

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 30 年 6 月

東北電力株式会社

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溶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

59 条 原子炉制御室

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 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-9 原子炉制御室の居住性にかかる被ばく評価について
- 59-10 非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について
- 59-11 非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について
- 59-12 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置について

59-1

SA 設備基準適合性 一覽表

59-1-1

女川原子力発電所 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	その他の建屋内	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
				他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
				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	L	
		関連資料	—			
		第4号	切替え性	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	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	59-3 配置図		
	第6号	設置場所	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	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			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	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)	対象外
	関連資料			—		

女川原子力発電所 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		中央制御室待避所遮蔽		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
			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	L	
	関連資料	—			
	第4号	切替え性	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	59-3 配置図	
	第6号	設置場所	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)	—
			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	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)	対象外
	関連資料		—		

女川原子力発電所 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		トランシーバ（固定）		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	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
				他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	59-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備	M	
			関連資料	59-5 試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	59-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	59-3 配置図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	59-3 配置図			
	第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	59-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			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設備有り) -屋内	A a
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

女川原子力発電所 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（固定）		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	その他の建屋内	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図		
			第2号	操作性	中央制御室操作	A
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備	M		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	59-3 配置図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	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	59-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			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設備有り) -屋内	A a
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

女川原子力発電所 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		中央制御室送風機		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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
	関連資料	59-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	
	関連資料	59-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	59-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	59-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料	59-3 配置図			
	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	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—
			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	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)	対象外
	関連資料		—		

女川原子力発電所 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		中央制御室排風機		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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
	関連資料	59-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	
	関連資料	59-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	59-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	59-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料	59-3 配置図			
	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	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—
			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	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)	対象外
	関連資料		—		

女川原子力発電所 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		中央制御室再循環送風機		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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
			第2号	操作性	中央制御室操作
	関連資料	59-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	
	関連資料	59-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	59-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	59-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料	59-3 配置図			
	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	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—
			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	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)	対象外
	関連資料		—		

女川原子力発電所 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		中央制御室再循環 フィルタ装置		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	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
			他設備からの影響		(周辺機器等から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		59-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		空調ユニット	E
		関連資料		59-5 試験及び検査		
		第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b
	関連資料		59-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料		59-4 系統図		
	第6号	設置場所		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		—	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	—
			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		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)	対象外
	関連資料		—			

女川原子力発電所 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		データ表示装置（待避所）		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	その他の建屋内	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	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備	M	
		関連資料	59-5 試験及び検査			
		第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	59-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
		関連資料	59-3 配置図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	59-3 配置図				
	第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	59-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			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	対象外 (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)	対象外
	関連資料		—			

女川原子力発電所 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	その他の建屋内	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	
			他設備からの影響		(周辺機器等から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		59-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
		関連資料		59-5 試験及び検査			
		第4号	切替え性		本来の用途として使用—切替不要	B b	
		関連資料		59-4 系統図			
	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		59-3 配置図			
	第6号	設置場所		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設置するもの	A	
			関連資料		59-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	—	
			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		対象外 (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)	対象外
	関連資料			—			

女川原子力発電所 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風機		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	原子炉建屋原子炉棟内	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
			他設備からの影響	(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	59-3 配置図, 59-4 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
	関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	
	関連資料	59-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用—切替必要	B a	
	関連資料	59-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図, 59-5 試験及び検査		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
	関連資料	59-3 配置図			
	第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	59-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	—
			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	対象外(緩和設備(又は防止でも緩和でもない設備) —対象(同一目的の設備なし))	対象外
			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	59-2 単線結線図, 59-3 配置図, 59-4 系統図			

女川原子力発電所 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		中央制御室待避所加圧設備（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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器	C	
		関連資料	59-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	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	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図		
	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	
		関連資料	59-6 容量設定根拠		
	第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続	C	
		関連資料	-		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
関連資料		59-3 配置図			
第5号	保管場所	屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	A b		
	関連資料	59-7 保管場所図			
第6号	アクセスルート	(アクセス不要)	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	対象外（同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし）	対象外	
		サポート系要因	対象外	対象外	
	関連資料	-			

女川原子力発電所 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	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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	59-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	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	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図		
	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	
		関連資料	59-6 容量設定根拠		
	第2号	可搬SAの接続性	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
関連資料		59-3 配置図			
第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
	関連資料	59-7 保管場所図			
第6号	アクセスルート	(アクセス不要)	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	対象外(同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし)	対象外	
		サポート系要因	対象外	対象外	
	関連資料	-			

女川原子力発電所 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	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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	59-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	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	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図		
	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	
		関連資料	59-6 容量設定根拠		
	第2号	可搬SAの接続性	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
関連資料		59-3 配置図			
第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
	関連資料	59-7 保管場所図			
第6号	アクセスルート	(アクセス不要)	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	対象外(同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし)	対象外	
		サポート系要因	対象外	対象外	
	関連資料	-			

女川原子力発電所 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			可搬型照明(SA)	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	その他の建屋内	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
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	J	
		関連資料	59-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	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	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図		
	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	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
関連資料		59-3 配置図			
第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
	関連資料	59-7 保管場所図			
第6号	アクセスルート	(アクセス不要)	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	防止でも緩和でもない設備(代替対象DB設備有り)	B	
		サポート系要因	対象外	対象外	
	関連資料	-			
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	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
		関連資料	-		
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
関連資料		59-3 配置図			
第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
	関連資料	59-7 保管場所図			
第6号	アクセスルート	(アクセス不要)	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	防止でも緩和でもない設備(代替対象DB設備有り)	B	
		サポート系要因	対象外	対象外	
	関連資料	-			

59-2
単線結線図

59-2-1

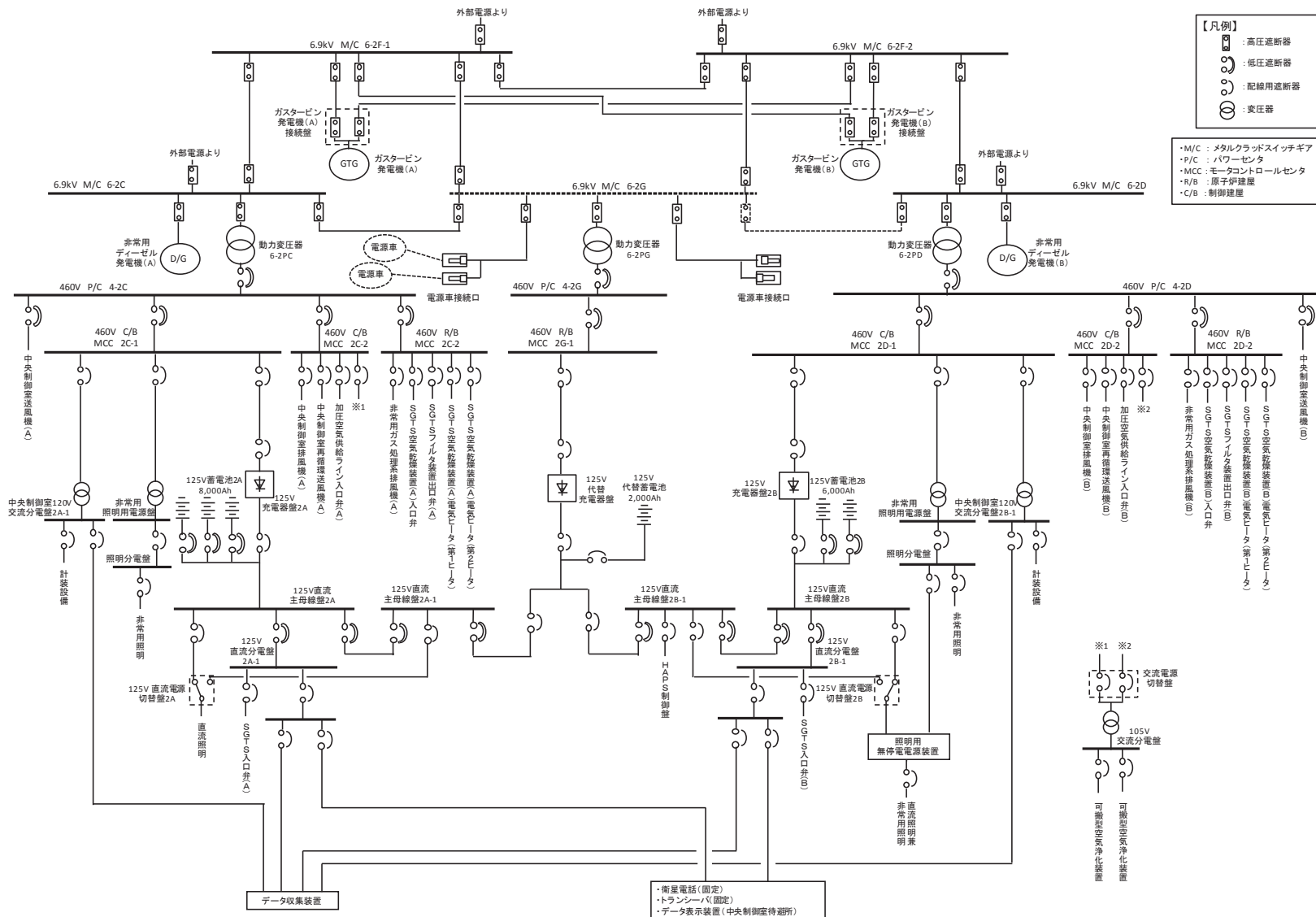


図 59-2-1 2号炉常設代替交流電源設備系統図 (ガスタービン発電機～中央制御室)

59-3
配置図

59-3-1



図 59-3-1 中央制御室及び中央制御室待避所 可搬型照明(SA) 配置図 (使用時)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

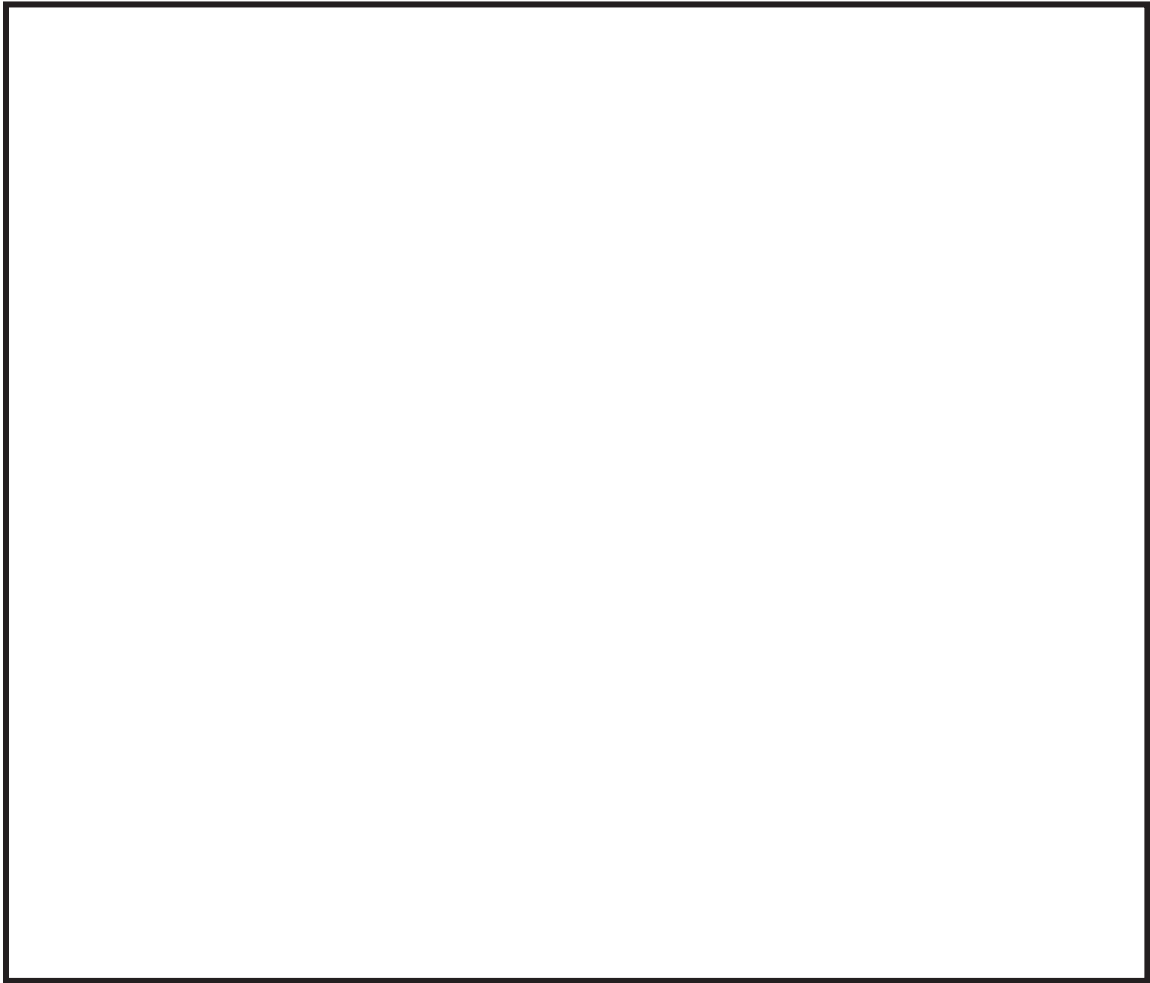


図 59-3-2 中央制御室待避所正圧化バウンダリ 配置図
(制御建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-3-4

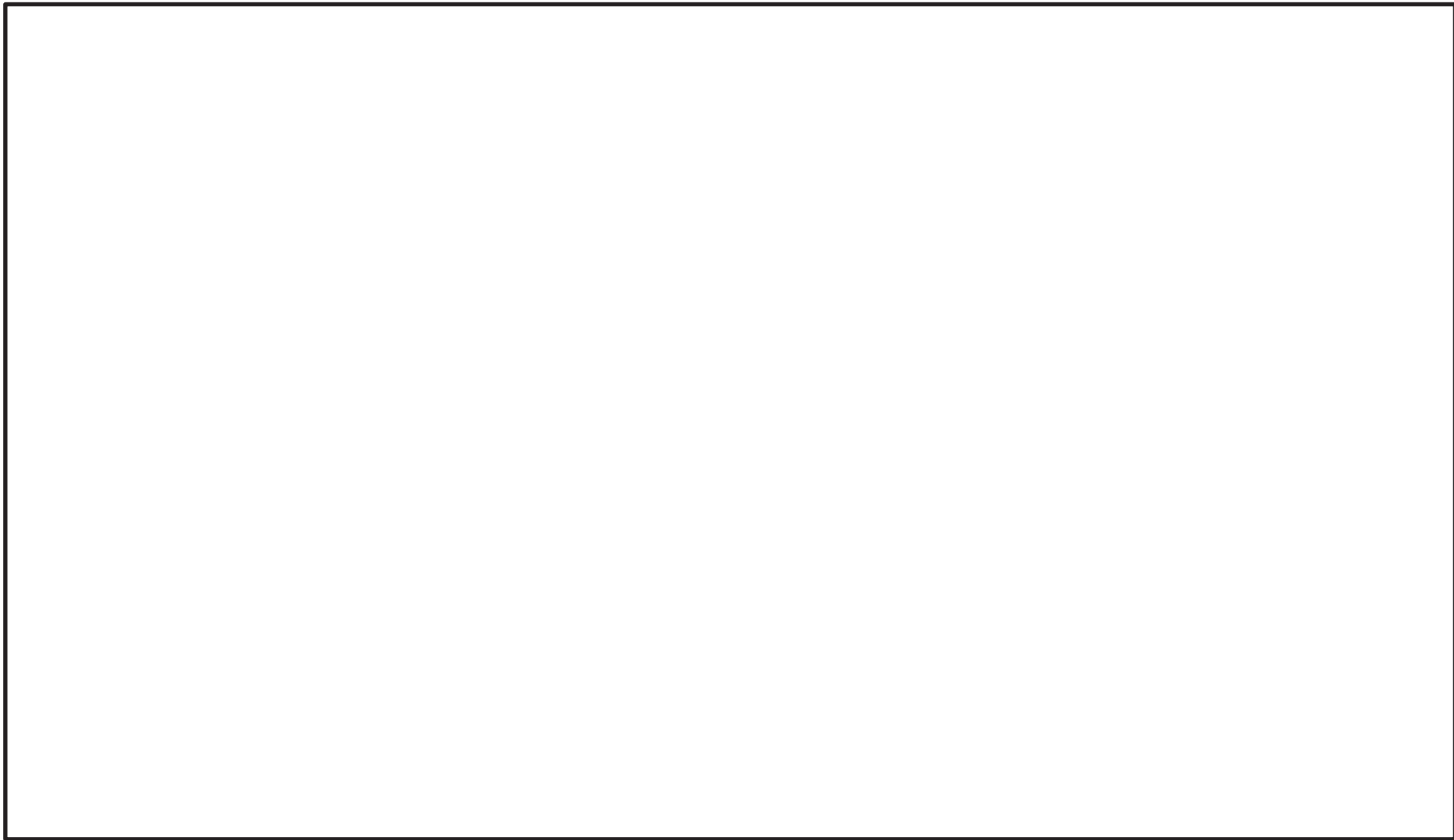


図 59-3-3 中央制御室換気空調系設備 配置図
(制御建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

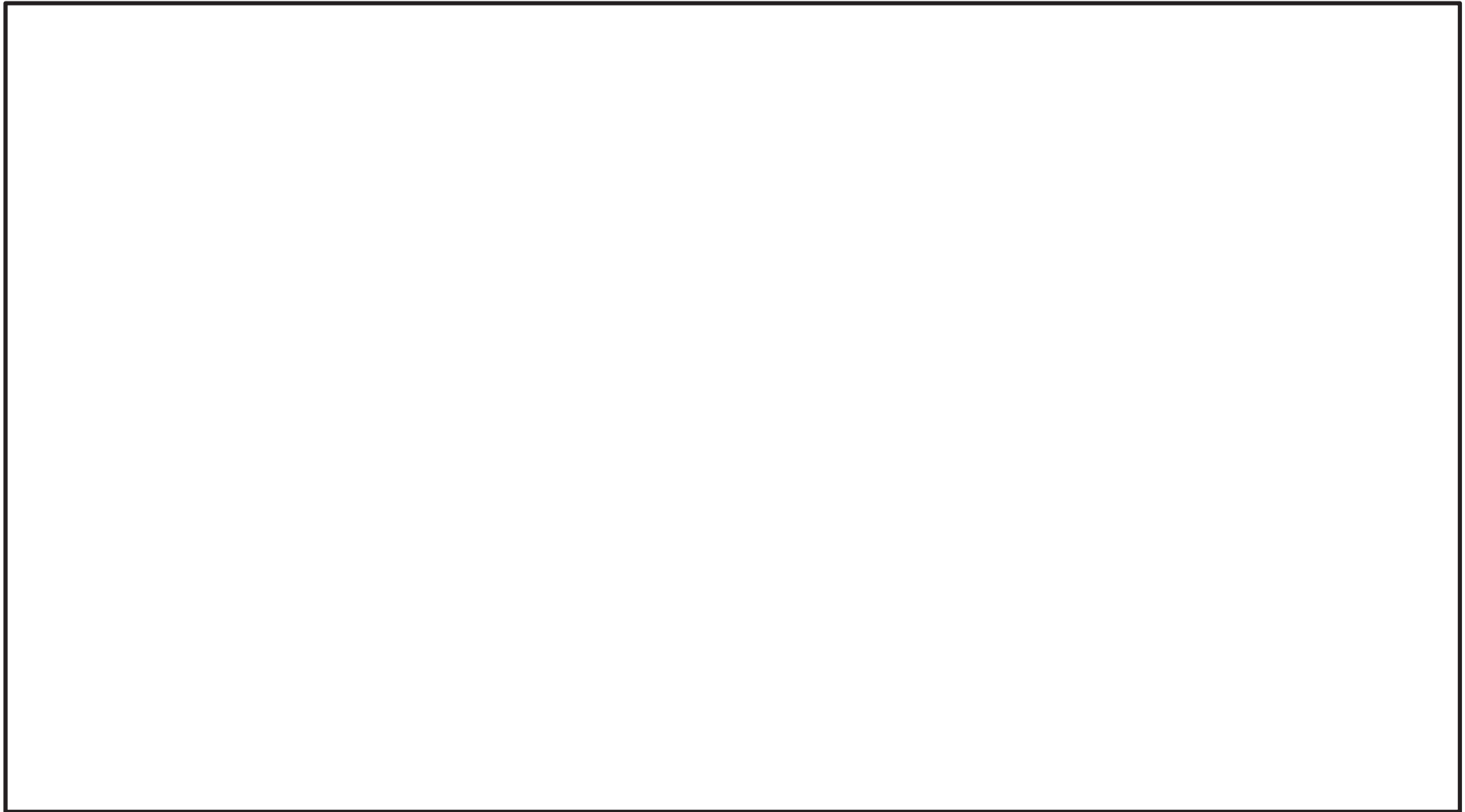


図 59-3-4 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図
(制御建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

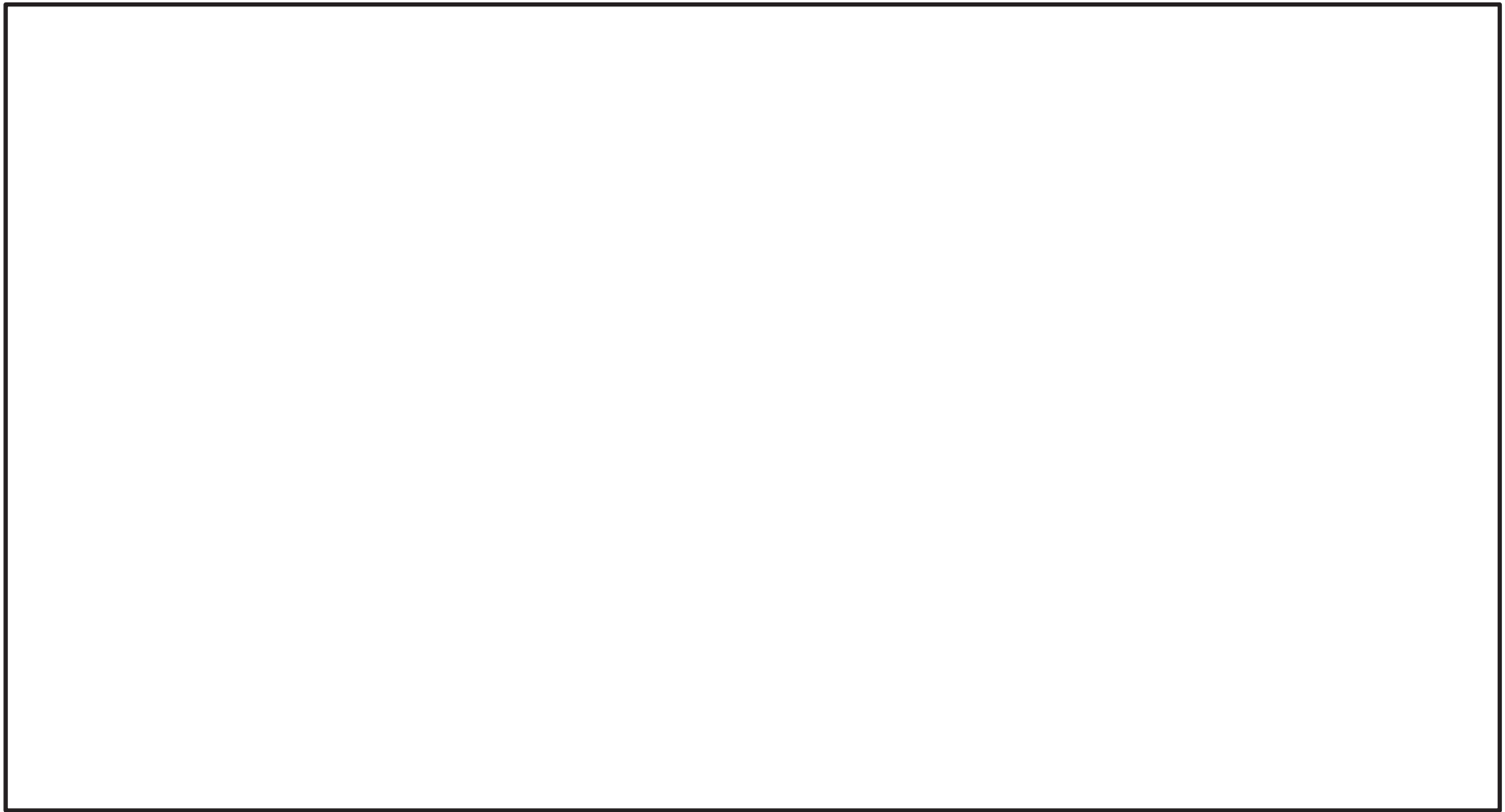


図 59-3-5 中央制御室待避所加圧設備 配置図 (その1)
(制御建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

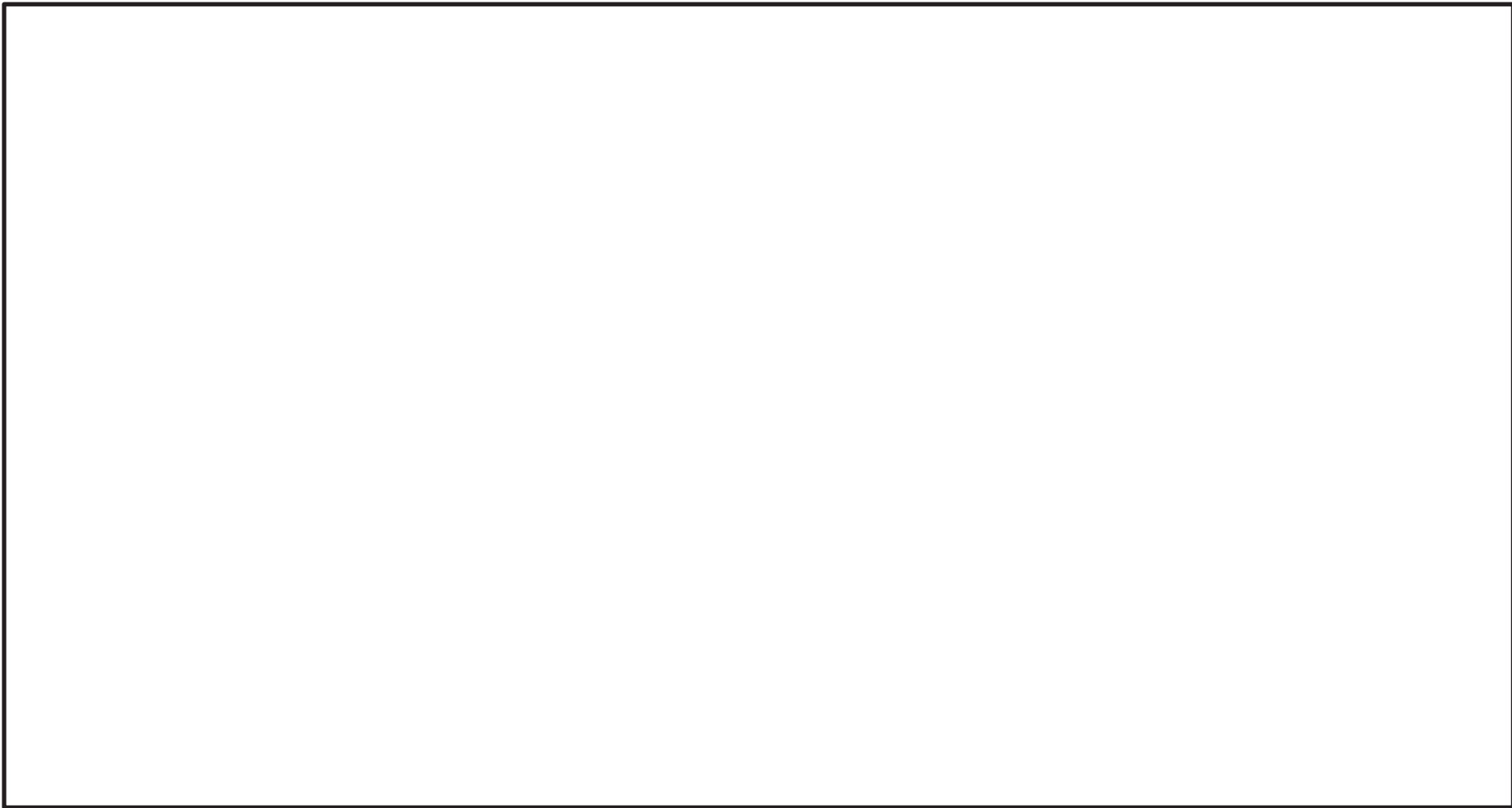


図 59-3-6 中央制御室待避所加圧設備 配置図 (その2)
(制御建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

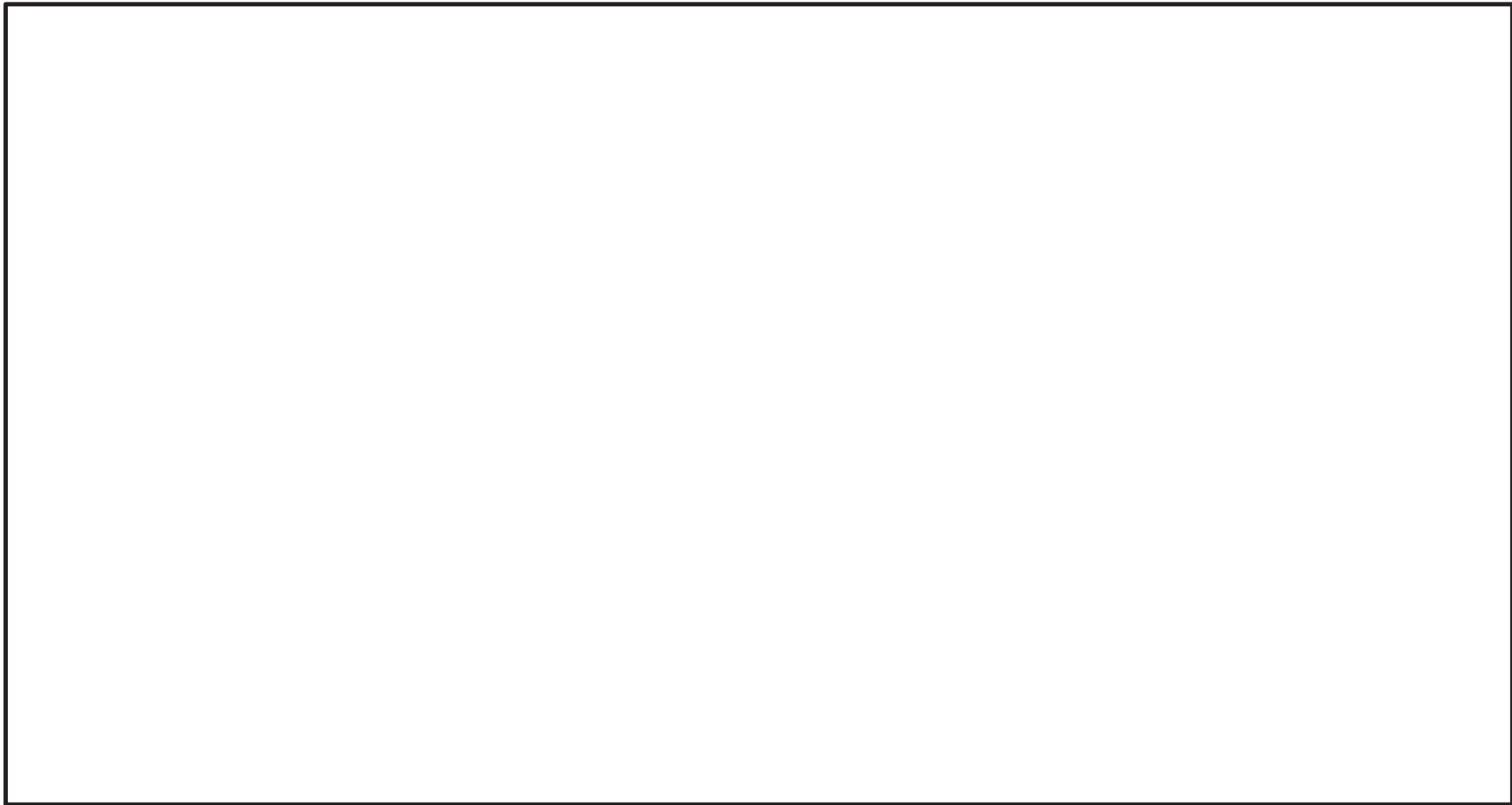


図 59-3-7 中央制御室待避所加圧設備 配置図 (その3)
(制御建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-3-9

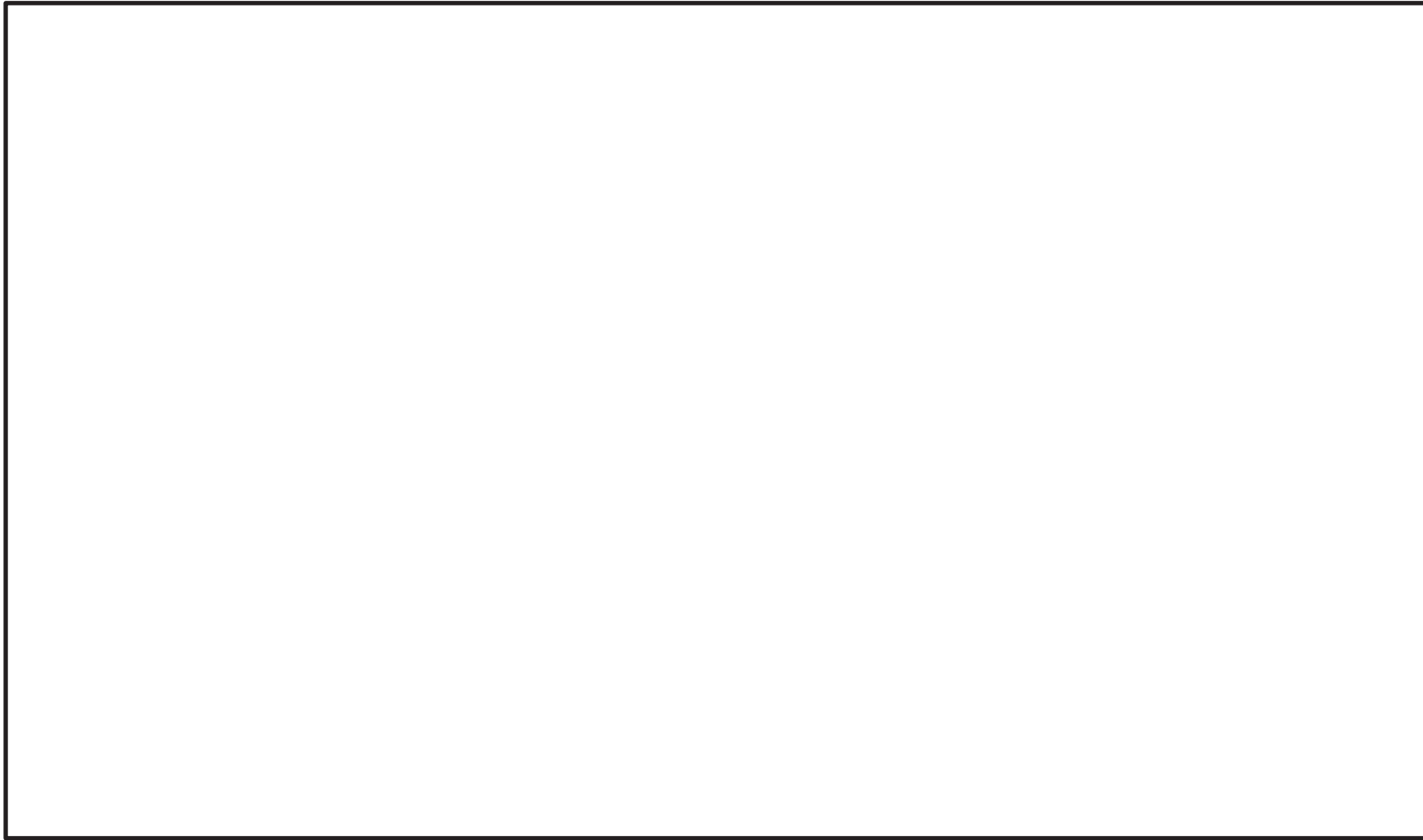


図 59-3-8 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽 配置図（その1）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-3-10



図 59-3-9 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽 配置図 (その2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

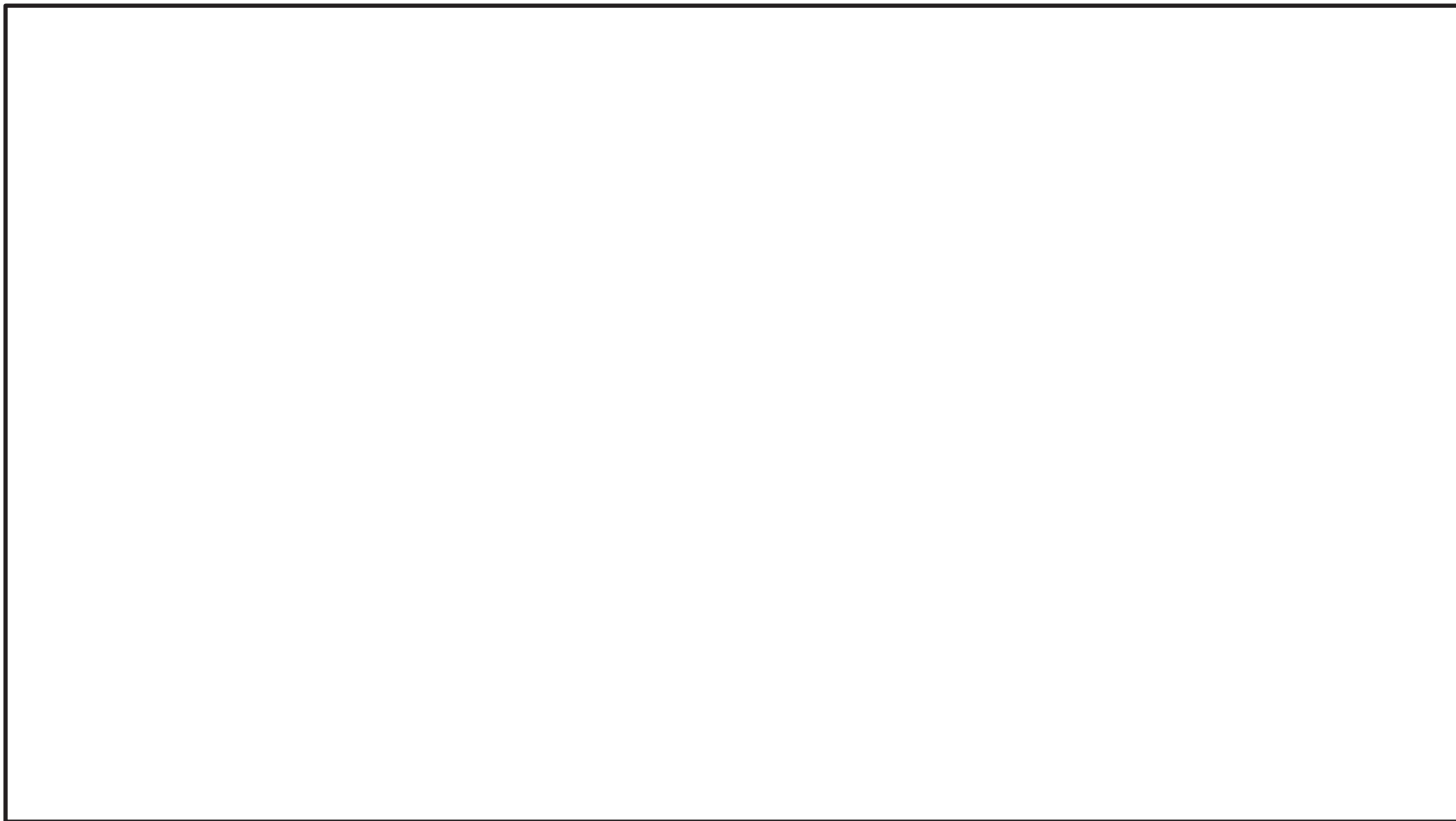


図 59-3-10 トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）配置図
（制御建屋 ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

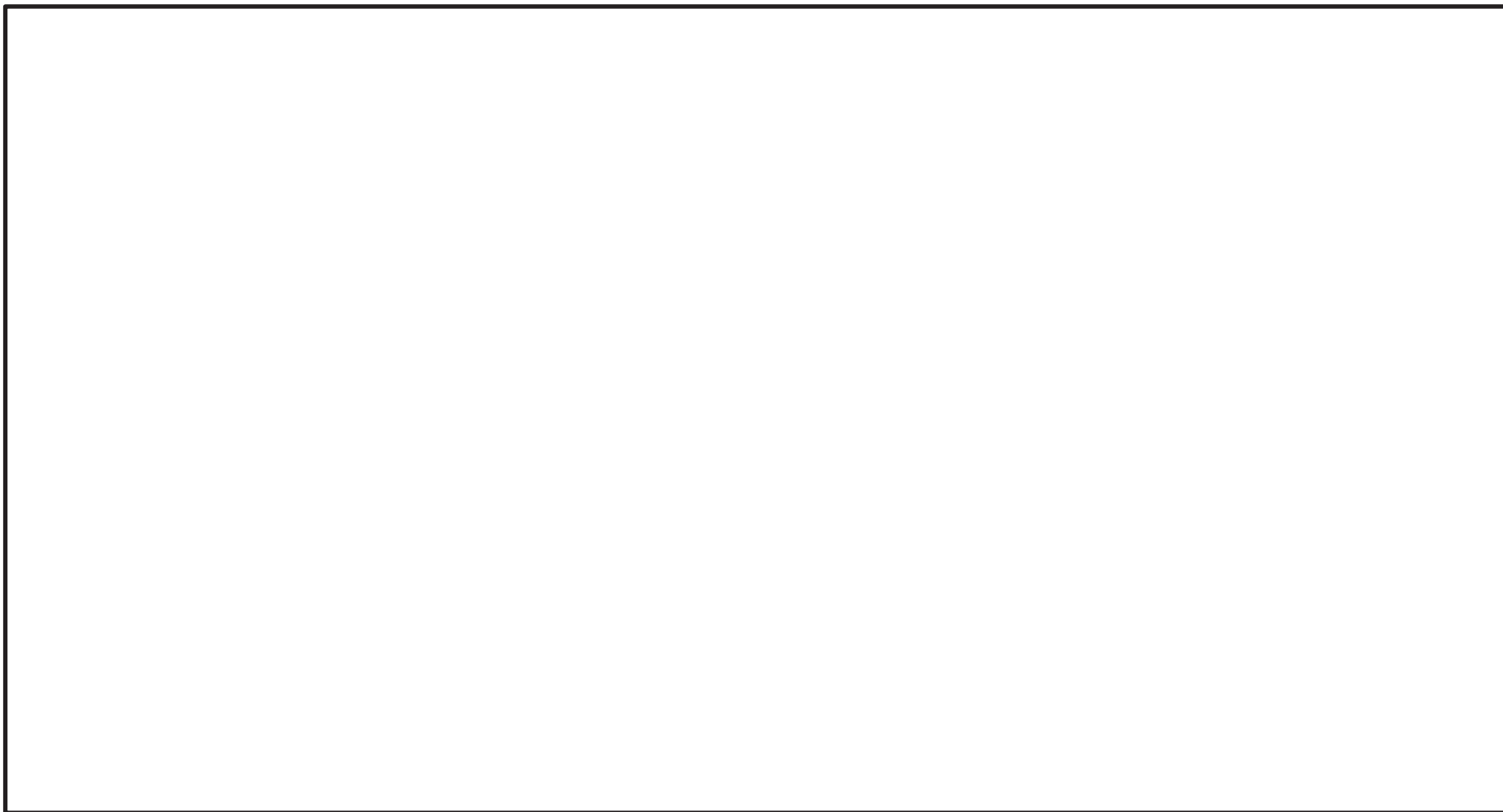


図 59-3-11 送受話器（ページング）（制御装置）及び電力保安通信用電話設備（交換機） 配置図
（制御建屋 ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

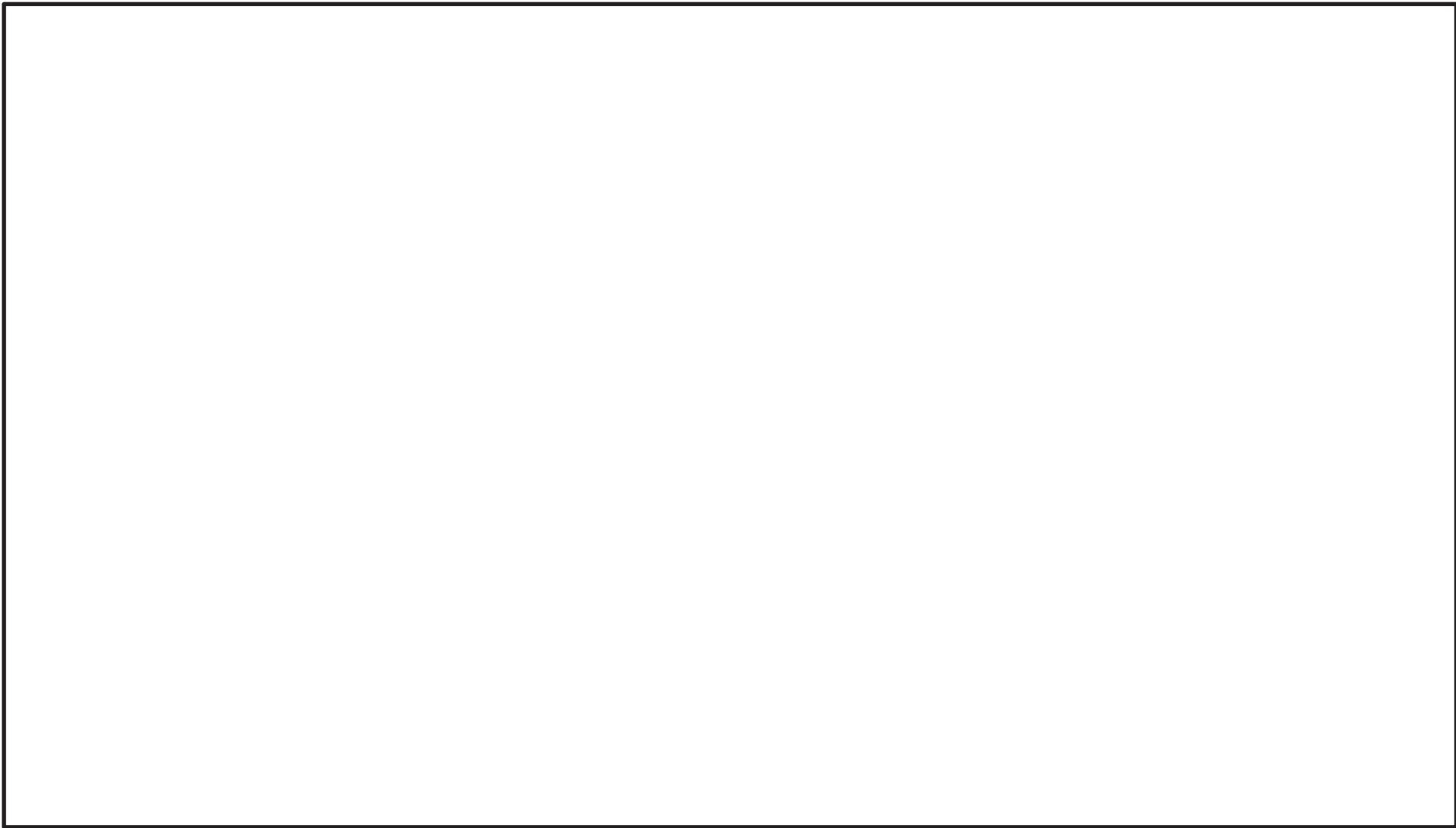


図 59-3-12 データ表示装置（待避所） 配置図
（制御建屋 ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 59-3-13 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 配置図
(制御建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

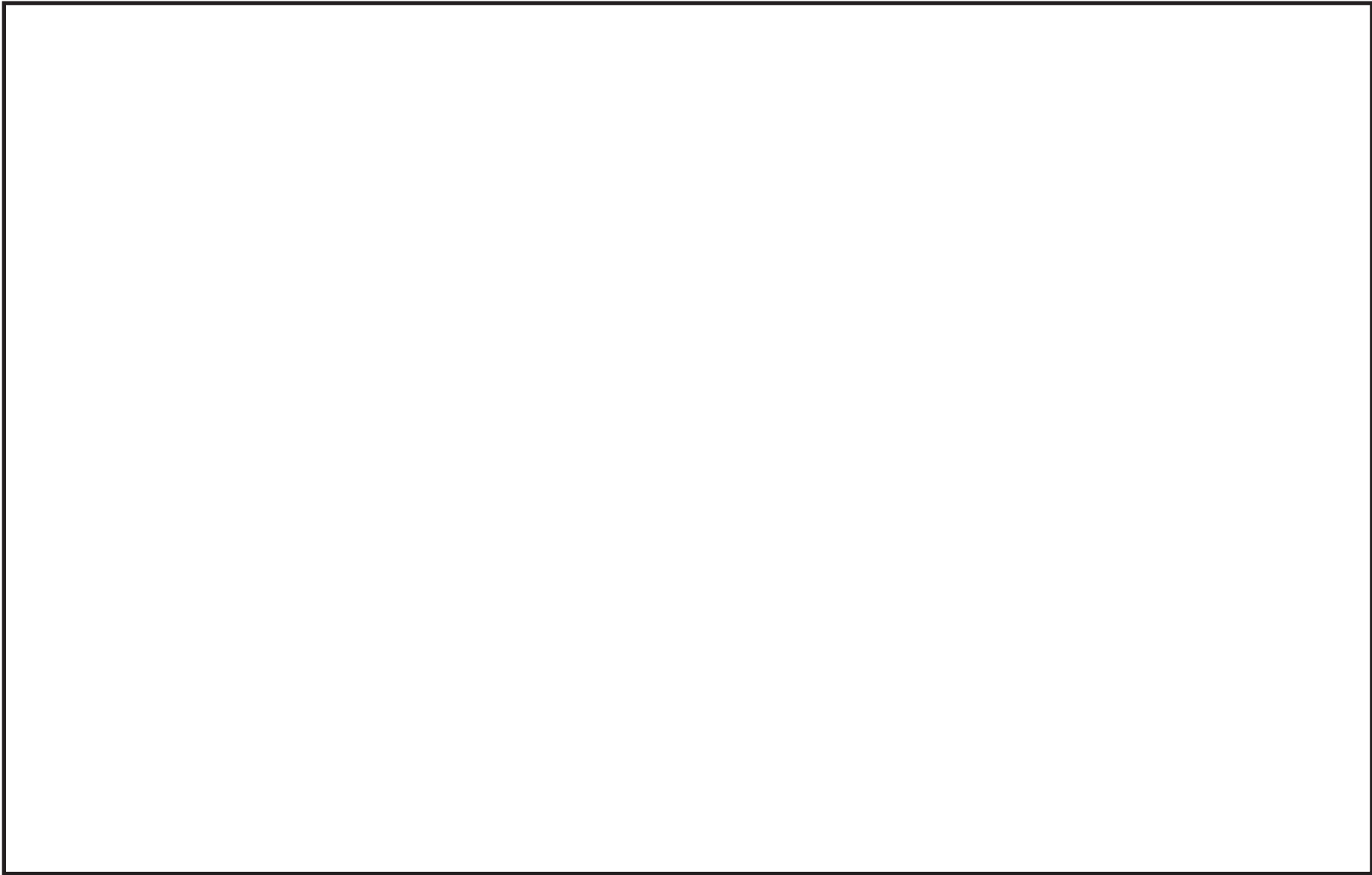


図 59-3-14 非常用ガス処理系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

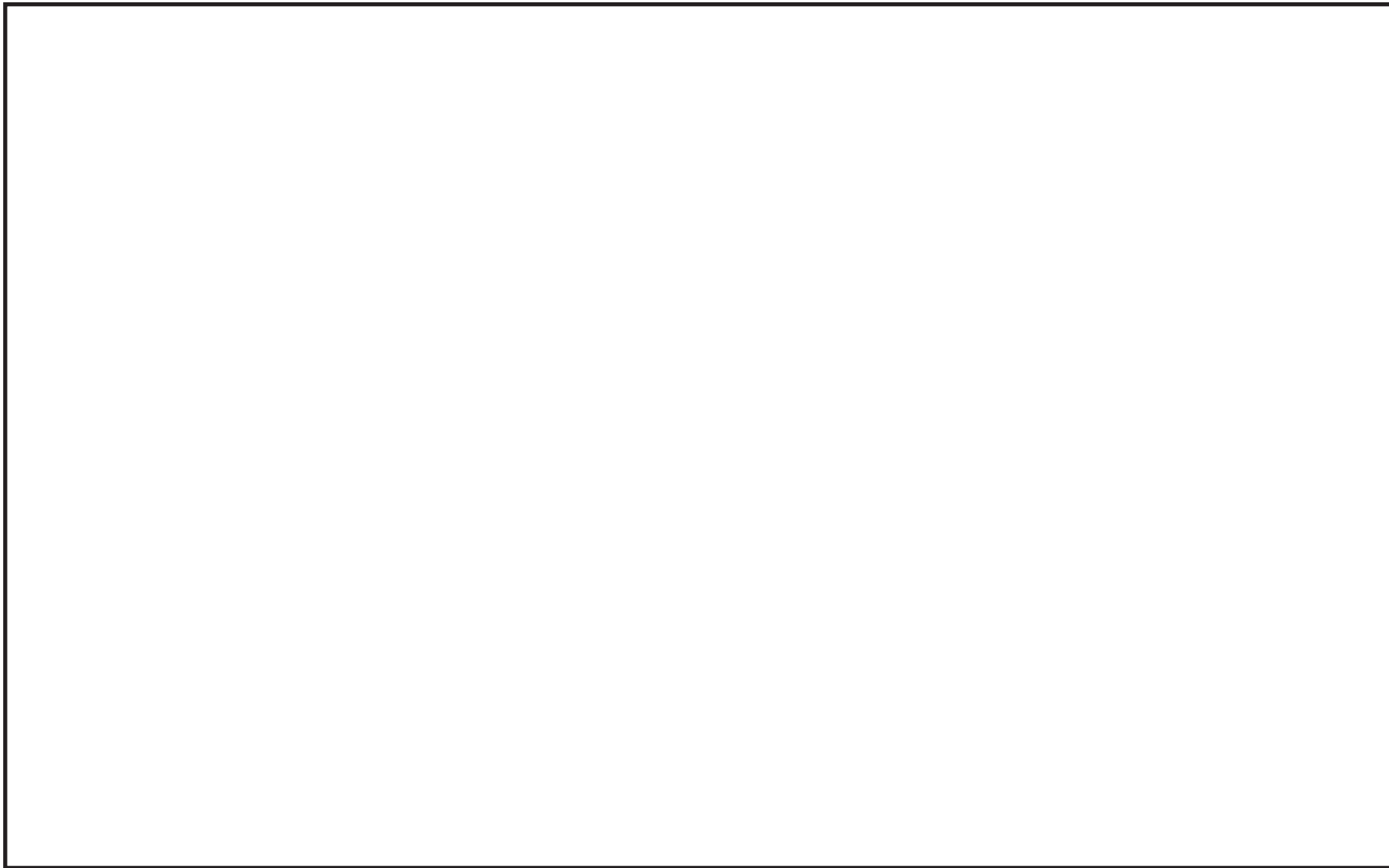


図 59-3-15 非常用ガス処理系 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

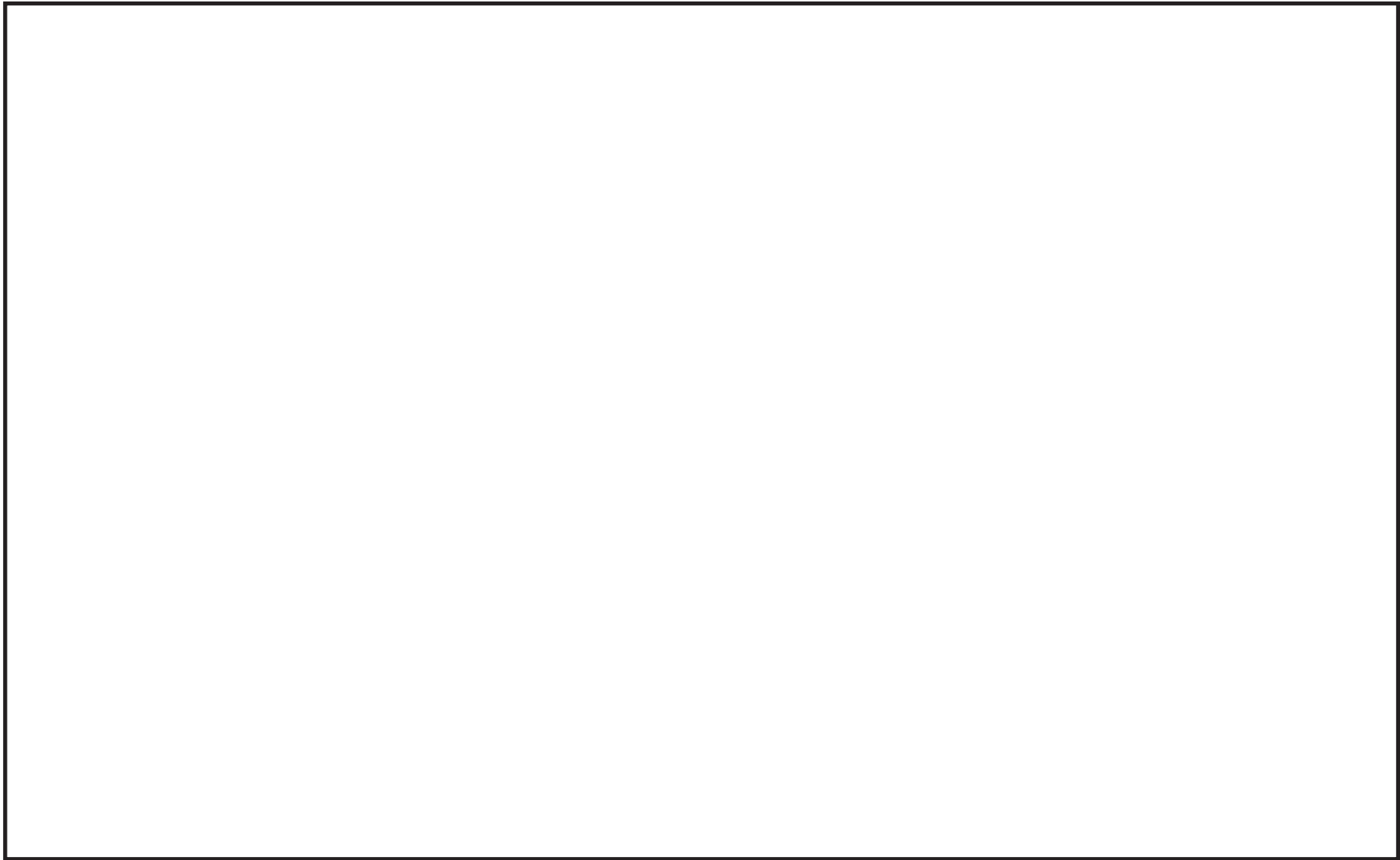


図 59-3-16 非常用ガス処理系 配置図 (中央制御室)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-4
系統図

59-4-1

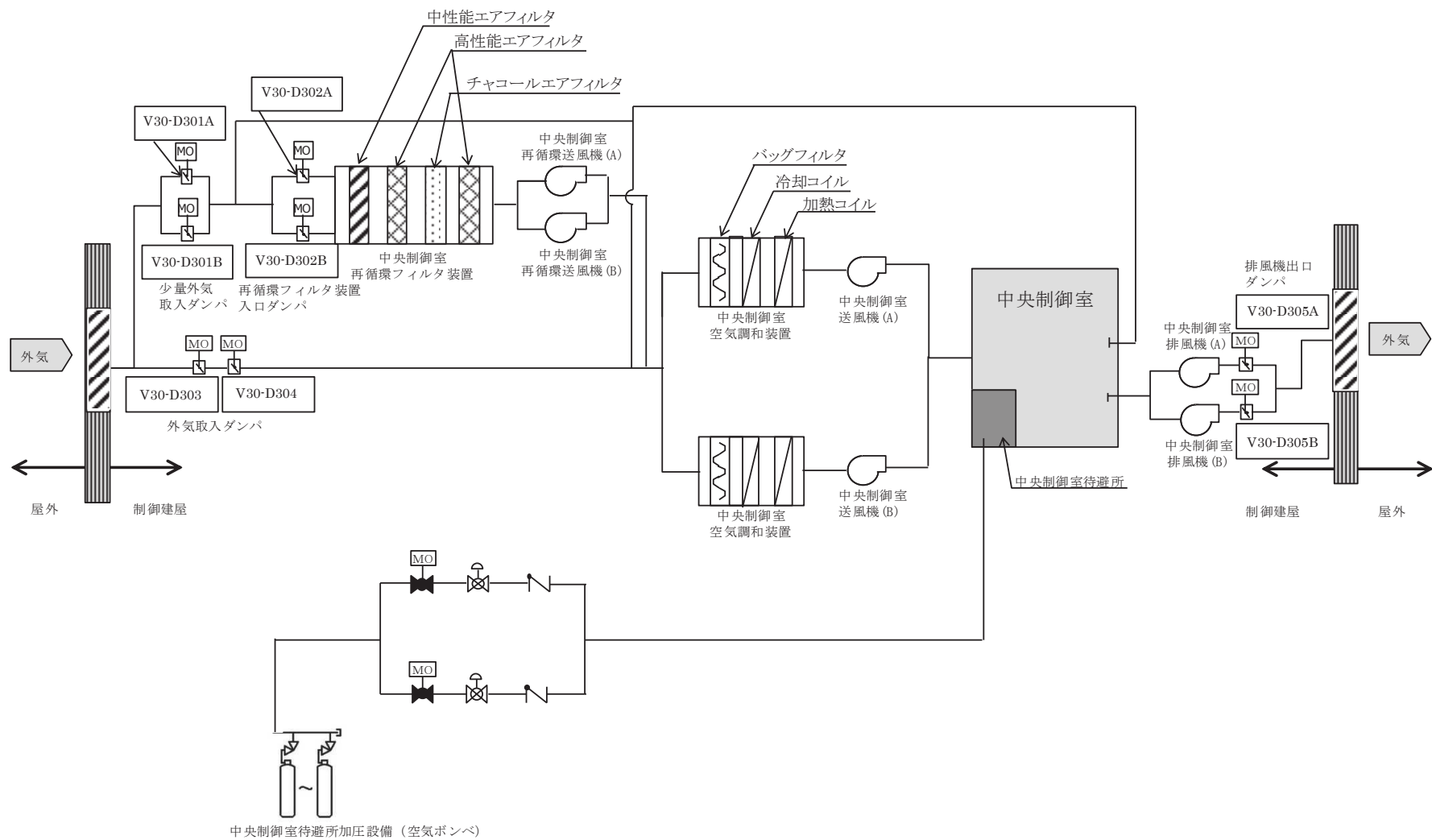


図 59-4-1 中央制御室換気空調系ダンパ 系統概要図

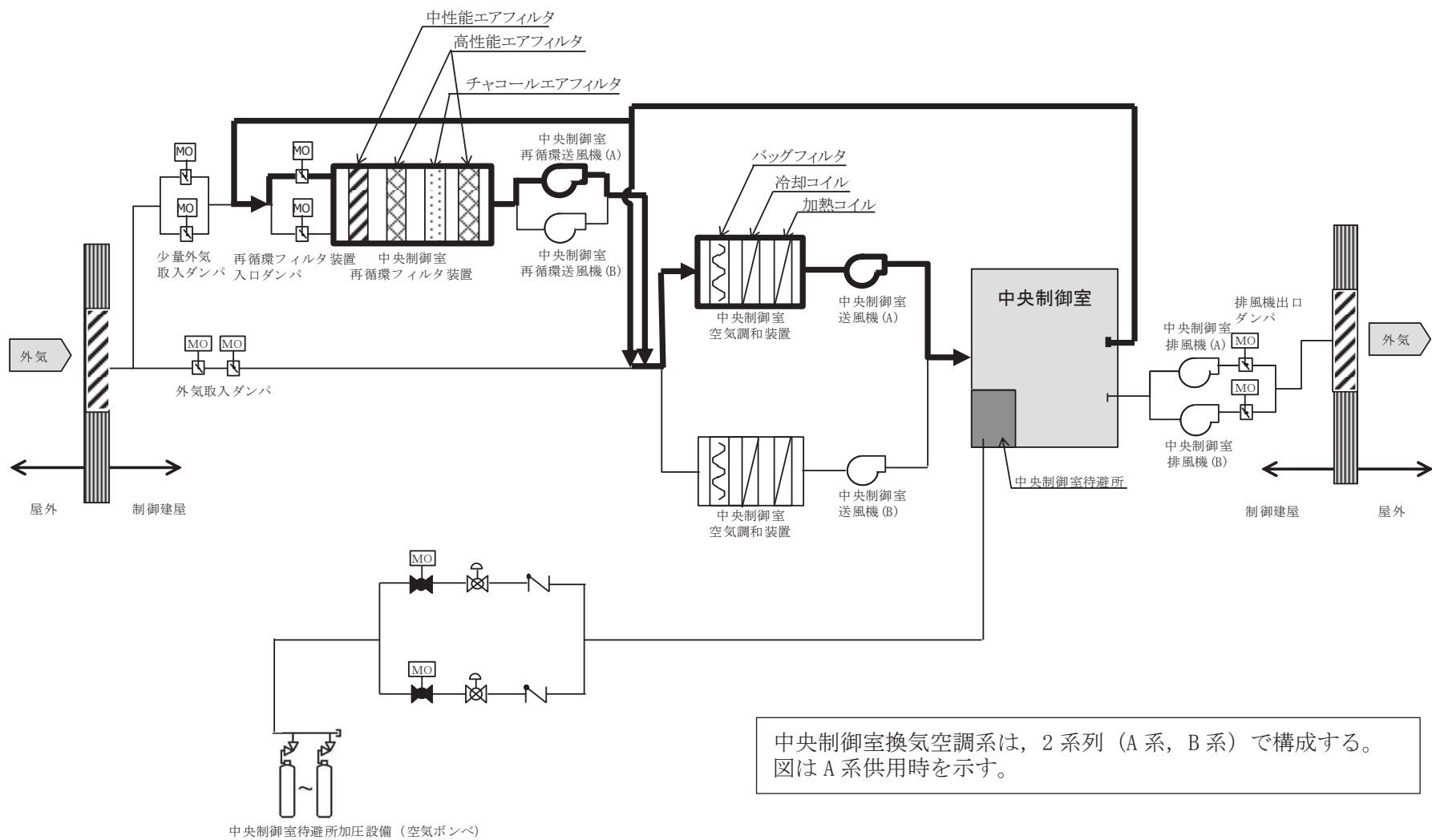


図 59-4-2 中央制御室換気空調系 系統概要図 (中央制御室換気空調系 事故時運転モード時)

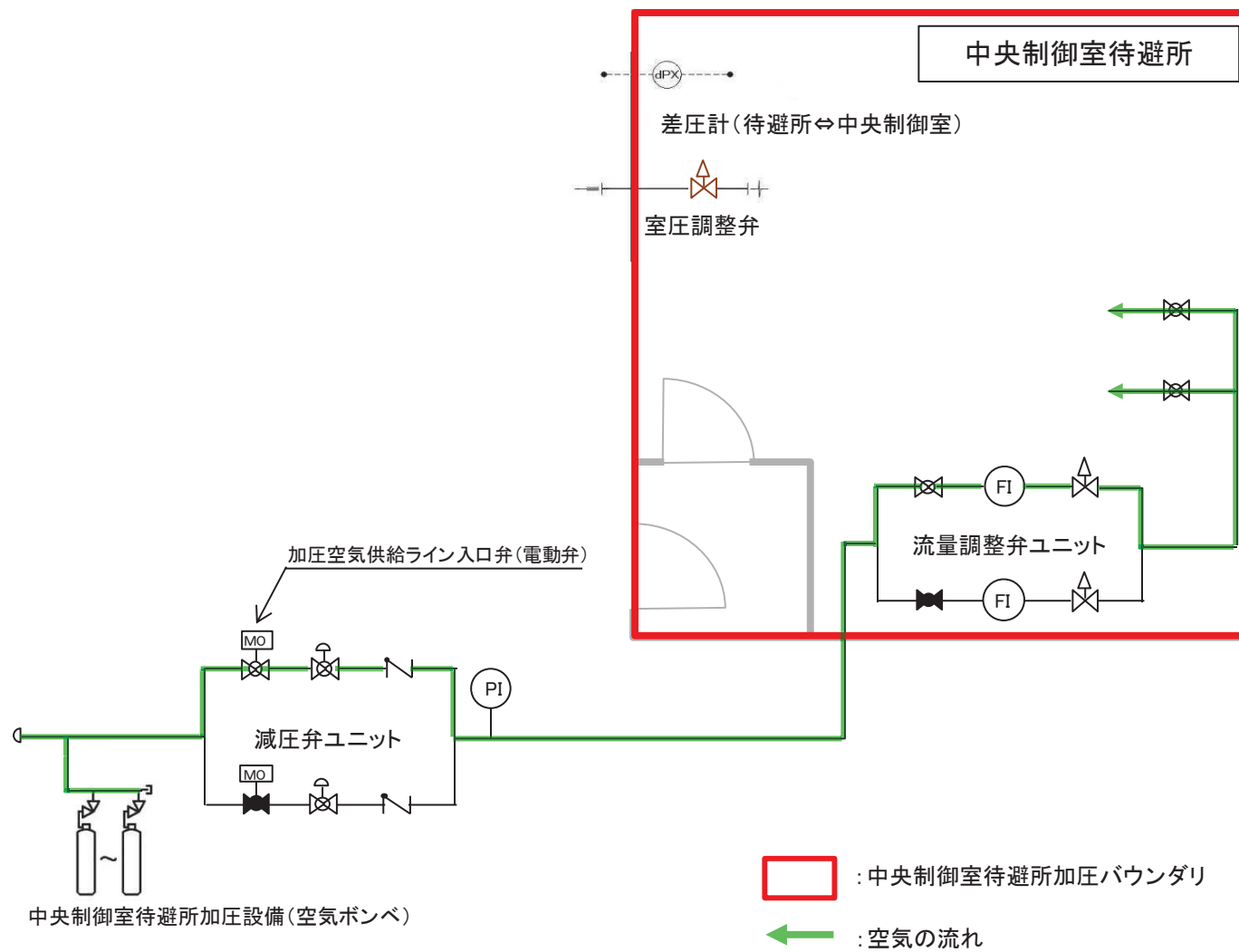


図 59-4-3 中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

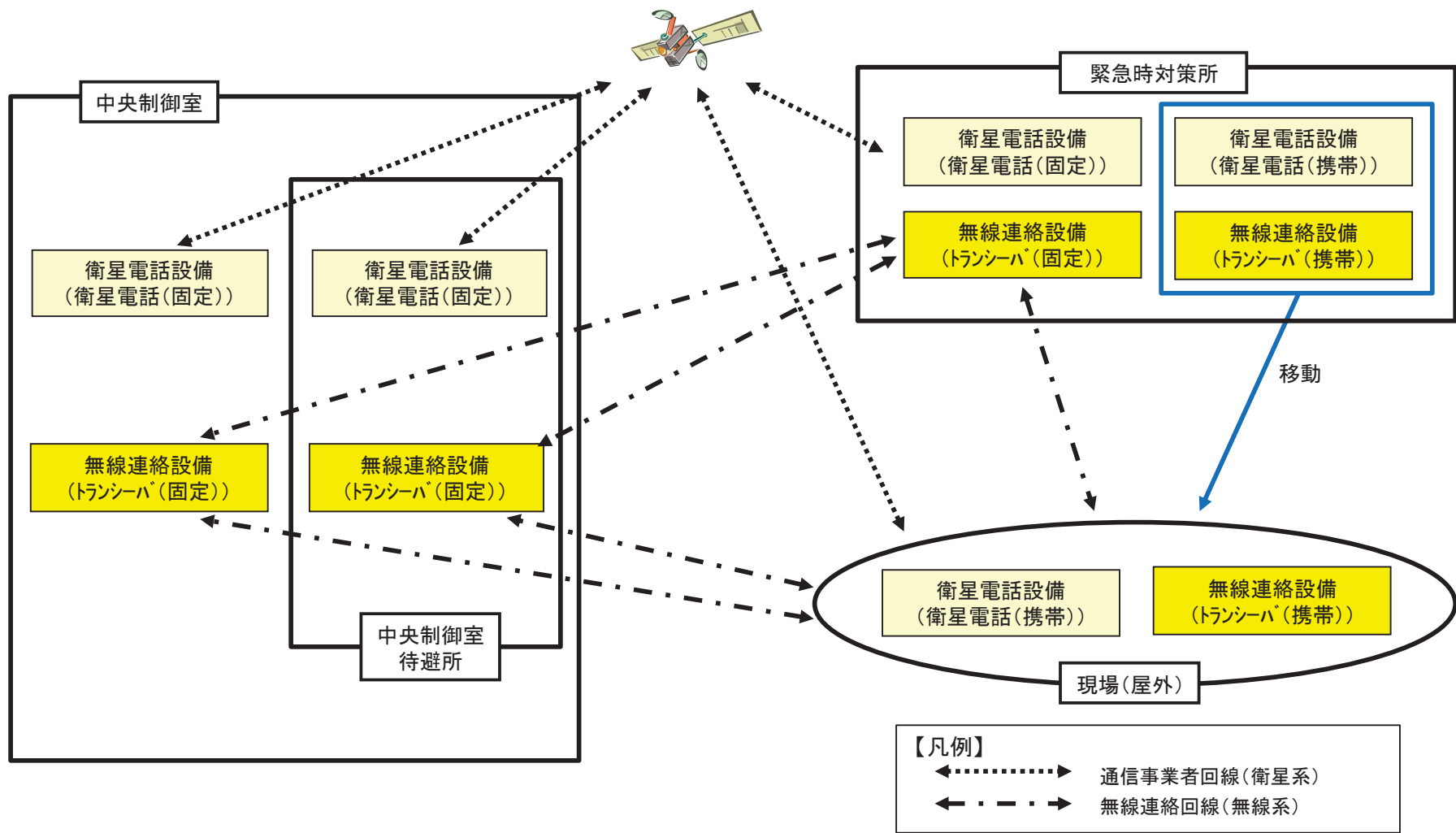


図 59-4-4 トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）系統概要図

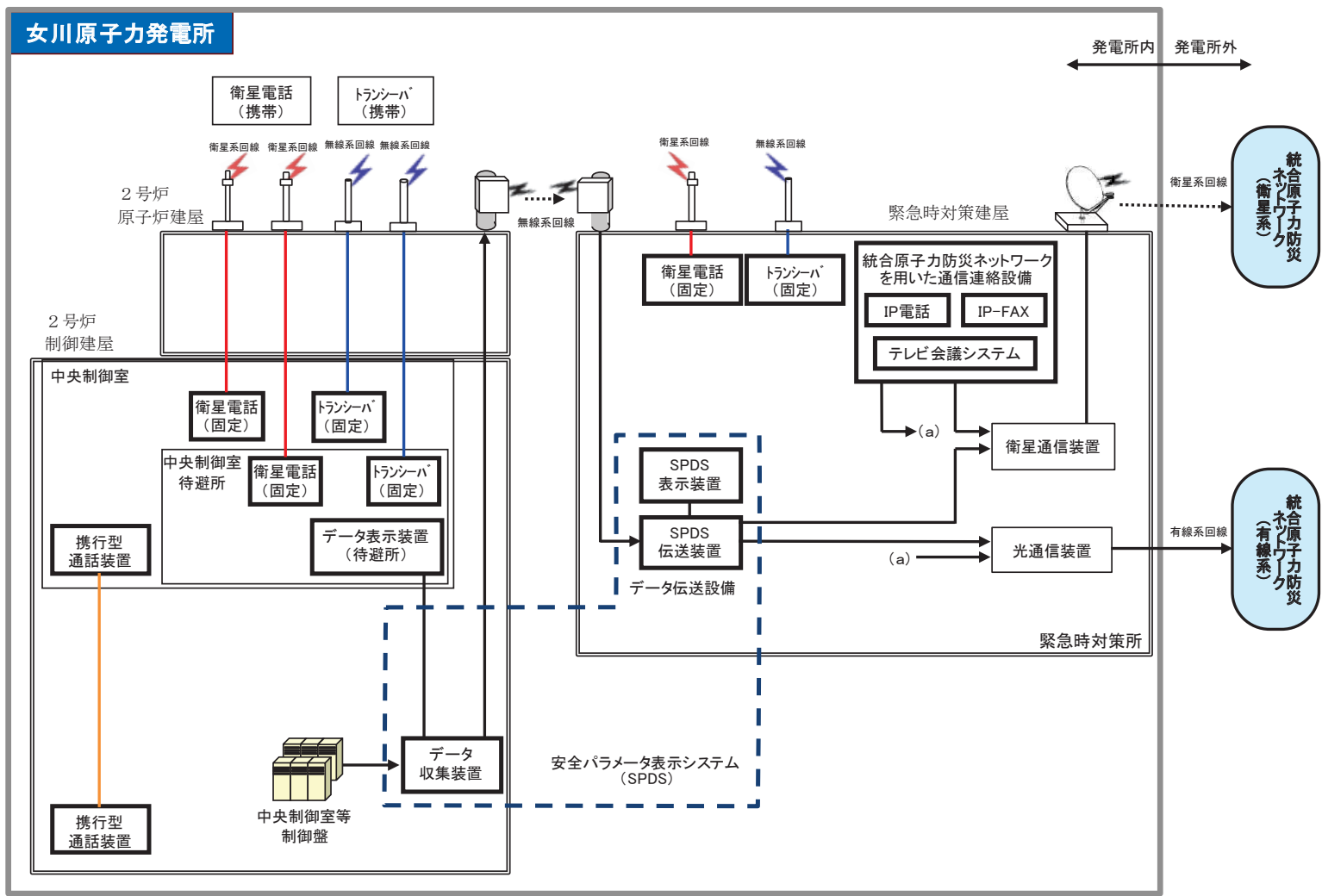


図 59-4-5 データ表示装置 (待避所) システム概要図

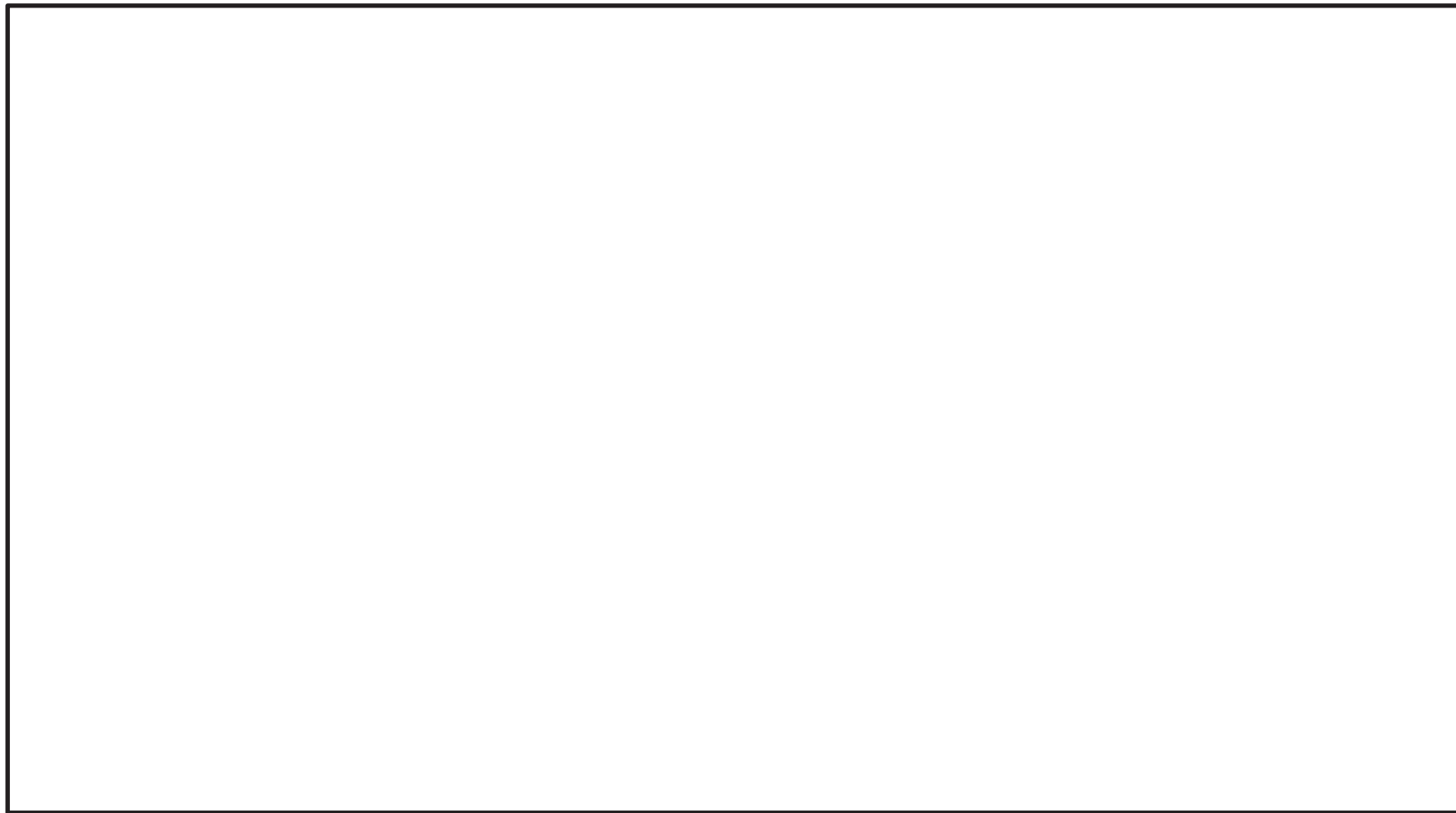


図 59-4-5 操作概要図 トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）
（制御建屋 ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SGTS 入口弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	SGTA A系手動起動スイッチによる 起動で一括連動
②	SGTS 空気乾燥装置 (A) 入口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
③	SGTS フィルタ装置出口弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	非常用ガス処理系排風機 (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	原子炉建屋ブローアウトパネル が開放した状態で非常用ガス処 理系の機能を期待する場合
⑤	原子炉建屋ブローアウト閉止装置	全閉→全開	スイッチ操作 人力操作 (遠隔手動ダンパ操作設備)	原子炉建屋 (原子炉建屋 内の原子炉棟外)	

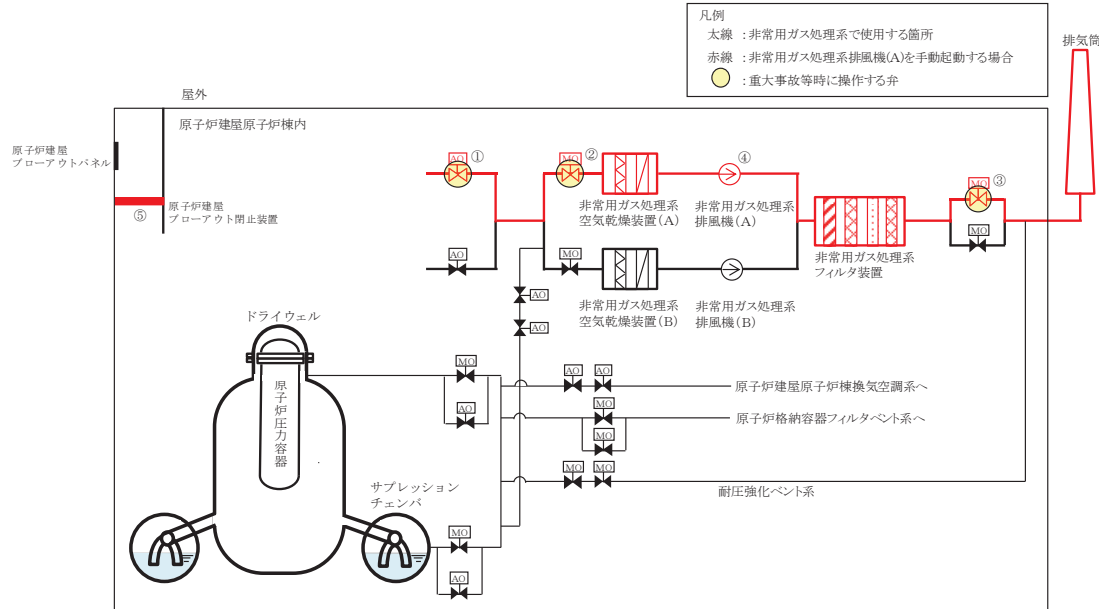


図 59-4-7 非常用ガス処理系 系統概要図
 非常用ガス処理系 (A) を手動起動する場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SGTS 入口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	SGTA B系手動起動スイッチによる 起動で一括連動
②	SGTS 空気乾燥装置(B)入口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
③	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	非常用ガス処理系排風機(B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	原子炉建屋ブローアウトパネル が開放した状態で非常用ガス処 理系の機能を期待する場合
⑤	原子炉建屋ブローアウト閉止装置	全閉→全開	スイッチ操作 人力操作 (遠隔手動ダンパ操作設備)	中央制御室 原子炉建屋 (原子炉建屋 内の原子炉棟外)	

凡例
 太線 : 非常用ガス処理系で使用する箇所
 赤線 : 非常用ガス処理系排風機(B)を手動起動する場合
 ● : 重大事故等時に操作する弁

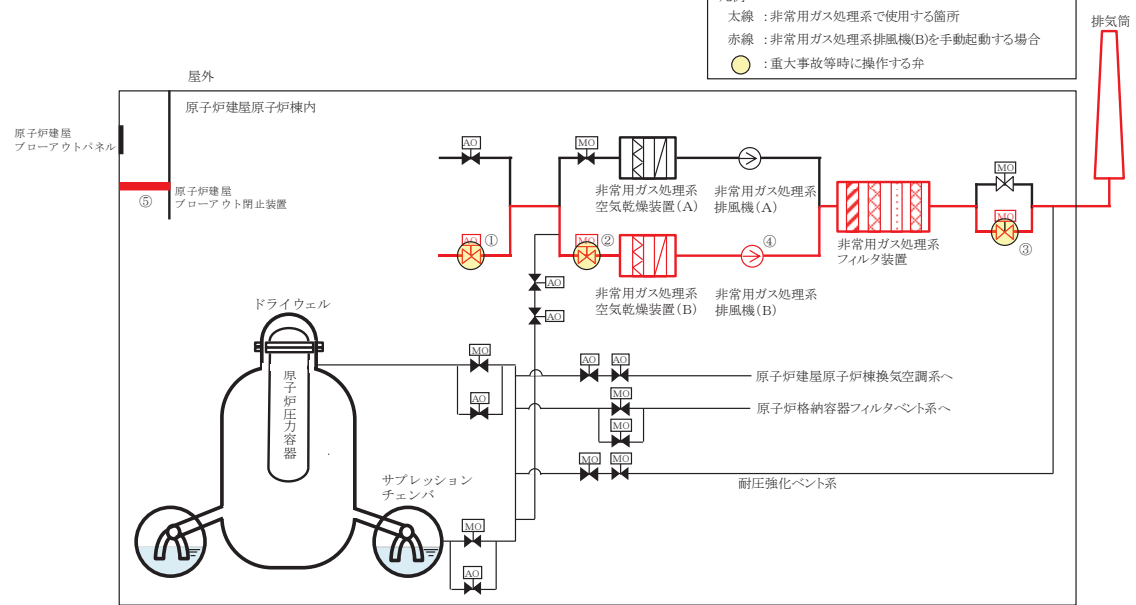


図 59-4-8 非常用ガス処理系 系統概要図
 非常用ガス処理系(B)を手動起動する場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-5
試験及び検査

59-5-1

○可搬型照明(SA)の試験及び検査について

可搬型照明は、運転中及び停止中においても照明の点灯確認が可能な構造とする。概略図を図59-5-1に示す。

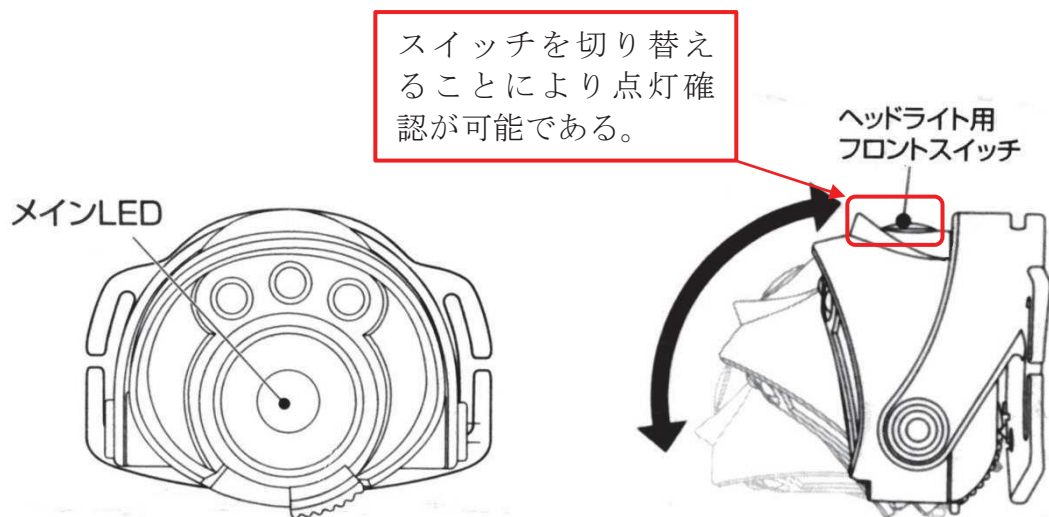


図 59-5-1 可搬型照明(SA)の概略図

○ 中央制御室待避所加圧設備の試験・検査性について

中央制御室待避所加圧設備については、原子炉の運転中又は停止中に表59-5-1に示す試験・検査が可能な設計とする。

表 59-5-1 中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	空気ポンペ残圧の確認
	外観検査	中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）の表面状態の外観の確認
停止中	機能・性能試験	空気ポンペ残圧の確認 中央制御室待避所の正圧化試験
	外観確認	中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）の表面状態の外観の確認

【中央制御室待避所の正圧化試験】

(1) 概要

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

(2) 試験内容

中央制御室待避所加圧設備の操作対象弁を開として、中央制御室待避所を加圧し、中央制御室待避所と中央制御室で正圧化に必要な差圧を確保できることを確認する。（正圧化に必要な差圧については、（P. 59-6-2）を参照）

中央制御室待避所の正圧化試験のバウンダリ構成図を図59-5-2に示す。

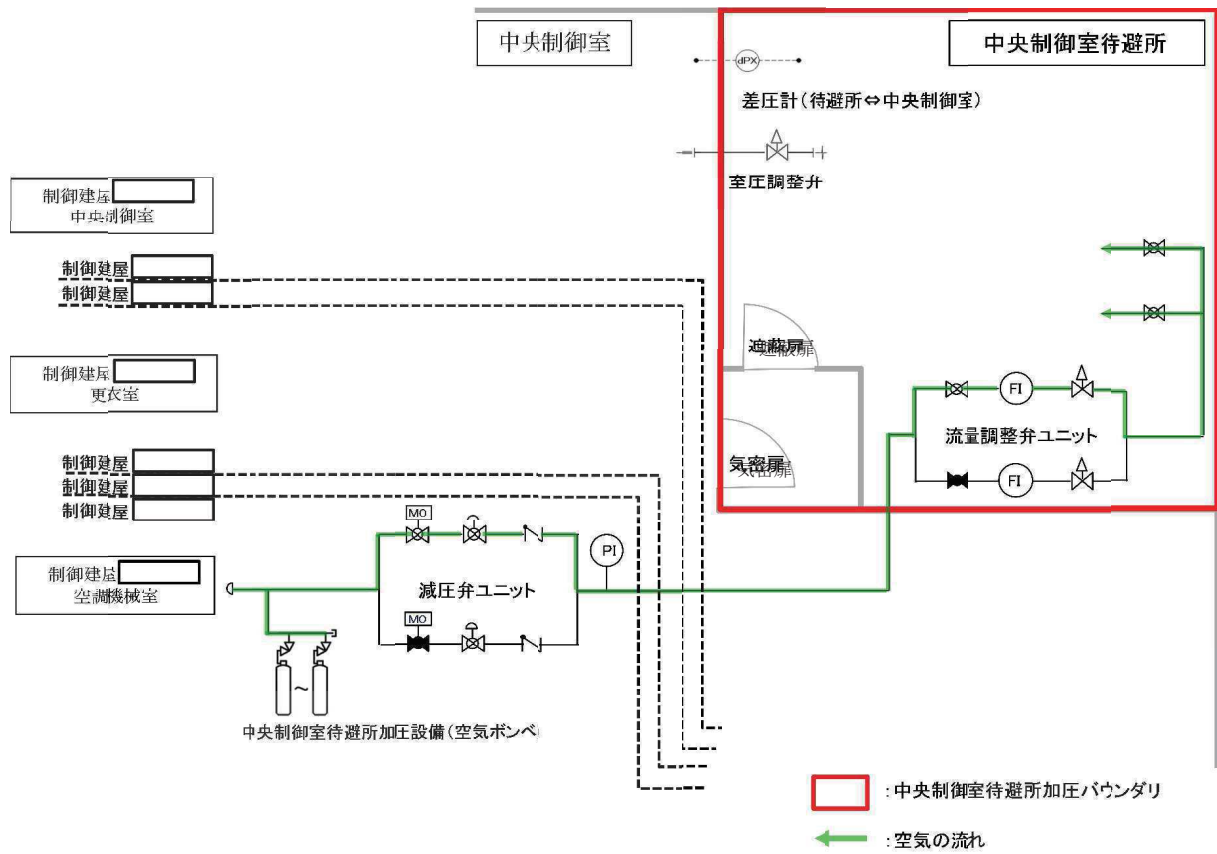


図59-5-2 中央制御室待避所の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-5-4

- 中央制御室換気空調系の試験・検査性について
 中央制御室換気空調系における試験及び検査は、表59-5-2のとおりである。

表59-5-2 中央制御室換気空調系の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能, 漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認
	外観確認	機器 ^{*1} の表面状態の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能, 漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認
	分解検査	機器 ^{*1} 各部の状態を目視等で確認
	外観確認	機器 ^{*1} の表面状態の確認

(*1) 各機器とは以下のとおり：

中央制御室送風機, 中央制御室排風機, 中央制御室再循環送風機, 中央制御室再循環フィルタ装置

- 中央制御室換気空調系の点検計画について
 中央制御室換気空調系は、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り、これまでに試験・検査を実施している。
 表59-5-3に、女川原子力発電所 第2号機の点検計画を示す。

表59-5-3 女川原子力発電所 第2号機 保全計画（第11保全サイクル）
 （中央制御室換気空調系）

機器または系統名	実施数（機器名）	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 （ ）内は適用する設備診断技術
中央制御室換気空調系	中央制御室換気空調系	機能・性能試験	高	1 C	中央制御室換気空調系機能検査	定検停止時
		滲えい試験	高	10 Y	構造健全性検査（定検）	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査（定検）	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（A）	外観点検	高	3 C	-	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（B）	外観点検	高	3 C	-	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（C）	外観点検	高	3 C	-	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（D）	外観点検	高	3 C	-	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（E）	外観点検	高	3 C	-	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（F）	外観点検	高	3 C	-	定検停止時
	中央制御室再循環フィルタ装置	機能・性能試験	B	1 C	中央制御室換気空調系再循環フィルタ性能検査	定検停止時
		開放点検	B	13 M	-	定検停止時
	中央制御室送風機（A）	開放点検	A	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室送風機（A）用電動機	分解点検	A	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室送風機（B）	開放点検	高	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室送風機（B）用電動機	分解点検	A	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室排風機（A）	開放点検	高	52 M	-	定検停止時
	中央制御室排風機（A）用電動機	分解点検	高	52 M	-	定検停止時
中央制御室排風機（B）	開放点検	高	52 M	-	定検停止時	
中央制御室換気空調系	中央制御室排風機（B）用電動機	分解点検	高	52 M	-	定検停止時
	中央制御室再循環送風機（A）	分解点検	A	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室再循環送風機（A）用電動機	分解点検	A	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室再循環送風機（B）	分解点検	高	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室再循環送風機（B）用電動機	分解点検	A	52 M	-	定検停止時 （振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による）
	中央制御室換気空調系のダンパ、弁 一式	分解点検	A、高、低	195 M	-	定検停止時
	中央制御室換気空調系のダンパ【弁駆動部】 一式	分解点検	A、高	65 M～ 130 M	-	定検停止時

○トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）の試験・検査について

トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）における試験及び検査は表59-5-4のとおりである。

トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）の概要を図59-5-3に示す。

表 59-5-4 トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）の試験・検査

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
	外観確認	外観の確認

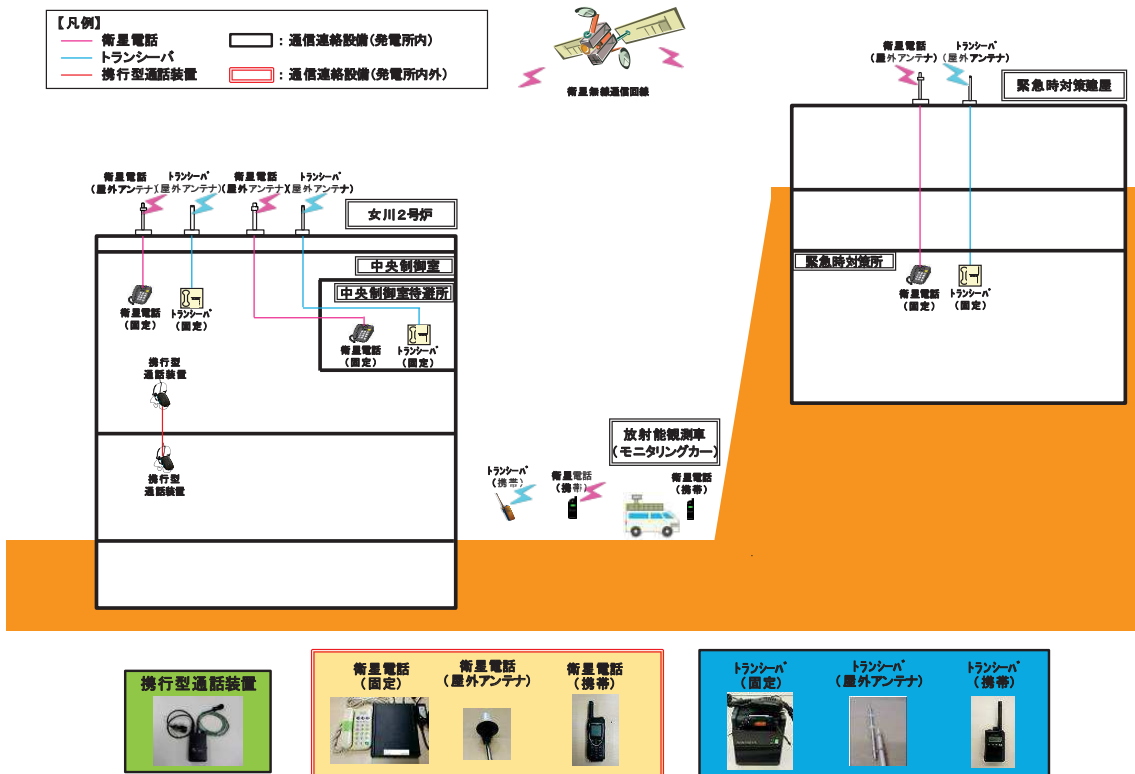
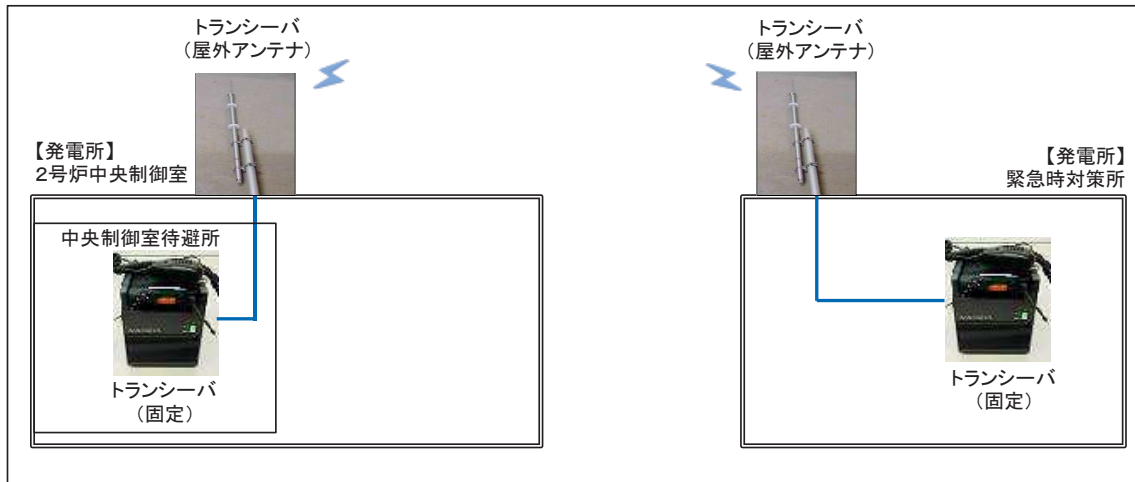


図 59-5-3 トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）の概要

トランシーバ（固定） 試験・検査内容

【試験構成】

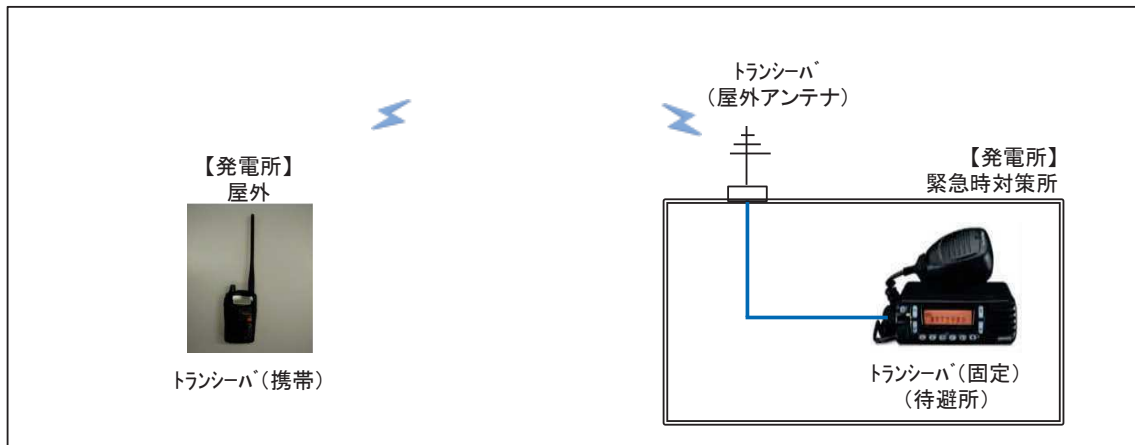


※試験区間：2号炉中央制御室待避所 ～ 緊急時対策所

図 59-5-4 トランシーバ（固定）試験・検査構成

トランシーバ（携帯／固定） 試験・検査内容

【試験構成】

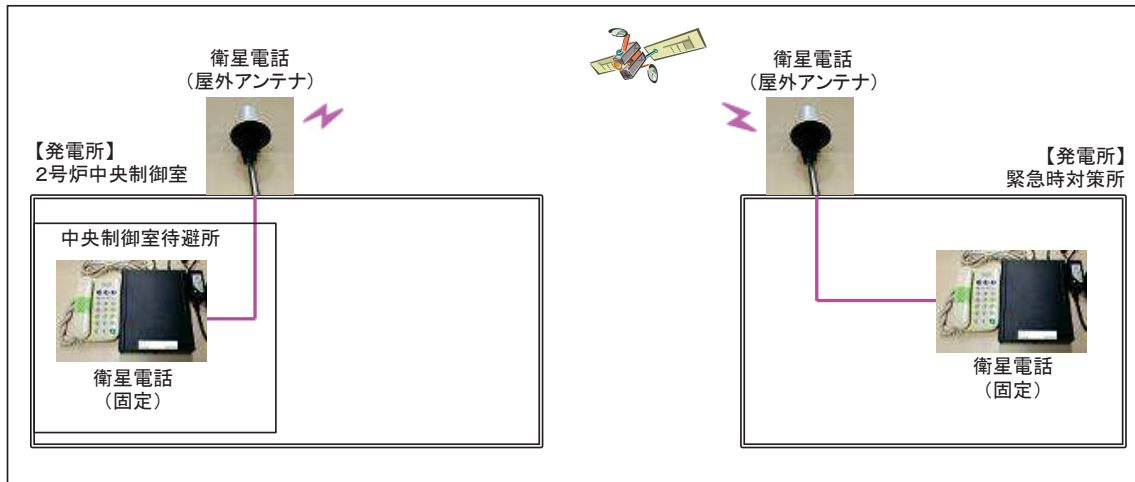


※ 試験区間：現場（携帯） ～ 2号炉中央制御室待避所

図 59-5-5 トランシーバ（携帯／固定）試験・検査構成

衛星電話（固定） 試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間：2号炉中央制御室待避所 ～ 緊急時対策所

図59-5-6 衛星電話（固定）試験・検査構成

○データ表示装置（待避所）の試験及び検査について

データ表示装置（待避所）における試験及び検査は表59-5-5のとおりである。
 データ表示装置（待避所）の概要を図59-5-7に示す。

表 59-5-5 データ表示装置（待避所）の試験・検査

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
	外観確認	外観の確認

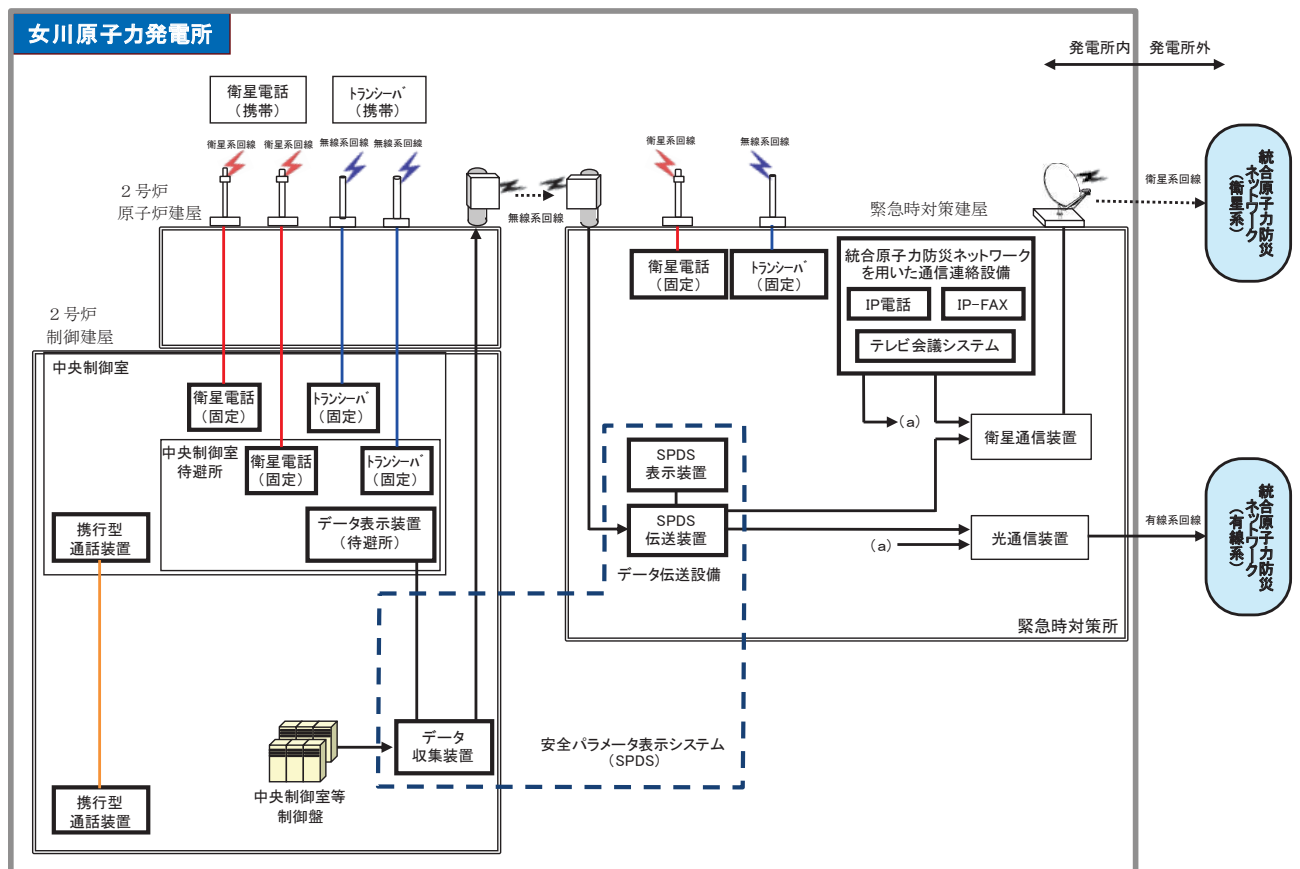


図 59-5-7 データ表示装置（待避所）の概要

データ表示装置（待避所） 試験・検査内容

【試験構成】

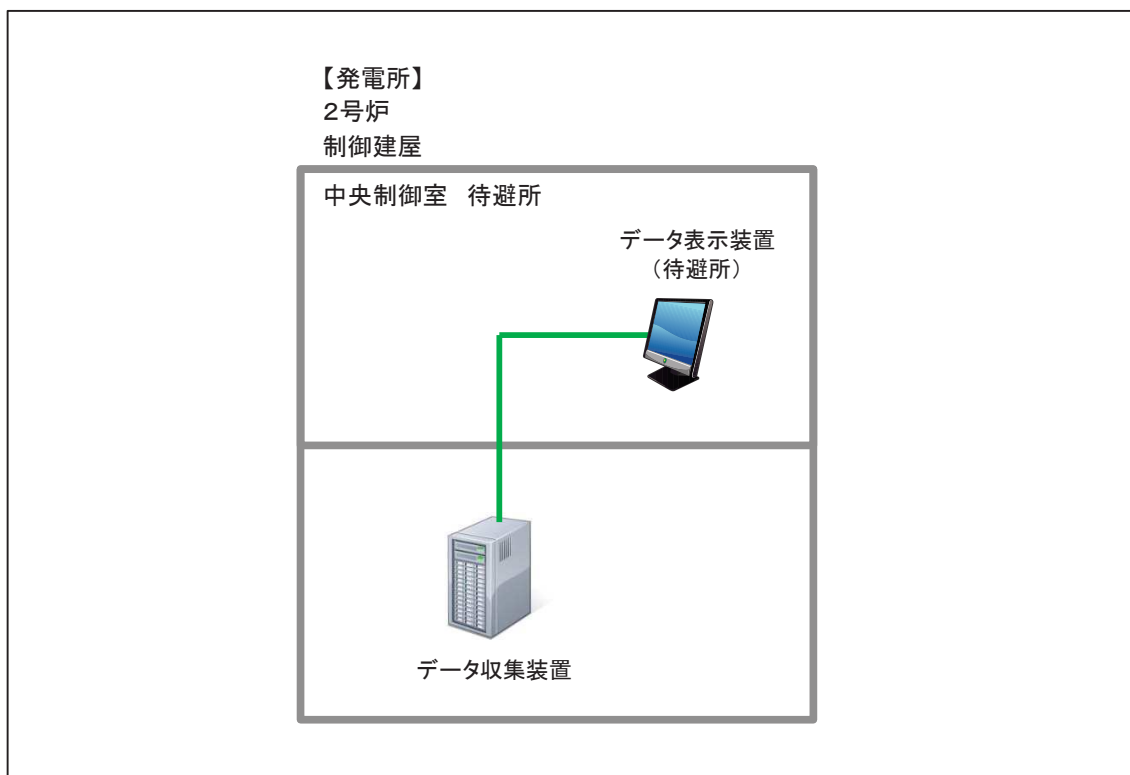


図 59-5-8 データ表示装置（待避所）試験・検査構成

○酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び差圧計の試験及び検査について

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

酸素濃度計外観図を図59-5-9，二酸化炭素濃度計外観図を図59-5-10に示す。

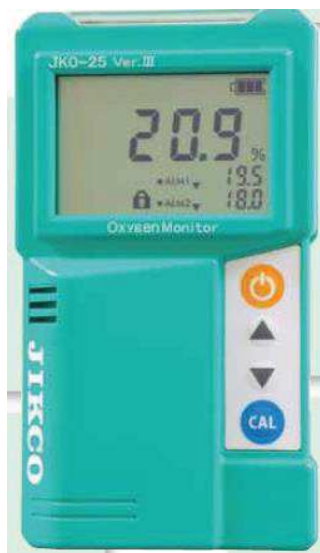


図 59-5-9 酸素濃度計の外観図



図 59-5-10 二酸化炭素濃度計の外観図

59-5-13

表 59-5-6 女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)
(非常用ガス処理系)

機器または系統名	実施数(機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉格納容器	温度計測装置(記録計) 2台	特性試験	高	13 M	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(その他)	定検停止時
	温度計測装置(温度検出器) 3・4台	特性試験	高、低	1 C	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(その他)	定検停止時
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系	機能・性能試験	高	1 C	非常用ガス処理系機能検査	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査(定検:原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査(定検:原子炉系)	定検停止時
	非常用ガス処理系排風機(A)	分解点検	A	104 M	-	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		簡易点検	A	52 M	-	定検停止時
	非常用ガス処理系排風機(A)用電動機	分解点検	A	78 M	-	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	非常用ガス処理系排風機(B)	分解点検	高	104 M	-	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		簡易点検	高	52 M	-	定検停止時
	非常用ガス処理系排風機(B)用電動機	分解点検	A	78 M	-	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	非常用ガス処理系空気乾燥装置(A)	開放点検	高	13 M	-	定検停止時
	非常用ガス処理系空気乾燥装置(A)電気ヒータ	特性試験	高	1 C	-	定検停止時
	非常用ガス処理系空気乾燥装置(B)	開放点検	高	13 M	-	定検停止時
	非常用ガス処理系空気乾燥装置(B)電気ヒータ	特性試験	高	1 C	-	定検停止時
	非常用ガス処理系フィルタ装置	機能・性能試験	A	1 C	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	定検停止時
		開放点検	A	13 M	-	定検停止時
	非常用ガス処理系中性能エアフィルタ	性能試験	高	1 C	-	定検停止時
	非常用ガス処理系高性能エアフィルタ	性能試験	高	1 C	-	定検停止時
	非常用ガス処理系チャコールエアフィルタ	性能試験	高	1 C	-	定検停止時
	非常用ガス処理系フィルタ装置スペースヒータ1A、1B	特性試験	低	1 C	-	定検停止時
	非常用ガス処理系フィルタ装置スペースヒータ2A、2B	特性試験	低	1 C	-	定検停止時
	非常用ガス処理系の主要弁 一式	分解点検	A、高	65 M~ 104 M	主要弁検査(定検:原子炉系)	定検停止時
非常用ガス処理系の弁 一式	分解点検	A、高、低	65 M~ 195 M	-	定検停止時	
非常用ガス処理系の弁【辛駆動部】 一式	分解点検	A、高	65 M	-	定検停止時	

点検計画

東北電力株式会社
女川原子力発電所第2号機
第11保全サイクル
定期事業者検査要領書

設 備 名：放射線管理設備

検 査 名：非常用ガス処理系機能検査

要領書番号：O2-035

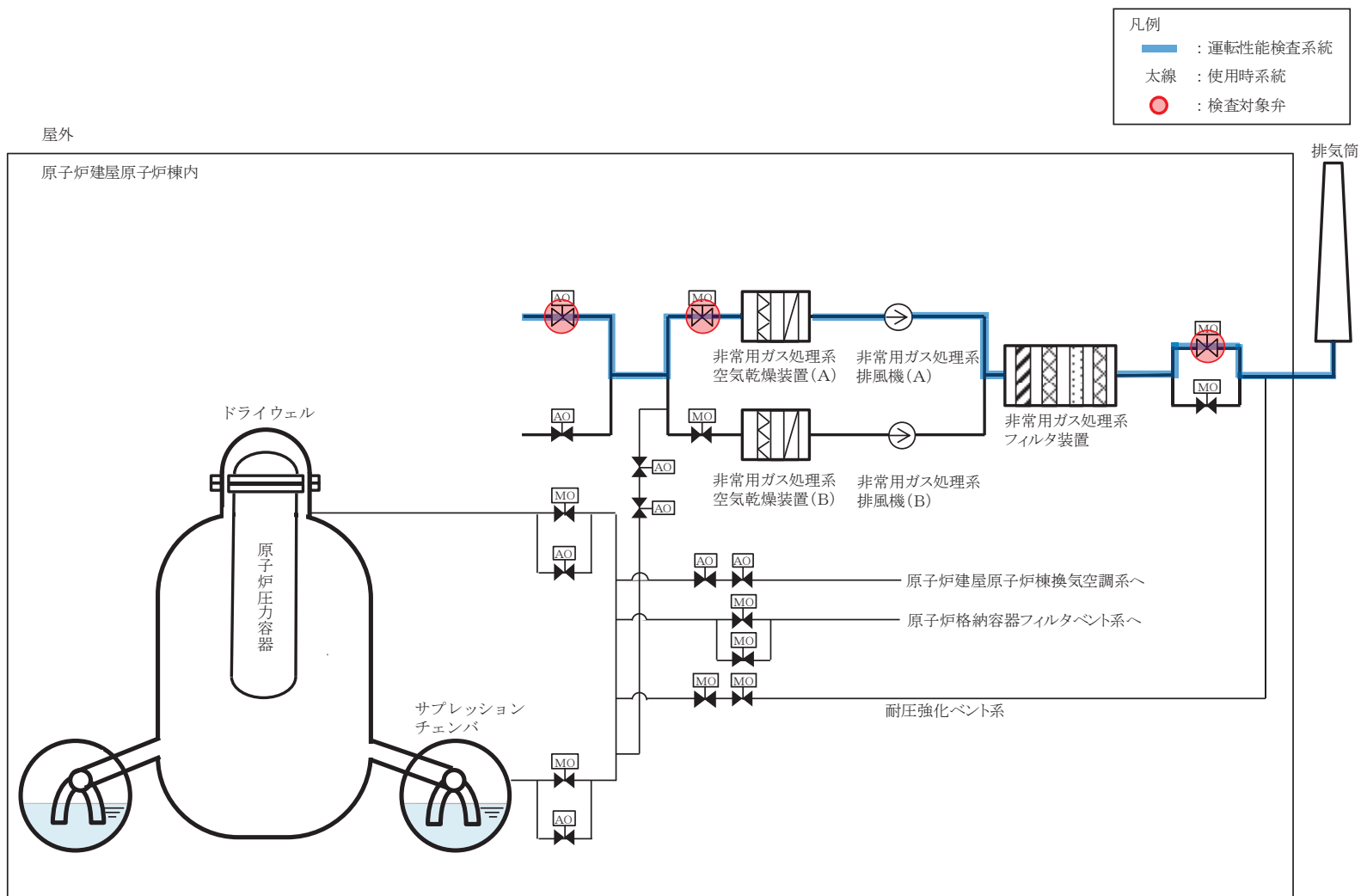


図 59-5-11 非常用ガス処理系 A 系 性能検査系統図

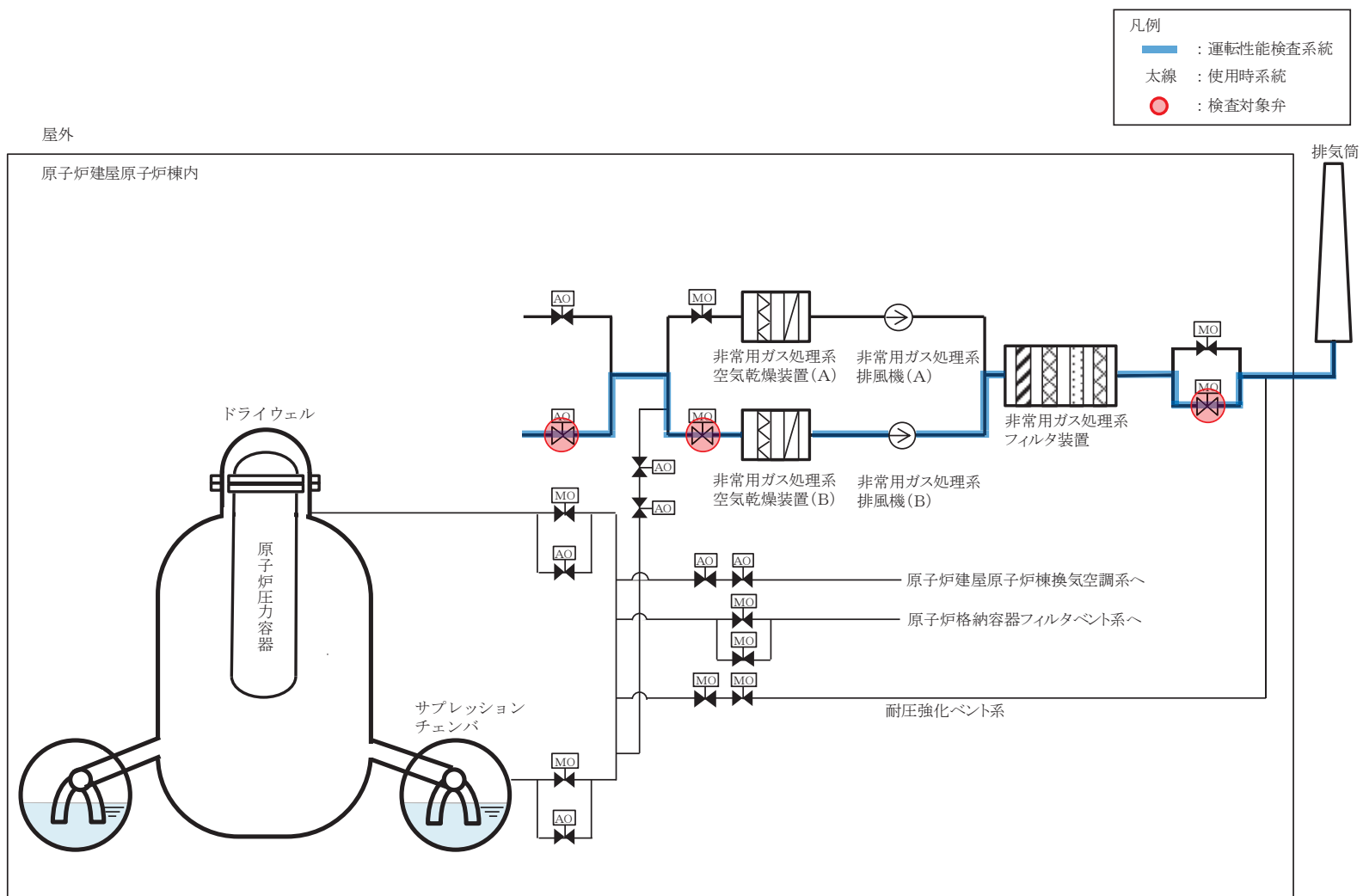


図 59-5-12 非常用ガス処理系 B 系 性能検査系統図

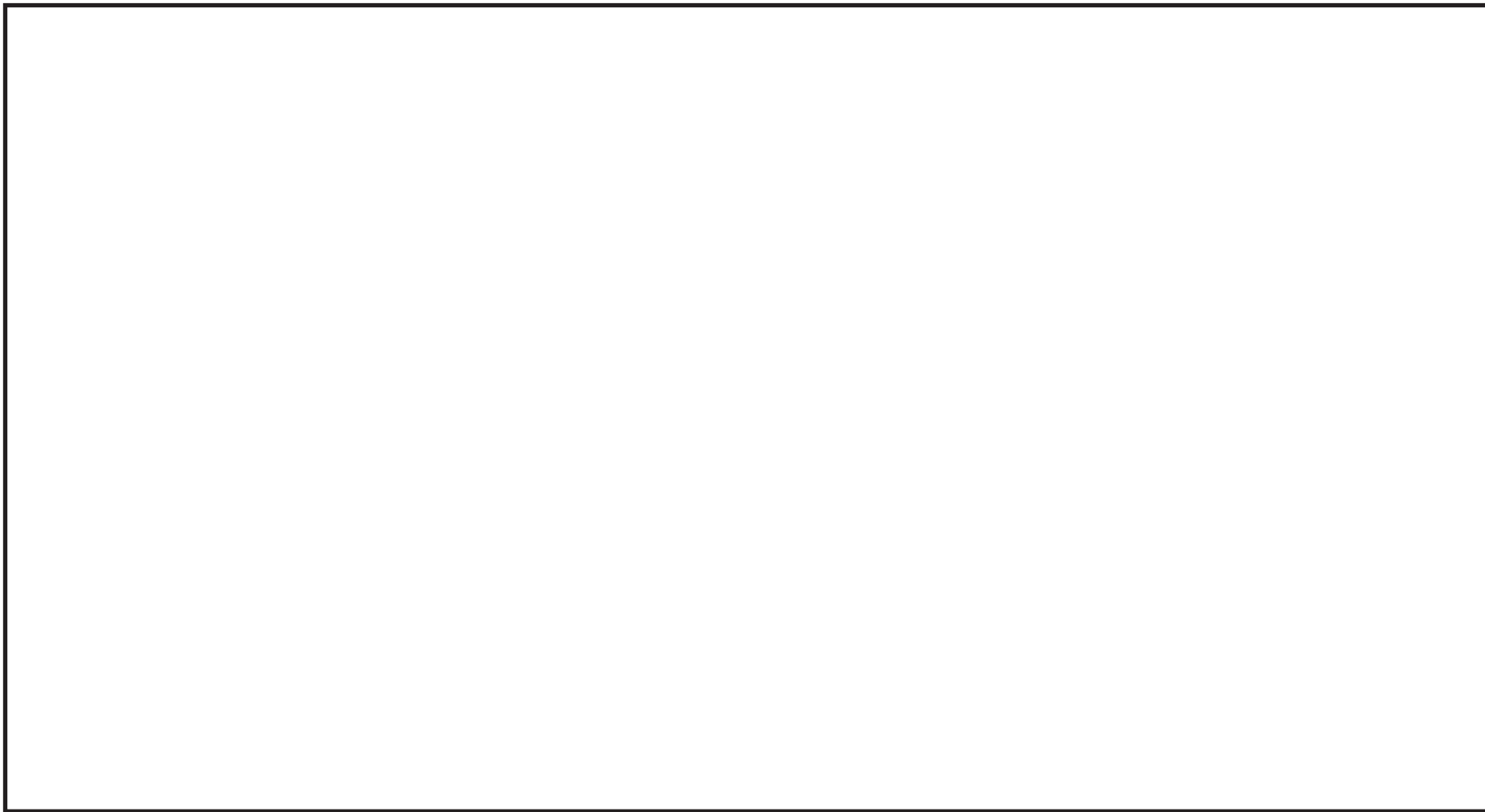


図 59-5-13 非常用ガス処理系排風機 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-6

容量設定根拠

59-6-1

名称		中央制御室待避所の正圧化差圧
中央制御室待避所／隣接区画の正圧化差圧	Pa	20 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>中央制御室待避所加圧バウンダリは、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。</p> <p>中央制御室待避所の加圧バウンダリ設計に際しては、炉心の著しい損傷の発生時の室内の温度を、中央制御室のある制御建屋の設計最高温度40.0℃、隣接区画を設計最低温度-4.9℃と仮定すると、中央制御室待避所の階層高さは最大3.3mであるため、以下のとおり約7Pa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。</p> $\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-4.9^\circ\text{Cの乾き空気密度}) \\ &\quad - (+40.0^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.316 - 1.127) \times 3.3 \\ &= 0.189 \times 3.3 \\ &= 0.6237\text{kg/m}^2 (\approx 7\text{Pa}) \end{aligned}$ <p>このため、中央制御室待避所の加圧バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画+20Paとする。</p>		

名称	中央制御室待避所加圧設備（空気ポンペ）	
本数	本	40（注1）,（80（注2））
容量	L/本	46.7
充填圧力	MPa	19.6（35℃）
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】

必要ポンペ本数としては、以下に示すとおり 40 本以上確保する設計とする。

(1) 正圧維持に必要な空気ポンペ本数

中央制御室待避所を 10 時間正圧化するために必要な空気量は、中央制御室待避所の漏えい量 162m³（中央制御室待避所の容積 162m³ に対し部屋容積比 0.1 回/h の漏えい量×10 時間分）に余裕を考慮した 300m³ とする。ポンペ使用可能量を 7.5m³/本とした場合（実容量約 9m³/本に対し、外気温度 -4.9℃での容量を保守的に評価した値）、必要ポンペ本数は下記のとおり 40 本となる。

- ・ポンペ初期充填圧力 : 19.6MPa (at 35℃)
- ・ポンペ内容積 : 46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力 : 2.0MPa
- ・ポンペ供給可能空気量 : 7.5m³/本 (at -4.9℃)

以上より、必要ポンペ本数は下記の通り 40 本以上となる。

$$300 \text{ m}^3 \div 7.5 \text{ m}^3/\text{本} = 40 \text{ 本}$$

(2) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンペ本数

中央制御室待避所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンペ本数について評価を行った。中央制御室待避所への空気の流入はないものとし、プルーム通過中に収容する人数 7 名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は、許容酸素濃度 18%以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0%以下を満足する結果となった、したがって、許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ポンペ本数は、正圧維持に必要な 40 本となる。現場に設置するポンペ本数については、加圧開始及び加圧停止の前後 1 時間の余裕分 8 本をカードル単位（20 本/基）として切り上げた 20 本、及びメンテナンス予備 20 本を加えた合計 80 本確保する設計とする。

なお、中央制御室待避所に対する正圧化試験を実施し 10 時間正圧を維持するのに十分である必要ポンペ本数を確認し、その結果を踏まえて適切な空気ポンペ本数を確保する。

(a) 評価条件

- 在室人員：12名
- 中央制御室待避所内体積：162m³
- 空気流入はないものとする。
- 許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
- 許容二酸化炭素濃度：1.0%以下
（労働安全衛生規則の許容二酸化炭素濃度1.5%に余裕を見た値）
- 酸素消費量：0.022m³/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量）
- 呼吸による二酸化炭素排出量：0.022m³/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
- 加圧開始時酸素濃度：20.65%（中央制御室内酸素濃度）
- 加圧開始時二酸化炭素濃度：0.166%（中央制御室内二酸化炭素濃度）
- 空気ポンベ加圧時間：10時間

(b) 評価結果

10時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図59-6-1に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は以下のとおりであり、いずれも許容値を満足している。

	酸素濃度 (%)	二酸化炭素濃度 (%)
加圧10時間後	20.16	0.793

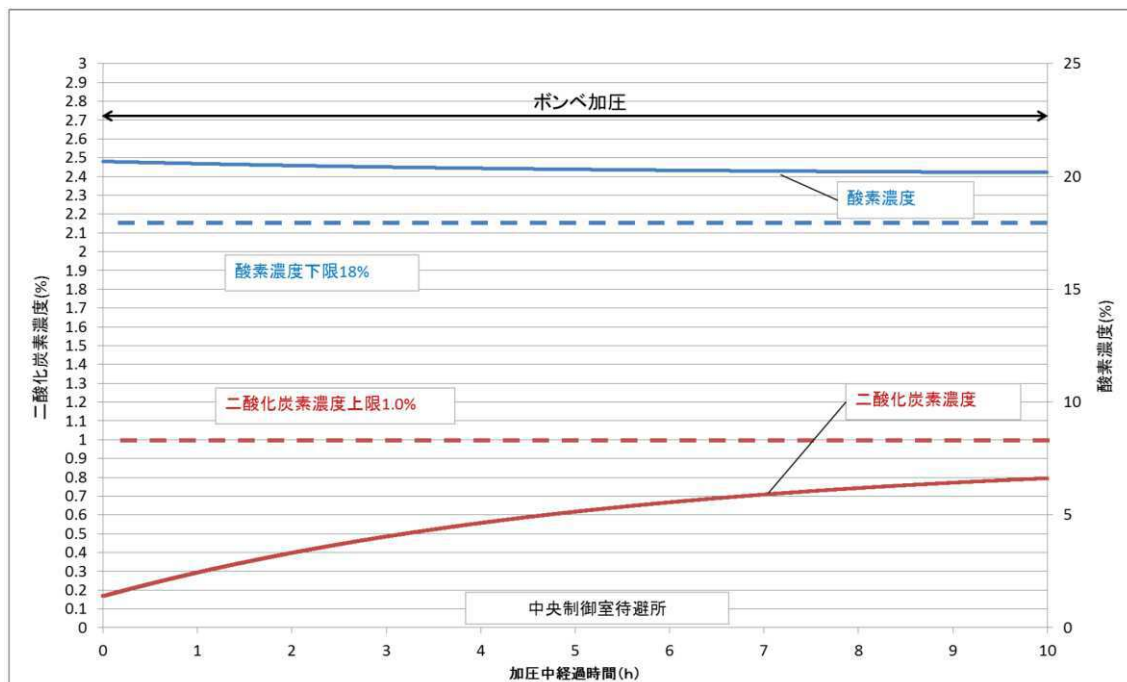
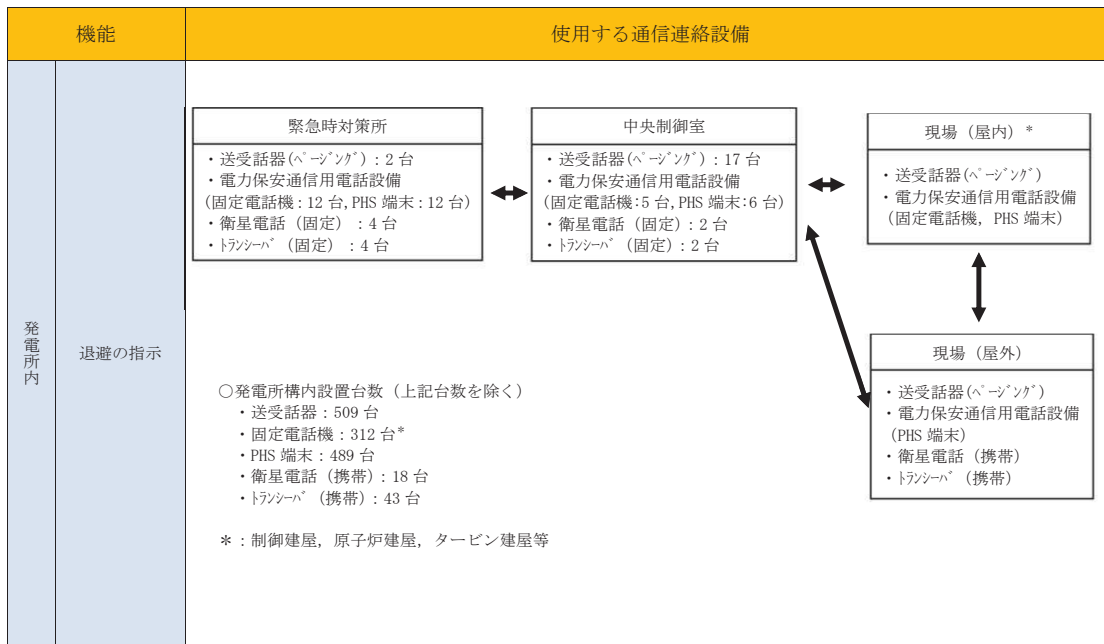


図 59-6-1 中央制御室待避所待避期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

名称		トランシーバ（固定）
台数	台	1

【設定根拠】

中央制御室待避所には、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所に待避した場合においても、トランシーバ（固定）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。



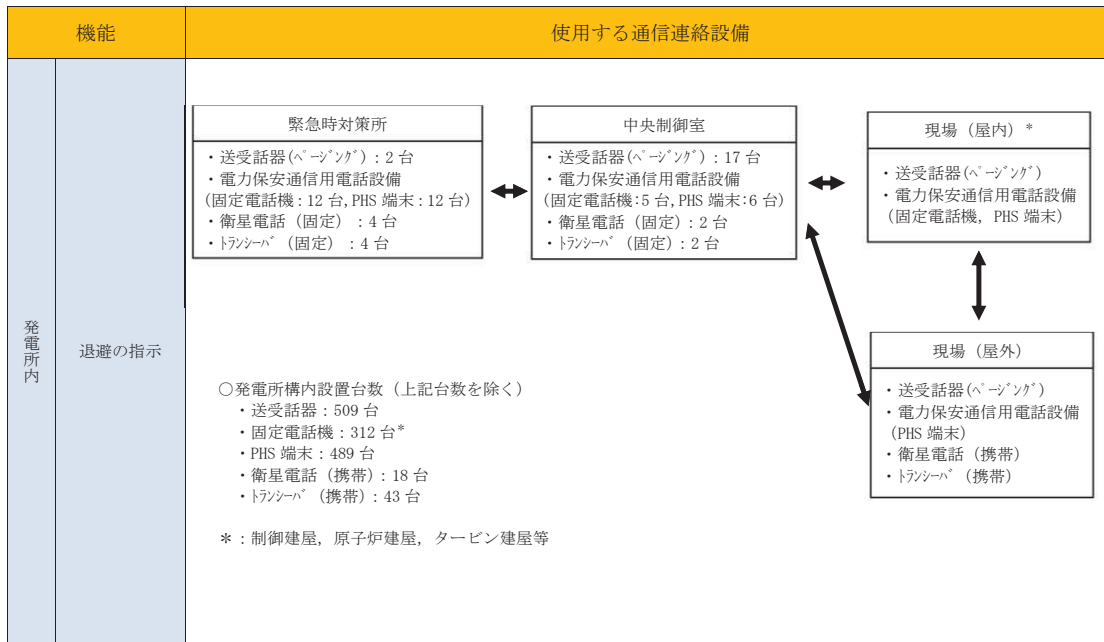
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 59-6-2 機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		衛星電話（固定）
台数	台	1

【設定根拠】

中央制御室待避所には、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所に待避した場合においても、衛星電話（固定）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。



・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。

図 59-6-3 機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		データ表示装置（待避所）
台数	台	1

【設定根拠】

データ表示装置（待避所）は、炉心の著しい損傷の発生時が発生した場合において、中央制御室待避所に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。

表 59-6-1 データ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ（1/10）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の 状態確認	APRMレベル（平均）
	APRM（A）レベル
	APRM（B）レベル
	APRM（C）レベル
	APRM（D）レベル
	APRM（E）レベル
	APRM（F）レベル
	SRNM（A）対数計数率
	SRNM（B）対数計数率
	SRNM（C）対数計数率
	SRNM（D）対数計数率
	SRNM（E）対数計数率
	SRNM（F）対数計数率
	SRNM（G）対数計数率
	SRNM（H）対数計数率
	SRNM（A）計数率高高
	SRNM（B）計数率高高
	SRNM（C）計数率高高
	SRNM（D）計数率高高
	SRNM（E）計数率高高
	SRNM（F）計数率高高
	SRNM（G）計数率高高
	SRNM（H）計数率高高
	SRNM（A）線形%出力
	SRNM（B）線形%出力
	SRNM（C）線形%出力
	SRNM（D）線形%出力
	SRNM（E）線形%出力
	SRNM（F）線形%出力
	SRNM（G）線形%出力
	SRNM（H）線形%出力
	全制御棒全挿入

【設定根拠】

(2/10)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力(広帯域)B V
	原子炉圧力(広帯域)A
	原子炉圧力(広帯域)B
	原子炉水位(広帯域)P B V
	原子炉水位(広帯域)A
	原子炉水位(広帯域)B
	原子炉水位(燃料域)P B V
	原子炉水位(燃料域)A
	原子炉水位(燃料域)B
	P L R ポンプ (A) 入口温度
	P L R ポンプ (B) 入口温度
	S R V 開
	R H R ポンプ (A) 出口流量
	R H R ポンプ (B) 出口流量
	R H R ポンプ (C) 出口流量
	L P C S ポンプ出口流量
	H P C S ポンプ出口流量
	R C I C ポンプ出口流量
	H P A C ポンプ出口流量
	R H R ヘッドスプレイライン洗浄流量
	R H R B系格納容器冷却ライン洗浄流量
	R H R 熱交換器 (A) 冷却水入口流量
	R H R 熱交換器 (B) 冷却水入口流量
	R C W A系 系統流量
R C W B系 系統流量	

【設定根拠】

(3/10)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	6. 9 k V 母線 6 - 2 A 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 B 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - E 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 S A 1 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 S A 2 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 S B 1 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 S B 2 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 C 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 D 電圧
	6. 9 k V 母線 6 - 2 H 電圧
	D/G 2 A シャ断器投入
	D/G 2 B シャ断器投入
	HPCS D/G シャ断機投入
	復水貯蔵タンク水位
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器胴フランジ下部温度)
	原子炉圧力容器温度 (給水ノズル N 4 B 温度)
	原子炉圧力容器温度 (給水ノズル N 4 D 温度)
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)
原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡下部温度)	

【設定根拠】

(4/10)

目 的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	ドライウエル圧力（広帯域）（最大）
	ドライウエル圧力
	圧力抑制室圧力（最大）
	圧力抑制室圧力
	R P Vベローシール部周辺温度（最大）
	圧力抑制室水位（B V）
	圧力抑制室水位A
	圧力抑制室水位B
	圧力抑制室内空気温度A
	圧力抑制室内空気温度B
	圧力抑制室内空気温度C
	圧力抑制室内空気温度D
	サブプレッションプール水温（最大）
	サブプレッションプール水温度（11°）
	サブプレッションプール水温度（34°）
	サブプレッションプール水温度（56°）
	サブプレッションプール水温度（79°）
	サブプレッションプール水温度（101°）
	サブプレッションプール水温度（124°）
	サブプレッションプール水温度（146°）
	サブプレッションプール水温度（169°）
	サブプレッションプール水温度（191°）
	サブプレッションプール水温度（214°）
	サブプレッションプール水温度（236°）
	サブプレッションプール水温度（259°）
	サブプレッションプール水温度（281°）
	サブプレッションプール水温度（304°）
サブプレッションプール水温度（326°）	
サブプレッションプール水温度（349°）	

【設定根拠】

(5/10)

目的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	CAMS水素濃度A (0～30%)
	CAMS水素濃度B (0～30%)
	CAMS水素濃度A (0～100%)
	CAMS水素濃度B (0～100%)
	格納容器内水素濃度A (D/W)
	格納容器内水素濃度A (S/C)
	格納容器内水素濃度B (D/W)
	格納容器内水素濃度B (S/C)
	CAMS酸素濃度A
	CAMS酸素濃度B
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)
	D/W放射線モニタA
	D/W放射線モニタB
	S/C放射線モニタA
	S/C放射線モニタB
	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁開
	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁開
	RHRポンプ(A) 出口圧力
	RHRポンプ(B) 出口圧力
	RHRポンプ(C) 出口圧力
	HPCSポンプ出口圧力
	LPCSポンプ出口圧力
	RCICポンプ出口圧力
	RCICポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
	HPACポンプ出口圧力
	HPACタービン入口蒸気圧力

【設定根拠】

(6/10)

目的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	ドライウエル雰囲気温度（ドライウエルフランジ部（0℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ドライウエルフランジ部（180℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（SRV搬出入口上部周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（所員用エアロック上部周囲温度）
	ドライウエル雰囲気温度（電気ペネ部（45℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（電気ペネ部（225℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（315℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（135℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（90℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（270℃）周辺温度）
	復水移送ポンプ出口圧力
	ドライウエル水位A（2cm）
	ドライウエル水位B（2cm）
	ドライウエル水位A（23cm）
	ドライウエル水位B（23cm）
	ドライウエル水位A（44cm）
	ドライウエル水位B（44cm）
	原子炉格納容器下部水位A（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位B（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位A（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.8m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.8m）
	原子炉格納容器下部注水流量
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（A）
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（B）

【設定根拠】

(7/10)

目 的	対象パラメータ
放射能隔離の 状態確認	スタック放射線モニタ (IC) A
	スタック放射線モニタ (IC) B
	スタック放射線モニタ (SCIN) A
	スタック放射線モニタ (SCIN) B
	主蒸気管放射能高高A 1
	主蒸気管放射能高高A 2
	主蒸気管放射能高高B 1
	主蒸気管放射能高高B 2
	PCIS内側隔離
	PCIS外側隔離
	MSIV (第1) 全弁開
	主蒸気第1 隔離弁 (A) 開
	主蒸気第1 隔離弁 (B) 開
	主蒸気第1 隔離弁 (C) 開
	主蒸気第1 隔離弁 (D) 開
	MSIV (第2) 全弁開
	主蒸気第2 隔離弁 (A) 開
	主蒸気第2 隔離弁 (B) 開
	主蒸気第2 隔離弁 (C) 開
	主蒸気第2 隔離弁 (D) 開

【設定根拠】

(8/10)

目的	対象パラメータ
環境の情報確認	SGTS A系動作
	SGTS B系動作
	SGTS放射線モニタ (IC) A
	SGTS放射線モニタ (IC) B
	放水口モニタ (2号機)
	モニタリングポストIC線量率H1
	モニタリングポストIC線量率H2
	モニタリングポストIC線量率H3
	モニタリングポストIC線量率H4
	モニタリングポストIC線量率H5
	モニタリングポストIC線量率H6
	モニタリングポストNaI線量率L1
	モニタリングポストNaI線量率L2
	モニタリングポストNaI線量率L3
	モニタリングポストNaI線量率L4
	モニタリングポストNaI線量率L5
	モニタリングポストNaI線量率L6
	風向 (ドップラーソーダ)
	風向 (露場観測)
	風速 (ドップラーソーダ)
風速 (露場観測)	
大気安定度	
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	ADS A系作動
	ADS B系作動
	RCICタービン止め弁開
	LPCSポンプ 運転中
	HPCSポンプ 運転中
	RHRポンプ (A) 運転中
	RHRポンプ (B) 運転中
	RHRポンプ (C) 運転中
	RHR A系LPCI注入隔離弁開
	RHR B系LPCI注入隔離弁開
	RHR C系LPCI注入隔離弁開
	総給水流量

【設定根拠】

(9/10)

目 的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+7,010mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,810mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+5,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+4,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+3,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+2,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+1,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-1,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-2,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-3,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-4,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（プール底部付近）]
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式） [使用済燃料プール水位（燃料ラック上端-4300mm～+7300mm）]
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式） [使用済燃料プール上部温度]
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式） [使用済燃料プール下部温度]
	燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）
	燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）

【設定根拠】

(10/10)

目 的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度 (0～30%)
	フィルタ装置出口水素濃度 (0～100%)
	フィルタ装置水位 (A) (広帯域)
	フィルタ装置水位 (B) (広帯域)
	フィルタ装置水位 (C) (広帯域)
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)
	フィルタ装置水温度 (A)
	フィルタ装置水温度 (B)
	フィルタ装置水温度 (C)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
	水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認
原子炉建屋内水素濃度 (原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度B)	
原子炉建屋内水素濃度 (バルブラッピング室)	
原子炉建屋内水素濃度 (所員用エアロック前室)	
原子炉建屋内水素濃度 (CRD補修室)	
原子炉建屋内水素濃度 (計装ペネトレーション室)	
原子炉建屋内水素濃度 (トールス室)	
静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置入口温度	
静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置出口温度	
静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置入口温度	
静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置出口温度	
静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置用入口温度	
静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置出口温度	
静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置入口温度	
静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置出口温度	

名称			酸素濃度計，二酸化炭素濃度計
検知 範囲	酸素	%	0 ~ 100
	二酸化炭素	%	0.04 ~ 5.00

【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所への空気の取り込みを停止した場合に，酸素濃度，二酸化炭素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，それぞれ，中央制御室及び中央制御室待避所に設置するための各1台に，予備各1台を含めた合計各3台ずつを中央制御室及び中央制御室待避所内に保管する。

1. 検知範囲

1.1 酸素濃度

労働安全衛生法の酸素欠乏症等防止規則に基づき，空気中の酸素濃度18%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，3%FSの精度を有する設計とする。

1.2 二酸化炭素濃度

労働安全衛生規則に基づき，許容炭酸ガス濃度1.5%以下であることを管理するため，空気中の二酸化炭素濃度が1%以下であることを検知できる設計とする。また，表示精度としては，±10%Rdgの精度を有する設計とする。

名称		非常用ガス処理系排風機
容量	m ³ /h/個	2461 (注1) (2500 (注2))
原動機出力	kW/個	<input type="text"/> (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風機は、設計基準事故対処設備として使用する場合、放射性よう素及び粒子状放射性物質等が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することを目的とし、事故時に原子炉建屋原子炉棟内のガスを吸引し、非常用ガス処理系フィルタ装置を介して排気する。また、非常用ガス処理系排風機は、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停止されるとともに起動し、原子炉建屋原子炉棟内を水柱約 6 mm の負圧に維持し、原子炉建屋原子炉棟内を 50%/day で換気する能力を有する。

非常用ガス処理系排風機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屋原子炉棟内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒を経由して屋外に排気することにより、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、運転員の被ばく線量を低減することが可能な設計とする。

ただし、非常用ガス処理系を使用する際は、非常用ガス処理系フィルタ装置の高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタによる放射性物質の除去が期待できるが、中央制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては保守的に非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去能力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日間の実効線量が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 67mSv、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 66mSv となり、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ている。

(詳細は「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」参照。)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1. 容量

重大事故等対処設備としての非常用ガス処理系排風機の容量は、「(1) 原子炉建屋原子炉棟内の空間容積を 50%/day で処理できる容量」に「(2) 原子炉格納容器からの漏えい量」を加えたものとする。

(1) 原子炉建屋原子炉棟内の空間容積を 50%/day で処理できる容量

- ・原子炉建屋原子炉棟内の空間容積：115,000m³

$$115000 \times \frac{50}{100} \times \frac{1}{24} = 2395.83 \approx 2396 \text{ m}^3/\text{h}$$

(2) 原子炉格納容器からの漏えい量

- ・原子炉格納容器の空間容積 : 13,100m³
- ・原子炉格納容器漏えい率 : 1.3 %/day

(原子炉格納容器限界圧力時における想定漏えい率)

- ・原子炉格納容器限界圧力である 0.955325MPa[abs]の気体が
大気圧 (0.101325MPa[abs]) に開放された場合の容積比 : 9.43
(0.955325/0.101325 = 9.428 ≈ 9.43)

$$13100 \times \frac{1.3}{100} \times 9.43 \times \frac{1}{24} = 66.91 \approx 67 \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より、非常用ガス処理系排風機の容量は、2396+67=2463m³/h 以上とし、設計基準事故対処設備としての容量と同じ 2500m³/h/個とする。

2. 原動機出力

非常用ガス処理系排風機の原動機出力は、非常用ガス処理系排風機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風機の風量は 2,500 m³/h、静圧は 750mmAq であり、その場合の必要軸動力は kW となる。

上記より、非常用ガス処理系排風機の原動機出力は、必要軸動力を上回る原動機メーカー標準出力とし、22 kW/個とする。

59-7
保管場所図

59-7-1

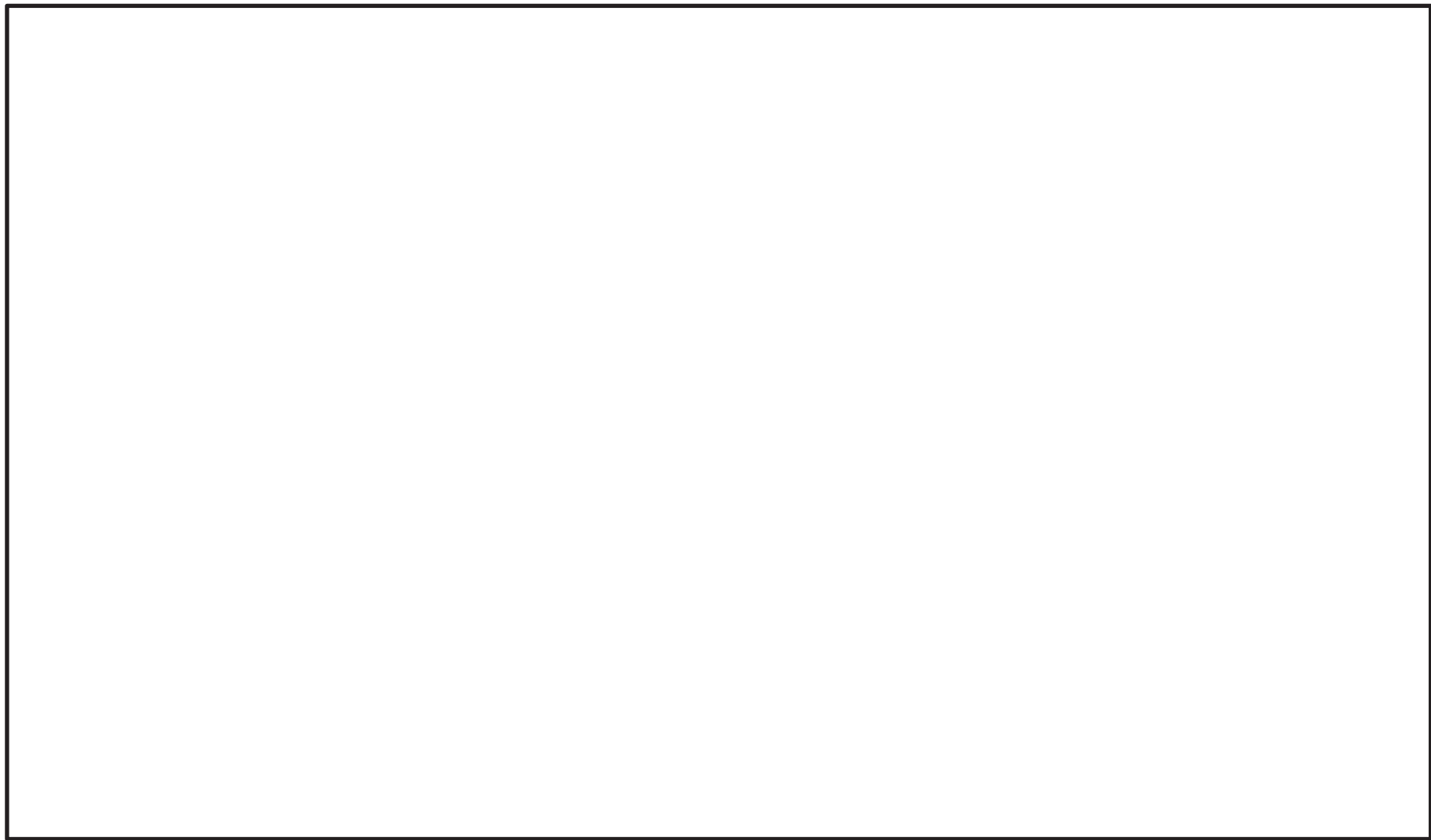


図 59-7-1 中央制御室 可搬型照明(SA) 保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

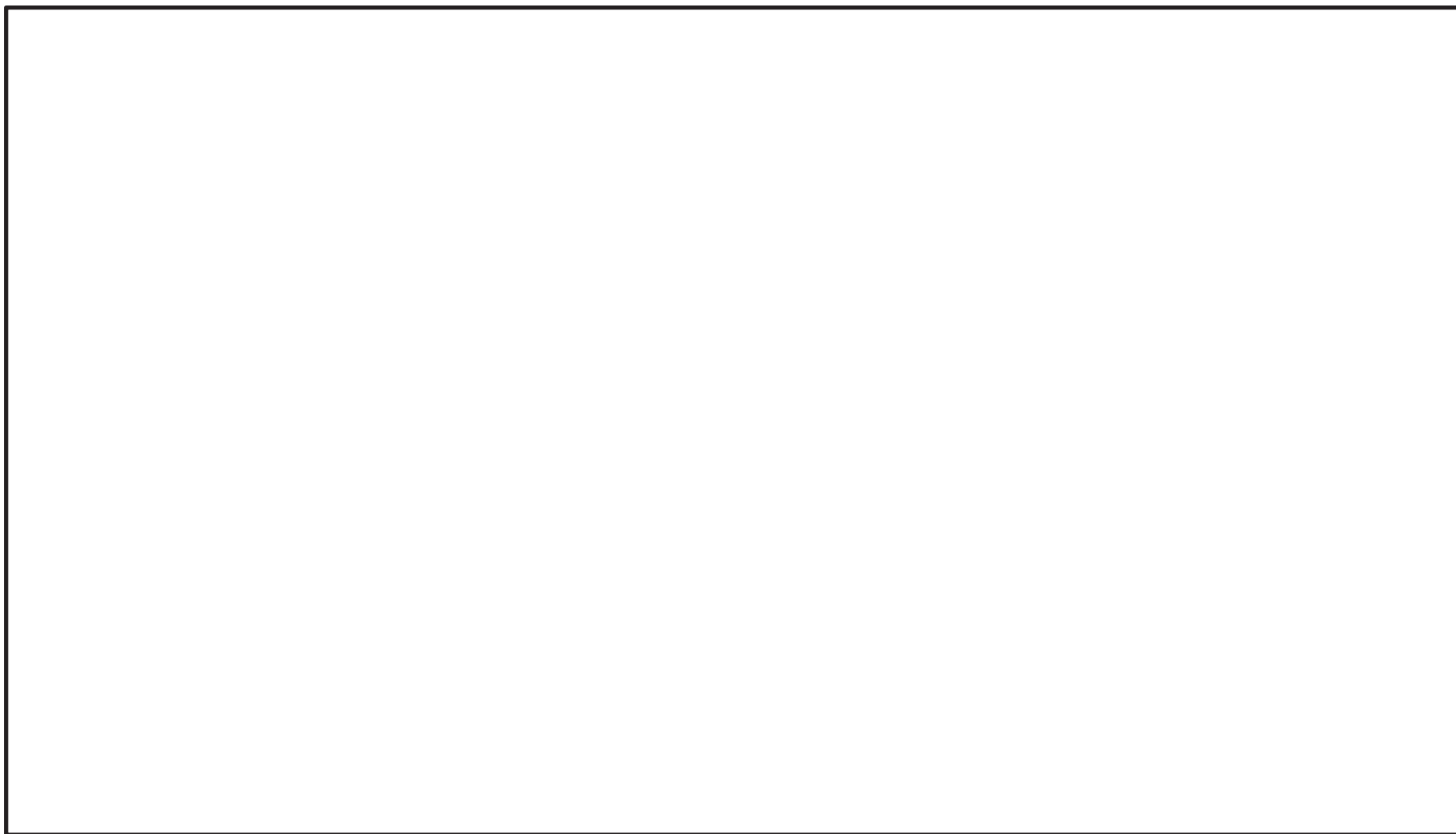


図 59-7-2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計 保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

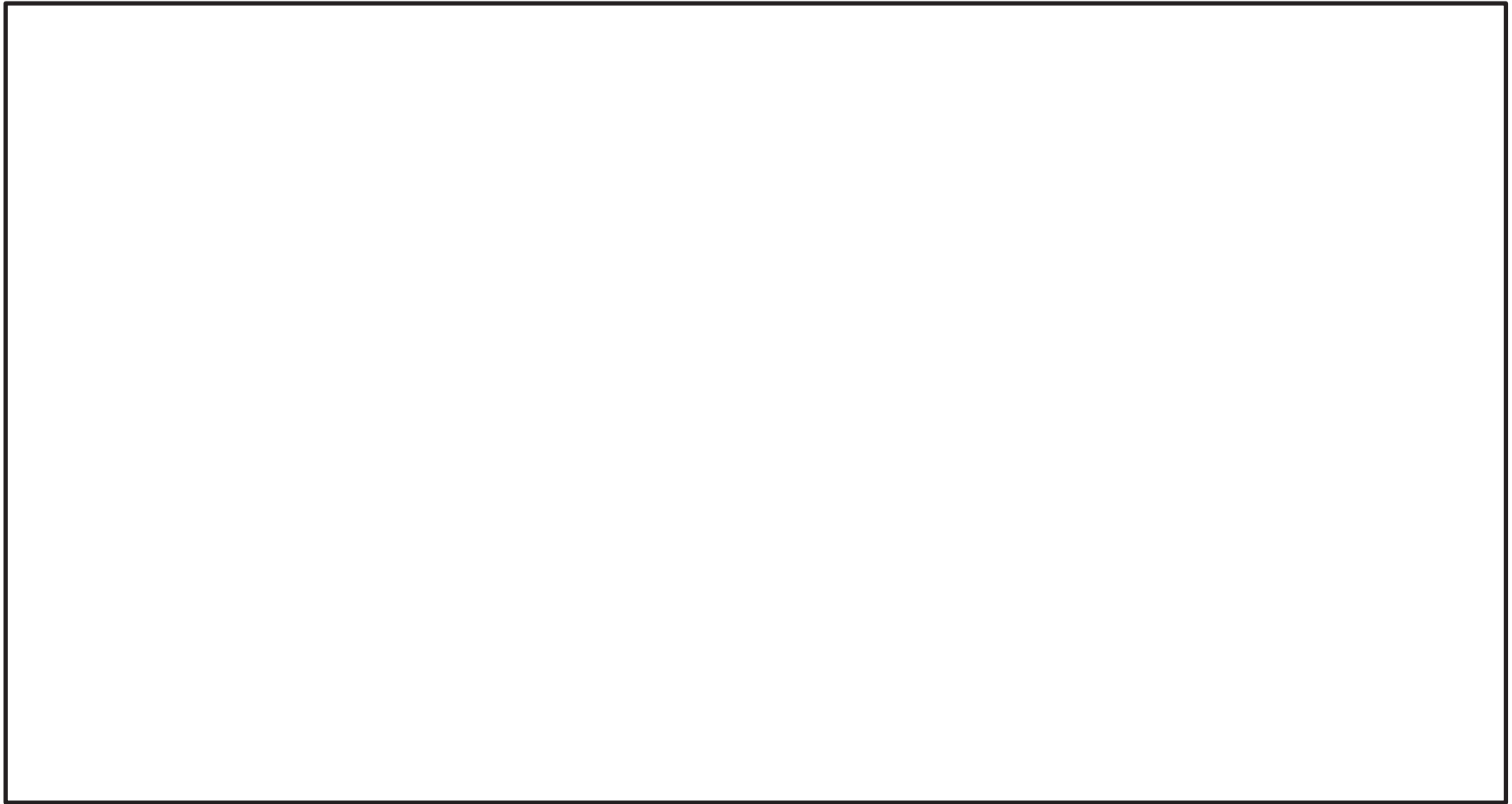



図 59-7-3 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） 保管場所（その1）
（制御建屋 )

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

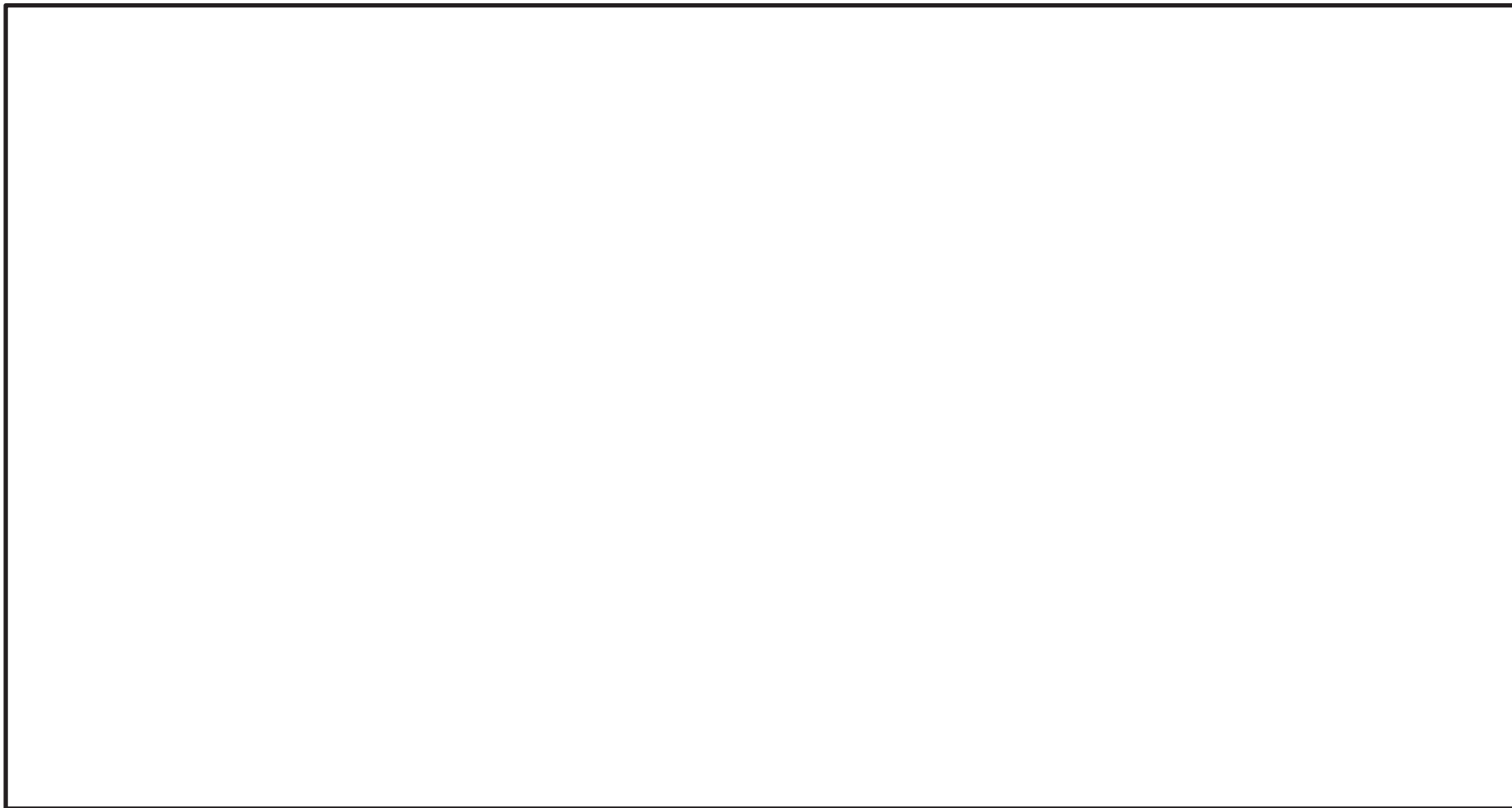


図 59-7-4 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） 保管場所（その2）
（制御建屋 ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-8

原子炉制御室について
(被ばく評価除く)

59-8-i

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 監視カメラ映像イメージ
 - 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 酸素濃度計等について
 - 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，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 中央制御室待避所の加圧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 中央制御室待避所の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室待避所へ待避する際の対応について
 - 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 中央制御室待避所のデータ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ
 - 3.6 中央制御室の共用取止めに伴う中央制御室居住性への影響について
 - 3.7 2号炉重大事故等の申請前号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

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、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）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p><u>二 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安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p>	<p>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が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><u>2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、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通り)</p> <p>・中央制御室には、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、2号炉原子炉建屋屋上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。そのほかにも、公的機関からの地震・津波等の情報を中央制御室内の社内ネットワークシステムに接続されたパソコン等にて受信可能な設計とする。</p>

<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。</p> <p>一 <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 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>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」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。</u></p> <p>6 第3項第1号に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは、<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></p>	<p>・中央制御室の運転員の対処能力が損なわれるおそれがある有毒ガスの発生源は存在しないことから、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中央制御室において自動的に警報するための装置は設置しない。</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」
第三十八条（原子炉制御室）

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>第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p><u>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>第38条（原子炉制御室等）</p> <p><u>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p>	<p>適合方針</p> <p>・設置許可基準規則第二十六条第1項第2号に同じ。</p>

<p>5 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入出入りするための区域には、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、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を講じなければならない。</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入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「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」第7条第1項における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(平成21・07・27原院第1号(平成21年8月12日原子力安全・保安院制定)) (以下「被ばく評価手法(内規)」という。)に基づくこと。</u></p> <p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法(内規)に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p>	<p>・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以下となる設計とする。</p> <p>また、チャコールエア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、被ばく評価により想定した空気量を下回る設計とする。</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</u> <u>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</u></p> <p>二 <u>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入出入りするための区域</u> <u>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</u></p> <p>6 <u>原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p>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>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。</p>	<p>・設置許可基準規則第二十六条第3項第1号に同じ。</p> <p>・中央制御室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。</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>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><u>第59条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u></p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>1 第59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。</p> <p>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。</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 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</p>	<p><u>（重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p>・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（中央換気空調設備及び非常用照明）を設置する設計とする。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（中央換気空調設備及び非常用照明）は、代替交流電源設備から給電可能となる設計とする。</p> <p>・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。</p> <p>・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シーケンスとして、炉心損傷が発生する、大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能の喪失並びに全交流動力電源が喪</p>

	<p><u>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>② <u>運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>③ <u>交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>④ <u>判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p>c) <u>原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p> <p>d) <u>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れいた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>e) <u>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。</u></p>	<p><u>失したシーケンスを選定し設計する。</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5直3交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮のうえ設計する。</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れいた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>原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持、又は開放時に原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止できる設計とする。また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、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。

中央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		常設 可搬型	分類
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	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}	—
	中央制御室送風機	(中央制御室換気空調系) —	(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}	—
	中央制御室排風機			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}	—
	中央制御室再循環送風機			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}	—
	中央制御室再循環フィルタ装置			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}	—
	中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備 ^{※1}	SA-2
	中央制御室待避所	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避所遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	中央制御室待避所加圧設備（配管・弁） [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

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

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	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保	差圧計 ^{※1}	—	—	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 ^{※1}	—	—	可搬	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 ^{※1}	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	トランシーバ(固定)	62条に記載				
	衛星電話(固定)					
	トランシーバ(屋外アンテナ) [伝送路]					
	衛星電話(屋外アンテナ) [伝送路]					
	有線(建屋内) [伝送路]	62条に記載				
	データ表示装置(待避所)					
照明の確保	可搬型照明(SA)	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	非常用ガス処理系空気乾燥装置 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系フィルタ装置 [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
	排気筒[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建屋原子炉棟[流路]			その他の設備に記載		
	原子炉建屋ブローアウト閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

1.2 設計における想定シナリオ

中央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。

1.2.1 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」）の解釈第38条12に記載の通り、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））に基づき、仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

1.2.2 重大事故時の想定シナリオ

女川原子力発電所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1b）、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）」として、炉心損傷が発生する大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失シナリオを選定する。

なお、女川原子力発電所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、第一に代替循環冷却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代替循環冷却に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサブ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

- 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. 更に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失（SB0）を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。事象発生25分後に低圧代替注水系（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53時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、原子炉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および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

a. 起回事象の選定

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（起回事象）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）および設計基準事故（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、及び、地震・津波以外の自然現象の約 55 事象から、地域性等を考慮して 11 事象（洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地すべり、火山、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、考慮すべき起回事象とする。

b. 起回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（起回事象）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1.2-1のとおりグループ別に分類する。

表1.2-1 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。

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、重大事故が発生したと想定する場合、第一には代替循環冷却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代替循環冷却に失敗することも考慮し、原子炉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。

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（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下）、近隣工場等の火災及び船舶の衝突）及び発電所構内の状況を、2号炉原子炉建屋屋上に設置する津波監視カメラ、2号炉タービン建屋屋上、1号炉排気筒および第3物品倉庫屋上に設置する自然現象監視カメラの映像により、昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水ピット水位計

津波襲来時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

(3) 気象観測設備

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

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

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

気象情報・注意報等について、中央制御室内の運転員が使用するパソコンにより、社内ネットワークシステムやインターネットの公的機関等のホームページを介して情報を入手することが可能である。

注意報等が発表された場合は、社内ネットワークシステムより自動通知が行われ、リアルタイムで発表された気象情報の内容を確認することができる。

自動通知による主な情報として、地震情報については、東北地区で震度1以上の地震が発生した場合、地震の発生日時・震源地・震源の深さ・地震の規模を、津波情報については、東北地区沿岸に津波注意報等が発令された場合、発表時刻・予報区名・第1波の到達予想時刻・予想される波の高さを入手することが可能である。

 : DB 範囲

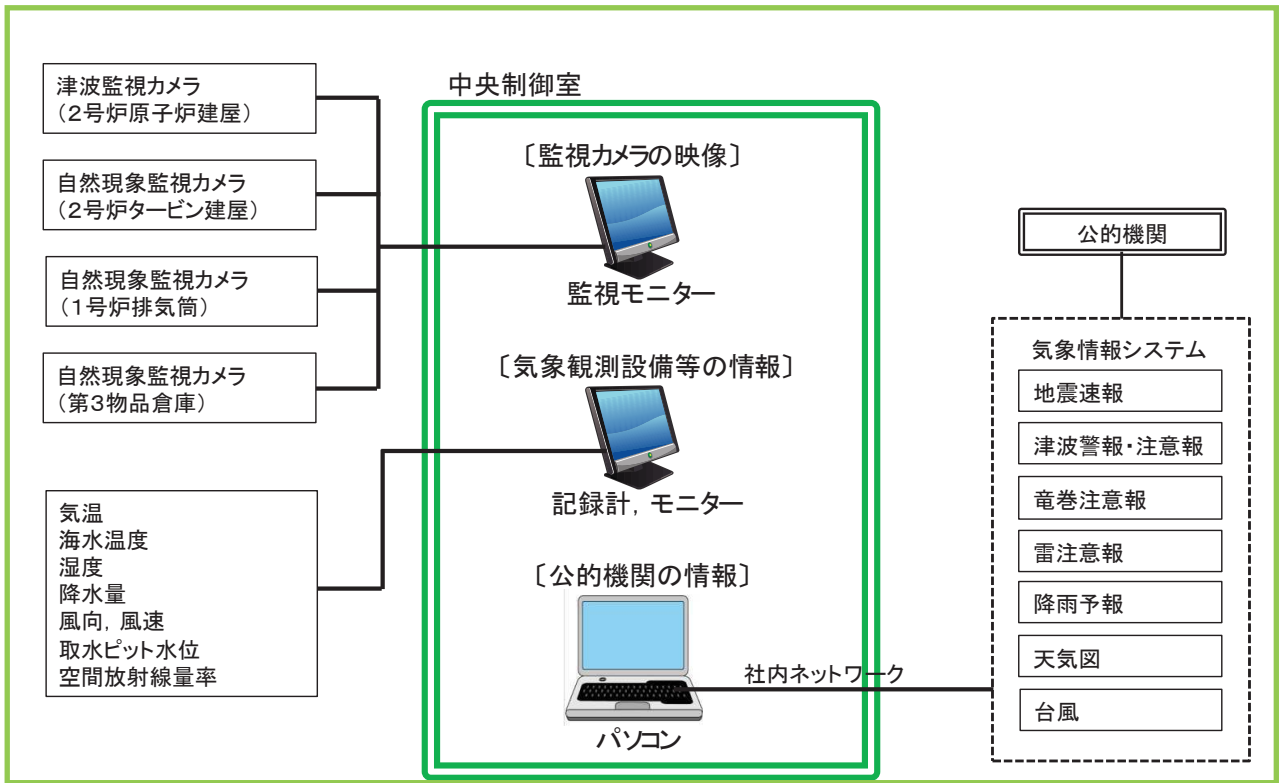


図 2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



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（取水ピット水位計及び気象観測設備）

 : D B 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

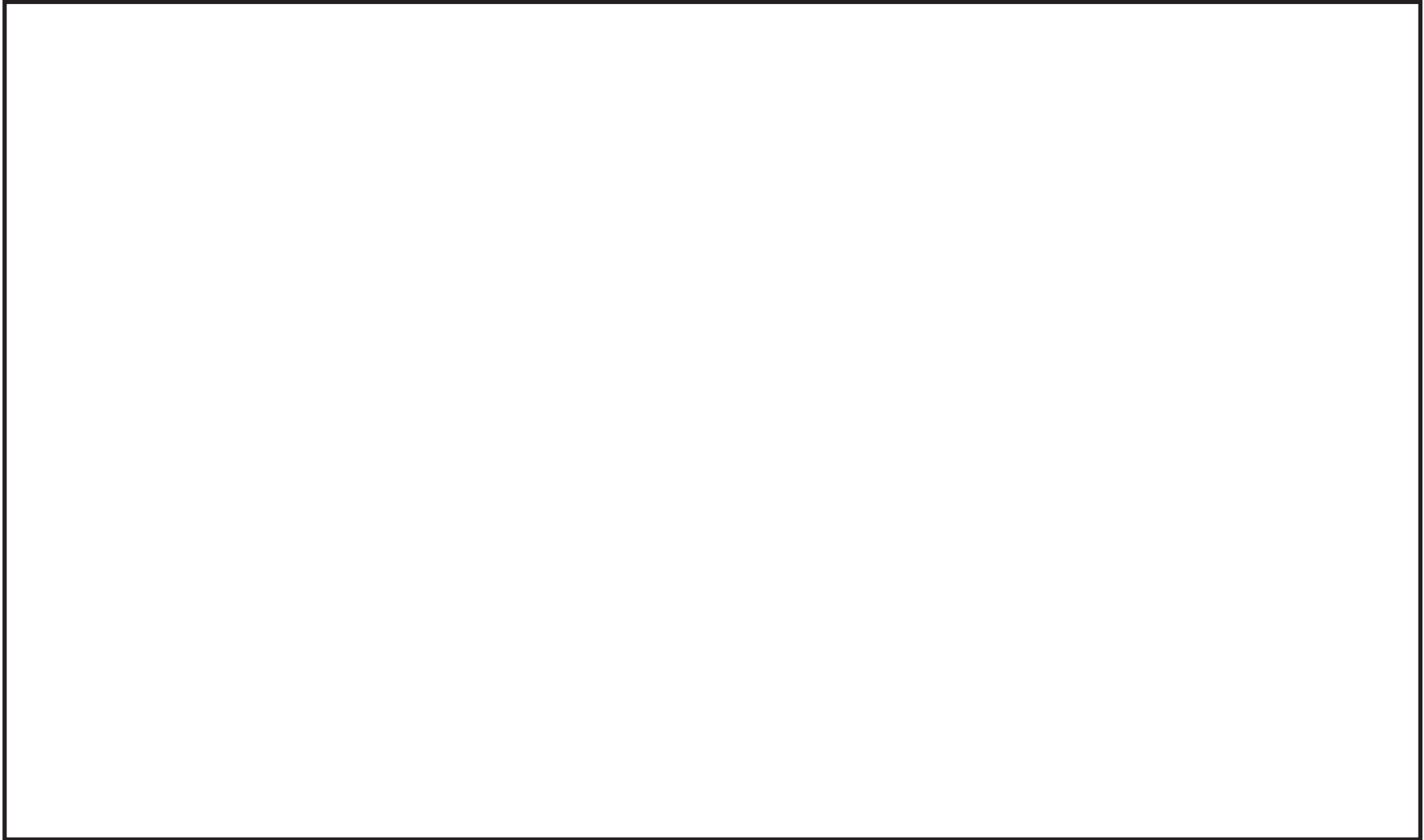


図 2.1-3 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図（監視カメラ）

 : D B 範囲

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自然現象監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、2号炉原子炉建屋屋上に2台設置し、水平360°，垂直90°の旋回が可能な設備とすることで、津波の襲来及び津波挙動の察知と、その影響の俯瞰的な把握が可能な設計とする。また、赤外線撮像機能を有したカメラを用い、かつ中央制御室から監視可能な設備とすることで、昼夜を問わない継続した監視を可能とする。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また、自然現象監視カメラは、自然現象等の監視強化のため2号炉タービン建屋屋上、1号炉排気筒及び第3物品倉庫屋上に6台設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。自然現象監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に自然現象監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び自然現象監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるよう配慮し配置している。

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が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	可視光カメラ：光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平 360°)
暗視機能	あり (赤外線カメラ)
耐震性	S クラス
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速 100m/sec による荷重を考慮
積雪荷重	積雪 43cm による荷重を考慮
台数	2 号炉原子炉建屋屋上 2 台

表 2.1-2 自然現象監視カメラの概要

	自然現象監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平 360°)
暗視機能	あり (赤外線カメラ)
耐震性	C クラス
電源供給	常用電源から給電可能
台数	2 号炉タービン建屋屋上 1 台 1 号炉排気筒 4 台 第 3 物品倉庫屋上 1 台

 : D B 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図2.1-4 2号炉原子炉施設と津波監視カメラの監視可能な画角範囲

 : DB範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図2.1-5 2号炉原子炉施設と自然現象監視カメラの監視可能な画角範囲

 : D B 範囲

2.1.3 監視カメラ映像イメージ

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イメージを図2.1-6に示す。

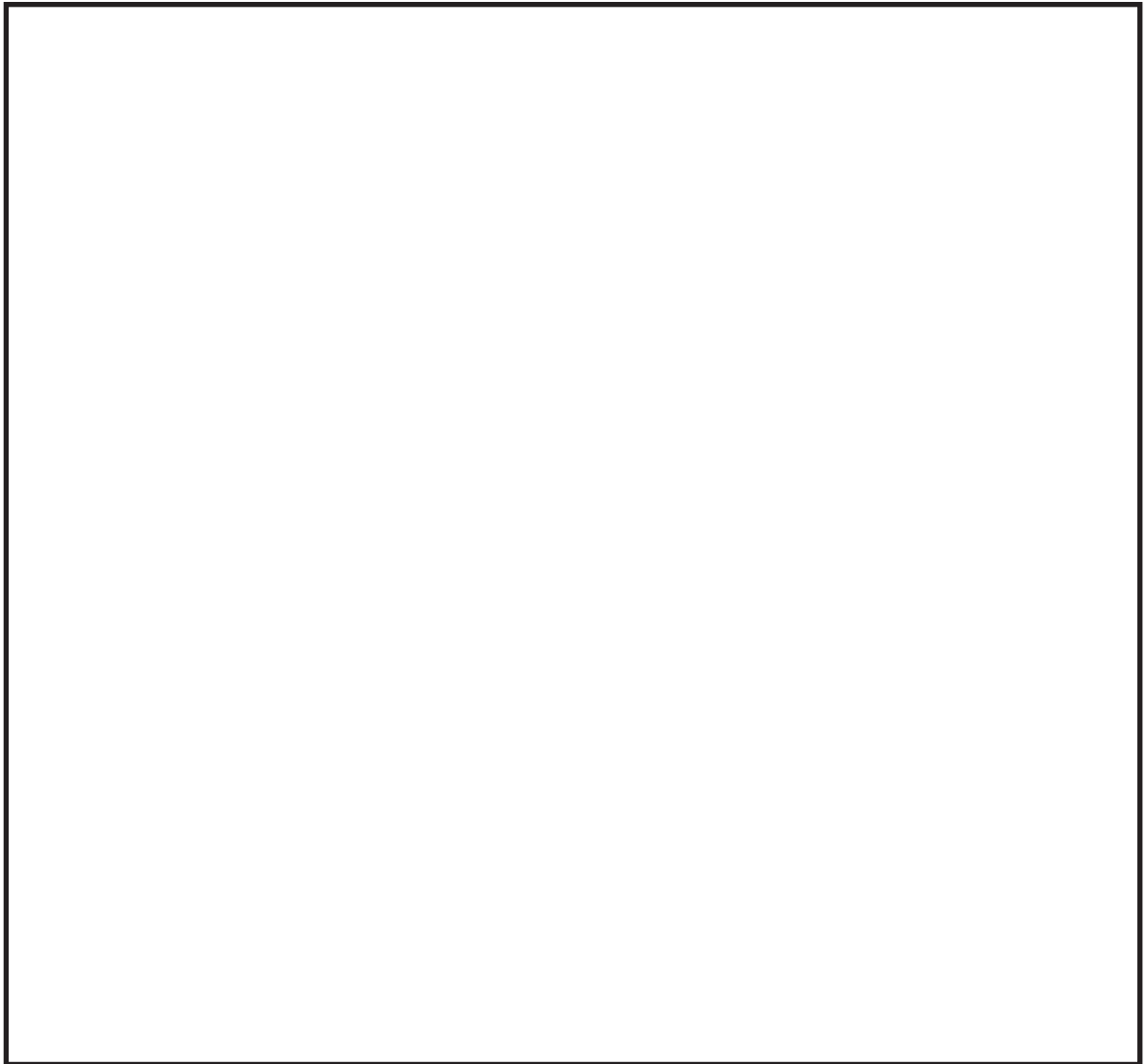


図 2.1-6 中央制御室からの外部の状況把握イメージ

 : DB 範囲

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，及び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」，「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	地震による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	公的機関（地震速報）
津波	津波の襲来状況や発電所構内の浸水状況	取水ピット水位計 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 構内及び原子炉施設の損壊状況	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	発電所構内の浸水状況	気象観測設備（降水量）
積雪	発電所構内及び原子炉施設の積雪状況	気象観測設備（降水量）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷状況	公的機関（雷注意報）
火山の影響	発電所構内及び原子炉施設の降下火砕物堆積 状況	目視確認※ ¹
生物学的 事象	発電所前方の海面における海生生物（クラゲ 等）の襲来状況	取水ピット水位計※ ²
森林火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認※ ¹
飛来物 （航空機落下）	飛来物による発電所構内及び原子炉施設の損 壊状況	目視確認※ ¹
近隣工場等 の火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認※ ¹
船舶の衝突	船舶の衝突による原子炉施設の損壊状況	目視確認※ ¹

※¹ 建屋外で状況確認

※² 取水口が閉塞した場合，取水ピットの水位が低下するため把握可能

: 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 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

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
気温	-20.0～40.0℃	設計基準温度（低外気温）である-15.0℃が把握できる設計としている。
海水温度	0.0～40.0℃	設計海水温度である26℃が把握できる設計としている。
湿度	0～100%	—
降水量	0～99.5mm（10分間値）	設計基準降水量である91.0mm（1時間値）を把握できる設計とする。
風向 （標高 70m, 175m）	全方位	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 （標高 70m, 175m）	0～60.0m/s（70m） （10分間平均値）	設計基準風速である30m/s（地上高10m, 10分間平均風速）を把握できるものとする。
	0～30.0m/s（175m） （10分間平均値）	最寄の気象観測所における一般気象観測結果の最大値である44.2m/s（最大瞬間風速）を考慮した設計としている。
取水ピット水位	0. P. -11.25m～+19.00m	水位計設置位置における津波による水位変動の上昇側および下降側を測定するため、0. P. -11.25m～+19.00m*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）。
空間放射線量率 （モニタリングポスト No. 1～6）	（低レンジ） 0～2×10 ⁴ 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。
	（高レンジ） 10 ⁴ ～10 ⁸ nGy/h	

※ 平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、牡鹿半島全体で約 1m の沈降が発生していることを考慮した設計

 : D B 範囲

2.2 酸素濃度計等について

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、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、2号炉中央制御室には酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を各1台配備している。

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	ガルバニ電池式
	検知範囲	0～100%
	表示精度	±0.5% (0.0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上)
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：連続約8,000時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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	0.04%～5.00%
	表示精度	±10%rdg
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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，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，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法に基づき，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1.0%を上回るおそれがある場合には，中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし，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。

中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）は，外気を500m³/hの風量にて中央制御室内に取り込むとともに，室内の空気を500m³/hの風量にて排気することにより，中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度を改善することを目的としている。この場合において，室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確実に改善できることについては，事故時運転モード（少量外気取入）による酸素の供給量及び中央制御室内の運転員による酸素の消費量，並びに事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素の排気量及び中央制御室内の運転員による二酸化炭素の吐出量を比較することにより，以下のとおり確認している。

なお，中央制御室は，中央制御室換気空調系によりバウンダリ内全域が換気されており，室内の酸素及び二酸化炭素濃度は概ね一様であることから，運転員の監視性を考慮した場所において酸素及び二酸化炭素濃度を測定する。

(1) 評価条件

- ・換気風量 500 m³/h
- ・外気の酸素濃度 20.95%
- ・室内の二酸化炭素濃度 1.0%（二酸化炭素濃度の管理値）
- ・酸素消費量 0.066 m³/h/人
（「空調調和・衛生工学便覧」における歩行時の呼吸量24L/minに基づき算出）
- ・二酸化炭素吐出量 0.046 m³/h/人
（「空調調和・衛生工学便覧」における中等作業時の二酸化炭素吐出量）
- ・在室人員 7名
- ・空気流入はないものとする

(2) 評価

a. 酸素濃度

事故時運転モード（少量外気取入）による酸素供給量

$$500 \text{ [m}^3\text{/h]} \times 0.2095 = 104.75 \text{ [m}^3\text{/h]}$$

中央制御室内の運転員による酸素の消費量

$$0.066[\text{m}^3/\text{h}] \times 7[\text{名}] = 0.462[\text{m}^3/\text{h}]$$

酸素供給量 > 酸素消費量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により、室内の酸素濃度を改善することが可能。

b. 二酸化炭素濃度

事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素排気量

$$500 [\text{m}^3/\text{h}] \times 0.01 = 5 [\text{m}^3/\text{h}]$$

中央制御室内の運転員による二酸化炭素吐出货量

$$0.046[\text{m}^3/\text{h}] \times 7[\text{名}] = 0.322 [\text{m}^3/\text{h}]$$

二酸化炭素排気量 > 二酸化炭素吐出货量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により、室内の二酸化炭素濃度を改善することが可能。

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」）

労働安全衛生規則（一部抜粋）

（坑内の炭酸ガス濃度の基準）

第五百八十三条 事業者は、坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。ただし、空気呼吸器、酸素呼吸器又はホースマスクを使用して、人命救助又は危害防止に関する作業をさせるときは、この限りでない。

 : 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制御建屋内、かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。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、乾電池内蔵型照明を配備する。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、放射線管理班員2名で約90分を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャート図を図2.3-2に示す。

 : SA 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

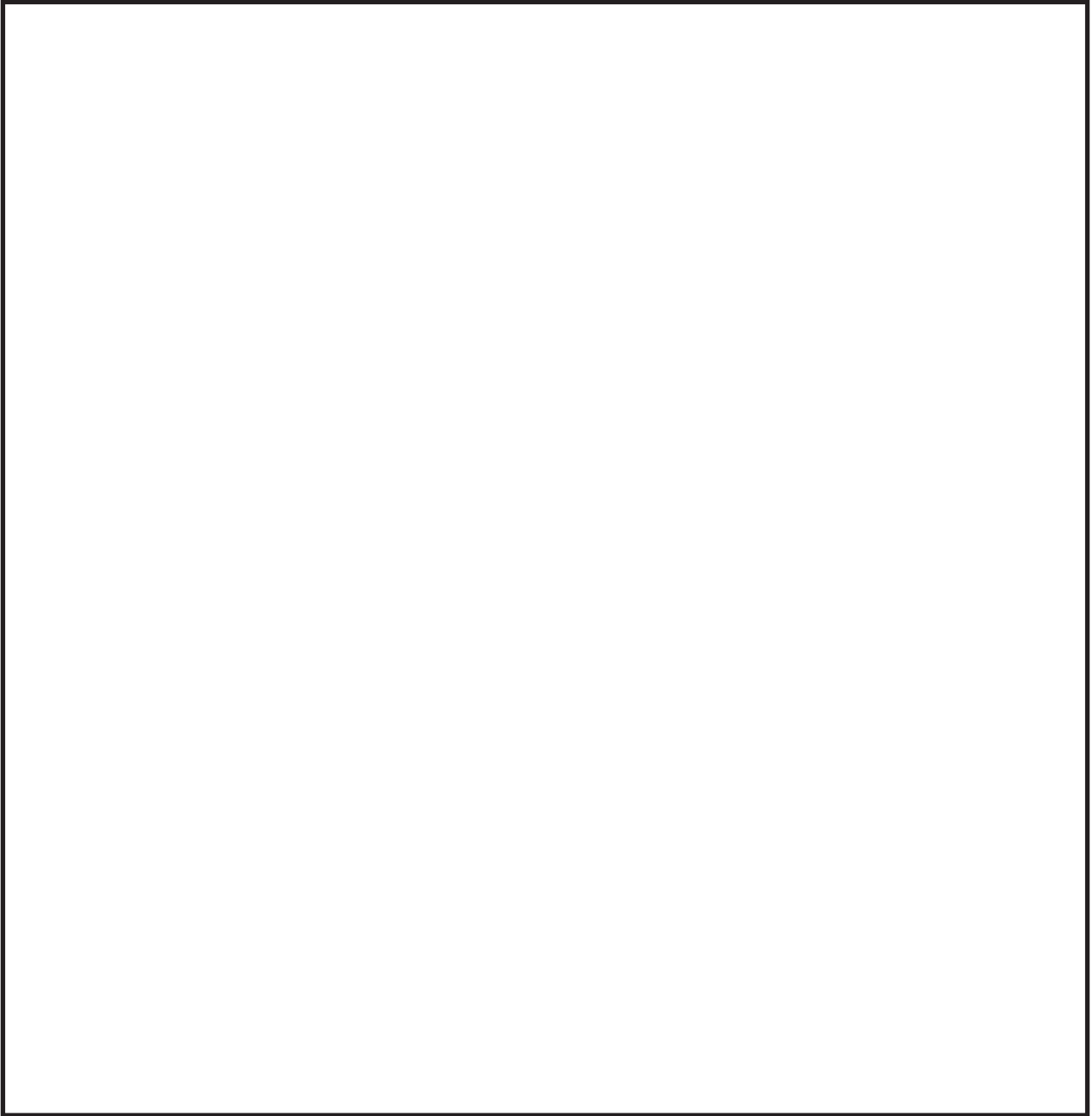


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

 : S A 範囲

59-8-2-16

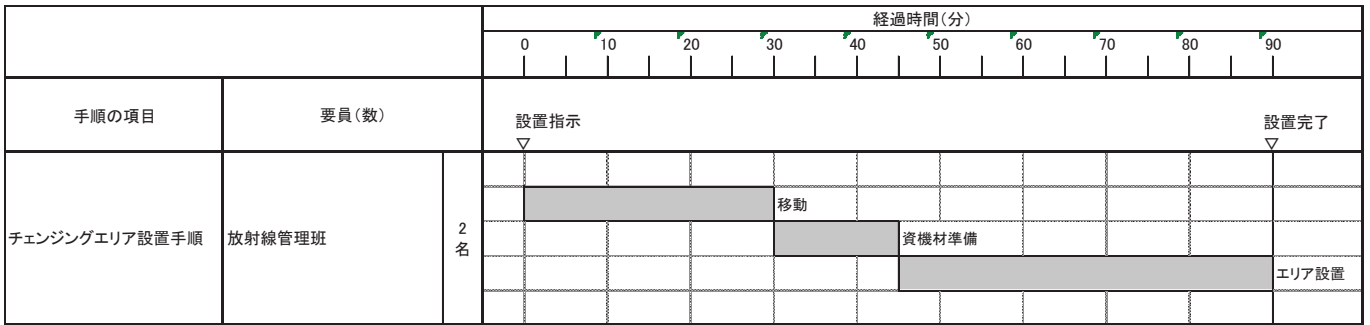


図 2.3-2 チェンジングエリアの設営のタイムチャート

 : SA 範囲

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居住性を確保するため、遮蔽設備及び正圧化装置を備えた中央制御室及び中央制御室待避所を設置する。

中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室換気空調系給排気隔離弁により外気を遮断し、中央制御室再循環送風機により高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通した事故時運転モードとし、放射線被ばくから防護する設計とする。

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

中央制御室待避所は、中央制御室待避所加圧設備により中央制御室換気空調系バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を加圧し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、炉心の著しい損傷発生後の原子炉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。

中央制御室待避所は、炉心の著しい損傷発生後の原子炉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を合わせた2号炉運転員7名に加え、予備要員の余裕を持たせた合計12名を収容可能な設計とする。

また、中央制御室待避所には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを配備することで、居住性確保ができていることを常時確認できる設計とする。可搬型照明、データ表示装置（待避所）、通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避所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し、必要に応じて中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図2.4-1に、中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避所加圧設備の加圧バウンダリを図2.4-2に示す。

 : SA 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

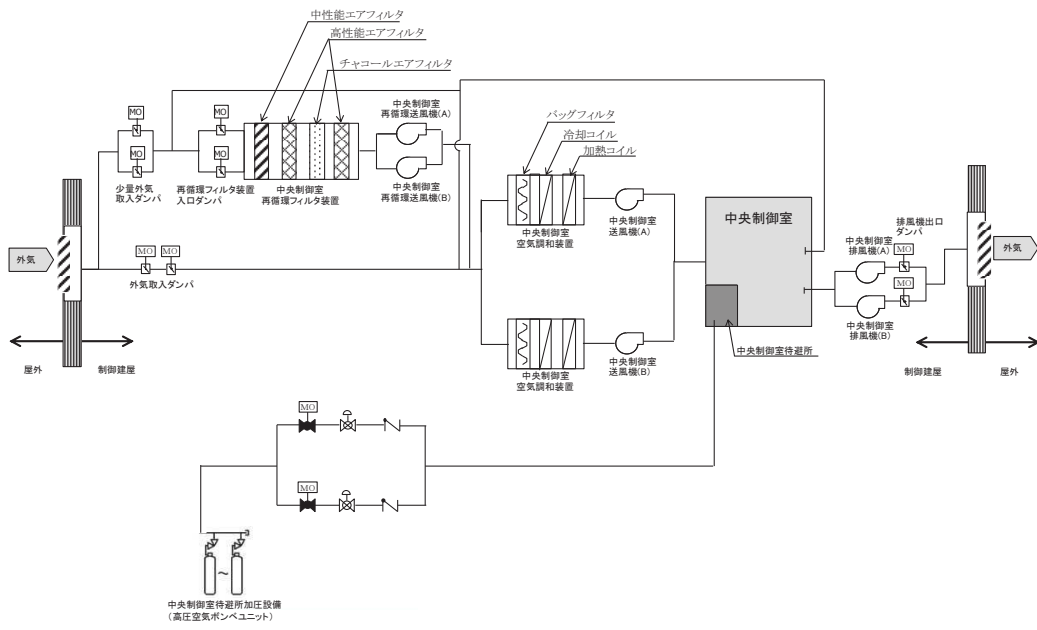


図2. 4-1中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

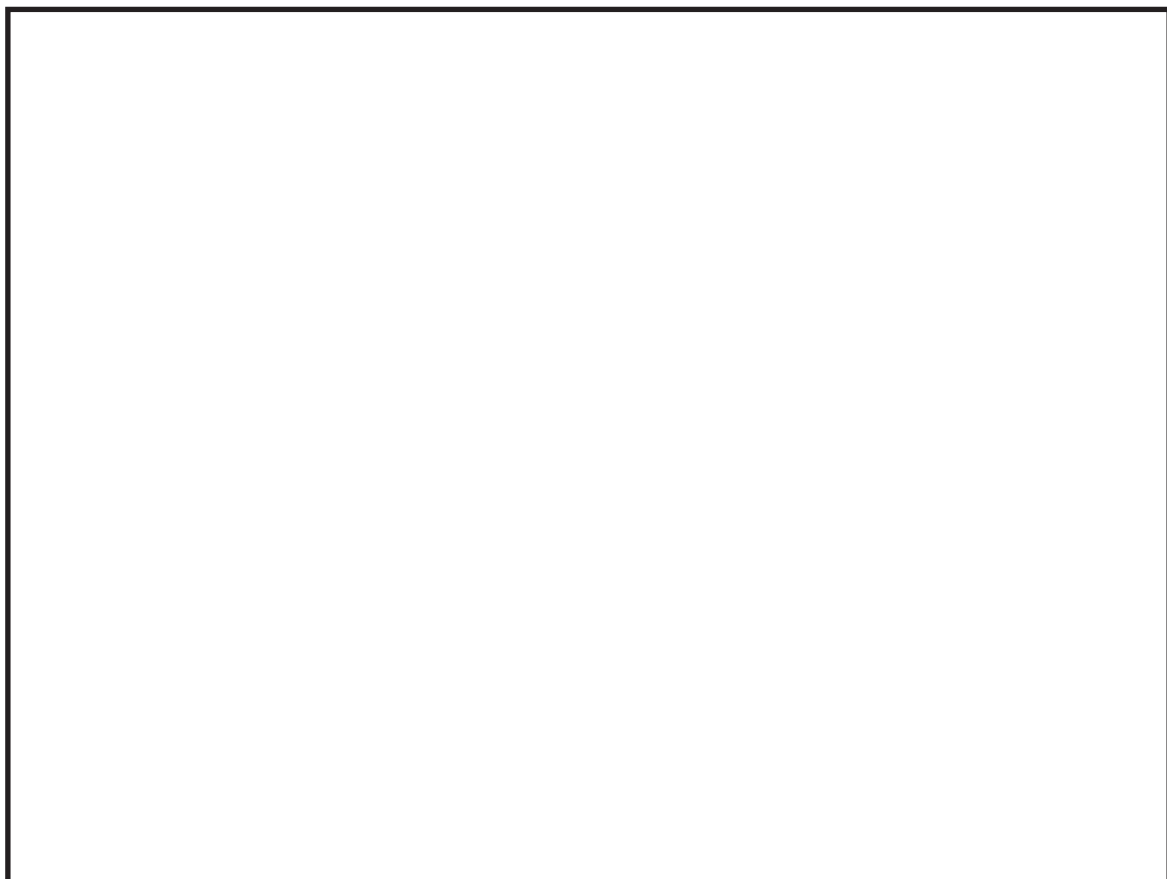


図 2. 4-2 中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避所加圧設備の加圧バウンダリ図

: SA 範囲

59-8-2-19

2.4.2 中央制御室待避所の加圧バウンダリの設計差圧

中央制御室待避所加圧バウンダリは、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。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室待避所内の温度を中央制御室のある制御建屋の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計外気温度（冬季）-4.9℃と仮定すると、中央制御室待避所の階層高さは約 3.3m であるため、以下のとおり約 7Pa 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{ (-4.9^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (40^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) \} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.316 - 1.128) \times 3.3 \\ &= 0.6204 (\text{kg/m}^3) \\ &\rightarrow 0.6204 \times 9.8 = 6.07992 \approx 7 (\text{Pa})\end{aligned}$$

このため、中央制御室待避所加圧バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画+20Pa とする。

また、中央制御室待避所は、周囲に対し+20Paに加圧した際のリーク量が部屋容積比0.1回/h未満となるよう間仕切り壁/床等の気密処理を行い、加圧を模擬した加圧試験にて、気密処理基準を達成していることを検証する。



2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

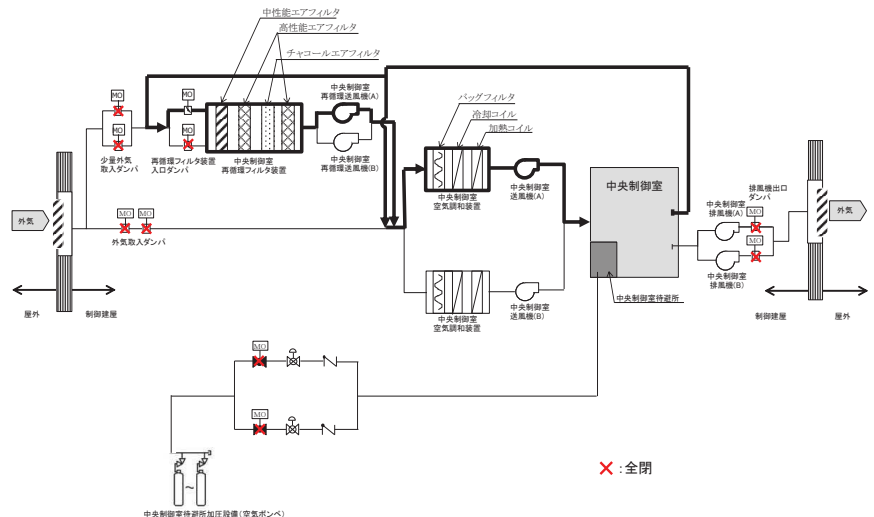
中央制御室は、放射性物質による中央制御室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。重大事故等時には外気を遮断し、中央制御室再循環送風機により高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通した事故時運転モードとすることで、中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止する設計とする。

なお、室内の居住環境が悪くなった場合には、中央制御室再循環フィルタ装置により外気を浄化して取り入れることもできる。

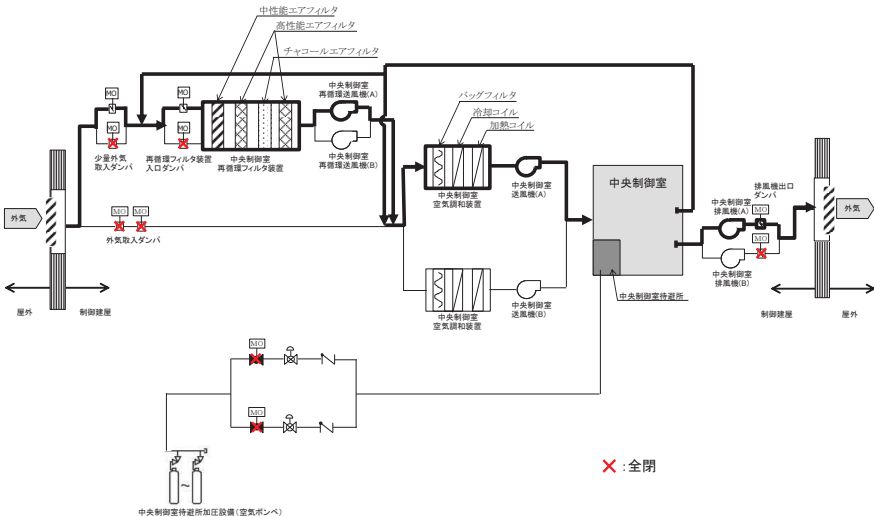
また、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒から排気することで、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図2.4-3に示す。

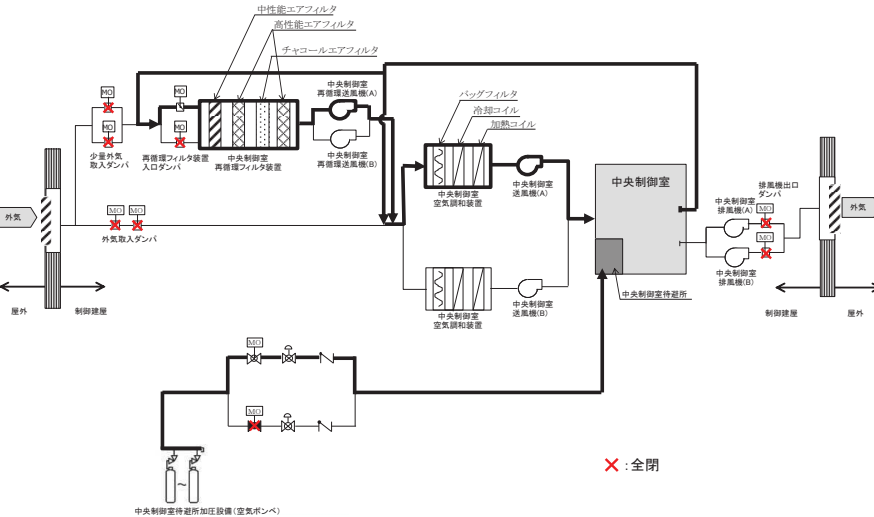




プルーム通過前後 (事故時運転モード)



プルーム通過前後 (少量外気取入モード)



プルーム通過中 (事故時運転モード+ポンベ加圧)

図 2.4-3 中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ 以上の建屋躯体と一体となった壁であり，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。図 2.4-4 に中央制御室遮蔽の概要を，また図 2.4-5 に中央制御室遮蔽の配置図を示す。

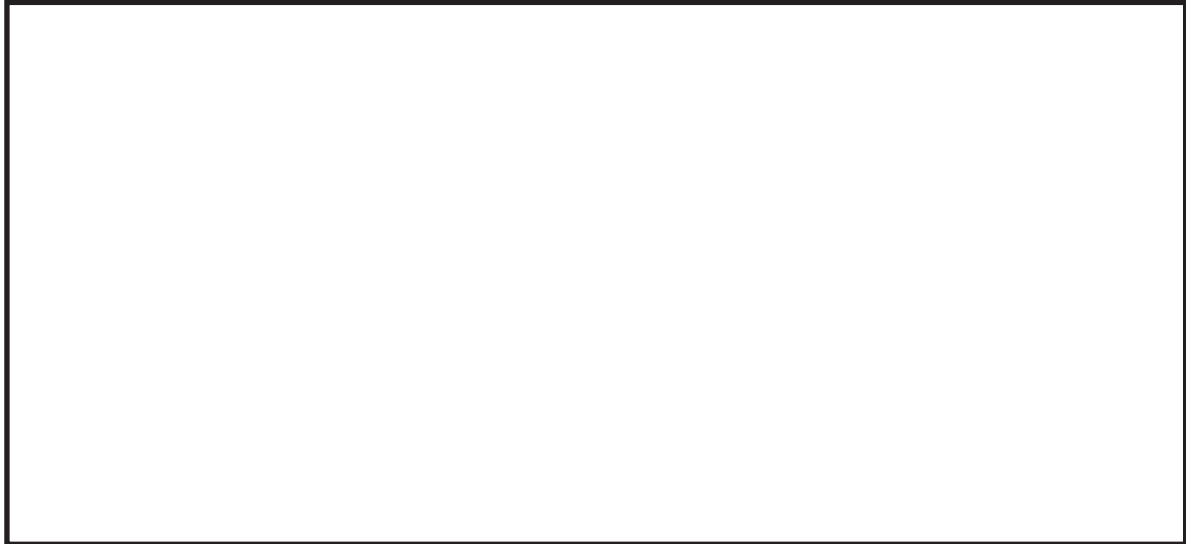


図 2.4-4 中央制御室遮蔽の概要

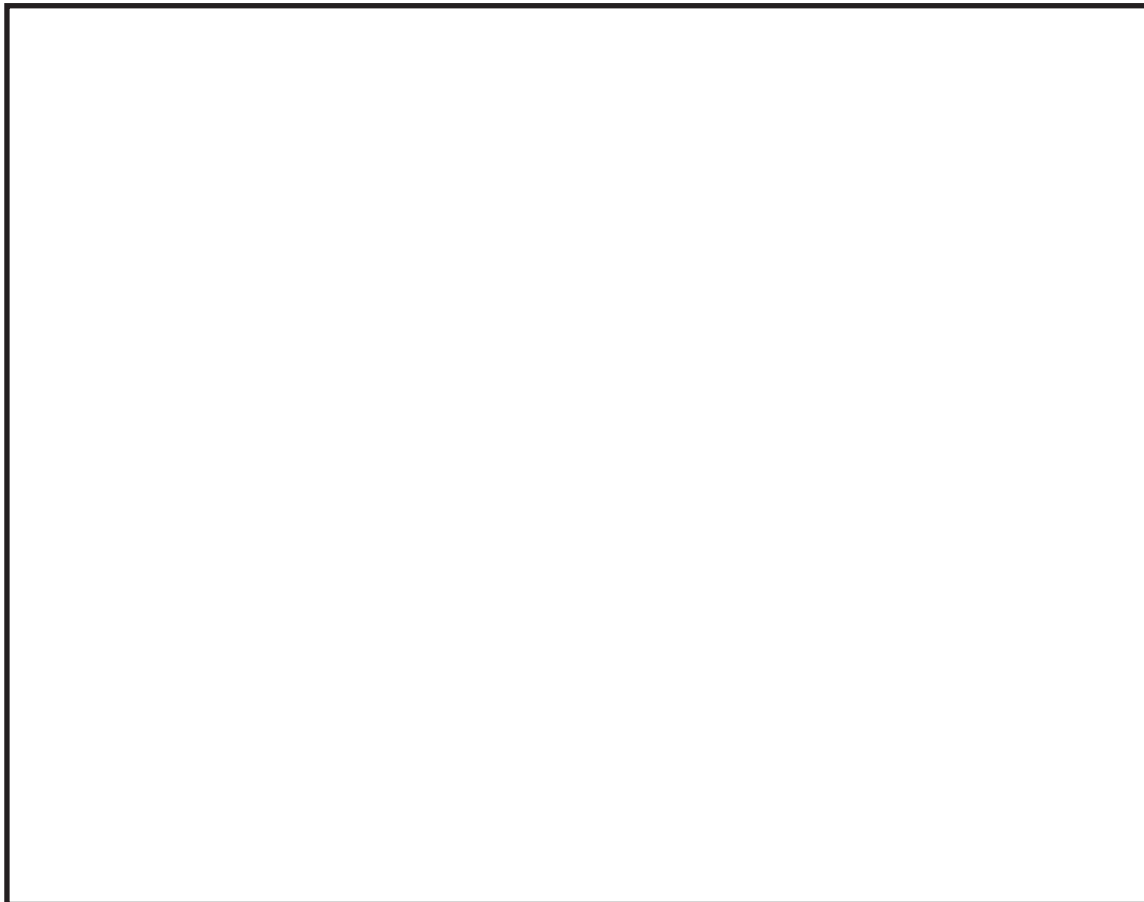


図 2.4-5 中央制御室遮蔽 配置図

(3) 中央制御室換気空調系

通常時は、中央制御室送風機及び中央制御室排風機により、外気を一部取り入れる通常運転モードにより中央制御室の空気調節を行う。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、外気取入口を遮断して、中央制御室再循環送風機によりフィルタ（高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタ）を通した事故時運転モードとし、運転員を過度の被ばくから防護する。なお、外気との遮断は、中央制御室換気空調系の給気隔離弁4弁、排気隔離弁2弁の合計6弁により行い、全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電により、中央制御室からの操作スイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。

外気との遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、少量外気取入モードにより、チャコールエアフィルタにより外気を浄化して取り入れることも可能な設計とする。

なお、中央制御室換気空調系については、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電するまでの間は起動しないが、居住性の被ばく評価においては、全交流動力電源喪失発生後、30分後に起動することを条件として評価しており、必要な居住環境が確保されることを確認している。

中央制御室換気空調系の配置を図2.4-6に示す。

【設備仕様】

- ・中央制御室送風機
台数：2（うち予備1）
容量：80,000 m³/h/台
- ・中央制御室排風機
台数：2（うち予備1）
容量：5,000 m³/h/台
- ・中央制御室再循環送風機
台数：2（うち予備1）
容量：8,000 m³/h/台



・中央制御室再循環フィルタ装置

捕集効率 : 高性能エアフィルタ 99.9%以上 (直径 $0.5\mu\text{m}$ 以上の粒子)

: チャコールエアフィルタ 90%以上

台数 : 1

容量 : 8,000 $\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

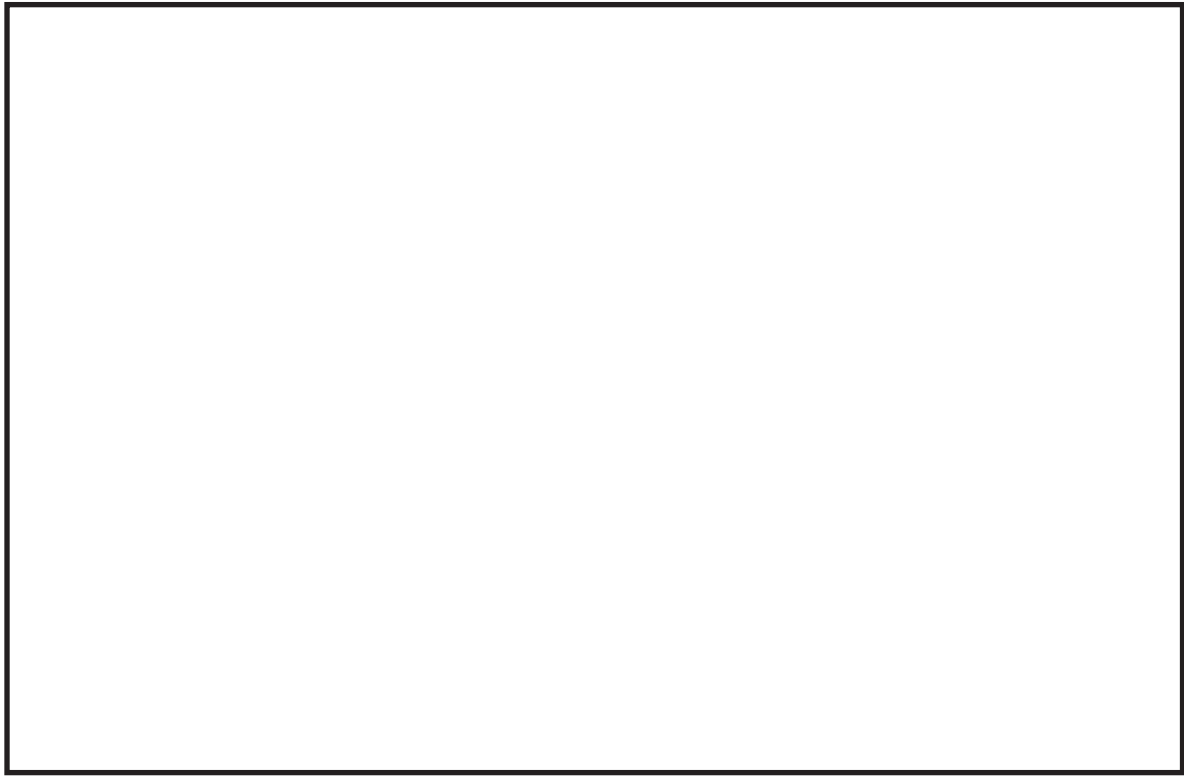


図2.4-6 中央制御室換気空調系の設置エリア

59-8-2-26

 : S A 範囲

(4) 中央制御室換気空調系ダンパ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室を隔離するために閉操作する中央制御室換気空調系ダンパの系統概要図を図2.4-7に示す。操作対象のダンパは、2号炉に給気側2弁、排気側2弁の合計4弁あり、全交流動力電源喪失時においても、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により、中央制御室からの操作スイッチによる操作で弁の閉操作が可能である。なお、ダンパの閉操作は、現場においてハンドルを閉側に回すことにより、手動での操作も可能な設計としている。

中央制御室換気空調系ダンパの配置図を図2.4-8に示す。

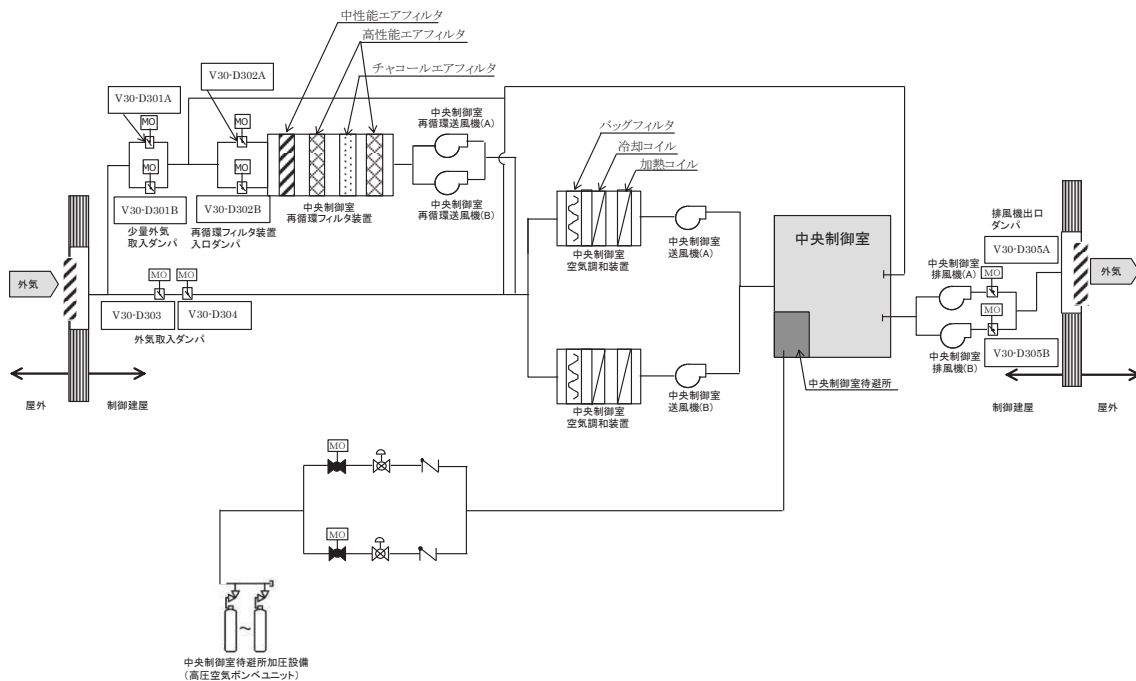


図 2.4-7 中央制御室換気空調系ダンパ 系統概略図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

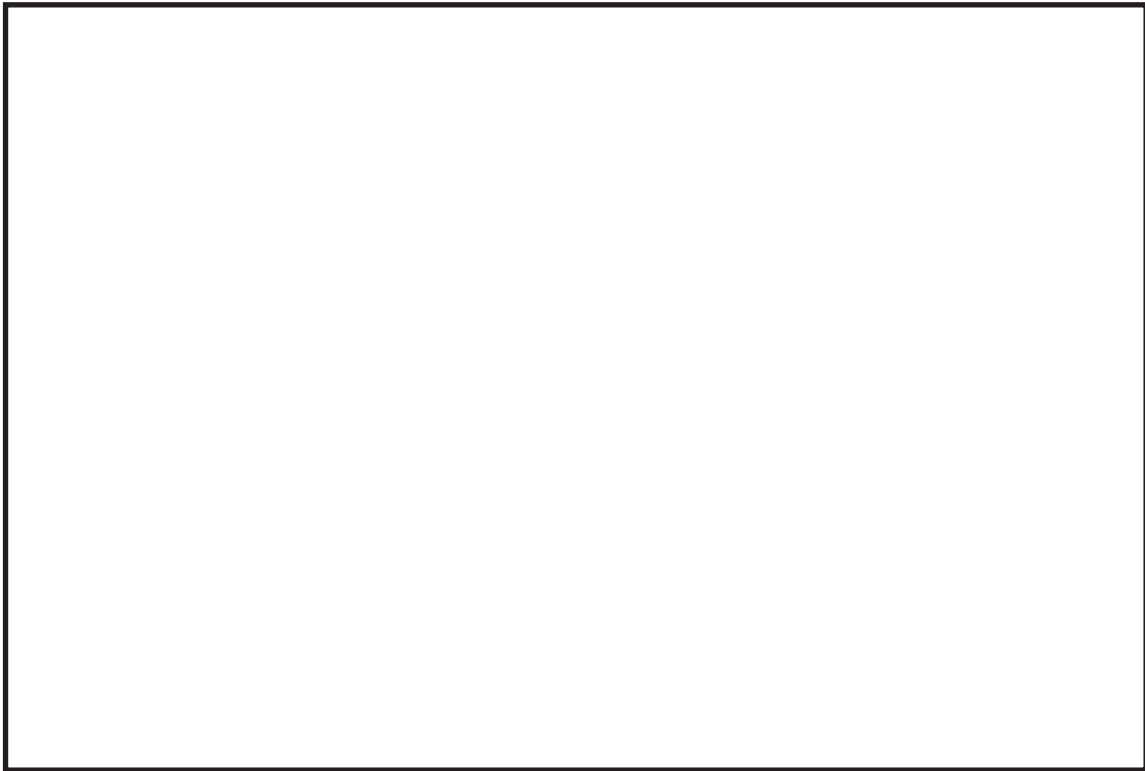


図2.4-8 中央制御室換気空調系ダンパ 配置図

(5) 非常用ガス処理系

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風機、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系フィルタ装置、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系統概要を図2.4-9に示す。

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

非常用ガス処理系は、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。非常用ガス処理系の系統概要を図2.4-9に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で非常用ガス処理系の機能を期待する場合には、原子炉建屋ブローアウト閉止装置により原子炉建屋の気密性を確保することが可能な設計とする。原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルから蒸気を放出する際の流路に設置し、気密ダンパの組合せにより構成する設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、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できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、開閉状態を中央制御室にて確認可能な設計とし、中央制御室から遠隔操作可能な設計とする。また、遠隔手動ダンパ操作設備を設けることで、現場において人力による操作が可能な設計とする。

【設備仕様】

- ・非常用ガス処理系排風機

台数：2（うち予備1）

容量：2,500 m³/h/台

- ・原子炉建屋ブローアウト閉止装置

個数：1個

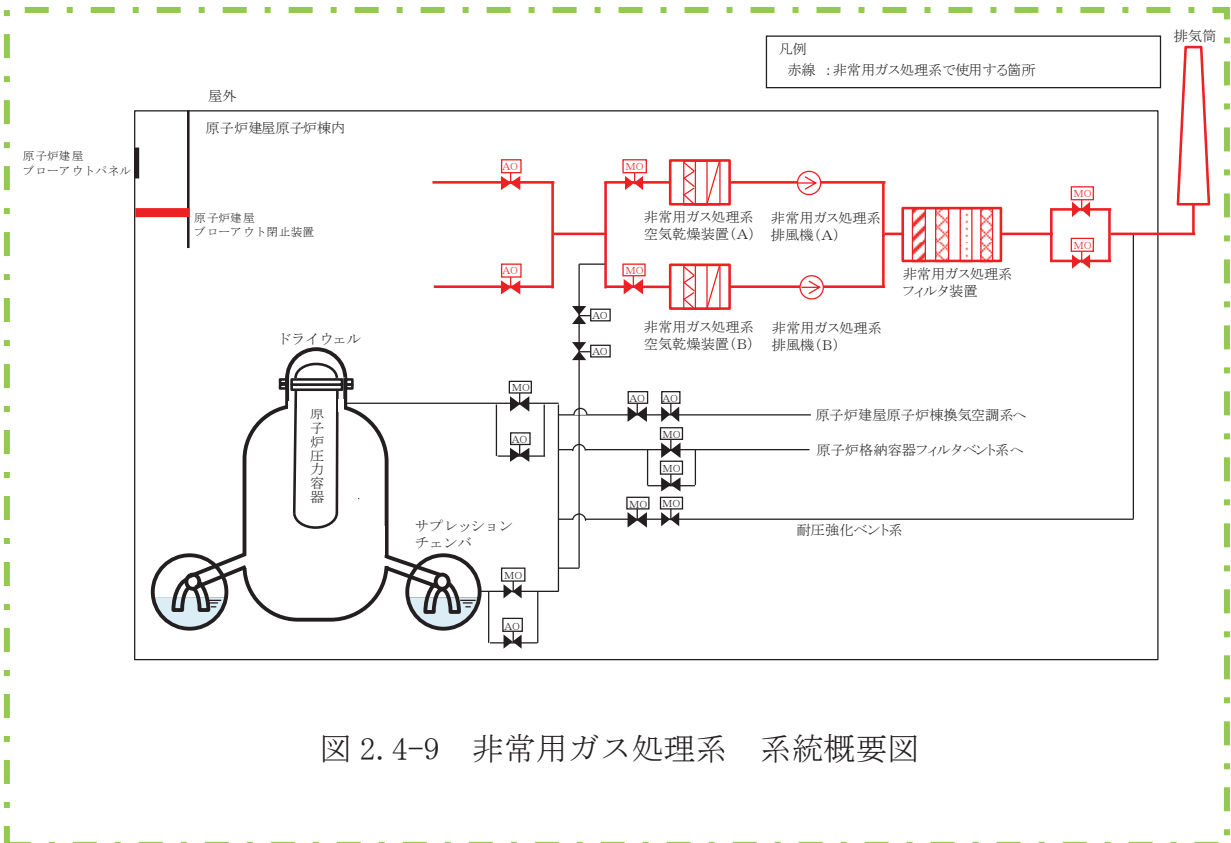


図 2.4-9 非常用ガス処理系 系統概要図

2.4.4 中央制御室待避所の居住性確保

(1) 設計方針

炉心の著しい損傷の発生時に原子炉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、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備により正圧化する設計とする。これにより、中央制御室待避所にとどまる間、中央制御室内に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減が可能な設計とする。

中央制御室待避所は、コンクリート壁により遮蔽性能を高めた設計とする。また、中央制御室待避所は、気密性を高めた設計とするとともに、中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により中央制御室待避所を正圧に維持し、中央制御室待避所内への外気流入を一定時間完全に遮断することで居住性を高めた設計とする。

ここで、正圧維持の差圧は、中央制御室と中央制御室待避所の差圧を差圧計により、2.4.2 項に示す正圧維持設計圧力値を監視することとし、中央制御室と中央制御室待避所との差圧は中央制御室待避所の気密扉を閉めることにより確保する設計とする。

中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図 2.4-10 に示す。

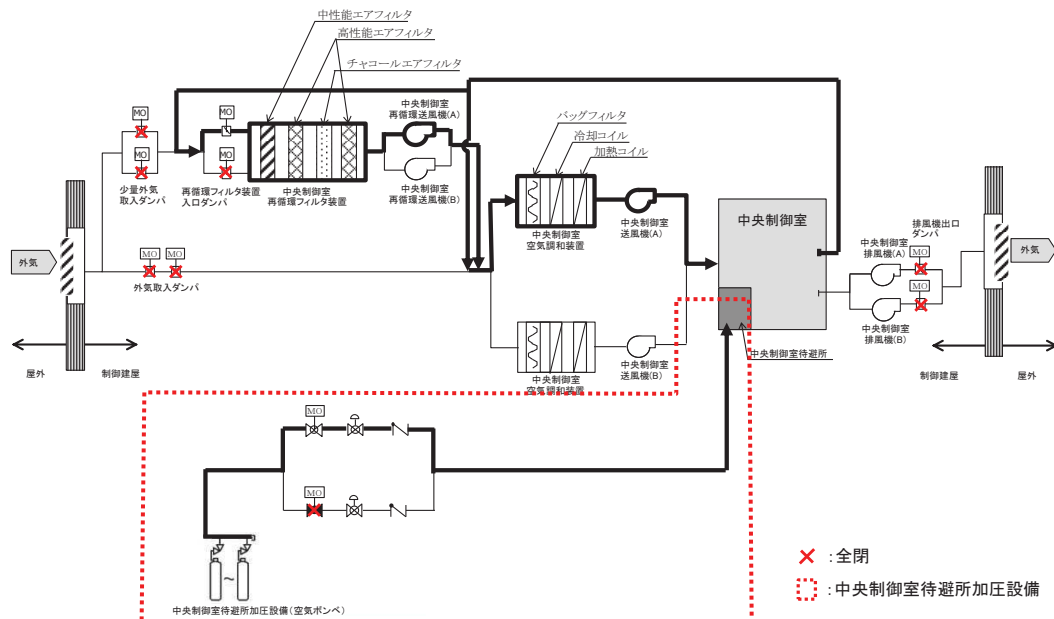


図 2.4-10 中央制御室待避所加圧設備の系統概要図
(炉心の著しい損傷発生時、プルーム通過中)

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避所の収容人数は、2号炉運転員7名（運転操作の統括を行う発電課長1名、運転操作の指揮、監視及び指示を行う発電副長1名、運転操作対応を行う運転員5名）に余裕を考慮した合計12名が収容可能な設計とする。中央制御室待避所のレイアウトを図2.4-11に示す。

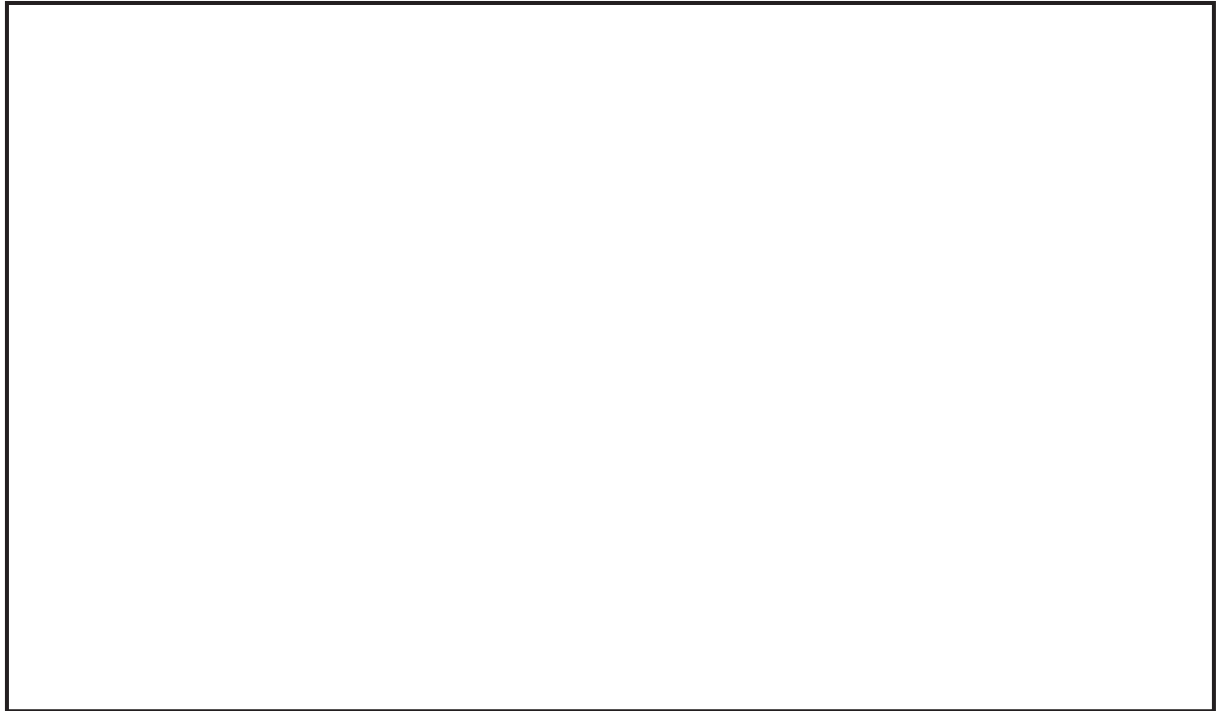


図 2.4-11 中央制御室待避所 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避所の壁は、コンクリート厚さ 以上とし、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。概要は図2.4-11に示すとおり。

(4) 中央制御室待避所加圧設備

a. 系統構成

中央制御室待避所の加圧設備の系統概要図を図2.4-12に示す。

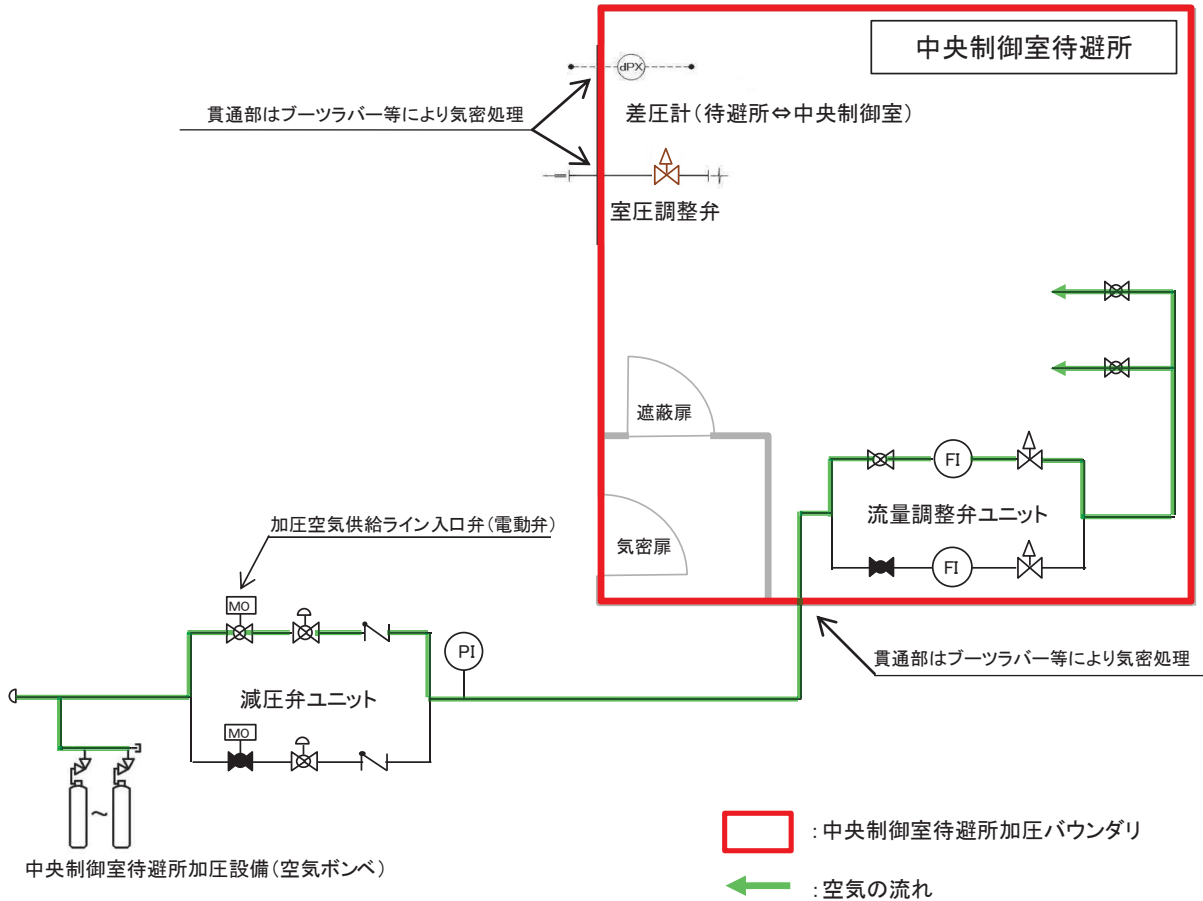


図 2.4-12 中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

b. 必要ポンペ本数

評価の結果、正圧維持又は酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持を考慮した必要なポンペ本数は 40 本となるが、今後、加圧試験を実施し、その結果を踏まえて適切な空気ポンペ本数を確保する。

評価の概要については、以下のとおり。

(a) 正圧維持に必要な空気ポンペ本数

中央制御室待避所を 10 時間正圧化するために必要な空気量は、中央制御室待避所の設計漏えい量 162m^3 (中央制御室待避所の容積 162m^3 に対し部屋容積比 0.1 回/hの設計漏えい量×10 時間分) に余裕分を考慮した 300m^3 とす

る。ポンベ使用可能量を $7.5\text{m}^3/\text{本}$ とした場合（実容量約 $9\text{m}^3/\text{本}$ に対し、外気温度 -4.9°C での容量を保守的に評価した値）、必要ポンベ本数は下記のとおり 40 本となる。

表 2.4-1 正圧維持に必要な空気ポンベ配備数の設定根拠

①空気ポンベの容量	$\text{m}^3/\text{本}$	7.5
②隣接区画より正圧に保つために必要な流量	m^3/h	30
③1 時間正圧に保つために必要なポンベ本数	本/h	4
④10 時間正圧に保つために必要なポンベ本数（③×10）	本/10h	40

(b) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なポンベ本数

中央制御室待避所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ポンベ本数について評価を行った。中央制御室待避所への空気の流入はないものとし、プルーム通過中に収容する人数 12 名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は、許容酸素濃度 18%以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0%以下を満足する結果となった、したがって、許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ポンベ本数は、正圧維持に必要な 40 本となる。

(a) 評価条件

- ・ 在室人員：12 名
- ・ 中央制御室待避所内体積： 162m^3
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
- ・ 許容二酸化炭素濃度：1.0%以下
（労働安全衛生規則の許容二酸化炭素濃度 1.5%に余裕を見た値）
- ・ 酸素消費量： $0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$
（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量）
- ・ 呼吸による炭酸ガス排出量： $0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
- ・ 加圧開始時酸素濃度：20.65%（中央制御室内酸素濃度）

- ・加圧開始時二酸化炭素濃度：0.166%（中央制御室内二酸化炭素濃度）
- ・空気ポンベ加圧時間：10時間

(b) 評価結果

10時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図2.4-13に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は表2.4-2のとおりであり、いずれも許容値を満足している。

表2.4-2 10時間加圧後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

	酸素濃度 (%)	二酸化炭素濃度 (%)
加圧10時間後	20.16	0.793

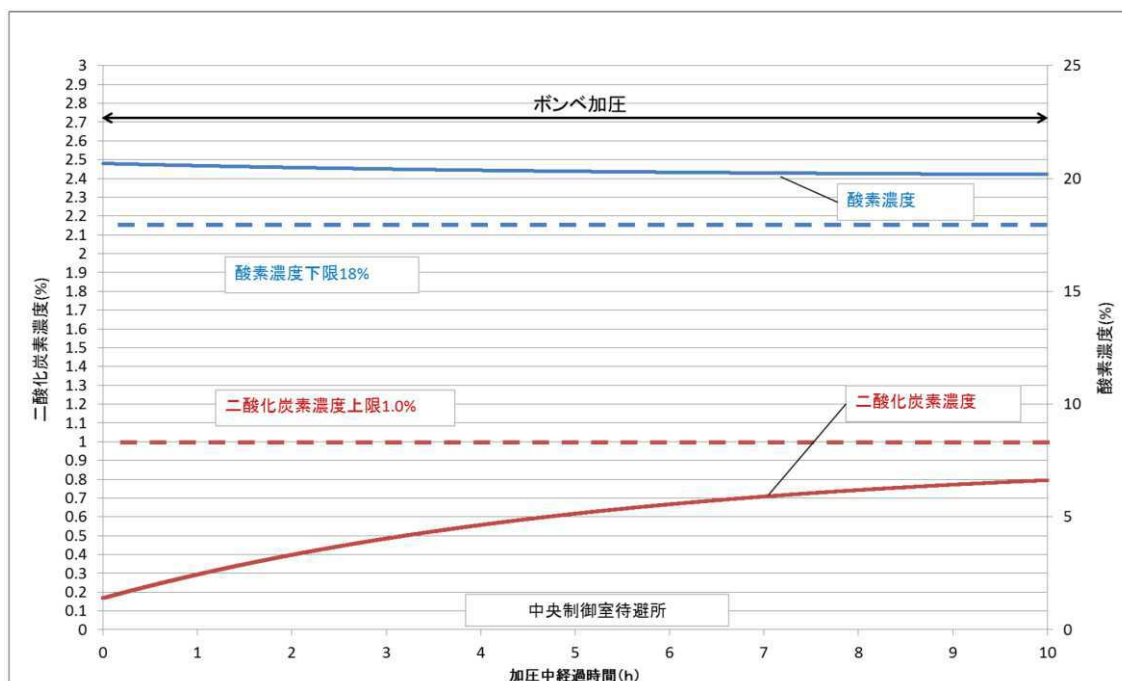


図2.4-13 中央制御室待避所待避期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

d. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避所を加圧した際に隣接区画に比べて+20Paの正圧達成までに要する時間を評価した結果、約6.3秒となった。

なお、本評価においては、間仕切り壁/床等の気密処理基準(周囲に対し+20Paに加圧した際のリーク量が部屋容積比0.1回/h未満)より想定したリーク面積を用いた。

(a) 評価モデル

中央制御室待避所への空気の加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。

(a) 評価モデル

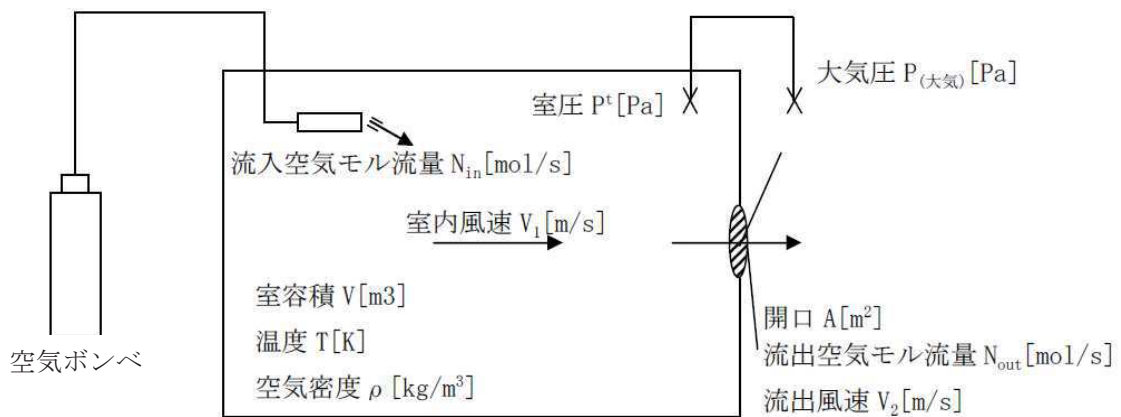


図2.4-14 中央制御室待避所加圧設備加圧バウンダリ正圧化モデル

中央制御室待避所加圧設備(空気ポンペ)により供給した空気が N_{in} [mol/s] のモル流量にて供給され、リーク面積 A [m²] の開口から N_{out} [mol/s] のモル流量にて流出し、空気の流入量と流出量のモル数差により中央制御室待避所加圧設備加圧バウンダリ(以下「加圧バウンダリ」という。)圧力 P^t が変化するモデルを考える。

なお、加圧バウンダリからのリーク量は、加圧バウンダリ圧力+20[Pa]において加圧バウンダリ容積比0.1[回/h]とする。

<その他評価条件>

- ・ 給気空気温度 T : 20 [°C]
- ・ 空気密度 ρ : 1.204786 [kg/m³]
- ・ 空気のモル質量 m : 28.964 [g/mol]
- ・ 加圧空気量 : 30 [m³/h]
- ・ 気体定数 R : 8.3144621 [J/K/mol]
- ・ 室容積 V : 162 [m³] (加圧バウンダリ内容積)
- ・ 大気圧 $P_{(大気)}$: 101,325 [Pa] (標準大気圧)
- ・ リーク面積 A : 7.81×10^{-4} [m²]
(20Paで0.1回/hとなる面積)

59-8-2-36

: SA 範囲

- ・室内風速 V_1 : $0[\text{m}^3/\text{s}]$
(加圧バウンダリ内の空気の流れは十分遅いものとする。)

(b) 評価式

評価式は、気体の状態方程式及びベルヌーイの定理から微小時間後の加圧バウンダリ圧力を求める式を、以下のとおり導出した。

$$P^{t+\Delta t} = P^t + \Delta t \times \frac{RT}{V} \times (N_{in} - N_{out}) [Pa]$$

なお、上式における N_{in} , N_{out} は以下に表される。

$$N_{in} = \frac{30[\text{m}^3/\text{h}] \times \rho[\text{kg}/\text{m}^3]}{m[\text{g}/\text{mol}]} = 0.3466 \text{ mol/s}$$

$$N_{out} = A \times \frac{\rho}{m} \times V_2 = A \times \frac{\rho}{m} \times \sqrt{\frac{2(P^t - P_{\text{大気}})}{\rho}} [\text{mol/s}]$$

(c) 評価結果

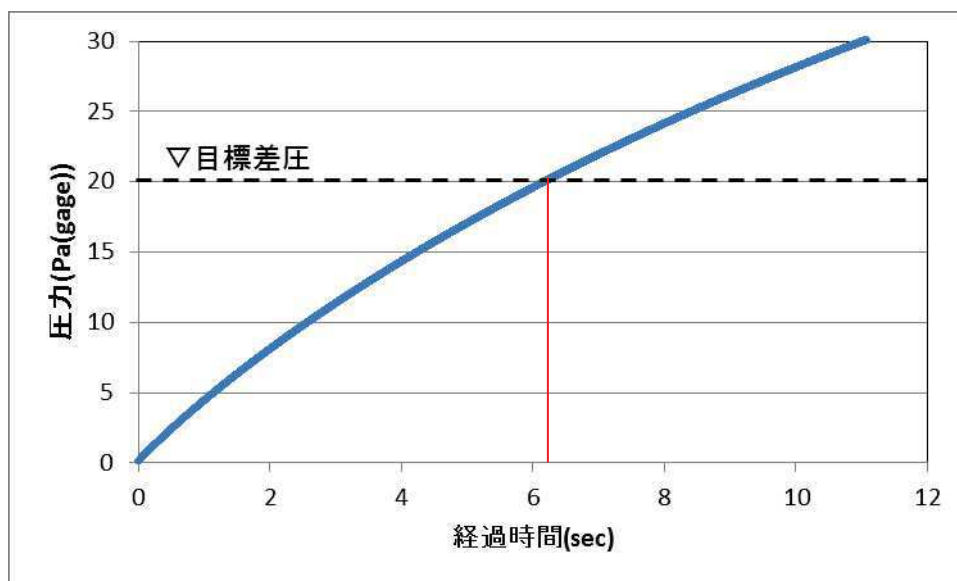


図 2.4-15 中央制御室待避所内圧力の時間変化

e. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図 2.4-16 に示す。空気ポンベは、制御建屋 及び に配置し、制御建屋 の中央制御室待避所に空気を供給する。

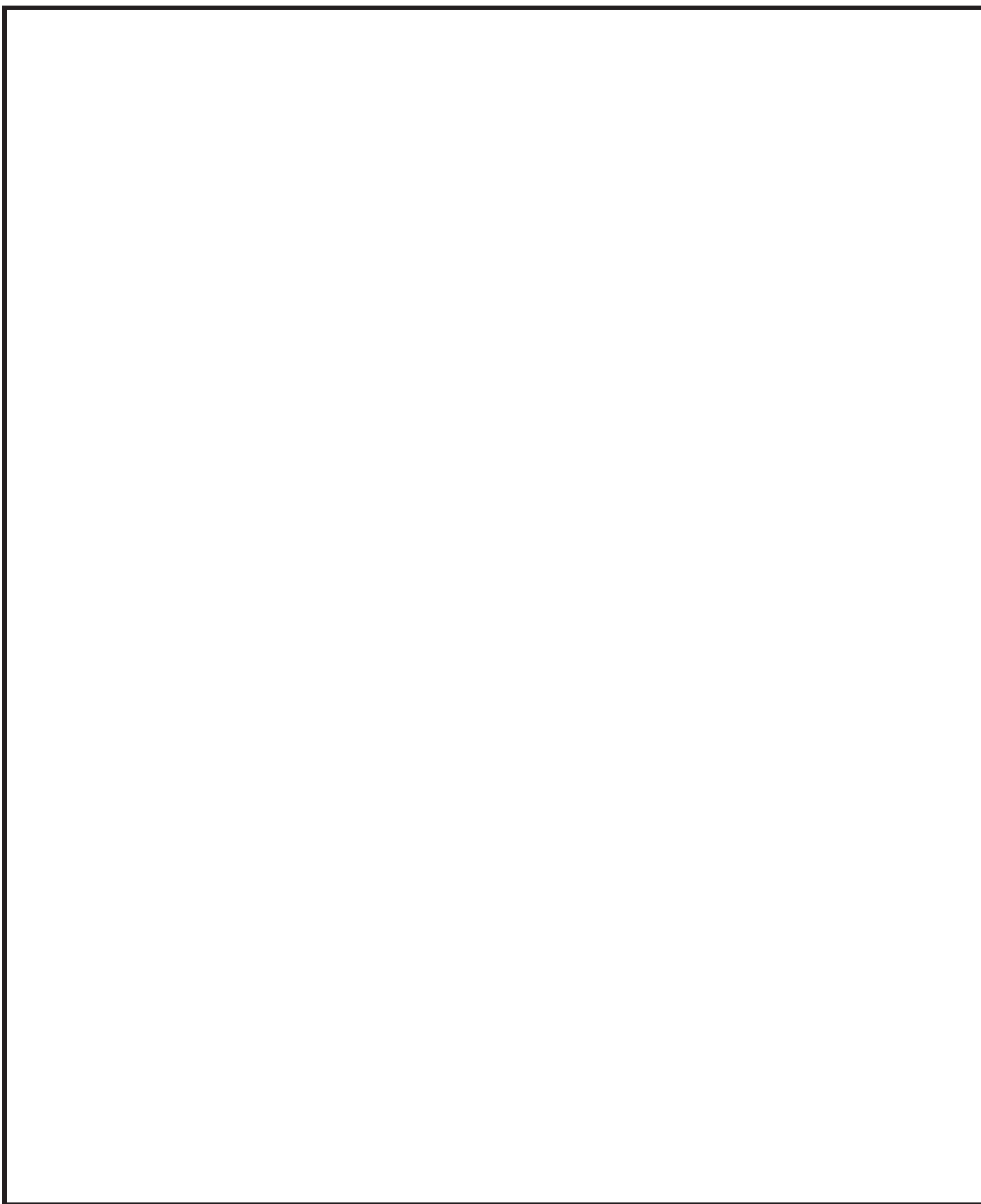


図 2.4-16 空気ポンベ設置 配置図

(5) 中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の運転状態比較

中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の運転状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時の炉心の著しい損傷が発生した場合を比較、図示すると以下の通りとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを、図 2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図(1/2)に示す。

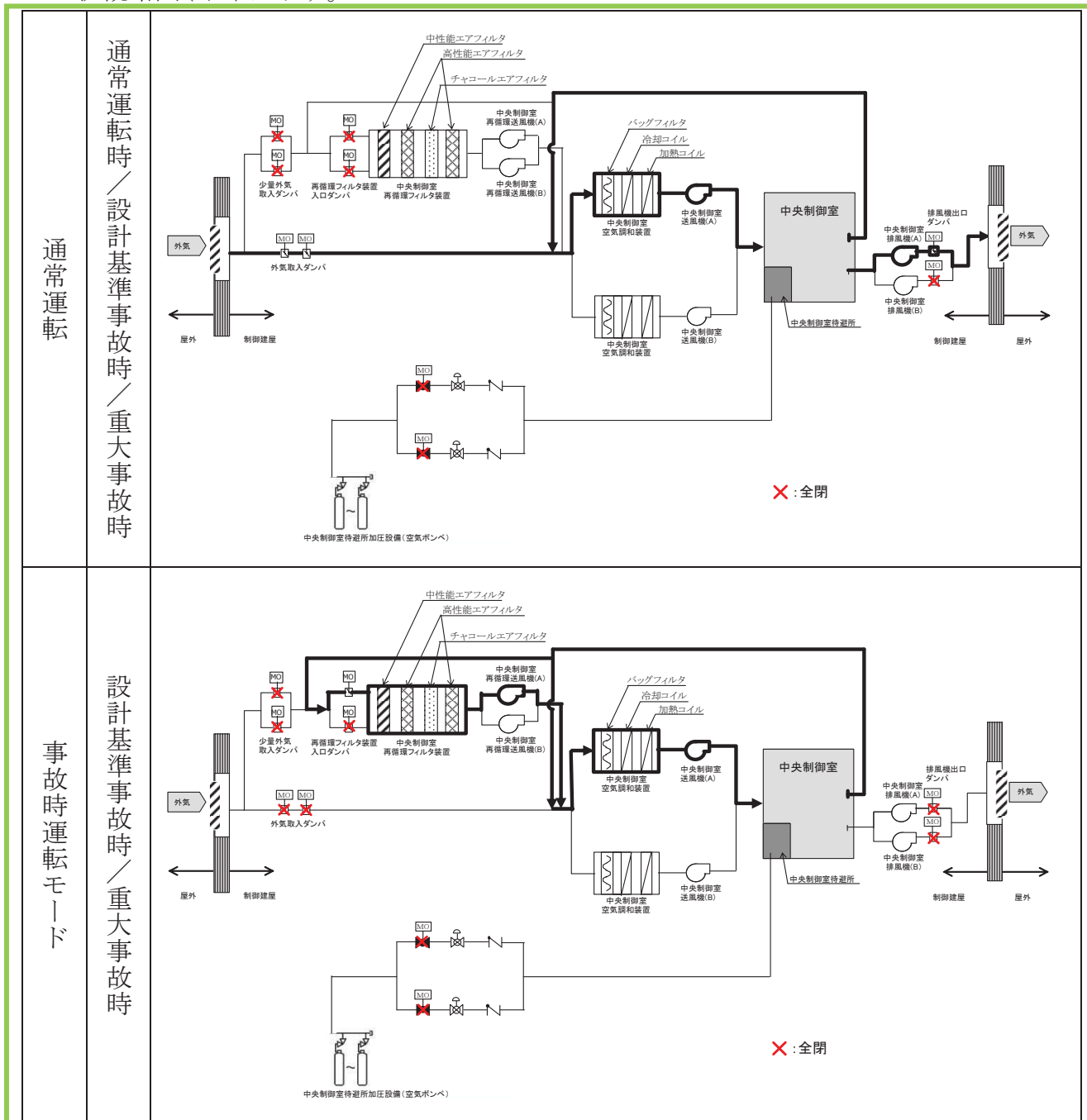


図 2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図 (1/2)

: DB 範囲
 : SA 範囲

炉心の著しい損傷発生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 2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概要図(2/2)に示す。

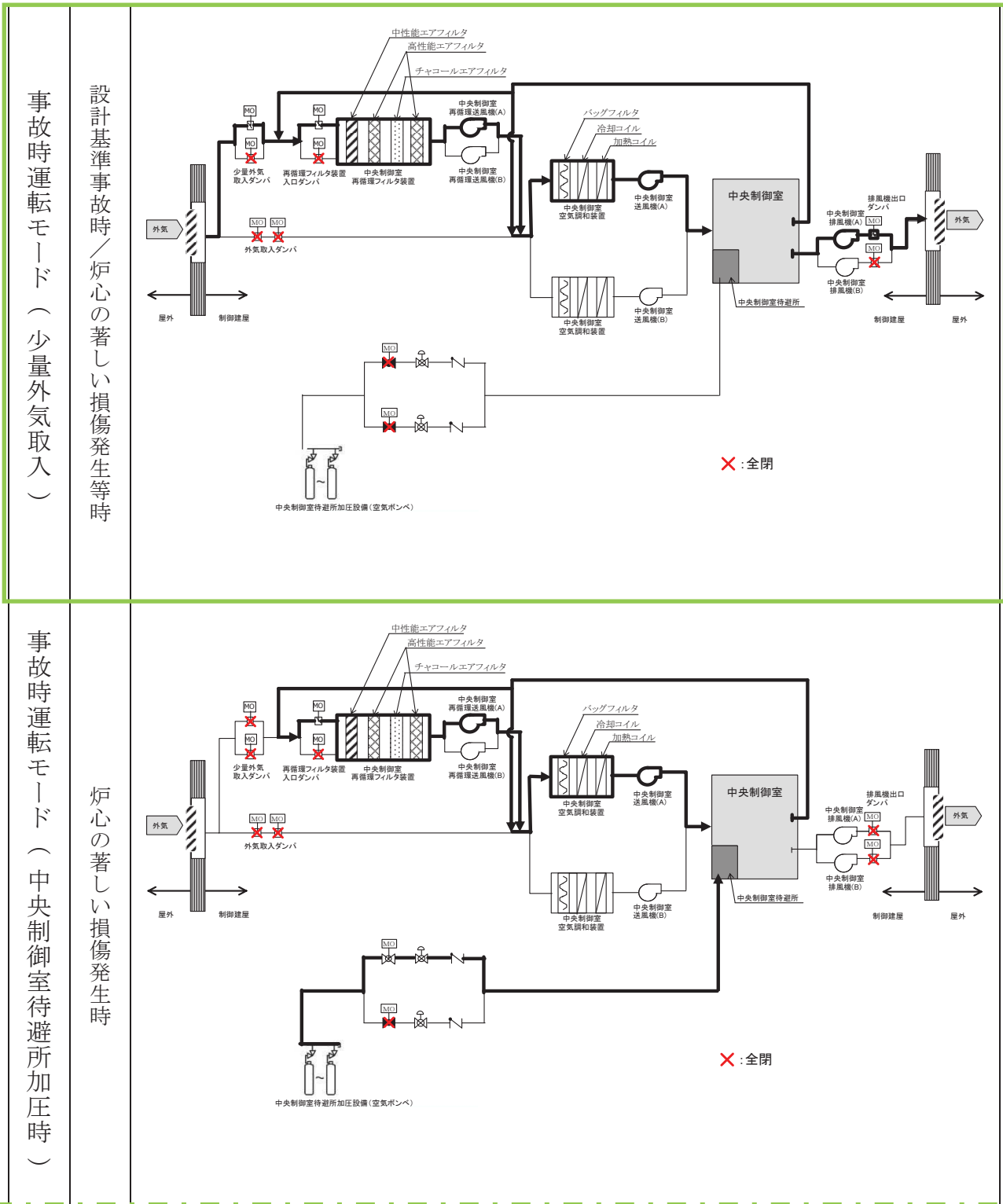


図2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図 (2/2)

59-8-2-40

: DB 範囲
 : SA 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避所には、運転員が炉心の著しい損傷発生時の原子炉格納容器フィルタベント系の作動に際して、水素爆発による格納容器の破損防止（原子炉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、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようデータ表示装置（待避所）を設置する設計とする。

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

データ表示装置（待避所）で確認できる主なパラメータを表2.4-4、データ表示装置（待避所）に関するデータ伝送の概要を図2.4-18に示す。

また、中央制御室待避所において、運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるように、中央制御室待避所には、トランシーバ（固定）及び衛星電話（固定）を設置する設計とする。

中央制御室待避所における通信連絡設備の概要を図2.4-19に示す。

表2.4-4 データ表示装置（待避所）で確認できる主なパラメータ

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の状態確認	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
	低压炉心スプレイ系系統流量
	高压炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	残留熱除去系洗浄ライン流量
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高压母線電圧
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サブプレッションプール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	格納容器下部注水流量
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
環境への影響確認	モニタリングポスト線量率
	気象情報
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位
	使用済燃料プール水温度
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線レベル
水素爆発による原子炉建屋の破損防止確認	原子炉建屋内水素濃度

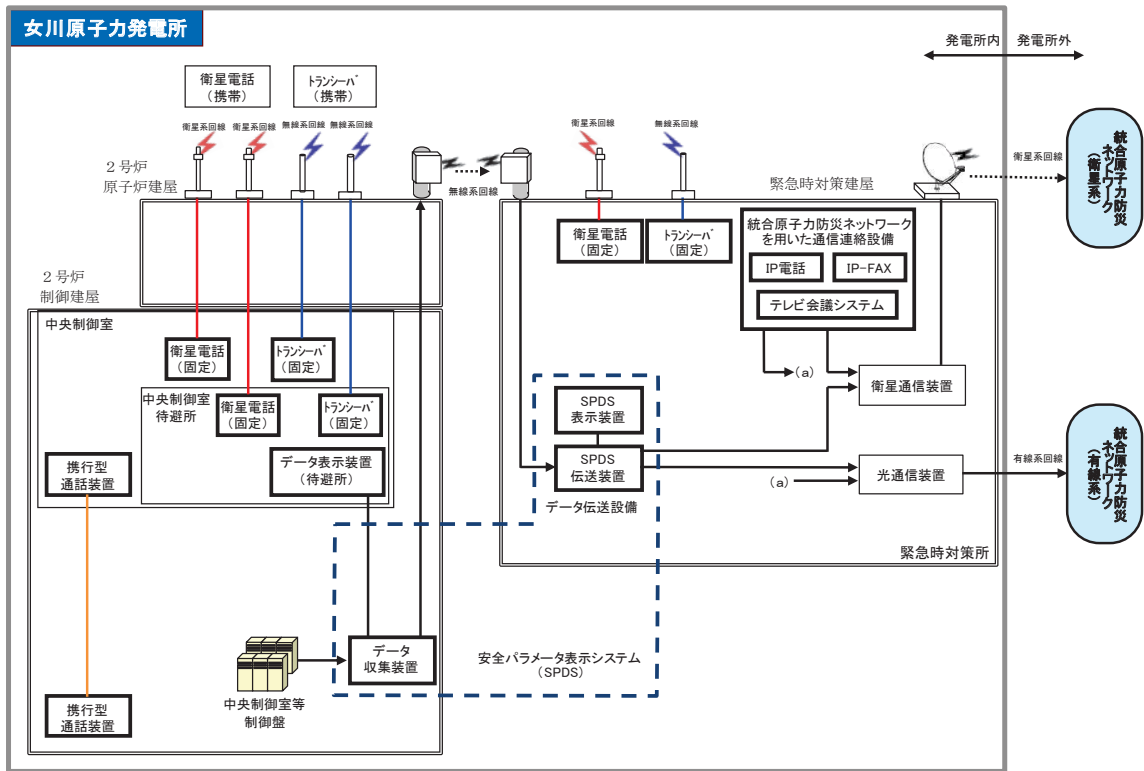


図 2.4-18 データ表示装置（待避所）に関するデータ伝送の概要

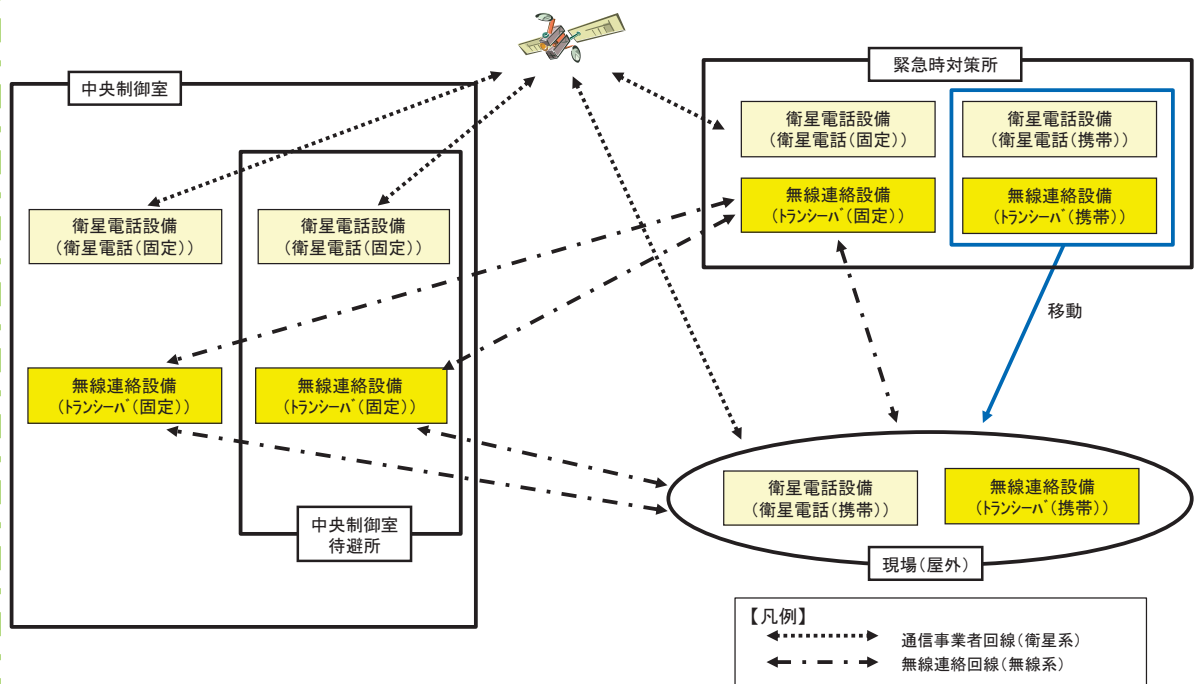


図2.4-19中央制御室待避所における通信連絡設備の概要

(7) 中央制御室待避所のその他設備・資機材

中央制御室待避所には、炉心の著しい損傷発生時の原子炉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、可搬型照明、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを配備する。

可搬型照明は、中央制御室待避所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ものを、ヘッドライトを3個、ランタンを2台配備する。表2.4-5に中央制御室待避所に配備する可搬型照明を示す。

表2.4-5 中央制御室待避所に配備する可搬型照明

名称	保管場所	数量	仕様
ヘッドライト 	中央制御室待避所	3 個（予備 1 個）	電源：単三形電池 3 本 点灯時間： High モード 12 時間 Low モード 120 時間
ランタン 	中央制御室待避所	2 台 （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は中央制御室の予備 3 台と共用する。）	電源：乾電池（単一×4） 点灯時間：45 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所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2.4-6 に中央制御室待避所に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。


表 2.4-6 中央制御室待避所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	
<p>酸素濃度計</p> 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0～100%
	表示精度	±0.5% (0.0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上)
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：連続約8,000時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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台※を保有する。）
<p>二酸化炭素濃度計</p> 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.04%～5.00%
	表示精度	±10%rdg
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （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台※を保有する。）

※予備1台は中央制御室と共用

可搬型エリアモニタは中央制御室待避所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に中央制御室待避所に配備する可搬型エリアモニタを示す。

表 2.4-7 中央制御室待避所に配備する可搬型エリアモニタ

機器名称及び外観	仕 様 等	
	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	測定範囲：0.001～99.99mSv/h
	電源	電 源：AC100V 単一型乾電池 8本 [連続 200 時間以上] (予備：単一型乾電池 32 本)
	台数	1 台 (予備 1 台)

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が可能な設計とする。

ガスタービン発電機の容量は、重大事故等対策の有効性評価で考慮している事象のうち、最大負荷を要求される事象（全交流動力電源喪失及び崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））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2.5-2に示す直流照明兼非常用照明及び直流照明に加え、乾電池により点灯可能な可搬型照明(SA)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（全交流動力電源喪失後15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、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。なお、中央制御室の全照明が消灯した場合には、可搬型照明(SA)により、必要な照度を確保可能な設計とする。

また、運転員のシミュレータ訓練において全交流動力電源喪失を想定した訓練により、全照明消灯下でも対応操作ができることを確認しているとともに、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、可搬型照明(SA)を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタン等の可搬型照明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。

空調については、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、被ばく評価において、必要な居住性が確保されていることを確認している。

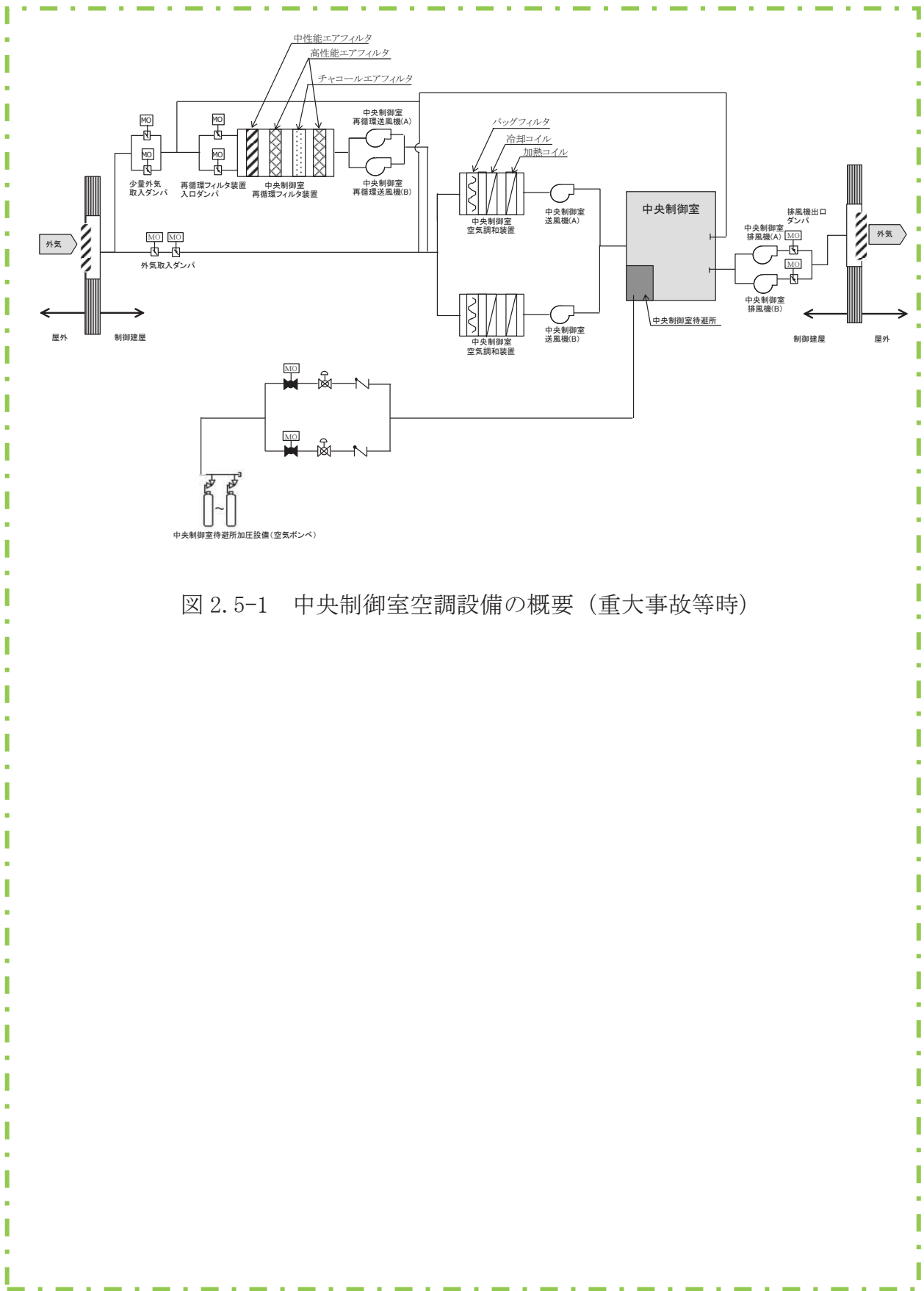


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要 (重大事故等時)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



59-8-2-49

149

図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

 : S A 範囲

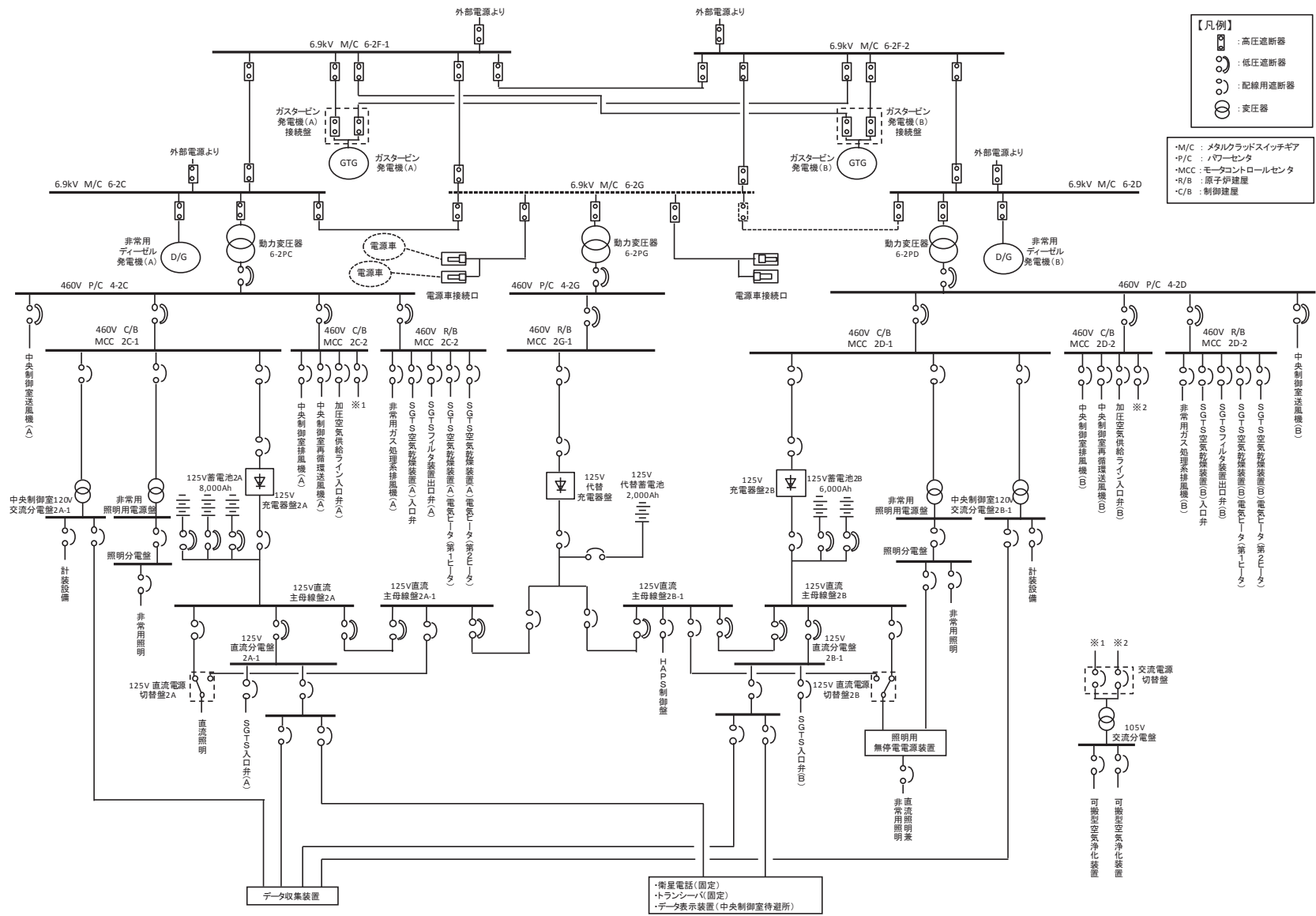


図 2.5-3 2号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

： SA 範囲

表 2.5-1 ガスタービン発電機(連続定格容量 約 6,000kW (約 3,000kW 2 個)) の最大所要負荷

負荷名称	負荷容量 (kW)
緊急用電気品建屋	502.3
緊急時対策建屋	340.0
125V 充電器盤 2A	105.0
125V 充電器盤 2B	105.0
中央制御室 120V 交流分電盤 2A, 2A-1	52.5
中央制御室 120V 交流分電盤 2B, 2B-1	52.5
復水移送ポンプ	90.0
中央制御室送風機	110.0
中央制御室再循環送風機	15.0
残留熱除去系ポンプ (起動時)	511.6 (1,080.0)
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.0
非常用照明	360.0
非常用ガス処理系排風機等	70.0
代替循環冷却ポンプ	90.0
その他の負荷	762.1
合計 (連続負荷)	3,241.0
(最大負荷)	(4,605.0)



(通常点灯時)



(全照明消灯時)

図 2.5-4 非常灯照明下での中央制御室の状況


(1) 可搬型照明(SA)を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明(SA)は、10個（うち予備3）使用する設計とする。数量はシミュレータ施設を用いて、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。

仮に可搬型照明(SA)が活用できない場合のため、可搬型照明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する可搬型照明(SA)及び可搬型照明の概要を示す。

表2.5-2 中央制御室に配備する可搬型照明(SA)

名称	保管場所	数量	仕様
ヘッドライト 	中央制御室	10 (運転員7名分 +予備3)	電源：乾電池（単三×3） 点灯時間： Highモード 12時間 Lowモード 120時間

<参考> 表2.5-3 その他中央制御室に配備する可搬型照明

名称	保管場所	数量	仕様
懐中電灯 	中央制御室	10個 (運転員7名分 +予備3個)	電源：乾電池（単三×4） 点灯時間：155時間
ヘッドライト 	中央制御室	10個 (運転員7名分 +予備3個)	電源：乾電池（単三×3） 点灯時間： Highモード 12時間 Lowモード 120時間
ランタン 	中央制御室	4個 (発電課長1個 +発電副長1個 +運転員1個 +予備1個)	電源：乾電池（単一×4） 点灯時間：45時間

可搬型照明(SA)の照度は、図2.5-5に示すとおり盤から約2mの位置に運転員を配置した場合に、直流照明兼非常用照明の設計値である照度(200ルクス)に対し、操作を行う盤面で約300ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。

また、ランタンも配備し、更に照度を確保できるようにしている。

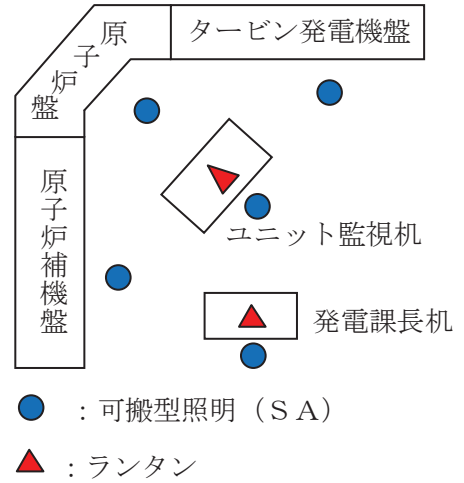


図2.5-5 シミュレータ施設における可搬型照明(SA)確認状況

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避所へ待避する際の対応について

原子炉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、運転員の対応を以下にまとめる。

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系作動前（待避前）

有効性評価において炉心損傷後に格納容器ベントを実施する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において中央制御室待避所への待避前に行う運転員の対応を表3.1-1に示す。

想定するシナリオにおいて、原子炉水位は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により維持され、運転員は適宜流量調整を実施する。原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施判断後、中央制御室待避所への待避前に運転員が行う必要のあるプラント操作は、原子炉への注水流量を調整することであるが、待避前に原子炉の崩壊熱相当の注水流量を確保するよう調整を行うことで、待避期間中のプラント操作を不要とすることが可能である。

なお、原子炉への注水流量は待避期間中においてもデータ表示装置（待避所）にて監視可能な設計としており、万一、待避期間中に操作が必要となった場合には、必要な放射線管理用資機材（防護具）を装備した上で、中央制御室待避所から退室し、操作を行うことも可能な設計としている。

その他、中央制御室待避所への待避前の準備として、表3.1-1に示す設備、資機材の操作又は確認を行う。

表3.1-1 中央制御室待避所への待避前に行う運転員の対応

プラント操作	・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉への注水流量調整
居住性対策設備	・中央制御室換気空調系の事故時運転モードへの切替え（事故時運転モード（少量外気取入）で運転中の場合） ・中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタの設置，電源入
監視設備	・データ表示装置（待避所）電源入
通信連絡設備	・現場要員や緊急時対策所との通信連絡のための，トランシーバ（固定），衛星電話（固定）の準備（通話確認）

59-8-3-1

： S A 範囲

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系作動中（待避中）

運転員は、原子炉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所に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避所に施設する差圧計を確認し、中央制御室待避所へ適切に空気が供給され、中央制御室待避所が加圧されていることを確認する。また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が18%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、中央制御室待避所の放射線量率を可搬型エリアモニタにて監視する。

中央制御室待避所にとどまっている間にも、データ表示装置（待避所）を用いることで、原子炉格納容器フィルタベント系作動状況はじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また、中央制御室待避所に通信連絡設備を設置し、緊急時対策所との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避所にこれら設備を設置することで、中央制御室内に居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお、万一、中央制御室待避所にとどまっている間に中央制御室に出る必要がある場合には、必要な放射線管理用資機材（防護具）を装備した上で、中央制御室待避所から退室する。必要な操作等の完了後には、前室において放射線管理用資機材（防護具）を脱衣した上で、中央制御室待避所へ再入室することで、中央制御室待避所内への放射性物質の持込み防止に配慮した設計とする。また、そのために必要な資機材等を中央制御室待避所に備える設計とする。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系作動後（待避解除）

運転員は、原子炉格納容器フィルタベント系作動に伴うプルーム放出から10時間経過後は、中央制御室内の放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、緊急時対策所との協議の上、中央制御室内での対応を再開する。

中央制御室待避所に待避する際の運転員の対応及び換気設備の概要を図 3.1-1 に示す。

対応操作		0h	51h	61h	168h
ベント開始				▼ 待避所へ待避	
プラント操作	原子炉への注水量調整		◀ 適宜実施 ▶	▼ 待避期間中の操作を不要とするため、待避前に実施する。	◀ 適宜実施 ▶
	中央制御室換気空調系の事故時運転モードへの切替え (事故時運転モード(少量外気取入)で運転中の場合)		◀ 事故時運転モード※ ▶	▼ 事故時運転モード(少量外気取入)で運転中の場合は切り替える。	▶ 事故時運転モード※ ▶
居住性対策設備	中央制御室待避所加圧設備による加圧			▼ 待避所加圧	
	酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エアモニタの設置、電源入		▼	▶ 監視	
	データ表示装置(待避所)の電源入		▼	▶ 監視	
通信連絡設備	トランシーバ(固定)、衛星電話(固定)の通話確認		▼	▶ 必要に応じ使用	

▼: 対応操作実施

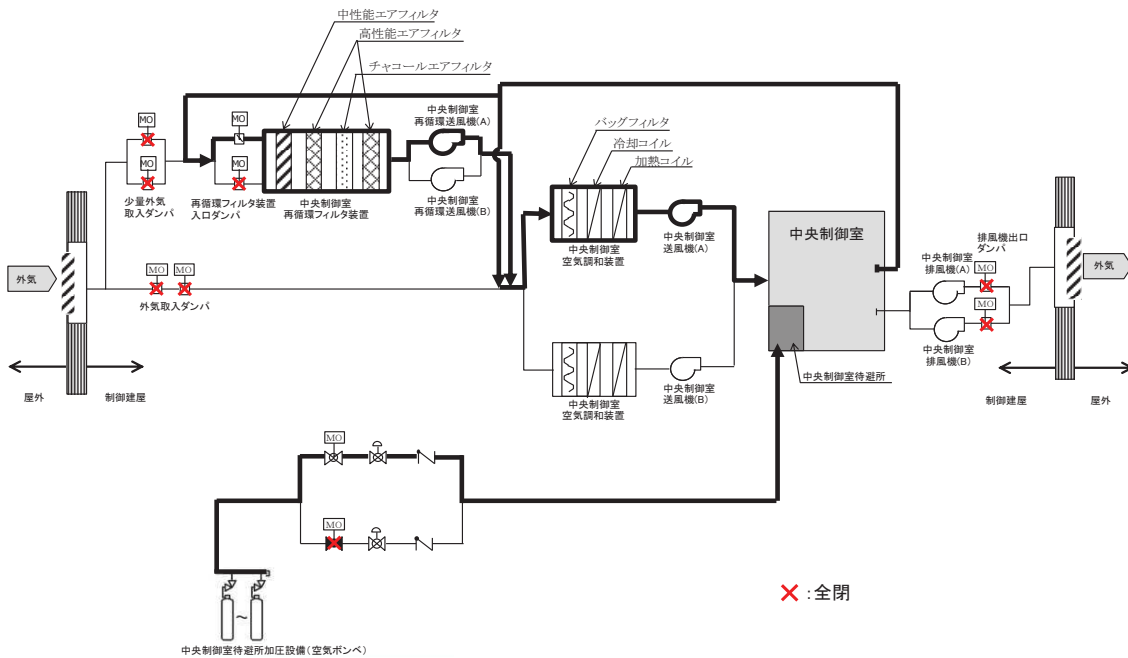


図 3.1-1 中央制御室待避所に待避する際の運転員の対応及び換気設備の概要

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線管理用資機材

中央制御室に配備する放射線管理用資機材の内訳を表3.2-1及び表3.2-2に示す。なお、放射線管理用資機材は、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 防護具

品名	配備数 ^{※16} ／保管場所					
タイバック	2,100 着 ^{※1}	資機材保管エリア、地下1階廊下、緊急時対策所	147 着 ^{※8}	中央制御室	約 20,000 着	構内 (参考)
下着 (上下セット)	2,100 着 ^{※1}		147 着 ^{※8}		約 6,000 着	
帽子	2,100 個 ^{※1}		147 個 ^{※8}		約 20,000 個	
靴下	2,100 足 ^{※1}		147 足 ^{※8}		約 30,000 足	
綿手袋	2,100 双 ^{※1}		147 双 ^{※8}		約 40,000 双	
ゴム手袋	4,200 双 ^{※2}		294 双 ^{※9}		約 150,000 双	
全面マスク	900 個 ^{※3}		49 個 ^{※10}		約 1,800 個	
マスク用チャコールフィルタ (2 個／セット)	2,100 セット ^{※1}		147 セット ^{※8}		約 8,000 セット	
EVA スーツ (上下セット)	1,050 セット ^{※4}		74 セット ^{※11}		約 3,000 セット	
汚染区域用靴	40 足 ^{※5}		8 足 ^{※12}		約 500 足	
自給式呼吸器	6 セット ^{※6}		7 セット ^{※13}		10 セット	
耐熱服	—		3 セット ^{※14}		3 セット	
タングステンベスト	20 着 ^{※7}		4 着 ^{※15}		10 着	

※1：60名（本部要員38名＋余裕）×7日及び現場要員40名×6回／日×7日

※2：※1×2

※3：60名（本部要員38名＋余裕）×3日及び現場要員40名×6回／日×3日（除染による再使用を考慮）

※4：（60名（本部要員38名＋余裕）×7日及び現場要員40名×6回／日×7日）×50%（年間降水日数を考慮）

※5：現場要員20名（プルーム通過直後の現場要員）×2

※6：発電所対策本部要員（初期対応者）6名

※7：現場要員20名（プルーム通過直後の現場要員）

※8：2号炉運転員7名×3回／日×7日

※9：※8×2

※10：2号炉運転員7名×7日

※11：2号炉運転員7名×3回／日×7日×50%

※12：2号炉運転員のうち現場要員2名×2班×2

※13：2号炉運転員7名

※14：インターフェイスシステムLOCA対応者2名＋予備1

※15：2号炉運転員のうち現場要員2名×2班

※16：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

表 3.2-2 計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 ^{※9} ／保管場所			
個人線量計	電子式線量計	200台 ^{※1}	出入管理室	14台 ^{※5}	中央 制御室
	ガラスバッジ	200台 ^{※1}		14台 ^{※5}	
表面汚染密度測定用 サーベイメータ		8台 ^{※2}		4台 ^{※6}	
ガンマ線測定用 サーベイメータ		8台 ^{※3}		4台 ^{※7}	
可搬型エリアモニタ		4台 ^{※4}		緊急時対策所 4台 ^{※8}	

- ※1：100名（本部要員38名＋現場要員40名＋余裕）×2
- ※2：チェンジングエリア用4台（身体サーベイを行う放射線管理班員2名分＋余裕）＋緊急時対策建屋内及び屋外用4台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員2名分＋余裕）
- ※3：チェンジングエリア用4台（チェンジングエリアのモニタリングを行う放射線管理班員2名分＋余裕）＋緊急時対策建屋内及び屋外用4台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員2名分＋余裕）
- ※4：緊急時対策所内2台（1台＋余裕）＋緊急時対策建屋内2台（1台＋余裕）
- ※5：2号炉運転員7名×2
- ※6：チェンジングエリア用2台（身体サーベイを行う放射線管理班員1名分＋余裕）＋中央制御室内外用2台（モニタリングを行う放射線管理班員1名分＋余裕）
- ※7：チェンジングエリア用2台（モニタリングを行う放射線管理班員1名分＋余裕）＋中央制御室内外用2台（モニタリングを行う放射線管理班員1名分＋余裕）
- ※8：中央制御室内2台（1台＋余裕）＋待避所内2台（1台＋余裕）
- ※9：予備含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

(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 ^{※5}
		中央制御室
飲食料等	・食料	147食 ^{※1}
	・飲料水（1.5リットル）	98本 ^{※2}
簡易トイレ		30個 ^{※3}
ヨウ素剤		56錠 ^{※4}

- ※1：7名（2号炉運転員）×7日×3食
- ※2：7名（2号炉運転員）×7日×2本
- ※3：7名（2号炉運転員）×（3回／10時間（プルーム通過中））＋余裕＝30個
- ※4：7名（2号炉運転員）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）＝56錠
- ※5：今後，訓練等で見直しを行う

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（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（原子炉制御室）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方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第74条第1項（原子炉制御室）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。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、下足エリア、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、中央制御室バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点から制御建屋内に設営する。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		概要
設 営 場 所	制御建屋 中央制御室 北東側通路	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	通路区画化	中央制御室出入口通路を活用し、通路を区画化する。 なお、平常時から養生シートにより予め養生しておくことにより、速やかな設置作業を可能とする。
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、放射線管理班長が、事象進展の状況（格納容器内雰囲気モニタ（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	放射線管理班	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放射線管理班が設営を行う。

(3) チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、図 3.3-1 のとおり。

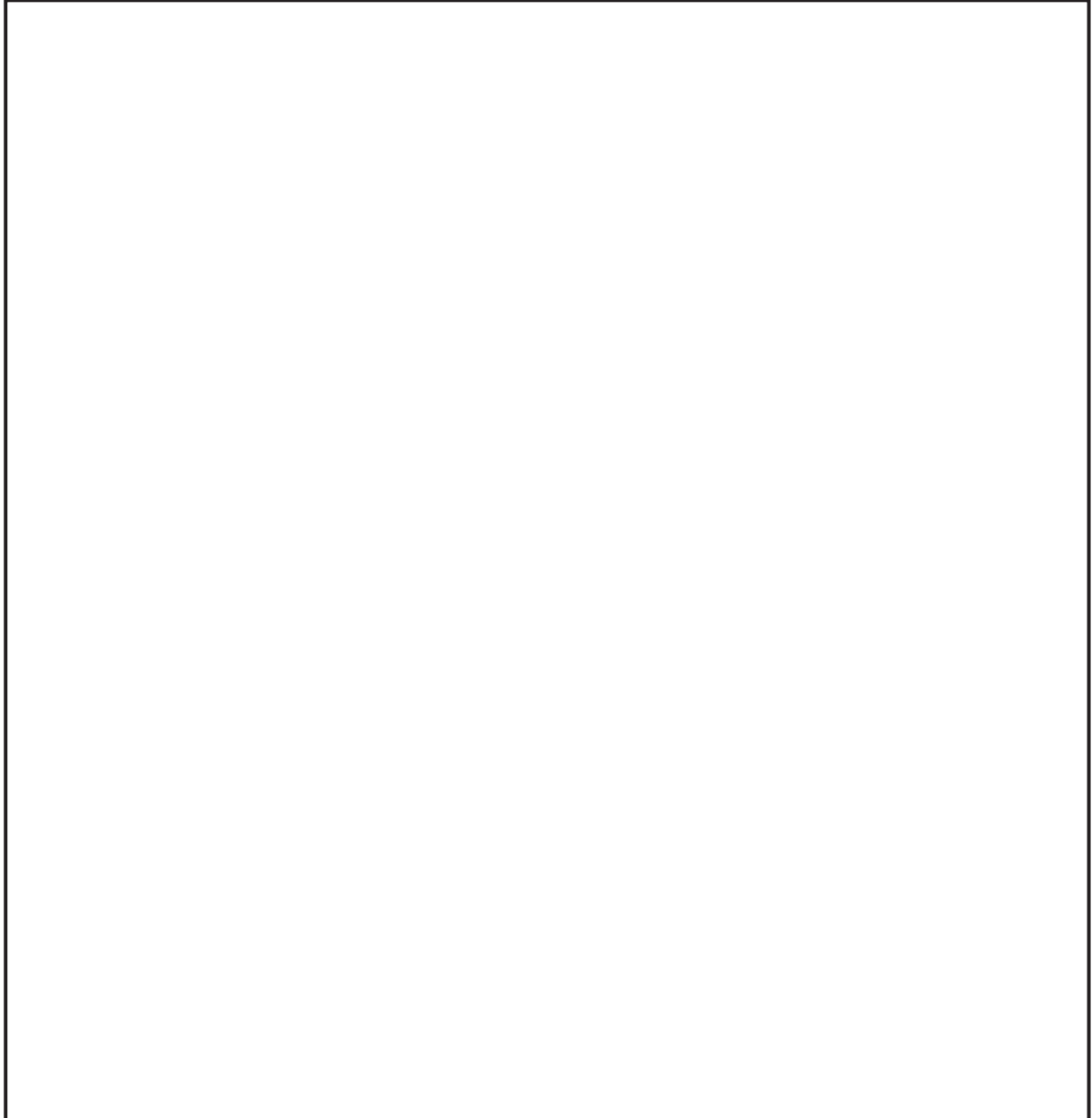


図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及び屋内のアクセスルート

(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，約 90 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう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，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合は，参集要員（12 時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，放射線管理班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況（格納容器雰囲気モニタ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。

① チェンジングエリア用資機材の移動・設置（乾電池内蔵型照明の設置）

② ゴミ箱，棚，積層シート等の設置

③ 除染用資機材，可搬型空気浄化設備，表面汚染密度測定用サーベイメータの配備

図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

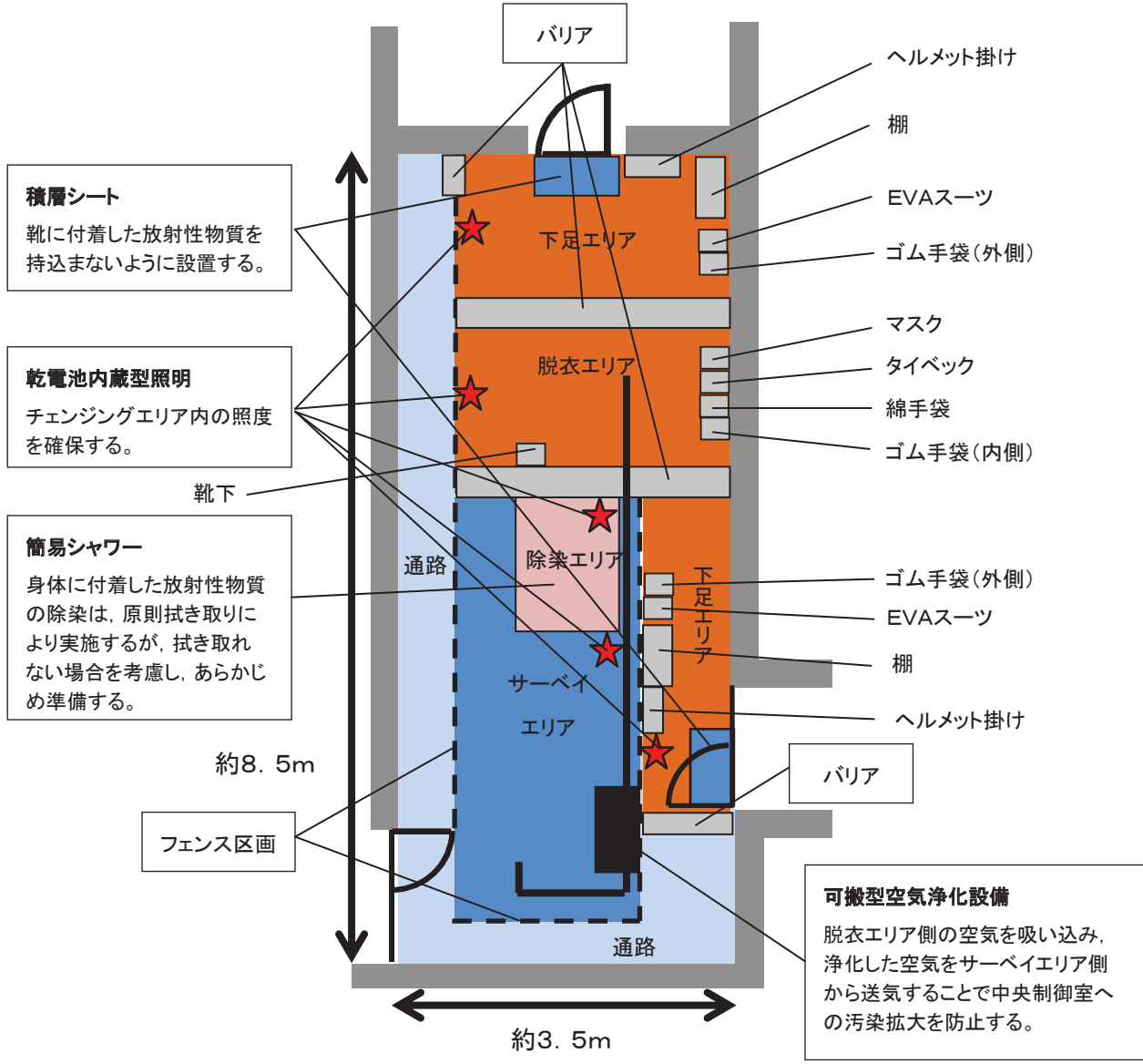


図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染による養生シートの張替え等も考慮して、表 3.3-2、図 3.3-4 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	根拠
養生シート（床用）	2 巻 ^{※1}	チェンジング エリア設営及 び補修に必要 な数量
養生シート（壁用）	12 巻 ^{※2}	
テープ	20 巻	
積層シート	6 枚	
ゴミ箱	7 個	
ポリ袋	100 枚	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	50 個	
はさみ	3 丁	
カッター	3 本	
マジック	3 本	
バリア	8 個 ^{※3}	
フェンス	12 枚 ^{※4}	
ヘルメット掛け	2 台	
棚	2 台	
除染エリア用ハウス	1 式 ^{※5}	
簡易シャワー	1 台 ^{※6}	
ポリタンク	1 台 ^{※7}	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化設備	1 台（予備 1 台）	
可搬型空気浄化設備用ダクト	1 式	
乾電池内蔵型照明	5 台（予備 1 台）	

※1：仕様 1,800mm×50m/巻

※2：仕様 2,100mm×25m/巻

※3：仕様 900mm×240mm×235mm/個（アルミ製）

※4：仕様 1,200mm×900mm×25mm/個（アルミ製）

※5：仕様 1,100mm×1,100mm×1,950mm/式（折りたたみ式，布製）

※6：仕様 タンク容量 7.5 リットル（手動ポンプ式）

※7：仕様 タンク容量 20 リットル（ポリタンク）



養生シート（床用）

<仕様>

1,800mm×50m/巻



養生シート（壁用）

<仕様>

2,100mm×25m/巻



バリア

<仕様>

900mm×240mm×235mm/個
(アルミ製)



フェンス

<仕様>

1,200mm×900mm×25mm/個
(アルミ製)



除染エリア用ハウス

<仕様>

1,100mm×1,100mm×1,950mm
(折りたたみ式, ポリエステル製)



簡易シャワー

<仕様>

容量 7.5 リットル
(手動ポンプ式)



ポリタンク

<仕様>

容量 20 リットル
(ポリタンク)

図 3.3-4 中央制御室チェンジングエリア用資機材

59-8-3-12

: SA 範囲

(5) チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 身体サーベイ, 除染, 着衣, 汚染管理, 廃棄物管理, 環境管理)

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類を着用し活動する。

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の①から④のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 下足エリア

靴及びヘルメット等を着脱するエリア。

② 脱衣エリア

防護具類を適切な順番で脱衣するエリア。

③ サーベイエリア

防護具類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。

④ 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類の脱衣手順は以下のとおり。

- ① 下足エリアで, 靴, ヘルメット, ゴム手袋外側, E V A スーツ等を脱衣する。
- ② 脱衣エリアで, タイベック, マスク, ゴム手袋内側, 帽子, 靴下, 綿手袋を脱衣する
- ③ 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, 防護具類の脱衣の補助を行う。

c. 身体サーベイ

チェンジングエリアにおける身体サーベイ手順は以下のとおり。

- ① 脱衣後, サーベイエリアに移動する。
- ② サーベイエリアにおいて身体サーベイを受ける。
- ③ 汚染基準を満足する場合は中央制御室へ入室する。汚染基準を超える場合は, 除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても身体サーベイができるように身体サーベイの手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は身体サーベイの状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ① 身体サーベイにて汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。
- ② 汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ③ 再度汚染箇所について身体サーベイする。
- ④ 汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、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

防護具類の着衣手順は以下のとおり。

- ① 中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、ゴム手袋内側、マスク、ゴム手袋外側を着衣する。
- ② 下足エリアで、ヘルメット、靴を着用する。

放射線管理班員は、要員の作業に応じて、EVAスーツ等の着用を指示する。

f. 汚染管理

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る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 3.3-5 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。

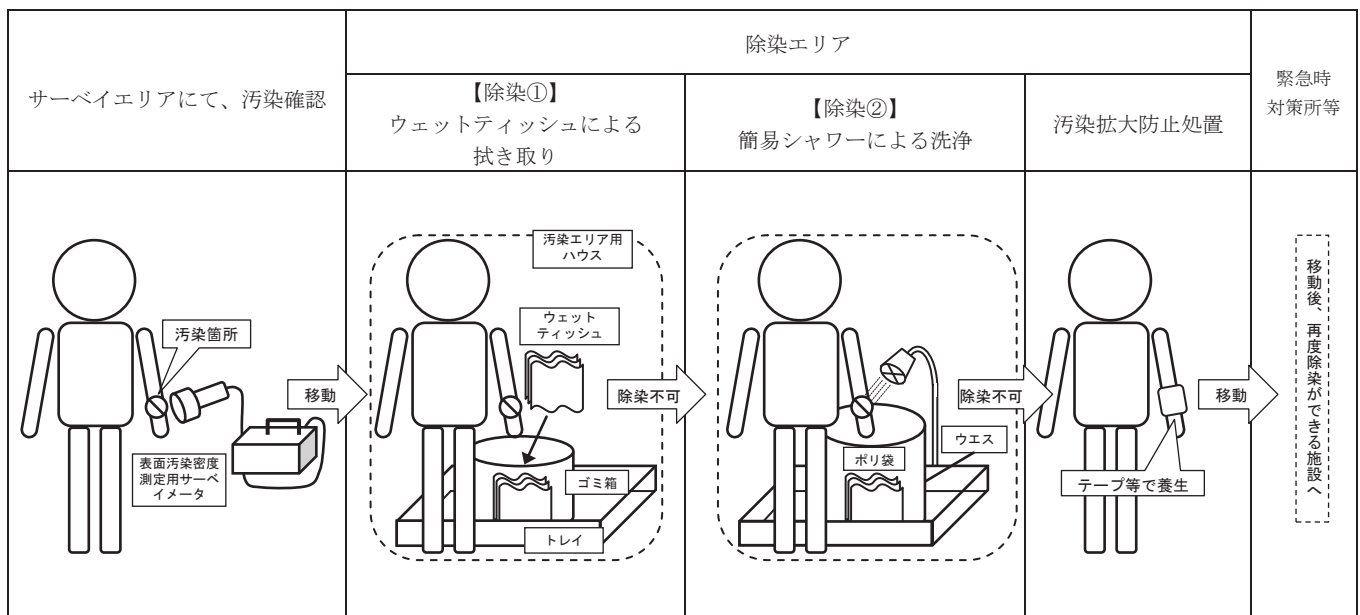


図 3.3-5 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具類については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線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率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. 環境管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

ブ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、線量率及び空气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. 可搬型空気浄化設備

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化設備を1台設置する。可搬型空気浄化設備は、汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化設備による換気ができていることの確認は、可搬型空気浄化設備の吸込口と吐出口において、吹き流し等を設置し、吹き流しの動きで空気の流れがあることを目視する等により確認する。可搬型空気浄化設備は、脱衣エリア等を換気できる風量とし、仕様等を図 3.3-6 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。

従って、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化設備についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化設備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、可搬型空気浄化設備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。

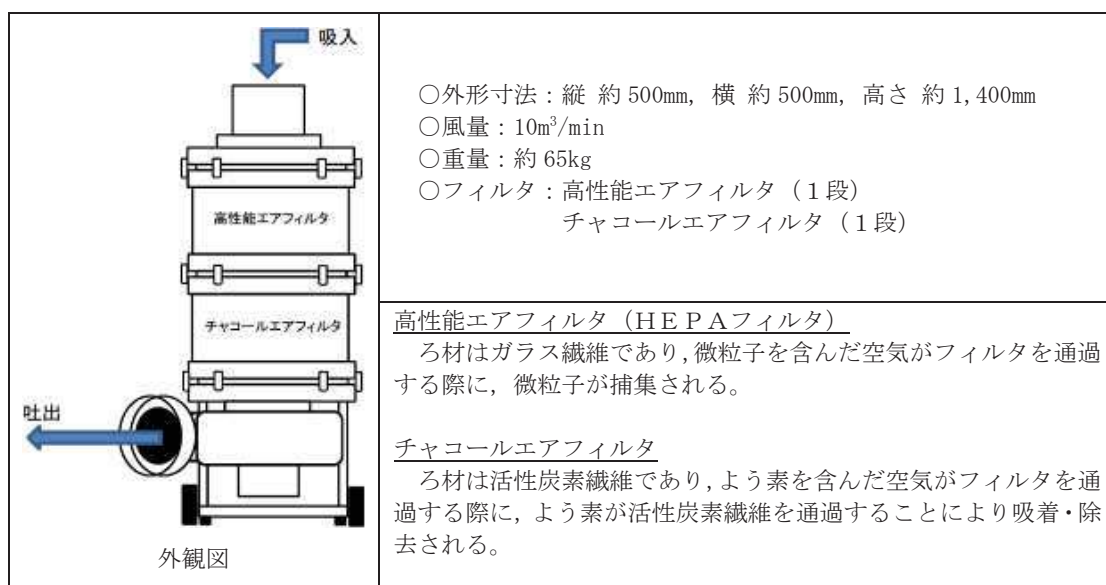


図 3.3-6 可搬型空気浄化設備の仕様等

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、下足エリア、脱衣エリアおよびサーベイエリアの境界をバリア等により区画する。チェンジングエリアの設営状況は図 3.3-7 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。

また、養生シート等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。

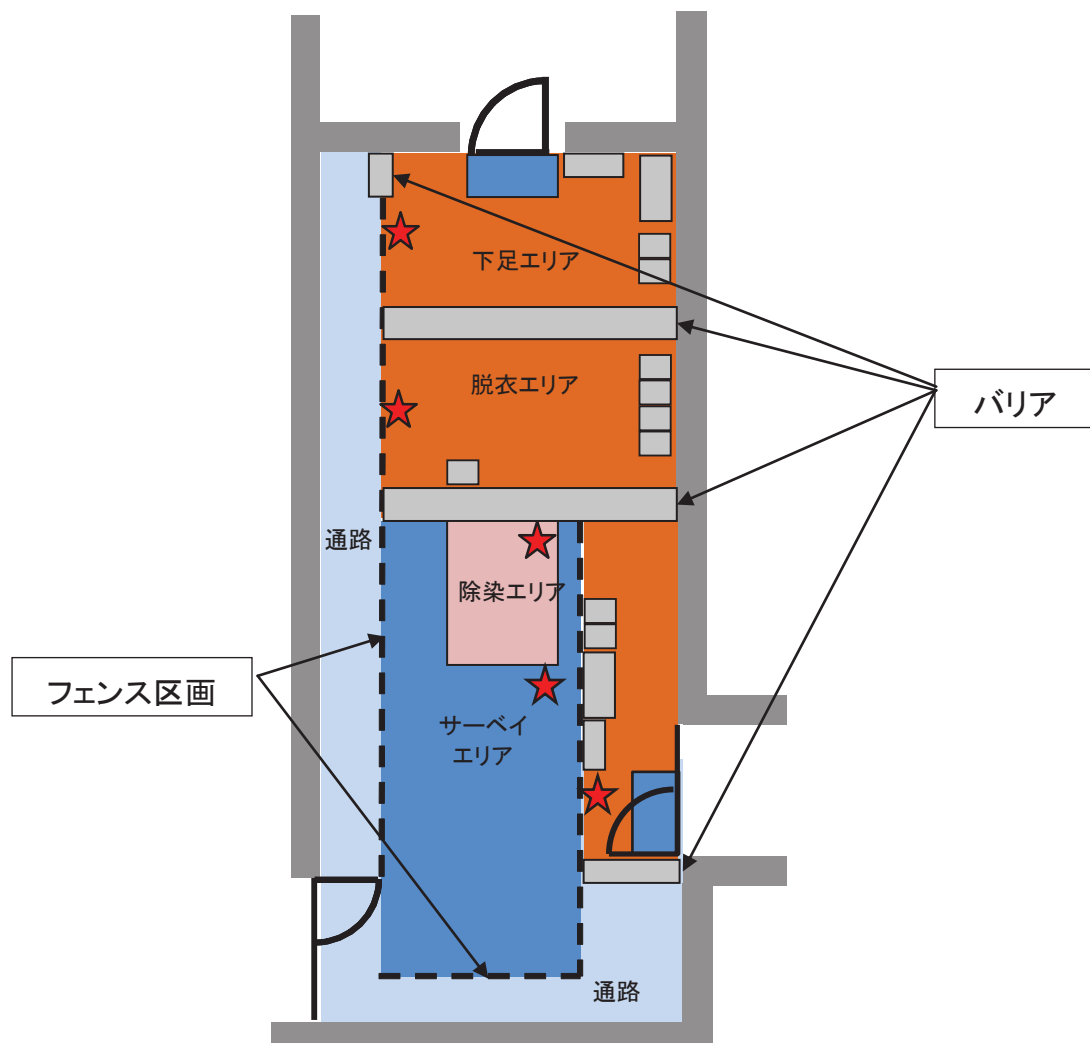


図 3.3-7 チェンジングエリア設営状況

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制御建屋内に設置し、図 3.3-8 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、可搬型空気浄化設備を 1 台設置する。可搬型空気浄化設備は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア内を循環運転することによりチェンジングエリア内の放射性物質を低減する。

図 3.3-8 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

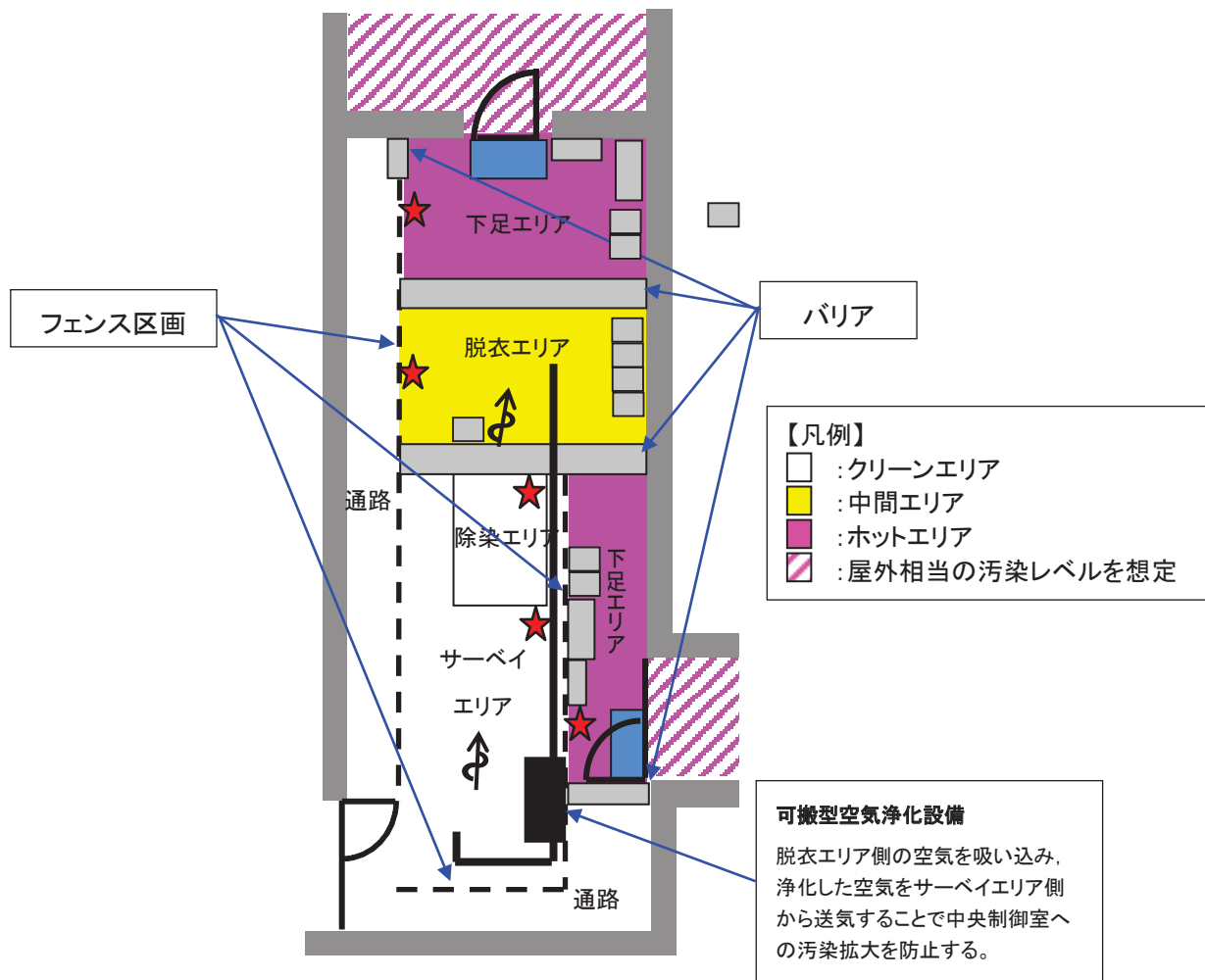


図 3.3-8 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

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は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類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、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具類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。

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-3 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 3.3-3 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 3.3-3 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O I L 4に準拠
		13,000cpm ^{※4}	原子力災害対策指針におけるO I L 4【1ヶ月後の値】に準拠

※1：計測器の仕様や校正により計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。

※2：4Bq/cm²相当。

※3：120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。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）。

(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室におけるマスクの着用の判断基準は表 3.3-4 のとおりとする。

事故直後の運転員操作の輻輳を鑑みるとマスク着用の判断に迷わないことが最優先であることから、炉心損傷の判断後に運転員の中央制御室滞在時及び現場作業を実施する場合において、全面マスク等を着用する。


表 3.3-4 マスクの着用の判断基準

判断情報	判断方法	判断主体
炉心損傷を判断した場合	格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) が使用できない場合に原子炉压力容器温度で 300℃以上を確認した場合。	中央制御室 発電課長

(9) 乾電池内蔵型照明

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乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は、脱衣、身体サーベイ、除染時に必要な照度を確保するために表 3.3-5 に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-5 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	5 台 (予備 1 台)	電源：乾電池 (単一×4) 点灯可能時間：約 11 時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。)

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2 名 1 組で 2 組を想定し、同時に 4 名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 4 名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約 15 分であり、全ての要員が汚染している場合 (局所的に汚染し、拭き取りによる除染を行う者を 3 名、広範囲に汚染し、簡易シャワーによる除染を行う者を 1 名と想定) でも約 34 分であることを確認している。

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

(11) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディー

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、可搬型代替モニタリングポストの設置（最大380分）、可搬型モニタリングポストの設置（最大90分）、代替気象観測設備の設置（210分）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）には、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型代替モニタリングポスト等の設置を行うことになる。また、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第10条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は、参集に12時間かかるとして、参集要員の放射線管理班6名が参集後、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型代替モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①（平日の勤務時間帯の場合）

		経過時間[時間]														
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
		0	6	事象発生 ▼ 要員参集 ▼ 10条 ▼												
状況把握(モニタリングポストなど)	放射線管理班		2(A)													
可搬型代替モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(A)													
可搬型モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(B)													
代替気象観測設備の設置	放射線管理班		2(C)													
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(B)													
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(C)													

・ケース②（夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合）

		経過時間[時間]																									
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	14	15	16	17	18	19	20	21	22	
		0	6	事象発生 ▼ 要員参集 ▼ 10条 ▼																							
状況把握(モニタリングポストなど)	放射線管理班		2(A)																								
可搬型代替モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(A)																								
可搬型モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(B)																								
代替気象観測設備の設置	放射線管理班		2(C)																								
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(B)																								
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(C)																								

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震，自然災害（竜巻等），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に示す起因事象（内部火災，内部溢水，地震等）と同時にもたらされる環境条件が考えられるが，いずれの場合でも中央制御室での運転操作に影響を与えることはない。

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○地震

2号炉中央制御室の制御盤付近で被災した場合，運転員は制御盤への誤接触，運転員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，中央制御室は基準地震動Ssに対し耐震性を有する制御建屋3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する。

○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する。

○溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。万が一，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，消火器にて初期消火を行うこととしているため，消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

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

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	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災 (地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内文書に定めることとしているため、中央制御室の機能は維持される。 (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ことを確認している。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内文書に定めることとしているため、内部溢水による影響がないことを確認している。 制御建屋内の蒸気配管については、溢水ガイドに基づき想定破損の除外が適応されることを確認している。 (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	地震時の誤接触等による誤操作	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」ことを社内文書に定めることとしている。
風(台風) 竜巻	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、非常用ディーゼル発電機から給電され [*] 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備えており、機能が喪失することはない。また、乾電池式の可搬型照明を備えており、機能が喪失することはない。 (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)
凍結		※非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して、外部電源喪失の有無によらず健全性が確保されることを確認している。 地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保される。 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が確保されることを確認。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。
降水		凍結(低温)：制御建屋換気空調設備により温度制御されているため、本体設備への影響はない。屋外の軽油タンクは外気温の影響を受けにくい地下式としており、凍結等が発生しない設計としている。 降水：設計基準の降水に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
積雪		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が確保されることを確認。
落雷		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が確保されることを確認。
地すべり		地すべり：女川原子力発電所には地すべり、土石流並びにがけ崩れを起こすような地形は存在しない。



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	中央制御室での運転操作に与える影響
火山	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>火山：設計基準の降下火砕物の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性が確保されることを確認。</p> <p>生物学的事象：海生生物に対して、除塵装置その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、小動物の侵入に対して、外郭となる貫通部等へシールを行うことにより健全性が確保されることを確認。</p> <p>森林火災：防火帯の内側にあるため延焼せず、熱影響を評価して健全性が確保されることを確認。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性が確保されることを確認。</p> <p>有毒ガス：設備への影響を与える事象ではないため、健全性が確保されることを確認。</p> <p>船舶の衝突：船舶の侵入に対して、カーテンウォールその他による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>電磁的障害：電磁的障害による擾乱に対して、健全性が確保されることを確認。</p>
生物学的事象		
外部火災 (森林火災)		
凍結	低温による中央制御室内設備が凍結することによる機能喪失	中央制御室換気空調系により温度制御されているため、中央制御室への影響はない。 (詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止(凍結)」に関する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換気空調系への影響	<p>外部の状況を監視カメラ等で確認し、中央制御室内の有毒ガス・降下火砕物等が流入する可能性がある場合、及び中央制御室内において有毒ガスが流入したことを煙や異臭で確認した場合は、中央制御室換気空調系を手動で事故時運転モードへ切り替えることで外気を遮断できることから、中央制御室への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】、【補足2】に示す。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気する。</p> <p>図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気空調系の系統概略図を示す。</p> <p>なお、外部火災時の有毒ガスについては、2号炉中央制御室外気取入口における濃度がIDLH(急性の毒性限界濃度(30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限度値))以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことはなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス、窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>(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(有毒ガス)」、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)</p>
外部火災 (森林火災) 有毒ガス	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	

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

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第38条、第13項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として、中央制御室換気空調設備は、隔離ダンパを閉操作することにより外気から遮断し事故時運転モードとすることができる。

設計基準事故及び重大事故が発生時において、隔離ダンパを閉操作し、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 空調設備編」に基づき、酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・ 在室人員 7名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 8,800m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
- ・ 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て、24L/minとする。
- ・ 許容酸素濃度 18%以上（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566時間外気取入を遮断したままでも、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 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故及び重大事故時）

時間	6時間	12時間	24時間	566時間
酸素濃度	20.9%	20.8%	20.8%	18.0%

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

- ・ 在室人員 7名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 8,800m³
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 1人あ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/min とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度 1.0%以下（労働安全衛生規則の許容炭酸ガス濃度 1.5%に余裕を見た数値）

なお、米国での研究レポート（U.S. Naval Medical Research Lab. Report No. 228）には、1.5%環境下に42日間滞在しても、生理学的な機能や精神運動機能の明らかな低下はないとされている。

また、消防庁が発行している通知文書「二酸化炭素消火設備の安全対策 について(通知)」(平成8年9月20日)には、2%未満において、はっきりした影響は認められないとされている。(表2参照)

表2 二酸化炭素の濃度と人体への影響
 (「二酸化炭素消火設備の安全対策について(通知)」より抜粋)

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

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3のとおりであり, 265時間外気取入を遮断したままでも, 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3 外気隔離時の二酸化炭素濃度 (設計基準事故及び重大事故時)

時間	6時間	12時間	24時間	265時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.08%	0.12%	1.00%

3.5 中央制御室待避所のデータ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ

表3.5-1 データ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ（1/10）

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の 状態確認	A P R Mレベル（平均）
	A P R M（A）レベル
	A P R M（B）レベル
	A P R M（C）レベル
	A P R M（D）レベル
	A P R M（E）レベル
	A P R M（F）レベル
	S R N M（A）対数計数率
	S R N M（B）対数計数率
	S R N M（C）対数計数率
	S R N M（D）対数計数率
	S R N M（E）対数計数率
	S R N M（F）対数計数率
	S R N M（G）対数計数率
	S R N M（H）対数計数率
	S R N M（A）計数率高高
	S R N M（B）計数率高高
	S R N M（C）計数率高高
	S R N M（D）計数率高高
	S R N M（E）計数率高高
	S R N M（F）計数率高高
	S R N M（G）計数率高高
	S R N M（H）計数率高高
	S R N M（A）線形%出力
	S R N M（B）線形%出力
	S R N M（C）線形%出力
	S R N M（D）線形%出力
	S R N M（E）線形%出力
	S R N M（F）線形%出力
	S R N M（G）線形%出力
	S R N M（H）線形%出力
全制御棒全挿入	

目 的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力(広帯域) B V
	原子炉圧力(広帯域) A
	原子炉圧力(広帯域) B
	原子炉水位(広帯域) P B V
	原子炉水位(広帯域) A
	原子炉水位(広帯域) B
	原子炉水位(燃料域) P B V
	原子炉水位(燃料域) A
	原子炉水位(燃料域) B
	P L R ポンプ (A) 入口温度
	P L R ポンプ (B) 入口温度
	S R V 開
	R H R ポンプ (A) 出口流量
	R H R ポンプ (B) 出口流量
	R H R ポンプ (C) 出口流量
	L P C S ポンプ出口流量
	H P C S ポンプ出口流量
	R C I C ポンプ出口流量
	H P A C ポンプ出口流量
	R H R ヘッドスプレイライン洗浄流量
	R H R B系格納容器冷却ライン洗浄流量
	R H R 熱交換器 (A) 冷却水入口流量
	R H R 熱交換器 (B) 冷却水入口流量
	R C W A系 系統流量
	R C W B系 系統流量

目 的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	6.9 kV母線6-2 A電圧
	6.9 kV母線6-2 B電圧
	6.9 kV母線6-E電圧
	6.9 kV母線6-2 SA 1電圧
	6.9 kV母線6-2 SA 2電圧
	6.9 kV母線6-2 SB 1電圧
	6.9 kV母線6-2 SB 2電圧
	6.9 kV母線6-2 C電圧
	6.9 kV母線6-2 D電圧
	6.9 kV母線6-2 H電圧
	D/G 2A しゃ断器投入
	D/G 2B しゃ断器投入
	HPCS D/G しゃ断機投入
	復水貯蔵タンク水位
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器胴フランジ下部温度)
	原子炉圧力容器温度 (給水ノズルN 4 B温度)
	原子炉圧力容器温度 (給水ノズルN 4 D温度)
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)
原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡下部温度)	

目 的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	ドライウェル圧力（広帯域）（最大）
	ドライウェル圧力
	圧力抑制室圧力（最大）
	圧力抑制室圧力
	R P Vベローシール部周辺温度（最大）
	圧力抑制室水位（B V）
	圧力抑制室水位 A
	圧力抑制室水位 B
	圧力抑制室内空気温度 A
	圧力抑制室内空気温度 B
	圧力抑制室内空気温度 C
	圧力抑制室内空気温度 D
	サブプレッションプール水温（最大）
	サブプレッションプール水温度（11°）
	サブプレッションプール水温度（34°）
	サブプレッションプール水温度（56°）
	サブプレッションプール水温度（79°）
	サブプレッションプール水温度（101°）
	サブプレッションプール水温度（124°）
	サブプレッションプール水温度（146°）
サブプレッションプール水温度（169°）	

目 的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	サブプレッションプール水温度 (191°)
	サブプレッションプール水温度 (214°)
	サブプレッションプール水温度 (236°)
	サブプレッションプール水温度 (259°)
	サブプレッションプール水温度 (281°)
	サブプレッションプール水温度 (304°)
	サブプレッションプール水温度 (326°)
	サブプレッションプール水温度 (349°)
	CAMS水素濃度A (0~30%)
	CAMS水素濃度B (0~30%)
	CAMS水素濃度A (0~100%)
	CAMS水素濃度B (0~100%)
	格納容器内水素濃度A (D/W)
	格納容器内水素濃度A (S/C)
	格納容器内水素濃度B (D/W)
	格納容器内水素濃度B (S/C)
	CAMS酸素濃度A
	CAMS酸素濃度B
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)
	D/W放射線モニタA
	D/W放射線モニタB
	S/C放射線モニタA
	S/C放射線モニタB
	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁開
	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁開
	RHRポンプ (A) 出口圧力
	RHRポンプ (B) 出口圧力
	RHRポンプ (C) 出口圧力
	HPCSポンプ出口圧力
	LPCSポンプ出口圧力
	RCCポンプ出口圧力
	RCCポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
HPACポンプ出口圧力	
HPACタービン入口蒸気圧力	

目 的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	ドライウエル雰囲気温度（ドライウエルフランジ部（0℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ドライウエルフランジ部（180℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（SRV搬出入口上部周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（所員用エアロック上部周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（電気ペネ部（45℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（電気ペネ部（225℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（315℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（135℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（90℃）周辺温度）
	ドライウエル雰囲気温度（ペDESTAL内（270℃）周辺温度）
	復水移送ポンプ出口圧力
	ドライウエル水位A（2cm）
	ドライウエル水位B（2cm）
	ドライウエル水位A（23cm）
	ドライウエル水位B（23cm）
	ドライウエル水位A（44cm）
	ドライウエル水位B（44cm）
	原子炉格納容器下部水位A（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位B（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位A（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位A（2.8m）
	原子炉格納容器下部水位B（2.8m）
	原子炉格納容器下部注水流量
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（A）
原子炉格納容器代替スプレイ流量（B）	

目 的	対象パラメータ
放射能隔離の 状態確認	スタック放射線モニタ (I C) A
	スタック放射線モニタ (I C) B
	スタック放射線モニタ (S C I N) A
	スタック放射線モニタ (S C I N) B
	主蒸気管放射能高高 A 1
	主蒸気管放射能高高 A 2
	主蒸気管放射能高高 B 1
	主蒸気管放射能高高 B 2
	P C I S 内側隔離
	P C I S 外側隔離
	M S I V (第 1) 全弁開
	主蒸気第 1 隔離弁 (A) 開
	主蒸気第 1 隔離弁 (B) 開
	主蒸気第 1 隔離弁 (C) 開
	主蒸気第 1 隔離弁 (D) 開
	M S I V (第 2) 全弁開
	主蒸気第 2 隔離弁 (A) 開
	主蒸気第 2 隔離弁 (B) 開
	主蒸気第 2 隔離弁 (C) 開
	主蒸気第 2 隔離弁 (D) 開
環境の情報確 認	S G T S A 系動作
	S G T S B 系動作
	S G T S 放射線モニタ (I C) A
	S G T S 放射線モニタ (I C) B
	放水口モニタ (2 号機) モニタリングポスト I C 線量率 H 1

目的	対象パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストIC線量率H2
	モニタリングポストIC線量率H3
	モニタリングポストIC線量率H4
	モニタリングポストIC線量率H5
	モニタリングポストIC線量率H6
	モニタリングポストNaI線量率L1
	モニタリングポストNaI線量率L2
	モニタリングポストNaI線量率L3
	モニタリングポストNaI線量率L4
	モニタリングポストNaI線量率L5
	モニタリングポストNaI線量率L6
	風向（観測鉄塔）
	風向（露場観測）
	風速（観測鉄塔）
	風速（露場観測）
	大気安定度
非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等	ADS A系作動
	ADS B系作動
	RICタービン止め弁開
	LPCSポンプ 運転中
	HPCSポンプ 運転中
	RHRポンプ（A） 運転中
	RHRポンプ（B） 運転中
	RHRポンプ（C） 運転中
	RHR A系LPCI注入隔離弁開
	RHR B系LPCI注入隔離弁開
	RHR C系LPCI注入隔離弁開
	総給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+7,010mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,810mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+5,000mm）]

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+4,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+3,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+2,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+1,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-1,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-2,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-3,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-4,000mm）]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度（プール底部付近）]
	使用済燃料プールの状態確認
使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式） [使用済燃料プール上部温度]	
使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式） [使用済燃料プール下部温度]	
燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）	
燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）	

目的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度 (0～30%)
	フィルタ装置出口水素濃度 (0～100%)
	フィルタ装置水位 (A) (広帯域)
	フィルタ装置水位 (B) (広帯域)
	フィルタ装置水位 (C) (広帯域)
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)
	フィルタ装置水温度 (A)
	フィルタ装置水温度 (B)
	フィルタ装置水温度 (C)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度 (原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度A)
	原子炉建屋内水素濃度 (原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度B)
	原子炉建屋内水素濃度 (バルブラッピング室)
	原子炉建屋内水素濃度 (所員用エアロック前室)
	原子炉建屋内水素濃度 (CRD補修室)
	原子炉建屋内水素濃度 (計装ベネトレーション室)
	原子炉建屋内水素濃度 (トールス室)
	静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 1 動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 8 動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置用入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 12 動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置 19 動作監視装置出口温度

3.6 中央制御室の共用取止めに伴う中央制御室居住性への影響について

1. はじめに

女川原子力発電所 2 号炉中央制御室については、申請時の計画において、隣接する 1 号炉と共用する設計としていたが、その後、中央制御室の共用を取り止め、1,2 号炉中央制御室間に、扉を有する分離壁を設置することとした旨、平成 30 年 4 月の審査会合において説明している。

上記、中央制御室の共用取止めに伴い、2 号炉中央制御室居住性に関して変更となる箇所と、その影響等について、以下に示す。

2. 中央制御室の共用取止めに伴い変更となる事項

中央制御室の共用取止めに伴い、2 号炉中央制御室居住性に関して変更となる箇所は以下のとおり。また、中央制御室の共用取止めの概要を図 3.6-1 に示す。

- ・ 1,2 号炉中央制御室間への分離壁，扉の設置
- ・ 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数の変更
- ・ 中央制御室換気空調系バウンダリの縮小（14,000m³⇒8,900m³）
- ・ 被ばく評価上考慮する中央制御室遮蔽位置の変更



図 3.6-1 中央制御室共用取止めの概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 分離壁及び扉の運用等について

(1) 分離壁及び扉の機能

1, 2 号炉中央制御室間に設置する分離壁及び扉は、中央制御室遮蔽として、基準地震動 S_s による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とするほか、厚さ 400mm以上の普通コンクリートと同等以上の遮蔽性を有する設計とする。また、扉は、機器の搬出入時及び人の通行（緊急時）を可能とするため、機器搬入扉とマンドアの 2 種類の扉を設置し、内部溢水、内部火災、有毒ガス及び被ばく評価の観点から、水密性（4m水頭）、耐火性（3 時間）、気密性及び遮蔽性（厚さ 400mmの普通コンクリートと同等以上）を有する設計とする。なお、扉の開閉状態については、中央制御室の運転員にて表示等により認知可能な設計とする。

(2) 扉の運用

扉は、内部溢水、内部火災、有毒ガス及び被ばく評価の観点から、事象発生時には閉止要求があるため、事象発生時の開操作は行わない運用とする。通常時においては、機器の搬出入及び人の通行（緊急時）に使用する。

4. 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数の変更について

中央制御室の共用取止めに伴い、プルーム通過時において 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数を 1, 2 号炉運転員の合計 10 名から、2 号炉運転員の 7 名へ変更し、1 号炉運転員 4 名は、緊急時対策所に待避する運用へ変更する。（表 3. 6-1 参照）変更の経緯を以下に示す。

なお、2 号炉中央制御室待避所の設計は、従来のまま 12 名が収容可能な設計とすることで、設計上の影響はない。

(1) 変更前（中央制御室共用）

変更前（中央制御室共用）においては、1 名の発電課長のもと、1, 2 号炉それぞれの運転員が監視又は操作を行う体制としており、プルーム通過時には、1, 2 号炉運転員が 2 号炉中央制御室待避所へ待避することとしていた。

(2) 変更後（中央制御室共用取止め）

中央制御室の共用取止めに伴い、中央制御室を物理的に分離することとしたこと、また発電課長を各号炉に 1 名配置することで、指揮系統としても号炉ごとに独立させることとしたことから、プルーム通過時には、1 号炉運転員は、3 号炉運転員と同様に、緊急時対策所に待避することとした。なお、緊急時対策所に待避することは、被ばくの観点からも優位性がある。

表 3.6-1 プルーフ通過時における 1, 2 号炉運転員^{※1}の待避先

	変更前 (共用)		変更後 (共用取止め)	
	待避先 (カッコ内は人数)		待避先 (カッコ内は人数)	
	1号炉運転員	2号炉運転員	1号炉運転員	2号炉運転員
発電課長 ^{※2}	2号炉中央制御室待避所(1)		緊急時対策所(1)	2号炉中央制御室待避所(1)
発電副長	2号炉中央制御室待避所(1)	2号炉中央制御室待避所(1)	緊急時対策所(1)	2号炉中央制御室待避所(1)
運転員	2号炉中央制御室待避所(2)	2号炉中央制御室待避所(5)	緊急時対策所(2)	2号炉中央制御室待避所(5)

※1 運転員の人数は1号炉停止時、2号炉運転時の人数を示す。

※2 当初1, 2号炉合わせて1名配置していたが、共用取止めに伴い、1, 2号炉それぞれに配置する。

5. 空調バウンダリの縮小及び中央制御室遮蔽位置の変更について

図 3.6-1 に示すとおり、中央制御室換気空調系バウンダリの縮小及び被ばく評価上考慮する中央制御室遮蔽位置が変更となる。これについては、中央制御室居住性に係る被ばく評価の評価条件を変更のうえ再評価を実施し、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。

評価の詳細については「女川原子力発電所2号炉 原子炉制御室について 別添2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」及び「重大事故等対処設備について (補足説明資料) 59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に示す。

3.7 2号炉重大事故等時の1,3号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

女川2号炉重大事故等時の他号炉の対応において、2号炉におけるベント実施の際は、プルームによる屋外環境の悪化等が懸念されるため、1号炉及び3号炉運転員は緊急時対策所へ一旦待避することとしている。それら対応について以下にまとめた。図3.7-1に女川原子力発電所2号炉中央制御室と他号炉中央制御室の配置図を示す。



図 3.7-1 女川原子力発電所 1～3 号炉中央制御室配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1. 1号炉及び3号炉の対応と要員

1号炉及び3号炉の運転員は、女川2号炉において重大事故等が発生した場合、必要に応じて各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施する。具体的には、燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや崩壊熱による燃料プール水の蒸発に伴う水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。

これらの対応は、時間的余裕がある中で実施されることから、2号炉におけるベント実施の際は、1号炉及び3号炉運転員は緊急時対策所へ一旦待避し、プルームの影響が少なくなったことを確認した上で各中央制御室に戻り、監視及び必要な対応を再開する。

【参考】1, 3号炉の使用済燃料プールの水位変動評価について

1. 申請前号炉の使用済燃料プールの水位変動評価について

参考表1 申請前号炉の必要な水量

	1号炉	3号炉
	停止中 ^{※1}	停止中 ^{※1}
	SFP	SFP
炉心燃料	全燃料取り出し	全燃料取り出し
原子炉圧力容器／プールゲート状態 ^{※2}	プールゲート閉	プールゲート閉
水位	通常運転水位 (オーバーフロー水位)	通常運転水位 (オーバーフロー水位)
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏えい＋全交流動力電源喪失	スロッシングによる漏えい＋全交流動力電源喪失
事象初期に喪失を想定する水量 [m ³] ^{※3}	41	41
65℃到達までの時間 [h]	127	161
100℃到達までの時間 [h]	301 (約 12 日)	382 (約 15 日)
必要な注水量① [m ³ @168h] ^{※4}	不要	不要
必要な注水量② [m ³ @168h] ^{※4}	41	41
通常運転水位 (オーバーフロー水位) から必要な遮蔽水位 ^{※5} までの水位差 [m]	1.3	1.3
事故発生から必要な遮蔽水位まで水位が低下する時間 [h]	659 (約 27 日)	877 (約 36 日)
事故発生から TAF 到達までの時間 [h]	2033 (約 84 日)	2855 (約 118 日)

※1 1号炉及び3号炉については、平成29年4月1日時点の崩壊熱により評価。2号炉については、燃料交換等を考慮した燃料取出スキームにより崩壊熱を算出し評価。

※2 保有水量を厳しく評価するために「プールゲート閉」を想定する。

※3 1号炉及び3号炉は、2号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定（1号炉の燃料プールは2号炉に比べて保有水量やプール表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる。また、3号炉の燃料プールは保有水量やプール表面積が2号炉と同程度であり、溢水量は2号炉と同程度と考えられる）。2号炉はサイフォン現象による漏えい量を想定。

※4 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後の水位維持に必要な注水量。

※5 2号炉の燃料プールの必要な遮蔽水位については、燃料有効長頂部より約6.1m以上水位を有していれば、燃料取替床高さの線量率が緊急時作業被ばく限度（100mSv）から十分余裕のある10mSv/h未満となるため、通常水位からの許容水位低下量は約1.3mとする。必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、原子炉建屋最上階での操作時間から設定している。原子炉建屋最上階での運転員及び重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作時間は3.5時間（保管場所と原子炉建屋最上階の移動時間を含む）以内であることを考慮すると、被ばく量は最大でも35mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。なお、1号炉及び3号炉の燃料プールの必要な遮蔽水位については、保守的に2号炉の評価結果を採用。（2号炉の必要な遮蔽水位の評価は、使用済制御棒ハンガ及びラックに使用済制御棒が全て満たされた状態及び燃料貯蔵ラックに燃料が全て満たされた状態を設定していることなどから、1号及び3号炉の許容水位低下量は2号炉よりも大きくなると考えられる。）

59-9

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

59-9-i

1. 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価	26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価	26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内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（経路①）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出され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（経路②）	26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）	26 条-別添 2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）	26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ	26 条-別添 2-1-5

2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-9-2-1
2.1 評価事象	59-9-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-9-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-9-2-3
2.4 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	59-9-2-4
2.4.1 中央制御室内での被ばく	59-9-2-5
2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	59-9-2-5
2.4.1.2 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）	59-9-2-5
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）	59-9-2-5
2.4.1.4 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）	59-9-2-5

2.4.2 入退域時の被ばく	59-9-2-6
2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）	59-9-2-6
2.4.2.2 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）	59-9-2-6
2.4.2.3 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）	59-9-2-6
2.4.2.4 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）	59-9-2-6
2.5 評価結果のまとめ	59-9-2-7

添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 運転員の交替について	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 内規 ^{*1} との整合性について	26 条-別添 2-添 1-4-1

添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-9-添 2-1-1
2-1 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	59-9-添 2-1-1
2-2 事象選定の考え方について	59-9-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の放出割合について	59-9-添 2-3-1
2-4 放射性物質の大気放出過程について	59-9-添 2-4-1
2-5 原子炉格納容器への無機よう素の沈着効果について	59-9-添 2-5-1
2-6 原子炉建屋の負圧達成時間について	59-9-添 2-6-1
2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について	59-9-添 2-7-1
2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	59-9-添 2-8-1
2-9 地表面への沈着速度の設定について	59-9-添 2-9-1
2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	59-9-添 2-10-1
2-11 有機よう素の乾性沈着速度について	59-9-添 2-11-1
2-12 マスクによる防護係数について	59-9-添 2-12-1
2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について	59-9-添 2-13-1

2-14	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・・・・・・・・・・・・・・・・	59-9-添 2-14-1
2-15	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・・・・・・・・・・・・・・・・	59-9-添 2-15-1
2-16	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・・・・・・・・・・・・・・・・	59-9-添 2-16-1
2-17	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・・・・・・・・	59-9-添 2-17-1
2-18	原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質 からのガンマ線による被ばくの評価方法について・・・・	59-9-添 2-18-1
2-19	原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出 力とした場合の影響について・・・・・・・・	59-9-添 2-19-1
2-20	格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について・・	59-9-添 2-20-1
2-21	格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる 影響について・・・・・・・・・・・・・・・・	59-9-添 2-21-1
2-22	格納容器漏えい率の設定について・・・・・・・・	59-9-添 2-22-1
2-23	制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの 影響について・・・・・・・・・・・・・・・・	59-9-添 2-23-1
2-24	審査ガイド ^{※2} への適合状況・・・・・・・・	59-9-添 2-24-1

(※1) 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)

(※2) 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

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

評価の結果、7日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約67mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約66mSvとなった。なお、この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

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。

2.1 評価事象

女川原子力発電所2号炉においては、「想定する格納容器破損モードのうち、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」である「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに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代替循環冷却系を整備している。しかしながら、被ばく評価においては、中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から、代替循環冷却系を使用した場合のみならず、前述の「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失したシーケンス」において、原子炉格納容器フィルタベント系を経由した格納容器ベントを実施した場合も想定する。

2.2 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、原子炉格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への流入量および格納容器から原子炉建屋への漏えい量を MAAP 解析および 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、無機よう素および有機よう素については、大気中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）
（代替循環冷却系によ事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)
		原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.8×10^{13}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.8×10^{13}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.4×10^{12}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.9×10^{12}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.9×10^{11}

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

核種グループ	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
	原子炉格納容器フィルタベント系を 経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 4.3×10^{18}	約 1.1×10^{17}
よう素類	約 3.0×10^{15}	約 3.4×10^{15}
Cs 類	約 8.2×10^8	約 2.6×10^{13}
Te 類	約 5.4×10^8	約 2.7×10^{13}
Ba 類	約 5.3×10^8	約 2.9×10^{13}
Ru 類	約 1.1×10^8	約 4.2×10^{12}
Ce 類	約 6.3×10^7	約 2.8×10^{12}
La 類	約 1.7×10^7	約 7.5×10^{11}

2.3 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、女川原子力発電所敷地内において観測した 2012 年 1 月～2012 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]
原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブロー アウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	SE	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

2.4 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（5直3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、本評価においては、1直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

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、被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図3に示す。

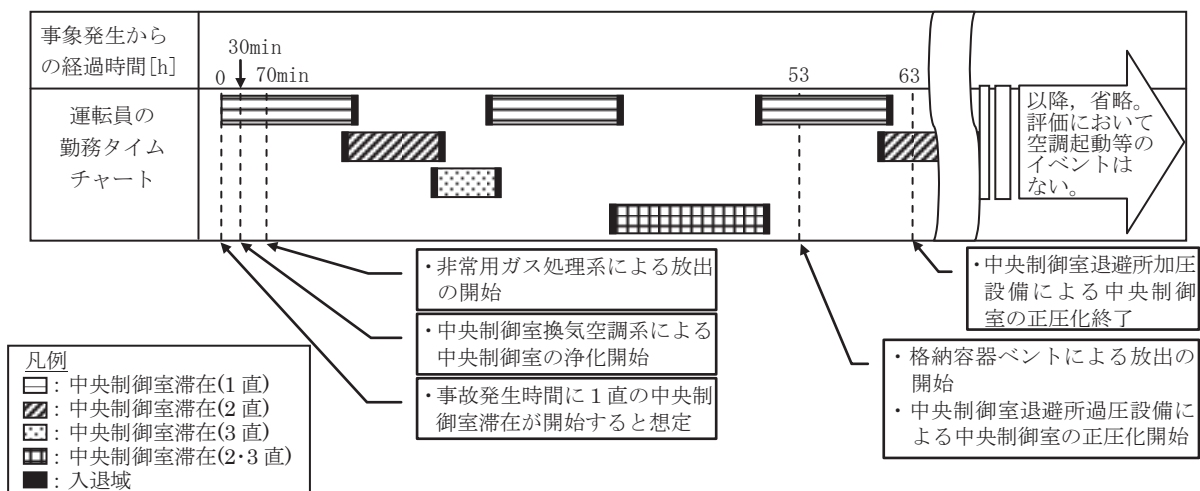
表4 直交替サイクル

勤務	勤務時間	
1直	21時30分～9時00分	11時間30分
2直	8時40分～16時50分	8時間10分
3直	16時30分～21時50分	5時間20分
2・3直	8時40分～21時50分	13時間10分

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	滞在時間	入退域回数
A班	2	23	3	/	1	1	休	49:40	10回
B班	3	/	1	1	休	休	2	36:30	8回
C班	日勤							0:00	0回
D班	1	1	休	休	2	23	3	49:40	10回
E班	休	休	2	23	3	/	1	38:10	8回

※ 1：1直， 2：2直， 3：3直， 23：2・3直，
休：休日， 日勤：事務所勤務日



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

2.4.1 中央制御室内での被ばく

2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋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、原子炉建屋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、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置は、原子炉建屋内に設置しているため、原子炉建屋の躯体により遮蔽されるため影響はない。

原子炉建屋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。

2.4.1.2 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、大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

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）

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屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

2.4.1.4 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、格納容器ベントの際には運転員は図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）事故時運転モード（少量外気取入）：中央制御室換気空調系

中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）は、通常開いている外気取り入れダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減し、フィルタを通した外気を少量取入れる運転モードで、具体的な系統構成は図3に示すとおりである。

中央制御室内の放射性物質濃度は事故時運転モード（少量外気取入）で評価している。

なお、中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）への切り

換え時間については、運転操作や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 30 分を起動遅れ時間として考慮した。

(2) 中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧

中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（以下、「加圧設備」という。）により正圧を維持することで、外気の流入を防止する効果を考慮した。

(3) 中央制御室への外気の直接流入率

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、保守的に換気率換算で 1.0 回/h を仮定して評価した。

2.4.2 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、周辺監視区域境界から制御建屋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。代表評価点は出入管理所と制御建屋出入口の 2 箇所とし、入退域ごとに各々の評価点に 7 分間及び 5 分間滞在するとして評価した。なお、原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの影響についても、上記と同様の評価点及び滞在時間として評価した。

2.4.2.1 原子炉建屋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屋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「2.4.1.1 原子炉建屋内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。

また、原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.2 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「2.4.1.2 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。

2.4.2.3 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「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）」と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.4 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。

2.5 評価結果のまとめ

代替循環冷却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代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 67mSv、格納容器ベントを実施した場合で最大約 66mSv となった。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

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
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 8.7※4	<small>23直</small> 約 5.2	<small>3直</small> 約 3.0	-	<small>1直</small> 約 3.1	<small>1直</small> 約 2.8	-	約 23
B班	<small>3直</small> 約 7.5※4	-	<small>1直</small> 約 4.0	<small>1直</small> 約 3.5	-	-	<small>2直</small> 約 2.2	約 17
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 55 ※4	<small>1直</small> 約 5.3	-	-	<small>2直</small> 約 2.6	<small>23直</small> 約 3.0	<small>3直</small> 約 1.2※5	約 67
E班	-	-	<small>2直</small> 約 3.4	<small>23直</small> 約 3.6	<small>3直</small> 約 2.3	-	<small>1直</small> 約 3.3※5	約 13

- ※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。6時間当たり1時間外すものとして評価
- ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※4 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
- ※5 本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目3直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班 (本評価では7日目1直の班と同じ班を想定) が入域を終了した時点で評価期間終了 (事象発生から168時間後) となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目3直の被ばく線量は、7日目3直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、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
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 9.7※3	<small>23直</small> 約 7.3	<small>3直</small> 約 3.9	-	<small>1直</small> 約 5.0	<small>1直</small> 約 4.6	-	約 31
B班	<small>3直</small> 約 8.3※3	-	<small>1直</small> 約 6.0	<small>1直</small> 約 5.4	-	-	<small>2直</small> 約 3.4	約 23
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 640 ※3	<small>1直</small> 約 7.0	-	-	<small>2直</small> 約 4.0	<small>23直</small> 約 4.9	<small>3直</small> 約 1.9※4	約 660
E班	-	-	<small>2直</small> 約 4.8	<small>23直</small> 約 5.8	<small>3直</small> 約 3.1	-	<small>1直</small> 約 5.0※4	約 19

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※3 入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮
- ※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、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 (表 6-1-1 の※5を参照)

表 6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 8.7※4	<small>23直</small> 約 5.3	<small>3直</small> 約 3.1	-	<small>1直</small> 約 2.9	<small>1直</small> 約 2.5	-	約 23
B班	<small>3直</small> 約 7.5※4	-	<small>1直</small> 約 17	<small>1直</small> 約 3.4	-	-	<small>2直</small> 約 2.0	約 29
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 55 ※4	<small>1直</small> 約 5.4	-	-	<small>2直</small> 約 2.5	<small>23直</small> 約 2.6	<small>3直</small> 約 1.1※4	約 66
E班	-	-	<small>2直</small> 約 3.3	<small>23直</small> 約 3.4	<small>3直</small> 約 2.2	-	<small>1直</small> 約 3.0※4	約 12

- ※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。6時間当たり1時間外すものとして評価
- ※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※4 中央制御室内及び入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮。中央制御室内は6時間当たり18分間外すものとして評価
- ※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、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 (表 6-1-1 の※5を参照)

表 6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<small>2直</small> 約 9.7※3	<small>23直</small> 約 7.9	<small>3直</small> 約 3.9	-	<small>1直</small> 約 3.7	<small>1直</small> 約 3.0	-	約 28
B班	<small>3直</small> 約 8.3※3	-	<small>1直</small> 約 20	<small>1直</small> 約 4.9	-	-	<small>2直</small> 約 2.1	約 35
C班	-	-	-	-	-	-	-	0
D班	<small>1直</small> 約 640 ※3	<small>1直</small> 約 7.2	-	-	<small>2直</small> 約 2.9	<small>23直</small> 約 3.0	<small>3直</small> 約 1.2※4	約 660
E班	-	-	<small>2直</small> 約 4.5	<small>23直</small> 約 4.7	<small>3直</small> 約 2.4	-	<small>1直</small> 約 3.2※4	約 15

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※3 入退域時において事故後1日目のみマスク (PF=1,000) の着用を考慮
- ※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目3直の被ばく線量は、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 (表 6-1-1 の※5を参照)

表 7-1-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 4.2×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 1.1×10^1
	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 3.9×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.3×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.7×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 1.5×10^{-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 2.5×10^{-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 9.6×10^0
	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^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 67

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-1-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 4.2×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 1.1×10^1
	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 6.3×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.3×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.5×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 1.5×10^{-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 2.5×10^{-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 9.6×10^0
	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^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 660

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-2-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 4.2×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 1.1×10^1
	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 3.8×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.2×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.6×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 1.7×10^{-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 9.7×10^0
	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 6.4×10^{-3}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 66

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-2-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 4.2×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 1.1×10^1
	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 6.3×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.2×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.5×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 1.7×10^{-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 9.7×10^0
	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 6.4×10^{-3}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 660

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-1-1 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 3.9×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 6.9×10^0
	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 3.7×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.2×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 5.5×10^{-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 4.0×10^{-3}
	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 3.1×10^0
	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 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 55

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-1-2 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位 : mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 3.9×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 6.9×10^0
	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 6.2×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.2×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.4×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 5.5×10^{-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 4.0×10^{-3}
	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 3.1×10^0
	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 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 640

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-2-1 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 3.9×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 6.9×10^0
	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 3.7×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 3.2×10^1) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 5.1×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 5.5×10^{-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 4.0×10^{-3}
	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 3.1×10^0
	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 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 55

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-2-2 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 3.9×10^{-2}
	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 7.2×10^0
	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 6.9×10^0
	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 6.2×10^2
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 6.2×10^2) (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.4×10^2
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 5.5×10^{-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 4.0×10^{-3}
	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 3.1×10^0
	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 5.2×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 640

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

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 時に高圧炉心スプレイ系及び 低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失
	炉心熱出力	2,436MWt
	原子炉運転時間	1 サイクル：10,000h（約 416 日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h
	取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 2 サイクル：0.229 3 サイクル：0.229 4 サイクル：0.229 5 サイクル：0.084
大気拡散	気象資料	女川原子力発電所における1年間の気象データ (2012年1月～2012年12月) (地上約10m, 地上約71m)
	実効放出継続時間	全放出源：1時間
	建屋巻き込み	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 考慮する 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 考慮する 【排気筒】 巻き込みの影響はないため考慮しない
	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	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 地上36m 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 地上0m 【排気筒】 地上80m ^{※1}
	着目方位	中央制御室 滞在時
入退域時		【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4方位 制御建屋出入口：6方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4方位 制御建屋出入口：6方位 【排気筒】 出入管理所：1方位 制御建屋出入口：1方位

※1 排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用

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
原子炉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）
原子炉格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	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 :1.0Pd で 0.9%/日 1~1.5Pd :1.5Pd で 1.1%/日 1.5~2Pd :2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に 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%
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮
原子炉格納容器の 漏えい孔における捕集効果	未考慮
原子炉格納容器内での 有機よう素の除去効果	未考慮
原子炉格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・サブプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	9.0×10^{-4} [1/s]（上限 DF=200）
サブプレッションチェンバのプール水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
原子炉格納容器から 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 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.0×10^{-6} Te 類：約 2.0×10^{-7} Ba 類：約 8.1×10^{-8} Ru 類：約 1.0×10^{-8} La 類：約 8.1×10^{-10} Ce 類：約 2.0×10^{-9}

原子炉格納容器外への放出

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
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器から 原子炉建屋への流入割合	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 2.7×10^{-2} よう素類：約 1.0×10^{-3} Cs類：約 3.1×10^{-5} Te類：約 6.3×10^{-6} Ba類：約 2.5×10^{-6} Ru類：約 3.1×10^{-7} La類：約 2.5×10^{-8} Ce類：約 6.3×10^{-8}
		代替循環冷却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 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs類：約 3.6×10^{-5} Te類：約 7.2×10^{-6} Ba類：約 2.9×10^{-6} Ru類：約 3.6×10^{-7} La類：約 2.9×10^{-8} Ce類：約 7.2×10^{-8}
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 53 時間後
	原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：500 有機よう素：50
	原子炉建屋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
	非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h
	原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から 70 分後
	原子炉建屋の換気率	・事故発生から 70 分後～168 時間後： 0.5[回/日]で屋外に放出 （非常用ガス処理系による放出） ・上記以外の期間： 無限大[回/日]（原子炉建屋からの漏えい）
	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	主要条件
運転員の被ばく評価	<p>中央制御室換気空調系再循環送風機及び再循環フィルタ装置 （風量、フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）</p> <p>【風量】 事故発生から0～0.5時間後：0m³/h 事故発生から0.5～168時間後：8,000m³/h （外気取込500m³/hを含む）</p> <p>【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：90%</p> <p>【高性能エアフィルタ除去効率】 希ガス、無機よう素、有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9%</p> <p>【起動遅れ時間】 0.5時間</p>
	<p>中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率</p> <p style="text-align: center;">1.0回/h</p>
	<p>中央制御室待避所加圧設備の空気供給量</p> <p>事故発生から0～53時間後：0m³/h 事故発生から53～63時間後：30m³/h^{*1} 事故発生から63～168時間後：0m³/h</p>
	<p>マスク防護係数</p> <p style="text-align: center;">入退域時：50（1日目のみ1,000） 中央制御室滞在時：50（1日目のみ1,000）</p>
	<p>ヨウ素剤の服用</p> <p style="text-align: center;">未考慮</p>
	<p>交代要員体制の考慮</p> <p style="text-align: center;">考慮する</p>
	<p>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</p> <p>【原子炉建屋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</p> <p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2Rコード</p>
	<p>地表面への沈着速度</p> <p>エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10⁻³cm/s 希ガス：沈着なし</p>
	<p>評価期間</p> <p style="text-align: center;">7日間</p>

※1 代替循環冷却系により事象収束する場合は加圧設備の効果を考慮しない

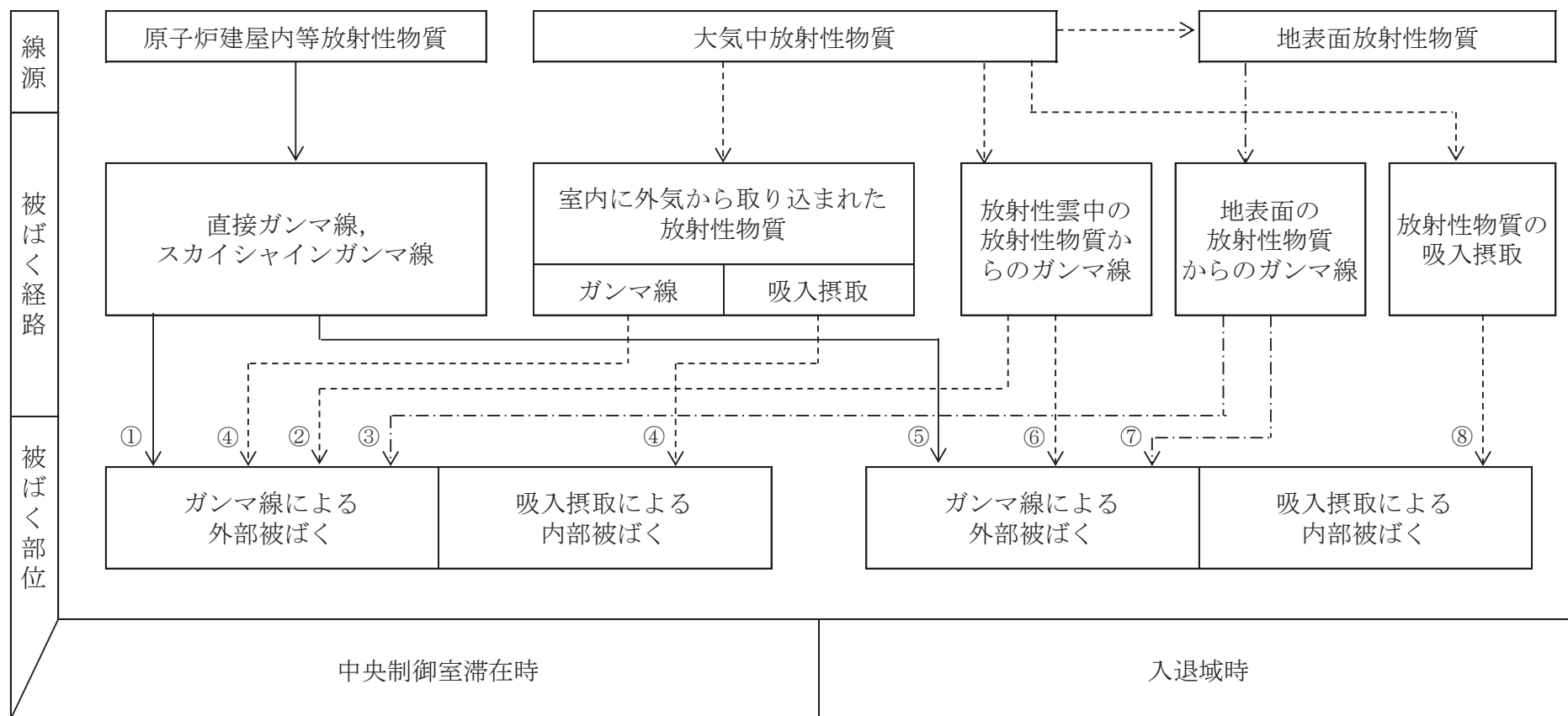


図1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

中央制御室内	①原子炉建屋内等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（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	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（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	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	⑤原子炉建屋内等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（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	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（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	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）

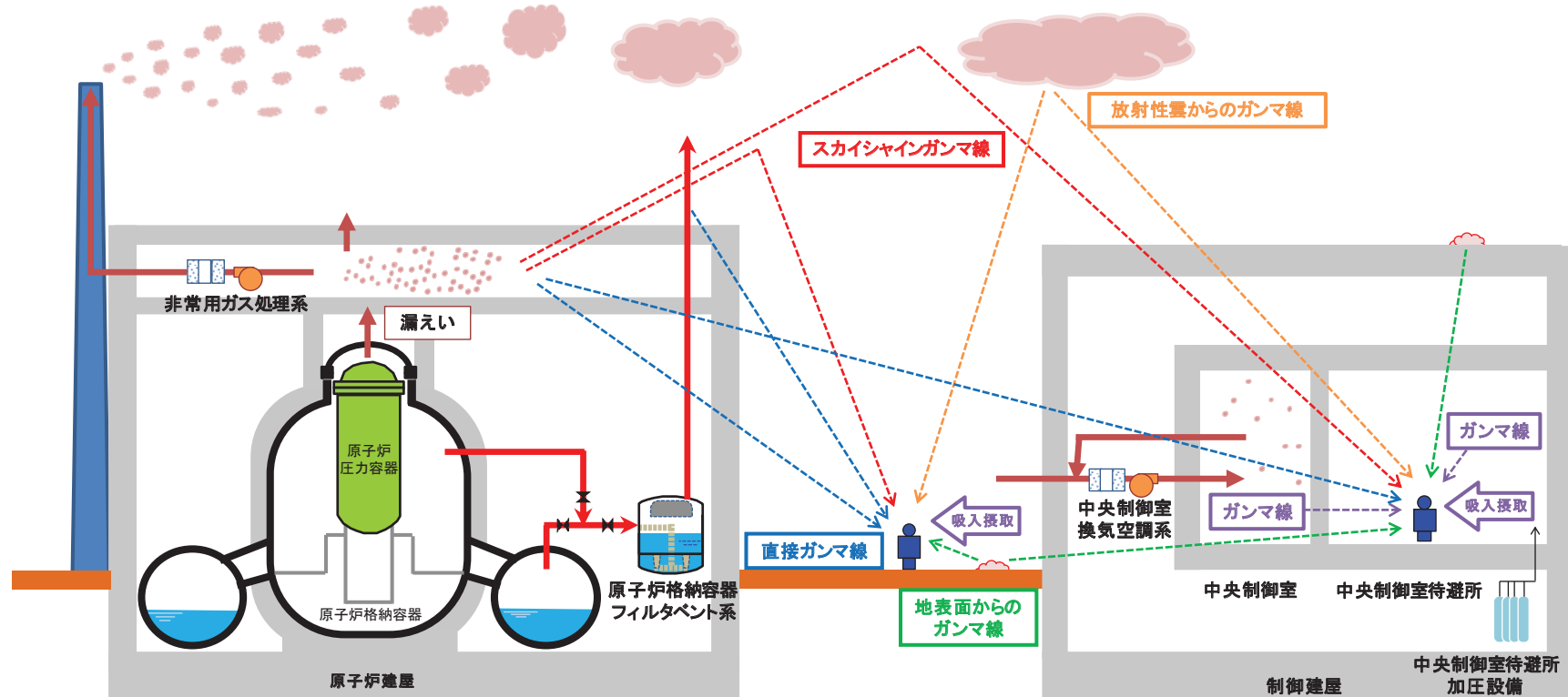


図2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

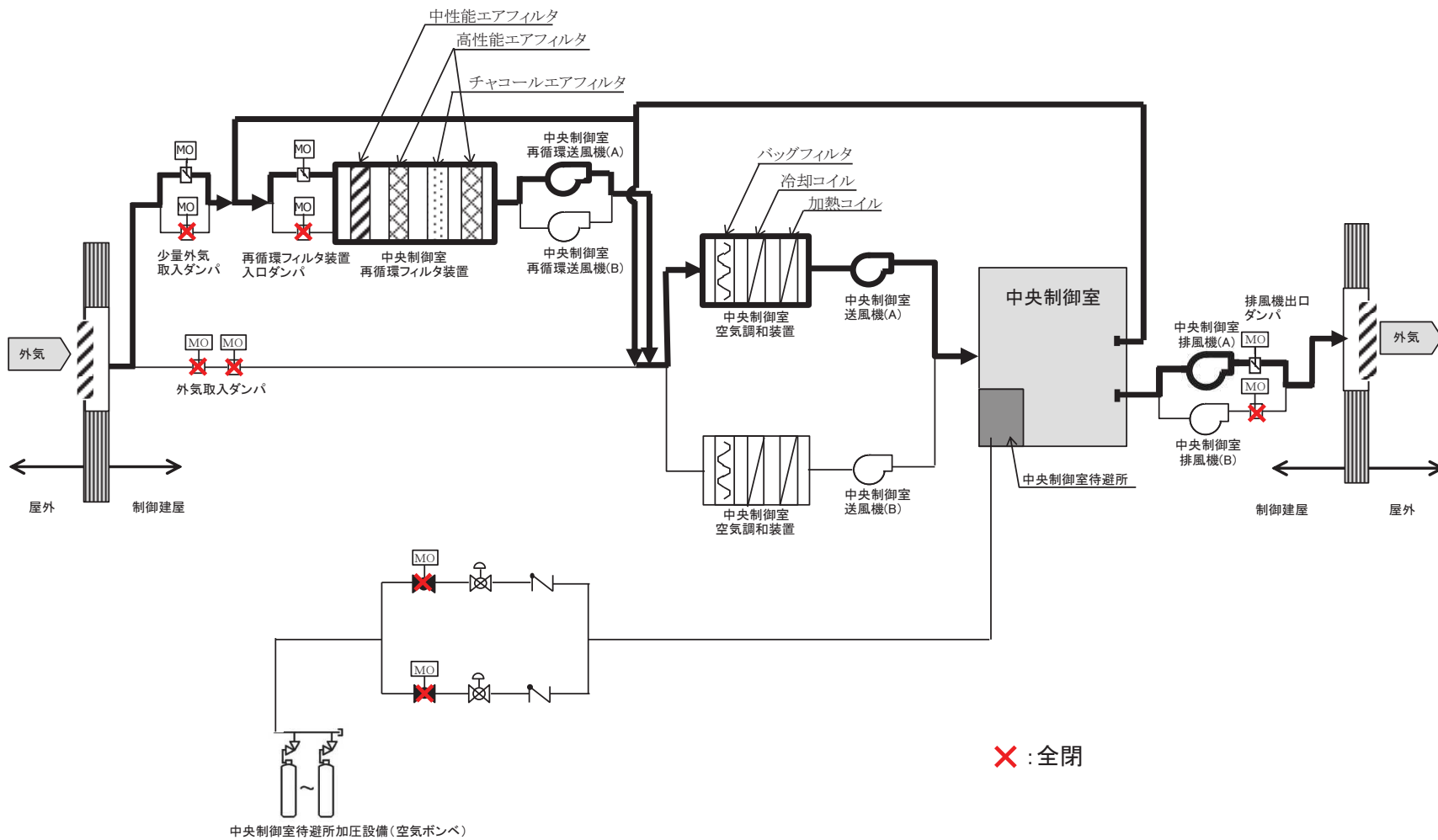


図3 中央制御室換気空調系（事故時運転モード（少量外気取入））の概要図

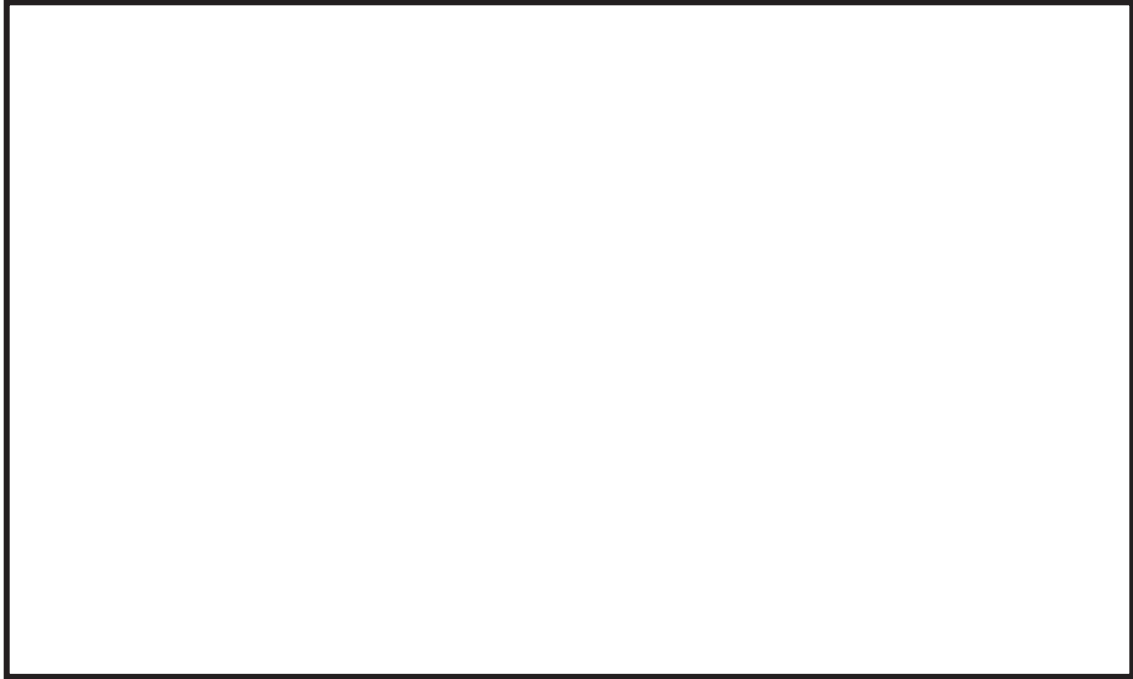
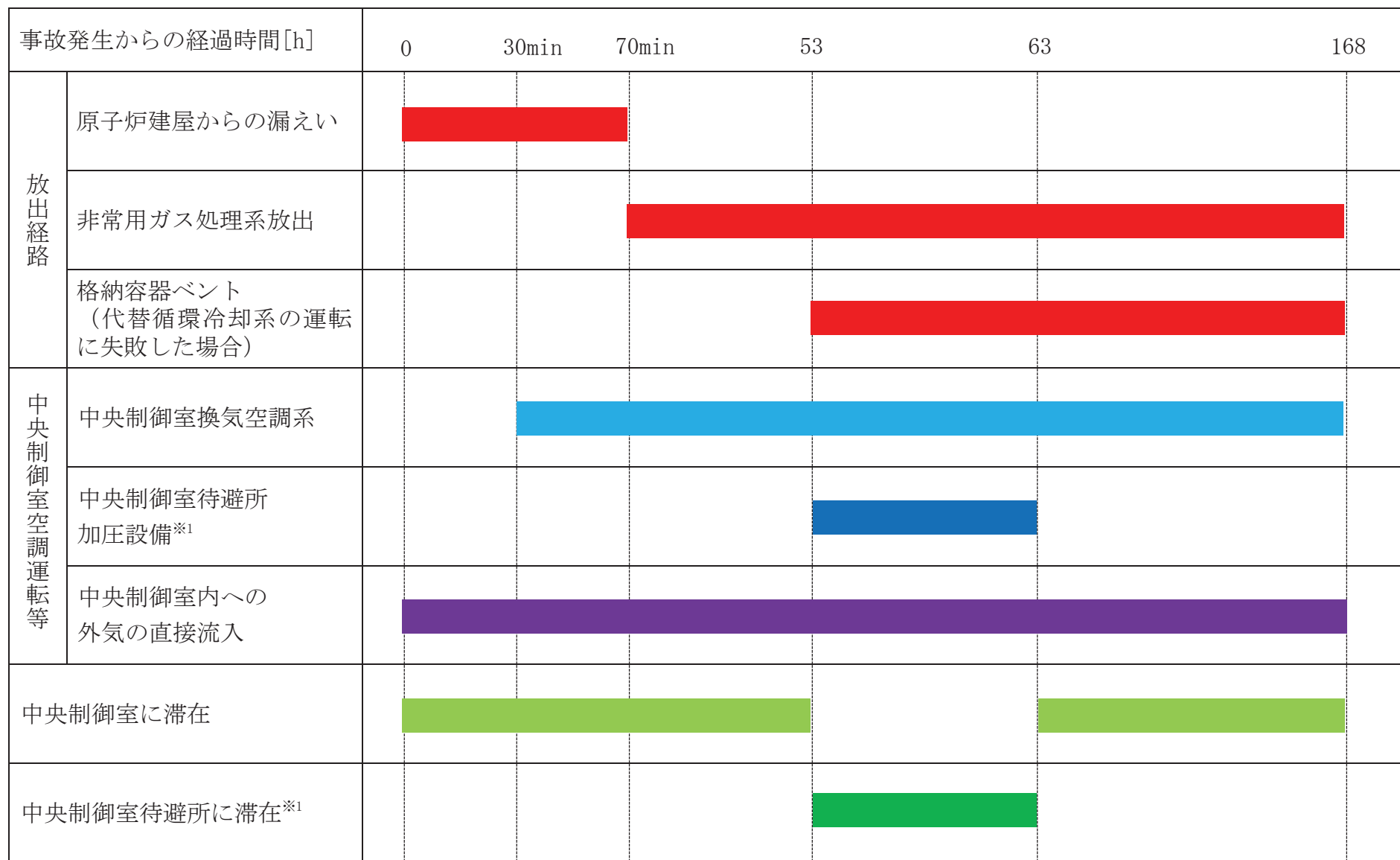


図 4 中央制御室待避所の設置場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合は考慮しない

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 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1 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

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (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	4.2(3)h. 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。
評価事象	大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失	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 2-2, 2-20 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MWt	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル: 10,000h(約 416 日) 2 サイクル: 20,000h 3 サイクル: 30,000h 4 サイクル: 40,000h 5 サイクル: 50,000h	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 2 サイクル: 0.229 3 サイクル: 0.229 4 サイクル: 0.229 5 サイクル: 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 2-1-1 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	<p>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）</p> <p>格納容器ベント： 事故発生から約 53 時間後</p> <p>原子炉建屋漏えい： 事故発生直後</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 70 分後</p>	<p>原子炉格納容器漏えい： MAAP 解析に基づく</p> <p>格納容器ベント： MAAP 解析に基づく</p> <p>原子炉建屋漏えい： 原子炉建屋の負圧が解消している期間</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 原子炉建屋の負圧達成時間を参照（添付資料 2 2-6 参照）</p>	<p>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。</p>
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	<p>粒子状よう素：5%</p> <p>無機よう素：91%</p> <p>有機よう素：4%</p>	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。
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	<p>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。</p> <p>【開口面積】 1Pd 以下：1.0Pd で 0.9%/日 1～1.5Pd：1.5Pd で 1.1%/日 1.5～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積</p>	AEC 式に基づき設定	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。

表 2-1-1 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
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ サプレッションチェンバのプール水による除去効果 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動作については、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 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。
原子炉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	—
原子炉格納容器内で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 2-2-5 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	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス : 1	—	—
	エアロゾル : 1,000 無機よう素 : 500 有機よう素 : 50	設計値	

表 2-1-1 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
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	<p>停止時炉内内蔵量に対して、</p> <p>希ガス類：約 9.5×10^{-1}</p> <p>よう素類：約 3.0×10^{-2}</p> <p>Cs 類：約 1.0×10^{-6}</p> <p>Te 類：約 2.0×10^{-7}</p> <p>Ba 類：約 8.1×10^{-8}</p> <p>Ru 類：約 1.0×10^{-8}</p> <p>La 類：約 8.1×10^{-10}</p> <p>Ce 類：約 2.0×10^{-9}</p>	<p>MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定（添付資料 2 2-3 参照）</p> <p>よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮</p>	<p>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。</p>
原子炉格納容器から原子炉建屋への流入割合	<p>格納容器ベントの実施を想定する場合：</p> <p>停止時炉内内蔵量に対して、</p> <p>希ガス類：約 2.7×10^{-2}</p> <p>よう素類：約 1.0×10^{-3}</p> <p>Cs 類：約 3.1×10^{-5}</p> <p>Te 類：約 6.3×10^{-6}</p> <p>Ba 類：約 2.5×10^{-6}</p> <p>Ru 類：約 3.1×10^{-7}</p> <p>La 類：約 2.5×10^{-8}</p> <p>Ce 類：約 6.3×10^{-8}</p> <p>代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合：</p> <p>停止時炉内内蔵量に対して、</p> <p>希ガス類：約 6.0×10^{-2}</p> <p>よう素類：約 2.2×10^{-3}</p> <p>Cs 類：約 3.6×10^{-5}</p> <p>Te 類：約 7.2×10^{-6}</p> <p>Ba 類：約 2.9×10^{-6}</p> <p>Ru 類：約 3.6×10^{-7}</p> <p>La 類：約 2.9×10^{-8}</p> <p>Ce 類：約 7.2×10^{-8}</p>	<p>同上</p>	<p>同上</p>

表 2-1-1 大気中への放出放射線評価条件 (5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋の換気率	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋負圧維持期間以外：無限大[回/日] 原子炉建屋負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[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屋内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非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定</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風機風量	2,500m 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による除去係数	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	—
原子炉建屋負圧達成時間	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屋の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 2-2-6 を参照）	—
事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり評価期間を設定	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 2-1-2 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉建屋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 1.6×10^{17}	
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}	
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.8×10^{13}	
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.8×10^{13}	
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 3.0×10^{13}	
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.4×10^{12}	
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.9×10^{12}	
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.9×10^{11}	

表 2-1-3 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)

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋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 4.3×10^{18}	約 1.1×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.0×10^{15}	約 3.4×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 8.2×10^8	約 2.6×10^{13}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 5.4×10^8	約 2.7×10^{13}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 5.3×10^8	約 2.9×10^{13}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 1.1×10^8	約 4.2×10^{12}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 6.3×10^7	約 2.8×10^{12}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 1.7×10^7	約 7.5×10^{11}

表 2-1-4 放射性物質の大気拡散評価条件(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て、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> <p>女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月)(地上約10m)</p> <p>【排気筒】</p> <p>女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月)(地上71m)</p>	<p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】</p> <p>建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用</p> <p>【排気筒】</p> <p>排気筒と同じ高さの高所風(地上約71m)の気象データを使用</p> <p>また、審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された1年間の気象データを使用 (添付資料22-7を参照)</p>	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出 継続時間	全放出源：1時間	保守的に1時間と設定	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	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上36m ・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上0m ・排気筒：地上80m 	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 なお、建屋巻込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シナリオに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シナリオ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 2-1-4 大気拡散条件(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に設定 (添付資料 2 2-8 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。
建屋巻き込み	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する 原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する 排気筒：考慮しない 	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。 排気筒については高さが周囲の建屋の 2.5 倍以上あるため巻き込みの影響を受けない。	4.2(2)a. 原子炉制御室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屋	原子炉建屋	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	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	<p>【中央制御室滞在時】</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調系の給気口 中央制御室中心 <p>【入退域時】</p> <ul style="list-style-type: none"> 出入管理所 制御建屋出入口 	審査ガイドに示されたとおりに設定。	4.2.(2)b. 2) 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が属する建屋の表面とする。 4.2.(2)b. 2) 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一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 2-1-4 大気拡散条件 (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>中央制御室滞在時</p> <p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系 給気口：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：8 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系 給気口：5 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW) 中央制御室中心：6 方位 (ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)</p> <p>【排気筒】 中央制御室換気空調系 給気口：1 方位 (ESE) 中央制御室中心：1 方位 (ESE)</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 2-8 を参照)	4.2 (2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	<p>入退域時</p> <p>【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4 方位 (SSW, SW, WSW, W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW, W)</p> <p>【排気筒】 出入管理所：1 方位 (SE) 制御建屋出入口：1 方位 (ESE)</p>		

表 2-1-4 大気拡散条件(4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	2,050m ²	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 2-1-5 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]
原子炉格納容器フィ ルタベント系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブローア ウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-1-6 原子炉建屋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	原子炉建屋内線源強度分布	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、運転員の交替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	原子炉建屋遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり (評価点高さ) 床面上 1.2m	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定(コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定)	4.3 (5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室遮蔽厚さ			
	評価点	中央制御室及び中央制御室待避所において、最も線量の高い箇所を選定	—	
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 (参考) 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード		直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R 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。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R, ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	—

表2-1-7 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屋内の積算線源強度(1/2) (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

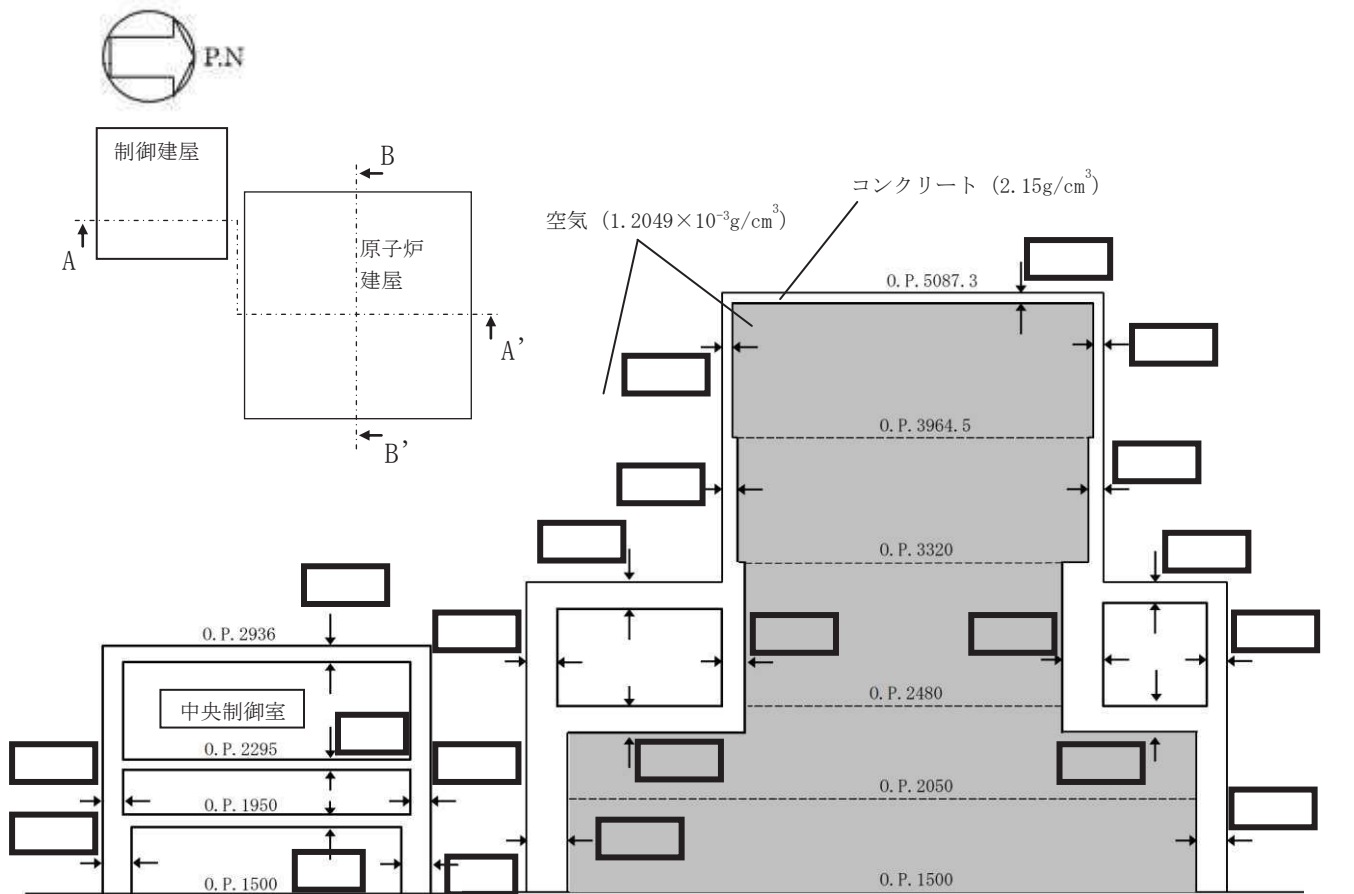
エネルギー (MeV)		線源強度 (photons) ※1						
下限	上限 (代表エネルギー)	24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間 後時点	144 時間 後時点	168 時間 後時点
—	1.00×10^{-2}	約 1.2×10^{20}	約 3.2×10^{20}	約 5.1×10^{20}	約 7.0×10^{20}	約 8.7×10^{20}	約 1.0×10^{21}	約 1.2×10^{21}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 1.3×10^{20}	約 3.5×10^{20}	約 5.7×10^{20}	約 7.7×10^{20}	約 9.7×10^{20}	約 1.2×10^{21}	約 1.3×10^{21}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 7.2×10^{19}	約 2.0×10^{20}	約 3.2×10^{20}	約 4.4×10^{20}	約 5.5×10^{20}	約 6.4×10^{20}	約 7.2×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 6.7×10^{20}	約 2.2×10^{21}	約 4.0×10^{21}	約 5.8×10^{21}	約 7.5×10^{21}	約 9.1×10^{21}	約 1.1×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.8×10^{19}	約 4.3×10^{19}	約 6.4×10^{19}	約 8.4×10^{19}	約 1.0×10^{20}	約 1.2×10^{20}	約 1.3×10^{20}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.2×10^{19}	約 2.8×10^{19}	約 4.3×10^{19}	約 5.6×10^{19}	約 6.8×10^{19}	約 7.9×10^{19}	約 8.9×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 9.6×10^{19}	約 3.2×10^{20}	約 5.9×10^{20}	約 8.6×10^{20}	約 1.1×10^{21}	約 1.3×10^{21}	約 1.6×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 4.8×10^{20}	約 1.6×10^{21}	約 2.9×10^{21}	約 4.3×10^{21}	約 5.6×10^{21}	約 6.7×10^{21}	約 7.8×10^{21}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 9.0×10^{18}	約 1.8×10^{19}	約 2.6×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 3.7×10^{19}	約 4.2×10^{19}	約 4.6×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.5×10^{20}	約 2.9×10^{20}	約 3.3×10^{20}	約 3.4×10^{20}	約 3.5×10^{20}	約 3.6×10^{20}	約 3.6×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.0×10^{20}	約 5.7×10^{20}	約 6.6×10^{20}	約 6.9×10^{20}	約 7.1×10^{20}	約 7.2×10^{20}	約 7.3×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.9×10^{19}	約 6.9×10^{19}	約 1.1×10^{20}	約 1.6×10^{20}	約 2.0×10^{20}	約 2.4×10^{20}	約 2.7×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.4×10^{19}	約 3.5×10^{19}	約 5.6×10^{19}	約 7.8×10^{19}	約 9.9×10^{19}	約 1.2×10^{20}	約 1.4×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 2.2×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 5.1×10^{19}	約 5.8×10^{19}	約 6.3×10^{19}	約 6.6×10^{19}	約 6.9×10^{19}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 7.2×10^{17}	約 1.3×10^{18}	約 1.7×10^{18}	約 1.9×10^{18}	約 2.1×10^{18}	約 2.2×10^{18}	約 2.3×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 3.2×10^{19}	約 5.9×10^{19}	約 7.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 9.2×10^{19}	約 9.7×10^{19}	約 1.0×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.6×10^{19}	約 6.7×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 9.7×10^{19}	約 1.0×10^{20}	約 1.1×10^{20}	約 1.2×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.0×10^{19}	約 1.6×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.6×10^{19}	約 2.8×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.1×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 3.9×10^{19}	約 4.5×10^{19}	約 4.9×10^{19}	約 5.3×10^{19}	約 5.5×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 1.6×10^{19}	約 2.1×10^{19}	約 2.3×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.6×10^{19}	約 2.6×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 4.7×10^{17}	約 6.3×10^{17}	約 6.9×10^{17}	約 7.3×10^{17}	約 7.6×10^{17}	約 7.8×10^{17}	約 7.9×10^{17}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 7.5×10^{18}	約 1.0×10^{19}	約 1.1×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.3×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 3.2×10^{18}	約 3.7×10^{18}	約 3.9×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.1×10^{18}	約 4.1×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 6.8×10^{18}	約 7.9×10^{18}	約 8.2×10^{18}	約 8.4×10^{18}	約 8.5×10^{18}	約 8.6×10^{18}	約 8.7×10^{18}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.1×10^{19}	約 2.1×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.5×10^{17}	約 7.8×10^{17}	約 7.9×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.1×10^{17}	約 8.1×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}
3.50×10^0	4.00×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}
4.00×10^0	4.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
4.50×10^0	5.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
5.00×10^0	5.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
5.50×10^0	6.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.6×10^6	約 2.7×10^6
6.00×10^0	6.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
6.50×10^0	7.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
7.00×10^0	7.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
7.50×10^0	8.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.6×10^5	約 2.8×10^5	約 3.0×10^5	約 3.1×10^5
8.00×10^0	1.00×10^1	約 3.4×10^4	約 5.6×10^4	約 7.0×10^4	約 8.0×10^4	約 8.6×10^4	約 9.1×10^4	約 9.5×10^4
1.00×10^1	1.20×10^1	約 1.7×10^4	約 2.8×10^4	約 3.5×10^4	約 4.0×10^4	約 4.3×10^4	約 4.6×10^4	約 4.8×10^4
1.20×10^1	1.40×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0

※1 有効数字3桁目を四捨五入した値

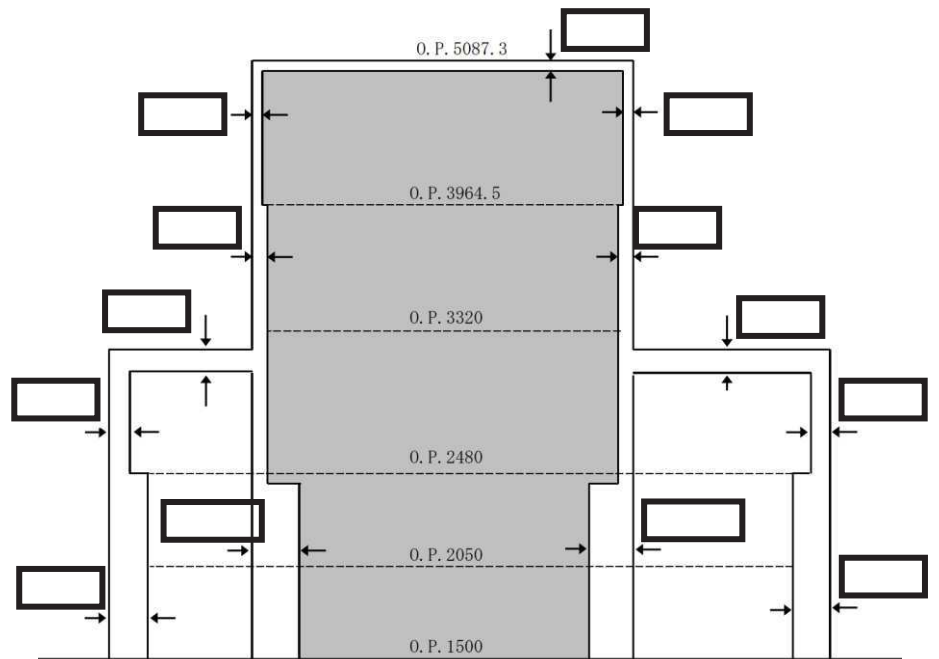
表2-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の
積算線源強度(2/2) (格納容器ベントの実施を想定する場合)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons) ※1						
下限	上限 (代表エネルギー)	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
—	1.00×10^{-2}	約 1.2×10^{20}	約 3.5×10^{20}	約 5.8×10^{20}	約 7.0×10^{20}	約 7.7×10^{20}	約 8.0×10^{20}	約 8.2×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 1.3×10^{20}	約 3.9×10^{20}	約 6.5×10^{20}	約 7.8×10^{20}	約 8.5×10^{20}	約 8.9×10^{20}	約 9.1×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 7.2×10^{19}	約 2.2×10^{20}	約 3.7×10^{20}	約 4.5×10^{20}	約 4.8×10^{20}	約 5.0×10^{20}	約 5.1×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 6.7×10^{20}	約 2.5×10^{21}	約 4.7×10^{21}	約 5.8×10^{21}	約 6.4×10^{21}	約 6.8×10^{21}	約 6.9×10^{21}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.8×10^{19}	約 4.7×10^{19}	約 7.3×10^{19}	約 8.6×10^{19}	約 9.2×10^{19}	約 9.6×10^{19}	約 9.7×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.2×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 4.9×10^{19}	約 5.7×10^{19}	約 6.1×10^{19}	約 6.4×10^{19}	約 6.5×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 9.6×10^{19}	約 3.7×10^{20}	約 6.8×10^{20}	約 8.5×10^{20}	約 9.5×10^{20}	約 9.9×10^{20}	約 1.0×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 4.8×10^{20}	約 1.8×10^{21}	約 3.4×10^{21}	約 4.3×10^{21}	約 4.7×10^{21}	約 5.0×10^{21}	約 5.1×10^{21}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 9.0×10^{18}	約 2.0×10^{19}	約 2.9×10^{19}	約 3.3×10^{19}	約 3.4×10^{19}	約 3.6×10^{19}	約 3.6×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.5×10^{20}	約 3.1×10^{20}	約 3.7×10^{20}	約 3.8×10^{20}	約 3.8×10^{20}	約 3.8×10^{20}	約 3.8×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.0×10^{20}	約 6.3×10^{20}	約 7.4×10^{20}	約 7.6×10^{20}	約 7.6×10^{20}	約 7.6×10^{20}	約 7.7×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.9×10^{19}	約 7.6×10^{19}	約 1.3×10^{20}	約 1.5×10^{20}	約 1.7×10^{20}	約 1.8×10^{20}	約 1.8×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.4×10^{19}	約 3.8×10^{19}	約 6.3×10^{19}	約 7.7×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.9×10^{19}	約 9.1×10^{19}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 2.2×10^{19}	約 4.4×10^{19}	約 5.6×10^{19}	約 5.9×10^{19}	約 6.0×10^{19}	約 6.1×10^{19}	約 6.1×10^{19}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 7.2×10^{17}	約 1.5×10^{18}	約 1.9×10^{18}	約 2.0×10^{18}	約 2.0×10^{18}	約 2.0×10^{18}	約 2.0×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 3.2×10^{19}	約 6.4×10^{19}	約 8.2×10^{19}	約 8.7×10^{19}	約 8.8×10^{19}	約 8.9×10^{19}	約 9.0×10^{19}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.6×10^{19}	約 7.3×10^{19}	約 9.3×10^{19}	約 9.8×10^{19}	約 1.0×10^{20}	約 1.0×10^{20}	約 1.0×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.0×10^{19}	約 1.7×10^{19}	約 2.1×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.2×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.1×10^{19}	約 3.5×10^{19}	約 4.2×10^{19}	約 4.3×10^{19}	約 4.4×10^{19}	約 4.4×10^{19}	約 4.4×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	約 1.5×10^{19}	約 2.2×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}	約 2.4×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	約 4.7×10^{17}	約 6.5×10^{17}	約 7.2×10^{17}	約 7.3×10^{17}	約 7.3×10^{17}	約 7.4×10^{17}	約 7.4×10^{17}
1.34×10^0	1.50×10^0	約 7.5×10^{18}	約 1.0×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}	約 1.2×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	約 3.2×10^{18}	約 3.8×10^{18}	約 3.9×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}	約 4.0×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	約 6.8×10^{18}	約 8.0×10^{18}	約 8.3×10^{18}	約 8.4×10^{18}	約 8.5×10^{18}	約 8.5×10^{18}	約 8.5×10^{18}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}	約 2.0×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.5×10^{17}	約 7.8×10^{17}	約 7.9×10^{17}	約 7.9×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.0×10^{17}	約 8.0×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}
3.50×10^0	4.00×10^0	約 9.8×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 9.9×10^{15}	約 1.0×10^{16}
4.00×10^0	4.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
4.50×10^0	5.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
5.00×10^0	5.50×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
5.50×10^0	6.00×10^0	約 9.6×10^5	約 1.6×10^6	約 2.0×10^6	約 2.2×10^6	約 2.3×10^6	約 2.4×10^6	約 2.5×10^6
6.00×10^0	6.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
6.50×10^0	7.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
7.00×10^0	7.50×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
7.50×10^0	8.00×10^0	約 1.1×10^5	約 1.8×10^5	約 2.3×10^5	約 2.5×10^5	約 2.7×10^5	約 2.8×10^5	約 2.9×10^5
8.00×10^0	1.00×10^1	約 3.4×10^4	約 5.6×10^4	約 7.0×10^4	約 7.8×10^4	約 8.3×10^4	約 8.6×10^4	約 8.8×10^4
1.00×10^1	1.20×10^1	約 1.7×10^4	約 2.8×10^4	約 3.5×10^4	約 3.9×10^4	約 4.1×10^4	約 4.3×10^4	約 4.4×10^4
1.20×10^1	1.40×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0	約 0.0×10^0

※1 有効数字3桁目を四捨五入した値



A-A' 断面図



B-B' 断面図

※ 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

単位：cm

図 2-1-1 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 (1/2)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

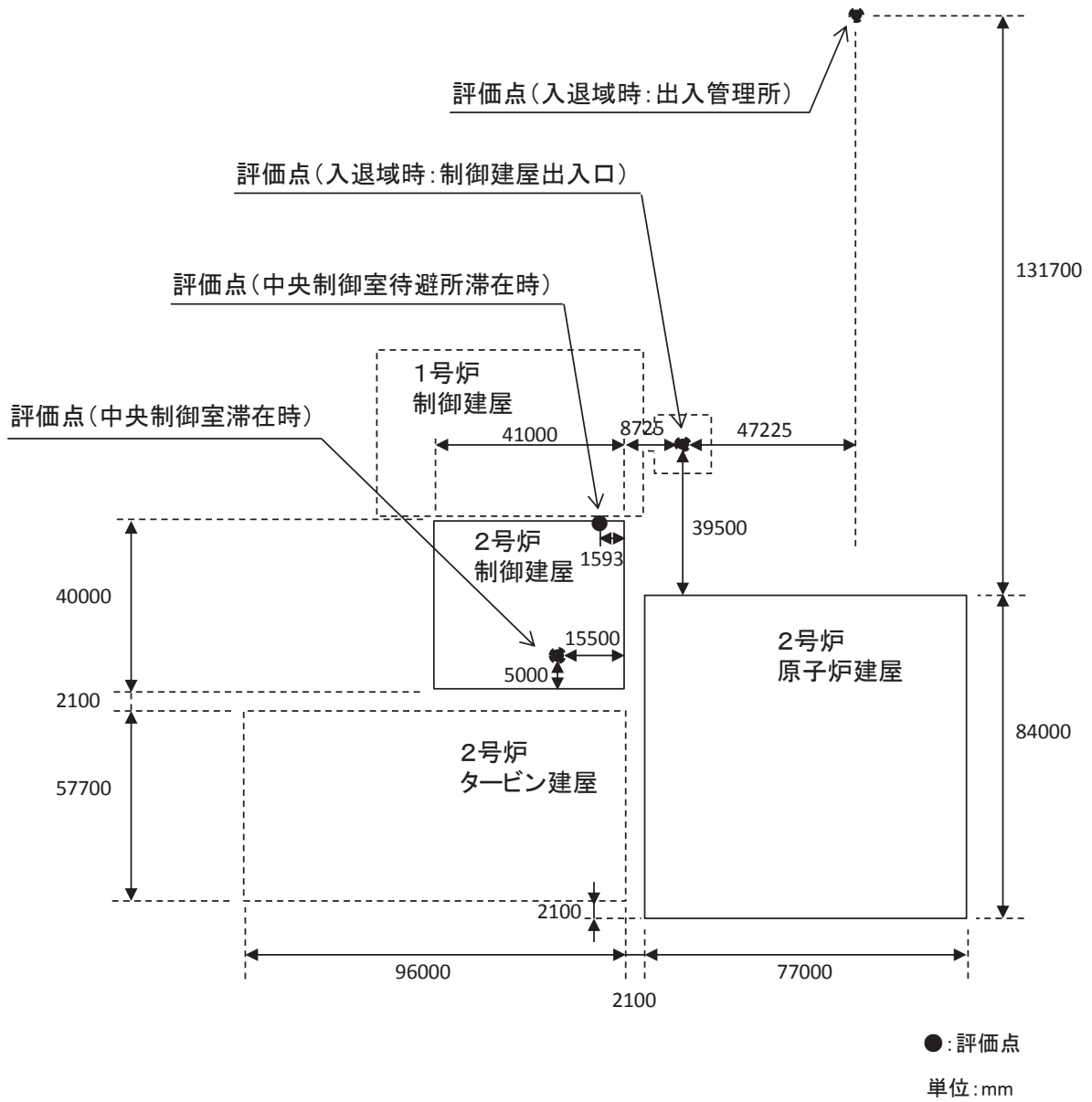


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/2)

表 2-1-8 防護装置の設備条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環ファン流量	事故発生から 0分～30分：0m ³ /h 30分～168時間：8,000m ³ /h	炉心の著しい損傷が発生した場合には恒設の中央制御室換気空調系のチャコールフィルタ及び高性能エアフィルタにより放射性物質を低減	4.2(2)e. 原子炉制御室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。
中央制御室換気空調系非常用再循環運転の起動遅れ時間	30分	選定した事故シーケンスに基づき、非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	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。
事故時における外気取り込み	事故時運転モード（少量外気取入）： 500m ³ /h	審査ガイドに従って非常用換気空調系から室内に取り入れることを考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室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。 一 原子炉制御室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）
中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から0～53時間後：0m ³ /h 事故発生から53～63時間後：30m ³ /h ^{※1} 事故発生から63～168時間後：0m ³ /h ※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（添付資料 2 2-4 図 2-4-5 参照））に余裕を持たせ、加圧設備による正圧化時間を10時間と設定		

表 2-1-8 防護装置の設備条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置高性能エア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。
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置チャコールフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：90% 有機よう素：90% 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	1.0 回/h	「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、1,2号炉の中央制御室（空間容積：14,000m ³ ）について空気流入率試験を実施した結果、最大で0.21回/hであり、空気流入量換算では2,940m ³ /hであった。仮に2号炉中央制御室（空間容積：8,900m ³ ）のみへの空気流入量を2,940m ³ /hと仮定すると、換気率換算で0.33回/hとなるため、被ばく評価においては保守的に1.0回/hとして設定した。	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 2-1-8 防護装置の設備条件 (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： 8,900m ³ 中央制御室内待避所： 148m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室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	中央制御室バウンダリ： 8,900m ³ 中央制御室内待避所： 148m ³	同上	同上
マスクの防護係数	入退域時：50 (1日目のみ1,000) 中央制御室滞在時：50 (1日目のみ1,000)	性能上期待できる値(添付資料2-2-12参照)。入退域時及び中央制御室滞在中ともにマスクの着用を考慮した。	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、 ・出入管理所に7分とどまるものとする ・制御建屋出入口に5分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	—

表 2-1-9 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を使用 (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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—
呼吸率	1.2 m ³ /h	ICRP Publication 71 に 基づき、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 : 1.2 cm/s 無機よう素 : 1.2 cm/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 2 2-9, 2-10, 2-11 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"

2-2 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。

女川原子力発電所2号炉においては、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「大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。

なお、女川原子力発電所2号炉においては、炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に代替循環冷却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代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてサブ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）

- (1) 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。
- (2) 更に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失、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出来ず炉心損傷に至る。事象発生25分後に低圧代替注水系（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。
- (3) 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53時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、原子炉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および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

(1) 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）および設計基準事故（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、及び、地震・津波以外の自然現象の55事象から、地域性等を考慮して11事象（洪水、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地すべり、火山、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。

(2) 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2-2-1のとおりグループ別に分類する。

表2-2-1 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

(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(2) 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（「2-20 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、炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一には代替循環冷却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代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、原子炉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。

2-3 核分裂生成物の放出割合について

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あたっては、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 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに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 時間後時点) を表 2-3-3 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 2-3-3 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 2-3-3 によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) 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^{-5} 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わかっている。

表 2-3-4 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 2-3-5 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壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出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 2-3-3 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 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに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、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後も、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 EPRI から、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 (セシウムやよう素) 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ないものと考えられる。

以上のことから、大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに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「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに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 2-3-1 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 2-3-6 に示す。

表 2-3-1 MAAP 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、ギャップからの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を破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 30 分 ^{※1}	約 30 分～約 3.0 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 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価方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、原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合ともに MAAP 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。

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

$F_{Cs}(T)$: 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

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 元素の炉心内内蔵重量

M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量

W_I : I の原子量

W_{Cs} : Cs の原子量

※1 MAAP 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 MAAP コードにインプットし、MAAP 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 2-3-2 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 2-3-2 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	CsI, RbI	
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂	
SrO	SrO	
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TcO ₂ , RhO ₂	
CsOH	CsOH, RbOH	
BaO	BaO	
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃ , ZrO ₂ , NbO ₂ , AmO ₂ , CmO ₂	
CeO ₂	CeO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂	
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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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。

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合

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 2-3-7 及び表 2-3-8 に NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

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

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
$F_{\text{noble gass}}(T)$: 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内への放出割合
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内への放出割合

※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ほとん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・低揮発性核種は原子炉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，同じく原子炉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。

(2) 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合

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。

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種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内への放出割合
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内への放出割合

※2 中・低揮発性の核種グループは原子炉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ことが考えられる。また、事故発生後、原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉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、原子炉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 2-3-3 MAAP 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 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.5×10^{-1}
CsI	約 1.5×10^{-6}
TeO ₂	約 2.6×10^{-7}
SrO	約 3.9×10^{-5}
MoO ₂	約 1.4×10^{-7}
CsOH	約 9.9×10^{-7}
BaO	約 1.6×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 3.9×10^{-5}
CeO ₂	約 3.9×10^{-5}
Sb	約 2.7×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs ^{※1}	約 1.1×10^{-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 2-3-4 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	¹³⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹²⁹ 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ふ。したがって、ここに保持された I のインベントリーはCsと同等であるとする。

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

表 2-3-5 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

(単位：Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラント (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号機サーベ ィル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫12棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
試料採取日														
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	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種														
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06		
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4	
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05		
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04		
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05		
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05		
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05		
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND		
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02		
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04		
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND		
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03		
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03		
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND		
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND		

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

表 2-3-6 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 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.5×10^{-1}
CsI	約 1.5×10^{-6}
TeO ₂	約 2.1×10^{-7}
SrO	約 8.2×10^{-8}
MoO ₂	約 1.1×10^{-8}
CsOH	約 9.9×10^{-7}
BaO	約 8.2×10^{-8}
La ₂ O ₃	約 8.2×10^{-10}
CeO ₂	約 2.1×10^{-9}
Sb	約 2.1×10^{-7}
Te ₂	0 ^{※2}
UO ₂	0 ^{※2}
Cs ^{※1}	約 1.1×10^{-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 2-3-7 NUREG-1465 での格納容器内への放出割合

核種グループ	格納容器内への放出割合※ 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 Table3.12 「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 2-3-8 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。

$$\text{CsI の初期重量[kg]} = M_I + M_I/W_I \times W_{Cs}$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs}$$

セシウム元素初期重量[kg] : M_{Cs}

よう素元素初期重量[kg] : M_I

セシウム原子量[-] : W_{Cs}

よう素原子量[-] : W_I

(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。

$$\begin{aligned} \text{CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]} &= M_{Cs} - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} \\ &= M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs} \end{aligned}$$

(3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$$

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

$$\begin{aligned} \text{セシウムの放出割合} &= \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量} \\ &= M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y \\ &= Y + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I (X - Y) \end{aligned}$$

以上

2-4 放射性物質の大気放出過程について

原子炉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、原子炉格納容器フィルタベント系を經由し大気中に放出される。

また、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を經由して、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 2-4-1 から図 2-4-4 に示し、大気中への放出トレンドを図 2-4-5 から図 2-4-7 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. 原子炉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

$$q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow FCIS}(t) \times \frac{1}{DF_1 \cdot DF_2}$$

$q_{PCV \rightarrow \text{大気}}(t)$: 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]

$q_{PCV \rightarrow FCIS}(t)$: 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_1 : 原子炉格納容器フィルタベント系の除去係数 [-]^{※1}

DF_2 : よう素フィルタの除去係数 [-]^{※1}

※1 除去係数は添付資料 2 2-1 を参照

2. 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質

① 事故発生から原子炉建屋の負圧達成まで（事故発生 70 分後^{※1}まで）

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

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

T_1 : 原子炉建屋の負圧達成時間（事故発生 70 分後） [s]

※1 SGTS 起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 2 2-6 を参照）

※2 この期間では原子炉建屋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

建屋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、原子炉建屋の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

②原子炉建屋負圧達成後

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

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (t \geq T_1)^{\ast 1}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{\ast 2} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$$

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

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

λ : 原子炉建屋の換気率 [1/s]
(原子炉建屋の設計気密度を基に設定^{※3})

T_1 : 原子炉建屋の負圧達成時間 (事故発生 70 分後) [s]

※1 この期間では原子炉建屋の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されず、SGTS を経由して大気中へ放出される。

※2 原子炉建屋の負圧達成時間 (T_1) における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建屋内での存在割合は、保守的に時刻 T_1 までに原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋内に存在するものとして評価した。

※3 原子炉建屋の換気率は、SGTS を用いる場合の原子炉建屋の設計換気率 (0.5 回/日) を採用している。

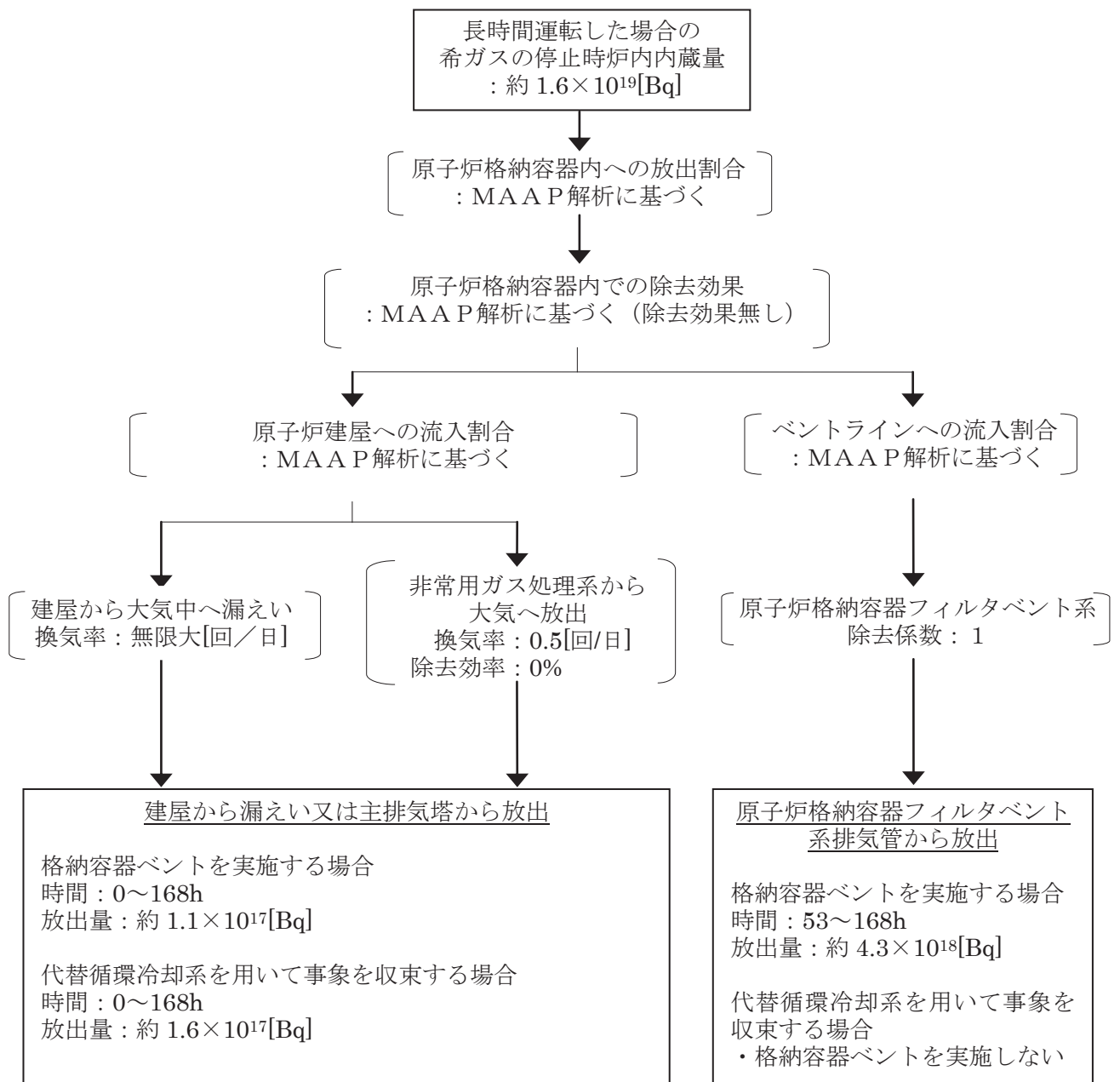


図 2-4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

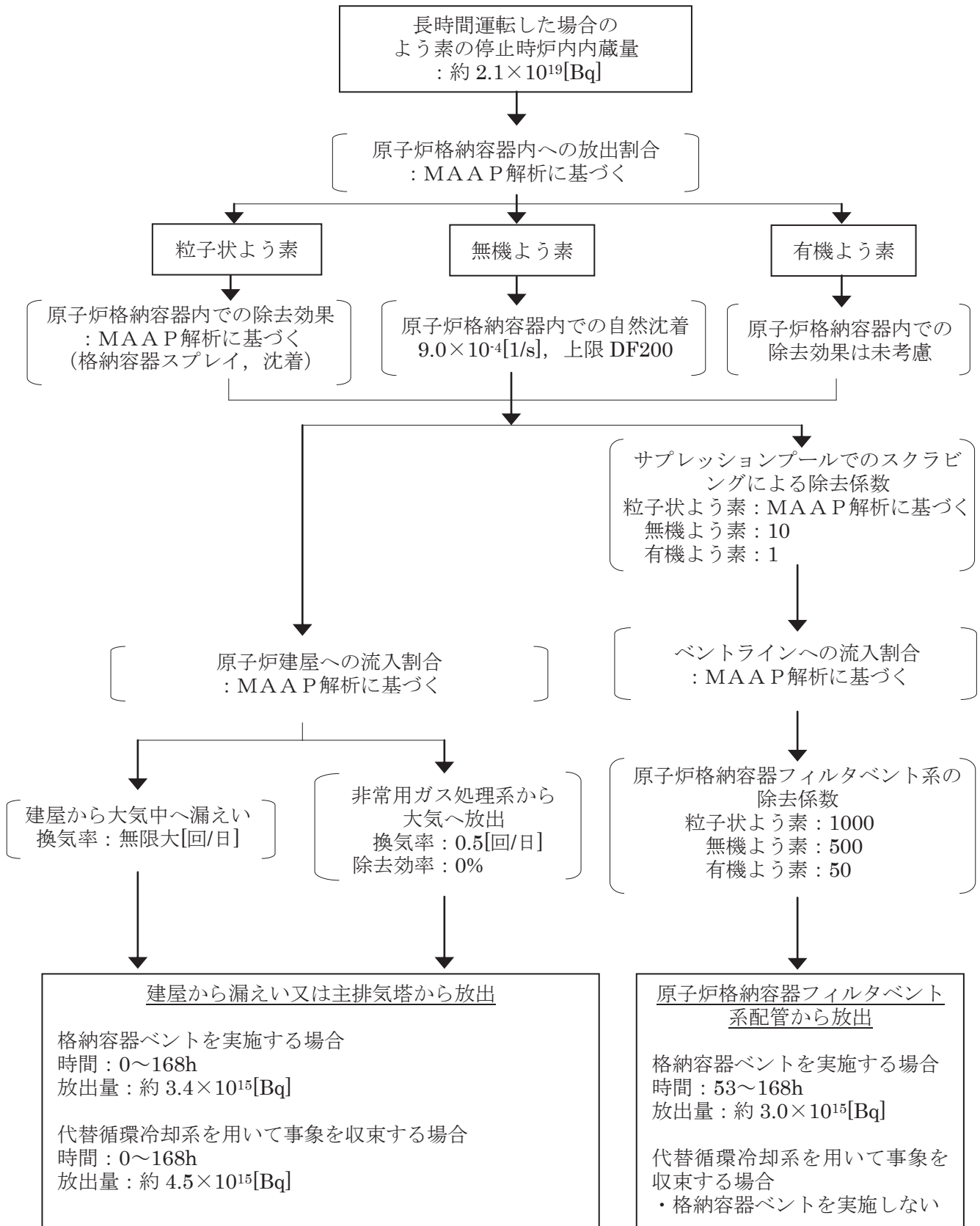


図 2-4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

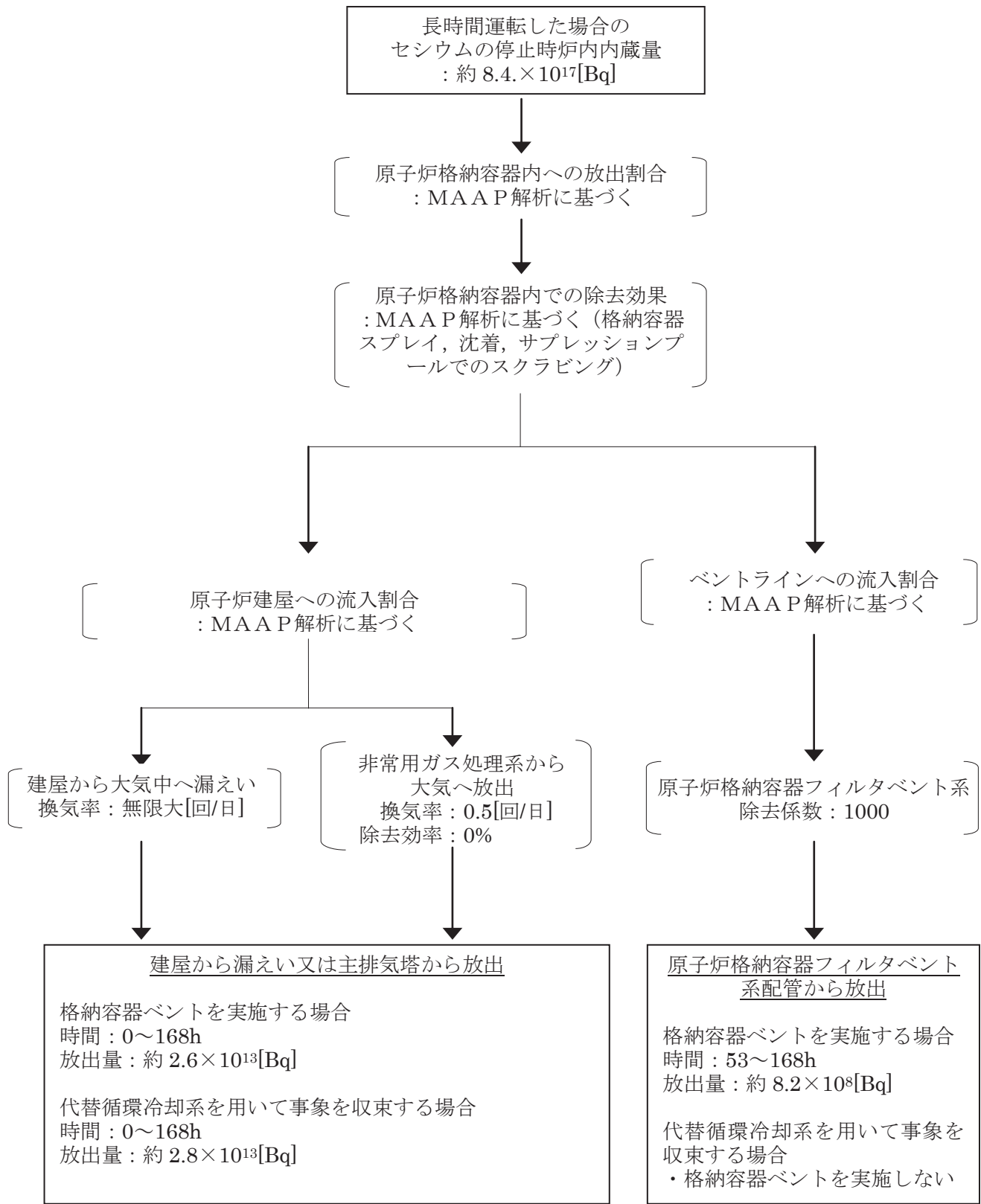


図 2-4-3 炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウムの大気放出過程

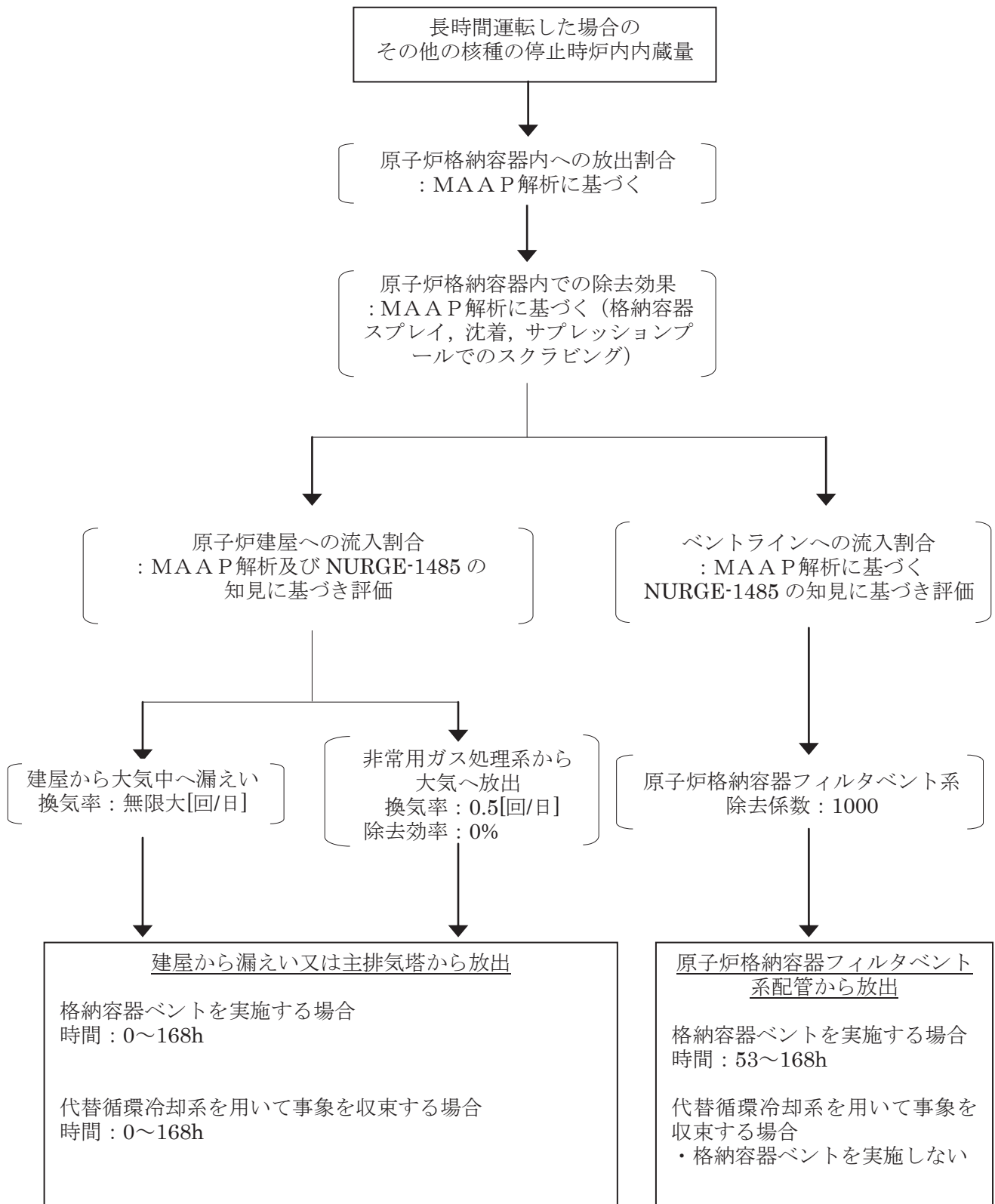


図 2-4-4 炉心の著しい損傷が発生した場合のその他核種の大気放出過程

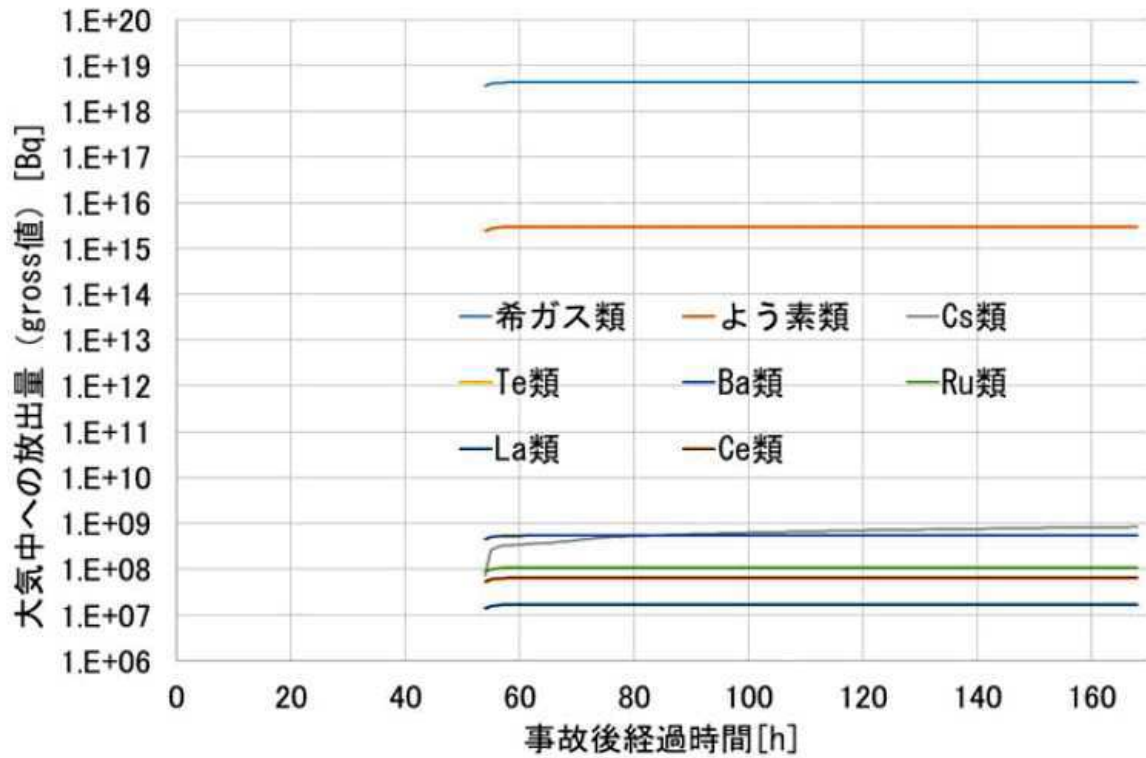


図 2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

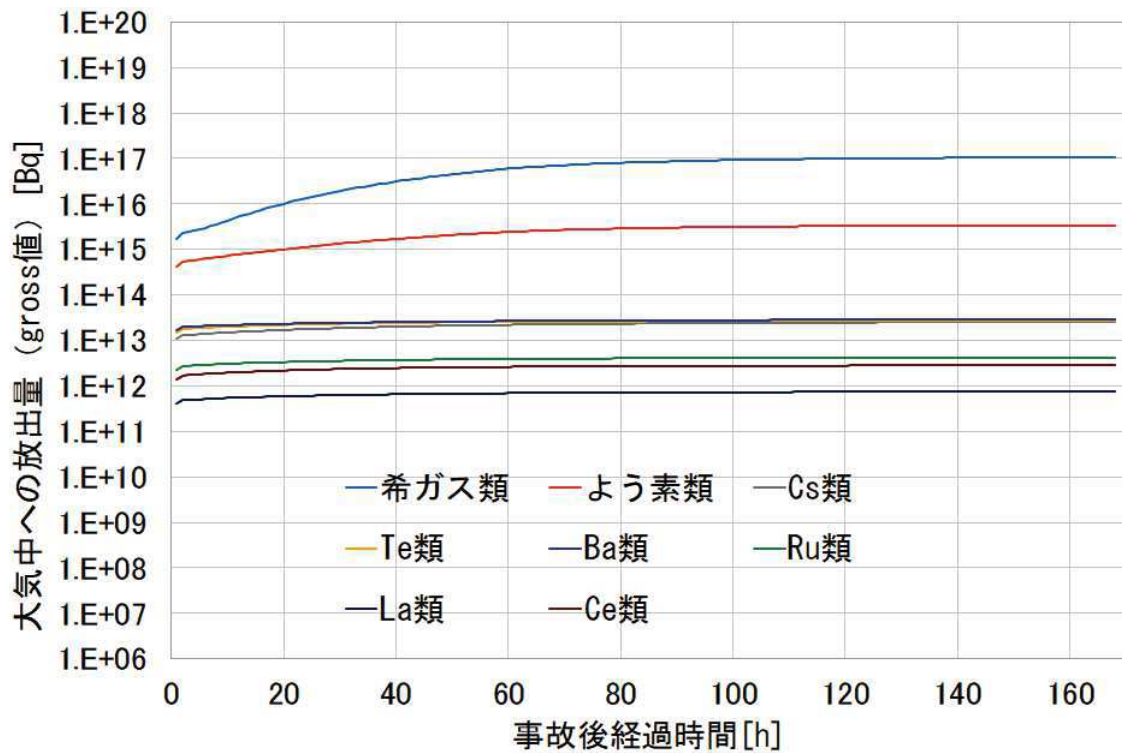


図 2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

原子炉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。

原子炉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 [$\mu \text{ g/m}^3$]

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。

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

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 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu \text{ g/m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu \text{ g/m}^3$ 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質量の数 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 記載の原子炉格納容器内における無機よう素の時間変化を図 2-5-1 に示す。

BNWL-1244

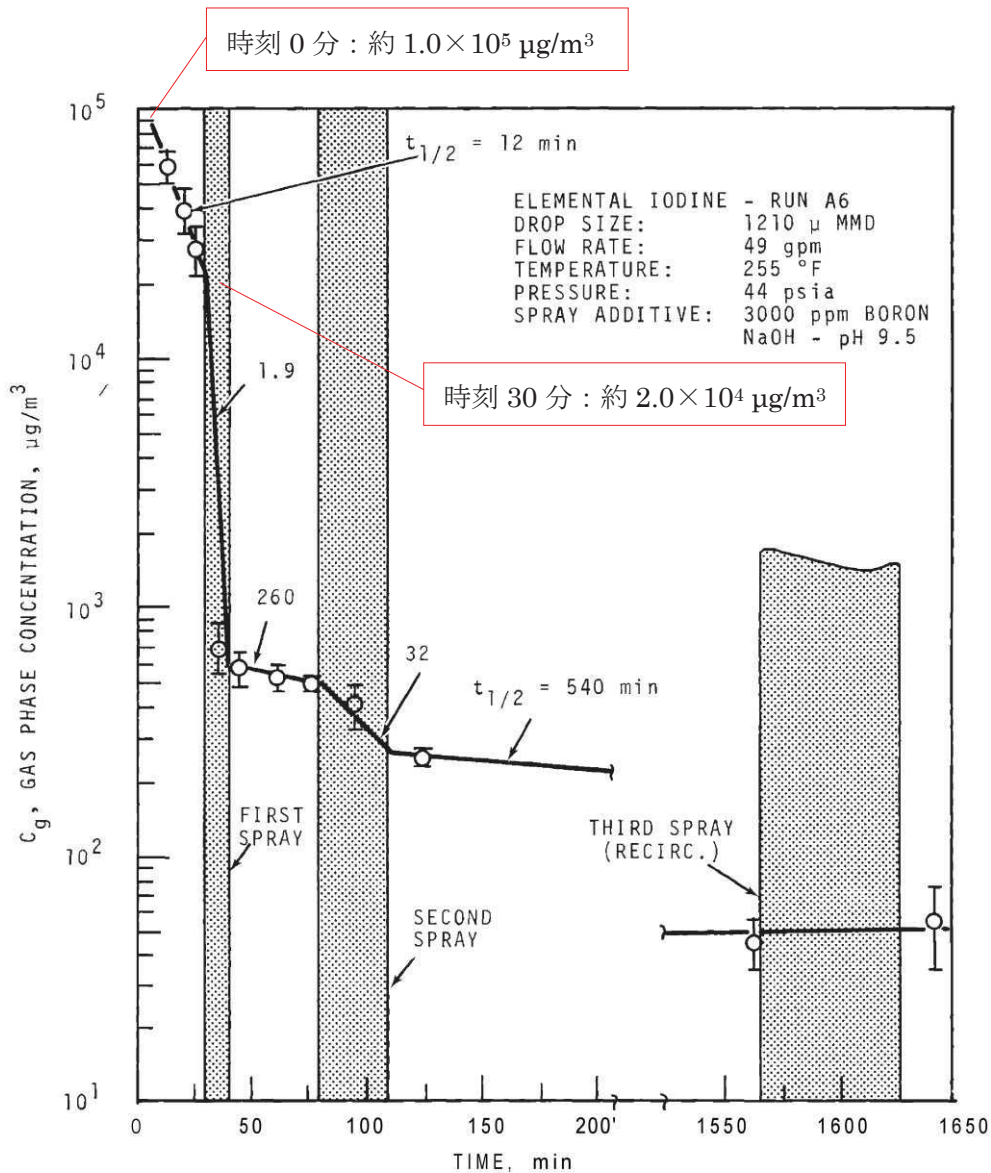


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 2-5-1 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”

CSE 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「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに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、スプレイ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、実験条件は女川原子力発電所 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原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表 1 CSE 実験条件と女川 2 号炉の条件の比較

	CSE 実験の Run No.			女川 2 号炉
	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 0.31 ^[2]
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 170 ^[2]
スプレイ	間欠 ^[1]	なし	なし	あり (無機よう素は自然沈着のみ考慮)

(1) R. K. Hilliard, A. K. Postma, J. D. McCormack and L. F. Coleman, “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment”, Nucl. Technol., Vol. 10, 499-519, 1971

(2) R. K. Hilliard, L. F. Coleman, C. E. Linderoth, J. D. McCormack and A. K. Postma, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays- Containment System Experiment Interim Report”, BNWL-1244, 1970

(3) R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiment”, BNWL-1457, 1970

[1] 自然沈着速度の算出には 1 回目のスプレイ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「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに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

CSE 実験 でスプレイを使用しない A-5 及び A-11 における無機よう素の格納容器気相部濃度の時間変化を図 1 に示す。初期の沈着(スプレイ未使用の期間)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。

BNWL-1457

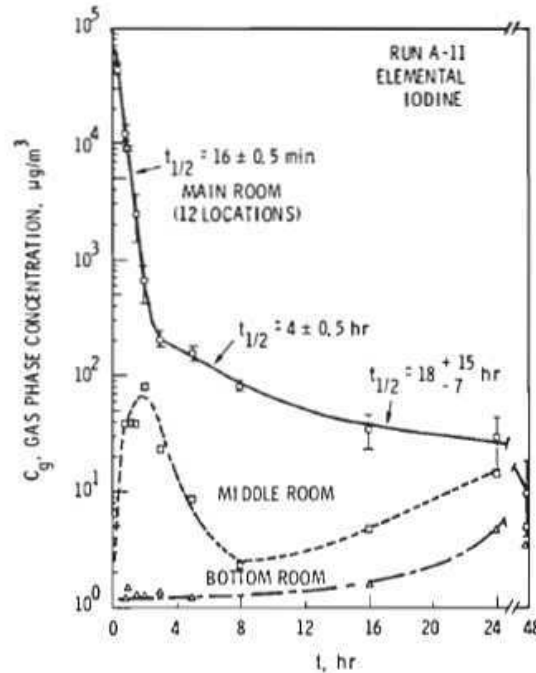
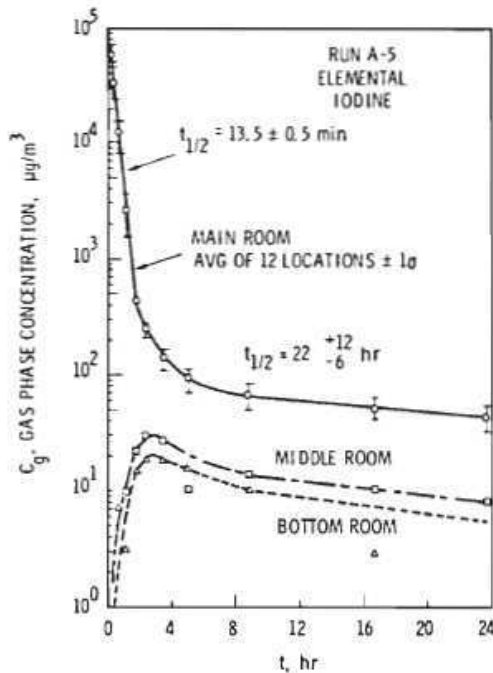


FIGURE B-5.

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女川 2 号炉の比表面積について表 2 に示す。CSE 実験と女川 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 実験と女川 2 号炉の比表面積の比較

	CSE 実験体系	女川 2 号炉
体積(m³)	約 600	約 13,000
表面積(m²)	約 570	約 12,000
比表面積(m⁻¹)	約 0.96	約 0.93

2-6 原子炉建屋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屋の負圧達成時間 70 分 (=非常用ガス処理系 (以下「SGTS」という。) 排風機起動 60 分+排風機起動から原子炉建屋負圧達成時間 10 分) は, 表 2-6-1 に示すとおり設定している。なお, 排風機起動から負圧達成までの時間については, 原子炉格納容器から原子炉区域への漏えい量, 原子炉区域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 2-6-1 2 号炉の原子炉建屋負圧達成時間について

		2 号炉
原子炉建屋自由空間体積		
SGTS 排風機流量		2, 500
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生～SGTS 排風機起動	60 分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	< 約 10 分
		< 約 70 分
評価において使用する原子炉建屋負圧達成時間		70 分

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

原子炉建屋負圧達成時間の算出について

原子炉建屋を SGTS 排風機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

原子炉建屋の圧力評価モデルを図 1 に示す。

原子炉建屋圧力は、SGTS 排風機による排気と、原子炉区域インリーク及び原子炉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。

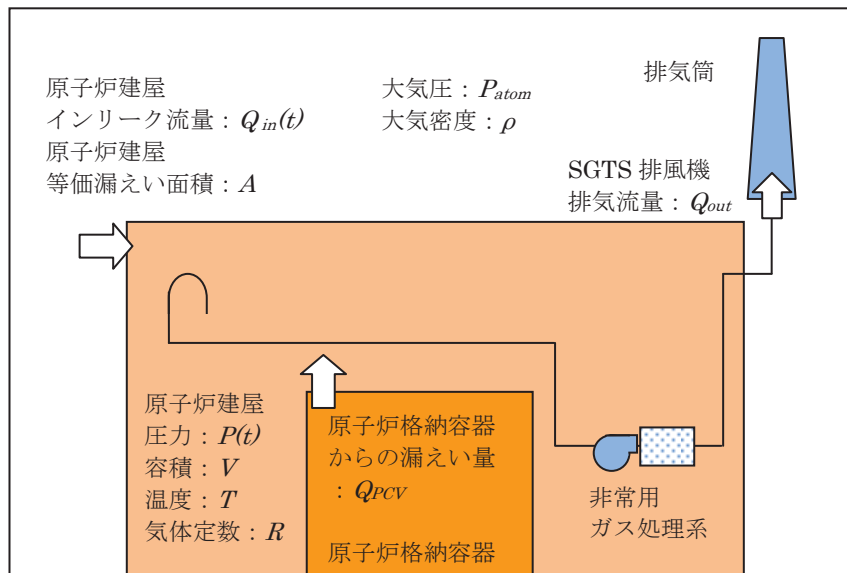


図 1 原子炉建屋の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉建屋の圧力変化率は、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。

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

したがって、原子炉建屋の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

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

Q_{out} : SGT S排風機流量[m³/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉建屋インリーク流量[m³/s]

$Q_{PCV}(t)$: 格納容器からの漏えい流量[m³/s]

原子炉建屋インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建屋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。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} \quad \dots (3)$$

A : 原子炉建屋等価漏えい面積[m²]

原子炉建屋等価漏えい面積 A は、原子炉建屋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、原子炉格納容器内のガスが原子炉建屋に漏えいし、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。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \quad \dots (4)$$

γ_{PCV} : 格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉建屋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

原子炉建屋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 原子炉建屋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))	101,325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温 40℃の密度を設定
原子炉建屋圧力	$P(t)$	Pa (abs)	-	事故発生後、原子炉建屋圧力は大気圧まで戻ると想定し、初期圧力には大気圧を設定
原子炉建屋容積	V	m ³		設計値
原子炉建屋温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建屋等価漏えい面積	A	m ²		原子炉建屋の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出 ^{※1}
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.694 (2500)	設計値 (定格流量)
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa (gage) (kPa (gage))	384×10^3 (384)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m ³	13,100	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建屋と同じ温度を仮定
原子炉格納容器設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1 原子炉区域の設計気密度は、「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 50%以下」である。ここでは、保守的に 50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 評価結果

原子炉建屋圧力の時間変化を図 2 に示す。

SGTS 排風機起動後、原子炉建屋圧力は単調に低下し、約 520 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 520 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

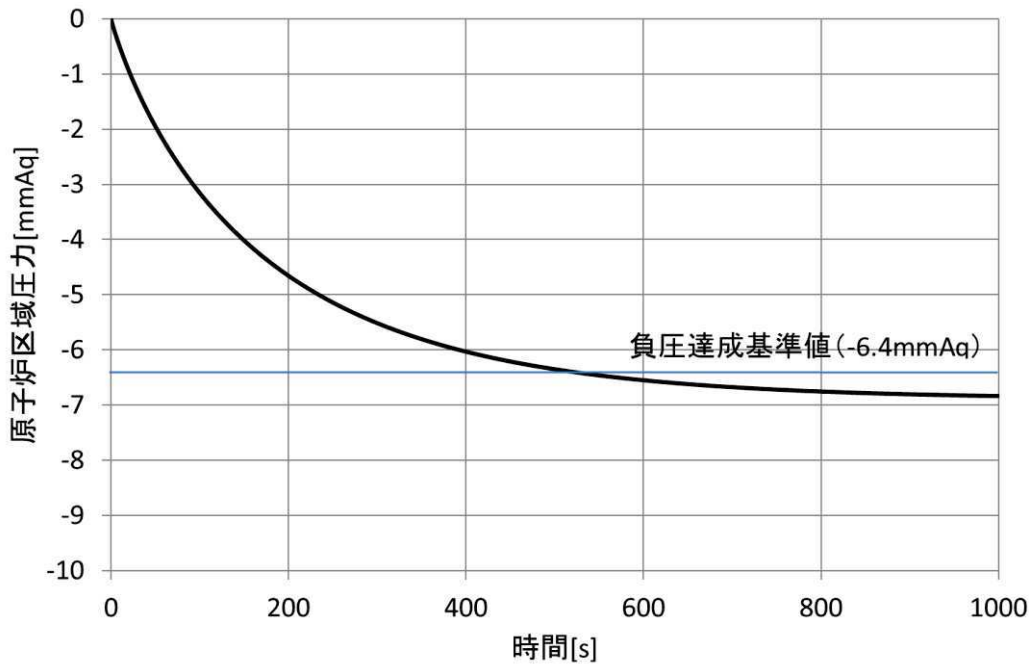


図 2 原子炉建屋圧力の時間変化

2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

女川原子力発電所敷地内において観測した 2012 年 1 月から 2012 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あたり、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あたっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高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地上高 71m の観測データに加え、参考として地上高 10m 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：2002 年 1 月～2011 年 12 月

検定年：2012 年 1 月～2012 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地上高 71m の観測データについては、有意水準 5%で棄却された項目が 0 項目であり、地上高 10m の観測データについては 1 項目であったことから、棄却数が少なく検定年が長期間の気象状態を代表していると判断した。

検定結果を表 2-7-1 から表 2-7-4 に示す。

表 2-7-1 棄却検定表（風向）（地上高 71m）

検定年：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.68	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.03	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	7.41	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	6.66	8.16	4.95	○
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	5.99	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	3.32	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	2.99	3.87	1.57	○
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	4.28	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	3.83	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	5.65	6.49	3.64	○
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	7.46	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	4.34	6.92	3.77	○
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.21	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	14.76	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	15.14	17.59	12.58	○
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	3.66	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○

表 2-7-2 棄却検定表（風速）（地上高 71m）

検定年：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 B 点（標高 175m, 地上高 71m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	9.22	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	13.84	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.48	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	12.56	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.28	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	8.39	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	7.07	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.89	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.23	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.43	16.22	10.13	○

表 2-7-3 棄却検定表（風向）（地上高 10m）

検定年：敷地内 A 点（標高 70m, 地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点（標高 70m, 地上高 10m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風 向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	6.73	9.19	3.58	○
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	2.50	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	3.24	5.29	1.84	○
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	6.13	7.67	3.81	○
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	6.23	7.67	3.98	○
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	2.41	3.56	1.59	○
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	6.49	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	2.19	2.41	1.46	○
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	5.18	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	7.45	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	10.95	17.60	9.14	○
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.00	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	11.42	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	9.27	17.44	6.52	○
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	7.52	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	2.43	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○

表 2-7-4 棄却検定表（風速）（地上高 10m）

検定年：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
 統計期間：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
 (%)

統計年 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	38.52	43.16	29.25	○
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	30.05	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	15.76	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	6.46	9.89	5.95	○
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	2.30	5.23	1.47	○
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	0.71	2.31	0.41	○
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	0.21	0.97	-0.05	○
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	0.10	0.43	-0.11	○
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.03	0.17	-0.07	○
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.00	0.07	-0.03	○

2-8 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 2-8-1 から図 2-8-12, 評価結果を表 2-8-1 に示す。

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 2-8-2 から表 2-8-5 に示す。

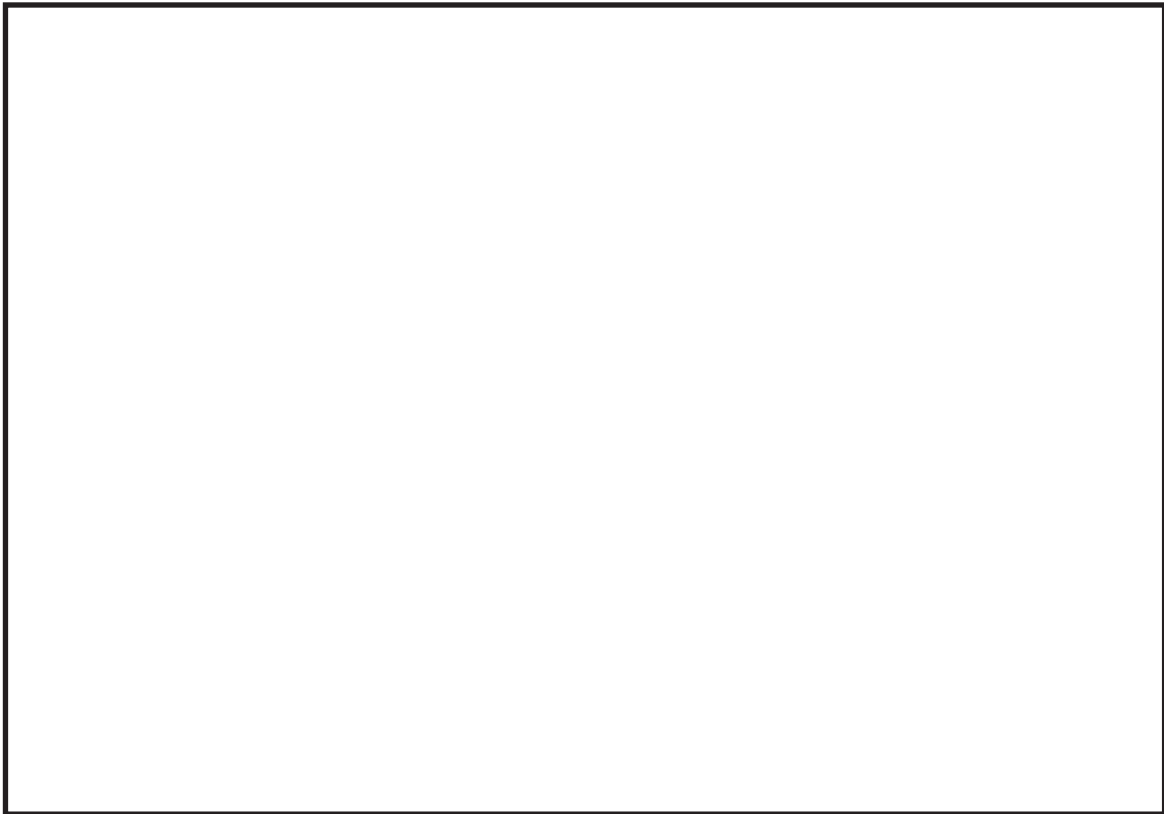


図 2-8-1 着目方位

(放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室給気口)

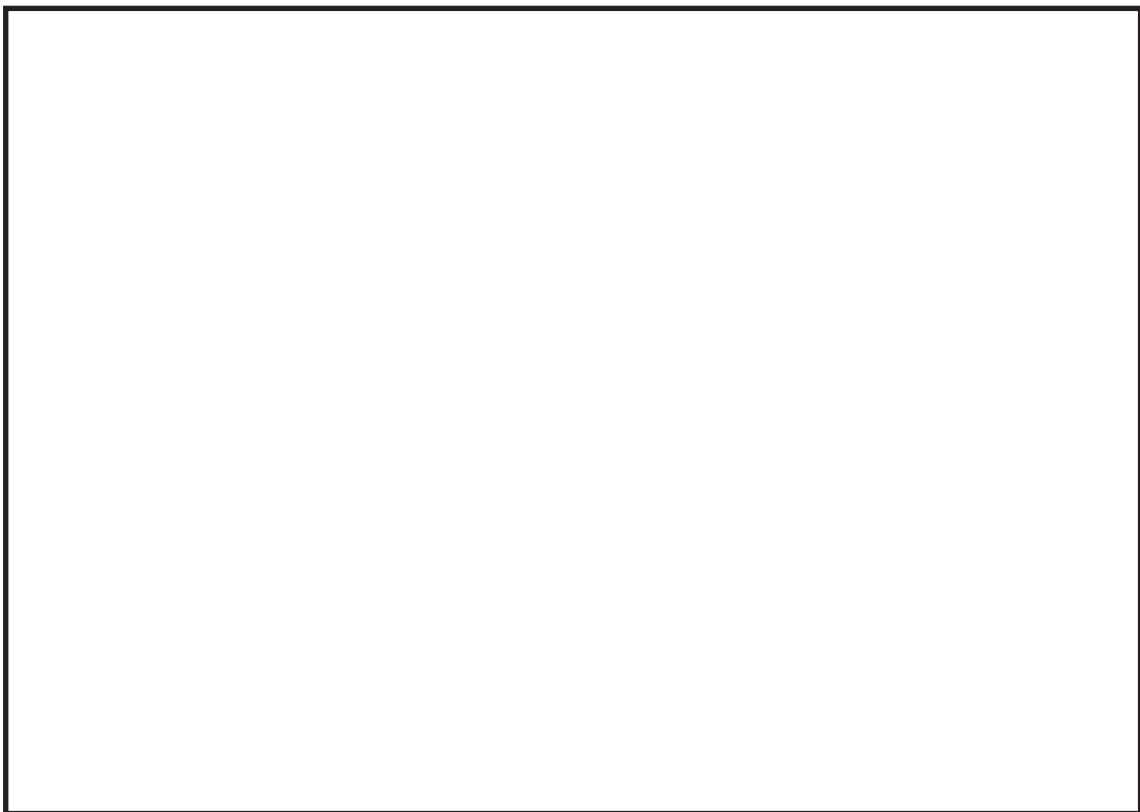


図 2-8-2 着目方位

(放出点：原子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)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-2

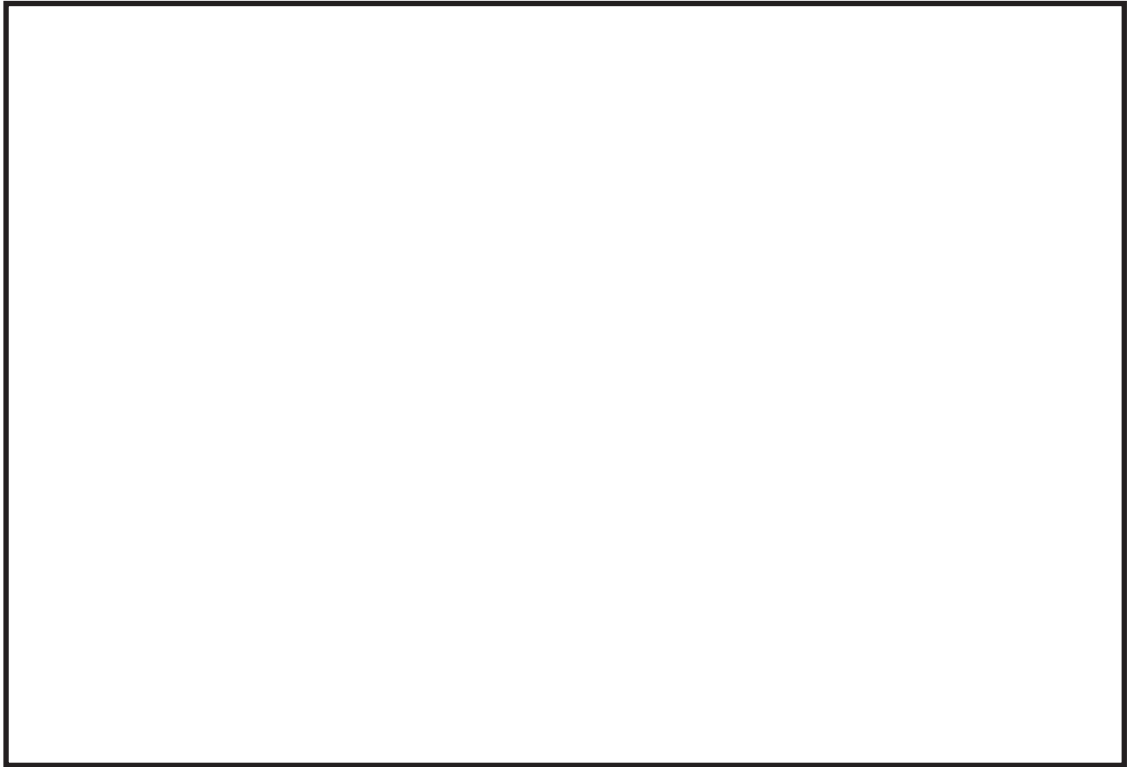


図 2-8-3 着目方位

(放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：出入管理所)

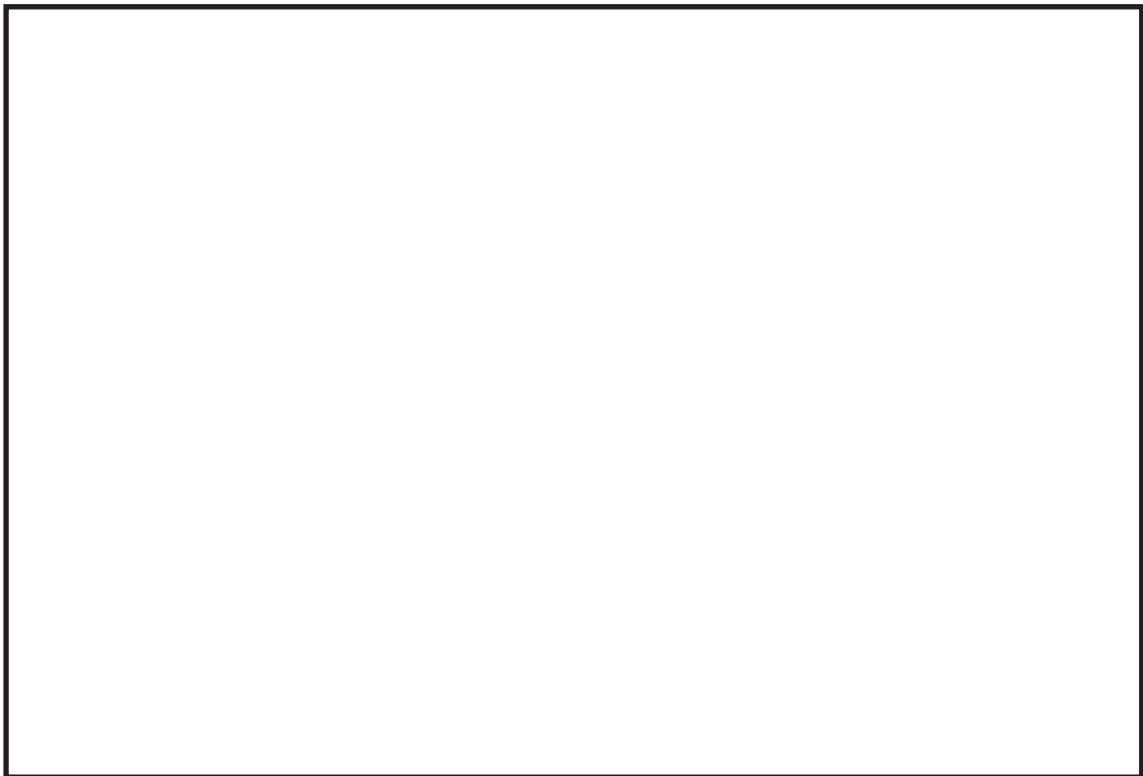


図 2-8-4 着目方位

(放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-3

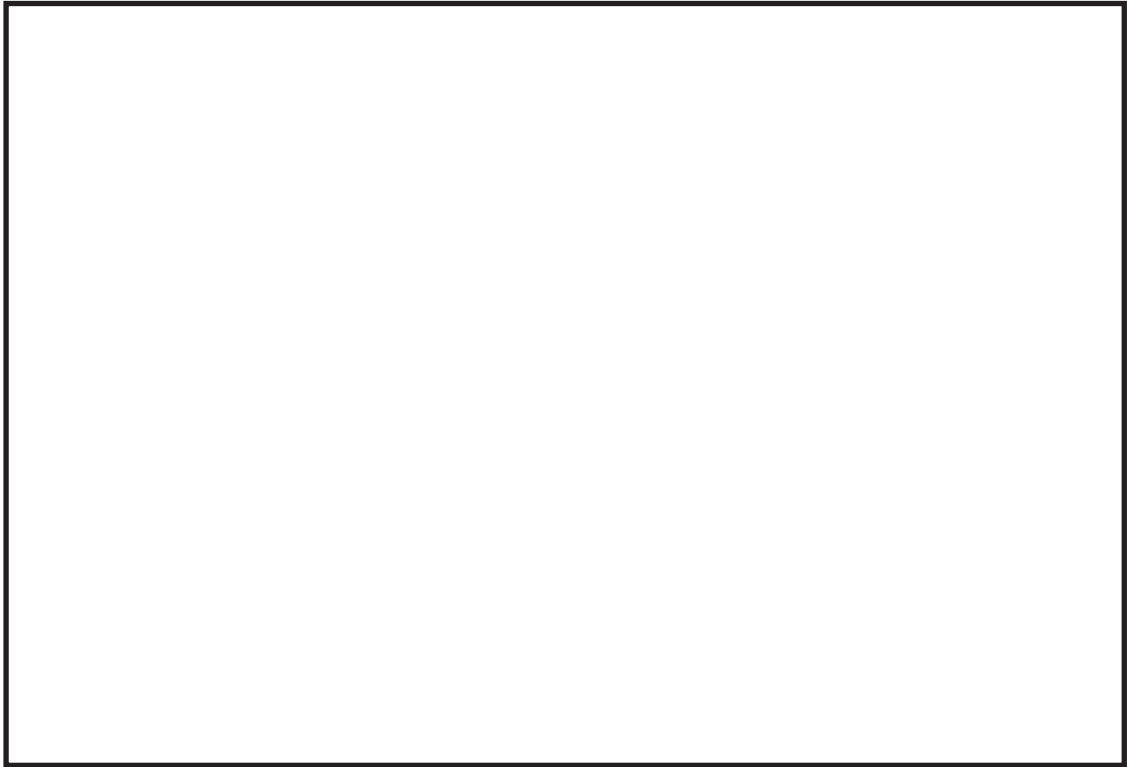


図 2-8-5 着目方位

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室給気口)

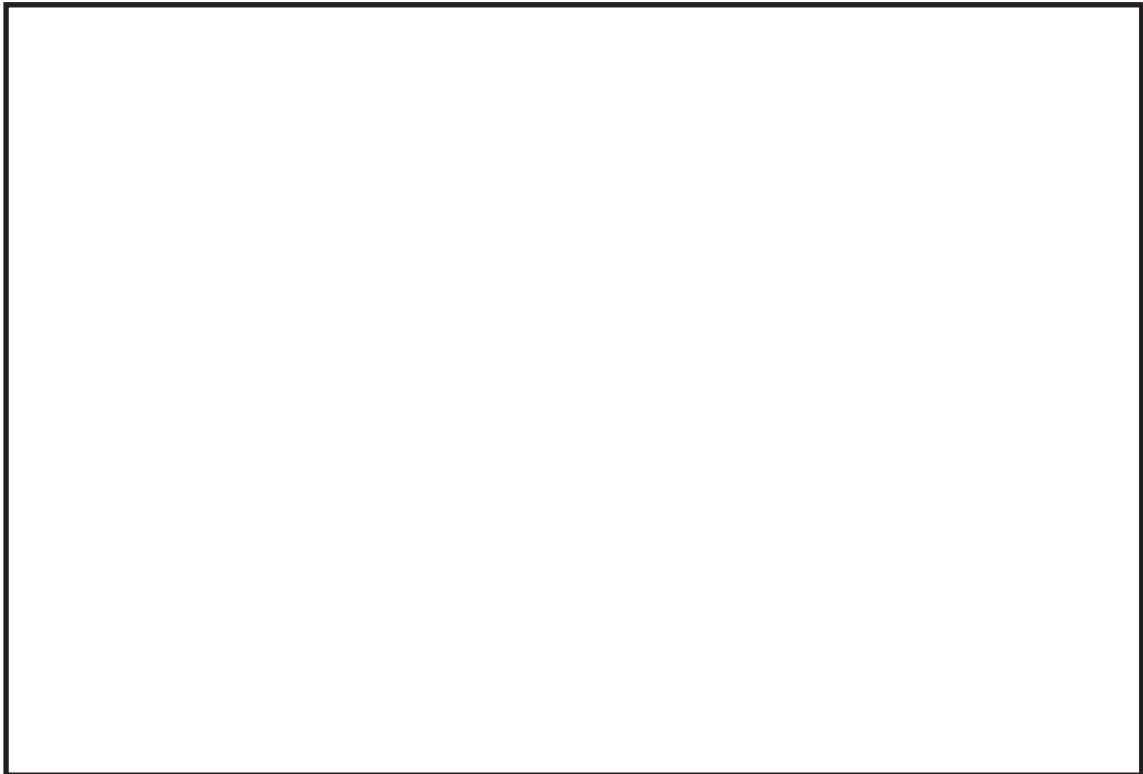


図 2-8-6 着目方位

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-4

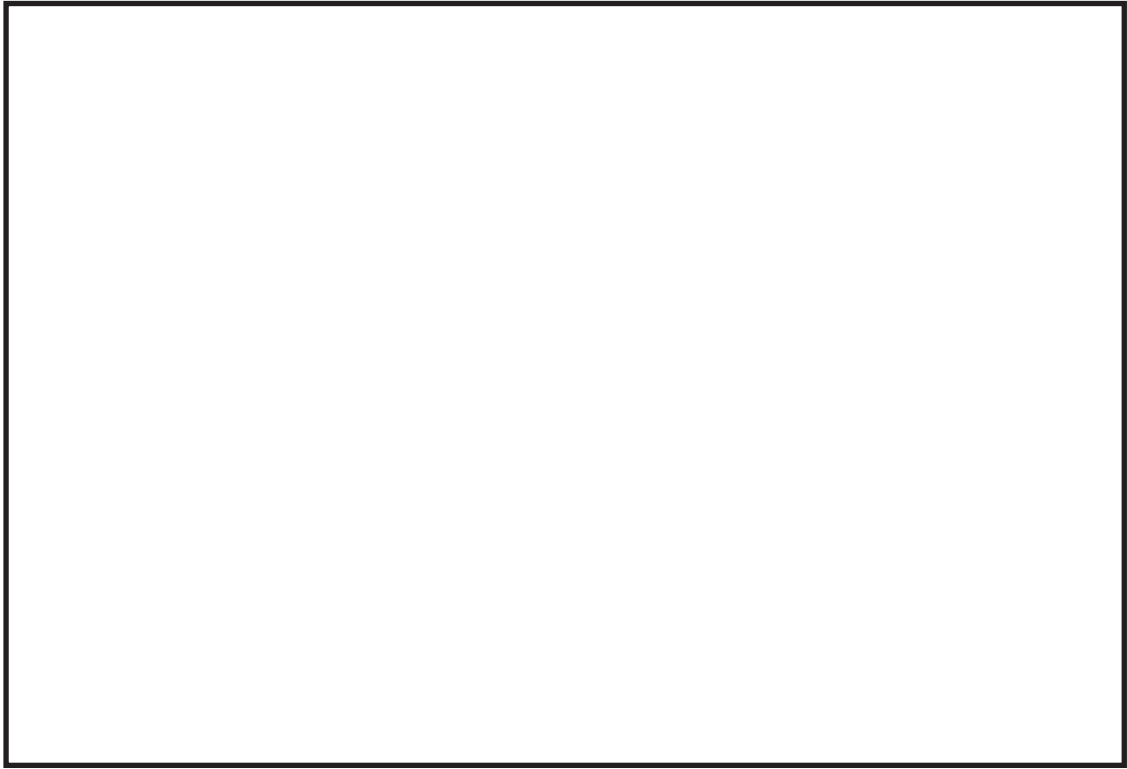


図 2-8-7 着目方位

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所)

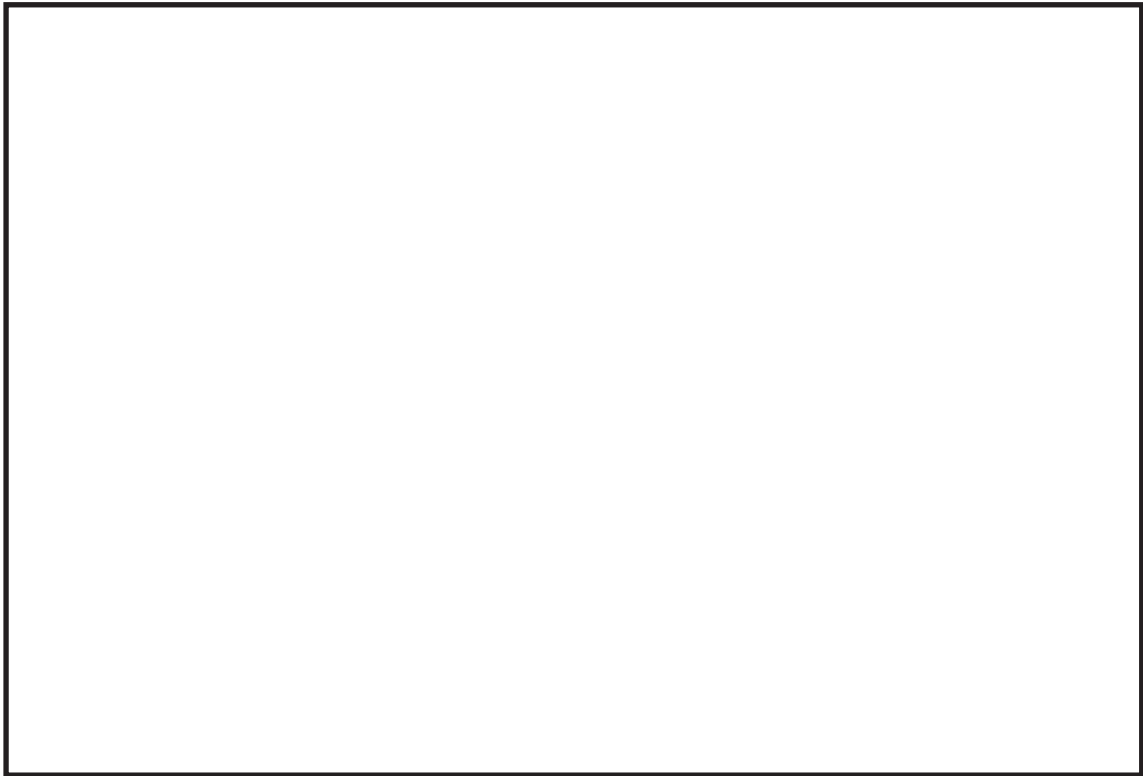


図 2-8-8 着目方位

(放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-5

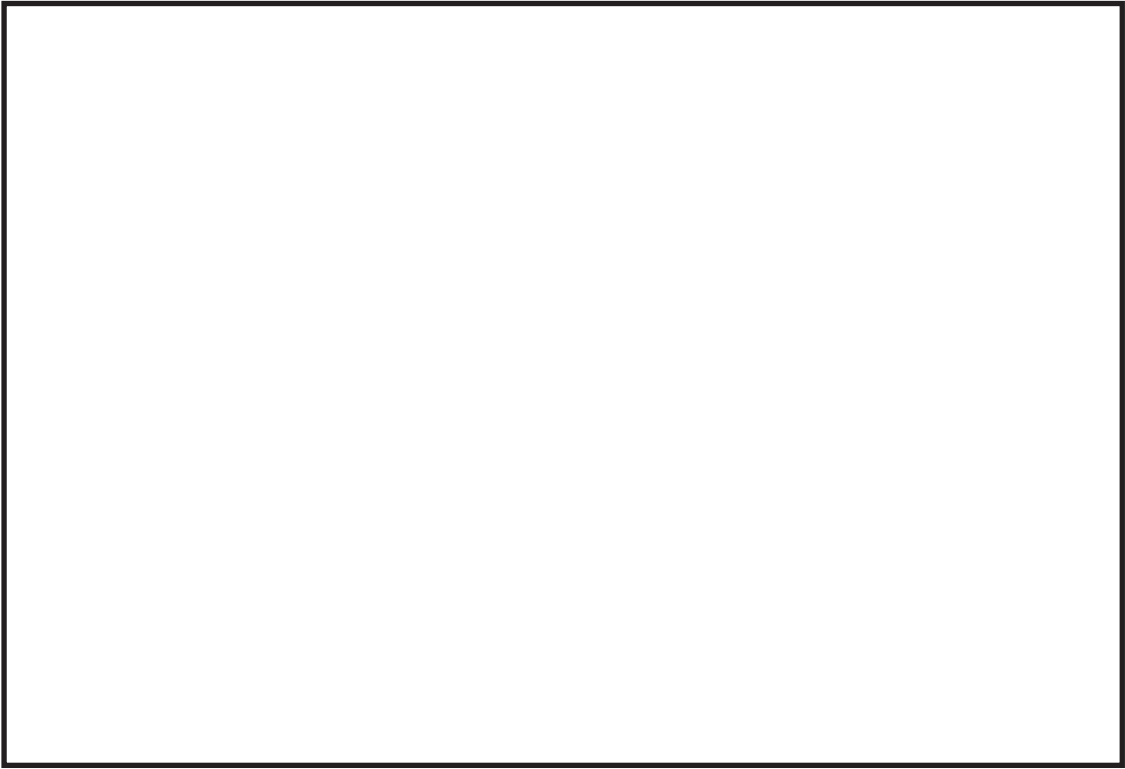


図 2-8-9 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室給気口)

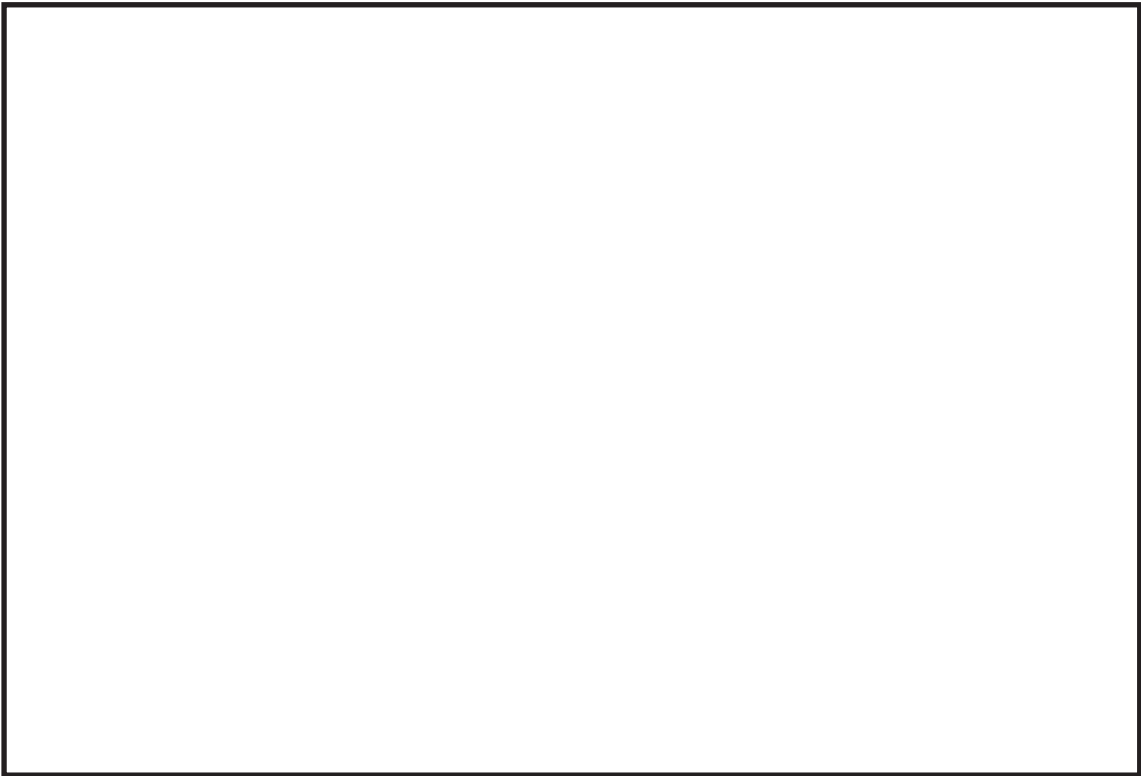


図 2-8-10 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-6

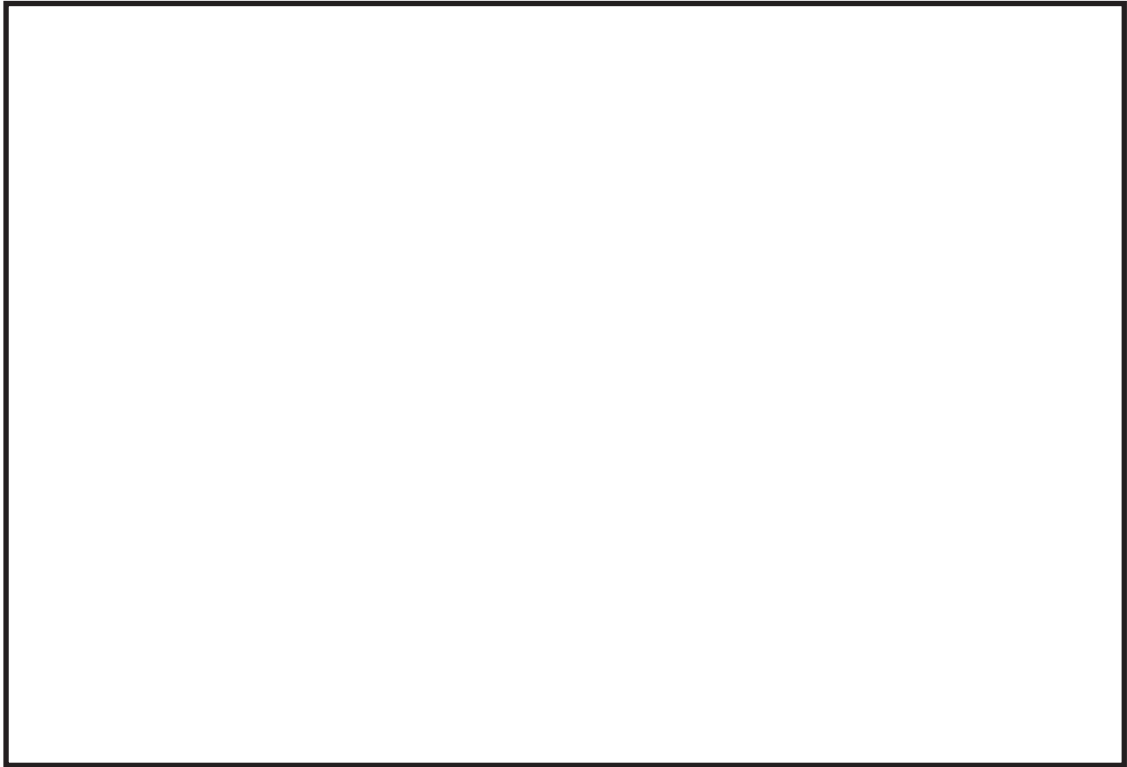


図 2-8-11 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：出入管理所)

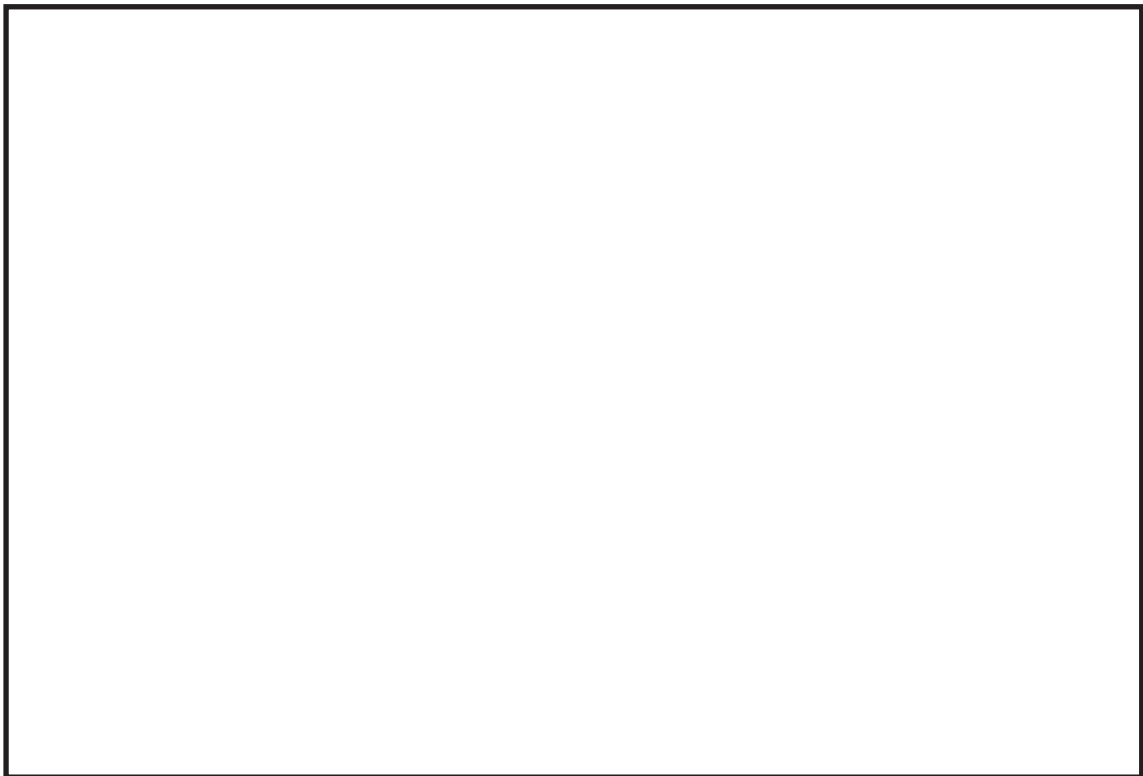


図 2-8-12 着目方位
(放出点：排気筒，評価点：制御建屋出入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-7

表 2-8-1 各評価点における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]
原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブロー アウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	SE	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-8-2 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室給気口）

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 換気空調系 給気口	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	5.8E-04	97.01	4.6E-18
		<u>97.00</u>	<u>5.8E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>4.6E-18</u>
		96.99	5.8E-04	96.99	4.6E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	1.3E-03	97.01	5.0E-18
		<u>97.00</u>	<u>1.3E-03</u>	<u>97.00</u>	<u>5.0E-18</u>
		96.99	1.3E-03	96.99	5.0E-18
	
	排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		<u>97.01</u>	<u>2.8E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.0E-19</u>
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
	

表 2-8-3 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	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	8.6E-04	97.01	6.6E-18
		<u>97.00</u>	<u>8.6E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>6.6E-18</u>
		96.99	8.6E-04	96.99	6.6E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	1.6E-03	97.01	6.3E-18
		<u>97.00</u>	<u>1.6E-03</u>	<u>97.00</u>	<u>6.3E-18</u>
		96.99	1.6E-03	96.99	6.3E-18
	
	排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		<u>97.01</u>	<u>2.8E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.0E-19</u>
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
	

表 2-8-4 相対濃度及び相対線量の値 (出入管理所)

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]
出入管理所	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	5.0E-04	97.01	4.3E-18
		<u>97.00</u>	<u>5.0E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>4.3E-18</u>
		96.99	5.0E-04	96.99	4.3E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	9.9E-04	97.01	4.4E-18
		<u>97.00</u>	<u>9.9E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>4.4E-18</u>
		96.99	9.9E-04	96.99	4.4E-18
	
	排気筒
		97.02	4.0E-06	97.02	1.4E-19
		<u>97.01</u>	<u>4.0E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.4E-19</u>
		96.99	4.0E-06	96.99	1.4E-19
	

表 2-8-5 相対濃度及び相対線量の値（制御建屋出入口）

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]
制御建屋 出入口	原子炉格納容 器フィルタベ ント系排気管
		97.01	7.1E-04	97.01	5.6E-18
		<u>97.00</u>	<u>7.1E-04</u>	<u>97.00</u>	<u>5.6E-18</u>
		96.99	7.1E-04	96.99	5.6E-18
	
	原子炉建屋ブ ローアウトパ ネル
		97.01	1.5E-03	97.01	6.0E-18
		<u>97.00</u>	<u>1.5E-03</u>	<u>97.00</u>	<u>6.0E-18</u>
		96.99	1.5E-03	96.99	6.0E-18
	
	排気筒
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		<u>97.01</u>	<u>2.8E-06</u>	<u>97.01</u>	<u>1.0E-19</u>
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
	

2-9 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、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 2 2-10, 2-11 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)]に従い評価した相対濃度を用いた。

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

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

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

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

(2) 湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_w(x, y)_i$: 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 : 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 で降水強度 [mm/h]

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

h : 放出高さ [m]

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

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

2. 評価結果

表 2-9-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点における検討結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は 1.0~1.2 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 2-9-1 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)
原子炉格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 36m)	中央制御室 換気空調系給気口	約 1.7×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.2
	中央制御室中心	約 2.6×10 ⁻⁶	約 2.7×10 ⁻⁶	約 1.0
	出入管理所	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.8×10 ⁻⁶	約 1.2
	制御建屋出入口	約 2.1×10 ⁻⁶	約 2.6×10 ⁻⁶	約 1.2
原子炉建屋ブロー アウトパネル (地上 0m)	中央制御室 換気空調系給気口	約 3.9×10 ⁻⁶	約 4.1×10 ⁻⁶	約 1.1
	中央制御室中心	約 4.8×10 ⁻⁶	約 5.5×10 ⁻⁶	約 1.1
	出入管理所	約 3.0×10 ⁻⁶	約 3.3×10 ⁻⁶	約 1.1
	制御建屋出入口	約 4.5×10 ⁻⁶	約 5.3×10 ⁻⁶	約 1.2
排気筒 (地上 80m)	中央制御室 換気空調系給気口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1
	中央制御室中心	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1
	出入管理所	約 1.2×10 ⁻⁸	約 1.3×10 ⁻⁸	約 1.1
	制御建屋出入口	約 8.4×10 ⁻⁹	約 9.0×10 ⁻⁹	約 1.1

※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

2-10 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 2 2-9 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、建屋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 $0.5\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが、原子炉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原子炉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 $0.1\mu\text{m}$ ～ $5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（図 2-10-1）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。

ENVIRONMENTAL EFFECTS

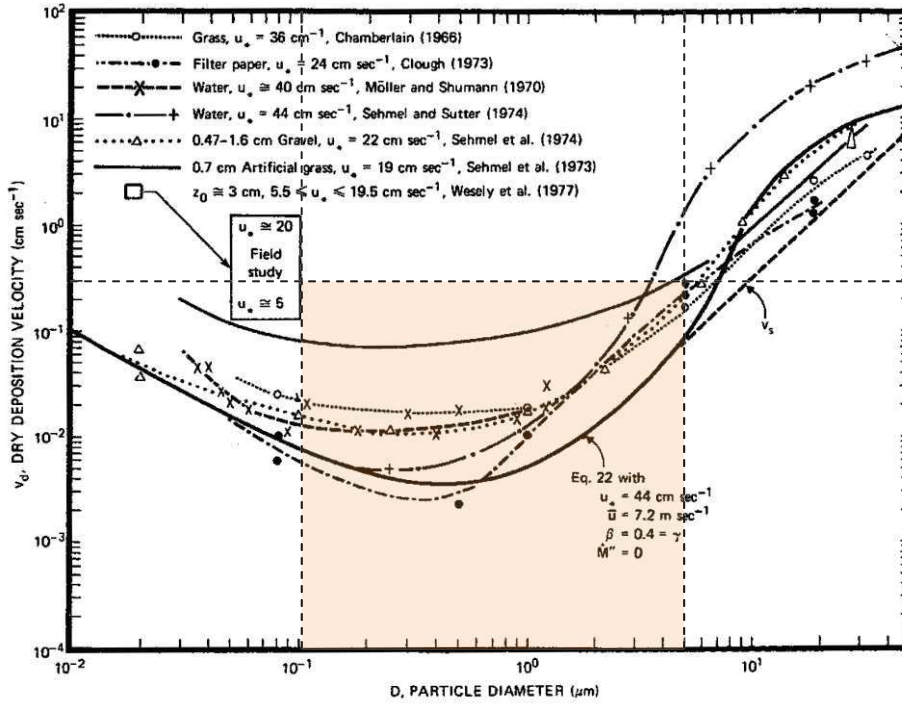


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

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

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

(参考)

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原子炉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原子炉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、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉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（原子炉格納容器、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、原子炉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径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (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した条件で実施した比較試験
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、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP ^{※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子の粒径はPHEBUS 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) LA2, ORNL
- ※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

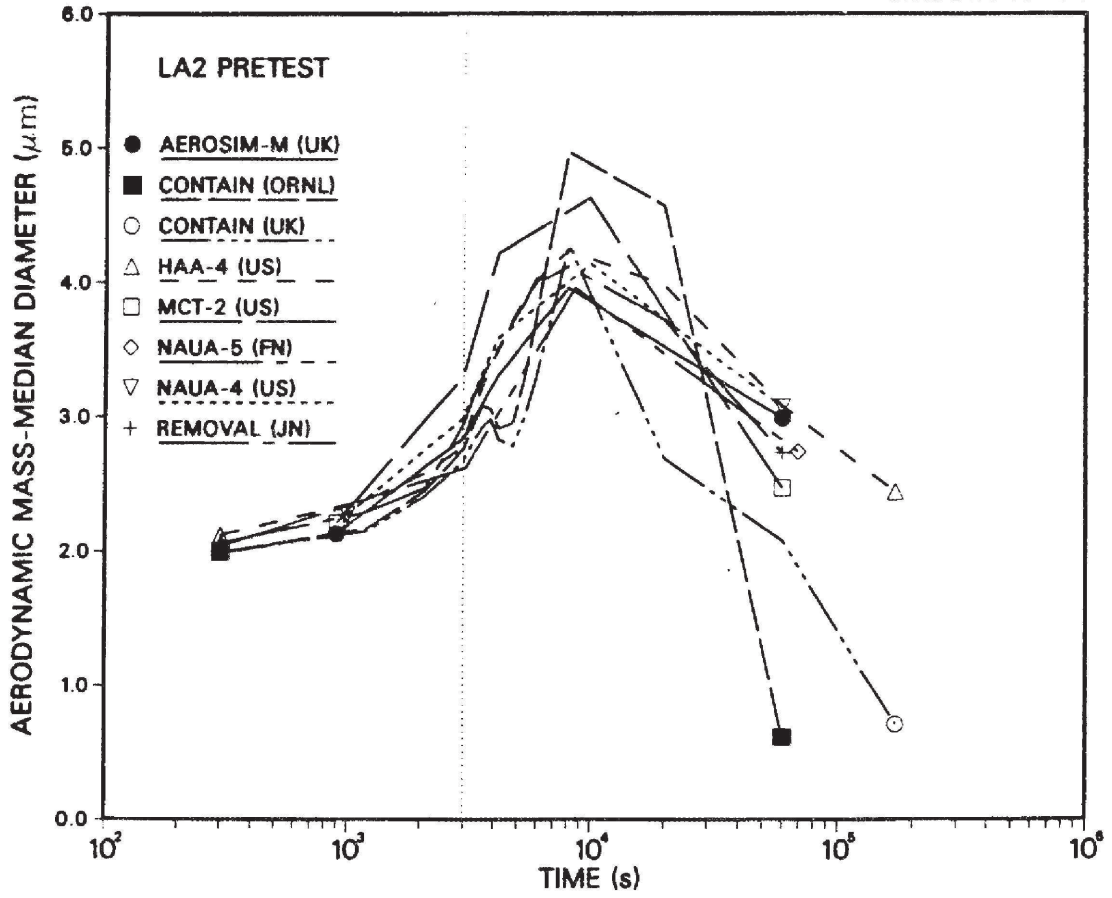


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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 PHEBUS 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 が実施した試験	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
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 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

2-11 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、原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾル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3 PSA 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、実験では 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、有機よう素の沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度 0.3 cm/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、エアロゾルへ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 andcrops

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.

2-12 マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合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、電動ファン付き全面マスクによる防護係数を 1000 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 （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 2-12-1 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。

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

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。

3. 電動ファン付き全面マスクの防護係数1000について

空気中の放射性物質の濃度が特に高い環境で作業を行う場合（例えば、可搬型陽圧化空調機の起動前における中央制御室滞在時等）、電動ファン付き全面マスクを着用する。

電動ファン付き全面マスクを納入している2つのマスクメーカーにおいて、電動ファン付き全面マスク（よう素吸収缶）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 $\geq 1.71 \times 10^3$ 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0.058%以下）

表 2-12-2 マスクメーカーA による除染係数検査結果
RDG-72HP（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	
8.83×10^{-2}	1.91×10^{-5}	4.62×10^3	2.64×10^{-5}	3.34×10^3	試験流量：47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08×10^{-5}	ND	<u>1.71×10^3</u> ^{※1}	4.73×10^{-8}	<u>1.71×10^3</u>	

ND：検出限界値未満

※1 10 時間試験において最初に検出されたサンプリング時間の DF を示す

表 2-12-3 マスクメーカーB による除染係数検査結果
CA-V3NRI（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	
8.84×10^{-2}	5.04×10^{-7}	1.75×10^5	3.03×10^{-6}	2.92×10^4	試験流量：38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89×10^{-5}	ND (3.3×10^{-8})	3.0×10^3 ^{※2}	ND (2.2×10^{-8})	4.5×10^3 ^{※2}	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

※2 DF 値は、検出限界値より算出した

また、同じくマスクメーカーにより電動ファン付き全面マスクの漏れ率を検査しており、0.01%未満であった。

電動ファン付き全面マスクは、電動ファンを内蔵しており、図 2-12-1 のとおり着用者の呼吸を常に監視しながらフィルタを通した十分な量の空気を面体に供給することで、面体内を常に陽圧に保つことができるため、全面マスクに比べ着用者による防護係数の低下の可能性は低い。

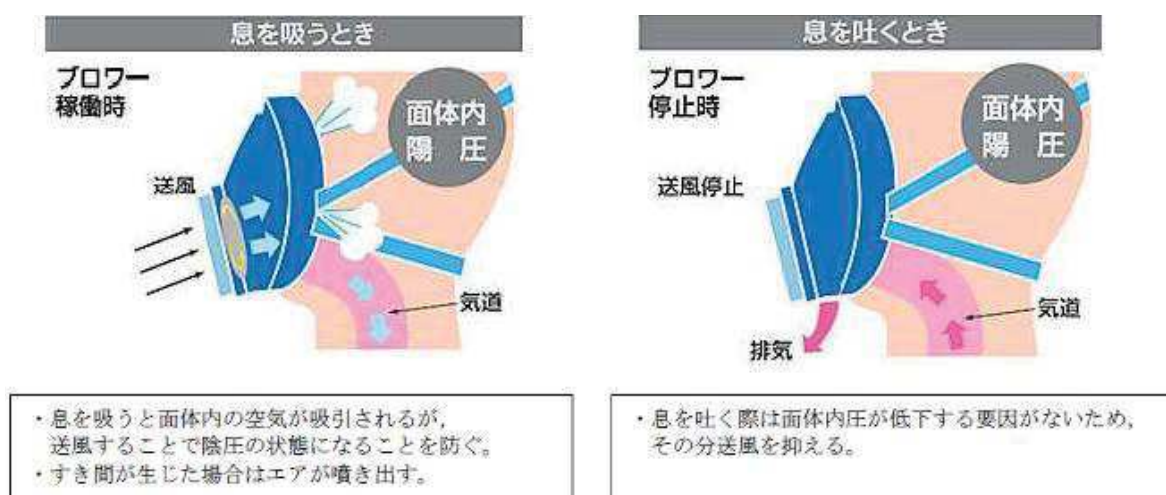


図 2-12-1 陽圧化マスクのイメージ
(興研株式会社 HP より一部抜粋)

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 1470 であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率} (\%) + \text{フィルタ透過率} (\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.058) \doteq 1470 \end{aligned}$$

このため、電動ファン付き全面マスクによる防護係数は、保守的に 1000 とする。

加えて、電動ファン付き全面マスクは、面体内が陽圧化するため、全面マスクに比べ楽に呼吸をすることができる。

電動ファン付き全面マスクのバッテリー稼働時間は、メーカー公称値として 5 時間以上となっている。なお、電源が切れた状態においても、全面マスク同等の防護係数を有する。

2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく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、原子炉建屋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、原子炉建屋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。なお、中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線）による被ばくについても評価しており、評価方法については「2-18 格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについて」に記載する。

1. 原子炉建屋内の積算線源強度

原子炉格納容器から原子炉建屋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（約 $1.2 \times 10^5 \text{m}^3$ ）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、核種の原子炉建屋内への漏えい率 [Bq/s] は、添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 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原子炉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 の原子炉建屋への漏えい率 [Bq/s]

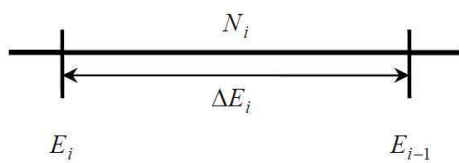
λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]

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、制動放射(UO₂)を考慮した ORIGEN2 ライブラリ(gxuo2brm.lib)値を参照する。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 MATXSLIB-J33(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2-13-1参照)

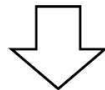
以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の積算線源強度は添付資料2-2-1の表2-1-7のとおり。

(18群構造)

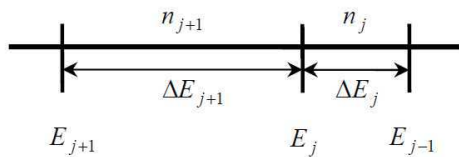


E_i : 18群構造の第*i*群のエネルギー上限
 E_{i-1} : 18群構造の第*i-1*群のエネルギー上限
 N_i : 18群構造の第*i*群の強度
 ΔE_i : 18群構造の第*i*群と第*i-1*群エネルギー幅

なお、ガンマ線放出割合データとして18群構造に対応したORIGEN2コードの光子ライブラリデータを用いる。



(42群構造)



E_j : 42群構造の第*j*群のエネルギー上限
 E_{j+1} : 42群構造の第*j+1*群のエネルギー上限
 E_{j-1} : 42群構造の第*j-1*群のエネルギー上限
 n_j : 42群構造の第*j*群の強度
 n_{j+1} : 42群構造の第*j+1*群の強度
 ΔE_j : 42群構造の第*j*群と第*j-1*群エネルギー幅
 ΔE_{j+1} : 42群構造の第*j+1*群と第*j*群エネルギー幅

$$n_{j+1} = \frac{\Delta E_{j+1}}{\Delta E_i} N_i$$

$$n_j = \frac{\Delta E_j}{\Delta E_i} N_i$$

$$E_{i-1} > E_{j-1} \text{ の場合}$$

(上限エネルギー不一致)

$$n_j = \frac{E_{i-1} - E_j}{\Delta E_i} N_i$$

図2-13-1 エネルギー群の変換方法

2. 評価体系

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は添付資料 2-2-1 の図 2-1-1 のとおり。

中央制御室滞在時の評価に当たっては、制御建屋の外壁、床面及び中央制御室待避所の遮蔽効果のみを考慮した。評価点は中央制御室及び中央制御室待避所の中で直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量の合計が最も高い箇所（原子炉建屋に最も近い壁面付近は壁面に対し斜めに透過するガンマ線が多くなるために遮蔽効果が大きくなり線量が最も高い位置にはならないことから、遮蔽効果が小さくなるように躯体に対し垂直に透過してくるガンマ線が多くなる壁面から離れた評価点を選定）とし、評価点高さは中央制御室の床面から 1.2m とした。

入退域時の評価に当たっては、周囲の遮蔽壁による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は出入管理所及び制御建屋出入口とし、評価点高さは地面から 1.2m とした。

なお、直接ガンマ線の評価に当たっては、原子炉建屋の地下階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は地下階の外壁及び土壌により十分に遮蔽されると考えられることから、1 階から最上階（3 階）まで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。また、スカイシャインガンマ線の評価に当たっては、下層階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は原子炉建屋の床面により十分に遮蔽されると考えられることから、最上階（3 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 2-13-1 及び表 2-13-2 に示す。

表 2-13-1 評価結果（代替循環冷却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	約 5.0×10^{-2}	約 1.4×10^{-3}
		2日	約 5.4×10^{-2}	約 2.0×10^{-3}
		3日	約 5.5×10^{-2}	約 2.2×10^{-3}
		4日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		5日	約 5.7×10^{-2}	約 2.6×10^{-3}
		6日	約 5.7×10^{-2}	約 2.7×10^{-3}
		7日	約 5.8×10^{-2}	約 2.8×10^{-3}
入退域時	出入管理所	1日	約 3.9×10^0	約 1.0×10^0
		2日	約 5.2×10^0	約 1.7×10^0
		3日	約 5.9×10^0	約 2.1×10^0
		4日	約 6.3×10^0	約 2.4×10^0
		5日	約 6.7×10^0	約 2.6×10^0
		6日	約 7.0×10^0	約 2.8×10^0
		7日	約 7.3×10^0	約 3.0×10^0
入退域時	制御建屋 出入口	1日	約 5.5×10^0	約 3.6×10^0
		2日	約 7.5×10^0	約 6.2×10^0
		3日	約 8.6×10^0	約 7.7×10^0
		4日	約 9.4×10^0	約 8.7×10^0
		5日	約 1.0×10^1	約 9.6×10^0
		6日	約 1.1×10^1	約 1.1×10^1
		7日	約 1.1×10^1	約 1.1×10^1

表 2-13-2 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	約 5.0×10^{-2}	約 1.4×10^{-3}
		2日	約 5.5×10^{-2}	約 2.1×10^{-3}
		3日	約 5.6×10^{-2}	約 2.4×10^{-3}
		4日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		5日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		6日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		7日	約 5.6×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
入退域時	出入管理所	1日	約 3.9×10^0	約 1.0×10^0
		2日	約 5.4×10^0	約 1.9×10^0
		3日	約 6.2×10^0	約 2.3×10^0
		4日	約 6.4×10^0	約 2.4×10^0
		5日	約 6.5×10^0	約 2.5×10^0
		6日	約 6.5×10^0	約 2.6×10^0
		7日	約 6.5×10^0	約 2.6×10^0
	制御建屋 出入口	1日	約 5.5×10^0	約 3.6×10^0
		2日	約 7.9×10^0	約 6.7×10^0
		3日	約 9.1×10^0	約 8.4×10^0
		4日	約 9.5×10^0	約 9.0×10^0
		5日	約 9.6×10^0	約 9.3×10^0
		6日	約 9.7×10^0	約 9.4×10^0
		7日	約 9.7×10^0	約 9.5×10^0

2-14 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屋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。

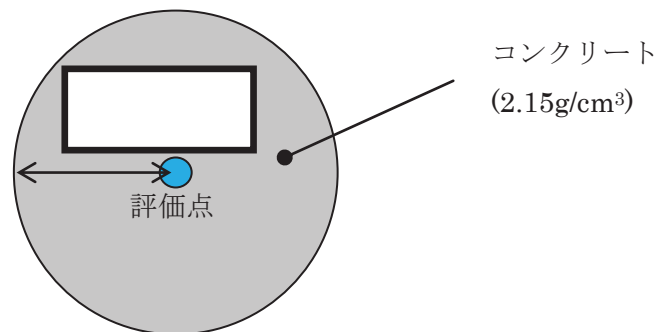
1. 放出量及び大気拡散

大気中への放出放射エネルギーは添付資料 2-2-1 の表 2-1-2 の値を用いた。また、使用する相対線量は添付資料 2-2-1 の表 2-1-5 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、遮蔽厚さをコンクリート と設定した。また、中央制御室待避所滞在時の評価においては、中央制御室待避所を囲む遮蔽を考慮し、遮蔽厚さをコンクリート と設定した。評価モデルを図 2-14-1 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。



※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

図 2-14-1 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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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]

ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。また、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) から MAT XSLIB-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。

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 2-14-1 及び表 2-14-2 に示す。

表 2-14-1 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		7 日	約 7.3×10^0
入退域時	出入管理所	7 日	約 2.0×10^1
	制御建屋出入口	7 日	約 2.5×10^1

表 2-14-2 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	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		7 日	約 1.2×10^2
中央制御室待避所滞在時		10 時間	約 4.7×10^0
入退域時	出入管理所	7 日	約 2.1×10^3
	制御建屋出入口	7 日	約 2.7×10^3

2-15 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屋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、出入管理所及び制御建屋出入口と同じ濃度で、その周辺の地表面に一樣に沈着しているものと仮定した。

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積算崩壊数[Bq・s/m²]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。

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

- S_{γ} : エネルギー γ の photon の積算線源強度[photons/m²]
 Q_k : 核種 k の積算崩壊数[Bq・s/m²]
 $s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率[photons/(Bq・s)]

ここで、核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]は以下の式により評価した。

$$Q_k = \int_0^T (\chi/Q) \cdot q_k(t) \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k \cdot (T-t))) dt$$

- Q_k : 核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]
 (χ/Q) : 相対濃度[s/m³]
 $q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]
 V_g : 地表面への沈着速度[m/s]
 f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[-]
 λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]
 T : 評価期間[s]

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は、出入管理所及び制御建屋出入口の値として表 2-1-5 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 2 2-9, 2-10, 2-11 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 (UO₂) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxuo2brm.lib) 値から求めた。

以上の条件に基づき評価した地表面また、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 MATXSLIB-J33 (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 2-13-1 参照)

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 2-15-1 から表 2-15-4 に示す。

表2-15-1 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
(出入管理所) (代替循環冷却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)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 6.4×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 7.1×10 ¹³
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 7.2×10 ¹³
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 2.8×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 3.5×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 1.7×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 1.5×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 2.6×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 5.3×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 1.7×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 8.3×10 ¹³
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 8.2×10 ¹³
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 1.4×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 5.0×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.0×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.2×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.3×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 2.7×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 2.3×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.1×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 1.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 9.2×10 ⁻¹
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

表2-15-2 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
(制御建屋出入口) (代替循環冷却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)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 9.7×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.3×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.6×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.2×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.6×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.2×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.0×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.0×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.5×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.1×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.8×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.1×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 7.5×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.5×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.2×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.9×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.9×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.5×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.7×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 2.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.4×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

表2-15-3 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
(出入管理所) (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)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 6.5×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 7.2×10 ¹³
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 7.3×10 ¹³
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 2.9×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 3.6×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 1.8×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 1.5×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 5.4×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 1.7×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 8.7×10 ¹³
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 8.3×10 ¹³
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 2.8×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.2×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 1.4×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 5.0×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.0×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.2×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.3×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 2.7×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 2.3×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.1×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 4.6×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 5.2×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 1.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 9.2×10 ⁻¹
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

表2-15-4 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
(制御建屋出入口) (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)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 9.8×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.3×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.6×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.7×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.4×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.3×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.0×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.1×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.6×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.2×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.8×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.1×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 7.6×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.5×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.2×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 1.9×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.0×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 1.9×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.1×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.5×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.7×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 6.9×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 7.9×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.1×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 2.8×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.4×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

(2) 評価体系

a. 線源領域

出入管理所及び制御建屋出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2000m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2-15-1に示す。

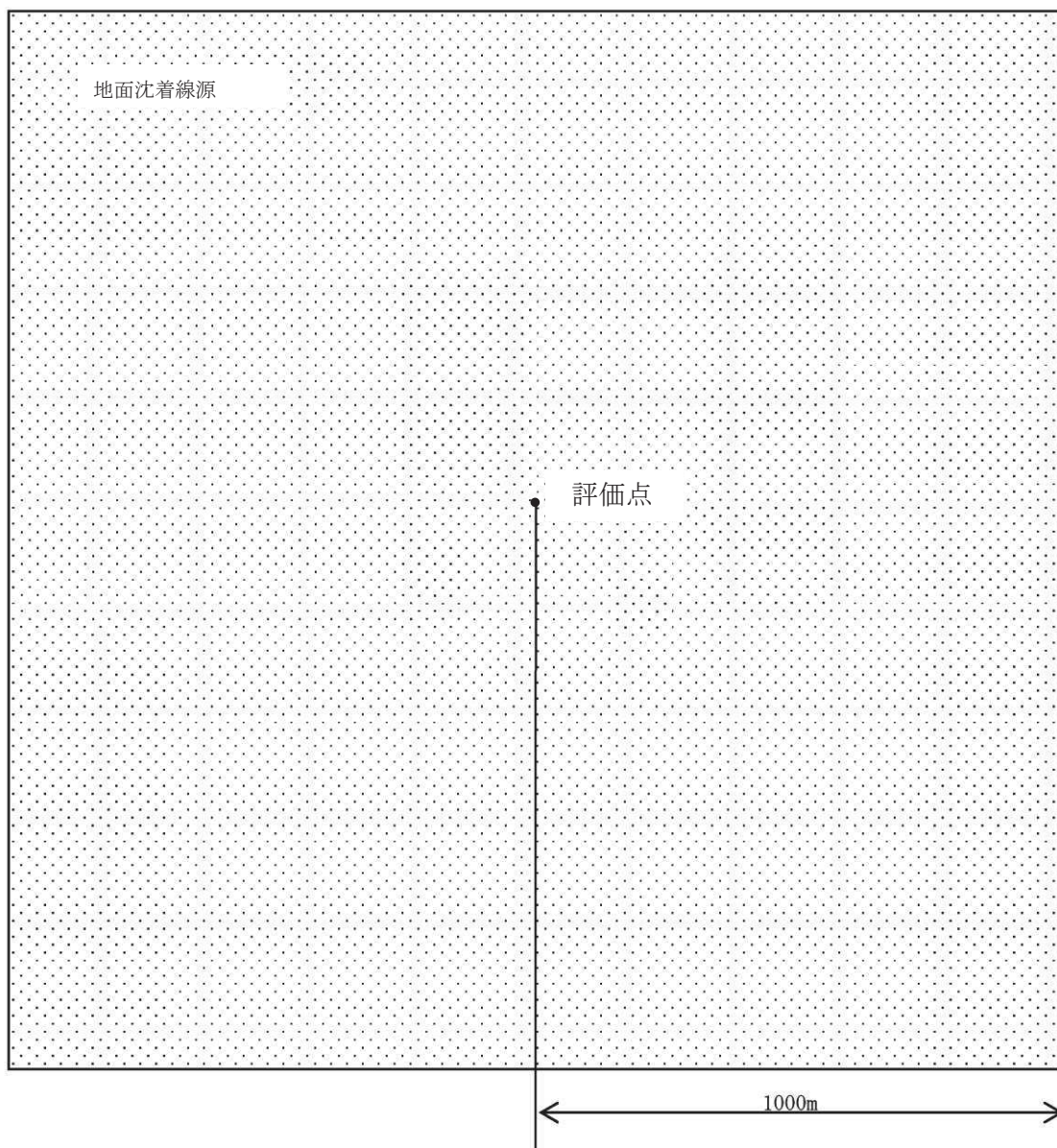
b. 遮蔽及び評価点

入退域時の評価に当たっては、周囲の建屋による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は出入管理所及び制御建屋出入口とし、評価点高さは地面から1.2mとした。

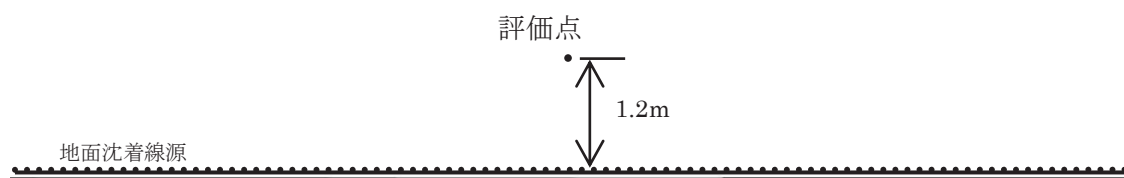
(3) 評価コード

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



【平面図】



【断面図】

図 2-15-1 入退域時のグランドシャインガンマ線評価モデル
(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) 地表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、制御建屋の屋上及び制御建屋周りの地表面に一樣に沈着しているものと仮定し、1.(1)と同様の手法で単位面積当たりの積算線源強度を評価した。

評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 2-15-5 及び表 2-15-6 に示す。

表2-15-5 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
(中央制御室中心) (代替循環冷却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)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 1.0×10 ¹⁴ □
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.1×10 ¹⁴ □
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹⁴ □
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.6×10 ¹³ □
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.8×10 ¹³ □
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.8×10 ¹³ □
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.6×10 ¹² □
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.8×10 ¹³ □
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.4×10 ¹³ □
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.3×10 ¹³ □
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.5×10 ¹³ □
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.7×10 ¹⁴ □
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴ □
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴ □
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.4×10 ¹² □
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 1.9×10 ¹⁴ □
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.2×10 ¹⁴ □
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 8.0×10 ¹³ □
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.6×10 ¹⁴ □
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.6×10 ¹³ □
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 2.0×10 ¹² □
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.2×10 ¹³ □
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³ □
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.3×10 ¹³ □
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.7×10 ¹² □
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.8×10 ¹² □
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹ □
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹ □
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹ □
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹ □
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹ □
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹ □
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰ □
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰ □
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰ □
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰ □
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 3.0×10 ⁰ □
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.5×10 ⁰ □
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰ □
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰ □
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰ □
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰ □

表2-15-6 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
(中央制御室中心) (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)
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	約 1.0×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	約 1.2×10 ¹⁴
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	約 4.6×10 ¹³
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	約 2.8×10 ¹³
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	約 1.9×10 ¹³
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	約 5.7×10 ¹²
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	約 2.9×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	約 2.4×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	約 4.3×10 ¹³
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	約 8.6×10 ¹³
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	約 2.8×10 ¹⁴
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	約 1.4×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	約 1.3×10 ¹⁴
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	約 4.5×10 ¹²
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	約 2.0×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	約 2.2×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	約 8.1×10 ¹³
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	約 1.6×10 ¹⁴
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	約 6.6×10 ¹³
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	約 2.0×10 ¹²
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	約 3.2×10 ¹³
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	約 2.0×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	約 4.3×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	約 3.7×10 ¹²
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	約 1.8×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	約 7.4×10 ⁹
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	約 8.4×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	約 9.7×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	約 3.0×10 ⁰
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	約 1.5×10 ⁰
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	約 0.0×10 ⁰

(2) 評価体系

a. 線源領域

制御建屋屋上及び制御建屋周辺の地表面を線源領域とした。

制御建屋屋上は平坦であるとし、線源領域の面積は制御建屋の屋上の面積(1640m²=41m×40m)と同一とした。

制御建屋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飽和する範囲に対し保守的に制御建屋を中心とした2000m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2-15-2から図2-15-6に示す。

b. 遮蔽及び評価点

グランドシャインガンマ線の評価においては、制御建屋の外壁・床・天井及び中央制御室待避所遮蔽のみを遮蔽として考慮した。制御建屋の評価モデルの断面図を図2-15-3に、平面図及び評価点を図2-15-4に示す。遮蔽の厚さは建屋の壁・床・天井のコンクリート厚さを考慮し設定した。また、コンクリートの組成は普通コンクリート(密度2.15g/cm³)とした。なお、評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮し、公称値から-5mmとした保守的な遮蔽モデルとなっている。

評価点は、地表面の線源からのグランドシャインガンマ線と、制御建屋の屋上の線源からのグラ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箇所を選定し評価点とした。なお、評価点高さは中央制御室及び待避所の床面から1.2m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

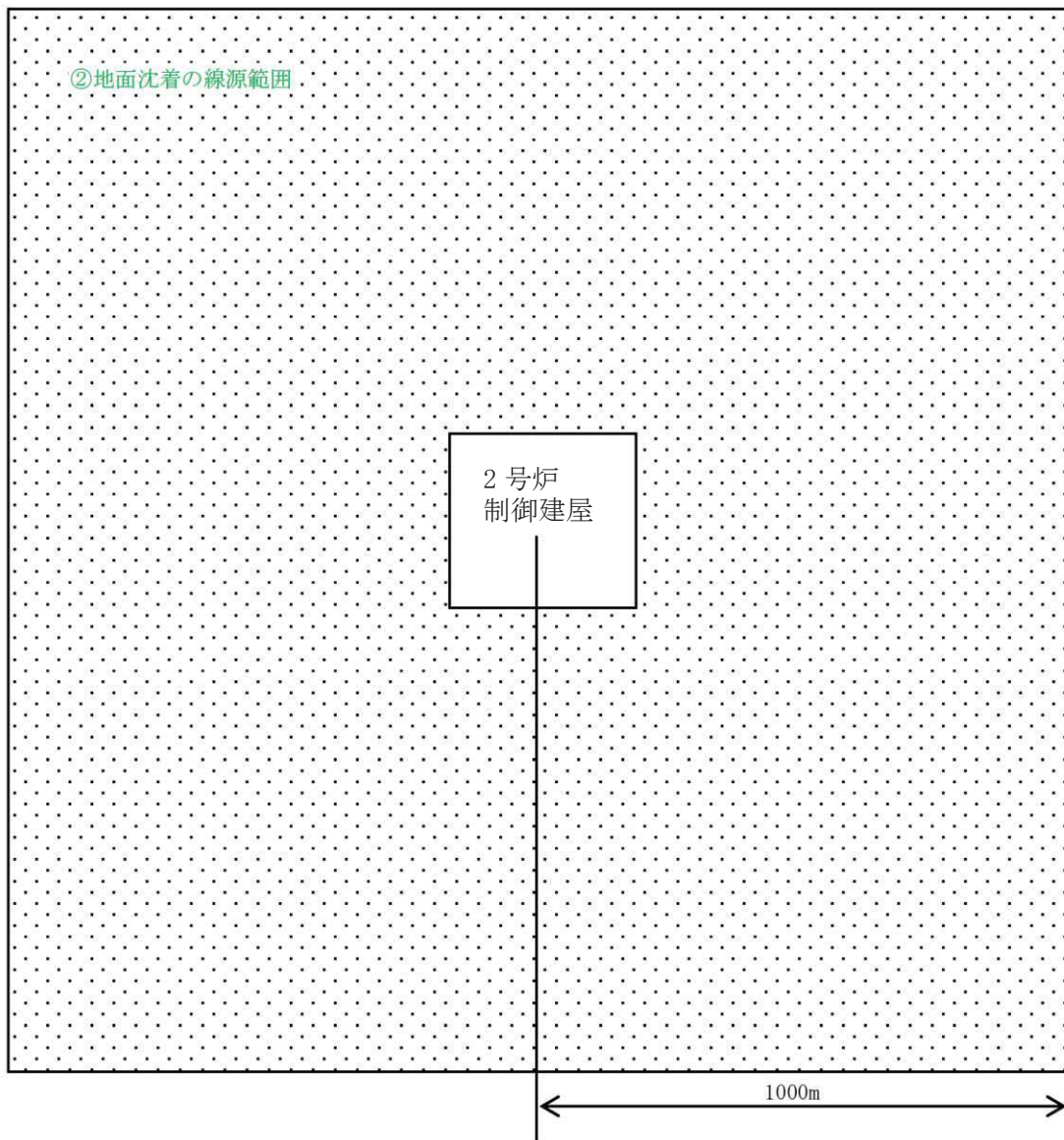
グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表2-15-7及び表2-15-8に示す。

表 2-15-7 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
 (代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)

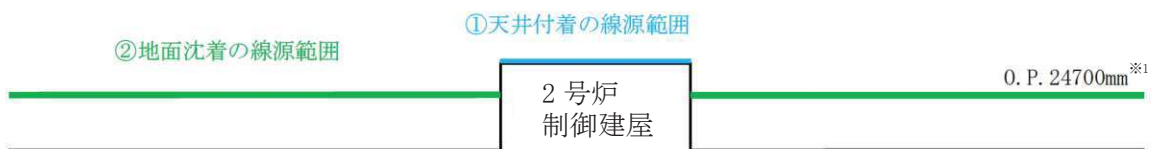
評価位置		線源	積算日数	実効線量
中央制御室滞在時		地表面沈着分	7日	約 1.9×10^1
		屋上沈着分	7日	約 6.0×10^0
		合計	7日	約 2.5×10^1
入退域時	出入管理所	合計	7日	約 8.6×10^2
	制御建屋出入口	合計	7日	約 1.3×10^3

表 2-15-8 グラン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		線源	積算日数	実効線量
中央制御室滞在時		地表面沈着分	7日	約 1.9×10^1
		屋上沈着分	7日	約 6.1×10^0
		合計	7日	約 2.5×10^1
中央制御室待避所滞在時		地表面沈着分	10時間	約 8.2×10^{-1}
		屋上沈着分	10時間	約 1.6×10^{-2}
		合計	10時間	約 8.3×10^{-1}
入退域時	出入管理所	合計	7日	約 8.7×10^2
	制御建屋出入口	合計	7日	約 1.3×10^3



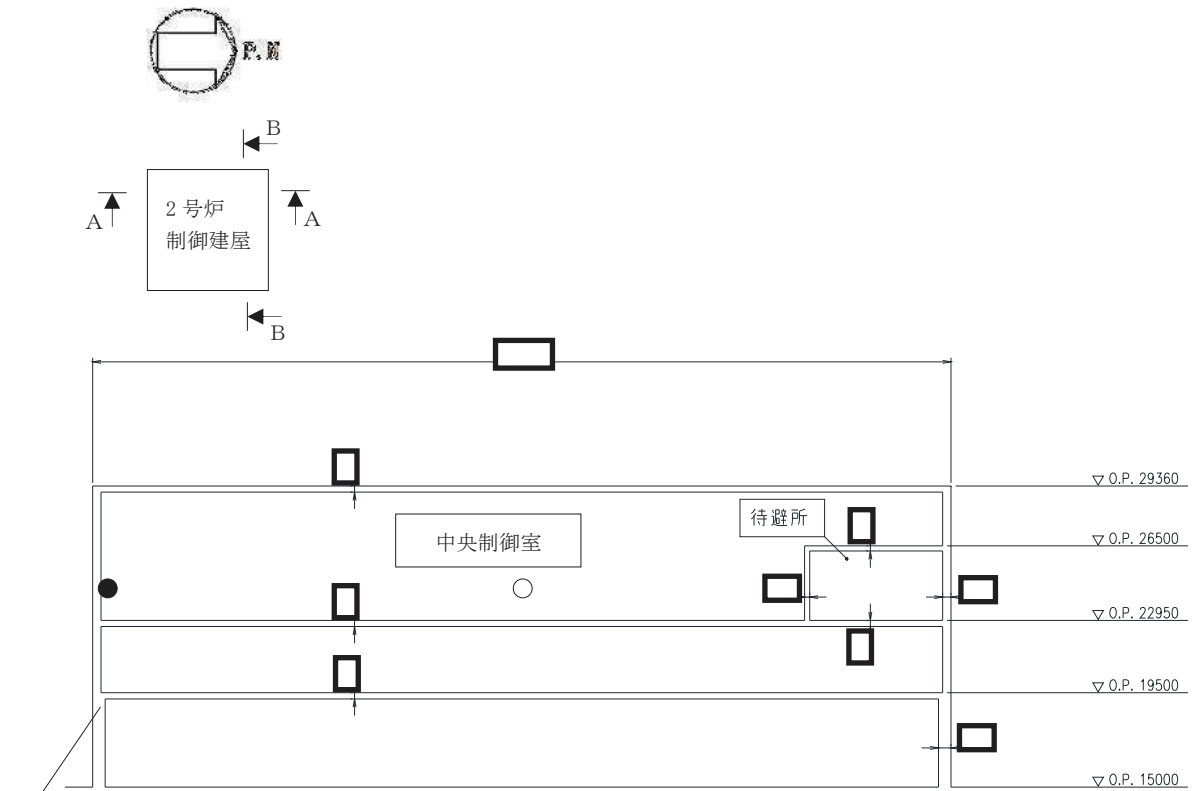
【平面図】



【断面図】

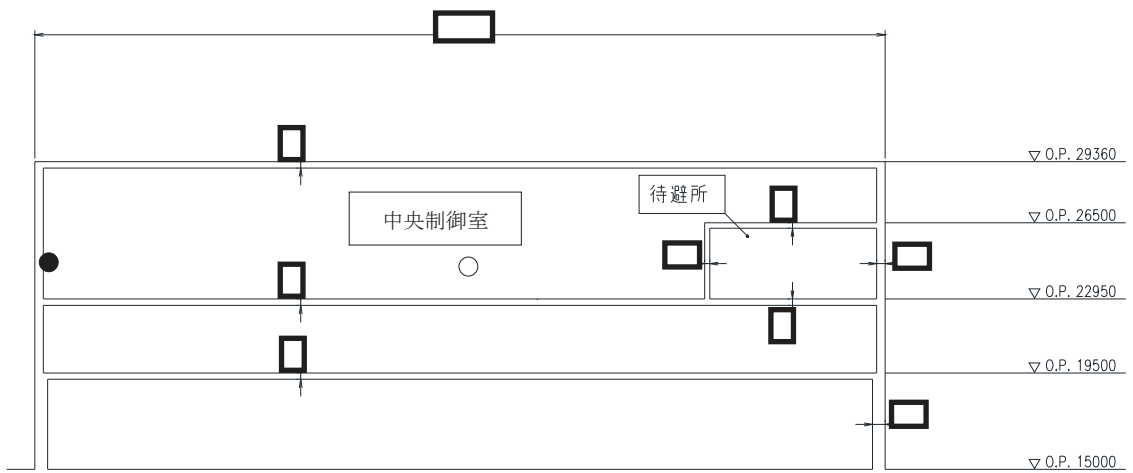
※1 地表面に沈着する線源は保守的に中央制御室内の評価点高さとした。また、待避所内を評価する際の線源高さは待避所内の評価点高さである O. P. 24800mm とする。

図 2-15-2 制御建屋周辺の線源領域（中央制御室滞在時）



コンクリート
(2.15g/cm³) ※1

A-A 断面図



B-B 断面図

単位：mm

- 地表面沈着 評価位置 (O.P. 24700) ※2
- 屋上面沈着 評価位置 (O.P. 24700) ※2

※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面 (フリーアクセスフロア) から 1.2m の高さ

図 2-15-3 評価モデルの断面図及び評価点 (中央制御室滞在時)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

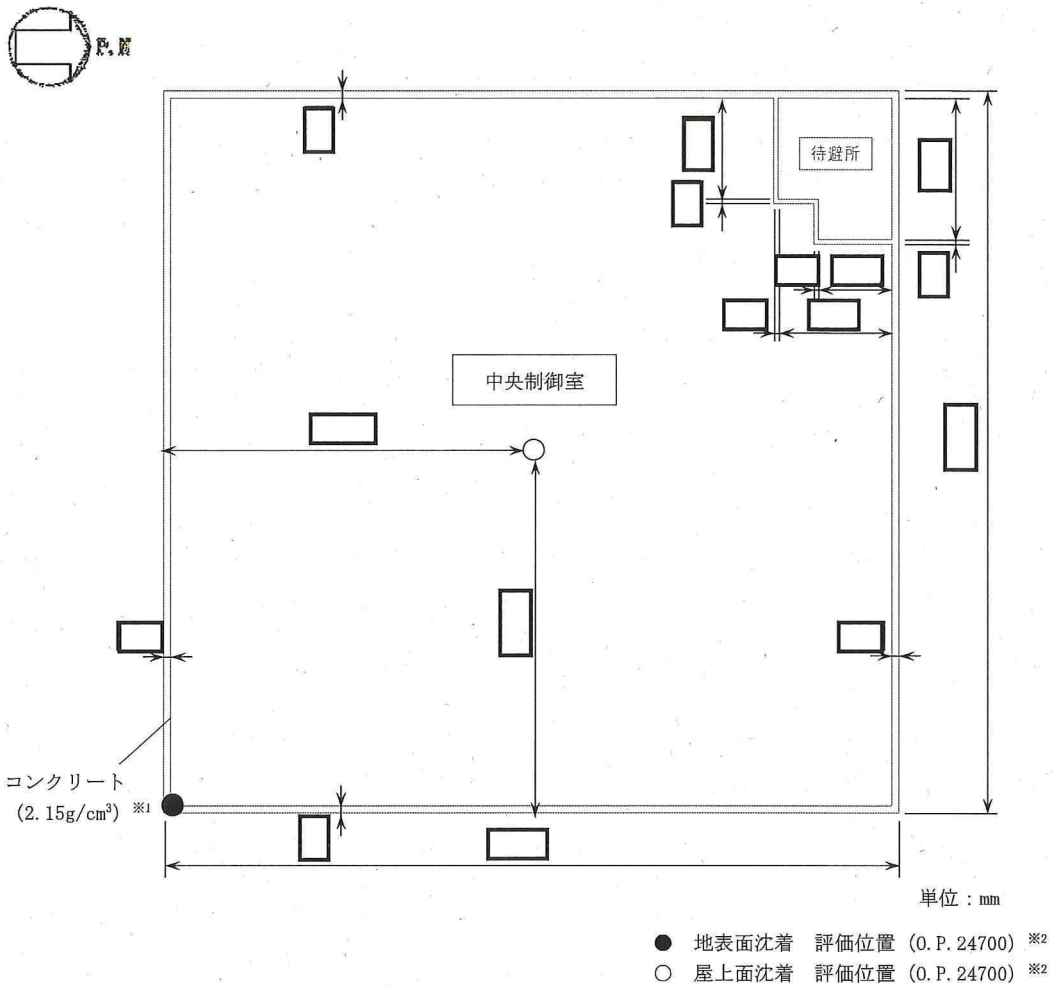
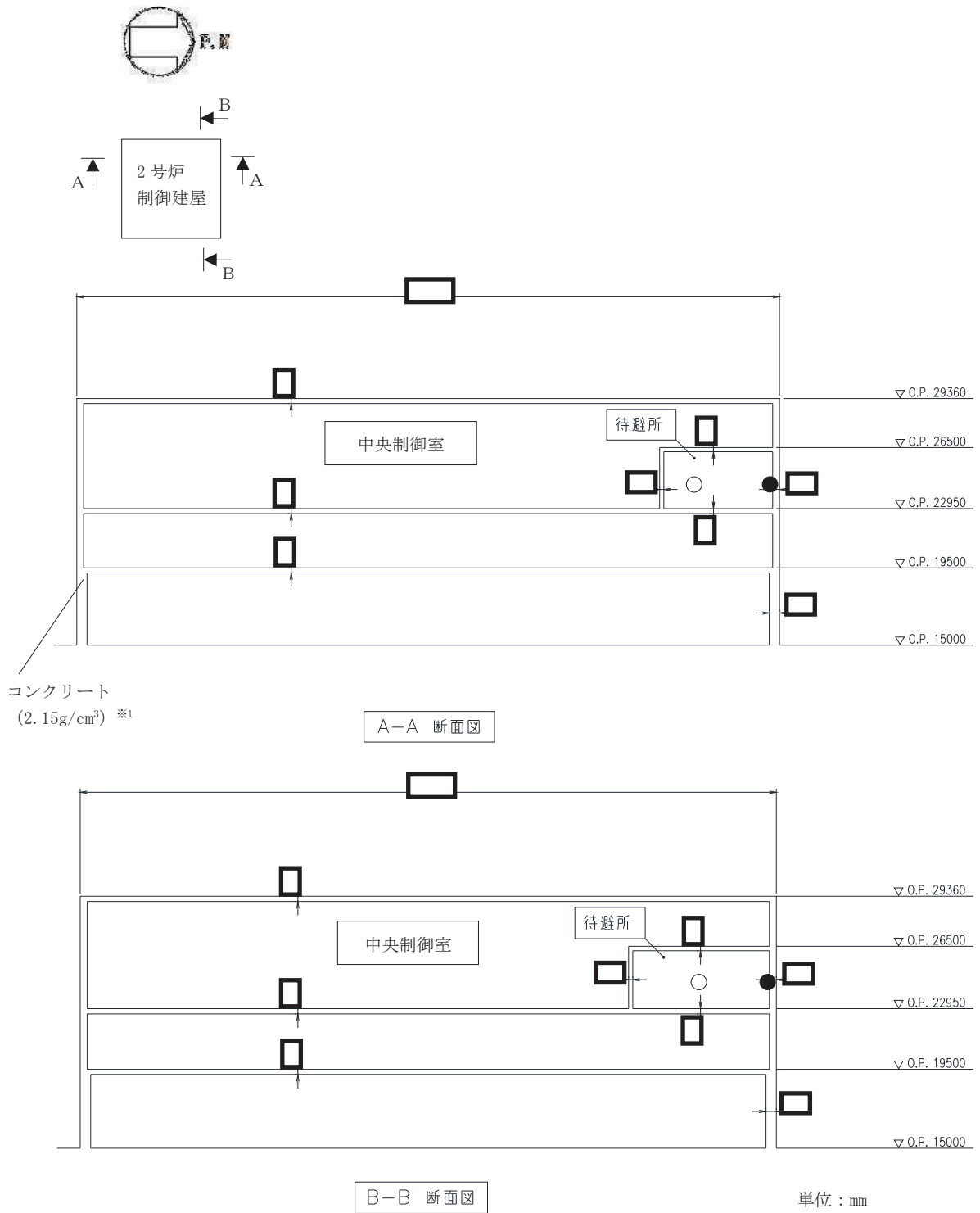


図 2-15-4 評価モデルの平面図及び評価点 (中央制御室滞在時)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

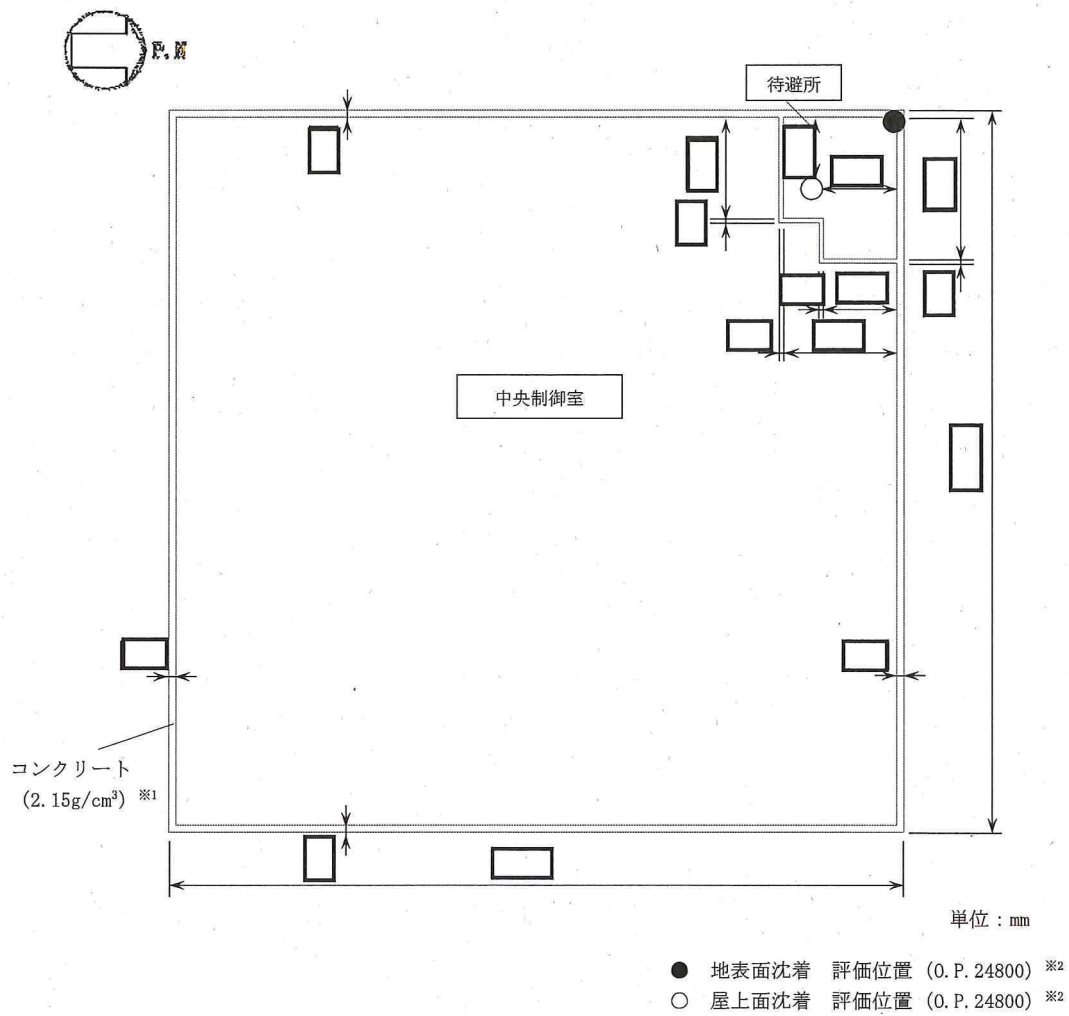


※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図 2-15-5 評価モデルの断面図及び評価点（中央制御室待避所滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面（フリーアクセスフロア）から1.2mの高さ

図 2-15-6 評価モデルの平面図及び評価点（中央制御室待避所滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2-16 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、中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置は地下2階に設置されており、建屋の床による遮蔽や離隔距離を十分に確保していることから、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、中央制御室換気空調系の効果を考慮し、以下の式で評価した。なお、保守的な想定として、中央制御室待避所内の放射性物質の濃度は、中央制御室待避所加圧設備による正圧化が終了した直後に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、かつ加圧設備からの空気供給に伴う放射性物質濃度の低減効果は見込まないものとした。

【中央制御室に滞在している期間】

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

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + \frac{G_2 \cdot E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + (1 - \frac{E_k}{100}) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

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

- $m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 [Bq/m³]
- $M_{1k}(t)$: 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 [m³]
- λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]
- G_1 : 中央制御室換気空調系の外気取入量 [m³/s]
- G_2 : 中央制御室換気空調系の再循環風量のうちフィルタ通過量 [m³/s]
- E_k : 中央制御室換気空調系の非常用再循環フィルタ装置の除去効率 [%]
- $S_k(t)$: 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]

【中央制御室待避所に滞在する期間】

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

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

$m_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避所内の放射能濃度 [Bq/m³]

$M_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避所内の放射エネルギー [Bq]

V_0 : 中央制御室待避所バウンダリ内容積 [m³]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]

核種の大気中への放出率 [Bq/s] は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表 2-1-5 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あたり想定した評価体系を図 2-16-1 に示す。なお、線源領域は中央制御室及び中央制御室待避所内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。

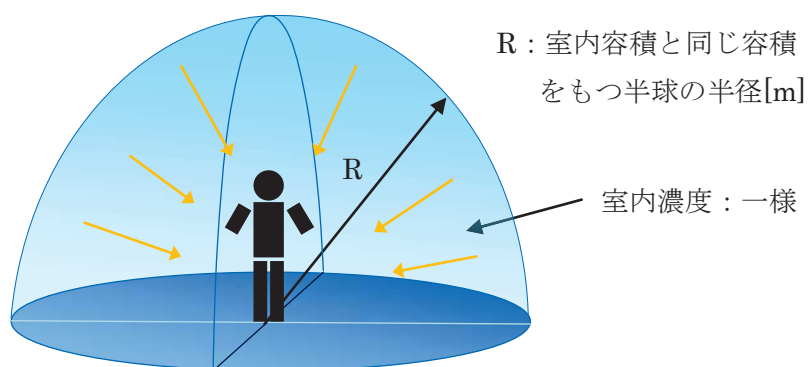


図 2-16-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

3. 評価コード

中央制御室及び中央制御室待避所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している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、評価コードを使用せず、以下の式を用いて評価した。

【吸入摂取による内部被ばく】

$$H = \frac{1}{PF} \cdot \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot C_k(t) dt$$

- H : 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[Sv]
 R : 呼吸率(1.2/3600)^{※1}[m³/s]
 $H_{k\infty}$: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数^{※2}[Sv/Bq]
 $C_k(t)$: 時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度[Bq/m³]
 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

【外部被ばく】

$$H = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_\gamma \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot C_\gamma(t) dt$$

- H : ガンマ線による外部被ばくの実効線量[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 : 室内容積と同じ容積をもつ半球の半径[m]
 $C_\gamma(t)$: 時刻 t における室内の放射能濃度[Bq/m³]
(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 2-16-1 及び表 2-16-2 に示す。

表 2-16-1 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
 (代替循環冷却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	実効線量
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 5.8×10^0
		7日	吸入摂取による 内部被ばく ^{※1}	約 6.5×10^2

※1 マスクの着用を考慮しない場合

表 2-16-2 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	実効線量
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 5.1×10^2
		7日	吸入摂取による 内部被ばく ^{※1}	約 3.5×10^3
中央制御室 待避所	中央制御室待避所内 浮遊分	10時間	外部被ばく	約 2.3×10^{-3}
		10時間	吸入摂取による 内部被ばく ^{※1}	約 2.8×10^0

※1 マスクの着用を考慮しない場合

2-17 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

中央制御室の居住性評価における、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を以下に示す。

1. 放出量及び大気拡散

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は表 2-1-5 の値を用いた。

2. 評価コード

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。

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

H	: 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[Sv]
R	: 呼吸率(1.2/3600) ^{※1} [m ³ /s]
$H_{k\infty}$: 核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数 ^{※2} [Sv/Bq]
(χ/Q)	: 相対濃度[s/m ³]
$Q_k(t)$: 時刻 t における核種 k 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結果を表 2-17-1 及び表 2-17-2 に示す。

表 2-17-1 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（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）

評価位置		積算日数	実効線量[mSv] ^{※2}
入退域時	出入管理所	7日 ^{※1}	約 9.4×10^2
	制御建屋出入口	7日 ^{※1}	約 1.4×10^3

※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 2-17-2 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 ^{※1}		積算日数	実効線量[mSv] ^{※2}
入退域時	出入管理所	7日 ^{※1}	約 5.3×10^3
	制御建屋出入口	7日 ^{※1}	約 7.6×10^3

※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

2-18 原子炉格納容器フィルタベント系排気管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

格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は、希ガス類を除き、原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に取り込まれ線源となる。ここでは、中央制御室の居住性に係る被ばく評価における、当該線源からのガンマ線(直接ガンマ線)による入退域時の被ばくの評価方法を示す。

なお、フィルタ装置内(スクラバ水、金属フィルタ及びよう素フィルタ)の放射性物質からのガンマ線については、十分な遮蔽能力(直接ガンマ線に対しては 以上、スカイシャインガンマ線に対して 以上のコンクリート遮蔽厚)があること及び放射線源から、他の被ばく経路からのガンマ線と比較し、十分小さいとして評価の対象外とした。

1. 評価条件

(1) 線源モデル

無機よう素及び粒子状放射性物質が排気管内に付着するものとし、希ガス及び有機よう素は排気管内に付着しないものと想定した。ここで、排気管内の放射性物質の付着割合としては、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置を通過し、大気中に放出される無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が排気管100mに付着するものとした(付着割合:10%/100m)。大気中に放出される放射エネルギーは添付資料2-2-1の表2-1-3に示す。なお、保守的な想定として、評価期間中に屋外に放出される無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が格納容器ベント直後に排気管に移行し、上記の付着割合で付着するものとした。

直接ガンマ線の線源モデルは体積線源^{※1}とした。評価に用いた線源モデルを図2-18-1に示す。なお、評価モデルの排気管の長さは、屋外の排気管長さを包絡する長さとした。

※1 排気管10mの線源強度は、表2-18-1を参照。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

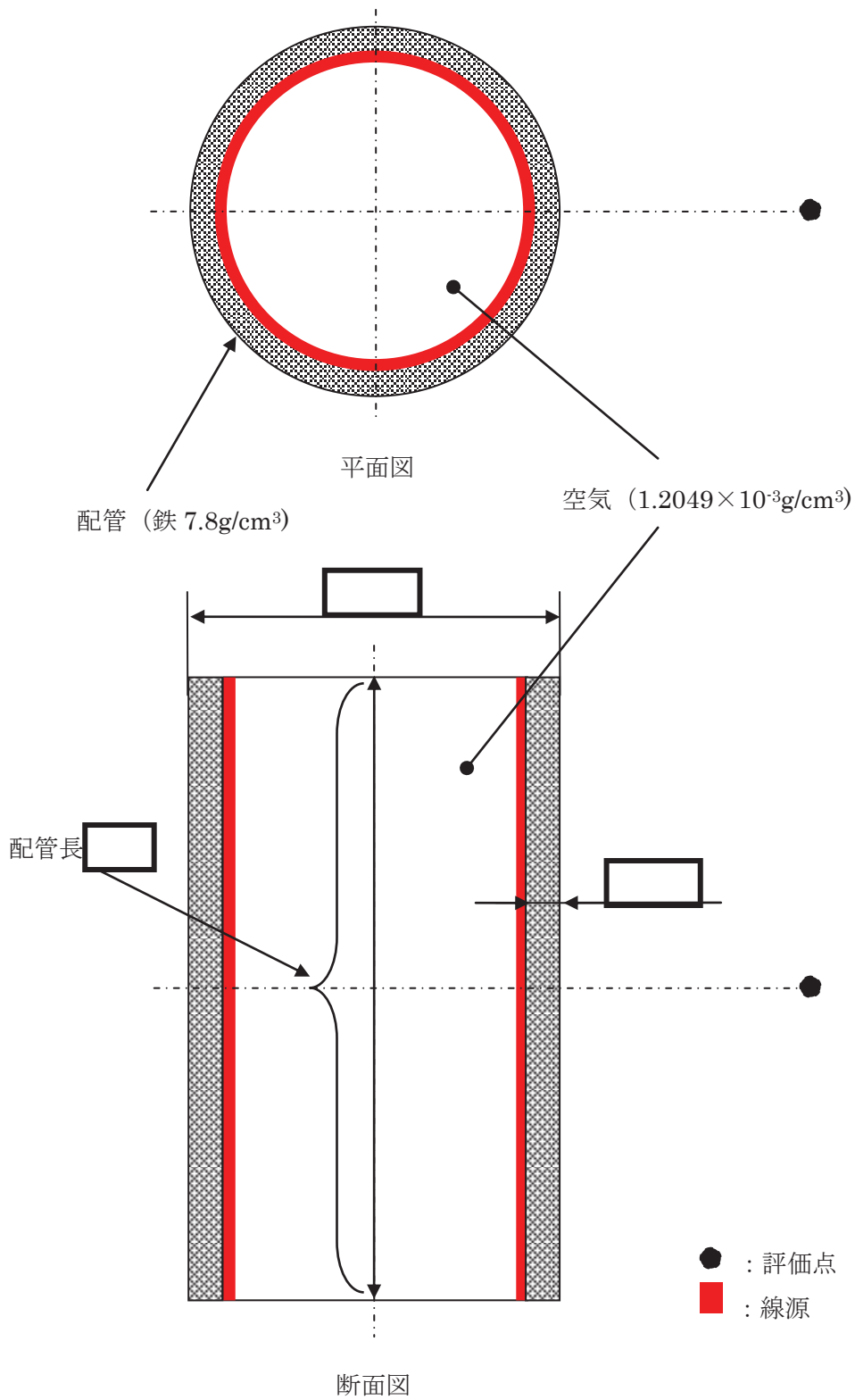


図 2-18-1 評価モデル (直接ガンマ線, 排気管)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 線源強度

排気管内の線源強度は、格納容器ベント開始時刻に無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が配管100mに移行するものとして線源強度を算出した。格納容器ベント開始時刻以降においては、排気管内の線源強度は時間減衰を考慮するものとした。

停止時炉内内蔵量に対する核種ごとの原子炉格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への流入割合（評価期間中に原子炉格納容器フィルタベント系に流入する総量）は、MAAP解析及びNUREG-1465の知見に基づき評価した。なお、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、無機よう素については、ベントラインへの流入割合の評価条件をそれぞれ設定し評価した。

以上の条件に基づき評価した格納容器ベント開始直後の線源強度を表2-18-1に示す。

表 2-18-1 排気管の線源強度 (格納容器ベント開始直後)

エネルギー (MeV)		線源強度 (photons/(s・10m))
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10^{-2}	約 2.7×10^9
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 3.1×10^9
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.4×10^9
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 9.3×10^8
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 5.7×10^8
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 3.8×10^8
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 2.0×10^8
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.0×10^9
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 3.0×10^8
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 8.6×10^8
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.7×10^9
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.5×10^{10}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 7.3×10^9
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 2.9×10^9
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 9.7×10^7
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 4.3×10^9
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 4.8×10^9
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 5.0×10^8
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 1.0×10^9
1.00×10^0	1.33×10^0	約 4.9×10^8
1.33×10^0	1.34×10^0	約 1.5×10^7
1.34×10^0	1.50×10^0	約 2.4×10^8
1.50×10^0	1.66×10^0	約 2.0×10^7
1.66×10^0	2.00×10^0	約 4.2×10^7
2.00×10^0	2.50×10^0	約 8.3×10^6
2.50×10^0	3.00×10^0	約 1.6×10^5
3.00×10^0	3.50×10^0	約 4.3×10^2
3.50×10^0	4.00×10^0	約 4.3×10^2
4.00×10^0	4.50×10^0	約 4.8×10^{-6}
4.50×10^0	5.00×10^0	約 4.8×10^{-6}
5.00×10^0	5.50×10^0	約 4.8×10^{-6}
5.50×10^0	6.00×10^0	約 4.8×10^{-6}
6.00×10^0	6.50×10^0	約 5.5×10^{-7}
6.50×10^0	7.00×10^0	約 5.5×10^{-7}
7.00×10^0	7.50×10^0	約 5.5×10^{-7}
7.50×10^0	8.00×10^0	約 5.5×10^{-7}
8.00×10^0	1.00×10^1	約 1.7×10^{-7}
1.00×10^1	1.20×10^1	約 8.4×10^{-8}
1.20×10^1	1.40×10^1	約 0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	約 0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	約 0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	約 0.0×10^0

(3) 評価点

a. 評価点の位置

入退域時の評価点は、出入管理所及び制御建屋出入口とした。各評価点の線源からの距離を表 2-18-2 に示す。

b. 評価点の高さ

評価点の高さは排気管の中心位置とした。

c. 評価点周りの遮蔽

評価点の周囲には保守的に遮蔽壁がないものとした。

表 2-18-2 各評価点の線源からの距離（入退域時）

評価点	線源
	配管（最近接点からの距離）
出入管理所	約 178m
制御建屋出入口	約 106m

(4) 評価コード

直接ガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コード※を用いた。

※ ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。

(5) 評価結果

原子炉格納容器フィルタベント系排気管からのガンマ線による入退域時の被ばくの評価結果を表 2-18-3 に示す。

表 2-18-3 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からのガンマ線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※ ¹		積算日数	実効線量[mSv]
入退域時	出入管理所	7 日※ ¹	約 1.2×10^{-2}
	制御建屋出入口	7 日※ ¹	約 4.5×10^{-2}

※¹ 屋外に 7 日間滞在するものとして評価

2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており、原子炉運転時の炉心熱出力として定格熱出力を参照している。以下では、原子炉運転時の炉心熱出力を、設計基準事故解析と同様に、定格熱出力に余裕を見た出力（定格熱出力の105%）とした場合の影響を検討した。

検討の結果、定格熱出力の105%での運転継続を仮定した場合においても、被ばく線量は最大約71mSvとなり、判断基準「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。以下、検討結果を示す。

<検討>

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において考慮した各被ばく経路からの被ばく線量は、線源となる放射性物質の量に比例し、また、線源となる放射性物質の量は、停止時炉内内蔵量に比例する。

なお、停止時炉内内蔵量は、以下の式より評価している。

$$\text{停止時炉内内蔵量[Bq]} = \text{単位出力当たりの停止時炉内内蔵量}^*[\text{Bq/MW}] \times \text{炉心熱出力[MW]}$$

※電力共通研究「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究（BWR）」において評価

ここで、原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力の105%とした場合における放射性物質の環境中への放出割合として添付資料2-2-1の表2-1-1に示す値を用いる場合、各被ばく経路からの被ばく線量は炉心熱出力に比例することになる。この場合、炉心熱出力を定格熱出力の105%とした場合における被ばく線量は、定格熱出力を用いて評価した結果を1.05倍することによって求められる。

定格熱出力を用いた場合における各被ばく経路からの合計値（最大約67mSv^{※1}）を1.05倍すると、評価結果は約71mSvになり、判断基準「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。

※1 「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合の評価結果

2-20 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、「2-2 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、代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合及び原子炉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 は事故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、代替循環冷却系を用いることで PCV 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 2-20-1 に示す。（以下、LOCA 時注水機能喪失については「大 LOCA(代替循環)」と記載する。）

表 2-20-1 のとおり、内部被ばく、外部被ばくともに大 LOCA(代替循環)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(代替循環)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 2-20-1 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 (代替循環)	約 6.5×10^2	約 3.8×10^1	約 690
DCH (代替循環)	約 2.3×10^2	約 8.0×10^0	約 240

※1 大 LOCA (代替循環)：大破断 LOCA+高圧炉心スプレイ系喪失+低圧注水機能喪失+全交流動力電源喪失（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

※2 DCH (代替循環)：DCH (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

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(代替循環)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 5 直 3 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(代替循環)と DCH 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。5 直 3 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 40 分

入退域回数 10 回 (1 回あたり 12 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 40 分 / 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 × (10 回 × 12 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 (1 日目は PF1000, 2 日目以降は PF50) を着用するものとして評価する。評価結果を表 2-20-2 に示す。

表 2-20-2 のとおり，内部被ばく，外部被ばくともに大 LOCA(代替循環)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(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。

表 2-20-2 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 (代替循環)	約 1.9×10^2	約 2.4×10^1	約 220
DCH (代替循環)	約 6.8×10^1	約 5.6×10^0	約 74

3. 運用面での対策も考慮した場合の評価結果

1. 及び 2. から, 中央制御室内環境としては, 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(代替循環)の方が厳しいことを確認した。このうち DCH (代替循環) については, 交替を考慮した平均的な線量として 100mSv/7 日間を下回ることを確認したが, 運用面での対策を考慮した場合でも, 100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

大 LOCA(代替循環)については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 発生時の運転員の被ばく影響について, 運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替の両方を考慮した場合に 100mSv/7 日間を下回ることを確認する。運用面での対策については, 簡易的に大 LOCA(代替循環)において想定していたものと同じ条件とする。

評価結果を表 2-20-3 に示す。また, 被ばく線量の合計が最も大きい班 (D 班) の評価結果の内訳を表 2-20-4 に, 中央制御室内にてマスク (PF=1000) を用いている班・滞在日のうち代表例として D 班の 1 日目の評価結果を表 2-20-5 に, 中央制御室内にてマスク (PF=50) を用いている班・滞在日のうち代表例として A 班の 2 日目の評価結果を表 2-20-6 に示す。

評価の結果, DCH 発生時においても運転員の被ばく線量は 100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

表 2-20-3 各勤務サイクルでの被ばく線量 (DCH(代替循環))
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv) ※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	<small>2直</small> 約 3.1※4	<small>23直</small> 約 1.6	<small>3直</small> 約 0.76	-	<small>1直</small> 約 0.86	<small>1直</small> 約 0.78	-	約 7.0
B 班	<small>3直</small> 約 2.6※4	-	<small>1直</small> 約 1.2	<small>1直</small> 約 0.98	-	-	<small>2直</small> 約 0.55	約 5.3
C 班	-	-	-	-	-	-	-	0
D 班	<small>1直</small> 約 17 ※4	<small>1直</small> 約 1.7	-	-	<small>2直</small> 約 0.68	<small>23直</small> 約 0.82	<small>3直</small> 約 0.31	約 20
E 班	-	-	<small>2直</small> 約 0.93	<small>23直</small> 約 1.1	<small>3直</small> 約 0.54	-	<small>1直</small> 約 0.82	約 3.3

- ※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※2 入退域時において、マスク (PF=50) の着用を考慮
- ※3 中央制御室滞在時において、マスク (PF=50) の着用を考慮。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価
- ※4 中央制御室滞在時及び入退域時において、事故後 1 日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。中央制御室滞在時は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
- ※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は、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 (表 6-1-1 の※6 を参照)

表 2-20-4 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 (DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位：mSv)

被ばく経路		7 日間の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 4.1×10^{-2}
	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 1.7×10^0
	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 3.1×10^0
	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 1.2×10^1) (約 1.2×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 1.8×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 1.6×10^{-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 3.0×10^{-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 2.3×10^0
	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 1.4×10^{-2}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.5×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 20

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 2-20-5 評価結果の内訳 (D 班の 1 日目)
 (DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 3.7×10^{-2}
	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 1.7×10^0
	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 2.6×10^0
	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 1.1×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 9.9×10^0) (約 1.2×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 1.6×10^1
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 5.9×10^{-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 4.9×10^{-3}
	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 1.1×10^0
	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 6.3×10^{-5}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.1×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 17

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 2-20-6 評価結果の内訳 (A 班の 2 日目)
(DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		A 班の 2 日目の実効線量 ^{※1}
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内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 1.6×10^{-3}
	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 2.2×10^{-2}
	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 2.5×10^{-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 6.0×10^{-1}
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 5.8×10^{-1}) (約 1.2×10^{-2})
	小計 (①+②+③+④)	約 8.7×10^{-1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋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 6.0×10^{-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 1.0×10^{-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 6.7×10^{-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 4.3×10^{-3}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 7.4×10^{-1}
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.6×10^0

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

4. 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、DCH よりも大 LOCA (代替循環) 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 ではなく大 LOCA (代替循環) 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、DCH 発生時に運用面での対策を考慮することで運転員の被ばく線量が100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

大 LOCA(代替循環)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(代替循環)の方が被ばく線量が大きくなる。これは、表 2-20-1 に示すとおり大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大 LOCA(代替循環)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空調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 2-20-1 参照)

被ばく評価では、運転員の被ばく低減設備である中央制御室換気空調系(以下「MCR 空調」という。)及び非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)の効果を考慮しており、各設備の効果は事象発生から 30 分後(MCR 空調)及び 70 分後(SGTS)から期待している^{※1}。これに対して、大 LOCA(代替循環)及び DCH の原子炉格納容器から原子炉建屋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(代替循環))及び約 40 分後(DCH)となっており、大 LOCA(代替循環)の方が早い。

SGTS の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、どちらも SGTS 起動前に放出が開始している点では同じであるものの DCH に対し大 LOCA(代替循環)の方がより早く放出が開始するため、SGTS の効果に期待できない時間が長い。(図 2-20-1 要因①)

また、MCR 空調の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、DCH では MCR 空調の起動後に放出が開始しているのに対して、大 LOCA(代替循環)では MCR 空調の起動前に放出が開始し、MCR 空調の効果に期待できない時間から放出が開始している。(図 2-20-1 要因②)

以上の要因により、大 LOCA(代替循環)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、内部被ばく及び外部被ばくともに大きくなり、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。

※1 SGTS により原子炉建屋の負圧を維持していない期間は、原子炉建屋の換気率は無限大[回/日]と設定している。また、MCR 空調を運転していない期間は、中央制御室に取り込まれた放射性物質が再循環フィルタ装置により低減される効果を考慮していない。

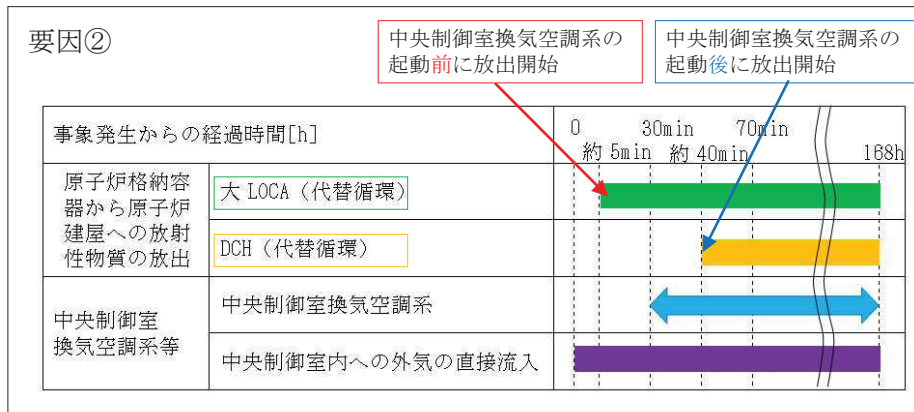
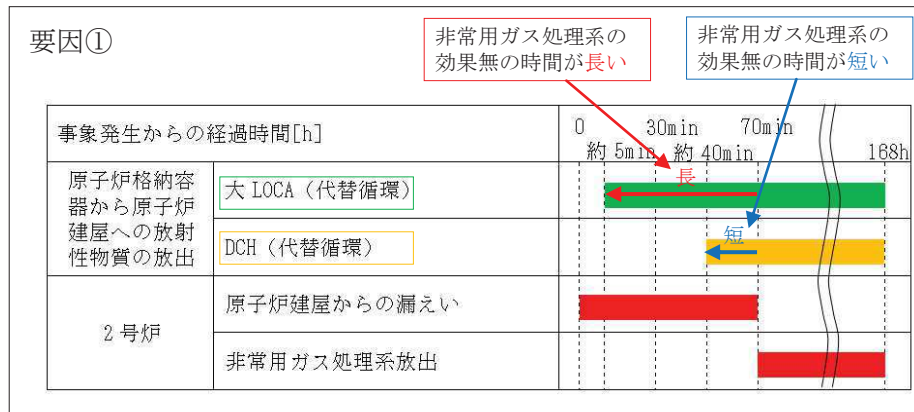
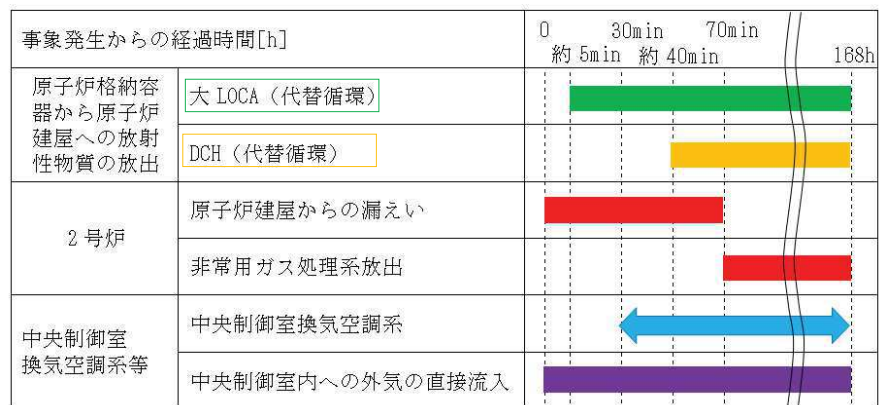


図 2-20-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

2-21 格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響について

女川原子力発電所2号炉においては、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「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」するシナリオを選定している。当該シナリオにおいて、「代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合」及び「原子炉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」を評価対象としている。

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の評価においては、格納容器ベントの実施タイミングを事象発生から約 53 時間後と設定しており、運転員の被ばく線量が 100mSv/7 日間を下回ることを確認している。一方、「女川原子力発電所 2 号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）について」の 4.3 操作手順の概要に示したとおり、格納容器ベントは格納容器ベント判断（事象発生から約 46 時間後）から格納容器圧力が限界圧力に接近するまで（事象発生から約 53 時間後^{※1}）に実施するものとしており、事象発生から約 53 時間よりも前に格納容器ベントを実施することが可能な運用となっている。

ここでは、格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響を確認するために、格納容器ベントを事象発生約 46 時間後に実施する場合の居住性評価に与える影響について検討を行った。

検討の結果、格納容器ベントを事象発生約 46 時間後に実施する場合、保守的な条件で評価をしても運転員の被ばく線量は最大約 75mSv となり、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 外部水源注水量限界を超えないように格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇し、事象発生から約 53 時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力（854kPa[gage]）に接近する。

1. 居住性評価に与える影響

格納容器ベントを約 46 時間後に実施する場合（以下、「46 時間ベント時」という。）及び約 53 時間後に実施する場合（以下、「53 時間ベント時」という。）の大気中への放出放射エネルギー（事象発生から 7 日間の積算値）並びにその比を表 2-21-1 及び表 2-21-2 に示す。46 時間ベント時は、53 時間ベント時と比べ、原子炉格納容器内での除去（自然沈着等）や時間減衰の効果に期待できる期間が短くなるため、ベントライン経由の放出量は大きくなる傾向となる。ただし、格納容器ベント実施後は原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えいが減少することから、原子炉建屋経由の放出量は、より早く格納容器ベントを実施する 32 時間ベント時の方が小さい傾向となる。

放出タイミングが異なることについては、班交替や中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の正圧化のタイミング等を適切に変更することにより対応可能であることから、放出タイミングの違いそのものが居住性に与える影響は小さいものと考えられる。このため、運転員の被ばく線量の評価結果は、環境中への放出放射エネルギーに概ね比例すると考えられる。

表 2-21-1 及び表 2-21-2 より、被ばく線量に支配的な影響を及ぼす希ガスとよう素の放出放射エネルギーは、53 時間ベント時に対し、46 時間ベント時では最大約 1.2 倍となっている。ここでは、格納容器ベントを実施する事故シーケンスの被ばく線量が、被ばく経路「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」からの寄与を除き^{※1}、被ばく経路によらず 1.2 倍になるものと仮定し、運転員の被ばく線量を評価した。

46 時間ベント時における運転員の被ばく線量の評価結果を、表 2-21-3 に示す。評価の結果、格納容器ベントを実施する場合の被ばく線量が最大となる班(約 66mSv^{※2})においても、被ばく線量は約 75mSv となり、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」を満足する結果となった。

※1 「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」は、原子炉建屋経由で放出されたよう素からの寄与が支配的となる。表 2-21-2 に示すとおり、53 時間ベント時と比較し、46 時間ベント時では原子炉建屋経由のよう素の放出放射エネルギーは減少することを踏まえ、当該被ばく経路からの寄与は 1.2 倍の仮定から除くこととした。

※2 「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」に示した評価結果のうち、格納容器ベントを実施する場合の D 班の評価結果（表 7-2-1 を参照）

表 2-21-1 大気中への放出放射エネルギー
(格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出)

	原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (7日間積算値)		
	①46時間ベント時	②53時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 5.3×10^{17}	約 4.6×10^{17}	1.16
よう素類	約 8.0×10^{15}	約 7.3×10^{15}	1.09
Cs 類 ^{※1}	約 2.4×10^9	約 2.0×10^9	1.16
Te 類 ^{※1}	約 4.2×10^8	約 3.3×10^8	1.28
Ba 類 ^{※1}	約 1.6×10^8	約 1.3×10^8	1.24
Ru 類 ^{※1}	約 6.9×10^7	約 5.8×10^7	1.20
La 類 ^{※1}	約 3.2×10^7	約 2.7×10^7	1.18
Ce 類 ^{※1}	約 2.4×10^7	約 1.9×10^7	1.27

※1 Cs 類等は、53 時間ベント時に対し、46 時間ベントでは 1.2 倍以上放出されているものもあるが、希ガス及びよう素と比較し放出放射エネルギーが数桁小さく、被ばく線量に及ぼす影響が小さいため、今回の検討においては無視できる。

表 2-21-2 大気中への放出放射エネルギー
(原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出)

	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (7日間積算値)		
	①46時間ベント時	②53時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.3×10^{16}	約 1.4×10^{16}	0.88
よう素類	約 4.8×10^{15}	約 5.2×10^{15}	0.92
Cs 類	約 6.4×10^{13}	約 6.4×10^{13}	1.00
Te 類	約 2.3×10^{13}	約 2.3×10^{13}	1.00
Ba 類	約 2.3×10^{13}	約 2.3×10^{13}	1.00
Ru 類	約 2.5×10^{12}	約 2.5×10^{12}	1.00
La 類	約 1.1×10^{12}	約 1.1×10^{12}	1.00
Ce 類	約 9.0×10^{11}	約 9.0×10^{11}	1.00

表 2-21-3 46 時間ベント時の評価結果の内訳 (単位: mSv)
 (53 時間ベント時の評価結果のうち格納容器ベントを実施した号炉からの
 寄与^{※1※2}に対し 1.2 倍の仮定を適用)

被ばく経路		格納容器ベント実施 (括弧内: 53 時間ベント時の値)
中央 制御室 潜在時	①原子炉建屋内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 5.0×10^{-2} (約 4.2×10^{-2})
	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 8.6×10^0 (約 7.2×10^0)
	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 1.1×10^1
	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 4.6×10^1 (約 3.8×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 3.9×10^1 (約 3.2×10^1)
	外部被ばく	約 6.9×10^0 (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 6.5×10^1 (約 5.6×10^1)
入 退 域 時	⑤原子炉建屋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 1.5×10^{-1} (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 2.1×10^{-2} (約 1.7×10^{-2})
	⑦地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.7×10^0
	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 7.7×10^{-3} (約 6.4×10^{-3})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 9.9×10^0 (約 9.8×10^0)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 75 (約 66)

※1 「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性 (重大事故) に係る被ばく評価について」に示した評価結果のうち、格納容器ベントを実施する場合の D 班の評価結果

※2 被ばく経路「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」からの寄与を除く

2-22 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、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 1Pd 以下の場合、1Pd～1.5Pd の場合および 1.5Pd～2Pd の場合の 3 種類を設定する。

1. 格納容器圧力が 1Pd 以下の場合

格納容器圧力が 1Pd 以下の場合、427kPa[gage]で 0.9%/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 $5 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

427kPa[gage]での 0.9%/日の設定は 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もとにさらに保守的な値を設定した。

2. 格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合

格納容器圧力が 1Pd～1.5Pd の場合、640kPa[gage]で 1.1%/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 $6 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

640kPa[gage]での 1.1%/日の設定は 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もとにさらに保守的な値を設定した。

3. 格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd の場合

格納容器圧力が 1.5Pd～2Pd の場合、854kPa[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 $7 \times 10^{-6} \text{ m}^2$ ）を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

854kPa[gage]での 1.3%/日の設定は 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もとにさらに保守的な値を設定した。

○AEC の評価式^{※1}

<格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 0.873\%$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率	
L_0	: 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd))	【0.5%/日】
P_t	: 事故時の格納容器内圧力	【528kPa[abs]】
P_d	: 設計圧力	【485kPa[abs]】
P_a	: 格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】
R_t	: 事故時の気体定数 ^{※2}	【487.4J/Kg・K】
R_d	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T_t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】
T_d	: 設計格納容器内温度 漏えい試験時の温度 (20°C)	【293.15K】

<格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.069\%$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率	
P_t	: 事故時の格納容器内圧力	【741kPa[abs]】
R_t	: 事故時の気体定数 ^{※2}	【487.4J/Kg・K】
T_t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】

<格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.235\%$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率	
P_t	: 事故時の格納容器内圧力	【955kPa[abs]】
R_t	: 事故時の気体定数 ^{※2}	【487.4J/Kg・K】
T_t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance requirements" USAEC technical safety guide, Dec. 1966

※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 16% : 16% : 68%より計算している。AEC の評価式が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小さ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量発生 (約 990kg) を考慮して設定した。

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

<格納容器圧力が 1Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.502\%$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L_0 : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd))

【0.5%/日】

P_t : 事故時の格納容器内圧力

【528kPa[abs]】

P_d : 設計圧力

【485kPa[abs]】

P_a : 格納容器外の圧力

【101.325kPa[abs]】

<格納容器圧力が 1.5Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.506\%$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

P_t : 事故時の格納容器内圧力

【741kPa[abs]】

<格納容器圧力が 2Pd の場合>

$$L = L_0 \frac{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}}{\sqrt{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\%$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

P_t : 事故時の格納容器内圧力

【955kPa[abs]】

2-23 制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について

鉄筋コンクリート構造の中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリは気密性、並びに鉄筋コンクリート構造の中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は遮蔽性を維持する必要がある。

地震時については、建屋の機能維持は、建屋の各層の耐震壁が鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみ度の許容限界 (2.0×10^{-3}) を満足していれば機能は満足されていると考えられる。地震によらない場合を含めて躯体に生じるひび割れに対して、以下のとおり機能を維持する設計とする。

1. 気密性の維持

気密性の維持に関して、乾燥収縮によるひび割れについては、「原子力施設における建築物の維持管理指針（(社)日本建築学会、2015）」（以下、維持管理指針という。）によると、通常、コンクリート構造物の使用性が確保されていれば、空調機により機能維持できるとしている。そこで、維持管理指針の使用性に影響を与えるひび割れの評価基準（ひび割れ幅が1 mm以上（屋内））を準用して補修を行い、定期的な空気流入率試験により、気密性を維持していることを確認する。

地震時に生じるひび割れについては、地震応答解析を行い算定する基準地震動 S_s による耐震壁のせん断ひずみ度が概ね弾性状態にとどまらない場合は、せん断ひずみ度から空気漏えい量を算定してその値が設置する換気設備の性能を下回ること、気密性を維持する設計とする。

（財）原子力発電技術機構は、「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書^(注1)」において、耐震壁の残留ひび割れからの通気量の評価式が、十分に実機への適用性があることを確認している。更に、開口部の存在による通気量割増率の評価式も示されており、「開口部の残留ひび割れ幅の割増率がおおよそ推定できる」としている。

したがって、中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリを構成する壁が鉄筋コンクリート造であり、壁厚も「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書」に示される壁厚と同程度であることから、同文献にて提案されている各評価式を用い、中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリにおける空気漏えい量の算出を行う。以下に評価式を示す。

（注1）財団法人 原子力発電技術機構「耐震安全解析コード改良試験 原子炉建屋の弾塑性試験 試験結果の評価に関する報告書 平成5年度」

$$Q=C\gamma^{2.57}\Delta P/T$$

ここで、

Q : 単位面積当たりの流量 (ℓ/min/m²)

C : 定数

(中央値は 2.24×10^6 , 95%非超過値は 1.18×10^7)

γ : 最大せん断ひずみ

ΔP : 差圧 (mmAq)

T : 壁厚 (cm)

$$\Delta_q = \{(a^2-1) \left(\frac{q'}{q_0} - 1\right) - 1\} \beta + 1$$

ここで、

Δ_q : 通気量割増率

a : 通気量割増範囲 (=3)

$\frac{q'}{q_0}$: 定数

(中央値とみなされる評価法では 1.81, 安全側とみなされる評価法では 7.41)

β : 壁の見付け面積に対する開口の総面積

2. 遮蔽性の維持

維持管理指針によると、乾燥収縮によるひび割れは躯体を直線的に貫通するものではないため、遮蔽性に与える影響はないこと、地震などにより発生した貫通するひび割れの影響については放射線が直接通過することはないことの研究成果を踏まえ、コンクリート構造物の使用性が確保されていれば遮蔽性に影響を及ぼさないとしている。そこで、使用性に影響を与えるひび割れの評価基準（ひび割れ幅が 1 mm以上（屋内））を準用して補修を行うことにより、遮蔽性を維持する。

地震時に生じるひび割れについては、設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震力に対して構造強度を確保することで、地震後のひび割れはほぼ閉鎖し、貫通するひび割れが直線的に残留しないと考えられるため、遮蔽性を維持する設計とする。

2-24 審査ガイドへの適合性状況

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	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>(解釈より抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第74条（原子炉制御室）</p> <p>1 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> </div> <p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p>	<p>1 b) → 審査ガイドとおり</p> <p>① 評価事象については、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの視点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損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 時に ECCS 喪失及び全交流動力電源喪失の事故シーケンスを評価対象としている。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮して評価しており、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（5直3交替）を考慮して評価しており、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>4. 1 → 審査ガイドとおり</p> <p>① 最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>② 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) → 審査ガイドとおり</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図 2 に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</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アニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</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> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／</p>	<p>制御室居住性に係る被ばく経路は図 1 のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ① → 審査ガイドとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ② → 審査ガイドとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (1) ③ → 審査ガイドとおり</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 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 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p>	<p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室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>事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ④ → 審査ガイドとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4. 1 (1) ⑤ → 審査ガイドとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」及び「4.1(1)③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」と同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順 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。 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 <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>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。</p> <p>4. 1 (2) → 審査ガイドとおり 中央制御室の居住性に係る被ばく評価は図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4. 1 (2) a. → 審査ガイドとおり</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価における放射性物質の大気中への放出量は、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性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 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失する事故シーケンスを解析することにより設定している。</p> <p>4. 1 (2) b. → 審査ガイドとおり 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た累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、2012年1月1日から2012年12月31日の1年間における気象データを使用している。</p> <p>4. 1 (2) c. → 審査ガイドとおり 原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガ</p>

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

- 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。
- ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。
 - ・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／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。
- 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。
4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件
(1) 沈着・除去等
- a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率
ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。
なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
- b. 空気流入率
既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。
新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）

ンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計算している。

4. 1 (2) d. → 審査ガイドとおり

上記 c の結果を用いて、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。

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している。

上記 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。

4. 1 (2) e. → 審査ガイドとおり

上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準（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。

4. 2 (1) a. → 審査ガイドとおり

中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ除去効率は、設計上期待できる値として、ヨウ素フィルタ除去効率は 90%、高性能エアフィルタ除去効率は 99.9%と仮定して評価している。

運転員のマスク着用（マスクの防護係数：50）を考慮している。

4. 2 (1) b. → 審査ガイドとおり

空気流入率は、空気流入率測定試験結果 0.21 回/h に余裕を見込んで、0.5 回/h と設定している。

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</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プルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 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。 ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(参3)における相関式を用いて計算する。 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"> 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 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 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 	<p>4. 2 (2) a. → 審査ガイドとおり</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。</p> <p>女川発電所内で観測して得られた2012年1月1日から2012年12月31日の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また、建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約10m）の気象データを使用している。</p> <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（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）と建屋の高さがほぼ同じであるため、建屋高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下にある。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <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) 事故時に外気の入入れを遮断する場合は、室内への直接流入 	<p>価点に及ぶ可能性のある複数の方位を考慮している。 放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4. 2 (2) b. → 審査ガイドとおり</p> <p>建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。</p> <p>事故時に外気を取入れる運転としているため、給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入として評価している。</p>

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

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。

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。

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。

3) 代表面における評価点

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。

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／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、

評価期間中は給気口から外気を取入れることを前提としているため、給気口が設置されている中央制御室が属する建屋の表面を選定している。具体的には、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。

また、クラウドシャインの評価には、室内への取込ではないため、中央制御室が属する建屋の屋上面を選定している。具体的には、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。

屋上面を代表面としており、評価点は中央制御室中心としている。

中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、具体的には、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>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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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よい。 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、放射源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位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どちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にあ</p>	<p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心とし、保守的に放出点と評価点とが同じ高さとして、その間の水平直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき複数方位を対象として評価している。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>風向の方位m_1の選定には、図6に示す方法を用いて選定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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> <p>・建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p>	<p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定している。</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。原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている、</p> <p>原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p>

<p>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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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）」^(※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"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 	<p>原子炉建屋の地表面から上面の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2 (2) c. → 審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、短時間放出又は長時間放出に応じ、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%相当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. → 審査ガイドとおり</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着速度を計算している。</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。乾性沈着速度はエアロゾル及び無機よう素はNUREG/CR-4551 Vol.2より、有機よう素はNRPB-R322より設定。</p> <p>4. 2 (2) e. → 審査ガイドの主旨に基づいて評価</p> <p>評価期間中は外気を取入れることを前提としているため、一の経路（外気取入）及び二の経路（空気流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、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>（3）線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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（グラウンドシャイン）</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。 ・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>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室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評価している。</p> <p>空気流入量は空気流入率及び中央制御室バウンダリ体積を用いて計算している。</p> <p>4. 2（3）a. → 審査ガイドとおり 外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。 中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4. 2（3）b. → 審査ガイドとおり グラウンドシャインによる被ばくは、中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮し、地表面沈着濃度を用い、QAD-CGPP2R を用いて評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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。 ・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。 ・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（クラウドシャイン）</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。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、 	<p>4. 2 (3) c. → 審査ガイドとおり</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>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>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. → 審査ガイドとおり</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、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。なお、中央制御室及び待避所のバウンダリ外からのガンマ線による外部被ばく線量については、QAD-CGGP2R を用いて評価している。</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. → 審査ガイドとおり</p> <p>入退域でのクラウドシャイン線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4. 2 (3) f. → 審査ガイドとおり</p> <p>入退域でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度を用い、QAD-CGGP2R を</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <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>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</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ケ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ケ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ケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR)</p> <p>非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析</p>	<p>用いて評価している。</p> <p>4. 2 (3) g. → 審査ガイドとおり</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の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>入退域での放射線防護（マスク着用）による被ばく低減を考慮している。</p> <p>4. 3 (1) → 審査ガイドとおり</p> <p>4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果（MAAP 解析結果）を用いている。</p> <p>4. 3 (2) → 審査ガイドとおり</p> <p>全交流電源喪失を仮定した評価条件としているため、電源はガスタービン発電機から供給とすることを仮定している。具体的にはガスタービン発電機を受電や中央制御室換気空調系の起動までに要する操作時間に余裕を見込んでいる。</p> <p>4. 3 (3) a. → 審査ガイドとおり</p> <p>非常用ガス処理系については、作動を考慮しない。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基 に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1（2）a で選定した事 故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 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 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。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 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 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。</p> <p>b. 放出源高さ 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</p>	<p>4. 3（3）b. → 審査ガイドとおり 非常用ガス処理系については、作動を考慮しない。</p> <p>4. 3（3）c. → 審査ガイドとおり スプレイの作動については、4.1(2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件 を基に設定している。</p> <p>4. 3（3）d. → 審査ガイドとおり 無機よう素の自然沈着率は、CSE 実験に基づく 9.0×10^{-4} (1/s) と仮定している。 エアロゾルの自然沈着率は、MAAP 解析で評価している。</p> <p>4. 3（3）e. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定 4.1(2)a で設定した事故シーケンスの事故進展解析結果から原子炉格納容器圧力に応 じた漏えい率を基に設定している。</p> <p>4. 3（3）f. → 審査ガイドとおり 中央制御室換気設備の作動時間については、全交流動力電源喪失を想定した起動遅れ (30分)を考慮した評価としている。起動遅れ時間30分はガスタービン発電機による電 源回復及び手動による中央制御室換気空調系起動操作を想定。</p> <p>4. 3（4）a. → 審査ガイドとおり 放射性物質の大気中への放出開始時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソー ターム解析結果（MAAP 解析結果）に基づいている。実効放出継続時間は、原子炉建屋か らの漏えい分については、放射性物質の総放出量から最大の放出率で除した時間とし（70 時間）、ベント分については保守的に1時間としている。</p> <p>4. 3（4）b. → 審査ガイドとおり 放出源高さは、ベント放出の場合は原子炉格納容器フィルタベント系排気管高さ、原</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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・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、施設の位置、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>原子炉建屋漏えい分は地上高さを仮定している。</p> <p>4.3(5)a. → 審査ガイドとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、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て計算している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記で評価した積算線源強度、施設の位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮蔽構造（原子炉建屋遮蔽構造、制御建屋遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接線量を QAD-CGGP2R ,スカイシャイン線量を ANISN, G33-GP2R で計算している。</p> <p>4.3(5)b. → 審査ガイドとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)aと同様の条件で計算している。</p>

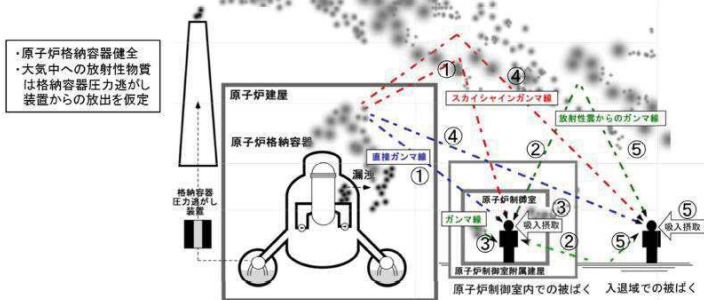
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路

原子炉制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく) ③外気から原子炉制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

図1 → 審査ガイドとおり

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

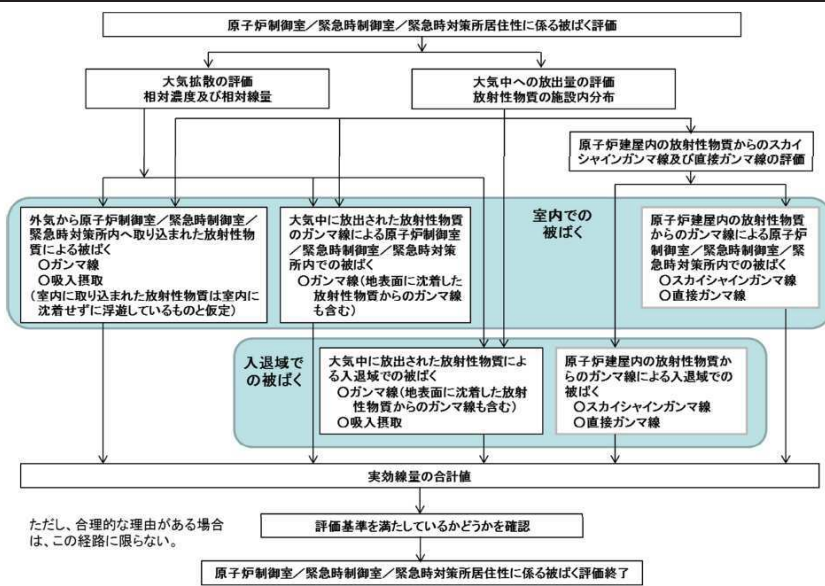
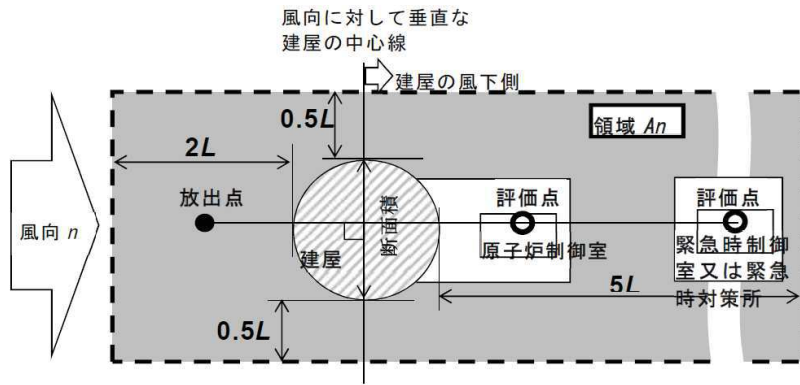


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図3 → 審査ガイドとおり

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況



注：L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

図4 → 審査ガイドとおり

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

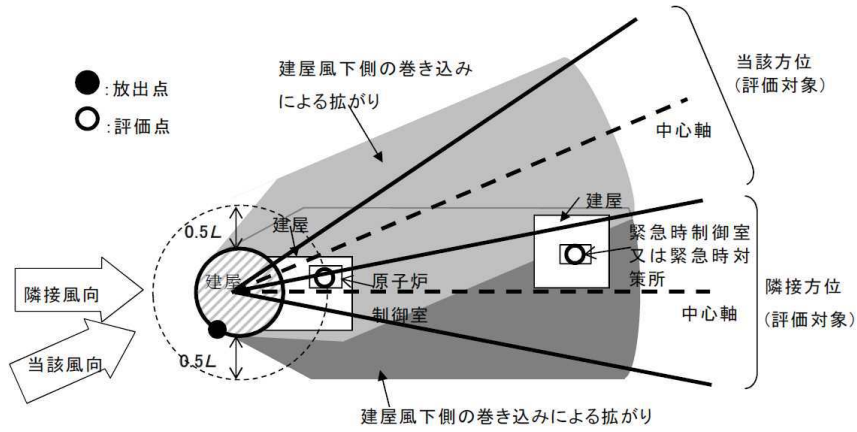
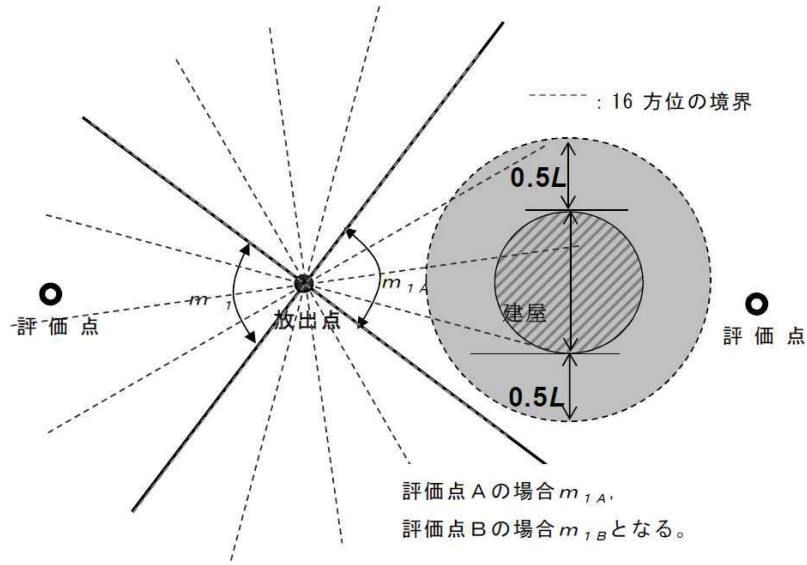


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイドとおり

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況



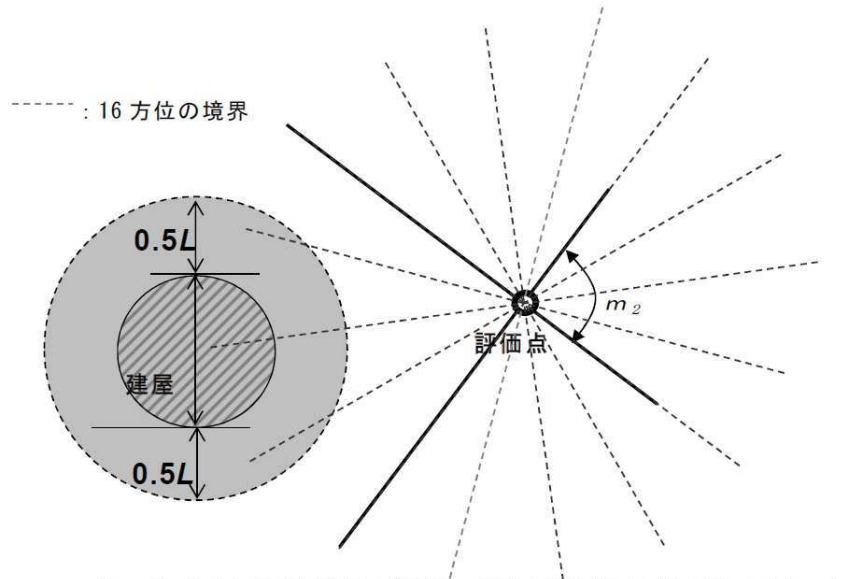
注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

図6 → 審査ガイドとおり

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況



注: L は、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方
図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する
風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

図7 → 審査ガイドとおり

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

建屋影響がある場合の評価対象（風向の選定）

i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択

ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択
(放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択
(評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

i ~ iiiの重なる方位を選定

方位選定終了

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 → 審査ガイドとおり

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

中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況

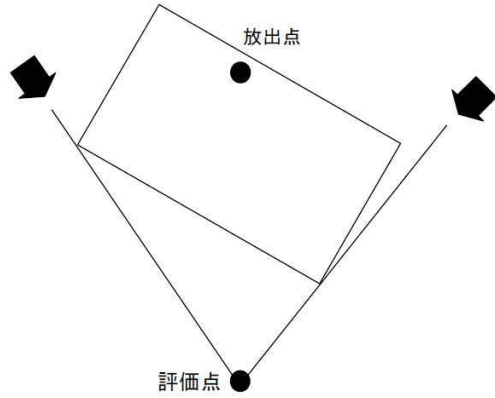


図9 評価対象方位の設定

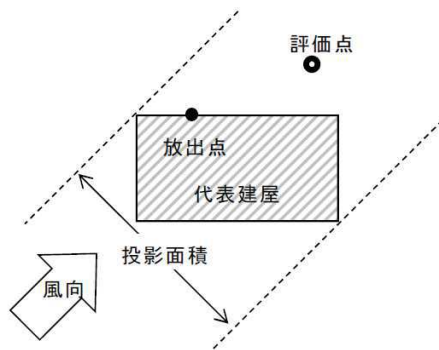


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図9,10 → 審査ガイドとおり

59-10

非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について

非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について

1. 概要

非常用ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒を経由して屋外に排気することにより、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、運転員の被ばく線量を低減することを目的として使用するが、炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器から漏えいした水素ガスを系統内に吸込む可能性がある。このため、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度が、水素ガスが燃焼する水素濃度（可燃限界）である4%を十分に下回ることを、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。

なお、評価モデル（概念図）を図 59-10-1、評価条件を表 59-10-1 に示す。

- ・非常用ガス処理系起動前は、原子炉格納容器から漏えいしたガスはすべて原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) に留まるものと仮定し、ガスの条件として、重大事故等対策の有効性評価において原子炉格納容器内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡する温度、圧力、水素ガス発生量及び格納容器漏えい率を想定し、次式により原子炉格納容器から原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) へのガス漏えい流量 W_{PCV} [m³/h] を評価する。

$$W_{PCV} = V_{PCV} \times \frac{\gamma}{100} \times \frac{P_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T_{R/B}}{P_{R/B}} \times \frac{1}{24} = 13100 \times \frac{1.3}{100} \times \frac{955.325}{473.15} \times \frac{334.15}{101.325} \times \frac{1}{24} \approx 48 \text{ m}^3/\text{h}$$

- ・また、次式により非常用ガス処理系起動時の原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度 $\alpha_{R/B}$ [%] を評価する。

$$\alpha_{R/B} = \frac{\alpha_{PCV} \times W_{PCV} \times t}{V_{R/B}} = \frac{16 \times 48 \times 0.6}{30000} \approx 0.02\%$$

- ・非常用ガス処理系起動後は、原子炉格納容器から原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) に漏えいしたガスは、すべて直接非常用ガス処理系に流入するものと仮定し、非常用ガス処理系の吸込流量が合計で 2500 m³/h (公称値) となるように原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) からの流入流量を設定する。原子炉格納容器及び原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度をもとに、以下の式により、非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度 α_{SGTS} [%] を評価する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

$$\alpha_{SGTS} = \frac{W_{PCV} \times \alpha_{PCV} + (W_{SGTS} - W_{PCV}) \times \alpha_{R/B}}{W_{SGTS}} = \frac{48 \times 16 + (2500 - 48) \times 0.02}{2500} \approx 0.33\%$$

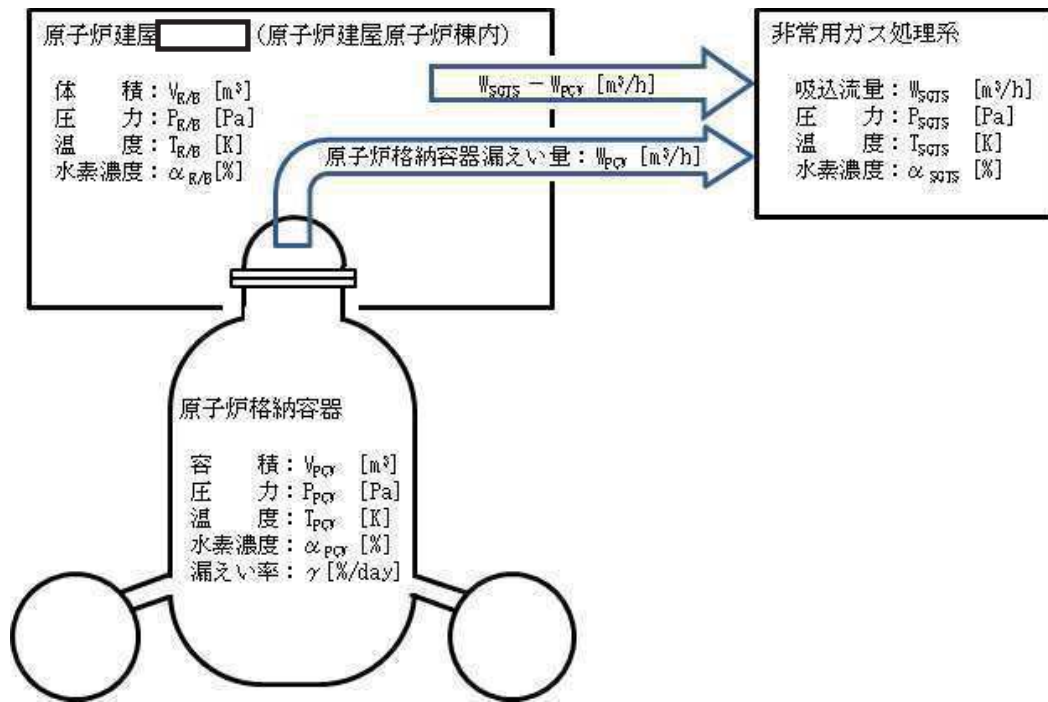


図 59-10-1 評価モデル

表 59-10-1 評価条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	13100	m ³	設計値
原子炉格納容器内圧力	P_{PCV}	955.325	kPa[abs]	限界圧力 (2Pd)
原子炉格納容器内温度	T_{PCV}	473.15	K	限界温度 (200℃)
原子炉格納容器漏えい率	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
原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) 体積	$V_{R/B}$	30000	m ³	低減率 0.3 を想定
原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) 圧力	$P_{R/B}$	101.325	kPa[abs]	大気圧
原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) 温度	$T_{R/B}$	334.15	K	重大事故等時に想定している温度 (61℃)
原子炉格納容器内水素濃度	α_{PCV}	16	%	有効燃料長被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素量を想定 (990kg)
非常用ガス処理系吸込流量	W_{SGTS}	2500	m ³ /h	設計値 (公称値)
非常用ガス処理系内圧力	P_{SGTS}	101.325	kPa[abs]	大気圧
非常用ガス処理系内温度	T_{SGTS}	334.15	K	原子炉建屋原子炉棟内空気を吸い込むため $T_{R/B}$ と同様
非常用ガス処理系起動確認時刻	t	0.6	h	重大事故等対策の有効性評価における非常用ガス処理系の起動確認時刻 35分

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 評価結果

非常用ガス処理系起動前は、原子炉格納容器からの漏えいにより原子炉建屋 \square
 \square (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度が上昇するが、非常用ガス処理系起動時における原子炉建屋 \square (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度は、約 0.02 %である。また、その値をもとに非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度を評価した結果、約 0.33 %となり、保守的な条件においても水素ガスが燃焼する水素濃度 (可燃限界) 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

「3. 評価結果」に示す結果をベースケースとして、解析条件の変化による影響を以下のとおり評価した。

(1) 非常用ガス処理系起動時刻

非常用ガス処理系起動時刻の感度解析として、45分後に起動した場合を想定する。非常用ガス処理系起動時刻は、起動前までに原子炉建屋 \square (原子炉建屋原子炉棟内) に溜まる水素ガス量に影響するが、45分以後倒しした場合でも原子炉建屋 \square (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度は約 0.02 %であり、影響は微小である。

(2) 水素ガス発生量

水素ガス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ガス (約 2200kg) が発生した場合を想定すると、原子炉格納容器内の水素ガス発生量はベースケースと比較して $2200/990 \div 2.23$ 倍となる。更に、原子炉格納容器内の垂鉛及びアルミニウムの反応による水素ガスの発生 (130 kg) を想定すると、 $2330/990 \div 2.36$ 倍となる。以上より、非常用ガス処理系に流入する水素濃度はベースケースと比較して約 2.36 倍となり、 $0.33 \times 2.36 \div 0.78\%$ となる。

(3) 蒸気濃度

蒸気濃度の感度解析として、原子炉建屋 \square (原子炉建屋原子炉棟内) の相対湿度が 100%の状況を想定すると、温度 61°C、相対湿度 100%の場合の蒸気濃度は約 21%となる。非常用ガス処理系内が完全ドライ条件と仮定すると、水素濃度はベースケースと比較して $1/(1-0.21) \div 1.27$ 倍となり、 $0.33 \times 1.27 \div 0.42\%$ となる。

(4) 非常用ガス処理系吸込流量

非常用ガス処理系の吸込流量の感度解析として、吸込流量が 10%低下した場合を想定すると、非常用ガス処理系に流入する水素濃度は、ベースケースと比較して $1/0.9=1.1$ 倍となり、 $0.33 \times 1.1 \div 0.37\%$ となる。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(5) 原子炉格納容器漏えい率

原子炉格納容器漏えい率の感度解析として、漏えい率を2倍(2.6%/day)となった場合を想定すると、非常用ガス処理系に流入する水素濃度はベースケースと比較して2倍となり、 $0.33\% \times 2 = 0.66\%$ 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。また、(2)～(5)の結果を組み合わせた場合における非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度は $0.33\% \times 2.36 \times 1.27 \times 1.1 \times 2 \doteq 2.18\%$ であり、水素濃度は4%を下回ることを確認した。

また、仮に上記の想定を上回る原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への異常なガスの漏えいによる原子炉建屋[](原子炉建屋原子炉棟内)の水素濃度の上昇を確認した場合、系統内での水素爆発を防止するため、非常用ガス処理系を停止する。異常なガスの漏えいは、原子炉建屋[](原子炉建屋原子炉棟内)の水素濃度が、静的触媒式水素再結合装置が動作する水素濃度である1.0%を確実に超過したことで判断することとしており、原子炉建屋[](原子炉建屋原子炉棟内)に設置する原子炉建屋内水素濃度(触媒式)の計器誤差約 $\pm 0.3\%$ を考慮し、1.0%を確実に超過した水素濃度指示値1.3%において、非常用ガス処理系を停止する運用とする。

以上

59-11

非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について

非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について

非常用ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒を經由して屋外に排気することにより、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、運転員の被ばく線量を低減することを目的として使用するが、炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器から漏えいした水素ガスを系統内に吸込む可能性がある。

このため、重大事故等対策の有効性評価において原子炉格納容器内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡する条件下で非常用ガス処理系を使用した場合の水素爆発の防止について、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

非常用ガス処理系は、以下に記載する機能を有しており、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、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。

- (1) 非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系空気乾燥装置、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタ装置及びこれらを接続する配管から構成されている。本系統は、水素ガスが滞留しないよう非常用ガス処理系排風機により強制的に水素を含むガスを屋外に排出する機能を有している。
- (2) 非常用ガス処理系は、原子炉建屋原子炉棟内の水素を含むガスを排出することで原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を低減する機能を有している。
- (3) 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への漏えい率を 1.3%/day とし、静的触媒式水素再結合装置に期待しない場合において、非常用ガス処理系を起動する際の原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度を評価した結果、水素濃度は約 0.02 % であり、可燃限界未満である。
また、非常用ガス処理系を起動した場合に、非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度を評価した結果、水素濃度は約 0.33 % であり、可燃限界未満である。
- (4) 全交流動力電源喪失時においても、非常用ガス処理系は事故発生後約 15 分後に常設代替交流電源からの受電により自動起動し、約 35 分後に運転員により非常用ガス処理系の自動起動を確認することとしている。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. 非常用ガス処理系停止後の水素爆発防止

非常用ガス処理系は、原子炉格納容器の破損等により原子炉建屋原子炉棟内への水素ガスの漏えい量が増加し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達するおそれがある場合には、水素濃度が可燃限界未満の状態において停止操作を実施する。非常用ガス処理系の停止後、系統内に水素を含むガスが残留するが、系統の出入口に設置されている弁を閉鎖することで隔離されるため、系統停止後に水素ガスが系統内に供給されることはなく、水素濃度は停止時の濃度を上回ることはない。したがって、系統内に残留したガスの水素濃度が可燃限界以上になることはなく、水素爆発をすることはない。

以上

59-12

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置について

1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置については、重大事故等時に機能を期待する重大事故等対処設備として位置付ける。以降、当該設備に期待する機能及び設計方針について記載する。

2. 原子炉建屋ブローアウトパネルに期待する機能

2.1 開放機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建屋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、原子炉建屋原子炉棟内で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生する。このため、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] に到達した時点で原子炉建屋原子炉棟内に設置した原子炉建屋ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内を減圧する。

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時には、基本的には中央制御室で隔離弁の開操作を行うが、仮に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。この場合、開放した原子炉建屋ブローアウトパネルの開口面を經由して外気と熱交換が行われることにより、原子炉建屋原子炉棟内でも人力での操作が可能となる。

2.2 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のために非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）によって原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉建屋原子炉棟のバウンダリの一つである原子炉建屋ブローアウトパネルについても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

3. 重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルの適合方針

3.1 設置許可基準規則第 46 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは「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」という。）第 46 条（インターフェイスシステム LOCA 隔離弁）に関連する『常設耐震重要重大事故防止設備』として位置付ける。

この場合、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2.1 に示した開放機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ①原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] に到達した時点でパネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇を抑制すること。

- ②圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉建屋原子炉棟内での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足すること。

3.2 設置許可基準規則第 59 条

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は設置許可基準規則第 59 条（運転員の被ばくを低減するための設備）に関連する『常設重大事故緩和設備』として位置付ける。

この場合、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2.2 に示した閉じ込め機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ①原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇しない事象においては閉状態を維持すること。
- ②原子炉建屋ブローアウトパネルは、SGTS による負圧維持に期待している期間中に想定する重畳事象に対しても閉状態を維持できること、又は開放状態になったとしても、原子炉建屋ブローアウト閉止装置により、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、現場において人力による操作が可能なものとする。

3.3 設置許可基準規則第 43 条

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、3.1 及び 3.2 のとおり常設重大事故等対処設備と位置付けることから、設置許可基準規則第 43 条第 1 項及び第 2 項に適合する設計とする。

4. 設備概要及び適合状況

4.1 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

本設備は、運転員による開放操作を行うことなく、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力である約 4.4kPa に到達した時点で自動的に開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることで、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に HPCS 注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルの構造図を図 59-12-1 に示す。また、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時の原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図 59-12-2 に示す。

また,SGTS による負圧維持に期待している期間中に原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは,閉状態の維持,又は開放時には原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは,開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の概要図を図 59-12-3 に示す。

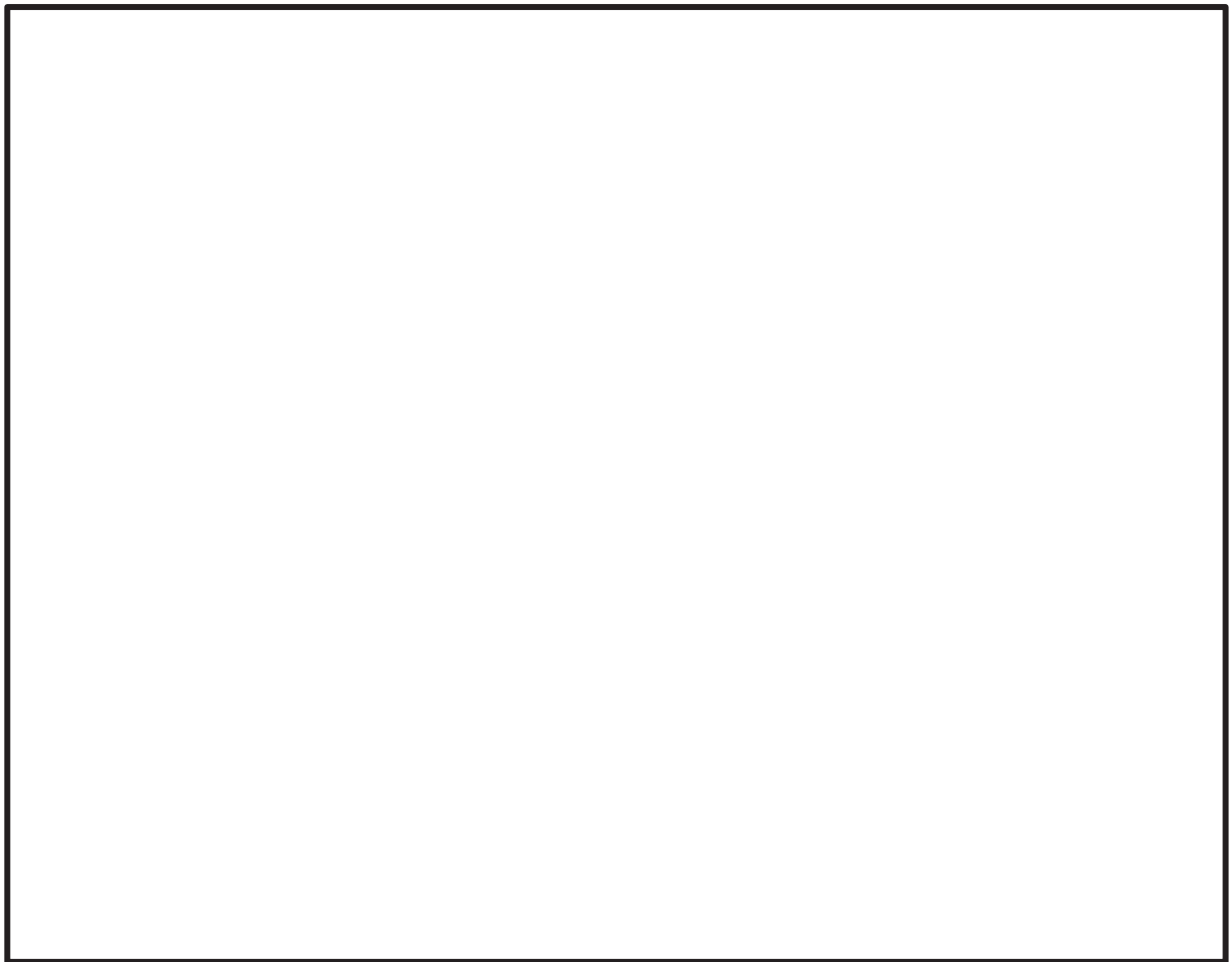


図 59-12-1 原子炉建屋ブローアウトパネル構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

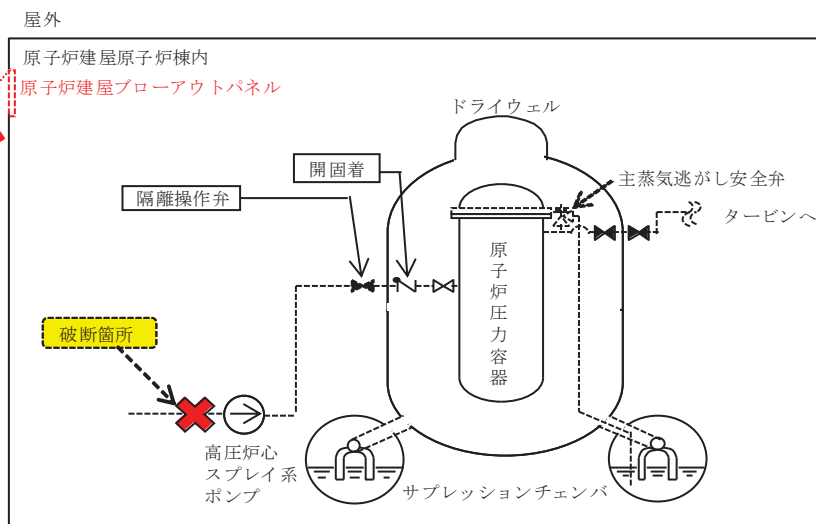


図 59-12-2 原子炉建屋ブローアウトパネル概要図
(格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 発生時)

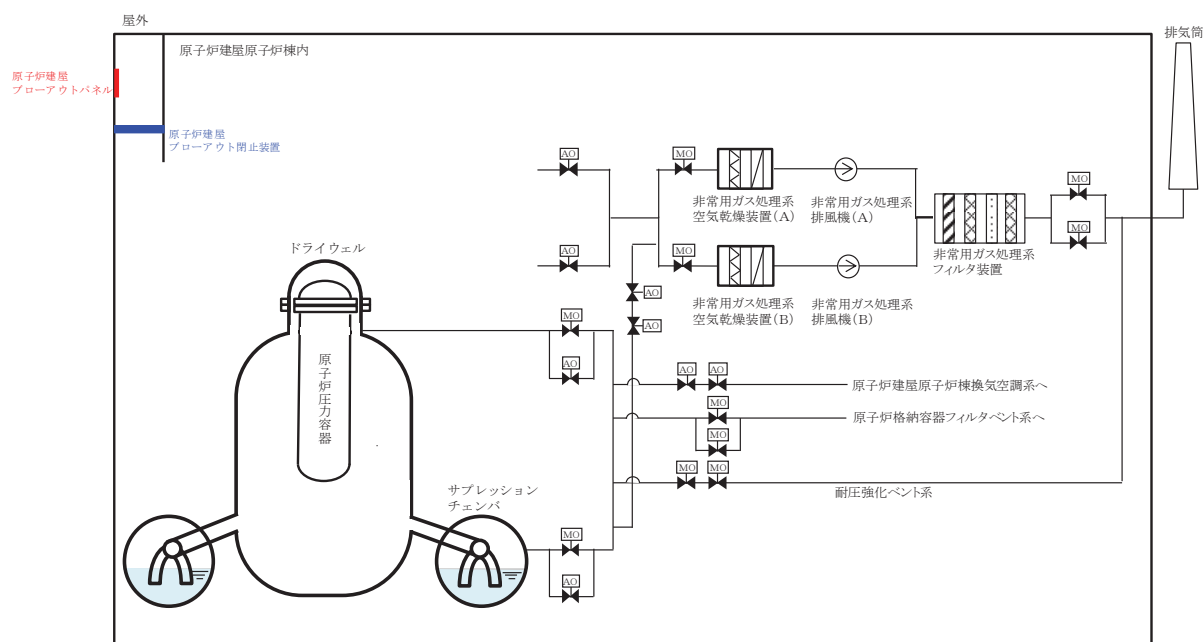


図 59-12-3 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置
概要図
(原子炉建屋原子炉棟の気密要求時)

4. 1. 1 原子炉建屋ブローアウトパネルの設置許可基準規則第 43 条への適合状況

原子炉建屋ブローアウトパネルの第 43 条第 1 項及び第 2 項への適合については、「3. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

4.2 原子炉建屋ブローアウト閉止装置設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、外部事象を考慮した場合（別紙1参照）、地震等により開放が考えられることから、SGTSの機能要求がある場合には、3.に示した設計方針に従い、原子炉建屋ブローアウト閉止装置にて閉止を行うことで対応する。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態でSGTSの機能要求がある場合に、原子炉建屋の気密性を確保するために設置する。原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、気密ダンパの組合せにより構成する。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の概要図を図59-12-4に示す。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルから蒸気を放出する際の流路に設置する設計とする。また、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に悪影響を及ぼすことがないように、必要な開口面積を確保する設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また、遠隔手動ダンパ操作設備を設けることで、電源喪失時においても、現場において人力による操作が可能な設計とする。

また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

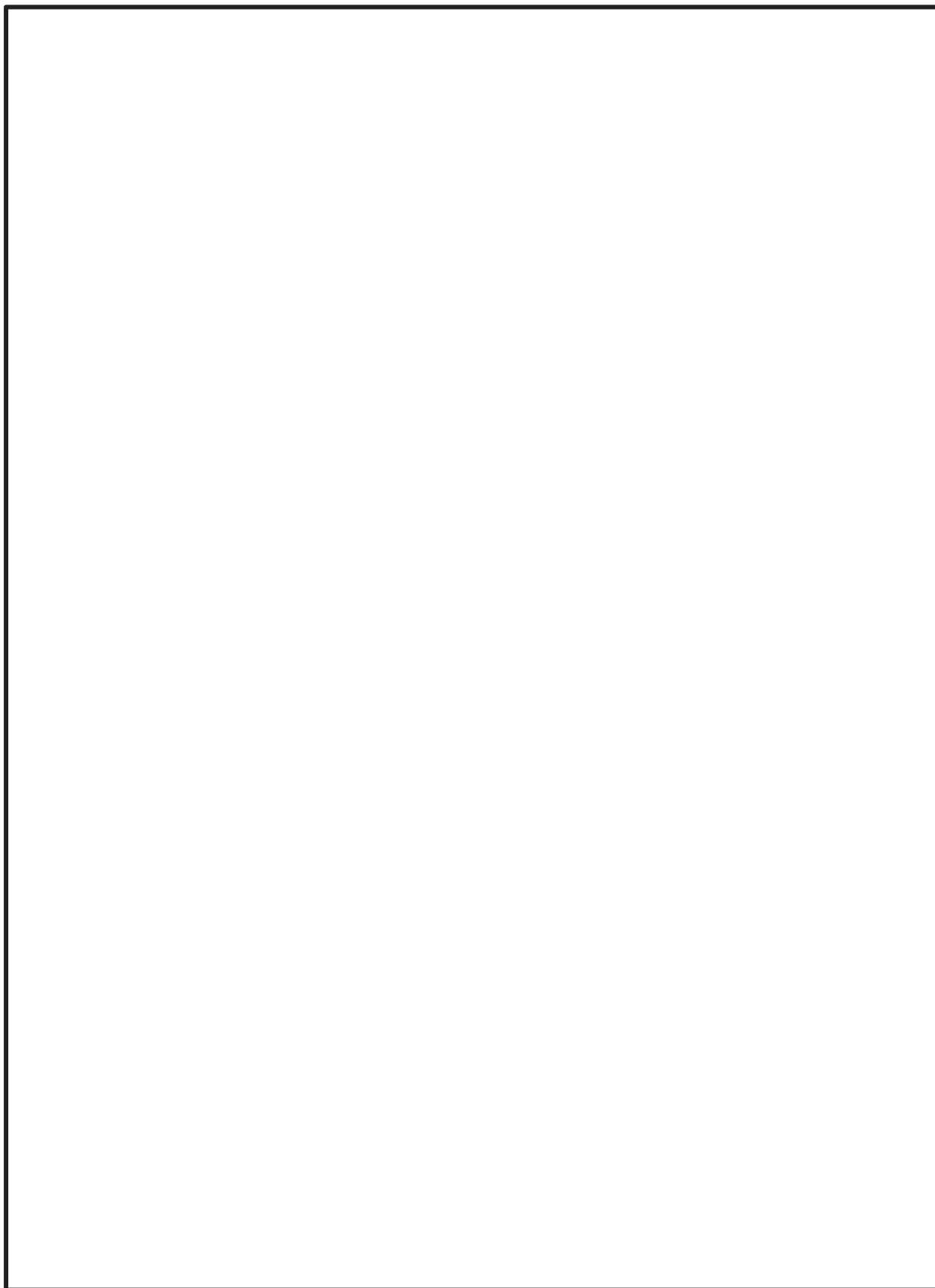


図 59-12-4 原子炉建屋ブローアウト閉止装置概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4.2.1 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設置許可基準規則第43条への適合状況

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の第43条第1項及び第2項への適合については、「3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（設置許可基準規則第59条に対する設計方針を示す章）」で示す。

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置に対する 外部事象防護方針について

1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置については、通常運転時においても原子炉建屋と一体となり原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能に期待をするとともに、重大事故等である格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時における原子炉建屋原子炉棟内の減圧のための開放機能と、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能に期待する重大事故等対処設備として位置付ける。当該設備に対する外部事象防護方針について以下に示す。

2. 通常運転時における考え方

設計基準規模の外部事象として、例えば、設計竜巻（最大風速 100m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が考えられるが、竜巻の影響を受ける可能性があるMSトンネル室内は、密閉され気圧差の影響を受ける設備がないため影響はない。また、竜巻による飛来物に対しても、開口部付近に防護施設（竜巻）は無いため影響はない。そのため、設計竜巻により設計基準事故には至らない。

また、第6条において選定した竜巻以外の外部事象（風（台風）、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災、電磁的障害）についても、風（台風）であれば竜巻の影響に包絡される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建屋ブローアウトパネルの閉じ込め機能には影響しない等により、設計基準の外部事象によって設計基準事故には至らない。

3. 重大事故等発生時における考え方

3.1 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組み合わせを考慮する。

- ・重大事故等の発生頻度としては、炉心損傷頻度の性能目標^{*1, *2}である 10^{-4} /炉年
- ・重大事故等と外部事象の重畳の判断目安は、航空機落下の判断基準^{*3, *4}や設計基準対象施設の耐震設計のスクリーニング基準^{*5}の 10^{-7} /炉年に保守性をもたせた 10^{-8} /炉年

また、考慮すべきシナリオは図1に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて

整理する。①は重大事故等対処設備の保管時，②は重大事故等対処設備の機能要求時に該当することから，その際に考慮すべき外部事象については，地震及び津波に加え第43条第1項及び第2項において選定した自然現象9事象(風(台風)，竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災)及び人為事象2事象(近隣工場等の火災，電磁的障害)とする。

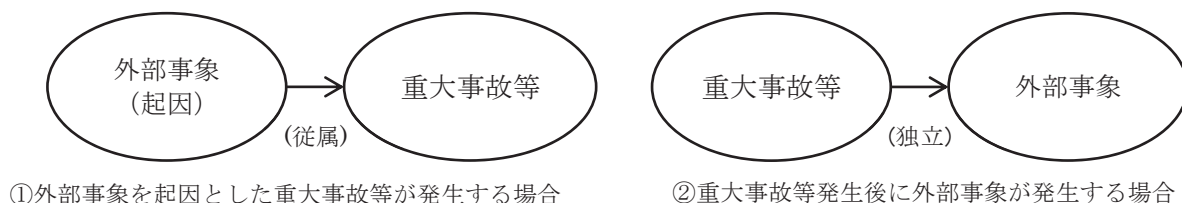


図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

- ※1 : Regulatory Guide 1.174 Rev. 1, 2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
- ※2 : 第1回原子力規制委員会(平成25年4月3日)資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係(概念図)」
- ※3 : STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- ※4 : 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)
- ※5 : JEAG4601・補-1954「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編」

3.2 原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

地震を起因とした重大事故等に対しては，原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

また，地震を除く外部事象を起因とした重大事故等の発生を考慮する場合には，地震を除く外部事象によって引き起こされる起因事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で，原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

原子炉建屋ブローアウトパネルに影響を与える外部事象である風(台風)，竜巻，凍結，降水及び積雪については，2.に示す通り，安全系等の防護対象施設が損傷することは考え難いため，炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失を考慮する。

ここで，外部電源喪失の原因となる送電線等の設備の損傷は，日常的に発生する規模の上記の外部事象によって生じる可能性が低いこと，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が 10^{-8} オーダーであることを考慮すると，上記の外部事象を起因とした重大事故等が発生する可能性は十分に低く，重大事故

等と外部事象の重畳の判断目安を下回ると考えてよい。

従って、上記の外部事象に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮は不要である。

なお、津波、森林火災、落雷、火山の影響、生物学的事象、近隣工場等の火災及び電磁的障害については、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に直接影響する事象ではないため、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮は不要である。

以上を踏まえ、外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネルの防護方針は表1に示す通りとする。

表1 外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する
原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置
(開放機能・閉じ込め機能*) 防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられるが、原子炉建屋ブローアウトパネルが閉状態を維持できる設計、又は開放状態になったとしても原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風(台風)	外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率(10 ⁻⁸ オーダー)を踏まえると、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は十分低く、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした重大事故等が発生し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	凍結	
	降水	
	積雪	
	森林火災	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	落雷	落雷、火山の影響、生物学的事象、近隣工場等の火災、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	火山の影響	
生物学的事象		
人為事象	近隣工場等の火災	
	電磁的障害	

※：重大事故等発生前の想定であることから、開放機能及び閉じ込め機能の両方が対象。

②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

重大事故等発生後において、外部事象が重畳して発生する場合には、重大事故等の発生頻度とその後が発生する外部事象の年超過発生頻度を踏まえた上で、原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

(1)に示すとおり、重大事故等の発生頻度が 10^{-4} /炉年であること、及び重大事故等と外部事象の重畳の判断目安が 10^{-8} /炉年であることを考慮すると、重大事故等と外部事象の重畳を想定することが妥当であると考えられる。そのため、重大事故等の発生後において外部事象が重畳することを想定しても、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

重畳する外部事象の規模としては、重大事故等対処設備の機能要求時の環境条件として想定する規模とする。

表2に重大事故等発生後における外部事象の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネル防護の考え方を示す。

表2 重大事故等発生後における外部事象の発生に対する
原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置
(閉じ込め機能※) 防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられるが、原子炉建屋ブローアウトパネルが閉状態を維持できる設計、又は開放状態になったとしても原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能に影響する事象ではない。
	風(台風)	環境条件として想定した年超過発生頻度 10^{-1} /年規模の最大風速(約 23.1m/s) 及び安全施設の設計上考慮する風(台風)の基準になる風速(30m/s)を考慮した風荷重に対し、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能が喪失しない設計とする。飛来物については、風速約 30m/s により資機材等が飛散しないように、必要に応じ固縛・撤去等の飛散防止対策を実施することで、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置が飛来物影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 10^{-1} /年規模の最大瞬間風速は 30m/s 未満であり、風(台風)の影響に包絡される。
	凍結	凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	降水	
	積雪	
	落雷	
	火山の影響	
	生物学的事象	
森林火災	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、防火帯内側に設置をしていることから、機能に影響はない。	
人為事象	近隣工場等の火災	近隣工場等の火災、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能に影響する事象ではない。
	電磁的障害	

※：格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の開放機能は事象発生後すぐに期待するものであり、以降も開放維持のため対象外。従って、重大事故等発生後においては、原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能が対象。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法について

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、地震等により原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で SGTS の機能要求がある場合に、原子炉建屋の気密性を確保するために設置する。

この機能要求を踏まえ、原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法を表 1 に記載する。

表 1 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法

機能	機能詳細	設計要求事項	成立性確認方法
閉止機能	原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で SGTS の機能要求がある場合に、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放による原子炉建屋開口部を速やかに閉止できること	原子炉建屋の気密性能が確保できること (SGTS 運転時に必要な建屋の負圧を確保できること)	机上評価又は気密性能試験
		原子炉建屋ブローアウト閉止装置が遠隔により閉止できること (電動にて閉止できる設計)	動作試験
		原子炉建屋ブローアウト閉止装置が現場において手動により閉止できること (遠隔手動ダンパ操作設備により、手動にて閉止できる設計)	動作試験
閉止の検知機能	原子炉建屋ブローアウト閉止装置の閉止状態が検知できること	中央制御室にて、原子炉建屋ブローアウト閉止装置の開閉状態が確認できること	動作試験
耐震健全性	地震後においても閉止機能及び気密性能を維持すること	基準地震動に対して原子炉建屋ブローアウト閉止装置の作動機能が維持されること	机上評価又は加振試験
		地震後に原子炉建屋ブローアウト閉止装置の気密性能が維持されること	机上評価又は気密性能試験
流路機能	原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が期待される状態において、原子炉建屋ブローアウトパネルへの流路として機能すること	原子炉建屋ブローアウトパネルへの流路として必要な開口面積を確保できること	机上評価

なお、上記成立性確認方法の詳細及び確認結果については、今後の工事計画認可申請の審査時に説明する。

60 条 監視測定設備

<目 次>

- 60-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図
- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

60-1

S A設備基準適合性 一覽表

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第60条： 監視測定設備		可搬型モニタリングポスト	類型化 区分	可搬型放射線計測装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ)	類型化 区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	その他の建屋内 屋外	C D
		荷重	(有効に機能を発揮するよう転倒防止措置を実施)	—	(人が携行して使用するため、有効に機能を発揮する)	—
		海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
		他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等から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)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
		第2号	操作性 (運搬設置) (操作スイッチ操作) (接続作業)	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作) (接続作業)	Bc Bd Bg	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	計測制御設備	K
	第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	本来の用途として使用一切替不要	Bb
	第5号	悪影響防止	系統設計 他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
			その他(飛散物) 対象外	対象外	対象外	対象外
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa
	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (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の測定上限値を満足する容量、 配備数は1セット9台、故障時及び保守点検時のバックアップとして2台の合計11台を配備)	C	その他設備 (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の測定上限値を満足する容量、 配備数は1セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備)	C
	第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外
	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を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
	第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	Ab	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	Ab
	第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
	第7号	共通要因故障防止	緩和設備-対象(同一目的のSA設備あり) 防止・緩和以外-対象(代替対象DB設備あり) (モニタリングポストと位置的分散)	B	防止・緩和以外-対象(代替対象DB設備あり) (放射能観測車と位置的分散)	B
			サポート系要因 対象外	対象外	対象外	対象外
			関連資料	—	—	—

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第60条： 監視測定設備		可搬型放射線計測装置 (γ線サーベイメータ)	類型化 区分	可搬型放射線計測装置 (β線サーベイメータ)	類型化 区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内 屋外	C D	その他の建屋内 屋外	C D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
		海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
		他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等から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)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第2号	操作性	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部 入力)	計測制御設備	K	計測制御設備	K
		関連資料	60-4 試験及び検査		60-4 試験及び検査	
	第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	本来の用途として使用一切替不要	Bb
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第5号	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
		その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (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の測定上限値を満足する容量、 配備数は1セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備)	C	その他設備 (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の測定上限値を満足する容量、 配備数は1セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備)	C
		関連資料	60-5 容量設定根拠		60-5 容量設定根拠	
	第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外	
	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図		
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を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
	関連資料	60-3 配置図		60-3 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)	Ab	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	Ab	
	関連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図		
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
	関連資料	60-7 アクセスルート図		60-7 アクセスルート図		
第7号	共通要因 環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	防止・緩和以外-対象(代替対象DB設備あり) (放射能観測車と位置的分散)	B	防止・緩和以外-対象(代替対象DB設備あり) (放射能観測車と位置的分散)	B	
	サポート系要因	対象外	対象外	対象外	対象外	
	関連資料	—		—		

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

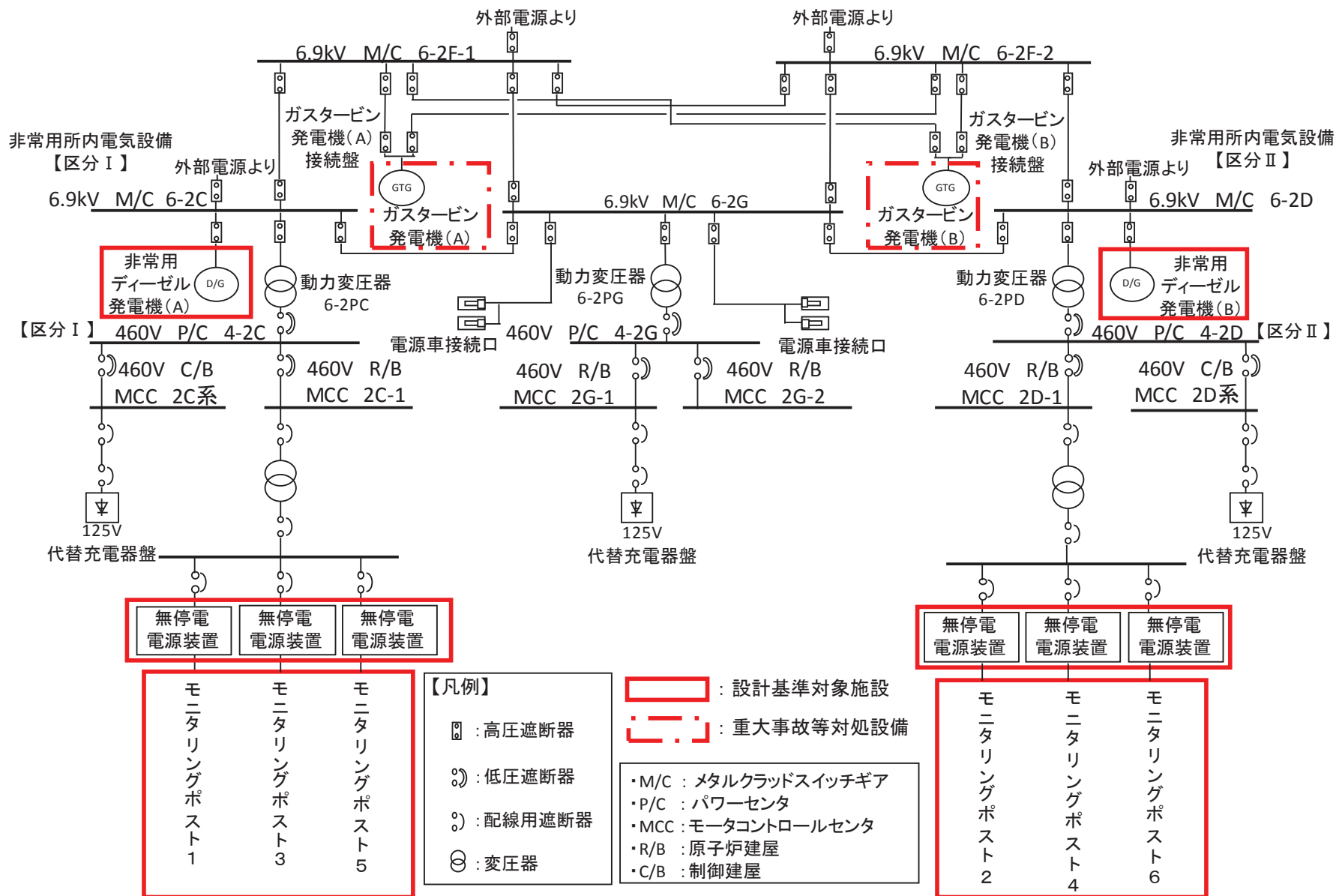
第60条： 監視測定設備		可搬型放射線計測装置 (α線サーバイメータ)	類型化 区分	可搬型放射線計測装置 (電離箱サーバイメータ)	類型化 区分	
第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内 屋外	C D	その他の建屋内 屋外	C D
		荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
		海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外
		他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第2号	操作性	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部 入力)	計測制御設備	K	計測制御設備	K
		関連資料	60-4 試験及び検査		60-4 試験及び検査	
	第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	本来の用途として使用一切替不要	Bb
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第5号	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
		その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (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の測定上限値を満足する容量、 配備数は1セット1台、故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計2台を配備)	C	その他設備 (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の測定上限値を満足する容量、 配備数は1セット2台、故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備)	C
		関連資料	60-5 容量設定根拠		60-5 容量設定根拠	
	第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外	
	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図		
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を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
	関連資料	60-3 配置図		60-3 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)	Ab	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	Ab	
	関連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図		
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
	関連資料	60-7 アクセスルート図		60-7 アクセスルート図		
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止・緩和以外-対象外(代替対象DB設備なし)	防止・緩和以外-対象外(代替対象DB設備なし)	対象外	
	サポート系要因	対象外	対象外	対象外	対象外	
	関連資料	—		—		

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第60条：監視測定設備		小型船舶	類型化区分	代替気象観測設備	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	その他の建屋内 屋外	C D	その他の建屋内 屋外	C D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	常時海水を通水又は海で使用	I	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等から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)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
			第2号	操作性 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作) (接続作業)
	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部 入力)	その他	N	計測制御設備	K	
	関連資料	60-4 試験及び検査		60-4 試験及び検査			
	第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	Bb	本来の用途として使用一切替不要	Bb	
	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
			その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外
			関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa	現場操作(設置場所で操作可能)	Aa	
	関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (海上モニタリングが可能な容量、 配備数は1セット1台、故障時及び保守点検時のバック アップとして1台の合計2台を配備)	C	その他設備 (発電用軽水型原子炉施設の安全解析に関する気象指 針の通常観測項目等を測定可能な容量、 配備数は1セット1台、故障時及び保守点検時のバック アップとして1台の合計2台を配備)	C
			関連資料	60-5 容量設定根拠		60-5 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
		関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図		
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外	対象外(常設設備と接続せず使用)	対象外	
			関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
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を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	60-3 配置図		60-3 配置図	
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備なし)	Bb	屋外(共通要因の考慮対象設備なし)	Bb	
			関連資料	60-6 保管場所図		60-6 保管場所図	
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B	
			関連資料	60-7 アクセスルート図		60-7 アクセスルート図	
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	防止・緩和以外—対象外(代替対象DB設備なし)	対象外	防止・緩和以外—対象(代替対象DB設備あり) (気象観測設備と位置的分散)	B
			サポート系要因	対象外	対象外	対象外	対象外
	関連資料		—		—		

60-2
単線結線図

モニタリングポスト 単線結線図



423

60-2-1

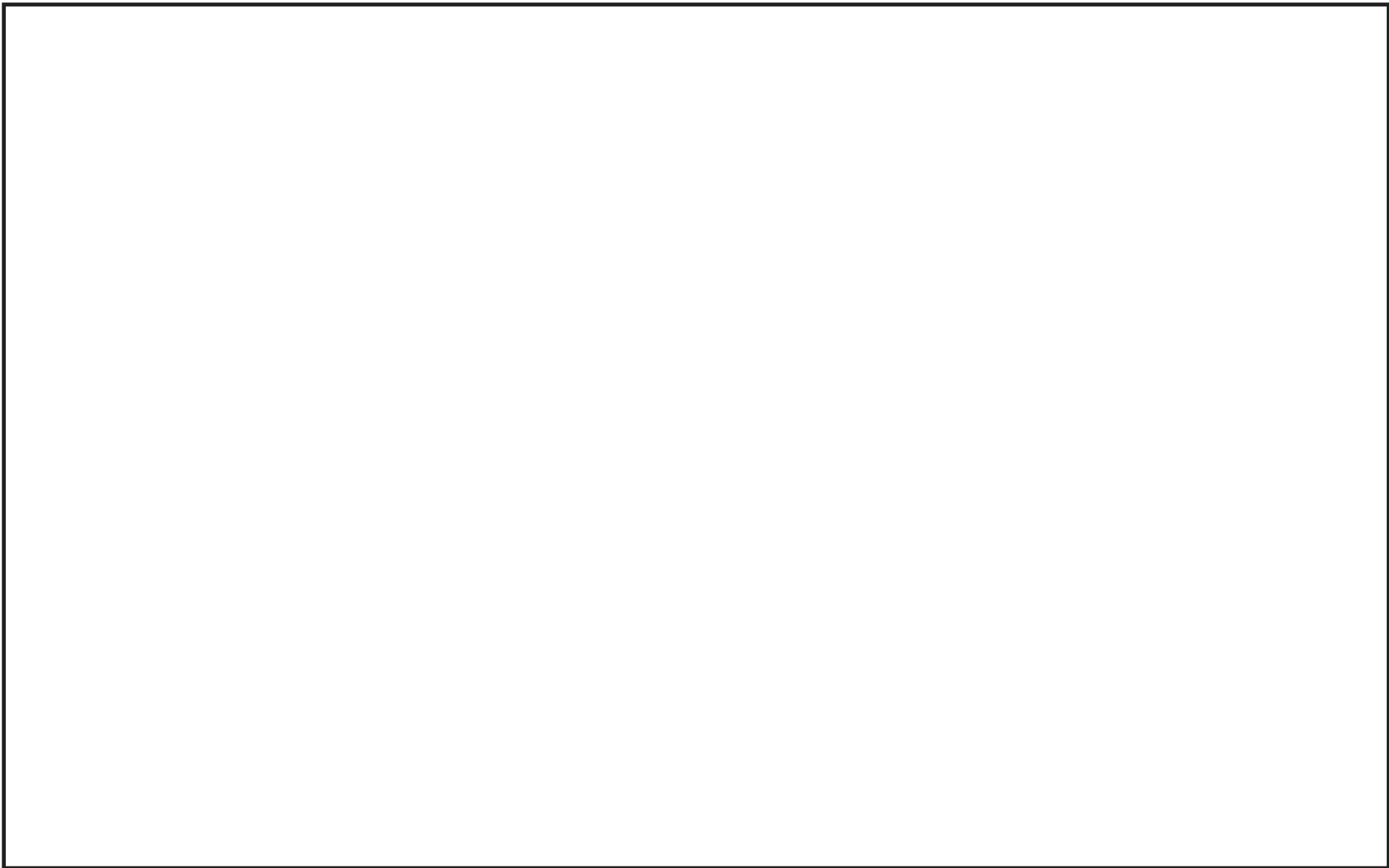
60-3
配置図

可搬型重大事故等対処設備 設置場所 放射線量の測定（可搬型モニタリングポスト）



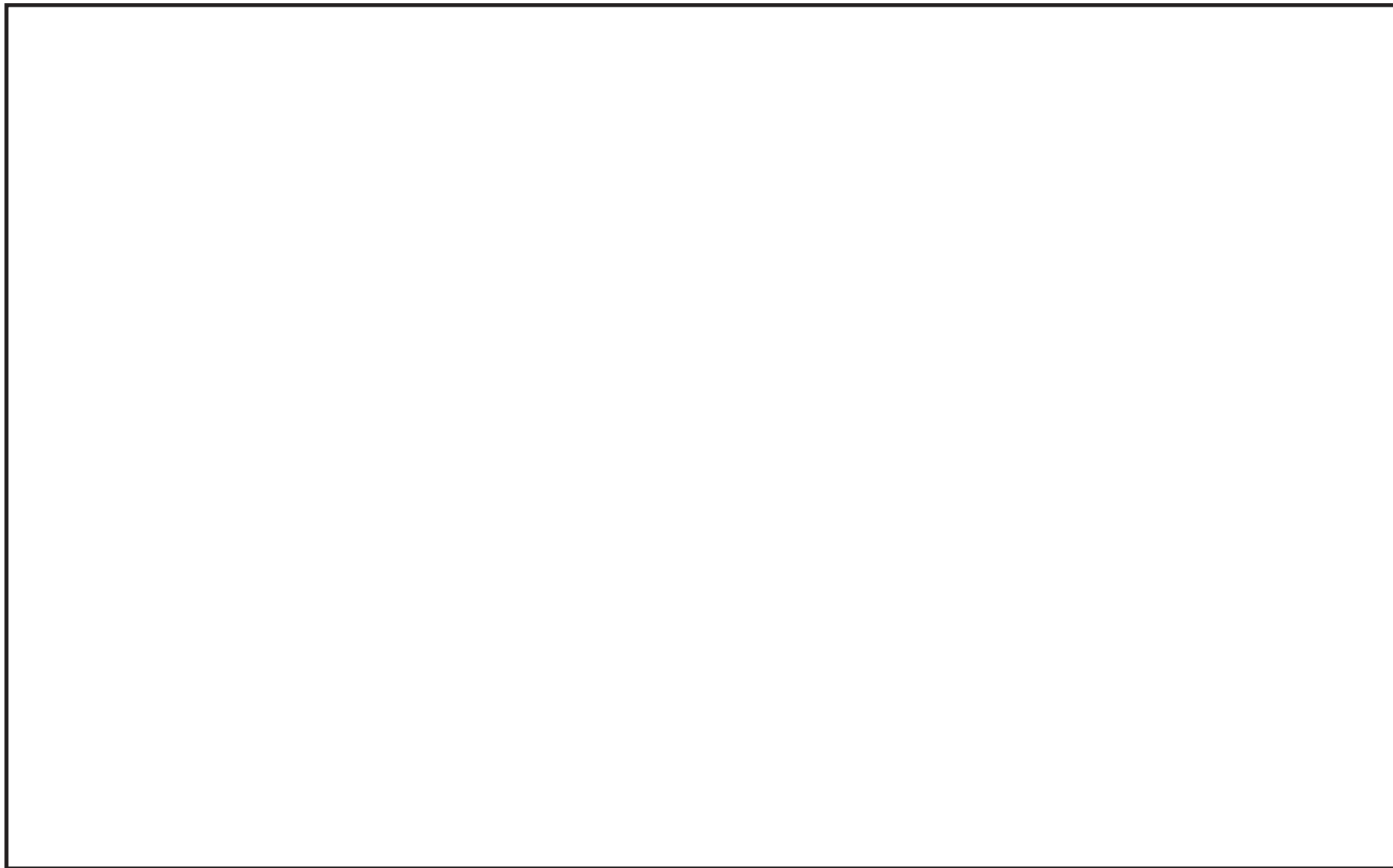
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

可搬型重大事故等対処設備 使用場所 放射性物質の濃度の測定及び放射線量の測定（可搬型放射線計測装置）



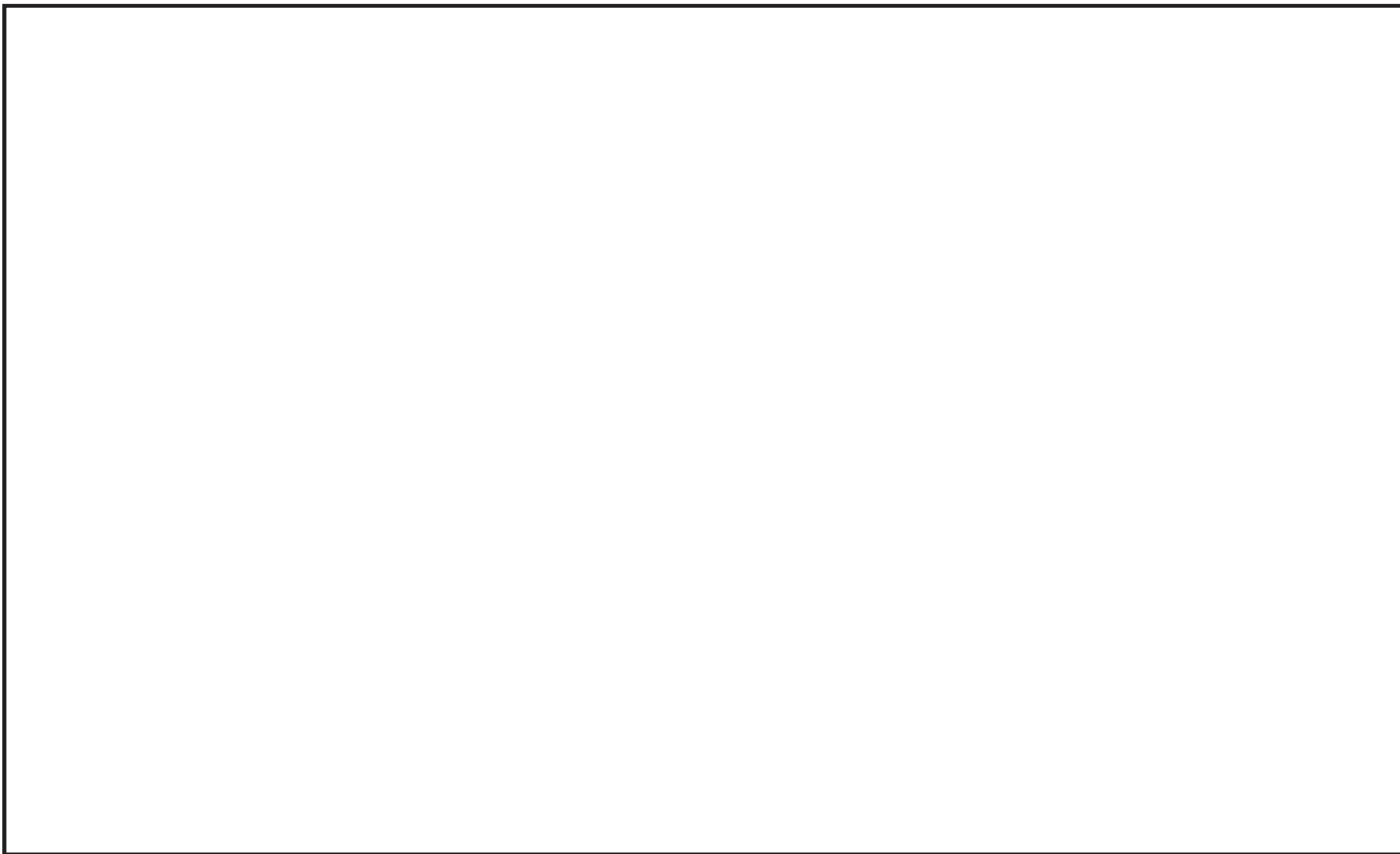
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

可搬型重大事故等対処設備 使用場所 海上モニタリング（可搬型放射線計測装置，小型船舶）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

可搬型重大事故等対処設備 配置場所 風向, 風速その他の気象条件の測定 (代替気象観測設備)



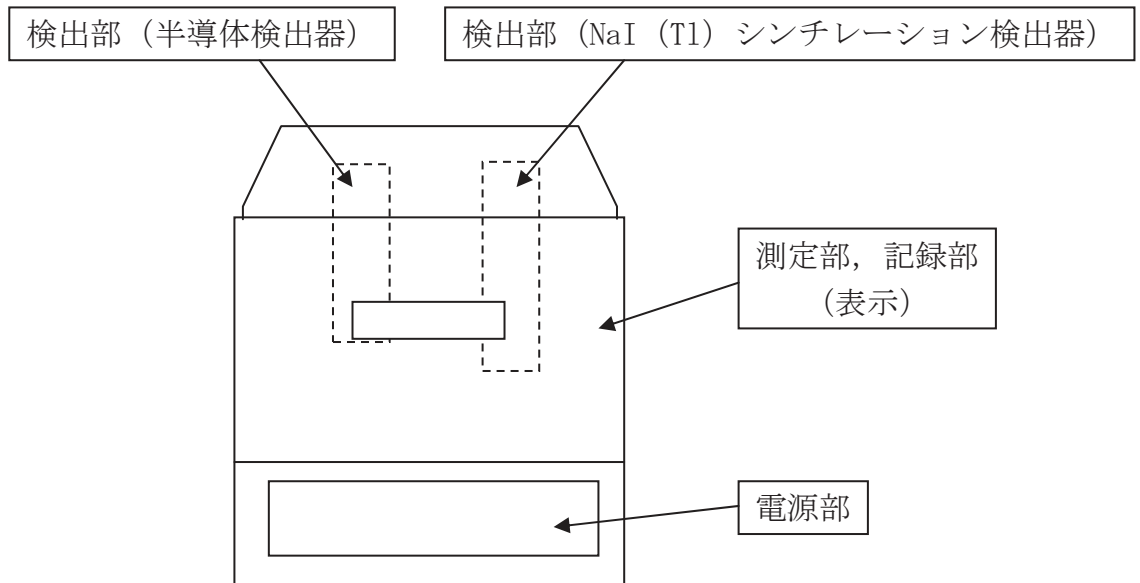
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

60-4
試験及び検査

定期事業者検査対象外の設備については、図面を添付している。

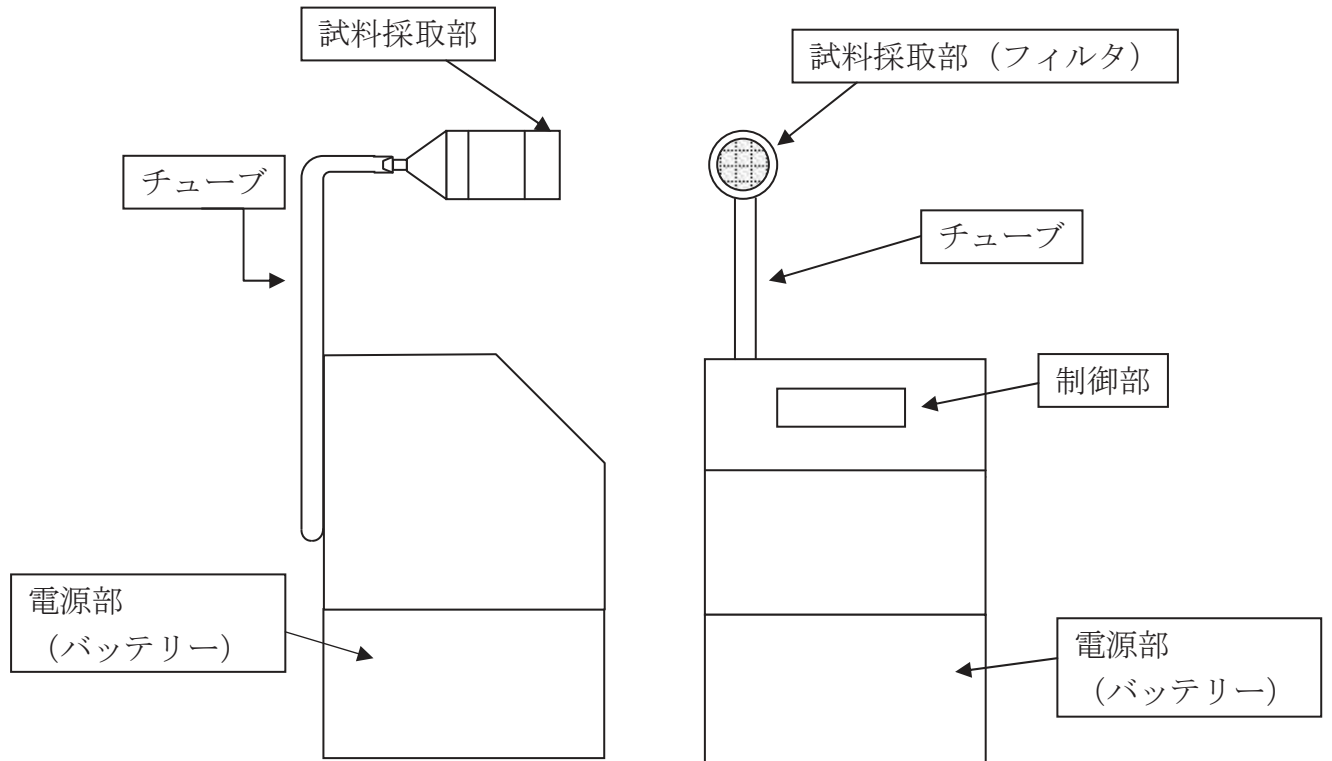
可搬型モニタリングポスト

1. 構造概略図 (イメージ図)



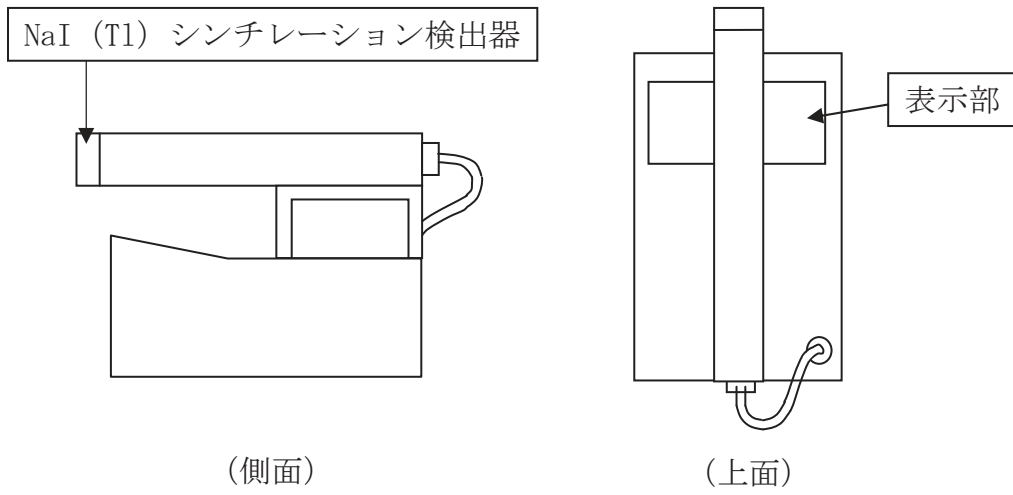
可搬型ダスト・よう素サンプラ

1. 構造概略図 (イメージ図)



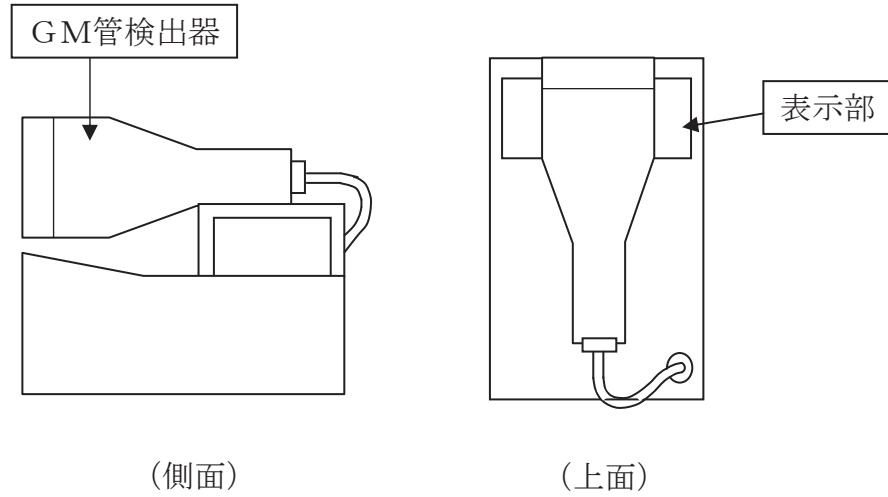
γ線サーベイメータ

1. 構造概略図 (イメージ図)



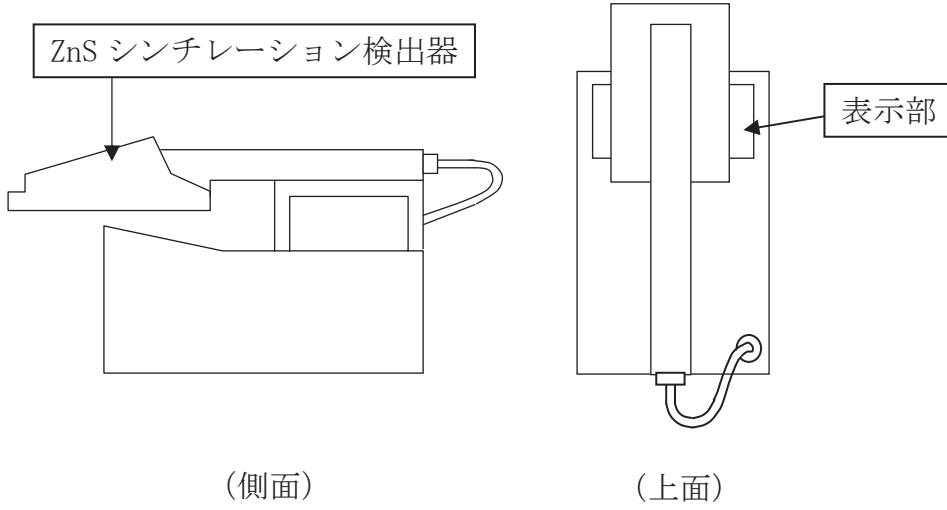
β線サーベイメータ

1. 構造概略図 (イメージ図)



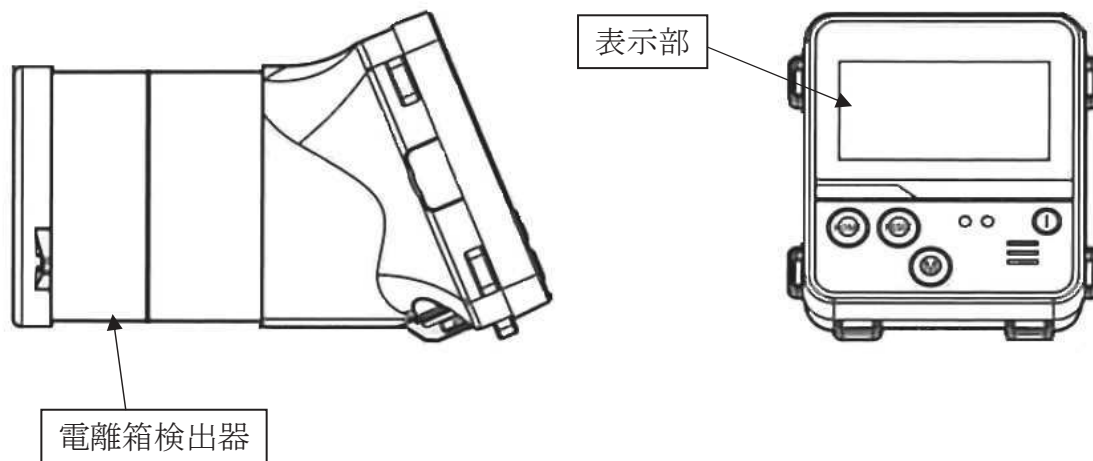
α 線サーベイメータ

1. 構造概略図 (イメージ図)



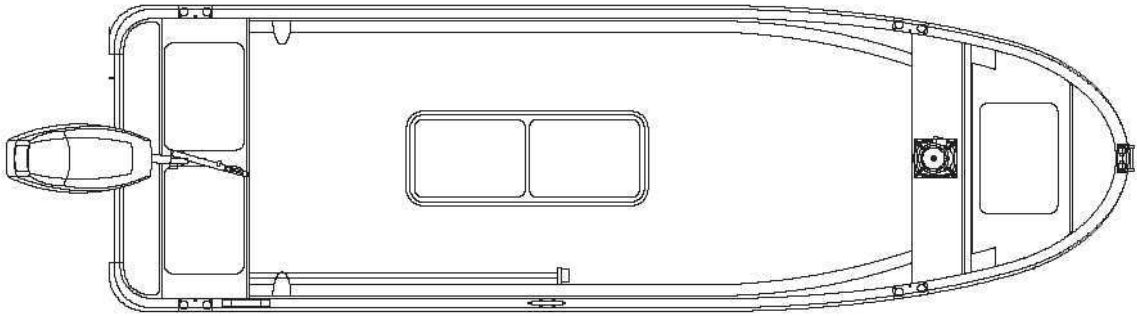
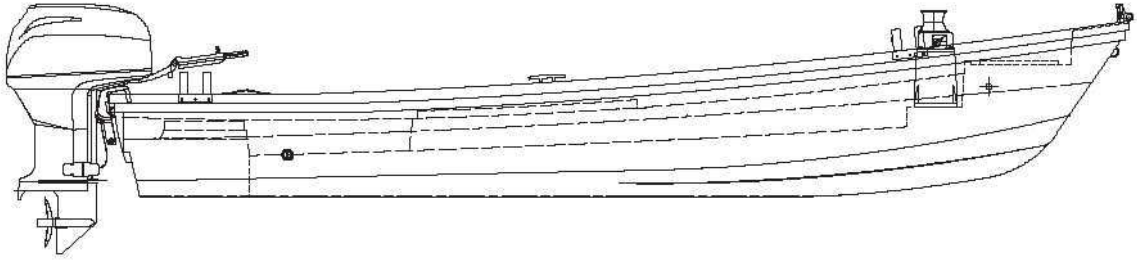
電離箱サーベイメータ

1. 構造概略図 (イメージ図)



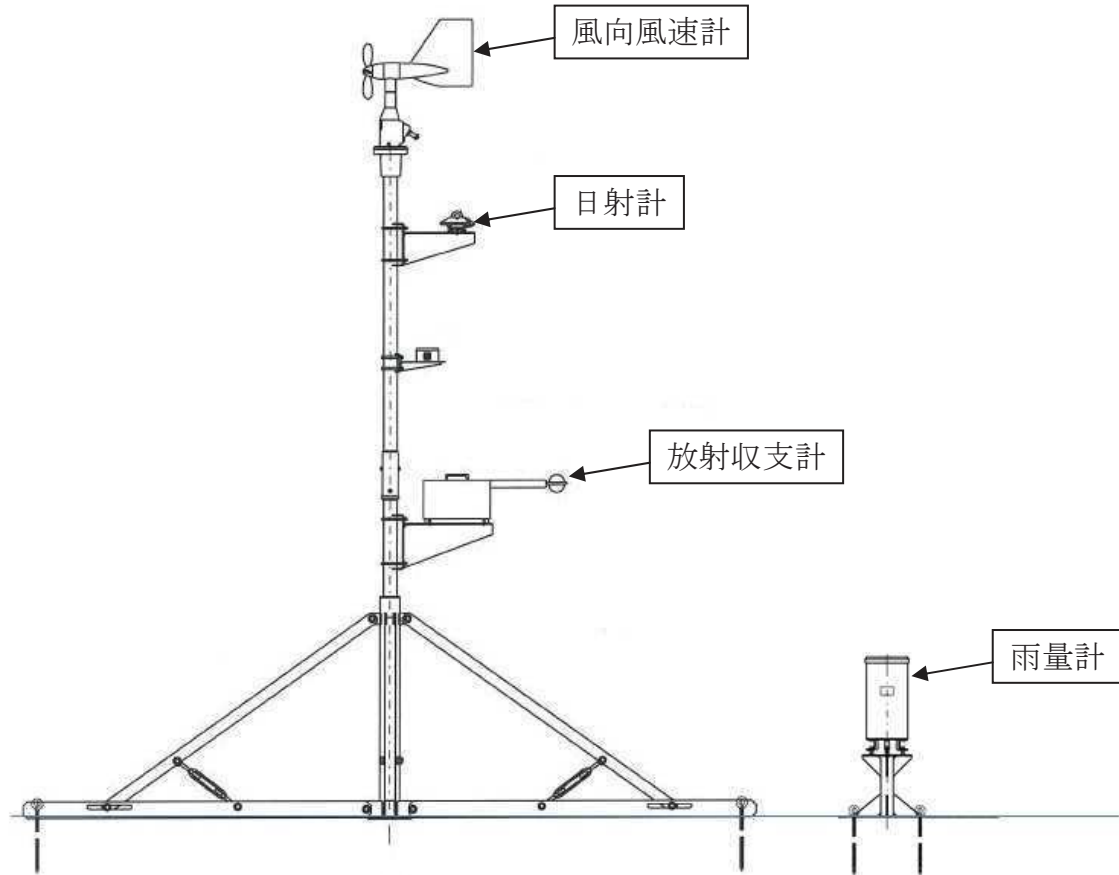
小型船舶

1. 構造概略図 (イメージ図)



代替気象観測設備

1. 構造概略図 (イメージ図)



60-5
容量設定根拠

名 称		可搬型モニタリングポスト
計測範囲	nGy/h	0~10 ⁹
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型モニタリングポストは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>可搬型モニタリングポストは、モニタリングポストの機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所海側において、放射線量を監視するために用いるものである。さらに、緊急時対策所の加圧判断に用いるものである。</p> <p>なお、可搬型モニタリングポストは、モニタリングポストと同数の6台、発電所海側に2台及び緊急時対策所の加圧判断用に1台設置できる数量とする。</p> <p>さらに、予備2台を含めた合計11台を第1保管エリア、第2保管エリア、第4保管エリア及び緊急時対策建屋内に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「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（10⁻¹Gy/h）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、0~10⁹nGy/hである。</p>		

名 称		可搬型ダスト・よう素サンプラ
流量範囲	L/min	5～40
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型ダスト・よう素サンプラは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>可搬型ダスト・よう素サンプラは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び発電所の周辺海域において、空気中の放射性物質を採取するものである。</p> <p>なお、可搬型ダスト・よう素サンプラは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策建屋内に保管する。</p> <p>1. 流量範囲</p> <p>「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」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、流量範囲を5～40 L/minとし、サンプリング時間を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。</p>		

名 称		γ線サーベイメータ
計測範囲	s ⁻¹	0～30k
<p>【設定根拠】</p> <p>γ線サーベイメータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>γ線サーベイメータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び発電所の周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、γ線サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策建屋内に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「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」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲を $0 \sim 30 \text{ks}^{-1}$ とし、サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度は、以下の算出式から求める。</p> <p>2.1 放射性物質の濃度の算出式</p> <p>放射性物質の濃度 (Bq/cm³)</p> <p>= 換算係数 (Bq/min⁻¹) × 試料の NET 値 / 60 (min⁻¹) / サンプリング量 (L) × 1000 (cm³/L)</p>		

名 称		β線サーベイメータ
計測範囲	min ⁻¹	0～100k
<p>【設定根拠】</p> <p>β線サーベイメータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>β線サーベイメータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び発電所の周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、β線サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策建屋内に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「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」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲を $0 \sim 100 \text{kmin}^{-1}$ とし、サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度は、以下の算出式から求める。</p> <p>2.1 放射性物質の濃度の算出式</p> <p>放射性物質の濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>＝ 換算係数 (Bq/min^{-1}) × 試料の NET 値 (min^{-1}) / サンプリング量 (L) × 1000 (cm^3/L)</p>		

名 称		α線サーベイメータ
計測範囲	min ⁻¹	0～100k
<p>【設定根拠】</p> <p>α線サーベイメータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>α線サーベイメータは、発電所敷地内及び発電所の周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、α線サーベイメータは、1台に予備1台を含めた合計2台を緊急時対策建屋内に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「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」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲を $0 \sim 100 \text{kmin}^{-1}$ とし、サンプリング流量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度は、以下の算出式から求める。</p> <p>2.1 放射性物質の濃度の算出式</p> <p>放射性物質の濃度 (Bq/cm³) = 換算係数 (Bq/min⁻¹) × 試料の NET 値 (min⁻¹) / サンプリング量 (L) × 1000 (cm³/L)</p>		

名 称		電離箱サーベイメータ
計測範囲	mSv/h	0.0001～1000
<p>【設定根拠】</p> <p>電離箱サーベイメータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>電離箱サーベイメータは、発電所敷地内及び発電所の周辺海域において、放射線量率を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、電離箱サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策建屋内に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「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^{-1}Gy/h）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては0.0001～1000 mSv/hとする。</p>		

名 称	小型船舶	
最大積載重量	kg	350kg 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>小型船舶は、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員を積載できる設計とする。</p> <p>なお、小型船舶は、1台に予備1台を含めた合計2台を第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する。</p> <p>1. 積載重量範囲</p> <p>発電所の周辺海域において、放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員の総重量約350kg（測定装置等約200kg，要員150kg（75kg×2人））を積載できる設計とする。</p>		

名 称			代替気象観測設備
計測範囲	風向風速計	m/s	風向 16 方位 風速 0～90
	日射計	kW/m ²	0～1.400
	放射収支計	kW/m ²	-0.347～1.042
	雨雪量計	mm	0～100

【設定根拠】

代替気象観測設備は、可搬型重大事故等対処設備として配備する。

代替気象観測設備は、気象観測設備の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

なお、代替気象観測設備は、1台に予備1台を含めた合計2台を第2保管エリア及び第4保管エリアに保管する。


1. 計測範囲


「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目、測定単位、測定値の最小位数を満足するように設計する。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目、測定単位、測定値の最小位数を下記の表に示す。

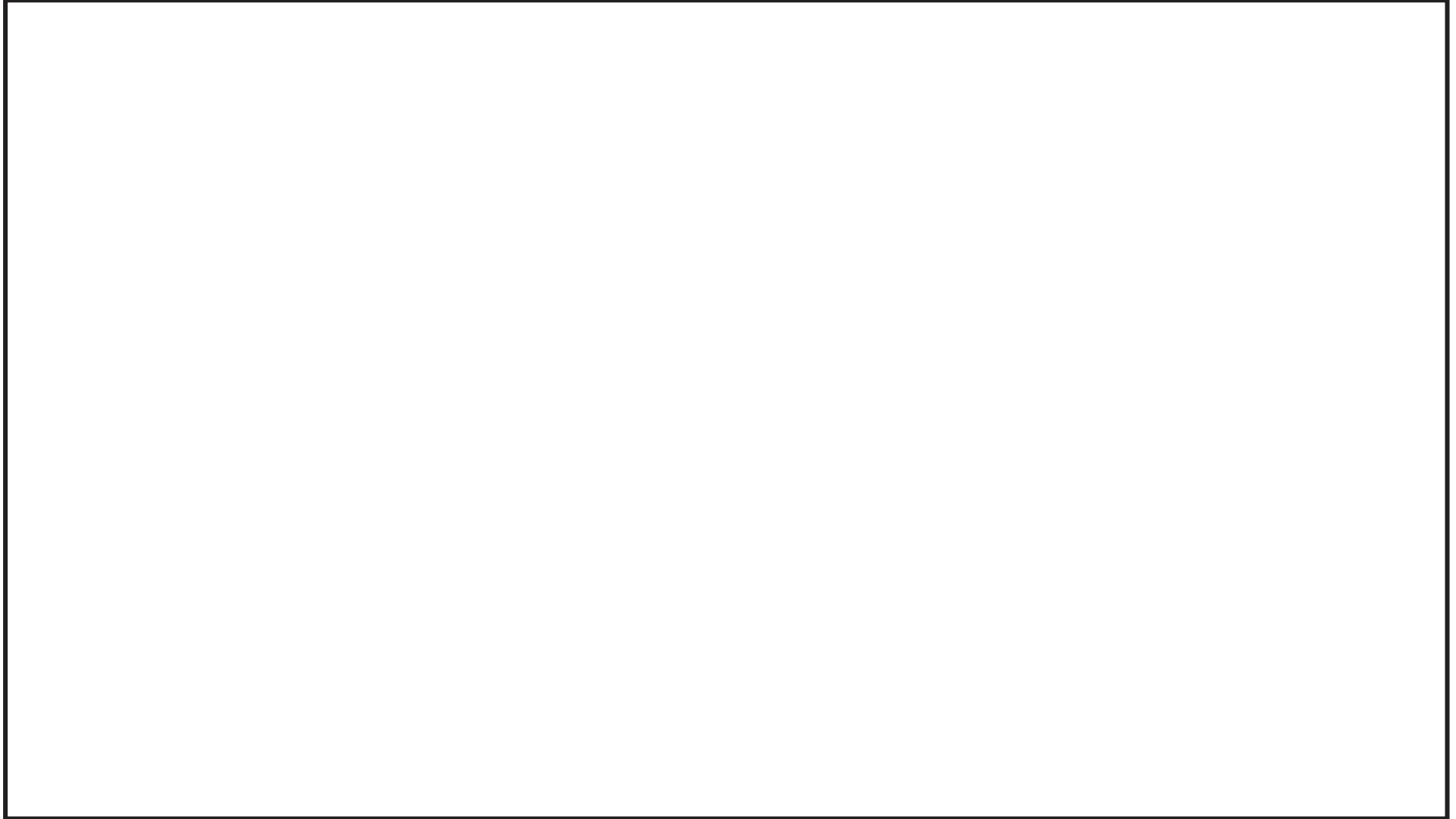
観測項目	測定単位	測定値の最小位数
風向	16 方位	1
風速	m/s	1/10
日射量	kW/m ²	1/100
放射収支量	kW/m ²	1/500

60-6
保管場所図

 : 設計基準対象施設を示す。

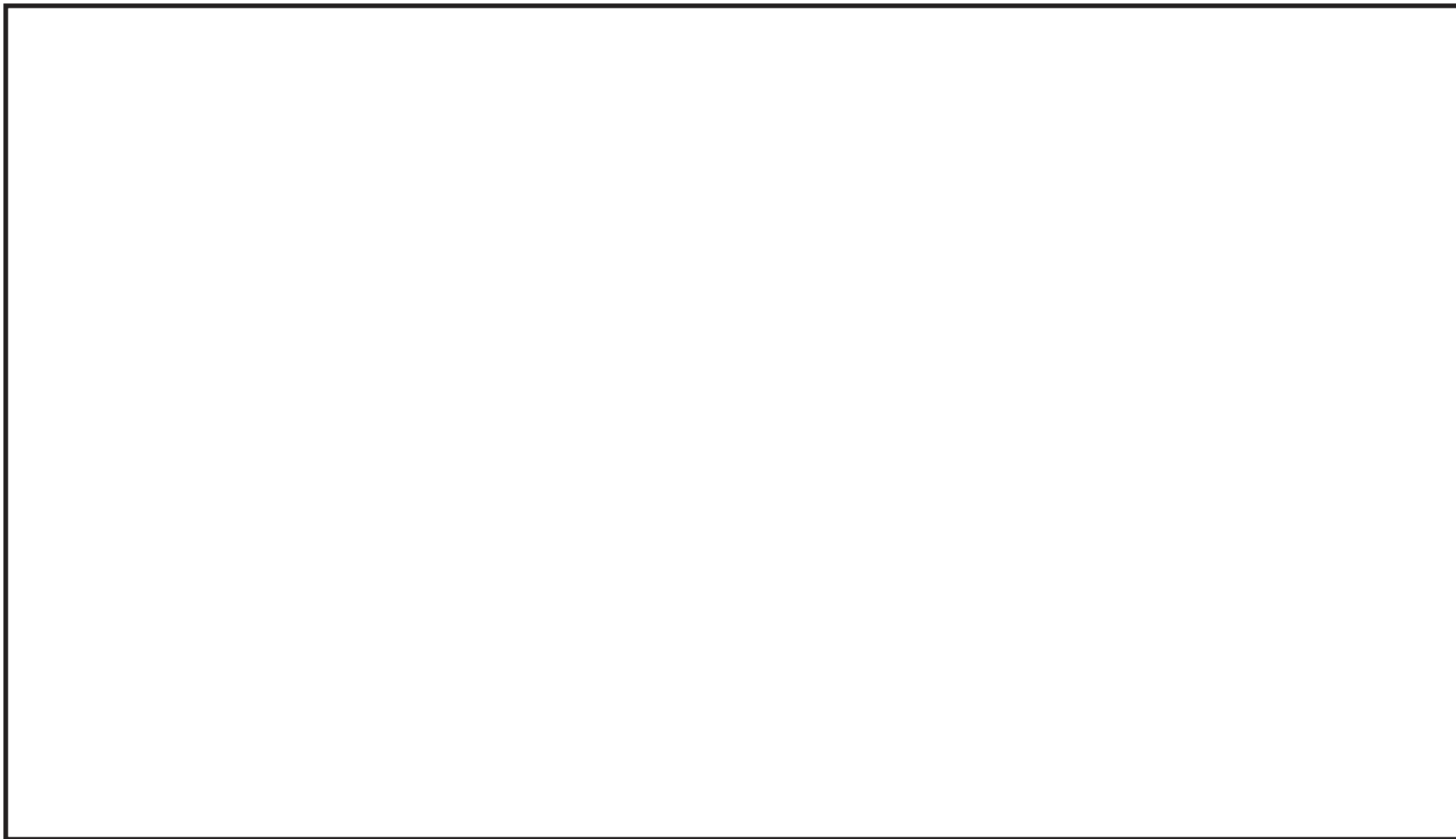
 : 重大事故等対処設備を示す。

可搬型重大事故等対処設備 保管場所
放射線量の測定（可搬型モニタリングポスト）



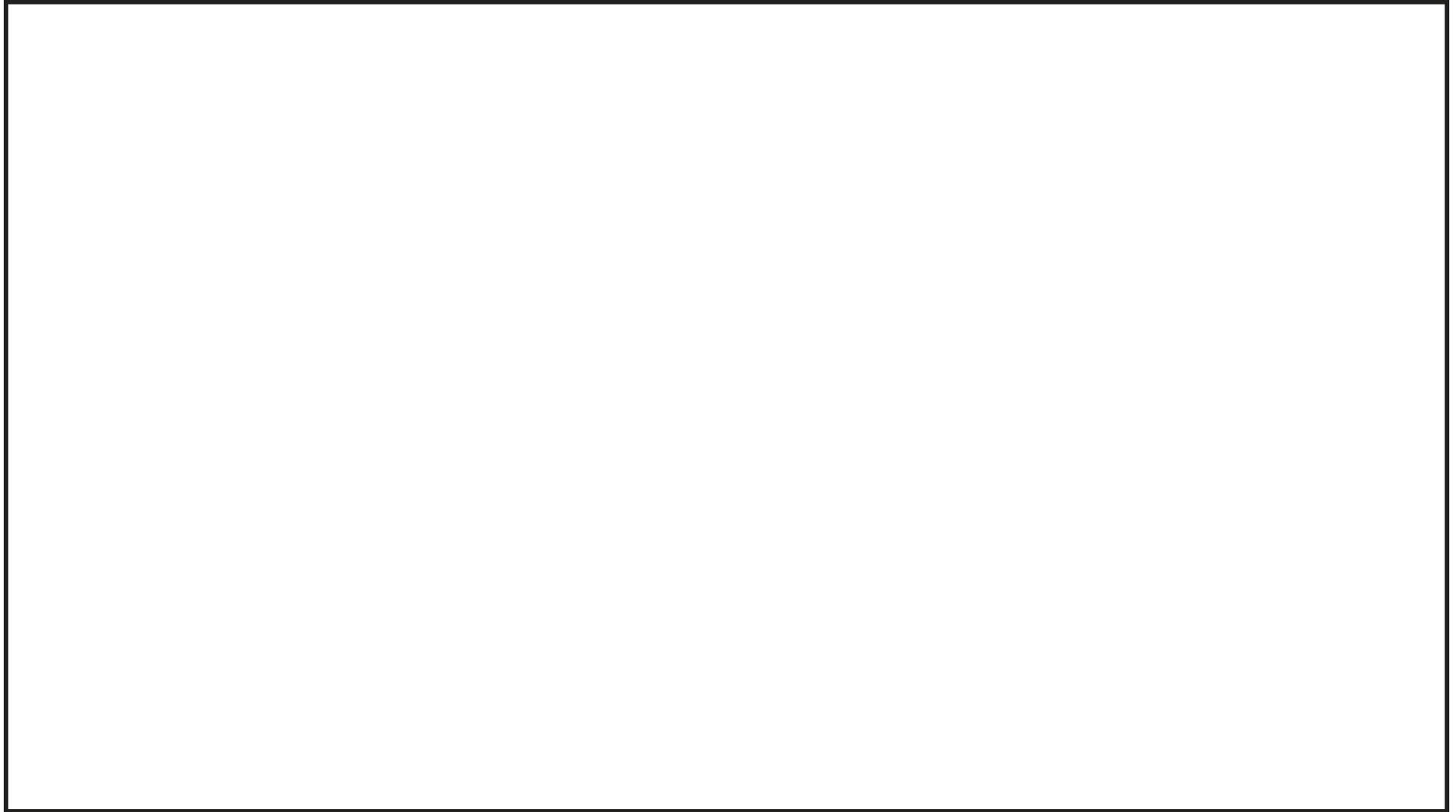
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

可搬型重大事故等対処設備 保管場所
放射性物質の濃度の測定及び放射線量の測定（可搬型放射線計測装置）



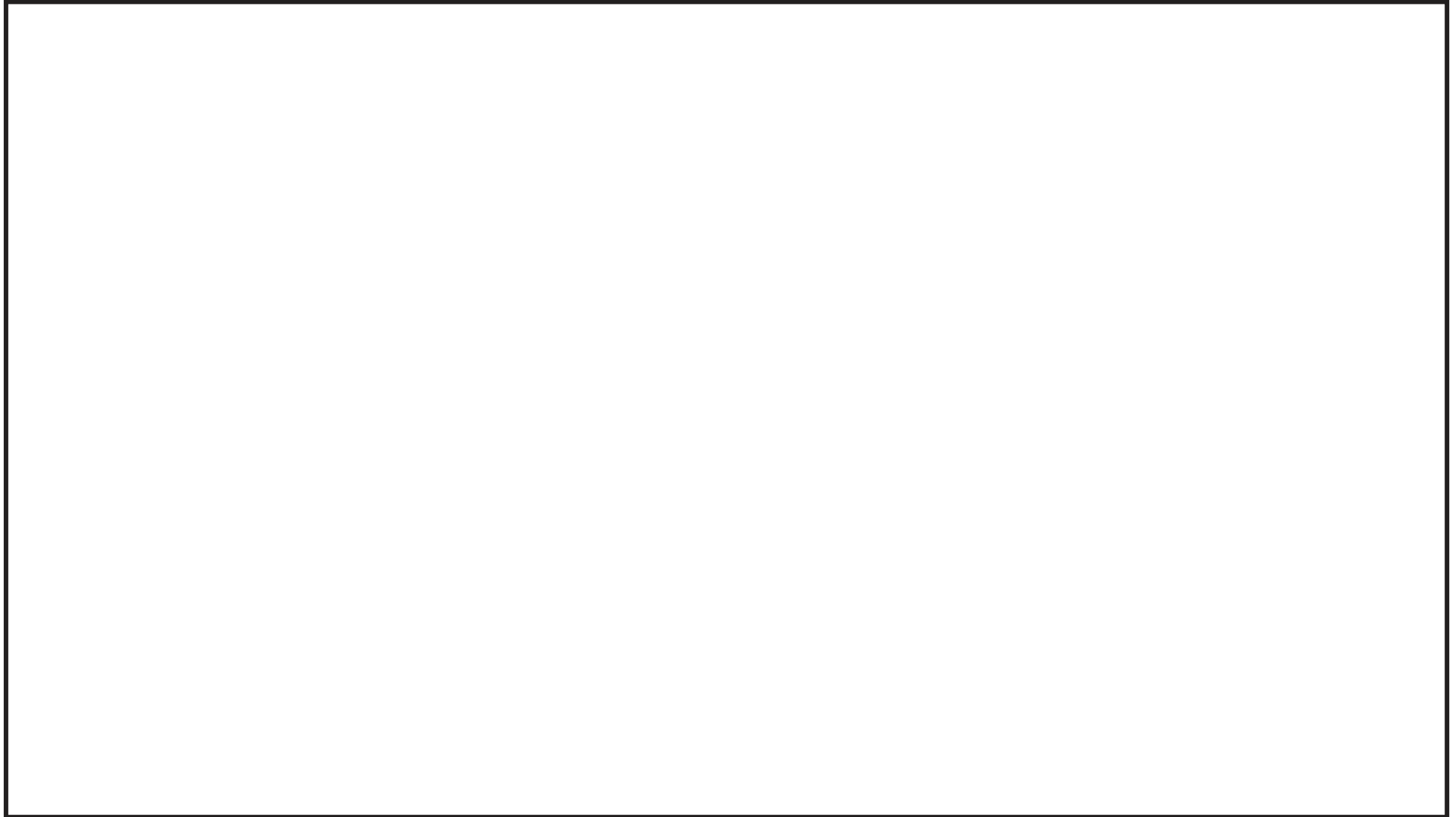
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

可搬型重大事故等対処設備 保管場所
海上モニタリング（可搬型放射線計測装置，小型船舶）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

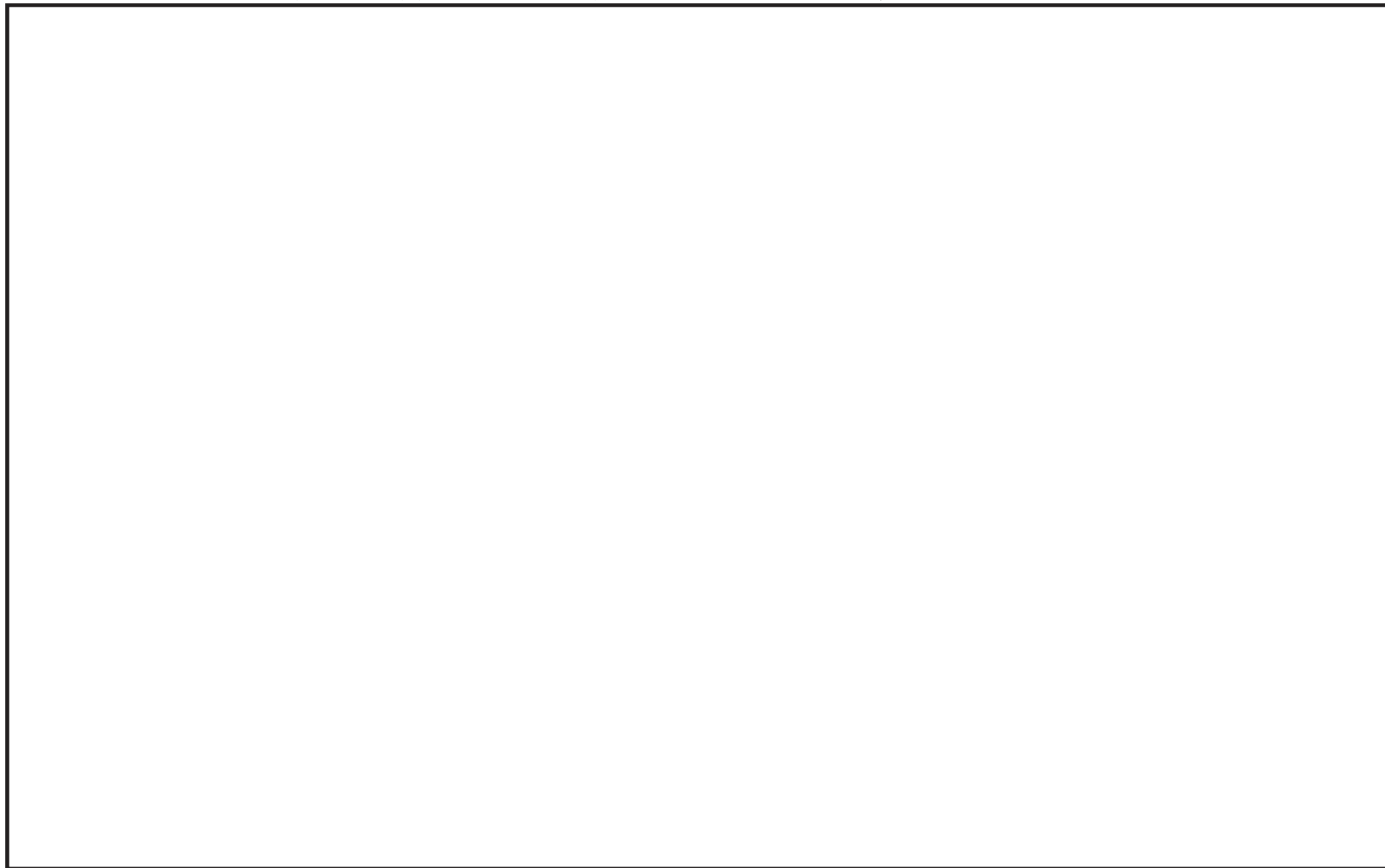
可搬型重大事故等対処設備 保管場所
風向，風速その他の気象条件の測定（代替気象観測設備）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

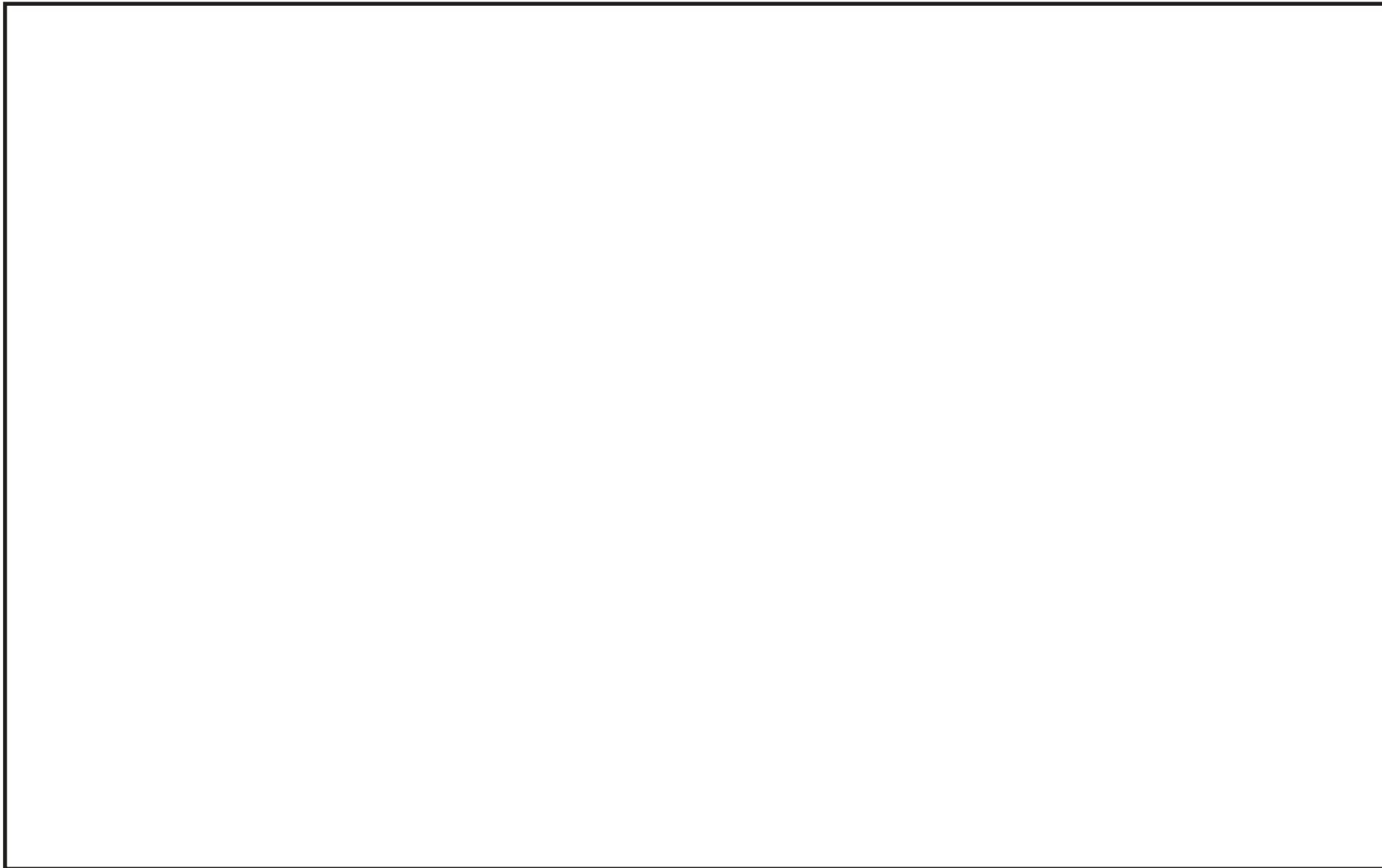
60-7
アクセスルート図

女川原子力発電所 2号炉 重大事故等時アクセスルート図 (第60条関連) [屋外] (1)



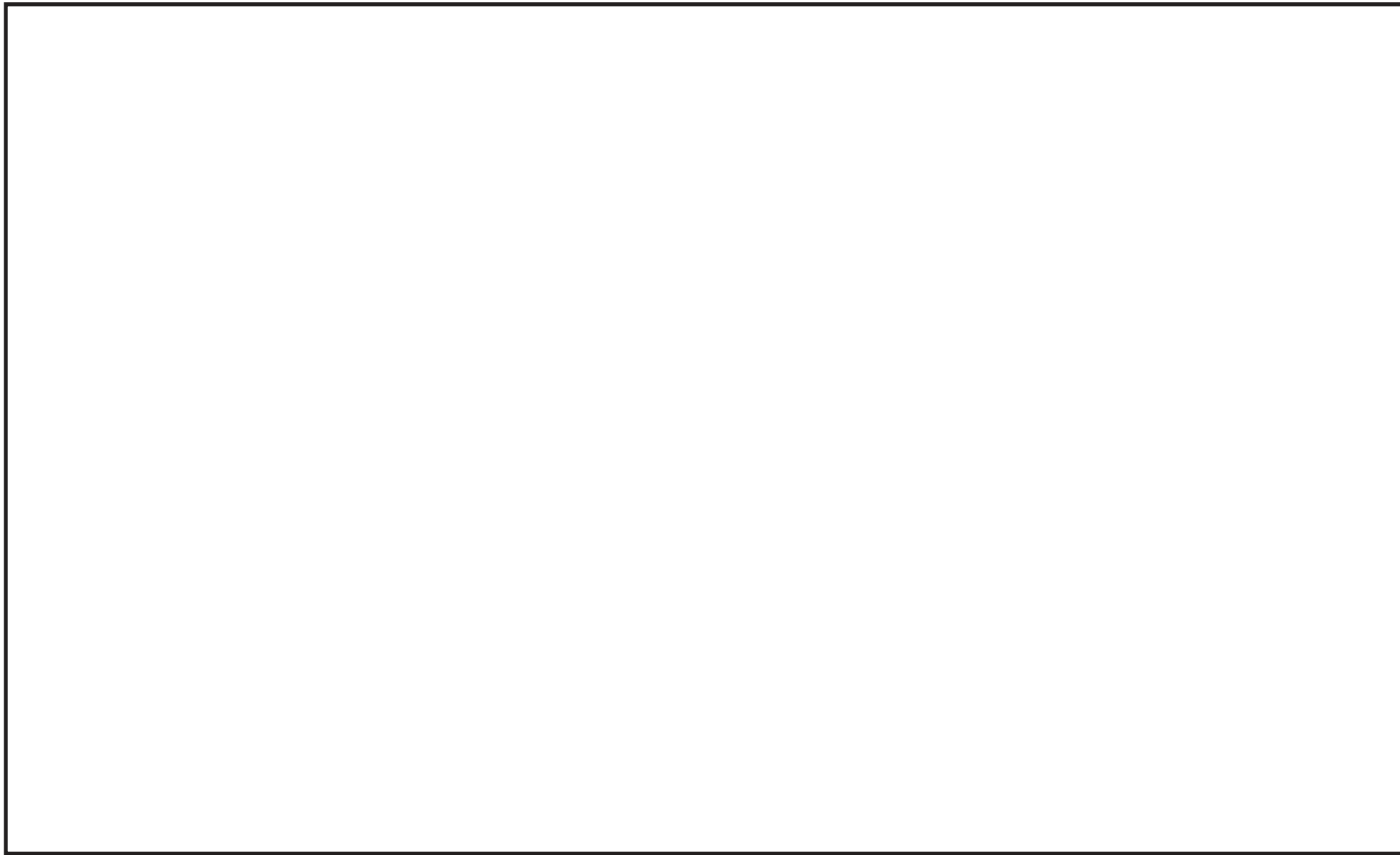
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等時アクセスルート図（第60条関連）〔屋外〕（2）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

女川原子力発電所2号機 重大事故等時アクセスルート図（第60条関連）〔屋外〕（3）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

60-8

監視測定設備について

<目 次>

1. 環境モニタリング設備について
 - 1.1 モニタリングポスト
 - 1.1.1 モニタリングポストの配置及び計測範囲
 - 1.1.2 モニタリングポストの電源
 - 1.1.3 モニタリングポストの伝送
 - 1.2 放射能観測車
 - 1.3 代替測定
 - 1.3.1 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
 - 1.3.2 可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
 - 1.4 可搬型放射線計測装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
 - 1.4.1 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定
 - 1.4.2 小型船舶による海上モニタリング
2. 気象観測設備について
 - 2.1 気象観測設備
 - 2.2 代替気象観測設備
3. 参考 環境モニタリング設備等

1. 環境モニタリング設備について

1.1 モニタリングポスト

1.1.1 モニタリングポストの配置及び計測範囲

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を監視するために、モニタリングポスト6台を設けており、連続測定したデータは、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、監視を行うことができる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

なお、モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリングポストの配置図を図 1.1-1、計測範囲等を表 1.1-1 に示す。



: 設計基準対象施設

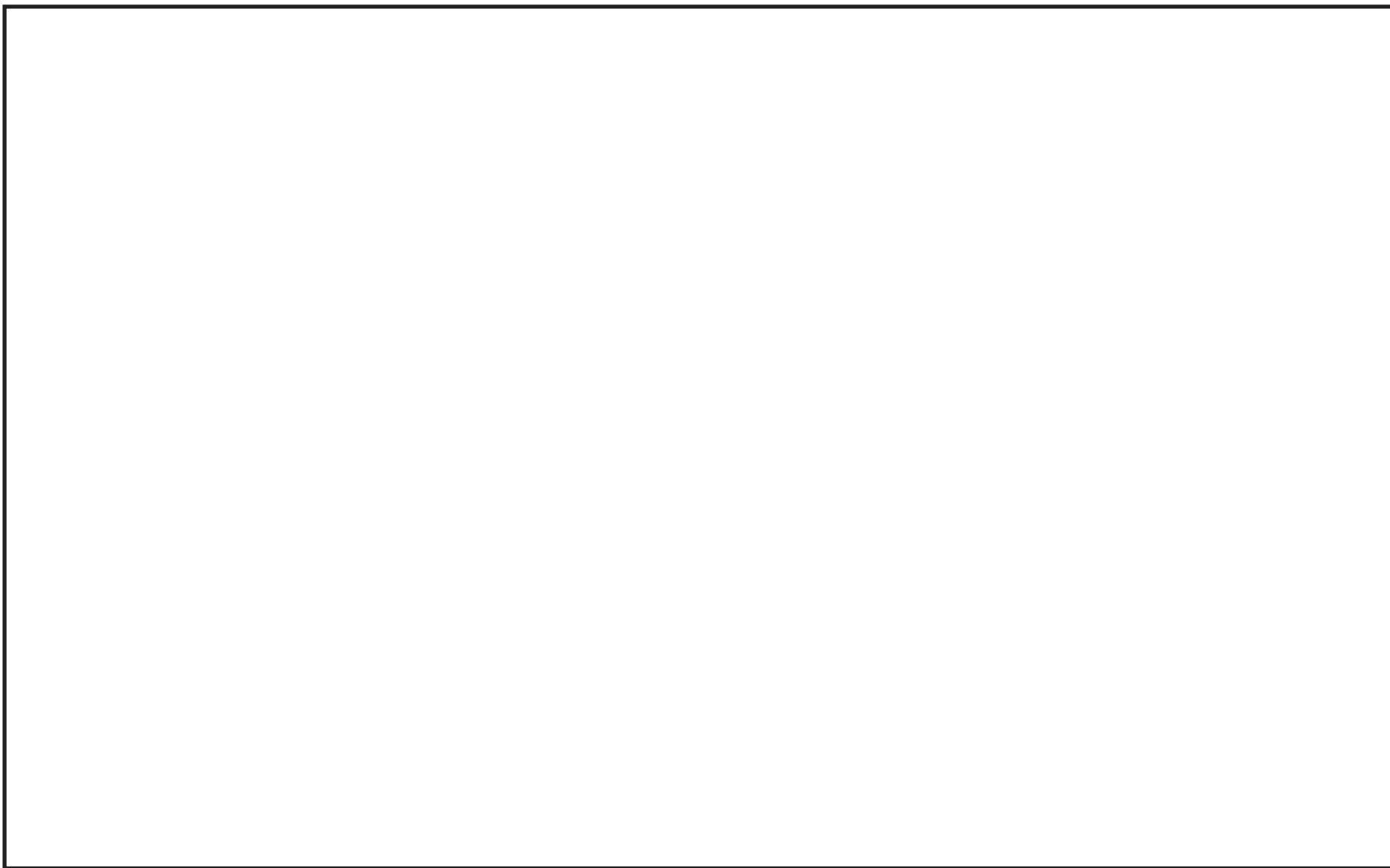


図 1.1-1 モニタリングポストの配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1.1-1 モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリングポスト	NaI(Tl)シンチレーション	0~2×10 ⁴ nGy/h	計測範囲内で可変	各1台	周辺監視区域 境界周辺 (6か所設置)
	イオンチェンバ	10 ⁴ ~10 ⁸ nGy/h	計測範囲内で可変	各1台	

モニタリングポストの写真



: 設計基準対象施設

1.1.2 モニタリングポストの電源

モニタリングポストの電源は、非常用所内電源に接続し、外部電源喪失時には、電源復旧までの期間、機能を維持できる設計とする。

また、代替交流電源設備としては、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

上記電源設備のほかに、各モニタリングポスト専用の無停電電源装置を設置しており、外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機からの給電が行われるまでの間並びに全交流動力電源喪失後に常設代替交流電源設備からの給電が行われるまでの間は、無停電電源装置により電源が供給できる設計とする。

モニタリングポスト専用の無停電電源装置の設備仕様を表 1.1-2 に、モニタリングポストの電源構成概略図等を図 1.1-2 に示す。

表 1.1-2 モニタリングポスト無停電電源装置の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間	備考
無停電電源装置	局舎ごとに1台 計6台	3.0kVA	蓄電池	約8時間	外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機から給電されるまでの間及び全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から給電されるまでの期間を担保する。

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

○電源構成概略

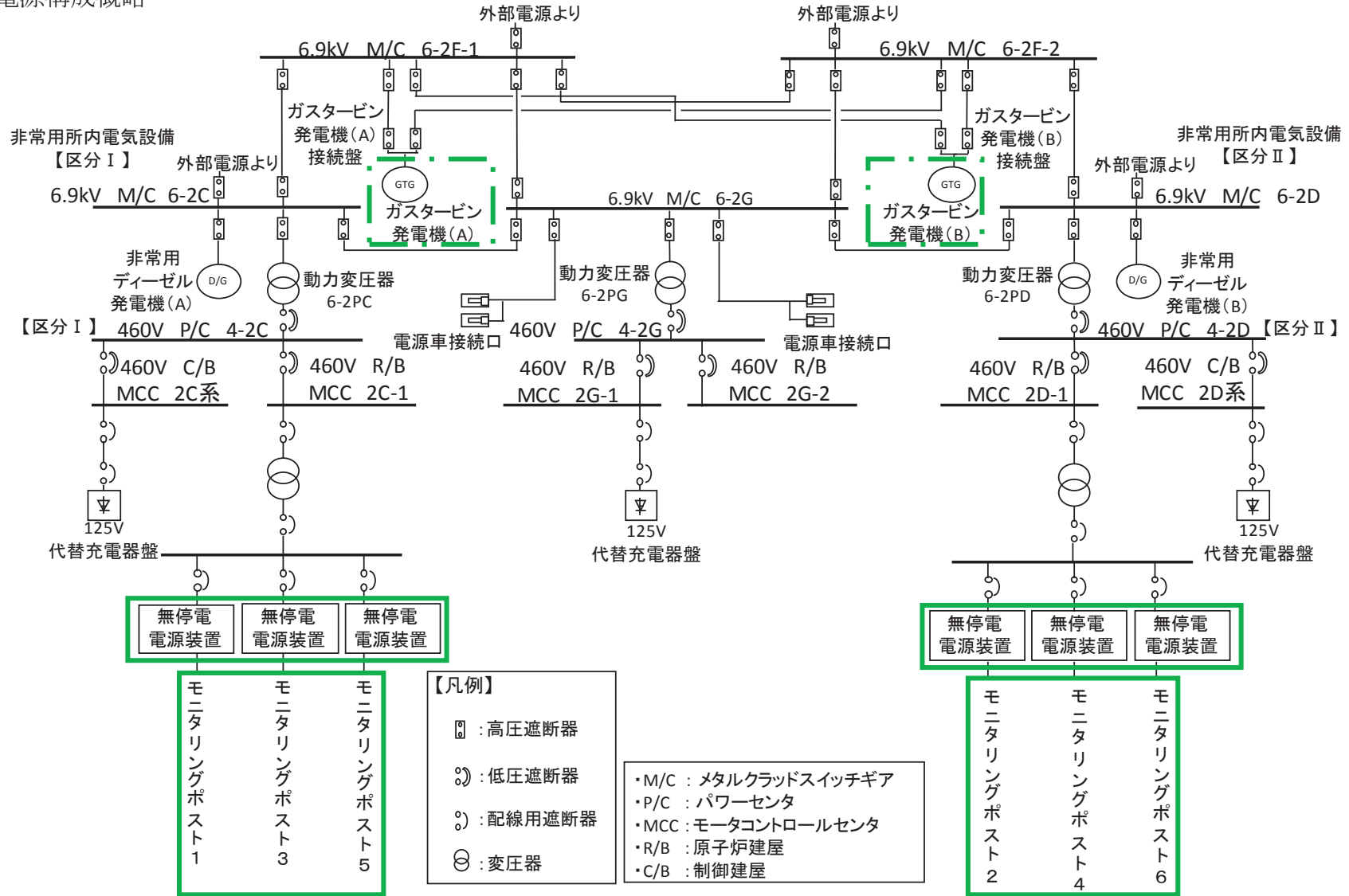


図 1.1-2 モニタリングポストの電源構成概略図等 (1/2)

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

○外観写真

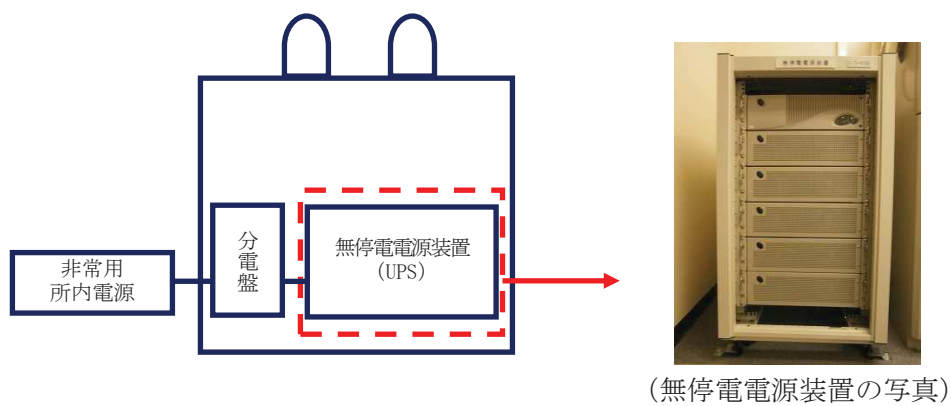


図 1.1-2 モニタリングポストの電源構成概略図等 (2/2)

1.1.3 モニタリングポストの伝送

モニタリングポストで測定したデータの伝送を行う構成は、モニタリングポスト局舎～2号炉制御建屋間[※]及び2号炉原子炉建屋～緊急時対策建屋間[※]において有線及び無線により多様性を有し、測定したデータは、モニタリングポスト局舎、中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリングポストの伝送概略図を図1.1-3に示す。

※ 建屋（1号炉制御建屋、2号炉制御建屋及び原子炉建屋、緊急時対策建屋）は、モニタリングポストと同等以上の耐震性を有しており、伝送の多様化の対象範囲は耐震性を有した建屋間とする。

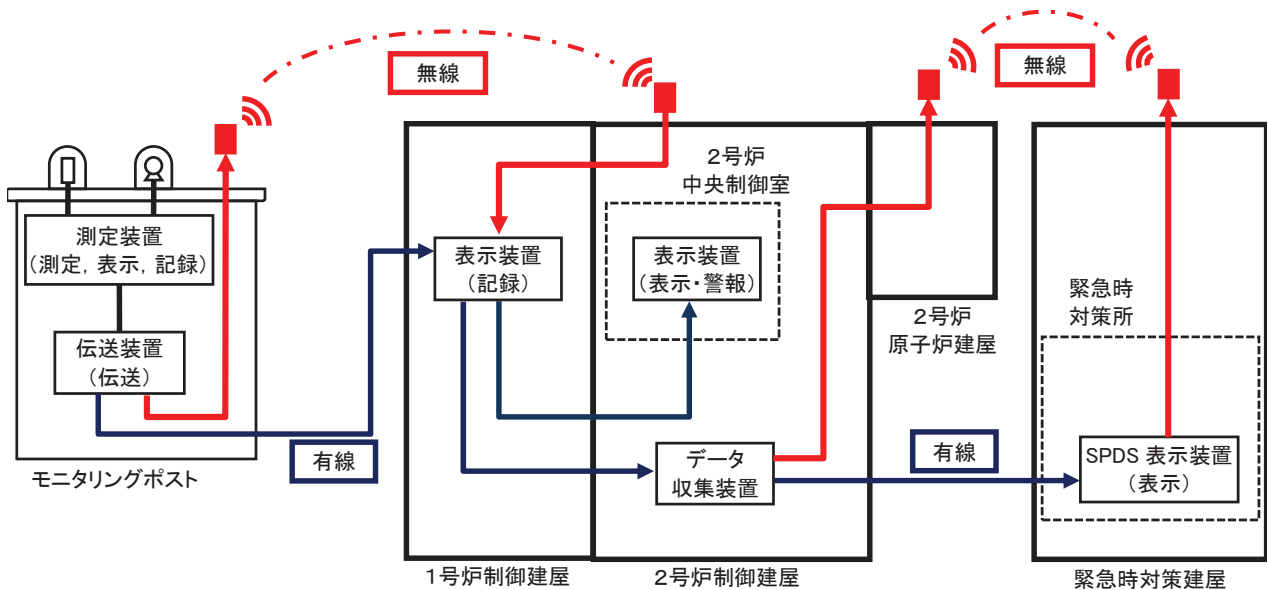


図 1.1-3 モニタリングポストの伝送概略図



: 設計基準対象施設

1.2 放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視、測定、記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取、測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

また、東通原子力発電所より放射能観測車1台の融通を受けることが可能である。さらに、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の融通を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等を表1.2-1に、放射能観測車の保管場所を図1.2-1に示す。

表 1.2-1 放射能観測車搭載の各計測範囲等

	名称	検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能観測車	フィールドモニタ	NaI(Tl)シンチレーション	0~10 ⁴ nGy/h	サンプルリング記録	1台
	放射性ダスト測定装置	GM管	0~999999 カウント	サンプルリング記録	1台
	放射性よう素測定装置	NaI(Tl)シンチレーション	0~999999 カウント	サンプルリング記録	1台

(その他主な搭載機器) 個数 : 各1台

- ・ダスト・よう素サンプラ
- ・無線連絡装置 (車載)
- ・衛星電話 (携帯)
- ・風向風速計



(放射能観測車の写真)



: 設計基準対象施設

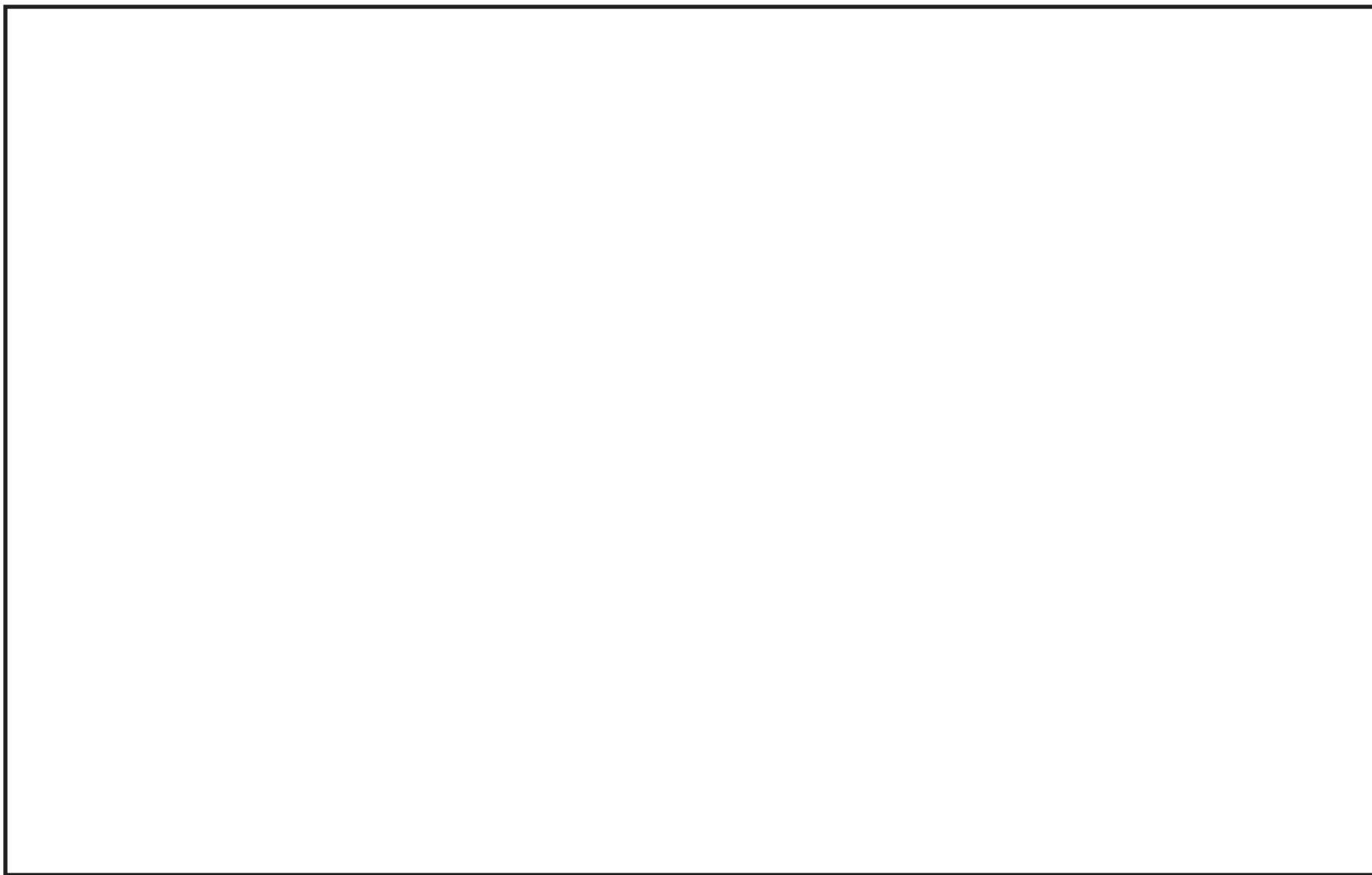


図 1.2-1 放射能観測車の保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1.3 代替測定

1.3.1 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時、モニタリングポストが機能喪失した際に代替できるよう可搬型モニタリングポストをモニタリングポスト設置位置に 6 台配置する。また、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、可搬型モニタリングポストをモニタリングポストが設置されていない海側に 2 台、緊急時対策所の加圧判断のため、緊急時対策所建屋屋上に 1 台配置する。なお、可搬型モニタリングポストは、十分な検知性を有する位置に配置する。

可搬型モニタリングポストは合計 11 台（うち予備 2 台）保管する。可搬型モニタリングポストの配置場所及び保管場所を図 1.3-1、計測範囲等を表 1.3-1、仕様を表 1.3-2、伝送概略図を図 1.3-2 に示す。

可搬型モニタリングポストの電源は、外部バッテリーにより 5 日間以上連続で稼働できる設計としており、外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また、測定したデータは、可搬型モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに、衛星回線により緊急時対策所に伝送することができる。

 : 重大事故等対処設備

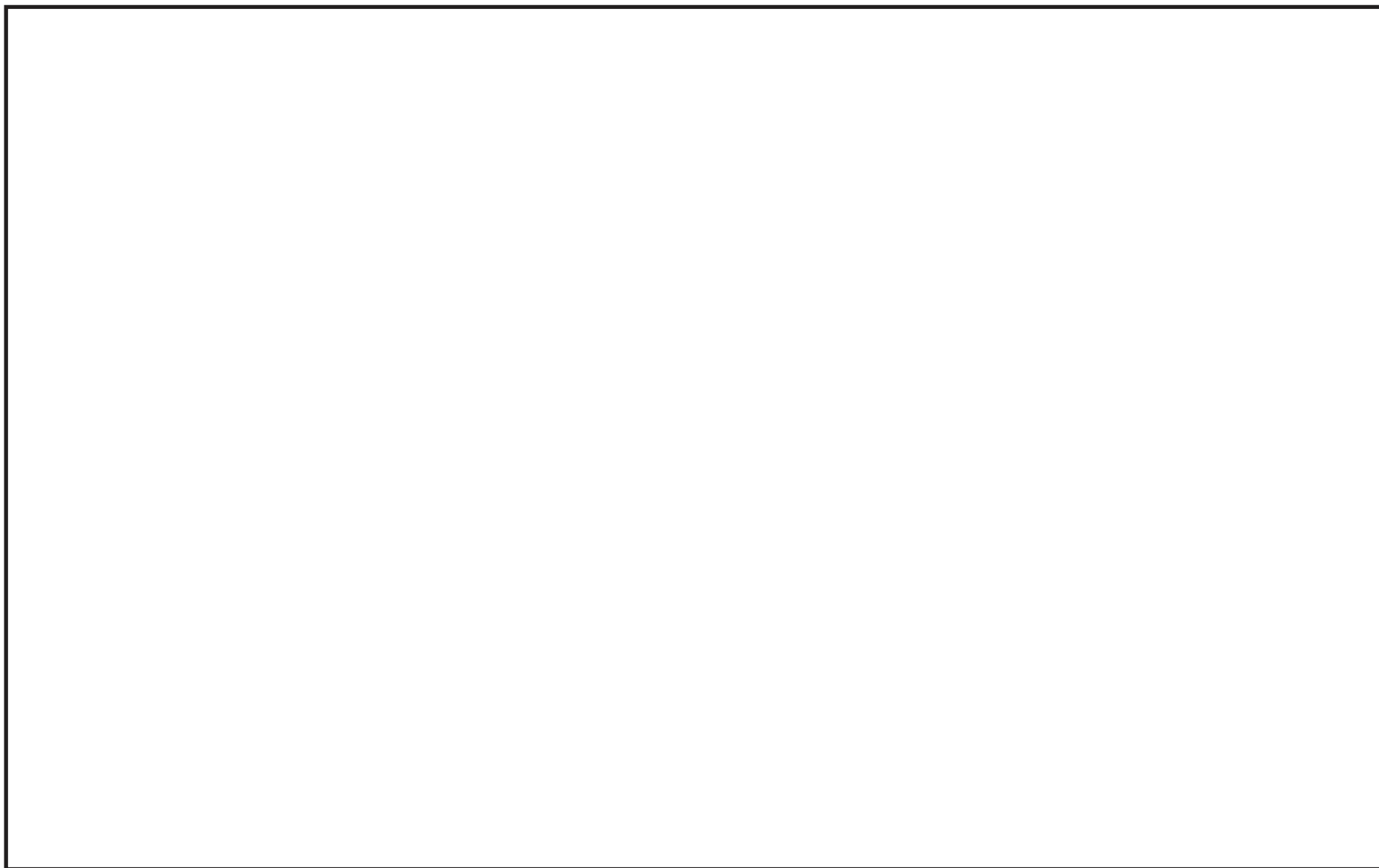


図 1.3-1 可搬型モニタリングポストの配置場所及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1.3-1 可搬型モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬型モニタリングポスト	NaI(Tl)シンチレーション	0~10 ⁹ nGy/h [*]	計測範囲内で可変	11台 (うち予備2台)
	半導体			

※「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 (10⁻¹Gy/h) を満足する設計とする。

表 1.3-2 可搬型モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー (2 個) により 5 日以上連続で供給可能。5 日後からは、予備の外部バッテリー (2 個) と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個当たり約 3 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録。
伝送	衛星回線により、緊急時対策所にてデータ監視。なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体：約 700 (W) × 約 500 (D) × 約 1000 (H) mm 外部バッテリー：約 420 (W) × 約 330 (D) × 約 180 (H) mm
重量	合計：約 74kg 本体：約 40kg 外部バッテリー：約 34kg (約 17kg/個 × 2 個)

可搬型モニタリングポストの写真

- NaI(Tl)シンチレーション検出器
- 半導体式検出器



(イメージ)

：重大事故等対処設備

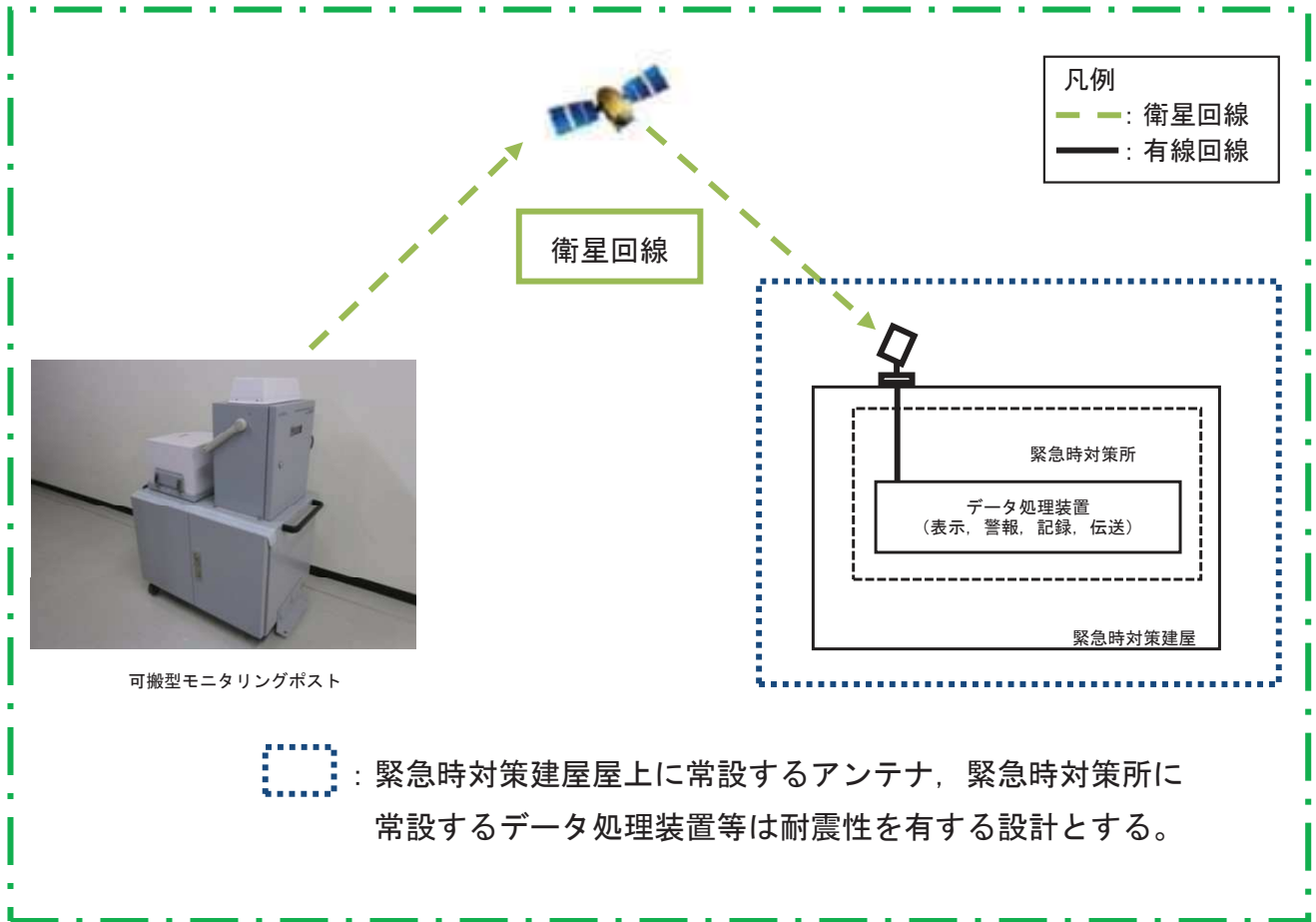


図 1.3-2 可搬型モニタリングポストの伝送概略図

：重大事故等対処設備

1.3.2 可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故時、放射能観測車のダスト・よう素サンプラ又は放射性よう素測定装置、放射性ダスト測定装置が機能喪失した際に代替できるよう可搬型放射線計測装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、放射性よう素測定装置の代替として γ 線サーベイメータ、放射性ダスト測定装置の代替として β 線サーベイメータ）を用いて、周辺監視区域境界付近における空気中の放射性物質の濃度を監視し、測定し、その結果を記録する。

可搬型放射線計測装置のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ、 γ 線サーベイメータ、 β 線サーベイメータは、合計3台（うち予備1台）を保管する。可搬型放射線計測装置の仕様を表1.3-3、保管場所を図1.3-3に示す。

表1.3-3 可搬型放射線計測装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	3台 ^{※2, ※3} (うち予備1台)
γ 線サーベイメータ	NaI(Tl) シンチレーション	0~30k s ⁻¹ ^{※1}	サンプリング 記録	3台 ^{※2, ※3} (うち予備1台)
β 線サーベイメータ	GM管	0~100k min ⁻¹ ^{※1}	サンプリング 記録	3台 ^{※2, ※3} (うち予備1台)

※1 「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を満たす設計とする。

※2 「1.4可搬型放射線計測装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」と共用。

※3 緊急時対策建屋に3台（うち予備1台）保管する。

可搬型ダスト・よう素サンプラ	γ 線サーベイメータ	β 線サーベイメータ
		
(イメージ)	(イメージ)	(イメージ)

 : 重大事故等対処設備

図 1.3-3 可搬型放射線計測装置の保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1.4 可搬型放射線計測装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

1.4.1 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定

重大事故等時に、可搬型放射線計測装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、 γ 線サーベイメータ、 β 線サーベイメータ、 α 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）及び小型船舶を用いて、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における空气中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、測定し、その結果を記録する。

可搬型放射線計測装置のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ、 γ 線サーベイメータ、 β 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは、合計3台（うち予備1台）を保管する。可搬型放射線計測装置のうち α 線サーベイメータは、合計2台（うち予備1台）を保管する。海上モニタリングのための小型船舶は合計2台（うち予備1台）を保管する。

発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備の計測範囲等を表1.4-1に、外観の写真を図1.4-1に、保管場所及び海水・排水試料採取場所を図1.4-2に示す。

 : 重大事故等対処設備

表1.4-1 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	3台 ^{※2, ※3} (うち予備1台)
γ線サーベイメータ	NaI (Tl) シンチレーション	0~30k s ⁻¹ ^{※1}	サンプリング 記録	3台 ^{※2, ※3} (うち予備1台)
β線サーベイメータ	GM管	0~100k min ⁻¹ ^{※1}	サンプリング 記録	3台 ^{※2, ※3} (うち予備1台)
α線サーベイメータ	ZnS (Ag) シンチレーション	0~100k min ⁻¹ ^{※1}	サンプリング 記録	2台 ^{※4} (うち予備1台)
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.0001~1000 mSv/h ^{※1}	サンプリング 記録	3台 ^{※3} (うち予備1台)
小型船舶	—	—	—	2台 (うち予備1台)

※1 「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を満たす設計とする。

※2 「1.3.2 可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」と共用。

※3 緊急時対策建屋に3台（うち予備1台）保管する。

※4 緊急時対策建屋に2台（うち予備1台）保管する。

 : 重大事故等対処設備



(可搬型ダスト・よう素
サンプラのイメージ)



(γ 線サーベイメータ
のイメージ)



(β 線サーベイメータ
のイメージ)



(α 線サーベイメータ
のイメージ)



(電離箱サーベイメータ
のイメージ)



(小型船舶のイメージ)

図1.4-1 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する
設備の写真

：重大事故等対処設備

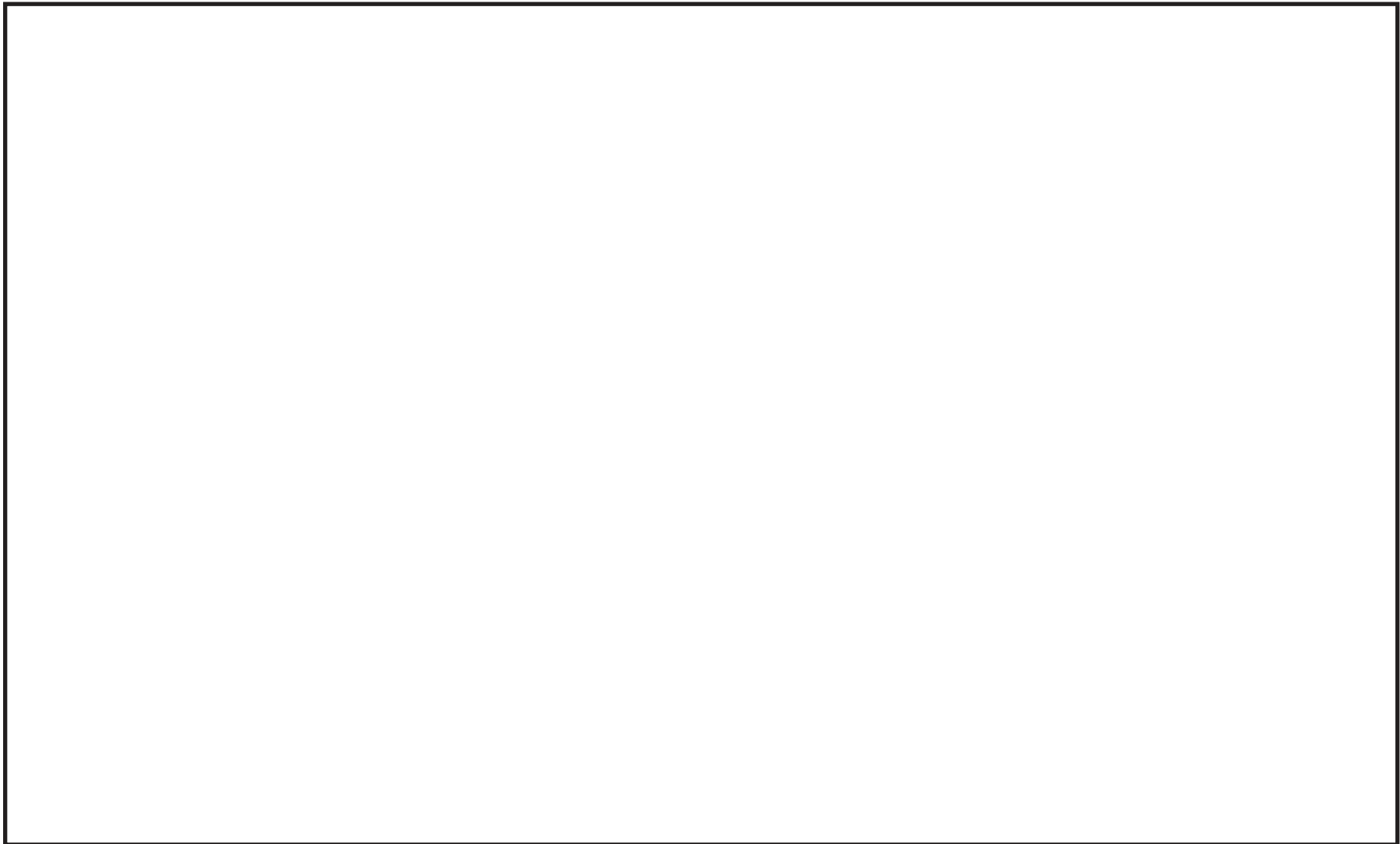


図 1.4-2 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備（小型船舶は除く。）の
保管場所及び海水・排水試料採取場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1.4.2 小型船舶による海上モニタリング

重大事故等時、発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合、小型船舶により、周辺海域の放射線量を電離箱サーベイメータで測定し、その結果を記録するとともに、空気中の放射性物質及び海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については、 γ 線サーベイメータ、 β 線サーベイメータ及び α 線サーベイメータで測定し、その結果を記録する。なお、海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に海上モニタリングを行う。

小型船舶の保管場所及び運搬ルートを図 1.4-3 に示す。

- a. 個数：2台（うち予備1台）
- b. 定員：5名
- c. モニタリング時に持ち込む主な資機材
 - ・電離箱サーベイメータ：1台
 - ・可搬型ダスト・よう素サンプラ：1台
 - ・採取用資機材（容器等）：1式
- d. 保管場所
 - ・第1保管エリア：1台（O.P. +62m）
 - ・第4保管エリア：1台（O.P. +62m）
- e. 運搬方法
 - 車両にてボートトレーラーを牽引、又は運搬車両にて物揚場まで運搬する。

：重大事故等対処設備

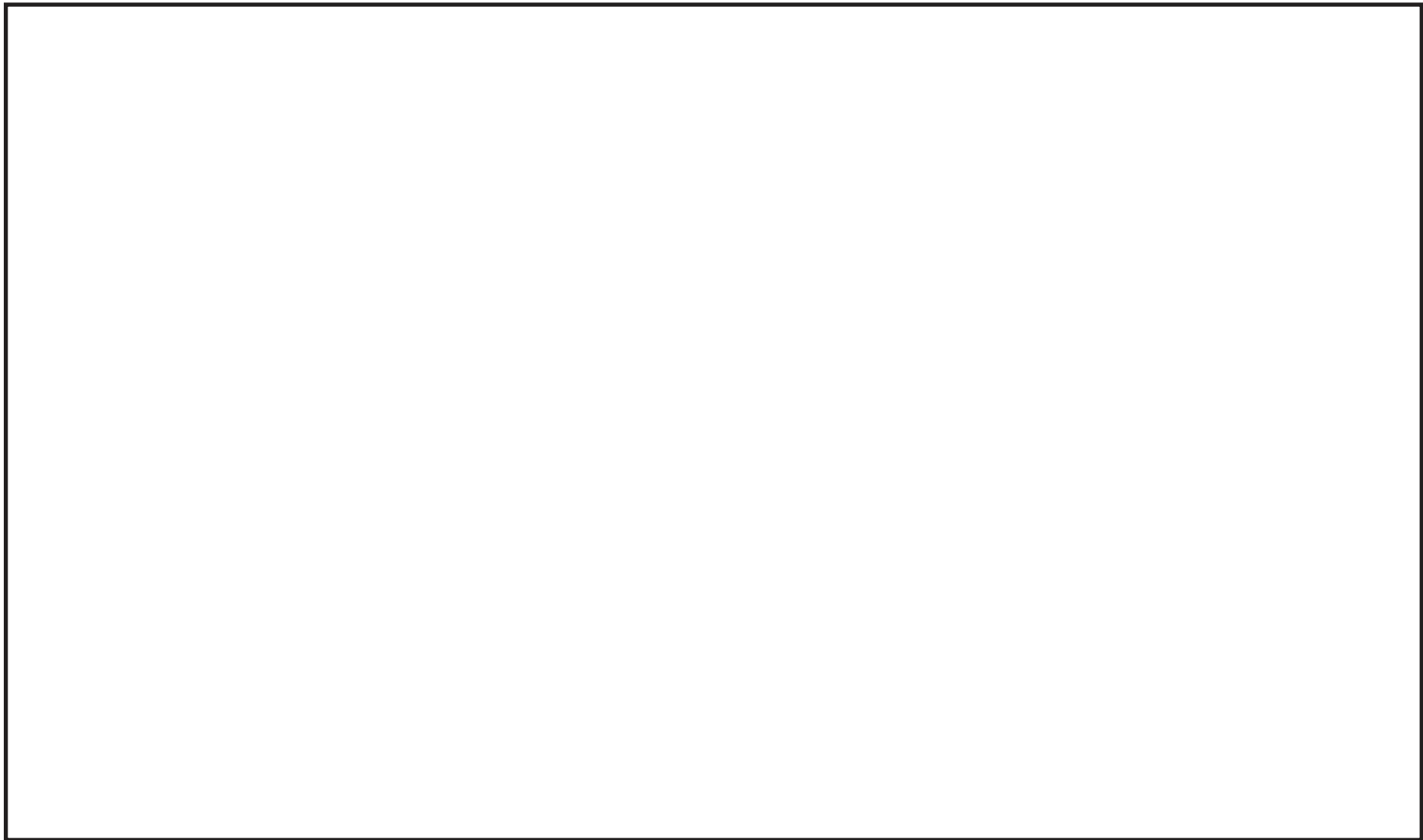


図 1.4-3 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 気象観測設備について

2.1 気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、温度等を測定する。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。測定した風向、風速および大気安定度※データは、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、監視を行うことができる設計とする。

気象観測設備の配置図を図 2.1-1、測定項目等を表 2.1-1 に示す。

また、気象観測設備のデータ伝送については、図 2.1-2 に示すとおりとする。

※ 風速、日射量及び放射収支量より求める。

 : 設計基準対象施設

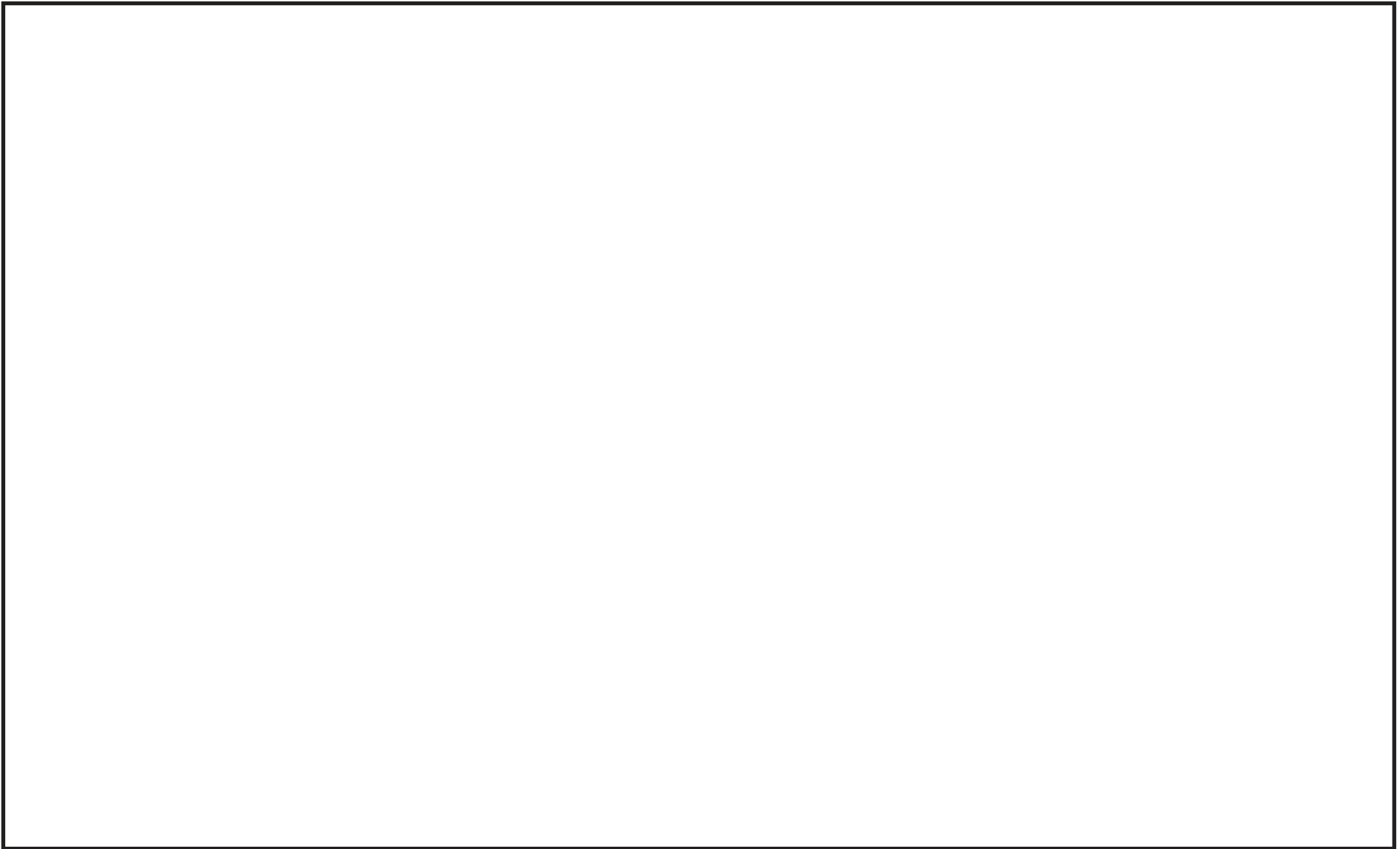








図 2.1-1 気象観測設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1-1 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備		
風向風速計 (ドップラーソーダ)	日射計・放射収支計	雨雪量計
 <p>測定位置：標高 175m</p>		
風向風速計 (露場)	温度計	湿度計
 <p>測定位置：地上高 10m</p>		
<p><測定項目> 風向^{※1}，風速^{※1}，日射量^{※1}，放射収支量^{※1}，降水量，温度，湿度</p> <p><個数> 各 1 台</p> <p><記録> 全測定項目を現場監視盤にて記録。また，風向，風速は有線により 1 号炉中央制御室でも記録。風向，風速，日射量，放射収支量，温度及び大気安定度^{※2}を 2 号炉中央制御室で表示。</p> <p>また，緊急時対策所に対しては有線により，SPDS 表示装置にて，風向，風速及び大気安定度^{※2}を監視可能。</p>		

※1：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

※2：風速，日射量及び放射収支量より求める。



: 設計基準対象施設

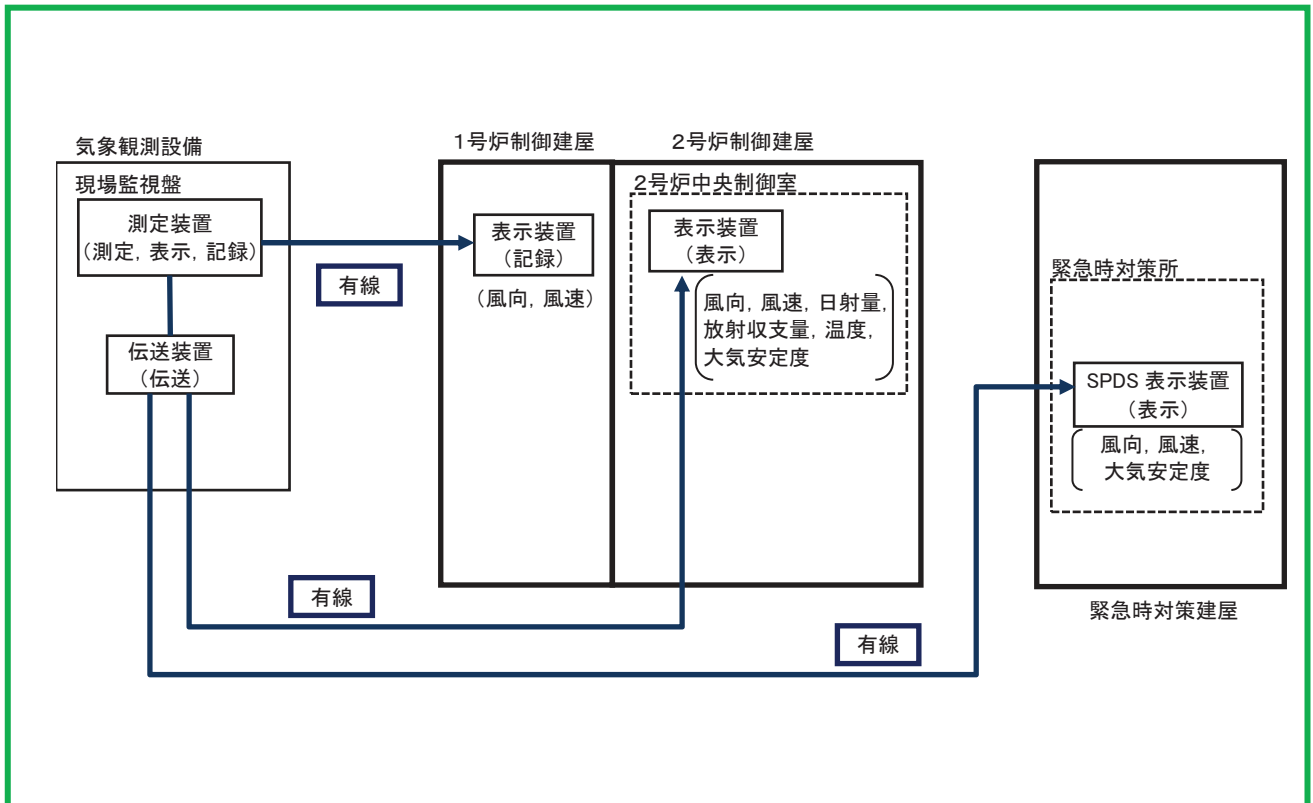


図 2.1-2 気象観測設備の伝送概略図

: 設計基準対象施設

2.2 代替気象観測設備

重大事故等時，気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう代替気象観測設備を気象観測設備近傍に配置する。

代替気象観測設備は，合計2台（うち予備1台）を保管する。代替気象観測設備の配置場所及び保管場所を図2.2-1，測定項目等を表2.2-1，伝送概略図を図2.2-2に示す。

 : 重大事故等対処設備

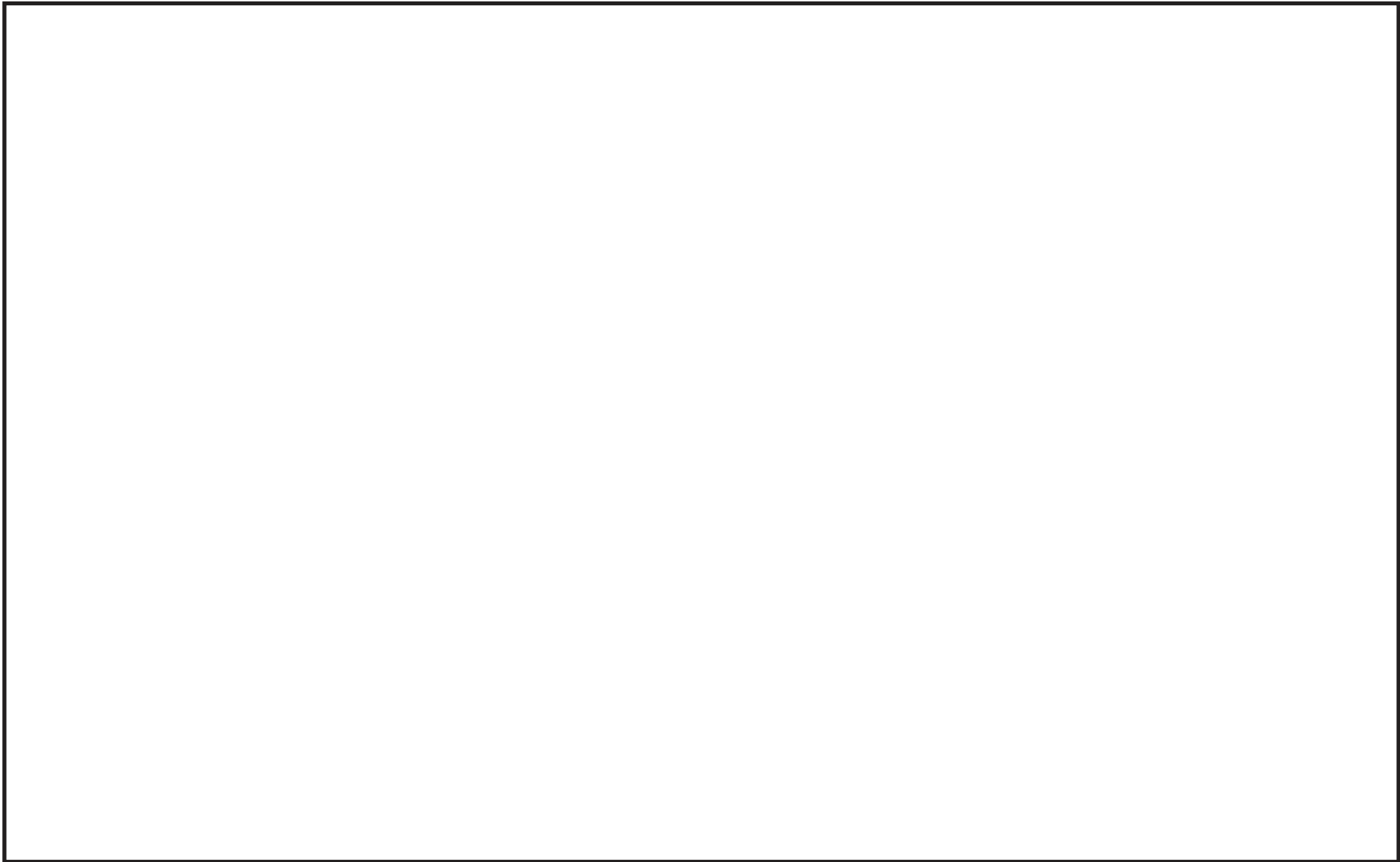


図 2.2-1 代替気象観測設備の配置場所及び保管場所

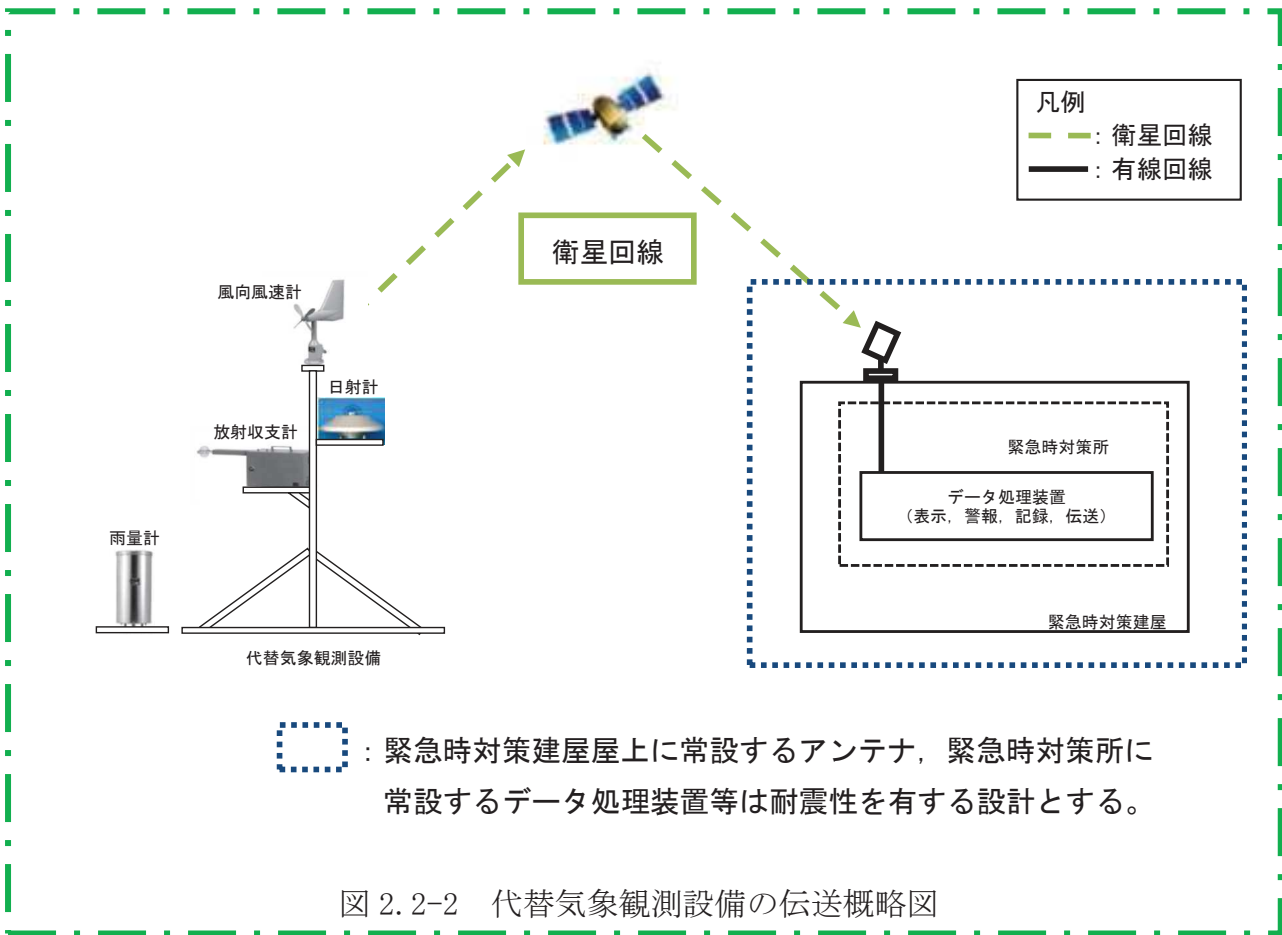
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.2-1 代替気象観測設備の測定項目等

代替気象観測設備	
 <p>(イメージ)</p>	
<p><測定項目> 風向[*]、風速[*]、日射量[*]、放射収支量[*]、降水量</p> <p><個数> 2台（うち予備1台）</p> <p><電源> 外部バッテリー（5個）により、24時間以上の供給可能。 24時間後からは、外部バッテリー予備（5個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは1個あたり約12時間で充電可能。</p> <p><記録> 本体の電子メモリに記録。</p> <p><伝送> 衛星回線により、緊急時対策所へ伝送。</p> <p><重量> 合計：約509kg 本体：約259kg 外部バッテリー：約250kg（約50kg/個×5個）</p>	

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

 : 重大事故等対処設備



： 重大事故等対処設備

3. 参考 環境モニタリング設備等

3.1 その他条文との基準適合性

3.1.1 設置許可基準規則第6条

監視設備に関する要求事項のうち、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）への適合方針は以下のとおりである。

(1) 風（台風）

敷地付近で観測された最大瞬間風速は、大船渡特別地域気象観測所での観測記録（1940年～2012年）によれば44.2m/s（2002年10月2日）である。

監視設備が風（台風）の影響を受けた場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

(2) 竜巻

気象庁「竜巻等の突風データベース」（1961年～2012年）に基づき、竜巻検討地域における過去に発生した竜巻による最大風速及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速によって定めた基準竜巻の最大風速は92m/sであるが、女川原子力発電所の立地する地域特性から地形効果による基準竜巻の割増しは不要と考えるが、将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し、安全側に切り上げて設計竜巻の最大風速は100m/sと設定した。

監視設備が竜巻により機能喪失した場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

(3) 凍結

石巻特別地域気象観測所の観測記録（1887年～2012年）によれば、最低気温は-14.6℃（1919年1月6日）である。

監視設備が凍結の影響を受けた場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

(4) 積雪

建築基準法施行令第86条第3項に基づき宮城県が作成した積雪量分布によると、女川地区は40cmである。また、石巻特別地域気象観測所の観測記録（1887年～2012年）によれば、最深積雪量は43cm（1923年2月17日）である。

発電所建屋内の監視設備及び地下布設の通信回線は、建屋の壁等により積雪の影響を受けない設計とする。

また、屋外に設置する監視設備は、除雪するなど適切な対応を行うことにより、機能喪失しない設計とする。

(5) 落雷

監視設備が落雷により機能喪失した場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

(6) 地すべり

監視設備が地すべりにより機能喪失した場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

(7) 火山の影響

監視設備に影響を与える可能性のある火山事象は降下火砕物であり、文献調査、敷地内の地質調査結果及び降下火砕物シュミレーション結果に基づく層厚は15cmである。

発電所建屋内の監視設備及び地下布設の通信回線は、建屋の壁等により降下火砕物の影響を受けない設計とする。

また、屋外に設置する監視設備は、除灰するなど適切な対応を行うことにより、機能喪失しない設計とする。

(8) 森林火災

監視設備は、消火活動により可能な限り森林火災からの影響の軽減を図る設計とする。

監視設備が森林火災により機能喪失した場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

(9) 生物学的事象

監視設備は、貫通部の穴じまいや目張りをするなど適切な対応を行なうことにより、機能喪失しない設計とする。

監視設備が小動物の侵入に対し機能喪失した場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

(10) 電磁的障害

監視設備は、ラインフィルタ等の設置等により、電磁的障害に対し機能喪失しない設計とする。

監視設備が電磁的障害により機能喪失した場合は、代替の可搬設備により対応可能な設計とする。

3.2 モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により、モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、以下のとおり、バックグラウンドを低減する手段を整備する。

(1) モニタリングポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により、放射性物質で検出器保護カバーが汚染される場合を想定し、交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により、放射性物質の放出後、モニタリングポスト及びその周辺が汚染された場合、汚染の除去を行う。

- ① サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ② モニタリングポストの検出器保護カバーの交換を行う。
- ③ モニタリングポスト局舎壁等の拭き取り等を行う。
- ④ 必要に応じて、モニタリングポスト周辺の樹木の伐採、除草、表土の除去、落ち葉の除去等を行う。
- ⑤ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(2) 可搬型モニタリングポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により、放射性物質で可搬型モニタリングポストが汚染される場合を想定し、可搬型モニタリングポストの配置を行う際、あらかじめ養生を行う。

- ・汚染除去対策

重大事故等により、放射性物質の放出後、可搬型モニタリングポスト及びその周辺が汚染された場合、汚染の除去を行う。

- ① サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ② あらかじめ養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 可搬型モニタリングポスト周辺の除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- ④ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(3) バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については、以下のとおり。

- ・モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストの通常時の放射線量レベル（通常値）
- ・ただし、汚染の状況によっては、通常値まで低減することが困難な場合があるため、その場合は可能な限り除染を行いバックグラウンドの低減を図る。

3.3 放射能放出率の算出

3.3.1 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬型モニタリングポストで得られた放射線量のデータより、以下の算出式を用いる。

出典：「環境放射線モニタリング指針（原子力安全委員会 平成 22 年 4 月）」より

a. 放射性希ガス放出率（Q）の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \text{ (GBq/h)}$$

Q	: 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)
4	: 安全係数
D	: 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率 ^{*1} (μ Gy/h)
U	: 平均風速 (m/s)
D ₀	: 空気カーマ率図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 (μ Gy/h) (at 放出率: 1 GBq/h, 風速: 1 m/s, 実効エネルギー: 1 MeV/dis) ^{*2}
E	: 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性ヨウ素放出率（Q）の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \text{ (GBq/h)}$$

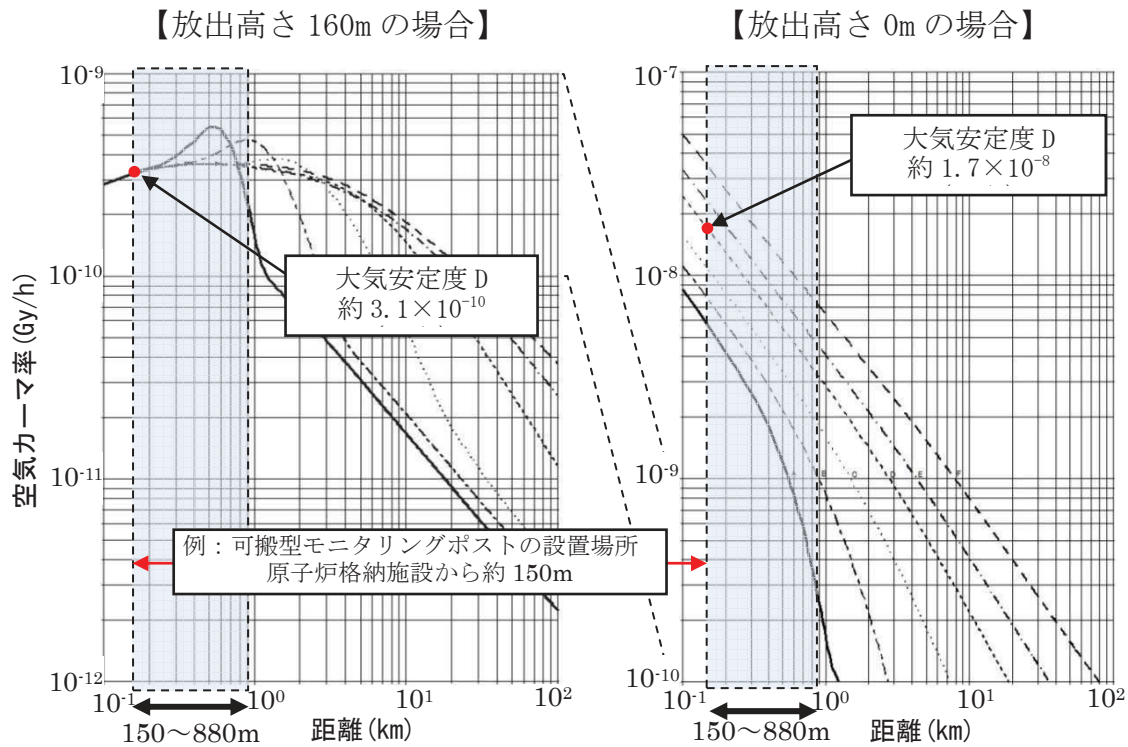
Q	: 実際の条件下での放射性ヨウ素放出率 (GBq/h)
4	: 安全係数
χ	: 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性ヨウ素濃度 ^{*1} (Bq/m ³)
U	: 平均風速 (m/s)
χ_0	: 地上放出高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図より読み取った地表面における大気中放射性ヨウ素濃度 (Bq/m ³) (at 放出率: 1 GBq/h, 風速: 1 m/s) ^{*2}

※1 : モニタリングで得られたデータを使用

※2 : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等

(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリングポストは、地表面に配置するため、高所からプルームが放出された場合、放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬型モニタリングポストで十分に測定が可能である。



出典：「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)」(日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Date /Code 2004-010) (条件等加筆)

- ・排気筒高さ 0. P. +175m^{*}
 - ・敷地グラウンドレベル 0. P. +15m^{*}
 - ・可搬型モニタリングポスト設置場所 (原子炉格納施設から約 150~880m)
- ※：2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動を考慮すると、表記値より一様に 1 m 沈下

図 3.3-1 各大気安定度における地表面での放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図

(3) 放射能放出率の計算例

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1 m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned}\text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 3.1 \times 10^{-4} / 0.5 \\ &= 1.3 \times 10^9 \text{ (GBq/h)} \quad (1.3 \times 10^{18} \text{ Bq/h})\end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点で(風下方向)実測された空間放射線量率

⇒50 mGy/h ($5 \times 10^4 \mu\text{Gy/h}$) ※1 Sv=1 Gy とした

U : 放出地上高さにおける平均風速

⇒1.0m/s

D₀ : 空気カーマ率図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率

⇒ $3.1 \times 10^{-4} \mu\text{Gy/h}$

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー

⇒0.5MeV/dis

※ : 放射性よう素の放出放射能率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取し、可搬型放射線計測装置により測定したデータから算出する。

3.3.2 可搬型モニタリングポストの配置位置におけるプルームの検知性について

(1) 環境放射線モニタリング指針に基づく評価

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリングポストの配置位置を通過するわけではなく、間隙を通過するケースも考えられる。そのため、表 3.3-1 の条件において、放出高さ及び大気安定度が該当する空気カーマ率図（図 3.3-2，図 3.3-3）を用いて、配置する可搬型モニタリングポストの検知性を評価した。

表 3.3-1 評価条件

項目	設定内容	設定理由
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として 1.0m/s を設定した。
風向	8 方位	可搬型モニタリングポストの配置位置を考慮した。
大気安定度	D (中立)	女川原子力発電所で観測された大気安定度のうち、最も出現頻度の高い大気安定度を採用 (2012 年 1 月～12 月) した。
放出位置	2 号炉格納容器圧力逃がし装置出口配管 (地上高約 37m , 標高約 50 m)	2 号炉格納容器圧力逃がし装置出口配管からの放出を想定した。
評価地点	可搬型モニタリングポストの配置位置	当該配置場所でのプルームの検知性を確認するため。

【放出高さ 40m】

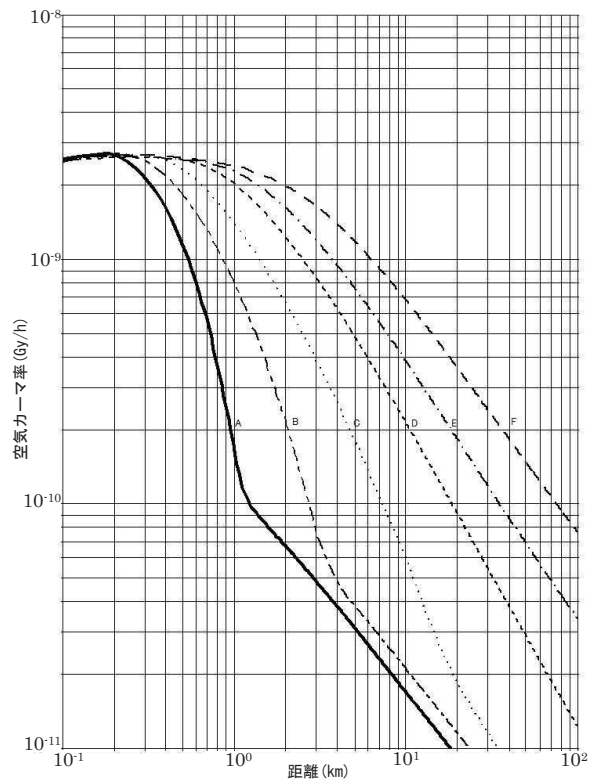


図 3.3-2 風下軸上空気カーマ率

【放出高さ 40m, 大気安定度 D】

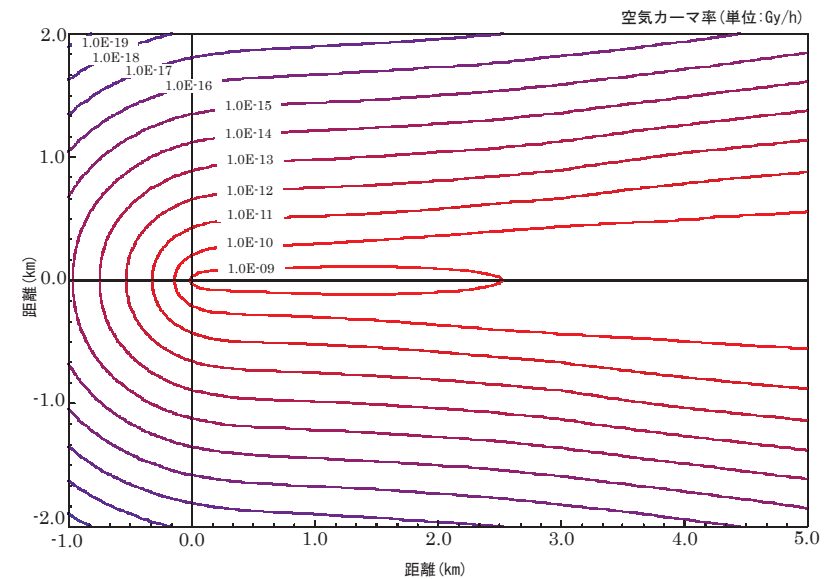


図 3.3-3 風下直角方向空気カーマ率

出典：「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」
 （日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Date/Code 2004-010）

(2) 評価結果

各風向における評価地点での放射線量率を読み取り (図 3.3-4), その感度を表 3.3-2 に示す。ここでは, 風向きによる差を確認するために, 風下方向の敷地境界位置での放射線量率を 1 と規格化して求めた。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは, 風下方向の数値に対して, 約 2 桁低くなるが, 最低でも 1.4×10^{-2} 程度の感度を有しており, プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

表 3.3-2 各風向による評価地点での放射線量率の感度 (1)

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリングポスト No.1	4.3×10^{-5}	1.9×10^{-4}	7.7×10^{-3}	9.5×10^{-2}	6.7×10^{-4}	6.3×10^{-5}	2.9×10^{-5}	2.2×10^{-5}
モニタリングポスト No.2	2.2×10^{-5}	3.8×10^{-5}	5.8×10^{-4}	<u>2.9×10^{-1}</u>	5.7×10^{-3}	1.1×10^{-4}	2.9×10^{-5}	1.7×10^{-5}
モニタリングポスト No.3	8.7×10^{-6}	6.9×10^{-6}	1.2×10^{-5}	9.5×10^{-5}	<u>1.4×10^{-2}</u>	<u>5.3×10^{-2}</u>	1.9×10^{-4}	1.7×10^{-5}
モニタリングポスト No.4	2.6×10^{-5}	1.2×10^{-5}	6.5×10^{-6}	9.5×10^{-6}	4.8×10^{-5}	2.1×10^{-3}	<u>6.7×10^{-1}</u>	7.4×10^{-4}
モニタリングポスト No.5	4.3×10^{-4}	3.8×10^{-5}	2.3×10^{-5}	2.4×10^{-5}	2.9×10^{-5}	2.1×10^{-4}	1.4×10^{-2}	<u>1.3×10^{-1}</u>
モニタリングポスト No.6	2.6×10^{-1}	1.5×10^{-3}	1.2×10^{-4}	5.2×10^{-5}	3.3×10^{-5}	7.9×10^{-5}	2.9×10^{-4}	8.7×10^{-3}
海側(No.1)	<u>5.2×10^{-1}</u>	<u>5.8×10^{-1}</u>	1.9×10^{-1}	7.1×10^{-2}	6.7×10^{-2}	5.3×10^{-2}	9.5×10^{-2}	1.3×10^{-1}
海側(No.2)	8.7×10^{-2}	1.9×10^{-1}	<u>7.7×10^{-1}</u>	9.5×10^{-2}	1.4×10^{-1}	5.3×10^{-2}	3.8×10^{-2}	4.3×10^{-2}

- : 風下方向の評価地点を示す。
- : 風下方向中のうち, 最も高い値となるもの。

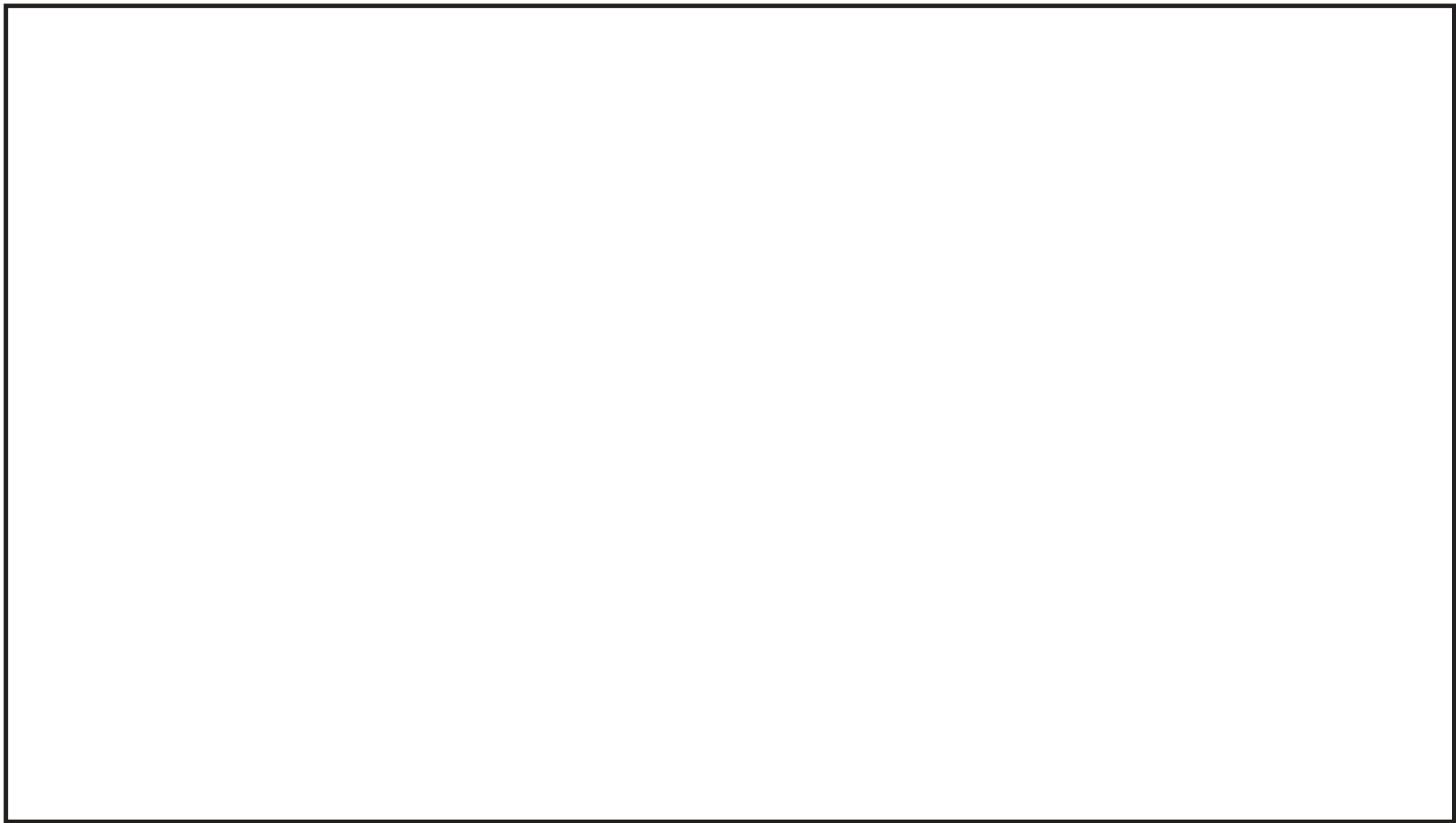



図 3.3-4 可搬型モニタリングポストの配置位置及び放射線量率の感度（風向：北（例））

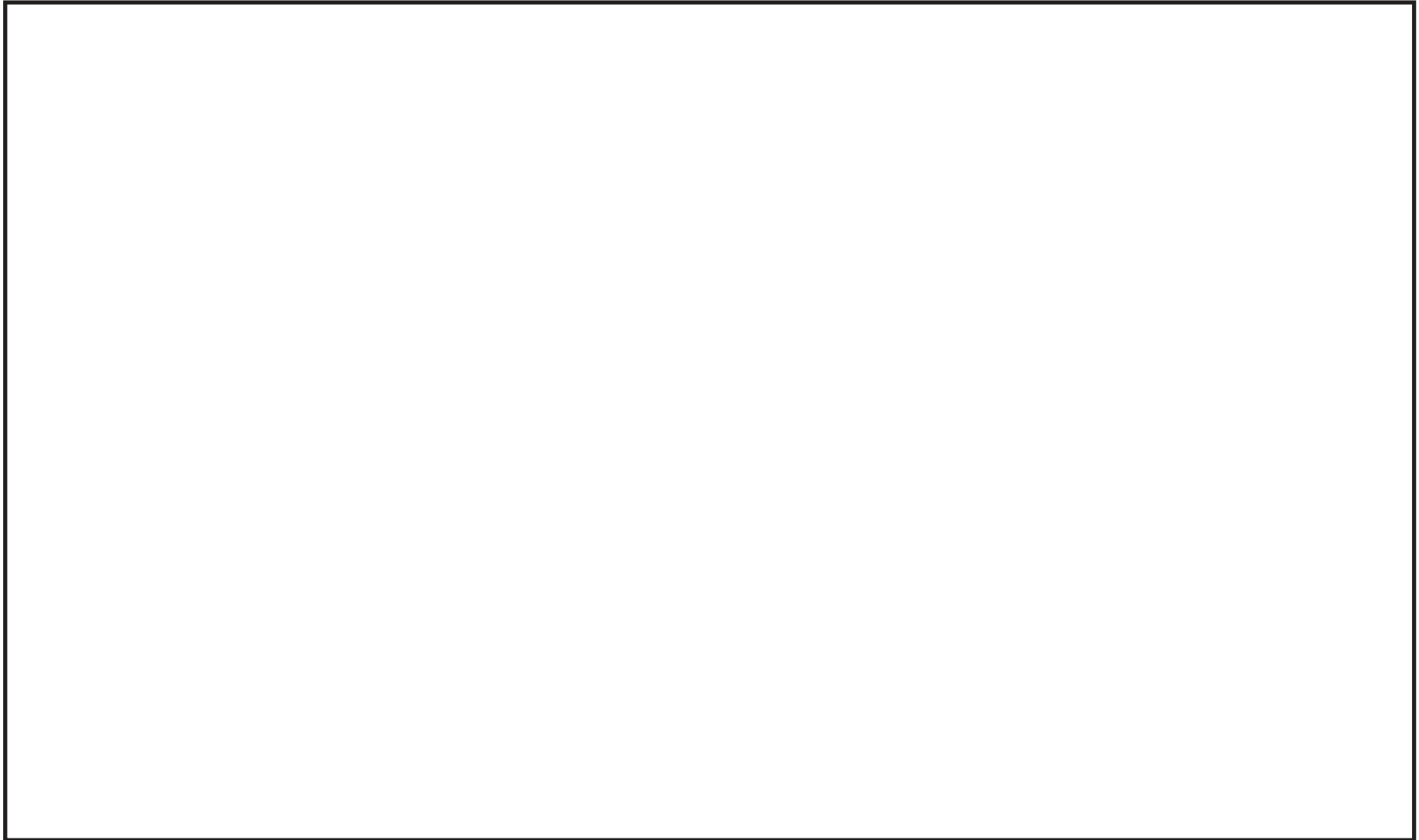
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

また、可搬型モニタリングポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所（図 3.3-5）での放射線量率の感度について同様に評価した。その感度を表 3.3-3 に示す。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは、風下方向の数値に対して、約 1 桁低くなるが、最低でも 2.2×10^{-1} 程度の感度を有しており、プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

表 3.3-3 各風向による評価地点での放射線量率の感度 (2)

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリングポスト No.1代替位置	2.2×10^{-2}	3.8×10^{-2}	1.9×10^{-1}	<u>9.5×10^{-1}</u>	1.4×10^{-1}	4.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}	1.7×10^{-2}
モニタリングポスト No.2代替位置	1.7×10^{-2}	3.1×10^{-2}	7.7×10^{-2}	7.1×10^{-1}	<u>2.9×10^{-1}</u>	6.0×10^{-2}	2.4×10^{-2}	1.7×10^{-2}
モニタリングポスト No.3代替位置	1.3×10^{-2}	1.2×10^{-2}	1.5×10^{-2}	6.2×10^{-2}	4.3×10^{-2}	<u>4.0×10^{-1}</u>	4.8×10^{-2}	1.7×10^{-2}
モニタリングポスト No.4代替位置	3.5×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.4×10^{-4}	4.8×10^{-4}	8.0×10^{-3}	<u>9.5×10^{-1}</u>	6.5×10^{-3}
モニタリングポスト No.5代替位置	3.5×10^{-3}	4.6×10^{-4}	2.3×10^{-4}	2.4×10^{-4}	3.8×10^{-4}	2.0×10^{-3}	4.3×10^{-2}	<u>2.2×10^{-1}</u>
モニタリングポスト No.6代替位置	2.2×10^{-1}	3.8×10^{-3}	5.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	3.8×10^{-4}	6.0×10^{-4}	2.4×10^{-3}	4.3×10^{-2}
海側(No.1) 代替位置	<u>8.7×10^{-1}</u>	<u>7.7×10^{-1}</u>	3.8×10^{-1}	2.9×10^{-1}	2.4×10^{-1}	2.0×10^{-1}	2.4×10^{-1}	3.5×10^{-1}
海側(No.2) 代替位置	1.7×10^0	3.1×10^{-1}	<u>7.7×10^{-1}</u>	7.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}	2.0×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.3×10^{-1}

-  : 風下方向の評価地点を示す。
- : 風下方向中のうち、最も高い値となるもの。



第 3.3-5 図 可搬型モニタリングポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.3.3 可搬型モニタリングポストの計測範囲

a. 重大事故等時における放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、モニタリングポストの代替として敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて約 12~20mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（2号炉とモニタリングポスト6）約 750m 程度の場合）が必要と考えられる。また、海側への放出を考慮して配置する可搬型モニタリングポストと炉心との距離は約 150m 程度であるため、同様に約 13~160mSv/h 程度が必要である。

このため、1000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、測定レンジを超えたとしても、近隣の可搬型モニタリングポスト等の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、配置位置を変更する等の対応を実施する。

b. 福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建屋から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011.3.15 9:00）。これをもとに炉心から約 150m 及び 750m を計算すると、放射線量率は、それぞれ約 13~160mSv/h 及び約 12~20mSv/h となる。

（距離と放射線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	放射線量率 (mSv/h)
海側 約 150	約 13~160 ^{※1}
モニタリングポスト代替 約 750	約 12~20 ^{※1}
約 900	約 11 ^{※2}

※1：風速 1m/s、放出高さ 30m、大気安定度 A~F
「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (III)」(日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-010) を用いて算出

※2：福島第一原子力発電所の原子炉建屋より約 900m の距離にある正門付近

3.3.4 可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリングポストは、外部バッテリー（2 個）により 5 日間以上電源供給が可能であり、5 日後からは予備の外部バッテリー（2 個）と交換することにより、必要な期間継続して計測が可能な設計としている。なお、外部バッテリーは、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 4 保管エリア及び緊急時対策建屋内に保管し、通常時から充電を行うことで、5 日目に確実に交換できる設計とする。

また、9 台すべての可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、移動時間も含めて約 380 分で可能である。

ここでは、以下の評価条件から、可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

<被ばく線量の評価条件>

- ・発災プラント：女川原子力発電所 2 号炉
- ・想定シナリオ：「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失したシーケンス」において、原子炉格納容器フィルタベント系を経由した格納容器ベントを実施するシナリオ
- ・評価点：評価点を図 3.3-6 に示す。評価点は格納容器ベント実施プラントから作業エリアまでの距離よりも、格納容器ベント実施プラントに近い範囲内で選定した。
- ・大気拡散条件：2 号炉周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照
- ・評価時間：合計 380 分
(移動合計時間約 290 分＋作業時間約 10 分×9 か所)
- ・作業開始時間：格納容器ベント実施 10 時間後から作業開始
(事故発生から 63 時間後)
- ・作業場所まわりの遮蔽：考慮しない
- ・マスクによる防護係数：50

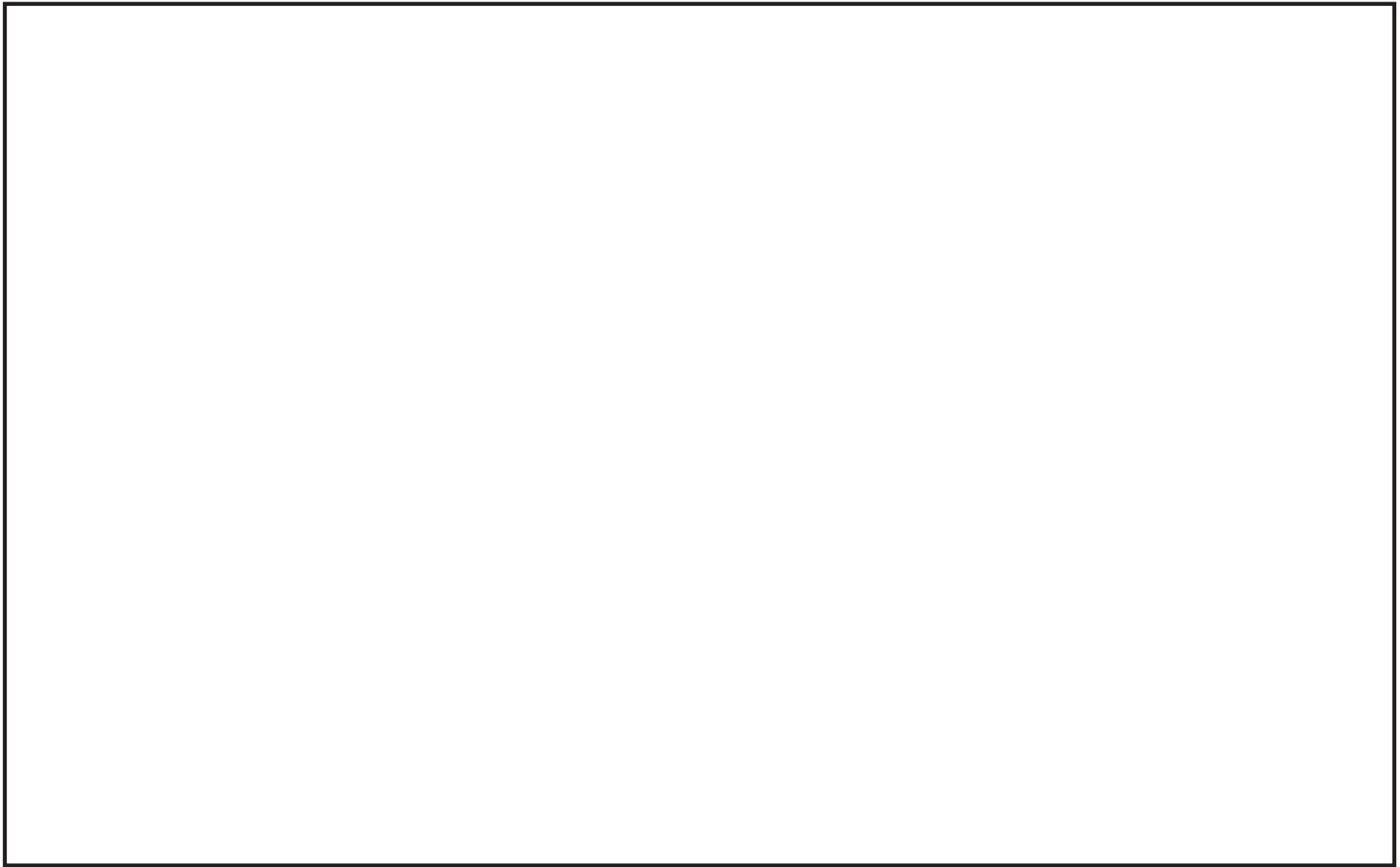


図 3.3-6 評価点及び可搬型モニタリングポストの配置場所及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

・被ばく経路：以下を考慮

- ①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による屋外での被ばく
- ②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による屋外での被ばく
- ③大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による屋外での被ばく
- ④地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による屋外での被ばく
- ⑤原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置に沈着した放射性物質のガンマ線による屋外での被ばく
- ⑥原子炉格納容器フィルタベント系配管に沈着した放射性物質のガンマ線による屋外での被ばく

作業開始時間	格納容器ベント実施 10 時間後※
作業に係る被ばく線量	約 45mSv

※バッテリーは 5 日間以上電源供給が可能なため、交換は格納容器ベント（約 2.6 日）後となる。また、格納容器ベント開始から 10 時間は待避することから、作業時の線量として格納容器ベント実施 10 時間後の線量を想定した。

3.4 可搬型放射線計測装置等の数量の考え方

可搬型放射線計測装置等の数量の考え方を以下に示す。

名称	考え方	保管場所	個数
可搬型ダスト・ よう素サンプラ	陸上での試料採取と海上モニタリング での試料採取を同時に実施できる数量 (合計2台+予備1台)	緊急時対策建屋	3台
γ 線サーベイメータ	陸上での試料採取と海上モニタリング での試料採取を同時に測定できる数量 (合計2台+予備1台)	緊急時対策建屋	3台
β 線サーベイメータ	陸上での試料採取と海上モニタリング での試料採取を同時に測定できる数量 (合計2台+予備1台)	緊急時対策建屋	3台
α 線サーベイメータ	陸上での試料採取を迅速に測定できる 数量(1台+予備1台)	緊急時対策建屋	2台
電離箱サーベイメータ	陸上と海上モニタリングで放射線量を 同時に実施できる数量(合計2台+予 備1台)	緊急時対策建屋	3台
小型船舶	海上モニタリングが実施できる数量 (1台+予備1台)	第1保管エリア, 第4保管エリア	2台

3.5 サーベイメータ等を搭載したモニタリング可能な車両（モニタリング資機材運搬車）

サーベイメータ等を搭載し、任意の場所のモニタリングを行うモニタリング資機材運搬車を1台配備している。

なお、放射能観測車の保守点検時は、モニタリング資機材運搬車を使用可能な状態で待機させる。

a. 個数：1台

b. 主な搭載機器（個数：以下の各1台をモニタリング資機材運搬車に搭載）

- ・電離箱サーベイメータ
- ・ γ 線サーベイメータ
- ・ β 線サーベイメータ
- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ
- ・無線連絡装置（車載）
- ・衛星携帯（携帯）



（モニタリング資機材運搬車の写真）

3.6 自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため使用する。

なお、使用にあたっては、必要に応じ試料に前処理を行い、測定する。

- ・ G e 半導体式試料放射能測定装置
- ・ 可搬型 G e 半導体式試料放射能測定装置
- ・ ガスフロー測定装置



(G e 半導体式試料放射能測定装置
のイメージ)



(可搬型 G e 半導体式試料放射能
測定装置のイメージ)



(ガスフロー測定装置のイメージ)

3.7 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び敷地境界のモニタリングは、以下の手順で行う。

(1) 放射線量

- ・事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため、モニタリングポスト 6 台の稼動状況を確認する。
- ・モニタリングポストが機能喪失した場合、車両等により可搬型モニタリングポストをモニタリングポスト位置に配置し、放射線量の代替測定を行う。なお、現場の状況により配置場所を変更する場合がある。
- ・また、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、海側及び緊急時対策建屋屋上に、可搬型モニタリングポスト 3 台を配置し、放射線量の測定を行う。

(2) 放射性物質の濃度

- ・放射能観測車の使用可否を確認する。
- ・放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射線計測装置により、空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。また、スタック放射線モニタが使用できない場合、又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合、可搬型放射線計測装置により、空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。
- ・液体廃棄物処理系排水放射線モニタが使用できない場合、又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合、取水口、放水口、一般排水設備出口等で海水、排水の採取を行い、可搬型放射線計測装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。
- ・プルーム通過後において、気体状の放射性物質が放出された場合、可搬型放射線計測装置により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。
- ・プルーム通過後において、気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合、小型船舶、可搬型放射線計測装置による周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度の測定を行う。なお、海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に行う。
- ・放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定する。

(3) 気象観測

- ・事象進展に伴う気象情報を的確に把握するため、気象観測設備の稼動状況を確認する。
- ・気象観測設備が機能喪失した場合、車両等により代替気象観測設備を気象観測設備位置に配置し、気象観測を行う。なお、現場の状況により配置場所を変更する場合がある。

(4) 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

手順	具体的実施事項		開始時期の考え方	対応要員 (必要想定人員)
可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	可搬型モニタリングポストの配置	【代替測定】 モニタリングポスト位置に配置	モニタリングポストが使用できない場合	2名
		【測定】 海側及び緊急時対策建屋屋上に配置	原子力災害対策措置法第10条特定事象※ 発生と判断した場合	2名
				2名
代替気象観測設備による気象観測項目の代替測定	代替気象観測設備の配置		気象観測設備が使用できない場合	
可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定	空気中の放射性物質の濃度の測定		【代替測定】 放射能観測車が使用できない場合	2名
			【測定】 スタック放射線モニタが使用できない場合、又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合	
可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	海水、排水中の放射性物質の濃度の測定	液体廃棄物処理系排水放射線モニタが使用できない場合、又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合		2名
可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	土壌中の放射性物質の濃度の測定		気体状の放射性物質が放出された場合 (プルーム通過後)	
海上モニタリング	海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定		気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合 (プルーム通過後)	2名

※ 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象とは、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」の第7条第1号の表中におけるイの施設に該当する事象。(要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。)

3.8 緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングの実施手順及び体制に示す対応要員について、事故発生からプルーム通過後までの動きを以下に示す。
 なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

——— : 測定実施
 - - - - : 必要により実施
 : 設備が健全であれば測定実施

作業項目	対応要員 (必要想定人員)	設備	事故発生・拡大		
			①事故発生から12時間後(要員参集)	②プルーム通過中 (24時間後)	③プルーム通過後 (34時間後)
稼働状況確認	2名	モニタリングポスト	稼働状況確認 (30分)		
		気象観測設備	稼働状況確認 (30分)		
放射線量の代替測定		可搬型 モニタリングポスト	可搬型モニタリングポストの配置 (380分)		
緊急時対策所 チェンジング エリアの設営	2名	チェンジングエリア	エリア 設営 (20分)		
放射線量の測定		可搬型 モニタリングポスト (海側)	可搬型モニタリング ポスト(海側)の配置 (90分)		
中央制御室 チェンジング エリアの設営	2名	チェンジングエリア	チェンジング エリアの設営 (90分)		
気象観測		代替気象観測設備	気象観測設備が 使用不可の場合	代替気象観測設備設置 (210分)	
放射性物質の 濃度の測定	2名	放射能観測車		使用可 否判断 (30分)	放射能観測車 による測定 (1か所につき80分)
		可搬型放射線計測装置 (空气中)		放射能観測車が 使用不可の場合	可搬型放射線計測装置 による測定 (1か所につき100分)
	2名	可搬型放射線計測装置 (水中、土壌中)			水中、土壌中 の測定 (1か所につき70分)
	3名	可搬型放射線計測装置 及び小型船舶 (海上モニタリング)			海上モニタリング (200分)
			①事故発生		
放射線量の測定	2名	可搬型 モニタリングポスト (加圧判断用)	加圧判断用 の配置 (40分)		

※：夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合

3.9 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1) 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 29 年 7 月 5 日全部改正）に従い，国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて，図 3.9-1 及び表 3.9-1 のとおり，国，地方公共団体と連携を図りながら，敷地外のモニタリングを実施する。

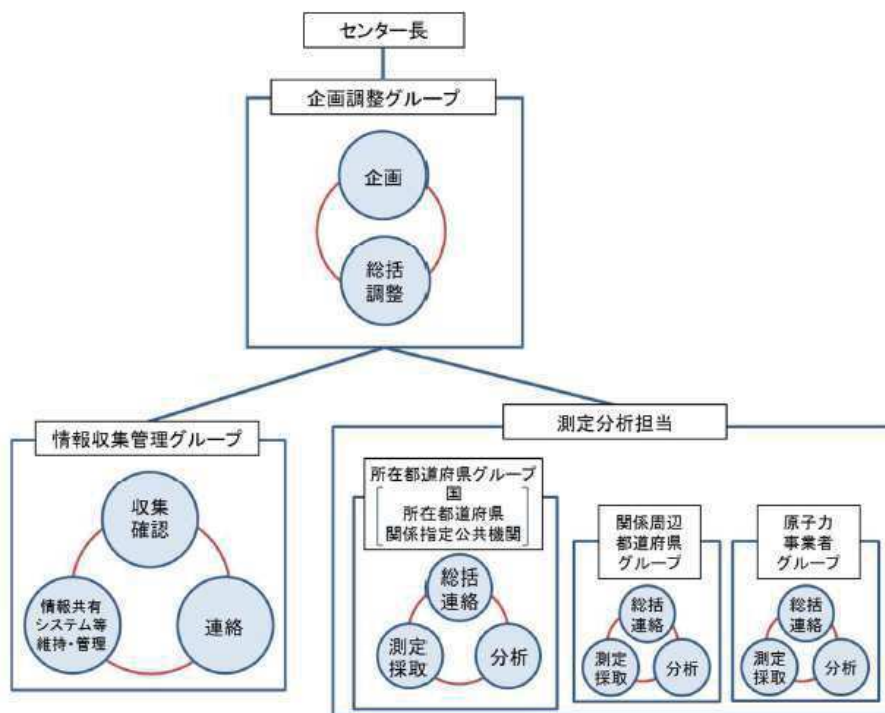


図 3.9-1 緊急時モニタリングセンターの体制図

表 3.9-1 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内の総括 緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等 	<ul style="list-style-type: none"> 対策官事務所長及び副所長を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 情報共有システムの維持・異常対応等 	<ul style="list-style-type: none"> 国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし，国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> 企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定 	<ul style="list-style-type: none"> 所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第2版（平成 29 年 3 月 31 日）

(2) 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- ① 事象発生時刻及び場所
- ② 事象発生の原因、状況及び拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線並びに放射能の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の量、種類、放出場所及び放出状況の推移等の状況
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ その他必要と認める事項

(3) オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり取りは、第 3.9-2 図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情報連絡する事項（放出源情報）を連絡し、オフサイトセンターは、その情報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。

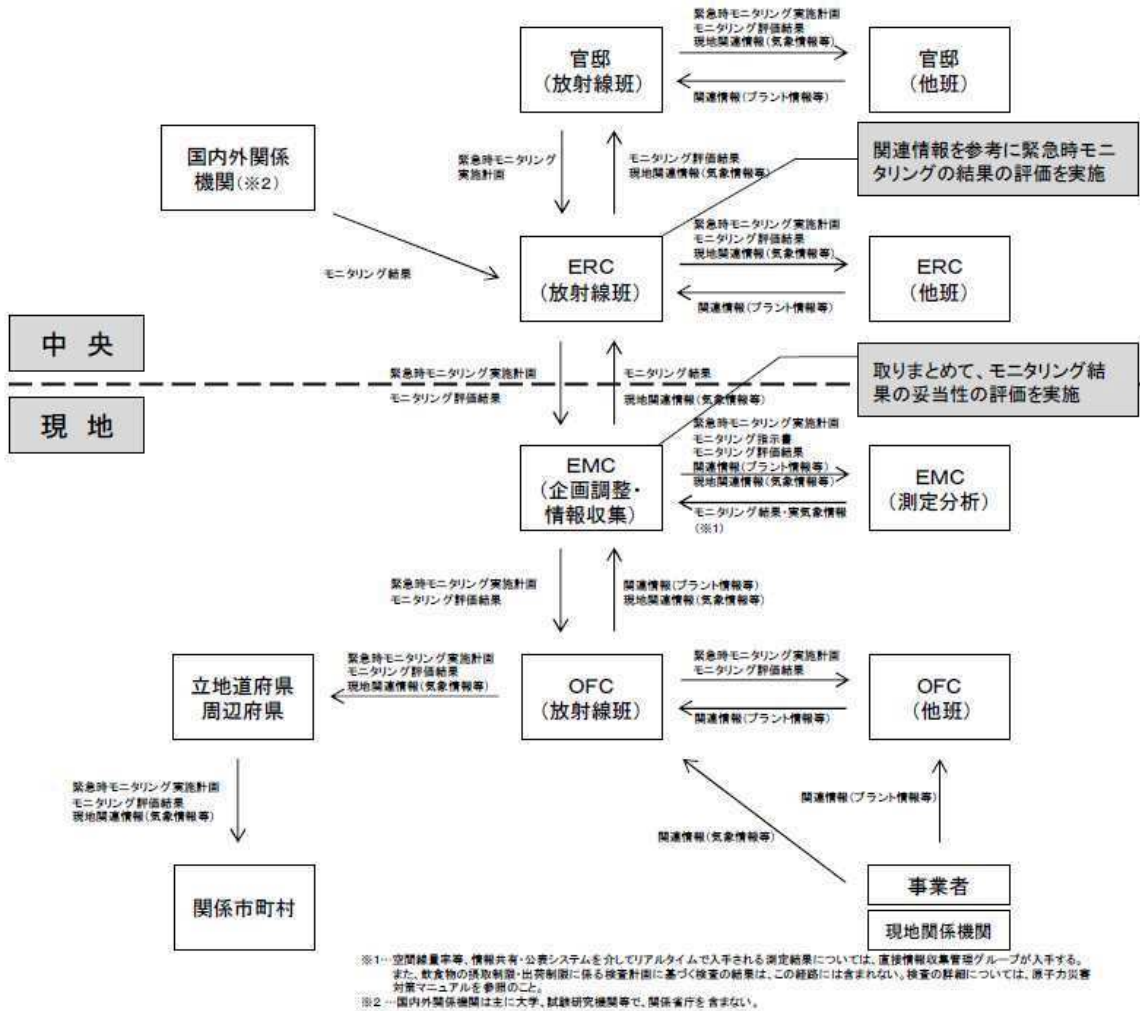


図 3.9-2 緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典：緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）第 5 版
（平成 29 年 3 月 22 日）

3.10 他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合，他の原子力事業者との協力体制を構築するため，原子力事業者間協力協定を締結している。

（1）原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に，各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ，平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下，「原災法」）の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

（2）原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第 14 条^{*}の精神に基づき，国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的とする。

※原災法第 14 条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 9 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州），日本原子力発電，電源開発，日本原燃

（協力の内容）

発災事業者からの協力要請に基づき，緊急事態応急対策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，避難退域時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずる。