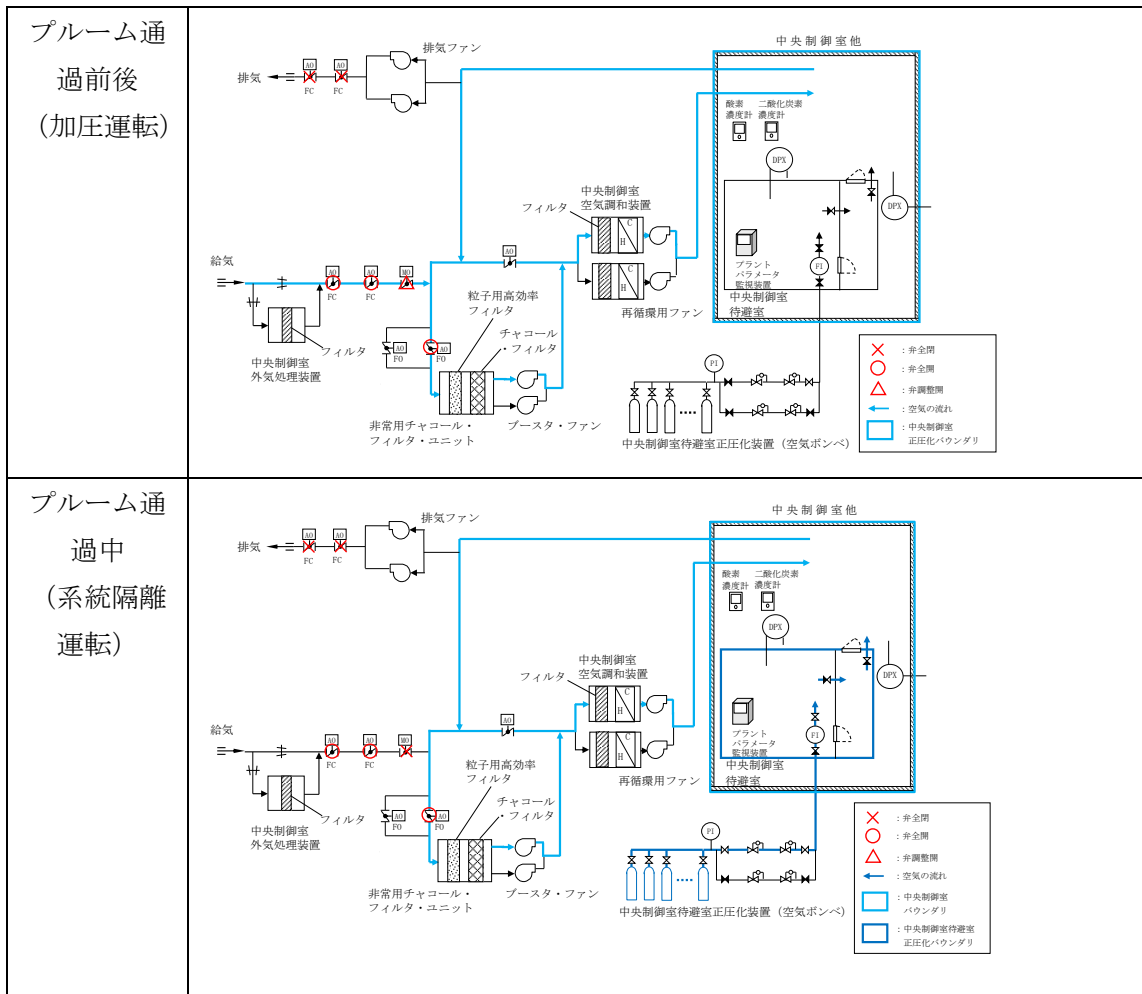


図 3.1-1 格納容器フィルタベント系作動と中央制御室及び中央制御室待避室正圧化装置の運用の概要

: 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表 3.2-1 及び表 3.2-2 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ビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-1 放射線防護資機材

品名	保管数*	考え方
汚染防護服	210 着	10 名 (1, 2 号炉運転員 9 名 + 余裕, 以下同様) × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
靴下	210 足	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
帽子	210 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
綿手袋	210 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
ゴム手袋	420 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 2 = 420
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	90 個	10 名 × 2 交替 × 3 日 (除染による再使用を考慮) × 1.5 (余裕) = 90
電動ファン付き 全面マスク	10 個	10 名
全面マスク	80 個	90 - 10 = 80
チャコールフィルタ (以下内訳)	210 個	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
電動ファン付き 全面マスク用	70 個	10 名 × 7 日 = 70
全面マスク用	140 個	210 - 70 = 140
被水防護服	105 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 50% (年間降水日数を考慮) = 105
作業用長靴	10 足	10 名
セルフエアーセット	4 台	初期対応用 3 台 + 予備 1 台
酸素呼吸器	3 台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用 2 台 + 予備 1 台

※予備を含む (今後, 訓練等で見直しを行う。)

: S A 範囲

- ・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数 9 名は、運転員（中央制御室） 5 名と運転員（現場） 4 名で構成されている。このうち、運転員（中央制御室）は、中央制御室内を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし、運転員は 2 交替を考慮し、交替時の 1 回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1 回現場に行くことを想定している。

$$9 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 4 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} \\ = 182 \text{ 着} < 210 \text{ 着}$$

上記想定により、重大事故等発生時に、交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても、初動対応として十分な数量を確保している。

なお、いずれの場合も防護具類が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する。


 : S A 範囲

表 3.2-2 放射線計測器

品名		配備台数 ^{※6}
		中央制御室
個人線量計	電子式線量計	10 台 ^{※1}
	ガラスバッジ	10 個 ^{※1}
GM汚染サーベイ・メータ		3 台 ^{※2}
電離箱サーベイ・メータ		2 台 ^{※3}
可搬式エリア放射線モニタ		3 台 ^{※4}
ダストサンプラ		2 台 ^{※5}
<p>※1：10名（1，2号炉運転員9名＋余裕）</p> <p>※2：中央制御室内外モニタリング用1台＋チェンジングエリア用1台＋予備1台</p> <p>※3：中央制御室内外モニタリング用1台＋予備1台</p> <p>※4：中央制御室内用1台＋チェンジングエリア用1台＋予備1台（設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第10条特定事象））</p> <p>※5：室内のモニタリング用1台＋予備1台</p> <p>※6：今後，訓練等で見直しを行う。</p>		

(2) 飲食料等

中央制御室に配備する飲食料等の内訳を表 3.2-3 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。

表 3.2-3 飲食料等

品名	配備数 ^{※4}
	中央制御室
飲食料	
・食料	210 食 ^{※1}
・飲料水（1.5 リットル）	140 本 ^{※2}
簡易トイレ	1 式
安定よう素剤	160 錠 ^{※3}
<p>※1：10名（1，2号炉運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×3食</p> <p>※2：10名×7日×2本</p> <p>※3：10名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠／日×6日）×2交替</p> <p>※4：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）</p>	

： 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）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備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、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を基本的な考えとする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備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）抜粋）

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。

 : S A 範囲

(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、サーベイエリア及び除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点からタービン建物内、かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は、表 3.3-1 のとおり。

表 3.3-1 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	タービン建物 運転員控室前通路	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、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。
設営形式	パネル取付ユニット方式	設営の容易さ及び迅速化の観点から、パネル取付ユニット方式を採用する。
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た後、緊急時対策本部が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	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。
実施者	緊急時対策要員	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている緊急時対策要員が設営を行う。

 : S A 範囲

(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、中央制御室正圧化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、図 3.3-1 のとおり。

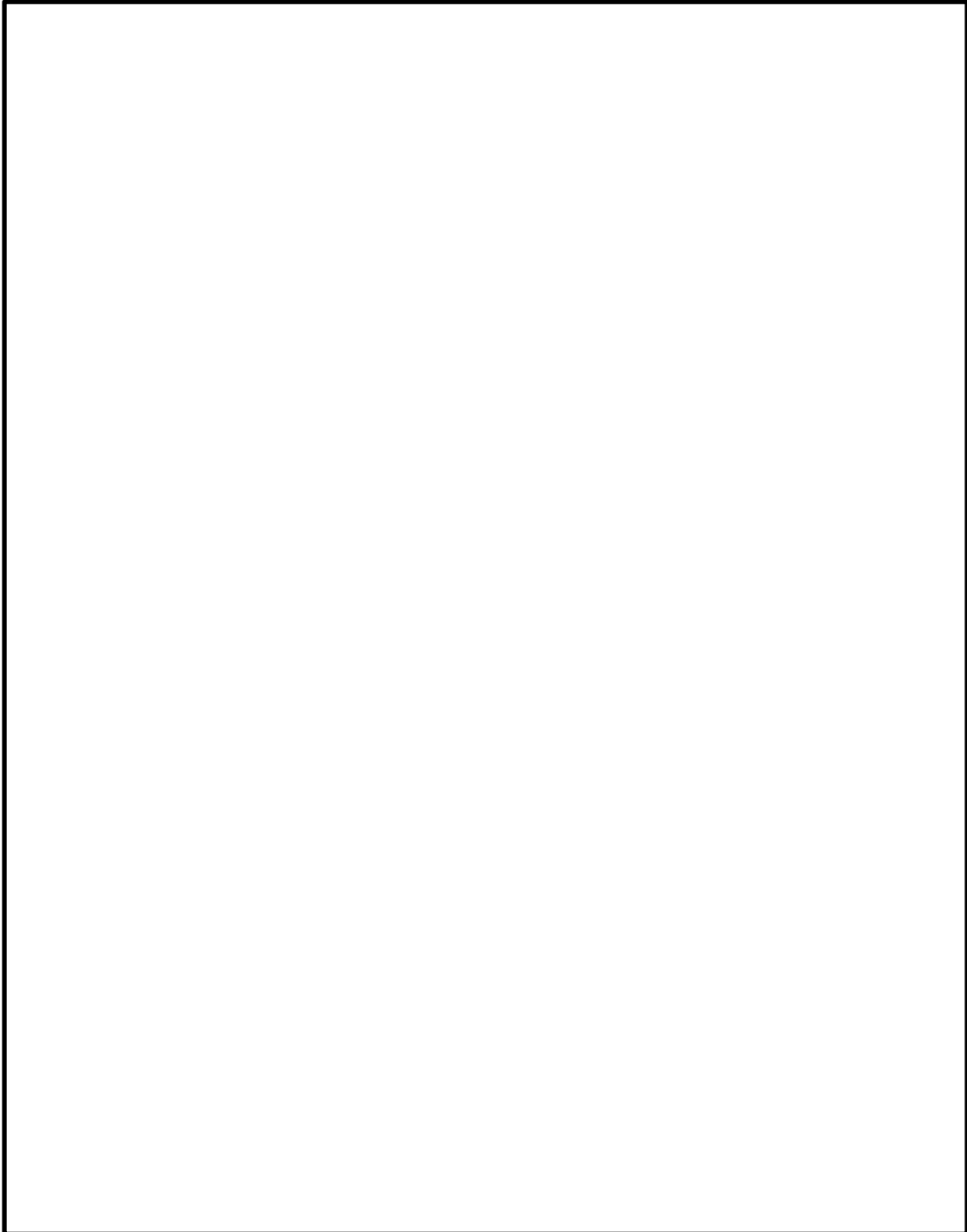


図 3.3-1 チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

: S A 範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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，図 3.3-2 の設営フローに従い，図 3.3-3 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，2 時間以内を想定する。チェンジングエリアが速やかに設営できるよう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。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班員 2 名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，当直長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した後，事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等），参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

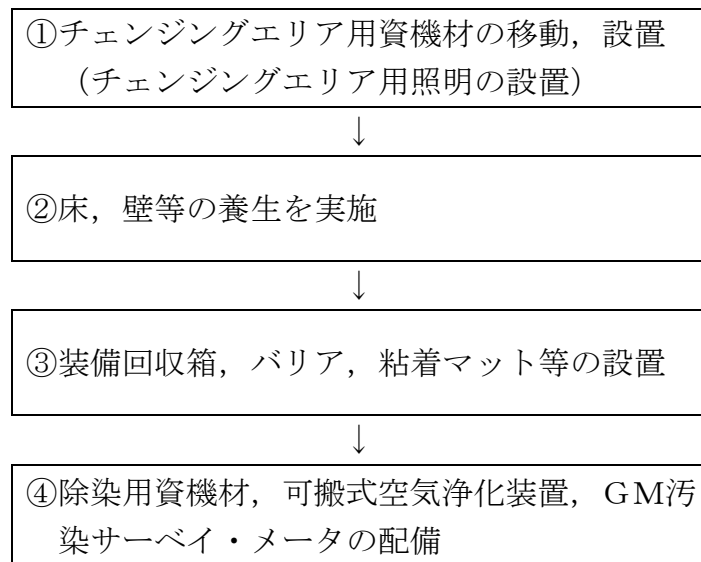
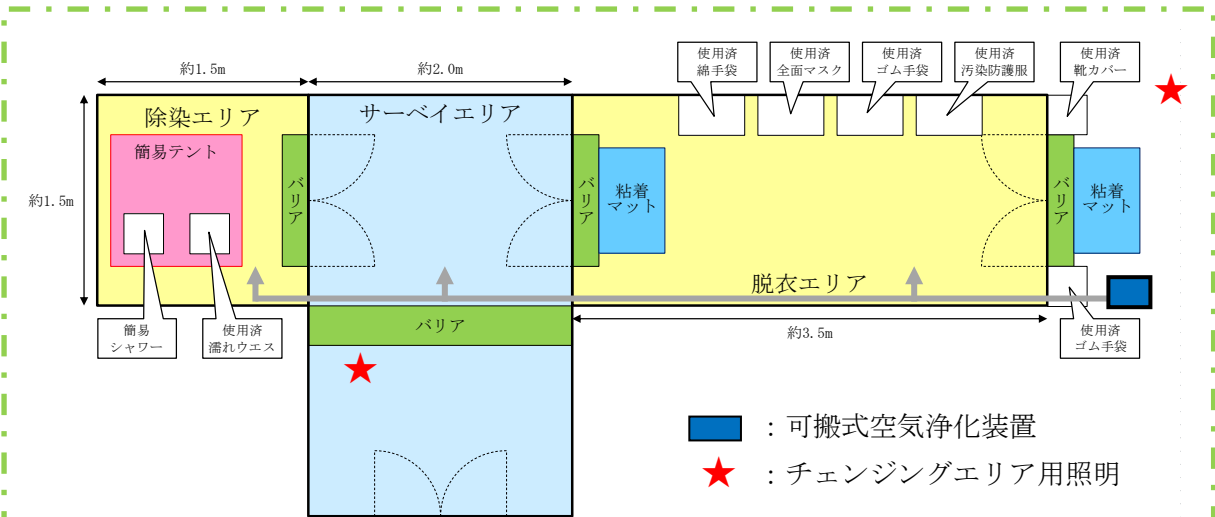


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

： S A 範囲



中央制御室側

図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

: S A 範囲

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て、表3.3-2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。

表 3.3-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 ^{※1}	根拠
チェンジングエリア区画資材	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻 ^{※2}	
バリア	4個 ^{※3}	
粘着マット	4枚 ^{※4}	
装備回収箱	6個 ^{※5}	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	200枚 ^{※6}	
テープ	12巻 ^{※7}	
ウエス	1箱 ^{※8}	
ウェットティッシュ	5個 ^{※9}	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易テント	1台 ^{※10}	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬式空気浄化装置	1式	
チェンジングエリア用照明	2個	

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 約 35m² (床、壁の養生面積) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 90m²/巻 × 1.5 倍 = 2 巻 (養生シート損傷、汚染時等)

※3 4 個 (各エリア間設置箇所数)

※4 2 枚 (設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4 枚

※5 6 個 (設置箇所数)

※6 6 枚 (設置箇所) × 3 枚/日 (1 日交換回数) × 7 日 × 1.5 倍 = 189 枚 → 200 枚

※7 約 80m (養生エリアの外周距離) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 30m/巻 × 1.5 倍 = 12 巻 (養生シート損傷、汚染時等)

※8 1,200 枚/箱 (除染等)

※9 120 枚/個 (除染等)

※10 960mm × 960mm × 1,600mm (除染エリア設置)

: 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，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度，中央制御室に入室する際等に利用する。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図3.3-3のとおりであり，チェンジングエリアには，下記①から③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サーベイを行うエリア。
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。

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。

- ・脱衣エリア入口で，安全靴，ヘルメット，被水防護服及びゴム手袋外側を脱衣する。
- ・脱衣エリアで汚染防護服，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下及び綿手袋を脱衣する。なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，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手順は以下のとおり。

- ・脱衣後，サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は，中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

なお，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，助言をする。

: S A 範囲

d. 除染

チェン징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は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・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は、簡易シャワーで除染する。
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、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、帽子、汚染防護服、全面マスク、ゴム手袋内側及びゴム手袋外側等を着衣する。
- ・脱衣エリア出口でヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

f. 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要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう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、図3.3-4のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

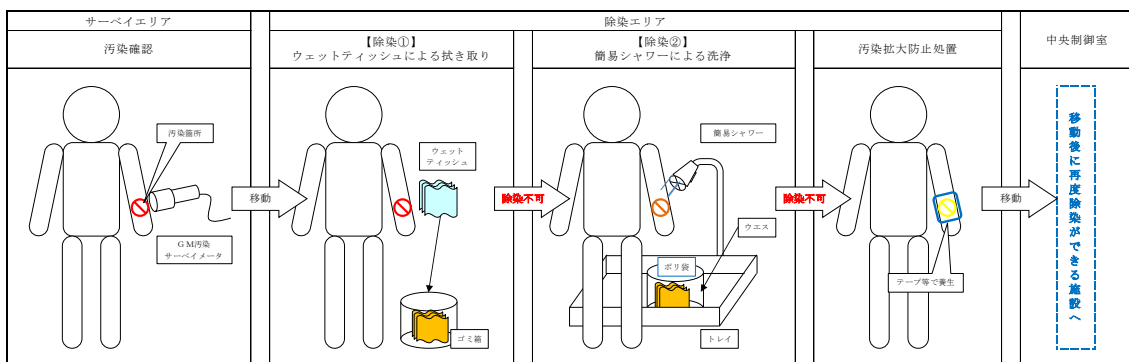


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

: S A 範囲

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おくこと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へ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、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空気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。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬式空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。可搬式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、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置の仕様等を図3.3-5に示す。

なお、中央制御室はプルーム通過時には、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、プルーム通過時は、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式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬式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も想定し、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チェンジングエリアから遠ざけて保管する。

: S A 範囲


	<p>○外形寸法：約 500 (D) × 約 360 (W) × 約 1,350 (H) mm</p> <p>○最大風量：13m³/min</p> <p>○重 量：約 60kg (フィルタ除く)</p> <p>○フィルタ：微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p><u>微粒子フィルタ</u></p> <p>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><u>よう素フィルタ</u></p> <p>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、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 3.3-5 可搬式空気浄化装置の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、区画資材により区画する。チェンジングエリアの外観は、図3.3-6のとおりであり、チェンジングエリア区画資材の仕様は表3.3-3のとおりである。チェンジングエリア内面は、汚染の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している。

更に、チェンジングエリア内には、靴等に付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。

また、チェンジングエリア区画資材に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



図 3.3-6 チェンジングエリアの外観

： S A 範囲

表 3.3-3 チェンジングエリア区画資材の仕様

サイズ（設営時）	幅 1.5m×奥行 3.5m×高さ 2.0m 程度（脱衣エリア）
	幅 2.0m×奥行 3.0m×高さ 2.0m 程度（サーベイエリア）
	幅 1.5m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度（除染エリア）
サイズ（保管時）	幅 1.0m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度
本体重量	約 200kg（総重量）
材質	軽量アルミフレーム，中空ポリカーボネートボード

c. 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，一定の気密性が確保されたタービン建物内に設置し，図3.3-7のように，汚染の区分ごとにエリアを区画し，汚染を管理する。

また，更なる被ばく低減のため，可搬式空気浄化装置を1台設置する。

可搬式空気浄化装置は，放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し，放射性物質の流入を防止する。

図3.3-7のように脱衣エリア及び除染エリアの空気がサーベイエリアへ流入しないよう，可搬式空気浄化装置から各エリアに供給する風量を調整し，チェンジングエリア内に空気の流れをつくることで，中央制御室内に汚染を持ち込まないよう管理する。

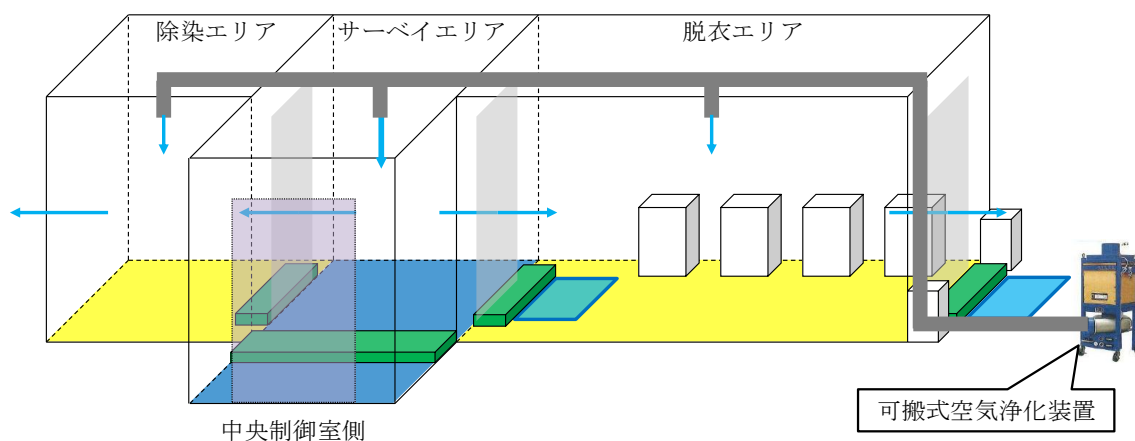



図 3.3-7 チェンジングエリアの空気の流れ

: S A 範囲

d. 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移行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は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響を与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、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。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

 : S A範囲

(7) 汚染の管理基準

表3.3-4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、表3.3-4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。

表 3.3-4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準 ^{※1}	根拠等
状況①	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 ^{※2}	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 ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm ^{※3}	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm ^{※4}	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

※1：計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。
また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※2：4 Bq/cm²相当。

※3：120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×3≒40,000cpm）。

※4：40Bq/cm²相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）。

： S A 範囲

(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室換気系により正圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策は行っているが、表3.3-5のとおりよう素の一部を除去しきれないため、全面マスク等の着用が必要となる。

表3.3-5 中央制御室換気系のフィルタ除去効率

種類	総合除去効率 (%)
粒子用高効率フィルタ	99.9 (0.3 μm 粒子 ^{※1})
チャコール・フィルタ	95 (相対湿度 70%以下 ^{※2})


※1：日本工業規格 JIS Z 4812-1975「放射性エアロゾル用高性能エアフィルタ HEPA Filters for Radioactive Aerosols」に基づき設定

※2：非常用チャコール・フィルタ・ユニット入口の空気条件に基づき設定

(9) チェンジングエリア用照明

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チェンジングエリア用照明は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために表3.3-6に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-6 チェンジングエリア用照明

外観図	保管場所	数量	仕様
<p>チェンジングエリア用照明</p> 	中央制御室 前通路	2 個 (予備 1 個)	電源：蓄電池 点灯可能時間：満充電 から 4.5 時間

： S A 範囲

対応項目	要員	参集前	参集後	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
				事故発生													
		3	4	10条													
状況把握(モニタリング・ポストなど)	放射線管理班(現場)	1															
可搬式エリア放射線モニタの設置	放射線管理班(現場)	1															
緊急時対策所への移動	放射線管理班(現場)	2															
可搬式モニタリング・ポストの設置	放射線管理班(現場)	2															
可搬式気象観測装置の設置	放射線管理班(現場)	2															
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班(現場)	1															
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班(現場)	2															

※可搬式モニタリング・ポストの設置の前に、放射線管理班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先する。

図 3.3-9 夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合（ケース②）

(12) 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

チェンジングエリアの運用開始までに、事象発生から2時間程度要するため、チェンジングエリアの運用開始までは、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。

- ▶ 運転員は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（ウェットティッシュによる拭取り）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運用開始に必要な脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員の再検査を実施し、必要に応じ除染（ウェットティッシュでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、中央制御室内の環境測定を行う。
- ▶ なお、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。

○ : 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、津波、自然災害（竜巻等）、及び火災、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、表 3.4-1 に示す起回事象（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。

○地震

中央制御室の制御盤エリア付近で被災した場合、運転員は制御盤への誤接触、自身の転倒を防止するため、制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また、地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう、中央制御室は耐震Sクラスの制御室建物4階に設置するとともに、制御盤は必要な耐震性を有する設計としている。

○津波

中央制御室を設置する敷地に対して基準津波の最高水位はEL11.8m程度である。中央制御室を設置している制御室建物は敷地高さ EL15mに施設されており、また、中央制御室は制御室建物4階（EL16.9m）に設置している。このことにより、中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計としている。

○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消火器を設置している。

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している。

○溢水

中央制御室には溢水原は存在しないことを確認している。

万一、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している。

 : DB 範囲

表 3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1 / 2)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
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、「運転員が火災状況を確認し、ハロン消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類で定めることとし、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」に関する適合状況説明資料を参照)
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、ハロン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」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて操作器への誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体の安全確保に努める」ことを社内規定類に定める。
竜巻・風(台風)	外部電源喪失(全交流動力電源喪失含む)	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され ^{※1} 、蓄電池からの給電により点灯する非常用直流照明も備え、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」に関する適合状況説明資料を参照) ※1 ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。
積雪		地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計とする。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃荷重）に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
落雷		風(台風)：設計基準の風速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。 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。
外部火災 (森林火災)		落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性を確保する。 森林火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対して健全性を確保する。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気系の系統概要図を示す。
火山		火山：設計基準の火山灰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、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)		中央制御室の空調換気設備について、中央制御室給排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転を行うことで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。 (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)」、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(火山)」に関する適合状況説明資料を参照)
火山		降下火砕物による中央制御室内環境への影響

: DB範囲

表 3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2 / 2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	
低温	低温による中央制御室内への影響	中央制御室の空調換気設備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（低温）」に関する適合状況説明資料を参照)

 : DB 範囲

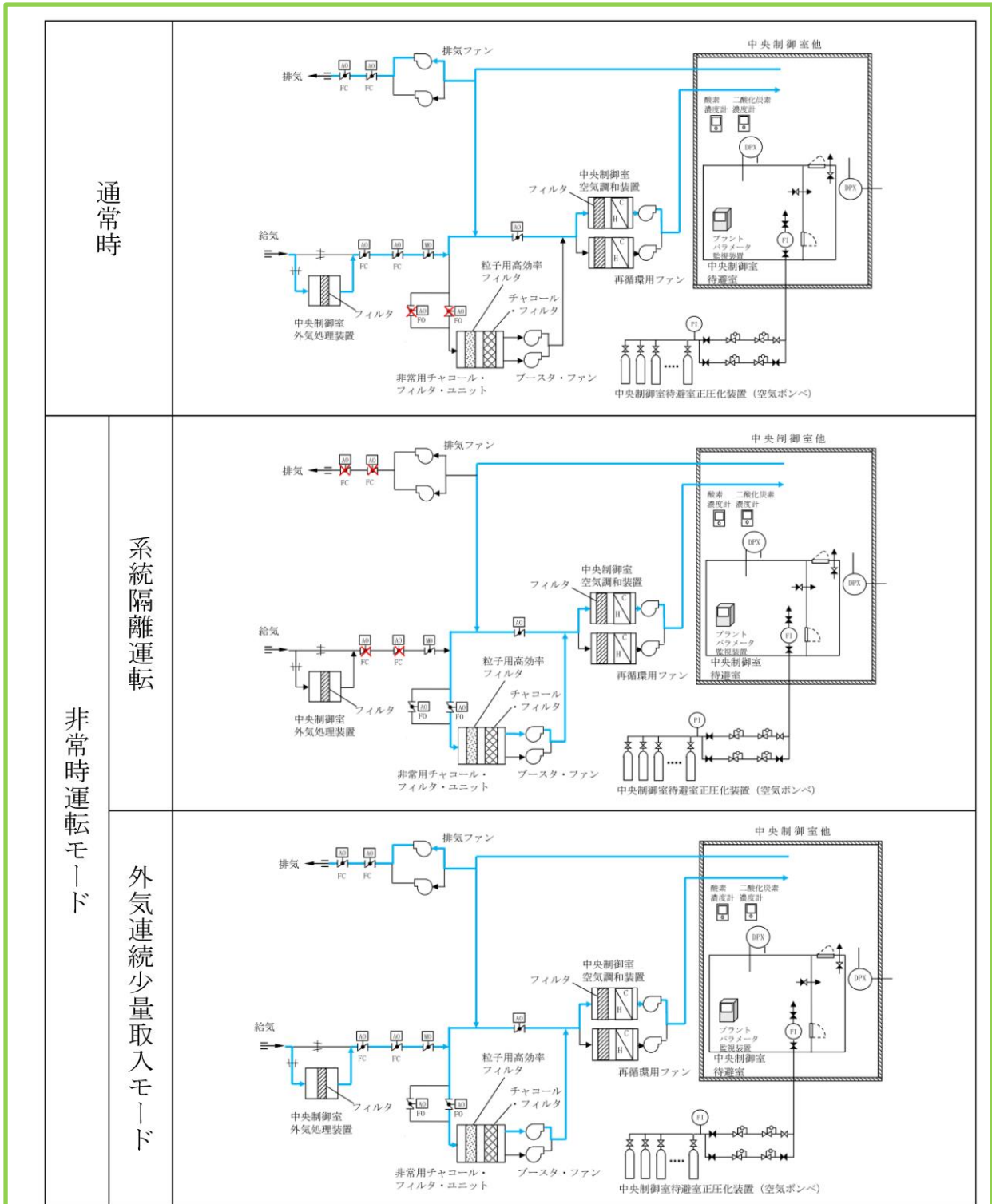


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気系 系統概要図

: DB 範囲

【補足 1】系統隔離運転時の中央制御室の酸素濃度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」第 38 条第 5 項二に規定する「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、中央制御室給排気隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し、系統隔離運転とすることができる。

設計基準事故の発生時において、中央制御室給排気隔離弁を閉操作し、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

「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備編」に基づき、酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 9名
- ・中央制御室バウンダリ容積 17,150m³
- ・空気流入率 0.01回/h
(2017年8月2日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 0.082+0.003回/hを基に保守的に設定)
- ・初期酸素濃度 20.95% (標準大気の酸素濃度)
- ・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、24L/minとする。
- ・1人当たりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度を16.4%として65.52L/hとする。
- ・許容酸素濃度は18%以上(労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表1のとおりであり、720時間外気隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 1 系統隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.91%	20.87%	20.84%	20.73%	20.67%	20.60%

 : D B 範囲

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備編」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 9名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 17,150m³
- ・ 空気流入率 0.01回/h
(2017年8月2日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 0.082+0.003回/hを基に保守的に設定)
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03% (標準大気の二酸化炭素濃度)
- ・ 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、中等作業時の吐出量を適用して0.046m³/hとする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度は0.5%以下 (JEAC4622-2009から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表2のとおりであり、720時間系統隔離した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表2 系統隔離時の二酸化炭素濃度 (設計基準事故時)

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間	720時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.09%	0.11%	0.18%	0.23%	0.28%

 : DB範囲

【補足2】加圧運転時の中央制御室の酸素濃度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」第38条第5項二に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、重大事故発生時において、中央制御室換気系の中央制御室排気隔離弁を閉操作及び中央制御室給気隔離弁を開操作し、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び再循環用ファンにより外気を浄化した空気によって中央制御室バウンダリを正圧化する設計としている。

重大事故が発生時において、加圧運転を実施し中央制御室バウンダリを正圧化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

加圧運転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

「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備編」に基づき、酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 9名
- ・中央制御室バウンダリ容積：17,150m³
- ・換気量： m³/h
(中央制御室換気系の設計風量 17,500m³より保守的に、中央制御室内を外気より+20Pa以上で正圧化する必要風量 m³/hと設定)
- ・初期酸素濃度：20.95%（空気調和・衛生工学便覧から）
- ・1人当りの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用し、24L/minとする。
- ・1人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を16.4%として、65.52L/hとする。
- ・許容酸素濃度は18%（労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則から）

: SA範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表1の通りであり、168時間加圧運転した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表1 隔離運転時の酸素（加圧運転時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
酸素濃度	20.94%	20.94%	20.94%	20.94%	20.94%

(2) 二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備編」に基づき、二酸化炭素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・滞在人員 9名
- ・中央制御室バウンダリ容積 :17,150m³
- ・換気量： m³/h
(中央制御室換気系の設計風量 17,500m³より保守的に、中央制御室内を外気より+20Pa以上で正圧化する必要風量 m³/hと設定)
- ・初期二酸化炭素濃度：0.03%（空気調和・衛生工学便覧から）
- ・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、中等作業時の吐出量を適用して0.046m³/hとする。
- ・許容二酸化炭素濃度は0.5%以下（JEAC4622-2009から）

b. 評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表2の通りであり、168時間加圧運転した場合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表2 隔離運転時の二酸化炭素濃度（加圧運転時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
二酸化炭素濃度	0.033%	0.033%	0.033%	0.033%	0.033%

: SA範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【補足3】 系統隔離運転から加圧運転への切替え操作のうち、中央制御室給気隔離弁を現場にて全開操作する必要性について（重大事故時）

1. 概要

SA時の中央制御室換気系の運用にあたっては、給気隔離弁を全開状態に維持する必要があるが、換気系隔離信号の発生により給気隔離弁が自動で全閉し系統構成を阻害することがないように、現場にて手動ハンドルにより中央制御室給気隔離弁を強制的に全開状態にとしたうえで、中央制御室外気取入調節弁を中央制御室から手動操作し、調整開にして加圧運転へ、また、全閉にして系統隔離運転へ切り替えることが可能な設計としている。

2. 中央制御室給気隔離弁及び中央制御室外気取入調節弁の設計及び運用について

(1) 中央制御室給気隔離弁（図1の①）

中央制御室給気隔離弁は空気作動式で通常時全開（フェイルクローズ設計）としており、放射線異常高等の換気系隔離信号が発生した場合、自動で全閉し、通常運転（外気取入運転）から系統隔離運転に切り替わる設計としている。

駆動源喪失が想定されるSA時は、フェイルクローズ設計のため給気隔離弁は全閉となっており、中央制御室からの開操作ができず、系統構成を系統隔離運転から加圧運転へ切り替えるためには、現場にて給気隔離弁を全開操作する必要がある。駆動部に設けている手動ハンドルによる給気隔離弁の強制開操作は、中央制御室からの動作信号、自動隔離信号あるいは駆動源喪失による動作よりも優先されるため、確実に当該弁の全開状態を維持し、加圧運転を継続することが可能である。

(2) 中央制御室外気取入調節弁（図1の②）

中央制御室外気取入調節弁は、電気作動式で通常時全開としており、中央制御室からの手動操作により開閉可能な設計としている。

中央制御室外気取入調節弁は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計としているため、SA時に、中央制御室からの手動操作により、流量調整のため調整開にして加圧運転へ、又は、全閉にして系統隔離運転へ切り替えることが可能である。

: SA範囲

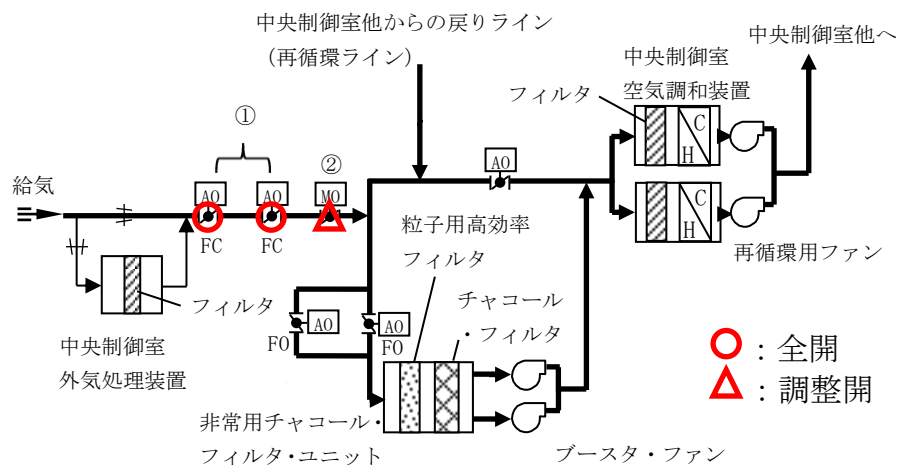


図1 中央制御室換気系（給気ライン）加圧運転時の系統概要図

○ : S A 範囲

3.5 中央制御室待避室のプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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	A PRM (平均値)
	平均出力領域計装 CH1
	平均出力領域計装 CH2
	平均出力領域計装 CH3
	平均出力領域計装 CH4
	平均出力領域計装 CH5
	平均出力領域計装 CH6
	中性子源領域計装 CH21
	中性子源領域計装 CH22
	中性子源領域計装 CH23
	中性子源領域計装 CH24
	I RMレベル CH11
	I RMレベル CH12
	I RMレベル CH13
	I RMレベル CH14
	I RMレベル CH15
	I RMレベル CH16
	I RMレベル CH17
I RMレベル CH18	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力
	A-原子炉圧力
	B-原子炉圧力
	原子炉圧力 (SA)
	原子炉水位 (広帯域)
	A-原子炉水位 (広帯域)
	B-原子炉水位 (広帯域)
	原子炉水位 (燃料域)
	A-原子炉水位 (燃料域)
	B-原子炉水位 (燃料域)
	原子炉水位 (狭帯域)
	原子炉水位 (SA)
	A SR弁 開
	B SR弁 開
	C SR弁 開
	D SR弁 開
	E SR弁 開
	F SR弁 開
	G SR弁 開
	H SR弁 開
J SR弁 開	
K SR弁 開	
L SR弁 開	
M SR弁 開	

○ : SA範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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	高压炉心スプレイポンプ出口流量
	高压炉心スプレイポンプ出口圧力
	低压炉心スプレイポンプ出口流量
	低压炉心スプレイポンプ出口圧力
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
	高压原子炉代替注水流量
	A-残留熱除去ポンプ出口流量
	B-残留熱除去ポンプ出口流量
	C-残留熱除去ポンプ出口流量
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力
	残留熱代替除去系原子炉注水流量
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	6.9KV 系統電圧 (A)
	6.9KV 系統電圧 (B)
	6.9KV 系統電圧 (C)
	6.9KV 系統電圧 (D)
	6.9KV 系統電圧 (H P C S)
	A-D/G 受電しゃ断器閉
	B-D/G 受電しゃ断器閉
	A-原子炉圧力容器温度 (S A)
	B-原子炉圧力容器温度 (S A)
	A-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	B-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	A-低压原子炉代替注水流量
	B-低压原子炉代替注水流量
	A-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
	B-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
	低压原子炉代替注水槽水位
	H P C S-D/G 受電しゃ断器閉
	緊急用M/C 電圧
	S A-L/C 電圧
	A-再循環ポンプ入口温度
	B-再循環ポンプ入口温度
原子炉格納容器内の状態確認	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)

○ : S A 範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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	ドライウエル圧力（広域）
	A-ドライウエル圧力（SA）
	B-ドライウエル圧力（SA）
	A-サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
	B-サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
	サブプレッション・プール水位
	サブプレッション・プール水位（SA）
	A-サブプレッション・チェンバ温度（SA）
	B-サブプレッション・チェンバ温度（SA）
	サブプレッション・プール水温度（MAX）
	A-サブプレッション・プール水温度（SA）
	B-サブプレッション・プール水温度（SA）
	A-格納容器水素濃度
	B-格納容器水素濃度
	格納容器水素濃度（SA）
	A-格納容器酸素濃度
	B-格納容器酸素濃度
	格納容器酸素濃度（SA）
	A-CAMSドライウエル選択
	B-CAMSドライウエル選択
	ドライウエル温度（トップヘッド部）
	A-ドライウエル温度（SA）（上部）
	B-ドライウエル温度（SA）（上部）
	A-ドライウエル温度（SA）（中部）
	B-ドライウエル温度（SA）（中部）
	A-ドライウエル温度（SA）（下部）
	B-ドライウエル温度（SA）（下部）
	ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +0.1m）
	ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +1.2m）
	A-ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +2.4m）
	B-ペDESTAL水位（コリウムシールド上表面 +2.4m）
	代替注水流量（常設）
	A-格納容器代替スプレイ流量
	B-格納容器代替スプレイ流量
	A-ペDESTAL代替注水流量
	B-ペDESTAL代替注水流量
	A-ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
	B-ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	A-ペDESTAL温度（SA）
	B-ペDESTAL温度（SA）
	A-ペDESTAL水温度（SA）
	B-ペDESTAL水温度（SA）
	A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	ドライウエル水位（格納容器底面 -3m）
	ドライウエル水位（格納容器底面 -1m）
	ドライウエル水位（格納容器底面 +1m）

○ : SA範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（4/6）

目的	対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ
	排気筒低レンジモニタ (A c h)
	排気筒低レンジモニタ (B c h)
	主蒸気管放射線異常高トリップA 1
	主蒸気管放射線異常高トリップB 1
	主蒸気管放射線異常高トリップA 2
	主蒸気管放射線異常高トリップB 2
	格納容器内側隔離
	格納容器外側隔離
	A-主蒸気内側隔離弁全閉
	B-主蒸気内側隔離弁全閉
	C-主蒸気内側隔離弁全閉
	D-主蒸気内側隔離弁全閉
	A-主蒸気外側隔離弁全閉
	B-主蒸気外側隔離弁全閉
	C-主蒸気外側隔離弁全閉
	D-主蒸気外側隔離弁全閉
環境の状態確認	A-SGT自動起動
	B-SGT自動起動
	SGTS高レンジモニタ
	SGTS低レンジモニタ (A c h)
	SGTS低レンジモニタ (B c h)
	A-原子炉建物外気差圧
	B-原子炉建物外気差圧
	C-原子炉建物外気差圧
	D-原子炉建物外気差圧
	中央制御室外気差圧
	放水路水モニタ
	モニタリング・ポスト# 1 H
	モニタリング・ポスト# 2 H
	モニタリング・ポスト# 3 H
	モニタリング・ポスト# 4 H
	モニタリング・ポスト# 5 H
	モニタリング・ポスト# 6 H
	モニタリング・ポスト# 1 L (10分間平均)
	モニタリング・ポスト# 2 L (10分間平均)
	モニタリング・ポスト# 3 L (10分間平均)
	モニタリング・ポスト# 4 L (10分間平均)
	モニタリング・ポスト# 5 L (10分間平均)
	モニタリング・ポスト# 6 L (10分間平均)
	風向 (28.5m-U)
	風向 (130M-D, 10分間平均風向)
	風速 (28.5m-U)
	風速 (130M-D, 10分間平均風速)
大気安定度 (10分間平均)	

○ : S A範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）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 状態確認	可搬式モニタリング・ポストNo.1
	可搬式モニタリング・ポストNo.2
	可搬型モニタリング・ポストNo.3
	可搬式モニタリング・ポストNo.4
	可搬式モニタリング・ポストNo.5
	可搬式モニタリング・ポストNo.6
	可搬式モニタリング・ポストNo.7
	可搬式モニタリング・ポストNo.8
	可搬式モニタリング・ポストNo.9
	可搬式モニタリング・ポストNo.10
	可搬式モニタリング・ポストNo.11
	可搬式モニタリング・ポストNo.12
	風向（可搬）
	風速（可搬）
大気安定度（可搬）	
非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等確認	A-ADS作動
	B-ADS作動
	R C I C ポンプ作動
	H P C S ポンプ作動
	A-RHRポンプ作動
	B-RHRポンプ作動
	C-RHRポンプ作動
	RHR MV 2 2 2 - 4 A 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 4 B 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 A 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 B 全閉
	RHR MV 2 2 2 - 5 C 全閉
	全制御棒全挿入
	A-給水流量
	B-給水流量
	L P C S ポンプ作動
モードSW運転	
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度（S A） （使用済燃料貯蔵ラック上端+6710 mm）
	燃料プール水位・温度（S A） （使用済燃料貯蔵ラック上端+5800 mm）
	燃料プール水位・温度（S A） （使用済燃料貯蔵ラック上端+4500 mm）
	燃料プール水位・温度（S A） （使用済燃料貯蔵ラック上端+2000 mm）
	燃料プール水位・温度（S A） （使用済燃料貯蔵ラック上端レベル）
	燃料プール水位・温度（S A） （使用済燃料貯蔵ラック上端-1000 mm）
	燃料プール水位・温度（S A）（燃料プール温度）
	燃料プール水位（S A）
	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（S A）
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（S A）

○ : S A 範囲

表 3.5-1 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ（6/6）

目的	対象パラメータ
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	A-第1ベントフィルタ出口水素濃度
	B-第1ベントフィルタ出口水素濃度
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
	A-スクラバ容器圧力
	B-スクラバ容器圧力
	C-スクラバ容器圧力
	D-スクラバ容器圧力
	A1-スクラバ容器水位
	A2-スクラバ容器水位
	B1-スクラバ容器水位
	B2-スクラバ容器水位
	C1-スクラバ容器水位
	C2-スクラバ容器水位
	D1-スクラバ容器水位
	D2-スクラバ容器水位
	A-スクラバ容器温度
B-スクラバ容器温度	
C-スクラバ容器温度	
D-スクラバ容器温度	
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	A-原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	B-原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	原子炉建物水素濃度（非常用ガス処理系吸込口）
	原子炉建物水素濃度（所員用エアロック室）
	原子炉建物水素濃度（SRV補修室）
	原子炉建物水素濃度（CRD補修室）
	原子炉建物水素濃度（トールス室）
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度
	S-静的触媒式水素処理装置出口温度

○ : S A範囲

3.6 中央制御室待避室の収容性

(1) 中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

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居住性を確保するため、中央制御室待避室を設置している。

中央制御室待避室は、重大事故等時の格納容器ベント実施時に、運転員がとどまることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「5名」としている。

内訳を表 3.6-1 に示す。

表 3.6-1 中央制御室待避室収容人数設計内訳

当直長	1名
当直副長	1名
運転員（中央制御室）	1名
運転員（現場）	2名
合計	5名

なお、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、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）によるプラントパラメータの監視及び衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）又は有線式通信設備による連絡を行うこととしており表 3.6-1 の要員数に包含される。

また、重大事故等の事故シーケンス毎の運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」（以下、「大LOCA」とする）の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは4シナリオあるが、対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）」で代表する。「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）」で実施する残留熱代替除去系を使用した対応と同じであり、「停止中の反応度誤投入」シナリオは、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

事故シーケンス毎における運転員の対応要員数を表 3.6-2 に示す。また、図 3.6-1, 2 にて中央制御室待避室を使用する事故シーケンスの作業時間抜粋を示す。

: SA範囲

表 3.6-2 各事故シナリオにおける運転員の対応人数

事故シナリオ	対応要員数			
	当直長	当直副長	運転員	合計
高圧・低圧注水機能喪失	1名	1名	3名	5名
高圧注水・減圧機能喪失	1名	1名	1名	3名
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)	1名	1名	5名	7名
崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)	1名	1名	5名	7名
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失)	1名	1名	3名	5名
原子炉停止機能喪失	1名	1名	4名	6名
LOCA時注水機能喪失	1名	1名	4名	6名
格納容器バイパス(インターフェイスLOCA)	1名	1名	3名	5名
大LOCA(残留熱代替除去系を使用する場合)	1名	1名	5名	7名
大LOCA(残留熱代替除去系を使用しない場合)	1名	1名	5名 (2名)*	7名 (2名)*
想定事故1	1名	1名	1名	3名
想定事故2	1名	1名	3名	5名
停止中崩壊熱除去機能喪失	1名	1名	1名	3名
停止中全交流動力電源喪失	1名	1名	3名	5名
停止中原子炉冷却材の流出	1名	1名	3名	5名

※()内の数値はベント実施前までに、緊急時対策所へ移動する人員数

: SA範囲

(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、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）によるプラントパラメータの監視、衛星電話設備（固定型）又は無線通信設備（固定型）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5名が着席して待機するために必要なスペース
 - ▶ プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LED照明（ランタンタイプ）、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び有線式通信設備の専用接続端子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
- 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3,000mm×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3,000mm×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（固定型）／無線通信設備（固定型）／有線式通信設備）
- ▶ 十分な照度の確保（LED照明（ランタンタイプ））
- ▶ 天井高を高く設定することで、室内空間を広くする（2,000mm）

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倍以上に拡大する。

(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は図 2.4-15 に示している。また、中央制御室待避室の寸法は、6,000mm×2,000mm と必要十分なスペースを確保する設計とする。

 : SA範囲

3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

島根原子力発電所2号炉において、炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器ベント実施時における運転終了号炉（1号炉）の運転員は、自号炉の中央制御室から緊急時対策所に移動し1号炉の監視業務等を行う設計としていることから、1号炉に関しては、2号炉の運転員の被ばく評価結果（補足説明資料 59-11 参照）に包絡されるため、申請前号炉の中央制御室の居住性評価の対象外とした。

原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

目 次

中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

1. 評価事象
2. 大気中への放出量の評価
3. 大気拡散の評価
4. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価
 - 4.1 中央制御室内での被ばく
 - 4.1.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）
 - 4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）
 - 4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）
 - 4.1.4 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④）
 - 4.2 入退域時の被ばく
 - 4.2.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）
 - 4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）
 - 4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）
 - 4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）
5. 評価結果まとめ

添付資料 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

- 1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表
- 2 事象選定の考え方について
- 3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について
- 4 放射性物質の大気放出過程について
- 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について
- 6 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について
- 7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
- 8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について
- 9 地表面への沈着速度の設定について
- 10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について
- 11 有機よう素の乾性沈着速度について
- 12 マスクによる防護係数について
- 13 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について
- 14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について
- 15 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について
- 16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について
- 17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について
- 18 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について
- 19 空気流入率試験結果について
- 20 フィルタの除去性能について
- 21 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 22 実効放出継続時間の設定について
- 23 待避時間の設定根拠について
- 24 プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて
- 25 審査ガイド^{※1}への適合状況

※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（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は、「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。）に基づき行った。

（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条抜粋）

- 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 設置許可基準規則第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。

評価の結果、7日間での実効線量は、残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合で最大約35mSv、格納容器ベントを実施して事象収束に成功した場合で最大約51mSvとなった。

このことから、判断基準である「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た。

1. 評価事象

島根原子力発電所2号炉においては、「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LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備する。しかしながら、被ばく評価においては、残留熱代替除去系の運転に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施した場合を評価対象とする。格納容器ベントの実施に至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定する。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。

2. 大気中への放出量の評価

大気中へ放出される放射性物質の量は、上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し評価した。なお、格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量及び格納容器から原子炉建物への漏えい量は、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、大気中への放出量評価条件を設定し放出量を評価した。評価に用いた放出放射エネルギーを表 1 及び表 2 に示す。

表1 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）
 （残留熱代替除去系により事象を収束することを想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
		原子炉建物からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 8.8×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 2.7×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 2.8×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.7×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.8×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 3.0×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.7×10^{10}

表2 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）
 （格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種類	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
	格納容器フィルタベ ント系を経由した放 出	原子炉建物からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
Cs 類	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 4.4×10^9	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 3.8×10^9	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La 類	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

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値を年間について小さい方から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年 1 月～2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

相対濃度及び相対線量の評価結果を表 3 に示す。

表 3 相対濃度及び相対線量

放出源及び放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタベント系排気管 (地上 50m)	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	2号 R/B 原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物 (地上 0m)	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	2号 R/B 原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 110m)	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	2号 R/B 原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSE, S, SSW	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

4. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後7日間とし、運転員が交替（4直2交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを表4に、交替スケジュール例を表5に示す。また、評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。なお、格納容器ベントの影響が最大となるよう、ベントの1時間前に直交代を行うものと想定した。

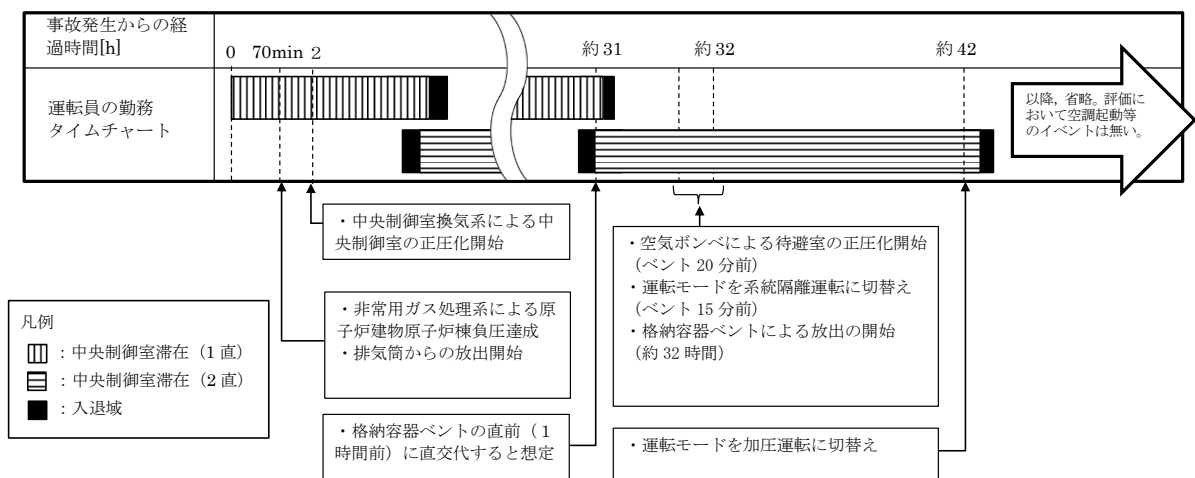
被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図1及び図2に示す。また、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表9に、被ばく評価に係る中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）の概略図を図3に示す。

表4 直交替サイクル

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

表5 直交替スケジュール例

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	入退域回数
A班	1直	1直		2直	2直			7回
B班		2直	2直				1直	7回
C班	2直				1直	1直		6回
D班			1直	1直		2直	2直	8回
E班								0回



参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

4.1 中央制御室内での被ばく

4.1.1 原子炉建物内等の放射性物質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物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外部被ばくは、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等を踏まえて評価した。なお、遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものをを用いて評価した。

原子炉建物内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い、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。

4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）

放射性雲中の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、大気拡散効果と建物によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。なお、遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものをを用いて評価した。

4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）

地表面に沈着し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、大気拡散評価、地表面沈着効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。なお、遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものをを用いて評価した。

4.1.4 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④）

外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは、中央制御室内の放射性物質濃度を基に、放射性物質から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効果を考慮した。また、運転員は図4に示す中央制御室待避室内に滞在するとして評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算は、以下の(1)から(3)に示す効果を考慮した。被ばく評価で想定する空調運用等のタイムチャートを図5に示す。

(1) 中央制御室換気系による中央制御室の正圧化及び系統隔離運転

中央制御室換気系の運転モードについて以下の状態を想定した。

1) 加圧運転

炉心損傷判断後、中央制御室バウンダリを正圧化することで、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを経由しない外気の流入を防止する効果を考慮

した。中央制御室換気系により供給する外気に対しては、非常用チャコール・フィルタ・ユニットによる放射性物質の除去効果を考慮した。なお、中央制御室換気系による中央制御室の正圧化期間については、全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し、有効性評価で設定した2時間の起動遅れ時間及び系統隔離運転期間を除く期間について実施するものとして評価した。

中央制御室換気系の起動遅れの期間においては、中央制御室への外気の直接流入率を0.5回/hと仮定して評価した。

2) 系統隔離運転

格納容器ベントを実施する場合には、放射性物質の中央制御室内への取り込みを抑制するため、格納容器ベントの15分前から中央制御室待避室から退出するまでの期間、外気を取入れを遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した系統隔離運転を行うものとして評価した。

系統隔離運転中の中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気の流入量は、空気流入率試験結果を踏まえて、保守的に換気率換算で0.5回/hとして評価した。

(2) 中央制御室待避室空気ポンベによる中央制御室待避室の正圧化

格納容器ベントを実施した場合の評価では、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンベにより正圧化することで、外気の流入を防止する効果を考慮した。ポンベによる正圧化の期間は、ベントの15分前からベントの10時間後までとして評価した。

(3) マスクの考慮

制御室滞在時には、マスクを5時間着用 (PF50)、1時間外すことを繰り返すものとして評価した。

4.2 入退域時の被ばく

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、緊急時対策所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た。代表評価点は2号原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。

4.2.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく (経路⑤)

事故期間中に原子炉建物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ラインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、評価点を屋外とすること以外は「4.1.1 原子炉建物内等の放射性物質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。

4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく (経路⑥)

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく (経路②)」と同様な手法

で実効線量を評価した。

4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。

4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）

入退域時の内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮した。

5. 評価結果のまとめ

残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表6-1-1及び表6-1-2に示す。また、格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表6-2-1及び表6-2-2に示す。さらに、各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表7-1-1から表7-2-2に、被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表8-1-1から表8-2-2に示す。

評価の結果、7日間での実効線量は格納容器ベントを実施した場合で最大約51mSvとなった。

このことから、判断基準である「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た。

表 6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<u>約 12</u>	約 8		約 8	約 7			<u>約 35</u>
B班		約 8	約 8				約 9 ^{※3}	約 25
C班	約 8				約 8	約 7		約 23
D班			約 8	約 8		約 7	約 4 ^{※3}	約 27

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。5時間着用, 1時間外すことを繰り返すものとして評価
- ※3 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は, 7日目1直 (B班) の被ばく線量に加えて整理している。7日目2直 (D班) の被ばく線量は, 入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している。

表 6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv)

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A 班	<u>約 271</u>	約 19		約 21	約 20			<u>約 331</u>
B 班		約 20	約 22				約 23 ^{※1}	約 66
C 班	約 14				約 22	約 20		約 57
D 班			約 23	約 24		約 18	約 11 ^{※1}	約 77

※1 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を, 7日目1直(B班)の被ばく線量に加えて整理。7日目2直(D班)の被ばく線量は, 入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量を示している。

表 6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (格納容器ベントを実施して事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 12	約 9		約 8	約 6			約 35
B班		<u>約 34</u>	約 10				約 7 ^{※3}	<u>約 51</u>
C班	約 8				約 7	約 6		約 22
D班			約 13	約 9		約 5	約 4 ^{※3}	約 32

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。5時間着用, 1時間外すことを繰り返すものとして評価
- ※3 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を, 7日目1直 (B班) の被ばく線量に加えて整理。7日目2直 (D班) の被ばく線量は, 入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している。

表 6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (格納容器ベントを実施して事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv)

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<u>約 271</u>	約 21		約 9	約 7			<u>約 309</u>
B班		約 44	約 14				約 7 ^{※1}	約 65
C班	約 14				約 8	約 6		約 28
D班			約 24	約 12		約 5	約 4 ^{※1}	約 46

※1 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直(B班)の被ばく線量に加えて整理。7日目2直(D班)の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量を示している。

表 7-1-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）
 （残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
 （マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.2×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 1.1×10^1 約 2.5×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 1.4×10^1
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.2×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}
	⑦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時の被ばく	約 1.9×10^1
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{-1}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.0×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 35

表 7-1-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）
 （残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
 （マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.2×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.9×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 2.9×10^2 約 2.5×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 2.9×10^2
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.2×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}
	⑦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時の被ばく	約 1.9×10^1
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.8×10^1
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.8×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 331

表 7-2-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（B班）の合計）
 （格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
 （マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.4×10^{-5}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^0
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.6×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^1
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.4×10^0 約 2.1×10^1
	小計（①+②+③+④）	約 2.7×10^1
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{-1}
	⑦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時の被ばく	約 2.3×10^1
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 2.4×10^1
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 51

表 7-2-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）
 （格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
 （マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.5×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.8×10^2
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 2.7×10^2 約 1.9×10^0
	小計（①+②+③+④）	約 2.8×10^2
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	⑦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時の被ばく	約 2.3×10^1
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 7.3×10^0
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 3.1×10^1
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 309

表 8-1-1 評価結果の内訳 (A班の1日目)
 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.6×10^0
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 5.9×10^0 約 1.7×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 8.1×10^0
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.1×10^{-2}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦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時の被ばく	約 3.4×10^0
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.5×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 12

表 8-1-2 評価結果の内訳 (A班の1日目)
 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv)

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.7×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 2.6×10^2 約 1.7×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 2.7×10^2
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.1×10^{-2}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}
	⑦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時の被ばく	約 3.4×10^0
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.1×10^0
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 4.6×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 271

表 8-2-1 評価結果の内訳 (B班の2日目)
 (格納容器ベントを実施して事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{-5}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^0
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 8.5×10^{-1} 約 2.1×10^1
	小計 (①+②+③+④)	約 2.6×10^1
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.8×10^{-2}
	⑦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時の被ばく	約 7.9×10^0
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 8.2×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 34

表 8-2-2 評価結果の内訳 (A班の1日目)
 (格納容器ベントを実施して事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv)

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.4×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.7×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 2.6×10^2 約 1.6×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 2.7×10^2
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{-2}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{-2}
	⑦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時の被ばく	約 3.9×10^0
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 8.9×10^{-1}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 4.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 271

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件
(1/4)

項目		評価条件	
停止時 炉内 内蔵量	発災プラント	2号炉	
	評価事象	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失	
	炉心熱出力	2436MW	
	運転時間	1 サイクル：10000h（約416日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	
	取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200体） 2 サイクル：0.229（200体） 3 サイクル：0.229（200体） 4 サイクル：0.229（200体） 5 サイクル：0.084（72体）	
大気 拡散	気象データ	島根原子力発電所における1年間の気象データ (2009年1月～2009年12月) (地上約20m)	
	実効放出 継続時間	【格納容器フィルタベント系排気管】 1時間 【原子炉建物】 1時間 【排気筒】 30時間	
	建屋巻き込み	全放出源：考慮する	
	累積出現頻度	小さい方から累積して97%	
	放出源及び 放出源高さ	【格納容器フィルタベント系排気管】 地上50m 【原子炉建物】 地上0m 【排気筒】 地上110m	
	着目 方位	中央 制御 室 滞在 時	評価点： 中央制御 室中心 【格納容器フィルタベント系排気管】 6方位 【原子炉建物】 6方位 【排気筒】 9方位
		評価点： 中央制御 室換気系 吸気口	【格納容器フィルタベント系排気管】 7方位 【原子炉建物】 7方位 【排気筒】 9方位
	入退域時	【格納容器フィルタベント系排気管】 9方位 【原子炉建物】 9方位 【排気筒】 3方位	

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件
(2/4)

	項目	評価条件
格納容器外への放出	格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後（なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約5分後から漏えい）
	格納容器から原子炉建物への漏えい率 （希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で，格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1 Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 1 Pd～：2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積
	格納容器から原子炉建物への漏えい率 （無機よう素）	漏えい率を格納容器圧力に応じ設定。 【漏えい率】 0.9Pd以下：0.5%/日 0.9Pd～：1.3%/日
	原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%
	格納容器内 pH 制御の効果	未考慮
	格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス：1 粒子状放射性物質：10 無機よう素：1 有機よう素：1
	格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮
	格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレーによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・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 上記をMAAP 解析で評価
	格納容器等への無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4} [1/s]（上限 DF=200）
	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係数	無機よう素：5
	格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.0×10^{-1} Ba 類：約 5.4×10^{-7} よう素類：約 3.3×10^{-2} Ru 類：約 6.8×10^{-8} Cs 類：約 6.8×10^{-6} La 類：約 5.4×10^{-9} Te 類：約 1.4×10^{-6} Ce 類：約 1.4×10^{-8}

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件
(3/4)

項目		評価条件
格納容器外への放出	格納容器から原子炉建物への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 4.2×10^{-3} Ba 類：約 3.4×10^{-7} よう素類：約 2.8×10^{-4} Ru 類：約 4.2×10^{-8} Cs 類：約 4.2×10^{-6} La 類：約 3.4×10^{-9} Te 類：約 8.5×10^{-7} Ce 類：約 8.5×10^{-9}
		残留熱代替除去系を用いて事象を収束することを想定する場合：停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 2.7×10^{-2} Ba 類：約 2.6×10^{-7} よう素類：約 1.3×10^{-3} Ru 類：約 3.3×10^{-8} Cs 類：約 3.3×10^{-6} La 類：約 2.6×10^{-9} Te 類：約 6.5×10^{-7} Ce 類：約 6.5×10^{-9}
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 32 時間後
	格納容器フィルタベント系の除去係数	有機よう素：50 無機よう素：100 粒子状放射性物質：1000
	原子炉建物からの漏えい開始時刻	事故発生直後
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後
	非常用ガス処理系換気量	4400m ³ /h
	原子炉建物負圧達成時間	事故発生から 70 分後
	原子炉建物の換気率	・事故発生から 70 分後～168 時間後：1 回/日で屋外に放出（非常用ガス処理系による放出） ・事故発生から 70 分後までの期間：無限大[回/日]（原子炉建物からの漏えい）
	非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去効果	未考慮

表9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件
（4/4）

	項目	評価条件
運転員の被ばく評価	中央制御室換気系 (風量, フィルタ除去効率及び起動遅れ時間)	【再循環フィルタ流量】 事故発生から0～2時間後 : 0m ³ /h 事故発生から2～168時間後 : 32000m ³ /h 【外気取込流量】 事故発生から0～2時間後 : 0m ³ /h 事故発生から2～約32時間後 : 17500m ³ /h 事故発生から約32～約42時間後 : 0m ³ /h 事故発生から約42～168時間後 : 17500m ³ /h 【チャコールフィルタ除去効率】 希ガス, 粒子状放射性物質 : 0% 無機よう素, 有機よう素 : 95% 【高性能粒子フィルタ除去効率】 希ガス, 無機よう素, 有機よう素 : 0% 粒子状放射性物質 : 99.9% 【起動遅れ時間】 2時間
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から0～2時間後 : 0.5回/h 事故発生から2～約32時間後 : 0回/h 事故発生から約32～約42時間後 : 0.5回/h 事故発生から約42～168時間後 : 0回/h
	中央制御室待避室空気ポンベの空気供給量	事故発生から0～約32時間後 : 0m ³ /h 事故発生から約32～約42時間後 : 11m ³ /h 事故発生から約42～168時間後 : 0m ³ /h
	中央制御室待避室バウンダリ体積	30m ³
	マスクの防護係数	入退域時 : 50 中央制御室滞在時 : 50 (5時間着用, 1時間外すことを繰り返す)
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交替要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	【原子炉建物内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線 : QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線 : ANISN コード, G33-GP2R コード
	地表面への沈着速度	エアロゾル粒子 : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス : 沈着なし
	評価期間	7日間

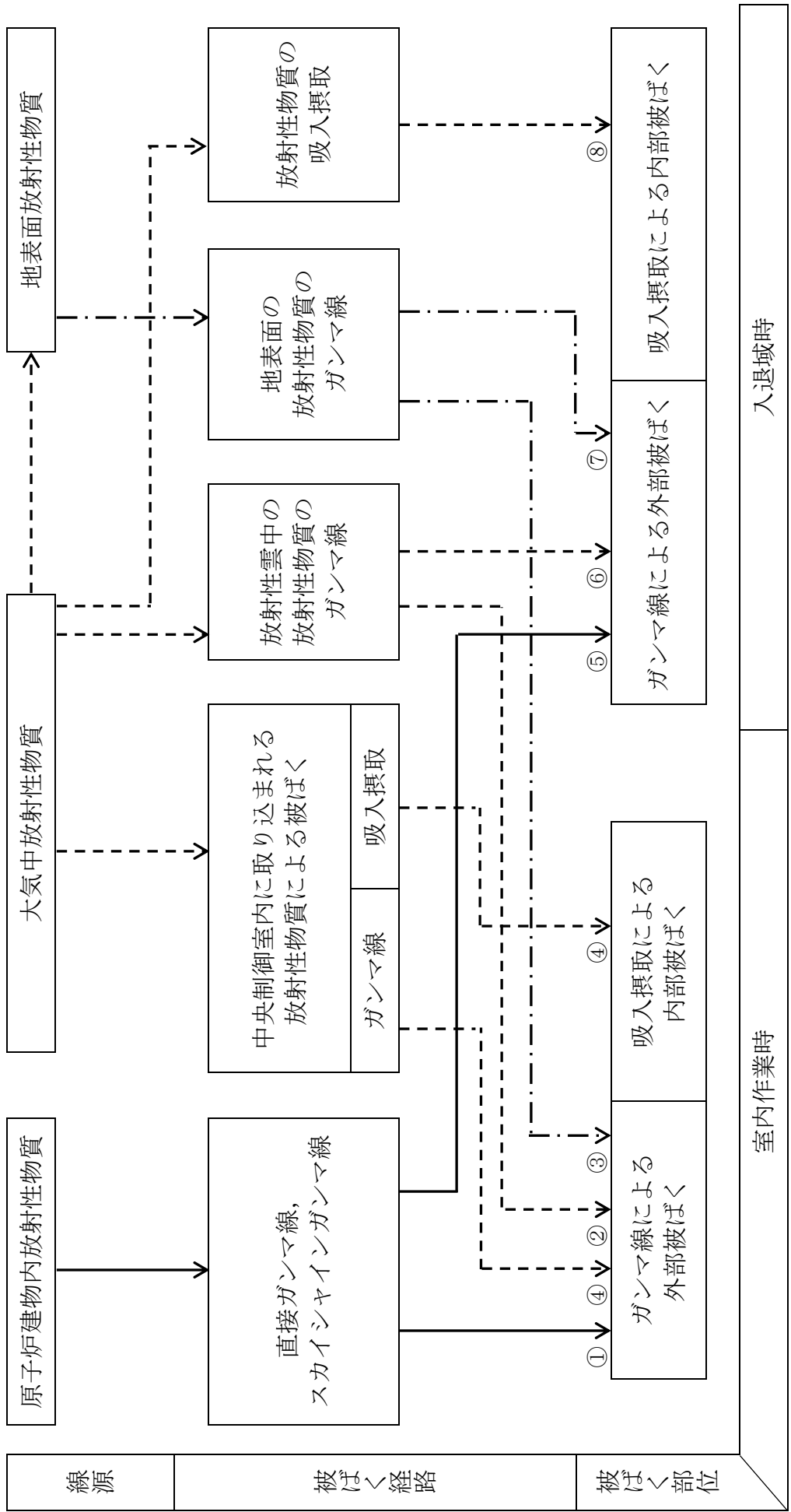


図1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

室内作業時	①原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線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 (クラウドシャインによる外部被ばく)
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインによる外部被ばく)
	④室内に外気から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)
入退域時	⑤原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑥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 (クラウドシャインによる外部被ばく)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインによる外部被ばく)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく (吸入摂取による内部被ばく)

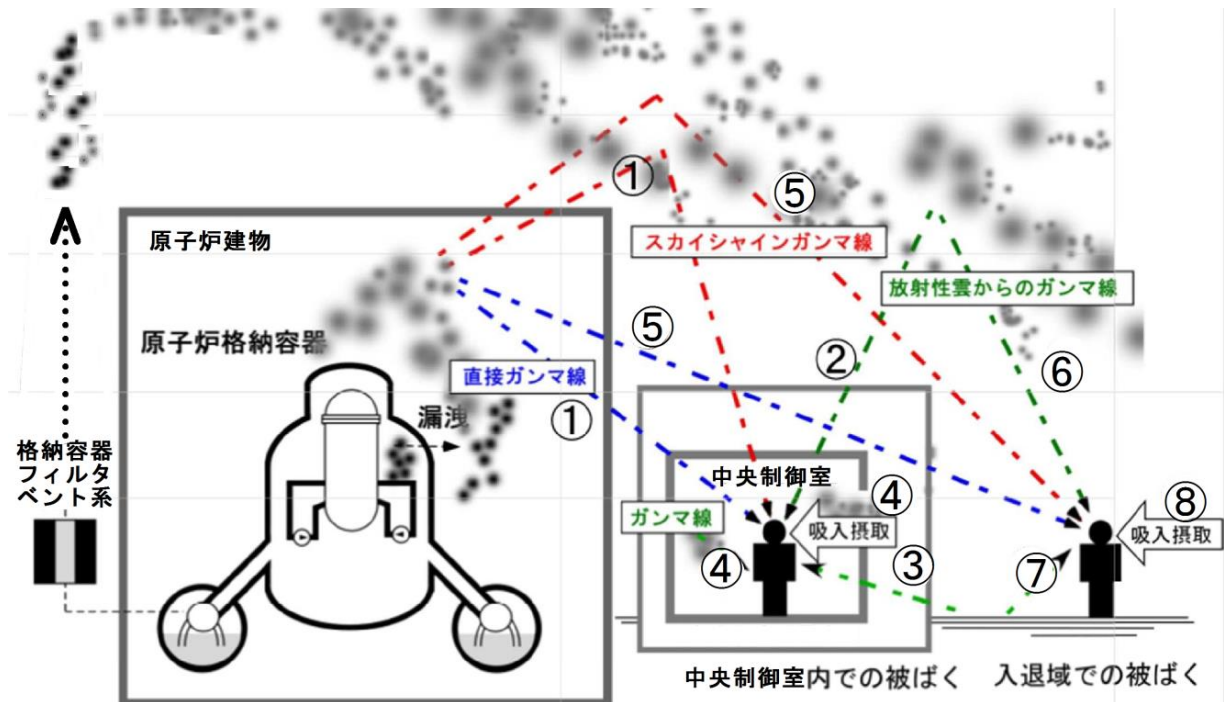


図2 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

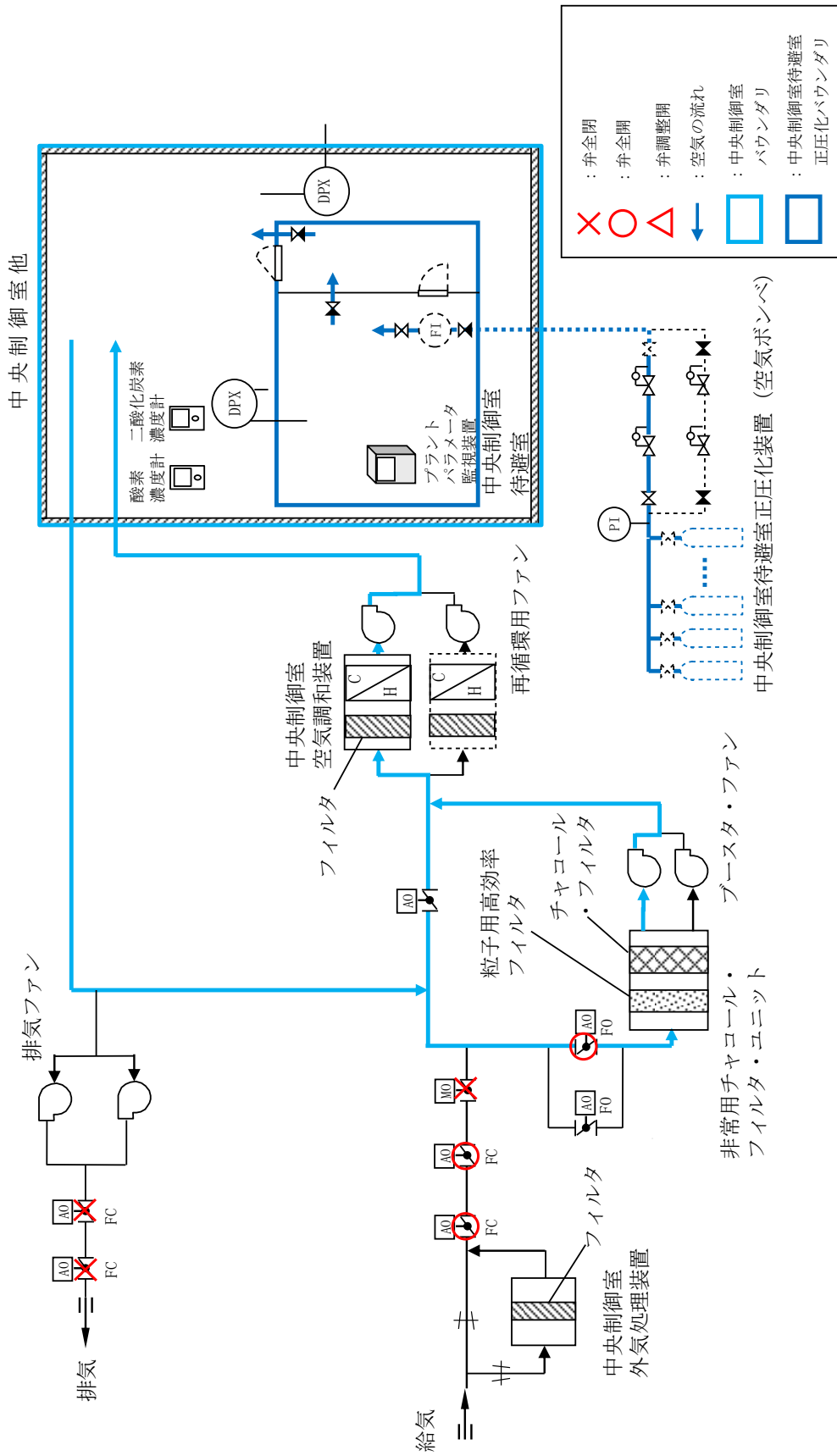


図3 (2/2) 中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置 (空気ポンプ) 概略系統図
(非常時運転モード (加圧運転 (プルーム通過中)))

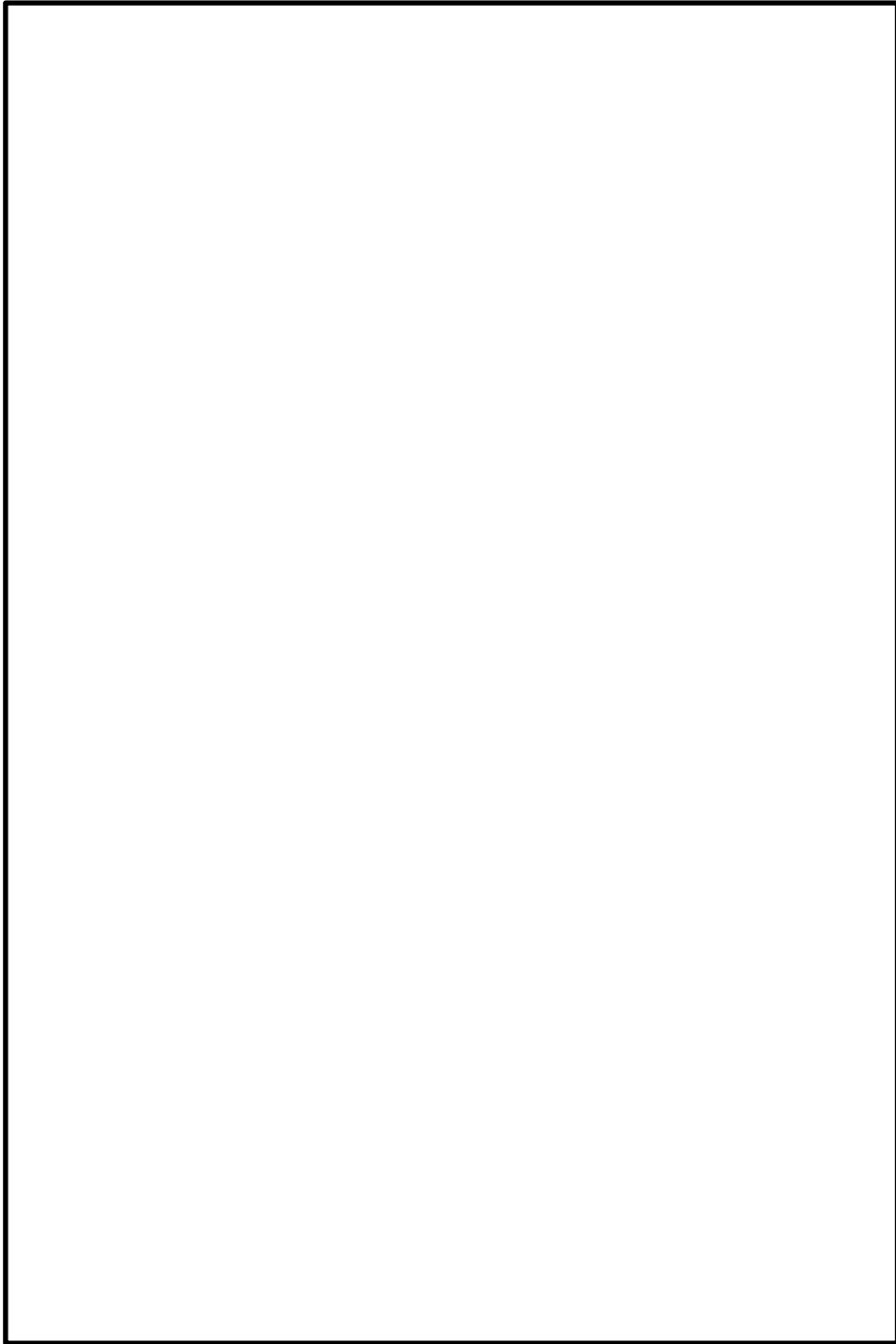


図4 中央制御室待避室の設置場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

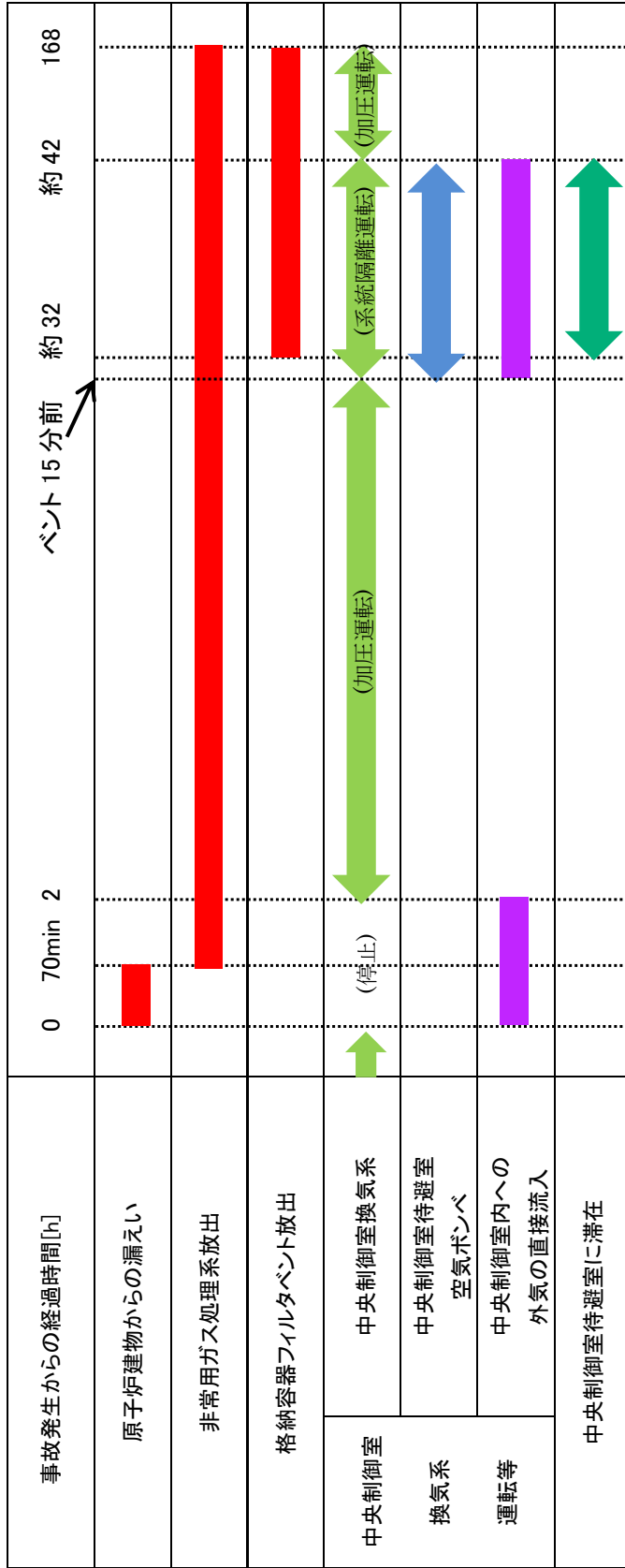


図 5 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

添付資料 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件

表 1-1 大気中への放出放射能量評価条件（1 / 5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	2号炉	運転号炉を想定	—
評価事象	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定 (添付資料 2, 18 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 ^(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	2436MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10000h(約 416 日) 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	1 サイクル 13 ヶ月(395 日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定（ABWR の値を用いて、炉内内蔵量を計算し、熱出力 3926MW で規格化)	—

表 1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後（なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約32時間後 原子炉建物原子炉棟からの漏えい： 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から70分後	原子炉格納容器漏えい： MAAP解析に基づく 格納容器ベント： MAAP解析に基づく 原子炉建物原子炉棟からの漏えい：原子炉建物原子炉棟の負圧が達成されるまでの時刻 非常用ガス処理系による放出： 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間を参照 (添付資料 6 参照)	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。
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	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考慮しない	—
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R.G.1.195に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内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。
格納容器から原子炉建物への漏えい率（希ガス、エアロゾル及び有機よう素）	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。 MAAP解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日、 1Pd～：2.0Pdで1.3%/日に相当する開口面積	格納容器の設計漏えい率に基づき設定	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物への漏えい率（無機よう素）	漏えい率を格納容器圧力に応じ設定。 【漏えい率】 0.9Pd以下：0.5%/日 0.9Pd～：1.3%/日	格納容器の設計漏えい率及びAECの式に基づき設定（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）	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。

表 1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3 / 5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス：1 粒子状物質：10 無機よう素：1 有機よう素：1	粒子状物質に対して、格納容器の漏えい孔における捕集効果を考慮 ^{※1}	—
格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・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 上記をMAAP解析で評価	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	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。
格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
格納容器等への無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4} [1/s] (上限 DF=200)	CSE 実験に基づき設定 (添付資料 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・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：5	NUREG-0800 Standard Review Plan6.5.5 に に基づき設定	—
格納容器フィルタベント系での除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 粒子状放射性物質：1000	設計値	—

※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社、2019年12月

表 1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (4 / 5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.0×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs 類：約 6.8×10^{-6} Te 類：約 1.4×10^{-6} Ba 類：約 5.4×10^{-7} Ru 類：約 6.8×10^{-8} La 類：約 5.4×10^{-9} Ce 類：約 1.4×10^{-8}	MAA P 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定(添付資料 3 参照) よう素類については、 よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	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
格納容器から原子炉建物への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 4.2×10^{-3} よう素類：約 2.8×10^{-4} Cs 類：約 4.2×10^{-6} Te 類：約 8.5×10^{-7} Ba 類：約 3.4×10^{-7} Ru 類：約 4.2×10^{-8} La 類：約 3.4×10^{-9} Ce 類：約 8.5×10^{-9} 残留熱代替除去系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 2.7×10^{-2} よう素類：約 1.3×10^{-3} Cs 類：約 3.3×10^{-6} Te 類：約 6.5×10^{-7} Ba 類：約 2.6×10^{-7} Ru 類：約 3.3×10^{-8} La 類：約 2.6×10^{-9} Ce 類：約 6.5×10^{-9}	同上	同上

表 1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (5 / 5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建物原子炉棟の換気率	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物原子炉棟負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・原子炉建物原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1 回/日により屋外に放出 	<p>非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建物原子炉棟に放射性物質が保持されないものとした。</p> <p>非常用ガス処理系により負圧維持している期間は保守的に非常用ガス処理系の定格風量を基に設定。</p>	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排気ファン風量	4400m ³ /h	非常用ガス処理系の設計値を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建物原子炉棟負圧達成時間	事故発生から 70 分後	非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建物原子炉棟の設計気密度を基に評価し設定 (添付資料 6を参照)	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示されたとおり設定	3. 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。

表 1-2 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）
 （残留熱代替除去系により事象を収束することを想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉建物からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出	
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 8.8×10^{16}	
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}	
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 2.7×10^{12}	
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 2.8×10^{12}	
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.7×10^{12}	
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.8×10^{11}	
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 3.0×10^{11}	
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.7×10^{10}	

表 1-3 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）
 （格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉内 内蔵量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系 を經由した放出	原子炉建物からの漏えい及び 非常用ガス処理系による 放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 4.4×10^9	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{18}	約 3.8×10^9	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

表 1-4 大気拡散評価条件 (1 / 4)

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、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	島根原子力発電所における1年間の気象データ(2009年1月～2009年12月)(地上約20m)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約20m)の気象データを使用。審査ガイドに示された通り、発電所において観測された1年間の気象データを使用 (添付資料 7を参照)	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	【格納容器フィルタベント系排気管】 1時間 【原子炉建物】 1時間 【排気筒】 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。	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。
放出源及び放出源 高さ	【格納容器フィルタベント系排気管】 地上50m 【原子炉建物】 地上0m 【排気筒】 地上110m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮	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。

表 1-4 大気拡散評価条件 (2 / 4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から 累積して 97%	審査ガイドに示され たとおり設定 (添付資料 8 を参 照)	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。
建物巻き込み	全放出源：考慮する	放出源から近距離の 建物の影響を受ける ため、建物による巻 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。
巻き込みを 生じる代表建物	2号炉原子炉建物 及び 2号炉タービン建物	巻き込みの影響が最 も大きい建物として 設定	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	【中央制御室滞在時】 中央制御室中心 中央制御室換気系給気 口 【入退域時】 2号炉原子炉補機冷却 系熱交換器室入口	審査ガイドに示され たとおり設定	4.2(2)b.3) 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。

表 1-4 大気拡散評価条件 (3 / 4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	<p>・評価点：中央制御室中心 【格納容器フィルタベント排気管】 6方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE) 【原子炉建物中心】 6方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE) 【排気筒】 9方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW)</p>	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 (添付資料 8 を参照)	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。
	<p>・評価点：中央制御室換気系給気口 【格納容器フィルタベント排気管】 7方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE) 【原子炉建物中心】 7方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE) 【排気筒】 9方位 (NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW)</p>		
	<p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 9方位 (SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE) 【原子炉建物中心】 9方位 (SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE) 【排気筒】 3方位 (SSE, S, SSW)</p>		
入退域時			

表 1-4 大気拡散評価条件 (4 / 4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建物投影面積	2号炉原子炉建物： 2600m ² (原子炉建物，格納容器 フィルタベント系 放出時) 2号炉タービン建物： 2100m ² (排気筒放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も 小さいもの	4.2(2)b.1) 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。 4.2(2)b.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。
形状係数	1/2	「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)」に示されたとおり設定	4.2(2)a. 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)」による。

表 1-5 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

放出源及び 放出源高さ※	評価点	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタ ベント系排気管 (地上 50m)	中央制御室 中心	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系 給気口	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	2号炉原子炉補機冷 却系熱交換器室入口	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物 (地上 0m)	中央制御室 中心	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系 給気口	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	2号炉原子炉補機冷 却系熱交換器室入口	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 110m)	中央制御室 中心	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系 給気口	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	2号炉原子炉補機冷 却系熱交換器室入口	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

表 1-6 原子炉建物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の評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源強度	原子炉建物内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後直交代ごとの積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	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
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉建物遮蔽厚さ	図 1-1 のとおり (評価点高さ) 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線： 中央制御室天井面高さ	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 なお、遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）だけ薄くした値を適用する	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。
	中央制御室遮蔽厚さ			
	評価点	中心点より線源となる建物に近い壁側を選定	—	
評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISNコード, G33-GP2R コード	直接ガンマ線の線量評価に用いるQAD-CGGP2Rコードは三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いるANISNコード及びG33-GP2Rコードはそれぞれ一次元、三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり、ガンマ線の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、炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2Rコード、ANISNコード及びG33-GP2Rコードはそれぞれ許認可での使用実績がある。	—	

表 1-7 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原子炉建物内の積算線源強度 (1 / 2) (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー (MeV)	積算線源強度 (photons)						
	24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
0.01	5.6×10^{18}	2.1×10^{19}	4.2×10^{19}	6.2×10^{19}	8.0×10^{19}	9.5×10^{19}	1.1×10^{20}
0.02	6.2×10^{18}	2.4×10^{19}	4.7×10^{19}	6.9×10^{19}	8.9×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}
0.03	7.2×10^{18}	2.7×10^{19}	5.2×10^{19}	7.5×10^{19}	9.4×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}
0.045	1.0×10^{20}	4.8×10^{20}	1.0×10^{21}	1.5×10^{21}	2.0×10^{21}	2.4×10^{21}	2.7×10^{21}
0.06	3.5×10^{17}	1.0×10^{18}	1.7×10^{18}	2.2×10^{18}	2.7×10^{18}	3.1×10^{18}	3.4×10^{18}
0.07	2.3×10^{17}	6.8×10^{17}	1.1×10^{18}	1.5×10^{18}	1.8×10^{18}	2.1×10^{18}	2.3×10^{18}
0.075	1.5×10^{19}	7.0×10^{19}	1.5×10^{20}	2.3×10^{20}	3.0×10^{20}	3.6×10^{20}	4.1×10^{20}
0.1	7.3×10^{19}	3.5×10^{20}	7.4×10^{20}	1.1×10^{21}	1.5×10^{21}	1.8×10^{21}	2.0×10^{21}
0.15	2.7×10^{17}	6.8×10^{17}	1.0×10^{18}	1.3×10^{18}	1.6×10^{18}	1.8×10^{18}	2.0×10^{18}
0.2	3.7×10^{19}	9.0×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}
0.3	7.4×10^{19}	1.8×10^{20}	2.2×10^{20}	2.3×10^{20}	2.4×10^{20}	2.4×10^{20}	2.4×10^{20}
0.4	5.8×10^{18}	1.9×10^{19}	3.5×10^{19}	5.2×10^{19}	6.8×10^{19}	8.1×10^{19}	9.4×10^{19}
0.45	2.9×10^{18}	9.4×10^{18}	1.8×10^{19}	2.6×10^{19}	3.4×10^{19}	4.1×10^{19}	4.7×10^{19}
0.51	9.0×10^{18}	2.5×10^{19}	4.0×10^{19}	5.3×10^{19}	6.3×10^{19}	7.1×10^{19}	7.7×10^{19}
0.512	3.0×10^{17}	8.2×10^{17}	1.3×10^{18}	1.8×10^{18}	2.1×10^{18}	2.4×10^{18}	2.6×10^{18}
0.6	1.3×10^{19}	3.6×10^{19}	5.9×10^{19}	7.8×10^{19}	9.3×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}
0.7	1.5×10^{19}	4.1×10^{19}	6.7×10^{19}	8.8×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}	1.3×10^{20}
0.8	4.8×10^{18}	1.5×10^{19}	2.6×10^{19}	3.7×10^{19}	4.5×10^{19}	5.2×10^{19}	5.7×10^{19}
1.0	9.5×10^{18}	3.0×10^{19}	5.3×10^{19}	7.3×10^{19}	9.0×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}
1.33	4.3×10^{18}	9.3×10^{18}	1.4×10^{19}	1.9×10^{19}	2.2×10^{19}	2.5×10^{19}	2.7×10^{19}
1.34	1.3×10^{17}	2.8×10^{17}	4.4×10^{17}	5.7×10^{17}	6.8×10^{17}	7.6×10^{17}	8.3×10^{17}
1.5	2.1×10^{18}	4.5×10^{18}	7.0×10^{18}	9.2×10^{18}	1.1×10^{19}	1.2×10^{19}	1.3×10^{19}
1.66	6.2×10^{17}	8.9×10^{17}	1.1×10^{18}	1.3×10^{18}	1.5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.7×10^{18}
2.0	1.3×10^{18}	1.9×10^{18}	2.4×10^{18}	2.8×10^{18}	3.1×10^{18}	3.4×10^{18}	3.6×10^{18}
2.5	3.4×10^{18}	4.0×10^{18}	4.5×10^{18}	5.0×10^{18}	5.4×10^{18}	5.7×10^{18}	6.0×10^{18}
3.0	1.3×10^{17}	1.4×10^{17}	1.5×10^{17}	1.6×10^{17}	1.7×10^{17}	1.8×10^{17}	1.9×10^{17}
3.5	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}
4.0	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}
4.5	5.4×10^4	7.9×10^4	8.8×10^4	9.1×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4
5.0	5.4×10^4	7.9×10^4	8.8×10^4	9.1×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4
5.5	5.4×10^4	7.9×10^4	8.8×10^4	9.1×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4
6.0	5.4×10^4	7.9×10^4	8.8×10^4	9.1×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4	9.3×10^4
6.5	6.3×10^3	9.1×10^3	1.0×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4
7.0	6.3×10^3	9.1×10^3	1.0×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4
7.5	6.3×10^3	9.1×10^3	1.0×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4
8.0	6.3×10^3	9.1×10^3	1.0×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4	1.1×10^4
10.0	1.9×10^3	2.8×10^3	3.1×10^3	3.2×10^3	3.3×10^3	3.3×10^3	3.3×10^3
12.0	9.6×10^2	1.4×10^3	1.6×10^3	1.6×10^3	1.6×10^3	1.6×10^3	1.6×10^3
14.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
20.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
30.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
50.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0

表 1-7 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原子炉建物内の積算線源強度(2/2) (格納容器ベントの実施を想定する場合)

エネルギー (MeV)	積算線源強度 (photons)						
	24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
0.01	5.5×10^{18}	1.9×10^{19}	2.5×10^{19}	2.6×10^{19}	2.7×10^{19}	2.7×10^{19}	2.7×10^{19}
0.02	6.2×10^{18}	2.1×10^{19}	2.7×10^{19}	2.9×10^{19}	3.0×10^{19}	3.0×10^{19}	3.0×10^{19}
0.03	7.1×10^{18}	2.5×10^{19}	3.1×10^{19}	3.3×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}
0.045	1.0×10^{20}	4.2×10^{20}	5.6×10^{20}	6.0×10^{20}	6.1×10^{20}	6.2×10^{20}	6.2×10^{20}
0.06	3.5×10^{17}	9.8×10^{17}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
0.07	2.3×10^{17}	6.6×10^{17}	7.7×10^{17}	8.1×10^{17}	8.2×10^{17}	8.2×10^{17}	8.2×10^{17}
0.075	1.4×10^{19}	6.1×10^{19}	8.1×10^{19}	8.8×10^{19}	9.0×10^{19}	9.1×10^{19}	9.1×10^{19}
0.1	7.1×10^{19}	3.1×10^{20}	4.1×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}	4.5×10^{20}	4.5×10^{20}
0.15	2.8×10^{17}	6.8×10^{17}	7.9×10^{17}	8.2×10^{17}	8.3×10^{17}	8.4×10^{17}	8.4×10^{17}
0.2	3.6×10^{19}	8.6×10^{19}	9.1×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}
0.3	7.2×10^{19}	1.7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}
0.4	6.4×10^{18}	2.0×10^{19}	2.6×10^{19}	2.7×10^{19}	2.8×10^{19}	2.8×10^{19}	2.8×10^{19}
0.45	3.2×10^{18}	1.0×10^{19}	1.3×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}
0.51	9.7×10^{18}	2.7×10^{19}	3.2×10^{19}	3.3×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}
0.512	3.2×10^{17}	8.9×10^{17}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}
0.6	1.4×10^{19}	3.9×10^{19}	4.7×10^{19}	4.9×10^{19}	4.9×10^{19}	5.0×10^{19}	5.0×10^{19}
0.7	1.6×10^{19}	4.4×10^{19}	5.3×10^{19}	5.5×10^{19}	5.6×10^{19}	5.6×10^{19}	5.6×10^{19}
0.8	5.3×10^{18}	1.6×10^{19}	2.0×10^{19}	2.1×10^{19}	2.1×10^{19}	2.2×10^{19}	2.2×10^{19}
1.0	1.1×10^{19}	3.2×10^{19}	4.0×10^{19}	4.2×10^{19}	4.3×10^{19}	4.3×10^{19}	4.3×10^{19}
1.33	4.6×10^{18}	1.0×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1.3×10^{19}	1.3×10^{19}	1.3×10^{19}
1.34	1.4×10^{17}	3.1×10^{17}	3.6×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}
1.5	2.2×10^{18}	5.0×10^{18}	5.8×10^{18}	6.0×10^{18}	6.1×10^{18}	6.1×10^{18}	6.1×10^{18}
1.66	6.4×10^{17}	9.6×10^{17}	1.0×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}
2.0	1.4×10^{18}	2.0×10^{18}	2.2×10^{18}	2.2×10^{18}	2.3×10^{18}	2.3×10^{18}	2.3×10^{18}
2.5	3.4×10^{18}	4.0×10^{18}	4.2×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}
3.0	1.3×10^{17}	1.4×10^{17}	1.4×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}
3.5	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}
4.0	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}
4.5	5.6×10^4	8.5×10^4	9.9×10^4	1.1×10^5	1.2×10^5	1.2×10^5	1.3×10^5
5.0	5.6×10^4	8.5×10^4	9.9×10^4	1.1×10^5	1.2×10^5	1.2×10^5	1.3×10^5
5.5	5.6×10^4	8.5×10^4	9.9×10^4	1.1×10^5	1.2×10^5	1.2×10^5	1.3×10^5
6.0	5.6×10^4	8.5×10^4	9.9×10^4	1.1×10^5	1.2×10^5	1.2×10^5	1.3×10^5
6.5	6.4×10^3	9.8×10^3	1.1×10^4	1.3×10^4	1.3×10^4	1.4×10^4	1.5×10^4
7.0	6.4×10^3	9.8×10^3	1.1×10^4	1.3×10^4	1.3×10^4	1.4×10^4	1.5×10^4
7.5	6.4×10^3	9.8×10^3	1.1×10^4	1.3×10^4	1.3×10^4	1.4×10^4	1.5×10^4
8.0	6.4×10^3	9.8×10^3	1.1×10^4	1.3×10^4	1.3×10^4	1.4×10^4	1.5×10^4
10.0	2.0×10^3	3.0×10^3	3.5×10^3	3.9×10^3	4.1×10^3	4.4×10^3	4.6×10^3
12.0	9.8×10^2	1.5×10^3	1.8×10^3	1.9×10^3	2.1×10^3	2.2×10^3	2.3×10^3
14.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
20.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
30.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
50.0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0

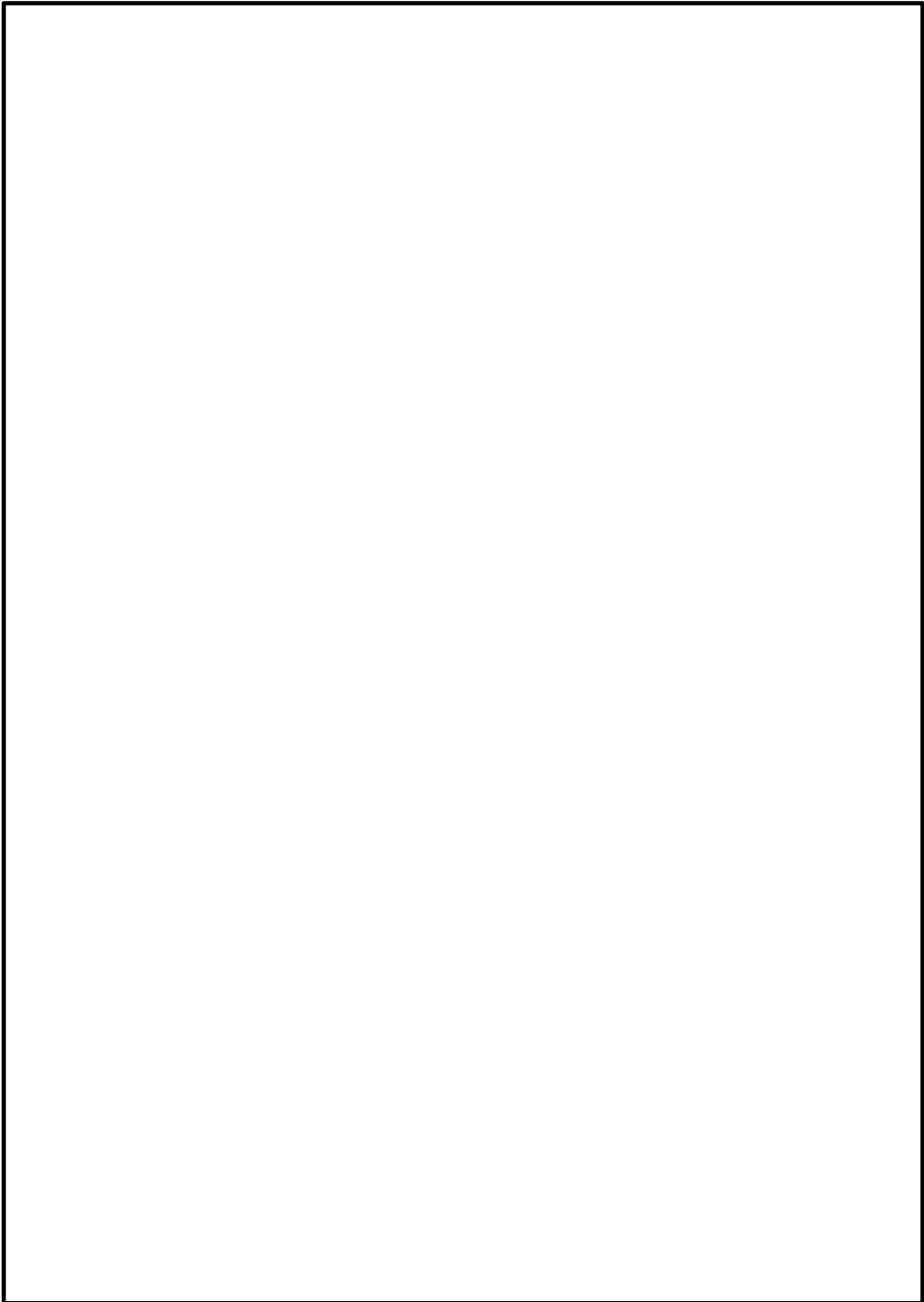


図 1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (1 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

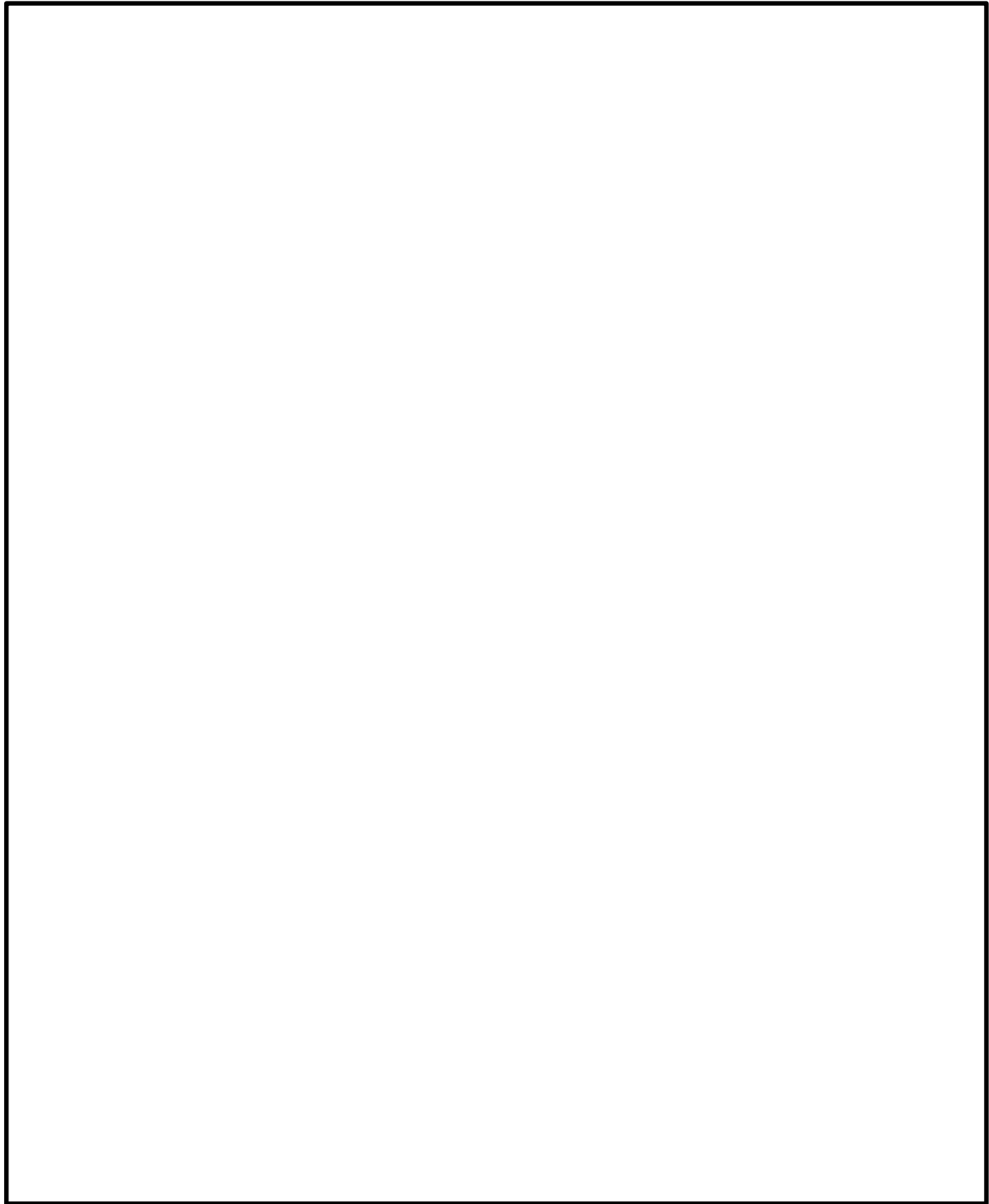


図 1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

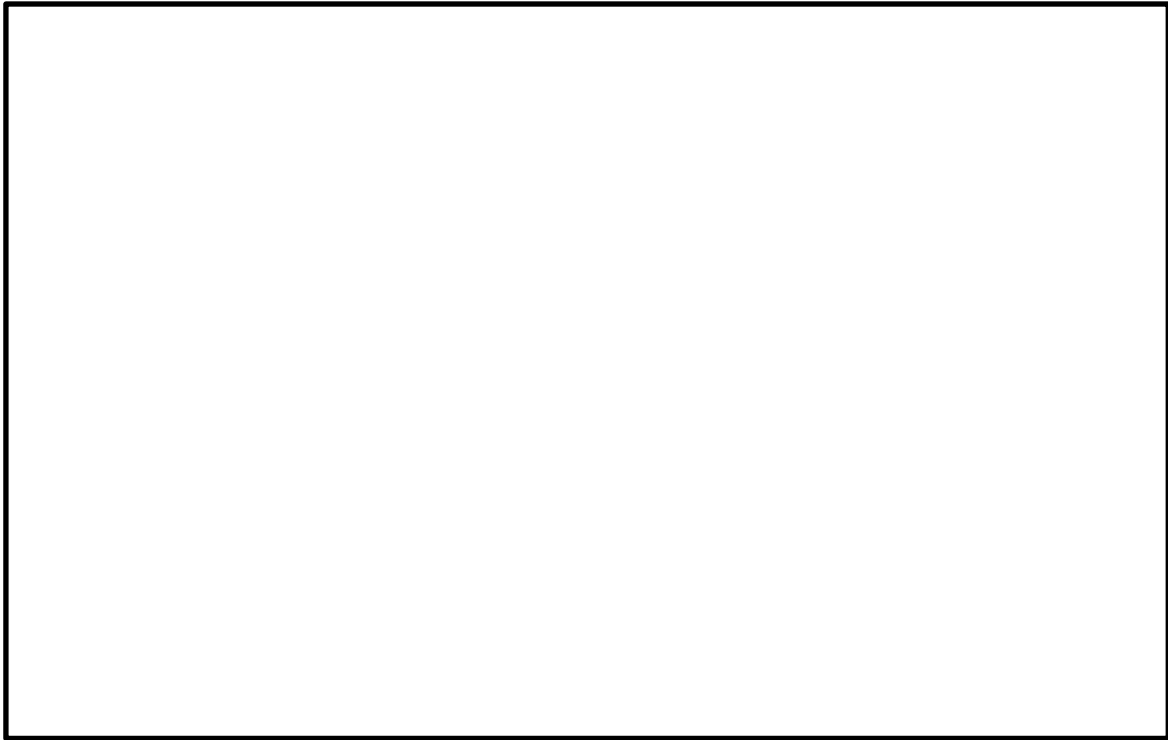


図 1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (3 / 4)

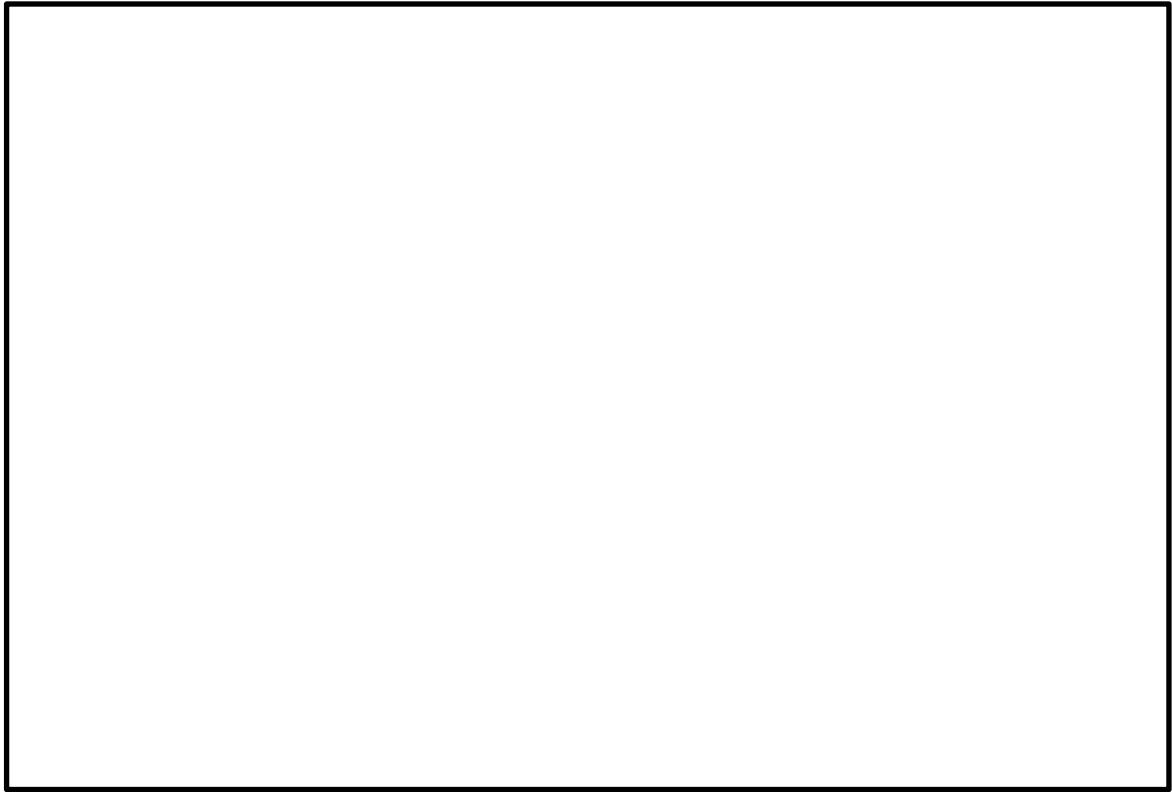


図 1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (4 / 4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 1-8 防護措置の評価条件 (1 / 3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気系 (再循環用ファン, 排気ファン, チャコ ール・フィルタ・ブ ースタ・ファン) の 風量	【外気取込量】 事故発生から 0～2時間後：0m ³ /h 2～約32時間後：17500m ³ /h 約32～約42時間後：0m ³ /h 約42～168時間後：17500m ³ /h 【再循環フィルタ流量】 事故発生から 0～2時間後：0m ³ /h 2～168時間後：32000m ³ /h	運用を基に設 定	4.2(2)e. 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。
中央制御室換気系 の起動遅れ時間	2時間	全交流動力電 源喪失対応に 要する時間遅 れを考慮し設 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。

表 1-8 防護措置の評価条件 (2 / 3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気系フィルタユニットの高性能フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 0% 有機よう素 : 0% 粒子状放射性物質 : 99.9%	設計値を基に設定	4.2(1)a. 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。
中央制御室換気系フィルタユニットのチャコールフィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 95% 有機よう素 : 95% 粒子状放射性物質 : 0%	同上	同上
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から 0～2時間後 : 0.5回/h 2～約32時間後 : 0回/h 約32～約42時間後 : 0.5回/h 約42～168時間後 : 0回/h	中央制御室換気系により中央制御室バウンダリを正圧化していない期間は、空気流入率測定試験結果(約0.1回/h、添付資料 19 参照)を基に、保守的に外気の直接流入率0.5回/hを仮定した。 正圧化している期間は、外気の直接流入を防止できる設計としている。	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。

表 1-8 防護措置の評価条件 (3 / 3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	中央制御室バウンダリ：17150m ³ 中央制御室待避室：30m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 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。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室内容積：2440m ³ 中央制御室待避室：30m ³	同上	4.2(3)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からのガンマ線による外部被ばくは、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
マスクの防護係数	入退域時：50 中央制御室滞在時：50（5時間着用，1時間外すことを繰り返す）	性能上期待できる値（添付資料 12 参照）。入退域時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。中央制御室滞在時のマスク着用時間については、休憩、水分補給等を考慮しマスクを外す期間を考慮した。	3. 第 74 条 1 b)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。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交替	考慮する	運用を基に設定	3. 第 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こと。
入退域に要する時間	入域及び退域でそれぞれ 1 回当たり、 ・ 2 号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口に 15 分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	—

表 1-9 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：鉛 0.5cm 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。	—
鉛密度	11.3g/cm ³	鉛密度は 11.3g/cm ³ 以上で施工	—
待避室加圧開始時間	事象発生から約 32 時間後 (ベント開始 15 分前)	格納容器フィルタベント系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 15 分前から 8 時間 15 分	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	ポンベ加圧時：0 回/h	待避室への待避時は待避室内を空気ポンベにより加圧し、外部からの空気流入がないと想定	—

表 1-10 線量換算係数及び地表面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使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71及び ICRP Publication72に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定	—
地表への沈着速度	エアロゾル粒子 : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	線量目標値評価指針 (降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい) 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。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※1} 及びNRPB-R322 より設定。 (添付資料 9, 10, 11 を参照)	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 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters

2 事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷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、評価事象として、重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち、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を選定する必要がある。

島根原子力発電所2号炉においては、重大事故等時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。

なお、島根原子力発電所2号炉においては、重大事故等が発生したと想定する場合、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力フィルタベント系を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

(1) 事象の概要（格納容器ベント実施時）

- a. 大破断LOCAが発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- b. 更に非常用炉心冷却系（ECCS）喪失、全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。30分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- c. その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約32時間後に外部注水制限に到達し、格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

(2) 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。

a. 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波に加え、地震・津波以外の自然現象の53事象から、地域性等を考慮して11事象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき

起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により，事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に，事象がどのように進展して最終状態に至るかを，安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し，事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって，表 2-1 のとおりグループ別に分類する。

表 2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち，出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失，高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失，原子炉停止機能喪失については炉心損傷に至らないため，重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは，LOCA 時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら，重大事故等対策の有効性評価においては，格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA 時注水機能喪失）に加えて，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI），水素燃焼，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計 5 つを想定している^{*1}。

これらのモードにおける格納容器の破損防止のための対応は，LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されているため，LOCA 時注水機能喪失と DCH のうち，運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果，LOCA 時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「添付資料 18 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。

以上より，炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。

なお，前述のとおり，2 号炉において想定事故シナリオが発生したと想定する

場合、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器フィルタベント系を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。

- ※1 格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は、重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが、「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37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。

3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の格納容器外への放出割合をMAAPコードとNUREG-1465の知見を利用し評価している。

大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオ(W/Wベント)でのMAAP解析による放出割合の評価結果(事故発生から168時間経過時点)を表3-3に示す。ただし、以下に示すとおり、表3-3の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表3-3によると、高揮発性核種(CsIやCsOH)のベントラインからの放出割合(10^{-6} オーダー)と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が大きい(10^{-4} オーダー)という結果となっている。

一方、TMI事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の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少量であることが分かっている。

表3-4は、TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、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全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、表3-5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壌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という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{※1}、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また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)」

表3-3の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては、MAAP解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化

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溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ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。MAAPコードの開発元であるEPR Iからも、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出についてMAAP解析が保守的な結果を与える場合がある旨の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（Ru及びMo）の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Moの放出量評価について、NUREG-1465よりもMAAPコードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種（セシウムやヨウ素）については炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから、大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単にMAAP解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は、MAAP解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されているNUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI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評価が可能となる。

なお、事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP解析事象進展（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）とNUREG-1465の想定と比較は表3-1のとおりであり、NUREG-1465の想定とMAAP解析の事象進展に大きな差はなく、本評価においてNUREG-1465の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表3-6に示す。

表 3-1 MAA P 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、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
MAA P	約 5 分～約 28 分 ^{※1}	約 28 分～約 3.2 時間 ^{※2}
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始(燃料被覆管温度1000K)～炉心溶融開始(燃料被覆管温度2500K)

※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間

各MAA P核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。

(1) 希ガスグループ、CsIグループ、CsOH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、格納容器からベントラインへの放出割合、格納容器から原子炉建物への漏えい割合ともにMAA P 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Csの放出割合は、CsIグループとCsOHグループの放出割合^{※1※2}、及び、I元素とCs元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する。

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

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 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 元素の停止時炉内内蔵量

M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の停止時炉内内蔵量

W_I : I の原子量

W_{Cs} : Cs の原子量

※1 MAA Pコードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

- ① ORIGENコードにより核種ごとの初期重量を評価する。
- ② ①の評価をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。
- ③ ②の結果をMAA Pコードにインプットし、MAA Pコードにて、各元素の化合物の重量を評価する。
- ④ 各化合物は表 3-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

表 3-2 各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む)
希ガス	Xe, Kr	
CsI	I	
TeO ₂ , Te ₂	Te	
SrO	Sr	
MoO ₂	Mo, Ru, Tc	
CsOH	Cs, Rb	
BaO	Ba	
La ₂ O ₃	La, Pr, Nd, Sm, Y, Zr, Nb	
CeO ₂	Ce, Np, Pu	
Sb	Sb	
UO ₂	UO ₂	

※ 表中に示すTe₂の炉内内蔵量[kg]は、停止時に炉内に存在するTe元素の全量がTe₂の形態で存在する場合の値に相当する。

(2) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP解析の結果得られた放出割合は採用せず、MAAP解析の結果から得られたCsの放出割合、希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用し放出割合を評価する。

a. 格納容器からベントラインへの放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一^{※1}とし、Cs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が、168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。表3-7及び表3-8にNUREG-1465で評価された格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gas}}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{\text{Cs}}} \times \frac{F_{\text{Cs}}(168\text{h})}{F_{\text{noble gas}}(168\text{h})}$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループ放出割合

$F_{\text{noble gas}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 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

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に格納容器内に放出

され、格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく格納容器気相部に浮遊しており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の放出割合」に比例するものとした。

b. 格納容器から原子炉建物への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いはCsと同一^{※2}とし、Cs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、168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{Y_i}{Y_{Cs}}$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループ放出割合

Y_i : NUREG - 1465 における i 番目の MAAP 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

Y_{Cs} : NUREG - 1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※2 中・低揮発性の核種グループは格納容器内で粒子状物質として振る舞い、沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また、事故発生後、格納容器の気相部からの除去が進んだ後は格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

本評価では、中・低揮発性の核種グループ同様、格納容器内で粒子状物質として除去されるCsを代表として参照し、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を、「各時刻におけるCsの漏えい割合」に比例するものとした。

表 3-3 MAA P解析による放出割合の評価結果
 (炉心の著しい損傷が発生した場合における
 中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する ベントラインへの流入割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 2.5×10^{-8}
SrO	約 2.4×10^{-4}
MoO ₂	約 7.1×10^{-6}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 1.7×10^{-4}
La ₂ O ₃	約 3.3×10^{-5}
CeO ₂	約 3.3×10^{-5}
Sb	約 3.8×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs ^{*1}	約 6.8×10^{-6}

※1 CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価（評価式は参考1を参照）

表 3-4 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³¹ I	⁸⁵ 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)†	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(おもに地階水沈殿物)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いました。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ます。

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))

表 3-5 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種※²

(単位: Bq/kg 乾土)

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500m)*2			④5.6号機サービス 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
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	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	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	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	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04		
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.8E+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		

※²: 福島第一原子力発電所構内における土壌中の放射性物質の核種分析の結果について(続報)別紙2(東京電力HP参照)

表 3-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
(炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する ベントラインへの流入割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 1.4×10^{-6}
SrO	約 5.4×10^{-7}
MoO ₂	約 6.8×10^{-8}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 5.4×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 5.4×10^{-9}
CeO ₂	約 1.4×10^{-8}
Sb	約 1.4×10^{-6}
Te ₂	0 ^{※2}
UO ₂	0 ^{※2}
Cs ^{※1}	約 6.8×10^{-6}

- ※1 CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価（評価式は参考1を参照）
- ※2 本評価において「Te₂グループ」及び「UO₂グループ」の放出割合のMAAP解析結果はゼロであるため、NUREG-1465の知見を用いた補正の対象外とした。

表 3-7 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※ ¹
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※1 NUREG-1465のTable 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照(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原子炉格納容器内への放出割合を与えている。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、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」の値の和を用いる。)

表 3-8 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

セシウムの放出割合の評価方法

1. セシウムの放出割合

(1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\text{CsI の初期重量[kg]} = \text{MI} + \text{MI/WI} \times \text{WCs}$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = \text{MI/WI} \times \text{WCs}$$

$$\text{セシウム元素初期重量[kg]} : \text{MCs} \quad \text{よう素元素初期重量[kg]} : \text{MI}$$

$$\text{セシウム原子量[-]} : \text{WCs} \quad \text{よう素原子量[-]} : \text{WI}$$

(2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\text{CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]} = \text{MCs} - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]}$$

$$= \text{MCs} - \text{MI/WI} \times \text{WCs}$$

(3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = \text{MI/WI} \times \text{WCs} \times X + (\text{MCs} - \text{MI/WI} \times \text{WCs}) \times Y$$

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

(4) セシウムの放出割合

1. (3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出割合} = \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量}$$

$$= \text{MI/WI} \times \text{WCs} / \text{MCs} \times X + (1 - \text{MI/WI} \times \text{WCs} / \text{MCs}) \times Y$$

$$= Y + \text{MI/MCs} \times \text{WCs/WI} (X - Y)$$

以上

4 放射性物質の大気放出過程について

格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質は、格納容器フィルタベント系を経由し大気中に放出される。

また、格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、原子炉建物から非常用ガス処理系を経由して、又は直接大気中に放出される。

大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式^{*1}を以下に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 4-1 から図 4-4 に示し、大気中への放出トレンドを図 4-5 から図 4-7 に示す。

※ 1 各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。

(1) 格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t) \times \frac{1}{\text{DF}}$$

$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合 [1/s]

$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの流入割合 [1/s] (格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ライン)

DF : 格納容器フィルタベント系の除去係数 [-]^{*1}

※ 1 除去係数は添付資料 1 を参照

(2) 格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質

① 事故発生から原子炉建物原子炉棟の負圧達成まで
(事故発生 70 分後^{*1}まで)

$$q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{R/B}}(t) \quad (t < T_1)^{*2}$$

$q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合 [1/s]

$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{R/B}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合 [1/s]

T_1 : 原子炉建物原子炉棟の負担達成時間 (事故発生 70 分後) [s]

※ 1 非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建物の設計気密度を基に評価し設定 (添付資料 6 を参照)

※ 2 この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が達成されていないことから、放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては、原子炉建物原子炉棟の換気率を保守的に無限大 [回/日] とした。

②原子炉建物原子炉棟負圧達成から非常用ガス処理系の停止まで

格納容器ベントを実施する場合：

事故発生 70 分後から 168 時間後（評価期間（7 日間）中で停止しないことを想定）^{※1}

残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合：

事故発生 70 分後から 168 時間後（評価期間（7 日間）中で停止しないことを想定）

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leq t)^{\ast 2}$$
$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$
$$Q_{R/B}(T_1)^{\ast 3} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合 [1/s]

$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合 [1/s]

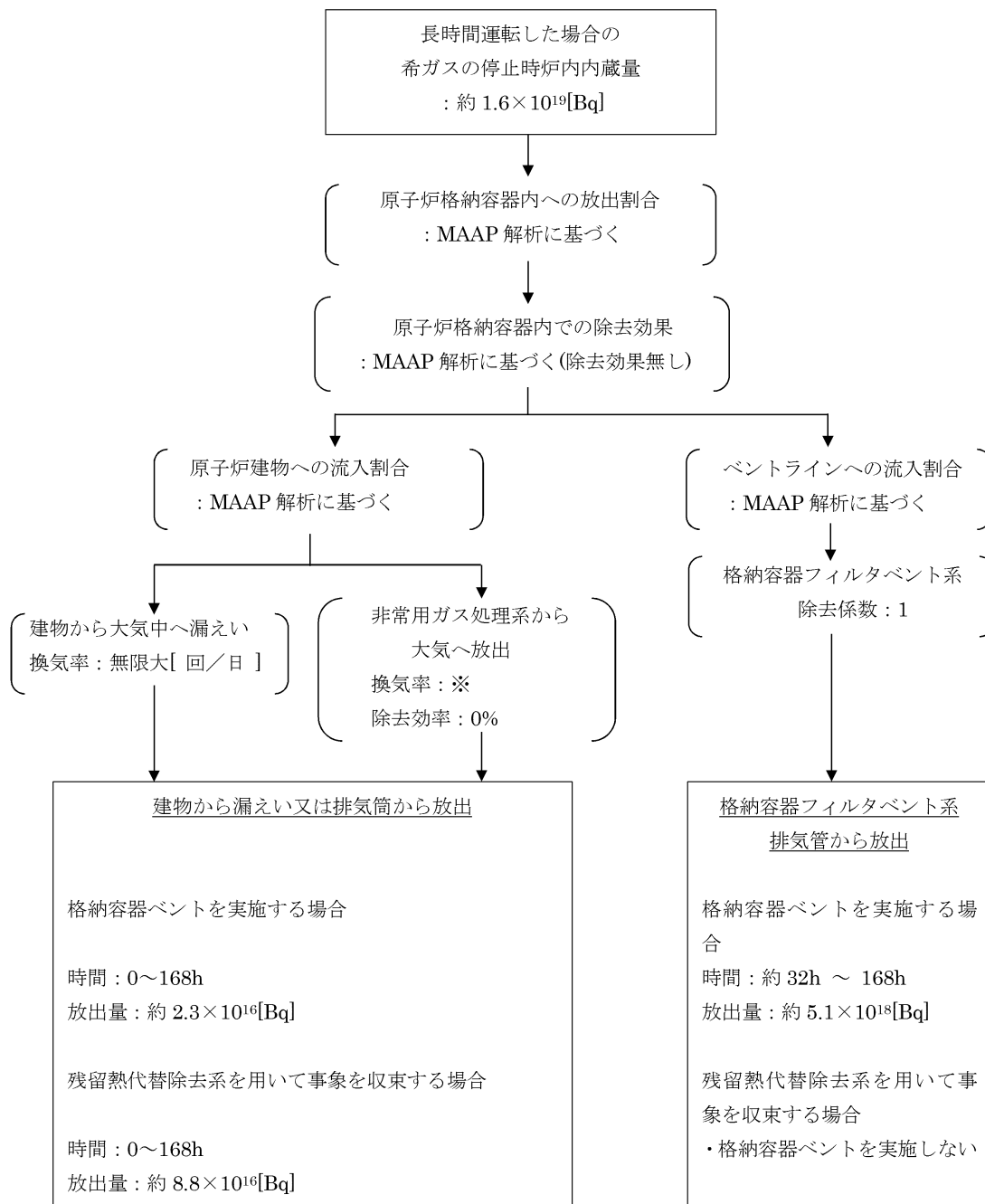
$Q_{R/B}(t)$: 時刻 t における原子炉建物内での存在割合 [-]

λ : 原子炉建物原子炉棟の換気率 [1/s]
(非常用ガス処理系の定格風量と原子炉建物原子炉棟空間容積から算出^{※4})

T_1 : 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間（事故発生 70 分後） [s]

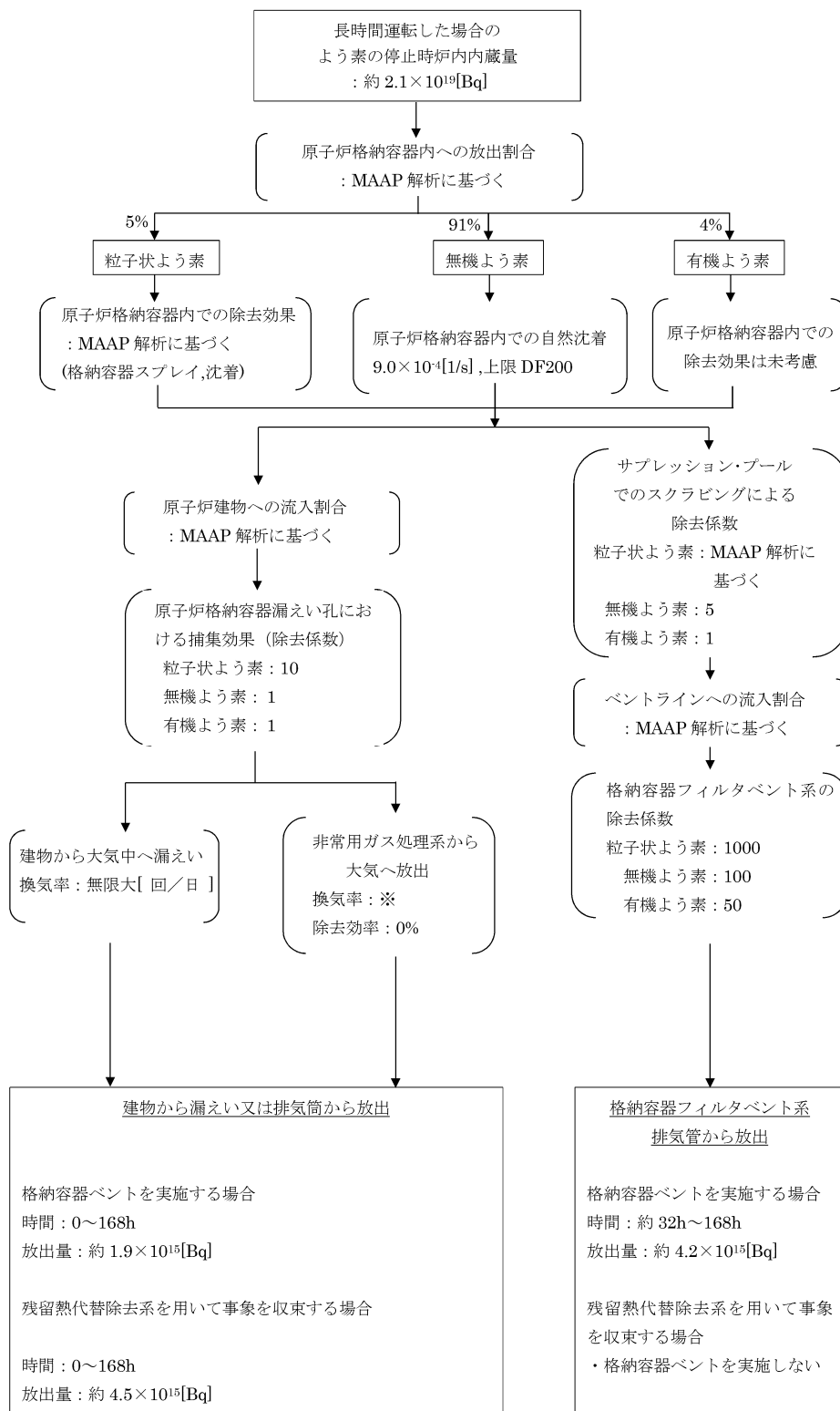
- ※1 格納容器ベント操作後も非常用ガス処理系は停止しないものとして評価した。
- ※2 この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されず、非常用ガス処理系を経由して大気中へ放出される。
- ※3 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間（ T_1 ）における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建物内での存在割合は、保守的に時刻 T_1 までに格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建物内に存在するものとして評価した。
- ※4 原子炉建物原子炉棟（ ）の換気率 [1/s] は、非常用ガス処理系の定格風量（4,400 [m³/h]）による換気率（1 [回/日]）を採用した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



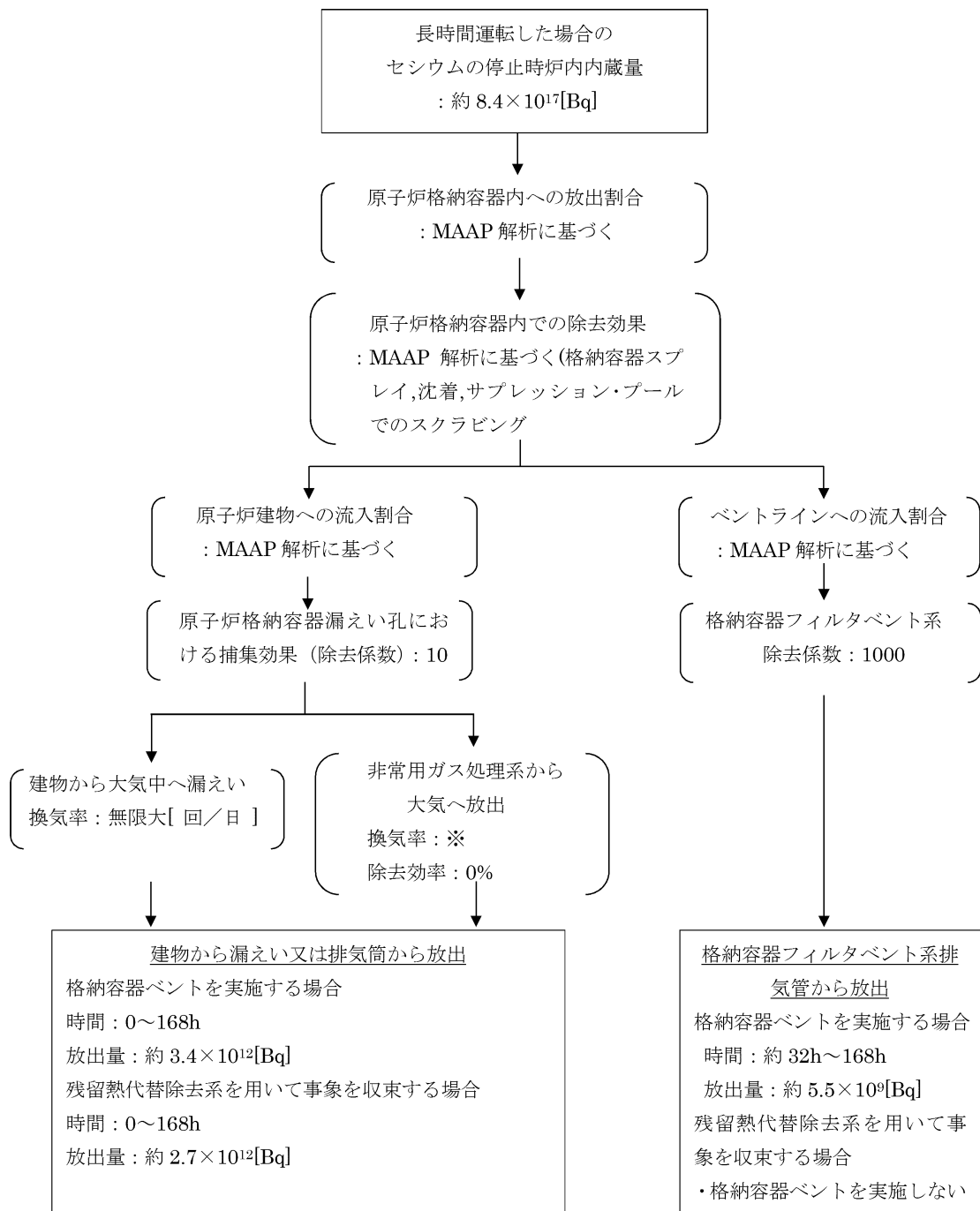
※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1回/日により屋外に放出

図 4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程



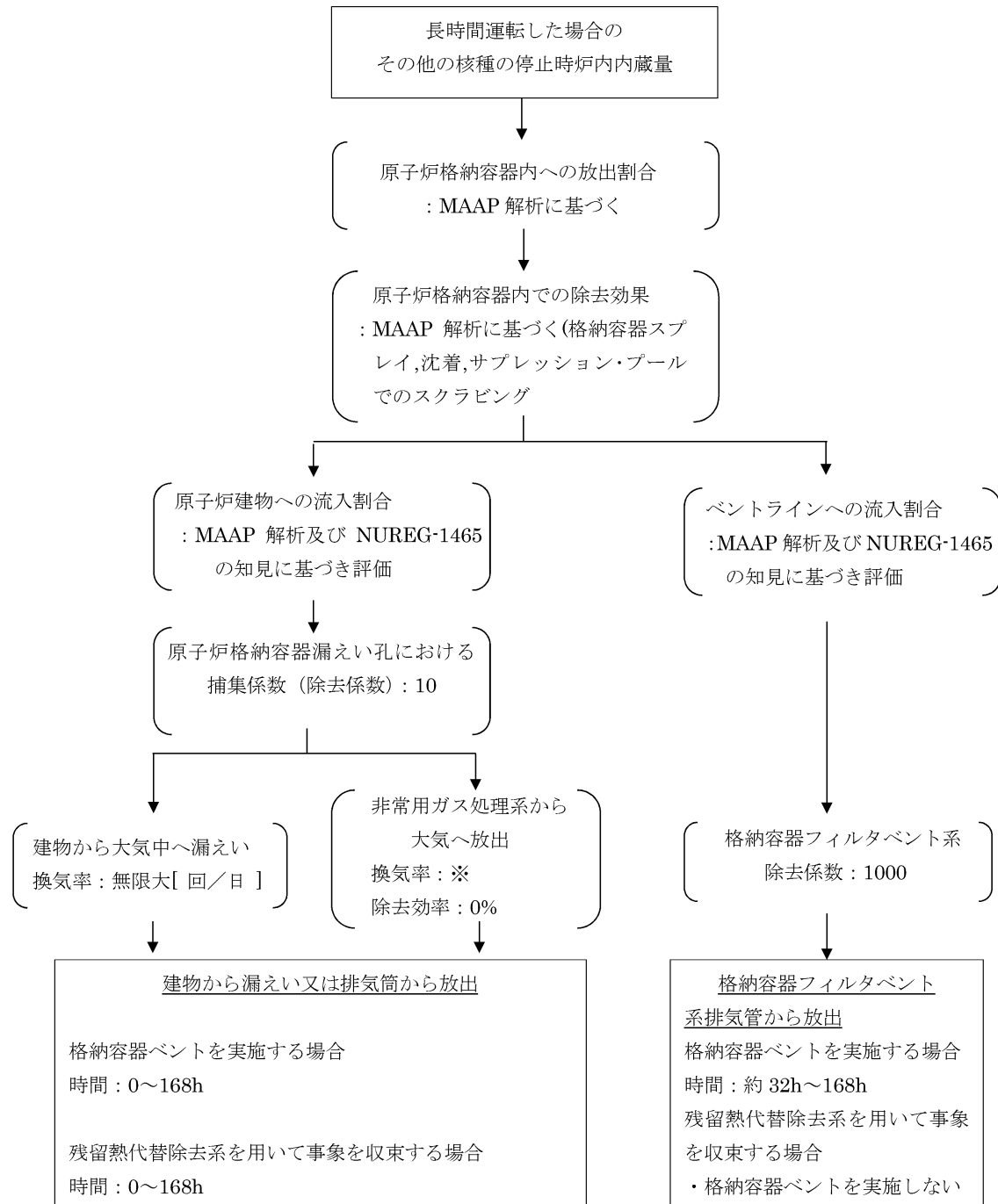
※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

図 4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程



※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1[回/日]により屋外に放出

図 4-3 重大事故等時のセシウムの大気放出過程



※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

図 4-4 重大事故等時のその他核種の大気放出過程

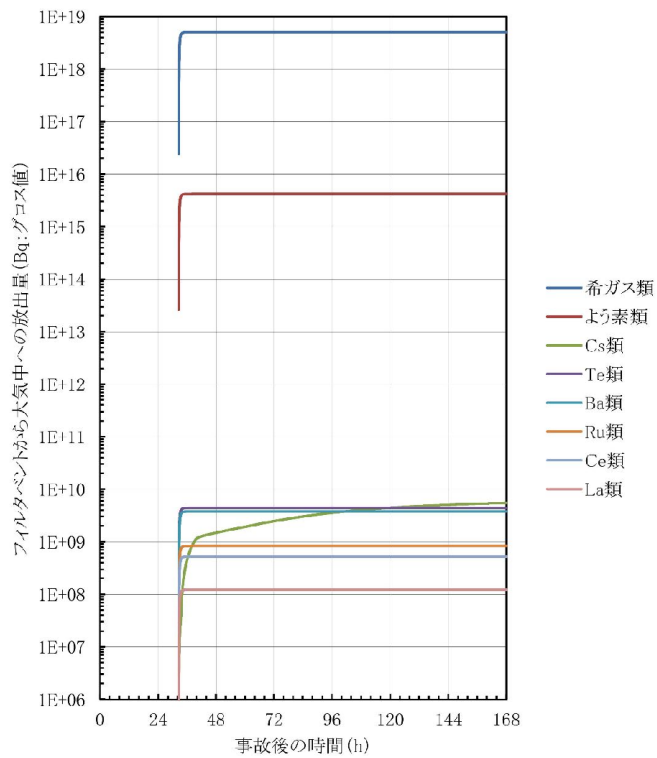


図 4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

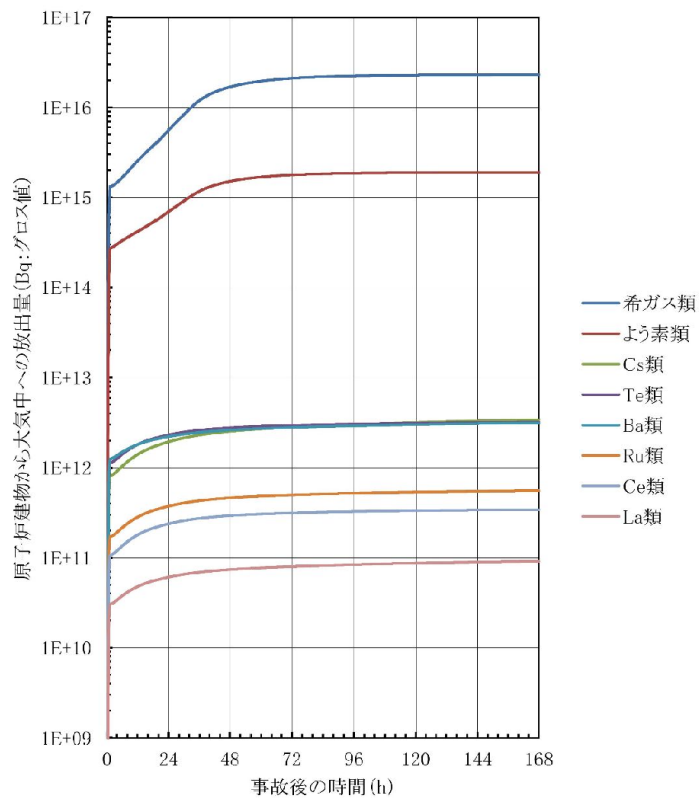


図 4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建物経由の放出トレンド

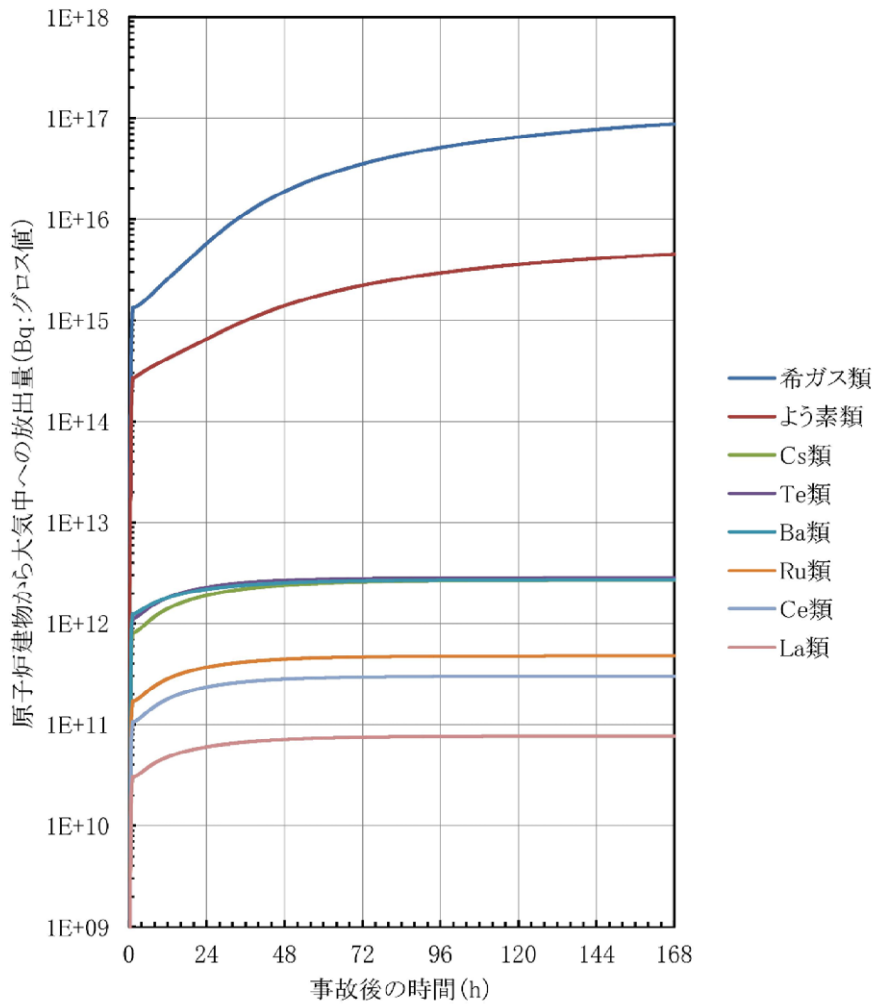


図 4-7 残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合の原子炉建物の放出トレンド

5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について

格納容器内における無機よう素の自然沈着率については、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成9年度 NUREG-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」において、CSE A6実験に基づく値が示されている。

自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。

格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は、無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$$

$\rho(t)$: 時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度 [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]

λ_d : 自然沈着率 [1/s]

これを解くことで、自然沈着率は、時刻 t_0 、 t_1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \ln\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$$

NUPEC 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、「CSE A6 実験の無機よう素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」として、時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} [1/s] を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の無機よう素が 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。

CSE A6 実験等から、原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が、放出された放射性物質の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり、原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。そこで、原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては、自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率 (9.0×10^{-4} [1/s]) を代表として適用し、また、自然沈着による上限DF（除去効率）を 200 とした。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文においてBNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の格納容器内における無機よう素の時間変化を図5-1に示す。

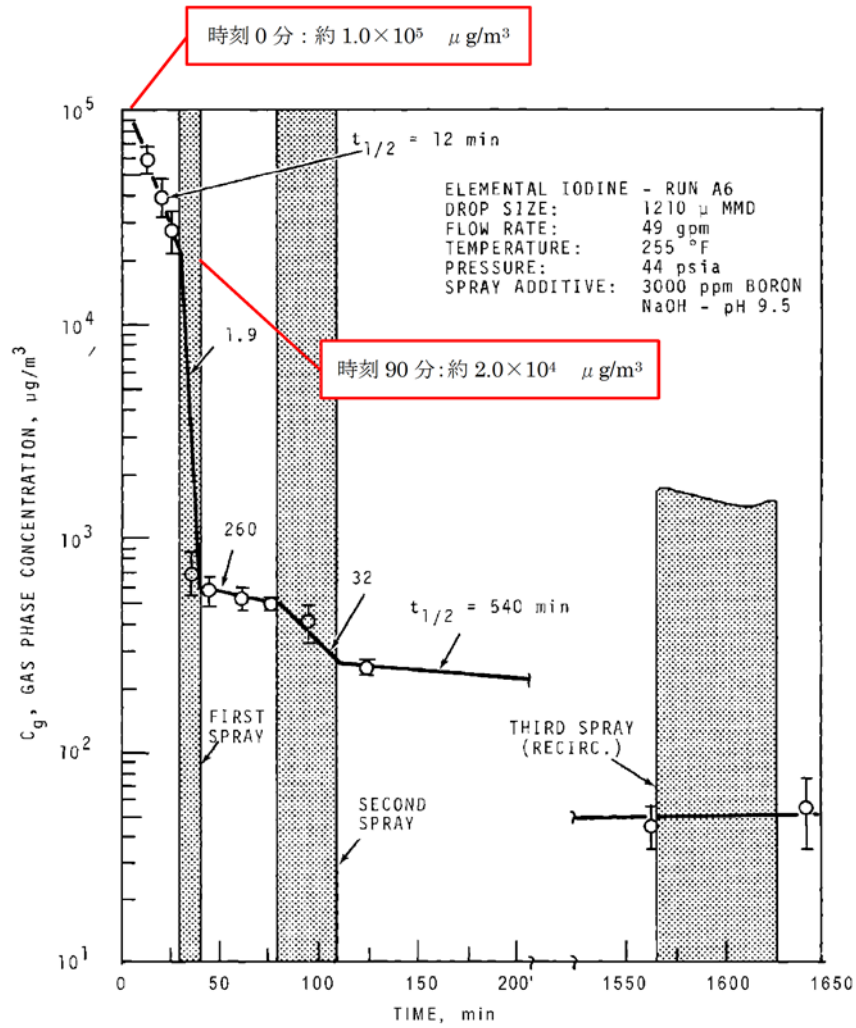


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 5-1 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

出典:BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

(参考)

C S E 実験の適応性について

CSE実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるMAAP解析結果による格納容器内の条件を表1で比較する。

なお、NUPEC報告書においては、スプレーが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており、実験条件は島根2号炉の事故シーケンスに対するMAAP解析結果により得られた格納容器内の条件と概ね同等である。

表1 C S E 実験条件と島根2号炉の比較

	C S E 実験の Run No.			島根2号炉解析結果
	A-6 ^{※1, ※2}	A-5 ^{※3}	A-11 ^{※3}	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	蒸気+窒素 (+水素)
雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.23 ^[2]
雰囲気温度 (°C)	約120	約120	約120	約200以下 ^[2]
スプレーの 有無	あり ^[1]	なし	なし	あり (無機よう素に対しては 自然沈着のみ考慮)

※1 : R. K. Hilliard et. al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” , Nucl. Technol. Vol 10 p449-519, 1971

※2 : R. K. Hilliard et. al “Removal of iodine and particles from containment atmospheres 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

[1] 自然沈着速度の算出には1回目のスプレーが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

[2] 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値

C S E 実験でスプレーを使用していないA-5及びA-11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図1に示す。初期の沈着（スプレー未使用の期間）については、A-6の場合と大きな差は認められず、初期濃度より数100分の1以上低下した後、沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

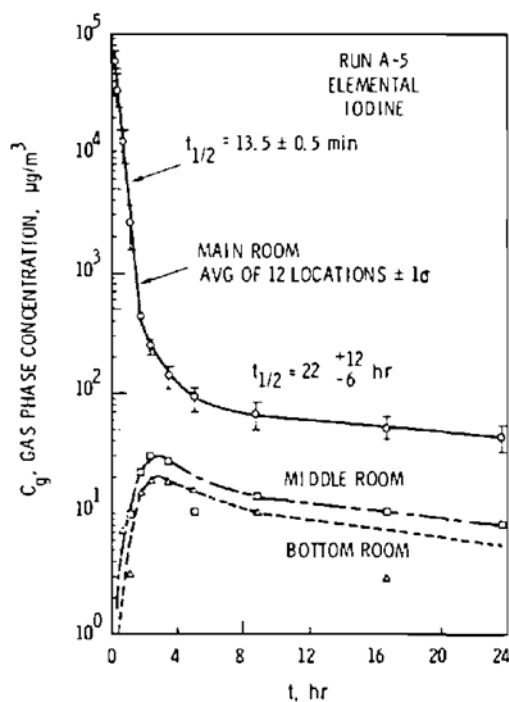


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

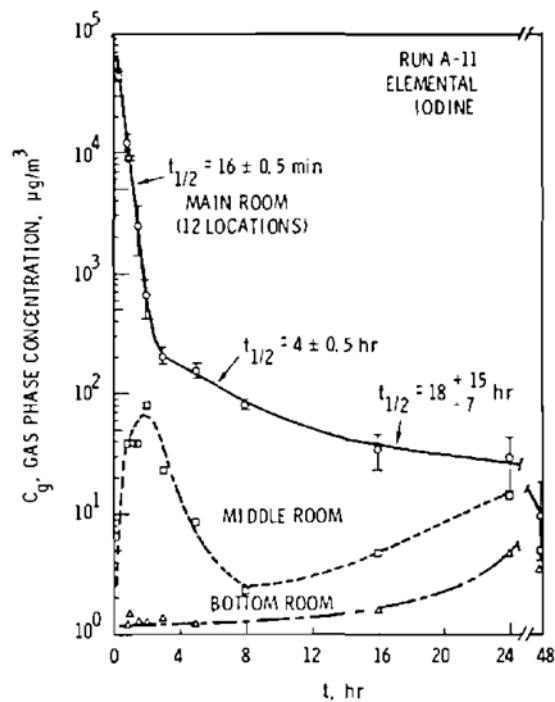


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

図1 CSE A-5及びA-11実験によ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。

CSE実験における体系と島根2号炉の比表面積について表2に示す。CSE実験と島根2号炉の比表面積は同程度となっており、CSE実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

表2 CSE実験と島根2号炉の比表面積の比較

	CSE実験体系	島根2号炉
体積 (m³)	約 600	約 13,000
内面積 (m²)	約 570	約 12,000
比表面積 (1/m)	約 0.9	約 0.9

6 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 70 分 (=非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+排気ファン起動から原子炉建物原子炉棟負圧達成時間 10 分) は, 表 6-1 に示すとおり設定している。なお, 排気ファン起動から負圧達成までの時間については, 格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい量, 原子炉建物原子炉棟外からのインリーク量を考慮して算出している (別紙参照)。

表 6-1 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間について

		2号炉
原子炉建物原子炉棟容積[m ³]		
非常用ガス処理系排気ファン流量[m ³ /h]		4400
原子炉建物原子炉棟負圧達成時間	事象発生～SGTS 排気ファン起動	60分
	SGTS 排気ファン起動～負圧達成	<約 10分
		<約 70分
評価において使用する原子炉建物原子炉棟負圧達成時間		70分

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の算出について

2号炉原子炉建物原子炉棟を非常用ガス処理系排気ファンで排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉建物原子炉棟圧力は、非常用ガス処理系排気ファンによる排気と、原子炉建物インリーク及び格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

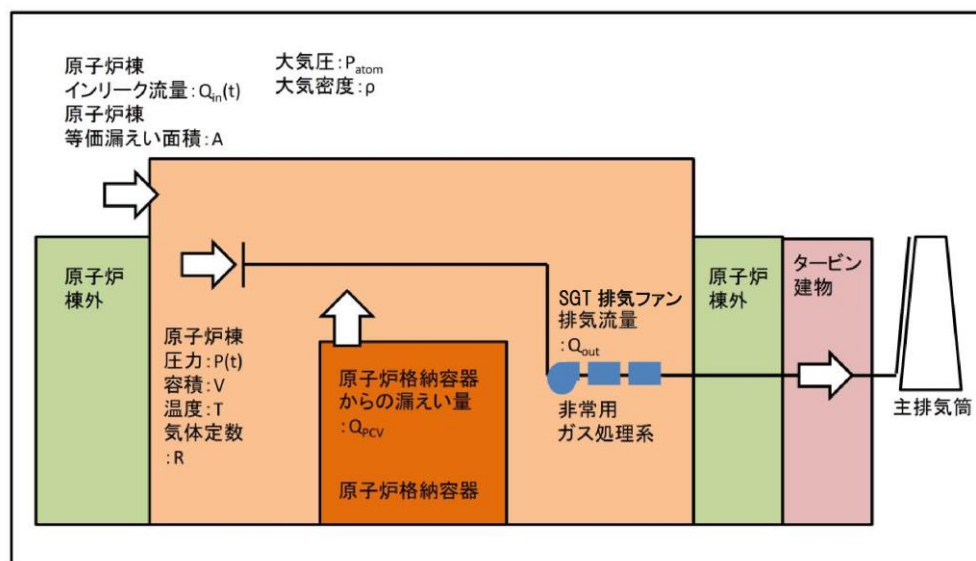


図1 原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉建物原子炉棟の圧力変化率は、気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

$$\frac{dp}{dt} = \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \quad \dots \quad (1)$$

したがって、原子炉建物原子炉棟の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

$$\begin{aligned} p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{p(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\} \\ \Leftrightarrow p(t + \Delta t) &= p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \quad \dots \quad (2) \end{aligned}$$

Q_{out} : 非常用ガス処理系排気ファン流量[m³/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉建物原子炉棟インリーク流量[m³/s]

$Q_{PCV}(t)$: 格納容器からの漏えい流量[m³/s]

原子炉建物原子炉棟インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建物原子炉棟の圧力の差により流量が変化し、その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(P_{atom} - P(t))}{\rho}} \quad \cdot \quad \cdot \quad \cdot (3)$$

A : 原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積[m²]

原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積Aは、原子炉建物原子炉棟の設計気密度に基づき、式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は、格納容器内のガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいし、体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず、理想気体として存在すると仮定すると、その流量は次式のとおりとなる。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)} \quad \cdot \quad \cdot \quad \cdot (4)$$

γ_{PCV} : 格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉建物原子炉棟の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{P(t)}{V} \left[-Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(P_{atom} - P(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)} \right]$$

3. 評価条件

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価に用いる条件を表1に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAq とする。

表 1 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	P_{atom}	Pa(abs) (kPa(abs))	101325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温 40°Cの密度を設定
原子炉建物原子炉棟圧力	$P(t)$	Pa(abs)	-	事象発生後，原子炉建物原子炉棟は大気圧まで戻ると想定し，初期圧力には大気圧を設定
原子炉建物原子炉棟容積	V	m ³	<input type="text"/>	設計値
原子炉建物原子炉棟温度	T	K	313.15	40°Cと仮定
原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積	A	m ²	<input type="text"/>	原子炉建物原子炉棟設計気密度に基づき，ベルヌーイ式より算出 ^{※1}
非常用ガス処理系排気ファン流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	1.222 (4400)	設計値（定格流量）
格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10^3 (384)	格納容器最高使用圧力の0.9倍
格納容器容積	V_{PCV}	m ³	12600	設計値
格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建物と同じ温度を仮定
格納容器設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	格納容器最高使用圧力の0.9倍までの設計漏えい率

※1 原子炉建物原子炉棟の設計気密度は，「6.4mmAqの負圧状態にあるとき，内部への漏えい率が1日につき内部空間容積の100%以下」である。ここでは保守的に100[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

4. 評価結果

原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化を図2に示す。

非常用ガス処理系排気ファン起動後、原子炉建物原子炉棟圧力は単調に低下し、約250秒後に負圧達成と判断する基準値（ -6.4mmAq ）を下回る。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として、約250秒を丸めて保守的に10分を使用する。

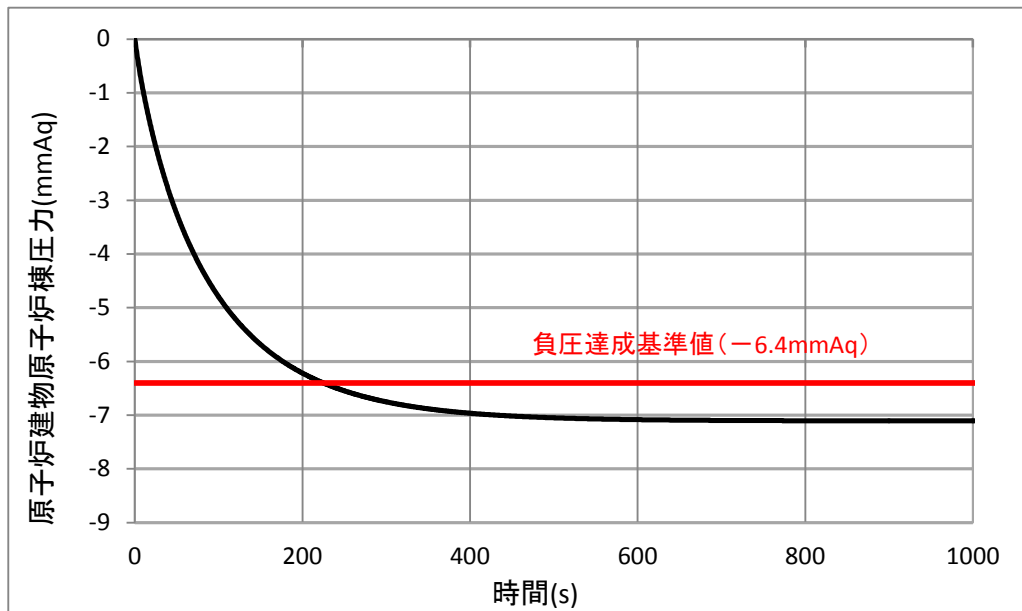


図2 原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化

7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月から2009年12月までの1年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、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た。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高所風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高130mの観測データに加え、参考として標高28.5mの観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2008年1月～2008年12月，2010年1月～2018年12月

検定年：2009年1月～2009年12月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高130m及び標高28.5mの観測データについて、有意水準5%で棄却された項目は無かった（0項目）ことから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

検定結果を表7-1から表7-4に示す。

表7-1 棄却検定表（風向）
観測場所：露場（標高28.5m，地上高20m）（%）

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

表7-2 棄却検定表（風速）
観測場所：露場（標高28.5m，地上高20m）（%）

統計年 風速 階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5~1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5~2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5~3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5~4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5~5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5~6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5~7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5~8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5~9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5~	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○

表 7-3 棄却検定表 (風向)
観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m, 地上高 115m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.71	3.67	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.69	3.06	5.09	2.29	○
NNE	5.23	5.26	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.16	4.43	7.36	2.95	○
NE	8.33	7.79	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.61	7.07	7.80	10.14	10.47	5.13	○
ENE	7.06	5.85	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	6.13	7.58	8.18	4.08	○
E	3.70	2.90	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.20	3.86	6.13	2.28	○
ESE	3.66	3.56	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	4.23	3.68	5.86	2.59	○
SE	6.79	7.68	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.05	6.06	8.74	5.36	○
SSE	5.94	6.16	6.22	6.46	6.16	6.38	5.79	7.07	5.75	6.59	6.25	5.42	7.20	5.31	○
S	7.70	8.58	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	7.26	7.84	8.84	5.67	○
SSW	8.80	8.14	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.89	8.79	9.95	5.83	○
SW	8.52	8.40	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.97	8.21	10.16	5.78	○
WSW	5.16	5.87	5.86	4.58	6.71	4.99	5.19	4.84	5.43	4.96	5.36	5.95	6.86	3.86	○
W	5.67	6.59	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	6.65	6.27	8.00	5.31	○
WNW	7.42	8.39	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.38	8.56	7.47	6.67	10.24	4.69	○
NW	5.64	5.25	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	5.73	5.61	7.63	3.83	○
NNW	4.40	3.51	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.68	4.45	6.34	3.02	○
静穏	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○

表 7-4 棄却検定表 (風速)
場所：管理事務所屋上 (標高 130m, 地上高 115m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○
0.5~1.4	10.14	10.25	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	10.58	11.05	13.93	7.23	○
1.5~2.4	15.09	15.55	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	15.44	15.38	18.50	12.38	○
2.5~3.4	18.98	16.78	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	17.24	17.85	19.58	14.90	○
3.5~4.4	17.35	16.72	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.70	17.08	18.45	14.96	○
4.5~5.4	13.28	12.72	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	13.16	13.62	15.58	10.75	○
5.5~6.4	9.22	9.44	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	8.86	9.01	10.13	7.60	○
6.5~7.4	5.51	5.74	5.44	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	5.62	5.24	6.60	4.63	○
7.5~8.4	3.23	4.21	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	3.59	3.03	4.62	2.56	○
8.5~9.4	1.49	2.95	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.94	2.72	2.39	2.18	3.43	1.34	○
9.5~	3.41	3.21	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	3.90	3.59	6.20	1.60	○

8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について

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。着目方位を図 8-1 から図 8-9、評価結果を表 8-1 に示す。

着目方位の選定方法は、「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）」に従い、以下のとおり行う。

【解説 5.7】評価する方位

(1) 建屋影響を受けない場合の評価の方位の定義

建屋による影響が小さく評価点の濃度の拡がりのパラメータが σ_y , σ_z によって近似できる場合は、当該方位のみを計算してもよい。

(2) 建屋後流での巻き込みの影響を受ける場合の評価の方位の定義

建屋による巻き込みを考慮する場合には、当該方位に加えて評価点から巻き込みを考慮する建物を見込む方位を評価方位として計算する。

5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散

(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件

a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下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。

放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合

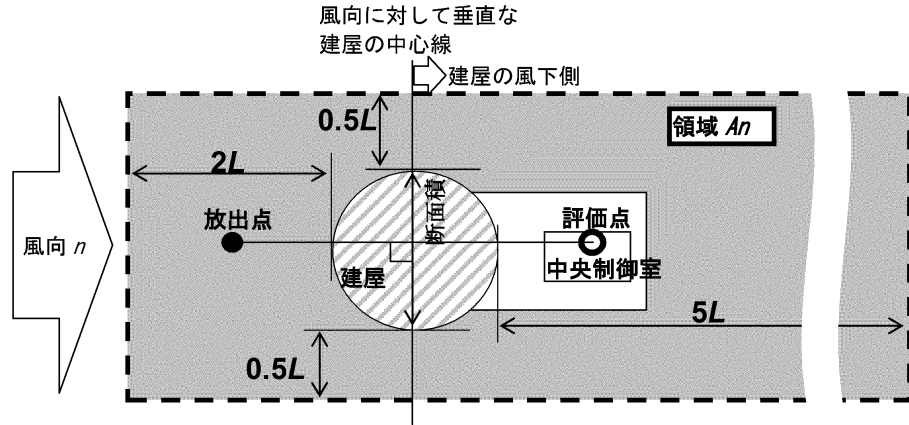
2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 A_n)の中にある場合

3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

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、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。

建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。



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 5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

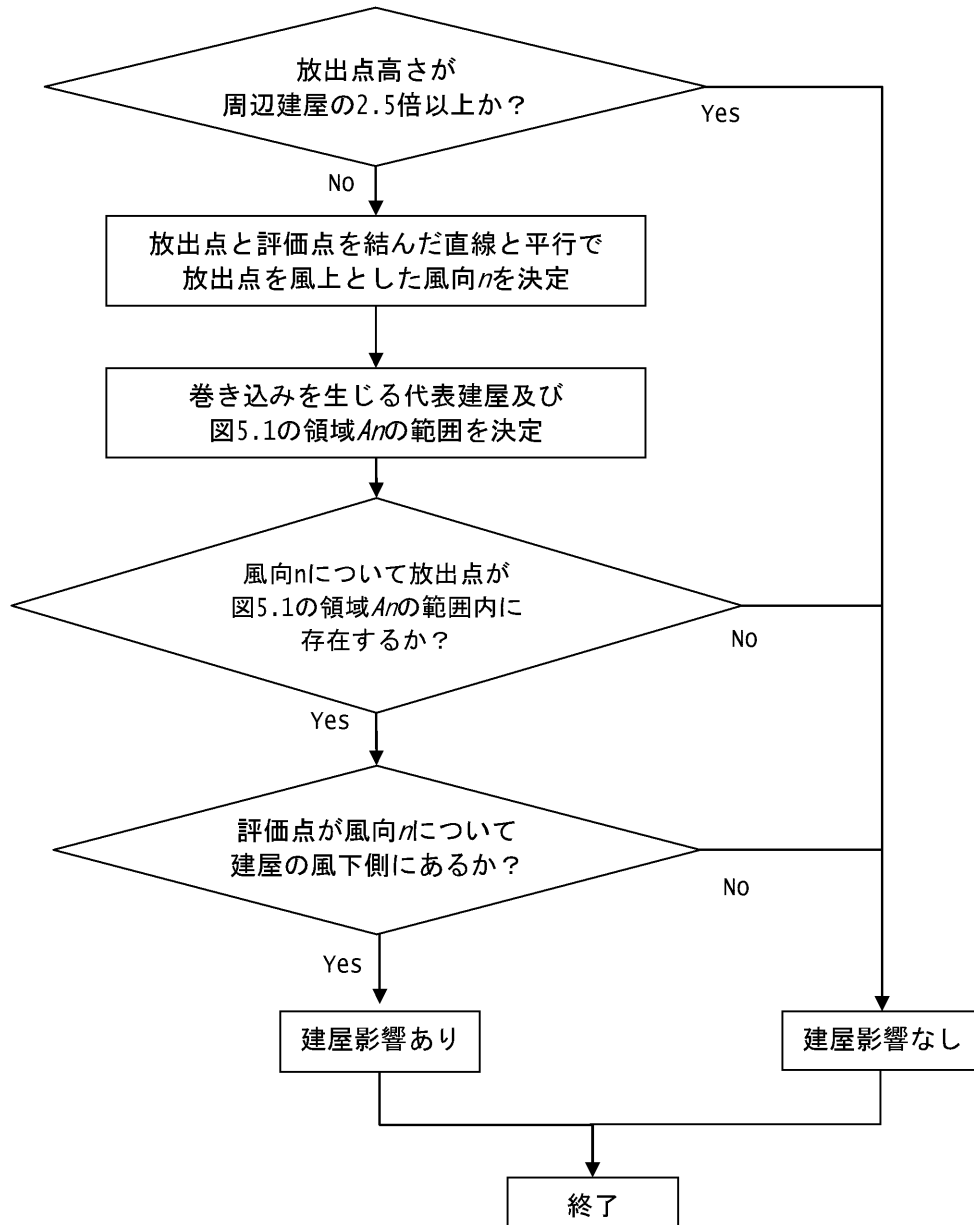


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

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。評価結果を表8-2から表8-4に示す。

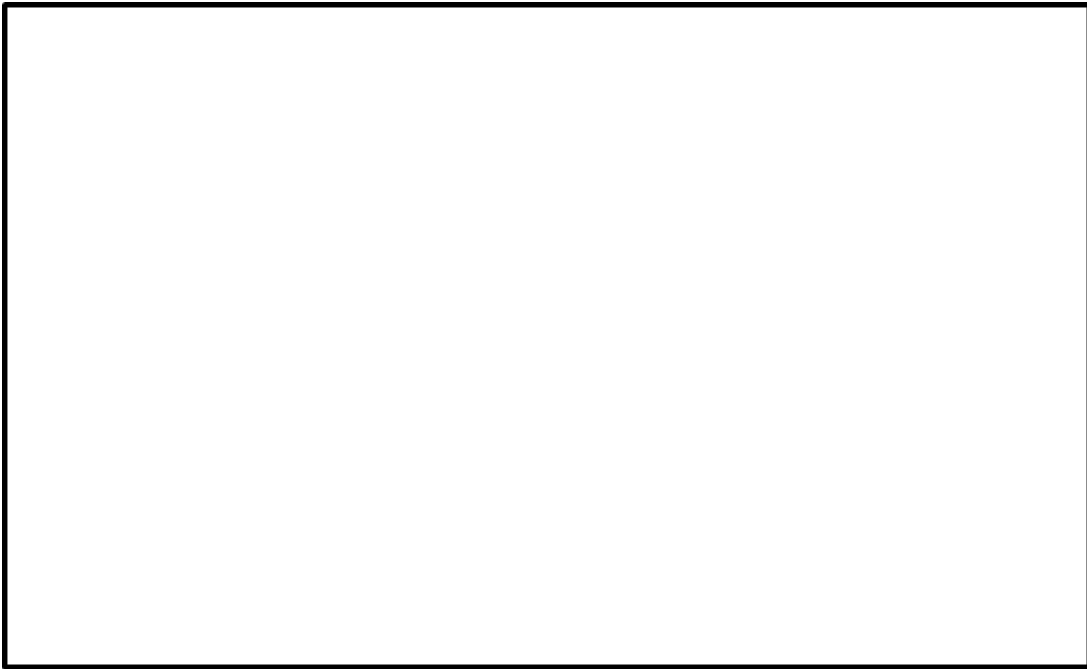


図8-1 着目方位

(放出源：2号炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室中心)

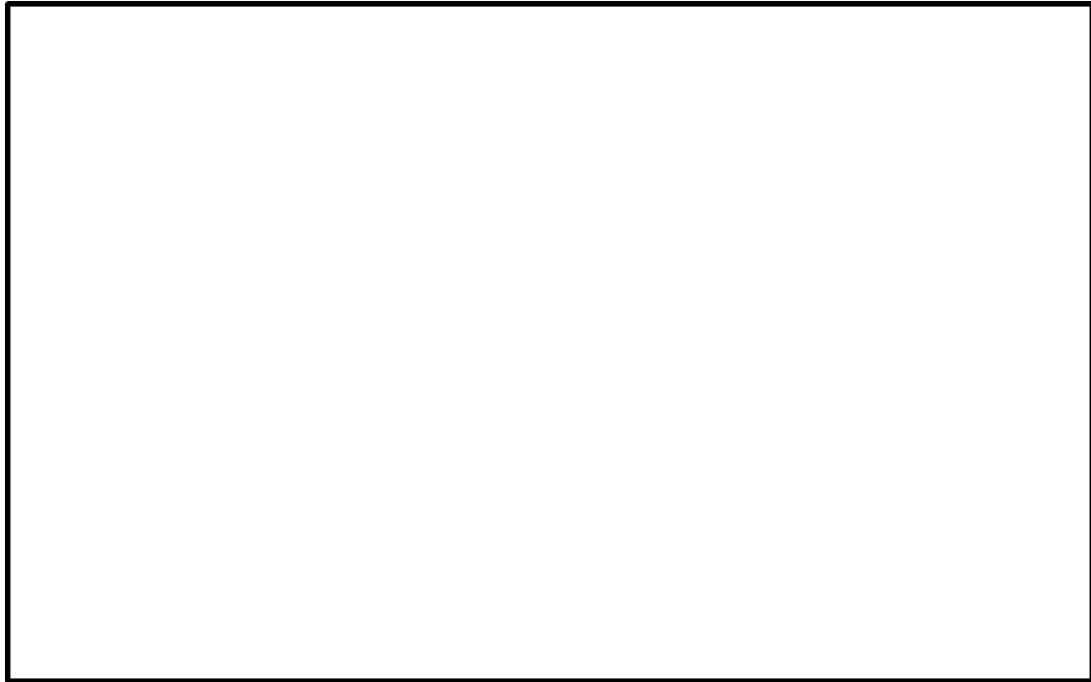


図8-2 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室換気系給気口)

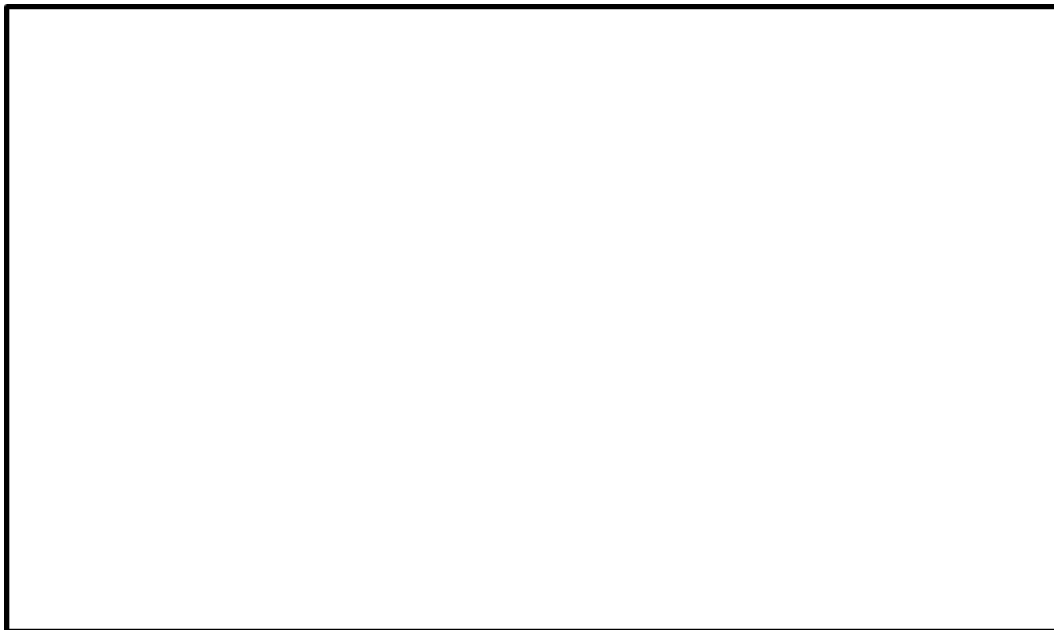


図8-3 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：2号炉原子炉補機
冷却系熱交換器室入口)

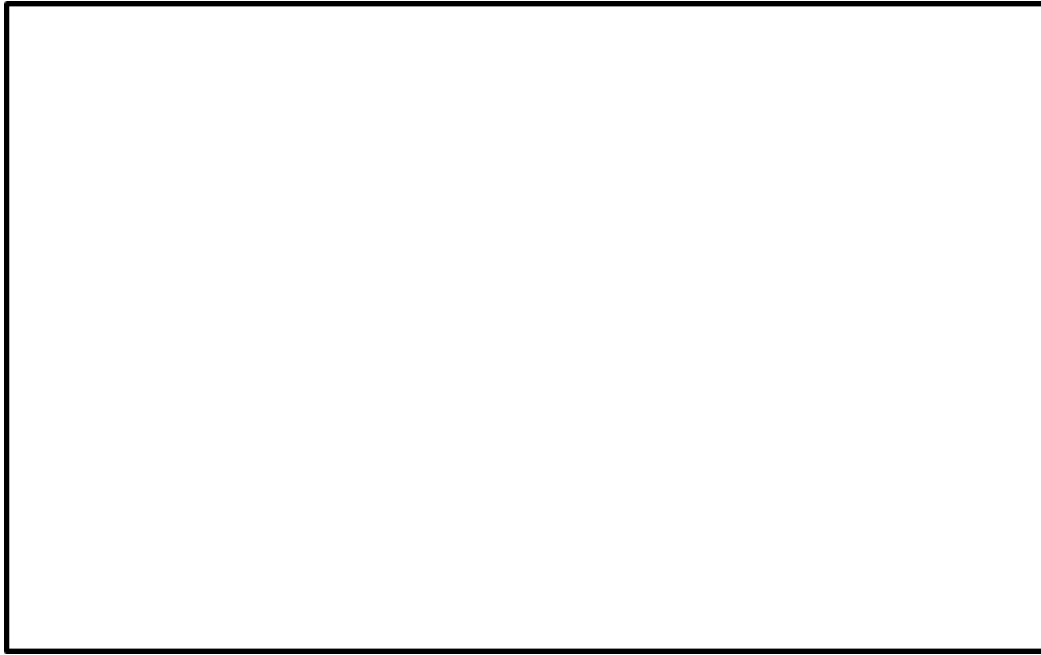


図 8-4 着目方位
(放出源：2号炉原子炉建物中心，評価点：中央制御室中心)

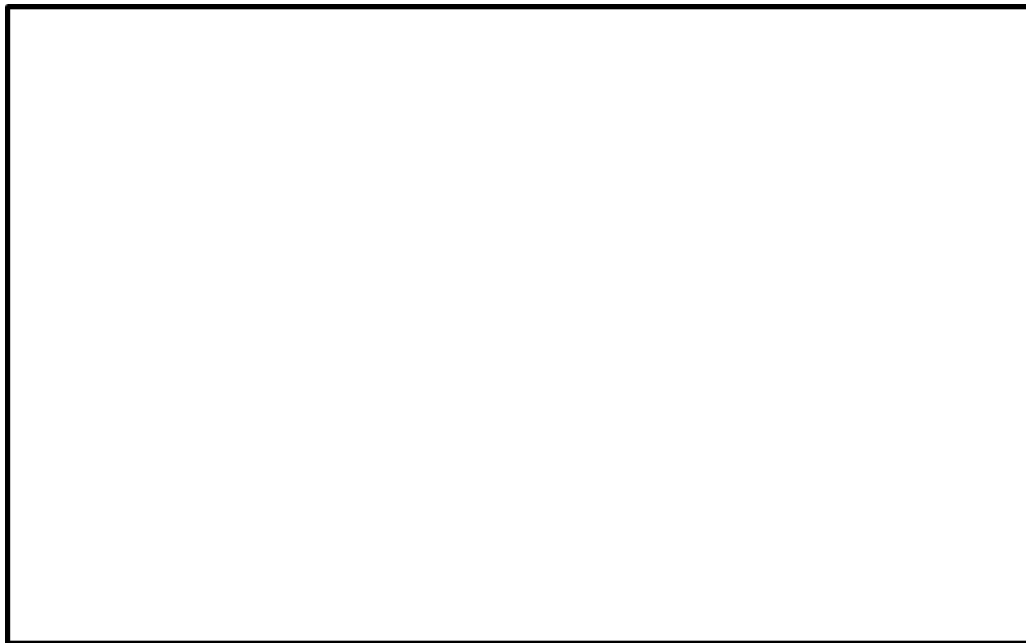


図 8-5 着目方位
(放出源：2号炉原子炉建物中心，評価点：中央制御室換気系給気口)

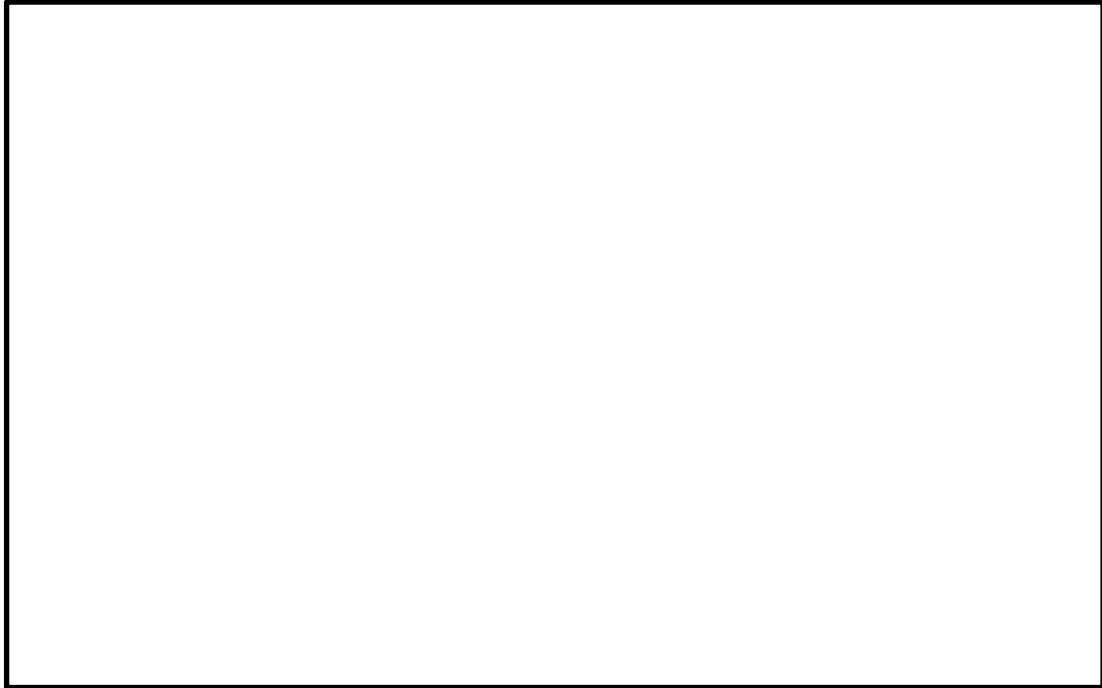


図 8-6 着目方位

(放出源：原子炉建物中心，評価点：2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

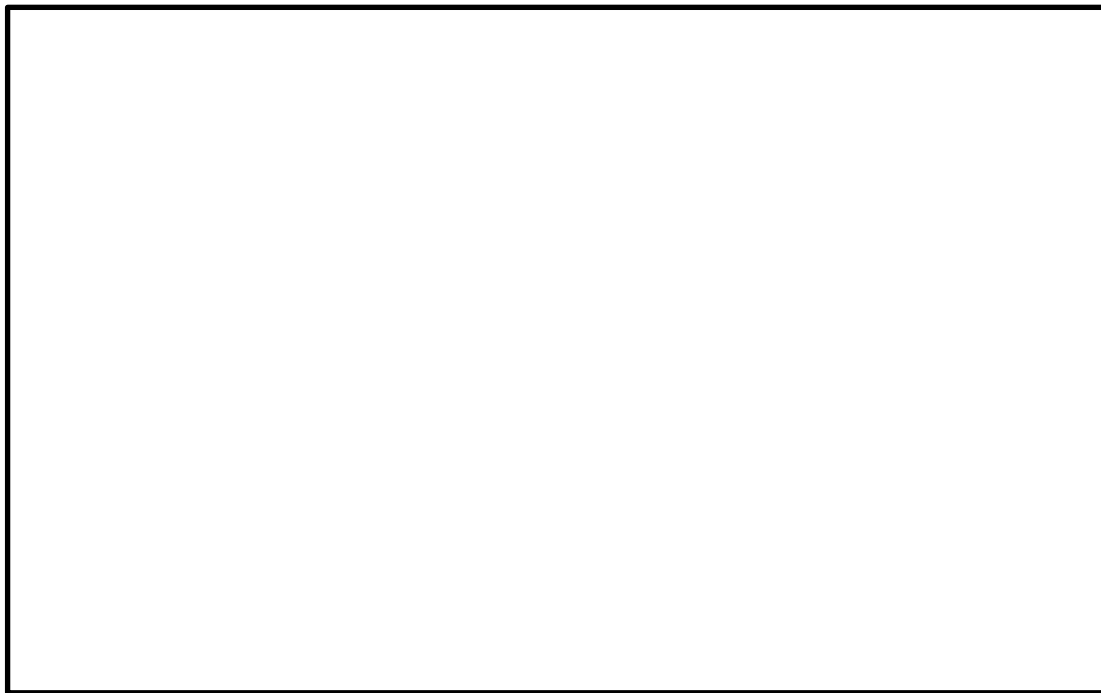


図 8-7 着目方位

(放出源：排気筒，評価点：中央制御室中心)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

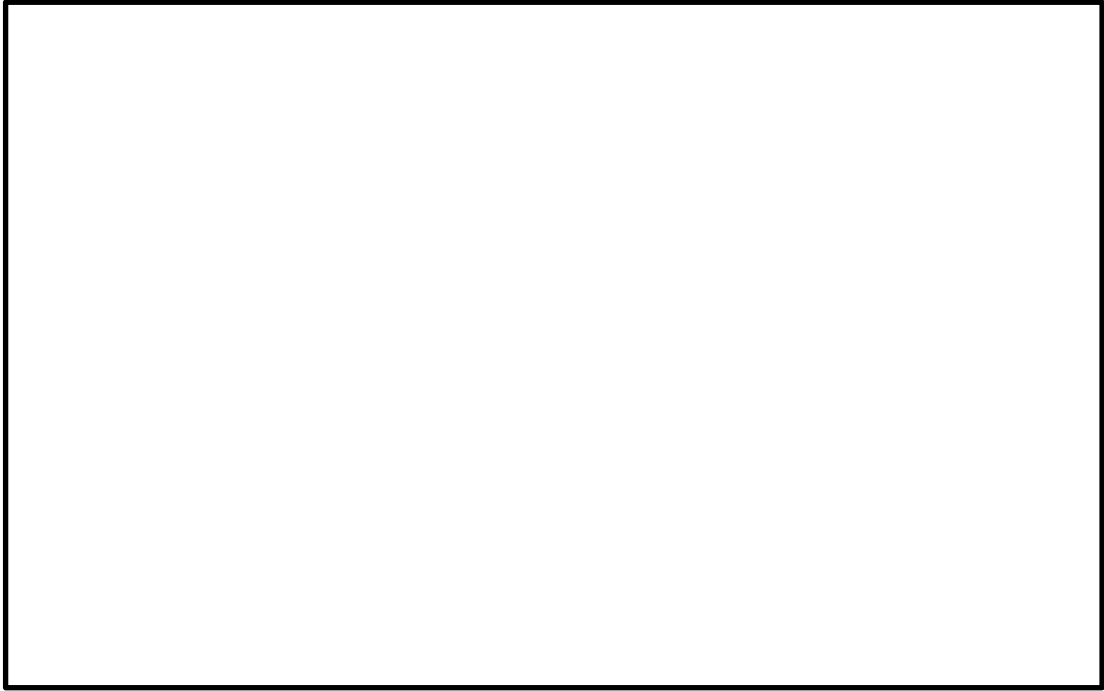


図 8-8 着目方位
(放出源：排気筒，評価点：中央制御室換気系給気口)

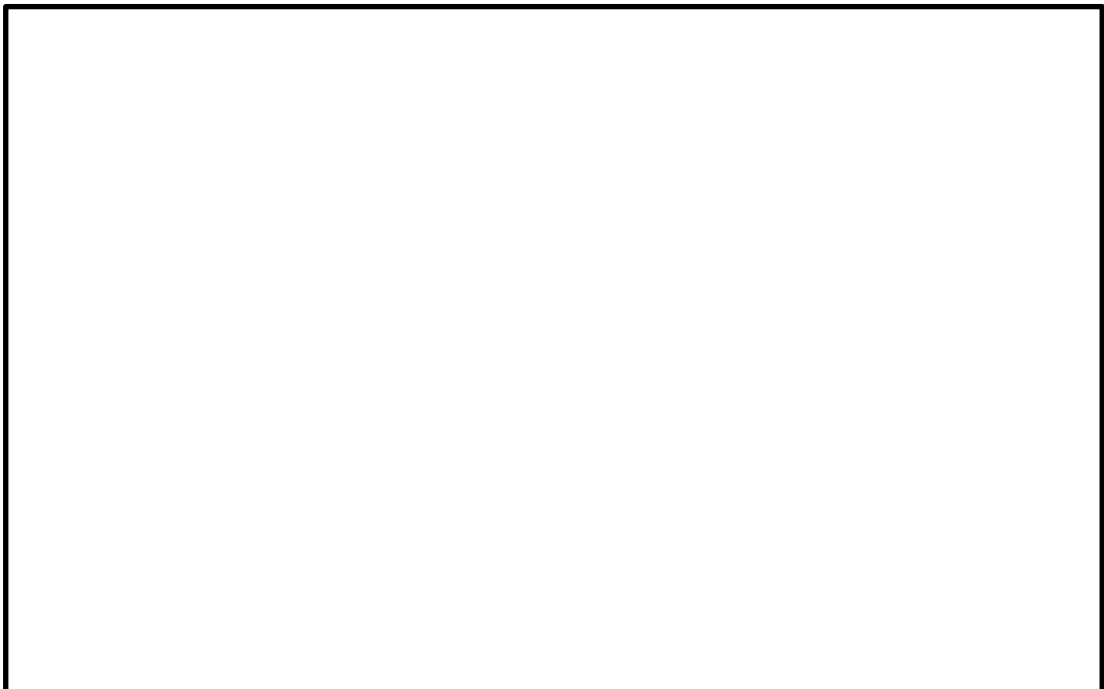


図 8-9 着目方位
(放出源：排気筒，評価点：2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 8-1 各評価点における着目方位並びに相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ ※1	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フイ ルタベント排 気管(地上 50m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	2号炉原子炉 補機冷却系熱 交換器室入口	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物 (地上 0m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	2号炉原子炉 補機冷却系熱 交換器室入口	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
主排気筒 (地上 110m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	2号炉原子炉 補機冷却系熱 交換器室入口	SSE, S, SSW※2	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※1 放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

※2 図 8-9 のとおり、評価点が放出点から見て巻き込みを生じる建物の風上側にあるため、内規の【解説 5.7】(1)のとおり評価対象方位は評価点と放出点を結ぶ1方位のみの計算となるが、保守的に隣接2方位を加えた3方位を評価対象としている。

表 8-2 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 中心	格納容器 フィルタベ ント排気管
		97.02	4.9×10^{-4}	97.02	5.1×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>4.9×10^{-4}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.1×10^{-18}</u>
		97.00	4.9×10^{-4}	97.00	4.6×10^{-18}
	
	2号炉 原子炉建物 中心
		97.02	1.1×10^{-3}	97.02	5.1×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>1.1×10^{-3}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.1×10^{-18}</u>
		97.00	1.1×10^{-3}	97.00	4.8×10^{-18}
	
	排気筒
		97.03	2.8×10^{-4}	97.03	2.5×10^{-18}
		<u>97.02</u>	<u>2.8×10^{-4}</u>	<u>97.02</u>	<u>2.5×10^{-18}</u>
		97.00	2.8×10^{-4}	97.00	2.5×10^{-18}
	

表 8-3 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室換気系給気口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 換気系給気 口	格納容器 フィルタベ ント排気管
		97.02	5.8×10^{-4}	97.02	5.3×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>5.8×10^{-4}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.3×10^{-18}</u>
		97.00	5.8×10^{-4}	97.00	5.3×10^{-18}
	
	2号炉 原子炉建物 中心
		97.02	1.2×10^{-3}	97.02	5.5×10^{-18}
		<u>97.01</u>	<u>1.2×10^{-3}</u>	<u>97.01</u>	<u>5.5×10^{-18}</u>
		97.00	1.2×10^{-3}	97.00	5.3×10^{-18}
	
	排気筒
		97.03	2.9×10^{-4}	97.03	2.6×10^{-18}
		<u>97.02</u>	<u>2.9×10^{-4}</u>	<u>97.02</u>	<u>2.6×10^{-18}</u>
		97.00	2.9×10^{-4}	97.00	2.6×10^{-18}
	

表 8-4 相対濃度及び相対線量の値
(2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量		
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]	
2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	格納容器 フィルタベ ント排気管	
		97.02	7.4×10^{-4}	97.02	6.1×10^{-18}	
		<u>97.01</u>	<u>7.4×10^{-4}</u>	<u>97.01</u>	<u>6.1×10^{-18}</u>	
		97.00	7.4×10^{-4}	97.00	6.1×10^{-18}	
		
	2号炉 原子炉建物 中心
		97.02	1.5×10^{-3}	97.02	6.0×10^{-18}	
		<u>97.01</u>	<u>1.5×10^{-3}</u>	<u>97.01</u>	<u>6.0×10^{-18}</u>	
		97.00	1.5×10^{-3}	97.00	6.0×10^{-18}	
		
	排気筒
		97.03	1.3×10^{-4}	97.03	1.1×10^{-18}	
		<u>97.02</u>	<u>1.3×10^{-4}</u>	<u>97.02</u>	<u>1.1×10^{-18}</u>	
		97.00	1.3×10^{-4}	97.00	1.1×10^{-18}	
		

9 地表面への沈着速度の設定について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s、有機よう素： 4.0×10^{-3} cm/s）を用いている。

「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（添付資料 10, 11 を参照）の4倍と設定した。

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の検討結果を以下に示す。

1. 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は、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%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比が4倍を超えていないことによって示す。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「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）」（原子力安全・保安院 平成21年8月12日）【解説5.3】(1)に従い評価した、放出源高さの相対濃度を用いた。

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻 i での乾性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻 i での相対濃度[s/m³]

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 $\chi/Q(x,y)$ は「学会標準」解説4.11より以下のように表される。

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

$(\chi/Q)_W(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m³]

- Λ_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)
 Pr_i : 時刻 i での降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻 i での建物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。

$$\begin{aligned}
 & \frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}} \\
 = & \frac{\left(V_d \cdot \chi / Q(x, y, z)_i + \chi / Q(x, y, 0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi / Q(x, y, z)_i \right)_{97\%}} \quad \text{③}
 \end{aligned}$$

2. 検討結果

表 9-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出源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%値の比は約 1.0~1.4 倍程度となった。

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。

表 9-1 沈着率評価結果

放出源及び 放出源高さ※	評価点	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)
格納容器 フィルタベン ト系 排気管 (地上 50m)	中央制御室中 心	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.9×10 ⁻⁶	約 1.3
	中央制御室換 気系給気口	約 1.7×10 ⁻⁶	約 2.1×10 ⁻⁶	約 1.2
	2号炉原子炉 補機冷却系熱 交換器室入口	約 2.2×10 ⁻⁶	約 2.3×10 ⁻⁶	約 1.0
2号炉原子炉 建物中心 (地上 0m)	中央制御室中 心	約 3.2×10 ⁻⁶	約 3.7×10 ⁻⁶	約 1.2
	中央制御室換 気系給気口	約 3.6×10 ⁻⁶	約 4.3×10 ⁻⁶	約 1.2
	2号炉原子炉 補機冷却系熱 交換器室入口	約 4.5×10 ⁻⁶	約 4.6×10 ⁻⁶	約 1.0
2号炉 排気筒 (地上 110m)	中央制御室中 心	約 8.3×10 ⁻⁷	約 1.1×10 ⁻⁶	約 1.4
	中央制御室換 気系給気口	約 8.7×10 ⁻⁷	約 1.2×10 ⁻⁶	約 1.4
	2号炉原子炉 補機冷却系熱 交換器室入口	約 3.9×10 ⁻⁷	約 4.8×10 ⁻⁷	約 1.2

※ 放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性評価では、地表面へのエアロゾル粒子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 (1.2cm/s, 添付資料 9 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 0.3cm/s を用いている。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。

エアロゾル粒子の乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551^{※1}に基づき 0.3cm/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。原子力発電所内は舗装面が多く、建物屋上はコンクリートであるため、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粒子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粒子は放出されにくいと考えられる。

また、W.G.N.Slinn の検討^{※2}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 0.3cm/s 程度 (図 10-1) である。以上のことから、中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

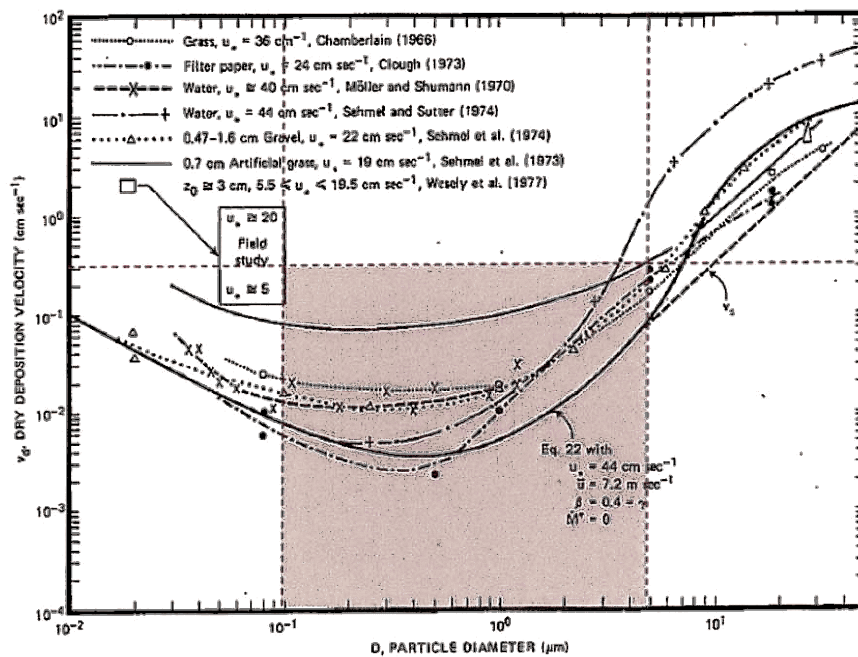


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1,2-15} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_a and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 10-1 様々な粒径における乾性沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{※2})

※1 J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

※2 W.G.N. Slinn: 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)

炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について

炉心の著しい損傷が発生した場合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子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}$ 以上」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。

炉心の著しい損傷が発生した場合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、炉心の著しい損傷が発生した場合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表 1 の②，⑤に示す試験等を調査した。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子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炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（表 1 の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を表 1 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、1 次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の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子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の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包含する値として、 $0.1\mu\text{m}$ 以上のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

表1 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の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	エアロゾル粒子の粒径(μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図1参照)	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶解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が実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合のFP挙動の実験(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

参考文献

- ※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test 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)5

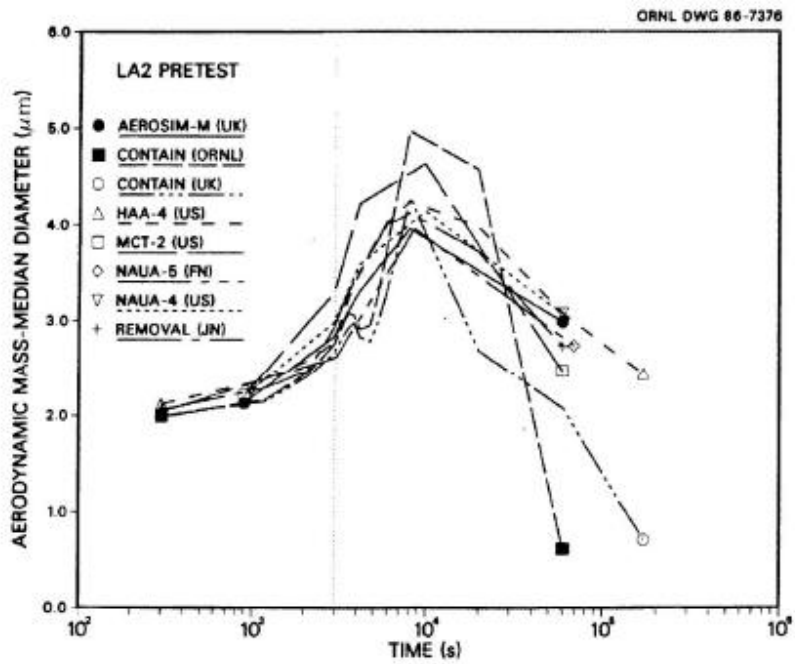


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図 1 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の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, CO₂, H₂, and H₂O 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)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) 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/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ 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 ϵ 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 μm 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, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 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 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 ϵ 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:

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

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

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 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm 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 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) 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 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; 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.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL 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次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国の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
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から1次系を経て原子炉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

11 有機よう素の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、原子炉建物から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に、乾性沈着速度として、NRPB-R322を参照し 10^{-3} cm/s と設定した。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^{*1}) 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、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の “best judgement” として 10^{-5} m/s (10^{-3} 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} ~ 10^{-2} 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沈着は無視できる。

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粒子の乾性沈着速度0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

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、エアロゾル粒子の沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) 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、NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である 10^{-3} cm/s を用いるのは妥当と判断した。

※1 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2 Meadow grass and crops*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} 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^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} 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*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.

12 マスクによる防護係数について

重大事故等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、全面マスクによる防護係数を 50 として使用する。

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0412第1号都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）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集効率99.9%以上の全面型防じん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、そ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0412第1号（平成25年4月12日）抜粋

キ 保護具（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集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 ³ 超の場所 における作業）	捕集効率 99.9%以上 上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業 以外の作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 以下の場所 における作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	

②防じんマスクの捕集効率については、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集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2. 全面マスクの防護係数 50 について

空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 別表第一 第四欄」の十分の一を超える場合、全面マスクを着用する。

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、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$ 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）

表 12-1 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

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

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

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。

以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、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1075であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数 (PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率 (\%)} + \text{フィルタ透過率 (\%)} \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1075 \end{aligned}$$

ただし、全面マスクによる防護係数については、着用者個人の値であり、実作業時の防護係数は、より低下する可能性があるため、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全面マスク着用訓練を行い、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全面マスクを着用できていることを確認している。

このため、全面マスクによる防護係数は、50 とする。なお、全面マスク着用訓練については、今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

13 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは，原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等から評価する。具体的な評価方法を以下に示す。

(1) 原子炉建物内の積算線源強度

格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質の積算線源強度 [photons] は，核種ごとの積算崩壊数 [Bq・s] に核種ごとエネルギーごとの放出率 [photons/(Bq・s)] を乗ずることで評価した。なお，放射性物質は自由空間内 に均一に分布するものとした。

$$S_{\gamma} = \sum_K Q_k \cdot s_{k\gamma}$$

s_{γ} : エネルギー γ の photon の積算線源強度 [photons]

Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq・s]

$s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率 [photons/(Bq・s)]

核種ごとの積算崩壊数は以下の式により評価した。ここで，核種の原子炉建物内への漏えい率 [Bq/s] は，添付資料 1 の表 1-1 に示すとおり，MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき評価した。また，よう素類については，よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされ方の違いを考慮した。

$$Q_k = \int_0^T q_k(t) \cdot \frac{1}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k(T-t))) dt$$

Q_k : 核種 k の積算崩壊数 [Bq・s]

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の原子炉建物への漏えい率 [Bq/s]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]

T : 評価期間 [s]

核種ごとエネルギーごとの放出率 [photons/(Bq・s)] は，ベータ線放出核種の水の中における制動放射を考慮した ORIGIN 2 ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値を参照した。また，エネルギー群を ORIGIN 2 のガンマ線ライブラリ群構造 (18 群) から MATXS LIB-J 3 3 (42 群) に変換した。変換方法は「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」（2009 年 9 月（社団法人）日本原子力学会）の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。

(図 13-1 参照)

以上の条件に基づき評価した原子炉建物内の積算線源強度は添付資料 1 の表 1-7 のとおり。

質に起因するガンマ線は原子炉建物屋上階の床面により十分に遮蔽されると考えられることから、原子炉建物最上階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。

(3) 評価コード

直接ガンマ線による被ばく評価には、QAD-CGGP2R コード^{※1}を用いた。また、スカイシャインガンマ線による被ばくの評価には、ANISN コード及びG33-GP2R コード^{※1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した。

(4) 評価結果

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 13-1 及び表 13-2 に示す。

表 13-1 評価結果 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室 滞在時	1日	4.2×10^{-4}	3.1×10^{-5}
	2日	5.2×10^{-4}	6.4×10^{-5}
	3日	6.1×10^{-4}	9.7×10^{-5}
	4日	6.9×10^{-4}	1.3×10^{-4}
	5日	7.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}
	6日	8.0×10^{-4}	1.7×10^{-4}
	7日	8.4×10^{-4}	1.8×10^{-4}
入退域時	1日	5.1×10^{-5}	3.8×10^0
	2日	6.0×10^{-5}	1.0×10^1
	3日	6.9×10^{-5}	1.5×10^1
	4日	7.6×10^{-5}	2.0×10^1
	5日	8.2×10^{-5}	2.3×10^1
	6日	8.7×10^{-5}	2.6×10^1
	7日	9.1×10^{-5}	2.8×10^1

表 13-2 評価結果 (格納容器ベントを実施する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室滞在時	1日	4.2×10^{-4}	3.3×10^{-5}
	2日	5.3×10^{-4}	6.8×10^{-5}
	3日	5.6×10^{-4}	8.0×10^{-5}
	4日	5.7×10^{-4}	8.3×10^{-5}
	5日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
	6日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
	7日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
入退域時	1日	5.1×10^{-5}	4.0×10^0
	2日	6.1×10^{-5}	1.0×10^1
	3日	6.4×10^{-5}	1.2×10^1
	4日	6.4×10^{-5}	1.2×10^1
	5日	6.5×10^{-5}	1.3×10^1
	6日	6.5×10^{-5}	1.3×10^1
	7日	6.5×10^{-5}	1.3×10^1

14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。具体的な評価方法を以下に示す。

(1) 放出量及び大気拡散

大気中への放出放射エネルギーは添付資料1の表1-2の値を用いた。また，使用する相対線量は添付資料1の表1-5の値を用いた。

(2) 評価体系

中央制御室滞在時の評価においては，中央制御室を囲む遮蔽を考慮し，遮蔽壁厚さは，制御室建物外壁コンクリートの最小厚さ [] からマイナス側の許容施工誤差 [] を引いた値 [] と設定した。評価モデルを図14-1に示す。

入退域時の評価においては，保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。

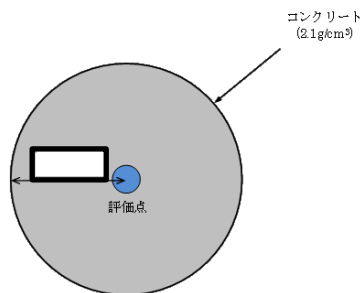


図14-1 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル

(3) 評価コード

クラウドシャインガンマ線による被ばくは，以下に示す式を用いて評価した。遮蔽体の減衰率 $B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$ の評価には QAD-CGGP2R を用いた。

【中央制御室滞在時】

$$H = \sum_k \int_0^T h_k(t) dt$$
$$h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot X)$$

【入退域時】

$$H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) dt$$

- H : クラウドシャインガンマ線による実効線量[Sv]
 $h_k(t)$: クラウドシャインガンマ線のうち、核種 k からのガンマ線による
 単位時間当たりの実効線量[Sv/s]
 K : 空気カーマから実効線量への換算係数(1) [Sv/Gy]
 (D/Q) : 相対線量[Gy/Bq]
 $q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s] (0.5MeV 換算)
 $p_{k\gamma}$: 核種 k が放出する photon のうち、エネルギー γ の photon の割合[-]
 B_γ : エネルギー γ の photon におけるビルドアップ係数[-]
 μ_γ : エネルギー γ の photon における遮蔽体に対する線減衰係数[1/m]
 X : 遮蔽体厚さ[m]
 T : 評価期間[s]

遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は、ORIGEN2のガンマ線ライブラリの群構造(18群)を使用した。

(4) 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表14-1及び表14-2に示す。

表14-1 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
 (残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]
中央制御室滞在時	7日	約 7.7×10^{-1}
入退域時	7日	約 3.4×10^1

表14-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
 (格納容器ベントを実施する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]
中央制御室滞在時	7日	約 4.4×10^0
入退域時	7日	約 5.0×10^3

15 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物外壁によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

具体的な評価方法を以下に示す。

1. 入退域時における評価方法

(1) 地表面の単位面積当たりの積算線源強度

入退域時における被ばく線量は，2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口と同じ濃度で，その周囲の地表面に一様に沈着しているものと仮定した。

a. 地表沈着量

事故後，時刻 t までに大気中へ放出された放射性物質の地表沈着量は，次式により計算した。

$$C_k(t) = \int_0^t (V_g \cdot (\chi/Q) \cdot f \cdot q_k(t) - \lambda_k \cdot C_k(t)) \cdot dt$$

$C_k(t)$: 核種 k の単位面積当たりの地表沈着量[Bq/m²]

V_g : 地表面への沈着速度[m/s]

(χ/Q) : 相対濃度[s/m³]

f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[-]

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]

λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]

b. 積算線源強度

地表面の単位面積当たりの積算線源強度[photons/m²]は，核種ごとの単位面積当たりの地表沈着量[Bq/m²]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗じ，評価期間（事故後 T_1 から T_2 まで）において積分することで評価した。

$$S_\gamma = \sum_K \int_{T_1}^{T_2} C_k \cdot s_{k\gamma} \cdot dt$$

s_γ : 単位面積当たりのエネルギー γ の photon の積算線源強度[photons/m²]

$s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率[photons/(Bq・s)]

T_1, T_2 : 任意の評価期間[s]

c. その他評価条件

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 1 の表 1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は，2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口の値として表 1-5 の値を用いた。

地表面への沈着速度は乾性沈着及び湿性沈着を考慮した値を用いた。（添付資料 9, 10, 11 を参照）

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、制動放射(H₂O)を考慮したORIGEN2 ライブラリ(gxh2obrm.lib) 値から求めた。また、エネルギー群をORIGEN2のガンマ線ライブラリの群構造(18群)からMATXS LIB-J33(42群)に変換した。変換方法は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様、「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」(2009年9月社団法人 日本原子力学会)の附属書Hに記載されている変換方法を用いた。

以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表15-1及び表15-2に示す。

表 15-1 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(入退域時)
(残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー (MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
0.01	9.1×10^{12}
0.02	1.0×10^{13}
0.03	3.1×10^{13}
0.045	7.5×10^{12}
0.06	2.4×10^{12}
0.07	1.6×10^{12}
0.075	2.1×10^{12}
0.1	1.0×10^{13}
0.15	3.3×10^{12}
0.2	1.8×10^{13}
0.3	3.7×10^{13}
0.4	2.4×10^{14}
0.45	1.2×10^{14}
0.51	2.0×10^{14}
0.512	6.6×10^{12}
0.6	2.9×10^{14}
0.7	3.3×10^{14}
0.8	1.5×10^{14}
1.0	3.1×10^{14}
1.33	8.2×10^{13}
1.34	2.5×10^{12}
1.5	4.0×10^{13}
1.66	5.4×10^{12}
2.0	1.1×10^{13}
2.5	7.6×10^{12}
3.0	1.7×10^{11}
3.5	1.7×10^7
4.0	1.7×10^7
4.5	6.2×10^0
5.0	6.2×10^0
5.5	6.2×10^0
6.0	6.2×10^0
6.5	7.1×10^{-1}
7.0	7.1×10^{-1}
7.5	7.1×10^{-1}
8.0	7.1×10^{-1}
10.0	2.2×10^{-1}
12.0	1.1×10^{-1}
14.0	0.0×10^0
20.0	0.0×10^0
30.0	0.0×10^0
50.0	0.0×10^0

表 15-2 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度（入退域時）
（格納容器ベントを実施する場合）

エネルギー (MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
0.01	1.2×10^{13}
0.02	1.3×10^{13}
0.03	3.8×10^{13}
0.045	9.3×10^{12}
0.06	3.0×10^{12}
0.07	2.0×10^{12}
0.075	2.7×10^{12}
0.1	1.3×10^{13}
0.15	4.1×10^{12}
0.2	2.3×10^{13}
0.3	4.6×10^{13}
0.4	3.0×10^{14}
0.45	1.5×10^{14}
0.51	2.6×10^{14}
0.512	8.5×10^{12}
0.6	3.8×10^{14}
0.7	4.3×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	4.0×10^{14}
1.33	1.0×10^{14}
1.34	3.1×10^{12}
1.5	5.0×10^{13}
1.66	6.3×10^{12}
2.0	1.3×10^{13}
2.5	9.8×10^{12}
3.0	2.2×10^{11}
3.5	1.7×10^7
4.0	1.7×10^7
4.5	6.4×10^0
5.0	6.4×10^0
5.5	6.4×10^0
6.0	6.4×10^0
6.5	7.3×10^{-1}
7.0	7.3×10^{-1}
7.5	7.3×10^{-1}
8.0	7.3×10^{-1}
10.0	2.2×10^{-1}
12.0	1.1×10^{-1}
14.0	0.0×10^0
20.0	0.0×10^0
30.0	0.0×10^0
50.0	0.0×10^0

(2) 評価体系

a. 線源領域

2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口周辺の地表面は平坦であるとし、線源領域範囲は地表面からの影響がほぼ飽和する評価点を中心とした800m四方の範囲とした。なお、この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と仮定し、線源とした。

地表面の線源の評価モデルを図15-1に示す。

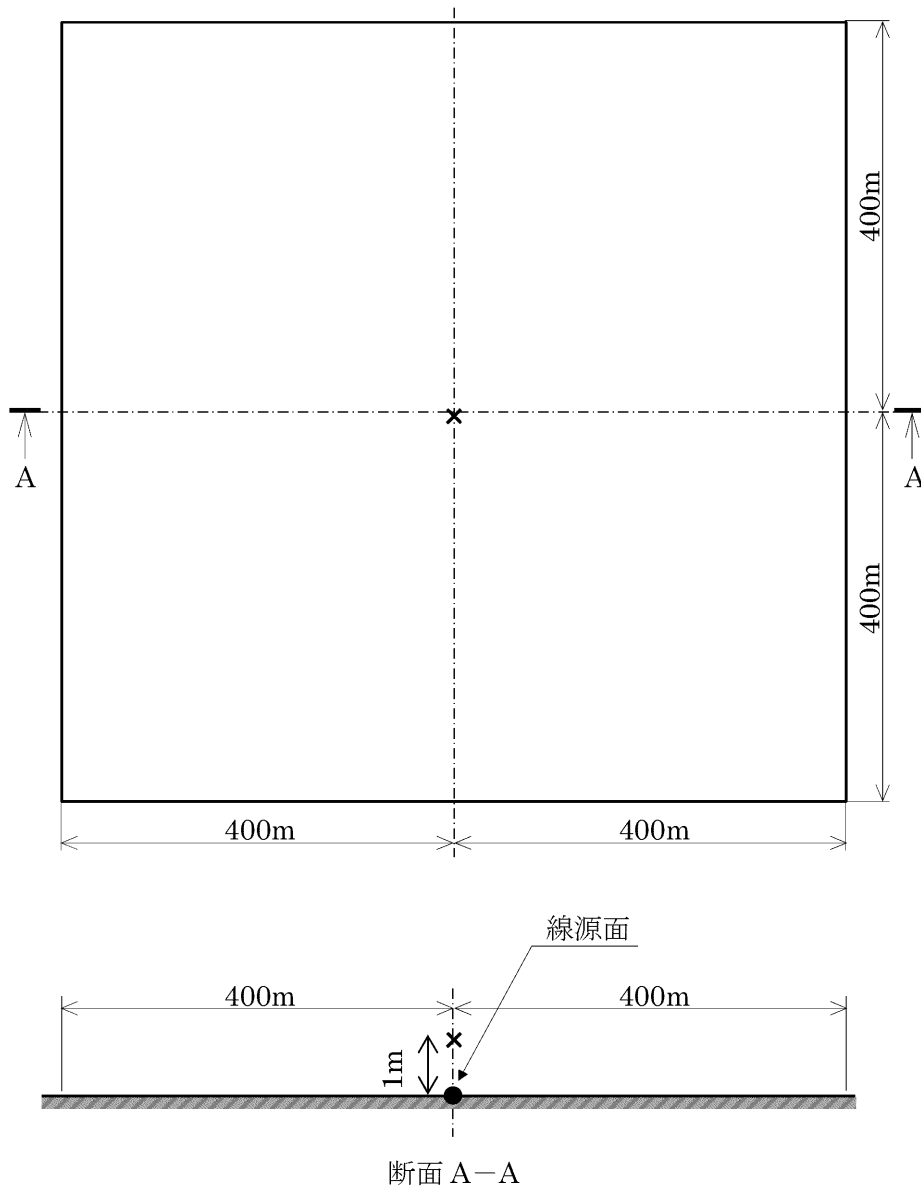
b. 遮蔽及び評価点

入退域時の評価に当たっては、周囲の建物による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし、評価点高さは地面から1mとした。

(3) 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコード^{*1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した



× : 評価点

図 15-1 入退域時のグランドシャインガンマ線モデル (評価点及び線源領域)

2. 中央制御室滞在時における評価方法

(1) 線源面の単位面積当たりの積算線源強度

放射性物質が、中央制御室の中心位置と同じ濃度で、制御室建物の屋上及び1号炉廃棄物処理建物屋上高さの地表面に一様に沈着しているものと仮定した。地表沈着量、積算線源強度の算出方法は入退域時と同様とした。

地表沈着量、積算線源強度の算出方法は入退域時と同様とした。

以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表15-3及び表15-4に示す。

表 15-3 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度（中央制御室滞在時）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）

エネルギー (MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
0.01	1.1×10^{13}
0.02	1.2×10^{13}
0.03	4.0×10^{13}
0.045	9.4×10^{12}
0.06	2.8×10^{12}
0.07	1.9×10^{12}
0.075	2.8×10^{12}
0.1	1.4×10^{13}
0.15	3.9×10^{12}
0.2	2.4×10^{13}
0.3	4.7×10^{13}
0.4	3.2×10^{14}
0.45	1.6×10^{14}
0.51	2.5×10^{14}
0.512	8.3×10^{12}
0.6	3.6×10^{14}
0.7	4.1×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	3.9×10^{14}
1.33	9.6×10^{13}
1.34	2.9×10^{12}
1.5	4.7×10^{13}
1.66	5.6×10^{12}
2.0	1.2×10^{13}
2.5	9.5×10^{12}
3.0	2.2×10^{11}
3.5	1.2×10^7
4.0	1.2×10^7
4.5	5.5×10^0
5.0	5.5×10^0
5.5	5.5×10^0
6.0	5.5×10^0
6.5	6.3×10^{-1}
7.0	6.3×10^{-1}
7.5	6.3×10^{-1}
8.0	6.3×10^{-1}
10.0	2.0×10^{-1}
12.0	9.7×10^{-2}
14.0	0.0×10^0
20.0	0.0×10^0
30.0	0.0×10^0
50.0	0.0×10^0

表 15-4 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度（中央制御室滞在時）
（格納容器ベントを実施する場合）

エネルギー (MeV)	単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)
0.01	1.2×10^{13}
0.02	1.3×10^{13}
0.03	4.0×10^{13}
0.045	9.5×10^{12}
0.06	3.0×10^{12}
0.07	2.0×10^{12}
0.075	2.8×10^{12}
0.1	1.4×10^{13}
0.15	4.1×10^{12}
0.2	2.4×10^{13}
0.3	4.7×10^{13}
0.4	3.2×10^{14}
0.45	1.6×10^{14}
0.51	2.6×10^{14}
0.512	8.7×10^{12}
0.6	3.8×10^{14}
0.7	4.4×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	4.1×10^{14}
1.33	1.0×10^{14}
1.34	3.1×10^{12}
1.5	4.9×10^{13}
1.66	5.8×10^{12}
2.0	1.2×10^{13}
2.5	9.9×10^{12}
3.0	2.3×10^{11}
3.5	1.2×10^7
4.0	1.2×10^7
4.5	5.9×10^0
5.0	5.9×10^0
5.5	5.9×10^0
6.0	5.9×10^0
6.5	6.7×10^{-1}
7.0	6.7×10^{-1}
7.5	6.7×10^{-1}
8.0	6.7×10^{-1}
10.0	2.1×10^{-1}
12.0	1.0×10^{-1}
14.0	0.0×10^0
20.0	0.0×10^0
30.0	0.0×10^0
50.0	0.0×10^0

(2) 評価体系

a. 線源領域

制御室建物屋上の高さの周辺領域及び1号炉廃棄物処理建物屋上を線源領域とした。

制御室建物の周囲の建物のうち、制御室建物より高い建物については、保守的に放射性物質が制御室建物屋上高さの周辺領域に平坦に分布しているものとした。また、線源範囲の設定は以下のように分けた。

- ・制御室建物の屋上より高い位置に存在する線源は制御室建物の屋上高さ(EL22, 050mm)で代表させた。
- ・制御室建物の屋上より低い位置に存在する線源は1号炉廃棄物処理建物屋上(EL20, 150mm)で代表させた。

制御室建物屋上高さの線源領域範囲は線源領域からの影響がほぼ飽和する制御室建物の周囲400m以内とした。なお、この領域に含まれる地表面、海面及び斜面も平坦な制御室建物屋上面と同一面と仮定し、線源とした。線源の評価モデルを図15-2から図15-4に示す。

b. 遮蔽及び評価点

グラウンドシャインガンマ線の評価においては、制御室建物の外壁・天井のコンクリートのみを遮蔽として考慮した。制御室建物の評価モデルの断面図を図15-3に、平面図及び評価点を図15-4に示す。遮蔽の厚さは、中央制御室より高い位置から入射する放射線に対して中央制御室天井コンクリート ，中央制御室より低い位置から入射する放射線に対して中央制御室外壁コンクリート の公称値からそれぞれマイナス側許容差 を引いた値 を設定した。

また、中央制御室遮蔽は鉄筋コンクリートであるが評価上、普通コンクリート(密度 $2.1\text{g}/\text{cm}^3$)とした。

中央制御室内の評価点は、制御室建物の屋上高さに設定した線源面からのグラウンドシャインガンマ線と制御室建物の屋上より低い線源面からのグラウンドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる点を選定し、各評価点における評価結果の和をグラウンドシャインガンマ線の評価結果とした。

(3) 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコード^{※1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した

3. 評価結果

グラントシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 15-5 及び表 15-6 に示す。

表 15-5 グラントシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合)

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室 滞在時	1号炉廃棄物処理 建物（低階層）の 沈着分	7日	3.3×10^0
	屋上沈着分	7日	6.0×10^{-3}
	合計	7日	3.3×10^0
入退域時	合計	7日	1.8×10^3

表 15-6 グラントシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(格納容器ベントを実施する場合)

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室 滞在時	1号炉廃棄物処理 建物（低階層）の 沈着分	7日	3.4×10^0
	制御室建物屋上 沈着分	7日	6.3×10^{-3}
	合計	7日	3.5×10^0
入退域時	合計	7日	2.3×10^3

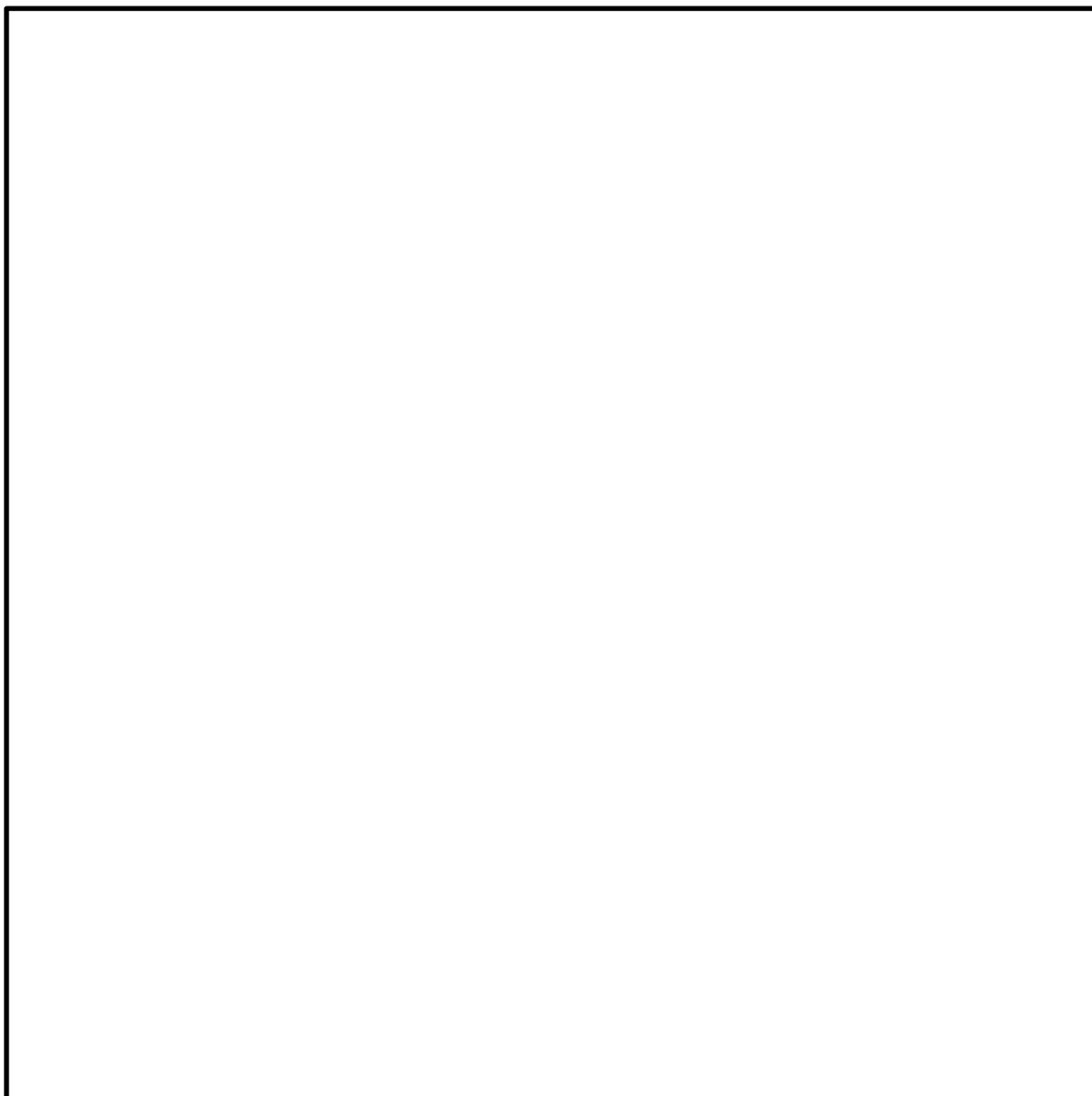


図 15-2 線源領域(網掛け範囲が線源とした領域)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

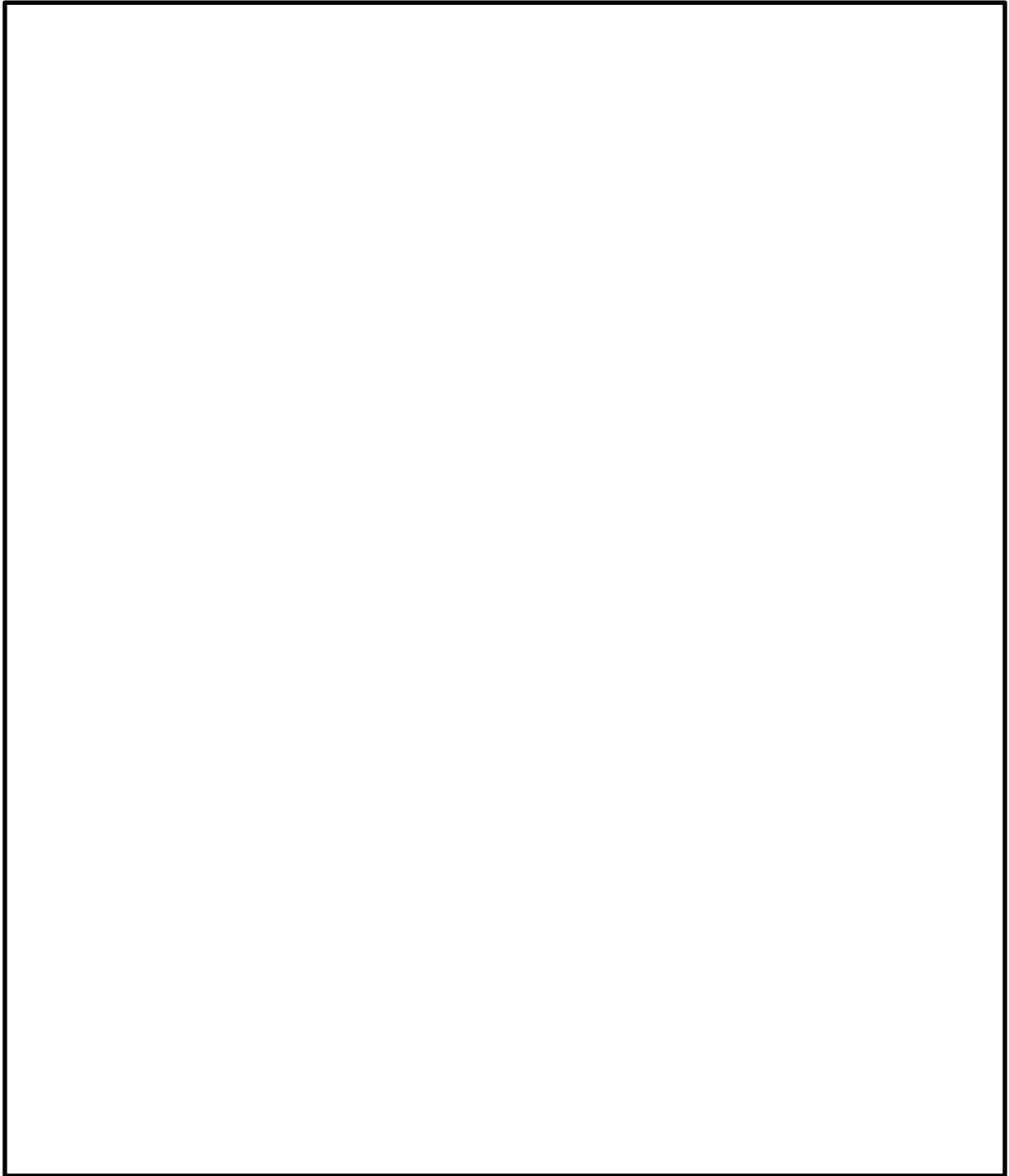


図 15-3 評価モデルの断面図及び評価点

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

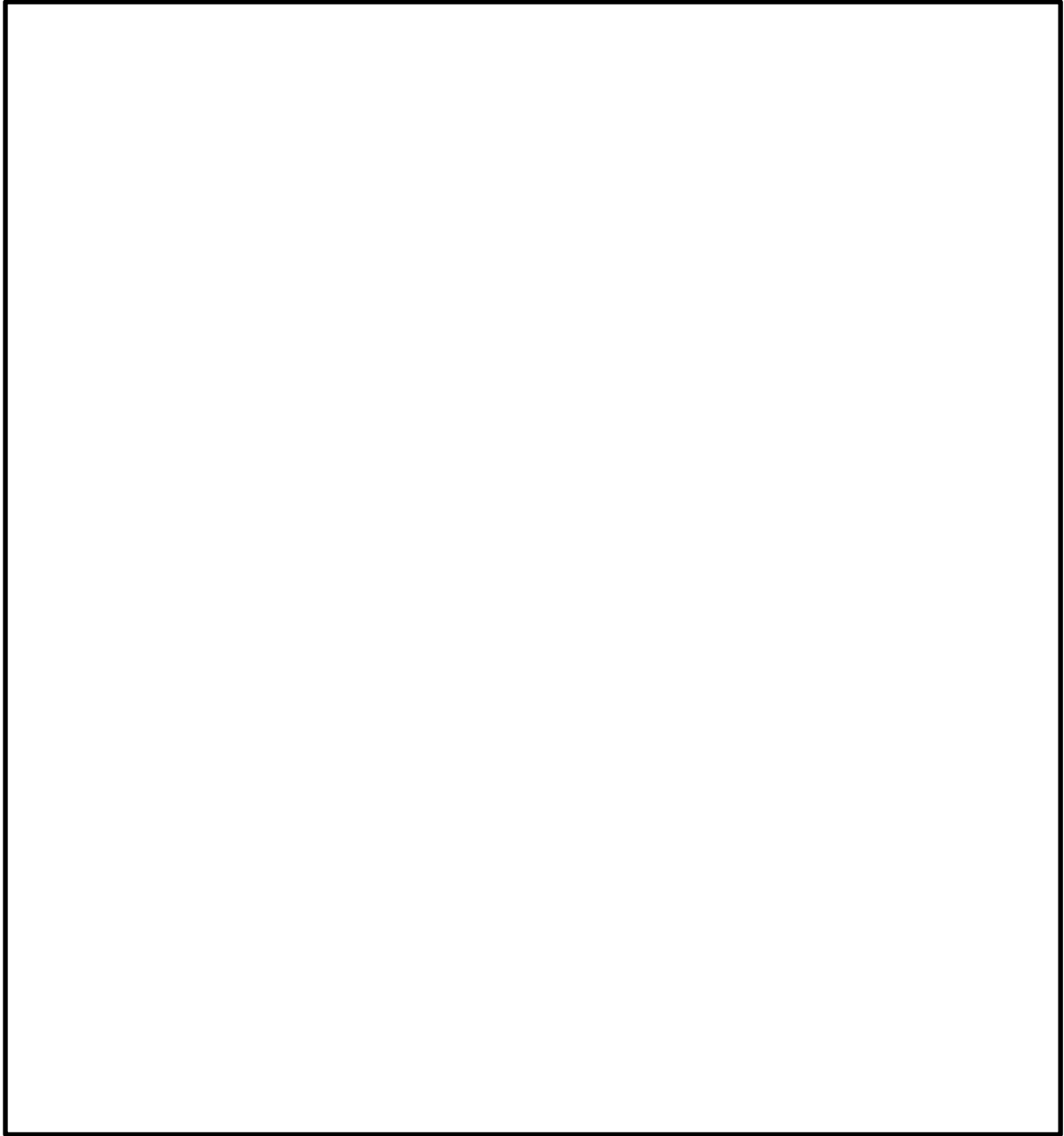


図 15-4 評価モデルの平面図及び評価点

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における、室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法を以下に示す。なお、中央制御室換気系のフィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばくについては、建物外壁による遮蔽と十分な離隔距離を確保できることから、無視できる程度にまで低減されるものと考え評価対象外とした。

(1) 放射性物質の濃度

中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質の時間変化は、中央制御室換気系の効果を考慮し、以下の式で評価した。なお、保守的な想定として、中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は、空気ポンベによる正圧化を実施していない期間については中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとした。

【中央制御室待避室の正圧化を実施していない期間】

$$m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$$

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + G_F \cdot \frac{E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$$

$m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度 [Bq/m^3]

$m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 [Bq/m^3]

$M_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量 [Bq]

V_1 : 中央制御室バウンダリ内容積 [m^3]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [$1/s$]

G_1 : 中央制御室換気系外気取込み風量 [m^3/s]

G_F : 再循環フィルタを通る流量 [m^3/s]

E_k : 中央制御室換気系フィルタユニットの除去効率 [%]

$S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放射能濃度 [Bq/m^3]

α : 中央制御室バウンダリへの空気流入量 [m^3/s]

(= 空気流入率 \times 中央制御室バウンダリ内容積)

χ/Q : 相対濃度 [s/m^3]

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率 [Bq/s]

【中央制御室待避室の正圧化を実施する期間】

$$m_{0k}(t) = \frac{M_{0k}(t)}{V_0}$$

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) - \frac{G_0}{V_0} \cdot M_{0k}(t)$$

$m_{ok}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能濃度 [Bq/m^3]

$M_{ok}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射エネルギー [Bq]

V_0 : 中央制御室待避室バウンダリ内容積 [m^3]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [$1/s$]

G_0 : 空気ポンベの空気供給量 [m^3/s]

核種の大気中への放出率 [Bq/s] は添付資料 1 の表 1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表 1-5 の値を用いた。

(2) 評価体系

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価に当たり想定した遮蔽及び評価点を図 16-1 から図 16-2 に示す。なお、線源領域は中央制御室及び中央制御室待避室内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。

(3) 評価コード

中央制御室内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコードを用いた。

中央制御室待避室内の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評価に当たっては、評価コードを使用せず、以下の式を用いて評価した。

$$\text{吸入摂取による内部被ばく} : H = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C(t) dt \cdot \frac{1}{PF}$$

H : 吸入の内部被ばくによる実効線量 [Sv]
 R : 吸入率 ($1.2/3600$)^{*1} [m^3/s]
 H_∞ : 吸入時の実効線量への換算係数^{*2} [Sv/Bq]
 $C(t)$: 時刻 t における室内の放射能濃度 [Bq/m^3]
 T : 評価期間 [s]
 PF : マスクの防護係数 [-]

※1 ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定

$$\text{外部被ばく} : H_\gamma = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot C_\gamma(t) dt$$

H_γ : ガンマ線の外部被ばくによる実効線量 [Sv]
 E_γ : ガンマ線の実効エネルギー (0.5) [MeV]
 μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 [$1/m$]
 R : 室内容積半球換算時等価半径 [m]
 $C_\gamma(t)$: 時刻 t における室内の放射能濃度 [Bq/m^3]
(ガンマ線 0.5MeV 換算)
 T : 評価期間 [s]

(4) 評価結果

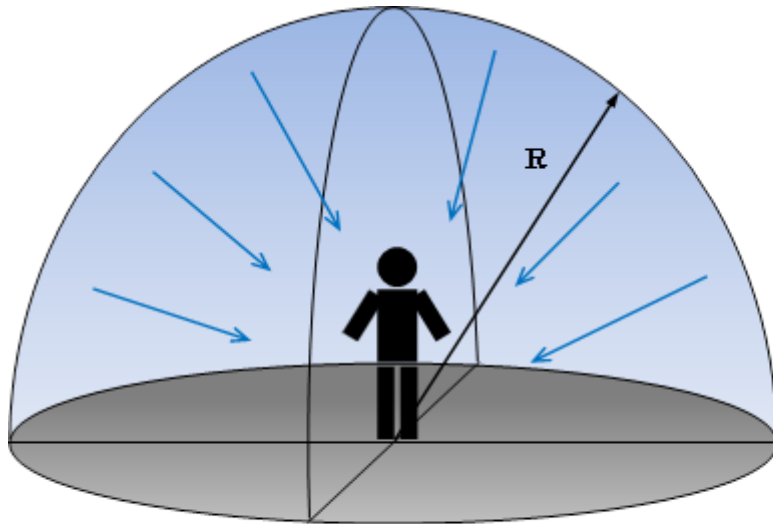
室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表 16-1 及び表 16-2 に示す。

表 16-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
(残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合)
(運転員の交替を考慮しない場合)

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果[mSv]
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 4.9×10^0
		7 日	内部被ばく (マスクなし)	約 3.7×10^2
			内部被ばく (マスクあり)	約 2.6×10^1

表 16-2 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
(格納容器ベントを想定する場合)
(運転員の交替を考慮しない場合)

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果[mSv]
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 2.4×10^1
		7 日	内部被ばく (マスクなし)	約 2.9×10^2
			内部被ばく (マスクあり)	約 1.0×10^1
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	10 時間	外部被ばく	約 2.0×10^1
	中央制御室待避室内浮遊分	10 時間	外部被ばく	約 1.6×10^{-2}
			内部被ばく (マスクなし)	約 2.1×10^0
			内部被ばく (マスクあり)	約 8.0×10^{-1}



R : 室内容積と同じ容積をもつ半球の半径[m]
 室内濃度 : 一様

図 16-1 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線源強度の評価モデル図

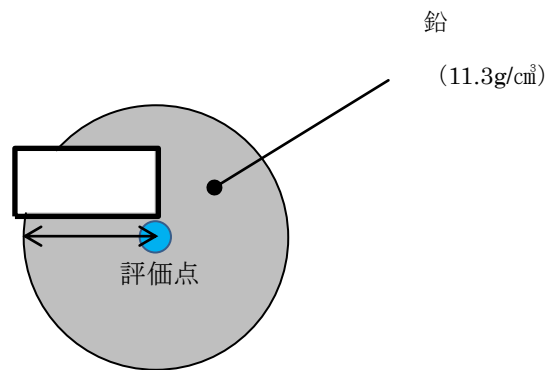


図 16-2 中央制御室待避室遮蔽モデル図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

17 大氣中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における、大氣中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法を以下に示す。

(1) 放出量及び大氣拡散

核種の大氣中への放出率[Bq/s]は添付資料1の表1-1に基づき評価した。また、相対濃度は表1-5の値を用いた。

(2) 評価コード

大氣中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくは、評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

$$H = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q(t) dt \cdot \frac{1}{PF}$$

- H : 吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv]
- R : 呼吸率(1.2/3600)^{※1} [m³/s]
- H_∞ : 吸入時の実効線量への換算係数^{※2} [Sv/Bq]
- (χ/Q) : 相対濃度[s/m³]
- Q(t) : 時刻 t における核種の環境放出率[Bq/s]
- T : 評価期間[s]
- PF : マスクの防護係数[-]

※1 ICRP Publication71に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定

(3) 評価結果

大氣中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価結果を表17-1及び表17-2に示す。

表 17-1 大氣中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果

(残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv] ^{※2}
入退域時(2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口)	7日 ^{※1}	約 2.4×10 ³

※1 屋外に7日間滞在するものとして評価

※2 マスクの着用を考慮しない場合

表 17-2 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの
 評価結果
 (格納容器ベントの実施を想定する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv] ^{※2}
入退域時(2号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口)	7日 ^{※1}	約 9.3×10^3

※1 屋外に7日間滞在するものとして評価

※2 マスクの着用を考慮しない場合

18 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、「2 事象の選定の考え方について」のとおり、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し、格納容器フィルタベント系を用いたサプレッション・チェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合を評価対象とした。

一方、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の5つを想定しており、これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA時注水機能喪失とDCHに集約されている。なお、DCHは事象発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり、残留熱代替除去系を用いることで格納容器ベントに至らず事象収束するものである。

このうち、LOCA時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから、ここではDCH発生時の被ばく影響を評価した。

1. 中央制御室内の環境としての評価結果

(7日間積算値)

設置許可基準規則の解釈 第59条 1b) ②, 同③において, 運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが, 設置許可基準規則 第59条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは, 運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。

そこで, 重大事故等対策の有効性評価のうち, LOCA時注水機能喪失とDCHの両シナリオにおいて, 運用面での対策に期待せず, 7日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表18-1に示す。(以下, LOCA時注水機能喪失については「大LOCA (残留熱代替除去)」と記載する。)

表18-1のとおり, 内部被ばくについては大LOCA (残留熱代替除去) が大きく, 外部被ばくについてはDCHが大きく, 合計では大LOCA (残留熱代替除去) が大きい評価結果となった。すなわち, 運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大LOCA (残留熱代替除去) の方が厳しくなることを確認した。(本評価結果に関する考察は別紙参照)

表 18-1 マスク着用なし, 運転員交替なしの場合の評価結果^{※1※2}

(mSv/7日間)	内部被ばく	外部被ばく	合計
大LOCA (残留熱代替除去)	約 3.7×10^2	約 9.0×10^0	約 380
DCH (残留熱代替除去)	約 2.9×10^2	約 1.3×10^1	約 300

※1 大LOCA (残留熱代替除去): 冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)

※2 DCH (残留熱代替除去): DCH (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する)

2. 入退域を考慮した場合の評価結果

(7日間積算値(1班あたりの平均))

1. のとおり、中央制御室内環境としては大LOCA(残留熱代替除去)の方が厳しいことを確認したが、中央制御室の運転員は通常4直2交替体制であり、炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため、交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め、平均的な被ばく線量を確認した。

1. 同様に、大LOCA(残留熱代替除去)とDCH(残留熱代替除去)の両シナリオにおいて、中央制御室内でのマスク着用には期待しないが、運転員の交替を平均的に考慮して評価する。4直2交替体制において、中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は

中央制御室滞在時間49時間

入退域回数8回(1回あたり15分)

であるため、

中央制御室内での被ばく線量

＝中央制御室内での被ばく線量7日間積算値×(49時間/168時間)

入退域時の被ばく線量

＝入退域評価点での被ばく線量7日間積算値×(8回×15分/168時間)

として評価する。ただし、入退域においては審査ガイドに基づきマスク(PF50)を着用するものとして評価する。評価結果を表18-2に示す。

表18-2のとおり、内部被ばく及び外部被ばくいずれについても大LOCA(残留熱代替除去)が大きい評価結果となった。すなわち、入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても、1班あたりの平均的な環境としては大LOCA(残留熱代替除去)の方が厳しくなることを確認した。

表18-2 中央制御室内マスク着用なしの場合の評価結果(1班あたりの平均)

(mSv/7日間)	内部被ばく	外部被ばく	合計
大LOCA(残留熱代替除去)	約 1.1×10^2	約 2.4×10^1	約130
DCH(残留熱代替除去)	約 8.5×10^1	約 1.1×10^1	約96

3. 結論

DCH発生時の被ばく影響を評価した結果、1. 及び2. のとおり、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても、平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても、大LOCA（残留熱代替除去）の方が厳しいことを確認した。

このことから、中央制御室の居住性評価に当たって、DCH（残留熱代替除去）ではなく大LOCA（残留熱代替除去）を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。

- ・居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが、運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり、判断基準（100mSv/7日間）を満足する範囲においては、同一事象であっても異なる対策をとることができること
- ・「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては、同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して、運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること

また、上述の環境としての厳しさを確認した結果においては、DCH発生時に、4直2交替体制における1班あたりの平均的な運転員の被ばく（マスク着用なし）において100mSv/7日間を下回ることを確認した。

大LOCA（残留熱代替除去）シナリオ及びDCHシナリオの被ばく線量の違い についての考察

運転員がマスクを着用せずに7日間中央制御室内にとどまった場合、大LOCA（残留熱代替除去）の方が被ばく線量が大きくなる。これは、表18-1に示すとおり大LOCA（残留熱代替除去）の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大LOCA（残留熱代替除去）の内部被ばくの影響が大きいことは、各シナリオの放射性物質の放出開始時刻、非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室換気系の起動時刻のタイムチャートによって説明することができ、以下に要因について示す。（図18-1参照）

被ばく評価では、運転員の被ばく低減設備である非常用ガス処理系及び中央制御室換気系の効果を考慮しており、各設備の効果は非常用ガス処理系が事象発生の70分後、中央制御室換気系が事象発生の2時間後から期待している^{*1}。これに対して、大LOCA（残留熱代替除去）及びDCH（残留熱代替除去）の原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の放出開始時刻は、MAAP解析から、事象発生から約5分後（大LOCA（残留熱代替除去））及び約1時間後（DCH）となっており、大LOCA（残留熱代替除去）の方が早い。

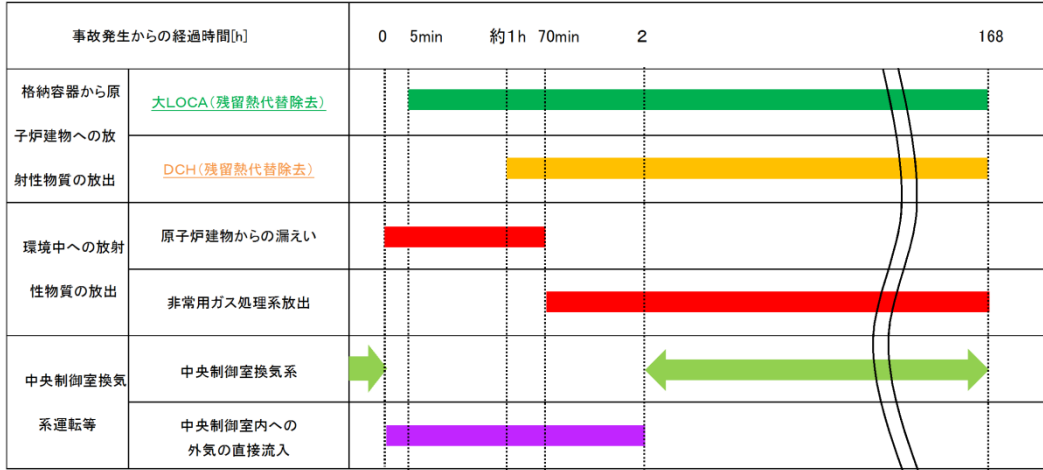
非常用ガス処理系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、大LOCA（残留熱代替除去）、DCH（残留熱代替除去）いずれのシナリオにおいても、非常用ガス処理系起動前に放射性物質の放出が開始しているが、DCH（残留熱代替除去）に比べて、大LOCA（残留熱代替除去）の方が非常用ガス処理系の効果に期待できない期間が長い。（図18-1 要因①）

また、中央制御室換気系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、各シナリオともに中央制御室換気系起動前に放出が開始している点では同じであるものの、大LOCA（残留熱代替除去）の方がより早く放出が開始するため、中央制御室換気系の効果に期待できない期間が長い。（図18-1 要因②）

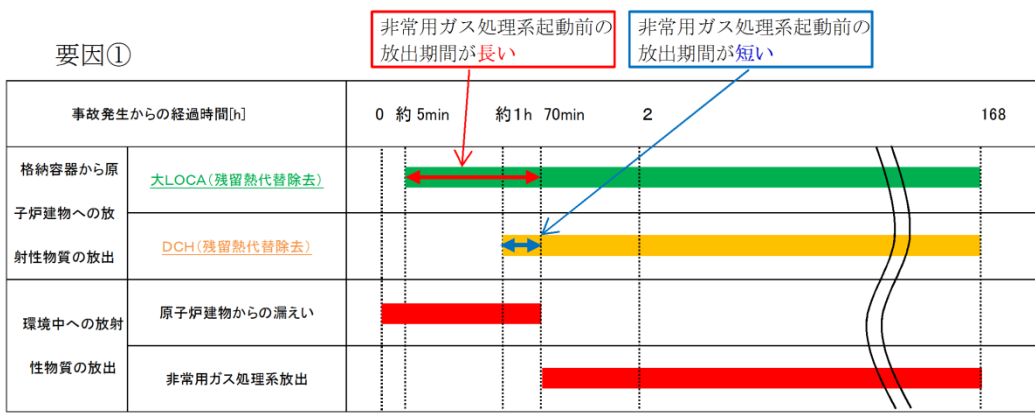
以上の要因により、大LOCA（残留熱代替除去）の方が、事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く、内部被ばくが大きくなり、結果として、運転員がマスクを着用せずに7日間中央制御室内にとどまった場合における合計被ばく線量についても大きい結果となる^{*2}。

※1 非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の負圧を維持していない期間は、原子炉建物原子炉棟の換気率は無限大[回/日]と設定している。また、中央制御室換気系を運転していない期間は、中央制御室の換気率は0.5[回/h]と仮定し、外気が直接流入するものと想定している。

※2 外部被ばくについては希ガスの影響が支配的であり、空調フィルタを経由したか否かの影響は小さい。したがって、7日間の被ばく線量の評価においては、希ガスの放出量が多いDCHの方が外部被ばくが大きくなる。ただし、内部被ばくと比較し、その影響は小さいことから、合計被ばく線量は大LOCA（残留熱代替除去）の方が大きい結果となる。



要因①



要因②

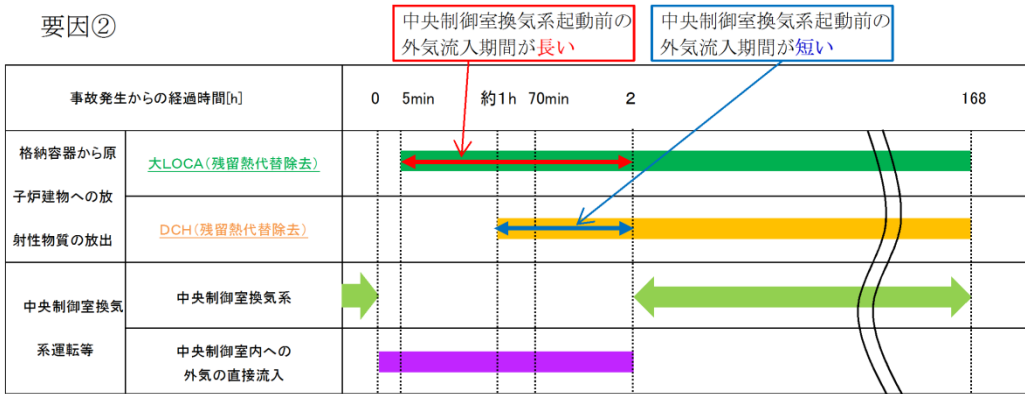


図 18-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

19 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）」（原子力安全・保安院 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、島根原子力発電所 1 号及び 2 号炉中央制御室について 2017 年 8 月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で 0.082 回/h（+0.0030（95%信頼限界値））である。試験結果の詳細を以下に示す。

表 19-1 空気流入率試験結果

項目	内容		
試験日程	2017 年 8 月 1 日～2017 年 8 月 2 日（1, 2 号炉停止中）		
試験実施箇所	島根原子力発電所 1 / 2 号炉中央制御室		
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： $(\text{測定値}-\text{平均値}) / \text{平均値} (\%)$	
	A系	-6.4%～4.5%	
	B系	-6.4%～4.5%	
試験手法	全サンプリングによる試験手法		
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 ² が0.90以上であること。	○	均一化の目安を満足するが、全サンプリング点による試験手順を適用する
	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。	—	
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%未満であること。	—	特異点の除外は無い
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。	—	中央制御室エンベロープ内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 ²
	B系	0.082 回/h (+0.0030)	0.93
	A系	0.076 回/h (+0.012)	0.93
特記事項	なし		

20 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。評価事故シーケンス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 表 20-1 に示す炉内蓄積量を評価に用いる。
- ③ 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 高性能粒子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 中央制御室換気系のフィルタユニット(チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタ)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フィルタベント系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。(図 20-1～図 20-3 参照)
- ⑥ 評価期間中の中央制御室への外気の流入量は、加圧運転時で約 1 回/h，系統隔離運転時のインリーク率が 0.5 回/h であるが，中央制御室内へのよう素及び粒子状物質の取り込み量を大きく評価するため，被ばく評価において系統隔離運転を行うものとして想定している期間についても，加圧運転を継続しているものとして重量評価を行う。

表 20-1 炉内蓄積量 (安定各種含む)

核種グループ	炉内蓄積量 (kg)
よう素類 (よう素)	約 1.8×10^1 約 6.9×10^{-1}
Cs 類	約 1.1×10^2
Sb 類	約 2.4×10^{-2}
Te 類	約 4.3×10^{-1}
Sr 類	約 5.0×10^1
Ba 類	約 1.6×10^0
Ru 類	約 1.4×10^1
Ce 類	約 5.9×10^2
La 類	約 2.1×10^1
合計	約 8.0×10^2

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表 20-2 のとおりであり、フィルタの保持容量を十分に下回る。

表 20-2 中央制御室換気系フィルタユニットの捕集量

フィルタ種類	保持容量(g)	捕集量(g)
チャコールフィルタ	約 2.6×10^3	約 1.7×10^{-1}
高効率粒子フィルタ	約 1.3×10^4	約 3.2×10^{-3}

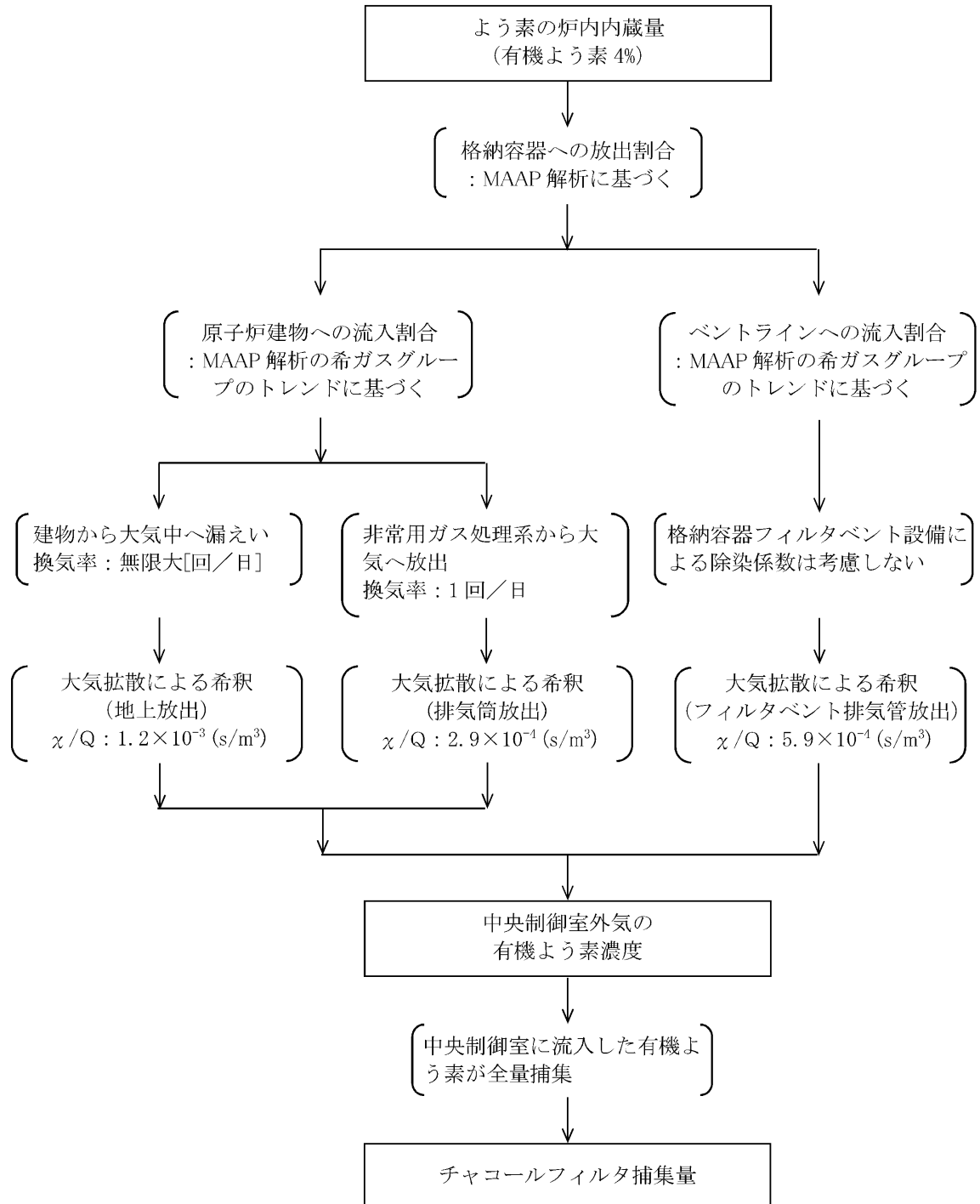


図 20-1 中央制御室換気系フィルタへの有機よう素捕集過程

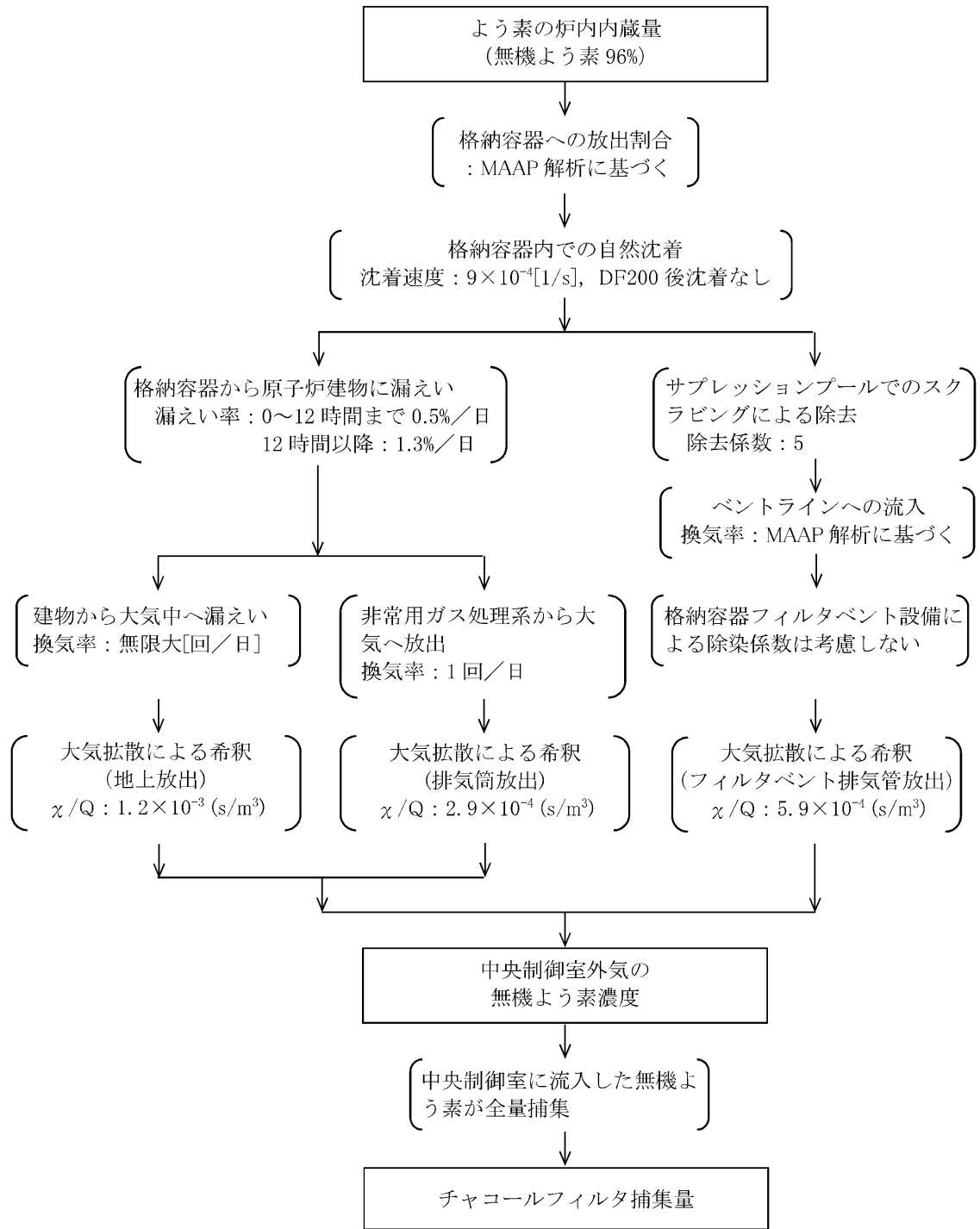


図 20-2 中央制御室換気系フィルタへの無機よう素の捕集過程

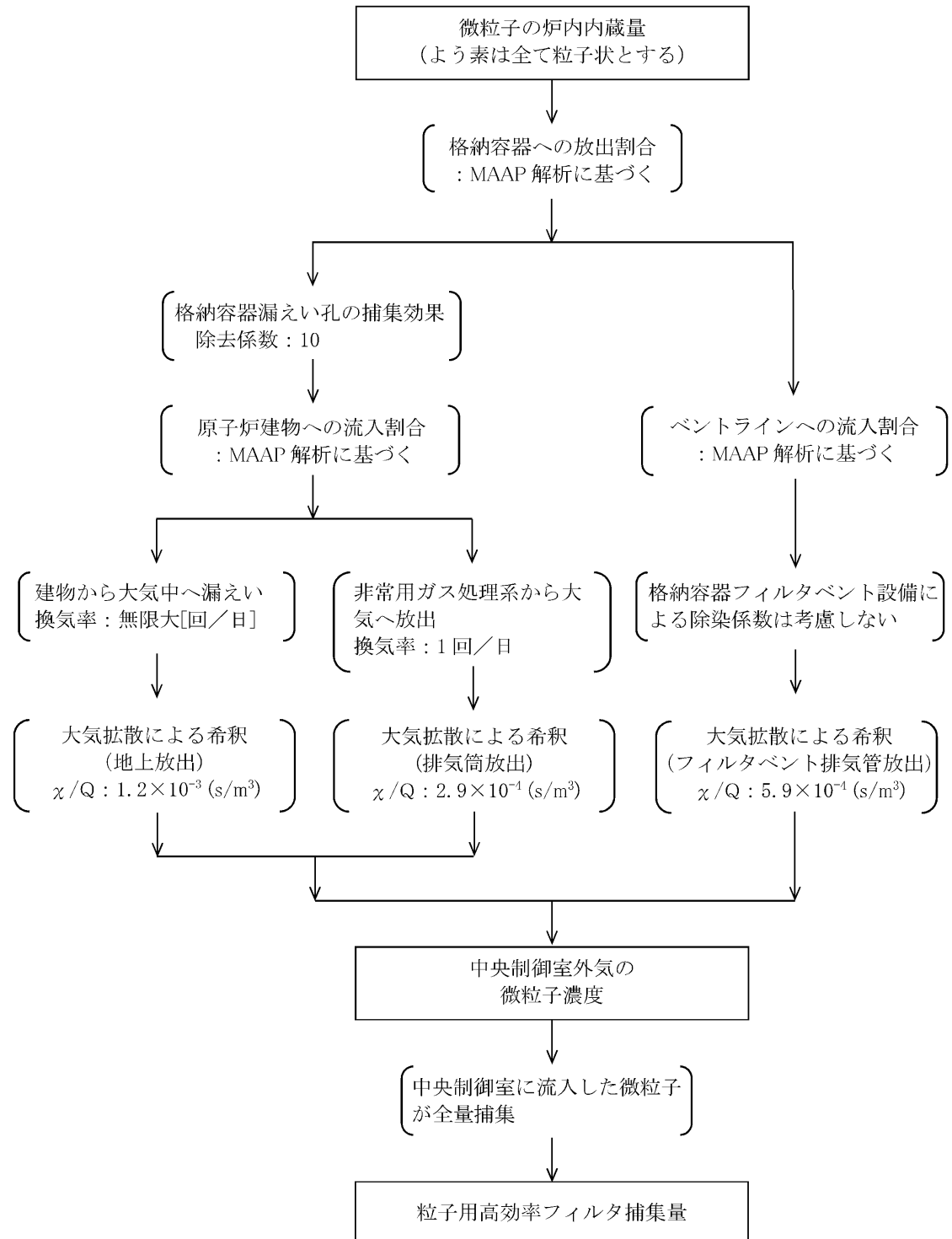


図 20-3 中央制御室換気系への粒子状物質の捕集過程

21 原子炉格納容器漏えい率の設定について

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境への Cs-137 漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。

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。

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) をもとに算出した等価漏えい面積 (ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、MAAP 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、853kPa[gage]で 1.3%/日となる等価漏えい面積 (ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、1. と同様に MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

853kPa[gage]での 1.3%/日の設定は以下の AEC の評価式及び GE の評価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。

○AEC の評価式※1

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} - 1.28\% / \text{日}$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L0 : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】

Pt : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

Pd : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

Pa : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

Rt : 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg・K】

Rd : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】

Tt : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】

Td : 設計格納容器内温度 【293.15K】

○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L=L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}=0.508\%/日$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L₀ : 設計漏えい率 (圧力 P_d に対して (ここでは 0.9P_d)) 【0.5%/日】

P_t : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

P_d : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

P_a : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"

※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016) : 窒素ガス(28.01) : 水蒸気(18.02)のガス組成 34% : 33% : 33%より計算している。AECの評価式は事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が大きい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス発生量(約1,000kg)を考慮して保守的に設定している。

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、MAAP解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP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、図 21-1 のとおりMAAP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、0.9P_d以下で0.5%/日、0.9P_d超過で1.3%/日を一律に与え、0.9P_d超過以降は1.3%/日を維持するものであり、MAAP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。

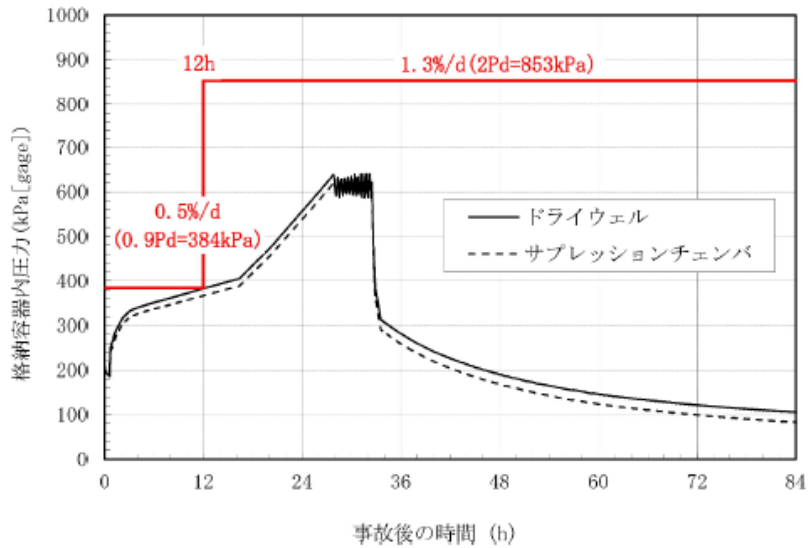


図 21-1 格納容器圧力と無機よう素漏えい率の時間変化

(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原子炉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、MAAP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。

22 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」※¹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中の相対濃度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相対濃度を乗じることにより大気拡散を考慮した放射性物質の地表空气中濃度の評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建物（地上0m）、非常用ガス処理系排気管（地上110m）及び格納容器フィルタベント系排気管（地上50m）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表22-1に示す。

原子炉建物からの放出の実効放出継続時間は1時間程度、格納容器フィルタベント系から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管からの放出の実効放出継続時間は34時間～36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、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、その期間の相対濃度の平均を単位時間当たりの相対濃度としている。なお、平均する期間に評価対象と異なる風向が含まれる場合は、当該時間の相対濃度を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相対濃度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物及び格納容器フィルタベント系排気管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。

※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。

表 22-1 実効放出継続時間の計算結果

	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			実効放出継続時間 (h) (①÷②)		
	原子炉 建物	排気筒	フィルタ ベント	原子炉 建物	排気筒	フィルタ ベント	原子炉 建物	排気筒	フィルタ ベント
希ガス	1.3×10^{15}	2.2×10^{16}	5.1×10^{18}	1.0×10^{15}	6.3×10^{14}	3.6×10^{18}	約 1.3	約 34.3	約 1.4
希ガス以外	2.8×10^{14}	1.6×10^{15}	4.2×10^{15}	2.3×10^{14}	4.5×10^{13}	3.1×10^{15}	約 1.2	約 36.1	約 1.4

23 待避時間の設定根拠について

中央制御室では、フィルタベント実施時における放射性物質による運転員の被ばく低減のために中央制御室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 10 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、待避室外の空間線量率が数 mSv/h 以下になるまでは、待避室に待避することを想定して評価している。

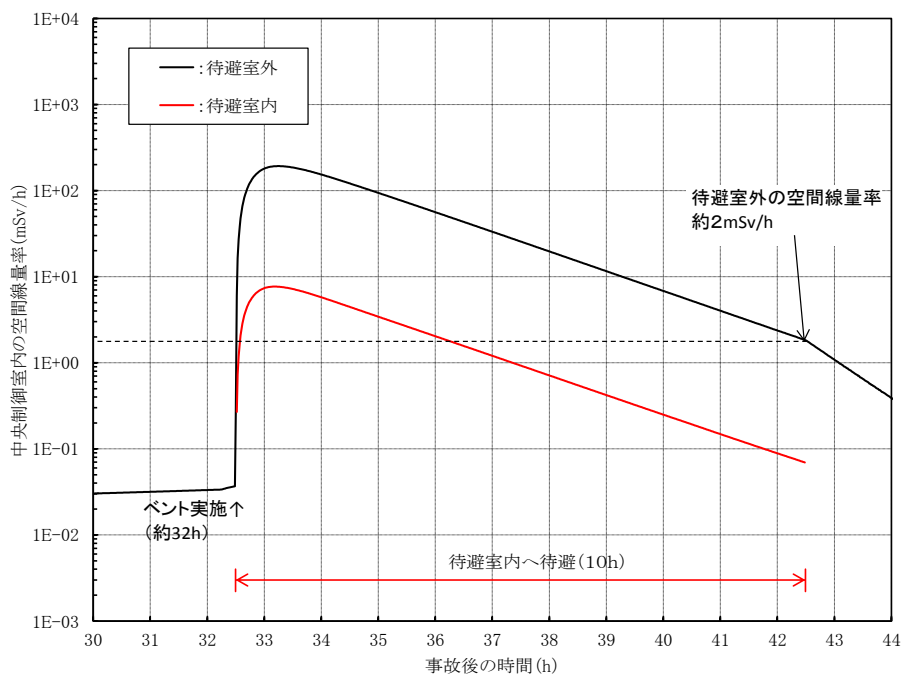


図 23-1 待避室内外の空間線量率

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 10 時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

24 プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて

島根2号炉では、炉心の著しい損傷発生後の中央制御室運転員の被ばくを低減するため、中央制御室換気系による中央制御室の正圧化を行う事としているが、格納容器ベント後の待避室に待避している期間の中央制御室換気系の運転モードについて検討を行い、同期間においては、中央制御室バウンダリを外気から隔離する系統隔離運転（以下、「再循環運転」という）を実施する運用とした。以下に、検討の経緯を示す。

1. プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードの変更について

令和2年6月30日第870回審査会合以前においては、格納容器ベントに係るプルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて、加圧運転を継続する方針としていたが、当該会合における指摘事項を踏まえて再検討を行い、当該期間については再循環運転を行うように運用変更する。

2. 方針の変更前の検討内容

方針の変更前の検討内容は以下のとおり。

2.1 プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードに関するケーススタディ

格納容器ベントに伴うプルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて、加圧運転から再循環運転への切替※を想定して空気流入率をパラメータにケーススタディを行い、加圧運転を継続するケースと比較した結果、表24-1に示すとおり、プルーム通過中に再循環運転とした場合、現実的な換気率の範囲においては、加圧運転を継続するケースより線量が増加する結果となった。

また、参考として加圧運転を継続する場合と同程度の線量となる際の空気流入率について評価した結果、0.06回/hであり、空気流入率試験結果（約0.1回/h）を下回る結果となった。

※ 切替操作を考慮し、ベント開始15分前に切替を実施するものとして評価

表 24-1 各ケースにおけるベント時滞在班の被ばく線量
(室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく)

	プルーム通過中の MCR運転モード	換気率 (回/h)	ベント時滞在班 取込み被ばく線量(mSv)
加圧運転継続ケ ース	加圧運転	約1 ^{※2}	約22 (うち外部被ばく 約21)
ケース1	再循環運転 ^{※1}	0.5 ^{※3}	約26 (うち外部被ばく 約25)
ケース2	再循環運転 ^{※1}	0.1 ^{※4}	約29 (うち外部被ばく 約28)
ケース3	再循環運転 ^{※1}	0.06 ^{※5}	約22 (うち外部被ばく 約21)

※1 ベント開始15分前からベント開始8時間後までの期間、再循環運転を実施するものとして評価。その他の期間は加圧運転継続ケースと同様

※2 加圧運転における外気取込及び空気流出量(17,500m³/h)と中央制御室バウンダリ容積(17,150m³)から設定

※3 DBA時の評価において空気流入率試験結果を踏まえ保守的に設定している空気流入率(SA時の評価において換気空調系が起動するまでの期間の空気流入率としても使用)

※4 再循環運転時の空気流入率試験結果(約0.082回/h)より仮定した空気流入率

※5 加圧運転継続ケースと同程度の結果となる空気流入率をパラメータスタディにより設定

2.2 プルーム通過時における中央制御室内の空間線量率

格納容器ベントに伴うプルーム通過時において、加圧運転を継続した場合と、再循環運転に切替えた場合における、中央制御室内（待避室外）の空間線量率について図 24-1 に示す。再循環運転時の空気流入率は表 24-1 で示した 0.5 回/h、0.1 回/h 及び 0.06 回/h についてそれぞれ示す。

図 24-1 のとおり、加圧運転を継続（換気率=約 1.0）した場合の空間線量率のピークと比較して、再循環運転を行った場合の線量率のピークは、換気率が小さいほどピークも低くなる。一方、各線量率の経時変化について傾きのパラメータとして、指数関数 ($\text{EXP}(-\lambda t)$) の指数 λ を比較すると、加圧運転を継続（換気率=約 1.0）した場合と比べて、空気流入率が小さいほど、減衰を示すパラメータ λ の値が小さくなる（線量率の低下が鈍くなる）ことが分かった。

これは、屋外のベントガス中の放射性物質の濃度が、ベント直後をピークに急激に下がるためであり、ベント後、制御室内の線量率は外気の取り込み（又は外気流入）の割合に応じて上昇し、おおむね 1～2 時間でピークを迎えた後は、外気の方が放射性物質濃度が低くなるため、より換気率の大きなケースにおいて制御室内の線量率の低下速度が速くなっていると考えられる。

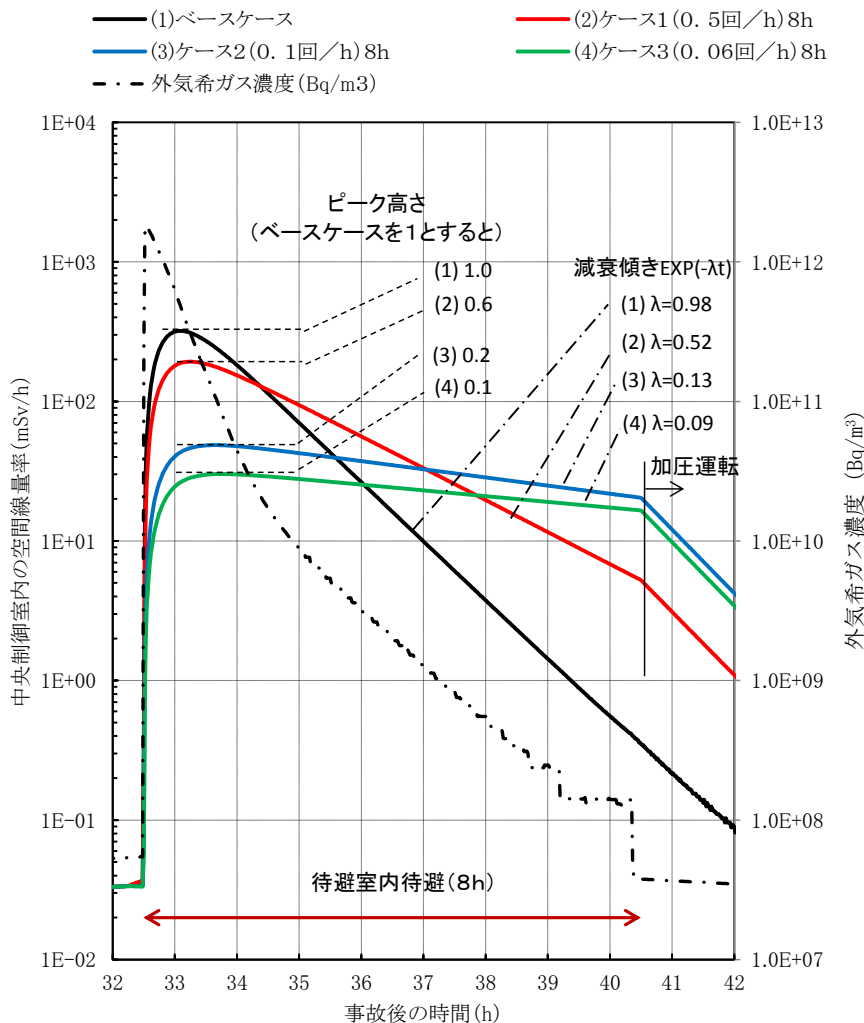


図 24-1 中央制御室内の空間線量率の推移

2.3 運転員の受ける線量率

ブルーム通過中に加圧運転を継続する場合と、中央制御室待避室に待避している期間に再循環運転に切替を行う場合（ケース2）における制御室内に取込まれた希ガス等によって中央制御室運転員が受ける線量率について、図24-2に示す。なお、ケース2では、空気流入率試験の結果(0.082回/h)を踏まえて設定した実力値に近い値として空気流入率0.1回/hを設定している。

図中青く塗った領域については、加圧運転を継続する場合に比べて、再循環運転に切り替えることによって、線量率が下がる期間を、赤く塗った領域は、逆に線量率が増加する期間を示している。

ケース2では、加圧運転を継続する場合と比べて、ベント直後の希ガス等の取り込みが少なくなることで、線量率のピークは低くなるものの、取り込まれた希ガス等の換気が十分に行われず、待避室からの退出後の中央制御室内の線量率が高止まりすることにより、取り込みの抑制による被ばくの低減分を換気不足による増加分が上回る結果となった。

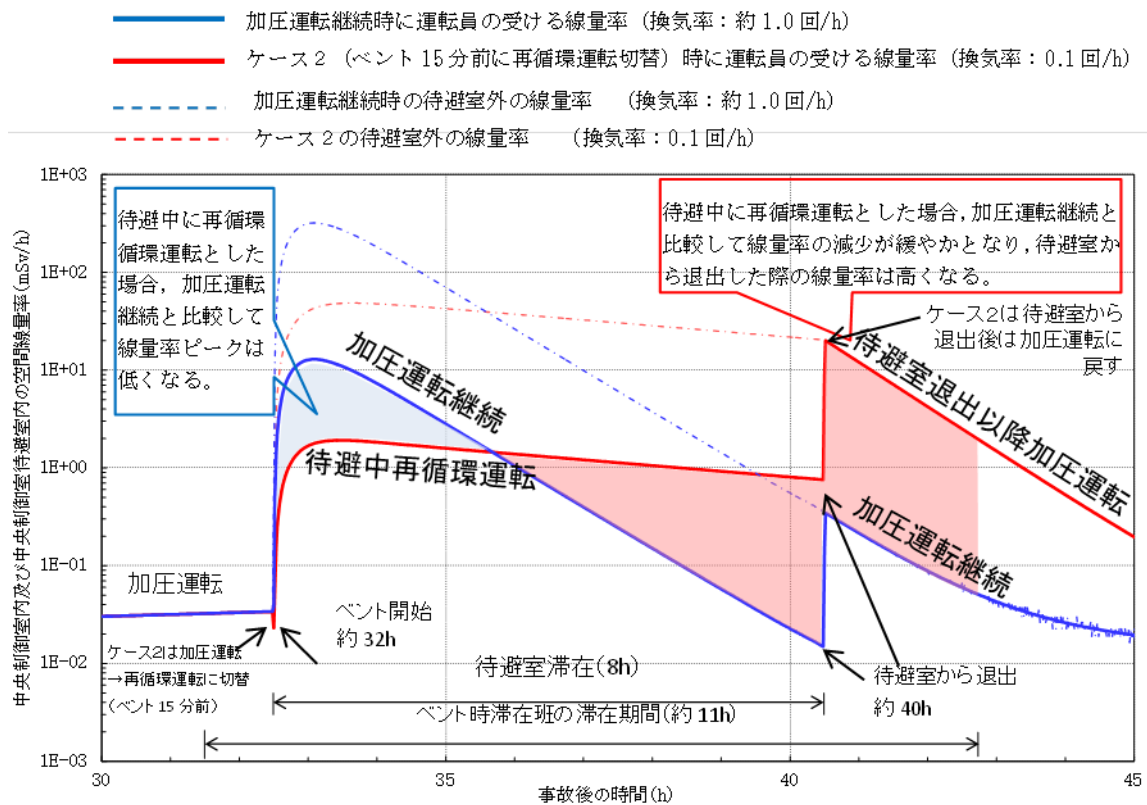


図 24-2 中央制御室内の空間線量率の推移

2.4 検討結果

ブルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて、空気流入率をパラメータにケーススタディを行った。その結果、空気流入率試験により確認した実態に近い空気流入率である 0.1 回/h を仮定した場合においても、実効線量は加圧運転を継続した場合に比べて増加した。

再循環運転において実効線量が増加する理由としては、再循環運転を行った場合の、希ガス等の取り込みが少なくなることによる低減分を、希ガスの排出が少なくなることによる増加分が上回ることによる。

3. 現実に近い条件の下での評価

2.1～2.4において検討を行った被ばく評価では、中央制御室内への放射性物質の取り込みに関して一部に非常に保守的な条件を設定していることから、中央制御室換気系運転モードの再循環運転と加圧運転について表 24-2 に示す現実に近い条件の下での評価を行い、再循環運転と加圧運転の評価結果の差について比較検討を行った。

表 24-2 中央制御室居住性評価 主要解析条件

	中央制御室換気系運転モード	SGT 起動までの原子炉建物原子炉棟換気率	SGT フィルタ除去性能	放出点と外気取入口の位置関係	インリーク評価地点
DB 評価 (第 26 条)	再循環運転	—	99%	・ SGT 排気管放出端 (地上 110m) と外気取入口 (地上 15m) を同じ高さ (地上 110m) に設定	中央制御室換気系外気取入口
SA 評価 (第 59 条)	加圧運転	無限大 (全て外気放出)	考慮しない	・ SGT 排気管放出端 (地上 110m) と外気取入口 (地上 15m) を同じ高さ (地上 110m) に設定 ・ FV 排気管放出端 (地上 50m) と外気取入口 (地上 15m) を同じ高さ (地上 50m) に設定	中央制御室換気系外気取入口 (系統起動前)
現実に近い条件の評価	加圧運転 再循環運転	1 回/d (SGT 起動時の設定と同じ)	99%	・ SGT 排気管放出端 (地上 110m) と外気取入口 (地上 15m) をそれぞれの高さに設定 ・ FV 排気管放出端 (地上 50m) と外気取入口 (地上 15m) をそれぞれの高さに設定	バウンダリ境界のうち放出点から最遠方 ^(※)

(※) 建物内の中央制御室等へインリークする放射性物質の濃度は、外気の放射性物質濃度と比較してある程度低減されると考えられることから、現実に近い条件の評価の一例として、放出点から最遠方とした条件を設定。(放出点と評価点の位置関係については図 24-3 参照)

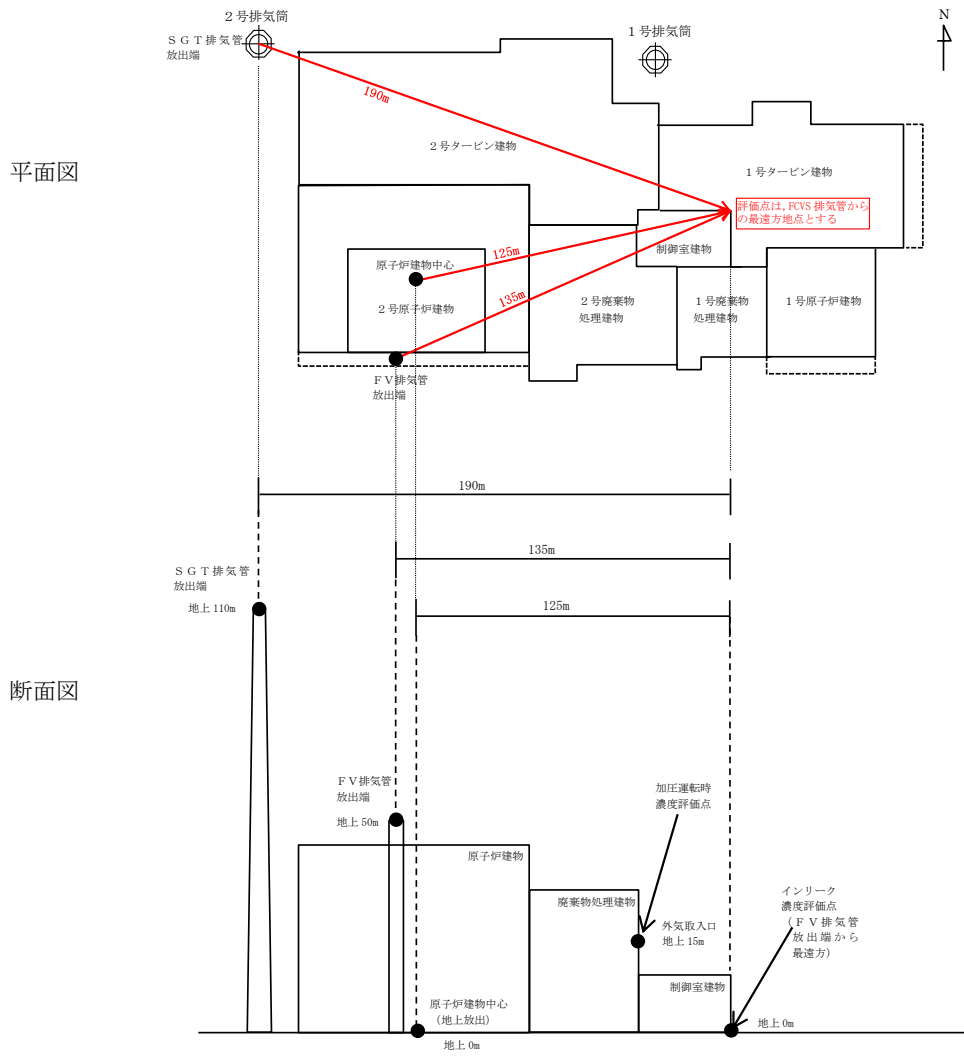


図 24-3 評価地点を放出源から再遠方地点とした場合の位置関係

3.1 格納容器フィルタベント系（FCVS）を使用して事象を収束する場合

希ガスの大規模な放出を伴う場合の中央制御室換気系運転モードの影響を確認するため、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束するケースを対象に、SA評価と現実に近い条件の評価において、加圧運転を継続する場合と中央制御室待避室に待避中に再循環運転に切替えた場合の中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく評価を行った。評価における中央制御室換気系の運転モードを図 24-4 に各運転モードで中央制御室での被ばくが最大となる班員の評価結果を図 24-5 に示す。

中央制御室換気系 運転モード	2h	約 32h	約 40h	168h
加圧運転継続		ベント実施 加圧運転		
待避中再循環運転	加圧運転	再循環運転	加圧運転	

図 24-4 中央制御室換気系運転モード（FCVSで収束）

図 24-5 のとおり、SA評価では、再循環運転に切り替える方が被ばくが多くなるが、現実に近い条件の評価の結果、再循環運転に切り替える方が被ばくが減少した。これは、加圧運転継続では希ガス濃度が比較的高い外気取込口から外気を取り込むため被ばくの減少が限定的であったのに対し、再循環運転では希ガス濃度が比較的低いバウンダリ境界のうち放出点から最遠方地点からのインリークを考慮したことにより被ばくが大きく減少したことによる。

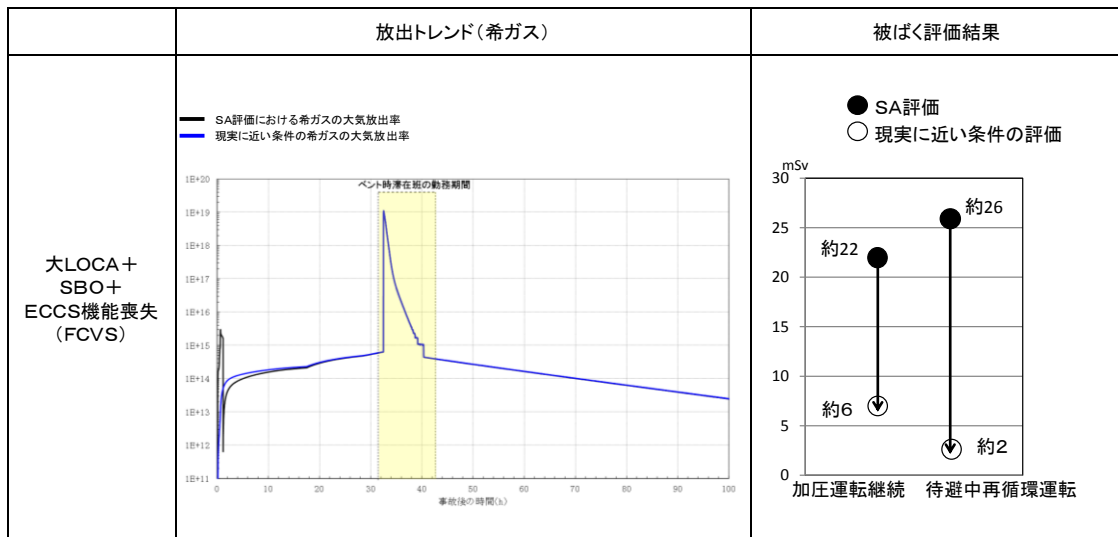


図 24-5 中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく（FCVSを使用して事象を収束）

3.2 残留熱代替除去系（RHAR）を使用して事象を収束する場合

希ガスの大規模な放出が発生しない場合の運転モードの影響を確認するため、残留熱代替除去系を使用して事象を収束するケースを対象に、SA評価と現実に近い条件の評価において、加圧運転と再循環運転を行った場合の中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく評価を行った。評価における中央制御室換気系の運転モードを図24-6に、中央制御室での被ばくが最大となる班員^(※)の評価結果を図24-7に示す。

(※) SA評価の再循環運転時には、SGTからの放出率が高い期間が継続する約72時間から滞在する班の被ばくが多くなるが、現実に近い条件の評価ではSGT及び制御室換気系が起動前の事故直後に滞在する班の被ばくが多くなる。

中央制御室換気系 運転モード	2h	168h
加圧運転	加圧運転	
再循環運転	再循環運転	

図24-6 中央制御室換気系運転モード（RHARで収束）

図24-7のとおり、SA評価では、再循環運転の方が被ばくが多くなるが、現実に近い条件の評価の結果、加圧運転、再循環運転ともに0.1mSv以下となり、大きな差はなかった。これは、現実に近い条件の評価では、SGT起動前の原子炉建物原子炉棟換気率、SGT起動後のフィルタ除去性能及び排気管高さを考慮したことにより、加圧運転の外気取入口及び再循環運転のインリーク評価地点の放射性物質濃度がともに大きく低下したことによる。

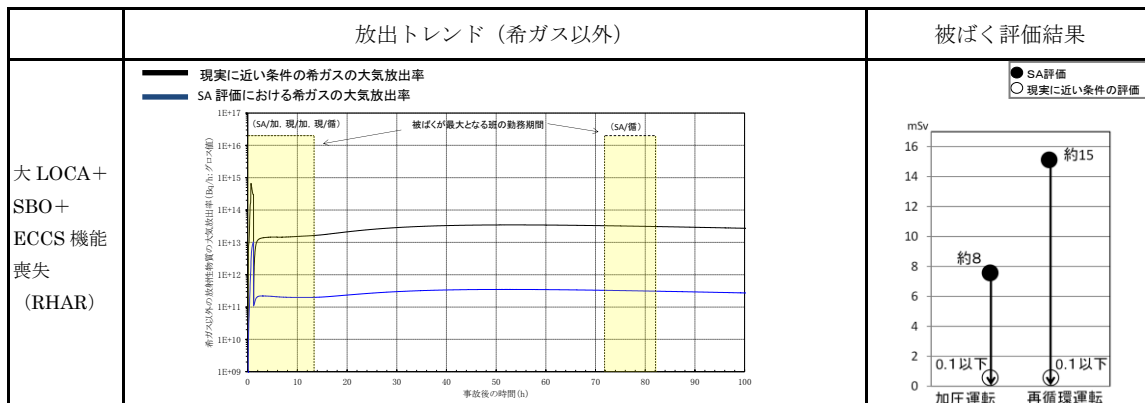


図24-7 中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく（RHARを使用して事象を収束）

3.3 中央制御室換気系運転モードの選択の考え方

格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系使用時の評価結果を踏まえ、炉心損傷後は加圧運転を行うこととするが、フィルタベントを実施する場合には、加圧運転から再循環運転に切り替え、待避室を退出した後再び加圧運転を行うことに運転手順を変更する。中央制御室換気系運転モードの選択の考え方は以下のとおり。

- ▶ 現実に近い条件の評価の結果、加圧運転と再循環運転の差は小さくなるとともに、フィルタベント実施時には再循環運転が加圧運転の結果を下回っていることから、フィルタベント実施時に再循環運転に切替え、外気の取り込みを極力抑える。
- ▶ 待避室を退出後、再循環運転中に中央制御室バウンダリ内にインリークした放射性物質を早急に換気するため、加圧運転に再度切替える。

また、図 24-8 のとおり、加圧運転を継続する場合、待避室を退出した時点での線量率は約 0.4mSv/h であるが、再循環運転に切替える場合、8 時間後に待避室を退出した時点での線量率は約 5 mSv/h となるため、待避室の待避時間を 8 時間から 10 時間に延長する。この結果、退出した時点での線量率は約 2 mSv/h に低減することから、運転員の被ばくは加圧運転を継続する場合と比較して約 0.4mSv 減少する。

なお、待避室の待避時間を 8 時間から 10 時間に変更するが、緊急時対策所での待避時間はもともと 10 時間であり、延長する期間には屋外作業を計画していないことから、影響はない。

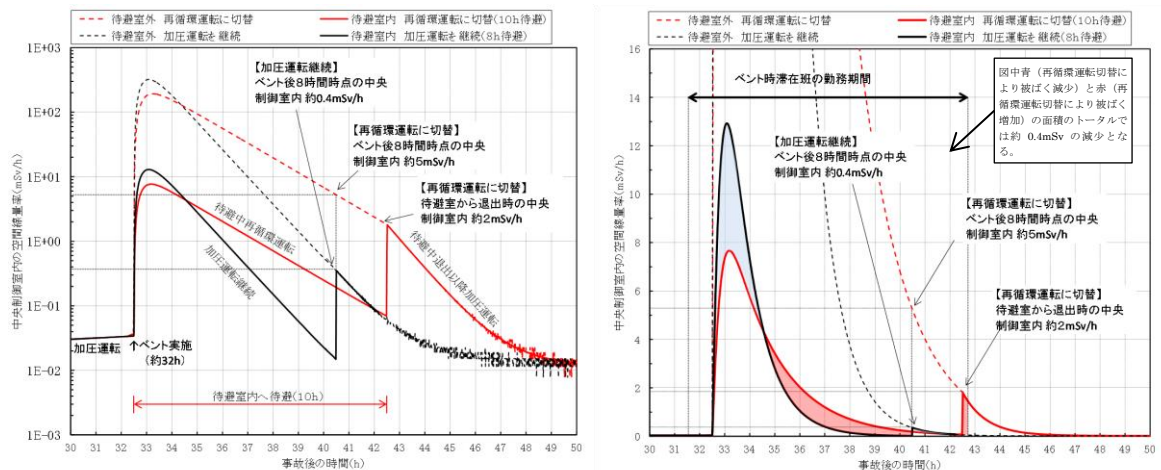


図 24-8 フィルタベント実施時の中央制御室内及び待避室内の線量率推移（対数グラフ及び線形グラフ）

3.4 7日間の被ばく評価結果（全被ばく経路合計）

フィルタベント実施時に再循環運転とし、待避室の滞在時間を10時間とした場合の7日間の被ばく評価結果(全被ばく経路合計)は表24-3に示すとおりであり、評価基準100mSvを満足している。

比較のため、加圧運転継続時の評価結果を表23-4に示す。

表24-3 各勤務サイクルでの被ばく線量
ベント実施時再循環運転（待避室滞在時間10時間）

(単位：mSv)

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1直 約12	1直 約9		2直 約8	2直 約6			約35
B班		2直 約34	2直 約10				1直 約7	約51
C班	2直 約8				1直 約7	1直 約6		約22
D班			1直 約13	1直 約9		2直 約5	2直 約4	約32

表24-4 各勤務サイクルでの被ばく線量
ベント実施時 加圧運転（待避室滞在時間8時間）

(単位：mSv)

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1直 約12	1直 約9		2直 約8	2直 約6			約35
B班		2直 約34	2直 約10				1直 約7	約52
C班	2直 約8				1直 約7	1直 約6		約22
D班			1直 約11	1直 約9		2直 約5	2直 約4	約30

(参考1)

中央制御室バウンダリと換気設備

島根2号炉の場合、中央制御室エンベロープ内に送風機やフィルタ等の中央制御室換気系設備を設置しているため、中央制御室エンベロープとそれ以外の換気設備による換気・空調される部屋との境界部分が中央制御室バウンダリとなる(バウンダリ概要図参照)。

中央制御室バウンダリは、主にコンクリート壁・床と、ダクトや扉から構成されており、貫通部としては配管やケーブルがあるが、これらについては定期的な点検を行うとともに、中央制御室空気流入率試験を実施することで、中央制御室換気系とあいまって要求される機能が維持されていることを確認する。

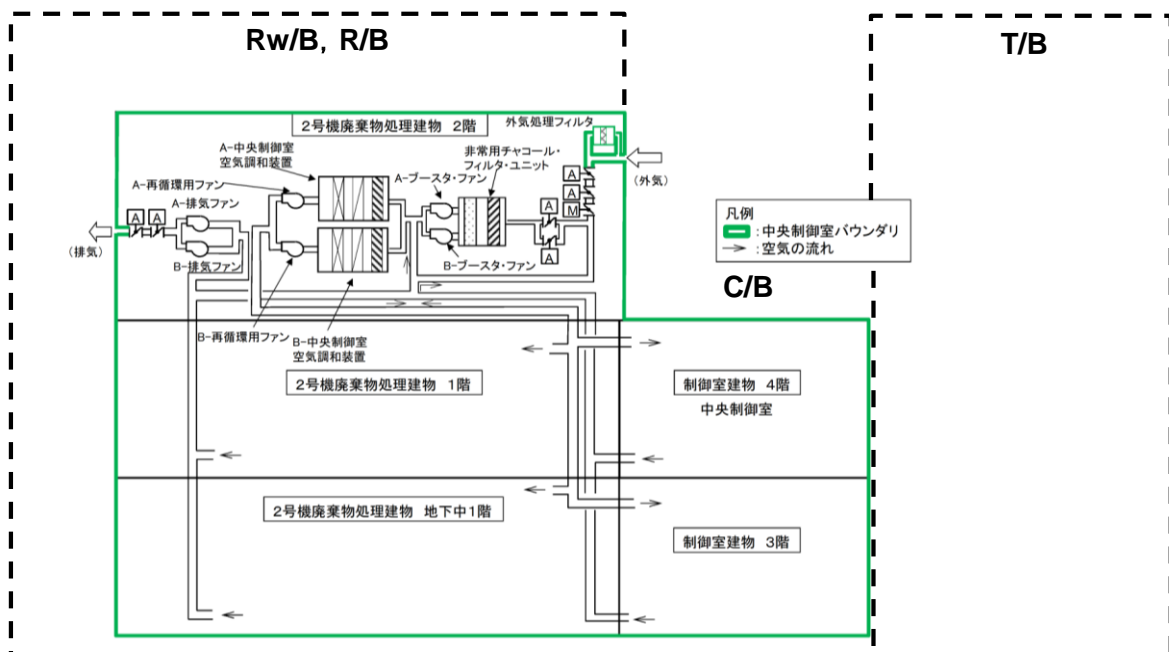


図1 中央制御室バウンダリ概要図

中央制御室内放射能濃度評価の方法

中央制御室内放射能濃度の評価モデルは図1のとおり。

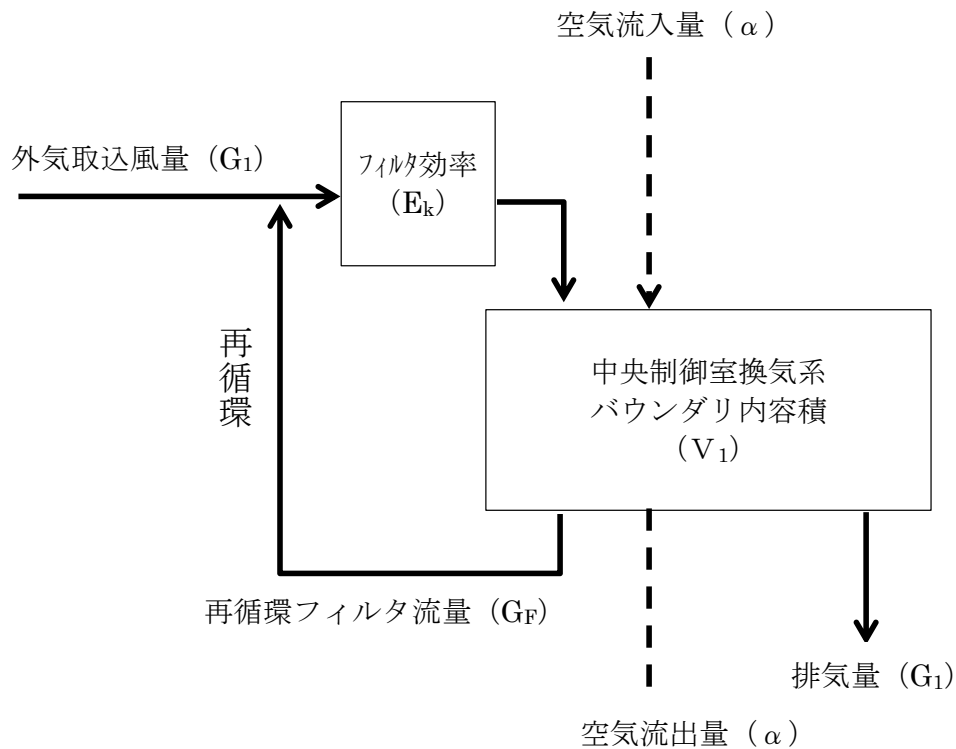


図1 中央制御室内放射能濃度評価モデル

中央制御室内の放射能濃度は、次式により評価する。

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + G_F \cdot \frac{E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (X/Q) \cdot q_k(t)$$

ここで、

$m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 [Bq/m^3]

$M_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量 [Bq]

V_1 : 中央制御室バウンダリ内容積 [m^3]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [$1/s$]

G_1 : 中央制御室換気系外気取込み風量 [m^3/s]

G_F : 再循環フィルタを通る流量 [m^3/s]

E_k : 中央制御室換気系フィルタユニットの除去効率[%]

$S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放射能濃度[Bq/m³]

α : 中央制御室バウンダリへの空気流入量[m³/s]

(=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積)

χ/Q : 相対濃度[s/m³]

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]

中央制御室待避室待避中における中央制御室換気系運転モード切替
に関する検討

フィルタベント実施時に加圧運転から再循環運転に切り替えるとともに、待避時間を8時間から10時間に変更する。これにより、SA評価及び現実的な条件での評価のいずれにおいても、合理的に被ばくを低減することができると思われる。

また、フィルタベント実施時に加圧運転から再循環運転に切り替え、外気中の放射性物質濃度が低下するタイミングでの待避室からの遠隔操作やタイマーにより加圧運転へ再度切り替える運用について検討した結果、表1のとおり現実的でないと判断した。

表1 運転モード切替に関する検討内容

	実施内容	必要な設備対応	検討結果
待避室からの遠隔操作	待避室内に中央制御室外気取入調節弁操作盤を設置し、遠隔で全閉及び調整開操作を可能とする	①既設制御盤の改造 (操作権の切替スイッチ設置) ②ケーブル/電線管敷設 ③待避室内への制御盤の設置	<ul style="list-style-type: none"> 待避室は、運転員の待機及びパラメータ監視を行う事を前提としており、制御盤の設置はスペースが限られており困難。 設備対策による被ばく低減効果は、SA評価において数mSv、現実的な条件においてはさらに小さくなることから、効果は限定的。
タイマーによる切り替え	タイマー設定後、予め設定した時間経過後に、中央制御室外気取入調節弁を予め設定した開度へ自動で調整開とする	①既設制御盤の改造 (タイマー設置) ②電動弁駆動部の改造 (中間開度への調整開を可能とするための改造)	<ul style="list-style-type: none"> 事象の不確定性により、タイマーの設定が困難。 設備対策による被ばく低減効果は、SA評価において数mSv、現実的な条件においてはさらに小さくなることから、効果は限定的。

25 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の居住性に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に関する被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に関する被ばく評価 (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程度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が最も著しい損傷の後、事故収束に成功した事故シケンス（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>1b) → 審査ガイドどおり</p> <p>① 評価事象については、「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ケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事故収束するが、被ばく評価においては、残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>② 中央制御室滞在時及び入退域時ともにマスクの着用を考慮した。また、実施のための体制を整備している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態（4直2交替）を考慮して評価している。また、実施のための体制を整備している。</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>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関する審査ガイド</p> <p>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関する被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 居住性に関する被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に関する被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に関する被ばく評価にあたっては最適用手法を適用し、「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関する被ばく評価では、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</p> <p>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リアクター部（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> <ul style="list-style-type: none"> 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 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>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</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> 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>4. 1 →審査ガイドどおり</p> <p>最適用手法を適用し、「4.2 居住性に関する被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>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) →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室の居住性に関する被ばく経路は図1のとおり、①～⑧の経路に対して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ①→審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線に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>原子炉建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線に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>4. 1 (1) ②→審査ガイドどおり</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中央制御室内での外部被ばく（クラウドシャイン）は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建物</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審査ガイドへの適合状況</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(グラウンドシヤイン)</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／緊急時対策所内の被ばく</p> <p>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>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ヤ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</p> <p>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(クラウドシヤイン)</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(グラウンドシヤイン)</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</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中央制御室内での外部被ばく(グラウンドシヤイン)は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>4. 1 (1) ③→審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④→審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシヤ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>原子炉建屋内等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→審査ガイドどおり</p> <p>放射性雲中の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(クラウドシヤイン)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入退域時の外部被ばく(グラウンドシヤイン)を評価している。</p> <p>放射性物質の吸入摂取による入退域時の内部被ばくを評価している。</p>

<p>実用発電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審査ガイドへの適合状況</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"> 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ナケンス(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。 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。 <p>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。</p> <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>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"> 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 	<p>4. 1 (2) → 審査ガイドどおり</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. → 審査ガイドどおり</p> <p>評価事象については、「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ナケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失(大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シナケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが、被ばく評価においては、残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合について想定した。原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量、及び、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい量を、MAAP解析及びNURREG-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、大気中への放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>4. 1 (2) b. → 審査ガイドどおり</p> <p>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値を年間について小さいほうから順に並べて整理し、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、島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月～2009年12月の1年間における気象データを_using_している。</p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイドどおり</p> <p>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、原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建物内の線源強度を計算している。</p> <p>4. 1 (2) d. → 審査ガイドどおり</p> <p>前項cの結果を用いて、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ば</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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。 <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>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</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>b. 空気流入率</p> <p>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>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、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及び吸入摂取による内部被ばく)を計算している。</p> <p>4. 1 (2) e. →審査ガイドどおり</p> <p>前項 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」を満足していることを確認している。</p> <p>4. 2 (1) a. →審査ガイドどおり</p> <p>高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタの除去効率は、設計値を基に設定している。</p> <p>フィルタ効率の設定に際しては、よう素類の性状を適切に考慮している。</p> <p>4. 2 (1) b. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室内を正圧化している間は、フィルタを介さない空気の流入は考慮しない。</p> <p>中央制御室内を正圧化していない間は、空気流入率測定試験結果を基に空気流入率を0.5回/hとしている。</p>
<p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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。 	<p>4. 2 (2) a. →審査ガイドどおり</p> <p>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>島根原子力発電所敷地内で観測した2009年1月から2009年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>被ばく評価に関する審査ガイド</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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^(参3)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。 ・ 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。 ・ 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。 <ol style="list-style-type: none"> 一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 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 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>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"> ・ 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。 ・ 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。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 1) 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。 2) 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 	<p>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、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点(格納容器フィルタベント系排出口)から近距離の建物(原子炉建物)の影響を受けるため、建物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>一～三のすべての条件に該当するため、建物による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>各放出点の高さは建屋の高さの2.5倍に満たない。 各放出点の位置は図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物(原子炉建物)の風下側にある。</p> <p>建物による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、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している。</p> <p>4. 2 (2) b. →審査ガイドどおり</p> <p>建物巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>巻き込みの影響が最も大きい建物として、2号炉原子炉建物中心放出時及び</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 1) 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面の選定 <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> <ol style="list-style-type: none"> 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 ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入 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>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> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。 	<p>2号炉格納容器フィルタベント系排気管は原子炉建物、2号炉排気筒放出時はタービン建物を代表建物としている。</p> <p>中央制御室は、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンによりフィルタを介した外気を取り入れられて評価している。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>また、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンにより中央制御室を正圧化していない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>また、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンにより中央制御室を正圧化してない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し、保守的に放出点</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審査ガイドへの適合状況</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。</p> <p>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。また、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 $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} 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が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>と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>評価点は中央制御室換気系給気口としている。</p> <p>放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>放出点と評価点間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。</p> <p>建物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、建物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>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審査ガイドへの適合状況</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m_1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m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるときは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m_1は放出点が評価点の風上となる180°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。この条件に該当する風向の方位m_2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m_2は放出点が評価点の風上となる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> <ul style="list-style-type: none"> • 建屋投影面積 <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>放出点から放出された放射性物質が、建物の風下側に巻き込まれ評価点に達する複数の方位を対象としている。ただし、放出点が0.5Lの拡散領域の内部にある場合は、放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建物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評価方位として選定としている。</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>原子炉建物又はタービン建物の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>2号炉原子炉建物中心放出時及び2号炉格納容器フィルタータレント系排気管放出時の着目方位については原子炉建物、2号炉排気筒放出時の着目方位についてはタービン建物の最小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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>3) 風下側の地表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の高さが異なる場合は、方位ごとに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"> 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に依じて、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。 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。 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。 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）」^(参1)による。 <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"> 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する。 <ul style="list-style-type: none"> 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） 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所に直接流入すること（空気流入） 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、 	<p>原子炉建物又はタービン建物の地表面から上側の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. →審査ガイドどおり</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、原子炉建物放出及び格納容器フィルタメント排気管放出の場合は短時間放出の式を適用し、排気筒放出の場合は長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、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</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. →審査ガイドどおり</p> <p>地表面物質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>沈着速度については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の4倍を設定している。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol. 2 及び NRPB-R322 より設定している。</p> <p>4. 2 (2) e. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室は外気の取入れにより正圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一樣混合するとし、室内での放射性物質は沈着</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>一様混合すると仮定する。 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。 ・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。 ・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。</p> <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（クラウドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、空气中時間積分濃度及びクラウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 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。 <p>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（グラウンドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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ヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 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。 <p>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</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室は外気の取り入れにより正圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>直接流入量の評価に当たっては、空気流入率及びバウンダリ容積を用いて計算している。</p> <p>4. 2 (3) a. →審査ガイドどおり 中央制御室におけるクラウドシヤインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) b. →審査ガイドどおり 中央制御室におけるグラウンドシヤインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) c. →審査ガイドどおり 中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内</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関する審査ガイド</p> <p>被ばく評価に係る審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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める。 <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"> ・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ワウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・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。 <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（クワウドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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ワウドシヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <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（グラウンドシヤイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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ヤインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <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"> ・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。 ・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。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p>	<p>部被ばく換算係数から計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定し、マスクの着用を考慮して評価している。また、マスクを着用しない場合についても評価している。</p> <p>4. 2 (3) d. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に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については、空気中濃度及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>4. 2 (3) e. →審査ガイドどおり</p> <p>入退域におけるクワウドシヤインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果を考慮し評価している。</p> <p>4. 2 (3) f. →審査ガイドどおり</p> <p>入退域でのグラウンドシヤイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシヤ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) g. →審査ガイドどおり</p> <p>入退域で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から計算している。</p> <p>入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。</p> <p>4. 2 (3) h. →審査ガイドどおり</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>被ばく評価に関する審査ガイド</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 <p>4. 3 原子炉制御室の居住性に関す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. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定する。 ・ 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。 ・ なお、原子炉格納容器内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。 <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1(2)a で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定する。 <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クエ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) の作動については、4.1(2)a で選定した事故シークエ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) フィルタ効率</p>	<p>複数の原子炉施設の設置変更許可申請を実施していない為考慮しない。</p> <p>4. 3 (1) → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>4. 3 (1) a. → 審査ガイドどおり</p> <p>4. 1(2)a で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>希ガス類、よう素類、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. 3 (1) b. → 審査ガイドどおり</p> <p>4. 1(2)a で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイドどおり</p> <p>4. 1(2)a で選定した事故シークエンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4. 3 (3) a. → 審査ガイドどおり</p> <p>非常用ガス処理系の作動時間については、事故発生から 70 分後 (非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+非常用ガス処理系排気ファン起動から原子炉建物負圧達成時間 10 分) として評価している。</p> <p>4. 3 (3) b. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</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審査ガイドへの適合状況</p>
<p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率、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クエンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着</p> <p>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。</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クエンスの事故進展解析結果を基に設定する。</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で選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定する。</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クエ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クエ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>4.3(3)c. →審査ガイドどおり</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クエンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.3(3)d. →審査ガイドどおり</p> <p>原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については、MAAP解析に基づき評価している。</p> <p>無機よう素の原子炉格納容器内での沈着による除去係数は、CSE実験に基づき、$9.0 \times 10^{-4} [1/s]$ (上限 $DF=200$) と設定している。</p> <p>無機よう素のサブプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan6.5.5に基づき5と設定している。</p> <p>4.3(3)e. →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)aで選定した事故シークエンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。</p> <p>4.3(3)f. →審査ガイドどおり</p> <p>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遅れを2時間として評価した。</p> <p>4.3(4)a. →審査ガイドどおり</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1(2)aで選定した事故シークエンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に2号炉原子炉建物中心放出時又は格納容器フィルタベント系排気管放出時の場合を1時間、排気筒放出時の場合を30時間としている。</p> <p>4.3(4)b. →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放出源高さは、放出源ごとに設定している。</p> <p>放出エネルギーによる影響は考慮していない。</p>

<p>実用発電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審査ガイドへの適合状況</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"> ・ 4.1 (2) a で選定した事故シナリオ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。 ・ 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。 ・ 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、施設的位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 <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"> ・ 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。 ・ 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 と同様の条件で計算する。 	<p>4. 3 (5) a. →審査ガイドどおり</p> <p>4.1 (2) a で選定した事故シナリオの解析結果を基に、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容積に均一に分布しているものとし、事故後 1 日ごとの積算線源強度を 7 日目まで計算している。</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外部被ばく線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設的位置、遮蔽構造、地形条件等から評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2Rコード、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>4. 3 (5) b. →審査ガイドどおり</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 と同様の条件で計算している。</p>

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原子炉制御室内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直達及びスカイシャインによる外被ばくによる外被ばく)
入浴場での被ばく	②外被ばくによる被ばく(直達及びスカイシャインによる外被ばく、ガンダシヤインによる外被ばく)
居室での被ばく	③居室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・摂取による内被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外被ばく(室内に取込まれた放射性物質は放射能が低減する))
入浴場での被ばく	④原子炉制御室内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直達及びスカイシャインによる外被ばく)
居室での被ばく	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(直達及びスカイシャインによる外被ばく、ガンダシヤインによる外被ばく、吸入・摂取による内被ばく)

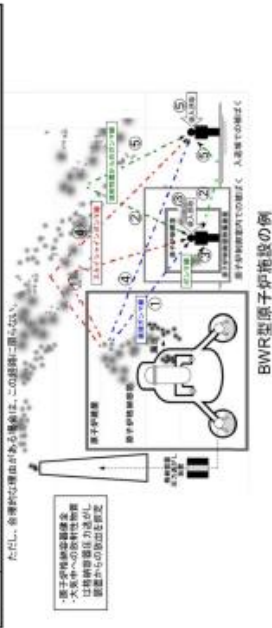


図1 → 審査ガイドどおり

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

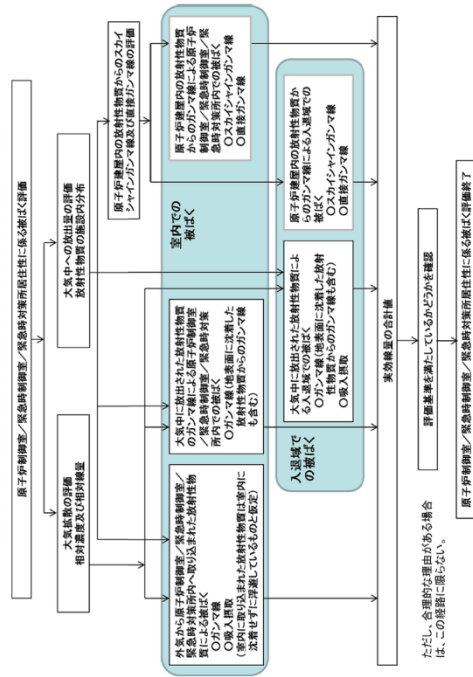
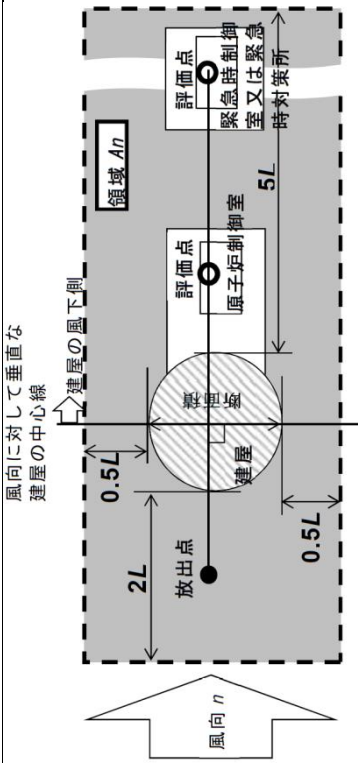


図3 原子炉制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図3 → 審査ガイドどおり

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

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



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 4 → 審査ガイドどおり

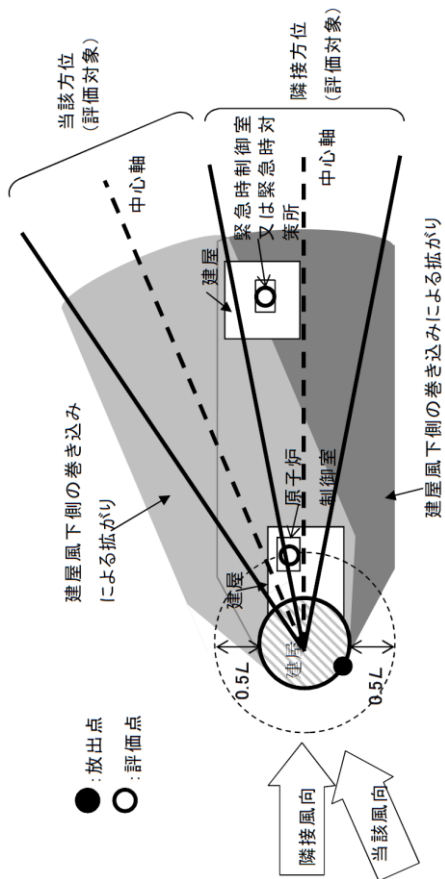


図 5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図 5 → 審査ガイドどおり

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審査ガイドへの適合状況

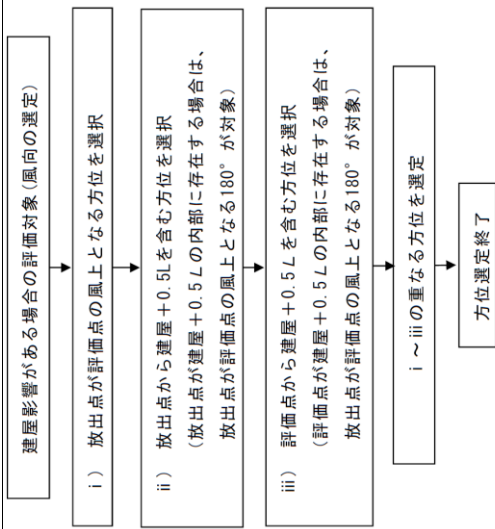


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8→審査ガイドどおり

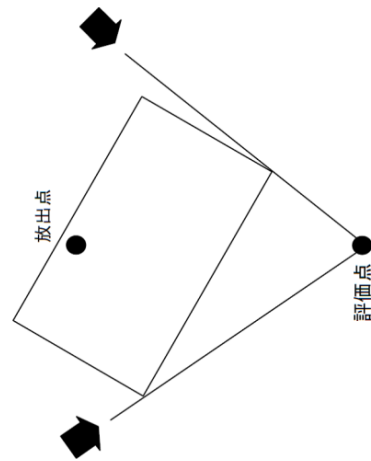


図9 評価対象方位の設定

図9→審査ガイドどおり

実用発電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審査ガイドへの適合状況

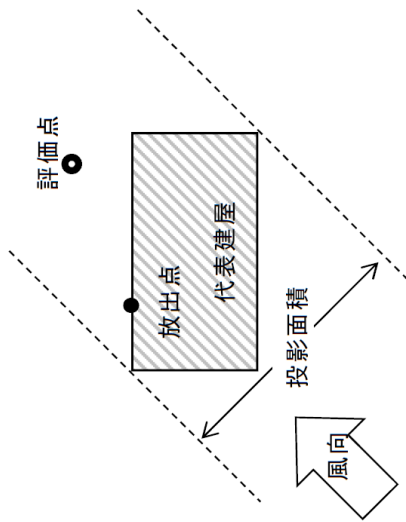


図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図 10 審査ガイドどおり

59-12

非常用ガス処理系に流入する水素濃度について

非常用ガス処理系に流入する水素濃度について

1. 概要

重大事故等時に非常用ガス処理系（以下「S G T」という）に流入する水素濃度を、保守的な条件での物質収支計算により評価する。

2. 評価

水素濃度の評価方法を以下に示す。計算結果は保守側に処理した値を記載している。

なお、評価モデル（概念図）を図 59-12-1，評価に用いた条件を表 59-12-1 に示す。

- 原子炉格納容器（以下「P C V」という）から原子炉建物へ漏えいする気体の条件として、P C V内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡した温度、圧力、水素量及び格納容器漏えい率を想定し、次式によりP C Vから原子炉建物への漏えい量 W_{pcv} [m³/s]を評価する。

$$W_{pcv} = \Theta_{2F} \times V_{pcv} \frac{\gamma}{100 \cdot 24} \frac{P_{pcv} T_{sgt}}{T_{pcv} P_{sgt}}$$

- S G T起動前は、P C Vから漏えいしたガスは全て原子炉建物 2 階にとどまるものと仮定し、次式により原子炉建物 2 階の水素濃度 $\alpha_{h,rb}$ [%]を評価する。

$$\alpha_{h,2F} = \Theta_{2F} \times \alpha_{h,pcv} \frac{\frac{P_{pcv} V_{pcv}}{T_{pcv}}}{\frac{P_{2F} V_{2F}}{T_{2F}}} \frac{\gamma}{100 \cdot 24} \cdot X$$

- SGT起動後は、PCVから原子炉建物に漏えいした気体は全て直接SGTに流入するものとし、SGTの吸込流量が合計で4,400m³/h（定格流量）となるように原子炉建物2階からの流入量を設定する。PCV内と原子炉建物2階内の水素濃度から、次式によりSGTに流入する水素濃度 α_{h_sgt} [%]を評価する。

$$\alpha_{h_sgt} = \frac{W_{pcv} \cdot \alpha_{h_pcv} + (W_{sgt} - W_{pcv}) \cdot \alpha_{h_2F}}{W_{sgt}}$$

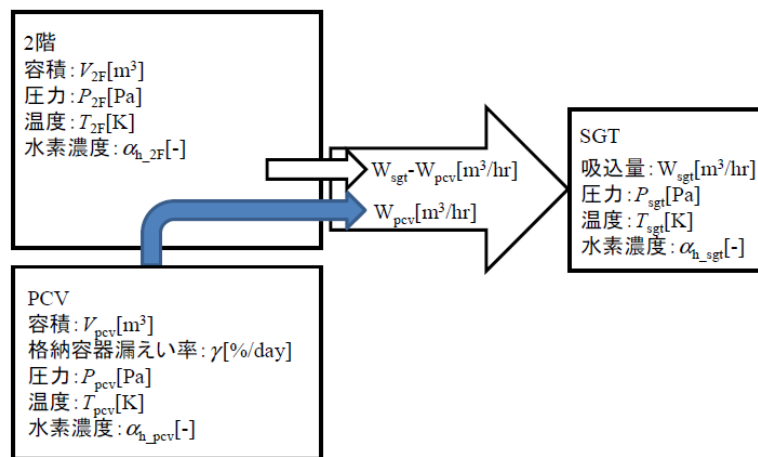


図 59-12-1 評価モデル

表 59-12-1 評価に用いた条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
逃がし安全弁搬出ハッチの周長割合	Θ_{2F}		-	-
P C V 容積	V_{pcv}	12,600	m^3	設計値
P C V 内圧力	P_{pcv}	954.504	kPa[abs]	P C V 限界圧力
P C V 内温度	T_{pcv}	473.15	K	P C V 限界温度
P C V 漏えい率	γ	1.3	%/day	上記の圧力・温度に基づく漏えい率に余裕をみた値
原子炉建物 2 階体積	V_{rb}	3,902.7	m^3	低減率 0.85 として算出した容積
原子炉建物 2 階圧力	P_{rb}	101.325	kPa[abs]	大気圧
原子炉建物 2 階温度	T_{rb}	339.15	K	重大事故等時に想定している温度
P C V 内水素濃度	α_{h_pcv}	17	%	燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素量発生を想定(約 1,000kg)
S G T 吸込流量	W_{sgt}	4,400	m^3/h	設計値 (定格流量)
S G T 内圧力	P_{sgt}	101.325	kPa[abs]	大気圧
S G T 内温度	T_{sgt}	339.15	K	原子炉建物 2 階空気を吸い込むため同温を想定
S G T 起動時刻	X	1	h	想定起動時刻

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 評価結果

S G T 起動前は P C V からの漏えいにより原子炉建物 2 階の水素濃度が上昇するが、S G T 起動直前における 2 階の水素濃度は 0.02% 程度となった。その値をもとに S G T に流入する水素濃度を評価した結果、約 0.03% となり、保守的な条件においても水素が燃焼する濃度である 4% を十分に下回ることを確認した。

4. 解析条件の変化による影響の考察

(1) S G T 起動時刻

S G T 起動時刻の感度評価として、70 分後に起動した場合を想定する。

S G T 起動時刻は S G T 起動前までに原子炉建物 2 階に溜まる水素量に影響するが、70 分に後ろ倒しした場合でも原子炉建物 2 階の S G T 吸込口に流入する水素濃度は 0.04% にしかならず、影響は微少である。

(2) 水素発生量

水素発生量の感度評価として、炉心内全ジルコニウム反応相当量の水素(約 2,500kg)が発生した場合を想定すると、P C V 内の水素発生量はベースケースと比べて $2,500\text{kg}/1,000\text{kg}=2.5$ 倍となる。更に、P C V 内の亜鉛及びアルミニウムの反応による水素(約 469kg)の発生を想定すると、P C V 内の水素発生量はベースケースと比べて $2,969\text{kg}/1,000\text{kg}\div 3$ 倍となる。その他の条件は同一と仮定し、S G T 起動時点の原子炉建物 2 階の水素濃度は小さいことを踏まえると、S G T に流入する水素濃度はベースケースと比べて 3 倍となり、 $0.03\times 3=\text{約}0.09\%$ となる。

(3) 蒸気濃度

蒸気濃度の感度評価として、原子炉建物 2 階の湿度が 100% の状況を想定すると、原子炉建物 2 階の温度が 66°C、湿度 100% の時の蒸気濃度は約 26% となる。S G T 内が完全ドライ条件となると仮定して計算すると、水素濃度はベースケースと比べて $1/(1-0.26)=1.36$ 倍となり、 $0.03\times 1.36=\text{約}0.041\%$ となる。

(4) S G T 吸込流量

S G T 吸込流量の感度解析として、仮に流量が 1 割低下した場合を想定した場合において、S G T に流入する水素濃度はベースケースと比べて $1/0.9=1.1$ 倍となり、 $0.03\times 1.1=\text{約}0.033\%$ となる。

(5) P C V 漏えい率

P C V 漏えい率の感度解析として、2 倍 (2.6%/day) となった場合を想定すると、S G T に流入する水素濃度はベースケースと比べて 2 倍となり、 $0.03\times 2=\text{約}0.06\%$ となる。

上記のとおり，解析条件の変化による影響を考慮しても，水素濃度が4%を下回ることを確認した。さらに，(2)～(5)の結果と組み合わせたとしても， $0.03\% \times 3 \times 1.36 \times 1.1 \times 2 = \text{約}0.27\%$ となり，水素濃度が4%を下回るため，燃焼に至らないことを確認した。

59-13

非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について

非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について

非常用ガス処理系は、設置許可基準規則第59条に対応するため、原子炉建物の換気を行うことにより、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員の被ばくの低減を目的として使用するが、その際、原子炉格納容器から漏えいする水素を系統内に持ち込む可能性がある。

このため、「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」に準じ、非常用ガス処理系が「動的機器等に水素爆発を防止する機能をつけること」を満足していることを、下記のとおり評価した。

(1) 非常用ガス処理系運転時の水素爆発防止機能

非常用ガス処理系は、以下に記載する機能を有しており、水素排出設備を設置する場合の要求事項である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」を満足していると考えられる。

- ① 非常用ガス処理系は、排気ファン、前置ガス処理装置、後置ガス処理装置及びこれらをつなぐダクトで構成されている。本系統は水素が滞留しないよう排気ファンにより強制的に水素を含む気体を屋外に排出する設計としている。
- ② 非常用ガス処理系は、原子炉建物内の水素を含む気体を排出し、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界未満とすることで、原子炉建物及び非常用ガス処理系の水素爆発を防止する機能を有している。
- ③ 原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率を 1.3%/day とし、原子炉建物内の静的触媒式水素処理装置（PAR）に期待せず、非常用ガス処理系を起動する際の原子炉建物内の水素濃度を評価した結果、水素濃度は 0.02vol%程度であり、可燃限界未満である。
- ④ 全交流動力電源喪失時にも、電源復旧後、中央制御室での遠隔操作により代替交流電源設備を起動させることにより、約 60 分で非常用ガス処理系を起動する手順を整備している。
- ⑤ 原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率を 1.3%/day とし、原子炉建物内の静的触媒式水素処理装置（PAR）に期待しない場合において、事故後の平衡状態における原子炉建物内及び非常用ガス処理系内の水素濃度を評価した結果、非常用ガス処理系内の水素濃度は最大で 0.03vol%程度であり、可燃限界未満である。
- ⑥ 非常用ガス処理系は、重大事故後の平衡状態において水素濃度が可燃限界未満であることから、水素爆発をすることなく起動・運転することが可能である。

これら①～⑥の状況から、非常用ガス処理系の運転時については、水素爆発を防止する機能を有していると評価できる。

(2) 非常用ガス処理系停止後の水素滞留の防止

非常用ガス処理系は、原子炉格納容器の破損により、原子炉建物への水素漏えい量が増加し、可燃限界に達する恐れがある場合等に、停止操作を実施する。非常用ガス処理系を停止する際には、原子炉建物内の水素濃度が、可燃限界未満の状態において停止する。このため、系統の停止後、系統内に水素が残留した場合においても、系統の出入口に設置された隔離弁が閉鎖するため、水素が系統内に追加で供給されることはなく、水素濃度は流入時の濃度を上回ることはないと考えられる。

このため、系統内に残留した水素が可燃限界以上の濃度になることはなく、着火することはないと考える。

以上

59-14

原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置について

1. 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

中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合，原子炉建物原子炉棟内に設置する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，原子炉建物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）の気密性を有するダンパを用いることで，閉止時には原子炉建物原子炉棟の負圧を確保する。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：電動駆動方式（S A 電源負荷）
 - ・手動閉止：駆動部に設置するハンドルを操作することで閉止
- ブローアウトパネル閉止装置の概要図を図59-14-1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

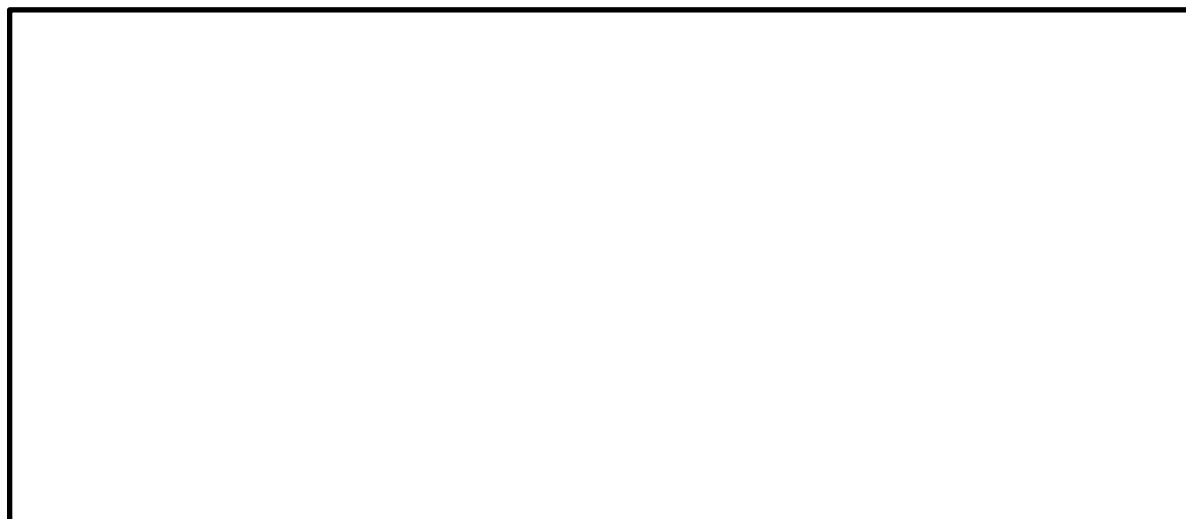


図 59-14-1 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 概要図

(2) 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リミットスイッチを設置し、ダンパ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図59-14-2に示す。



図59-14-2 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等級を満足するダンパを設置することにより、原子炉建物原子炉棟の気密性を確保する。なお、以下に示すように、A 4等級を満足するダンパの許容漏えい量と非常用ガス処理系の排気容量から、原子炉建物原子炉棟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 [gage] において、A 4等級ドア1m²当たりの通気量は、12.6m³/h
- ◆ ブローアウトパネル閉止装置の開口面積合計は、約32m²
- ◆ ブローアウトパネルが全て開放し、当該パネル全てを再閉止した後の1h当たりの通気量は、約403.2m³/h
- ◆ SGTの排風機の容量は、4,400m³/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)

気密等級線図(A 4等級)を図59-14-3に示す。

〈図1〉 気密等級線

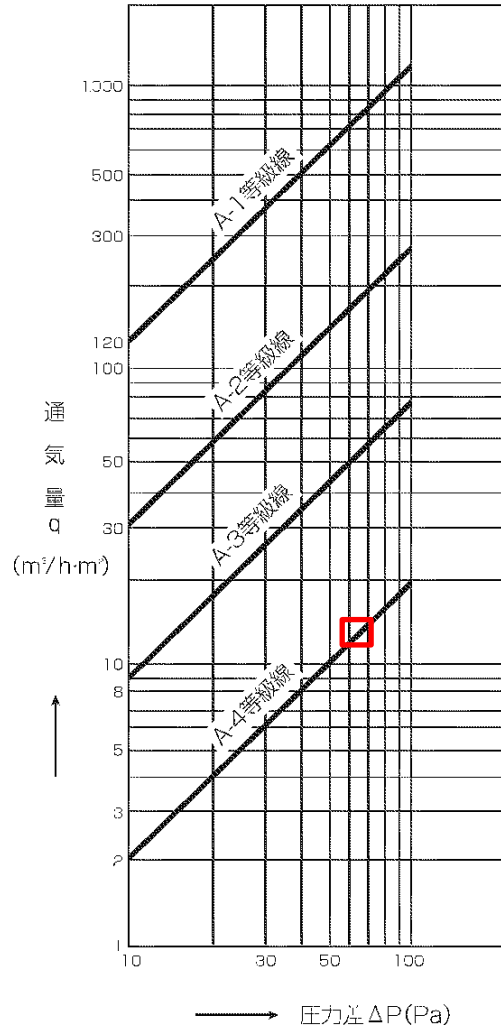


図 59-14-3 気密等級線図 (A 4 等級)

2. ブローアウトパネル関連設備の要求機能について

(1) ブローアウトパネル関連設備の要求機能について

ブローアウトパネル関連設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下、「オペフロBOP」という。）、主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（以下、「MSトンネル室BOP」という。）、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下、「オペフロBOP閉止装置」という。）について、要求事項を整理する。

(2) オペフロBOPの要求事項

a. 開放機能

オペフロBOPは、主蒸気配管破断（以下、「MSLBA」という。）を想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建物及び原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建物外に放出することを目的に設置されている。このため、オペフロBOPには、建物の内外差圧により自動的に開放する機能が必要である。

設計基準対象施設であるオペフロBOPは、待機状態（閉状態）にて、基準地震動 S_s により開放機能を損なわないようにする必要があるため、基準地震動 S_s に対する耐震健全性（建物躯体の健全性）を確保する設計とする。また、設計竜巻により開放機能を損なわないようにする必要があるが、設計竜巻は、その発生頻度が非常に小さく、設計基準事故との重畳は、判断基準の目安となる 10^{-7} 回/年を下回り十分小さいこと、プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しないことから、安全上支障のない期間に補修が可能な設計とすることで安全機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備であるオペフロBOPは、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）（以下、「ISLOCA」という。）の発生を想定した場合の発生箇所を隔離するための操作等の活動ができるよう、所定の時間内に原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるため、確実に開放する必要がある。

ISLOCA発生時においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建物原子炉棟内で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉建物原子炉棟内で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生し、原子炉建物原子炉棟内の圧力が急上昇することとなる。このため、外気との差圧（設計圧力5.95kPa以下）により、燃料取替階に設置したオペフロBOPが自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内を減圧する設計とする。

また、ISLOCA発生時においては、基本的に中央制御室で隔離弁を閉操作するが、万が一、中央制御室から操作できない場合には、現場

で隔離弁を操作することとしている。なお、開放したオペフロBOPの開口面(全面)を経由して外気と熱交換が行われることにより原子炉建物原子炉棟内でも人力でISLOCA発生箇所を隔離するための隔離弁が操作可能となる。重大事故等対処設備であるオペフロBOPは、待機状態(閉状態)にて、基準地震動 S_s により開放機能を損なわないようにする必要があるため、基準地震動 S_s に対する耐震健全性(建物躯体の健全性)を確保する設計とする。

b. 2次格納施設のバウンダリ機能

オペフロBOPは、上記(1)の開放機能を満足させるため、原子炉建物原子炉棟外壁に設置しており、原子炉建物原子炉棟の壁の一部であることから、2次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要である。

このため、設計基準対象施設であるオペフロBOPは、待機状態(閉状態)にて、基準地震動 S_s により2次格納施設としてのバウンダリ機能を損なわないようにする必要があるが、その一方で、地震動により開放しないように設計する場合、本来の差圧による開放機能を阻害する可能性がある。この2つの要求機能を考慮した結果、2次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては、オペフロBOPの設置目的である差圧による開放機能を阻害しない範囲で耐震性を確保する設計とする。具体的には原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編(JEAG4601・補-1984)によれば、基準地震動 S_2 (S_s 相当)と運転状態IV(設計基準事故)の組合せは不要であるが、基準地震動 S_1 (S_d 相当)と運転状態IV(設計基準事故)の荷重の組合せは必要とされているため、オペフロBOPは2次格納施設としてのバウンダリ機能を有するため、長期にわたり事象が継続した場合も考慮し、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とする。設計竜巻については、その最大気圧低下量がオペフロBOP開放の設計差圧より大きく、設計竜巻の気圧差により開放の可能性を否定できないが、設計竜巻の発生頻度は非常に小さく、設計基準事故との重畳は、判断基準の目安となる 10^{-7} 回/年を下回り十分小さいこと、プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しない。このため、万が一、地震や竜巻により開放し、安全上支障のない期間に復旧できず、2次格納施設としてのバウンダリ機能が維持できない場合には、安全な状態に移行(運転中は冷温停止へ移行、停止中は炉心変更の停止又は原子炉建物原子炉棟内で照射された燃料に係る作業の停止)することを保安規定に定める。

(3) MSトンネル室BOPの要求事項

a. 開放機能

MSトンネル室BOPは、MSLBAを想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建物及び原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建物外に放出することを目的に設置している。このため、主蒸気系トンネル室(以下、「MSトンネル室」という。)内外の差圧(設計圧力9.81kPa以下)により自動的に開放する機能が必要である。

設計基準対象施設であるMSトンネル室BOPは、待機状態(閉状態)にて、基準地震動 S_s により開放機能を損なわないようにする必要があるため、基準地震動 S_s に対する耐震健全性(建物躯体の健全性)を確保する設計とする。

b. 2次格納施設のバウンダリ機能

MSトンネル室BOPは、上記(1)の開放機能を満足させるため、原子炉建物原子炉棟のMSトンネル室に設置しており、原子炉建物原子炉棟の壁の一部となるMSトンネル室BOPについては、2次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要である。

このため、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備であるMSトンネル室BOPは、待機状態(閉状態)にて、基準地震動 S_s により2次格納施設としてのバウンダリ機能を損なわないようにする必要があるが、その一方で、地震動により開放しないように設計する場合、本来の差圧による開放機能を阻害する可能性がある。この2つの要求機能を考慮した結果、2次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては、MSトンネル室BOPの設置目的である差圧による開放機能を阻害しない範囲で耐震性を確保する設計とする。具体的には原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編(JEAG4601・補-1984)によれば、基準地震動 S_2 (S_s 相当)と運転状態IV(設計基準事故)の組合せは不要であるが、基準地震動 S_1 (S_d 相当)と運転状態IV(設計基準事故)の荷重の組合せは必要とされているため、MSトンネル室BOPは2次格納施設としてのバウンダリ機能を有するため、長期にわたり事象が継続した場合も考慮し、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とする。

(4) オペフロBOP閉止装置の要求事項

a. 閉止機能

設置許可基準規則第59条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)の解釈では、「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。」が要求されている。

島根原子力発電所2号炉のオペフロBOPは、構造上、開放した場合には、容易に再閉止操作を行うことが困難であるため、設置許可基準規則

第 59 条要求に適合させるためにオペフロ B O P 閉止装置を設置する。

このため、重大事故等対処設備であるオペフロ B O P 閉止装置は、待機状態(開状態)にて、基準地震動 S_s により閉止機能を損なわないようにする必要があるので、基準地震動 S_s に対する耐震健全性を確保することが必要である。

b. 2 次格納施設のバウンダリ機能

オペフロ B O P 閉止装置は、オペフロ B O P に代わって原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとしての機能(原子炉建物原子炉棟の気密性能確保)が必要である。

一方、オペフロ B O P 閉止装置の閉機能維持が必要な状況とは、基準地震動 S_s により開放し、更に重大事故に至った場合である。設置許可基準規則第 59 条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)では、7 日間で 100mSv を超えないことが要求されており、7 日間で想定する地震動は、設置許可基準規則第 39 条(地震による損傷の防止)で整理する S A 発生後の最大荷重の組合せの考え方を踏まえると、オペフロ B O P 閉止装置が閉状態で組合せるべき地震動は弾性設計用地震動 S_d であるが、長期の閉止機能維持を考慮して基準地震動 S_s とする。

(5) ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性検討

ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性の検討結果を表 59-14-1 に、ブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理を表 59-14-2 に示す。

表 59-14-1 ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性検討

開放箇所	開放要因	開放可能性	閉止の必要性検討	閉止の 要否
オペフロ BOP	地震	有 (S_d を超える地震 動で開放)	S_s 相当までの本震による全炉心損傷頻 度の累積は 3.3×10^{-7} /炉年であり、地震 によるオペフロBOPの開放が考えられ ることから閉止する設計とする。	要
	竜巻	有 (設計竜巻の差圧以 下で開放)	竜巻の年超過発生頻度 (10^{-4} /年) 及び 外部電源喪失が発生した場合の条件付炉 心損傷確率 (7.8×10^{-7}) が極めて低いこ とから、開放しても原子炉制御室の居住 性を確保するためにオペフロBOPの閉 止が必要となる可能性は極めて低い。	否
	主蒸気管破断	有 (設計で考慮)	主蒸気管破断については、発生頻度、プ ラントの影響等の観点から、リスク評価 上の重要性は低いと考え、評価対象から 除外する。	否
	ISLOCA	有 (設計で考慮)	ISLOCAの炉心損傷頻度 (3.3×10^{-9} /炉年)は十分低いことから、原子炉制御 室の居住性を確保するためにオペフロB OPの閉止が必要となる可能性は極めて 低い。	否
MSトン ネル室 BOP	地震	無 (S_s 機能維持)	—	否
	竜巻	無 (建物内に設置され ているため竜巻の影 響は受けない)	—	否
	主蒸気管破断	有 (設計で考慮)	主蒸気管破断については、発生頻度、プ ラントの影響等の観点から、リスク評価 上の重要性は低いと考え、評価対象から 除外する。	否
	ISLOCA	無 (ISLOCA時の 流路にならない)	—	否

※閉止必要性検討にあたっては、「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力
編(JEAG4601・補-1984)」のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年を参考にした。

表 59-14-2 ブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理

ブローアウトパネル関連設備	要求機能	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
		地震	竜巻 (差圧)	竜巻 (飛来物)	地震	竜巻 (差圧)	竜巻 (飛来物)
オペフロ BOP	開放機能 (MSLBA) (9条)	○ (S s)	○ プラント 停止にて 対応	○ 竜巻防護 ネットで 防護	—	—	—
	開放機能 (ISLOCA) (46条)	—	—	—	○ (S s)	—	—
	バウンダリ機能 (建屋気密性) (26条, 32条)	○ (S d)	○ プラント 停止にて 対応	○ 竜巻防護 ネットで 防護	—	—	—
MSトンネル室BOP	開放機能 (MSLBA) (9条)	○ (S s)	—	—	—	—	—
	バウンダリ機能 (建屋気密性) (26条, 32条, 59条)	○ (S d)	—	—	○*1 (S d)	—	—
オペフロB OP閉止装 置(SA緩和設備)	閉止機能 (59条)	—	—	—	○ (S s)	○ (影響なし)	—*2
	バウンダリ機能 (閉止後) (59条)	—	—	—	○ (S s)	—*3	—*3
	バウンダリ機能 (閉止時) (59条)	—	—	—	○ (S s)	—*3	—*3

凡例： ○：考慮要， —：考慮不要

注記

*1：S sでも閉維持が可能な設計とする

*2：オペフロBOP閉止装置は，SA緩和設備であるため共通要因故障としての考慮は不要

*3：SA後の閉止状態での設計竜巻は，事象の重ね合わせの頻度から組合せ不要

62 条 通信連絡を行うために必要な設備

目次

- 62 - 1 S A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 試験及び検査
- 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

62-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

62条：通信連絡を行うために必要な設備			無線通信設備 (固定型)		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	62-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
				設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B c B d	
		関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
		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	62-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料			62-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	62-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
			中央制御室操作	B		
	関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書				
	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の容量等が十分	B	
			関連資料	62-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	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	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	62-2 単線結線図, 62-3 配置図, 62-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

62条：通信連絡を行うために必要な設備			衛星電話設備 (固定型)		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	62-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
				設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B c B d	
		関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
		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	62-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料			62-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	62-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
			中央制御室操作	B		
	関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書				
	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の容量等が十分	B	
			関連資料	62-6 容量設定根拠		
第2号		共用の禁止	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	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	62-2 単線結線図, 62-3 配置図, 62-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

62条：通信連絡を行うために必要な設備			安全パラメータ表示システム (SPDS)		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	62-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要 操作スイッチ操作	— B d	
			関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		
		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	62-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	62-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	62-4 系統図	
		第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	対象外	
			関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		
		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の容量等が十分	B
	関連資料			62-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	62-2 単線結線図, 62-3 配置図, 62-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

62条：通信連絡を行うために必要な設備			データ伝送設備	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			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)	—	
			関連資料	62-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	—	
		関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
		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	62-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	62-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	62-4 系統図			
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	対象外		
		関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
	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の容量等が十分	B	
			関連資料	62-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		62-2 単線結線図, 62-3 配置図, 62-4 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

62条：通信連絡を行うために必要な設備			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	62-3 配置図	
		第2号	操作性	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		
		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	62-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	62-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	62-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
	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の容量等が十分	B	
			関連資料	62-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象(同一目的のSA設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象(サポート系あり)－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			62-2 単線結線図, 62-3 配置図, 62-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

62条：通信連絡を行うために必要な設備			有線式通信設備		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉棟内設備 その他の建物内設備	B C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	62-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作 設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 接続作業	A B c B d B g	
				関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書	
		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	62-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
				関連資料	62-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 DB施設と同様の系統構成	A b A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	62-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所) 中央制御室操作	A a B		
			関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	62-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
				関連資料	62-8 設備操作及び切替に関する説明書	
		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	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
				関連資料	62-3 配置図	
		第5号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
				関連資料	62-3 配置図	
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
			関連資料	62-7 アクセスルート		
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	防止設備 - 対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	62-2 単線結線図, 62-3 配置図		

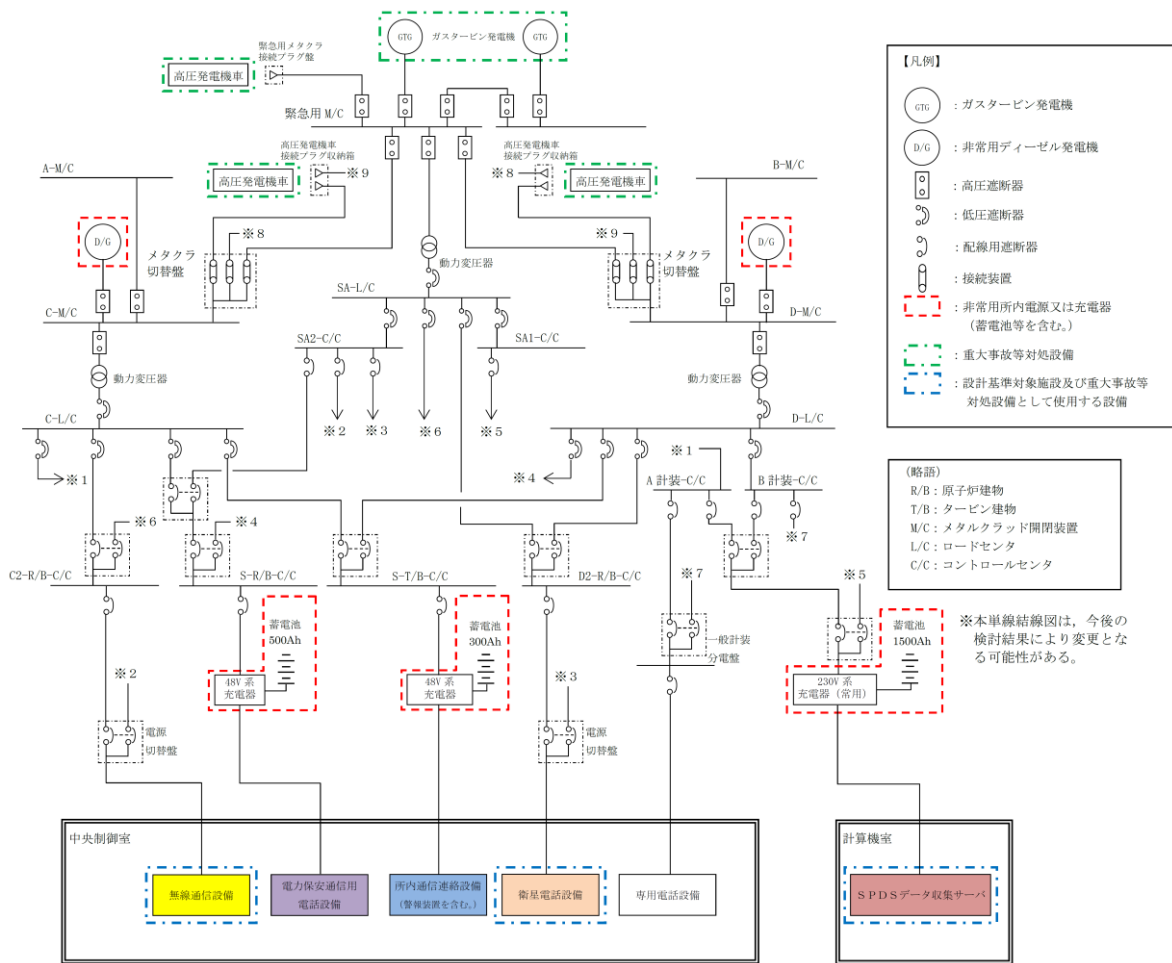
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

62条：通信連絡を行うために必要な設備			無線通信設備 (携帯型)		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備 屋外設備	C D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	62-3 配置図	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B c B d	
			関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		
		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	62-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	62-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 DB施設と同様の系統構成	A b A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	62-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	62-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	(常設設備と接続しない)	—	
			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	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
関連資料			62-3 配置図			
第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	62-3 配置図			
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	62-7 アクセスルート			
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	防止設備 - 対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a		
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a		
		関連資料	62-2 単線結線図, 62-3 配置図, 62-4 系統図			

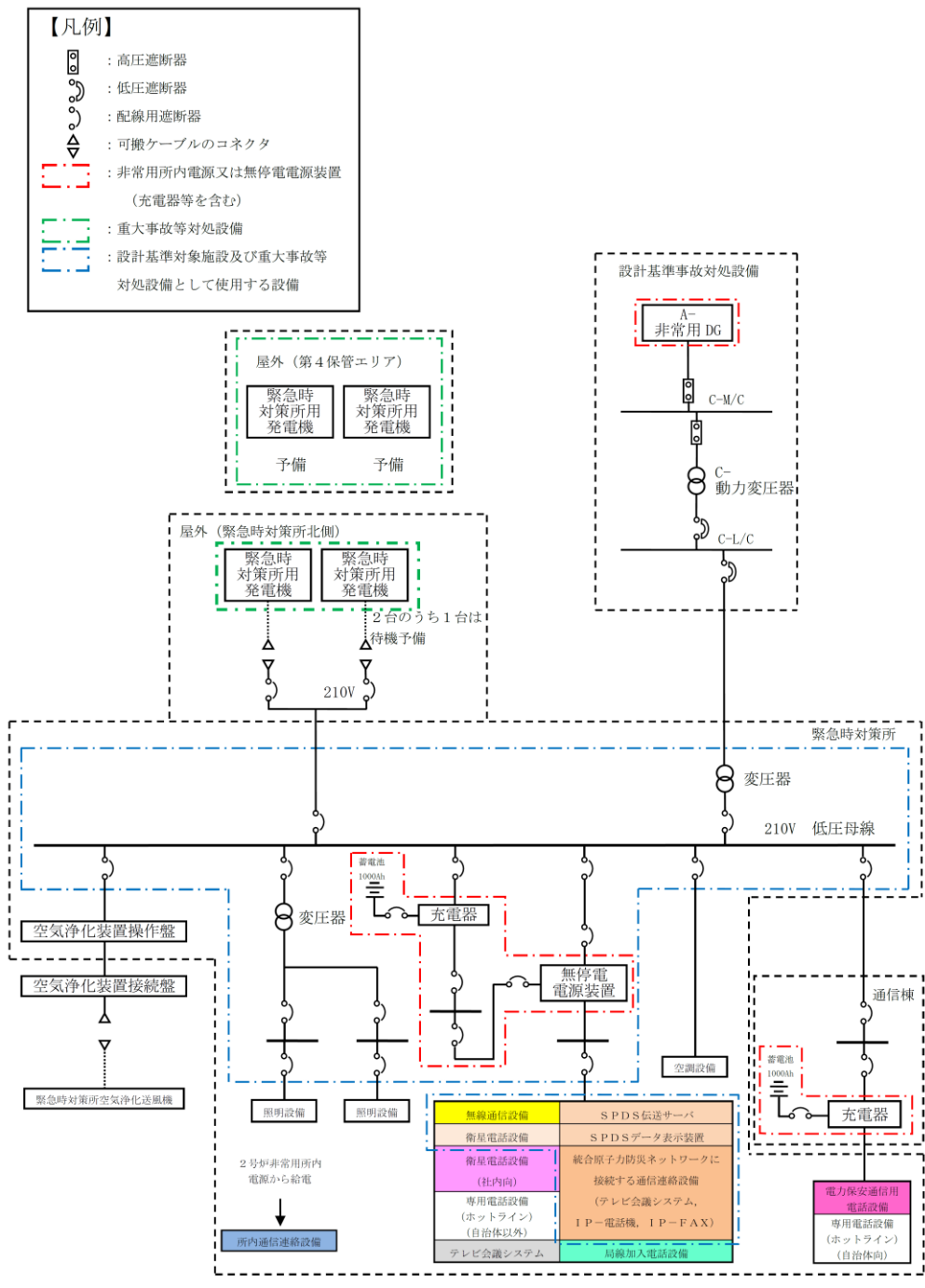
島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

62条：通信連絡を行うために必要な設備		衛星電話設備 (携帯型)		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備 屋外設備	C D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				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)	—
				関連資料	62-3 配置図	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B c B d	
			関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		
		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	62-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	62-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 DB施設と同様の系統構成	A b A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	62-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	62-3 配置図, 62-8 設備操作及び切替に関する説明書			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	62-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	(常設設備と接続しない)	—	
			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	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—		
		関連資料	62-3 配置図			
第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	62-3 配置図			
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	62-7 アクセスルート			
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	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		62-2 単線結線図, 62-3 配置図, 62-4 系統図			

62 - 2
単線結線図



第62-2-1図 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図



第62-2-2図 緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

第 62-2-1 表 通信連絡設備（発電所内）の電源設備

通信種別	主要施設	非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所内	有線式通信設備	乾電池※ ¹	(乾電池)
	有線式通信設備 所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)	中央制御室	ガスタービン発電機 高圧発電機車
		中央制御室 緊急時対策所	ガスタービン発電機 高圧発電機車
	無線通信設備	無線通信設備 (固定型)	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置
無線通信設備 (携帯型)		非常用ディーゼル発電機 充電式電池※ ²	緊急時対策所用発電機 (充電式電池)

※ 1 乾電池により約 4 日間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能。

※ 2 充電式電池により約 10 時間の連続通話が可能。また、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

第 62-2-2 表 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備（その 1）

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	中央制御室	ガスタービン発電機 高圧発電機車
			緊急時対策所	緊急時対策所用発電機
	P H S 端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電式電池※ ¹	ガスタービン発電機 高圧発電機車 (充電式電池)
		緊急時対策所		緊急時対策所用発電機 (充電式電池)
	F A X	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器 (蓄電池)	ガスタービン発電機 高圧発電機車
		緊急時対策所		緊急時対策所用発電機 無停電電源装置

※ 充電式電池により約 6 時間の通話が可能。また、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

第62-2-3表 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備（その2）

通信種別	主要施設	非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所内外	安全パラメータ 表示システム (SPDS) データ伝送設備	SPDSデータ 収集サーバ	計算機室	
		SPDS伝送 サーバ	緊急時対策所	
		SPDSデータ 表示装置	緊急時対策所	
	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	中央制御室
		衛星電話設備 (携帯型)	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所
			非常用ディーゼル発電機 充電式電池※ ¹	緊急時対策所
			代替電源設備 ガスタービン発電機 高圧発電機車 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機 ガスタービン発電機 高圧発電機車 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機 (充電式電池)	

※ 充電式電池により約2時間の通話が可能。また、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

┌──┐ : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

└──┘ : 重大事故等対処設備

第 62-2-4 表 通信連絡設備（発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備			
発電所外	統合原子力防災 ネットワークに 接続する 通信連絡設備	IP-電話機 (有線系, 衛星系) IP-FAX (有線系, 衛星系) テレビ会議システム (有線系, 衛星系)	緊急時対策所	緊急時対策所用発電機			
					局線加入電話設備	固定電話機	通信事業者回線から給電
					専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン)	中央制御室
	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機				
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機		
	衛星電話設備 (社内向)	衛星電話設備 (社内向)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機		
			緊急時対策所				


□ : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備


□ : 重大事故等対処設備

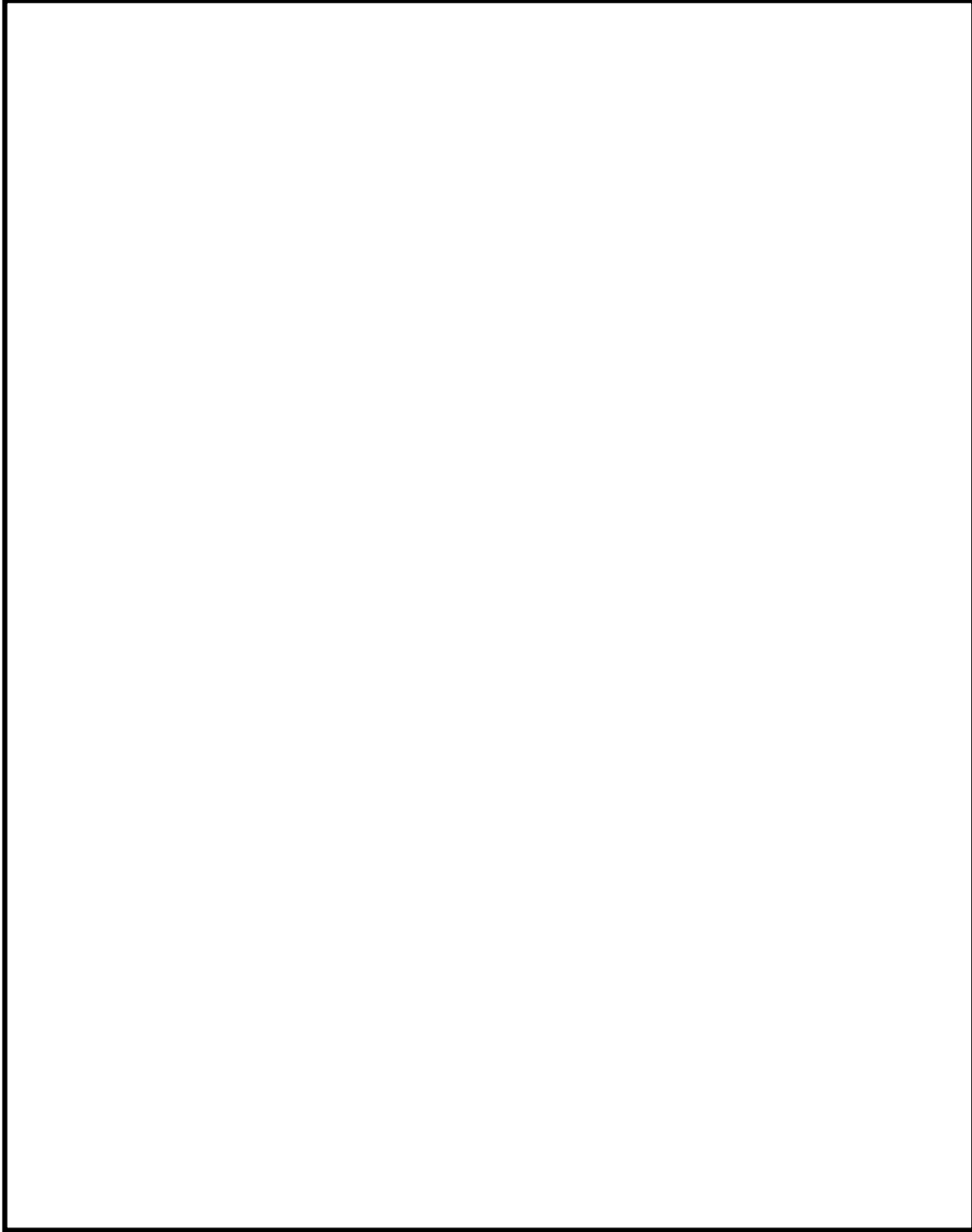
62 - 3
配置図

設置箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を
使用時に設置する場所

保管場所：可搬型設備を保管している場所

：設計基準事故対処設備を示す。

：重大事故等対処設備を示す。



第 62 - 3 - 1 図 中央制御室及び緊急時対策所

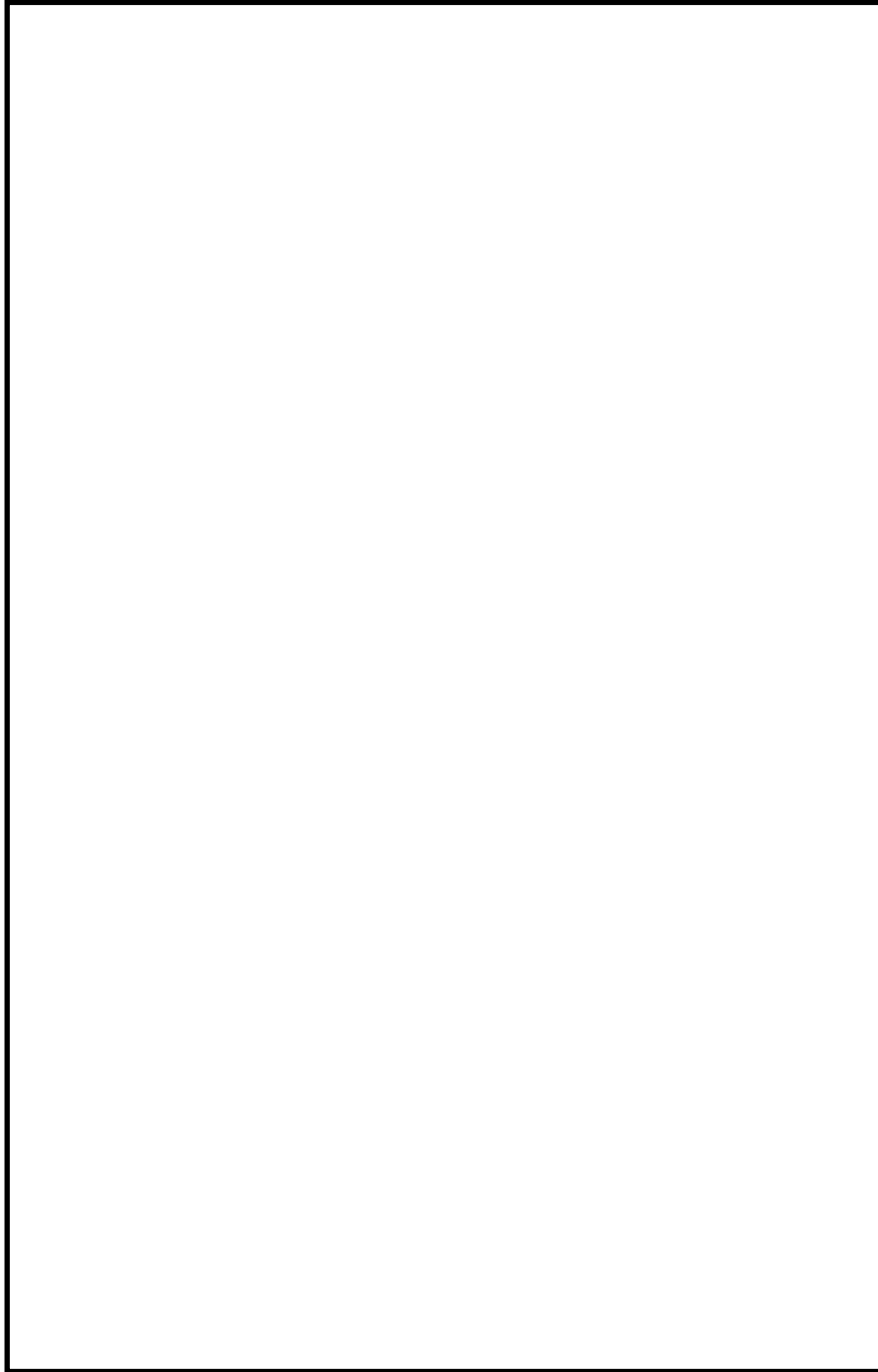
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第62-3-2図 制御室建物4階 中央制御室

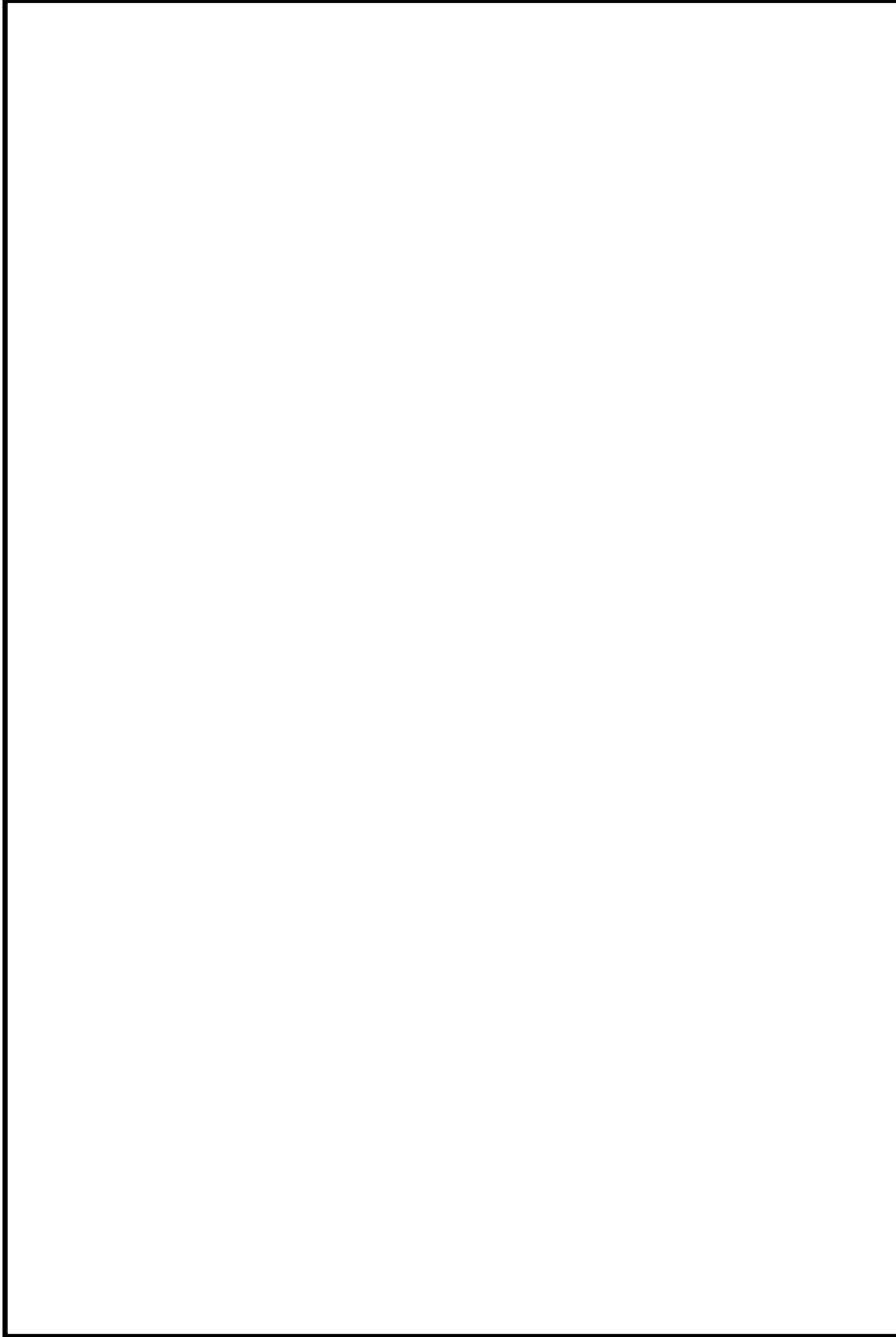
- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



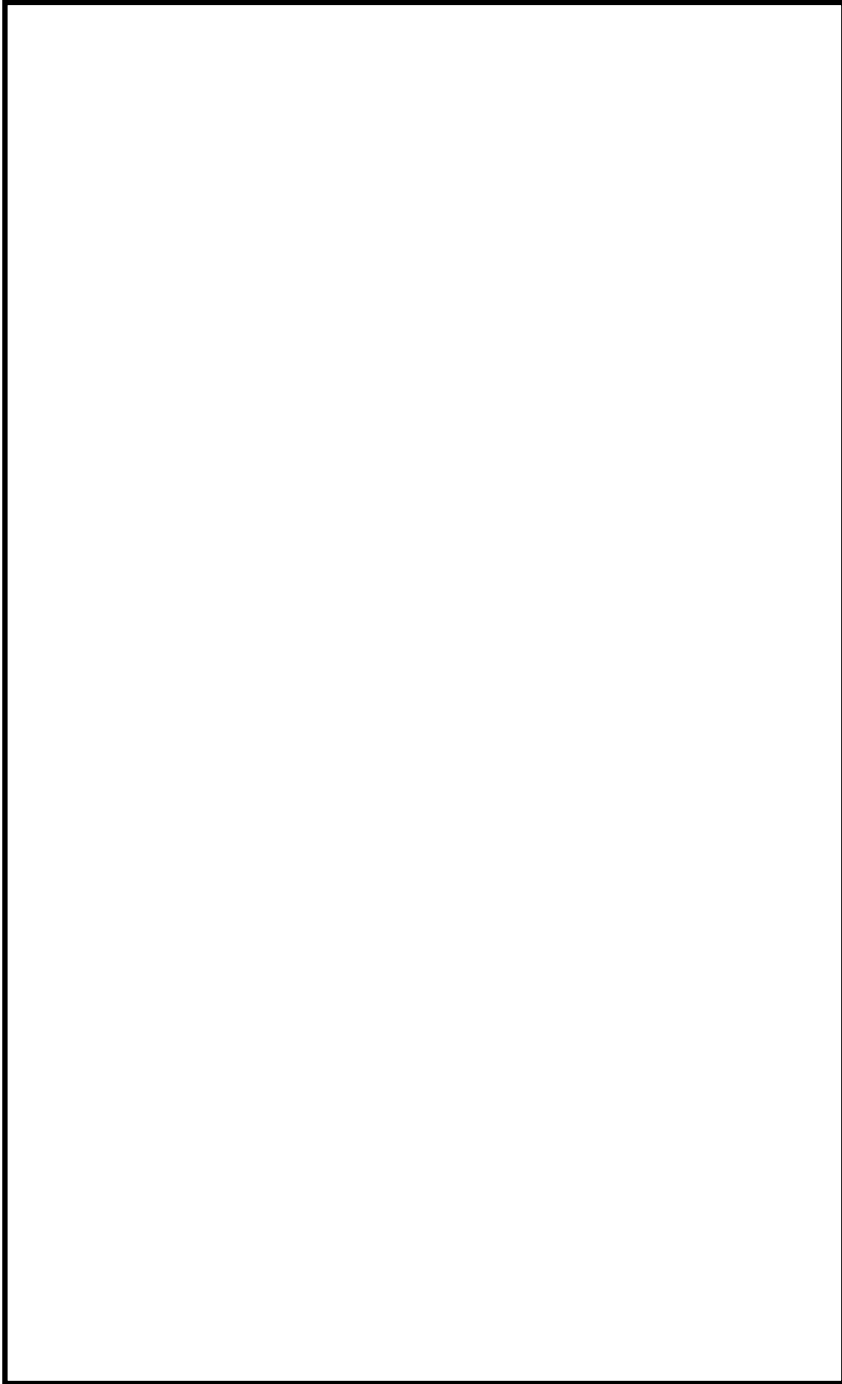
第62 - 3 - 3 図 廃棄物処理建物 1 階計算機室

- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



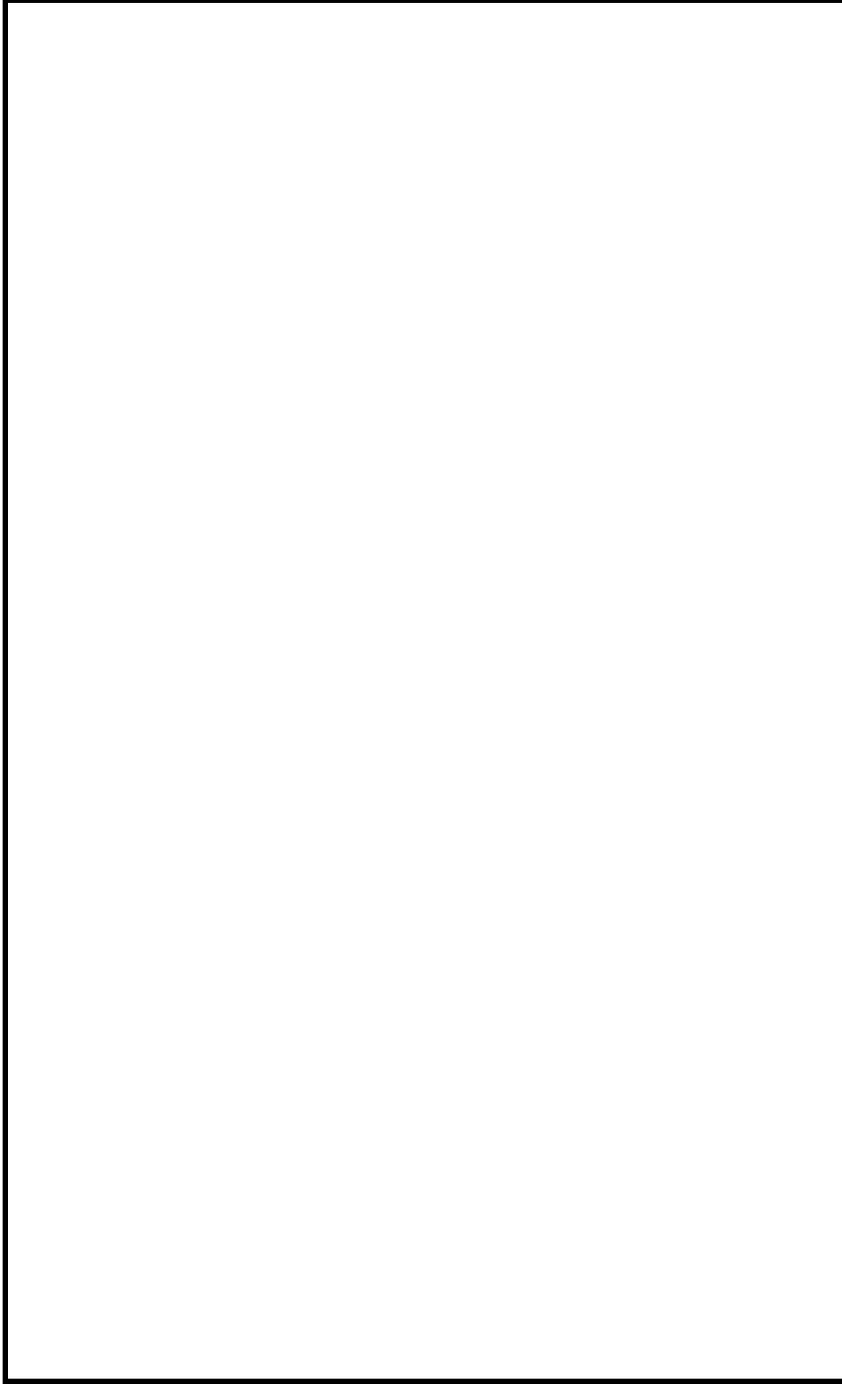
第62 - 3 - 4図 廃棄物処理建物 1 階

- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



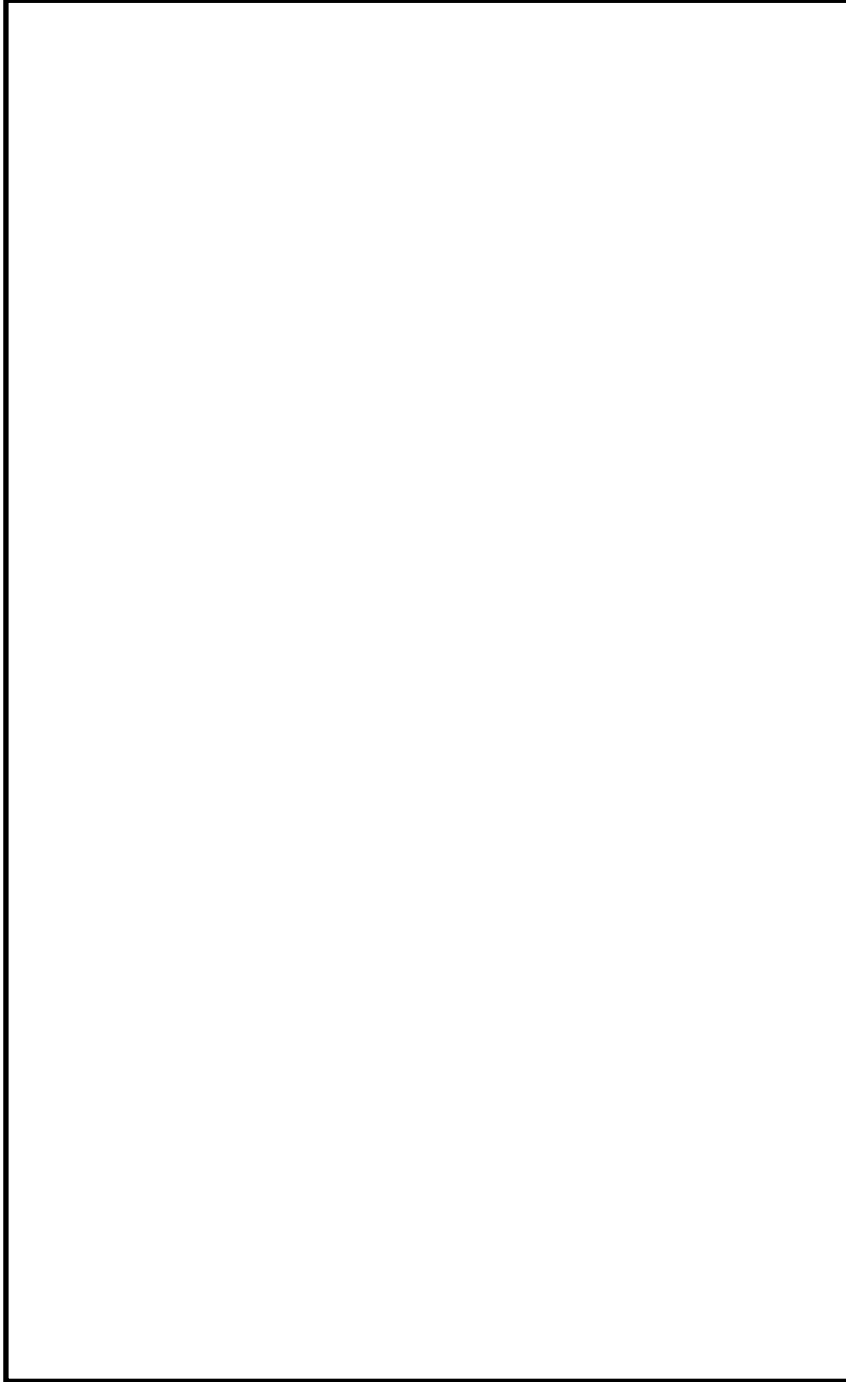
第62 - 3 - 5図 原子炉建物 1 階

- 図中の番号は、第62-6-2表の作業内容を示す。
- 中継コードの敷設長は、20%裕度を考慮している。
- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配管又は保管場所については、今後，訓練等を通して見直しを行う。



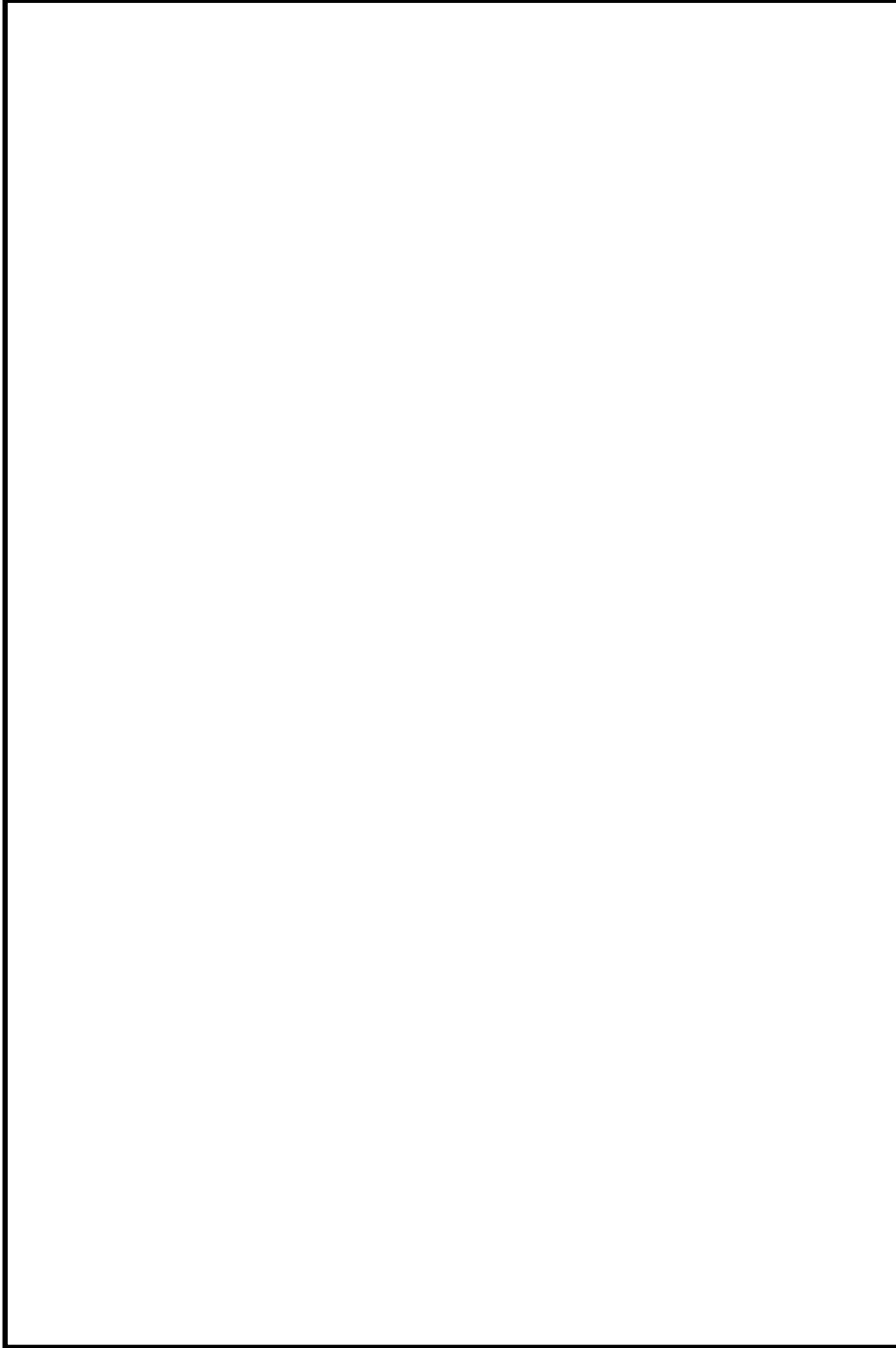
第62 - 3 - 6図 原子炉建物 2 階

- 図中の番号は、第62-6-2表の作業内容を示す。
- 中継コードの敷設長は、20%裕度を考慮している。
- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配管又は保管場所については、今後，訓練等を通して見直しを行う。



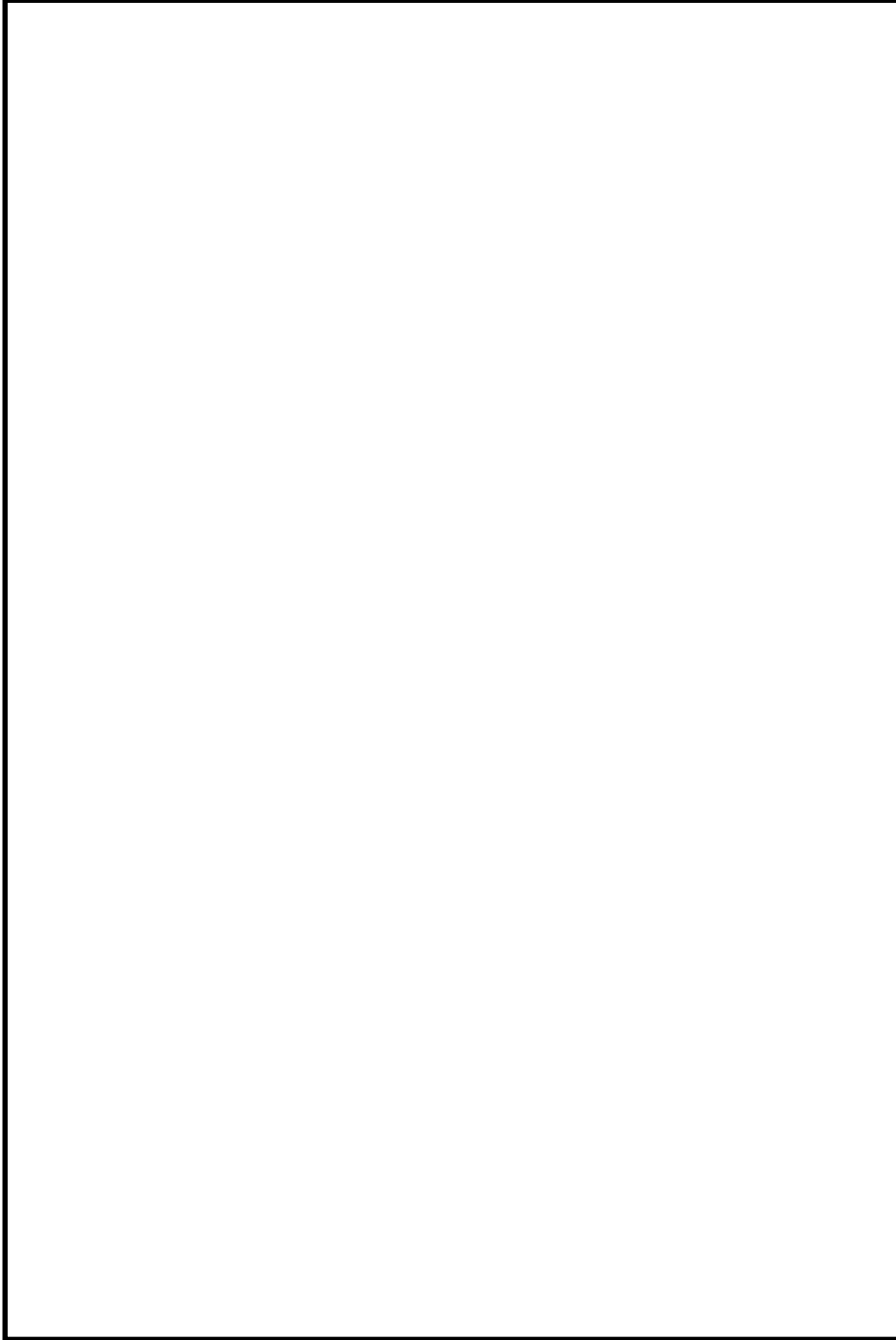
第62 - 3 - 7図 原子炉建物3階

- 図中の番号は、第62-6-2表の作業内容を示す。
- 中継コードの敷設長は、20%裕度を考慮している。中継コードを2台使用する。
- 写真については、イメージ、例を含む。
- 配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。



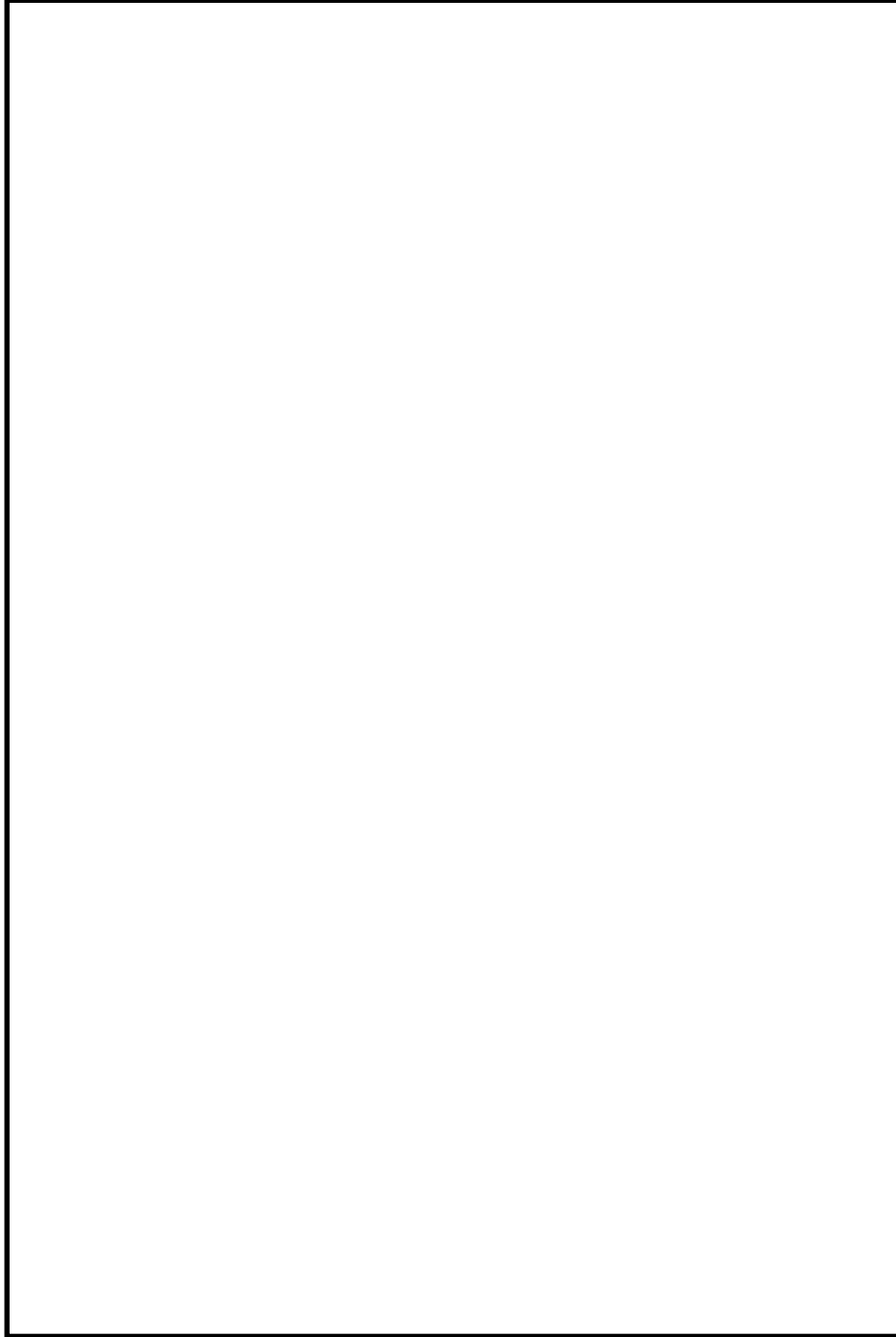
第62-3-8図 原子炉建物地下1階

- 図中の番号は、第62-6-2表の作業内容を示す。
- 写真については、イメージ、例を含む。
- 配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。



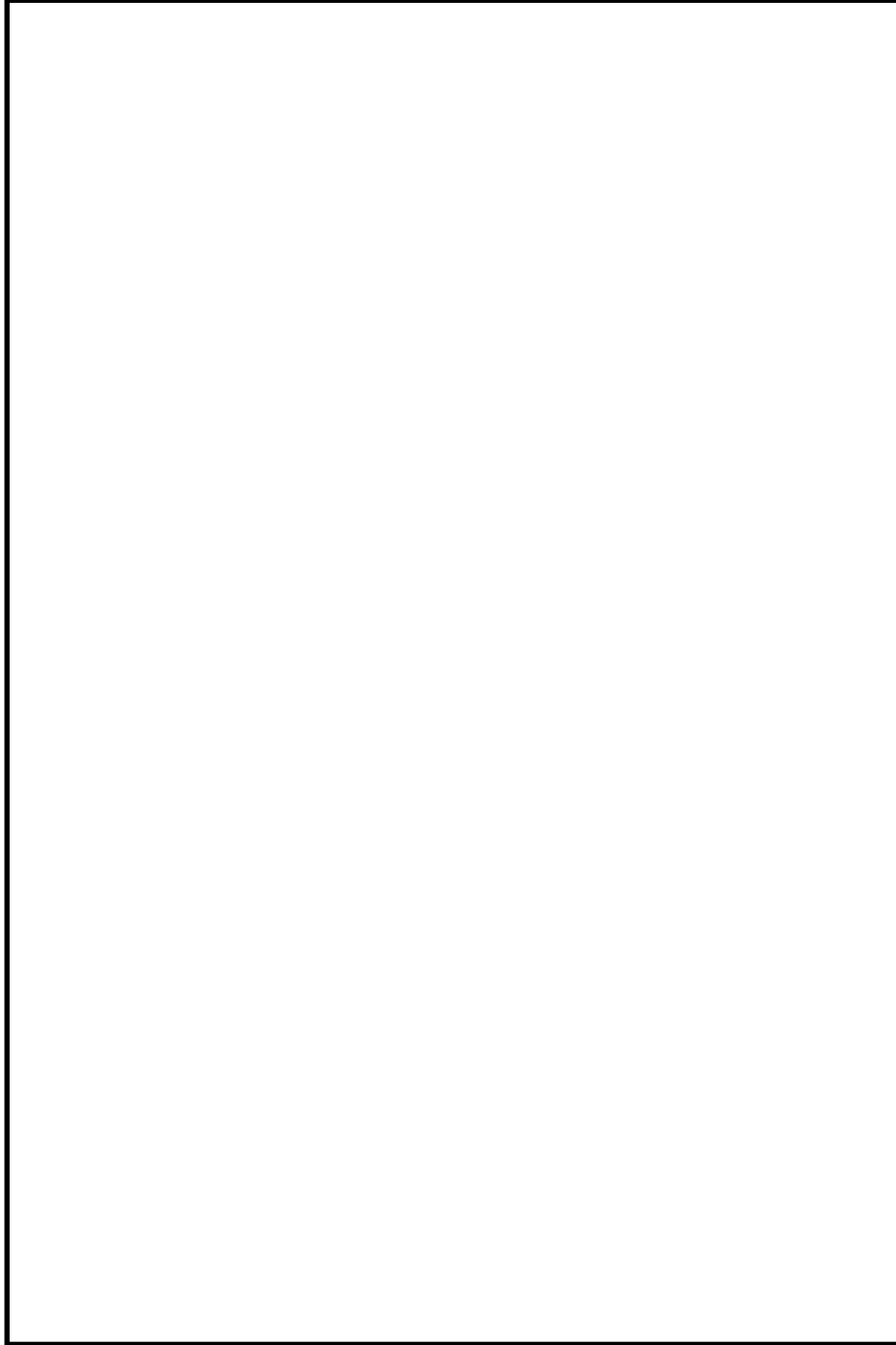
第62 - 3 - 9図 原子炉建物地下2階

- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



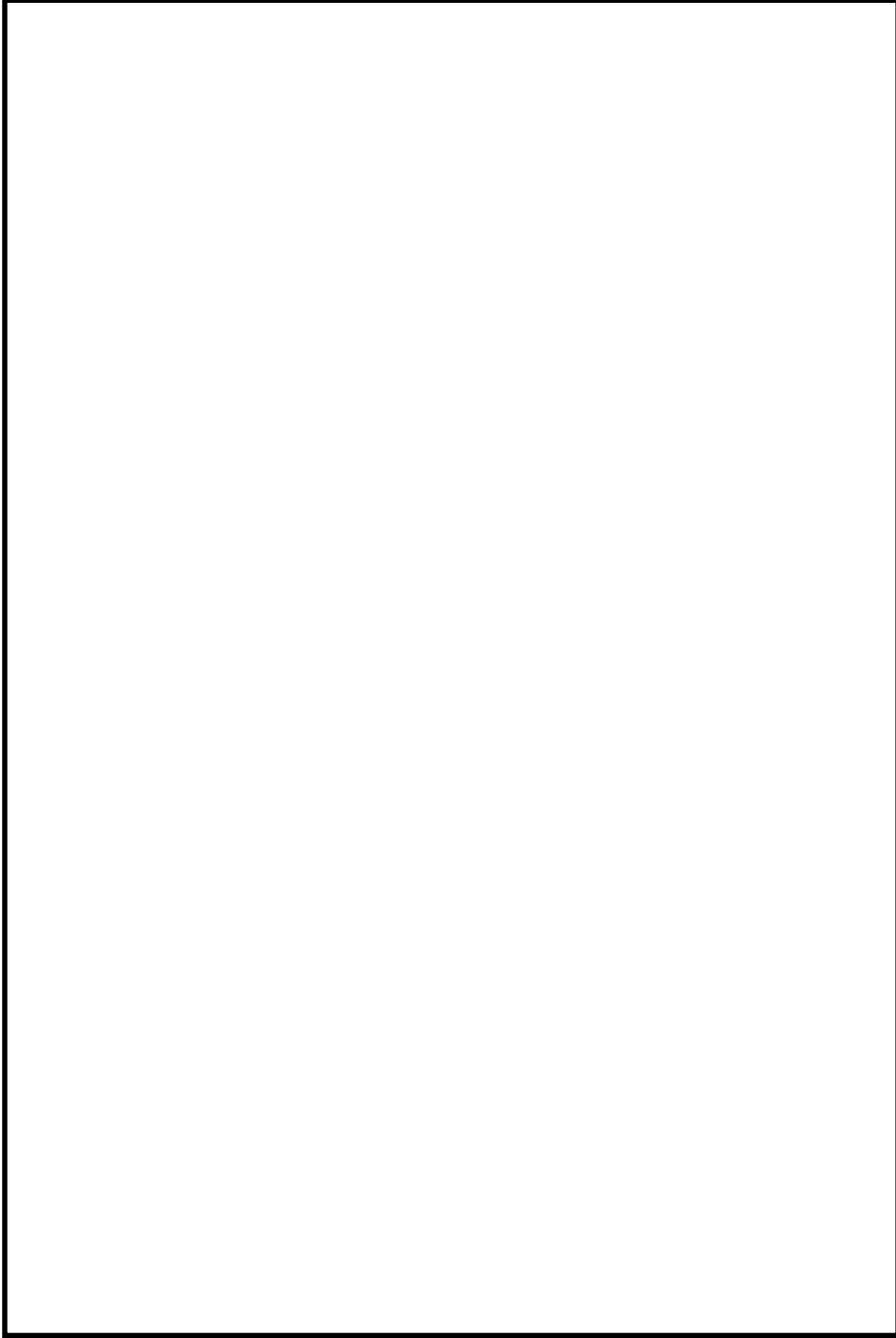
第62 - 3 - 10図 廃棄物処理建物 1 階

- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



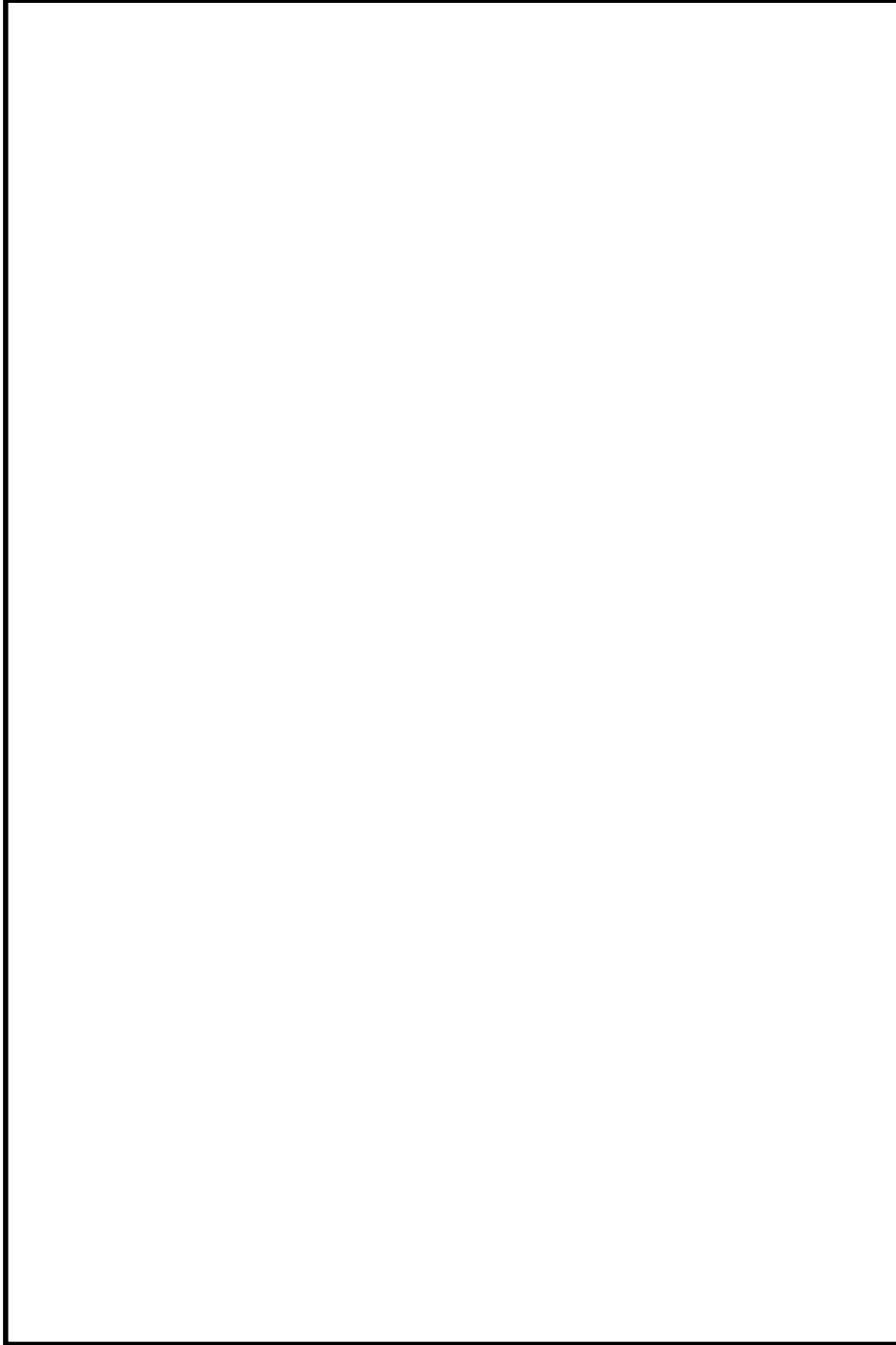
第62-3-11図 制御室建物3階

- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



第62 - 3 - 12図 緊急時対策所 1 階

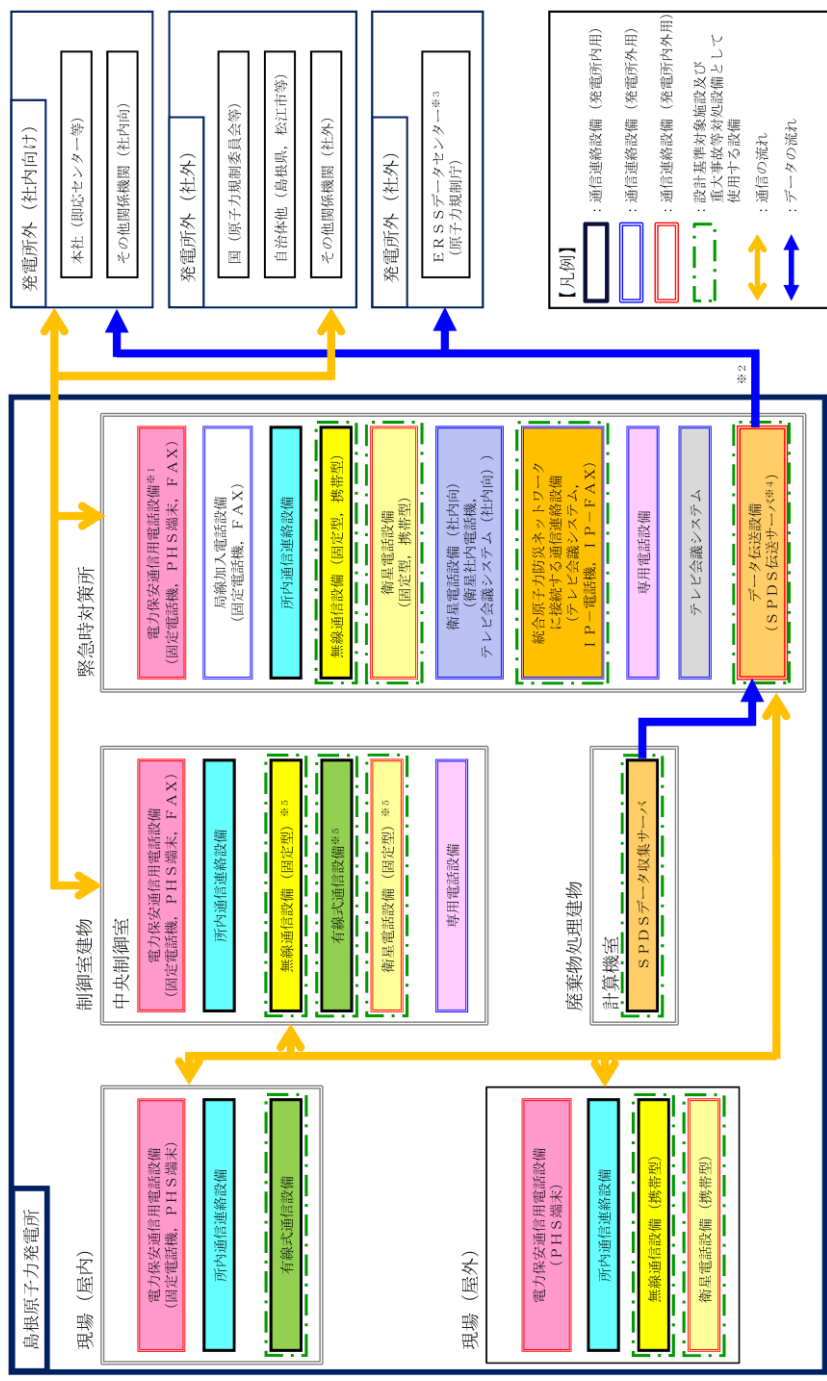
- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



第62 - 3 - 13図 通信棟 1 階

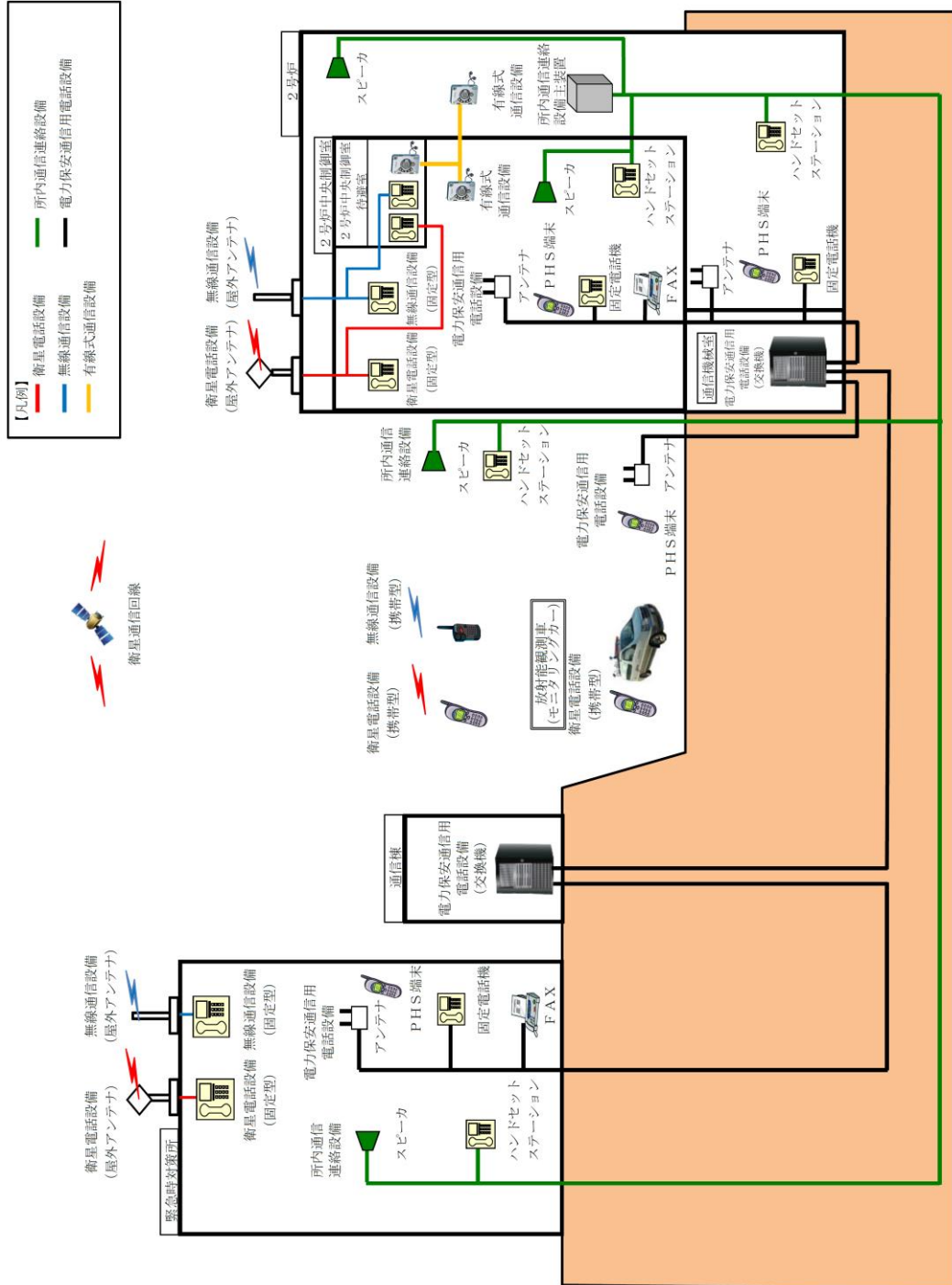
- 写真については、イメージ，例を含む。
- 配備又は保管場所については、今後，訓練等を通して見直しを行う。

62 - 4
系統図

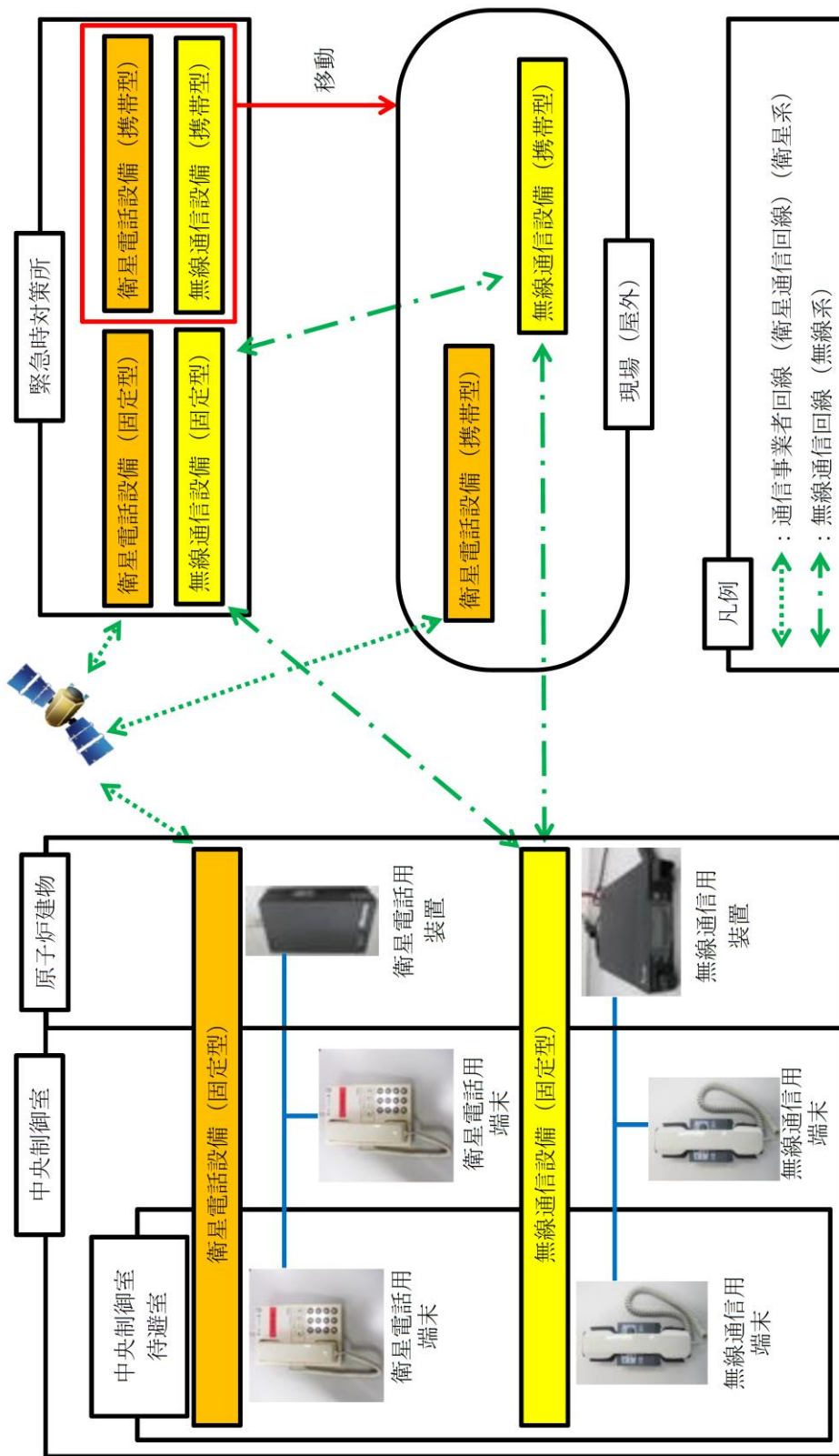


- ※ 1 : 局線加入電話設備に接続されており、発電所外への通信連絡が可能である。
- ※ 2 : 緊急時対策所のSPDSS伝送サーバから第一データセンターへ、本社経由で第二データセンターへ伝送する。
- ※ 3 : 国の緊急時対策支援システム。
- ※ 4 : 安全パラメータ表示システム(SPDS)を含む。
- ※ 5 : 中央制御室待避室においても通信連絡が可能である。

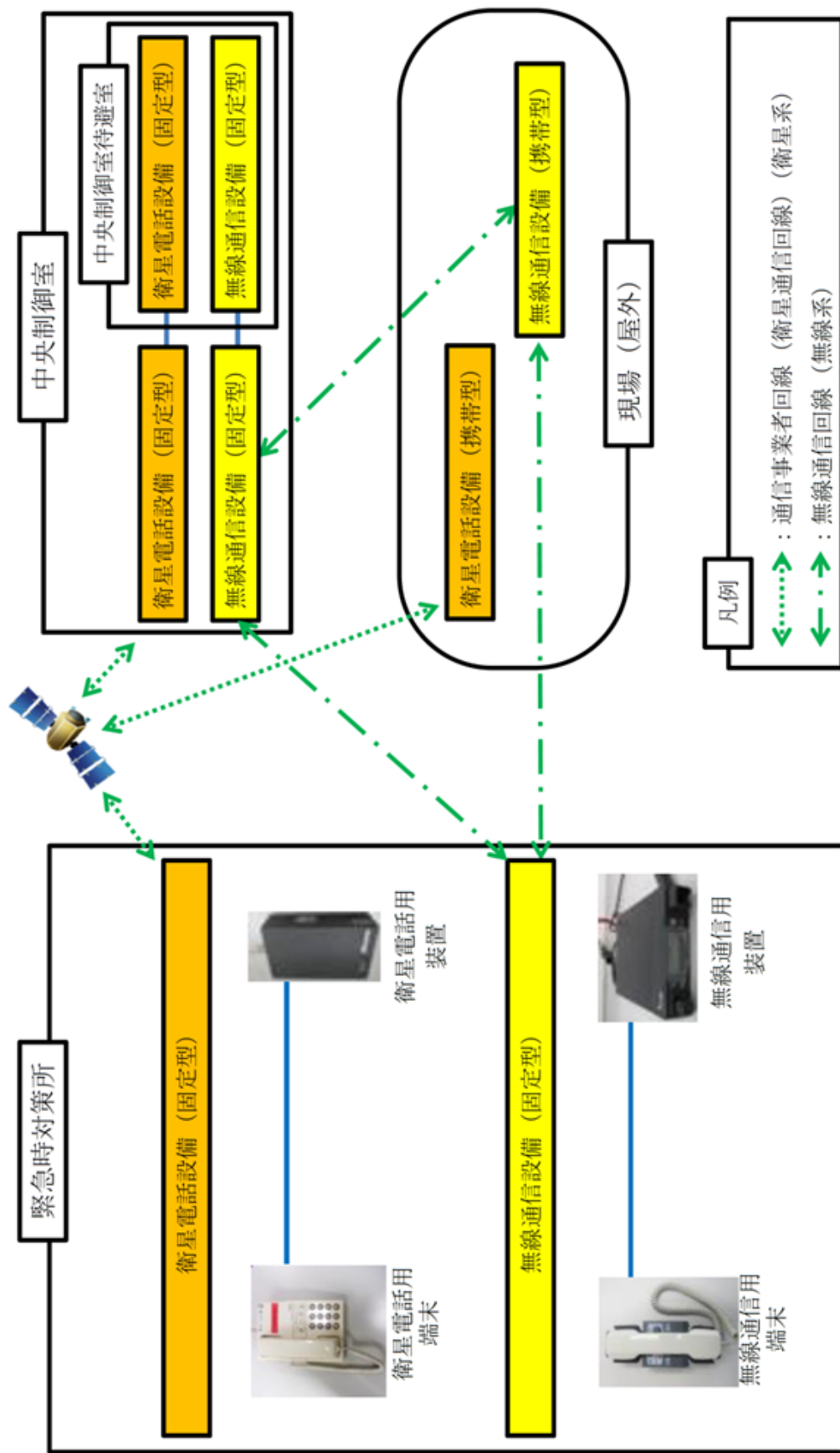
第62-4-1図 通信連絡設備の概要



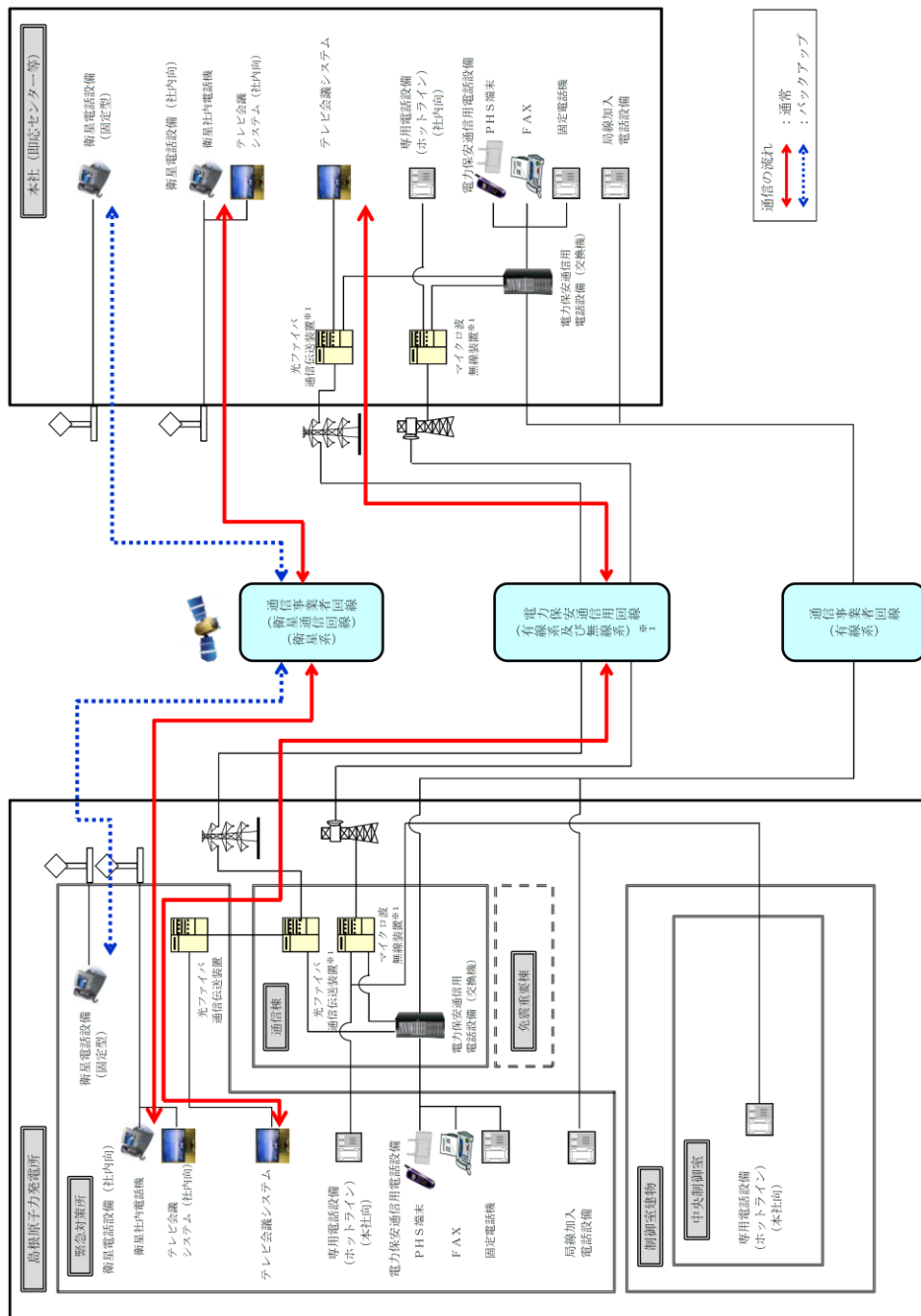
第 62 - 4 - 2 図 通信連絡設備 (発電所内) の概要



第 62-4-3 図 中央制御室及び中央制御室待避室における無線通信設備及び衛星電話設備の概要

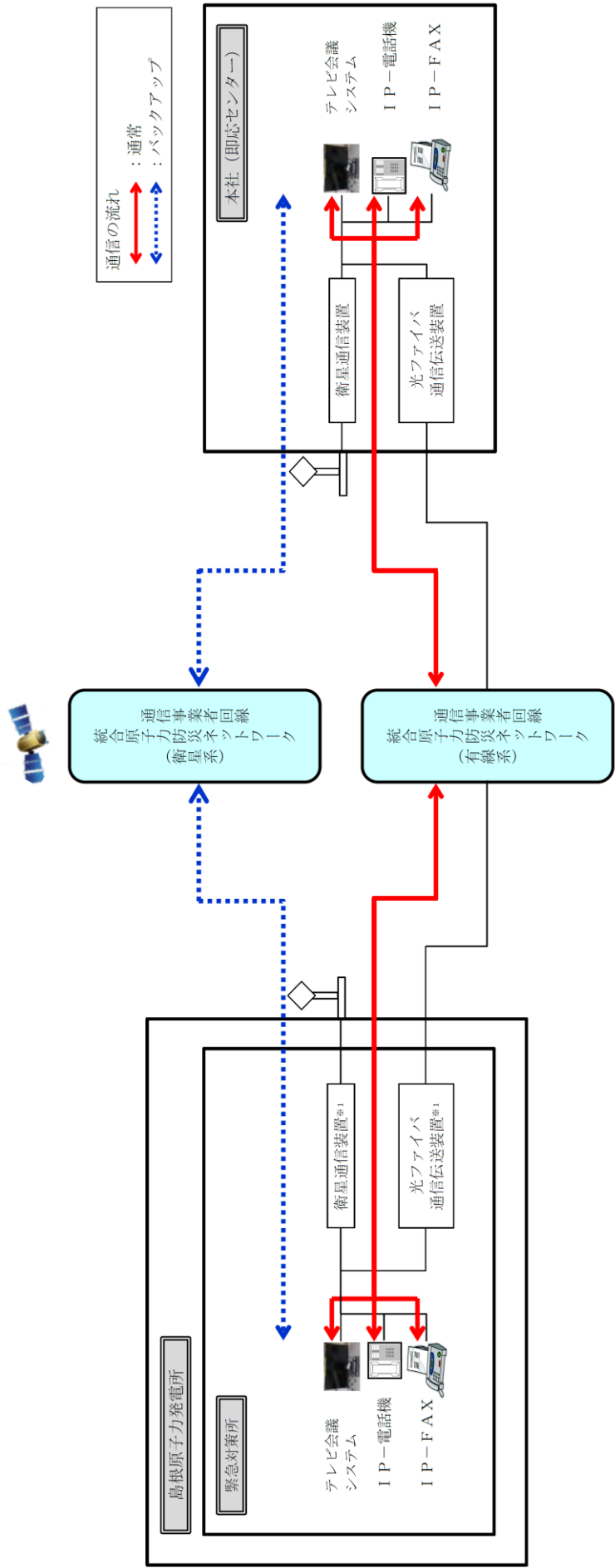


第 62-4-4 図 緊急時対策所における無線通信設備及び衛星電話設備の概要



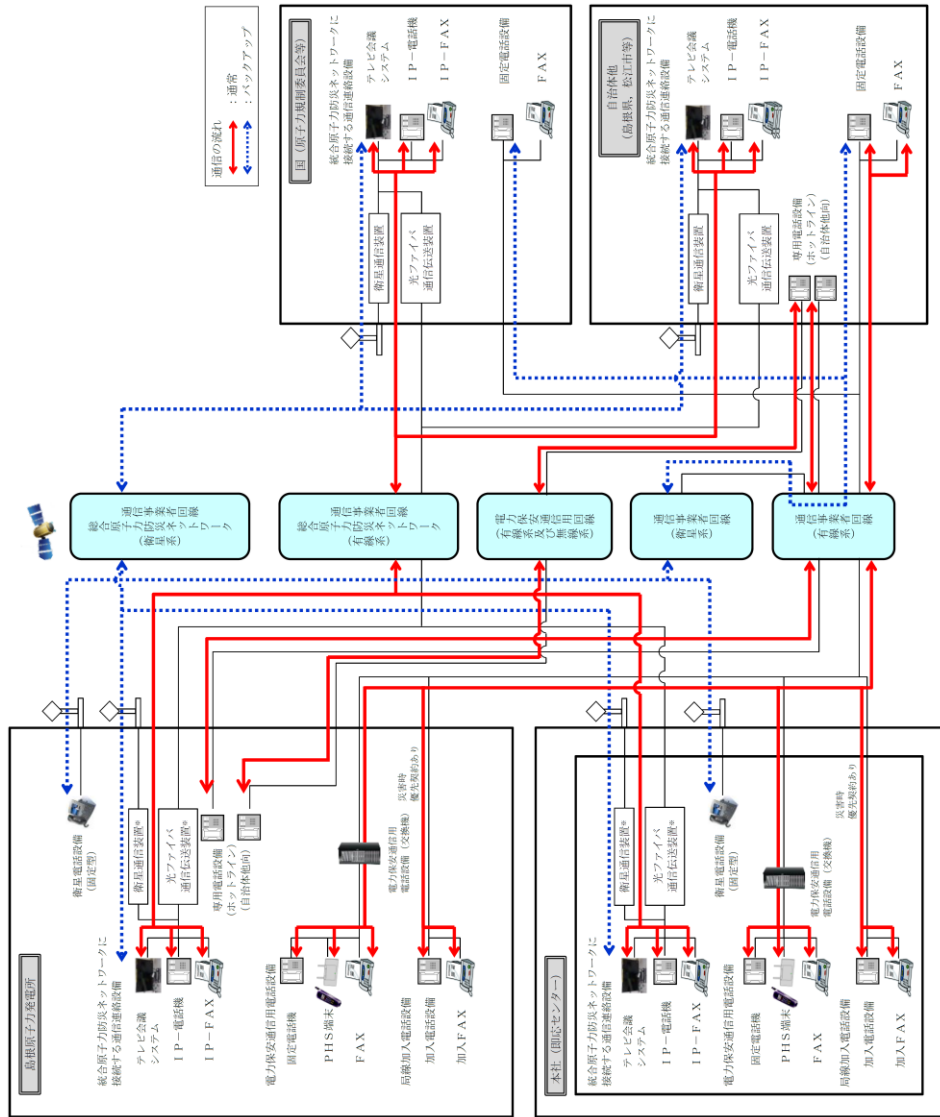
※1：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

第62-4-5図 通信連絡設備（発電所外[社内関係各所]）の概要（その1）



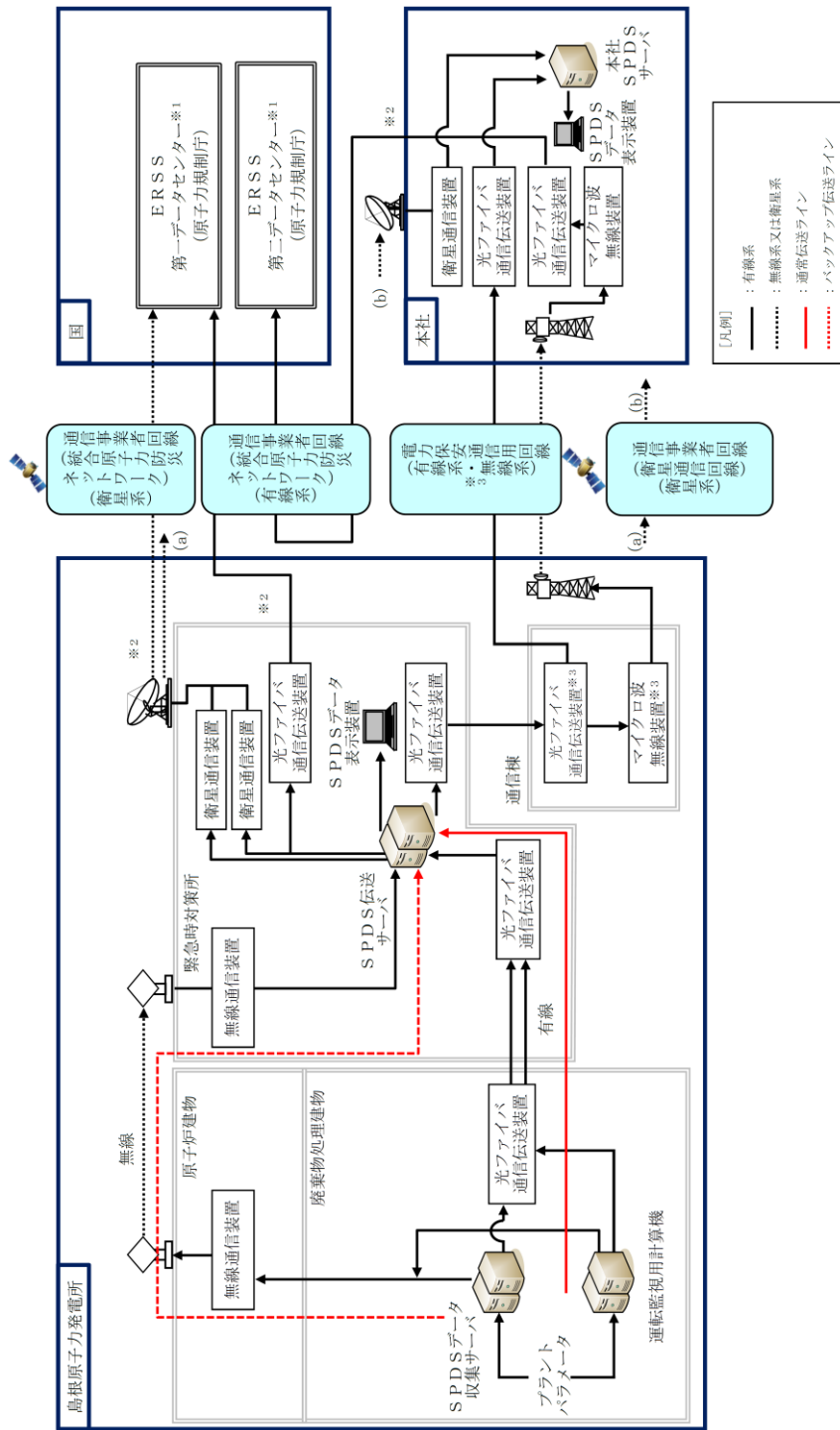
※1：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国，自治体他所掌の通信連絡設備となる。

第62-4-4-6図 通信連絡設備（発電所外〔社内関係各所〕の概要（その2）



※：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国，自治体他所掌の通信連絡設備となる。

第62-4-4-7図 通信連絡設備（発電所外[社外関係各所]）の概要



- ※1：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ、緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。
- ※2：通信事業者所掌の統合原子力防炎ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
- ※3：電力保安無線回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

第62 - 4 - 8図 安全パラメータ表示システム(SPDS)及びデータ伝送設備の概要

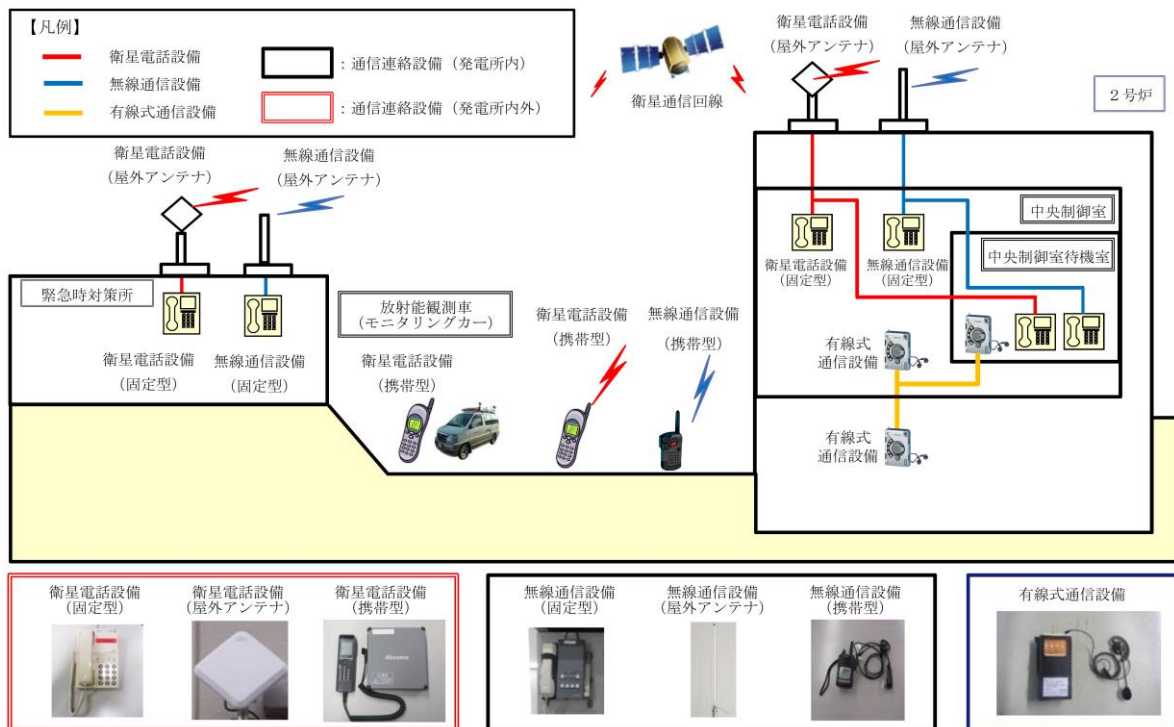
62 - 5
試験及び検査

○通信連絡設備（発電所内）の試験・検査性について

通信連絡設備（発電所内）における試験及び検査は第62-5-1表の通りである。
通信連絡設備（発電所内）の概要を第62-5-1図に示す。

第62-5-1表 通信連絡設備（発電所内）の試験・検査

対応設備	試験・検査項目
有線式通信設備	機能・性能試験, 外観点検
無線通信設備（固定型, 携帯型）	機能・性能試験, 外観点検
衛星電話設備（固定型, 携帯型）	機能・性能試験, 外観点検

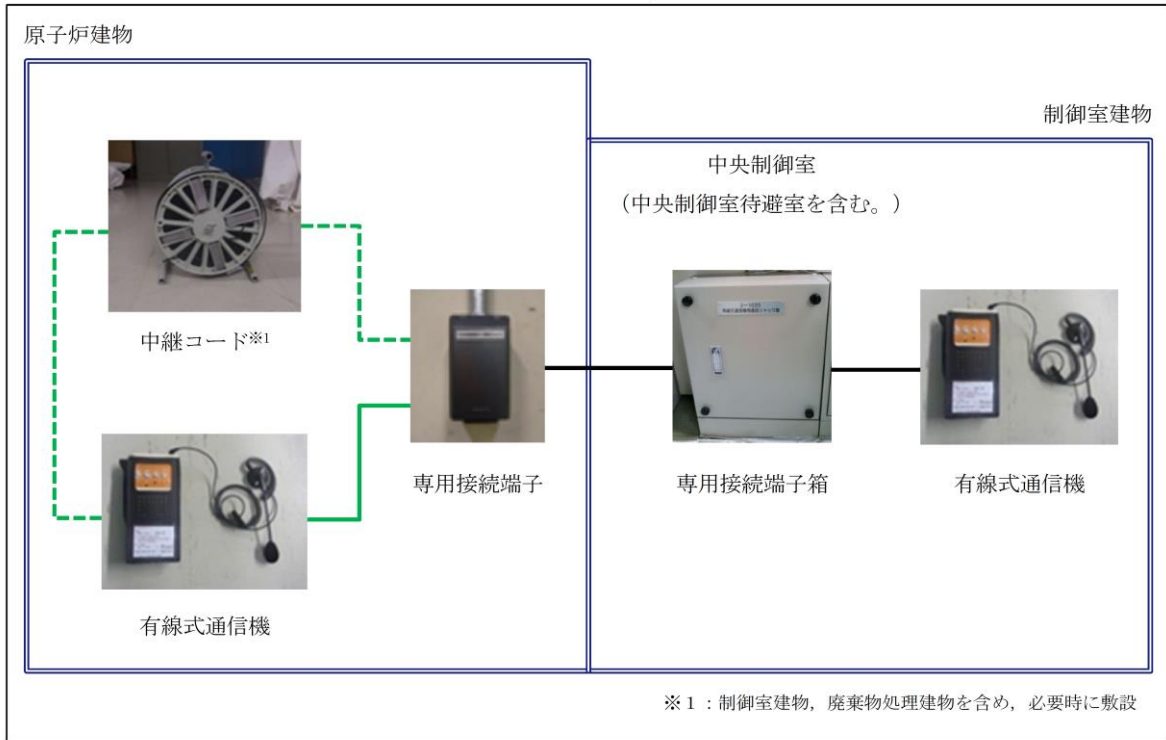
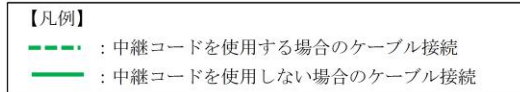


第 62 - 5 - 1 図 通信連絡設備（発電所内）の概要
[通信連絡設備（発電所外）と共用を含む]

有線式通信設備 試験・検査内容

【試験構成】

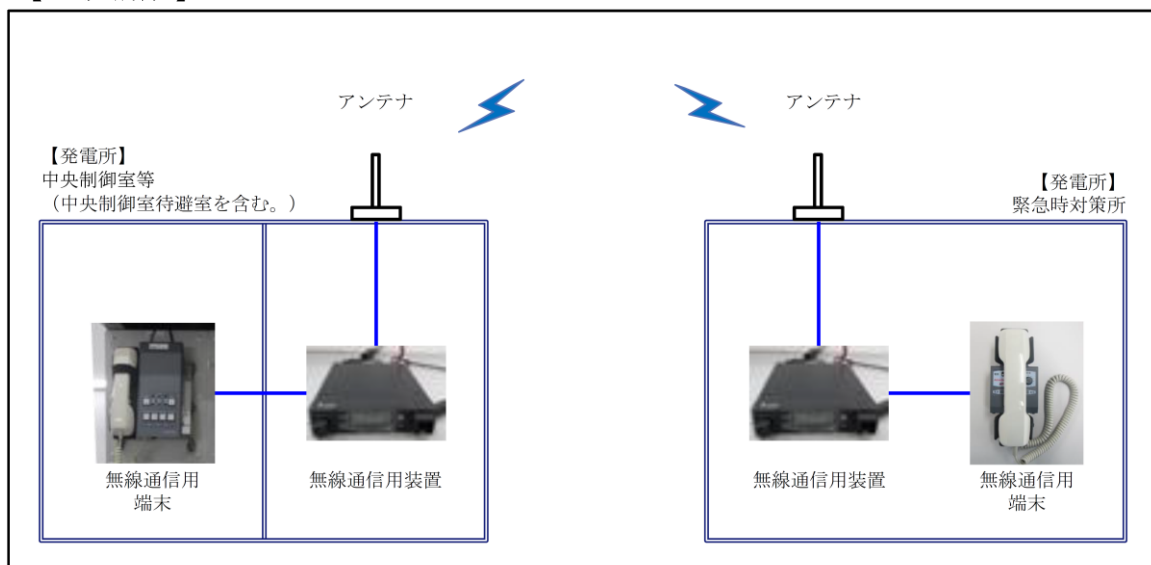
【発電所】



第62 - 5 - 2図 有線式通信設備 試験・検査構成

無線通信設備 (固定型) 試験・検査内容

【試験構成】

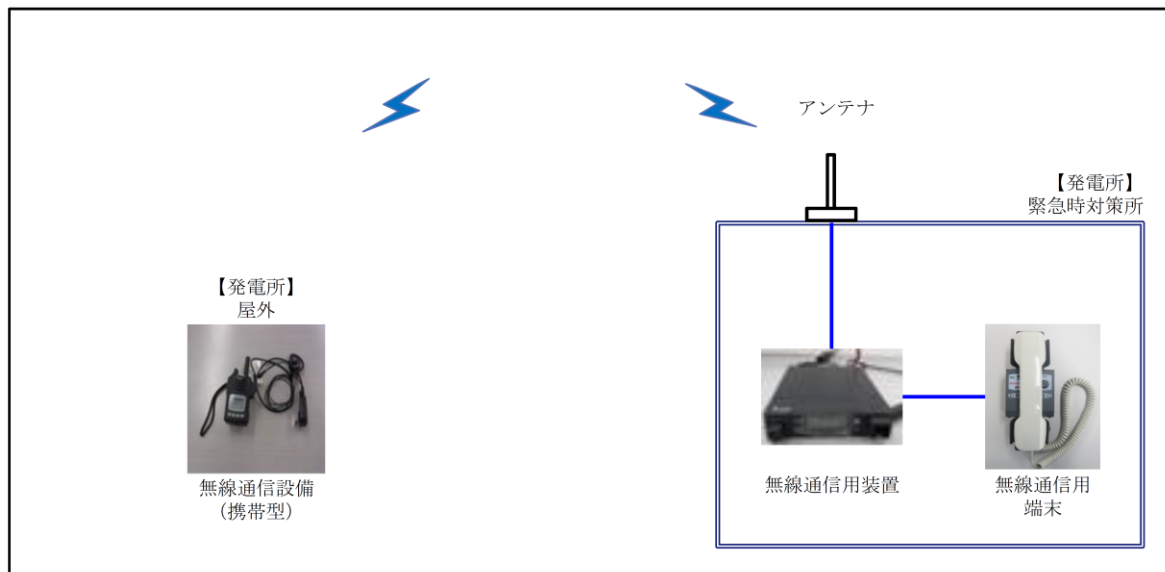


※ 試験区間 : 中央制御室 (中央制御室待避室を含む。) (固定型) ~ 緊急時対策所 (固定型)

第62 - 5 - 3図 無線通信設備 (固定型) 試験・検査方法

無線通信設備（携帯型）、無線通信設備（固定型） 試験・検査内容

【試験構成】

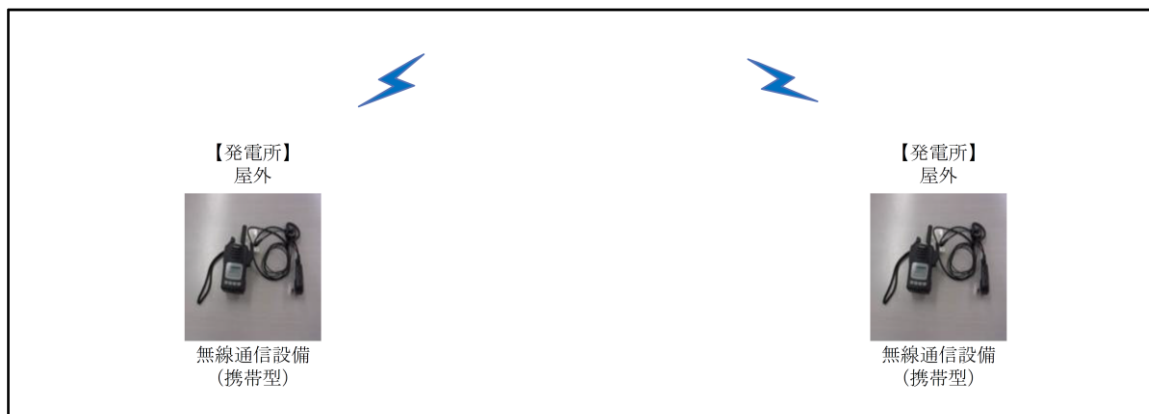


※ 試験区間 : 屋外 (携帯型) ~ 中央制御室 (固定型)

第62 - 5 - 4図 無線通信設備（携帯型）、無線通信設備（固定型）試験・検査方法

無線通信設備（携帯型） 試験・検査内容

【試験構成】

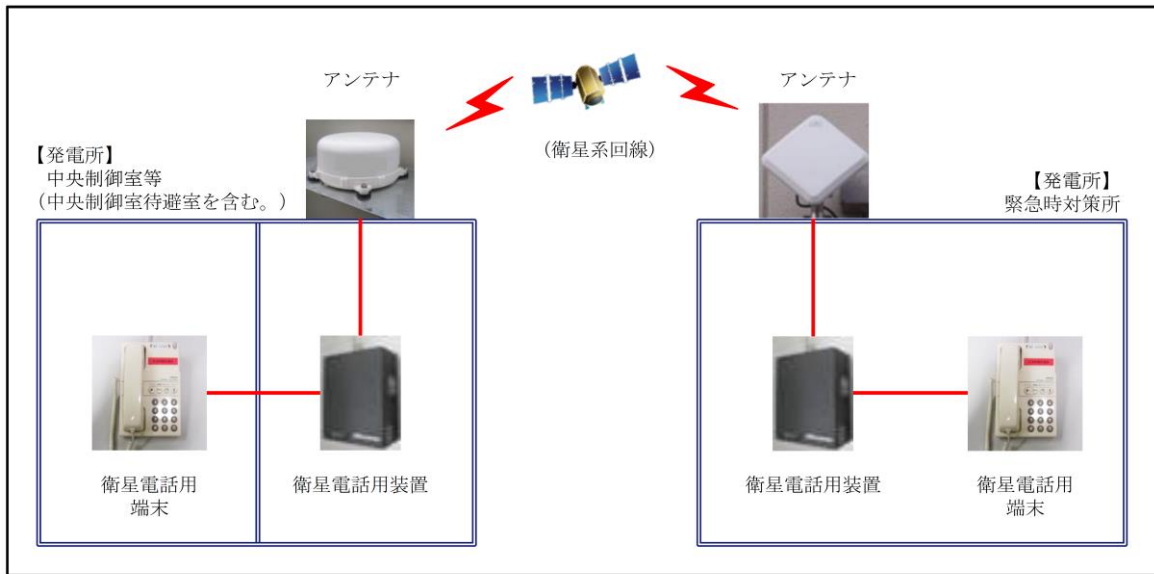


※ 試験区間 : 屋外 (携帯型) ~ 屋外 (携帯型)

第62 - 5 - 5図 無線通信設備（携帯型） 試験・検査方法

衛星電話設備（固定型） 試験・検査内容

【試験構成】

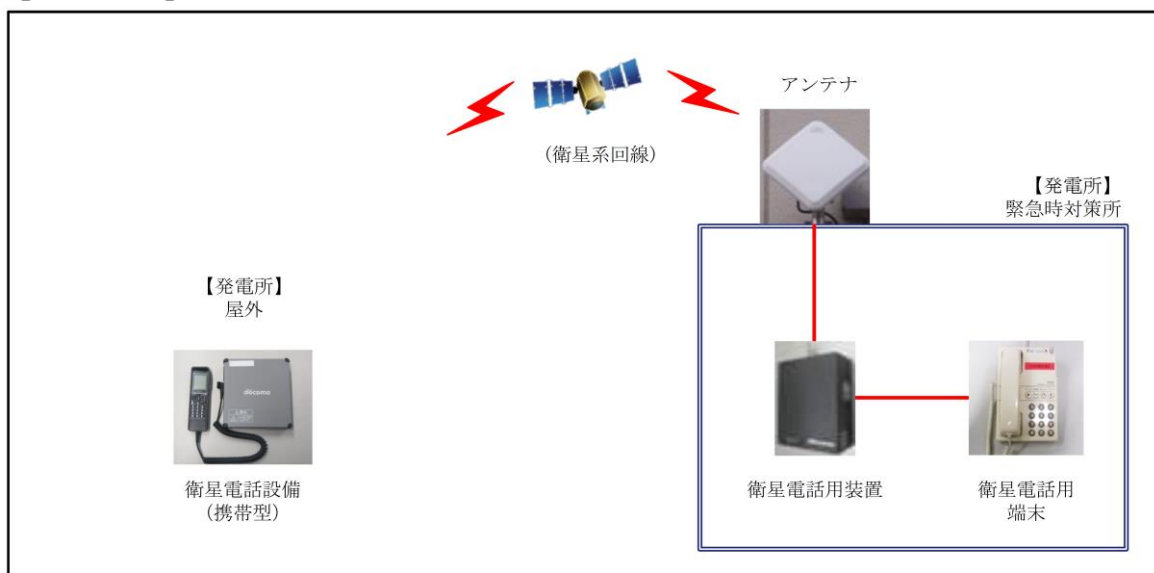


※ 試験区間 : 中央制御室（中央制御室待避室を含む。）（固定型） ～ 緊急時対策所（固定型）

第62 - 5 - 6図 衛星電話設備（固定型） 試験・検査方法

衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 試験・検査内容

【試験構成】

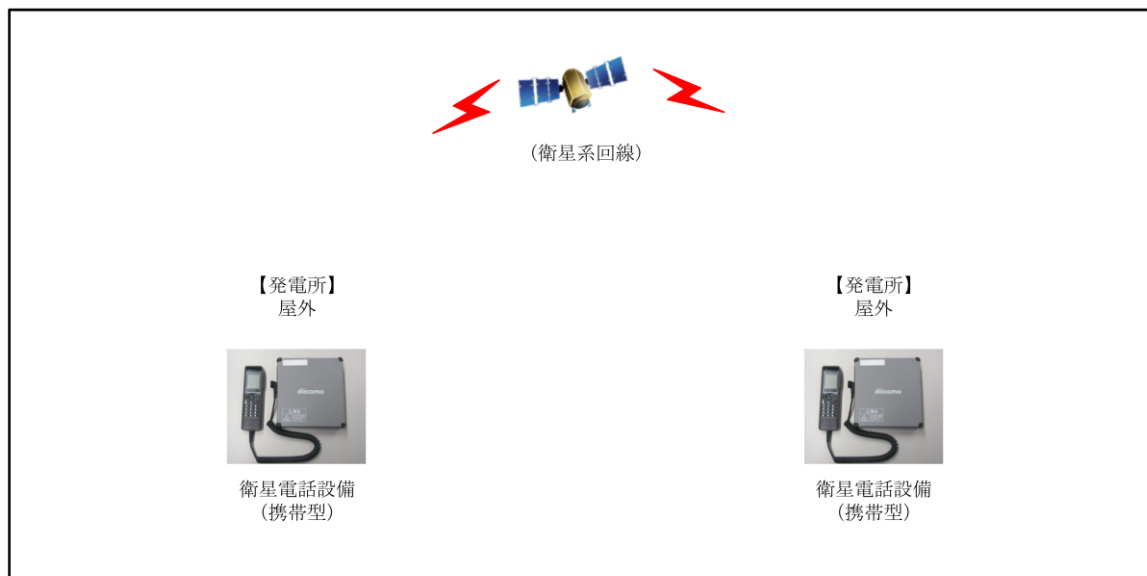


※ 試験区間 : 屋外（携帯型） ～ 緊急時対策所（固定型）

第62 - 5 - 7図 衛星電話設備（固定型） 試験・検査方法

衛星電話設備（携帯型） 試験・検査内容

【試験構成】



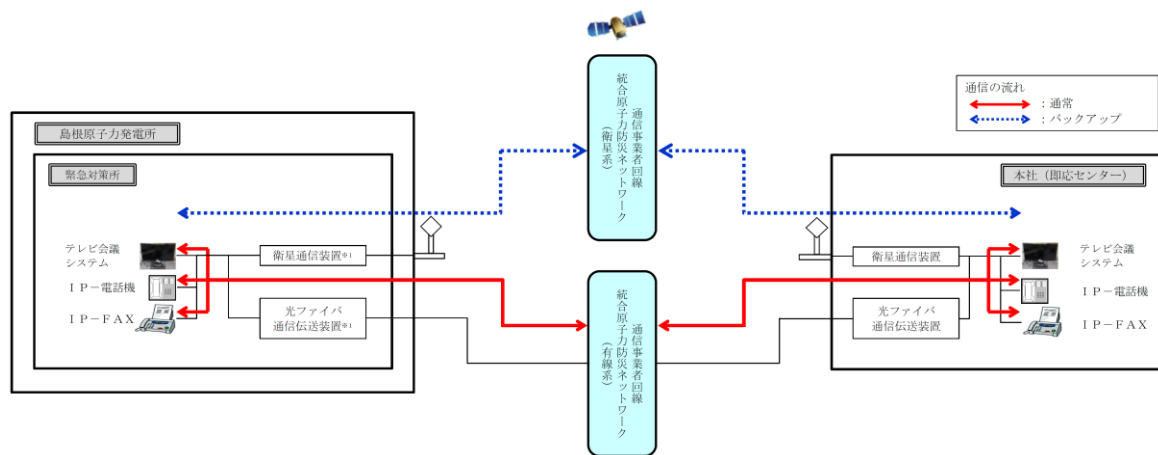
※ 試験区間 : 屋外 (携帯型) ~ 屋外 (携帯型)

第62 - 5 - 8図 衛星電話設備（携帯型） 試験・検査方法

- 通信連絡設備（発電所外）の試験・検査性について
 通信連絡設備（発電所外）における試験及び検査は第62 - 5 - 2表のとおりである。
 通信連絡設備（発電所外）の概要を第62 - 5 - 9図に示す。

第62 - 5 - 2表 通信連絡設備（発電所外）の試験・検査

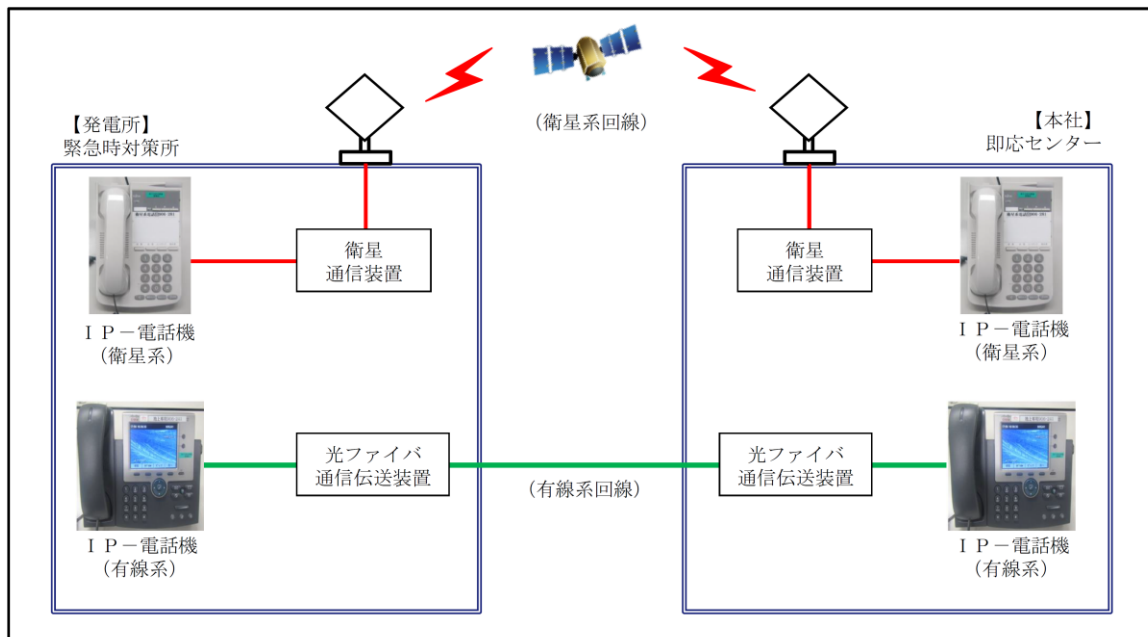
対応設備	試験・検査項目
衛星電話設備（固定型，携帯型）	機能・性能試験，外観点検
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	機能・性能試験，外観点検



第62 - 5 - 9図 通信連絡設備（発電所外）の概要

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（IP-電話機）
試験・検査内容

【試験構成】

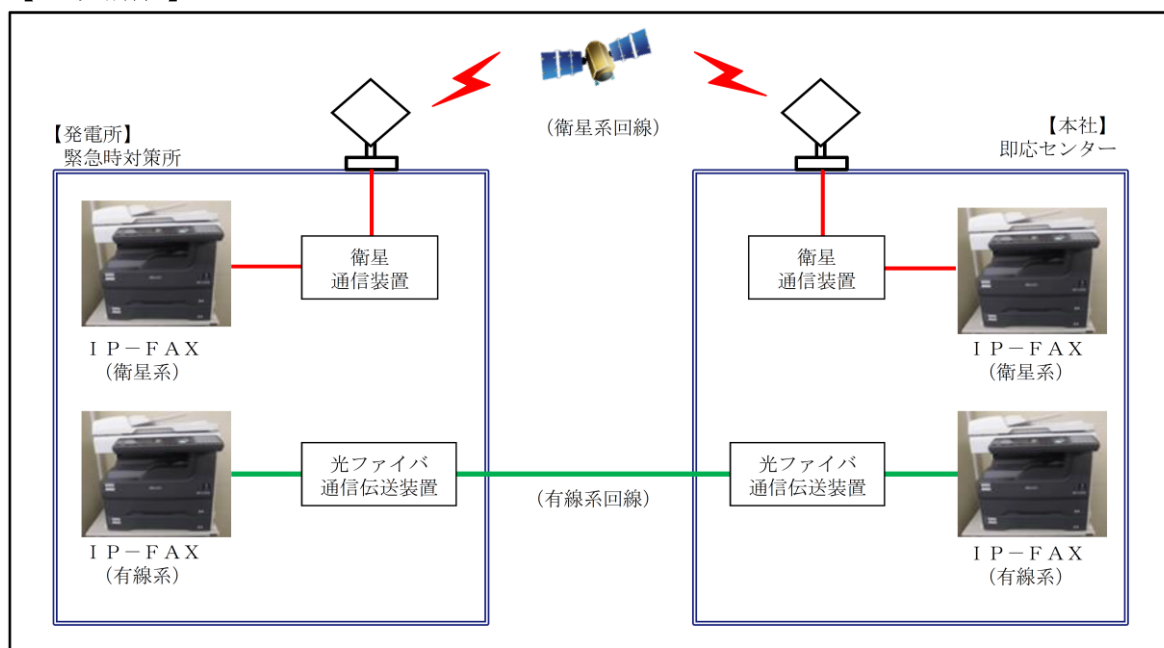


※ 試験区間： 緊急時対策所 ～ 本社即応センター

第62-5-10図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
(IP-電話機) 試験・検査内容

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（IP-FAX）
試験・検査内容

【試験構成】

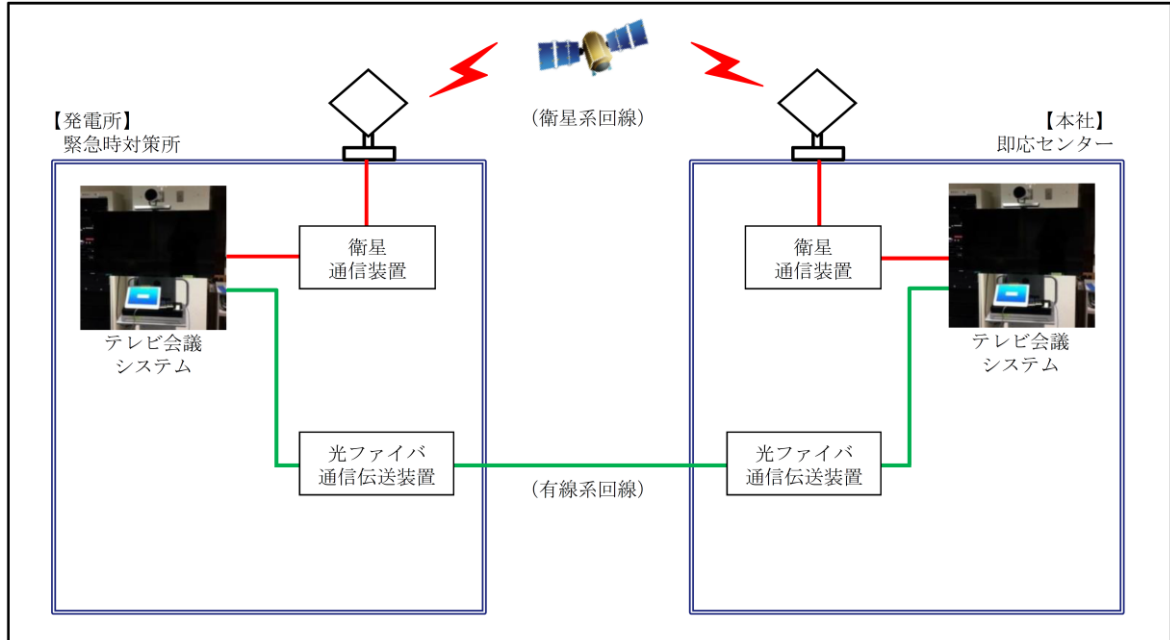


※ 試験区間： 緊急時対策所 ～ 本社即応センター

第62-5-11図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
(IP-FAX) 試験・検査内容

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム）
試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間 : 緊急時対策所 ~ 本社即応センター

第62 - 5 - 12図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
(テレビ会議システム) 試験・検査内容

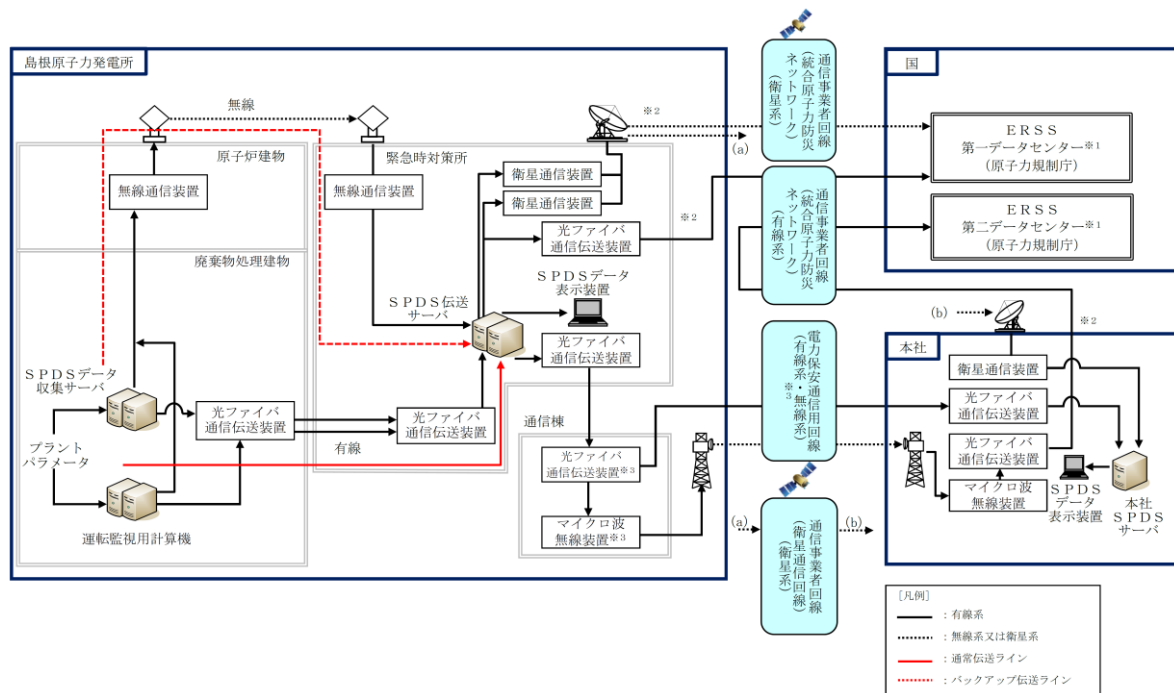
○安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の試験・検査性について

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備における試験及び検査は第62-5-3表の通りである。

通信連絡設備（発電所外）の概要を第62-5-13図に示す。

第62-5-3表 安全パラメータ表示システム（SPDS）
及びデータ伝送設備の試験・検査性

対応設備	試験・検査項目
安全パラメータ表示システム（SPDS）	機能・性能試験，外観点検
データ伝送設備	機能・性能試験，外観点検

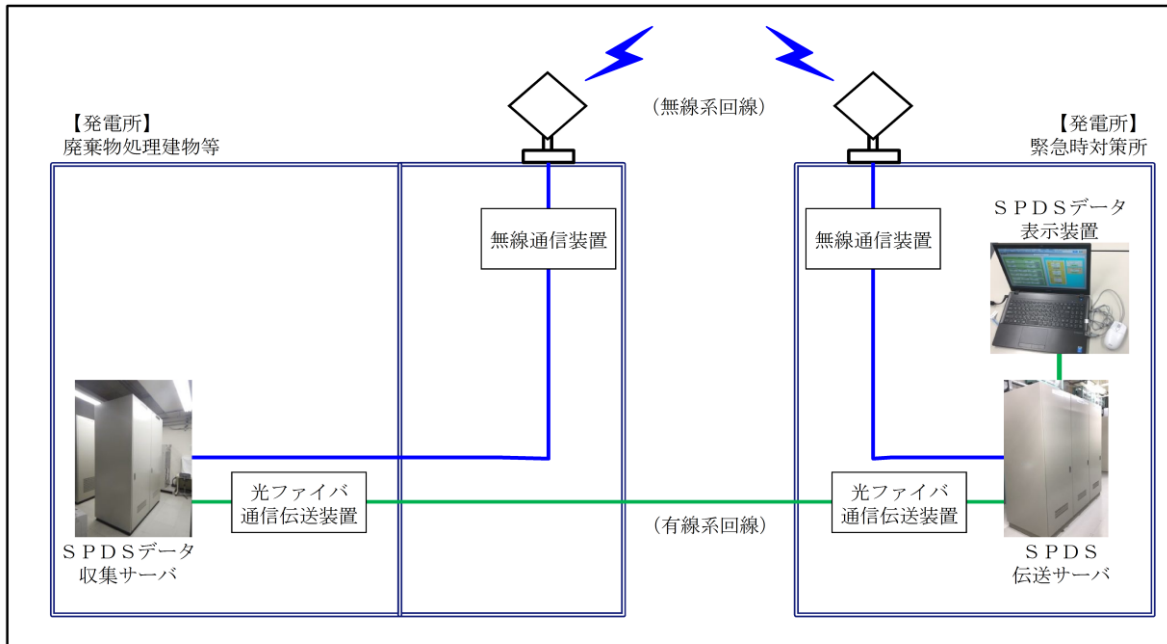


- ※1：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ，緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。
- ※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
- ※3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

第62-5-13図 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の概要

安全パラメータ表示システム（SPDS） 試験・検査内容

【試験構成】

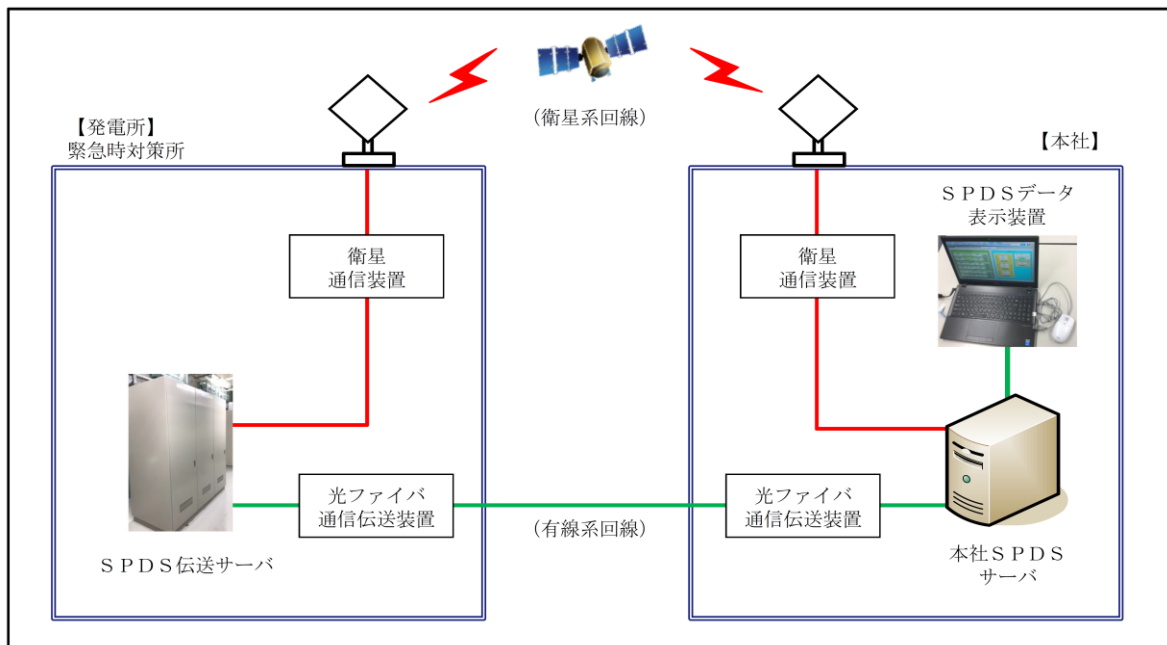


※ 試験区間 : 廃棄物処理建物 ~ 緊急時対策所

第62 - 5 - 14図 データ伝送設備（発電所内） 試験・検査構成

データ伝送設備 試験・検査内容

【試験構成】



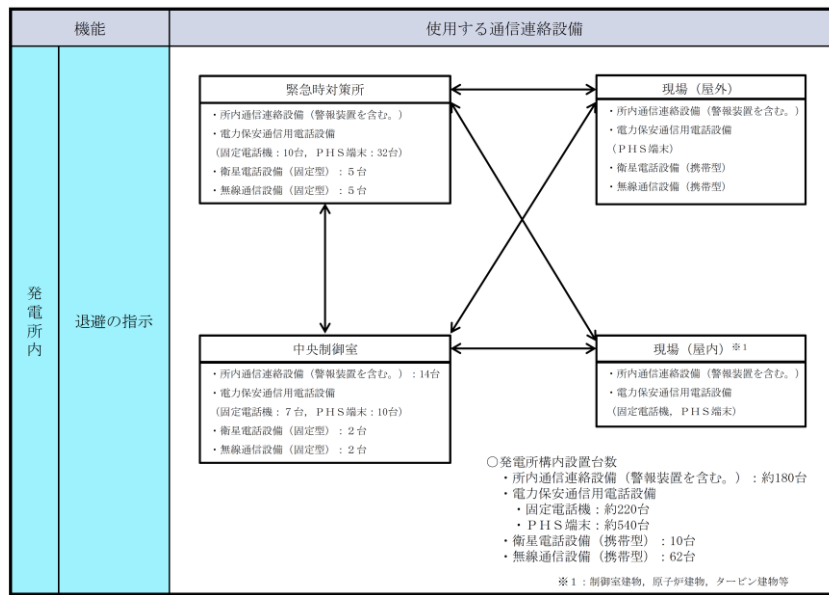
※ 試験区間 : 緊急時対策所 ~ 本社

第62 - 5 - 15図 データ伝送設備 試験・検査構成

62 - 6

容量設定根拠

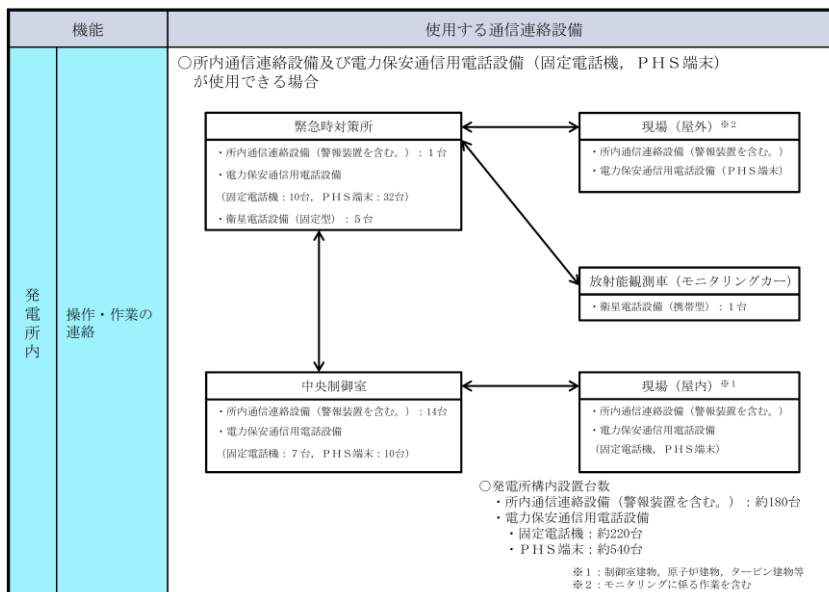
機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）



・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第 62 - 6 - 1 図 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）（1 / 3）

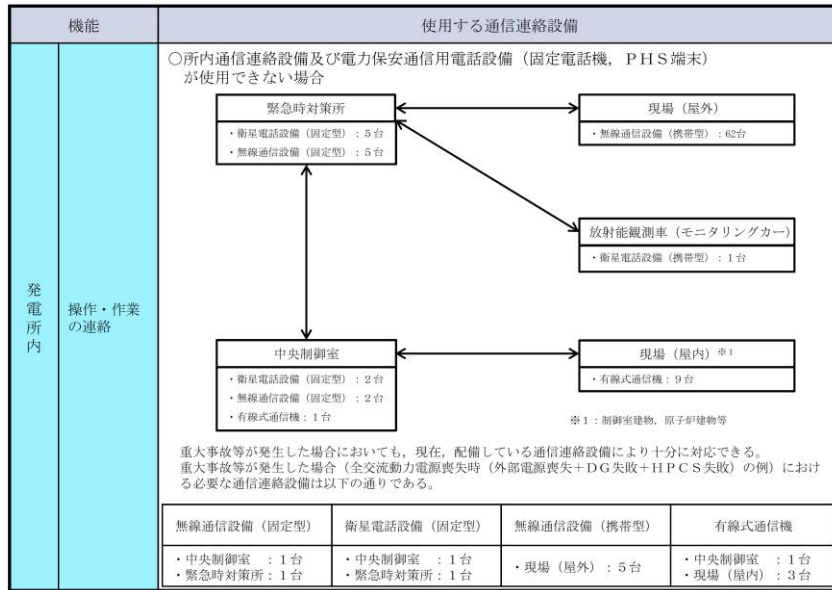
○「退避の指示」における通信連絡



・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第 62 - 6 - 2 図 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）（2 / 3）

○所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）が使用できる場合における「操作・作業の連絡」の通信連絡

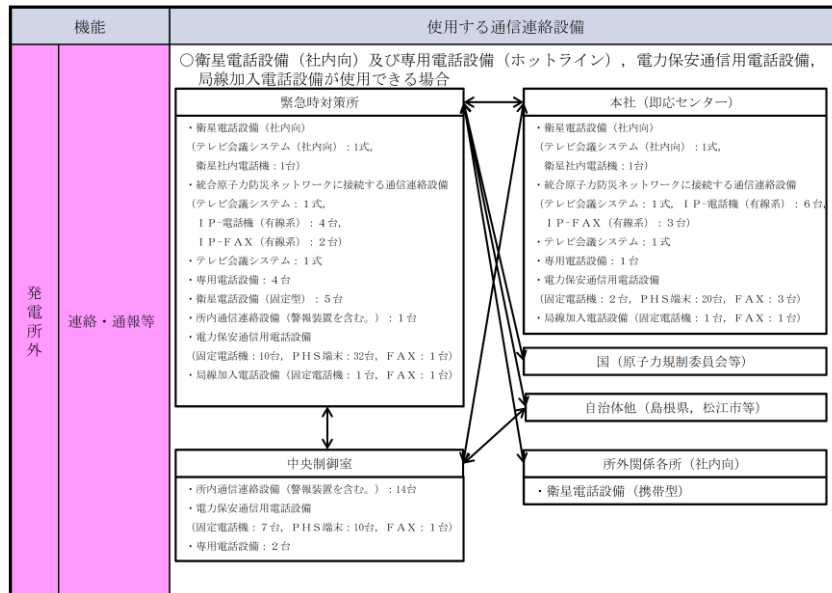


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第62-6-3図 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）（3／3）

○所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）が使用できない場合における「操作，作業の連絡」の通信連絡

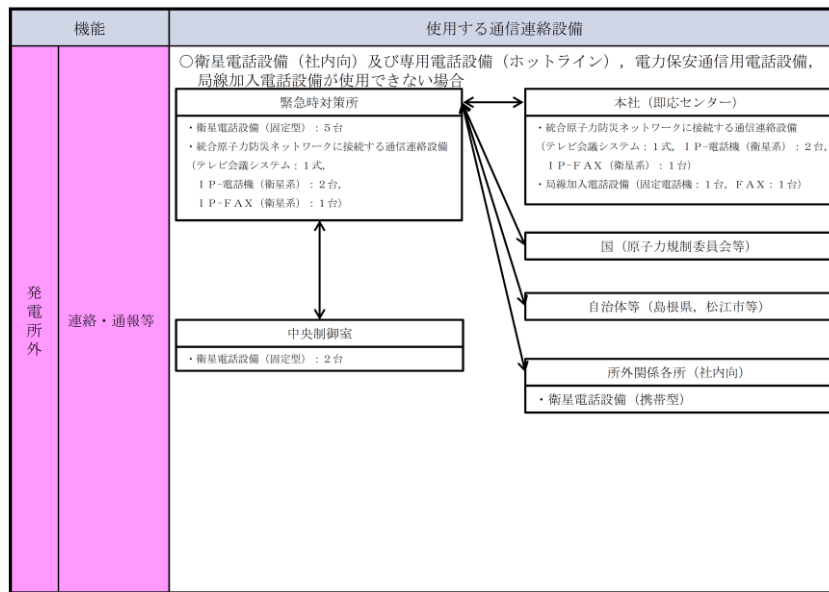
機能毎に必要な通信連絡設備（発電所外）



・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第62-6-4図 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所外）（1／2）

○衛星電話設備（社内向）及び専用電話設備（ホットライン），電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備が使用できる場合における「連絡，通報等」の通信連絡



・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

第62 - 6 - 5図 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所外）（2 / 2）

○衛星電話設備（社内向）及び専用電話設備（ホットライン），電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備が使用できない場合における「連絡，通報等」の通信連絡

○有線式通信設備の使用方法及び使用場所

通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、以下の通信連絡設備を使用する。

○有線式通信設備

中央制御室付近の廃棄物処理建物に保管する有線式通信設備は、中央制御室と各現場（屋内）間に敷設している専用通信線を用い、有線式通信機を専用接続端子に接続するとともに、必要時に中継コードを敷設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

なお、専用接続端子については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し、溢水時においても使用可能な設計とする。

有線式通信機の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とし、現場（屋内）にて対応する緊急時対策要員は各現場に1台を携行し使用する。なお、有線式通信設備は、廃棄物処理建物（中央制御室付近）の保管場所より緊急時対策要員が取り出し携行する。

中継コードは、有効性評価で抽出された作業で使用する100m巻4台が必要であり、余裕を考慮した計6台を配備する。

○無線通信設備（固定型）

中央制御室及び緊急時対策所に設置する無線通信設備（固定型）は、中央制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また、屋外の緊急時対策要員は無線通信設備（携帯型）を使用することにより緊急時対策所と現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

無線通信設備（固定型）の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とし、中央制御室と緊急時対策所間として各1台、緊急時対策所と現場（屋外）間として緊急時対策所に作業ごとに各1台使用する。

○無線通信設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する無線通信設備（携帯型）は、中央制御室又は緊急時対策所と現場（屋外）間、現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

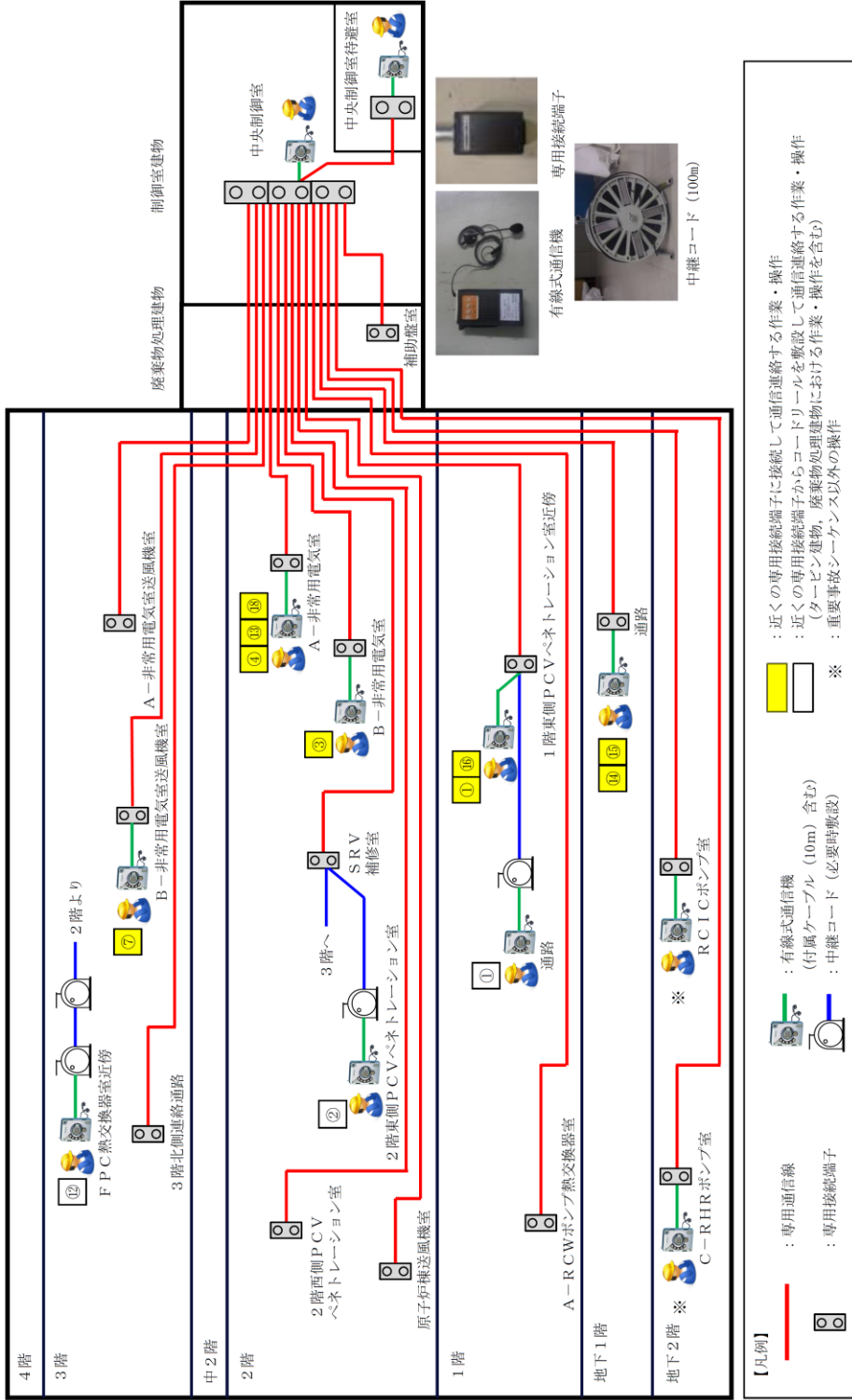
無線通信設備（携帯型）の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とし、現場（屋外）と緊急時対策所間連絡用として屋外の緊急時対策要員の作業ごとに各現場に1台を携行し使用する。

有線式通信設備を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要及び無線通信設備等を用いた通信連絡の概要について、第62 - 6 - 6図及び第62 - 6 - 7図に示す。

また、各重要事故シーケンスで使用する有線式通信設備の通話場所例及び、有効性評価から抽出した有線式通信設備を用いる屋内作業一覧を第62 - 6 - 1表、第62 - 6 - 2表、各重要事故シーケンスで使用する有線式通信設備及び無線通信設備等の台数を第62 - 6 - 3表及び第62 - 6 - 4表に示す。

第62 - 6 - 1表 有線式通信設備を使用する通話場所の例
(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失(長期TB)の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
C系非常用高圧母線受電操作	原子炉建物附属棟 2階	A-非常用電気室
低圧原子炉代替注水系(可搬型) 系統構成	原子炉建物原子炉棟 1階	1階東側PCV ペネトレーション室近傍, 通路
格納容器代替スプレイ系(可搬型) 系統構成	原子炉建物原子炉棟 2階	2階東側PCV ペネトレーション室



・ 図中の番号は、第62-6-2表の作業内容を示す。

・ 使用方法については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第62-6-6 図 有線式通信設備を用いた通信連絡の概要

第62 - 6 - 2表 有効性評価から抽出した有線式通信設備を用いる屋内作業一覧

No.	作業内容※ ¹	作業場所	有線式通信設備 専用接続端子場所	有線式 通信機 数量※ ²	中継コード 数量※ ²
①	低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統構成	原子炉建物原子炉棟 1階	原子炉建物原子炉棟 1階	1	100m×1台
②	格納容器代替スプレイ系（可搬型）系統構成	原子炉建物原子炉棟 2階	原子炉建物原子炉棟 2階	1	100m×1台
③	D系非常用高圧母線受電操作	原子炉建物附属棟 2階 廃棄物処理建物 地下中1※ ³ 、1階※ ³	原子炉建物附属棟 2階 廃棄物処理建物 1階	1	—
④	C系非常用高圧母線受電操作	原子炉建物附属棟 2階 廃棄物処理建物 1階※ ³	原子炉建物附属棟 2階 廃棄物処理建物 1階	1	—
⑤	中央制御室換気系系統構成	廃棄物処理建物 2階※ ³	廃棄物処理建物 1階	—	—
⑥	中央制御室待避室系統構成	廃棄物処理建物 1階※ ³	廃棄物処理建物 1階	—	—
⑦	電源切替操作（注水弁電源切替操作）	原子炉建物附属棟 3階	原子炉建物附属棟 3階	1	—
⑧	電源切替操作 （逃がし安全弁電源切替操作）	廃棄物処理建物 1階※ ³	廃棄物処理建物 1階	—	—
⑨	所内用蓄電池切替操作 （負荷切り離し／所内用蓄電池切替操作）	廃棄物処理建物 地下中1※ ³ 、1階※ ³	廃棄物処理建物 1階	—	—
⑩	原子炉補機代替冷却系準備操作 （系統構成（現場））	原子炉建物原子炉棟 3階※ ⁴	原子炉建物原子炉棟 2階	—※ ⁵	—
⑪	原子炉補機代替冷却系準備操作 （系統構成（現場）） （全交流動力電源喪失（停止時））	原子炉建物附属棟 地下2※ ⁴ 、地下1※ ⁴ 、 2※ ⁴ 、3階※ ⁴ 廃棄物処理建物2階※ ³	原子炉建物附属棟 1、2階 廃棄物処理建物1階	—※ ⁵	—
⑫	燃料プール冷却系準備操作 （系統構成（現場））	原子炉建物原子炉棟 3階	原子炉建物原子炉棟 2階	1	100m×2台
⑬	残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱 除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替	原子炉建物附属棟 2階	原子炉建物附属棟 2階	1	—
⑭	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 系統構成（現場）	原子炉建物附属棟 地下1階	原子炉建物附属棟 地下1階	1	—
⑮	残留熱除去系（低圧注水モード）（停止側） 系統構成（現場）	原子炉建物附属棟 地下1階	原子炉建物附属棟 地下1階	1	—
⑯	残留熱除去系からの漏えい停止操作 （現場操作）	原子炉建物原子炉棟 1階	原子炉建物原子炉棟 1階	1	—
⑰	残留熱除去系からの漏えい停止準備操作	原子炉建物附属棟 中2階※ ⁴	原子炉建物附属棟 2階	—※ ⁵	—
⑱	原子炉水位低下調査／隔離準備操作	原子炉建物附属棟 2階	原子炉建物附属棟 2階	1	—

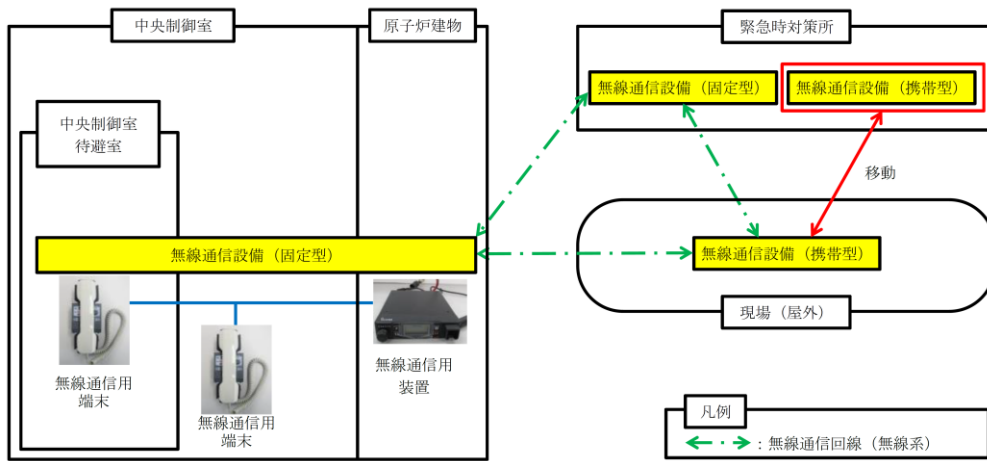
※1：作業内容は有効性評価の「添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて 第5-4表 屋内作業の成立性評価結果」より引用。

※2：有線式通信機、中継コードの保管場所は廃棄物処理建物1階。

※3：中央制御室近傍のため使用しない。

※4：作業時に即時連絡は不要だが、作業前後で連絡が必要なため。

※5：作業の連絡は不要なため。



第62 - 6 - 7図 無線通信設備を用いた通信連絡の概要

第62 - 6 - 3表 各重要事故シーケンスで使用する有線式通信設備の台数

各重要事故シーケンス		使用場所	制御室建物 (中央制御室)	廃棄物処理 建物	タービン 建物	原子炉 建物	計
運転中の原子炉に おける重大事故に 至るおそれがある 事故	②-1	高圧・低圧注水機能喪失	—	—	—	—	—
	②-2	高圧注水・減圧機能喪失	1	—	—	1	2
	②-3-1	全交流動力電源喪失（長期TB）	1	—	—	3	4
	②-3-2	全交流動力電源喪失（TBU）	1	—	—	3	4
	②-3-3	全交流動力電源喪失（TBD）	1	—	—	3	4
	②-3-4	全交流動力電源喪失（TBP）	1	—	—	3	4
	②-4-1	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	1	—	—	2	3
	②-4-2	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	—	—	—	—	—
	②-5	原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—
	②-6	LOCA時注水機能喪失	—	—	—	—	—
②-7	格納容器バイパス （インターフェイスシステムLOCA）	1	—	—	1	2	
運転中の原子炉に おける重大事故	③-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	1	—	—	2	3
	③-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用しない場合	1	—	—	2	3
	③-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接 加熱	1	—	—	1	2
	③-3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用	—	—	—	—	—
	③-4	水素燃焼	—	—	—	—	—
③-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	—	—	—	
燃料プールにおける 重大事故に至る おそれがある事故	④-1	想定事故1	—	—	—	—	—
	④-2	想定事故2	—	—	—	—	—
運転停止中の原子 炉における重大事 故に至るおそれ がある事故	⑤-1	崩壊熱除去機能喪失	1	—	—	1	2
	⑤-2	全交流動力電源喪失	1	—	—	3	4
	⑤-3	原子炉冷却材の流出	1	—	—	1	2
	⑤-4	反応度の誤投入	—	—	—	—	—

- ・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。
- ・廃棄物処理建物1階に計10台配備している。
- ・有線式通信機は最も必要となる重要事故シーケンスの台数を確保する。

第62 - 6 - 4表 各重要事故シーケンスで使用する無線通信設備の台数

各重要事故シーケンス		使用場所	屋内（緊急時対策所 及び中央制御室）	屋外
			無線通信設備 （固定型）	無線通信設備 （携帯型）
運転中の原子炉に おける重大事故に 至るおそれがある 事故	②-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	2
	②-2	高圧注水・減圧機能喪失	2	—
	②-3-1	全交流動力電源喪失（長期T B）	2	2
	②-3-2	全交流動力電源喪失（T B U）	2	2
	②-3-3	全交流動力電源喪失（T B D）	2	2
	②-3-4	全交流動力電源喪失（T B P）	2	2
	②-4-1	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	2	3
	②-4-2	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	2	2
	②-5	原子炉停止機能喪失	2	—
	②-6	LOCA時注水機能喪失	2	2
②-7	格納容器バイパス （インターフェイスシステムLOCA）	2	—	
運転中の原子炉に おける重大事故	③-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	2	5
	③-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用しない場合	2	2
	③-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接 加熱	2	5
	③-3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用	2	—
	③-4	水素燃焼	2	—
	③-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	—
燃料プールにおけ る重大事故に至る おそれがある事故	④-1	想定事故1	2	2
	④-2	想定事故2	2	2
運転停止中の原子 炉における重大事 故に至るおそれ がある事故	⑤-1	崩壊熱除去機能喪失	2	—
	⑤-2	全交流動力電源喪失	2	4
	⑤-3	原子炉冷却材の流出	2	—
	⑤-4	反応度の誤投入	2	—

- ・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。
- ・無線通信設備のほか、衛星電話設備も使用可能であり、衛星電話設備も使用する。

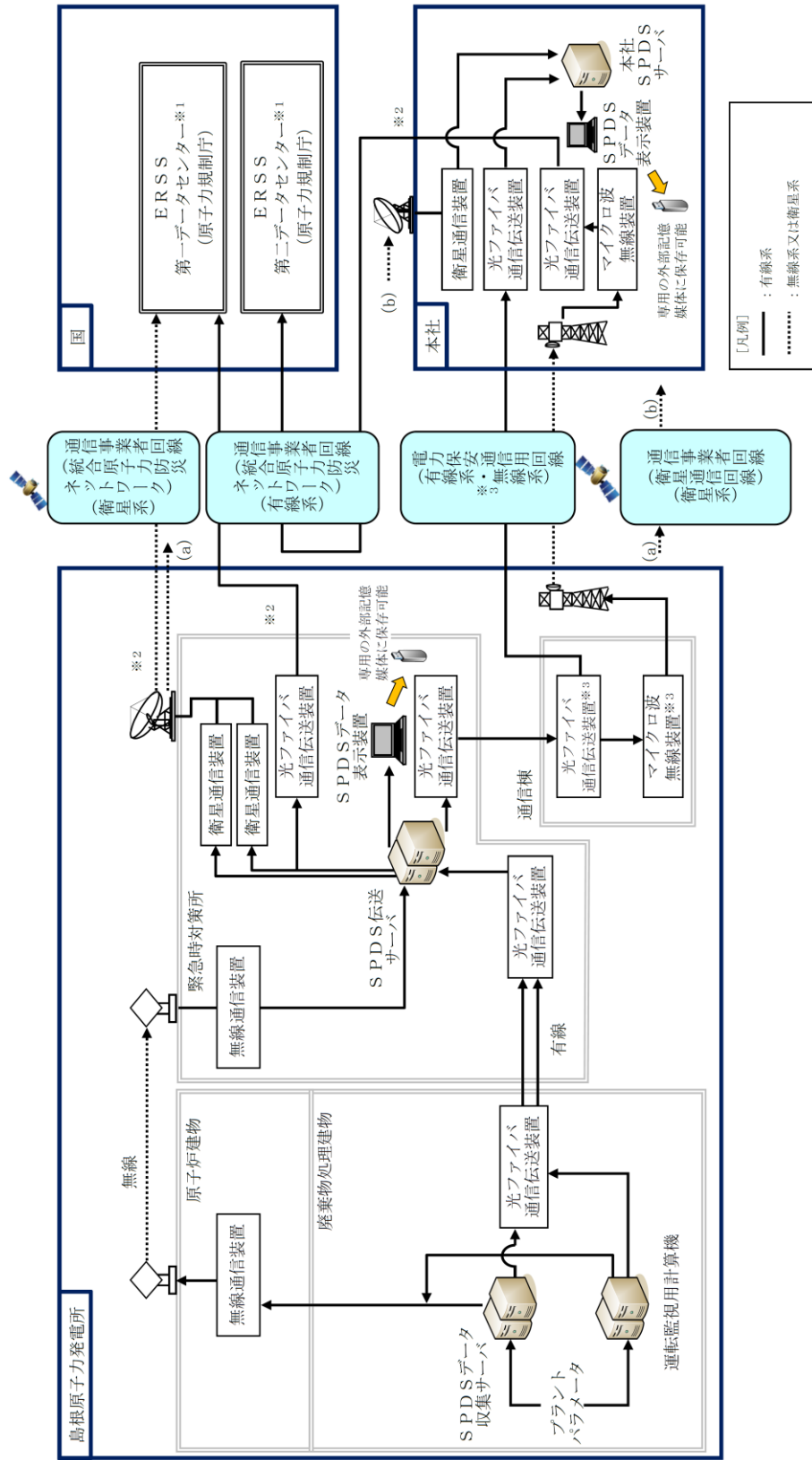
○過去のプラントパラメータ閲覧について

SPDS伝送サーバに収集されるプラントパラメータ（SPDSパラメータ）は、SPDS伝送サーバで2週間分（1分周期）のデータを保存（自動収集）できる設計とする。

SPDS伝送サーバに保存されたデータについては、緊急時対策所及び本社に設置しているSPDSデータ表示装置から専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存できる設計とする。

重大事故等が発生した場合には、緊急時対策所において、プラントパラメータ（SPDSパラメータ）を専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存し保管する手順を整備する。これにより、SPDSデータ表示装置にて外部記憶媒体に保存されたプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の過去のデータを閲覧することができる設計とする。

SPDSデータ表示装置にてプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の監視も可能な設計とする。概要を第62-6-7図に示す。また、SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータを第62-6-5表に示す。



- ※1：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ、緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。
- ※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲からのERSSとなる。
- ※3：電力保安通信回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

第 62 - 6 - 8 図 過去のプラントパラメータ閲覧の概要

第62 - 6 - 5表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ (1 / 6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ*1	バックアップ 対象パラ メータ
炉心反応 度の状態 確認	APRM (平均値)	○	○	○
	平均出力領域計装 CH1	○	—	○
	平均出力領域計装 CH2	○	—	○
	平均出力領域計装 CH3	○	—	○
	平均出力領域計装 CH4	○	—	○
	平均出力領域計装 CH5	○	—	○
	平均出力領域計装 CH6	○	—	○
	中性子源領域計装 CH21	○	○	○
	中性子源領域計装 CH22	○	○	○
	中性子源領域計装 CH23	○	○	○
	中性子源領域計装 CH24	○	○	○
	IRMレベル CH11	○	○	○
	IRMレベル CH12	○	○	○
	IRMレベル CH13	○	○	○
	IRMレベル CH14	○	○	○
	IRMレベル CH15	○	○	○
	IRMレベル CH16	○	○	○
	IRMレベル CH17	○	○	○
IRMレベル CH18	○	○	○	
炉心冷却 の状態確 認	原子炉圧力	○	○	○
	A-原子炉圧力	○	—	○
	B-原子炉圧力	○	—	○
	原子炉圧力 (SA)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域)	○	○	○
	A-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○
	B-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域)	○	○	○
	A-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○
	B-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○
	原子炉水位 (狭帯域)	○	○	○
	原子炉水位 (SA)	○	—	○
	A SR弁 開	○	○	○
	B SR弁 開	○	○	○
	C SR弁 開	○	○	○
	D SR弁 開	○	○	○
	E SR弁 開	○	○	○
	F SR弁 開	○	○	○
	G SR弁 開	○	○	○
	H SR弁 開	○	○	○
J SR弁 開	○	○	○	
K SR弁 開	○	○	○	
L SR弁 開	○	○	○	
M SR弁 開	○	○	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
炉心冷却 の状態確 認	高压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○
	高压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○
	低压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	—	○
	高压原子炉代替注水流量	○	—	○
	A-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	B-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	C-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	○	—	○
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○
	6.9KV 系統電圧 (A)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (B)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (C)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (D)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (HPCS)	○	○	○
	A-D/G受電しゃ断器閉	○	○	○
	B-D/G受電しゃ断器閉	○	○	○
	A-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○
	B-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○
	A-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○
	B-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○
	A-低压原子炉代替注水流量	○	○	○
	B-低压原子炉代替注水流量	○	○	○
	A-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	B-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	低压原子炉代替注水槽水位	○	—	○
	HPCS-D/G受電しゃ断器閉	○	○	○
	緊急用M/C電圧	○	○	○
	SA-L/C電圧	○	○	○
	A-再循環ポンプ入口温度	○	○	○
	B-再循環ポンプ入口温度	○	○	○
	原子炉格 納容器内 の状態確 認	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○
B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)		○	○	○
A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・ チェンバ)		○	○	○
B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・ チェンバ)		○	○	○

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	ドライウエル圧力 (広域)	○	○	○
	A-ドライウエル圧力 (SA)	○	—	○
	B-ドライウエル圧力 (SA)	○	—	○
	A-サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	○	—	○
	B-サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	○	—	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	サブプレッション・プール水位 (SA)	○	—	○
	A-サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	○	—	○
	B-サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	○	—	○
	サブプレッション・プール水温度 (MAX)	○	○	○
	A-サブプレッション・プール水温度 (SA)	○	—	○
	B-サブプレッション・プール水温度 (SA)	○	—	○
	A-格納容器水素濃度	○	○	○
	B-格納容器水素濃度	○	○	○
	格納容器水素濃度 (SA)	○	—	○
	A-格納容器酸素濃度	○	○	○
	B-格納容器酸素濃度	○	○	○
	格納容器酸素濃度 (SA)	○	—	○
	A-CAMSドライウエル選択	○	○	○
	B-CAMSドライウエル選択	○	○	○
	ドライウエル温度 (トップヘッド部)	○	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	—	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	—	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	—	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	—	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	—	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	—	○
	ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +0.1m)	○	—	○
	ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +1.2m)	○	—	○
	A-ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	—	○
	B-ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	—	○
	代替注水流量 (常設)	○	○	○
	A-格納容器代替スプレイ流量	○	○	○
	B-格納容器代替スプレイ流量	○	○	○
	A-ペDESTAL代替注水流量	○	○	○
	B-ペDESTAL代替注水流量	○	○	○
	A-ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	B-ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	A-ペDESTAL温度 (SA)	○	—	○
	B-ペDESTAL温度 (SA)	○	—	○
A-ペDESTAL水温度 (SA)	○	—	○	
B-ペDESTAL水温度 (SA)	○	—	○	
A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	—	○	
B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	—	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 -3m)	○	—	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 -1m)	○	—	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 +1m)	○	—	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
放射能隔 離の状態 確認	排気筒高レンジモニタ	○	○	○
	排気筒低レンジモニタ (A c h)	○	○	○
	排気筒低レンジモニタ (B c h)	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップA 1	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップB 1	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップA 2	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップB 2	○	○	○
	格納容器内側隔離	○	○	○
	格納容器外側隔離	○	○	○
	A-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	B-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	C-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	D-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	A-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
	B-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
	C-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
D-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○	
環境の 状態確認	A-SGT自動起動	○	○	○
	B-SGT自動起動	○	○	○
	SGTS高レンジモニタ	○	○	○
	SGTS低レンジモニタ (A c h)	○	○	○
	SGTS低レンジモニタ (B c h)	○	○	○
	A-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	B-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	C-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	D-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	中央制御室外気差圧	○	-	○
	放水路水モニタ	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 1 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 2 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 3 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 4 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 5 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 6 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 1 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 2 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 3 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 4 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 5 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 6 L (10分間平均)	○	○	○
	風向 (28.5m-U)	○	○	○
風向 (130M-D, 10分間平均風向)	○	○	○	
風速 (28.5m-U)	○	○	○	
風速 (130M-D, 10分間平均風速)	○	○	○	
大気安定度 (10分間平均)	○	○	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
環境の 状態確認	可搬式モニタリング・ポストNo.1	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.2	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.3	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.4	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.5	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.6	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.7	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.8	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.9	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.10	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.11	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.12	○	○	—※2
	風向(可搬)	○	○	—※2
	風速(可搬)	○	○	—※2
大気安定度(可搬)	○	○	—※2	
非常用炉 心冷却系 (ECC S)の状態等確認	A-ADS作動	○	○	○
	B-ADS作動	○	○	○
	R C I Cポンプ作動	○	○	○
	H P C Sポンプ作動	○	○	○
	A-RHRポンプ作動	○	○	○
	B-RHRポンプ作動	○	○	○
	C-RHRポンプ作動	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 4 A 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 4 B 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 5 A 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 5 B 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 5 C 全閉	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
	A-給水流量	○	○	○
B-給水流量	○	○	○	
L P C Sポンプ作動	○	○	○	
モードSW運転	○	○	○	
燃料プールの状態 確認	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+6710mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+5800mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+4500mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+2000mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端レベル)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端-1000mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA)(燃料プール温度)	○	—	○
	燃料プール水位(SA)	○	—	○
	燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)(SA)	○	—	○
	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ)(SA)	○	—	○

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

※2 バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDSデータ表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
水素爆発 による原 子炉格納 容器の破 損防止確 認	A-第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	—	○
	B-第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	—	○
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)	○	—	○
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)	○	—	○
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)	○	—	○
	A-スクラバ容器圧力	○	—	○
	B-スクラバ容器圧力	○	—	○
	C-スクラバ容器圧力	○	—	○
	D-スクラバ容器圧力	○	—	○
	A1-スクラバ容器水位	○	—	○
	A2-スクラバ容器水位	○	—	○
	B1-スクラバ容器水位	○	—	○
	B2-スクラバ容器水位	○	—	○
	C1-スクラバ容器水位	○	—	○
	C2-スクラバ容器水位	○	—	○
	D1-スクラバ容器水位	○	—	○
	D2-スクラバ容器水位	○	—	○
	A-スクラバ容器温度	○	—	○
	B-スクラバ容器温度	○	—	○
	C-スクラバ容器温度	○	—	○
D-スクラバ容器温度	○	—	○	
水素爆発 による原 子炉建物 の損傷防 止確認	A-原子炉建物水素濃度(燃料取替階)	○	—	○
	B-原子炉建物水素濃度(燃料取替階)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(非常用ガス処理系吸込口)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(所員用エアロック室)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(SRV補修室)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(CRD補修室)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(トーラス室)	○	—	○
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○
S-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

○ 安全パラメータ表示システム（SPDS）の容量について

安全パラメータ表示システム（SPDS）のデータ伝送容量は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し、第62-6-6表に示すとおり、回線容量は必要回線容量に対し余裕を持った設計としている。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）のデータ表示機能は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し第62-6-7表に示すとおり、表示可能なプラントパラメータ数は必要なプラントパラメータ数に対し余裕を持った設計とするとともに、SPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバのソフトウェアを改造することにより拡張可能な設計としている。

第62-6-6表 安全パラメータ表示システム（SPDS）のデータ伝送容量

通信回線種別	建物間におけるデータ伝送路	必要回線容量※ ¹	回線容量※ ¹
有線系回線	2号炉～ 緊急時対策所	256kbps	100Mbps
無線系回線	2号炉～ 緊急時対策所	256kbps	6.5Mbps

※1：各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

第62-6-7表 安全パラメータ表示システム（SPDS）のデータ表示に係る容量

	必要となる プラントパラメータ数※ ¹		表示可能な プラントパラメータ数※ ¹	
	アナログ信号	デジタル信号	アナログ信号	デジタル信号
SPDSデータ 収集サーバ	204点	179点	700点	700点
SPDS 伝送サーバ	204点	179点	700点	700点

※1：各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

重大事故等が発生した場合において使用する通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備が接続する通信回線は、第62-6-8表に示すとおり、必要回線容量を確保した回線容量を有している。

第62 - 6 - 8表 通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備が接続する
通信回線の回線容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量		回線容量
				主要設備	計	
電力保安 通信用 回線	無線系 回線	電力保安通信用電話設備※ ¹ (固定電話機, PHS 端末, F A X)		3. 2Mbps	3. 2Mbps	3. 2Mbps
		専用電話設備 (ホットライン) (本社向)		1 回線	1 回線	1 回線
		データ伝送設備		6. 5kbps	6. 5kbps	64kbps
	有線系 回線	専用電話設備 (ホットライン) (自治体 他向)		1 回線	1 回線	1 回線
		電力保安通信用電話設備※ ¹ (固定電話機, PHS 端末, F A X)		1. 5Mbps	3. 6Mbps	1 Gbps
		テレビ会議システム (社内向)		2. 0Mbps		
データ伝送設備		4. 8kbps				
通信 事業者 回線	有線系 回線	局線加入 電話設備	固定電話機	1 回線	1 回線	1 回線
			F A X	1 回線	1 回線	1 回線
			電力保安通信用 電話設備接続※ ¹	1 回線	1 回線	1 回線
	衛星系 回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (固定型)	5 回線	5 回線	5 回線
			衛星電話設備 (携帯型)	10 回線	10 回線	10 回線
	衛星系 回線	衛星電話設備 (社内向)	衛星社内電話機	64kbps	256kbps	256kbps
			テレビ会議システム (社内向)	192kbps		
	衛星系 回線	データ伝送設備 (S P D S 伝送サーバ)		4. 8kbps	4. 8kbps	64kbps
	有線系 回線	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)		4 回線	4 回線	4 回線
	有線系 回線	統合原子力防災 ネットワークに 接続する 通信連絡設備	I P - 電話機	125kbps	2. 2Mbps	5Mbps
			I P - F A X	68kbps		
			テレビ会議システム	2Mbps		
			データ伝送設備 (S P D S 伝送サーバ) ERSS第一データセンター向け		6. 5kbps	
衛星系 回線	統合原子力防災 ネットワークに 接続する 通信連絡設備	I P - 電話機	24kbps	282kbps	384kbps	
		I P - F A X	37kbps			
		テレビ会議システム	150kbps	64kbps を 含む)		
		データ伝送設備 (S P D S 伝送サーバ) ERSS第一データセンター向け				6. 5kbps

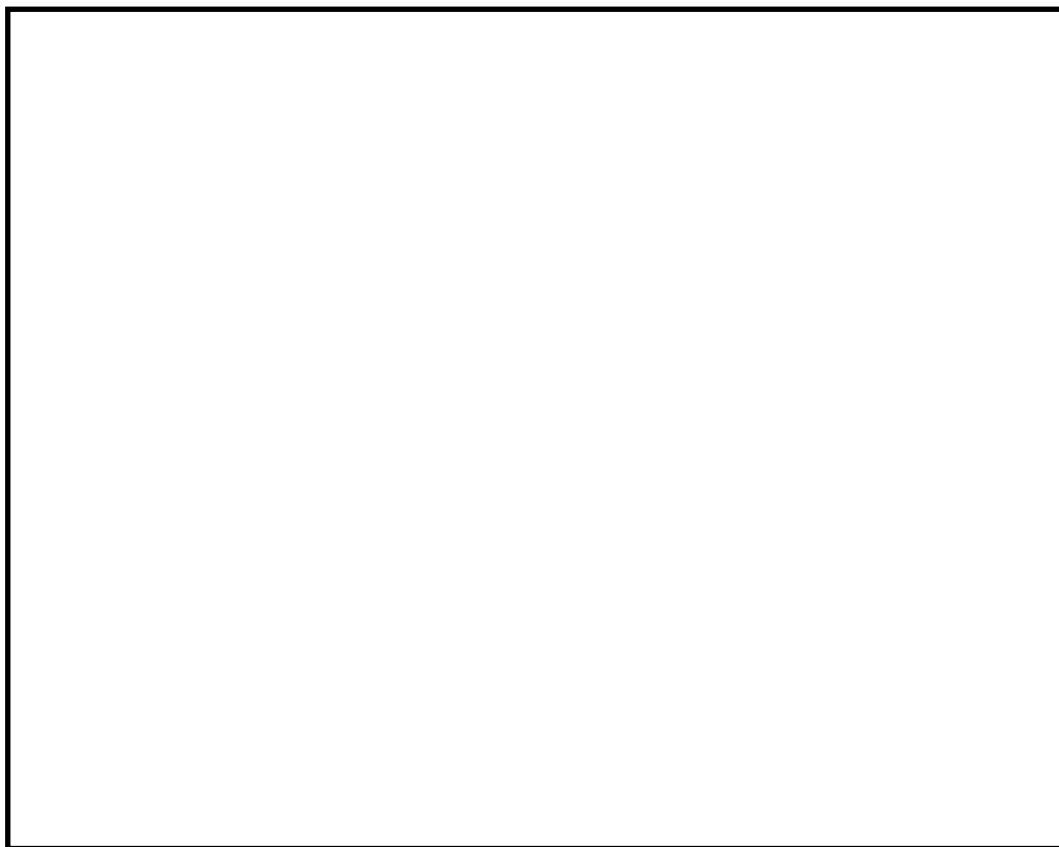
各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1：加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

62 - 7

アクセスルート図

島根原子力発電所2号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

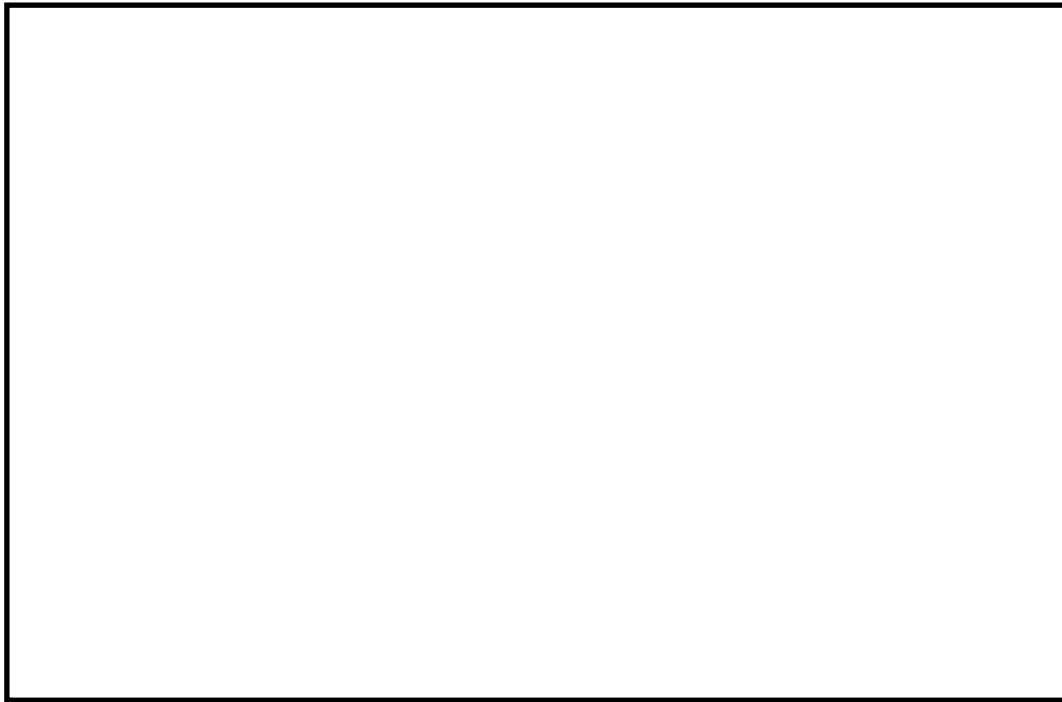


第62-7-1図 屋外アクセスルート図

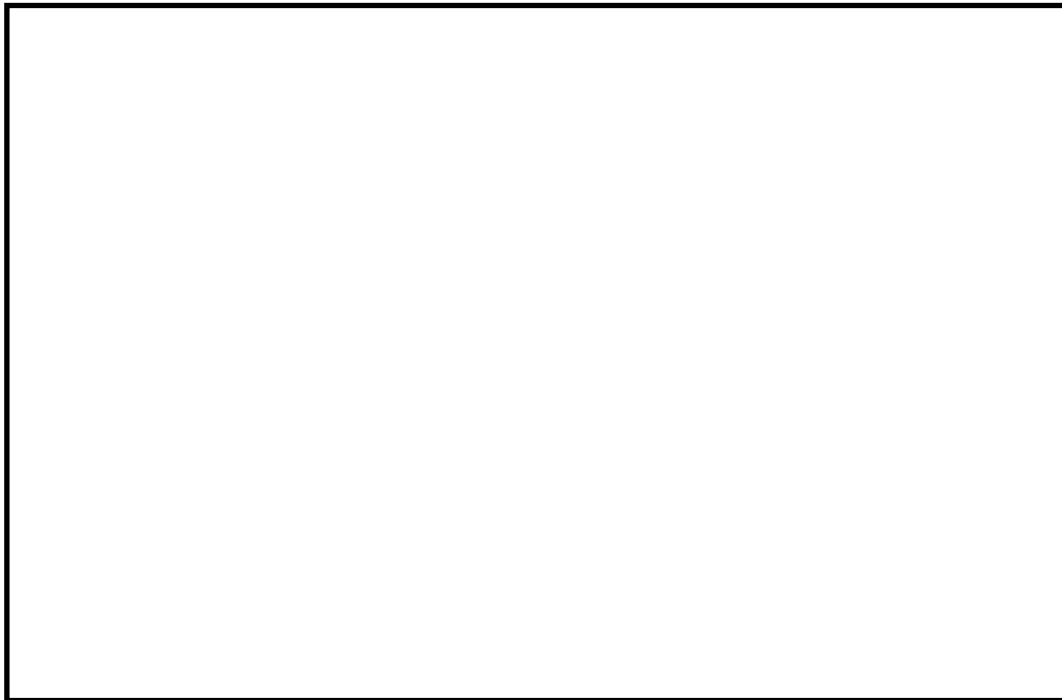


第62-7-2図 屋内アクセスルート図（1／8）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

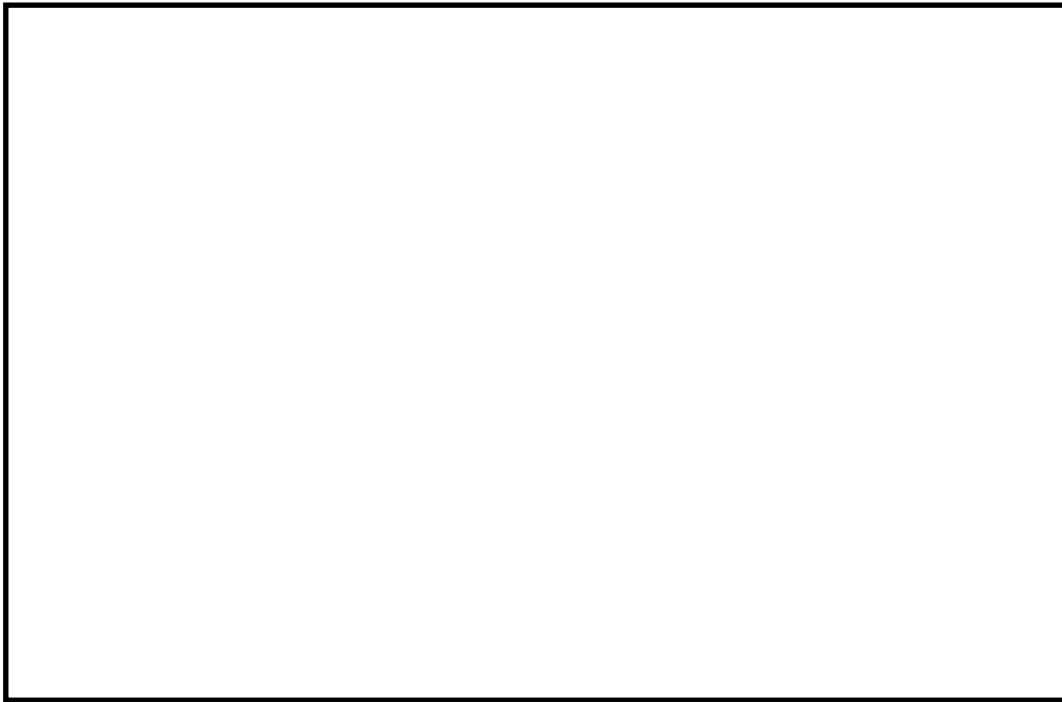


第 62 - 7 - 3 図 屋内アクセスルート図 (2 / 8)

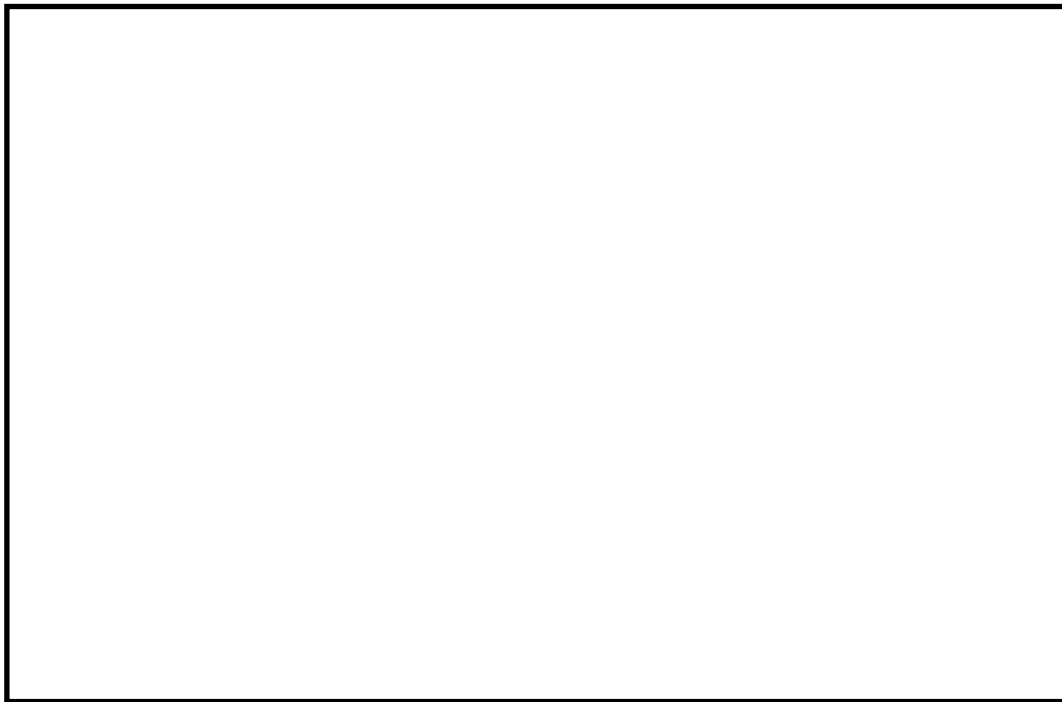


第 62 - 7 - 4 図 屋内アクセスルート図 (3 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

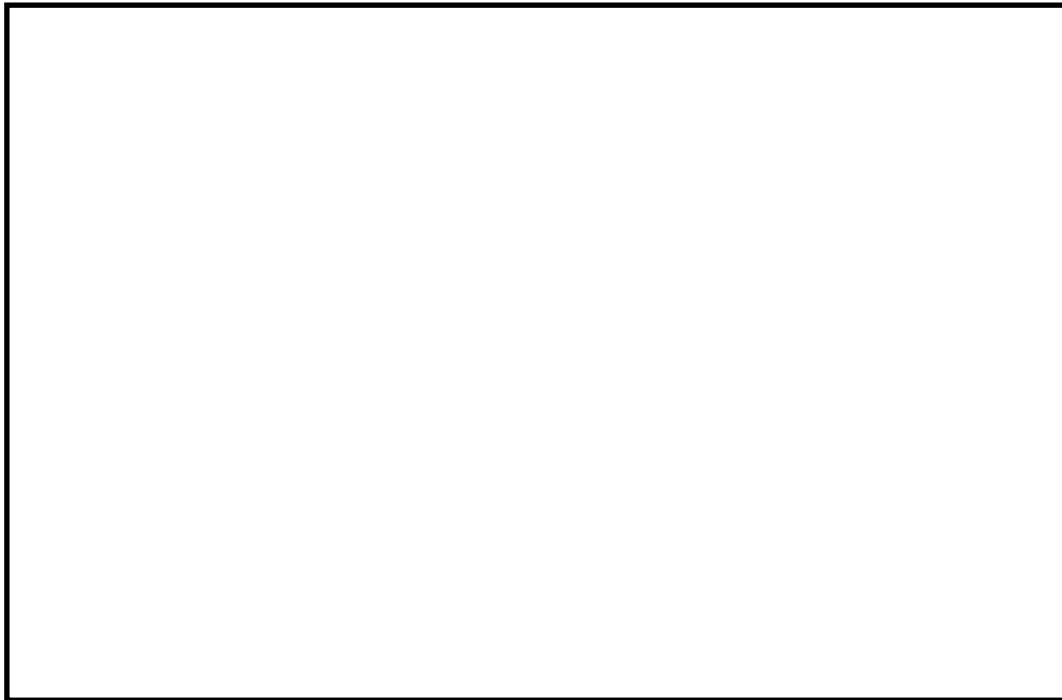


第 62 - 7 - 5 図 屋内アクセスルート図 (4 / 8)



第 62 - 7 - 6 図 屋内アクセスルート図 (5 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

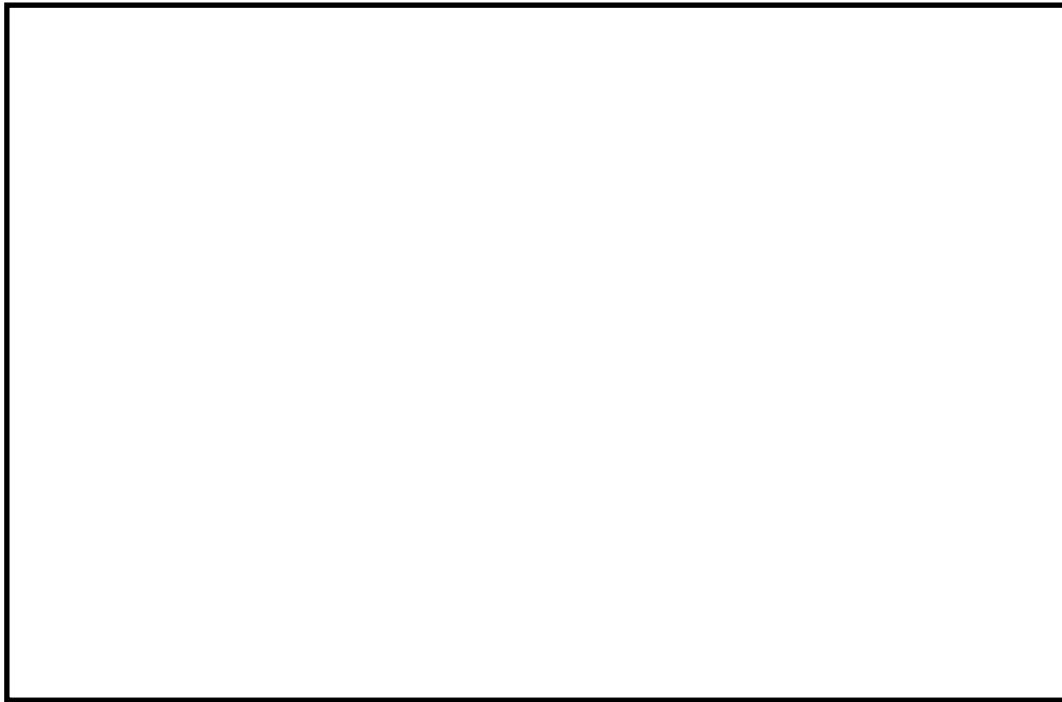


第 62 - 7 - 7 図 屋内アクセスルート図 (6 / 8)



第 62 - 7 - 8 図 屋内アクセスルート図 (7 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

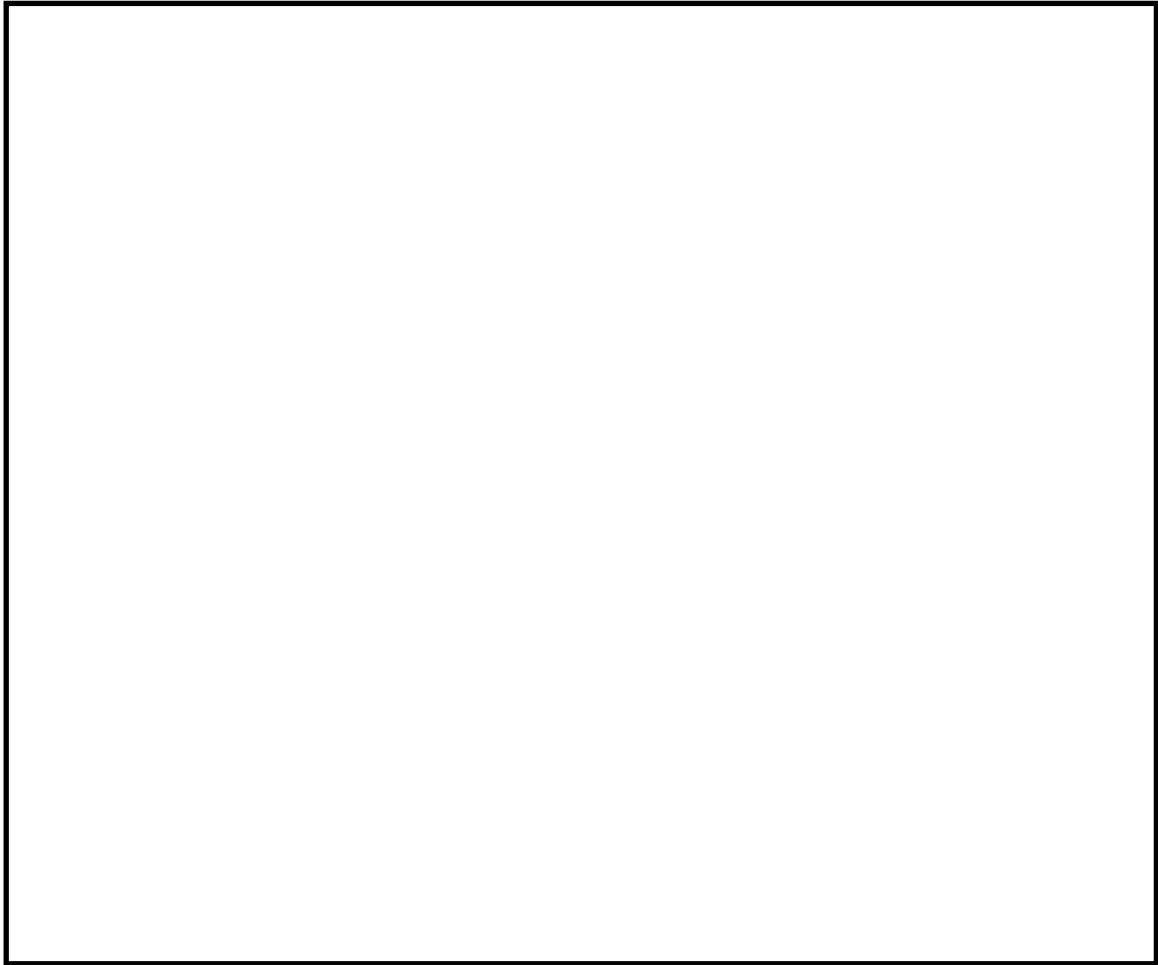


第 62 - 7 - 9 図 屋内アクセスルート図 (8 / 8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

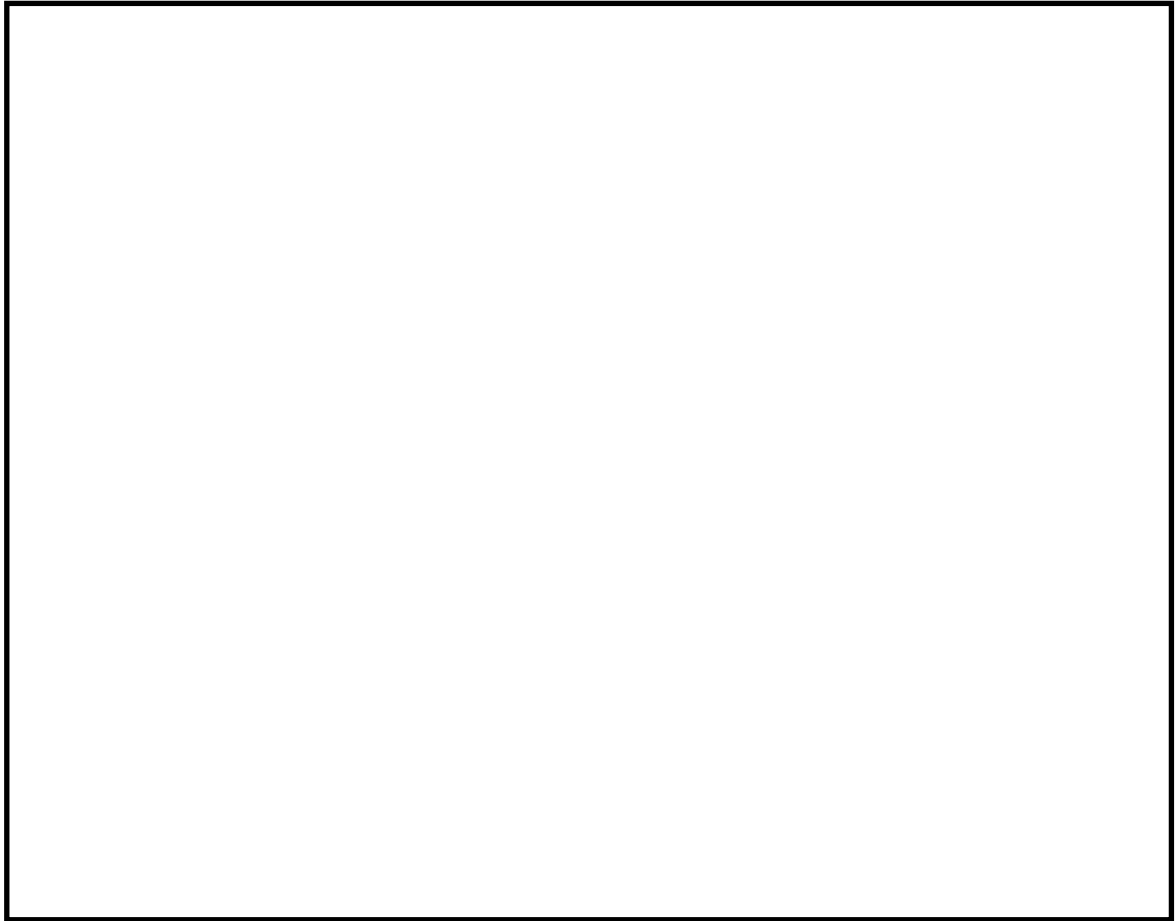
62 - 8

設備操作及び切替に関する説明書



- ・写真については，イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

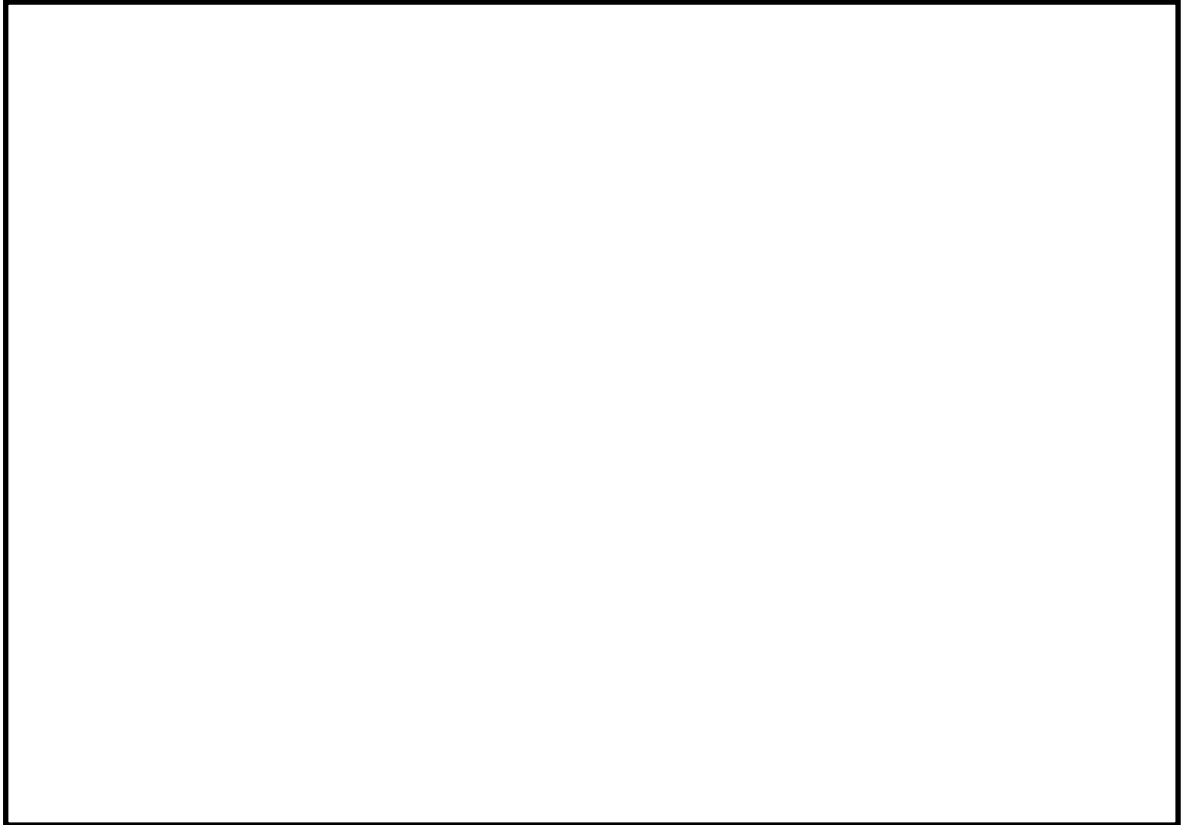
第62 - 8 - 1図 操作概要図 有線式通信設備（制御室建物4階 中央制御室）



- ・写真については，イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

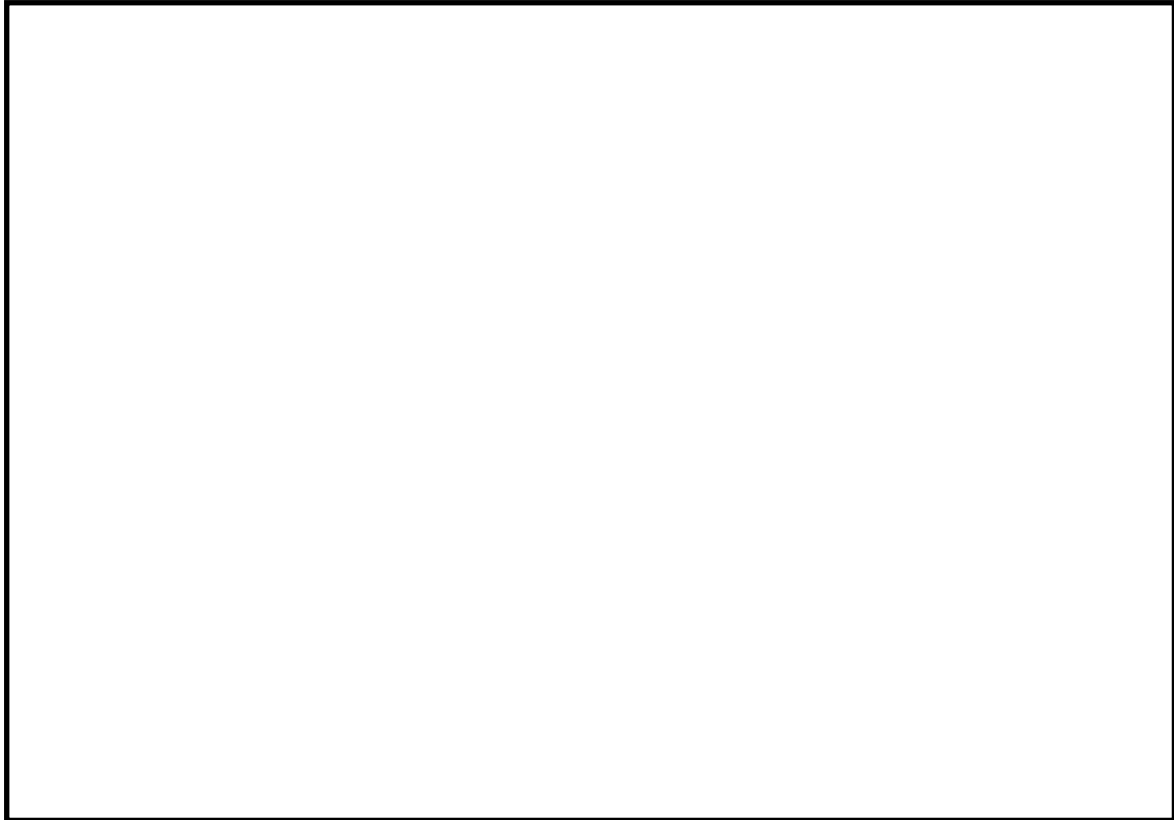
第62 - 8 - 2図 操作概要図 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）
（制御室建物4階 中央制御室）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



- ・写真については，イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

第62 - 8 - 3図 操作概要図 無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）
（緊急時対策所 1 階）



- ・写真については，イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

第62 - 8 - 4図 操作概要図 統合原子力防災ネットワークに接続する
通信連絡設備及びSPDSデータ表示装置
(緊急時対策所1階)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。