

59-1

SA 設備基準適合性 一覽表

59-1-1

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第59条：原子炉制御室		中央制御室遮蔽	類型化区分	中央制御室待避室遮蔽	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内（コントロール建屋）	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内（コントロール建屋）	C	
		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	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
		電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外	
		関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3		
	第2号	操作性	（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外	
		関連資料	—		—		
	第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）	遮蔽（外観点検が可能） （主要部分の断面寸法が確認可能）	K	遮蔽（外観点検が可能）	K	
		関連資料	—		—		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	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	DB施設と同じ系統構成	A d
		その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外	（考慮対象なし）	対象外	
		関連資料	—		—		
	第6号	設置場所	（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外	
		関連資料	—		—		
	第1項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分（DB施設と同仕様の遮蔽能力で設計）	B	DB施設の系統及び機器の容量が十分（DB施設と同仕様の遮蔽能力で設計）	B
			関連資料	—		—	
		第2号	共用の禁止	共用する設備（共有により複数号機同一中操の運転員被ばく低減に寄与する）	A	共用する設備（共有により複数号機同一中操の運転員被ばく低減に寄与する）	A
関連資料	—		—				
第3号	共通要因	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	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	（サポート系なし）	対象外	（サポート系なし）	対象外	
	関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

59条：原子炉制御室		無線連絡設備（据置型） （待避室）	類型化 区分	衛星電話設備（据置型） （待避室）	類型化 区分			
第43条	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 （コントロール建屋）	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 （コントロール建屋）	C		
		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	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うお それがない）	—	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うお それがない）	—		
		電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外		
		関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3			
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	中央制御室操作	A	
	関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3				
	第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	通信連絡設備 （機能・性能の確認が可能）	L	通信連絡設備 （機能・性能の確認が可能）	L		
	関連資料	[試験・検査説明資料] 59-5		[試験・検査説明資料] 59-5				
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	本来の用途として使用一切替必要	B a		
	関連資料	[系統図] 59-4		[系統図] 59-4				
	第5号	悪影響 防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d	
		その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外	（考慮対象なし）	対象外		
		関連資料	[配置図] 59-3 [系統図] 59-4		[配置図] 59-3 [系統図] 59-4			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作	B		
	関連資料	[配置図] 59-3 [系統図] 59-4		[配置図] 59-3 [系統図] 59-4				
	第2号	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様の通信機器で設計）	B	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様の通信機器で設計）	B	
		関連資料	—		—			
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	（共用しない設備）	対象外	
		関連資料	—		—			
		第3号	共通要因 故障 防止	環境条件、自然現象、外部 人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内 （設計基準対象設備の通信連絡設備と位置的 分散）	A a	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内 （設計基準対象設備の通信連絡設備と位置的 分散）	A a
			サポート系故障	（サポート系なし）	対象外	（サポート系なし）	対象外	
			関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

59条：原子炉制御室		中央制御室待避室 空気ボンベ陽圧化装置	類型化 区分	データ表示装置（待避室）	類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 号	環境条件における健全性	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (コントロール建屋)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (コントロール建屋)	C	
		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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
		関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3		
	第 2 号	操作性	現場操作 (弁操作)	Bf	中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	A	
		関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3		
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	気密性能確認 (中操制御室待避室の陽圧化試験)	E	通信連絡設備 (機能・性能の確認が可能)	L	
		関連資料	[試験・検査説明資料] 59-5		[試験・検査説明資料] 59-5		
	第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	A	常時接続一切替不要	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	D B施設と同じ系統構成	A d
		その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	—		[配置図] 59-3 [系統図] 59-4		
	第 6 号	設置場所	現場（設置場所）で操作可能	A	中央制御室操作	B	
		関連資料	[配置図] 59-3 [系統図] 59-4		[配置図] 59-3		
	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	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の通信機器で設計)	B	
		関連資料	[容量設定根拠] 59-6				
	第 2 号	共用の禁止	共用する設備（共有により複数号機同一中操の運転員被ばく低減に寄与する）	A	(共用しない設備)	対象外	
関連資料		—		—			
第 3 号	共通要因故障防止	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a	同一機能の設備なし又は代替対象D B設備なし	対象外		
	サポート系故障防止	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外		
	関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (可搬)

59条：原子炉制御室		中央制御室 可搬型陽圧化空調機	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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (コントロール建屋)	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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
		電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
		関連資料		[配置図] 59-3		
		第2号	操作性		現場操作 (準備、スイッチ操作)	Bd Bf
	関連資料		[配置図] 59-3 [保管場所図] 59-7			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		気密性能確認 (中制御室の陽圧化試験)	E	
	関連資料		[試験・検査説明資料] 59-5			
	第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	A	
	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)		(考慮対象なし)	対象外
		関連資料		-		
	第6号	設置場所		現場操作	A a	
	関連資料		[配置図] 59-3 [保管場所図] 59-7			
	第3項	第1号	可搬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		[容量設定根拠] 59-6	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		-	
		第3号	異なる複数の接続箇所確保		対象外	対象外
		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				-		
第5号		保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料		-		
第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A		
	関連資料		-			
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内 (中央制御室換気空調系設備と位置的分散)	A a	
		サポート系要因		(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		-			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬）

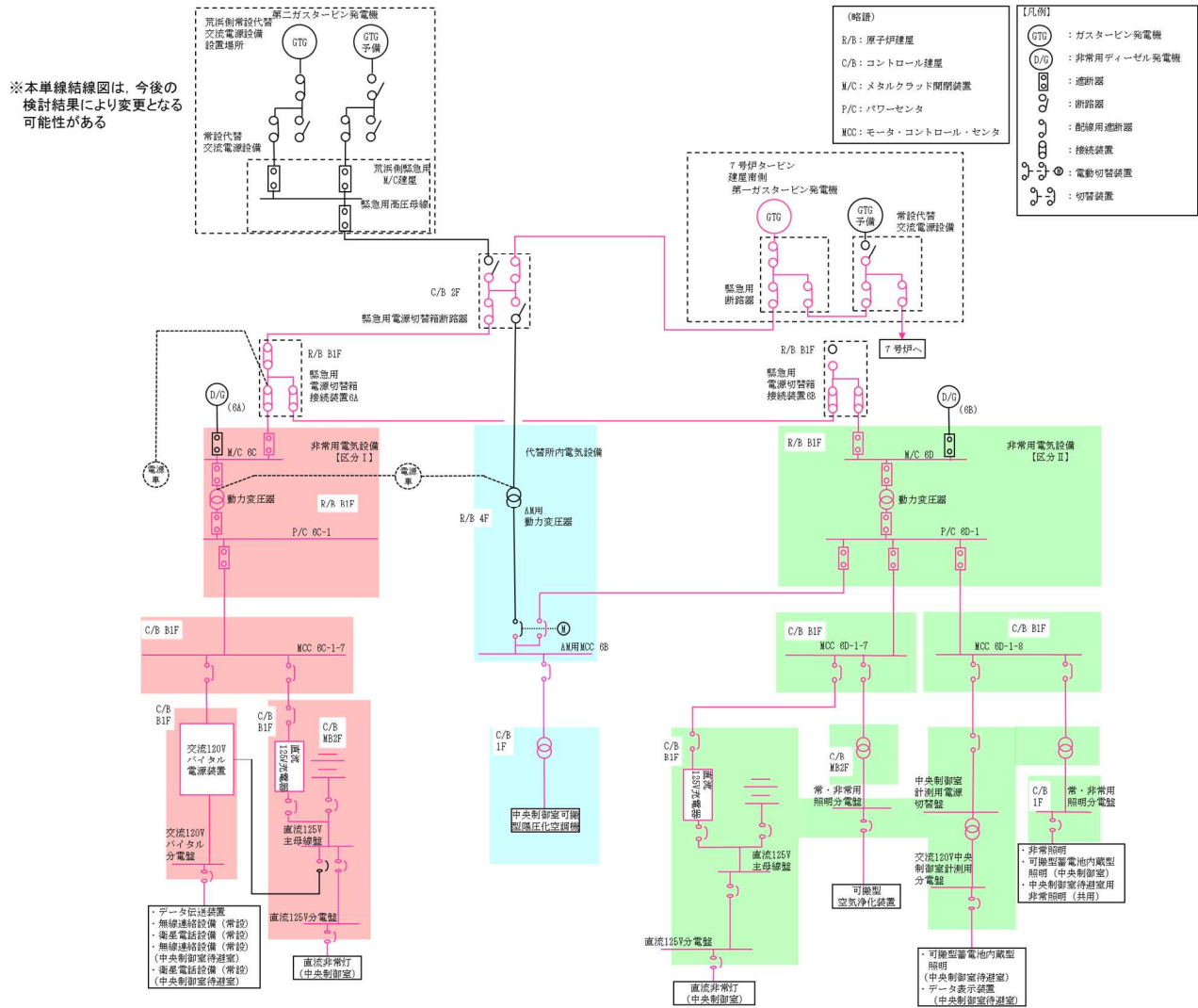
第59条：原子炉制御室		可搬型蓄電池内蔵型照明		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	〔配置図〕59-3	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置	Bc
			関連資料	〔配置図〕59-3	
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他電源設備	M
			関連資料	〔試験及び検査〕59-5	
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が不要	Bb
			関連資料	—	
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ae
			その他(飛散物)	—	対象外
		関連資料	〔単線結線図〕59-2		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	Aa	
		関連資料	〔配置図〕59-3		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	対象外
			関連資料	—	
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	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	〔配置図〕59-3	
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	Ab
			関連資料	〔保管場所図〕59-7	
		第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A
関連資料			—		
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備、防止・緩和以外-対象 (同一目的のSA設備、代替対象DB設備有り)	B
			サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	Ca
	関連資料	〔単線結線図〕59-2			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬）

59条：原子炉制御室		酸素濃度・二酸化炭素濃度計 (中央制御室・中央制御室待避室)	類型化 区分			
第 4 3 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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (コントロール建屋)	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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
		電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
		関連資料		[配置図] 59-3		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
	関連資料		[保管場所図] 59-7			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		計測制御設備 (機能・性能の確認が可能)	J	
	関連資料		-			
	第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	A	
	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)		(考慮対象なし)	対象外
		関連資料		[保管場所図] 59-7		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		[保管場所図] 59-7			
	第 3 項	第 1 号	可搬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	可搬SAの接続性		より簡単な接続	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		-		
第 5 号		保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料		-		
第 6 号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料		-		
第 7 号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内 (中央制御室換気空調系設備と位置的分散)	A a
	サポート系要因			(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		-			

59-2

単線結線図



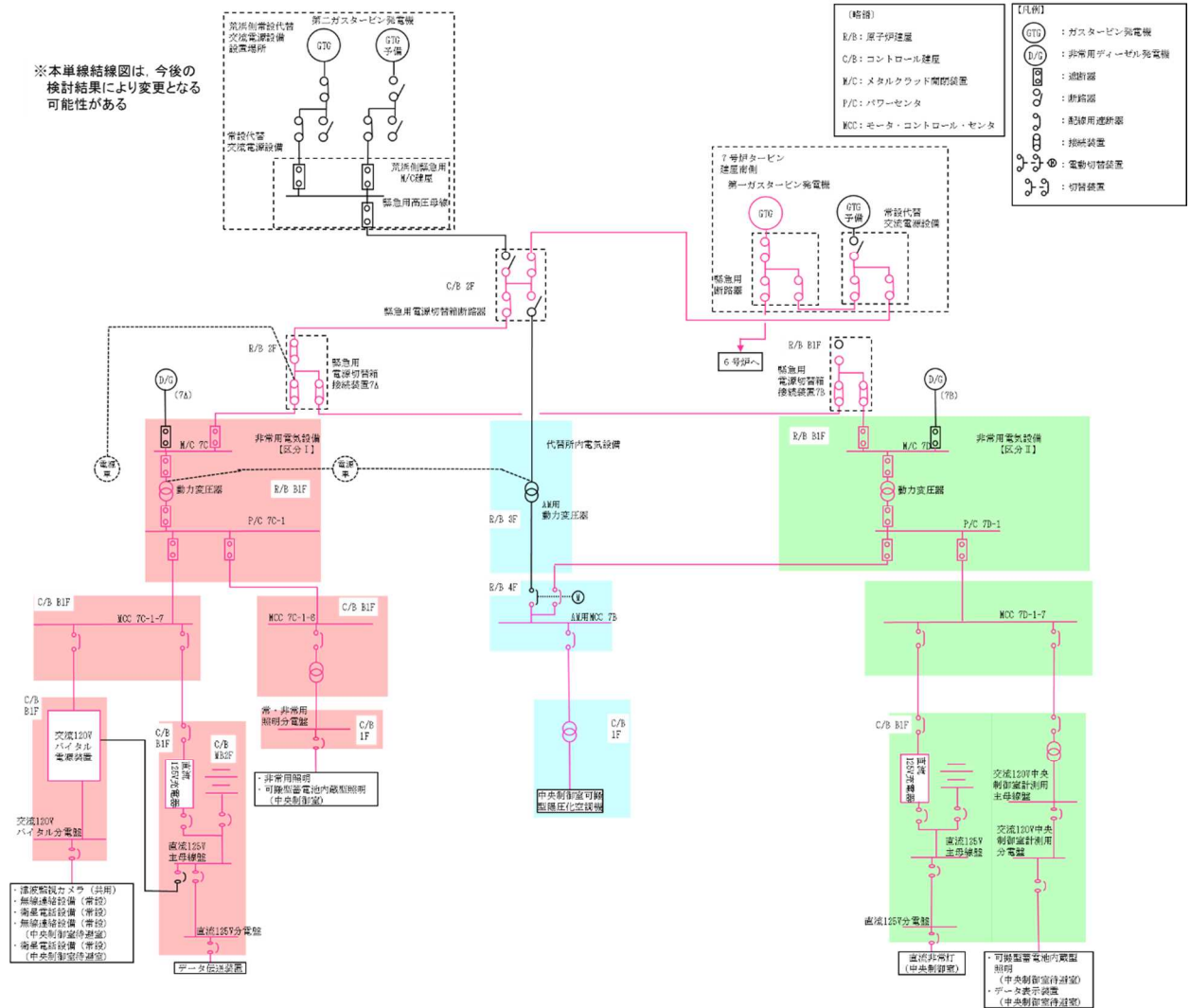


図 59-2-2 7号炉常設代替交流電源設備系統図 (ガスタービン発電機～緊急用 M/C～中央制御室)

59-3

配置図

・写真については、イメージ，例を含む。

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。

59-3-1

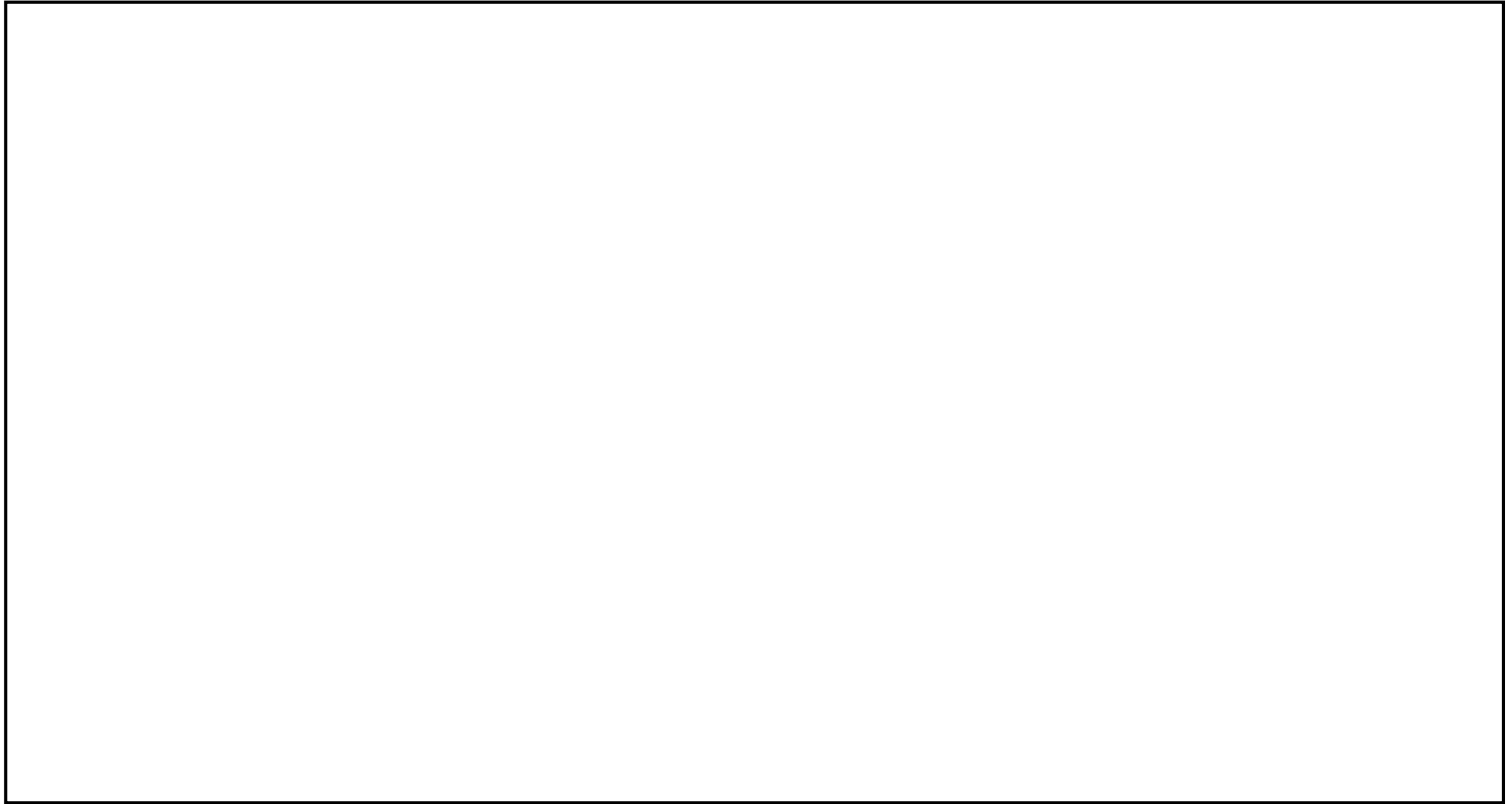


図 59-3-1 中央制御室 可搬型蓄電池内蔵照明 配置図

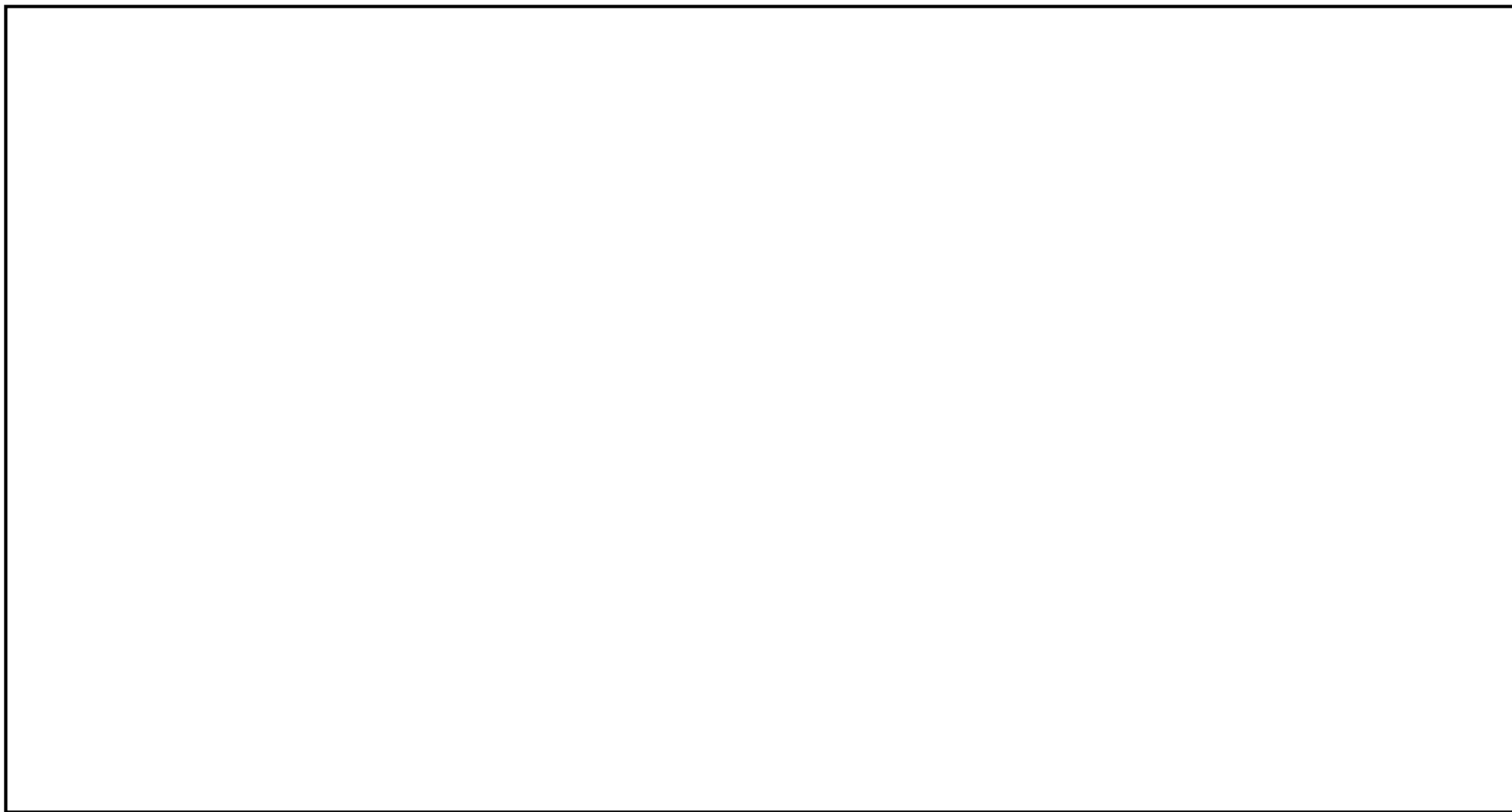


図 59-3-2 中央制御室待避室 可搬型蓄電池内蔵照明 配置図

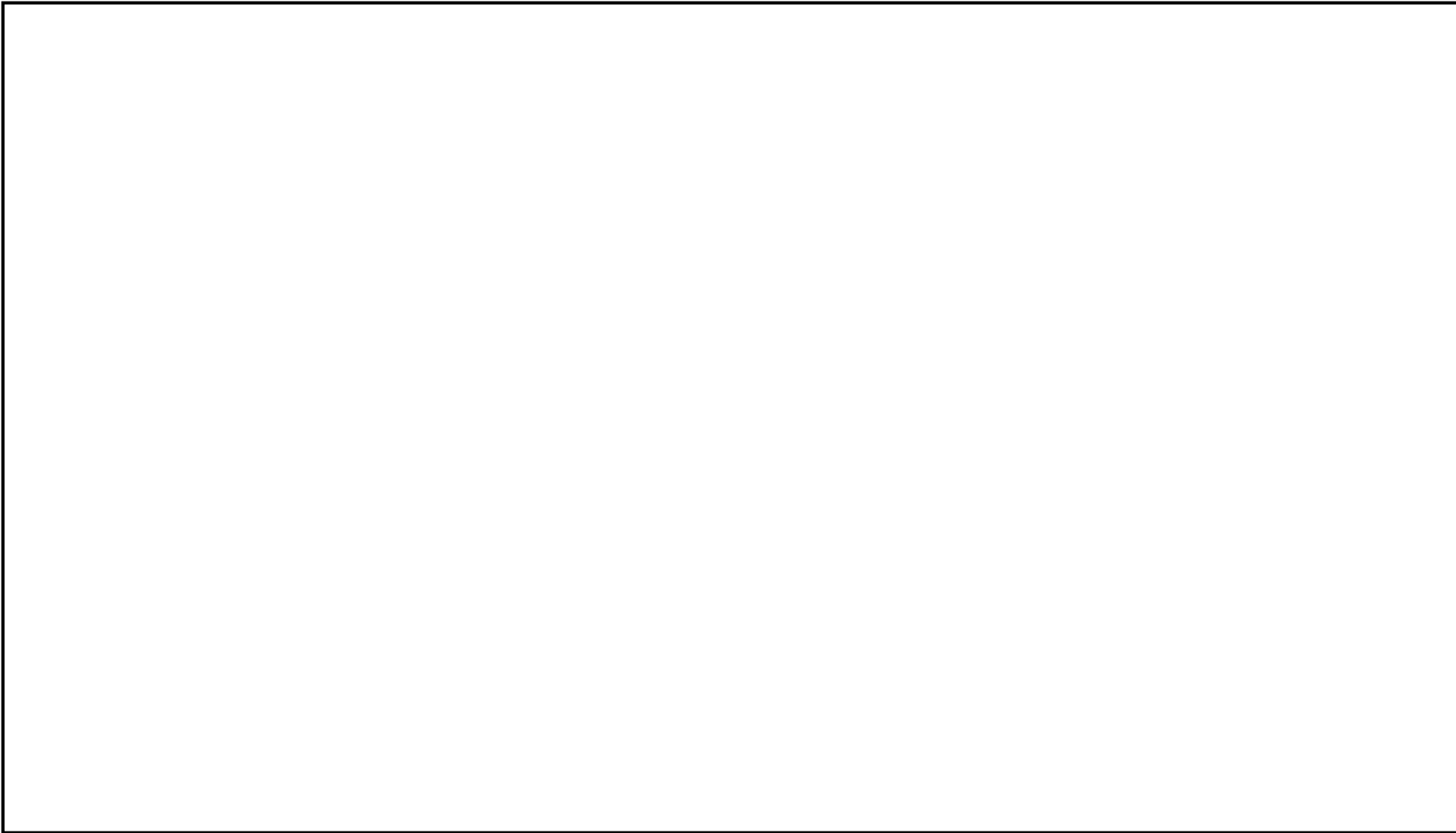


図 59-3-3 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ 配置図
(コントロール建屋地上1階及び2階)

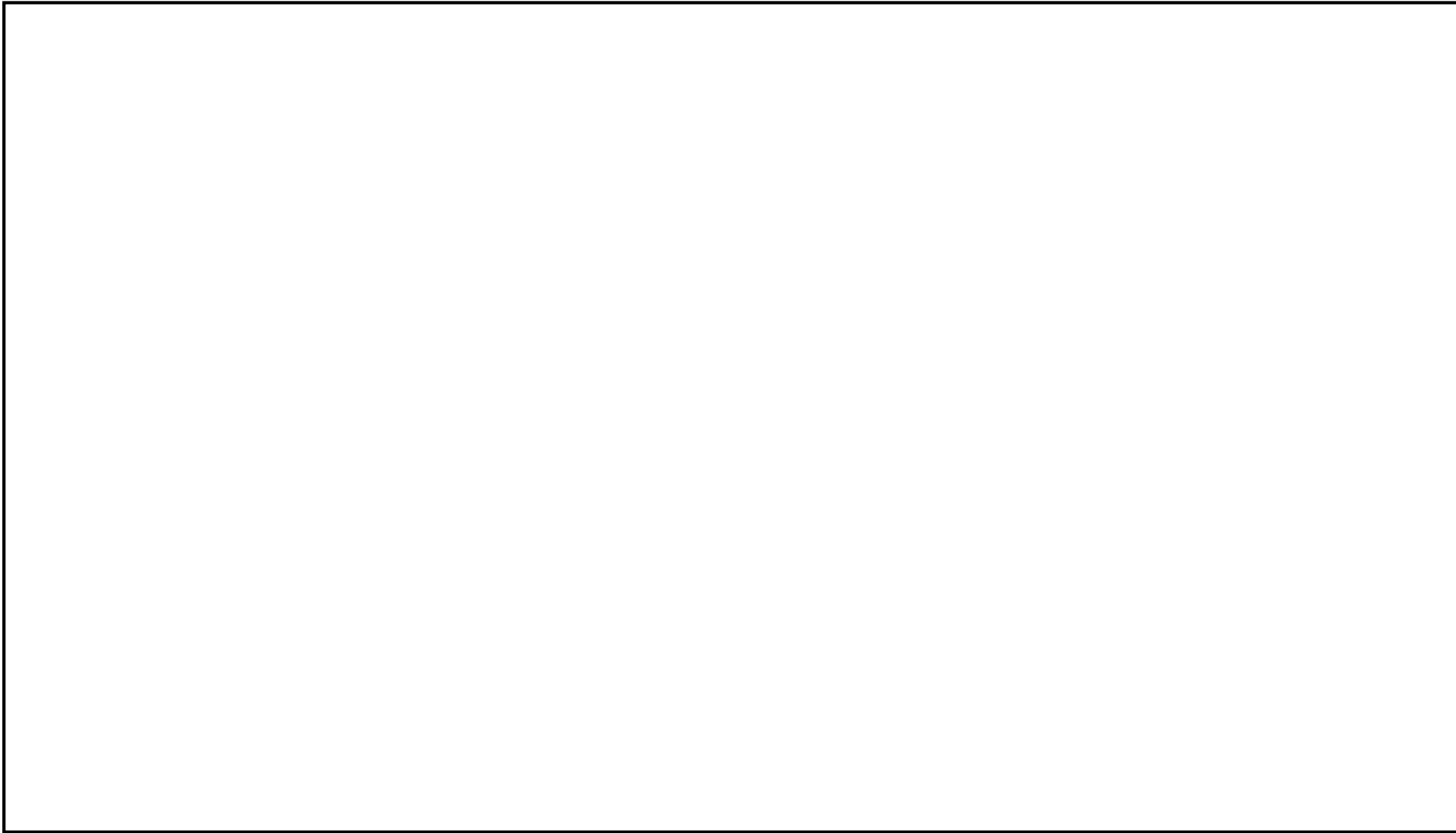


図 59-3-4 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図 (7号炉)
(コントロール建屋地上2階)

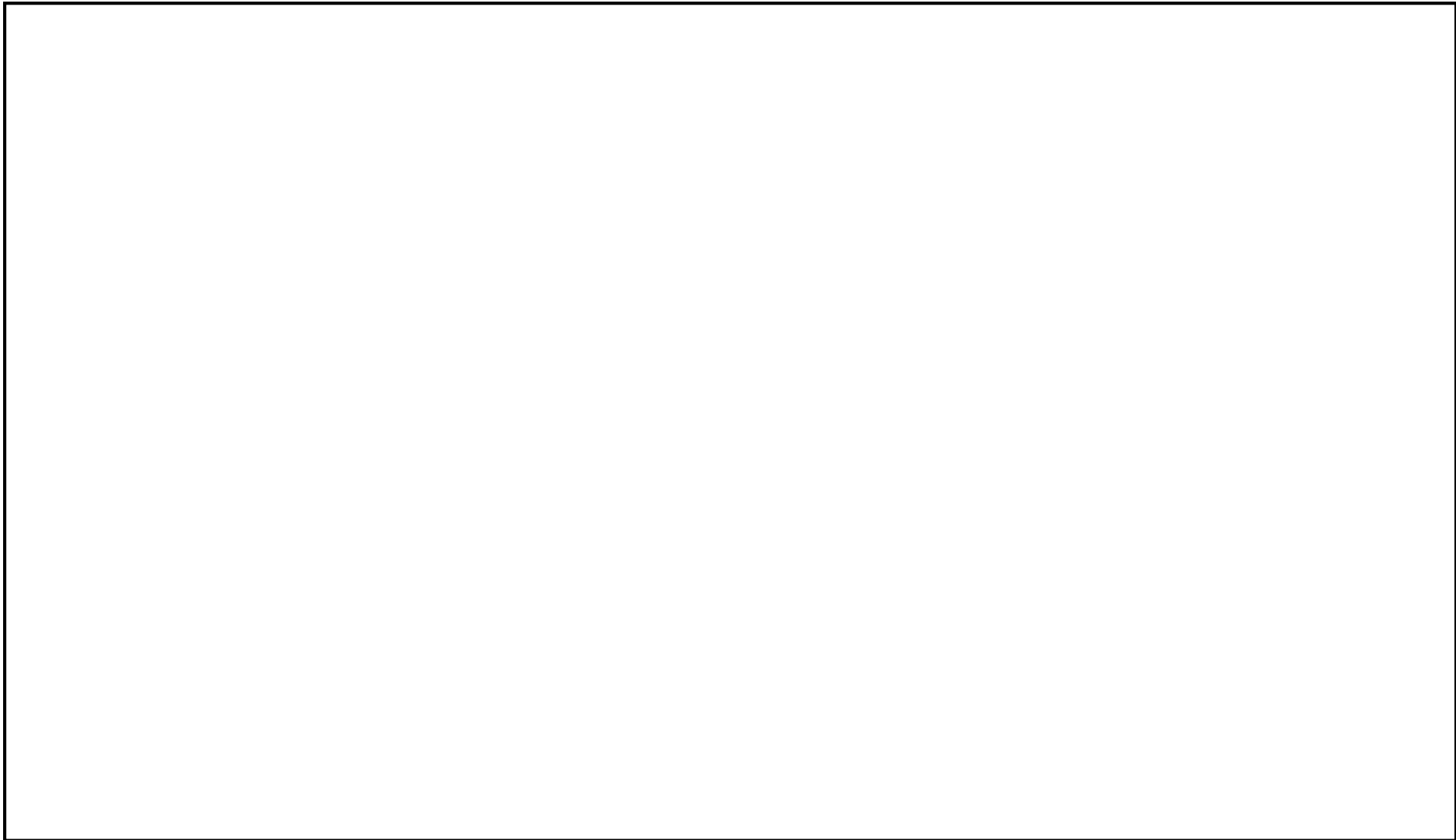


図 59-3-5 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図 (6号炉)
(コントロール建屋地上2階)

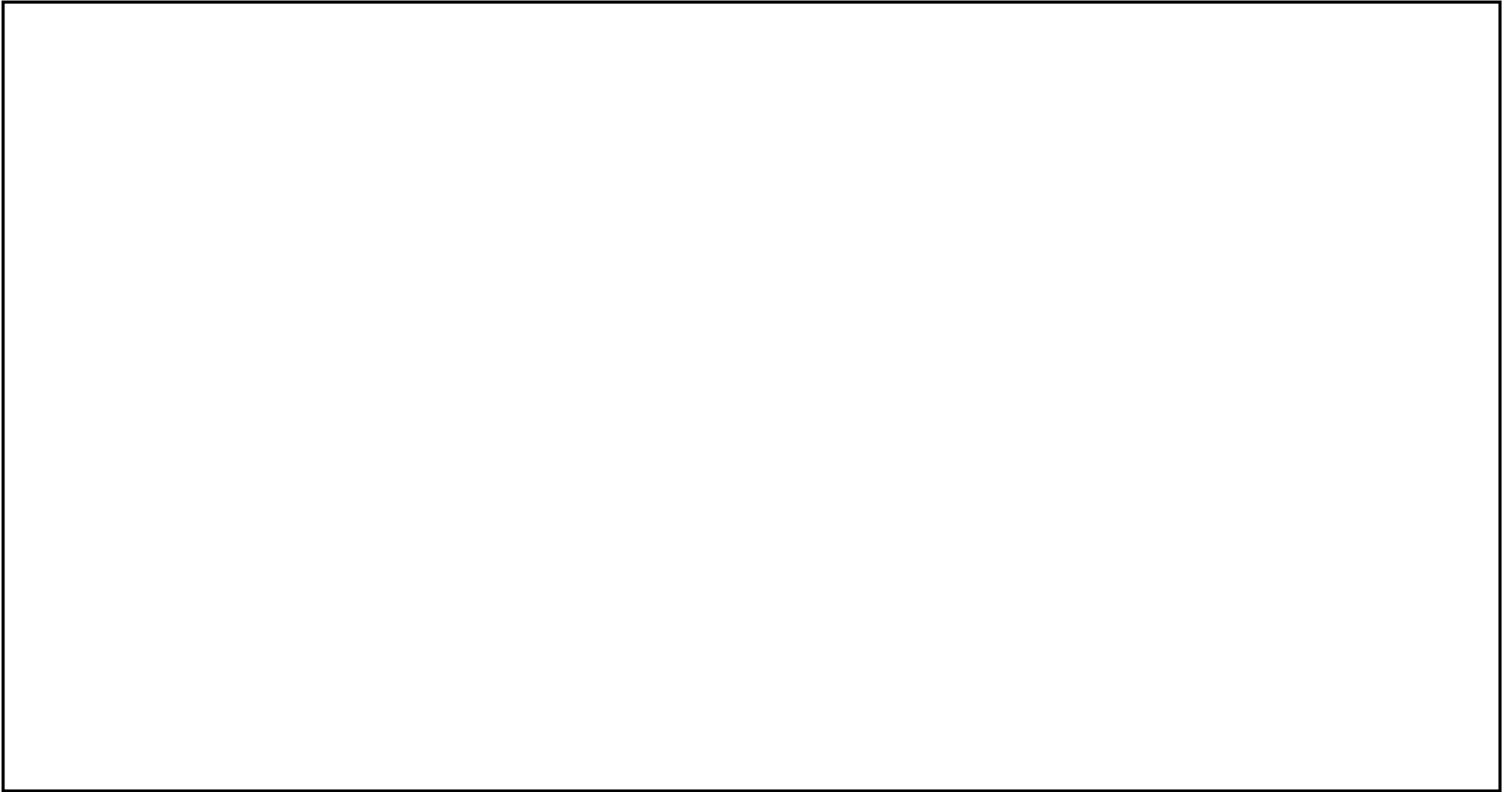


図 59-3-6 中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図
(コントロール建屋地上1階及び2階)

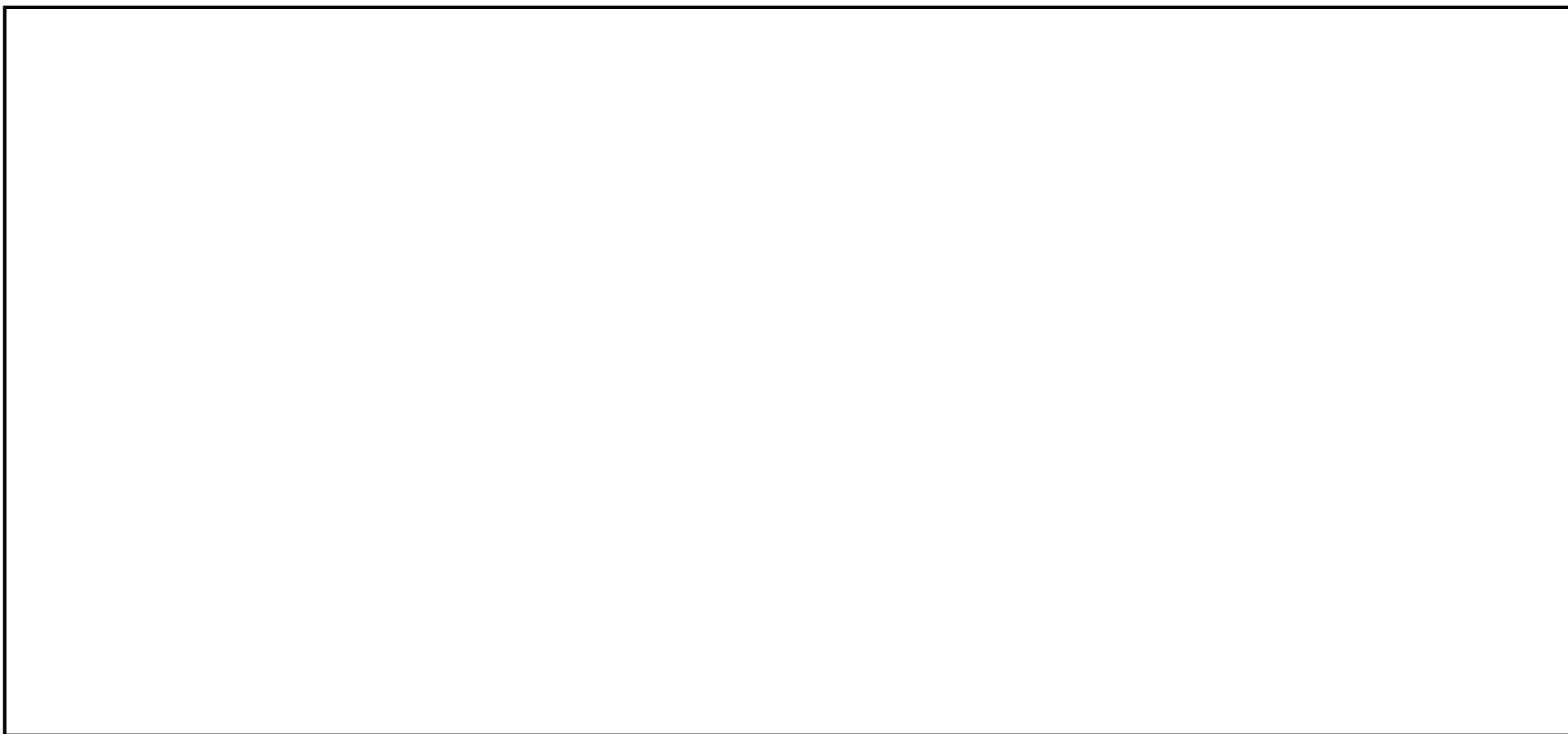


図 59-3-7 中央制御室待避室 空気ポンベ陽圧化装置 配置図
(コントロール建屋地上1階)

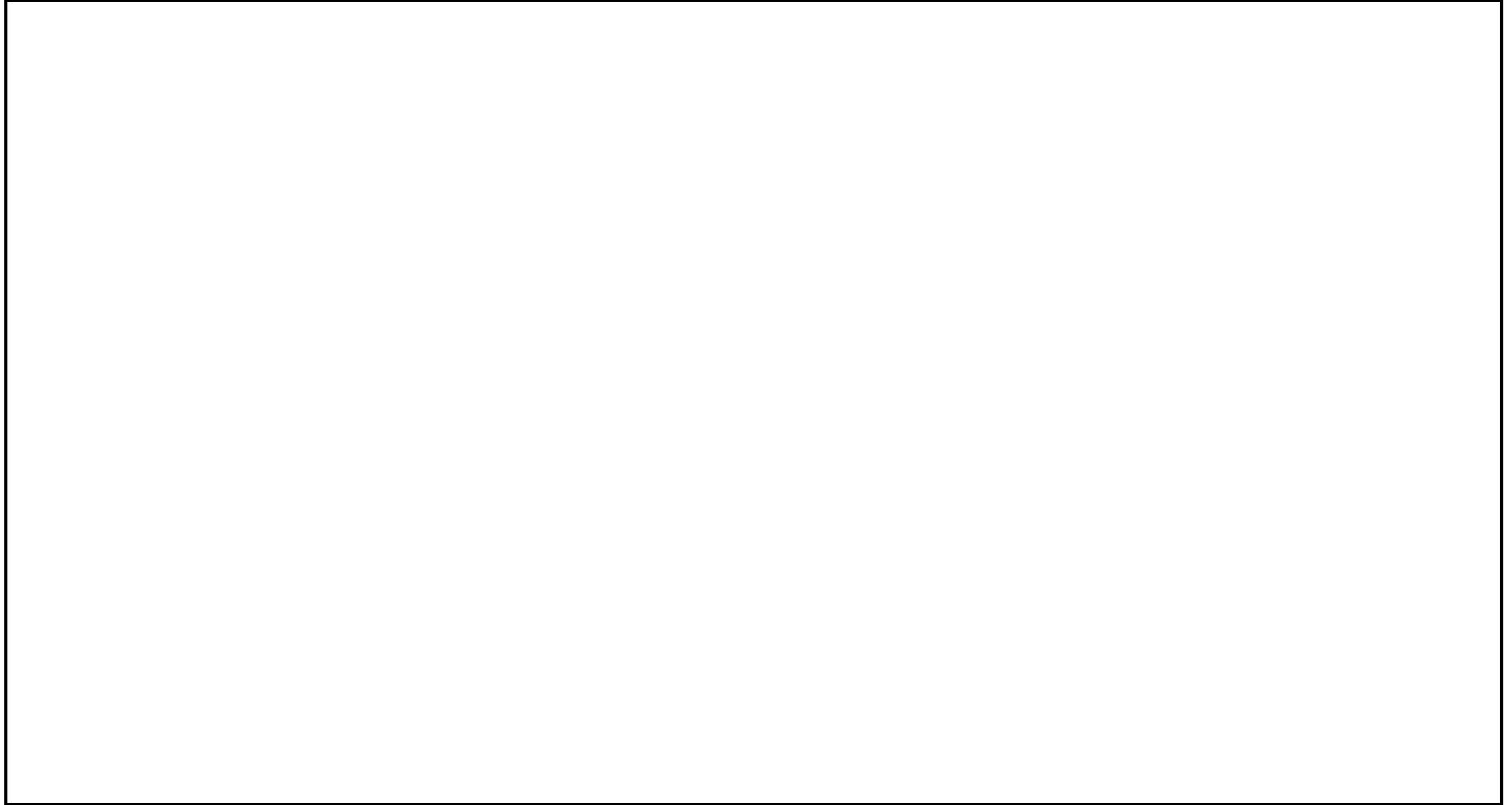


図 59-3-8 中央制御室待避室 空気ポンベ陽圧化装置 配置図
(廃棄物処理建屋地上 1 階)

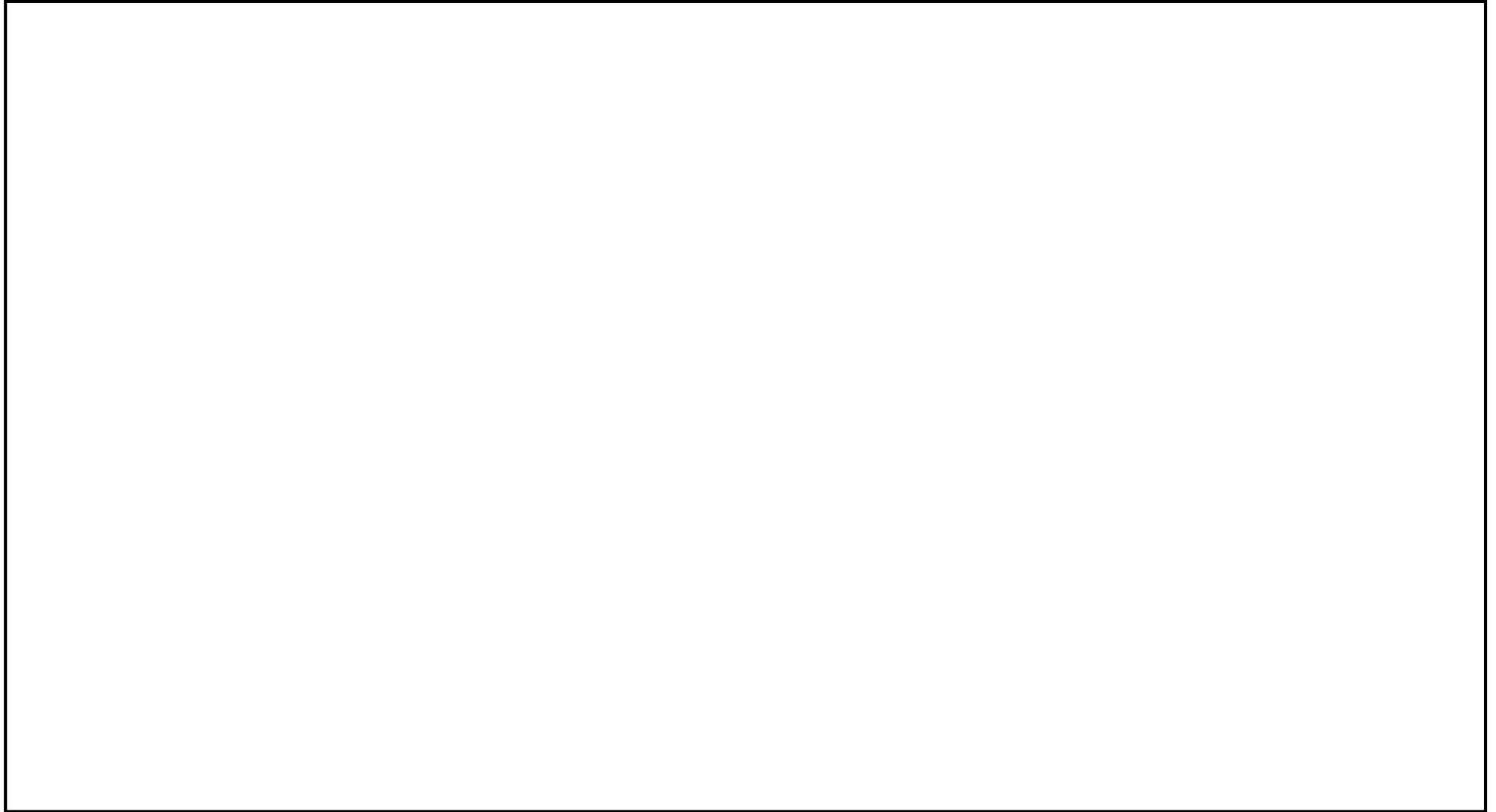


図 59-3-9 中央制御室待避室遮蔽 配置図

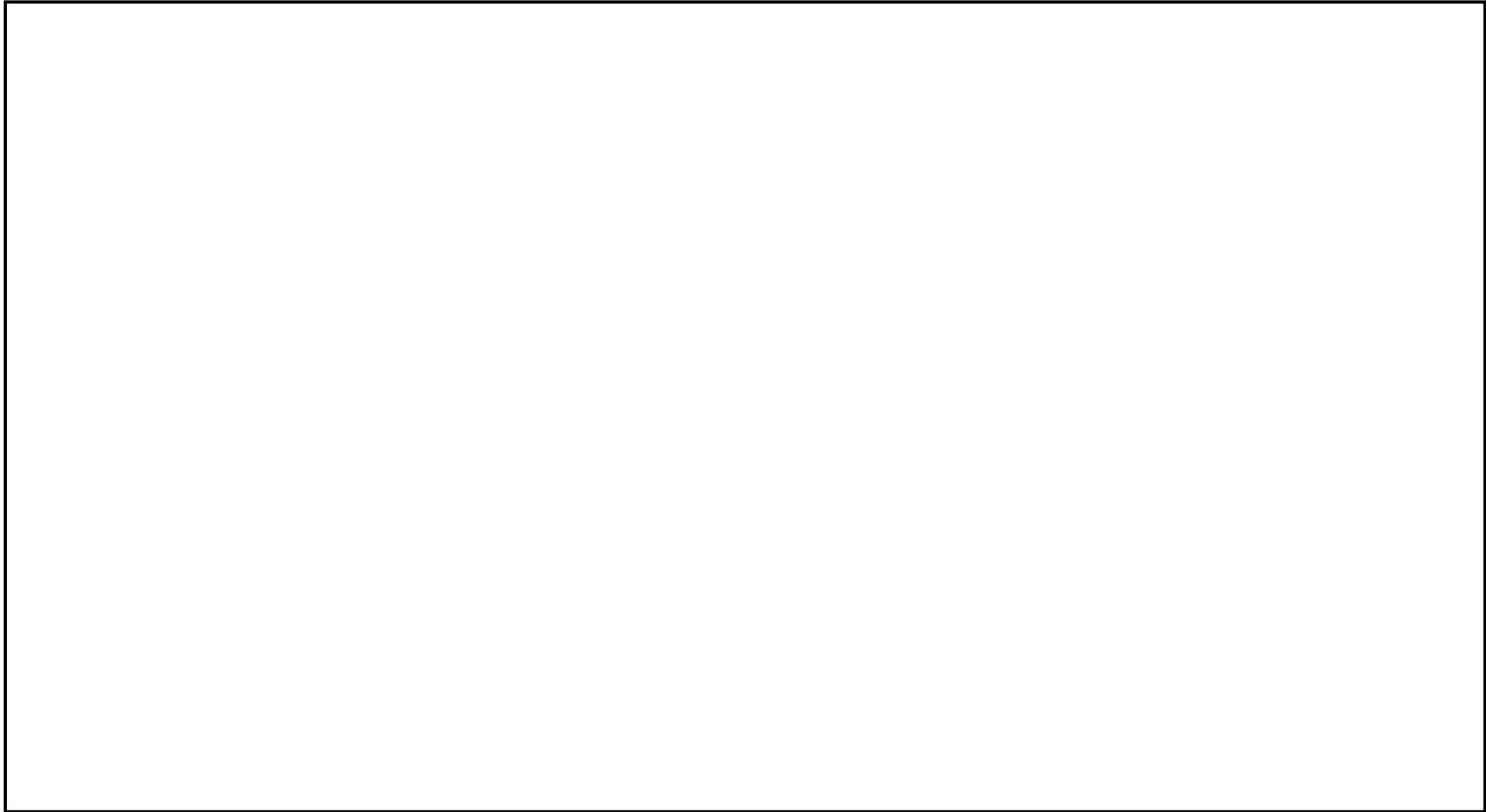


図 59-3-10 無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室） 配置図
（コントロール建屋地上2階）

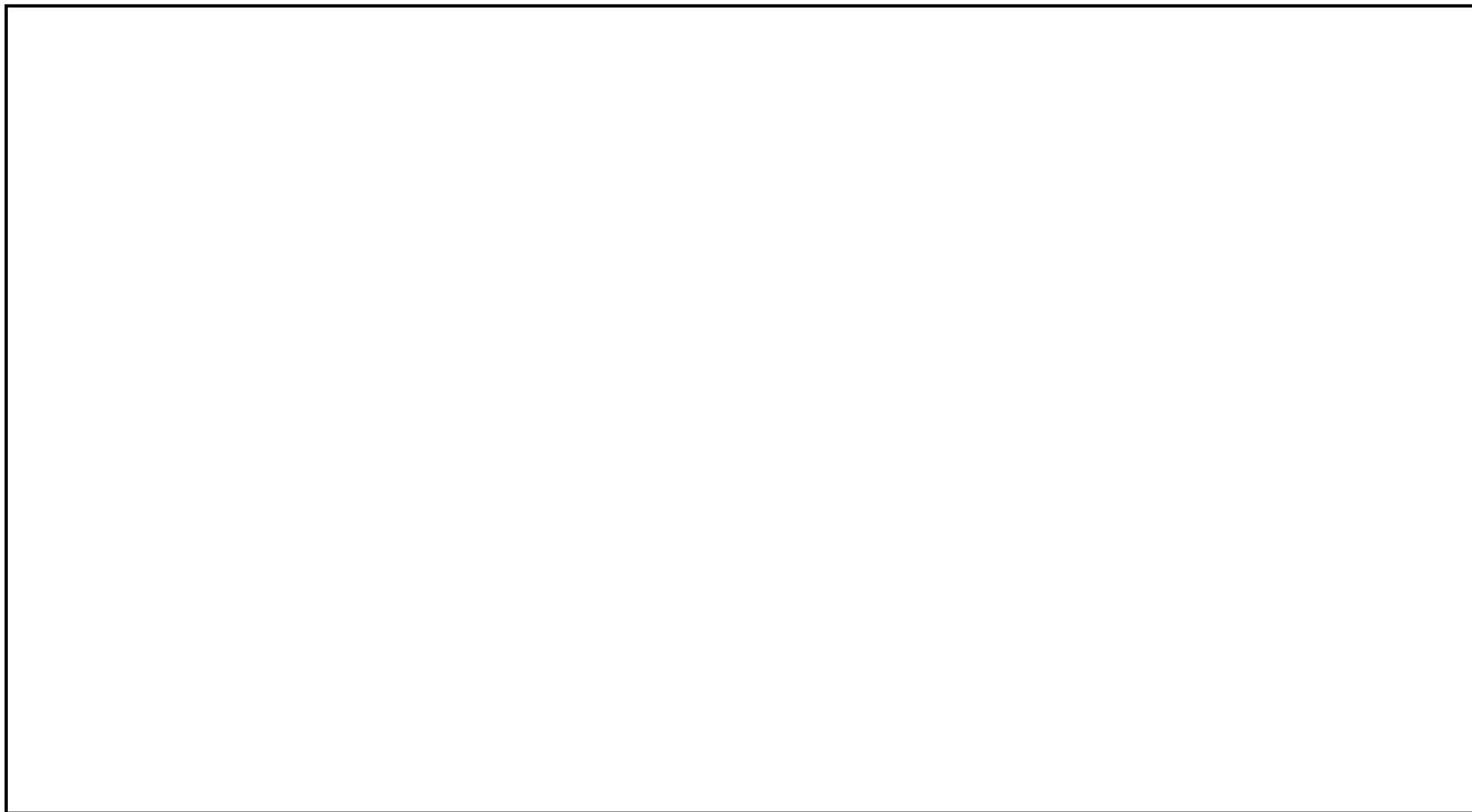


図 59-3-11 送受信器（制御装置） 配置図
（コントロール建屋地下2階）

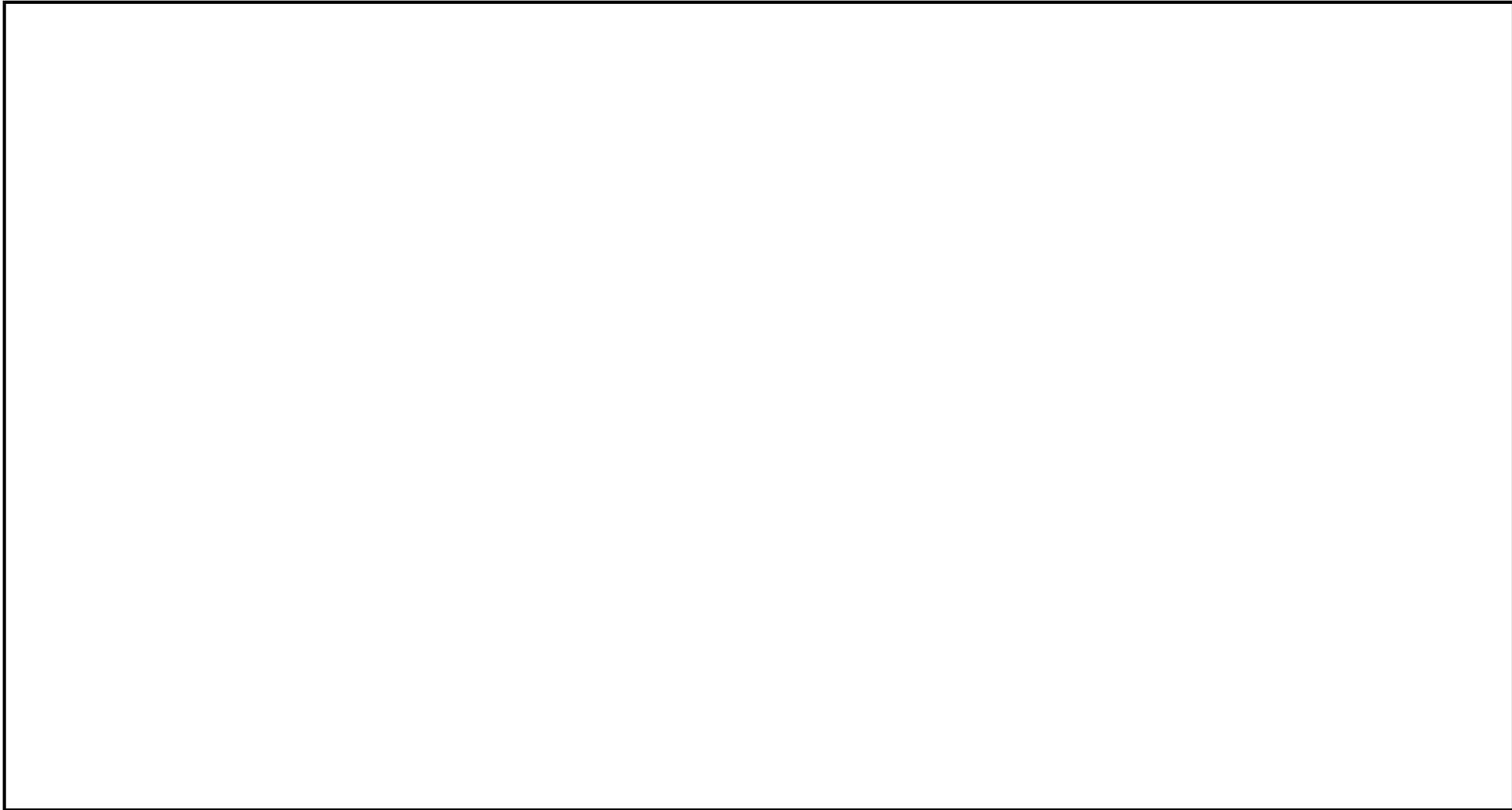


図 59-3-12 電力保安通信用電話設備（交換機） 配置図
(廃棄物処理建屋建屋地下 1 階及び地上 1 階)

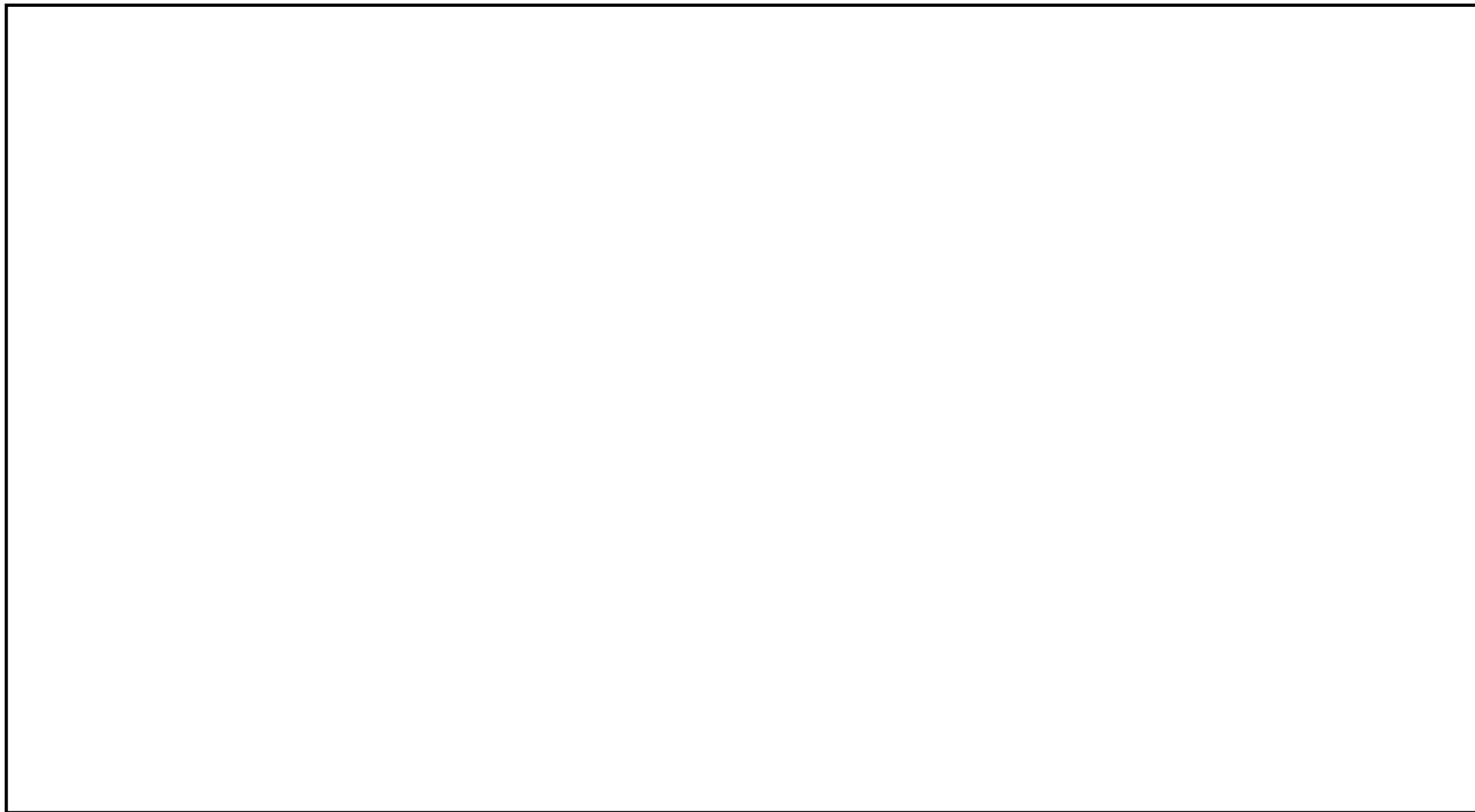


図 59-3-13 データ表示装置（待避室） 配置図
（コントロール建屋地上2階）



図 59-3-14 酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び乾電池内蔵型照明 配置図
(コントロール建屋地上2階)

59-4

系統図

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。

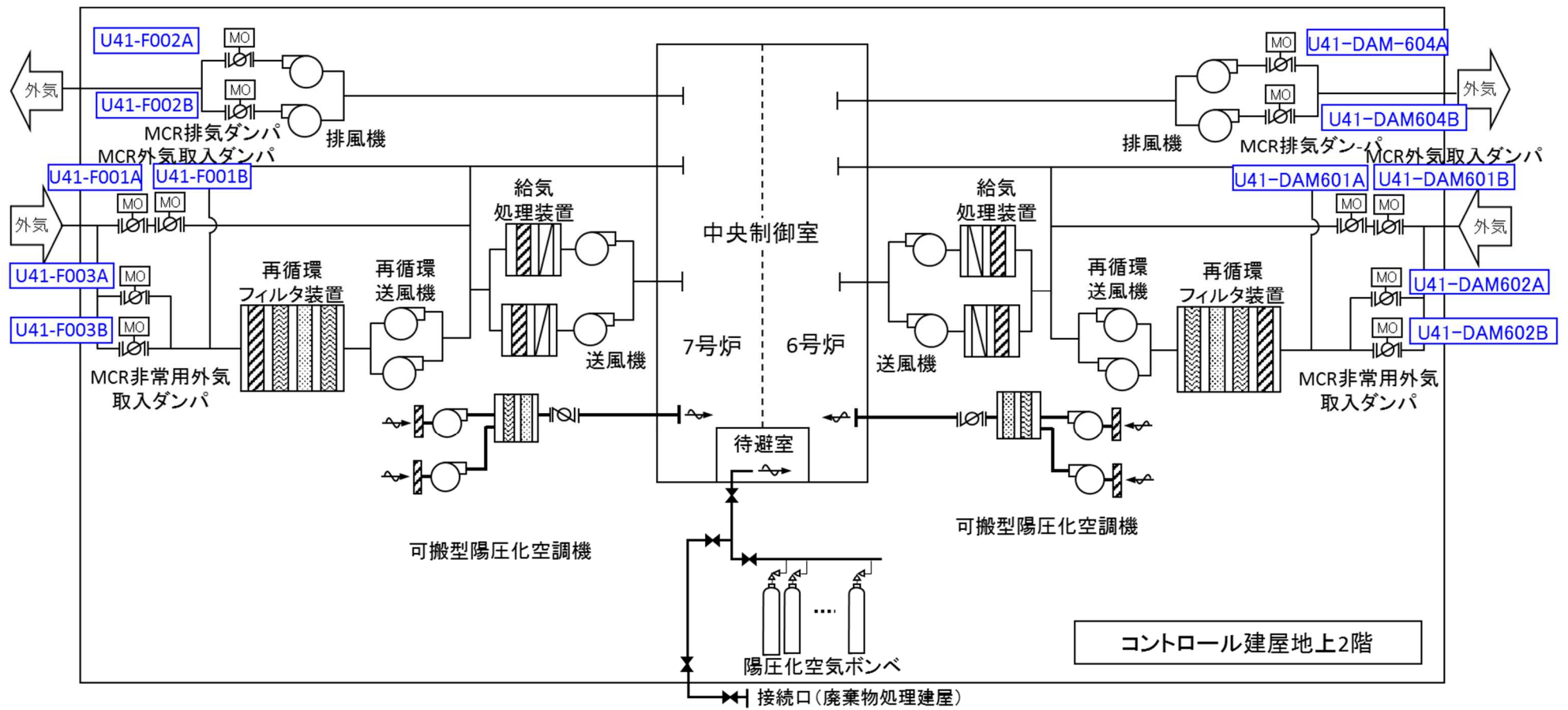


図 59-4-1 中央制御室換気空調系外気取入及び排気隔離ダンパ 系統概要図

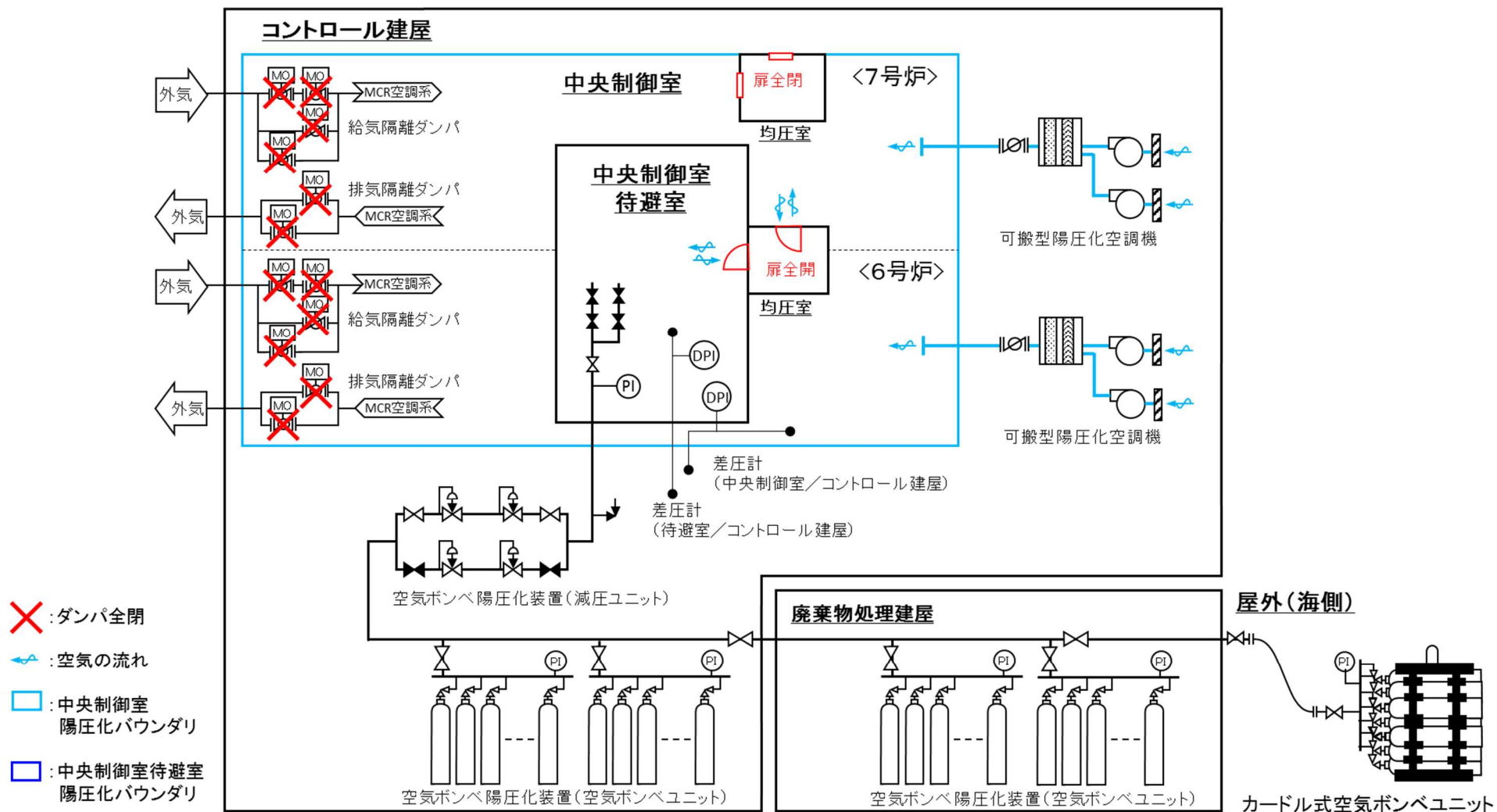


図 59-4-2 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室空気ポンベ陽圧化装置 系統概要図
(中央制御室を陽圧化時)

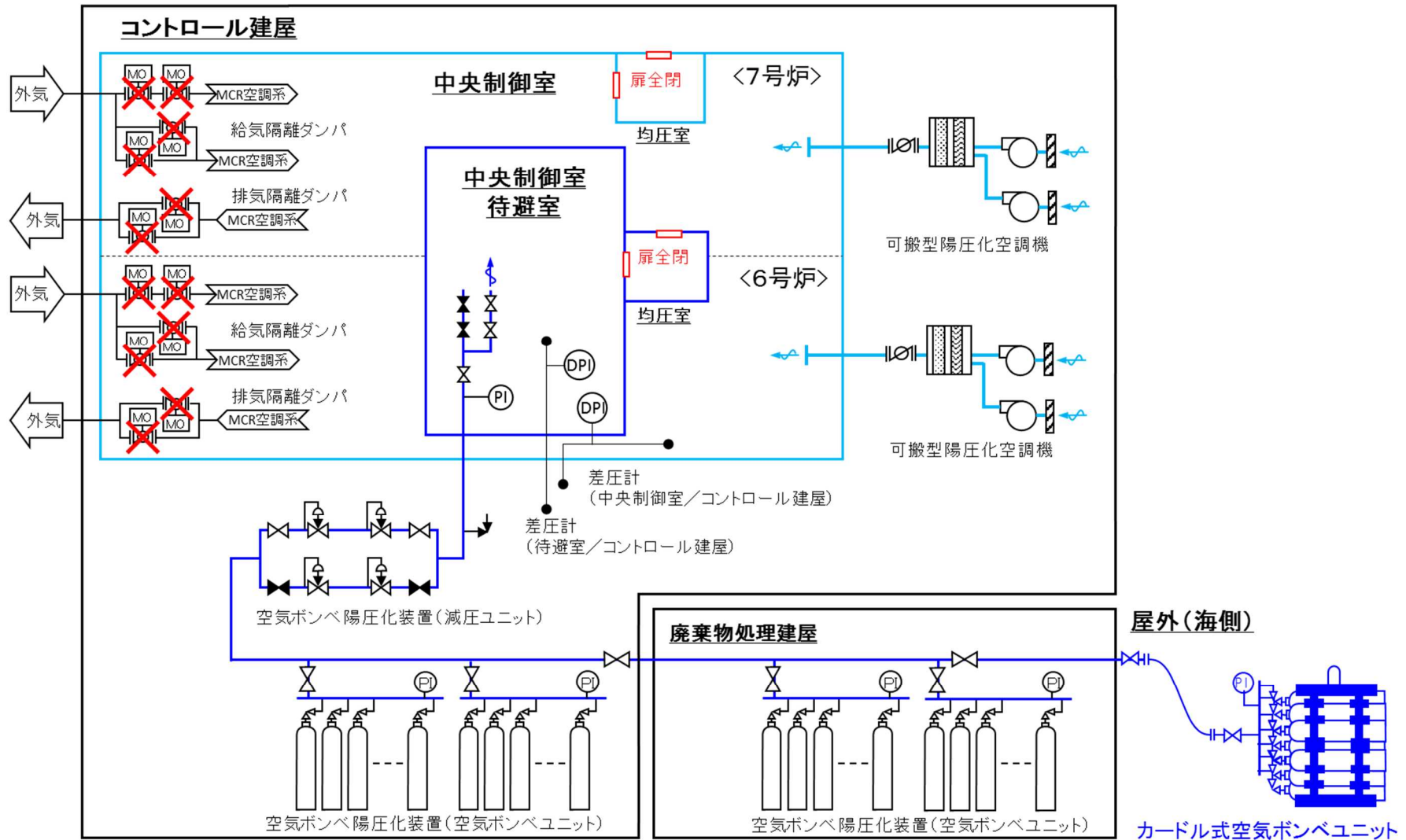


図 59-4-3 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室空気ポンベ陽圧化装置 系統概要図
(中央制御室及び中央制御室待避室を陽圧化時)

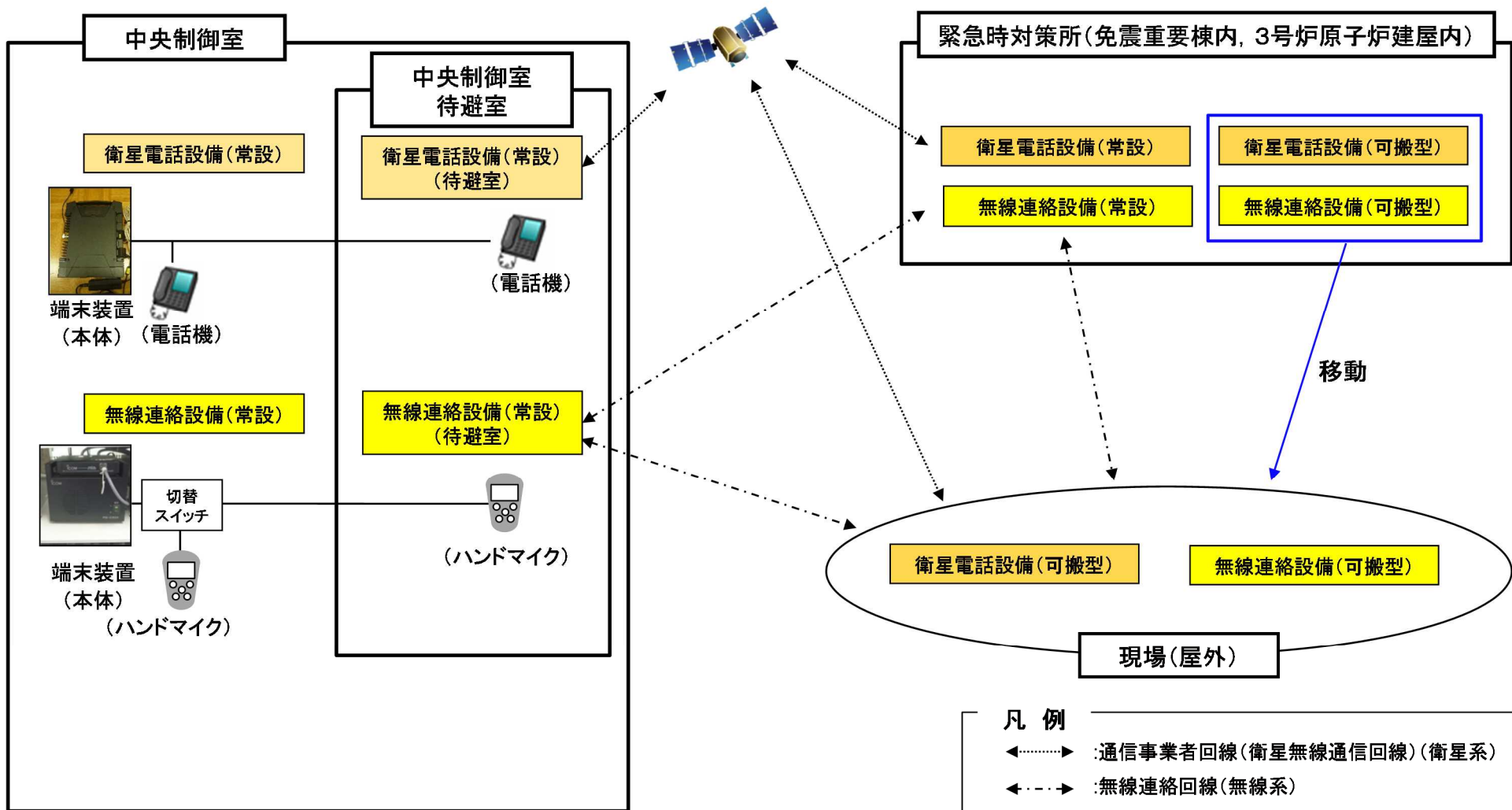


図 59-4-4 無線連絡設備(常設)(待避室)及び衛星電話設備(常設)(待避室)系統概要図

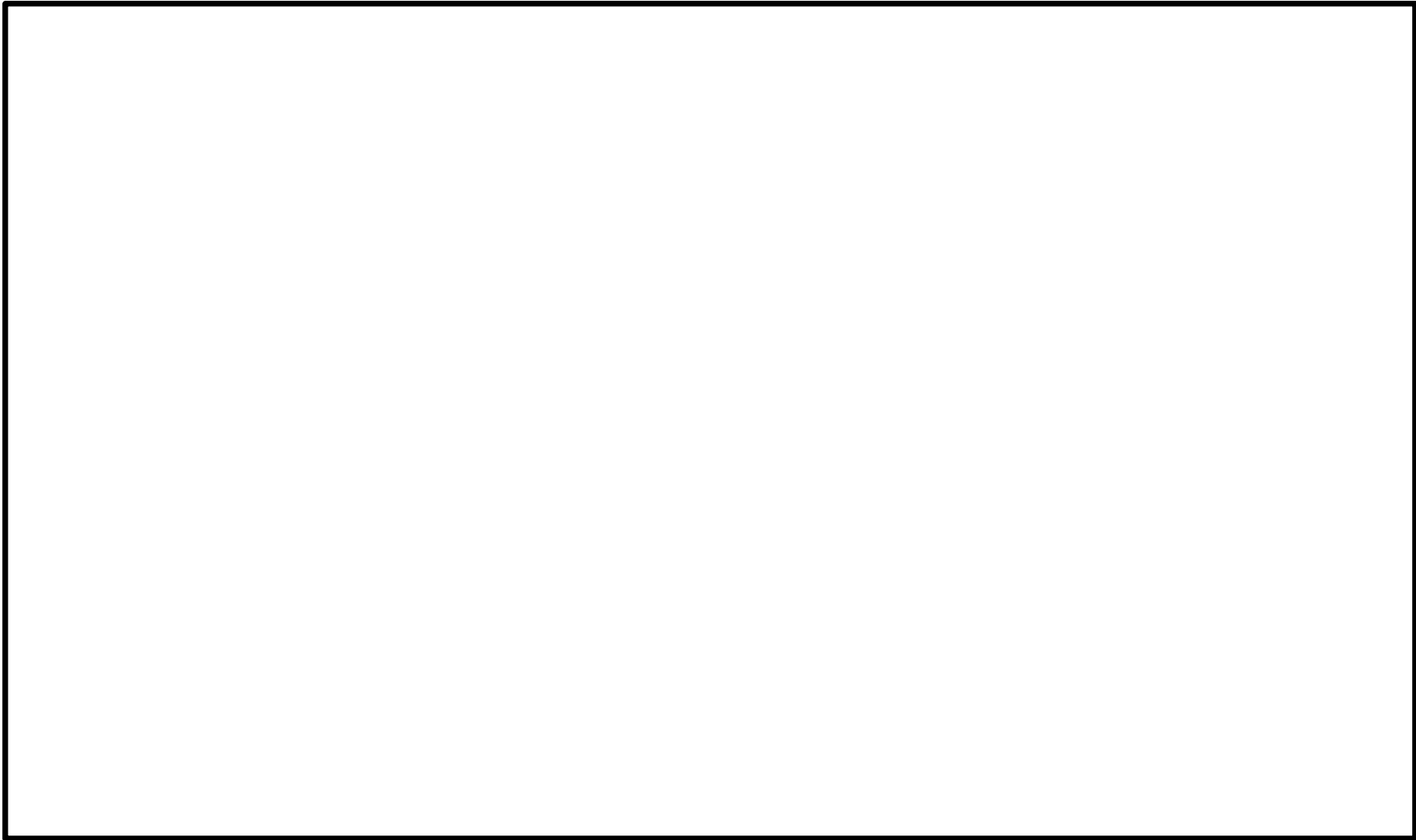


図 59-4-6 操作概要図 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）
（コントロール建屋地上2階）

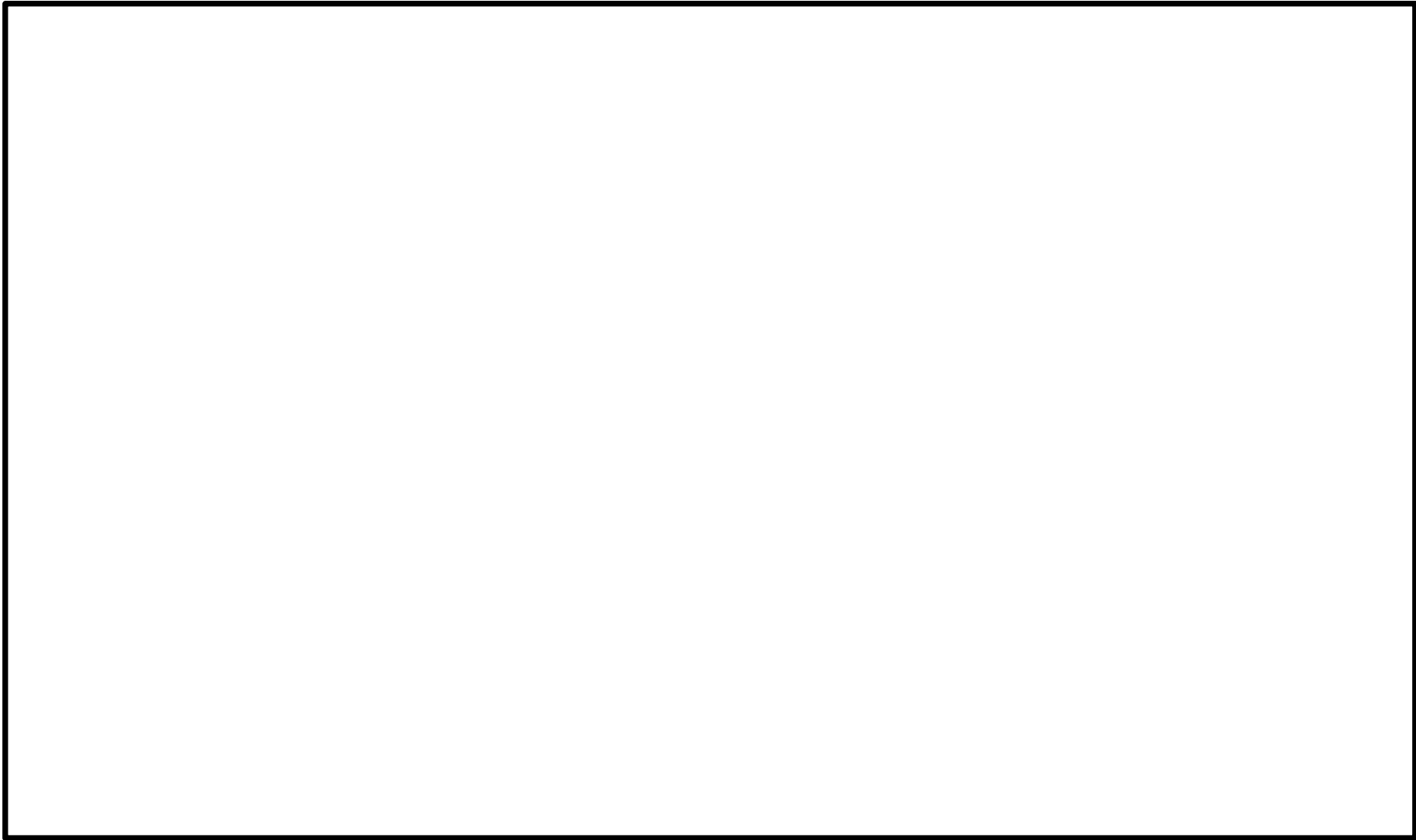


図 59-4-7 切替操作概要図 無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）
（コントロール建屋地上2階）

59-5

試験及び検査

59-5-1

○可搬型蓄電池内蔵照明の試験及び検査について

可搬型蓄電池内蔵照明は、運転中又は停止中においても点灯確認が可能な構造とする。概略構造図を図 59-5-1 に示す。

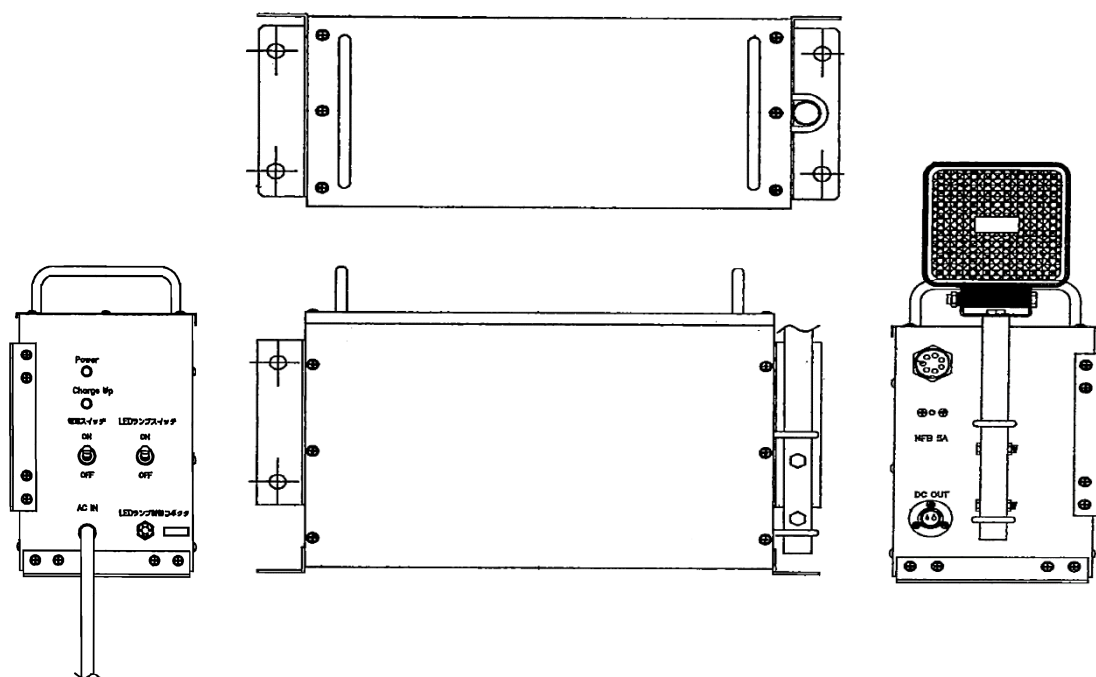


図 59-5-1 可搬型蓄電池内蔵照明の概略構造図

○中央制御室及び中央制御室待避室の気密性に関する試験及び検査について

1. 概要

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

2. 試験内容

(1) 中央制御室の気密性能確認

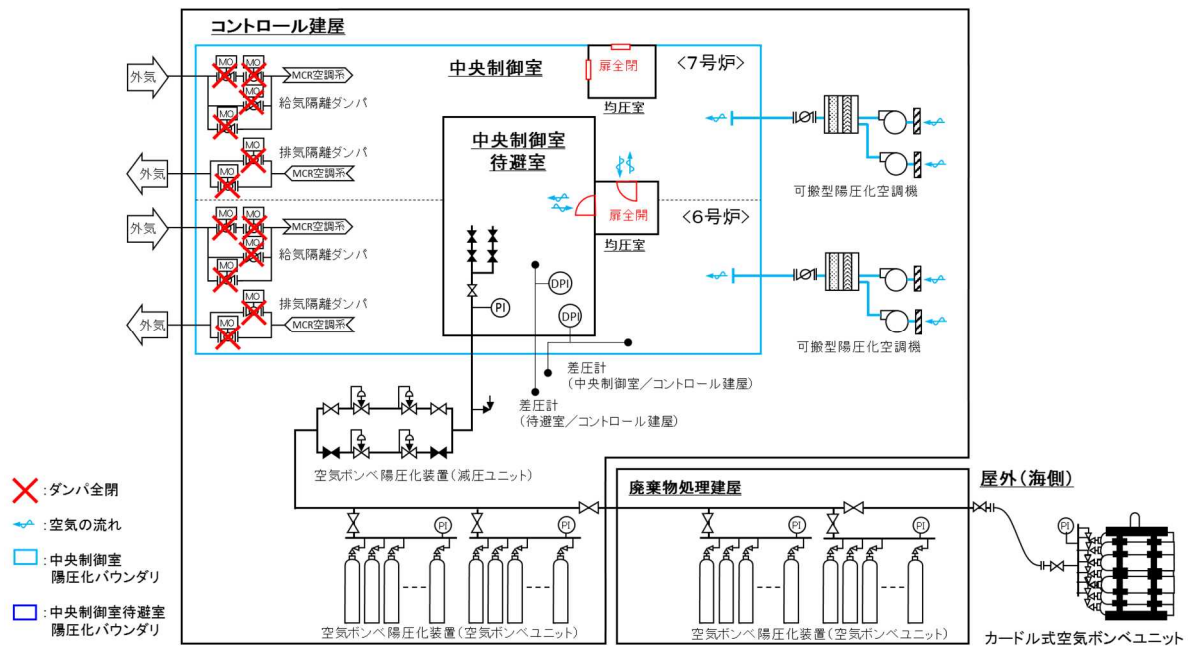
中央制御室の気密性能確認として、中央制御室の陽圧化試験を実施する。中央制御室の陽圧化試験として、中央制御室換気空調系排気及び外気取入隔離ダンパの動作確認、及び中央制御室可搬型陽圧化空調機を用いた中央制御室と隣接区画が陽圧化に必要な差圧が確保可能であることの確認を実施する。(陽圧化に必要な差圧については、(59-6-2)を参照)

中央制御室の陽圧化試験のバウンダリ構成図を 59-5-2 図に示す。

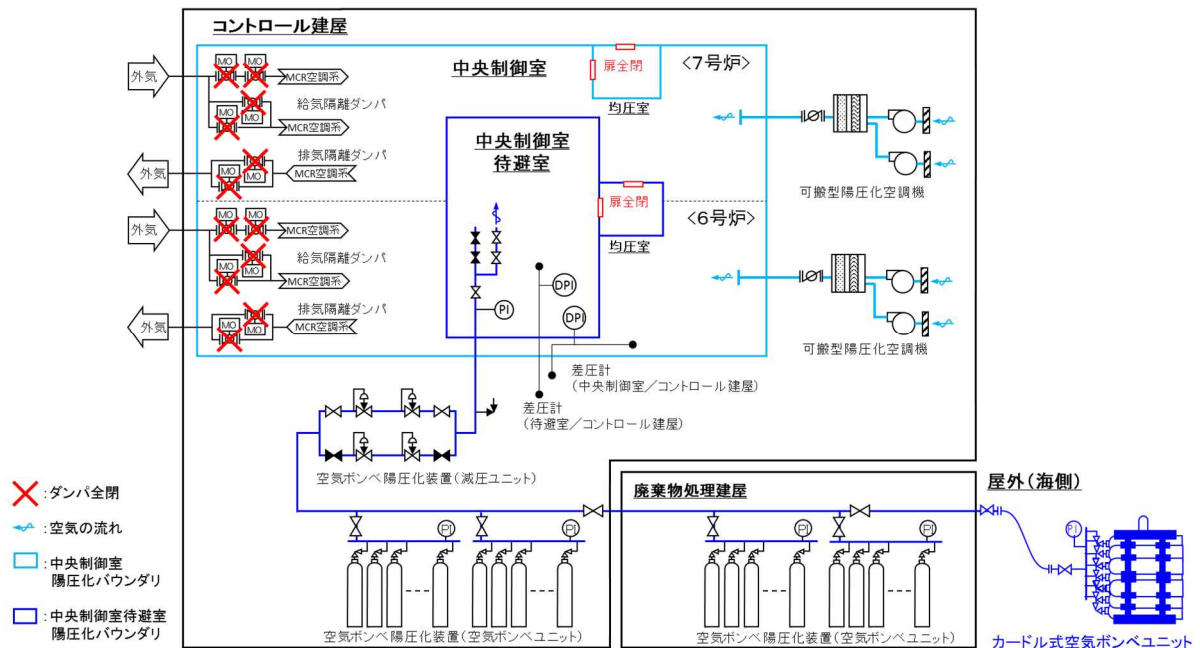
(2) 中央制御室待避室の気密性能確認

中央制御室待避室の気密性能確認として、中央制御室待避室の陽圧化試験を実施する。中央制御室待避室の陽圧化試験として、中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置を用いた中央制御室待避室と隣接区画が陽圧化に必要な差圧が確保可能であることの確認を実施する。(陽圧化に必要な差圧については、(59-6-2)を参照)

中央制御室待避室の陽圧化試験のバウンダリ構成図を 59-5-3 図に示す。



59-5-2 図 中央制御室の陽圧化試験におけるバウンダリ構成図



59-5-3 図 中央制御室待避室の陽圧化試験におけるバウンダリ構成図

○無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室）の試験及び検査について

無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室）における試験及び検査は表 59-5-1 の通りである。

無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室）の概要を図 59-5-4 に示す。

表 59-5-1 無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室）の試験・検査

対応設備	試験・検査項目
無線連絡設備（常設）（待避室）	通話通信の確認，外観の確認
衛星電話設備（常設）（待避室）	通話通信の確認，外観の確認

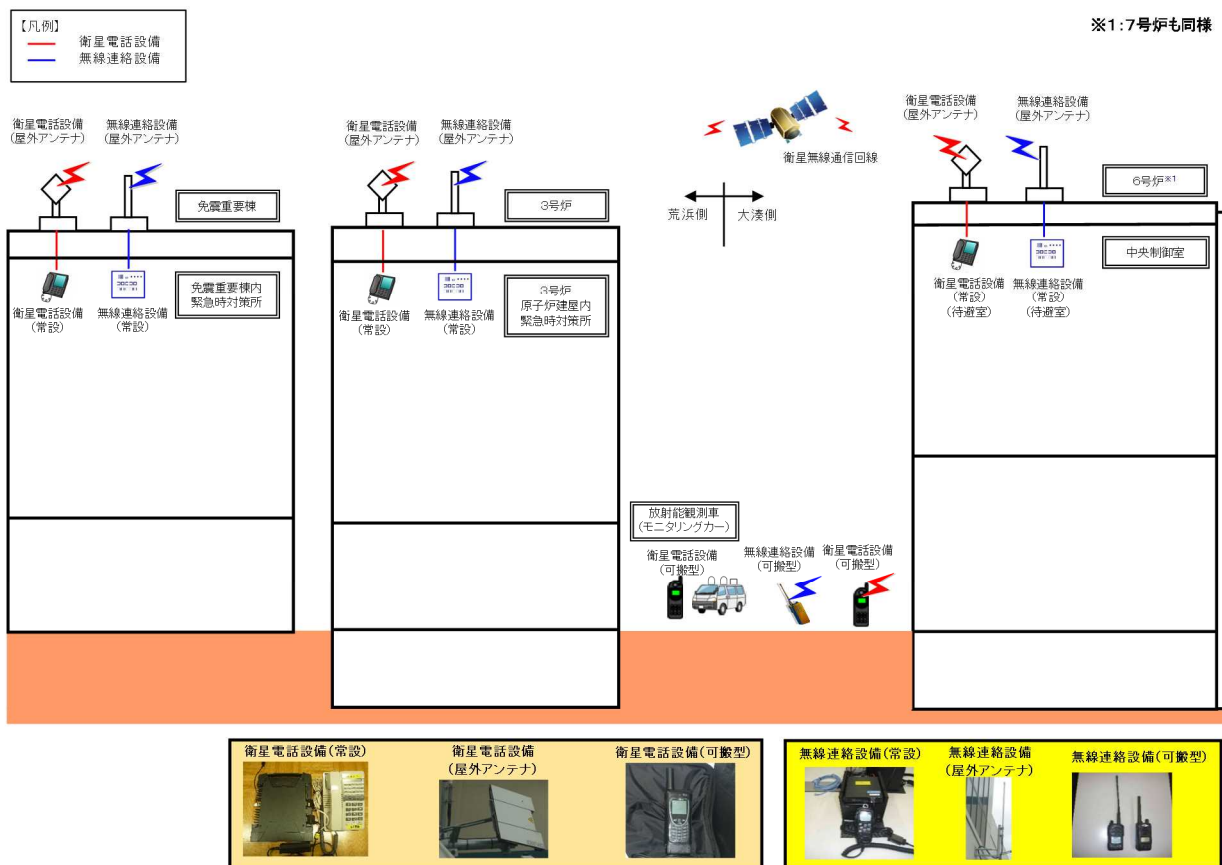
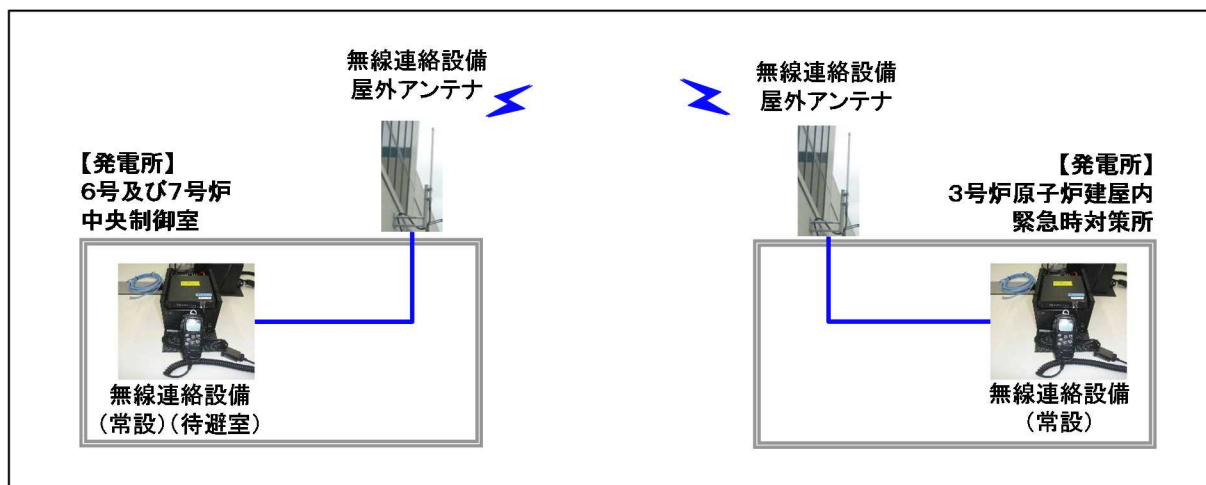


図 59-5-4 無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室）の概要

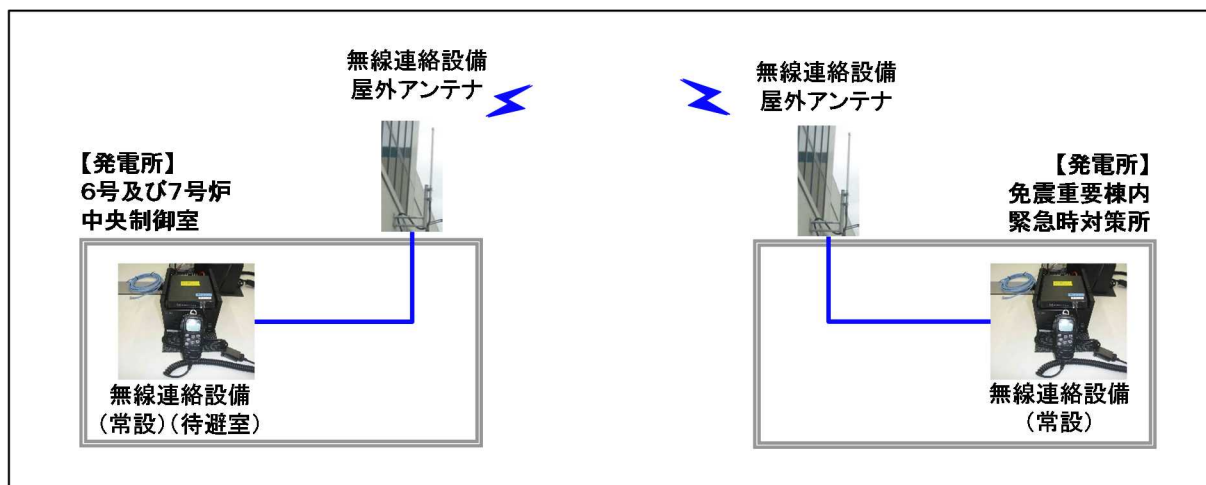
【試験構成】



※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 59-5-5 無線連絡設備（常設）（待避室） 試験・検査構成

【試験構成】

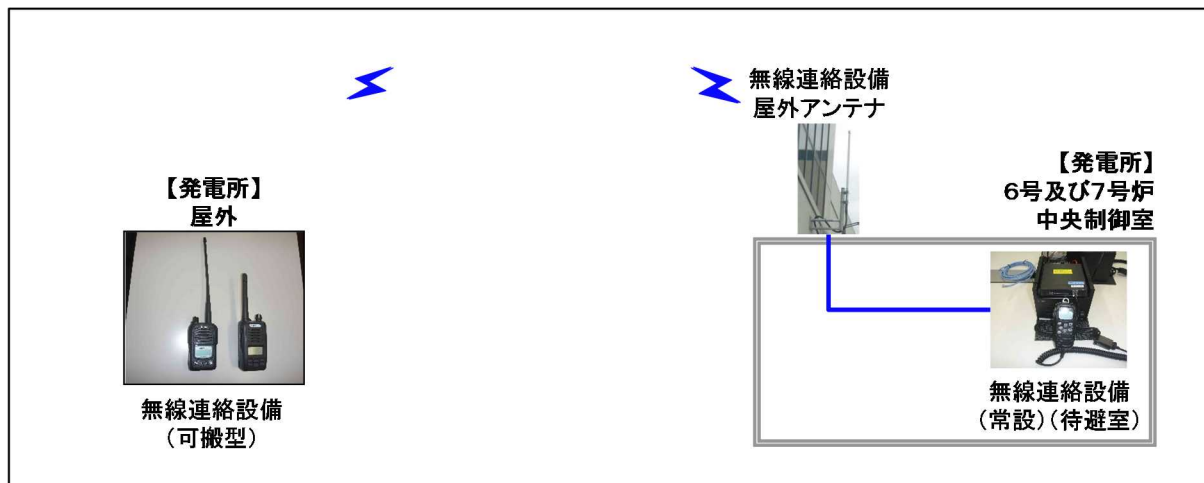


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 59-5-6 無線連絡設備（常設）（待避室） 試験・検査構成

無線連絡設備（可搬型／常設（待避室）） 試験・検査内容

【試験構成】

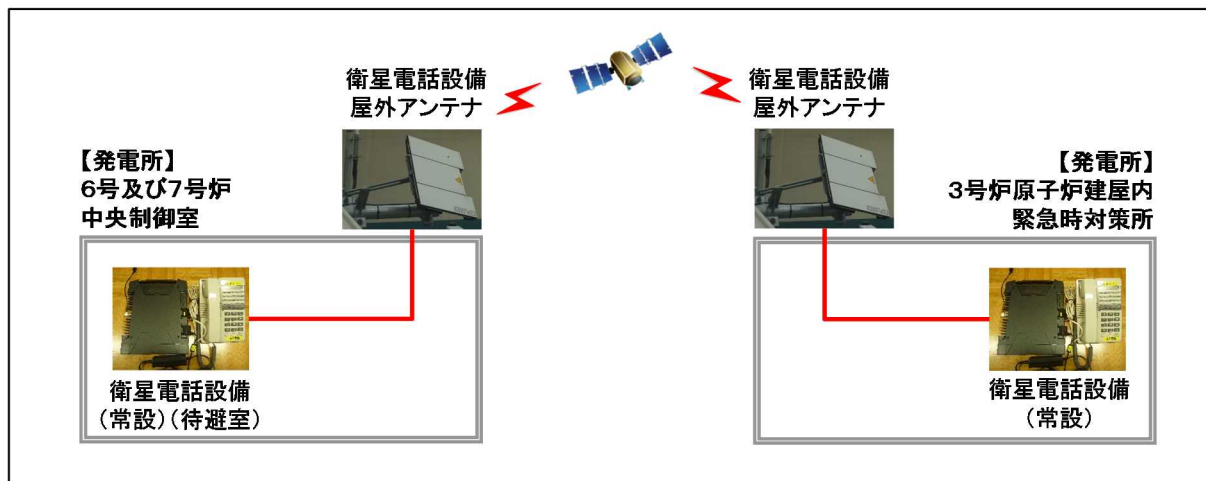


※ 試験区間：現場（可搬型） ～ 6号及び7号炉中央制御室（常設）

図 59-5-7 無線連絡設備（可搬型／常設（待避室）） 試験・検査構成

衛星電話設備（常設）（待避室） 試験・検査内容

【試験構成】

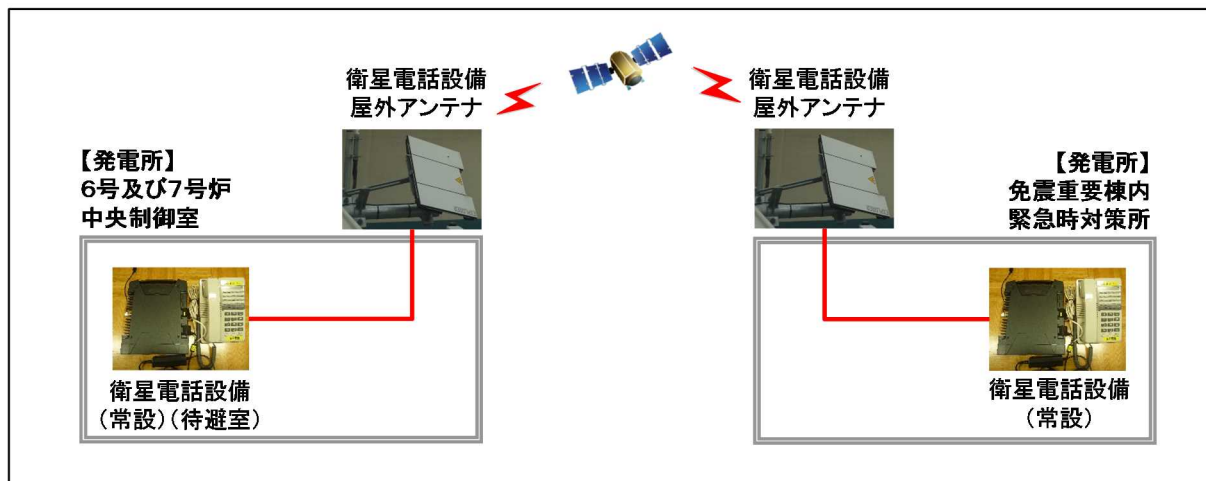


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 59-5-8 衛星電話設備（常設）（待避室） 試験・検査構成

衛星電話設備（常設）（待避室） 試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 59-5-9 衛星電話設備（常設）（待避室） 試験・検査構成

○データ表示装置（待避室）の試験及び検査について

データ表示装置（待避室）における試験及び検査は表 59-5-2 の通りである。

データ表示装置（待避室）の概要を図 59-5-10 に示す。

表 59-5-2 データ表示装置（待避室）の試験・検査

対応設備	試験・検査項目
データ表示装置（待避室）	機能の確認，外観の確認

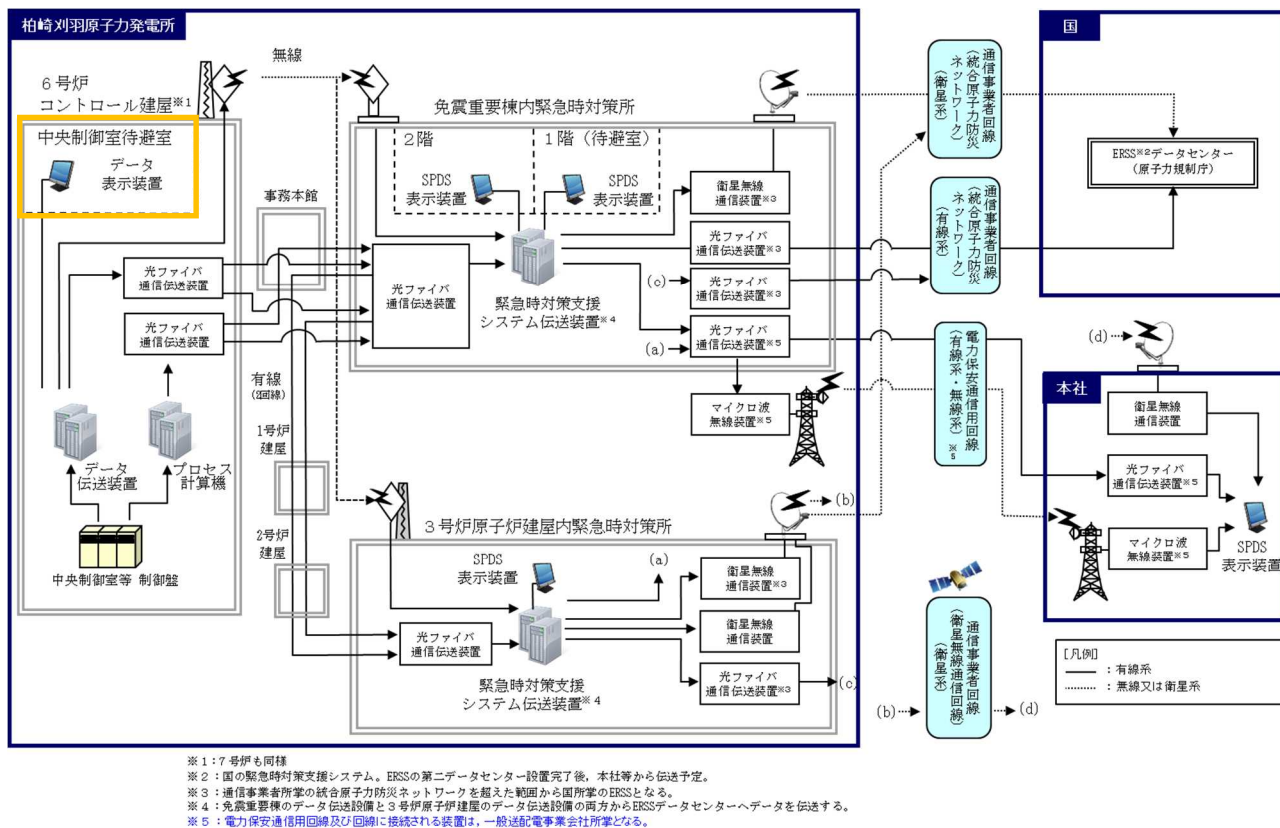
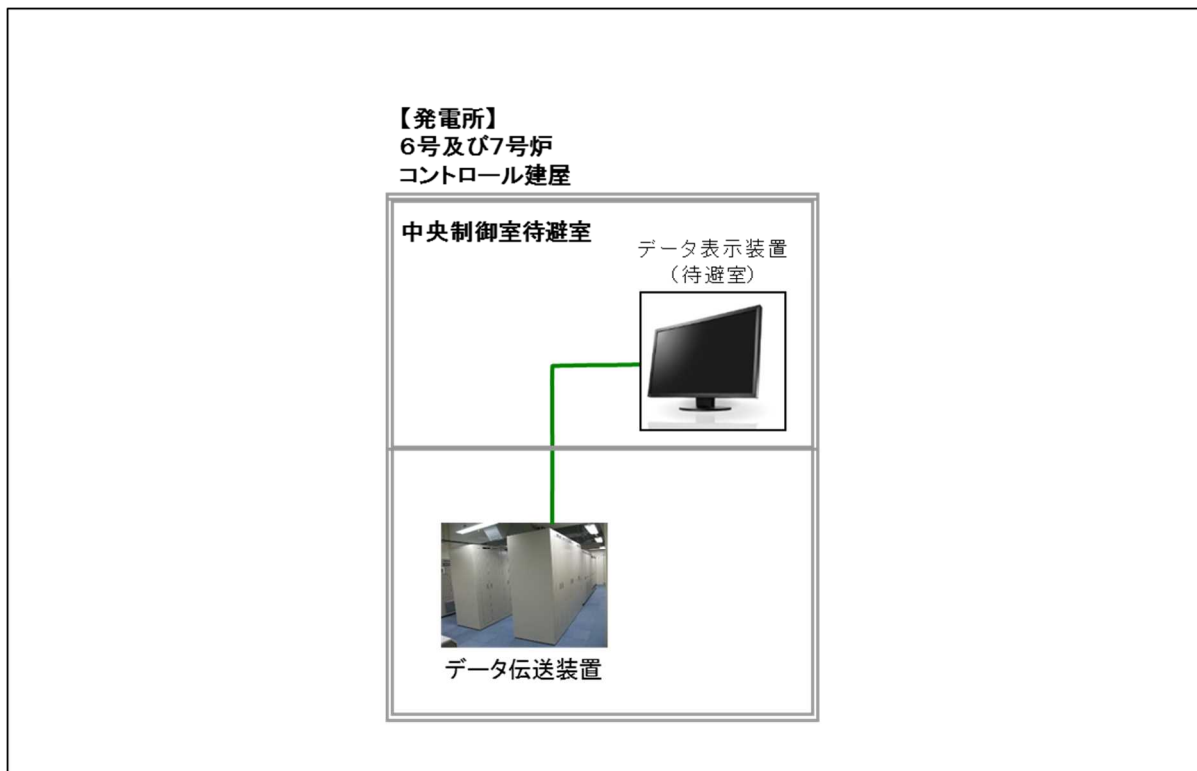


図 59-5-10 データ表示装置（待避室）の概要

【試験構成】



※ 写真については、免震重要棟の設備写真またはイメージ。

図 59-5-11 データ表示装置（待避室） 試験・検査構成

○酸素濃度・二酸化炭素濃度計の試験及び検査について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、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。概略図を図 59-5-12 に示す。



図 59-5-12 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の概略図

59-6

容量設定根拠

59-6-1

名称		中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化差圧
中央制御室／隣接区画の陽圧化差圧	Pa	20～40
中央制御室待避室／隣接区画の陽圧化差圧	Pa	60 以上
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

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

重大事故等時の室内の温度を中央制御室のあるコントロール建屋の設計最高温度40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-17℃と仮定すると、中央制御室及び中央制御室待避室の階層高さは最大6mであるため、以下のとおり約15Pa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。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-17^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 6 \\ &= 1.506 \text{ kg/m}^2 (\approx 15\text{Pa}) \end{aligned}$$

このため、陽圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画+20Pa とする。

また、中央制御室は隣接区画からのインリークを防止し、中央制御室待避室は中央制御室及び隣接区画からのインリークを防止する設計とし、中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリの設計差圧は図 59-6-1 のように、中央制御室を 20Pa 以上 40Pa 未満、中央制御室待避室を 60Pa 以上とする。

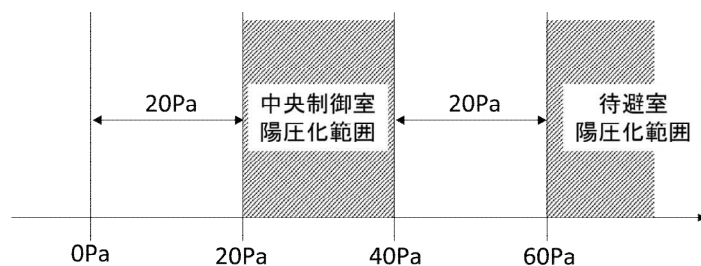


図 59-6-1 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

名称		可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）
台数	台	4（予備2） （6号炉，7号炉で共用）
容量	m ³ /h/台	1,125～1,500（注1），（1,500（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
<p>【設定根拠】</p> <p><u>必要換気量</u></p> <p>①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・収容人数：n=20名 ・許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（労働安全衛生規則） ・大気二酸化炭素濃度：C₀=0.039%（標準大気の二酸化炭素濃度） ・呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量） ・必要換気量：Q₁=100×M×n/（C-C₀）m³/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量） $Q_1 = 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039)$ $= 95.45$ $\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h}$ <p>②酸素濃度基準に基づく必要換気量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・収容人数：n=20名 ・吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気の酸素濃度） ・許容酸素濃度：b=18%（労働安全衛生規則） ・成人の呼吸量：c=0.48m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧） ・乾燥空気換算酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧） ・必要換気量：Q₁=c×（a-d）×n/（a-b）m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量） $Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0)$ $= 14.81$ $\approx 14.9 \text{ m}^3/\text{h}$		

【設定根拠】 (続)

③陽圧化に必要な空気供給量

中央制御室を陽圧化するために必要な空気供給量は、JIS A 2201 に基づく気密性能試験から測定し決定する。

試験結果を図 59-6-2 に示す。3 回の測定結果から求まる回帰曲線（通気特性式）より、中央制御室内を隣接区画+20Pa 以上+40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量は 未満となる。よって、必要な空気供給量は上記風量に設計裕度をもった 4,500～6,000m³/h（6 号炉側から 1,125～1,500m³/h/台×2 台，7 号炉側から 1,125～1,500m³/h/台×2 台）とする。

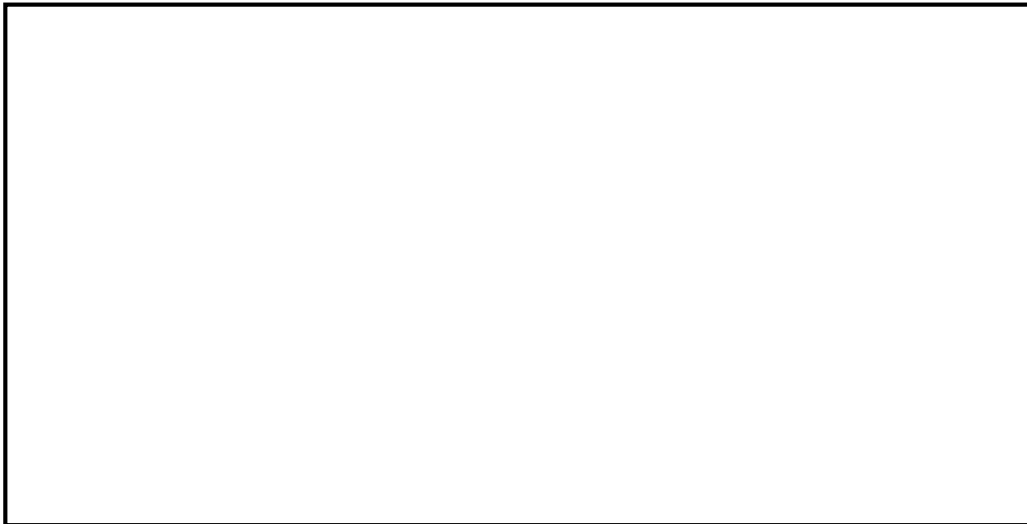


図 59-6-2 中央制御室の気密性能試験結果

以上より、「③陽圧化に必要な空気供給量」を確保することで、「①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量」「酸素濃度基準に基づく必要換気量」を満足することから、必要換気量は 4,500～6,000m³/h（6 号炉側から 1,125～1,500m³/h/台×2 台，7 号炉側から 1,125～1,500m³/h/台×2 台）とする。

名称		空気ポンベ陽圧化装置
本数	本	174 以上 (注 1), (約 200 (注 2))
容量	L/本	47
充填圧力	MPa	約 15 (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】

(1) 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数 : $n=20$ 名
- ・ 許容二酸化炭素濃度 : $C=0.5\%$ (労働安全衛生規則)
- ・ 大気二酸化炭素濃度 : $C_0=0.039\%$ (標準大気の二酸化炭素濃度)
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量 : $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・ 必要換気量 : $Q_1=100 \times M \times n / (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039) \\
 &= 95.45 \\
 &\approx 95.5\text{m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数 : $n=20$ 名
- ・ 吸気酸素濃度 : $a=20.95\%$ (標準大気酸素濃度)
- ・ 許容酸素濃度 : $b=18\%$ (労働安全衛生規則)
- ・ 成人の呼吸量 : $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度 : $d=16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 必要換気量 : $Q_1=c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量)

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0) \\
 &= 14.81 \\
 &\approx 14.9\text{m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

以上より、空気ポンベ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の $95.5\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

【設定根拠】 (続)

(2) 必要ポンペ本数

中央制御室待避室を10時間陽圧化する必要最低限のポンペ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の $95.5\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンペ供給可能空気量 $5.50\text{m}^3/\text{本}$ から下記の通り174本となる。

- ・ポンペ初期充填圧力：14.7MPa (at 35℃)
- ・ポンペ内容積：46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力：0.89MPa
- ・ポンペ供給可能空気量： $5.50\text{m}^3/\text{本}$ (at -4℃)

以上より、必要ポンペ本数は下記の通り174本以上となる。

$$\begin{aligned} & 95.5\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \\ & = 173.7 \\ & \approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

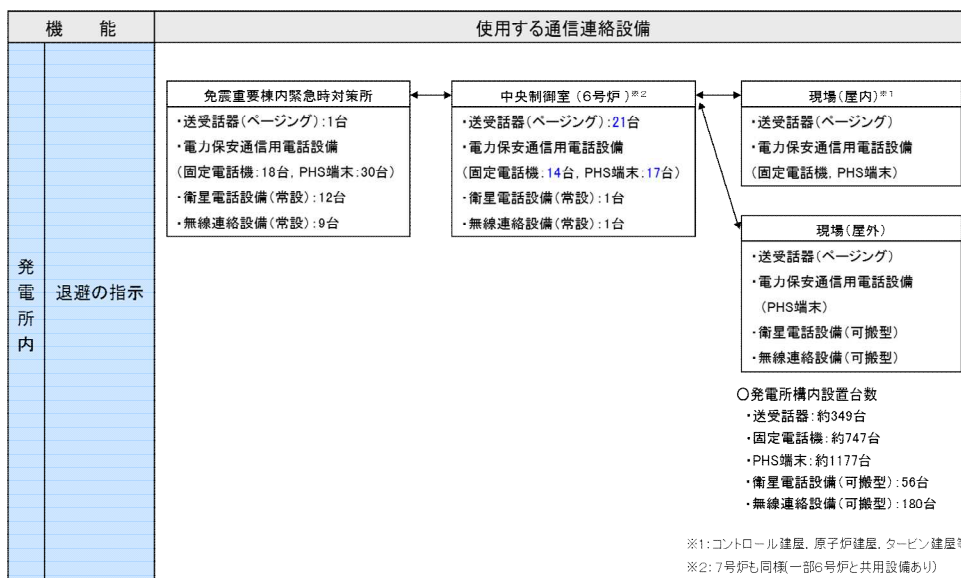
設備の公称値としては予備を含めて合計で約200本を設置する。

また、中央制御室待避室においては、上記の $95.5\text{m}^3/\text{h}$ で必要差圧が60Pa以上確保可能な気密性を有する設計とする。

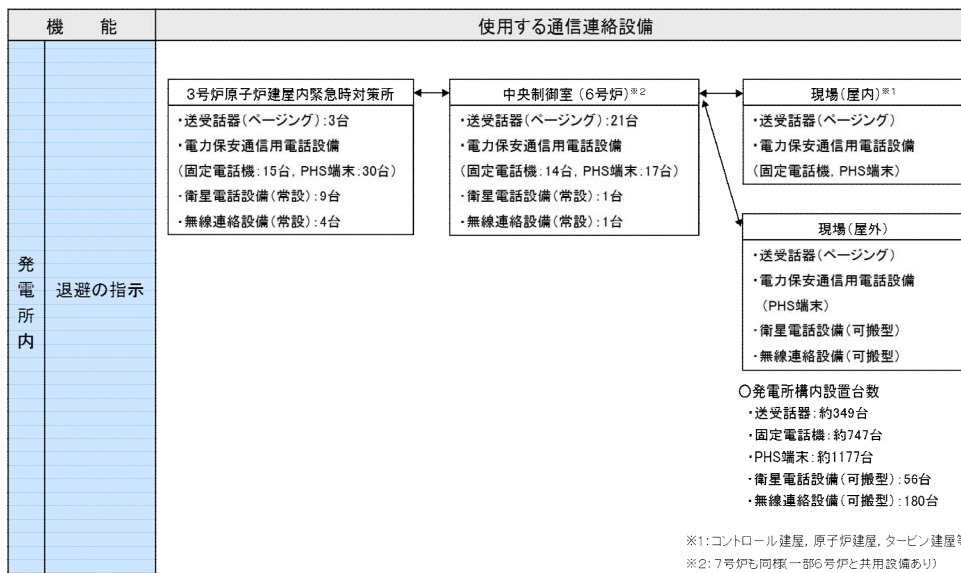
名称		無線連絡設備（据置型）（待避室）
台数	台	6号炉 1 7号炉 1

【設定根拠】

中央制御室待避室には、重大事故等発生時に陽圧化した中央制御室待避室に待避した場合においても、無線連絡設備（常設）（待避室）を設置することで、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と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。



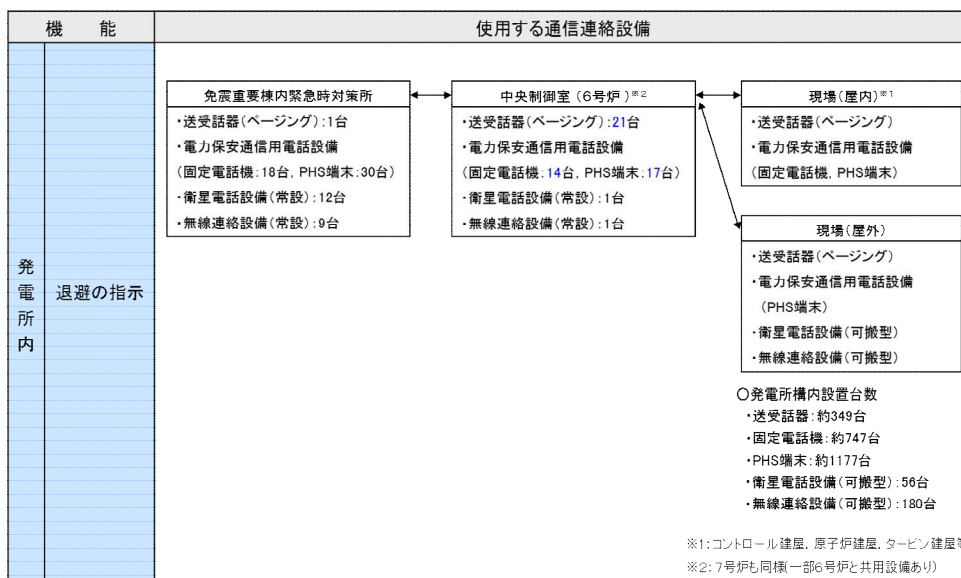
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図59-6-3 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

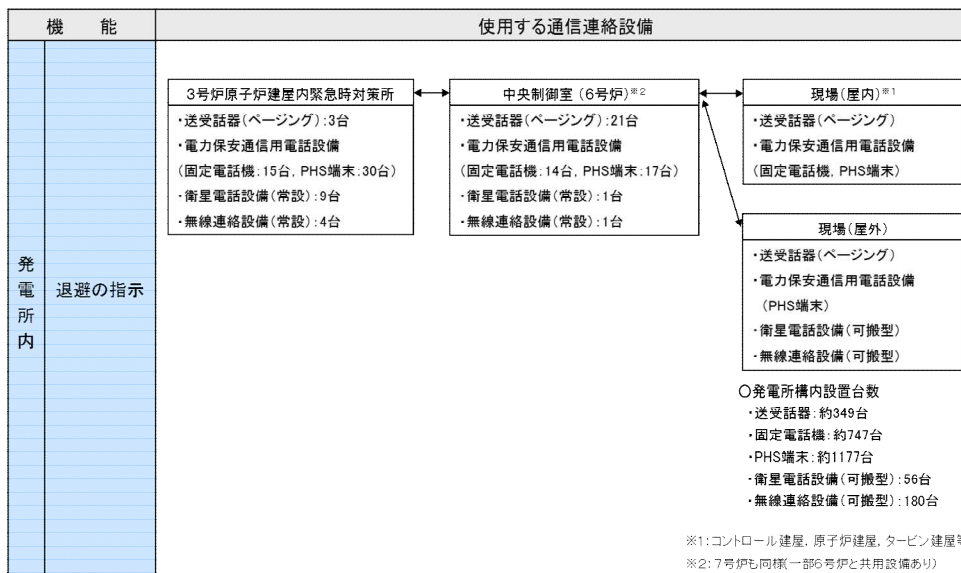
名称		衛星電話設備（常設）（待避室）
台数	台	6号炉 1 7号炉 1

【設定根拠】

中央制御室待避室には、重大事故等発生時に陽圧化した中央制御室待避室に待避した場合においても、衛星電話設備（常設）（待避室）を設置することで、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と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。



・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59-6-4 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		データ表示装置（待避室）
台数	台	6号炉 1 , 7号炉 1

【設定根拠】

データ表示装置（待避室）は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室待避室に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータ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（待避室）で確認できるパラメータ 6号炉（1／7）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の 状態確認	A PRM 平均値
	A PRM (A)
	A PRM (B)
	A PRM (C)
	A PRM (D)
	S RNM (A) 対数計数率出力
	S RNM (B) 対数計数率出力
	S RNM (C) 対数計数率出力
	S RNM (D) 対数計数率出力
	S RNM (E) 対数計数率出力
	S RNM (F) 対数計数率出力
	S RNM (G) 対数計数率出力
	S RNM (H) 対数計数率出力
	S RNM (J) 対数計数率出力
	S RNM (L) 対数計数率出力
	S RNM (A) 計数率高高
	S RNM (B) 計数率高高
	S RNM (C) 計数率高高
	S RNM (D) 計数率高高
	S RNM (E) 計数率高高
	S RNM (F) 計数率高高
	S RNM (G) 計数率高高
	S RNM (H) 計数率高高
	S RNM (J) 計数率高高
S RNM (L) 計数率高高	
炉心冷却の状 態確認	原子炉圧力 (広帯域) (B V)
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	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) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	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)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	炉水温度 P B V
	逃し安全弁 開

【設定根拠】 (続)

6号炉 (2 / 7)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	H P C F (B) 系統流量
	H P C F (C) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量
	6 . 9 k V 6 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 C 母線電圧
	6 . 9 k V 6 D 母線電圧
	6 . 9 k V 6 E 母線電圧
	D / G 6 A 遮断器 投入
	D / G 6 B 遮断器 投入
	D / G 6 C 遮断器 投入
原子炉圧力容器温度	
(原子炉圧力容器下鏡上部温度)	
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) (R P V 注水流量)	
復水貯蔵槽水位 (S A)	

【設定根拠】 (続)

6号炉 (3 / 7)

目的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	CAMS (A) D/W放射能
	CAMS (B) D/W放射能
	CAMS (A) S/C放射能
	CAMS (B) S/C放射能
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)
	格納容器内圧力 (D/W)
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)
	格納容器内圧力 (S/C)
	RPVベロシール部周辺温度 (最大)
	サブプレッションプール水位 BV
	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	サブプレッション・チェンバ気体温度
	S/P水温度 (最大)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)
	CAMS (A) 水素濃度
	CAMS (B) 水素濃度
	格納容器内水素濃度 (SA) (D/W)
	格納容器内水素濃度 (SA) (S/C)
	CAMS (A) 酸素濃度
	CAMS (B) 酸素濃度
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)
	RHR (A) 系統流量
	RHR (B) 系統流量
	RHR (C) 系統流量
	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁B 全閉以外
	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁C 全閉以外
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
	ドライウエル雰囲気温度 (上部ドライウエルフランジ部雰囲気温度)
	ドライウエル雰囲気温度 (下部ドライウエルリターンライン上部雰囲気温度)
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ドライウエル注水流量)

【設定根拠】 (続)

6号炉 (4 / 7)

目的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ペDESTAL注水流量)
放射能隔離の 状態確認	排気筒排気放射能 (IC) (最大)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (A)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (B)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)
	PCIS隔離 内側
	PCIS隔離 外側
	MSIV (内側) 閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外
	MSIV (外側) 閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	
環境の情報確 認	SGTS (A) 作動 (1系)
	SGTS (B) 作動 (1系)
	SGTS排ガス放射能 (IC) (最大)
	SGTS排ガス (SCIN) 放射能 (A)
	SGTS排ガス (SCIN) 放射能 (B)

【設定根拠】 (続)

6号炉 (5 / 7)

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	ADS A 作動
	ADS B 作動
	RCIC 作動
	HPCFポンプ (B) 起動
	HPCFポンプ (C) 起動
	RHRポンプ (A) 起動
	RHRポンプ (B) 起動
	RHRポンプ (C) 起動
	RHR注入弁 (A) 全閉以外
	RHR注入弁 (B) 全閉以外
	RHR注入弁 (C) 全閉以外
	全制御棒全挿入
	総給水流量
	使用済燃料プールの状態確認
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+6000mm))	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+5000mm))	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+4000mm))	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+3000mm))	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+2000mm))	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+1000mm))	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	

【設定根拠】 (続)

6号炉 (6 / 7)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

【設定根拠】 (続)

6号炉 (7 / 7)

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	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	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)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

【設定根拠】 (続)

7号炉 (1 / 7)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M (平均値)
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 計数率
	S R N M (B) 計数率
	S R N M (C) 計数率
	S R N M (D) 計数率
	S R N M (E) 計数率
	S R N M (F) 計数率
	S R N M (G) 計数率
	S R N M (H) 計数率
	S R N M (J) 計数率
	S R N M (L) 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 J 計数率高高	
S R N M L 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 A
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (W) A
	原子炉水位 (広帯域) (A)
	原子炉水位 (広帯域) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	原子炉水位 (F)
	原子炉水位 (燃料域) (A)
	原子炉水位 (燃料域) (B)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	C U W再生熱交換器入口温度
	S R V開 (C R T)

【設定根拠】 (続)

7号炉 (2 / 7)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状 態確認	H P C F (B) 系統流量
	H P C F (C) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量
	6 . 9 k V 7 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 C 母線電圧
	6 . 9 k V 7 D 母線電圧
	6 . 9 k V 7 E 母線電圧
	M / C 7 C D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 D D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 E D / G 受電遮断器閉
	原子炉压力容器温度 (R P V 下鏡上部温度)
復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (R H R (A) 注入配管流量)	
復水貯蔵槽水位 (S A)	

【設定根拠】 (続)

7号炉 (3 / 7)

目的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D/W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D/W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S/C
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S/C
	ドライウェル圧力 (W)
	格納容器内圧力 (D/W)
	S/C圧力 (最大値)
	格納容器内圧力 (S/C)
	D/W温度 (最大値)
	S/P水温度最大値
	S/P水位 (W) (最大値)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	サブプレッション・チェンバ気体温度
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)
	格納容器内水素濃度 (A)
	格納容器内水素濃度 (B)
	格納容器内水素濃度 (SA) (D/W)
	格納容器内水素濃度 (SA) (S/C)
	格納容器内酸素濃度 (A)
	格納容器内酸素濃度 (B)
	CAMS (A) D/W測定中
	CAMS (B) D/W測定中
	CAMS (A) S/C測定中
	CAMS (B) S/C測定中
	RHR (A) 系統流量
	RHR (B) 系統流量
	RHR (C) 系統流量
	PCVスプレイ弁 (B) 全閉
	PCVスプレイ弁 (C) 全閉
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
ドライウェル雰囲気温度 (上部D/W内雰囲気温度)	
ドライウェル雰囲気温度 (下部D/W内雰囲気温度)	

【設定根拠】 (続)

7号炉 (4 / 7)

目的	対象パラメータ
格納容器内の 状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (RHR (B) 注入配管流量)
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (3m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (2m))
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (1m))
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (下部D/W注水流量)
放射能隔離の 状態確認	排気筒放射線モニタ (IC) 最大値
	排気筒放射線モニタ (SCIN) A
	排気筒放射線モニタ (SCIN) B
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高
	PCIS隔離 内側
	PCIS隔離 外側
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉
	主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動
	SGTS (B) 作動
	SGTS放射線モニタ (IC) 最大値
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) A
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) B

【設定根拠】 (続)

7号炉 (5 / 7)

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	ADS A 作動
	ADS B 作動
	RCIC起動状態 (CRT)
	HPCFポンプ (B) 起動
	HPCFポンプ (C) 起動
	RHRポンプ (A) 起動
	RHRポンプ (B) 起動
	RHRポンプ (C) 起動
	RHR注入弁 (A) 全閉
	RHR注入弁 (B) 全閉
	RHR注入弁 (C) 全閉
	全制御棒全挿入
	全給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端-1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

【設定根拠】 (続)

7号炉 (6 / 7)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

【設定根拠】 (続)

7号炉 (7 / 7)

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	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	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)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

名称			酸素濃度・二酸化炭素濃度計
検知 範囲	酸素	%	5.0 ~ 30.0
	二酸化炭素	%	0.04 ~ 5.00
機器仕様に関する注記			—

【設定根拠】

酸素濃度・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・二酸化炭素濃度計は、外気から中央制御室及び中央制御室待避室への空気の取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・二酸化炭素濃度計は、6号炉中央制御室、7号炉中央制御室及び中央制御室待避室に設置するための3台に、予備1台を含めた合計4台を中央制御室内に保管する。

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

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき、空気中の二酸化炭素濃度0.5%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、±10%Rdgの精度を有する設計とする。

59-7

保管場所図

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。

59-7-1

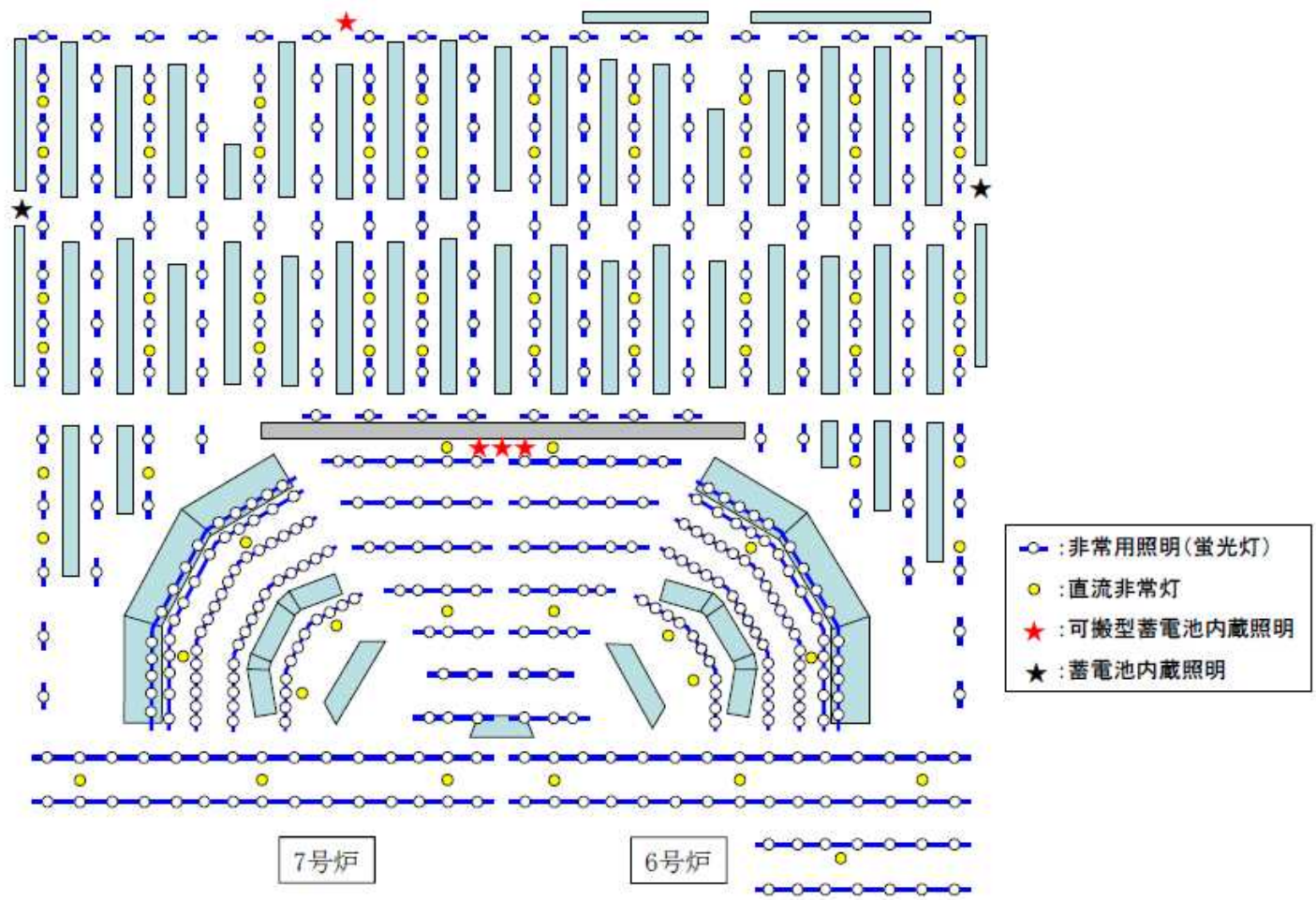


图 59-7-1 中央制御室 可搬型蓄電池内蔵照明 保管場所

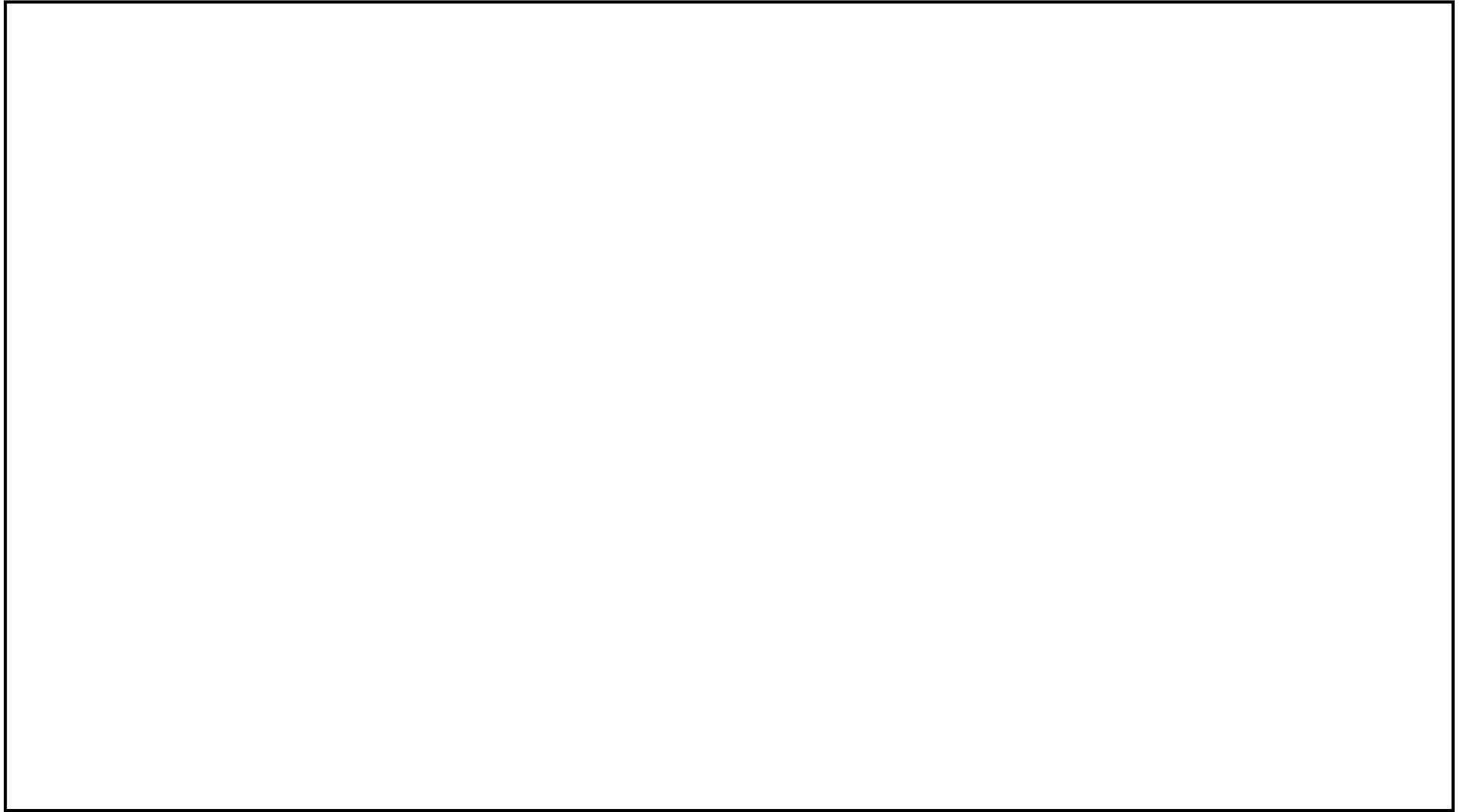


図 59-7-2 中央制御室可搬型陽圧化空調機（予備機）の保管場所

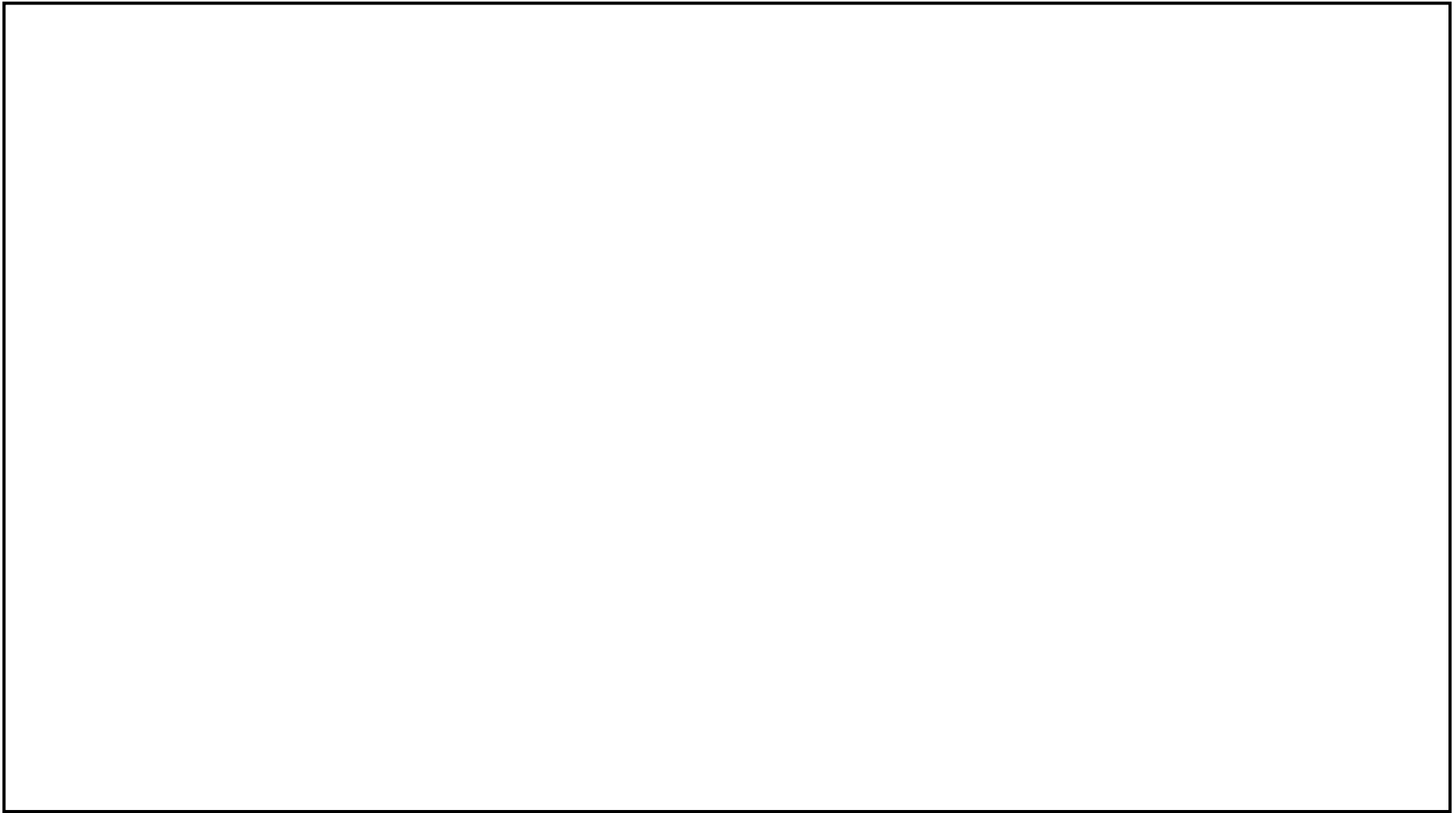


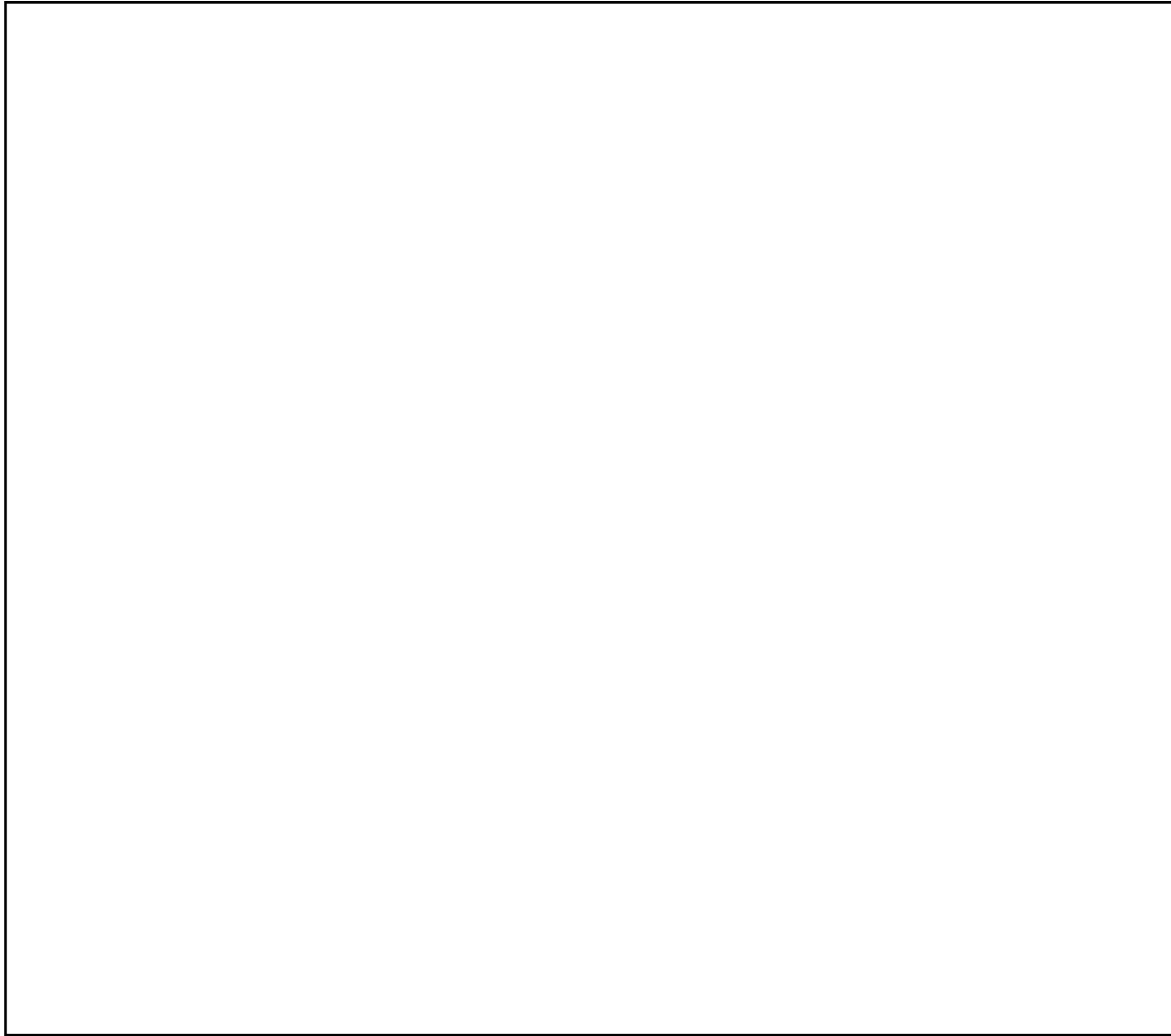
図 59-7-3 酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び乾電池内蔵型照明の保管場所

59-8

アクセスルート図

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。

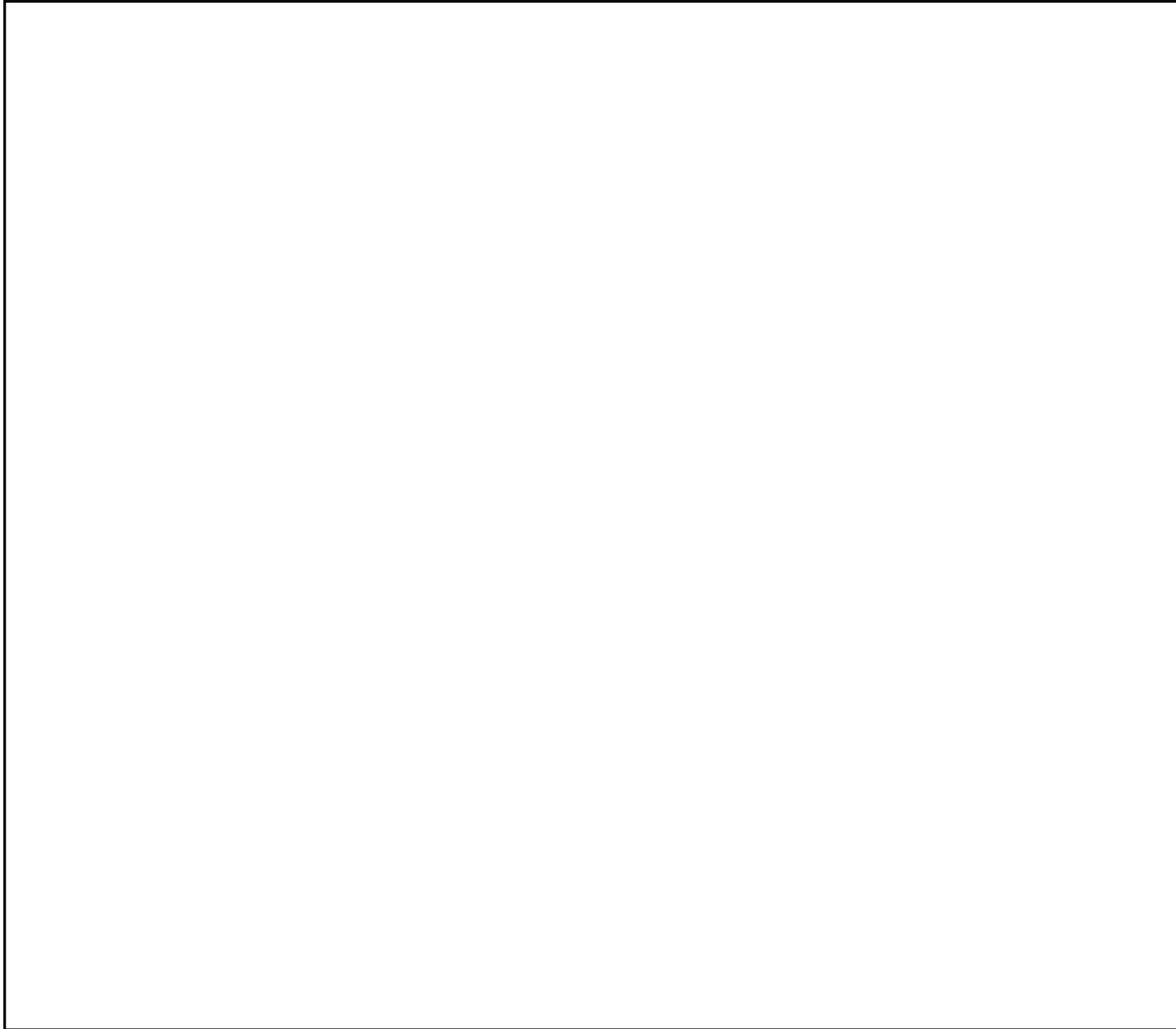
59-8-1



第 59-8-1 図 現場操作アクセスルート (建屋地上 2 階)



第 59-8-2 図 現場操作アクセスルート（建屋地上 1 階）



第 59-8-3 図 現場操作アクセスルート（建屋地下 1 階）

59-9

その他設備

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。

59-9-1

その他設備

1.1 カードル式空気ポンベユニット

6号及び7号炉において重大事故等が発生し、仮に両号炉にて格納容器ベントを実施することを想定した場合、ベントタイミングのずれを考慮すると最大で20時間中央制御室待避室内に待避する必要がある。このため、運転員の被ばく量を100mSv/7日間以下に抑えるためには、中央制御室待避室の陽圧化を最大で20時間維持する必要がある。

カードル式空気ポンベユニットは、中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置と同程度の空気容量を有しているため、本設備を中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置に接続することにより、陽圧化を20時間以上維持することができる。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

6号及び7号炉において重大事故等が発生し、両号炉にて格納容器ベントの実施が想定される場合には、本設備を中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置に接続し、20時間以上の陽圧化を可能とする。

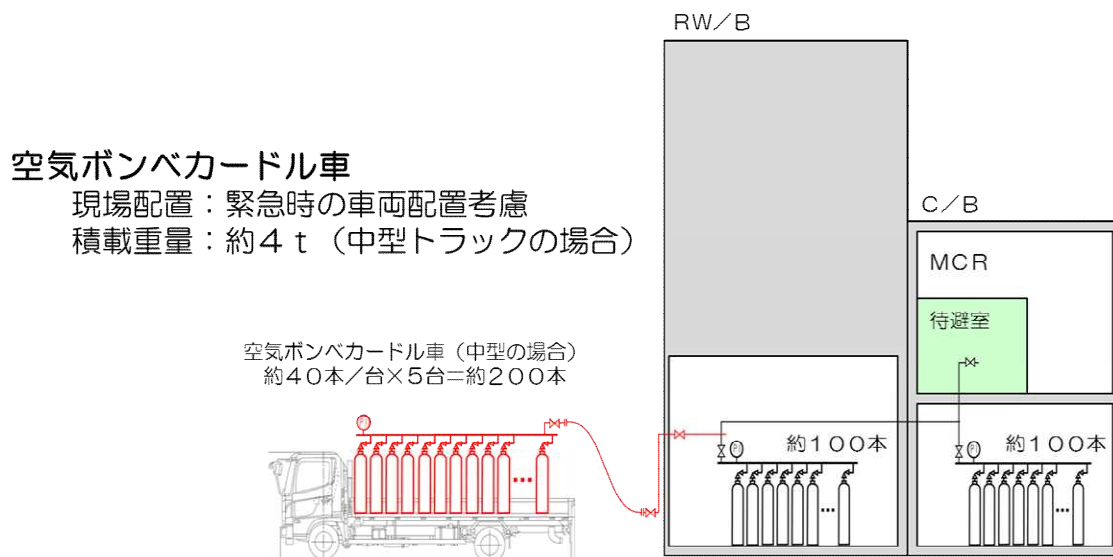
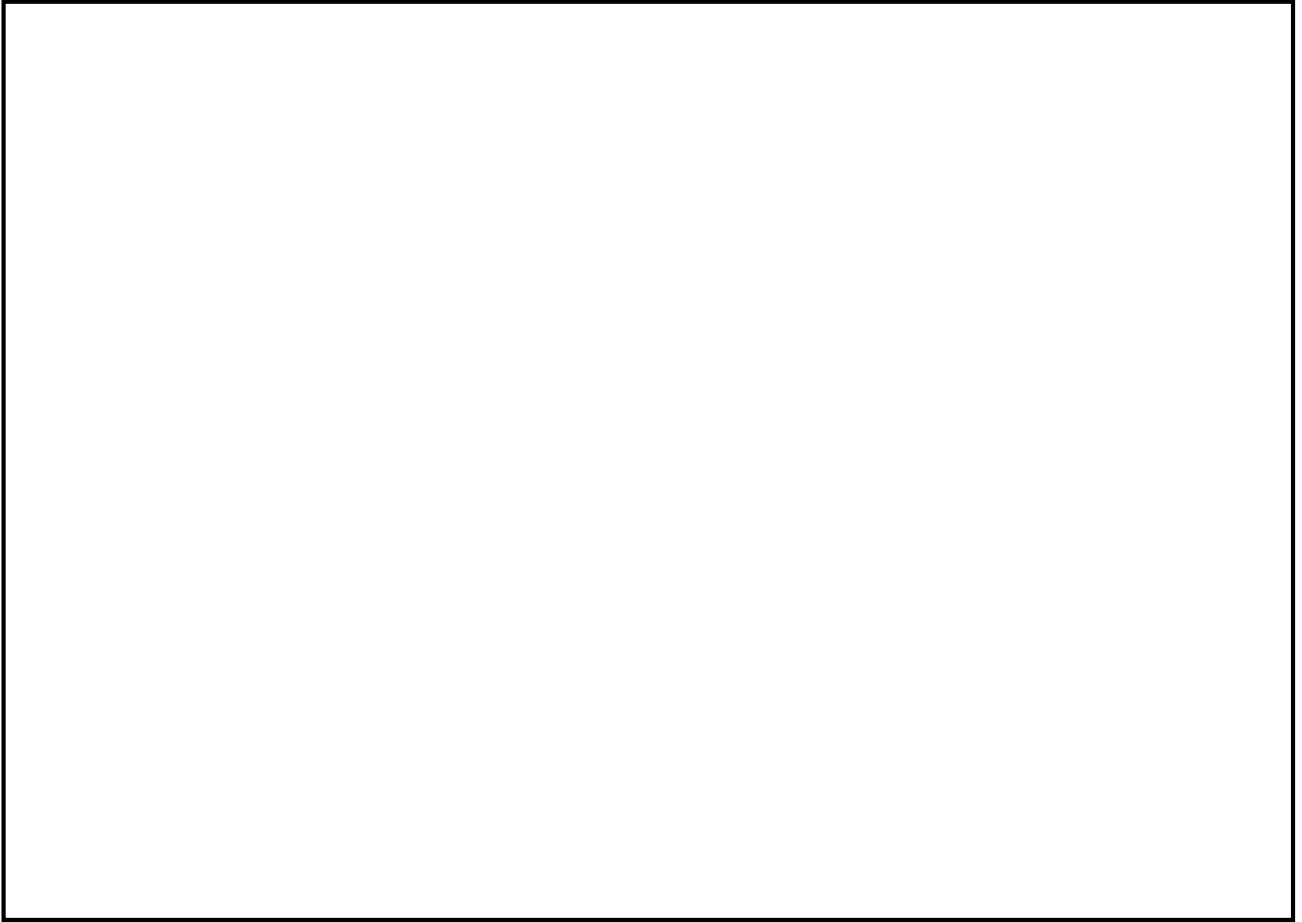


図 59-9-1 カードル式空気ポンベユニット接続概要図



配置については、今後、訓練等を通じて見直していく。

図 59-9-2 カード式空気ポンベユニット接続時の配置図

59-10

原子炉制御室について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ
2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度 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 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について
3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室内待避室の運用について
 - 3.2 配備する資機材の数量について
 - 3.3 チェンジングエリアについて
 - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
 - 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
 - 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性
 - 3.7 6号炉, 7号炉重大事故等時の格納容器ベント時の申請前号機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

原子炉制御室について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第二十六条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第三十八条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、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>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>(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、7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。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能である。そのほかにも、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて受信可能である。</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>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 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に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できる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。</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装置を操作する装置、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装置を操作する装置、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>第38条（原子炉制御室等）</p>	

<p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 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>8 <u>第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、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「<u>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示</u>」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内</u></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>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し、運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し、実効線量が100mSv以下であることを確認している。また、チャコールフィルタを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価により想定した空気量を下回っていることを確認している。</p>
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

<p><u>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p><u>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>13 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒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は遮断可能であること、また、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こと。その他適切な防護措置とは、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。</p> <p><u>14 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	<p>・中央制御室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を配備する。</p>
---------------------------------------------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室について、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第五十九条及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第七十四条において、追加要求事項を明確化する。原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、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（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室)</p> <p><u>第五十九条 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は、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</u></p>	<p><u>第59条（原子炉制御室）</u></p> <p><u>1 第59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。</u></p> <p><u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p><u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p><u>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p> <p><u>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p><u>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のため</u></p>	<p><u>（なお、重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p>・中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）を設置している。 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（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）は、代替交流電源設備から給電可能としている。</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>・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定する。</p> <p>・（マスクの着用は考慮しない）</p> <p>・運転員は5直2交代勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線</p>

	<p><u>の体制を整備すること。</u></p> <p><u>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p><u>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p>	<p><u>量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。</u></p> <p><u>・中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を、中央制御室出入口近傍に設けることとしている。</u></p>
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

※なお「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第七十四条（原子炉制御室）も同様の記載のため、省略する。

なお、原子炉制御室に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を表 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 原子炉制御室）

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	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	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 ブロワユニット			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室換気空調系 給排気隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンペ陽圧化装置（空気ポンペ）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室 空気ポンペ陽圧化装置（配管・弁）	—	—	常設	常設重大事故等緩和設備	—
	可搬型蓄電池内蔵型照明	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)	—
	差圧計※2	—	—	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)	—
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計※2	—	—	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)	—
	無線連絡設備（常設） （待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備（常設） （待避室）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ表示装置（待避室）	—	—	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)	—
	常設代替交流電源設備	57条に記載				

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性があります

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

(1) 単独プラント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。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7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)及び技術基準の解釈第74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「設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大LOCA+ECCS全喪失+SB0シナリオ」)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。従って、審査ガイド4.2(3)h.被ばく線量の重ね合わせに基づき、6号及び7号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。

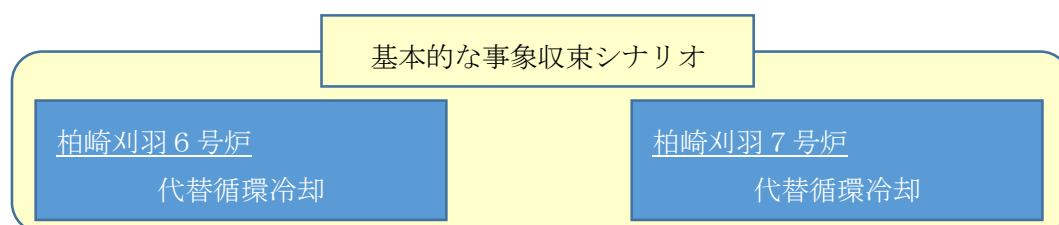


図 1.1-1 基本シナリオ

しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗

することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。

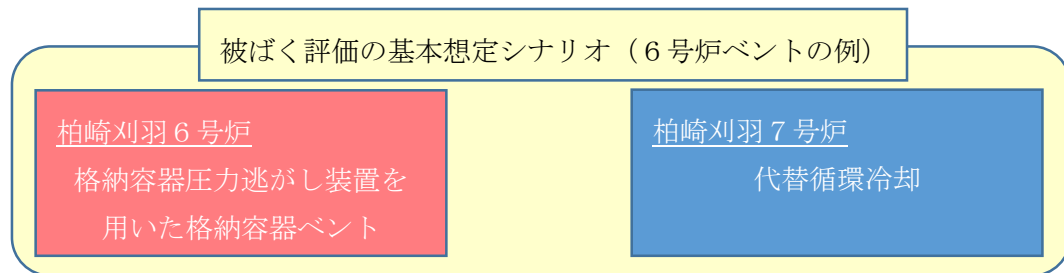


図 1.1-2 被ばく評価基本シナリオ例

なお、更なる安全性向上の観点から、さらに2つのシナリオを想定して、自主的な対策を講じることとする。1つ目のシナリオとして、遮蔽設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた遮蔽設計を行うこととする。

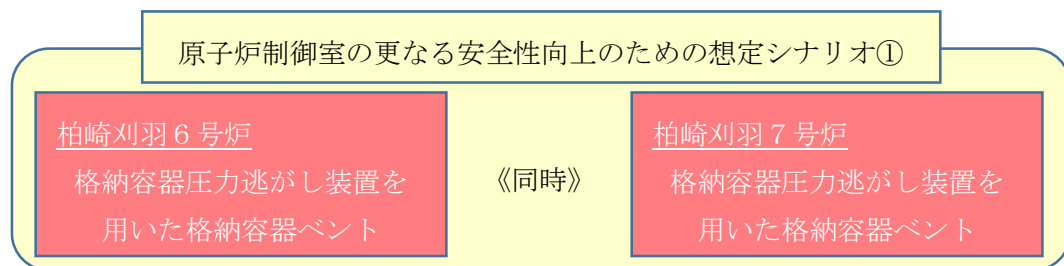


図 1.1-3 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

2つ目のシナリオとして、空調設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、非同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた自主的な対策を講じることとする。

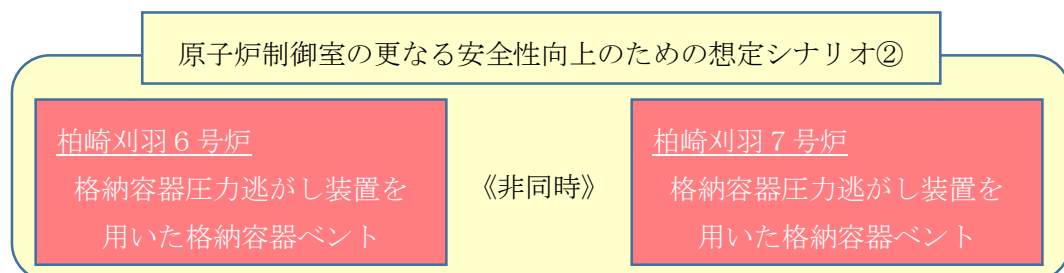


図 1.1-4 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

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(洪水, 風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 地滑り, 火山の影響, 生物学的事象, 森林・近隣工場等の火災, 飛来物(航空機落下等), 船舶の衝突, 及び地震, 津波)及び発電所構内の状況を, 7号炉原子炉建屋屋上主排気筒に設置する津波監視カメラ, 6号炉, 7号炉スクリーン海側等に設置する構内監視カメラの映像により, 昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水槽水位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計としている。

(3) 気象観測設備

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

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

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震, 津波, 竜巻, 雷, 降雨予報, 天気図, 台風情報等を入手するために, 中央制御室に電話, FAX等を設置している。また, 社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで, 台風情報, 竜巻注意情報のほか雷・降雨予報, 天気図等の公的機関からの情報(うち雷については社内システムによる落雷位置情報を含む)を入手することが可能な設計としている。

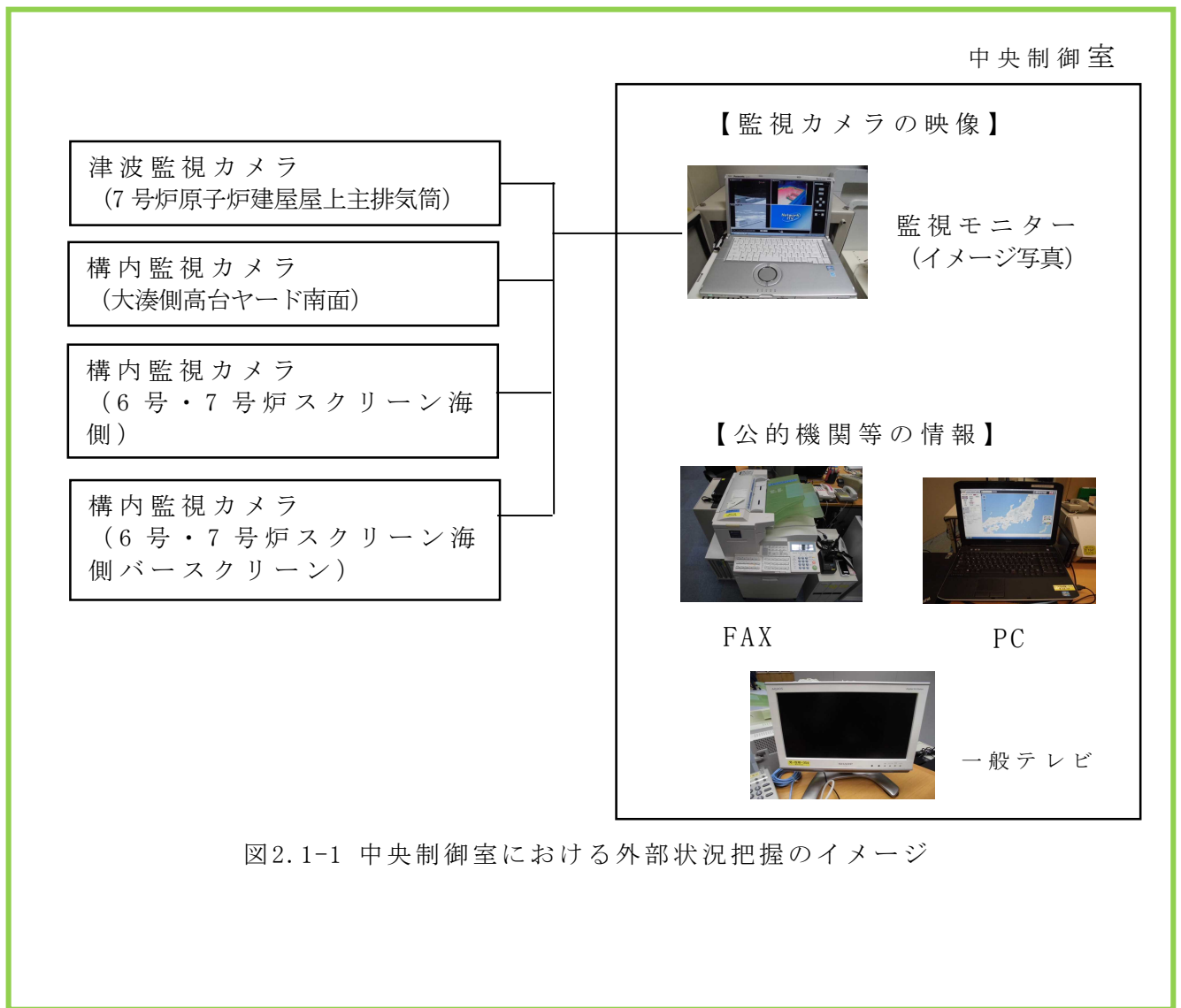


図2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

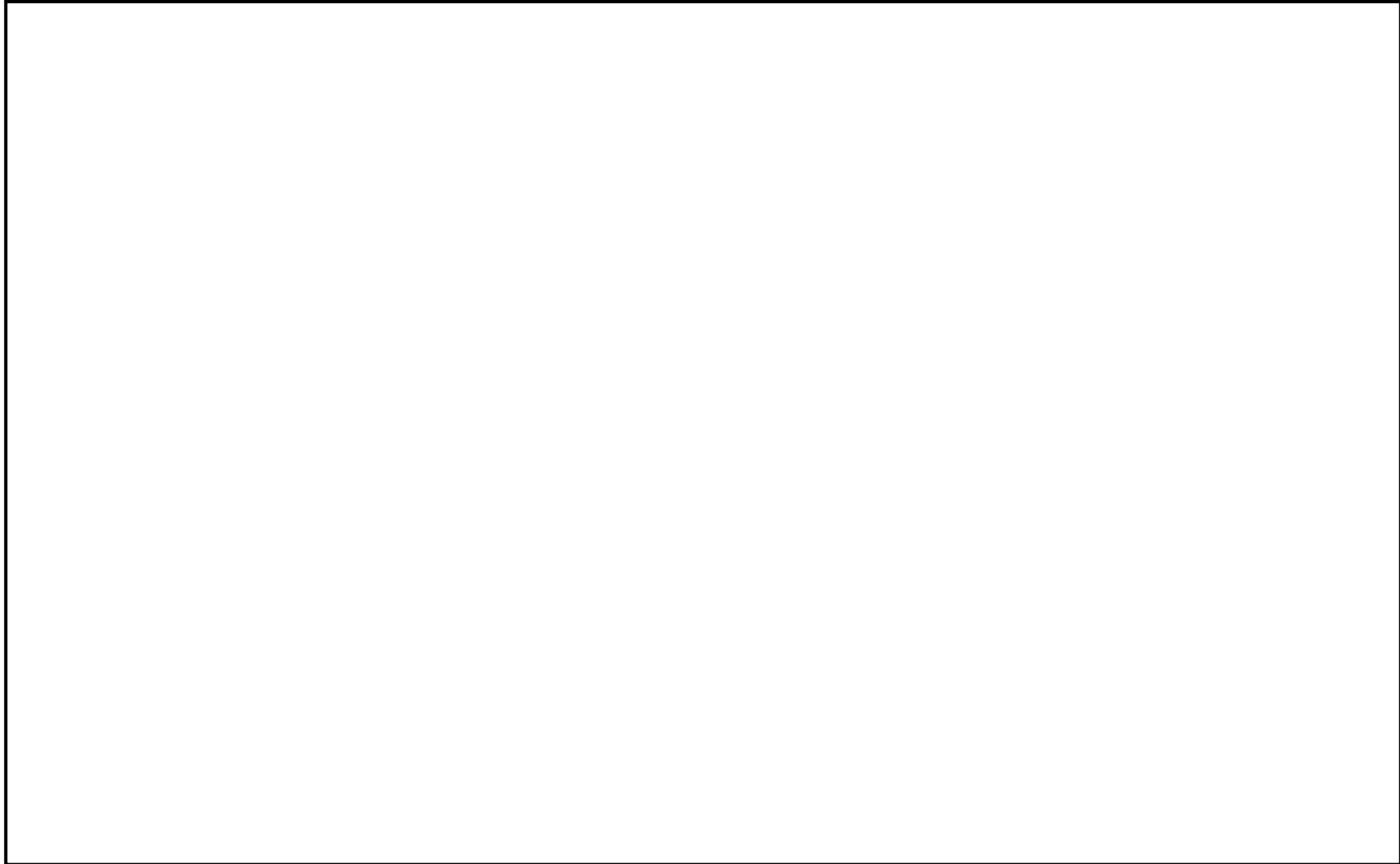

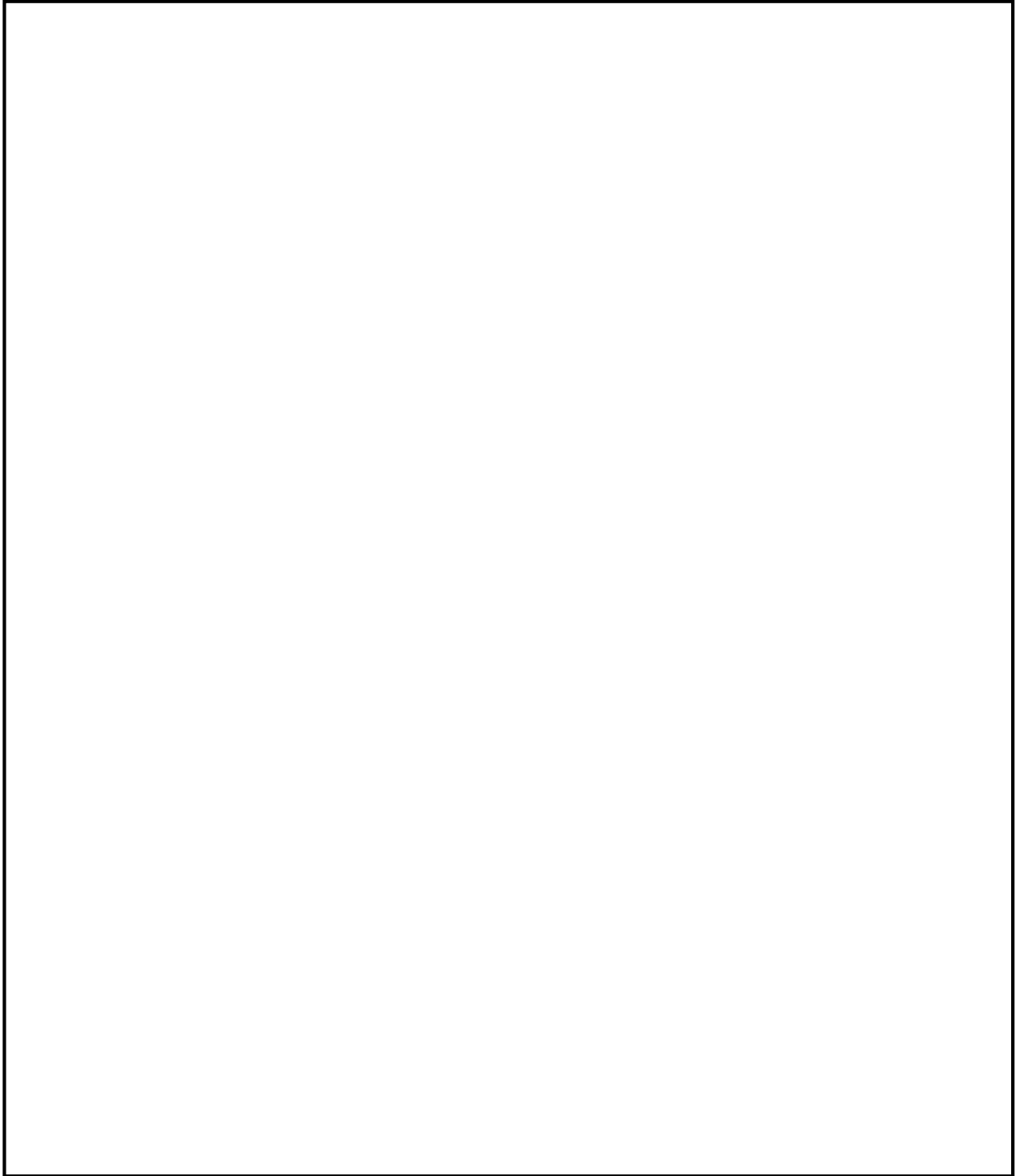


図2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

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。

59-10-2-3

 : D B 範囲



(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

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
(6号炉, 7号炉周辺拡大図)

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。

2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置・方向に設置するとともに、放水口及び取水口における津波の来襲状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また津波監視カメラは基準津波（T.M.S.L.8,500）の影響を受けない高所（7号炉原子炉建屋屋上主排気筒）に1台設置している。監視に必要な要件を満足する仕様としており、隣接する6号炉及び7号炉発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通事項として把握するものであるため、共用することによって安全性を損なうことはないことから、6号炉及び7号炉共用としている。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため原子炉施設周辺高台、及び海側に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。構内監視カメラの配置を図2.1-3に、表2.1-2に構内監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることが出来るよう配慮し配置している。各々のカメラにて監視可能な6号炉、7号炉原子炉施設及び周辺の構内範囲について、図2.1-4～6に示す。また、構内監視カメラは庇を有した積雪等影響を受けにくい構造を有したものを設置することで、また津波監視カメラ取付けは7号炉主排気筒の支持鋼材への懸垂構造とすることで積雪の影響を受けにくい設計としている。取付け詳細を図2.1-7,8に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握することとする。なお、監視カメラのうち、海側に設置された構内監視カメラにおいてはカメラに照明設備が付属装備されており、環境によっては外部状況把握の一助とする事もできると考えている。



表2.1-1 津波監視カメラの概要

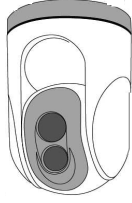

	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	あり(赤外線カメラ)
耐震性	基準地震動に対し機能維持
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速100m/secによる荷重を考慮
積雪荷重	積雪100cmによる荷重を考慮
台数	7号炉原子炉建屋屋上主排気筒(6号炉7号炉共用)2台

表2.1-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光カメラ
ズーム	光学ズーム18倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	なし
耐震性	Cクラス
電源供給	常・非常用電源から給電可能
台数	大湊側高台ヤード南面(6号炉7号炉共用)1台 6号炉スクリーン海側(6号炉設備)3台 7号炉スクリーン海側(7号炉設備)3台

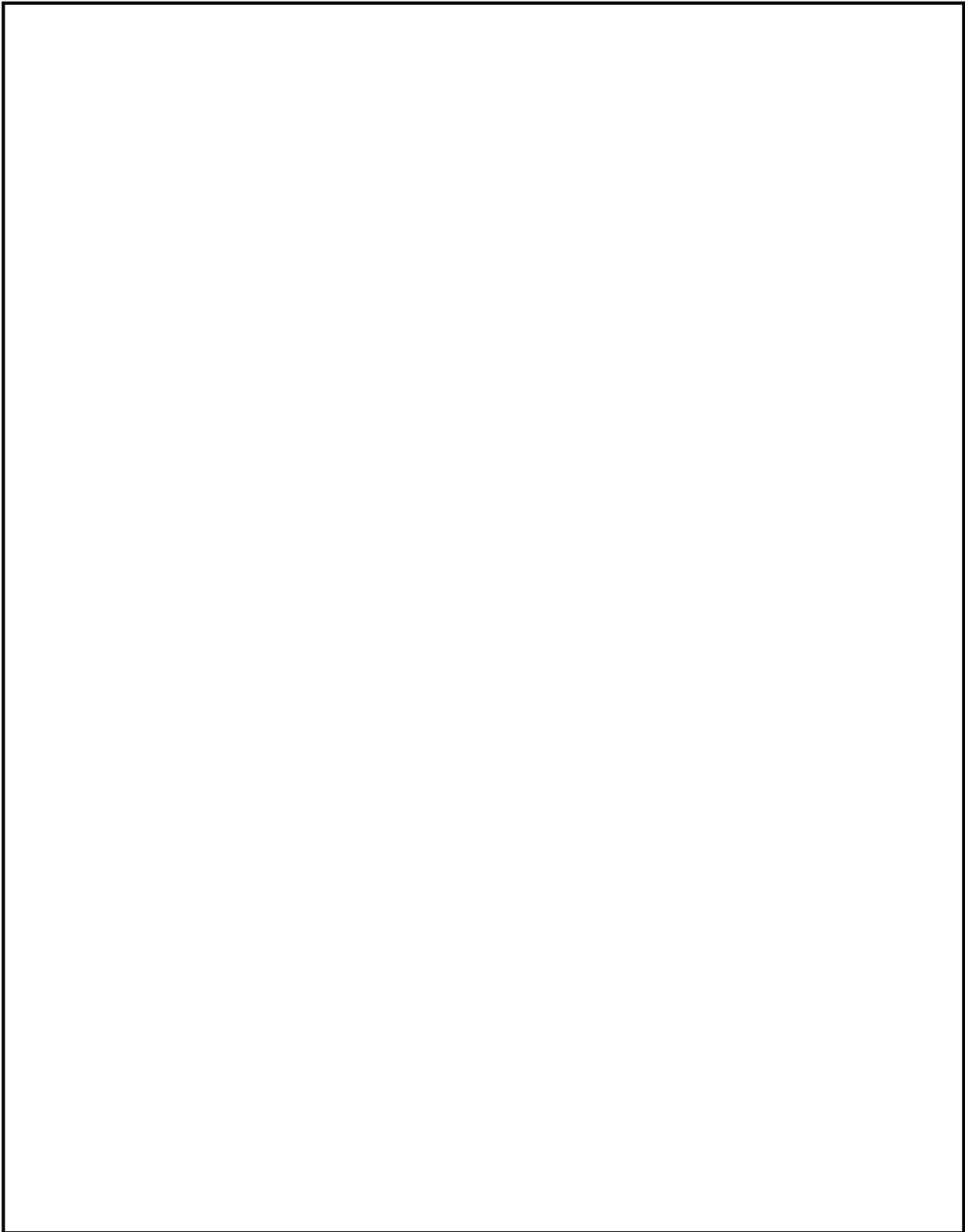


図 2.1-4 6号炉，7号炉原子炉施設と津波監視カメラ
(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)の監視可能な画角範囲

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。

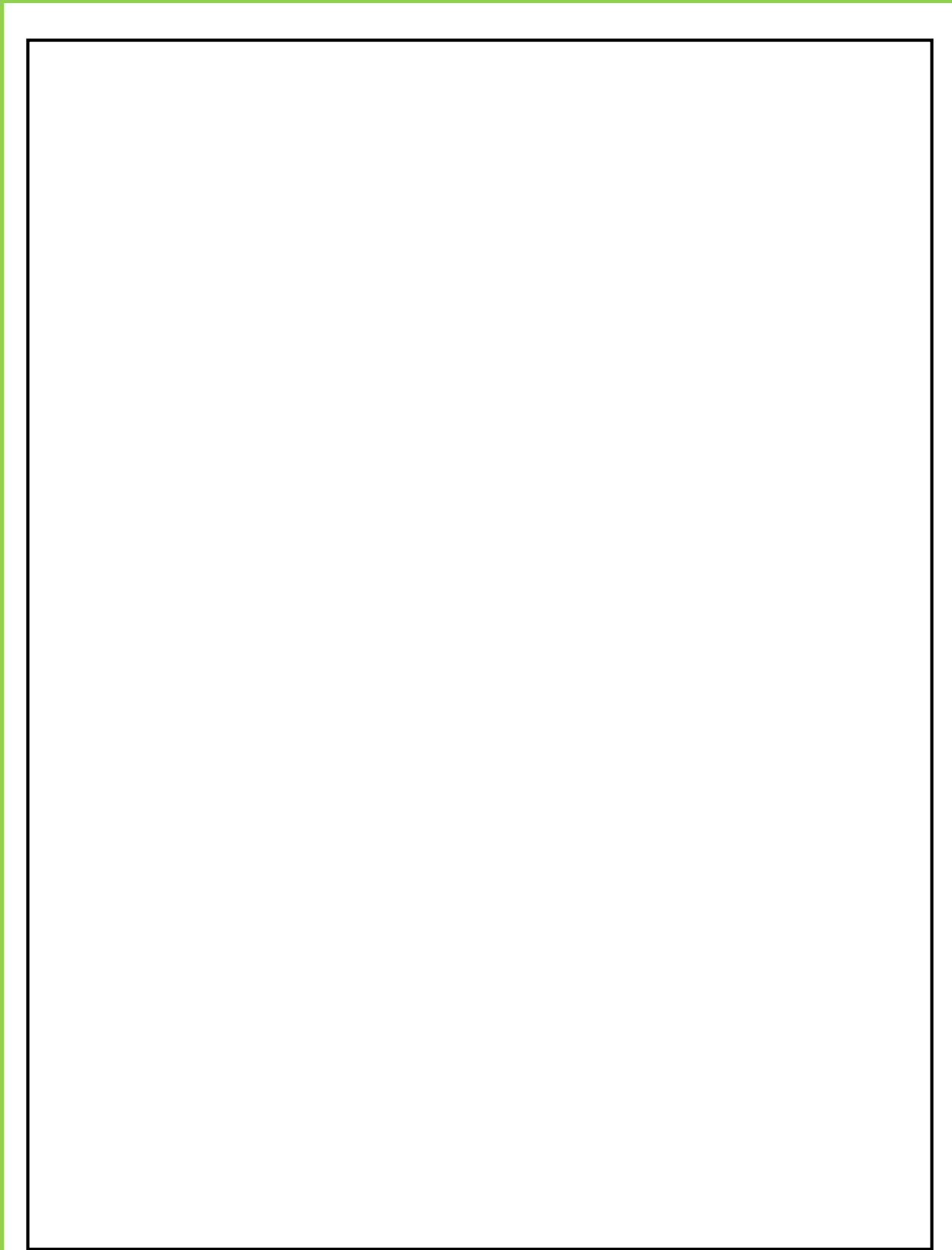


図 2.1-5 6号炉, 7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(大湊側高台ヤード南面)の監視可能な画角範囲

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。

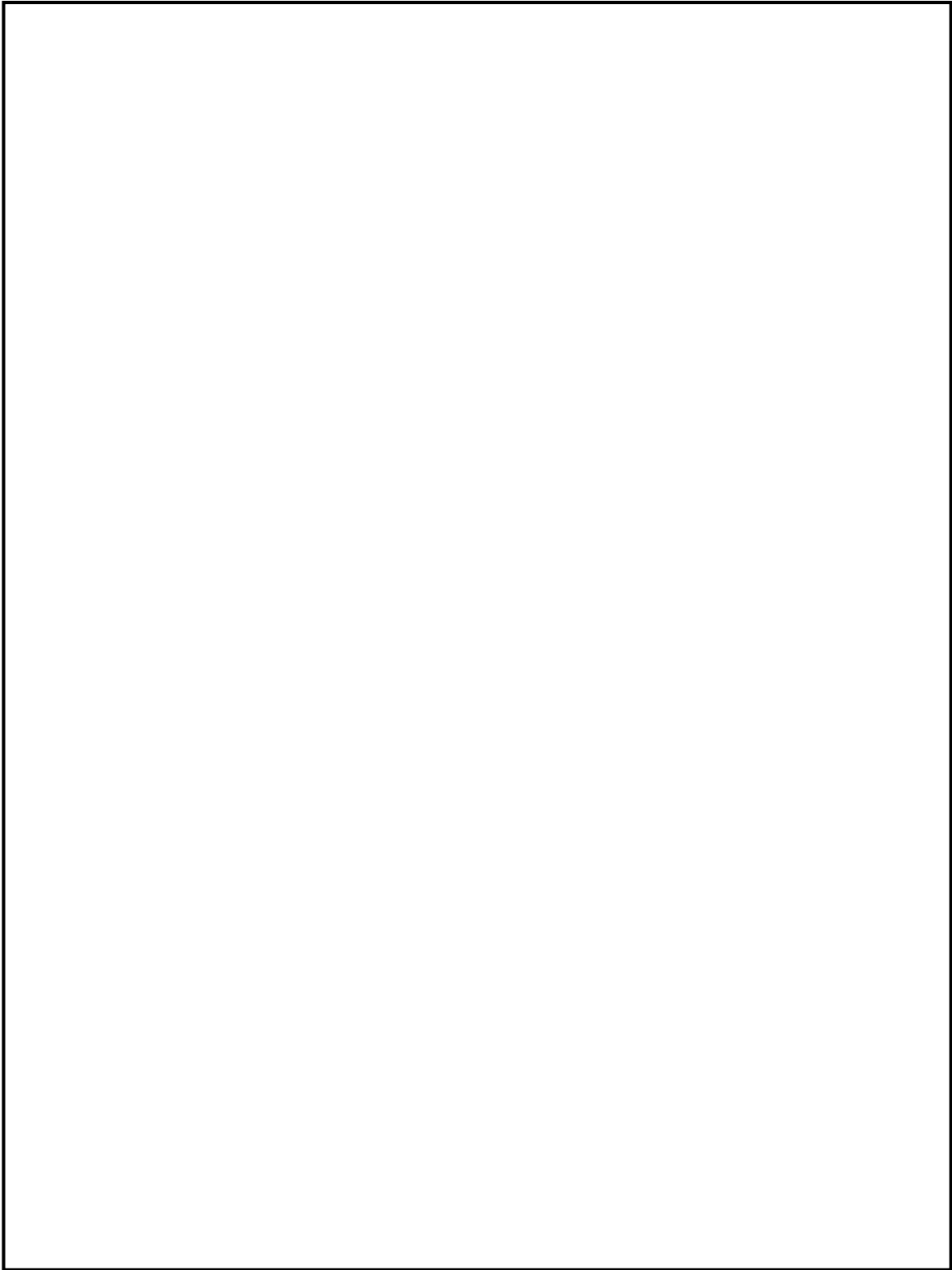


図 2.1-6 6号炉，7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(6号炉，7号炉スクリーン海側)の監視可能な画角範囲

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。



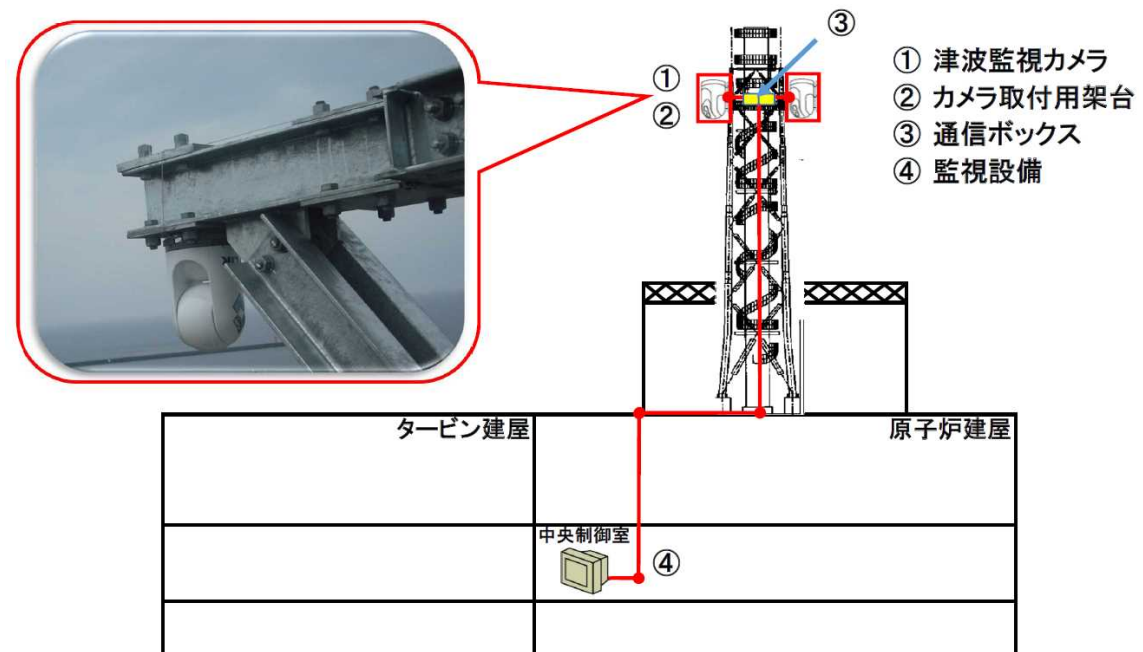


図 2.1-7 津波監視カメラ取り付け概要図



図 2.1-8 構内監視カメラ取り付け概要図

2.1.3 監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のサンプルを図2.1-9及び図2.1-11に示す。

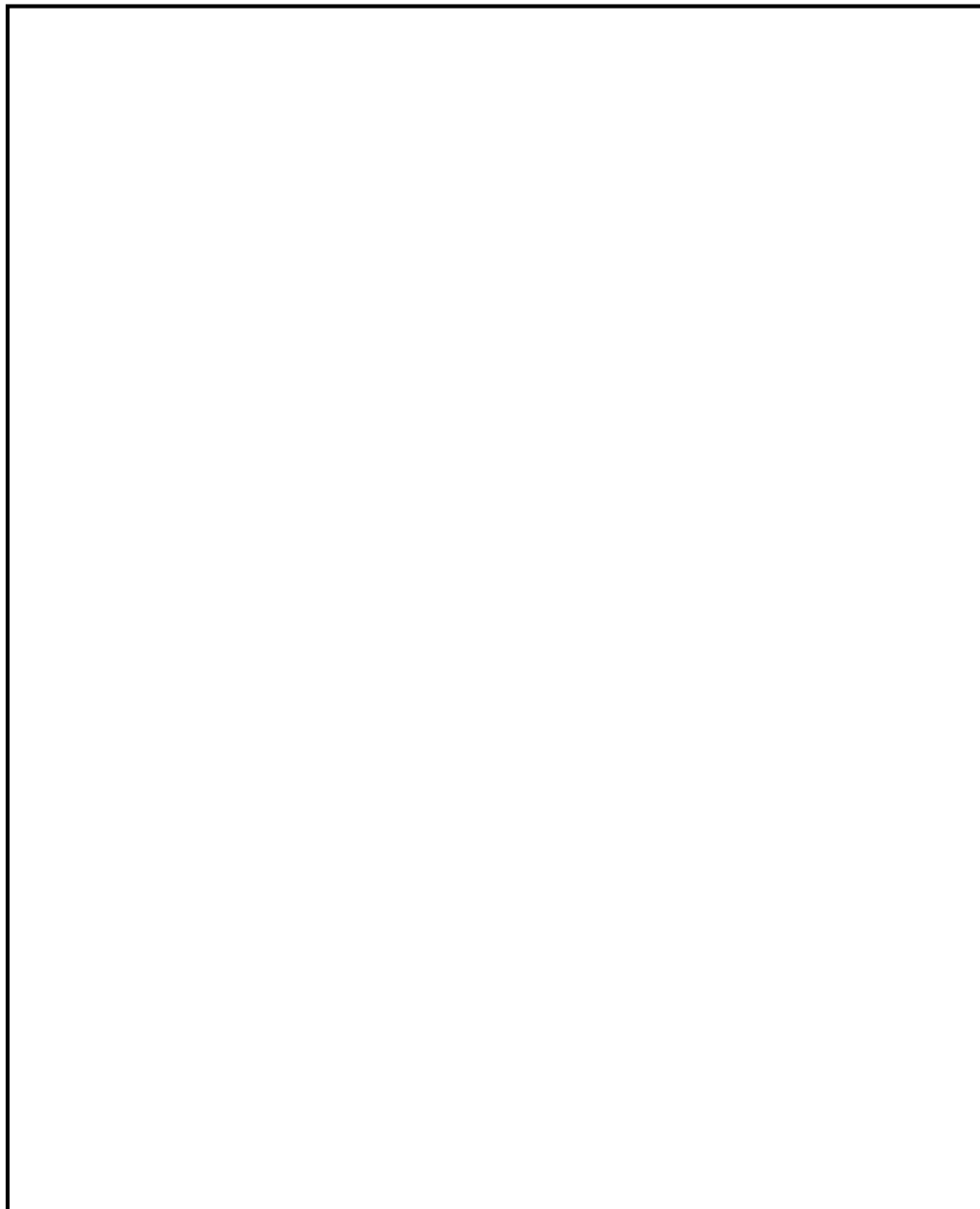

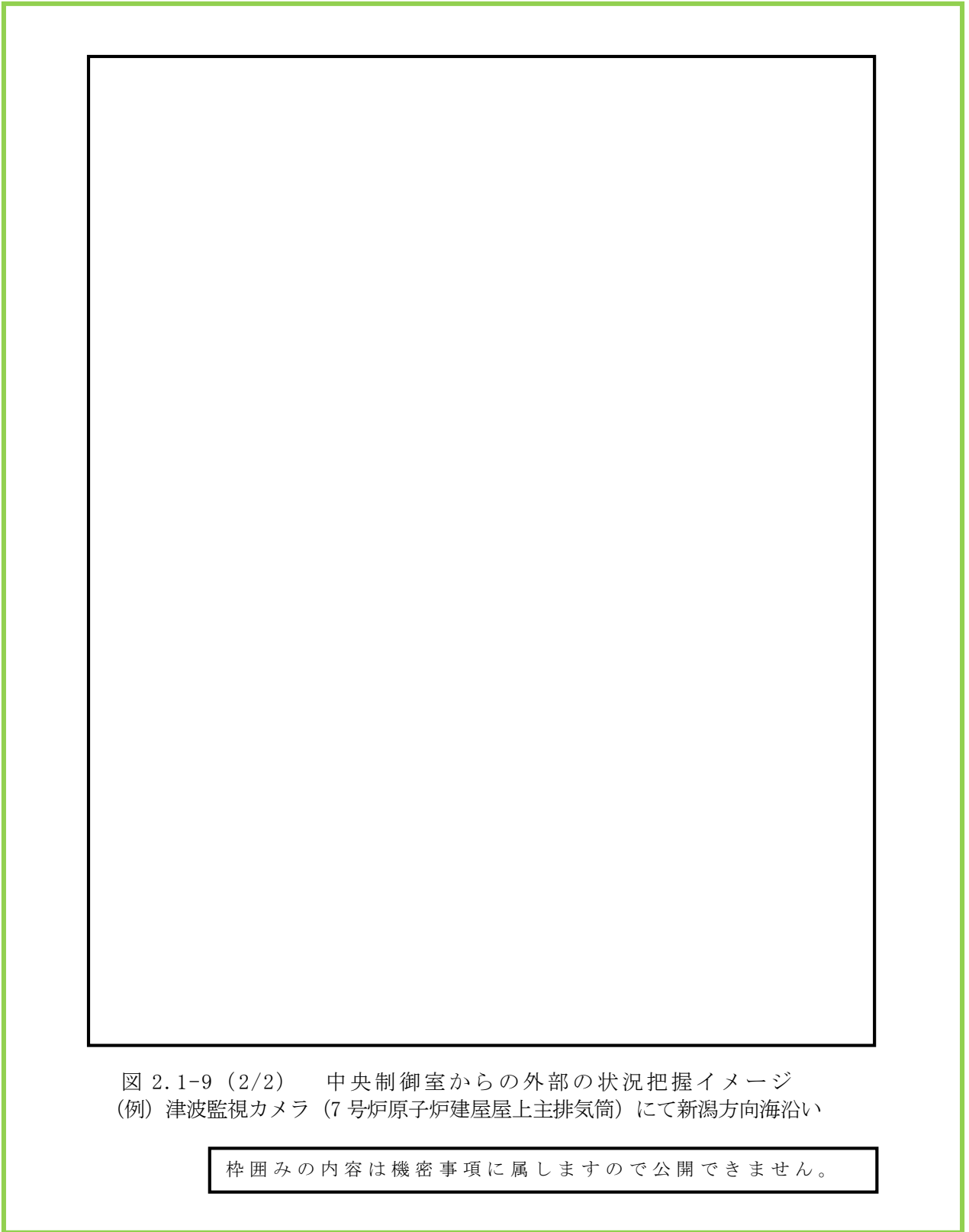



図 2.1-9 (1/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟方向海沿い

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。

 : D B 範囲



 : D B 範囲

(補足)「図 2.1-9 (1/2) 及び (2/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ (例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟方向」の撮影方角は, 下記構内配置図 (図 2.1-10) のとおり。

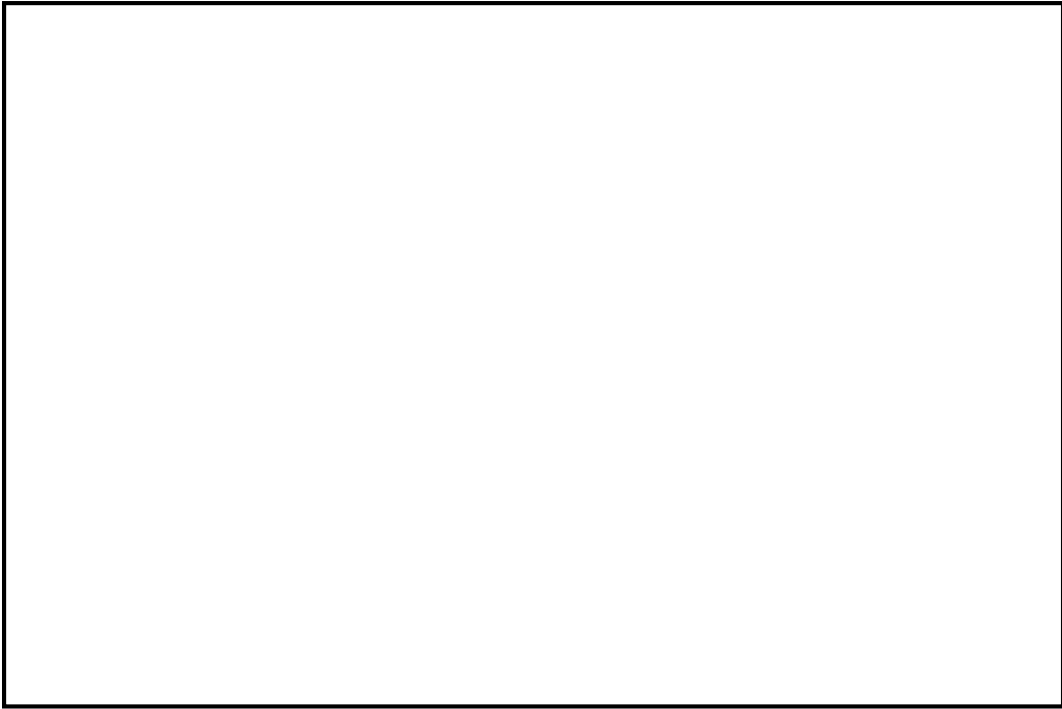


図 2.1-10 津波監視カメラの撮影方角

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。

 : D B 範囲

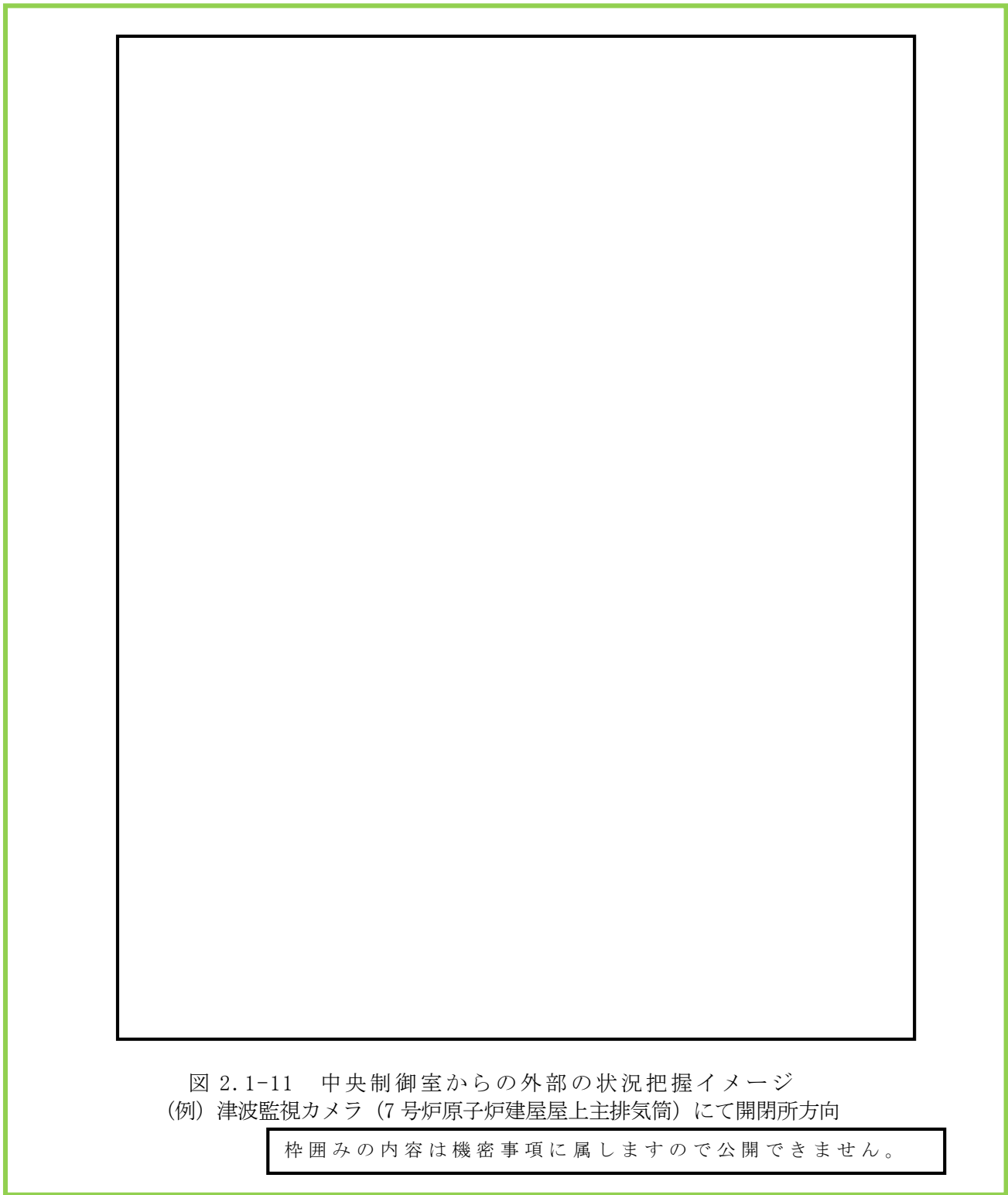


図 2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて開閉所方向

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。

 : D B 範囲

(補足)「図2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ(例)津波監視カメラ(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)にて開閉所方向」の撮影方角は、下記構内配置図(図2.1-12)のとおり。



図2.1-12 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

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。

2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

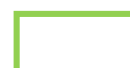
地震, 津波, 及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」, 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち, 監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

表2.1-3 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	第6条選定事象 ^{*1}		地震	津波	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
	自然	人為			
地震			○		地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波				○	津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
洪水					発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無。 ^{*2}
風（台風）	○				風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無
竜巻	○				
凍結（低温）	○				設備周辺における凍結影響の有無
降水					発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
地滑り					豪雨や地下水の浸透, 地震に伴う地滑りや土砂崩れの有無や原子炉施設への影響の有無
火山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
生物学的事象					海生生物（クラゲ等）の来襲による原子炉施設への影響（取水口閉塞等）の有無
飛来物（航空機落下等）					飛来物の有無や構内及び原子炉施設への影響の有無
森林, 近隣工場等の火災		○			火災状況, ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
船舶の衝突					発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無

(備考) *1 6条まとめ資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 外部からの衝撃による損傷の防止について」参照

*2 柏崎刈羽原子力発電所周辺には氾濫・決壊により影響を及ぼすような河川・湖等はない。また発電所構内の淡水貯水池は基準地震動による地震力で崩壊するおそれはない。送水配管の一部破損を想定した際にも原子炉施設やアクセスへの影響はない。
 (9条まとめ資料「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 内部溢水の影響評価について」, 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についてのうち添付資料1.0.2可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて)



2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

自然現象等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
大気圧	85～110kPa (絶対圧)	台風等による原子炉施設への風影響を把握できる設計としている。
気温	-20.0～40.0℃	設計基準温度(低外気温)である-17.0℃が把握できる設計としている。
高温水 (海水温高)	0.0～50.0℃	設計基準温度(海水温高)の30.0℃が把握できる設計としている。
湿度	0～99.9%	—
雨量	0～110.0mm (1時間値)	敷地排水に係る設計降水量である101.3mm (1時間値)を把握できる設計とする。
風向 (標高 20m, 85m, 160m)	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 20m, 85m, 160m)	0～60.0m/s (20m) (10分間平均値) 0～30.0m/s (85m, 160m) (10分間平均値)	設計基準風速である標高20m(地上高10m)で40.1m/s (10分間平均値)を把握できるものとする。
取水槽水位	(6号炉) T.M.S.L. -6,500 ～1,500 (7号炉) T.M.S.L. -5,000 ～2,400	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び、非常用海水系ポンプの取水可能水位(6号炉 T.M.S.L. -5,240, 7号炉 T.M.S.L. -4,920)を把握可能な設計としている。 なお設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(表2.1-3)
空間線量率 (モニタリング・ポスト No.1～9)	10 ¹ ～10 ⁸ nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値(10 ⁸ nGy/h)を満足する設計とする。


: DB範囲

2.2 酸素濃度計等について

2.2.1 酸素濃度・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、6号炉及び7号炉中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を各号炉毎に1台配備している。

表2.2-1 酸素濃度・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・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約40時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	6号及び7号炉に各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。）

 : D B 範囲

 : S A 範囲

2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理

酸素濃度・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，労働安全衛生法及びJEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき，酸素濃度が18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が0.5%を上回るおそれがある場合に，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

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

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

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

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

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内のCO2濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容CO2濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO2濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO2濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

 : D B 範囲

 : S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，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コントロール建屋内，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。

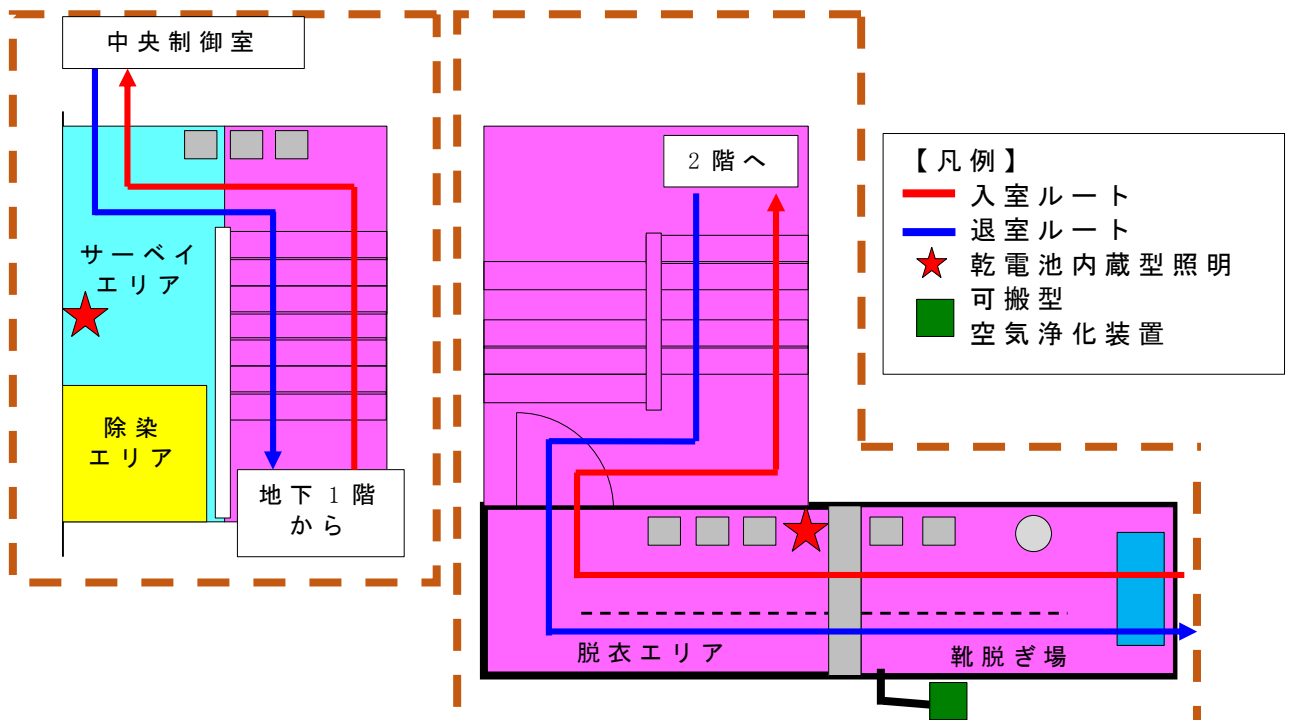
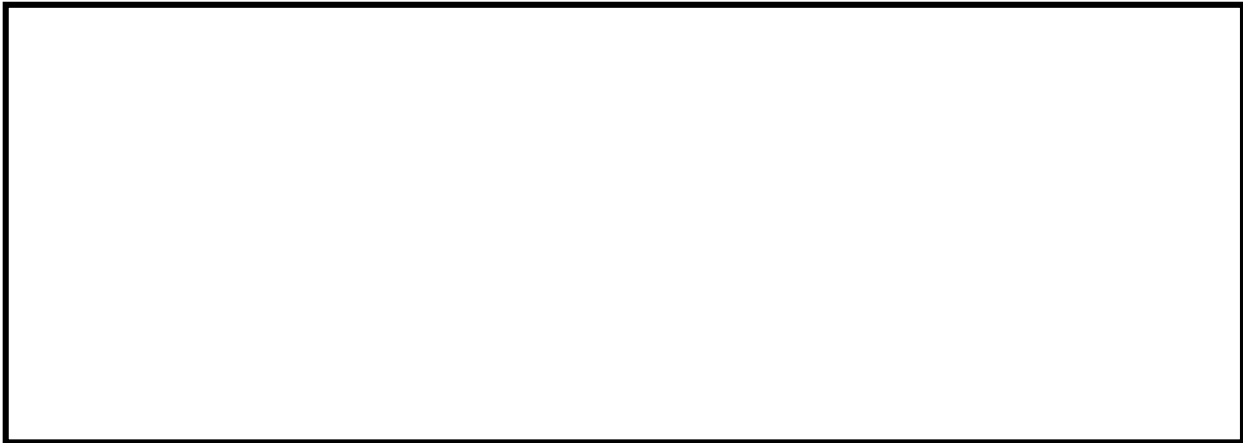


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

: S A 範囲

2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる居住性を確保するため、遮蔽設備及び陽圧化設備を備えた中央制御室及び中央制御室待避室を設置する。

中央制御室は、6号及び7号炉中央制御室換気空調系の隔離ダンパを閉操作し、中央制御室可搬型陽圧化空調機により、中央制御室換気空調系バウンダリに放射性物質を浄化した外気を供給することで、中央制御室換気空調系バウンダリ全体を陽圧化可能な設計とする。

中央制御室待避室は、空気ポンベ陽圧化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陽圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。

中央制御室待避室は重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置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収容することに加え、重大事故等の事故シーケンスを組み合わせ場合においても関係する6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計とし、かつ十分な資機材類を配備している設計としている。(事故シーケンスの組み合わせについては、「3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性」に示す。)

また、中央制御室待避室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、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。可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、データ表示装置、通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避室においても継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じ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。

中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備の系統概要を図2.4-1に、陽圧化バウンダリを図2.4-2に示す。なお6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア(コントロール建屋2F TMSL 17,300)と下部中央制御室エリア(コントロール建屋1F TMSL 12,300)

とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としており、上部中央制御室・下部中央制御室一体となった中央制御室陽圧化パウ
ンダリを構成する。

 : S A 範囲

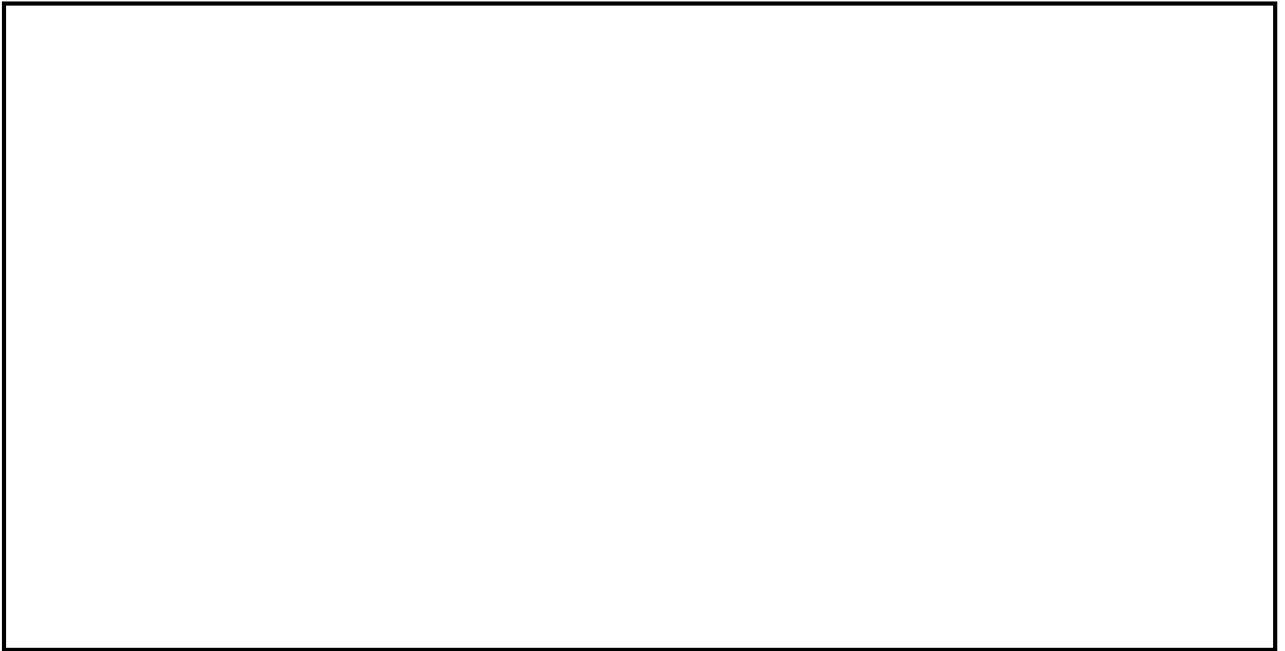


図 2.4-1 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備 系統概要図

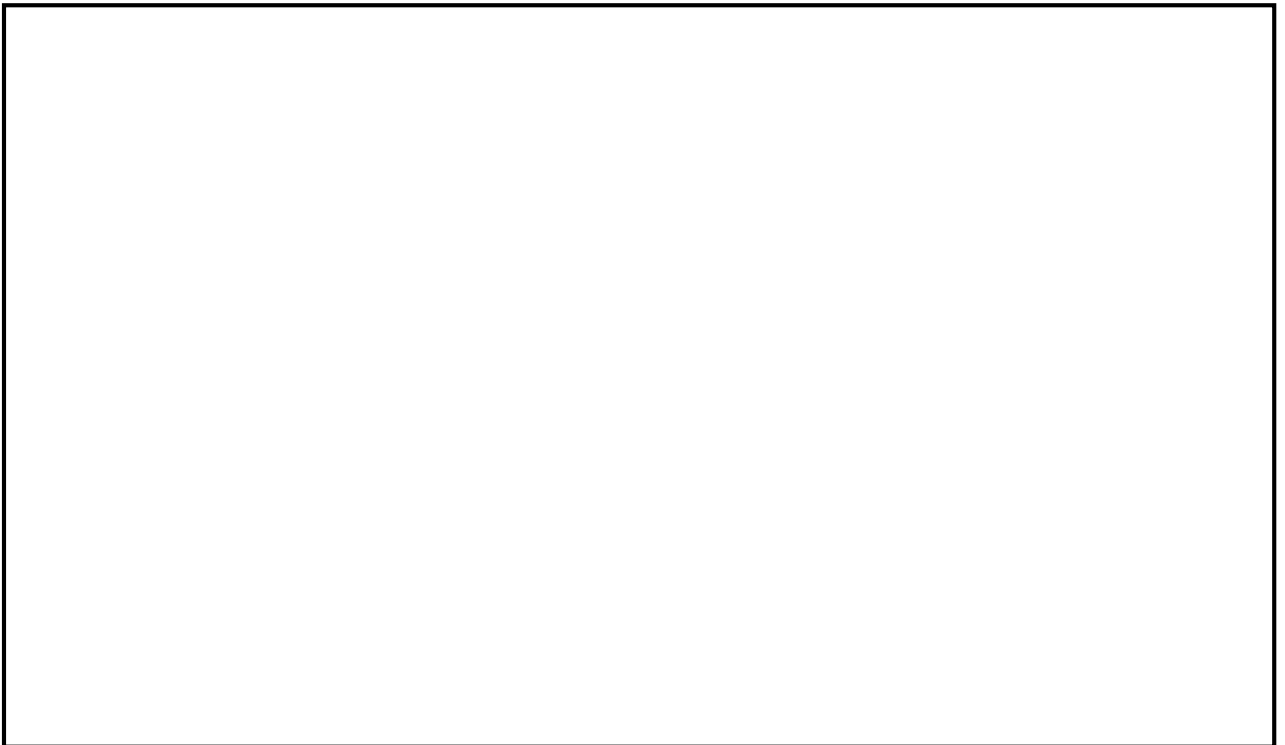


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ図

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。

2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧

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

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室のあるコントロール建屋の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-17℃と仮定すると、中央制御室及び中央制御室待避室の階層高さは最大 6m であるため、以下のとおり約 15Pa 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-17^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 6 \\ &= 1.506 \text{ kg/m}^2 \\ &\approx 15\text{Pa}\end{aligned}$$

このため、陽圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画 +20Pa とする。

また、中央制御室は隣接区画からのインリークを防止し、中央制御室待避室は中央制御室及び隣接区画からのインリークを防止する設計とし、中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧は図 2.4-3 のように、中央制御室を 20Pa 以上 40Pa 未満、中央制御室待避室を 60Pa 以上とする。

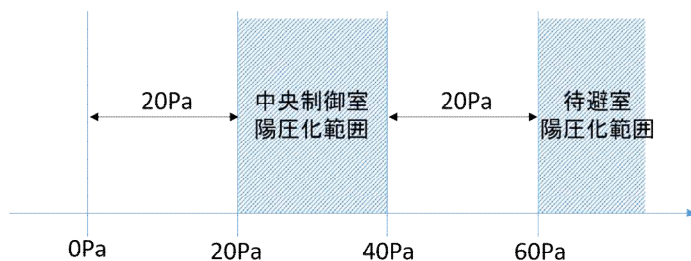


図 2.4-3 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。重大事故等発生時には外気取り入れのための隔離ダンパを全閉とし、中央制御室可搬型陽圧化空調機により希ガス以外の放射性物質をろ過した空気にて中央制御室バウンダリ全体を陽圧化することで、重大事故等発生時に中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を防止可能な設計とする。中央制御室陽圧化バウンダリの出入口には二重扉構造の均圧室を設け、出入りに伴う中央制御室内への放射性物質の侵入を防止する。

重大事故等発生時の中央制御室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要を図 2.4-4 に示す。

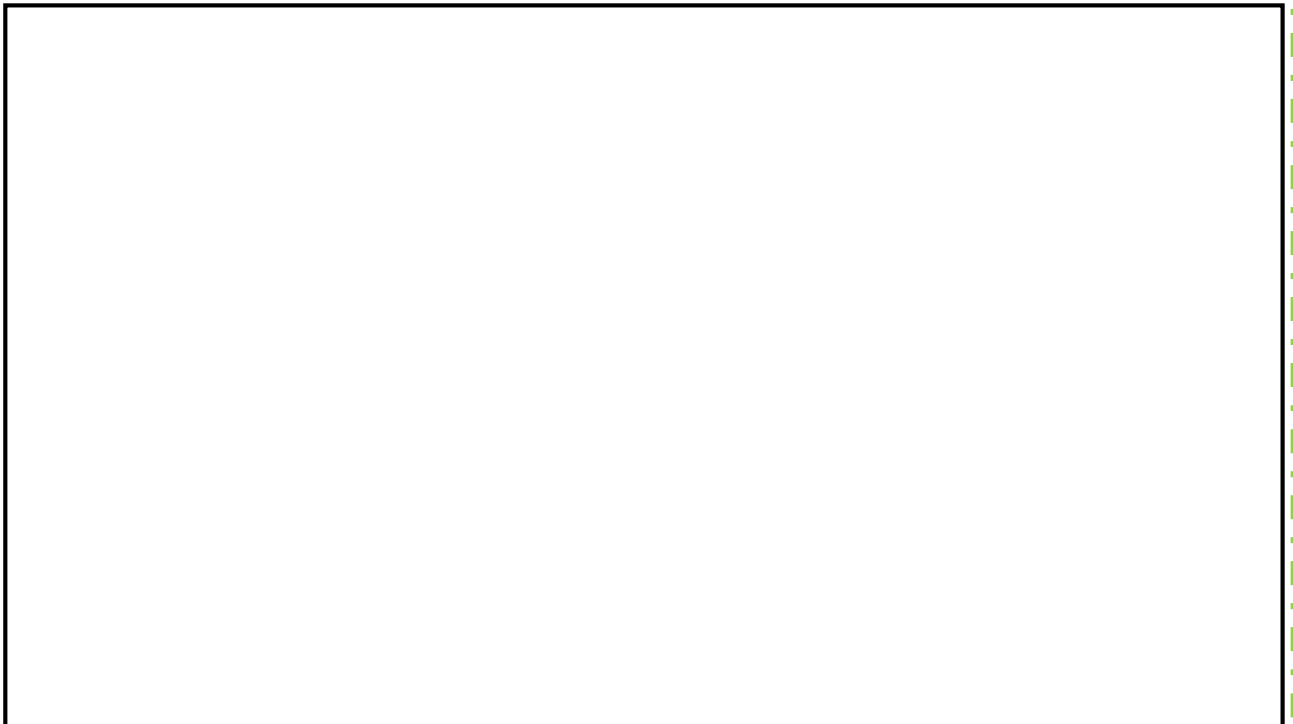


図 2.4-4 中央制御室換気空調系（空気ポンベ陽圧化設備）
系統概要図
（重大事故等発生時、プルーム通過前及びプルーム通過後）

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) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ の建屋躯体と一体となった壁であり、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。図2.4-5に中央制御室遮蔽位置を、また図2.4-6に中央制御室遮蔽の配置図を示す。



図 2.4-5 中央制御室遮蔽の概要 (NS 断面)



図 2.4-6 中央制御室の遮蔽 配置図

: S A 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。

(3) 可搬型陽圧化空調機

a. 設計風量

可搬型陽圧化空調機の設計風量は、中央制御室を陽圧化する必要風量とし、JIS A 2201に基づく気密性能試験から測定し決定した。

試験結果を図 2.4-7 に示す。3回の測定結果から求まる回帰曲線（通気特性式）より、中央制御室内を隣接区画+20Pa 以上+40Pa 未満の範囲内で陽圧化する必要風量は [] 未満となる。

よって、設計風量は上記風量に設計裕度をもった 4,500~6,000m³/h（6号炉側から 2,250~3,000m³/h, 7号炉側から 2,250~3,000m³/h）とする。

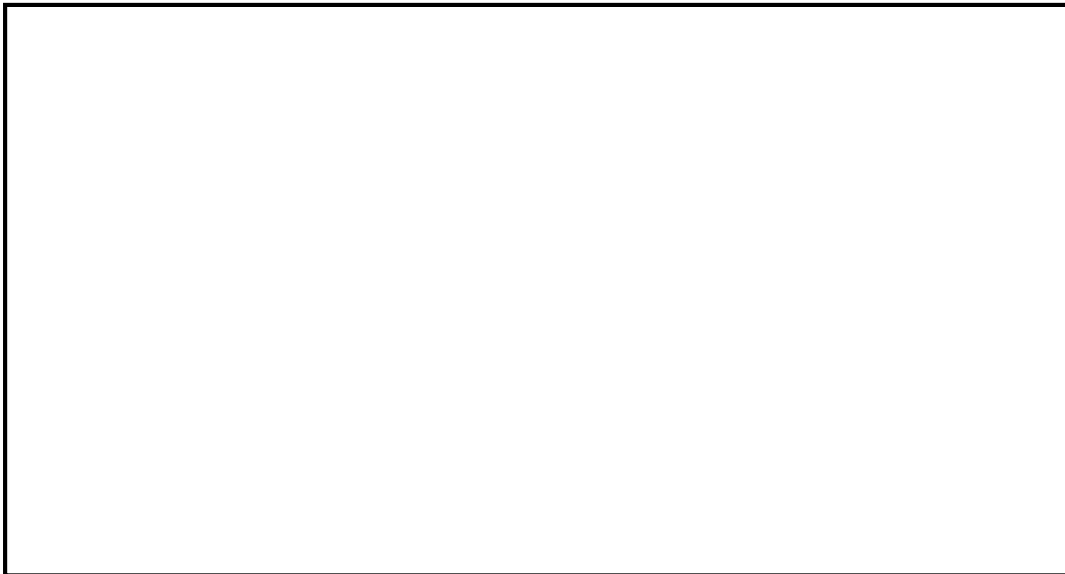


図 2.4-7 中央制御室の気密性能試験結果

上記設計風量を満足する、可搬型陽圧化空調機の定格風量及び設置台数、場所について表 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 可搬型陽圧化空調機の仕様、及び台数

項目	仕様等
定格風量及び 設置台数	1,500 m ³ /Hr/台×4台（予備2台） （6号及び7号炉共用）
設置場所	コントロール建屋地上1階 6号炉側及び7号炉側

b. 可搬型陽圧化空調機のフィルタ性能

可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの捕集効率を表 2.4-2 に示す。活性炭フィルタは乾燥剤を封入した密閉容器に保管することで、通常時の捕集性能劣化を防止する。

表 2.4-2 可搬型陽圧化空調機のフィルタ捕集効率

種類	総合除去効率 (%)
高性能フィルタ	99.9 (0.3 μ mPAO 粒子)
活性炭フィルタ	99.9 (相対湿度 85% 以下)

c. 機器構成

可搬型陽圧化空調機の機器概要図を図 2.4-8 に、可搬型陽圧化空調機の設置及び保管エリアを図 2.4-9 に示す。可搬型陽圧化空調機はプロワ及び中性能フィルタ、高性能フィルタ、活性炭フィルタから構成し、6号炉及び7号炉中央制御室にフィルタにより浄化された空気を供給することで中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化する。

 : S A 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。

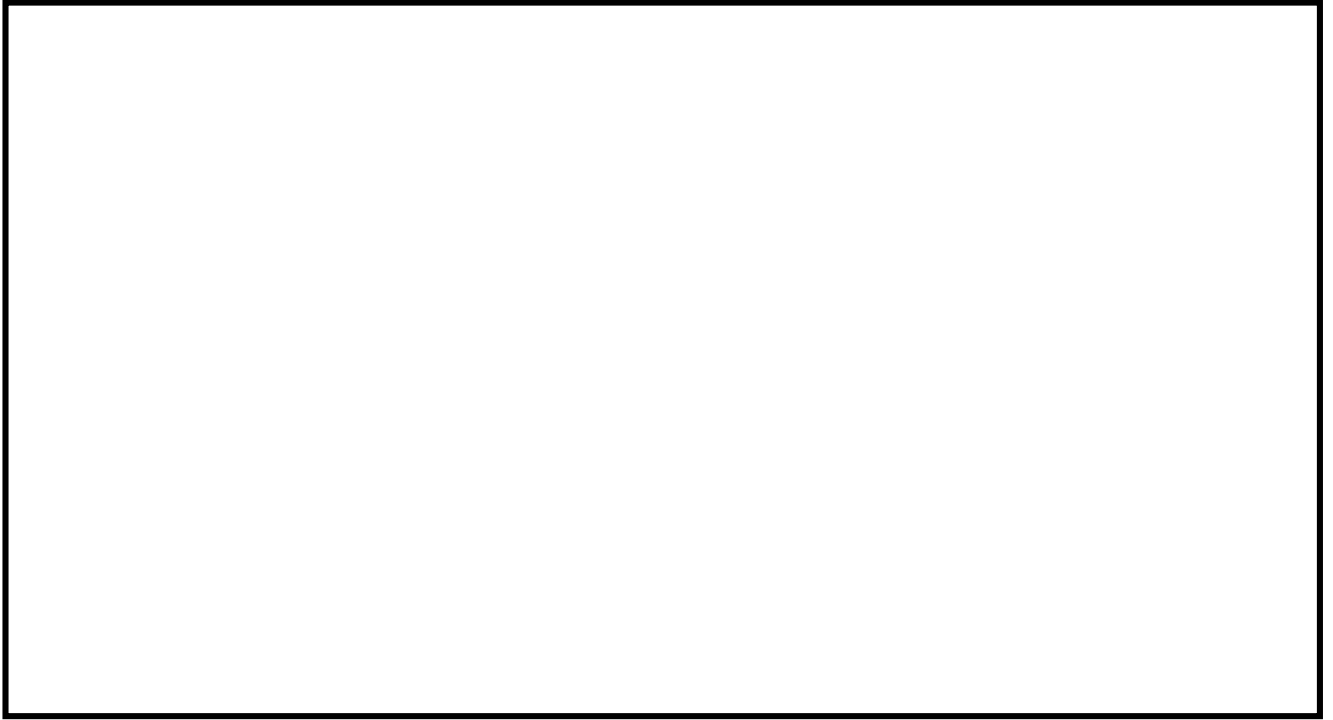


図 2.4-8 可搬型陽圧化空調機 機器概要図

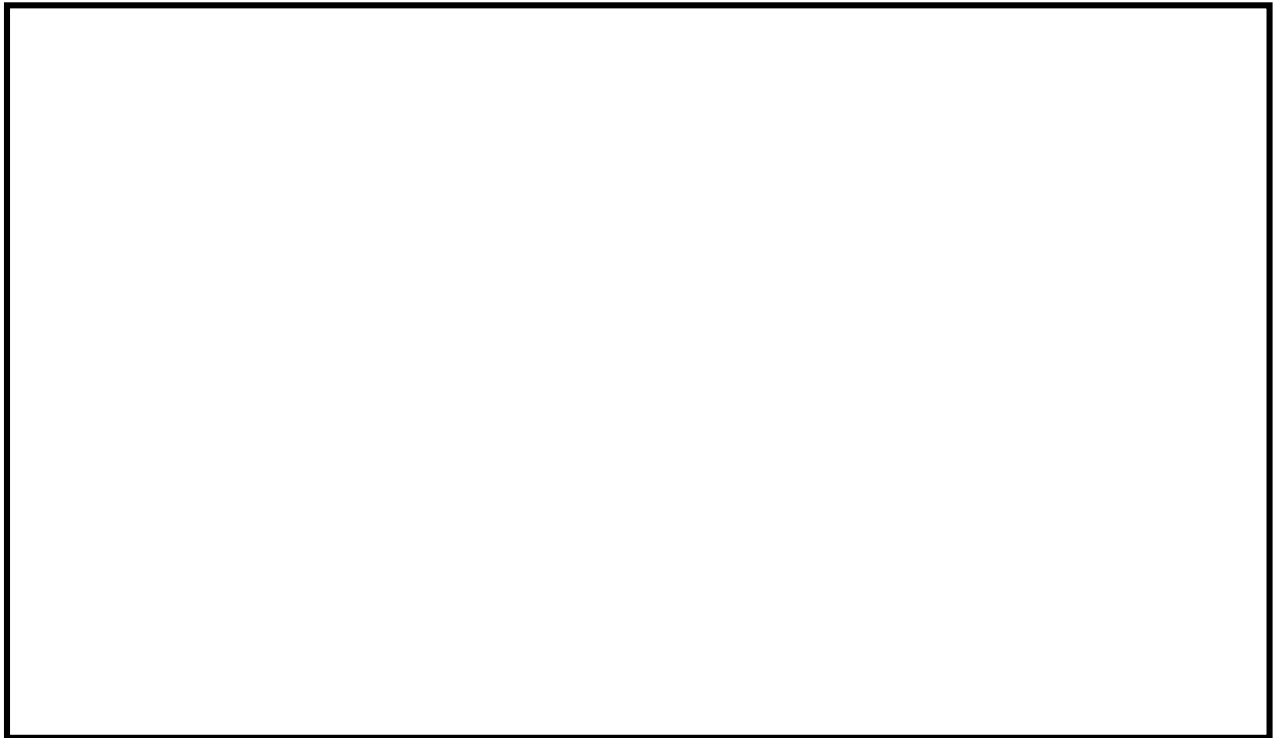


図 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の設置エリア

6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア（コントロール建屋 2F TMSL 17,300）と下部中央制御室エリア（コントロール建屋 1F TMSL 12,300）とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としている。そのため6号炉及び7号炉中央制御室それぞれにフィルタにより浄化された空気を供給することで、上部中央制御室エリア、下部中央制御室エリアの中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化することができる設計とする。

 : S A 範囲

(4) 中央制御室換気空調系隔離ダンパ

重大事故等発生時において、中央制御室を陽圧化するために閉操作する中央制御室換気空調系隔離ダンパの系統概要図を図 2.4-10 に示す。操作対象の隔離ダンパは、6号炉及び7号炉各々に給気側4弁、排気側2弁の合計12弁あり、全交流動力電源喪失時においても、手動でダンパ閉操作可能な構造となっている。

中央制御室換気空調系隔離ダンパの配置図を図 2.4-11（7号炉）、図 2.4-12（6号炉）に示す。隔離ダンパ閉操作は、中央制御室の隣の中操空調換気空調系送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はなく、隔離ダンパ閉操作もハンドルを閉側に回す作業のみであり、各号炉運転員2名により30分程度で実施可能な見込みである。

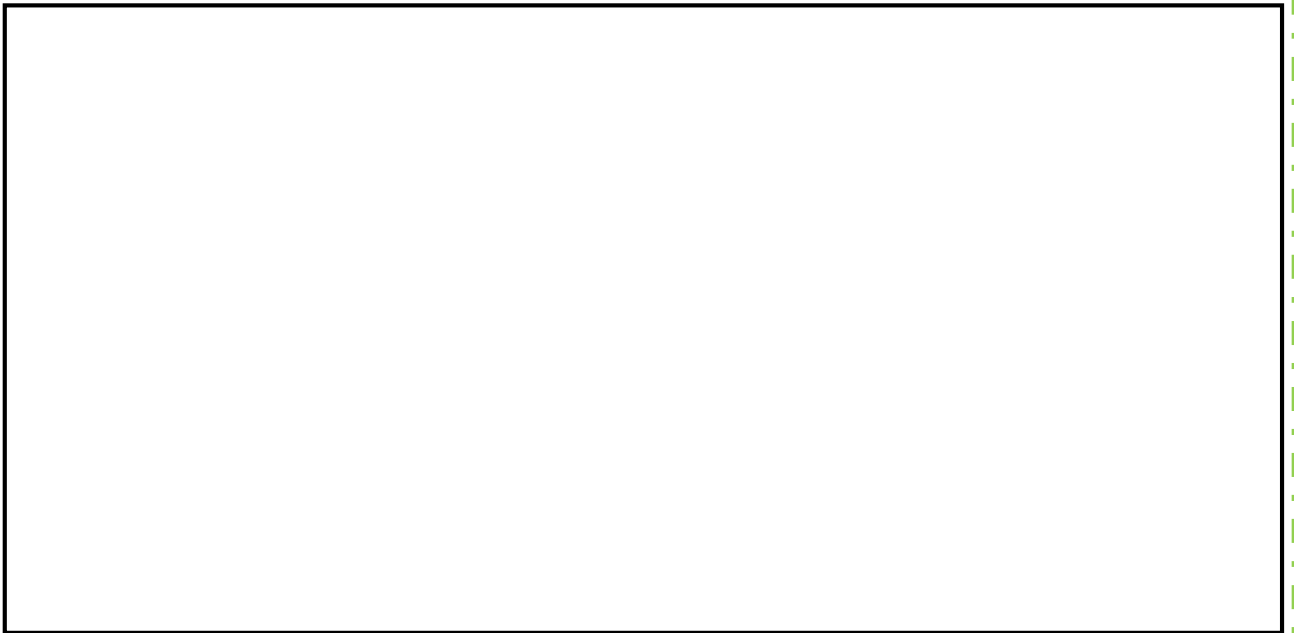


図 2.4-10 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 系統概略図

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。

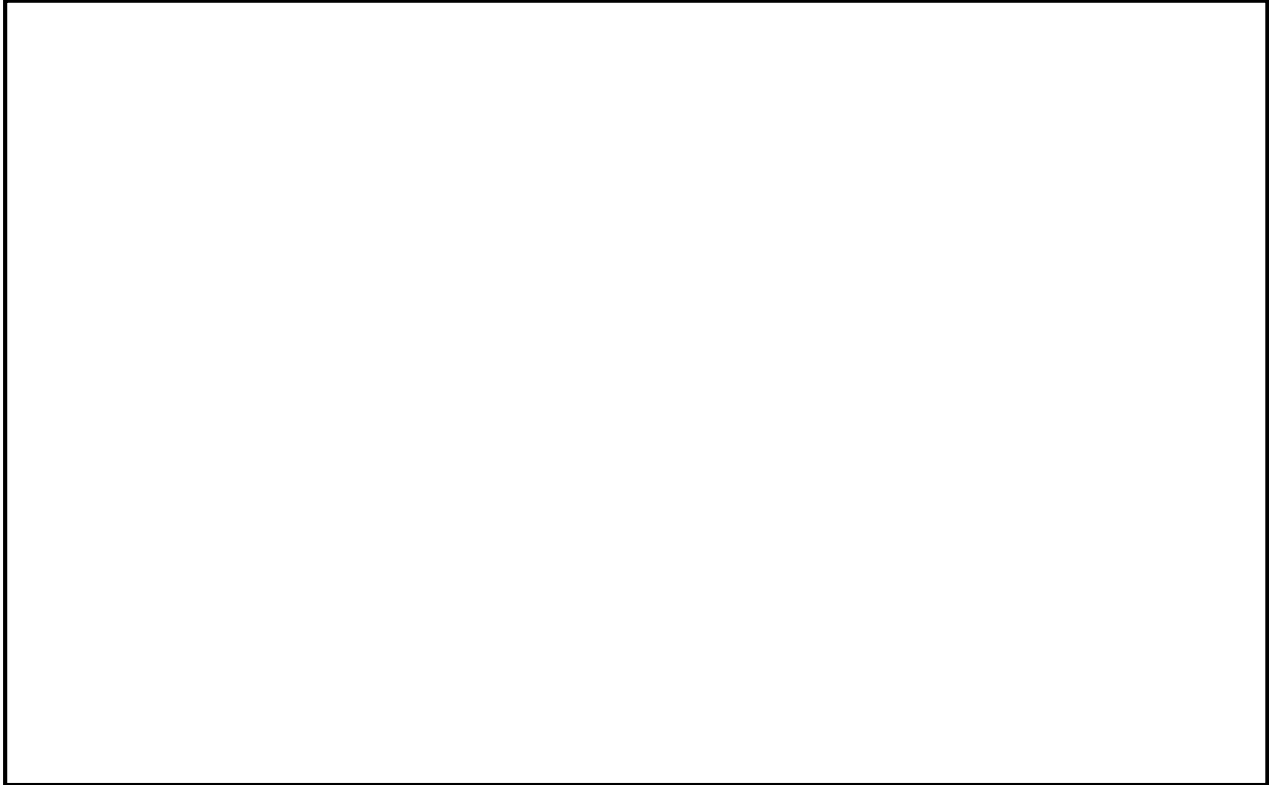


図 2.4-11 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（7号炉）

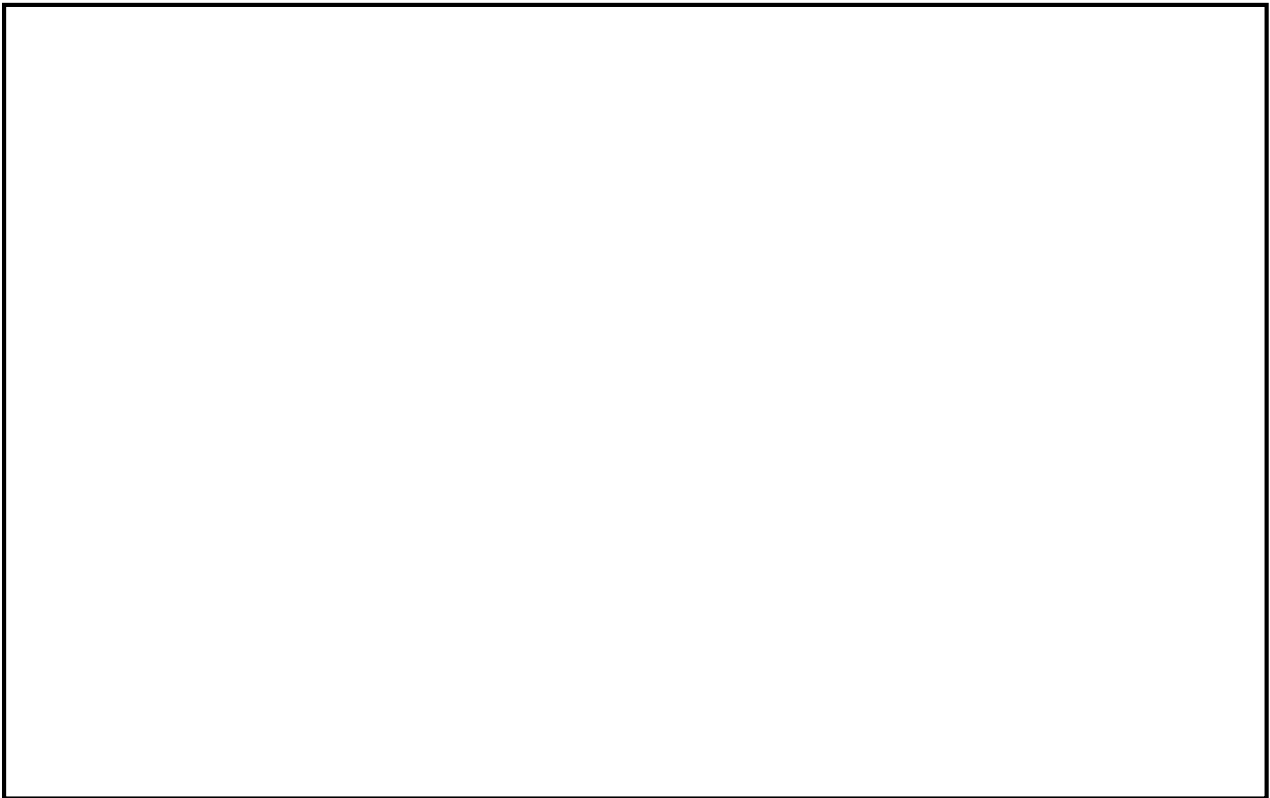


図 2.4-12 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（6号炉）

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室待避室はコンクリート壁又は鉛等により遮蔽性能を高めた設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、空気ポンベ陽圧化設備により中央制御室待避室を陽圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。空気ポンベ陽圧化設備には、設計拡張設備（自主的安全対策設備）として、屋外から可搬型のカードル式空気ポンベユニットを接続することで、空気ポンベ容量を追加可能な設計とする。

重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を空気ポンベ陽圧化設備により陽圧化するとともに、中央制御室を可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、中央制御室の遮蔽内への希ガスを除く放射性物質を低減し、待避室での滞在中に中央制御室内に取り込んだ放射性物質のからの直接線影響の低減、及び待避室から中央制御室へ出る場合において、マスクを着用しなくても放射性物質の体内への取込みを低減可能な設計とする。

ここで、陽圧化の差圧は、中央制御室とコントロール建屋、中央制御室待避室とコントロール建屋の差圧を差圧計により、2.4.2項に示す陽圧化設計圧力値を監視することとし、コントロール建屋／中央制御室／中央制御室待避室の差圧は均圧室の扉閉により確保する。

なお、中央制御室待避室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要を図2.4-13に、カードル式空気ポンベユニットの配置図を図2.4-14に示す。

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。

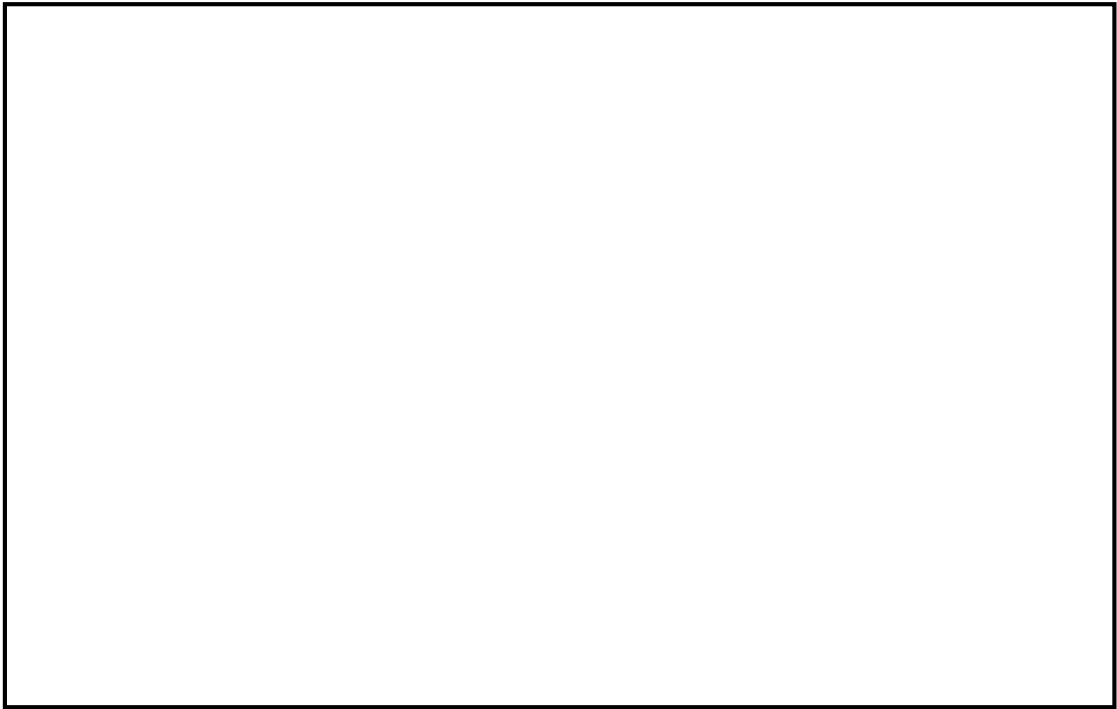


図 2.4-13 中央制御室換気設備の系統概要図
(重大事故発生時，プルーム通過中)

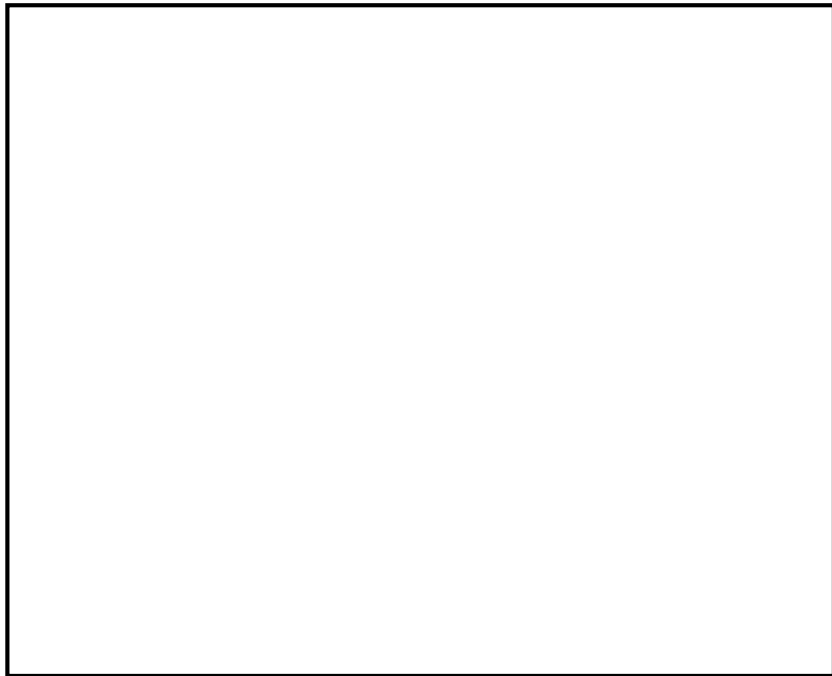


図 2.4-14 カードル式空気ポンプユニット配置場所

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。

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避室の収容人数は、6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名が収容可能な設計とする。中央制御室待避室のレイアウトを図2.4-15に示す。

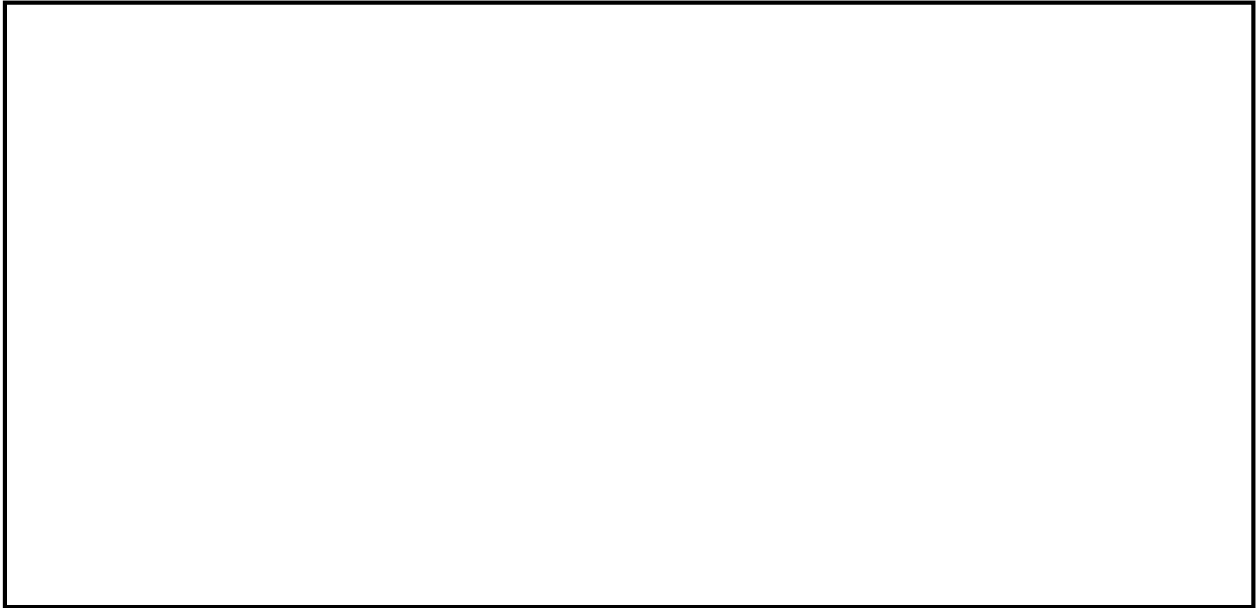


図 2.4-15 中央制御室待避室 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、コンクリート300mm、若しくはそれと同等以上の遮蔽能力を期待できる鉛壁（一部、可搬遮蔽装置）、若しくはコンクリート・鉛の複合壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。概要は図2.4-14に示すとおり。

(4) 空気ポンベ陽圧化設備

a. 系統構成

中央制御室待避室の空気ポンベ陽圧化設備の系統概要図を図2.4-16に示す。

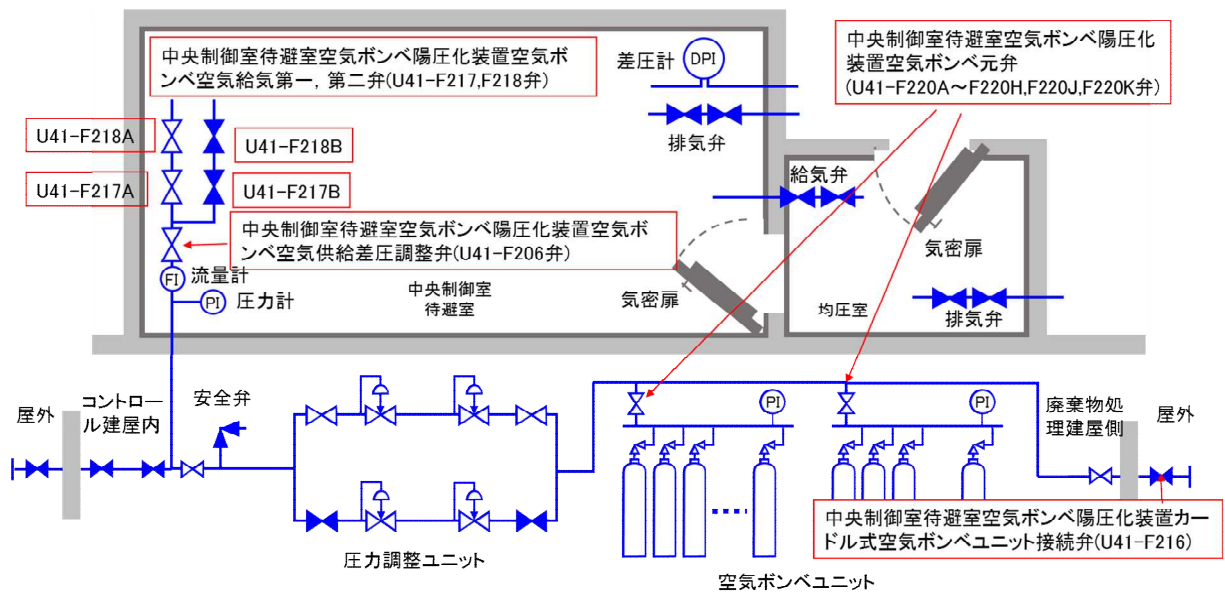


図2.4-16 空気ポンベ陽圧化設備 系統概要図

b. 必要空気供給量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=20名
- ・ 許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（労働安全衛生規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度：C₀=0.039%（標準大気中の二酸化炭素濃度）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量：Q₁=100×M×n / (C-C₀) m³/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039)$$

$$= 95.45$$

$$\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h}$$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数：n=20名
- ・ 吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度：b=18%（労働安全衛生規則）
- ・ 成人の呼吸量：c=0.48m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量：Q₁=c×(a-d)×n/(a-b) m³/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 14.81 \\ &\approx 14.9 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上より、空気ポンベ陽圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の95.5m³/hとする。

c. 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を10時間陽圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の95.5m³/h及びポンベ供給可能空気量5.50m³/本から下記の通り174本となる。なお、中央制御室待避室においては陽圧化試験を実施し必要ポンベ本数が10時間陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ ポンベ内容積：46.7L
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力：0.89MPa
- ・ ポンベ供給可能空気量：5.50m³/本（at -4℃）

以上より、必要ポンベ本数は下記の通り174本以上となる。

$$\begin{aligned} &95.5 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \\ &= 173.7 \\ &\approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

d. 空気ポンベ設置エリア

空気ポンベの配置を図2.4-17に示す。空気ポンベは、コントロール建屋1階及び廃棄物処理建屋1階に配置し、コントロール建屋2階の中央制御室待避室に空気を供給する。

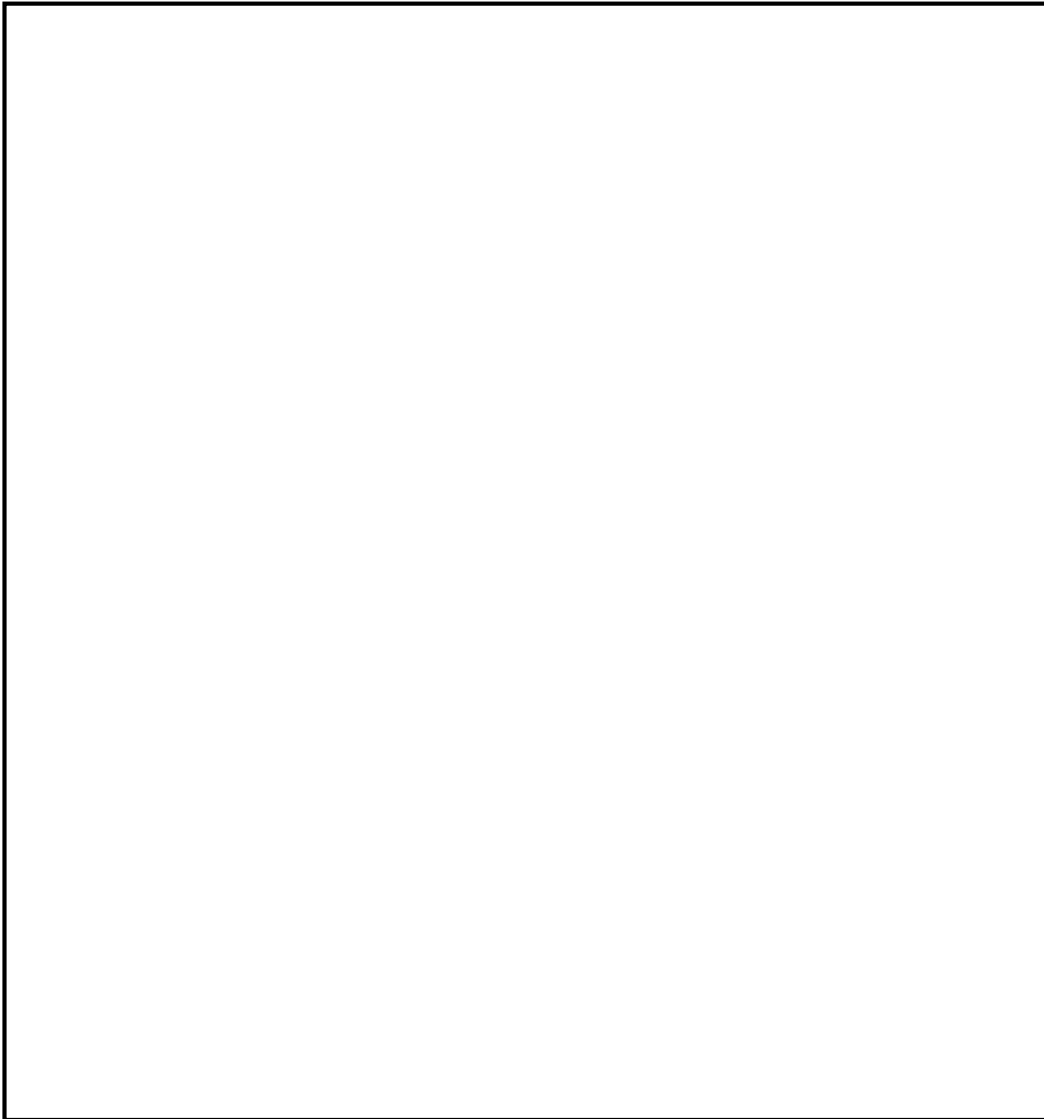


図2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

e. カードル式空気ポンベユニット（空気ポンベカードル車）

運転員の更なる被ばく線量低減として、空気ポンベ陽圧化時間の延長を可能とするため、空気ポンベカードル車を配備することで、外部から空気ポンベを接続可能な設計とする。

カードル式空気ポンベユニットの概念図を図 2.4-18 に示す。カードル式空気ポンベユニットは、重大事故等発生時において屋外の接続口に高圧ホースを介して接続することで、コントロール建屋内から常設の空気ポンベ陽圧化設備側との切り替え操作が可能な設計とする。

なお、カードル式空気ポンベユニットの空気ポンベは、常設の空気ポンベ陽圧化設備の空気ポンベと同等の 174 本以上の容量を確保可能な設計とする。ポンベユニット必要空気量，必要供給量については，前出 2.4.4(4) b. ならびに c. の通り。

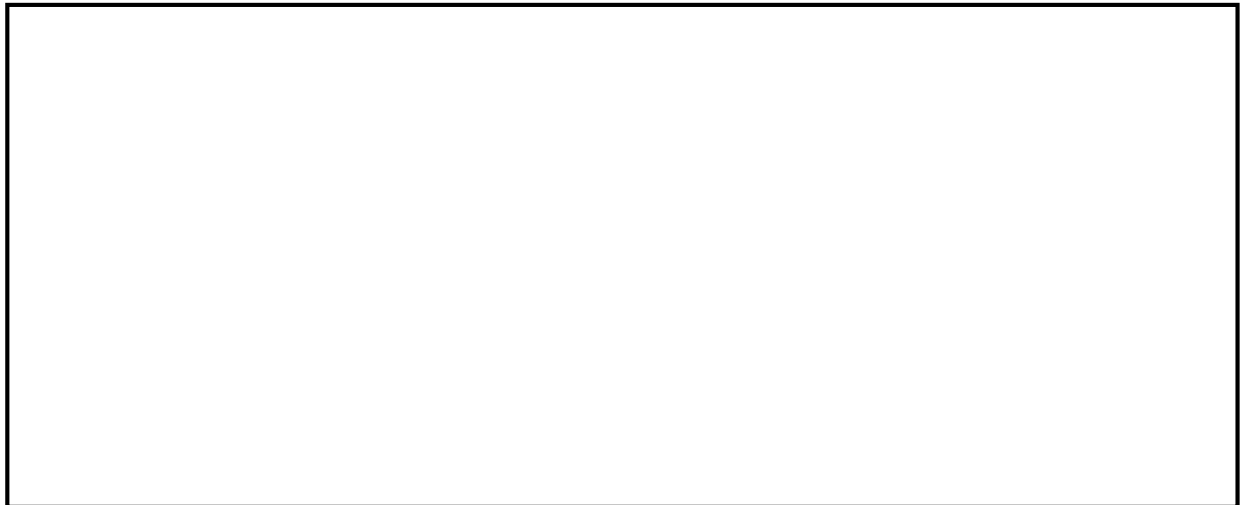


図 2.4-18 カードル式空気ポンベユニット 概念図

(5) 中央制御室換気空調系の運転状態比較

中央制御室の換気空調系の状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時を比較、図示すると以下の通りとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2) に示す。

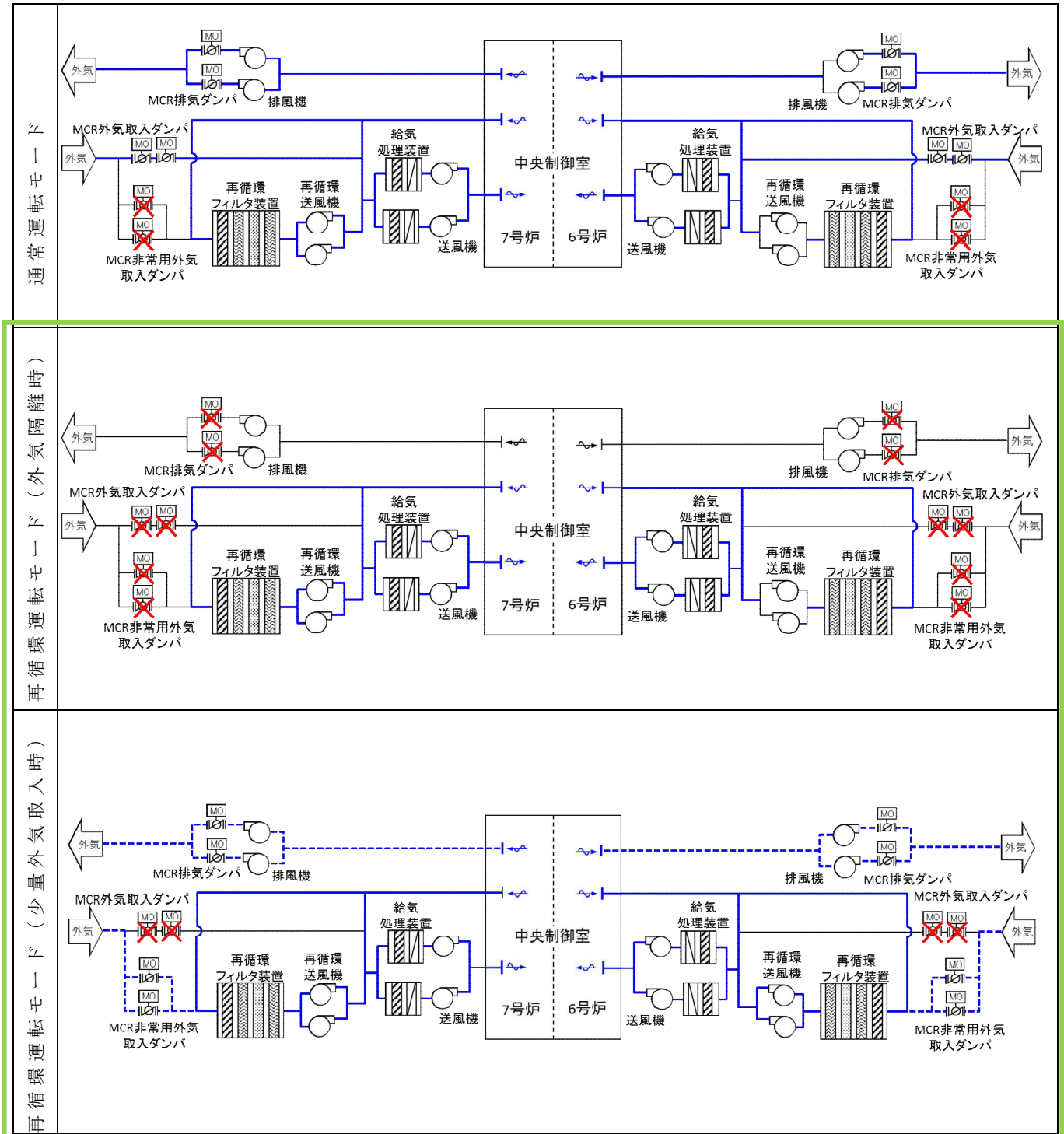


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2)

重大事故時のプルーム通過前・後、及びプルーム通過中の運転モードを図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）に示す。

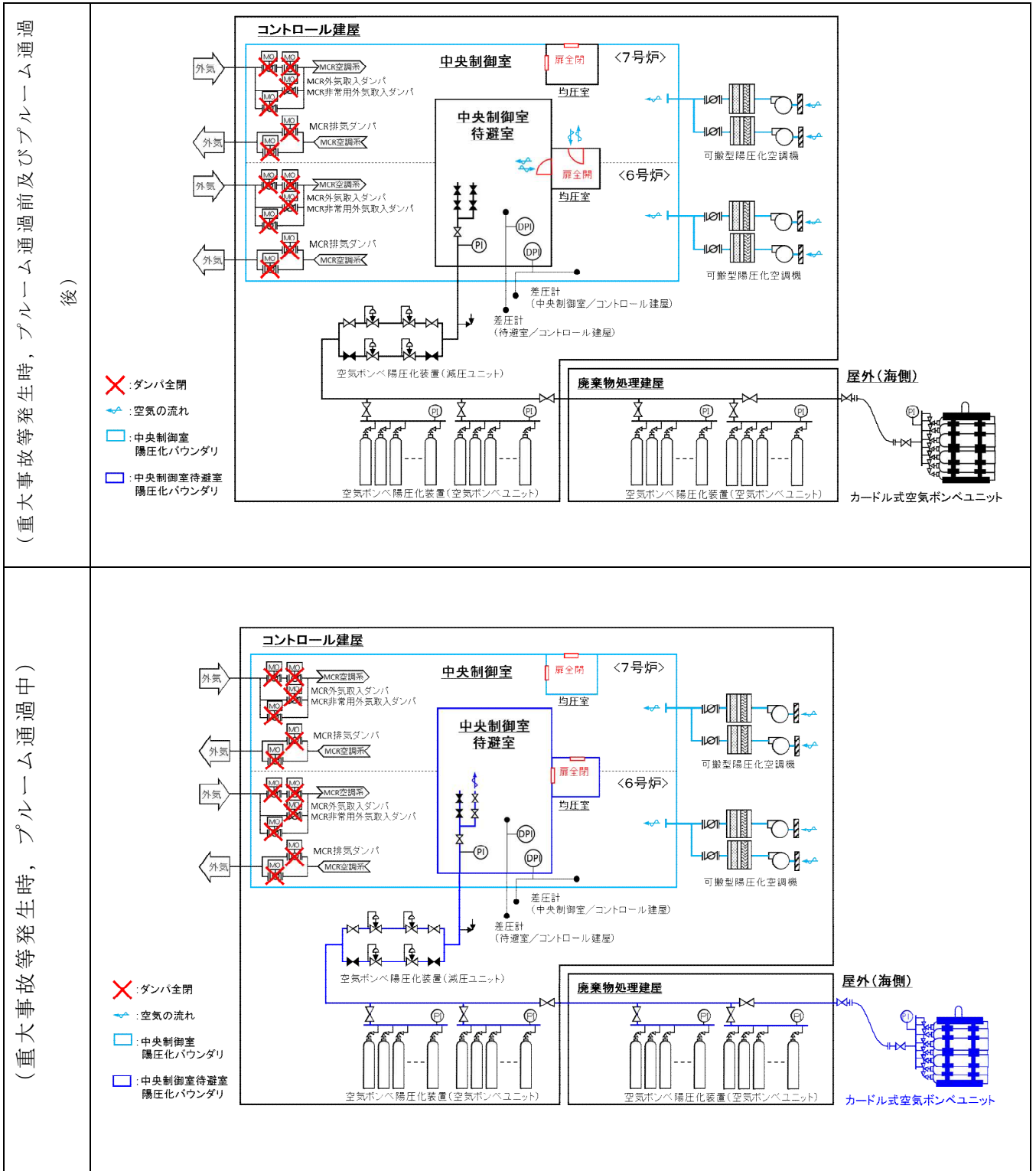


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（2/2）

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には，運転員が格納容器圧力逃がし装置作動に際して，水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え，原子炉格納容器内の状態，使用済燃料プールの状態，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を設置する設計とする。データ表示装置は6号及び7号炉用に1台ずつ設置する。

なお，データ表示装置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。

データ表示装置で確認できる主なパラメータを表 2.4-3，データ表示装置に関するデータ伝送の概要を図 2.4-20 に示す。

また，中央制御室待避室において，運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるよう，中央制御室待避室には，無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）を設置する設計とする。無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）は，6号及び7号炉用に各々1台ずつ設置する。

中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : S A 範囲

表2.4-3 データ表示装置で確認できる主なパラメータ
(6号及び7号炉共通)

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
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高压炉心注水系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高压代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)
	復水貯蔵槽水位
	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
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
	サプレッション・チェンバ・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度



 : S A 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

中央制御室待避室には、格納容器圧力逃し装置作動時において運転員がとどまれるようにするため、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備する。

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うに必要な照度を有するものを、可搬型蓄電池内蔵型照明を1台、乾電池内蔵型照明を2台配備する。表2.4-4に中央制御室待避室に配備している可搬型照明を示す。


表 2.4-4 中央制御室待避室に配備する可搬型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備1台)	<ul style="list-style-type: none"> 定格電圧：交流100V 点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	中央制御室待避室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(単一×3) 点灯可能時間：約72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。)

 : S A 範囲


酸素濃度・二酸化炭素濃度計は中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-5に中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計を示す。

表2.4-5 中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約40時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	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。）

可搬型エリアモニタは中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを、1台配備する。表2.4-6に中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタを示す。

表2.4-6 中央制御室待避室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	
可搬型エリアモニタ 	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	0.001～99.99mSv/h
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約120時間 （バッテリー切れの場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）
	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、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（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 に示すとおり代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機、以下単にガスタービン発電機）からの給電を可能としている。

ガスタービン発電機の容量は、中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、冷却材喪失時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失（以下、大 LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失）に対して、表 2.5-1 に示すとおり十分な電源供給容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、図 2.5-4 に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無電源で点灯する蓄電池内蔵型照明を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（事故発生後 70 分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電する可搬型蓄電池内蔵型照明により、必要な照度を確保する。

また、運転員のシミュレーション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、直流非常灯下で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、可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタンタイプ LED ライト、ヘッドライト等の乾電池内蔵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、居住性に係る被ばく評価においては、中央制御室可搬型陽圧化空調機の設置時間を考慮し、全交流動力電源喪失発生後、12 時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住性が確保されていることを確認している。（可搬空調機の起動時間については 12 時間から 3 時間へ短縮予定。）

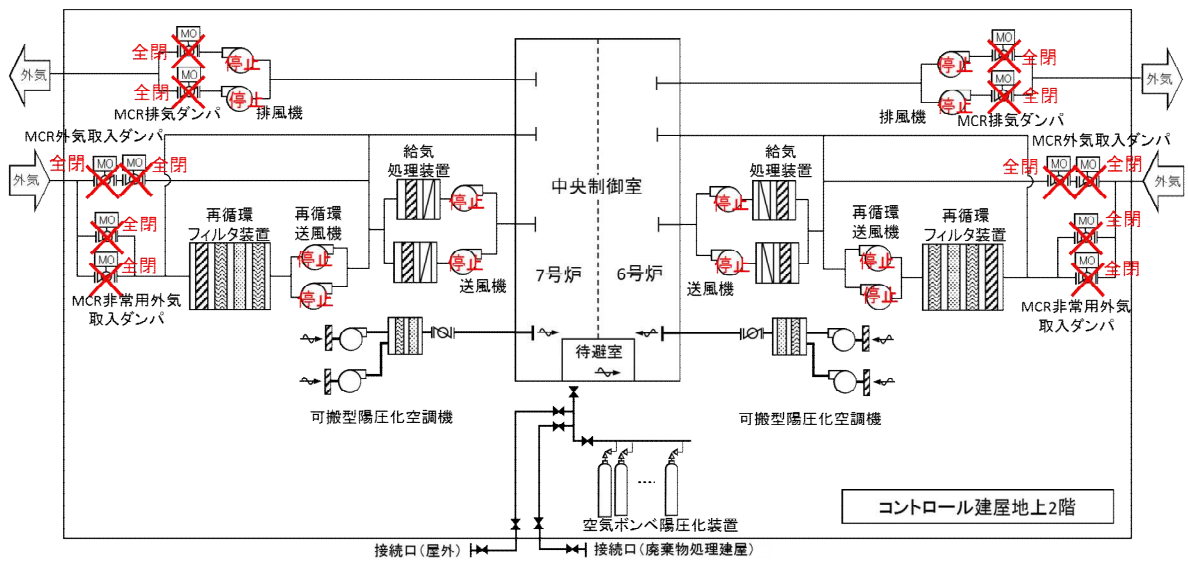


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要（重大事故等時）

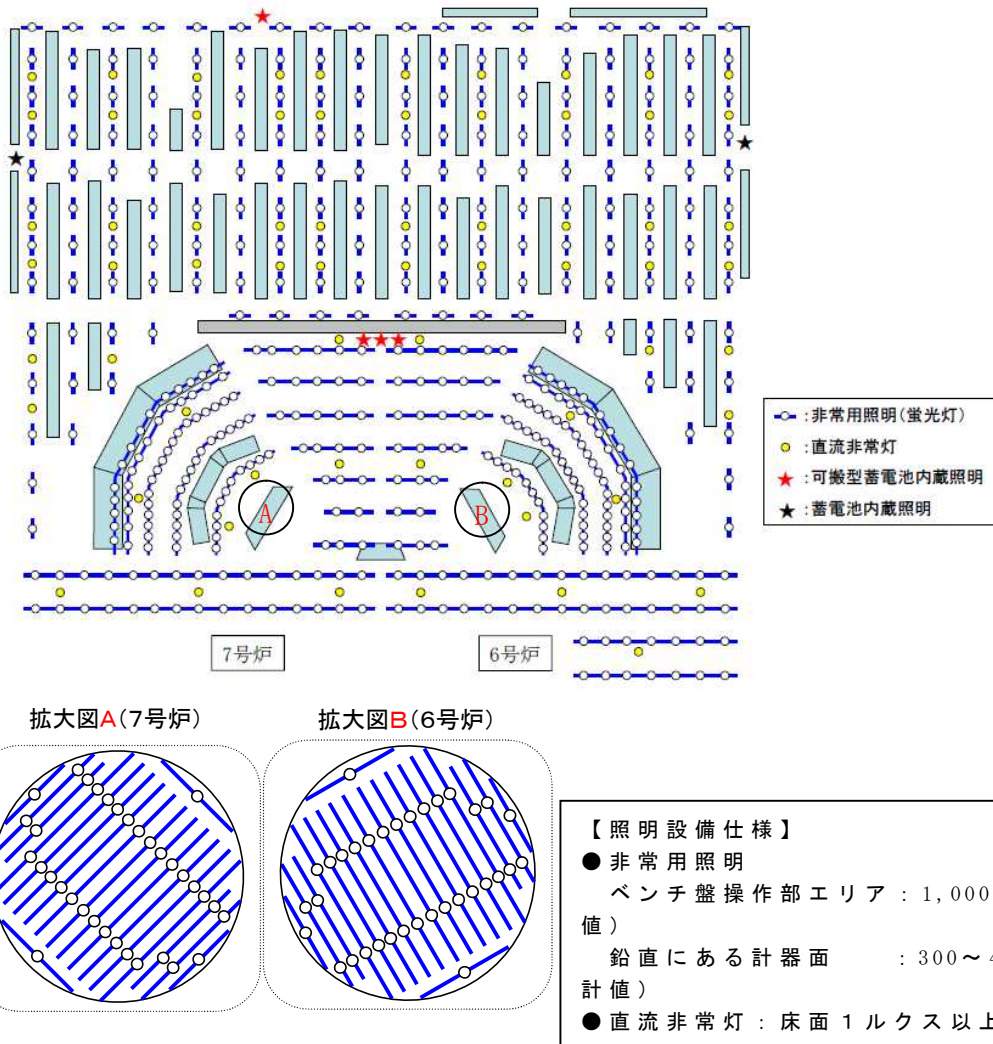


図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

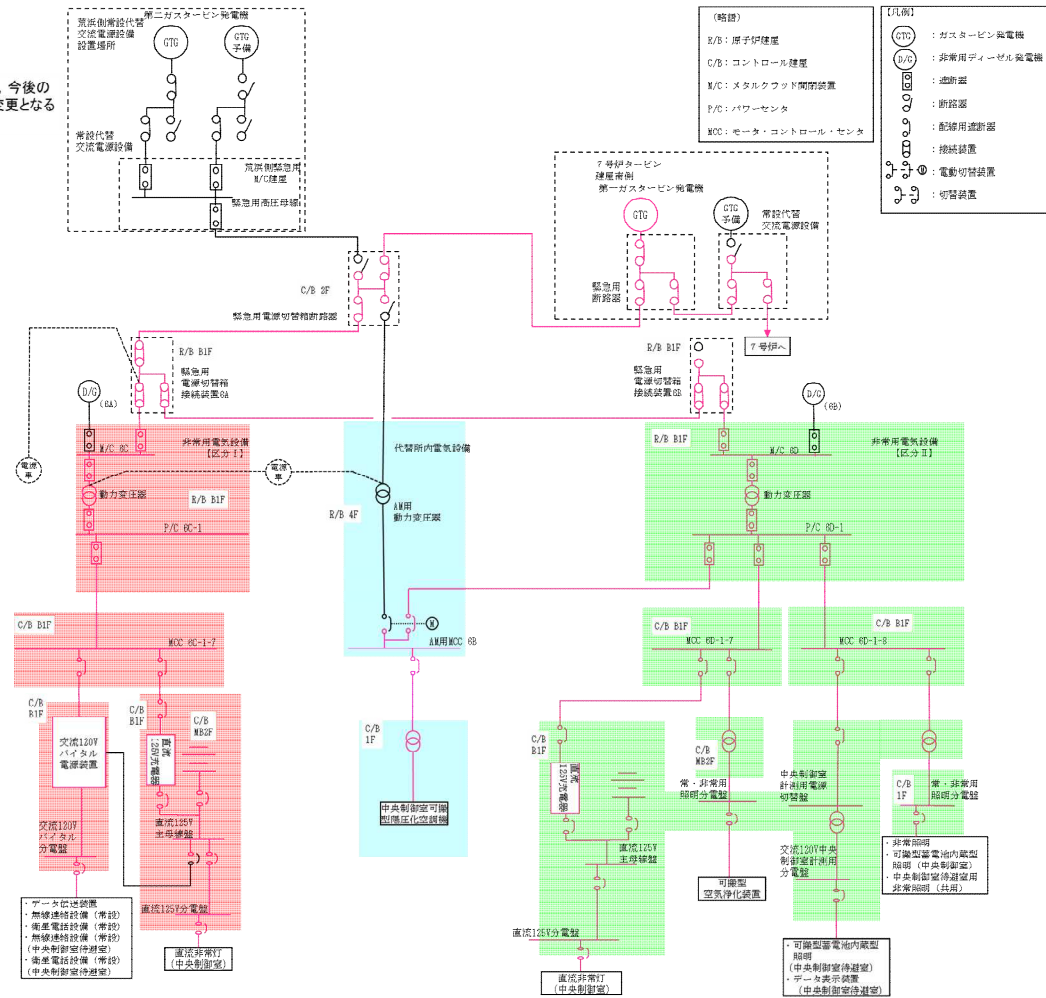


図 2.5-3 6号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

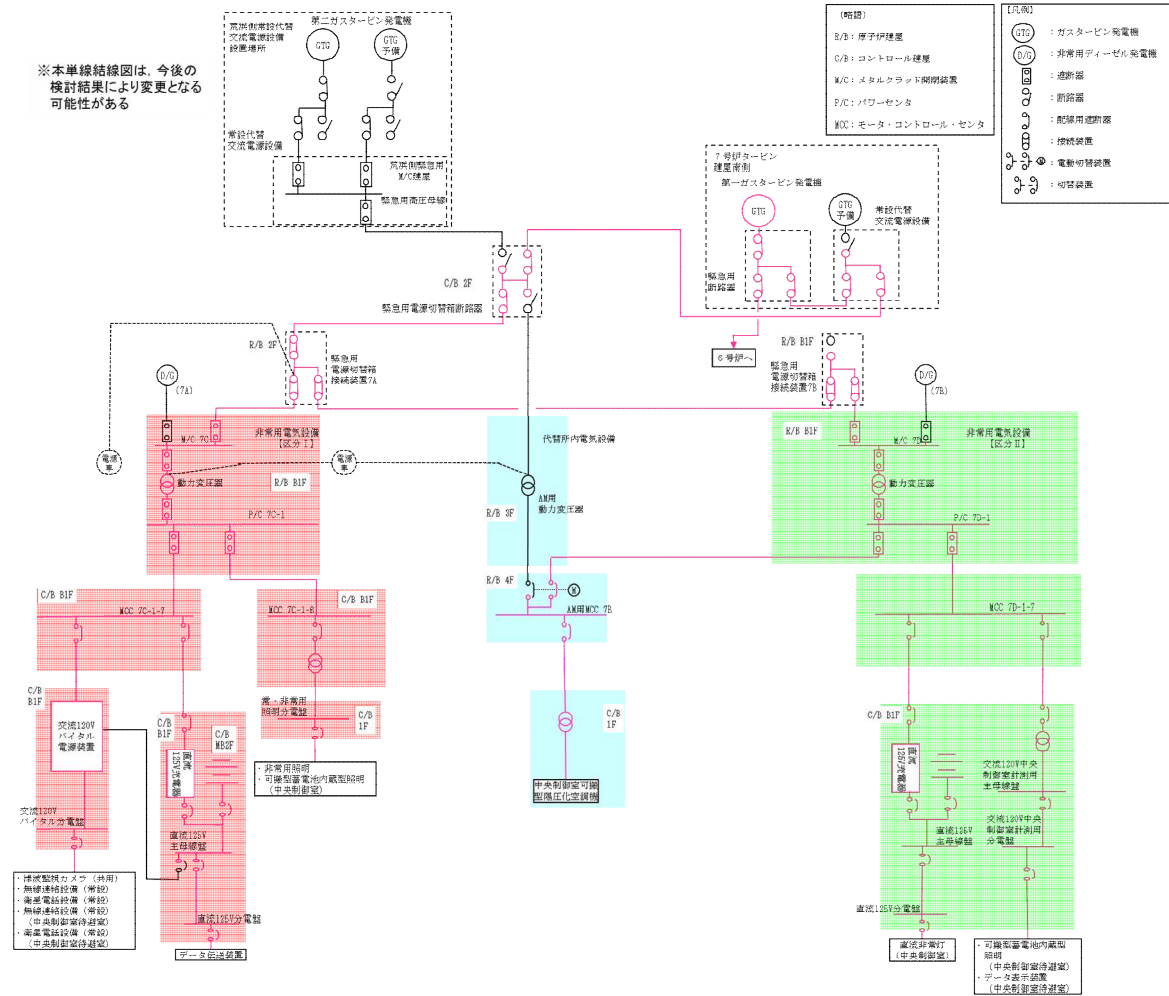


図 2.5-4 7号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

表 2.5-1 ガスタービン発電機(連続定格容量 2,950kW)の最大所要負荷
 (※第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機とも)

負荷		6号炉	7号炉
(1)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
(2)	非常用照明	約 24kW	約 27kW
(3)	直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
(4)	直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
(5)	AM用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
(6)	直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
(7)	交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B	約 29kW	約 23kW
(8)	復水移送ポンプ (2台)	110kW	110kW
(9)	残留熱除去系ポンプ※	540kW	540kW
(10)	その他機器	約 164kW	約 191kW
小計		約 1,159kW	約 1,183kW
計		約 2,342kW	

※「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において不要であるが、保守的に容量としては見込む。なお、電源車からの給電時は不要である。



(通常点灯状態)



(直流非常灯点灯状態)

図 2.5-5 非常灯照明下で中央制御室の状況

 : SA 範囲

(1) 可搬型蓄電池内蔵型照明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蓄電池内蔵型照明は、6号炉及び7号炉にて3台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型蓄電池内蔵型照明が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

表 2.5-2 に中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

表 2.5-2 中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備 1 台)	・ 定格電圧：交流100V ・ 点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	20台 (6号炉, 7号炉共用) (中央制御室対応として 中央制御室主盤エリア5台+中央制御室裏盤エリア10台+中央制御室待避室2台+予備3台)	電源：乾電池 (単一×3) 点灯可能時間：約72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。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト) 	中央制御室	4台 (6号炉, 7号炉共用) (ランタンタイプLEDの補助)	電源：乾電池 (単三×6) 点灯可能時間：約30時間 ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	100台 (6号炉及び7号炉の運転員全員に配備)	電源：乾電池 (単三×1) 点灯可能時間：約8時間 (管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は、図 2.5-5 に示すとおり大型表示盤から約 5m の主盤位置と約 8m の机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1ルクス）に対し、大型表示盤表面で約 20 ルクス of 照度を確認し、監視操作が可能であることを確認している。



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

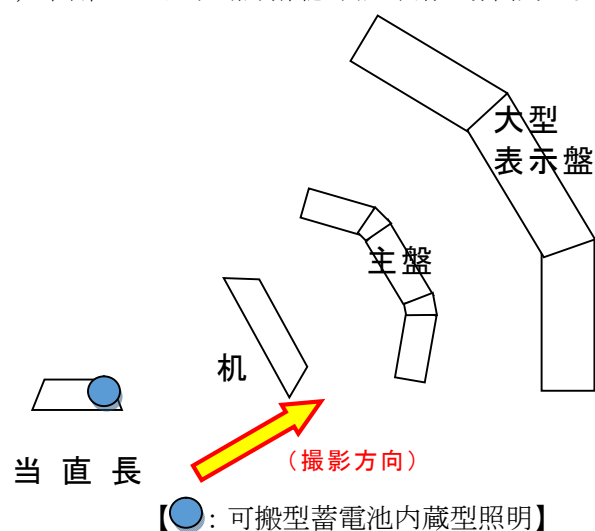


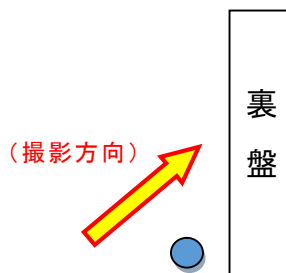
図 2.5-6 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について、図 2.5-6 に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で、制御盤表面で約 10 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。



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



【●: 可搬型蓄電池内蔵型照明】



(上記撮影を逆方向から撮影、右端が照明設備)

図 2.5-7 裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

○ : S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前から作動後にわたっての、中央制御室待避室の運用を以下にまとめる。図 3.1-1 に原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要を示す。

(1) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

運転員等は重大事故等時において、原子炉格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、以下設備、資機材の運用準備を行う。

表3.1-1 中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	(・可搬型陽圧化空調機を用いることにより、中央制御室バウンダリ全体が陽圧化されていること) ・中央制御室待避室の遮蔽設備の設置 ・中央制御室待避室の空調隔離ダンパの閉止 ・中央制御室待避室の酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタの配置、電源入 ・空気ポンベ陽圧化設備による中央制御室待避室の加圧
監視設備	・6号炉、7号炉のデータ表示装置(待避室)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、6号炉、7号炉各々の無線連絡設備(常設)(待避室)、衛星電話設備(常設)(待避室)の準備(通話確認)

(2) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室内外差圧計器を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、中央制御室待避室内が陽圧化されていることを確認する。また酸素濃度・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0.5%以下であるこ

と)を確認するとともに、中央制御室待避室の放射線量率を可搬型エリアモニタにて監視する。

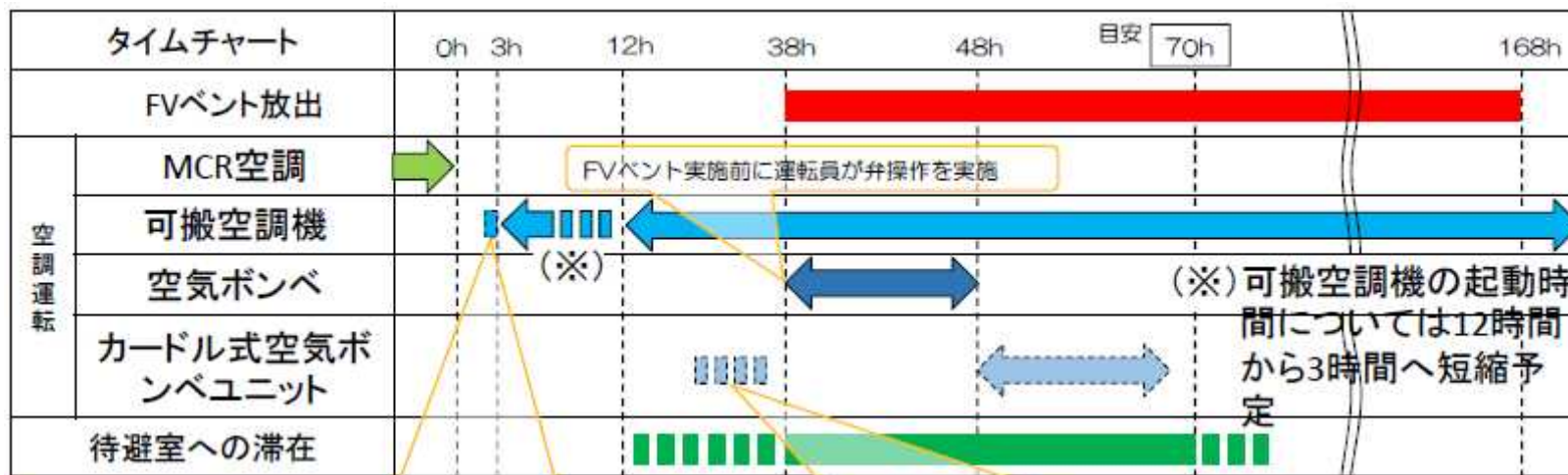
中央制御室待避室にとどまっている間にも、6号炉及び7号炉のデータ表示装置(待避室)を用いることで、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動状況はじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また中央制御室待避室に通信連絡設備を設置し、緊急時対策所本部等との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避室にこれら設備を設置することで、中央制御室制御盤エリアに居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

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

(3) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後(待避解除)

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動に伴うプルーム放出後は、中央制御室制御盤エリアの放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で、緊急時対策所本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

 : S A 範囲



初動対応完了後1h程度の間には運転員が隔離ダンパ閉止・仮設ダクト接続・フィルタ取付・操作SWによる起動操作を実施

参集要員2名以上で高台（予定）から空気ポンベカードル車5台をコントロール建屋周辺に移動させ接続作業を実施（以後は建屋内での弁操作のみで使用可能）

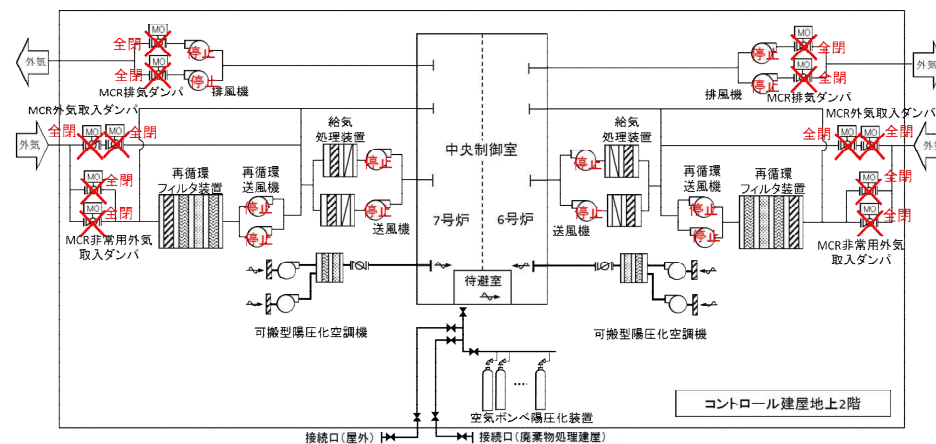


図 3.1-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

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

表 3.2-1 防護具

品名	配備数（6/7号炉共用）※7			
	免震重要棟内 緊急時対策所	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内 (参考)
不織布カバーオール	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
全面マスク	810 個※3	810 個※3	180 個※10	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個※2	3,780 個※2	840 個※9	約 5,000 個
アノラック	945 着※4	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	40 足※5	10 足※12	約 300 足
タンゴステンベスト	14 着※6	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	—	—	5 台	約 20 台

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕。以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）

※6：14名（プルーム通過時現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍

※9：※8×2

※10：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用4台＋予備1台

： S A 範囲

・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

初動態勢時（1 日目），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 164 名 + 自衛消防隊 10 名であり，機能班要員 84 名，現場要員 80 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は 12 時間に 1 回交代するため，2 回の交代分を考慮する。また，現場要員 80 名は，1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2 日目以降），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 71 名であり，機能班要員 54 名，現場要員 17 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は 7 日目以降に 1 回交代するため，1 回の交代分を考慮する。また，現場要員は 1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交代} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 71 \text{ 名} + 10 \text{ 名} + 17 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,521 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【中央制御室】

要員数 18 名は，運転員（中操）7 名と運転員（現場）11 名で構成されている。このうち，運転員（中操）は，中央制御室内を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がない。ただし，運転員は 2 交代を考慮し，交代時の 1 回着用を想定する。また，運転員（現場）は，1 回現場に行くことを想定している。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

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

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

表 3.2-2 計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 ^{※5}
		中央制御室（6/7号炉共用）
個人線量計	電子式線量計	70 台 ^{※1}
	ガラスバッジ	70 台 ^{※1}
GM 汚染サーベイメータ		3 台 ^{※2}
電離箱サーベイメータ		2 台 ^{※3}
可搬型エリアモニタ		3 台 ^{※4}

※1：20 名（6/7号炉運転員 18 名 + 余裕） +

46 名（引継班，日勤班，作業管理班） + 余裕

※2：中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※3：中央制御室のモニタリングに使用

※4：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象）

※5：予備を含む（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 ^{※4}
	中央制御室(6/7号炉共用)
飲食料等	
・食料	420食 ^{※1}
・飲料水(1.5リットル)	280本 ^{※2}
簡易トイレ	1式
よう素剤	320錠 ^{※3}

※1：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×7日×3食

※2：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×7日×2本

※3：20名(6/7号炉運転員18名+余裕)×

(初日2錠+二日目以降1錠/1日=8)×2交代

※4：予備を含む(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設備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。

なお、チェンジングエリアは6号及び7号炉共用とする。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、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コントロール建屋内に設営する。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		理由
設営場所	コントロール建屋 地下1階～2階 東側エリア	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	〔 エアーテント コントロール 建屋内 〕	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	保安班	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保安班員が設営を行う。



(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

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

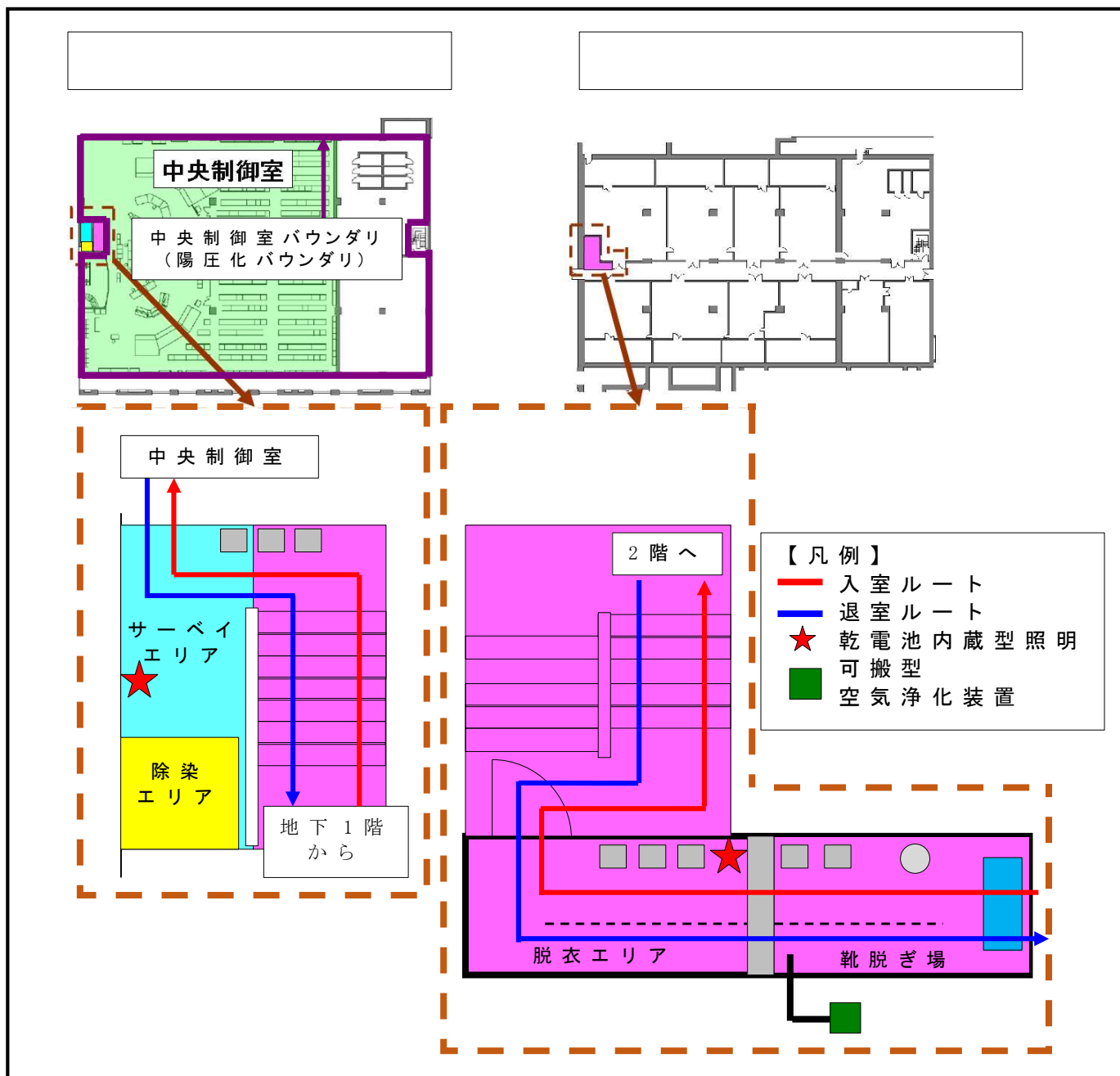


図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

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。

(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，保安班員 2 名で，約 60 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，原子力防災組織の要員（夜間・休祭日）の保安班 2 名，または参集要員（10 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，保安班長が，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，参集済みの陽員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

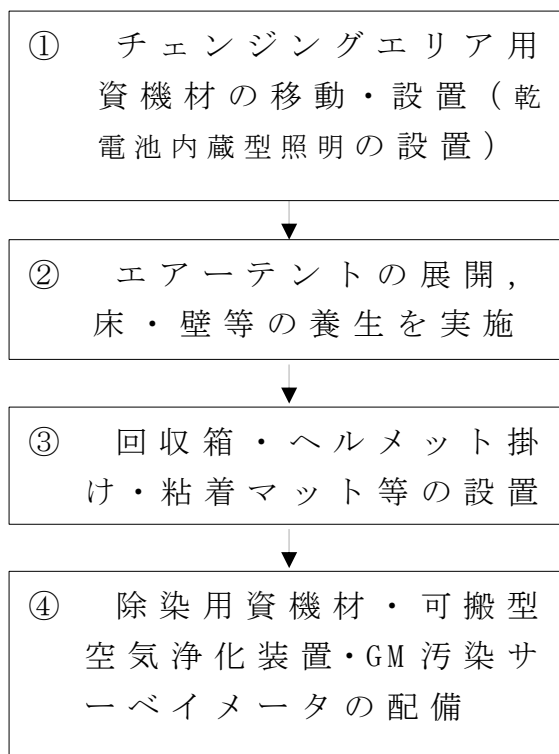


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

： S A 範囲

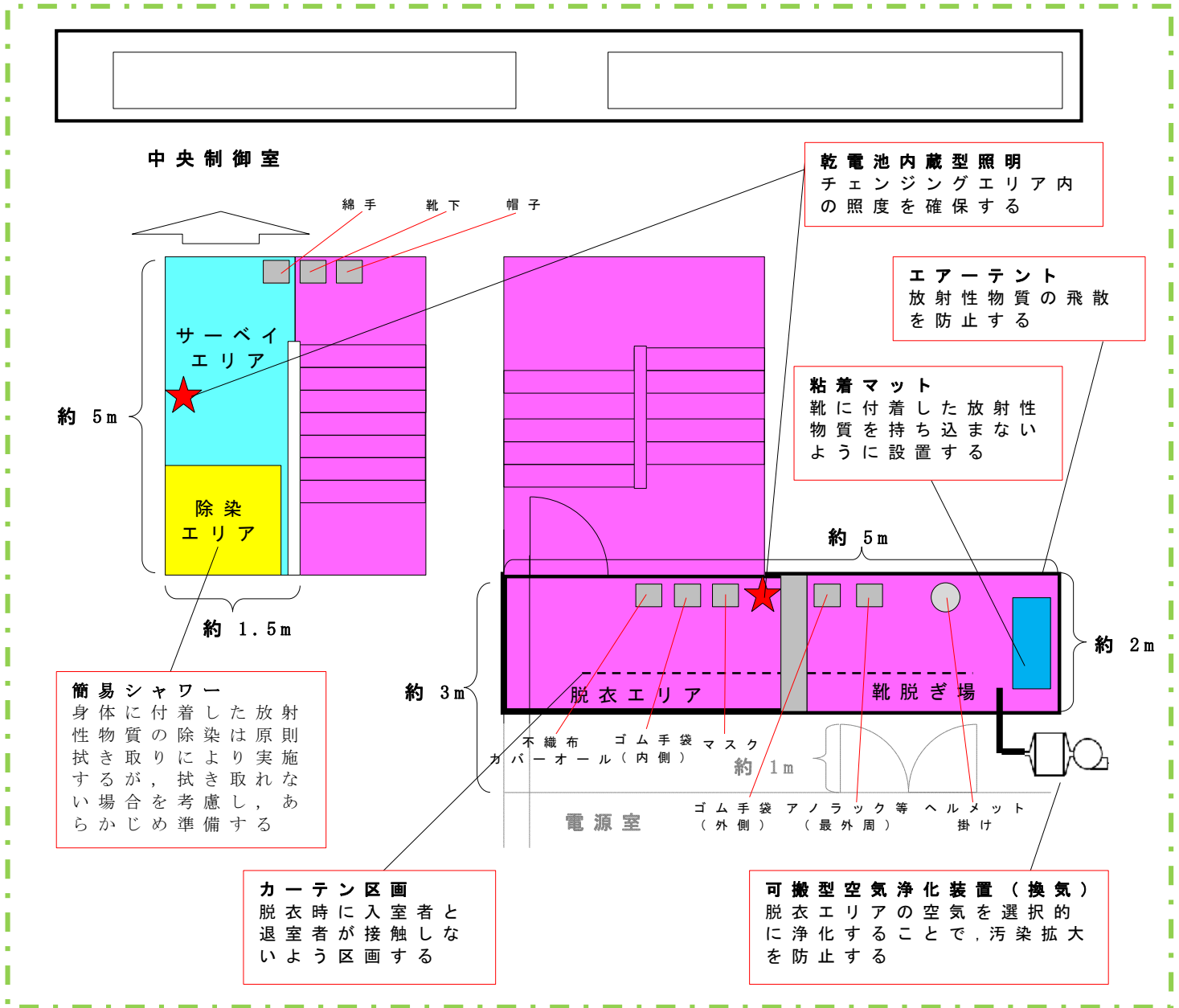


図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

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。

： S A 範囲

b. チェンジングエリア用資機材

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

表 3.3-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6/7号炉共用)	根拠
エアーテント	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻	
バリア	1個	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	20枚	
テープ	2巻	
ウエス	1箱	
ウェットティッシュ	2巻	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1式	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	1台(予備1台)	
乾電池内蔵型照明	2台(予備1台)	

 : S A 範囲

(5) チェンジングエリアの運用

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

a. 出入管理

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

チェンジングエリアのレイアウトは図 3.3-3 のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

 : S A 範囲

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴、ヘルメット、ゴム手袋外側、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール、ゴム手袋内側、マスク、帽子、靴下、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

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

なお、保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。）

 : S A 範囲

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェン징エリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。
- ・保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

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

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 3.3-4 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

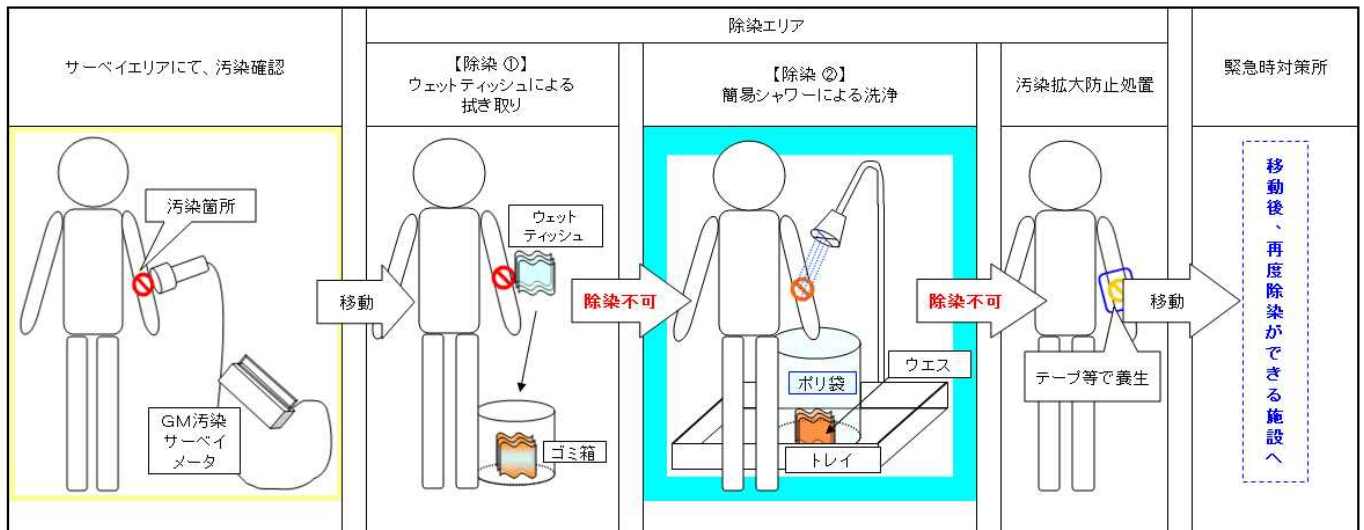


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

： S A 範囲

g. 廃棄物管理

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

h. チェンジングエリアの維持管理

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

 : S A 範囲

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、最も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のため可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視で確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図3.3-5に示す。

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

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、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。

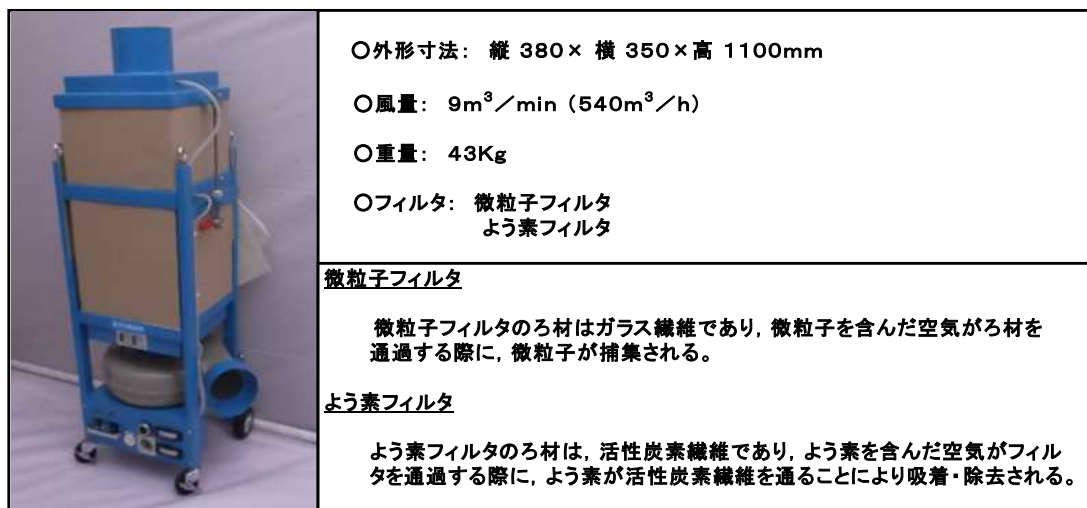


図 3.3-5 可搬型空気浄化装置の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 3.3-6 のとおりであり、仕様は表 3.3-3 のとおり。チェンジングエリア内面は、必要に応じて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、エアーテントに損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

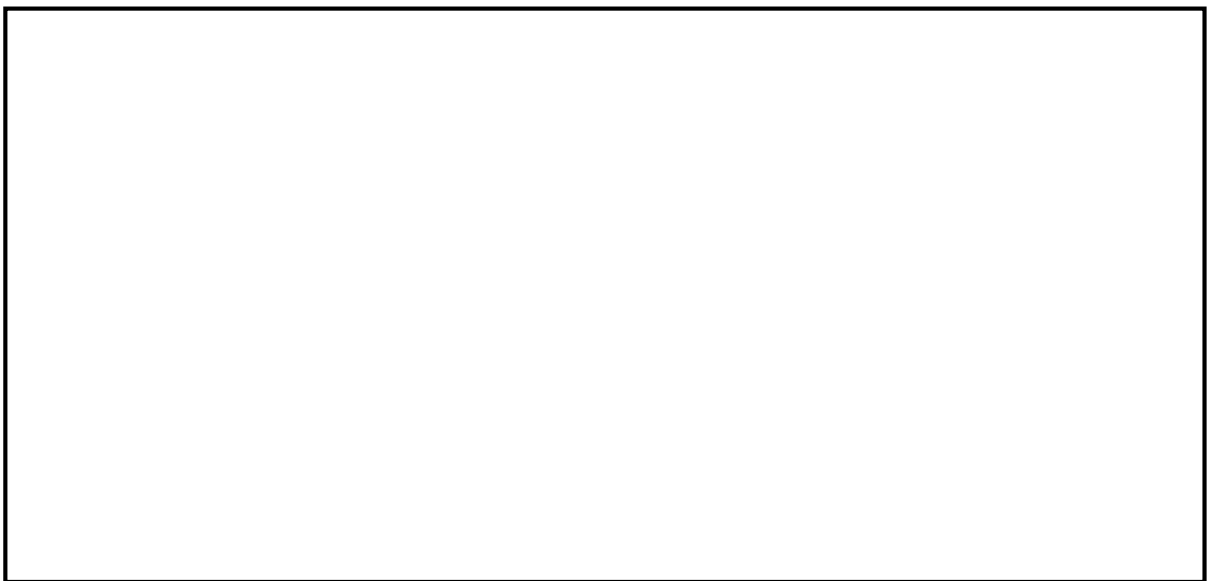


図 3.3-6 エアーテントの外観

表 3.3-3 エアーテントの仕様

エアーテント	
サイズ	幅 2m×奥行 5m×高さ 2m 程度
本体重量	約 40kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×35cm 程度
送風時間（高圧ポンプ※）	約 1 分

※手動及びブロワによる送風による展開も可能な設計とする。

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。

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コントロール建屋内に設置し、図 3.3-7 のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、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周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図 3.3-7 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、中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。

 : S A 範囲

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、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。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線をカーテンで区画することで、脱衣時の接触を防止する。さらに、脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-4 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 3.3-4 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 3.3-4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	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 (4Bq/cm 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 (120Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠


(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため、マスク着用は不要とする。

(9) 乾電池内蔵型照明

チェン징ングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために3台(予備1台含む)を使用する。乾電池内蔵型照明の仕様を表3.3-5に示す。

表 3.3-5 チェン징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	2台(予備1台)	電源：乾電池(単一×3) 点灯可能時間：約72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징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4組を想定し、同時に8名の運転員がチェン징ングエリア内に収容できる設計とする。チェン징ングエリアに同時に8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21分であり、全ての要員が汚染している場合でも約36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징ングエリアに来た場合でも、チェン징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。

 : S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

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

中央制御室に影響を与える可能性のある事象として、表 3.4-1 に示す起因事象（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

6号炉及び7号炉中央制御室の大型表示盤付近で被災した場合、運転員は制御盤への誤接触、自身の転倒を防止するため、制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう、中央制御室は耐震Sクラスのコントロール建屋2階に設置するとともに、制御盤は必要な耐震性を有する設計としている。

○ 津波

6号炉及び7号炉中央制御室を設置する敷地における基準津波の最高水位はT.M.S.L. 8,500程度である。6号炉及び7号炉中央制御室を設置しているコントロール建屋は敷地高さT.M.S.L. 12,000に施設されており、また6号炉及び7号炉中央制御室はコントロール建屋2階フロア（T.M.S.L. 17,300）に設置している。このことより、6号炉及び7号炉中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計としている。

○ 火災

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

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

 : D B 範囲

○ 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。



: D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/2)

起回事象	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」ことを規定類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」ことを規定類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。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない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确保安全に努める」ことを規定類に定めることとしている。
竜巻・台風	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、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、蓄電池を内蔵した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)
積雪(暴風雪)		※ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される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。 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。
落雷		風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 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：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。
外部火災 (森林火災)		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。
火山		火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性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。
		低温：原子炉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。屋外タンクに貯蔵されている軽油については、凍結等が発生しないことを確認。

: D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	外部の状況を監視カメラ等で確認し、中央制御室内に有毒ガス・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等は、中央制御室の空調系を手動で再循環運転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。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。
火山	降下火砕物による中央制御室内換気設備への影響	なお、外部火災時の有毒ガスについては、6/7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。 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。 （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）
低温	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	中央制御室の換気空調設備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（低温）」に関する適合状況説明資料を参照）

 : D B 範囲

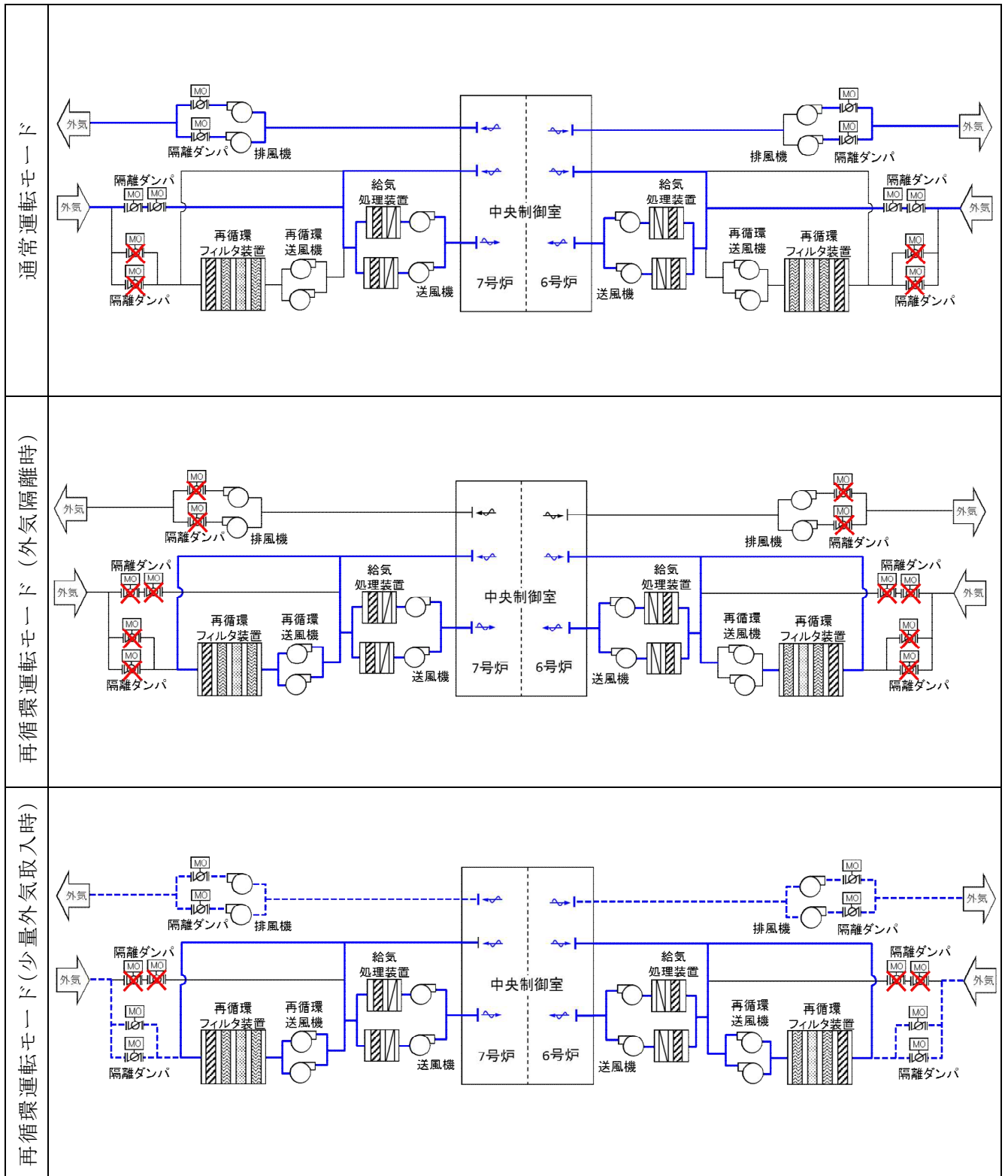


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図

【補足 1】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

(設計基準事故時)

1. 概要

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

設計基準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, 以下の通り評価した。

2. 評価

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

(1) 酸素濃度

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

a. 評価条件

- ・滞在人員 18 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・空気流入率: 0.1 回/h
(2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果
A 系: 0.30±0.006 回/h, B 系: 0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)
- ・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, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 l/min とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

b. 評価結果

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

表 1 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
酸素濃度	20.91%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%	20.89%

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 18 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・ 空気流入率：0.1 回/h

(2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：0.30±0.006 回/h, B 系：0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)

- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・ 1 人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m³/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

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

表 2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（設計基準事故時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間	720 時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.076%	0.078%	0.079%	0.079%	0.079%

【補足 2】 外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

(重大事故時)

1. 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 38 条, 第 13 項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として, 重大事故発生時において中央制御室換気空調設備は全停止及び隔離ダンパを閉操作し, 中央制御室陽圧化空調機により外気を浄化した空気により中央制御室バウンダリを陽圧化する設計としている。

重大事故が発生時において, 空調全停し中央制御室バウンダリを陽圧化した場合の中央制御室の居住性について, 以下の通り評価した。

2. 評価

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

(1) 酸素濃度

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

a. 評価条件

- ・滞在人員 20 名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・換気量: 4,500m³/h
(中央制御室可搬型陽圧化空調機の設計風量 4,500~6,000m³/h より保守的に 4,500m³/h と設定)
- ・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, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 l/min とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

b. 評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表 1 の通りであり, 168 時間外気隔離した場合

においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表1 外気隔離時の酸素濃度（重大事故時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
酸素濃度	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%	20.92%

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

- ・滞在人員 20名
- ・中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・換気量：4,500m³/h
(中央制御室可搬型陽圧化空調機的设计風量4,500~6,000m³/hより保守的に4,500m³/hと設定)
- ・初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・1人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して0.046m³/hとする。
- ・許容二酸化炭素濃度は0.5%以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

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

表2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（重大事故時）

時間	12時間	24時間	36時間	96時間	168時間
二酸化炭素濃度	0.058%	0.060%	0.060%	0.060%	0.060%

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ
 表 3.5-1 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ 6号炉（1／7）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M 平均値
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 対数計数率出力
	S R N M (B) 対数計数率出力
	S R N M (C) 対数計数率出力
	S R N M (D) 対数計数率出力
	S R N M (E) 対数計数率出力
	S R N M (F) 対数計数率出力
	S R N M (G) 対数計数率出力
	S R N M (H) 対数計数率出力
	S R N M (J) 対数計数率出力
	S R N M (L) 対数計数率出力
	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 (J) 計数率高高
S R N M (L) 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 (広帯域) (B V)
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	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) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	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)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	炉水温度 P B V
	逃し安全弁 開

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F（B）系統流量
	H P C F（C）系統流量
	R C I C系統流量
	高圧代替注水系系統流量
	R H R（A）系統流量
	R H R（B）系統流量
	R H R（C）系統流量
	残留熱除去系熱交換器（A）入口温度
	残留熱除去系熱交換器（B）入口温度
	残留熱除去系熱交換器（C）入口温度
	残留熱除去系熱交換器（A）出口温度
	残留熱除去系熱交換器（B）出口温度
	残留熱除去系熱交換器（C）出口温度
	残留熱除去系熱交換器（A）入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器（B）入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器（C）入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系（A）系統流量
	原子炉補機冷却水系（B）系統流量
	原子炉補機冷却水系（C）系統流量
	6.9 k V 6 A 1 母線電圧
	6.9 k V 6 A 2 母線電圧
	6.9 k V 6 B 1 母線電圧
	6.9 k V 6 B 2 母線電圧
	6.9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6.9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6.9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6.9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6.9 k V 6 C 母線電圧
	6.9 k V 6 D 母線電圧
	6.9 k V 6 E 母線電圧
	D / G 6 A 遮断器 投入
	D / G 6 B 遮断器 投入
	D / G 6 C 遮断器 投入
原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器下鏡上部温度）	
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）（R P V注水流量）	
復水貯蔵槽水位（S A）	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	C A M S (A) D / W 放射能
	C A M S (B) D / W 放射能
	C A M S (A) S / C 放射能
	C A M S (B) S / C 放射能
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)
	格納容器内圧力 (D / W)
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)
	格納容器内圧力 (S / C)
	R P V ベロシール部周辺温度 (最大)
	サブプレシヨンプール水位 B V
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水位
	サブプレシヨンのチェンバ気体温度
	S / P 水温度 (最大)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (下部)
	C A M S (A) 水素濃度
	C A M S (B) 水素濃度
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	C A M S (A) 酸素濃度
	C A M S (B) 酸素濃度
	C A M S (A) サンプル切替 (D / W)
	C A M S (B) サンプル切替 (D / W)
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 B 全閉以外
	R H R 格納容器冷却ライン隔離弁 C 全閉以外
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
	ドライウエル雰囲気温度 (上部ドライウエルフランジ部雰囲気温度)
	ドライウエル雰囲気温度 (下部ドライウエルリターンライン上部雰囲気温度)
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ドライウエル注水流量)

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ペDESTAL注水流量)
放射能隔離の状態確認	排気筒排気放射能 (IC) (最大)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (A)
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (B)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)
	PCIS 隔離 内側
	PCIS 隔離 外側
	MSIV (内側) 閉
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外
	MSIV (外側) 閉
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外
主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動 (1系)
	SGTS (B) 作動 (1系)
	SGTS 排ガス放射能 (IC) (最大)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (A)
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (B)

 : SA範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 作動
	H P C F ポンプ (B) 起動
	H P C F ポンプ (C) 起動
	R H R ポンプ (A) 起動
	R H R ポンプ (B) 起動
	R H R ポンプ (C) 起動
	R H R 注入弁 (A) 全閉以外
	R H R 注入弁 (B) 全閉以外
	R H R 注入弁 (C) 全閉以外
	全制御棒全挿入
	総給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

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	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	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)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	A P R M (平均値)
	A P R M (A)
	A P R M (B)
	A P R M (C)
	A P R M (D)
	S R N M (A) 計数率
	S R N M (B) 計数率
	S R N M (C) 計数率
	S R N M (D) 計数率
	S R N M (E) 計数率
	S R N M (F) 計数率
	S R N M (G) 計数率
	S R N M (H) 計数率
	S R N M (J) 計数率
	S R N M (L) 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 J 計数率高高	
S R N M L 計数率高高	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 A
	原子炉圧力 (A)
	原子炉圧力 (B)
	原子炉圧力 (C)
	原子炉圧力 (S A)
	原子炉水位 (W) A
	原子炉水位 (広帯域) (A)
	原子炉水位 (広帯域) (C)
	原子炉水位 (広帯域) (F)
	原子炉水位 (F)
	原子炉水位 (燃料域) (A)
	原子炉水位 (燃料域) (B)
	原子炉水位 (S A) (ワイド)
	原子炉水位 (S A) (ナロー)
	C U W再生熱交換器入口温度
	S R V開 (C R T)

目的	対象パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F (B) 系統流量
	H P C F (C) 系統流量
	R C I C 系統流量
	高压代替注水系系統流量
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量
	6 . 9 k V 7 A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 7 B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧
	6 . 9 k V 7 C 母線電圧
	6 . 9 k V 7 D 母線電圧
	6 . 9 k V 7 E 母線電圧
	M / C 7 C D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 D D / G 受電遮断器閉
	M / C 7 E D / G 受電遮断器閉
原子炉压力容器温度 (R P V 下鏡上部温度)	
復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (R H R (A) 注入配管流量)	
復水貯蔵槽水位 (S A)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D / W
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S / C
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S / C
	ドライウエル圧力 (W)
	格納容器内圧力 (D / W)
	S / C 圧力 (最大値)
	格納容器内圧力 (S / C)
	D / W 温度 (最大値)
	S / P 水温度最大値
	S / P 水位 (W) (最大値)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	サブプレッション・チェンバ気体温度
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)
	格納容器内水素濃度 (A)
	格納容器内水素濃度 (B)
	格納容器内水素濃度 (S A) (D / W)
	格納容器内水素濃度 (S A) (S / C)
	格納容器内酸素濃度 (A)
	格納容器内酸素濃度 (B)
	C A M S (A) D / W 測定中
	C A M S (B) D / W 測定中
	C A M S (A) S / C 測定中
	C A M S (B) S / C 測定中
	R H R (A) 系統流量
	R H R (B) 系統流量
	R H R (C) 系統流量
	P C V スプレイ弁 (B) 全閉
	P C V スプレイ弁 (C) 全閉
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力
ドライウエル雰囲気温度 (上部 D / W 内雰囲気温度)	
ドライウエル雰囲気温度 (下部 D / W 内雰囲気温度)	

目的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	復水補給水系流量（原子炉格納容器）（RHR（B）注入配管流量）
	復水移送ポンプ（A）吐出圧力
	復水移送ポンプ（B）吐出圧力
	復水移送ポンプ（C）吐出圧力
	復水補給水系温度（代替循環冷却）
	格納容器下部水位（D/W下部水位（3m））
	格納容器下部水位（D/W下部水位（2m））
	格納容器下部水位（D/W下部水位（1m））
放射能隔離の状態確認	復水補給水系流量（原子炉格納容器）（下部D/W注水流量）
	排気筒放射線モニタ（IC）最大値
	排気筒放射線モニタ（SCIN）A
	排気筒放射線モニタ（SCIN）B
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高
	PCIS隔離 内側
	PCIS隔離 外側
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気内側隔離弁（A）全閉
	主蒸気内側隔離弁（B）全閉
	主蒸気内側隔離弁（C）全閉
	主蒸気内側隔離弁（D）全閉
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉
	主蒸気外側隔離弁（A）全閉
主蒸気外側隔離弁（B）全閉	
主蒸気外側隔離弁（C）全閉	
主蒸気外側隔離弁（D）全閉	
環境の情報確認	SGTS（A）作動
	SGTS（B）作動
	SGTS放射線モニタ（IC）最大値
	SGTS排ガス放射線モニタ（SCIN）A
	SGTS排ガス放射線モニタ（SCIN）B

 : SA範囲

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系 (E C C S) の状態等	A D S A 作動
	A D S B 作動
	R C I C 起動状態 (C R T)
	H P C F ポンプ (B) 起動
	H P C F ポンプ (C) 起動
	R H R ポンプ (A) 起動
	R H R ポンプ (B) 起動
	R H R ポンプ (C) 起動
	R H R 注入弁 (A) 全閉
	R H R 注入弁 (B) 全閉
	R H R 注入弁 (C) 全閉
	全制御棒全挿入
	全給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端-1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)

目的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6750mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +6000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5500mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +5000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +4000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +2000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 +1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -1000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(燃料ラック上端 -3000mm))
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度(プール底部付近))

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	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)
	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)
	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位 (A)
	フィルタ装置水位 (B)
	フィルタ装置スクラバ水 pH
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 A)
	原子炉建屋水素濃度 (R / B オペフロ水素濃度 B)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)

3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員が留まる居住性を確保するため、中央制御室待避室を設置している。

中央制御室待避室は、重大事故等に対応する要員が留まることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「20名」としている。その内訳を表-1に示す。

表-1 中央制御室収容人数設計内訳

当直長	1名
当直副長	2名
運転員	12名
火災対応要員	3名
予備	2名
合計	20名

また、複数号炉の同一中央制御室であるため、重大事故等の事故シーケンスが組み合わさった場合においても十分対応可能である必要がある。そのため、事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として、6号炉において「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合) (以下、「大LOCA」とする)の発生を想定し、7号炉側を事故シーケンス組合せとして、有効性評価における他の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは3シナリオあるが、対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」で代表し、「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては現象評価であるため対象外とし、「停止中の反応度誤投入」シナリオについても、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

表-2に事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を整理し、図-1～14まで組み合わせ毎の作業時間抜粋を示す。

表-2 事故シーケンス組合せによる運転員の対応要員数

6号炉事故シーケンス	7号炉事故シーケンス	対応要員数
大LOCA	高圧・低圧注水機能喪失	13名
	高圧注水・減圧機能喪失	13名
	全交流動力電源喪失	15名
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	15名
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	13名
	原子炉停止機能喪失	11名
	LOCA時注水機能喪失	13名
	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	11名
	大LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	15名
	想定事故1	11名
	想定事故2	11名
	停止中崩壊熱除去機能喪失	12名
	停止中全交流動力電源喪失	12名
	停止中原子炉冷却材の流出	12名

事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、必要な対応要員数は最大で「15名」であり、火災対応要員3名を含めても「18名」である。中央制御室待避室は、6号炉、7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計としており、待避室に収容する人数により十分対応可能である。

なお、いずれの事故シーケンスの組み合わせにおいても、格納容器ベント操作後のプルーム通過中への対応のため中央制御室待避室に待避している間は、当直長、副長、運転員はプラントの運転操作を行わずに、監視を継続することができるよう、図-1～14に示す通り、待避所に待避する前に必要に応じて原子炉注水や格納容器スプレイの調整を行う。また「1.2 設計における想定シナリオ」にて記した重大事故時の想定シナリオのうち、拡張ケースとして想定した「両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う」場合も同様に、当直長、副長、運転員は待避室に待避し、プラントの運転操作を行わずに、監視を継続する。(図-1～14の上半部参照)

それでもなお、中央制御室にて操作を行わなければならない場合は、図-15、16に示す通り、5分間の作業で格納容器ベント直後に最大約36mSv、格納容器ベント後10時間で約3mSvの被ばくが想定されることから、可能な限り短時間で操作し、かつ同一要員が複数回操作

することのないように対応する。

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現備)		緊急時対策要員 (現備)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約24分 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約38分 炉心圧水確認	約38分 格納容器圧力 限界圧力到達										
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施											
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	継続実施										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	継続実施										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	待避所へ搬送し、ベント状態を監視する。											
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	25分										格納容器ベント操作後待避所へ待避する	
	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施										中操からの連絡を受けて復旧操作を実施する	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	継続実施										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は燃料が枯渇しないように補給する	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-												

7号炉 TQUV							経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現備)		緊急時対策要員 (現備)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	-	(1人) a	-	-	-	-	約20分 低圧代替注水系 原子炉注水開始 格納容器スプレイ実施まで「レベル3~レベル6」維持 約10分 格納容器圧力 180kPa(gage)到達 「レベル8」到達後格納容器スプレイ切替「レベル3」到達後原子炉注水切替	約17分 格納容器圧力 310kPa(gage)到達 「レベル3~レベル8」維持										6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水により維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、低圧注水系の注入弁操作頻度を少なくすることができる。 7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。
代替格納容器スプレイ操作	-	(1人) a	-	-	-	-	格納容器圧力180kPa(gage)到達後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施											
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	適宜実施										6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約2.7時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。	
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施											
格納容器ベント準備操作	-	(1人) a	-	-	-	-	10分											
格納容器ベント操作	-	(1人) a	-	-	-	-	60分										格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視	
	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施											
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施											
必要人員数 合計	-	2人 a,b	-	2人 c,d	-	2人												
6号および7号炉 緊急時対応運転員総数							当班長 (1名) + 当班副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (4名) = 13名											

図-1 大LOCA+高圧・低圧注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心昇水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施 格納容器スプレイに合わせた格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1) A	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															一時停止	
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	(2) A	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															一時停止	
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	-	-	・バント状態監視																	
	-	-	(2) E, F	-	-	-	・格納容器バント操作																25分	
	-	-	-	-	(2) A	-	・フィルタ装置水位調整																	
燃料給油作業	-	-	-	-	(2) A	-	・消防車への給油	継続実施															一時停止	
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	-	14人																		

7号炉 SBO							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
原子炉注水操作	(1) A	-	-	-	-	-	・原子炉注水操作 ・原子炉注水確認	原子炉水位「レベル2-レベル8」で原子炉注水 原子炉隔離冷却系での注水は、復水移送ポンプによる注水準備完了を確認するまで実施																
格納容器バント準備操作	-	-	-	-	(6) A	-	・ガスタービン発電機起動 ・緊急停止装置解除	20分																
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	-	・ガスタービン発電機 運転状態監視	適量実施																
格納容器バントによる発電	-	-	(4) A	-	-	-	・M/C 発電機	10分																
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2) A	-	-	-	・設備稼働 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分																
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3) A	-	・設備稼働 ・燃料供給装置及びホース接続、起動及び系部調整	330分+待機時間30分															作業中 270分+待機時間30分	
格納容器バント準備操作	-	-	(2) A	-	-	-	・バント準備	60分																
格納容器バント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	-	・バント状態監視	60分																
格納容器バント操作	-	-	(2) A	-	-	-	・格納容器バント操作	60分																
格納容器バント操作	-	-	-	-	(2) A	-	・フィルタ装置水位調整	適量実施																
残留熱除去系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	-	・残留熱除去系ポンプ起動	5分																
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1) A	-	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系 ラインアップ	5分																
原子炉急減圧操作	(1) A	-	-	-	-	-	・設備稼働 ・低圧代替注水系 設備ラインアップ ・復水貯蔵槽放込ライン閉鎖 ・遮断弁 2弁 ・手動減圧操作 ・低圧注水モードによる原子炉注水	30分																
低圧注水モードによる原子炉注水	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	原子炉水位「レベル3-レベル4」維持																
格納容器バント停止操作	-	-	(2) A	-	-	-	・格納容器バント停止操作	30分																
格納容器スプレイ冷却系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	-	・格納容器スプレイ弁操作	格納容器圧力は「13.7-18MPa(gage)」維持																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1) A	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	適量実施																
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	(2) A	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	適量実施																
燃料給油作業	-	-	-	-	(2) A	-	・消防車への給油 ・電源車への給油	適量実施																
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	-	2人 (20分作業員13人)																		

6号炉格納容器バント時の7号炉運転員への影響
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ冷却を実施している。

6号炉の格納容器バント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。また、格納容器スプレイ冷却制御のために格納容器スプレイ弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。

ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サブレーションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブレーションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する）を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器バント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。

復水貯蔵槽は、約18時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器バント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

ただし、代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。

約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器バント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器バント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。

線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

また、6号炉の格納容器バント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度格納容器バントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図-3 大LOCA+全交流動力電源喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）						経過時間（時間）															備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																		
	運転員（中操）		運転員（現操）		緊急時対策要員（現操）																				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	約24分 炉心保護開始	炉心水位は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	約70分 原子炉注水開始	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	約2時間 炉心水位確保	継続実施															一時待避 （一時待避中）	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給		継続実施															一時待避 （一時待避中）	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を確認する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視		適宜ベント状態監視																
	-	-	(2) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作		25分																
	-	-	-	-	(2)	-	・フィルタ装置水位調整		適宜実施																
燃料給油作業	-	-	-	-	2	-	・消防車への給油		継続実施															一時待避 （一時待避中）	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																			

7号炉 前壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）						経過時間（時間）															備考					
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																			
	運転員（中操）		運転員（現操）		緊急時対策要員（現操）																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																				
原子炉注水操作	(1) A	-	-	-	-	-	・原子炉隔離熱除去系 ・原子炉注水確認 ・原子炉隔離熱除去系 手動停止	約2時間後 ガスタービン発電機による給電開始	約180分 低圧代替注水系 注水準備完了、原子炉急速減圧開始	約229分 低圧代替注水系（常設） 原子炉注水開始	約5時間 原子炉水位高（レベルB）	約20時間 サプレッションプール冷却開始													約25時間 格納容器スプレイ停止	
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作		レベルBまで注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 原子炉水位は「レベル3～レベル8」維持																	
代替格納容器スプレイ操作	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作		原子炉水位確保可能な条件下に格納容器スプレイ開始 適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																	
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(2)	-	・ガスタービン発電機 運転状態監視		待機実施																	
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給		待機実施																	
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2)	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給		待機実施																	
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2) a,d	-	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分																		
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	13人 (常備)	-	・現場移動 ・異機材配置及びホース布設、起動及び系取水後の	10時間																		
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3)	-	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視		待機実施																	
残留熱除去系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	-	・サプレッションプール冷却モード 起動	5分																		
燃料給油作業	-	-	-	-	2	-	・消防車への給油 ・電源車への給油		待機実施																	
必要人員数 合計	2人 a,b	-	4人 c,d,e,f	-	-	2人 (その他常備13人)																				
6号および7号炉 事故時対応運転員総数	当番員（1名）+当番副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（6名）= 15名																									

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系によるサプレッションチェンバール冷却を実施している。

6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。なお、サプレッションチェンバール冷却時は流量調整等は不要である。

ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サプレッションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサプレッションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する）を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認および代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。

復水貯蔵槽は、約37時間後に通常水位まで回復するため、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近（約1700m3）であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、消防車への給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されていれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

ただし、代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。

約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。

線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止し、再度格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図-4 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	炉心取水後、適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施																	
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適量原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																	
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															一時待避 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															一時待避 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視																適宜ベント状態監視	待避所へ待避し、ベント状態を監視する
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作																25分	格納容器ベント操作待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																適宜実施	中操からの連絡を受けて調整操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施															一時待避 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-																		

7号炉 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
原子炉注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	原子炉隔離後並進 原子炉注水確認																	
高圧注水機能 起動確認	(1人) A	-	-	-	-	-	高圧炉心注水系 自動起動確認	原子炉水位「レベル3～レベル8」維持																
代替格納容器スプレイ冷却系 操作	(1人) A	-	-	-	-	-	代替格納容器スプレイ操作	復水移送ポンプトリップ水位付定でスプレイ停止																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	適宜実施																
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施															一時待避中に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する	
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント準備																10分	
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整準備 (注水ラインを逐ひ)																60分	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作 ベント状態監視																格納容器ベント操作 適宜ベント状態監視	格納容器ベント操作待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																適宜実施	中操からの連絡を受けて調整操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	適宜実施															一時待避 (一時待避中)	待避解除前に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	2人 C,D	-	2人	-																		
6号および7号炉 事故時必要運転員総数	当班員 (1名) + 当班副班員 (2名) + 6号炉対称 (6名) + 7号炉対称 (4名) = 13名																							

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。

6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、高圧注水系操作頻度を少なくすることができる。さらに、復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系に移行していれば、更に操作頻度を少なくすることができる。

7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約37時間後には通常水位まで回復しており、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。

その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。

また、消防車への給油も不要となる。

図-5 大LOCA+崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)										備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	炉心起水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施												
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施												
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給											格納容器ベント時に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給											格納容器ベント時に待避準備及び待避を実施する 一時待避時に防火水槽が乾涸しないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる	
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視											待避所へ待避し、ベント状態を監視する	
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作											25分	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整											適量実施	中操からの連絡を受けて現場操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油											格納容器ベント時に待避準備及び待避を実施する 一時待避時に燃料が乾涸しないように補給する	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人													

7号炉 原子炉停止機能喪失							経過時間 (時間)										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容											
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
格納容器ベント操作	(1人) b	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作											
原子炉水位調整操作	(1人) a	-	-	-	-	-	原子炉水位調整操作											
必要人員数 合計	2人 a,b	-	0人	-	-	0人												
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対称 (6名) + 7号炉対称 (2名) = 11名																	

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉はほう酸水注入系により未臨界状態を維持しており、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系および高圧炉心注水系により維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、約3時間後にはほう酸水注入が完了し原子炉が未臨界状態になるため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としていないため影響はない。

図-6 大LOCA+原子炉停止機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失(代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間(時間)															備考											
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)															備考										
	運転員(中規)		運転員(現規)		緊急時対策要員(現規)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系(常設)注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約24分 炉心保冷開始 約70分 原子炉注水開始 約3時間 炉心保冷水確認 約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	炉心保水後、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																									
代替格納容器スプレイ操作(格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	約10時間 格納容器圧力180kPa到達 約17時間 格納容器圧力310kPa到達	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																									
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	継続実施	継続実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を完了する 待避中は作業エリアの放射線量測定を実施する										
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	継続実施	継続実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を完了する 一時待避前に防火水槽が乾満しないように補給量を調整する 待避中は作業エリアの放射線量測定を実施する										
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約10時間 格納容器圧力180kPa到達	適宜ベント状態監視															格納容器ベント前に待避準備及び待避を完了する										
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	約17時間 格納容器圧力310kPa到達	格納容器ベント操作後待避所へ待避する															25分										
	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施	中規からの連絡を受けて調整操作を実施する																									
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	継続実施	継続実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を完了する 一時待避前に燃料が乾満しないように補給する										
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																											

7号炉 LOCA時注水機能喪失							経過時間(時間)															備考											
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(時間)															備考										
	運転員(中規)		運転員(現規)		緊急時対策要員(現規)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系(常設)注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約13分 原子炉水位(レベル1) 約18分 原子炉急凍確認 約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	格納容器スプレイ実施まで「レベル3~レベル8」維持 「レベル8」到達後格納容器スプレイ切替「レベル3」到達後原子炉注水切替 「レベル3~レベル8」維持															6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水により維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避所への待避前に調整することにより、低圧注水系の注入弁操作頻度を少なくすることができる。 7号炉の格納容器ベント状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。										
代替格納容器スプレイ操作	(1人) A	-	-	-	-	-	約10時間 格納容器圧力180kPa到達 約17時間 格納容器圧力310kPa到達	格納容器圧力180kPa到達後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施															6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約28時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m3低下するが、通常水位付近(約1700m3)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。 また、消防車への給油も不要となる。										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	継続実施	継続実施															待避実施										
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	-	-	継続実施	継続実施															一時待避前に防火水槽が乾満しないように補給量を調整する										
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-	10分	10分																									
格納容器ベント操作	-	-	-	-	(2人)	-	60分	60分																									
	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作後、 適宜ベント状態監視	格納容器ベント操作後、 適宜ベント状態監視																									
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	継続実施	作業中断 (一時待避中)															待避実施										
	-	-	-	-	-	-	継続実施	継続実施															一時待避前に燃料が乾満しないように補給する										
必要人員数 合計	2人 A,B	-	2人 C,D	-	-	2人																											
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員(1名) + 当班副員(2名) + 6号炉対応(6名) + 7号炉対応(4名) = 13名																																

図-7 大LOCA+LOCA時注水機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)						経過時間 (時間)																			備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																				
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																					
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	約24分 炉心損傷開始 約27分 原子炉注水開始 約30分 炉心損傷確認 約38時間 格納容器注水 原子炉注水到達																			
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																			
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施 現場確認中断 (一時待避中)																			格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避中に放射線量計測定値となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施 現場確認中断 (一時待避中)																			格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避中に放射線量計測定値となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視	適宜ベント状態監視																			待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作	25分																			格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整	適宜実施																			中操からの連絡を受けて調整操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油	継続実施 現場確認中断 (一時待避中)																			格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避中に放射線量計測定値となる
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																					

7号炉 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)						経過時間 (時間)																			備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																				
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																					
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・高圧炉心注水系 電動弁操作	約15分 高圧炉心注水系からの漏えい停止																			
原子炉水位調整操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系	「レベル3～レベル8」維持																			
	-	(1人) a	-	-	-	-	・高圧炉心注水系 (健全側)	「レベル3～レベル8」維持																			
残留熱除去系 運転モード切替操作	-	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水モード →サブプレッションプール冷却モード	サブプレッションプール冷却モード																			
必要人員数 合計	-	2人 a,b	-	0人	-	0人																					
6号炉より7号炉事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = 11名																										

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
 7号炉は漏えい箇所の隔離が完了し、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系および高圧炉心注水系により維持している。
 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避所から一旦出る必要がある。
 ただし、事故後早期に漏えい箇所の隔離が完了しているため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
 本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。

図-8 大LOCA+格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用しない場合）							経過時間（時間）											備考												
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）											備考											
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44
低圧代替注水系（常設）注水操作	(1人) A						・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
代替格納容器スプレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1人) A						・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																						
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(1人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施											一時待機											
淡水貯水池から防火水槽への補給					2人		・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施											一時待機											
格納容器ベント操作	(1人) A						・ベント状態監視												25分											
			(2人) E,F				・格納容器ベント操作																							
					(2人)		・フィルタ装置水位調整																							
燃料給油作業					2人		・消防車への給油	継続実施											一時待機											
必要人員数 合計	2人 A,B				4人 C,D,E,F																									

7号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失（代替循環冷却を使用する場合）							経過時間（時間）											備考												
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）											備考											
	運転員（中操）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44
格納容器ベント時						(2人)	・ガスタービン発電機 運転状態監視	適時実施																						
低圧代替注水系（常設）注水操作		(1人) A					・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
代替格納容器スプレイ操作		(1人) A					・低圧注水系 スプレイ弁操作	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																						
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(2人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	適時実施																						
淡水貯水池から大集約防火水槽への補給					(2人)		・淡水貯水池から大集約防火水槽への補給	適時実施																						
代替原子炉補機冷却系 準備操作				(2人) o,d			・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 設備ラインアップ	300分																						
代替原子炉補機冷却系 運転					(3人)		・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適時実施																						
代替格納容器ベント時	(2人) a,b						・海水排出口ポンプ停止 ・代替格納容器冷却系 中央制御室ラインアップ	30分																						
代替格納容器ベント時				(2人) o,f			・現場移動 ・代替格納容器冷却系 設備ラインアップ	60分																						
代替格納容器ベント時	(2人) a,b						・海水排出口ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁 操作	5分																						
代替格納容器ベント時	(1人) A						・代替格納容器冷却系による原子炉・格納容器の状態監視	適時実施																						
燃料給油作業					(2人)		・消防車への給油 ・電源車への給油	適時実施																						
必要人員数 合計		2人 a,b			4人 o,d,a,f		2人 [*] [その他要員13人]	※炉心起水時でも実施しない作業を含むと見做す [4人（その他要員18人）]となる																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替循環冷却により原子炉および格納容器の除熱を実施している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、代替循環冷却運転開始後は流量調整等は不要であり、原子炉及び格納容器の除熱状態の確認は待避所から可能である。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。
約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。
線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。

図-9 大LOCA+大LOCA（代替循環冷却を使用する場合）

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	低圧注水系 注入弁操作	炉心水位は、適宜原子炉注水と格納容器スレイの切り替えを繰り返し実施																
代替格納容器スレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	低圧注水系 スレイ弁操作 スレイに含ませた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スレイの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															一時待避 一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															一時待避 一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避解除は防火水槽が空でないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視																	待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作																25分	格納容器ベント操作準備所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整																	中操からの連絡を受けて待避操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施															一時待避 一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避解除は燃料が空でないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																		

7号炉 想定事故1 (燃料プールの冷却系及び補給水系の故障)							経過時間 (時間)															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																			
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
状況判断	-	(1人) A	-	-	-	-	使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施																
消防車による防火水槽からSFPへの補給	-	-	-	-	2人	-	消防車を用いたSFP補給	適宜実施																
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施																
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	消防車への給油	適宜実施																
必要人員数 (7号炉) 合計	-	1人 A	-	0人	-	2人																		
6号および7号炉 事故時の運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = 11名																							

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は使用済燃料プールへの消防車による蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、7号炉の使用済燃料貯蔵プールの状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。
ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している消防車へ燃料補給が適時 (約3時間毎) 必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしない想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約-100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。
これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図-10 大LOCA+想定事故1

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)														備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	炉心起水機は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施															
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせた格納容器薬品注入を実施															
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施														一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施														一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が空でないように補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	・ベント状態監視																待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作															25分	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2人)	-	・フィルタ装置水位調整																中核からの連絡を待って設備操作を実施する
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油	継続実施														一時待避	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が空でないように補給する
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	-	14人																	

7号炉 想定事故2 (サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失)							経過時間 (時間)														備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
状況判別	-	(1人) a	-	-	-	-	・使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施															
消防車を用いたSFP補給	-	-	-	-	-	2人	・消防車を用いたSFP補給	適宜実施															
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	-	(2人)	・淡水貯水池から防火水槽への補給	適宜実施															
燃料給油作業	-	-	-	-	-	(2人)	・消防車への給油	適宜実施															
必要人員数 (7号炉) 合計	-	1人 a	-	-	2人 c,d	2人																	
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副長 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (2名) = 11名																						

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は使用済燃料プールへの消防車による蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避所へ待避するが、7号炉の使用済燃料貯蔵プールの状態は待避所から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。
ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している消防車へ燃料補給が適時 (約3時間毎) 必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約-100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。
これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉使用済燃料プールへの補給状態確認を実施している。しかし、上記の運転員の記載の通り6号炉の格納容器ベント時は補給を停止し、待避することが可能となる。

図-11 大LOCA+想定事故2

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)															備考									
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	34	36	38	40	42	44	46	48
操作項目	実施箇所・必要員数						操作の内容	事象発生 ▽約24分 炉心損傷開始 ▽約70分 原子炉注水開始 ▽約2時間 原子炉注水開始 ▽約3時間 炉心圧水確認 約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達																							
	運転員 (中操)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																												
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A						・低圧注水系 注水弁操作	炉心圧水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施																							
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A						・低圧注水系 スプレイ弁操作 ・スプレイに合わせた薬品注入	適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返し実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																							
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給					(1人)		・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施															一時待機	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機解除は作業エリアの放射線量測定値となる							
淡水貯水池から防火水槽への補給					2人		・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施															一時待機	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に防火水槽が乾燥しないように補給量を調整する 待機解除は作業エリアの放射線量測定値となる							
格納容器ベント操作	(1人) A						・ベント状態監視																25分	適宜ベント状態監視	待機所へ待機し、ベント状態を監視する。						
			(2人) E,F				・格納容器ベント操作																	格納容器ベント操作後待機所へ待機する							
					(2人)		・フィルタ装置水位調整																	中操からの連絡を受けて現場操作を実施する							
燃料給油作業					2人		・消防車への給油	継続実施															一時待機	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に燃料が乾燥しないように補給する							
必要員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F			14人																									

7号炉 停止中の崩壊熱除去機能喪失							経過時間 (時間)															備考									
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	34	36	38	40	42	44	46	48
操作項目	実施箇所・必要員数						操作の内容	事象発生 ▽プラント状況確認 (RHR故障開始) ▽約60分 原子炉水温100℃到達 ▽約120分 注水開始																							
	運転員 (中操)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																												
状況判断		(1人) a					・原子炉水位、温度監視	適宜監視																							
必要員数 (7号炉) 合計		1人 a		2人 c,d		0人																									
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = 12名																														

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
 7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
 本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としていないため影響はない。

図-12 大LOCA + 停止中の崩壊熱除去機能喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)											備考															
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)											備考														
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	事故発生 約24分 炉心保護開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 原子炉注水開始 約3時間 炉心取水確認	炉心取水後は、適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施																									
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	-	-	-	-	-	適量原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																										
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施											一時停止 (一時待建中)	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機期間中は作業エリアの放射線量測定値となる													
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施											一時停止 (一時待建中)	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に防火水槽が空にならないように補給量を調整する 待機期間中は作業エリアの放射線量測定値となる													
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視												適量ベント状態監視	待機所へ待機し、ベント状態を監視する													
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作												25分	格納容器ベント操作準備所へ待機する													
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整													中継からの連絡を受けて復旧作業を実施する													
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施											一時停止 (一時待建中)	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に燃料が空にならないように補給する													
必要人員数 合計	2人 A,B	-	4人 C,D,E,F	-	14人	-																											

7号炉 停止中の全交流動力電源喪失							経過時間 (時間)											備考															
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)											備考														
	運転員 (中操)		運転員 (現操)		緊急時対策要員 (現操)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	(2人)	事故想定 7号炉にて本事故発生 6号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事故発生	約60分 原子炉水温100℃到達 約70分 注水開始	適時実施											6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。 原子炉の状態が低温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。													
格納容器ベント操作	-	-	-	-	-	(2人)	格納容器ベント操作	適時実施											6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉の代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。 代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車への燃料補給が継続して必要になる。 約2時間毎に燃料補給が必要になるため、6号炉の格納容器ベント実施2時間後には燃料補給が必要になる。簡易線量評価では、6号炉格納容器ベント2時間後の線量は「約200mSv/h」であり、作業時間は「約15分間」であるため、「約50mSv」の被ばくとなる。 線量を下げる対応としては、電源車を遮へいが期待できるタービン建屋大物搬入口に設置することが考えられる。 また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持および復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能である。														
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	電源車への給油	適時実施																									
必要人員数 (7号炉) 合計	1人 A	-	2人 o,d	-	6人 (その他参集13人)	-																											
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当直員 (1名) + 当直副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = 12名																																

図-13 大LOCA+停止中の全交流動力電源喪失

6号炉 大LOCA&SBO&ECCS喪失 (代替循環冷却を使用しない場合)							経過時間 (時間)											備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容													
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A		-		-		炉心保水後、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施	約24分 炉心保水開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 原子炉注水開始 約3時間 炉心保水確認 約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達												
代替格納容器スプレイ操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A		-		-		適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施													
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-		-		(1人)		消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施											一時待避 現場確認中断 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
淡水貯水池から防火水槽への補給	-		-		2人		淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施											一時待避 現場確認中断 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に防火水槽が空にならないよう補給量を調整する 待避解除は作業エリアの放射線量測定後となる
格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		ベント状態監視												適宜ベント状態監視	待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-		(2人) E,F		-		格納容器ベント操作												25分	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-		-		(2人)		フィルタ装置水位調整													中保からの連絡を受けて現場操作を実施する
燃料給油作業	-		-		2人		消防車への給油	継続実施											一時待避 現場確認中断 (一時待避中)	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避中に燃料が空にならないよう補給する
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人															

7号炉 停止中の原子炉冷却材流出							経過時間 (時間)											備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容												
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号													
状況判断		(1人) a		-			原子炉水位、温度監視	適宜監視											
必要人員数 (7号炉) 合計		1人 a		2人 c,d		0人													
6号および7号炉 事故対応運転員総数	当班員 (1名) + 当班副員 (2名) + 6号炉対応 (6名) + 7号炉対応 (3名) = 12名																		

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。そのため、6号炉の格納容器ベントによる影響はない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策委員への影響
本シナリオにおいては緊急時対策委員を必要としないため影響はない。

図-14 大LOCA+停止中の原子炉冷却材の流出

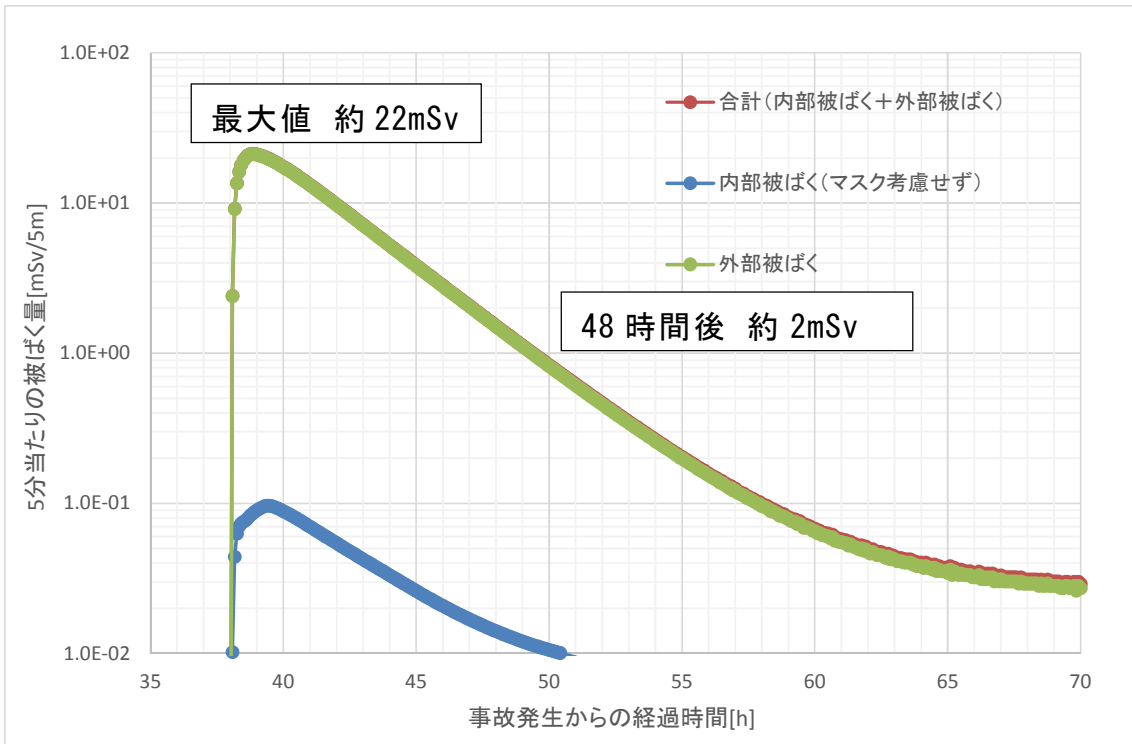


図-15 6号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

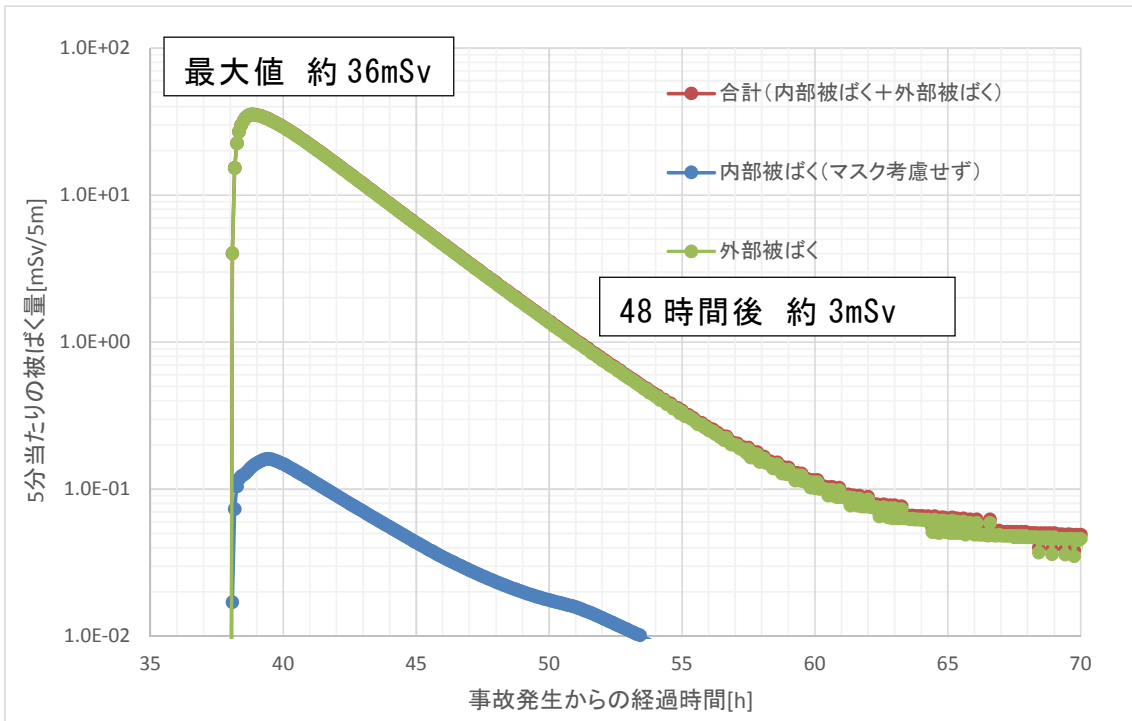


図-16 7号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

3.7 6号炉,7号炉重大事故等時の格納容器ベント時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

柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉重大事故等時の他号炉の対応において,格納容器ベント実施時は大気中に放出された放射性物質等による屋外環境の悪化が懸念されるため,マスク等の装備着用や一時待避が必要となる。それらについて以下にまとめた。図3.7-1に柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7号炉中央制御室と他号炉中央制御室の配置図を示す。

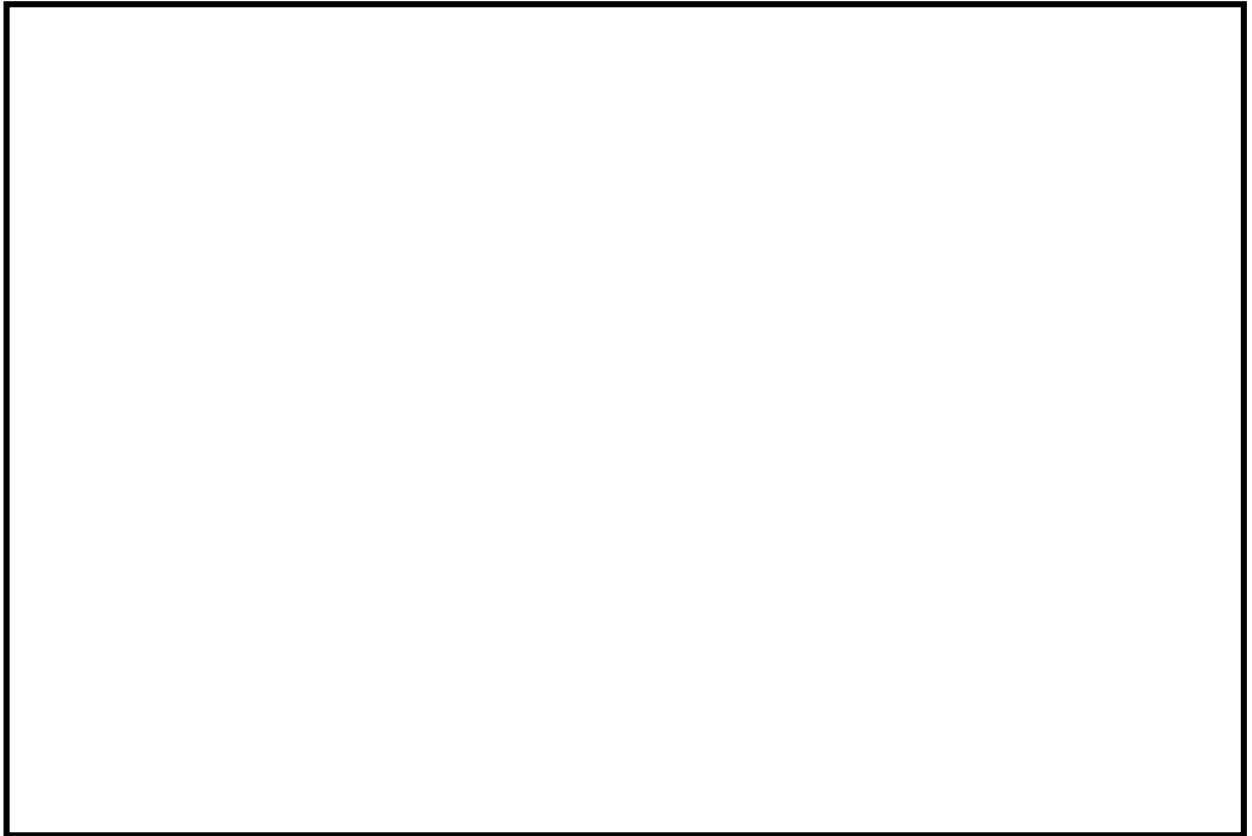


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

1. 評価及び対策の前提条件

柏崎刈羽原子力発電所6号炉,7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)及び技術基準の解釈第74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「設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大LOCA+ECCS全喪失+SB0シナリオ」)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。従って、審査ガイド4.2(3)h.被ばく線量の重ね合わせに基づき、6号炉、7号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなり、これを6号炉、7号炉の重大事故収束シナリオのベースケースとして考えている。

なお6号炉、7号炉中央制御室の被ばく評価及び居住性対策に際しては、一方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定することとしている。

6号炉、7号炉申請における1号炉から5号炉までの各停止号炉においても上述の被ばく評価想定に基づき、被ばく評価及び居住性対策における基本想定ケースとして位置付けることとし、必要な放射線防護措置を施すこととする。

2. 5号炉中央制御室の被ばく評価と対応

5号炉は図1に示すとおり、6号炉、7号炉に近接した位置に設置しており、格納容器ベントによる現場環境の悪化の影響を受けやすいものと考えられる。そのため、以下の手段について整備を進めている。

○運転員が中央制御室に滞在し続けることができる中央制御室待避室の整備

- ・中央制御室待避室の整備(遮へい強化、気密設計及び空気ボンベ陽圧化設備設置による室内居住性向上)
- ・チェンジングエリアの設置、マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置、マスク・着替え等放射線防護資機材の配備
- ・酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ、可搬型照明の配備

○運転員が中央制御室待避室にてプラント監視、通信連絡等が実施できる環境の整備

- ・デジタルレコーダー等を用いたプラントパラメータの遠隔監視機器・手順整備
- ・現場や緊急時対策所との通信連絡設備配備

中央制御室待避室における運転員の勤務サイクル毎の被ばく量の評価結果を表 3.7-1 に示す。また、最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の評価結果の内訳を表 3.7-2 に示す。ここで、運転員は中央制御室待避室内では全面マスクを着用するものとし、着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。また、待避室の陽圧化が終了した直後に入域するC班の被ばく量が大きくなることから、2日目以降は訓練直であるB班が待避室内に滞在するものとして評価した。最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の合計は、約93mSvとなる。

なお、本評価においては通常の勤務サイクルにおける滞在時間を用いているが、被ばく量が100mSvに近くなる場合は早めに交替する等の対応を行い、被ばく量の低減に努める。

表 3.7-1 5号炉中央制御室待避室における各勤務サイクルでの被ばく量
(6号炉放出時) (mSv) ※2 ※3 ※4 ※5

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約5.1	約9.8	約36	約13	-	-	-	約63
B班	-	-	-	約26※1	約23※1	約21※1	-	約71
C班	-	-	約75	-	-	-	-	約75
D班	-	-	-	-	約21	約30	約3.7	約54
E班	約9.9	約73	-	-	-	-	約10	約93

※1 B班がC班の代わりに中央制御室内待避室に滞在すると想定

※2 評価手法は「59-11 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」で示す方法と同様の方法にて実施

※3 5号炉中央制御室と6号炉、7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から、片側ベント想定の際のベント号炉として、より近接した6号炉を想定し被ばく評価実施

※4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での外部被ばくは、6号炉及び7号炉中央制御室待避室における値を参照しており、詳細評価が完了次第その結果を反映予定。

※5 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数として、DF1000を想定

表 3.7-2 5号炉中央制御室待避室における被ばく量の内訳（6号炉放出時）

（最も被ばく量が大きくなる班）（mSv）※1 ※2

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計
室内作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく ※3	約 1.0×10^0	0.1 以下	約 1.0×10^0
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	約 5.6×10^1	—	約 5.6×10^1
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	0.1 以下	—	0.1 以下
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による5号炉中央制御室待避室内での被ばく	約 5.5×10^0	—	約 5.5×10^0
	（内訳）内部被ばく※4 外部被ばく	（約 5.1×10^0 ） （約 4.5×10^{-1} ）	（ — ） （ — ）	（約 5.1×10^0 ） （約 4.5×10^{-1} ）
	小計（①+②+③+④）	約 6.3×10^1	0.1 以下	約 6.3×10^1
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 ※3	約 8.0×10^0	約 2.1×10^1	約 2.9×10^1
	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入退域時の被ばく	約 6.9×10^{-1}	—	約 6.9×10^{-1}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	0.1 以下	—	0.1 以下
	⑧ 大気中へ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※4	約 3.4×10^{-1}	—	約 3.4×10^{-1}
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 9.0×10^0	約 2.1×10^1	約 3.0×10^1
合計 （①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）	約 7.2×10^1	約 2.1×10^1	約 93	

※1 評価手法は「59-11 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」で示す方法と同様の方法にて実施

※2 5号炉中央制御室と6号炉、7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から、片側ベント想定の際のベント号炉として、より近接した6号炉を想定し被ばく評価実施

※3 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による5号炉中央制御室待避室内での外部被ばくは、6号炉及び7号炉中央制御室待避室における値を参照しており、詳細評価が完了次第その結果を反映予定。

※4 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数としてDF1000を、交代のための入退域時ではDF50を想定

3. 1～4号炉の中央制御室での対応

1～4号炉の中央制御室においては以下の整備を進めている。

- ・チェンジングエリアの設置，マスク着脱時等に使用するクリーンエリアの設置，マスク・着替え等放射線防護資機材の配備
- ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタ，可搬型照明の配備

1～4号炉の中央制御室における運転員の被ばく量の評価結果を表3.7-3に示す。ここで，運転員は中央制御室待避室内では全面マスクを着用するものとし，着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。また，運転員の交替は考慮しないものとした。最も被ばく量が大きくなるのは4号炉中央制御室の運転員であり，約17mSvとなる。

表 3.7-3 1～4号炉中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果
(7号炉放出時)(運転員の交替を考慮しない場合)(mSv)※1

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間) 6号炉及び7号炉からの寄与の合計			
		1号炉※2	2号炉※2	3号炉※2	4号炉※2
室内 作業 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外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	約 6.7×10^{-1}	約 8.2×10^{-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	約 7.4×10^0	約 1.0×10^1	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1
	(内訳) 内部被ばく※3 外部被ばく	(約 3.6×10^0) (約 3.8×10^0)	(約 4.7×10^0) (約 5.3×10^0)	(約 5.8×10^0) (約 6.3×10^0)	(約 8.0×10^0) (約 8.4×10^0)
	④ 大気中に放出され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	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
実効線量 (=①+②+③+④)		約 7.5	約 10	約 13	約 17

- ※1 評価手法は「59-11 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」で示す方法と同様の方法にて実施
- ※2 1～4号炉中央制御室と6号炉,7号炉の格納容器ベント放出口との位置関係から,片側ベント想定の際のベント号炉として,保守的により近接した7号炉を想定し被ばく評価実施。6号炉代替循環冷却,7号炉フィルタベント各々の寄与を合算して記載。
- ※3 中央制御室待避室での全面マスクの防護係数として,DF50を想定

4. まとめ

以上の措置により,6号炉,7号炉いずれかのベント実施時においても停止号炉の運転員も著しい被ばくを受けることはない。また停止号炉のプラント状態は継続的に監視可能であり,必要な通信連絡が可能である。

59-11

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

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 2-1-1
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中央制御室内での被ばく（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入退域時の被ばく（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（重大事故）に係る被ばく評価について	59-11-2-1
2.1 評価事象	59-11-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-11-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-11-2-2
2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価	59-11-2-2
2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価	59-11-2-2
2.5.1 中央制御室内での被ばく	59-11-2-3
2.5.1.1 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①）	59-11-2-3
2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）	59-11-2-3
2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）	59-11-2-4
2.5.2 入退域時の被ばく	59-11-2-10
2.5.2.1 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）	59-11-2-10
2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑥，⑦，⑧）	59-11-2-10
2.6 評価結果まとめ	59-11-2-11

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 空気流入率試験結果について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 運転員の交替について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 内規 ^{※1} との整合性について・・・・・・・・・・	26 条-別添 2-添 1-5-1

添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について	59-11-添 2-1-1
2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表・・・	59-11-添 2-1-1
2-2 事象の選定の考え方について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-2-1
2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について・・・・・・・・	59-11-添 2-3-1
2-4 無機よう素のスプレイによる除去効果について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-4-1
2-5 中央制御室の居住性評価に用いる大気拡散評価について・・・・・・・・	59-11-添 2-5-1
2-6 地表面への沈着速度の設定について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-6-1
2-7 エアロゾルの乾性沈着速度について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-7-1
2-8 グランドシャイン線評価モデルについて・・・・・・・・・・	59-11-添 2-8-1
2-9 入退域時のよう素フィルタ内放射性物質からの被ばく評価モデルにつ いて・・・・・・・・・・	59-11-添 2-9-1
2-10 運転員の勤務形態について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-10-1
2-11 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響について	59-11-添 2-11-1
2-12 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい率の設定について・・	59-11-添 2-12-1
2-13 格納容器内pH制御の効果に期待することによる影響について・・・	59-11-添 2-13-1
2-14 マスクによる防護係数について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-14-1
2-15 格納容器ベントを非同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-15-1
2-16 格納容器ベントを同時に実施する場合の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-16-1
2-17 格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集係数について・・	59-11-添 2-17-1
2-18 審査ガイド ^{※2} への適合状況について・・・・・・・・・・	59-11-添 2-18-1

本資料

(※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（重大事故）に係る被ばく評価について

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

（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈第59条より抜粋）

【実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈】第59条（原子炉制御室）第1項

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

2.1 評価事象

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉においては、「想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」である「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、審査ガイド4.2(3)h.被ばく線量の重ね合わせに基づき、6号炉及び7号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において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、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定する。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。

2.2 大気中への放出量の評価

放射性物質については、上記2.1で示した事故シーケンスを想定し、格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量、及び、格納容器から原子炉建屋への漏えい量を、MAAP解析及びNUREG-1465の知見を用いて評価した。ただし、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素、及び有機よう素については、大気中の放出量評価条件を設定し、放出量进行评估している。

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た累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、1985年10月～1986年9月の1年間におけるデータを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施し、特に異常でないことを確認している。

2.4 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、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。

2.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路(①～⑧)は、図2-1に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室の運転員に係る被ばく評価期間は事故発生後7日間とした。運転員の勤務形態としては、5直2交替とし、積算の被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務形態を考慮した。運転員の直交替サイクルを表2-1に、交替スケジュールを表2-2に示す。

表2-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8:30～21:25
2直	21:00～8:55
訓練直 ^{※1}	-

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表2-2 直交替スケジュール

	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	1	1	2	2	明	休	休	49時間40分	8回
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0分	0回
C班	休	休	1	1	2	2	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1	1	2	37時間45分	6回
E班	2	2	明	休	休	休	1	36時間45分	6回

2.5.1 中央制御室内での被ばく

2.5.1.1 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運転員の外部被ばくは、前述2.4の方法にて実効線量を評価した。また、よう素フィルタ内に取り込まれた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外部被ばくも評価した。評価に当たってはMCNP5コード及びQAD-CGGP2Rコードを用いた。（経路①）

2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）

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等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して運転員の実効線量を評価した。（経路②）

また、大気中へ放出された放射性物質のうち、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た。（経路③）

2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）

事故期間中に大気中に放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算は、(1)、(2)に示す可搬型陽圧化空調機の効果を考慮した。なお、可搬型陽圧化空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを有効性評価で設定した12時間として評価した^{※1}。また、運転員は中央制御室内ではマスクを着用しないものとして評価した。

更に運転員は、(3)に示す中央制御室待避室内に滞在するとして評価した。

中央制御室内での対応のタイムチャートを図2-2に示す。

※1 可搬型陽圧化空調機の起動時間については、3時間へ短縮予定

(1) SA時加圧運転モード（可搬型陽圧化空調機）

可搬型陽圧化空調機によるSA時加圧運転モードは、設計基準対象施設である恒設の中央制御室換気空調系ファンを停止し、更に外気取り込みダンパを閉止したうえで、恒設の中央制御室換気空調系とは別の可搬型陽圧化空調機のチャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタ（以下「フィルタ」という）により放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリを陽圧化することで、フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設計としている。具体的な系統構成を図2-3に示す。

(2) フィルタを通らない外気流入量

可搬型陽圧化空調機を用いたSA時加圧運転モードにおいては、空気流入率測定試験結果等を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室へのフィルタを通らない外気流入量はないものとして評価した。

(3) 中央制御室待避室

中央制御室バウンダリ内に中央制御室待避室を設置している。中央制御室待

避室の設置場所を図 2-4 に示す。中央制御室待避室は、空気ポンベ陽圧化装置にて陽圧化することで、外気の流入を防ぐことができる設計としており、陽圧化している間は中央制御室待避室外からの空気流入がないものとして評価した。

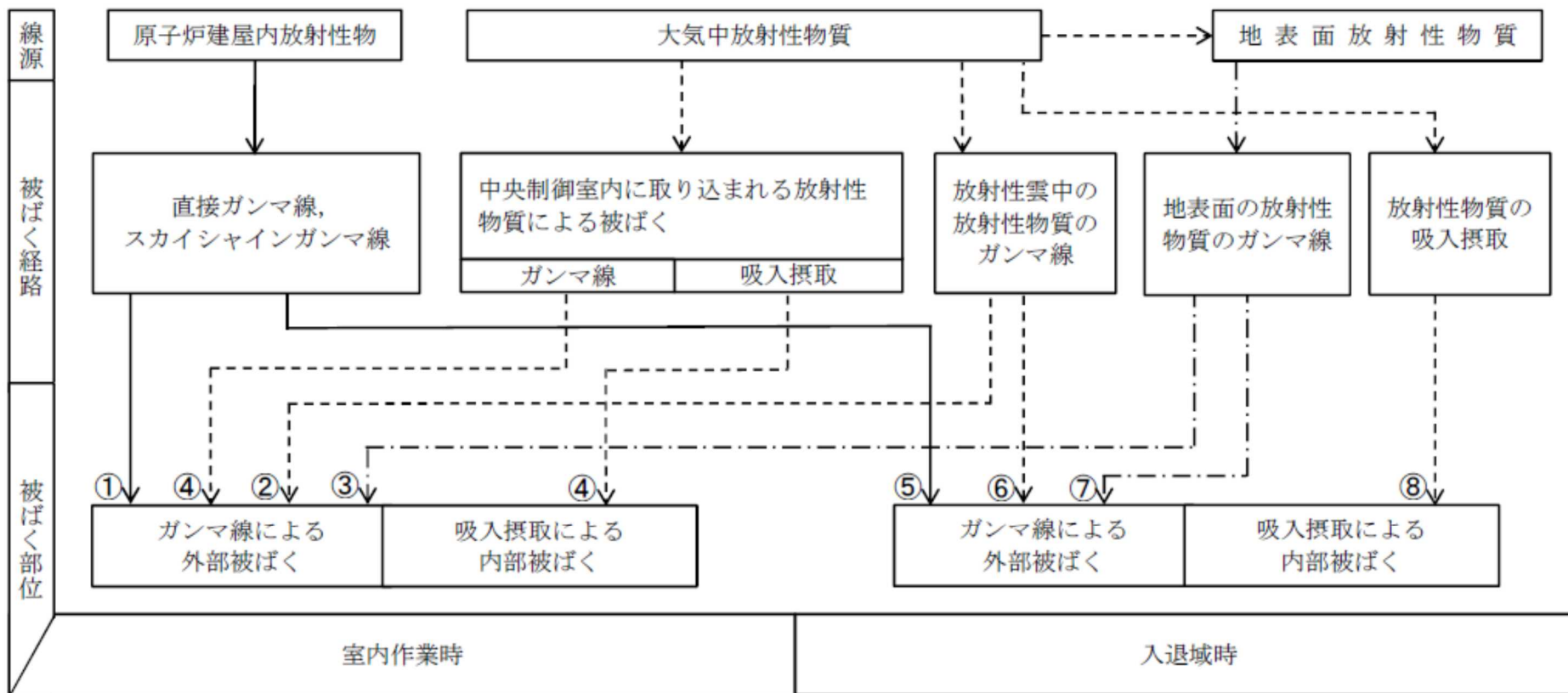


図2-1 重大事故に対する被ばく評価にて考慮する被ばく経路

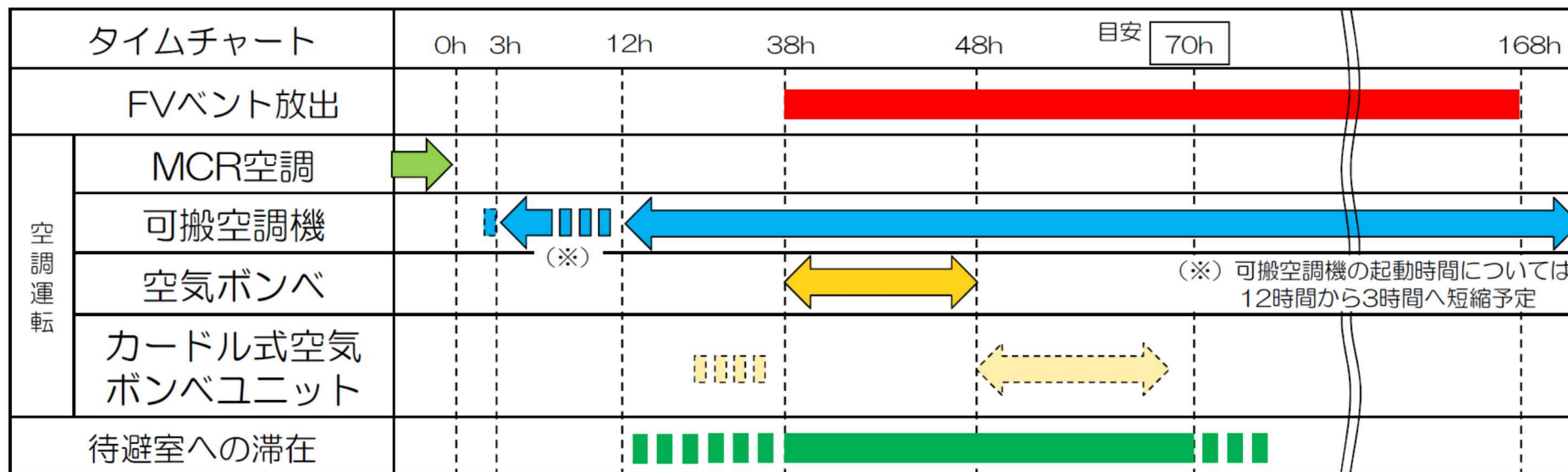


図 2-2 中央制御室内対応タイムチャート

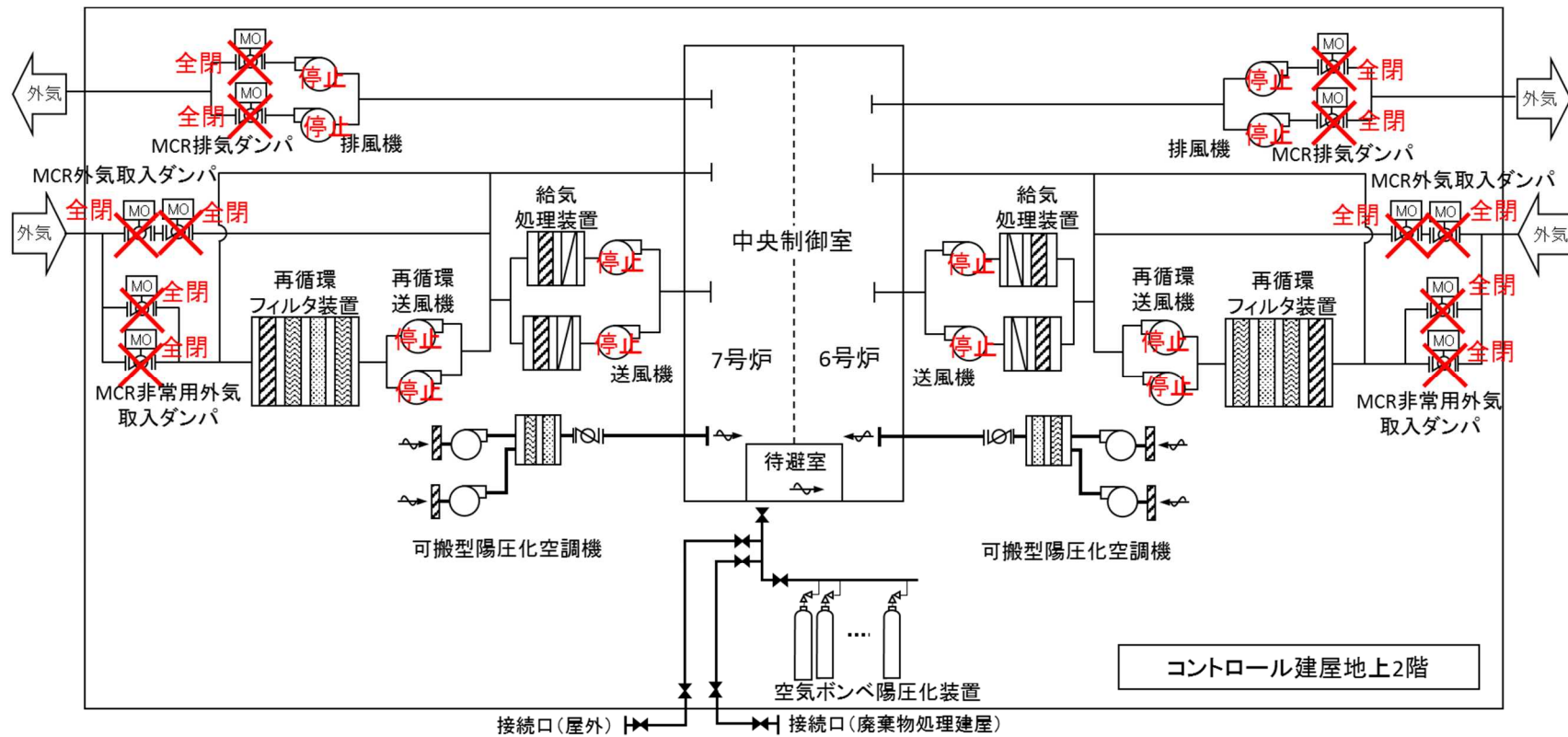


図2-3 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図（重大事故時）

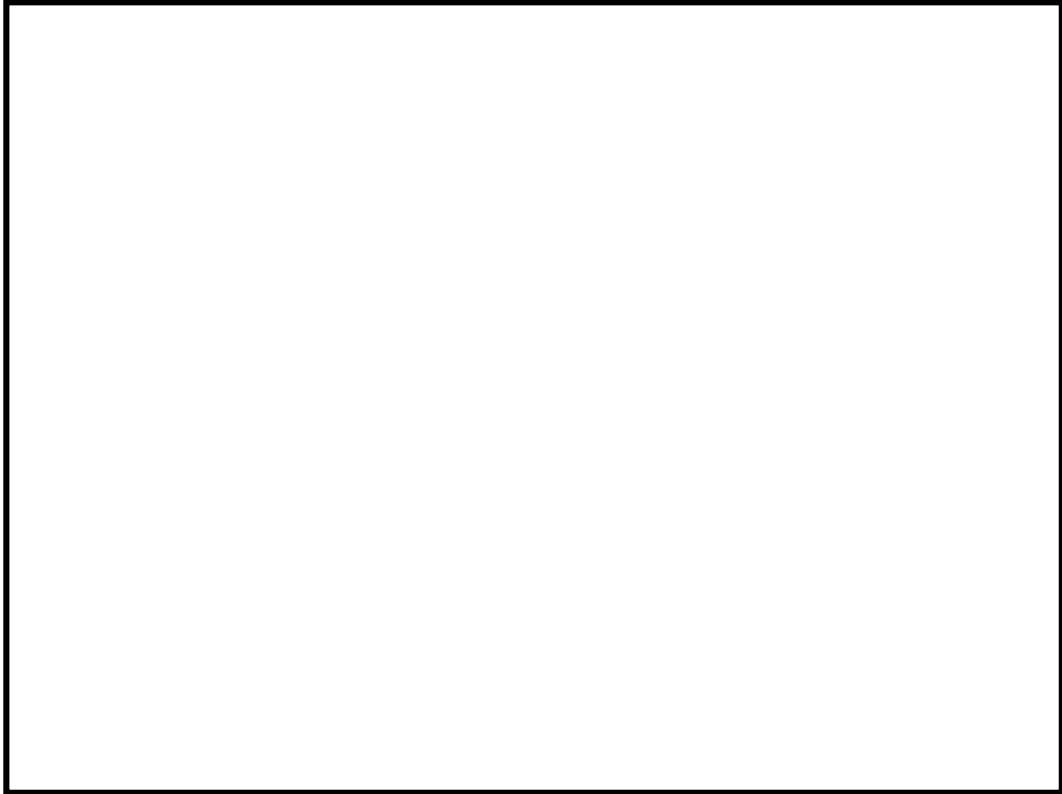


図 2-4 中央制御室待避室の設置場所

2.5.2 入退域時の被ばく

2.5.2.1 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シャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.5.1.1 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）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界からコントロール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、代表評価点は、コントロール建屋入口とした。また、よう素フィルタ内に取り込まれた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外部被ばくも評価した。評価に当たってはMCNP5コードを用いた。

2.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑥，⑦，⑧）

大気中の放射性物質及び地表面へ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（経路⑥，⑦）は、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「2.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②，③）」と同様な手法で、内部被ばく（経路⑧）は可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室を期待しないこと、並びに、マスク着用による防護効果に期待すること以外は「2.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）」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運転員の実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記2.5.2.1の仮定に同じである。

2.6 評価結果のまとめ

2.1 に示したとおり，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することになるが，被ばく評価においては，片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定した。この想定に基づく，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉重大事故発生時の中央制御室等の運転員の被ばく評価結果を表 2-3 から表 2-6 に示す。

運転員の交替を考慮する場合，7 日間での実効線量は 6 号炉放出時は約 52mSv，7 号炉放出時は約 51mSv である。なお，運転員の交替を考慮しない場合，7 日間での実効線量は 6 号炉放出時は約 24mSv，7 号炉放出時は約 38mSv である。

したがって，評価結果は，「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

表2-3 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
（6号炉放出時）（運転員の交替を考慮する場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計
室内 作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく ※1	約 7.2×10^{-1}	0.1 以下	約 7.2×10^{-1}
	① 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	0.1 以下	—	0.1 以下
	② 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	0.1 以下	—	0.1 以下
	③ 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	—	約 1.3×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 1.5×10^0) (約 1.2×10^1)	(—) (—)	(約 1.5×10^0) (約 1.2×10^1)
	小計 (①+②+③+④)	約 1.4×10^1	0.1 以下	約 1.4×10^1
入 退 域 時	④ 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 ※1	約 1.6×10^1	約 1.9×10^1	約 3.5×10^1
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^0	—	約 1.7×10^0
	⑥ 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	0.1 以下	—	0.1 以下
	⑦ 大気中へ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	約 8.0×10^{-1}	—	約 8.0×10^{-1}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^1	約 1.9×10^1	約 3.8×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.3×10^1	約 1.9×10^1	約 52

※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉からの寄与については、格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい期間が格納容器ベント実施時に比べ長くなることから、保守的に格納容器ベント実施時の5倍の線源強度になるものとして評価している。

表2-4 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
（7号炉放出時）（運転員の交替を考慮する場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計
室内 作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく ※1	0.1以下	約 3.7×10^{-1}	約 3.9×10^{-1}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	約 1.5×10^{-1}	約 1.5×10^{-1}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	—	0.1以下	0.1以下
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	—	約 2.2×10^1	約 2.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく	(—)	(約 2.5×10^0)	(約 2.5×10^0)
	外部被ばく	(—)	(約 2.0×10^1)	(約 2.0×10^1)
小計 (①+②+③+④)		0.1以下	約 2.3×10^1	約 2.3×10^1
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 ※1	約 5.7×10^0	約 1.7×10^1	約 2.3×10^1
	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入退域時の被ばく	—	約 3.3×10^0	約 3.3×10^0
	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	—	0.1以下	0.1以下
	⑧ 大気中へ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	—	約 1.6×10^0	約 1.6×10^0
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 5.7×10^0	約 2.3×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 5.7×10^0	約 4.5×10^1	約 51

※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉からの寄与については、格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい期間が格納容器ベント実施時に比べ長くなることから、保守的に格納容器ベント実施時の5倍の線源強度になるものとして評価している。

表2-5 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
（6号炉放出時）（運転員の交替を考慮しない場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計
室内 作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく ※1	約 2.6×10^0	0.1 以下	約 2.7×10^0
	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	約 2.6×10^0	—	約 2.6×10^0
	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	0.1 以下	—	0.1 以下
	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 1.8×10^1	—	約 1.8×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.2×10^0) (約 1.6×10^1)	(—) (—)	(約 2.2×10^0) (約 1.6×10^1)
	合計 (①+②+③+④)	約 2.4×10^1	0.1以下	約24

※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉からの寄与については、格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい期間が格納容器ベント実施時に比べ長くなることから、保守的に格納容器ベント実施時の5倍の線源強度になるものとして評価している。

表2-6 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
（7号炉放出時）（運転員の交替を考慮しない場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計
室内 作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく ※1	約 1.6×10^0	約 1.2×10^0	約 2.8×10^0
	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	—	約 4.4×10^0	約 4.4×10^0
	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	—	0.1 以下	0.1 以下
	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 3.1×10^1	約 3.1×10^1
	(内訳) 内部被ばく	(—)	(約 3.7×10^0)	(約 3.7×10^0)
	外部被ばく	(—)	(約 2.7×10^1)	(約 2.7×10^1)
合計 (①+②+③+④)		約 1.6×10^0	約 3.6×10^1	約38

※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉からの寄与については、格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい期間が格納容器ベント実施時に比べ長くなることから、保守的に格納容器ベント実施時の5倍の線源強度になるものとして評価している。

表2-7 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価イメージ

室内作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（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のガンマ線による中央制御室内での被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく （吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域時	⑤ 原子炉建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（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入退域時の被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

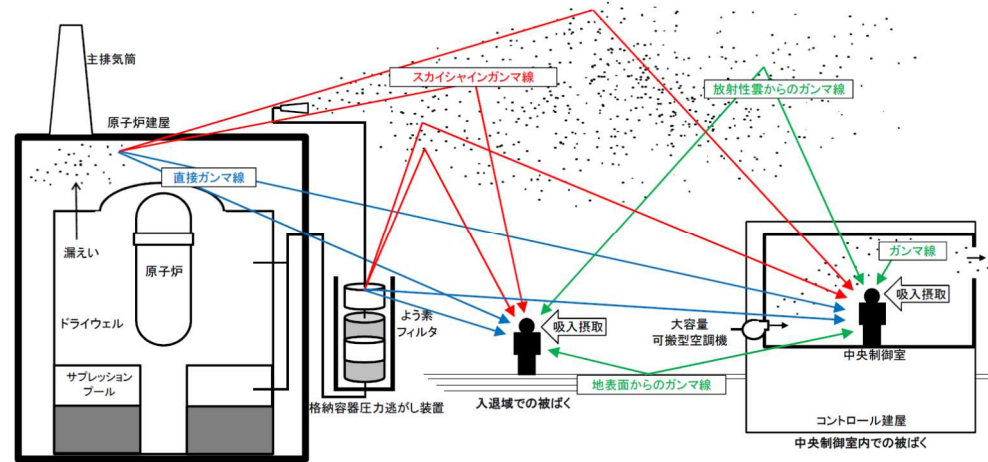


表2-8 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（1/2）

主な評価条件（環境への放出まで）

大項目	中項目	主要条件		
炉内内蔵量	炉心熱出力	3926MWt		
	原子炉運転時間	1サイクル：10,000h（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	1サイクル：0.229（200体） 2サイクル：0.229（200体） 3サイクル：0.229（200体） 4サイクル：0.229（200体） 5サイクル：0.084（72体）		
格納容器外への放出	格納容器から原子炉建屋への漏えい率	MAAP解析結果の格納容器圧力に対応した漏えい率		
	原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない		
	格納容器からベントラインへの流入割合	MAAP解析結果及びNUREG-1465の知見		
	格納容器内pH制御の効果	未考慮		
	無機よう素及び有機よう素の格納容器内での除去	沈着による無機よう素の除去係数	無機よう素：2	
		サブプレッション・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：10	
		ドライウェルズプレイによる無機よう素の除去係数	無機よう素：100	
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故後約38時間		
	格納容器圧力逃がし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：1,000 有機よう素：1		
	よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：50		

表2-8 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（2/2）

主な評価条件（大気拡散，運転員被ばく評価）

大項目	中項目	主要条件
大気拡散	気象資料	1985. 10～1986. 9の1年間の気象データ
	実効放出継続時間	1時間
	累積出現頻度	小さい方から97%
	着目方位（滞在時）	6号炉：6方位 7号炉：8方位
運転員の被ばく評価	可搬型陽圧化空調機フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	(フィルタ効率) チャコールフィルタ効率：99.9 % 高性能粒子フィルタ効率：99.9 % (起動遅れ時間) 12時間* ※ 起動遅れ時間は3時間へ短縮予定
	中央制御室バウンダリ空気流入率	事故発生0～12時間：0.05回/h 事故発生12～168時間：0回/h
	マスク防護係数	交代時：50
	交替要員体制の考慮	考慮する
	直接線，スカイシャイン線評価コード	【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， 【よう素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 (直接ガンマ線，スカイシャインガンマ線) MCNP5コード
	評価期間	7日間

添付資料2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価条件表

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/4）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失	炉心損傷に至るシナリオを選定（2-2 を参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価 ^(参2) で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3,926MWt	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10,000h（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（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器ベント: 約 38 時間後	MAAP 解析に基づく	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない	—
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R. G. 1. 195 に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	以下のとおり，開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で，格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/day， 1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/day に相当する開口面積	格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.4%/day) 及び，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。
格納容器の漏えい孔における捕集係数	希ガス：1 無機よう素：1 有機よう素：1 粒子状物質：450	粒子状物質に対しては，格納容器の漏えい孔での捕集効果を考慮 (2-17 を参照)	—

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器内でのエアロゾルの除去効果	MAAP 解析に基づく	MAAP 解析で評価	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした	—
格納容器内での無機よう素の沈着による除去係数	無機よう素：2	「発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日 原子力安全委員会決定 一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会) を参照	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：10	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定	—
ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数	無機よう素：100	CSE 試験に基づき設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない	格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮するため、原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋の換気空調系を停止しているため、外気との空気のやり取りがないものと想定した。 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響は 2-11 のとおり。	—
格納容器からベントラインへの流入割合	炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.2×10^{-1} よう素類：約 3.4×10^{-2} Cs 類：約 2.6×10^{-6} Te 類：約 5.2×10^{-7} Ba 類：約 2.1×10^{-7} Ru 類：約 2.6×10^{-8} La 類：約 2.1×10^{-9} Ce 類：約 5.2×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定。 よう素類については、よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：1	—	—
	無機よう素：1,000 粒子状放射性物質：1,000	設計値	
よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	—	—
	有機よう素：50	設計値	
事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示されたとおり設定	3. 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

表 2-1-2 放射性物質の大気中への放出量 (7 日間積算値)

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) (単一号炉当たり)
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フイ ルタを経由した放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.6×10^{18}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.7×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8

表 2-1-3 放射性物質の大気拡散評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象データ(1985年10月～1986年9月)	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 審査ガイドに示された通り、発電所において観測された1年間の気象データを使用	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	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	<p>【6号炉】 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上40.4m</p> <p>【7号炉】 7号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上39.7m</p>	審査ガイドに示されたとおり設定。 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮。	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

表 2-1-3 大気拡散評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドに 示されたとお り設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	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	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋 及び 7号炉原子炉建屋	放出源であ り、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	【中央制御室内滞在時】 中央制御室中心 【入退域時】 コントロール建屋入口	審査ガイドに 示されたとお り設定	4.2(2)b. 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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 2-1-3 大気拡散評価条件 (3/3)

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室内滞在時	6号炉：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：8方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	6号炉：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)		
建屋投影面積	1931m 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、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		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)」(参1)による。

表2-1-4 相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

放出点	評価点	放出点から 評価点まで の距離[km]	相対濃度 χ/Q [s/m ³]	相対線量 D/Q [Gy/Bq]
6号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	中央制御室中心	0.058	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	0.085	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	中央制御室中心	0.075	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	0.065	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}

表 2-1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(1/2)

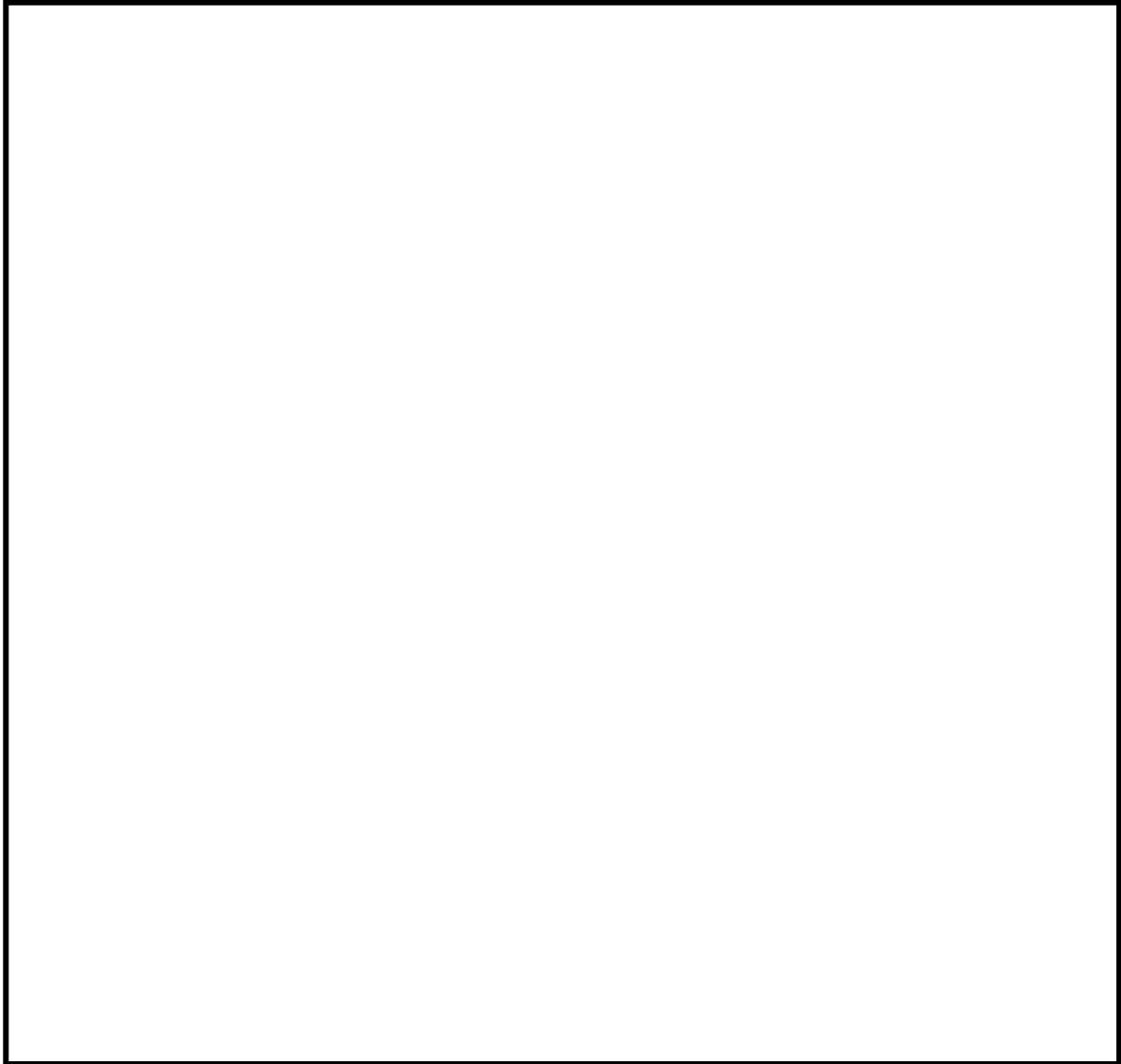
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	<p>放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後 1 日毎の積算線源強度を計算。なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉の線源強度は、格納容器ベントを想定した号炉の線源強度の 5 倍^{※1}とした。</p> <p>※1 格納容器ベントを想定した場合は、格納容器ベント実施までの約 38 時間が放射性物質の主たる漏えい期間となる。代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した場合は、格納容器内での放射性物質の閉じ込めが継続するため、評価上放射性物質の漏えいは評価期間(168 時間)中継続する。 ここでは、漏えい期間の長さで比例計算(168 時間/約 38 時間\approx4.4 を丸め 5 倍とした。)することにより、代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉の線源強度を評価した。</p>	<p>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</p>	<p>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</p>
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

表 2-1-5 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(2/2)

計算モデル	遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	<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</p> <p>(スカイシャインガンマ線) ANISN コード, G33-GP2R コード</p> <p>【よう素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 (直接ガンマ線, スカイシャインガンマ線) MCNP5 コード</p>	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を, スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN は一次元形状を, スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる G33-GP2R 及び MCNP5 は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。	4.1②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。	
評価点	図 2-1-1 のとおり	中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定。 (高さ: 床面上 1.5m にて評価)	—	

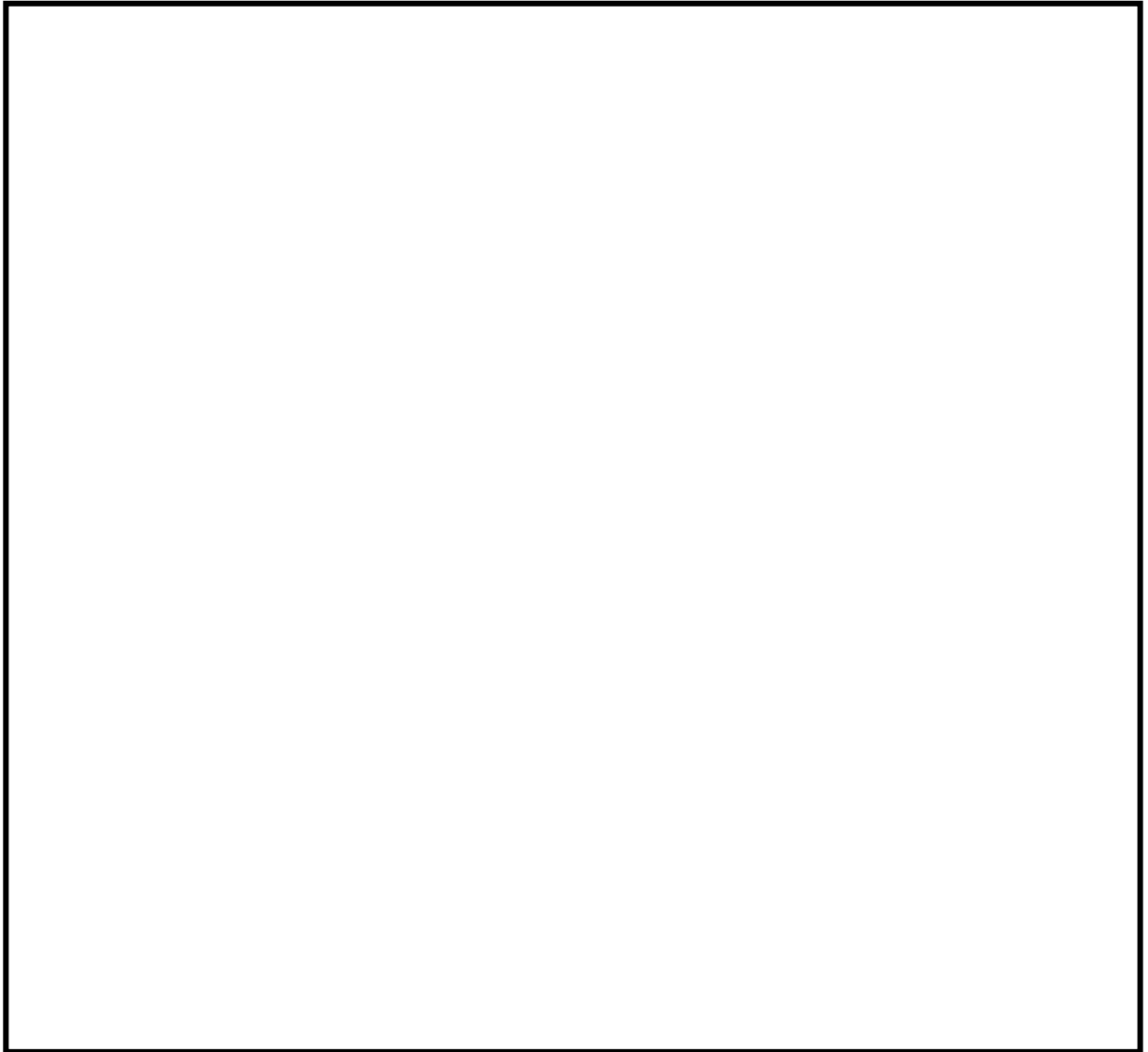
表2-1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (格納容器ベントを実施した場合) (単一号炉当たり)						
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}	2.9×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.8×10^{20}	4.7×10^{20}	5.6×10^{20}	6.3×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.9×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.8×10^{20}	4.7×10^{20}	5.6×10^{20}	6.3×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	1.5×10^{19}	4.9×10^{19}	8.6×10^{19}	1.2×10^{20}	1.4×10^{20}	1.6×10^{20}	1.8×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	4.9×10^{20}	3.1×10^{21}	6.3×10^{21}	9.1×10^{21}	1.2×10^{22}	1.4×10^{22}	1.6×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	2.1×10^{18}	5.7×10^{18}	8.8×10^{18}	1.1×10^{19}	1.3×10^{19}	1.5×10^{19}	1.7×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.4×10^{18}	3.8×10^{18}	5.9×10^{18}	7.5×10^{18}	9.0×10^{18}	1.0×10^{19}	1.1×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.3×10^{19}	4.6×10^{20}	9.4×10^{20}	1.4×10^{21}	1.7×10^{21}	2.1×10^{21}	2.3×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.6×10^{20}	2.3×10^{21}	4.7×10^{21}	6.8×10^{21}	8.7×10^{21}	1.0×10^{22}	1.2×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.7×10^{18}	3.2×10^{18}	4.2×10^{18}	5.0×10^{18}	5.7×10^{18}	6.2×10^{18}	6.7×10^{18}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.2×10^{20}	3.4×10^{20}	4.1×10^{20}	4.3×10^{20}	4.4×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.8×10^{20}	8.3×10^{20}	8.6×10^{20}	8.8×10^{20}	8.9×10^{20}	8.9×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	1.0×10^{20}	2.0×10^{20}	2.9×10^{20}	3.6×10^{20}	4.3×10^{20}	5.0×10^{20}	5.6×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	5.1×10^{19}	1.0×10^{20}	1.4×10^{20}	1.8×10^{20}	2.2×10^{20}	2.5×10^{20}	2.8×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	7.4×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}	1.3×10^{20}	1.4×10^{20}	1.4×10^{20}	1.4×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	2.5×10^{18}	3.6×10^{18}	4.1×10^{18}	4.4×10^{18}	4.6×10^{18}	4.7×10^{18}	4.8×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	1.1×10^{20}	1.6×10^{20}	1.8×10^{20}	1.9×10^{20}	2.0×10^{20}	2.1×10^{20}	2.1×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	1.2×10^{20}	1.8×10^{20}	2.1×10^{20}	2.2×10^{20}	2.3×10^{20}	2.4×10^{20}	2.4×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	3.0×10^{19}	3.5×10^{19}	3.8×10^{19}	3.9×10^{19}	4.0×10^{19}	4.1×10^{19}	4.2×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	6.1×10^{19}	7.1×10^{19}	7.6×10^{19}	7.9×10^{19}	8.1×10^{19}	8.2×10^{19}	8.3×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	7.1×10^{19}	8.0×10^{19}	8.2×10^{19}	8.3×10^{19}	8.4×10^{19}	8.4×10^{19}	8.4×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	2.1×10^{18}	2.4×10^{18}	2.5×10^{18}	2.5×10^{18}	2.5×10^{18}	2.5×10^{18}	2.5×10^{18}
1.34×10^0	1.50×10^0	3.4×10^{19}	3.9×10^{19}	4.0×10^{19}	4.0×10^{19}	4.0×10^{19}	4.0×10^{19}	4.1×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	1.0×10^{19}	1.1×10^{19}	1.1×10^{19}	1.1×10^{19}	1.1×10^{19}	1.1×10^{19}	1.1×10^{19}
1.66×10^0	2.00×10^0	2.1×10^{19}	2.3×10^{19}	2.4×10^{19}	2.4×10^{19}	2.4×10^{19}	2.4×10^{19}	2.4×10^{19}
2.00×10^0	2.50×10^0	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	5.6×10^{17}	5.7×10^{17}	5.7×10^{17}	5.7×10^{17}	5.7×10^{17}	5.7×10^{17}	5.7×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
3.50×10^0	4.00×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
4.00×10^0	4.50×10^0	$5.1 \times 10^{+2}$	$3.4 \times 10^{+3}$	$7.5 \times 10^{+3}$	$1.2 \times 10^{+4}$	$1.6 \times 10^{+4}$	$2.0 \times 10^{+4}$	$2.4 \times 10^{+4}$
4.50×10^0	5.00×10^0	$5.1 \times 10^{+2}$	$3.4 \times 10^{+3}$	$7.5 \times 10^{+3}$	$1.2 \times 10^{+4}$	$1.6 \times 10^{+4}$	$2.0 \times 10^{+4}$	$2.4 \times 10^{+4}$
5.00×10^0	5.50×10^0	$5.1 \times 10^{+2}$	$3.4 \times 10^{+3}$	$7.5 \times 10^{+3}$	$1.2 \times 10^{+4}$	$1.6 \times 10^{+4}$	$2.0 \times 10^{+4}$	$2.4 \times 10^{+4}$
5.50×10^0	6.00×10^0	$5.1 \times 10^{+2}$	$3.4 \times 10^{+3}$	$7.5 \times 10^{+3}$	$1.2 \times 10^{+4}$	$1.6 \times 10^{+4}$	$2.0 \times 10^{+4}$	$2.4 \times 10^{+4}$
6.00×10^0	6.50×10^0	$5.8 \times 10^{+1}$	$3.9 \times 10^{+2}$	$8.6 \times 10^{+2}$	$1.3 \times 10^{+3}$	$1.8 \times 10^{+3}$	$2.2 \times 10^{+3}$	$2.7 \times 10^{+3}$
6.50×10^0	7.00×10^0	$5.8 \times 10^{+1}$	$3.9 \times 10^{+2}$	$8.6 \times 10^{+2}$	$1.3 \times 10^{+3}$	$1.8 \times 10^{+3}$	$2.2 \times 10^{+3}$	$2.7 \times 10^{+3}$
7.00×10^0	7.50×10^0	$5.8 \times 10^{+1}$	$3.9 \times 10^{+2}$	$8.6 \times 10^{+2}$	$1.3 \times 10^{+3}$	$1.8 \times 10^{+3}$	$2.2 \times 10^{+3}$	$2.7 \times 10^{+3}$
7.50×10^0	8.00×10^0	$5.8 \times 10^{+1}$	$3.9 \times 10^{+2}$	$8.6 \times 10^{+2}$	$1.3 \times 10^{+3}$	$1.8 \times 10^{+3}$	$2.2 \times 10^{+3}$	$2.7 \times 10^{+3}$
8.00×10^0	1.00×10^1	$1.8 \times 10^{+1}$	$1.2 \times 10^{+2}$	$2.6 \times 10^{+2}$	$4.1 \times 10^{+2}$	$5.5 \times 10^{+2}$	$6.9 \times 10^{+2}$	$8.3 \times 10^{+2}$
1.00×10^1	1.20×10^1	$8.9 \times 10^{+0}$	$6.0 \times 10^{+1}$	$1.3 \times 10^{+2}$	$2.0 \times 10^{+2}$	$2.7 \times 10^{+2}$	$3.5 \times 10^{+2}$	$4.2 \times 10^{+2}$
1.20×10^1	1.40×10^1	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$
1.40×10^1	2.00×10^1	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$
2.00×10^1	3.00×10^1	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$
3.00×10^1	5.00×10^1	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$



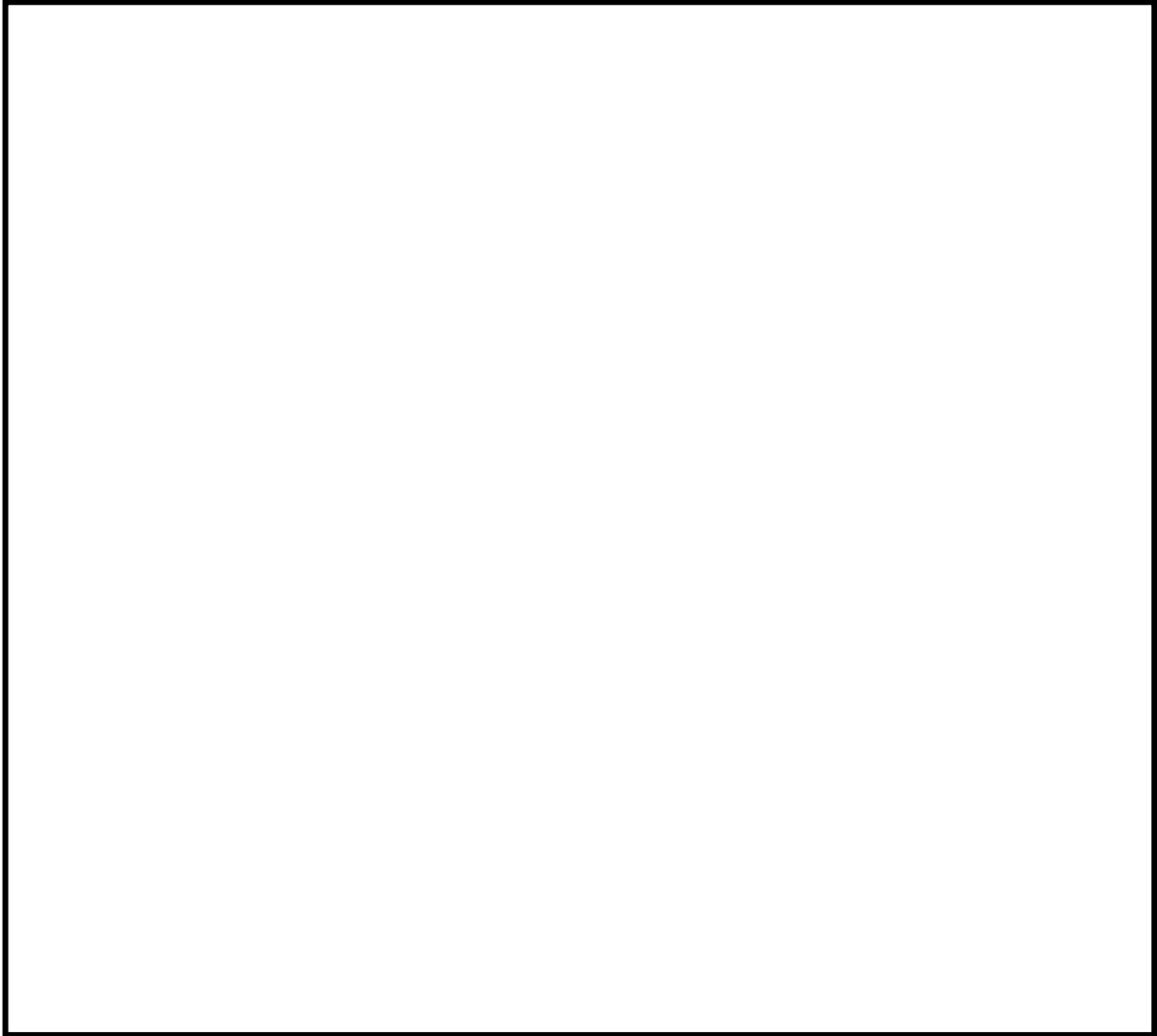
柏崎刈羽原子力発電所 6号炉原子炉建屋及びコントロール建屋

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 (1/3)



柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉原子炉建屋及びコントロール建屋

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 (2/3)



平面図

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 (3/3)

表 2-1-7 防護装置の設備条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系 (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)	0~168h : 0m ³ /h (給排気隔離ダンパ閉止)	重大事故時には恒設の中央制御室換気空調系を停止する運用とする。	4.2(2)e. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室換気空調系 (可搬型陽圧化空調機)	0~12h : 0m ³ /h 12 ^{*1} ~168h : 6,000m ³ /h ※1 可搬型陽圧化空調機の起動時間については, 3時間へ短縮予定	重大事故時には可搬型陽圧化空調機のチャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリを陽圧化する運用とする。	同上
中央制御室換気空調系 (可搬型陽圧化空調機)高性能粒子フィルタの除去効率	99.9%	設計値	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 (可搬型陽圧化空調機)チャコール・フィルタの除去効率	99.9%	設計値	同上
中央制御室バウンダリへの空気流入率	0~12h : 0.05 回/h ^{*2} 12 ^{*3} ~168h : 0 回/h ※2 実証試験により, 空調全停時の空気流入率が 0.05 回/h 以下であることを確認済み ※3 可搬型陽圧化空調機の起動時間については, 3時間へ短縮予定	重大事故時には恒設の中央制御室換気空調系を停止し, 可搬型陽圧化空調機のチャコール・フィルタ及び粒子用高効率フィルタにより放射性物質を低減した外気を用いて中央制御室バウンダリを陽圧化することで, フィルタを経由しない外気流入を防止できる設計としている。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 2-1-7 防護装置の設備条件 (2/2)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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 : 20,800 m ³ 中央制御室内待避室 : 100 m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
中央制御室内待避室	陽圧化時間	10 時間 (事故発生 38 時間後から、空気ボンベ陽圧化装置により陽圧化)	ボンベ本数に基づき保守的に設定した値	—
	遮蔽厚さ	壁及び天井 鉛 30mm 相当の遮蔽を追設	設計値	—
マスクによる防護係数		中央制御室滞在時 : 考慮しない 入退域時 : 50	中央制御室滞在時は、保守的に考慮しないものとした	3. 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。

表 2-1-8 運転員交替考慮時の考慮条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在時間		49 時間 40 分	運転員の勤務形態として 5 直 2 交替とし、中央制御室内待避室の空気ポンベによる陽圧化終了と同時に中央制御室に入域する班の滞在時間を設定	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	回数	8 回 ベント前：0 回 ベント後：8 回	運転員の勤務形態として 5 直 2 交替とし、中央制御室内待避室の空気ポンベによる陽圧化終了と同時に中央制御室に入域する班の入退域回数を設定	同上
	滞在時間	入退域 1 回に当たり、 ・コントロール建屋入口に 15 分留まるものとする。 ・よう素フィルタからの寄与を評価する際は、アクセスルート上に 3 分間留まるものとする。	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 Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定	—
地表への沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着無し 希ガス : 沈着無し	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 より設定	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

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、両号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において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、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。

この重大事故時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する格納容器圧力逃がし装置を用いた事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定する。

(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. 更に非常用炉心冷却系 (ECCS) 喪失、全交流動力電源喪失 (SBO) を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。2 時間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 38 時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置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約 40 事象から、地域性等を考慮して 6 事象 (強風、竜巻、火山、落雷、積雪、低温) を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

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

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表 2-2-1 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

- 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。
- 一方，LOCA 時注水機能喪失については，重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない。

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，想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チェンバの排気ラインを使用したベントを実施した場合を想定するものとする。

2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について

重大事故時における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の格納容器外への放出割合を、MAAPコードとNUREG-1465の知見を利用し評価している。

大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオ (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 2-3-1 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 2-3-1 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 2-3-1 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極めて大きい (10^{-4} オーダー) という結果となっている。

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

表 2-3-2 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量の内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。

また、表 2-3-3 は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

表 2-3-1 の評価結果は、これらの観測事実と整合が取れていない。これは、大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔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報告がなされている。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については、炉心熔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+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失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 解析による放出量の評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な評価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、重大事故時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。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 2-3-4 に示す。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。

(1) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、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、及び、I 元素と Cs 元素の原子炉停止直後の炉心内内蔵重量より、以下の式を用いて評価する。

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

ここで、

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

(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 の放出割合と、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。

ここで、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。表 2-3-5 に、NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

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

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
 $F_{noble\ gas}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合
 γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合
 γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※ 1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、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低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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

表 2-3-1 MAAP 解析による放出割合の評価結果
(重大事故時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	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO ₂	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 1.0×10^{-4}
CeO ₂	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}

表 2-3-2 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量

(単位: %)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³⁰ 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う。したがって, ここに保持された I のインベントリーは Cs と同等であると考ええる。

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

表 2-3-3 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 グランド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.8号機サセビル 前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	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	3/30	3/28	3/28	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約68時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
Tc-99m(約98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	
Ba-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 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表 2-3-4 MAAP 解析による放出割合の評価結果
 (重大事故時における中央制御室の居住性評価に使用)

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO ₂	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 2.1×10^{-9}
CeO ₂	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}

表 2-3-5 NUREG-1465 での格納容器内への放出割合

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

※ 1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照

2-4 無機よう素のスプレーによる除去効果について

米国NRCのS. R. P6. 5. 2によれば、格納容器スプレーによるよう素の除去効果は以下の式①で計算できると示されている

$$\lambda_s = \frac{6K_gTF}{VD} \quad \dots \dots \textcircled{1}$$

λ_s : スプレーによる除去定数 [1/min]

K_g : 気相から水滴への移行定数

T : 水滴落下時間 [s]

F : スプレー流量 [m³/min]

D : 水滴直径 [m]

V : 容器の空間容積 [m³]

ここでは、表2-4-1に示すCSE試験結果と、7号炉の実機パラメータに基づき、式①を用いて7号炉の格納容器スプレー作動時の無機よう素の除去効果を評価する。

表2-4-1のCSE試験の数値及び式①により、気相への移行定数： K_g を評価できる。また、表2-4-1の7号炉の数値、 K_g 、式①より、7号炉におけるスプレーによる除去定数： λ_s を評価すると、 λ_s =約0.23[1/min]となる。(6号炉においても同様)

このことから、格納容器スプレーを10分間運転すれば格納容器気相部の無機よう素濃度は約1/10、20分で約1/100まで除去できると考えられる。格納容器スプレーを継続した場合、格納容器気相部の無機よう素濃度はさらに低減されると考えられるが、中央制御室居住性評価においては、格納容器スプレーによる除去効果としてDF=100まで期待するものとした。

表2-4-1 CSE試験と7号炉のパラメータ

	CSE試験	7号炉
λ_s :スプレーによる除去定数	0.35[1/min] ($T_{1/2}$ =2.0[min])	-
T:水滴落下時間 (落下高さ/終端速度)	1.47[s]	1.19[s]
スプレー落下高さ	10.3[m]	8.3[m]
水滴落下終端速度 (D=1mmの水滴落下速度)	7[m/s]	7[m/s]
F:スプレー流量	0.185[m ³ /min] (49[gpm])	2.16[m ³ /min] (36kg/s)
D:水滴直径	1.2×10^{-3} [m]	1.2×10^{-3} [m] (CSE試験と同じとする)
V:容器の容積	595[m ³]	8600[m ³]

2-5 中央制御室の居住性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。着目方位と評価結果を表 2-5-1 に示す。

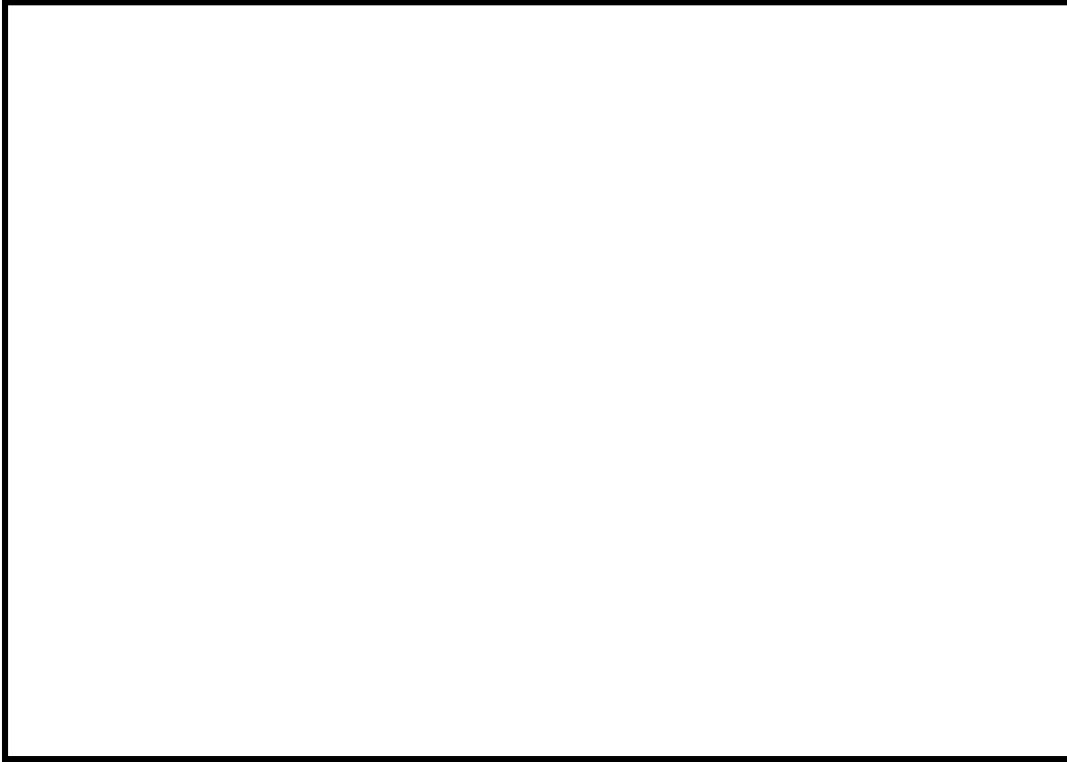


図 2-5-1 着目方位
(放出点：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

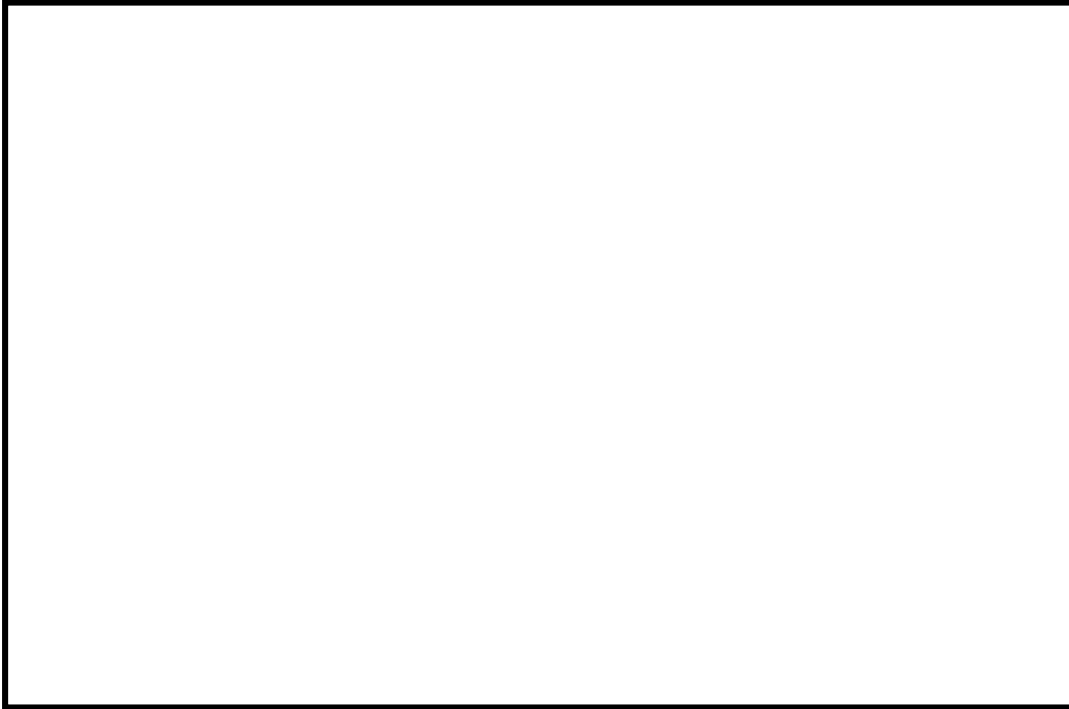


図 2-5-2 着目方位
(放出点：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

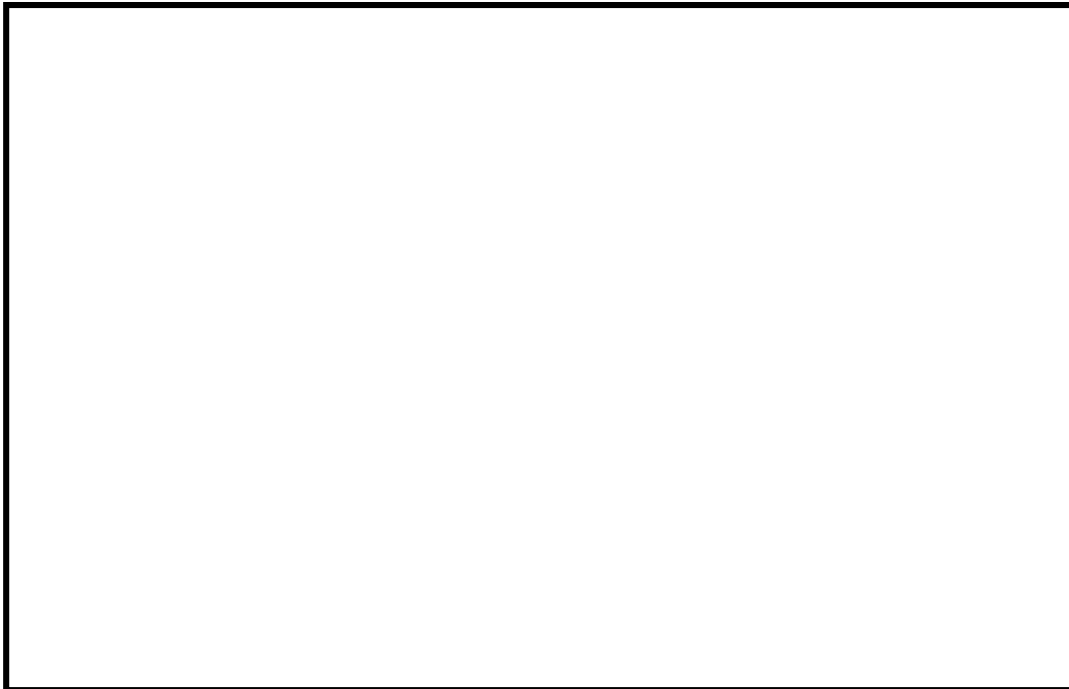


図 2-5-3 着目方位
(放出点：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

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。

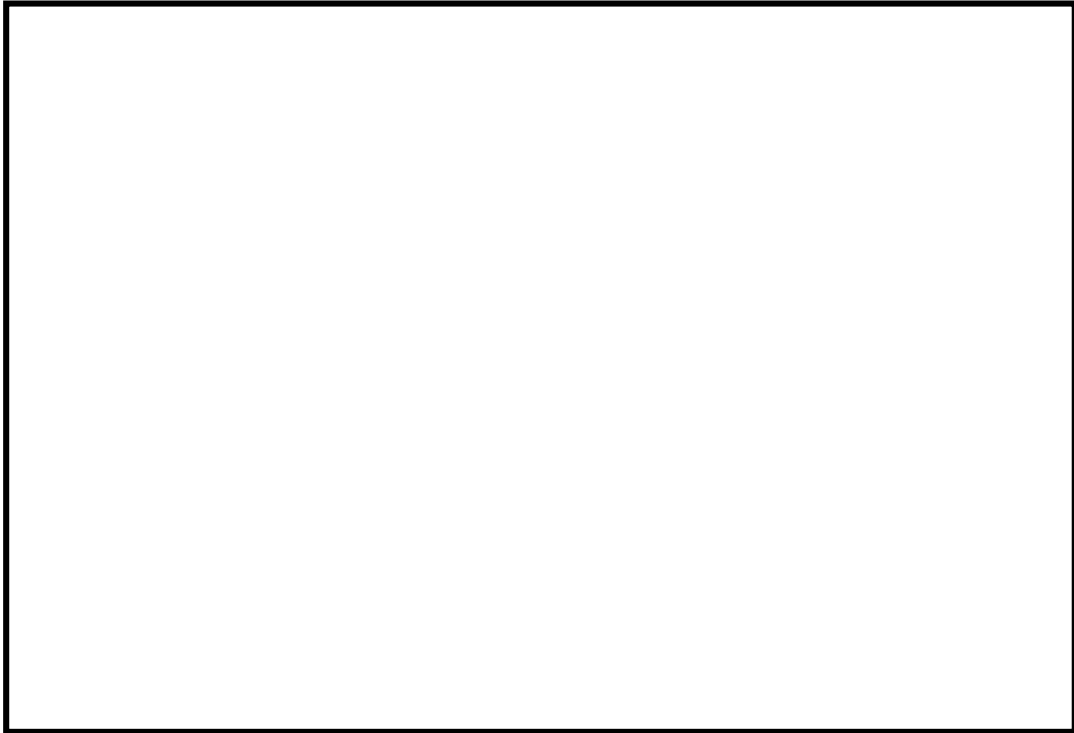


図 2-5-4 着目方位
(放出点：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

表 2-5-1 各評価点における相対濃度及び相対線量

放出点	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容器圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}

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 2-5-2 から表 2-5-5 に示す。

表 2-5-2 相対濃度及び相対線量の値 (6号炉起因, 中央制御室中心)

放出点	評価点	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]
6号炉格 納容器圧 力逃がし 装置配管	中央制御 室中心
		97.16	5.3×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
	

表 2-5-3 相対濃度及び相対線量の値 (7号炉起因, 中央制御室中心)

放出点	評価点	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]
7号炉格 納容器 圧力逃 がし装 置配管	中央制御 室中心
		98.84	9.6×10^{-4}	97.32	6.5×10^{-18}
		97.32	8.5×10^{-4}	97.12	6.4×10^{-18}
		96.94	8.0×10^{-4}	96.75	6.2×10^{-18}
	

表 2-5-4 相対濃度及び相対線量の値（6号炉起因，コントロール建屋入口）

放出点	評価点	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]
6号炉格 納容器 圧力逃 がし装 置配管	コントロ ール建屋 入口
		97.34	5.0×10^{-4}	97.27	3.9×10^{-18}
		97.23	4.7×10^{-4}	97.16	3.7×10^{-18}
		96.99	4.6×10^{-4}	96.92	3.6×10^{-18}
	

表 2-5-5 相対濃度及び相対線量の値（7号炉起因，コントロール建屋入口）

放出点	評価点	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]
7号炉格 納容器 圧力逃 がし装 置配管	コントロ ール建屋 入口
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		98.41	9.7×10^{-4}	98.41	7.4×10^{-18}
		96.47	8.5×10^{-4}	96.47	6.7×10^{-18}
	

2-6 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評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着速度 0.3cm/sの4倍である1.2cm/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の4倍と設定した。

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

1. 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%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）解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは内規【解説5.3】①に従い、居住性評価を保守的に評価するために放出点高さの相対濃度を用いた。

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]
 V_d : 沈着速度[m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2より)

(2) 湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻*i*での湿性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻*i*での地表面高さでの相対濃度[s/m³]
 Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-6} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻*i*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

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

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値

$$\frac{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値}}{(V_d \cdot \chi / Q(x, y, z))_{97\%}} \dots \dots \dots \textcircled{3}$$

2. 検討結果

表2-6-1に中央制御室内滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出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1.0～1.3程度となった。

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

表2-6-1 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 (s/m ³)	① 乾性沈着率 (1/m ²)	② 乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
中央制御 室中心	6号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	5.1×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁶	1.3
	7号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	8.5×10 ⁻⁴	2.5×10 ⁻⁶	3.0×10 ⁻⁶	1.2
コントロ ール建屋 入口	6号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	4.7×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁶	1.9×10 ⁻⁶	1.3
	7号炉格納容 器圧力逃がし 装置配管	9.7×10 ⁻⁴	2.9×10 ⁻⁶	3.1×10 ⁻⁶	1.0

2-7 エアロゾルの乾性沈着速度について

エアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s は NUREG/CR-4551^{※1} に基づいて設定している。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/CR4551 では $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinn の検討^{※2} によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度である。以上のことから、中央制御室の居住性評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

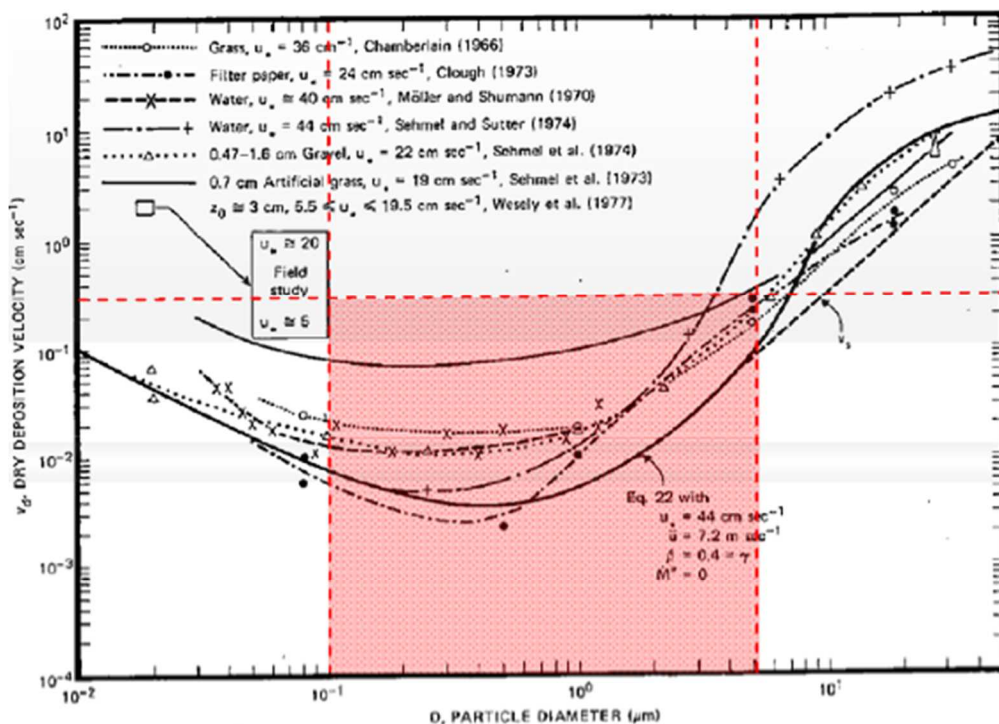


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁷⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 2-7 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 risk: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 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

2-8 グランドシャイン線評価モデルについて

中央制御室の居住性に影響するグランドシャイン線の評価モデルを以下に示す。

(1) 線源領域

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉コントロール建屋周辺の地形を図2-8-1に示す。コントロール建屋周辺の地形は平坦で、200m以上離れた場所に斜面があり、その先は標高が高くなっている。

斜面に沈着した放射性物質に起因するグランドシャインは、コントロール建屋周辺の建屋によって遮蔽され、寄与は無視できると考えられる。そこで、グランドシャインの評価に当たっては、放射性物質が平坦な土壌に一樣に沈着したものとし、図2-8-1に示したコントロール建屋中心から半径500m以内を線源領域とした。また、この範囲に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と見なした。

コントロール建屋屋上については、コントロール建屋の屋上面に放射性物質が均一に沈着するものとした。

(2) 遮蔽

グランドシャイン線による影響の評価に当たって、遮蔽物はコントロール建屋の外壁・2階床・天井のコンクリートのみを考慮した。遮蔽物の厚さは薄い部分で代表し、東側の外壁の厚さは□□□□，それ以外は全て□□□□とした。また、コンクリートの組成は普通コンクリート（密度 2.15g/cm^3 ）とした。

なお、中央制御室内待避室では、鉛カーテン等の追加遮蔽を設けるが、グランドシャイン線による影響の評価に当たっては、簡単のため追加遮蔽の効果を見込まないものとした。

(3) 評価点

地表面に沈着した放射性物質に起因する被ばくの評価点は、外壁及び2階床による遮蔽効果が中心よりも小さくなる位置とし、コントロール建屋の西側角を選定した。コントロール建屋の屋上に沈着した放射性物質に起因する被ばくの評価点は、コントロール建屋の中心とした。評価点高さはいずれも2階床面から1.5mとした。

(4) 評価コード

評価コードは、QAD-CGGP2Rコードを用いた。

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。

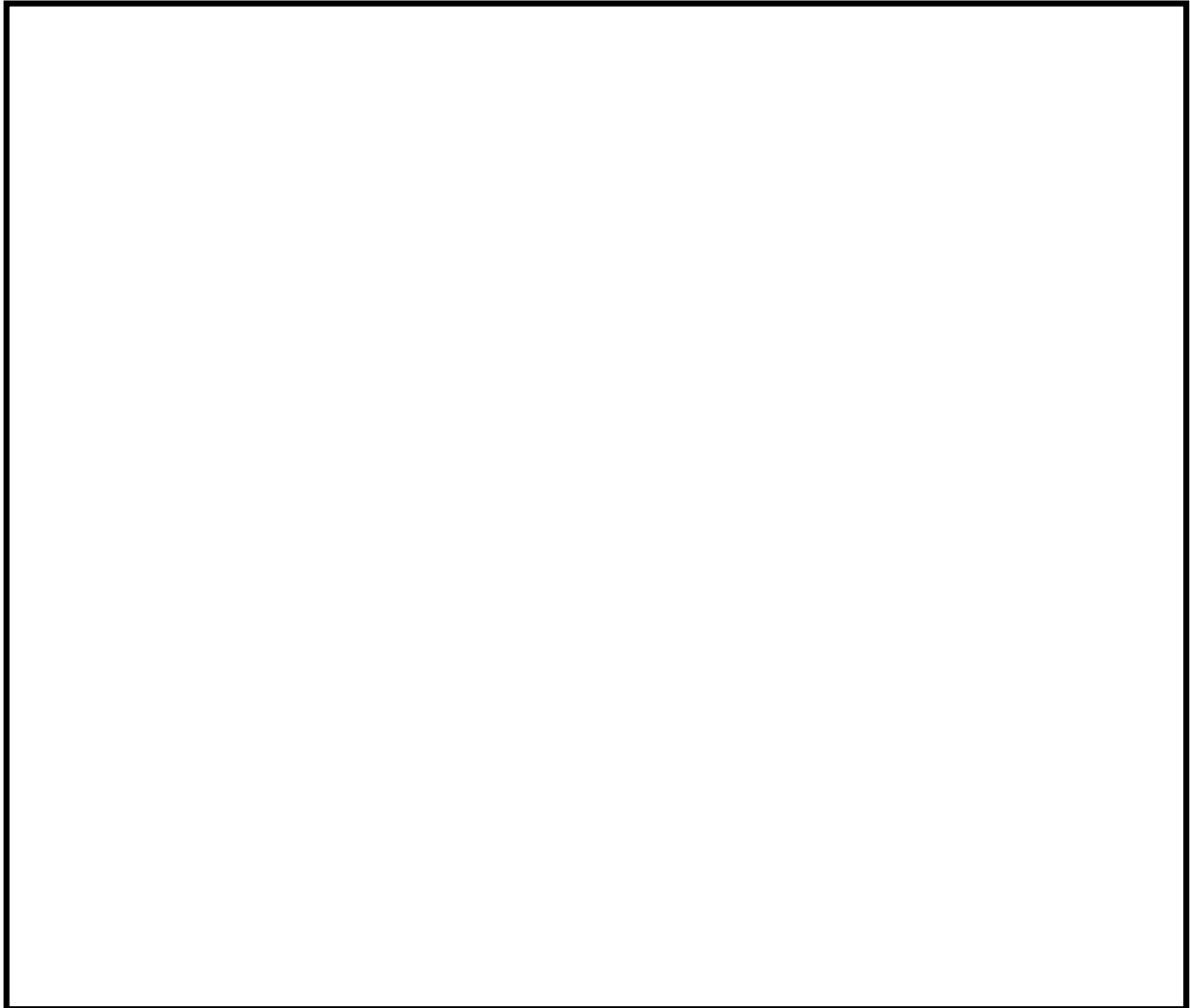


図2-8-1 コントロール建屋周辺地形（赤線内は線源とした領域；半径500m）

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。

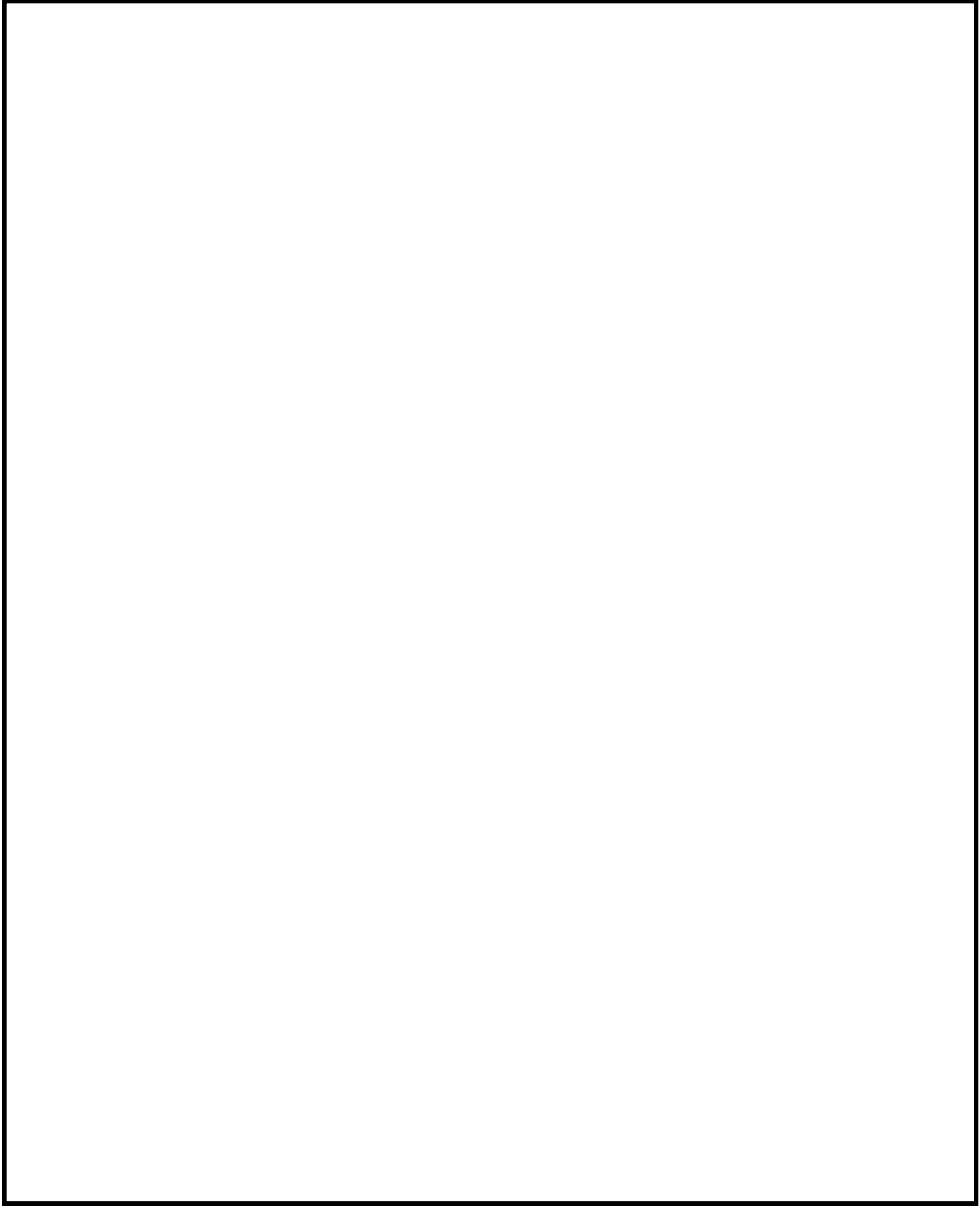


図2-8-2 コントロール建屋断面図

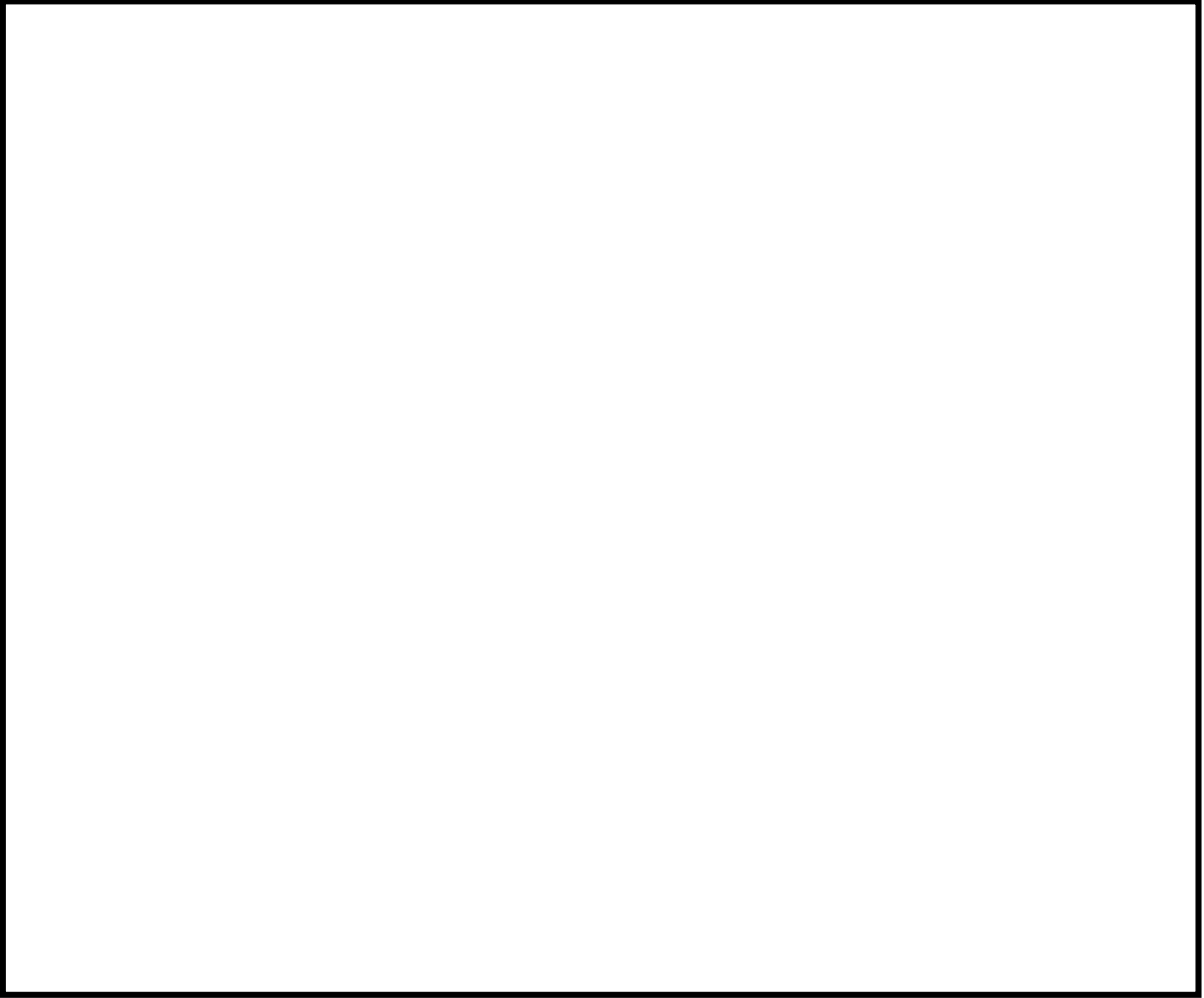


図2-8-3 コントロール建屋平面図及び評価点

2-9 入退域時のよう素フィルタ内放射性物質からの被ばく評価モデルについて

運転員の中央制御室へのアクセスルート上には、よう素フィルタの設置場所に近づくエリアがあるため、フィルタ内に付着した放射性物質からのガンマ線に起因する被ばく量を評価した。

(1) 考慮する線源

格納容器ベント実施に伴い、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、及びよう素フィルタ内には放射性物質が取り込まれる。格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質の放出割合（炉内内蔵量に対する割合）は表2-9-1のとおりであり、希ガス類及びよう素類の放出割合が大きい。

流入する放射性物質のうち、希ガス類はフィルタ装置及びよう素フィルタ内に取り込まれないため線源とならない。よう素類のうち大部分は有機よう素の形態であり、有機よう素はよう素フィルタ内に取り込まれ線源となる。粒子状よう素、無機よう素、及びその他の核種はフィルタ装置に取り込まれ線源となる。これらのうち、よう素フィルタ内に取り込まれた有機よう素が支配的な線源となる。

また、フィルタ装置内に取り込まれた放射性物質に起因するガンマ線は、よう素フィルタやフィルタまわりの遮蔽壁等により遮蔽されるため影響は小さいものと考えられる。

これらのことから、よう素フィルタ内のよう素に起因する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による影響を評価した。

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

表2-9-1 放射性物質の流入割合

	格納容器圧力逃がし装置への流入割合 (炉内内蔵量に対する割合) [-]
希ガス類	約 9.2×10^{-1}
よう素類	約 3.4×10^{-2}
Cs類	約 2.6×10^{-6}
Te類	約 5.2×10^{-7}
Ba類	約 2.1×10^{-7}
Ru類	約 2.6×10^{-8}
La類	約 2.1×10^{-9}
Ce類	約 5.2×10^{-9}

(2) 遮蔽

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による影響の評価に当たっては、フィルタまわりの遮蔽壁、及び原子炉建屋やコントロール建屋等の建屋を考慮した。

(3) 評価点

保守的にアクセスルートよりも線源に近い点を評価点として選定した。線源との位置関係を図2-9-1に示す。



図2-9-1 評価点と線源の位置関係

(4) 評価コード

評価コードは、MCNP5 コードを用いた。

(5) 評価結果

評価結果を表 2-9-2 に示す。

表 2-9-2 よう素フィルタ内のよう素に起因する被ばく (mSv/h) (1/3)

	ベント開始後経過時間[h]						
	0	1	3	5	8	9	10
6号炉 放出時	2.8×10^2	2.2×10^2	1.5×10^2	1.1×10^2	7.5×10^1	6.9×10^1	6.5×10^1
7号炉 放出時	2.5×10^2	2.0×10^2	1.3×10^2	9.6×10^1	6.8×10^1	6.3×10^1	5.8×10^1

表 2-9-2 よう素フィルタ内のよう素に起因する被ばく (mSv/h) (2/3)

	ベント開始後経過時間[h]						
	11	12	13	14	24	34	58
6号炉 放出時	6.1×10^1	5.8×10^1	5.6×10^1	5.4×10^1	4.3×10^1	3.8×10^1	2.9×10^1
7号炉 放出時	5.5×10^1	5.2×10^1	5.0×10^1	4.8×10^1	3.9×10^1	3.4×10^1	2.7×10^1

表 2-9-2 よう素フィルタ内のよう素に起因する被ばく (mSv/h) (3/3)

	ベント開始後経過時間[h]		
	82	106	130
6号炉 放出時	2.5×10^1	2.2×10^1	1.9×10^1
7号炉 放出時	2.2×10^1	2.0×10^1	1.8×10^1

2-10 運転員の勤務形態について

運転員の交替を考慮した中央制御室の居住性を評価するに当たっては、通常運転時の交替体制である5直2交替を考慮した。運転員の直交替サイクルを表2-10-1に示す。また、評価期間7日間の直交替スケジュールを表2-10-2に示す。

表2-10-1 直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
1直	8：30～21：25
2直	21：00～8：55
訓練直（※1）	—

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表2-10-2 直交替スケジュール

	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	1	1	2	2	明	休	休	49時間40分	8回
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0分	0回
C班	休	休	1	1	2	2	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1	1	2	37時間45分	6回
E班	2	2	明	休	休	休	1	36時間45分	6回

2-11 原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出された場合の影響について

重大事故時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定している。

この事故シナリオにおいては格納容器は健全であるため、格納容器から漏えいする水蒸気は原子炉建屋内で凝縮し、原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しており、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。

さらに、格納容器内から原子炉建屋に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い原子炉建屋内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、格納容器が健全である場合は、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

ここでは、上述に係わらず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを無条件に仮定した場合に、当該放射性物質が中央制御室居住性に与える影響を評価した。

1. 評価条件

(1) 放射性物質の放出量

ここでは、原子炉建屋から大気中に放出された放射性物質の影響を保守的に見積もるために、原子炉建屋の換気空調系停止時の原子炉建屋からの放射性物質の大気中への漏えい率を 32%/日（一定）と設定した。

なお、原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮するが、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しないものとした。

原子炉建屋からの放射性物質の大気中への漏えい率を 32%/日と設定した場合の放出量は表 2-11-1 のとおり。

表 2-11-1 放射性物質の大気中への放出量

(7日間積算値, 原子炉建屋からの漏えい率を32%/日と想定した場合)

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) (単一号炉当たり)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを經由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.6×10^{18}	約 9.1×10^{16}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.7×10^{15}	約 5.6×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 7.5×10^{10}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.9×10^{10}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 4.5×10^{10}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 6.7×10^9
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 1.3×10^9
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.9×10^9

(2) 大気拡散評価

原子炉建屋から大気中への放射性物質の放出について、相対濃度 (χ / Q) 及び相対線量 (D / Q) を表 2-11-2 に示す。また、評価条件を表 2-11-3 に示す。表 2-11-3 に記載のない評価条件は表 2-1-3 と同じ。

表 2-11-2 相対濃度 (χ / Q) 及び相対線量 (D / Q)

放出点	評価点	放出点から評価点までの距離 [km]	相対濃度 χ / Q [s/m^3]	相対線量 D / Q [Gy/Bq]
6号炉原子炉建屋中心	中央制御室中心	0.079	6.1×10^{-4}	1.5×10^{-18}
	コントロール建屋入口	0.101	4.3×10^{-4}	1.4×10^{-18}
7号炉原子炉建屋中心	中央制御室中心	0.054	1.4×10^{-3}	2.5×10^{-18}
	コントロール建屋入口	0.037	2.2×10^{-3}	2.6×10^{-18}

表 2-11-3 大気拡散評価条件

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドでの記載
放出源 及び 放出源 高さ	<p>【6号炉】 6号炉原子炉建屋中心： 地上0m</p> <p>【7号炉】 7号炉原子炉建屋中心： 地上0m</p>		審査ガイドに示されたとおり設定。ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮。	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。
実効放出継続時間	原子炉建屋からの放出：60時間		大気中への積算放出割合を、最大の放出率で除した数字を基に設定	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。
着目方位	中央制御室内滞在時	<p>6号炉原子炉建屋：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW)</p> <p>7号炉原子炉建屋：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p>	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る披ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	<p>6号炉原子炉建屋：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW)</p> <p>7号炉原子炉建屋：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p>		

(3) その他の評価条件

可搬型陽圧化空調機の起動遅れ時間の設定を、起動遅れ時間短縮の目標値である3時間とした。その他の評価条件は、原子炉建屋からの放射性物質の放出を考慮しない場合の評価条件と同じとした。

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出されると仮定した場合の、運転員の勤務サイクル毎の被ばく量の評価結果を表 2-11-4 及び表 2-11-5 に示す。ただし、7 号炉放出時においては、事故直後に勤務している A 班の被ばく量が大きくなることから、2 日目以降は A 班の代わりに、訓練直である B 班が中央制御室に滞在するものとして評価した。最も被ばく量が大きくなる班の被ばく量の合計は、6 号炉放出時で約 79mSv、7 号炉放出時で約 93mSv となる。

したがって、原子炉建屋から大気中に放射性物質が放出されると仮定しても、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足する。

なお、本評価においては通常の勤務サイクルにおける滞在時間を用いているが、被ばく量が 100mSv に近くなる場合は早めに交替する等の対応を行い、被ばく量の低減に努める。

表 2-11-4 各勤務サイクルでの被ばく量（6 号炉放出時）（mSv）

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	約 43	約 13	約 14	約 9.3	-	-	-	約 79
B 班	-	-	-	-	-	-	-	0
C 班	-	-	約 29	約 12	約 7.7	約 6.5	-	約 55
D 班	-	-	-	-	約 9.2	約 7.7	約 3.0	約 20
E 班	約 15	約 20	-	-	-	-	約 8.7	約 43

表 2-11-5 各勤務サイクルでの被ばく量（7 号炉放出時）（mSv）

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	約 93	-	-	-	-	-	-	約 93
B 班	-	約 13 ^{※1}	約 14 ^{※1}	約 8.9 ^{※1}	-	-	-	約 36
C 班	-	-	約 37	約 12	約 7.3	約 5.8	-	約 61
D 班	-	-	-	-	約 8.6	約 7.1	約 2.6	約 18
E 班	約 19	約 22	-	-	-	-	約 7.0	約 48

※1 B 班が A 班の代わりに中央制御室に滞在すると想定

2-12 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい率の設定について

原子炉建屋は、事故時には非常用ガス処理系によって負圧に保ち、0.5回/日で換気する。一方、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価においては、非常用ガス処理系が停止していることから、原子炉建屋からの漏えい率を別途設定する必要がある。

ここでは、建屋周辺の風速によって原子炉建屋内と建屋外とに差圧が生じ、放射性物質を含む原子炉建屋内の気体が建屋外へ漏えいすると仮定した場合の漏えい率を評価する。

(1)式に建屋周辺の風速と建屋差圧（風荷重）の関係を示す。

$$\Delta P = -C \times \rho \times v^2 / 2 \cdots (1)$$

ΔP : 風荷重 (kg/m²)

C : 風力係数 (-0.4)

ρ : 空気密度 (0.125kg/m³: 大気圧 101kPa, 大気温 15°C)

v : 風速 (10.2m/s)

(敷地内で観測した 1985 年 10 月～1986 年 9 月の地上高 10m 風速観測結果から、累積出現頻度が 97%にあたる風速 10.2m/s を選定)

出典：建築学便覧Ⅱ 構造

次に、差圧と流量の一般の相関式を(2)式に示す。

$$Q \propto \sqrt{\Delta P} \cdots (2)$$

Q : 流量 (m³/s)

ΔP : 差圧 (mmH₂O)

なお、1mmH₂O=1kg/m²

原子炉建屋は、建屋負圧 6.4mmH₂O で漏えい率が 0.5 回/日以下になるように設計されているため、実風速による建屋差圧と漏えい率の関係は(3)式のようになる。

$$f_1 = f_0 \times \sqrt{(\Delta P_1 / \Delta P_0)} \cdots (3)$$

f_1 : 実風速時の漏えい率 (回/日)

f_0 : 原子炉建屋の設計漏えい率 (0.5 回/日)

ΔP_1 : 実風速時の建屋差圧 (2.6mmH₂O)

ΔP_0 : 原子炉建屋の設計建屋差圧 (6.4mmH₂O)

以上より，建屋周辺の風速によって生じる原子炉建屋からの漏えい率は 0.32 回/日となる。

2-13 格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとしている。以下では、格納容器内 pH 制御の効果に期待した場合の、中央制御室の居住性に与える影響を確認する。なお、評価条件は、放射性物質の大気中への放出量を除き、格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合の評価で採用した評価条件と同じとした。

1. 放射性物質の大気中への放出量

格納容器内 pH 制御の効果に期待することにより、大気中へのよう素の放出量が低減される。格納容器内 pH 制御の効果に期待した場合の、放射性物質の放出量を表 2-13-1 に示す。

表 2-13-1 放射性物質の大気中への放出量（7 日間積算値）

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) (単一号炉当たり)
		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 (格納容器内 pH 制御の効果に期待する)
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.6×10^{18}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 4.6×10^{10}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8

2. 評価結果

格納容器内 pH 制御の効果に期待した場合の評価結果を表 2-13-2 および表 2-13-3 に示す。被ばく量の合計は、6号炉放出時で約 19mSv、7号炉放出時で約 32mSv となる。

表2-13-2 格納容器内pH制御の効果に期待した場合の中央制御室の居住性
(重大事故)に係る被ばく評価結果
(6号炉放出時)(運転員の交替を考慮しない場合)

(単位：mSv)

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計
室内 作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく ※1	約 3.2×10^{-1}	0.1 以下	約 3.6×10^{-1}
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^0	—	約 2.0×10^0
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	—	0.1 以下
	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 1.6×10^1	—	約 1.6×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(0.1以下) (約 1.6×10^1)	(—) (—)	(0.1以下) (約 1.6×10^1)
	合計 (①+②+③+④)	約 1.9×10^1	0.1以下	約 19

※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉からの寄与については、格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい期間が格納容器ベント実施時に比べ長くなることから、保守的に格納容器ベント実施時の5倍の線源強度になるものとして評価している。

表2-13-3 格納容器内pH制御の効果に期待した場合の中央制御室の居住性
 (重大事故)に係る被ばく評価結果
 (7号炉放出時)(運転員の交替を考慮しない場合)

(単位：mSv)

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計
室内 作業時	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく ※1	約 1.6×10^0	0.1 以下	約 1.6×10^0
	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	—	約 3.3×10^0	約 3.3×10^0
	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	—	0.1 以下	0.1 以下
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	—	約 2.7×10^1	約 2.7×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(—) (—)	(0.1以下) (約 2.7×10^1)	(0.1以下) (約 2.7×10^1)
	合計 (①+②+③+④)	約 1.6×10^0	約 3.0×10^1	約 32

※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉からの寄与については、格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい期間が格納容器ベント実施時に比べ長くなることから、保守的に格納容器ベント実施時の5倍の線源強度になるものとして評価している。

2-14 マスクによる防護係数について

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

1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 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、これらをもその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下、基発 0412 第 1 号（平成 25 年 4 月 12 日）抜粋

キ 保護衣（第 38 条関係）

- ① 第 1 項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕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	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. マスクメーカーによる除染係数検査結果について

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除

染係数を算出したものである。その結果は、 $DF \geq 1.21E+03$ 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 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	
9.45E-02	4.17E-07	2.27E+05	8.33E-07	1.13E+05	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
7.59E-05	6.25E-08	1.21E+03	2.78E-08	2.73E+03	

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも 0.01%であった。この漏れ率と除染係数 (フィルタ透過率) から計算される防護係数は約 1075 であった。

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

3. マスク着用に関する教育・訓練について

柏崎刈羽原子力発電所では、定期検査等において定期的に着用のあることから、基本的にマスク着用に関して習熟している。

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

今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

2-15 格納容器ベントを非同時に実施する場合の影響について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において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、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定している。

上述に加え、更なる安全性向上のために空調設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、非同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う場合も想定し、自主的な対策を講じている。ここでは、格納容器ベントを非同時に実施する場合の影響を評価した。

非同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う場合、中央制御室退避室の空気ポンベによる陽圧化時間を分配する必要がある。運転員の交替を考慮しない場合の単一号炉放出時における陽圧化時間別の 7 日間での実効線量を図 2-15-1 に示す。

一つの号炉からの寄与を 50mSv/7 日以下に抑制することが出来れば、両方の号炉において非同時に格納容器ベントを行った場合でも、運転員の交替を考慮することなく、合計で 100mSv/7 日以下に抑制することができる。図 2-15-1 から、6 号炉放出時は 7 時間、7 号炉放出時は 9 時間の陽圧化を行うことで 50mSv/7 日以下に抑制できることが分かる。

従って、6 号及び 7 号炉合計で 16 時間の陽圧化を行うことができれば非同時に格納容器ベントを行った場合でも 100mSv/7 日以下に抑制することができる。運転員の更なる被ばく線量低減として、空気ポンベ陽圧化時間の延長を可能とするために配備するカードル式空気ポンベユニット（空気ポンベカードル車）を加味した総陽圧化可能時間は約 20 時間であり、前述の合計 16 時間の陽圧化も実施可能である。

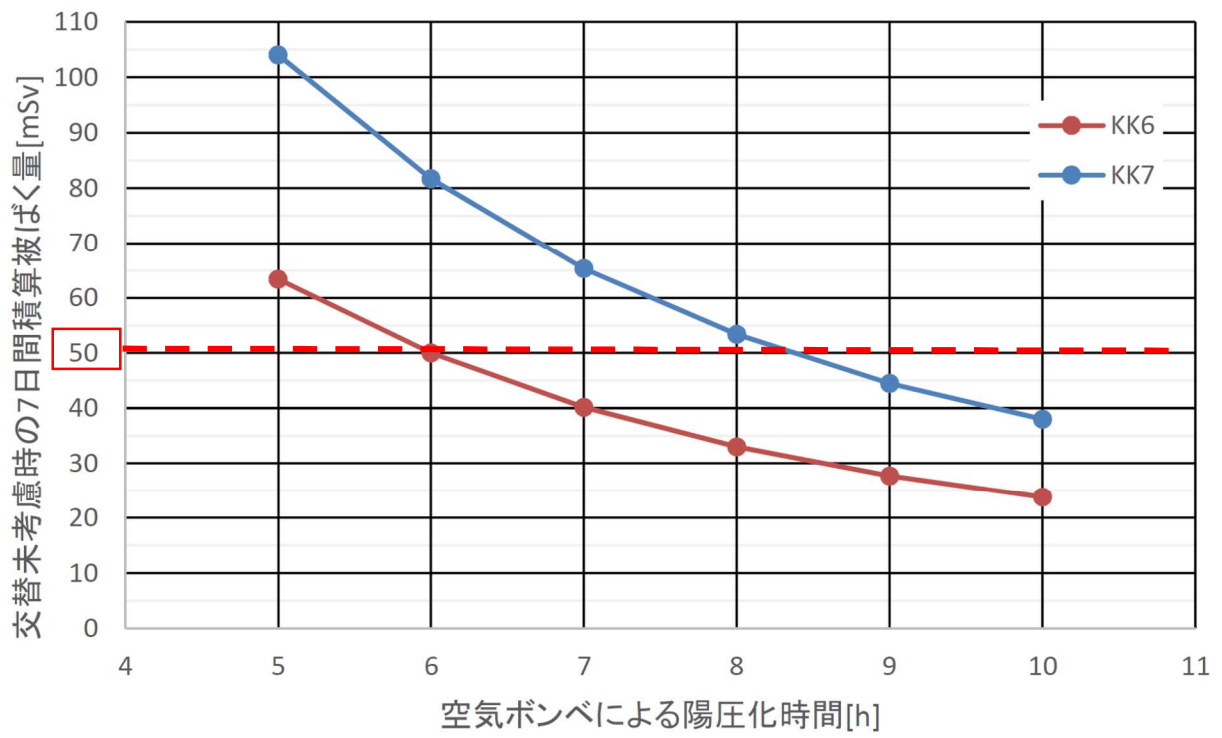


図 2-15-1 陽圧化時間別の実効線量（運転員交替未考慮）

2-16 格納容器ベントを同時に実施する場合の影響について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、同時に重大事故が発生したと想定する場合、第一に両号炉において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、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定している。

上述に加え、更なる安全性向上のために遮蔽設計をより厳しくする観点から、両方の号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行う場合も想定し、自主的な対策を講じている。ここでは、格納容器ベントを同時に実施する場合の影響を評価した。

2 つの号炉にて同時に格納容器ベントを行う場合、評価点と放出点の位置関係によっては、評価点に到達し影響を及ぼす放射性物質は片方の号炉から放出されたもののみとなる可能性がある。大気中に放出された放射性物質による影響が片方の号炉からのみとなるか否かは、大気拡散評価において選定された着目方位の重なりの有無を調べることで確認できる。表 2-16-1 に、大気拡散評価にて選定された着目方位を示す。

表 2-16-1 より、中央制御室中心を評価点とする場合、二つの放出点に対し評価された着目方位は、重なることなく異なっている。このことは、中央制御室中心位置にて、片方の放出点から放出された放射性物質が影響を及ぼすとき、もう片方の放出点から放出された放射性物質は影響を及ぼさないということに対応する。従って、中央制御室中心を評価点とする場合、格納容器ベントを同時に実施した場合の影響を、例えば単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の単純和により評価することは過度に保守的であると考えられる。

しかしながら、ここでは遮蔽設計をより保守的に評価するために、格納容器ベントを同時に実施した場合の影響を、単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の単純和をとることにより評価した。評価結果を表 2-16-2 に示す。

7 日間の実効線量は、6 号炉からの寄与は約 24mSv、7 号炉からの寄与は約 36mSv、6 号炉と 7 号炉からの寄与の合計は約 60mSv となり、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

表 2-16-1 各放出点における着目方位

評価点	放出点	着目方位
中央制御室 中心	6号炉格納容器圧力逃がし装 置配管	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	7号炉格納容器圧力逃がし装 置配管	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E

表2-16-2 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価結果
（6号炉および7号炉同時放出時）（運転員の交替を考慮しない場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計
室内 作業時	① 原子炉建屋内等の放射 性物質からのガンマ線による中央制御 室内での被ばく	約 2.6×10^0	約 1.2×10^0	約 3.8×10^0
	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	約 2.6×10^0	約 4.4×10^0	約 7.0×10^0
	③ 地表面に沈着した放 射性物質のガンマ線による中央制御室内 での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下
	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 1.8×10^1	約 3.1×10^1	約 4.9×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	(約 2.2×10^0) (約 1.6×10^1)	(約 3.7×10^0) (約 2.7×10^1)	(約 5.9×10^0) (約 4.3×10^1)
	合計 (① + ② + ③ + ④)	約24	約36	約60

2-17 格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集係数について

格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出割合は、MAAP コードにて評価を行っている。この際、想定する放出率は希ガス等の気体に対するものであり、エアロゾル粒子が漏えい孔で捕集される効果は考慮されていない。

格納容器健全時においては、格納容器のフランジ部や電気配線貫通部が格納容器の主たる漏えい孔になると考えられる。また、これらの貫通部は非常に狭く複雑な構造をしているため、エアロゾル粒子は格納容器外に放出される前に貫通部内で大部分が捕集されることが実験的に確認されている。

そこで、中央制御室の居住性評価に当たっては、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数として $DF=450$ を採用している。

ここでは、格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集係数について纏める。

(1) 実験概要

格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数については、「シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果 (II) 貫通部での除染係数と実機への適用」(渡辺氏, 山田氏, 大崎氏 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 8, No. 4, p. 332-343 2009 年) (出典 1) にて実験結果が纏められている。

この実験では、シビアアクシデント条件下での格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集特性を評価するために、試験体(電気ペネ及びフランジガasket)に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を確認することで捕集特性を確認している。ここで、エアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるため、試験はドライ条件下(空気雰囲気下)で実施し、また、温度 $100^{\circ}\text{C}\sim 200^{\circ}\text{C}$ 、圧力 $0.11\sim 0.60\text{MPa}$ の範囲で実施している。また、試験体に供給するエアロゾル粒子は CsI を採用しており、粒径は空気動力学径で $0.5\sim 5\mu\text{m}$ に分布している。中央制御室居住性評価で採用している事故シナリオ(大 LOCA+全 ECCS 機能喪失シナリオ+全交流動力電源喪失)における格納容器内条件は試験条件に概ね包含されるため、本実験の結果は、当該事故シナリオに対しても適用可能であると考えられる。試験装置の概略図を図 2-17-1 に示す。

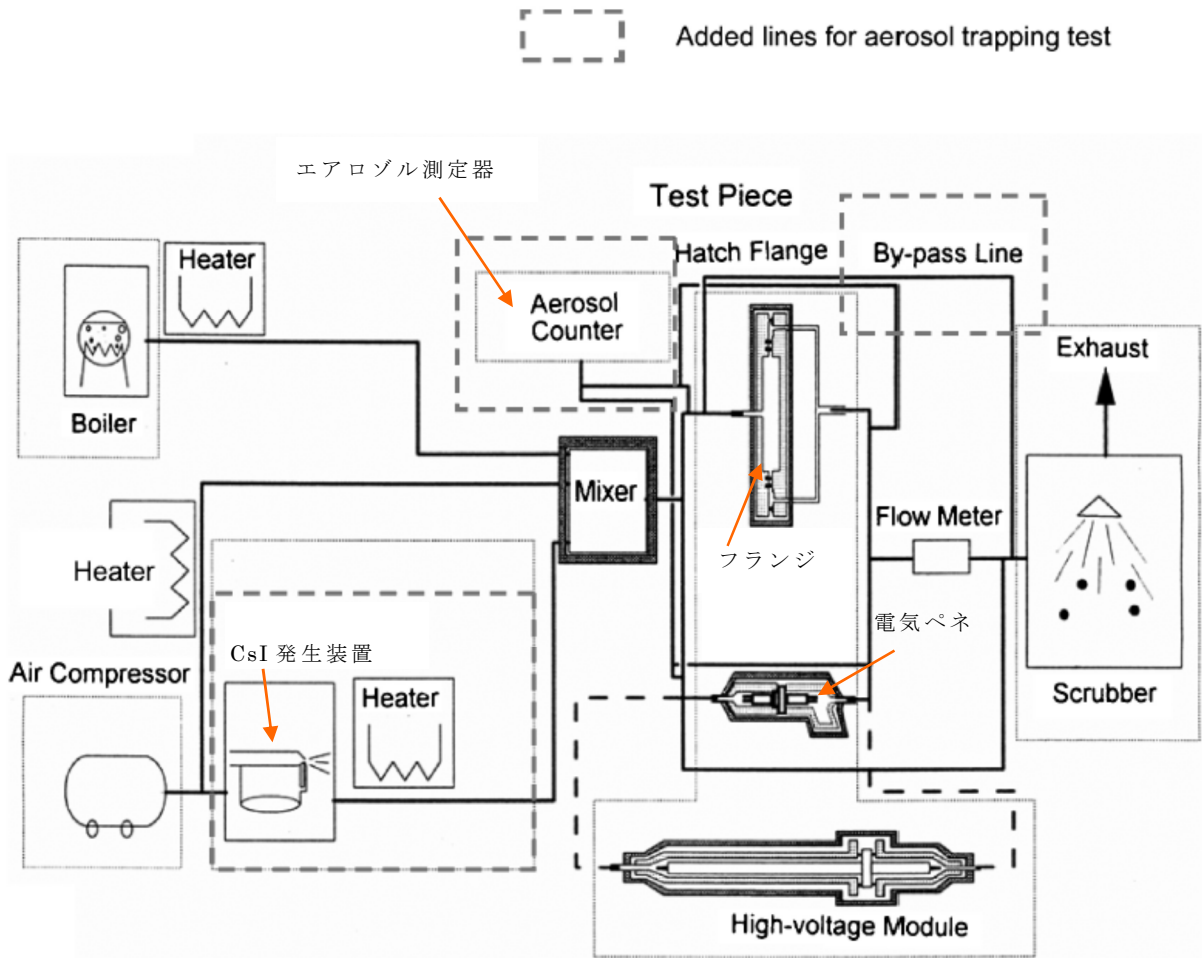


図 2-17-1 試験装置概略図（出典 1）

（2）実験結果

除去効率の実験結果を表 2-17-1 に示す。ここで、除去効率は、入口と出口におけるエアロゾルの質量濃度の比をとることで評価している。電気ペネを試験体とした場合の平均の DF は 740、フランジガasketを試験体とした場合の平均の DF は 14 であった。

また、漏れい孔の大きさと除去効率の関係を図 2-17-2 に示す。横軸は試験体の等価リーク面積、縦軸は除去効率である。ここで、等価リーク面積は、試験体に空気を 59-11-添 2-17-2

供給したときの流量と圧力の測定結果から以下の式（出典 2）にて得られる面積であり，複雑な流路形状を持つリークパスの圧力損失の効果が含まれている。

$$A_e = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma + 1}{\gamma}} \right\}}}$$

m : 質量流量 (kg/s) A_e : 等価リーク面積 (m²)

P_0 : 1 次側圧力 (Pa) P_b : 2 次側圧力 (大気圧) (Pa)

γ : 比熱比 (-) T_0 : 1 次側温度 (K)

R : 空気のガス定数 (287J/kgK)

図 2-17-2 より，等価リーク面積と除去効率の間には顕著な相関関係が得られていないため，当該文献中では，実機の適用に当たっては，各貫通部に前述の平均の除去効率を採用するものとしている。

また，当該文献においては，代表的な実機プラント（BWR）における格納容器貫通部の全リーク面積の評価値を用いて，電気ペネとフランジガスケットでの DF を考慮した全除去効率を評価しており，450 程度もしくはそれ以上を期待できるとしている。

これらのことから，シビアアクシデント時の中央制御室の居住性においては，格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集係数を 450 とした。なお，希ガス，無機よう素，有機よう素に対しては格納容器の漏えい孔では捕集されないものとした。

表 2-17-1 実験により得られた除去効率 (DF) (出典 1)

Test piece	Overall DF (-) (0.5~5 μm)
Low voltage module	
0.9 mm ² (a)	36,000*
0.9 mm ² (b)	1,300
0.9 mm ² (c)	700
0.9 mm ² (d)	2,100
0.9 mm ² (T/C) (a)	260
0.9 mm ² (T/C) (b)	160
Coaxial cable	340
100 mm ²	340
2 mm ²	26**

Average	4,500
Average ^{a)}	740

Flange gasket	
Semi-round gasket (a)	14
Semi-round gasket (c)	10
Semi-round gasket (d)	14
Semi-round gasket (e)	12
Groove & tongue gasket	18

Average	14

a) Except for both maximum value (*) and minimum value (**).

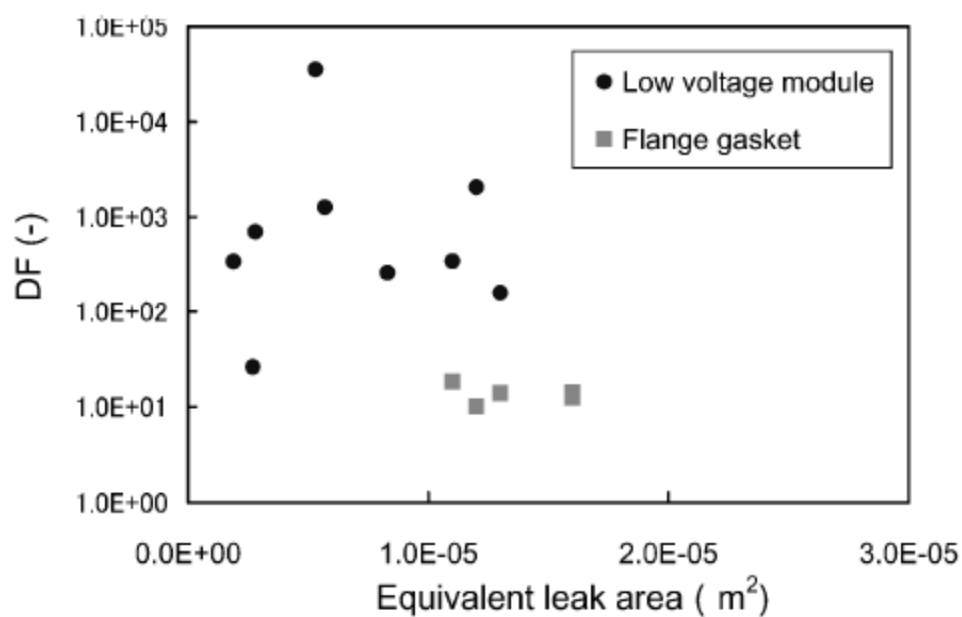


図 2-17-2 漏えい孔の大きさと除去効率の関係 (出典 1)

出典 1：シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕
集効果（Ⅱ） 貫通部での除染係数と実機への適用」（渡辺氏，山田氏，
大崎氏 日本原子力学会和文論文誌，VoL. 8, No. 4, p. 332-343 2009 年）

出典 2：シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕
集効果（Ⅰ） 貫通部の損傷クライテリア（渡辺氏，山田氏，大崎氏 日
本原子力学会和文論文誌，VoL. 8, No. 3, p. 254-263 2009 年）

2-18 審査ガイド※2への適合状況について

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>(解釈より抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <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 3 7 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 b) → 審査ガイド通り</p> <p>① 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」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時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定する。基本的には代替循環冷却系により事象を収束するが、単一号炉において代替循環冷却に失敗し、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>② 中央制御室滞在時は保守的にマスクの着用を考慮しないものとした。入退域時はマスクの着用を考慮した。</p> <p>③ 運転員の勤務形態（5 直 2 交替）を考慮して評価している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認している。</p> <p>4.1 → 審査ガイド通り</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(1)被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</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>4.2(1) → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑧の経路に対して評価している。</p> <p>4.1(1)① → 審査ガイド通り</p> <p>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>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 → 審査ガイド通り</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>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 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 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 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） 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） 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>4.1(1)③ → 審査ガイド通り 中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>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および吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1(1)④ → 審査ガイド通り 建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。 建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)⑤ → 審査ガイド通り 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射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) → 審査ガイド通り 中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</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。 <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカ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 	<p>4.1(2)a. → 審査ガイド通り</p> <p>評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」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 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定した。基本的には代替循環冷却系により事象を収束するが、単一号炉において代替循環冷却に失敗し、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定した。格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量、及び、格納容器から原子炉建屋への漏えい量を、MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素、及び有機よう素については、大気中の放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>4.1(2)b. → 審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい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、1985 年 10 月～1986 年 9 月の 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. → 審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1(2)d. → 審査ガイド通り</p> <p>前項 c の結果を用いて、建屋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。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>び吸入摂取による内部被ばく)を計算する。</p> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p> <p>4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 (1)沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／ 緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によっ て確認する。)</p> <p>(2)大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</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 	<p>4.1(2)e. → 審査ガイド通り 前項 d で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足していることを確認している。</p> <p>4.2(1)a. → 審査ガイド通り 高性能粒子フィルタ及びチャコール・フィルタの除去効率として、設計値である99.9%を仮定して評価している。</p> <p>4.2(1)b. → 審査ガイド通り 中央制御室内を陽圧化している間は、空気の流入は考慮しない。 中央制御室内を陽圧化していない間は、空気流入率を0.05回/hとした。</p> <p>4.2(2)a. → 審査ガイド通り 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>柏崎刈羽発電所内で観測して得られた1985年10月1日から1986年9月30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。 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>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>いて計算する。</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。 <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、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。 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 <p>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。</p> <p>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</p>	<p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため、建屋による巻き込みを考慮し、建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三の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（格納容器圧力逃がし装置配管）と建屋の高さがほぼ同じであるため、2.5倍に満たない。</p> <p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）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）の風下側にある。</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価点に及ぶ可能性のある複数の方位（6号炉事故時は6方位（中央制御室）及び5方位（入退域）、7号炉事故時は8方位（中央制御室）及び9方位（入退域））を対象としている。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. → 審査ガイド通り</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（格納容器圧力逃がし装置配管）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p> <p>・放射性物質濃度の評価点</p> <p>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 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p>	<p>建屋による巻き込みの影響を考慮しており、事故時には外気を取入れにより中央制御室を陽圧化し、室内への流入を遮断するとして評価しているため、給気口が設置されている建屋の屋上面を選定するが、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は中央制御室中心としている。 また、放出点と評価点間の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点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>直線距離の評価に当たっては、保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定した。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(6号炉事故時は6方位(中央制御室)及び5方位(入退域)、7号炉事故時は8方位(中央制御室)及び9方位(入退域))を対象としている。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。 放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる 180° を対象としている。</p> <p>図7に示す方法により、建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(6号炉事故時は6方位(中央制御室)及び5方位(入退域)、7号炉事故時は8方位(中央制御室)及び9方位(入退域))を評価方位として選定としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>図 6 及び図 7 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋投影面積 <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>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）」（参 1）による。 <p>d. 地表面への沈着</p>	<p>「着目方位 1）」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉建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>すべての方位について、原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4.2(2)c. → 審査ガイド通り</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間（保守的に 1 時間とする）を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97% に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)d. → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</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） 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） ・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。 <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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／緊急時対策所パウンダリ体積（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。 ・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>地表面物質への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。沈着速度(1.2cm/s)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(0.3cm/s)の4倍を設定している。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より設定している。</p> <p>4.2(2)e. → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室は外気を取入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、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>中央制御室は外気を取入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。直接流入量の評価に当たっては、パウンダリ容積を用いて計算している。</p> <p>4.2(3)a. → 審査ガイド通り</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積分して計算している。</p> <p>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>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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>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、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・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。 ・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。 <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、地表面沈 	<p>4.2(3)b → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室におけるグラウンドシャインについては、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した線量率を積算して計算している。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)c → 審査ガイド通り</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した単位時間当たりの被ばく線量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>マスクの着用を考慮しない。</p> <p>4.2(3)d → 審査ガイド通り</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>4.2(3)e → 審査ガイド通り</p> <p>入退域でのクラウドシャイン線量については、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算して計算している。</p> <p>4.2(3)f → 審査ガイド通り</p> <p>入退域でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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、入退域での空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 <p>4.3 原子炉制御室の居住性に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</p>	<p>4.2(3)g → 審査ガイド通り</p> <p>入退域での内部被ばくについては空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した単位時間当たりの被ばく量を積算して計算している。</p> <p>入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)h. → 審査ガイド通り</p> <p>6号炉、7号炉において同時に重大事故が発生したと想定した場合、第一に両号炉において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、本被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定して評価している。</p> <p>4.3(1) → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>4.3(1)a → 審査ガイド通り</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設定している。</p> <p>希ガス類、よう素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については、R.G.1.195 を参照している。</p> <p>4.3(1)b → 審査ガイド通り</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設定している。</p> <p>4.3(2) → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>析条件を基に設定する。 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）又はアンユラス空気浄化設備（PWR） 非常用ガス処理系（BWR）又はアンユラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1（2）aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系（BWR）又はアンユラス空気浄化設備（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>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)a. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4.3(3)b. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4.3(3)c. → 審査ガイド通り ドライウェル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. → 審査ガイド通り 原子炉格納容器内のエアロゾルの除去については、MAAP解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内への沈着による除去係数は、「発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日 原子力安全委員会決定 一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会)を参照し2と設定している。 無機よう素のサブプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan6.5.5に基づき10と設定している。</p>

実用発電用原子炉に係る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	中央制御室に係る被ばく評価の適合状況
<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 ・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。</p>	<p>ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数は、CSE試験に基づき100と設定している。</p> <p>4.3(3)e. → 審査ガイド通り</p> <p>4.1(2)a 選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。</p> <p>4.3(3)f. → 審査ガイド通り 可搬型陽圧化空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを有効性評価で設定した12時間(※1)として評価した。 ※1 可搬型陽圧化空調機の起動時間については、3時間へ短縮予定</p> <p>4.3(4)a. → 審査ガイド通り 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に1時間としている。</p> <p>4.3(4)b. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは、格納容器圧力逃がし装置配管高さを仮定している。 放出エネルギーによる影響は考慮していない。</p> <p>4.3(5)a. → 審査ガイド通り</p> <p>4.1(2)aで選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後1日毎の積算線源強度を7日目まで計算している。</p>

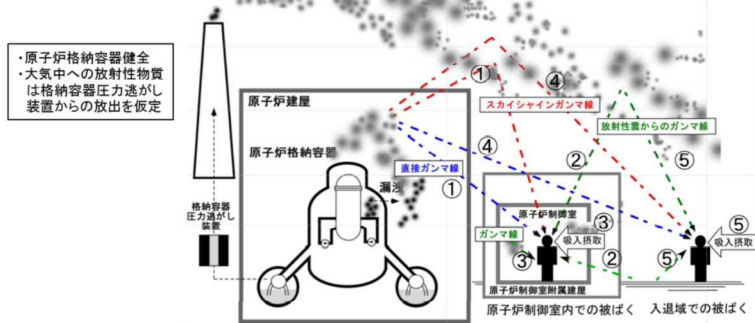
<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性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>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等）、遮蔽構造（原子炉建屋外部遮蔽構造、中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を ANISN コード及び G33-GP2R コードで計算している。また、よう素フィルタ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も評価している。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 QAD-CGGP2R コード及び MCNP5 コードで計算している。</p> <p>4.3(5)b. → 審査ガイド通り</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)a と同様の条件で計算している。</p> <p>また、よう素フィルタ内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量も評価している。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 MCNP5 コードで計算している。</p>

実用発電用原子炉に係る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

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、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

室内作業時	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(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のガンマ線による中央制御室内での被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく) ③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく(グランドシャインによる外部被ばく) ④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域時	⑤ 原子炉建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(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入退域時の被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく) ⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく(グランドシャインによる外部被ばく) ⑧ 大気中へ放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばく(吸入摂取による内部被ばく)

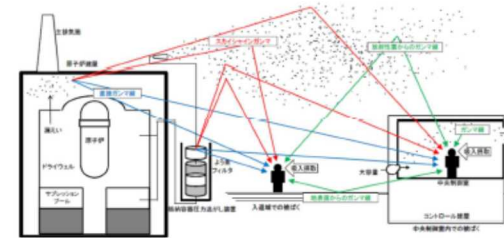


図1 → 審査ガイド通り

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

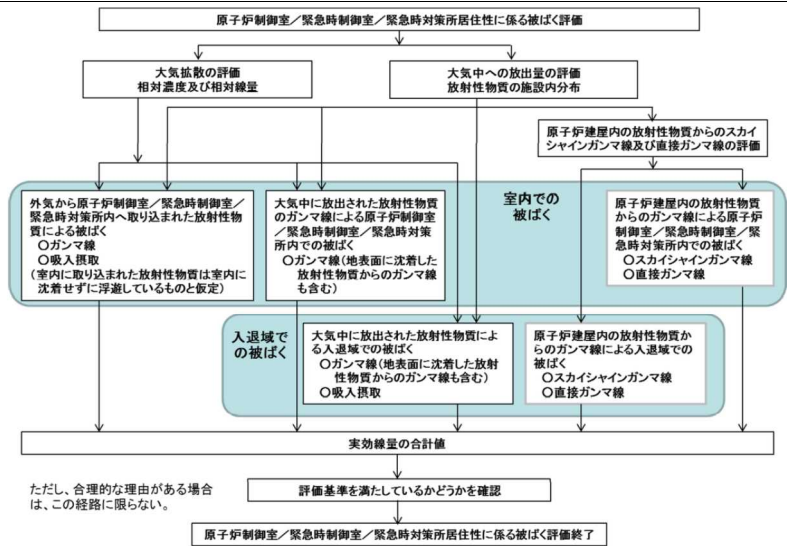


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

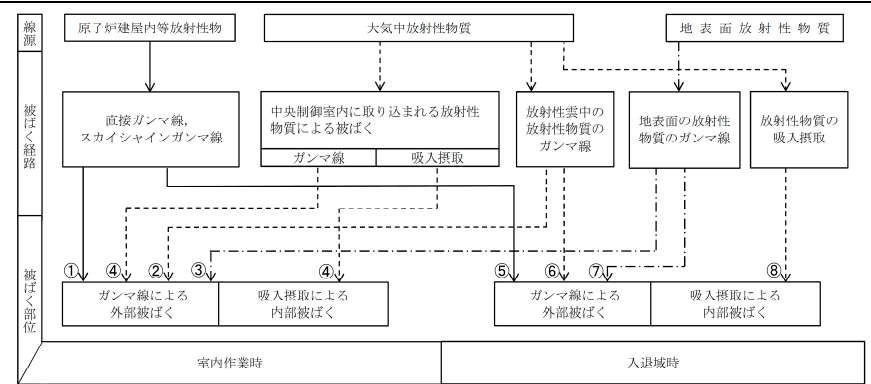
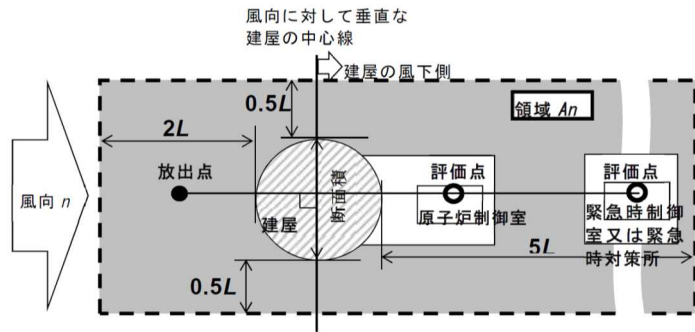


図3 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る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

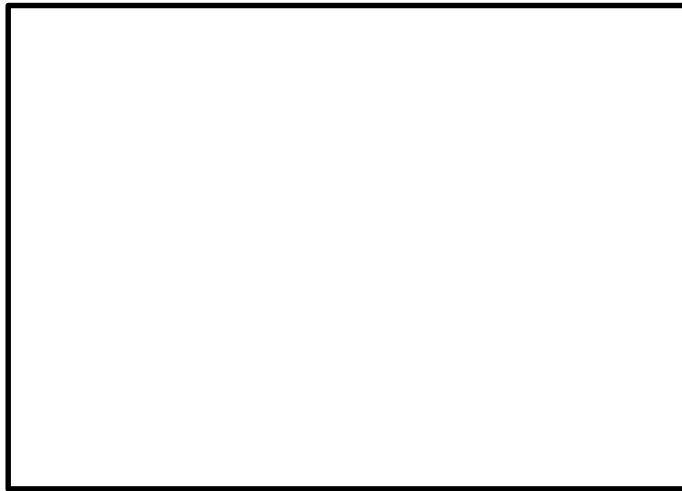
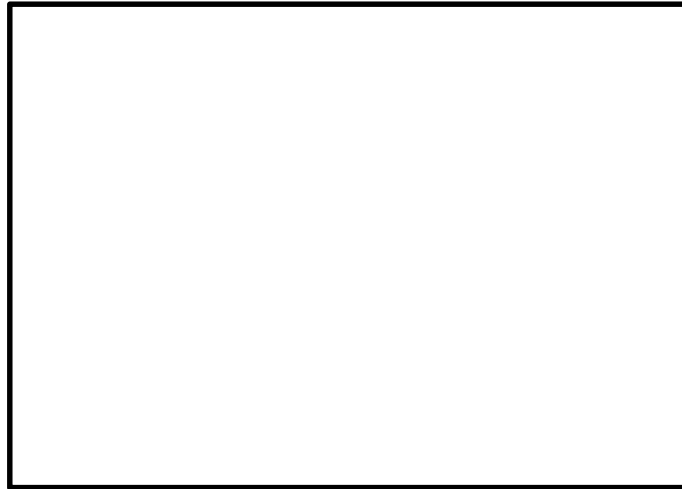
中央制御室に係る被ばく評価の適合状況



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）

(6号側)



実用発電用原子炉に係る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	中央制御室に係る被ばく評価の適合状況
	<p>(7号側)</p> <div data-bbox="1126 300 1814 786" style="border: 1px solid black; height: 305px; width: 307px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="1126 858 1814 1345" style="border: 1px solid black; height: 305px; width: 307px;"></div>

実用発電用原子炉に係る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

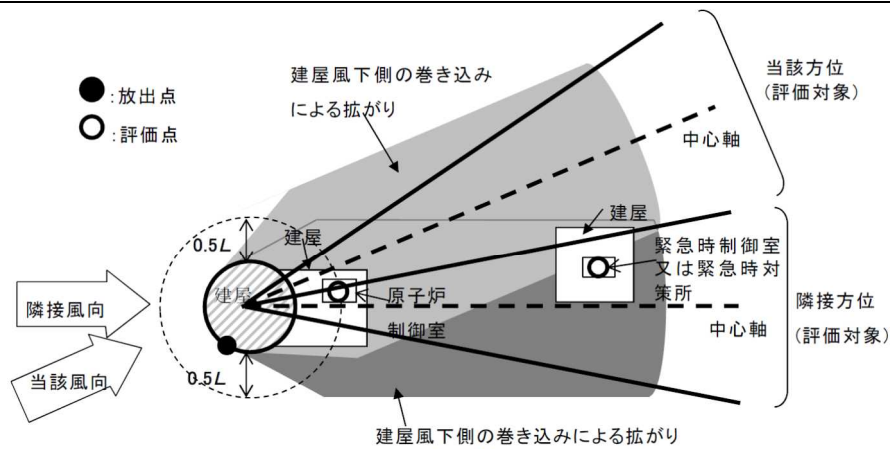
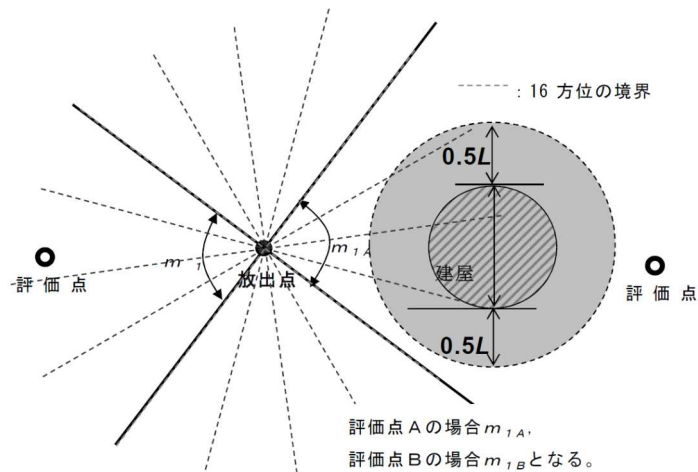


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図4 → 審査ガイド通り
(6号側)



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

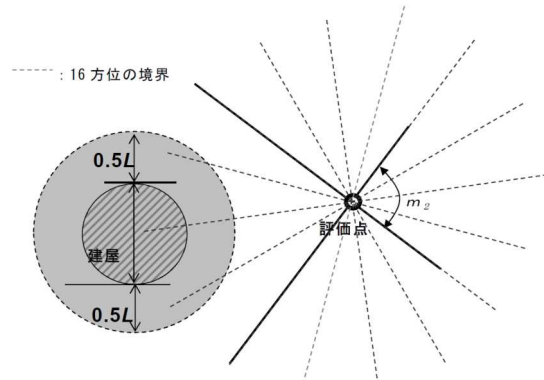
図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法

(水平断面での位置関係)

実用発電用原子炉に係る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

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

(7号側)



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)

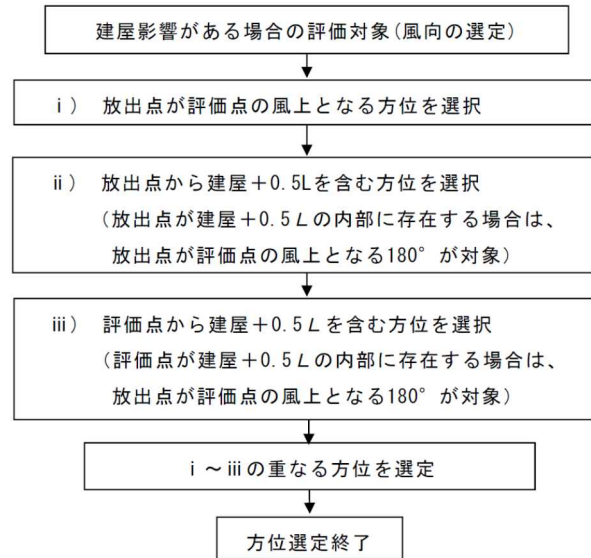
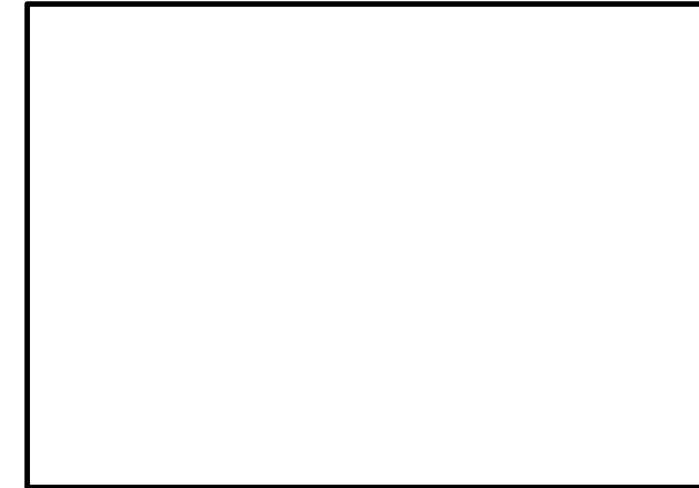


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順



実用発電用原子炉に係る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

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

図 5, 6, 7, 8 → 審査ガイド通り

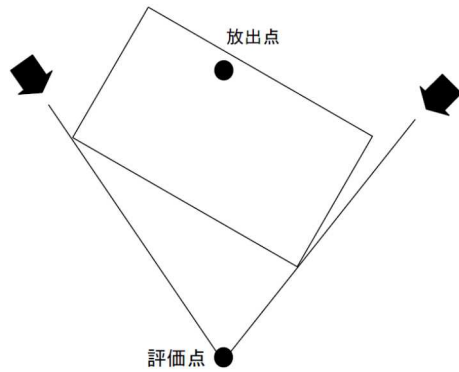


図 9 評価対象方位の設定

図 10 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る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

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

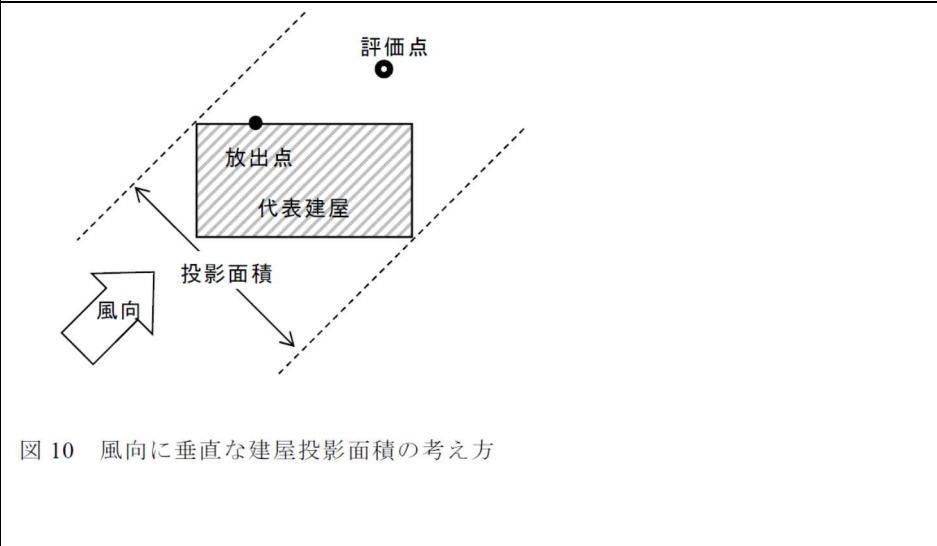


図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

60 - 1

SA 設備基準適合性一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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	可搬型放射線計測器 (可搬型ダスト・よう素サンプラ)	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	屋外	D	屋外	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(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	60-3-1 配置図		60-3-2 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) (接続作業)	Bc Bd Bg	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	Bc Bd	
		関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2 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 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能検査が可能) (外観検査が可能)	J	
		関連資料	60-4-1 試験及び検査		60-4-2 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2 配置図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	—	対象外	—	対象外
		関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2 配置図		
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) 操作	A a	現場 (設置場所) 操作	A a	
		関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2 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14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15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台を緊急時対策所毎に配備)	C	
		関連資料	60-5-1 容量設定根拠		60-5-2 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	60-3-1 配置図		60-3-2 配置図		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(常設設備と接続せず使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	対象外	
		関連資料	60-3-1 配置図		60-3-2 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		60-3-1 配置図		60-3-2 配置図			
第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象SA設備なし)	B b	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b		
	関連資料	60-6-1 保管場所図		60-6-2 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	60-7-1 アクセスルート図		60-7-2 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 (代替する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 (代替する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	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	
	関連資料	—		—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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		可搬型放射線計測器 (Na Iシンチレーションサーベイメータ)	類型化 区分	可搬型放射線計測器 (GM汚染サーベイメータ)	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	屋外	D	屋外	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
		電磁波による影響	(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	60-3-2 配置図		60-3-2 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	60-3-2 配置図		60-3-2 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 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	
		関連資料	60-4-3 試験及び検査		60-4-4 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	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	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) 操作	A a	現場 (設置場所) 操作	A a	
		関連資料	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
	第3項	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台を緊急時対策所毎に配備)	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台を緊急時対策所毎に配備)	C
			関連資料	60-5-3 容量設定根拠		60-5-4 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	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(常設設備と接続せず使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	対象外
			関連資料	60-3-2 配置図		60-3-2 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			60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b	
		関連資料	60-6-2 保管場所図		60-6-2 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	60-7-2 アクセスルート図		60-7-2 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	防止・緩和以外 (代替するDB設備あり) (放射能観測車と位置的分散)	B	防止・緩和以外 (代替する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	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外		
	関連資料	-		-			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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		可搬型放射線計測器 (ZnSシンチレーションサーベイメータ)	類型化 区分	可搬型放射線計測器 (電離箱サーベイメータ)	類型化 区分		
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	屋外	D	屋外	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響	(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	60-3-2 配置図		60-3-2 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	60-3-2 配置図		60-3-2 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 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能検査, 特性検査が可能) (校正が可能)	J	
		関連資料	60-4-5 試験及び検査		60-4-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
		その他(飛散物)	—	対象外	—	対象外	
		関連資料	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) 操作	A a	現場 (設置場所) 操作	A a	
		関連資料	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
	第3項	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台を緊急時対策所毎に配備)	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台を緊急時対策所毎に配備)	C
			関連資料	60-5-5 容量設定根拠		60-5-6 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	60-3-2 配置図		60-3-2 配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(常設設備と接続せず使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	対象外
			関連資料	60-3-2 配置図		60-3-2 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			60-3-2 配置図		60-3-2 配置図		
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b	
		関連資料	60-6-2 保管場所図		60-6-2 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	60-7-2 アクセスルート図		60-7-2 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 (代替するDB設備なし)	対象外	防止・緩和以外 (代替するDB設備なし)	対象外
		故障防止	サポート系要因	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外
		関連資料	—		—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7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	可搬型気象観測装置	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	屋外	D	屋外	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(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	60-3-3 配置図		60-3-4 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) (接続作業)	Bc Bd Bg		
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他設備 (起動試験が可能) (外観検査が可能)	M	計測制御設備 (機能・性能検査、特性検査が可能) (校正が可能)	J		
		関連資料	60-4-7 試験及び検査		60-4-8 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	(本来の用途として使用)	対象外		
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c	
			その他(飛散物)	—	—	対象外		
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図			
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) 操作	A a	現場 (設置場所) 操作	A a		
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (海上モニタリングの測定可能な容量 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	その他設備 (風向、風速その他の気象条件の測定可能な容量 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	60-5-7 容量設定根拠		60-5-8 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			60-3-3 配置図		60-3-4 配置図			
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(常設設備と接続せず使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	対象外		
		関連資料	60-3-3 配置図		60-3-4 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	60-3-3 配置図		60-3-4 配置図			
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象SA設備なし)	B b	屋外(共通要因の考慮対象SA設備なし)	B b		
		関連資料	60-6-3 保管場所図		60-6-4 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	60-7-2 アクセスルート図		60-7-3 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 (代替するDB設備なし)	対象外	防止・緩和以外 (代替する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	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外	サポート系なし (可搬型重大事故防止設備ではない)	対象外		
	関連資料	—		—				

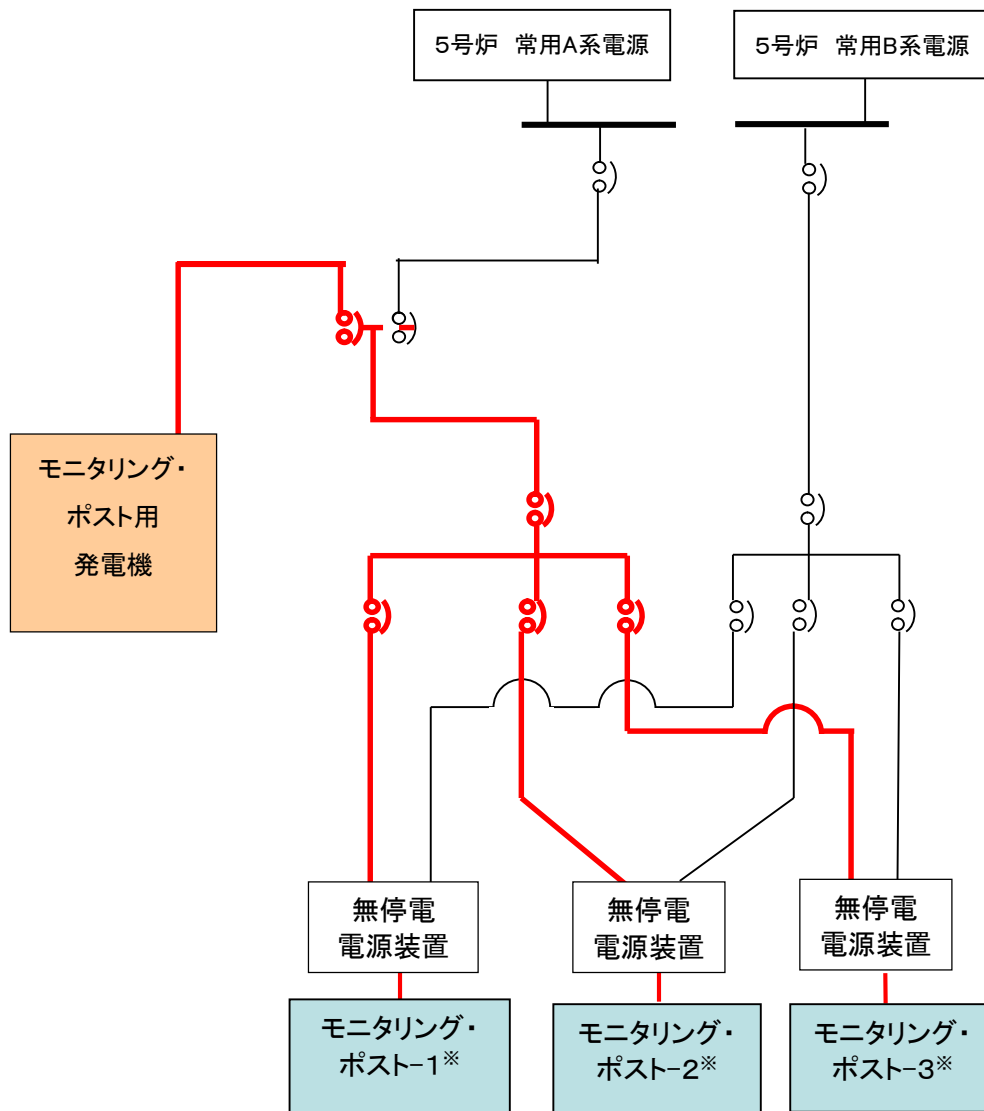
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第60条：監視測定設備		モニタリング・ポスト用発電機		類型化 区分	
第 4 3 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	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			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	60-3-5 配置図	
			第 2 号	操作性	現場操作 (操作スイッチ操作)
	関連資料	60-3-5 配置図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	発電機 (機能・性能検査が可能) (負荷検査が可能)	H	
	関連資料	60-4-9 試験及び検査			
	第 4 号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
	関連資料	60-2-1 単線結線図			
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	—	対象外
		関連資料	60-2-1 単線結線図		
	第 6 号	設置場所	現場(設置場所)操作	A a	
	関連資料	60-3-5 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	その他設備 (モニタリング・ポスト9台に給電可能な容量)	A
			関連資料	60-5-9 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用する設備 (モニタリング・ポスト同様に共用することによって安全 性が向上するよう考慮)	A
			関連資料	—	
第 3 号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	対象外	対象外
			サポート系故障	対象外	対象外
	関連資料	—			

60 - 2

単線結線図

モニタリング・ポスト用発電機 単線結線図

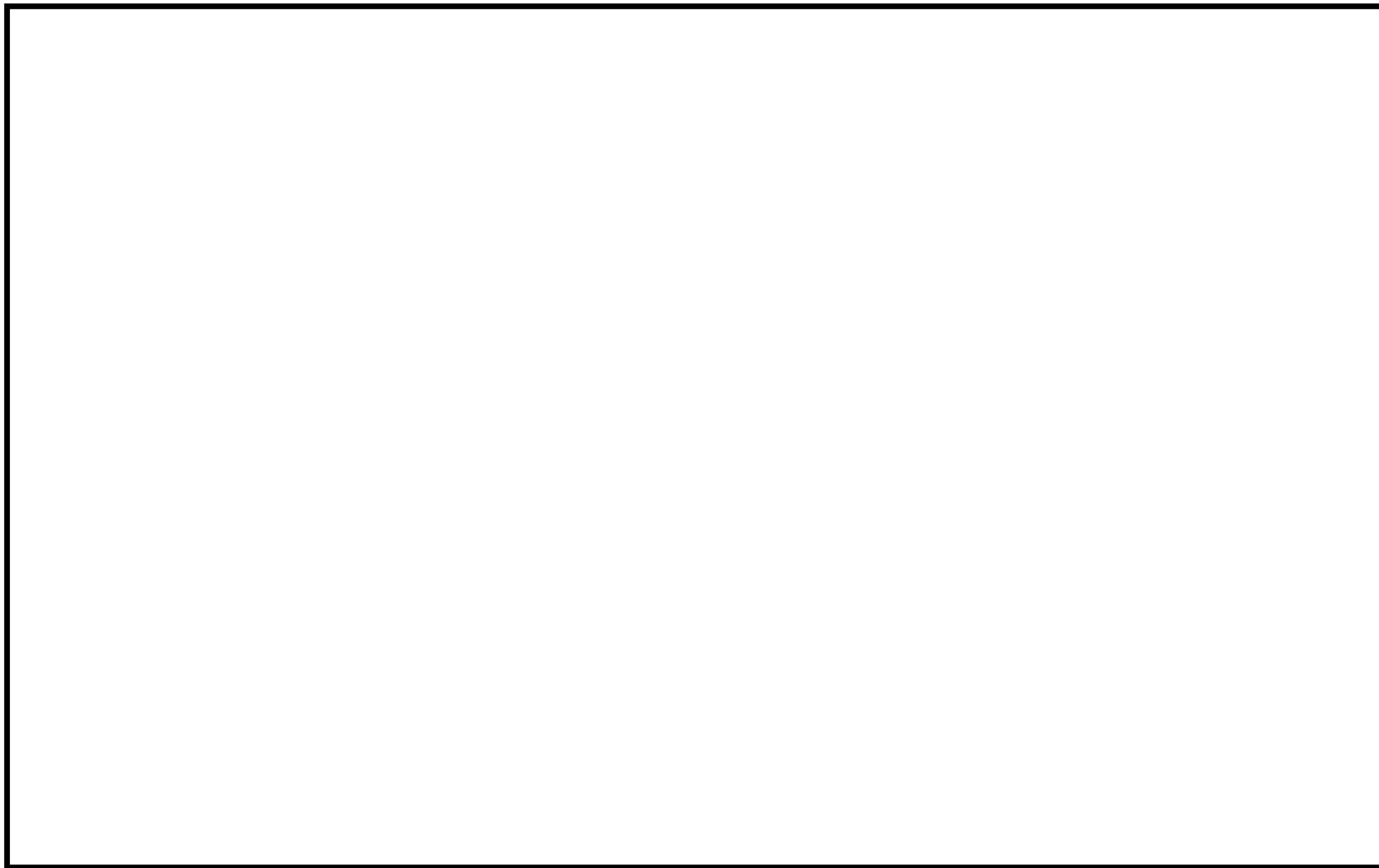


※ 3局毎の構成を示す。モニタリング・ポスト-4~6, モニタリング・ポスト-7~9 についても同様。

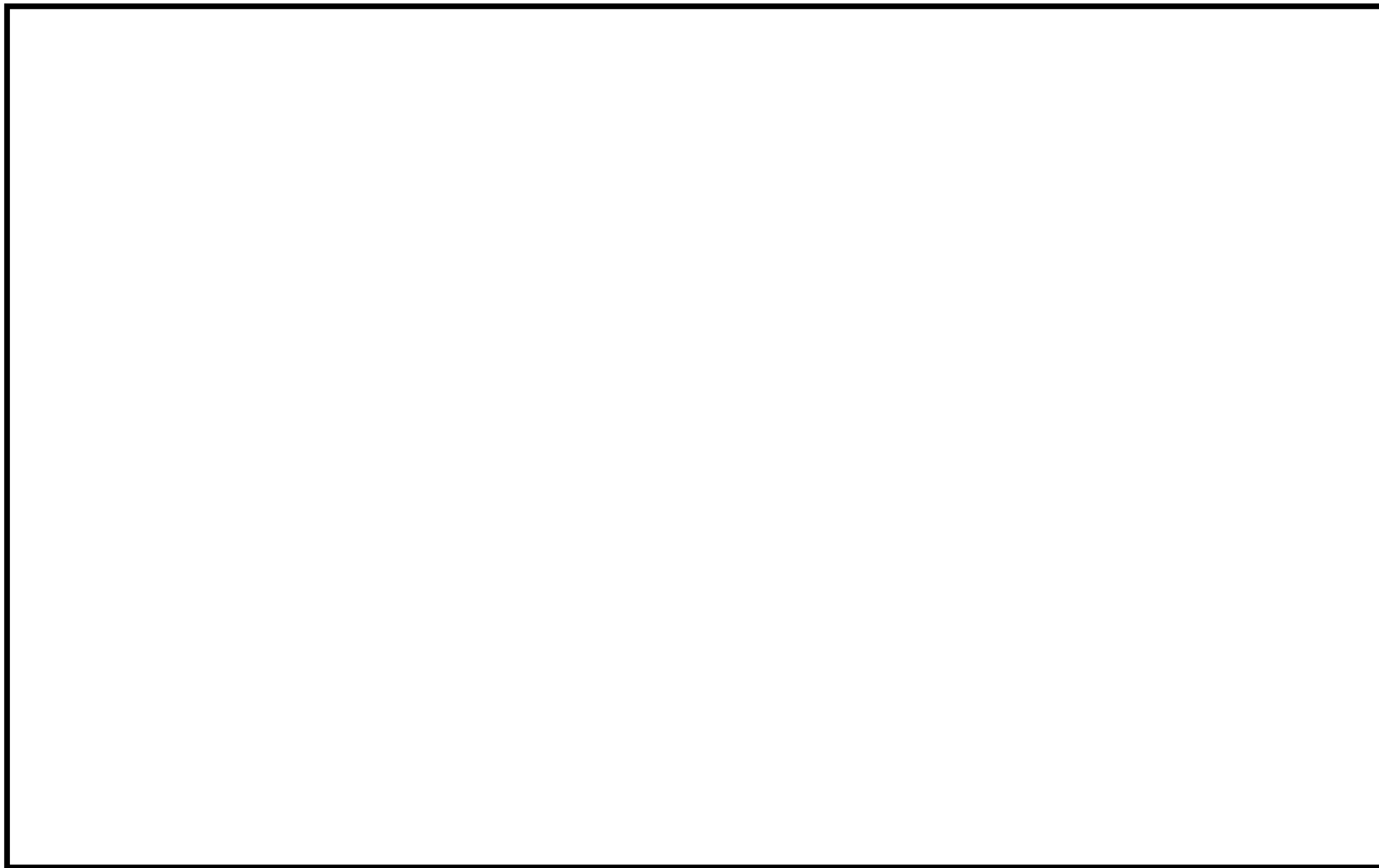
60 - 3

配置図

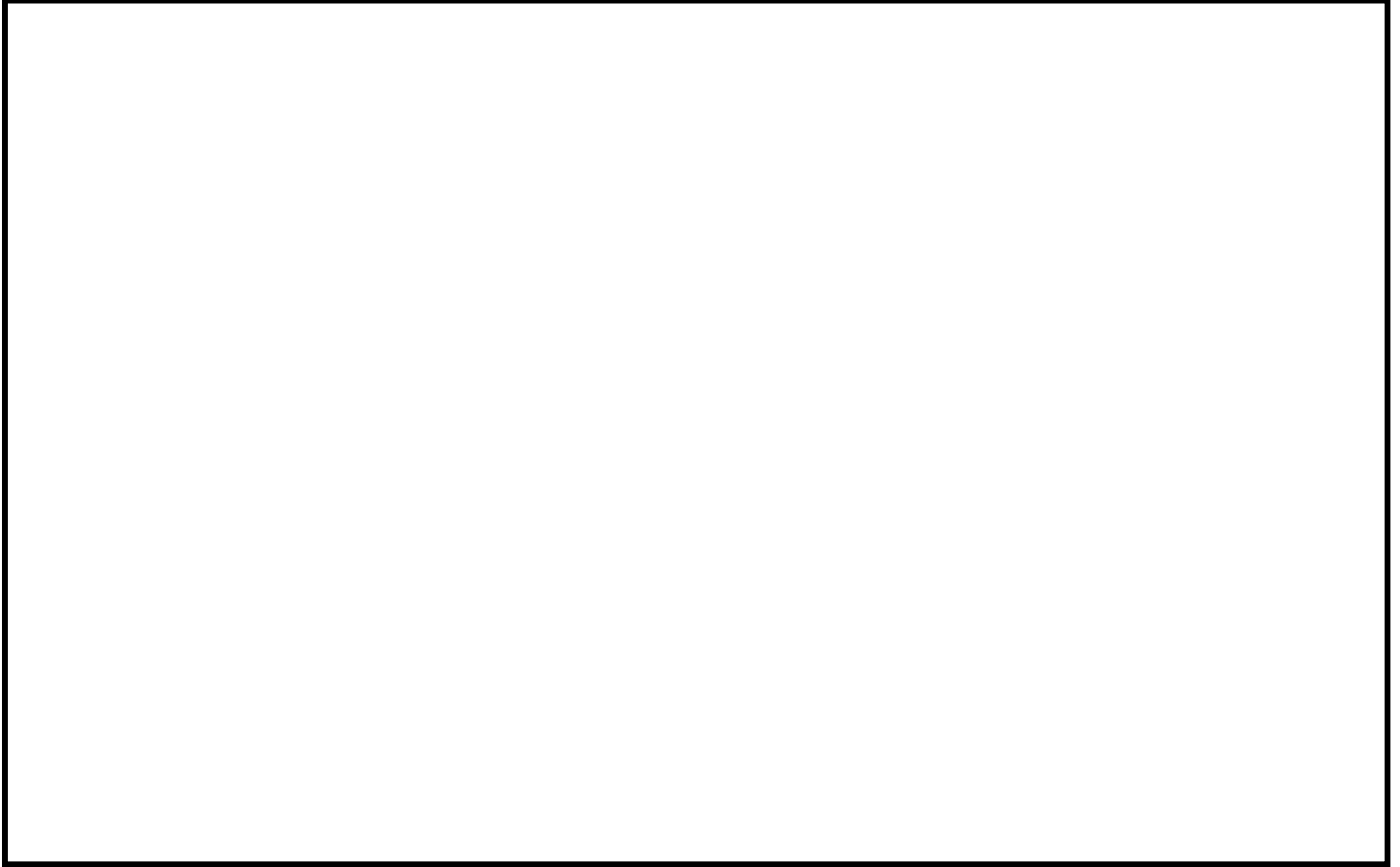
可搬型重大事故等対処設備 配置場所
放射線量の測定（可搬型モニタリングポスト）



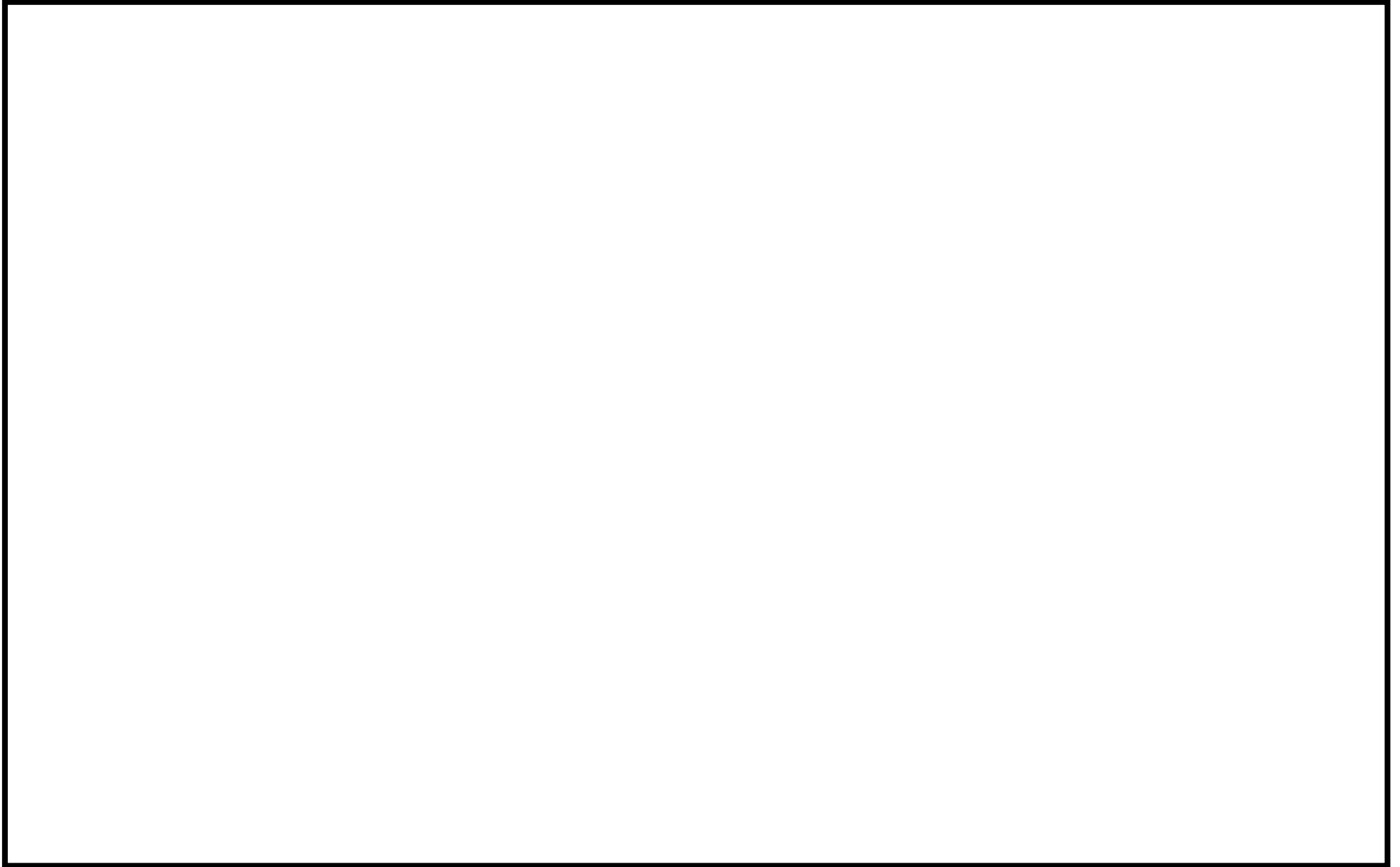
可搬型重大事故等対処設備 使用場所
放射性物質の濃度の測定及び放射線量の測定（可搬型放射線計測器）



可搬型重大事故等対処設備 使用場所
海上モニタリング（可搬型放射線計測器，小型船舶）

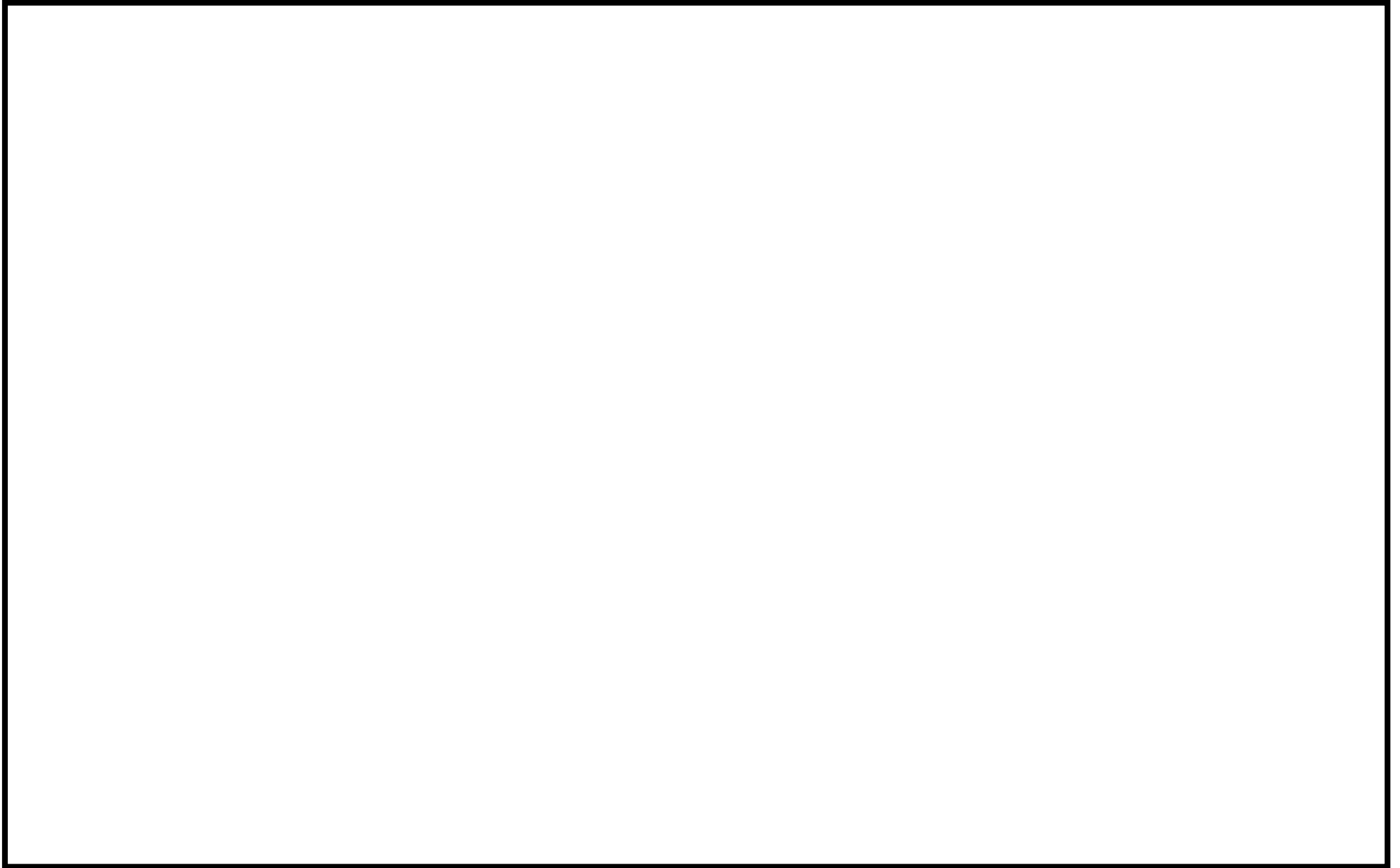


可搬型重大事故等対処設備 配置場所
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測装置）



常設重大事故等対処設備 配置場所

モニタリング・ポストへの代替交流電源からの給電（モニタリング・ポスト用発電機）

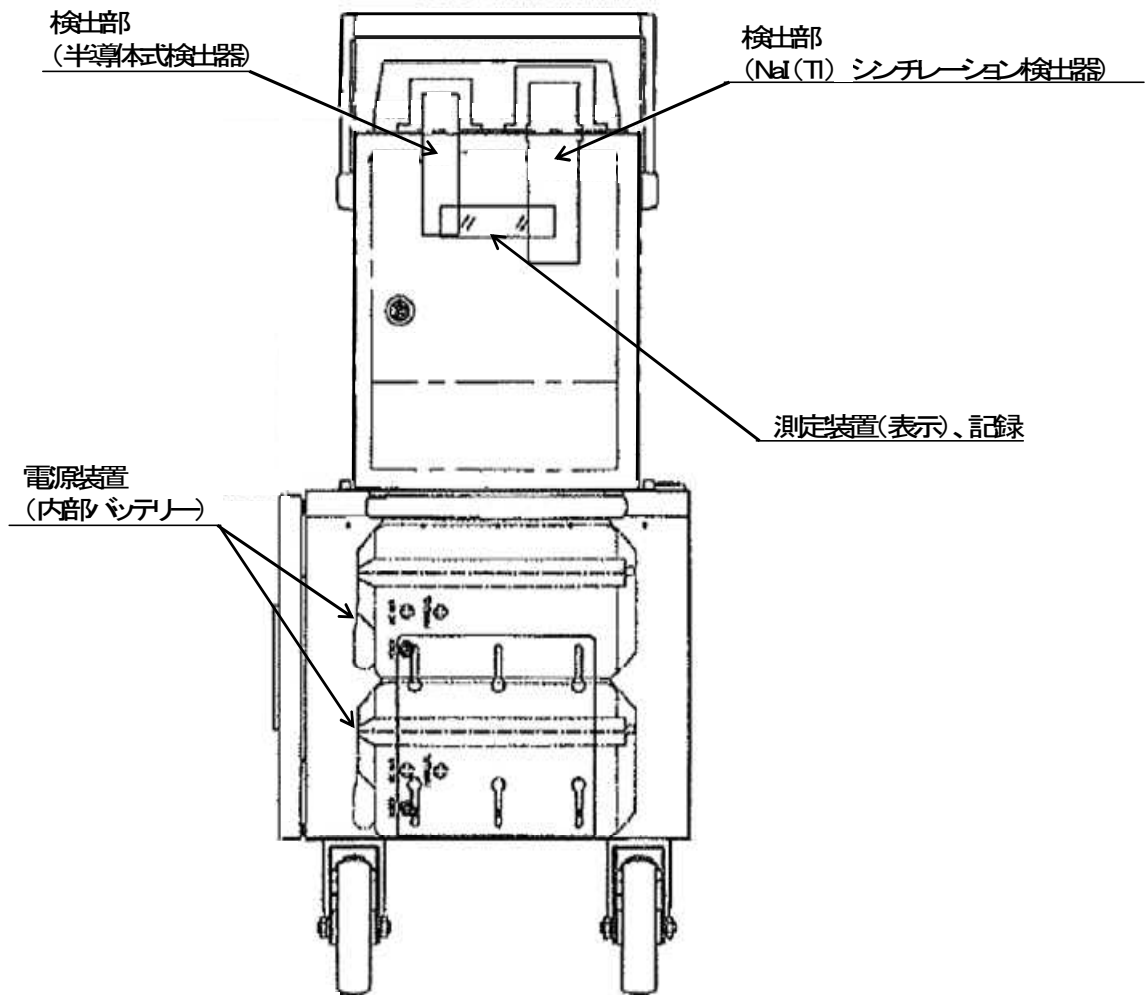


60 - 4
試験及び検査

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。

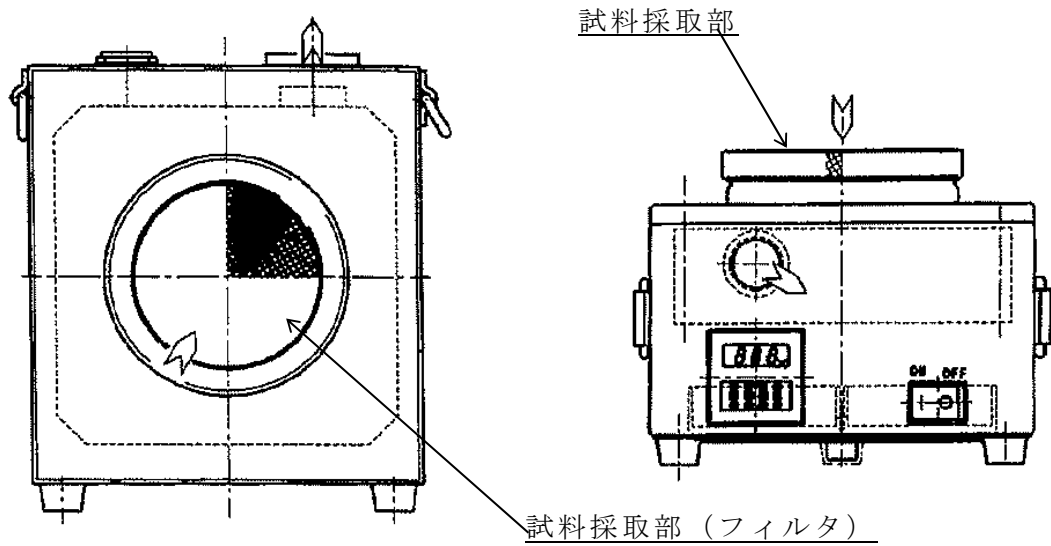
可搬型モニタリングポスト
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



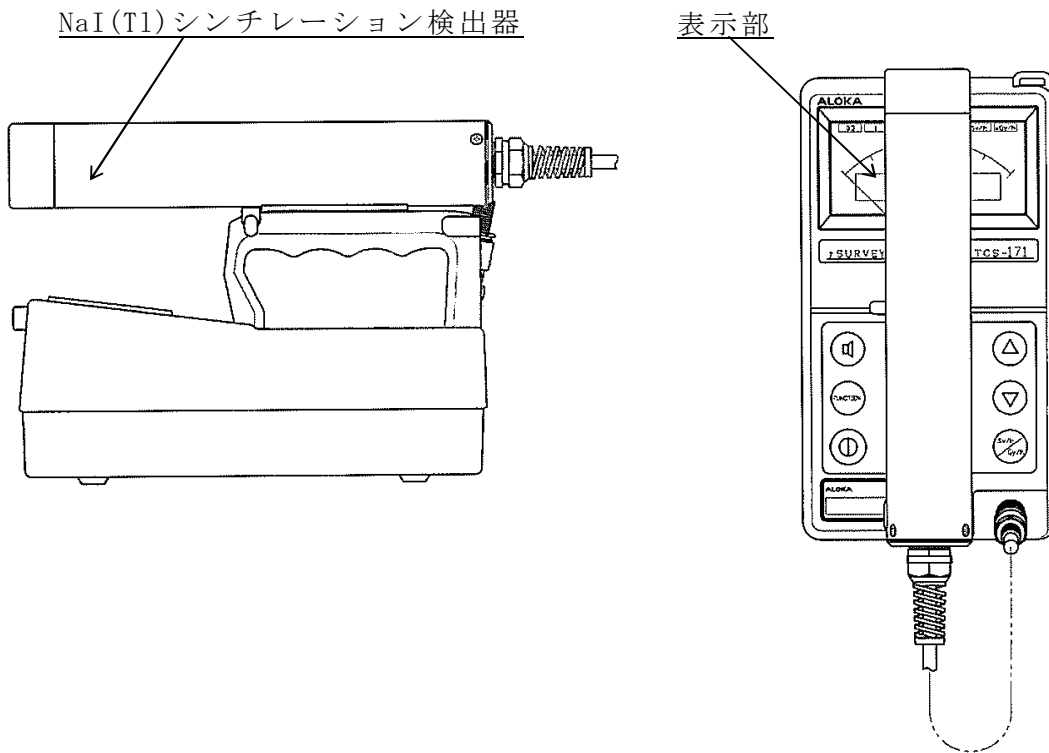
可搬型ダスト・よう素サンプラ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



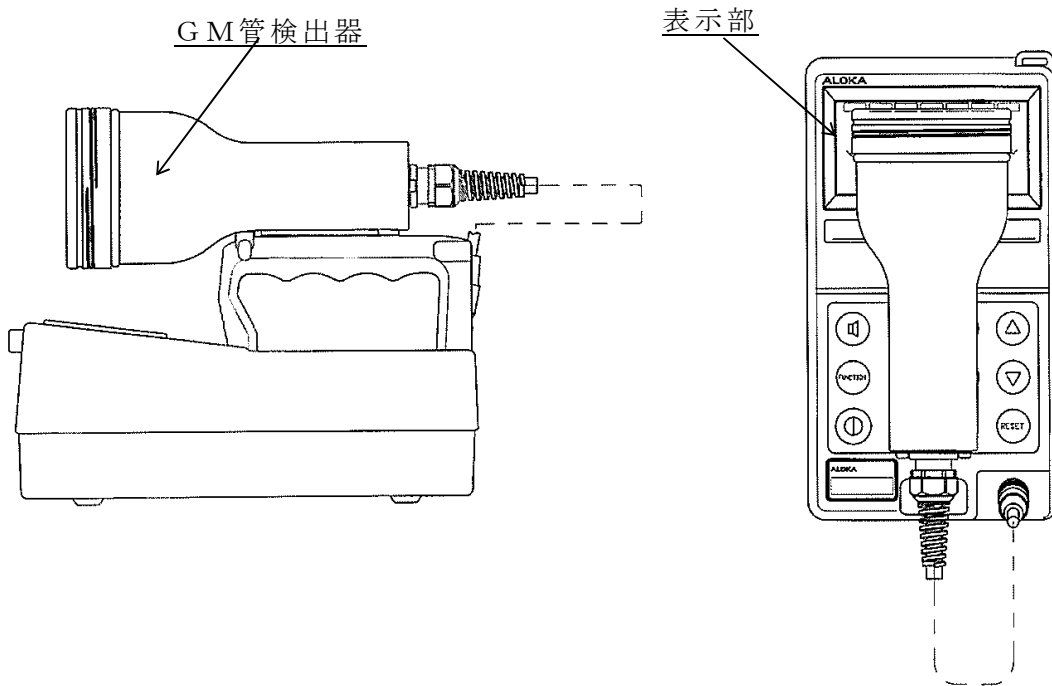
NaIシンチレーションサーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



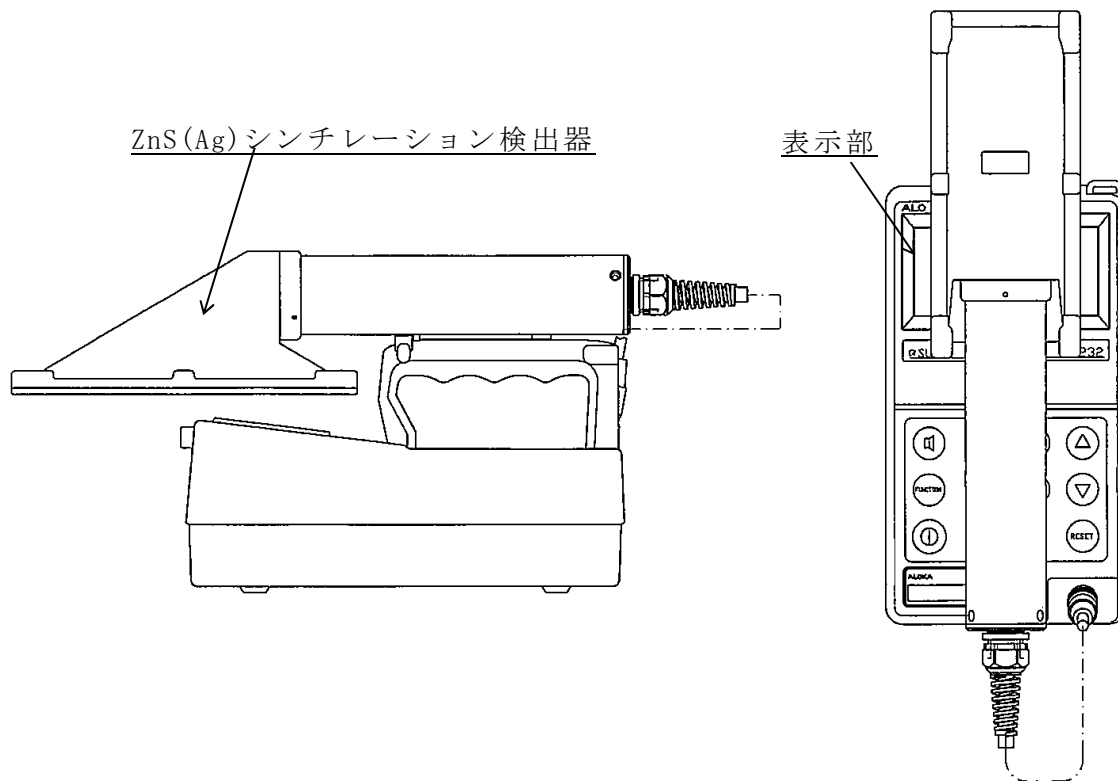
GM汚染サーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



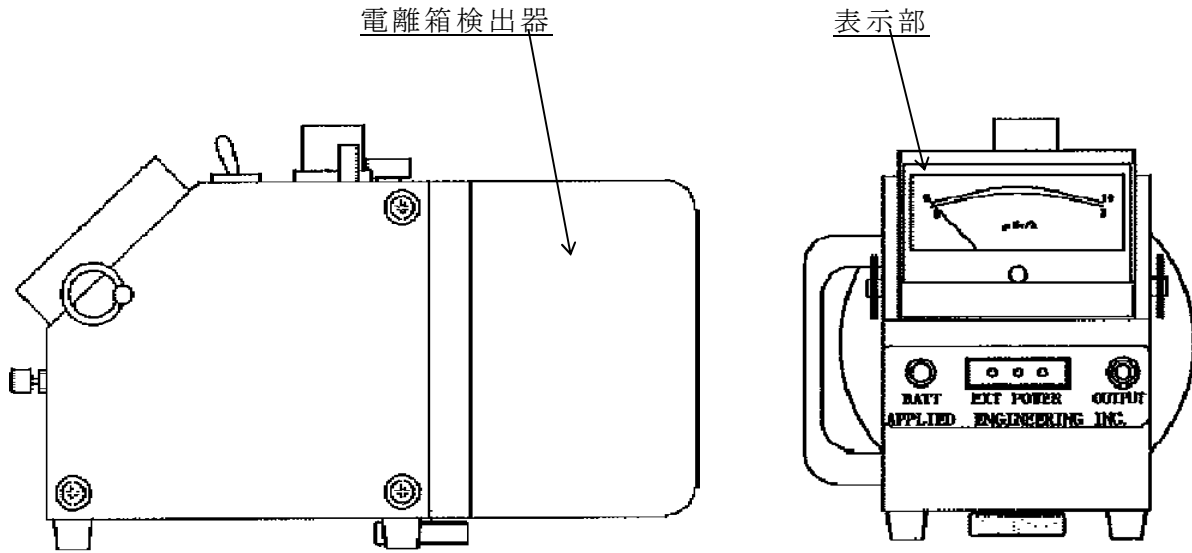
ZnSシンチレーションサーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



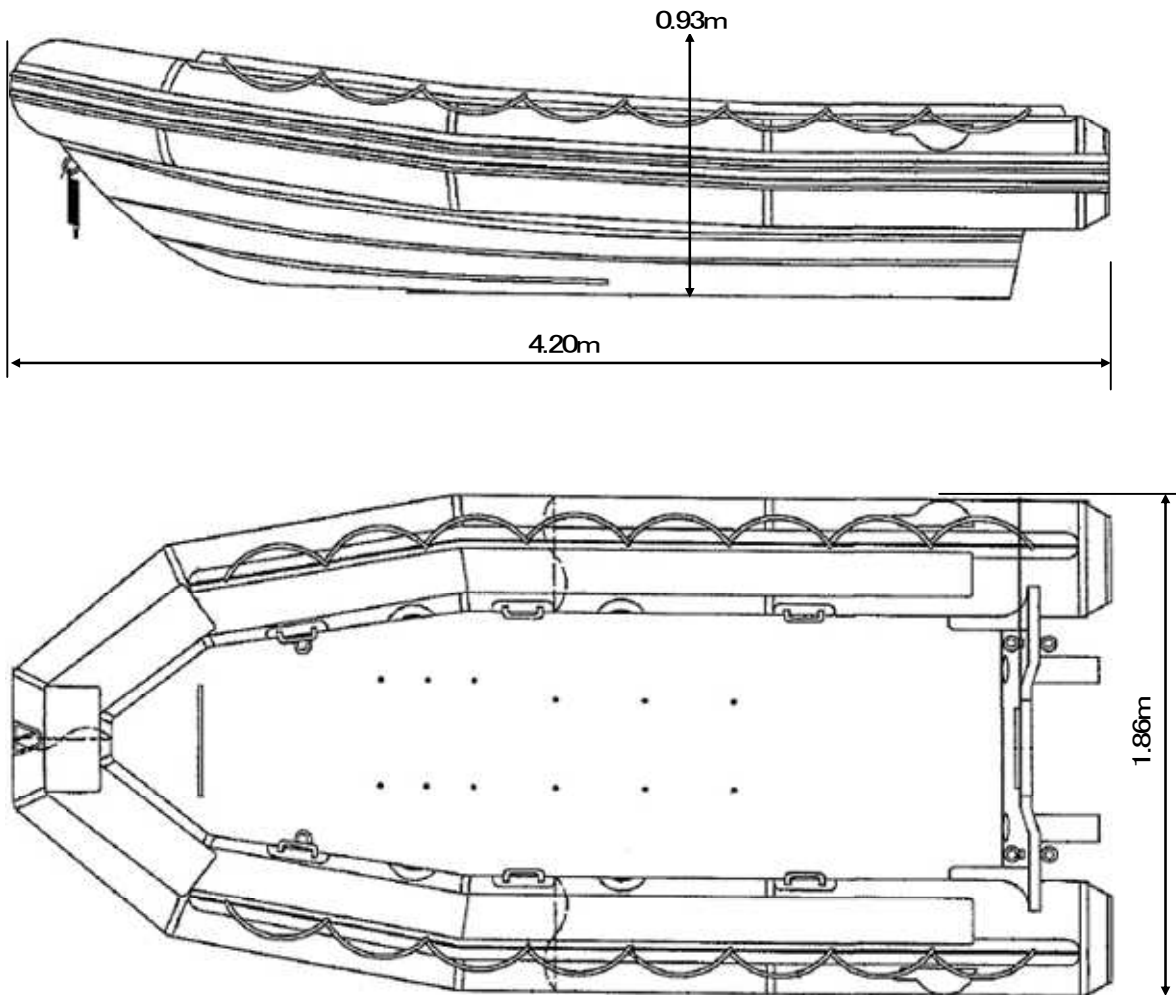
電離箱サーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



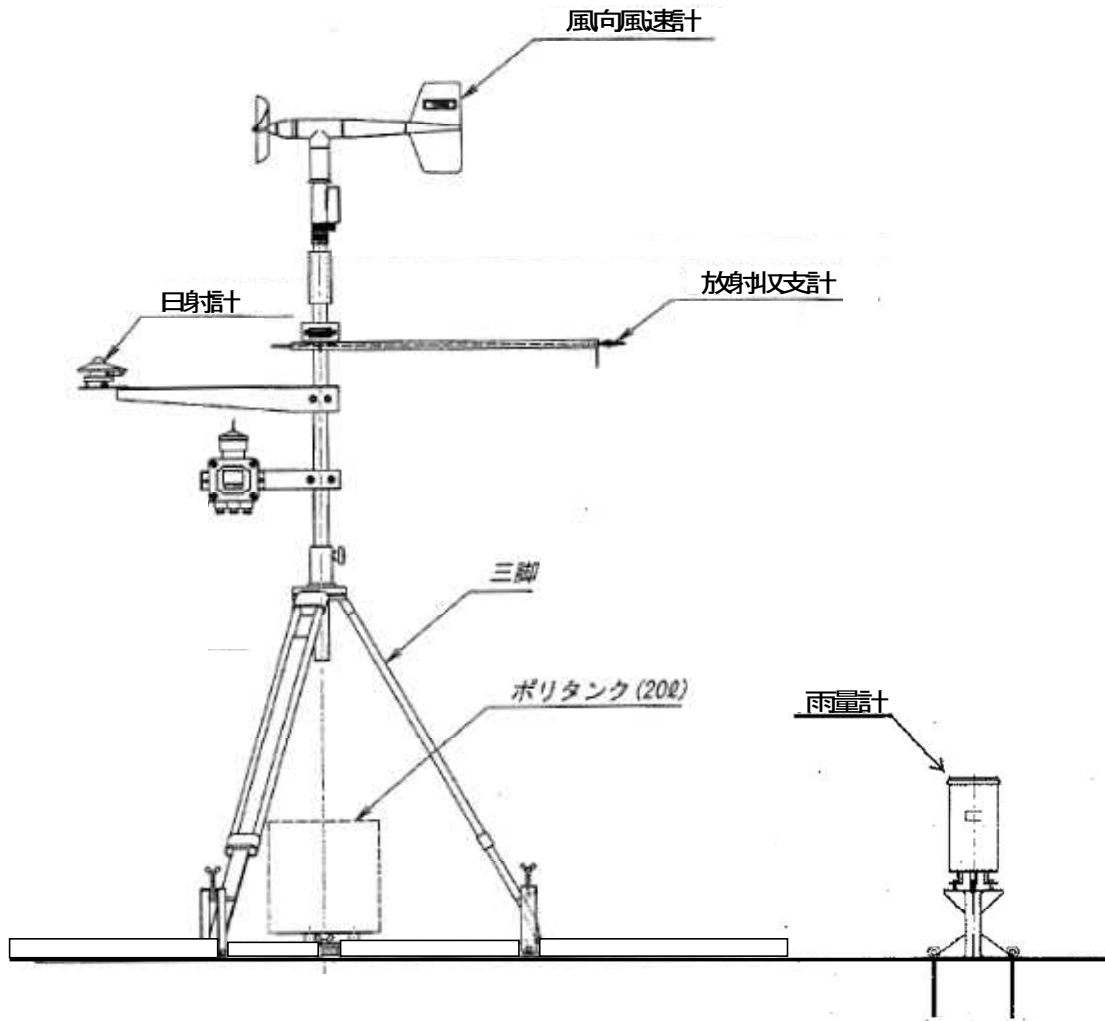
小型船舶
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



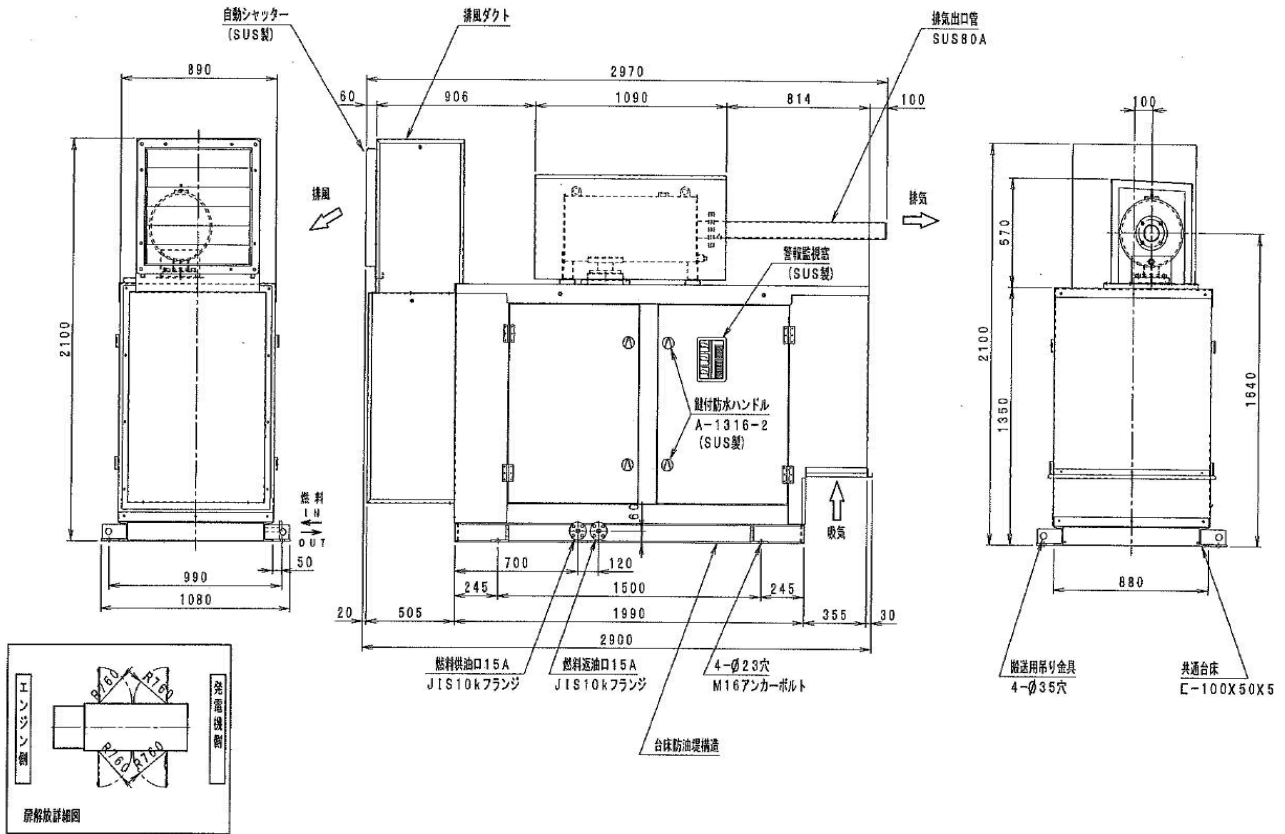
可搬型気象観測装置
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



モニタリング・ポスト用発電機 (6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



60 - 5

容量設定根拠

名 称		可搬型モニタリングポスト (6号及び7号炉共用)
計測 範囲	nGy/h	10~10 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置する。</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に、代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所海側等において、放射線量を監視するため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9台と発電所海側等に5台設置できる数量とする。</p> <p>さらに、予備1台を含めた合計15台を保管する。</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、10~10⁹nGy/hである。</p>		

名 称		可搬型ダスト・よう素サンプラ (6号及び7号炉共用)
流量 範囲	L/min	0～50
<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置する。</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、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ保管する。</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気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、流量範囲は $0 \sim 50 \text{ L /min}$ とする。</p> <p>2. 放射能濃度の算出</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 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>= 換算係数 (Bq/nGy/h) \times 試料の NET 値 (nGy/h) \div サンプル量 (cm^3)</p>		

名 称		NaI シンチレーションサーベイメータ (6号及び7号炉共用)
計測 範囲	μ Gy/h	0.1～30
<p>【設定根拠】</p> <p>NaI シンチレーションサーベイメータは、可搬型重大事故等対処設備として配置する。</p> <p>NaI シンチレーションサーベイメータは、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、NaI シンチレーションサーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ保管する。</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、計測範囲としては、$0.1 \sim 30 \mu \text{Gy/h}$ である。</p> <p>2. 放射能濃度の算出</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 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>= 換算係数 (Bq/nGy/h) \times 試料の NET 値 (nGy/h) \div サンプル量 (cm^3)</p>		

名 称		GM 汚染サーベイメータ (6号及び7号炉共用)
計測 範囲	min ⁻¹	0~100k
<p>【設定根拠】</p> <p>GM 汚染サーベイメータは、可搬型重大事故等対処設備として配置する。</p> <p>GM 汚染サーベイメータは、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、GM 汚染サーベイメータは、2台に予備1台を含めた合計3台を、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ保管する。</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(3.7×10¹Bq/cm³)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、0~100kmin⁻¹である。</p> <p>2. 放射能濃度の算出</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 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm³)</p> <p>= 換算係数 (Bq/min⁻¹) × 試料の NET 値 (min⁻¹) / サンプル量 (cm³)</p>		

名 称		ZnS シンチレーションサーベイメータ (6号及び7号炉共用)
計測 範囲	min ⁻¹	0~100k
<p>【設定根拠】</p> <p>ZnS シンチレーションサーベイメータは、可搬型重大事故等対処設備として配置する。</p> <p>ZnS シンチレーションサーベイメータは、発電所敷地内及び周辺海域において、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、ZnS シンチレーションサーベイメータは、1台に予備1台を含めた合計2台を、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ保管する。</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、計測範囲としては、$0 \sim 100 \text{kmin}^{-1}$ である。</p> <p>2. 放射能濃度の算出</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 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>= 換算係数 (Bq/min^{-1}) \times 試料の NET 値 (min^{-1}) \div サンプリング量 (cm^3)</p>		

名 称		電離箱サーベイメータ (6号及び7号炉共用)
計測 範囲	mSv/h	0.001~1000
<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置する。</p> <p>電離箱サーベイメータは、発電所敷地内及び周辺海域において、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、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ保管する。</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}Sv/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、0.001~1000mSv/hである。</p>		

名 称	小型船舶 (6号及び7号炉共用)	
最大積載重量	kg	900
<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置する。</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台を保管する。</p> <p>1. 積載重量範囲</p> <p>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及び要員の総重量約500kg（測定装置等約200kg，要員300kg（75kg×4））を積載できる設計とする。</p> <p>小型船舶の最大積載重量は900kgであり，必要積載重量を満足している。</p>		

名 称		可搬型気象観測装置 (6号及び7号炉共用)	
計測範囲	風向風速計	m/s	風向 16方位 風速 0~60
	日射計	kW/m ²	0~2.00
	放射収支計	kW/m ²	-0.250~1.25
	雨量計	mm	0~100

【設定根拠】

可搬型気象観測装置は、可搬型重大事故等対処設備として配置する。

可搬型気象観測装置は、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、可搬型気象観測装置は、1台に予備1台を含めた合計2台を保管する。

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、観測単位、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、観測単位及び測定値の最小位数を下表に示す。

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

名称		モニタリング・ポスト用発電機 (6号及び7号炉共用)
台数	台	3台
容量	kVA/台	40kVA/台

【設定根拠】

モニタリング・ポスト用発電機は、常設重大事故等対処設備として配置する。

モニタリング・ポスト用発電機は、常用電源が喪失した場合、モニタリング・ポストに給電するためのものである。

1. 容量

モニタリング・ポスト3台につき、モニタリング・ポスト用発電機を1台配備する。モニタリング・ポスト用発電機は、表1のとおり必要な負荷をもとに設定する。

表1 モニタリング・ポスト1台の負荷詳細

機器名称	負荷 (kVA)
モニタリング・ポスト測定部	0.20
通信設備	0.16
その他	0.42
合計	0.78

このため、モニタリング・ポスト3台の負荷は合計2.34kVAであり、十分な容量として、40kVA/台と設計する。

また、連続運転可能な時間として、プルーム通過に要する10時間の間、給油作業を行う必要がないよう、以下のとおりとする。

モニタリング・ポスト用発電機の燃料消費量(約8.8L/h)であり、モニタリング・ポスト用発電機軽油タンクの容量は、190Lであることから(ただし、タンクの最低油量として約23Lを下回った場合停止する)、約19時間連続運転可能な設計とする。

60 - 6
保管場所図

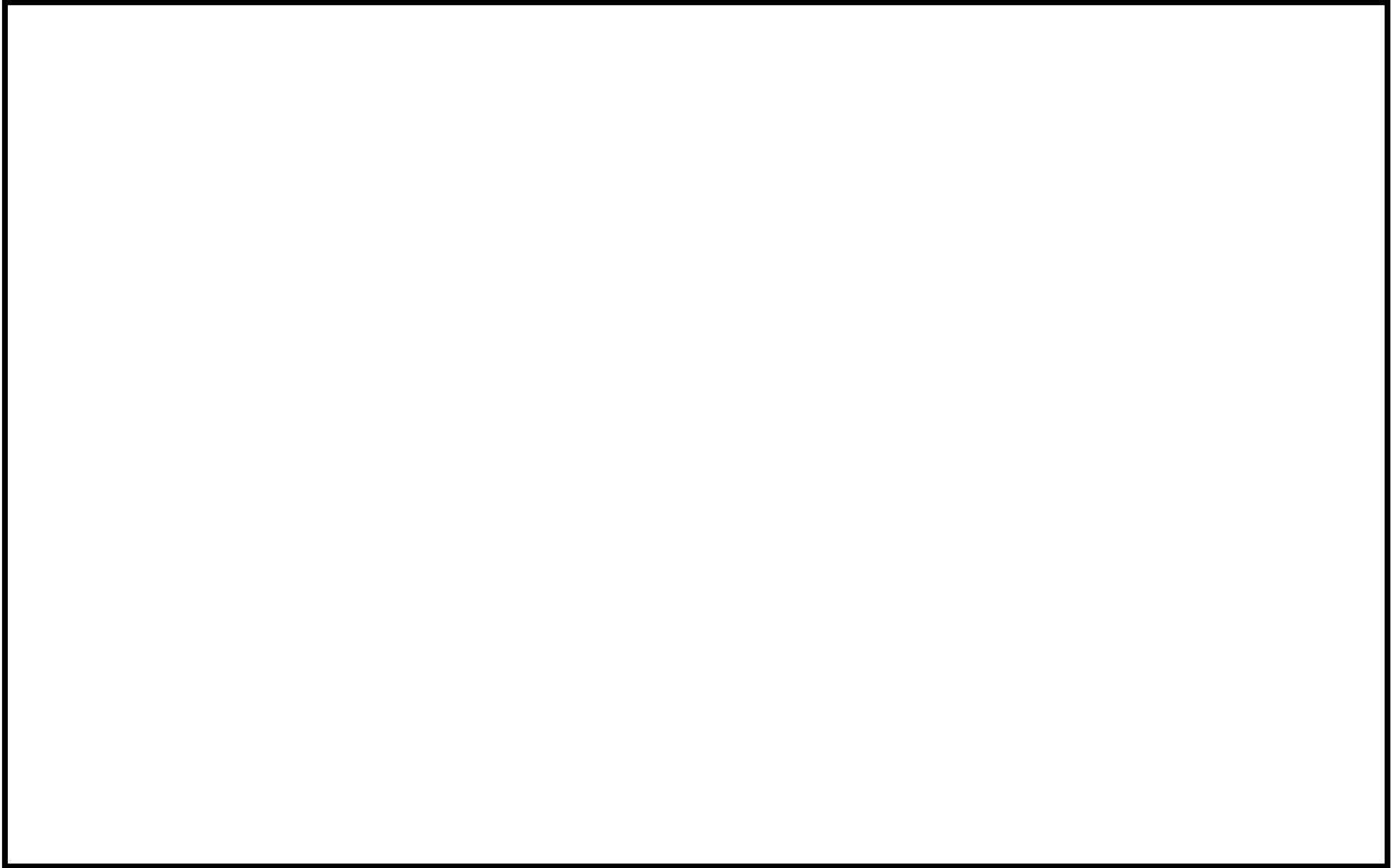


: 設計基準対象施設

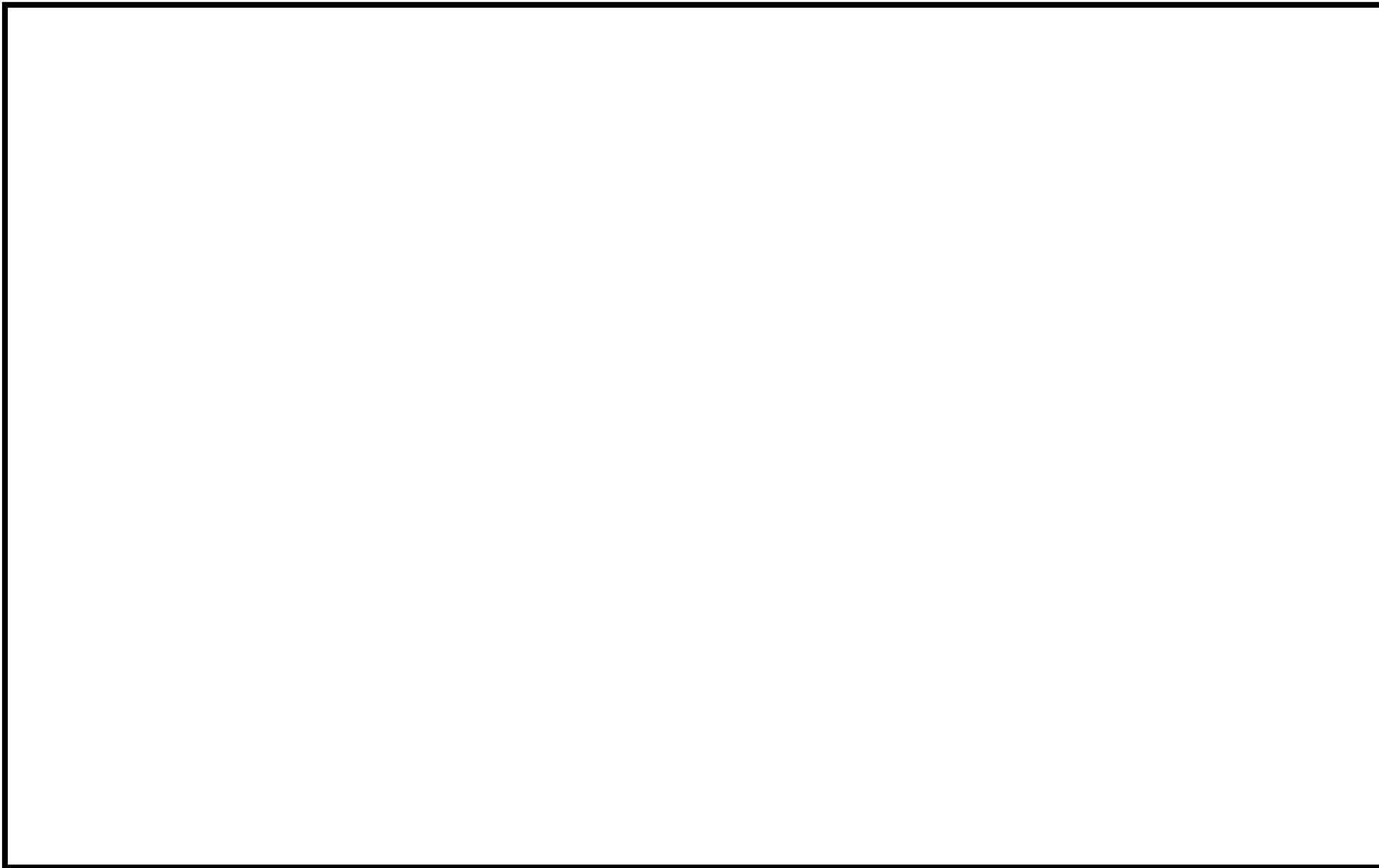


: 重大事故等対処設備を示す。

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）



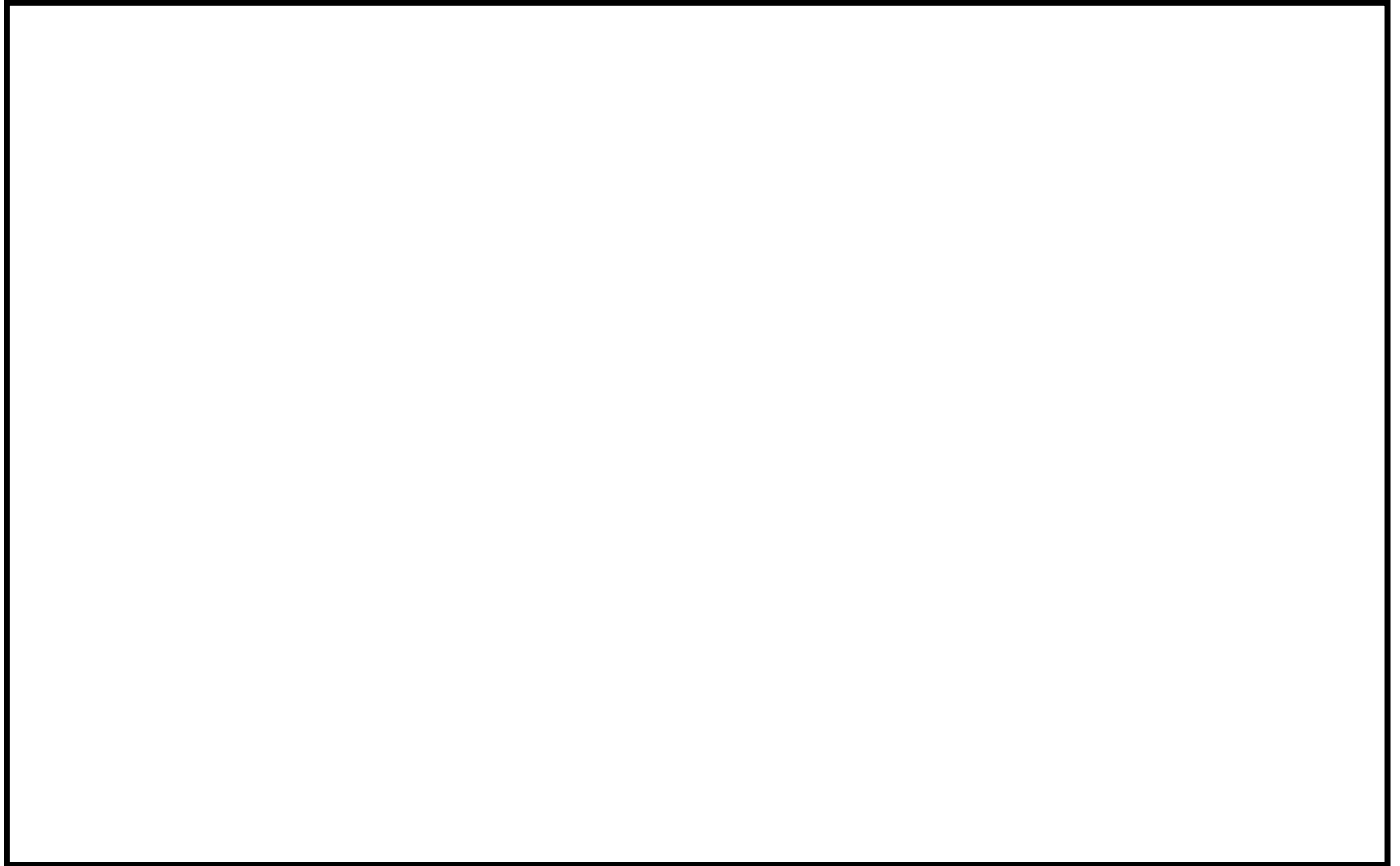
可搬型重大事故等対処設備 保管場所
放射性物質の濃度の測定及び放射線量の測定（可搬型放射線計測器）



可搬型重大事故等対処設備 保管場所
海上モニタリング（可搬型放射線計測器，小型船舶）



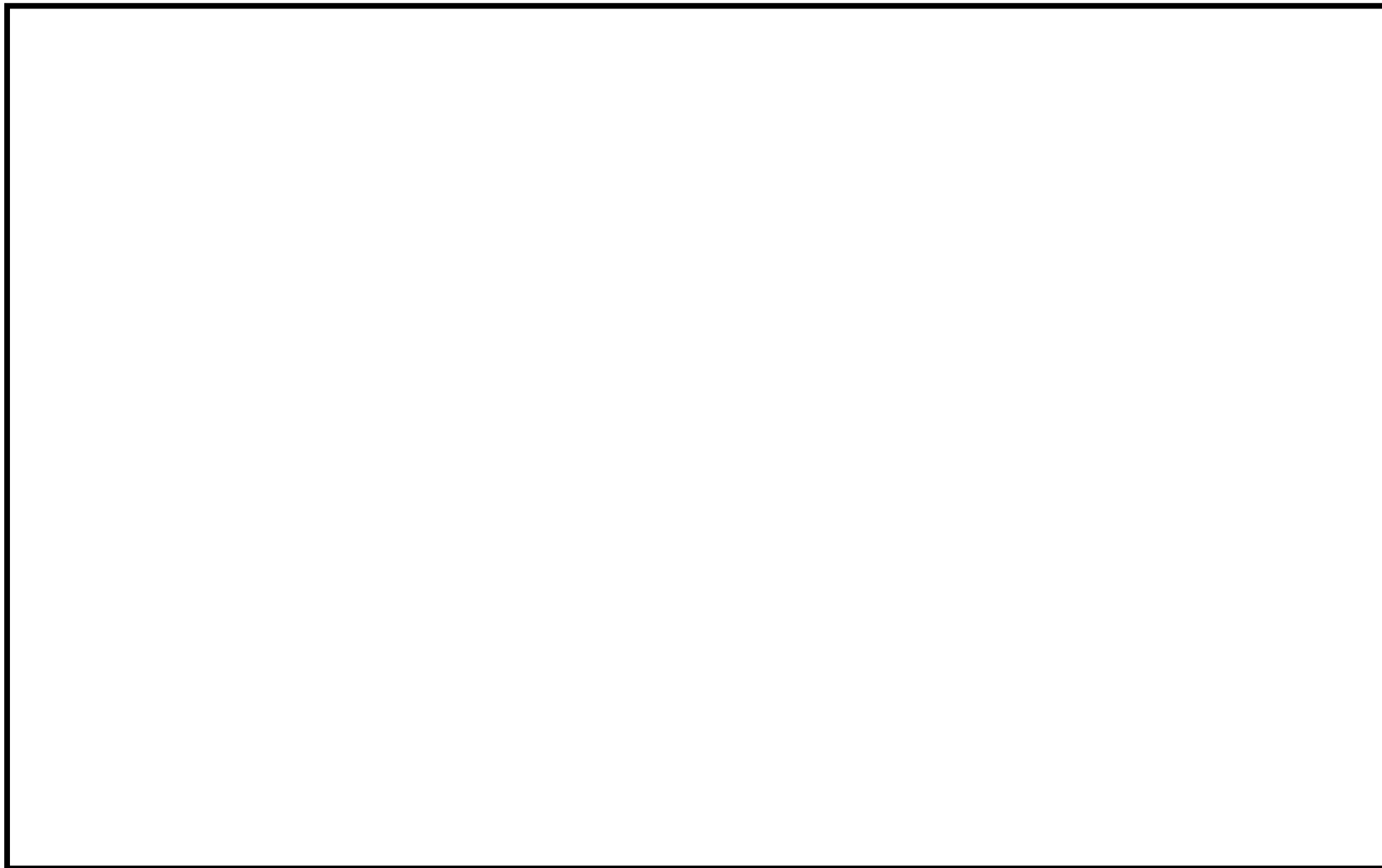
可搬型重大事故等対処設備 保管場所
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測装置）



60 - 7

アクセスルート図

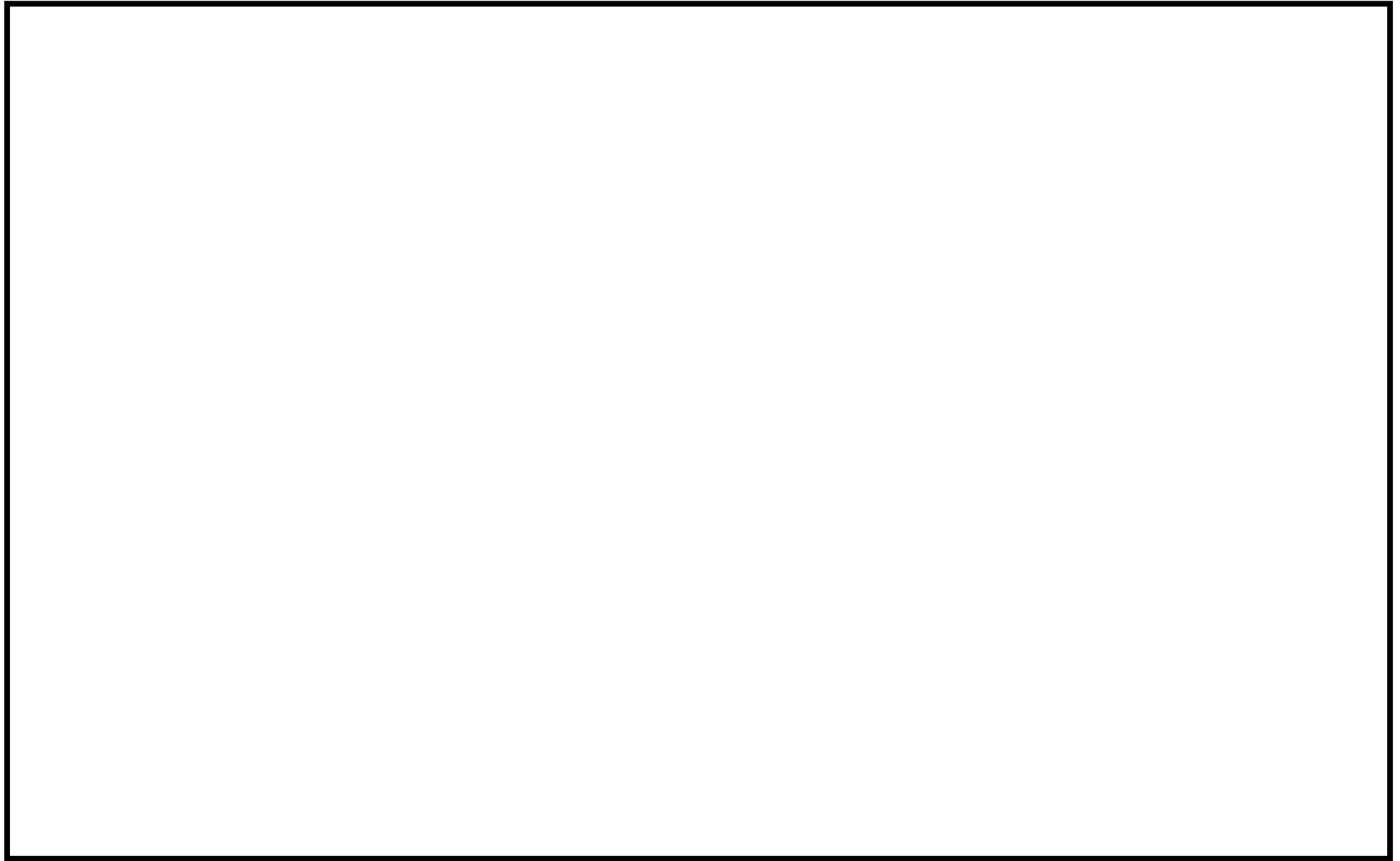
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 重大事故等時アクセスルート図（第60条関連）[屋外]（1）

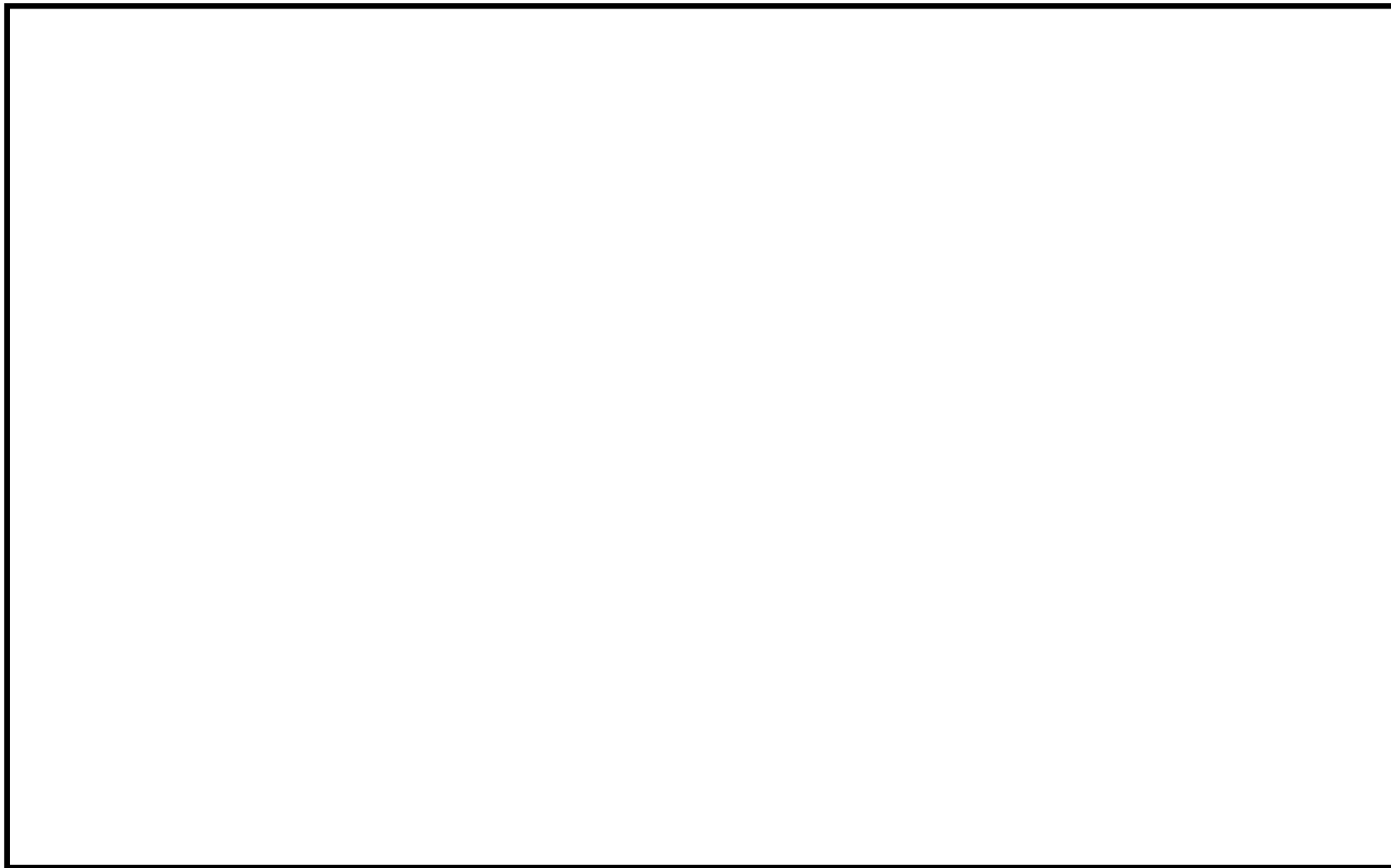


60-7-1

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。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7炉 重大事故等時アクセスルート図（第60条関連）〔屋外〕（2）





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 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定
 - 1.4 可搬型放射線計測器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（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 可搬型気象観測装置
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連続的に監視するために，モニタリング・ポスト 9 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，直ちに中央制御室及び緊急時対策所に警報を発信できる。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

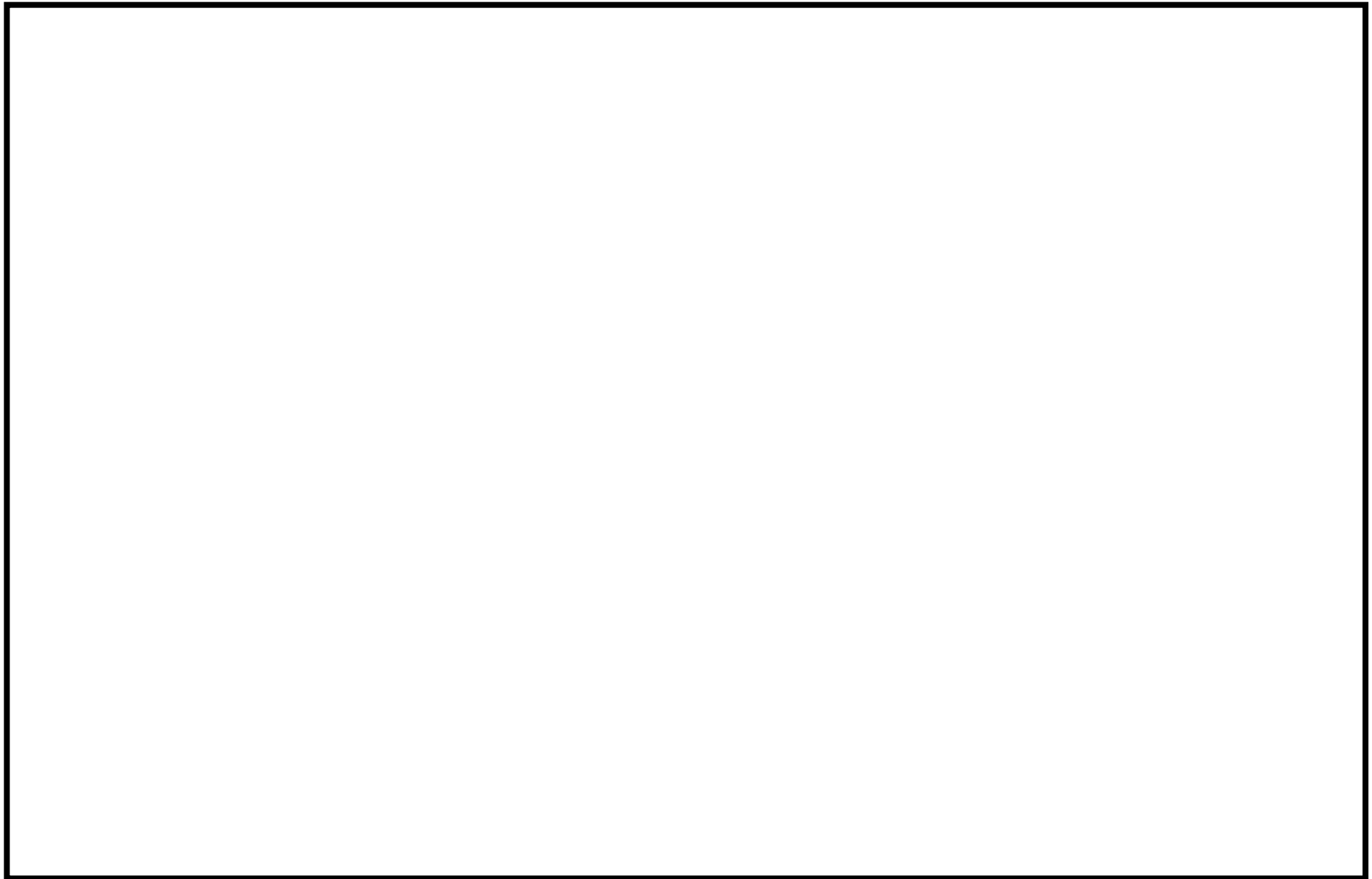


図 1.1-1 モニタリング・ポストの配置図

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) シンチレーション式	10 ~	計測範囲で可変	各 1	周辺監視区域境界付近 (9箇所)
	イオンチェンバ	10^8 nGy/h		各 1	

NaI (Tl) シンチレーション式

イオンチェンバ



(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、常用電源 2 系統に接続しており、常用電源喪失時は、専用の無停電電源装置により常用電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。また、重大事故等の発生により、12 時間以上常用電源が復旧しない場合に、重大事故等対処設備であるモニタリング・ポスト用発電機による給電が可能な設計とする。モニタリング・ポスト用発電機は、約 19 時間ごとに給油を行う。

無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様を表 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、モニタリング・ポスト用発電機の配置図を図 1.1-3 に示す。

表 1.1-2 無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間※3	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に 1 台 計 9 台	1.5kVA (3.0kVA)※1 (5.0kVA)※2	蓄電池	約 15 時間以上	—	常用電源喪失時に自動起動し、常用電源復旧までの期間を担保する。
モニタリング・ポスト用発電機	1 台 / 3 局 計 3 台	40kVA	ディーゼルエンジン	常用電源喪失後 15 時間以内に手動起動させ、約 19 時間ごとに給油を行いつつ、常用電源復旧までの期間を担保する。	軽油	基準地震動による地震力に対する耐震性が確認できないため、機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより対応する。

※1 モニタリング・ポスト 1, 5

※2 モニタリング・ポスト 8

※3 バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷より算出。

: 設計基準対象施設

: 重大事故等対処設備

○電源構成概略

(3局毎の構成を示す。MP-4～MP-6, MP-7～MP-9 についても同様。)

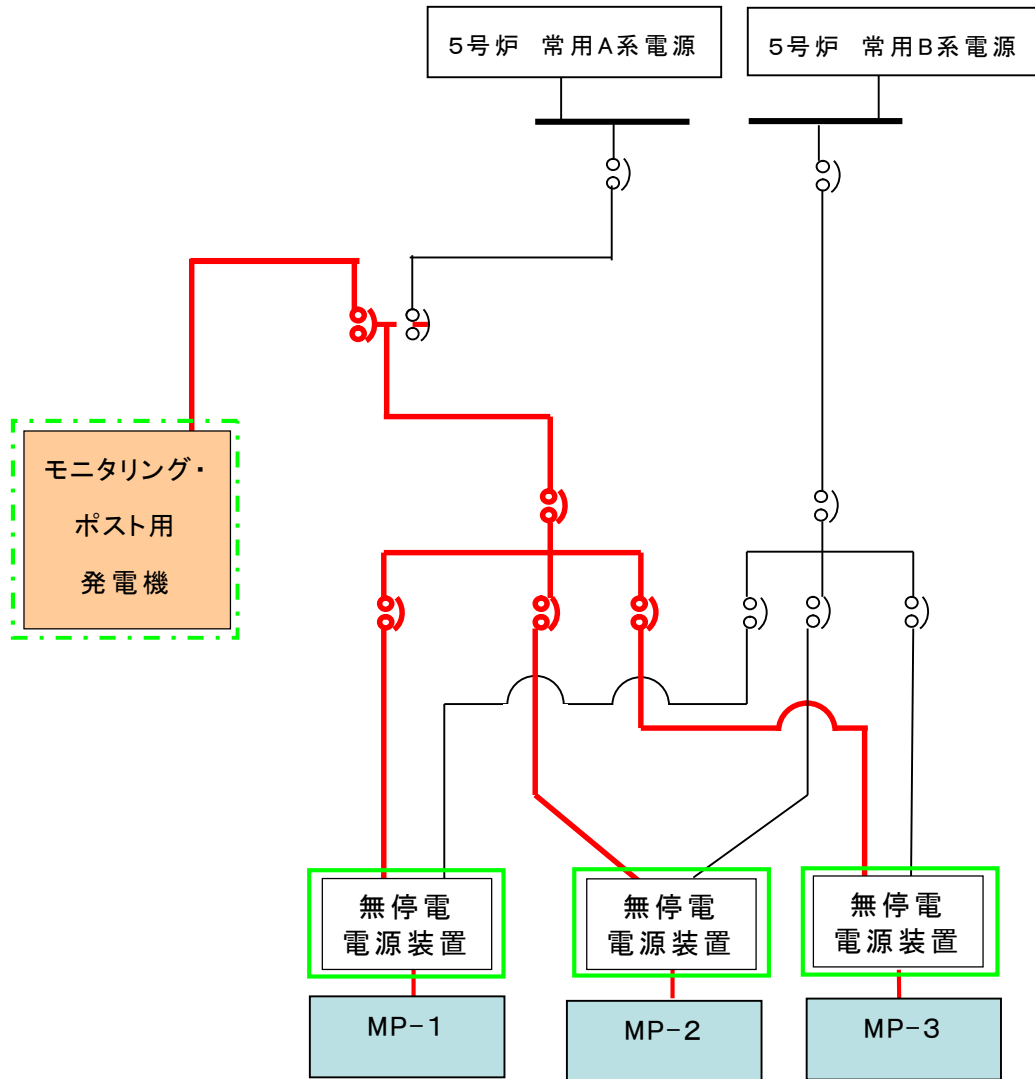


図 1.1-2 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)

: 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

○外観写真

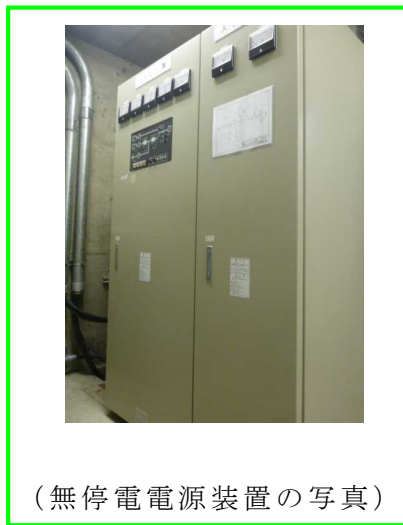




図 1.1-2 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

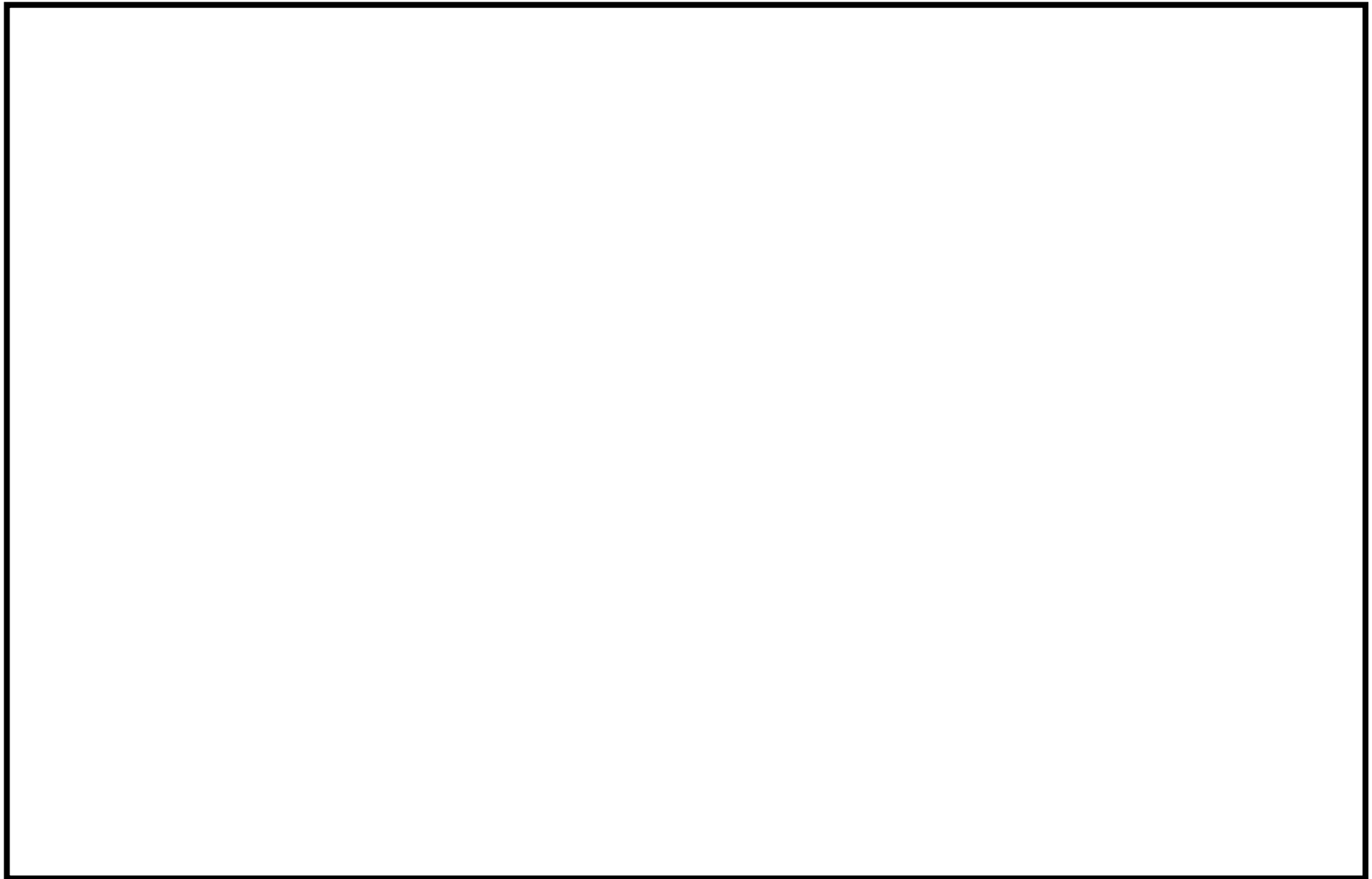


図 1.1-3 モニタリング・ポスト用発電機の配置図

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は、建屋間において有線と、衛星回線又は無線回線により多様性を有した設計とする。

モニタリング・ポストの伝送概略図を図 1.1-4 に示す。

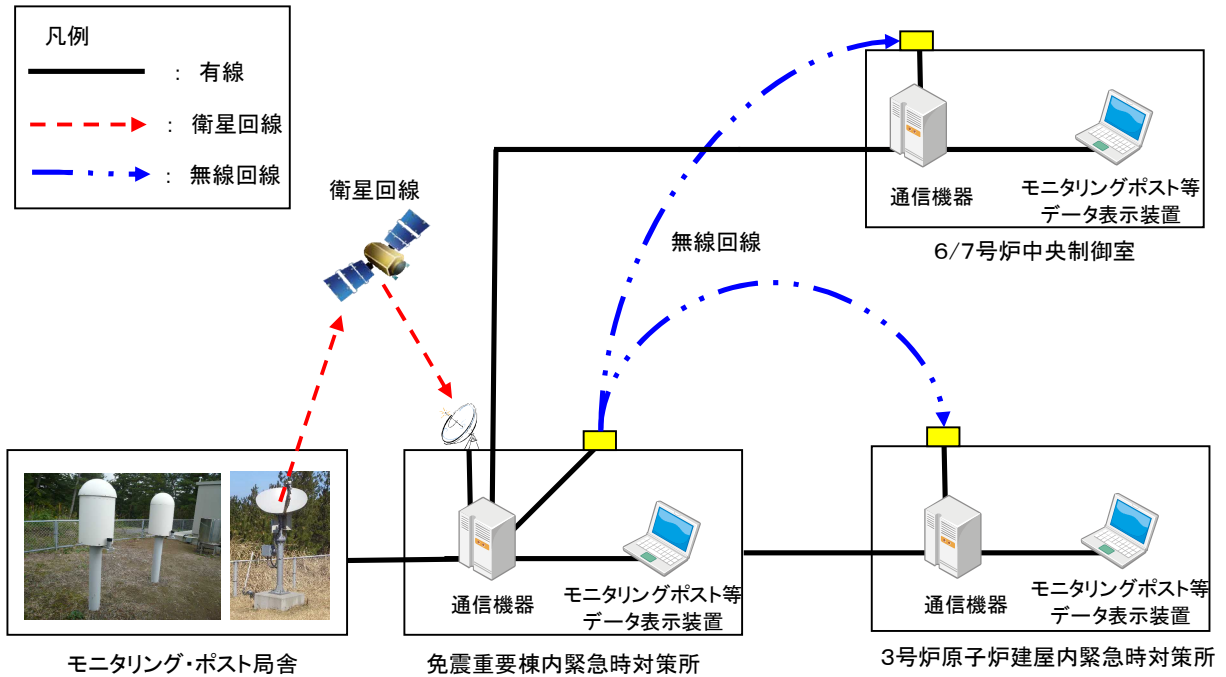


図 1.1-4 モニタリング・ポストの伝送概略図

: 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、福島第一及び第二原子力発電所に放射能観測車を各1台、合計2台保有しており、融通を受けることが可能である。更に、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器の計測範囲等

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	電離箱	10 ~ 10 ⁸ nGy/h	サンプリング記録	1
	GM計数装置	GM管	1 ~ 10 ⁶ カウント	サンプリング記録	1
	よう素測定 装置	NaI(Tl) シンチレーション	1 ~ 10 ⁶ カウント	サンプリング記録	1

(その他主な搭載機器) 個数 : 各1台

- ・ダスト・よう素サンプラ
- ・PHS端末
- ・衛星電話設備(携帯型)
- ・風向, 風速計



(放射能観測車の写真)

: 設計基準対象施設

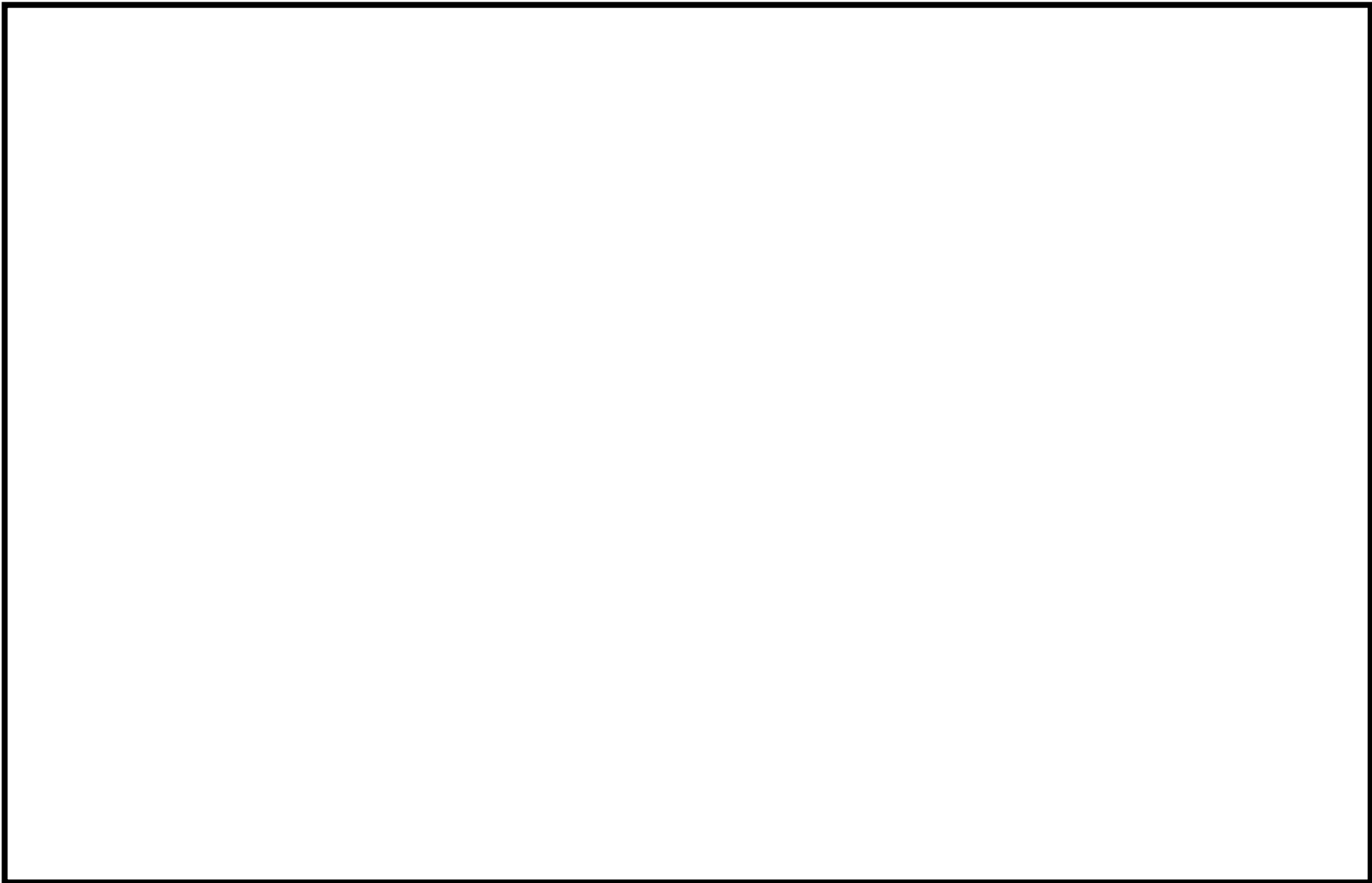


図 1.2-1 放射能観測車の保管場所

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

モニタリング・ポストが機能喪失した際の代替測定装置として可搬型モニタリングポストを高台保管場所のコンテナ車内に保管する。

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日以上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。測定したデータは、可搬型モニタリングポストの本体及び緊急時対策所で監視、記録することができる。なお、緊急時対策所への伝送は、衛星回線により行う。さらに、重大事故等が発生した場合、上記以外に、海側等に5台設置する。

また、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮し、必要な機能を維持できる十分な数量を確保する。

可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所を図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。

 : 重大事故等対処設備

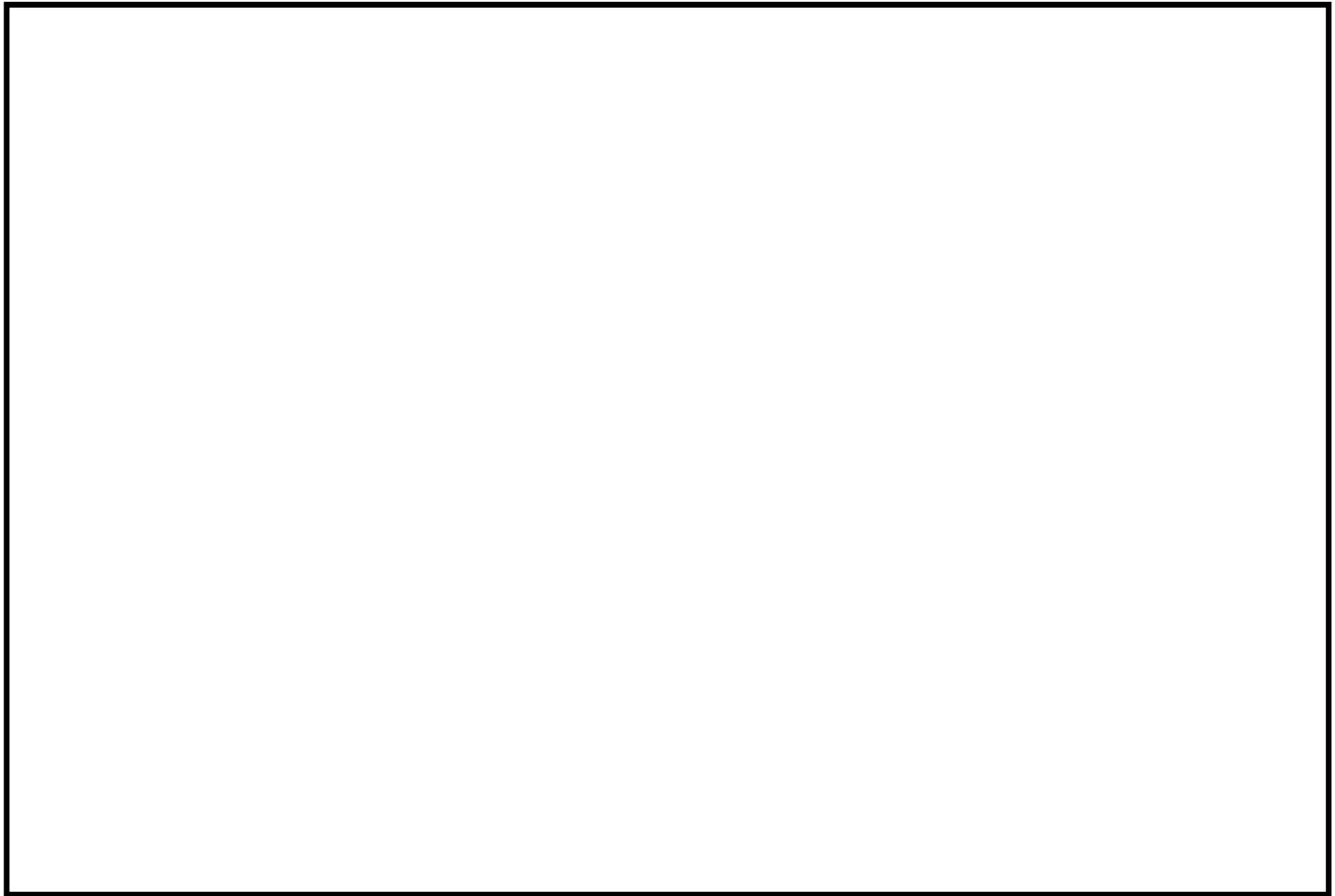


図 1.3-1 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

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	10 ~	計測範囲で 可変	14 (予備 1 台)
	半導体	10^9 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^{-1} Gy/h) 等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

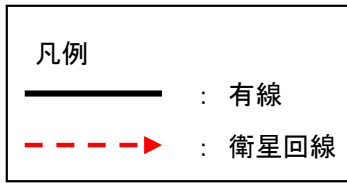
項目	内容
電源	外部バッテリー (2 個) により 5 日以上供給可能 5 日後からは, 予備の外部バッテリー (2 個) と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 3 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録
伝送	衛星回線により, 緊急時対策所にてデータ監視 なお, 本体で指示値の確認が可能
概略 寸法	本体: 約 700(W) × 約 500(D) × 約 1000(H) mm 外部バッテリー: 約 420(W) × 約 330(D) × 約 180(H) mm
重量	合計: 約 74kg 本体: 約 40kg 外部バッテリー: 約 34kg (約 17kg/個 × 2 個)



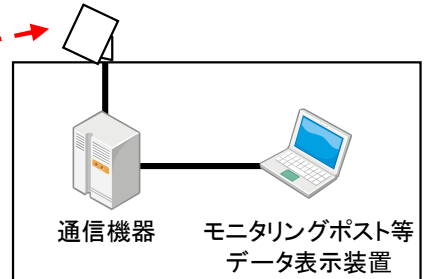
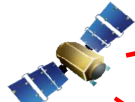
アンテナ部

訓練により運搬・配置作業ができることを確認している。配置にかかる時間は, 最大約 6 時間 30 分 (2 名で車両を用いて 14 箇所)

(可搬型モニタリングポストの写真)



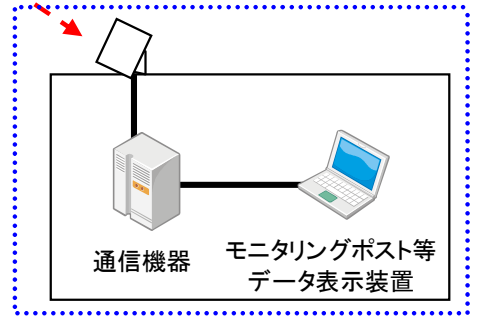
衛星回線



免震重要棟内緊急時対策所



可搬型モニタリングポスト



3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

⋯⋯ : 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に常設する、アンテナ、通信機器
モニタリングポスト等データ表示装置は耐震性を有する設計とする。

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 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ又はGM計数装置、よう素測定装置が機能喪失した際の代替測定装置として、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）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。これらの装置は緊急時対策所内に保管する。

また、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮し、必要な機能を維持できる十分な数量を確保する。

可搬型放射線計測器の仕様を表 1.3-3、保管場所を図 1.3-3 に示す。

表 1.3-3 可搬型放射線計測器の仕様

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	—	—	—	4 ^{※2} 、 ^{※3} (予備 2)
GM 汚染サーベイメータ	GM 管	0 ~ 100k min ⁻¹ ^{※1}	サンプリング記録	4 ^{※2} 、 ^{※3} (予備 2)
NaI シンチレーションサーベイメータ	NaI(Tl) シンチレーション	0.1 ~ 30 μ Gy/h ^{※1}	サンプリング記録	4 ^{※2} 、 ^{※3} (予備 2)

※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 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」と共用。

※3 免震重要棟内緊急時対策所及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ 2 台（予備 1 台）保管する。



(可搬型ダスト・よう素サンプラ)



(GM 汚染サーベイメータ)



(NaI シンチレーションサーベイメータ)

：重大事故等対処設備

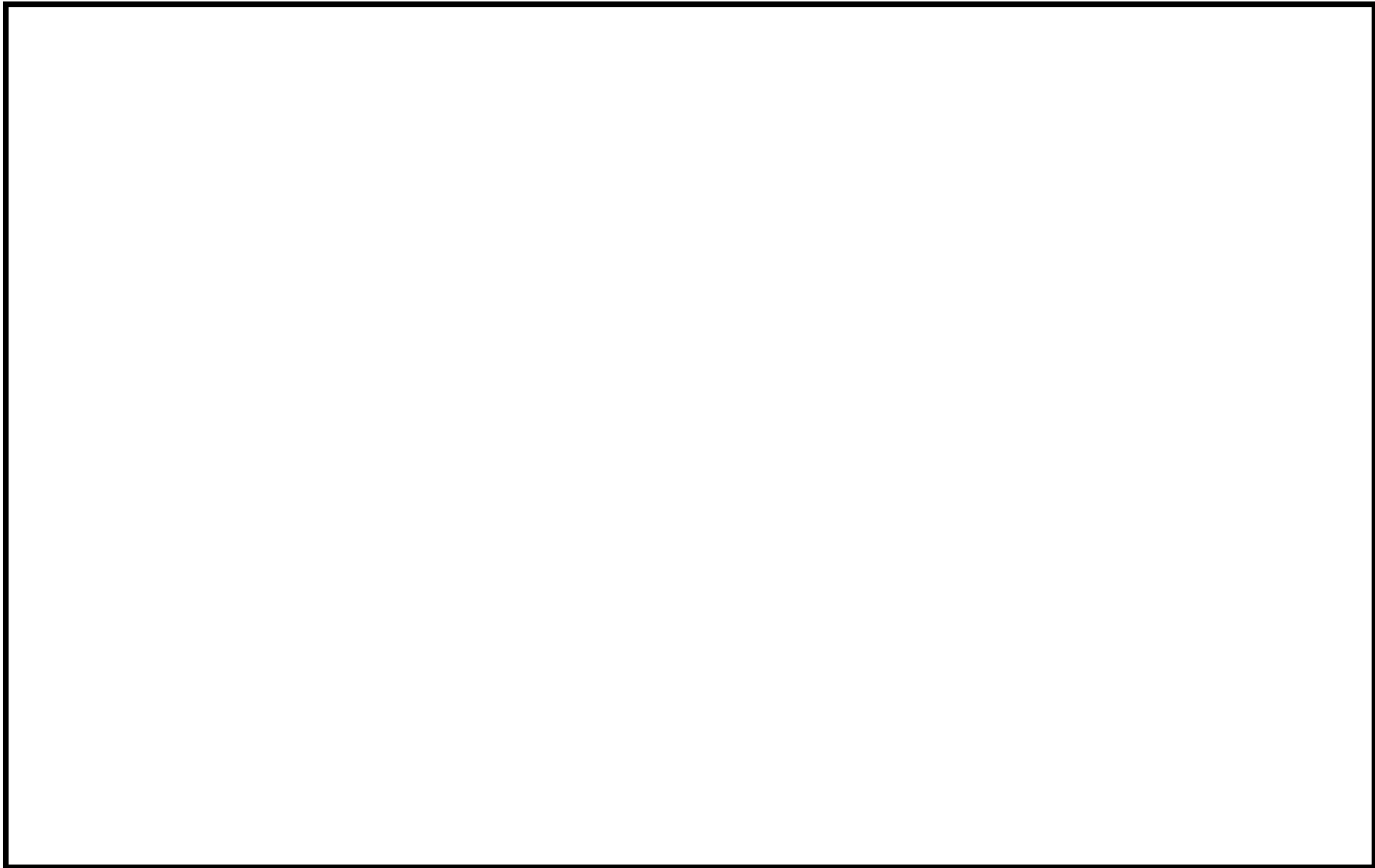


図 1.3-3 可搬型放射線計測器の保管場所

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 可搬型放射線計測器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（周辺海域を含む。）の測定

重大事故等が発生した場合に、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）を用いて、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）における空气中、海水、排水及び土壌等の放射性物質の濃度及び放射線量率を監視し、測定し、その結果を記録する。これらの測定器は緊急時対策所内に、海上モニタリングのための小型船舶は高台保管場所に保管する。

また、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮し、必要な機能を維持できる十分な数量を確保する。

発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用するモニタリング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。

表 1.4-1 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用する
モニタリング設備の計測範囲等

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 サンブラ	—	—	—	4 ^{※2} ・※3 (予備 2 台)
GM 汚染サーバイメータ	GM 管	0 ～ 100k min ⁻¹ ※1	サンプリング記録	4 ^{※2} ・※3 (予備 2 台)
NaI シンチレーション サーバイメータ	NaI (Tl) シンチレーション	0.1 ～ 30 μ Gy/h※1	サンプリング記録	4 ^{※2} ・※3 (予備 2 台)
ZnS シンチレーション サーバイメータ	ZnS (Ag) シンチレーション	0 ～ 100k min ⁻¹ ※1	サンプリング記録	2 ^{※4} (予備 2 台)
電離箱サーバイメータ	電離箱	0.001 ～ 1000 mSv/h※1	サンプリング記録	4 ^{※3} (予備 2 台)
小型船舶	—	—	—	1 (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 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定」と共用。

※3 免震重要棟内緊急時対策所及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ 2 台（予備 1 台）保管する。

※4 免震重要棟内緊急時対策所及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にそれぞれ 1 台（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)



(GM 汚染サーベイメータ)



(NaI シンチレーション
サーベイメータ)



(ZnS シンチレーションサーベイメータ)



(電離箱サーベイメータ)



(小型船舶)

図 1.4-1 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用する
モニタリング設備の写真

 : 重大事故等対処設備

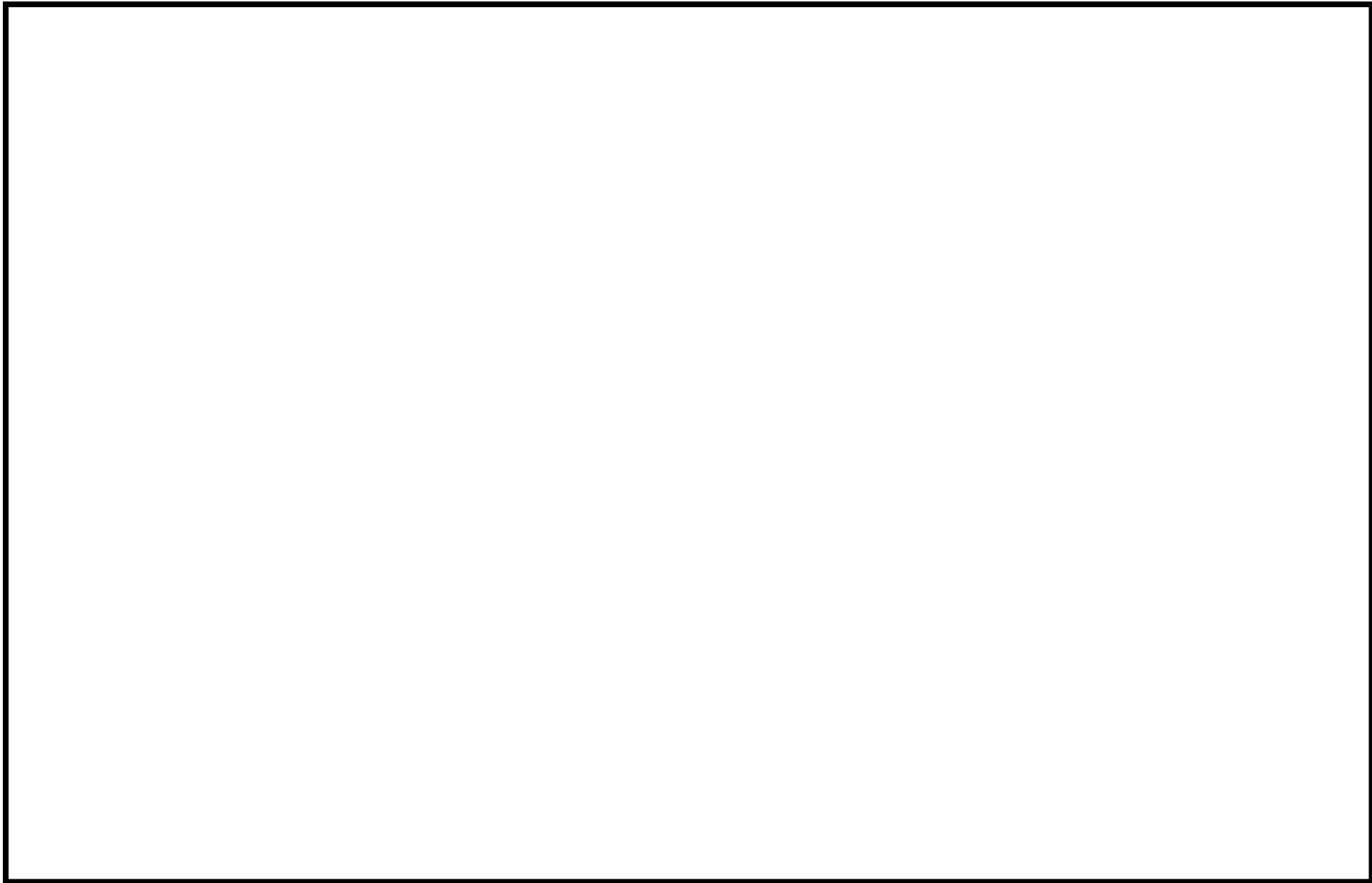


図 1.4-2 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用するモニタリング設備（小型船舶は除く）の保管場所及び海水・排水試料採取場所

1.4.2 小型船舶による海上モニタリング

周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合には、小型船舶により、周辺海域の放射線量率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、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーション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. 台数：1 台（予備 1 台）

b. 定員：6 名

c. モニタリング時に持ち込む資機材

- ・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
- ・海水採取用機材（容器等）：1 式

d. 保管場所

- ・荒浜側高台保管場所：1 台（T.M.S.L 約 37m）
- ・大湊側高台保管場所：1 台（T.M.S.L 約 34m）

e. 移動方法

ボートトレーラーを牽引、又はユニック車にて荒浜側放水口砂浜又は物揚場まで運搬する。

 : 重大事故等対処設備

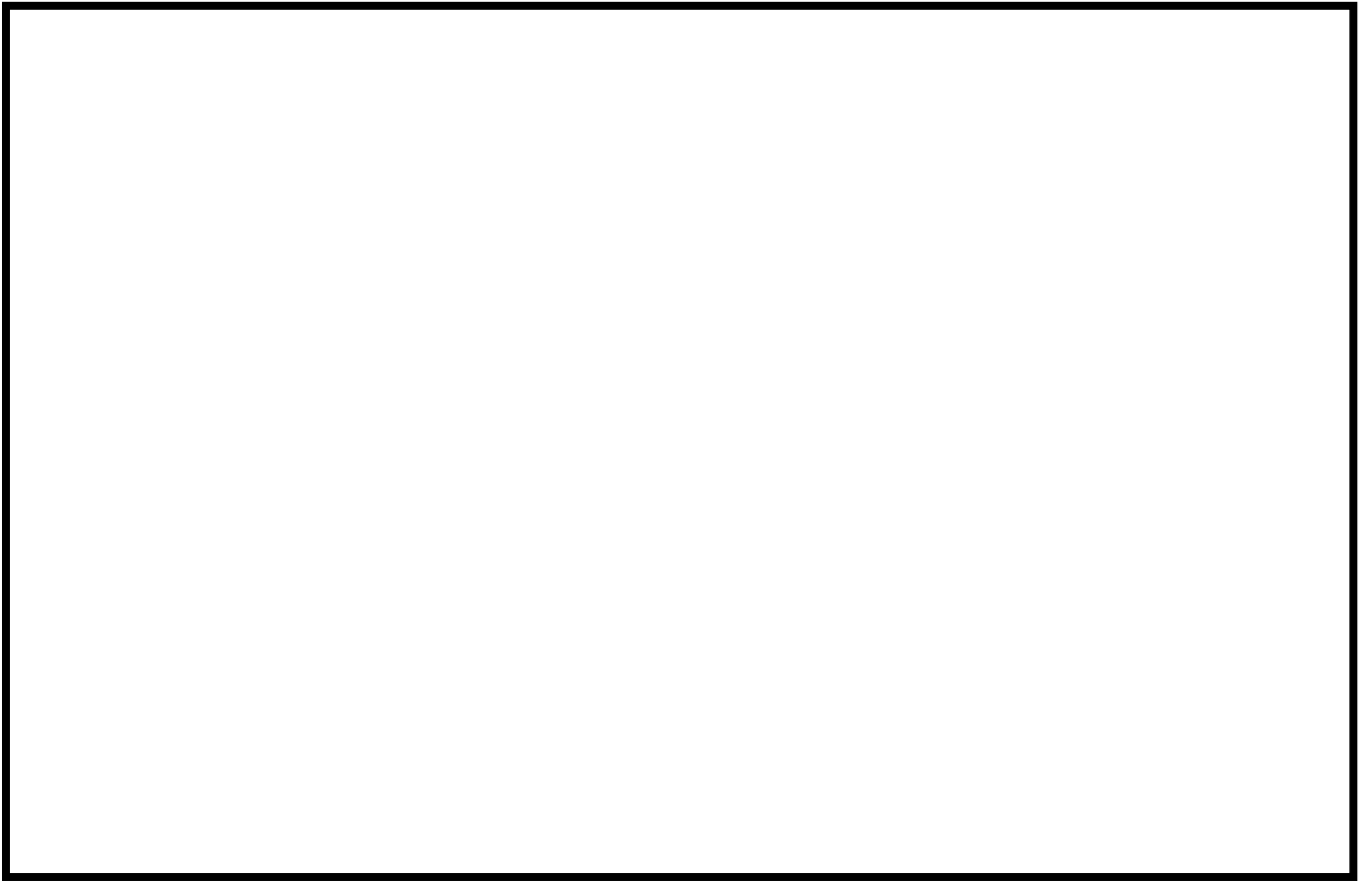


図 1.4-3 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

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、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び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、雨量、温度等を測定し、中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。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。

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、伝送概略図を図 2.1-2 に示す。

 : 設計基準対象施設

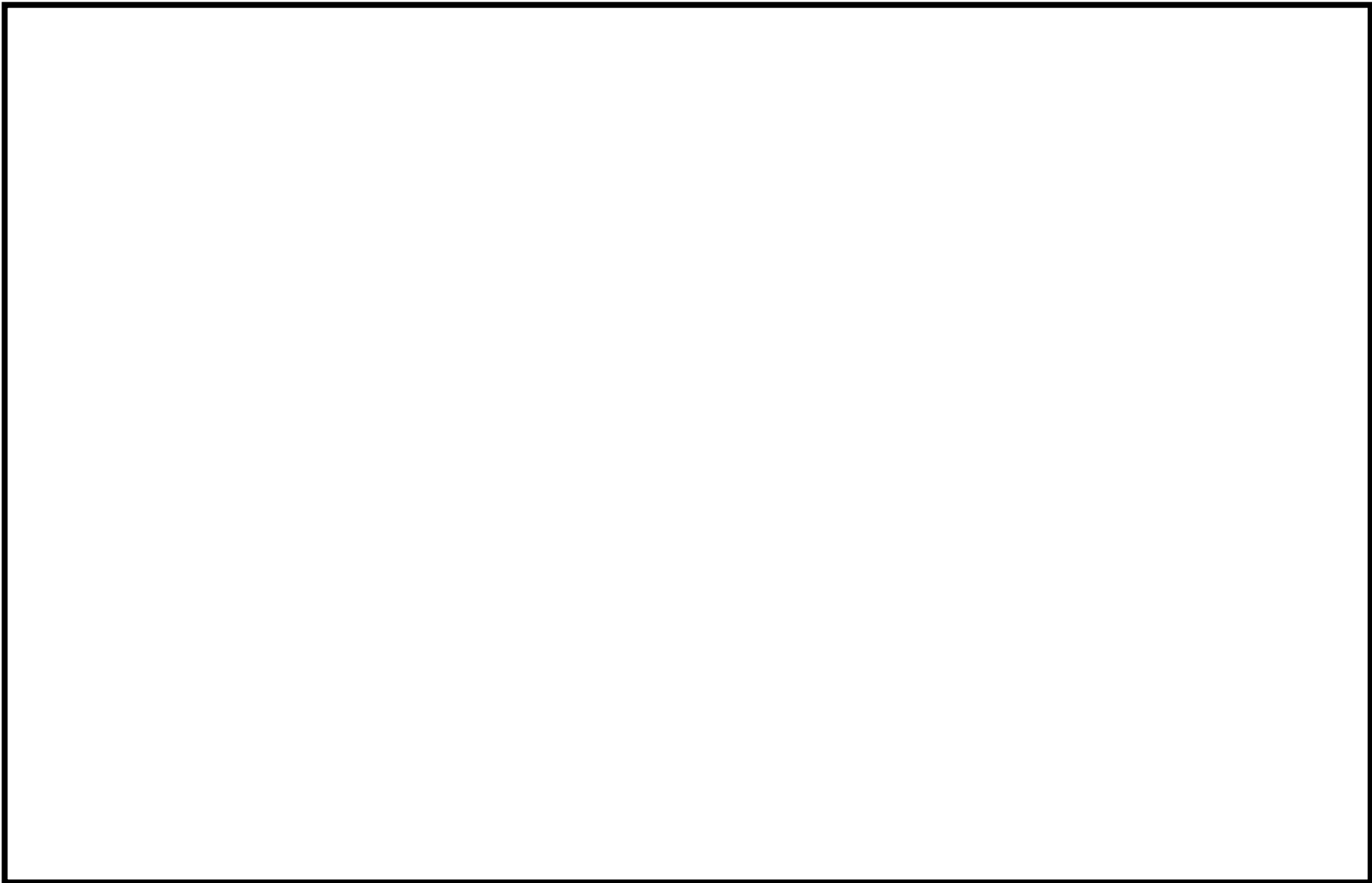


図 2.1-1 気象観測設備の配置図

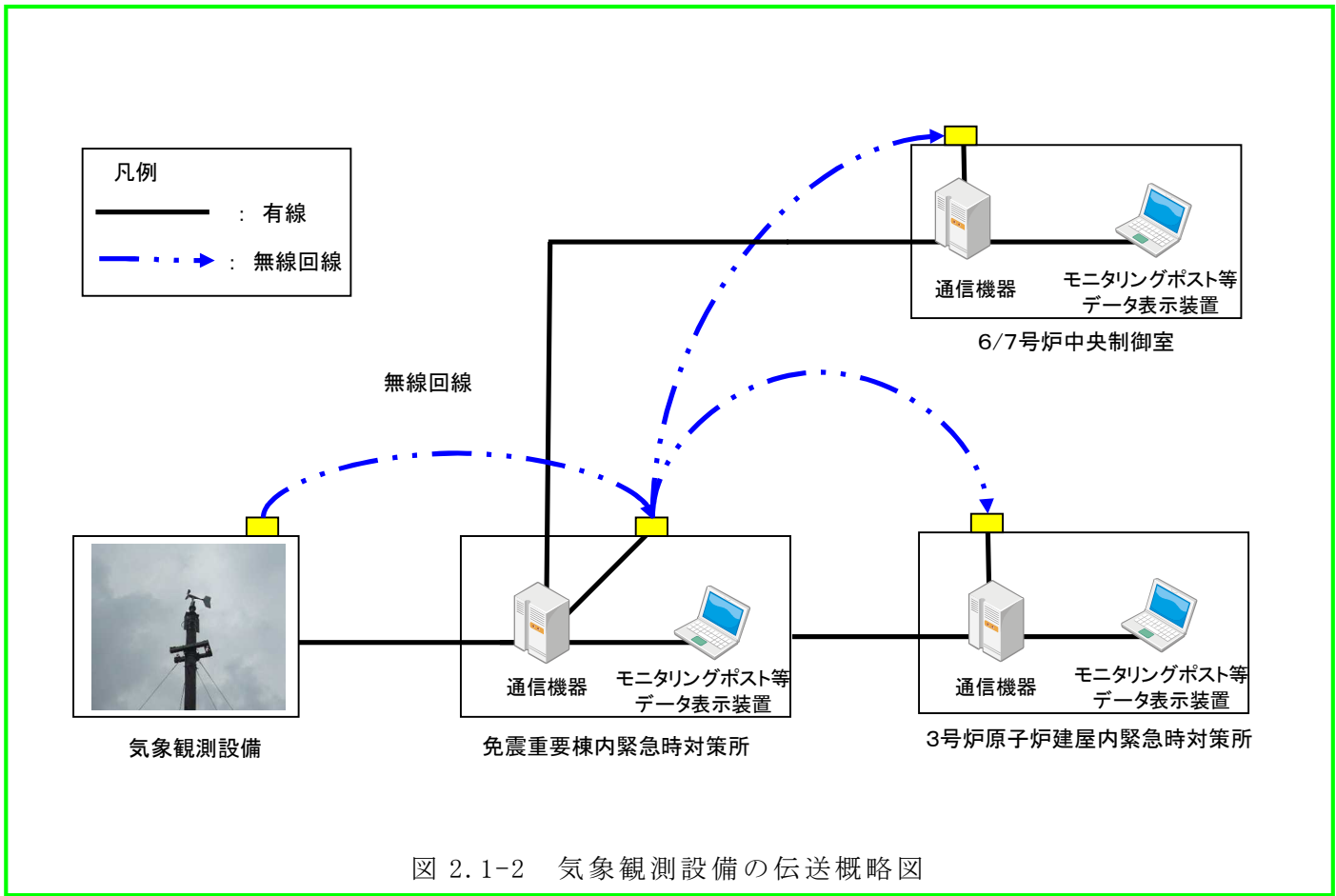
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1-1 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備					
(気象観測設備の写真)					
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td style="text-align: center;">  </td> <td style="text-align: center;">  </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">  </td> <td style="text-align: center;">  </td> </tr> </table>					<p>(記録)</p> <p>有線回線及び無線回線にて、中央制御室及び緊急時対策所に表示する。また、そのデータを記録し、保存する。</p>
					
					
<p>台数：各 1 台</p> <p>(測定項目)</p> <p>風向※，風速※</p> <p>日射量※，放射収支量※</p> <p>雨量，温度等</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

: 設計基準対象施設



: 設計基準対象施設

2.2 可搬型気象観測装置

気象観測設備が機能喪失した際の代替測定装置として可搬型気象観測装置を高台保管場所のコンテナ車内に保管する。可搬型気象観測装置は、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量を測定、記録する。配置場所は、データの連続性を考慮し、気象観測設備の位置とする。

また、故障時及び保守点検時のバックアップ用として予備を考慮し、必要な機能を維持できる十分な数量を確保する。

可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所を図 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。

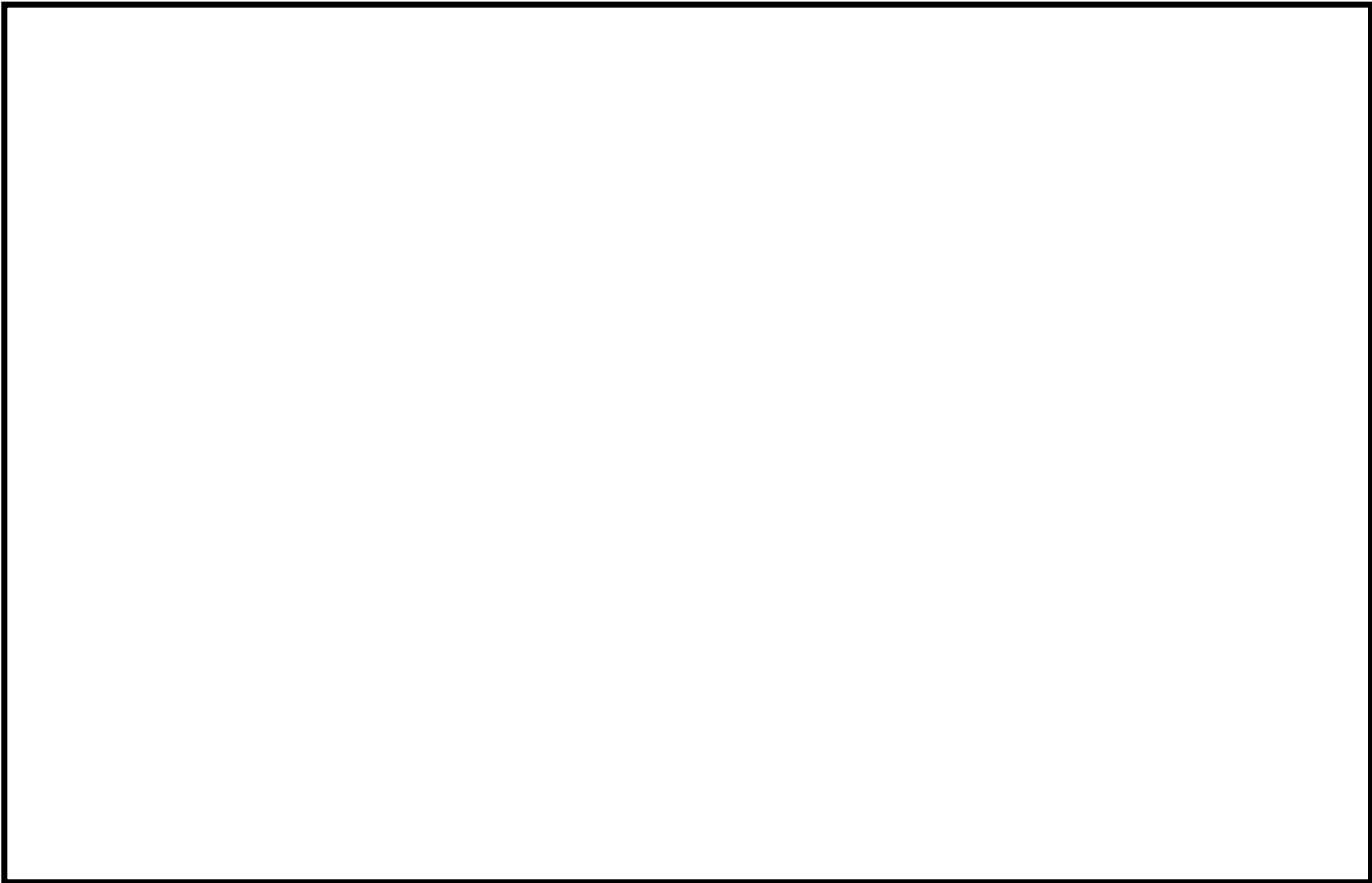


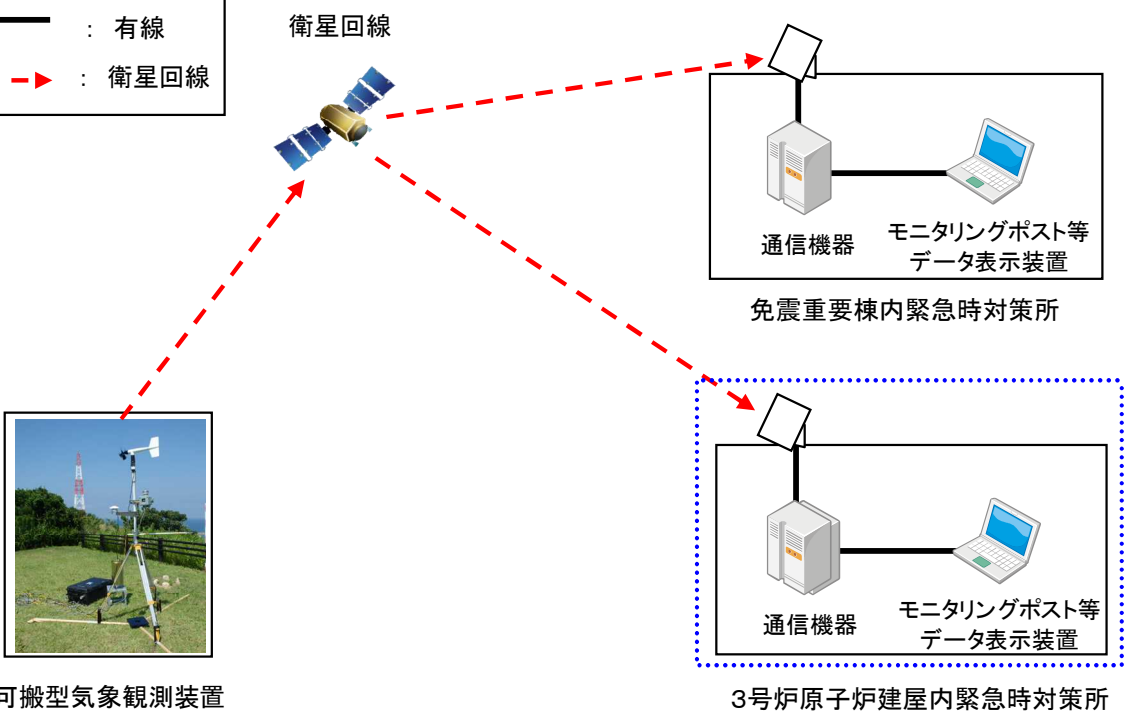
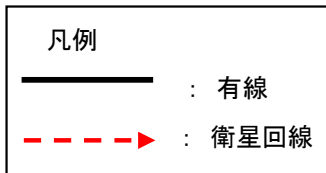
図 2.2-1 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

表 2.2-1 可搬型気象観測装置の測定項目等

可搬型気象観測装置
 <p data-bbox="584 954 1007 987">(可搬型気象観測装置の写真)</p>
<p data-bbox="296 1014 584 1048">個数：1（予備 1 台）</p>
<p data-bbox="312 1072 472 1106">(測定項目)</p> <p data-bbox="328 1128 999 1162">風向※，風速※，日射量※，放射収支量※，雨量</p> <p data-bbox="312 1184 408 1218">(電源)</p> <p data-bbox="328 1240 1046 1274">外部バッテリー（5 個）により 7 日以上供給可能。</p> <p data-bbox="328 1296 1286 1386">7 日後からは，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 1 日で充電可能。</p> <p data-bbox="312 1408 408 1442">(記録)</p> <p data-bbox="328 1464 855 1498">本体の電子メモリに 1 週間以上記録。</p> <p data-bbox="312 1520 408 1554">(伝送)</p> <p data-bbox="328 1576 903 1610">衛星回線にて緊急時対策所へ伝送可能。</p> <p data-bbox="312 1632 408 1666">(重量)</p> <p data-bbox="328 1688 552 1722">合計：約 141kg</p> <p data-bbox="328 1744 536 1778">本体：約 22kg</p> <p data-bbox="328 1800 1286 1834">外部バッテリー：約 119kg（約 20.5kg/個×5 個＋約 16kg(ケース)）</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



⋯⋯ : 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に常設する、アンテナ、通信機器、モニタリングポスト等データ表示装置は耐震性を有する設計とする。

図 2.2-2 可搬型気象観測装置の伝送概略図

⋯⋯ : 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通りである。

(1) 風（台風）

設計基準風速は保守的に最も風速が大きい新潟市の観測記録の極値である 40.1m/s とする。

モニタリング・ポスト及び気象観測設備は，設計基準風速による風荷重に対し，機能喪失しない設計とする。放射能観測車が機能喪失した場合は，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(2) 竜巻

設計竜巻の最大瞬間風速は，基準竜巻の最大瞬間風速（76 m/s）に将来的な気候変動の不確実性を踏まえ，F3 の風速範囲の上限値である 92m/s とする。

監視設備は，設計竜巻の最大瞬間風速による風荷重に対し機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(3) 積雪

基準積雪量は，最深積雪量の平均値 31.1cm に，統計処理による 1 日あたりの積雪量の年超過頻度 10^{-4} /年値 135.9cm を加えた 167cm とする。

発電所建屋内の監視設備及び地下布設の専用通信回線（有線系）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，監視設備において，屋外に設置する検出器等は，除雪するなど適切な対応を行うことにより監視設備の機能が喪失しない設計とする。

(4) 低温

低温における基準温度は、観測記録の統計処理による年超過頻度 10^{-4} /年値の -17.0°C とする。また、低温の継続時間については、過去の最低気温を記録した当日の気温推移に鑑み、保守的に 24 時間と設定する。また、基準温度より高い温度 (-2.6°C) が長期間 (173.4 時間) 継続した場合について考慮する。

低温の影響モードとして凍結を想定し、機能喪失した場合、低温に対して機能喪失しない代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(5) 落雷

監視設備は、落雷の影響を受けた際には、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(6) 火山

降下火山灰の堆積量については、文献調査結果や国内外の噴火実績等を踏まえ、検討を行った結果、火山噴火実績に保守性を考慮した 30cm を設計基準に設定する。

発電所建屋内の監視設備及び地下布設の専用通信回線 (有線系) は、建屋の壁等により降下火山灰の影響を受けない設計とする。

また、監視設備において、屋外に設置する検出器等は、除灰するなど適切な対応を行うことにより監視設備の機能が喪失しない設計とする。

(7) 外部火災

監視設備に対して影響を及ぼし得る外部火災としては、森林火災が考えられる。

監視設備は、可能な限り消火活動により防護するが、外部火災の影響を受けた際には、代替モニタリング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

重大事故等により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポスト周辺の汚染に伴い測定ができなくなることを避けるために，以下のとおり，バックグラウンド低減対策手段を整備する。

(1) モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により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 局舎壁等は拭き取り等を行う。
- ④ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- 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

重大事故等により，放射性物質により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設置を行う際，予め養生を行う。

・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 予め養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 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率レベル
- ・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，検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限り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 原子力発電所周辺線量予測評価システムによる算出

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、原子力発電所周辺線量予測評価システム（以下、DIANA という。）を使用する。

DIANA は、地形形状を考慮した大気拡散評価が可能であり、放射能放出率と気象条件より発電所周辺の任意の地点の放射線量率の計算を行うことができる。このシステムを利用し、単位放出率あたりのモニタリング・ポスト等の位置での放射線量率を求め、実測された放射線量率との比例計算により、実際の放射能放出率を算出することができる。DIANA が機能喪失した場合は、「3.3.2 環境放射線モニタリング指針に基づく算出」に基づき算出を行う。

図 3.3-1 に DIANA による評価の概略図を示す。

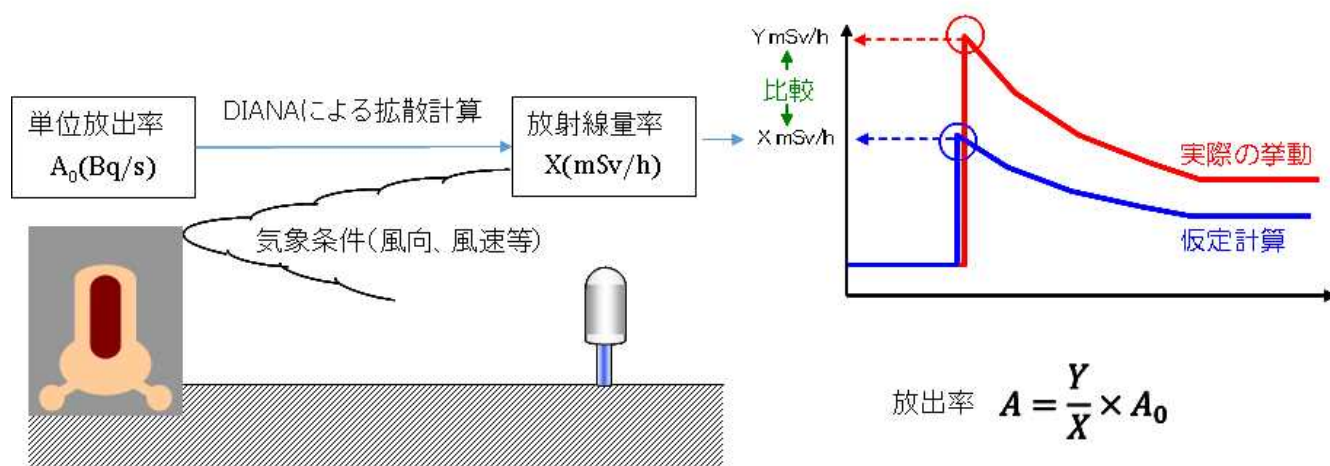


図 3.3-1 DIANA による評価の概略図

3.3.2 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等で得られた放射線量率のデータより、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))

a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

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} ($\mu\text{Gy/h}$)

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 ($\mu\text{Gy/h}$)

(at 放出率：1GBq/h, 風速：1m/s, 実効エネルギー：1MeV/dis) ^{※2}

U : 平均風速 (m/s)

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. 放射性よう素放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

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よう素濃度^{※1} (Bq/m^3)

χ_0 : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表面における大気中の放射性よう素濃度 (Bq/m^3) (at 放出率：1GBq/h, 風速：1m/s) ^{※2}

U : 平均風速 (m/s)

※1 : モニタリングで得られたデータを使用

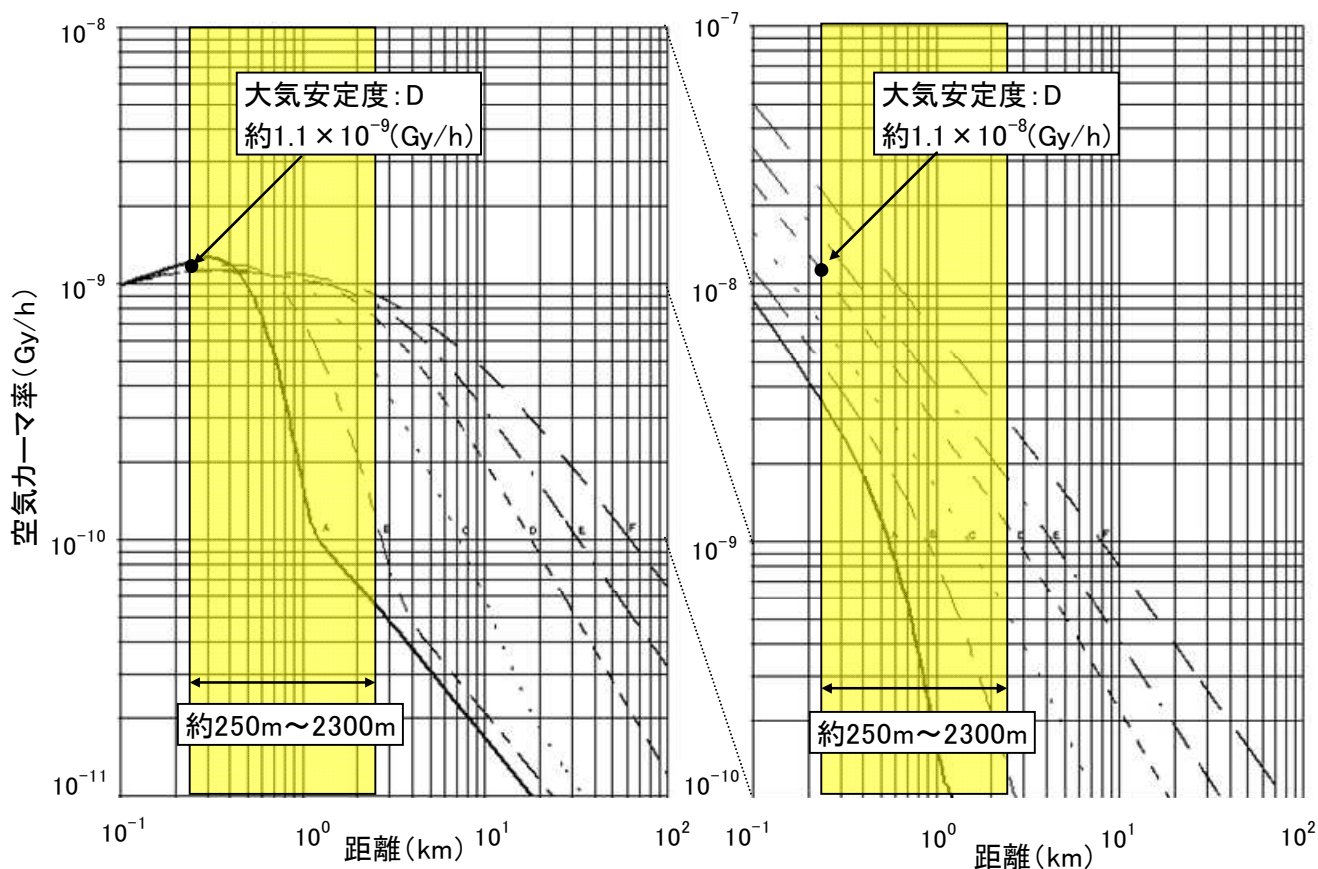
※2 : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010)

(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、地上位置に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて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計測が可能である。

【放出高さ 80m の場合】

【放出高さ 0m の場合】



- ・ 排気筒高さ 地上高 73m
- ・ 敷地グラウンドレベル T.M.S.L 約 12m
- ・ 可搬型モニタリングポスト設置場所
(原子炉建屋から約 250m～2300m 付近)

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-Data/Code2004-010)

図 3.3-2 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) 放射能放出率の算出

<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「1m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 1.1 \times 10^{-3} / 0.5 = 3.6 \times 10^8 \quad (\text{GBq/h}) \\ &\quad (3.6 \times 10^{17} \quad \text{Bq/h}) \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率
⇒50mGy/h (5×10⁴ μ Gy/h) 1Sv=1Gy とした

U : 放出地上高さにおける平均風速
⇒1.0m/s

D₀ : 1.1×10⁻³ μ Gy/h (放出高さ 80m, 距離 250m)

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

※放射性よう素の放射能放出率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取、測定したデータから算出する。

(4) 可搬型モニタリングポスト（海側）の配置位置におけるプルームの検知性について

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測定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、海側に配置する可搬型モニタリングポストの検知性について、以下のとおり DIANA による確認を行った。

a. 評価条件

表 3.3-1 DIANA を用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定理由
風速	地上高 10m : 3.1m/s 地上高 75m : 5.8m/s 地上高 150m : 5.9m/s	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された風速の平均値を採用
風向	北東, 東北東, 東, 東南東, 南東, 南南東, 南, 南南西	海側にプルームが放出されたことを考慮し、海側全方位を採用
大気安定度	D (中立)	柏崎刈羽原子力発電所構内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
放出位置	6号炉格納容器圧力逃がし装置出口配管 (地上高 40.4m, 標高 52.4m)	7号炉でも同様の結果がえられると考えられるため、6号炉で代表して評価
評価地点	6号炉を放出原点として発電所敷地境界の以下の位置 ・南西, 西南西, 西, 西北西, 北西, 北北西, 北, 北北東 ・可搬型モニタリングポスト (海側に配置した4台) 位置を図 3.3-3 に示す。	プルームの方向による検知性を確認するため、風下各方位の敷地境界位置に加え、海側に配備する4台の可搬型モニタリングポスト位置で評価

b. 評価結果

各風向における評価地点での線量率の感度を表 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線量率を 1 と規格化して求めた。各可搬型モニタリングポスト位置での評価結果は、風下方向の数値に対して、最低でも 0.15 程度の感度を有しており、プルーム通過時の線量率の計測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線量率の感度

		風向							
		北東	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西
評 価 地 点	風下方向 (敷地境界位置)	1	1	1	1	1	1	1	1
	海側可搬型 MP-1	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側可搬型 MP-2	0.56	0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側可搬型 MP-3	1.04	0.75	<u>0.15</u>	0.05	0.02	0.01	0.01	0.01
	海側可搬型 MP-4	0.02	0.03	0.04	0.16	0.39	0.93	0.92	0.57

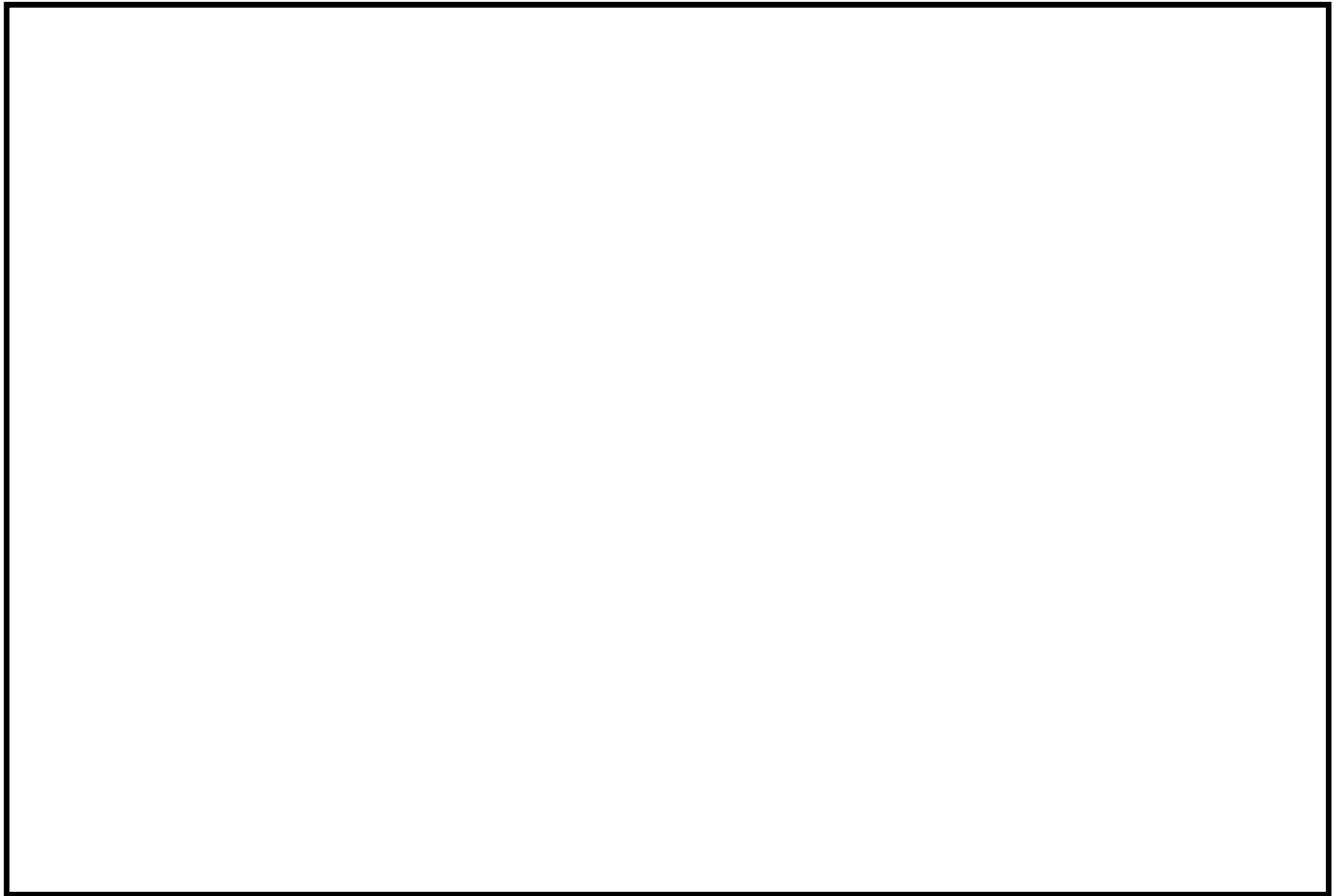


図 3.3-3 可搬型モニタリングポストの配置位置

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。

3.3.3 可搬型モニタリングポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における空間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、敷地内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実績を踏まえて11～12mSv/h程度（炉心との距離が最も短い（6号炉とMP-1）約800m程度の場合）が必要と考えられる。また、海側の放出を考慮して設置する可搬型モニタリングポストと炉心との距離は、約250m程度であるため、同様に福島第一原子力発電所の実績を踏まえて17～125mSv/h程度である。

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、近隣のモニタリング設備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。

(2) 最大レンジの考え方

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250m及び約800mを計算すると、線量率はそれぞれ約17～125 mSv/h及び約11～12mSv/hとなる。

（距離と線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	線量率 (mSv/h)
海側 約 250	約 17～125 ^{*1}
モニタリング・ ポスト代替 約 800	約 11～12 ^{*1}
約 900	約 11

※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/Code2004-010）を用いて算出

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、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、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、14台全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、作業開始を判断してから移動時間も含めて約5時間で可能である。

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：6号炉及び7号炉
- ・ ソースターム：6号炉格納容器ベント実施，7号炉代替循環冷却成功
- ・ 評価点：6号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置場所
(可搬型MP（展望台），海側可搬型MP-3,海側可搬型MP-4は，発災プラントの比較的近傍に設置されることから，移動及びバッテリー交換時に，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による寄与を考慮した。評価点としては保守的に，実際の作業エリアよりも線源に近い場所を選定した)
- ・ 大気拡散条件：発災プラント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295分※1

※1 可搬型MP（展望台），海側可搬型MP-3，海側可搬型MP-4に係る作業：75分

((作業場所への移動15分+作業5分)×上記3か所+作業場所からの移動15分))

それ以外のMPに係る作業：220分（作業場所への移動15分+作業5分）×11か所

- ・作業開始時間：事故発生後から5日後（120時間後）から作業開始
- ・遮蔽：考慮しない
- ・マスクによる防護係数：50
- ・被ばく経路：以下を考慮

二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
 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，
 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，
 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，
 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管
 内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	120
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 50

3.4 測定器等の数量の考え方

可搬型放射線計測器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	陸上でのダスト採取と海上モニタリングでのダスト採取を同時に実施できる数量（合計 2 台 + 予備 1 台）	2 箇所 （緊急時対策所※）	6
GM 汚染サーベ イメータ	陸上での採取試料と海上モニタリングでの採取試料を迅速に測定できる数量（合計 2 台 + 予備 1 台）	2 箇所 （緊急時対策所※）	6
NaI シンチレー ション サーベイメータ	陸上での採取試料と海上モニタリングでの採取試料を迅速に測定できる数量（合計 2 台 + 予備 1 台）	2 箇所 （緊急時対策所※）	6
ZnS シンチレー ション サーベイメータ	陸上での採取試料を迅速に測定できる数量（1 台 + 予備 1 台）	2 箇所 （緊急時対策所※）	4
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率を同時に実施できる数量（合計 2 台 + 予備 1 台）	2 箇所 （緊急時対策所※）	6
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）	2 箇所 （高台保管場所）	2

※ 緊急時対策所に保管する計測器は、免震重要棟内緊急時対策所内及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内にそれぞれ保管するため、考え方で示した数量の 2 倍の数量となる。

3.5 サーベイカー

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サーベイカーを2台配備している。

なお、放射能観測車の保守点検時は、サーベイカーを使用可能な状態で待機させる。

a. 台数：2台

b. 主な搭載機器（台数：以下の各1台をそれぞれサーベイカーに搭載）

- ・電離箱サーベイメータ
- ・GM汚染サーベイメータ
- ・NaIシンチレーションサーベイメータ
- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ
- ・PHS端末
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・可搬型風向，風速計



（サーベイカーの写真）

3.6 放射性物質の濃度の測定に用いる設備（自主対策設備）

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、以下の設備を使用する。

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。

- ・ Ge γ 線多重波高分析装置



- ・ 可搬型 Ge γ 線多重波高分析装置



- ・ ガスフロー測定装置



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) 放射線量及び放射性物質の濃度

- ・ 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 9 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は、コンテナ車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、放射線量率の監視を行う。なお、現場の状況により配置位置を変更する場合がある。
- ・ また、海側等に、可搬型モニタリングポスト 5 台を配置し、放射線量率の監視強化を行う。

- ・ 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は、放射能観測車の代替測定装置として可搬型放射線計測器により、発電所構内の放射性物質の濃度を測定する。

(2) 海水、排水及び土壌等の放射性物質の濃度

- ・ 液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合、取水口、放水口等で海水、排水の採取を行い、可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度測定を行う。
- ・ また、周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合は、小型船舶及び可搬型放射線計測器による周辺海域の放射線量率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。
- ・ プルーム通過後において、発電所敷地内の土壌モニタリングが必要と判断した場合に、可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度を測定する。

(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、気象観測設備の稼働状況を確認する。
- ・ 気象観測設備が機能喪失した場合は、コンテナ車等を用いて可搬型気象観測装置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位置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

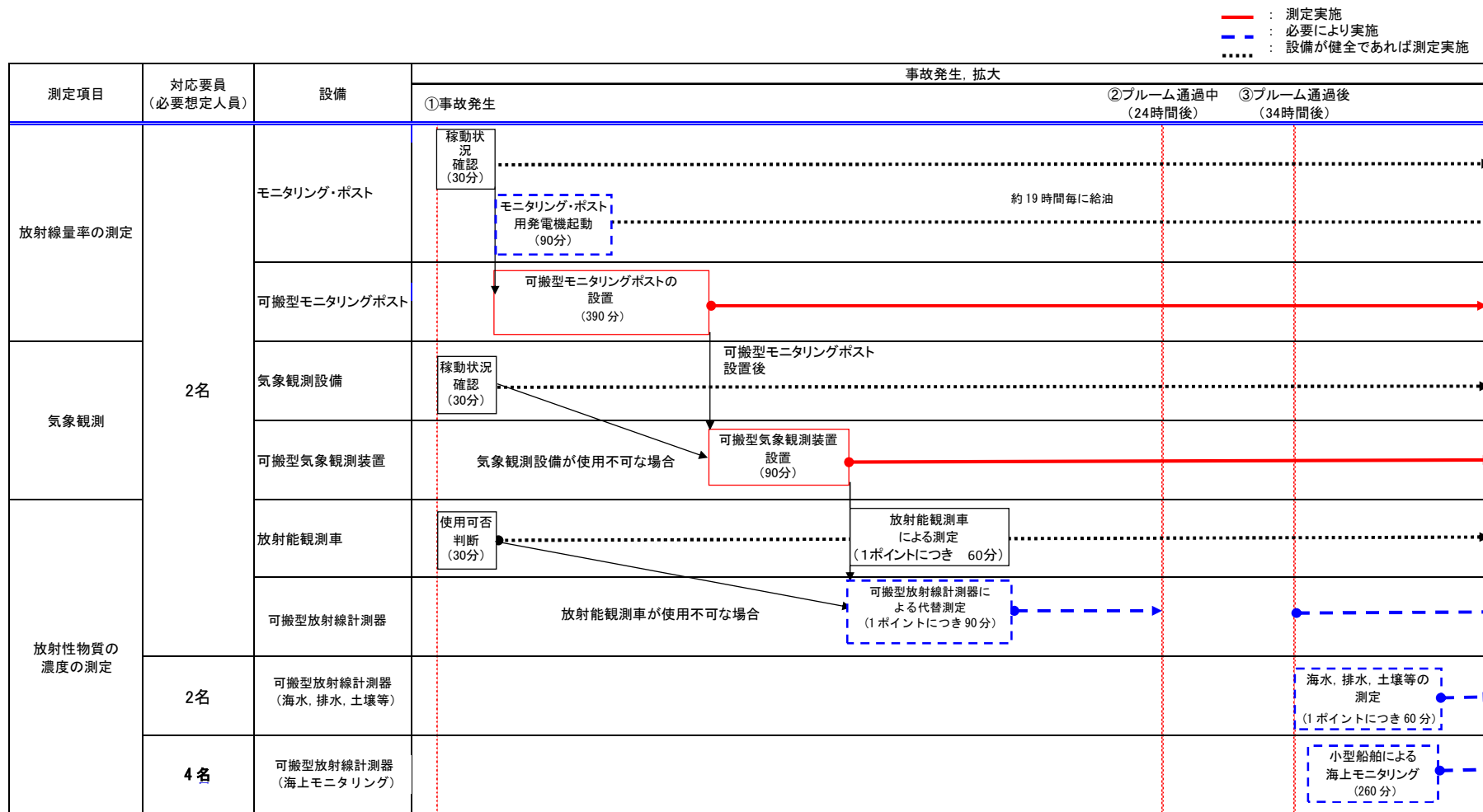
モニタリングの考え方	対応	開始時期の考え方	対応要員 (必要想定人員)
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリングポストの配置	モニタリング・ポストが使用できない場合	2名
海側敷地境界の放射線監視		原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測装置の設置	気象観測設備が使用できない場合	
放射能観測車の代替	可搬型放射線計測器による監視	放射能観測車が使用できない場合	
海水、排水のモニタリング	海水、排水の測定	液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合	2名
土壌のモニタリング	土壌の測定	プルーム通過後において発電所敷地内の土壌モニタリングが必要と判断した場合	
小型船舶による海上モニタリング	放射線量率及び放射性物質の濃度の測定	取水口、放水口、雨水排水設備出口等から放射性物質漏えいが確認された場合	4名

(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

「3.7 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。



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 25 年 9 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。

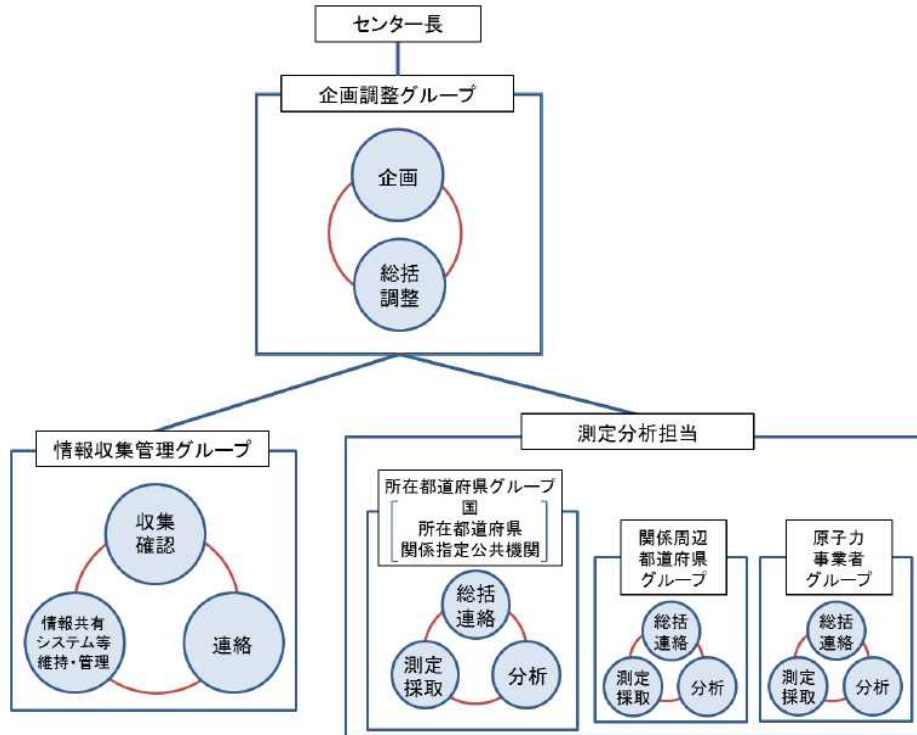


図 3.9-1 緊急時モニタリングセンターの体制図

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対策官事務所長代理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等 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 現地における緊急時モニタリング結果の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，必要に応じて安定よう素剤を服用したのち測定対象範囲の測定業務 	<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1版（平成 26 年 10 月 29 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

3.10 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」という。）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している。

*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，緊急事態応急対策及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，避難待避時検査及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。

61-1

SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）
（免震重要棟内緊急時対策所）

61条：緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策所遮蔽 (免震重要棟内緊急時対策所)	類型化 区分	免震重要棟内緊急時対策所（待避室）遮蔽 (免震重要棟内緊急時対策所)	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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (免震重要棟)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (免震重要棟)	C
			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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
			第2号	操作性	(操作不要)	対象外	(操作不要)
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	遮蔽 (外観点検が可能)	K	遮蔽 (外観点検が可能)	K	
	関連資料	[本文] 3.18		[本文] 3.18			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	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	D B施設と同じ系統構成	A d	他設備から独立	A d
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	[配置図]61-3		[配置図]61-3	
	第6号	設置場所	現場操作	A a	現場操作	A	
	関連資料	—		[配置図]61-3			
	第2項	第1号	常設SAの容量	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の居住性で設計)	対象外	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	[容量根拠] 61-6		[容量根拠] 61-6	
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A
			関連資料	[配置図]61-3-4		[配置図]61-3	
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	(共通要因の考慮対象設備なし)	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	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	[配置図]61-3		[配置図]61-3	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）
（免震重要棟内緊急時対策所）

61条：緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機 (免震重要棟内緊急時対策所)	類型化 区分	免震重要棟内緊急時対策所地震監視装置 (免震重要棟内緊急時対策所)	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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (免震重要棟)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (免震重要棟)	C
			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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
			第2号	操作性	(操作不要)	対象外	(操作不要)
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-12			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	原動機（ガスタービン）、発電機 (機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能) (分解が可能)	G H	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能)	J	
	関連資料	[試験・検査説明資料] 61-5		—			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切不要	B b	本来の用途として使用一切不要	B b	
	関連資料	[単線結線図] 61-2		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
	関連資料	[単線結線図] 61-2		[配置図] 61-3			
	第6号	設置場所	現場操作	A a	現場操作	A a	
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様で設計)	対象外
			関連資料	[容量根拠] 61-6		[添付] 61-3	
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A
			関連資料	—		[配置図] 61-3	
		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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	(共通要因の考慮対象設備なし)
	サポート系故障			(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）
 （免震重要棟内緊急時対策所）

61条：緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用 地下貯油タンク	類型化 区分	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ	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	屋外	D	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			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
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	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)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
			第2号	操作性	弁操作, 接続作業	Bf, Bg	操作スイッチ操作
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	ポンプ	A	
		関連資料	[試験及び検査] 61-4		[試験及び検査] 61-4		
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が不要	Bb	当該系統の使用にあたり切替操作が不要	Bb	
		関連資料	—		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外
			関連資料	—		—	
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	Aa	現場(設置場所)で操作可能	Aa	
		関連資料	57-2 配置図		57-2 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	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	[容量設定根拠] 61-6		[容量設定根拠] 61-6	
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A
			関連資料	—		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外	A b	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	(サポート系なし)	対象外	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)
(免震重要棟内緊急時対策所)

61条：緊急時対策所			免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用 受電盤	類型化 区分	
第 4 3 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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	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
			電磁波による影響	(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)	—
			他設備からの影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3	
	第 2 号	操作性	操作スイッチ操作		Bd
		関連資料	[配置図] 61-3		
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備		I
		関連資料	[試験・検査説明資料] 61-5		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要		Ba
		関連資料	[単線結線図] 61-2 [配置図] 61-3		
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	[単線結線図] 61-2 [配置図] 61-3		
	第 6 号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能		Aa
		関連資料	[配置図] 61-3		
	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	[容量設定根拠] 61-5		
	第 2 号	共用の禁止	共用する設備		A
		関連資料	—		
第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
		サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	[配置図] 61-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)
(免震重要棟内緊急時対策所)

61条：緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (免震重要棟)	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3	
			第2号	操作性	現場操作 (操作スイッチ操作) (弁操作)
	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 (機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能) (分解が可能)	E
		関連資料	[試験・検査説明資料] 61-5		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切り替え不要	A	
		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)	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作	A	
		関連資料	[配置図] 61-3		
	第3項	第1号	可搬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	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C
			関連資料	[配置図] 61-3	
		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			[配置図] 61-3		
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料	[保管場所図] 61-7		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	[配置図] 61-3		
第7号		通要因故障防	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系要因	(サポート系なし)	対象外
	関連資料	[配置図] 61-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)
(免震重要棟内緊急時対策所)

61条：緊急時対策所		酸素濃度計 (免震重要棟内緊急時対策所)	類型化 区分	二酸化炭素濃度計 (免震重要棟内緊急時対策所)	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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (免震重要棟)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (免震重要棟)	C
			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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
			第2号	操作性	現場操作	B	現場操作
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能)	J	
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	A	本来の用途として使用一切替不要	A	
	第5号	悪影響防止	系統設計	A c	他設備から独立	A c	
		その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
	第6号	設置場所	現場捜査	A	現場捜査	A	
	第1号	可搬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	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	
	第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	より簡単な接続	C	
	第3号	異なる複数の接続箇所	対象外	対象外	対象外	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)	A b	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	屋内アクセスルートの確保	A	
	第7号	通要因故障	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	
			サポート系要因	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	—	—	—	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)
(3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

61条：緊急時対策所		3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所遮蔽 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	類型化 区分	3号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待避室）遮蔽 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	類型化 区分		
第43条	第1号	環境条件における健全性	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (3号炉原子炉建屋)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (3号炉原子炉建屋)	C	
		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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
		関連資料	[配置図]61-3		[配置図] 61-3		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	(操作不要)	対象外
	関連資料	[配置図]61-3		[配置図] 61-3			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	遮蔽 (外観点検が可能)	K	遮蔽 (外観点検が可能)	K	
	関連資料	[本文] 3.18		[本文] 3.18			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	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	D B施設と同じ系統構成	A d	他設備から独立	A d
		その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図]61-3		
	第6号	設置場所	現場操作	A a	現場操作	A a	
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図]61-3			
	第2号	第1号	常設SAの容量	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の居住性で設計)	対象外	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	対象外
		関連資料	[添付] 61-13-2-23, 24		[容量根拠] 61-6		
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図]61-3		
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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
	サポート系故障防止	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外		
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図]61-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)
(3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

		61条：緊急時対策所		3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用 電源車 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)		類型化 区分	
第 4 3 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	屋外 (3号炉原子炉建屋東側)		D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—	
			海水	(海水を通水しない)		対象外	
			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)		対象外	
			関連資料	[配置図] 61-3			
			第2号	操作性	現場操作		B
		関連資料	[配置図] 61-3				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	原動機 (ディーゼルエンジン), 発電機 (機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能) (分解が可能)		G H		
		関連資料	[試験・検査説明資料] 61-5				
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要		B b		
		関連資料	[単線結線図] 61-2				
	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)	(考慮対象なし)		対象外	
		関連資料	[単線結線図] 61-2				
	第6号	設置場所	現場操作		A		
		関連資料	[配置図] 61-3				
	第 2 項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの		A	
			関連資料	[容量根拠] 61-6			
		第2号	共用の禁止	共用する設備		A	
			関連資料	—			
		第3号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)		対象外
				サポート系故障	(サポート系なし)		対象外
			関連資料	[配置図] 61-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)
(3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

61条：緊急時対策所		負荷変圧器	類型化区分	交流分電盤	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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内	C
			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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3	
			第2号	操作性	操作スイッチ操作	Bd	操作スイッチ操作
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他の電源設備	I	その他の電源設備	I	
	関連資料	[試験・検査説明資料] 61-5		[試験・検査説明資料] 61-5			
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要	Ba	当該系統の使用にあたり切替操作が必要	Ba	
	関連資料	[単線結線図] 61-2 [配置図] 61-3		[単線結線図] 61-2 [配置図] 61-3			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外	対象外	対象外
			関連資料	[単線結線図] 61-2 [配置図] 61-3		[単線結線図] 61-2 [配置図] 61-3	
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	Aa	現場(設置場所)で操作可能	Aa	
	関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	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	[容量設定根拠] 61-5		[容量設定根拠] 61-5	
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A
			関連資料	—		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
サボート系故障防止	(サボート系なし)	対象外	(サボート系なし)	対象外			
関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)
(3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

61条:緊急時対策所		3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (3号炉原子炉建屋)	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		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料		[配置図] 61-3	
	第2号	操作性		現場操作 (操作スイッチ操作) (弁操作)	Bd Bf	
		関連資料		[本文] 61-3		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		空調ユニット (機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能) (分解が可能)	E
			関連資料		[試験・検査説明資料] 61-5	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切り替え不要	A
			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)		(考慮対象なし)	対象外
		関連資料		[配置図]61-3		
	第6号	設置場所		現場操作	A	
		関連資料		[配置図] 61-3		
	第3項	第1号	可搬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		[容量設定根拠] 61-5	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	C
関連資料				[配置図] 61-3		
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		[配置図] 61-3		
第5号		保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料		[保管場所図] 61-7		
第6号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料		[配置図] 61-3		
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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
		サポート系要因		(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		[配置図] 61-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）
 （3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

61条：緊急時対策所		酸素濃度計 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	類型化 区分	二酸化炭素濃度計 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	類型化 区分		
第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (3号炉原子炉建屋)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (3号炉原子炉建屋)	C	
		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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
		第2号	操作性	現場操作	B	現場操作	B
	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 (機能・性能の確認が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能の確認が可能)	J	
	関連資料	—		—			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	A	本来の用途として使用一切替不要	A	
	関連資料	—		—			
第 4 3 条	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
		その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	—		—		
第6号	設置場所	現場操作	A	現場操作	A		
関連資料	—		—				
第 3 項	第1号	可搬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	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	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	より簡単な接続	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	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)	—	(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	—		—		
	第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料	[保管場所図] 61-7		[保管場所図] 61-7		
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	—		—		
第7号	共通要因 故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	
		サポート系要因	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	—		—			

61-2

単線結線図

61-2-1

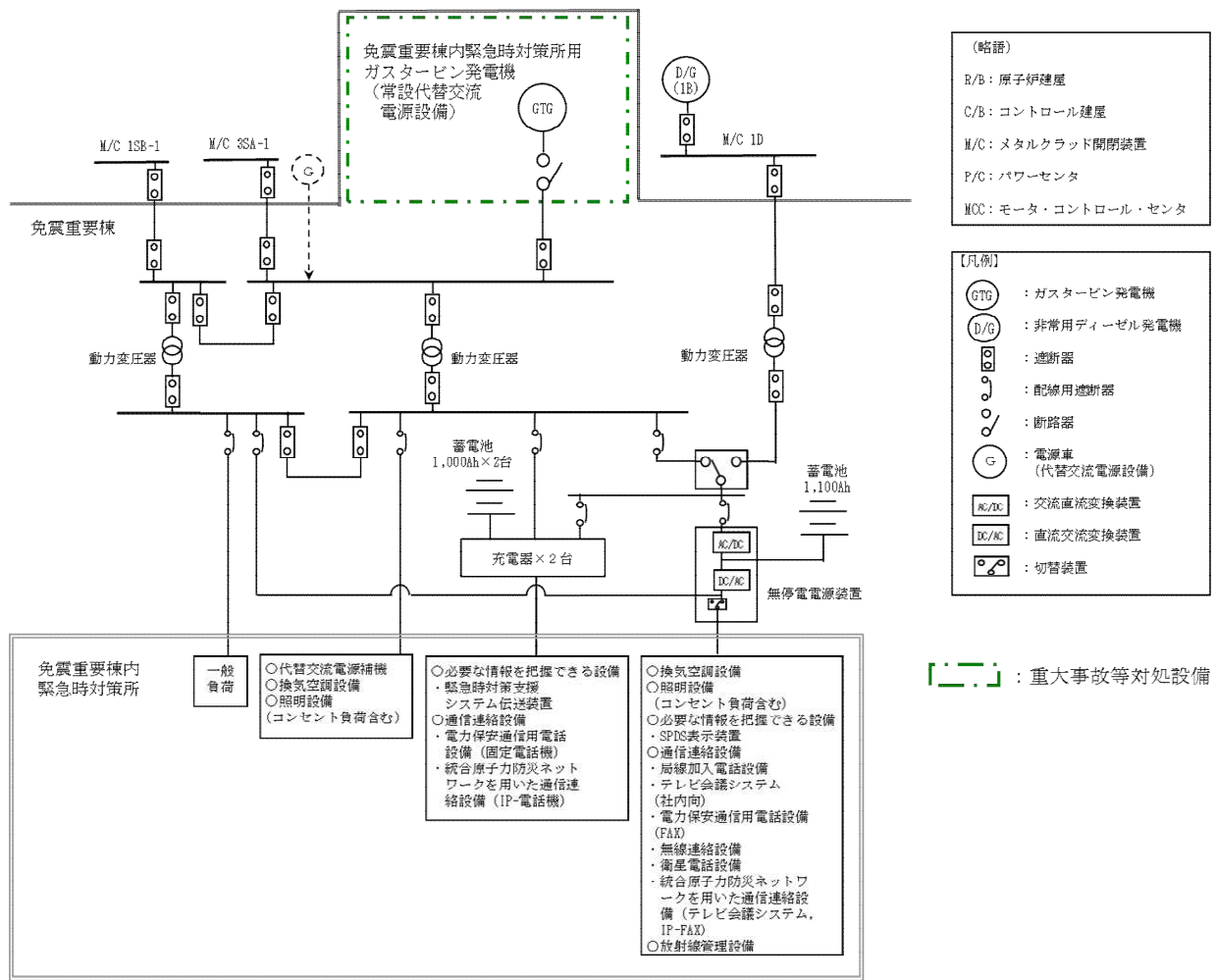


図 61-2-1 免震重要棟内緊急時対策所 単線結線図

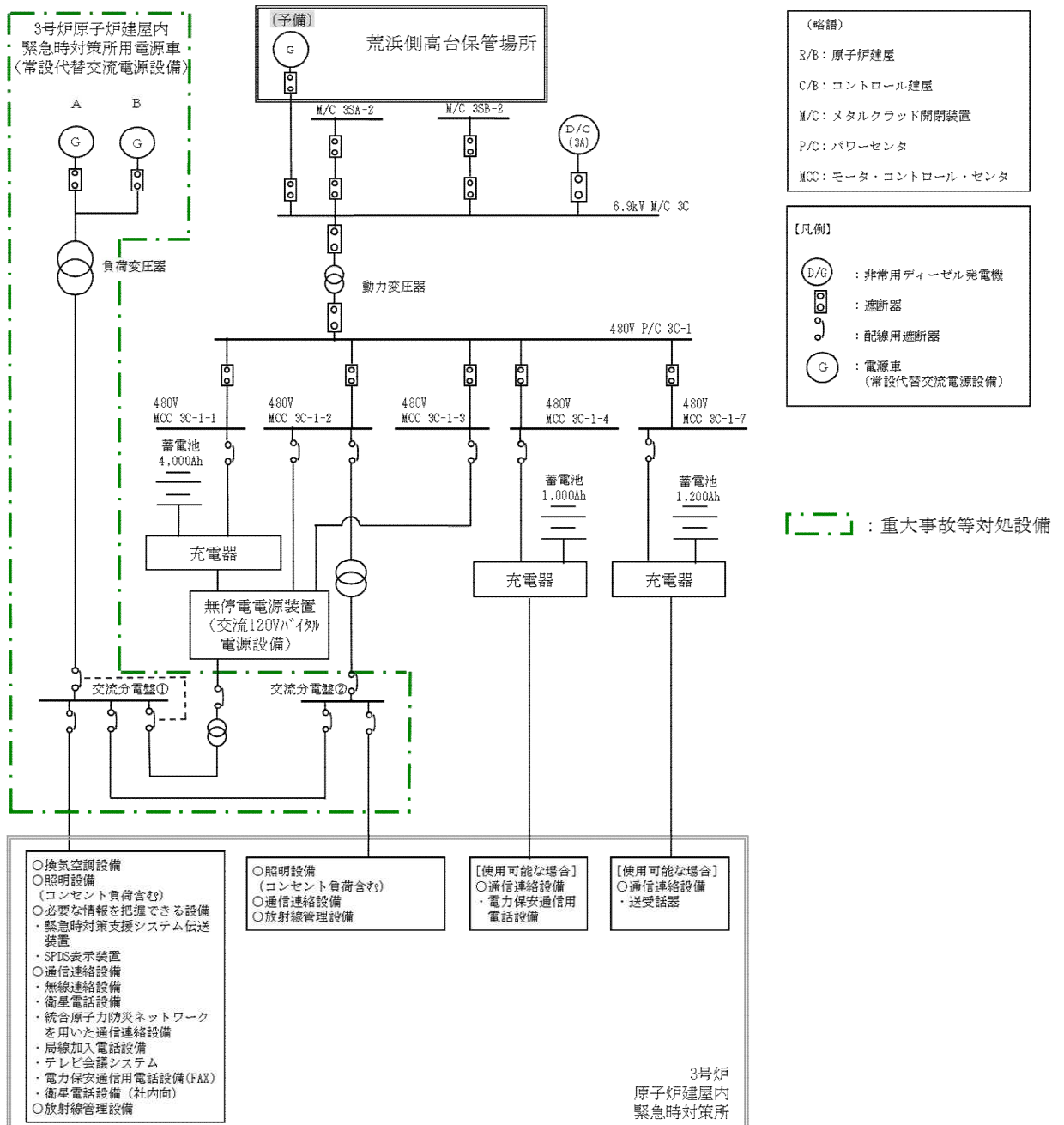


図 61-2-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 単線結線図

61-3

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。

61-3-1

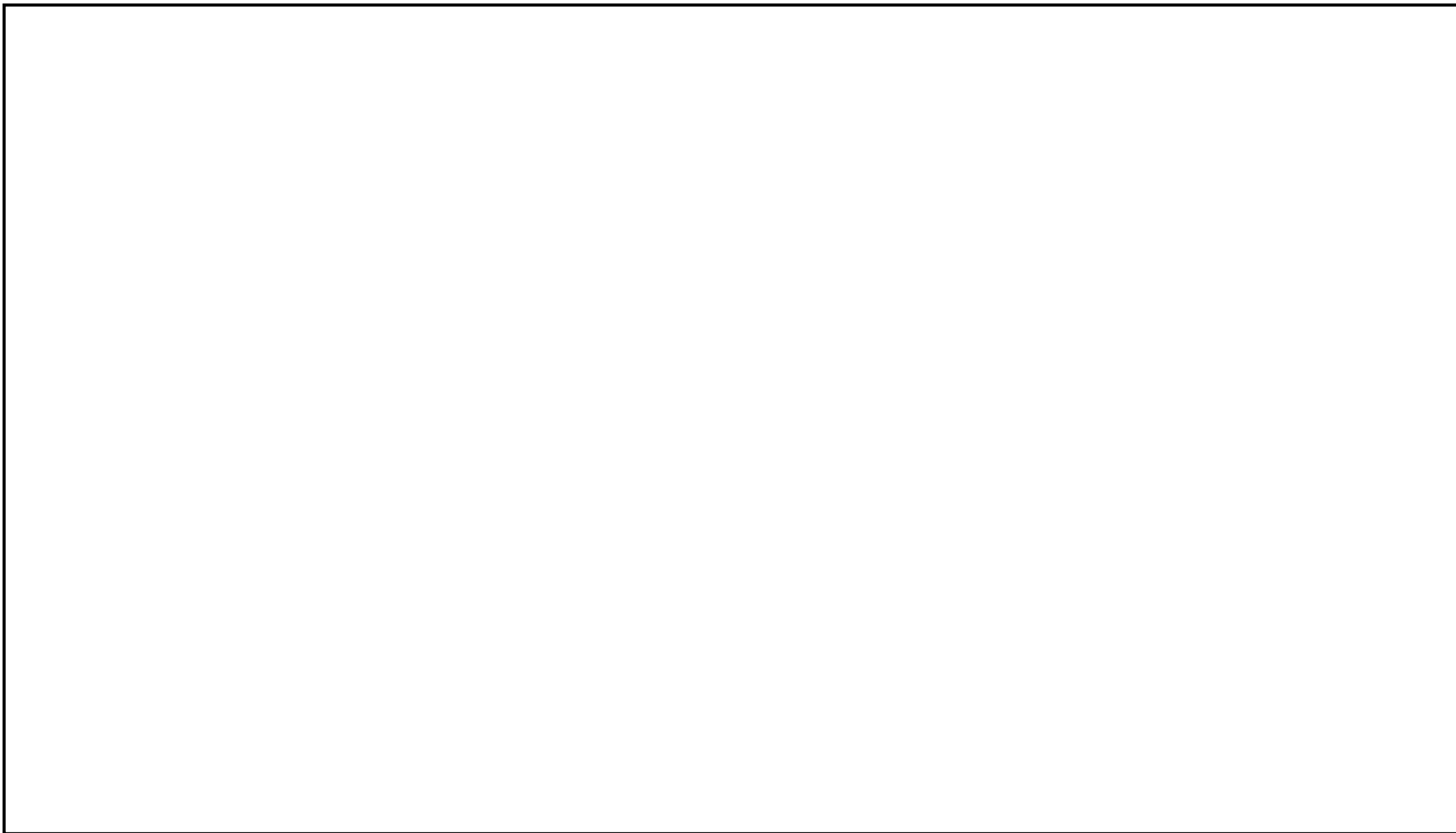
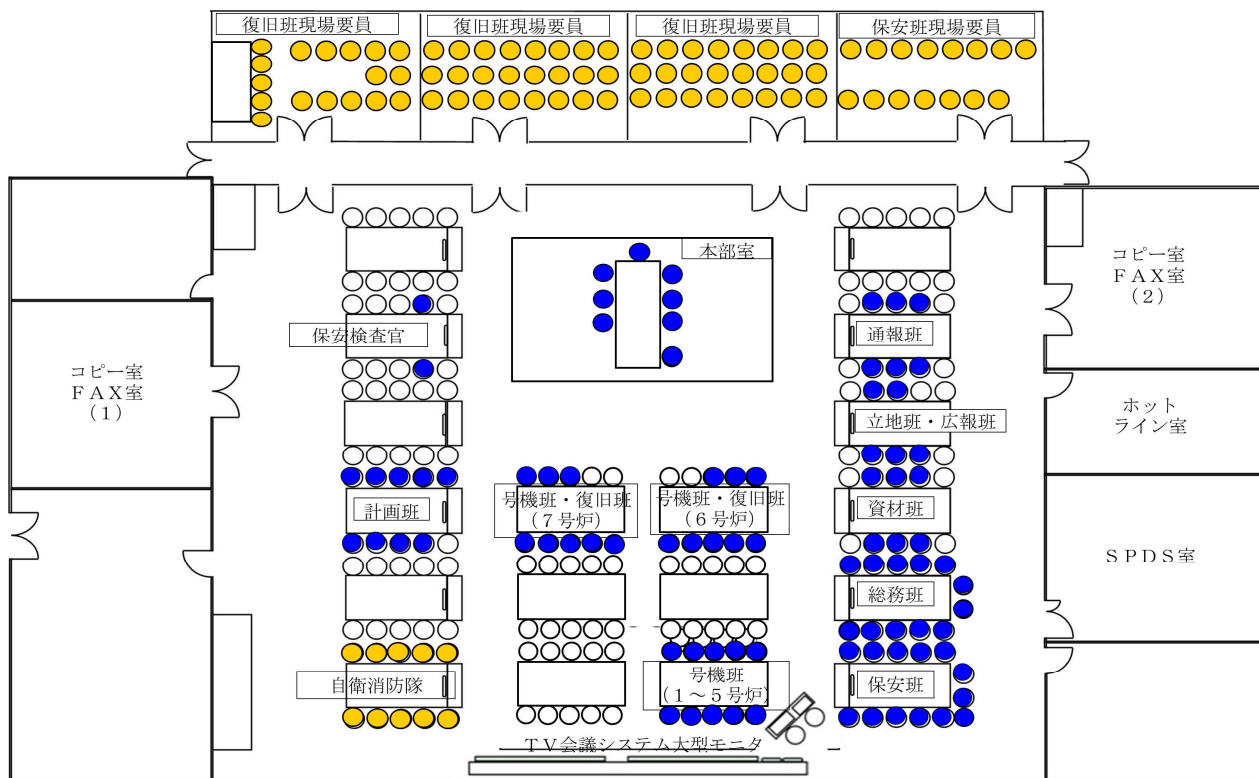


図 61-3-1 免震重要棟内緊急時対策所及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 配置図

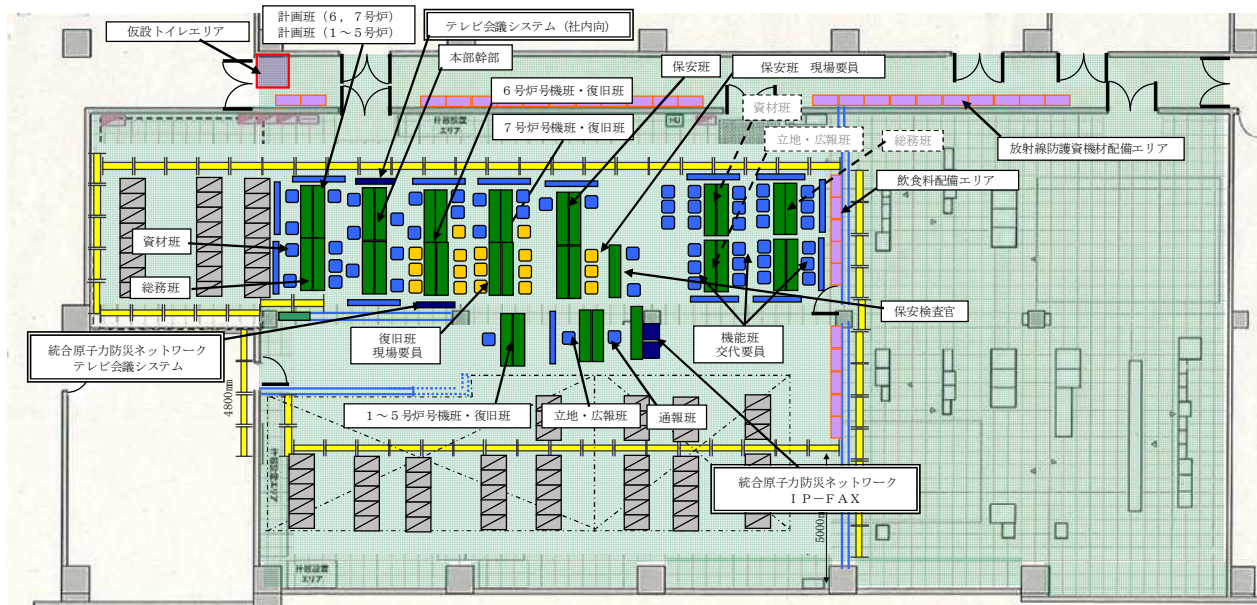


図 6-3-2 免震重要棟内緊急時対策所 配置図

免震重要棟内緊急時対策所 2階



免震重要棟内緊急時対策所 1階 (待避室) (プルーム通過中)



(注) レイアウトについては、1～5号炉対応要員も含めており、訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

【凡例】
 ■：緊急時対策所機能班要員
 ■：緊急時対策所現場要員

免震重要棟 1階平面図

図 61-3-3 免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員 配置図

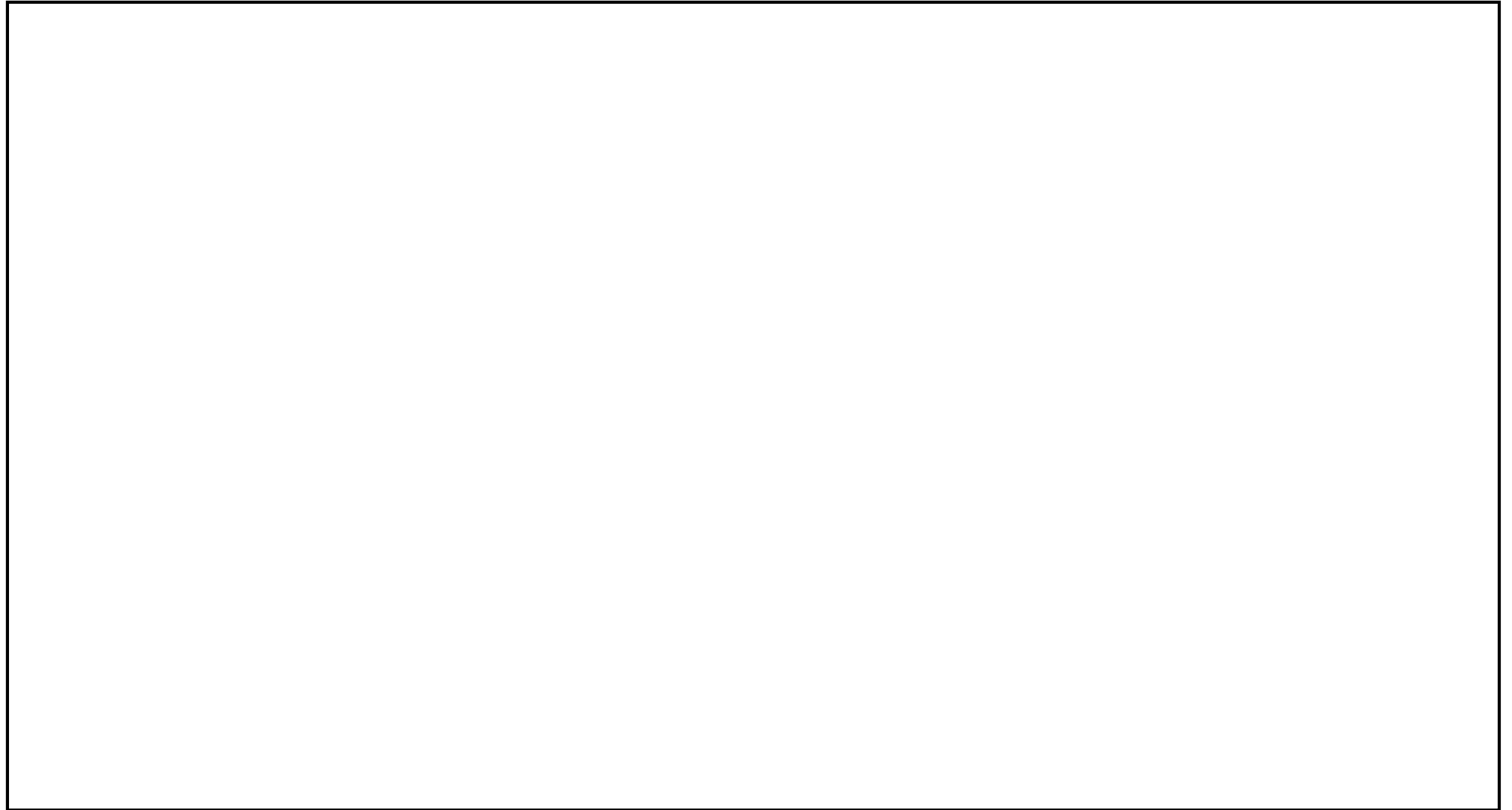


図 61-3-4 免震重要棟内緊急時対策所内の代替電源設備 配置図

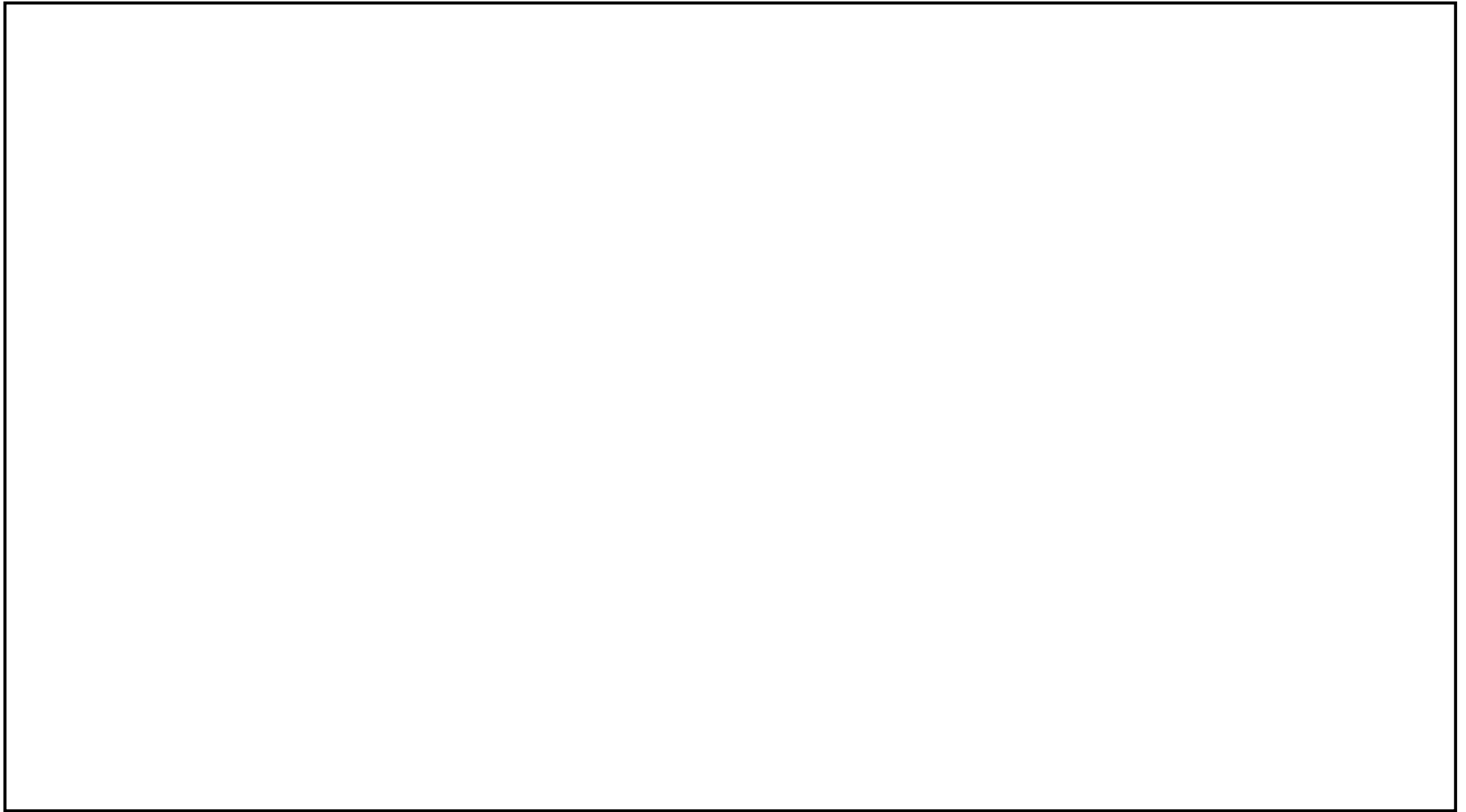
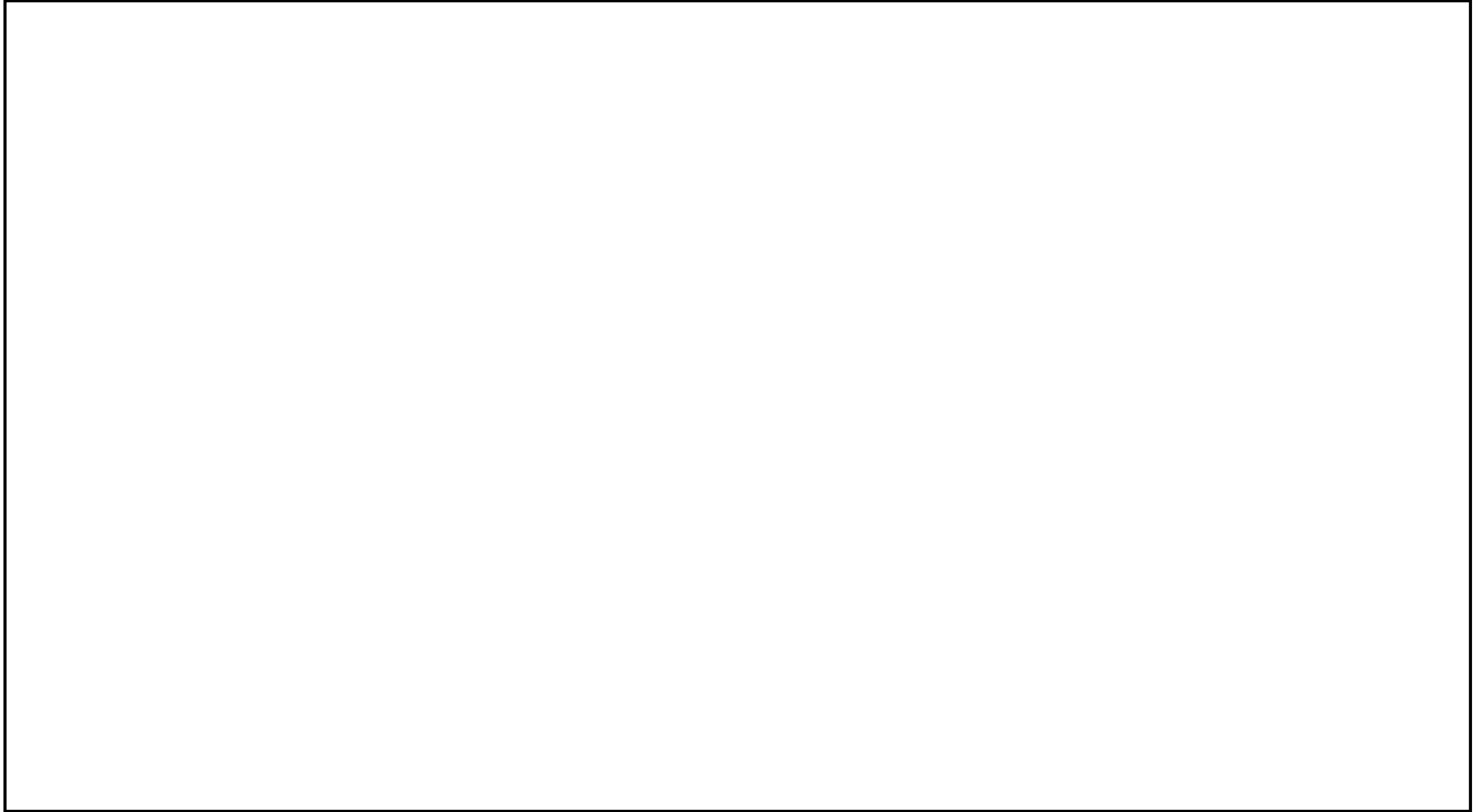


図 61-3-5 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）居住性対策設備 配置図（その 1）



61-3-6 免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）居住性対策設備 配置図（その2）

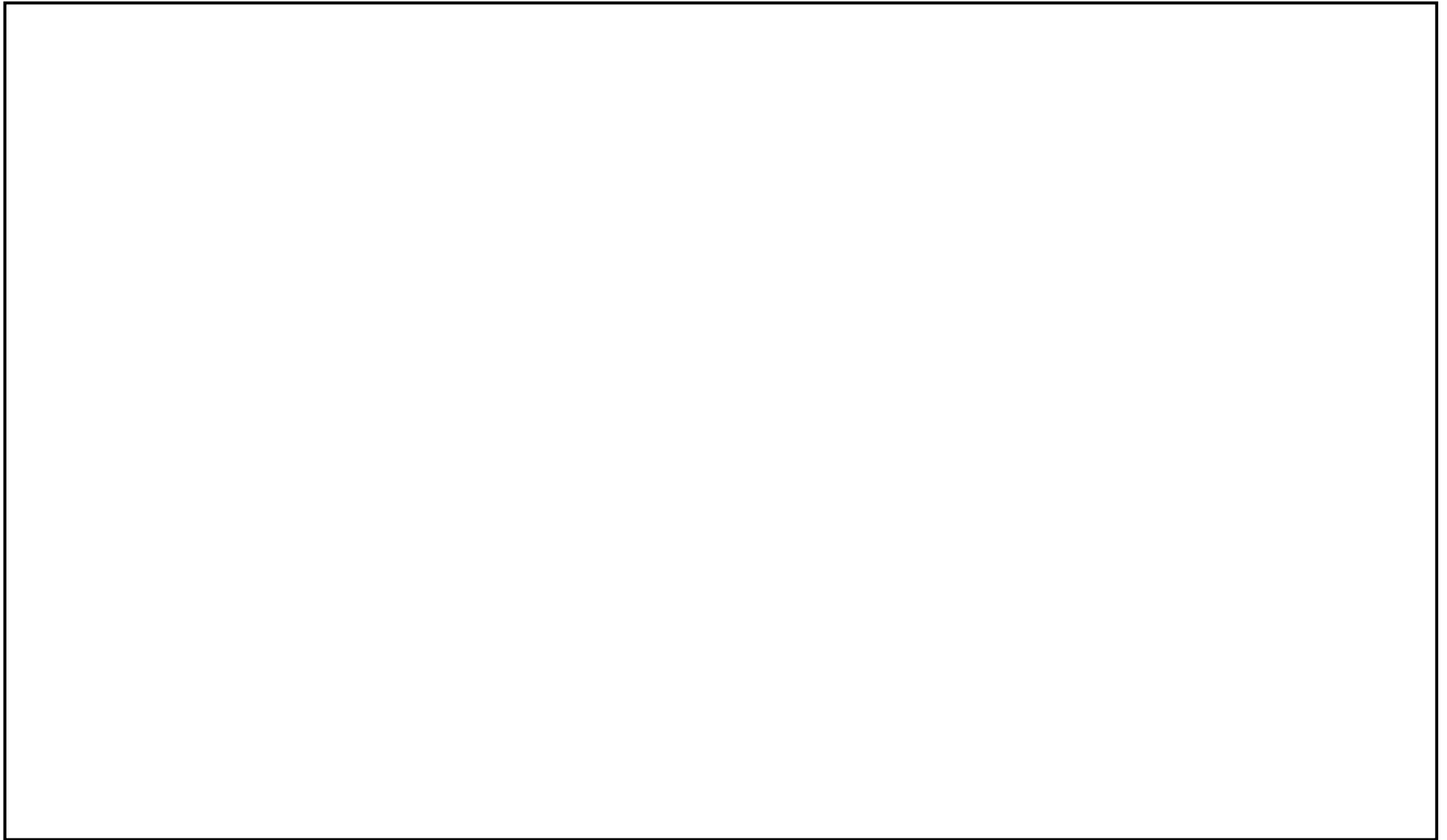


図 61-3-7 免震重要棟内緊急時待避対策所 1 階（待避室）居住性対策設備 配置図（その 3）

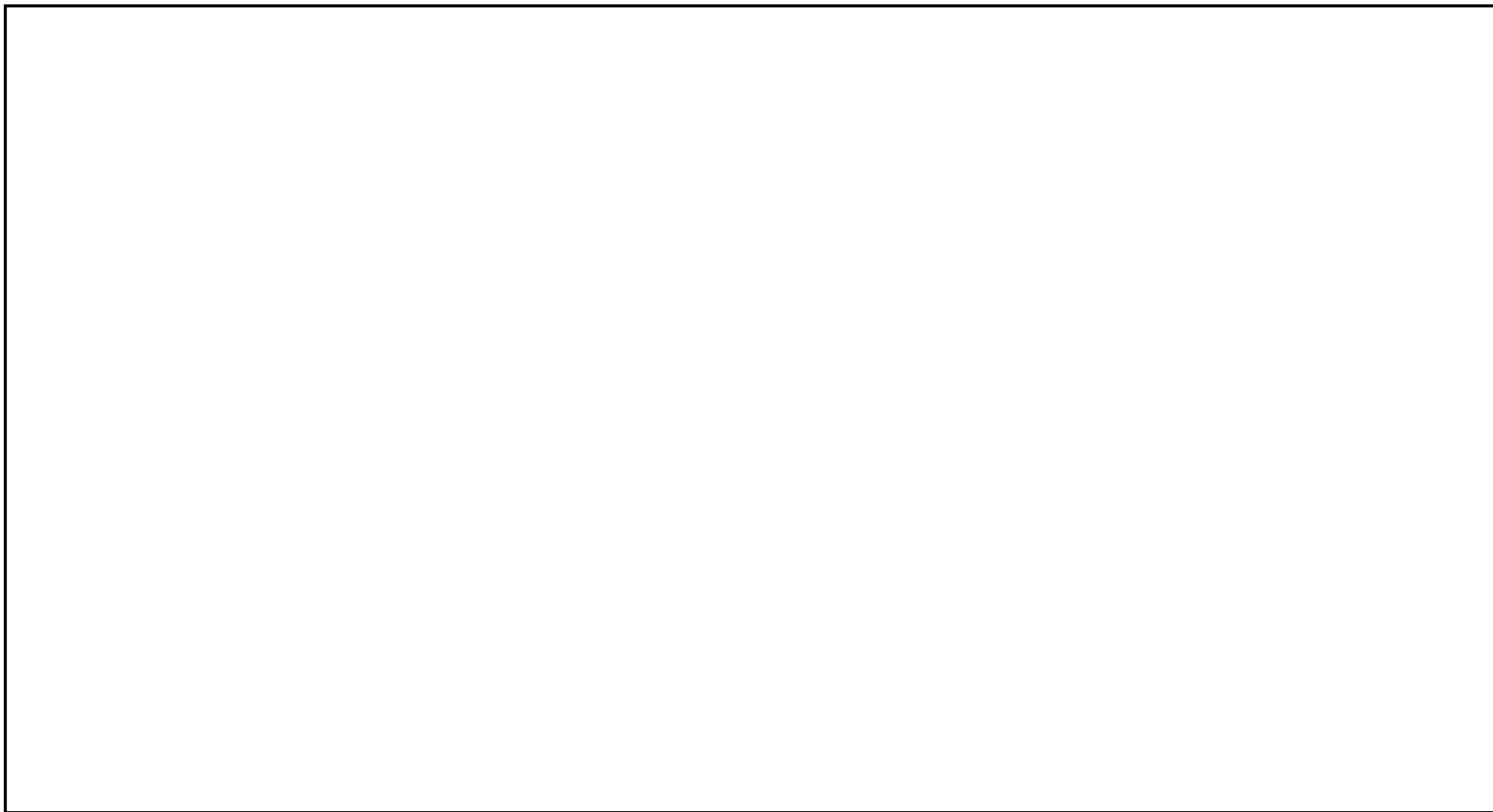


図 61-3-8 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）居住性対策設備 配置図（その 4）

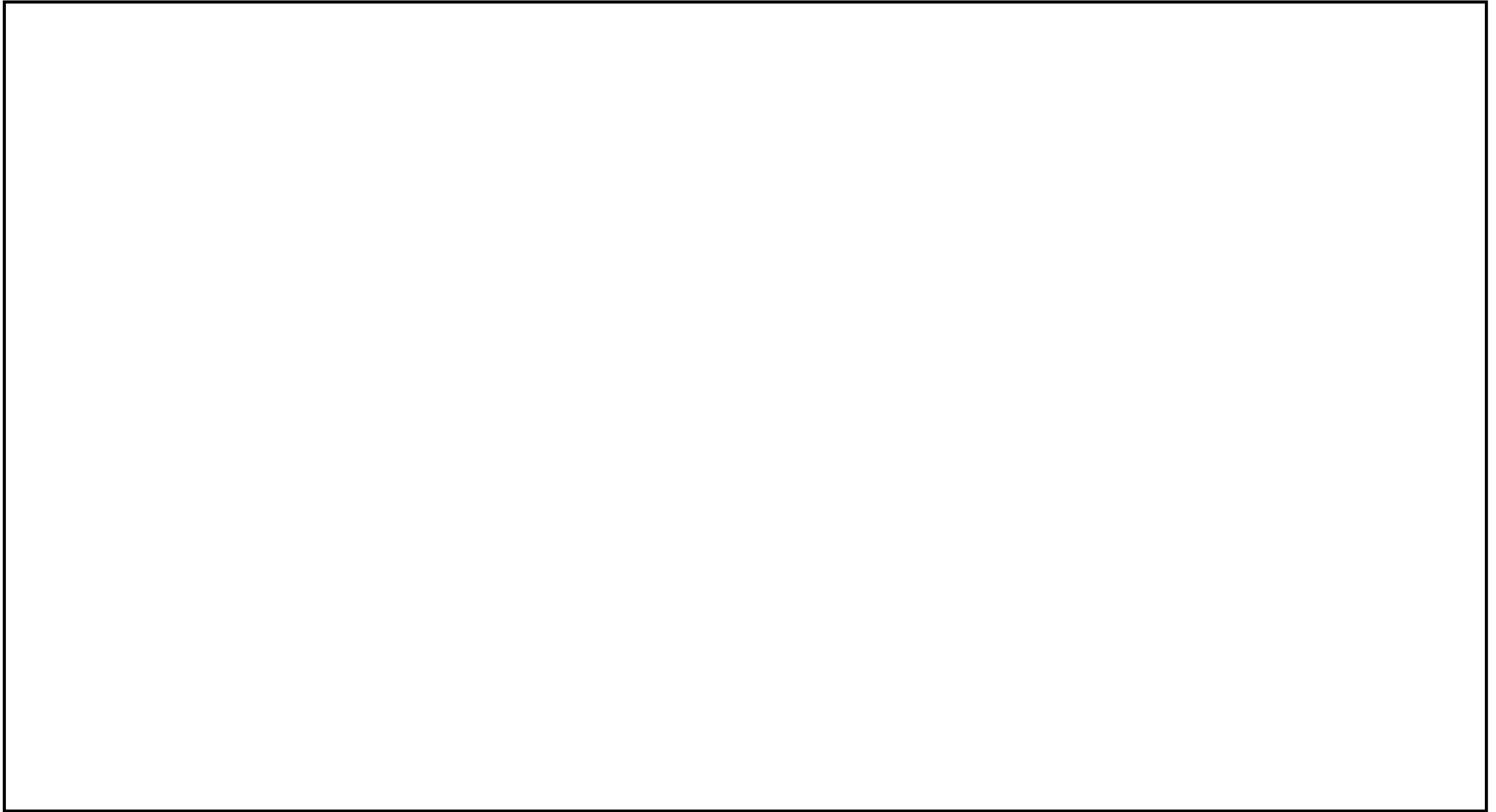


図 61-3-9 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）居住性対策設備 配置図（その 5）

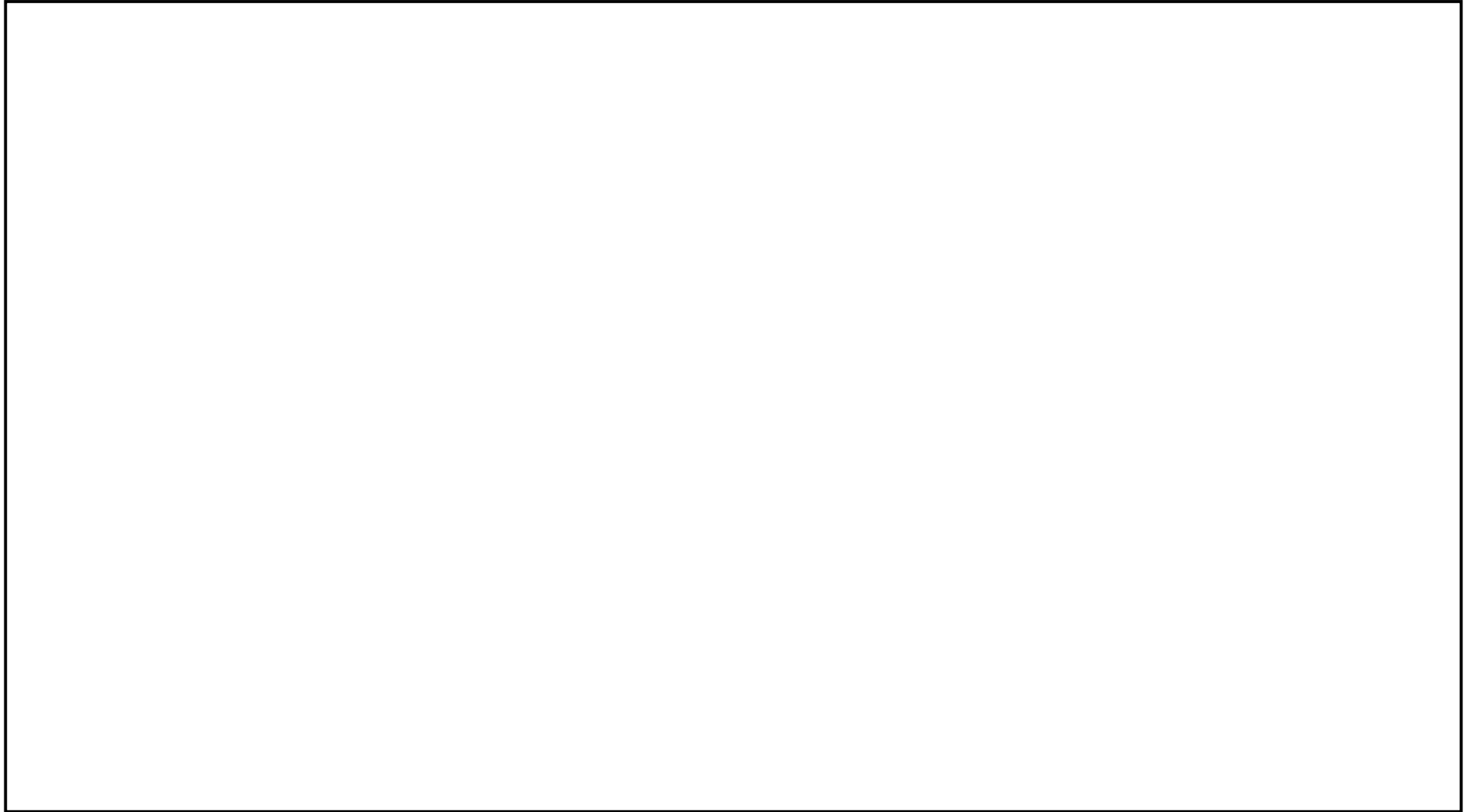


図 61-3-9 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）居住性対策設備 配置図（その 6）

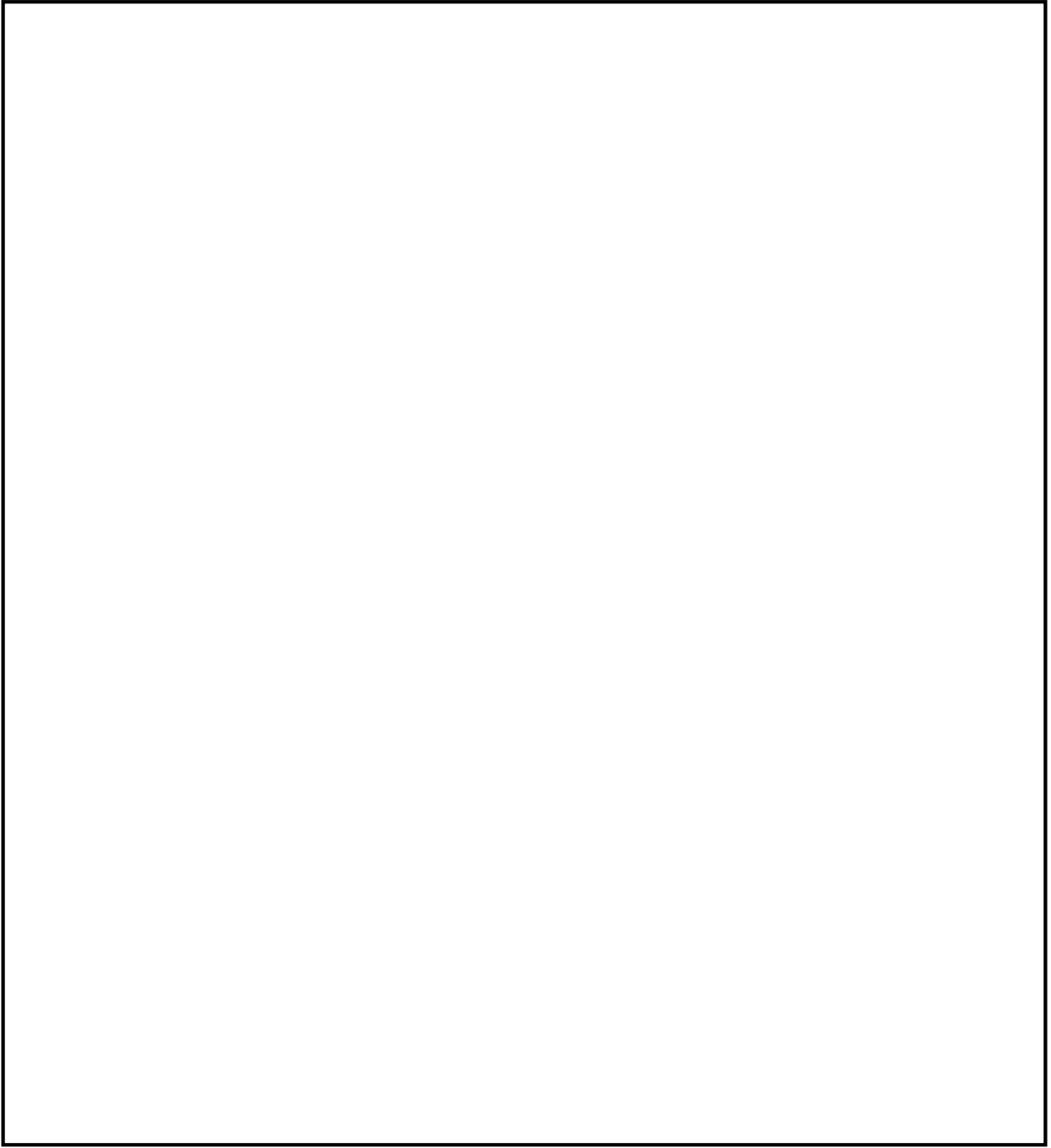


図 61-3-10 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 配置図

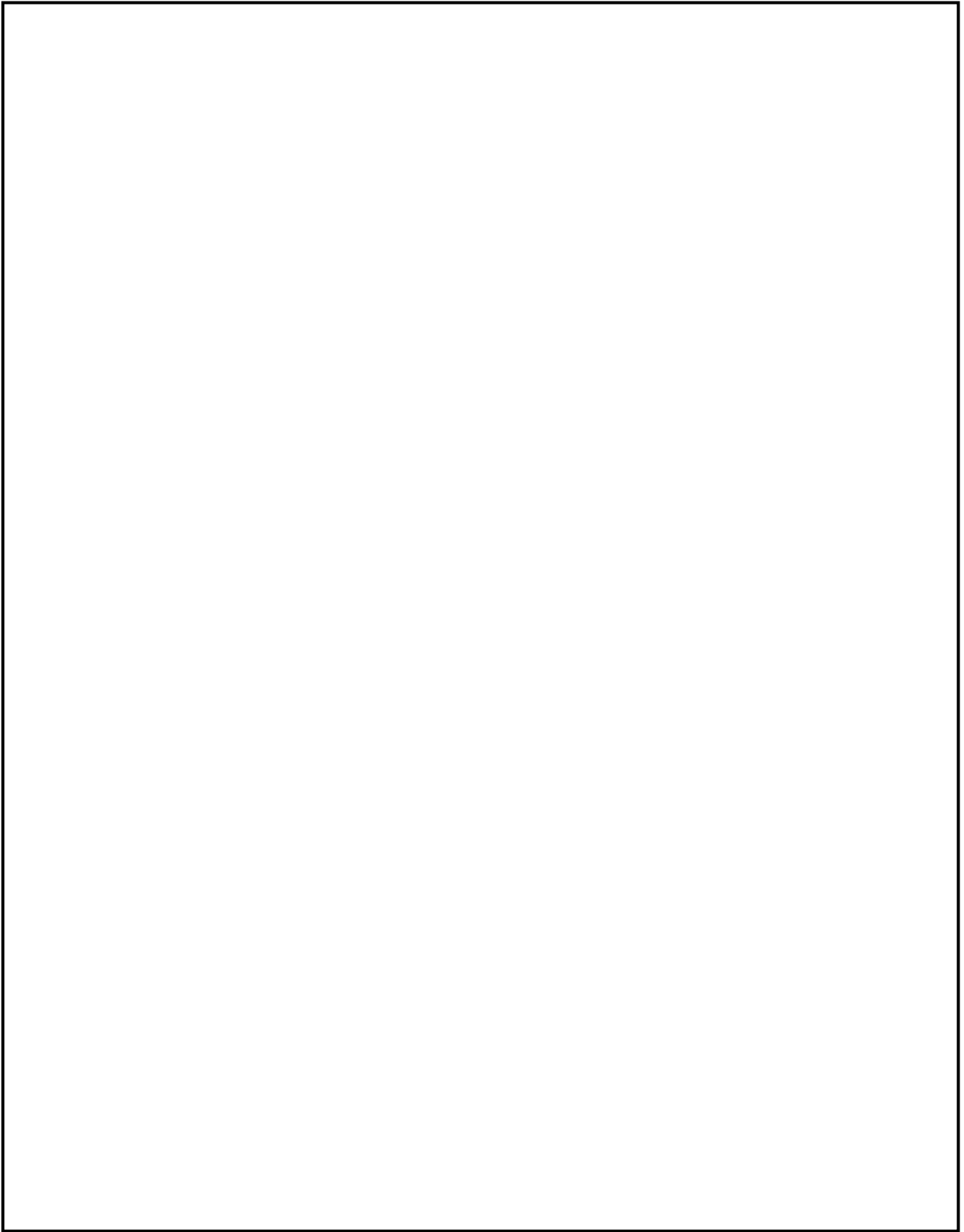


図 61-3-11 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の緊急時対策要員 配置図

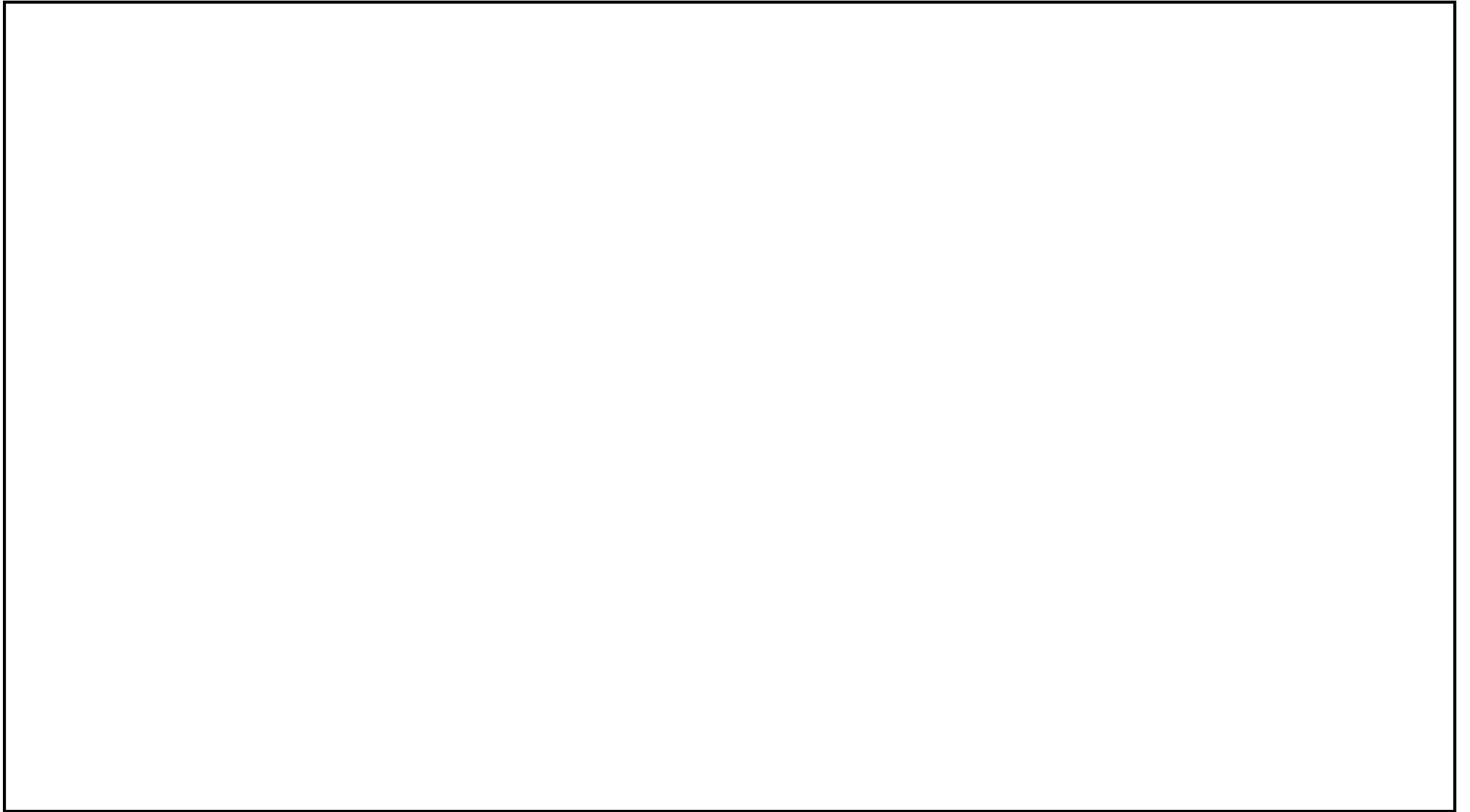


図 61-3-12 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の必要な情報の把握のための設備及び通信連絡設備 配置図

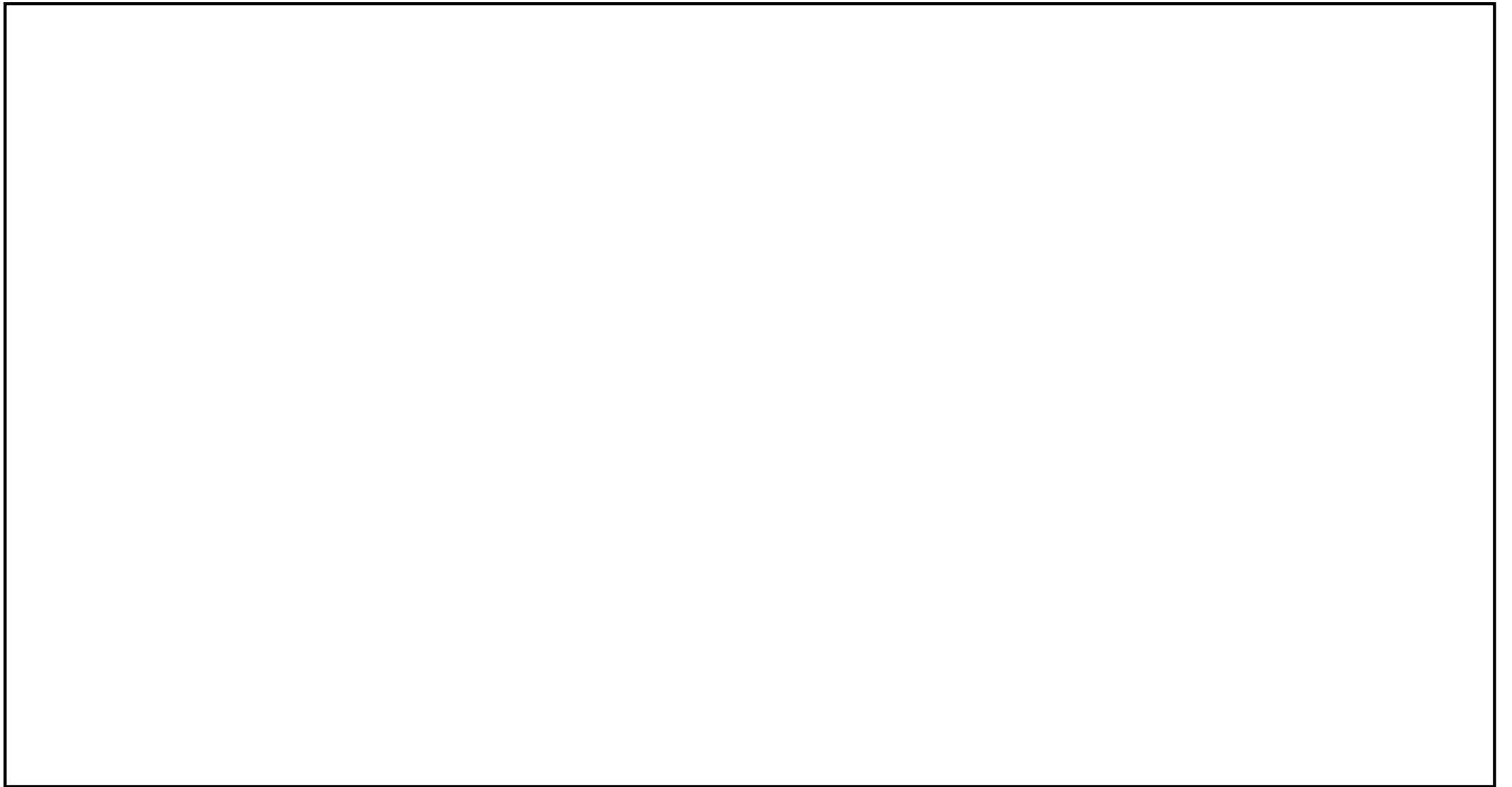


図 61-3-13 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤 配置図

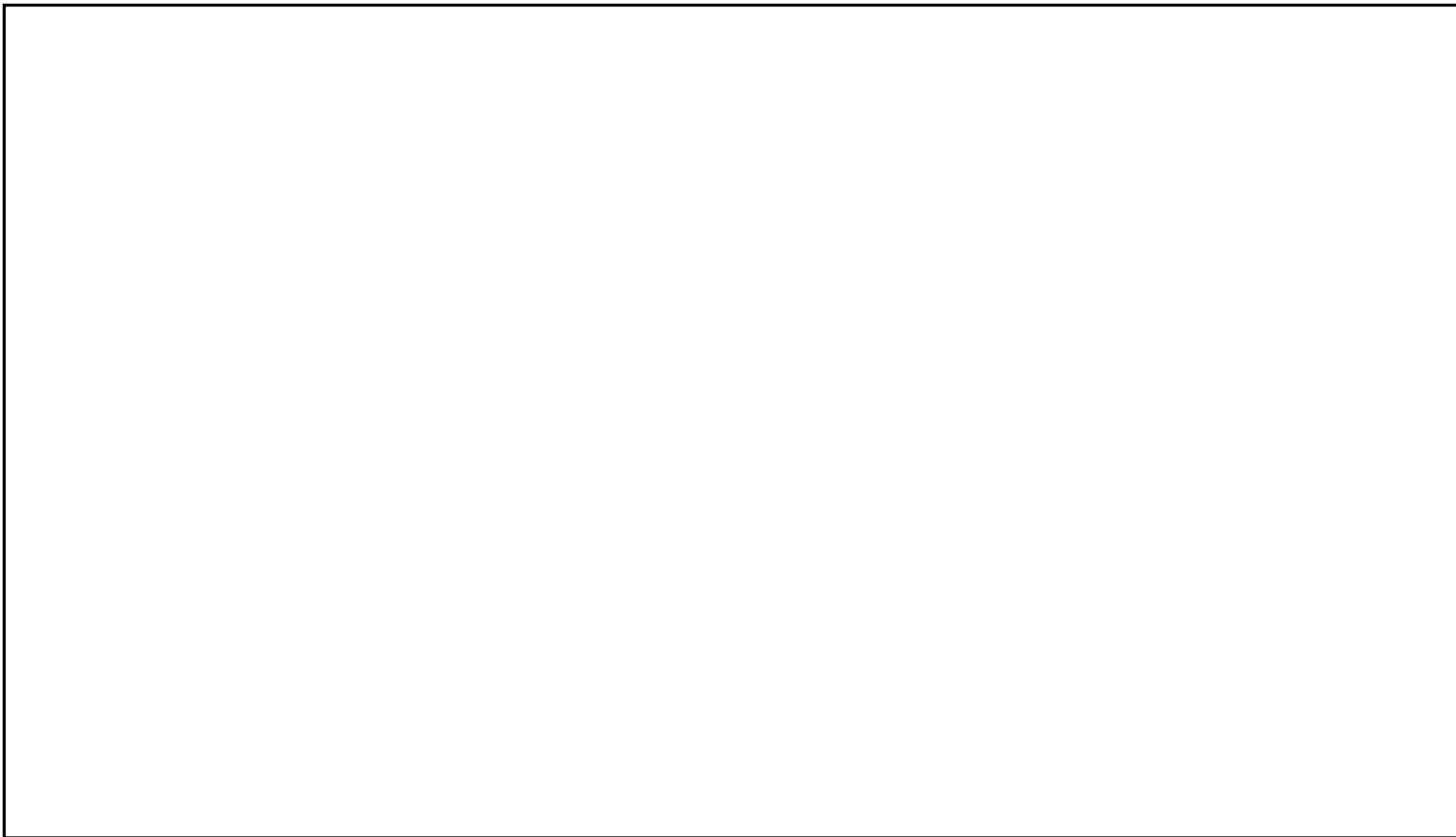


図 61-3-14 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の電源車及び交流分電盤① 配置図

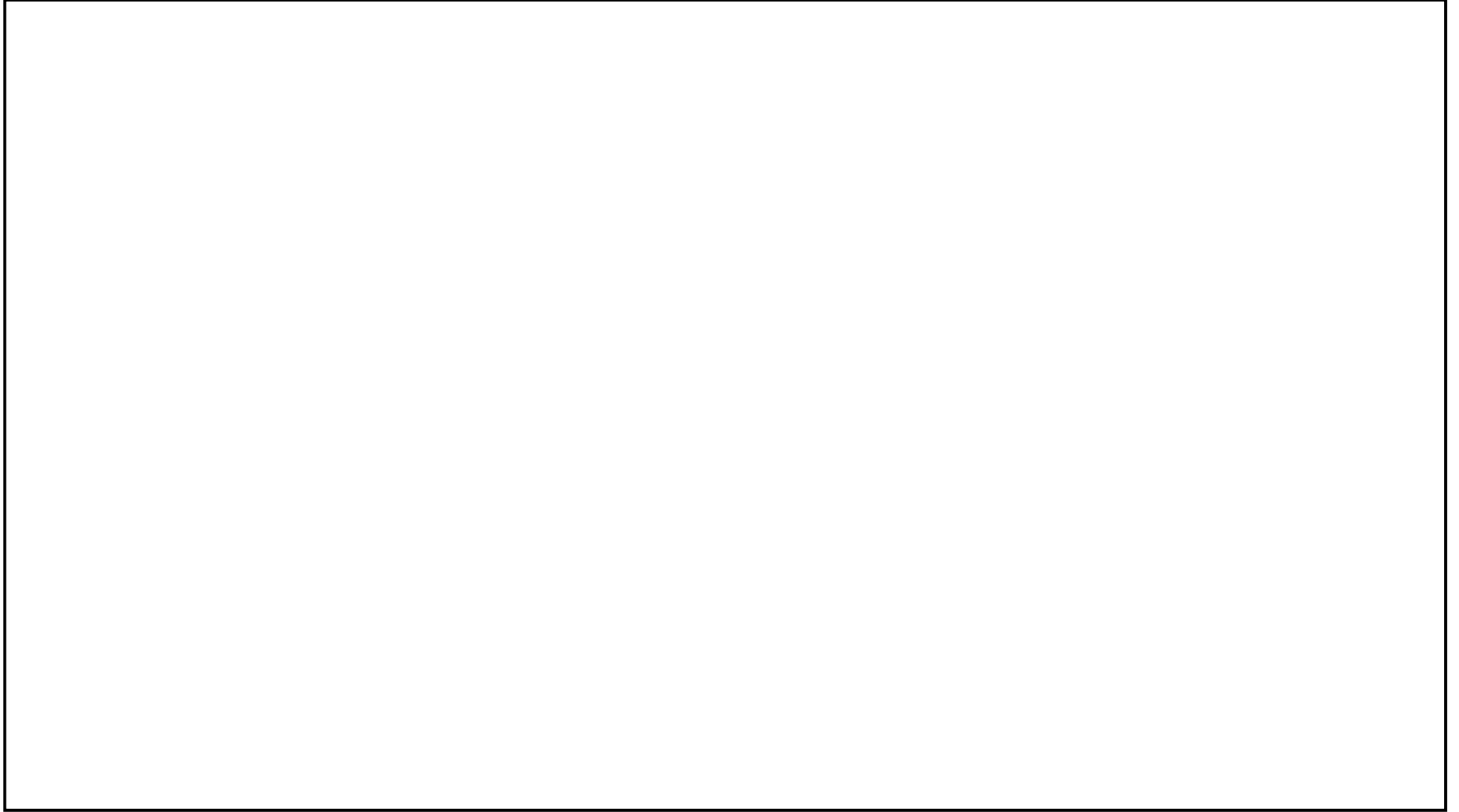


図 61-3-15 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の交流分電盤② 配置図

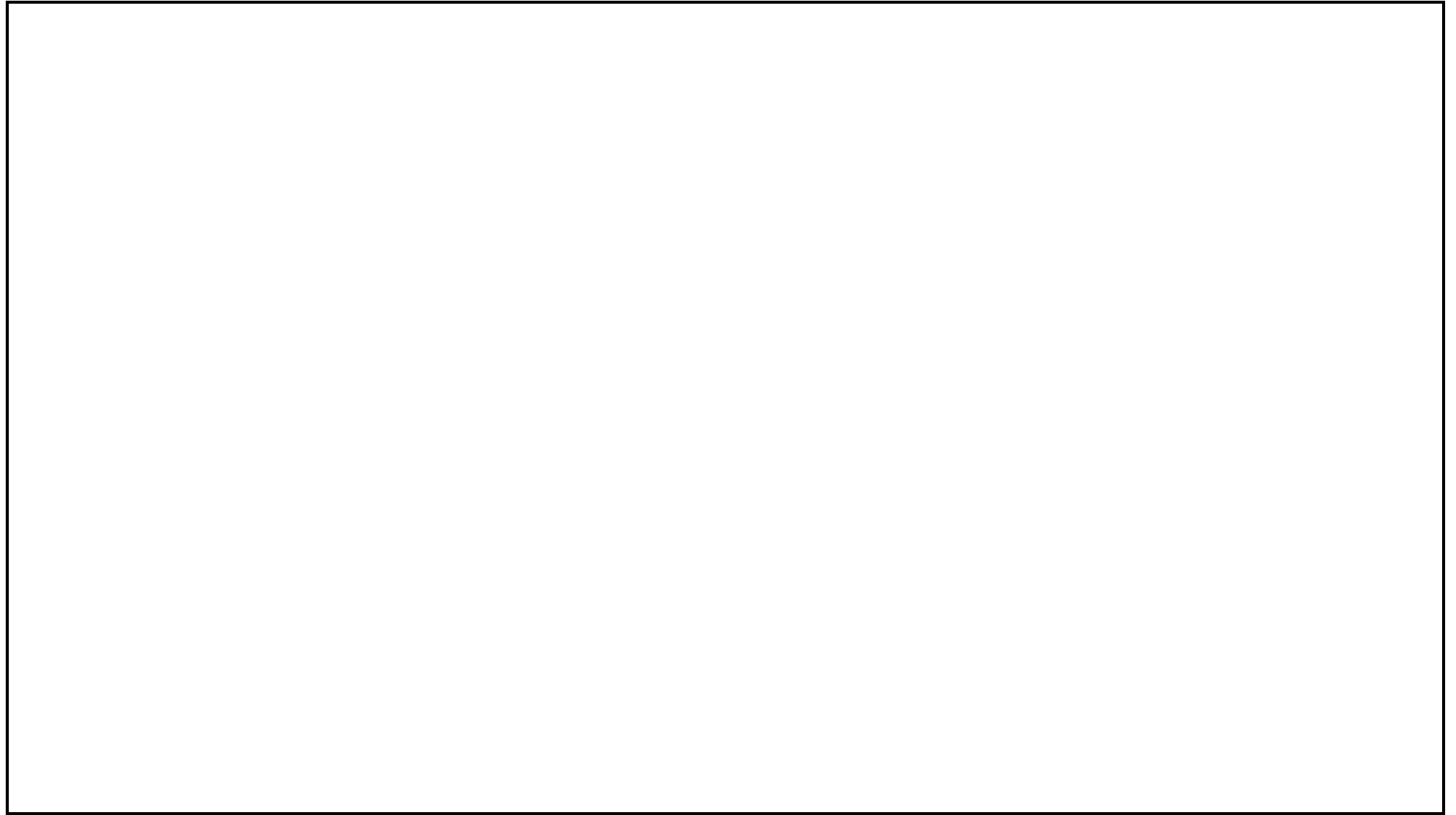


図 61-3-16 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の負荷変圧器 配置図

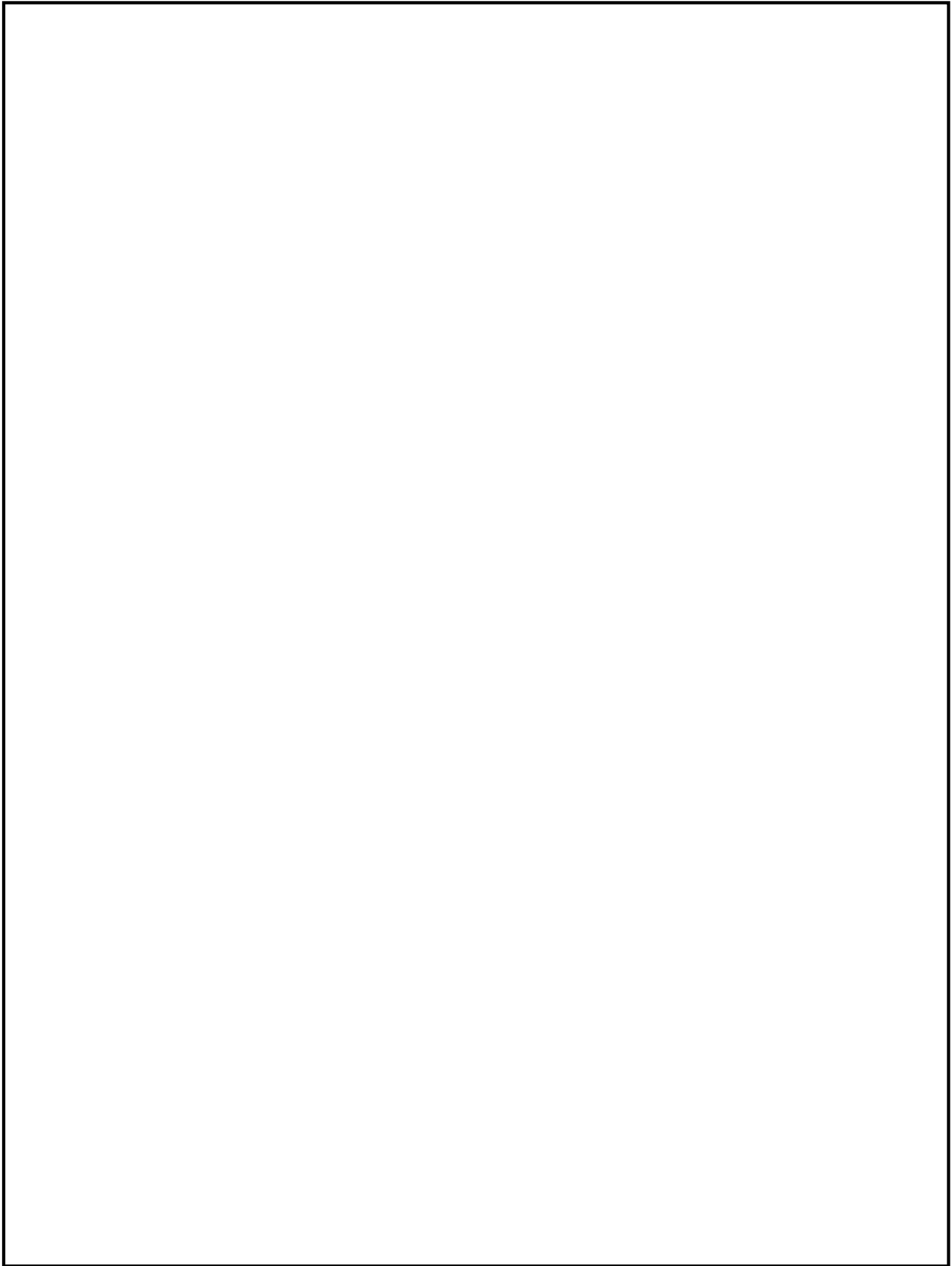


図 61-3-17 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽 配置図（その1）

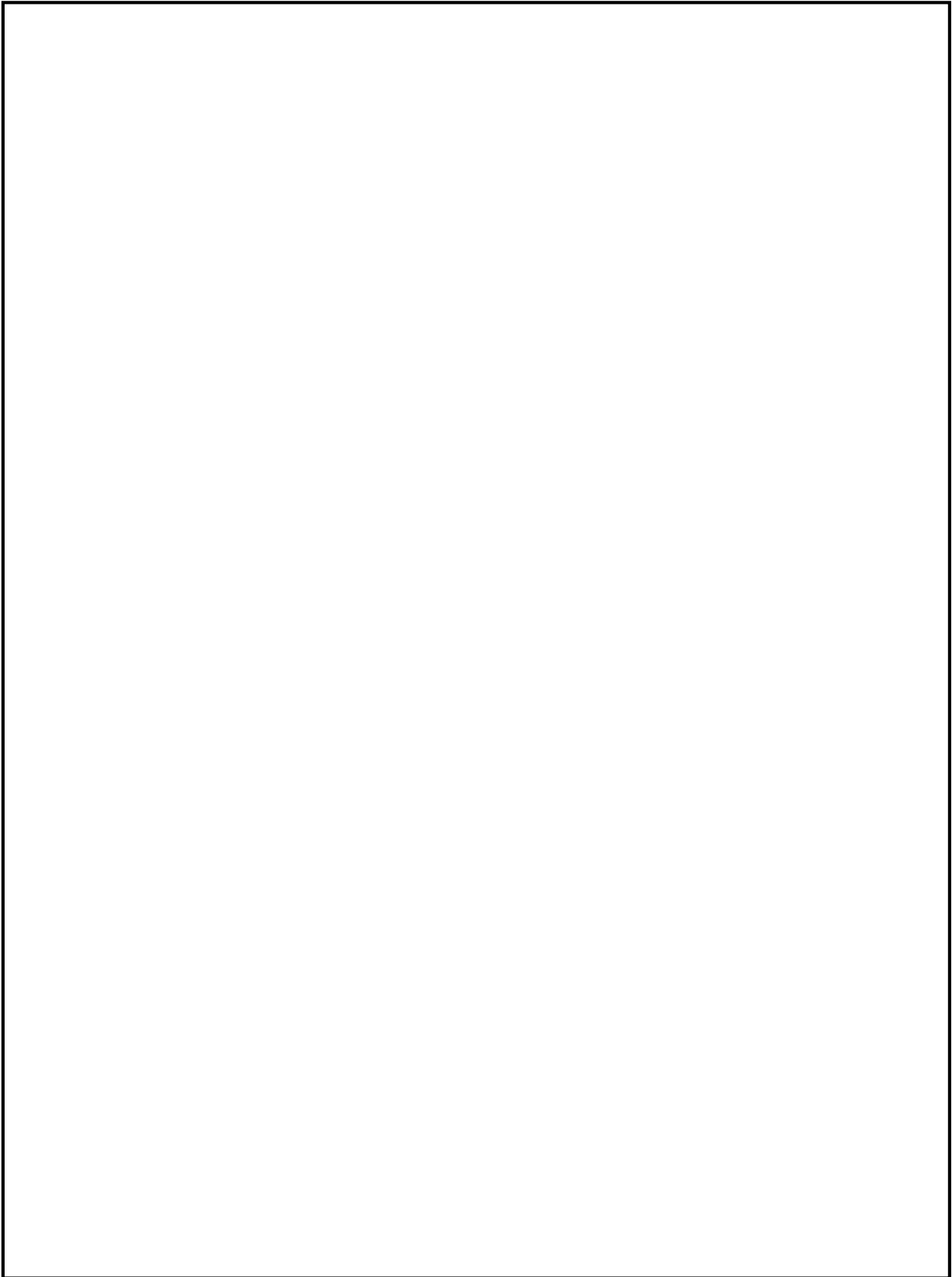


図 61-3-18 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽 配置図（その2）

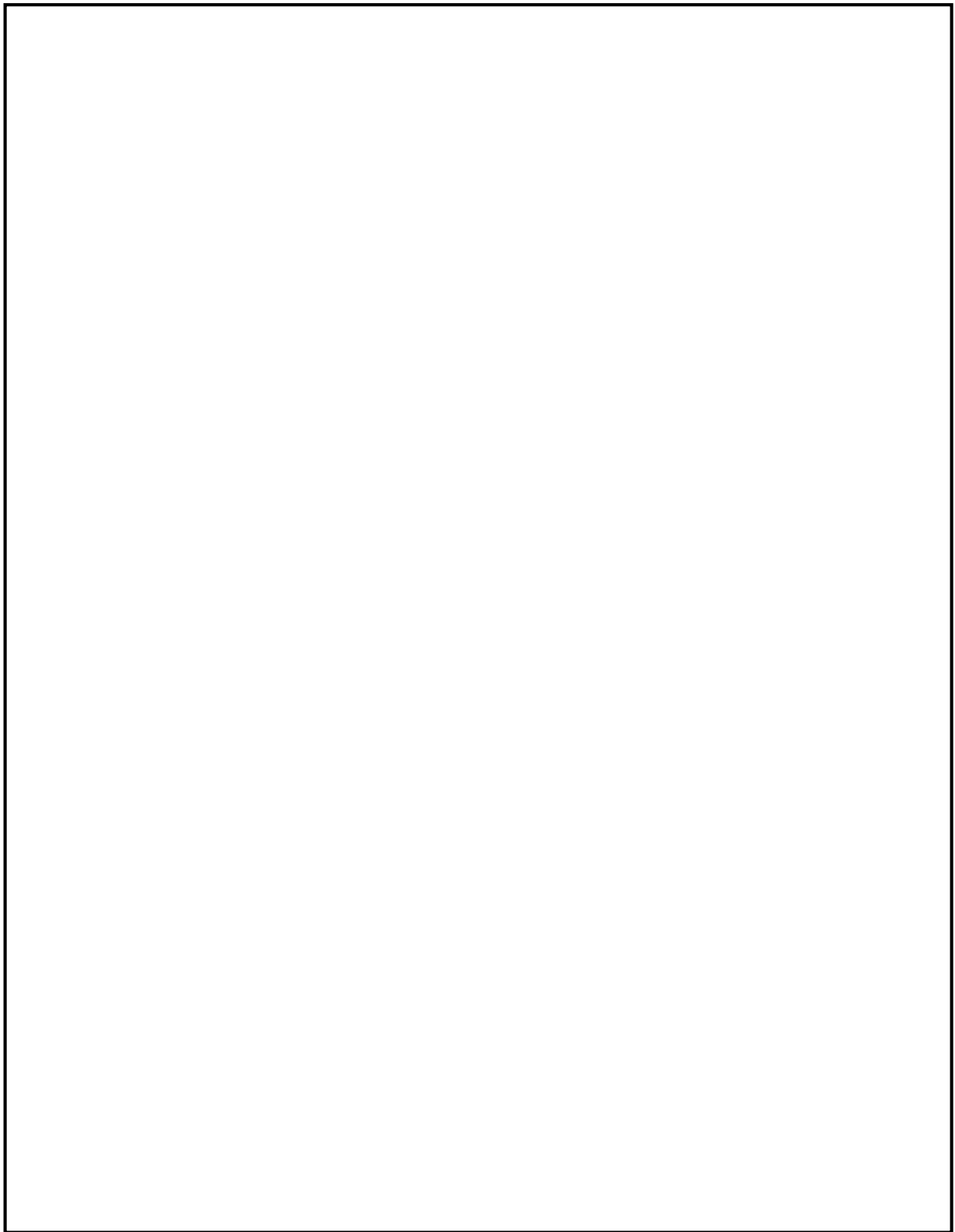


図 61-3-19 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽 配置図（その3）

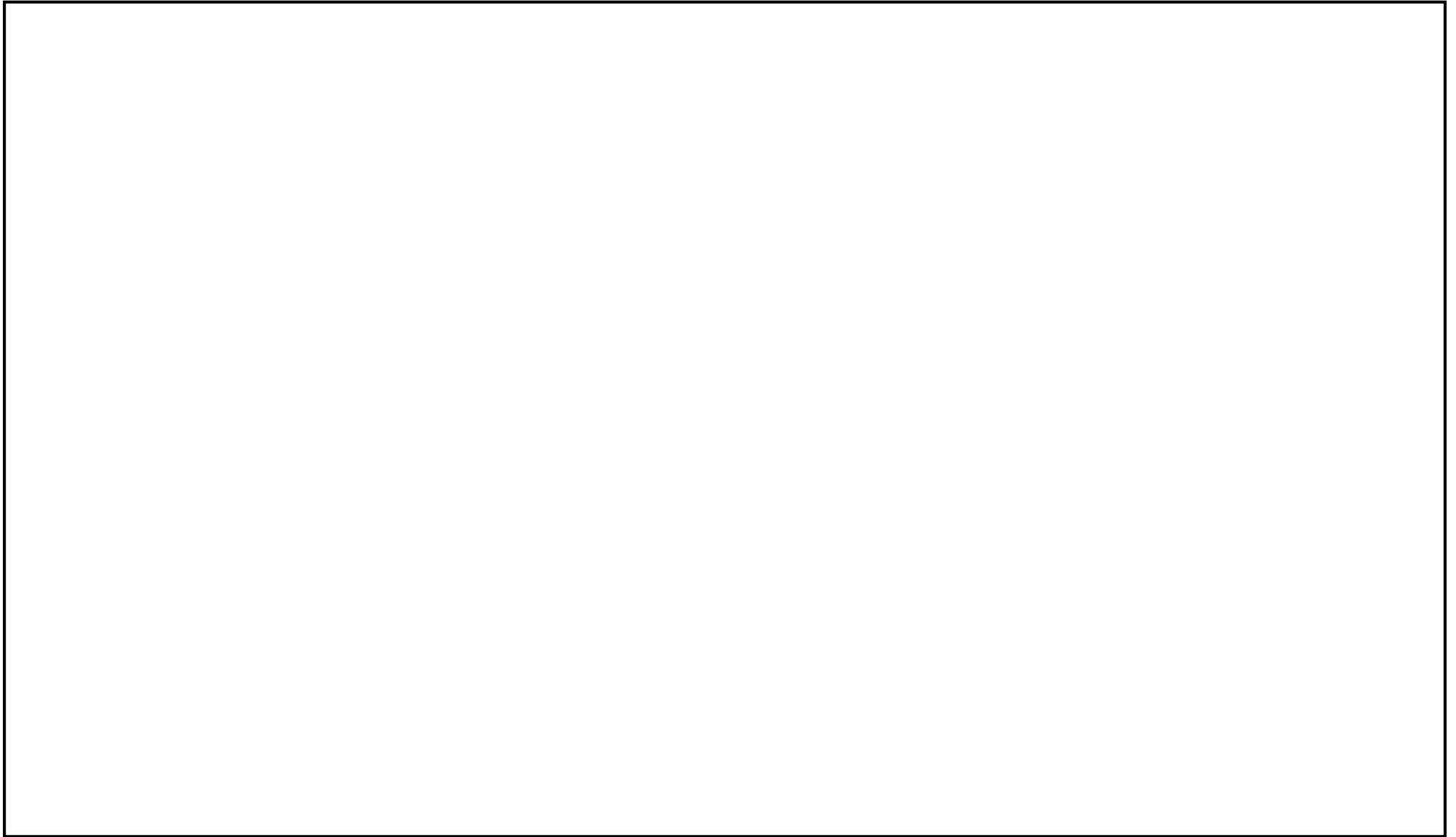


図 61-3-20 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所バウンダリ及び可搬型陽圧化空調機 配置図

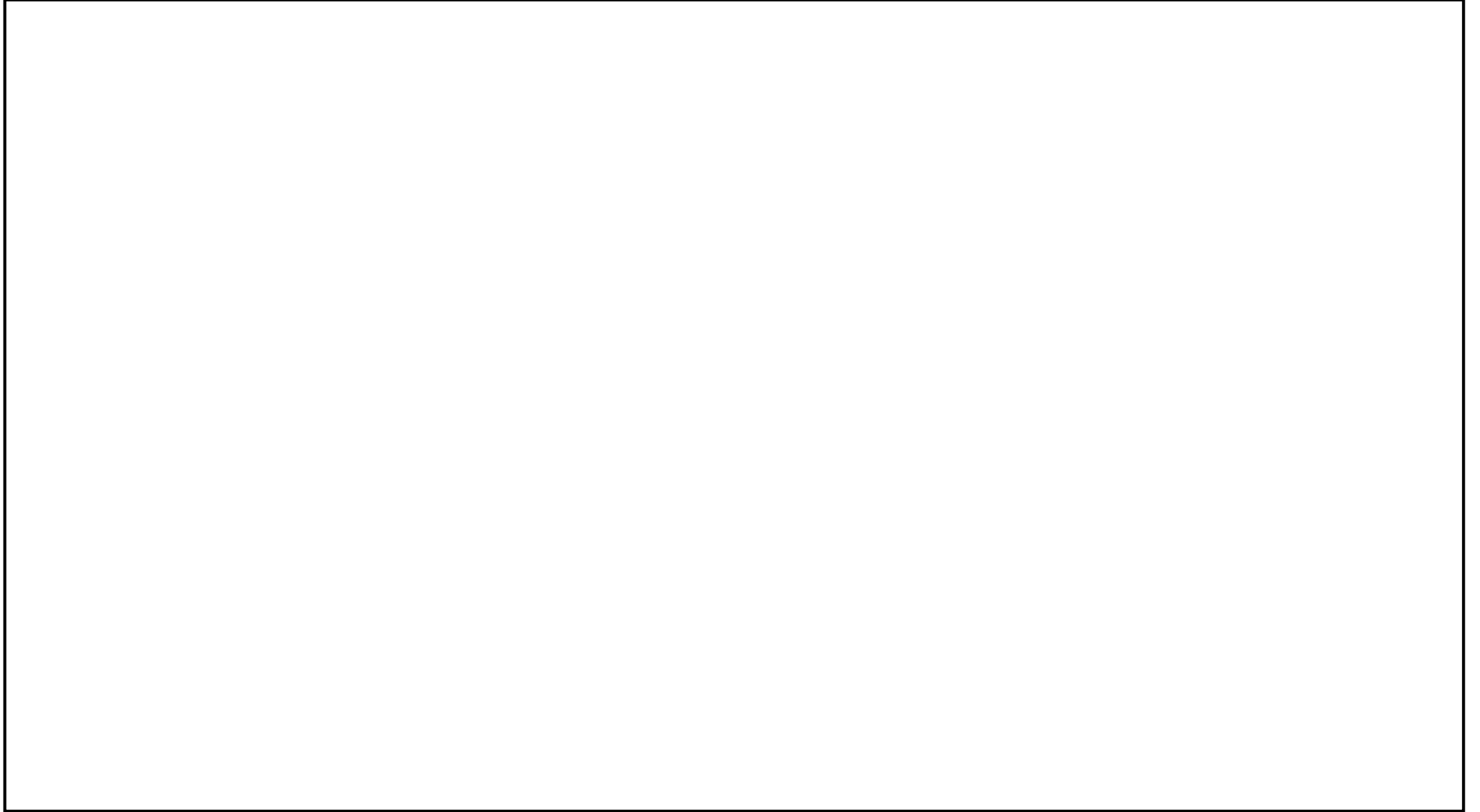


図 61-3-21 3号炉中央制御室換気空調系外気取入・排気隔離ダンパ 配置図

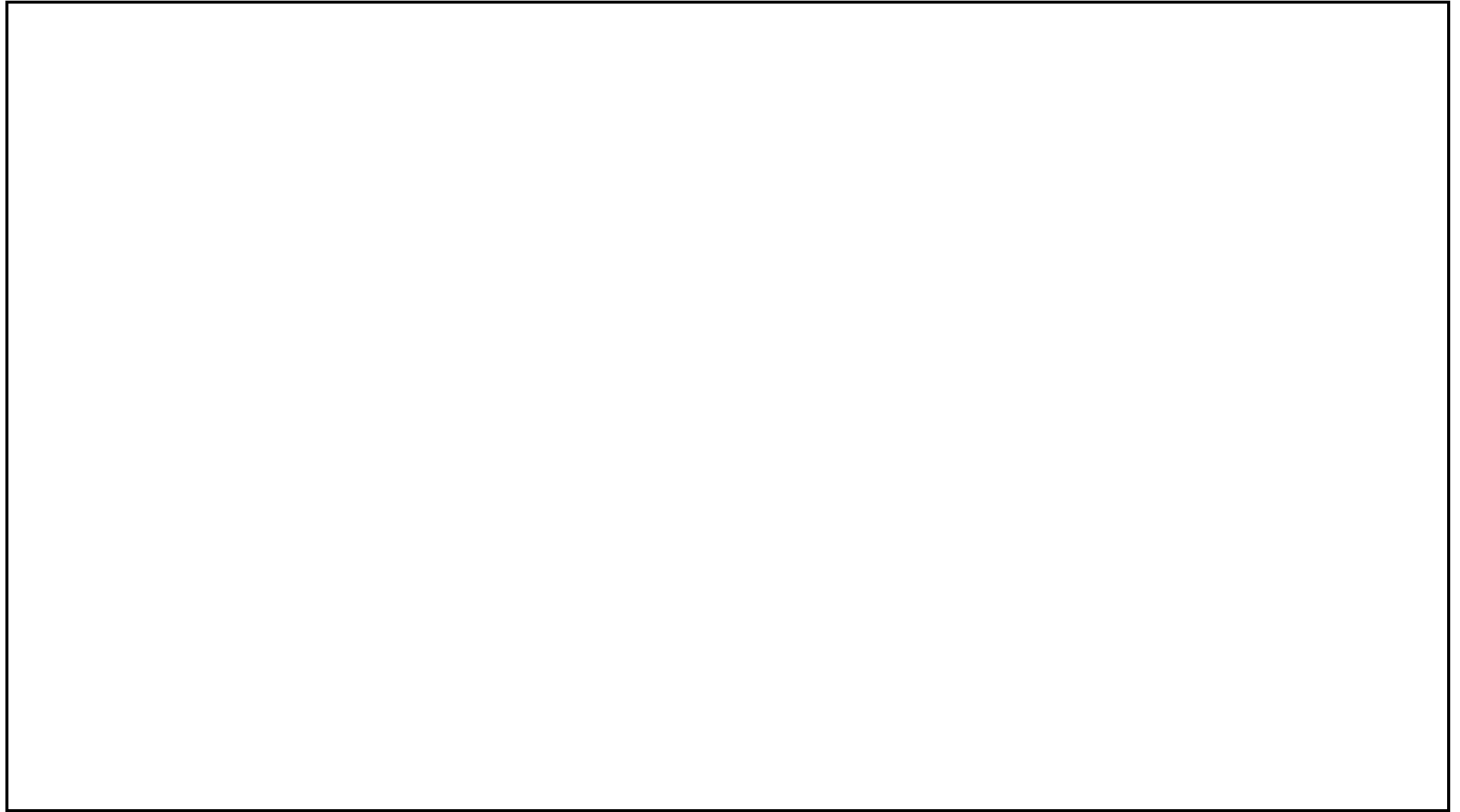


图 61-3-22 3号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図

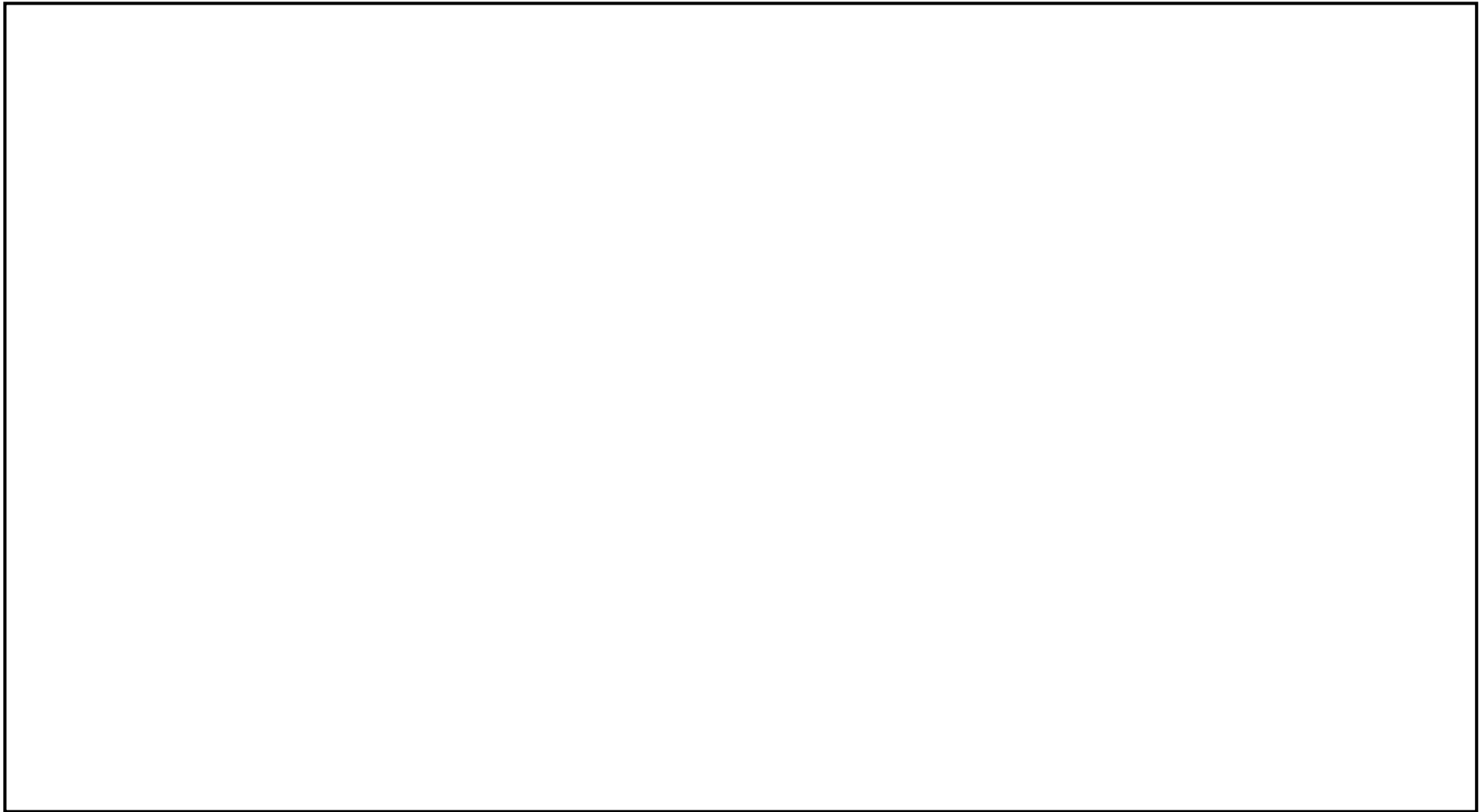


図 61-3-23 代替交流電源設備 配置図

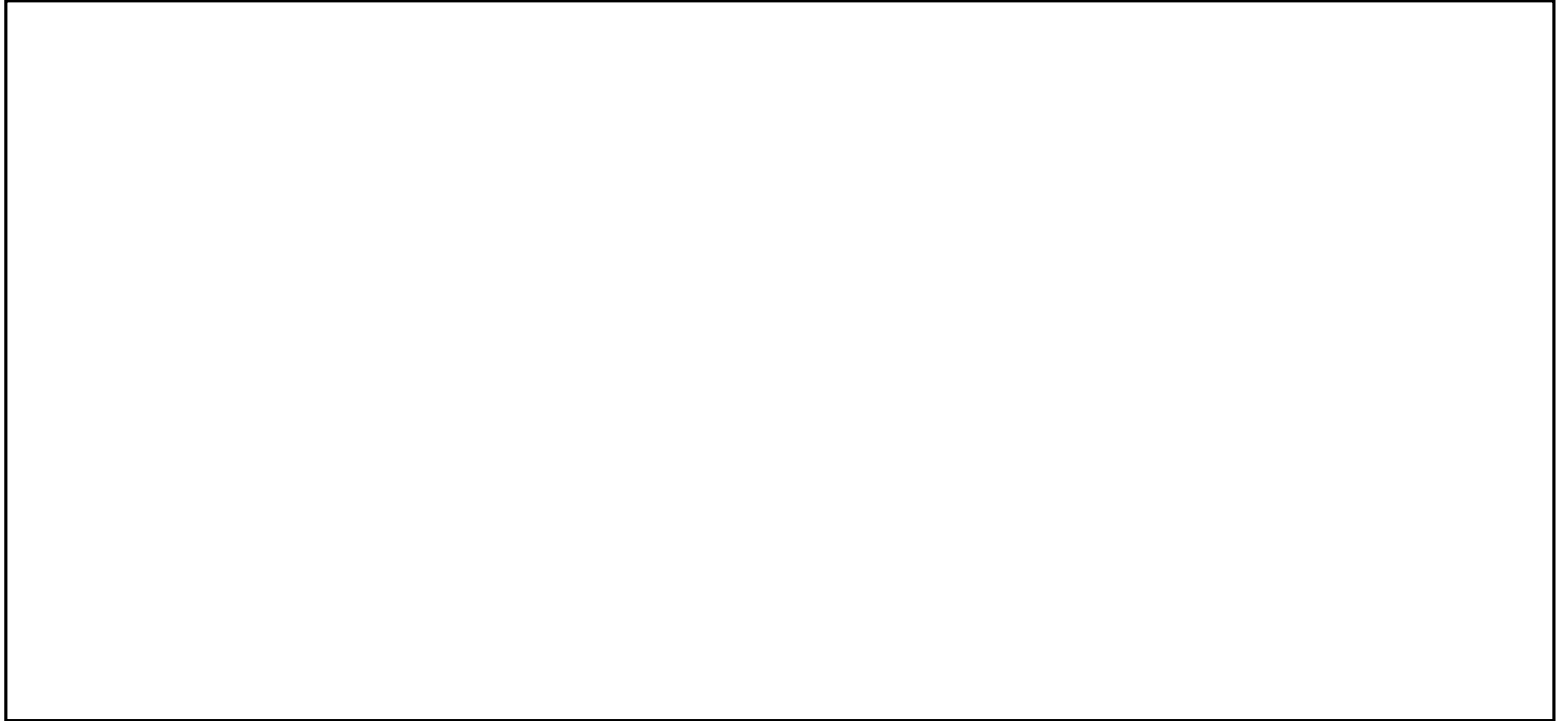


図 61-3-24 免震重要棟内緊急時対策所 2 階 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計 配置図

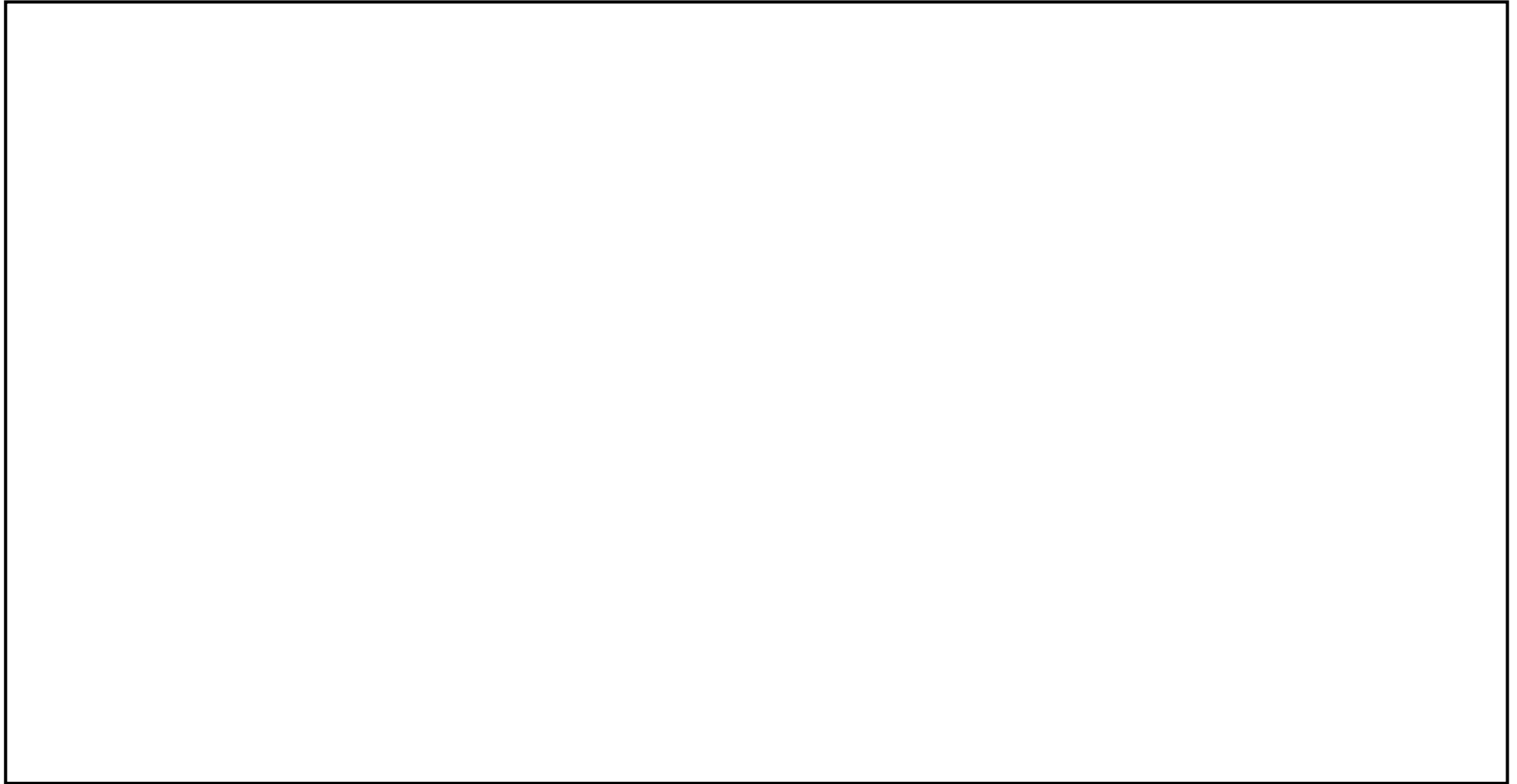


図 61-3-25 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計 配置図

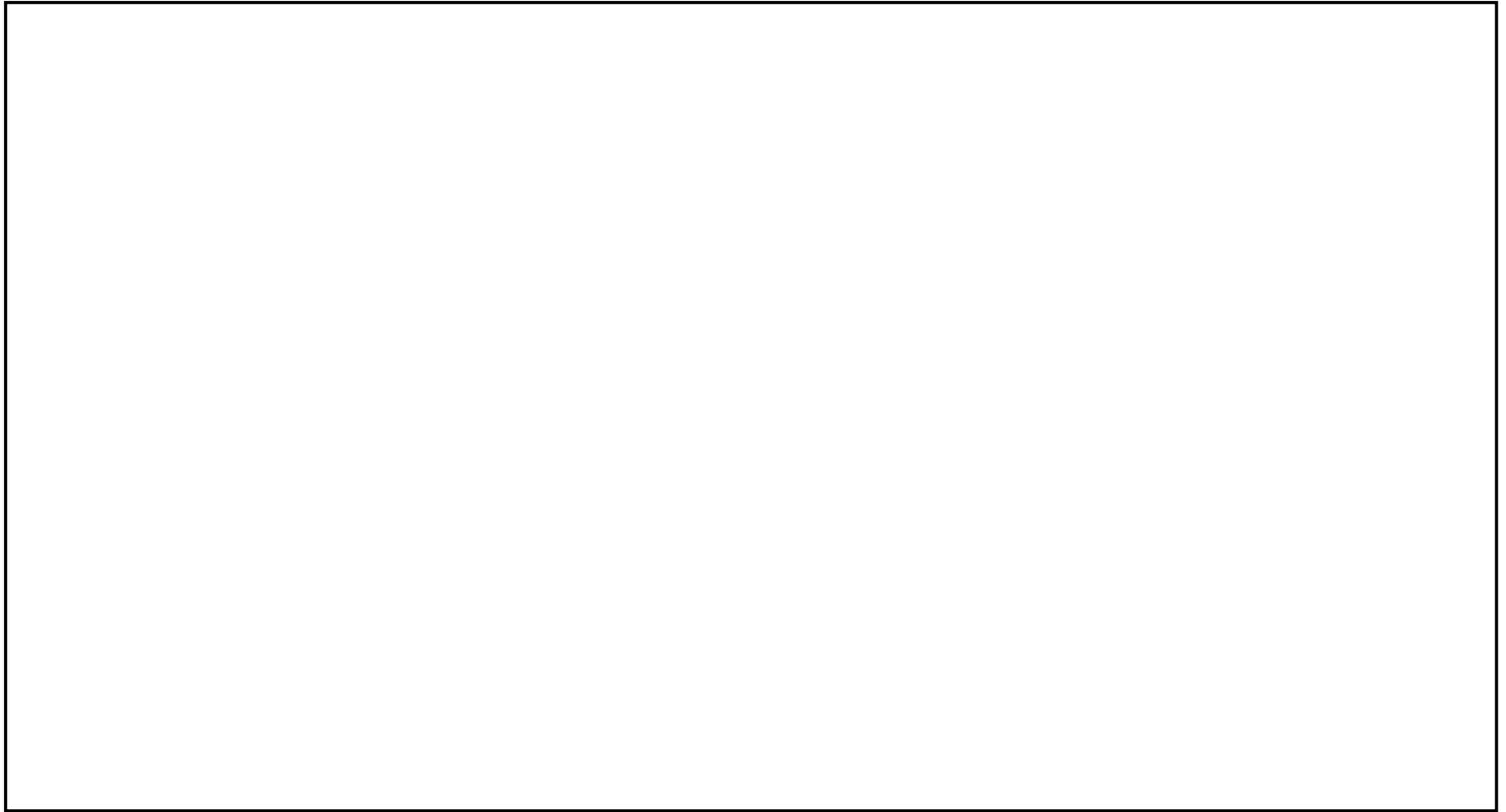


図 61-3-26 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計 配置図

61-4

系統図

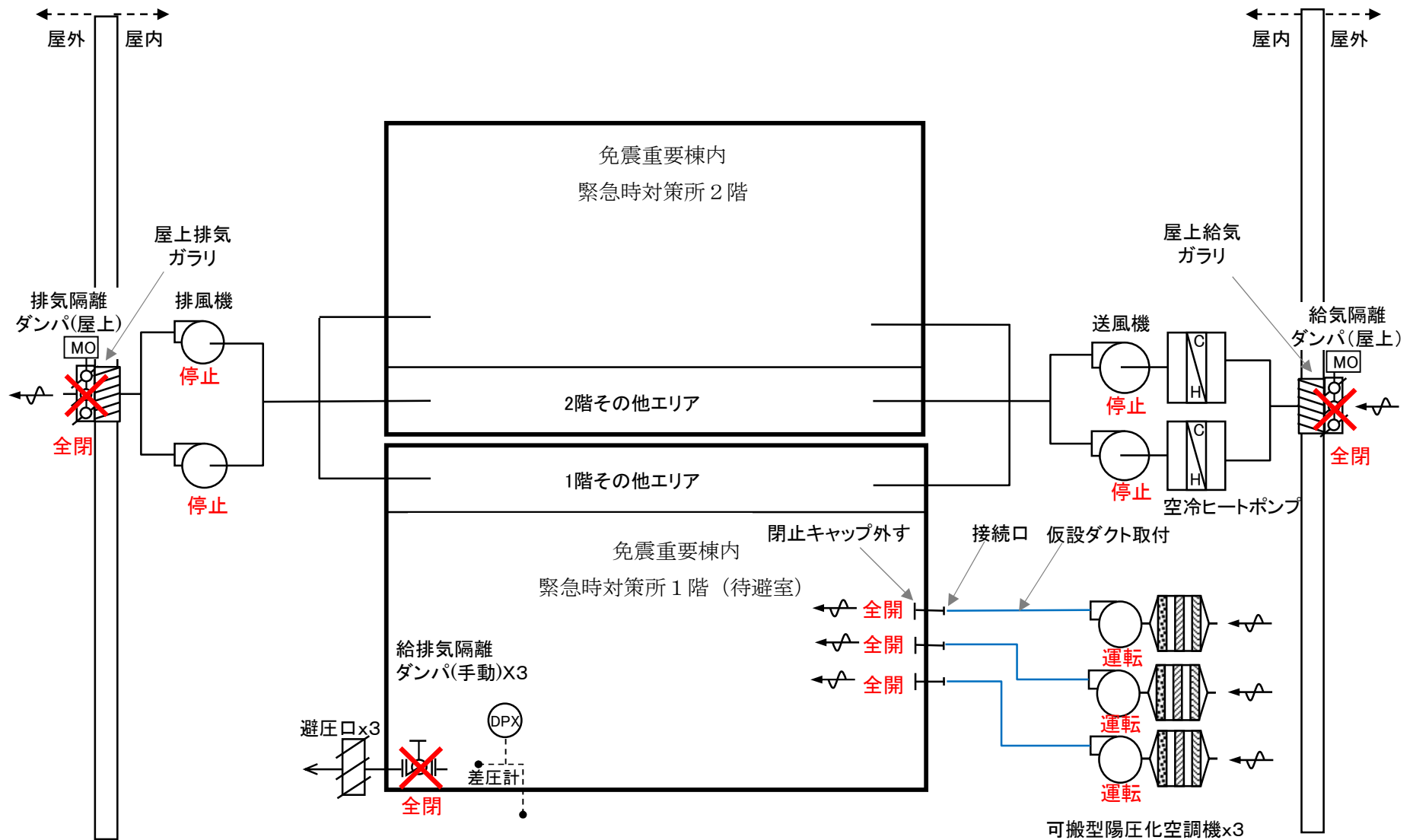


図 61-4-1 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）（陽圧化時）換気空調系概要図

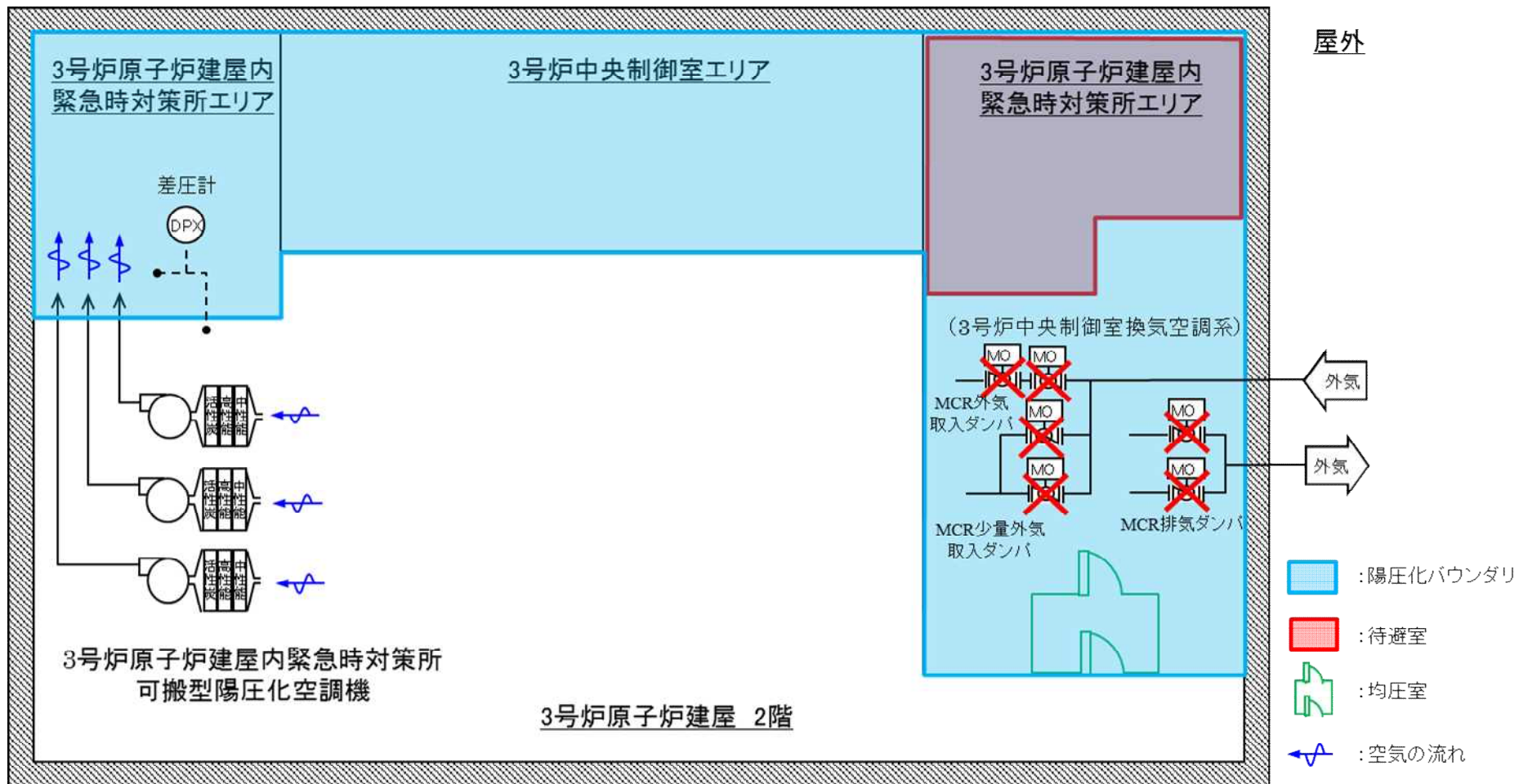


図 61-4-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（陽圧化時） 換気空調系系統概要図

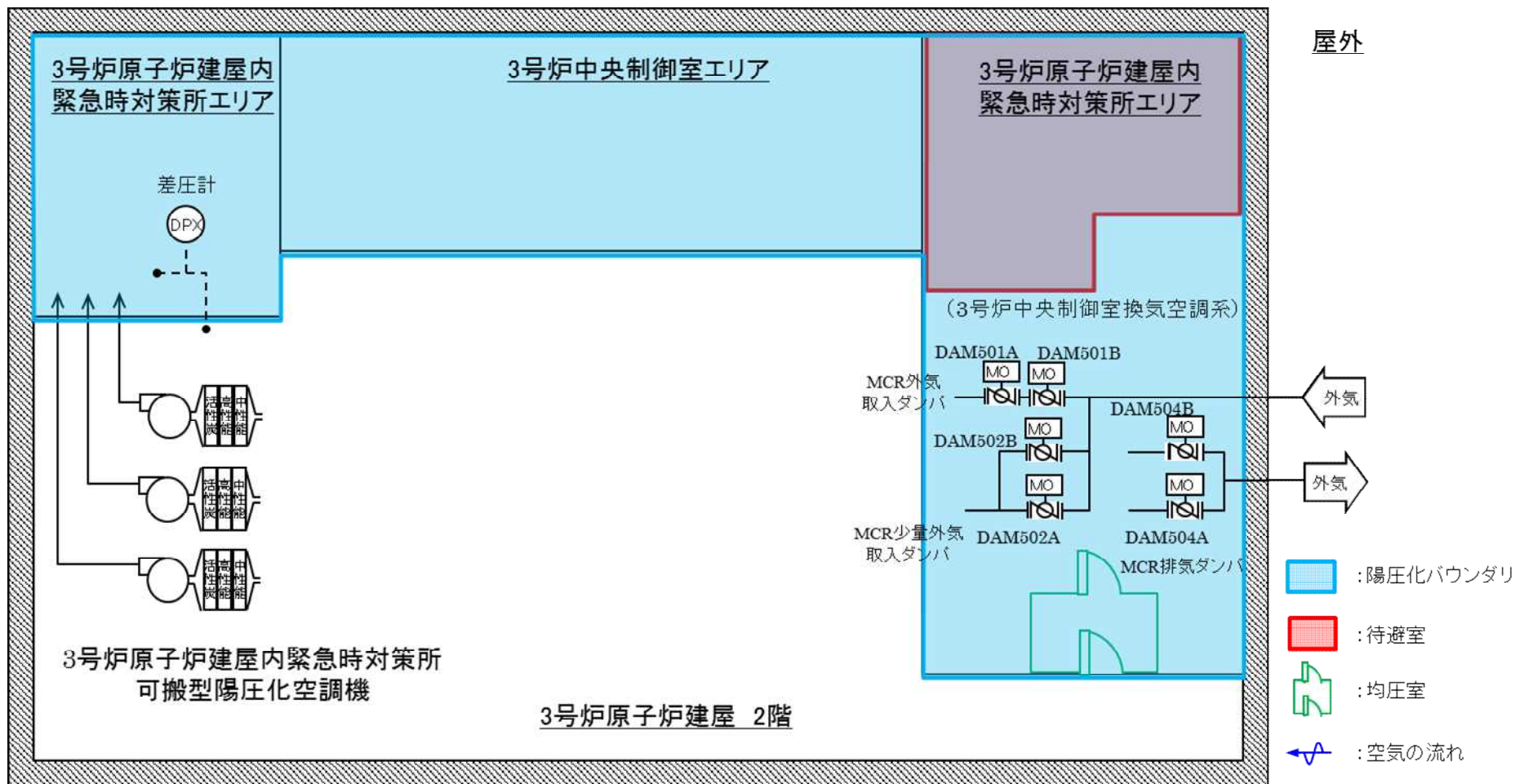


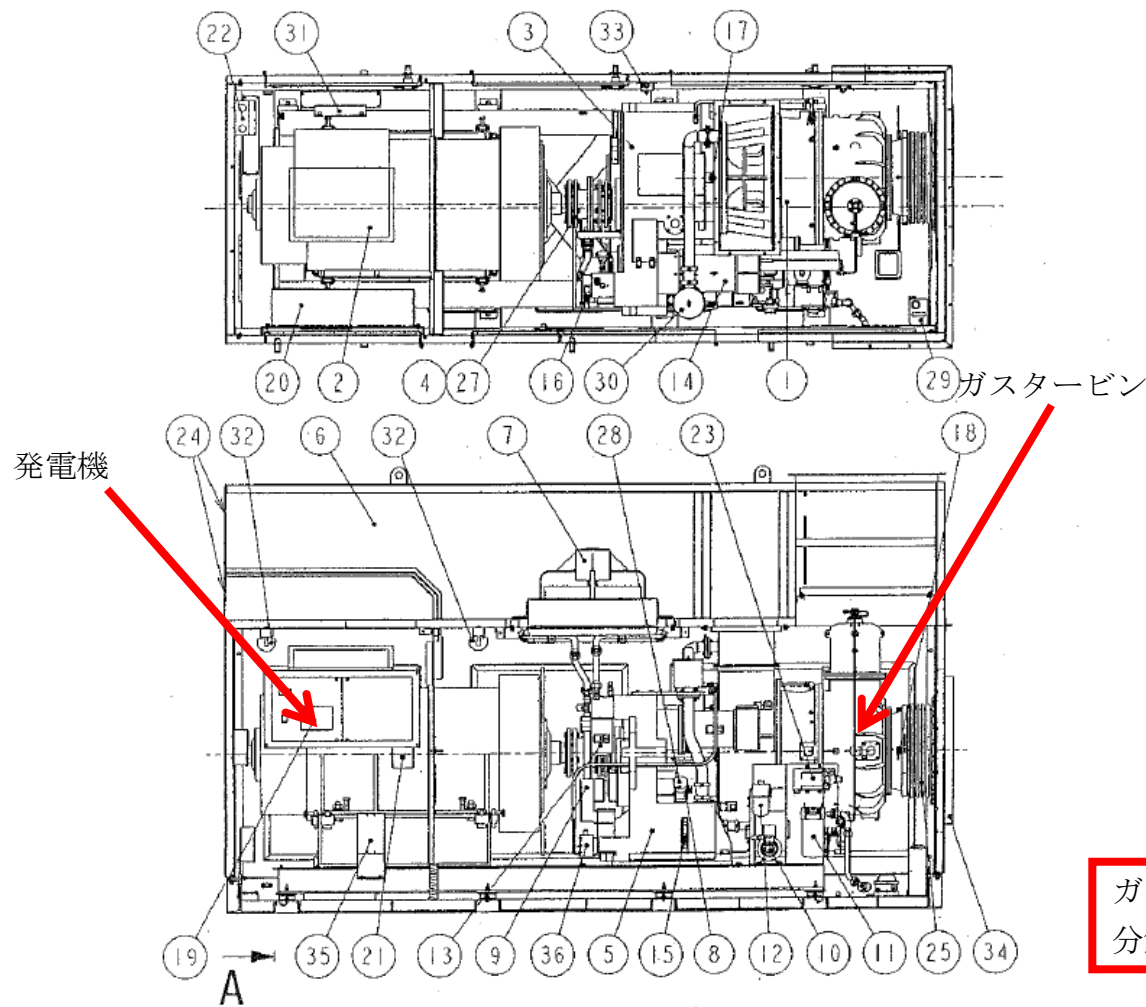
図 61-4-3 3号炉中央制御室換気空調系給気隔離ダンパ，排気隔離ダンパ 概要図

61-5

試験及び検査

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。

61-5-1



符号	部品名称	構造
1	ガスタービン	RGT8
2	発電機	1000kVA
3	減速機	平行減速式
4	カップリング	
5	潤滑油受	80L
6	脱気消音器	熱交換量159MJ/h
7	潤滑油冷却器	
8	燃料油ポンプ	
9	潤滑油ポンプ	
10	燃料油補給ポンプ	DCモータ 200W×1台
11	燃料油中圧フィルタ	10μm
12	燃料油高圧フィルタ	40μm
13	潤滑油フィルタ	10μm
14	DCスタータモータ	40kW×1台
15	液面計	
16	減圧弁	
17	機程回転計	
18	排気温度計用熱電対	
19	計器板	デジタル表示
20	燃費計	
21	非常停止スイッチ	引操作 赤色
22	中間継ぎ箱	
23	燃料油潤滑装置	
24	脱気スクリーン	
25	排気伸縮継手	500A
26	防振ゴム	8ヶ所
27	カップリングカバー	
28	潤滑油給油口	
29	パース受	
30	ミストセパレーター	
31	発電機カバーリフト	L65×65×6-300
32	電光式	20W×2ヶ所
33	電光式スイッチ	1ヶ所
34	排気管カバー	
35	DCスタータモータ	
36	潤滑油モータ	

ガスタービン発電機の各部品は分解点検が可能な構造とする。

図 61-5-1 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 構造図

マンホールを設けているため、内部確認が可能である。

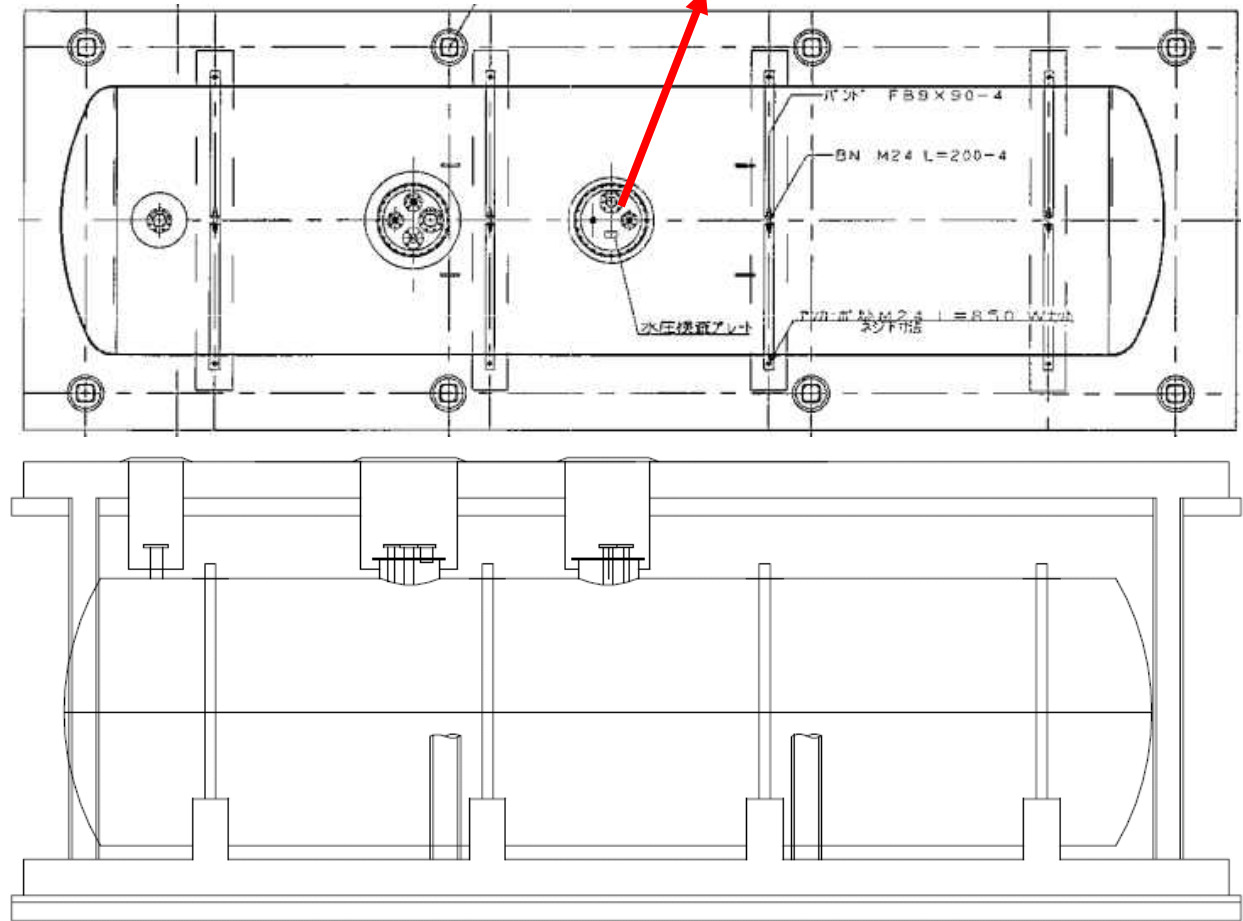


図 61-5-2 免震重要棟内緊急時対策所用 地下貯油タンク

油漏れ点検，機能点検，モータの絶縁抵抗計測を定期的を実施する。

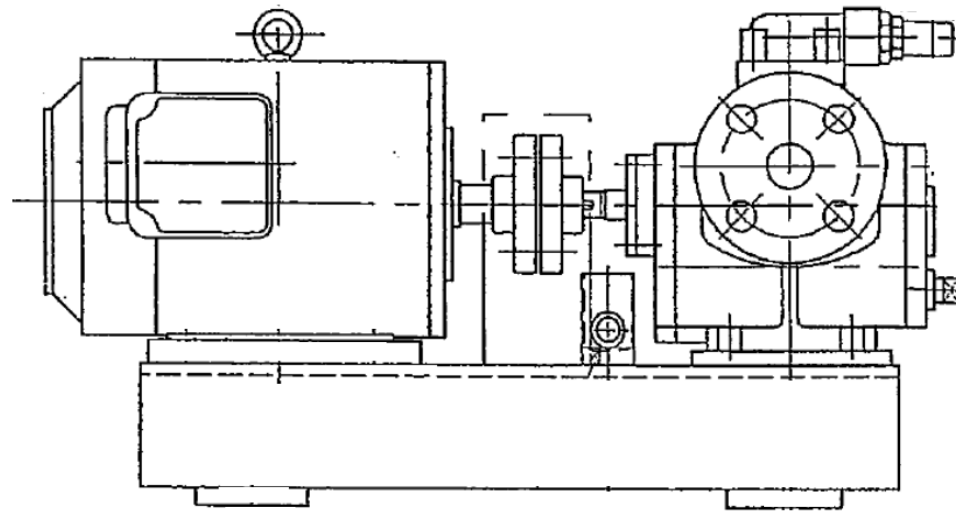


図 61-5-3 免震重要棟内緊急時対策所用 燃料移送ポンプ

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤は絶縁抵抗測定が可能である。

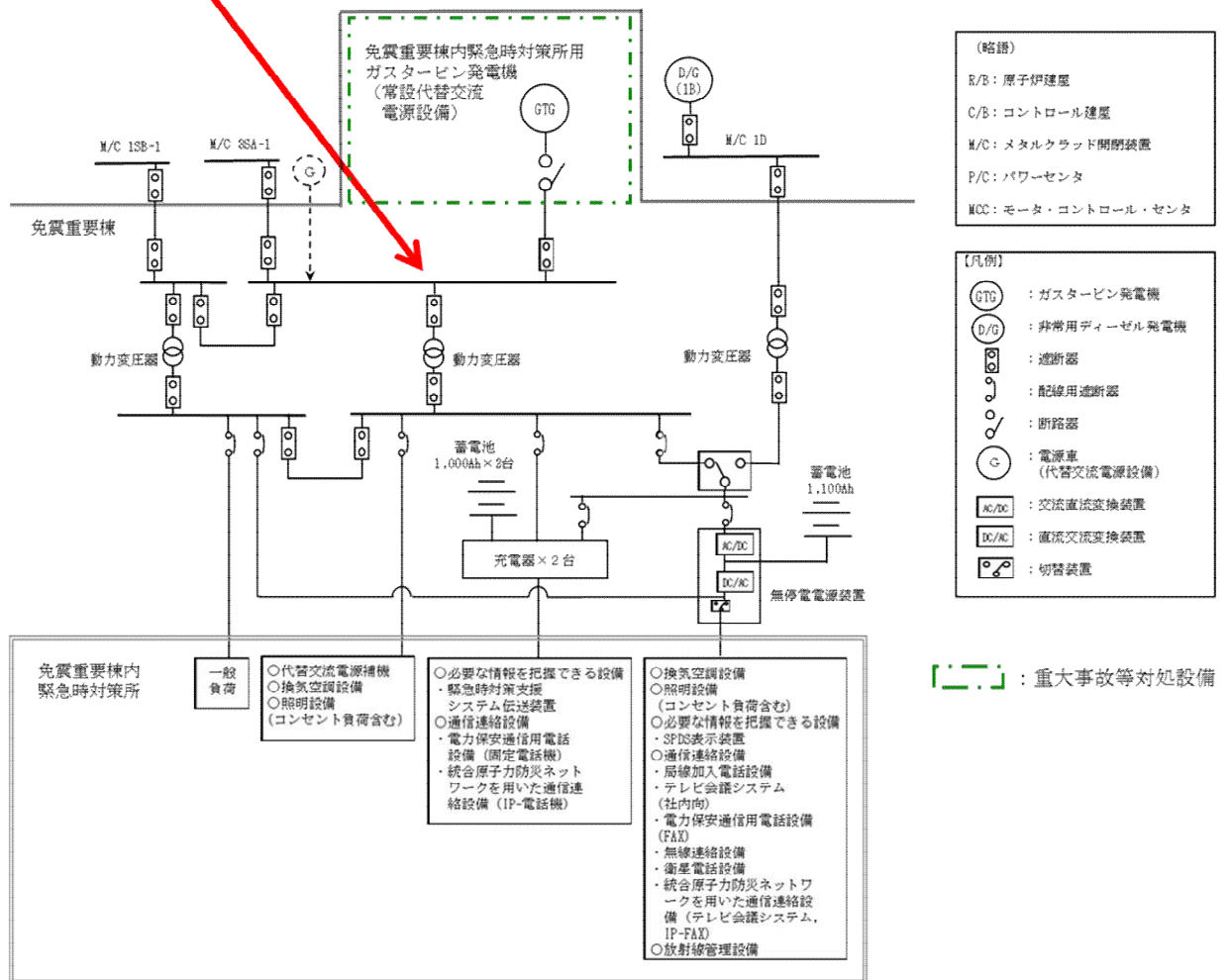
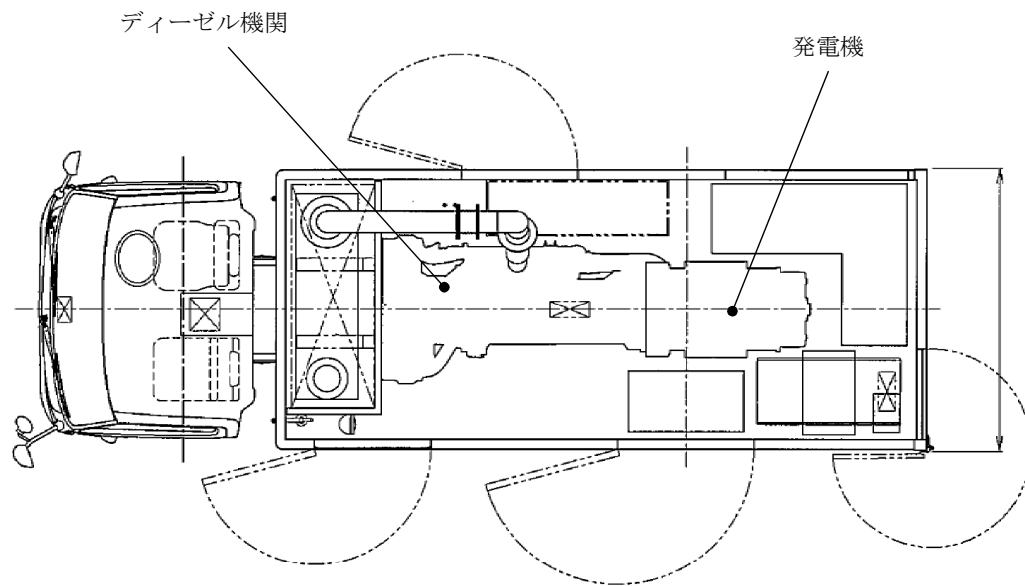


図 61-5-4 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤試験系統図



電源車の各部品は分解点検が可能な構造とする。

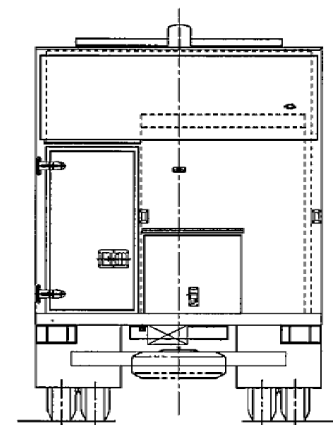
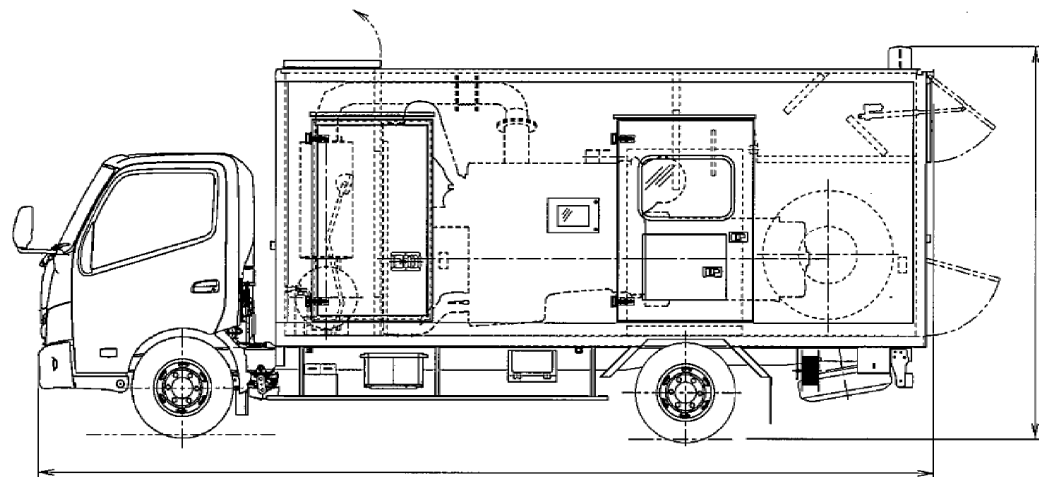


図 61-5-5 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 構造図

電源車のケーブルは絶縁抵抗測定が可能である。

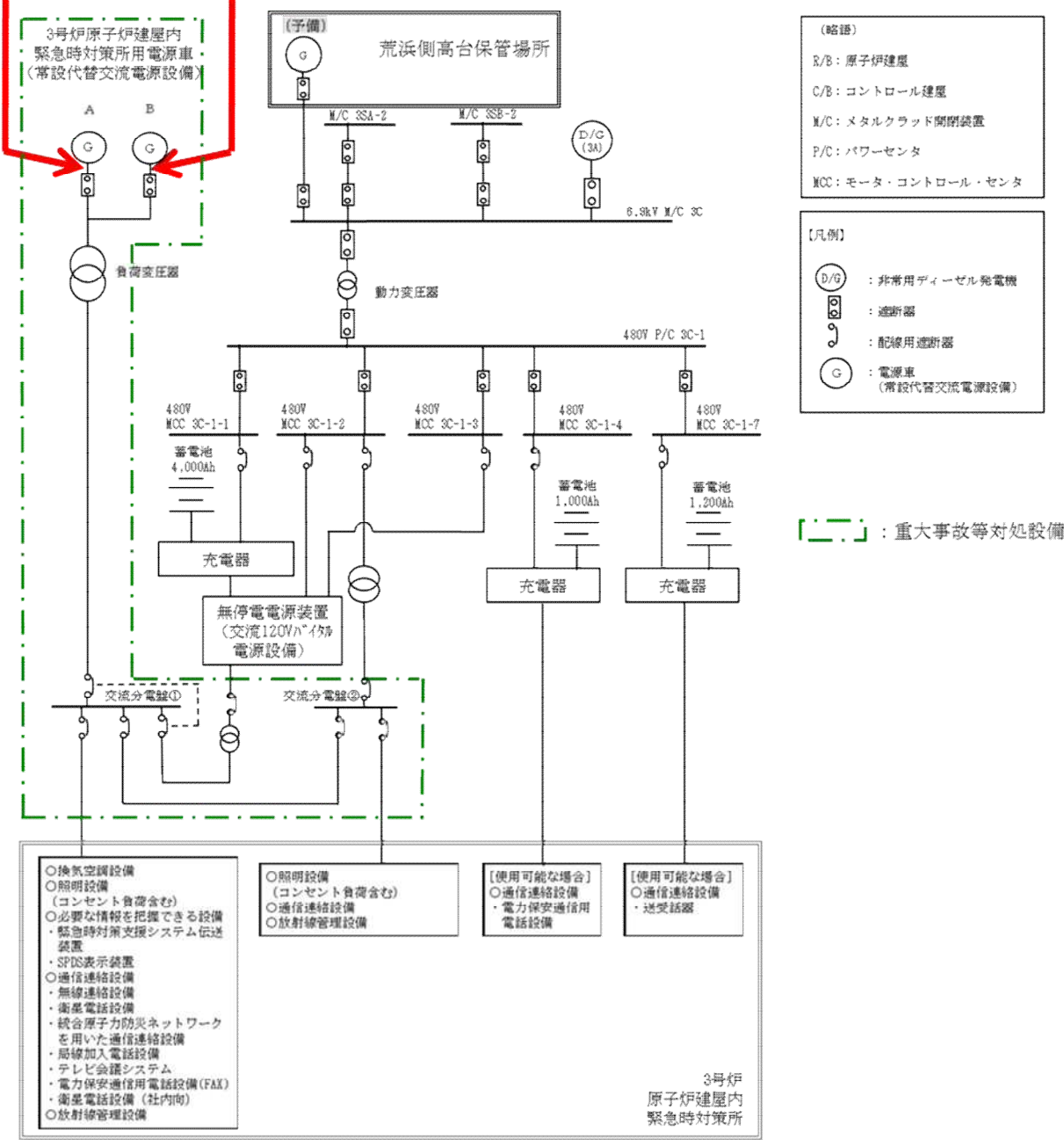


図 61-5-6 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車用ケーブル試験系統図

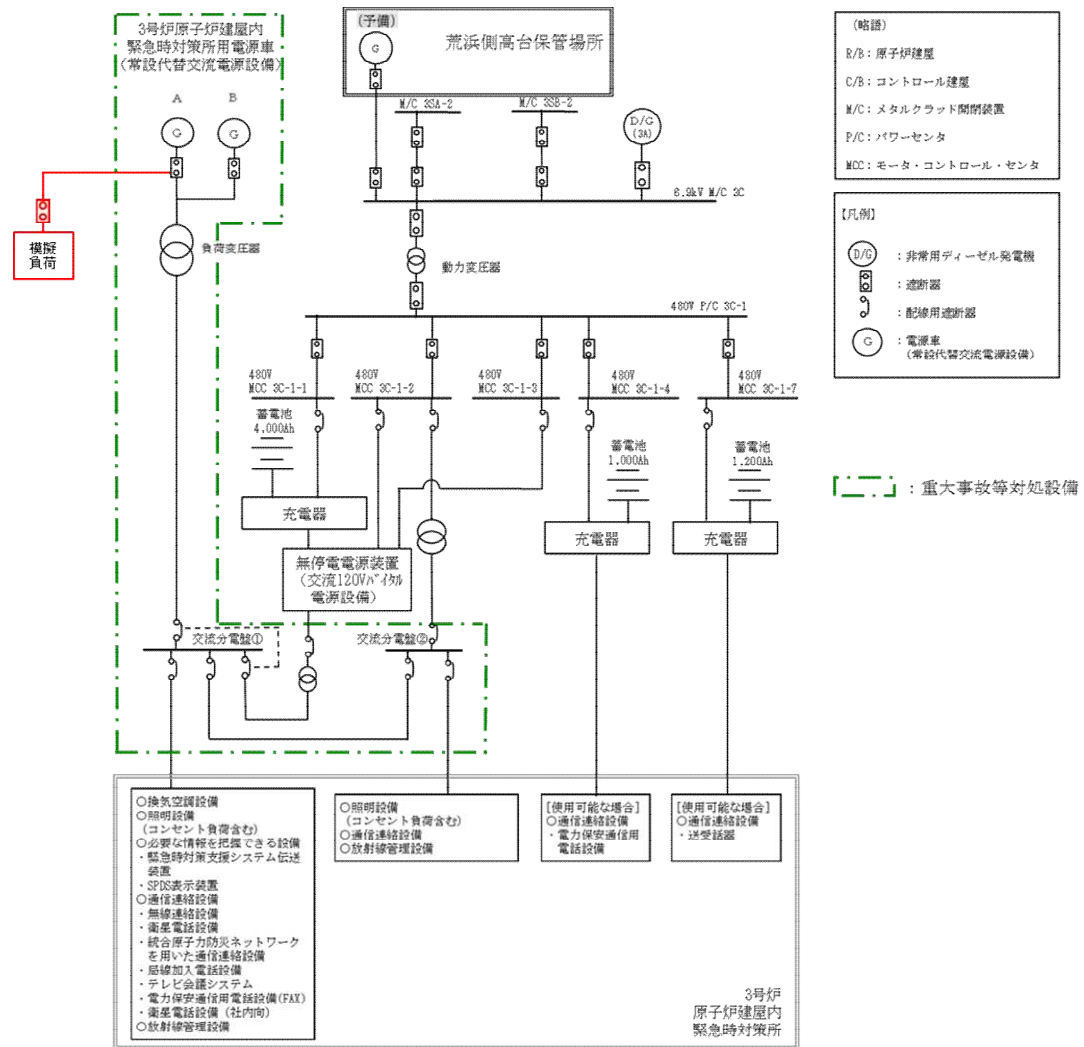


図 61-5-7 3号炉原子炉建屋内緊急時対策用電源車試験系統図(模擬負荷による電源車の出力性能確認)

負荷変圧器及び接続されたケーブルは絶縁抵抗測定が可能である。

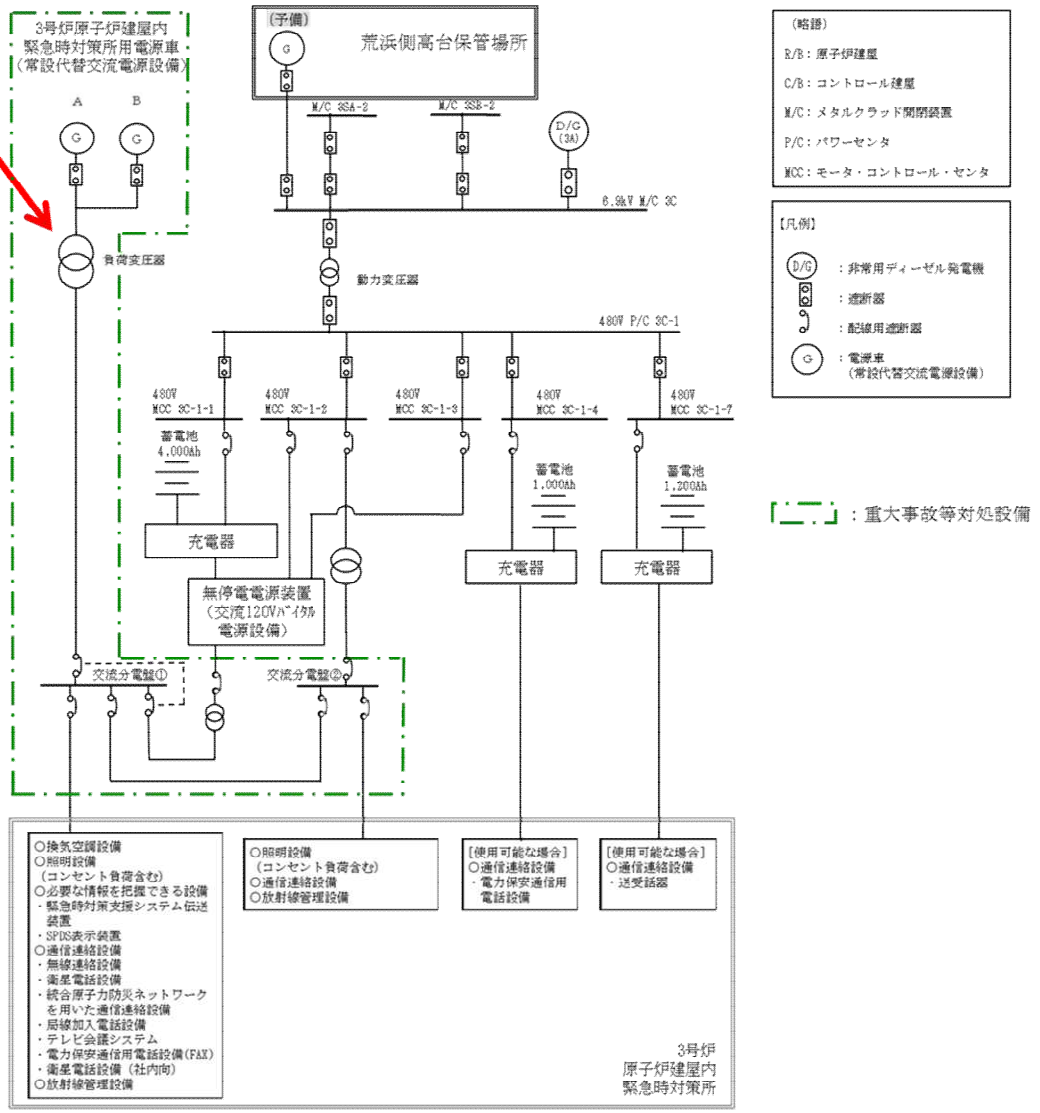


図 61-5-8 負荷変圧器 試験系統図

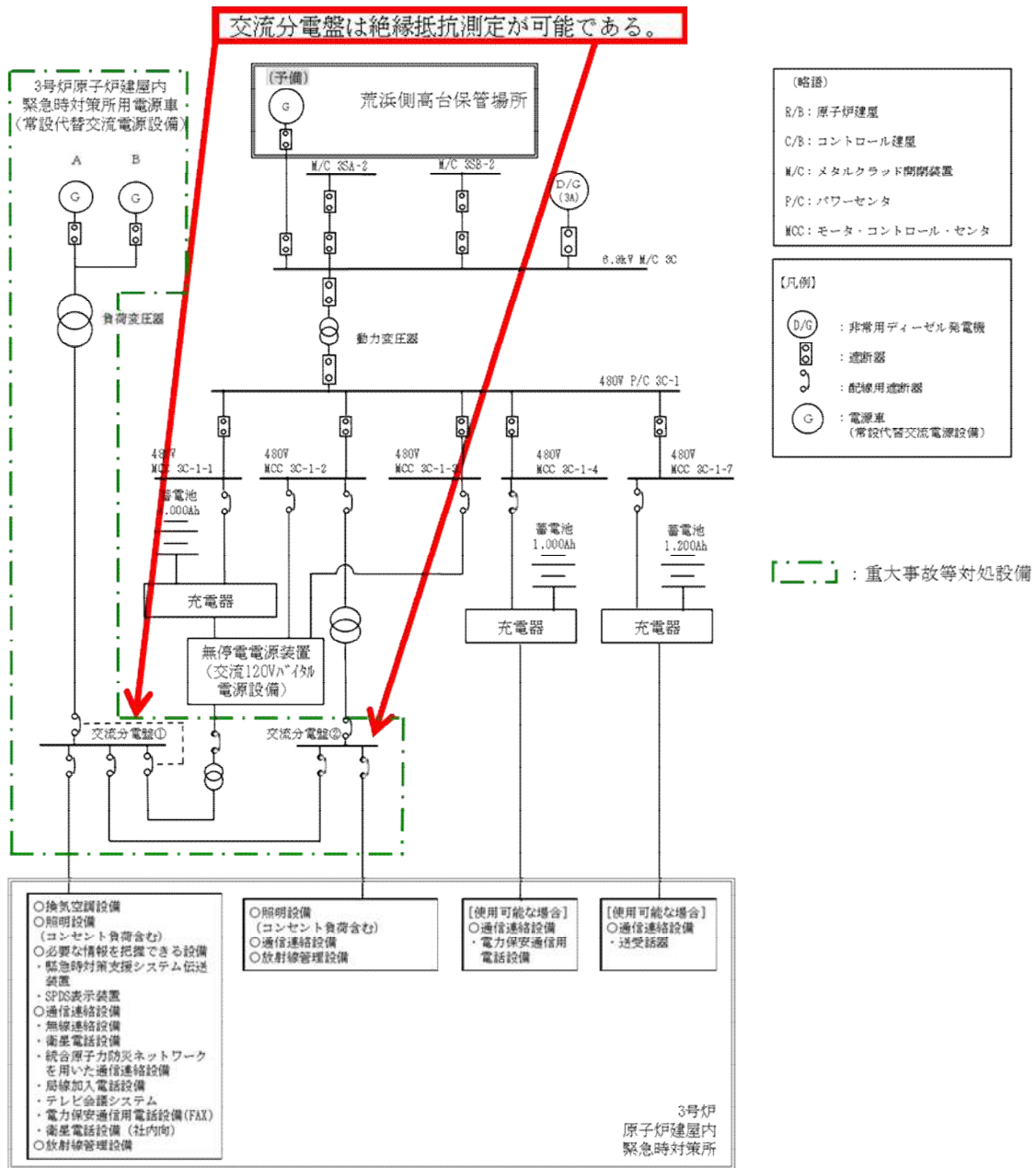


図 61-5-9 交流分電盤試験系統図

○免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の気密性，陽圧化に関する試験・検査性について

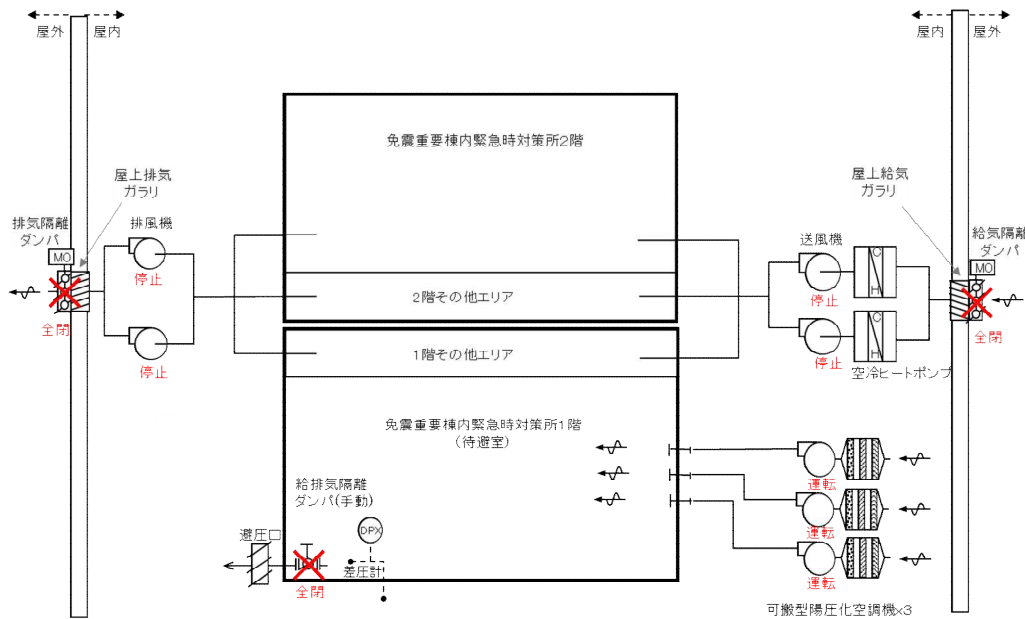
免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の気密性，陽圧化に関する点検及び検査は第61-5-1表の通りである。

第61-5-1表 免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の気密性，陽圧化機能に関する試験・検査性

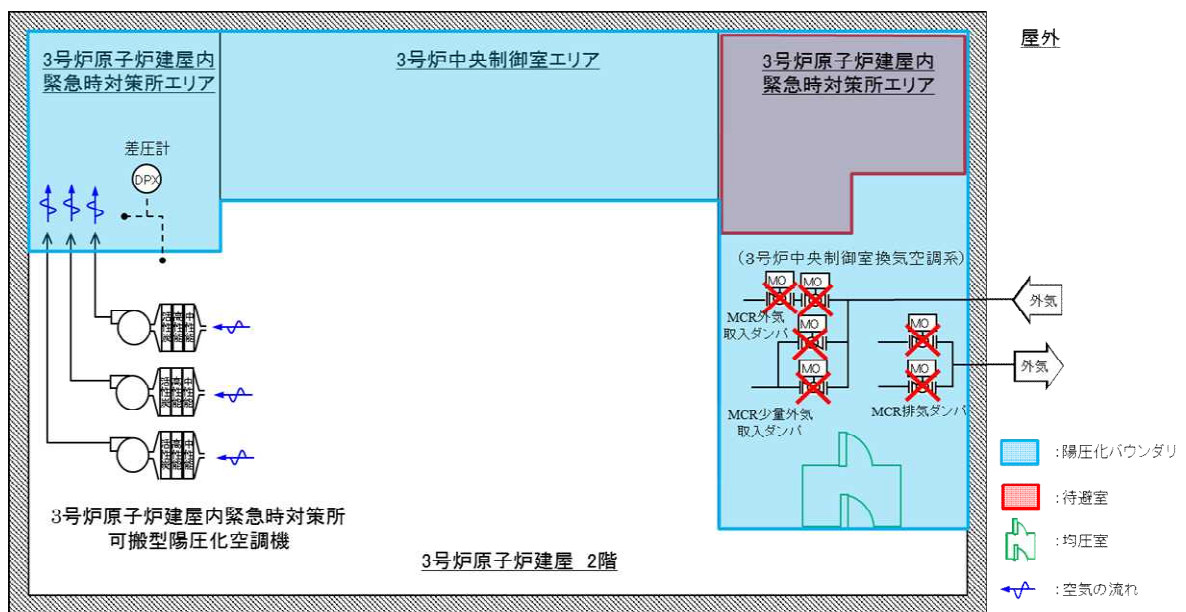
プラント 状態	項目	内容
停止中	点検	（可搬型陽圧化空調機） 外観点検 試運転による機能確認 （差圧計） 差圧計校正
	機能・性能 検査	気密性，陽圧化機能確認

可搬型陽圧化空調機，差圧計各々の点検を行うと共に，これら設備を組み合わせた状態で免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の気密性，陽圧化機能・性能が正常であることを確認する。

免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）バウンダリの機能・性能検査は，免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）陽圧化バウンダリの均圧室（二重扉構造の出入り室）扉を閉止し，外気取り入れ・排気のための隔離ダンパを全閉し，可搬型陽圧化空調機により免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）バウンダリ全体を陽圧化できることを確認する。

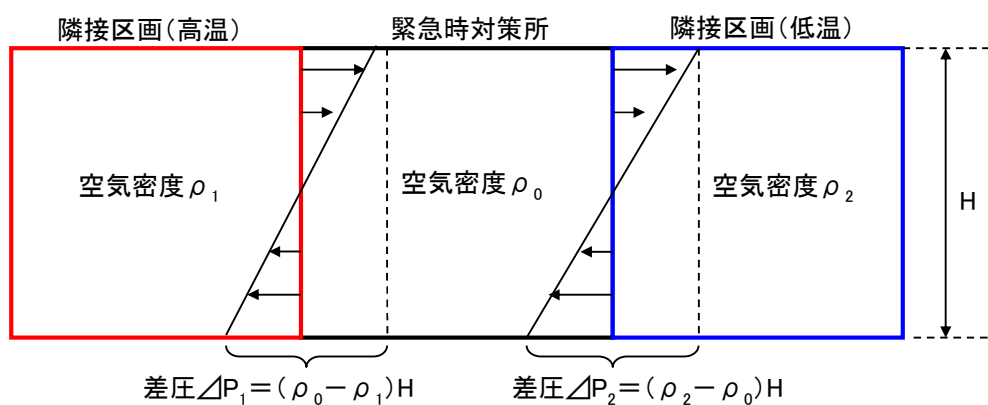


第 61-5-10 図 免震重要棟内緊急時対策所（待避室）の気密性，陽圧化機能に関する試験・検査性 概略図



第 61-5-11 図 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の気密性，陽圧化機能に関する試験・検査性 概略図

免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）は隣接区画からのインリークを防止する設計としている。免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）陽圧化バウンダリの差圧は第61-5-9図のように，免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）陽圧化バウンダリが20Pa以上となっていることを確認する。



第61-5-12図 免震重要棟内緊急時対策所（待避室），3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）バウンダリ気密性，陽圧化確認圧力

○酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の試験・検査性について

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計は，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。酸素濃度計概略図を図 61-5-10，二酸化炭素濃度計概略図を図 61-5-11 に示す。



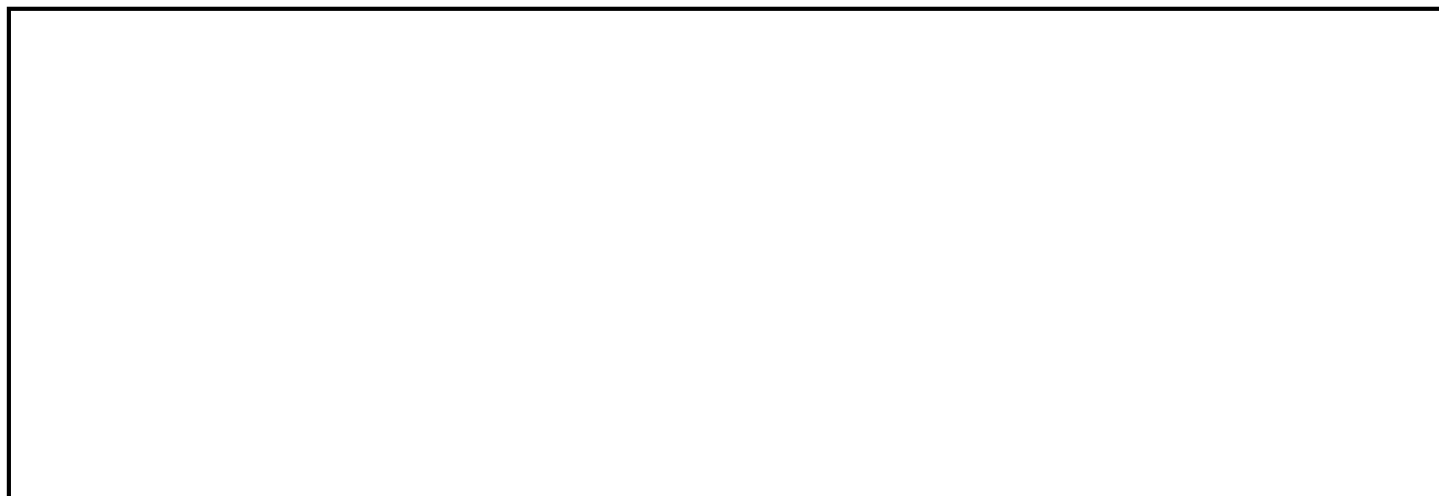
図 61-5-13 酸素濃度計の概略図



図 61-5-14 二酸化炭素濃度計の概略図

○地震観測装置の試験・検査性について

地震観測装置はプラント運転中，プラント停止中に外観検査，機能，性能検査が可能とし，機能・性能の確認が可能な設計とする。地震観測装置概略を図 61-5-15 に示す。



- : 震度表示計
- : 加速度検出器

図 61-5-15 地震観測装置概略

61-6

容量設定根拠

名称		陽圧化に必要な差圧
免震重要棟内緊急時対策所／ 隣接区画の陽圧化差圧	Pa	20 以上
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所／隣接区画の陽圧化差圧	Pa	20 以上
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化バウンダリ（待避室）は、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

重大事故等時の室内の温度を中央制御室のある原子炉建屋原子炉区域外の設計最高温度 40℃、隣接区画を外気の設計最低温度-17℃と仮定すると、免震重要棟内緊急時対策所の待避室の階層高さ 4.35m、及び、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の待避室の階層高さは 4.0mより、以下のとおり約 12Pa 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。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{(-17^\circ\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 4.35 \\ &= 1.092 \text{ kg/m}^2 (\approx 12\text{Pa}) \end{aligned}$$

このため、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画+20Pa とする。

名称		可搬型陽圧化空調機
台数	台	免震重要棟内緊急時対策所 3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 3 (予備機3 (免震重要棟内緊急時対策所, 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で共用))
容量	m ³ /h/台	394以上 (注1), (600以上 (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】

(1) 換気量

i) 必要換気量の考え方

免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室), 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所においては, 重大事故発生後のプルーム通過時からプルーム通過後の長期間に亘り最大想定174人(1~7号炉対応の緊急時対策要員164人, 自衛消防隊10人)に余裕を持った収容人数180人に対して許容二酸化炭素濃度及び許容酸素濃度を確保可能な設計とする。

ii) 許容二酸化炭素濃度, 許容酸素濃度

許容二酸化炭素濃度は, JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に定める 0.5%以下とする。許容酸素濃度は, 労働安全衛生法 酸素欠乏防止規則に定める 18%以上とする。

iii) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 Q_1

- ・ M 二酸化炭素発生量 : 0.030^{※1} (m³/h/人)
- ・ n 収容人数 : 180 (人)
- ・ C 許容二酸化炭素濃度 : 0.5 (%)
- ・ C₀ 初期二酸化炭素濃度 : 0.039^{※2} (%)
- ・ Q₁ 必要換気量 : $Q_1 = \frac{100Mn}{C - C_0}$ ^{※3} (m³/h)

※1: 軽作業時の二酸化炭素発生量
(空気調和衛生工学便覧, 軽作業時のCO₂吐出量)
※2: 標準大気中の二酸化炭素濃度
(JIS W 0201)
※3: 二酸化炭素基準の必要換気量
(空気調和衛生工学便覧)

$$Q_1 = 100 \times 0.030 \times 180 \div (0.5 - 0.039) = 1171 \div \underline{1,180 \text{ (m}^3\text{/h)}}$$

iv) 酸素濃度基準に基づく必要換気量 Q_2

- ・ n 収容人数 : 180 (人)
- ・ a 吸気酸素濃度 : 20.95^{※4} (%)
- ・ b 許容酸素濃度 : 18.0 (%)
- ・ c 成人の呼吸量 : 0.48^{※5} (m³/h)
- ・ d 乾燥空気換算酸素濃度 : 16.4^{※5} (%)
- ・ Q₂ 必要換気量 : $Q_2 = \frac{c(a-d)n}{a-b}$ ^{※6} (m³/h)

※4: 標準大気中の酸素濃度
(JIS W 0201)
※5: 成人呼吸量の酸素濃度
(空気調和衛生工学便覧)
※6: 酸素基準の必要換気量
(空気調和衛生工学便覧)

$$Q_2 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 180 \div (20.95 - 18.0) = 133.3 \div \underline{134 \text{ (m}^3\text{/h)}}$$

【設定根拠】（続）

v) 必要換気量

上記より、窒息防止に必要な換気量は、二酸化炭素濃度基準の必要換気量が制限となることから、 $1,180\text{m}^3/\text{h}$ 以上（ $394\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ 以上 $\times 3$ 台）に余裕をもたせた $600\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ 以上 $\times 3$ 台= $1,800\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保する。

名 称		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
台 数	台	1 台
容 量	kVA/台	1,000
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

免震重要棟内緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機を設置する。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機は、1台で免震重要棟内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する。またブルーム通過への対応に必要な無給油時間の余裕を有する設計とする。

1. 容量

ガスタービン発電機の容量は、以下の①、②について必要な負荷を基に設定する。

- ① 重大事故等対処時の必要負荷への給電（表 61-6-1）
- ② 重大事故等以外の一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した際の適切な措置のために必要な負荷への給電（表 61-6-2）

表 61-6-1 重大事故等対処時の必要負荷
（免震重要棟内緊急時対策所（待避室） 必要負荷）

負荷名称	負荷容量 (kVA)	備考
代替交流電源補機	約 20kVA	
換気空調設備	約 5kVA	
照明設備 (コンセント負荷含む)	約 80kVA	免震重要棟床面積約 4,100m ² が給電対象
必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備	約 115kVA	テレビ会議システム及び重大事故等時に必要な負荷 ^{※1} : 約 35kVA
放射線管理設備	約 55kVA	重大事故等時に必要な負荷 ^{※2} : 約 10kVA
合計	約 275kVA	

※1 重大事故等時に必要な負荷：

無線連絡設備、衛星電話設備、
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、
緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS 表示装置

※2 重大事故等時に必要な負荷：

モニタリングポスト及び気象データを監視する装置、
原子力発電所周辺線量予測評価システム、個人線量計用充電器、
可搬型空気浄化装置（チェンジングエリア用）

【設定根拠】（続）

表 61-6-2 重大事故等以外の必要負荷
（免震重要棟内緊急時対策所 必要負荷）

負荷名称	負荷容量(kVA)
代替交流電源補機	約 20kVA
換気空調設備	約 240kVA
照明設備（コンセント負荷含む）	約 80kVA
必要な情報を把握できる設備， 通信連絡設備	約 115kVA
放射線管理設備	約 55kVA
合計	約 510kVA

※ 1 重大事故等時に必要な負荷：

無線連絡設備，衛星電話設備，
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，
緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置

※ 2 重大事故等時に必要な負荷：

モニタリングポスト及び気象データを監視する装置，
原子力発電所周辺線量予測評価システム，個人線量計用充電器，
可搬型空気浄化装置（チェンジングエリア用）

ガスタービン発電機の燃料系統は，地下貯油タンク（30,000L）及び付属のポンプ，配管等で構成される。地下貯油タンクは，緊急時対策所横の地下に設置され，重大事故等時に免震重要棟内緊急時対策所に電源供給（保守的に 800kW の負荷に電源供給）した場合，約 2 日の連続運転が可能な容量を持つ。

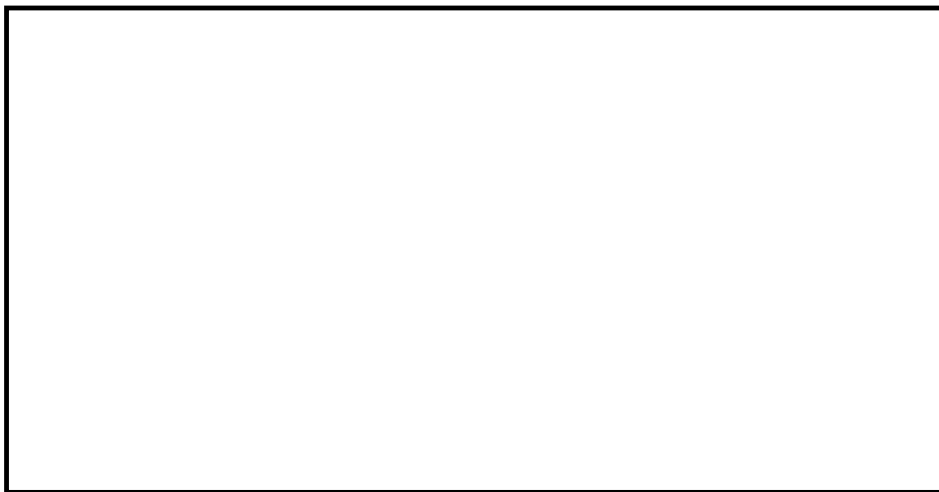


図 61-6-1 ガスタービン発電機用燃料性能表

名称		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
基数	基	1
容量	kL/基	30

【設定根拠】

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクは、重大事故等対処時に免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機への燃料補給を円滑に行うために設置する。

1. 容量

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクの容量は、ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費量を基に設定する。(保守的に定格出力 800kW にて算定)

地下貯油タンクは、緊急時対策所横の地下に設置され、重大事故等時に免震重要棟内緊急時対策所に電源供給した場合、約 2 日の連続運転が可能な容量を持つ。

具体的には、2 日間燃料補給可能な容量は、以下のとおり、20.98kL となる。



以上より、ガスタービン発電機用燃料タンクの容量は 20.98 kL 以上である 30kL とする。

名称		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
台数	台	1 (予備 1)
容量	m ³ /h/台	約 2.0
揚程	m	約 15
原動機出力	kW	約 0.75

【設定根拠】

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、重大事故時に免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクから免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。なお、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの容量は、ガスタービン発電機の単位時間あたりの燃料最大消費量 を免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機へ供給 するため、それよりも容量の大きい 約 30L/min (約 2.0m³/h) とする。

2. 揚程の設定根拠

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要となる揚程は、以下のとおり、約 6.9m である。

$$\begin{array}{l} \text{発電機接続レベル} \\ \text{地下貯油タンク吸い込みレベル} \\ \text{(差分)} \end{array} \quad \boxed{} \quad \div 6.9\text{m}$$

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり 0.1kW となる。

$$P = (g \times \rho \times Q \times H) \div (60 \times \eta)$$

$$= \boxed{}$$

$$= 0.10\text{kW}$$

P : 必要軸動力 (kW) g : 重力加速度 (m/s²)

ρ : 比重 (－) Q : 吐出量 (m³/min)

H : 全揚程 (m) η : ポンプ効率 (%)

上記の必要軸動力を満足する原動機を選定すると、原動機出力は約 0.75kW とする。

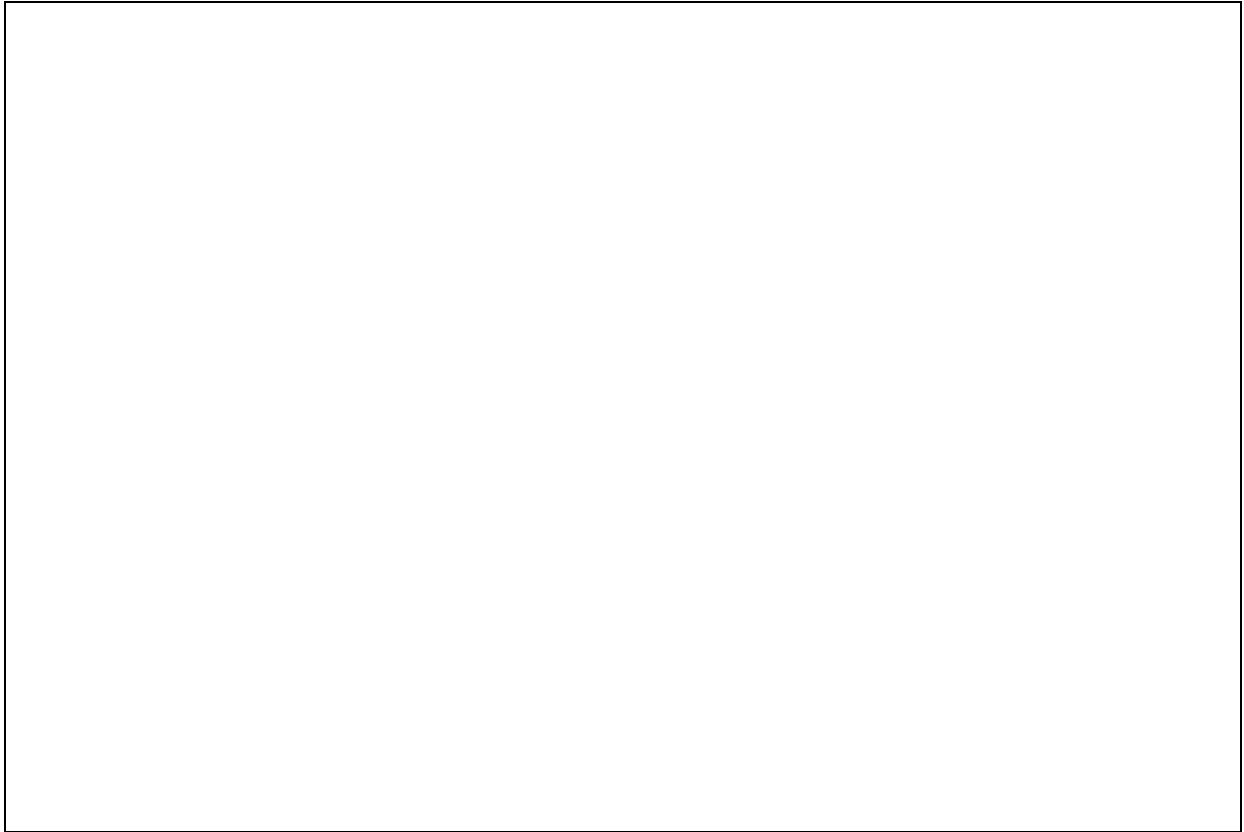


図 61-6-2 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ性能曲線



図 61-6-3 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
揚程設計 概略図

名称		免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
母線電流容量	A	約 1,200
<p>【設定根拠】</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤は、通常時受電の所内電源系からの給電が喪失した際、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤の容量は、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機が接続可能であることから、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用の定格電流以上に設定する。</p> <p>(1) 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用の定格電流である約 84A に対し、十分余裕を有する約 1,200A とする。</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機受電盤の定格電流：1,000kVA $\div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 83.7\text{A} \approx 84\text{A}$</p>		

名 称	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	
台 数	台	1 (予備 2)
容 量	kVA/台	500
機器仕様に関する注記	—	

【設定根拠】

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を設置する。3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車は、1台で3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するうえ、ブルーム通過への対応に必要な無給油時間の余裕を有する設計とする。

1. 容量

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の容量は、以下の表に示す必要な負荷を基に設定する。なお、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は重大事故等対処時の必要負荷と、重大事故等以外の一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した際の適切な措置のために必要な負荷がほぼ同等となる。（表 61-6-3）

表 61-6-3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約 5kVA
照明設備 (コンセント負荷含む)	約 17kVA
必要な情報を把握できる 設備、通信連絡設備*	約 17kVA
放射線管理設備	約 11kVA
合計	約 50kVA

* 電力保安通信用電話設備及び送受話器は除く

名 称		負荷変圧器
台 数	台	1
容 量	kVA/台	75
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

負荷変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

負荷変圧器の容量は、以下の表に示す必要な負荷容量に対し余裕を考慮し 75kVA とする。
(表 61-6-4)

表 61-6-4 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約 5kVA
照明設備 (コンセント負荷含む)	約 17kVA
必要な情報を把握できる 設備, 通信連絡設備*	約 17kVA
放射線管理設備	約 11kVA
合計	約 50kVA

* 電力保安通信用電話設備及び送受話器は除く

名 称		交流分電盤
台 数	台	2
母線容量	A/台	800
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

交流分電盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

交流分電盤の定格電流は、以下の表に示す必要な負荷容量 $50\text{kVA} \div 110\text{V} = 455\text{A}$ に余裕を考慮し、800A とする。(表 61-6-5)

表 61-6-5 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約 5kVA
照明設備 (コンセント負荷含む)	約 17kVA
必要な情報を把握できる 設備, 通信連絡設備*	約 17kVA
放射線管理設備	約 11kVA
合計	約 50kVA

* 電力保安通信用電話設備及び送受話器は除く

61-7

保管場所図

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。

61-7-1

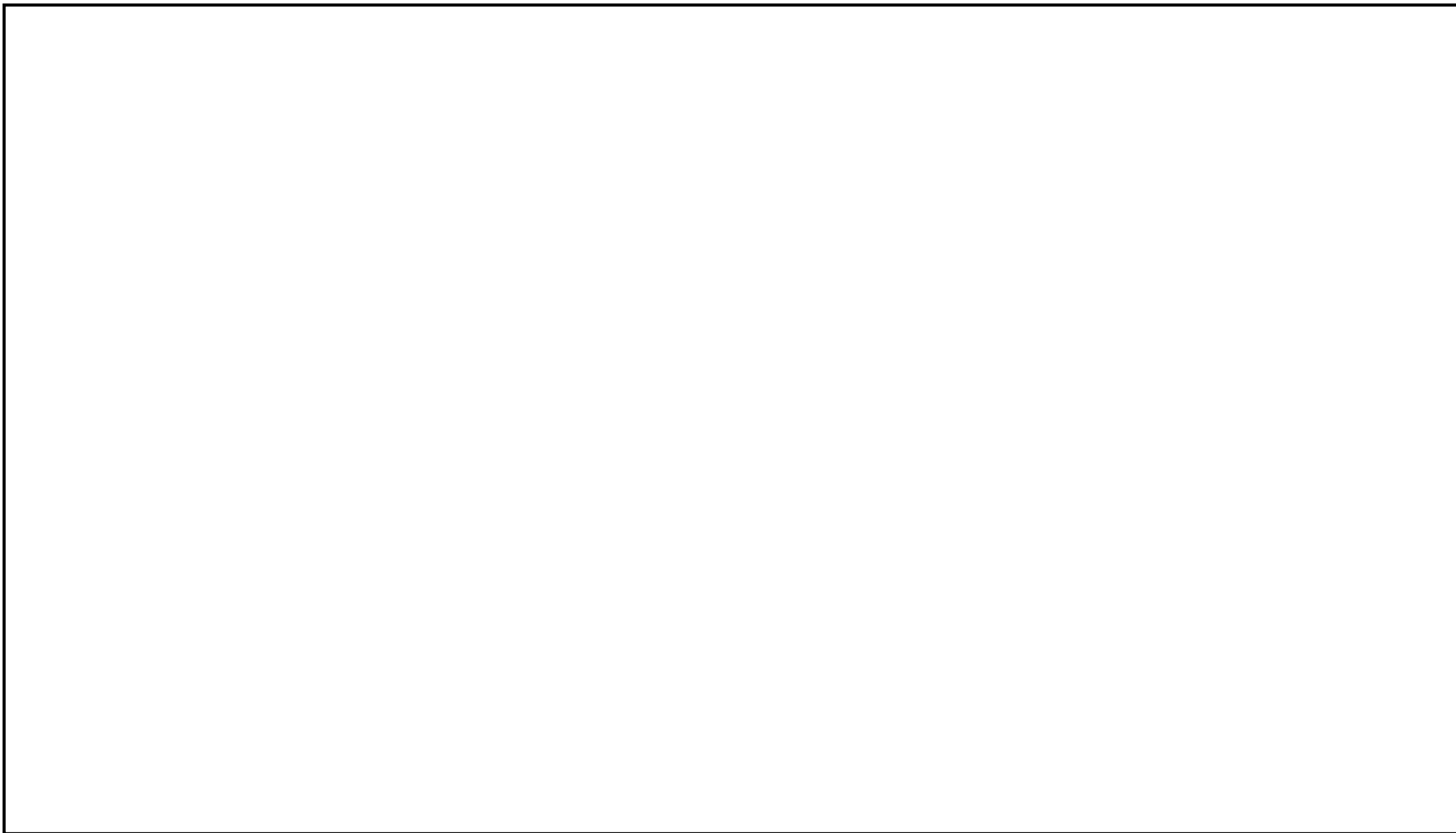


図 61-7-1 免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 保管場所位置図

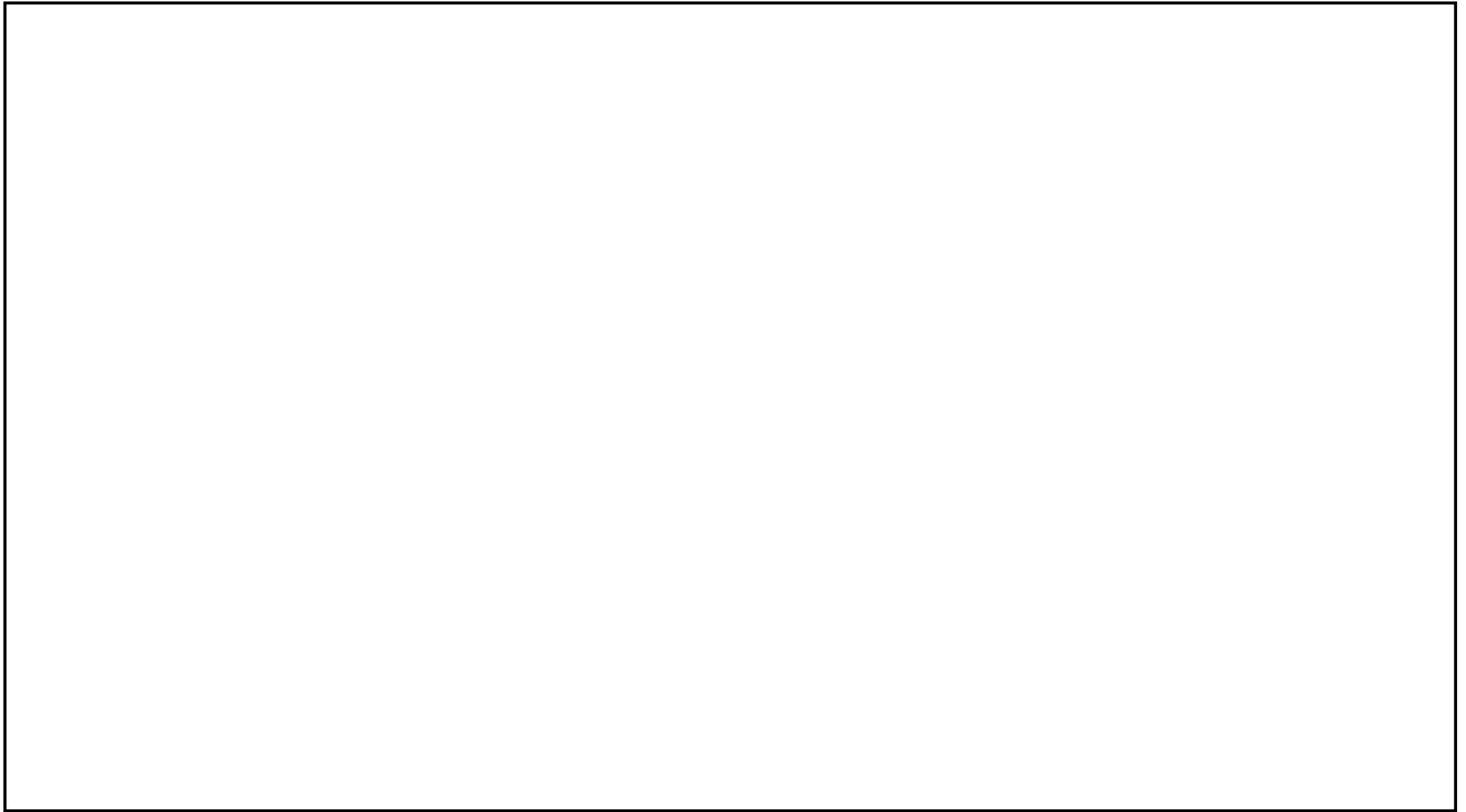


図 61-7-2 免震重要棟内緊急時待避所（待避室）居住性対策設備 位置図（その1）

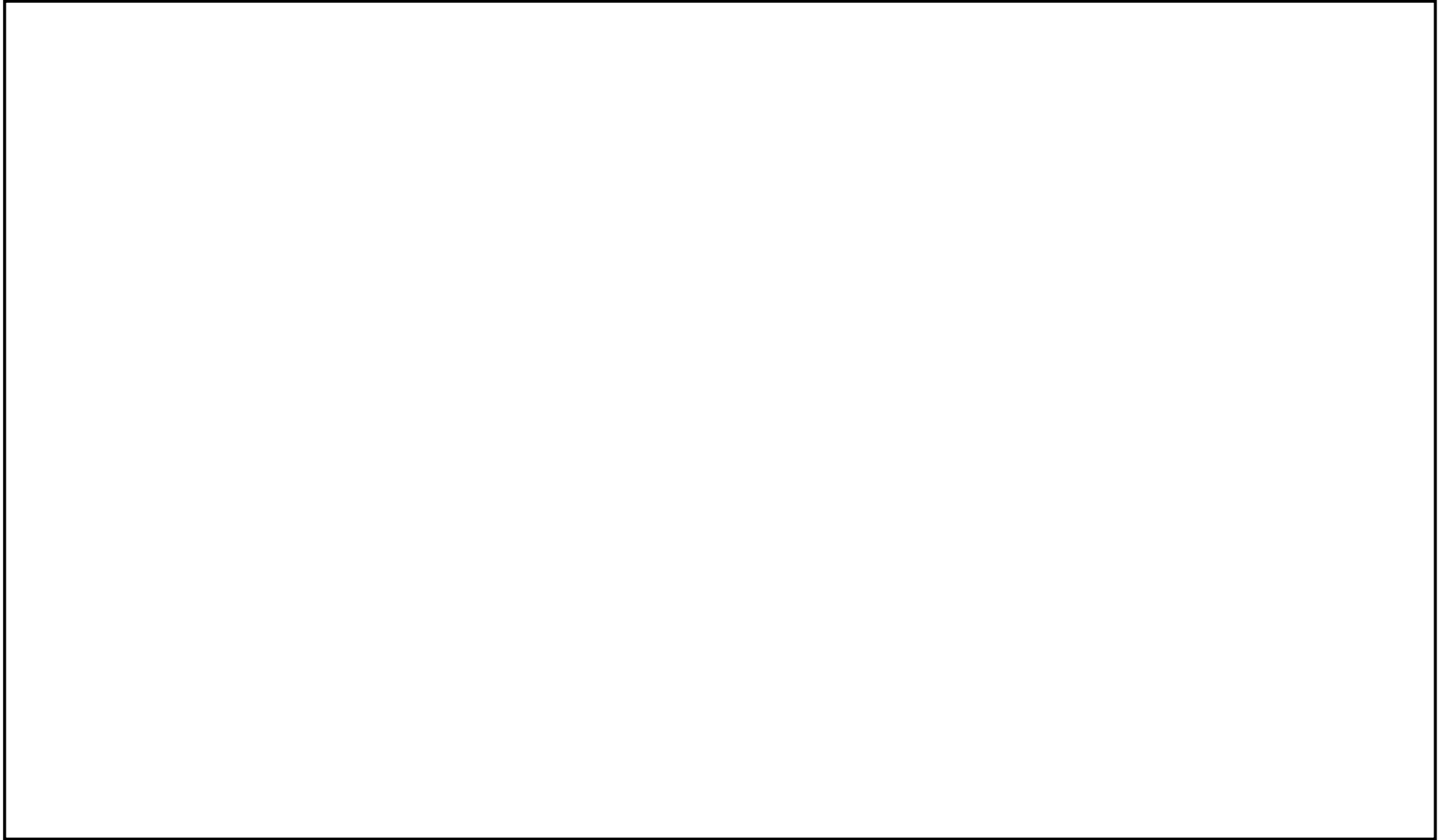


図 61-7-3 免震重要棟内緊急時待避所（待避室）居住性対策設備 位置図（その2）

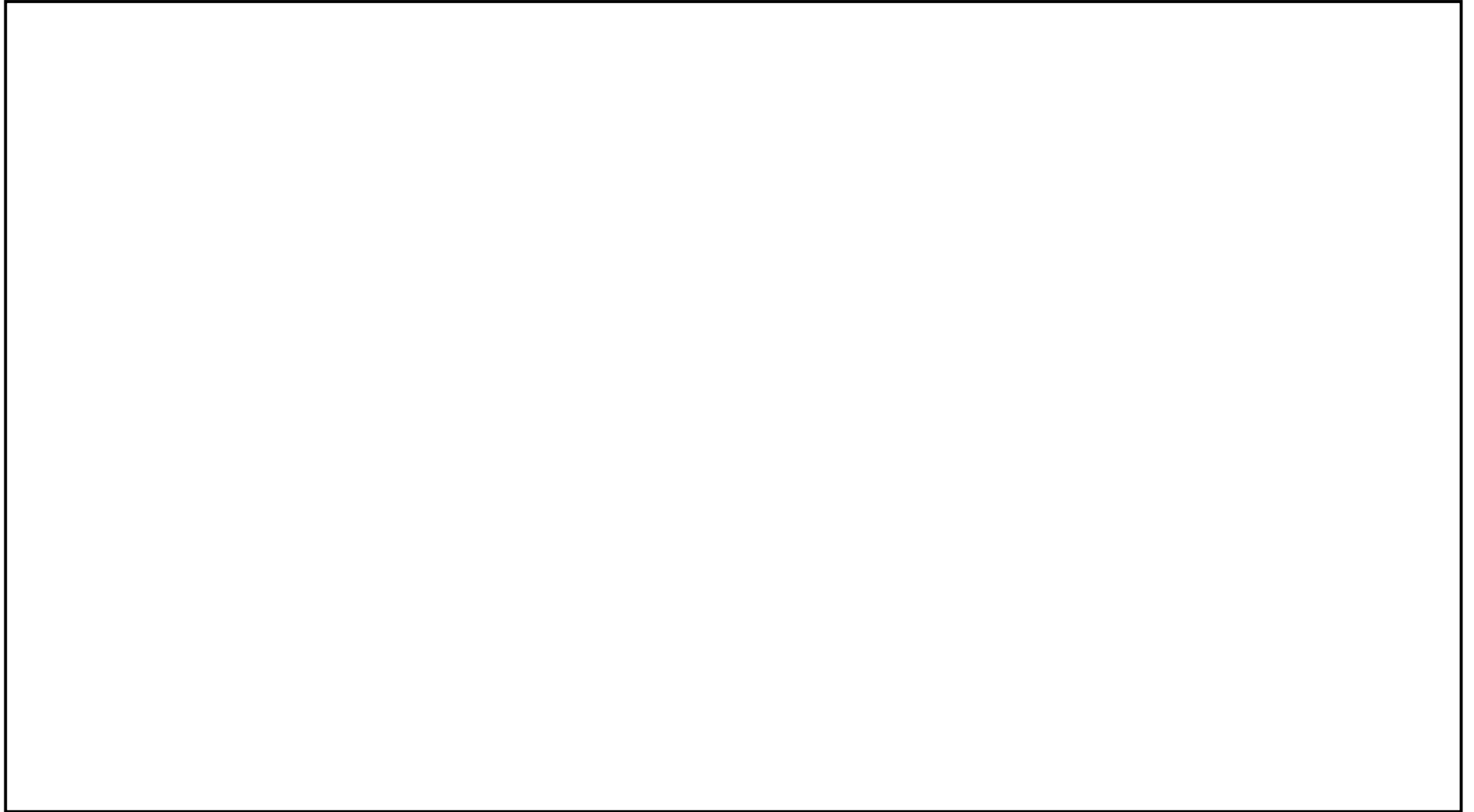


図 61-7-4 免震重要棟内緊急時待避所（待避室）居住性対策設備 位置図（その3）

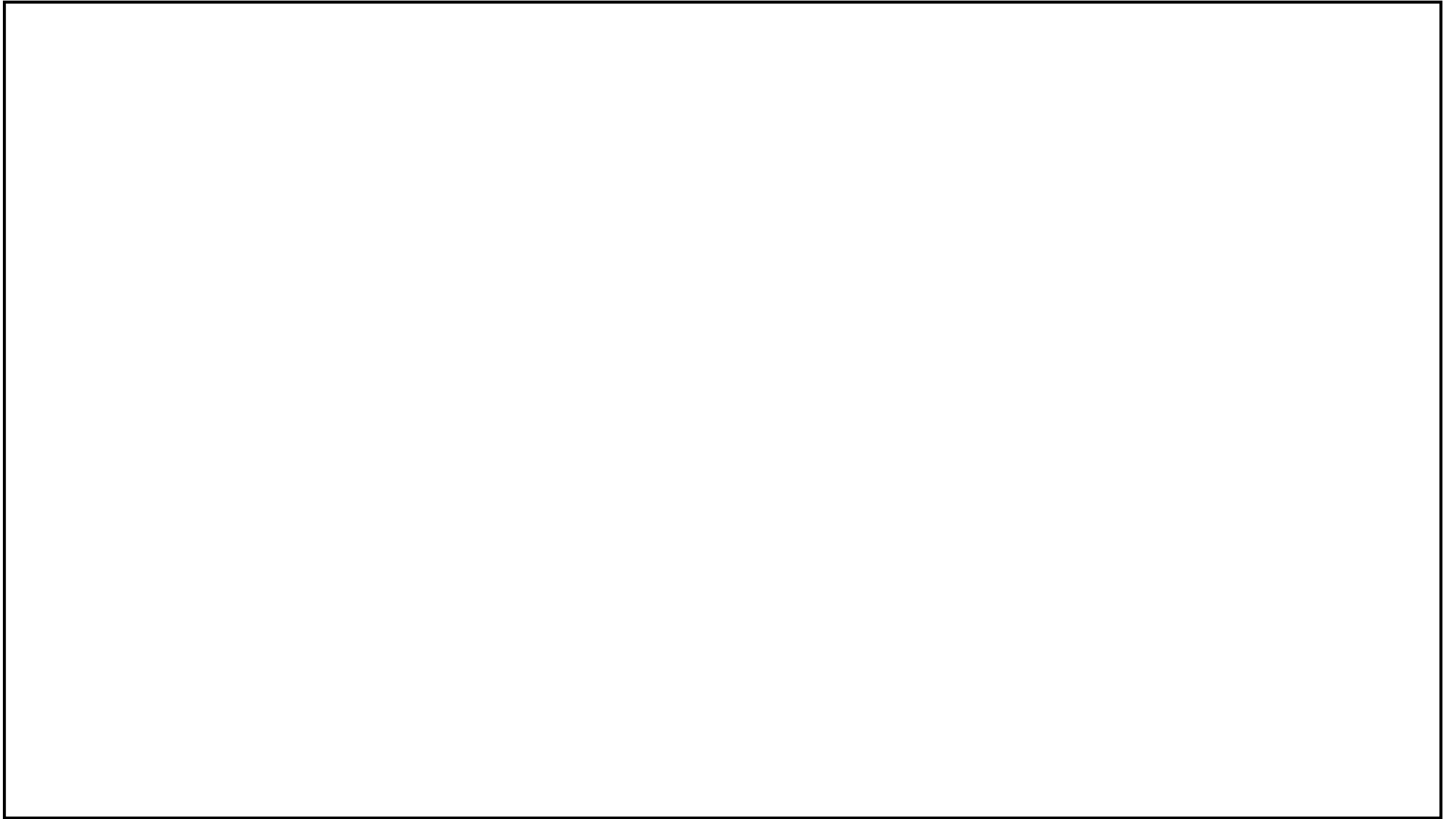


図 61-7-5 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備 位置図

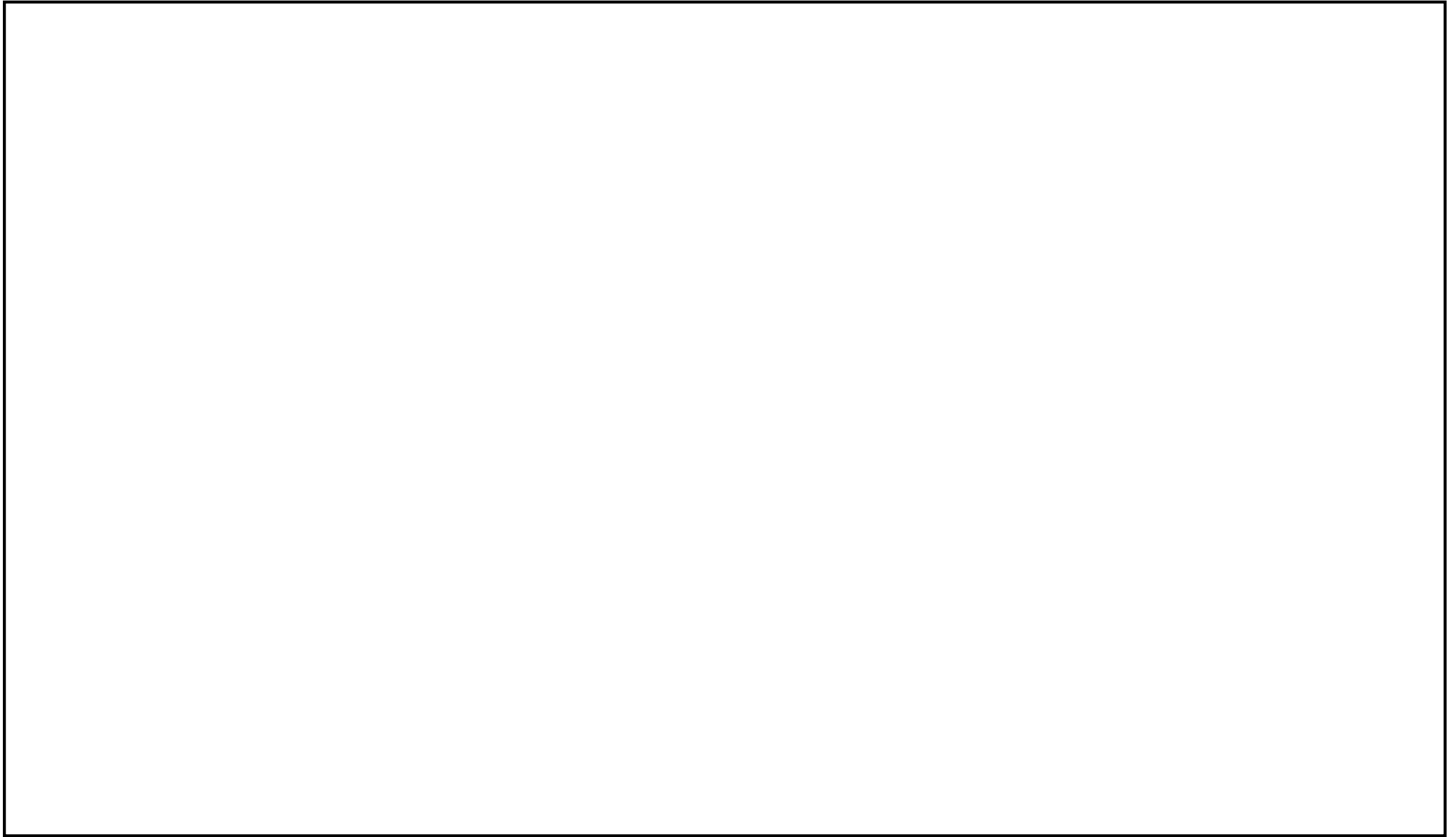


図 61-7-6 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所バウンダリ及び可搬型陽圧化空調機 位置図

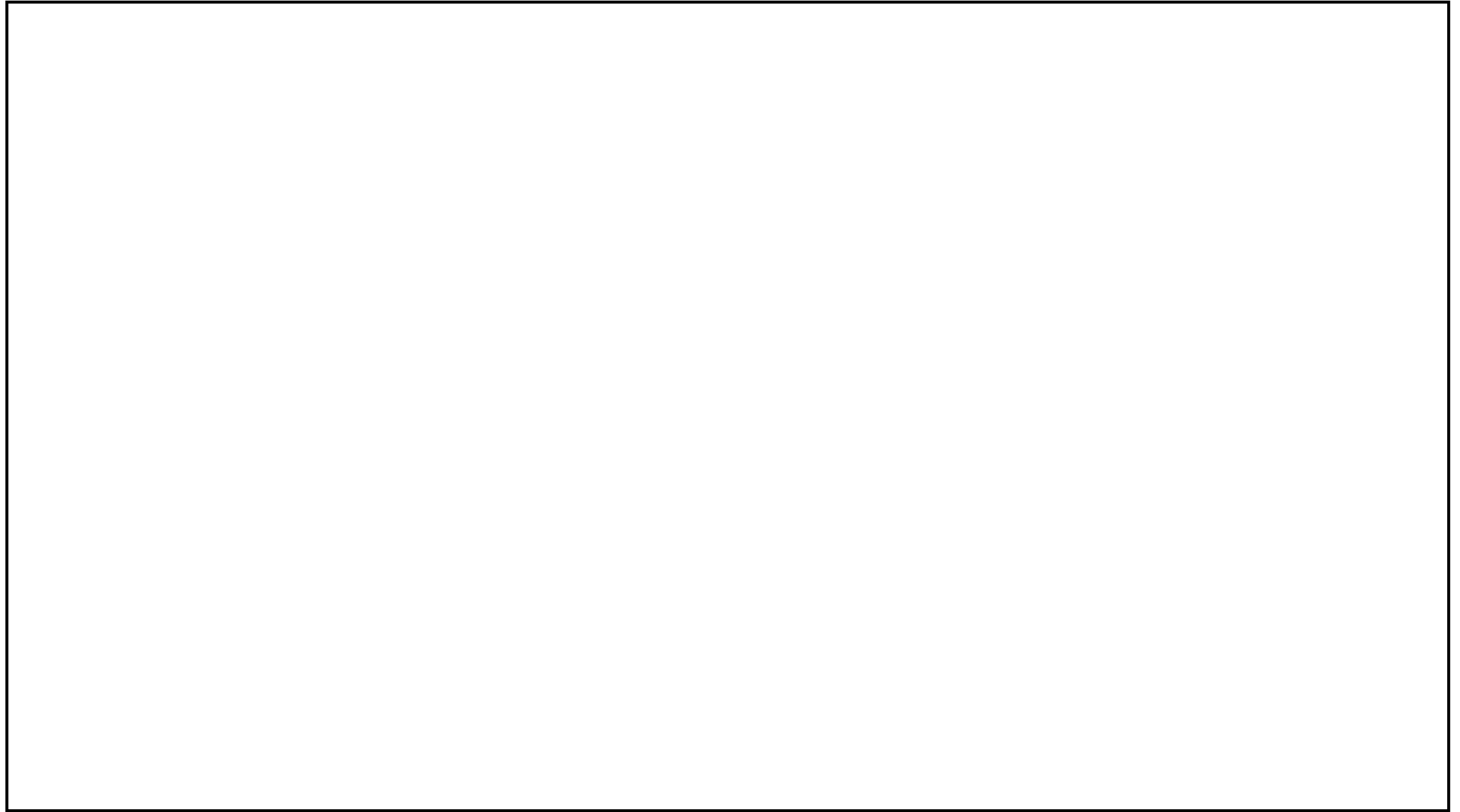


図 61-7-7 3号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機 位置図

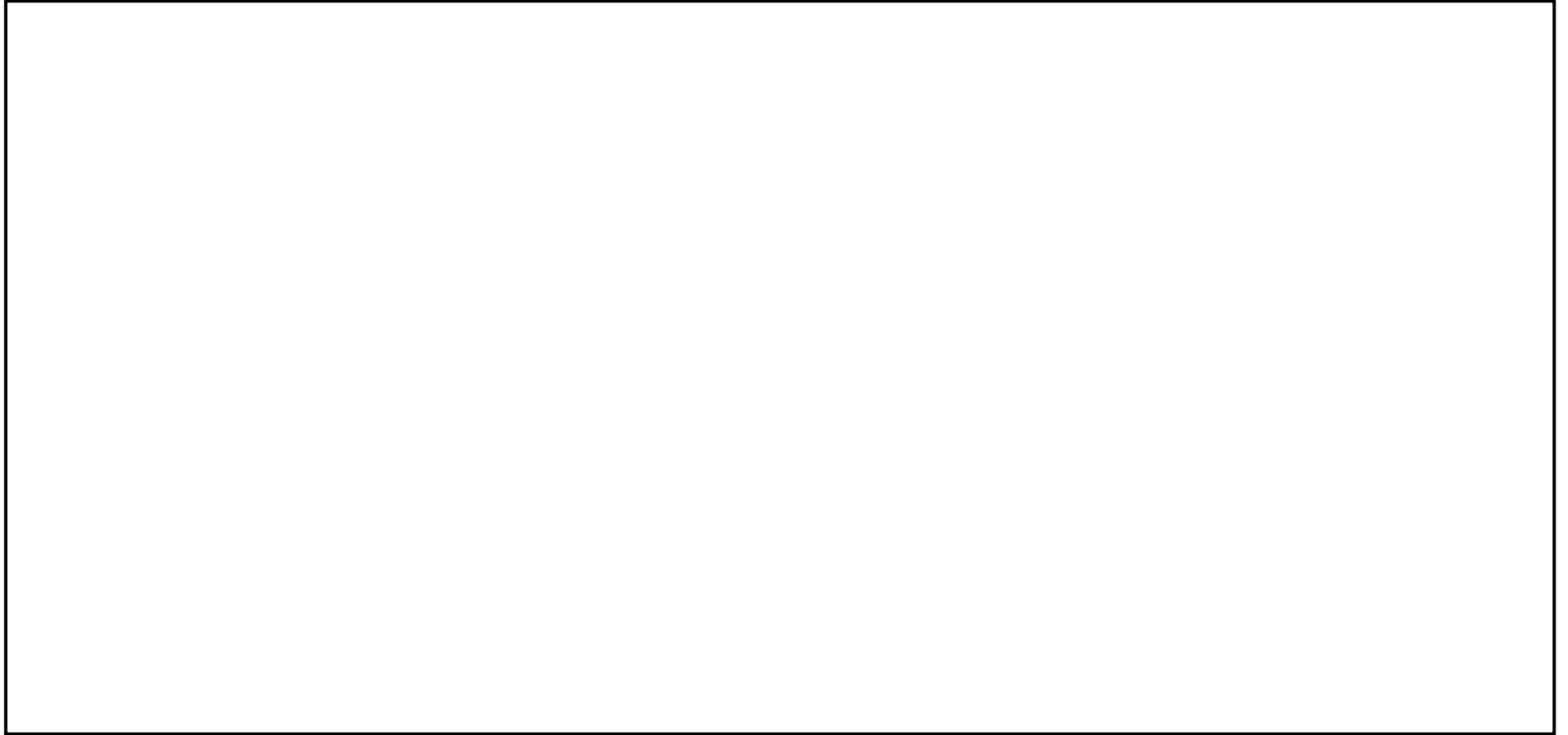


図 61-7-8 免震重要棟内緊急時対策所 2 階 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計 保管位置図

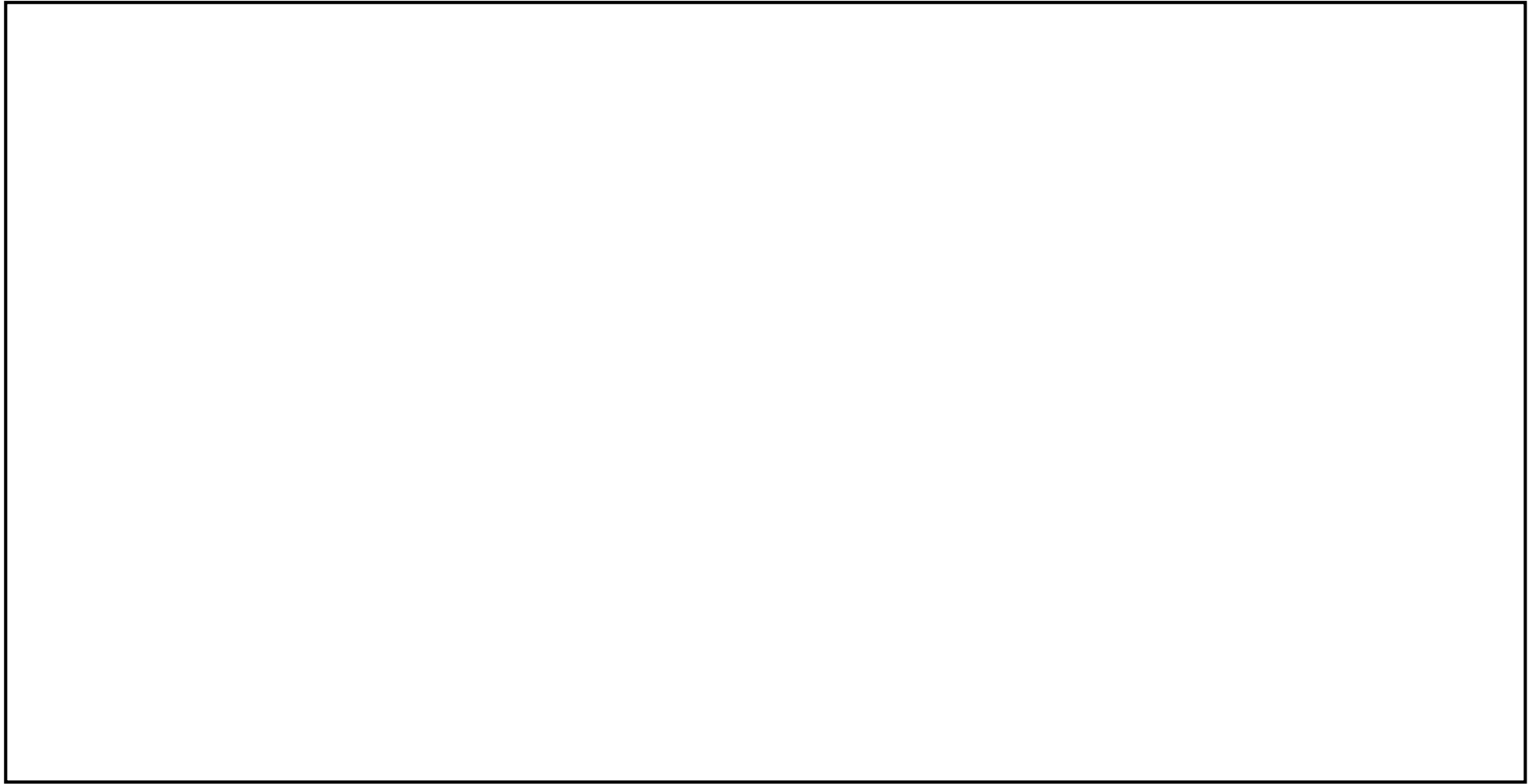


図 61-7-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計 保管位置図

61-8

アクセスルート図

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。

61-8-1

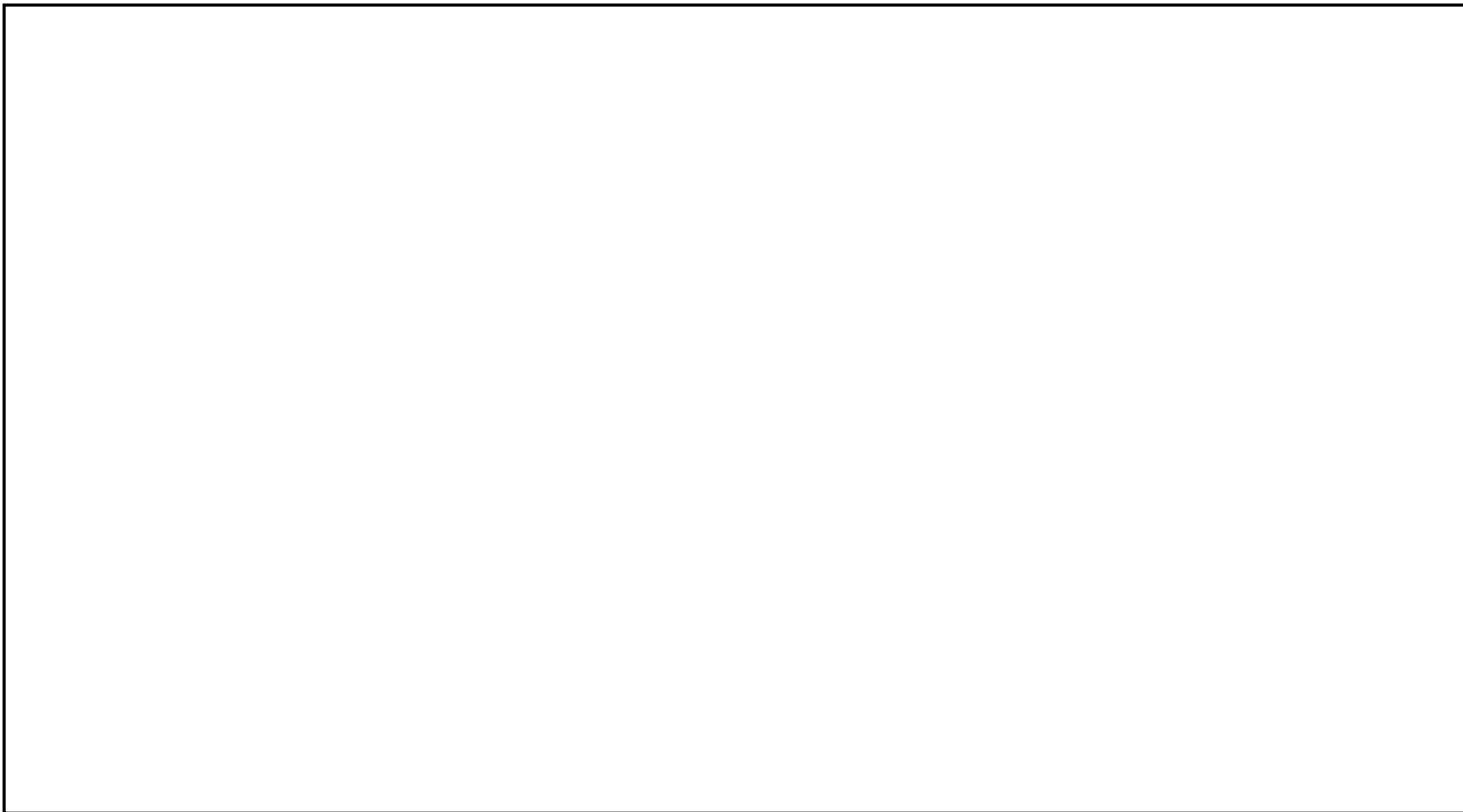


図 61-8-1 免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 アクセスルート

61-9

緊急時対策所について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 設置の目的
 - 1.2 拠点配置
 - 1.3 新規制基準への適合方針

2. 設計方針
 - 2.1 建物及び収容人数について
 - 2.2 電源設備について
 - 2.3 遮蔽設計について
 - 2.4 換気空調系設備について
 - 2.5 必要な情報を把握できる設備について
 - 2.6 通信連絡設備について

3. 運用
 - 3.1 必要要員の構成，配置について
 - 3.2 事象発生後の要員の動きについて
 - 3.3 汚染持ち込み防止について
 - 3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について

4. 耐震設計方針について

5. 添付資料
 - 5.1 チェン징ングエリアについて
 - 5.2 配備資機材等の数量等について
 - 5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について
 - 5.4 SPDS のデータ伝送概要とパラメータについて
 - 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について
 - 5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について
 - 5.7 緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について
 - 5.8 免震重要棟内緊急時対策所の耐震性について
 - 5.9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所と3号炉プラント管理について
 - 5.10 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）への適合方針について
 - 5.11 原子力防災組織への Incident Command System（ICS）の考え方の導入について
 - 5.12 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所レイアウトの改善について
 - 5.13 柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて
 - 5.14 停止中の1～5号炉のパラメータ監視性について

1. 概要

1.1 設置の目的

本申請において、当社柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所として、柏崎刈羽原子力発電所の事務建屋のうち免震構造を有する免震重要棟に「免震重要棟内緊急時対策所」を、3号炉原子炉建屋内に「3号炉原子炉建屋内緊急時対策所」の2拠点を設置することにより適合を図る。柏崎刈羽原子力発電所ではこれら2拠点を、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合、並びに重大事故等が発生した場合において、中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために使用する拠点と位置付ける。

また2拠点を、重大事故等に対処するための要員がとどまることができるよう遮蔽、換気について考慮した設計とすると共に、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

これら2拠点は、耐震構造（剛構造）と免震構造（免震構造）を採用した建物構造の設計多様性を有する他、電源設備が6号及び7号炉、さらには免震重要棟内緊急時対策所と3号炉原子炉建屋内緊急時対策所とで相互に独立しており、また異なる代替交流電源給電方式を採用した設備設計の多様性を有する設計としている。

発電所内に位置的に分散した複数の、かつ多様性を有する緊急時対策所拠点を備えることで重大事故等への対応性向上に、また更なる想定外事象への対応に資することが出来る。

（1）緊急時対策所の特徴

免震重要棟内緊急時対策所は免震構造を有した免震重要棟に設置している。免震構造を有した建物は、発電施設等に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震に対して優位性を有しており、免震重要棟は建築基準法告示で規定される地震動を1.5倍した地震力に対応した設計がなされている。加えて、緊急時対策所の設置位置が対策要員の執務室・宿直室に近いこと、利便性が高いことから、迅速な緊急時対策所拠点立ち上げが可能である。

一方で、非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対しては通常の免震設計クライテリアを満足しない場合がある。

一方、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対しても機能

喪失しないため、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉、7 号炉における想定事象全てにおいて緊急時対策所拠点として使用可能である。

また、設計自体の保守性を考慮すると、仮に基準地震動が発生したとしても免震重要棟内緊急時対策所が継続利用可能な場合も想定出来ることから、地震後の損傷状況を踏まえた上で、3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との使い分けを行うことが、多様性の観点から有益と考える。地震発生時の緊急時対策所拠点の運用に関する考え方については、3.2 にて後述する。

表 1.1-1 各緊急時対策所の特徴

緊急時対策所	特徴
免震重要棟内緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ・発電施設に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震に対して優位性を有している。 ・対策要員の執務室・宿直室に近く、本部要員参集等の初動体制を迅速かつ容易に確立できる。 ・事務建屋執務室内にいる所員等、緊急時対策所以外の要員との連携が比較的容易である。 ・代替電源設備をはじめとする緊急時対策所諸設備が常設であるため、緊急時対策所拠点の立ち上げが迅速かつ容易である。 ・非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対しては機能維持が確認できていないため、地震時に使用できないおそれがある。
3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動を含むすべての重大事故等時において、対策要員が緊急時対策所内にとどまり、指揮・復旧活動を行うことが可能である。

なお、免震重要棟内緊急時対策所及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所各々について、重大事故時のブルーム通過時においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員を収容するため、緊急時対策所内に居住性を高めた待避室を設置する。

免震重要棟内緊急時対策所及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能概要比較を以下に示す。

表 1.1-2 緊急時対策所の機能概要比較

緊急時対策所	場所	面積	事故想定と拠点活用			緊急時対策所 活用ケース
			耐震性	ブルーム時 居住性	その他 ^(*2)	
免震重要棟内 緊急時対策所 2階	免震重要棟 (免震構造)	約810m ²	△ ^(*1)	—	○	ケース1
免震重要棟内 緊急時対策所 1階 (待避室)	同上	約238m ²	△ ^(*1)	○	○	ケース2
3号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所	3号炉原子炉 建屋 (剛構造)	約400m ²	○	—	○	ケース3
3号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所 (待避室)	同上	約229m ²	○	○	○	ケース4

<凡例> ○：活用可能 ， △：活用場合がある ， —：設計配慮外

(*1) 一部の基準地震動による地震力に対する耐震性を説明することが困難であるが、建築基準法告示で規定される地震動の1.5倍の地震力に対して機能を喪失しないため上記表の通りとした。

(*2) 「その他」とは、設計基準事故への対処ケースのほか、地震の影響を受けず、重大事故等に伴うブルーム通過の影響も受けないケースを指す。

1.2 拠点配置

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の配置図を以下に示す。

免震重要棟内緊急時対策所は、十分な支持力を有する番神砂層の上に設置されている。また、敷地高さT.M.S.L.+13mに設置しており、発電所への津波による影響を受けない設計とする。また、6号炉、7号炉中央制御室から直線距離で約1,700m離れた位置（アクセス道路での移動距離は約2,900m）に設置し、換気設備及び電源設備を6号炉、7号炉中央制御室から独立させ、6号炉、7号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計する。

また、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、十分な耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置する。また3号炉原子炉建屋2階フロア高さT.M.S.L.+12.8mに設置しており、発電所への津波による影響を受けない設計とする。また、6号炉、7号炉中央制御室から直線距離で約1,100m離れた位置に設置（アクセス道路での移動距離は約2,800m）し、換気設備及び電源設備を6号炉、7号炉中央制御室から独立させ、6号炉、7号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計する。

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

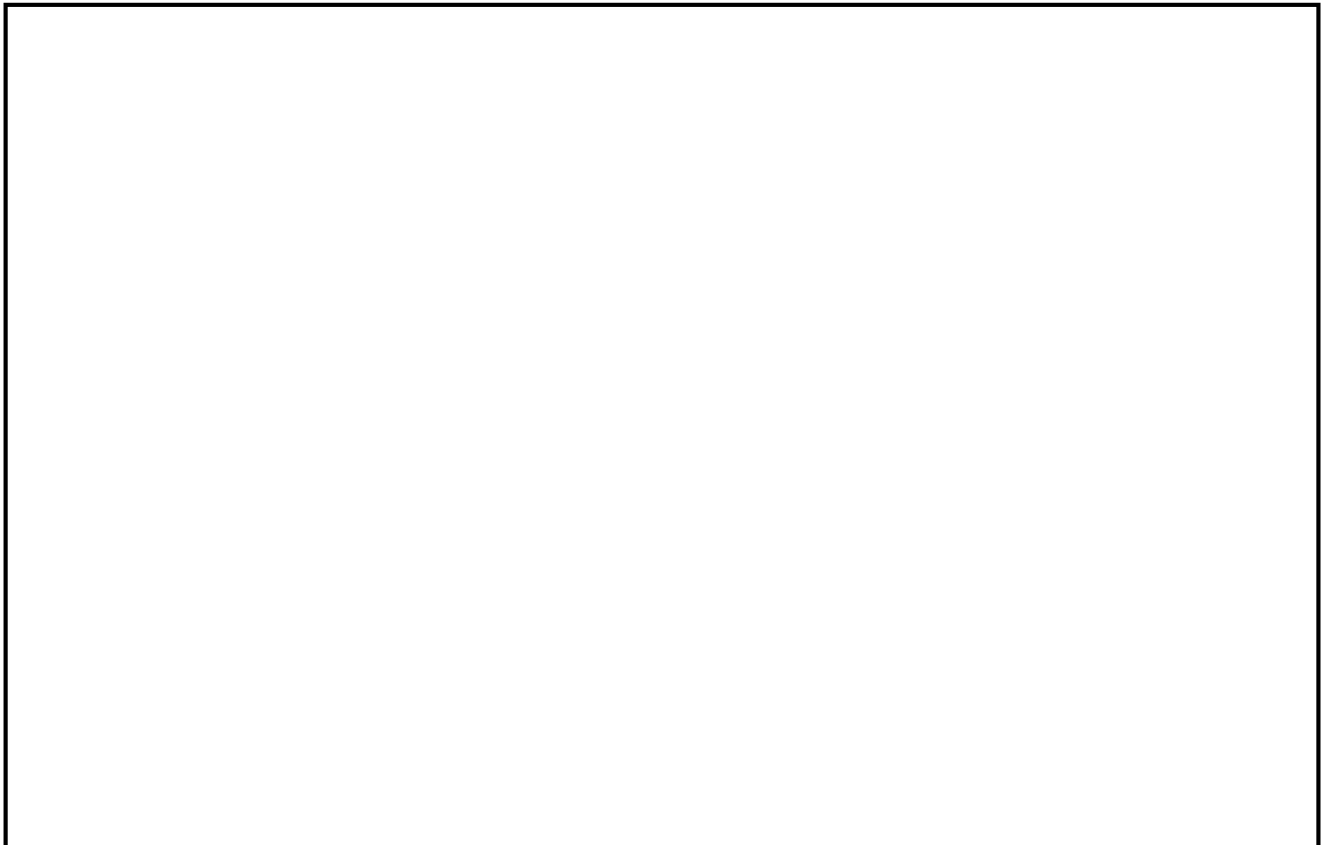


図1-1 免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 配置図

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。

1.3 新規制基準への適合方針

(1) 設計基準事象への対処

緊急時対策所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 1.3-1, 1.3-2 の通りである。

表 1.3-1 「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」 第三十四条（緊急時対策所）

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>(緊急時対策所)</p> <p>第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>第34条（緊急時対策所）</p>	<p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、6号炉、7号炉中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置することとし、免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設ける。</p>

表 1.3-2 「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」 第四十六条（緊急時対策所）

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>(緊急時対策所)</p> <p>第四十六条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p>	<p>第46条（緊急時対策所）</p> <p>1 第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、6号炉、7号炉中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置することとし、免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設ける。</p> <p>また各々の緊急時対策所は災害時に必要な180名の対策要員を収容できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室内の運転員を介さずプラントの状態を把握するために必要なパラメータを収集・表示するために設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）を免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>(緊急時対策所)</p> <p>第四十六条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p>	<p>第46条 (緊急時対策所)</p> <p>1 第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。</p> <p>さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所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が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>また、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に表示できる設備を設ける。</p> <p>さらに、所外の緊急時対策支援システム (ERSS) へ必要なデータを伝送できる設備を、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。</p> <p>事故に対処する発電所内の関係要員に対して必要な指示が出来る通信連絡設備を免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。</p> <p>さらに、発電所外の関連箇所と必要な通信連絡を行うための、専用であって多様性を有した通信回線で構成する通信連絡設備を免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。</p> <p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に対策要員の居住性を確保するため、免震重要棟内緊急時対策所の送・排風機により外気を取り入れることができる設計としている他、必要に応じて換気系を一時的に停止する運用とする。また、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は必要な換気ができる設計としている他、必要に応じて給排気隔離弁を一時的に閉止する運用とする。</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所では、空調隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、室内環境を確認することができる。</p>

以下は、外部からの衝撃による損傷の防止に関する設置許可基準規則条文において定められる緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針である。

表 1.3-3 「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6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

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>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p>	<p>第6条（外部からの衝撃による損傷防止）</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2. (2) 自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</p> <p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p>	<p>適合方針</p> <p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、設計基準において想定される自然現象に対して、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所が安全機能を損なわない様、必要な措置をとった設計とする。*</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される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。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される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。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「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。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「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14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	

* 「6.10 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）への適合方針について」として後述する。

以下は、火災による損傷の防止に関する設置許可基準規則条文において定められる緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針である。

表 1.3-4 「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」 第八条（火災による損傷の防止）

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>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備(以下「火災感知設備」という。)及び消火を行う設備(以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。)並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備(安全施設に属するものに限る。)は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第8条(火災による損傷の防止)</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能(火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減)を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(原規技発第1306195号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))に適合するものであること。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>適合方針</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の建物及び各々の緊急時対策所機能として設置する換気設備、電源設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備及びそれらへのアクセスルートに対して、不燃性材料又は難燃性材料の使用による火災の発生防止対策を実施する設計とする。</p> <p>万一、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(緊急時対策所周辺に設置する関連設備、及びそれらへのアクセスルートを含む)に火災が発生した場合においても、消防法に準拠した火災感知器、消火設備を設置しており、当該機器等に発生した火災を速やかに感知し消火することによって、当該緊急時対策所に設置する機器等の損傷を最小限に抑えることができる。</p>

(2) 重大事故等への対処

緊急時対策所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の通りである。

表 1.3-5 「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」 第六十一条（緊急時対策所）

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>(緊急時対策所)</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。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、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所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、緊急時対策所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。</p>	<p>*本表欄外下部に示す</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	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	設計方針
	<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>*本表欄外下部に示す</p>

(*) 以下、表 1.3-5 の適合方針について説明する。

a. 要員 (規則第六十一条2項, 規則解釈第61条2)

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員として最大65名を収容できる設計とする。

b. 同時機能喪失回避 (規則解釈第61条1のb)

免震重要棟内緊急時対策所は、6号炉、7号炉中央制御室から十分離れていること(約1,700m)、換気設備及び電源設備を6号炉、7号炉中央制御室から独立させ、6号炉、7号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。また、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、6号炉、7号炉中央制御室から十分離れていること(約1,100m)、換気設備及び電源設備を6号炉、7号炉中央制御室から独立させ、6号炉、7号炉中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

c. 電源設備 (規則解釈第61条1のc)

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、通常、発電所内の常用電源、非常用電源からの給電を受け稼動する設計としている。なお、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所とも、各々の緊急時対策所専用の常設代替交流電源からの給電を可能とし、電源設備の多様性を有した設

計とする。

d. 居住性対策（規則解釈第61条1のd, e）

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の重大事故等の対策要員の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行う。

免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）は重大事故等において必要な対策活動を行うため、またプルーム通過中の必要要員を収容可能な設計とする。免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）は上部、側面に遮蔽を設置することで直接線、スカイシャイン線、及びグラウンドシャインによる外部被ばくを抑制する。また、免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）を可搬型陽圧化空調機を用いて加圧し、重大事故等に伴うプルーム通過中及びプルーム通過後の意図しない放射性物質の流入による内・外部被ばくを抑制する。さらに免震重要棟内緊急時対策所の建屋外周にコンクリート遮蔽を設置し、グラウンドシャイン等による外部被ばくを抑制する。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所では重大事故等時において必要な対策活動を行うため、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所設置エリア内に3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）を設置する。3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は上部及び側面に遮蔽を設置することで直接線、スカイシャイン線、及びグラウンドシャインによる外部被ばくを抑制するとともに、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を可搬型陽圧化空調機を用いて加圧し、重大事故等に伴うプルーム通過中及びプルーム通過後の意図しない放射性物質の流入による内部・外部被ばくを抑制する。

遮蔽設計及び換気設計により免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性については、「実用発電用原子炉に係る重大事故等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」に基づき評価した結果、対策要員の実効線量は7日間で約86 mSv（免震重要棟内緊急時対策所）、約33mSv（3号炉原子炉建屋内緊急時対策所）であり、対策要員の実効線量が100mSvを超えないことを確認している。

e. 必要な情報を把握できる設備（規則第六十一条1項の二）

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等時のプラントの状態並びに環境放射線量・気象状況を把握するために必要なパラメータを収集・表示するための安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

f. 通信連絡設備 （規則第六十一条 1 項の三）

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等に対処する発電所内の関係要員に対して必要な指示が出来る通信連絡設備を設置する。また、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、発電所外の関連箇所と必要な通信連絡を行うための通信連絡設備を設置する。

g. 汚染の持ち込み防止 （規則解釈第61条1のf）

重大事故等時に免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所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、緊急時対策所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、免震重要棟建屋内の免震重要棟内緊急時対策所出入口付近に、及び3号炉原子炉建屋内の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所出入口付近にそれぞれ設ける。

h. 資機材配備 （規則第六十一条 1 項の一）

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、必要な要員が緊急時対策所内に7日間とどまり、重大事故等に対処するために必要な食料と飲料水を配備する。また対策要員が7日間緊急時対策所内にとどまり、現場での復旧作業に必要な数量の放射線防護資機材（着替え、マスク等）を配備する。

i. 地震 （規則解釈第61条1のa）

免震重要棟内緊急時対策所は、免震重要棟は建築基準法告示で規定される地震動を1.5倍した地震力に対応した設計としている。非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対しては通常の免震設計クライテリアを満足しない場合があり、その際には構造物・設備の損傷が発生する可能性があるとして想定される。そのため、一部の基準地震動に対しては機能喪失すると判断する。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は3号炉原子炉建屋内に設置していることから、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失することはない。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能維持にかかる電源設備、換気設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備等については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動に対し機能を喪失しない設計とする。

(代替手段)

免震重要棟内緊急時対策所が機能喪失する様な事態を想定した場合であっても、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設置することで、基準地震動による地震力を考慮した際の柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能を維持できる。なお、免震重要棟内緊急時対策所は免震装置を有した構造であることから、基準地震動による地震力のうち発電施設等に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震に対して優位性を有しており、機能を維持できるものと想定される。

j. 津波 (規則解釈第61条1のa)

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設置する敷地(防潮堤位置)における基準津波の最高水位はT.M.S.L.*+7.6m程度である。

免震重要棟内緊急時対策所は事務建屋のうち免震構造を有する免震重要棟(T.M.S.L.+13mの敷地に設置)に、また3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は3号炉原子炉建屋2階フロア(T.M.S.L.+12.8m)に設置する。また、各緊急時対策所を設置する敷地に対してはT.M.S.L.約+15mの防潮堤を設けること等により、津波の敷地への流入防止を図ることとしている。以上により、各緊急時対策所(緊急時対策所と、緊急時対策所周辺に設置する関連設備、及びそれらへのアクセスルートを含む)は基準津波の影響を受けない設計とする。

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

以下は火災による損傷の防止に関する設置許可基準規則条文において定められる緊急時対策所に関する要求事項と、その適合方針である。

表 1.3-6 「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」 第四十一条（火災による損傷の防止）

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	設計方針
<p>（火災による損傷の防止）</p> <p>第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>第41条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第41条の適用に当たっては、第8条第1項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>第8条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p>	<p>*本表欄外下部に示す</p>

(*) 以下、表 1.3-6 の適合方針について説明する。

k. 火災防護（規則解釈第41条）

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は火災により緊急時対策所に必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有する設計とする。

火災の発生を防止するため、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（緊急時対策所周辺に設置する関連設備、及びそれらへのアクセスルートを含む）は、系統内に水素が滞留することを防止する設計としている。また、主要構造物、設備は不燃性材料を使用し、ケーブルは自己消火性（UL垂直燃焼試験）・耐延焼性（IEEE383）の実証試験に合格する線種を使用する設計とする。地震への対策としては「1.3(2)i 地震」に記載する耐震設計とすることによって火災発生の防止を図っている。

火災感知及び消火については、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（緊急時対策所周辺に設置する関連設備、及びそれらへのアクセスルートを含む）とも、消防法に基づき火災感知器を設置している。特に、緊急時対策所を設置する屋内のケーブル布設箇所等には、火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できる煙感知器に加え、異なる2種類目の感知器として熱感知器を設置する設計とする。感知器は、外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし、6号炉、7号炉中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。

消火設備としては消火栓及び消火器を適切に設置している。免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（緊急時対策所周辺に設置する関連設備、及びそれらへのアクセスルートを含む）のうち、火災によって煙が充満し消火が困難となる可能性のある室内には、固定式消火設備を配備する設計とする。

なお、免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所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1.3-7に示す。また表1.3-8に設計基準対象施設及び重大事故等対処設備一覧を示す。

表 1.3-7 重大事故対処設備に関する概要（61条 緊急時対策所）（1/4）

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 (免震重要棟内緊急時対策所)	緊急時対策所 (免震重要棟内緊急時対策所)	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	免震重要棟内 緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	免震重要棟内緊急時 対策所(待避室)遮蔽			常設 可搬	常設重大事故緩和設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	免震重要棟内緊急時対策所 給排気隔離ダンパ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	酸素濃度計※2			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※2			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)	—
	差圧計※2			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)	—
	地震観測装置			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
必要な情報の把握 (免震重要棟内緊急時対策所)	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	—	—	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)	—

(免震重要棟内緊急時対策所は変位が免震構造の許容値を超える地震動発生時を除いて使用する設備)

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性があります。

表 1.3-7 重大事故対処設備に関する概要（61条 緊急時対策所）（2/4）

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
通信連絡 (免震重要棟内緊急時対策所)	無線連絡設備（常設）	送受話器, 電力保安通信用電話設備 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	無線連絡設備（可搬型）	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備（常設）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備（可搬型）	—	—	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)	—
	統合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ伝送設備	—	—	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)	—
電源の確保 (免震重要棟内緊急時対策所)	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機	外部電源	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用 地下貯油タンク			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	免震重要棟内緊急時対策所用 ガスタービン発電機用 受電盤			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	軽油タンク	57条に記載				
	タンクローリ（16kL）	57条に記載				

(免震重要棟内緊急時対策所は変位が免震構造の許容値を超える地震動発生時を除いて使用する設備)
 ※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性があります。

表 1.3-7 重大事故対処設備に関する概要（61条 緊急時対策所）（3/4）

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 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	緊急時対策所 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所遮蔽			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}	—
	3号炉原子炉建屋内緊急時 対策所(待避室)遮蔽			常設 可搬	常設重大事故緩和設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	3号炉原子炉建屋内緊急時 対策所 可搬型陽圧化空調機			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	3号炉原子炉建屋内緊急時 対策所 給排気隔離ダンパ			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}	—
	酸素濃度計 ^{※2}			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 ^{※2}			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)	—
	差圧計 ^{※2}			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)	—
必要な情報の把握 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	—	—	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)	—

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

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性があります。

表 1.3-7 重大事故対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (4/4)

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
通信連絡 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	無線連絡設備 (常設)	送受信器, 電力保安通信用電話設備 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	無線連絡設備 (可搬型)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	衛星電話設備 (常設)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星電話設備 (可搬型)	—	—	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)	—
	統合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ伝送設備	—	—	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)	—
電源の確保 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	3号炉原子炉建屋内緊急時 対策所用電源車	外部電源	—	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	—
	負荷変圧器			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	—
	交流分電盤			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	—
	軽油タンク	57 条に記載				
	タンクローリ (4kL)	57 条に記載				

※重大事故等対処設備は、今後の審査、検討等により変更となる可能性があります。

表 1.3-8 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備一覧

		設計基準対象設備	重大事故等対処設備*
	施設	免震重要棟内緊急時対策所 (2階)	免震重要棟内緊急時対策所 (1階)
免震重要棟内緊急時対策所	代替電源設備	(外部電源)	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
	居住性を確保するための設備	酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計	可搬型陽圧化空調機, 遮蔽, 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計, 差圧計 給排気隔離ダンパ (給気隔離ダンパ, 排気隔離ダンパ, 給排気隔離ダンパ (手動))
	必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	通信連絡設備 (送受信器, 無線連絡設備, 衛星電話設備, 送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備, テレビ会議システム, 局線加入電話設備), 専用電話設備 (ホットライン) 安全パラメータ表示システム (SPDS), 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (ERSS)	通信連絡設備 (無線連絡設備, 衛星電話設備) 安全パラメータ表示システム (SPDS) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (ERSS)
	外部状況を把握するための設備	地震観測装置 (加速度検出器, 震度表示計, 変位量識別用ポール)	地震観測装置 (加速度検出器, 震度表示計, 変位量識別用ポール)
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	施設	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	代替電源設備	(外部電源)	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車, 負荷変圧器, 交流分電盤
	居住性を確保するための設備	酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計	可搬型陽圧化空調機, 遮蔽, 差圧計 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計 給排気隔離ダンパ (MCR 排気ダンパ, MCR 外気取入ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパ)
	必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	通信連絡設備 (送受信器, 無線連絡設備, 衛星電話設備, 送受信器 (ページング), 電力保安通信用電話設備, テレビ会議システム, 局線加入電話設備), 専用電話設備 (ホットライン) 安全パラメータ表示システム (SPDS) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (ERSS)	通信連絡設備 (無線連絡設備, 衛星電話設備) 安全パラメータ表示システム (SPDS) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 (ERSS)

※変位が免震構造の許容値を超える地震動発生時を除いて使用する設備

2. 設計方針

本項では、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の主として設計基準対象設備としての緊急時対策所拠点と、各々に設置する重大事故等対処拠点の設備設計方針について、ケース1～ケース4として説明する。以下に、各ケースの設計上の拠点の考え方について概略を示す。

表 2-1 緊急時対策所の拠点の考え方

	緊急時対策所名称	設置場所	拠点の考え方
ケース1	免震重要棟内緊急時対策所2階	免震重要棟2階	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対処時の拠点として活用できるよう設計する。 ・地震・プルームを伴わない重大事故等対処拠点として活用できるよう設計する。
ケース2	免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）	免震重要棟1階	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対処時の拠点として活用できるよう設計する。 ・地震を伴わない重大事故等対処拠点として活用できるよう設計する。（プルームに対処できる設計とする。）
ケース3	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	3号炉原子炉建屋中央制御室近傍（日勤控室，食堂，及びプロセス計算機室等）	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対処時の拠点として活用できるよう設計する。 ・プルームを伴わない重大事故等対処拠点として活用できるよう設計する。（基準地震動に対処できる設計とする。）
ケース4	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）	3号炉原子炉建屋中央制御室近傍（日勤控室等）	<ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対処時の拠点として活用できるよう設計する。 ・重大事故等対処拠点として活用できるよう設計する。（基準地震動，プルームに対処できる設計とする。）

2.1 建物及び収容人数について

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

免震重要棟内緊急時対策所は、事務建屋内に免震機能を備えた免震重要棟がありその中に設置されている。

免震重要棟は、鉄骨鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）の建物であり、地上2階建て、延べ床面積約4,100㎡を有する建物である。

免震装置は、1階と基礎との間（免震層）に鉛プラグ入り積層ゴムと剛すべり支承をバランスよく配置している。

設計用地震動は、建築基準法第20条及び平成12年建設省告示第1461号で規定される極めて稀に発生する地震動の1.5倍の入力レベルを考慮し、その位相特性には実地震波の八戸位相、JMA神戸位相及び一様乱数位相の異なる3波を採用する。

免震重要棟の上部構造については、塑性変形した場合、急激に塑性変形が進展する可能性があることを考慮し、弾性範囲の応答に入っていることを確認しており遮蔽性能等について機能喪失しないことを確認している。

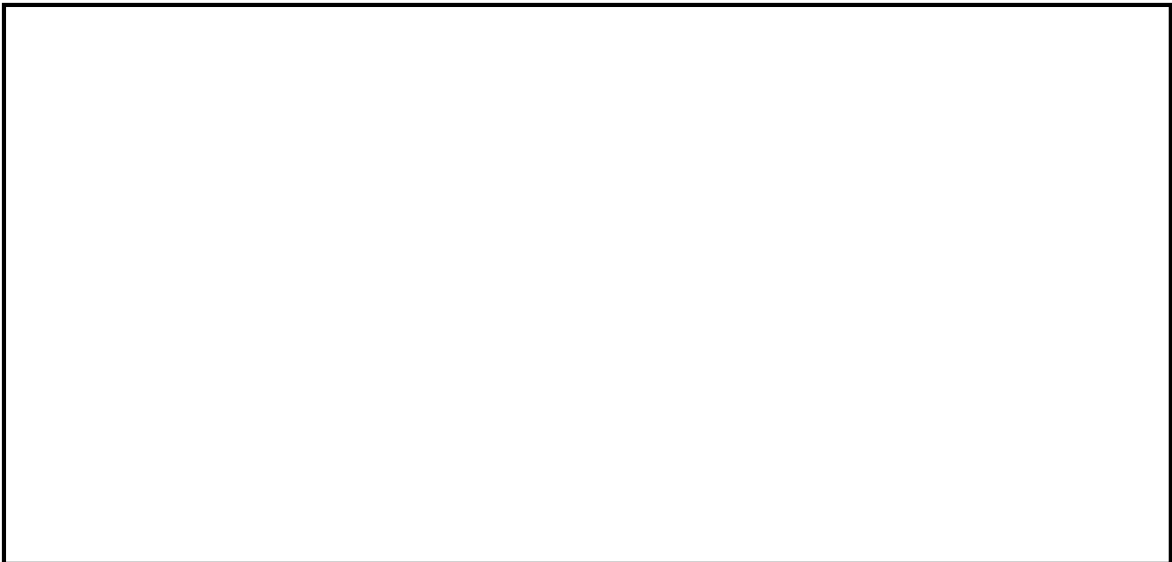


図 2.1-1 免震重要棟 1階 平面図

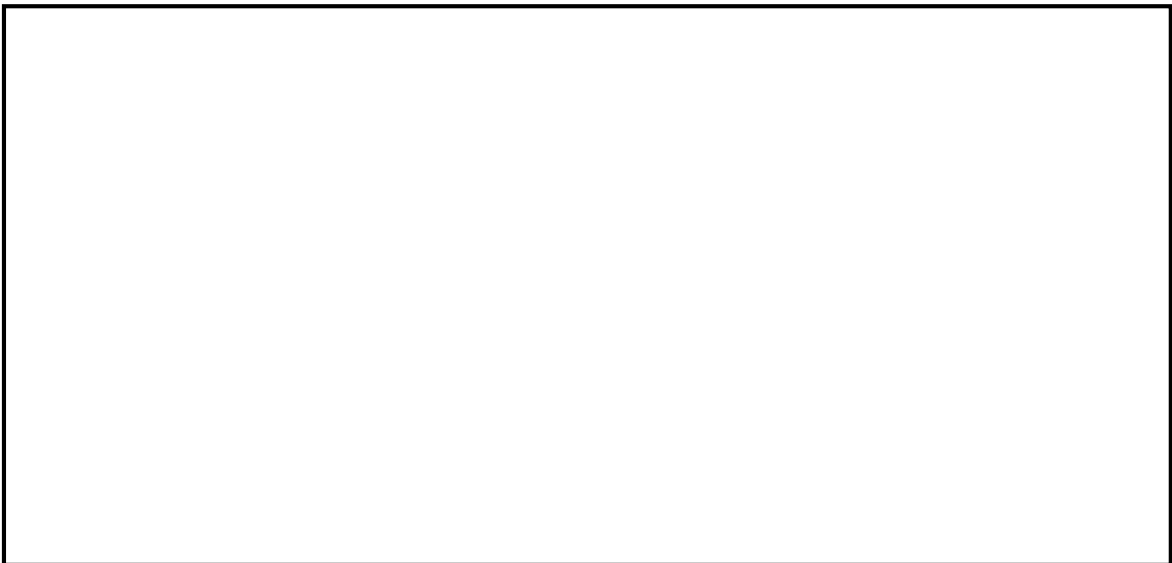


図 2.1-2 免震重要棟 2階 平面図

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。

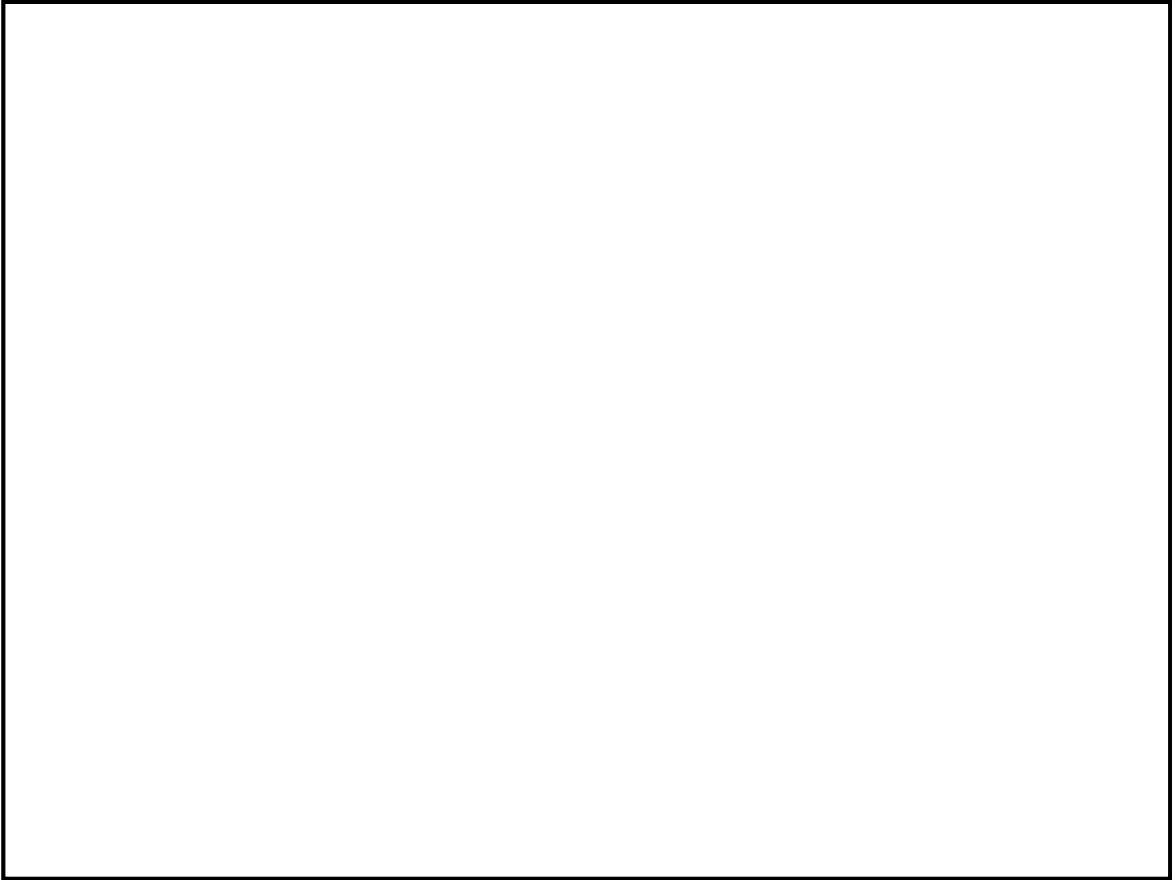


図 2.1-3 免震装置の配置図

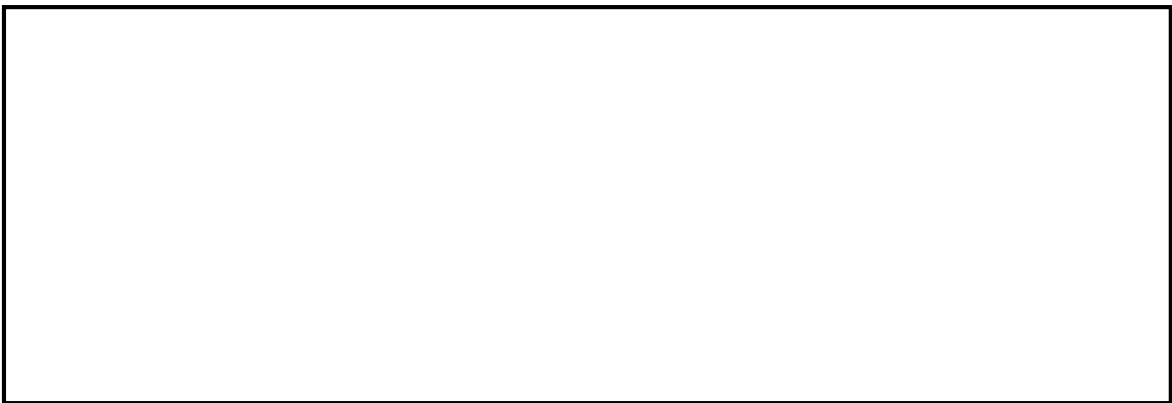


図 2.1-4 免震重要棟 断面図 (NS 方向)

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。

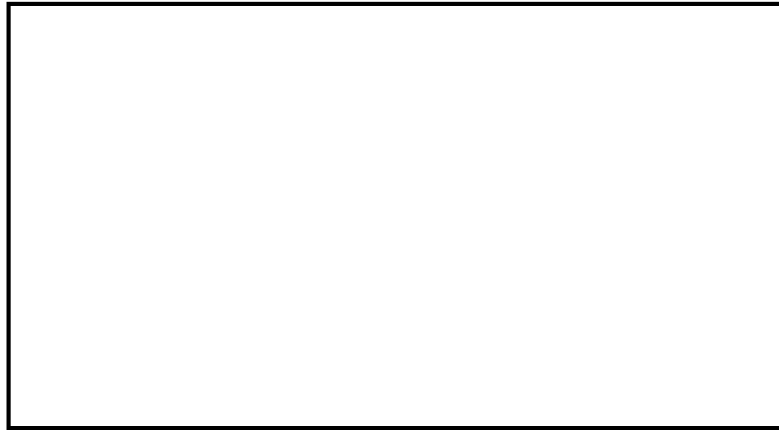


図 2.1-5 免震重要棟 断面図 (EW 方向)

a. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階 (ケース 1)

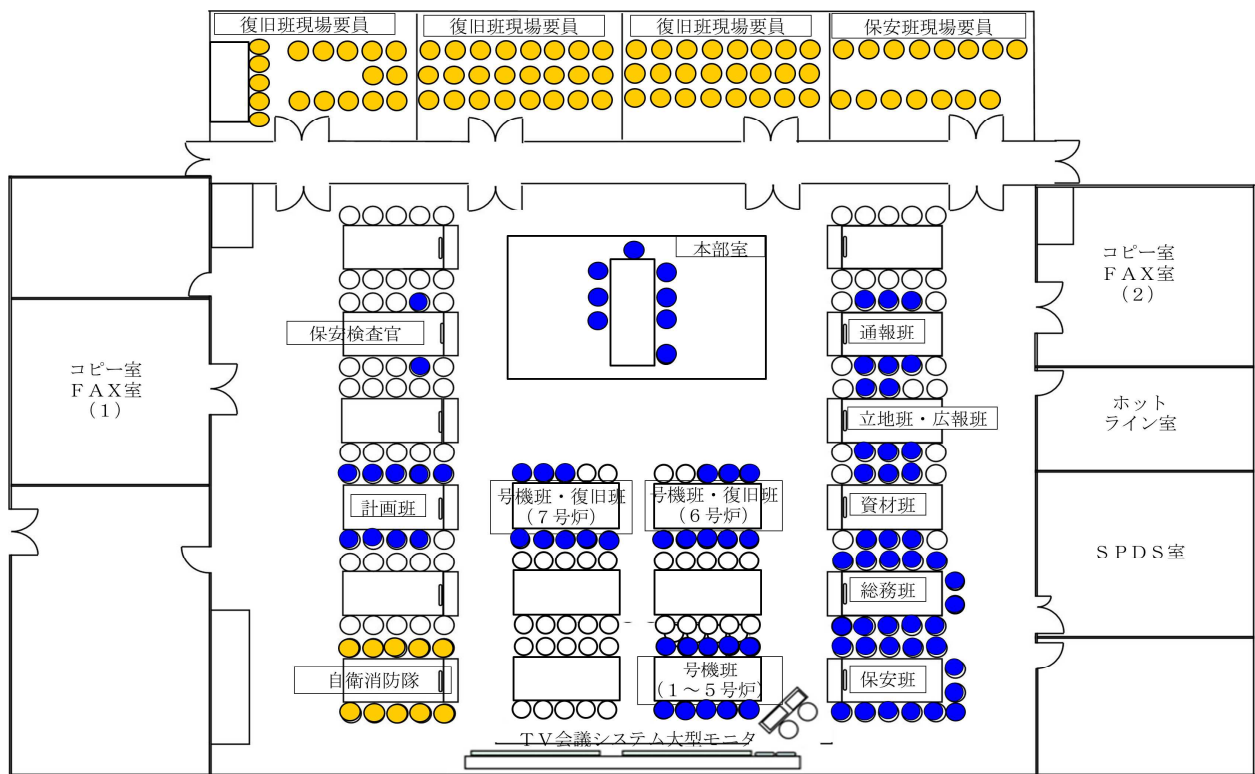
免震重要棟 2 階には緊急時対策所として約 810 m²を確保している。

免震重要棟内緊急時対策所 2 階は,一部の基準地震動を除いた地震被災対応のため,及び重大事故等時のプルーム通過時以外の対応のため,最大 180 名の緊急時対策要員が活動することを想定し,十分な広さと機能を有した設計としている。



図 2.1-6 免震重要棟内緊急時対策所 2 階の部屋見取り図

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。



(注) レイアウトについては、1～5号炉対応要員も含めており、訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。
自衛消防隊は状況に応じて緊急時対策本部に入る。

【凡例】

- ：緊急時対策所機能班要員
- ：緊急時対策所現場要員
- ：自衛消防隊

図 2.1-7 免震重要棟内緊急時対策所 2階 レイアウトイメージ

b. 免震重要棟内緊急時対策所 1階 (待避室) (ケース 2)

免震重要棟 1階には重大事故等対応時の緊急時対策所として約 238m²を確保している。

免震重要棟内緊急時対策所 1階 (待避室) は、一部の基準地震動を除いた地震被災対応のため、及び重大事故等のプルーム通過に備えた十分な広さと機能を有した設計とし、プルーム通過中においても、重大事故等に対処する為に必要な指示を行う要員及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員を含め、最大 69 名の緊急時対策要員が活動することを想定し、十分な広さと機能を有した設計としている。

更にプルーム通過後においては、プルーム通過に備える必要最低限の重大事故等対策要員に限定した以前の体制へと移行させる。そのため免震重要棟内緊急時対策所 1階 (待避室) はその中央部の待避室も含めた、約 238 m²を確保し

ている。最大 180 名の緊急時対策要員が活動することを想定し、十分な広さと機能を有した設計としている。

原子力防災組織については、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映し、Incident Command System (ICS) の考え方を導入して、重大事故等対処に伴う体制の縮小・拡大に際しても、必要な指揮命令、及び現場復旧活動が円滑に行うことが出来るようにしている。

免震重要棟内緊急時対策所は、緊急時対策所の外側が汚染したような状況下において、緊急時対策所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（以下、「チェンジングエリア」という。）を設ける。チェンジングエリアは、免震重要棟内緊急時対策所に併設する設計とし、緊急時対策要員の被ばく低減の観点から免震重要棟内に設営する。

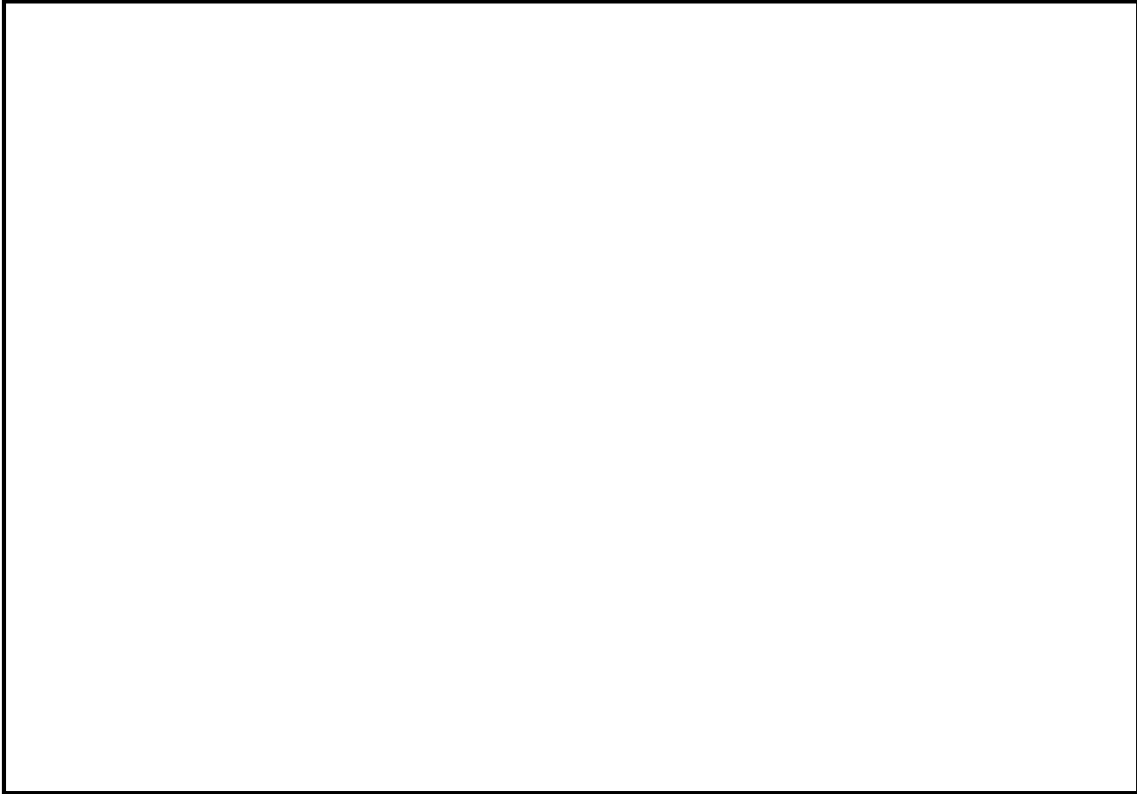
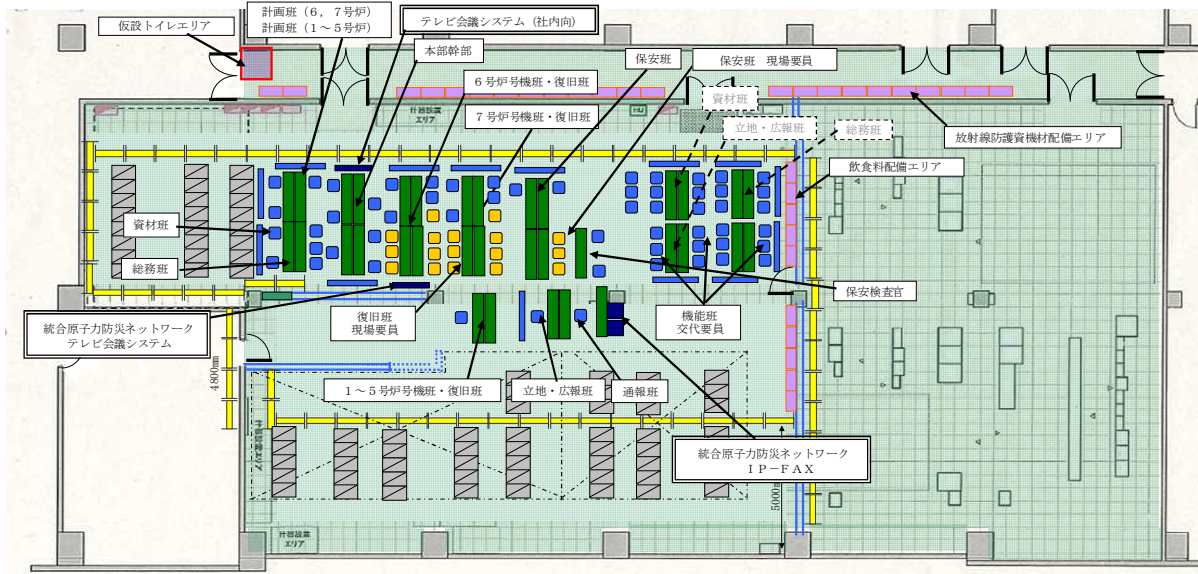


図 2.1-8 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の部屋見取り図

免震重要棟 1 階

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。

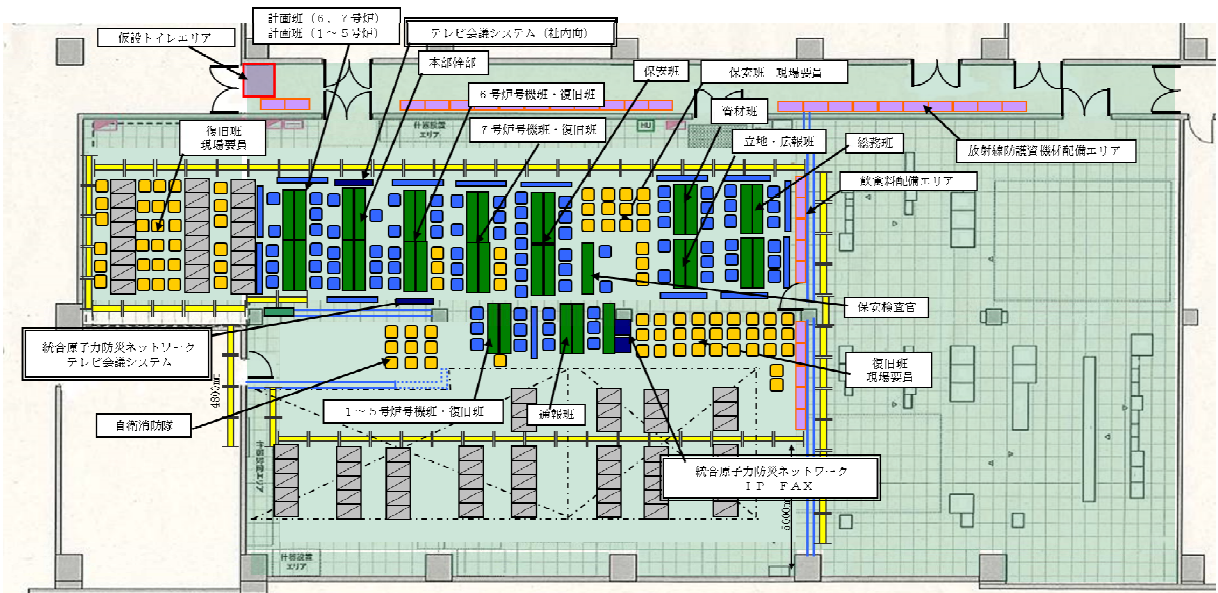


(注) レイアウトについては、1～5号炉対応要員も含めており、訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。自衛消防隊は状況に応じて緊急時対策本部に入る。

【凡例】

- ：緊急時対策所機能班要員
- ：緊急時対策所現場要員
- 自衛消防隊

図 2.1-9 免震重要棟内緊急時対策所 1階（待避室）レイアウトイメージ（プルーム通過中）



(注) レイアウトについては、1～5号炉対応要員も含めており、訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。自衛消防隊は状況に応じて緊急時対策本部に入る。

【凡例】

- ：緊急時対策所機能班要員
- ：緊急時対策所現場要員
- 自衛消防隊

図 2.1-10 免震重要棟内緊急時対策所 1階（待避室）レイアウトイメージ（プルーム放出後）

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、3号炉原子炉建屋内の3号炉中央制御室近傍エリア(食堂、日勤控室、及びプロセス計算機室等)、約400m²を確保している。

3号炉原子炉建屋の基準地震動入力時の耐震壁の最大せん断ひずみは、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設置する食堂、日勤控室、及びプロセス計算機室等エリアともに評価基準値を満足していることを確認しており、遮蔽性能等について機能喪失しないことを確認している。

a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(ケース3)

3号炉原子炉建屋には3号炉中央制御室とは別に、緊急時対策所として3号炉中央制御室近傍エリア(食堂、非管理区域通路、旧日勤控室、当直休憩室)に約229m²(机設置面積除き)、プロセス計算機室に約171m²(制御盤面積除き)、合計約400m²確保可能である。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、基準地震動による地震被災対応のため、及び重大事故のブルーム通過時以外の対応のため、最大180名の緊急時対策要員が活動することを想定し、十分な広さと機能を有した設計としている。

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。

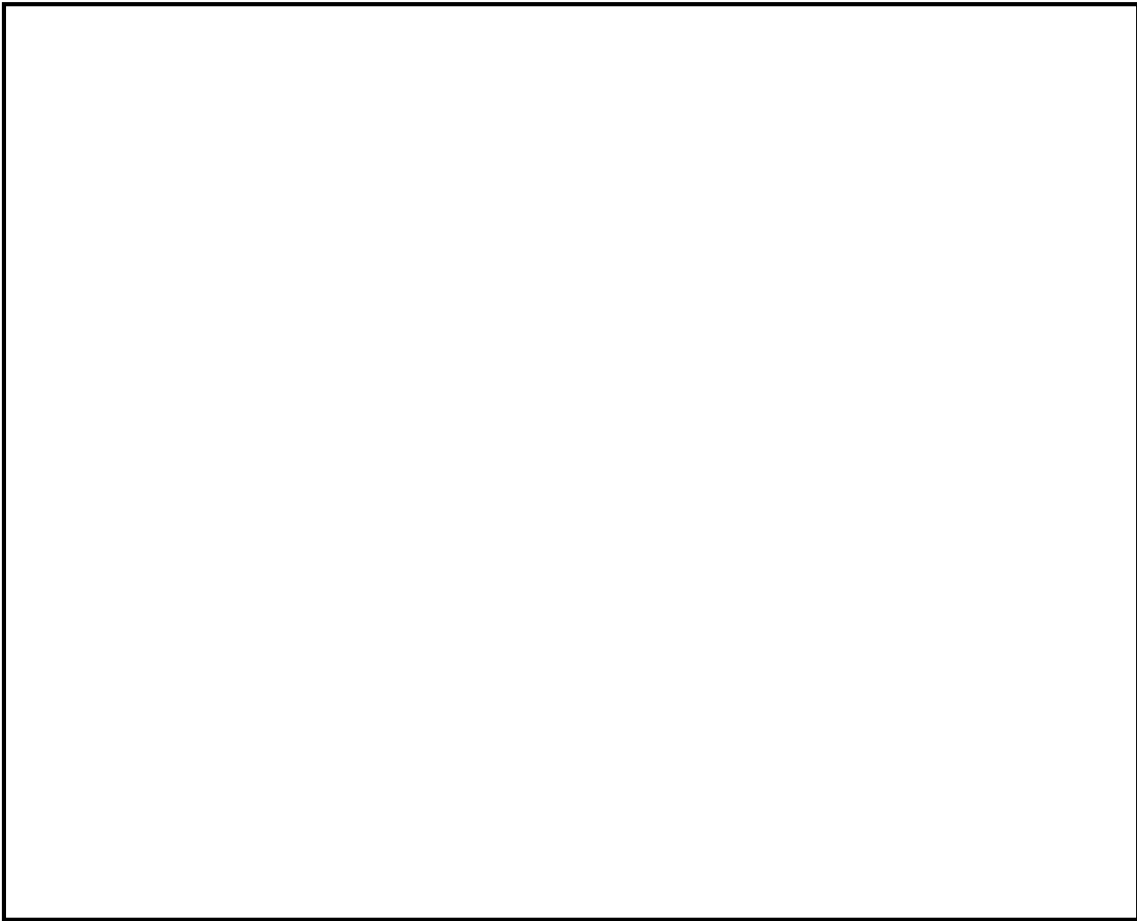
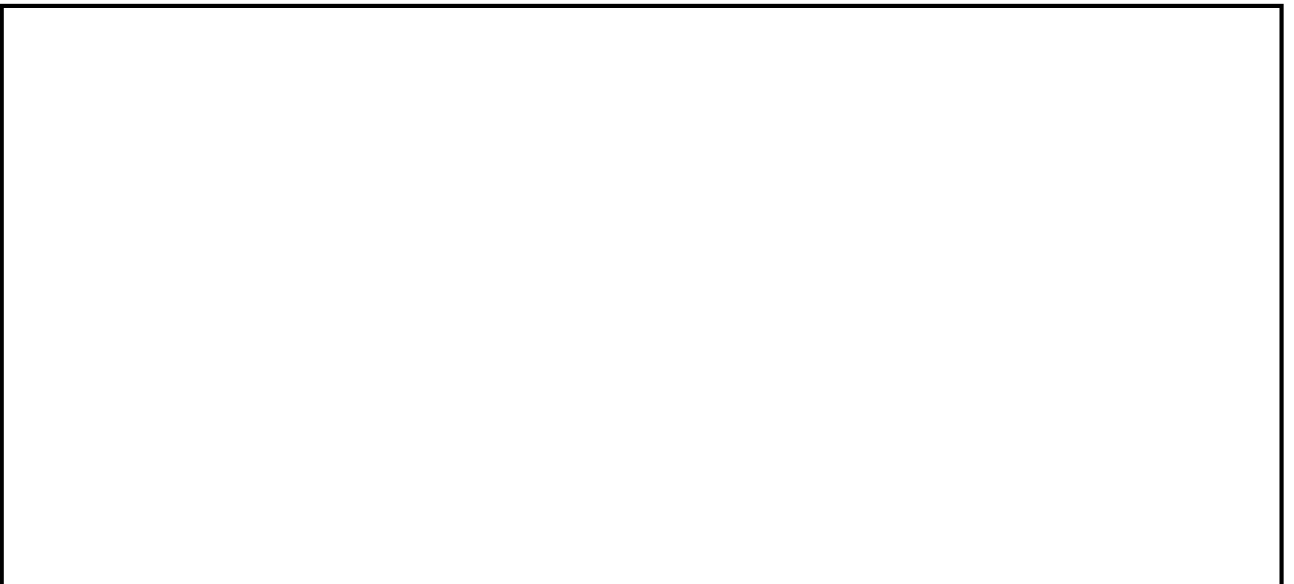


図 2.1-11 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 部屋見取り図



(注) レイアウトについては、1～5号炉対応要員も含めており、訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。自衛消防隊は状況に応じて緊急時対策本部に入る。

図 2.1-12 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 レイアウトイメージ

b. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）（ケース4）

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所には重大事故等対応時の緊急時対策所として約229m²を確保している。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）は、基準地震動による地震被災対応のため、及び重大事故等時のプルーム通過に備えた十分な広さと機能を有した設計とし、プルーム通過中においても、重大事故等に対処する為に必要な指示を行う要員及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員を含め、最大69名の緊急時対策要員が活動することを想定し、十分な広さと機能を有した設計としている。

なおプルーム通過後においては、プラント状況等により、必要に応じて一時退避させた要員を再参集させ、プルーム通過に備える必要最低限の重大事故等対策要員に限定した以前の体制へと移行させる。そのため重大事故に伴うプルーム通過に備えるための3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）から、前記ケース3の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に拠点規模を拡大（復元）させ、最大180名の緊急時対策要員が活動出来るよう設計している。

重大事故等対処に伴う体制の縮小・拡大に際しても、必要な指揮命令、及び現場復旧活動が円滑に行うことが出来るよう、原子力防災組織の編成については Incident Command System（ICS）の考え方を導入している。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、緊急時対策所の外側が汚染したような状況下において、緊急時対策所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、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に併設する設計とし、緊急時対策要員の被ばく低減の観点から3号炉原子炉建屋内に設営する。

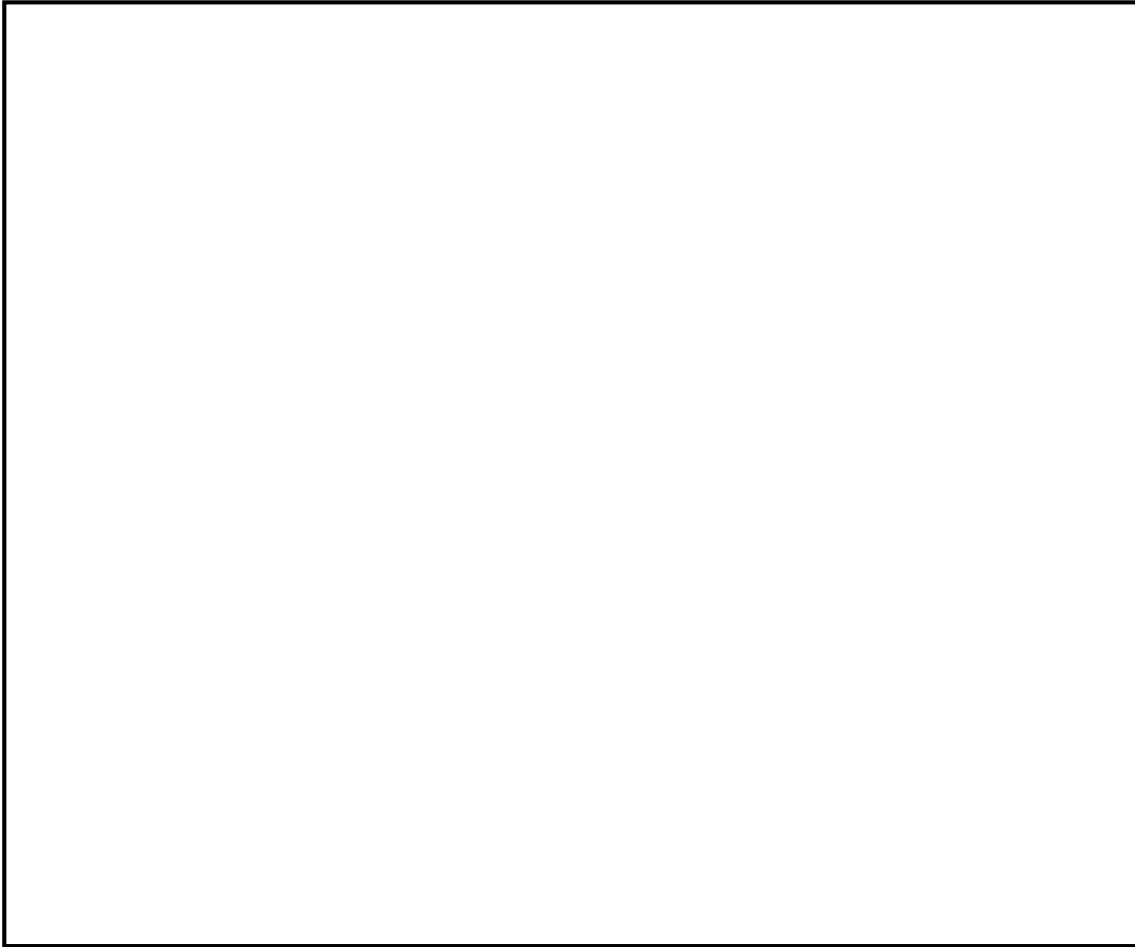
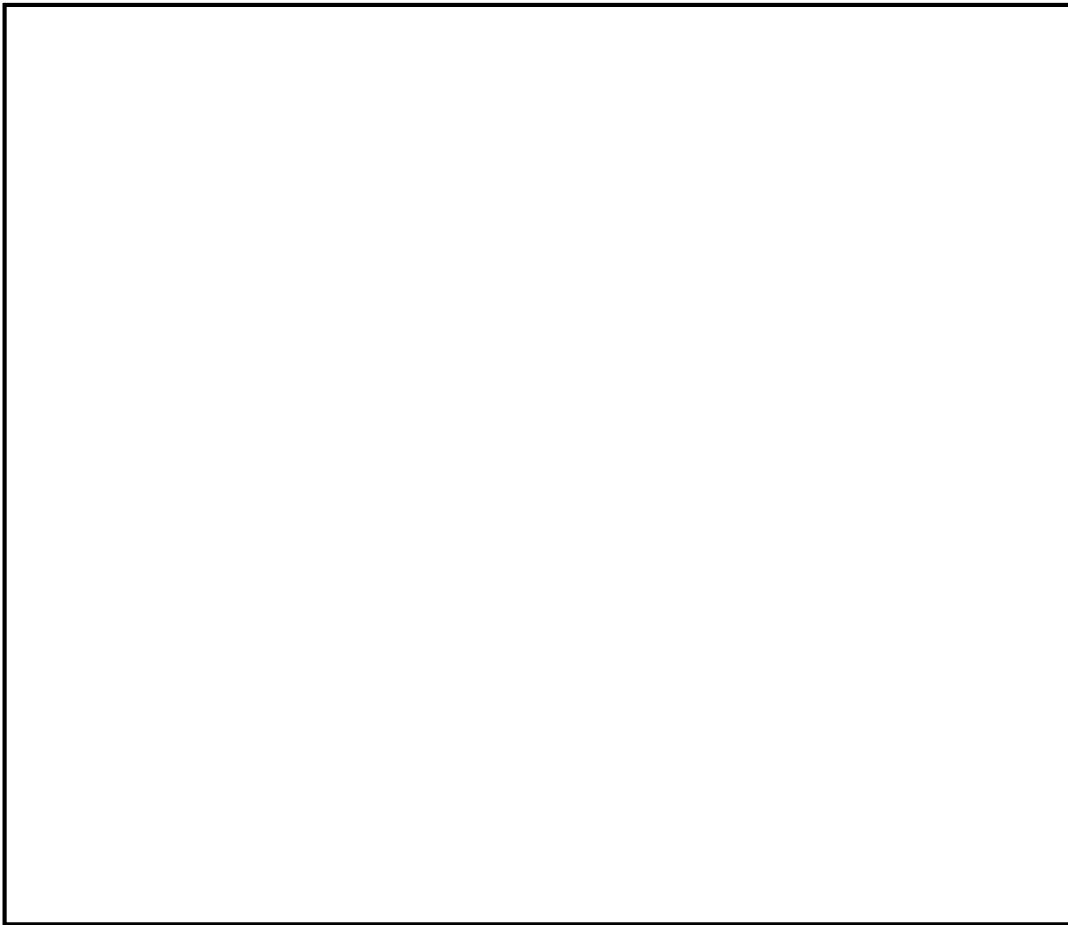


図 2.1-13 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室） 部屋見取り図

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。



(注) レイアウトについては、1～5号炉対応要員も含めており、訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

図 2.1-14 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）
レイアウトイメージ

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。

2.2 電源設備について

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

a. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階（ケース 1）

免震重要棟内緊急時対策所の必要な負荷は、通常時、1号炉又は3号炉の共通用高圧母線より受電可能とする。

免震重要棟内緊急時対策所の必要な負荷は、外部電源喪失時、免震重要棟に設置している免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤を介して常設代替交流電源設備である免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機から受電可能とする。受電の切り替えは自動的に行える設計とする。

さらに、免震重要棟内緊急時対策所の必要な負荷は、1号炉又は3号炉の共通用高圧母線、及び免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機から受電できない場合、1号炉の非常用高圧母線から受電可能な設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機は、プラント設備（6号炉及び7号炉中央制御室用）の電源から独立した専用の電源設備とし、免震重要棟内緊急時対策所と中央制御室は共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所の電源設備は、外部電源から受電可能な1号炉又は3号炉の共通用高圧母線、1号炉の非常用ディーゼル発電機から受電可能な1号炉の非常用高圧母線、及び免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機を設置し、多様性を有する設計とする。

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の保守点検による待機除外時には、3号炉緊急時対策所用電源車の保守点検による待機除外時のバックアップとして荒浜側高台保管場所に配備する電源車を、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機のバックアップ用として活用することとし、当該電源車を免震重要棟近傍に移動させ給電可能な設計とする。

電源構成を図 2.2-1、必要な負荷を表 2.2-1 に示す。

また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の仕様を表 2.2-2 に示す。

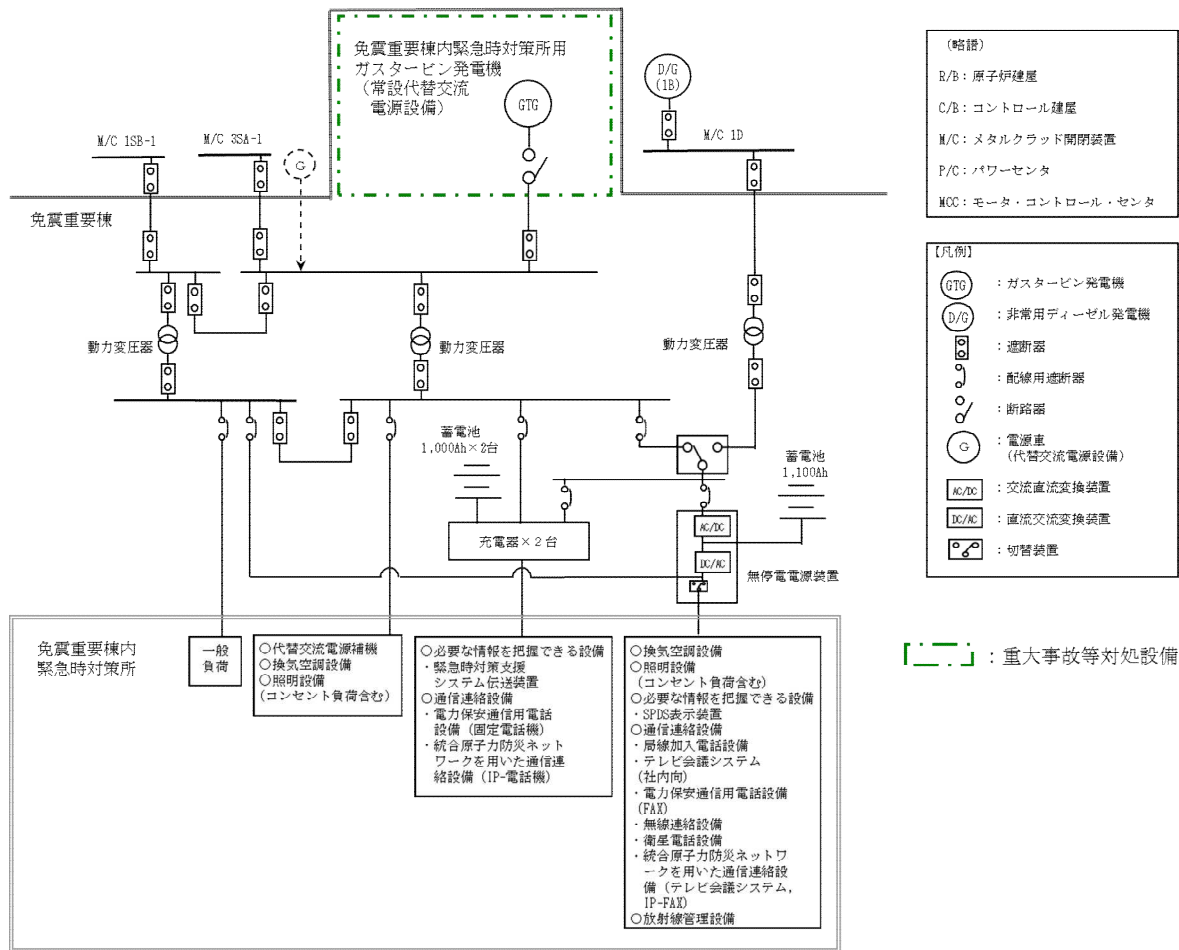


図 2.2-1 免震重要棟内緊急時対策所 電源構成

表 2.2-1 免震重要棟内緊急時対策所 2階 必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
代替交流電源補機	約 20kVA
換気空調設備	約 240kVA
照明設備 (コンセント負荷含む)	約 80kVA
必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	約 115kVA
放射線管理設備	約 55kVA
合計	約 510kVA

表 2.2-2 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の仕様

容量	約 1,000kVA
電圧	6.9kV
力率	0.8

免震重要棟内緊急時対策所の負荷リストは、表 2.2-1, 3 に示すとおり、最大約 510kVA であり、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 1,000kVA により給電可能な設計としている。

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の燃料系統は、地下貯油タンク (30,000L)、及び付属のポンプ、配管等で構成される。地下貯油タンクは、緊急時対策所横の地下に設置され、重大事故等時に免震重要棟内緊急時対策所に電源供給(保守的に 800kW の負荷に電源供給)した場合、約 2 日の連続運転が可能な容量を持つ。

万一の故障への対応として免震重要棟緊急時対策所用の充電器については、2重化されており、充電器の故障時、負荷が使用不能となることはない設計とする。また、無停電電源装置については、故障時、バイパス側へ自動で切り替わるため同様に負荷が使用不能となることはない設計とする。

b. 免震重要棟内緊急時対策所 1階 (待避室) (ケース 2)

電源設備は「a. 免震重要棟内緊急時対策所 2階 (ケース 1)」と同様であるが、必要な負荷のうち、換気空調設備については、フィルタを介する外気取込を行うため、表 2.2-3 のとおりとなる。

表 2.2-3 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室） 必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)	備考
代替交流電源補機	約 20kVA	
換気空調設備	約 5kVA	
照明設備 (コンセント負荷含む)	約 80kVA	免震重要棟床面積約 4,100m ² が 給電対象
必要な情報を把握できる設備, 通信連絡設備	約 115kVA	テレビ会議システム及び 重大事故等時に必要な負荷 ^{※1} : 約 35kVA
放射線管理設備	約 55kVA	重大事故等時に必要な負荷 ^{※2} : 約 10kVA
合計	約 275kVA	

※1 重大事故等時に必要な負荷:

無線連絡設備, 衛星電話設備,
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備,
緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS 表示装置

※2 重大事故等時に必要な負荷:

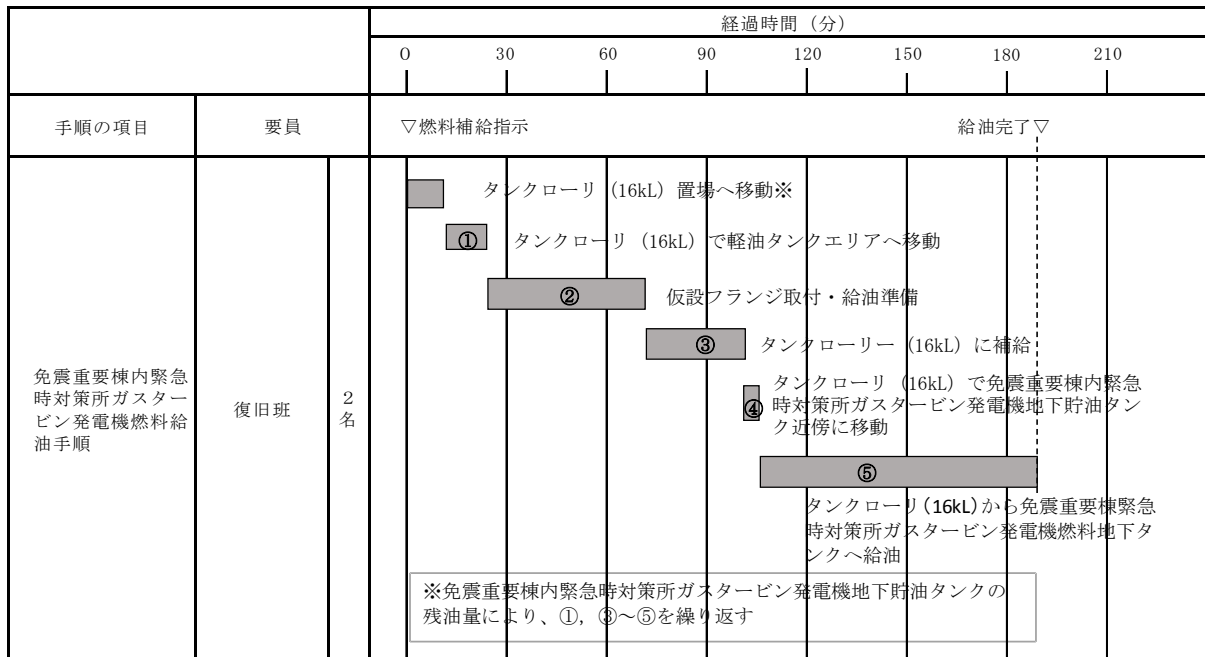
モニタリングポスト及び気象データを監視する装置,
原子力発電所周辺線量予測評価システム, 個人線量計用充電器,
可搬型空気浄化装置 (チェン징エリア用)

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の地下貯油タンクへは, 軽油タンクよりタンクローリ (16kL) を用いて, 燃料を補給できる設計としている。図 2.2-2 に免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機燃料補給作業タイムチャートを示す。

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機は地下貯油タンク (30,000L) より, 表 2.2-3 に示す負荷に対しては約 90 時間以上の連続給電が可能である。格納容器ベント実施前に予めタンクローリ (16kL) を用いて地下貯油タンクに給油を行い, 格納容器ベント失敗に備え, 燃料を満杯にしたタンクローリ (16kL) 1 台とタンクローリ (4kL) 1 台を地下貯油タンク付近に駐車しておき, 格納容器ベント成功をもってタンクローリ (16kL) 1 台のみを使用することとし, 事象発生後約 110 時間後及び 160

時間後給油を行うことで、7日間運転可能である。(図 2.2-3)

なお、給油については、可搬型モニタリング設備及び格納容器の圧力等を監視し、適切なタイミングで行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表 2.2-4 のとおり。



※タンクローリ (16kL) は荒浜側高台保管庫に配備

図 2.2-2 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機燃料補給作業タイムチャート

(技術的能力審査資料「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」より抜粋)

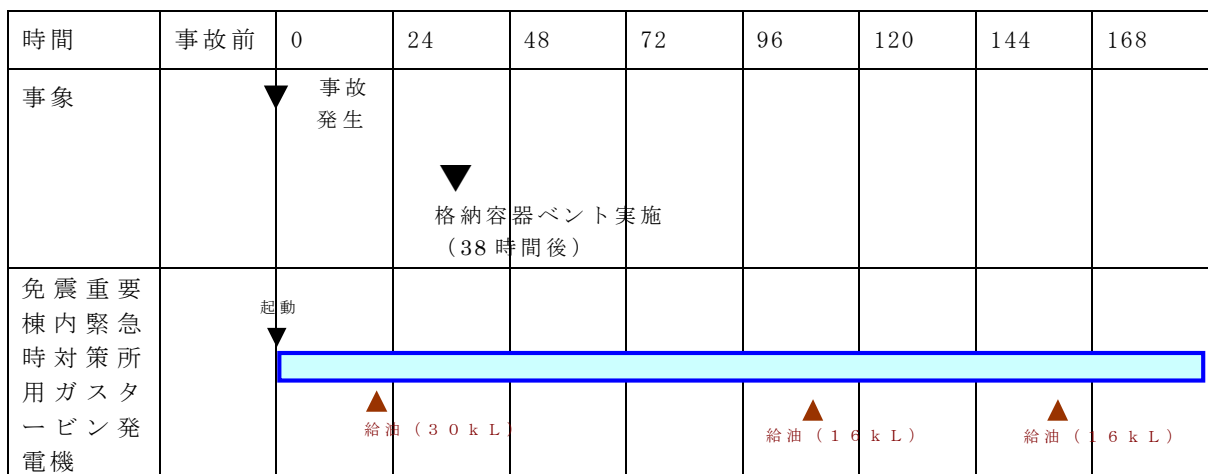


図 2.2-3 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミング

(技術的能力審査資料「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」より抜粋)

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：6号炉及び7号炉
- ・ ソースターム：6号炉格納容器ベント実施，7号炉代替循環冷却成功
- ・ 評価点：6号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置箇所
 （補給のために免震重要棟よりも発災プラントに近い6号炉及び7号炉軽油タンクエリアに移動することから，保守的に選定。配置見直し等により，今後見直す可能性がある。）
- ・ 大気拡散条件：発災プラント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75分（作業場所への移動：10分，作業：55分，
 作業場所からの移動：10分）
 （57条補足説明資料57-11「燃料補給に関する補足説明資料」に記載した現場作業時間55分（訓練実績，ポンプ性能を用いた机上検討等から算定）に，保守的に移動時間中も同じ線量率で被ばくするものとして往復20分（発電所内移動時間の実績から算定）を加えたもの）
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：50
- ・ 被ばく経路：以下を考慮
 二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
 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，
 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，
 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，
 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

表 2.2-4 6号炉放出時における燃料補給に伴う単位時間当たり被ばく量
 （6号炉と7号炉からの寄与の和） (mSv)

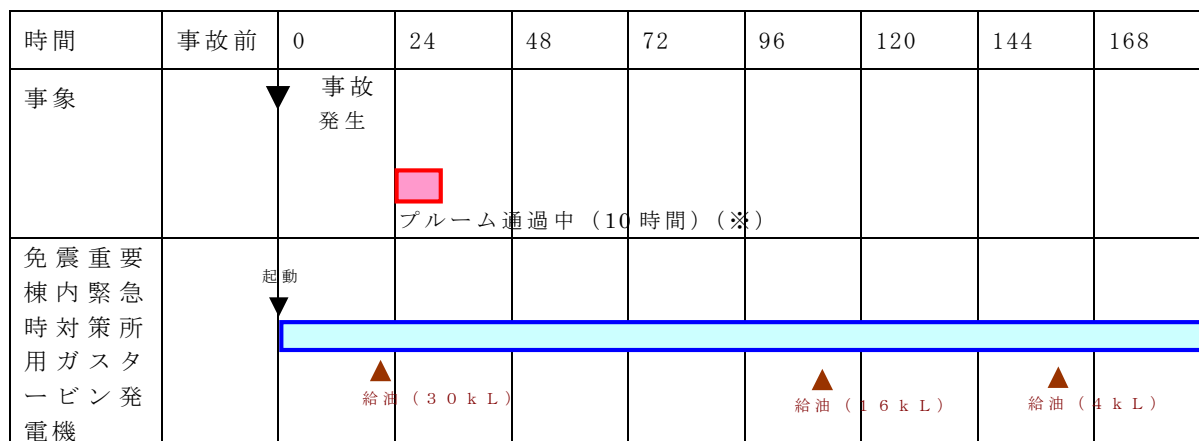
	格納容器ベント開始後経過時間[h]	
	110	160
給油作業に伴う被ばく量	約 38	約 28

【補足】格納容器が破損した場合の給油タイミングと給油要員の被ばく線量について

緊急時対策所の居住性評価で想定する格納容器が破損した場合の免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミングを図 2.2.4 に示す。

プルーム放出前に予め免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクへの給油を行い、格納容器ベント失敗に備え、燃料を満杯にしたタンクローリ（16 kL）1台とタンクローリ（4 kL）1台を地下貯油タンク付近に駐車しておき、給油要員は免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）に退避する。本ケースでは格納容器ベントに失敗し、格納容器が破損することから、格納容器ベント成功ケースとは異なり、駐車しておいたタンクローリ（16 kL）1台とタンクローリ（4 kL）1台をそのまま使用する。

格納容器が破損した場合、事故発生から110時間後に地下貯油タンク近傍に駐車してあったタンクローリ（16 kL）から地下貯油タンクに給油を行うことで、約50時間の運転継続が可能である。また、事故発生から160時間後に地下貯油タンク近傍に駐車してあったタンクローリ（4 kL）から地下貯油タンクに給油することにより、さらに約12時間の運転継続が可能である。これにより7日間の連続運転が可能である。



※：「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」に基づく事象進展時間

図 2.2.4 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミング（格納容器が破損した場合）
（技術的能力審査資料「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」より抜粋）

また、給油作業は発電所外からの参集要員が行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表 2.2-5 のとおり。給油は 2 名 1 組で対応することから、給油作業時は 1 名で行い、残る 1 名は線量影響の少ない免震重要棟内緊急時対策所に待避して、交代で対応するなど被ばく低減に努める。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：6 号炉及び 7 号炉
- ・ ソースターム：福島第一原子力発電所事故と同等
- ・ 大気拡散条件：免震重要棟内緊急時対策所を評価点とした場合の相対濃度を参照（6 号炉放出時： 5.8×10^{-6} (s/m³), 7 号炉放出時： 6.5×10^{-6} (s/m³))
- ・ 評価時間
 - 1 度目の給油時：合計 75 分（作業場所への移動：10 分，作業：55 分，作業場所からの移動：10 分）
 - 2 度目の給油時：合計 75 分（作業場所への移動：10 分，作業：55 分，作業場所からの移動：10 分）
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ 被ばく経路：影響が支配的となる，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を考慮

表 2.2-5 給油作業に係る被ばく線量（6 号炉と 7 号炉からの寄与の和）

作業開始時間 （事故発生後の経過時間）(h)	110	160
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 98	約 73

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース3）

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、通常時、3号炉の共通用高圧母線より受電可能とする。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、外部電源喪失時、3号炉の非常用ディーゼル発電機を介し、非常用高圧母線より受電可能とする。

万が一の故障対応として、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の充電器については、無停電電源装置の直流電源へ給電しているため、充電器の故障時においても、無停電電源装置は交流電源側から給電を継続し、負荷が使用不可能となることはない。また、無停電電源装置については、免震棟内緊急時対策所と同様に、故障時、バイパス側へ自動で切り替わるため、負荷が使用不能となることはない。

さらに、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、3号炉の共通用高圧母線、3号炉の非常用高圧母線、及び無停電電源装置より受電できない場合、3号炉原子炉建屋東側に設置している常設代替交流電源設備である電源車（以下、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車）から受電可能とする。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車は、プラント設備（6号炉及び7号炉中央制御室用）の電源から独立した専用の電源設備とし、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所と中央制御室は共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備は、外部電源から受電可能な3号炉の共通用高圧母線、3号炉の非常用ディーゼル発電機、及び3号炉の非常用ディーゼル発電機と仕様が異なる3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を設置し、多様性を有する設計とする。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の保守点検による待機除外時のバックアップのため、荒浜側高台保管場所にさらに電源車を配備し、荒浜側高台保管場所から3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電できる設計とする。

電源構成を図 2.2-5、必要な負荷を表 2.2-6 に示す。

また、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の仕様を表 2.2-7 に示す。

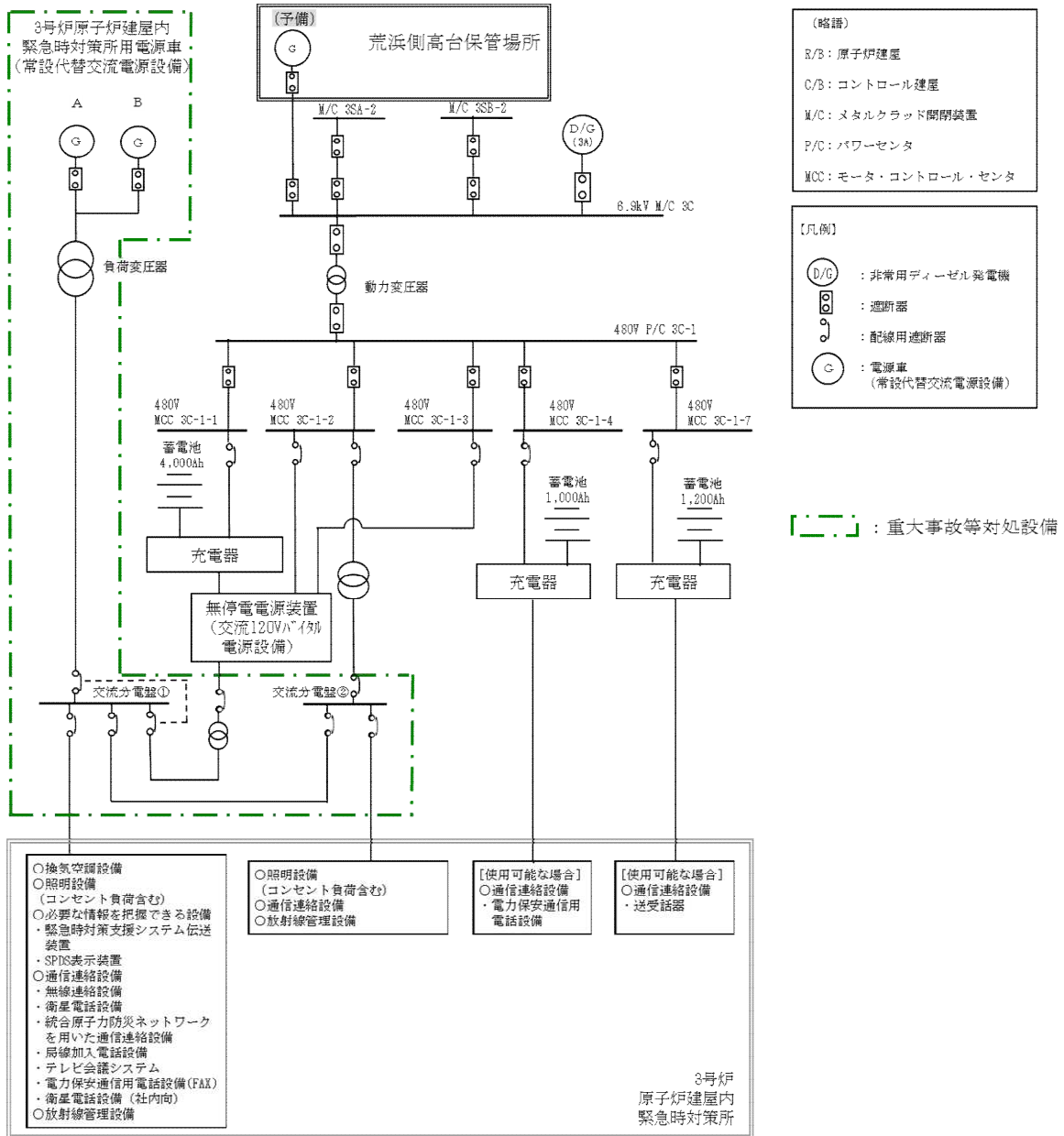


図 2.2-5 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 電源構成

表 2.2-6 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)	ケース1との主な差異理由
換気空調設備	約 5kVA	
照明設備 (コンセント負荷含む)	約 17kVA	・負荷を供給する床面積の相違 [床面積] ケース1：約 4,100m ² ケース3：約 400m ²
必要な情報を把握できる設備,通信連絡設備*	約 17kVA	・テレビ会議システムの構成及び無線連絡設備,衛星電話設備等の設置台数の相違
放射線管理設備	約 11kVA	—
合計	約 50kVA	

※ 電力保安通信用電話設備及び送受話器は除く

表 2.2-7 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の仕様

	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用電源車	(参考) 3号炉の非常用 ディーゼル発電機
容量	約 500kVA	約 8,250kVA
電圧	6.9kV	6.9kV
力率	0.8	0.8

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の負荷リストは、表 2.2-6 に示すとおり、最大約 50kVA であり、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 500kVA 1台により給電可能な設計としている。

また、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて、軽油を補給することにより、7日以上3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を運転可能な設計としている。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車は燃料タンク（250L）を内蔵しており、表 2.2-6 に示す負荷に対して 12 時間以上連続給電が可能であり、格納容器ベント実施前に予め給油を行うことにより、格納容器ベント実施後早期に給油が必要となることはない。

なお、給油については、可搬型モニタリング設備及び格納容器の圧力等を監視し、適切なタイミングで行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表 2.2-8 のとおり。

万一、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車が停止した場合、並列

運転した電源車にて約 12 時間以上給電可能な設計とする。

3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油タイミングを図 2.2-6 に示す。図 2.2-7 に 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料補給作業タイムチャートを示す。

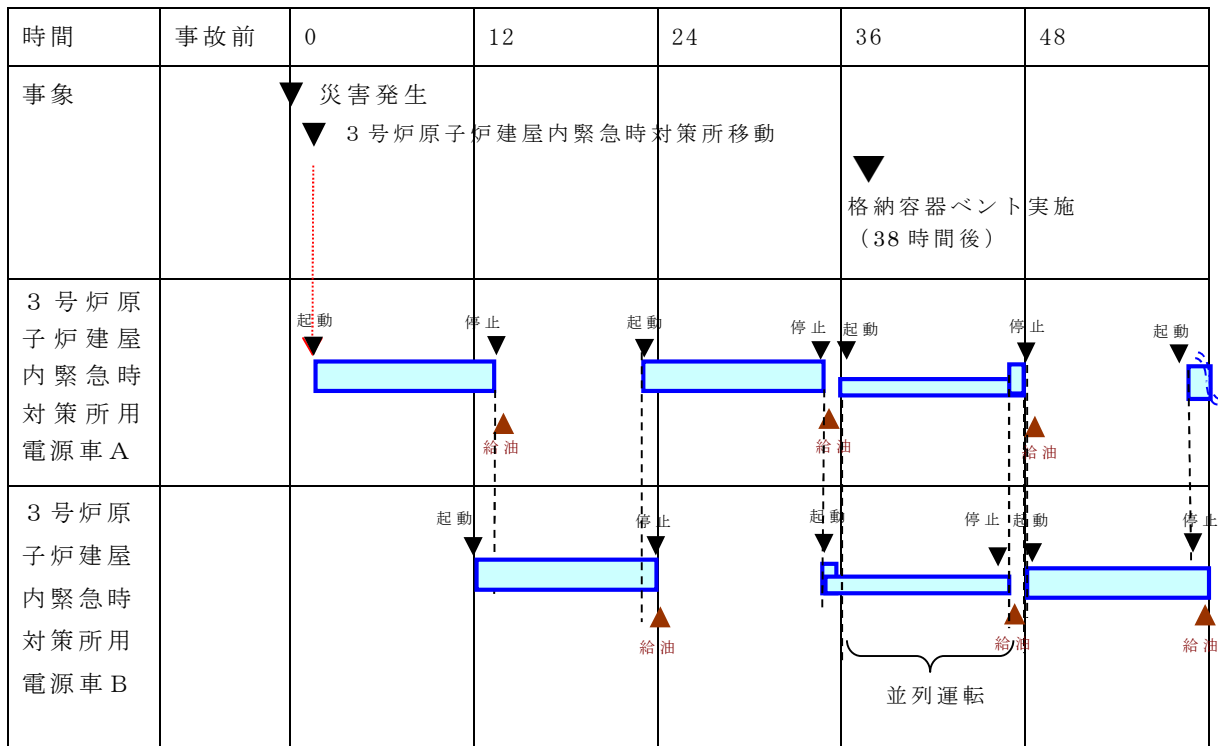
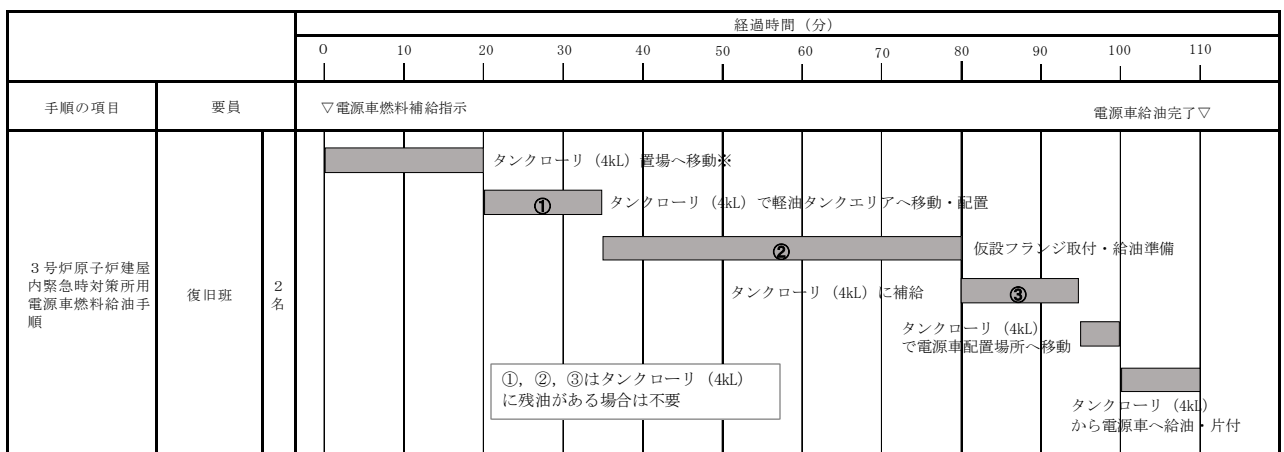


図 2.2-6 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油時間



※ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所から大湊側高台保管場所の場合。荒浜側高台保管場所の場合は10分。

図 2.2-7 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料補給作業タイムチャート (技術的能力審査資料「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」より抜粋)

b. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）（ケース4）

電源設備は「a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース3）」と同様である。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：6号炉及び7号炉
- ・ ソースターム：6号炉格納容器ベント実施，7号炉代替循環冷却成功
- ・ 評価点：6号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置箇所
（補給のために免震重要棟よりも発災プラントに近い6号炉及び7号炉軽油タンクエリアに移動することから，保守的に選定。配置見直し等により，今後見直す可能性がある。）
- ・ 大気拡散条件：発災プラント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35分（作業場所への移動：10分，作業：15分，
作業場所からの移動：10分）
（57条補足説明資料57-11「燃料補給に関する補足説明資料」に記載した現場作業時間15分（訓練実績，ポンプ性能を用いた机上検討等から算定）に，保守的に移動時間中も同じ線量率で被ばくするものとして往復20分（発電所内移動時間の実績から算定）を加えたもの）
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：50
- ・ 被ばく経路：以下を考慮

二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
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，
放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，
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，
格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

表 2.2-8 6号炉放出時における燃料補給に伴う単位時間当たり被ばく量

(6号炉と7号炉からの寄与の和)

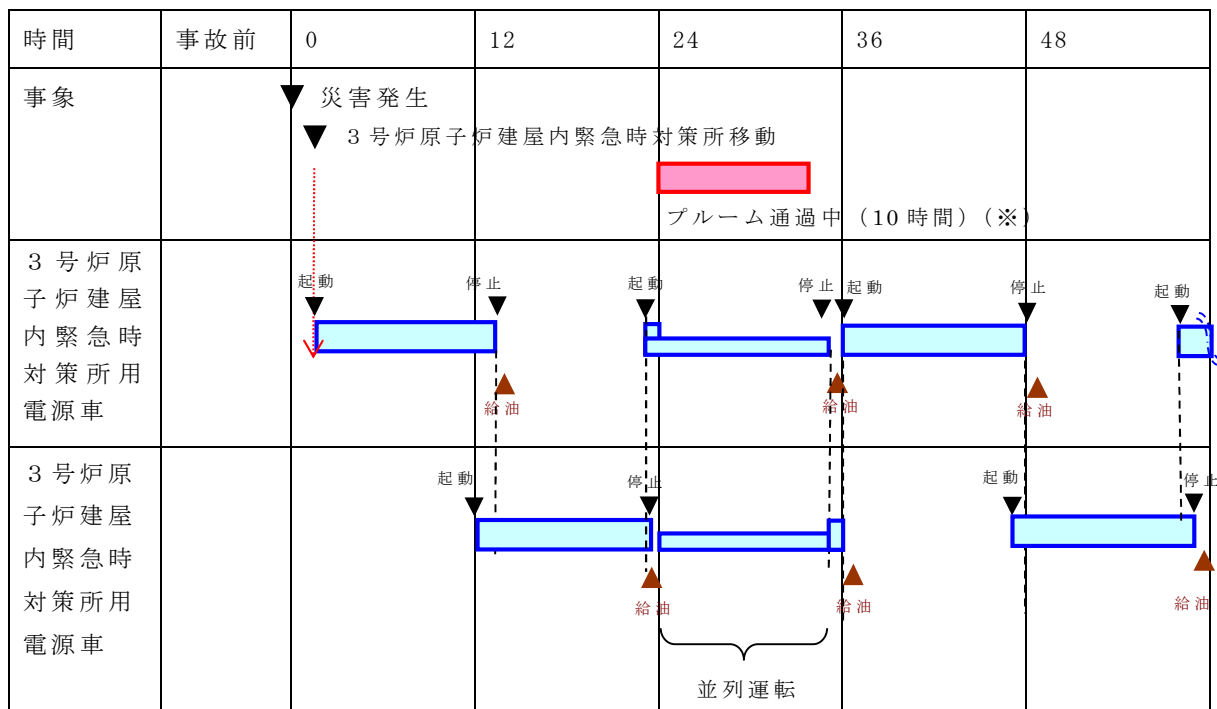
(mSv)

作業開始時間 (事故発生後の経過時間)(h)	48	60	72	84	96	108
作業に係る被ばく線量	約 42	約 29	約 25	約 21	約 19	約 18

作業開始時間 (事故発生後の経過時間)(h)	120	132	144	156	168
作業に係る被ばく線量	約 17	約 16	約 14	約 14	約 13

【補足】格納容器が破損した場合の給油要員の被ばく線量について

緊急時対策所の居住性評価で想定する格納容器が破損した場合の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油タイミングを図2.2-8に示す。



※：「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」に基づく事象進展時間

図 2.2-8 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油時間
(格納容器が破損した場合)

プルーム放出前に予め3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車への給

油を行い、格納容器ベント失敗に備え、燃料を満杯にしたタンクローリ（4 kL）1台を3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車付近に駐車しておき、給油要員は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）に退避する。本ケースでは格納容器ベントに失敗し、格納容器が破損することから、格納容器ベント成功ケースとは異なり、駐車しておいたタンクローリ（4 kL）1台をそのまま使用する。

格納容器が破損した場合、事故発生から36時間後以降12時間おきに近傍に駐車してあったタンクローリ（4 kL）から給油を行うことで、7日間の連続運転が可能である。

また、格納容器が破損した場合の給油作業は発電所外からの参集要員が行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表2.2-9のとおり。給油は2名1組で対応することから、給油作業時は1名で行い、残る1名は線量影響の少ない3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避して、交代で対応するなど被ばく低減に努める。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：6号炉及び7号炉
- ・ ソースターム：福島第一原子力発電所事故と同等
- ・ 大気拡散条件：3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を評価点とした場合の
相対濃度を参照（6号炉放出時： $3.6 \times 10^{-6} (\text{s}/\text{m}^3)$ ，7号
炉放出時： $4.3 \times 10^{-6} (\text{s}/\text{m}^3)$ ）
- ・ 評価時間：合計35分（作業場所への移動：10分，作業：15分，
作業場所からの移動：10分）
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ 被ばく経路：影響が支配的となる，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を考慮

表 2.2-9 給油作業にかかる被ばく線量（6号炉と7号炉からの寄与の和）

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	36	48	60	72	84	96
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 67	約 52	約 44	約 39	約 35	約 32

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	108	120	132	144	156	168
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 29	約 27	約 25	約 23	約 22	約 20

(3) 代替交流電源設備稼働時の放射線量上昇について

免震重要棟内緊急時対策所ガスタービン発電機及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の燃焼・冷却用空気取入口には、放射性物質をろ過するフィルタを設置していない。そのため、フィルタに放射性物質が蓄積することによる放射線量の増加懸念はないと考える。

なお重大事故等への対応が長期化することも見越して、免震重要棟内緊急時対策所ガスタービン発電機及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所電源車の内部やダクトに放射性物質が沈着し放射線量が高くなった場合にも対処できるよう、可搬型の生体遮蔽装置を発電所内に配備する。

2.3 遮蔽設計について

(1) 免震重要棟内緊急時対策所 2 階 (ケース 1)

免震重要棟内緊急時対策所 2 階は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に対策要員の居住性を確保するため、免震重要棟内緊急時対策所壁面について適切な厚さのコンクリート遮蔽を設ける設計としている。

(2) 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) (ケース 2)

免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) は、重大事故等対応時に緊急時対策所にとどまる要員 (重大事故等に対処する為に必要な指示を行う要員及び原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員) が、過度の被ばくを受けないように適切な厚さのコンクリート遮蔽及び鉛遮蔽を設け、緊急時対策所換気空調系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないようにする。免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) 遮蔽を図 2.3-1~5 に示す。



図 2.3-1 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室)
遮蔽説明図 (NS 方向) (単位: mm)

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。

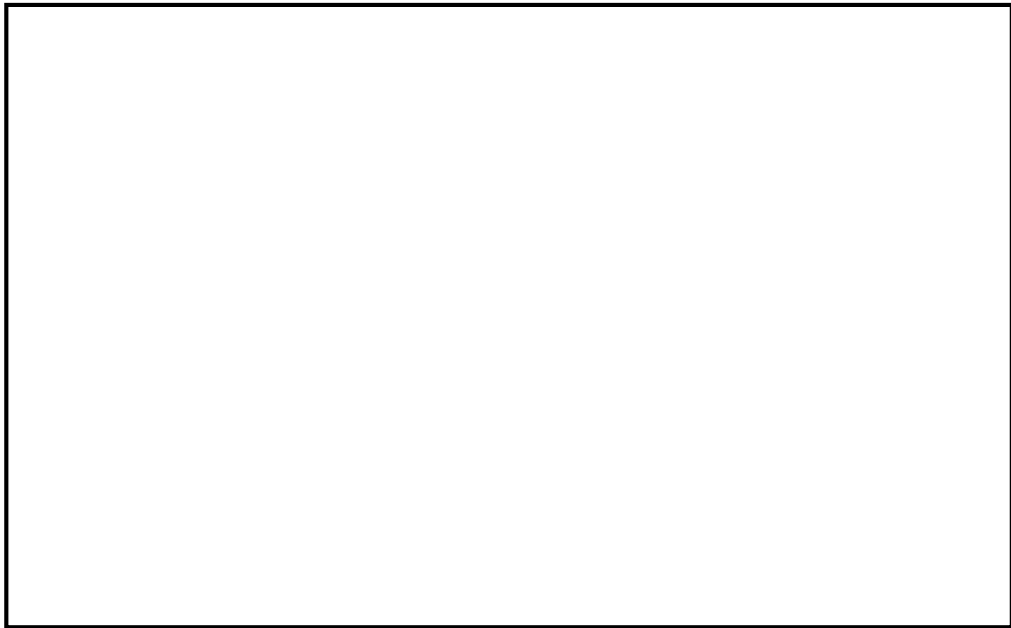


図2.3-2 免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）
遮蔽説明図（EW方向）（単位：mm）

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。

なお免震重要棟内緊急時対策所は、被ばく評価結果（補足説明資料 61-13）に記したとおり、グラウンドシャイン、上空プルーム通過、待避室内に取り込んだ放射性物質からの外部被ばくの3経路が寄与したものとなっている。うちグラウンドシャインについては建屋周辺の地表面からのものからの寄与、屋上面に降り積もったものからの寄与とが考えられる。これらのグラウンドシャイン線源については、プルーム通過後に消防車放水により放射性物質を洗い流すことでの除去や低減を行うほか、建屋周辺や屋上にあらかじめ養生シート等覆いを施しプルーム通過後にシート除去することでの低減方策を施し、対策要員の更なる居住性向上を図る。放水やシート除去によるグラウンドシャイン線源除去は、外部参集要員による作業を基本とする。免震重要棟内緊急時対策所にとどまった対策要員が作業に当たる場合は被ばく増加につながることから、作業実施に際しての現場放射線環境をモニタリングしたうえで、当該作業による免震重要棟内緊急時対策所の居住性改善メリットと、作業被ばくにより要員交代を必要とするデメリットを勘案の上実施を判断する。

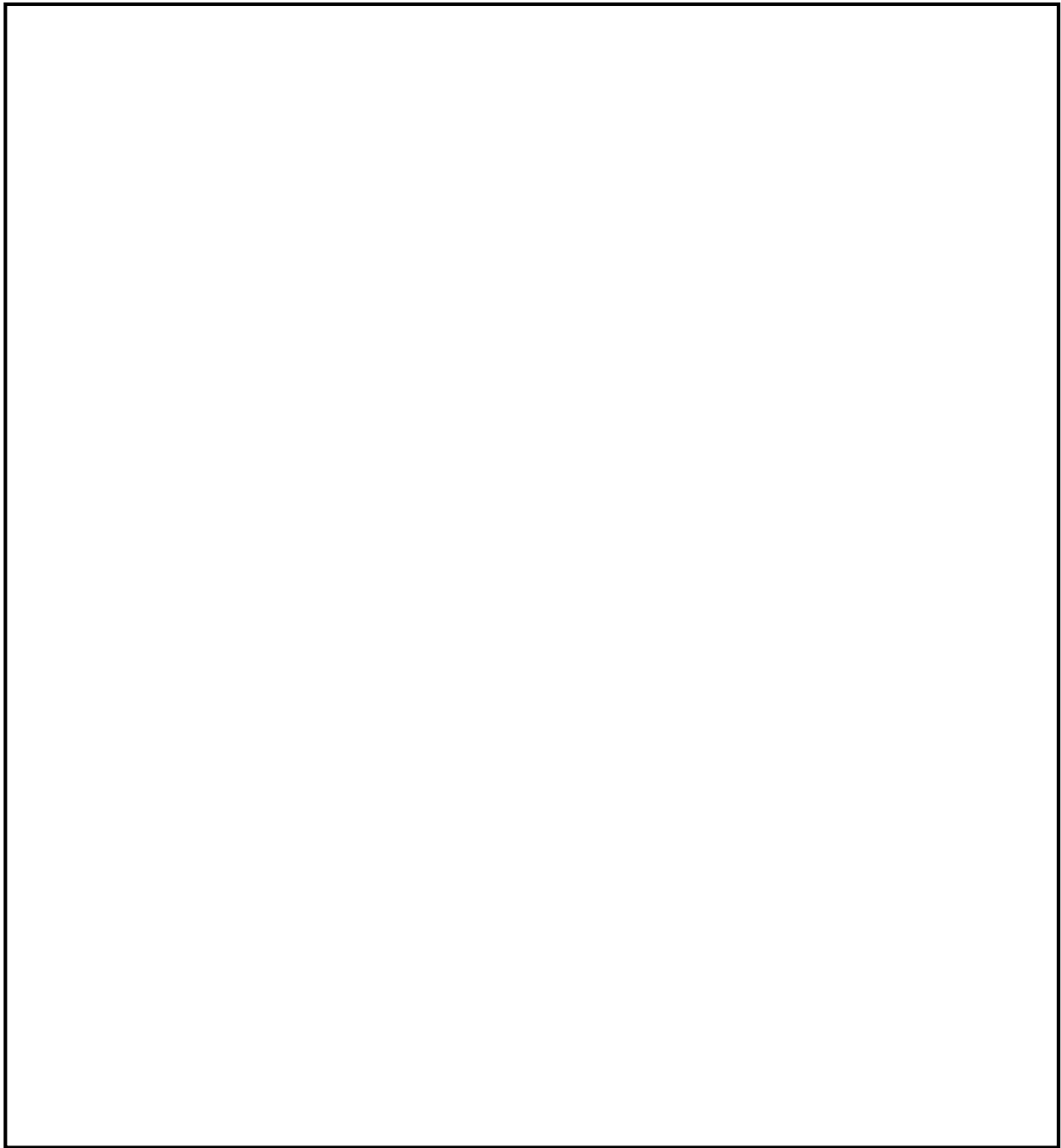


図2.3-3 免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室） 遮蔽説明図（平面図）

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。

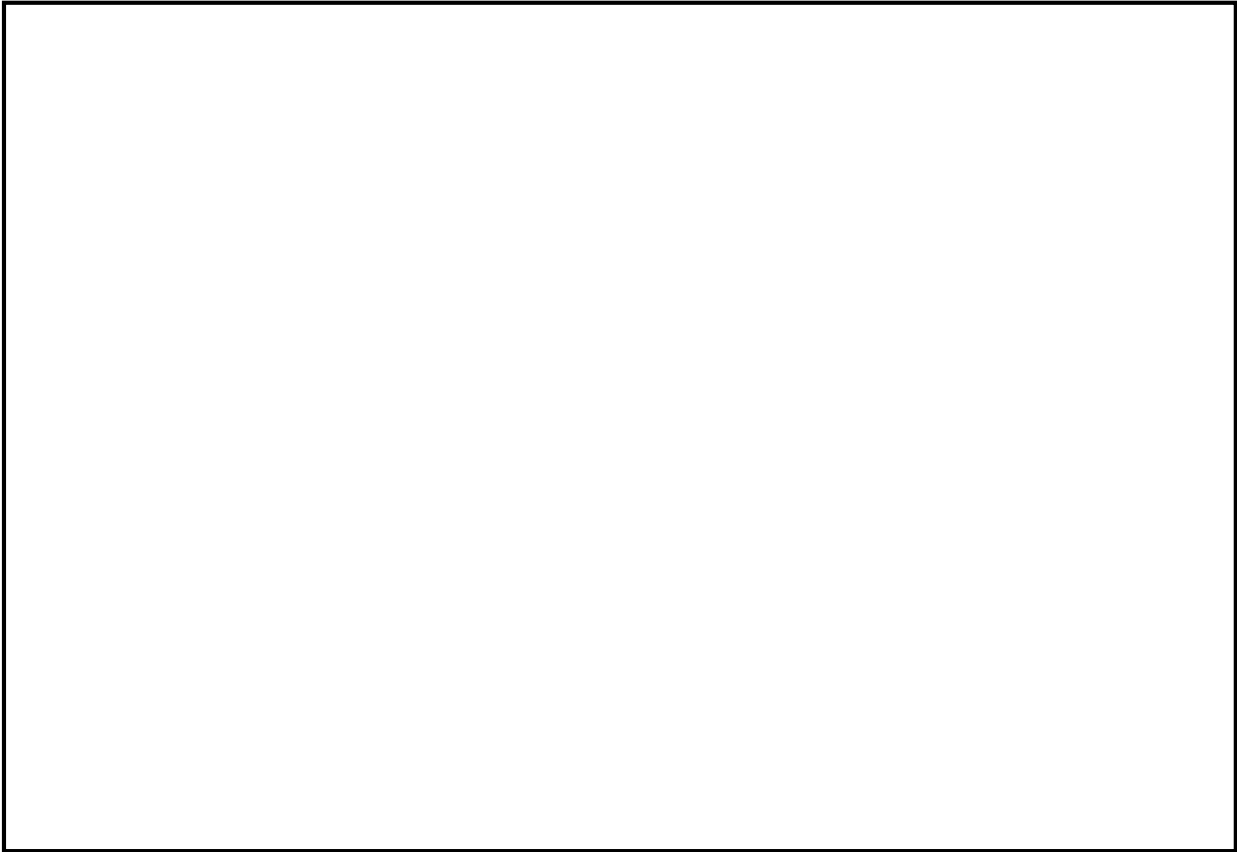


図 2.3-4 免震重要棟内緊急時対策所 屋外遮蔽説明図（全体図）

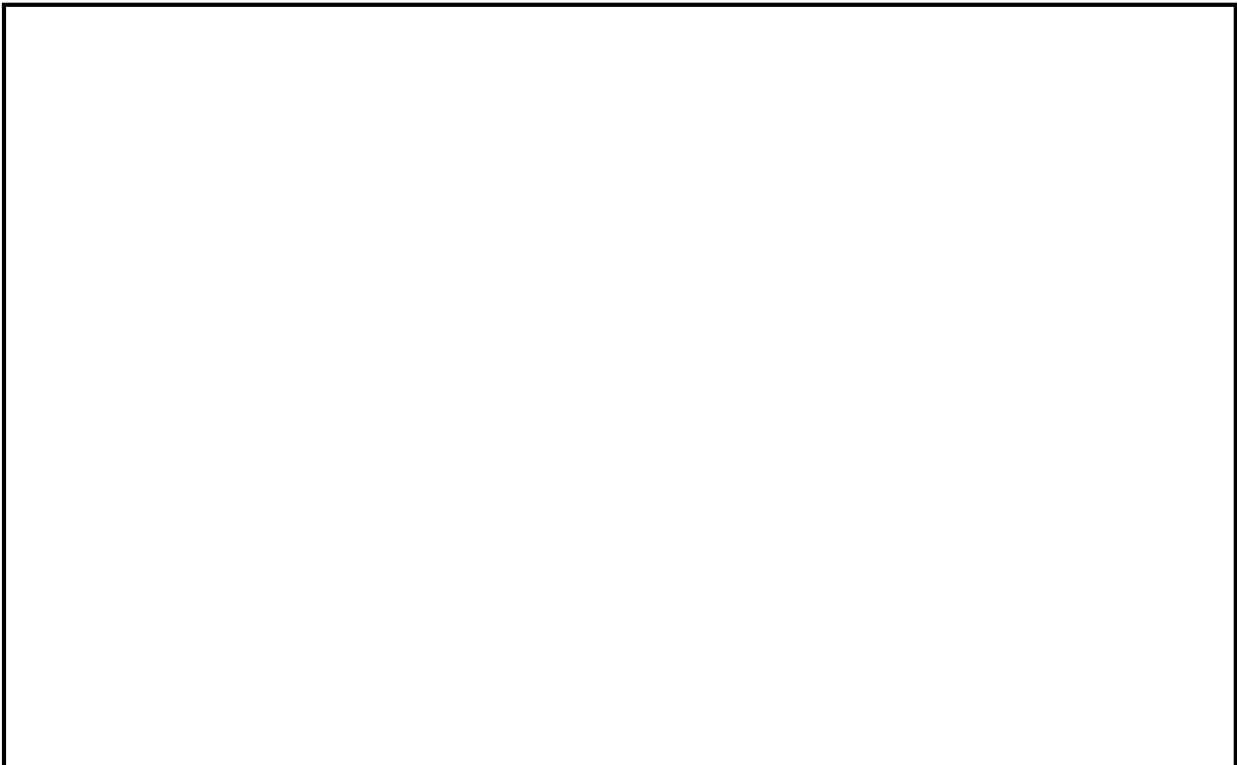


図 2.3-5 免震重要棟内緊急時対策所 屋外遮蔽説明図（EW 方向）

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号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース3）

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に対策要員の居住性を確保するため、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所壁面について適切な厚さのコンクリート遮蔽を設ける設計としている。

(4) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）（ケース4）

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）は、重大事故等対応時に緊急時対策所にとどまる要員（重大事故等に対処する為に必要な指示を行う要員及び原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員）が、過度の被ばくを受けないように適切な厚さのコンクリート遮蔽及び鉛遮蔽を設け、緊急時対策所換気空調系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにする。3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽を図2.3-6～8に示す。

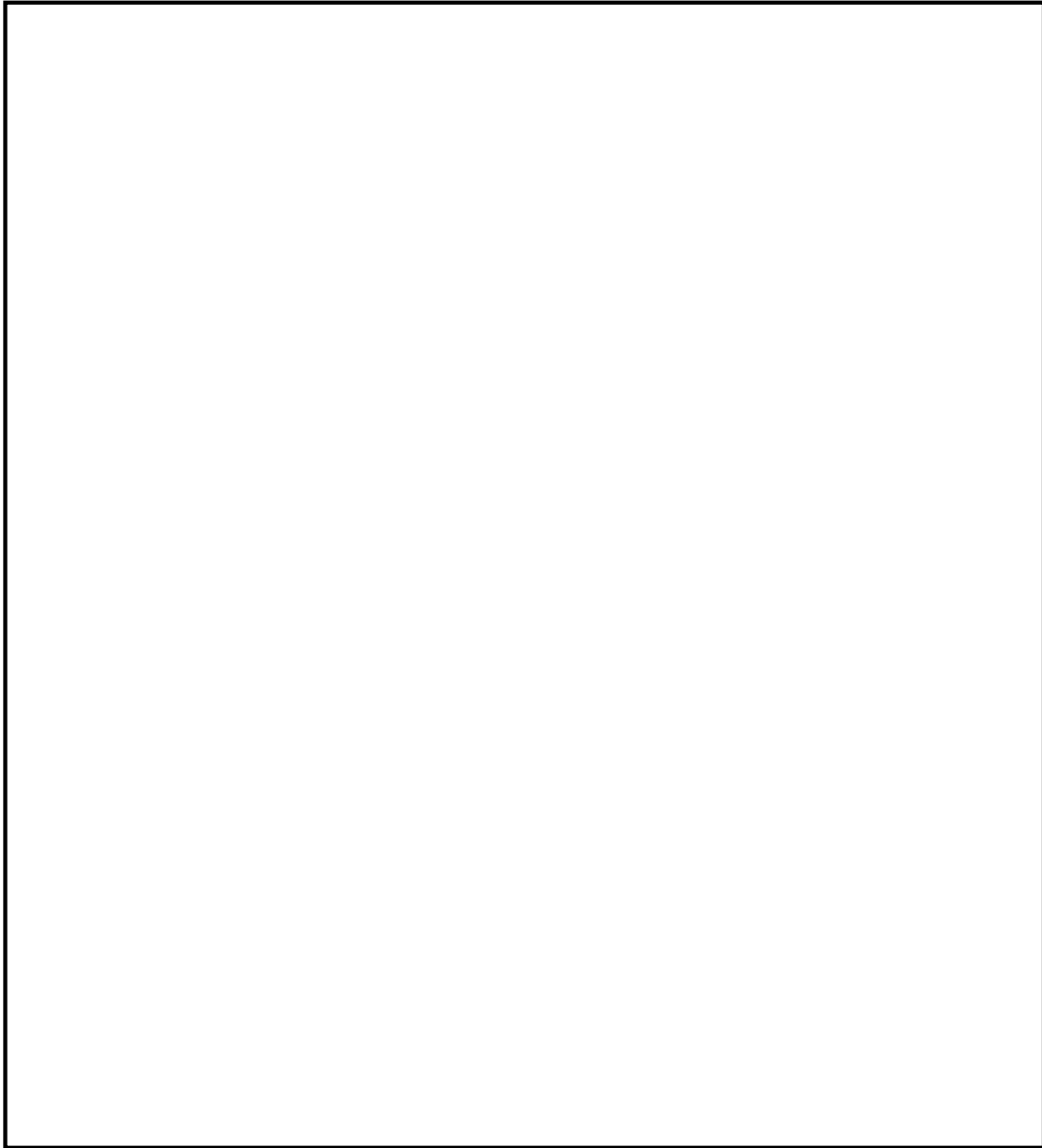


図 2.3-6 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽説明図（NS方向）

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。

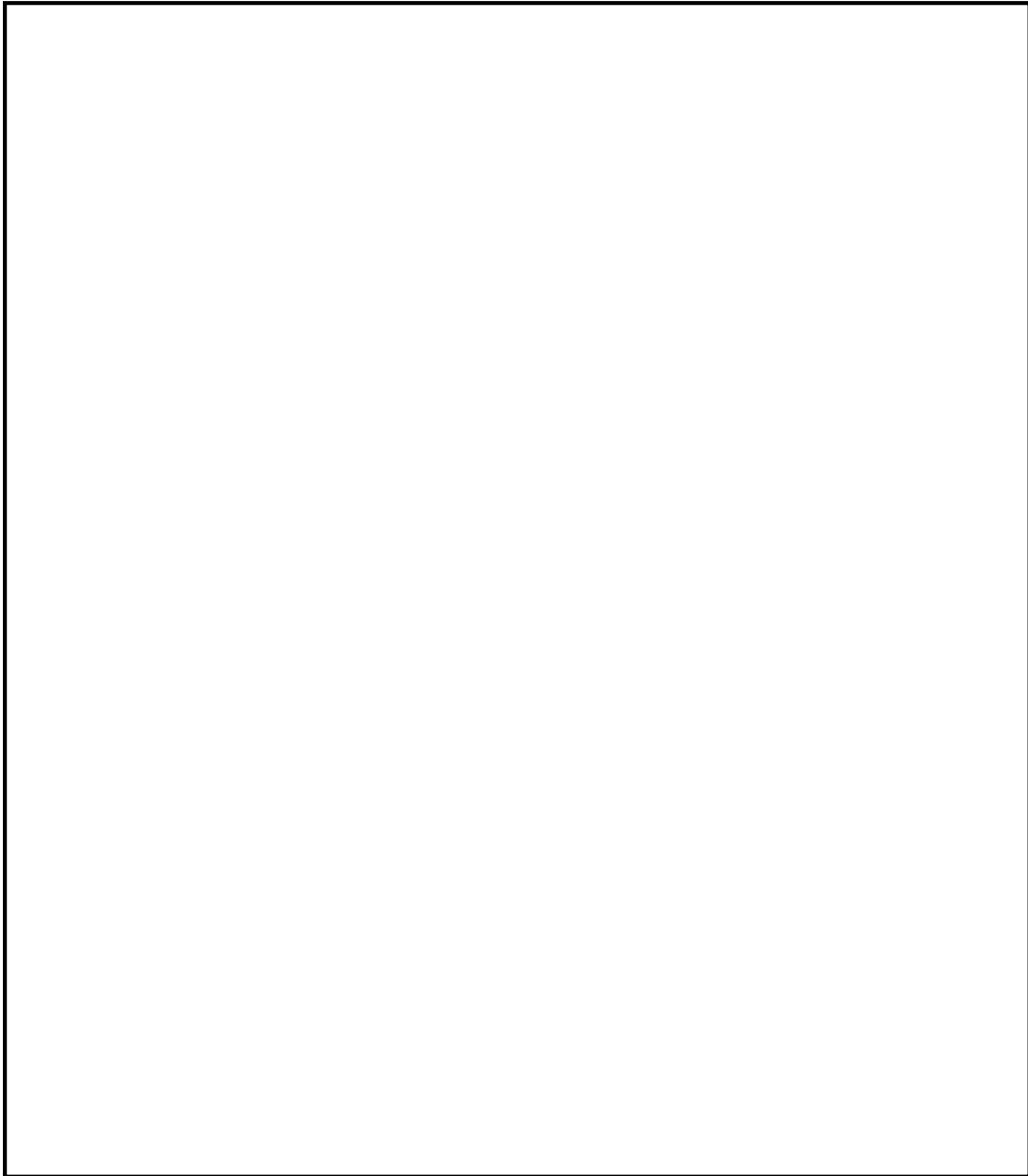


図 2.3-7 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽説明図（EW方向）

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。

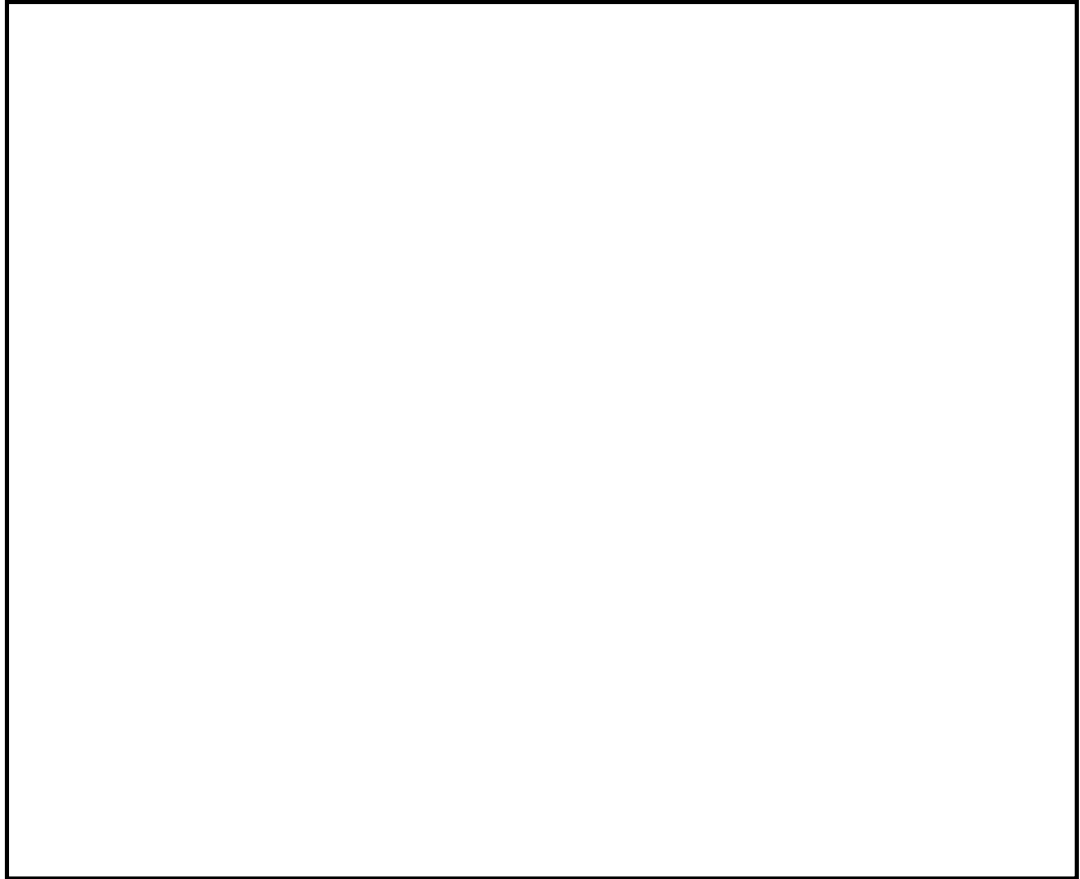


図 2.3-8 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽説明図（平面図）

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。

2.4 換気空調系設備について

2.4.1 免震重要棟内緊急時対策所 2階（ケース1）

(1) 換気設備の概要

免震重要棟内緊急時対策所 2階の換気空調系設備は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に対策要員の居住性を確保するため、免震重要棟内緊急時対策所送排風機により外気を取り入れることができる設計としているほか、必要に応じて換気系を一時的に停止する運用とする。本設備の仕様を表 2.4-1 の設備に示す。

表 2.4-1 ケース1における換気設備仕様

設備名称	数量	仕様
送風機	100%×1台 (+予備1台)	風量：2,700m ³ /h以上
排風機	100%×1台 (+予備1台)	風量：1,450m ³ /h以上
空冷ヒートポンプ	100%×1台 (+予備1台)	冷房能力：15.5kW 暖房能力：15.5kW

免震重要棟内緊急時対策所 2階の換気空調系設備の系統概略図を図 2.4-1 に示す。また、免震重要棟内緊急時対策所では、空調隔離時でも酸素濃度計および二酸化炭素濃度計により、室内環境を確認することができる。

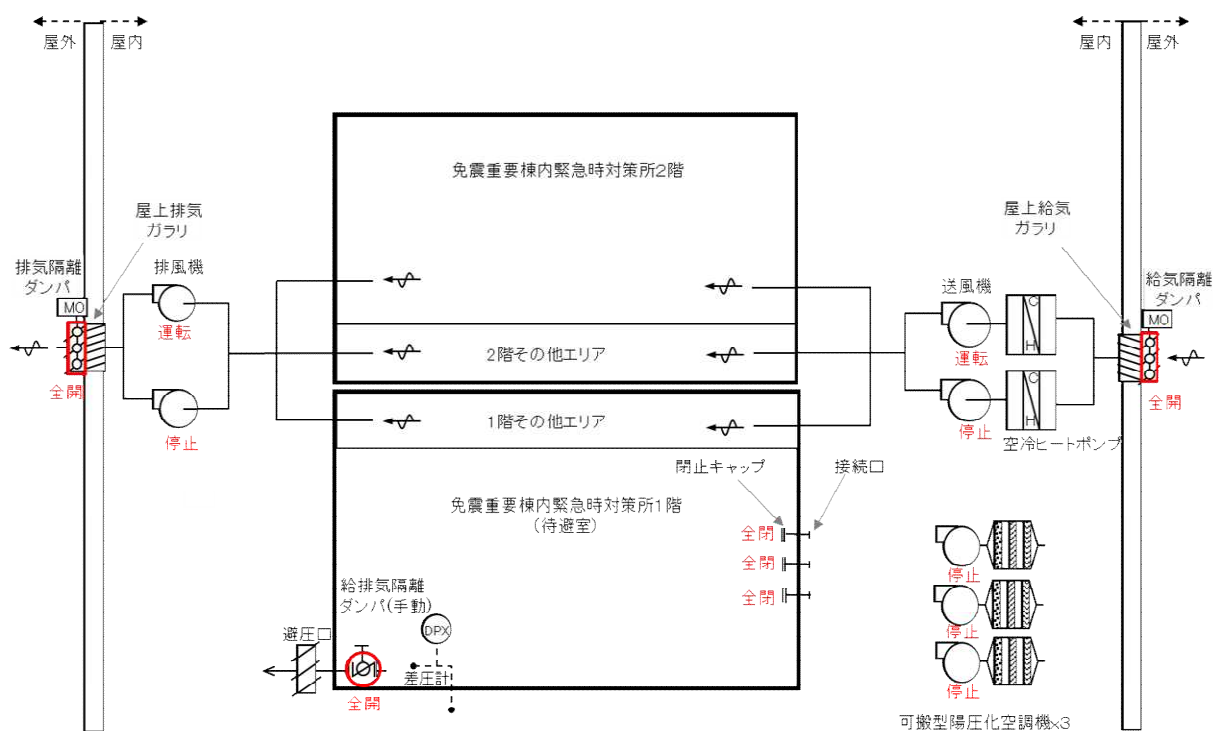


図 2.4-1 免震重要棟内緊急時対策所 2階 換気空調系系統図

2.4.2 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）（ケース 2）

(1) 換気設備の概要

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の換気空調系設備は、重大事故の発生後においても、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）をフィルタ内蔵型の可搬型陽圧化空調機により陽圧化することにより、対策要員の 7 日間の実効線量を 100mSv 以下に低減可能な設計とする。

また、緊急時対策所の陽圧化は可搬型陽圧化空調機の風量により差圧を制御する設計とし、可搬型陽圧化空調機を重大事故発生後のプルーム通過前から、通過中、通過後においても運転することで、陽圧化開始の判断のための監視計器を不要な設計とする。

本設備の仕様を表 2.4-2 に示す。

表 2.4-2 ケース 2 における換気設備仕様

設備名称	数量	仕様
可搬型陽圧化空調機	100% × 3 台 (+ 予備 3 台)	風量：600m ³ /h/台* 中性能フィルタ捕集効率：99.9%以上 高性能フィルタ捕集効率：99.9%以上
監視計器	1 式	差圧計，二酸化炭素濃度計，酸素濃度計

※可搬型陽圧化空調機の設計風量については、600m³/h/台 × 3 台 = 1800m³/h において、陽圧化に必要な差圧を確保可能なことを気密性能試験により確認する。

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の陽圧化時の系統概略図を図 2.4-2 に示す。送風機、排風機は停止後電源切とし、1 階及び屋上の緊急時対策所の給排気隔離ダンパを閉操作し可搬型陽圧化空調機により陽圧化する。室内の陽圧化後においては、給排気隔離ダンパ等の微小リークのおそれがある箇所には、アウトリークすることで外気の流入を防止可能であり、被ばく評価への影響がない設計とする。可搬型陽圧化空調機は、緊急時対策要員が緊急時対策所待避室バウンダリ壁面の接続口に仮設ダクトを繋ぎ込むことで利用可能な設計とする。

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。

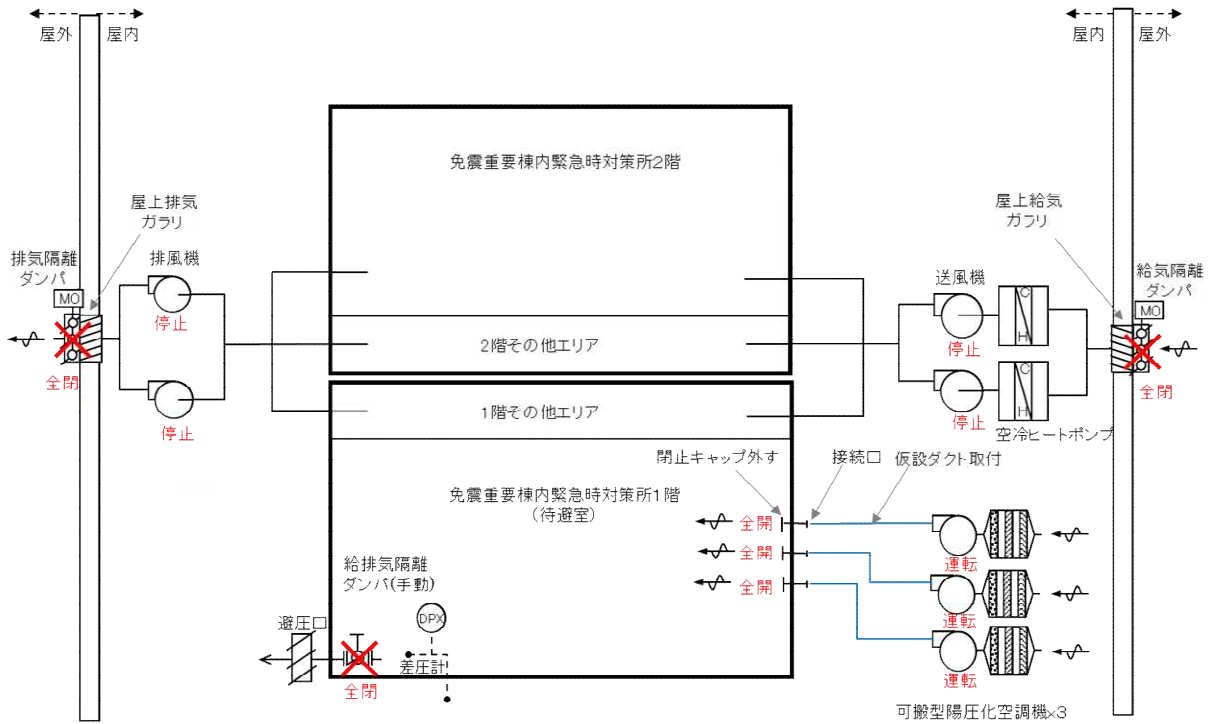


図 2.4-2 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室） 空調換気系系統概略図

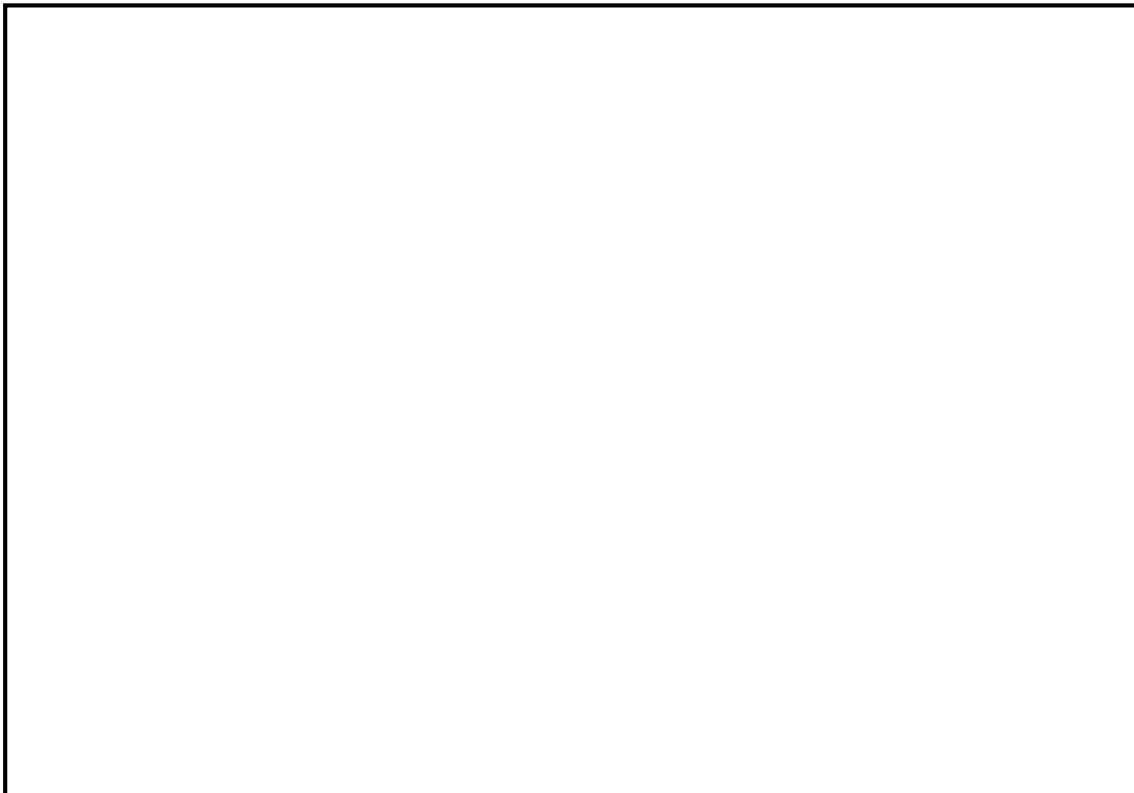


図 2.4-3 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）
陽圧化バウンダリ図

(2) 設計方針

a. 換気量

i) 必要換気量の考え方

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）においては，重大事故発生後のブルーム通過時からブルーム通過後の長期間に亘り最大想定 174 人（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 人、自衛消防隊 10 人）に余裕を持った収容人数 **180 人** に対して許容二酸化炭素濃度及び許容酸素濃度を確保可能な設計とする。

ii) 許容二酸化炭素濃度，許容酸素濃度

許容二酸化炭素濃度は，JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に定める **0.5%以下** とする。許容酸素濃度は，労働安全衛生法 酸素欠乏防止規則に定める **18%以上** とする。

iii) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 Q_1

- ・ M 二酸化炭素発生量 : 0.030^{※1} (m³/h/人)
- ・ n 収容人数 : 180 (人)
- ・ C 許容二酸化炭素濃度 : 0.5 (%)
- ・ C₀ 初期二酸化炭素濃度 : 0.039^{※2} (%)
- ・ Q₁ 必要換気量 : $Q_1 = \frac{100Mn}{C - C_0}$ ^{※3} (m³/h)

※1: 軽作業時の二酸化炭素発生量
(空気調和衛生工学便覧, 軽作業時の CO₂ 吐出し量)
※2: 標準大気中の二酸化炭素濃度
(JIS W 0201)
※3: 二酸化炭素基準の必要換気量
(空気調和衛生工学便覧)

$$Q_1 = 100 \times 0.030 \times 180 \div (0.5 - 0.039) = 1171 \div \underline{\underline{1,180}} \text{ (m}^3\text{/h)}$$

iv) 酸素濃度基準に基づく必要換気量 Q_2

- ・ n 収容人数 : 180 (人)
- ・ a 吸気酸素濃度 : 20.95^{※4} (%)
- ・ b 許容酸素濃度 : 18.0 (%)
- ・ c 成人の呼吸量 : 0.48^{※5} (m³/h)
- ・ d 乾燥空気換算酸素濃度 : 16.4^{※5} (%)
- ・ Q₂ 必要換気量 : $Q_2 = \frac{c(a-d)n}{a-b}$ ^{※6} (m³/h)

※4: 標準大気中の酸素濃度
(JIS W 0201)
※5: 成人呼吸量の酸素濃度
(空気調和衛生工学便覧)
※6: 酸素基準の必要換気量
(空気調和衛生工学便覧)

$$Q_2 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 180 \div (20.95 - 18.0) = 133.3 \div \underline{\underline{134}} \text{ (m}^3\text{/h)}$$

v) 必要換気量

上記より，窒息防止に必要な換気量は，二酸化炭素濃度基準の必要換気量が制限となることから，1,180m³/h に余裕をもたせた 600m³/h/台 × 3台 = 1,800m³/h を確保する。

b. 気密性

i) フィルタを介さない外気取込防止

対策要員の被ばく線量低減のため、フィルタを介さない外気取込防止を目的として、下記の表 2.4-3 のように、フィルタをケーシング内に密閉可能な構造にすることでフィルタをバイパスする気流（以下、フィルタバイパス流）の防止及びフィルタによる清浄化した空気のみで室内を陽圧化することにより外気のインリークを防止する。

表 2.4-3 フィルタを介さない外気取込防止対策

期待する効果	対策内容
フィルタバイパス流の防止	可搬型陽圧化空調機のフィルタを密閉構造化
室内へのインリーク防止	可搬型陽圧化空調機により室内を陽圧化

ii) 免震重要棟内緊急時対策所の陽圧化

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）は、配置上、風の影響を直接受けられない屋内に設置されているため、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内へのインリークは隣接区画との温度差によって生じる空気密度の差に起因する差圧によるものが考えられる。免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）は、このインリークを防止するため、室内を下記の差圧を目標値として陽圧化する。

<陽圧化必要差圧>

免震重要棟内緊急時対策所と隣接区画との境界壁間に隙間がある場合は、両区画に温度差があると図 2.4-4 のように空気の密度差に起因し、高温区画では上部の空気が低温側に、低温区画では下部の空気が高温側に流れ込む。これら各々の方向に生じる圧力差の合計は、図 2.4-4 のように高温区画の境界で ΔP_1 、低温区画の境界で ΔP_2 となる。

<ul style="list-style-type: none"> • 免震重要棟内緊急時対策所階高：H=3.5m • 乾燥空気密度 ρ <ul style="list-style-type: none"> 免震重要棟内緊急時対策所：ρ_0 隣接区画（高温）：$\rho_1=1.127$ [kg/m³]（設計最高温度 40℃想定） 隣接区画（低温）：$\rho_2=1.378$ [kg/m³]（外気最低温度-17℃想定） • 隣接区画との差圧ΔP（階高は差圧が最大となる H=4.0m とする） <ul style="list-style-type: none"> 免震重要棟内緊急時対策所と隣接区画（高温）：$\Delta P_1 = (\rho_0 - \rho_1) \times H$ 免震重要棟内緊急時対策所と隣接区画（低温）：$\Delta P_2 = (\rho_2 - \rho_1) \times H$

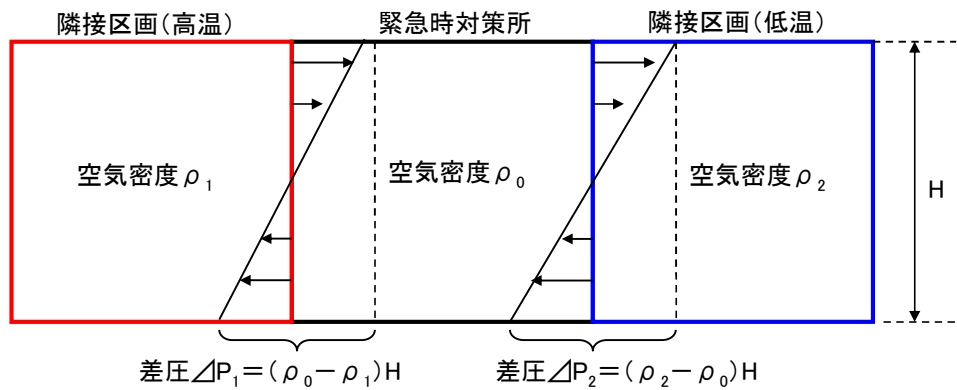


図 2.4-4 温度差のある区画の圧力分布

免震重要棟内緊急時対策所では、想定される最高温度 40℃（設計最高温度）と最低温度 -17℃（外気最低温度）により生じる最大圧力差 ΔP_3 以上陽圧化することで、図 2.4-5 に示すような温度差による免震重要棟内緊急時対策所内へのインリークを防止する設計とする。

$$\Delta P_3 = (\rho_2 - \rho_1) \times H = (1.378 - 1.127) \times 3.5 = 0.879 \text{ kg/m}^3 = 8.63 \text{ Pa}$$

以上より、陽圧化必要差圧は $\Delta P_3 = 8.63 \text{ Pa}$ に余裕をもった **20Pa 以上** とする。

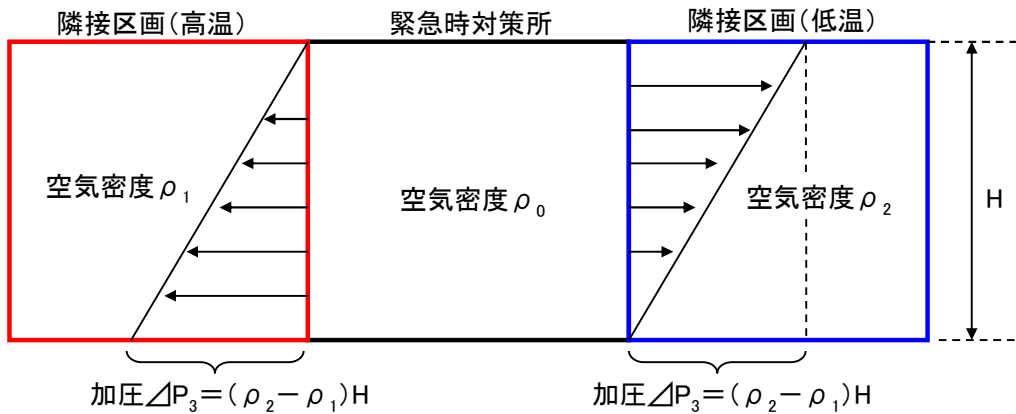


図 2.4-5 免震重要棟内緊急時対策所を陽圧化した場合の圧力分布

(3) 可搬型陽圧化空調機について

a. 可搬型陽圧化空調機構造

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）で用いる可搬型陽圧化空調機の概要図を図 2.4-6 に示す。可搬型陽圧化空調機は、中性能フィルタ及び高性能フィルタ、活性炭フィルタから構成される。各フィルタはパッキンを介してブロワに接続しており、フィルタを介さない外気取込を防止する密閉構造となっている。

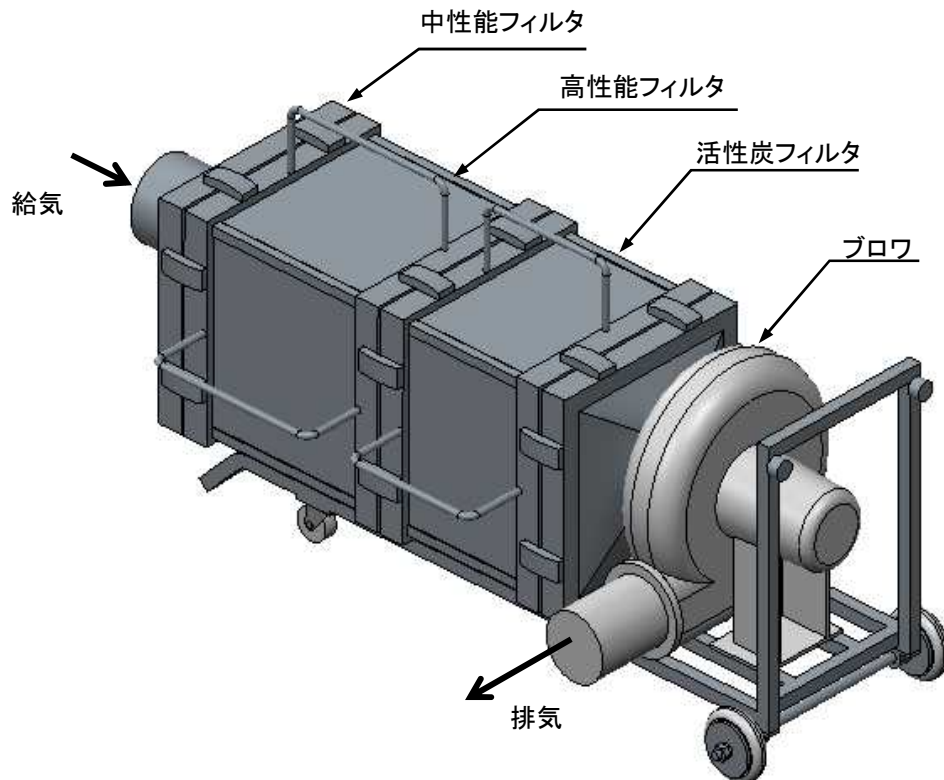


図 2.4-6 緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の概要図

b. フィルタ性能

i) フィルタ捕集効率

可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの捕集効率を表 2.4-4 に示す。フィルタ捕集効率は、定期的に性能検査を実施し総合除去効率が確保されていることを確認する。

表 2.4-4 可搬型陽圧化空調機のフィルタ捕集効率

種類	単体除去効率(%)	総合除去効率(%)
高性能フィルタ	99.97(0.15 μ mPAO 粒子)	99.9(0.15 μ mPAO 粒子)
活性炭フィルタ	99.99(相対湿度 85%以下)	99.9(相対湿度 85%以下)

ii) フィルタ吸着容量

可搬型陽圧化空調機は、緊急時対策所の居住性確保の要件である福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出量された場合においても、空調機が吸込む想定核分裂生成物量に対し十分な吸着容量を有している。そのため供用中のフィルタ交換を不要とし、居住空間の汚染のおそれはない。放射性物質の想定放出量と可搬型陽圧化空調機の吸着容量を表 2.4-5 に示す。

表 2.4-5 放射性物質の想定放出量と可搬型陽圧化空調機 3 台の吸着容量

種類	想定核分裂生成物量(kg)	吸着容量(kg)
有機ヨウ素	1.29×10^{-8}	1.50×10^{-1}
放射性微粒子	6.93×10^{-5}	1.32

iii) 活性炭フィルタ使用可能期間

活性炭フィルタは、大気中の湿分等の吸着障害物質を吸着することによる吸着面積の減少により吸着能力が劣化する（以下、大気ウェザリング）。

可搬型陽圧化空調機のフィルタと同等の活性炭炭素繊維に対し、東京大学アイソトープ総合センターで通常大気に127, 187, 310, 365日間連続通気した状態での大気ウェザリングの影響としてCH₃Iによる劣化状況を確認した（常温・湿度60%環境に換算した）結果を図2.4-7に示す。図2.4-7より、実規模の厚さ0.112g/cm²における捕集効率は、187日（運転時間：8時間/日×187日＝1496時間）以上99.9%以上確保可能であることから、7日間（168時間）の連続運転において捕集効率を99.9%以上確保することは十分可能である。

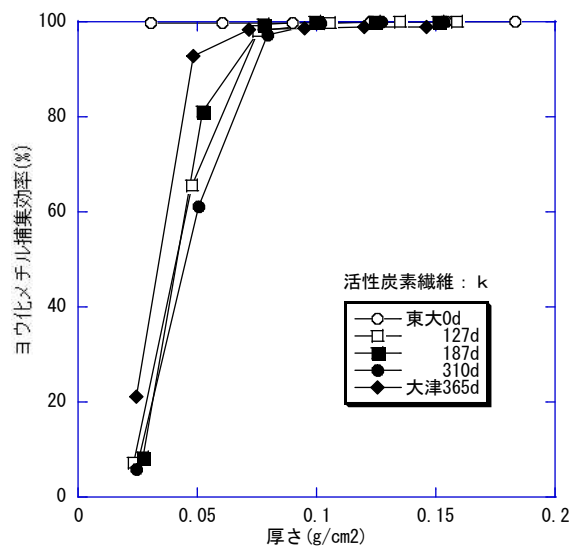


図 2.4-7 活性炭素繊維フィルタの厚さと捕集効率の関係
(出典：日本放射線安全管理学会誌，Vol.7，No.2，TEDA添着活性炭素繊維フィルタのウェザリング試験，東大RIセ，野川憲夫)

c. フィルタ遮蔽

可搬型陽圧化空調機の設置エリアは免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）エリア近傍となることから、可搬型陽圧化空調機に対して可搬型遮蔽を設置するとともに高線量となる区画に対して立入制限エリアを設けることで、1階待避室での対策要員の居住性を確保する設計とするとともに、立入制限エリアが明確になるようロープ等で区切る措置をとる。

可搬型遮蔽を鉛 20 mm相当確保した場合、免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）エリアとの離隔（最短でも約 15m）により7日間居続けたとしても、フィルタからの直接線による被ばく線量を約 4mSv/7日間に低減することが可能である。

可搬型陽圧化空調機の設置場所、可搬型遮蔽及び免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）エリアの配置図を、図 2.4-8 に示す。

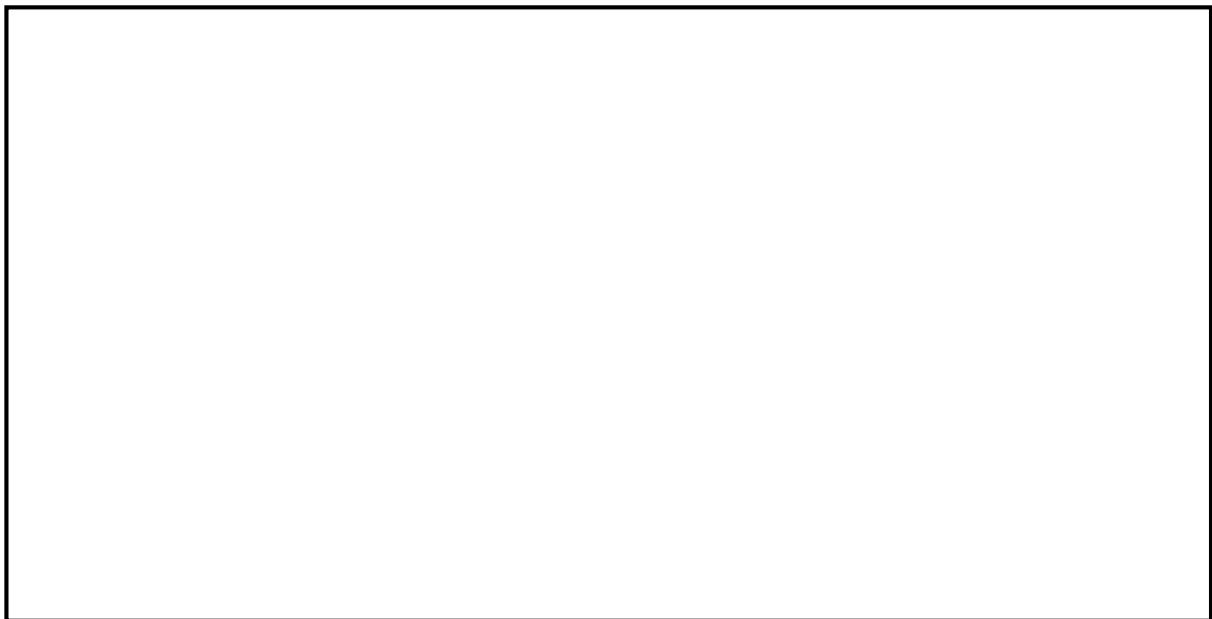


図 2.4-8 可搬型陽圧化空調機，可搬型遮蔽及び1階待避室エリア配置図

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。

2.4.3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース3）及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）（ケース4）の場合

(1) 換気設備の概要

緊急時対策所活用ケース3及びケース4の場合においては、3号炉原子炉建屋緊急時対策所を拠点として使用する。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の換気空調設備は、基準地震動に対する耐震性を有し、重大事故の発生後においても、緊急時対策所にとどまる対策要員の7日間の実効線量を100mSv以下となる設計とする。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、3号炉中央制御室換気空調系バウンダリ内に設置し、3号炉中央制御室換気空調系の排気ダンパ、外気取入ダンパ及び非常用外気取入ダンパを閉操作し、可搬型陽圧化空調機により中央制御室換気空調系バウンダリ全体を陽圧化することにより、重大事故等発生時に中央制御室内へのフィルタを介さない外気の流入を低減可能な設計とする。また、緊急時対策所の陽圧化は可搬型陽圧化空調機の風量により差圧を制御する設計とし、可搬型陽圧化空調機の運転モードを重大事故発生後のプルーム通過前から、通過中、通過後においても運転することで、陽圧化開始の判断のための監視計器を不要な設計とする。室内の陽圧化後においては、隔離ダンパ等の微小リークのおそれがある箇所においては、アウトリークすることで外気の流入を防止可能であり、被ばく評価への影響がない設計とする。可搬型陽圧化空調機は、緊急時対策要員が緊急時対策所待避室バウンダリ壁面の接続口に仮設ダクトを繋ぎ込むことで利用可能な設計とする。

なお、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は居住性設計において3号炉中央制御室換気空調ファン、フィルタを使用しない設計とする。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所換気設備は、表2.4-6の設備等により構成され、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の系統概略図を図2.4-9に、配置図を図2.4-10に示す。

表 2.4-6 ケース 2 における換気設備仕様

設備名称	数量	仕様
可搬型陽圧化空調機	100%×3台 (+予備3台)	風量：600m ³ /h/台* 高性能フィルタ捕集効率：99.9%以上 活性炭フィルタ捕集効率：99.9%以上
監視計器	1式	差圧計，二酸化炭素濃度計，酸素濃度計

※可搬型陽圧化空調機の設計風量については、600m³/h/台×3台=1800m³/h
において、陽圧化に必要な差圧を確保可能なことを気密性能試験により確認する。

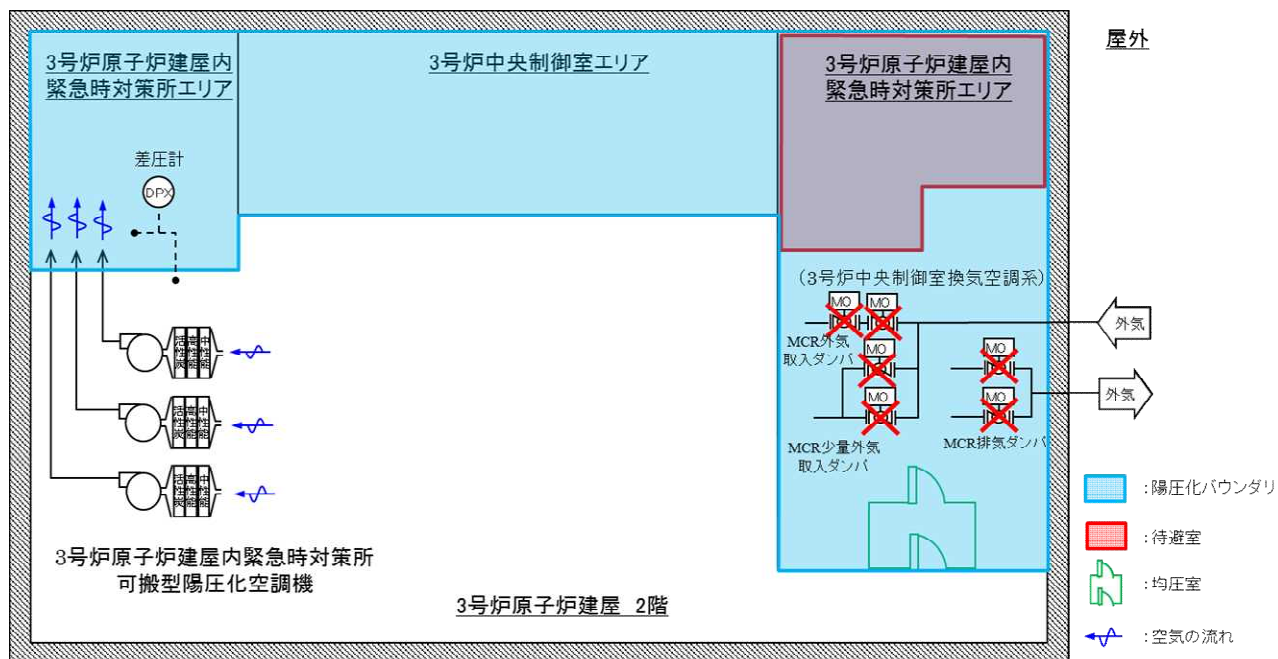


図 2.4-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 換気設備の系統概略図

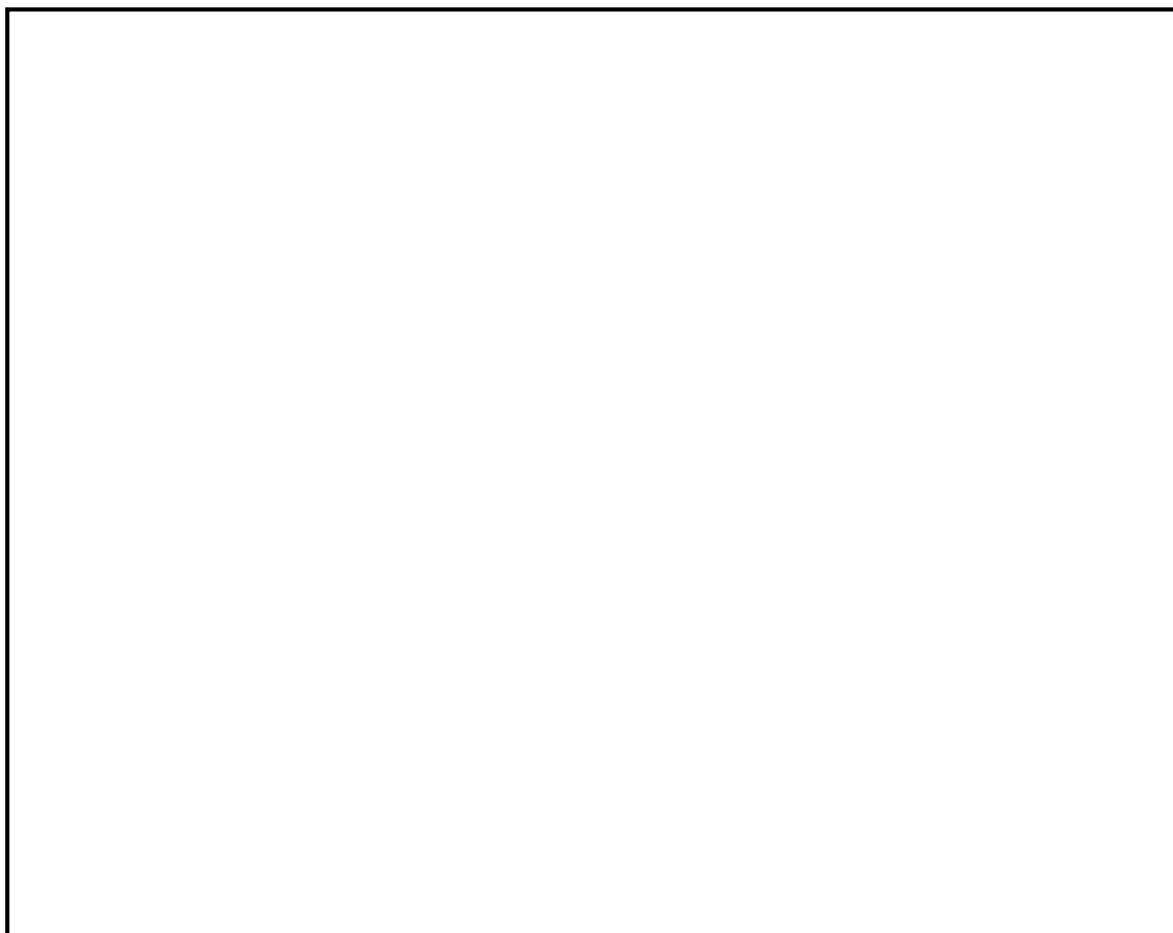


図 2.4-10 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内 配置図

(2) 設計方針

a. 換気量

i) 必要換気量の考え方

免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）においては、重大事故発生後のプルーム通過時からプルーム通過後の長期間に亘り最大想定174人（1～7号炉対応の緊急時対策要員164人、自衛消防隊10人）に余裕を持った収容人数180人に対して許容二酸化炭素濃度及び許容酸素濃度を確保可能な設計とする。

ii) 許容二酸化炭素濃度，許容酸素濃度

許容二酸化炭素濃度は、JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に定める0.5%以下とする。許容酸素濃度は、労働安全衛生法 酸素欠乏防止規則に定める18%以上とする。

iii) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 Q_1

- M 二酸化炭素発生量 : $0.030^{※1}$ ($m^3/h/人$)
- n 収容人数 : 180 (人)
- C 許容二酸化炭素濃度 : 0.5 (%)
- C_0 初期二酸化炭素濃度 : $0.039^{※2}$ (%)
- Q_1 必要換気量 : $Q_1 = \frac{100Mn}{C - C_0}^{※3}$ (m^3/h)

※1: 軽作業時の二酸化炭素発生量
(空気調和衛生工学便覧, 軽作業時の CO_2 吐出し量)
 ※2: 標準大気中の二酸化炭素濃度
(JIS W 0201)
 ※3: 二酸化炭素基準の必要換気量
(空気調和衛生工学便覧)

$$Q_1 = 100 \times 0.030 \times 180 \div (0.5 - 0.039) = 1171 \div \underline{1,180} \text{ (m}^3\text{/h)}$$

iv) 酸素濃度基準に基づく必要換気量 Q_2

- n 収容人数 : 180 (人)
- a 吸気酸素濃度 : $20.95^{※4}$ (%)
- b 許容酸素濃度 : 18.0 (%)
- c 成人の呼吸量 : $0.48^{※5}$ (m^3/h)
- d 乾燥空気換算酸素濃度 : $16.4^{※5}$ (%)
- Q_2 必要換気量 : $Q_2 = \frac{c(a-d)n}{a-b}^{※6}$ (m^3/h)

※4: 標準大気中の酸素濃度
(JIS W 0201)
 ※5: 成人呼吸量の酸素濃度
(空気調和衛生工学便覧)
 ※6: 酸素基準の必要換気量
(空気調和衛生工学便覧)

$$Q_2 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 180 \div (20.95 - 18.0) = 133.3 \div \underline{134} \text{ (m}^3\text{/h)}$$

v) 必要換気量

上記より, 窒息防止に必要な換気量は, 二酸化炭素濃度基準の必要換気量が制限となることから, $1,180 m^3/h$ に余裕をもたせた $600 m^3/h/台 \times 3台 = 1,800 m^3/h$ を確保する。

b. 気密性

i) フィルタを介さない外気取込防止

対策要員の被ばく線量低減のため, フィルタを介さない外気取込防止を目的として, 下記の表 2.4-7 のように, フィルタをケーシング内に密閉可能な構造にすることでフィルタをバイパスする気流 (以下, フィルタバイパス流) の防止及びフィルタによる清浄化した空気のみで室内を陽圧化することにより外気のインリークを防止する。

表 2.4-7 フィルタを介さない外気取込防止対策

期待する効果	対策内容
フィルタバイパス流の防止	可搬型陽圧化空調機のフィルタを密閉構造化
室内へのインリーク防止	可搬型陽圧化空調機により室内を陽圧化

ii) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、配置上、風の影響を直接受けない屋内に設置されているため、免震重要棟内緊急時対策所内へのインリークは隣接区画との温度差によって生じる空気密度の差に起因する差圧によるものが考えられる。免震重要棟内緊急時対策所は、このインリークを防止するため、室内を下記の差圧を目標値として陽圧化する。

<陽圧化目標値>

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所と隣接区画との境界壁間に隙間がある場合は、両区画に温度差があると図 2.4-11 のように空気の密度差に起因し、高温区画では上部の空気が低温側に、低温区画では下部の空気が高温側に流れ込む。これら各々の方向に生じる圧力差の合計は、図 2.4-11 のように高温区画の境界で ΔP_1 、低温区画の境界で ΔP_2 となる。

- 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所階高 H : $3.0\text{m} \leq H \leq 4.0\text{m}$
- 乾燥空気密度 ρ
 - 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 : ρ_0
 - 隣接区画 (高温) : $\rho_1 = 1.378 [\text{kg}/\text{m}^3]$ (設計最高温度 40°C 想定)
 - 隣接区画 (低温) : $\rho_2 = 1.127 [\text{kg}/\text{m}^3]$ (外気最低温度 -17°C 想定)
- 隣接区画との差圧 ΔP (階高は差圧が最大となる $H=4.0\text{m}$ とする)
 - 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所と隣接区画 (高温) : $\Delta P_1 = (\rho_0 - \rho_1) \times H$
 - 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所と隣接区画 (低温) : $\Delta P_2 = (\rho_2 - \rho_0) \times H$

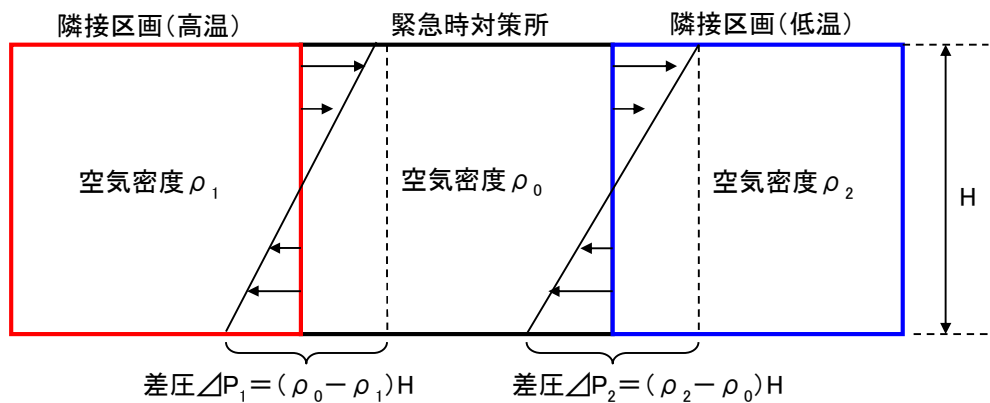


図 2.4-11 温度差のある区画の圧力分布

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所では、想定される最高温度 40°C (設計最高温度) と最低温度 -17°C (外気最低温度) により生じる下記に示す最大圧力差 ΔP_3 以上に陽圧化することにより、図 2.4-12 に示すような温度差による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内へのインリークを防止する設計とする。

$\Delta P_3 = (\rho_1 - \rho_2) \times H = (1.378 - 1.127) \times 4.0 = 1.03 \text{ kg/m}^3 = 10.1 \text{ Pa}$
 以上より, 陽圧化目標値は $\Delta P_3 = 10.1 \text{ Pa}$ に余裕をもった **20Pa 以上** とする。

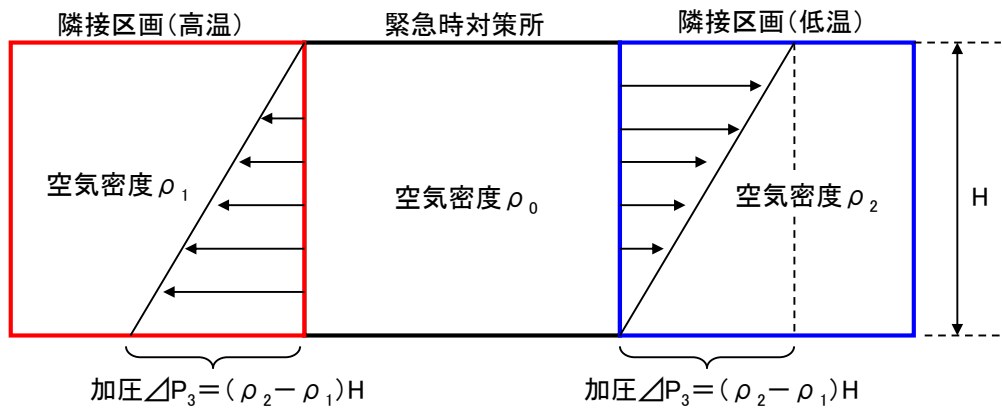


図 2.4-12 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化した場合の圧力分布

(3) 可搬型陽圧化空調機について

a. 可搬型陽圧化空調機構造

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で用いる可搬型陽圧化空調機の概要図を図 2.4-13 に示す。可搬型陽圧化空調機は, 中性能フィルタ及び高性能フィルタ, 活性炭フィルタから構成される。各フィルタはパッキンを介してブロワに接続しており, フィルタを介さない外気取込を防止する密閉構造となっている。

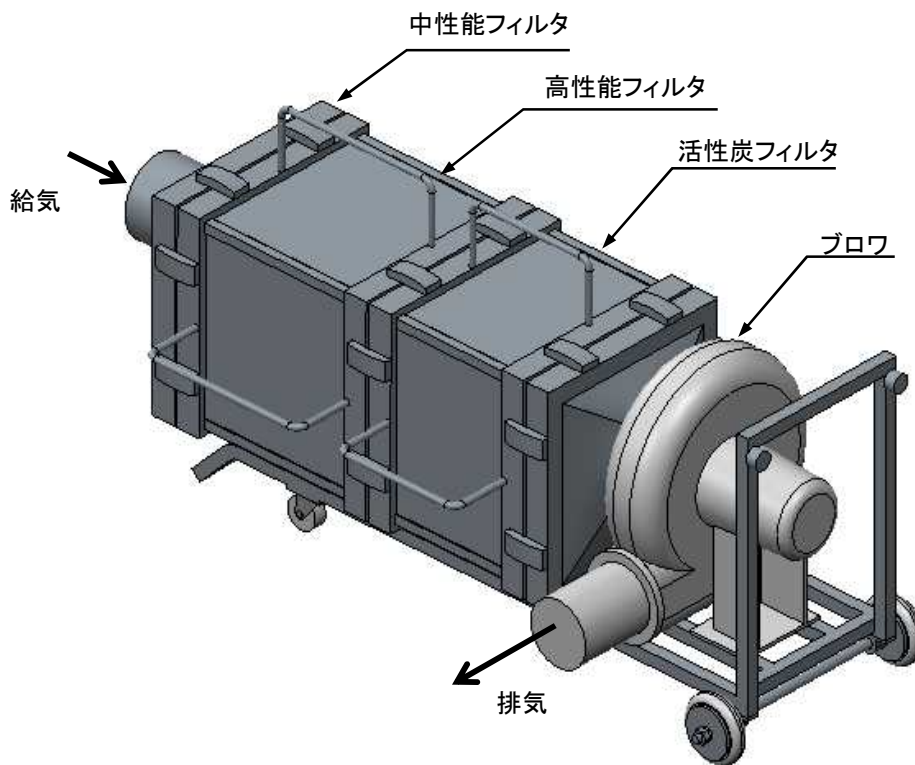


図 2.4-13 緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の概要図

b. 陽圧化風量

可搬型陽圧化空調機は、緊急時対策所を陽圧化するために必要な風量を満足することを、JIS A 2201に基づく気密性能試験により確認を実施した。

試験結果（3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の例）を図 2.4-7 に示す。3回の測定結果から求まる回帰曲線（通気特性式）より、緊急時対策所内を隣接区画+20Pa 以上で陽圧化する必要風量は 以上となる。よって、上記必要風量に余裕を持たせて設計風量は $600\text{m}^3/\text{h}/\text{台} \times 3\text{台} = 1,800\text{m}^3/\text{h}$ とする。

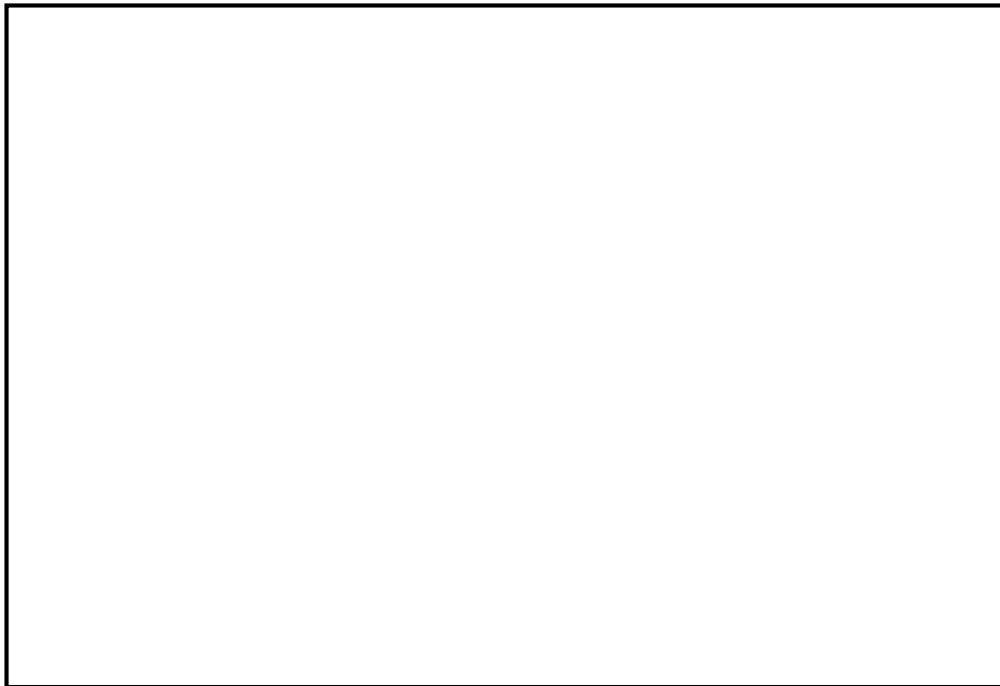


図 2.4-14 気密性能試験結果（3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の例）

上記設計風量を満足する、可搬型陽圧化空調機の定格風量及び設置台数、場所について表 2.4-9 に示す。

表 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の仕様及び台数

項目	仕様等
定格風量及び設置台数	$600\text{ m}^3/\text{h}/\text{台} \times 3\text{台}$ （+予備機 3台）
設置場所	3号炉原子炉建屋地上2階

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。

c. フィルタ性能

i) フィルタ捕集効率

可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタ及び活性炭フィルタの捕集効率を表 2.4-8 に示す。フィルタ捕集効率は、定期的に性能検査を実施し総合除去効率が確保されていることを確認する。

表 2.4-8 可搬型陽圧化空調機のフィルタ捕集効率

種類	単体除去効率(%)	総合除去効率(%)
高性能フィルタ	99.97(0.15 μ mPA0 粒子)	99.9(0.15 μ mPA0 粒子)
活性炭フィルタ	99.99(相対湿度 85%以下)	99.9(相対湿度 85%以下)

ii) フィルタ吸着容量

可搬型陽圧化空調機は、緊急時対策所の居住性確保の要件である福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出量された場合においても、空調機が吸込む想定核分裂生成物量に対し十分な吸着容量を有している。そのため供用中のフィルタ交換は不要な設計とし、居住空間の汚染のおそれはない。放射性物質の想定放出量と可搬型陽圧化空調機の吸着容量を表 2.4-10 に示す。

表 2.4-10 放射性物質の想定放出量と可搬型陽圧化空調機 3 台の吸着容量

種類	想定核分裂生成物量(kg)	吸着容量(kg)
有機ヨウ素	1.29×10^{-8}	1.50×10^{-1}
放射性微粒子	6.93×10^{-5}	1.32

iii) 活性炭フィルタ使用可能期間

活性炭フィルタは、大気中の湿分等の吸着障害物質を吸着することによる吸着面積の減少により吸着能力が劣化する（以下、大気ウェザリング）。

可搬型陽圧化空調機のフィルタと同等の活性炭炭素繊維に対し、東京大学アイソトープ総合センターで通常大気に127, 187, 310, 365日間連続通気した状態での大気ウェザリングの影響として CH_3I による劣化状況を確認した（常温・湿度60%環境に換算した）結果を図2.4-15に示す。図2.4-15より、実規模の厚さ $0.112\text{g}/\text{cm}^2$ における捕集効率は、187日（運転時間：8時間/日 \times 187日=1,496時間）以上99.9%以上確保可能であることから、7日間（168時間）の連続運転において捕集効率を99.9%以上確保することは十分可能である。

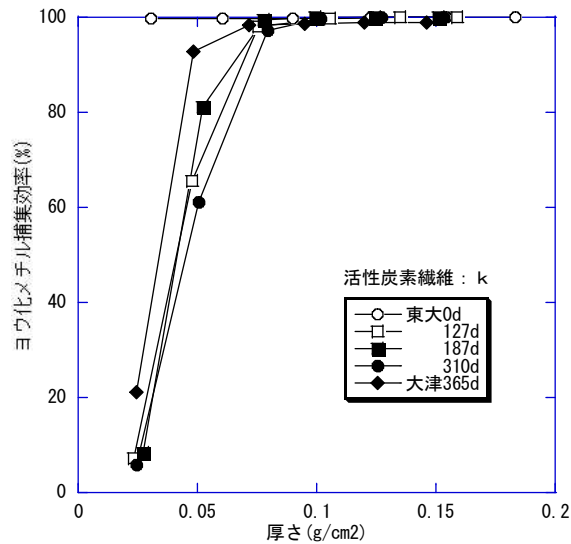


図 2.4-15 活性炭素繊維フィルタの厚さと捕集効率の関係（出典：日本放射線安全管理学会誌，Vol. 7, No. 2, TEDA 添着活性炭素繊維フィルタのウェザリング試験，東大 RI セ，野川憲夫）

d. フィルタ遮蔽

可搬型陽圧化空調機の設置エリアは復旧班の配置エリア近傍に設置することから、可搬型陽圧化空調機に対して可搬型遮蔽を設置するとともに高線量となる区画に対して立入制限エリアを設けることで、復旧班の居住性を確保する設計とするとともに、立入制限エリアが明確になるようロープ等で区切る措置をとる。

可搬型遮蔽を鉛 20 mm相当確保すると、立入制限エリアは離隔距離 5m を確保することで、復旧班は当該エリアに 7 日間居続けたとしても、フィルタからの直接線による被ばく線量を 10mSv 以下に低減することが可能である。

可搬型陽圧化空調機の可搬型遮蔽及び立入制限エリアの配置図を、図 2.4-16 に示す。



図 2.4-16 可搬型陽圧化空調機の可搬型遮蔽及び立入制限エリアの配置図

2.5 必要な情報を把握できる設備について

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

a. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階（ケース 1）

免震重要棟内緊急時対策所において、重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握できる設備として、主にプロセス計算機、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置から構成される安全パラメータ表示システム（SPDS）を構築する設計とする。

6 号炉及び 7 号炉のプロセス計算機、データ伝送装置はコントロール建屋に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置は免震重要棟内緊急時対策所に設置する。また、SPDS 表示装置は免震重要棟内緊急時対策所 2 階及び免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）に設置する設計とする。

6 号炉及び 7 号炉のコントロール建屋にあるデータ伝送装置から免震重要棟内緊急時対策所にある緊急時対策支援システム伝送装置へのデータ伝送手段は、有線（光ファイバ通信回線）と無線（無線通信回線）により構成し、多様性を確保する設計とする。概要を図 2.5-1 に示す。

SPDS 表示装置で把握できる主なパラメータを表 2.5-1 に示す。

表 2.5-1 に示す通り、格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても SPDS 表示装置にて確認できる設計とする。また、原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所において推定できるよう可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。また、データ表示装置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。

なお、放射性物質の放射線量の測定に用いる可搬型モニタリングポスト、風向及び風速その他の気象条件の測定に用いる可搬型気象観測装置のデータは、無線により免震重要棟内緊急時対策所に伝送することで確認できる設計とする。

b. 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）（ケース 2）

設備構成及び概要は「a. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階（ケース 1）」と同様である。

(2) 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

a. 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース 3）

3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握できる設備として、主にデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置から構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を構築する設計とする。

6 号炉及び 7 号炉のデータ伝送装置はコントロール建屋に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。

6 号炉及び 7 号炉のコントロール建屋にあるデータ伝送装置から 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にある緊急時対策支援システム伝送装置へのデータ伝送手段は、有線（光ファイバ通信回線）と無線（無線通信回線）により構成し、多様性を確保する設計とする。概要を図 2.5-1 に示す。

SPDS 表示装置で把握できる主なパラメータを表 2.5-1 に示す。

表 2.5-1 に示す通り、格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても SPDS 表示装置にて確認できる設計とする。また、原子炉水位、圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても、緊急時対策所において推定できるよう可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。また、データ表示装置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。

なお、放射性物質の放射線量の測定に用いる可搬型モニタリングポスト、風向及び風速その他の気象条件の測定に用いる可搬型気象観測装置

表2.5-1 SPDS表示装置で把握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
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高压炉心注水系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	復水補給水系流量
	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
	格納容器内の状態確認
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・チェンバ・プール水位	
ドライウエル下部水位	
格納容器スプレイ弁開閉状態	
残留熱除去系系統流量	
復水補給水系流量	
放射能隔離の状態確認	格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
環境の情報確認	モニタリングポストの指示
	気象情報
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位
	使用済燃料プール水温
水素爆発による格納容器の破損防止確認	格納容器圧力逃がし装置水素濃度
	格納容器圧力逃がし装置放射線レベル
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

2.6 通信連絡設備について

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

a. 免震重要棟内緊急時対策所 2階（ケース1）

発電所内の関係要員に対して必要な指示を行うための通信連絡設備（発電所内用）を免震重要棟内緊急時対策所2階に設置する設計とする。

また、発電所外の関連箇所へ連絡を行うための通信連絡設備（発電所外用）を免震重要棟内緊急時対策所2階に設置し、専用であって多様性を確保した設計とする。概要を図2.6-1に示す。

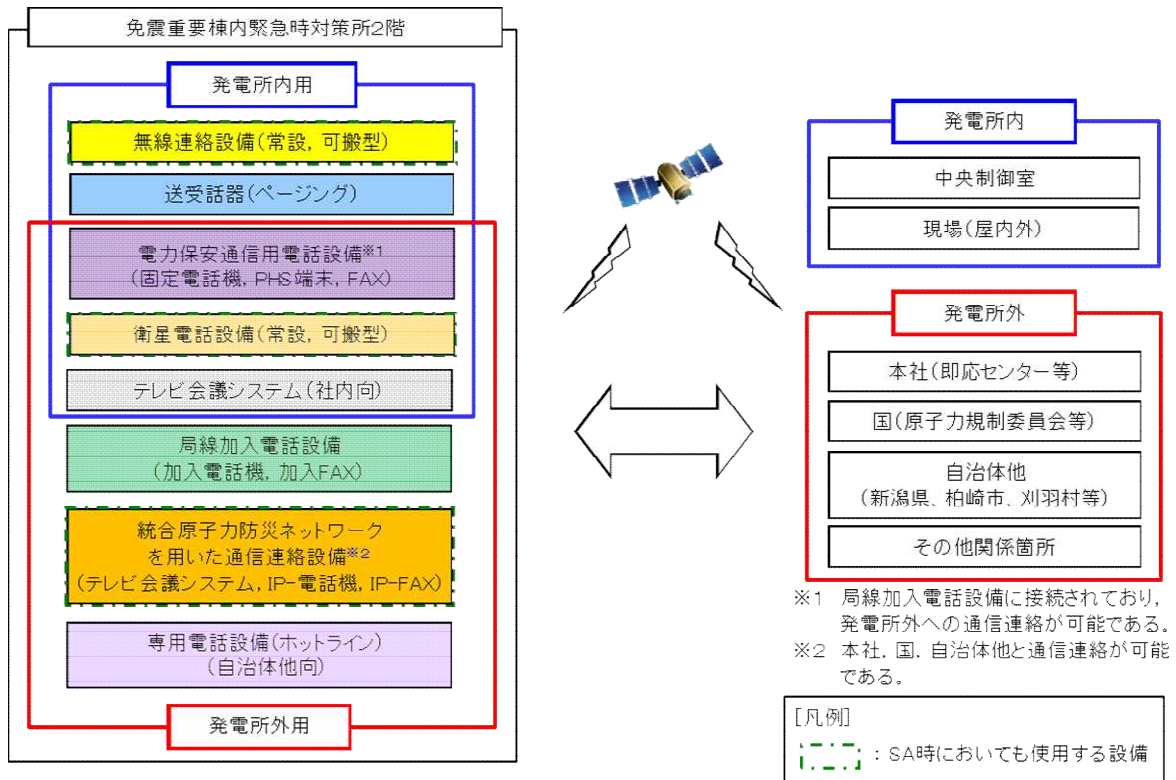


図 2.6-1 免震重要棟内緊急時対策所 2階 通信連絡設備の概要

b. 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）（ケース 2）

設備構成及び概要は「a. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階（ケース 1）」と同様である。

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース3）

発電所内の関係要員に対して必要な指示を行うための通信連絡設備（発電所内用）を3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する設計とする。

また、発電所外の関連箇所へ連絡を行うための通信連絡設備（発電所外用）を3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置し、専用であって多様性を確保した設計とする。概要を図2.6-2に示す。

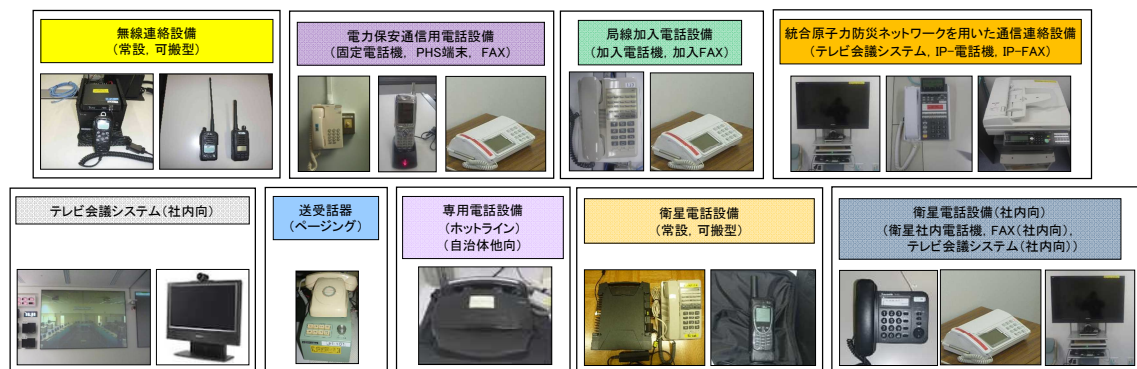
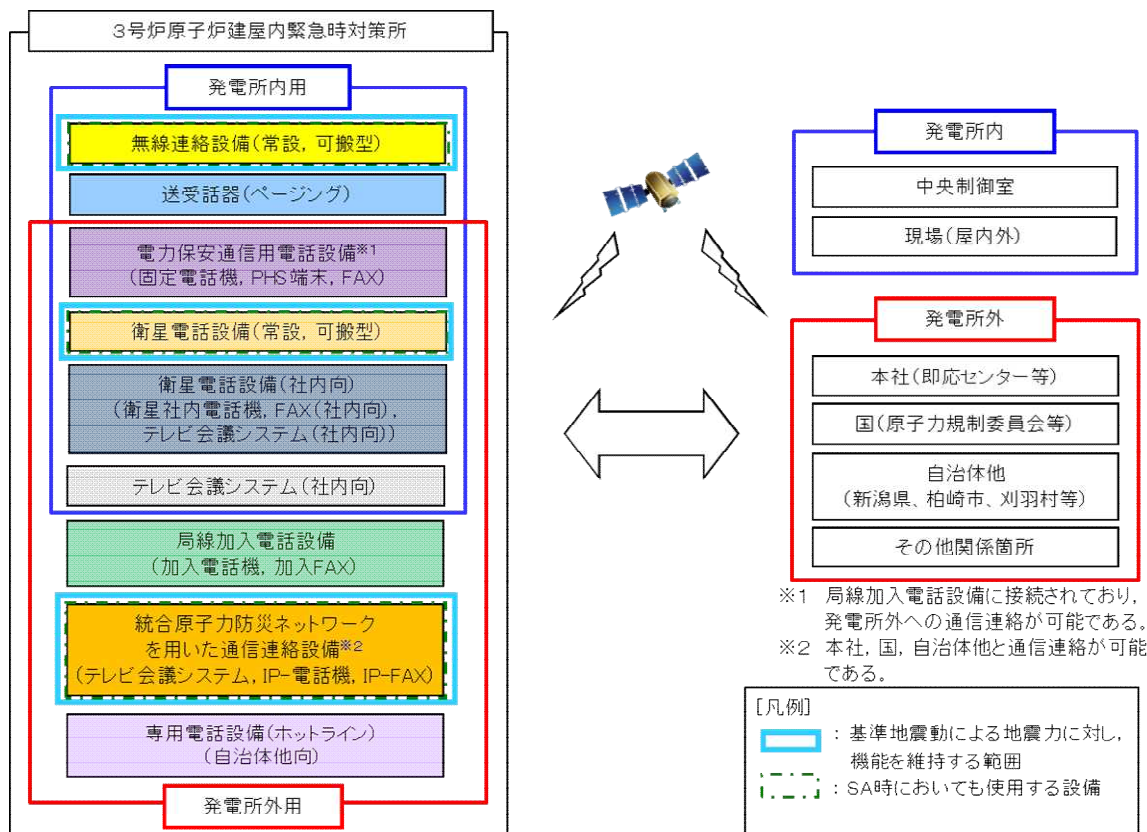


図 2.6-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 通信連絡設備の概要

b. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）（ケース4）

設備構成及び概要は「a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース3）」と同様である。

3. 運用

3.1 必要要員の構成，配置について

(1)原子力防災組織

当社は，福島事故から得られた課題から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め，米国における非常事態対応のために標準化された Incident Command System (ICS) を参考に，重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合に対応できるよう，原子力防災組織を構築している。(詳細は 5.11 参照)

柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織は，その基本的な機能として，①意思決定・指揮，②情報収集・計画立案，③現場対応，④対外対応，⑤ロジスティック・リソース管理を有しており，①の責任者として本部長（所長）があたり，②～⑤の機能毎に責任者として「統括」を置いている。

本部長（所長）の権限については，予め定める要領等に記載された範囲において，②～⑤の各統括に委譲されており，各統括はその範囲内において自律的に活動することができる。(詳細は 5.13 参照)

②～⑤の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，また事故の進展や収束の状況により異なるが，ブルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織設計となっている。

柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画では，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，その情勢に応じて，以下のように態勢を区分している。(詳細は 5.6 参照)

- ① 原子力警戒態勢（原子力災害対策指針にて定められている警戒態勢に対処するための態勢）
- ② 第 1 次緊急時態勢（原子力災害対策指針にて定められている施設敷地緊急事態（原子力災害対策特別措置法第 10 条に基づく通報事象相当）に対処するための態勢）
- ③ 第 2 次緊急時態勢（原子力災害対策指針にて定められている全面緊急事態（原子力災害対策特別措置法第 15 条に基づく報告事象相当）に対処するための態勢）

重大事故等発生時には、第2次緊急時態勢を発令し、原子力防災組織の要員がその対応にあたる。初動対応後に想定される原子力防災組織の要員を図3.1-1に示す。

また、夜間・休祭日における原子力防災組織の要員は図3.1-2に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員28名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員として、中央制御室待避所にとどまる運転員18名と有効性評価における復旧班現場要員の14名、保安班現場要員2名、自衛消防隊（消防隊長1名、消防車隊6名、警備員3名）10名を加えた合計72名を想定している。

原子炉格納容器が破損し、大量のプルームが放出されるような事態においては、不要な被ばくから要員を守るため、緊急時対策所にとどまる必要のない要員については、所外に一時退避させる。

プルーム通過後にプラント状況等により、必要に応じて一時退避させた要員を再参集させる。

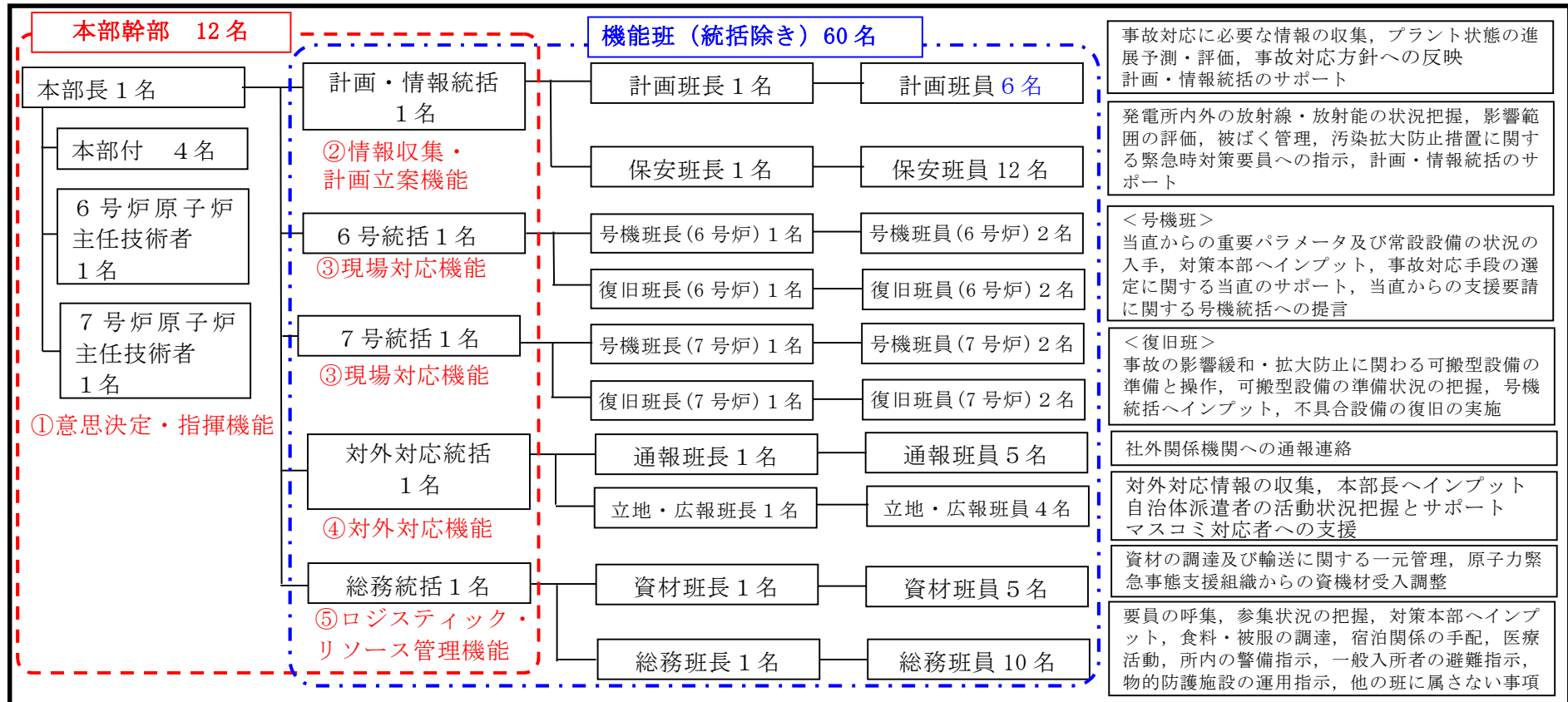
なお、プルーム通過の判断については、可搬型モニタリングポスト等の指示値により判断を行う。保安班長は、プルームの影響により可搬型モニタリングポスト等の線量率が上昇した後に線量率が減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になった場合に、プルームが通過したと判断する。

(2) 免震重要棟内緊急時対策所

プルーム通過中においても、免震重要棟内緊急時対策所にとどまる要員は交代要員を考慮して、図3.1-3及び表3.1-1に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員52名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員35名のうち中央制御室待避所にとどまる運転員18名を除く17名の合計69名を想定している。

本部長は、この要員数を目安として、免震重要棟内緊急時対策所にとどまる要員を判断する。重大事故等に対処するための要員の動きを図3.1-4に示す。

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 72名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 106名

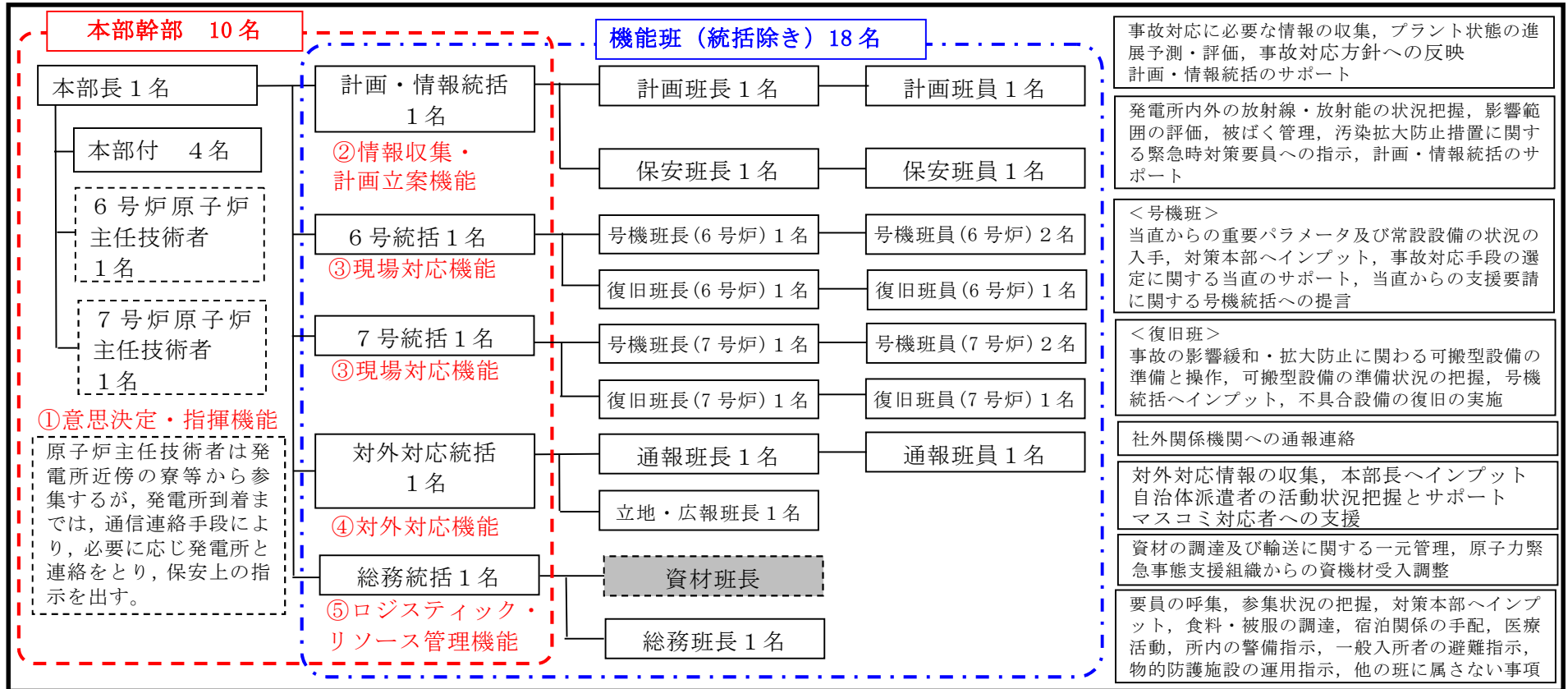


※上記①, ②の要員については、長期的な対応に備え、所外に待機させた交代要員を招集し、順次交代させる。
今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

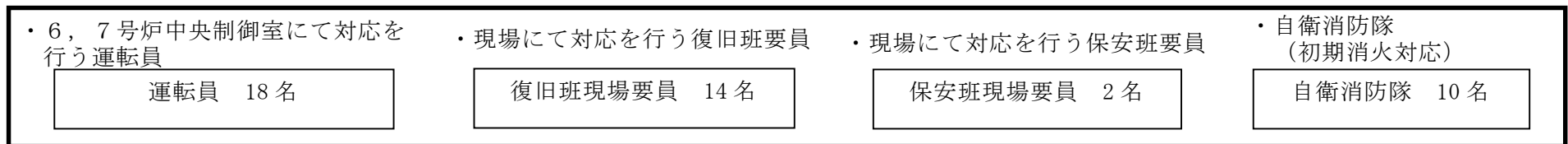
図 3.1-1 原子力防災組織の要員 (第2次緊急事態勢 緊急時対策所, 中央制御室, 自衛消防隊 6, 7号炉対応要員)

① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 28名

凡例： : 初動態勢では統括が兼務する班長



② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 44名

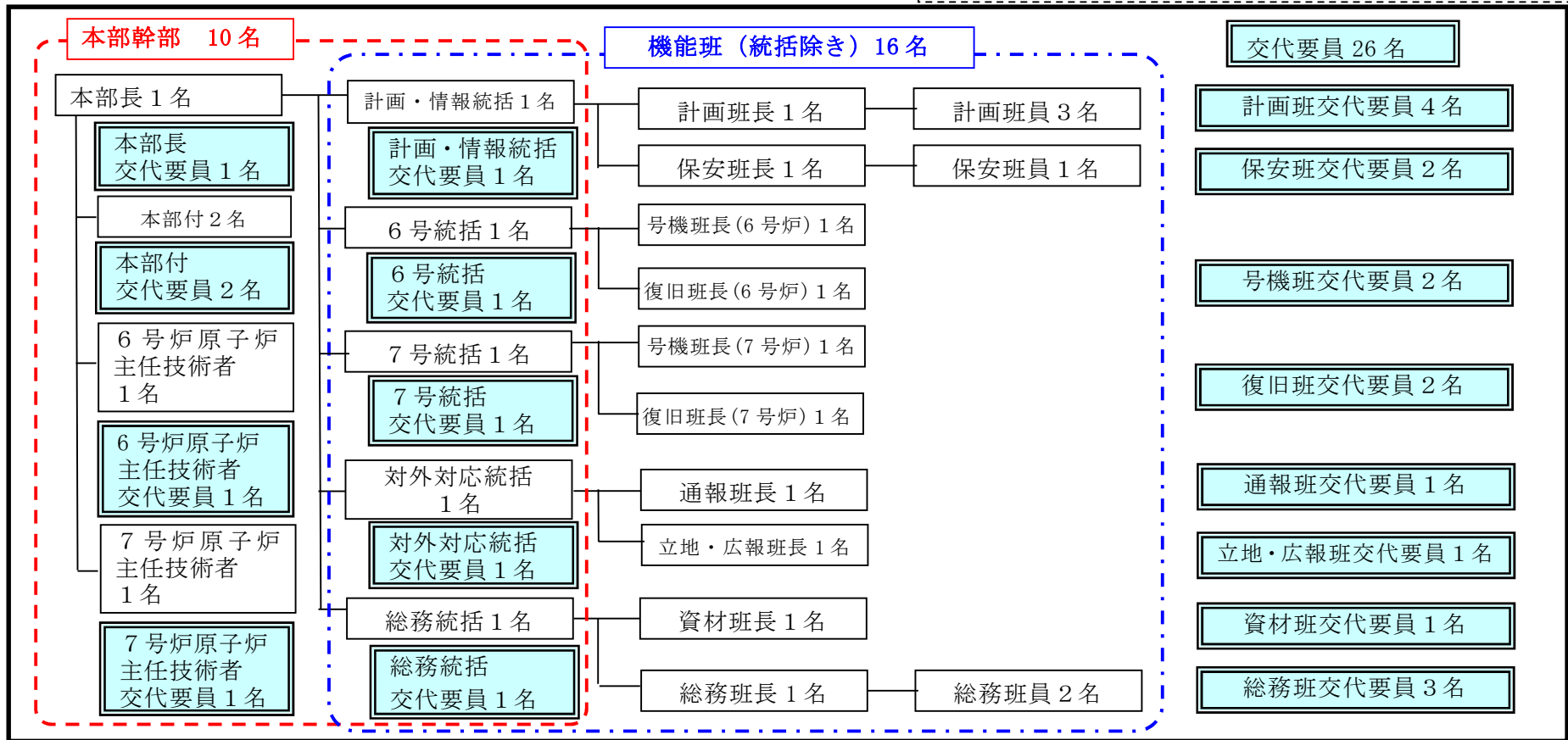


※上記①, ②の要員については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

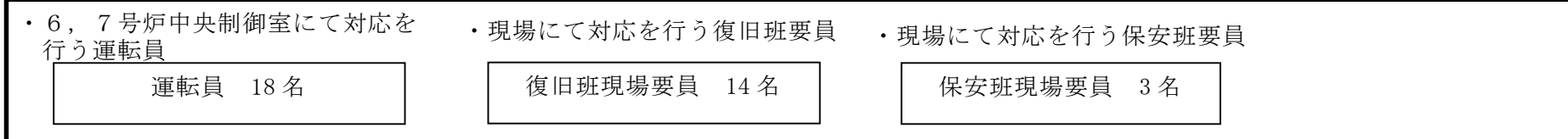
図 3.1-2 原子力防災組織の要員 (夜間・休祭日, 緊急時対策所, 中央制御室, 自衛消防隊 6, 7号炉対応要員)

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52名

凡例： : プルーフ通過時は統括が兼務する班長



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 35名



※上記①, ②の要員については, 今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

図 3.1-3 プルーフ通過時 緊急時対策所, 中央制御室にとどまる要員

場所		事故前 (地震等)	事故発生, 拡大	炉心露出, 損傷, 溶融	プルーム通過中 10時間	プルーム通過後	
「居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間					⑤24時間	⑥34時間	
防災対策			③ 第1次緊急時態勢 (10条) ② 原子力警戒態勢 ④ 第2次緊急時態勢 (15条)				
重大事故等対策			①初動態勢				
6, 7号炉中央制御室			事故拡大防止, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動			運転操作, 監視	
			運転員 (当直) (18)		待避室 (18)	運転員 (当直) (18)	
現場	初動対応要員		炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等) 復旧班現場要員 (14)		プルーム通過後に必要な作業以外の復旧班要員等は基本的に構外に退避		
	招集要員		炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等), 放射性物質拡散抑制活動 復旧班現場要員 (49)			現場対応 (注水, 給油等) 復旧班現場要員 (14)	
	モニタリング要員		モニタリングポスト発電機起動, 可搬型モニタリング設備設置 保安班現場要員 (2) 保安班現場要員 (15)			緊急時対策所 (14) 現場 (14) 緊急時対策所 (3)	保安班現場要員 (3)
	自衛消防隊 (初期消火対応)		自衛消防隊 (10)			退避 (12) 現場 (3)	自衛消防隊 (10)
免震重要棟内緊急時対策所			本部要員 (27) 本部要員 (72)		退避 (10) 本部要員 (26) (69) 本部交代要員 (26) 復旧班現場要員 (14) 保安班現場要員 (3)	再参集 (10) 本部要員 (52)	
構外			退避 (20) 交代・待機要員			参集 (必要に応じ)	

※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。

図 3.1-4 免震重要棟内緊急時対策所, 中央制御室 事故発生からプルーム通過までの要員の動き

： S A

事象進展		要員数（※1） （名）			緊急時 対策所 （名）	中央 制御 室 （名）	中央 制御 室待 避室 （名）	その 他の 建屋 （名）	現場 （名）	合計	備考
通常時	本部要員（※2）	意思決定・指揮	5	—	—	—	28	—	72	※4	
		情報収集・計画立案	5								
		現場対応	12								
		対外対応	4								
		ロジ・リソース管理	2								
	現場要員	運転員（当直）	18	—	6～18	—	—	0～12			
		復旧班現場要員（※2）	14	—	—	—	14	—			
保安班現場要員（※2）		2	—	—	—	2	—				
	自衛消防隊（※3）	10	1	—	—	9	—				
① 初動態勢	本部要員	意思決定・指揮	5	28	—	—	—	—	72		
		情報収集・計画立案	5								
		現場対応	12								
		対外対応	4								
		ロジ・リソース管理	2								
	現場要員	運転員（当直）	18	—	6～18	—	—	0～12			
		復旧班現場要員	14	0～14	—	—	—	0～14			
		保安班現場要員	2	0～2	—	—	—	0～2			
	自衛消防隊（※3）	10	0～1	—	—	0～9	0～10				
② 原子力警戒態勢	本部要員（※3）	意思決定・指揮	7	72	—	—	—	—	178		
		情報収集・計画立案	21								
		現場対応	14								
		対外対応	12								
		ロジ・リソース管理	18								
	現場要員	運転員（当直）	18	—	6～18	—	—	0～12			
		復旧班現場要員（※4）	63	0～63	—	—	—	0～63			
		保安班現場要員（※4）	15	0～15	—	—	—	0～15			
	自衛消防隊（※3）	10	0～1	—	—	0～9	0～10				
③ 第1次緊急事態	本部要員（※3）	意思決定・指揮	7	72	—	—	—	—	178		
		情報収集・計画立案	21								
		現場対応	14								
		対外対応	12								
		ロジ・リソース管理	18								
	現場要員	運転員（当直）	18	—	6～18	—	—	0～12			
		復旧班現場要員（※4）	63	0～63	—	—	—	0～63			
		保安班現場要員（※4）	15	0～15	—	—	—	0～15			
	自衛消防隊（※3）	10	0～1	—	—	0～9	0～10				

※1：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。

※2：平日昼間は、事務本館等で勤務している。平日夜間・休祭日については、宿泊棟等で待機。

※3：自衛消防隊は、消防隊長1名、初期消火班（消防車隊）6名、警備員3名で構成され、火災の規模に応じ、消火班が召集される。

※4：直ちに発電所全所員に非常招集を行い、この要員の中から状況に応じて必要要員を確保するとともに、残りの要員については交代要員として待機させる。

表 3.1-1 重大事故発生時の事象進展に伴う緊急時対策所の収容人数（1／2）

事象進展		要員数 (※1) (名)			緊急時対策所 (名)	中央 制御 室 (名)	中央 制御 室 待 避 室 (名)	その 他の 建 屋 (名)	現場 (名)	合計	備考
④	第2次 緊急時 態勢	本部要員 (※3)	意思決定・指揮	7	72	-	-	-	-	178	
			情報収集・計画立案	21							
			現場対応	14							
			対外対応	12							
			ロジ・リソース管理	18							
		現場要員	運転員 (当直)	18	-	6~18	-	-	0~12		
			復旧班現場要員(※4)	63	0~63	-	-	-	0~63		
			保安班現場要員(※4)	15	0~15	-	-	-	0~15		
			自衛消防隊 (※3)	10	0~1	-	-	0~9	0~10		
プルーム 通過 中(発災 から24 時間後) ※5		本部要員	意思決定・指揮	5	52	-	-	-	-	87	※6
			情報収集・計画立案	7							
			現場対応	6							
			対外対応	3							
			ロジ・リソース管理	5							
			本部交代要員	26							
		現場要員	運転員 (当直)	18	-	-	18	-	0		
			復旧班現場要員	14	14	-	-	-	0		
			保安班現場要員	3	3	-	-	-	0		
			自衛消防隊	0	0	-	-	0	-		
⑥	プルーム 通過 後(プ ルーム 放 出 開 始 か ら 10 時 間 後) ※5	本部要員	意思決定・指揮	5	52	-	-	-	-	97	※7
			情報収集・計画立案	7							
			現場対応	6							
			対外対応	3							
			ロジ・リソース管理	5							
			本部交代要員	26							
		現場要員	運転員 (当直)	18	-	6~18	-	-	0~12		
			復旧班現場要員	14	0~14	-	-	-	0~14		
			保安班現場要員	3	0~3	-	-	-	0~3		
			自衛消防隊 (※3)	10	0~1	-	-	0~9	0~10		

: S A

※1：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：自衛消防隊は、消防隊長1名、初期消火班（消防車隊）6名、警備員3名で構成され、火災の規模に応じ、消火班が召集される。

※4：直ちに発電所全所員に非常招集を行い、この要員の中から状況に応じて必要要員を確保するとともに、残りの要員については交代要員として待機させる。

※5：「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」に基づく事象進展時間

※6：プルーム放出前に、緊急時対策所にとどまる要員以外の要員は発電所外に退避する。

※7：必要に応じ、発電所外から交代・待機要員を呼び寄せ要員として加える。

表 3.1-1 重大事故発生時の事象進展に伴う緊急時対策所の収容人数 (2 / 2)

(3) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

プルーム通過中においても、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員は交代要員を考慮して、図 3.1-3 及び表 3.1-1 に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52 名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 35 名のうち中央制御室待避所にとどまる運転員 18 名を除く 17 名の合計 69 名を想定している。

本部長（所長）は、この要員数を目安として、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

重大事故等に対処するための要員の動きを図 3.1-5 に示す。

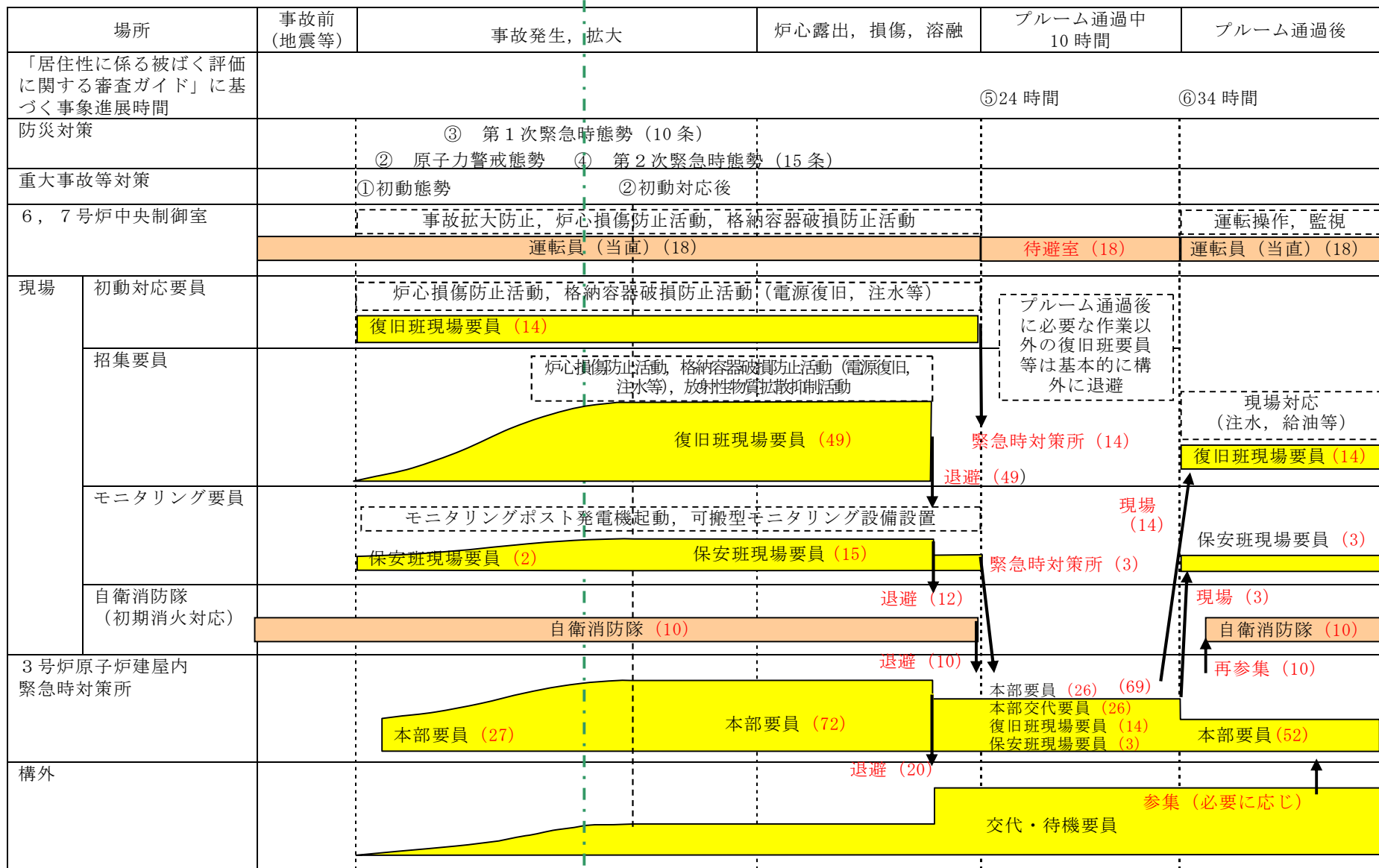


図 3.1-5 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所, 中央制御室 事故発生からプルーム通過までの要員の動き

: S A

3.2 事象発生後の要員の動きについて

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

a. 要員の非常召集要領について

(a) 平日勤務時間中

原子力災害対策指針の「警戒事態」、「施設敷地緊急事態」、「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合、総務班は、電話、サイレン吹鳴、所内放送、ページング等にて、発電所内の緊急時対策要員に対して召集連絡を行う。

(b) 夜間・休祭日中

原子力災害対策指針の「警戒事態」、「施設敷地緊急事態」、「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合、総務班は、所内はサイレン吹鳴、ページングで召集連絡をするとともに、発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため、電話、自動呼出・安否確認システム等を活用し要員の非常召集及び情報提供を行う。

新潟県内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、非常召集連絡がなくても自発的に参集する。

地震等により家族、自宅などが被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

参集場所は、柏崎エネルギーホール又は刈羽寮（図 3.2-2 参照）とし、その両方を使用するが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

なお、参集場所は発電所員の居住エリアと万が一プルームが放出された後にも使用することを考え、発電所からの方位を考慮して選定した。柏崎エネルギーホールは敷地面積約 3,000m²、延床面積約 1,900m²の建築基準法の旧耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート製であり、2007 年中越沖地震発生時においても大きな被害を受けておらず、十分な耐震性を有していると考えている。また、刈羽寮は敷地面積約 4,900m²、延床面積約 1,100m²の建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート製の建築物であり十分な耐震性を有している。

緊急時対策要員の非常召集要領の詳細について、表 3.2-1 に示す。また、自動呼出・安否確認システムの概要を図 3.2-1 に示す。

柏崎市、刈羽村からの要員参集ルートについては、図 3.2-2 に示すとおりであり、要員参集ルートの障害要因としては、比較的平坦な土地であることから土砂災害の影響は少なく、地震による橋の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩落については、要員参集ルート上の橋梁が崩落等により通行が

できなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成19年新潟県中越沖地震においても、橋梁本体の損傷による構造安全性に著しい影響のあるような損傷は見られず^(※1)、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

新潟県が実施した広域避難シミュレーション^(※2)によれば、大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合、住民避難のため発電所の南西の海側ルートに交通渋滞が発生しやすいという結果が得られており、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

津波浸水時については、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート(図3.2-2に図示した海沿いルート)は使用しないこととし、これ以外の参集ルートを使用して参集することとする。

復旧班長は、格納容器ベント実施の見通しが判明した後は、現場に出向している現場要員に対しては、随時、通信連絡設備(無線連絡設備等)を使用し、計画班が随時評価する格納容器ベント実施予測時刻を連絡するとともに、現場要員のうちプルーム放出時に発電所から退避予定の要員に対しては、格納容器ベント実施予測時刻の2時間前までに余裕をもって免震重要棟緊急時対策所に戻ってくるよう指示する。

総務班長は、格納容器ベント実施の見通しが判明した後は、復旧班他と協働し、緊急時対応に必要な要員のみを参集させることとし、不測の事態に備えるため防護具を携帯させる。参集途中の要員に対しては、随時、通信連絡設備(衛星電話設備等)を使用して、格納容器ベント実施予測時刻を連絡する。また、プルーム放出時の参集要員の無用な被ばくを回避するため、PAZ(予防的防護措置を準備する区域、発電所から半径5km)外への退避時間を考慮し、遅くとも格納容器ベントの実施見通しの2時間前までに参集途中の要員に対して、参集の中止、PAZ外への退避を指示する。

意図せずプルーム放出が始まるなど不測の事態が発生した場合、本部長は、総務班長を通じて、参集途中の要員に対して、緊急にPAZ外に退避するよう指示することを基本とするが、免震重要棟内緊急時対策所までの移動時間等を考慮し、参集を継続させるかについて総合的に判断する。

(※1)参考文献：2007年新潟県中越沖地震の被害とその特徴／小長井一男(東京大学教授生産技術研究所)他

○自動呼出・安否確認システムによる緊急時対策要員の召集

平日勤務時間中については総務班長が、夜間・休祭日については夜間・休祭日当番者が自動呼出・安否確認システムを操作し、緊急時対策要員の自宅又は携帯電話への呼出電話若しくは携帯電話へのメール発信を行う。

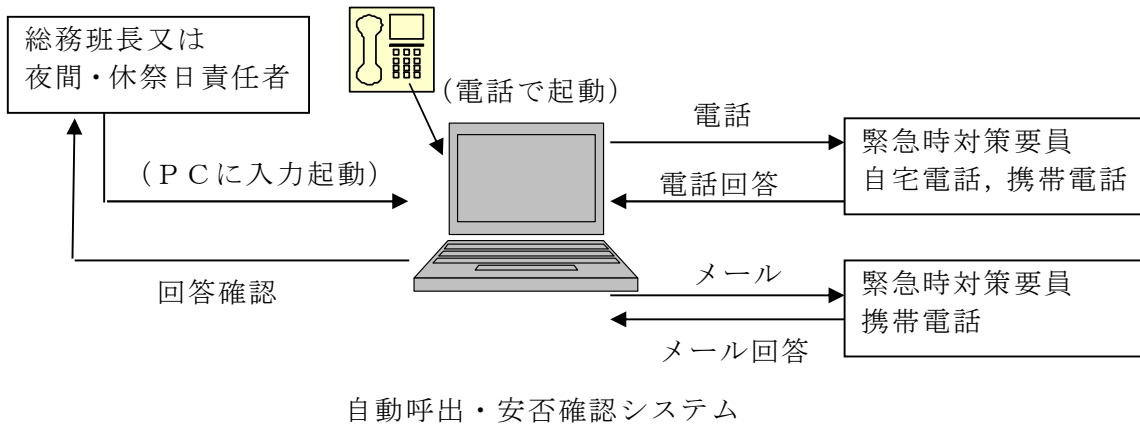


図 3.2-1 自動呼出・安否確認システムの概要

表 3.2-1 緊急時対策要員の非常召集要領のまとめ

非常召集連絡	非常召集の実施
<p>原子力災害対策指針の「警戒事態」,「施設敷地緊急事態」,「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合、以下のフローにて緊急時対策要員に対する召集連絡を行う。</p>	<p>○電話又は自動呼出・安否確認システムにより召集連絡を受けた緊急時対策要員は、発電所に向けて参集する。また、新潟県内で震度6弱以上の地震が発生した場合は、電話又は自動呼出・安否確認システムによる召集連絡がなくとも自発的に発電所に参集する。</p>
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p><平日勤務時間中></p> </div> <div style="width: 48%;"> <p><夜間・休祭日></p> </div> </div>	<p>○地震等により家族、自宅などが被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族を一旦避難所に避難させるなどの必要な措置を行い、家族の身の安全を確保した上で移動する。</p> <p>○参集場所は、基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。</p> <p>○柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に参集した要員は、緊急時対策本部と非常召集に係る以下の確認、調整を行い、通信連絡設備を持参し、発電所と連絡を取りながら集団で移動する。柏崎エネルギーホール、刈羽寮には通信連絡設備として衛星電話設備（可搬型）を各10台配備する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 発電所の状況（格納容器ベント予定時刻含む）、召集人数、必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む） ② 召集した要員の確認（人数、体調等） ③ 持参品（通信連絡設備、懐中電灯等） ④ 天候、災害情報（道路状況含む） ⑤ 参集手段（徒歩、自動車等）、参集予定時刻 ⑥ 参集場所※（免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所） <p>※発電所への参集者に対しては、発電所正門に参集場所となる緊急時対策所を掲示することにより、免震重要棟内緊急時対策所若しくは3号炉原子炉建屋内緊急時対策所のどちらの施設で活動を実施しているかについて周知する。これにより、参集要員が無駄な被ばくをしないようにする。</p> <p>○原子炉主任技術者は通信連絡手段により、必要の都度、発電所の連絡責任者と連絡をとり、原子炉施設の運転に関し、保安上の指示を行う。</p>

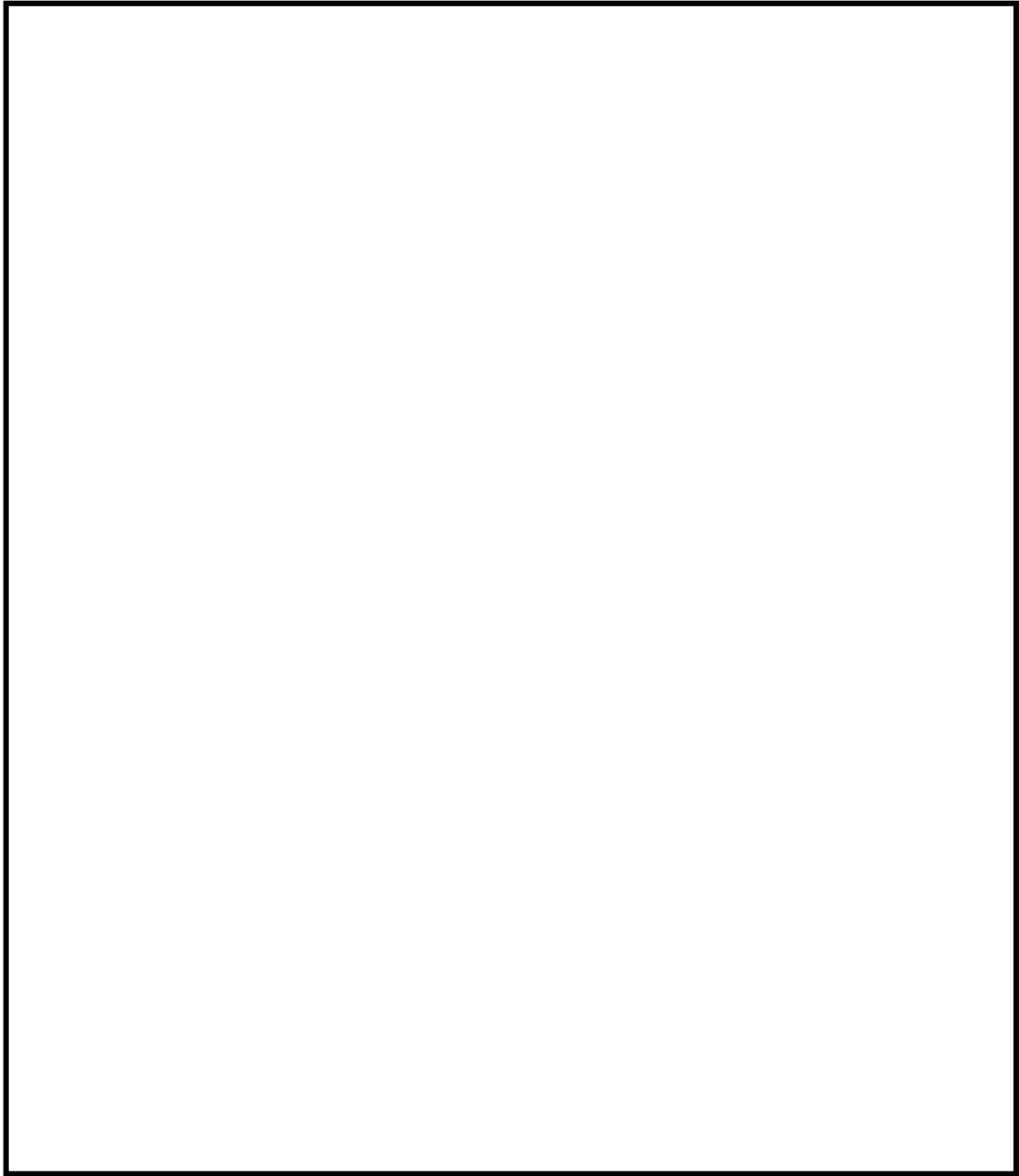


図 3.2-2 柏崎市，刈羽村からの要員参集ルート

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。

b. 免震重要棟内緊急時対策所の立ち上げについて

平日勤務時間中においては、緊急時対策要員のほとんどは事務本館で執務しており、召集連絡を受けた場合は、速やかに免震重要棟内緊急時対策所に集合する。

夜間・休祭日中は、初動対応要員（本部要員、現場要員）が事務本館等での執務若しくは免震重要棟に隣接した建物に宿泊しており、召集連絡を受けた場合は、速やかに徒歩で免震重要棟内緊急時対策所に集合する。

免震重要棟内緊急時対策所は、常用系2系統、非常用系1系統の電源から受電可能となっており、加えて所内電源系からの交流動力電源喪失時に、免震重要棟1階に設置しているガスタービン発電機が自動起動し、継続した給電が可能な設計となっている。また、通信連絡設備も常設され、常時受電されているため、緊急時対策所の立ち上げに際して、電源設備の立ち上げ等の作業は伴わないことから、免震重要棟への参集開始から約10分（発電所立地地域に震度6弱以上の地震が発生した場合は、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否判断に約10分かかることから、その場合は参集開始から約20分となる。詳細は後述(2)b.参照）で立ち上げが可能となっている。

免震重要棟と事務本館、初動要員の宿泊所の位置関係は図3.2-3のとおり。



図 3.2-3 免震重要棟と事務本館、初動要員の宿泊所の位置関係

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。

c. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）への移動，発電所からの一時退避について

重大事故等の対応にもかかわらず，プラントの状況が悪化した場合，格納容器ベントに先立ち，以下の要領にて，緊急時対策所にとどまる要員を免震重要棟内緊急時対策所 2 階から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）に移動させ，それ以外の要員は発電所から構外（原子力事業所災害対策支援拠点等）へ一時退避させる。

① 本部長は，格納容器ベントに備える必要がある場合，緊急時対策所にとどまる要員の同 1 階（待避室）への移動と，とどまる必要がない要員の発電所から一時退避に関する判断を行う。その判断基準は以下のとおり。（技術的能力 1.18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」から引用）

- ・ 計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後^{※1}の格納容器ベントの実施予測時刻が 2 時間後以内になると判明した場合。
- ・ 計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後^{※1}の格納容器ベントより先に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に近づき，水素ガス・酸素ガスの放出の実施予測時刻が 2 時間後以内になると判明した場合で、放出される放射性物質、風向き等から、本部長が待避室への移動が必要と判断した場合。
- ・ 事象進展の予測ができず，炉心損傷後^{※1}の格納容器ベントに備え，本部長が待避室への移動が必要と判断した場合。
- ・ 不測の事態が発生し，放射性物質の放出に備え，本部長が待避室への移動が必要と判断した場合。

※1：当直副長が格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のγ線線量率が、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えたと確認した場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に，当直副長が原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

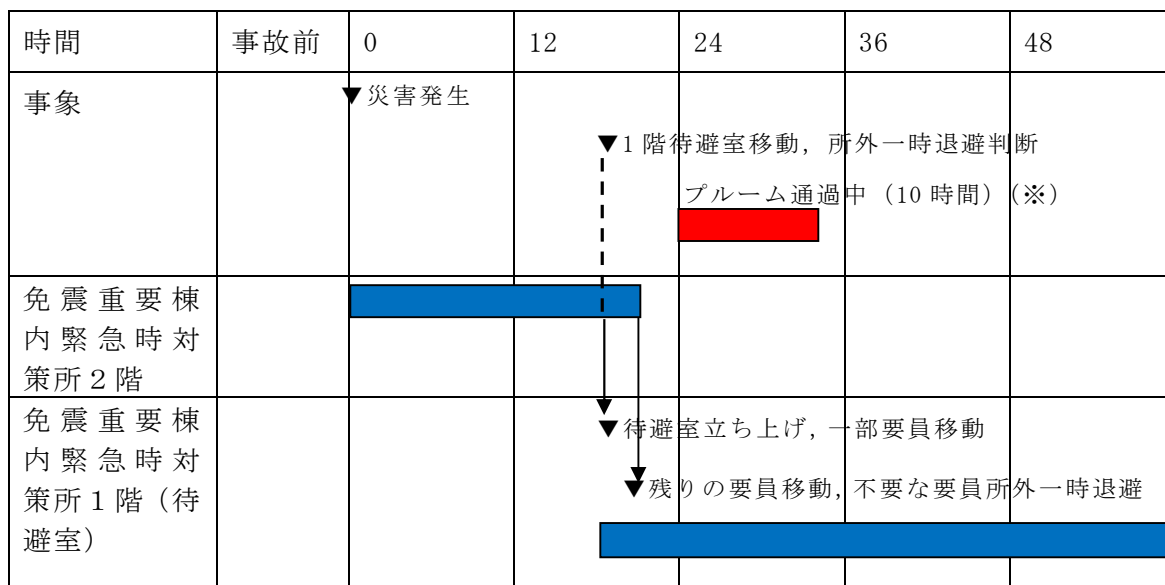
② 本部長は同 1 階（待避室）の立ち上げ要員として 5 名程度を指名し，緊急時対策本部立ち上げを指示し，プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と，発電所から一時退避する要員とを明確にする。同 1 階（待避室）は，常に使用できるように整備されていることから，短時間で立ち上げは完了できる。

③ 同 1 階（待避室）の立ち上げ終了後に，本部長の指示の下，とどまる要員のうち，一部を同 1 階（待避室）に移動し，準備が完了次第，残りの要員が同 1 階（待避室）に移動する。通信連絡設備は順次切り替えを行い，これにより指揮機能の空白を作らないようにする。

④ 本部長は，発電所から一時退避するための要員の退避に係る体制，連絡手段，移

動手段を確保させ、放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への退避を指示する。

- ⑤ 本部長は、プルーム通過後にプラント状況等により、必要に応じて一時退避させた要員を再参集する。



※:「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」に基づく事象進展時間

図 3.2-4 免震重要棟内緊急時対策所2階から同1階（待避室）への移動

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

a. 要員の非常召集要領について

原子力災害対策指針の「警戒事態」、「施設敷地緊急事態」、「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合の非常召集要領は表 3.2-1 のとおりであり、詳細は免震重要棟内緊急時対策所の場合と同様である。(1)a.(b)「夜間・休祭日中」参照)

総務班は、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動した後、常設された機器を使用して最優先で要員参集を行い、その後、緊急時対策本部は正門に連絡し、参集場所を示す看板「3号」等の掲示を指示する。発電所に直接参集した要員は、正門の看板「3号」等を確認し、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。これにより、参集要員が無駄な被ばくをしないようにする。

b. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の立ち上げについて

免震重要棟は、地震発生中に免震重要棟の建物上屋の変位量が免震装置（積層ゴム）の設計目標置の変位量(75cm)を超えていたかを識別することができる措置（以下、「変位量識別用ポール(75cm)」という。）を講じた設計とする。一方、大きな地震が生じた後にはそれが更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないことから、上記の変位量識別用ポール（75cm）に加え、免震重要棟基礎部に設置する地震計により連続的に地震観測を行うことで、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否の判断を行う。

発電所立地地域に震度6弱以上（気象庁発表）の地震が発生した場合、以下の要領により、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し、使用可能と判断できない場合は、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。（使用可否の判断基準については5.8参照）

- ① 初動対応要員は、免震重要棟の入口に一時参集する。
- ② 初動対応要員は、変位量識別用ポールの損傷の有無によって、地震動により免震重要棟の建物上屋の変位量が75cmを超えなかったこと、免震重要棟基礎部に設置する地震計により震度7未満であることを確認する。
- ③ 本部長は、上記の確認結果の報告を受け、変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず、地震計が震度7未満の場合は、免震重要棟内緊急時対策所の使用を判断する。②、③の所要時間は約10分である。
- ④ 変位量識別用ポール（75cm）が損傷していた場合（以下、「ケース1」という。）、変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず、地震計が震度7であった場合（以下、「ケース2」という。）は、本部長は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。
- ⑤ 免震重要棟内緊急時対策所を使用中に、再び建屋に影響があるような地震に見舞われた場合は、上記②～④の要領で免震重要棟の建物上屋の変位量及び

免震重要棟基礎部の地震計の震度を確認し，本部長は免震重要棟内緊急時対策所の継続使用，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。

(以下，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動すると判断した場合)

- ⑥ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動する際，基本的に必要最小限の要員を免震重要棟又はその近傍に残し，本部長はその要員を指名する。
- ⑦ 保安班は，屋外が放射性物質で汚染している場合は，要員に必要な防護具を着用させる。
- ⑧ 本部長を含めた初動対応要員は，必要最小限の要員をケース1の場合は免震重要棟の近傍，ケース2の場合は免震重要棟内緊急時対策所に残して，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。その際のアクセスルートについては，図3.2-5のとおり。3号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動時間は20分程度である。
その間，ケース1の場合は，免震重要棟の近傍に残った要員は，免震重要棟又は宿泊場所から持ち出した通信連絡設備（衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備（可搬型））で，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じ本部長の代行として指揮をとる。
ケース2の場合は，免震重要棟内緊急時対策所に残った要員が通信連絡設備を使用し，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じて本部長の代行として指揮をとる。
- ⑨ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備，必要な情報を把握できる設備等へは，通常3号炉無停電電源装置で給電が行われるが，無停電電源装置から受電できない場合は，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を起動し，それからの受電に切替えることで給電する。本部長は，電源車の起動する要員について，現場対応を妨げることがないように，現場対応でない要員の中から指名する。本部及び主要な機能班の机等は予め配備されており，本部立ち上げに要する要員は5名程度で可能である。免震重要棟の使用可否判断，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動，電源車起動，交流分電盤切り替えも含めて40分程度で対応可能である。タイムチャートは図3.2-6に示す。
- ⑩ 本部長は，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に，免震重要棟又はその近傍に残った要員から移動中に収集されたプラント状況等の報告を受ける。
- ⑪ 免震重要棟又はその近傍に残った要員は，本部長への報告の後に3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に向けて移動し，合流する。

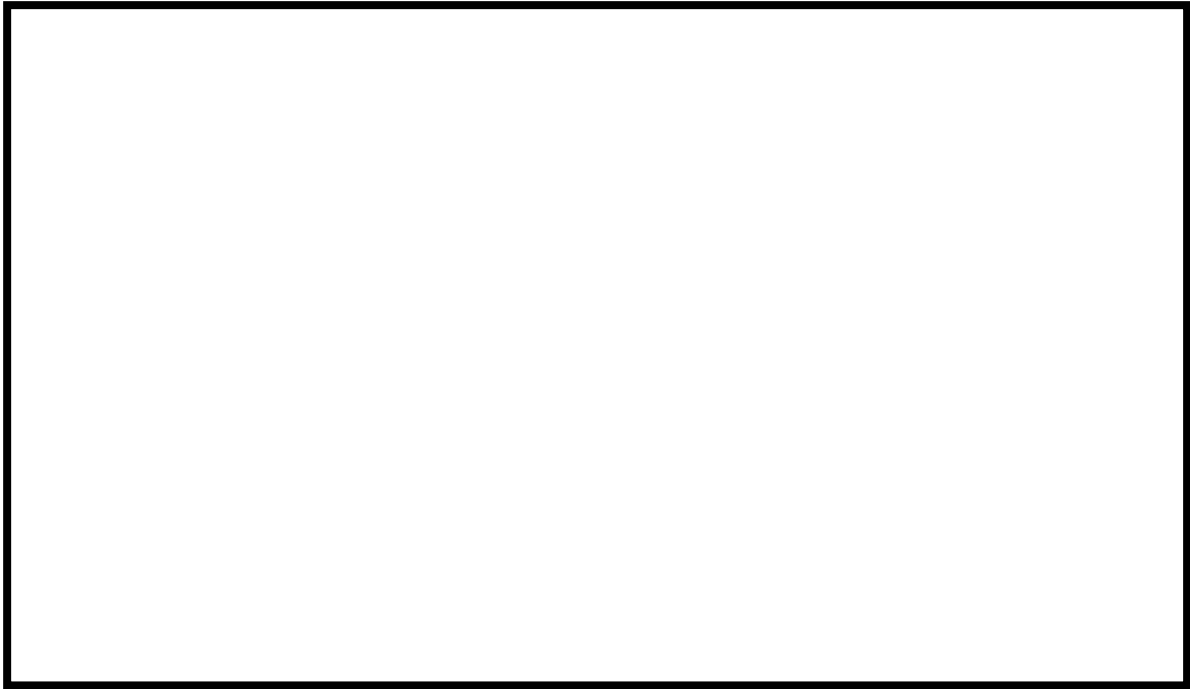


図 3.2-5 免震重要棟内緊急時対策所から 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセスルート

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。

手順の項目		要員		経過時間 (分)								
				0	10	20	30	40	50	60		
				▽変位量識別ポール、地震計確認指示			▽本部立ち上げ・指揮開始					
免震重要棟内緊急時対策所から 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動手順 (移動途中で電源車を起動する場合)	総務班	1名										
	緊急時対策要員	-										
本部付	2名											
号機班	2名											

図 3.2-6 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げタイムチャート

c. 発電所からの一時退避について

重大事故対応にもかかわらず、プラントの状況が悪化した場合、プルーム放出に先立って、以下の要領にて、緊急時対策所にとどまる要員を待避室に移動させ、それ以外の要員は発電所から構外（原子力事業所災害対策支援拠点等）へ一時退避させる。

- ① 本部長は、プルームの放出のおそれがある場合、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員の待避室への移動と、とどまる必要がない要員の発電所から一時退避に関する判断を行う。
- ② 本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にする。
- ③ 本部長の指示の下、とどまる要員は待避室に移動する。
- ④ 本部長は、発電所から一時退避するための要員の退避に係る体制、連絡手段、移動手段を確保させ、放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への退避を指示する。柏崎エネルギーホールへの退避ルートは参集ルートの同じルートとなり、距離約11km、徒歩で3時間程度かかる。
- ⑤ 本部長は、プルーム通過後にプラント状況等により、必要に応じて一時退避させた要員を再参集する。

3.3 汚染持ち込み防止について

緊急時対策所には、緊急時対策所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、緊急時対策所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、緊急時対策所に待機していた要員が、屋外で作業を行った後、再度、緊急時対策所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、建物内に設営する。また、チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し、乾電池内蔵型照明を配備する。免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図3.3-1、図3.3-2に示す。なお、チェンジングエリアは、使用する緊急時対策所のチェンジングエリアを設営する。

(1) 免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア

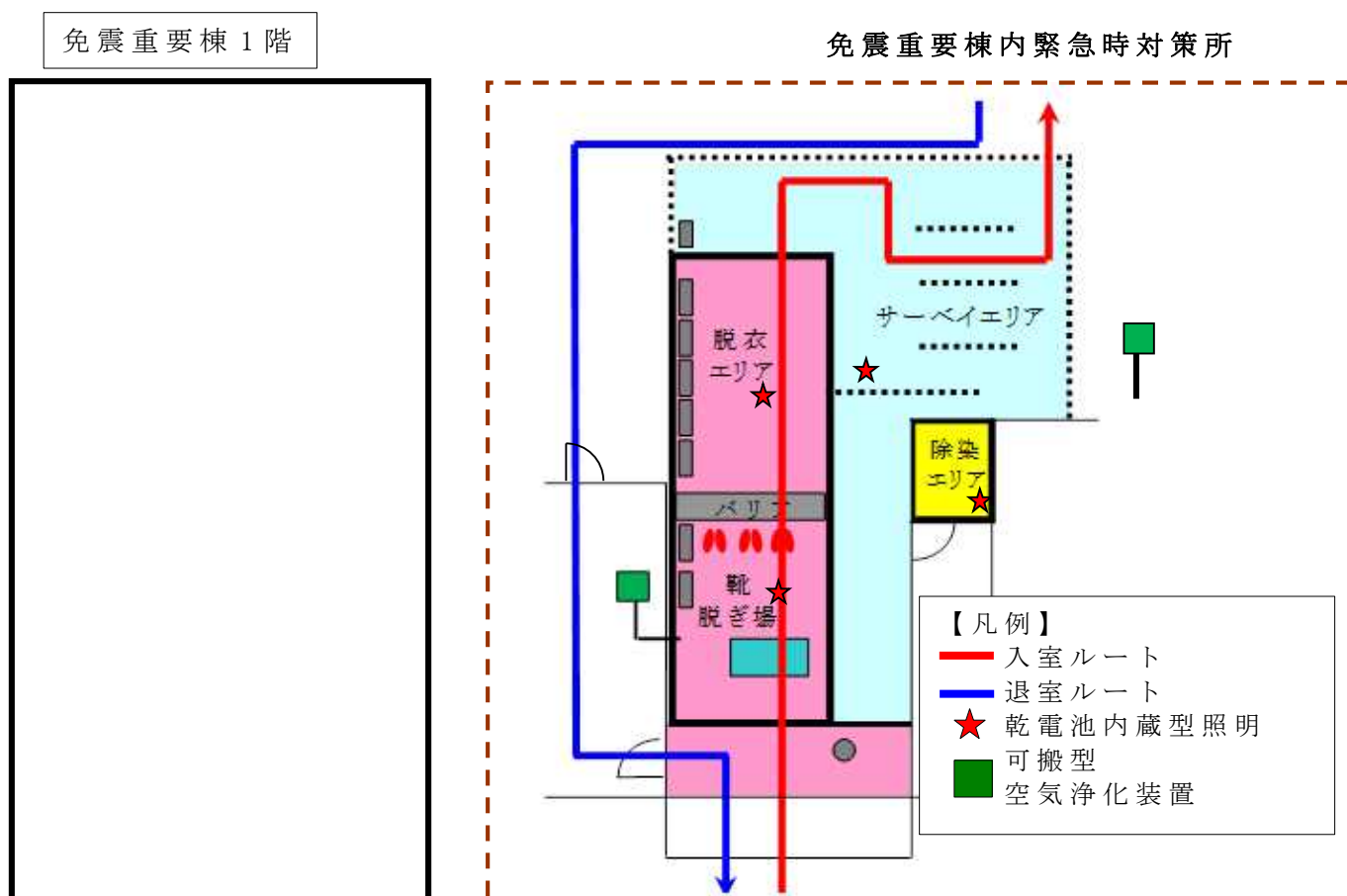


図 3.3-1 免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア設営場所及び概略図

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア

3号炉原子炉建屋2階

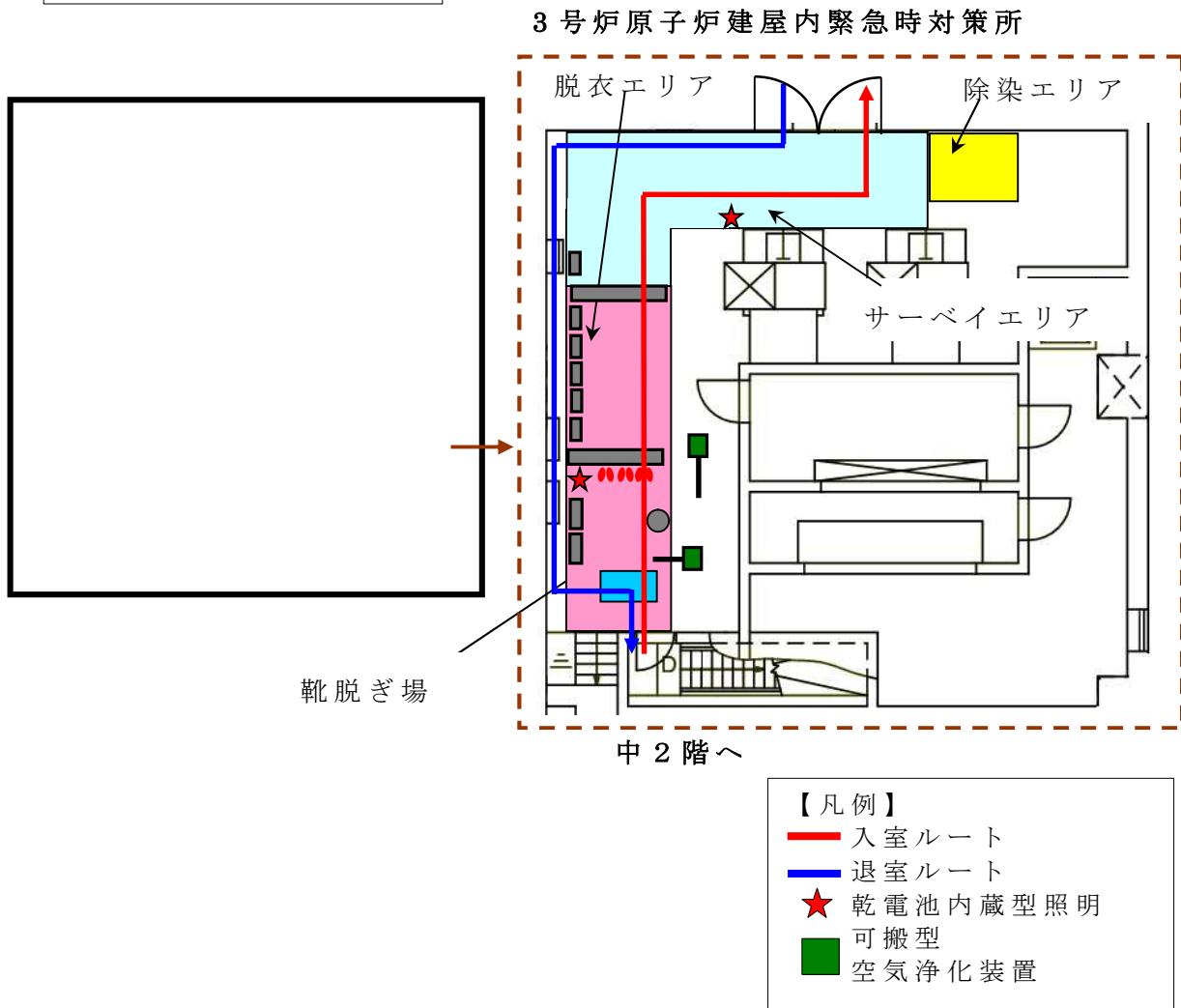


図 3.3-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア
設営場所及び概略図

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。

3.4 配備する資機材の数量及び保管場所について

緊急時対策所には，少なくとも外部から支援なしに7日間の活動を可能とするため，必要な資機材を配備する。なお，それぞれの資機材は，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。

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

免震重要棟内緊急時対策所に配備する資機材の数量を表3.4-1に，資機材保管場所の位置及び調達経路を図3.4-1に示す。

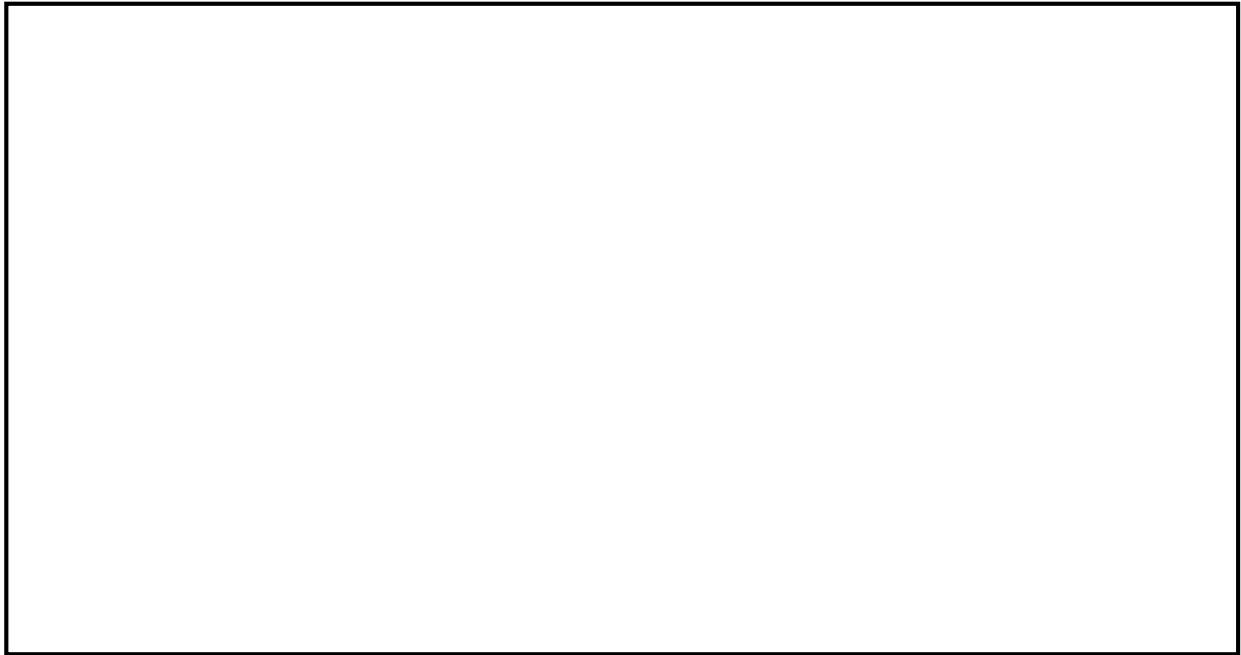
表3.4-1 配備する資機材の数量

区分	品目	数量		備考
放射線管理用資機材	防護具	汚染防護服	1,890 着	$180 \text{名}^{※1} \times 7 \text{日} \times 1.5 = 1,890$
		全面マスク	810 個	$180 \text{名} \times 3 \text{日} \times 1.5 = 810^{※2}$
		チャコールフィルタ	3,780 個	$180 \text{名} \times 7 \text{日} \times 2 \times 1.5 = 3,780$
	個人線量計	個人線量計	180 台	180 名
	サーベイメータ等	GM汚染サーベイメータ	5 台	予備を含む
		電離箱サーベイメータ	8 台	予備を含む
		可搬型エリアモニタ	4 台	予備を含む
チェンジグエリア用資機材		1 式		
資料	原子力災害対策活動に必要な資料	・発電所周辺地図 ・発電所周辺人口関連データ ・主要系統模式図 ・系統図及びプラント配置図等	1 式	
食料等	食料等	・食料	3,780 食	$180 \text{名} \times 7 \text{日} \times 3 \text{食} = 3,780$
		・飲料水 (1.5リットル)	2,520 本	$180 \text{名} \times 7 \text{日} \times 2 \text{本} = 2,520$
その他	酸素濃度計	酸素濃度計	2 台	予備を含む
	二酸化炭素濃度計	二酸化炭素濃度計	2 台	予備を含む
	ヨウ素剤	ヨウ素剤	1,440 錠	$180 \text{名} \times (\text{初日} 2 \text{錠} + 2 \text{日目以降} 1 \text{錠} / 1 \text{日} = 8 \text{錠}) = 1,440$

※1：1～7号炉対応の緊急時対応要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕

※2：4日目以降は除染で対応する。

免震重要棟 2階



免震重要棟 1階 (待避室内にプルーフ通過時を考慮し, 約1日分を保管)



図 3.4-1 免震重要棟内緊急時対策所 資機材保管場所の位置及び調達経路

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) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備する資機材の数量を表3.4-2に、資機材保管場所の位置及び調達経路を図3.4-2に示す。

表 3.4-2 配備する資機材の数量

区分	品目	数量		備考
放射線管理用資機材	防護具	汚染防護服	1,890 着	180名 ^{※1} ×7日×1.5=1,890
		全面マスク	810 個	180名×3日×1.5=810 ^{※2}
		チャコールフィルタ	3,780 個	180名×7日×2×1.5=3,780
	個人線量計	個人線量計	180 台	180 名
	サーベイメータ等	GM汚染サーベイメータ	5 台	予備を含む
		電離箱サーベイメータ	8 台	予備を含む
		可搬型エリアモニタ	4 台	予備を含む
チェンジグエリア用資機材		1 式		
資料	原子力災害対策活動に必要な資料	・発電所周辺地図 ・発電所周辺人口関連データ ・主要系統模式図 ・系統図及びプラント配置図 等	1 式	
食料等	食料等	・食料	3,780 食	180名×7日×3食=3,780
		・飲料水(1.5リットル)	2,520 本	180名×7日×2本=2,520
その他	酸素濃度計	酸素濃度計	2 台	予備を含む
	二酸化炭素濃度計	二酸化炭素濃度計	2 台	予備を含む
	ヨウ素剤	ヨウ素剤	1,440 錠	180名×(初日2錠+2日目以降1錠/1日=8錠)=1,440

※1：1～7号炉対応の緊急時対応要員164名+自衛消防隊10名+余裕

※4日目以降は除染で対応する。

3号炉原子炉建屋 地上2階

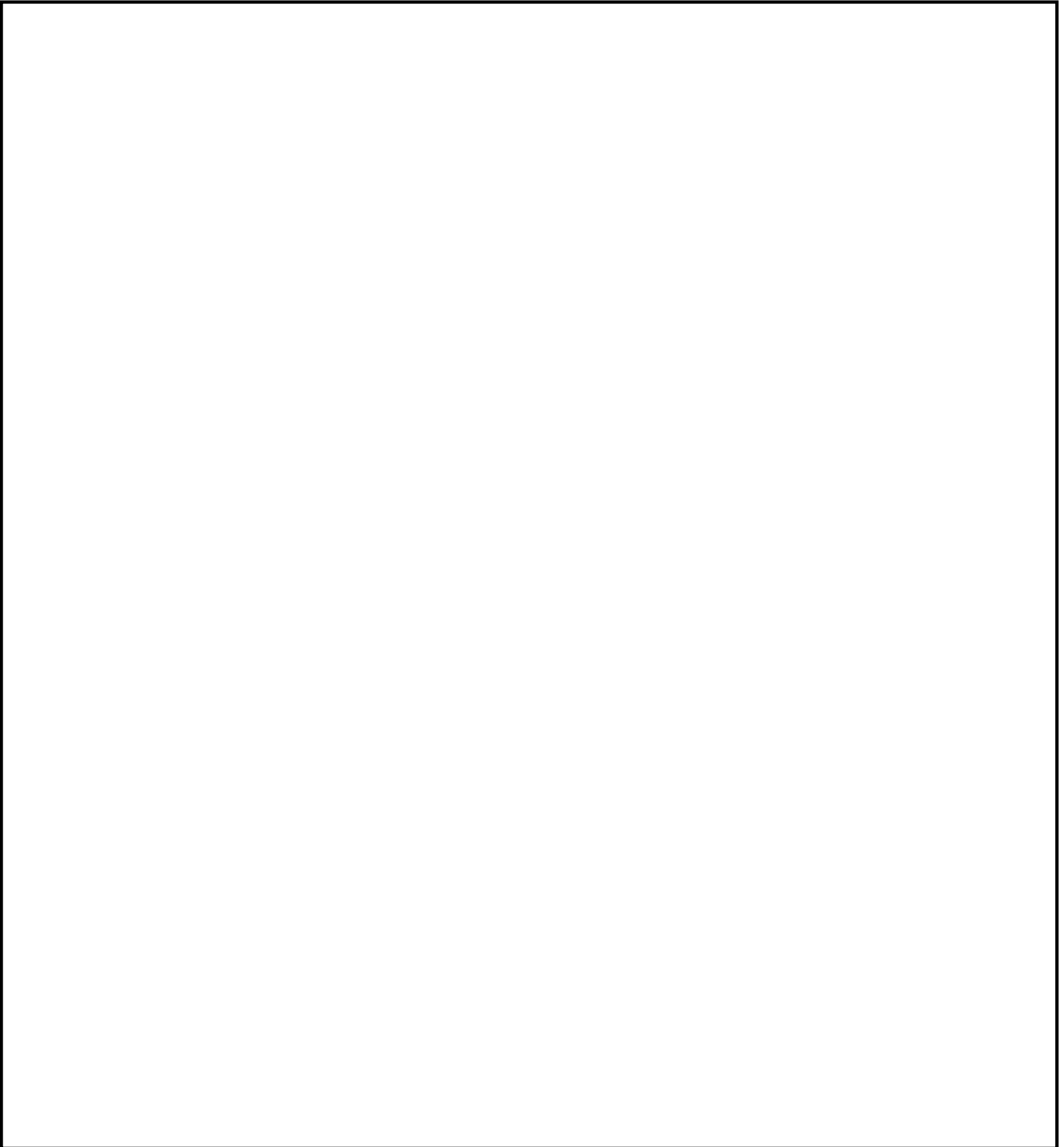


図 3.4-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 資機材保管場所の位置及び
調達経路（1 / 3）

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。

3号炉原子炉建屋 地上1階

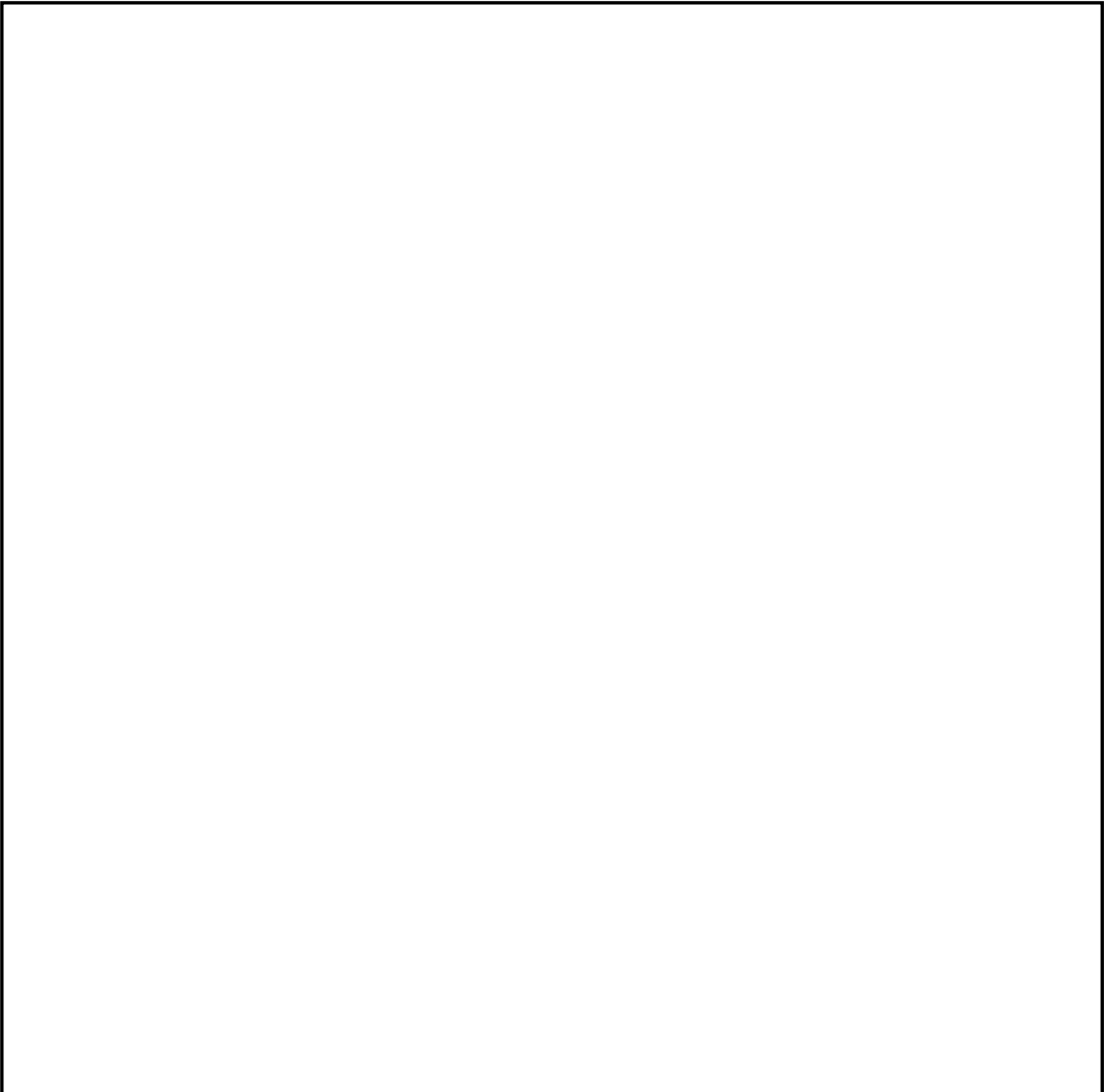


図 3.4-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 資機材保管場所の位置及び
調達経路（2 / 3）

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。

3号炉原子炉建屋 地上3階

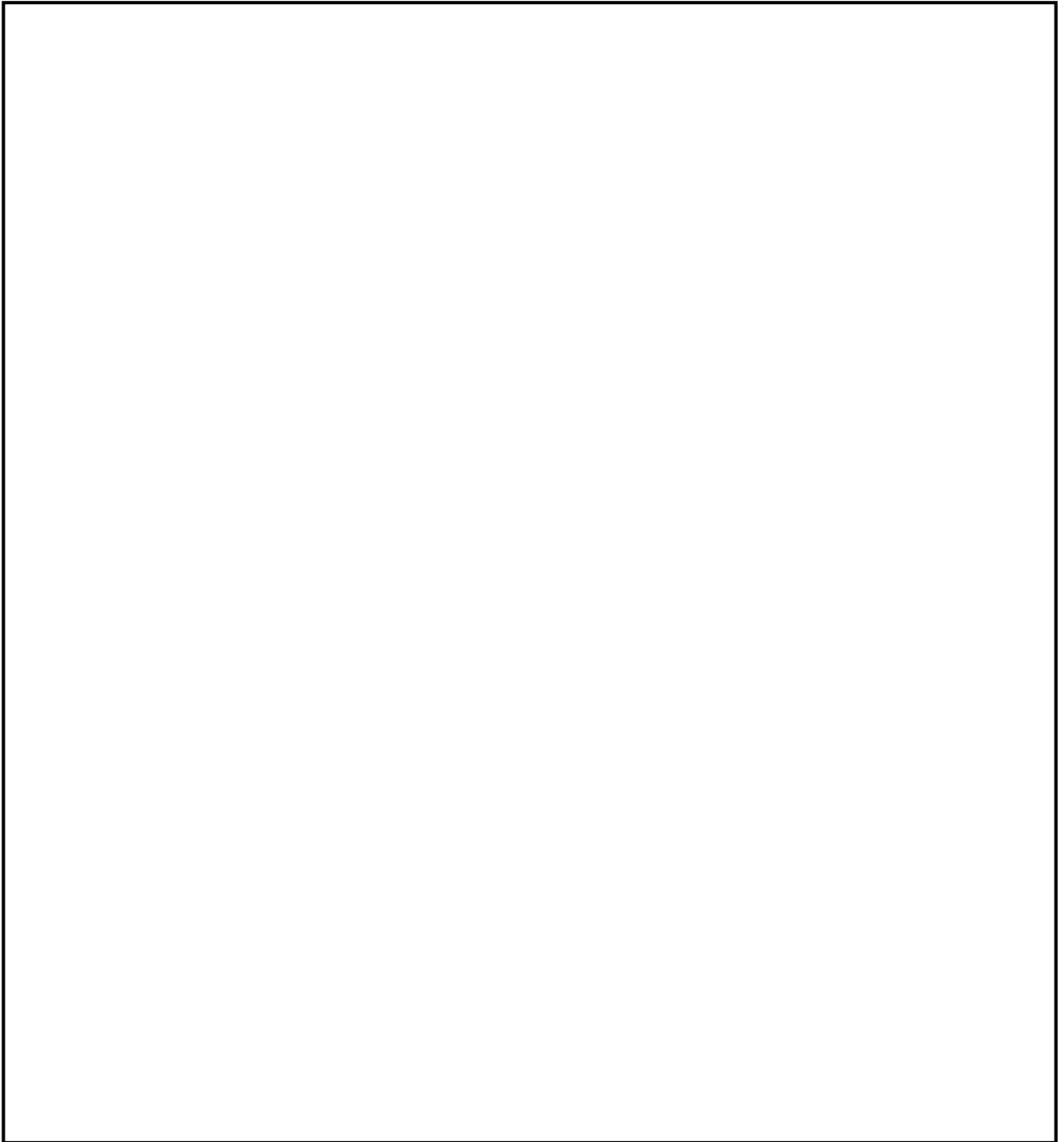


図 3.4-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 資機材保管場所の位置及び
調達経路 (3 / 3)

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。

4. 耐震設計方針について

緊急時対策所の機能は、事故時において事故対処に必要な情報を把握し、対策指令・通信連絡を行うとともに、事故対処するために必要な要員とどまることが出来ることである。そのために、

- ・ 電源設備
- ・ 居住性を確保するための設備
- ・ 放射線管理設備
- ・ 通信連絡設備
- ・ 必要な情報を把握できる設備

等の設備を有する設計とし、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所各々に設置することとしている。

(1) 免震重要棟内緊急時対策所

免震重要棟内緊急時対策所では、免震構造の採用により、上部構造の加速度応答及び収納設備に生じる慣性力を低減させることで、緊急時対策所内にある主要設備の耐震性を確保する設計とする。以下、免震重要棟内緊急時対策所の設備に対する耐震設計方針について記す。

a. 免震重要棟内緊急時対策所設備の耐震設計

免震重要棟内緊急時対策所用の電源設備、居住性を確保するための設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備に対しては、免震重要棟の使用可否判断上の限界値とした水平方向の変位量75cmになる時の床応答に対して転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により機能を喪失しないことを確認する。

なお、確認の際に用いる水平方向の地震動は、設計で用いた建築基準法の告示波（「2.1 建物及び収容人数について」参照）を免震重要棟上屋の水平変位が75cmになる様に係数倍した地震動とする。また鉛直方向の地震動は、上記の水平方向の地震動を2/3倍した地震動とする。

表 4-1 免震重要棟内緊急時対策所の機能と主要設備（耐震設計）

機能	主要設備
電源設備	代替交流電源設備 （免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機）
居住性を確保するための設備	免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計
通信連絡設備	発電所内用 無線連絡設備，衛星電話設備 発電所外用 衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
必要な情報を把握できる設備	安全パラメータ表示システム（SPDS）

b. 免震重要棟内緊急時対策所代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電設備）の耐震設計

免震重要棟内緊急時対策所の電源設備である代替交流電源設備（免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ）は免震重要棟内に設置し，1階床面に固定することで機能維持を図り，免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能喪失しないことを確認する。また代替交流電源設備用の燃料を貯蔵する免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクは，免震重要棟北側に隣接した地下に設置し，設置床面に固定することで転倒防止を図り，免震重要棟の設計地震動による地震力に対して機能維持することを確認する。

配置図を図 4-1 に，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機を図 4-2 に，免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを図 4-2 に，免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機地下貯油タンクを図 4-4 にそれぞれ示す。

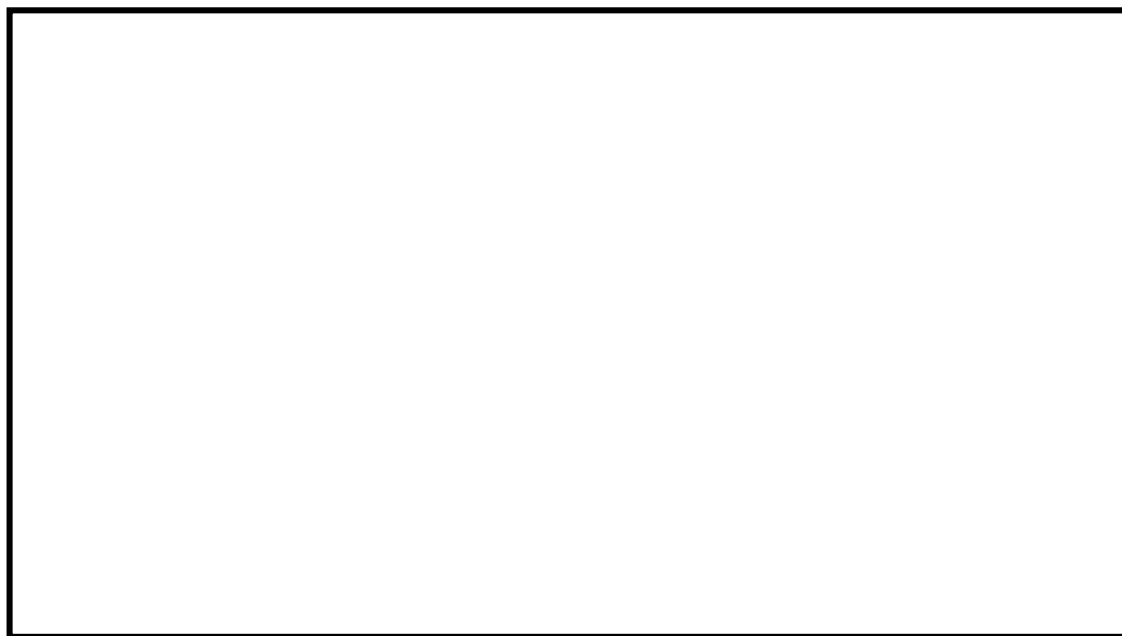


図 4-1 免震重要棟内緊急時対策所代替交流電源設備 設置位置図

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。

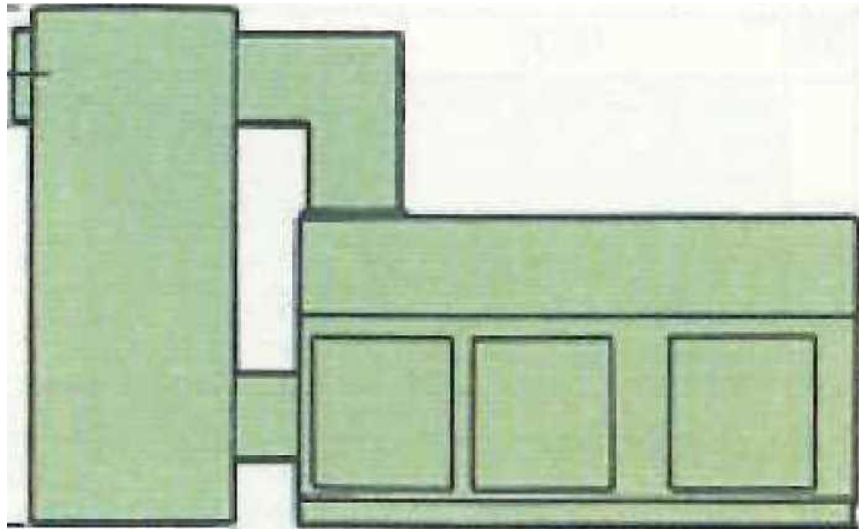


図 4-2 免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機 概略図

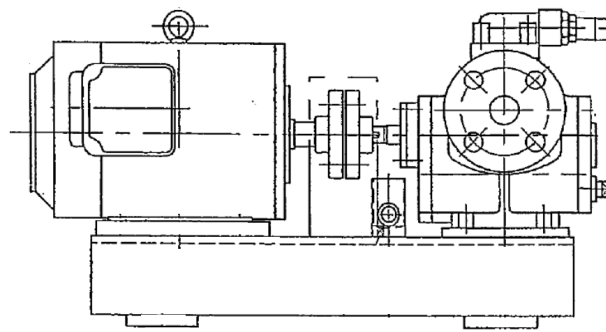


図 4-3 免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 概略図

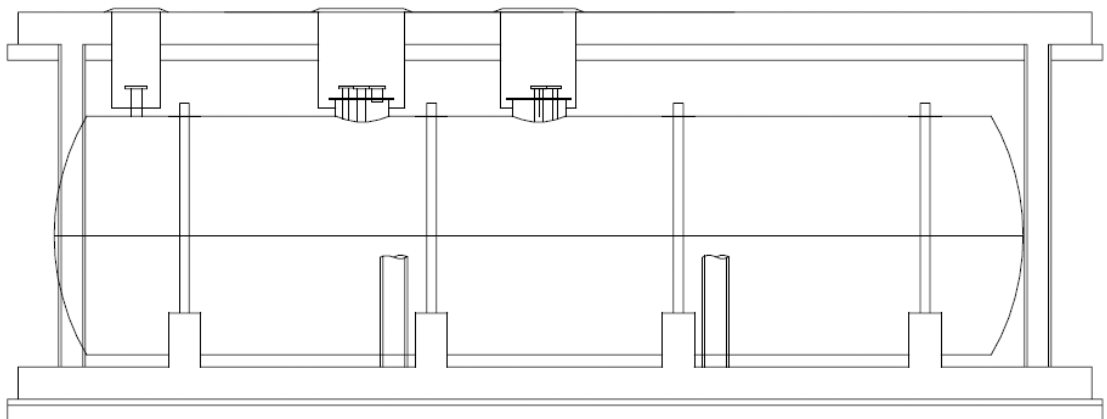


図 4-4 免震重要棟緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク 概略図

c. 免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の耐震設計

免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機に関しては、転倒防止措置等を施すことで、免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能を喪失しない設計とする。

また、免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機について免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能喪失しないことを機能維持評価等により確認する。

d. 通信連絡設備及び必要な情報を把握できる設備の耐震設計

免震重要棟内緊急時対策所に設置する通信連絡設備及び必要な情報を把握できる設備は、転倒防止措置等を施すことで免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能を喪失しない設計とする。

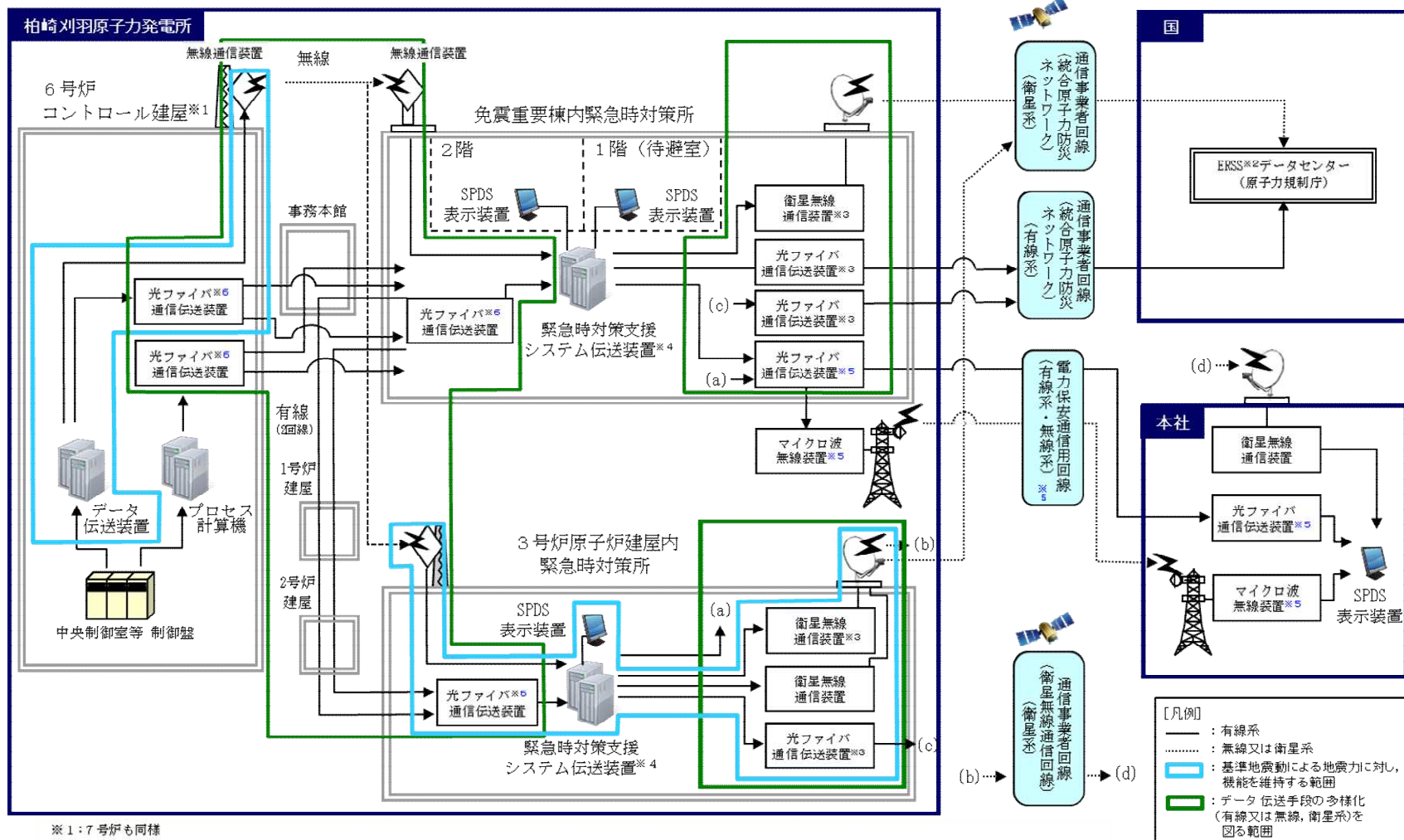
また6号及び7号炉コントロール建屋と免震重要棟内緊急時対策所との建屋間の伝送ルートは、無線系回線により免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対する耐震性を確保する設計とし、有線系回線については可とう性を有する共に、余長の確保及び2回線化することにより、地震力による影響を低減する設計とする。

表 4-3 免震重要棟内緊急時対策所 通信連絡設備に係わる耐震設計

通信種別	主要設備		耐震設計
発電所内外	衛星電話設備	常設	<ul style="list-style-type: none"> 衛星電話設備（常設）の衛星電話用アンテナ，端末装置は免震重要棟に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。 衛星電話設備（常設）の端末装置から衛星電話用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
		可搬型 携帯型	<ul style="list-style-type: none"> 衛星電話設備（可搬型）は免震重要棟に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
発電所内	無線連絡設備	常設	<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡設備（常設）の無線連絡用アンテナ，据置型の端末装置は免震重要棟に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。 据置型の端末装置から無線連絡用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
		可搬型	<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡設備（可搬型）は免震重要棟に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム	<ul style="list-style-type: none"> 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機，IP-FAX 及び通信装置）は免震重要棟に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
		IP-電話機	
		IP-FAX	

表 4-4 免震重要棟内緊急時対策所 必要な情報を把握できる設備に係わる耐震設計

場所	主要設備		耐震設計
6号 及び7号炉 コントロール建屋	データ伝送装置		・データ伝送装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
建屋間	建屋間 伝送 ルート	無線 系	・無線通信用アンテナは、耐震性を有する7号炉排気筒及び免震重要棟に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
		有線 系	・有線系のケーブルについては、可とう性を有すると共に余長を確保する。
免震重要棟内 緊急時対策所	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する免震重要棟内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有する免震重要棟内に設置し転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
	緊急時対策支援 システム伝送装置		・緊急時対策支援システム伝送装置は、免震重要棟内に設置し転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
	SPDS 表示装置		・SPDS 表示装置は耐震性を有する免震重要棟内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により免震重要棟の設計地震動による床応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。



※ 1 : 7号炉も同様
 ※ 2 : 国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンター設置完了後、本社等から伝送予定。
 ※ 3 : 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
 ※ 4 : 免震重要棟のデータ伝送設備と3号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の両方からERSSデータセンターへデータを伝送する。
 ※ 5 : 電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業者会社所掌となる。
 ※ 6 : 光ファイバ通信伝送装置が故障した場合は、無線通信装置でデータ伝送を継続する。また、光ファイバ通信伝送装置は予備品を確保することにより、早期に故障復旧を行う。

図 4-5 必要な情報を把握できる設備に係わる耐震措置の概要

e. 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の耐震設計

免震重要棟内緊急時対策所に設置する酸素濃度計，二酸化炭素濃度計は，転倒防止措置等を施すことで免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能を喪失しない設計とする。

表 4-5 免震重要棟内緊急時対策所 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計に係る耐震設計

設備	機器	耐震設計
居住性を確保するための設備	酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度計は免震重要棟内に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。
	二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> 二酸化炭素濃度計は，耐震性を有する免震重要棟に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能が喪失しないことを確認する。

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の設備に対し転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対して必要な機能を喪失しない設計とする。以下、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の設備に対する耐震設計方針について記す。

a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能について

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備，居住性を確保するための設備，放射線管理設備，通信連絡設備，必要な情報を把握できる設備に対して転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

表 4-6 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能と主要設備（耐震設計）

機能	耐震設計
電源設備	代替交流電源設備（3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車）
居住性を確保するための設備	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計
通信連絡設備	発電所内用 無線連絡設備，衛星電話設備 発電所外用 衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
必要な情報を把握できる設備	安全パラメータ表示システム（SPDS）

b. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 代替交流電源設備の耐震設計

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備である代替交流電源設備（3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車）は3号炉原子炉建屋東側に設置し，車両（2軸4輪）に搭載することで転倒防止を図り，基準地震動による地震力に対して転倒しないことを転倒評価で確認する。

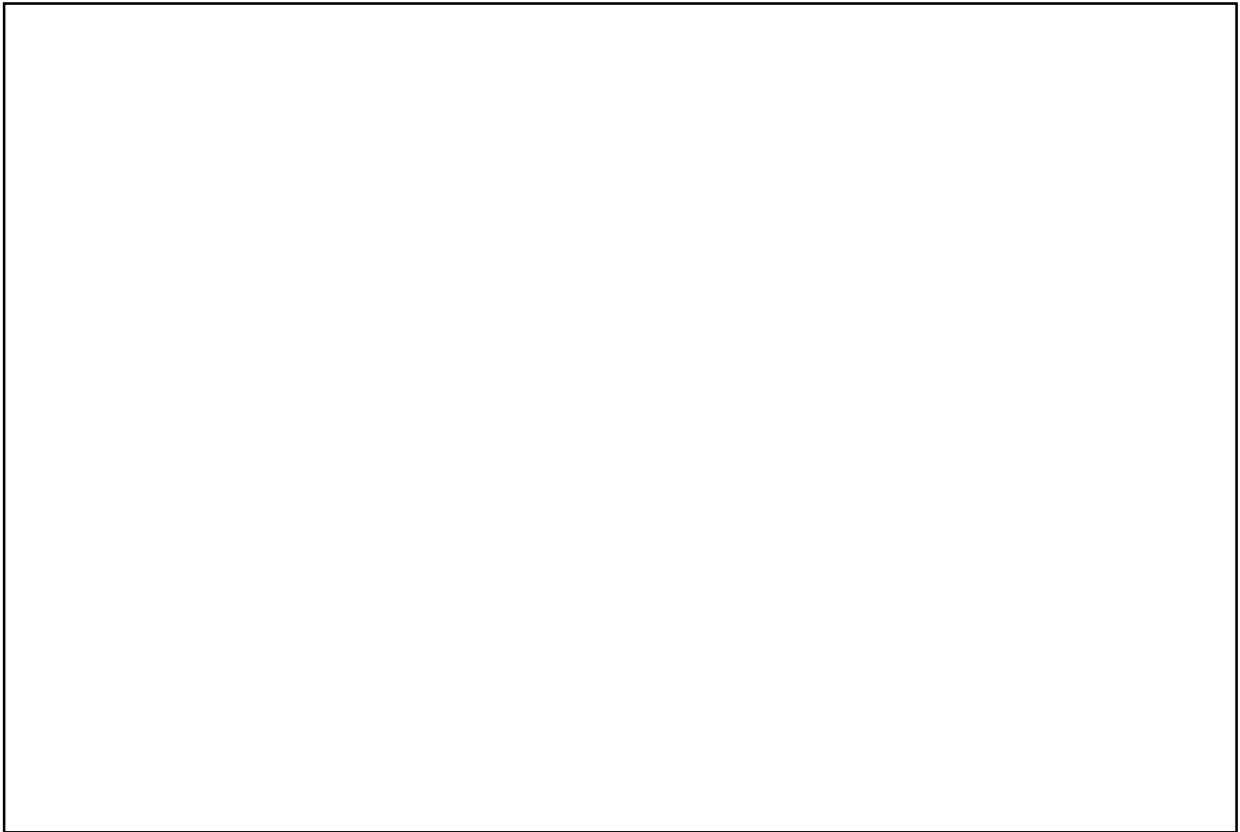


図 4-6 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 代替交流電源設備 設置位置図

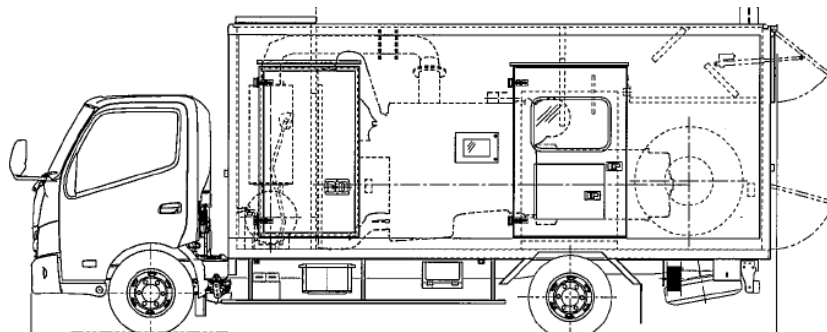


図 4-7 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 代替交流電源設備 外観図

c. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機の転倒防止措置及び転倒評価等

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機に関しては、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

d. 通信連絡設備及び必要な情報を把握できる設備の転倒防止措置及び転倒評価等

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する通信連絡設備及び必要な情報を把握できる設備は、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

また、建屋間の伝送ルートは、無線系回線により基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する設計とし、有線系回線については可とう性を有する共に、余長の確保及び2回線化することにより、地震力による影響を低減する設計とする。

表 4-8 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 通信連絡設備に係わる耐震設計

通信種別	主要設備		耐震設計
発電所内外	衛星電話設備	常設	<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（常設）の衛星電話用アンテナ，端末装置は，耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・衛星電話設備（常設）の端末装置から衛星電話用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
		可搬型 携帯型	<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（可搬型）は，耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
発電所内	無線連絡設備	常設	<ul style="list-style-type: none"> ・無線連絡設備（常設）の無線連絡用アンテナ，据置型の端末装置は，耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・据置型の端末装置から無線連絡用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
		可搬型	<ul style="list-style-type: none"> ・無線連絡設備（可搬型）は，耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により，基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム	<ul style="list-style-type: none"> ・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機，IP-FAX及び通信装置）は，耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
		IP-電話機	
		IP-FAX	

表 4-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 必要な情報を把握できる設備に係わる耐震設計

場所	主要設備		耐震設計
6号炉 及び7号炉 コントロール建屋	データ伝送装置		・データ伝送装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有する6号及び7号炉コントロール建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
建屋間	建屋間 伝送 ルート	無線系	・無線通信用アンテナは、耐震性を有する7号炉排気筒及び3号炉排気筒に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
		有線系	・有線系のケーブルについては、可とう性を有すると共に余長を確保する。
3号炉 原子炉建屋内 緊急時対策所	光ファイバ 通信伝送装置		・光ファイバ通信伝送装置は、耐震性を有する3号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	無線通信装置		・無線通信装置は、耐震性を有する3号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。 ・無線通信装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは、耐震性を有する電線管等に布設する。
	緊急時対策支援 システム伝送装置		・緊急時対策支援システム伝送装置は、耐震性を有する3号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	SPDS 表示装置		・SPDS 表示装置は耐震性を有する3号炉原子炉建屋内に設置し、転倒防止措置等を施すと共に、加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

e. 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の転倒防止措置及び転倒評価等

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する酸素濃度計，二酸化炭素濃度計は，転倒防止措置等を施すことで，基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

表 4-10 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計に係る耐震設計

設備	機器	耐震設計
居住性を確保するための設備	酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度計は，耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。
	二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> 二酸化炭素濃度計は，耐震性を有する3号炉原子炉建屋に設置し，転倒防止措置等を施すと共に，加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能が喪失しないことを確認する。

5. 添付資料

5.1 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61条第1項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第76条第1項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所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、緊急時対策所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設備の技術基準に関する規則の解釈第76条第1項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所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、緊急時対策所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、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に併設するとともに、要員の被ばく低減の観点からそれぞれ免震重要棟内及び3号炉原子炉建屋内に設営する。概要は表5.1-1のとおり。

表 5.1-1 チェンジングエリアの概要

	項目	理由
設 営 場 所	免震重要棟 1階エントランス (免震重要棟内) 緊急時対策所	緊急時対策所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、緊急時対策所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。
	3号炉原子炉建屋 2階 D/G送風機室 (3号炉原子炉建屋内) 緊急時対策所	
設 営 形 式	エアーテント (免震重要棟内) 緊急時対策所	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
	エアーテント (3号炉原子炉建屋内) 緊急時対策所	
手順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	緊急時対策所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	保安班	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保安班員が設営を行う。

(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，免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に併設する。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5.1-1，2のとおり。

免震重要棟 1階

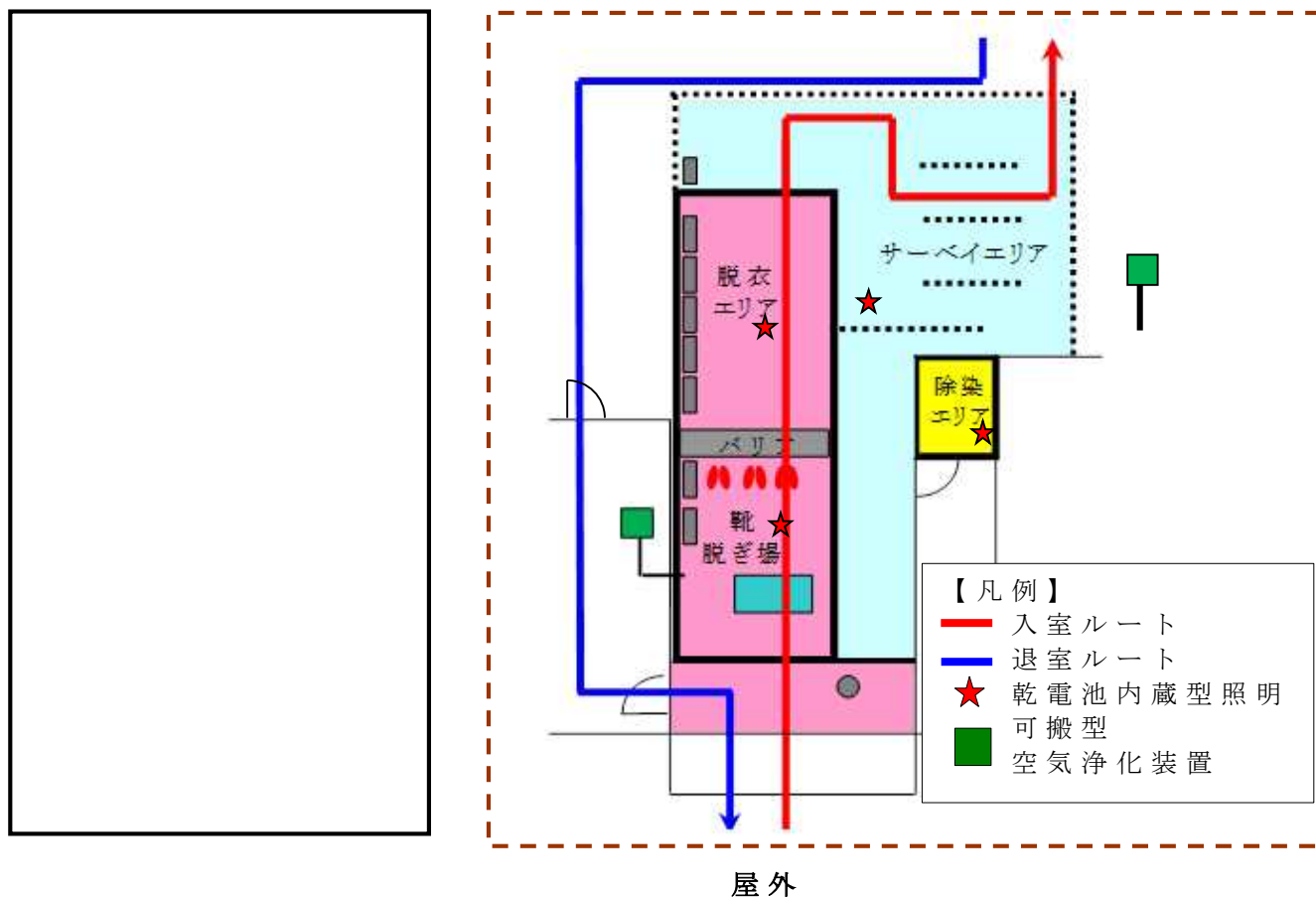


図 5.1-1 免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

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。

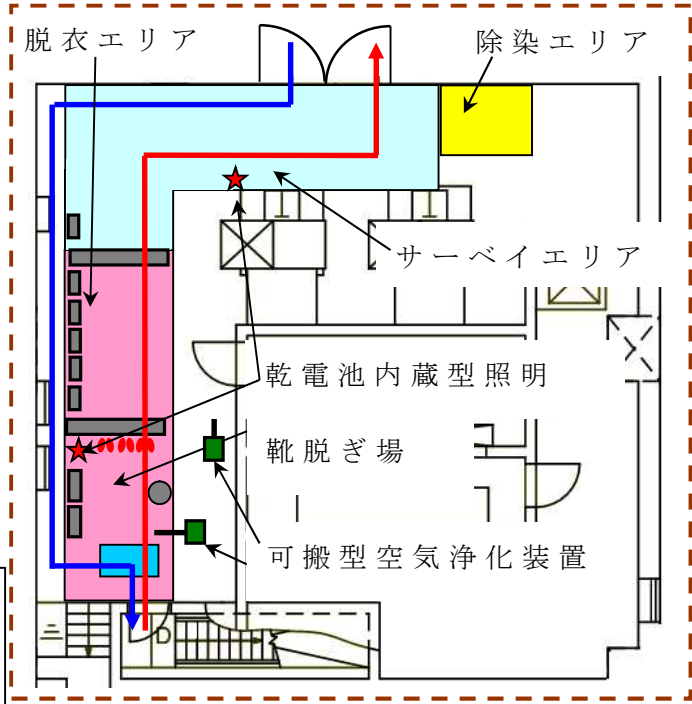
3号炉原子炉建屋2階



【凡例】

- :チェンジングエリア
- :緊急時対策所
(陽圧化バウンダリ)

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所



中2階へ

3号炉原子炉建屋1階

3号炉原子炉建屋中2階

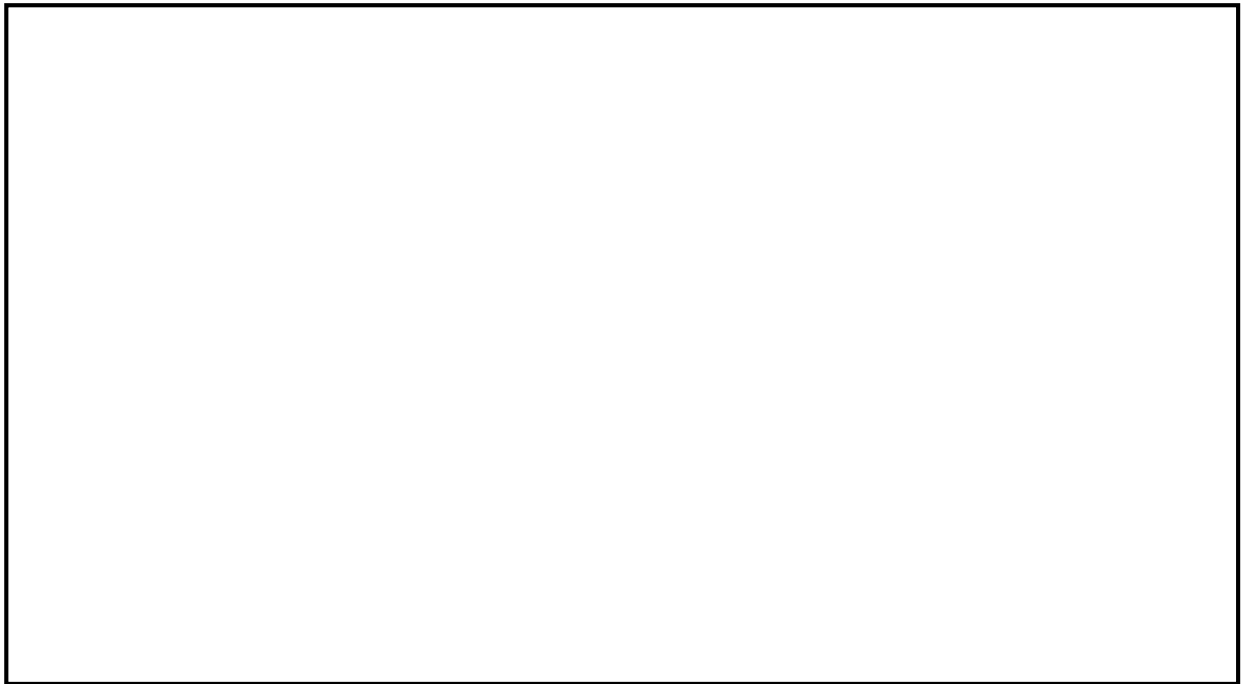


図 5.1-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの
設営場所及び屋内のアクセスルート

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) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 5.1-3 の設営フローに従い，図 5.1-4,5 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，保安班員 2 名で免震重要棟内緊急時対策所では約 60 分，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所では約 60 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，原子力防災組織の要員（夜間・休祭日）の保安班 2 名，または参集要員（10 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，保安班長が，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，参集済みの陽員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

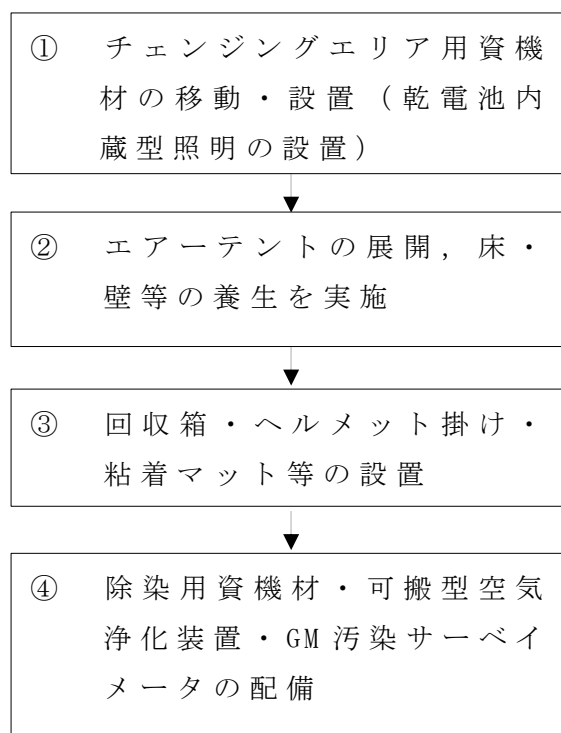


図 5.1-3 チェンジングエリア設営フロー

免震重要棟 1階 チェンジングエリア

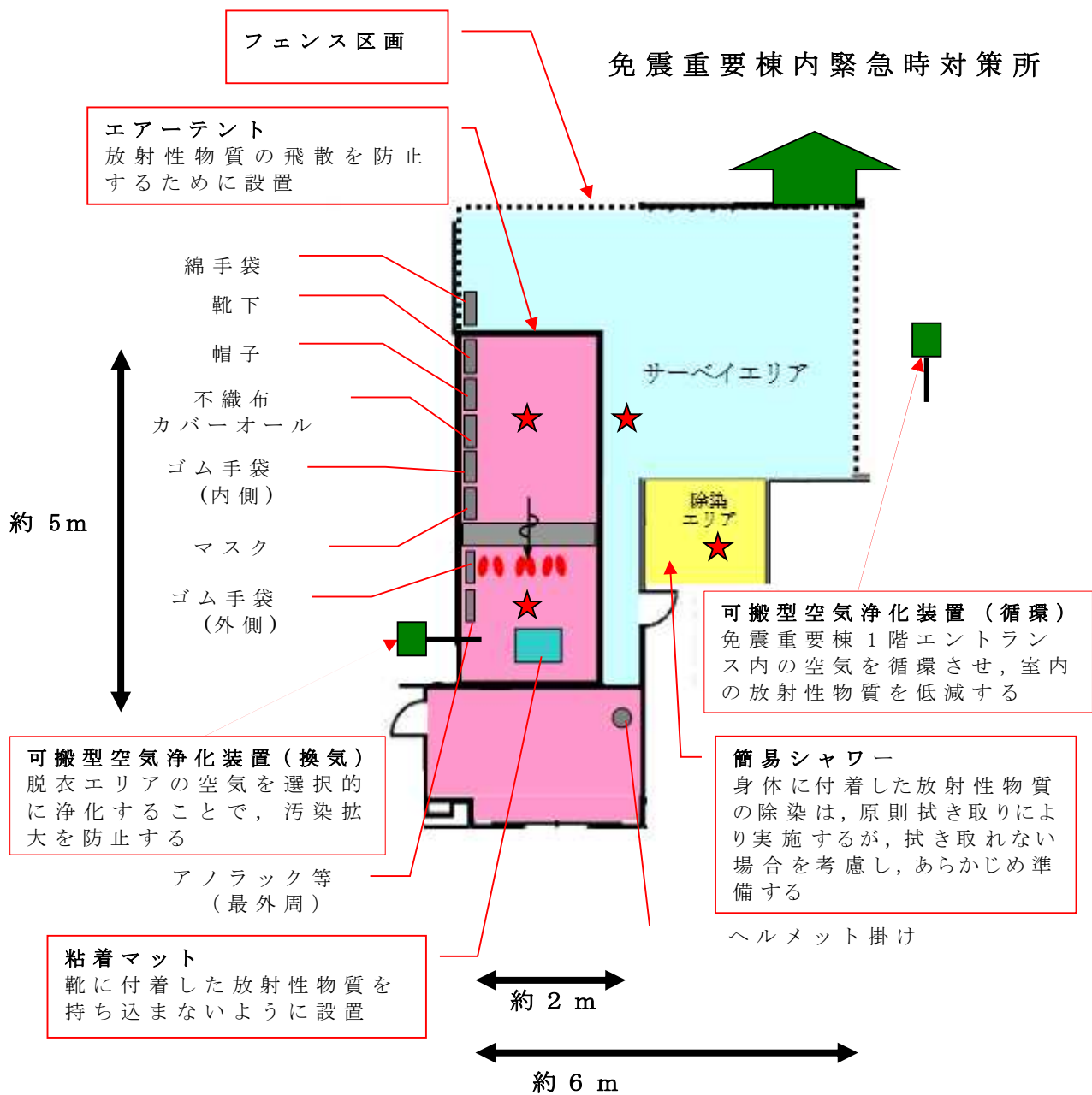


図 5.1-4 免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア

3号炉原子炉建屋2階 チェンジングエリア

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

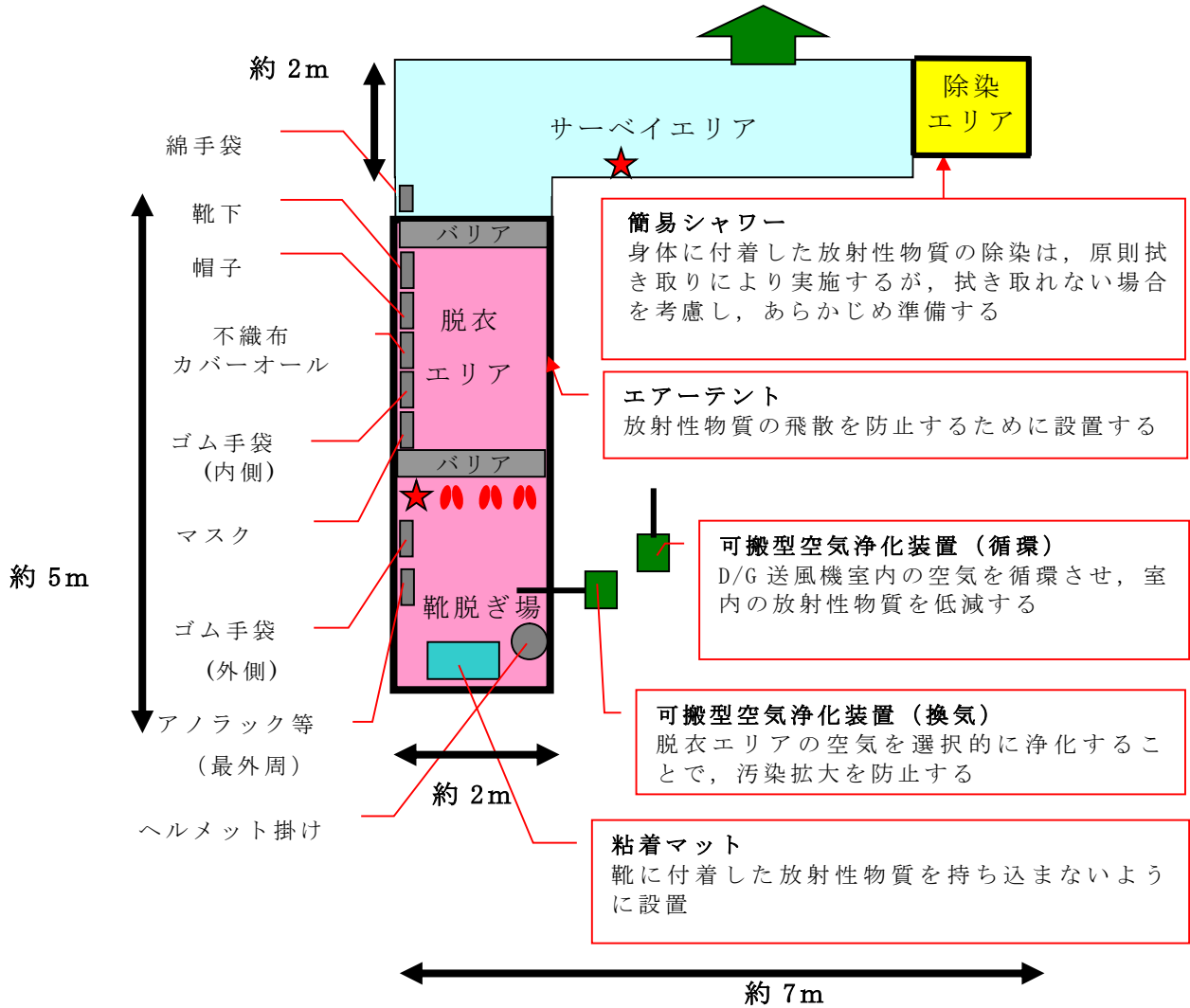


図 5.1-5 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 5.1-2, 3 のとおりとする。

表 5.1-2 免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6/7号炉共用)	根拠
エアータント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	6 個	
フェンス	20 枚	
粘着マット	4 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ゴミ箱	14 個	
ポリ袋	40 枚	
テープ	20 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台 (予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	4 台 (予備 1 台)	

表 5.1-3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6/7号炉共用)	根拠
エアータント	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3巻	
バリア	4個	
フェンス	9枚	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	25枚	
テープ	5巻	
ウエス	2箱	
ウェットティッシュ	10巻	
はさみ	6個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	2台 (予備1台)	
乾電池内蔵型照明	2台 (予備1台)	

(5) チェンジングエリアの運用

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

a. 出入管理

チェンジングエリアは，緊急時対策所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，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際等に利用する。緊急時対策所外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 5.1-4,5 のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴、ヘルメット、ゴム手袋外側、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール、ゴム手袋内側、マスク、帽子、靴下、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・ チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。

保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

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

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 5.1-6 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。

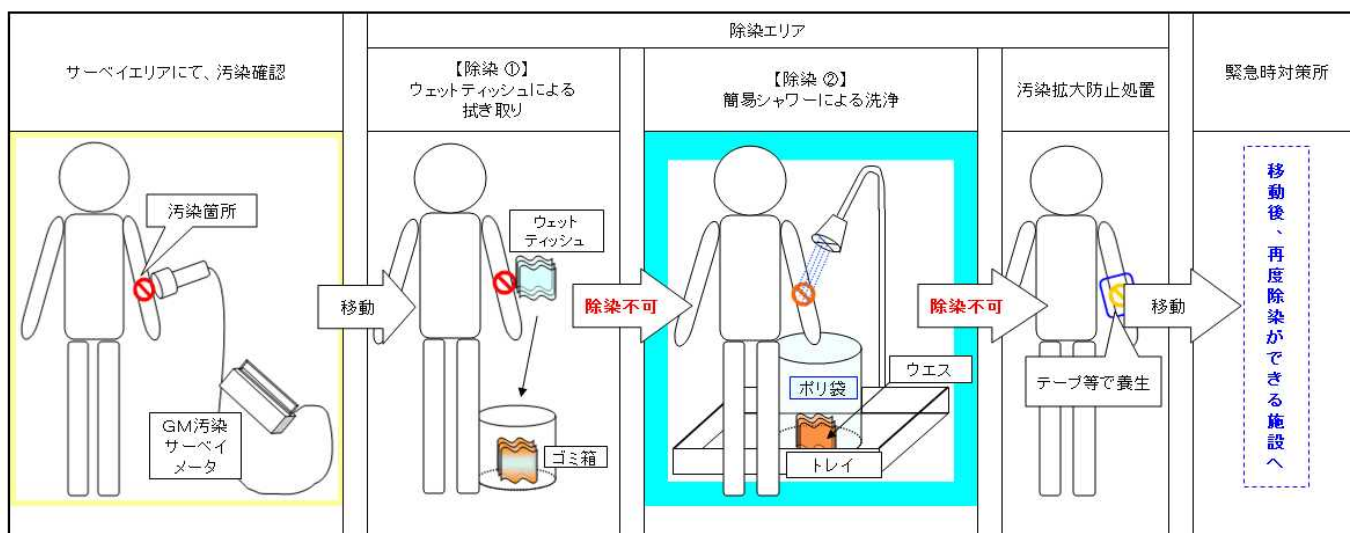


図 5.1-6 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

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

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も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、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。緊急時対策所内への汚染持込防止のため可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしばむ状態になっているかどうかを目視で確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図 5.1-7 に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、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。


	<p>○外形寸法： 縦 380× 横 350×高 1100mm</p> <p>○風量： 9m³/min (540m³/h)</p> <p>○重量： 43Kg</p> <p>○フィルタ： 微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p>微粒子フィルタ</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ</p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 5.1-7 可搬型空気浄化装置の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 5.1-8 のとおりであり、仕様は表 5.1-4 のとおりである。チェンジングエリア内面は、必要に応じて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、エアーテント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 5.1-8 エアーテントの外観

表 5.1-4 エアーテントの仕様

エアーテント	
サイズ	幅 2m×奥行 5m×高さ 2m 程度
本体重量	約 40kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×35cm 程度
送風時間（高圧ボンベ※）	約 1 分

※手動及びブロワによる送風による展開も可能な設計とする。

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。

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

(a) 免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア

免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された免震重要棟内の1階エントランスに設置し、図5.1-9のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を2台設置する。1台は1階エントランス内を循環運転することにより1階エントランス空間全体の放射性物質を低減し、もう1台は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、チェンジングエリアに図5.1-9のよう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。

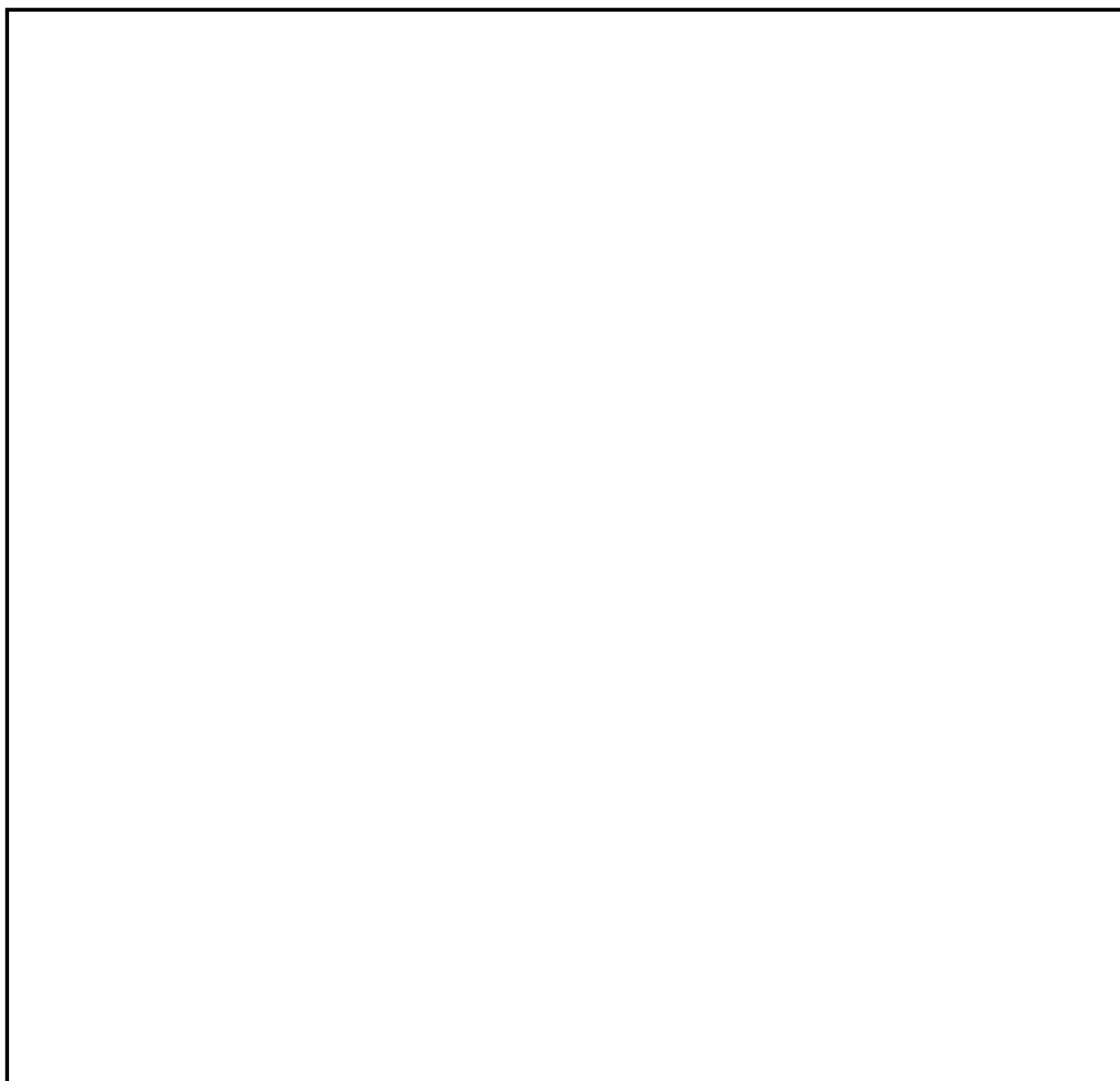


図 5.1-9 免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

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。

(b) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された3号炉原子炉建屋内のD/G送風機室に設置し、図5.1-10のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を2台設置する。1台はD/G送風機室内を循環運転することによりD/G送風機室空間全体の放射性物質を低減し、もう1台は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、チェンジングエリア内に図5.1-10のよう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。

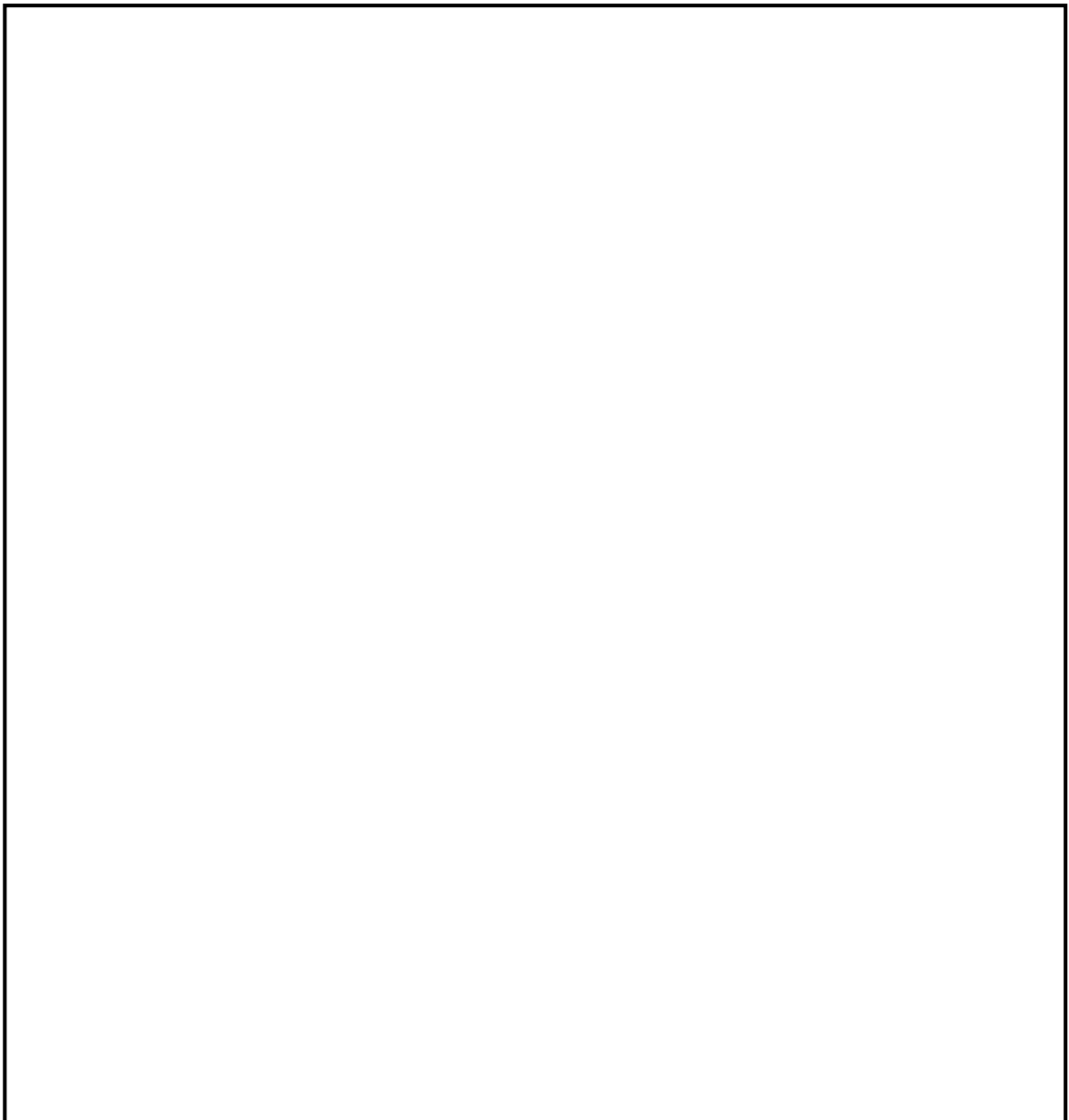


図 5.1-10 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

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。

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

緊急時対策所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、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所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、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所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。

e. 屋外が放射性物質で汚染された状況で免震重要棟内緊急時対策所から、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する必要がある場合の対応について

緊急時対応実施中に、屋外が放射性物質で汚染された状況で、長周期成分を含む基準地震動クラスの地震被災により免震重要棟内緊急時対策所が使用不能になり、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動するような事態は非常に稀であるが、そのような場合は、保安班が免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアの資機材の一部を持って移動し、床を養生シートで養生し、バリアを設置することでエリアの区画を設定する。このエリアにおいて、全ての要員は防護具を脱衣し、GM汚染サーベイメータで汚染がないことを確認し、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に入室する。

その後、改めて3号炉チェンジングエリア用資機材により、チェンジングエリアを設営する。

(7) 汚染の管理基準

表 5.1-5 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準により運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 5.1-5 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 5.1-5 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	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 (4Bq/cm 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 (120Bq/cm ²)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ²)	原子力災害対策指針における OIL4 【1ヶ月後の値】に準拠

(8) 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、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために表 5.1-6 に示す数量及び仕様とする。

表 5.1-6 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 	免震重要棟内 緊急時対策所	4台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72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。）
	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	2台（予備1台）	

(9) チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過時現場復旧班要員である14名を想定し、同時に14名の要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14名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約30分であり、全ての要員が汚染している場合でも約56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。

(10) 保安班の緊急時対応のケーススタディー

保安班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転(35分)、可搬型モニタリングポストの設置(最大390分)、可搬型気象観測装置の設置(90分)を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、保安班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートを示す。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合(ケース①)には、すべての対応を並行して実施することになる。また、夜間・休祭日に事故が発生した場合で、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、原子力防災組織の要員の保安班2名で、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型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(平日昼間の場合)

対応項目	要員	参集前 2	参集後 15	時間																			
				0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12							
状況把握(モニタリングポストなど)	保安班(現場)	2	15																				
可搬型陽圧化空調機運転	保安班(現場)	2																					
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2																					
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2																					
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																					
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																					

・ケース②（夜間・休祭日）に大規模損壊事象が発生した場合）

対応項目	要員	参集前 2	参集後 15	事故発生 10条																								参集完了							
				[Grid]																															
状況把握(モニタリングポストなど)	保安班(現場)	2	15	■																															
可搬型陽圧化空調機運転	保安班(現場)	2	15		■																														
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2	15			■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■		
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2	15																																■
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2	15																																■
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2	15																																■

※可搬型モニタリングポストの設置の前に、保安班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先。

5.2. 配備資機材等の数量等について

5.2-1 配備資機材等の数量等について

(1) 通信連絡設備の通信種別と配備台数，電源設備

a. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階（ケース 1）

通信種別	主要施設		配備台数※ ²	電源設備
発電所内外	電力保安通信用電話設備※ ¹	固定電話機	18 台	非常用高圧母線，充電器，GTG※ ³
		PHS 端末	30 台	充電式電池（本体内蔵）
		FAX	1 台	非常用高圧母線，GTG※ ³
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	12 台	非常用高圧母線，GTG※ ³
		衛星電話設備（可搬型）	19 台	充電式電池（本体内蔵）
テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	1 式	非常用高圧母線，GTG※ ³ 無停電電源装置	
発電所内	送受話器	ハンドセット	1 台	非常用高圧母線（6 号炉）
		スピーカー	1 台	非常用高圧母線（6 号炉）
	無線連絡設備	無線機（常設）	9 台	非常用高圧母線，GTG※ ³
		無線機（可搬型）	102 台	充電式電池（本体内蔵）
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム（衛星系・地上系 共用）	1 式	非常用高圧母線，GTG※ ³
		IP-電話機（地上系）	4 台	非常用高圧母線，充電器，GTG※ ³
		IP-電話機（衛星系）	2 台	非常用高圧母線，充電器，GTG※ ³
		IP-FAX（地上系）	3 台	非常用高圧母線，GTG※ ³
		IP-FAX（衛星系）	1 台	非常用高圧母線，GTG※ ³
	専用電話設備	専用電話設備（自治体他向）	7 台	乾電池，手動発電

※ 1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能

※ 2：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※ 3：免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機（代替交流電源設備）を指す

b. 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）（ケース 2）

重大事故等に免震重要棟内緊急時対策所 2 階から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）に移動する際は，通信回線を免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）に切替える。

また，配備台数は「a. 免震重要棟内緊急時対策所 2 階（ケース 1）」と同様である。

c. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（ケース3）及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）（ケース4）

通信種別	主要施設		配備 台数 ^{※2}	電源設備
発電所内外	電力保安通信用電話設備 ^{※1}	固定電話機	15台	非常用高圧母線，充電器，電源車 ^{※3}
		PHS 端末	30台	充電式電池（本体内蔵）
		FAX	1台	非常用高圧母線，電源車 ^{※3}
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	9台	非常用高圧母線，無停電電源装置，電源車 ^{※3}
		衛星電話設備（可搬型）	15台	充電式電池（本体内蔵）
	テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	1式	非常用高圧母線，無停電電源装置，電源車 ^{※3}
発電所内	送受話器	ハンドセット	3台	非常用高圧母線，充電器，電源車 ^{※3}
		スピーカー	7台	非常用高圧母線，充電器，電源車 ^{※3}
	無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	4台	非常用高圧母線，無停電電源装置，電源車 ^{※3}
		無線連絡設備（可搬型）	78台	充電式電池（本体内蔵）
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム（衛星系・地上系 共用）	1式	非常用高圧母線，無停電電源装置，電源車 ^{※3}
		IP-電話機（地上系）	4台	非常用高圧母線，無停電電源装置，電源車 ^{※3}
		IP-電話機（衛星系）	2台	非常用高圧母線，無停電電源装置，電源車 ^{※3}
		IP-FAX（地上系）	1台	非常用高圧母線，電源車 ^{※3}
		IP-FAX（衛星系）	1台	非常用高圧母線，電源車 ^{※3}
	専用電話設備	専用電話設備（自治体他向）	7台	乾電池，手動発電

※1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能

※2：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※3：3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車（代替交流電源設備）を指す

(2) 放射線防護資機材品名と配備数

○防護具

品名	配備数 (6/7号炉共用) ※7			
	免震重要棟内 緊急時対策所	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内 (参考)
不織布カバーオール	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
全面マスク	810 個※3	810 個※3	180 個※10	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個※2	3,780 個※2	840 個※9	約 5,000 個
アノラック	945 着※4	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	40 足※5	10 足※12	約 300 足
タングステンベスト	14 着※6	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	—	—	5 台	約 20 台

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名+自衛消防隊10名+余裕。以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名+保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）

※6：14名（ブルーム通過時現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交代×7日×1.5倍

※9：※8×2

※10：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：20名（6/7号炉運転員18名+余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台+予備1台

※14：インターフェイスシステムLOCA等対応用4台+予備1台

・1.5倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

初動態勢時（1日目）、1～7号炉対応の緊急時対策要員数は164名+自衛消防隊10名であり、機能班要員84名、現場要員80名及び自衛消防隊10名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は12時間に1回交代するため、2回の交代分を考慮する。また、現場要員80名は、1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2日目以降）、1～7号炉対応の緊急時対策要員数は71名であり、機能班要員54名、現場要員17名及び自衛消防隊10名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は7日目以降に1回交

代するため、1回の交代分を考慮する。また、現場要員は1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交代} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 71 \text{ 名} + 10 \text{ 名} + 17 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} = 1,521 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【中央制御室】

要員数 18 名は、運転員（中操）7 名と運転員（現場）11 名で構成されている。このうち、運転員（中操）は、中央制御室内を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし、運転員は 2 交代を考慮し、交代時の 1 回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1 日に 1 回現場に行くことを想定している。

$$18 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} + 11 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交代} \times 7 \text{ 日} = 406 \text{ 着} < 420 \text{ 着}$$

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

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

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数（6/7号炉共用）※6		
		免震重要棟内 緊急時対策所	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室
個人線量 計	電子式線量計	180 台※1	180 台※1	70 台※2
	ガラスバッチ	180 台※1	180 台※1	70 台※2
GM 汚染サーベイメータ		5 台※3	5 台※3	3 台※3
電離箱サーベイメータ		8 台※4	8 台※4	2 台※4
可搬型エリアモニタ		4 台※5	4 台※5	3 台※5

※1：180 名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）

※2：18 名（6/7号炉運転員 18 名）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※3：チェン징ングエリアにて使用

※4：現場作業時に使用

※5：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェン징ングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象）

※6：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

(3) 原子力災害対策活動で使用する資料

免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれに以下の資料を配備する。

資	料	名
1.	発電所周辺地図	
①	発電所周辺地域地図	(1/25,000)
②	発電所周辺地域地図	(1/50,000)
2.	発電所周辺航空写真パネル	
3.	発電所気象観測データ	
①	統計処理データ	
②	毎時観測データ	
4.	発電所周辺環境モニタリング関連データ	
①	空間線量モニタリング設備配置図	
②	環境試料サンプリング位置図	
③	環境モニタリング測定データ	
5.	発電所周辺人口関連データ	
①	方位別人口分布図	
②	集落の人口分布図	
③	市町村人口表	
6.	主要系統模式図 (各号炉)	
7.	原子炉設置 (変更) 許可申請書 (各号炉)	
8.	系統図及びプラント配置図	
①	系統図	
②	プラント配置図	
9.	プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各号炉)	
10.	プラント主要設備概要 (各号炉)	
11.	原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各号炉)	
12.	規定類	
①	原子力施設保安規定	
②	原子力事業者防災業務計画	
13.	事故時操作基準	

(4) その他資機材等

a. 免震重要棟内緊急時対策所

名称	仕様等	容量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～100% ・測定精度：±0.5% (0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上) ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：18%以上（酸素欠乏症防止規則を準拠） 	2台※ ¹
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±3%FS ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：0.5%以下（事務所衛生基準規則を準拠） 	2台※ ¹
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有必要な資料・書類等を作成するため，社内用パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式
飲食料	<p>プルーム通過中に免震重要棟1階待避室から退出する必要がないように，余裕数を見込んで1日以上以上の食料及び飲料水を1階待避室内に保管する。</p> <p>残りの数量については，免震重要棟1階廊下倉庫に保管することで，必要に応じて取りに行くことが可能である。</p>	3,780食※ ² 2,520本※ ³ (1.5リットル)
簡易トイレ	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないよう，また，本設のトイレが使用できない場合に備え，簡易トイレを配備する。	1式
ヨウ素剤	初日に2錠，二日目以降は1錠／一日服用する。	1,440錠※ ⁴

※1：予備を含む。

※2：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×3食

※3：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×2本（1.5リットル／本）

※4：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

b. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

名称	仕様等	容量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～100% ・測定精度：±0.5% (0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上) ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：18%以上（酸素欠乏症防止規則を準拠） 	2台 ^{※1}
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±3%FS ・電 源：単3形乾電池4本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：0.5%以下（事務所衛生基準規則を準拠） 	2台 ^{※1}
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有必要な資料・書類等を作成するため，社内用パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式
飲食物	<p>プルーム通過中に3号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室から退出する必要がないように，余裕数を見込んで1日分以上の食料及び飲料水を待避室内に保管する。</p> <p>残りの数量については，3号炉原子炉建屋3階倉庫に保管することで，必要に応じて取りに行くことが可能である。</p>	3,780食 ^{※2} 2,520本 ^{※3} (1.5リットル)
簡易トイレ	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないよう，また，本設のトイレが使用できない場合に備え，簡易トイレを配備する。	1式
ヨウ素剤	初日に2錠，二日目以降は1錠／一日服用する。	1,440錠 ^{※4}

※1：予備を含む。

※2：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×3食

※3：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×2本（1.5リットル／本）

※4：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

5.3 通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

(1) 免震重要棟内緊急時対策所の通信連絡設備の必要な容量について

免震重要棟内緊急時対策所 2階に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される必要な容量は表 5.3-1 の通りである。

なお、免震重要棟内緊急時対策所 2階から免震重要棟内緊急時対策所 1階（待避室）に移動する際は、通信回線を免震重要棟内緊急時対策所 1階（待避室）に切替える。

表 5.3-1 免震重要棟内緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

通信種別	主要設備		数量 ^{※2}	最低必要数量 ^{※3}	最低必要数量 ^{※3} の根拠
発電所内外	電力保安通信用電話設備 ^{※1}	固定電話機	18台 (回線)	[25台] (回線)	[本部 2台, 計画班 2台, 保安班 2台, 号機班 6台, 復旧班 4台, 通報班 2台 立地・広報班 2台, 資材班 2台, 総務班 3台]
		PHS 端末	30台 (回線)		
		FAX	1台 (回線)		
	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設)	12台	5台	号機班 3台 (6, 7号炉中央制御室連絡用 2台, 停止号炉中央制御室連絡用 1台), 通報班 1台, 共用 1台
		衛星電話設備 (可搬型)	19台	3台	共用 (モニタリングカー等)
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	1式	[1式]	[社内会議用]
発電所内	送受信器	ハンドセット	1台	[1台]	[所内連絡用]
		スピーカー	1台	[1台]	
	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	9台	4台	復旧班現場連絡用 4台
		無線連絡設備 (可搬型)	102台	18台	現場連絡用 18台
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム (衛星系・有線系 共用)	1式	1式	社内外会議用
		IP-電話機 (有線系)	4台	[2台]	[政府関係者用 1台, 当社用 1台]
		IP-電話機 (衛星系)	2台	2台	政府関係者用 1台, 当社用 1台
		IP-FAX (有線系)	3台	[1台]	[発電所内外連絡用 共用]
		IP-FAX (衛星系)	1台	1台	発電所内外連絡用 共用
	局線加入電話設備		79回線	[26回線]	[固定電話機又は PHS 端末 25台 (回線), FAX 1台 (回線)]
	専用電話設備 (自治体他向)		7台	—	他の発電所外用通信連絡設備にて代用が可能

※1：局線加入電話設備に接続されており、発電所外への連絡も可能

※2：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※3：今後、訓練等で見直しを行う。[] 内は設計基準事故対処設備であり、参考として多様性も考慮した十分な容量を記載している。

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備の必要な容量について

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される必要な容量は表 5.3-2 の通りである。

表 5.3-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

通信種別	主要設備		数量 ^{※2}	最低必要数量 ^{※3}	最低必要数量 ^{※3} の根拠
発電所内外	電力保安通信用電話設備 ^{※1}	固定電話機	15 台 (回線)	[25 台] [(回線)]	[本部 2 台, 計画班 2 台, 保安班 2 台, 号機班 6 台, 復旧班 4 台, 通報班 2 台, 立地・広報班 1 台, 資材班 2 台, 総務班 3 台]
		PHS 端末	30 台 (回線)		
		FAX	1 台 (回線)		
	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設)	9 台	5 台	号機班 3 台 (6, 7号炉中央制御室連絡用 2 台, 停止号炉中央制御室連絡用 1 台), 通報班 1 台, 共用 1 台
		衛星電話設備 (可搬型)	15 台	3 台	共用 (モニタリングカー等)
テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	1 式	[1 式]	[社内会議用]	
発電所内	送受話器	ハンドセット	3 台	[1 台]	[所内連絡用]
		スピーカー	7 台	[1 台]	
	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	4 台	4 台	復旧班現場連絡用 4 台
		無線連絡設備 (可搬型)	78 台	18 台	現場連絡用 18 台
発電所外	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム (衛星系・有線系 共用)	1 式	1 式	社内外会議用
		IP-電話機 (有線系)	4 台	[2 台]	[政府関係者用 1 台, 当社用 1 台]
		IP-電話機 (衛星系)	2 台	2 台	政府関係者用 1 台, 当社用 1 台
		IP-FAX (有線系)	1 台	[1 台]	[発電所内外連絡用 共用]
		IP-FAX (衛星系)	1 台	1 台	発電所内外連絡用 共用
	専用電話設備 (自治体他向)		7 台	—	他の発電所外用通信連絡設備にて代用が可能

※1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能

※2：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※3：今後，訓練等で見直しを行う。[] 内は設計基準事故対処設備であり，参考として多様性も考慮した十分な容量を記載している。

(3) 事故時に必要なデータ伝送に関する必要回線容量について

免震重要棟内並びに3号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、発電所外用として緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できる設備を配備し、専用であって多様性を確保した統合原子力防災ネットワークに接続しており、表5.3-3のように事故時に必要なデータ（必要回線容量）を伝送できる回線容量を有している。

表 5.3-3 事故時に必要なデータ伝送に関する必要回線容量について

通信回線種別		回線容量	必要回線容量	データ伝送	通信連絡
				(緊急時対策支援システム伝送装置)	(統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備)
統合原子力 防災ネット ワーク	有線系 回線	5 Mbps	1.3Mbps	6 kbps (1～7号炉分)	1.3Mbps (テレビ会議システム, IP-電話機, IP-FAX)
	衛星系 回線	384kbps	248kbps	6 kbps (1～7号炉分)	242kbps (テレビ会議システム, IP-電話機, IP-FAX)

5.4 SPDS のデータ伝送概要とパラメータについて

通常、免震重要棟内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、6号炉及び7号炉のコントロール建屋に設置するプロセス計算機からデータを収集し、SPDS表示装置にて確認できる設計とする。また、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、6号炉及び7号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDS表示装置にて確認できる設計とする。

免震重要棟及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置に入力されるパラメータ（SPDSパラメータ）は、各緊急時対策所において、データを確認することができる。

また、国の緊急時対策支援システム（ERSS）への伝送については、免震重要棟内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置と3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置の両方から伝送する設計とする。

通常の方法が使用できない場合、免震重要棟及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、主なERSS伝送パラメータ※をバックアップ伝送ラインにより6号炉及び7号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDS表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、緊急時対策支援システム伝送装置に2週間分（1分周期）のデータが保存され、SPDS表示装置にて過去データ（2週間分）が確認できる設計とする。

※一部の「環境の情報確認」に関するパラメータは、バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS表示装置で確認できる。

SPDSパラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことが出来るよう、プラント・系統全体の安定・変化傾向を把握し、それによって事故の様相の把握とその復旧方策、代替措置の計画・立案・指揮・助言を行うために必要な情報を選定する。すなわち、以下に示す対応活動が可能となるように必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

- ① 各号炉の中央制御室（運転員）を支援する観点から「炉心反応度の状態」、「炉心冷却の状態」、「格納容器の状態」、「放射能隔離の状態」、

「非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等」の確認に加え、「使用済み燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」の把握。

- ② 上記①を元にした設備・システムの機能が維持できているか、性能を発揮できているか等プラント状況・挙動の把握。

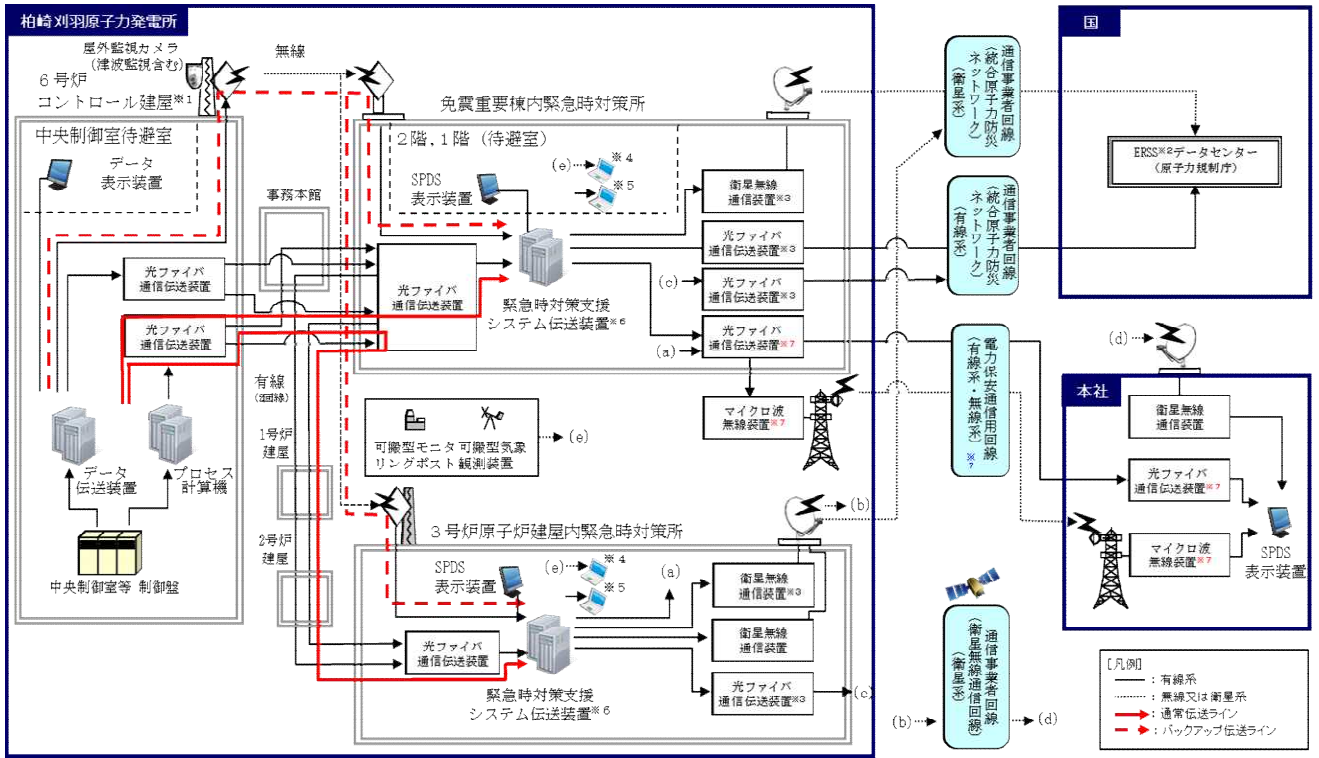
上記①②が可能となるパラメータを確認することで、中央制御室でのバルブ開閉等の操作の結果として予測されるプラント状況・挙動との比較を行うことができ、前述の計画・立案・指揮・助言を行うことができることから、弁の開閉状態等については一部を除き SPDS パラメータとして選定しない。弁の開閉状態等についての情報が必要な場合には、通信連絡設備を用いて中央制御室（運転員）に確認する。

（例：中央制御室にて低圧代替注水操作を行った場合、緊急時対策所においては、原子炉水位・復水補給水系流量（原子炉圧力容器）を確認することで操作成功時の予測との比較を行うことができる。）

バックアップ伝送ラインでは、これらパラメータ以外にも、「水素爆発による格納容器の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」に必要なパラメータ（バックアップ対象パラメータ）を収集し、緊急時対策所に設置する SPDS 表示装置において確認できる設計とする。

SPDS 表示装置で確認できるパラメータ（6号炉，7号炉）を表 5.4-1, 5.4-2 に示す。また，表 5.4-3 に設置許可基準規則第 58 条における計装設備とバックアップ対象パラメータの整理を示す。

なお，ERSS 伝送パラメータ以外のバックアップ対象パラメータについては、免震重要棟内緊急時対策所及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，I P - 電話機，I P - F A X）を使用し国等の関係各所と情報共有することは可能である。



※1：7号炉も同様
 ※2：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンター設置完了後、本社等から伝送予定。
 ※3：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
 ※4：可搬型モニター可搬型気象リングポスト等データ表示装置
 ※5：屋外監視カメラ監視装置（有線又は無線系による伝送）
 ※6：免震重要棟のデータ伝送設備と3号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の両方からERSSデータセンターへデータを伝送する。
 ※7：電力保安通信回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業者会社所掌となる。

図 5.4-1 必要な情報を把握できる設備（SPDS）のデータ伝送の概要

表 5.4-1 SPDS 表示装置で確認できるパラメータ 6号炉 (1 / 8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度 の状態確認	A P R M 平均値	○	○	○
	A P R M (A)	○	—	○
	A P R M (B)	○	—	○
	A P R M (C)	○	—	○
	A P R M (D)	○	—	○
	S R N M (A) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (B) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (C) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (D) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (E) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (F) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (G) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (H) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (J) 対数計数率出力	○	○	○
	S R N M (L) 対数計数率出力	○	○	○
	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 (J) 計数率高高	○	○	○	
S R N M (L) 計数率高高	○	○	○	
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力 (広帯域) (B V)	○	○	○
	原子炉圧力 (A)	○	—	○
	原子炉圧力 (B)	○	—	○
	原子炉圧力 (C)	○	—	○
	原子炉圧力 (S A)	○	—	○
	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) (C)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (F)	○	—	○
	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)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ワイド)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ナロー)	○	—	○
	炉水温度 P B V	○	○	○
逃し安全弁 開	○	○	○	

6号炉 (2/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F (B) 系統流量	○	○	○
	H P C F (C) 系統流量	○	○	○
	R C I C 系統流量	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	R H R (A) 系統流量	○	○	○
	R H R (B) 系統流量	○	○	○
	R H R (C) 系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量	○	—	○
	6 . 9 k V 6 A 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 A 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 B 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 B 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 C 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 D 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 E 母線電圧	○	○	○
	D / G 6 A 遮断器 投入	○	○	○
	D / G 6 B 遮断器 投入	○	○	○
	D / G 6 C 遮断器 投入	○	○	○
原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)	○	—	○	
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) (R P V 注水流量)	○	—	○	
復水貯蔵槽水位 (S A)	○	—	○	

6号炉 (3/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の 状態確認	CAMS (A) D/W放射能	○	○	○
	CAMS (B) D/W放射能	○	○	○
	CAMS (A) S/C放射能	○	○	○
	CAMS (B) S/C放射能	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)	○	○	○
	格納容器内圧力 (D/W)	○	—	○
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)	○	○	○
	格納容器内圧力 (S/C)	○	—	○
	RPVベロシール部周辺温度 (最大)	○	○	○
	サブプレシヨンプール水位 BV	○	○	○
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水位	○	—	○
	サブプレシヨンのチェンバ気体温度	○	—	○
	S/P水温度 (最大)	○	○	○
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間上部)	○	—	○
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (中間下部)	○	—	○
	サブプレシヨンのチェンバ・プール水温度 (下部)	○	—	○
	CAMS (A) 水素濃度	○	○	○
	CAMS (B) 水素濃度	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (D/W)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (S/C)	○	—	○
	CAMS (A) 酸素濃度	○	○	○
	CAMS (B) 酸素濃度	○	○	○
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)	○	○	○
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)	○	○	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	RHR格納容器冷却ライン隔離弁B 全閉以外	○	○	○
	RHR格納容器冷却ライン隔離弁C 全閉以外	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度(上部ドライウエルフ ランジ部雰囲気温度)	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度(下部ドライウエルリ ターンライン上部雰囲気温度)	○	—	○
復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ドライウエル注水流量)	○	—	○	

6号炉 (4/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))	○	—	○
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ペDESTAL注水流量)	○	—	○
放射能隔離 の状態確認	排気筒排気放射能 (IC) (最大)	○	○	○
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (A)	○	○	○
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (B)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)	○	○	○
	PCIS 隔離 内側	○	○	○
	PCIS 隔離 外側	○	○	○
	MSIV (内側) 閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外	○	○	○
	MSIV (外側) 閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	○	○	○	
環境の情報 確認	SGTS (A) 作動 (1系)	○	○	○
	SGTS (B) 作動 (1系)	○	○	○
	SGTS 排ガス放射能 (IC) (最大)	○	○	○
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (A)	○	○	○
	SGTS 排ガス (SCIN) 放射能 (B)	○	○	○
	6号機 海水モニタ (指数タイプ)	○	○	—*

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

6号炉 (5/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 2 0 m	○	○	—※
	風向 8 5 m	○	○	—※
	風向 1 6 0 m	○	○	—※
	風速 2 0 m	○	○	—※
	風速 8 5 m	○	○	—※
	風速 1 6 0 m	○	○	—※
大気安定度	○	○	—※	
非常用炉心冷 却系 (ECC S) の状態等	A D S A 作動	○	○	○
	A D S B 作動	○	○	○
	R C I C 作動	○	○	○
	H P C F ポンプ (B) 起動	○	○	○
	H P C F ポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (A) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (B) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R 注入弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	R H R 注入弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	R H R 注入弁 (C) 全閉以外	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
総給水流量	○	○	○	

※ バックアップ伝送ラインを經由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

6号炉 (6 / 8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○

6号炉(7/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (プール底部付近))	○	—	○

6号炉(8/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	○	—	○
	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)	○	—	○
	フィルタ装置入口圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位(A)	○	—	○
	フィルタ装置水位(B)	○	—	○
	フィルタ装置スクラバ水pH	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ(A)	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ(B)	○	—	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/Bオペフロ水素濃度A)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/Bオペフロ水素濃度B)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (サプレッション・チェンバ出入口)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側PAR吸気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側PAR排気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側PAR吸気温度)	○	—	○
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側PAR排気温度)	○	—	○	

表 5.4-2 SPDS 表示装置で確認できるパラメータ 7号炉 (1/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度 の状態確認	A P R M (平均値)	○	○	○
	A P R M (A)	○	—	○
	A P R M (B)	○	—	○
	A P R M (C)	○	—	○
	A P R M (D)	○	—	○
	S R N M (A) 計数率	○	○	○
	S R N M (B) 計数率	○	○	○
	S R N M (C) 計数率	○	○	○
	S R N M (D) 計数率	○	○	○
	S R N M (E) 計数率	○	○	○
	S R N M (F) 計数率	○	○	○
	S R N M (G) 計数率	○	○	○
	S R N M (H) 計数率	○	○	○
	S R N M (J) 計数率	○	○	○
	S R N M (L) 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 J 計数率高高	○	○	○	
S R N M L 計数率高高	○	○	○	
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力 A	○	○	○
	原子炉圧力 (A)	○	—	○
	原子炉圧力 (B)	○	—	○
	原子炉圧力 (C)	○	—	○
	原子炉圧力 (S A)	○	—	○
	原子炉水位 (W) A	○	○	○
	原子炉水位 (広帯域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (C)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (F)	○	—	○
	原子炉水位 (F)	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域) (B)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ワイド)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ナロー)	○	—	○
	C U W再生熱交換器入口温度	○	○	○
	S R V開 (C R T)	○	○	○

7号炉 (2/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	H P C F (B) 系統流量	○	○	○
	H P C F (C) 系統流量	○	○	○
	R C I C 系統流量	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	R H R (A) 系統流量	○	○	○
	R H R (B) 系統流量	○	○	○
	R H R (C) 系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量	○	—	○
	6 . 9 k V 7 A 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 7 A 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 7 B 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 7 B 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S A 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S A 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S B 1 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 6 S B 2 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 7 C 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 7 D 母線電圧	○	○	○
	6 . 9 k V 7 E 母線電圧	○	○	○
	M / C 7 C D / G 受電遮断器閉	○	○	○
	M / C 7 D D / G 受電遮断器閉	○	○	○
	M / C 7 E D / G 受電遮断器閉	○	○	○
	原子炉压力容器温度 (R P V 下鏡上部温度)	○	—	○
復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (R H R (A) 注入配管流量)	○	—	○	
復水貯蔵槽水位 (S A)	○	—	○	

7号炉 (3/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の 状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D/W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D/W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S/C	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S/C	○	○	○
	ドライウエル圧力 (W)	○	○	○
	格納容器内圧力 (D/W)	○	—	○
	S/C 圧力 (最大値)	○	○	○
	格納容器内圧力 (S/C)	○	—	○
	D/W 温度 (最大値)	○	○	○
	S/P 水温度最大値	○	○	○
	S/P 水位 (W) (最大値)	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ気体温度	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (A)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (D/W)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (S/C)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (A)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度 (B)	○	○	○
	CAMS (A) D/W 測定中	○	○	○
	CAMS (B) D/W 測定中	○	○	○
	CAMS (A) S/C 測定中	○	○	○
	CAMS (B) S/C 測定中	○	○	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	PCV スプレイ弁 (B) 全閉	○	○	○
	PCV スプレイ弁 (C) 全閉	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
ドライウエル雰囲気温度 (上部 D/W 内雰囲気温度)	○	—	○	
ドライウエル雰囲気温度 (下部 D/W 内雰囲気温度)	○	—	○	

7号炉 (4/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の 状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (RHR (B) 注入配管流量)	○	—	○
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (3m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (2m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (1m))	○	—	○
放射能隔離の 状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (下部D/W注水流量)	○	—	○
	排気筒放射線モニタ (IC) 最大値	○	○	○
	排気筒放射線モニタ (SCIN) A	○	○	○
	排気筒放射線モニタ (SCIN) B	○	○	○
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	PCIS 隔離 内側	○	○	○
	PCIS 隔離 外側	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉	○	○	○	
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉	○	○	○	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉	○	○	○	
環境の情報 確認	SGTS (A) 作動	○	○	○
	SGTS (B) 作動	○	○	○
	SGTS放射線モニタ (IC) 最大値	○	○	○
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) A	○	○	○
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) B	○	○	○
	7号機 海水モニタ (指数タイプ)	○	○	—*
	モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—*
	モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—*
	モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—*
	モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—*
	モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—*
モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—*	

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS表示装置にて確認できる。

7号炉 (5/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 20 m	○	○	—※
	風向 85 m	○	○	—※
	風向 160 m	○	○	—※
	風速 20 m	○	○	—※
	風速 85 m	○	○	—※
	風速 160 m	○	○	—※
	大気安定度	○	○	—※
非常用炉心冷 却系 (ECC S) の状態等	A D S A 作動	○	○	○
	A D S B 作動	○	○	○
	R C I C 起動状態 (C R T)	○	○	○
	H P C F ポンプ (B) 起動	○	○	○
	H P C F ポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (A) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (B) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R 注入弁 (A) 全閉	○	○	○
	R H R 注入弁 (B) 全閉	○	○	○
	R H R 注入弁 (C) 全閉	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
全給水流量	○	○	○	

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

7号炉 (6 / 8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端-1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○

7号炉 (7/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (プール底部付近))	○	—	○

7号炉(8/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	○	—	○
	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)	○	—	○
	フィルタ装置入口圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位 (A)	○	—	○
	フィルタ装置水位 (B)	○	—	○
	フィルタ装置スクラバ水 pH	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)	○	—	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)	○	—	○	
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)	○	—	○
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)	○	—	○	

表 5.4-3 設置許可基準規則第 58 条における計装設備と SPDS バックアップ対象パラメータの整理

主要設備	設置許可基準規則※1																	有効性評価※2										SPDS等 伝送・表示※3								
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5		4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4		
原子炉圧力容器温度																																				●
原子炉圧力			○													○	○	○	○			○	○	○						○	○				▲	
原子炉圧力(SA)			○													○	○	○	○			○	○	○						○	○				▲	
原子炉水位			○													○	○	○	○			○	○	○						○	○	○			▲	
原子炉水位(SA)			○	○												○	○	○	○			○	○	○						○	○	○			●	
高圧代替注水系統流量			○																																●	
復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)							○									○	○	○	○			○													●	
復水補給水系統流量(原子炉格納容器) *格納容器スプレイ							○									○	○	○	○			○													●	
復水補給水系統流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水																○																			●	
ドライウェル雰囲気温度					○	○	○	○										○					○	○											●	
サブプレッション・チェンバ氣體温度				○	○	○	○											○																	●	
サブプレッション・チェンバ・プール水温度																	○	○	○	○			○	○											▲	
格納容器内圧力(D/W)					○	○	○	○									○	○	○	○			○	○											●	
格納容器内圧力(S/C)					○	○	○	○									○	○	○	○			○	○											●	
サブプレッション・チェンバ・プール水位					○											○	○	○	○													○			●	
格納容器下部水位								○																○											●	
格納容器内水素濃度										◎																									●	
格納容器内水素濃度(SA)										◎																									▲	
格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)																	○	○	○	○			○	○											●	
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)																	○	○	○	○			○	○											●	
起動領域モニタ																																	○		▲	
平均出力領域モニタ	○																○	○	○	○			○	○											▲	
復水補給水系統温度(代替循環冷却)								○																											▲	
フィルタ装置水位							○	○	○														○												●	
フィルタ装置入口圧力							○	○	○														○	○											●	
フィルタ装置出口放射線モニタ							○	○	◎														○												▲	
フィルタ装置水素濃度									◎																										▲	
フィルタ装置金属フィルタ差圧							○	○	○														○												▲	
フィルタ装置スクラバ水pH							○	○	○																										▲	
耐圧強化ベント系放射線モニタ							○	○	○																										▲	
復水貯蔵槽水位(SA)														○																				○	●	
復水移送ポンプ吐出圧力						○	○	○	○																										▲	
原子炉建屋水素濃度										◎																									▲	
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置										○																									●	
格納容器内酸素濃度										○																									●	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)																											○	○							▲	
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)										◎																		○	○						●	
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)										◎																			○	○					▲	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ										◎																		○	○						●※4	
原子炉隔離時冷却系統流量		○															○	○	○	○			○	○										●		
高圧炉心注水系統流量			○															○	○	○	○			○	○									●		
残留熱除去系統流量					○	○	○																												●	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力																																			▲	
残留熱除去系熱交換器入口温度							○	○	○																										▲	
残留熱除去系熱交換器出口温度							○	○	○																				○	○	○					▲
原子炉補機冷却水系統流量							○	○	○																										▲	
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量							○	○	○																										▲	

※1:「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備
 ※2:有効性評価の3.3~3.5は3.2のシナリオに包絡
 ※3:●:SPDS等伝送・表示対象、▲:SPDS等伝送・表示対象とする方針
 ※4:使用済燃料貯蔵プール監視カメラはSPDSの伝送・表示対象とせず、緊急時対策所に設置する専用の表示装置で監視

5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について

(1) 重大事故時に必要な指示を行う要員

ブルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、交代要員も考慮して、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52 名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物資の拡散を抑制するために必要な要員 35 名のうち、中央制御室待避所にとどまる運転員 18 名を除く 17 名の合計 69 名を想定している。

要員	考え方	人数	合計
本部長・統括他	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長（所長）、本部長を補佐する計画・情報統括、6号統括、7号統括、対外対応統括、総務統括原子炉主任技術者及び本部付2名は、重大事故等において、指揮をとる要員として緊急時対策所にとどまる	10名	52名
各班長・班員	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、最低限必要な要員を残して、緊急時対策所にとどまる。 その際、各班長の業務を必要に応じその上司である統括が兼務する。	16名	
交代要員	上記、本部長（所長）、各統括、原子炉主任技術者及び本部付の交代要員については10名、班長、班員クラスの交代要員については16名を確保する。	26名	

(2) 格納容器破損時に所外への拡散を抑制する要員

プルーム通過後に実施する作業は、重大事故等対策の有効性評価の重要事故シーケンスのうち、格納容器破損防止（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破壊）、水素燃焼）を参考とし、重大事故対応に加えて、放射性物質拡散防止のための放水操作等が可能な要員数を確保する。

交代要員については、順次、構外に待機している要員を当てる。

要員	考え方		人数	合計
運転員（当直）	プルーム通過時には、運転員については中央制御室待避室に待避する。		18名	35名
復旧班要員	6号及び7号炉ガスタービン発電機の運転監視	6号及び7号炉ガスタービン発電機の運転を監視	2名	
	消防車によるCSPへの注水監視	消防車運転によるCSPへの注水を監視	2名	
	燃料補給	燃料タンクからタンクローリーへの軽油移し替え、消防車への燃料補給	2名	
	フィルタベント対応	フィルタベントスクラバタンク補給、水位調整	4名	
	放射性物質拡散防止対応	放射性物質の拡散を抑制するための原子炉建屋への放水操作の再開	4名	
保安班要員	作業現場モニタリング	作業現場の放射線モニタリング	3名	

重大事故等に柔軟に対処できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度運用の改善を図っていく。

5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について

柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画では，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，次表に定める原子力災害の情勢に応じて態勢を区分している。

表 5.6-1 態勢の区分

発生事象の情勢	態勢の区分
別表 2-1 の事象が発生したときから，第 1 次緊急時態勢が発令されるまでの間，又は別表 2-2 の事象に該当しない状態となり，事象が収束し原子力警戒態勢を取る必要が無くなったときまでの間	原子力警戒態勢
別表 2-2 の事象が発生し，原子力防災管理者が原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報を行ったとき，若しくは新潟県地域防災計画等に基づく災害対策本部を設置した旨の連絡を受けたときから，第 2 次緊急時態勢を発令するまでの間，又は別表 2-2 の事象に該当しない状態となり，事象が収束し第 1 次緊急時態勢を取る必要が無くなったとき，かつ新潟県地域防災計画等に基づく災害対策本部を廃止した旨の連絡を受けたときまでの間	第 1 次緊急時態勢
別表 2-3 の事象が発生し，その旨を関係箇所に報告したとき，又は内閣総理大臣による原子力災害対策特別措置法第 15 条第 2 項に基づく原子力緊急事態宣言が行われたときから，内閣総理大臣による原子力災害対策特別措置法第 15 条第 4 項に基づく原子力緊急事態解除宣言が行われ，さらに新潟県地域防災計画等に基づく災害対策本部を廃止した旨の連絡を受けたとき，かつ別表 2-2 及び別表 2-3 の事象に該当しない状態となり，事象が収束し緊急時態勢を取る必要が無くなったときまでの間	第 2 次緊急時態勢

注) 原子力災害対策特別措置法第 15 条第 4 項の原子力緊急事態解除宣言が行われた後においても，発電所対策本部長の判断により緊急時態勢を継続することができる。

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月より抜粋)

表 5.6-2 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月

別表 2-1 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準)

略称	警戒事態を判断する基準
①AL11 原子炉停止機能の異常	原子炉の運転中に原子炉保護回路の 1 チャンネルから原子炉停止信号が発信され、その状態が一定時間継続された場合において、当該原子炉停止信号が発信された原因を特定できないこと。
②AL21 原子炉冷却材の漏えい	原子炉の運転中に保安規定で定められた数値を超える原子炉冷却材の漏えいが起こり、定められた時間内に定められた措置を実施できないこと。
③AL22 原子炉給水機能の喪失	原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失すること。
④AL23 原子炉除熱機能の一部喪失	原子炉の運転中に主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失した場合において、当該原子炉から残留熱を除去する機能の一部が喪失すること。
⑤AL25 全電源喪失のおそれ	全ての非常用交流母線からの電気の供給が 1 系統のみとなった場合で当該母線への電気の供給が 1 つの電源のみとなり、その状態が 15 分以上継続すること、又は外部電源喪失が 3 時間以上継続すること。
⑥AL29 停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が水位低設定値まで低下すること。
⑦AL30 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ	使用済燃料貯蔵槽の水位が一定の水位まで低下すること。
⑧AL42 単一障壁の喪失又は喪失可能性	燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失するおそれがあること、又は、燃料被覆管障壁もしくは原子炉冷却系障壁が喪失すること。
⑨AL51 原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	原子炉制御室その他の箇所からの原子炉の運転や制御に影響を及ぼす可能性が生じること。
⑩AL52 所内外通信連絡機能の一部喪失	原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の一部の機能が喪失すること。
⑪AL53 重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	重要区域において、火災又は溢水が発生し、防災業務計画等命令第 2 条第 2 項第 8 号に規定する安全上重要な構築物、系統又は機器(以下「安全機器等」という。)の機能の一部が喪失するおそれがあること。
⑫ 地震	当該原子炉施設等立地道府県において、震度 6 弱以上の地震が発生した場合。
⑬ 津波	当該原子炉施設等立地道府県において、大津波警報が発令された場合。
⑭ 外部事象	当該原子炉施設において新規制基準で定める設計基準を超える外部事象が発生した場合(竜巻、洪水、台風、火山等)。

表 5.6-3 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月
別表 2-2 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準 (1/3))

略称	法令
<p>①SE01 敷地境界付近の放射線量の上昇</p>	<p>(1)放射線測定設備について、単位時間（2分以内のものに限る。）ごとのガンマ線の放射線量を測定し1時間あたりの数値に換算して得た数値が$5\mu\text{Sv/h}$以上の放射線量を検出すること。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、当該数値は検出されなかったこととする。 (a)排気筒及び指定エリアモニタに示す測定設備により検出された数値に異常が認められないものとして、原子力規制委員会に報告した場合 (b)当該数値が落雷の時に検出された場合 (2)放射線測定設備のすべてについて$5\mu\text{Sv/h}$を下回っている場合において、当該放射線測定設備の数値が$1\mu\text{Sv/h}$以上であるときは、当該放射線測定設備における放射線量と原子炉の運転等のための施設の周辺において、中性子線が検出されないことが明らかになるまでの間、中性子線測定用可搬式測定器により測定した中性子の放射線量とを合計して得た数値が、$5\mu\text{Sv/h}$以上のものとなっているとき。</p>
<p>②SE02 通常放出経路での気体放射性物質の放出</p>	<p>当該原子力事業所における原子炉の運転等のための施設の排気筒その他これらに類する場所において、当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が$5\mu\text{Sv/h}$に相当する以上の気体放射性物質が検出されたこと。（10分間以上継続）</p>
<p>③SE03 通常放出経路での液体放射性物質の放出</p>	<p>当該原子力事業所における原子炉の運転等のための施設の排水口その他これらに類する場所において、当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が$5\mu\text{Sv/h}$に相当する以上の液体放射性物質が検出されたこと。（10分間以上継続）</p>
<p>④SE04 火災爆発等による管理区域外での放射線の放出</p>	<p>当該原子力事業所の区域内の場所のうち原子炉の運転等のための施設の内部に設定された管理区域外の場所において、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、$50\mu\text{Sv/h}$以上の放射線量の水準が10分間以上継続して検出されたこと、又は、火災、爆発その他これらに類する事象の状況により放射線量の測定が困難である場合であって、その状況にかんがみ、放射線量が検出される蓋然性が高いこと。</p>

表 5.6-3 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月
別表 2-2 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準 (2/3))

略称	法令
⑤SE05 火災爆発等による 管理区域外での放 射性物質の放出	当該原子力事業所の区域内の場所のうち原子炉の運転等のための施設の内部に設定された管理区域外の場所において、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、当該場所における放射能水準が $5\mu\text{Sv/h}$ に相当するものとして空気中の放射性物質について次に掲げる放射能水準以上の放射性物質が検出されたこと、又は、火災、爆発その他これらに類する事象の状況により放射性物質の濃度の測定が困難である場合であって、その状況にかんがみ、次に掲げる放射性物質が検出される蓋然性が高いこと。 (a) 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、一種類である場合にあっては、放射性物質の種類又は区分に応じた空气中濃度限度に50を乗じて得た値 (b) 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、二種類以上の放射性物質がある場合にあっては、それらの放射性物質の濃度のそれぞれその放射性物質についての前号の規定により得られた値に対する割合の和が一となるようなそれらの放射性物質の濃度の値 (c) 検出された放射性物質の種類が明らかでない場合にあっては、空气中濃度限度(当該空气中に含まれていないことが明らかである放射性物質の種類に係るものを除く。)のうち、最も低いものに50を乗じて得た値
⑥SE06 施設内(原子炉外) 臨界事故のおそれ	原子炉の運転等のための施設の内部(原子炉の内部を除く。)において、核燃料物質の形状による管理、質量による管理その他の方法による管理が損なわれる状態その他の臨界状態の発生の蓋然性が高い状態にあること。
⑦SE21 原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動	原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生すること。
⑧SE22 原子炉注水機能喪失のおそれ	原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合において、全ての非常用の炉心冷却装置(当該原子炉へ高圧で注水する系に限る。)による注水ができないこと。
⑨SE23 残留熱除去機能喪失	原子炉の運転中に主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失した場合において、当該原子炉から残留熱を除去する全ての機能が喪失すること。
⑩SE25 全交流電源 30 分以上喪失	全ての交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が 30 分以上継続すること。

表 5.6-4 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月
別表 2-2 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準 (3/3))

略称	法令
⑪SE27 直流電源の部分喪失	非常用直流母線が一となった場合において、当該直流母線に電気を供給する電源が一となる状態が 5 分以上継続すること。
⑫SE29 停止中の原子炉冷却機能の喪失	原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水する系に限る。)が作動する水位まで低下すること。
⑬SE30 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失	使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できないこと又は当該貯蔵槽の水位を維持できていないおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できないこと。
⑭SE41 格納容器健全性喪失のおそれ	原子炉格納容器内の圧力又は温度の上昇率が一定時間にわたって通常の運転及び停止中において想定される上昇率を超えること。
⑮SE42 2つの障壁の喪失又は喪失可能性	燃料被覆管の障壁が喪失した場合において原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがあること、又は燃料被覆管の障壁もしくは原子炉冷却系の障壁が喪失するおそれがある場合において原子炉格納容器の障壁が喪失すること。
⑯SE43 原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用	原子炉の炉心の損傷が発生していない場合において、炉心の損傷を防止するために原子炉格納容器圧力逃がし装置を使用すること。
⑰SE51 原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失	原子炉制御室の環境が悪化し、原子炉の制御に支障が生じること、又は原子炉若しくは使用済燃料貯蔵槽に異常が発生した場合において、原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置もしくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の機能の一部が喪失すること。
⑱SE52 所内外通信連絡機能のすべての喪失	原子力事業所内の通信のための設備又は原子力事業所内と原子力事業所外との通信のための設備の全ての機能が喪失すること。
⑲SE53 火災・溢水による安全機能の一部喪失	火災又は溢水が発生し、安全機器等の機能の一部が喪失すること。
⑳SE55 防護措置の準備及び一部実施が必要な事象の発生	その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあること等放射性物質又は放射線が原子力事業所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、原子力事業所周辺において、緊急事態に備えた防護措置の準備及び防護措置の一部の実施を開始する必要がある事象が発生すること。
㉑XSE61 事業所外運搬での放射線量の上昇	事業所外運搬に使用する容器から1m離れた場所において、 $100\mu\text{Sv/h}$ 以上の放射線量が主務省令で定めるところにより検出されたこと。
㉒XSE62 事業所外運搬での放射性物質漏えい	事業所外運搬の場合にあって、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、当該事象に起因して、当該運搬に使用する容器から放射性物質が漏えいすること又は当該漏えいの蓋然性が高い状態にあること。

表 5.6-5 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月
別表 2-3 原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項の原子力緊急事態宣言発令の基準 (1/3))

略称	法令
<p>①GE01 敷地境界付近の放射線量の上昇</p>	<p>(1)放射線測定設備について、単位時間（2分以内のものに限る。）ごとのガンマ線の放射線量を測定し1時間あたりの数値に換算して得た数値が$5\mu\text{Sv/h}$以上（これらの放射線量が2地点以上において検出された場合又は10分間以上継続して検出された場合に限る。）の放射線量を検出すること。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、当該数値は検出されなかったこととする。 (a)排気筒及び指定エリアモニタに示す測定設備により検出された数値に異常が認められないものとして、原子力規制委員会に報告した場合 (b)当該数値が落雷の時に検出された場合 (2)放射線測定設備のすべてについて$5\mu\text{Sv/h}$を下回っている場合において、当該放射線測定設備の数値が$1\mu\text{Sv/h}$以上であるときは、当該放射線測定設備における放射線量と原子炉の運転等のための施設の周辺において、中性子線が検出されないことが明らかになるまでの間、中性子線測定用可搬式測定器により測定した中性子の放射線量とを合計して得た数値が、$5\mu\text{Sv/h}$以上のものとなっているとき。</p>
<p>②GE02 通常放出経路での気体放射性物質の検出</p>	<p>当該原子力事業所における原子炉の運転等のための施設の排気筒その他これに類する場所において、当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が$5\mu\text{Sv/h}$に相当する以上の気体放射性物質が検出されたこと。（10分間以上継続）</p>
<p>③GE03 通常放出経路での液体放射性物質の検出</p>	<p>当該原子力事業所における原子炉の運転等のための施設の排水口その他これに類する場所において、当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が$5\mu\text{Sv/h}$に相当する以上の液体放射性物質が検出されたこと。（10分間以上継続）</p>
<p>④GE04 火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出</p>	<p>当該原子力事業所の区域内の場所のうち原子炉の運転等のための施設の内部に設定された管理区域外の場所において、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、当該場所における放射線量の水準として5mSv/hが検出されたこと、又は、火災、爆発その他これらに類する事象の状況により放射線量の測定が困難である場合であって、その状況にかんがみ、放射線量が検出される蓋然性が高いこと。</p>

表 5.6-5 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月
別表 2-3 原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項の原子力緊急事態宣言発令の基準 (2/3))

略称	法令
<p>⑤GE05 火災爆発等による 管理区域外での放 射性物質の異常放 出</p>	<p>当該原子力事業所の区域内の場所のうち原子炉の運転等のための施設の内部に設定された管理区域外の場所において、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、当該場所におけるその放射能水準が1時間当たり500μSv/hに相当するものとして空気中の放射性物質について次に掲げる放射能水準以上の放射性物質が検出されたこと又は、火災、爆発その他これらに類する事象の状況により放射性物質の濃度の測定が困難である場合であって、その状況にかんがみ、次に掲げる放射性物質が検出される蓋然性が高いこと。 (a) 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、一種類である場合にあつては、放射性物質の種類又は区分に応じた空气中濃度限度に5,000を乗じて得た値 (b) 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、二種類以上の放射性物質がある場合にあつては、それらの放射性物質の濃度のそれぞれその放射性物質についての前号の規定により得られた値に対する割合の和が一となるようなそれらの放射性物質の濃度の値 (c) 検出された放射性物質の種類が明らかでない場合にあつては、空气中濃度限度(当該空气中に含まれていないことが明らかである放射性物質の種類に係るものを除く。)のうち、最も低いものに5,000を乗じて得た値</p>
<p>⑥GE06 施設内(原子炉外) での臨界事故</p>	<p>原子炉の運転等のための施設の内部(原子炉の内部を除く。)において、核燃料物質が臨界状態にあること。</p>
<p>⑦GE11 原子炉停止機能の 異常</p>	<p>原子炉の非常停止が必要な場合において、制御棒の挿入により原子炉を停止することができないこと又は停止したことを確認することができないこと。</p>
<p>⑧GE21 原子炉冷却材漏え い時における非常 用炉心冷却装置に よる注水不能</p>	<p>原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、全ての非常用の炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと。</p>
<p>⑨GE22 原子炉注水機能の 喪失</p>	<p>原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合において、全ての非常用の炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと。</p>
<p>⑩GE23 残留熱除去機能喪 失後の圧力抑制機 能喪失</p>	<p>原子炉の運転中に主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失した場合において、当該原子炉から残留熱を除去する全ての機能が喪失したときに、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失すること。</p>
<p>⑪GE25 全交流電源の1時 間以上喪失</p>	<p>全ての交流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が1時間以上継続すること。</p>

表 5.6-6 原子力災害対策指針に基づく警戒事態を判断する基準

(柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画 平成 27 年 3 月
別表 2-3 原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項の原子力緊急事態宣言発令の基準 (3/3))

略称	法令
⑫GE27 全直流電源の 5 分以上喪失	全ての非常用直流母線からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が 5 分以上継続すること。
⑬GE28 炉心損傷の検出	炉心の損傷の発生を示す原子炉格納容器内の放射線量を検知すること。
⑭GE29 停止中の原子炉冷却機能の完全喪失	原子炉の停止中に原子炉容器内の水位が非常用炉心冷却装置(当該原子炉へ低圧で注水する系に限る。)が作動する水位まで低下し、当該非常用炉心冷却装置が作動しないこと。
⑮GE30 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線検出	使用済燃料貯蔵槽の水位が照射済燃料集合体の頂部から上方 2 メートルの水位まで低下すること、又は当該水位まで低下しているおそれがある場合において、当該貯蔵槽の水位を測定できないこと。
⑯GE41 格納容器圧力の異常上昇	原子炉格納容器内の圧力又は温度が当該格納容器の設計上の最高使用圧力又は最高使用温度に達すること。
⑰GE42 2 つの障壁喪失及び 1 つの障壁の喪失又は喪失可能性	燃料被覆管の障壁及び原子炉冷却系の障壁が喪失した場合において、原子炉格納容器の障壁が喪失するおそれがあること。
⑱GE51 原子炉制御室の機能喪失・警報喪失	原子炉制御室が使用できなくなることにより、原子炉制御室からの原子炉を停止する機能及び冷温停止状態を維持する機能が喪失すること又は原子炉施設に異常が発生した場合において、原子炉制御室に設置する原子炉施設の状態を表示する装置若しくは原子炉施設の異常を表示する警報装置の全ての機能が喪失すること。
⑲GE55 住民の避難を開始する必要がある事象発生	その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあること等放射性物質又は放射線が異常な水準で原子力事業所外へ放出され、又は放出されるおそれがあり、原子力事業所周辺の住民の避難を開始する必要がある事象が発生すること。
⑳XGE61 事業所外運搬での放射線量率の異常上昇	事業所外運搬に使用する容器から 1m 離れた場所において、10mSv/h 以上の放射線量が主務省令で定めるところにより検出されたこと。 主務省令で定めるところとは「通報すべき事業所外運搬に係る事象等に関する省令第 2 条第 1 項」令第 4 条第 4 項第 4 号の規定による放射線量の検出は、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に検出することとする。
㉑XGE62 事業所外運搬での放射性物質の異常漏えい	事業所外運搬の場合にあって、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、当該事象に起因して、当該運搬に使用する容器から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業所外運搬に係る事象等に関する省令第 4 条に定められた量の放射性物質が漏えいすること又は当該漏えいの蓋然性が高い状態にあること。

5.7 緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について

緊急時対策本部内における各機能班，本社緊急時対策本部間との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

- ①号機班が通信連絡設備を用い当直長からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報について緊急時対策本部中央の幹部席に向かって発話する。
- ②計画班は，SPDS 表示装置等によりプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。
- ③各機能班は，適宜，入手したプラント状況，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜 OA 機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の全要員，本社緊急時対策本部との情報共有を図る。
- ④6号統括，7号統括は，ユニット責任者として配下の各機能班の発話，情報共有記録を下に全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めると共に，定期的に配下の各機能班長を招集して，プラント状況，今後の対応方針について説明し，状況認識，対応方針の共有化を図る。
- ⑤本部長は定期的に各統括を招集して，対外対応を含む対応戦略等を協議し，その結果を本部幹部席で緊急時対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。

b. 指示・命令，報告

- ①各機能班は各々の責任と権限が予め定められており，幹部席での発話や他の機能班から直接聴取，OA 機器内の共通様式からの情報に基づき，自律的に自班の業務に関する検討・対応を行うと共に，その対応状況をホワイトボード等への記載，並びに OA 機器内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の情報共有を図る。
また，重要な情報について上司である統括へ報告するが，無用な発話，統括への報告・連絡・相談で緊急時対策本部内の情報共有を阻害しないように配慮している。
- ②各統括は，配下の各機能班長ら報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について，適宜本部幹部席で発話することで情報共有する。
- ③本部長は，各統括からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。

c. 本社緊急時対策本部との情報共有

緊急時対策本部と本社緊急時対策本部間の情報共有は、テレビ会議システム、社内情報共有ツールと合わせて、同じミッションを持つ総括、班長どおしで通信連絡設備を使用し、連絡、共有を行う。

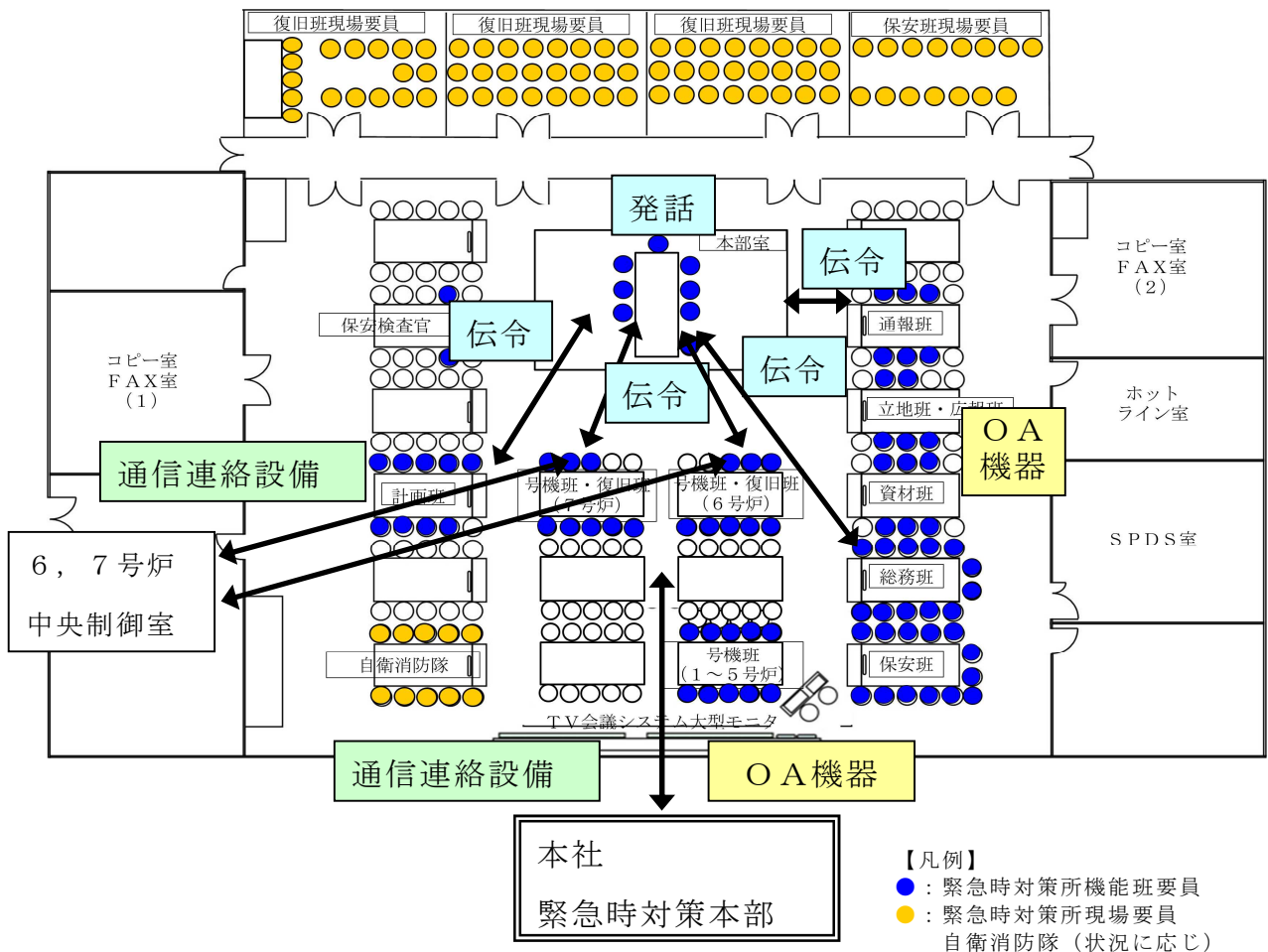


図 5.7-1 免震重要棟緊急時対策所 2 階 緊急時対策本部における各機能班，
本社緊急時対策本部との情報共有イメージ

5.8 免震重要棟内緊急時対策所の耐震性について

免震重要棟は新潟県中越沖地震（2007年7月）での被災経験を経て設置したもので、建築基準法告示で規定される地震動を1.5倍した地震力に対応した耐震設計がなされた、免震構造を有する建物であり、新潟県中越沖地震の地震力を上まわる震度7クラスの地震力にも耐えうる施設となっている。

そのため、原子炉建屋等発電設備に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震に対しては有利な特徴を兼ね備える一方、非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対する評価としては通常の免震設計クライテリアを満足しない場合があり、その際には構造物・設備の損傷が発生する可能性があるとして想定される。

具体的には概略評価として基準地震動を免震重要棟基礎面に直接入力した評価を行い、免震装置（積層ゴム）の設計目標値（75cm）を超える変位が発生し、建屋上屋側面と基礎部分が干渉（クリアランスは85cm）すると評価している。

建屋と基礎との干渉が発生すると建屋上屋が損傷し、干渉に伴う衝撃力が建物に内蔵する設備に作用することで機能が喪失する可能性があるともものと考えており、長期に亘り災害対策拠点として使用するに適さなくなる（補足）。図5.8-1に免震重要棟建物上屋と基礎の干渉イメージを示す。

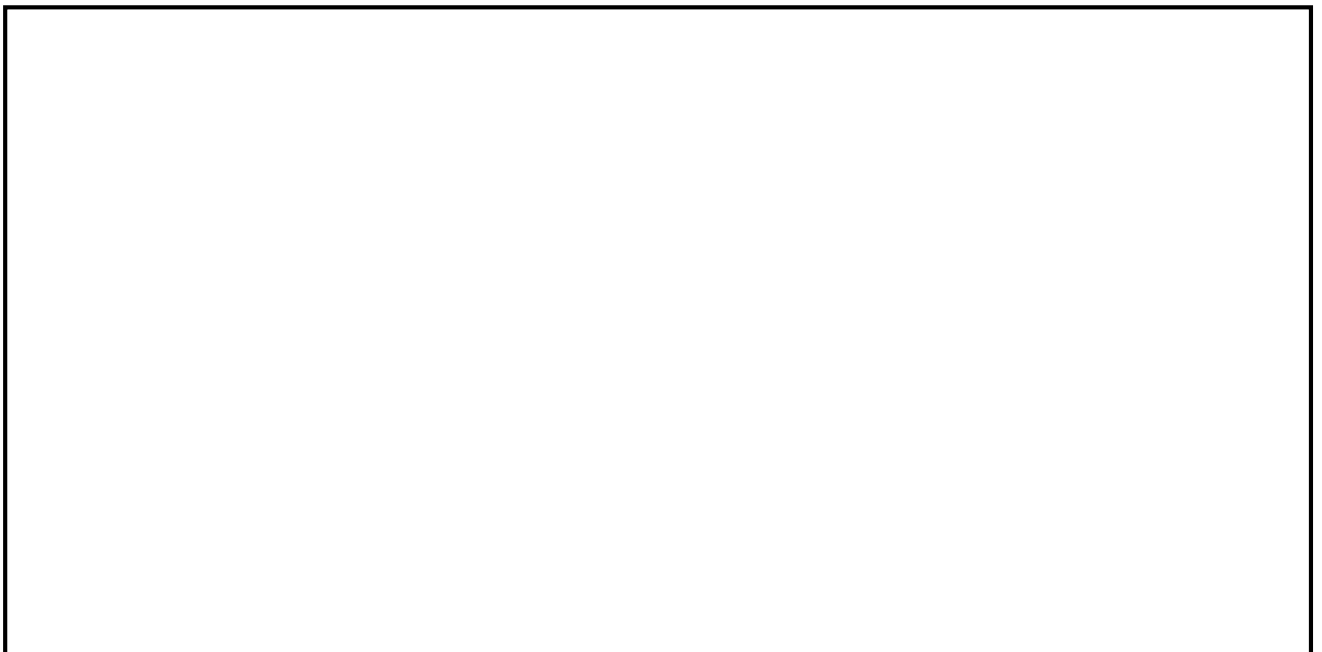


図 5.8-1 免震重要棟 断面図，拡大図（NS 方向）

免震重要棟内緊急時対策所の使用可否判断については、3.2(2)b.にて触れたとおり、免震装置（積層ゴム）の設計目標値（75cm）を超える変位があったかどうかを識別することができる措置（以下、「変位量識別用ポール」という）を講じた設計

とすることで、参集後に特別な判定作業を必要とせず直ちに判断が可能である。

一方、大きな地震が生じた後にはそれが更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないことから、上記の変位量識別用ポール（75cm）に加え、免震重要棟基礎部に設置する地震計により連続的に地震観測を行うことで、免震重要棟内緊急時対策所の使用可否の判断を行う。

使用可否の判断のフローチャートは図 5.8-2 のとおりであり、以下の3パターンとなる。

① 変位量識別用ポール（75cm）が損傷していた場合

免震重要棟の建屋上屋側面と基礎部分が干渉し建屋上屋が損傷、通信連絡設備等収納設備が損傷した可能性が高いと判断し、免震重要棟を基本的に使用禁止とし、本部長は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する判断を行う。

本部長を含めた初動対応要員は、必要最小限の要員を免震重要棟の近傍に残して、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動することとし、免震重要棟の近傍に残った要員は、免震重要棟または宿泊所から持ち出した通信連絡設備（衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型））で、各中央制御室と連絡を取り合い、プラントの状況を把握し、必要に応じて本部長の代行として指揮をとる。3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に、本部長に対してプラント状況等の報告を行った後、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。

② 変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず、地震計が震度7であった場合

免震重要棟は損傷していないものの、新潟県中越沖地震の地震力を上まわる震度7の地震があったことから、この地震が更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないとして、本部長は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する判断を行う。

本部長を含めた初動対応要員は、必要最小限の要員を免震重要棟内緊急時対策所に残して、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動することとし、免震重要棟内緊急時対策所に残った要員は、同緊急時対策所内の通信連絡設備で、各中央制御室と連絡を取り合い、プラントの状況を把握し、必要に応じて本部長の代行として指揮をとる。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に、本部長に対してプラント状況等の報告を行った後、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。

③ 変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず、地震計が震度7未満の場合

免震重要棟内緊急時対策所を緊急時対策所として活用することとする。

更に免震重要棟内緊急時対策所にて事故対応を行っている最中に地震が発生した際にも同様に使用可否判断フローチャートに従った判断を行うこととする。

なお、免震重要棟内緊急時対策所にて事故号炉の重大事故等対応を行っているところに、更に基準地震動クラスの地震被災を想定し、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に拠点を移すことは非常に希であると考えられるが、そのような場合においては、対策要員に外部放射線環境に応じた保護具を着用させた上で、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に拠点を移すこととする。更に、免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内で待避中（ブルーム通過中）に基準地震動クラスの地震被災があった場合は、免震重要棟の損壊状況、通信連絡設備の使用可能状況、屋外の放射線量等を総合的に判断し、緊急時対策所の変更のタイミングを決定することとする。

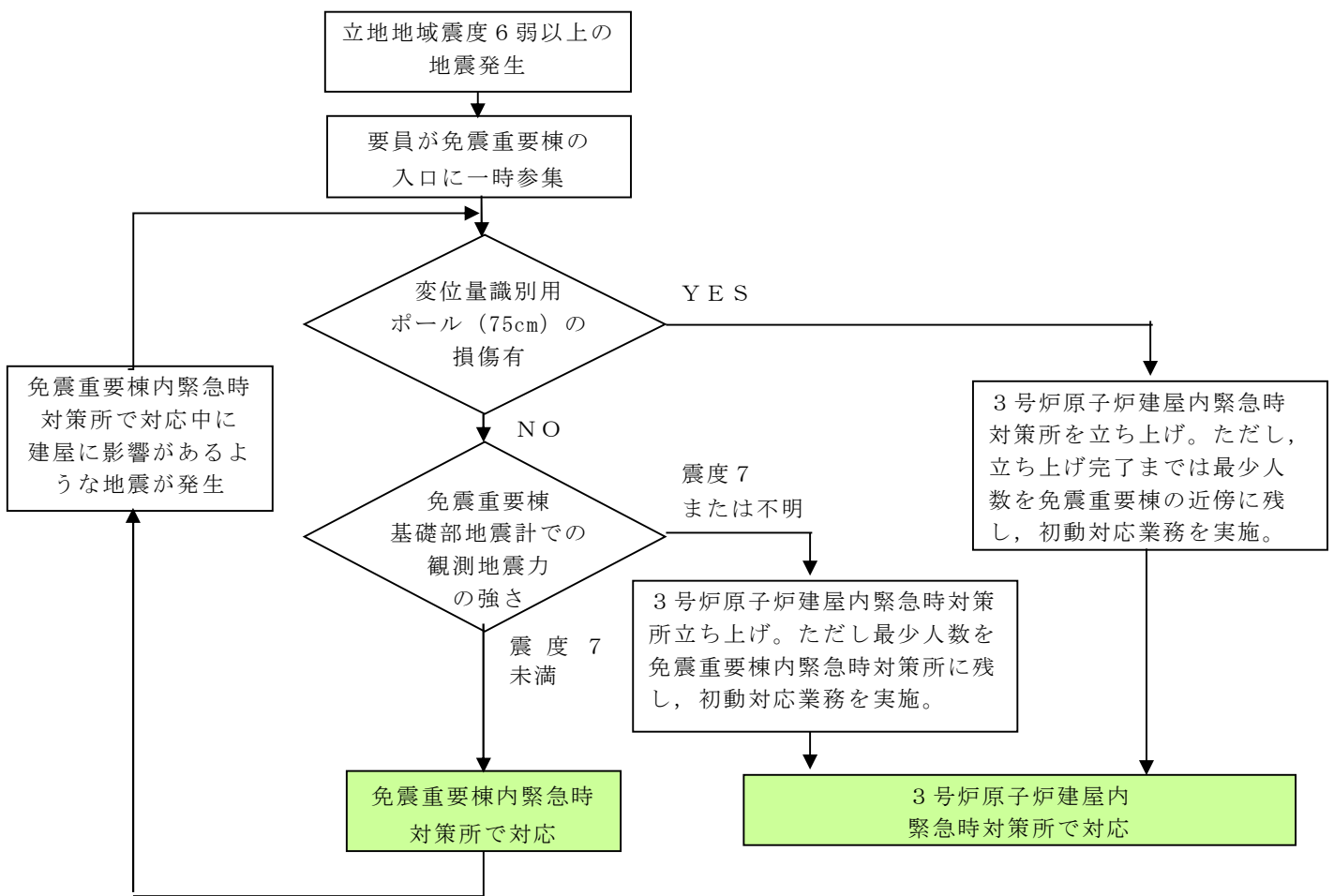


図 5.8-2 免震重要棟内緊急時対策所 使用可否判断フローチャート

(補足)

地震後に建屋上屋側面と基礎部分とが干渉しない場合は、免震装置により免震重要棟内緊急時対策所の機能が維持される。

居住性については、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の気密壁は免震重要棟の構造部材に固定する設計とすることから、免震装置により緩和された地震力により生じる建物の層間変形へ追従することで健全性の確保が期待できる。その際の緊急時対策所本部エリア気密に関する健全性について以下の通り評価を行った。

軽量鉄骨下地ボード張り間仕切り壁の地震による損傷は、文献*¹では実大試験の結果から、建屋の層間変形角 1/300 程度からボード表面の微小なシワとして確認され始めることが報告されている。

免震重要棟内緊急時対策所を設置する免震重要棟において、免震装置（積層ゴム）の設計目標値(75cm)が発生した場合の層間変形角を設計時の評価結果から、1/5,000 未満と推定され、間仕切り壁の損傷が 1/300 程度から始まることを踏まえると、間仕切り壁には損傷は生じることなく気密性は確保されると判断できる。

(*1) 軽量鉄骨下地間仕切り壁の静的加力試験 田村他 日本建築学会大会学術講演梗概集（関東）2006 年 9 月

5.9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所と3号炉のプラント管理について

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、3号炉原子炉建屋内の3号炉中央制御室近傍エリア（食堂、日勤控室、及びプロセス計算機室等）に設置している。そのため、緊急時対策所設備の設置及び運用に際しては、3号炉プラントの停止管理業務と干渉が生じることがないように、換気設備および電源設備を独立させている他、以下事項について留意し設計することとする。

- ① 3号炉プラントの事故を想定し、その対応の妨げにならないこと
- ② 事故を想定した3号炉プラントから、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対応業務への影響が生じないこと
- ② 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所からの発災で、3号炉プラントの通常停止管理業務への影響が生じないこと

(1) 3号炉プラントの事故を想定し、その対応の妨げにならないこと

3号炉原子炉施設は、新潟県中越沖地震（平成19年7月16日）以降、停止状態を安定継続しており、全ての燃料は使用済燃料プールに取り出されている（平成27年2月現在）。そのため、3号炉プラントの運転員業務はプールに保管中の使用済燃料の冷却に関する監視・操作が中心となり、3号炉で事故として考え得る影響は使用済燃料プールに関するものが中心となると考える。具体的には、「使用済燃料プール注水停止」、「使用済燃料プール使用済燃料プール冷却停止」、「使用済燃料プール水位低下」事象の発生が考えられる。また以下では「全交流電源喪失」事象を伴うものとして検討を行った。

「使用済燃料プール注水停止」、「使用済燃料プール水位低下」事象に対しては、3号炉タービン建屋脇の消火栓配管に消防車を接続し送水することで、使用済燃料プールへの注水、水位維持対応が可能となっている。また3号炉原子炉建屋脇に設置する電源車接続口を経由して受電する代替交流電源からの電源供給により、恒設の注水系を活用できるように設計する。

また「使用済燃料プール使用済燃料プール冷却停止」事象に対しては、上記代替交流電源からの電源供給による恒設の冷却系と可搬式熱交換機器による冷却機能維持対応が可能となるように設計する。

上記対応業務に必要な設備及び電源構成は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所設備と分離されているほか、3号炉中央制御室での監視・操作、現場での対応操作、現場へのアクセスルートについて干渉が発生することのない様配慮した設計とする。図5.9-1に3号炉運転員及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員の配置を示す。

図 5.9-1 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 活動エリア

(2) 事故を想定した3号炉プラントから、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対応業務への影響が生じないこと

(1) 以外に3号炉で発生する可能性のある事象として、「地震」、「津波」、「内部溢水(使用済燃料プールのスロッシングを含む)」、「内部火災」、「外部火災」を想定し必要な措置を行うこととする。このうち、「地震」、「津波」については、規則解釈第61条1のaに適合するため、基準地震動及び基準津波発生時に機能を喪失しない設計とすることから、「内部溢水」「内部火災」「外部火災」に対する措置を以下に示す。

a. 3号炉の内部溢水影響に対する措置

3号炉で発生する内部溢水に関連し、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所活動エリア、換気設備、電源設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備等緊急時対策所設備と設置場所、アクセスルートについて、溢水防護区画として設定し溢水を想定のうえ評価を行い、必要措置を施すこととする。

具体的には、止水措置や耐震B,Cクラス機器の耐震性の確保等、必要な溢水防護対策を実施することにより、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所機能を維持する。(緊急時対策所は重大事故等対処施設でもあることから、詳細は、「第9条：溢水による損傷の防止等」別添資料1「内部溢水の影響評価について」補足説明資料23「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」に記載)

b. 3号炉の内部火災影響に対する措置

3号炉で発生する内部火災に関連し、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所活動エリア、換気設備、電源設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備等緊急時対策所設備と設置場所、アクセスルートについて、火災防護区画として設定し、不燃性材料又は難燃性材料の使用により、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所機能

を維持する。

万一 3号炉に火災が発生した場合においても、消防法に準拠した火災感知器、消火設備を設置しており、当該機器等に発生した火災を速やかに感知し消火することによって、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する機器等の損傷を最小限に抑えることができる。

(緊急時対策所は重大事故等対処施設でもあることから、詳細は、41条補足説明資料 41-2「火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について」に記載)

c. 3号炉の外部火災影響に対する措置

3号炉で発生する外部火災に関連し、3号炉2階屋外に設置しているPLR-I NV入力変圧器について、危険物である1種2号 鉱油を抜き取り、危険物を貯蔵しない設備に変更する対策をすることにより、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所機能を維持する。

(詳細は、「第6条：外部からの衝撃による損傷の防止」別添資料 4-1「外部火災影響評価について」添付資料 6「敷地内における危険物タンクの火災について」に記載)

(3) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所からの発災で、3号炉プラントの通常停止管理業務への影響が生じないこと

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で何らかの影響が生じたとして、3号炉の停止管理業務が妨げられないよう配慮する設計とする。

a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で発生する内部溢水に対する措置

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所設備としては、破損等により内部溢水を引き起こす系統、機器を設置していない。そのため、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所が原因で3号炉に内部溢水が発生することはなく、3号炉プラントの監視操作にも影響はない。

b. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で発生する火災防護に対する措置

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で発生する火災に関しては、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所設備への不燃性材料又は難燃性材料の使用により、3号炉中央制御室エリアに火災影響が及ぶことが無きよう設計する。

万一、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(緊急時対策所周辺に設置する関連設備、及びそれらへのアクセスルートを含む)に火災が発生した場合においても、消防法に準拠した火災感知器、消火設備を設置しており、当該機器等に発生した火災を速やかに感知し消火することによって、3号炉中央制御室に設置する機器等の損傷を最小限に抑えることができる。

5.10 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）への適合方針について

緊急時対策所に関する追加要求事項のうち、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通りである。

（1）風（台風）

設計基準風速は保守的に最も風速が大きい新潟市の観測記録の極値である40.1m/sとする。想定される影響としては、免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の建物及び各々の緊急時対策所機能として設置する換気設備、電源設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備（以下、建物等）に対して、風荷重を考慮し、柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

なお、風（台風）による飛来物の影響は、強い上昇気流を伴い風速も大きい竜巻の方が飛来物の影響が大きいことから、竜巻評価に包絡する。

（2）竜巻

設計竜巻の最大瞬間風速は、基準竜巻の最大瞬間風速（76m/s）に将来的な気候変動の不確実性を踏まえ、F3の風速範囲の上限値である92m/sとする。

想定される影響としては、免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の建物等に対して、風荷重、気圧差荷重及び飛来物衝突の際の衝撃荷重を適切に組み合わせた荷重について、柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

（3）積雪

基準積雪量は、最深積雪量の平均値31.1cmに、統計処理による1日あたりの積雪量の年超過頻度 10^{-4} /年値135.9cmを加えた167cmとする。

免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の建物に対して、積雪による静的荷重について、柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

（4）低温

低温の設計基準については、規格基準類及び観測記録（気象庁アメダス）、年超過

確率評価を踏まえ、最低気温が最も小さくなる値を設計基準として定めた。評価の結果、統計的な処理による最低気温の年超過確率 10^{-4} /年の値は -17°C となった。また、低温の継続時間については、過去の最低気温を記録した当日の気温推移に鑑み、保守的に24時間と設定した。また、基準温度より高い温度(-2.6°C)が長期間(173.4時間)継続した場合について考慮する。

低温の影響モードとして凍結を想定するが、免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の建物等に対して、設計基準対象施設として低温の影響を受けないことで、柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

(5) 落雷

免震重要棟内緊急時対策所は、無線鉄塔頂部に設置されている避雷針の遮へい効果により、落雷頻度が著しく低く、雷が直撃する可能性は十分小さいと考えられることから緊急時対策所の機能として設置する換気設備、電源設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備を維持できる。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、3号炉排気筒頂部に設置されている避雷針の遮へい効果により、落雷頻度が著しく低く、雷が直撃する可能性は十分小さいと考えられることから緊急時対策所の機能として設置する換気設備、電源設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備を維持できる。

また、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備(発電所内)については、発電所建屋内の通信連絡設備及び地下布設の専用通信回線(有線系)は、建屋の壁等により落雷の影響を受けにくい設計とする。万が一、PHS 基地局及びデータ伝送に係る光ファイバ通信伝送装置が損傷した場合は、予備品を用いて復旧し、必要な機能を維持できる設計とする。

なお、データ伝送設備、通信連絡設備(発電所外)については、免震重要棟と3号炉原子炉建屋に配備すると共に、通信連絡設備(専用通信回線(有線系))を送電鉄塔に、通信連絡設備(専用通信回線(無線系))をマイクロ波無線鉄塔に配備し、互いに独立しつつ分散することで同時に機能喪失しない設計とする。

(6) 火山

免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ影響を及ぼし得

る火山のうち、将来の活動可能性が否定できな 32 火山について、設計対応が不可能な火山事象は、地質調査結果によれば、発電所敷地及び周辺で、痕跡が認められないことから、到達する可能性は十分小さいものと判断される。その他の免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した結果，降下火山灰が抽出された。

降下火山灰の堆積量については，文献調査結果や国内外の噴火実績等を踏まえ，検討を行った結果，火山噴火実績に保守性を考慮した 35cm を設計基準に設定する。

免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の建物に対して，降灰による静的荷重について，柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

また免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所について，火山と積雪との重畳により，積雪単独事象より緊急時対策所を設置する建屋への荷重影響が増長されるが，除灰及び除雪を行うなど適切な対応を行い，緊急時対策所の機能を喪失しない設計とする。

(7) 外部火災

免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ影響を及ぼし得る外部火災としては，森林火災，近隣の産業施設の火災，航空機墜落による火災が考えられる。

森林火災としては，発電所構内の森林の全面的な火災を想定する。影響としては免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外壁に対する森林火災時の火炎からの輻射熱による温度上昇を確認し，機能に影響のない設計とする。外壁以外の免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能として設置する換気設備，電源設備，必要な情報を把握できる設備，通信連絡設備については，各建屋内側に設置されていることから影響はないものとする。また，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備のうち代替交流電源設備については，森林火災時の火炎からの輻射熱による温度上昇を確認し，機能に影響のない設計とする。

近隣の産業施設の火災としては，免震重要棟内緊急時対策所，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所設置場所周辺の危険物の影響を想定し，柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

航空機墜落による火災としては、偶発的な航空機墜落に対して、互いに独立して分散配置した免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所によって、柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

森林火災及び近隣の産業施設の火災に伴い発生する有毒ガスに対しては、免震重要棟内緊急時対策所に対して、ばい煙等や異臭によって流入を確認した場合、一時的に外気からの空気の取り入れを停止し外気からの隔離ができる設計とし、有毒ガスの影響を受けないようにすると共に、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により隔離中の居住性が維持できていることを確認できるようにする（【補足】参照）。隔離が長期間継続すると想定される場合には、居住性を確保するため、免震重要棟内緊急時対策所内にとどまる必要の無い人員については、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所等の有毒ガスの影響を受けない場所へ一時的に待避させる。また、外気遮断後のインリークを最小限にするため、不必要な空調設備の停止を行うこととする。それでもなお、インリークにより有毒ガスが流入した場合は、必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気することとする。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、森林火災に伴い発生する有毒ガスに対しては、防火帯林縁からの離隔（約517m）を確保することにより影響を受けない設計とする。また近隣の産業施設の火災に伴い発生する有毒ガスに対しては、外気取入口（3号炉原子炉建屋2階に設置）への伝播経路がタービン建屋等の構造物により遮られることにより、外気取入口に到達しないことから、影響を受けない設計とする。

航空機墜落による火災に伴い発生する有毒ガスに対しては、偶発的な航空機墜落に対して、互いに独立して分散配置した免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所によって、柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所機能が喪失しない設計とする。

なお、外部火災以外の有毒ガスについては、敷地外有毒ガスについては離隔距離を確保していること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設置位置であるため問題ない。

【補足】免震重要棟内緊急時対策所内の二酸化炭素、酸素濃度の評価

外部火災時の緊急時対策所の居住性の評価として、外気取入遮断時の免震重要棟内緊急時対策所内に滞在する緊急時対策要員の作業環境の劣化防止のため、二

酸化炭素濃度および酸素濃度について評価を行った。

なお、免震重要棟内緊急時対策所に設置しているガスタービン発電機の給気および排気は、緊急時対策所換気設備との系統分離および給排気口の位置的分散が図られており、免震重要棟内緊急時対策所内の二酸化炭素濃度や酸素濃度に影響を及ぼさないことから、在室人員の呼吸のみを想定し評価を行う。

1. 二酸化炭素濃度評価

以下の通り二酸化炭素濃度について評価した。

1. 1. 評価条件

- ・在室人員 61 人^{※1}
- ・緊急時対策所バウンダリ内体積 11000[m³]
- ・外気流入はないものとして評価する
- ・初期二酸化炭素濃度 0.03[%]
(「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (JEAC4622-2009)」)
- ・許容二酸化炭素濃度 0.5[%]
(事務所衛生基準規則(昭和 47 年労働省令第 43 号, 最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号))
- ・呼吸により排出する二酸化炭素濃度 0.030[m³/h/人]
(「空気調和・衛生工学便覧」の軽作業時の二酸化炭素吐出し量を使用)
- ・評価期間は、各火災の燃焼継続時間を考慮し 24 時間^{※2}とする

※1：外気取入遮断時の必要要員として、休祭日・夜間の緊急時対策本部要員 (49 人)、自衛消防隊 (10 人) 及び保安検査官 (2 人) の合計 61 人を想定した。

※2：外部火災影響評価にて長期間の影響をもたらす、航空機墜落と軽油タンク火災の重畳を考慮すると、約 23.2 時間が火災の継続時間となることから、24 時間で評価を実施した。

1. 2. 評価結果

- ・外気遮断期間 t[hour]での二酸化炭素濃度 C[%]

$$C = (M \times N \times t) / V \times 100 + C_0$$

M：呼吸による排出する二酸化炭素濃度 0.030[m³/h/人]

N : 在室人員 61[人]

V : 緊急時対策所バウンダリ内体積 11000[m³]

C₀ : 初期炭酸ガス濃度 0.03[%]

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、以下のとおりであり、24 時間外気取入れを遮断したままでも、対策要員の作業環境に影響を与えない。

時間	6 時間	12 時間	24 時間
二酸化炭素濃度[%]	0.13	0.23	0.43

2. 酸素濃度評価

以下の通り酸素濃度について評価した。

2. 1. 評価条件

- ・ 在室人員 61 人
- ・ 緊急時対策所バウンダリ内体積 11000[m³]
- ・ 外気流入はないものとして評価する
- ・ 初期酸素濃度 20.95%
(「空気調和・衛生工学便覧」の成人の呼吸気・肺胞気の組成の値を使用)
- ・ 酸素消費量 1.092ℓ/min/人
(「空気調和・衛生工学便覧」の歩行に対する酸素消費量を使用)
- ・ 許容酸素濃度 18%以上
(酸素欠乏症等防止規則(昭和 47 年労働省令第 42 号, 最終改正平成 15 年 12 月 19 日厚生労働省令第 175 号))
- ・ 評価期間は、各火災の燃焼継続時間を考慮し 24 時間とする

2. 2. 評価結果

- ・ 緊急時対策所の初期酸素量 2304.5[m³] = 11000[m³] × 20.95%
- ・ 24 時間後の酸素濃度 20.1[%]
= (2304.5 [m³] - 1.092[ℓ /min/人] × 10⁻³[m³/ ℓ] × 61[人] × 60[min/h] × 24[h]) / 11000[m³] × 100

上記評価条件から求めた酸素濃度は、以下のとおりであり、24 時間外気取入れを遮断したままでも、対策要員の作業環境に影響を与えない。

時間	6 時間	12 時間	24 時間
酸素濃度[%]	20.8	20.6	20.1

5.11 福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災組織の見直しについて

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

a. 福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったが、緊急時活動や体制面における課題及び、それぞれの課題に対する必要要件を表 5.11-1 に示す。

表 5.11-1 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

課 題*	必要要件
自然災害と同時に起こりえる複数原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災, 中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉毎に異なるにもかかわらず, 従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間, 発電所対策本部と本社対策本部間において機器の動作状況を共有し, 正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。
	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
発電所長が全ての班 (12 班) を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため, あらゆる情報が発電所対策本部の本部長 (発電所長) に報告され, 情報が輻輳し混乱した。	⑤発電所長が直接監督する人数を減らす。(監督限界の設定)
	④情報共有ツールを活用し, 情報共有することにより, 本部における発話を制限する。
発電所長からの権限委譲が適切でなく, ほとんどの判断を発電所長が行う体制となっていた。	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が, 対外的な広報や通報の最終的な確認者となり, 復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し, 発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延, 情報の齟齬, 関係者間での情報共有の不足等が生じ, 事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
	⑦対外対応を専属化し, 発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が, 発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令, コメントを出し, 発電所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで, 発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。
	⑩指揮命令系統を明確化し, それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から発電所長へ直接連絡が入り, 発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い, 外部からの発電所への直接介入を防止する。
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから, 作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように消防車やホイールローダ等を予め配備し, 運転操作を習得する。

課 題※	必要要件
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により、事故収束対応のための資機材の迅速な輸送、受け渡しができなかった。	⑬後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠をすみやかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、予め派遣する人員を決める。
	⑬汚染エリアでの輸送にも従事できるよう、輸送部隊に放射線教育を実施する。
本社は、資材の迅速な準備、輸送、受け渡しで十分な支援ができなかった。	⑬本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化する。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため、放射線管理員が不足した。	⑫社員に対して放射線放射線計測器の取扱研修を行い、放射線管理補助員を育成する。

※ 当社の「社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）」や、「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」以外にも、以下に示すような報告書が公表されており、これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- ・ 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- ・ 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- ・ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- ・ 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- ・ Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station（INPO）
- ・ 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は、福島第一原子力発電所での課題を踏まえ、発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表 5. 11-2 に整理した。

表 5. 11-2 当社原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方

必要要件*		当社の原子力防災組織への要件適用の考え方
組織構造上の要件	①複数施設同時被災、中長期的な対応ができる体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部要員を増強。 ・交替して中長期的な対応を実施。
	②中央制御室毎の連絡体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・号機班の設置。 (プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する)
	⑤監督限界の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・指示命令が混乱しないよう、現場指揮官を頂点に、直属の部下は最大7名以下に収まる構造を大原則とする。 ・原子力防災組織に必要な機能を以下の5つに定義し、統括を新規に設置。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 意思決定・指揮 2. 対外対応 3. 情報収集と計画立案 4. 現場対応 5. ロジスティック，リソース管理
	⑦対外対応の専属化	<ul style="list-style-type: none"> ・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。
組織運営上の要件	⑨現場決定権を発電所長に与える。	<ul style="list-style-type: none"> ・最終的な対応責任は現場指揮官に与え、現場第一線で活動する者以外は、たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。
	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲	<ul style="list-style-type: none"> ・必要な役割や対応について、予め本部長の権限を統括に委譲することで、自発的な対応を行えるようにする。
	⑩指揮命令系統の明確化	<ul style="list-style-type: none"> ・本社から発電所への介入は行わない。
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化	<ul style="list-style-type: none"> ・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し、広報、情報発信を一本化する。
	⑪外部からの対応の本社一元化	<ul style="list-style-type: none"> ・外部からの問合せは全て本社が行い、発電所への直接介入を防止する。
	④情報共有ツールの活用	<ul style="list-style-type: none"> ・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式(テンプレート)の統一や情報共有のツールを活用する。 ・これに伴い、本部における発話を制限する。(情報錯綜の防止)
	⑫現場力の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように消防車やホイールローダ等を予め配備し、運転操作を習得。 ・放射線管理補助員を育成する。
	⑬発電所支援体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠をすみやかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、予め派遣する人員を決める。 ・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。 ・本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化する。

表 5. 11-2 における対応策③は設備対策のため、本表には記載せず。

なお、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり、弾力性をもった運用が可能である、米国の消防、警察、軍等の災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム [ICS¹ (Incident Command System)] を参考にしている。
ICSの主な特徴を表 5.11-3 に示す。

表 5.11-3 ICSの主な特徴

特 徴	対応する要件※
<p>・災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造</p> <p>基本的な機能として、Command (指揮), Operation(現場対応), Planning (情報収集と計画立案), Logistics (リソース管理), Finance/Administration (経理, 総務) がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが、対応規模等、必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ、組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。</p>	① ② ⑤
<p>・監督限界の設定 (3～7名程度まで)</p> <p>Incident Commander (現場指揮官) を頂点に、直属の部下は 3～7 名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は、一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に 7 名まで (望ましくは 5 名まで) であることに由来している。</p>	⑤
<p>・直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化</p> <p>自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても、誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に、指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。</p>	⑩
<p>・決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化</p> <p>最終的な対応責任は現場指揮官にあたえ、たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する (米国の場合、たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない)。</p>	⑥ ⑨
<p>・全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用</p> <p>縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。</p>	④
<p>・技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底</p> <p>日本の組織体制では、役職や年次による役割分担が一般的だが、ICS では各役割のミッションを明確にし、そこにつく者の技量や要件を明示、それを満たすための教育/訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。</p>	⑫
<p>・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置</p> <p>現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることが出来る。(指揮専属スタッフは、現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが、与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)</p>	—

※ 対応する要件のうち、③は設備対策のため、⑦、⑧、⑪、⑬は、ICSの特徴に整理できないため、上表に記載していない。なお、⑦、⑧、⑪は対外対応機能を分離し、本社広報、情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。(詳細は次ページ以降参照)

¹ 参考文献:

- ・「3.11以降の日本の危機管理を問う」(神奈川大学法学研究所叢書 27) 務台俊介編著、レオ・ボスナー/小池貞利/熊丸由布治著 発行所:(株)晃洋書房 2013.1.30 初版
- ・21st Century FEMA Study Course:-Introduction to Incident Command System, ICS-100, National Incident Management System(NIMS), Command and Management(ICS-100. b)/FEMA/2011.6
- ・「緊急時総合調整システム Incident Command System (ICS) 基本ガイドブック」
永田高志/石井正三/長谷川学/寺谷俊康/水野浩利/深見真希/レオ・ボスナー著
発行元:公益社団法人日本医師会 2014.6.20 初版

ICS は上記の特徴から、たとえ想定を超えるような事態を迎えても、柔軟に対応し事態を収拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件に概ね合致していると考えている。

(2) 具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。

a. 組織構造上の特徴

- 基本的な機能として5つの役割にグルーピング。
- 指揮命令が混乱しないよう、また、監督限界を考慮し、指揮官（本部長）の直属の部下（統括）を7名以下、統括の直属の部下（各班の班長）も7名以下となるよう組織を構成（発電所 図 5.11-1、本社 図 5.11-2）。班員についても役割に応じたチーム編成とすることで、班長以下の指揮命令系統にも監督限界を配慮（例：総務班の場合は、厚生チーム、警備チーム、医療チーム、総務チーム等、役割毎に分類）。
- 号機班は、プラント状況の様相・規模に応じて縮小、拡張可能なよう号炉毎に配置。（図 5.11-1）
- ロジスティック機能を計画立案、現場対応機能から分離。
- 対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置。
- 社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置。
- 現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフとして安全監督担当を配置。現場の安全性について、指揮官（本部長）に助言を行うとともに、現場作業員の安全性を確保するために協働し、緊急時対策要員の安全確保に努める役割を担う。安全監督担当は、部門横断的な活動を行うことができる点で本部長、統括と各機能班長の指揮命令系統とは異なった位置づけとなっており、現場作業員の安全性確保に関し、各統括・班長に対して是正を促すことができる。

b. 組織運営上の特徴

- 指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。
- 最終的な対応責任は発電所対策本部にあり、重大事故等発生時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること、現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし、事故対応に対する細かい指示や命令、コメントの発信を行わない。
- 必要な役割や対応について、予め本部長の権限を委譲することで、各統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
- 発電所の被災状況や、プラントの状況を共有する社内情報共有ツール（チャット、COP（Common Operational Picture））を整備することにより、発電所や本社等の関係者に電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を共有出来るような環境を整備する。（図 5.11-3）

- テレビ会議システムで共有すべき情報は、全員で共有すべき情報に限定する等、発話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。
- 発電所対策本部と本社対策本部間の情報共有は、テレビ会議システム、社内情報共有ツールと合わせて、同じミッションを持つ総括、班長どおしで通信連絡設備を使用し、連絡、情報共有を行う。
- 外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように消防車やホイールローダ等を予め配備し、運転操作を習得。
- 本社は、後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点をすみやかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、予め派遣する人員を選定。
- 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることが出来るよう、調達・輸送面に関する運用を予め手順化。

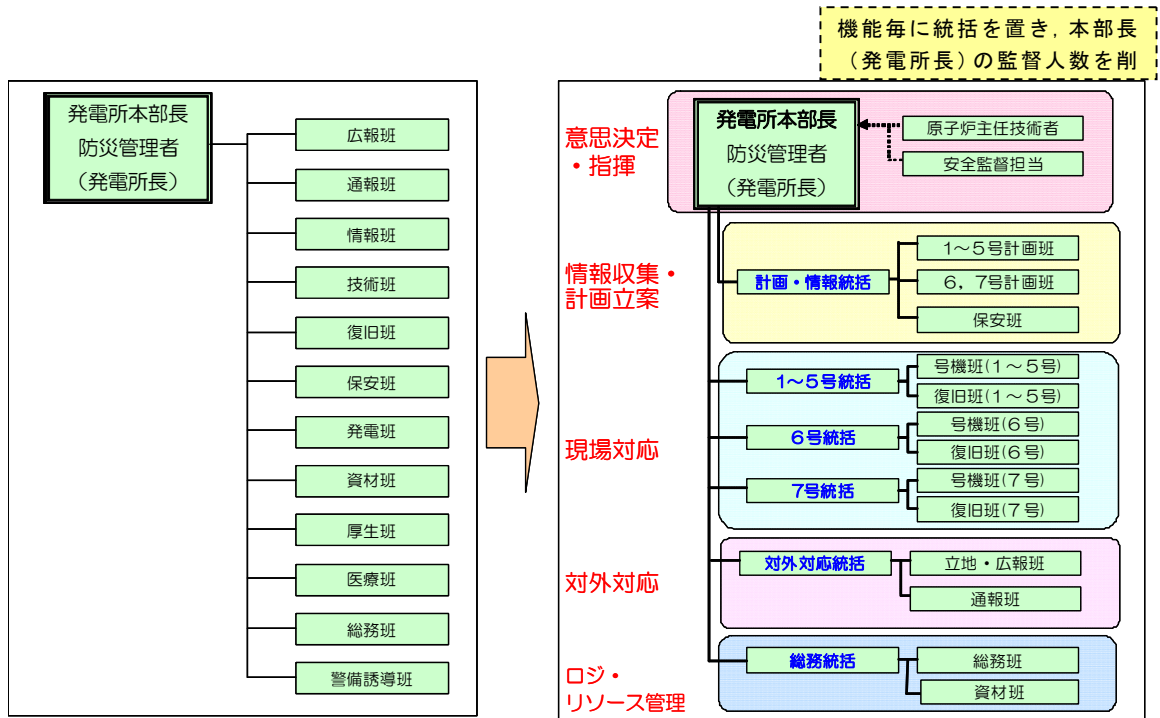


図 5. 11-1 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

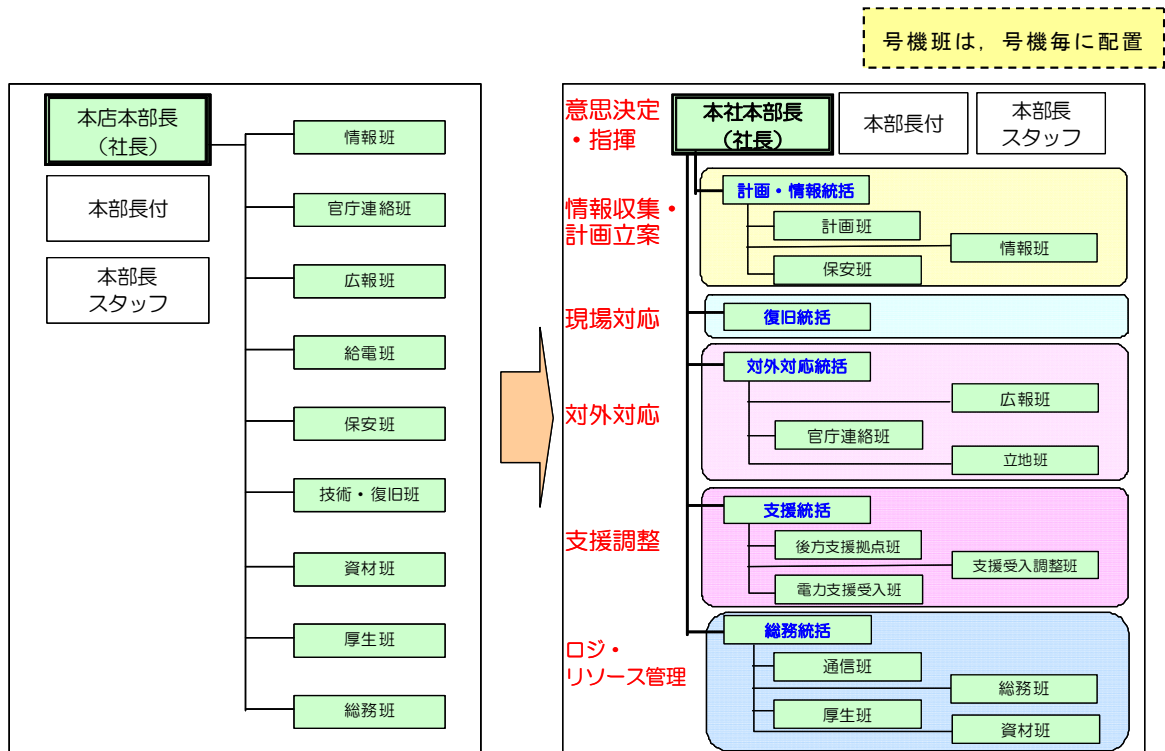
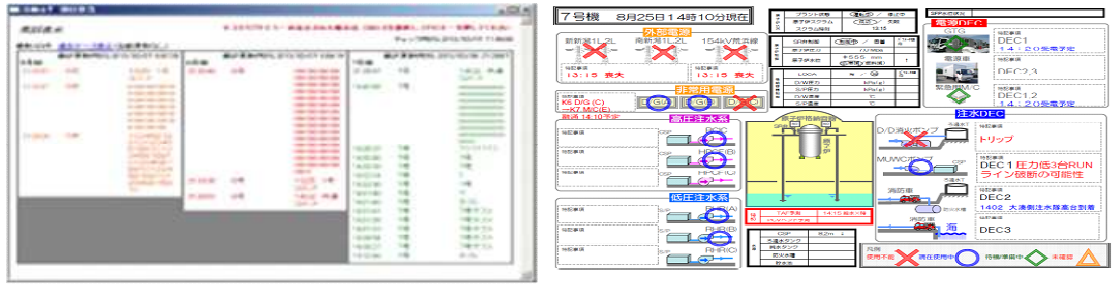


図 5. 11-2 本社の原子力防災組織の改善



社内情報共有ツール(チャット) 社内情報共有ツール(COP)

※ 緊急時組織の運用については、訓練を通じて改善を図っていることから、今後変更となる可能性がある。

図 5.11-3 社内情報共有ツール

(3) 改善後の効果について

原子力防災組織を改善したことにより、以下の効果があると考えている。

- 指示命令系統が機能毎に明確になる。
- 管理スパンが設定されたことにより、指揮者(特に本部長)の負担が低減され、指揮者は、プラント状況等を客観的に俯瞰し、指示が出せるようになる。
- 本部長から各統括に権限が委譲され、各統括の指示の下、各機能班が自律的に自班の業務に対する検討・対応を行うことができるようになる。
- 運用や情報共有ツール等を改善することにより、発電所対策本部、各機能班のみならず、本社との情報共有がスムーズに行えるようになる。

訓練シナリオを様々に変えながら訓練を繰り返すことで、技量の維持・向上を図るとともに、原子力災害は初期段階における状況把握と即応性が重要であることから、それらを中心に更なる改善を加えることにより、実践力を高めることが可能になると考えている。また、複数プラント同時事故に対応するブラインド訓練(訓練員に事前にシナリオを知らせない訓練)を継続することにより、重大事故時のマネジメント力と組織力が向上していくものと考えている。



発電所緊急時対策本部(本部長:発電所長)

図 5.11-4 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災訓練の様子

5.12 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所レイアウトの改善について

(1) レイアウトの変遷について

第193回審査会合（平成27年2月10日）において、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所のレイアウトについて、3号炉中央制御室内の運転員の監視・操作、現場へのアクセスルートについて干渉が発生することがないように配慮した設計とすることとし、図5.12-1のレイアウトイメージを示したところ、「3号炉中央制御室内の運転管理への影響と緊急時対策所としての機能の成立性について、福島第一の事故の経験を踏まえて、今一度検討すること」とのコメントがあった。

審査会合におけるコメントを受けて、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の懸念事項（弱点）である、各機能班の分散配置を改善すべく再度レイアウトの検討を行い、号機班を配置していた場所を改造・拡張して「本部エリア」とし、3号炉中央制御室内の運転員との干渉を極力さけるため、通報班、計画班、資材班の位置を変更した上で、各機能班の更なる情報共有の向上を目指して「本部エリア」に号機班、復旧班、通報班、計画班を配置したレイアウト（図5.12-2）に変更して訓練を実施した。訓練では、本レイアウトにおける懸念事項（弱点）に対して確認を行う形で実施し、冷温停止中の3号炉中央制御室内の運転員との干渉もなく、機能班が分散配置されていても緊急時対策所として十分有効に機能することを確認した。（訓練結果は後述）

更に、「本部エリア」を再拡張し、中央制御室エリアに残っていた全ての機能班（保安班、立地・広報班、総務班、資材班（情報・基盤班は廃止、立地班と広報班は再編））を3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）のエリアに移動し、「本部エリア」に主要な機能班を集中配置したレイアウトイメージ（図5.12-3）に変更する。これにより、全ての機能班が待避室エリアで活動することができる。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等の対処するための要員として、プルーム通過時以外の対応のため、150名の緊急時対策要員が活動することを想定し、「本部エリア」を含む3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）エリア（食堂、非管理区域通路、旧日勤控室、当直休憩室）の約229㎡に各機能班を中心とした87名の要員を配置することを想定しており、十分な広さを有した設計としている。

また、現場要員（復旧班要員63名）については、各機能班どおしが移動する際に干渉がないよう、その全員をプロセス計算機室の約191㎡に配置し、現場出向がない場合には休憩もできるよう十分な広さを有した設計としている。

各機能班、現場要員の動線をレイアウトイメージ（図5.12-3）に示す。



図 5.12-1 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所のレイアウトイメージ（第193回審査会合時）

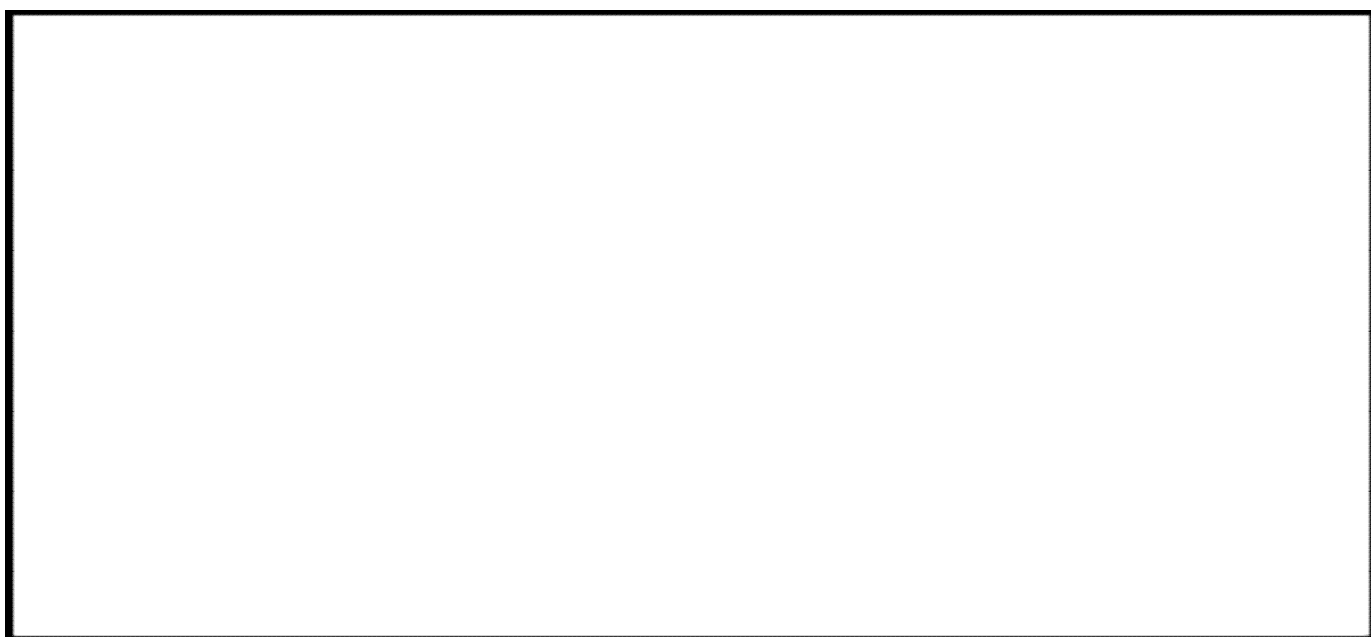


図 5.12-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所のレイアウトイメージ（2015.4 訓練時）

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 5.12-3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所のレイアウトイメージ（再検討後）

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) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所における訓練結果について

a. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（図 5.12-2 のレイアウト）の懸念事項

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（図 5.12-2 のレイアウト）における懸念事項（弱点）は以下のとおり。

- ① 平時の執務拠点である事務本館，夜間・休祭日の初動要員の宿泊所から約 1300m と距離があるため，移動時間がかかる。
- ② 一部の機能班については，机等の設営から行う必要があり，設営時間がかかる。
- ③ 免震重要棟内緊急時対策所から 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動時におけるプラント状況の情報収集をどうするか。
- ④ 一部の機能班が 3号炉中央制御室内の広範囲に分散配置されているため，緊急時対策所としての十分有効に機能できるか，3号炉中央制御室の運転員との干渉がないか。
- ⑤ 新たに設置した「本部エリア」については，免震重要棟内緊急時対策所に比べれば活動エリアが狭い。

b. 訓練目的

上記 a. の懸念事項を踏まえて，以下の目的で訓練を実施した。

(a) 免震重要棟内緊急時対策所から 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動することを考慮しても，重大事故等に対処するための活動に影響を与えないことを確認する。また，移動時におけるプラント状況の情報収集方法の検証を行う。合わせて以下の時間を計測する。（懸念事項①，②，③に対応）

①免震重要棟内緊急時対策所から 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所までの移動時間

②移動開始から 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所での各機能班の活動開始までの時間（設営時間含む）

(b) 一部の機能班が分散配置されていても緊急時対策所として十分有効に機能すること，3号炉中央制御室の運転員との干渉がないことを検証する。（懸念事項④に対応）

(c) 「本部エリア」で大勢の対策要員が活動しても，混乱なく緊急時対策所として十分有効に機能することを確認する。（懸念事項⑤に対応）

c. 訓練概要

免震重要棟内緊急時対策所の機能の健全性が確認できないと判断し、免震重要棟内緊急時対策所から3号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動して、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で各機能班が重大事故等に対処するための活動を行う訓練を実施した。

○実施日時：平成27年4月28日 13:00～15:00

○対象者：3号炉原子炉建屋内緊急時対策所で活動する要員 発電所長以下
約80名（予備要員含む）

○移動方法：徒歩

○移動中のプラント状況確認方法：必要最小限の要員を免震重要棟に残して、その要員がプラント状況について情報収集を図り、本部長（所長）が3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に到着後にそれまでの間の情報について共有を図る方法で実施。

d. 訓練前提条件

- ・平日昼間を想定。（初動対応要員は夜間・休祭日の場合の要員よりも多い）
- ・複数号炉（2プラント）運転中。3号炉を含むその他の号炉は冷温停止中。
- ・3号炉原子炉建屋内緊急時対策所の訓練時のレイアウトイメージは、図5.12-4のとおり。
- ・本部エリアに配置した号機班，計画班，通報班の一部，本部については，見直し後のレイアウト（図5.12-3）と同様に机等は設置済の状態とし，その他の機能班は，免震重要棟から移動後に設営を開始。
- ・シナリオは非公開（ブラインド訓練）
- ・現場実働はなし（ダミーで対応）

e. 訓練結果

- (a) 免震重要棟内緊急時対策所から3号炉原子炉建屋内緊急時対策所までの移動時も含めて，大きな混乱などなく緊急時対策所として十分有効に機能し，重大事故等に対処するための活動が実施できた。移動時におけるプラント状況の情報収集，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げ後の情報共有もスムーズに行われた。

免震重要棟内緊急時対策所から3号炉原子炉建屋内緊急時対策所までの移動時

間、移動開始から3号炉原子炉建屋内緊急時対策所での各機能班の活動開始までの時間（設営時間含む）は以下のとおりであり、30分程度で緊急時対策所としての指示機能を立ち上げることができることを確認した。

① 移動時間；平均約20分（徒歩による移動。最短15分，最長22分）

② 各機能班活動開始までの時間；平均約27分（最短17分，最長43分）

(b) 一部の機能班が分散配置されていても、緊急時対策所として十分有効に機能することを確認した。また、冷温停止中の3号炉中央制御室の運転員との干渉はないことを確認した。

(c) 本部エリアは、免震重要棟内緊急時対策所に比べ活動エリアとしては狭いが、各機能班が互いに近い席であったため、結果としてコミュニケーションが密に図られ、情報のやり取りがスムーズになった。

f. 今後の対応

今後、下記を踏まえ、本部エリアを再拡張した見直し後の緊急時対策所のレイアウト（図5.12-3）における訓練を実施し、緊急時対策所として十分有効に機能し、重大事故等に対処するための活動ができることを確認する。

(a) 対応要員数について

今回は、まずは平日昼間を想定して訓練を実施したが、初動の対応要員が最小限になる夜間・休祭日の要員（44名，6，7号炉対応要員）でも問題なく対応できることを検証する必要がある。

(b) 電源車，空調機の起動訓練について

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の起動・受電切替，可搬型陽圧化空調機の起動を含めた3号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げ訓練を行う必要がある。

(c) 3号炉自体の事故想定について

冷温停止中の3号炉については、事故シナリオ上、外部電源喪失のみでプラントに影響がある事故を想定していなかったが、3号炉中央制御室内の運転管理への影響を検証するには、3号炉にも何らかの事故が発生しているシナリオ（火災対応，使用済み燃料プール不具合への対応等）で訓練を実施する必要がある。

(d) 移動時のプラント状況の情報収集方法について

必要最小限の要員を免震重要棟に残して、その要員がプラント状況について情報収集を図り、本部長（所長）が3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に到着後にそれまでの間の情報について共有を図る方法で実施し、30分程度で緊急時対策所としての指示機能を立ち上げることが確認できた。今後も様々なシナリオで訓練を重ねて検証し改善していく必要がある。

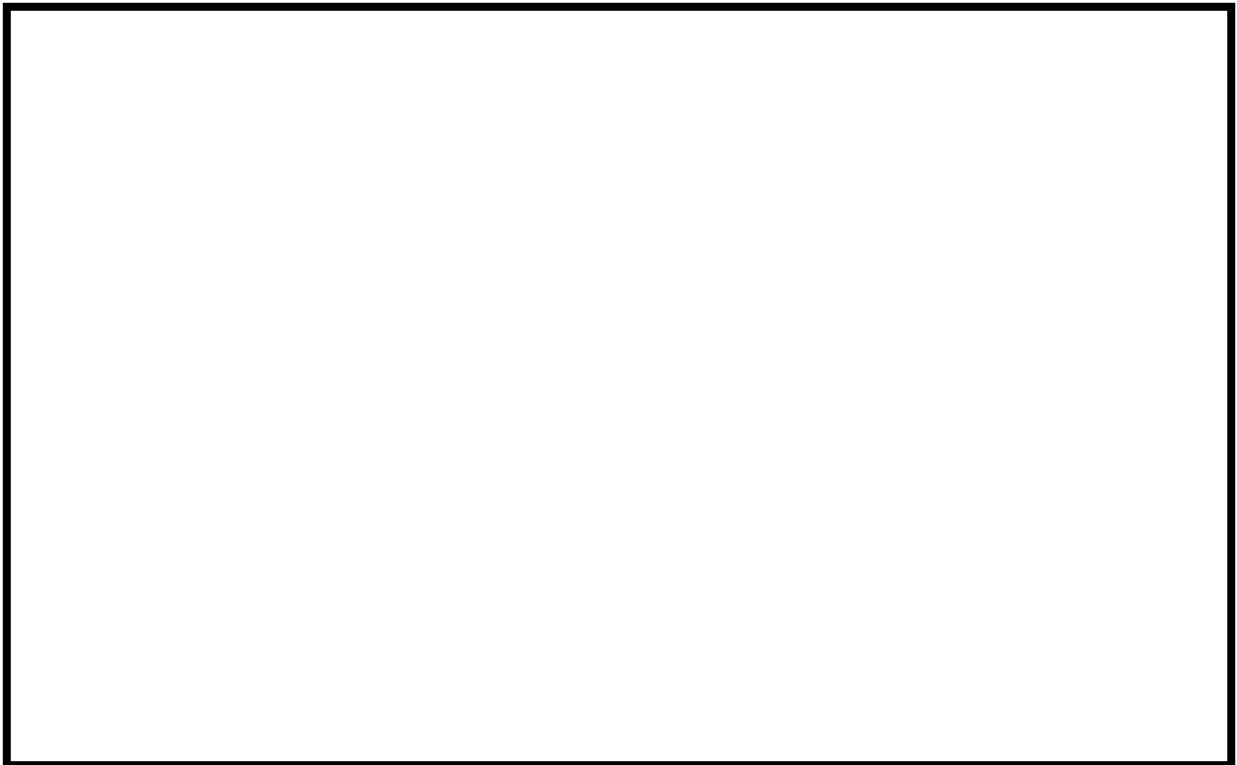


図 5.12-4 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所における訓練レイアウト及び活動状況

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。

5.13 柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、事故以降、緊急時体制の見直しを進めてきている。具体的には、緊急時訓練を繰り返し実施して見直しを重ね、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在柏崎刈羽原子力発電所において組織している緊急時体制について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

柏崎刈羽原子力発電所の緊急時体制を図 5.13-1 に示す。

緊急時体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能毎の整理

まず基本的な機能を以下の4つに整理し、機能毎に責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- ① 情報収集・計画立案
- ② 現場対応
- ③ 対外対応
- ④ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長（所長）」を置く。

このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

予め定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

・戦略の策定と対応方針の確認

計画・情報統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、こうした視点から対応実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を提言する。

・申請号炉と長期停止号炉の分離

プラント毎に行う現場対応については、申請号炉である6、7号炉と長期停止号炉である1～5号炉に対応する組織を分離する。

・申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である6、7号炉については、万一の両プラント同時被災の場合の錯綜する状況にも適切に対応できるようにするため、各号炉を統括する者をそれぞれに置き（「6号統括」と「7号統括」）、統括以下、号炉毎に独立した組織とすることで、要員が担当号炉に専念できる体制とする。

- ・ 本部長の管理スパン

以上のように統括を配置すると、本部長は1～7号炉の現場の対応について、1～5号統括、6号統括、7号統括の3名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから、3名の統括を通じて全号炉の管理をするが、プラントが事前の想定を超えた状況になり、2基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には、本部長の判断により、本部長が指名した者と本部長が役割を分割し、それぞれの担当号炉を分けて管理する。(図 5.13-2)

- ・ 発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、火災の発生箇所、状況に応じて、1～5号統括、6号統括、7号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する保安班は、計画・情報統括配下に配置する。

2. 役割・機能（ミッション）

緊急体制における各職位の役割・機能（ミッション）を、表 5.13-1 に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班、及び号機統括の役割・機能について、以下の通り補足する。

○号機班： プラント設備に関する運転操作について、当直による実際の対応を確認する。この運転操作には、常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直副長にその実施権限が委譲されているため、号機班から特段の指示が無くても、当直が手順に従って自律的に実施し、号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、当直の対応に疑義がある場合には、号機班長は当直に助言する。

○復旧班： 設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順に従って自律的に準備し、号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括： 当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて、担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため、号機統括は万一対応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、当該号炉の火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時組織において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えば同じ号炉の号機班と復旧班など、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお、予め定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行うことになる。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて、具合例として以下の2つのケースの場合を示す。

(ケース1) 消防車による6号炉への注水（定められた手順で対応が可能な場合の例：図5.13-3）

- ・復旧班長（6号炉）の指示の下、6号復旧班が自律的に消防車による送水を準備、開始する
- ・復旧班長（6号炉）は、6号統括に状況を報告すると共に号機班（6号炉）にも情報を共有する。
- ・6号炉当直副長の指示の下、当直が自律的に原子炉への注水ラインを構成する。
- ・号機班長（6号炉）は、6号統括に状況を報告すると共に復旧班（6号炉）にも情報を共有する。
- ・号機班長（6号炉）は復旧班から共有された情報をもとに、原子炉注水の準備ができたことを当直に連絡する。
- ・当直は原子炉への注水を開始する。
- ・号機班長（6号炉）は6号統括に、原子炉への注水開始を報告する。

(ケース2) 複数個所の火災発生（自衛消防隊の指揮権が委譲される場合の例：図5.13-4）

- ・6号炉での火災消火のため、6号統括が自分の指揮下に入るよう自衛消防隊に命じ出動を指示する。
- ・自衛消防隊が6号炉で活動中に1号炉で火災発生。1号炉当直副長は初期消火班にて対応する。
- ・両火災の対応の優先度について1～5号統括と6号統括を中心に本部にて協議し、本部長の判断にて「6号炉での消火活動の継続」を決定する。
- ・6号炉消火後、6号統括は、自衛消防隊に1号炉へ移動するよう指示し、自衛消防隊の指揮権を1～5号統括に委譲する。
- ・自衛消防隊は1～5号統括の指揮の下、1号炉の消火活動を実施する。

4. その他

(1) 夜間・休祭日の体制

夜間・休祭日については、上述した緊急時体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

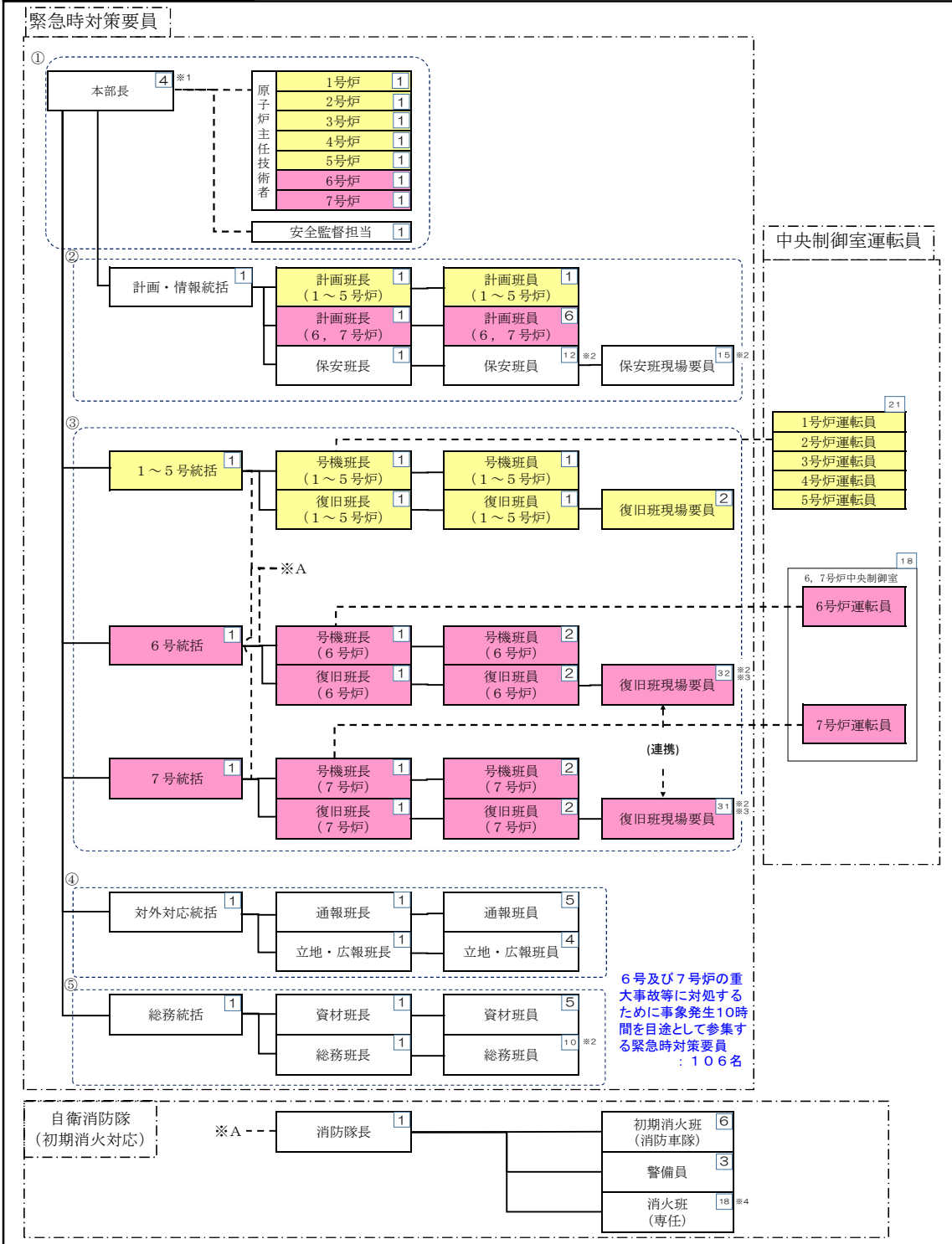
(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間・休祭日において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には、平日昼間のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、または上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか、または統括が兼務する）。具体的な代行者の選定については、上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

表 5.13-1 各職位のミッション

職 位	ミ ッ シ ョ ン
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防災態勢の発令，変更の決定 ・ 緊急時対策本部（以下，「対策本部」という）の指揮・統括 ・ 重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉安全に関する保安の監督，本部長への提言
安全監督担当	<ul style="list-style-type: none"> ・ 人身安全に関する安全の監督，本部長への提言
計画・情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故対応方針（緊急時行動計画）の作成，対策本部への提示 ・ 資源の利用・運用に関する対策本部への提言 ・ 事故対応状況の把握に関する本部長のサポート
計画班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故対応に必要な情報（パラメータ，常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集，プラント状態の進展予測・評価 ・ プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・ アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価 ・ 被ばく管理，汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・ 影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への提言 ・ 放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 対象号機に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作，可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧の統括
号機班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手，対策本部へインプット ・ 事故対応手段の選定に関する当直のサポート ・ 当直からの支援要請に関する号機統括への提言
当 直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・ 中操制御室内監視・操作の実施 ・ 事故の影響緩和，拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・ 可搬型設備の準備状況の把握，号機統括へインプット ・ 不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・ 初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 対外対応活動の統括
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 対外対応情報の収集，本部長へインプット ・ 自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・ マスコミ対応者への支援
総務統括	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所対策本部の運営支援の統括
資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・ 原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・ 要員の呼集，参集状況の把握，対策本部へインプット ・ 食料・被服の調達 ・ 宿泊関係の手配 ・ 医療活動 ・ 所内の警備指示 ・ 一般入所者の避難指示 ・ 物的防護施設の運用指示 ・ 他の班に属さない事項

重大事故等に対処する要員



- は人数を示す
- (黄) : 1～5号炉対応要員
- (粉) : 6号又は7号炉対応要員
- (白) : 1～7号炉共通対応要員

- ① : 意思決定・指揮
 - ② : 情報収集・計画立案
 - ③ : 現場対応
 - ④ : 対外対応
- ※1 本部付含む。
 ※2 班員については役割に応じたチームを編成する。
 ※3 復旧班現場要員は、6号及び7号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり、いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
 ※4 消火班は、火災の規模に応じ召集する。

合計 : 231名

図 5.13-1 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部，自衛消防隊及び中央制御室の体制 (第2次緊急時態勢・参集要員召集後 6, 7号炉共運転中の場合)

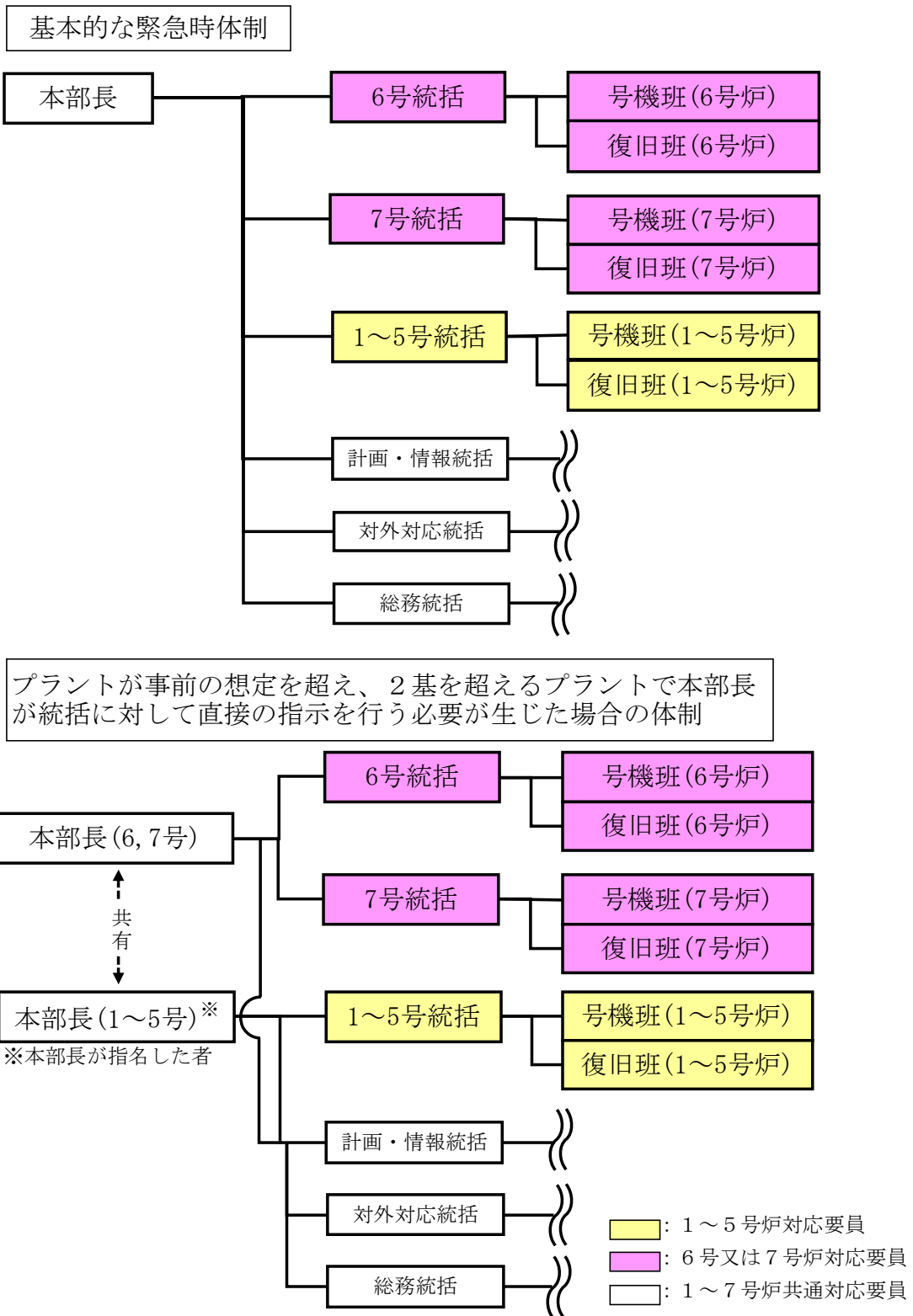
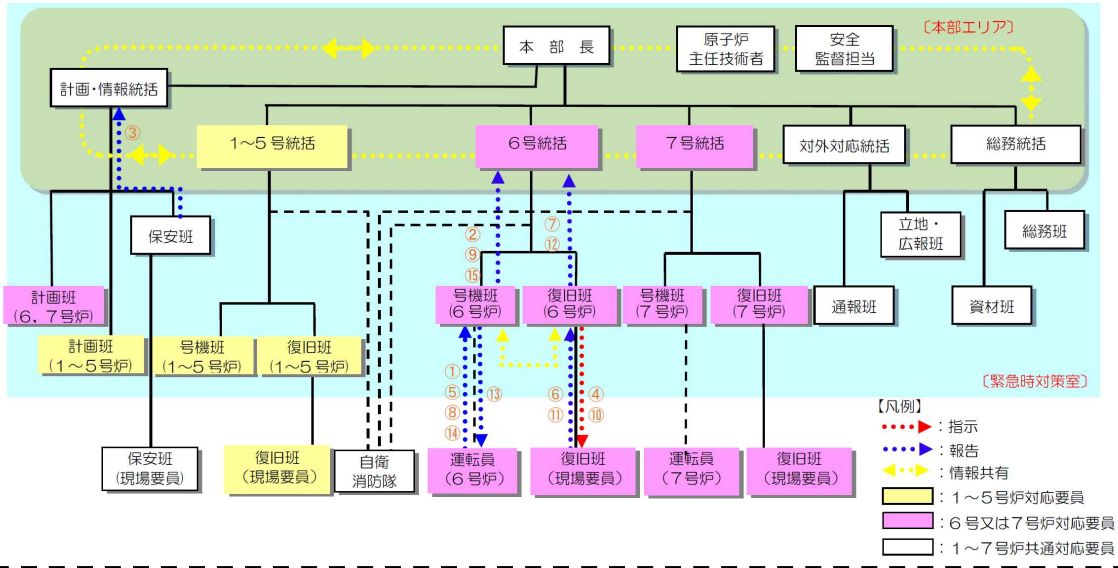


図 5.13-2 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部体制 (概要)

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。



指示・命令の流れ (例：消防車による6号機への注水が必要となった場合)

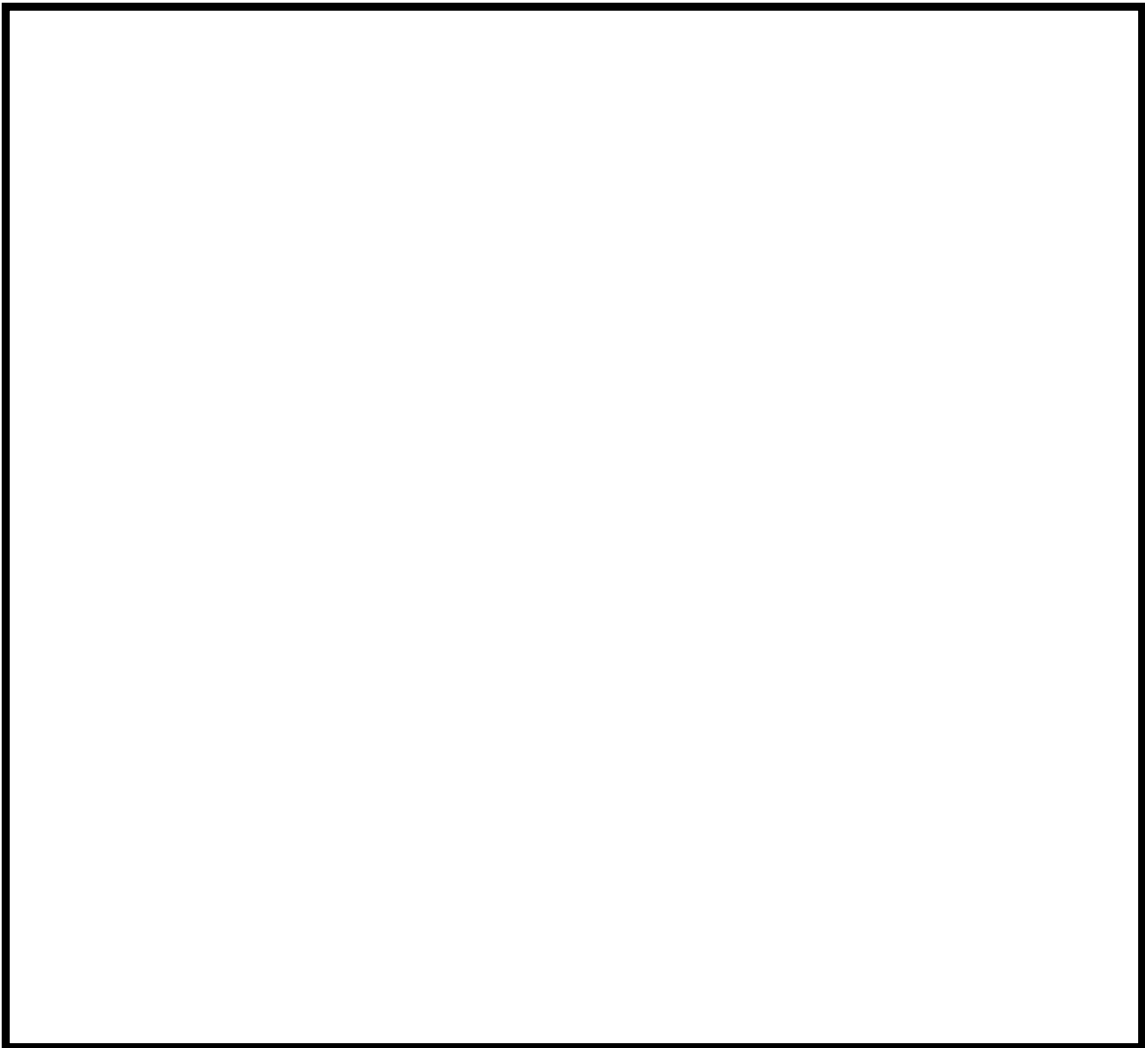
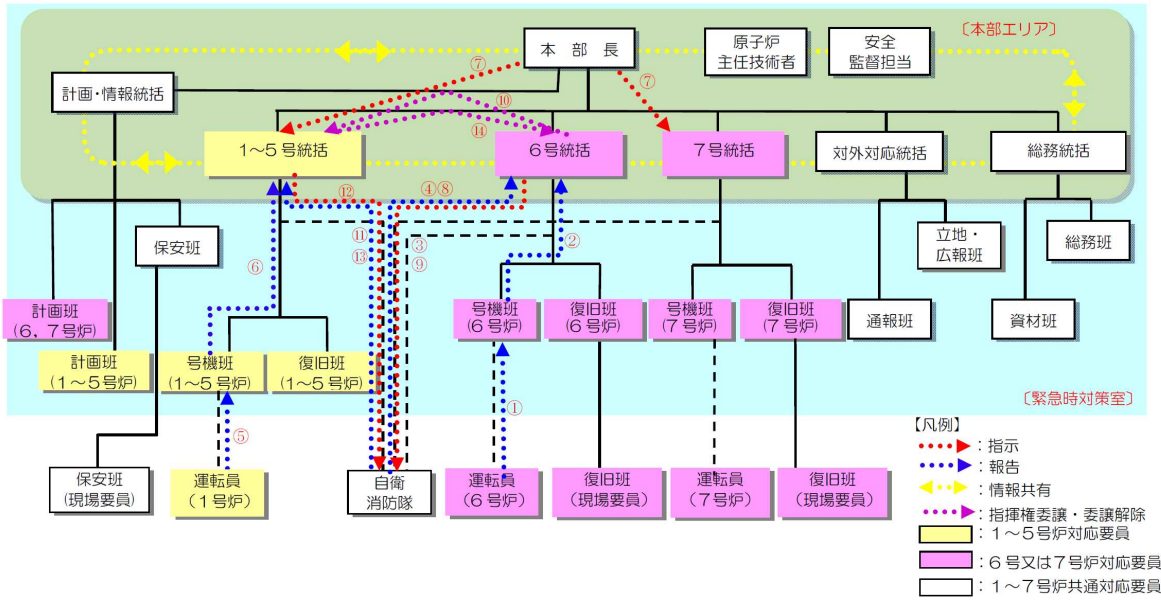


図 5.13-3 消防車による6号炉への注水が必要になった場合の情報の流れ(例)

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。



指示・命令の流れ（例：6号炉で火災が発生し、その後1号炉で火災が発生した場合）

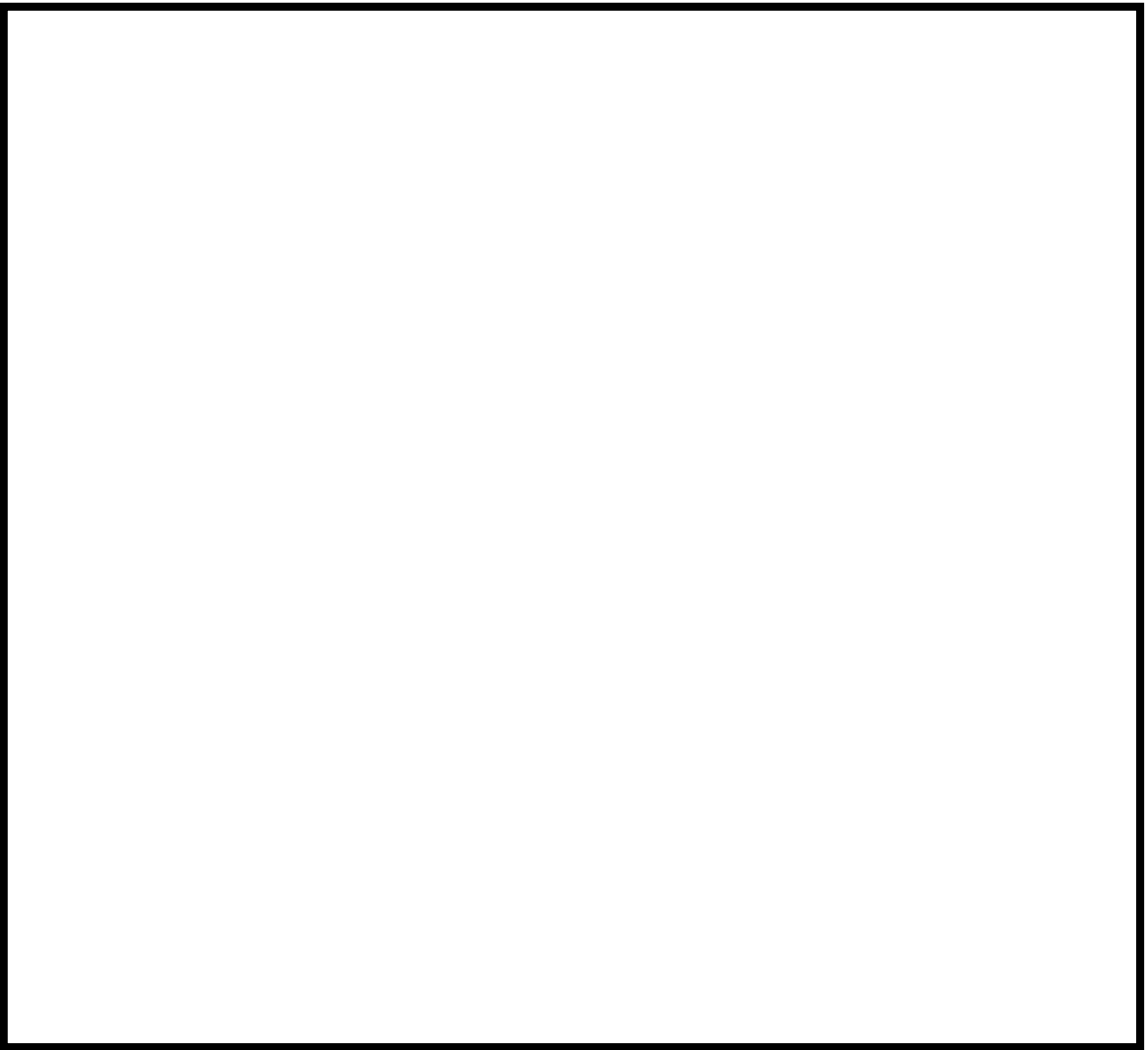


図 5.13-4 火災発生時（2ヶ所の場合）の対応と情報の流れ(例)

5.14 停止中の1～5号炉のパラメータ監視性について

停止中の1～5号炉プラントの事故・異常状況への対処を行うのは、基本的には運転員であることから、6号炉、7号炉いずれかの格納容器ベント時には6号及び7号炉に加え、1～5号炉の運転員が中央制御室にとどまることが出来るよう放射線防護資機材等の配備をおこなうこととし、更に5号炉については中央制御室内に待避室を設置する設計とし、人による監視を継続して行うことで事態への対処を行うこととしている。

一方、6号炉、7号炉が重大事故に伴い格納容器破損に至った際には、放出される放射性物質により中央制御室内の居住性環境がさらに悪化することが予想される。その際には、各号炉の中央制御室からは一旦緊急時対策所に運転員を待避させる。

なおプラントパラメータの遠隔監視に関して、6号炉、7号炉ではプラント計測制御設備からプロセス信号を取り込み、伝送するためのデータ伝送装置と、中央制御室内待避室において表示するためのデータ表示装置を設置することで、重大事故等時においても継続してプラント監視が可能な設計としている一方で、申請前号炉である1～5号炉には上記のようなデータ伝送装置や表示装置をはじめとするプラント情報を監視するための設備について工事計画途上である。そのため停止中の1～5号炉が6号炉、7号炉と同時被災し全交流動力電源喪失に至った際には、プラントパラメータを把握し、伝送・表示するための措置として6号炉、7号炉のような専用の設備には期待することが出来ない。

そのためプラント状況を把握するための設備について設置が完了するまでの措置としては、各号炉の既設の計測制御設備と、可搬の計測資機材類を組み合わせることで、6号炉、7号炉の格納容器ベント時に1～5号炉中央制御室において各号炉の運転員が自号炉の使用済み燃料プール内の燃料健全性確認に必要な監視を行うことが可能なようにする。以下にその概略を示す。

(1) 監視対象

6号炉、7号炉申請時点で、申請前かつプラント停止中の1～5号炉においては、いずれも使用済み燃料貯蔵プールに使用済み燃料が保管・冷却されているため、使用済み燃料プールの冷却状態の把握が必要である。なお1～5号炉においては、いずれも使用済み燃料の崩壊熱は低くなっているため、対応操作に対する時間余裕も充分ある状況である（スロッシングによる漏えいを考慮し、65℃から100℃に達するまでに約30時間）。

(2) 使用済み燃料プールの冷却状態の把握方法

1～5号炉の使用済み燃料貯蔵プール水位・水温は、9箇所に設置した熱電対のうち、気相に露出している熱電対と、水中にある熱電対を用いて電気信号として検出し、中央制御室に指示・記録する設計としている（水中にある各検出点温度と気相部の温度を比較することにより、間接的に水位を監視する）。使用済み燃料ラック上端付近から使用済み燃料貯蔵プール上端付近を計測範囲としている。

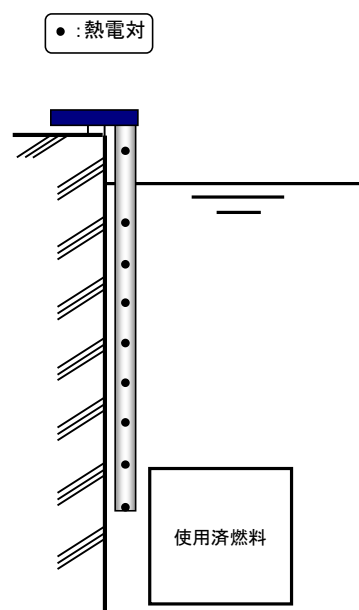


図 5.14-1 使用済み燃料貯蔵プール水位・水温計 概要図

(3) 伝送方法

- ① 5号炉中央制御室～6号炉・7号炉中央制御室～3号炉原子炉建屋内緊急時対策所他所内必要拠点

5号炉中央制御室のデジタル記録計に仮設電源による電源供給（6号炉・7号炉待避所より仮設電源ケーブルにて供給）を行いつつ、デジタル記録計の信号出力を仮設の伝送装置や光ケーブル等により6号及び7号炉中央制御室内にあるデータ伝送装置を経由して、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所他所内必要拠点に伝送することで、遠隔でプラントの状態を把握できる。なお、ケーブル敷設等作業は事故後に参集した要員により、6号炉、7号炉のベント実施前に作業を完了させることが可能となる様、必要な資機材類の配備や手順の整備、要員の確保、タイムラインの明確化に努める。

② 1, 2, 4 号炉中央制御室～3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内必要拠点

1, 2, 4 号炉中央制御室のデジタル記録計に仮設電源による電源供給（3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所より仮設電源ケーブルにて供給）を行いつつ、デジタル記録計の信号出力を仮設の伝送装置や光ケーブル等により 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所他所内必要拠点に伝送することで、遠隔でプラントの状態を把握できる。なお、ケーブル敷設等作業は上記（3）と同様。

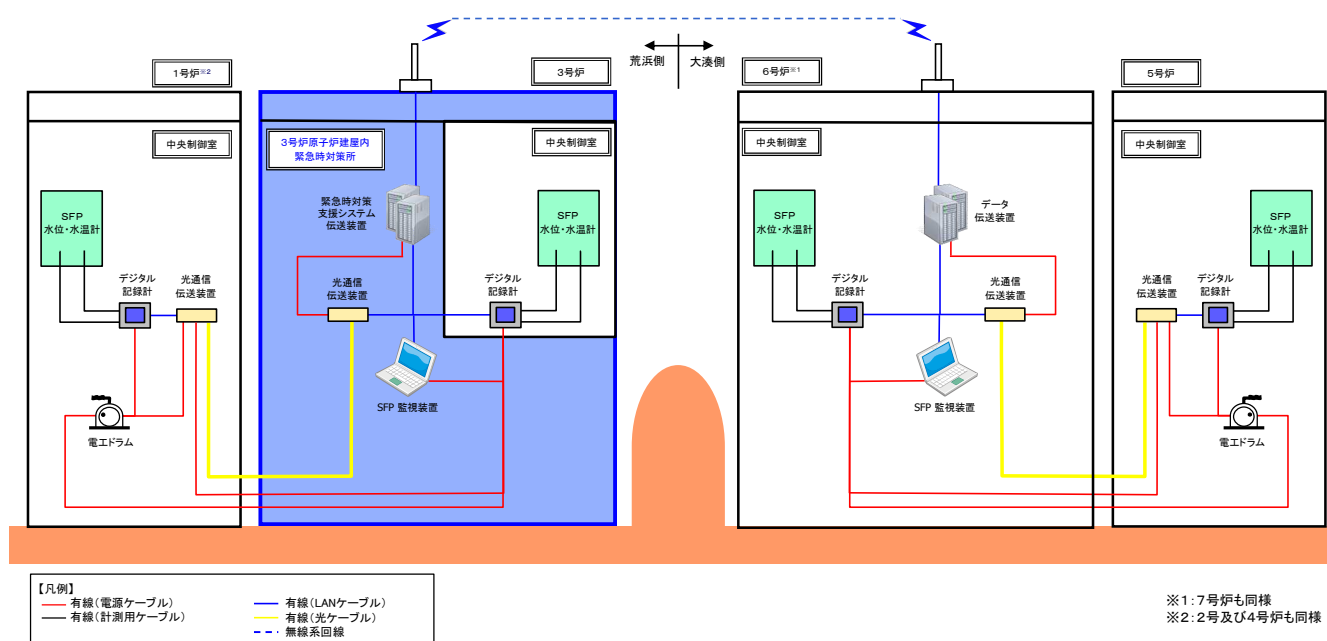


図 5.14-2 デジタル記録計と伝送装置とを組み合わせた使用済み燃料プールパラメータの緊急時対策所からの遠隔監視 概要図

61-10

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

61-10-i

目 次

1. 免震重要棟内緊急時対策所	61-10-1-1
1.1 新規制基準への適合状況	61-10-1-1
1.2 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被ばく評価 について	61-10-1-3
・添付資料 1 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被 ばく評価条件	61-10-1-10
・添付資料 2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性	61-10-1-33
・添付資料 3 線量評価に用いる大気拡散評価	61-10-1-39
・添付資料 4 地表面への沈着速度の設定について	61-10-1-41
・添付資料 5 エアロゾルの乾性沈着速度について	61-10-1-43
・添付資料 6 グランドシャインガンマ線の評価方法	61-10-1-47
・添付資料 7 審査ガイド ^{※1} への適合状況について	61-10-1-53
2. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	61-10-2-1
2.1 新規制基準への適合状況	61-10-2-1
2.2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性に係る被ばく評 価について	61-10-2-3
・添付資料 1 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性に係る 被ばく評価条件	61-10-2-10
・添付資料 2 被ばく評価に用いた気象資料の代表性	61-10-2-35
・添付資料 3 線量評価に用いる大気拡散評価	61-10-2-41
・添付資料 4 地表面への沈着速度の設定について	61-10-2-43
・添付資料 5 エアロゾルの乾性沈着速度について	61-10-2-45
・添付資料 6 審査ガイド ^{※1} への適合状況について	61-10-2-49

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

1. 免震重要棟内緊急時対策所

1.1 新規制基準への適合状況

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六十一条（緊急時対策所）、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七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1	<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）により、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができるようにしている。</p>
2	<p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>—</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所）、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 第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1, 2	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。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、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>免震重要棟内緊急時対策所の居住性については、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき評価した結果、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している（約86mSv/7日間）。なお、想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定し、マスク着用なし、交代要員なし及び安定ヨウ素剤の服用なしとして評価した。</p>

1.2 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下、「審査ガイド」という）に基づき評価を行った。

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量で約 86mSv であり、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

(1) 想定する事象

想定する事象については、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」とした。なお、想定する放射性物質等に関しては、審査ガイドに基づき評価を行った。

(2) 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉が発災するものとし、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。評価に用いた放出放射エネルギーを表 1-1 に示す。

表 1-1 大気中への放出量 (gross 値)

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)
	6 号炉及び 7 号炉の和
希ガス類	約 1.8×10^{19}
よう素類	約 6.3×10^{17}
Cs 類	約 5.6×10^{16}
Te 類	約 1.6×10^{17}
Ba 類	約 6.1×10^{15}
Ru 類	約 2.8×10^{10}
Ce 類	約 1.9×10^{14}
La 類	約 2.8×10^{13}

(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ほうから順に並べた累積出現頻度 97%にあたる値を用いた。評価においては、1985 年 10 月～1986 年 9 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は、表 1-2 に示すとおりである。

表 1-2 相対濃度及び相対線量

評価対象	放出号炉	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室)	6 号炉	5.8×10^{-6}	2.0×10^{-19}
	7 号炉	6.5×10^{-6}	2.1×10^{-19}

(4) 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線評価

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による対策要員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価するものであるが、免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) は原子炉建屋から 1km 以上の離隔距離があることから、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は、十分に減衰するため、線量評価結果に与える影響は軽微であり、居住性に係る被ばく評価において無視することができる。

(5) 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後 24 時間から 34 時間まで継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから 7 日間免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は、図 1-1 に示す①～④のとおりである。被ばく経路のイメージ図を図 1-2 に示す。また、免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) の居住性評価に係る被ばく評価の主要条件を表 1-4 に示す。

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) 内での外部被ばく (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免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) 内での対策要員の外部被ばくは、前述 (4) のとおり影響は軽微であり、居住性に係る被ばく評価において無視することができる。

- b. 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での外部被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からの、ガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）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、大気拡散効果と免震重要棟の外壁及び内壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

- c. 外気から取り込まれた放射性物質による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、外気から免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）及び隣接区画内に取り込まれる。免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）及び隣接区画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免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）及び隣接区画の放射性物質濃度の計算に当たっては以下の i～ii の効果を考慮した。なお、マスクの着用及びよう素剤の服用はないものとして評価した。

- i. 可搬型陽圧化空調機による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の陽圧化
免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）を可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）へのフィルタを通らない外気の侵入を防止する効果を考慮した。なお、陽圧化範囲でない区画は、保守的に外気と同様として評価した。

- d. 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での外部被ばく（経路④）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）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、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対策要員の実効線量を評価した。

(6) 被ばく評価結果

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の対策要員の被ばく評価結果は、表 1-3 に示すとおり、実効線量で約 86mSv であり、実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

表 1-3 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）
の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路		免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室） 実効線量（mSv）		
		6 号炉	7 号炉	合計
室内 作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での外部被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での外部被ばく	約 1.1×10^1	約 1.2×10^1	約 2.3×10^1
	③外気から取り込まれた放射性物質による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での被ばく	約 2.0×10^1	約 2.2×10^1	約 4.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく	(約 6.6×10^0)	(約 7.3×10^0)	(約 1.4×10^1)
	外部被ばく	(約 6.8×10^0)	(約 7.6×10^0)	(約 1.4×10^1)
	待避室外のエリアからの外部被ばく	(約 6.3×10^0)	(約 7.1×10^0)	(約 1.3×10^1)
④大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での外部被ばく	約 1.0×10^1	約 1.1×10^1	約 2.2×10^1	
合計 (①+②+③+④)		約 4.1×10^1	約 4.5×10^1	約 86

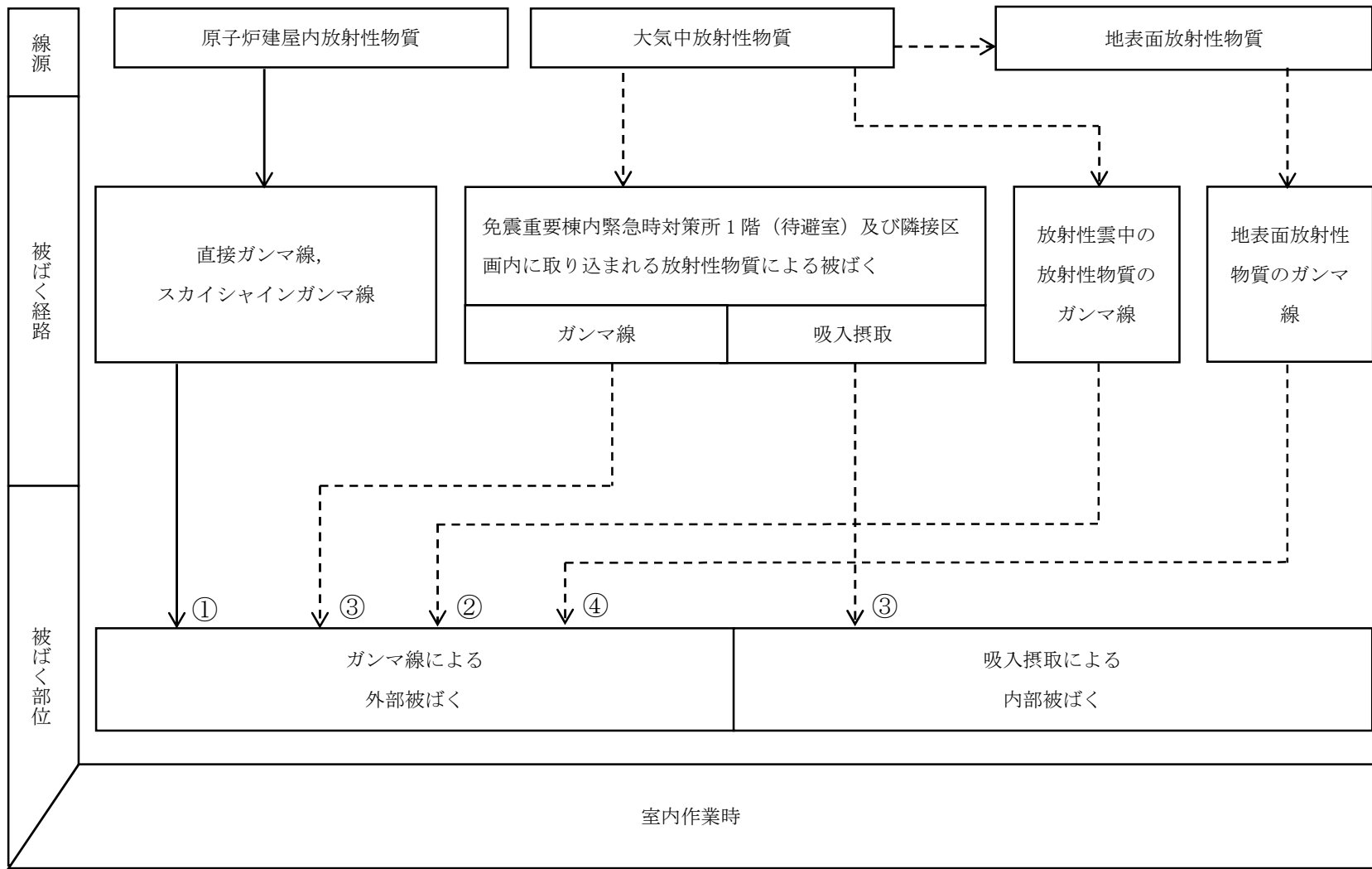


図 1-1 被ばく経路 (免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室))

免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)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免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)内での被ばく (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 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)内での被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
	③ 外気から緊急時制御室内へ取り込まれた放射性物質による免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)内での被ばく (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)
	④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)内での外部被ばく (グラウンドシャインによる外部被ばく)

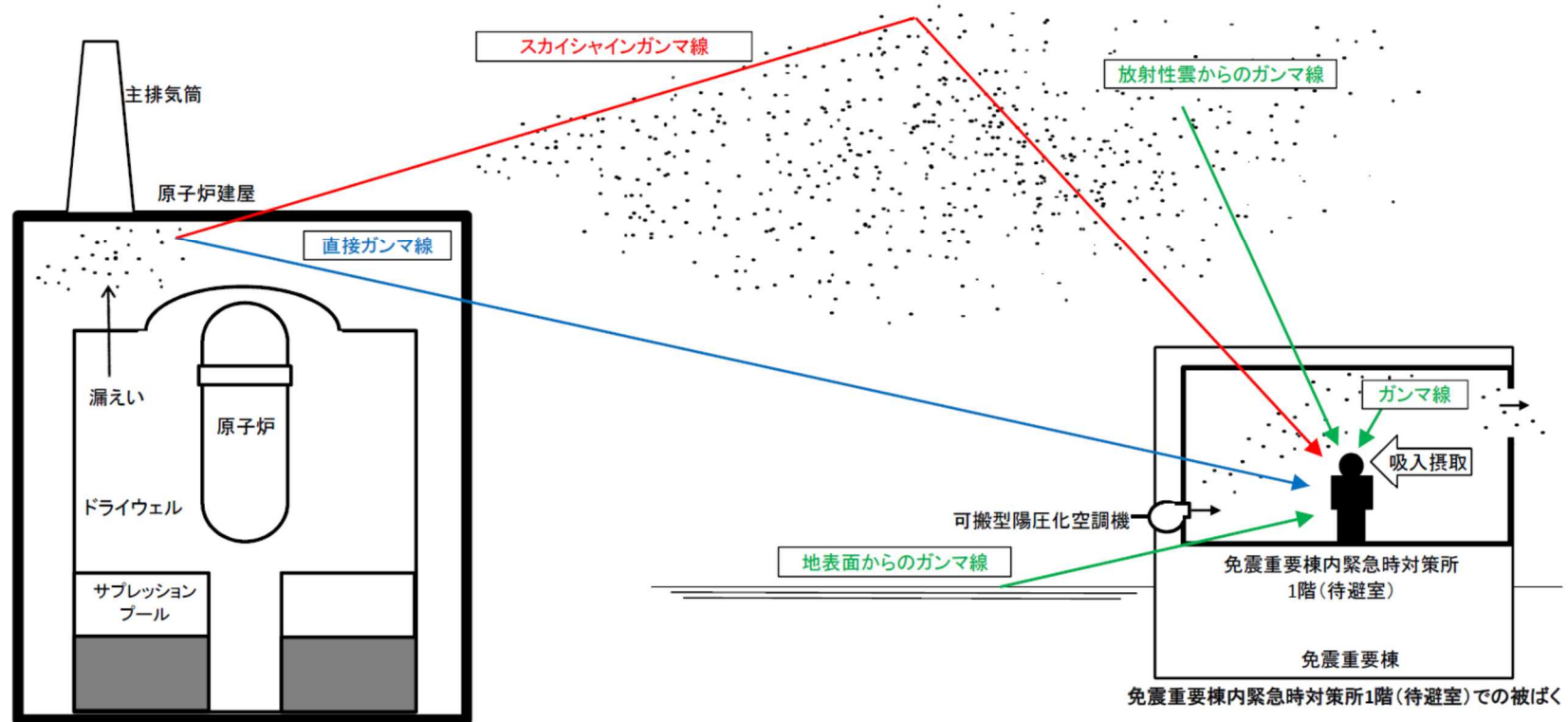


図 1-2 免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)の対策要員の被ばく経路イメージ図

表 1-4 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性評価に係る
被ばく評価の主要条件

		免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）		
放出量評価	発災プラント	6 号炉及び 7 号炉		
	ソースターム	福島第一原子力発電所事故と同等		
大気拡散条件	放出継続時間	10 時間		
	放出源高さ	地上放出		
	気象	1985 年 10 月から 1 年間		
	着目方位	S, SSW 方位		
	重ね合わせ	号炉毎に評価し被ばく量を足し合わせる		
	建屋巻き込み	巻き込みを考慮		
	累積出現頻度	小さい方から 97%相当		
防護措置	時間[h]	0～24	24～34	34～168
	換気設備による 空気取込[m ³ /h]	1,800	1,800	1,800
	マスク	着用なし		
	要員交代, よう素剤	考慮しない		
結果	合計線量 (7 日間)	約 86mSv		

免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被ばく評価条件

表添 1-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 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。
炉心熱出力	3,926MW	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(約 395 日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表添 1-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4 (1) a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La類： $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上	同上
放出開始時刻	24時間後	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する
放出継続時間	10時間	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。
事故の評価期間	7日	同上	3. 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

表添 1-1-2 大気拡散条件 (1/3)

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. 放射性物質の空気中濃度は、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	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象データ(1985年10月～1986年9月)	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 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2参照)	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出継続時間	10時間	審査ガイドに示された放出継続時間に基づき設定	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	放出源： 6号炉原子炉建屋及び 7号炉原子炉建屋 放出源高さ：地上0m	審査ガイドに示されたとおり設定。 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮	4.4(4)b. 放出源高さは、地上放出を仮定する。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。

表添 1-1-2 大気拡散条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	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	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋 及び 7号炉原子炉建屋	放出源であり、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	免震重要棟の中心を評価点とした	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とすることは妥当である。

表添 1-1-2 大気拡散条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	2 方位 (S, SSW)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る披ばく評価では、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。
建屋投影面積	約 1,931m 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. 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。

表添 1-1-3 クラウドシャイン線による被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に，屋外の放射性物質を考慮し，免震重要棟外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて，放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。</p>			
<p>評価点</p>	<p>図添 1-1-1 のとおり</p>	<p>影響が大きくなる中心点を選定 (高さ：床面上 1.5m にて評価)</p>	<p>4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とすることは妥当である。</p>
<p>遮蔽厚さ</p>	<p>図添 1-1-1 のとおり</p>	<p>免震重要棟建屋の躯体厚さ及び追設した遮蔽壁の躯体厚さを参照</p>	<p>4.2(3)a. 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>

表添 1-1-4 隣接区画内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、隣接区画内に取り込まれた放射性物質を考慮し、免震重要棟内緊急時対策所の内壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。なお、隣接区画のうち陽圧化範囲でない区画は、保守的に外気と同様として評価する。</p>			
評価点	図添 1-1-1 のとおり	隣接区画内線源の影響が大きくなる点を選定 (高さ：床面上 1.5m にて評価)	—
遮蔽厚さ	図添 1-1-1 のとおり	免震重要棟建屋の躯体厚さ及び追設した遮蔽壁の躯体厚さを参照	4.2(3)b. 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。
評価コード	QAD-CGGP2R	許認可解析にて実績のあるコード	—

表添 1-1-5 グランド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
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、免震重要棟の屋上面及び屋外の地表面に沈着した放射性物質を考慮し、免震重要棟外壁及び内壁並びに屋外に設置した遮蔽壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。(添付資料 6 参照)</p>			
評価点	図添 1-1-1 のとおり	沈着した線源の影響が大きくなる点を選定 (高さ: 床面上 1.5m にて評価)	—
遮蔽厚さ	図添 1-1-1 のとおり	免震重要棟建屋の躯体厚さ及び追設した遮蔽壁の躯体厚さを参照	4.2(3)b. 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。
評価コード	QAD-CGGP2R	許認可解析にて実績のあるコード	—

表添 1-1-6 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	
施設の位置及び遮蔽構造から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線は、十分に遮蔽されるため、線量評価結果に与える影響は軽微であり、居住性に係る被ばく評価において無視することができる。				
線源強度	原子炉建屋（二次格納施設）内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後7日間の積算線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(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	同上	同上
評価点	図添 1-1-2 のとおり	中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定（高さ：直接ガンマ線では天井面、スカイシャインガンマ線では屋上面を選定）	—	—
遮蔽厚さ	図添 1-1-2 のとおり	免震重要棟建屋の躯体厚さを参照	—	4.4(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。
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線の線量評価：QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線の線量評価：ANISN, G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 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。	—	—

表添1-1-7 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)※1

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	1.00×10^{-2}	2.44×10^{22}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.44×10^{22}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	1.11×10^{23}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.74×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.11×10^{22}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	7.41×10^{21}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	6.66×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.34×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.90×10^{22}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	4.93×10^{22}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	9.85×10^{22}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	1.48×10^{23}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	7.39×10^{22}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	1.03×10^{23}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	3.43×10^{21}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	1.51×10^{23}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	1.72×10^{23}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	7.38×10^{22}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	1.48×10^{23}
1.00×10^0	1.33×10^0	3.27×10^{22}
1.33×10^0	1.34×10^0	9.92×10^{20}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.59×10^{22}
1.50×10^0	1.66×10^0	1.64×10^{21}
1.66×10^0	2.00×10^0	3.49×10^{21}
2.00×10^0	2.50×10^0	2.35×10^{21}
2.50×10^0	3.00×10^0	1.16×10^{20}
3.00×10^0	3.50×10^0	2.68×10^{17}
3.50×10^0	4.00×10^0	2.68×10^{17}
4.00×10^0	4.50×10^0	5.47×10^{11}
4.50×10^0	5.00×10^0	5.47×10^{11}

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している

表添1-1-7 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)※1

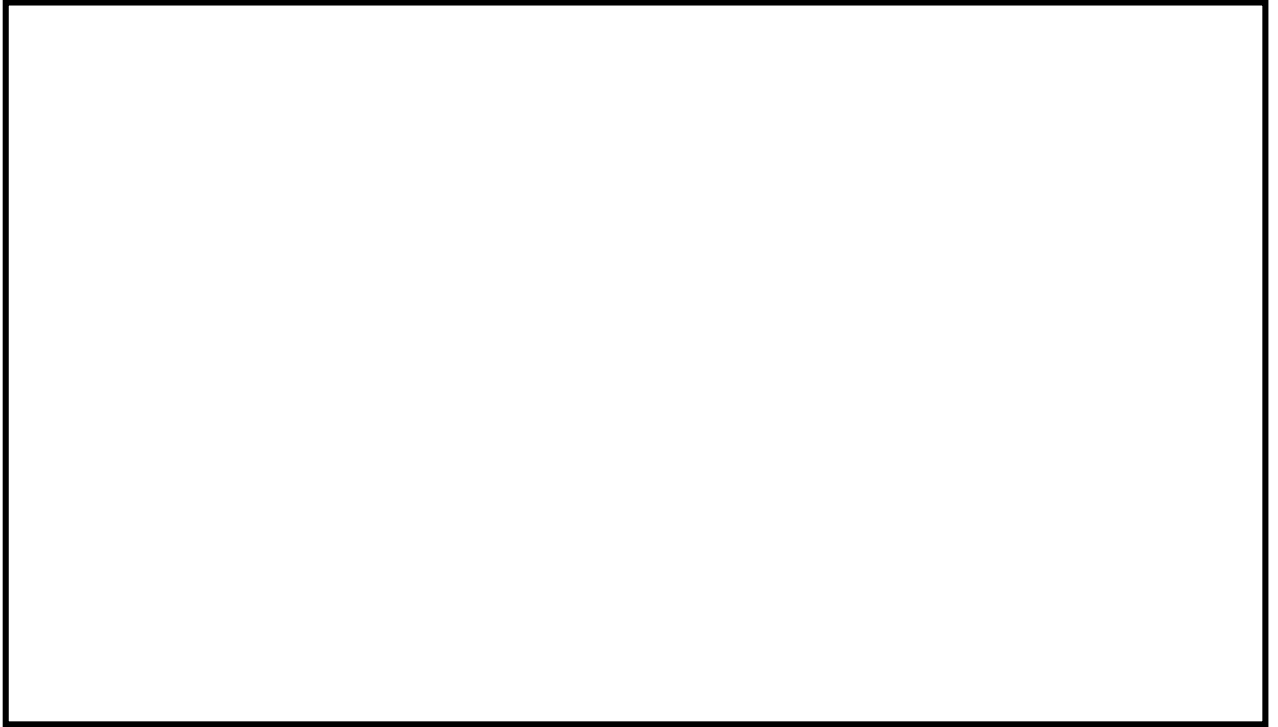
エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり)
下限	上限 (代表エネルギー)	
5.00×10^0	5.50×10^0	5.47×10^{11}
5.50×10^0	6.00×10^0	5.47×10^{11}
6.00×10^0	6.50×10^0	6.28×10^{10}
6.50×10^0	7.00×10^0	6.28×10^{10}
7.00×10^0	7.50×10^0	6.28×10^{10}
7.50×10^0	8.00×10^0	6.28×10^{10}
8.00×10^0	1.00×10^1	1.93×10^{10}
1.00×10^1	1.20×10^1	9.65×10^9
1.20×10^1	1.40×10^1	0.00×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	0.00×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	0.00×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	0.00×10^0

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している



免震重要棟 1 階平面図

図添 1-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (1/6)



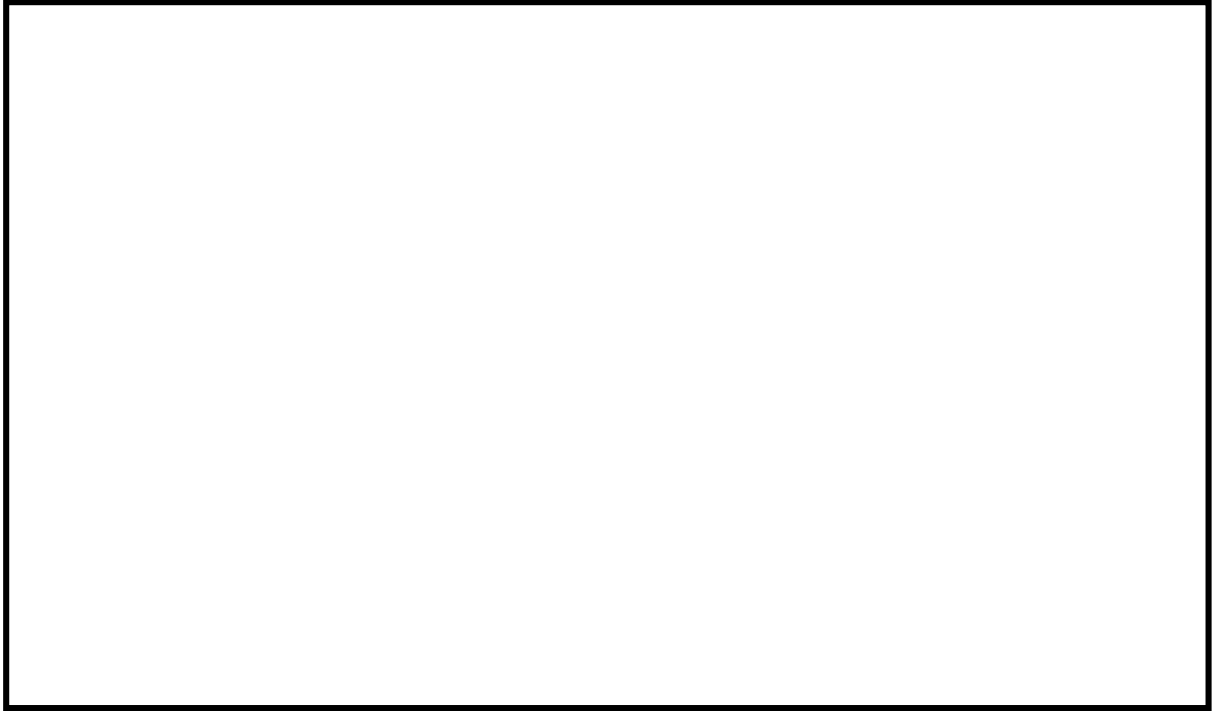
免震重要棟 1 階平面図

図添 1-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (2/6)



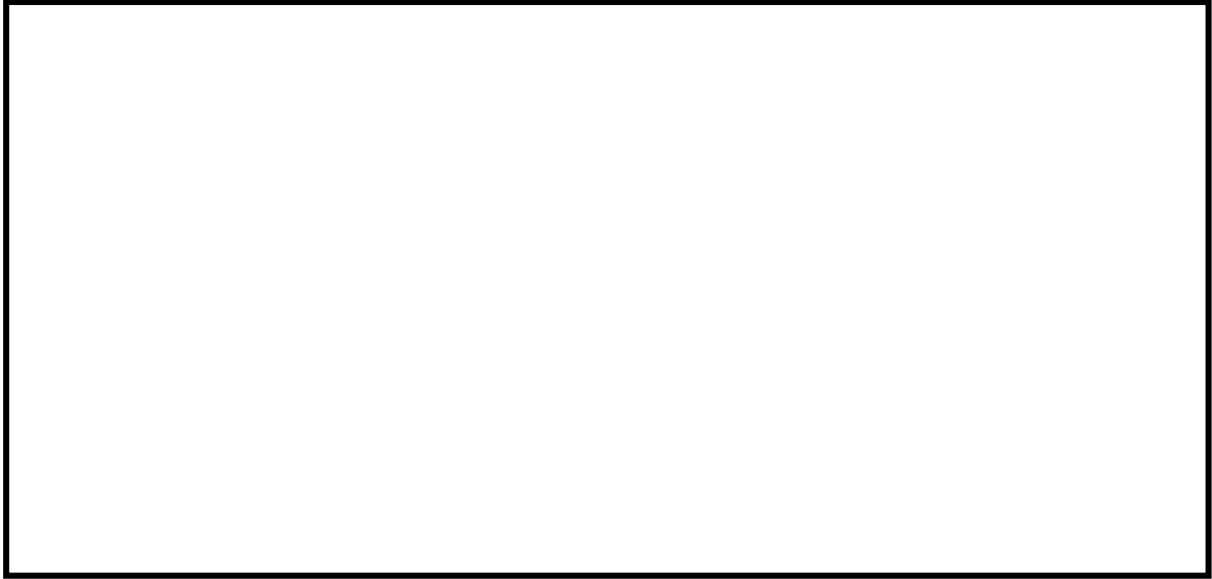
免震重要棟 1 階平面図

図添 1-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (3/6)



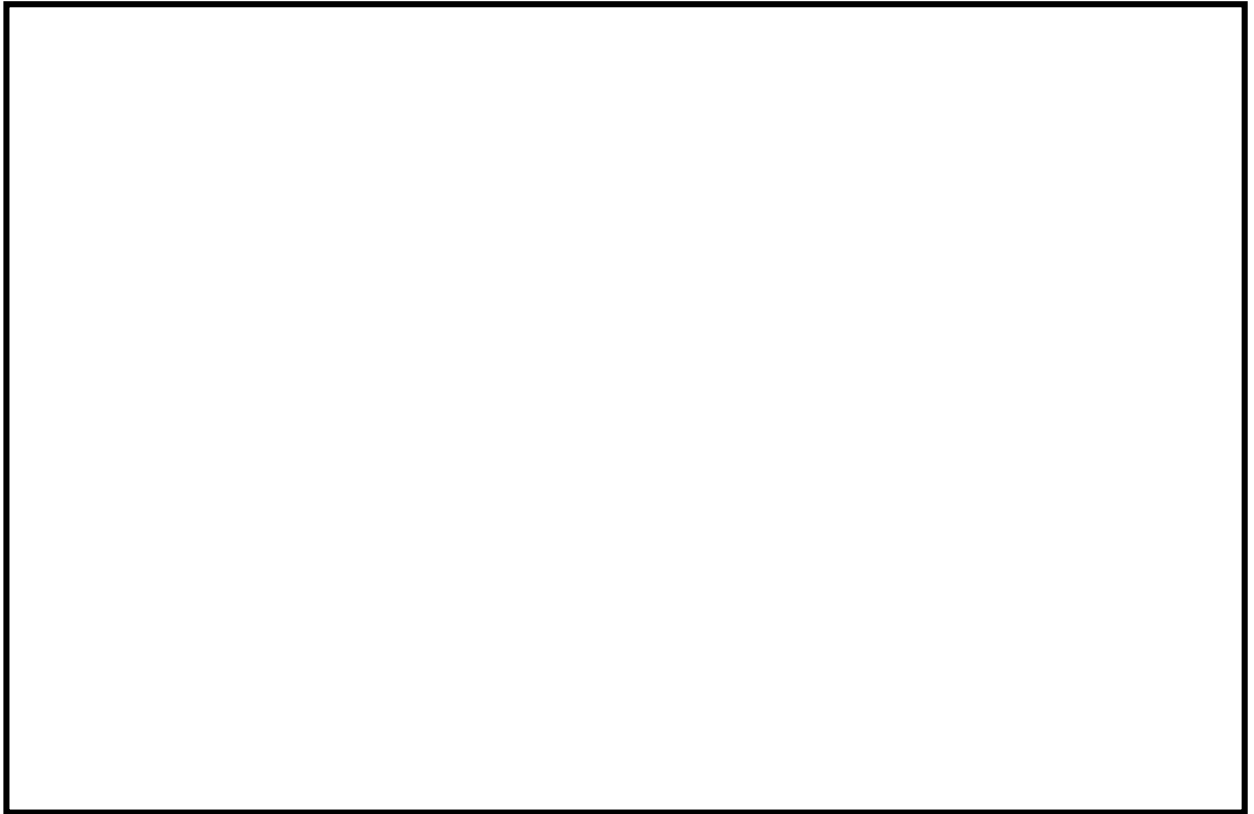
免震重要棟 2 階平面図

図添 1-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (4/6)



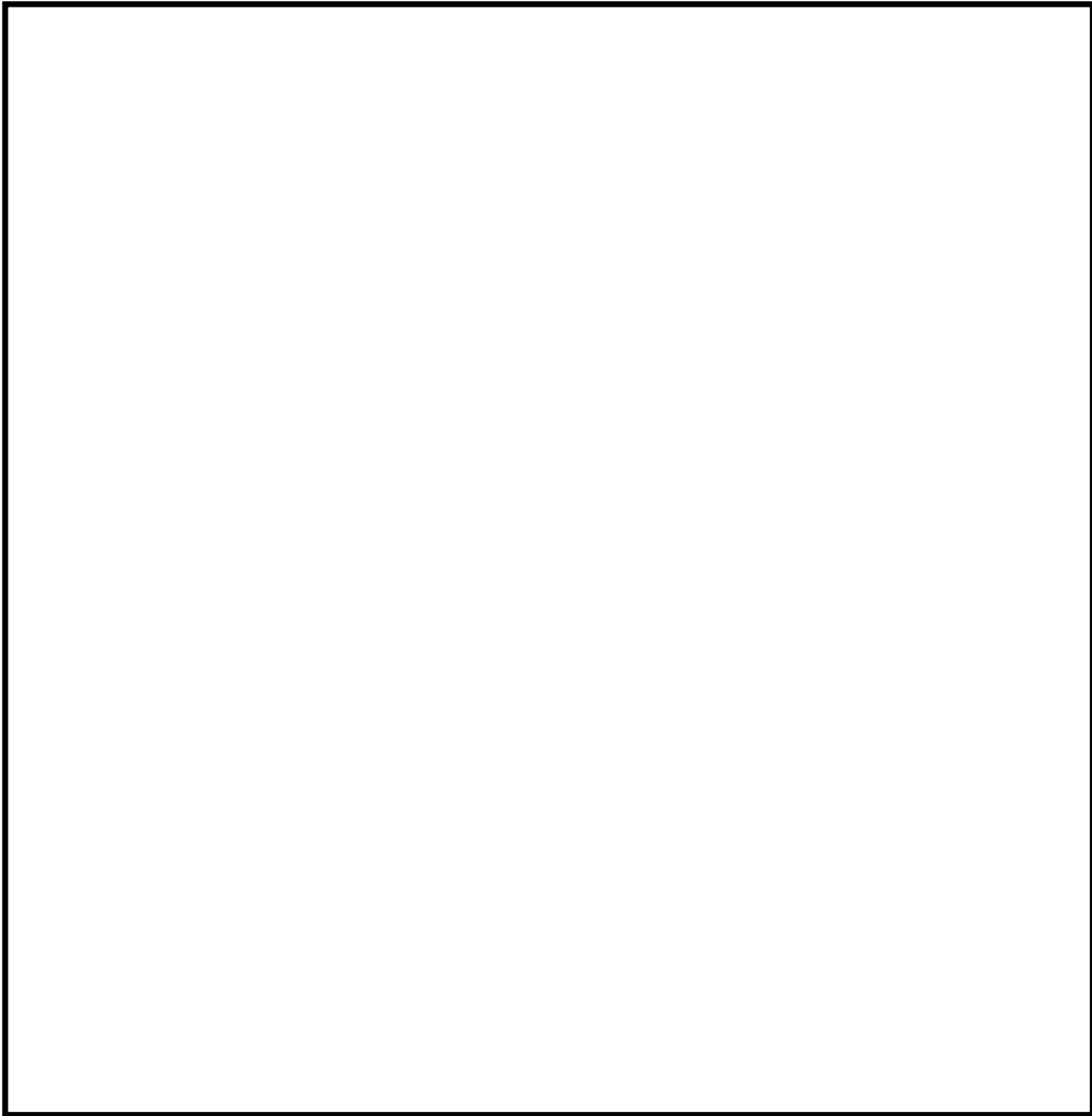
免震重要棟断面図（NS 方向）

図添 1-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル（5/6）



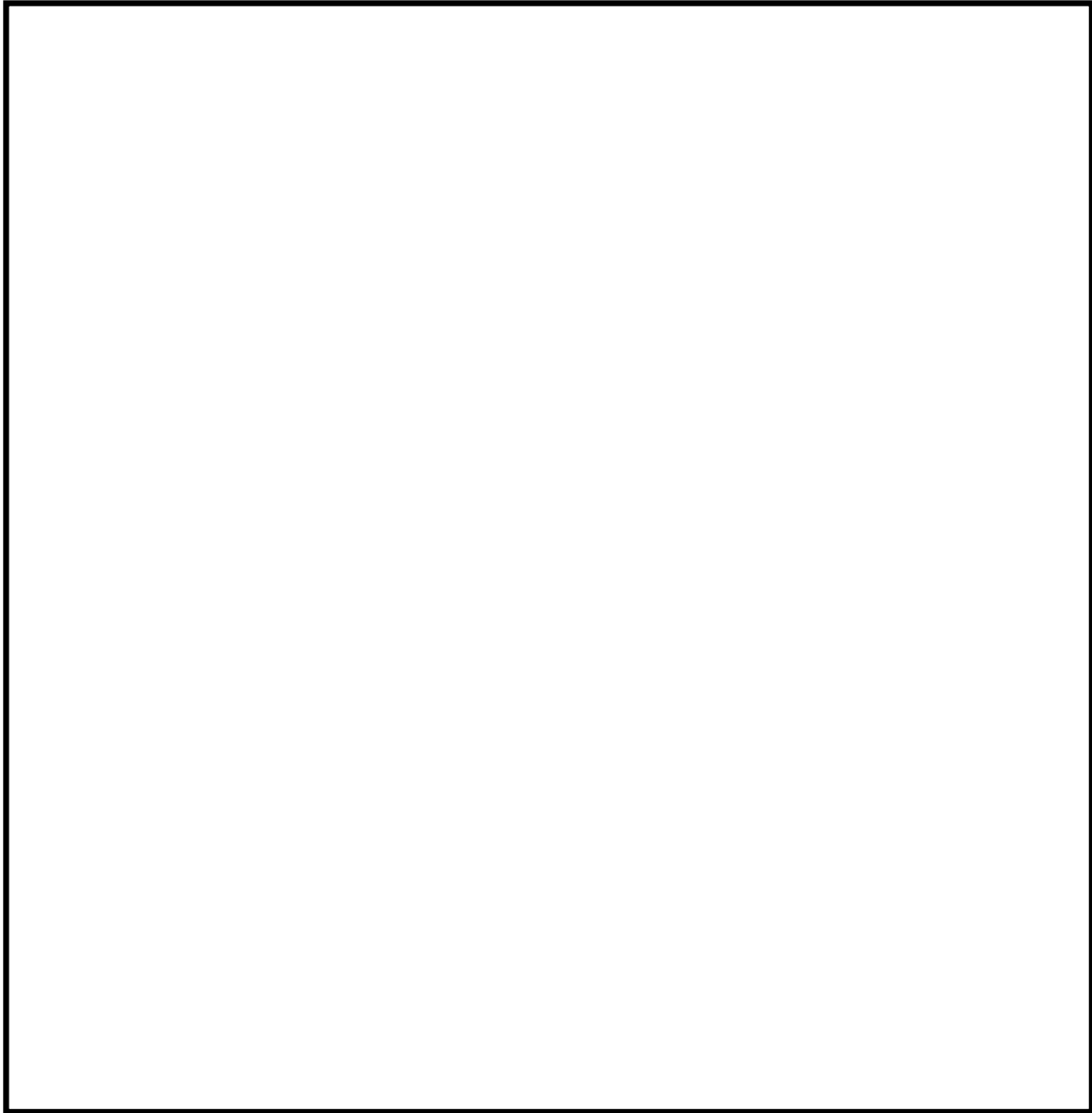
免震重要棟屋外平面図

図添 1-1-1 グランドシャイン線等による被ばく等の計算モデル (6/6)



柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉原子炉建屋及び免震重要棟

図添 1-1-2 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)



柏崎刈羽原子力発電所 7号炉原子炉建屋及び免震重要棟

図添 1-1-2 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)

表添 1-1-8 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）

換気設備条件（1/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
可搬型陽圧化空調機（※）	放射性物質をフィルタにより低減しながら免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内に空気を取り入れる。	免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内へのフィルタを通らない放射性物質の取込み防止するため設定	4.4(3)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、非常用電源によって作動すると仮定する。
事故時における外気取り込み	可搬型陽圧化空調機により、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内に、外気がフィルタを経由した後に流入することを考慮	可搬型陽圧化空調機を用いて、フィルタを通らない放射性物質の免震重要棟内緊急時対策所内取込み防止する。	4.2(2)e. 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。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）
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	陽圧化バウンダリ体積：3,510m ³ 待避室バウンダリ体積：1,080m ³	審査ガイドに示されたとおり設計値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。

（※）図添 1-1-1 のとおり，周囲に鉛 20mm 相当の可搬遮蔽を設置する。

表添 1-1-8 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）

換気設備条件（2/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
可搬型陽圧化空調機ファン風量	1,800m ³ /h	審査ガイドに示されたとおり設計値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って許算する。
可搬型陽圧化空調機フィルタによる除去効率	無機よう素，有機よう素：99.9% 放射性微粒子：99.9%	設計上期待できる値を設定	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。
免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）への空気流入率	0 回/h	可搬型陽圧化空調機により，免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内は陽圧化されているため，空気流入はない。	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。

表添 1-1-8 免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）

換気設備条件（3/3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
マスクによる除染係数	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価における着用を考慮しないものとした。	3. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
安定よう素剤	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価における服用を考慮しないものとした。	3. 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。 ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
交代要員の考慮	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価における交代を考慮しないものとした。	同上

表添 1-1-9 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	<p>成人実効線量換算係数使用(主な核種を以下に示す)</p> <p>I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq</p> <p>I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq</p> <p>I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq</p> <p>I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq</p> <p>I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq</p> <p>Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq</p> <p>Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq</p> <p>Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq</p> <p>上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく</p>	<p>ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく</p>	<p>線量換算係数について記載無し</p>
呼吸率	<p>1.2m³/h</p>	<p>ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定</p>	<p>呼吸率について記載無し</p>
地表面への沈着速度	<p>エアロゾル : 1.2cm/s</p> <p>無機よう素 : 1.2cm/s</p> <p>有機よう素 : 沈着無し</p> <p>希ガス : 沈着無し</p>	<p>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} より設定</p>	<p>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への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p>

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

被ばく評価に用いた気象資料の代表性

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに加え、参考として標高 20m 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：2004 年 04 月～2013 年 03 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 3 項目（風向：E, SSE, 風速階級：5.5～6.4m/s）であった。

棄却された 3 項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわずかに超えた程度であることから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 11 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データにより代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断し

た。

検定結果を表添 1-2-1 から表添 1-2-4 に示す。

表添 1-2-1 棄却検定表（風向）

検定年：敷地内C点（標高 85m，地上高 51m）1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点（標高 85m，地上高 75m）2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

表添 1-2-2 棄却検定表（風速）

検定年：敷地内C点（標高 85m，地上高 51m）1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点（標高 85m，地上高 75m）2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
										上限		下限		
0.0～0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5～1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5～2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5～3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5～4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5～5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5～6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5～7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5～8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5～9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5 以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

表添 1-2-3 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985年 10月～1986年 9月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004年 4月～2013年 3月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×

表添 1-2-4 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月～2013 年 3 月

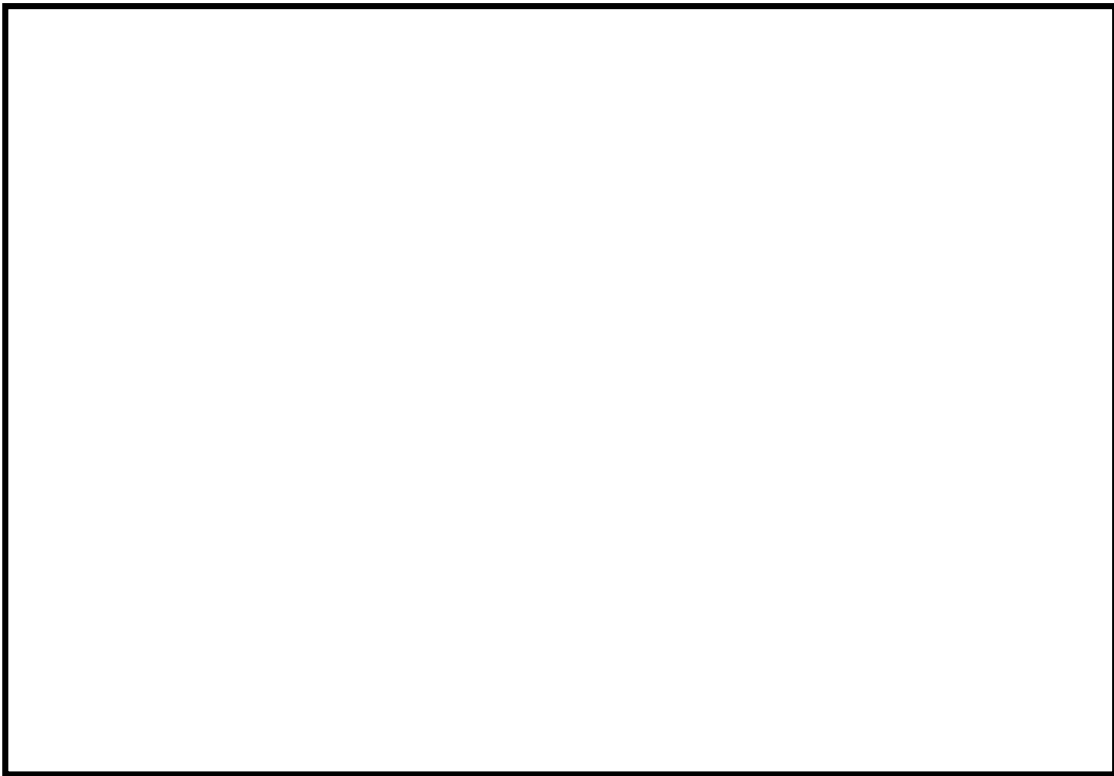
(%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
0.0～0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5～1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5～2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5～3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5～4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5～5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5～6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5～7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5～8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5～9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5 以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

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。

線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、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%にあたる値としている。また、注目方位は、図添 1-3-1 に示すとおり、建屋による拡がりの影響を考慮している。評価対象方位を表添 1-3-1 に示す。本評価では着目方位は 2 方位となる。



図添 1-3-1 評価対象方位

表添 1-3-1 評価対象方位

評価点	免震重要棟中心
放出源	6 号炉・7 号炉原子炉建屋中心
着目方位	S, SSW
距離	1, 850m (6 号炉)
	1, 719m (7 号炉)

相対濃度(λ/Q)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。評価結果を表添1-3-2、表添1-3-3に示す。累積出現頻度97%にあたる相対濃度は、6号炉で約 5.8×10^{-6} 、7号炉で約 6.5×10^{-6} となった。

表添1-3-2 相対濃度の値(実効放出継続時間10時間) (6号炉)

累積出現頻度(%)	相対濃度(s/m^3)
.....
96.99	約 5.7×10^{-6}
<u>97.01</u>	<u>約5.8×10^{-6}</u>
97.02	約 5.8×10^{-6}
.....

表添1-3-3 相対濃度の値(実効放出継続時間10時間) (7号炉)

累積出現頻度(%)	相対濃度(s/m^3)
.....
96.98	約 6.4×10^{-6}
<u>97.01</u>	<u>約6.5×10^{-6}</u>
97.05	約 6.6×10^{-6}
.....

地表面への沈着速度の設定について

免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）の居住性評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着速度0.3cm/sの4倍である1.2cm/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の4倍と設定した。

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

1. 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%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つて示す。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）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、居住性評価を保守的に評価するために放出点高さの相対濃度を用いた。

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

$(\chi/Q)_D(x, y, z)_i$: 時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x, y, z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]
 V_d : 沈着速度[m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2より)

(2) 湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_W(x, y)_i$: 時刻*i*での湿性沈着率[1/m²]
 $\chi/Q(x, y, 0)_i$: 時刻*i*での地表面高さでの相対濃度[s/m³]
 Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-6} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻*i*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

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

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値

乾性沈着率の累積出現頻度97%値

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

2. 検討結果

表添1-4-1に免震重要棟の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.4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。

表添1-4-1 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 (s/m ³)	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
免震重要 棟中心	6号炉原子炉 建屋中心	5.8×10 ⁻⁶	1.7×10 ⁻⁸	2.4×10 ⁻⁸	1.4
	7号炉原子炉 建屋中心	6.5×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻⁸	2.7×10 ⁻⁸	1.4

エアロゾルの乾性沈着速度について

エアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s は NUREG/CR-4551^{*1}に基づいて設定している。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 $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時に格納容器内に浮遊する放射性物質を含むエアロゾル粒径の検討（参考資料参照）及び、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の被ばく評価シナリオにおいては、放出が開始される 24 時間までに、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、24 時間後の放出においては、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W. G. N. Slinn の検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度である。以上のことから、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性評価におけるエアロゾル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。

なお、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性評価では、「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）における解説（葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮する際に、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している）を踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度として、保守的に乾性沈着の 4 倍の 1.2cm/s を使用している。

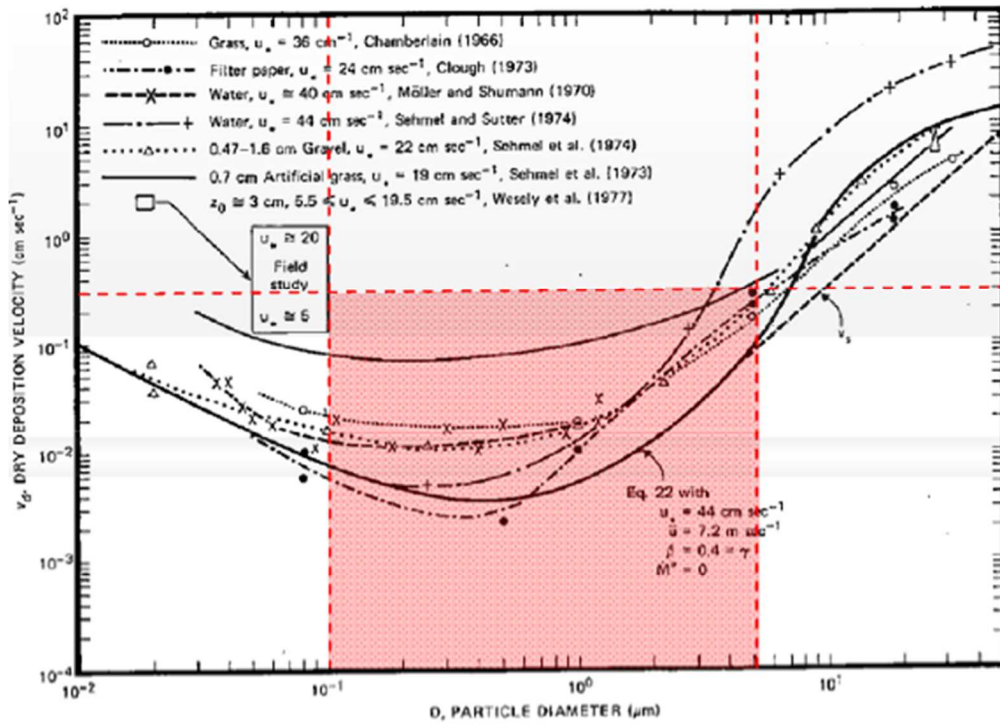


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain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

図添 1-5-1 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 risk: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 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

参考資料 シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内に浮遊する放射性物質を含むエアロゾル粒径の範囲として、本評価で想定している 0.1 μm ～5 μm は、シビアアクシデント時のエアロゾル挙動に関する既往研究の知見を参考に設定している。

シビアアクシデント時の格納容器内の放射性物質を含むエアロゾルの発生としては、炉心損傷時に 1 次系から放出されるエアロゾルや MCCI 発生時に格納容器内に直接放出されるエアロゾル等が想定され、これら発生エアロゾル粒子が格納容器内で凝集・沈着の過程を経ることで、格納容器内に浮遊するエアロゾル粒径が時間とともに変化する。

これら各フェーズのエアロゾル挙動に着目した既往研究の調査結果から、エアロゾル粒径に関する知見について整理した結果を表 1 に示す。

表 1 エアロゾル粒径に関する既往研究の調査結果 (1/2)

番号	試験名または報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	AECL が実施した試験	0.1～3.0	・ CANDU 炉のジルカロイ被覆管燃料を使用した 1 次系内核分裂生成物挙動に関する小規模試験
②	PBF-SFD ^{※1}	0.29～0.56	・ 米国アイダホ国立工学研究所にて実施された炉心損傷時の燃料棒及び炉心の振る舞い、核分裂生成物及び水素の放出挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データはフィルタサンプルの SEM 分析による幾何平均直径
③	PHEBUS-FP ^{※1}	0.1～0.5	・ 仏国カダラッシュ原子力研究センターの PHEBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データは 1 次系内フィルタサンプルの SEM 分析による凝集物を構成する粒子径
④	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25～2.5	・ MCCI 時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビング DF モデル (相関式) を開発したレポート ・ 粒径データは、MCCI 時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲
⑤	LACE LA2 ^{※3}	約 0.5～約 5	・ 米国ハンフォード国立研究所 (HEDL) にて実施された、格納容器内エアロゾル沈着挙動に関する大規模模擬実験 ・ 粒径データは、LA2 試験の事前解析として実施された、各種エアロゾル挙動解析コードによるエアロゾル空気力学的直径の時間変化における最小値と最大値

表1 エアロゾル粒径に関する既往研究の調査結果 (2/2)

番号	試験名または報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
⑥	PHEBUS-FP ^{※1}	2.4~4.0	・粒径データは、PHEBUS-FP 模擬格納容器内で測定されたエアロゾル空気力学的直径の範囲

表1において、炉心損傷時の1次系内エアロゾルについては①、②及び③、MCCI時の発生エアロゾルについては④、さらに、格納容器内エアロゾル粒径に関しては⑤及び⑥に整理している。

この表に整理した試験結果等は、想定するエアロゾル発生源や挙動範囲(1次系、格納容器)に違いはあるものの、エアロゾル粒子はサブ μm から数 μm までの範囲にあり、格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている粒径範囲を包絡する値として、 $0.1\mu\text{m}$ ~ $5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

※1 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009) 5

※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 J.H.Wilson and P.C.Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

A.L.Wright, J.H.Wilson and P.C.Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

グラントシャインガンマ線の評価方法

免震重要棟内に影響する可能性のあるグラントシャインガンマ線は、免震重要棟の屋上や周辺の地表面に沈着した放射性物質によるものと考えられ、免震重要棟内構造壁・床・天井・外壁及び免震重要棟外の遮蔽壁により遮蔽効果が得られる。グラントシャインガンマ線の評価に当たっては、これらの遮蔽効果を考慮した評価を行った。

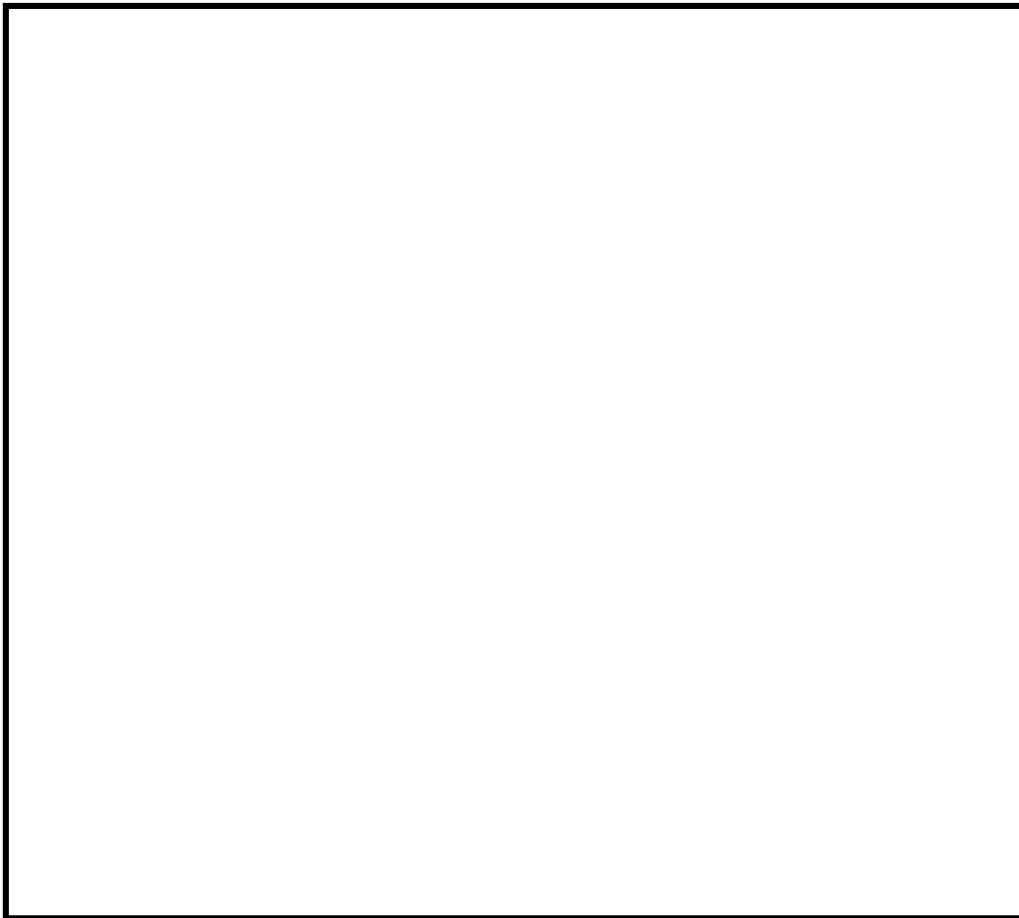
免震重要棟周辺の地形を図添 1-6-1 に、拡大図を図添 1-6-2 に示す。図添 1-6-1 の赤線より上側（免震重要棟の北東から南西部分）かつ青線より下側は免震重要棟屋上より標高が低く、免震重要棟 G.L（地表面高さ）より高い領域である。また、青線より上側は、標高が免震重要棟 G.L と同程度または低い領域である。赤線より下側は免震重要棟屋上より標高が高い領域である。免震重要棟北側から西側にかけては平坦な地形であるが、東側及び南側は山の斜面が比較的近く、道路や駐車場の段差がある地形である。

グラントシャインガンマ線の評価上のモデルにはこの地形を反映し、免震重要棟の東側及び南側は道路、駐車場、傾斜部を考慮した階段状の形状とし、それ以外の領域は免震重要棟 G.L と同じ高さで平坦な形状とした。また、周辺建屋のうち隣接する事務本館を遮蔽物として考慮した。評価モデルのイメージ図を図添 1-6-3 に、拡大図を図添 1-6-4 に、断面図を図添 1-6-5 に示す。

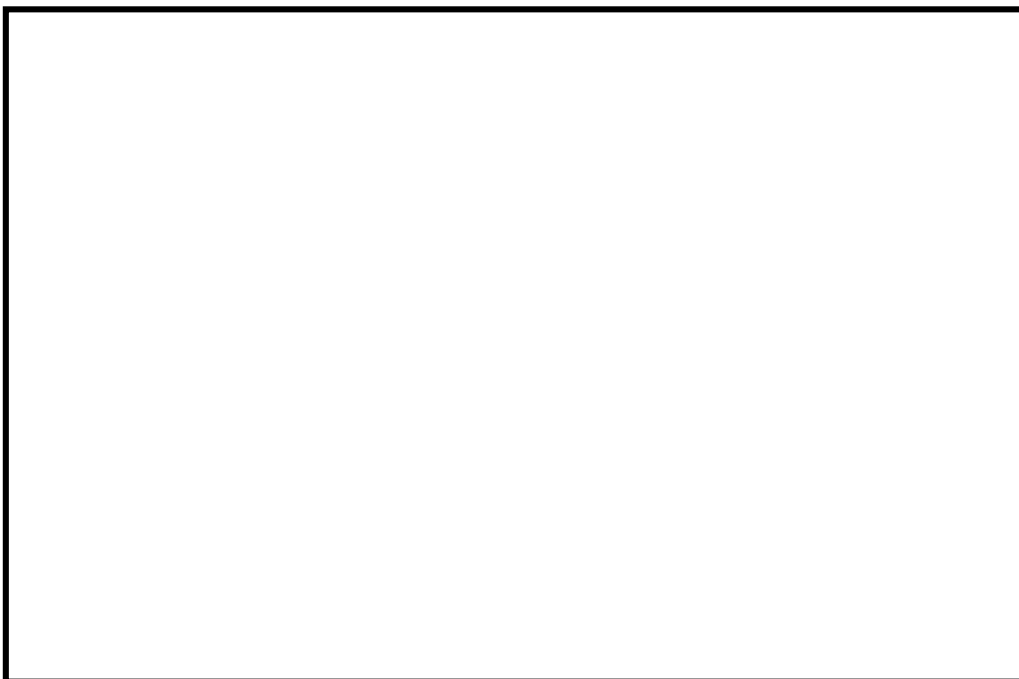
線源と見なす領域は階段状の領域以外は免震重要棟から半径 500m 以内とし、地表面に放射性物質が均一に沈着するものとした。評価モデル上、図添 1-6-3、図添 1-6-5 の橙色で示す領域を線源とした。なお、傾斜部に沈着した放射性物質は評価モデル上では垂直面に沈着しているものとみなし、線源の高さは、免震重要棟 G.L から 10m の高さ（免震重要棟屋上と同程度の高さ）までとした。

評価コードは、QAD-CGGP2R コードを用いた。また、グラントシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度を表添 1-6-1 に示す。なお、評価点は、沈着した線源からの影響が大きくなる点を選定し、高さは床面上 1.5m とした。

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。

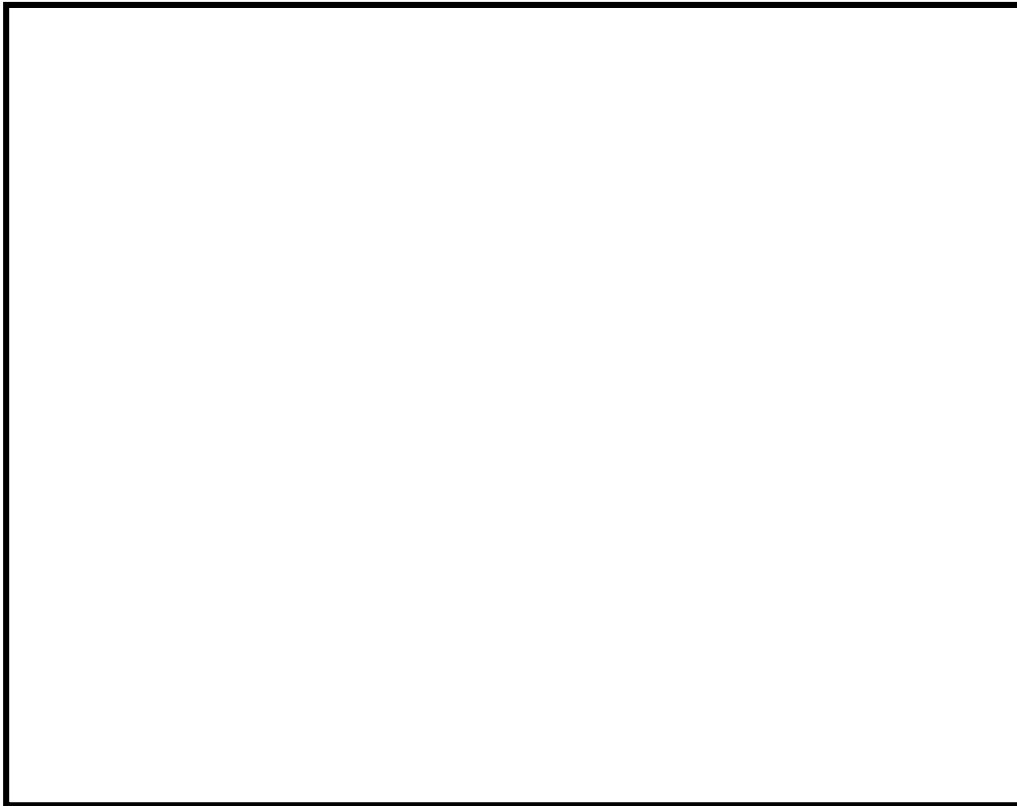


図添 1-6-1 免震重要棟周辺地形



図添 1-6-2 免震重要棟周辺地形（拡大図）

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。

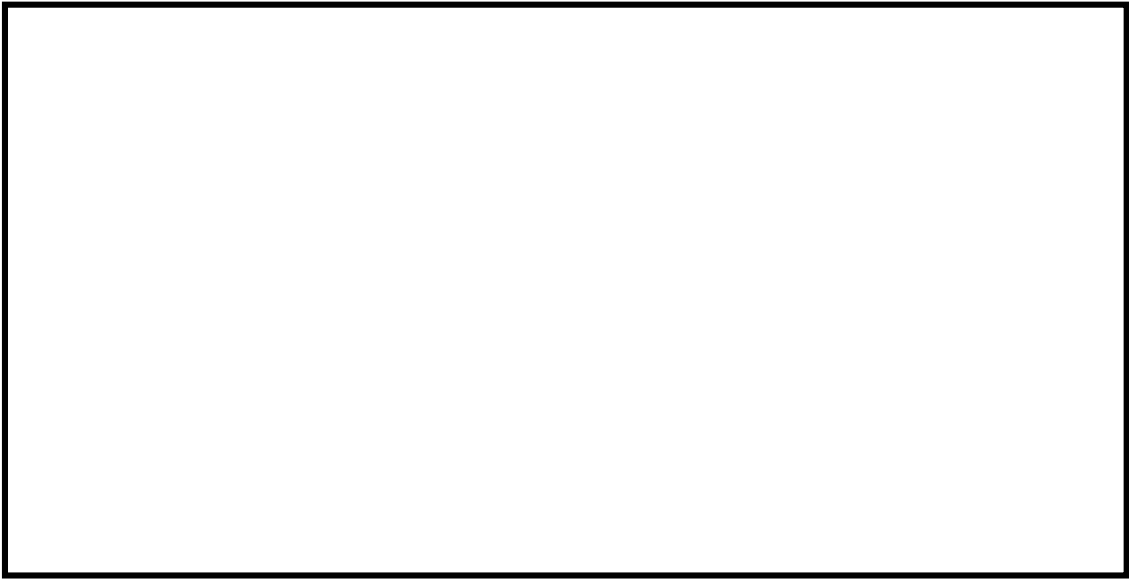


図添 1-6-3 免震重要棟グランドシャイン線評価モデル（平面図）（橙色部：線源領域）



図添 1-6-4 免震重要棟グランドシャイン線評価モデル（平面図）（拡大）

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。



図添 1-6-5 免震重要棟グランドシャイン線評価モデル (断面図)

表添 1-6-1 グランドシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度(1/2)^{※1}

エネルギー(MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) 6号炉と7号炉からの寄与の合計
下限	上限(代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	1.49×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	1.49×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	2.13×10 ¹⁵
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	4.74×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	2.35×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	1.57×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	2.99×10 ¹³
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	1.49×10 ¹⁴
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	1.36×10 ¹⁴
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	1.02×10 ¹⁵
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	2.03×10 ¹⁵
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	3.17×10 ¹⁵
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	1.58×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	2.08×10 ¹⁵
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	6.92×10 ¹³
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	3.04×10 ¹⁵
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	3.46×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	1.51×10 ¹⁵
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	3.02×10 ¹⁵
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	6.95×10 ¹⁴
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	2.11×10 ¹³
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	3.37×10 ¹⁴
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	2.52×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	5.36×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	5.42×10 ¹³
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	1.19×10 ¹²
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	9.78×10 ⁶
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	9.78×10 ⁶
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	2.03×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	2.03×10 ¹

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している

表添 1-6-1 グランドシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度(2/2)^{※1}

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) 6号炉と7号炉からの寄与の合計
下限	上限 (代表エネルギー)	
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	2.03×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	2.03×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	2.33×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	2.33×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	2.33×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	2.33×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	7.17×10 ⁻¹
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	3.58×10 ⁻¹
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	0.00×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	0.00×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	0.00×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	0.00×10 ⁰

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している

<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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋) 第76条(緊急時対策所)</p> <p>1 e)緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。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、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <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>1e) →審査ガイド通り</p> <p>① 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定。放射性物質の放出割合は4.4(1)の通り。</p> <p>② 対策要員はマスクを着用していないとして評価している。</p> <p>③ 交代要員体制：評価期間内の交代は考慮しない。 安定ヨウ素剤の服用：考慮なし 仮設設備：可搬型陽圧化空調機による陽圧化を考慮する。</p> <p>④ 対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p> <p>4.1 →審査ガイド通り</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>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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(1)被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図 2 に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</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>4.1(1) →審査ガイド通り</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の居住性に係る被ばく経路は図 2 の①～③の経路に対して評価している。評価期間中の対策要員の交代は考慮しないため、④⑤の経路は評価しない。</p> <p>4.1(1)① →審査ガイド通り</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設）内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設）内の放射性物質からの直接ガンマ線による免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)② →審査ガイド通り</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</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／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量</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免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）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免震重要棟内緊急時対策所の外壁及び内壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の外部被ばく（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た。</p> <p>4.1(1)③ →審査ガイド通り</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内に取り込まれた放射性物質は、免震重要棟内緊急時対策所内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>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免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内に取り込まれる。免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）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免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1(1)④ →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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</p> <p>大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <p>・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</p>	<p>4.1(1)⑤ →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.1(2) →審査ガイド通り</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）の居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>ただし評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.1(2)a. →審査ガイド通り</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）の居住性に係る被ばく評価では放</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</p> <p>・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。</p> <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p>	<p>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している。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建屋内の放射性物質存在量分布を設定している。</p> <p>4.1(2)b. →審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について、小さい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、1985年10月から1986年9月の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. →審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、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線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計算している。</p>

<p>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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカ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。 <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p> <p>4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率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>4.1(2)d. →審査ガイド通り</p> <p>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による被ばく線量を計算している。</p> <p>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。</p> <p>上記 a 及び b の結果を用いて、免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4.1(2)e. →審査ガイド通り</p> <p>上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準（対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと）を満足することを確認している。</p> <p>4.2(1)a. →審査ガイド通り</p> <p>外気は可搬型陽圧化空調機により免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）へ送気する。可搬型陽圧化空調機のフィルタによる除去効率は、設計上期待できる値（よう素については性状を考慮）として、放射性微粒子については 99.9%、よう素については 99.9%として評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</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。 <p>なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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)における関連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 	<p>4.2(1)b. →審査ガイド通り</p> <p>外気は可搬型陽圧化空調機により免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)へ送気される。免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)は可搬型陽圧化空調機により陽圧を維持するため、フィルタを通らない空気流入量は無いものとして評価している。</p> <p>4.2(2)a. →審査ガイド通り</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>柏崎刈羽原子力発電所内で観測して得られた1985年10月から1986年9月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</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関連式を用いて計算している。</p> <p>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</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</p> <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響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> <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、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> <p>・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> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <p>・巻き込みを生じる代表建屋</p> <p>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</p>	<p>価している。</p> <p>放出点が地上であるため、建屋高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点（地上）の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（免震重要棟）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価点に及ぶ可能性のある複数の方位を考慮している。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. →審査ガイド通り</p> <p>建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>が生じているものとする。</p> <p>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。</p> <p>・放射性物質濃度の評価点</p> <p>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 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気の入力を遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とす</p>	<p>6号炉および7号炉原子炉建屋を代表建屋としている。</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）は、常時、外気を可搬型陽圧化空調機のフィルタを通した空気により陽圧化されている。</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>る。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p>	<p>免震重要棟の屋上面を選定するが、具体的には、保守的に放出点（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は免震重要棟中心としている。</p> <p>免震重要棟の屋上面を選定するが、具体的には保守的に放出点（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は免震重要棟中心とし、保守的に放出点（地上）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>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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点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>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>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点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を対象としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</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增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ので、風</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。</p> <p>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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに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）」^(参1)による。 	<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、長時間放出の場合の評価方法に従って評価している。</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。相対濃度及び相対線量は、「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>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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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） 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） ・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。 <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>4.2(2)d. →審査ガイド通り</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>4.2(2)e. →審査ガイドの主旨に基づいて評価</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内は、可搬型陽圧化空調機により放射性物質を含む空気が送気されることを仮定している。また、陽圧化範囲でない区画には、直接流入により放射性物質が外気から取り込まれていることを仮定している。</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内では放射性物質は一様に混合するとし、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>外気取入による放射性物質の取込については、可搬型陽圧化空調機の運転流量に依る。</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>体積（容積）を用いて計算する。</p> <p>(3)線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</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蔽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蔽される低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物 	<p>4.2(3)a. →審査ガイド通り</p> <p>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。</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内の対策要員に対しては、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)b. →審査ガイド通り</p> <p>グラウンドシャインによる被ばくは、免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）の対策要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)c. →審査ガイド通り</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）における内部被ばく線量について</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。 <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>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>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）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ものとして評価している。</p> <p>4.2(3)d. →審査ガイド通り</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）内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。</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階（待避室）では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仮定している。</p> <p>4.2(3)e. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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、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。 <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、入退域での空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・ 入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 <p>4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p>	<p>4.2(3)f. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)h. →6号及び7号炉からの寄与を被ばく経路毎に個別に評価を実施して、その結果を合算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <p>・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する^(参6)。</p> <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)</p> <p>(NUREG-1465^(参6)を参考に設定)</p> <p>Cs類：2.13%</p> <p>Te類：1.47%</p> <p>Ba類：0.0264%</p> <p>Ru類：7.53×10⁻³%</p> <p>Ce類：1.51×10⁻⁴%</p> <p>La類：3.87×10⁻⁵%</p> <p>(2) 非常用電源</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</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. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備</p>	<p>4.4(1)a. →審査ガイド通り</p> <p>事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。なお、核種の崩壊及び娘核種の生成を考慮する。</p> <p>4.4(2) →審査ガイド通り</p> <p>免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事故発生後24時間のため、放出開始までに電源は復旧している。</p> <p>4.4(3)a. →審査ガイド通り</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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する^(参5)（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した 1 号炉の放出開始時刻を参考に設定）。 放射線物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する^(参5)（福島第一原子力発電所 2 号炉の放出継続時間を参考に設定）。 <p>b. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する^(参5)。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する^(参5)。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射線物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。 <p>⇒NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出）^(参6)を基に原子炉建屋内に放出された放射線物質を設定する。</p>	<p>放射線物質の放出開始までに免震重要棟内緊急時対策所 1 階（待避室）の非常用電源は復旧している。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放射線物質の大気中への放出開始時間は、事故発生 24 時間後と仮定する。</p> <p>放射線物質の大気中への放出継続時間は 10 時間とした。</p> <p>4.4(4)b. →審査ガイド通り</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する。</p> <p>4.4(5)a. →審査ガイド通り</p> <p>東京電力福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射線物質を設定し、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。原子炉建屋内の放射線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>

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	免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況																											
<table border="1" data-bbox="309 336 689 751"> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR</th> <th>BWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類：</td> <td>100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類：</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Cs 類：</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Te 類：</td> <td>31%</td> <td>31%</td> </tr> <tr> <td>Ba 類：</td> <td>12%</td> <td>12%</td> </tr> <tr> <td>Ru 類：</td> <td>0.5%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>Ce 類：</td> <td>0.55%</td> <td>0.55%</td> </tr> <tr> <td>La 類：</td> <td>0.52%</td> <td>0.52%</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="237 770 1133 847">BWR については、MELCOR 解析結果^(参7)から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は 0.3 倍と仮定する。</p> <p data-bbox="237 866 851 895">また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p> <p data-bbox="237 914 1128 991">⇒電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p data-bbox="237 1010 1133 1086">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、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul data-bbox="237 1106 1133 1329" style="list-style-type: none"> ・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 		PWR	BWR	希ガス類：	100%	100%	ヨウ素類：	66%	61%	Cs 類：	66%	61%	Te 類：	31%	31%	Ba 類：	12%	12%	Ru 類：	0.5%	0.5%	Ce 類：	0.55%	0.55%	La 類：	0.52%	0.52%	<p data-bbox="1155 770 1957 847">原子炉格納容器から原子炉建屋への低減率は 0.3 倍と仮定している。また、希ガスは大気中への放出分を考慮している。</p>
	PWR	BWR																										
希ガス類：	100%	100%																										
ヨウ素類：	66%	61%																										
Cs 類：	66%	61%																										
Te 類：	31%	31%																										
Ba 類：	12%	12%																										
Ru 類：	0.5%	0.5%																										
Ce 類：	0.55%	0.55%																										
La 類：	0.52%	0.52%																										

<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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>る外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件から計算する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく・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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。 	<p>4.4(5)b. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

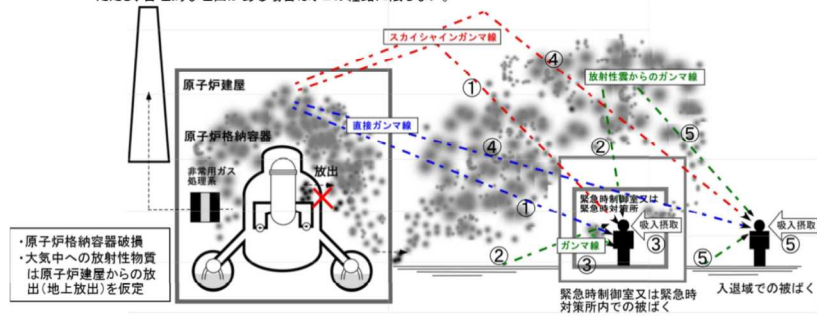
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路

緊急時制御室又は緊急時対策所内での被ばく	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、グランドシャインによる外部被ばく) ③外気から緊急時制御室又は緊急時対策所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2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図2 →審査ガイドの趣旨に基づき設定

免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

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

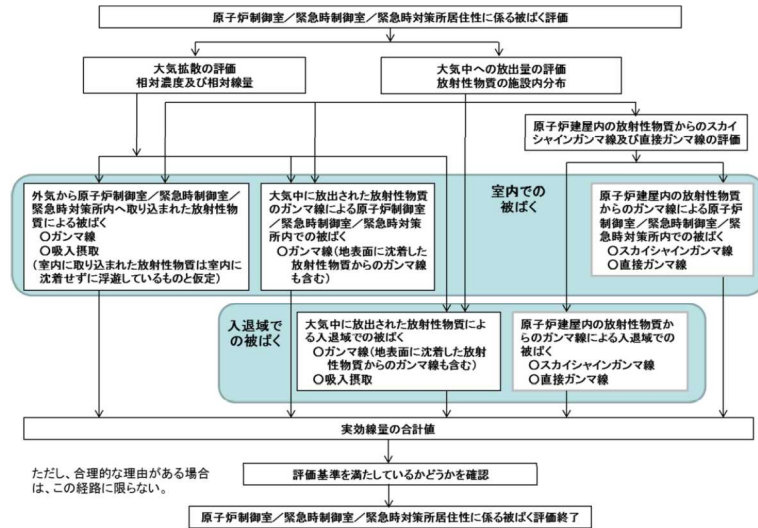


図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価手順

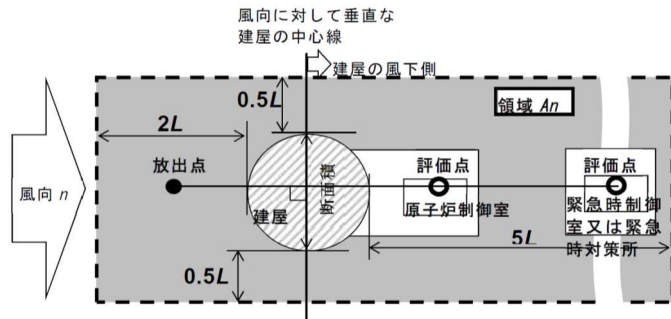
免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

図3 →審査ガイドの趣旨に基づき設定

免震重要棟内緊急時対策所1階(待避室)に関しては、対策要員の交代を
考慮しないため、入退域での評価は実施しない。

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

免震重要棟内緊急時対策所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 →審査ガイド通り

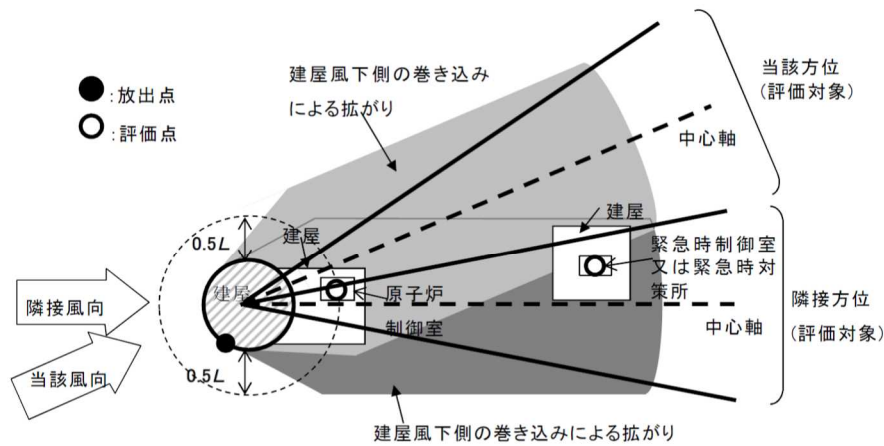
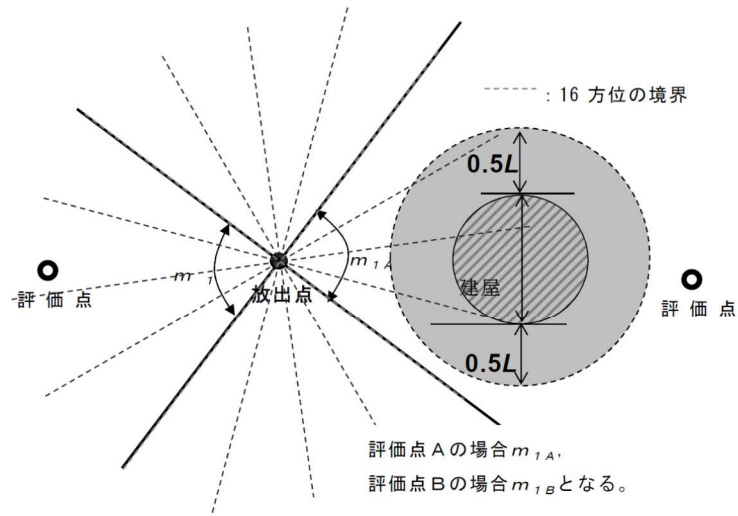


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 →審査ガイド通り

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

免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況



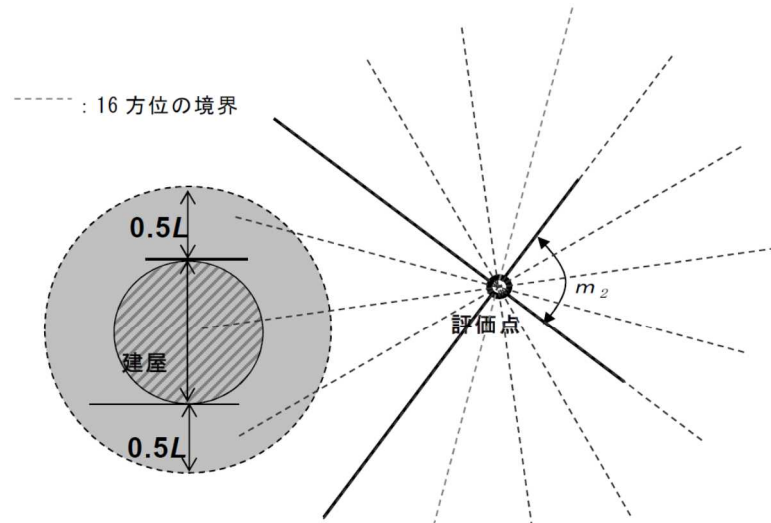
注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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 →審査ガイド通り

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

免震重要棟内緊急時対策所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 →審査ガイド通り

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

免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

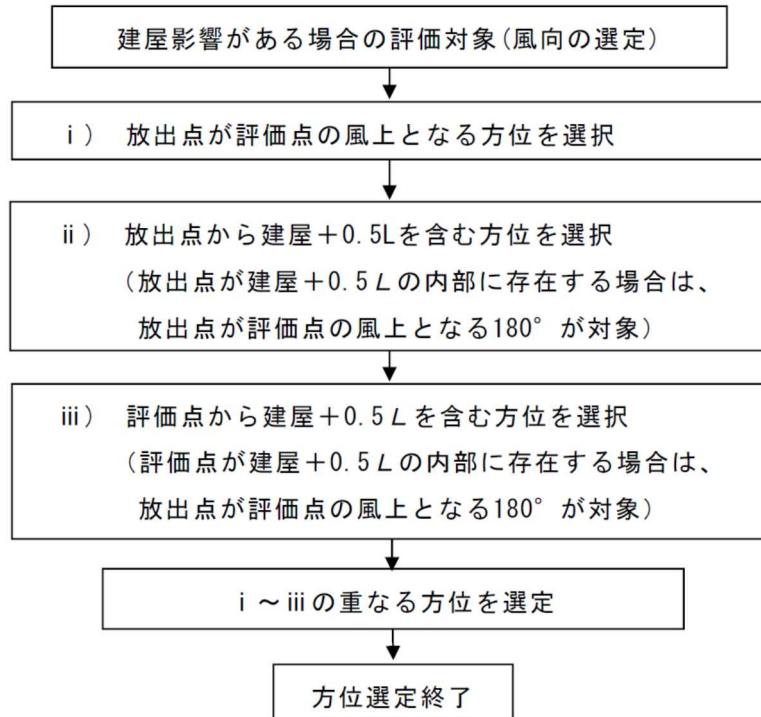


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8 →審査ガイド通り

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

免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

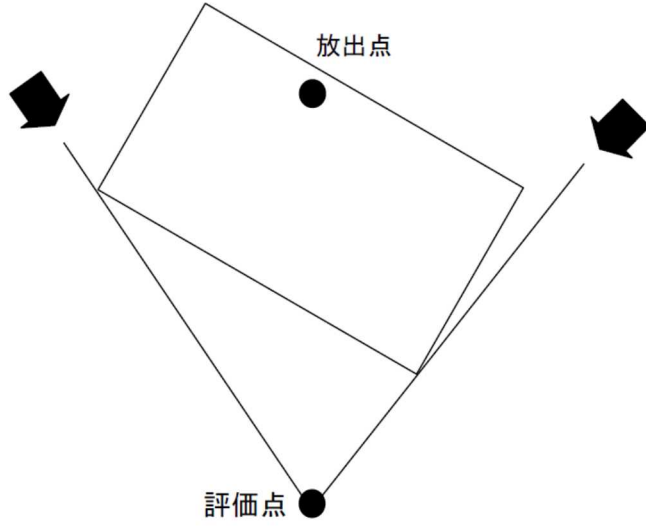
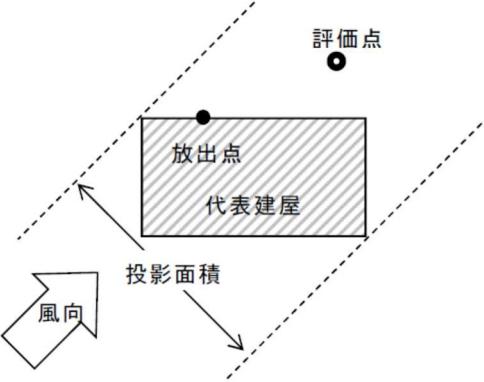


図9 →審査ガイド通り

図9 評価対象方位の設定

<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>免震重要棟内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
 <p>図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p>図 10 →審査ガイド通り</p>

2. 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

2.1 新規制基準への適合状況

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六十一条（緊急時対策所）、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 第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1	<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所により、当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができるようにしている。</p>
2	<p>緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>—</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所）、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 第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

	新規制基準の項目	適合状況
1, 2	<p>【解釈】</p> <p>1 第 1 項及び第 2 項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。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、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</p>	<p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)の居住性については、審査ガイドに基づき評価した結果、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している(約33mSv/7日間)。なお、想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定し、マスク着用なし、交代要員なし及び安定ヨウ素剤の服用なしとして評価した。</p>

2.2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性評価に当たっては、審査ガイドに基づき評価を行った。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量で約33mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

(1) 想定する事象

想定する事象については、「東京電力福島第一原子力発電所事故と同等」とした。なお、想定する放射性物質等に関しては、審査ガイドに基づき評価を行った。

(2) 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉が発災するものとし、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。評価に用いた放出放射エネルギーを表2-1に示す。

表 2-1 大気中への放出量（gross 値）

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)
	6号炉及び7号炉の和
希ガス類	約 1.8×10^{19}
よう素類	約 6.3×10^{17}
Cs 類	約 5.6×10^{16}
Te 類	約 1.6×10^{17}
Ba 類	約 6.1×10^{15}
Ru 類	約 2.8×10^{10}
Ce 類	約 1.9×10^{14}
La 類	約 2.8×10^{13}

(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ほうから順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、1985 年 10 月～1986 年 9 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は、表 2-2 に示すとおりである。

表 2-2 相対濃度及び相対線量

評価対象	放出号炉	相対濃度 χ / Q (s/m ³)	相対線量 D / Q (Gy/Bq)
3 号炉原子炉建屋 内緊急時対策所 (待避室)	6 号炉	3.6×10^{-6}	9.7×10^{-20}
	7 号炉	4.3×10^{-6}	1.1×10^{-19}

(4) 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線評価

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による対策要員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価するものであるが、3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)は原子炉建屋から 1km 程度の離隔距離があり、建屋自体に十分な厚さの壁を有していることから、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は、十分に遮蔽されるため、線量評価結果に与える影響は軽微であり、居住性に係る被ばく評価において無視することができる。

(5) 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後 24 時間から 34 時間まで継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから 7 日間 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は、図 2-1 に示す①～④のとおりである。被ばく経路のイメージ図を図 2-2 に示す。また、3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)の居住性評価に係る被ばく評価の主要条件を表 2-4 に示す。

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)内での外部被ばく(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 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)内での対策要員の外部被ばくは、前述(4)のとおり影響は軽微であり、居住性に係る被ばく評価において無視することができる。

- b. 大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）での外部被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からの、ガンマ線による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）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3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

- c. 外気から取り込まれた放射性物質による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、外気から3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）及び隣接区画内に取り込まれる。3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）及び隣接区画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3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）及び隣接区画内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の効果を考慮した。なお、マスクの着用およびよう素剤の服用はないものとして評価した。

- i. 可搬型陽圧化空調機による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の陽圧化

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）を内包する3号炉中央制御室換気空調系バウンダリ全体を可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）へのフィルタを通らない外気の侵入を防止する効果を考慮した。なお、隣接区画のうち陽圧化範囲でない区画は、保守的に外気と同様として評価した。

- d. 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での外部被ばく（経路④）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）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、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対策要員の実効線量を評価した。

(6) 被ばく評価結果

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の対策要員の被ばく評価結果は、表 2-3 に示すとおり、実効線量で約 33mSv であり、実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

表 2-3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路		3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室） 実効線量（mSv）		
		6号炉	7号炉	合計
室内 作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での外部被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での外部被ばく	約 9.4×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 2.0×10^0
	③外気から取り込まれた放射性物質による 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での被ばく	約 8.8×10^0	約 1.0×10^1	約 1.9×10^1
	（内訳） 内部被ばく	（約 4.0×10^0 ）	（約 4.8×10^0 ）	（約 8.9×10^0 ）
	外部被ばく	（約 4.5×10^0 ）	（約 5.3×10^0 ）	（約 9.8×10^0 ）
	待避室外のエリアからの外部被ばく	（約 2.9×10^{-1} ）	（約 3.5×10^{-1} ）	（約 6.3×10^{-1} ）
	④大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での外部被ばく	約 5.3×10^0	約 6.3×10^0	約 1.2×10^1
合計（①+②+③+④）	約 1.5×10^1	約 1.8×10^1	約 33	

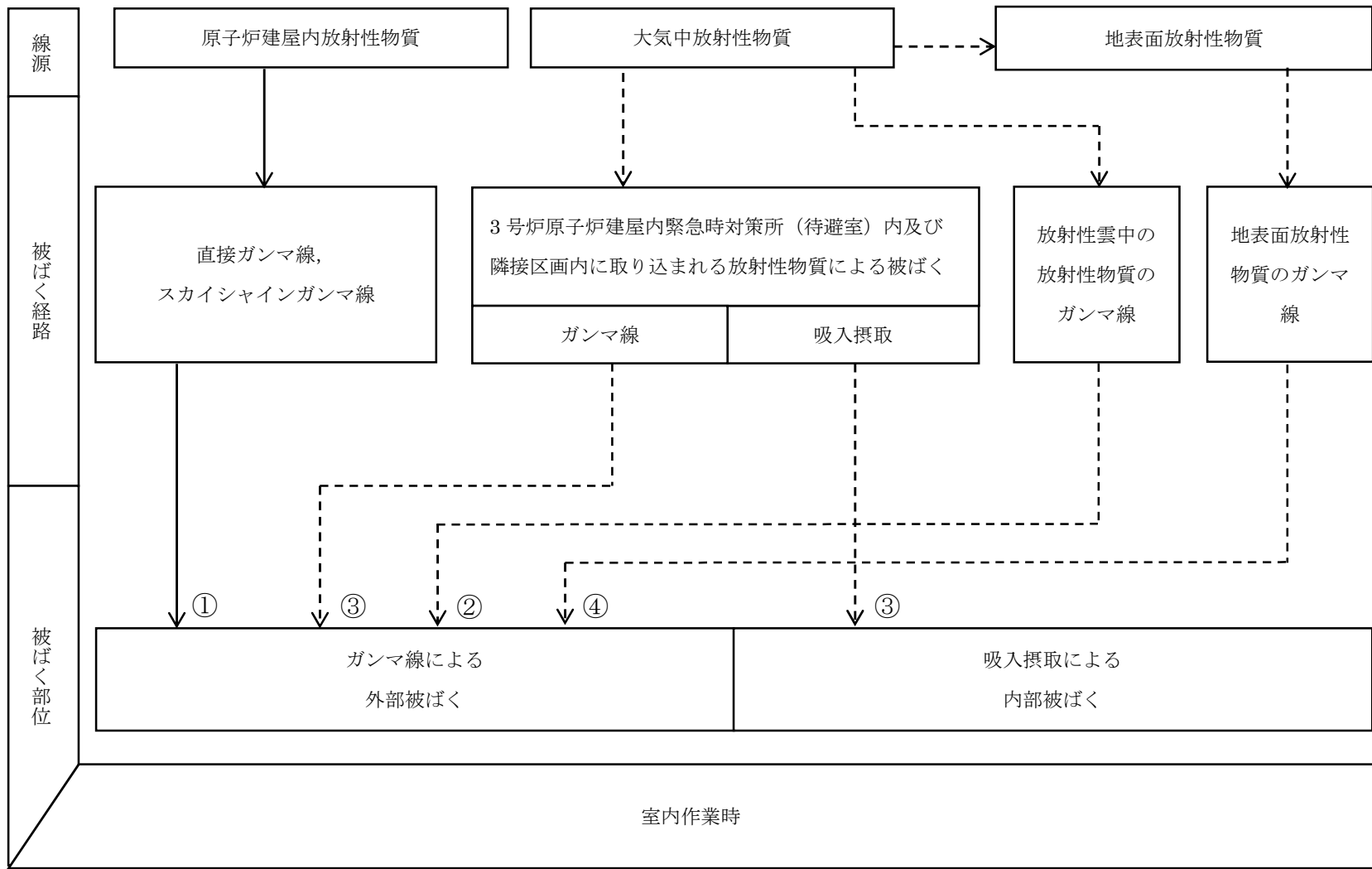


図 2-1 被ばく経路 (3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待避室))

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）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3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での被ばく （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 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での被ばく （クラウドシャインによる外部被ばく）
	③ 外気から緊急時制御室内へ取り込まれた放射性物質による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での被ばく （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）
	④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での外部被ばく （グラウンドシャインによる外部被ばく）

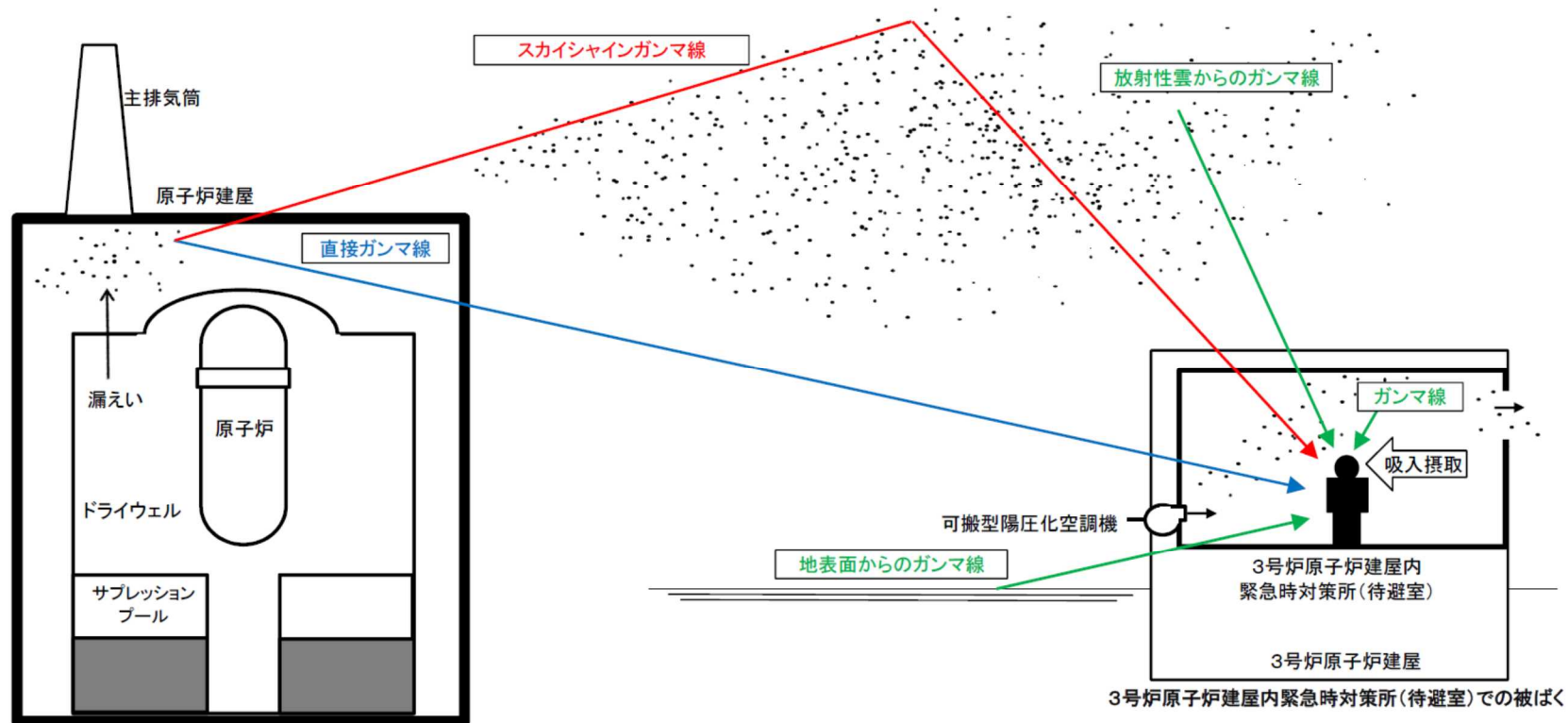


図 2-2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の対策要員の被ばく経路イメージ図

表 2-4 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性評価に係る
被ばく評価の主要条件

		3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）		
放出量評価	発災プラント	6号炉及び7号炉		
	ソースターム	福島第一原子力発電所事故と同等		
大気拡散条件	放出継続時間	10時間		
	放出源高さ	地上放出		
	気象	1985年10月から1年間		
	着目方位	SSW方位		
	重ね合わせ	号炉毎に評価し被ばく量を足し合わせる		
	建屋巻き込み	巻き込みを考慮		
	累積出現頻度	小さい方から97%相当		
防護措置	時間[h]	0～24	24～34	34～168
	換気設備による空気 取込[m ³ /h]	1,800	1,800	1,800
	マスク	着用なし		
	要員交代, よう素剤	考慮しない		
結果	合計線量（7日間）	約33mSv		

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性に係る被ばく評価条件

表添 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 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。
炉心熱出力	3,926MW	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（200体） 2 サイクル：0.229（200体） 3 サイクル：0.229（200体） 4 サイクル：0.229（200体） 5 サイクル：0.084（72体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表添 2-1-1 大気中への放出放射能評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs 類：2.13% Te 類：1.47% Ba 類：0.0264% Ru 類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce 類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La 類： $3.87 \times 10^{-5}\%$	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4 (1) a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% (CsI：95%、 無機ヨウ素：4.85%、 有機ヨウ素：0.15%) (NUREG-1465 を参考に設定) Cs 類：2.13% Te 類：1.47% Ba 類：0.0264% Ru 類： $7.53 \times 10^{-8}\%$ Ce 類： $1.51 \times 10^{-4}\%$ La 類： $3.87 \times 10^{-5}\%$
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	同上	同上
放出開始時刻	24 時間後	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する。
放出継続時間	10 時間	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する。
事故の評価期間	7 日	同上	3. 判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

表添 2-1-2 大気拡散条件 (1/3)

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	柏崎刈羽原子力発電所 における1年間の気象 データ(1985年10月～ 1986年9月)	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 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2参照)	4.2(2)a. 風向、風速、 大気安定度及び降雨 の観測項目を、現地 において少なくとも 1年間観測して得ら れた気象資料を大気 拡散式に用いる。
実効放出継続時間	10時間	審査ガイドに示された 放出継続時間に基づき 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	放出源： 6号炉原子炉建屋及び 7号炉原子炉建屋 放出源高さ：地上0m	審査ガイドに示された とおり設定。 ただし、放出エネルギー による影響は未考慮。	4.4(4)b. 放出源高さ は、地上放出を仮定 する。放出エネルギー は、保守的な結果 となるように考慮し ないと仮定する。

表添 2-1-2 大気拡散条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	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	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋及び 7号炉原子炉建屋	放出源であり、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	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）を評価点とした	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とすることは妥当である。

表添 2-1-2 大気拡散条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	1 方位(SSW)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る披ばく評価では、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、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。
建屋投影面積	約 1,931m 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. 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。

表添 2-1-3 クラウドシャイン線による被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、屋外の放射性物質及び隣接区画に取り込まれる放射性物質を考慮し、3号炉原子炉建屋外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。</p>			
評価点	図添 2-1-1 のとおり	審査ガイドに示されたとおり設定 (高さ：放出源高さと同じと仮定して相対線量を評価)	4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とすることは妥当である。
遮蔽厚さ		3号炉原子炉建屋及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)の躯体厚さを考慮。 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)から屋外に至るまでの総躯体厚さのうち、最も薄い部分の躯体厚さを参照。	4.2(3)a. 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。

表添 2-1-4 隣接区画内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、隣接区画内に取り込まれた放射性物質を考慮し、3号炉原子炉建屋内の内壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。なお、隣接区画のうち陽圧化範囲でない区画は、保守的に外気と同様として評価する。</p>			
評価点	図添 2-1-1 のとおり	隣接区画内線源の影響が大きい中心点を選定 (高さ：床面上 1.5m にて評価)	—
遮蔽厚さ	図添 2-1-1 のとおり	建屋及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)周りの躯体厚さを考慮	4.2(3)b. 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。
評価コード	QAD-CGGP2R	許認可解析にて実績のあるコード	—

表添 2-1-5 グランド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
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、3号炉原子炉建屋の屋上面及び屋外の地表面に沈着した放射性物質を考慮し、3号炉原子炉建屋外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。なお、線源範囲は3号炉原子炉建屋を中心として2,000m四方とし、十分な広さの領域を設定する。</p>			
評価点	図添 2-1-1 のとおり	中心点より地表沈着した線源に近い壁側を選定（高さ：床面上1.5mにて評価）	—
遮蔽厚さ	図添 2-1-1 及び図添 2-1-2 のとおり	建屋及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）周りの躯体厚さを考慮	4.2(3)b. 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。
評価コード	QAD-CGGP2R	許認可解析にて実績のあるコード	—

表添 2-1-6 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	
施設の位置及び遮蔽構造から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線は、十分に遮蔽されるため、線量評価結果に与える影響は軽微であり、居住性に係る被ばく評価において無視することができる。				
線源強度	原子炉建屋（二次格納施設）内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後7日間の積算線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(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	同上	同上
評価点	図添 2-1-1 のとおり	中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定（高さ：床面上 1.5m にて評価）	—	
遮蔽厚さ	図添 2-1-1 のとおり	建屋間配置、建屋及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）周りの躯体厚さを考慮	4.4(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。	
評価コード	直接線：QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線：ANISN G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 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。	—	

表添 2-1-7 グランドシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度 (1/2) ※1

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (6号炉と7号炉からの 寄与の合計)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	1.00×10 ⁻²	8.97×10 ¹³
1.00×10 ⁻²	2.00×10 ⁻²	9.96×10 ¹³
2.00×10 ⁻²	3.00×10 ⁻²	1.37×10 ¹⁵
3.00×10 ⁻²	4.50×10 ⁻²	3.04×10 ¹⁴
4.50×10 ⁻²	6.00×10 ⁻²	1.51×10 ¹⁴
6.00×10 ⁻²	7.00×10 ⁻²	1.01×10 ¹⁴
7.00×10 ⁻²	7.50×10 ⁻²	1.92×10 ¹³
7.50×10 ⁻²	1.00×10 ⁻¹	9.58×10 ¹³
1.00×10 ⁻¹	1.50×10 ⁻¹	8.70×10 ¹³
1.50×10 ⁻¹	2.00×10 ⁻¹	6.53×10 ¹⁴
2.00×10 ⁻¹	3.00×10 ⁻¹	1.31×10 ¹⁵
3.00×10 ⁻¹	4.00×10 ⁻¹	2.03×10 ¹⁵
4.00×10 ⁻¹	4.50×10 ⁻¹	1.02×10 ¹⁵
4.50×10 ⁻¹	5.10×10 ⁻¹	1.30×10 ¹⁵
5.10×10 ⁻¹	5.12×10 ⁻¹	4.32×10 ¹³
5.12×10 ⁻¹	6.00×10 ⁻¹	1.90×10 ¹⁵
6.00×10 ⁻¹	7.00×10 ⁻¹	2.16×10 ¹⁵
7.00×10 ⁻¹	8.00×10 ⁻¹	9.36×10 ¹⁴
8.00×10 ⁻¹	1.00×10 ⁰	1.87×10 ¹⁵
1.00×10 ⁰	1.33×10 ⁰	4.32×10 ¹⁴
1.33×10 ⁰	1.34×10 ⁰	1.31×10 ¹³
1.34×10 ⁰	1.50×10 ⁰	2.09×10 ¹⁴
1.50×10 ⁰	1.66×10 ⁰	1.56×10 ¹³
1.66×10 ⁰	2.00×10 ⁰	3.31×10 ¹³
2.00×10 ⁰	2.50×10 ⁰	3.32×10 ¹³
2.50×10 ⁰	3.00×10 ⁰	7.28×10 ¹¹
3.00×10 ⁰	3.50×10 ⁰	6.28×10 ⁶
3.50×10 ⁰	4.00×10 ⁰	6.28×10 ⁶
4.00×10 ⁰	4.50×10 ⁰	1.30×10 ¹
4.50×10 ⁰	5.00×10 ⁰	1.30×10 ¹

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している

表添 2-1-7 グランドシャインガンマ線の評価に用いる積算線源強度 (2/2) ※1

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (6号炉と7号炉からの 寄与の合計)
下限	上限 (代表エネルギー)	
5.00×10 ⁰	5.50×10 ⁰	1.30×10 ¹
5.50×10 ⁰	6.00×10 ⁰	1.30×10 ¹
6.00×10 ⁰	6.50×10 ⁰	1.50×10 ⁰
6.50×10 ⁰	7.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰
7.00×10 ⁰	7.50×10 ⁰	1.50×10 ⁰
7.50×10 ⁰	8.00×10 ⁰	1.50×10 ⁰
8.00×10 ⁰	1.00×10 ¹	4.60×10 ⁻¹
1.00×10 ¹	1.20×10 ¹	2.30×10 ⁻¹
1.20×10 ¹	1.40×10 ¹	0.00×10 ⁰
1.40×10 ¹	2.00×10 ¹	0.00×10 ⁰
2.00×10 ¹	3.00×10 ¹	0.00×10 ⁰
3.00×10 ¹	5.00×10 ¹	0.00×10 ⁰

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している

表添2-1-8 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) ※1

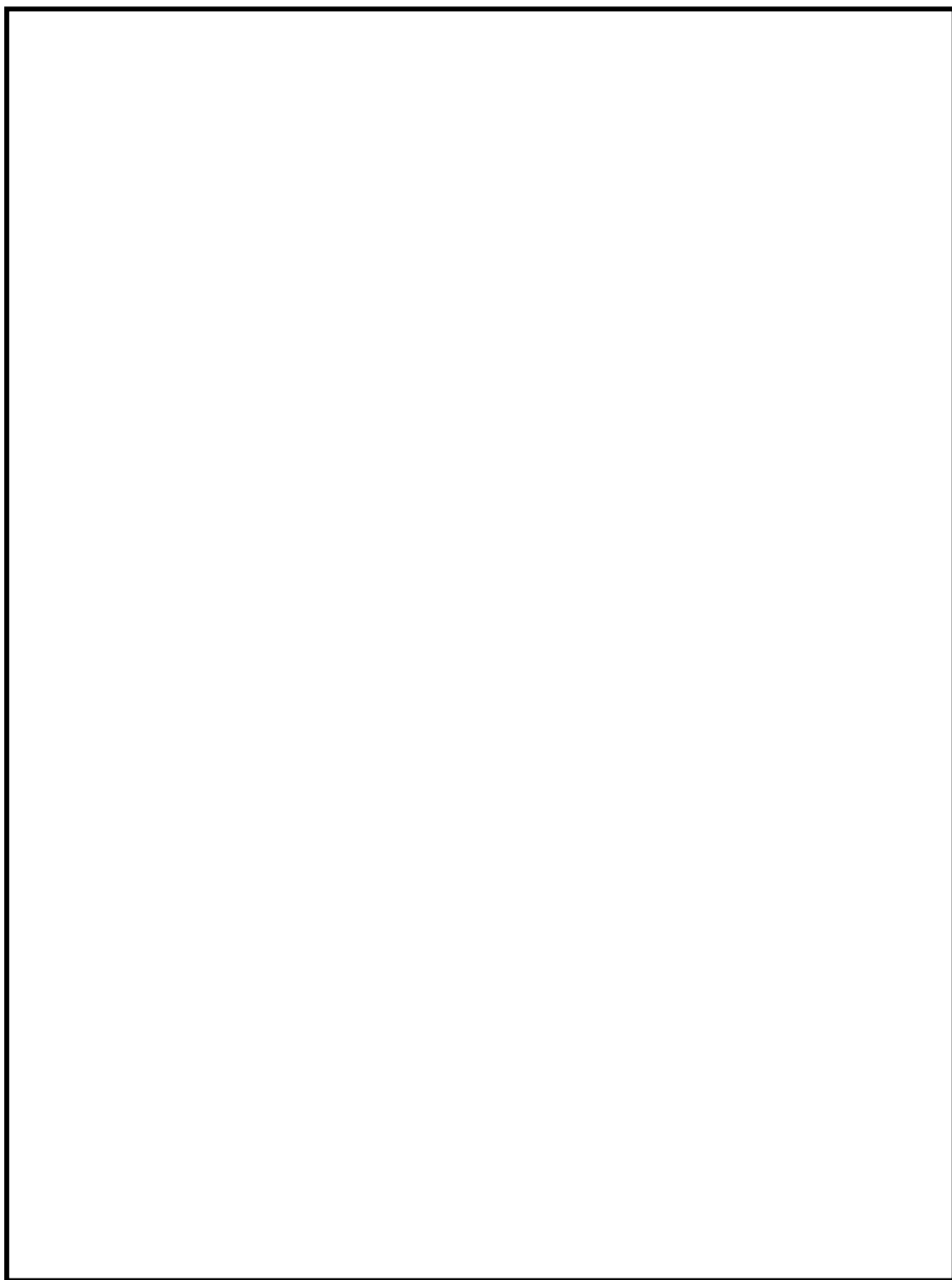
エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	1.00×10^{-2}	2.44×10^{22}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.44×10^{22}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	1.11×10^{23}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.74×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.11×10^{22}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	7.41×10^{21}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	6.66×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.34×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.90×10^{22}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	4.93×10^{22}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	9.85×10^{22}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	1.48×10^{23}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	7.39×10^{22}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	1.03×10^{23}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	3.43×10^{21}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	1.51×10^{23}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	1.72×10^{23}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	7.38×10^{22}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	1.48×10^{23}
1.00×10^0	1.33×10^0	3.27×10^{22}
1.33×10^0	1.34×10^0	9.92×10^{20}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.59×10^{22}
1.50×10^0	1.66×10^0	1.64×10^{21}
1.66×10^0	2.00×10^0	3.49×10^{21}
2.00×10^0	2.50×10^0	2.35×10^{21}
2.50×10^0	3.00×10^0	1.16×10^{20}
3.00×10^0	3.50×10^0	2.68×10^{17}
3.50×10^0	4.00×10^0	2.68×10^{17}
4.00×10^0	4.50×10^0	5.47×10^{11}
4.50×10^0	5.00×10^0	5.47×10^{11}

※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している

表添2-1-8 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) ※1

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり)
下限	上限 (代表エネルギー)	
5.00×10^0	5.50×10^0	5.47×10^{11}
5.50×10^0	6.00×10^0	5.47×10^{11}
6.00×10^0	6.50×10^0	6.28×10^{10}
6.50×10^0	7.00×10^0	6.28×10^{10}
7.00×10^0	7.50×10^0	6.28×10^{10}
7.50×10^0	8.00×10^0	6.28×10^{10}
8.00×10^0	1.00×10^1	1.93×10^{10}
1.00×10^1	1.20×10^1	9.65×10^9
1.20×10^1	1.40×10^1	0.00×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	0.00×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	0.00×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	0.00×10^0

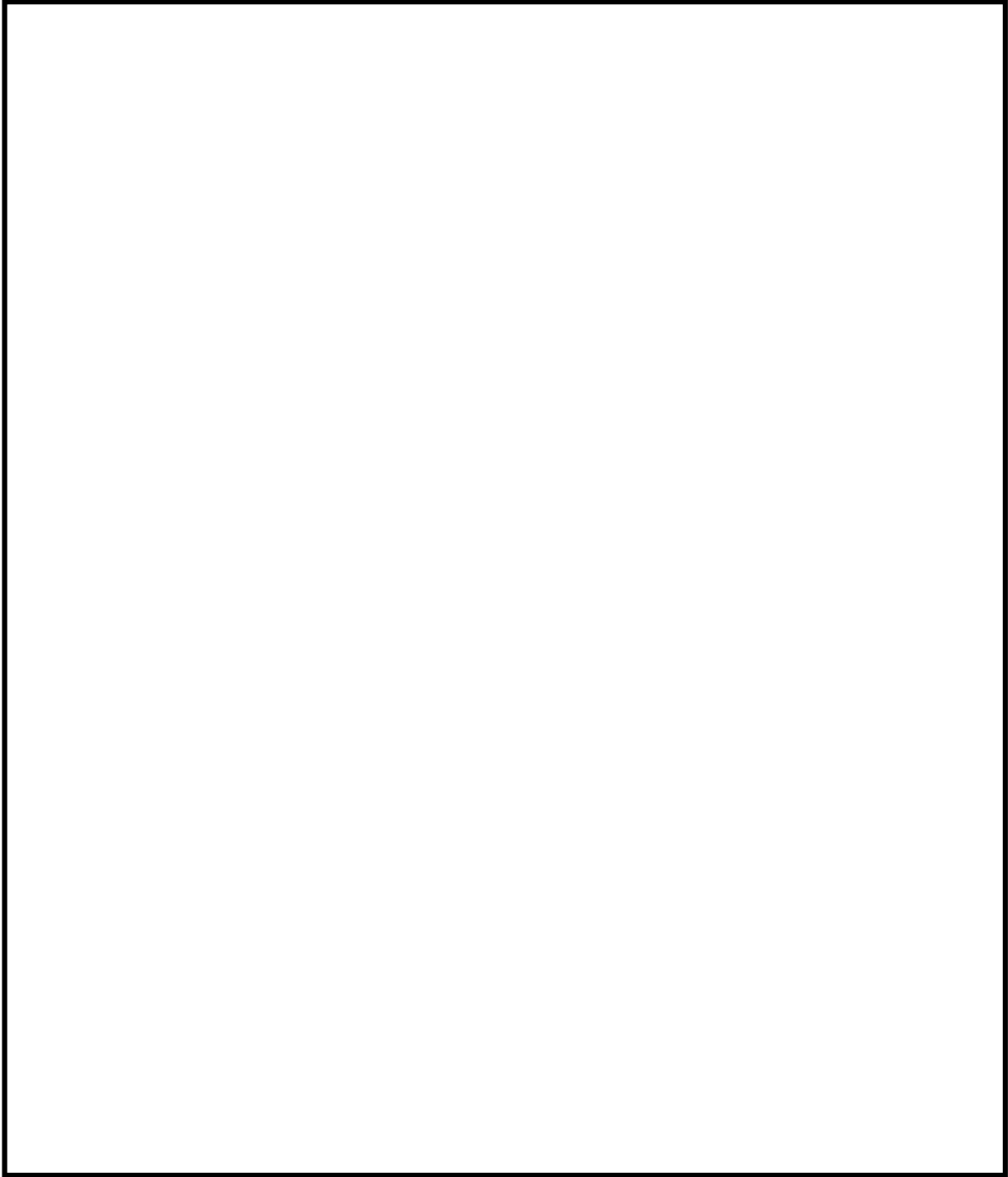
※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギーごとに評価している



3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

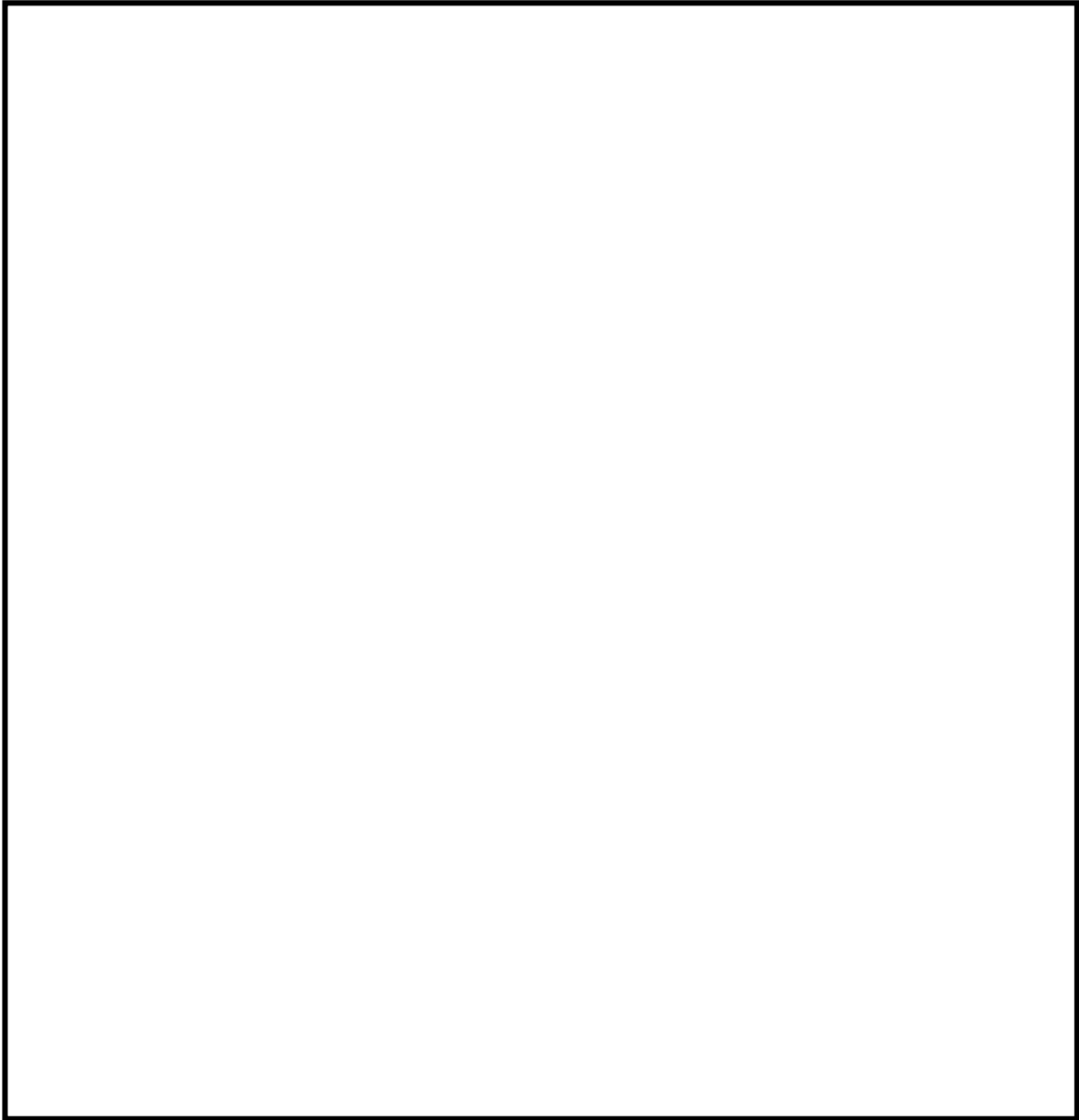
図添 2-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (1/5)

61-10-2-23



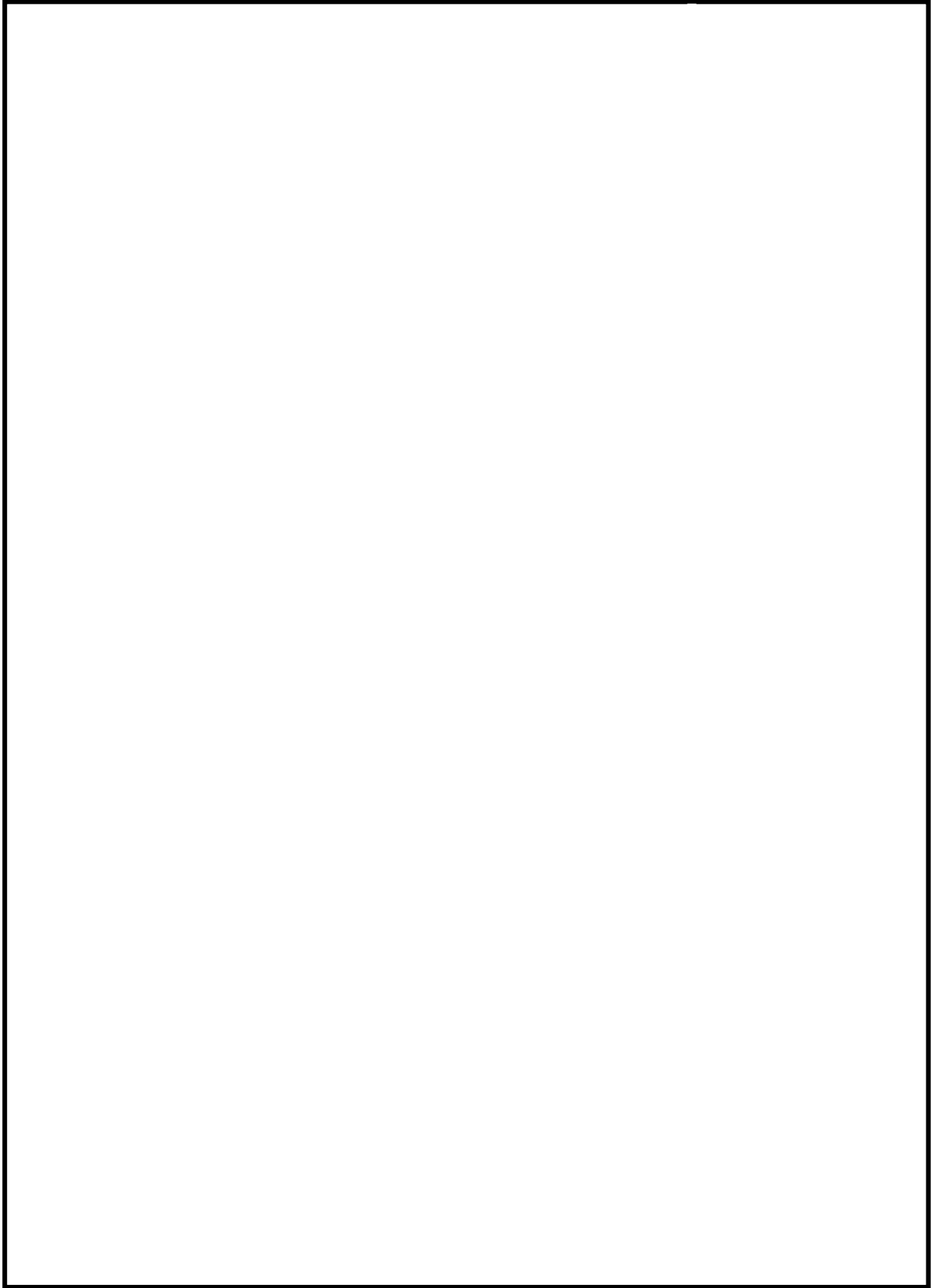
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図添 2-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (2/5)

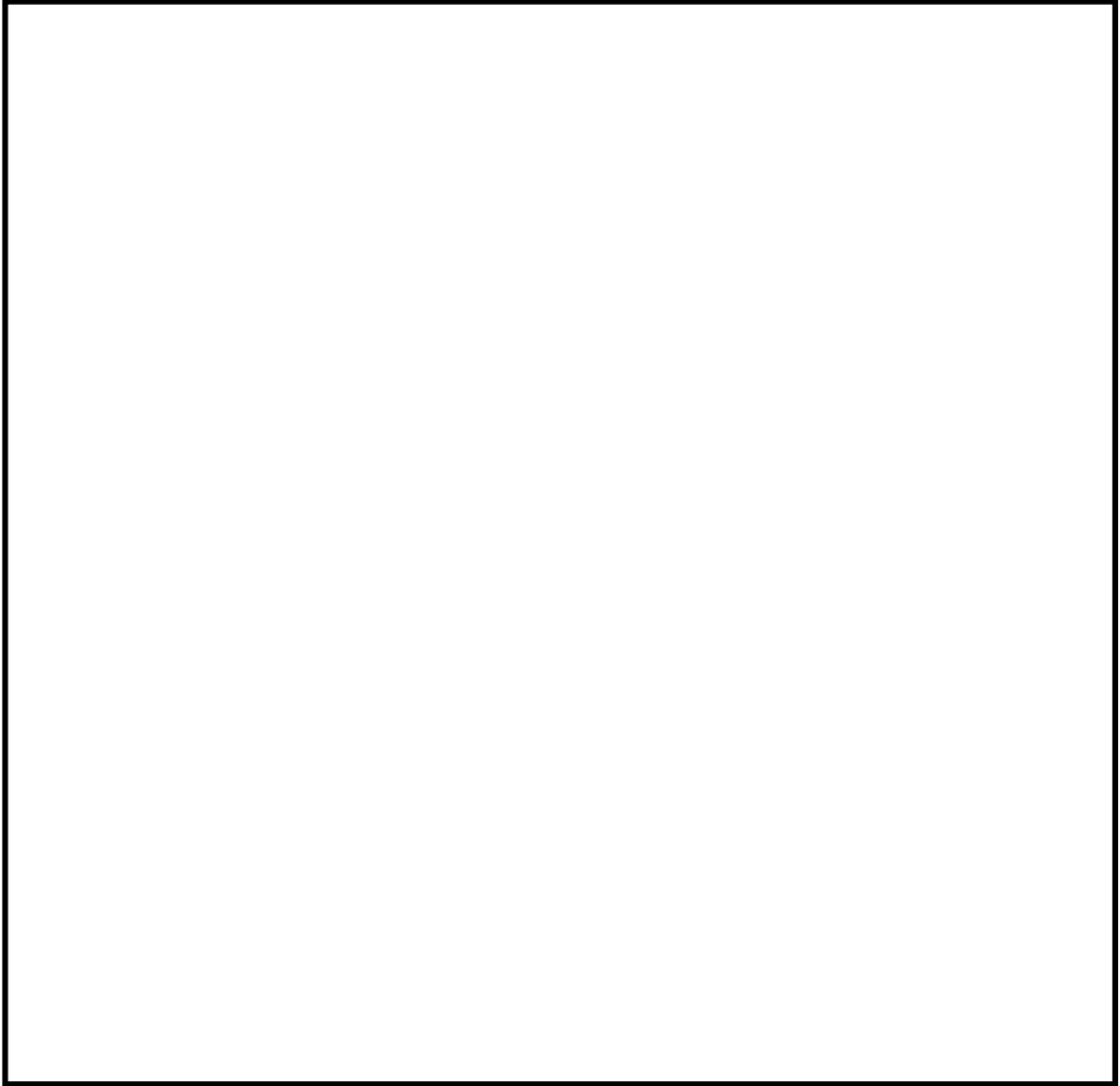


3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

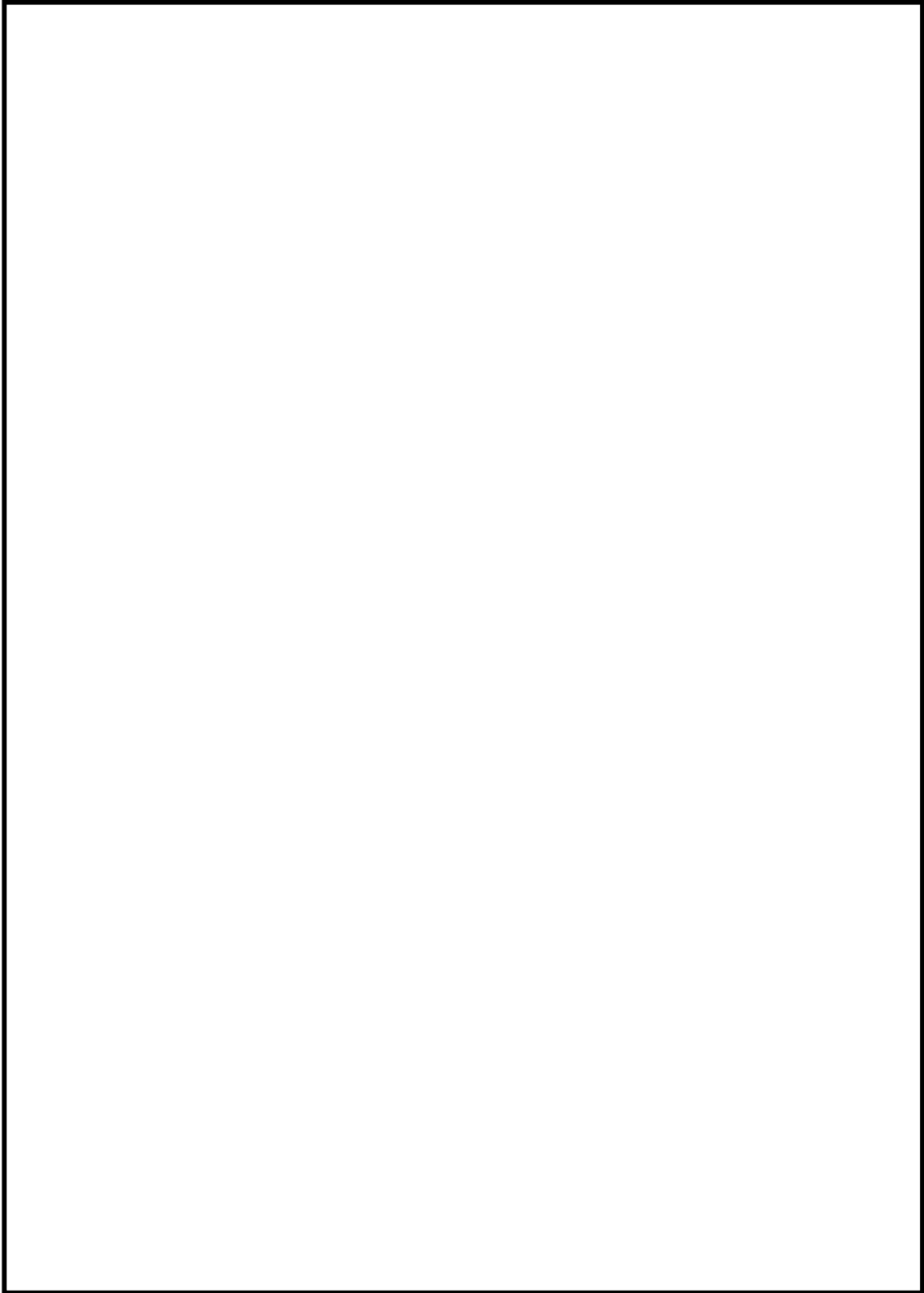
図添 2-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (3/5)



図添 2-1-1 グランドシャイン線等による被ばくの計算モデル (4/5)



図添 2-1-1 グランドシャイン線等による被ばく等の計算モデル (5/5)



図添 2-1-2 グランドシャイン線による被ばくの計算モデル

表添 2-1-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）換気設備条件（1/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
可搬型空調機	<p>放射性物質をフィルタにより低減しながら3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内に空気を取り入れる。※1 ※2</p> <p>※1 可搬型空調機による陽圧化は事象発生後にプルームが放出される前段階から行う。可搬型空調機による陽圧化開始前に隔離ダンパ閉操作を行うことから、隔離ダンパ閉状態を被ばく評価の条件としている。</p> <p>※2 可搬型空調機のフィルタと3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）との間には遮蔽となる壁や構造物があり、かつ離隔距離も確保しているため、被ばく量への寄与が十分小さいことから、可搬遮蔽の設置は行わない。</p>	<p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内への、フィルタを通らない放射性物質の取込みを防止するため設定</p>	<p>4.4(3)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、非常用電源によって作動すると仮定する。</p>

表添 2-1-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）換気設備条件（2/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
事故時における外気取り込み	可搬型空調設備により、3号炉中央制御室エンベロープ内の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）に、外気がフィルタを経由した後に流入することを考慮。	3号炉中央制御室エンベロープ内の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）への取込みを考慮	4.2(2)e. 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气中から、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／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）。 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）。
3号炉中央制御室エンベロープ内の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）隣接区画バウンダリ体積	6,060m ³	審査ガイドに示されたとおり設計値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）バウンダリ体積	1,400m ³	同上	同上

表添 2-1-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）換気設備条件（3/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	1,400m ³	審査ガイドに示されたとおり設計値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
3号炉中央制御室エンベロープ内の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）隣接区画の空気流入率	0回/h	可搬型空調設備により、3号炉中央制御室エンベロープ内全域が陽圧化されるため、空気流入はない	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。

表添 2-1-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）換気設備条件（4/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
可搬型陽圧化空調機ファン風量	1,800m ³ /h	審査ガイドに示されたとおり設計値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って許算する。
可搬型陽圧化空調機のフィルタによる除去効率	無機よう素, 有機よう素 : 99.9% 放射性微粒子 : 99.9%	設計上期待できる値を設定	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。
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の空気流入率	0回/h	可搬型陽圧化空調機により、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内は陽圧化されているため、空気流入はない。	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。

表添 2-1-9 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）換気設備条件（5/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
マスクによる防護係数	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価における着用を考慮しないものとした。	3. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
安定よう素剤	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価における服用を考慮しないものとした。	3. 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。 ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
交代要員の考慮	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し、評価における交代を考慮しないものとした。	同上

表添 2-1-10 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用(主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	線量換算係数について記載無し
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定	呼吸率について記載無し
地表面への沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着無し 希ガス : 沈着無し	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-4551Vol.2 ^{※1} より設定	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”

被ばく評価に用いた気象資料の代表性

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月から 1986 年 9 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データに加え、参考として標高 20m 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：2004 年 04 月～2013 年 03 月

検定年：1985 年 10 月～1986 年 09 月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 3 項目（風向：E, SSE, 風速階級：5.5～6.4m/s）であった。

棄却された 3 項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわずかに超えた程度であることから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、標高 20m の観測データについては、有意水準 5 % で棄却されたのは 11 項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高 85m の観測データにより代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断し

た。

検定結果を表添 2-2-1 から表添 2-2-4 に示す。

表添 2-2-1 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985年 10月～1986年 9月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004年 4月～2013年 3月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

表添 2-2-2 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
0.0～0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5～1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5～2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5～3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5～4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5～5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5～6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5～7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5～8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5～9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5 以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

表添 2-2-3 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×

表添 2-2-4 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985 年 10 月～1986 年 9 月

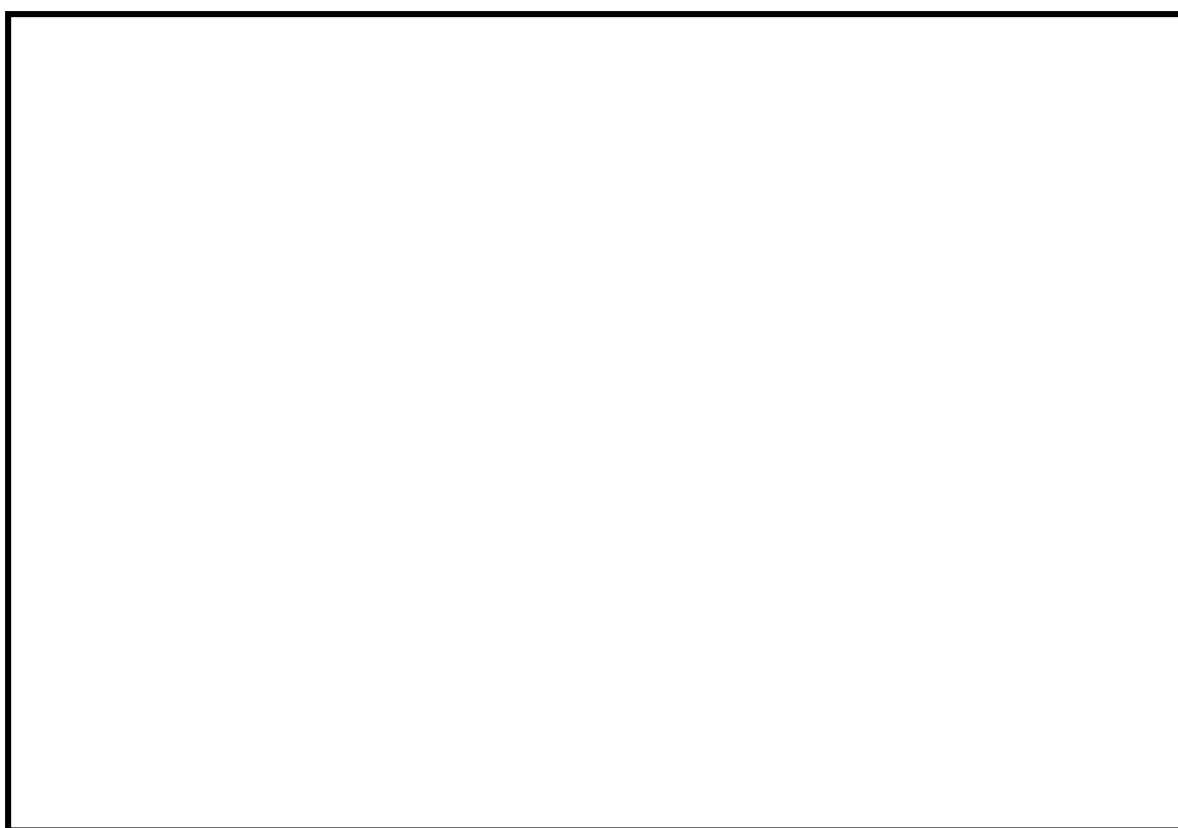
統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004 年 4 月～2013 年 3 月

(%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
										上限		下限		
0.0～0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5～1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5～2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5～3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5～4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5～5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5～6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5～7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5～8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5～9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5 以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は、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。また、注目方位は、図添 2-3-1 に示すとおりであり、建屋による拡がりの影響を考慮している。評価対象方位を表添 2-3-1 に示す。本評価では着目方位は 1 方位となる。



図添 2-3-1 評価対象方位

表添 2-3-1 評価対象方位

評価点	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）
放出源	6号炉・7号炉原子炉建屋中心
着目方位	SSW
距離	1,243m（6号炉）
	1,111m（7号炉）

相対濃度(λ/Q)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。評価結果を表添2-3-2、表添2-3-3に示す。累積出現頻度97%に当たる相対濃度は、6号炉で約 3.6×10^{-6} 、7号炉で約 4.3×10^{-6} となった。

表添2-3-2 相対濃度の値(実効放出継続時間10時間) (6号炉)

累積出現頻度(%)	相対濃度(s/m ³)
.....
96.72	約 3.5×10^{-6}
<u>97.02</u>	<u>約3.6×10^{-6}</u>
97.03	約 3.8×10^{-6}
.....

表添2-3-3 相対濃度の値(実効放出継続時間10時間) (7号炉)

累積出現頻度(%)	相対濃度(s/m ³)
.....
96.72	約 4.2×10^{-6}
<u>97.02</u>	<u>約4.3×10^{-6}</u>
97.10	約 4.4×10^{-6}
.....

地表面への沈着速度の設定について

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性評価において、地表面への沈着速度として、乾性沈着速度0.3cm/sの4倍である1.2cm/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の4倍と設定した。

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

1. 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%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つて示す。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）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、居住性評価を保守的に評価するために放出点高さの相対濃度を用いた。

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

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

$\chi/Q(x, y, z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]

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

(2) 湿性沈着率

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

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

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

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

Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]

(= $9.5 \times 10^{-6} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)

Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]

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

h : 放出高さ[m]

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

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値

乾性沈着率の累積出現頻度97%値

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

2. 検討結果

表添2-4-1に3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.7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。

表添2-4-1 沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 (s/m ³)	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
3号炉原子 炉建屋内緊 急時対策所 (待避室)	6号炉原子 炉建屋中心	3.6×10 ⁻⁶	1.1×10 ⁻⁸	1.9×10 ⁻⁸	1.7
	7号炉原子 炉建屋中心	4.3×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁸	2.2×10 ⁻⁸	1.7

エアロゾルの乾性沈着速度について

エアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s は NUREG/CR-4551^{*1}に基づいて設定している。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 μ m \sim 5 μ m の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時に格納容器内に浮遊する放射性物質を含むエアロゾル粒径の検討（参考資料参照）及び、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の被ばく評価シナリオにおいては、放出が開始される24時間までに、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、24時間後の放出においては、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討^{*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 μ m \sim 5 μ m の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度である。以上のことから、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性評価におけるエアロゾル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。

なお、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性評価では、「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）における解説（葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮する際に、降水時における沈着率は、乾燥時の2 \sim 3倍大きい値となるとしている）を踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度として、保守的に乾性沈着の4倍の1.2cm/s を使用している。

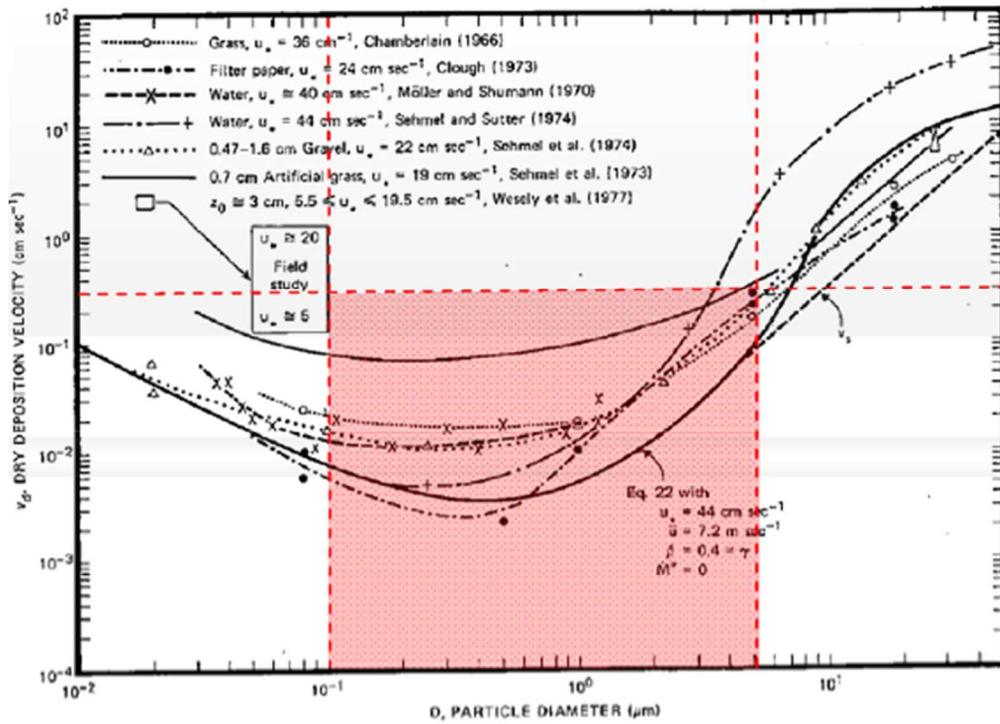


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain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

図添 2-5-1 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 risk: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 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

参考資料 シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内に浮遊する放射性物質を含むエアロゾル粒径の範囲として、本評価で想定している 0.1 μm ～5 μm は、シビアアクシデント時のエアロゾル挙動に関する既往研究の知見を参考に設定している。

シビアアクシデント時の格納容器内の放射性物質を含むエアロゾルの発生としては、炉心損傷時に 1 次系から放出されるエアロゾルや MCCI 発生時に格納容器内に直接放出されるエアロゾル等が想定され、これら発生エアロゾル粒子が格納容器内で凝集・沈着の過程を経ることで、格納容器内に浮遊するエアロゾル粒径が時間とともに変化する。

これら各フェーズのエアロゾル挙動に着目した既往研究の調査結果から、エアロゾル粒径に関する知見について整理した結果を表 1 に示す。

表 1 エアロゾル粒径に関する既往研究の調査結果 (1/2)

番号	試験名または報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	AECL が実施した試験	0.1～3.0	・ CANDU 炉のジルカロイ被覆管燃料を使用した 1 次系内核分裂生成物挙動に関する小規模試験
②	PBF-SFD ^{※1}	0.29～0.56	・ 米国アイダホ国立工学研究所にて実施された炉心損傷時の燃料棒及び炉心の振る舞い、核分裂生成物及び水素の放出挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データはフィルタサンプルの SEM 分析による幾何平均直径
③	PHEBUS-FP ^{※1}	0.1～0.5	・ 仏国カダラッシュ原子力研究センターの PHEBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データは 1 次系内フィルタサンプルの SEM 分析による凝集物を構成する粒子径
④	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25～2.5	・ MCCI 時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビング DF モデル (相関式) を開発したレポート ・ 粒径データは、MCCI 時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲
⑤	LACE LA2 ^{※3}	約 0.5～約 5	・ 米国ハンフォード国立研究所 (HEDL) にて実施された、格納容器内エアロゾル沈着挙動に関する大規模模擬実験 ・ 粒径データは、LA2 試験の事前解析として実施された、各種エアロゾル挙動解析コードによるエアロゾル空気力学的直径の時間変化における最小値と最大値

表1 エアロゾル粒径に関する既往研究の調査結果 (2/2)

番号	試験名または報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
⑥	PHEBUS-FP ^{※1}	2.4~4.0	・粒径データは、PHEBUS-FP 模擬格納容器内で測定されたエアロゾル空気動学的直径の範囲

表1において、炉心損傷時の1次系内エアロゾルについては①、②及び③、MCCI時の発生エアロゾルについては④、さらに、格納容器内エアロゾル粒径に関しては⑤及び⑥に整理している。

この表に整理した試験結果等は、想定するエアロゾル発生源や挙動範囲(1次系、格納容器)に違いはあるものの、エアロゾル粒子はサブ μm から数 μm までの範囲にあり、格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている粒径範囲を包絡する値として、 $0.1\mu\text{m}$ ~ $5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

※1 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009) 5

※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 J.H.Wilson and P.C.Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

A.L.Wright, J.H.Wilson and P.C.Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <p>第76条（緊急時対策所）</p> <p>1e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。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、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> </div>	<p>1e) →審査ガイド通り</p> <p>① 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定。放射性物質の放出割合は4.4(1)の通り。</p> <p>② 対策要員はマスクを着用していないとして評価している。</p> <p>③ 交代要員体制：評価期間内の交代は考慮しない。</p> <p>安定ヨウ素剤の服用：考慮なし。</p> <p>仮設設備：可搬型陽圧化空調機による加圧を考慮する。</p> <p>④ 対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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>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>4.1 →審査ガイド通り</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) →審査ガイド通り</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の居住性に係る被ばく経路は図2の①～③の経路に対して評価している。評価期間中の対策要員の交代は考慮しないため、④⑤の経路は評価しない。</p> <p>4.1(1) ① →審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</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 ンドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御 室／緊急時対策所内での被ばく</p>	<p>原子炉建屋（二次格納施設）内の放射性物質からのスカイシャイン ガンマ線による3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での 外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設）内の放射性物質からの直接ガンマ線に よる3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内での外部被ばく 線量を評価している。</p> <p>4.1(1)② → 審査ガイド通り</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3号炉原子炉 建屋内緊急時対策所（待避室）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3号炉原子炉 建屋内緊急時対策所（待避室）の壁及び天井によるガンマ線の遮蔽 効果を踏まえて対策要員の外部被ばく（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 ランドシャイン）についても考慮して評価した。</p> <p>4.1(1)③ → 審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所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／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシ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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）に取り込まれた放射性物質は、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>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3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）に取り込まれる。3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）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3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1(1) ④→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を 対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(クラウド シャイン)</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(グラ ンドシャイン)</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>(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> <p>・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</p>	<p>4.1(1) ⑤→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.1(2) →審査ガイド通り</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)の居住性に係る被ばく は図3の手順に基づいて評価している。 ただし評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。</p> <p>4.1(2)a. →審査ガイド通り</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</p> <p>・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。</p> <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p>	<p>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している。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建屋内の放射性物質存在量分布を設定している。</p> <p>4.1(2)b. →審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について、小さい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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカ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 	<p>ては、1985年10月から1986年9月の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. →審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、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線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計草している。</p> <p>4.1(2)d. →審査ガイド通り</p> <p>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による被ばく線量を計算している。</p> <p>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。</p> <p>上記 a 及び b の結果を用いて、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</p> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p> <p>4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1)沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p>	<p>避室）内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4.1(2)e. →審査ガイド通り</p> <p>上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準（対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと）を満足することを確認している。</p> <p>4.2(1)a. →審査ガイド通り</p> <p>外気は可搬型陽圧化空調機により、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）を含む3号炉中央制御室エンベロープ内へ送気する。</p> <p>可搬型陽圧化空調機のフィルタによる除去効率は、設計上期待できる値（ヨウ素については性状を考慮）として、ヨウ素及び放射性微粒子については99.9%として評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</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。 <p>なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>4.2(1)b. →審査ガイド通り</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内は可搬型陽圧化空調機により陽圧を維持するため、フィルタを通らない空気流入量は無いものとして評価している。</p> <p>4.2(2)a. →審査ガイド通り</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>柏崎刈羽原子力発電所内で観測して得られた1985年10月から1986年9月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</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>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</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。 <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域 An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p>	<p>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>放出点が地上であるため、建屋高さの2.5倍に満たない。</p> <p>放出点（地上）の位置は、図4の領域 An の中にある。</p> <p>評価点（3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室））は、巻き込み</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、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。 ・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、 	<p>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、建屋の後流側の広がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を考慮している。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. →審査ガイド通り</p> <p>建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>6号炉および7号炉原子炉建屋を代表建屋としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質濃度の評価点 <p>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> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室</p>	<p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）は、常時、外気を可搬型陽圧化空調機のフィルタを通した空気により陽圧化されている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋</p>	<p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）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（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）を評価点とした。</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）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（地上）と同じ高さにおける濃度を評価している、</p> <p>屋上面を代表としており、評価点は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）を中心としている。保守的に放出点（地上）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>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性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</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>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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</p>	<p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点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を対象としている。</p> <p>図 7 に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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>「着目方位1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>原子炉建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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所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）」（参1）による。 	<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、長時間放出の場合の評価方法に従って評価 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>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<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） 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） ・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。 <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p>	<p>4.2(2)d. →審査ガイド通り</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設定し、地表面沈着濃度を評価している。</p> <p>4.2(2)e. →審査ガイドの主旨に基づいて評価</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内は、可搬型陽圧化空調機のフィルタを通した空気のみが送気されることを仮定している。</p> <p>また、3号炉中央制御室エンベロープ外には直接流入により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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内では放射性物質は一様に混合するとし、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>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所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。</p> <p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</p> <p>(3)線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>・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。</p> <p>・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> <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</p>	<p>外気取込による放射性物質の取込は、可搬型陽圧化空調機の運転流量に依る。</p> <p>4.2(3)a. →審査ガイド通り</p> <p>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。</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内の対策要員に対しては、建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)b. →審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラントシャイン）</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ントシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・ 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・ 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 	<p>グラントシャインによる被ばくは、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の対策要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)c. → 審査ガイド通り</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内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ものとして評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>る。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>	<p>4.2(3)d. →審査ガイド通り</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）内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。</p> <p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）では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仮定している。</p> <p>4.2(3)e. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)f. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</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。</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> <p>・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。</p> <p>・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> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <p>・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。</p> <p>4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析</p>	<p>4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)h. →審査ガイド通り</p> <p>6号炉及び7号炉からの寄与を被ばく経路毎に個別に評価を実施して、その結果を合算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <p>・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する(参5)。</p> <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)</p> <p>(NUREG-1465(参6)を参考に設定)</p> <p>Cs類：2.13%</p> <p>Te類：1.47%</p> <p>Ba類：0.0264%</p> <p>Ru類：7.53×10^{-8}%</p> <p>Ce類：1.51×10^{-4}%</p> <p>La類：3.87×10^{-5}%</p> <p>(2) 非常用電源</p>	<p>4.4(1) →審査ガイド通り</p> <p>事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。なお、核種の崩壊及び娘核種の生成を考慮する。</p> <p>4.4(2) →審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</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. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4)大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する（参5）（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した1号炉の放出開始時刻を参考に設定）。 ・放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する（参5）（福島第一原子力発電所2号炉の放出継続時間を参考に設定）。 <p>b. 放出源高さ</p>	<p>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事故発生後24時間のため、放出開始までに電源は復旧している。</p> <p>4.4(3)a. →審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の放出開始までに3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）の可搬型陽圧化空調機の電源供給は復旧している。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時間は、事故発生24時間後と仮定する。</p> <p>放射性物質の大気中への放出継続時間は10時間とした。</p> <p>4.4(4)b. →審査ガイド通り</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>																					
<p>放出源高さは、地上放出を仮定する（参5）。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する（参5）。</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緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。 <p>NUREG-1465の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晩期压力容器内放出）（参6）を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">PWR</td> <td style="text-align: center;">BWR</td> </tr> <tr> <td>希ガス類：</td> <td style="text-align: center;">100%</td> <td style="text-align: center;">100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類：</td> <td style="text-align: center;">66%</td> <td style="text-align: center;">61%</td> </tr> <tr> <td>Cs類：</td> <td style="text-align: center;">66%</td> <td style="text-align: center;">61%</td> </tr> <tr> <td>Te類：</td> <td style="text-align: center;">31%</td> <td style="text-align: center;">31%</td> </tr> <tr> <td>Ba類：</td> <td style="text-align: center;">12%</td> <td style="text-align: center;">12%</td> </tr> <tr> <td>Ru類：</td> <td style="text-align: center;">0.5%</td> <td style="text-align: center;">0.5%</td> </tr> </table>		PWR	BWR	希ガス類：	100%	100%	ヨウ素類：	66%	61%	Cs類：	66%	61%	Te類：	31%	31%	Ba類：	12%	12%	Ru類：	0.5%	0.5%	<p>放出源高さは、地上放出を仮定する。</p> <p>4.4(5)a. →審査ガイド通り</p> <p>福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源としている。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しているものとして計算している。</p>
	PWR	BWR																				
希ガス類：	100%	100%																				
ヨウ素類：	66%	61%																				
Cs類：	66%	61%																				
Te類：	31%	31%																				
Ba類：	12%	12%																				
Ru類：	0.5%	0.5%																				

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>Ce 類： 0.55% 0.55%</p> <p>La 類： 0.52% 0.52%</p> <p>BWR については、MELCOR 解析結果（参 7）から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は 0.3 倍と仮定する。</p> <p>また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p> <p>電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p>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、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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</p>	<p>原子炉格納容器から原子炉建屋への低減率は 0.3 倍と仮定している。また、希ガスは大気中への放出分を考慮している。</p> <p>4.4(5)b. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>く・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。</p> <p>・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>	

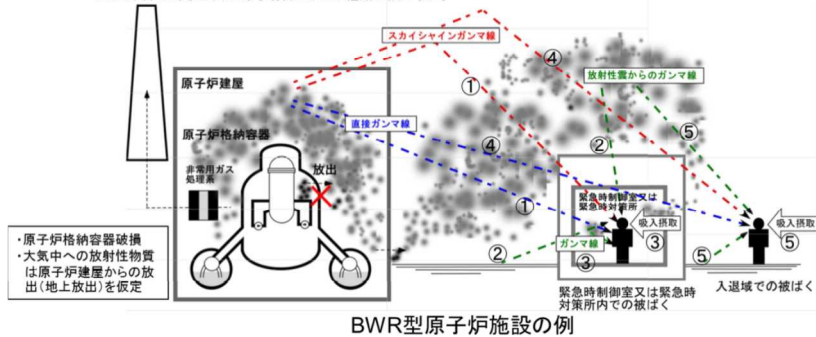
実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価に関する審査ガイド

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路

緊急時 制御室 又は緊急時 対策所内 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、グランドシャインによる外部被ばく)
入退域 での被 ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グラ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2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図2 → 審査ガイドの趣旨に基づき設定

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待避室)に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

実用発電用原子炉に係る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

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

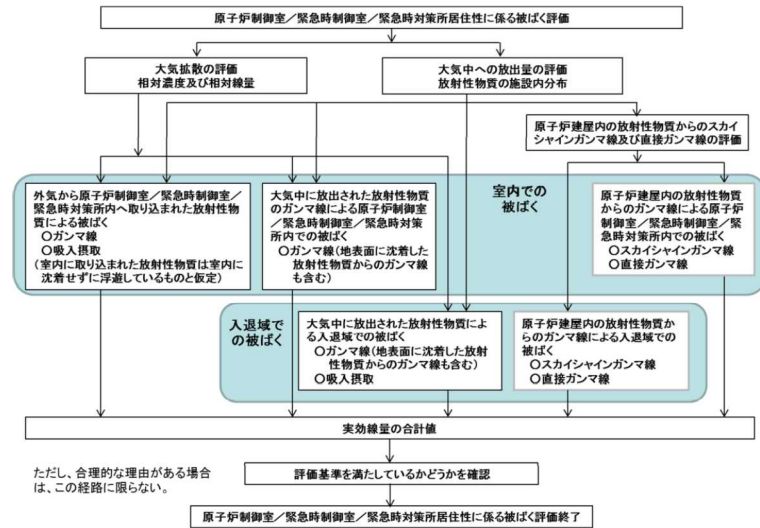


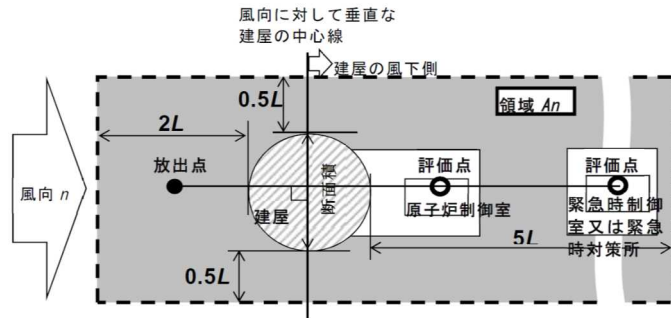
図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価手順

図3 → 審査ガイドの趣旨に基づき設定

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）に関しては、対策要員の交代を考慮しないため、入退域での評価は実施しない。

実用発電用原子炉に係る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

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所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 → 審査ガイド通り

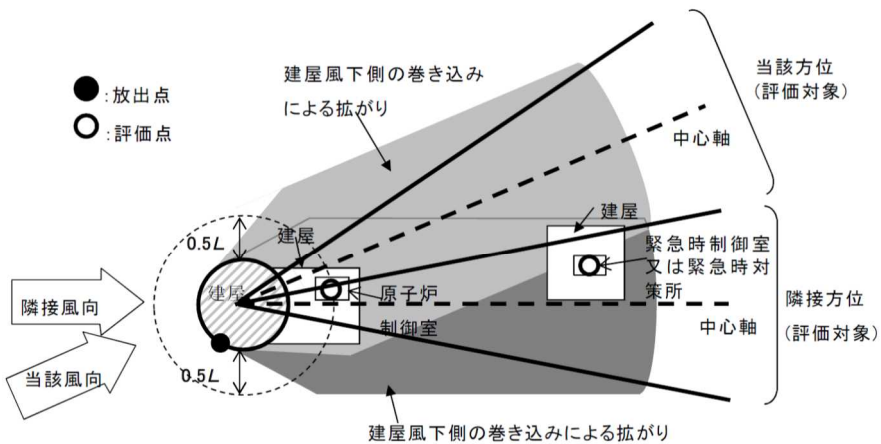
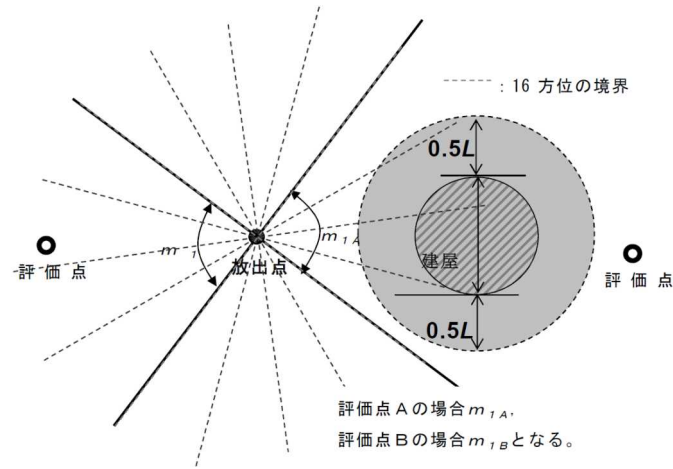


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る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

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

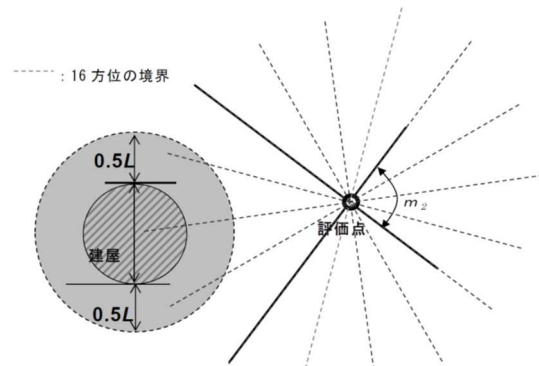


注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方
図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

図6 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る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

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所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 →審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る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

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

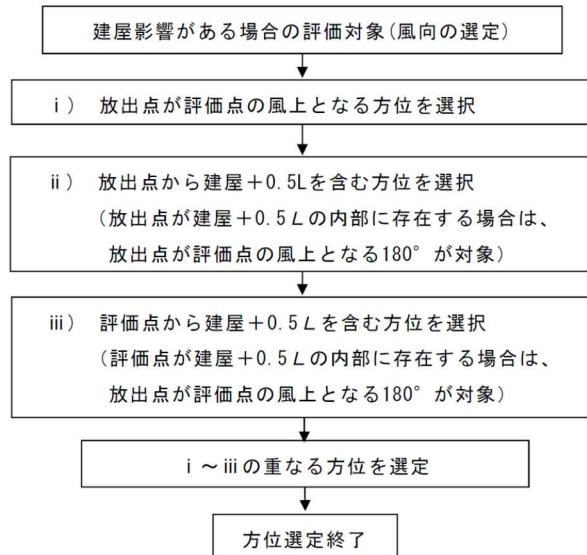


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

図8 → 審査ガイド通り

実用発電用原子炉に係る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

3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に係る被ばく評価の適合状況

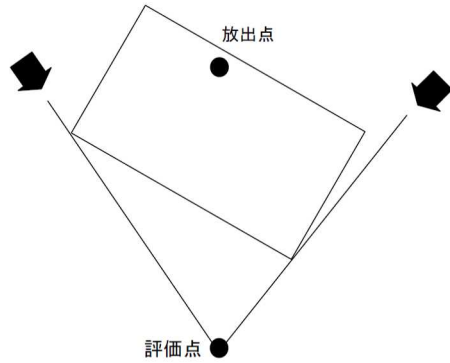


図9 評価対象方位の設定

図9 → 審査ガイド通り

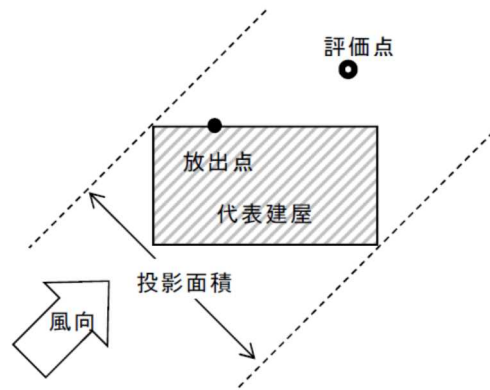


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図10 → 審査ガイド通り

62-1

SA 設備基準適合性一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備				無線連絡設備 (無線連絡設備 (常設))	類型化 区分	衛星電話設備 (衛星電話設備 (常設))	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (中央制御室及び緊急時対策所)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (中央制御室及び緊急時対策所)	C
				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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-12~14		[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-12~14	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	B d	中央制御室操作, 現場操作 (緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	B d	
		関連資料	[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-3		[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-3			
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査, 外観点検)	L	通信連絡設備 (機能・性能検査, 外観点検)	L	
		関連資料	[試験及び検査] 62-5-2, 62-5-4~7		[試験及び検査] 62-5-2, 62-5-8~10			
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切必要 (重大事故等対処設備としての 系統構成内で切替必要)	B a	本来の用途として使用一切必要 (重大事故等対処設備としての 系統構成内で切替必要)	B a	
		関連資料	[系統図]62-4-3~6, 62-8-4, 62-8-8		[系統図]62-4-3~6, 62-8-8			
	第 5 号	悪影響 防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と 同じ系統構成)	A d	DB 施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と 同じ系統構成)	A d	
	その他 (飛散物)		(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外		
	関連資料		[系統図] 62-4-3, 62-4-7, 62-4-8		[系統図] 62-4-3, 62-4-7, 62-4-8			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (緊急時対策所) 中央制御室操作	A a B	現場操作 (緊急時対策所) 中央制御室操作	A a B		
	関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-12~14 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-8		[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-12~14 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-8				
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び 機器を使用するもの	B	設計基準対象施設の系統及び 機器を使用するもの	B	
			関連資料	[容量設定根拠]62-6-4		[容量設定根拠]62-6-4		
		第 2 号	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A	
			関連資料	-		-		
		第 3 号	共通要因 故障防止	環境条件、自然現象、外 部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内 (代替対象DB設備である送受話器及び電力保安 通信用電話設備と位置的分散)	A a A b	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設備である無線連絡設備及び 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡 設備により多様性)	B
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源 (代替電源設備) から受電可能)	C a	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源 (代替電源設備) から受電可能)	C a
	関連資料			[単線結線図] 62-2-2~6 [配置図] 62-3-2, 62-3-3, 63-3-10~12, 63-3-14, 62-3-16, 62-3-17 [系統図] 62-4-3		[単線結線図] 62-2-2~5, 62-2-7 [配置図] 62-3-2, 62-3-3, 63-3-10~12, 63-3-14, 62-3-16, 62-3-17 [系統図] 62-4-3, 62-4-7, 62-4-8		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第62条：通信連絡を行うために必要な設備		必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	類型化 区分	データ伝送設備	類型化 区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (コントロール建屋及び緊急時対策所)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (コントロール建屋及び緊急時対策所)	C	
			(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—	
			(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外	
			(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			(電磁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)	—	
			[配置図] 62-3-2, 62-3-4, 62-3-12~14	[配置図] 62-3-2, 62-3-4, 62-3-12~14			
	第2号	操作性	操作不要 (SPDS表示装置を除く) 現場操作 (緊急時対策所) (SPDS表示装置) (操作スイッチ操作)	対象外 B d	操作不要	対象外	
		関連資料	[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-7		—		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観点検)	L	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観点検)	L	
		関連資料	[試験及び検査] 62-5-18~22		[試験及び検査] 62-5-18~22		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	[系統図]62-4-11		[系統図]62-4-11		
	第5号	悪影響防止	DB施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合 と同じ系統構成)	A d	DB施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合 と同じ系統構成)	A d	
			(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	[系統図]62-4-11		[系統図]62-4-11		
	第6号	設置場所	操作不要 (SPDS表示装置を除く) 現場操作 (緊急時対策所) (SPDS表示装置)	対象外 A	操作不要	対象外	
		関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-12~14		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び 機器を使用するもの	B	設計基準対象施設の系統及び 機器を使用するもの	B
			関連資料	[容量設定根拠] 62-6-11~29		[容量設定根拠] 62-6-11~29	
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A
	関連資料		—		—		
	第3号	共通要因故障防止	(同一機能の設備なし)	対象外	(同一機能の設備なし)	対象外	
			対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源 (代替電源設備) から受電可能)	C a	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源 (代替電源設備) から受電可能)	C a	
		関連資料	[単線結線図] 62-2-2~5, 62-2-8 [配置図] 62-3-2, 62-3-4, 62-3-12~14 [系統図] 62-4-11		[単線結線図] 62-2-2~5, 62-2-8 [配置図] 62-3-2, 62-3-4, 62-3-12~14 [系統図] 62-4-11		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第62条：通信連絡を行うために必要な設備		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備		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	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内(緊急時対策所)	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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-12~15		
		第2号	操作性	現場操作(緊急時対策所) (操作スイッチ操作)	B d	
			関連資料	[設備操作及び切替に関する説明書]62-8-7		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査、外観点検)	L	
			関連資料	[試験及び検査] 62-5-11~17		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要 (重大事故等対処設備としての系統構成内で切替必要)	B a	
	関連資料		[系統図]62-4-10 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-5			
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	[系統図]62-4-9			
	第6号	設置場所	現場操作(緊急時対策所)	A		
		関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-12~15 [設備操作及び切替に関する説明書]62-8-7			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの	B	
			関連資料	[容量設定根拠]62-6-6		
		第2号	共用の禁止	共用する設備	A	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	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設備である衛星電話設備により多様性)	B
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源(代替電源設備)から受電可能)	C a
関連資料			[単線結線図] 62-2-4, 62-2-5, 62-2-9 [配置図] 62-3-2, 62-3-12~14 [系統図] 62-4-7			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第62条：通信連絡を行うために必要な設備		携帯型音声呼出電話設備 (携帯型音声呼出電話機)	類型化 区分	無線連絡設備 (無線連絡設備(可搬型))	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	原子炉建屋原子炉区域内(設置場所) 原子炉区域を除く原子炉建屋内 及びその他の建屋内(コントロール建屋) (保管場所)	B C	屋外(設置場所) 原子炉区域を除く原子炉建屋内 及びその他の建屋内(緊急時対策所) (保管場所)	D C
			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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(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	[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~9		[配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15	
	第2号	操作性	現場操作 (コントロール建屋, 原子炉建屋, 中央制御室操作) (設備の運搬・設置, 接続作業, 操作スイッチ操作)	A B c B d B g	現場操作 (設備の運搬・設置)(操作スイッチ操作)	B c B d	
		関連資料	[配置図] 62-3-3, 62-3-5~9 [設備操作及び切替に関する説明書] 62-8-2		[配置図] 62-3-12, 62-3-15 [設備操作及び切替に関する説明書] 62-8-6		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査, 外観点検)	L	通信連絡設備 (機能・性能検査, 外観点検)	L	
		関連資料	[試験及び検査] 62-5-2, 62-5-3		[試験及び検査] 62-5-2, 62-5-4~7		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	[系統図] 62-4-3		[系統図] 62-4-3~6		
	第5号	悪影響 防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 (通常時に使用する系統からの切替不要) DB施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系 統構成)	A b A d	通常時は隔離又は分離 (通常時に使用する系統からの切替不要) DB施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系 統構成)	A b A d
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[系統図] 62-4-3		[系統図] 62-4-3, 62-4-7, 62-4-8		
	第6号	設置場所	現場操作 (放射線量が高くなるおそれ少ない場所) 中央制御室操作	B A	現場操作 (放射線量が高くなるおそれ少ない場所)	A	
		関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~9		[配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15		
	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (必要な台数を確保することに加え, 余裕のある台数を保管)	C	その他設備 (必要な台数を確保することに加え, 余裕のある台数を保管)	C	
		関連資料	[容量設定根拠] 62-6-9		[容量設定根拠] 62-6-10		
	第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続 (規格を統一した接続端子による接続)	C	(常設設備と接続せず使用)	—	
		関連資料	[設備操作及び切替に関する説明書] 62-8-2		—		
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(原子炉建屋の外から水又は電力を供給せず, 負荷に直接接続する可搬型設備ではなく、 建屋内の通信連絡に使用)	対象外	(常設設備と接続せず使用)	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)	—	(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		[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~9		[配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15			
第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b		
	関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~11		[配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15			
第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保 (人が携行して使用)	A	屋内外アクセスルートの確保 (人が携行して使用)	B		
	関連資料	[アクセスルート図] 62-7-4~11		[アクセスルート図] 62-7-2, 62-7-3			
第7号	共通要 因 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 (代替対象DB設備である送受話器及び 電力保安通信用電話設備と位置的分散)	A a	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内 (代替対象DB設備である送受話器及び 電力保安通信用電話設備と位置的分散)	A a	
		サポート系要因	対象(サポート系有り) -異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源(乾電池)を使用)	C a	対象(サポート系有り) -異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源(充電式電池)を使用)	C a	
	関連資料	[単線結線図] 62-2-2~6 [配置図] 62-3-2, 62-3-3, 62-3-5~11 [系統図] 62-4-3		[単線結線図] 62-2-2~6 [配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15 [系統図] 62-4-3			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第62条：通信連絡を行うために必要な設備		衛星電話設備 (衛星電話設備 (可搬型))	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	屋外 (設置場所) 原子炉区域を除く原子炉建屋内 及びその他の建屋内 (緊急時対策所) (保管場所)	D 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	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
		関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15		
	第2号	操作性	現場操作 (運搬設置) (操作スイッチ操作)	B c B d	
		関連資料	[配置図] 62-3-12, 62-3-15 [設備操作及び切替に関する説明書] 62-8-6, 62-3-12, 62-3-15		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備 (機能・性能検査, 外観点検)	L	
		関連資料	[試験及び検査] 62-5-2, 62-5-8~10		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	[系統図]62-4-3~6		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 (通常時に使用する系統からの切替不要) D B施設と同じ系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合 と同じ系統構成)	A b A d
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[系統図] 62-4-3, 62-4-7, 62-4-8		
	第6号	設置場所	現場操作 (放射線量が高くなるおそれ が少ない場所)	A	
		関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備 (必要な台数を確保することに加え, 余裕のある台数を保管)	C
			関連資料	[容量設定根拠] 62-6-4, 62-6-6	
		第2号	可搬SAの接続性	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料	—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(常設設備と接続せず使用)	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	[配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15	
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象SA設備なし)	A b	
		関連資料	[配置図] 62-3-2, 62-3-15		
第6号		アクセスルート	屋内外アクセスルートの確保 (人が携行して使用)	B	
		関連資料	[アクセスルート図] 62-7-2, 62-7-3		
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為 事象、溢水、火災	緩和設備、防止・緩和以外-対象 (同一目的の常設SA設備である無線連絡設備 (常 設), 衛星電話設備 (常設), 統合原子力防災ネッ トワークを用いた通信連絡設備と位置的分散, 代替 対象D B設備である送受話器及び電力保安通信用電 話設備と位置的分散)	B
			サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源 (異なる電源 (充電式電池) を使用)	C a
		関連資料	[単線結線図] 62-2-2~5, 62-2-7 [配置図] 62-3-2, 62-3-12, 62-3-15 [系統図] 62-4-3		

62-2

単線結線図

62-2-1

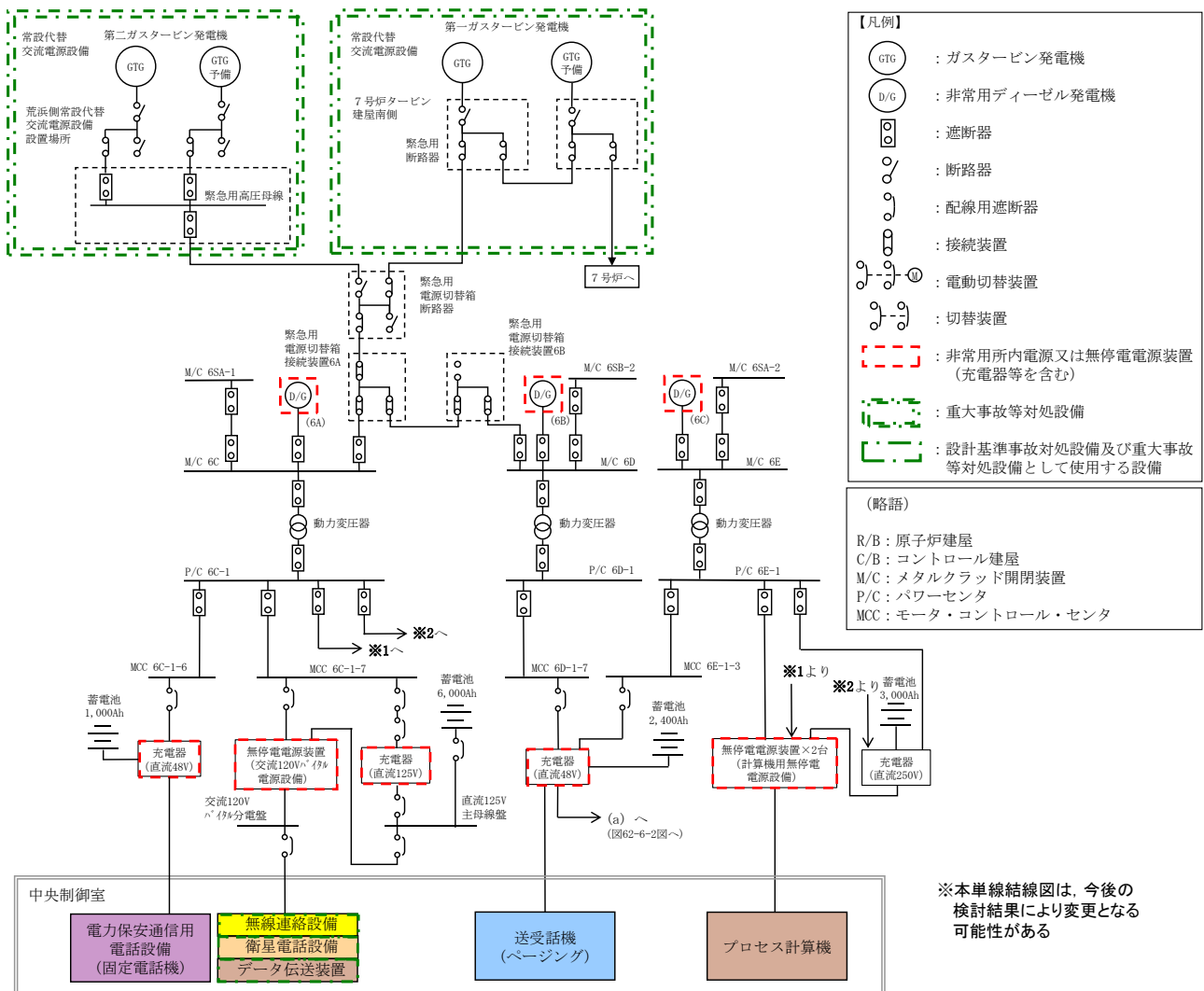


図 62-2-1 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図 (6号炉)

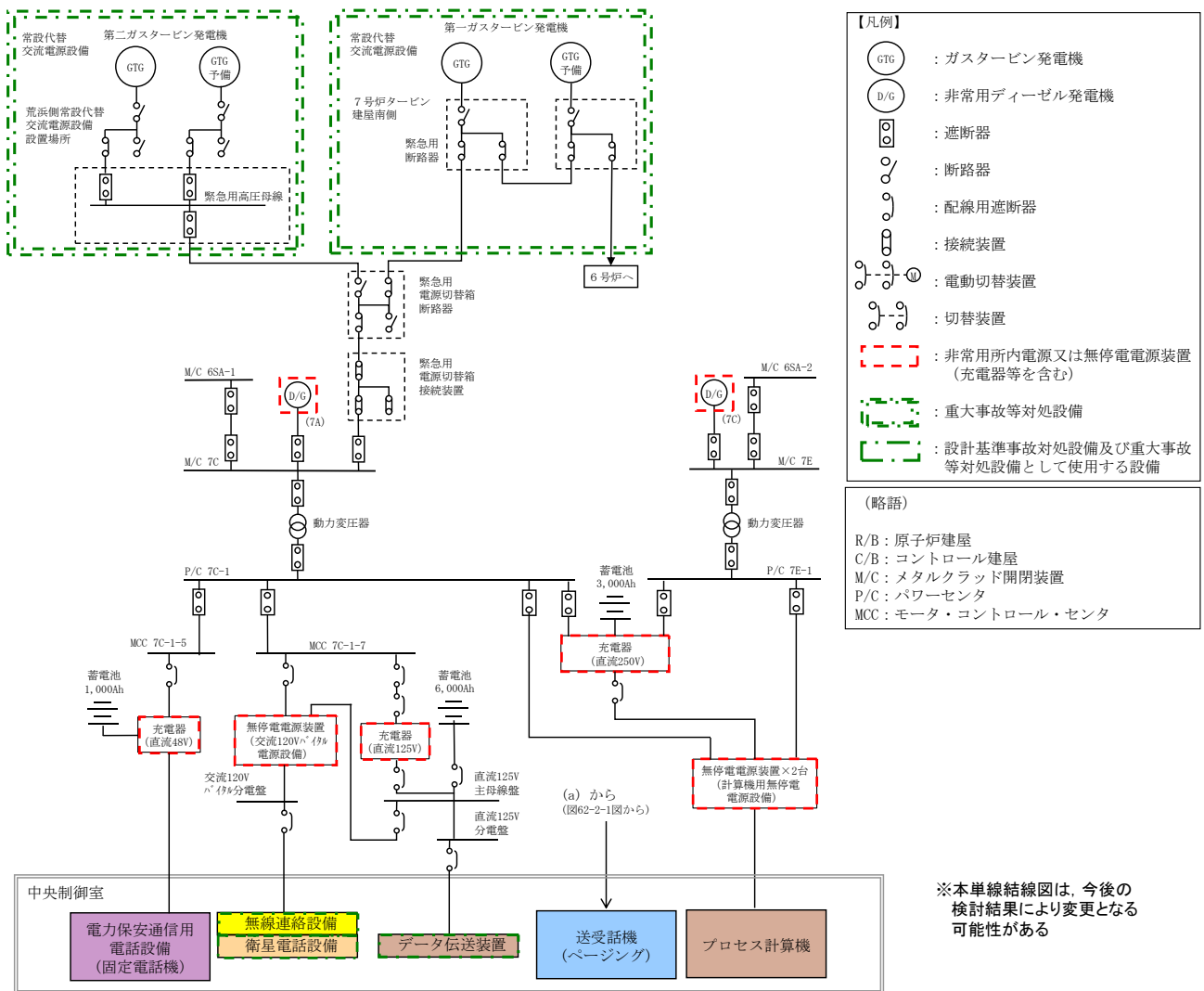


図 62-2-2 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図 (7号炉)

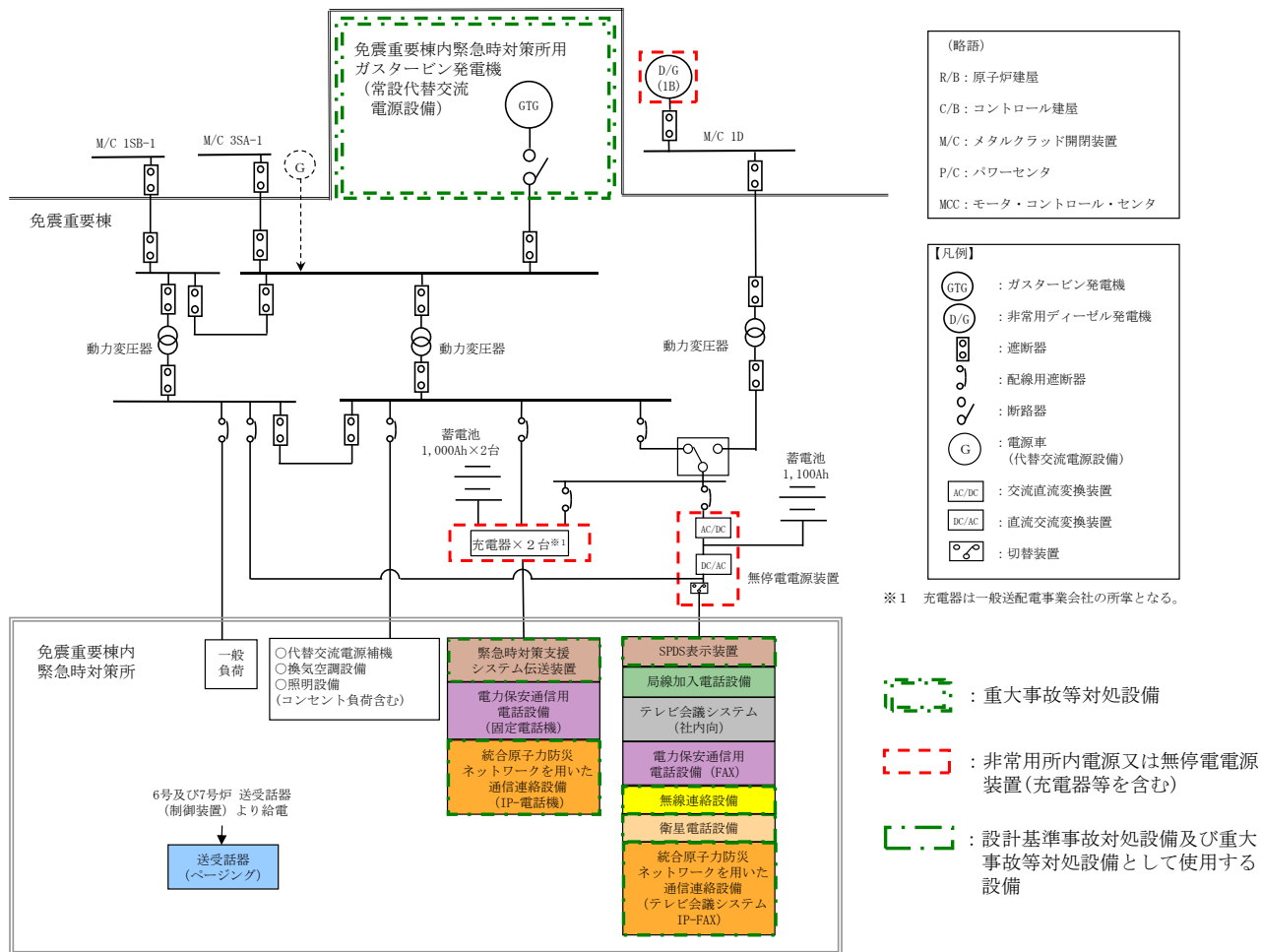


図 62-2-3 免震重要棟内緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

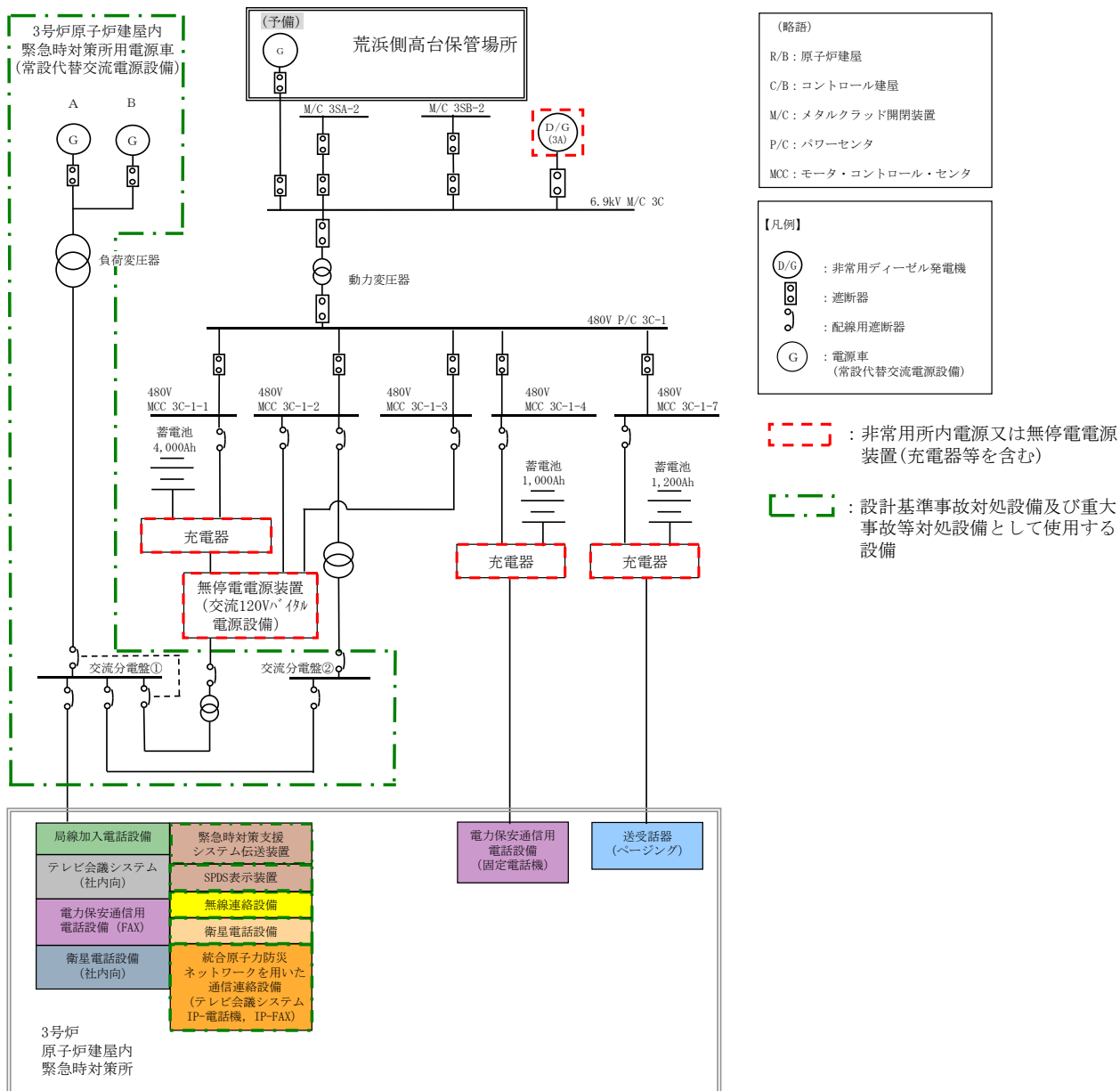


図 62-2-4 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表 62-2-1 通信連絡設備（発電所内）の電源設備


通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	6号及び7号炉 中央制御室	乾電池※1	乾電池（予備）
	送受信器 （警報装置含む）	ハンドセット， スピーカ	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	第一GTG※2及び第二GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所		
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	電源車※3（常設代替交流電源設備）
	無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG※2及び第二GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3（常設代替交流電源設備）
		無線連絡設備（可搬型）	免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池（本体内蔵）※4	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3（常設代替交流電源設備）

※1 乾電池により約4日間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2 GTG：ガスタービン発電機

※3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車

※4 充電式電池により約12時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備


：重大事故等対処設備

表 62-2-2 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備


通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所内外	電力保安通信用電話設備	固定電話機	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	第一 GTG ^{※2} 及び第二 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車 ^{※3} （常設代替交流電源設備）
		PHS 端末	6号及び7号炉 中央制御室	充電式電池（本体内蔵） ^{※1}	第一 GTG ^{※2} 及び第二 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車 ^{※3} （常設代替交流電源設備）
		FAX	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機	第一 GTG ^{※2} 及び第二 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車 ^{※3} （常設代替交流電源設備）
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一 GTG ^{※2} 及び第二 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車 ^{※3} （常設代替交流電源設備）
		衛星電話設備（可搬型）	免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池（本体内蔵） ^{※3}	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車 ^{※3} （常設代替交流電源設備）
	テレビ会議システム	テレビ会議システム （社内向）	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} （常設代替交流電源設備）
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所			電源車 ^{※3} （常設代替交流電源設備）		

※1 充電式電池により約 8.5 時間の通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

※2 GTG：ガスタービン発電機

※3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車

※4 充電式電池により約 4 時間の通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備



：重大事故等対処設備

表 62-2-3 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所内外	プロセス計算機	6号炉 計算機室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG ^{※1} 及び第二GTG ^{※1} (常設代替交流電源設備)	
		7号炉 計算機室			
	必要な情報を把握 できる設備 (安全パラメータ 表示システム(SPDS))	データ伝送装置	6号炉 計算機室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG ^{※1} 及び第二GTG ^{※1} (常設代替交流電源設備)
			7号炉 計算機室		
	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	免震重要棟内緊急時対策所	充電器(蓄電池)	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※1} (常設代替交流電源設備)
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車 ^{※2} (常設代替交流電源設備)
		SPDS表示装置	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※1} (常設代替交流電源設備)
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車 ^{※2} (常設代替交流電源設備)

※1 GTG：ガスタービン発電機。

※2 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車

 : 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処
設備として使用する設備


 : 重大事故等対処設備


表 62-2-4 通信連絡設備（発電所外）の電源設備


通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系 共用)	免震重要棟内緊急時対策所 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
					電源車 ^{※3} (常設代替交流電源設備)
		IP-電話機 (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所	充電器 (蓄電池)	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車 ^{※3} (常設代替交流電源設備)
		IP-FAX (有線系, 衛星系)	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車 ^{※3} (常設代替交流電源設備)
	局線加入電話設備	加入電話機	免震重要棟内緊急時対策所 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	— (通信事業者回線からの給電)
		加入 FAX	免震重要棟内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG ^{※2} (常設代替交流電源設備)
			3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車 ^{※3} (常設代替交流電源設備)
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	免震重要棟内緊急時対策所 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	乾電池 ^{※1}	手動発電, 乾電池 (予備)
	衛星電話設備 (社内向)	衛星社内電話機	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車 ^{※3} (常設代替交流電源設備)
		テレビ会議システム (社内向)	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
		FAX (社内向)	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所		

※1 乾電池により 10 日間以上の連続通話が可能。また、手動発電又は予備の乾電池と交換することにより通話時間を延長可能。

※2 GTG : ガスタービン発電機

※3 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車

 : 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備


 : 重大事故等対処設備


62-3

配置図

設置箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を
使用時に設置する場所

保管場所：可搬型設備を保管している場所

：設計基準事故対処設備を示す。

：重大事故等対処設備を示す。

62-3-1

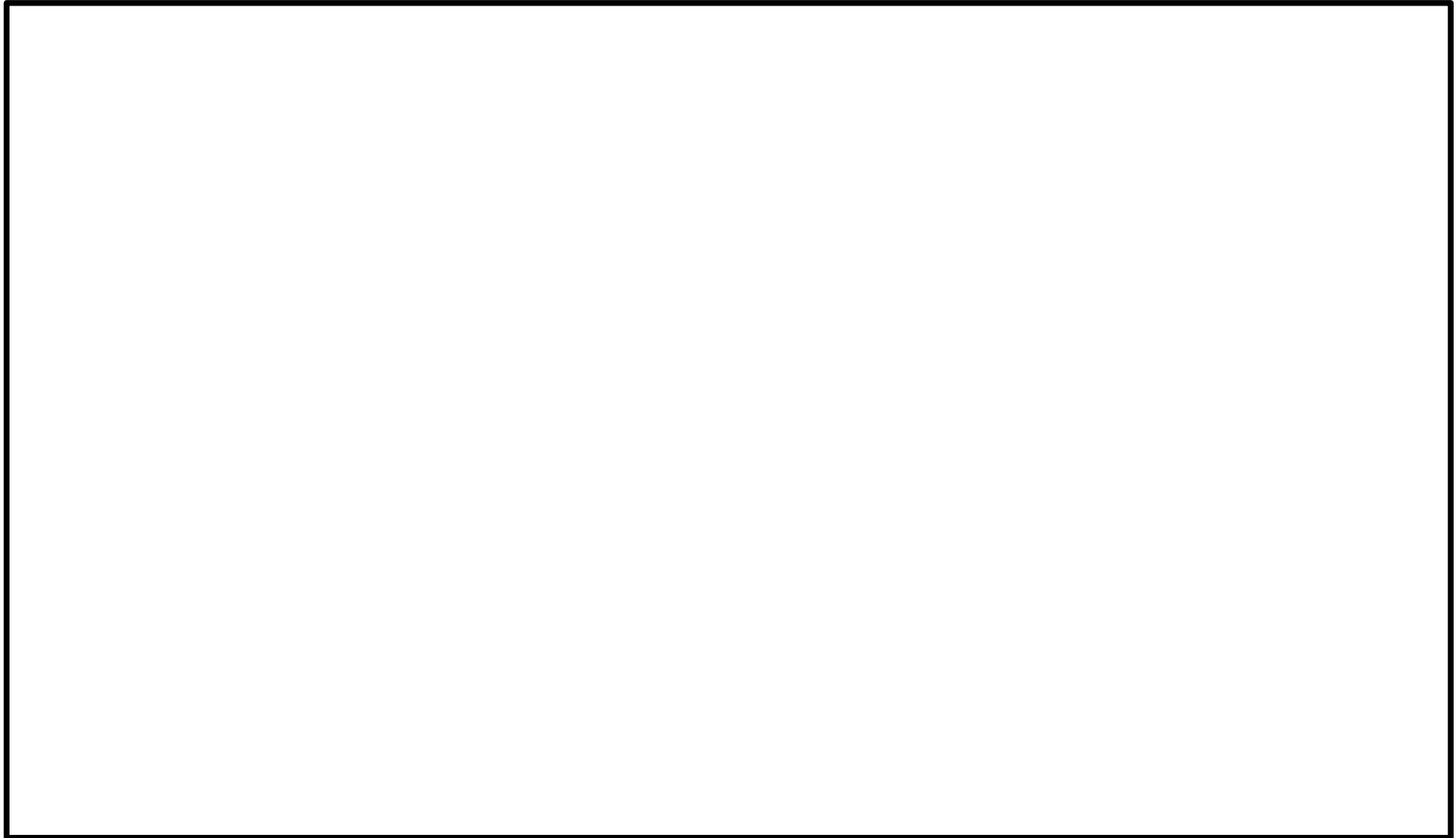


図 62-3-1 中央制御室, 免震重要棟及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

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。

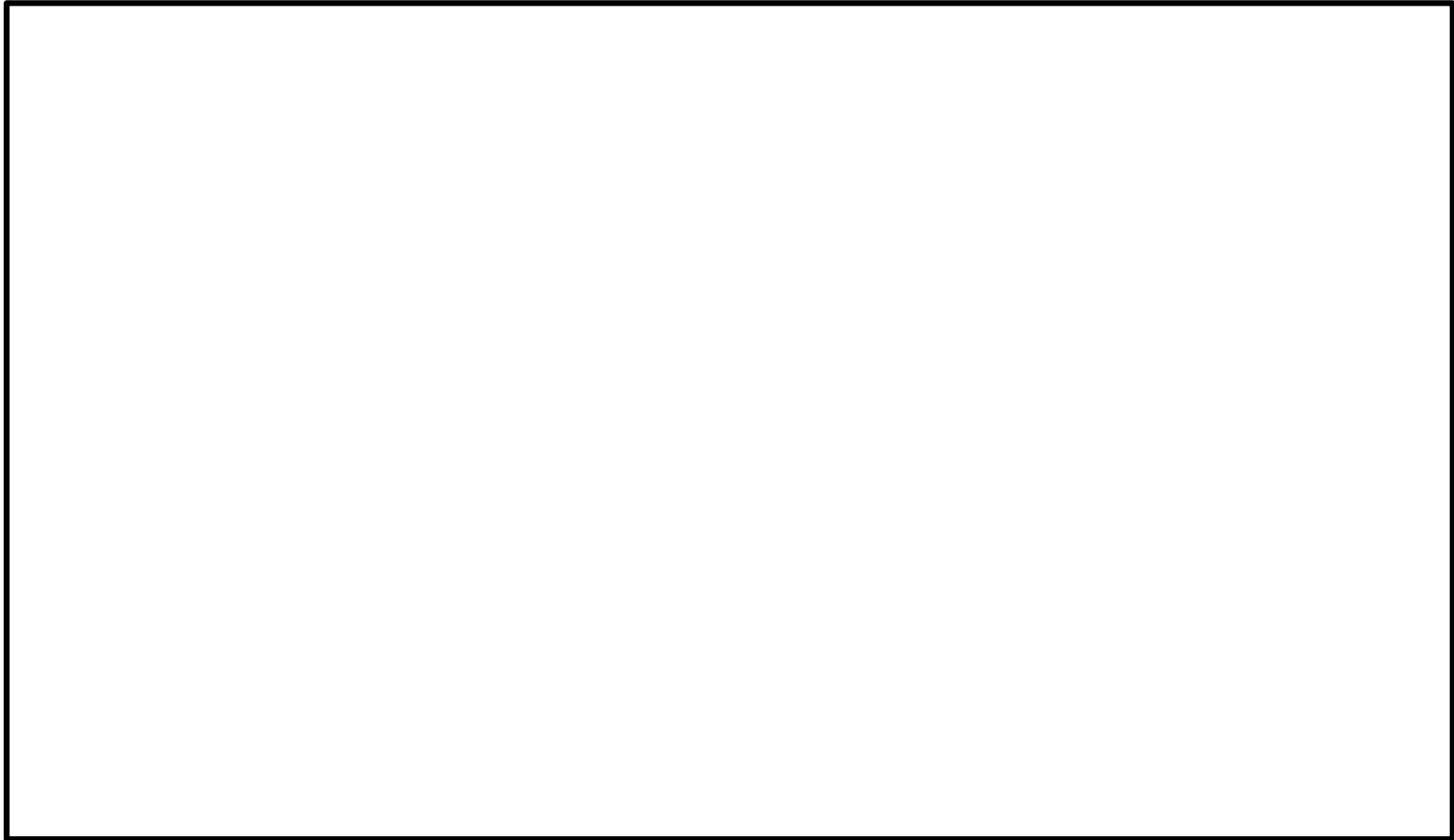


図 62-3-2 コントロール建屋地上2階 中央制御室

- ・写真については、イメージ、例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う

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。

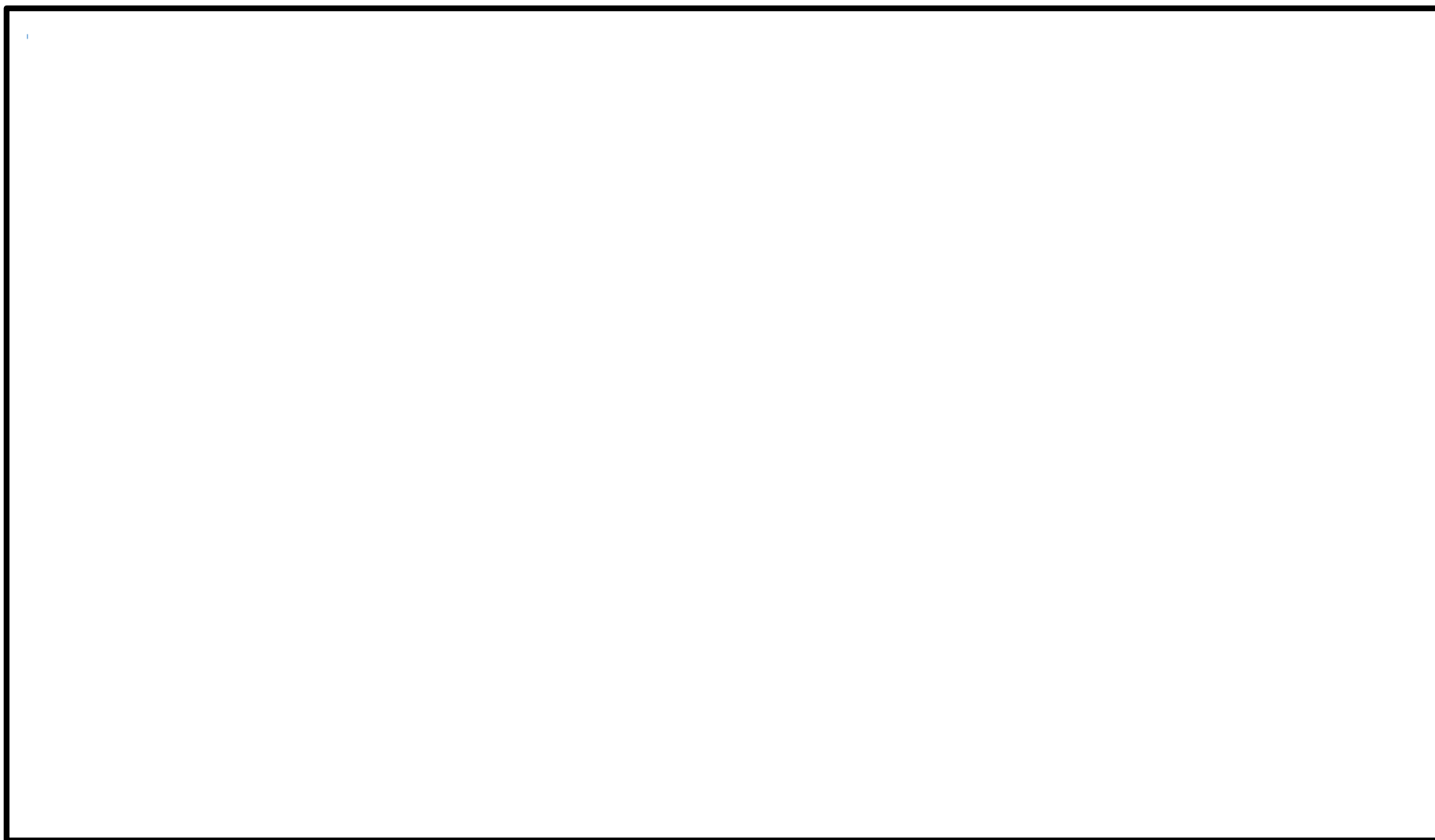


図 62-3-3 コントロール建屋地上1階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

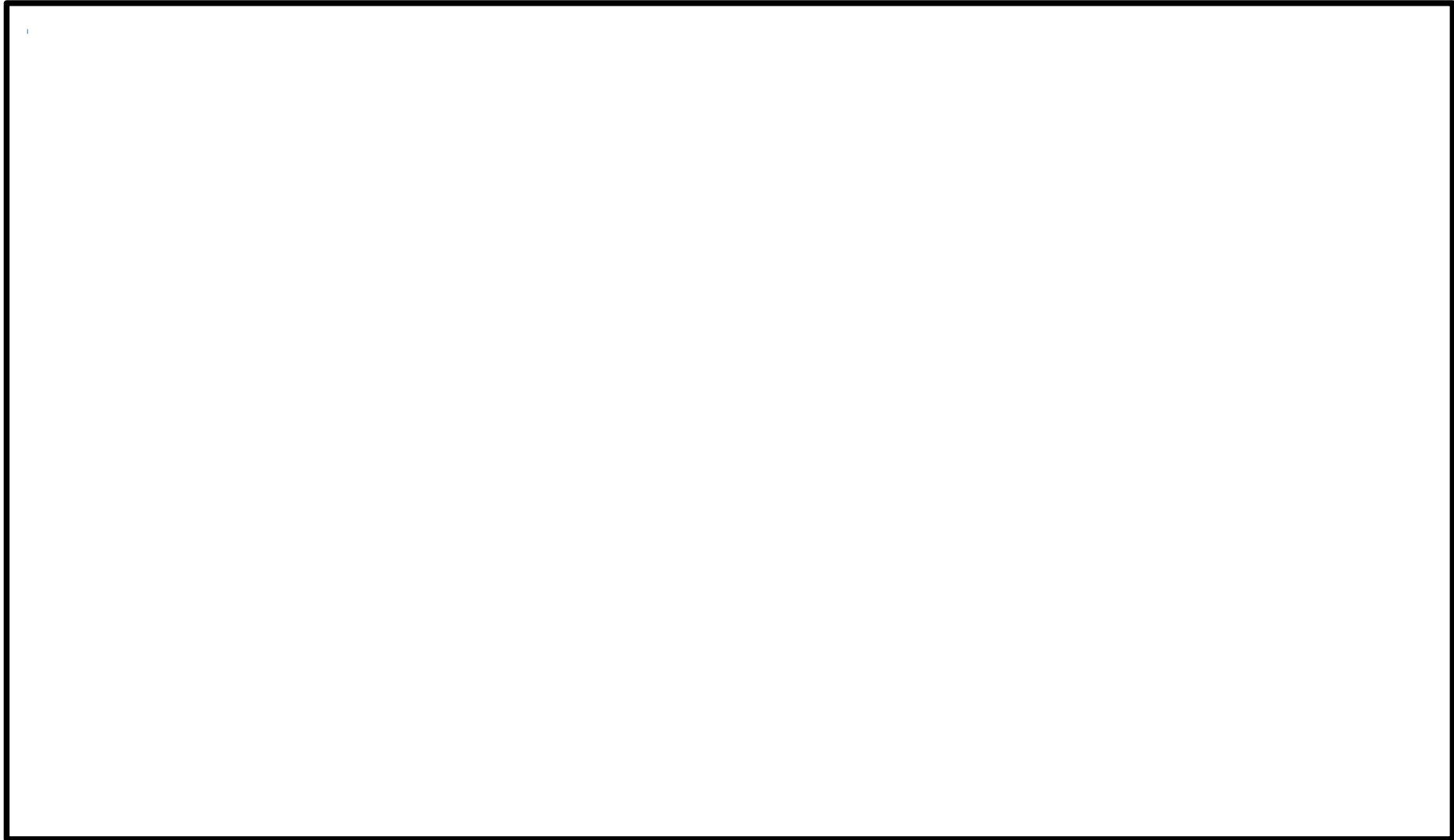


図 62-3-4 コントロール建屋地下1階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

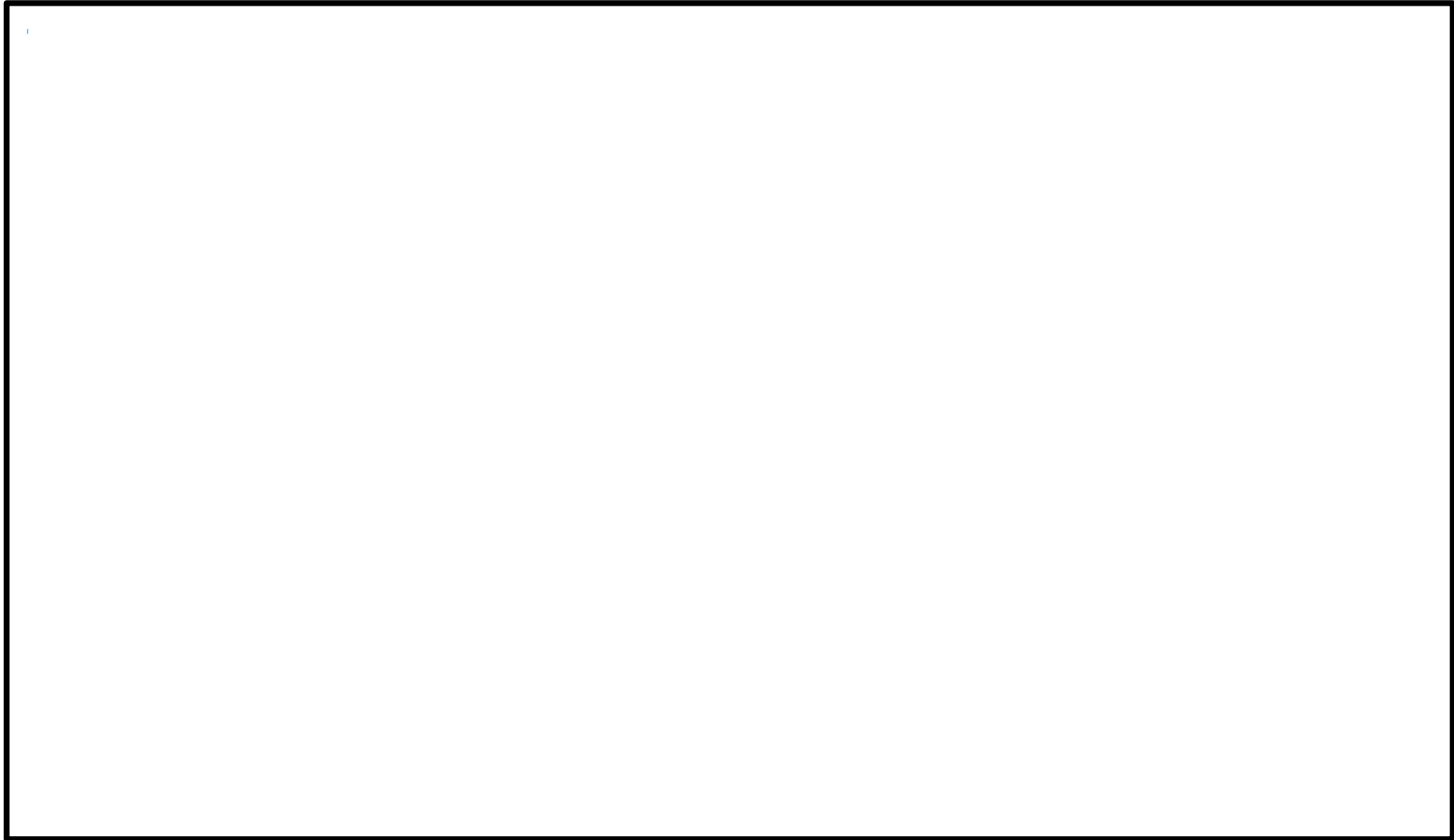


図 62-3-5 6号炉原子炉建屋地上1階及び地下1階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

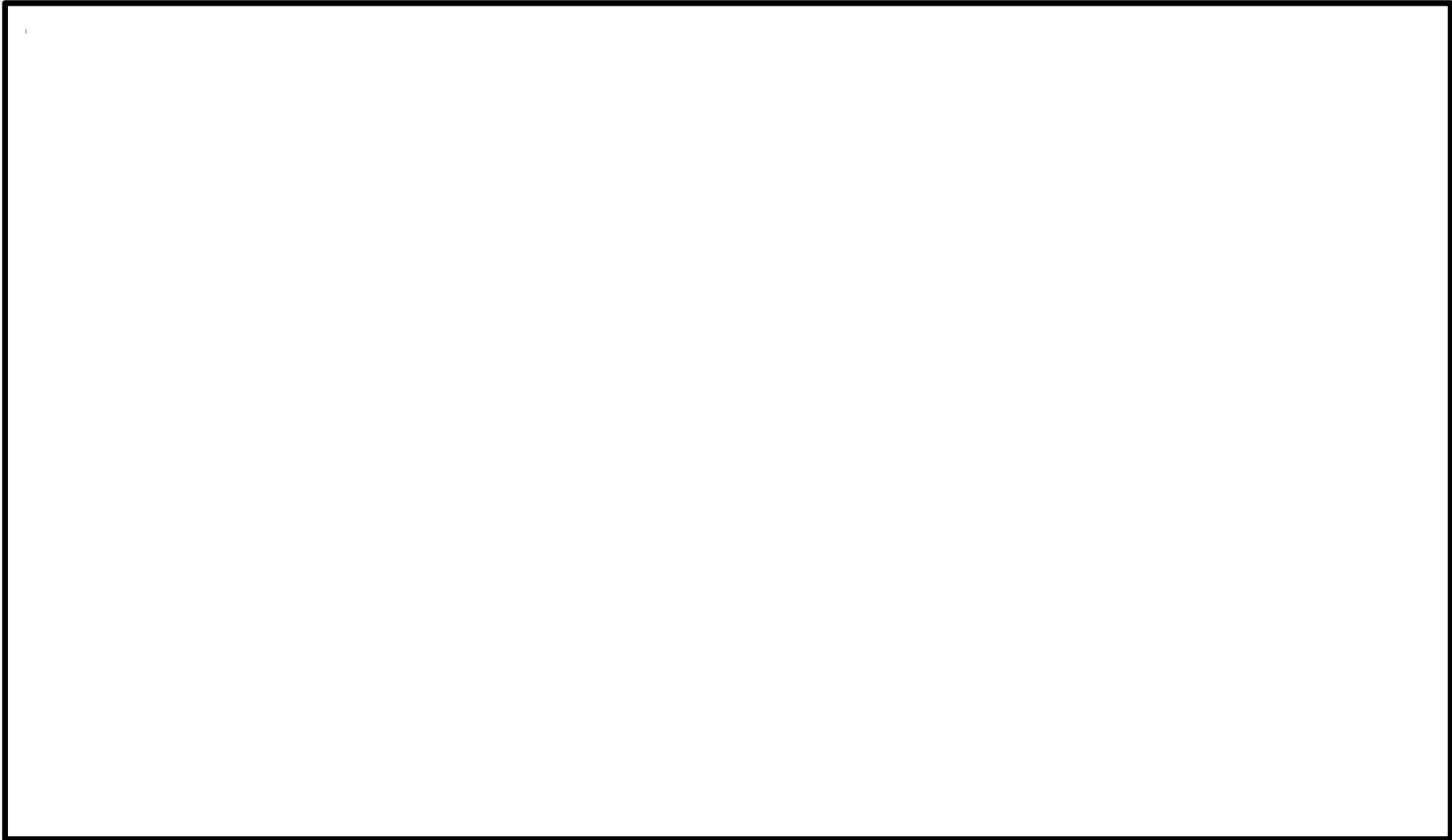


図 62-3-6 6号炉原子炉建屋地下3階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

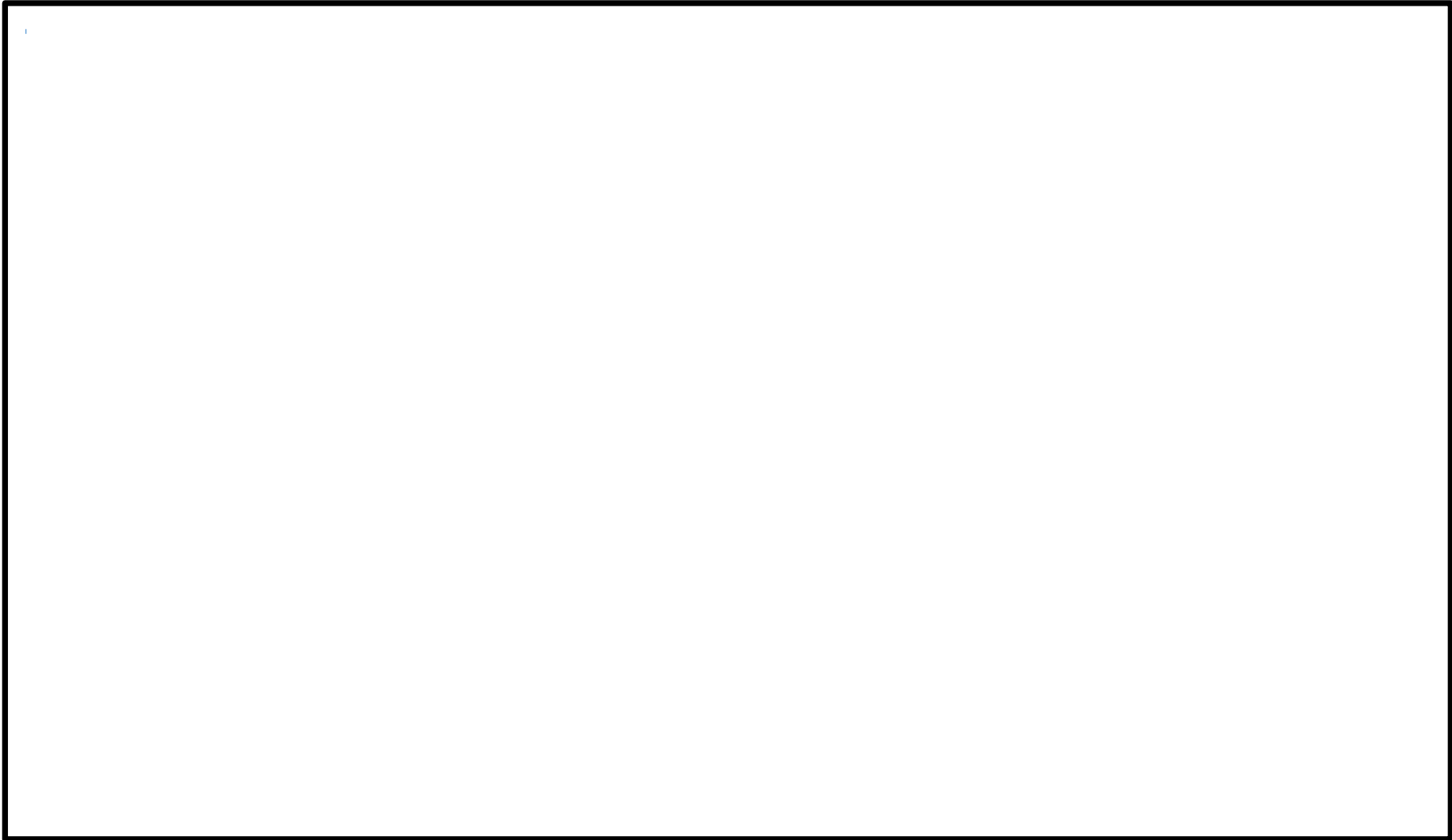


図 62-3-7 7号炉原子炉建屋地下1階及び地上1階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

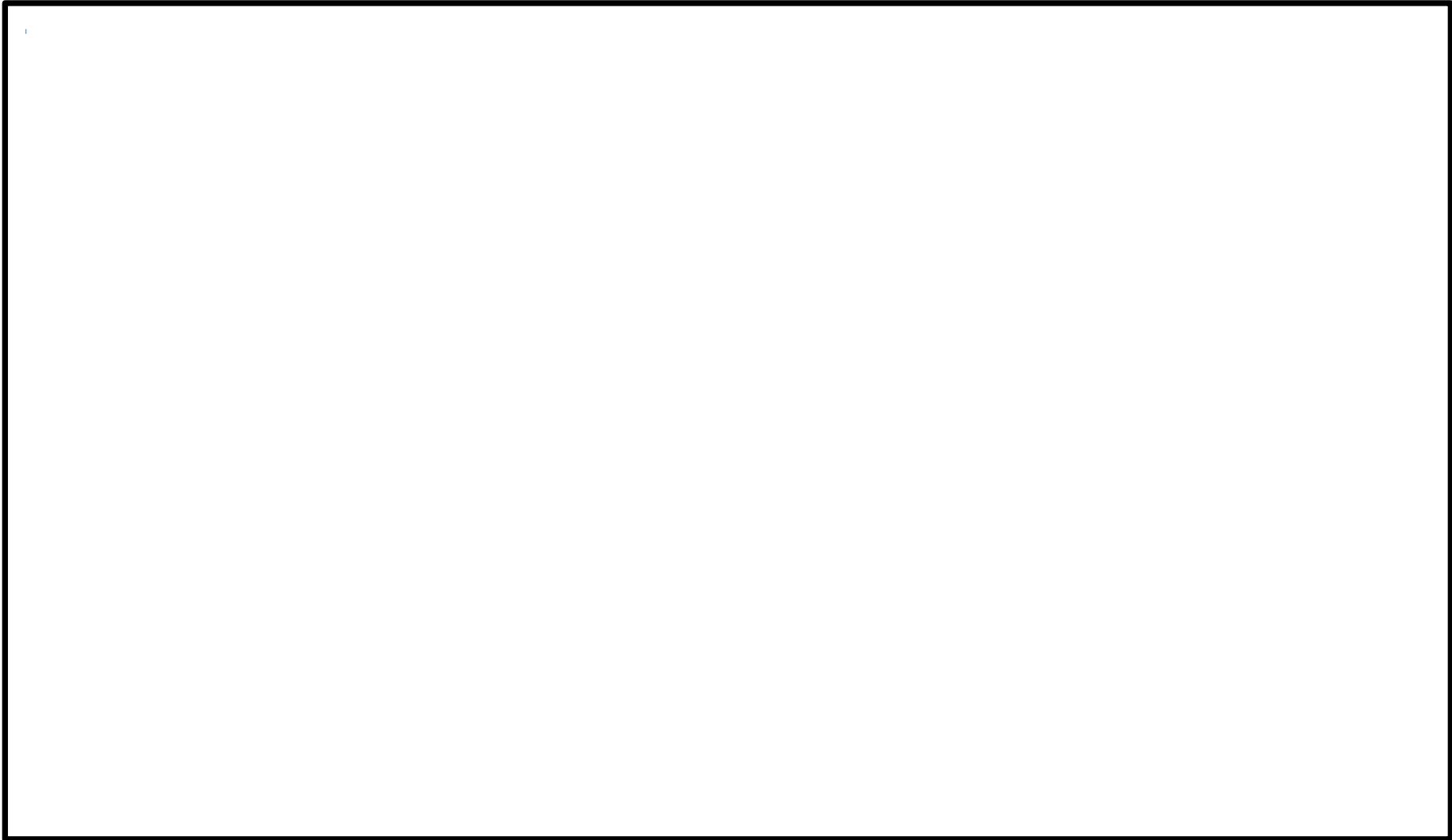


図 62-3-8 7号炉原子炉建屋地下3階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

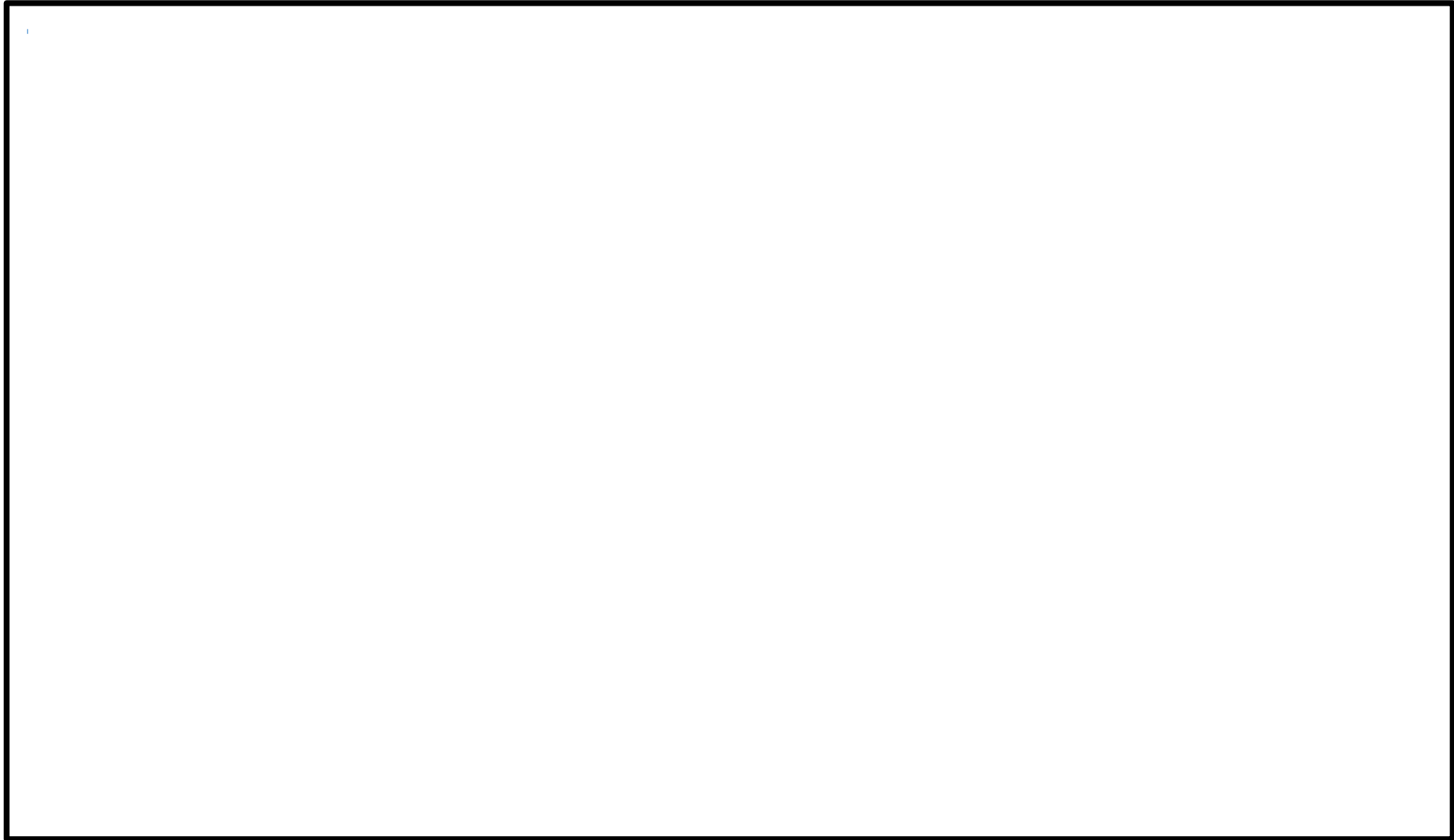


図 62-3-9 コントロール建屋地下2階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

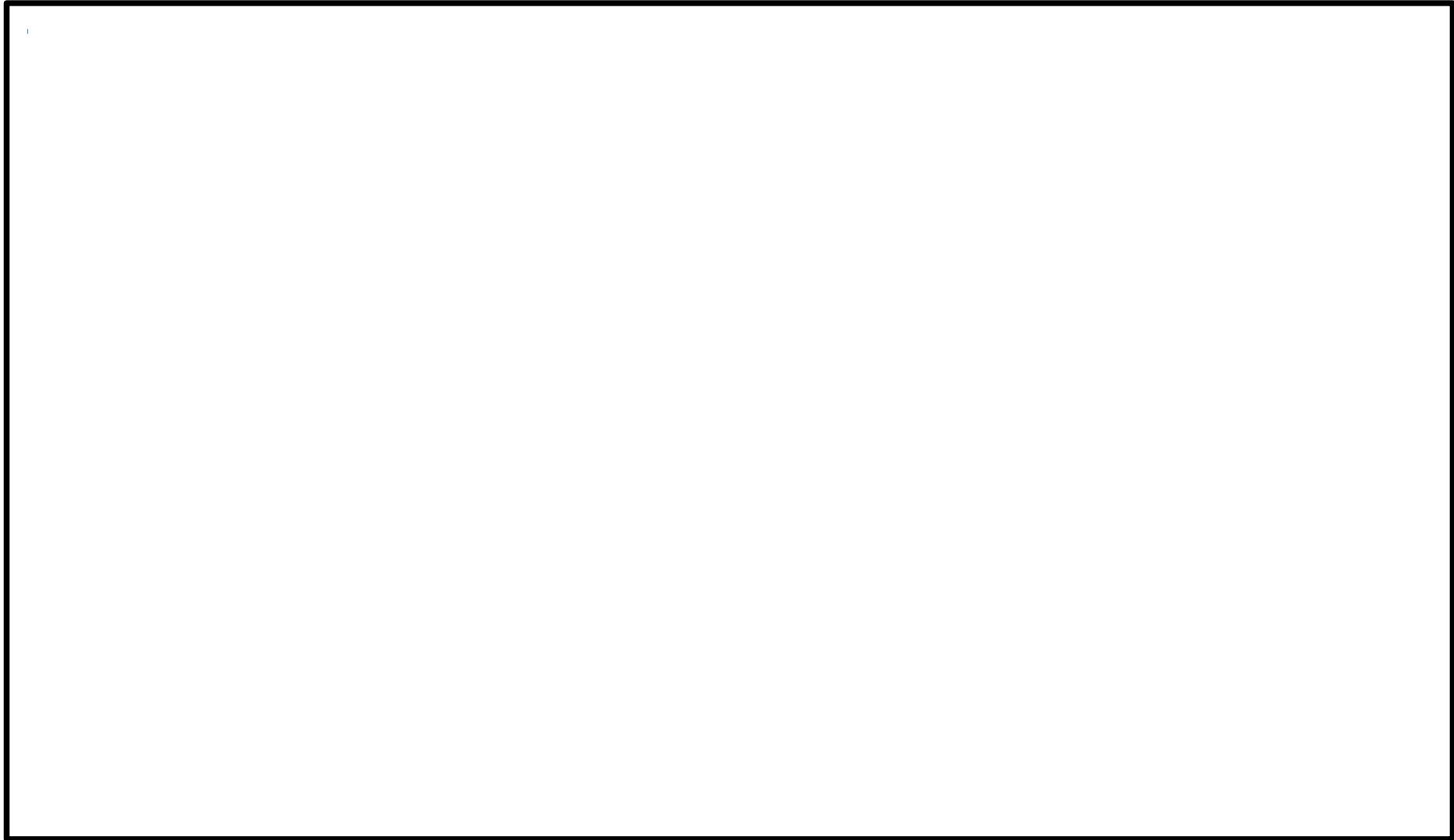


図 62-3-10 廃棄物処理建屋地下 1 階及び地上 1 階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

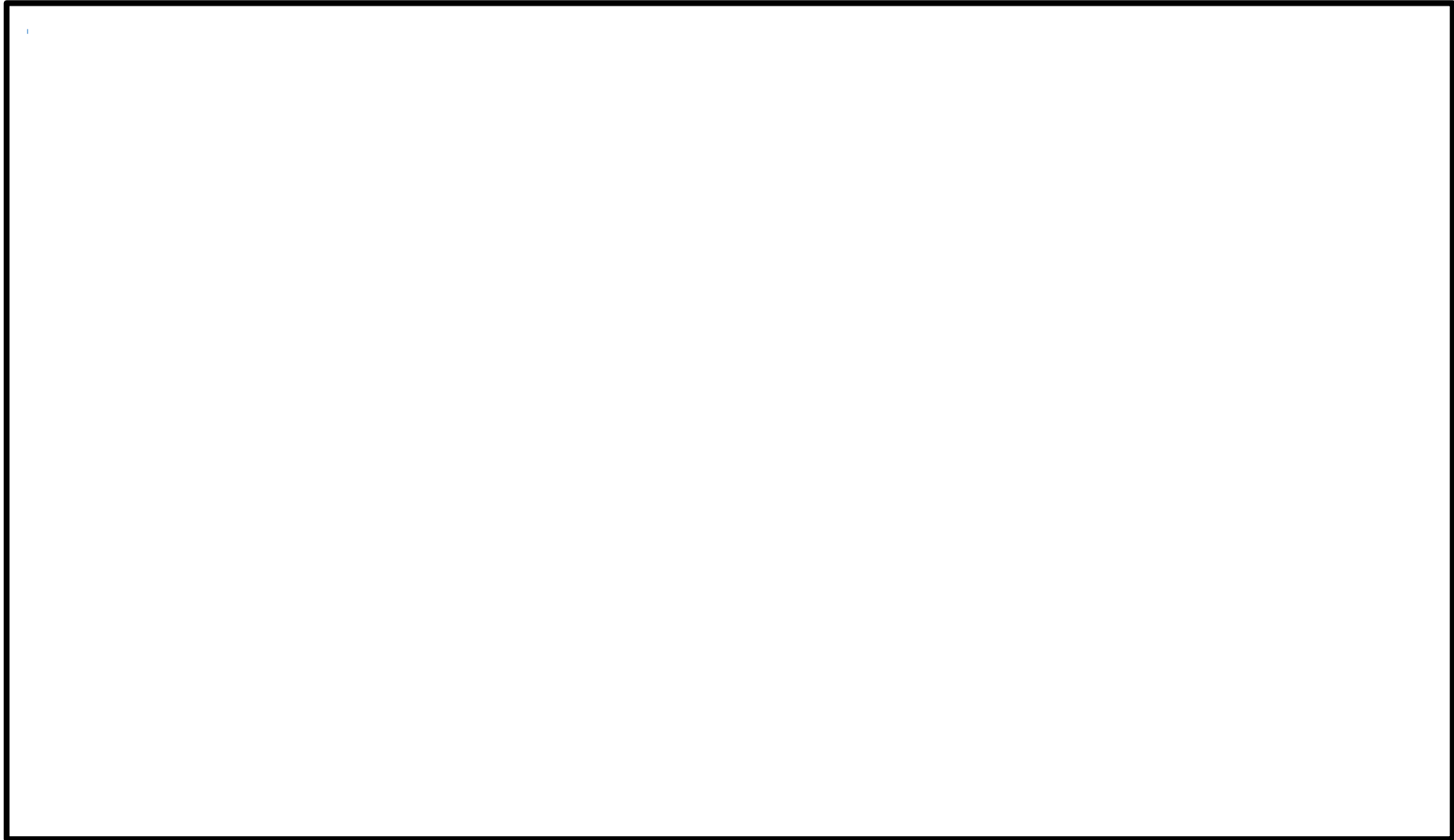


図 62-3-11 免震重要棟地上 2 階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

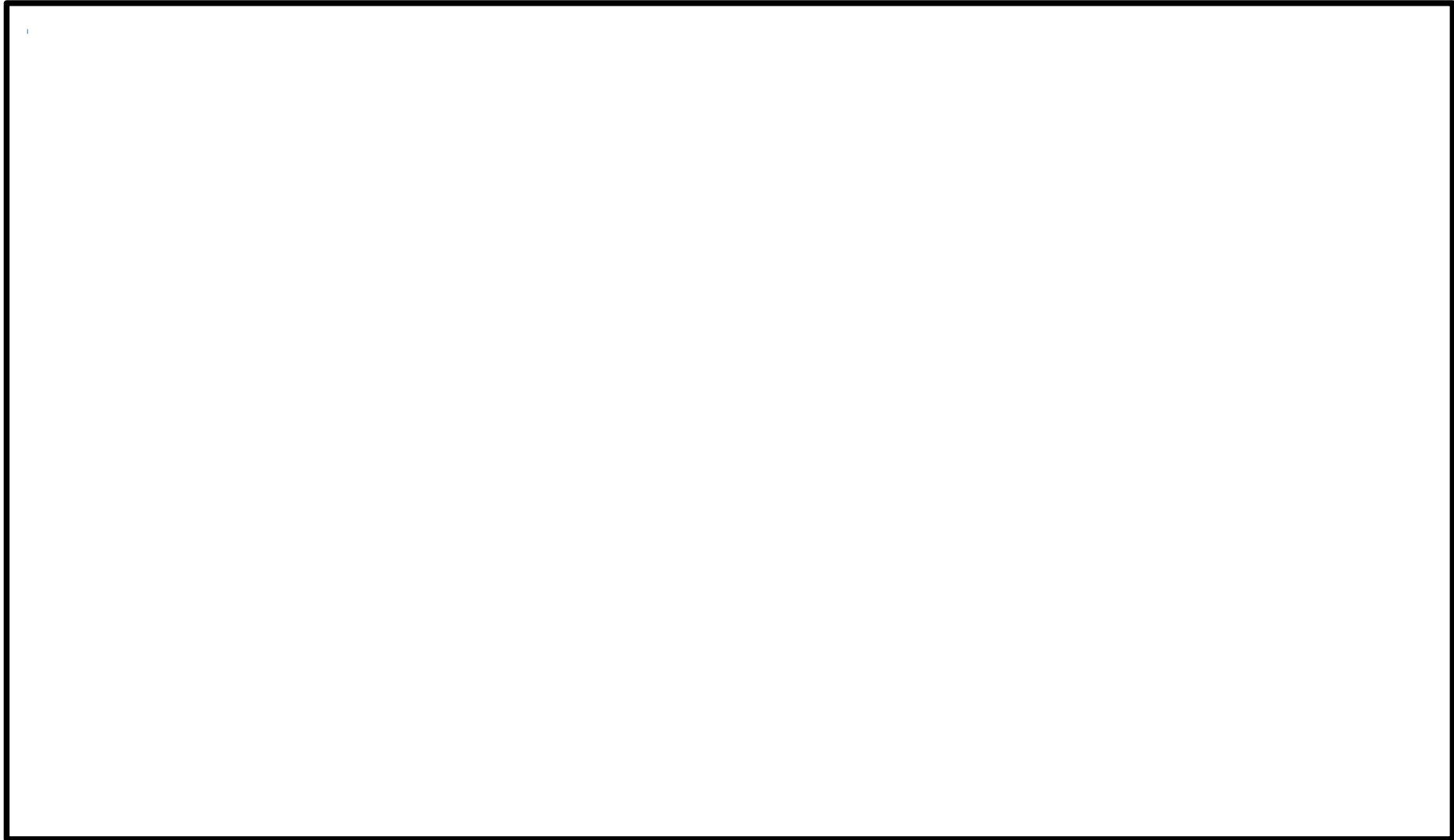


図 62-3-12 免震重要棟地上1階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

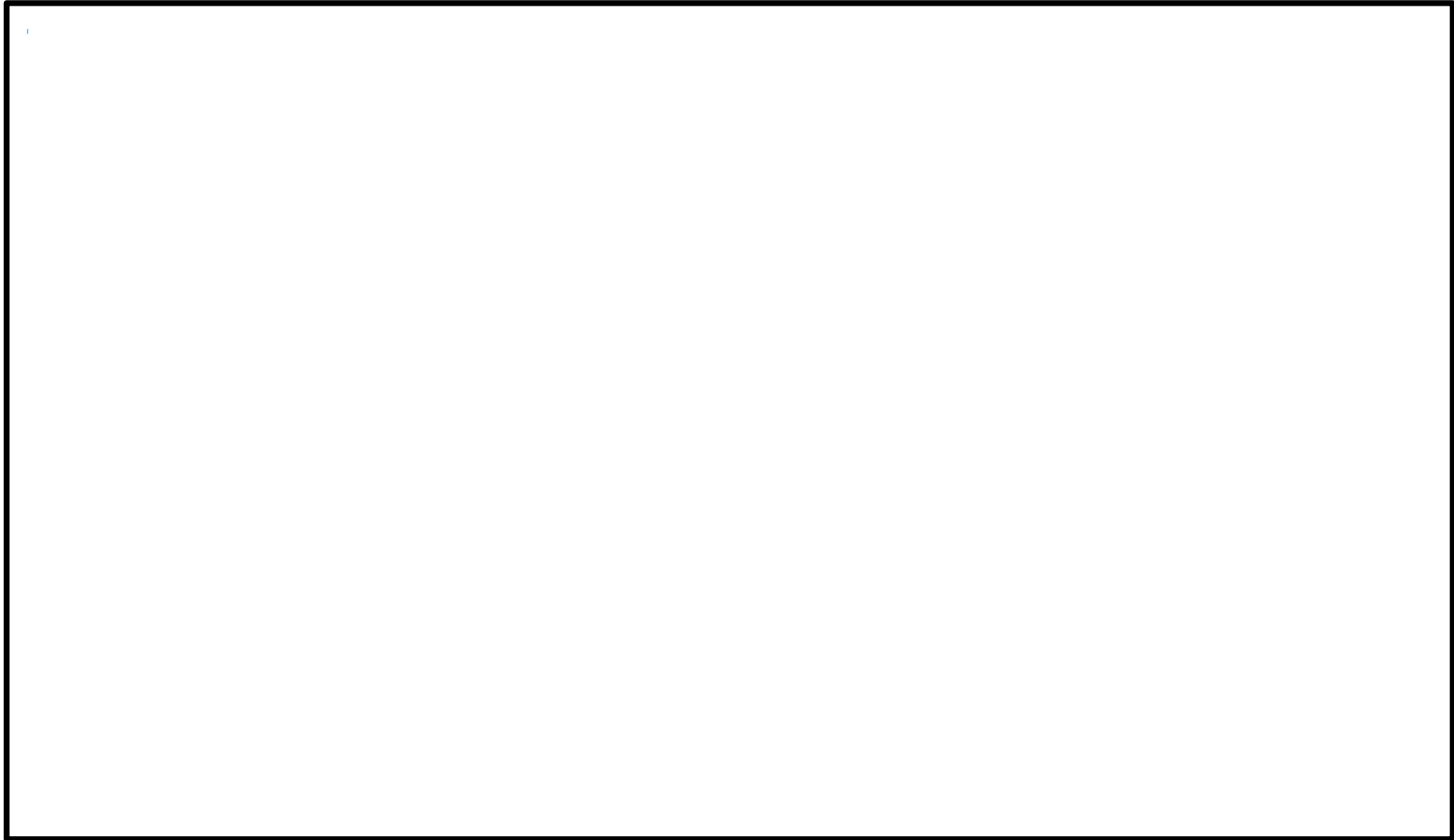


図 62-3-13 3号炉原子炉建屋地上2階 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（常設設備）

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

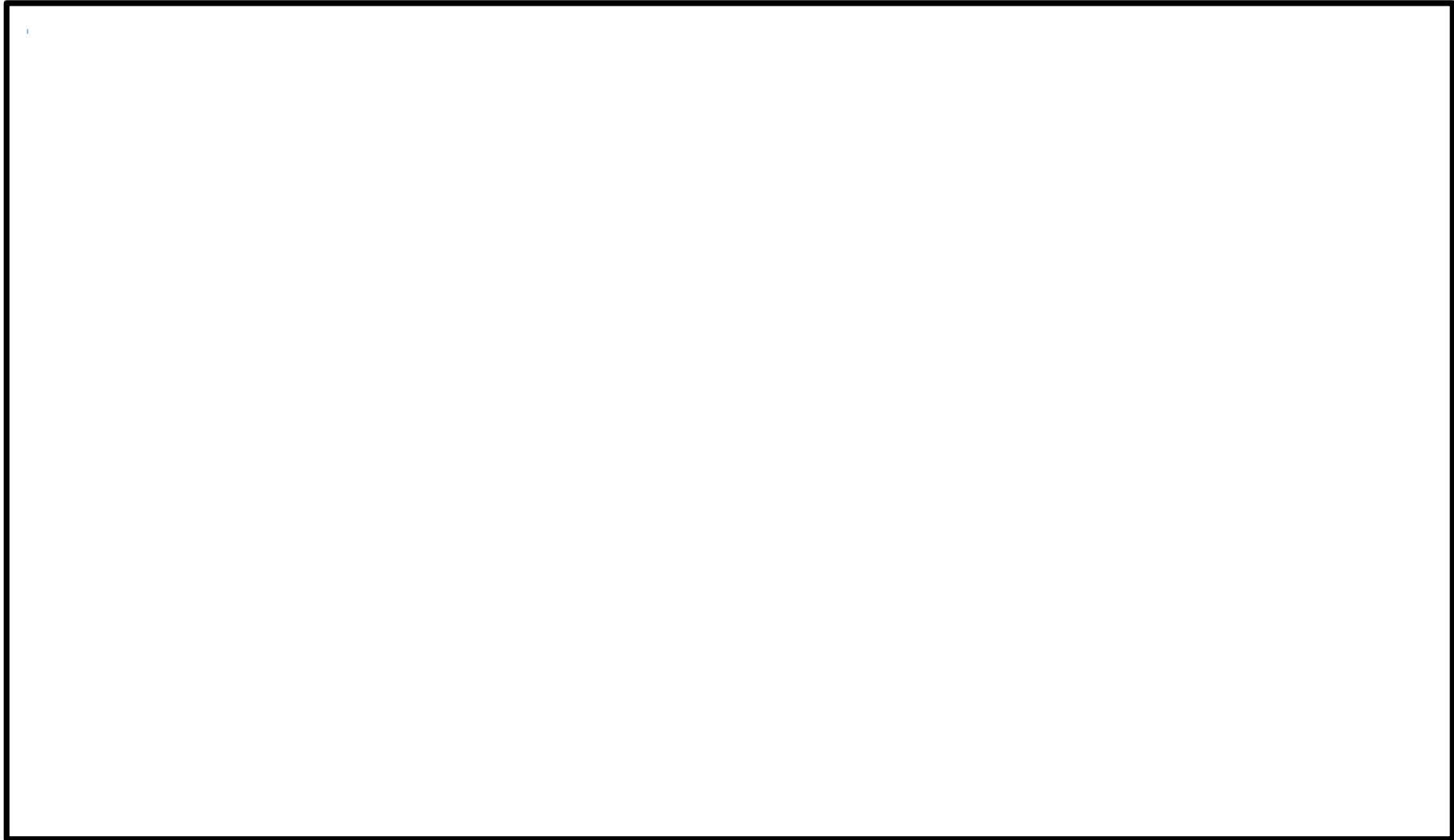


図 62-3-14 3号炉原子炉建屋地上2階 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（可搬型設備）

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

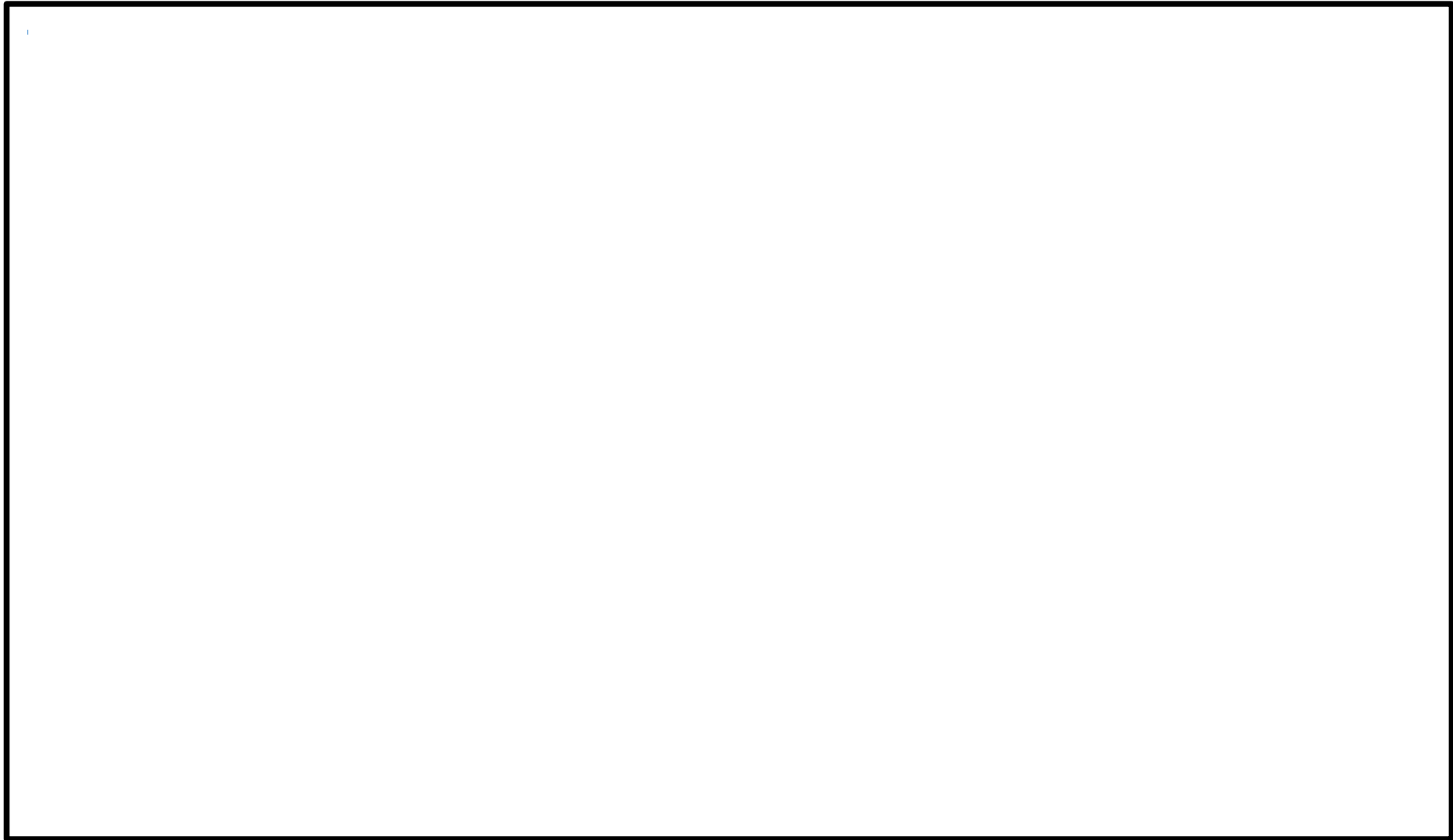


図 62-3-15 3号炉原子炉建屋地下3階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

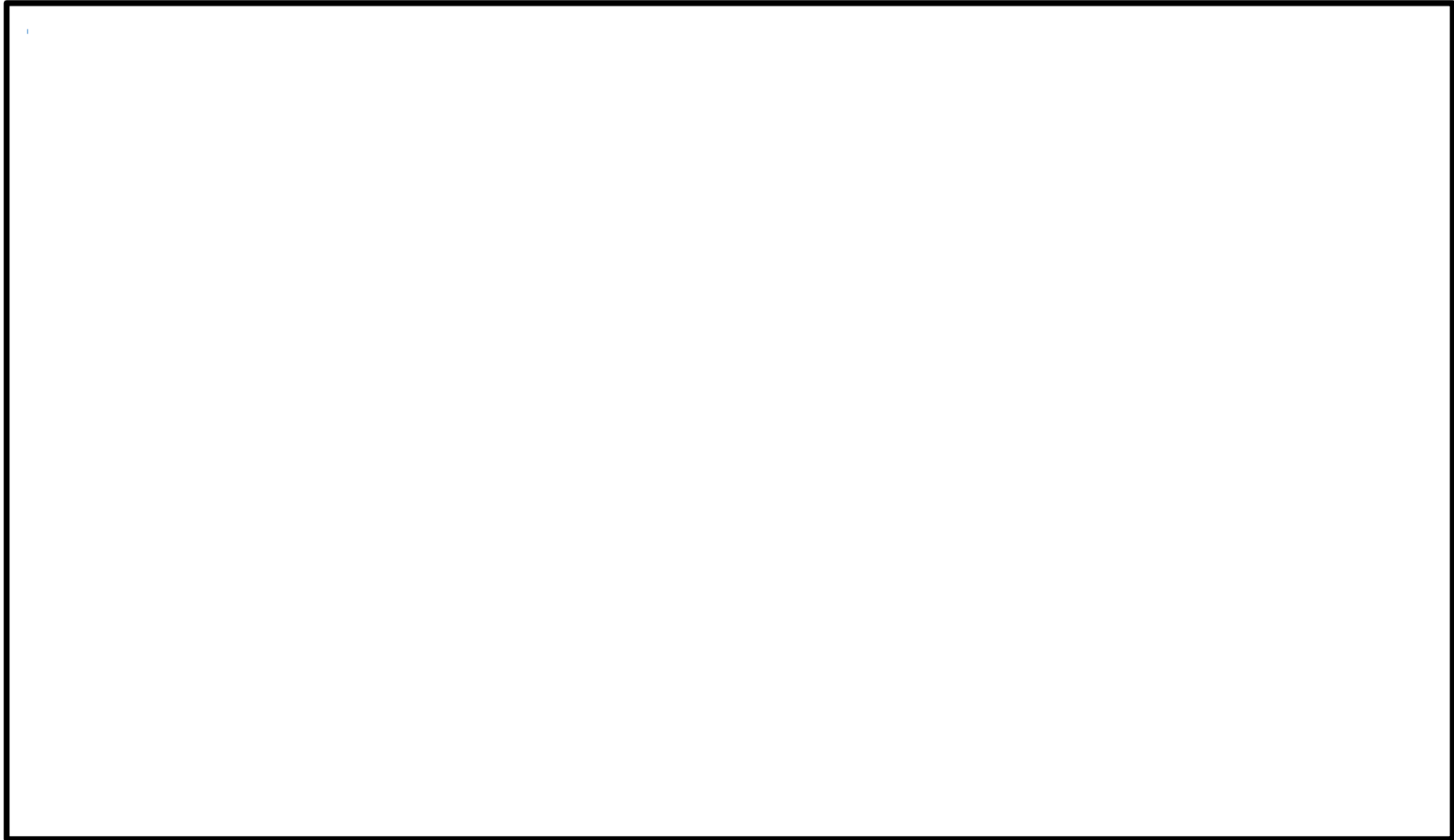


図 62-3-16 3号炉タービン建屋地下1階

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

62-4
系統図

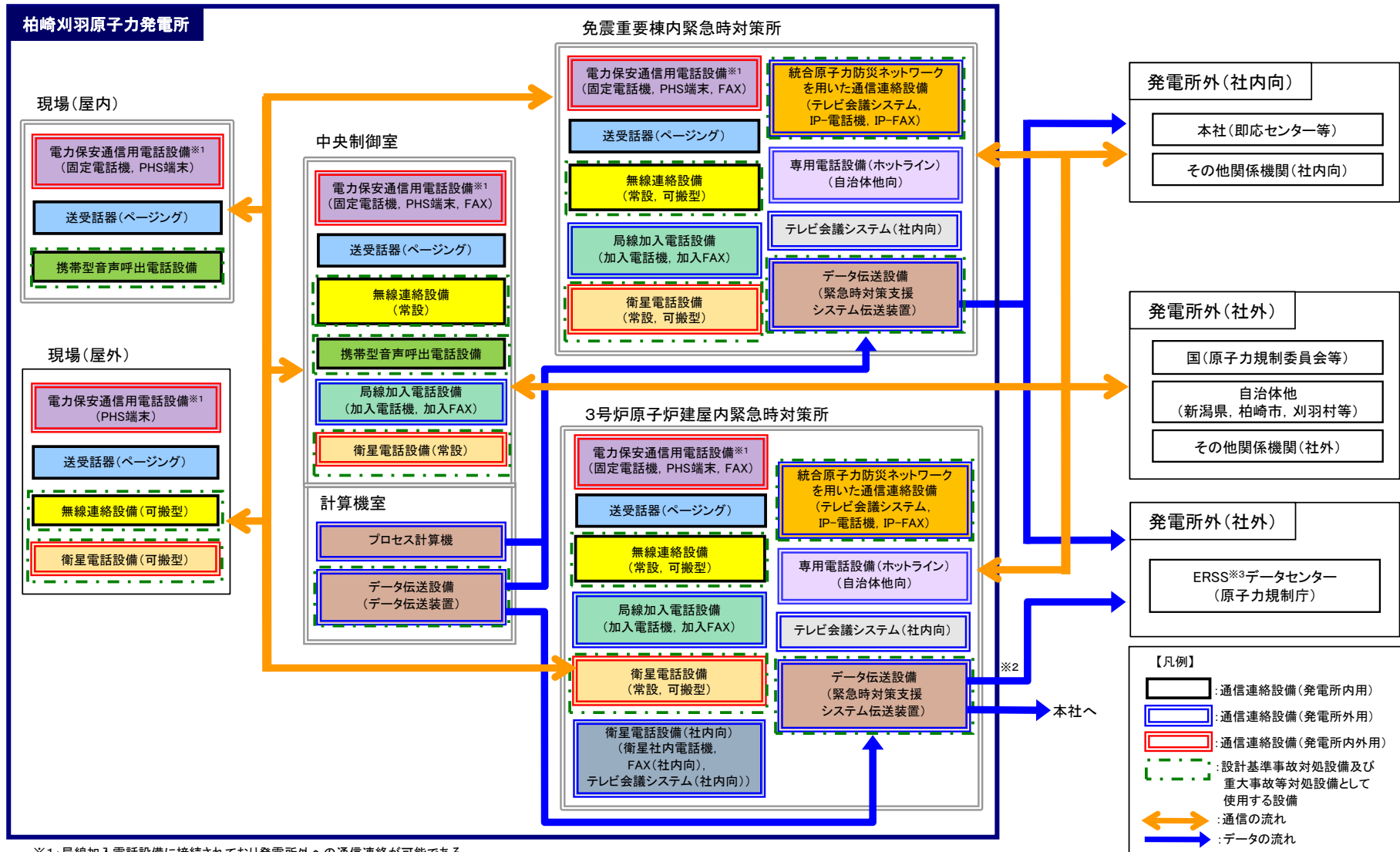


図 62-4-1 通信連絡設備の概要

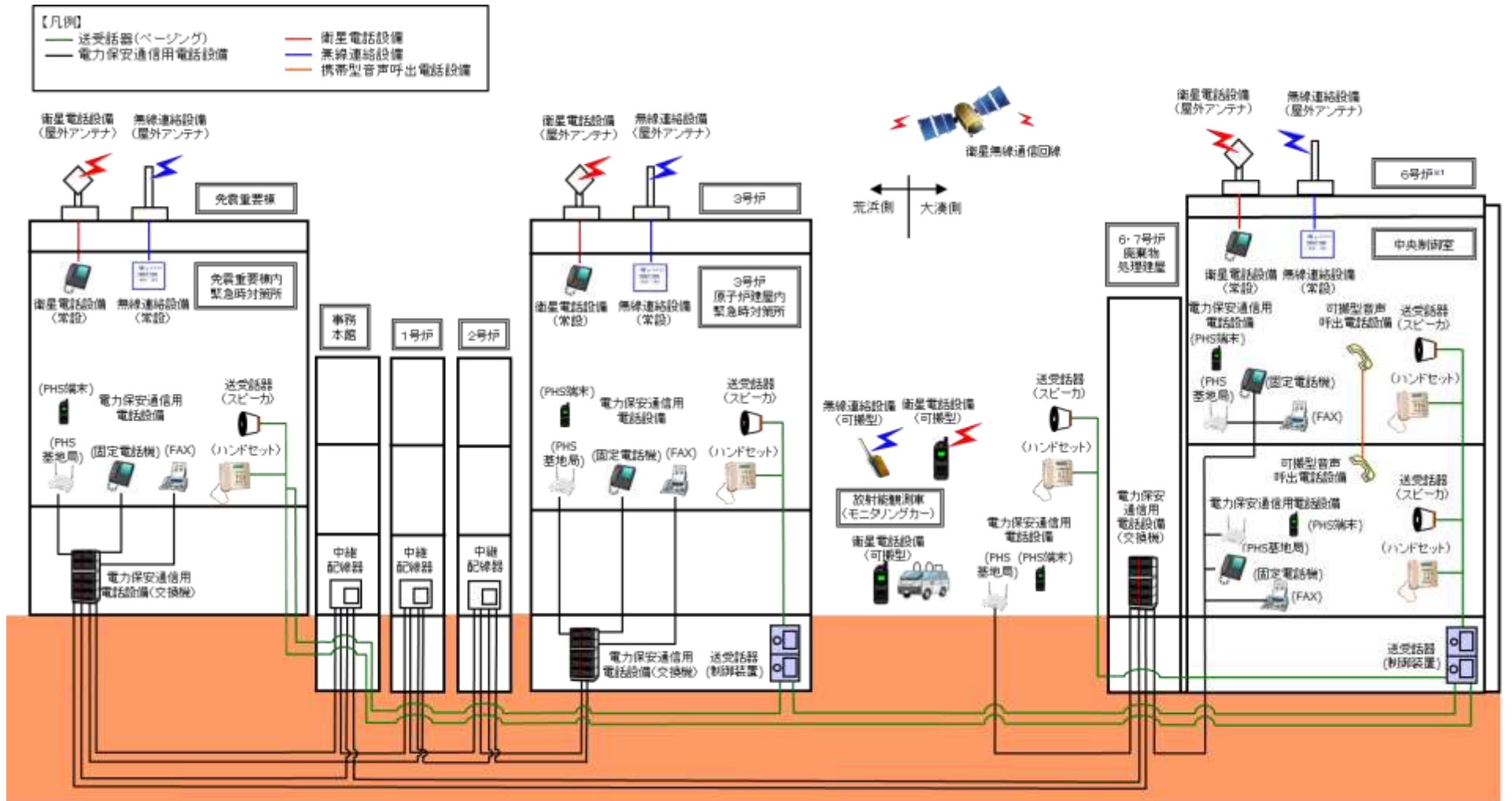


図 62-4-2 通信連絡設備 (発電所内) の概要

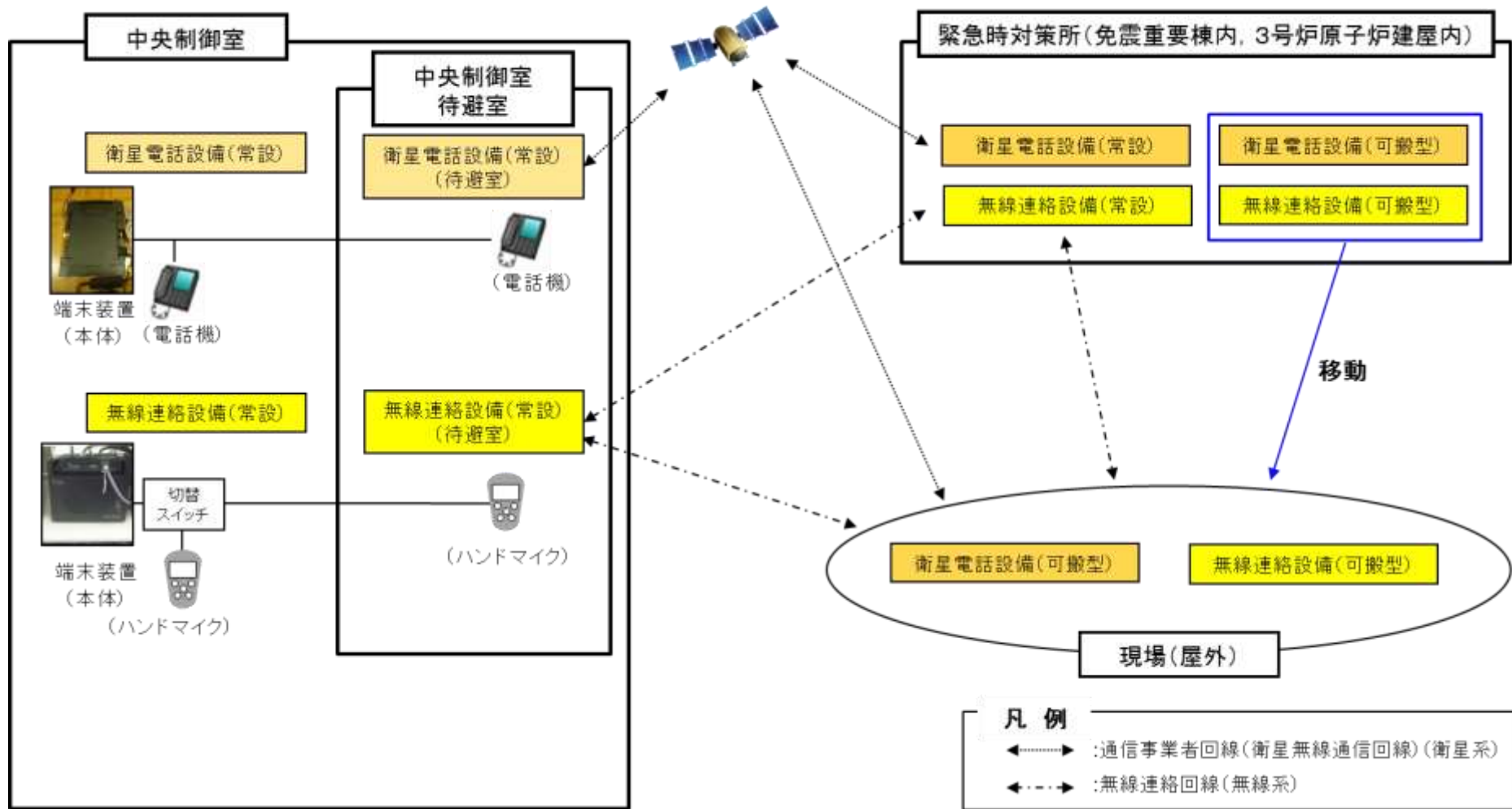


図 62-4-3 中央制御室及び中央制御室待避室における無線連絡設備及び衛星電話設備の概要

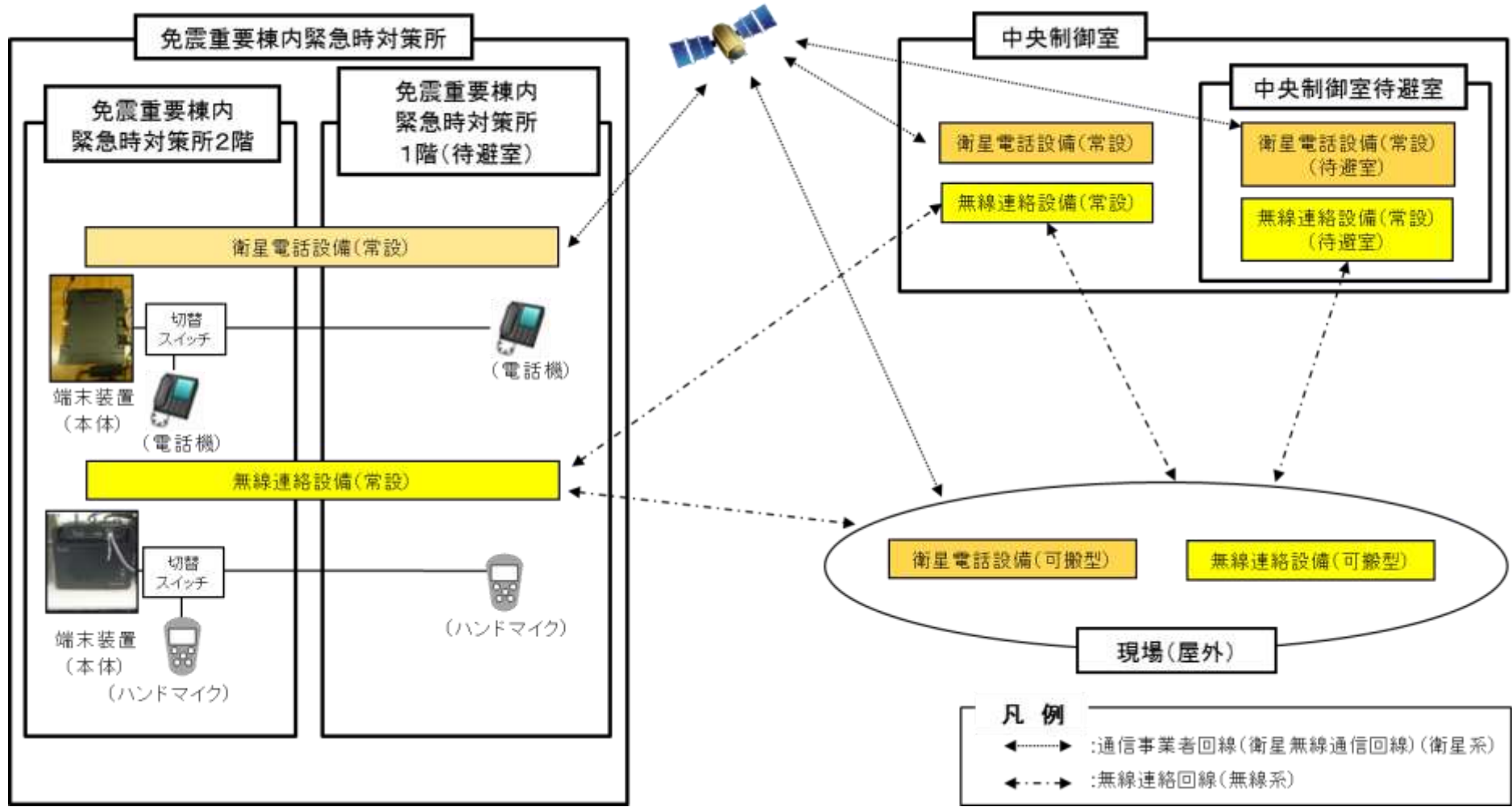


図 62-4-4 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) における無線連絡設備及び衛星電話設備の概要

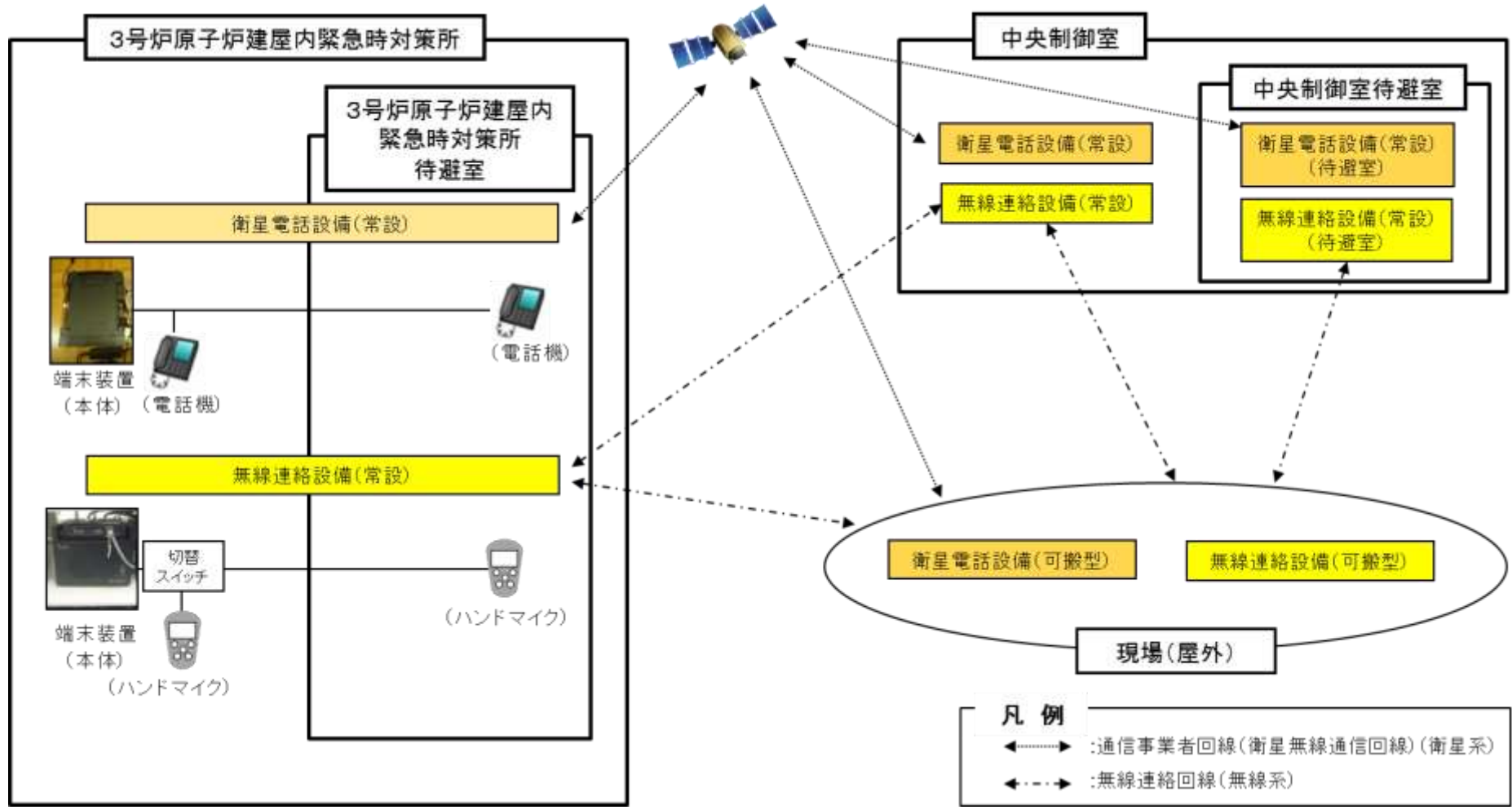


図 62-4-5 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室における無線連絡設備及び衛星電話設備の概要

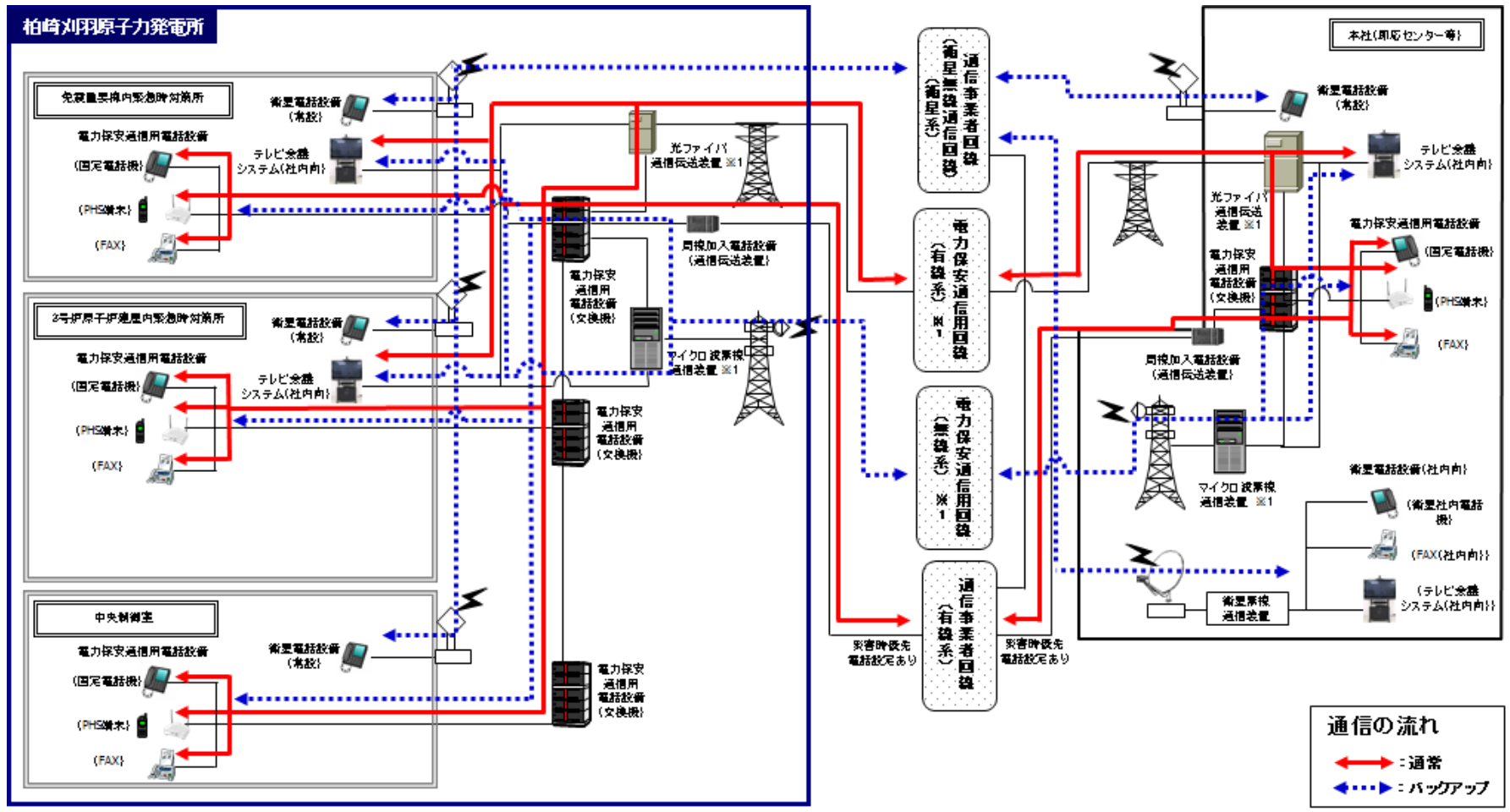


図 62-4-6 通信連絡設備 (発電所外 [社内関係箇所]) の概要

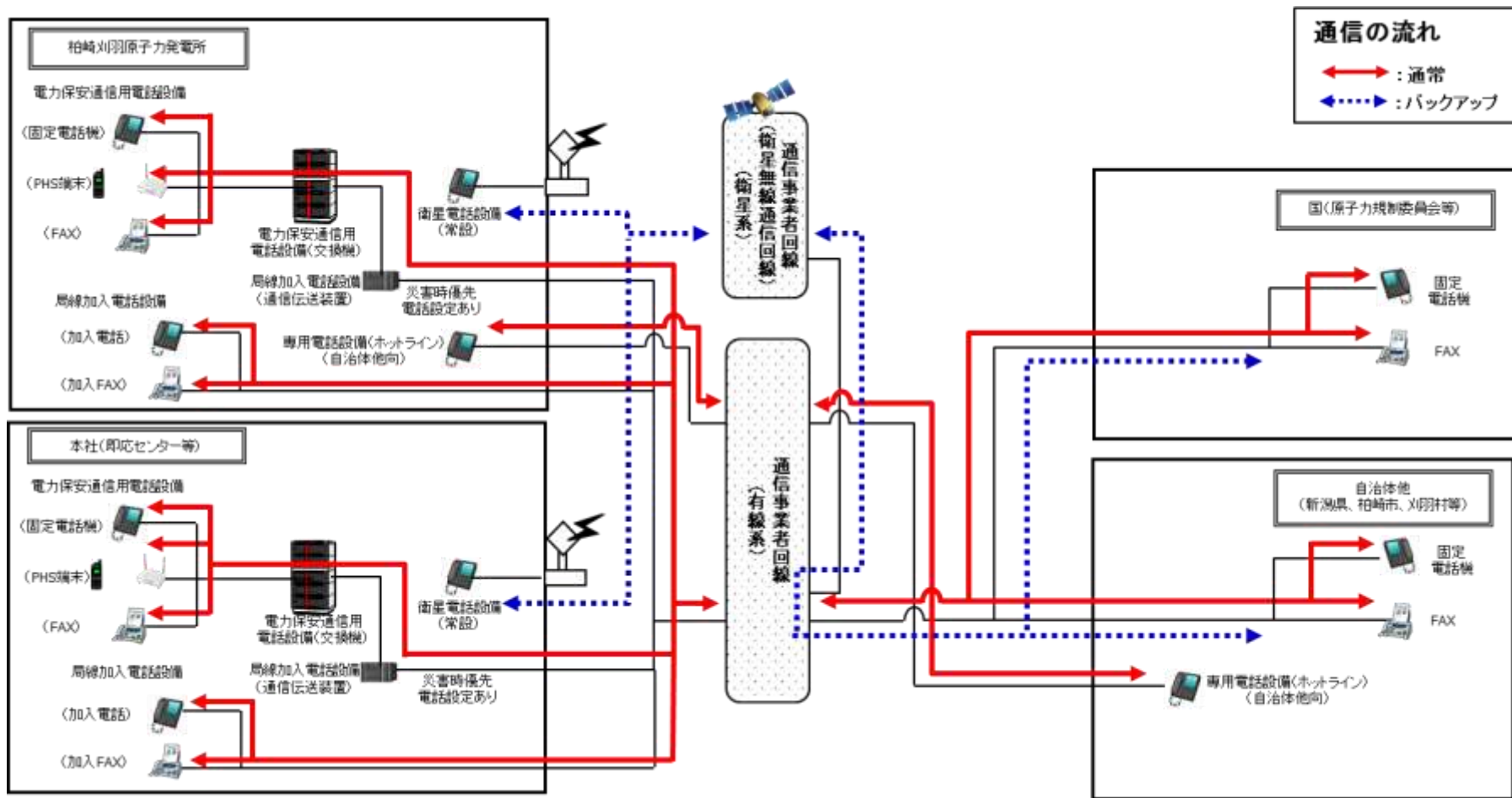
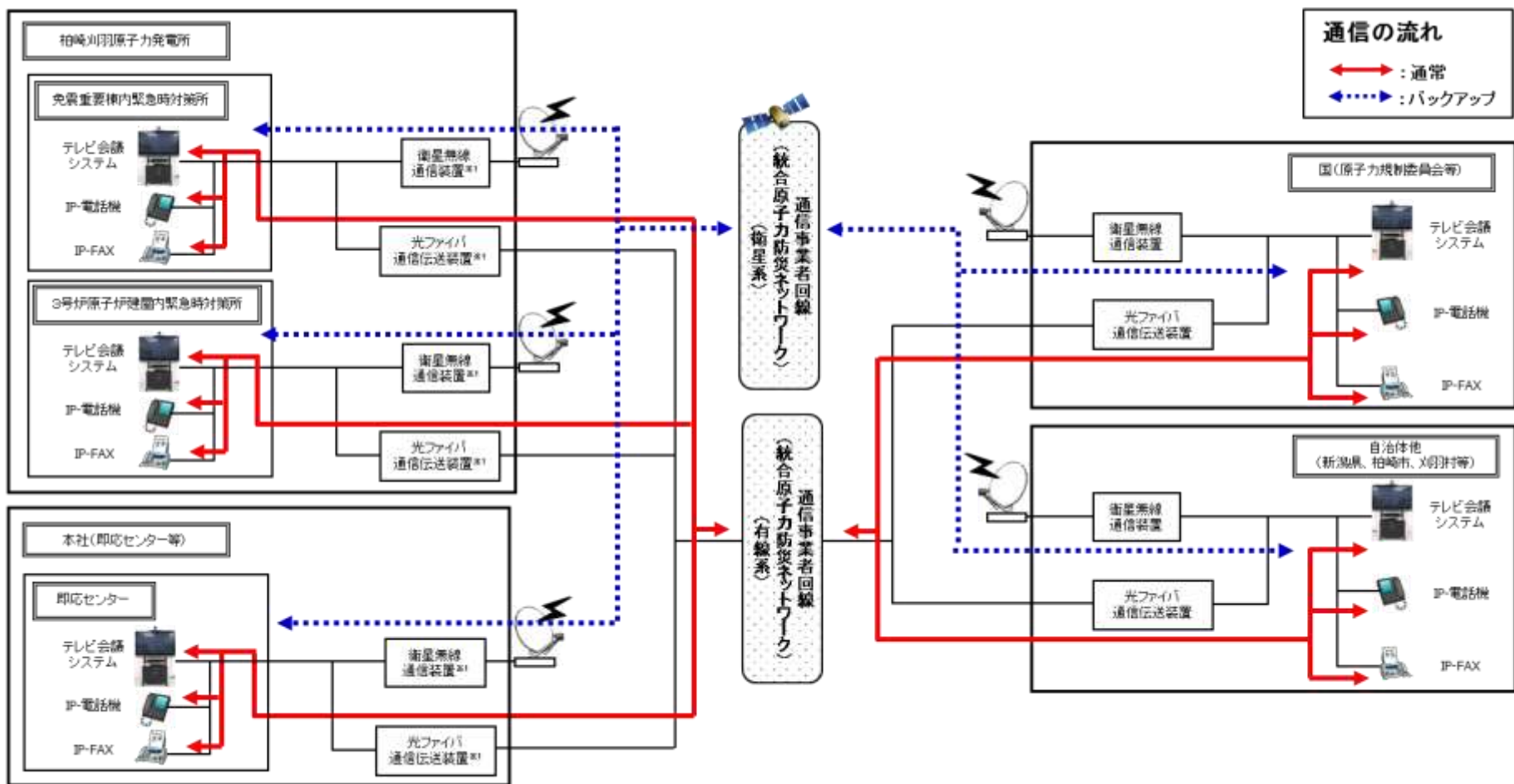


図 62-4-7 通信連絡設備（発電所外 [社外関係箇所]）の概要（その1）



※1: 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国、自治体他所掌の通信連絡設備となる。

図 62-4-8 通信連絡設備（発電所外 [社外関係箇所]）の概要（その2）

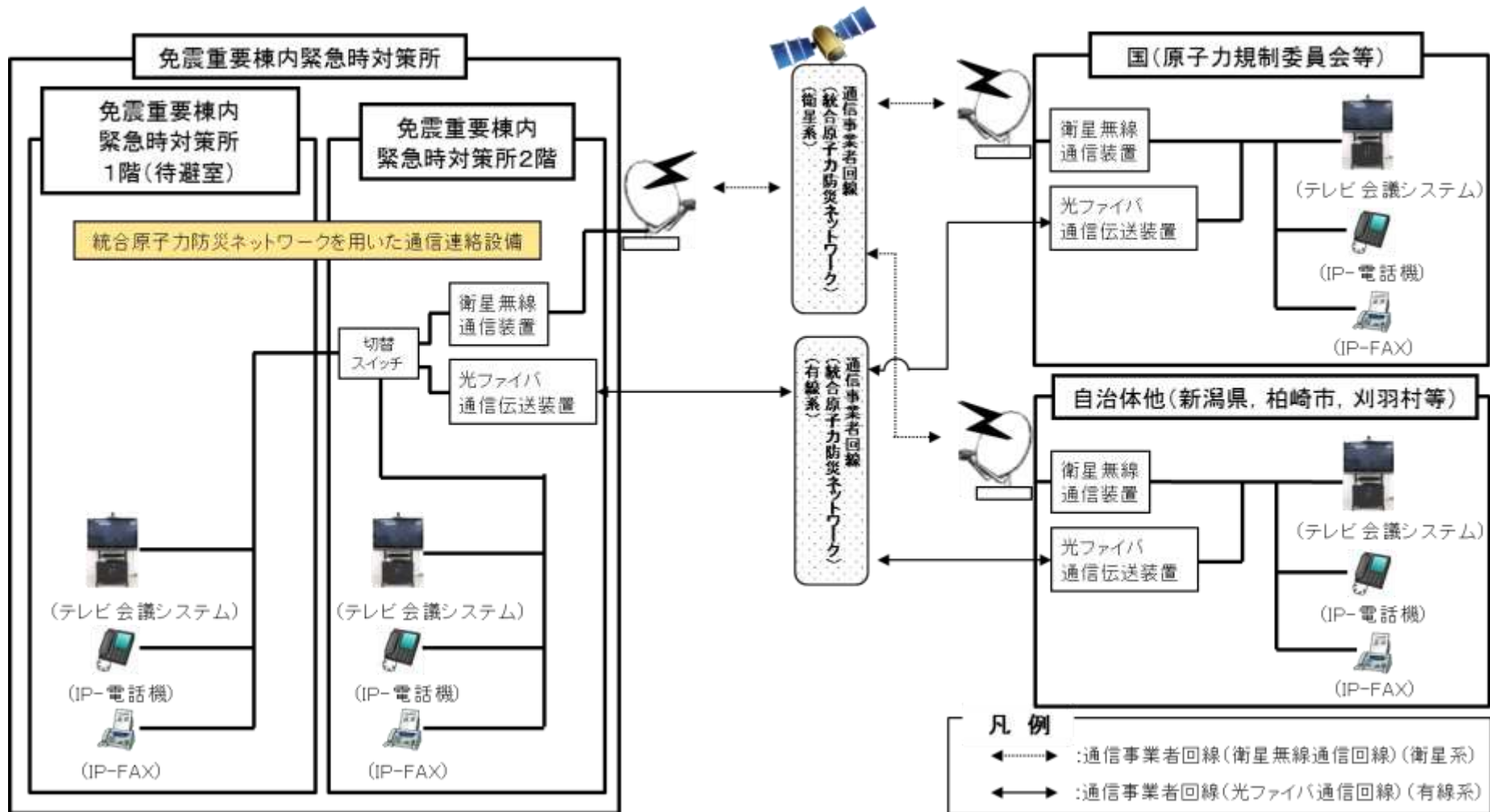
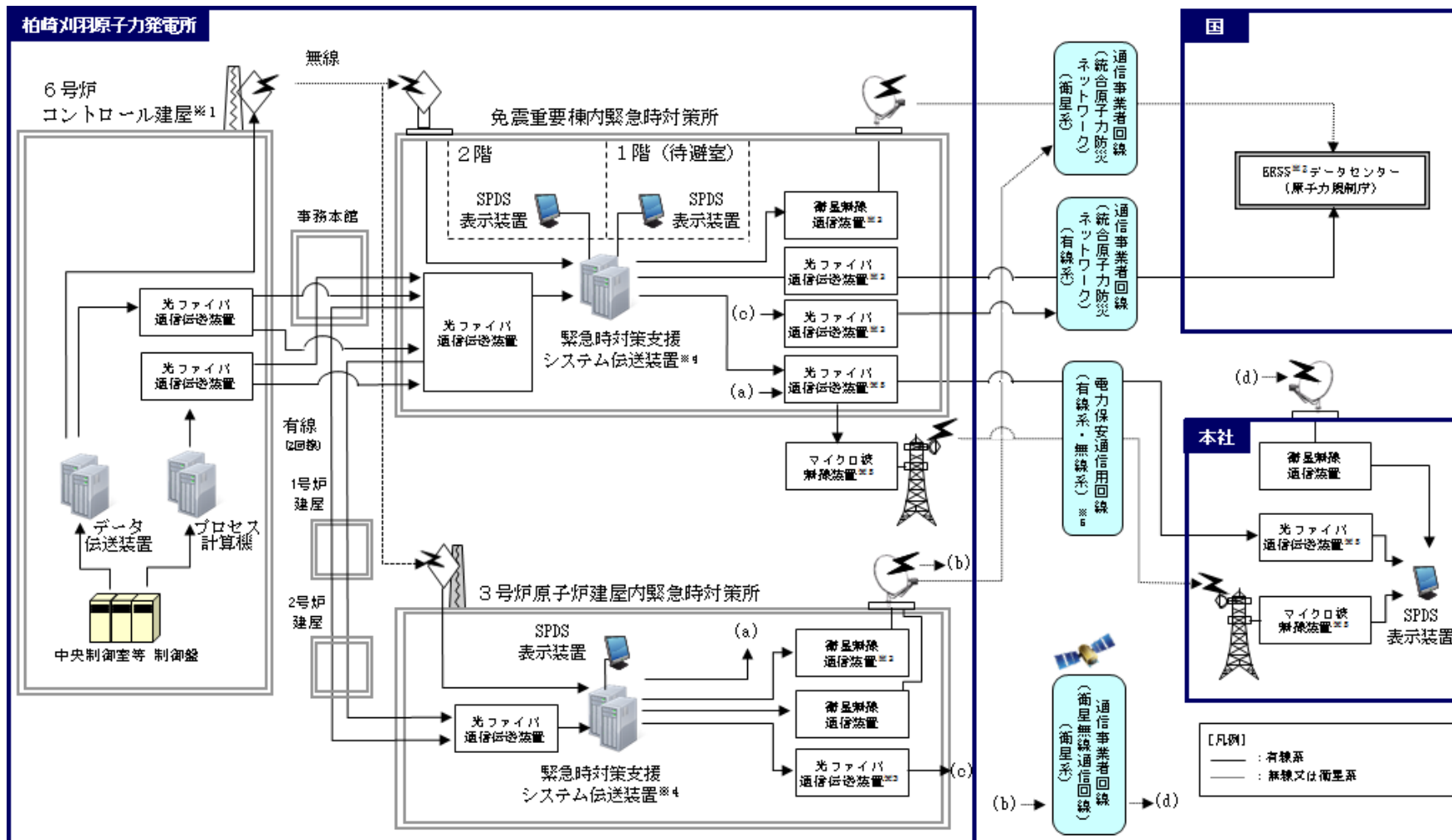


図 62-4-9 免震重要棟内緊急時対策所 1 階 (待避室) における
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の概要



※1：7号炉も同様
 ※2：国の緊急時対策支援システム。BSSSの第二データセンター設置完了後、本社等から伝送予定。
 ※3：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを経た範囲から国所掌のBSSSとなる。
 ※4：免震重要棟のデータ伝送設備と3号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の間からBSSSデータセンターへデータを伝送する。
 ※5：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

図 62-4-10 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））及びデータ伝送設備の概要

62-5

試験及び検査

○通信連絡設備（発電所内）の試験・検査性について

通信連絡設備（発電所内）における試験及び検査は表 62-5-1 の通りである。
通信連絡設備（発電所内）の概要を図 62-5-1 に示す。

表 62-5-1 通信連絡設備（発電所内）の試験・検査

対応設備	試験・検査項目
携帯型音声呼出電話設備	通話通信の確認, 外観の確認
無線連絡設備（常設・可搬型）	通話通信の確認, 外観の確認
衛星電話設備（常設・可搬型）	通話通信の確認, 外観の確認

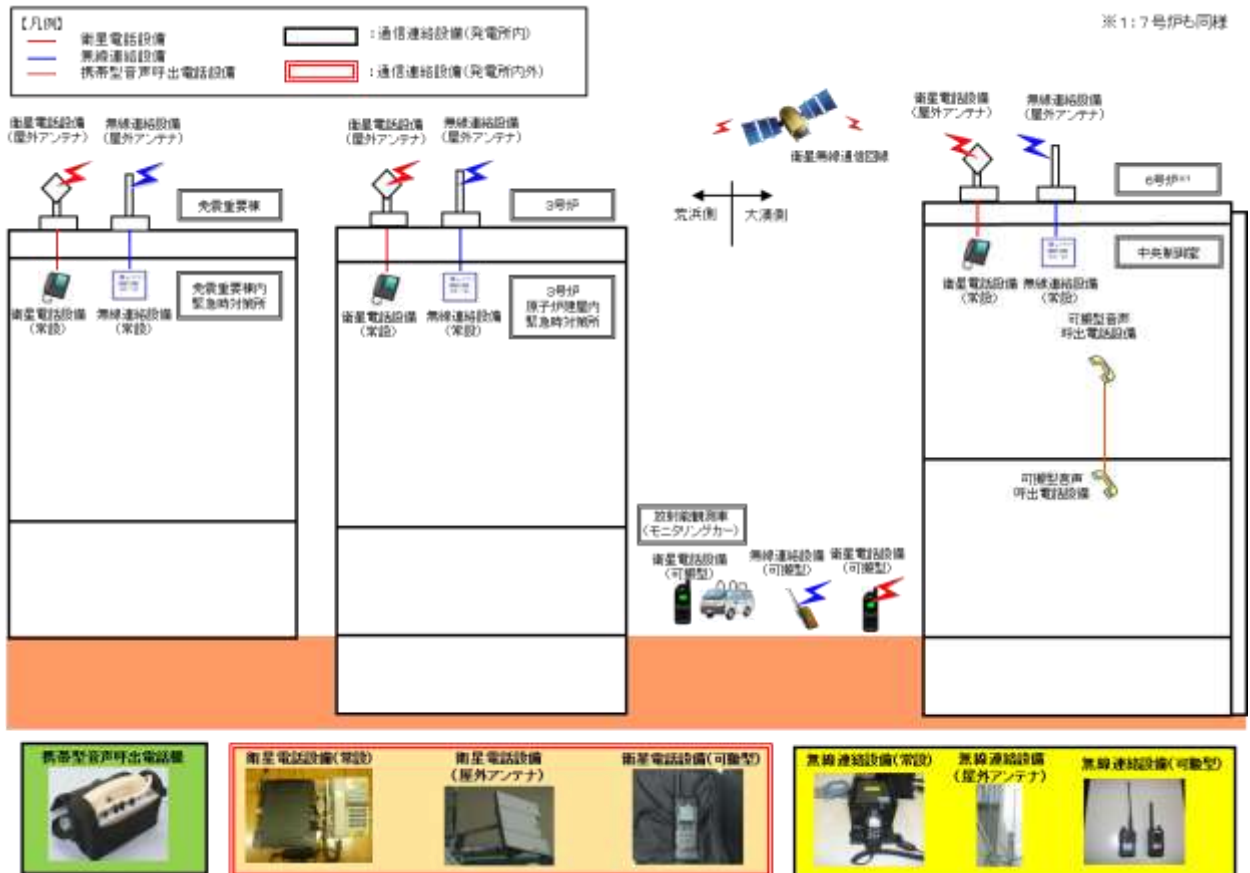


図 62-5-1 通信連絡設備（発電所内）の概要
[通信連絡設備（発電所外）と共用を含む]

携帯型音声呼出電話設備 試験・検査内容

【試験構成】

【発電所】

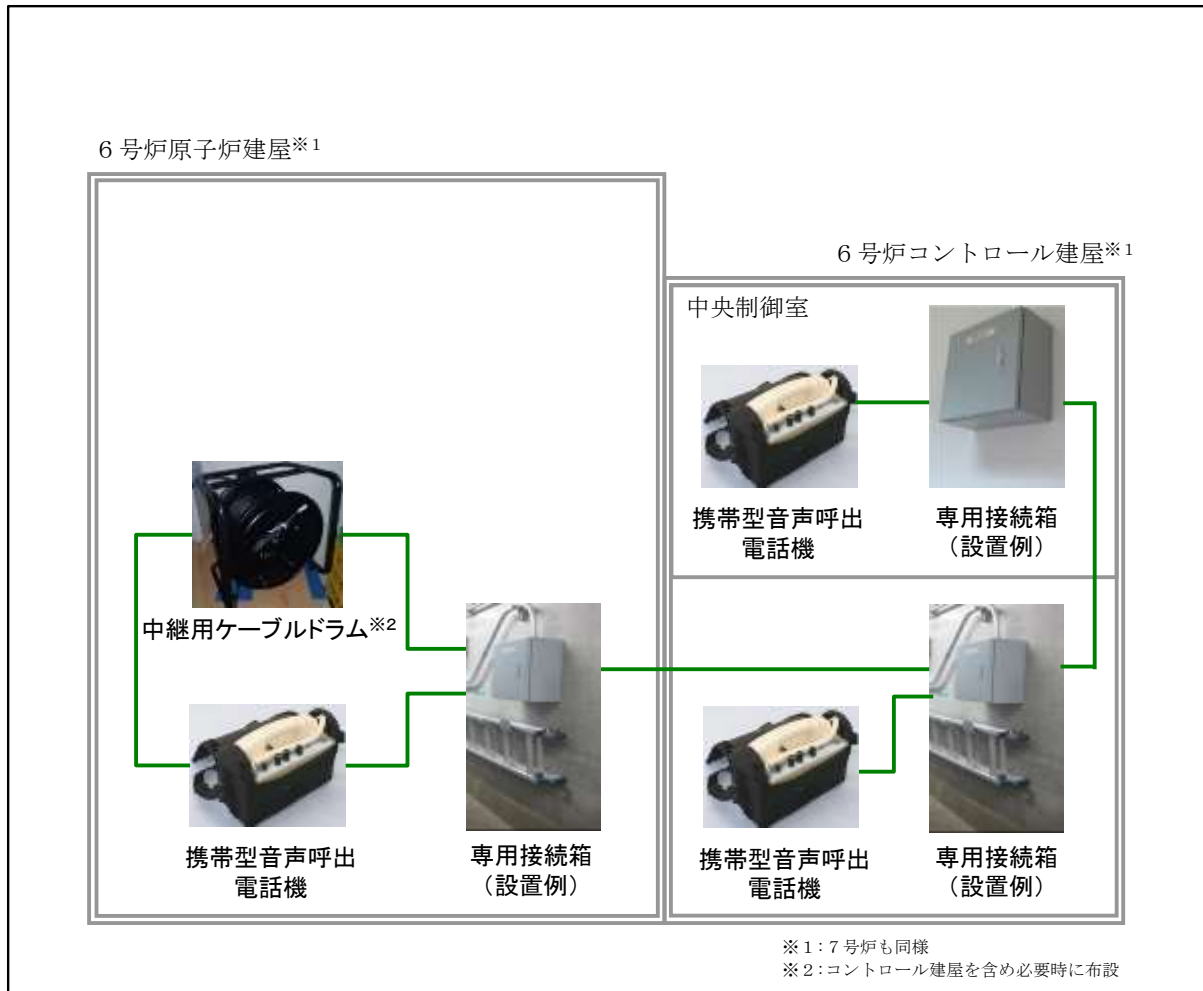
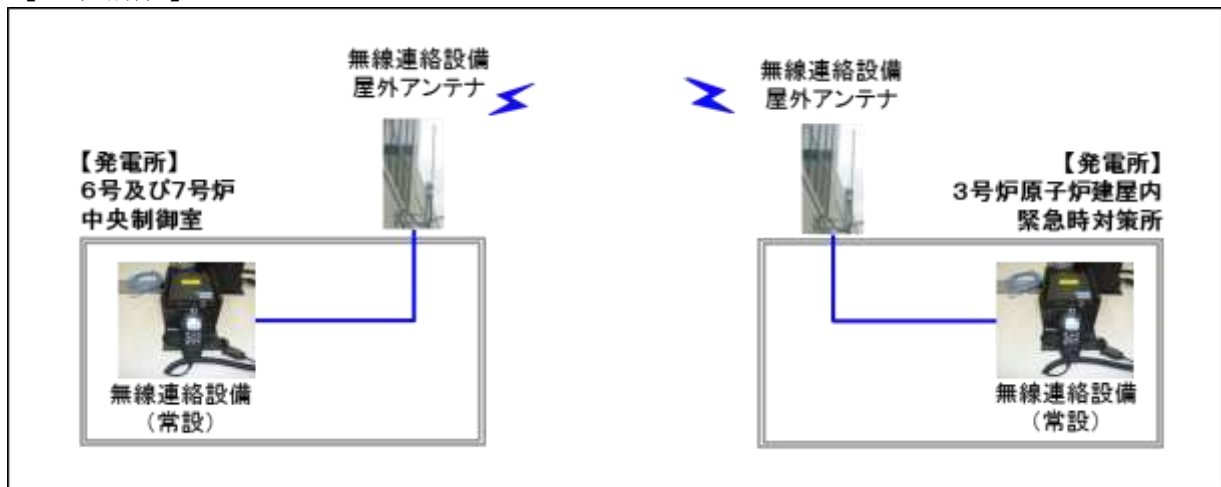


図 62-5-2 携帯型音声呼出電話設備 試験・検査構成

無線連絡設備（常設） 試験・検査内容

【試験構成】

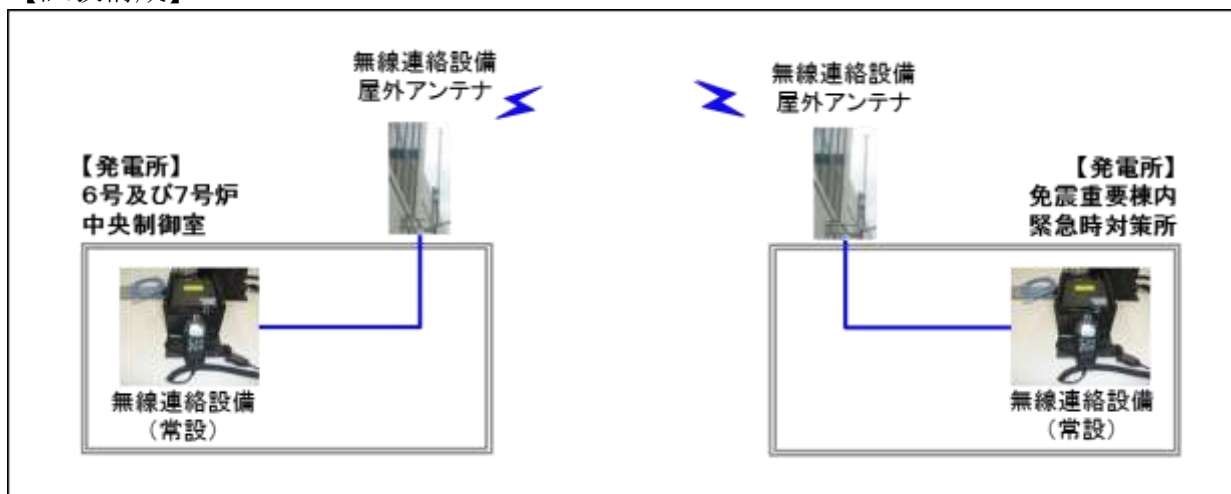


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 62-5-3 無線連絡設備（常設） 試験・検査構成

無線連絡設備（常設） 試験・検査内容

【試験構成】

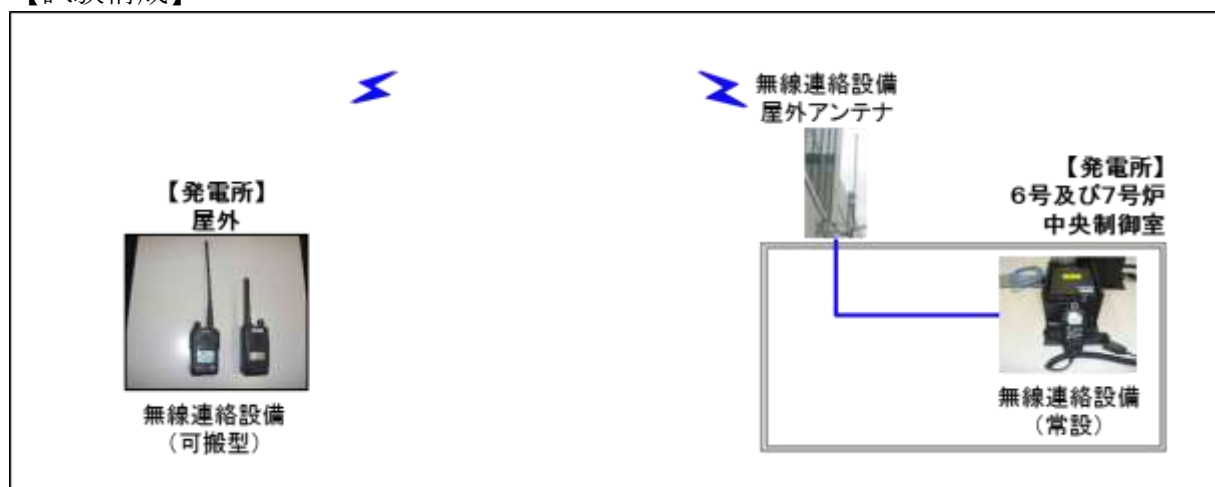


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 62-5-4 無線連絡設備（常設） 試験・検査構成

無線連絡設備（可搬型／常設） 試験・検査内容

【試験構成】

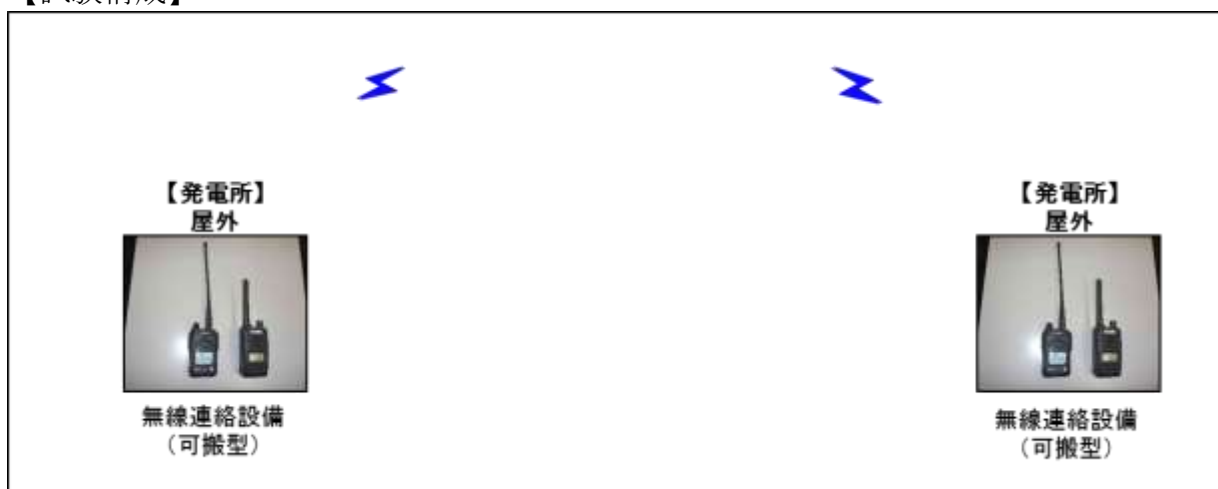


※ 試験区間：現場（可搬型） ～ 6号及び7号炉中央制御室（常設）

図 62-5-5 無線連絡設備（可搬型／常設） 試験・検査構成

無線連絡設備（可搬型） 試験・検査内容

【試験構成】

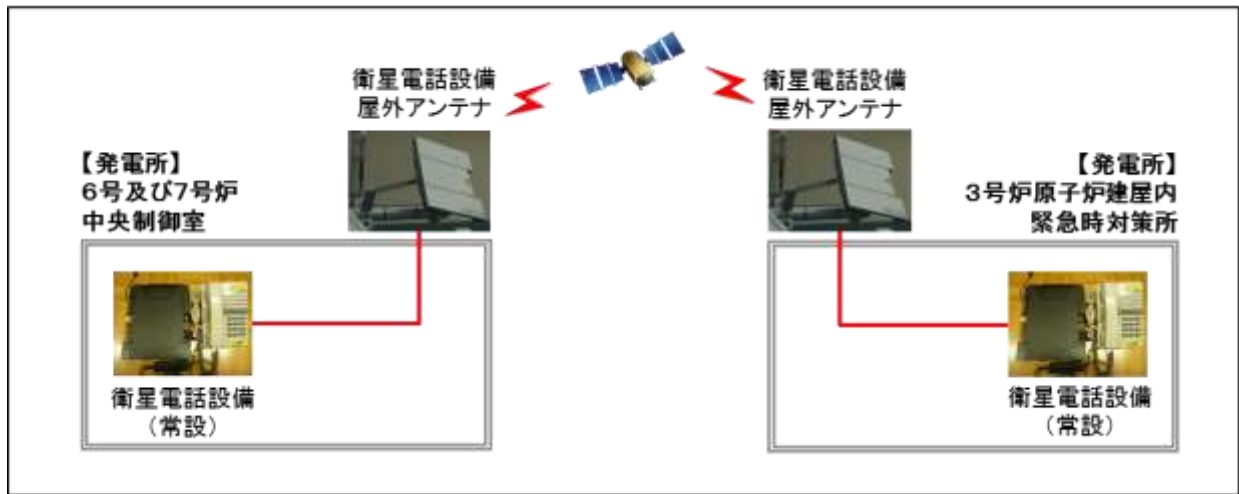


※ 試験区間：屋外（可搬型） ～ 屋外（可搬型）

図 62-5-6 無線連絡設備（可搬型） 試験・検査構成

衛星電話設備（常設） 試験・検査内容

【試験構成】

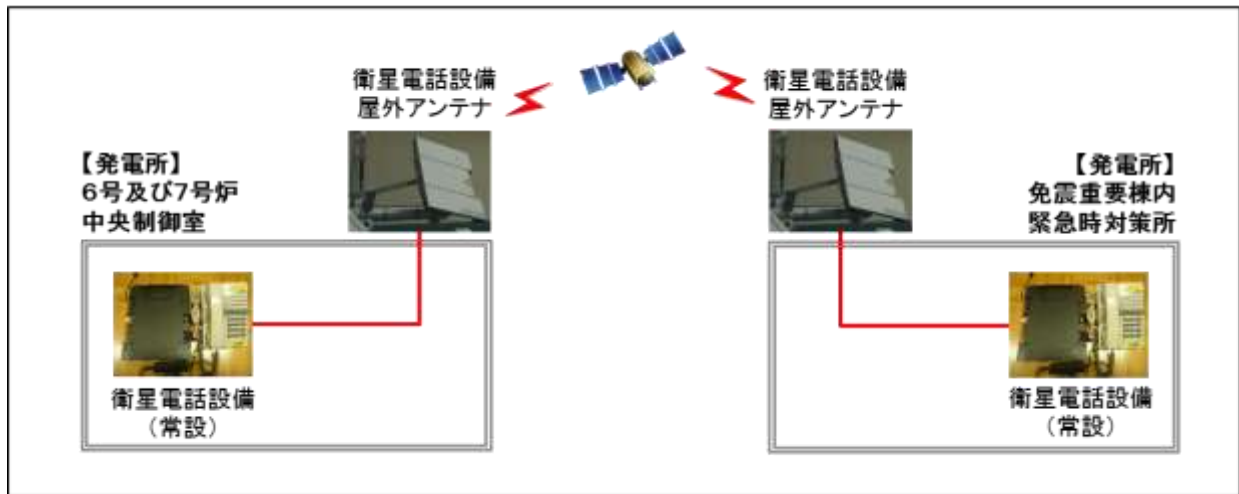


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 62-5-7 衛星電話設備（常設） 試験・検査構成

衛星電話設備（常設） 試験・検査内容

【試験構成】

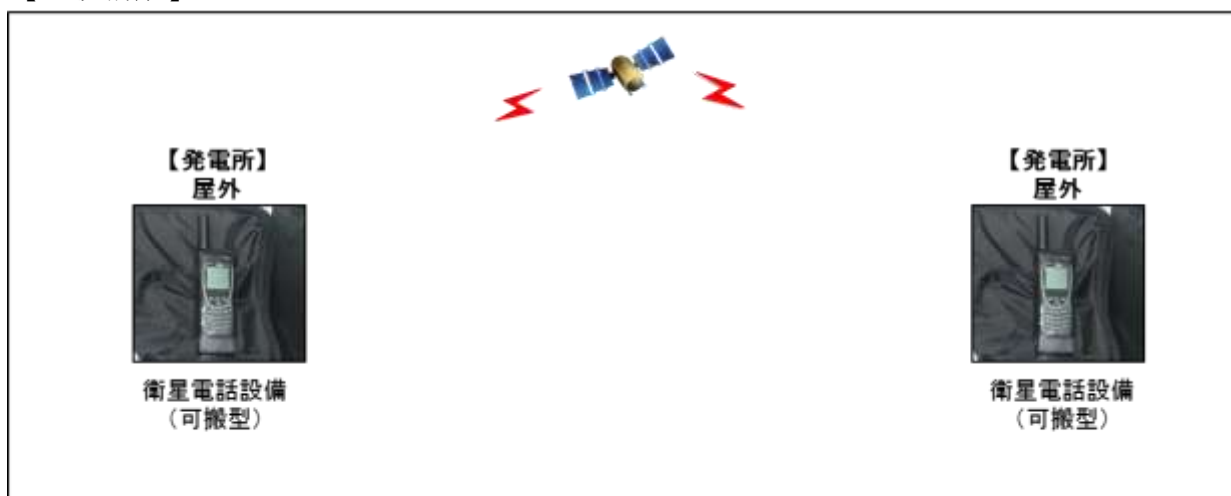


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 62-5-8 衛星電話設備（常設） 試験・検査構成

衛星電話設備（可搬型） 試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間：屋外（可搬型） ～ 屋外（可搬型）

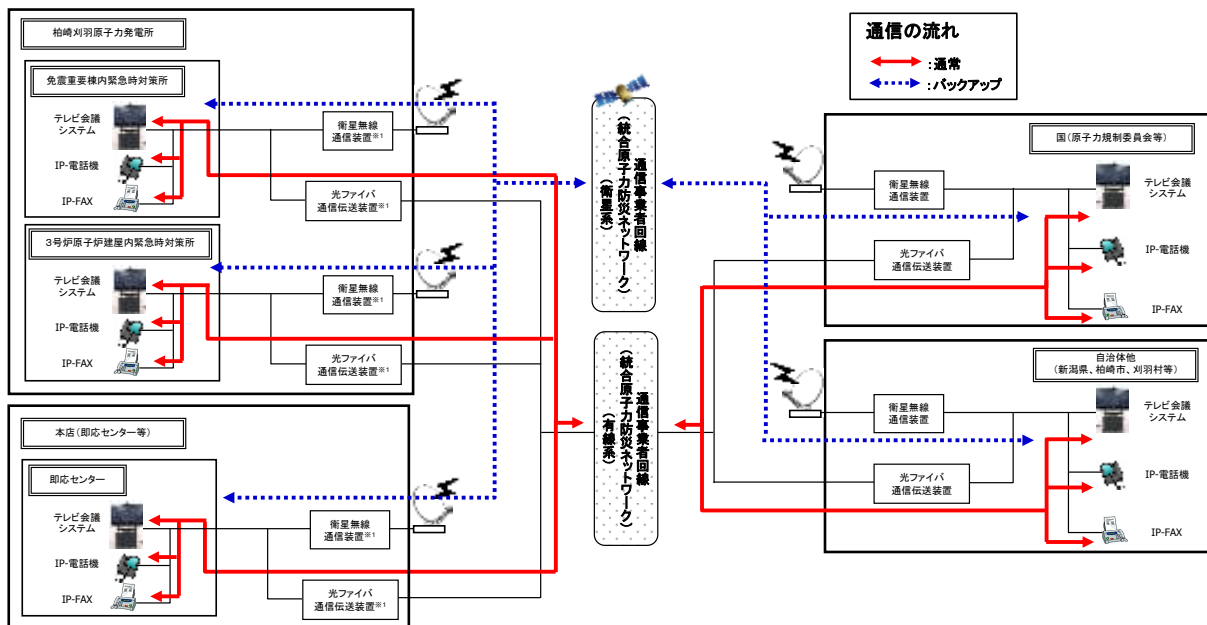
図 62-5-9 衛星電話設備（可搬型） 試験・検査構成

○通信連絡設備（発電所外）の試験・検査性について

通信連絡設備（発電所外）における試験及び検査は表 62-5-2 の通りである。
通信連絡設備（発電所外）の概要を図 62-5-10 に示す。

表 62-5-2 通信連絡設備（発電所外）の試験・検査

対応設備	試験・検査項目
衛星電話設備（常設・可搬型）	通話通信の確認，外観の確認
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 （IP-電話機，IP-FAX，テレビ会議システム）	通話通信の確認，外観の確認

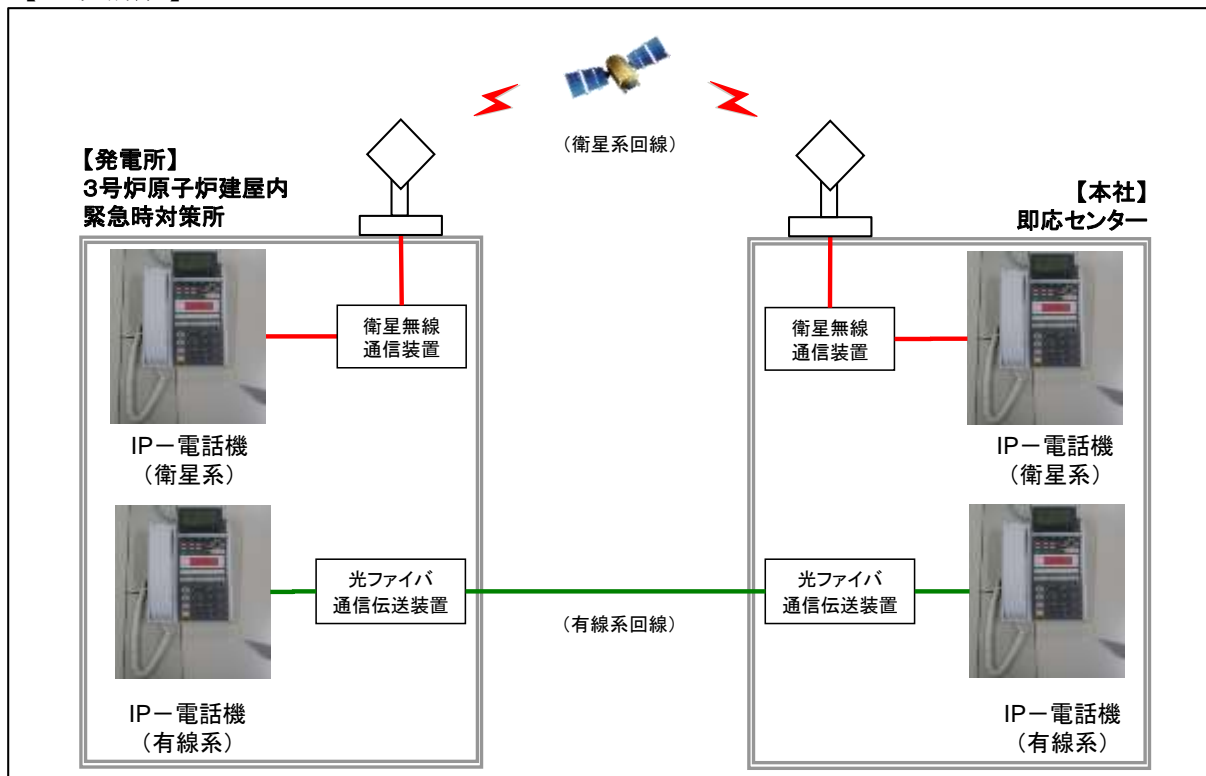


※1: 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から、自治体他所掌の通信連絡設備となる。

図 62-5-10 通信連絡設備（発電所外）の概要

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（IP-電話機）
試験・検査内容

【試験構成】

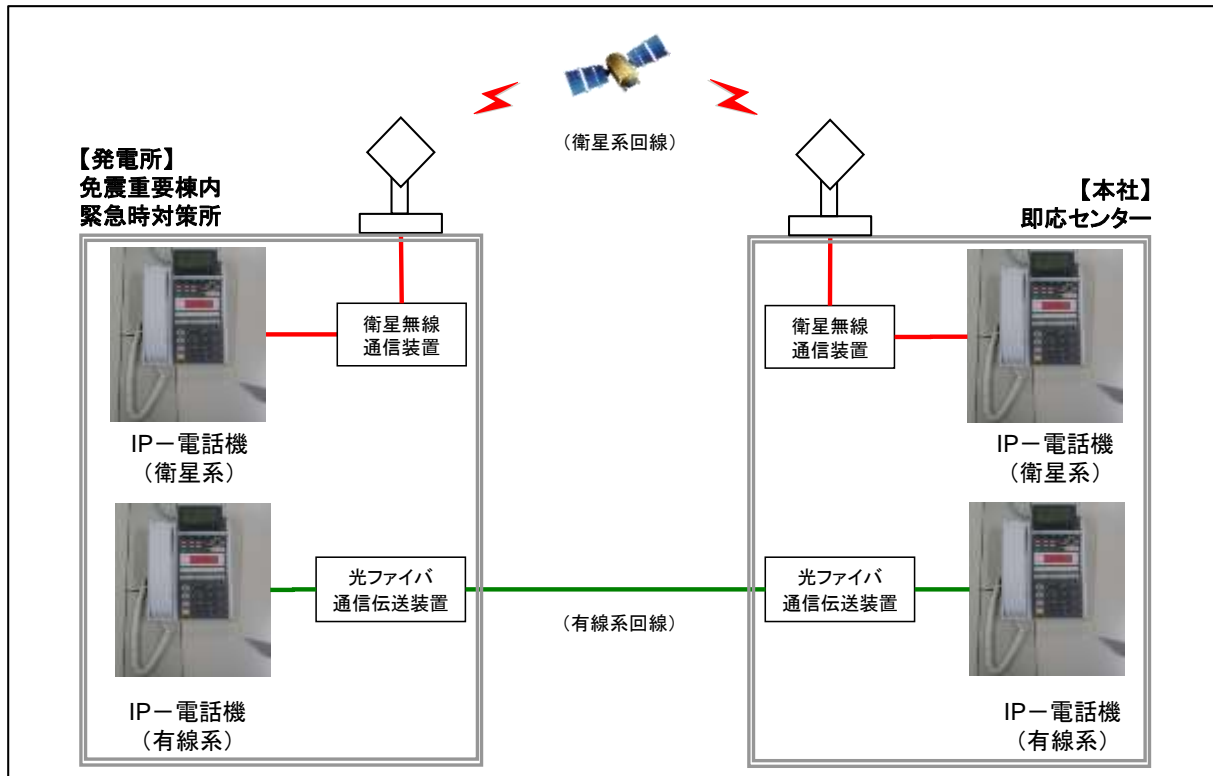


※ 試験区間：3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ～ 本社即応センター

図 62-5-11 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(IP-電話機) 試験・検査構成

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（IP-電話機）
試験・検査内容

【試験構成】

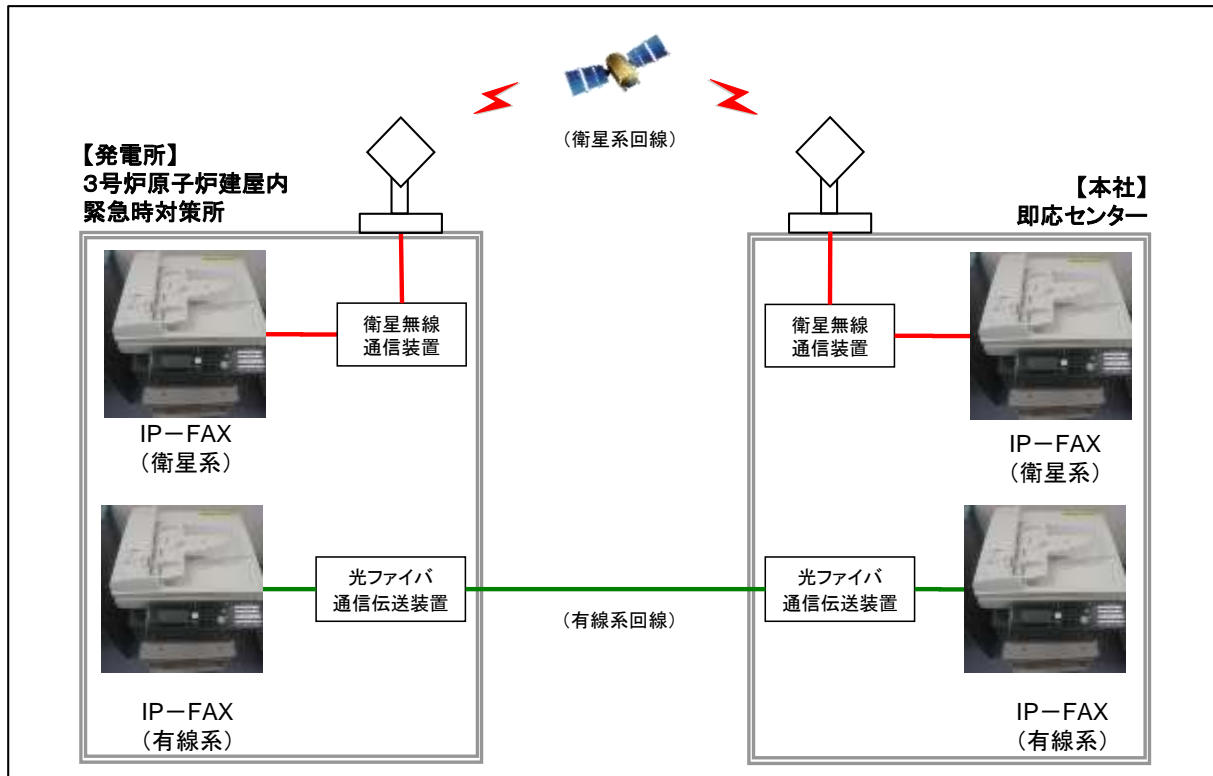


※ 試験区間：免震重要棟内緊急時対策所 ～ 本社即応センター

図 62-5-12 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(IP-電話機) 試験・検査構成

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（IP-FAX）
試験・検査内容

【試験構成】

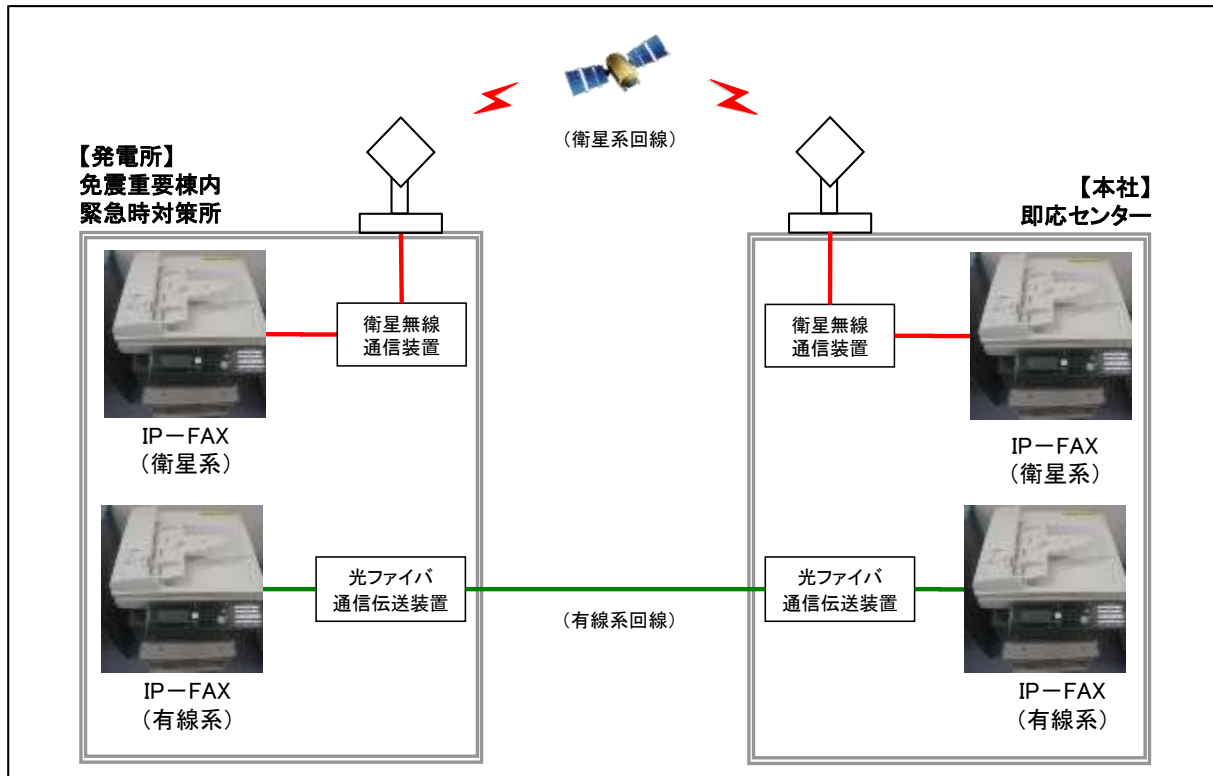


※ 試験区間：3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ～ 本社即応センター

図 62-5-13 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(IP-FAX) 試験・検査構成

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（IP-FAX）
試験・検査内容

【試験構成】

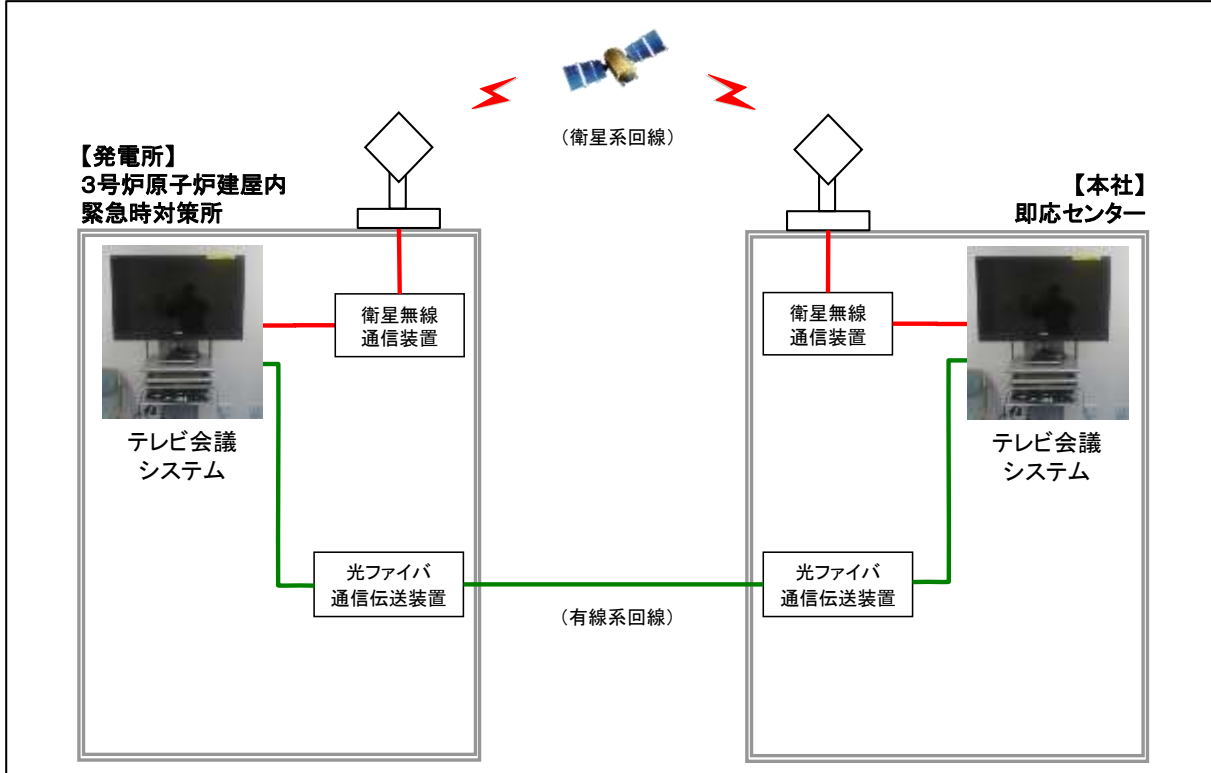


※ 試験区間：免震重要棟内緊急時対策所 ～ 本社即応センター

図 62-5-14 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(IP-FAX) 試験・検査構成

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム）
試験・検査内容

【試験構成】

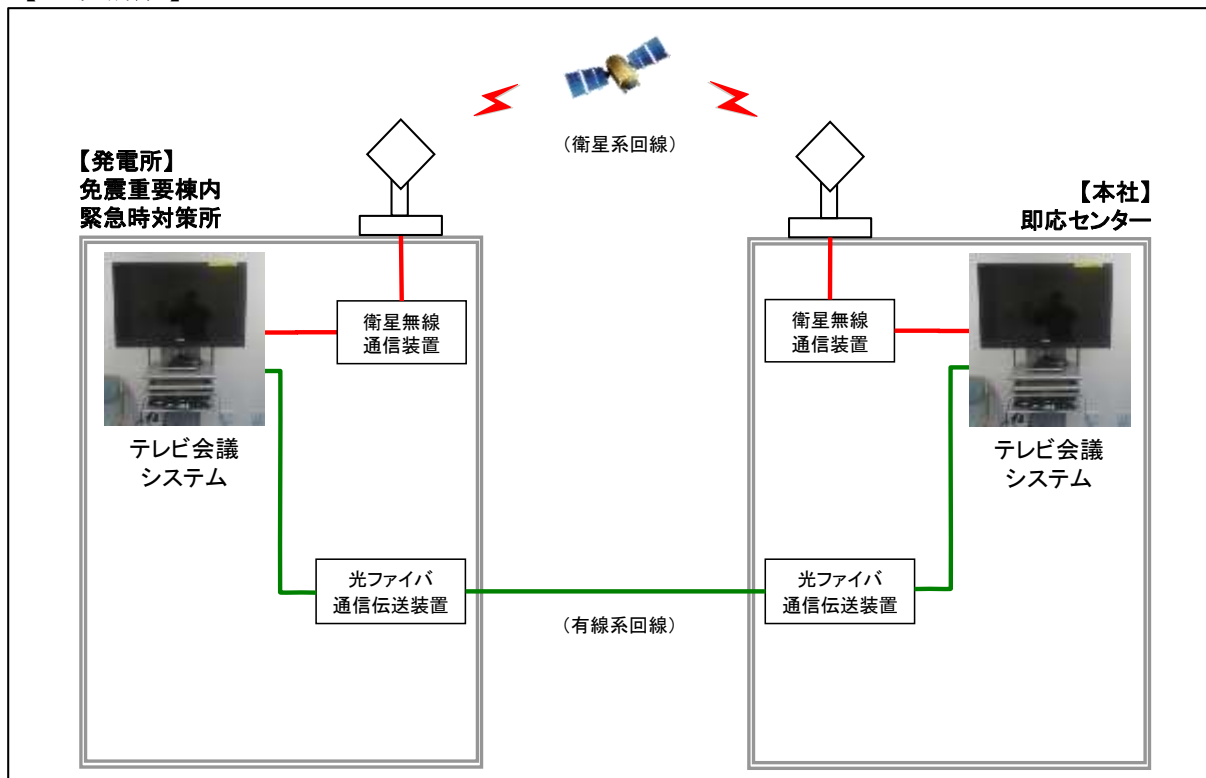


※ 試験区間：3号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ～ 本社即応センター

図 62-5-15 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(テレビ会議システム) 試験・検査構成

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム）
試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間：免震重要棟内緊急時対策所 ～ 本社即応センター

図 62-5-16 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(テレビ会議システム) 試験・検査構成

○必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））
及びデータ伝送設備の試験・検査性について

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））
及びデータ伝送設備における試験及び検査は表 62-5-3 の通りである。

表 62-5-3 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））及びデータ伝送設備の試験・検査性

対応設備	試験・検査項目
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）） （データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置）	機能の確認，外観の確認
データ伝送設備 （緊急時対策支援システム伝送装置）	機能の確認，外観の確認

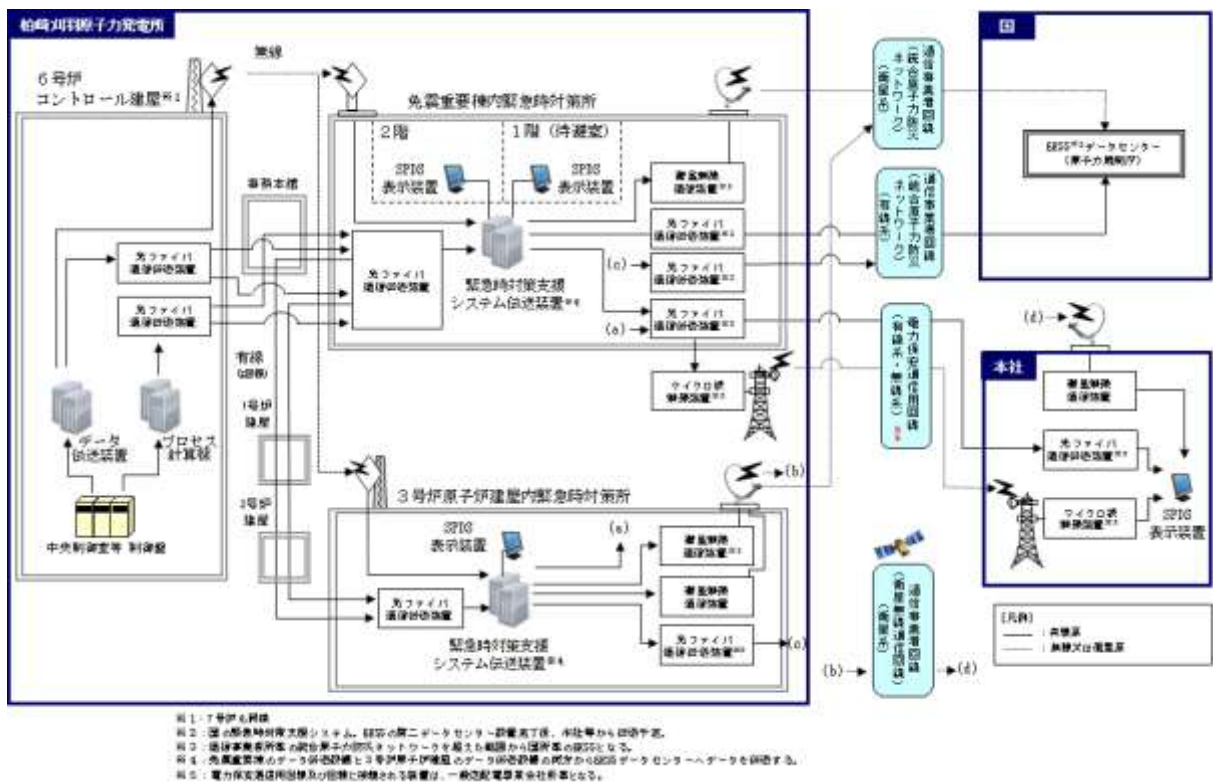
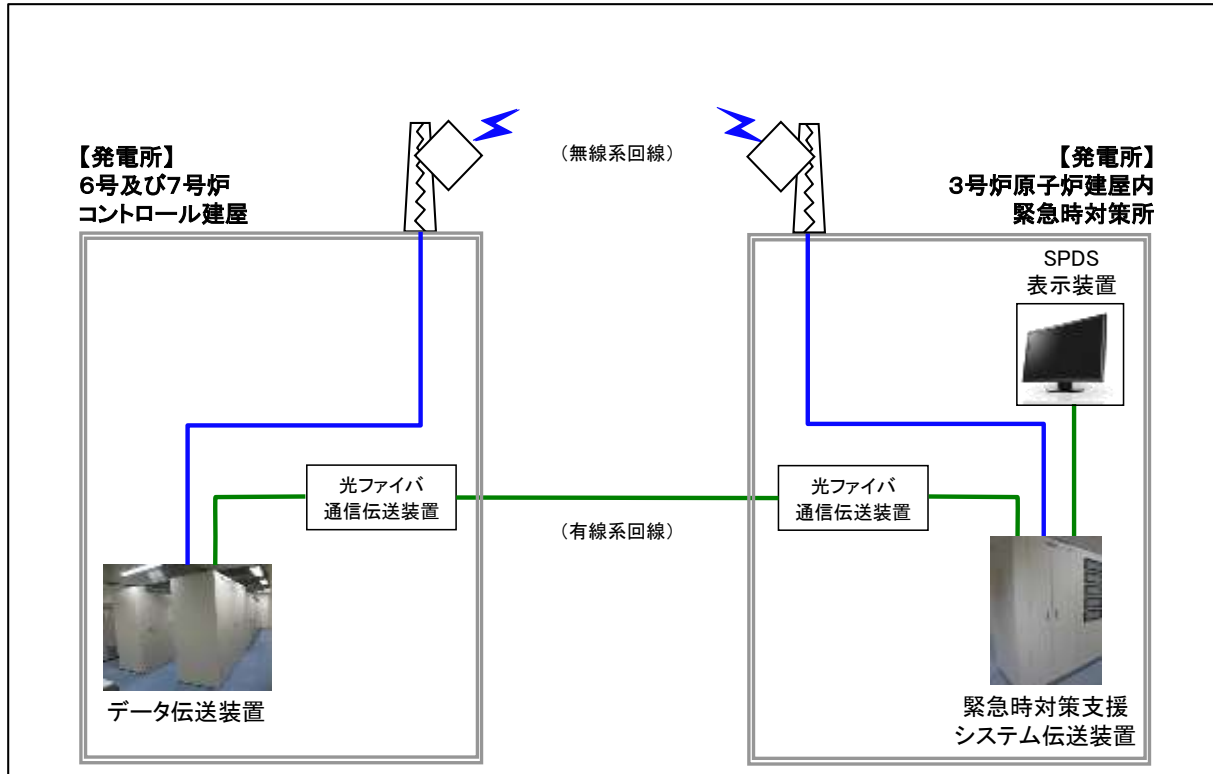


図 62-5-17 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））及びデータ伝送設備の概要

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））
試験・検査内容

【試験構成】

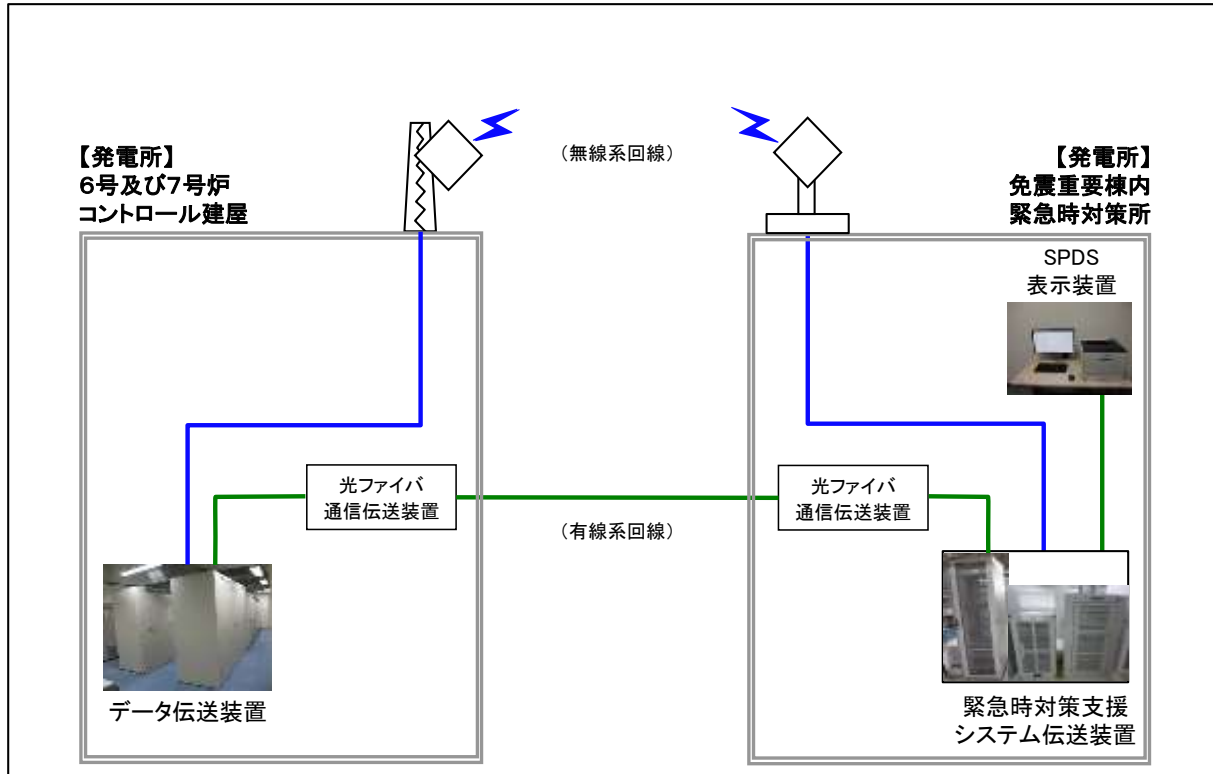


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 62-5-18 必要な情報を把握できる設備
(安全パラメータ表示システム (SPDS))
試験・検査構成

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））
試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間：6号炉及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 62-5-19 必要な必要な情報を把握できる設備
（安全パラメータ表示システム（SPDS））
試験・検査構成

データ伝送設備 試験・検査内容

【試験構成】

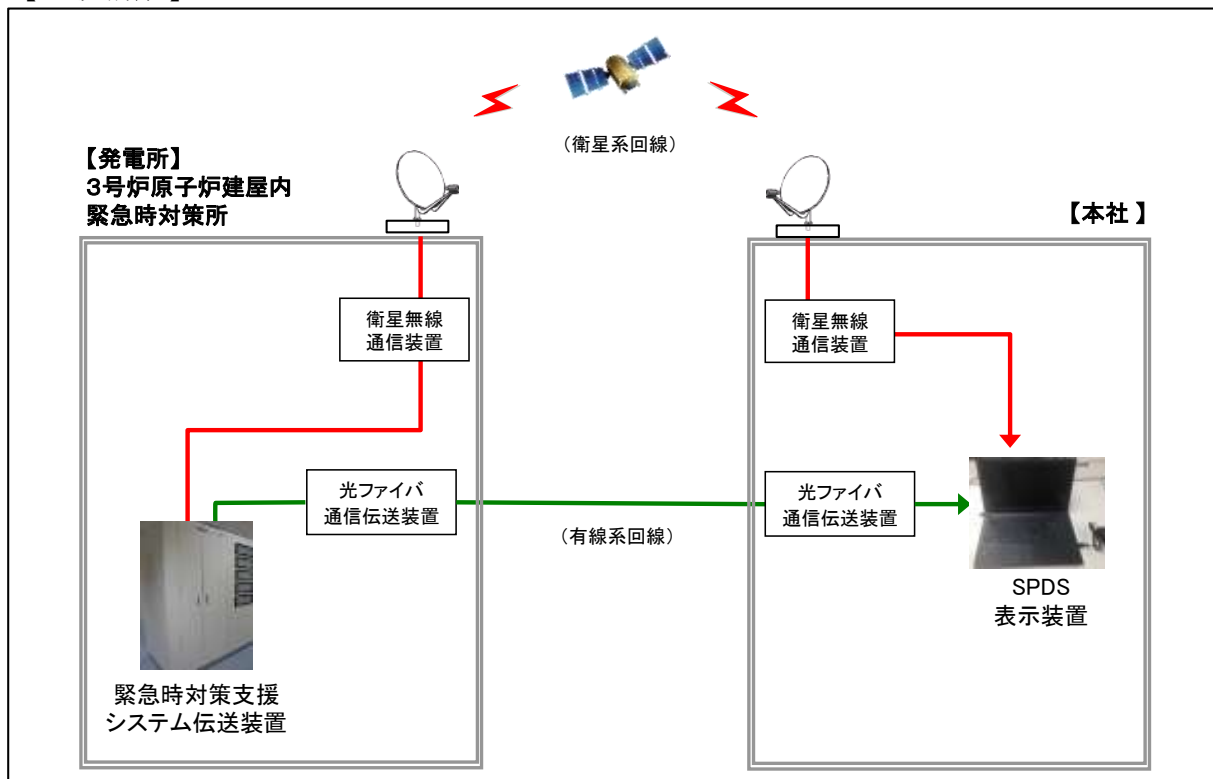


図 62-5-20 データ伝送設備 試験・検査構成

データ伝送設備 試験・検査内容

【試験構成】

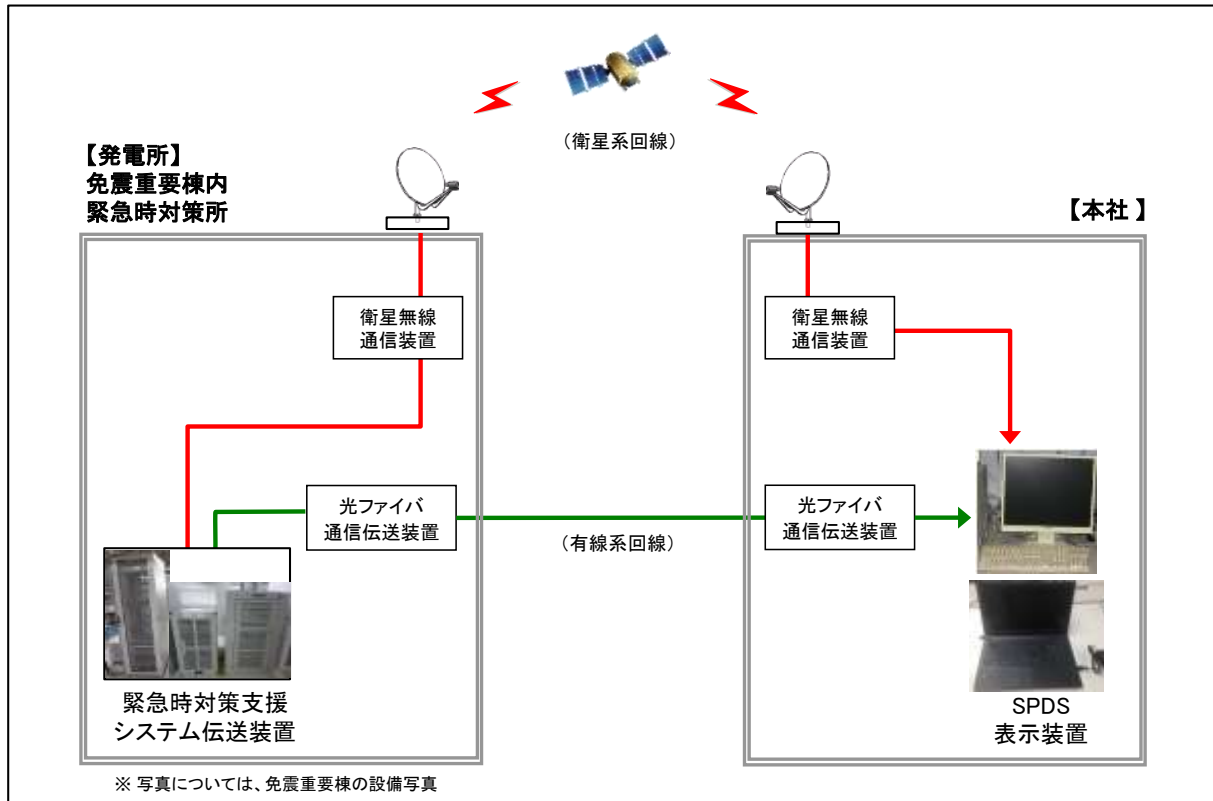
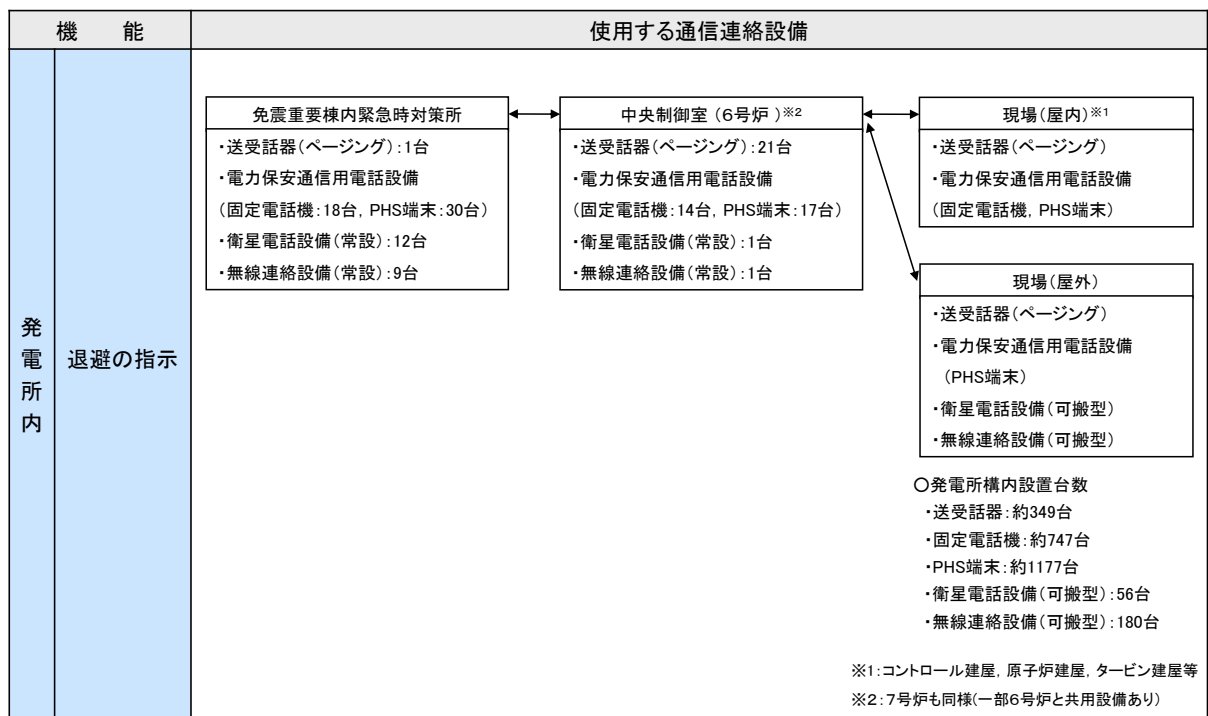


図 62-5-21 データ伝送設備 試験・検査構成

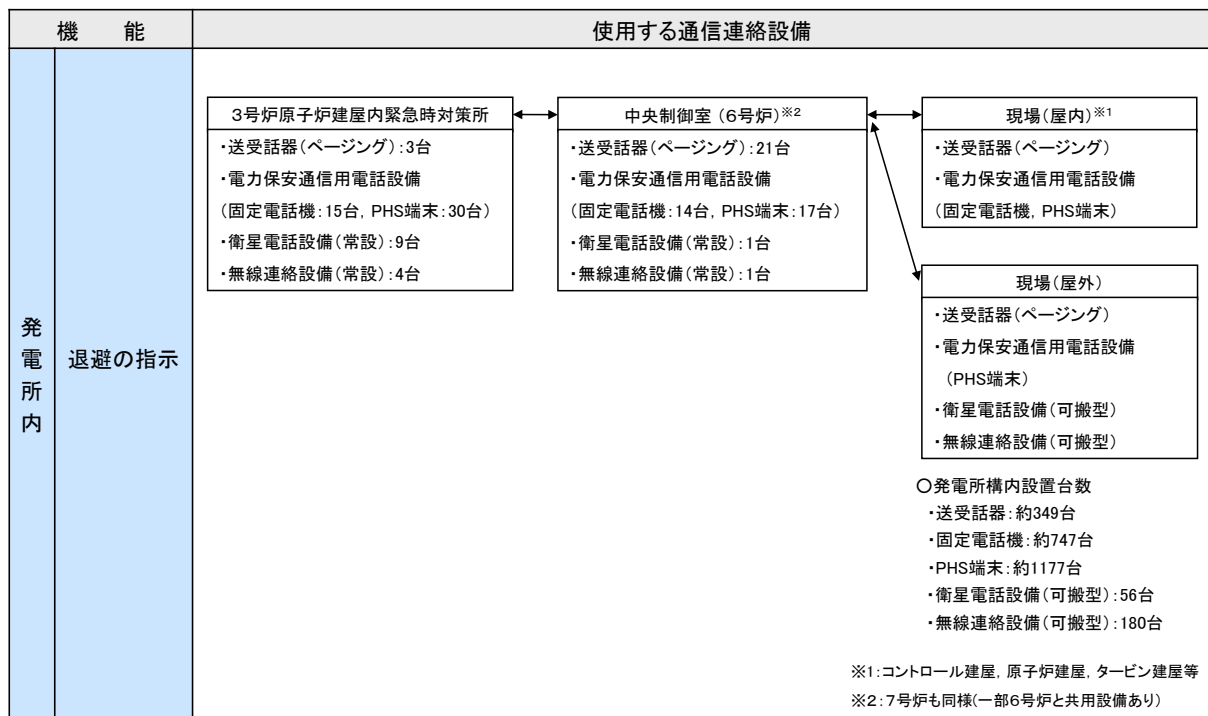
62-6

容量設定根拠

機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）



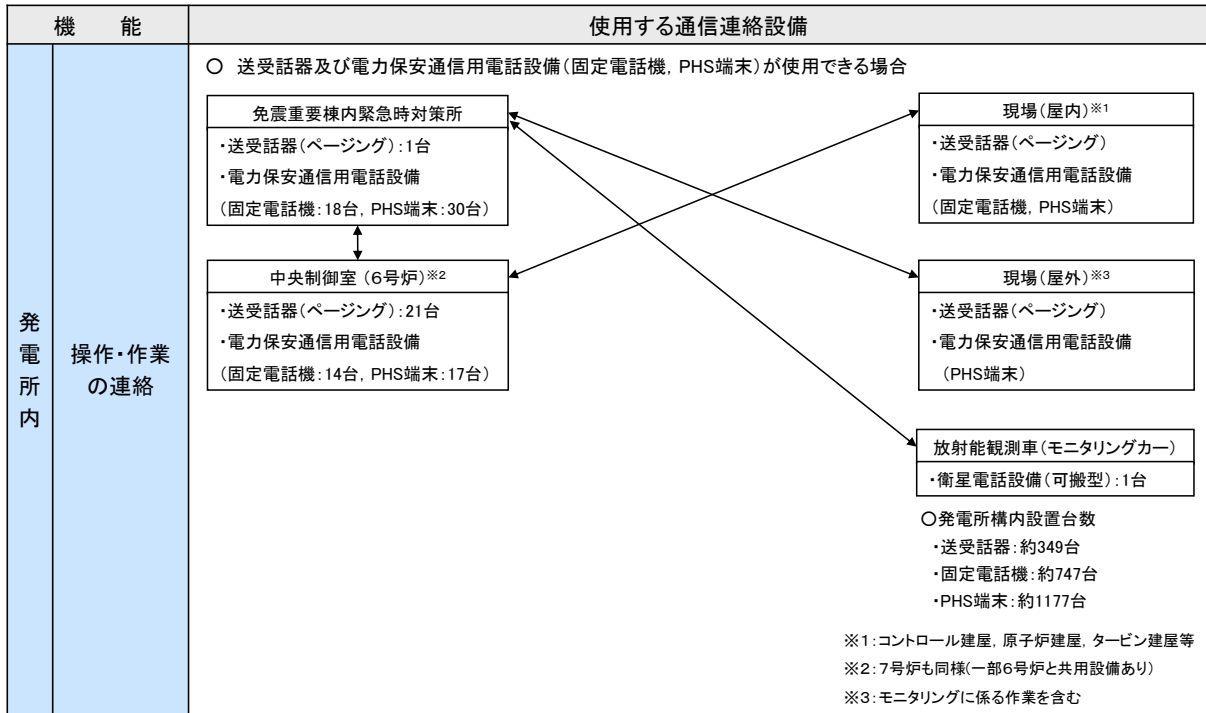
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。



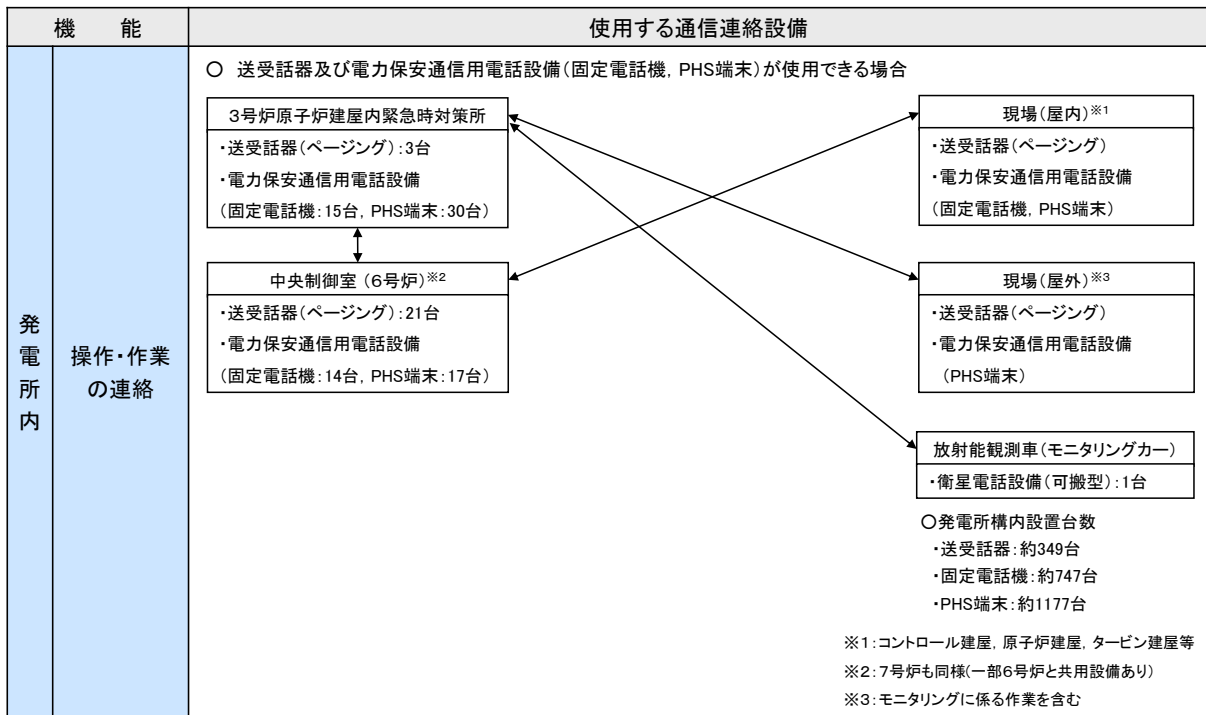
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図62-6-1 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）（1 / 3）

○「退避の指示」における通信連絡

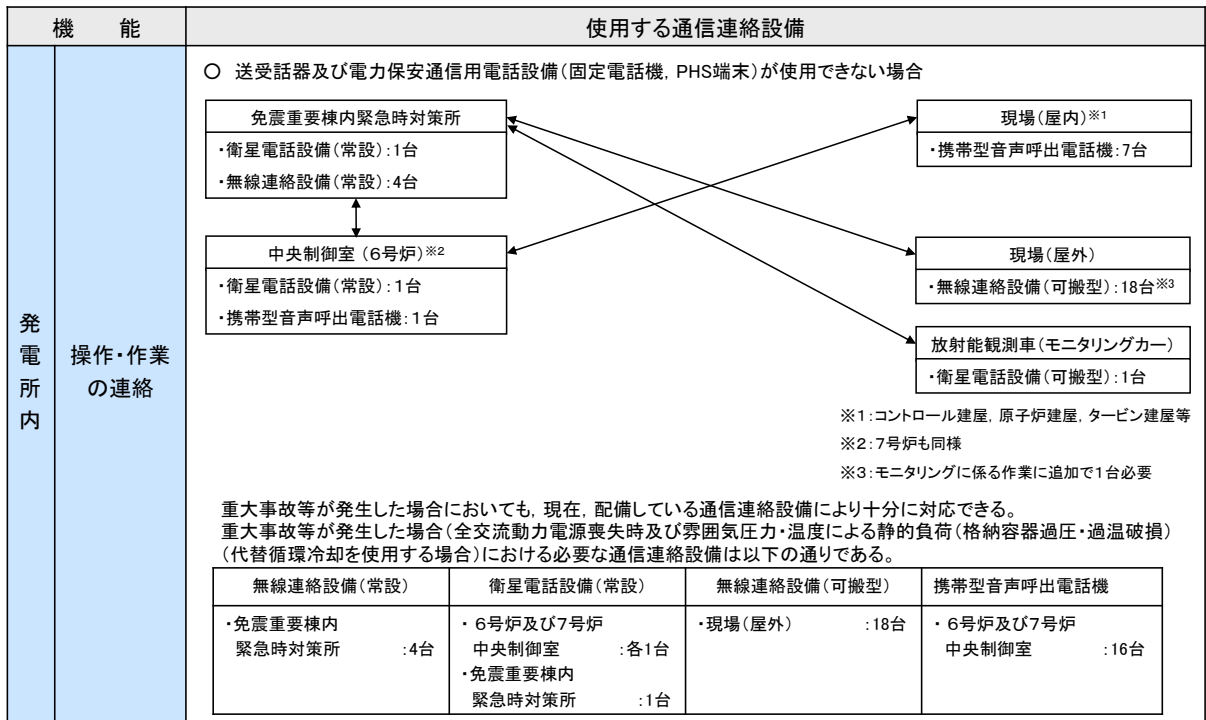


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

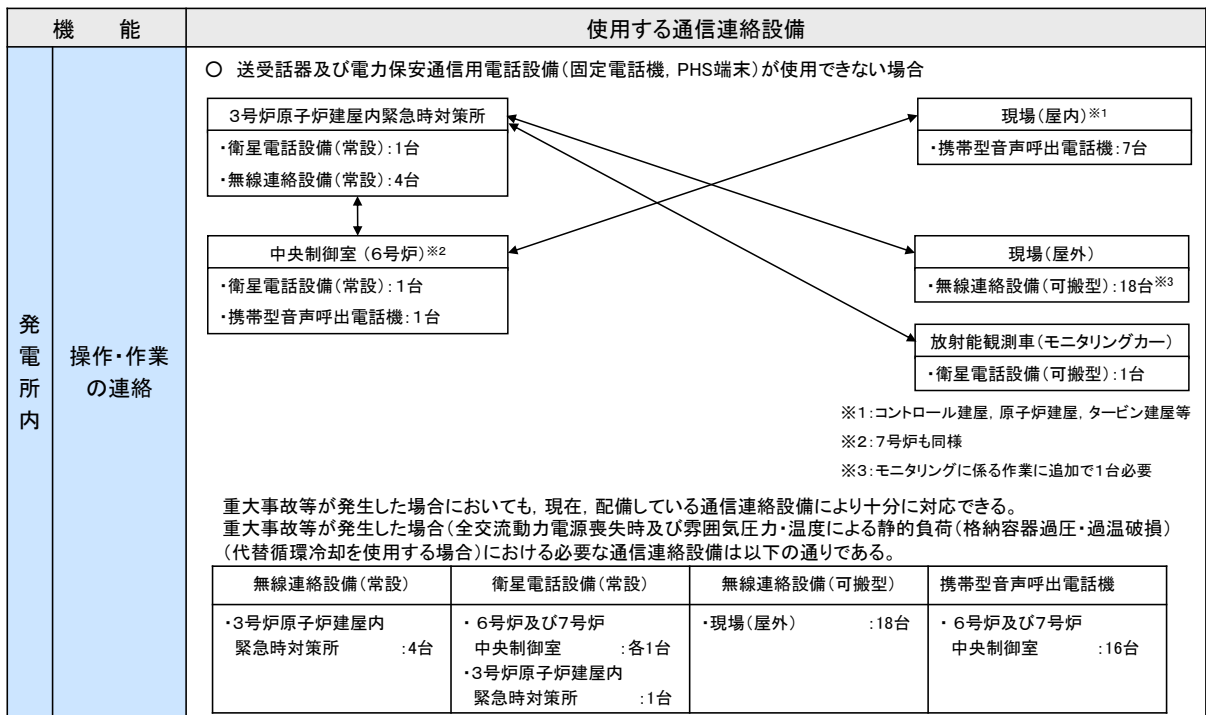


・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 62-6-2 機能毎に必要な通信連絡設備(発電所内) (2/3)
 ○送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合における
 「操作・作業の連絡」の通信連絡



・台数については, 今後, 訓練等を通して見直しを行う。



・台数については, 今後, 訓練等を通して見直しを行う。

図62-6-3 機能毎に必要な通信連絡設備(発電所内) (3/3)

○送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合における「操作・作業の連絡」の通信連絡

機能毎に必要な通信連絡設備（発電所外）

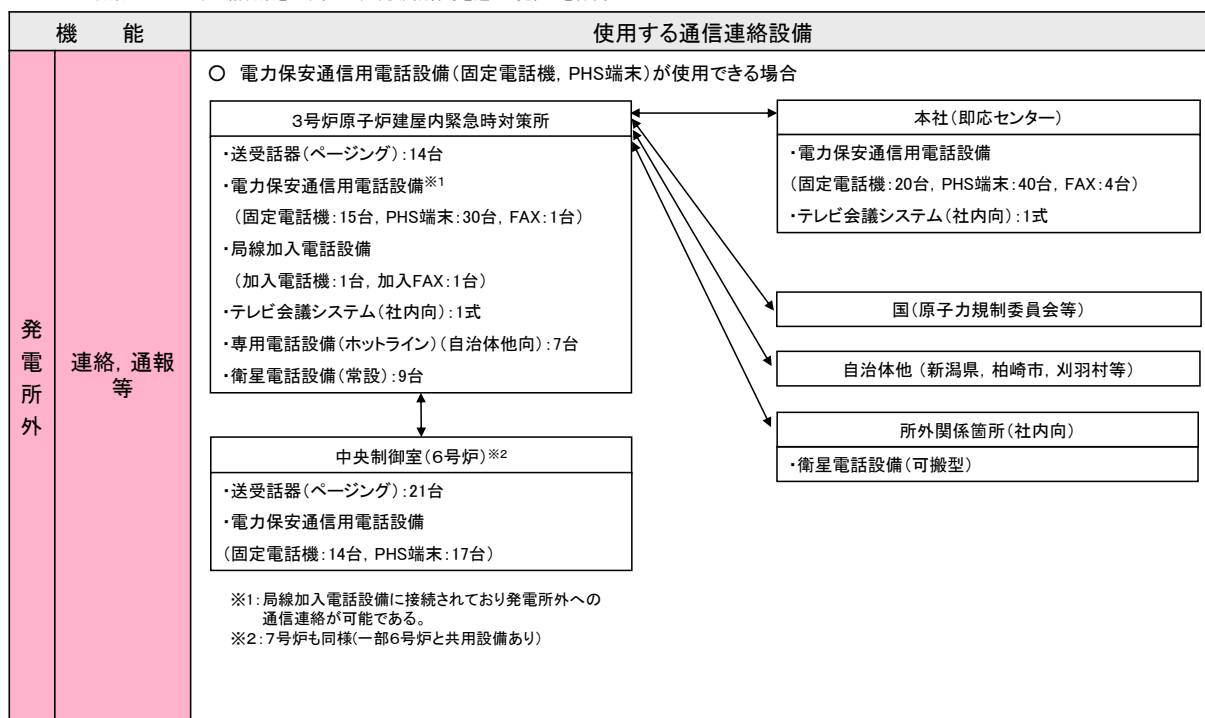
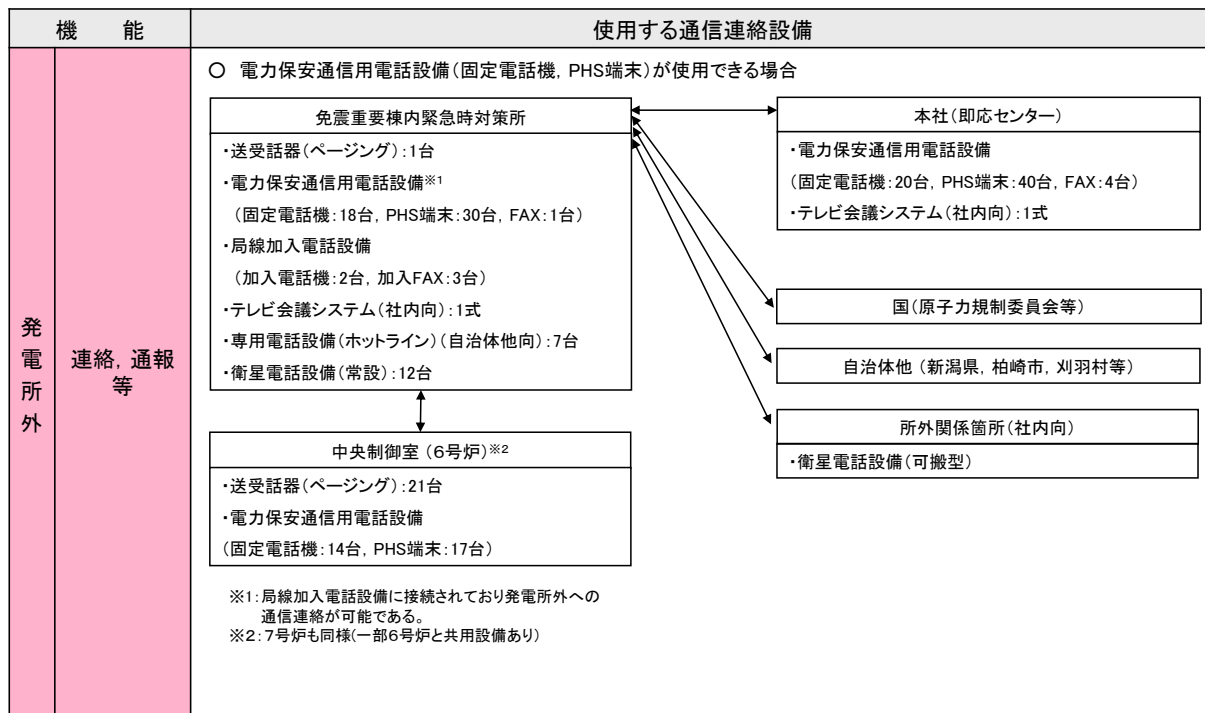
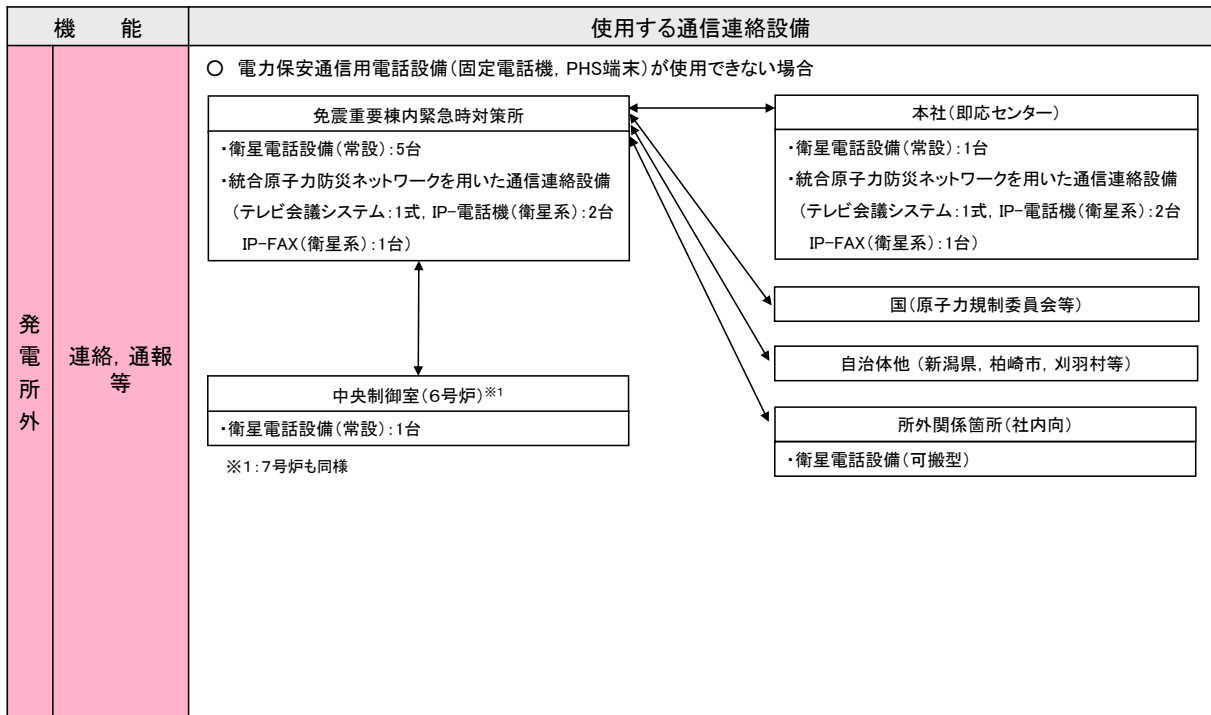
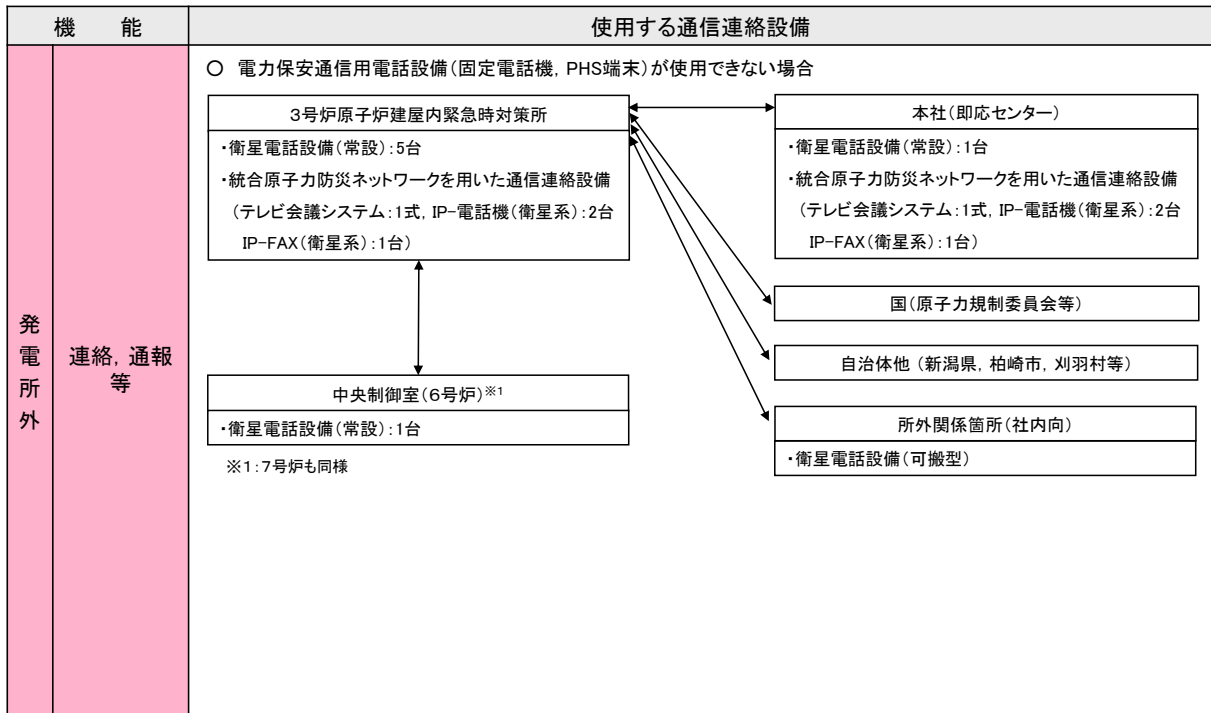


図62-6-4 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所外）（1 / 2）
 ○送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合における「連絡・通報等」の通信連絡



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 62-6-5 機能毎に必要な通信連絡設備(発電所外) (2 / 2)
 ○送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合における
 「連絡・通報等」の通信連絡

携帯型音声呼出電話設備等の使用方法及び使用場所

携帯型音声呼出電話設備は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、6号及び7号炉中央制御室と各現場間に布設している専用通信線携帯型音声呼出電話機を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

携帯型音声呼出電話機を用いた中央制御室と現場間との通信連絡の概要について図62-6-6に示す。

また、携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例を表62-6-1、各重大事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備並びに無線連絡設備等の台数を表62-6-2及び62-6-3に示す。

表 62-6-1 携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例
 (重大事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
蓄電池切替	コントロール建屋 地下1階	計測制御電源盤室
受電操作	原子炉建屋地下1階	非常用電気品室
MUWC弁操作	廃棄物処理建屋地下3階	MUWCポンプ室
MUWCポンプ起動確認		
代替原子炉冷却系 系統構成	原子炉建屋 地下2階	通路
	原子炉建屋 1階	通路, 非常用D/G室
	原子炉建屋 2階	FPC熱交換器室近傍
	コントロール建屋 地下2階	HECW室
	タービン建屋 地下1階	RCW熱交換器室
原子炉格納容器 ベント操作(S/C側)	原子炉建屋 中3階	非常用D/G(B)排風機室
	原子炉建屋 3階	通路
	原子炉建屋 地下1階	通路
RCIC起動確認	原子炉建屋地下3階	RCICポンプ室
RHRポンプ(A)起動確認		RHRポンプ(A)室



携帯型音声呼出電話機



専用接続箱



中継用ケーブルドラム(100m)

原子炉建屋

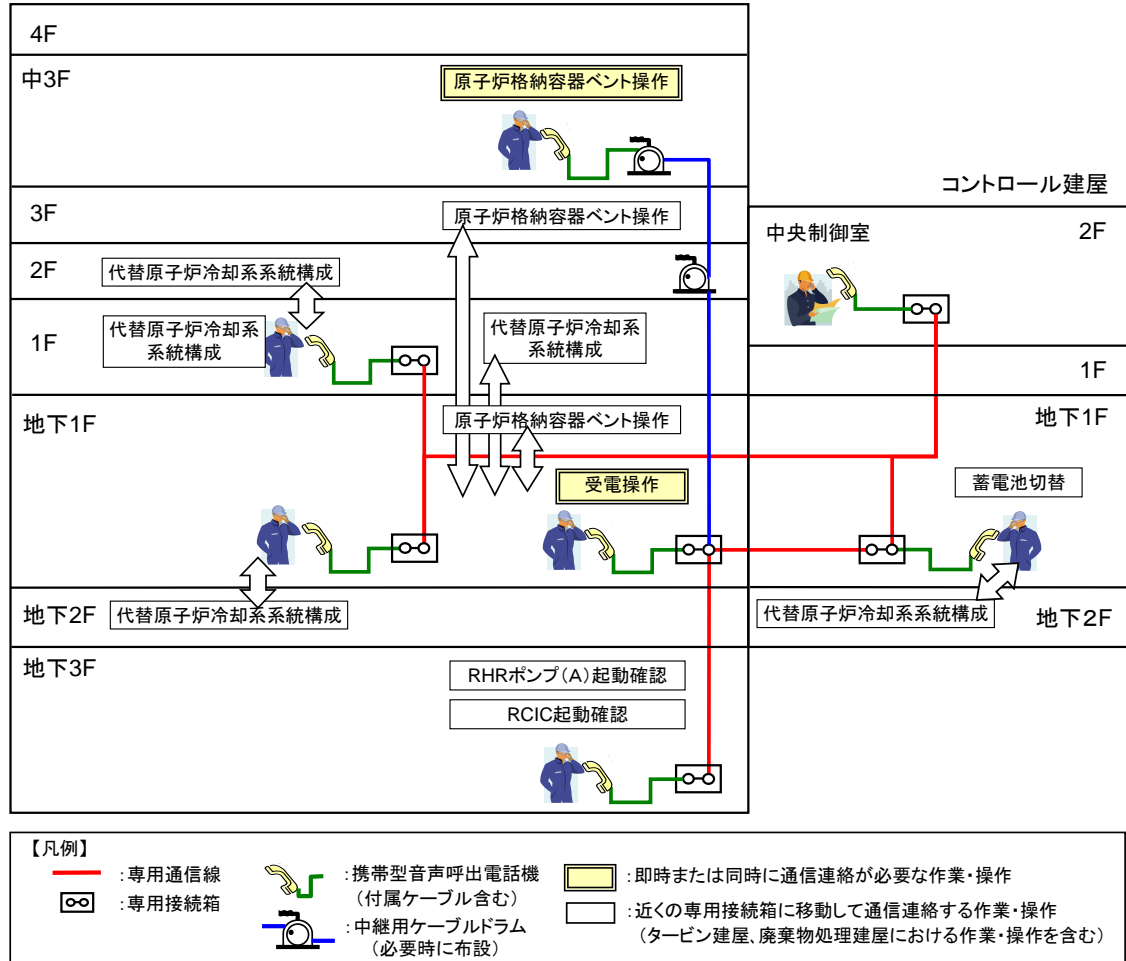


図 62-6-6 携帯型音声呼出電話機を用いた通信連絡の概要
 (重大事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

表 62-6-2 各重大事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備の台数

各重大事故シーケンス	使用場所 号炉	コントロール建屋				廃棄物 処理建屋		タービン 建屋		原子炉 建屋		計
		中央制御室		6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号	
		6号	7号									
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	1	10
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	1	10
	①-3-1	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)	1*	1	1*	1	-	-	-	6*	6	16
	①-3-2	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)	1*	1	1*	1	-	-	-	6*	6	16
	①-3-3	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)	1*	1	1*	1	-	-	-	6*	6	16
	①-3-4	全交流電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)	1*	1	1*	1	-	-	-	6*	6	16
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障)	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	3	12
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	1*	1	1*	1	-	-	-	6*	5	15
	①-5	原子炉停止機能喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	2	11
	①-6	LOCA 時注水機能喪失	1*	-	1*	-	-	-	-	6*	2	10
①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	1*	-	1*	-	-	-	-	6*	-	8	
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用する場合	1*	1	1*	1	-	-	-	6*	2	12
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用しない場合	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	2	11
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	1*	-	1*	-	-	-	-	6*	-	8
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	1	10
	②-4	水素燃焼	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	4	13
	②-5	格納容器直接接触 (シェルアタック)	1*	-	1*	-	-	-	-	6*	-	8
②-6	溶融炉心・コンクリート相互作用	1*	-	1*	-	-	-	-	6*	1	9	
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (SFP 破損防止)	③-1	想定事故 1 (燃料プールの冷却系及び補給水系の故障)	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	1	10
	③-2	想定事故 2 (サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失)	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	2	11
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (停止中原子炉の燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障による停止時冷却機能喪失)	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	2	11
	④-2	全交流動力電源喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	4	13
	④-3	原子炉冷却材の流出	1*	1	1*	-	-	-	-	6*	2	11
	④-4	反応度の誤投入	1*	-	1*	-	-	-	-	6*	-	8

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。 ・6号及び7号炉の中央制御室に計20台配備している。

※：7号炉において事故が発生した場合の6号炉の台数を示す。6号炉においては必要台数の多い運転中に全交流動力電源喪失事故が発生した場合の台数を示す。

表62-6-3 各重大事故シーケンスで使用する無線連絡設備等の台数

各重大事故シーケンス	使用場所 設備	屋内 (緊急時対策所及び中央制御室)	屋外	
		無線連絡設備等 (常設) ※	無線連絡設備 (可搬型)	
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	7	7
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	3	-
	①-3-1	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)	7	14
	①-3-2	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)	7	14
	①-3-3	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)	7	14
	①-3-4	全交流電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)	7	14
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障)	7	7
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	7	14
	①-5	原子炉停止機能喪失	3	-
	①-6	LOCA 時注水機能喪失	7	7
	①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	3	-
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用する場合	7	18
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用しない場合	7	8
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	3	-
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	3	-
	②-4	水素燃焼	7	14
	②-5	格納容器直接接触 (シェルアタック)	-	-
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (SFP破損防止)	③-1	想定事故1 (燃料プールの冷却系及び補給水系の故障)	7	11
	③-2	想定事故2 (サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失)	7	11
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (停止中原子炉の燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障による停止時冷却機能喪失)	7	9
	④-2	全交流動力電源喪失	7	12
	④-3	原子炉冷却材の流出	7	9
	④-4	反応度の誤投入	-	-

- ・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。
- ・無線連絡設備の他、衛星電話設備も使用可能であり、衛星電話設備も使用する。

○ 過去のプラントパラメータ閲覧について

緊急時対策支援システム伝送装置に収集されるプラントパラメータ（SPDSパラメータ）は、緊急時対策支援システム伝送装置で2週間分（1分周期）のデータを保存（自動収集）できる設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置に保存されたデータについては、免震重要棟内緊急時対策所、3号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び本社に設置しているSPDS表示装置から専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存できる設計とする。

重大事故等が発生した場合には、免震重要棟内緊急時対策所又は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、プラントパラメータ（SPDSパラメータ）を専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存し保管する手順を整備する。これにより、SPDS表示装置にて外部記憶媒体に保存されたプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の過去のデータを閲覧することができる設計とする。

SPDS表示装置にてプラントパラメータ（SPDSパラメータ）の監視も可能な設計とする。概要を図62-6-7に示す。

また、SPDS表示装置で確認できるパラメータ（6号炉、7号炉）を表62-6-4、表62-6-5に示す。

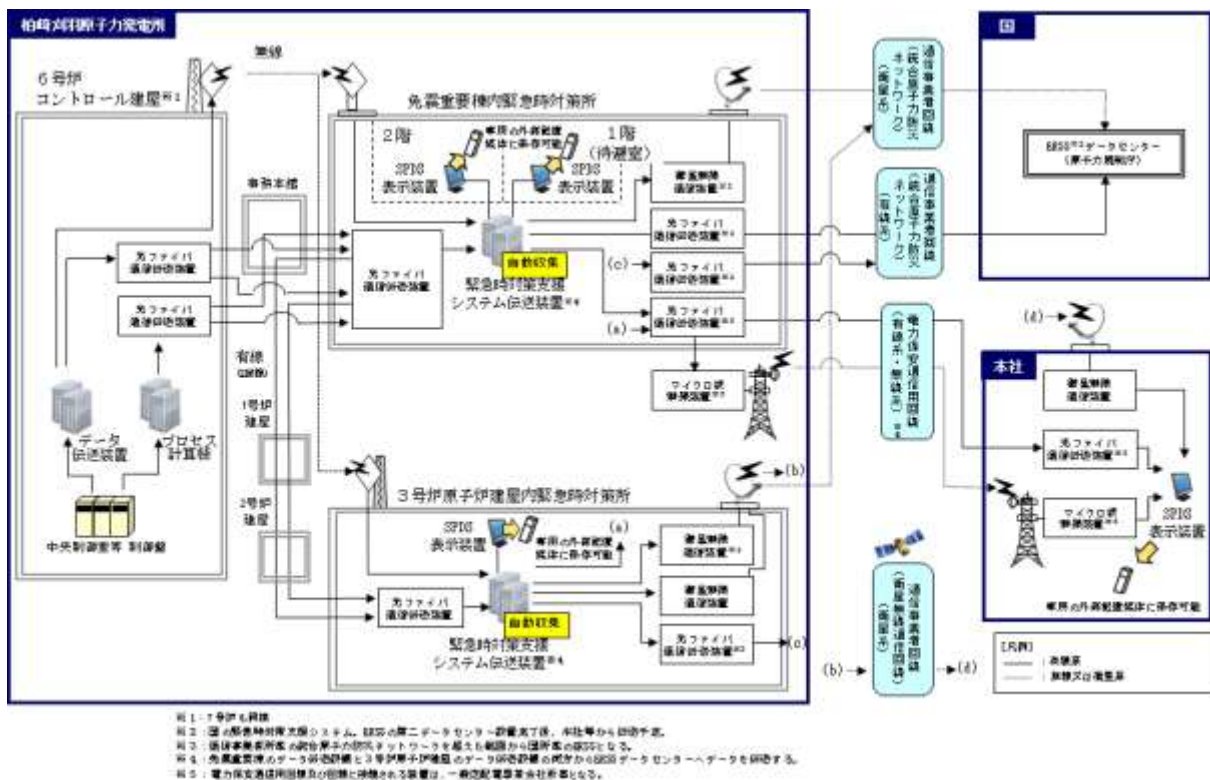


図 62-6-7 過去のプラントパラメータ閲覧の概要

表 62-6-4 SPDS 表示装置で確認できるパラメータ (6号炉)
6号炉 (1/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の状態確認	APRM 平均値	○	○	○
	APRM (A)	○	—	○
	APRM (B)	○	—	○
	APRM (C)	○	—	○
	APRM (D)	○	—	○
	SRNM (A) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (B) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (C) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (D) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (E) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (F) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (G) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (H) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (J) 対数計数率出力	○	○	○
	SRNM (L) 対数計数率出力	○	○	○
	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 (J) 計数率高高	○	○	○	
SRNM (L) 計数率高高	○	○	○	
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力 (広帯域) (BV)	○	○	○
	原子炉圧力 (A)	○	—	○
	原子炉圧力 (B)	○	—	○
	原子炉圧力 (C)	○	—	○
	原子炉圧力 (SA)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) PBV	○	○	○
	原子炉水位 (広帯域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (C)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (F)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域) PBV	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域) (B)	○	—	○
	原子炉水位 (SA) (ワイド)	○	—	○
	原子炉水位 (SA) (ナロー)	○	—	○
	炉水温度 PBV	○	○	○
	逃し安全弁 開	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状態 確認	HPCF (B) 系統流量	○	○	○
	HPCF (C) 系統流量	○	○	○
	R C I C 系統流量	○	○	○
	高压代替注水系統流量	○	—	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量	○	—	○
	6. 9 kV 6 A 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 A 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 B 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 B 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S A 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S A 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S B 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S B 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 C 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 D 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 E 母線電圧	○	○	○
	D/G 6 A 遮断器 投入	○	○	○
	D/G 6 B 遮断器 投入	○	○	○
	D/G 6 C 遮断器 投入	○	○	○
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)	○	—	○
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) (R P V 注水流量)	○	—	○
	復水貯蔵槽水位 (S A)	○	—	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状 態確認	CAMS (A) D/W放射能	○	○	○
	CAMS (B) D/W放射能	○	○	○
	CAMS (A) S/C放射能	○	○	○
	CAMS (B) S/C放射能	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)	○	○	○
	格納容器内圧力 (D/W)	○	—	○
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)	○	○	○
	格納容器内圧力 (S/C)	○	—	○
	R P Vベロシール部周辺温度 (最大)	○	○	○
	サブプレッションプール水位 BV	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ気体温度	○	—	○
	S/P水温度 (最大)	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)	○	—	○
	CAMS (A) 水素濃度	○	○	○
	CAMS (B) 水素濃度	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (D/W)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (SA) (S/C)	○	—	○
	CAMS (A) 酸素濃度	○	○	○
	CAMS (B) 酸素濃度	○	○	○
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)	○	○	○
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)	○	○	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	RHR格納容器冷却ライン隔離弁B 全閉以外	○	○	○
	RHR格納容器冷却ライン隔離弁C 全閉以外	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度(上部ドライウエルフランジ部 雰囲気温度)	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度(下部ドライウエルリターンラ イン上部雰囲気温度)	○	—	○
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ドライウエル注水流量)	○	—	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))	○	—	○
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (ペDESTAL注水流量)	○	—	○
放射能隔離の状態確認	排気筒排気放射能 (IC) (最大)	○	○	○
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (A)	○	○	○
	排気筒排気 (SCIN) 放射能 (B)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)	○	○	○
	PCIS隔離 内側	○	○	○
	PCIS隔離 外側	○	○	○
	MSIV (内側) 閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外	○	○	○
	MSIV (外側) 閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	○	○	○	
環境の情報確認	SGTS (A) 作動 (1系)	○	○	○
	SGTS (B) 作動 (1系)	○	○	○
	SGTS排ガス放射能 (IC) (最大)	○	○	○
	SGTS排ガス (SCIN) 放射能 (A)	○	○	○
	SGTS排ガス (SCIN) 放射能 (B)	○	○	○
	6号機 海水モニタ (指数タイプ)	○	○	—*

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 20 m	○	○	—※
	風向 85 m	○	○	—※
	風向 160 m	○	○	—※
	風速 20 m	○	○	—※
	風速 85 m	○	○	—※
風速 160 m	○	○	—※	
大気安定度	○	○	—※	
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	ADS A 作動	○	○	○
	ADS B 作動	○	○	○
	R C I C 作動	○	○	○
	H P C Fポンプ (B) 起動	○	○	○
	H P C Fポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H Rポンプ (A) 起動	○	○	○
	R H Rポンプ (B) 起動	○	○	○
	R H Rポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R注入弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	R H R注入弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	R H R注入弁 (C) 全閉以外	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
	総給水流量	○	○	○

※ バックアップ伝送ラインを經由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (プール底部付近))	○	—	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による 格納容器の破損 防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	○	—	○
	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)	○	—	○
	フィルタ装置入口圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位 (A)	○	—	○
	フィルタ装置水位 (B)	○	—	○
	フィルタ装置スクラバ水 pH	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)	○	—	○
水素爆発による 原子炉建屋の損 傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (サプレッション・チェンバ出入口)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)	○	—	○

表 62-6-4 SPDS 表示装置で確認できるパラメータ (7号炉)

7号炉 (1 / 8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の状 態確認	A PRM (平均値)	○	○	○
	A PRM (A)	○	—	○
	A PRM (B)	○	—	○
	A PRM (C)	○	—	○
	A PRM (D)	○	—	○
	SRNM (A) 計数率	○	○	○
	SRNM (B) 計数率	○	○	○
	SRNM (C) 計数率	○	○	○
	SRNM (D) 計数率	○	○	○
	SRNM (E) 計数率	○	○	○
	SRNM (F) 計数率	○	○	○
	SRNM (G) 計数率	○	○	○
	SRNM (H) 計数率	○	○	○
	SRNM (J) 計数率	○	○	○
	SRNM (L) 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 J 計数率高高	○	○	○	
SRNM L 計数率高高	○	○	○	
炉心冷却の状態 確認	原子炉圧力 A	○	○	○
	原子炉圧力 (A)	○	—	○
	原子炉圧力 (B)	○	—	○
	原子炉圧力 (C)	○	—	○
	原子炉圧力 (SA)	○	—	○
	原子炉水位 (W) A	○	○	○
	原子炉水位 (広帯域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (C)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (F)	○	—	○
	原子炉水位 (F)	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域) (B)	○	—	○
	原子炉水位 (SA) (ワイド)	○	—	○
	原子炉水位 (SA) (ナロー)	○	—	○
	CUW再生熱交換器入口温度	○	○	○
	SRV開 (CRT)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状 態確認	HPCF (B) 系統流量	○	○	○
	HPCF (C) 系統流量	○	○	○
	RCIC系統流量	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量	○	—	○
	6.9kV 7A1母線電圧	○	○	○
	6.9kV 7A2母線電圧	○	○	○
	6.9kV 7B1母線電圧	○	○	○
	6.9kV 7B2母線電圧	○	○	○
	6.9kV 6SA1母線電圧	○	○	○
	6.9kV 6SA2母線電圧	○	○	○
	6.9kV 6SB1母線電圧	○	○	○
	6.9kV 6SB2母線電圧	○	○	○
	6.9kV 7C母線電圧	○	○	○
	6.9kV 7D母線電圧	○	○	○
	6.9kV 7E母線電圧	○	○	○
	M/C 7C D/G受電遮断器閉	○	○	○
	M/C 7D D/G受電遮断器閉	○	○	○
	M/C 7E D/G受電遮断器閉	○	○	○
	原子炉圧力容器温度 (RPV下鏡上部温度)	○	—	○
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) (RHR (A) 注入配管流量)	○	—	○	
復水貯蔵槽水位 (SA)	○	—	○	

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D/W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D/W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S/C	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S/C	○	○	○
	ドライウエル圧力 (W)	○	○	○
	格納容器内圧力 (D/W)	○	—	○
	S/C圧力 (最大値)	○	○	○
	格納容器内圧力 (S/C)	○	—	○
	D/W温度 (最大値)	○	○	○
	S/P水温度最大値	○	○	○
	S/P水位 (W) (最大値)	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ気体温度	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (A)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (S A) (D/W)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (S A) (S/C)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (A)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度 (B)	○	○	○
	CAMS (A) D/W測定中	○	○	○
	CAMS (B) D/W測定中	○	○	○
	CAMS (A) S/C測定中	○	○	○
	CAMS (B) S/C測定中	○	○	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	PCVスプレイ弁 (B) 全閉	○	○	○
	PCVスプレイ弁 (C) 全閉	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度 (上部D/W内雰囲気温度)	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度 (下部D/W内雰囲気温度)	○	—	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状態確認	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (RHR (B) 注入配管流量)	○	—	○
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (3m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (2m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (1m))	○	—	○
	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (下部D/W注水流量)	○	—	○
放射能隔離の状態確認	排気筒放射線モニタ (I C) 最大値	○	○	○
	排気筒放射線モニタ (S C I N) A	○	○	○
	排気筒放射線モニタ (S C I N) B	○	○	○
	区分 I 主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分 II 主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分 III 主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分 IV 主蒸気管放射能高高	○	○	○
	P C I S 隔離 内側	○	○	○
	P C I S 隔離 外側	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉	○	○	○	
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉	○	○	○	
環境の情報確認	S G T S (A) 作動	○	○	○
	S G T S (B) 作動	○	○	○
	S G T S 放射線モニタ (I C) 最大値	○	○	○
	S G T S 排ガス放射線モニタ (S C I N) A	○	○	○
	S G T S 排ガス放射線モニタ (S C I N) B	○	○	○
	7号機 海水モニタ (指数タイプ)	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—※
モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—※	

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 2 0 m	○	○	—※
	風向 8 5 m	○	○	—※
	風向 1 6 0 m	○	○	—※
	風速 2 0 m	○	○	—※
	風速 8 5 m	○	○	—※
	風速 1 6 0 m	○	○	—※
	大気安定度	○	○	—※
	非常用炉心冷却 系 (ECCS) の状態等	ADS A 作動	○	○
ADS B 作動		○	○	○
R C I C 起動状態 (C R T)		○	○	○
H P C F ポンプ (B) 起動		○	○	○
H P C F ポンプ (C) 起動		○	○	○
R H R ポンプ (A) 起動		○	○	○
R H R ポンプ (B) 起動		○	○	○
R H R ポンプ (C) 起動		○	○	○
R H R 注入弁 (A) 全閉		○	○	○
R H R 注入弁 (B) 全閉		○	○	○
R H R 注入弁 (C) 全閉		○	○	○
全制御棒全挿入		○	○	○
全給水流量		○	○	○

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+600mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+400mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+300mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+200mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+100mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端-100mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○

7号炉 (7/8)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A 広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (プール底部付近))	○	—	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による 格納容器の破損 防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	○	—	○
	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)	○	—	○
	フィルタ装置入口圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位 (A)	○	—	○
	フィルタ装置水位 (B)	○	—	○
	フィルタ装置スクラバ水 pH	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)	○	—	○
水素爆発による 原子炉建屋の損 傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (サプレッション・チェンバ出入口)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気温度)	○	—	○

- 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））の容量について

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のデータ伝送容量は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し、表 62-6-6 に示すとおり、回線容量は必要回線容量に対し余裕を持った設計としている。

また、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のデータ表示機能は、今後のプラントパラメータの追加を考慮し表 62-6-7 に示すとおり、表示可能なプラントパラメータ数は必要なプラントパラメータ数に対し余裕を持った設計とするとともに、データ伝送設備及び緊急時対策支援システム伝送装置のソフトウェアを改造することにより拡張可能な設計としている。

表 62-6-6 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のデータ伝送容量

通信回線種別	建屋間におけるデータ伝送路	必要回線容量 ^{※1}			回線容量 ^{※1}
		データ伝送	その他		
有線系回線	6号及び7号炉～免震重要棟内緊急時対策所	35kbps	95.39Mbps	95.43Mbps	1Gbps
	免震重要棟内緊急時対策所～3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	16.5kbps	53.44Mbps	53.46Mbps	1Gbps
無線系回線	6号及び7号炉～3号炉原子炉建屋内緊急時対策所	2,848kbps	2,564kbps	5.42Mbps	20Mbps
	3号炉原子炉建屋内緊急時対策所～免震重要棟内緊急時対策所	1,424kbps	2,552kbps	3.98Mbps	6Mbps

※1：各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

表 62-6-7 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のデータ表示に係る容量

	必要となるプラントパラメータ数 ^{※1}		表示可能なプラントパラメータ数 ^{※1}	
	アナログ信号	デジタル信号	アナログ信号	デジタル信号
データ伝送設備（6号炉）	200点	106点	856点	106点
データ伝送設備（7号炉）	254点	70点	900点	900点
緊急時対策支援システム伝送装置	165点	119点	1239点	266点

※1：各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

重大事故等が発生した場合において使用する通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備が接続する通信回線は、表 62-6-8 に示すとおり、必要回線容量を確保した回線容量を有している。

表 62-6-8 通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備が接続する通信回線の回線容量

通信回線種別		主要設備		必要回線容量 ^{※2}			回線容量	
				主要設備	その他 ^{※3}			
電力保安 通信用回線 ^{※4}	有線系 回線 (2回線)	電力保安通信用電話設備 ^{※1} (固定電話機, PHS 端末, FAX)		1. 1Mbps	3. 7Mbps	4. 8Mbps	150Mbps	
		テレビ会議システム (社内向)		768kbps	409Mbps	410Mbps	1Gbps	
		データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)		60kbps				
	無線系 回線 (2回線)	電力保安通信用電話設備 ^{※1} (固定電話機, PHS 端末, FAX)		0. 9Mbps	10. 9Mbps	12. 7Mbps	71Mbps	
		テレビ会議システム (社内向)		768kbps				
		データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)		60kbps				
通信事業者 回線	衛星系 回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設)	23 回線	—	23 回線	23 回線	
			衛星電話設備 (可搬型)	14 回線	—	14 回線	14 回線	
	衛星系 回線	データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)		6kbps	—	6kbps	384kbps	
通信事業者 回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系 回線	統合原子力防災 ネットワークを用 いた通信連絡設備		1. 3Mbps	—	1. 3Mbps	5Mbps	
				IP-電話機				(352kbps)
				IP-FAX				(150kbps)
				テレビ会議システム				(768kbps)
	データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)		6kbps					
	衛星系 回線	統合原子力防災 ネットワークを用 いた通信連絡設備		242kbps	—	248kbps	384kbps	
				IP-電話機				(64kbps)
				IP-FAX				(50kbps)
テレビ会議システム				(128kbps)				
データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置)		6kbps						

各容量については、今後の詳細設計により、変更となる可能性がある。

※1：局線加入電話設備に接続されており、発電所外への連絡も可能

※2：() は内訳を示す。

※3：その他容量は、実測データも含まれていることから、小さな変動の可能性がある。

※4：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

62-7

アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋。



図 62-7-1 屋外アクセスルート図
(緊急時対策所構内配置図 (6号及び7号炉新規制基準申請時))



図 62-7-2 地震・津波発生時の屋外アクセスルート図
(地震・津波発生時のアクセスルート (追加後))

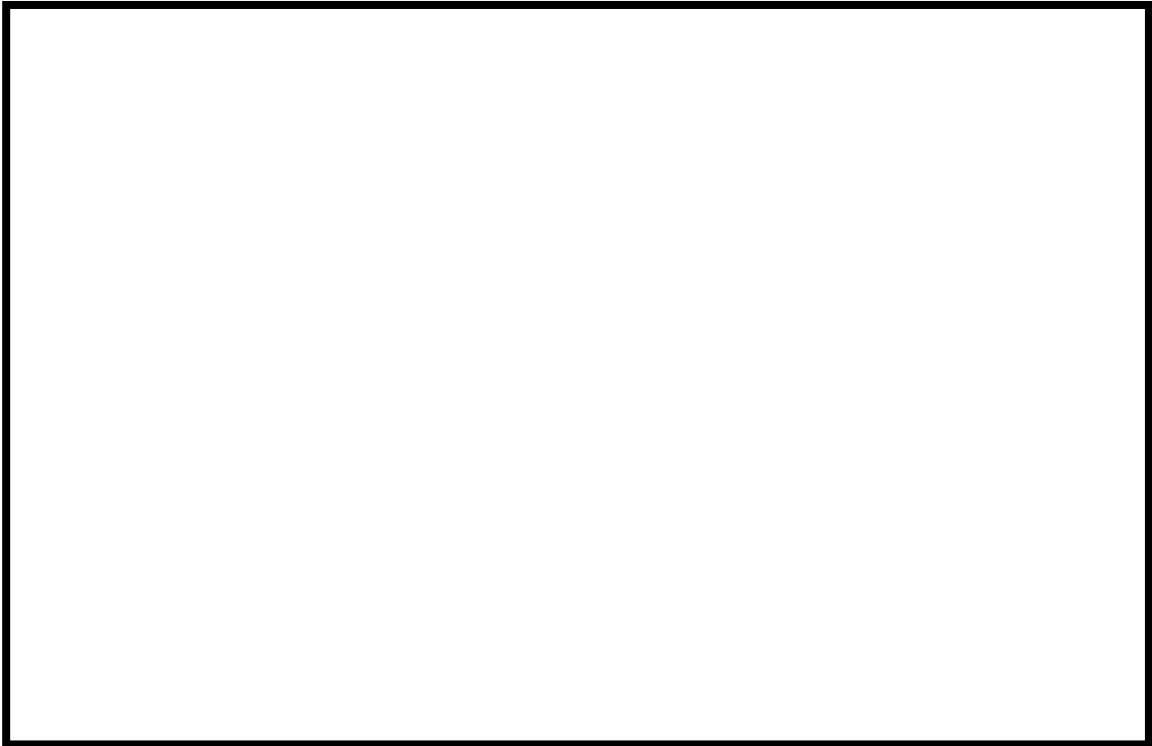


図 62-7-3 森林火災発生時の屋外アクセスルート図
(森林火災発生時のアクセスルート (追加後))

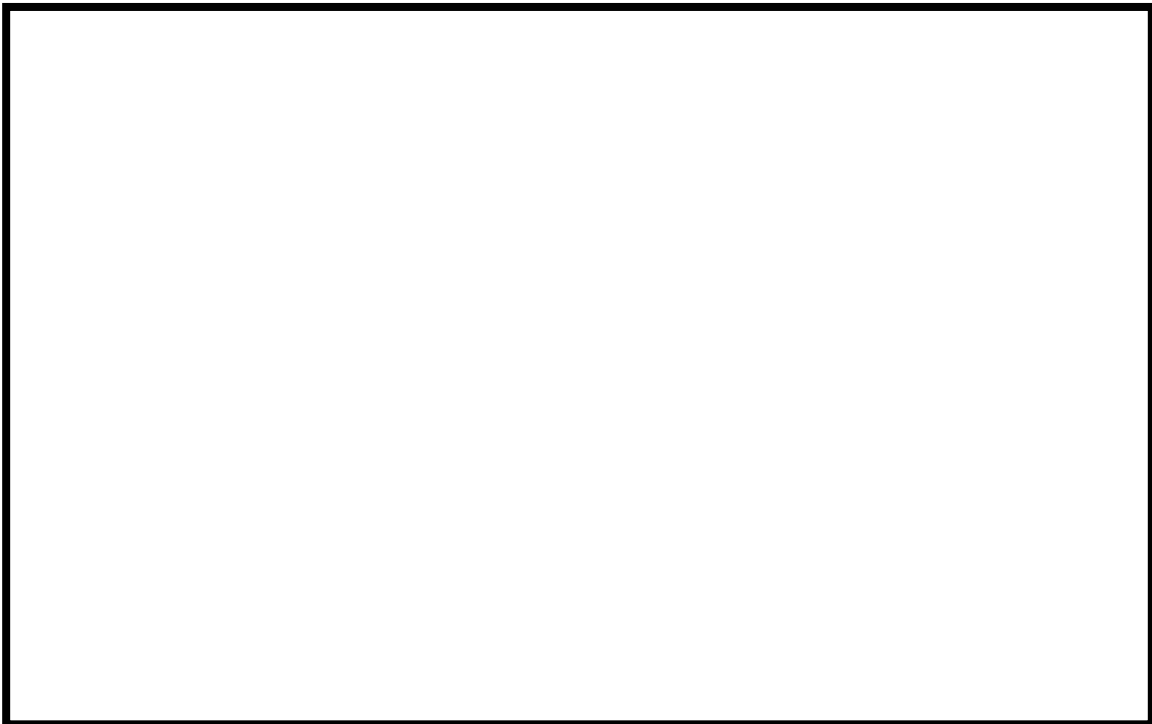


図 62-7-4 中央交差点が通行不能時の屋外アクセスルート図
(中央交差点が通行不能時のアクセスルート (追加後))

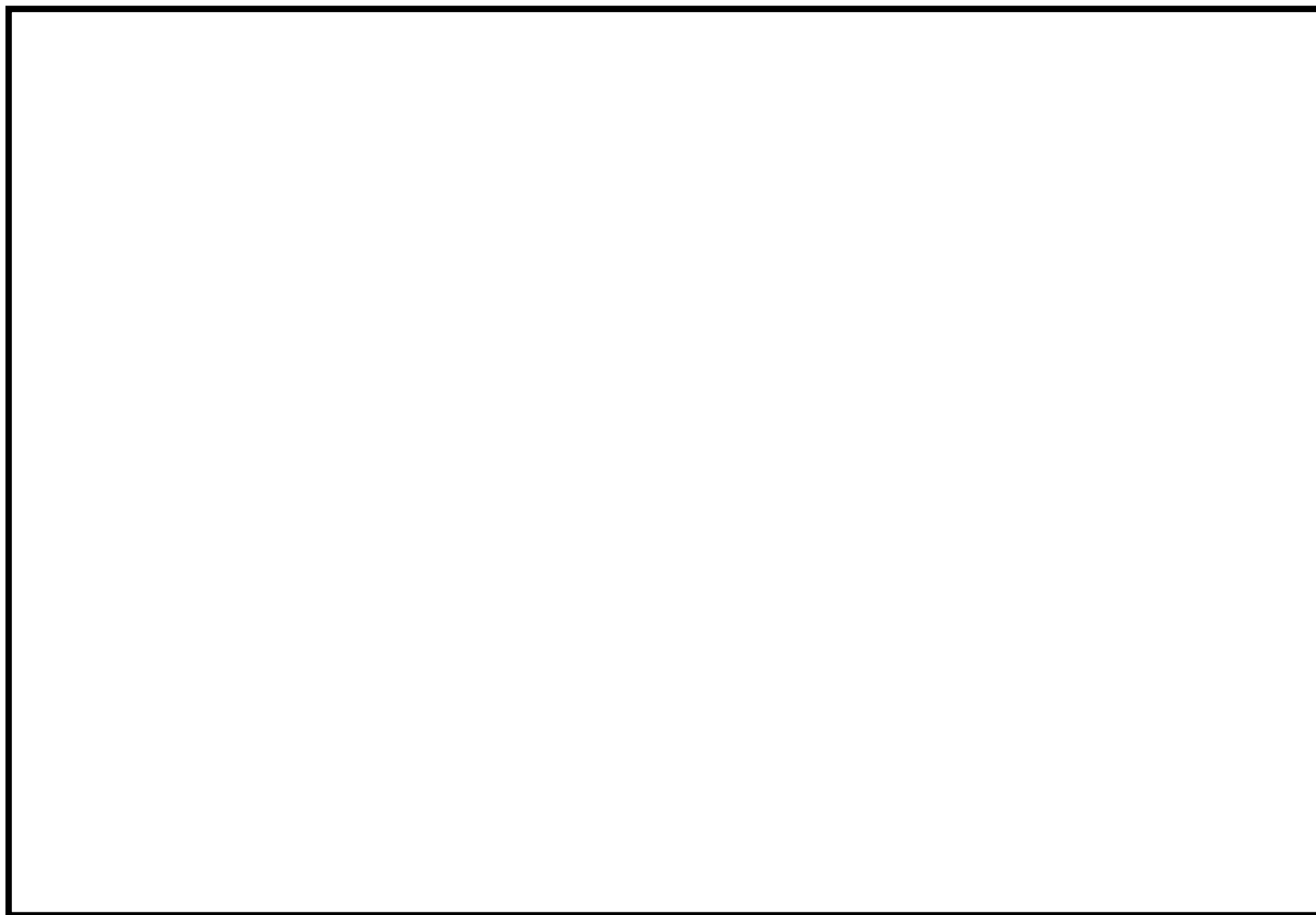


図 62-7-5 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (1 / 8)

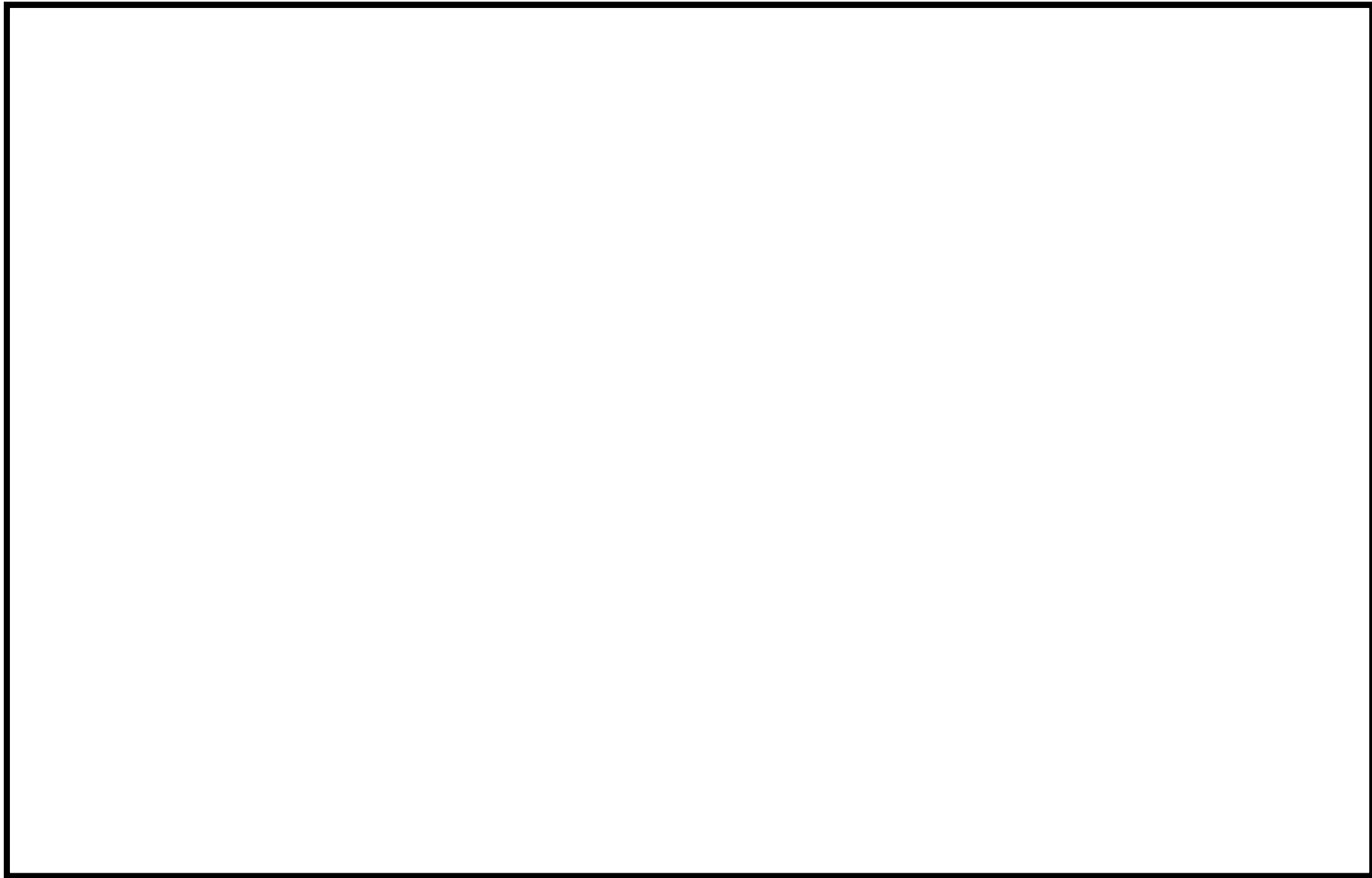


図 62-7-6 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (2 / 8)

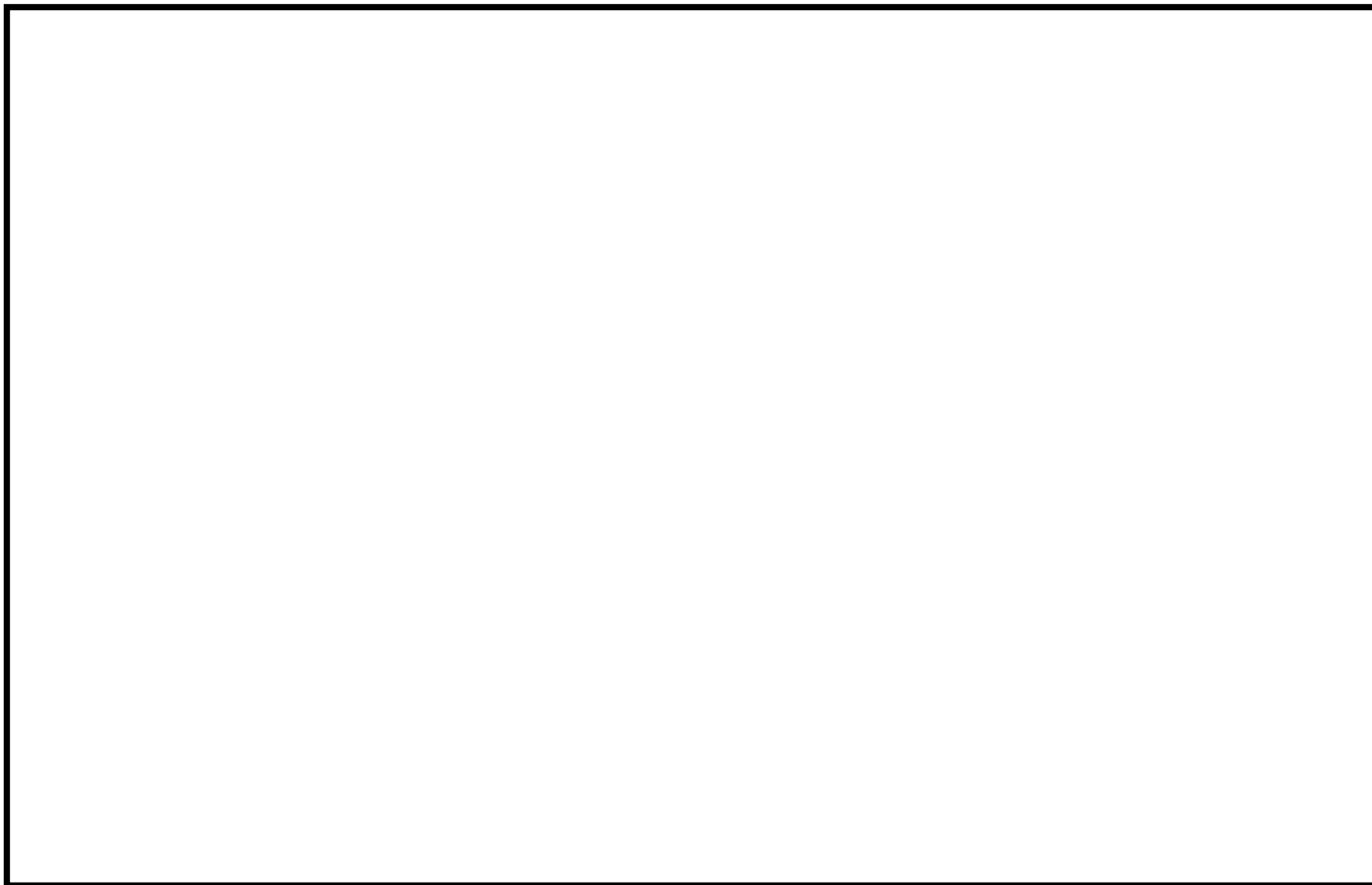


図 62-7-7 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (3 / 8)

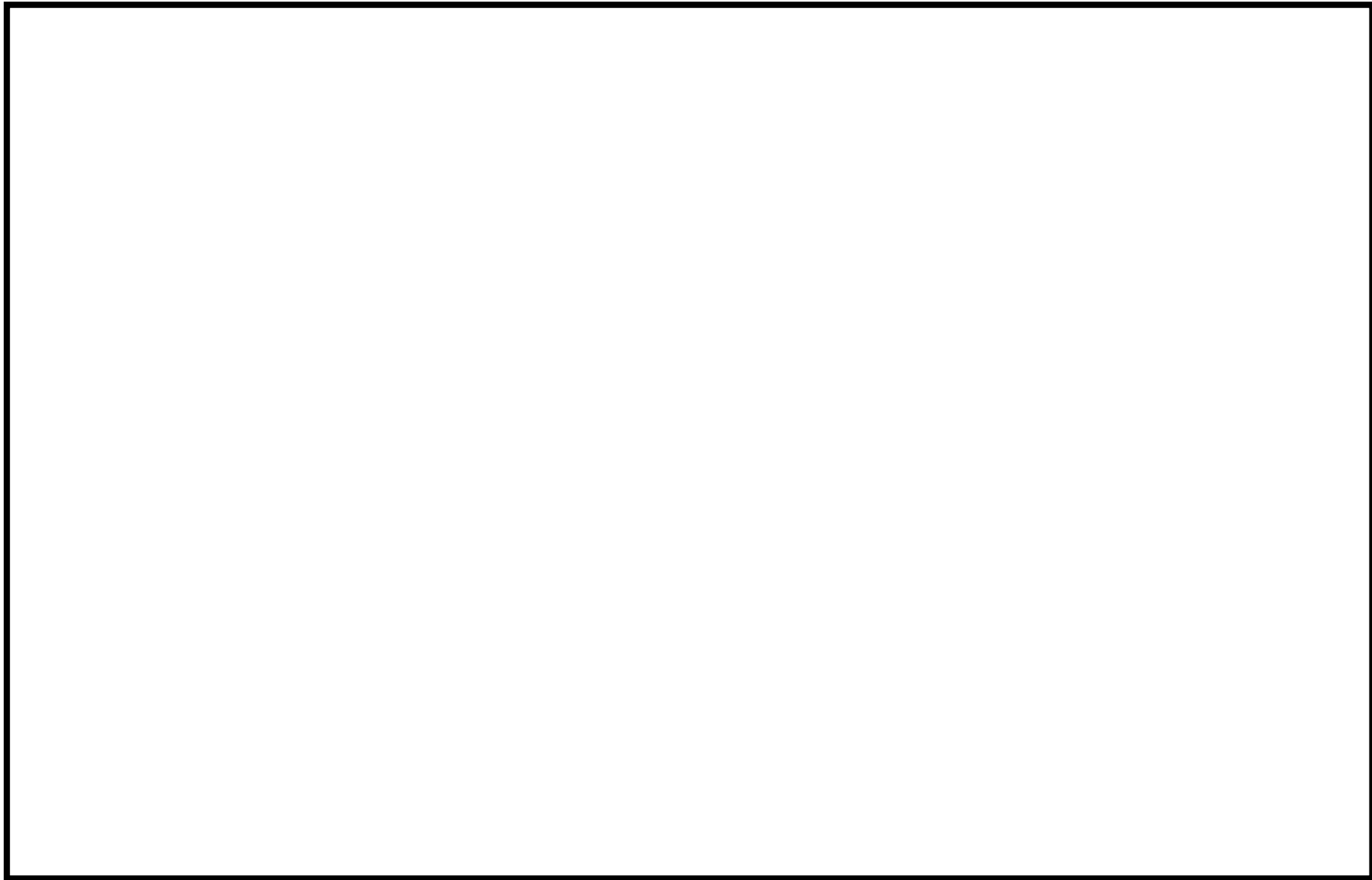


図 62-7-8 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (4 / 8)

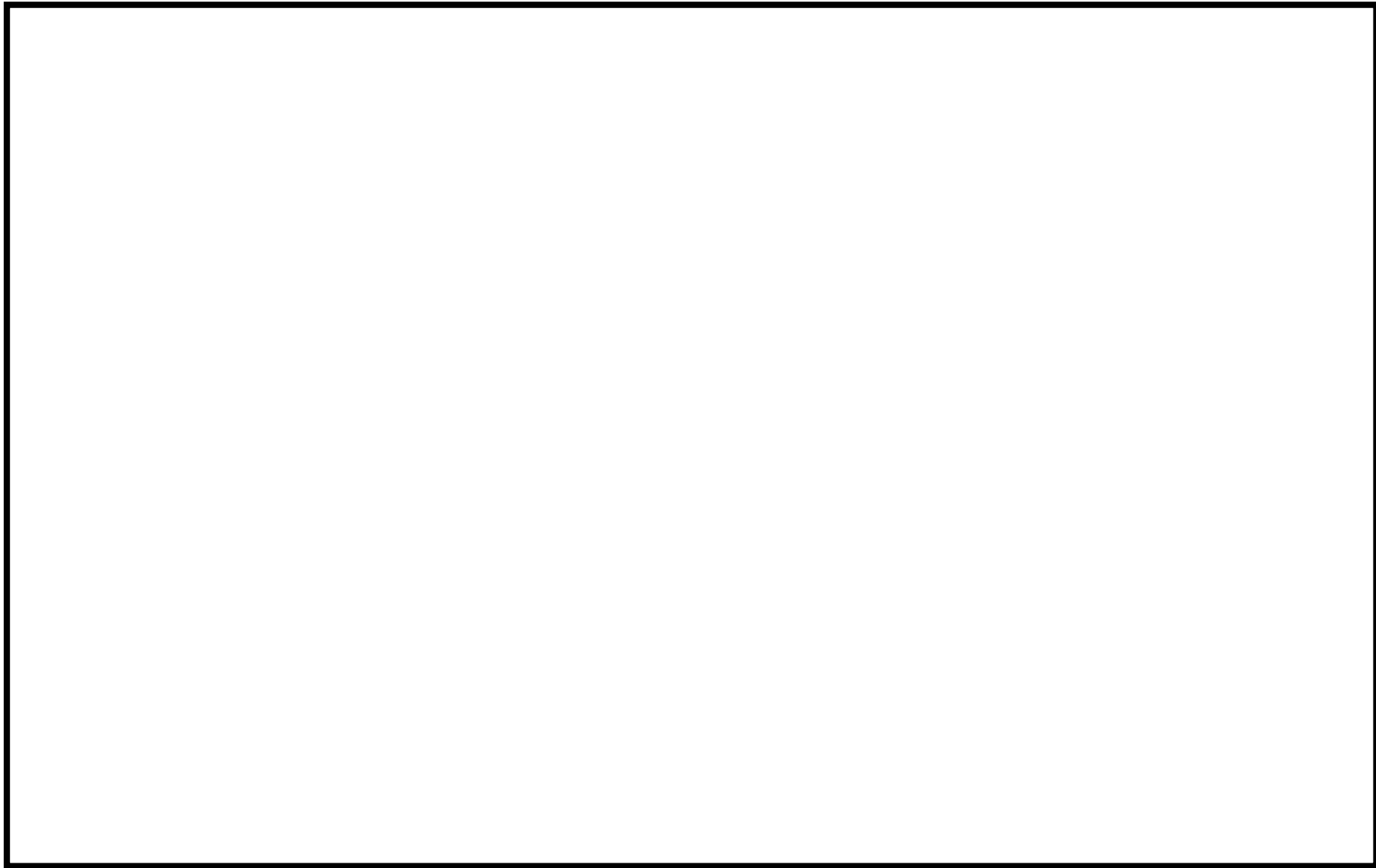


図 62-7-9 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (5 / 8)

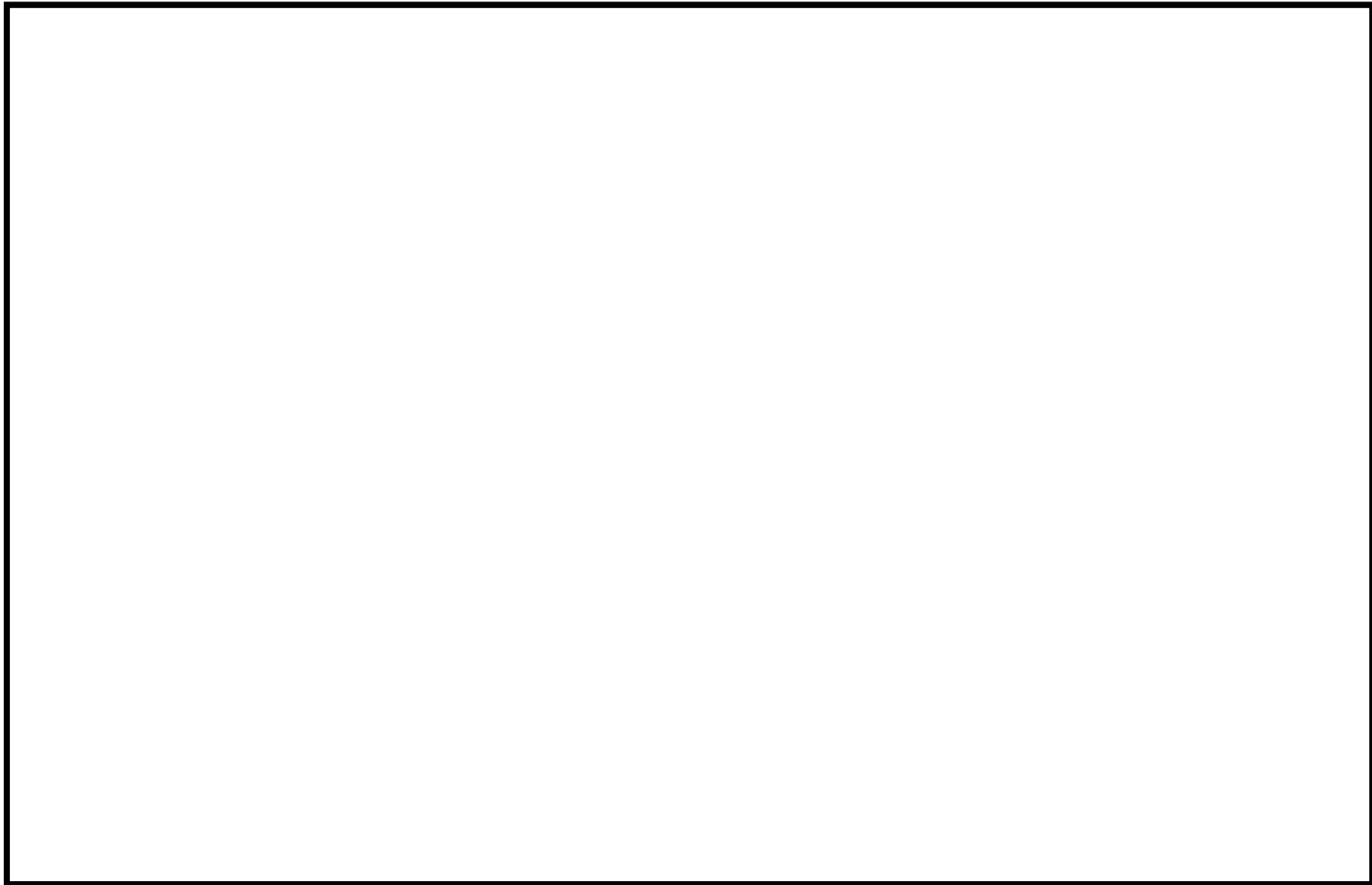


図 62-7-10 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (6 / 8)

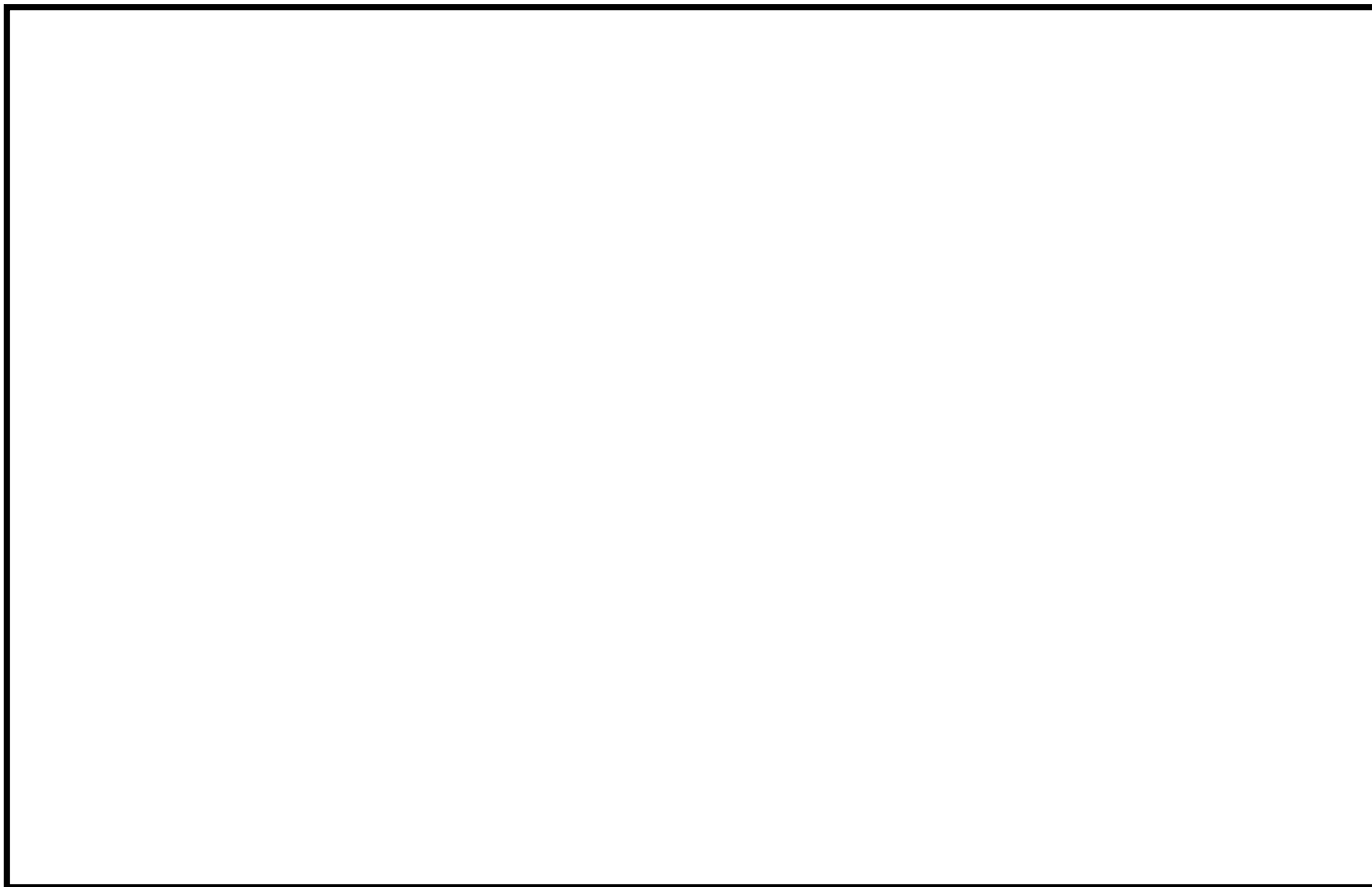


図 62-7-11 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (7 / 8)

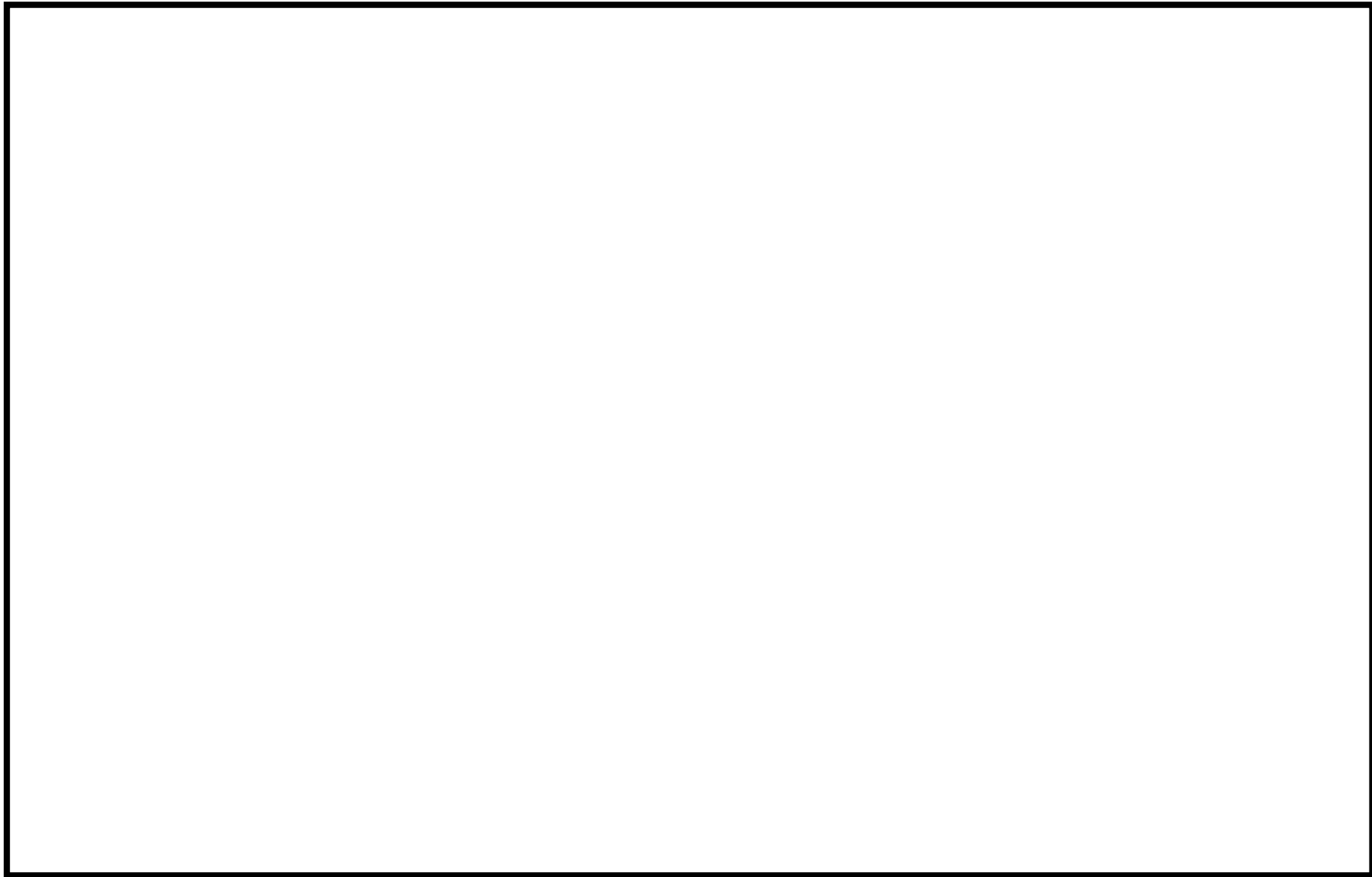


図 62-7-12 柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 重大事故等発生時 屋内アクセスルート (8 / 8)

62-8

設備操作及び切替に関する説明書

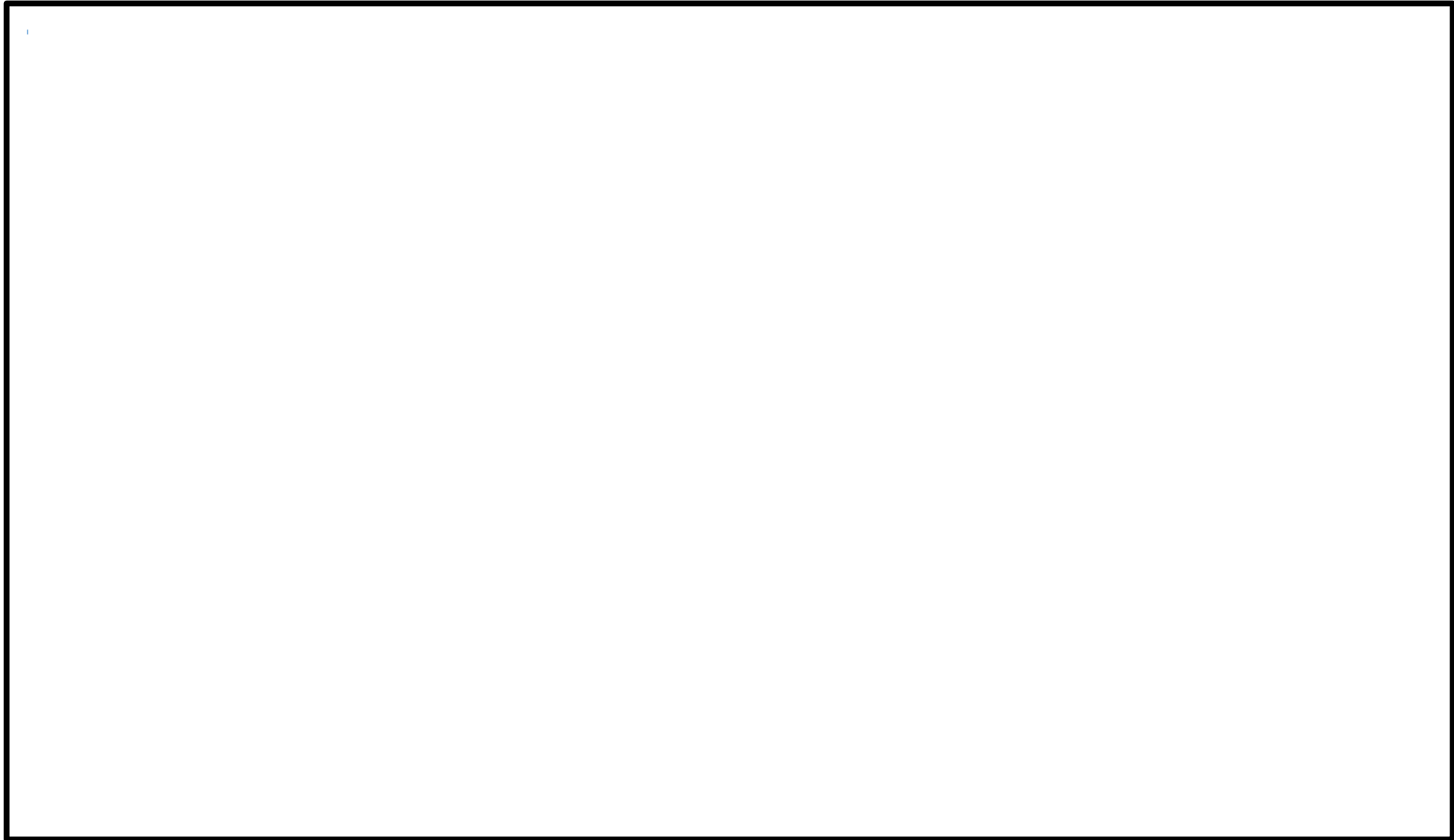


図 62-8-1 操作概要図 携帯型音声呼出電話設備
(コントロール建屋地上2階 中央制御室)

- ・写真については、イメージ、例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う

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。

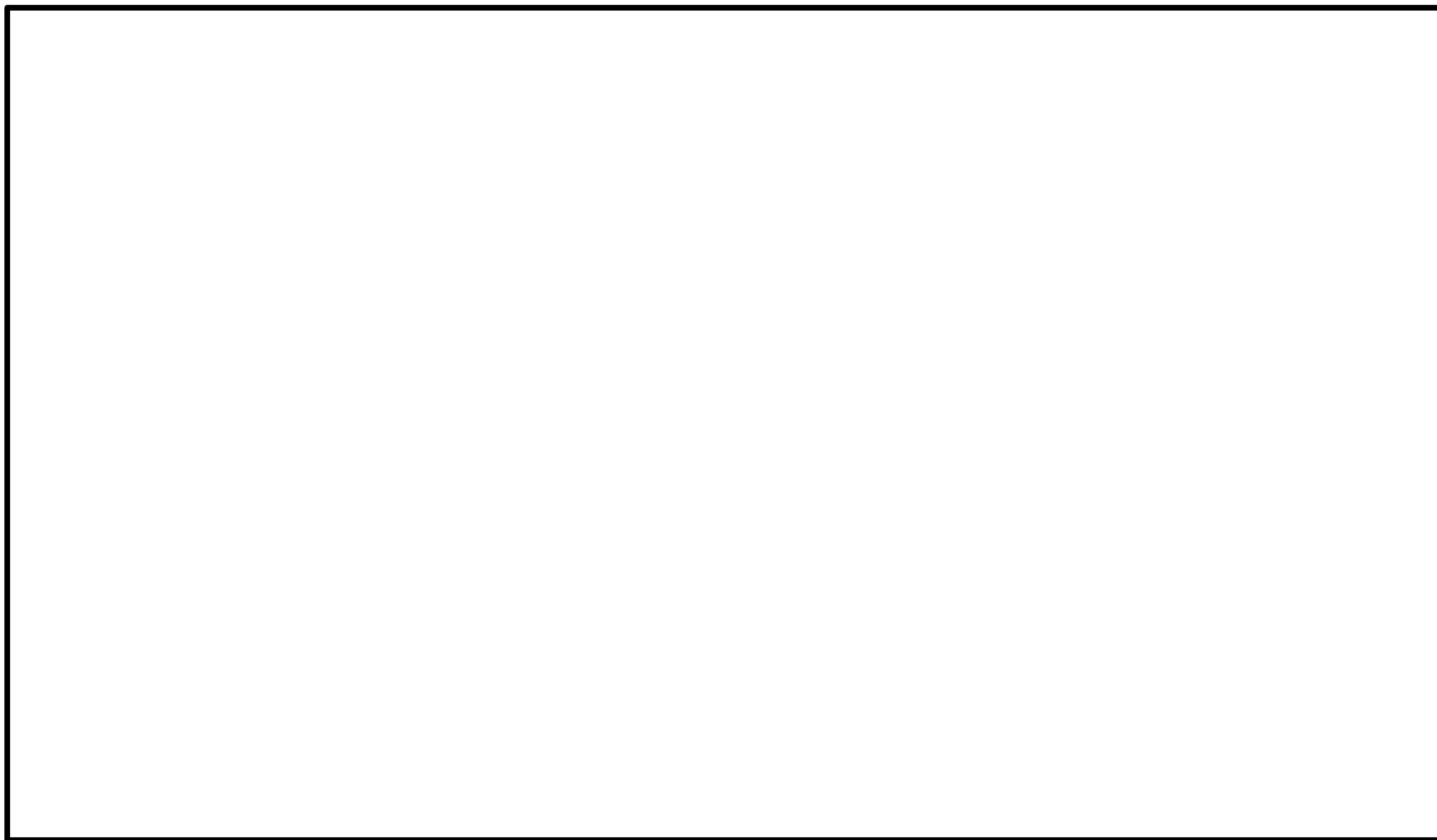


図 62-8-2 操作概要図 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）
（コントロール建屋地上2階 中央制御室）

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

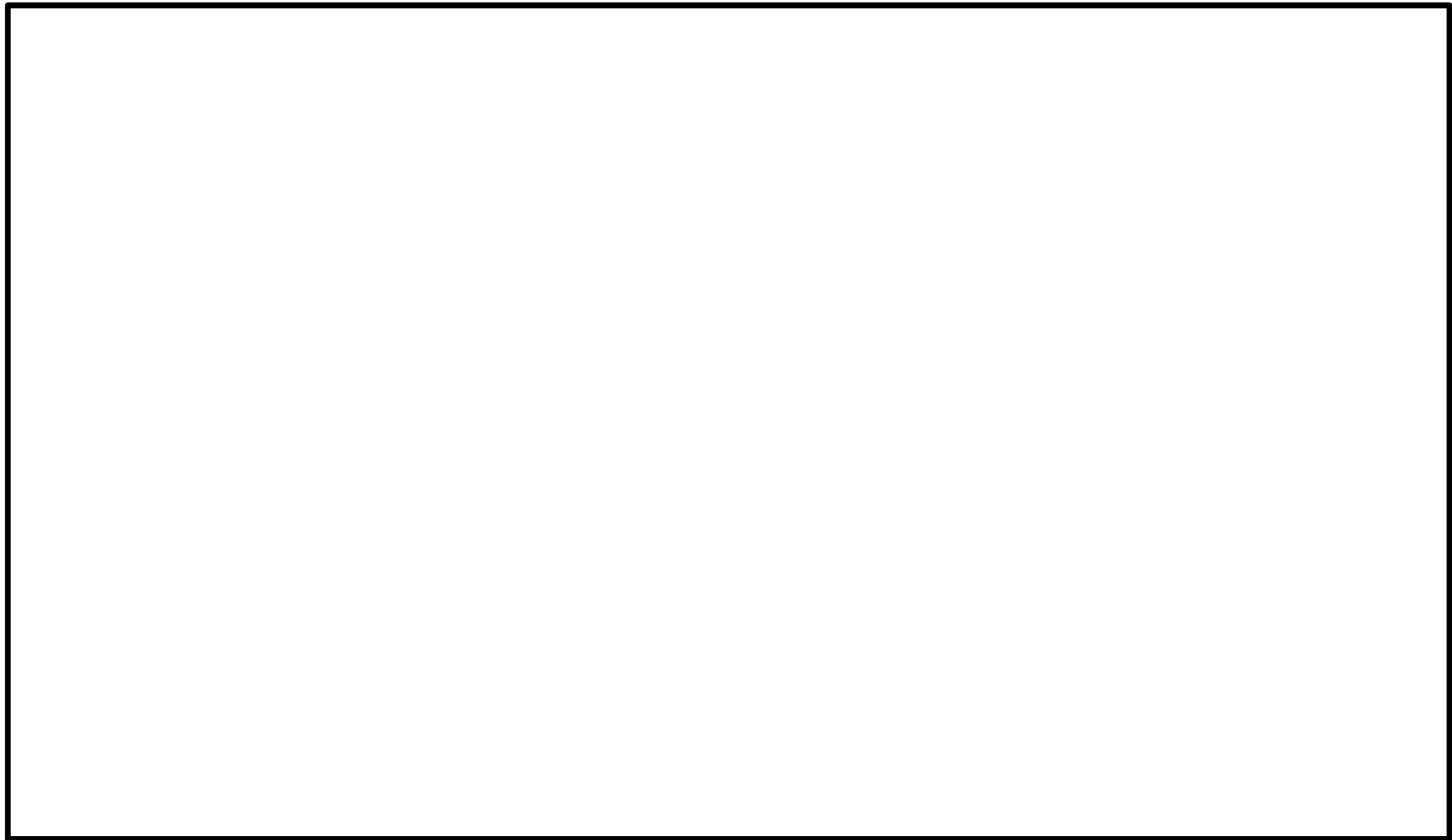


図 62-8-3 切替操作概要図 無線連絡設備（常設）
（コントロール建屋地上2階 中央制御室）

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

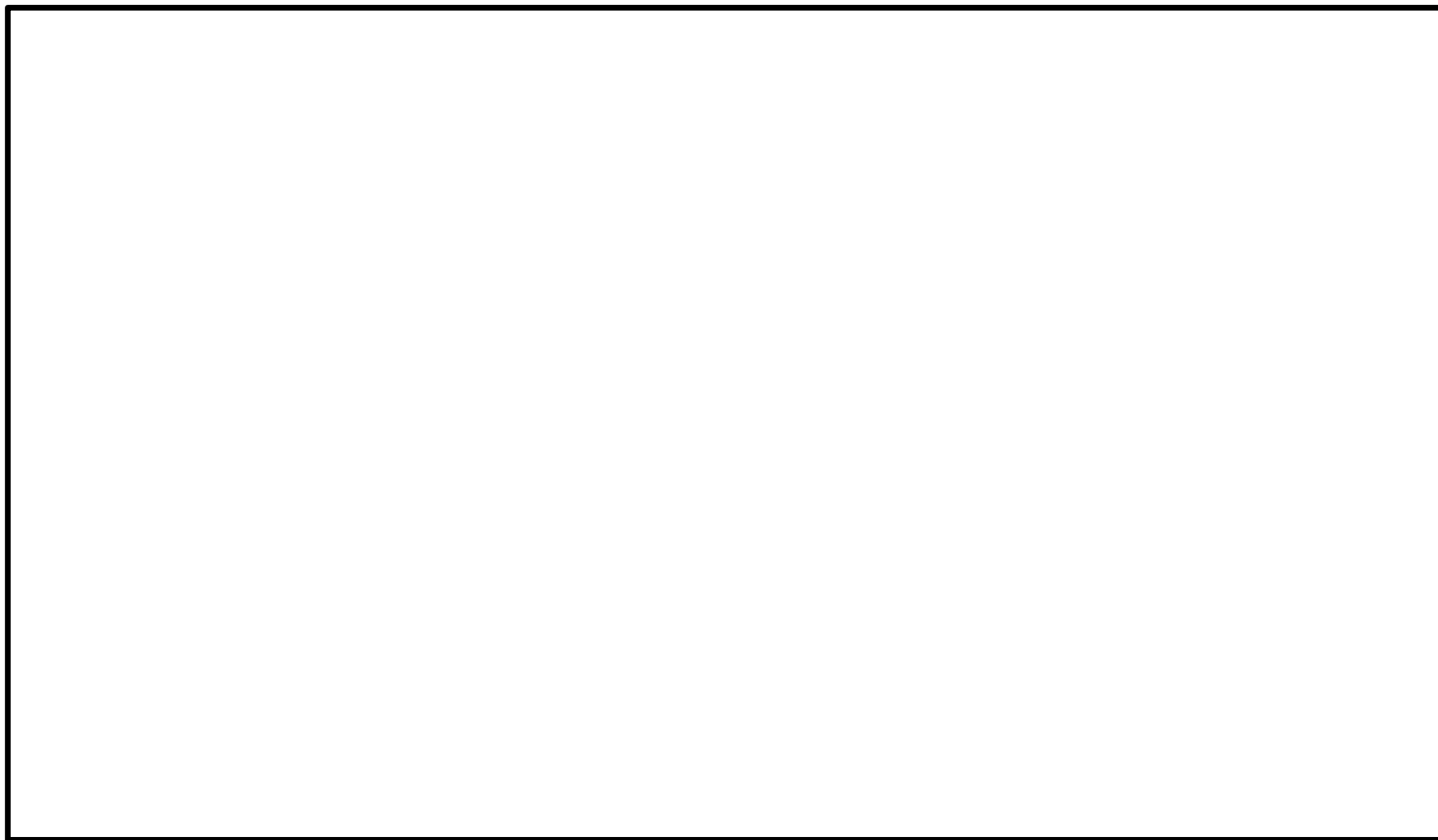


図 62-8-4 切替操作概要図 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(免震重要棟地上2階)

- ・写真については、イメージ、例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う

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。

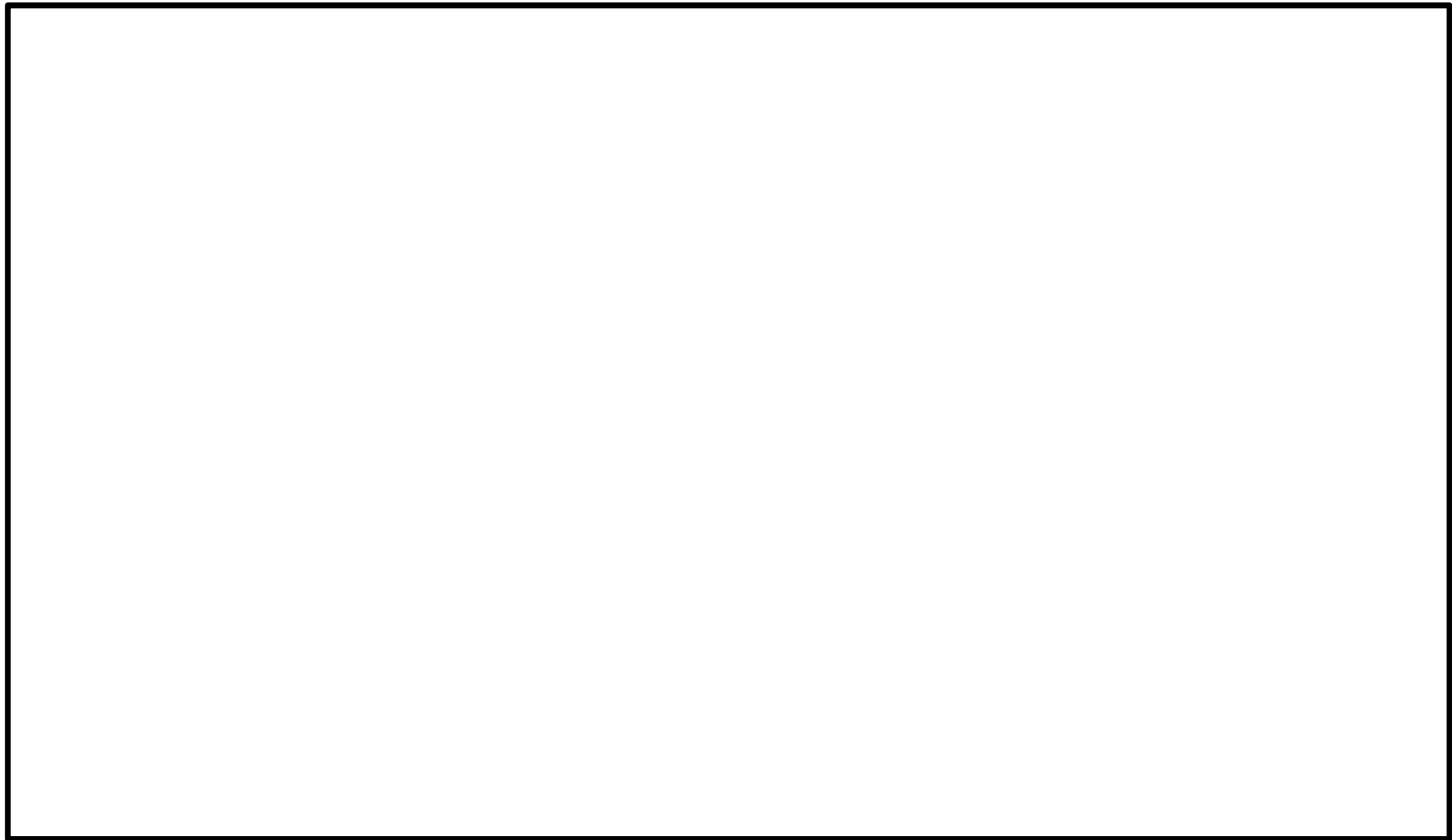


図 62-8-5 操作概要図 無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）
（免震重要棟地上2階）

- ・写真については、イメージ，例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後，訓練等を通して見直しを行う

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。

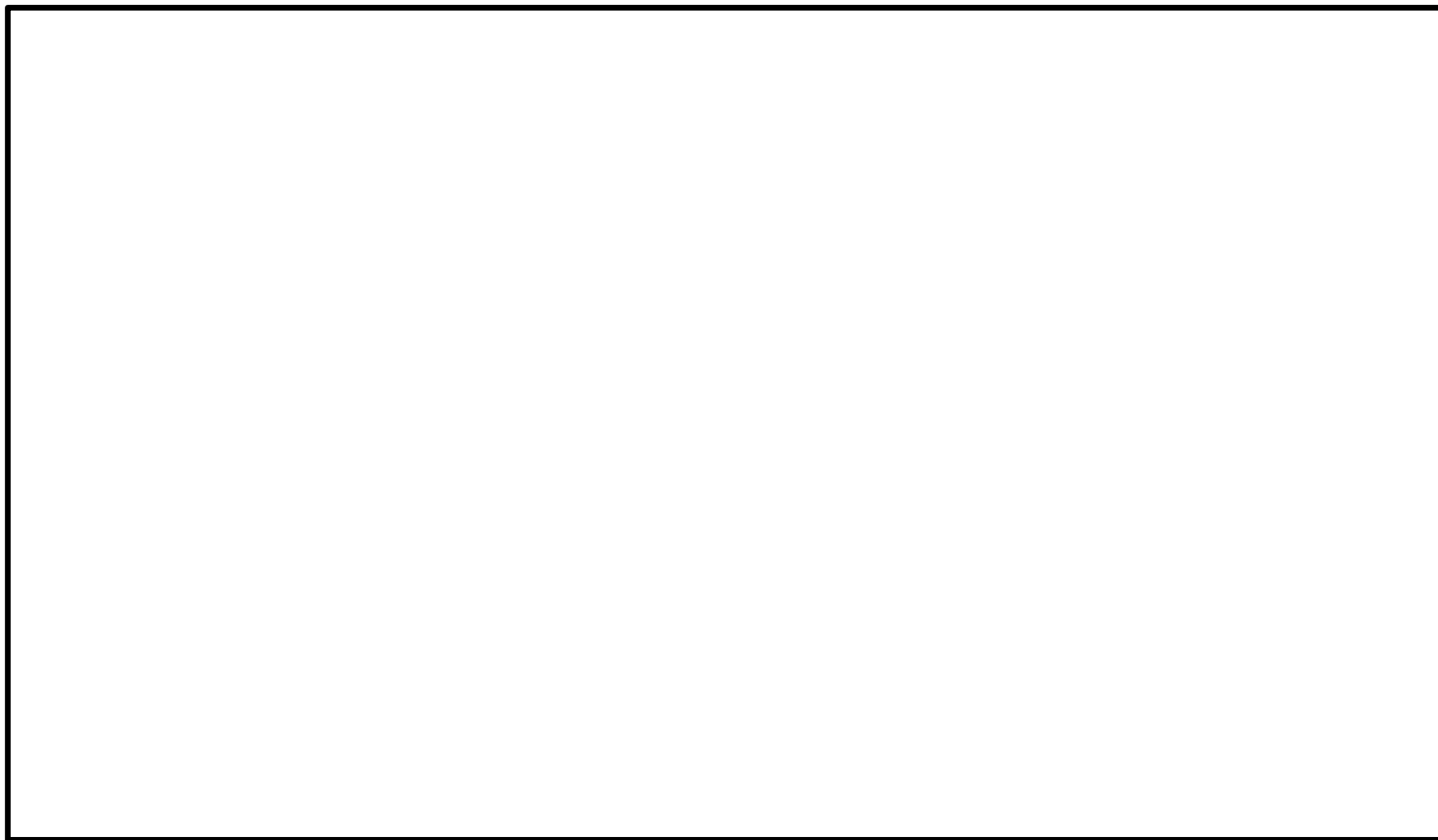


図 62-8-6 操作概要図 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び SPDS 表示装置
(免震重要棟地上 2 階)

- ・写真については、イメージ、例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う

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。

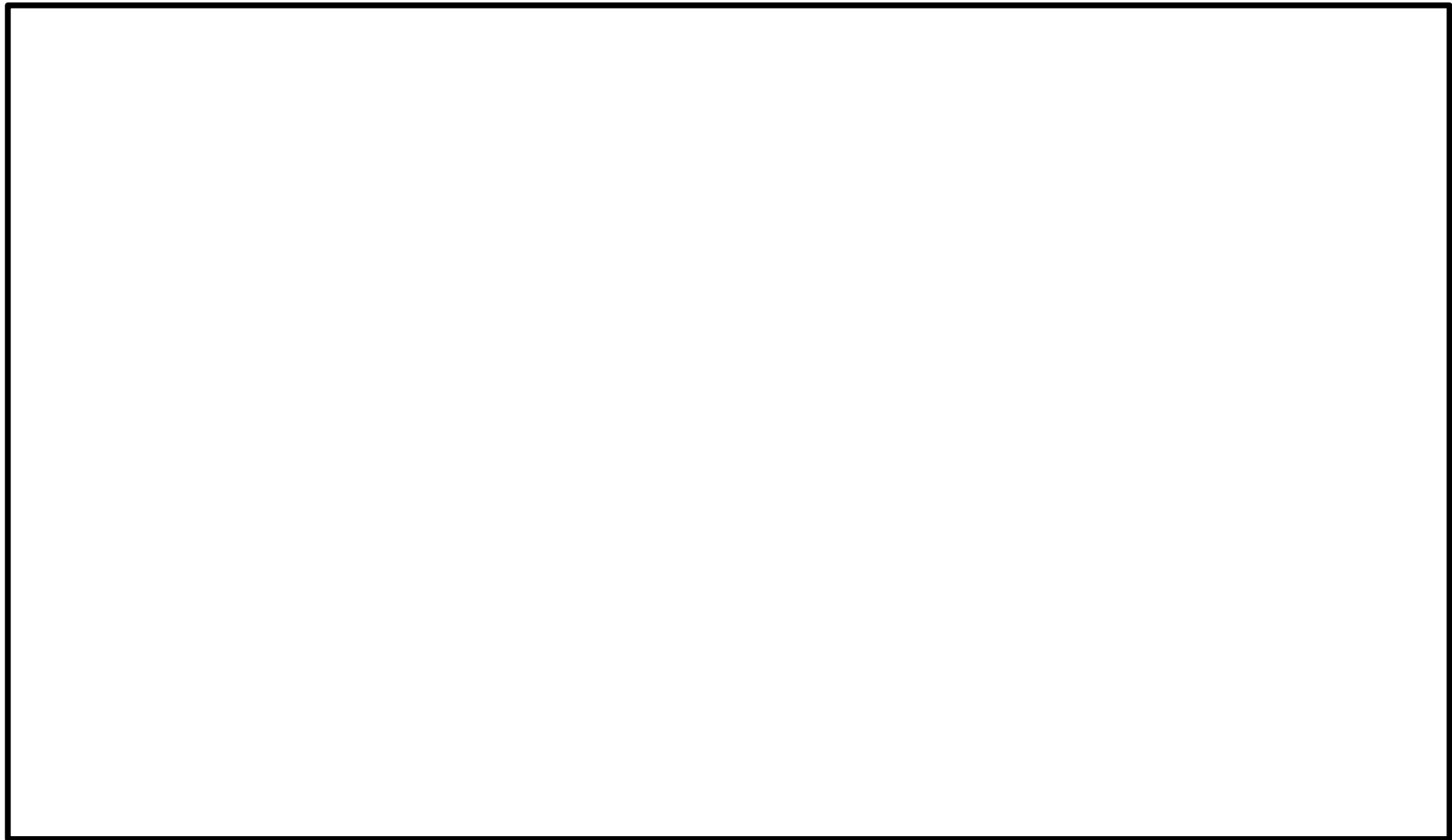


図 62-8-7 切替操作概要図 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）
（免震重要棟地上2階）

- ・写真については、イメージ、例を含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う

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。

62-9

その他設備

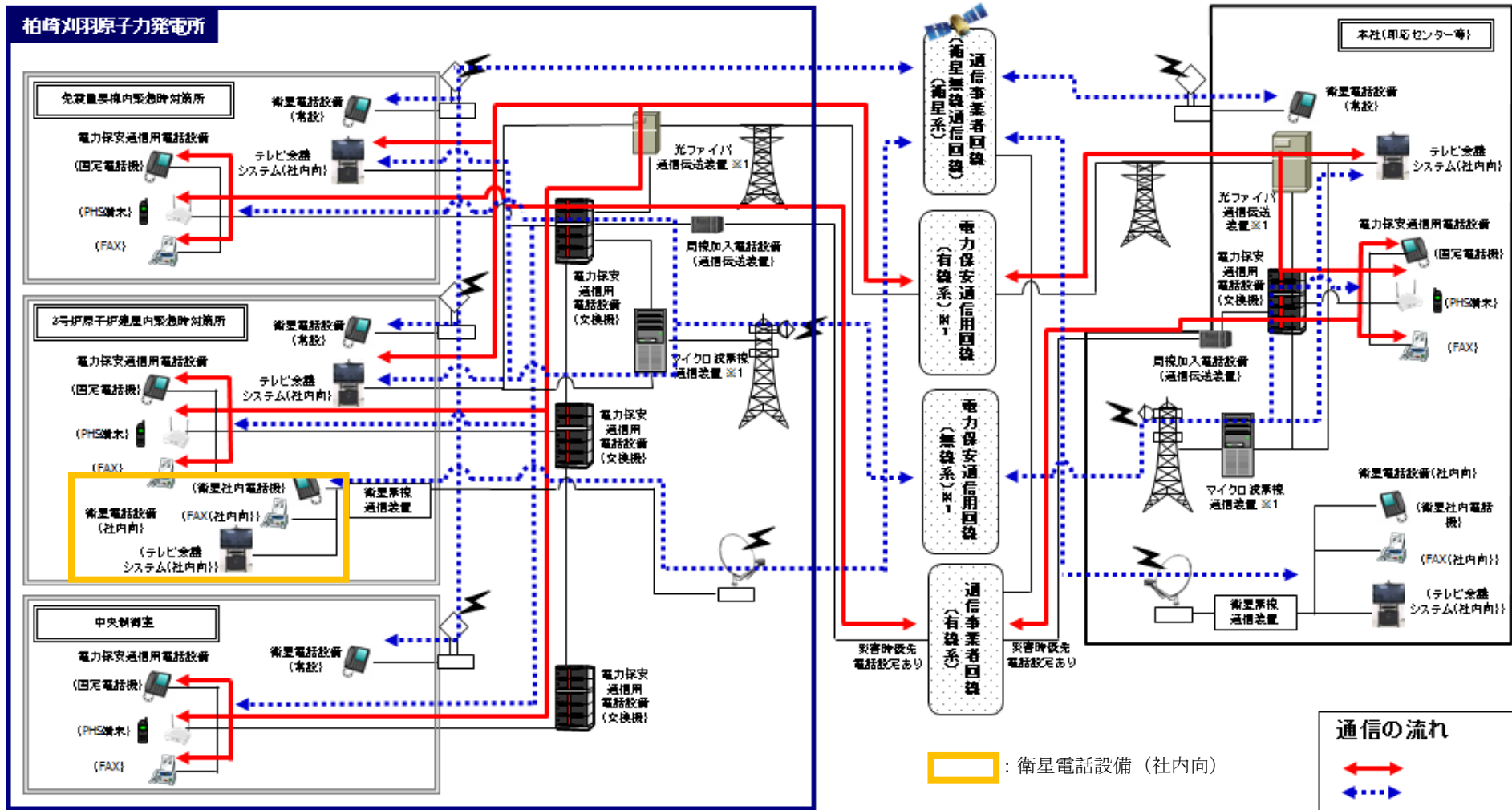


図 62-9-1 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所における衛星電話設備 (社内用)