

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	D B施設と同じ系統構成	A d	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	—		—		
	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	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施設と同仕様の遮蔽能力で設計)	B	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の遮蔽能力で設計)	B	
		関連資料	—		—		
	第2項	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	共通要因故障防止	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a	防止設備-対象(代替対象D B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
			サポート系故障防止	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		—			

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 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	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	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
		故障 防 止	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

※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

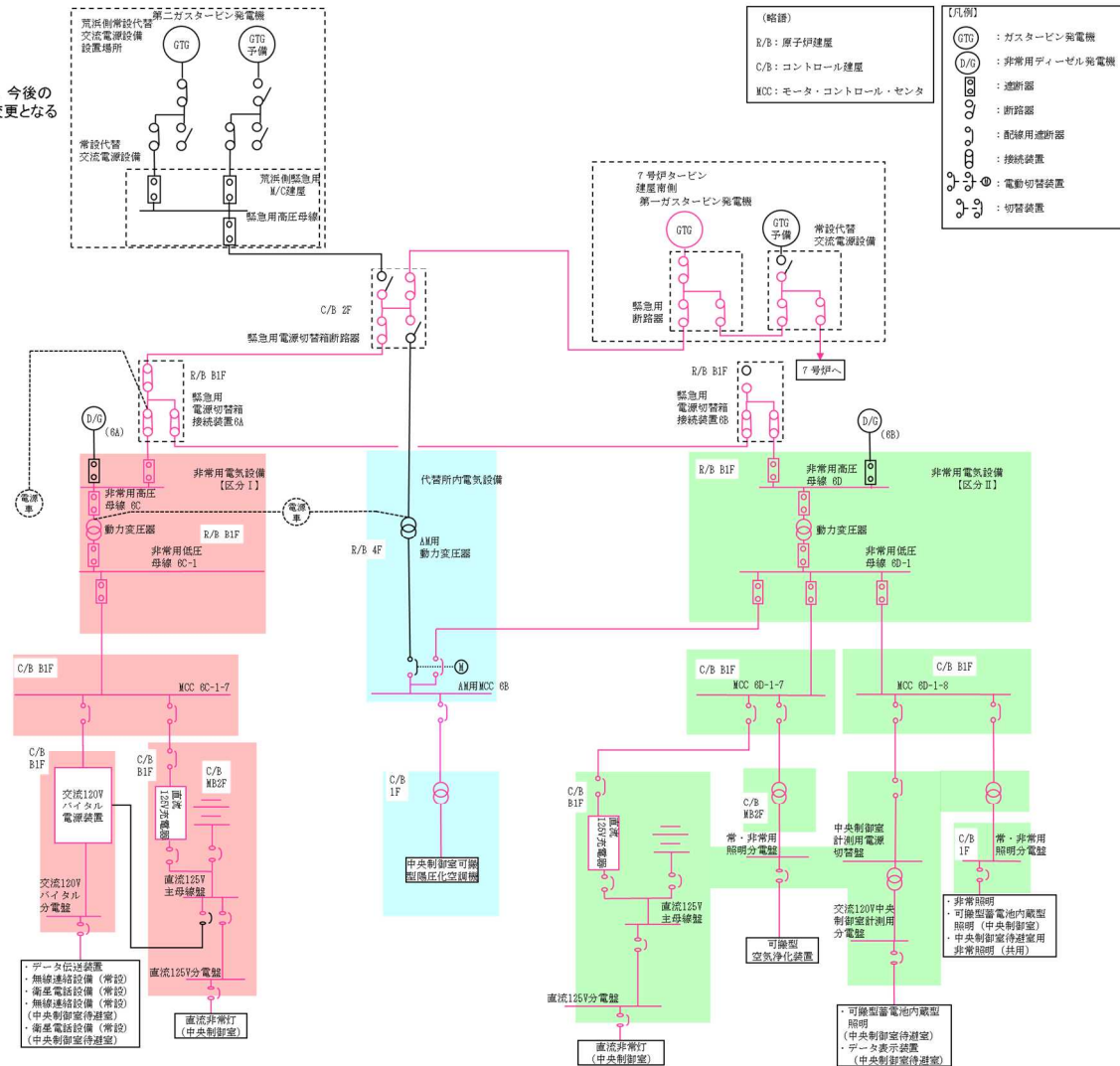


図 59-2-1 6号炉常設代替交流電源設備系統図 (ガスタービン発電機～緊急用 M/C～中央制御室)

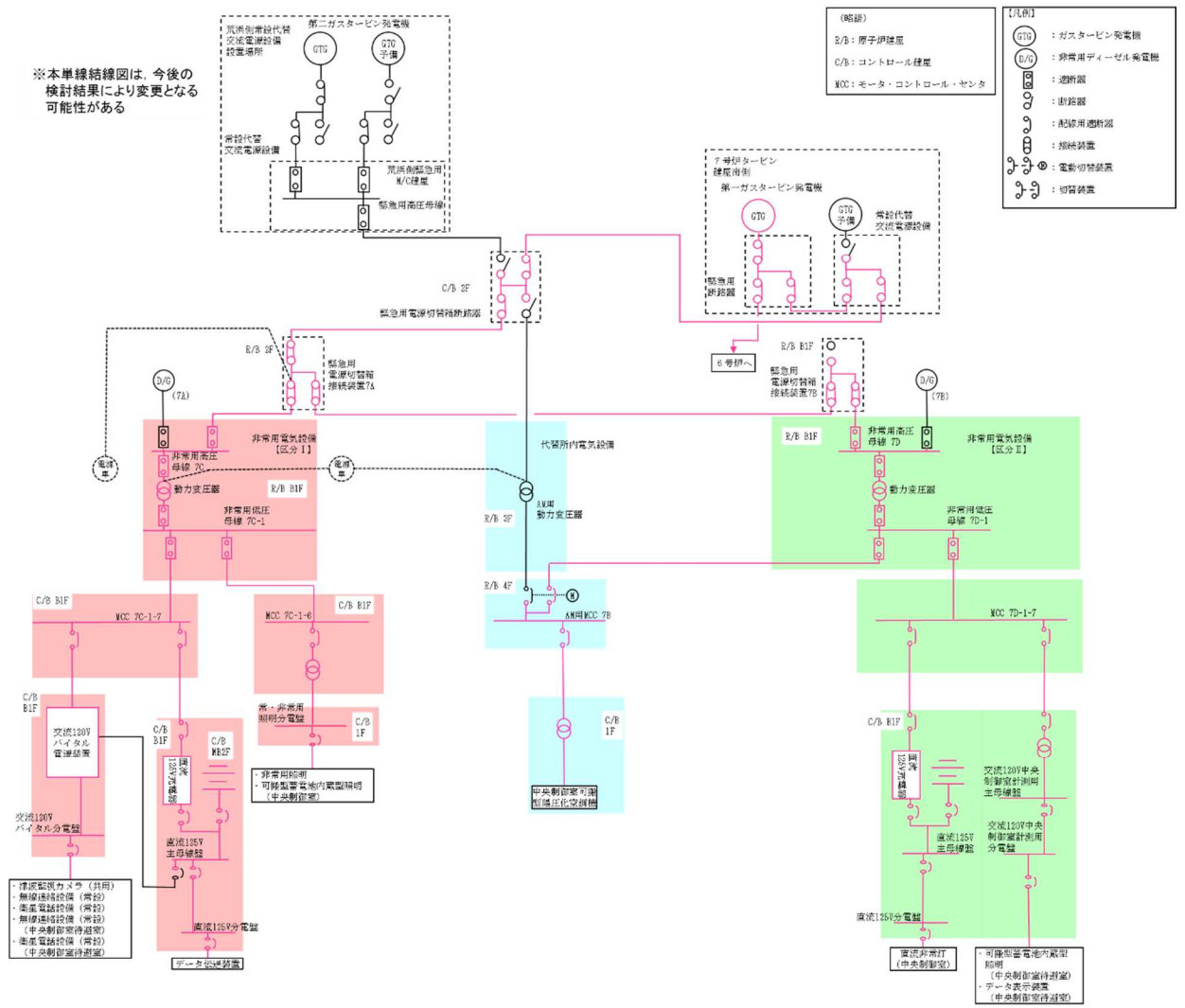


図 59-2-2 7号炉常設代替交流電源設備系統図（ガスタービン発電機～緊急用 M/C～中央制御室）

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

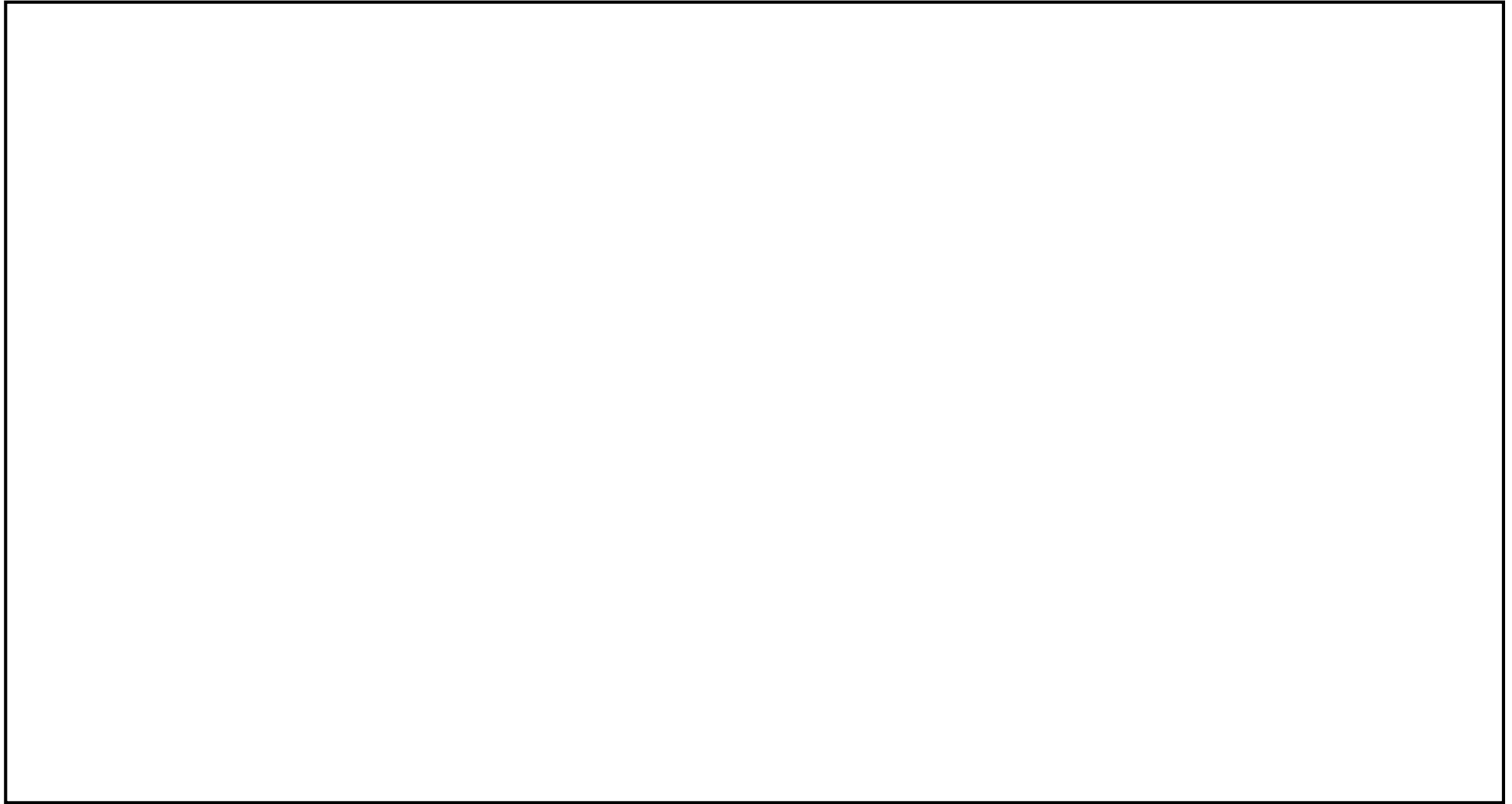


図 59-3-1 中央制御室 可搬型蓄電池内蔵照明 配置図 (使用時)



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 (使用時)

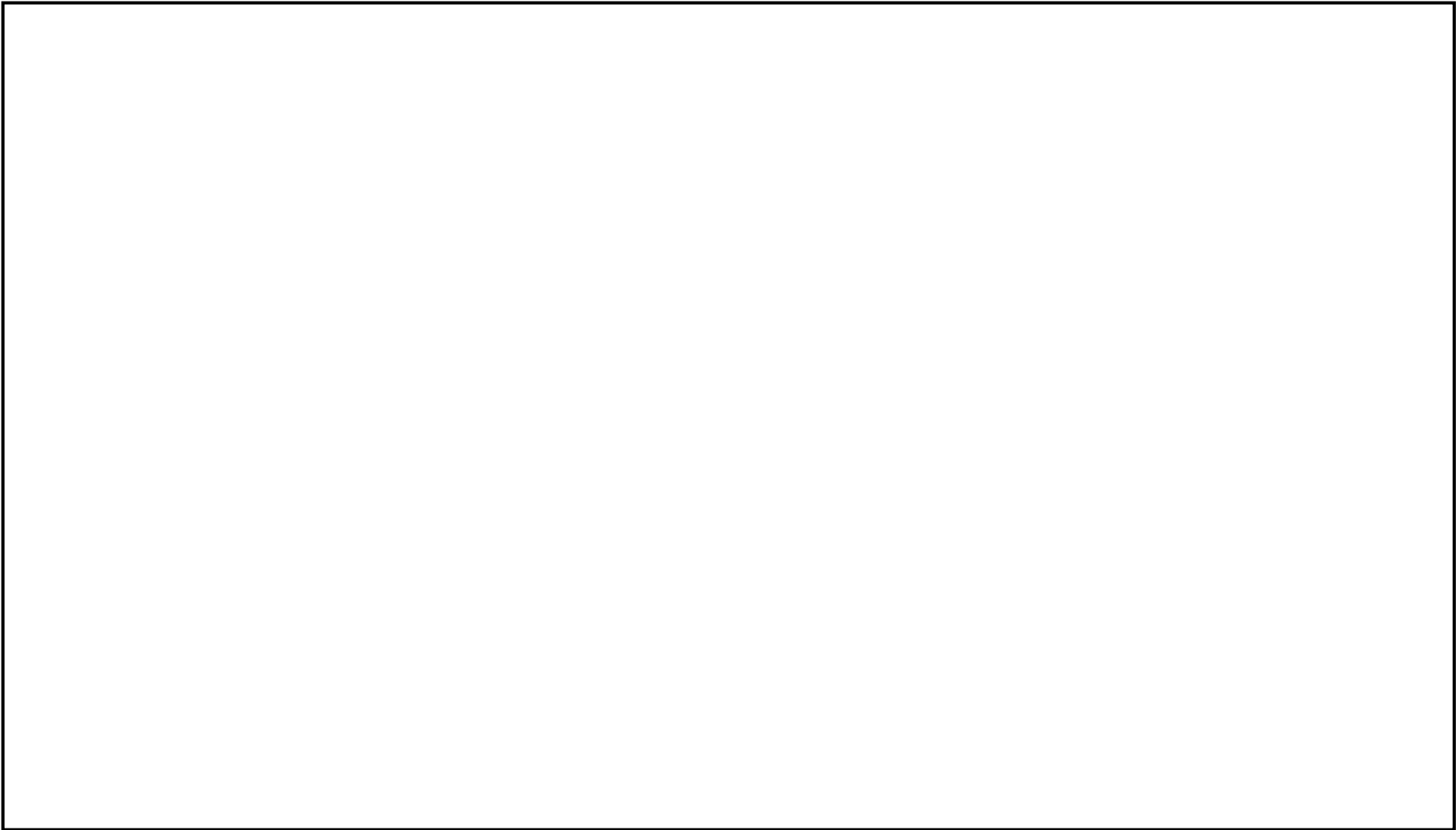


図 59-3-3 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ 配置図
(コントロール建屋地上1階及び2階)

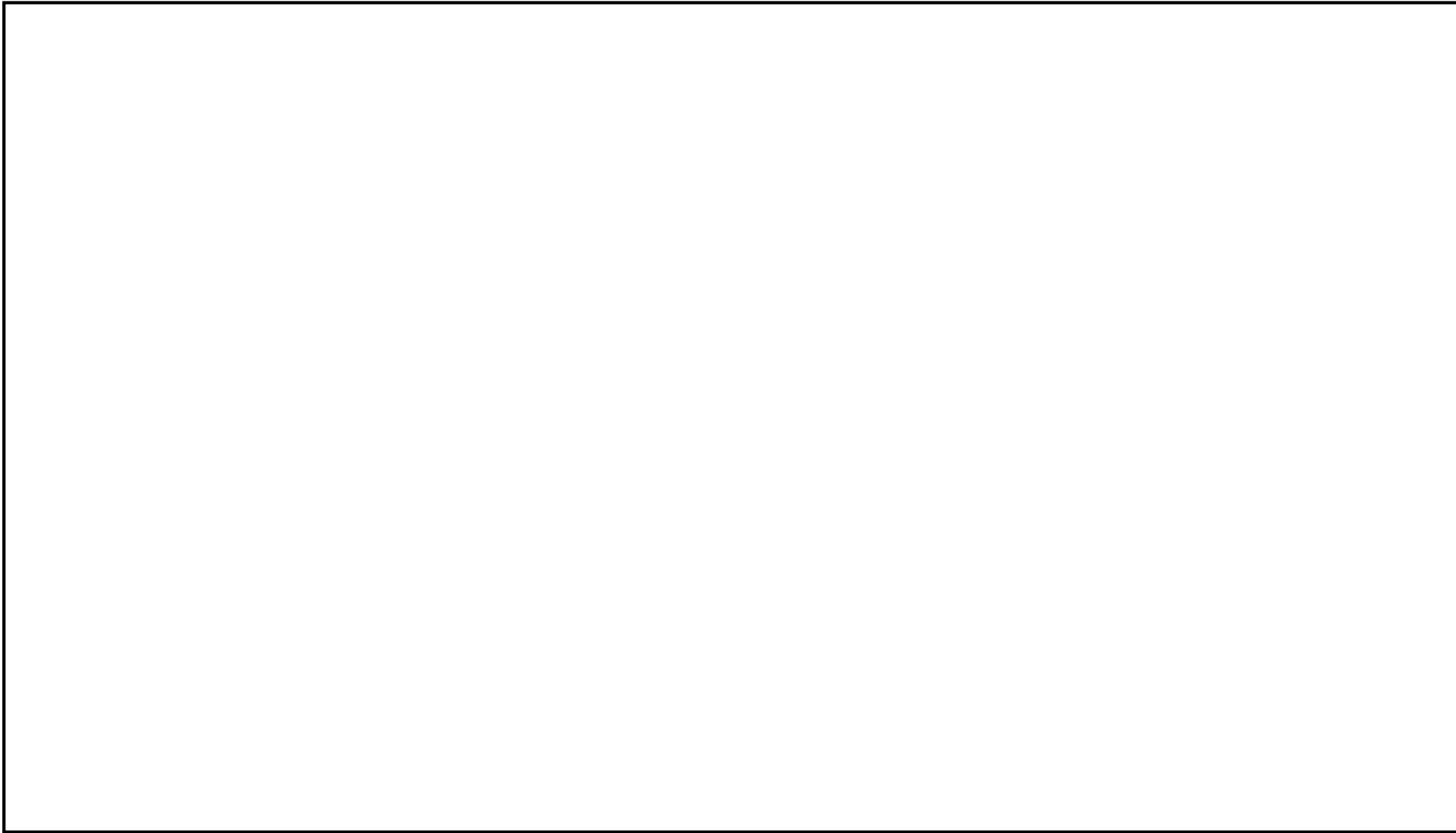


図 59-3-4 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図 (7号炉)
(コントロール建屋地上2階)

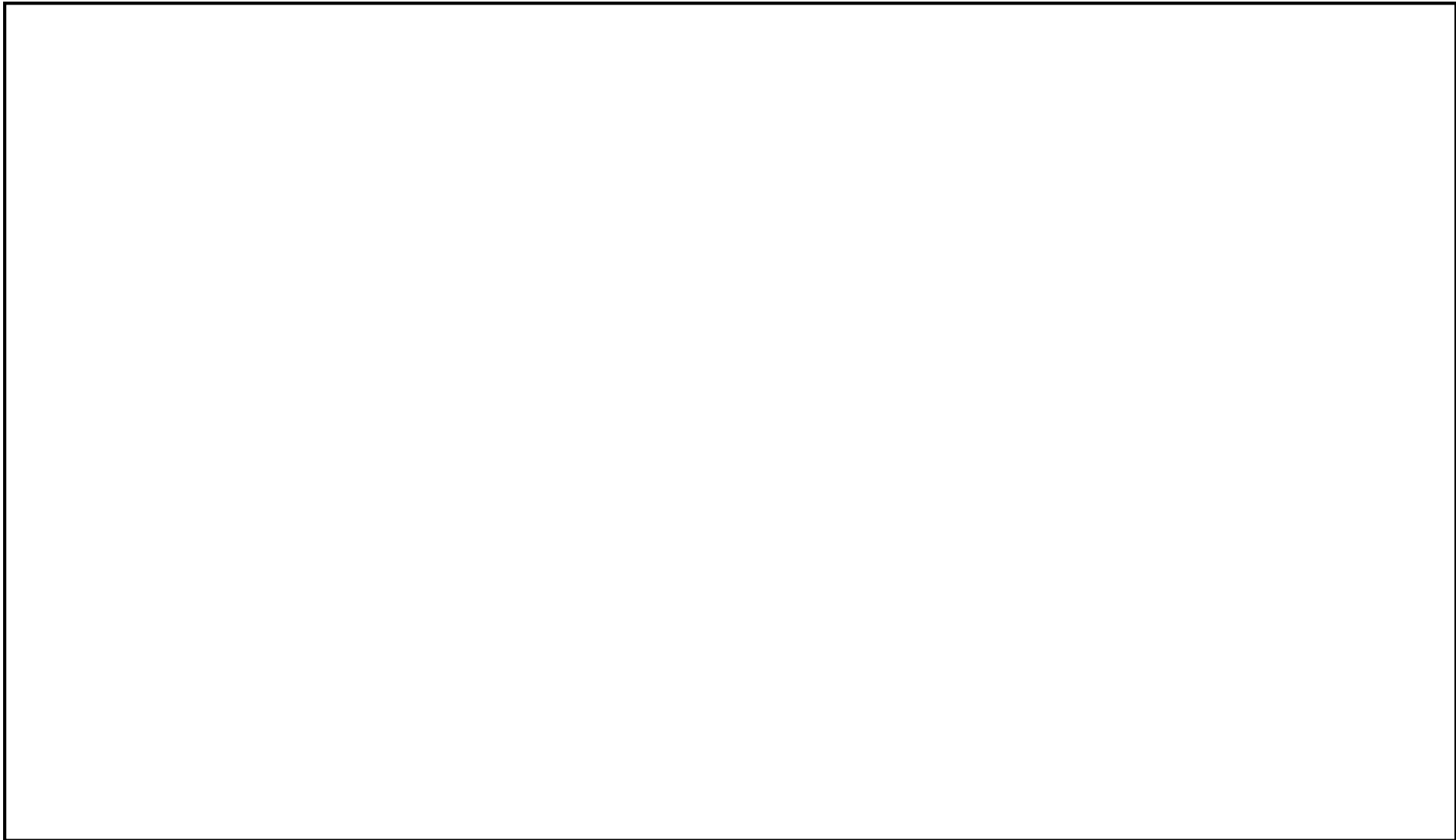


図 59-3-5 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図 (6号炉)
(コントロール建屋地上2階)

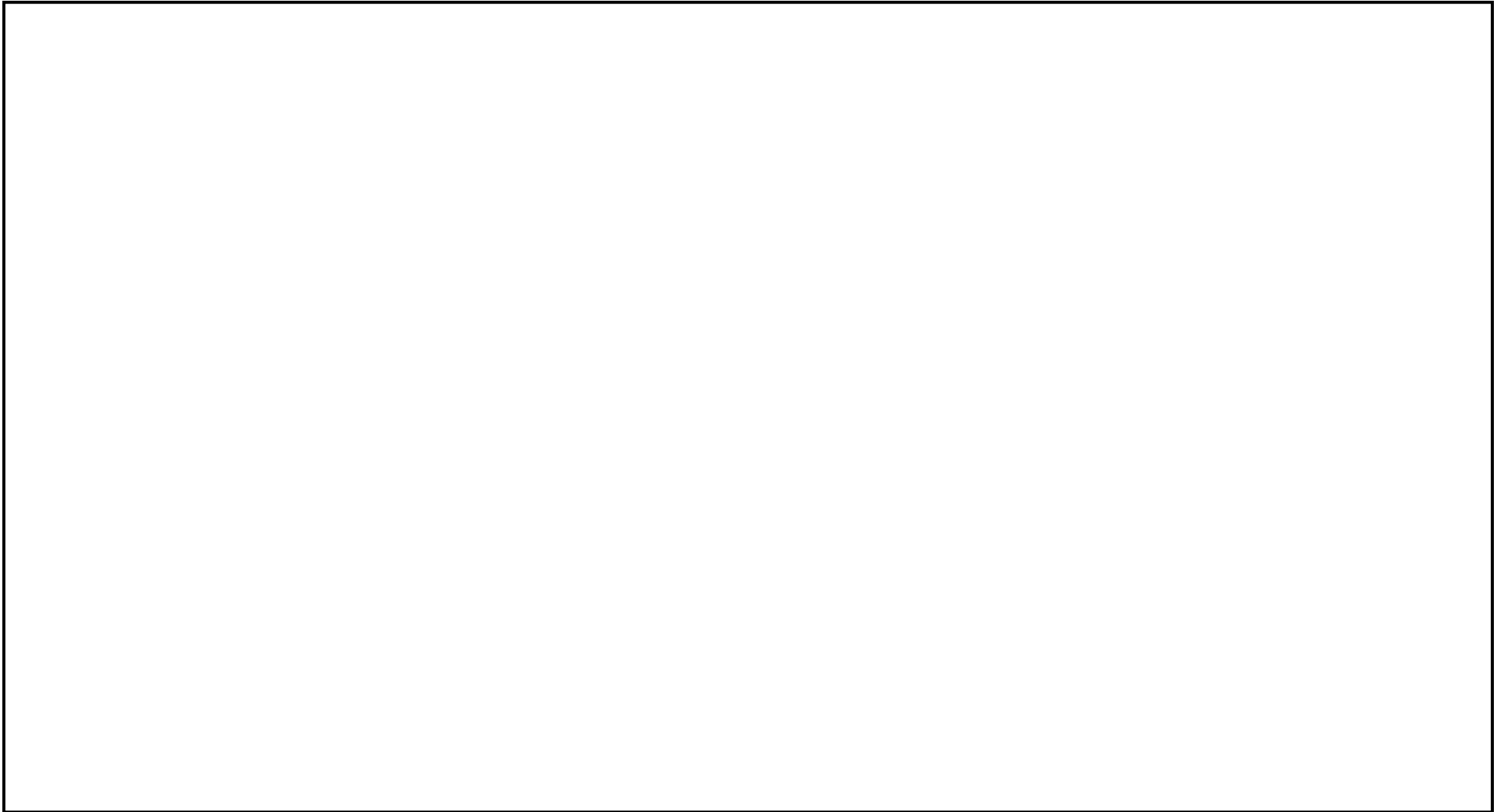


図 59-3-6 中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図
(コントロール建屋地上1階及び2階)

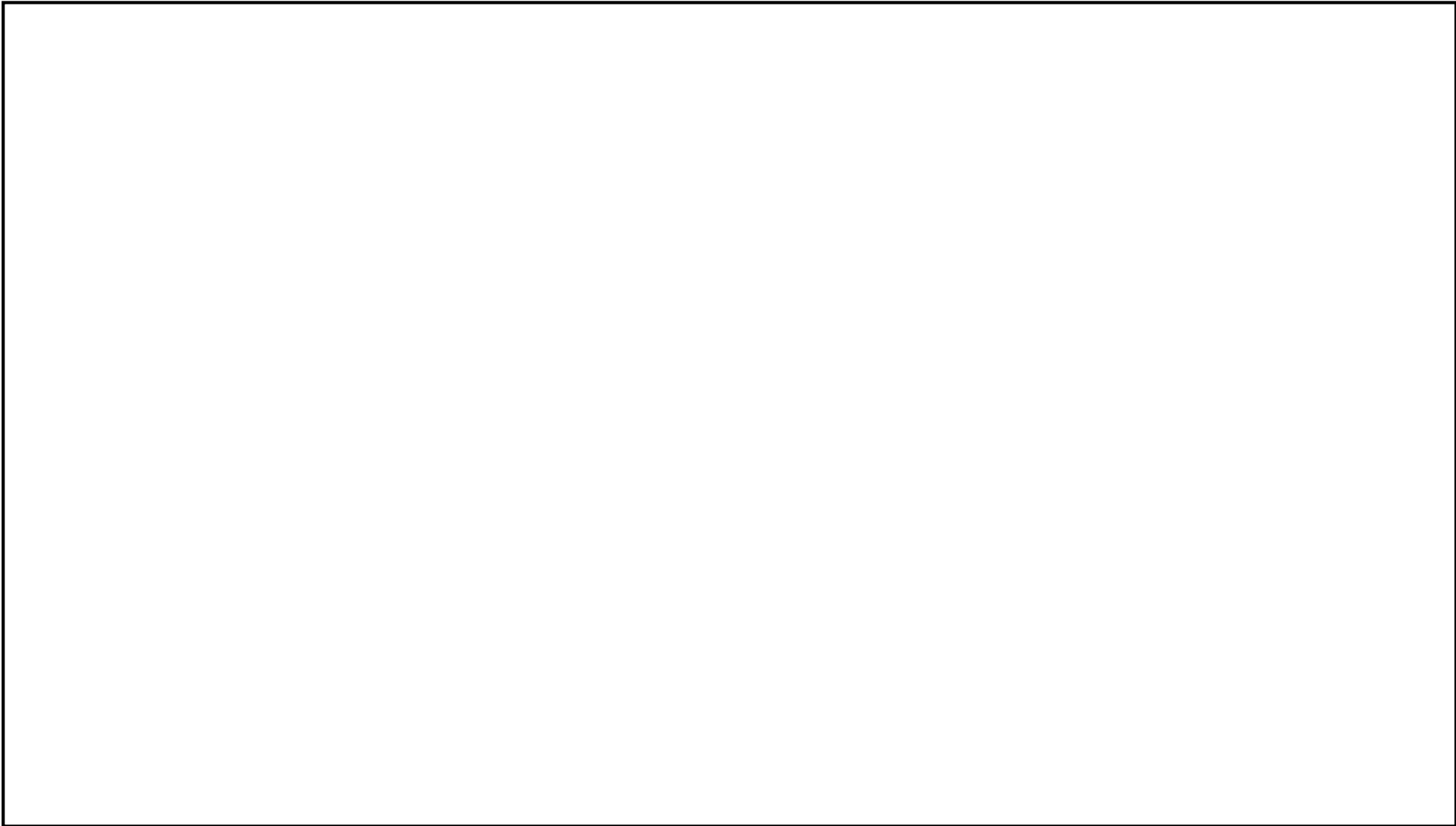


図 59-3-7 中央制御室待避室 空気ポンベ陽圧化装置 配置図
(コントロール建屋地上 1 階)



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)

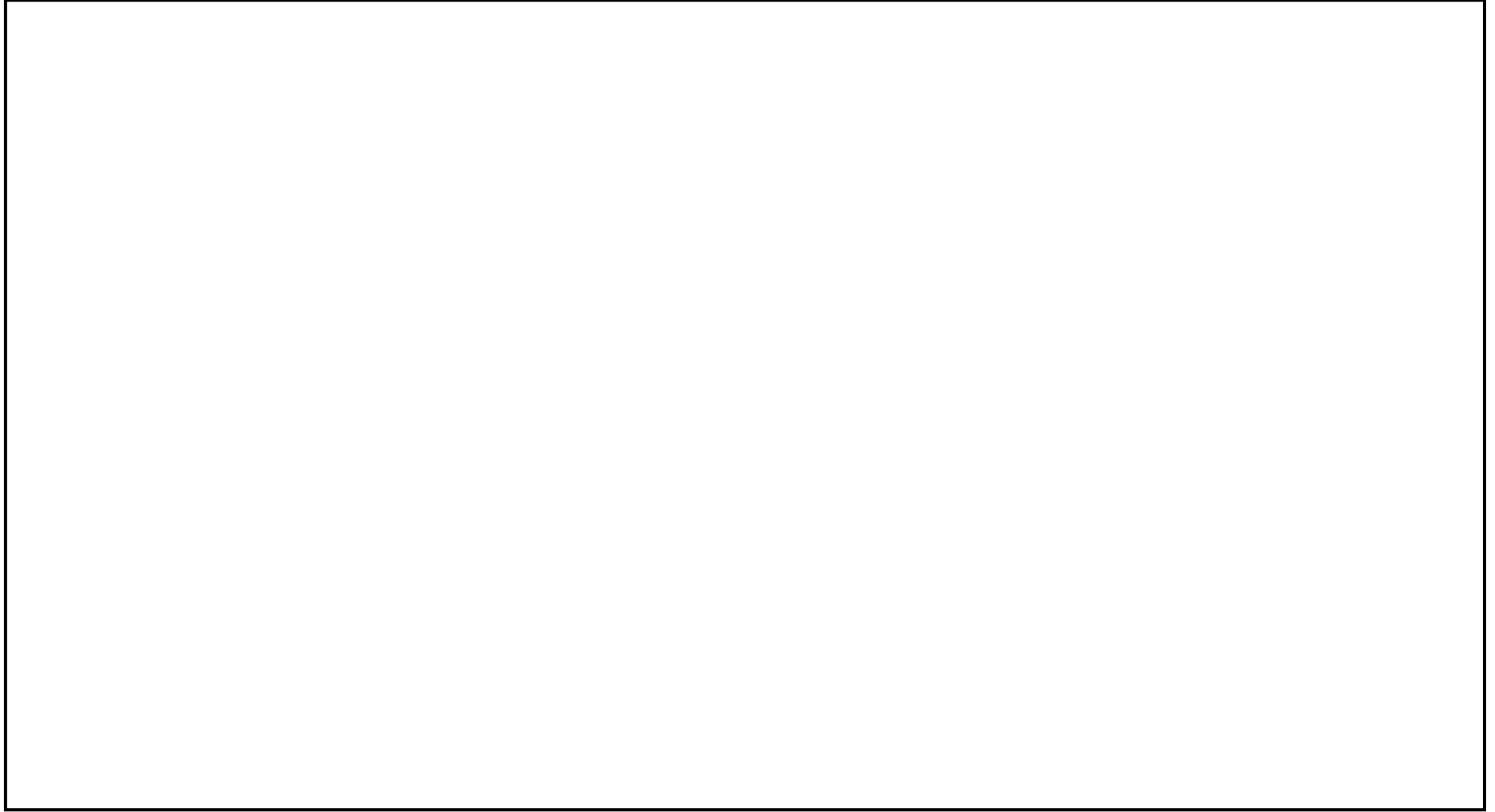


図 59-3-9 中央制御室待避室遮蔽 配置図

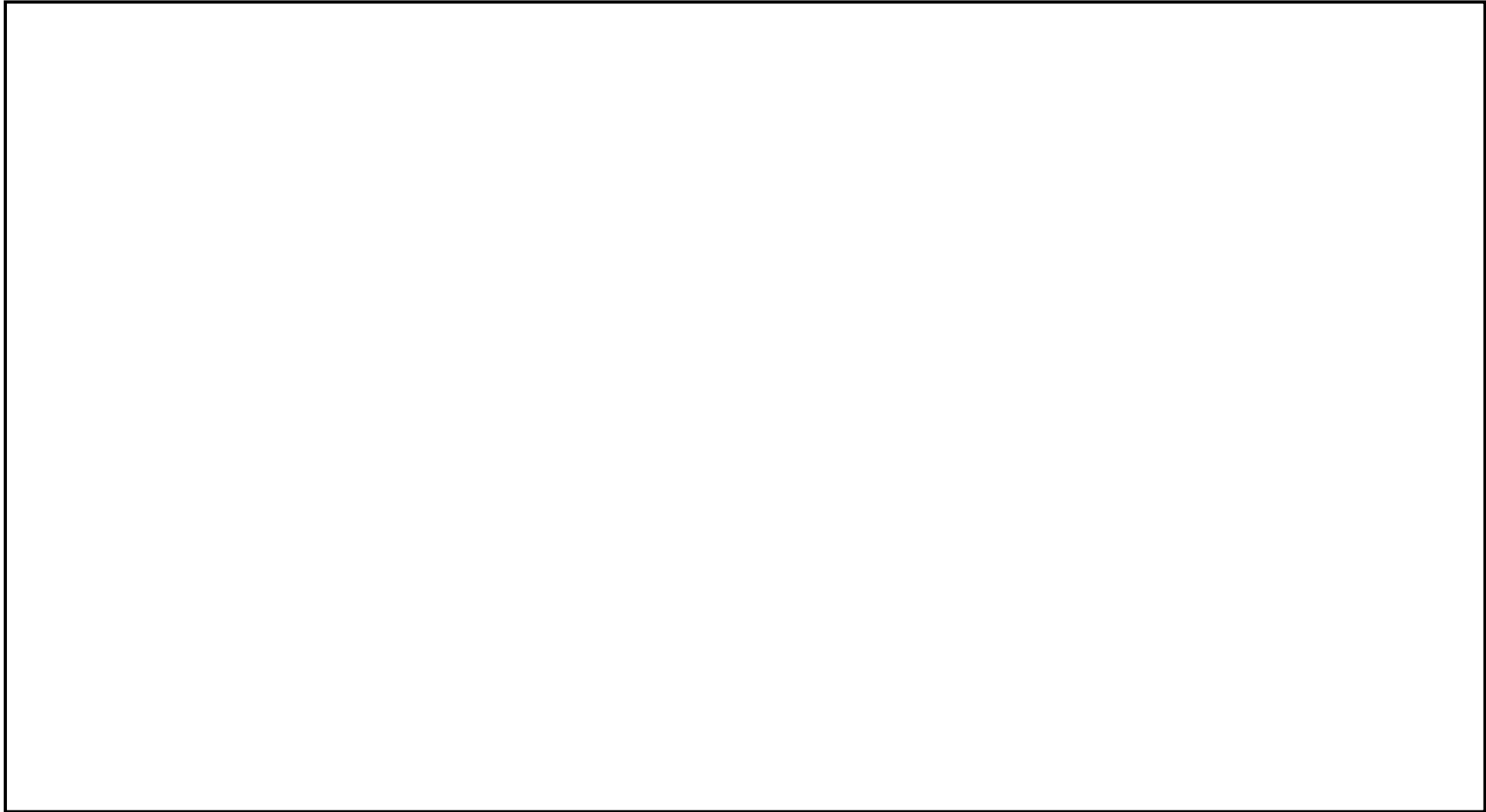


図 59-3-10 無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室） 配置図
（コントロール建屋地上2階）

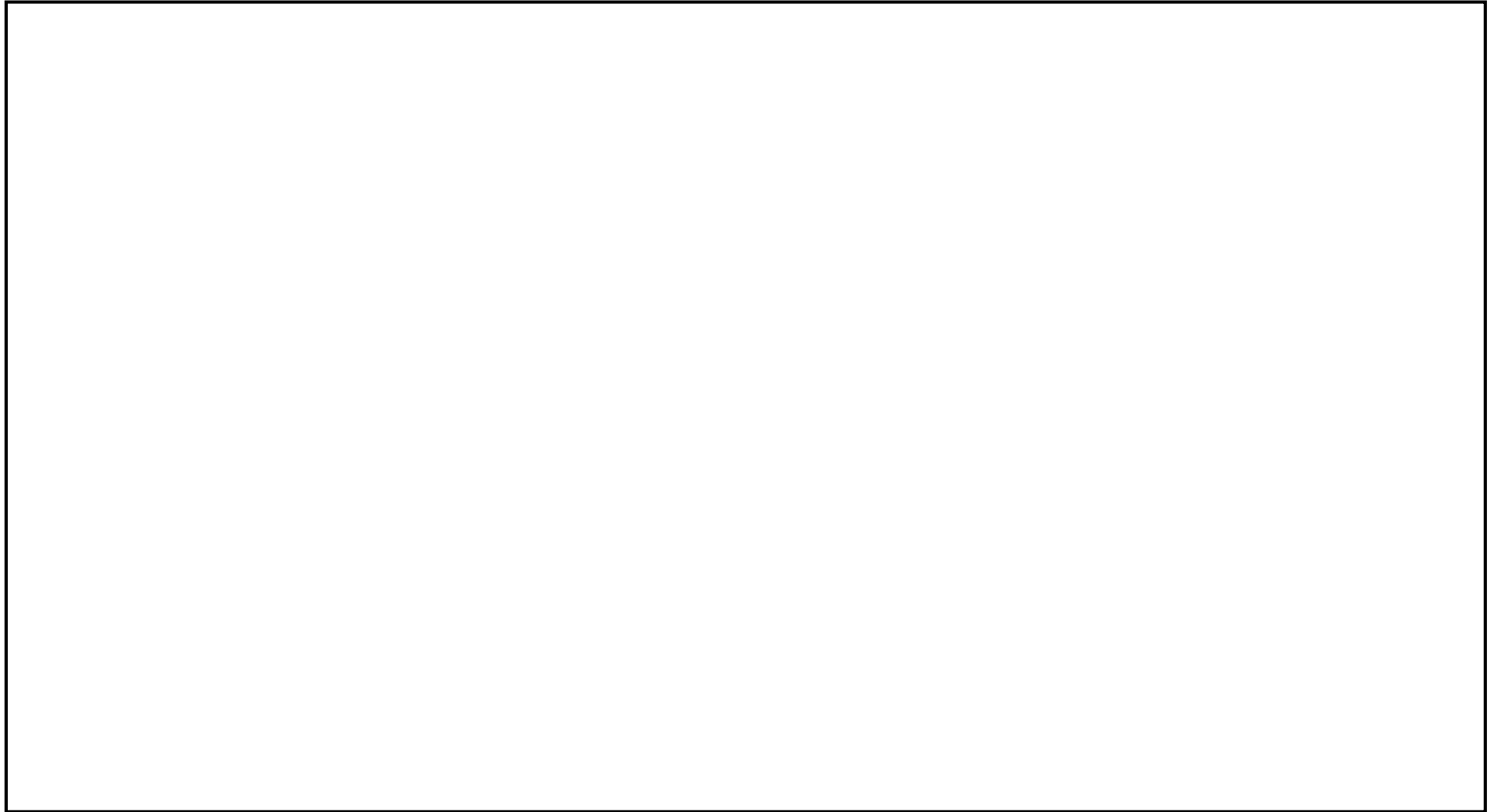


図 59-3-11 送受信器（制御装置） 配置図
（コントロール建屋地下2階）

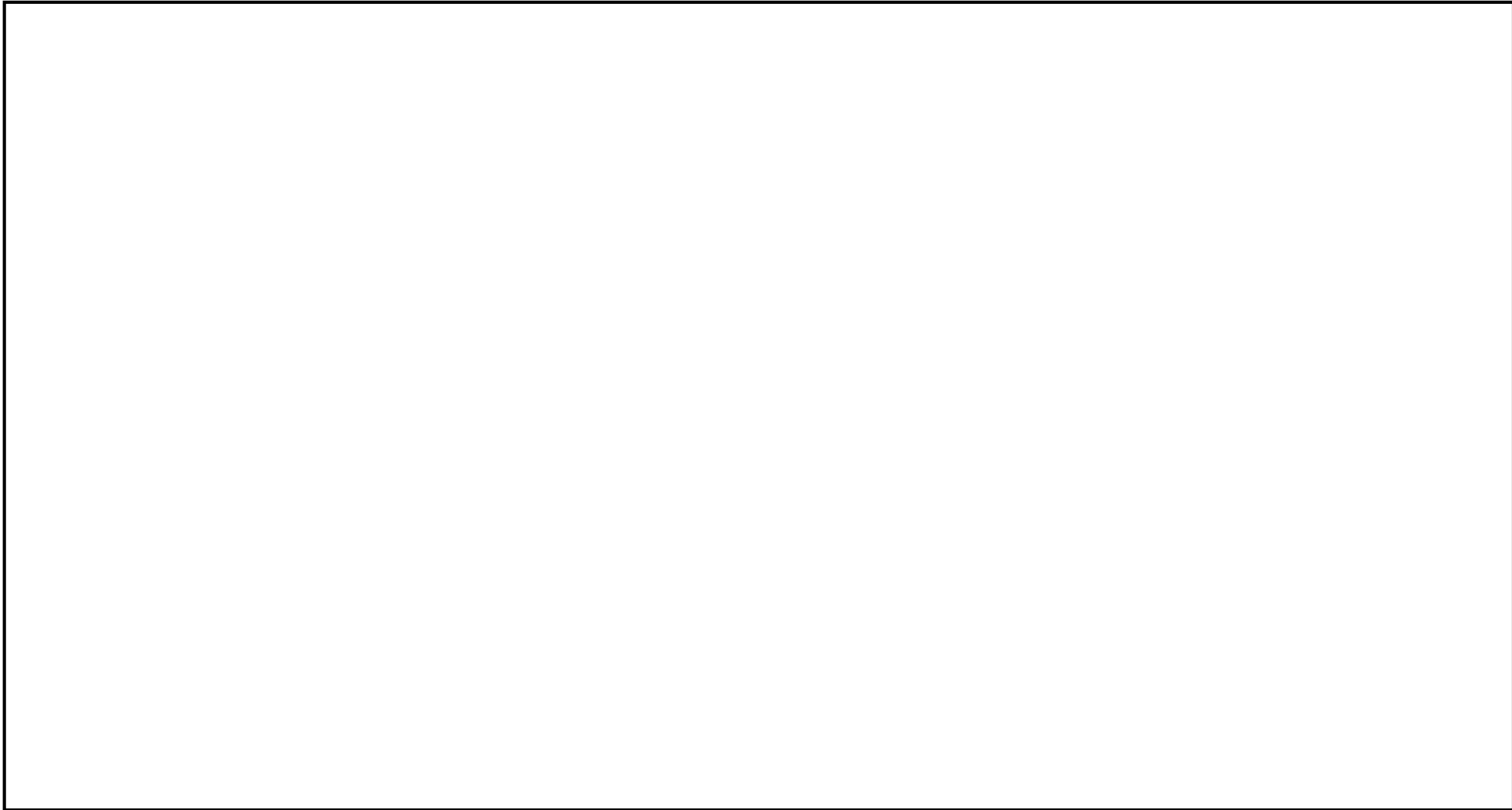


図 59-3-12 電力保安通信用電話設備（交換機） 配置図
（廃棄物処理建屋建屋地下 1 階及び地上 1 階）

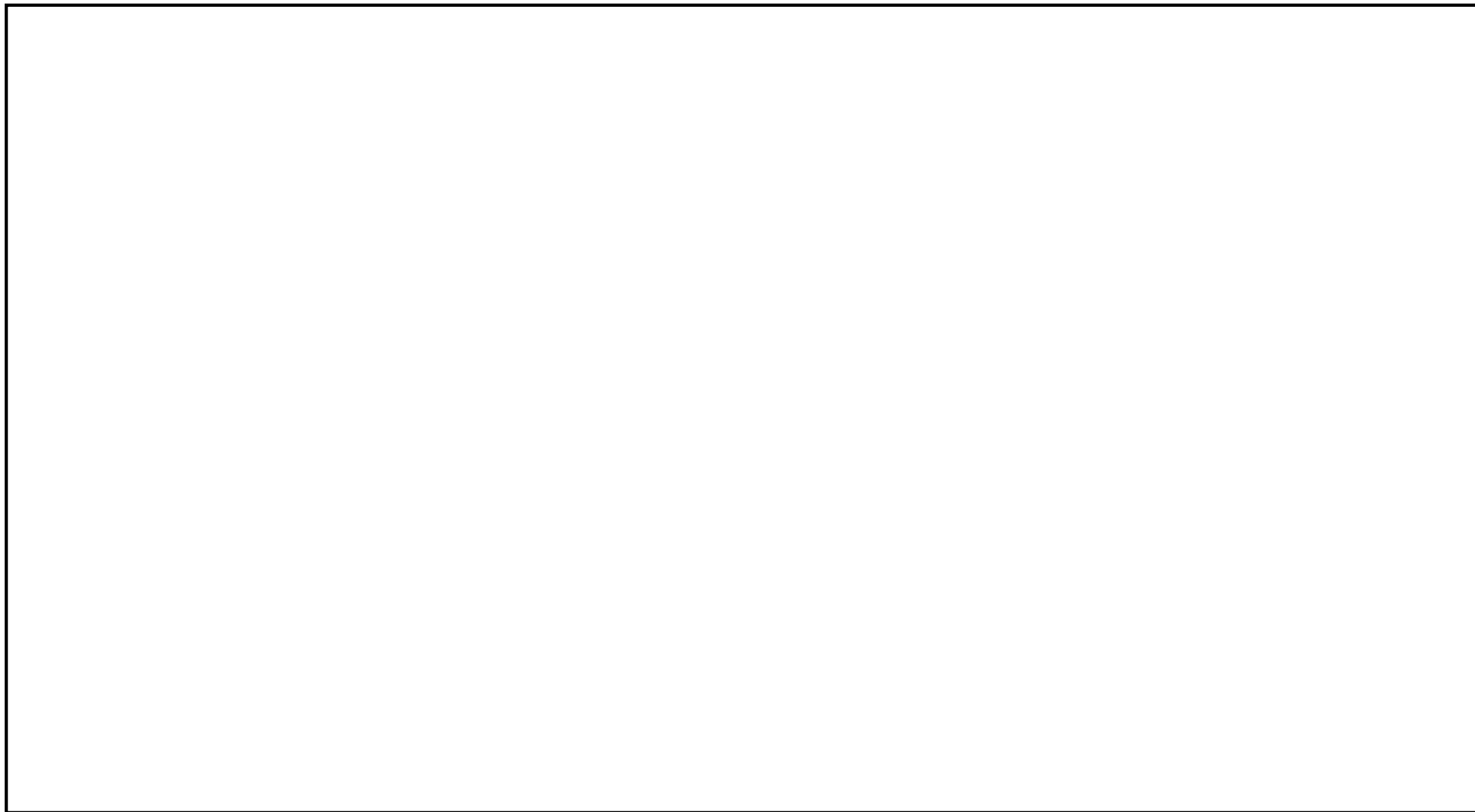


図 59-3-13 データ表示装置（待避室） 配置図
（コントロール建屋地上2階）



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。

59-4-1

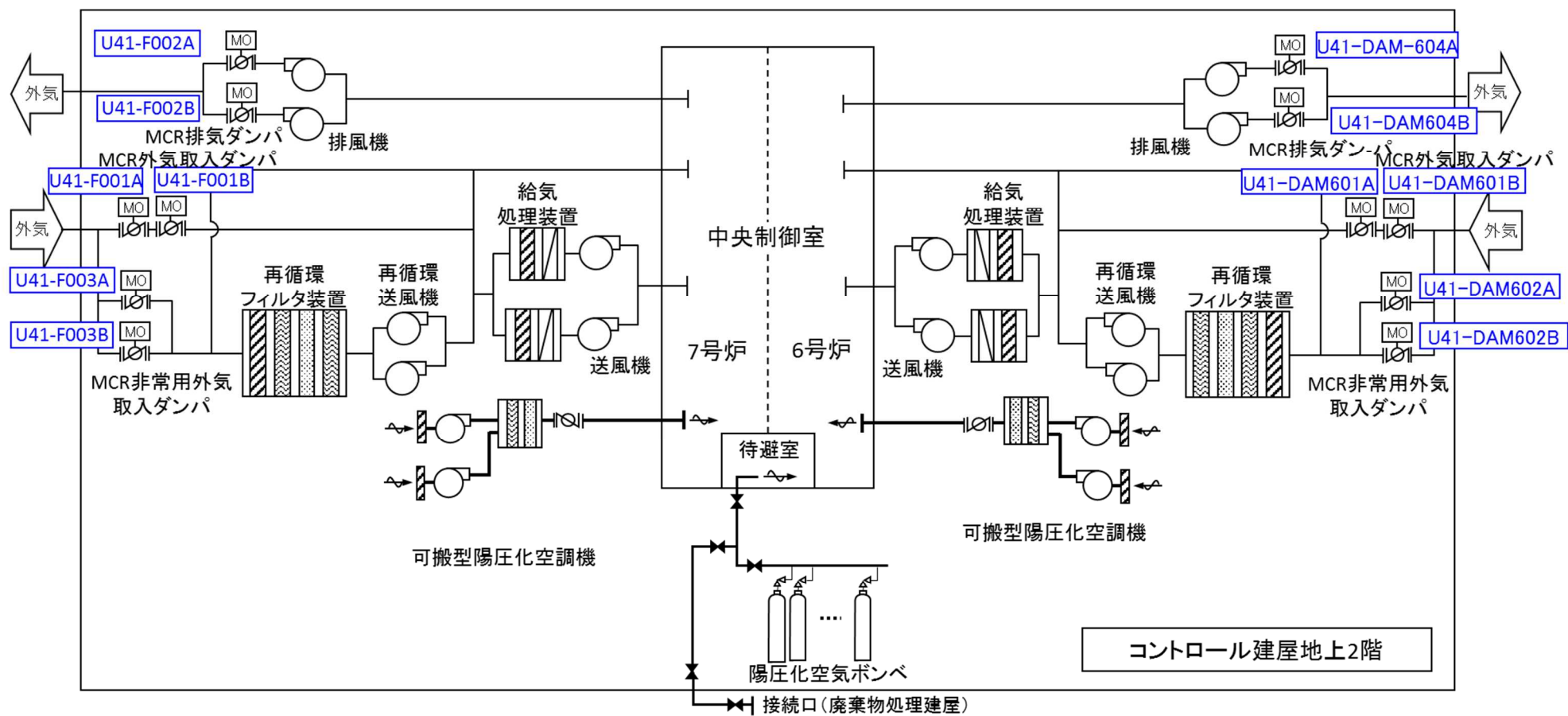


図 59-4-1 中央制御室換気空調系外気取入及び排気隔離ダンパ 系統概要図

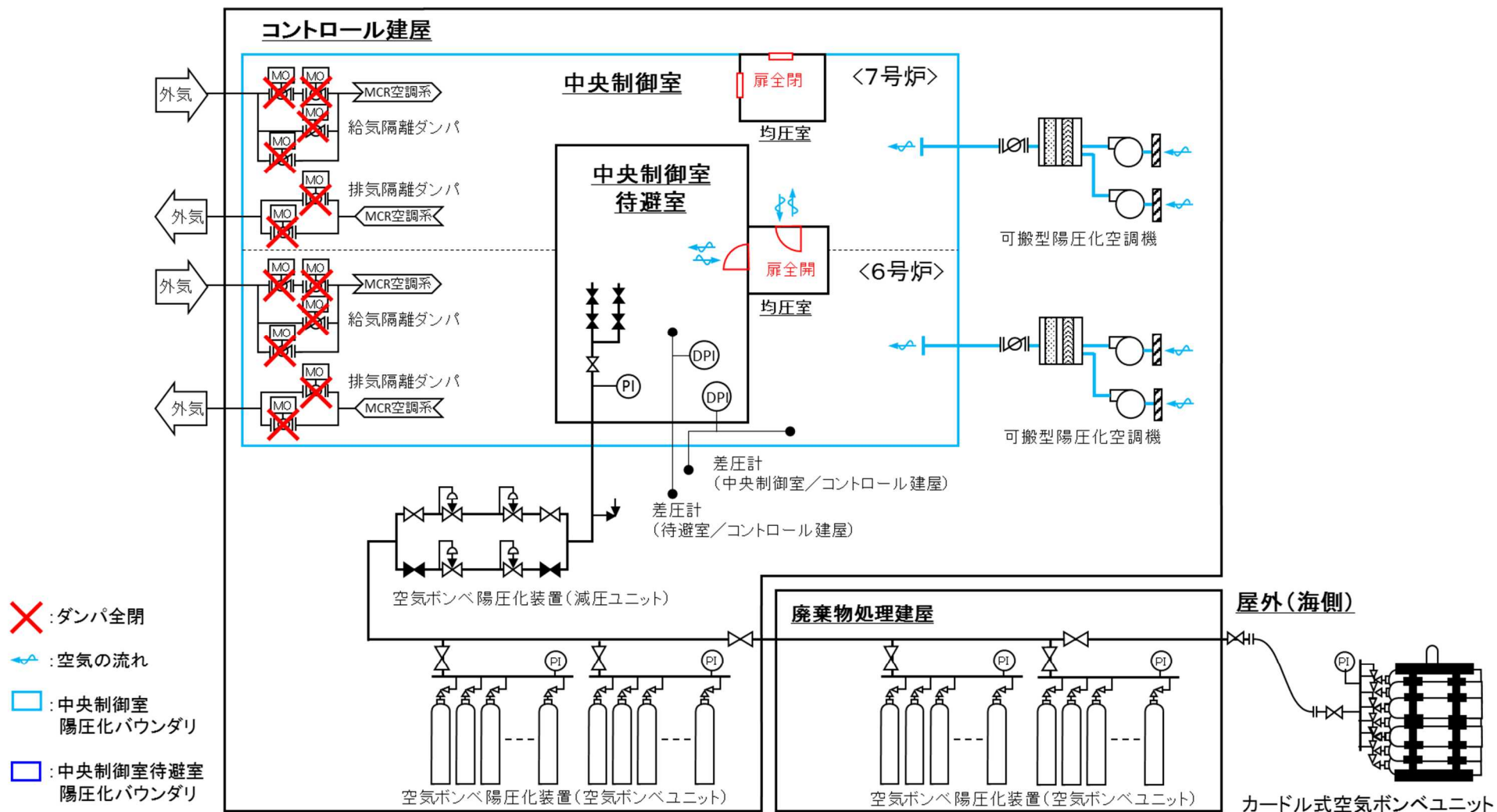


図 59-4-2 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室空気ポンベ陽圧化装置 系統概要図
(中央制御室を陽圧化時)

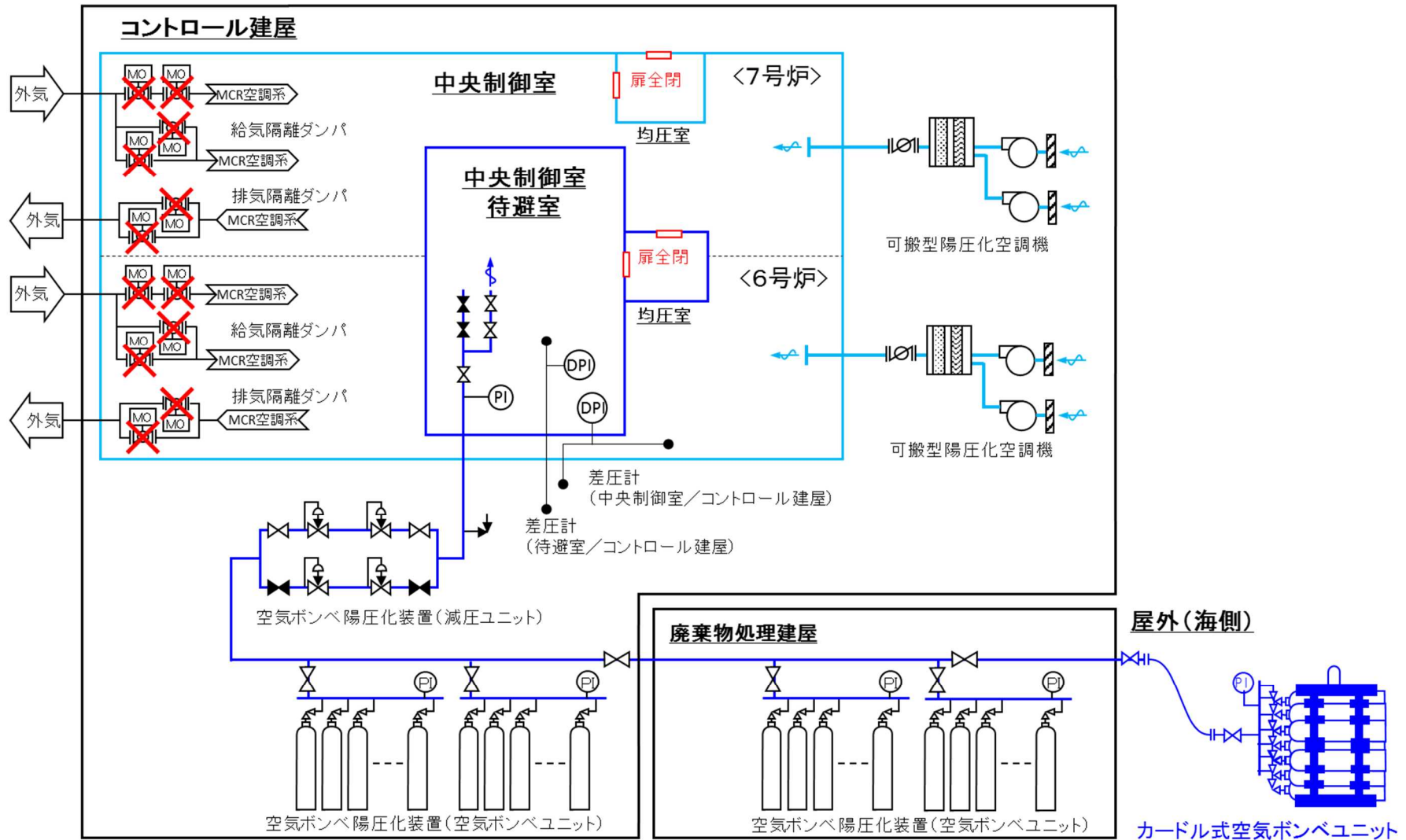


図 59-4-3 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室空気ポンベ陽圧化装置 系統概要図
(中央制御室及び中央制御室待避室を陽圧化時)

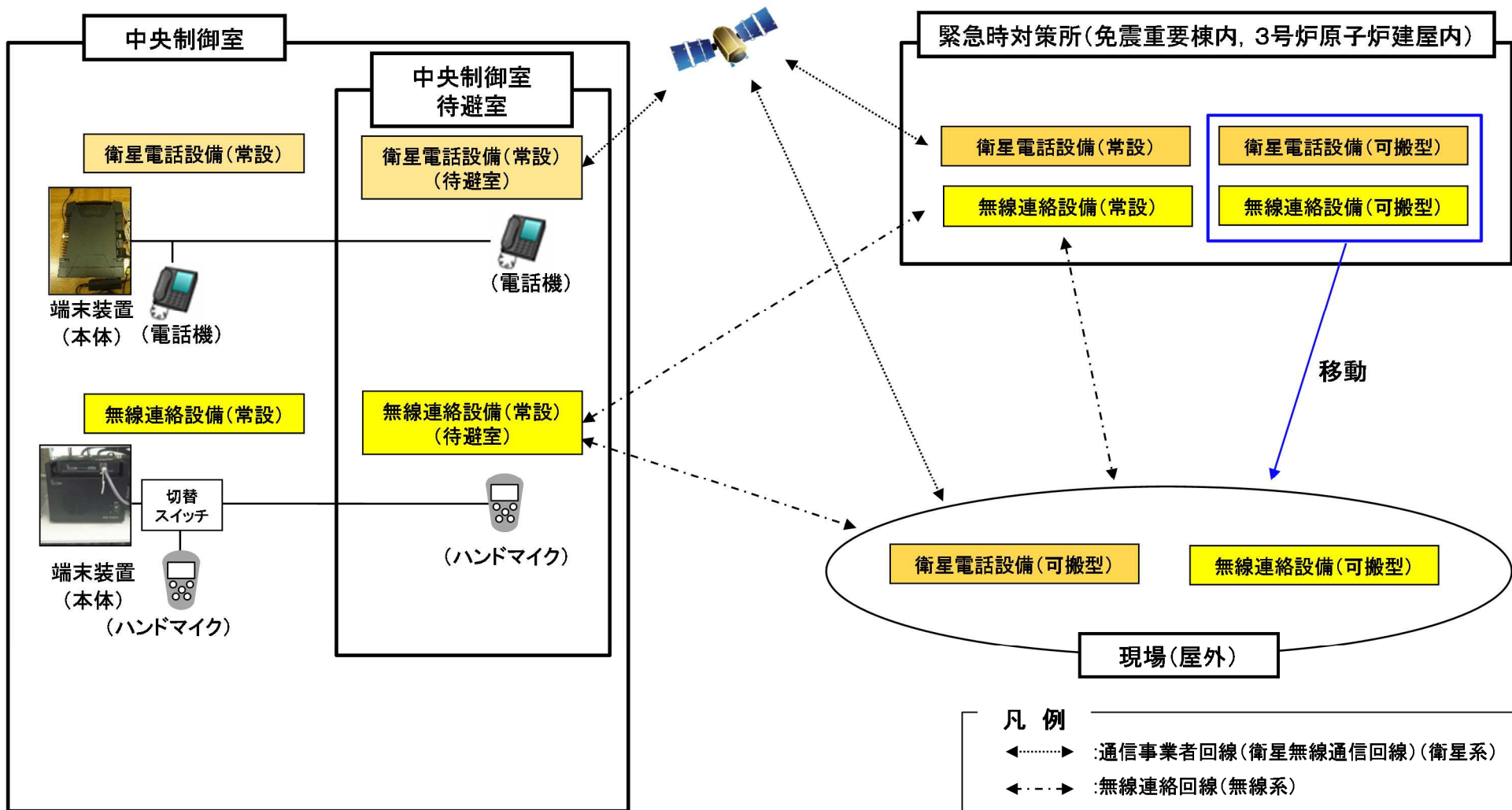
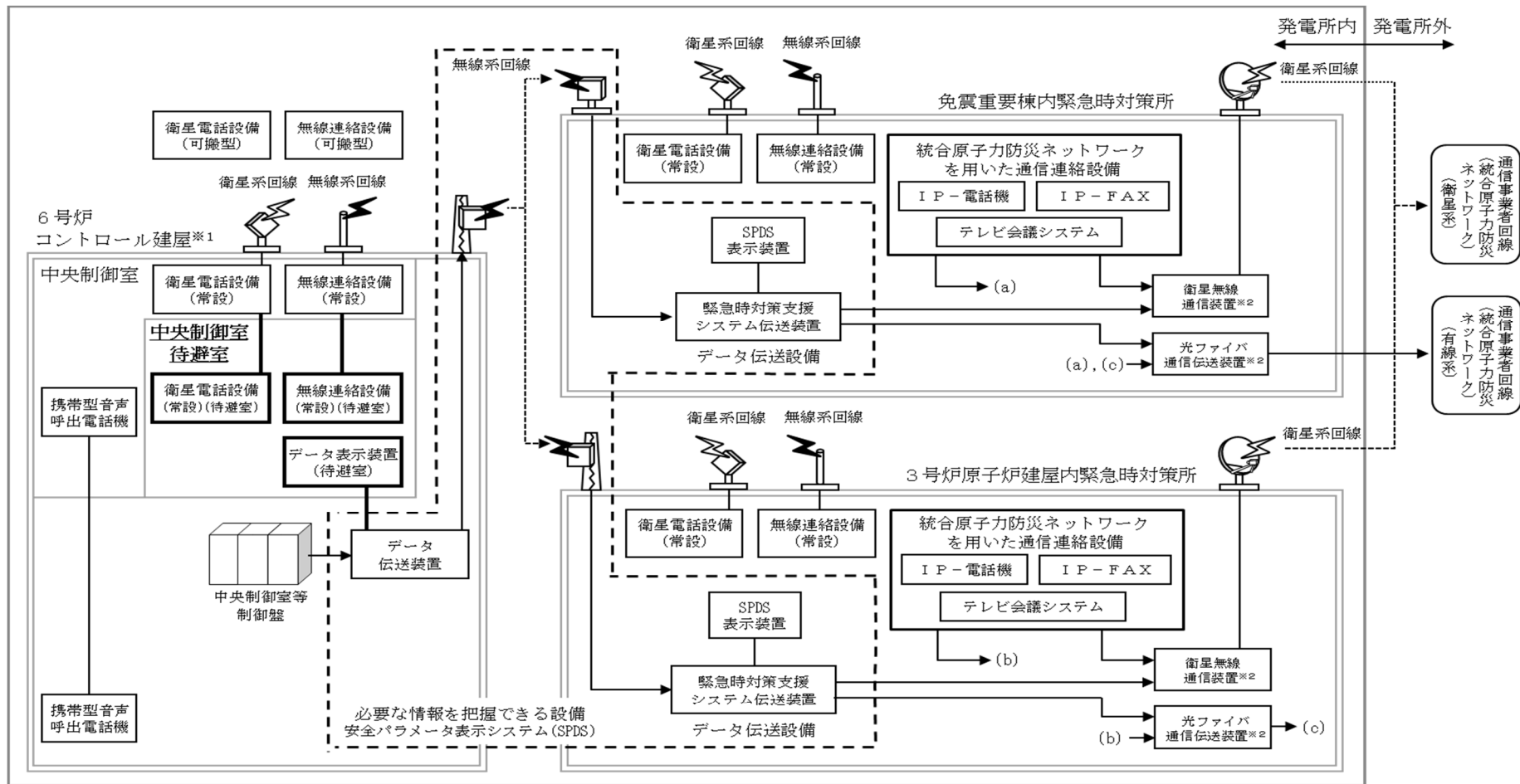


図 59-4-4 無線連絡設備(常設)(待避室)及び衛星電話設備(常設)(待避室)系統概要図



※1：7号炉も同様
 ※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から緊急時対策支援システム（ERSS）となる。

図 59-4-5 データ表示装置（待避室） 系統概要図

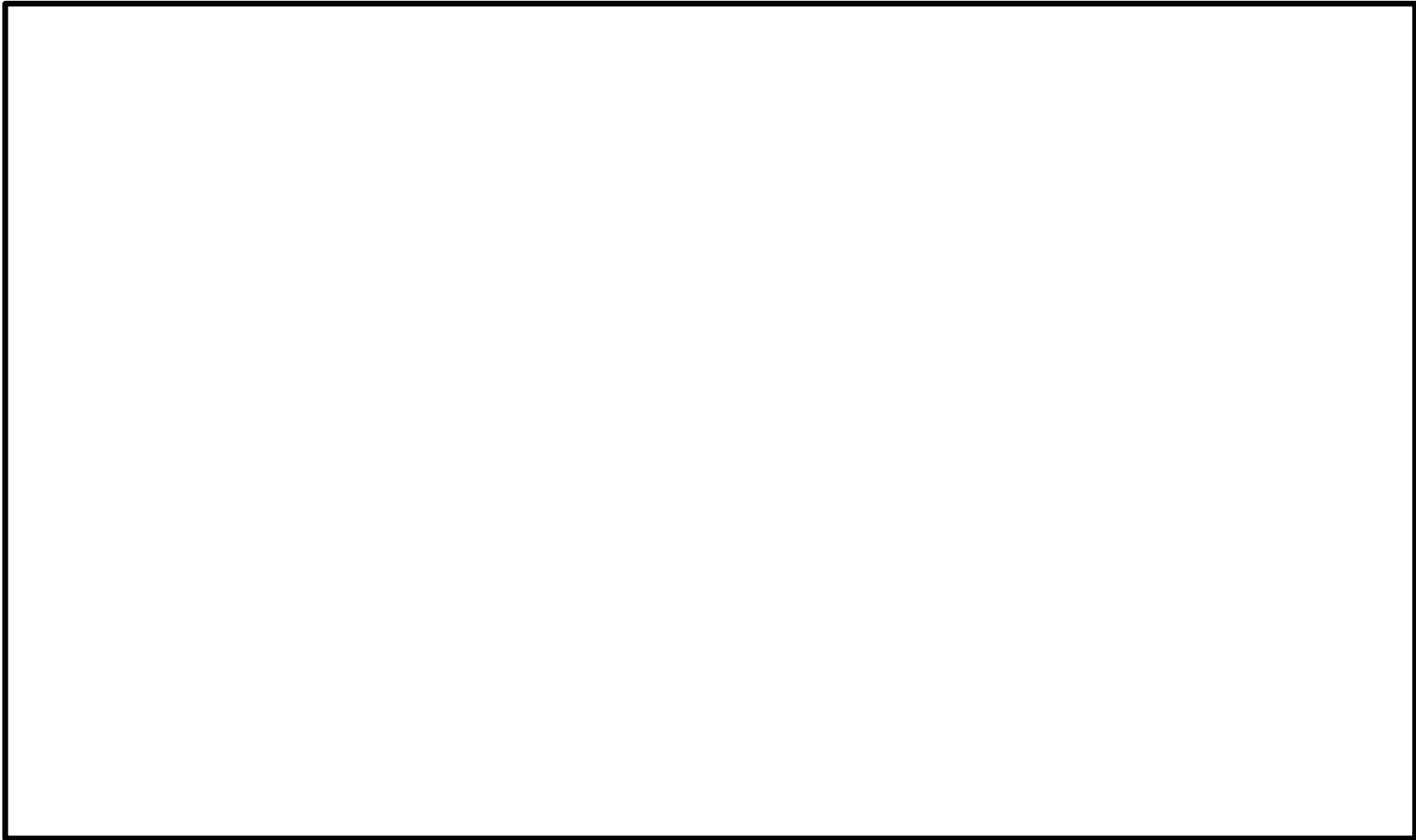


図 59-4-6 操作概要図 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）
（コントロール建屋地上2階）

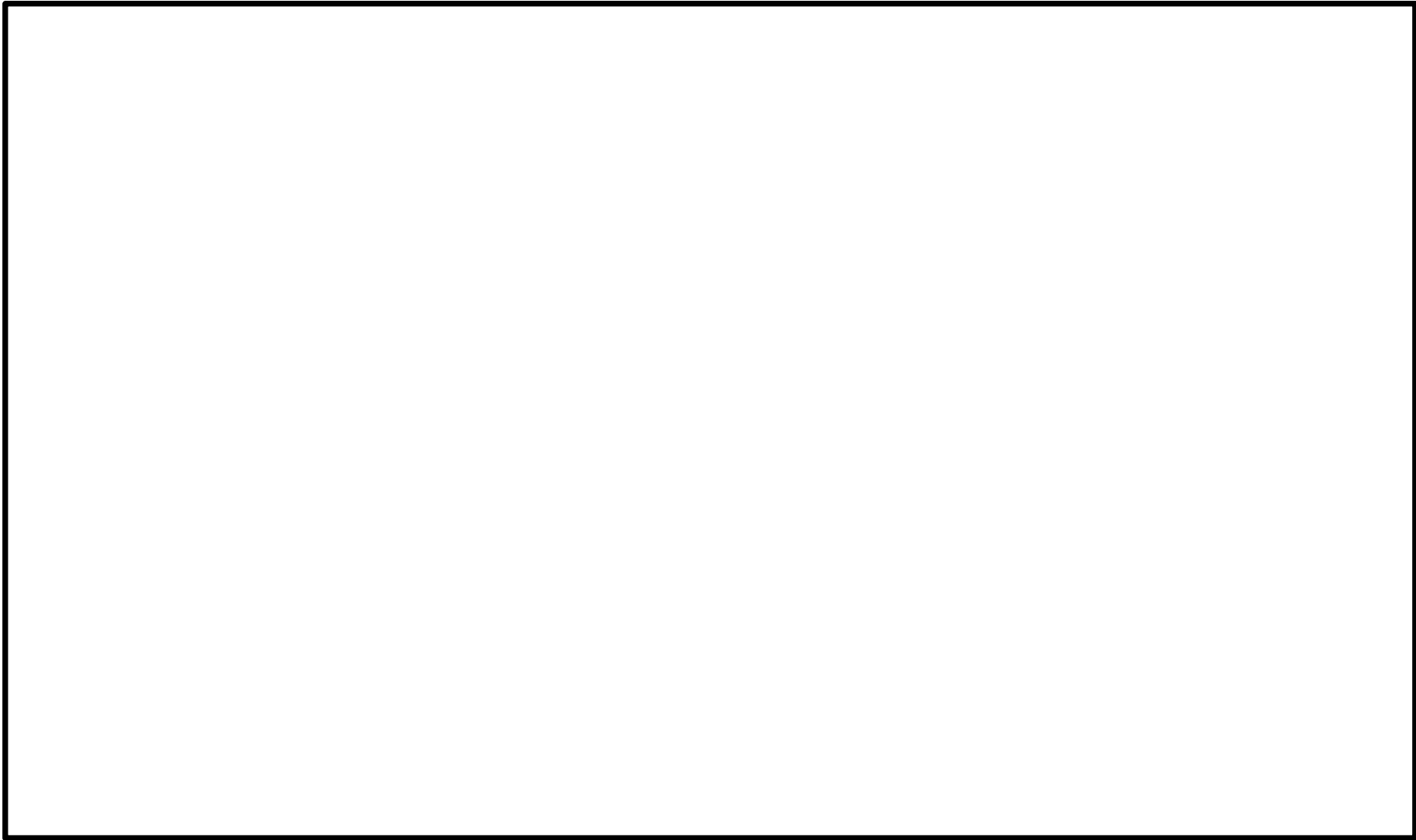


図 59-4-7 切替操作概要図 無線連絡設備（常設）（待避室）及び衛星電話設備（常設）（待避室）
（コントロール建屋地上2階）

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。

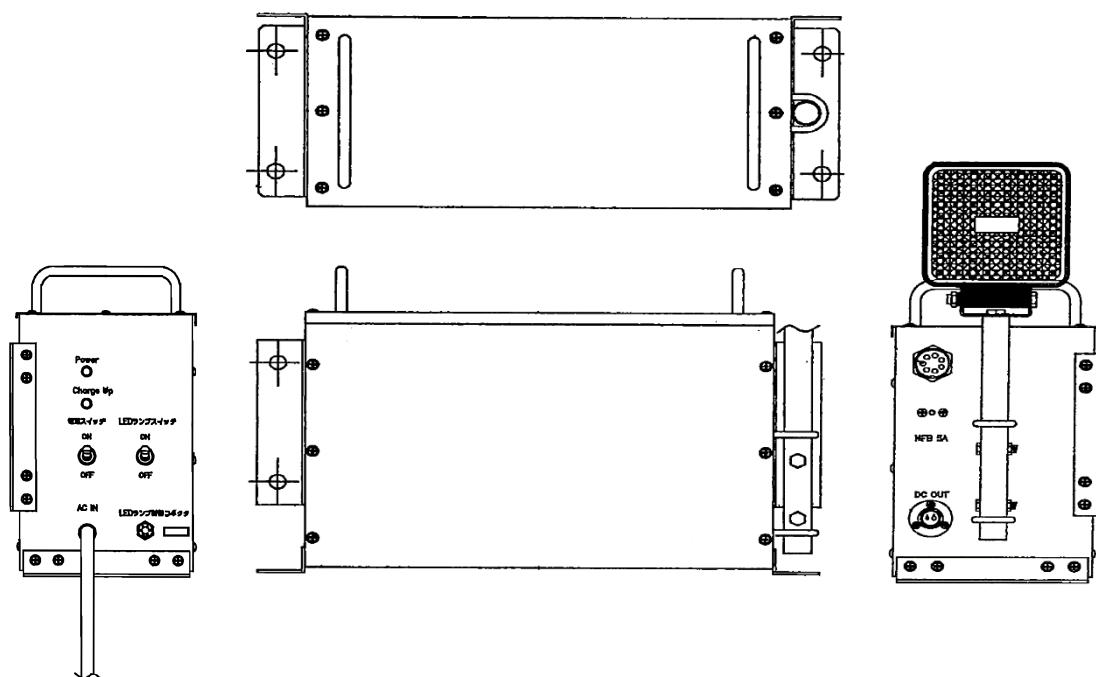


図 59-5-1 可搬型蓄電池内蔵照明の概略構造図

○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、(図 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(図 59-5-2)に示す。

(2) 中央制御室待避室の気密性能確認

中央制御室待避室の気密性能確認として、中央制御室待避室の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、(P. 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(図 59-5-3)に示す。

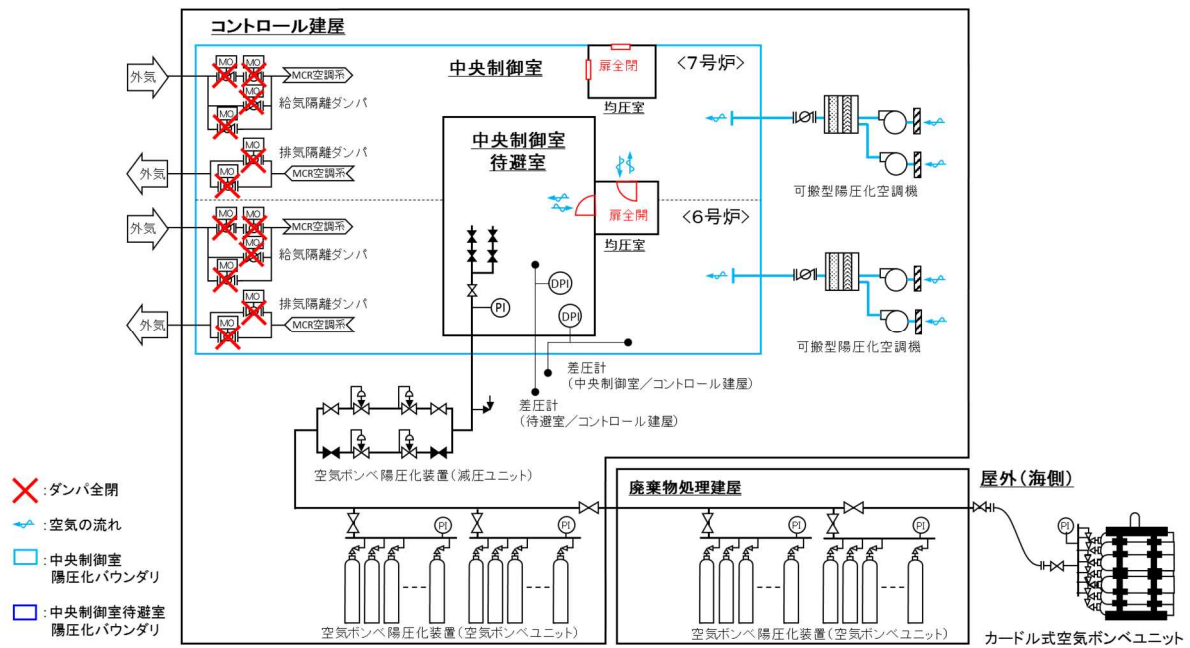


図 59-5-2 中央制御室の陽圧化試験におけるバウンダリ構成図

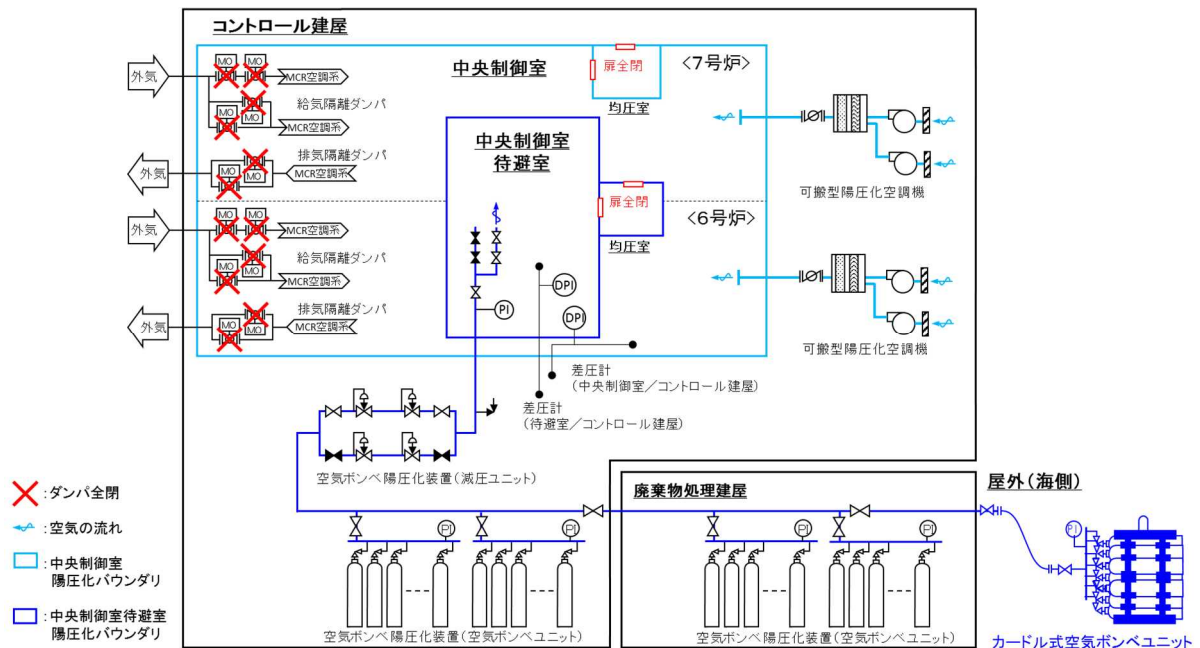


図 59-5-3 中央制御室待避室の陽圧化試験におけるバウンダリ構成図

○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

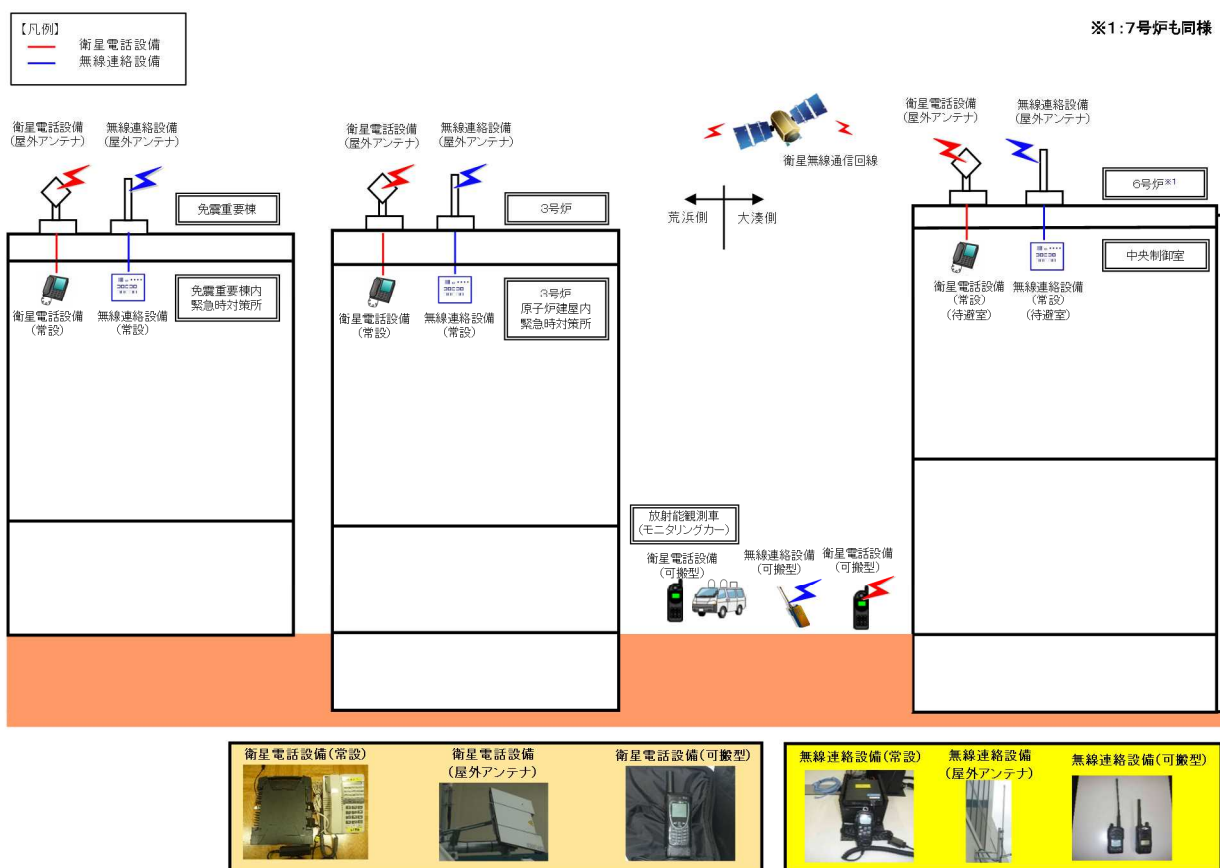
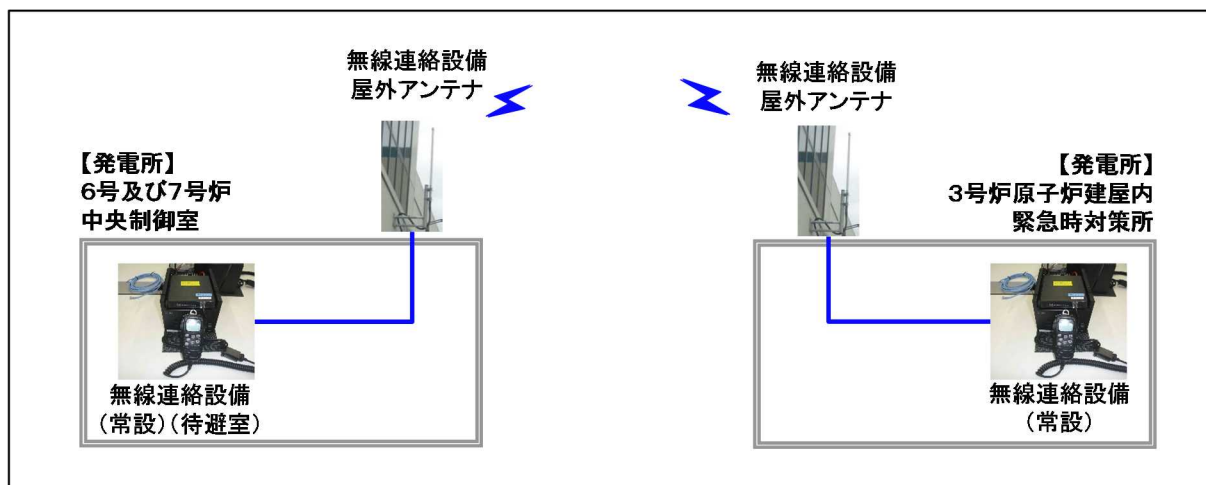


図 59-5-4 無線連絡設備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室）の概要

【試験構成】

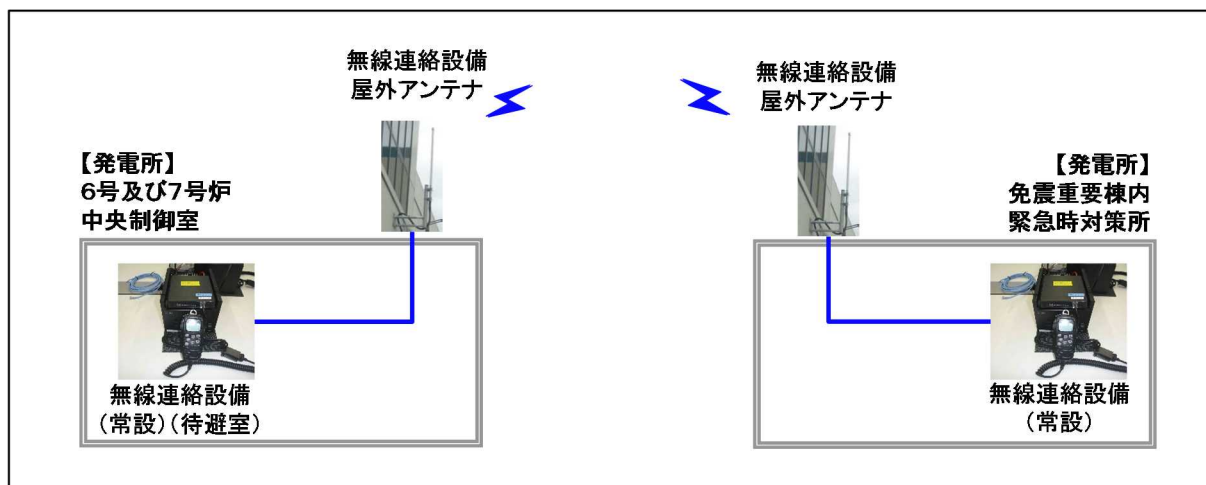


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 59-5-5 無線連絡設備（常設）（待避室） 試験・検査構成

無線連絡設備（常設）（待避室） 試験・検査内容

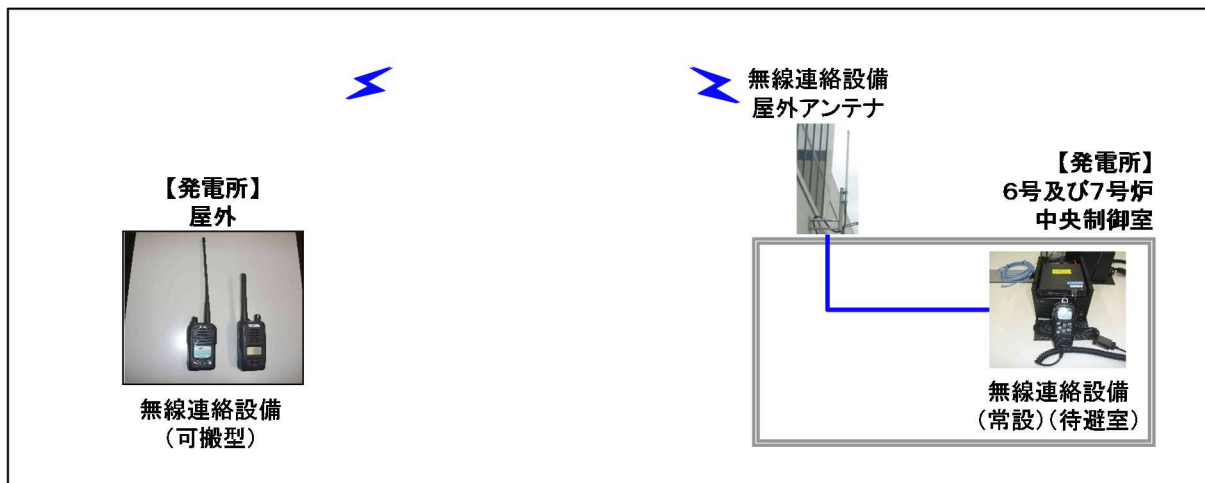
【試験構成】



※ 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 59-5-6 無線連絡設備（常設）（待避室） 試験・検査構成

【試験構成】

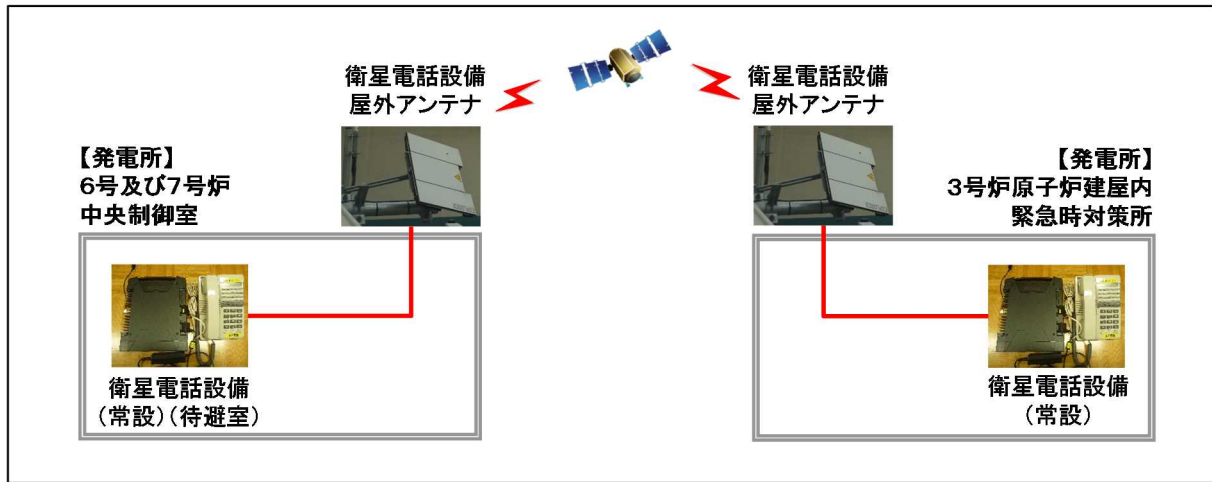


※ 試験区間：現場（可搬型） ～ 6号及び7号炉中央制御室（常設）

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】

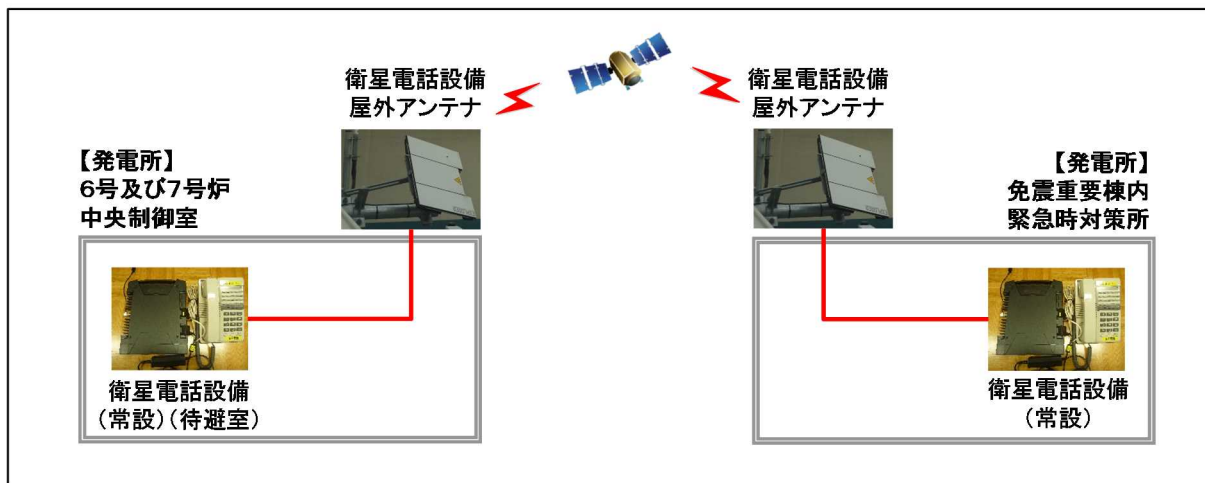


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所

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

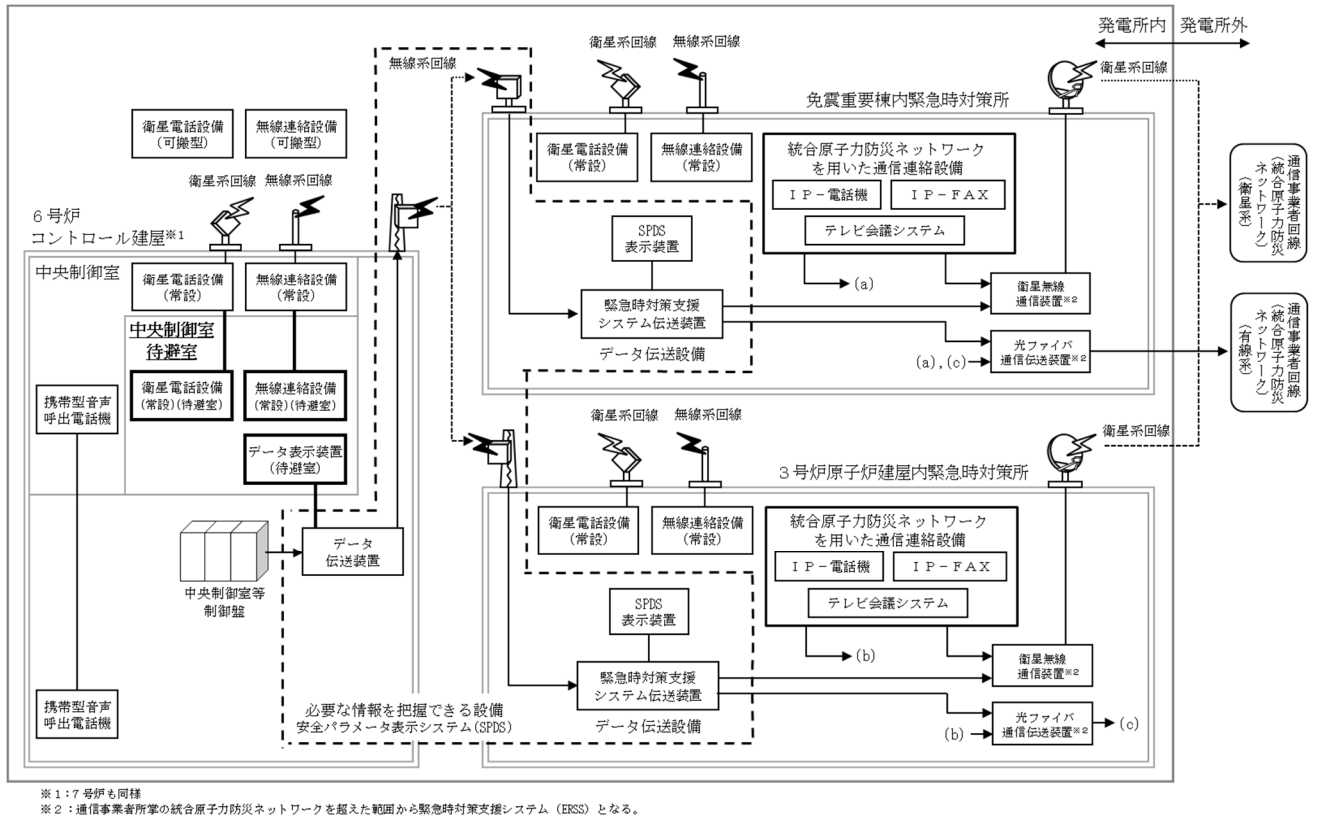
○データ表示装置（待避室）の試験及び検査について

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

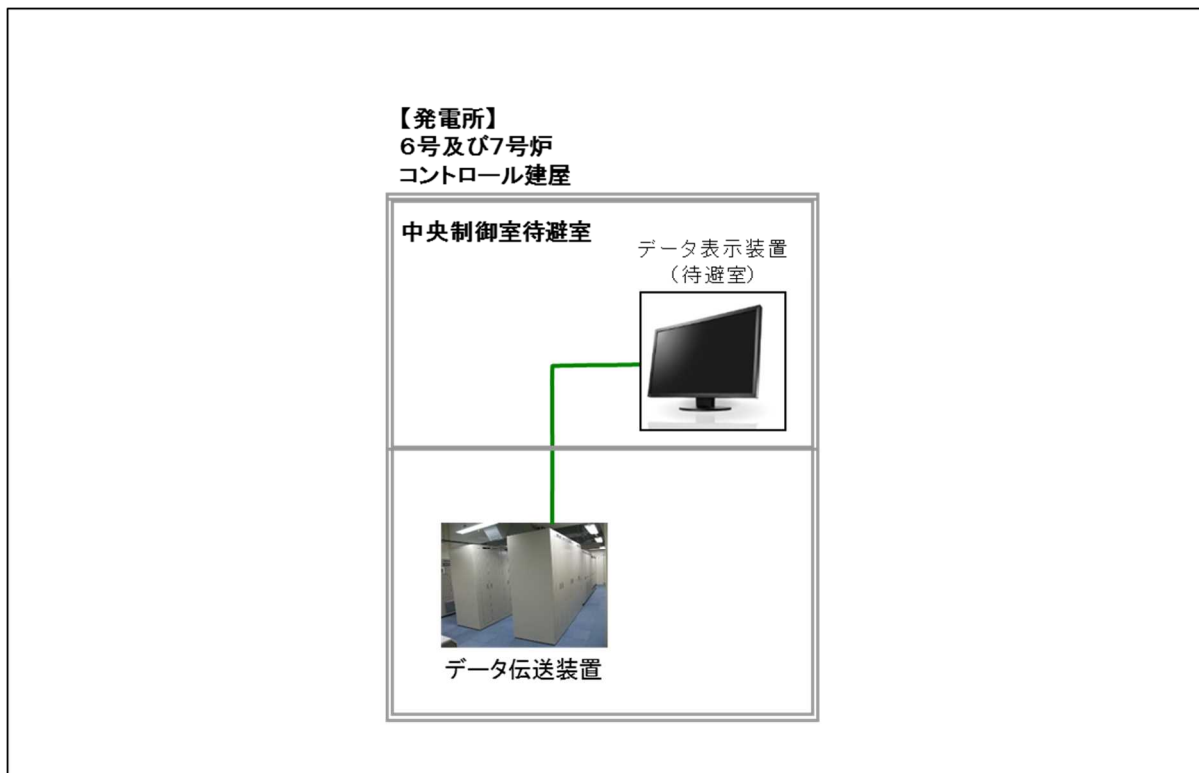
対応設備	試験・検査項目
データ表示装置（待避室）	機能の確認，外観の確認



※ 1：7号炉も同様
 ※ 2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から緊急時対策支援システム（ERSS）となる。

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、免震重要棟の写真イメージ。

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。

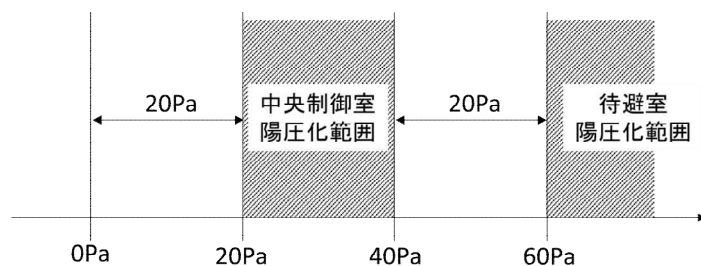


図 59-6-1 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

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。

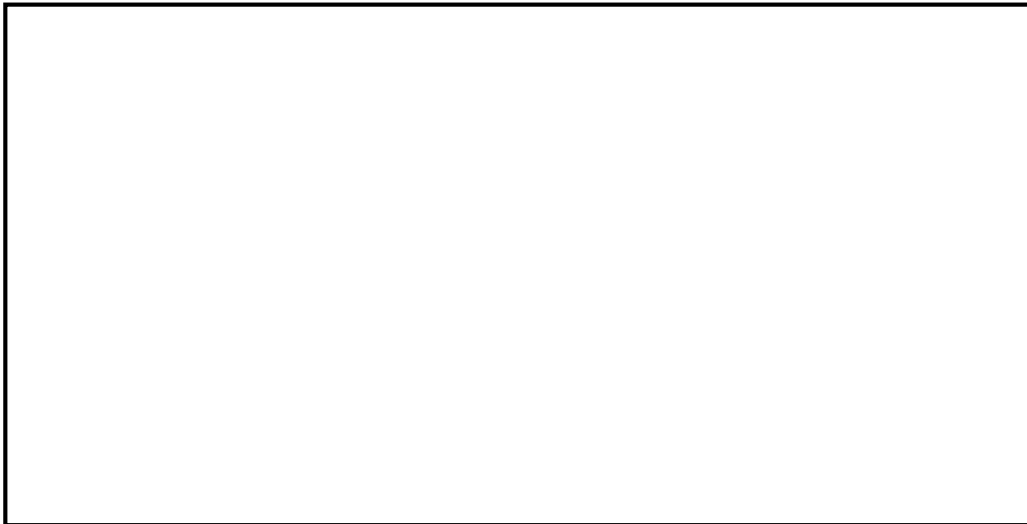


図 59-6-2 中央制御室の気密性能試験結果

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。

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

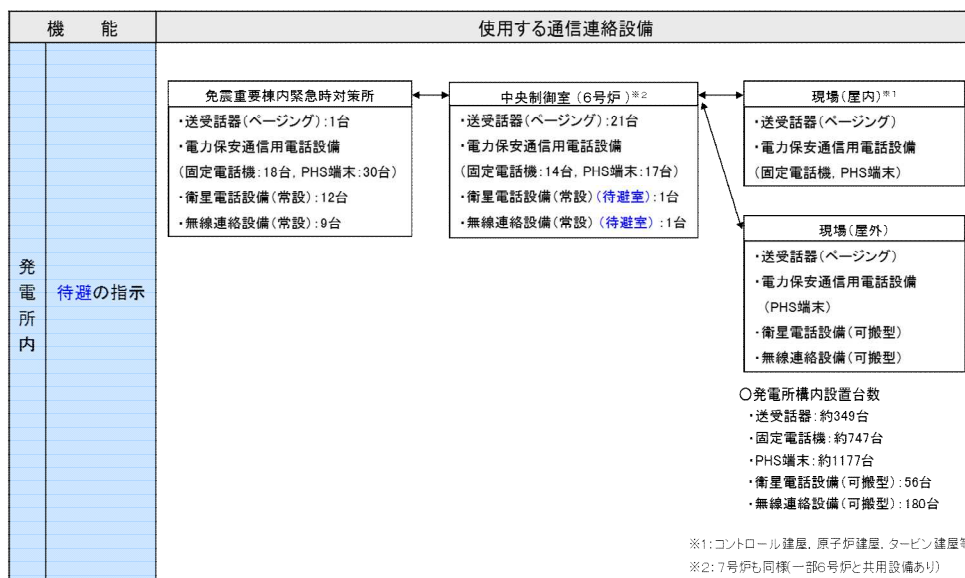
設備の公称値としては予備を含めて合計で約200本を設置する。

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。

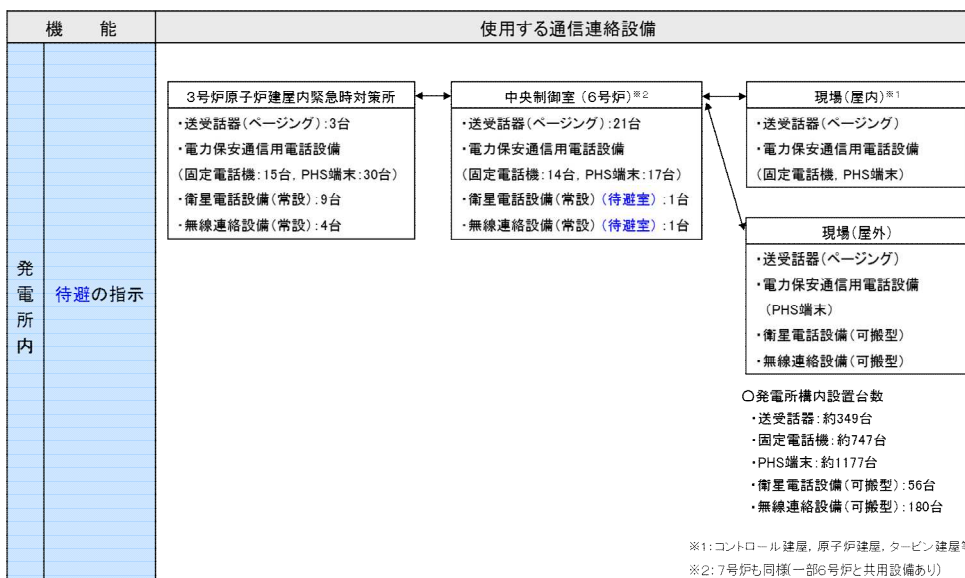
名称		無線連絡設備（常設）（待避室）
台数	台	6号炉 1 7号炉 1

【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、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。



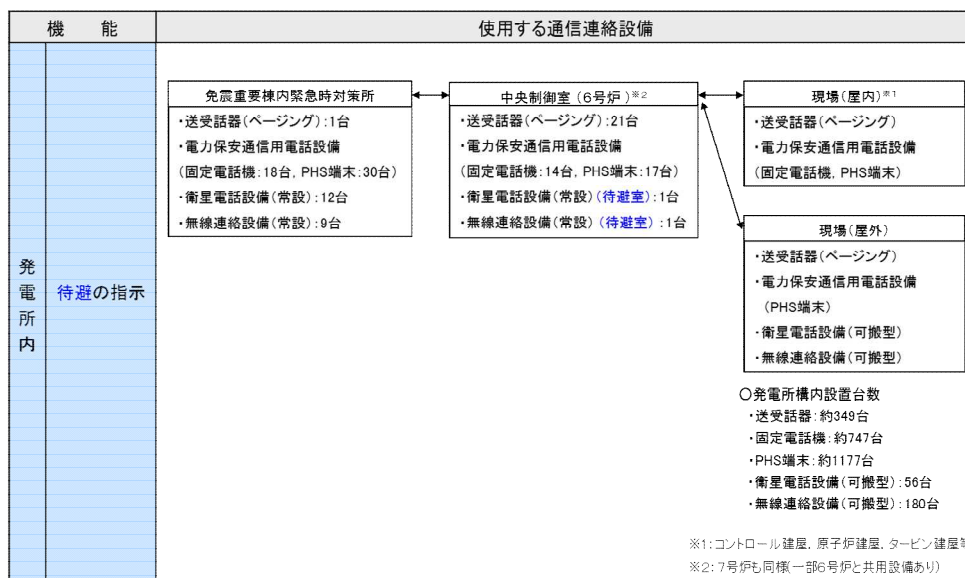
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図59-6-3 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

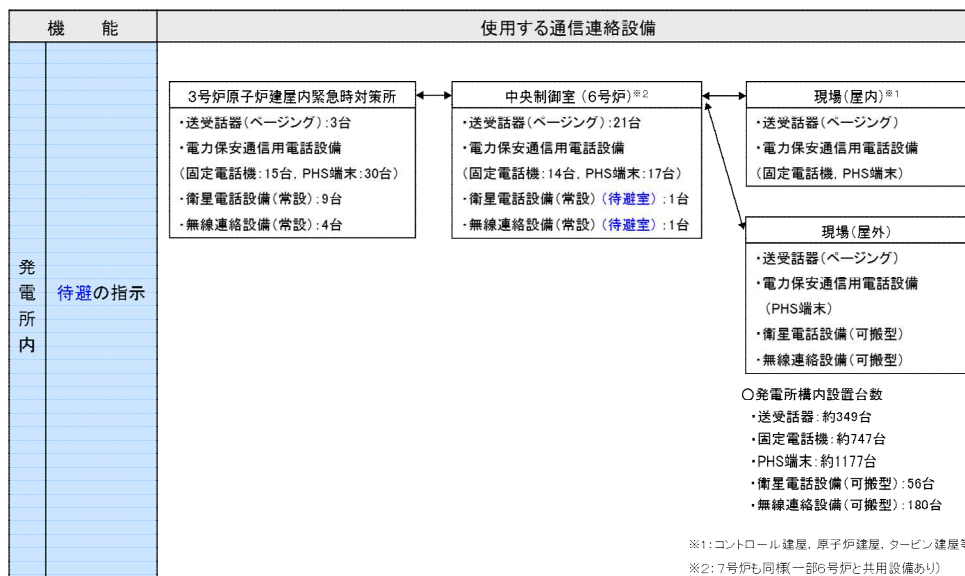
名称		衛星電話設備（常設）（待避室）
台数	台	6号炉 1 7号炉 1

【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 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

【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
	R C I C 起動状態 (CRT)
	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 (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

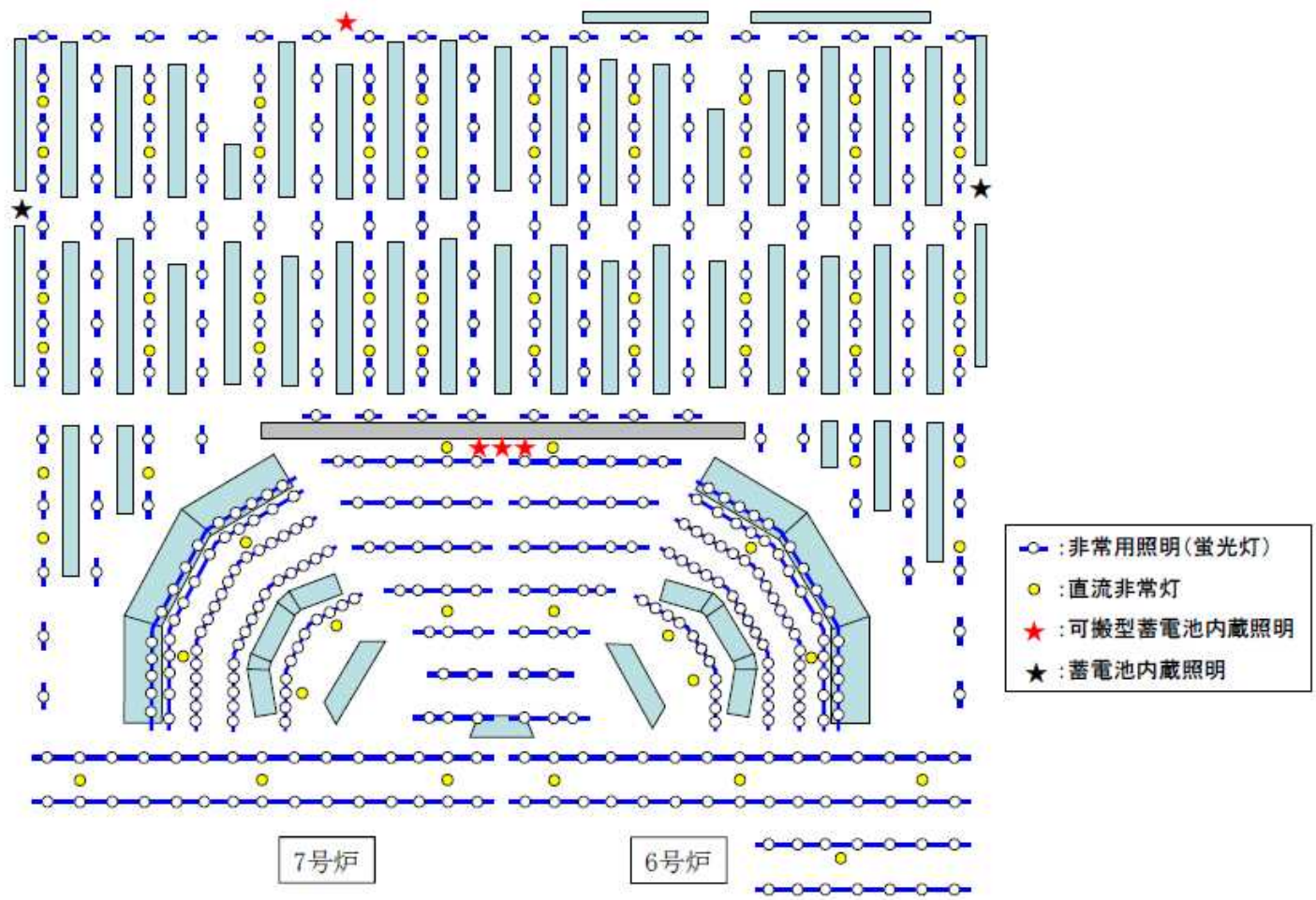


图 59-7-1 中央制御室 可搬型蓄電池内蔵照明 保管場所

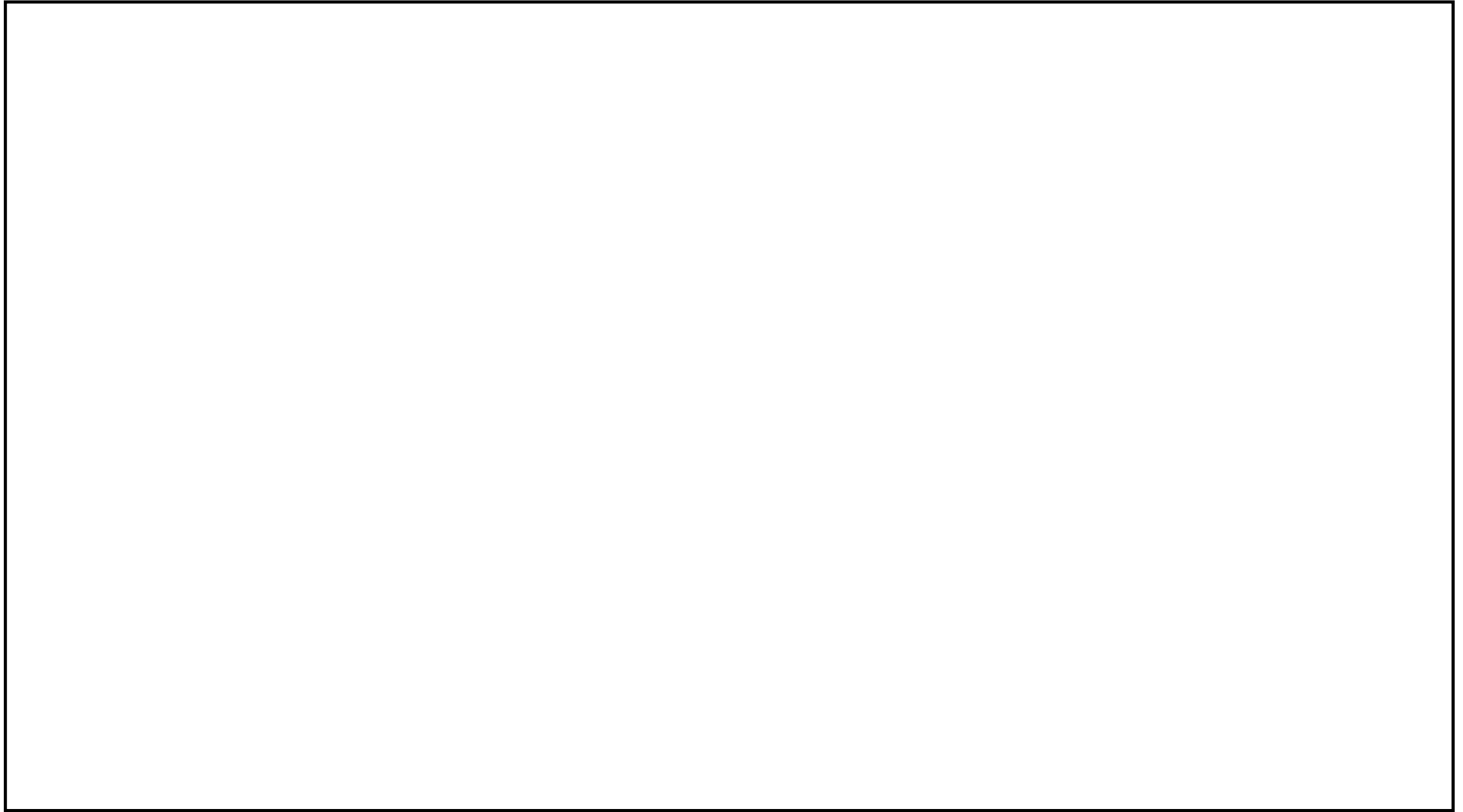


図 59-7-2 中央制御室可搬型陽圧化空調機（予備機）の保管場所

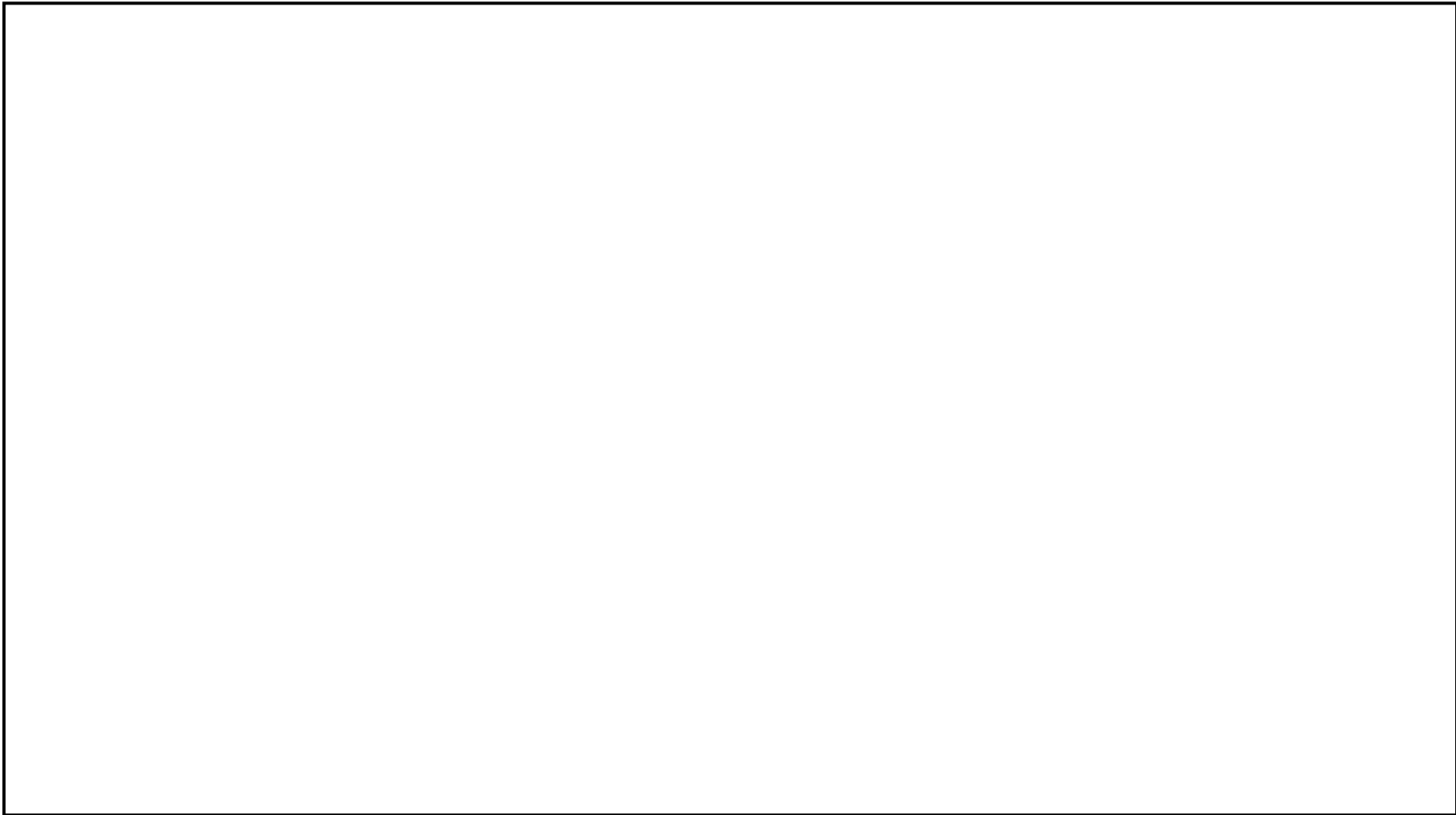


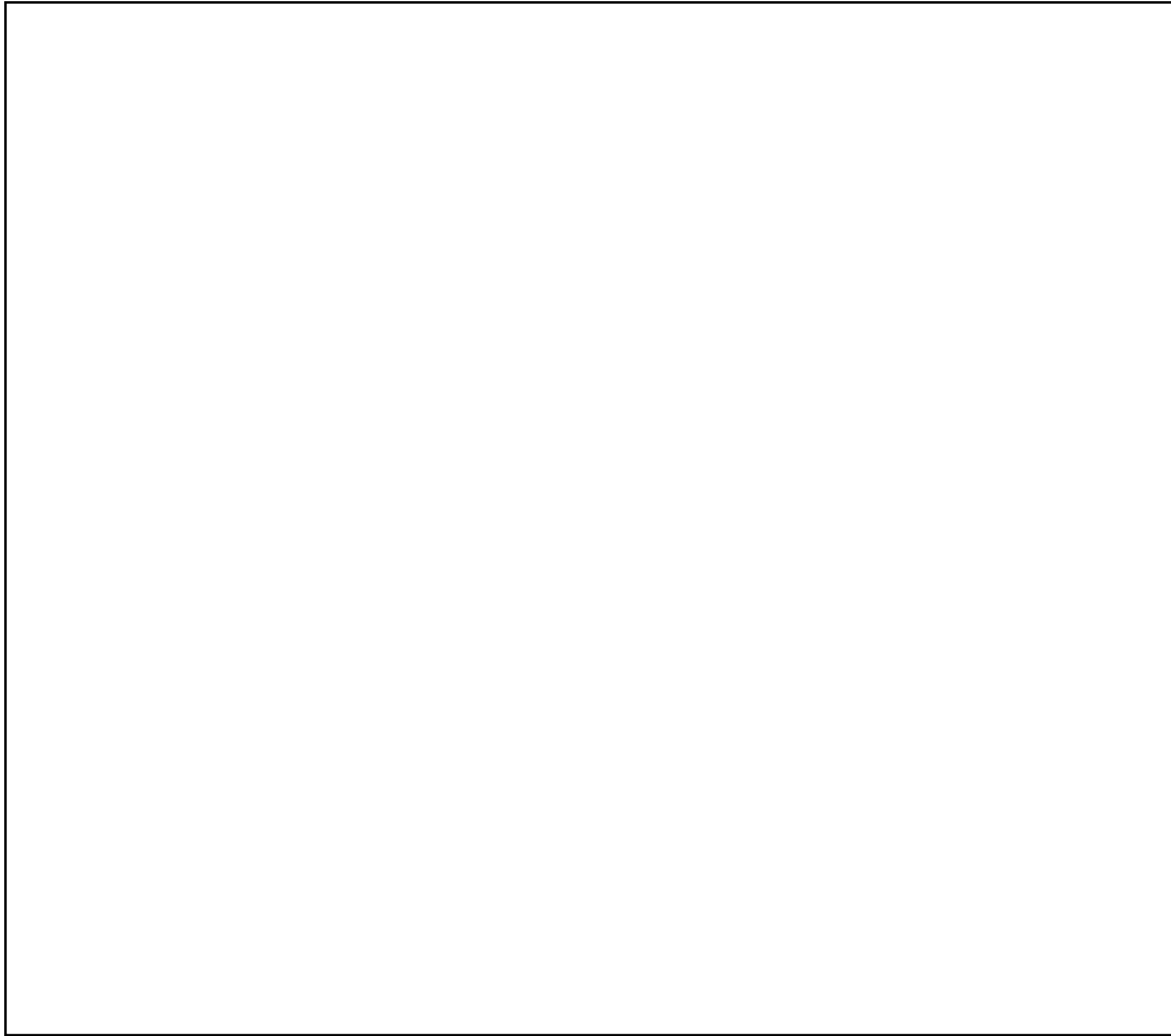
図 59-7-3 酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び乾電池内蔵型照明の保管場所

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。

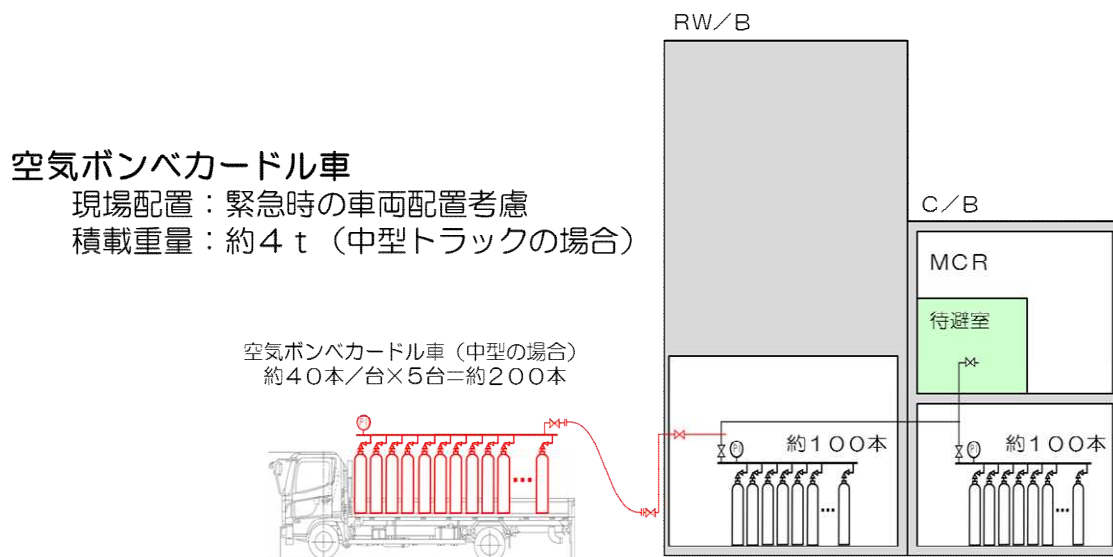
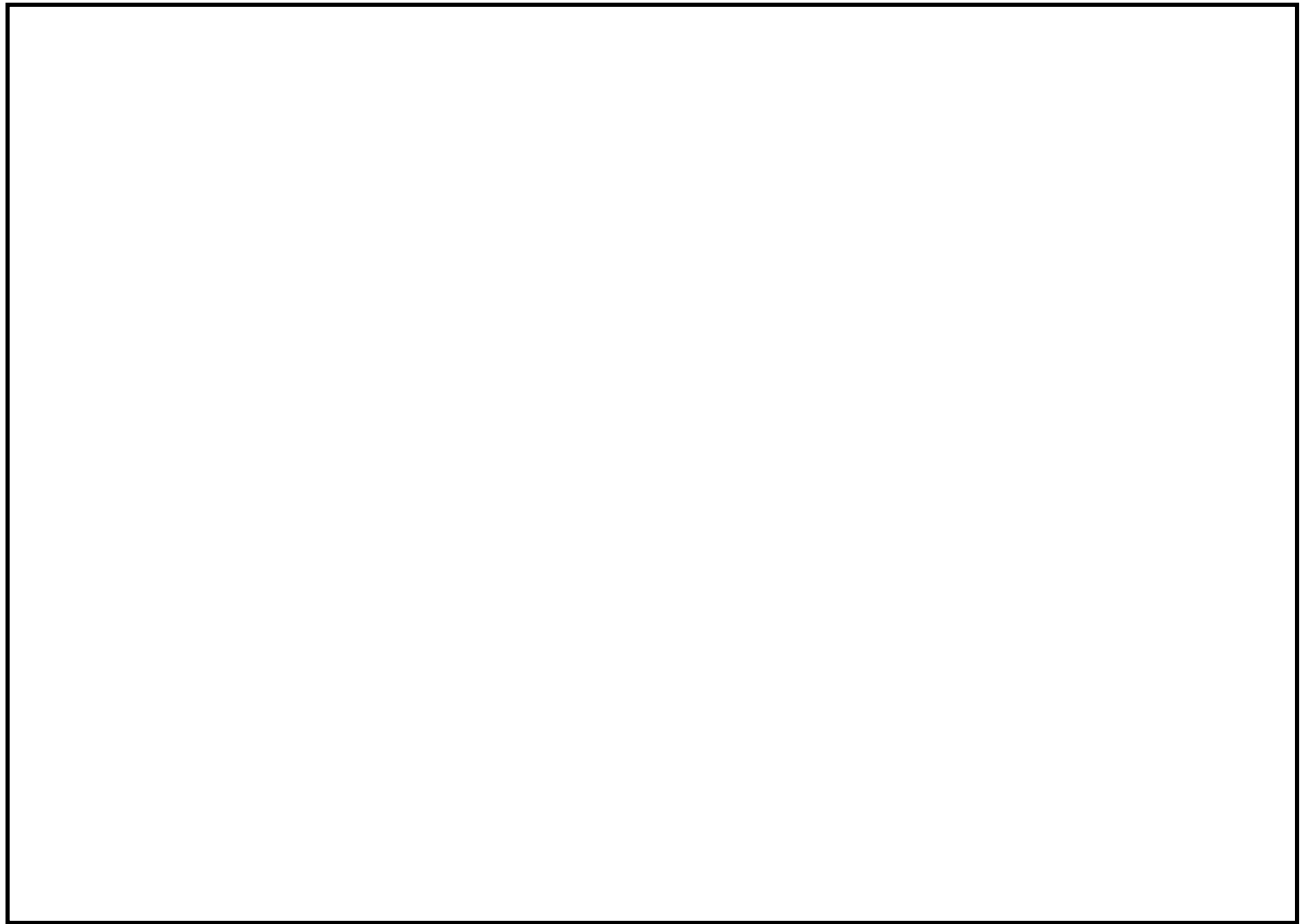


図 59-9-1 カードル式空気ポンベユニット接続概要図



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 カードル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。

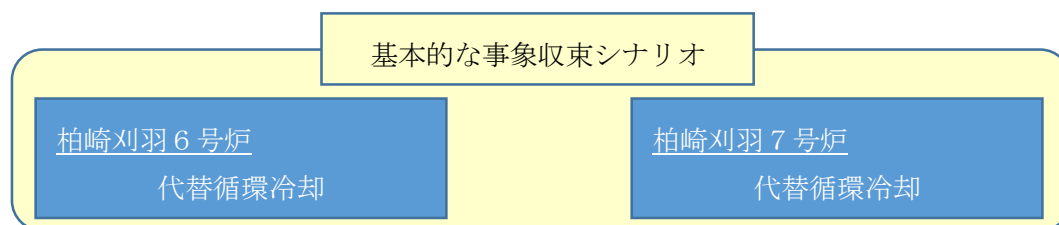


図 1.1-1 基本シナリオ

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。

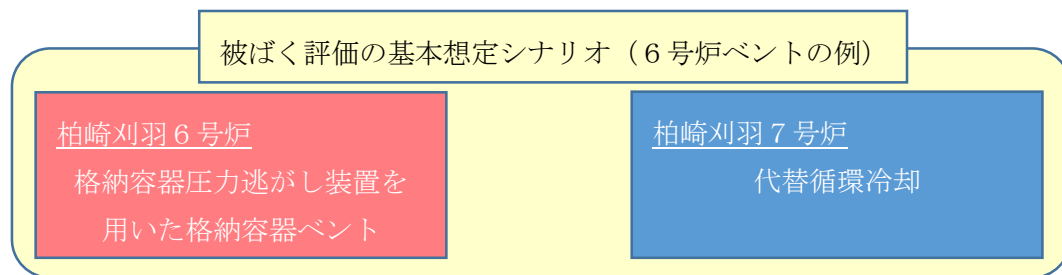


図 1.1-2 被ばく評価基本シナリオ例

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。

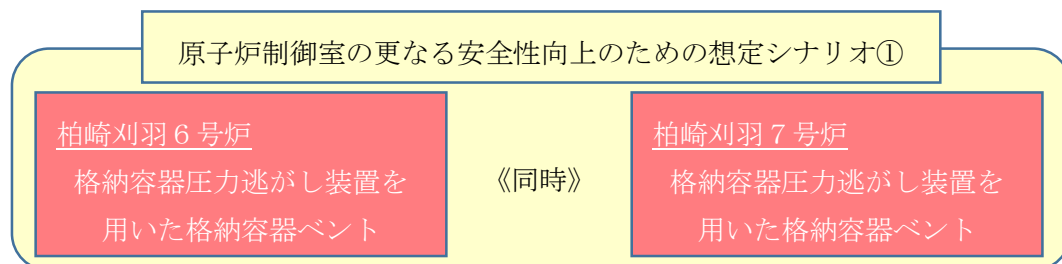


図 1.1-3 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

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。

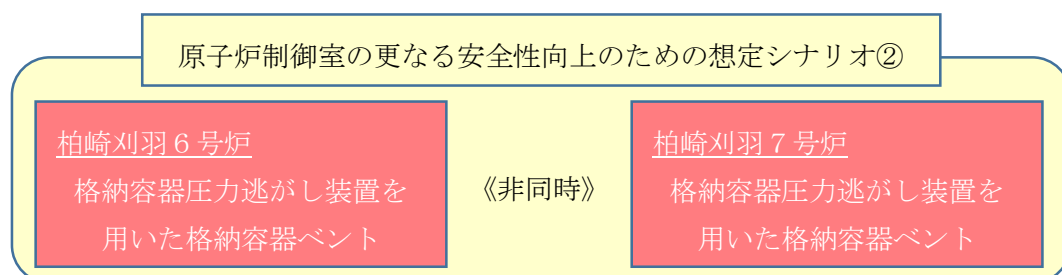


図 1.1-4 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

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。

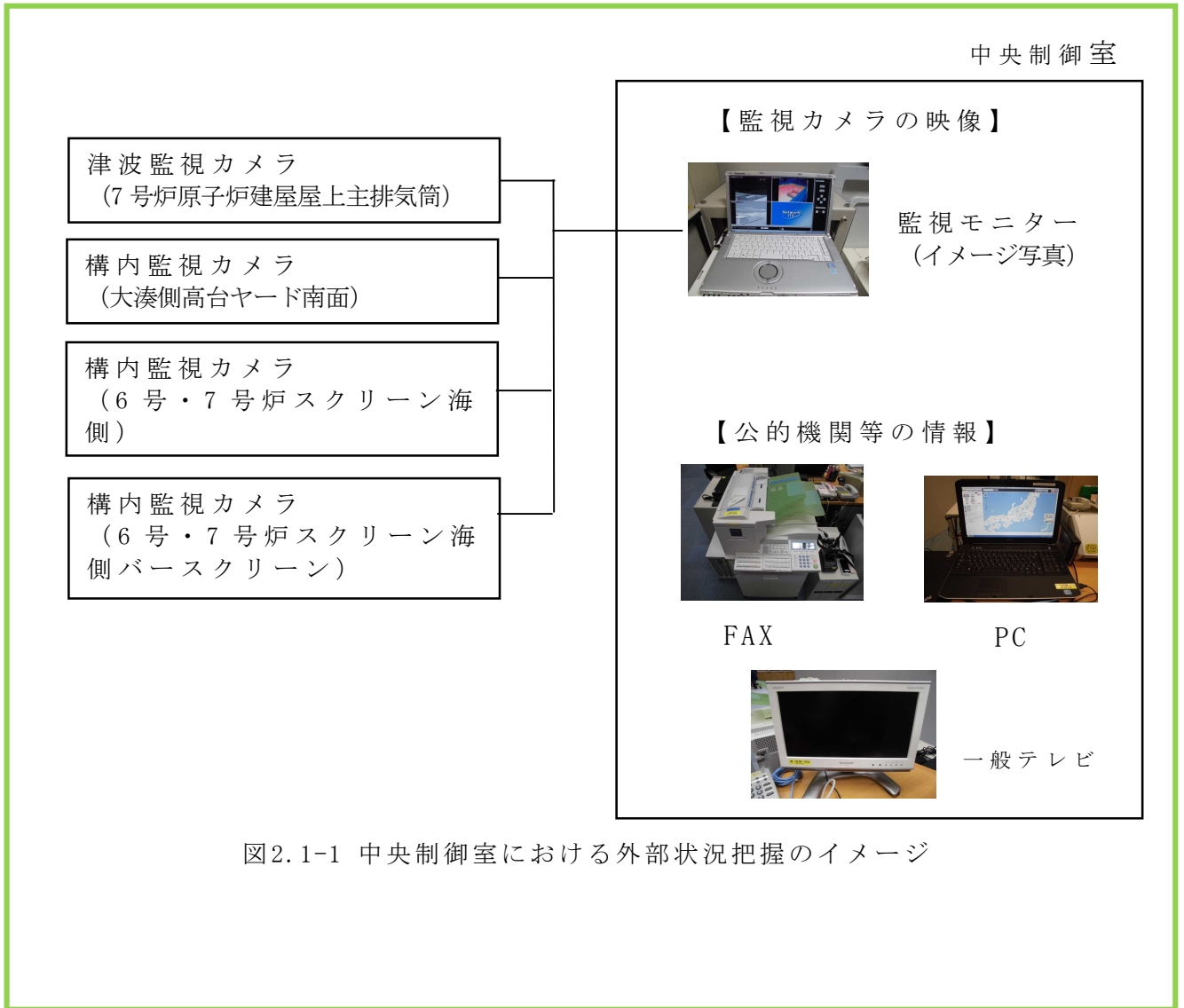


図2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

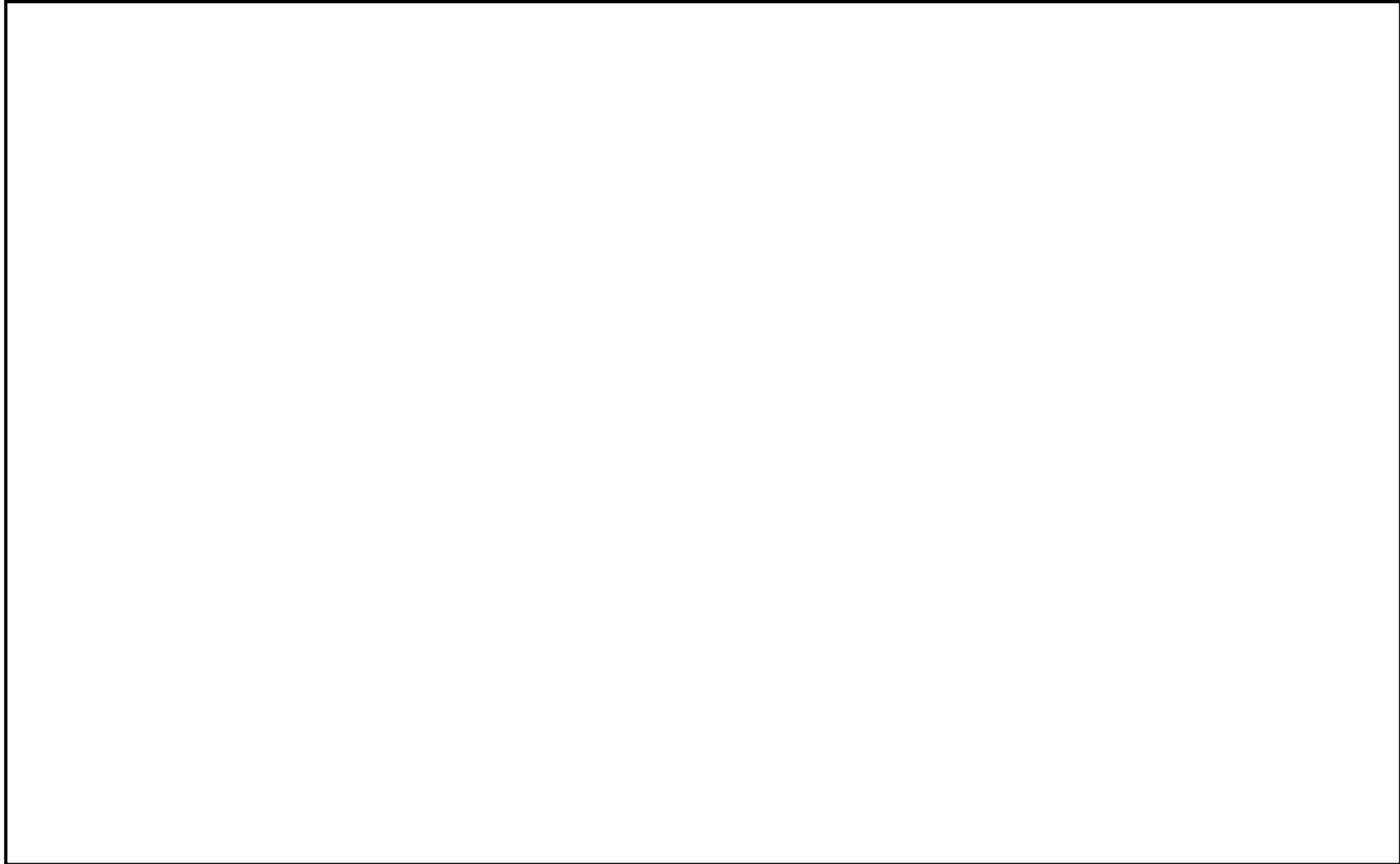



図2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

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

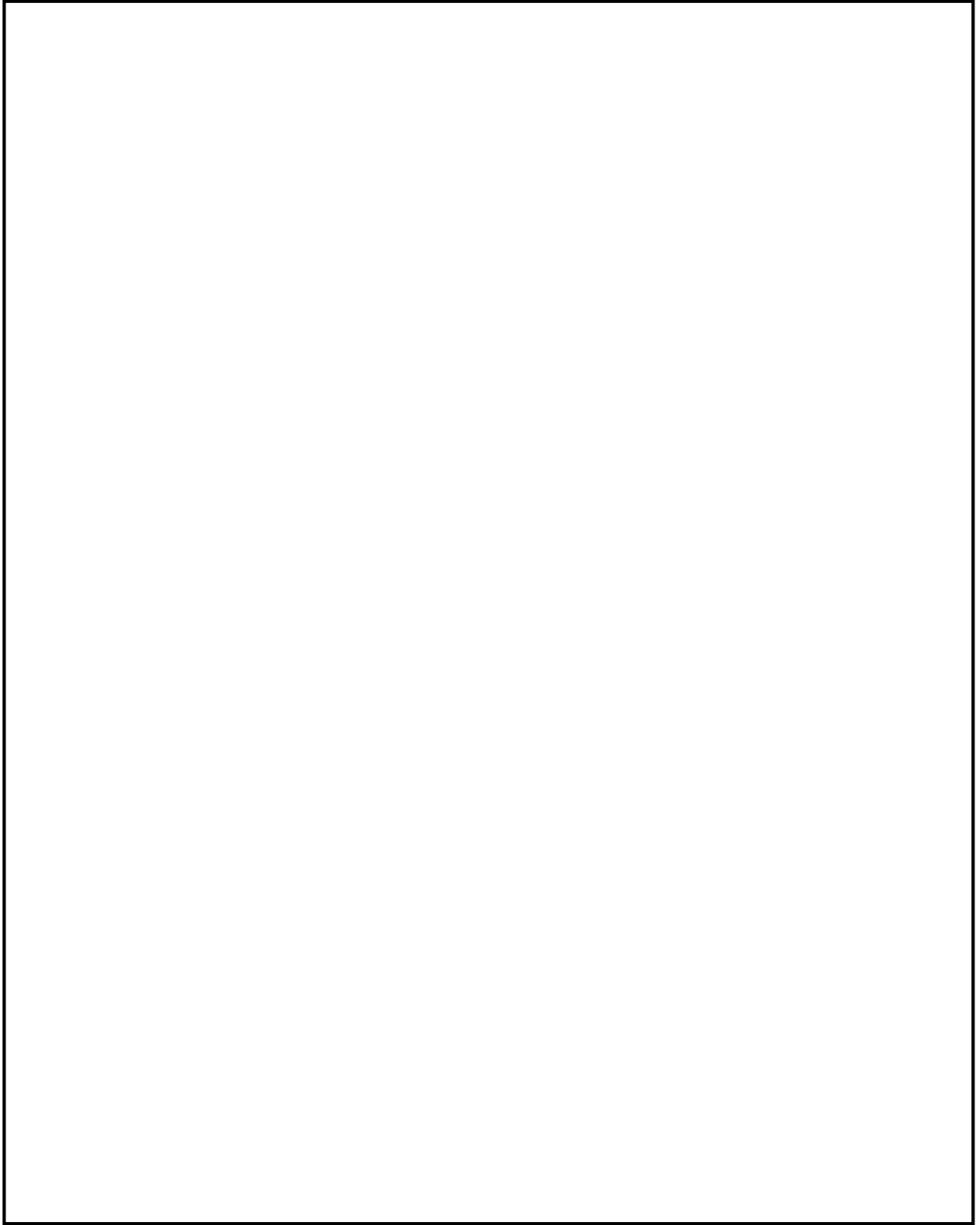


図2.1-3 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図
(6号炉、7号炉周辺拡大図)

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

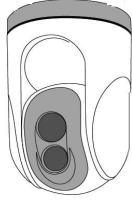

	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	あり(赤外線カメラ)
耐震性	基準地震動に対し機能維持
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速100m/secによる荷重を考慮
積雪荷重	積雪100cmによる荷重を考慮
台数	7号炉原子炉建屋屋上主排気筒(6号炉7号炉共用)2台

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

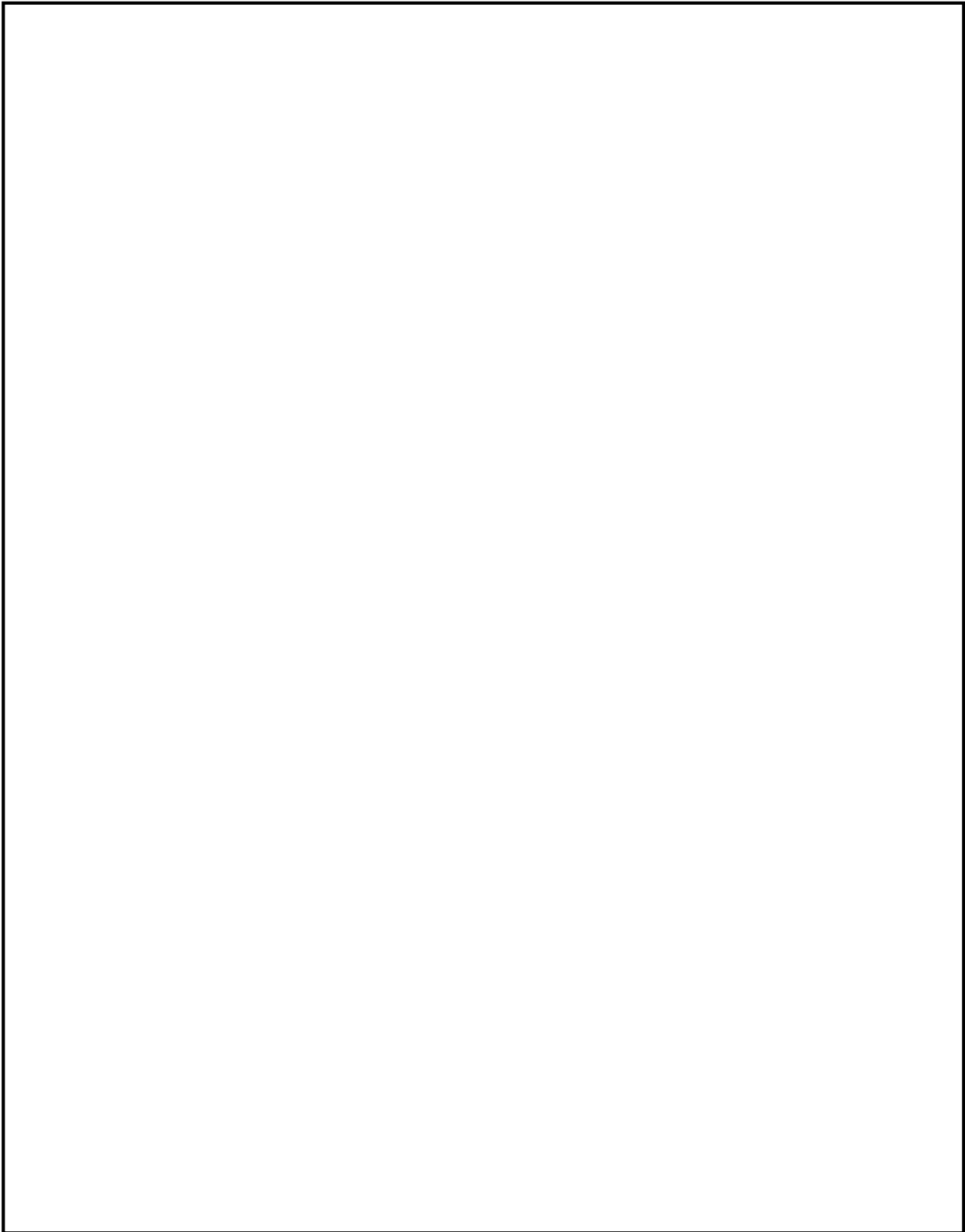
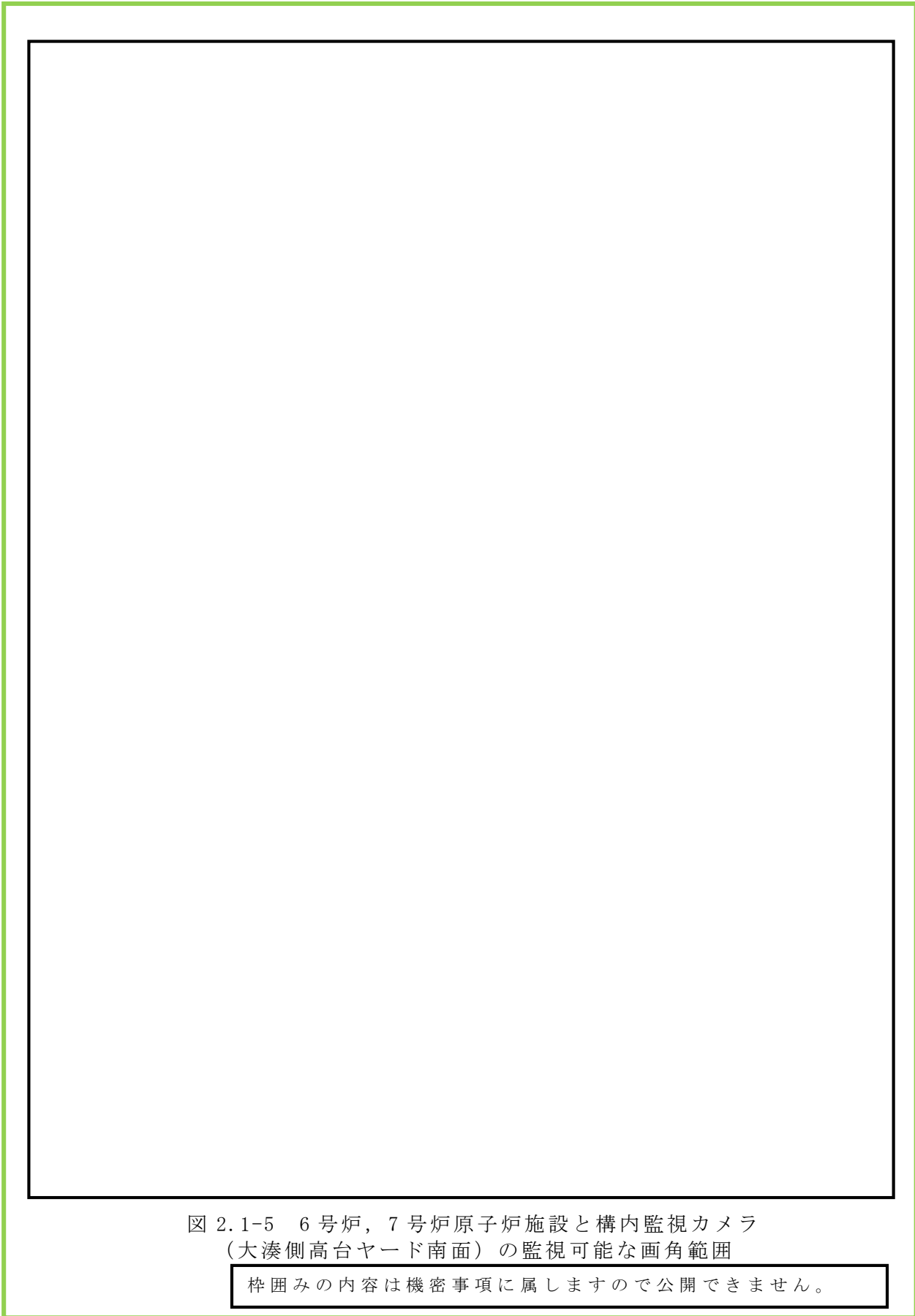


図 2.1-4 6号炉，7号炉原子炉施設と津波監視カメラ
(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)の監視可能な画角範囲

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。



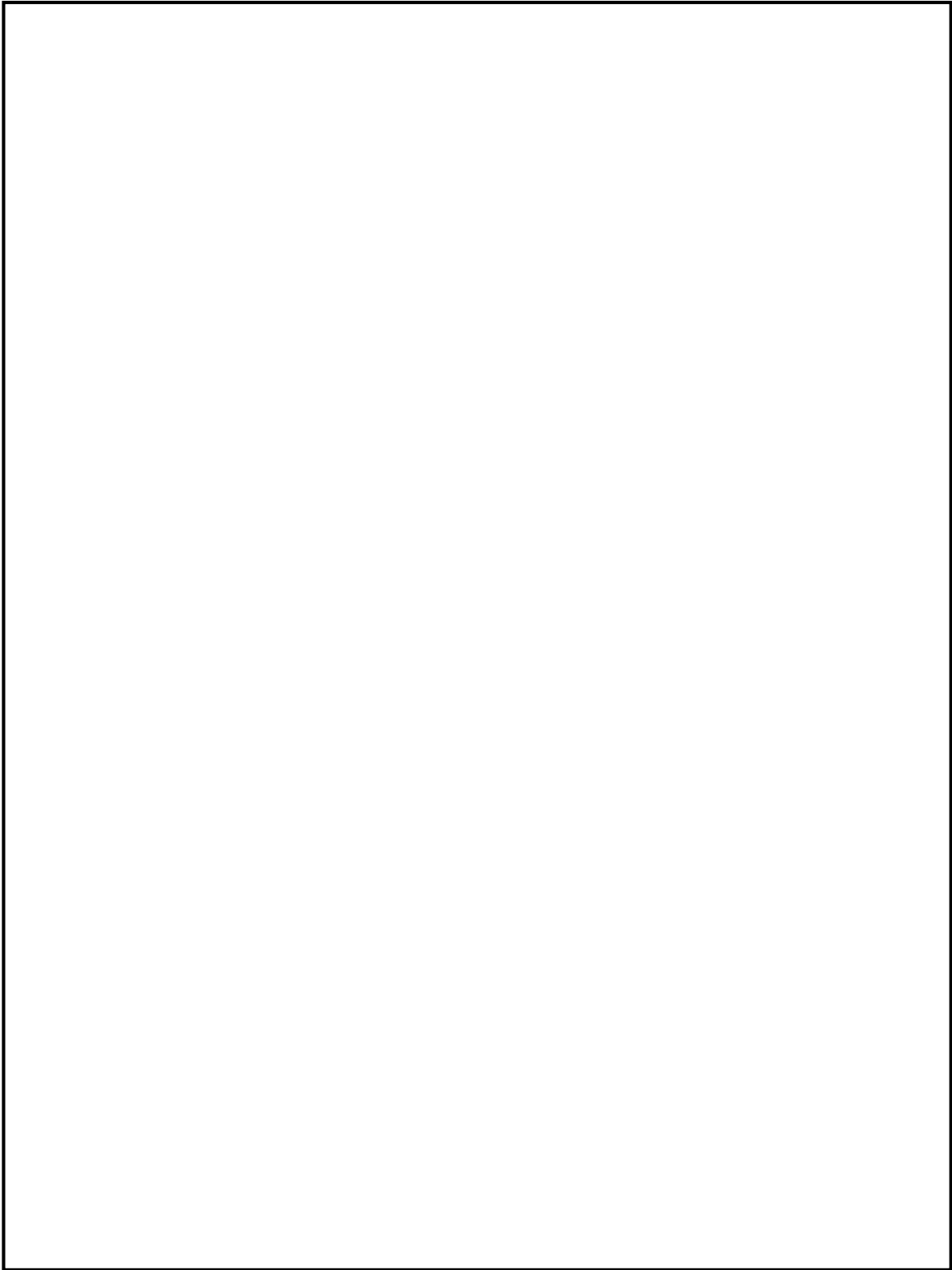


図 2.1-6 6号炉，7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(6号炉，7号炉スクリーン海側)の監視可能な画角範囲

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。



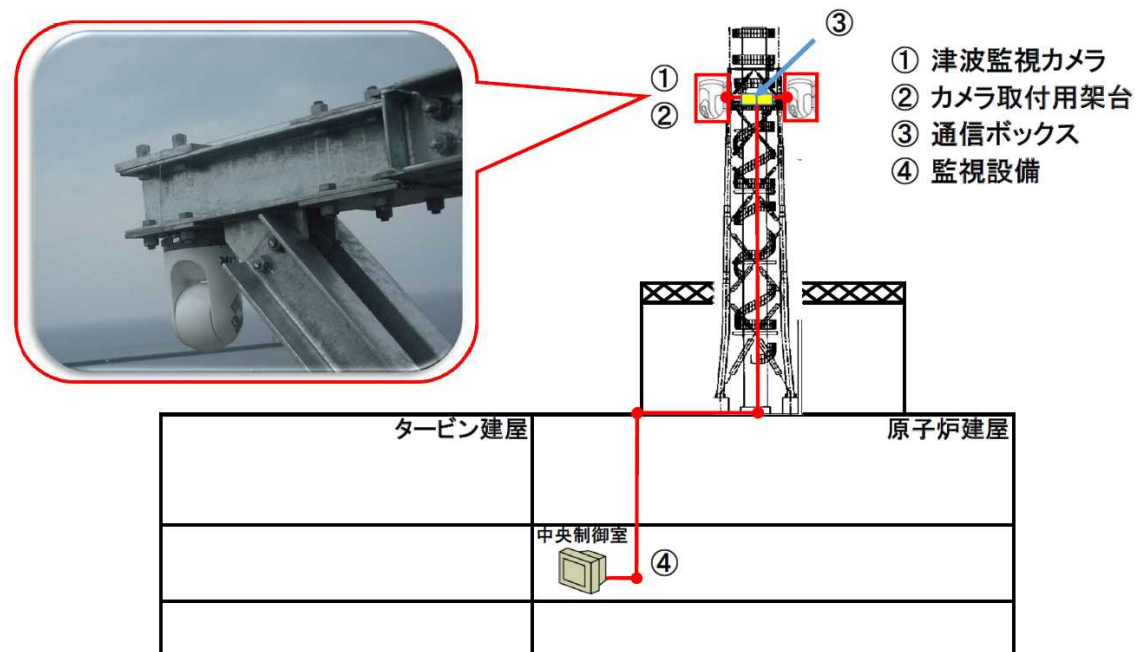


図 2.1-7 津波監視カメラ取り付け概要図



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。

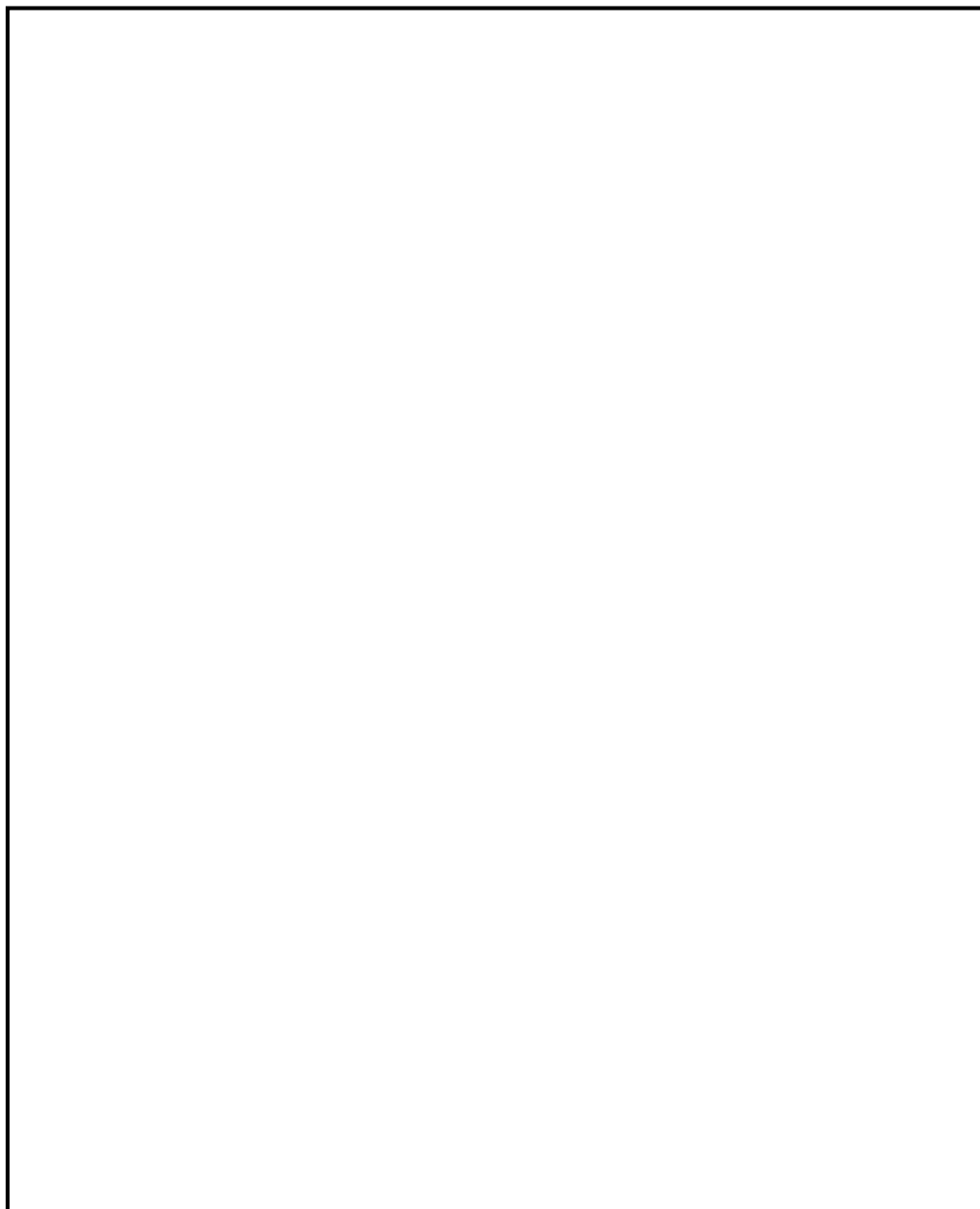

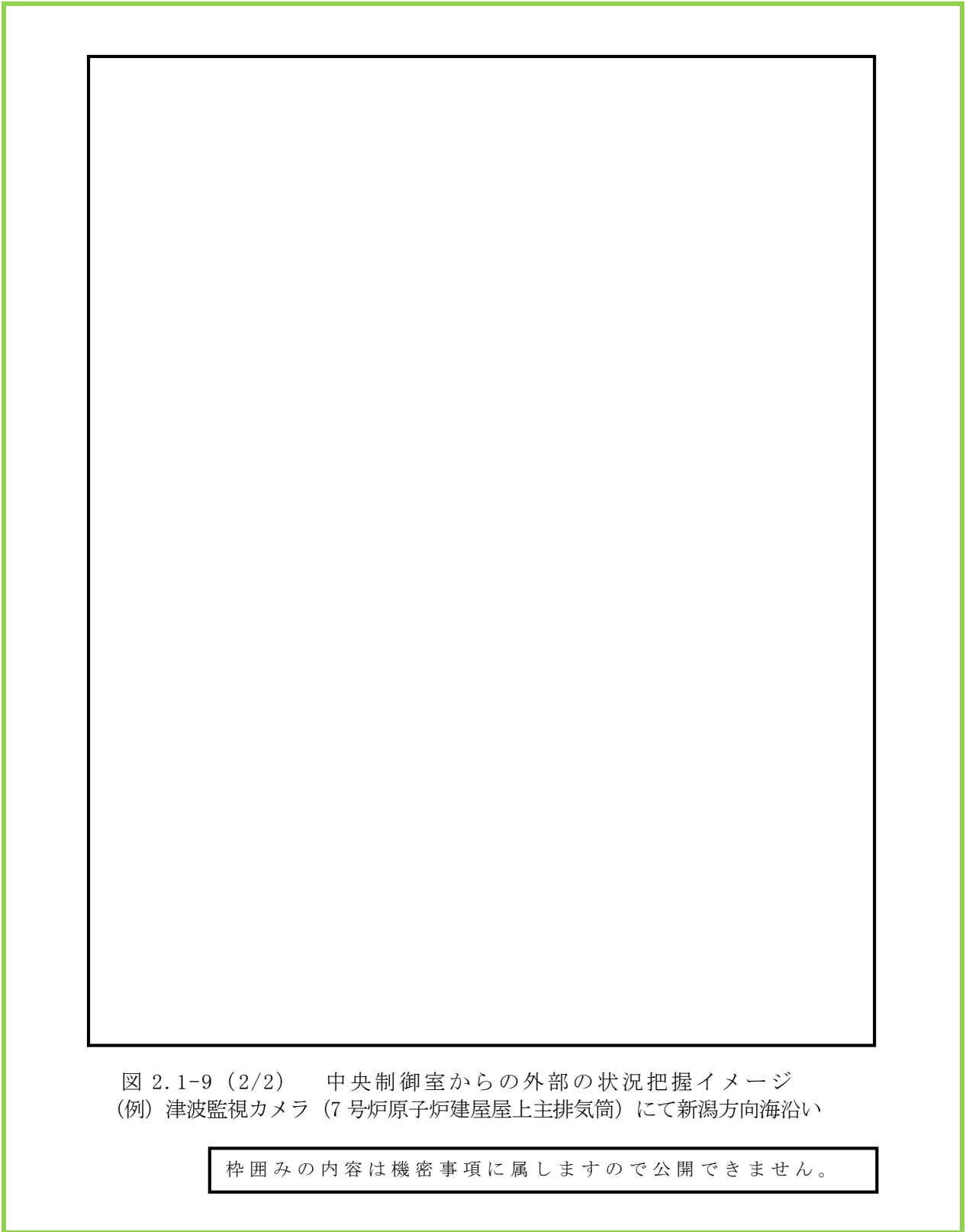



図 2.1-9 (1/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟方向海沿い

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。

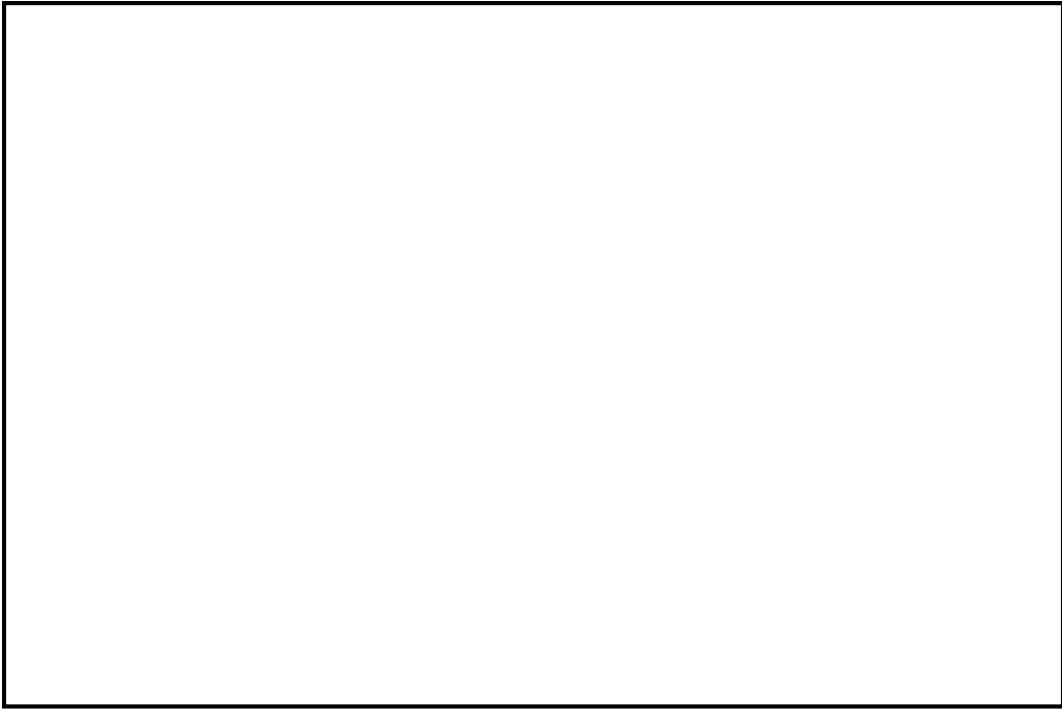


図 2.1-10 津波監視カメラの撮影方角

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

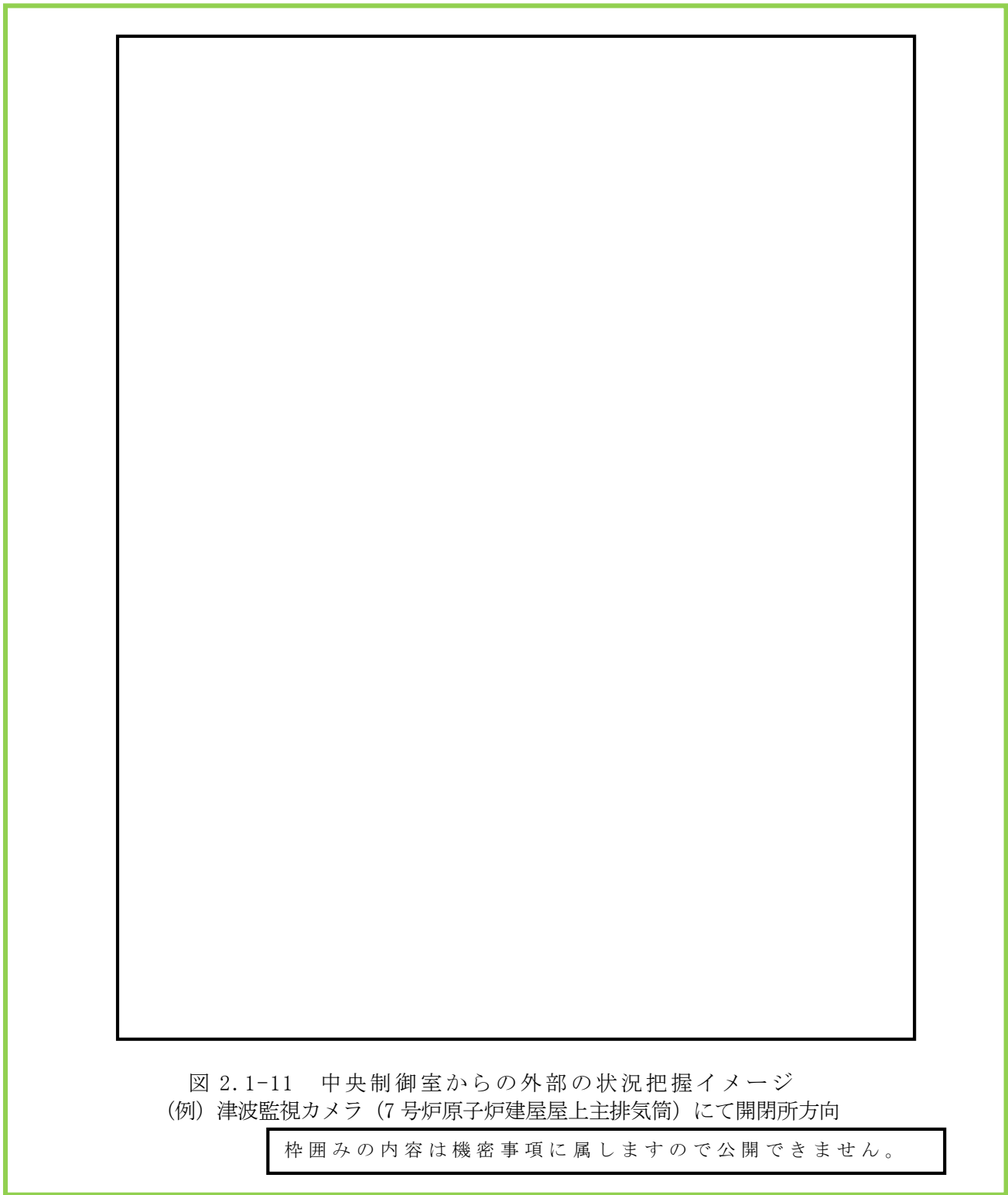


図 2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて開閉所方向

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

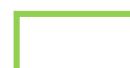
地震, 津波, 及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」, 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち, 監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

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。

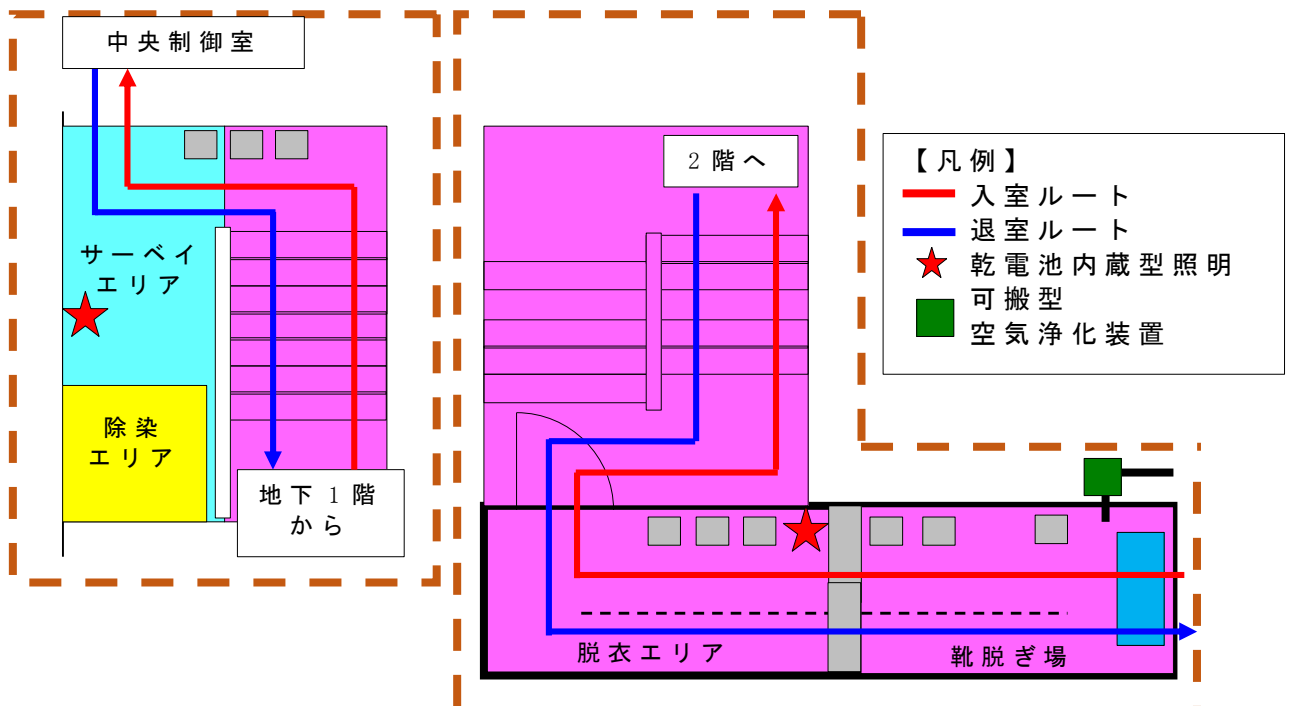
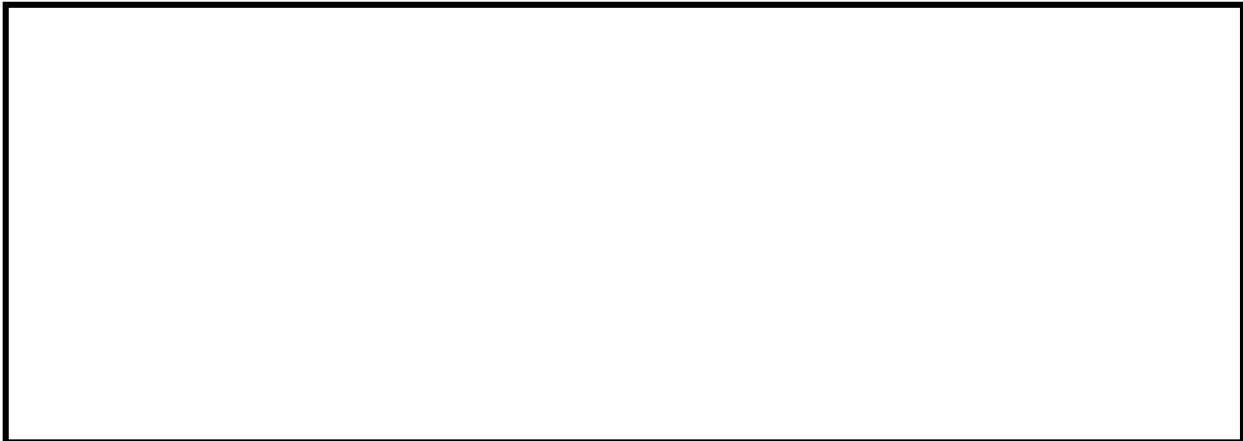


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

: 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

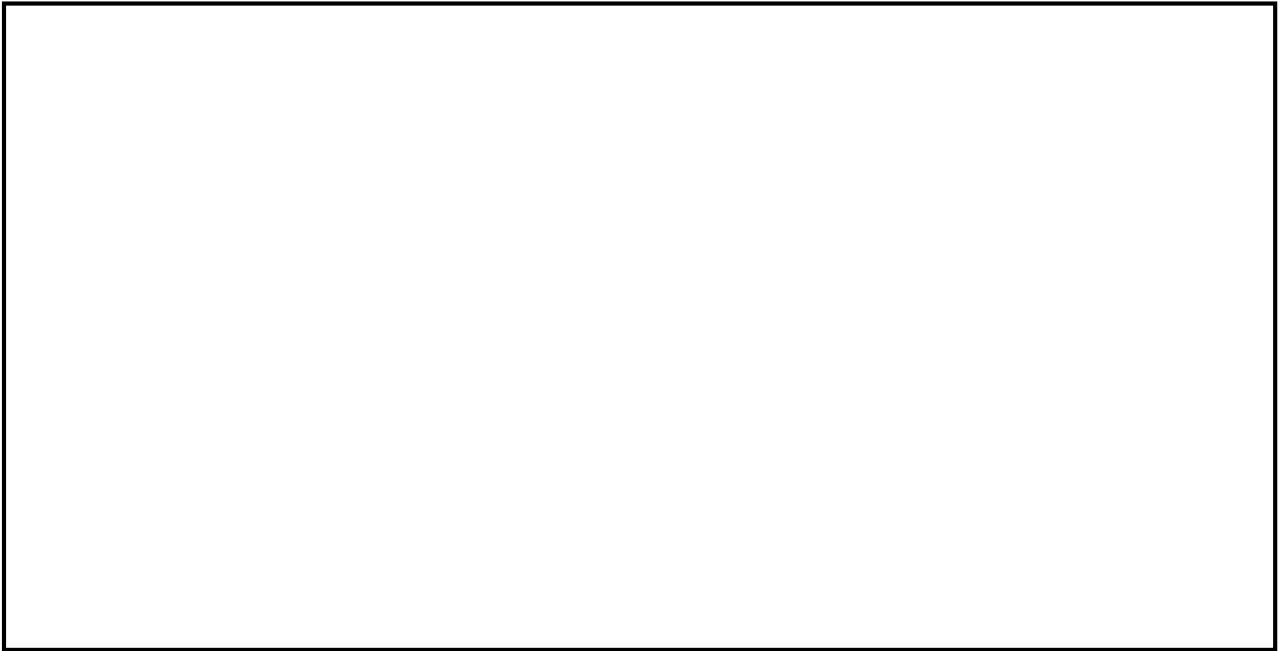


図 2.4-1 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備 系統概要図

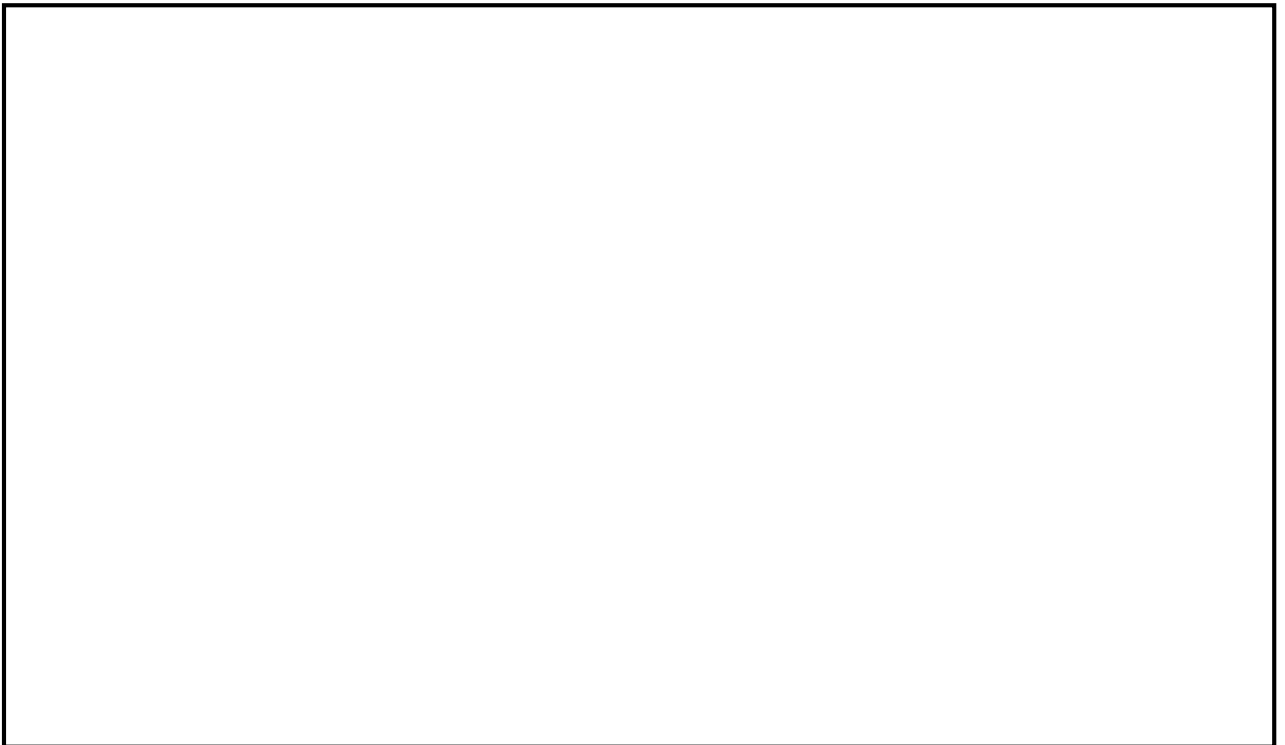


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ図

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。

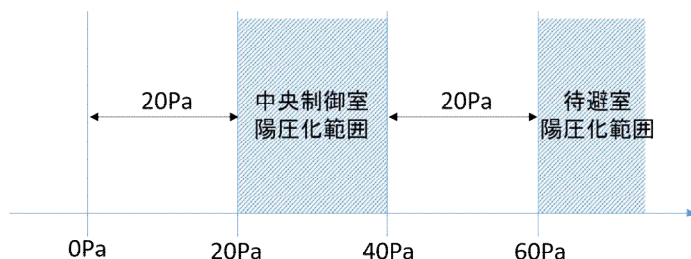


図 2.4-3 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

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。

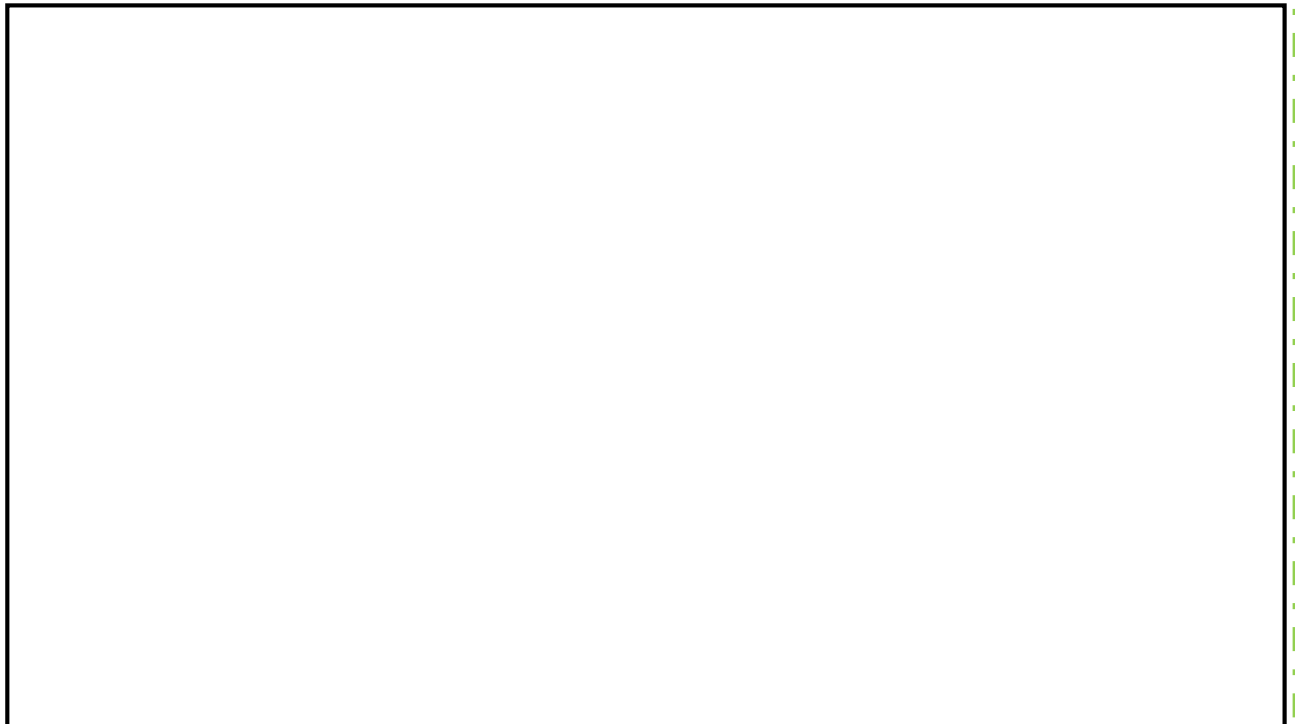


図 2.4-4 中央制御室換気空調系（空気ポンベ陽圧化設備）
系統概要図
（重大事故等発生時、プルーム通過前及びプルーム通過後）

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)

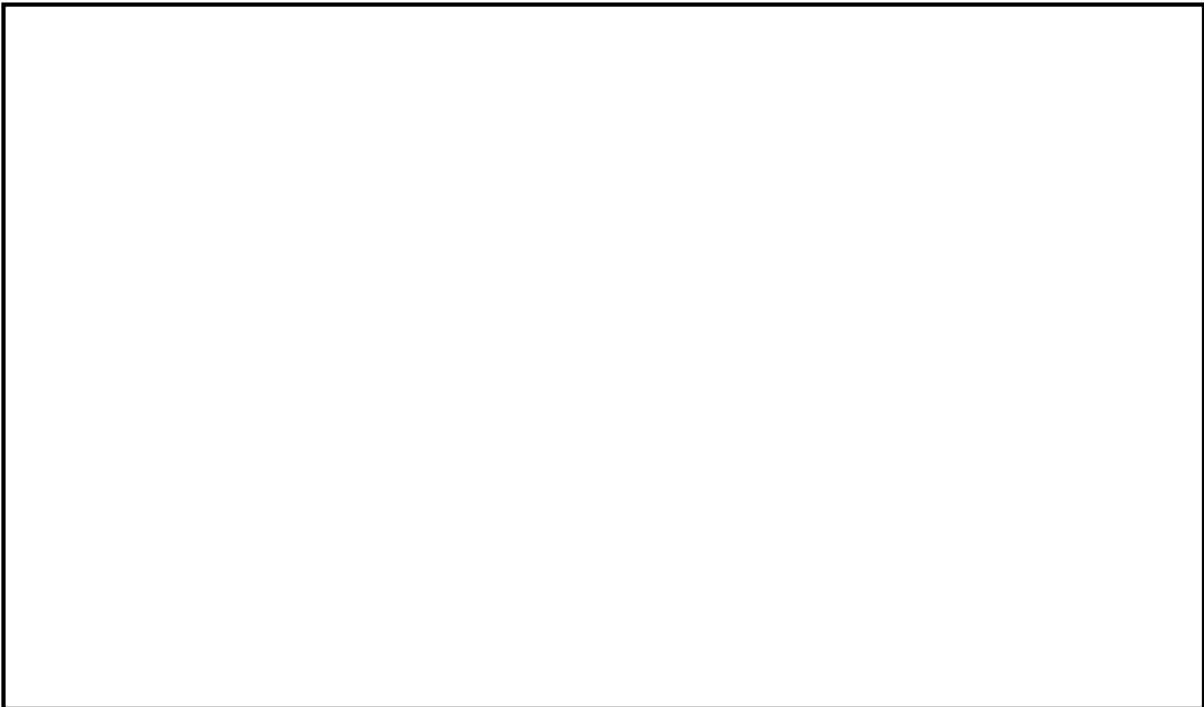


図 2.4-6 中央制御室の遮蔽 配置図

: 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

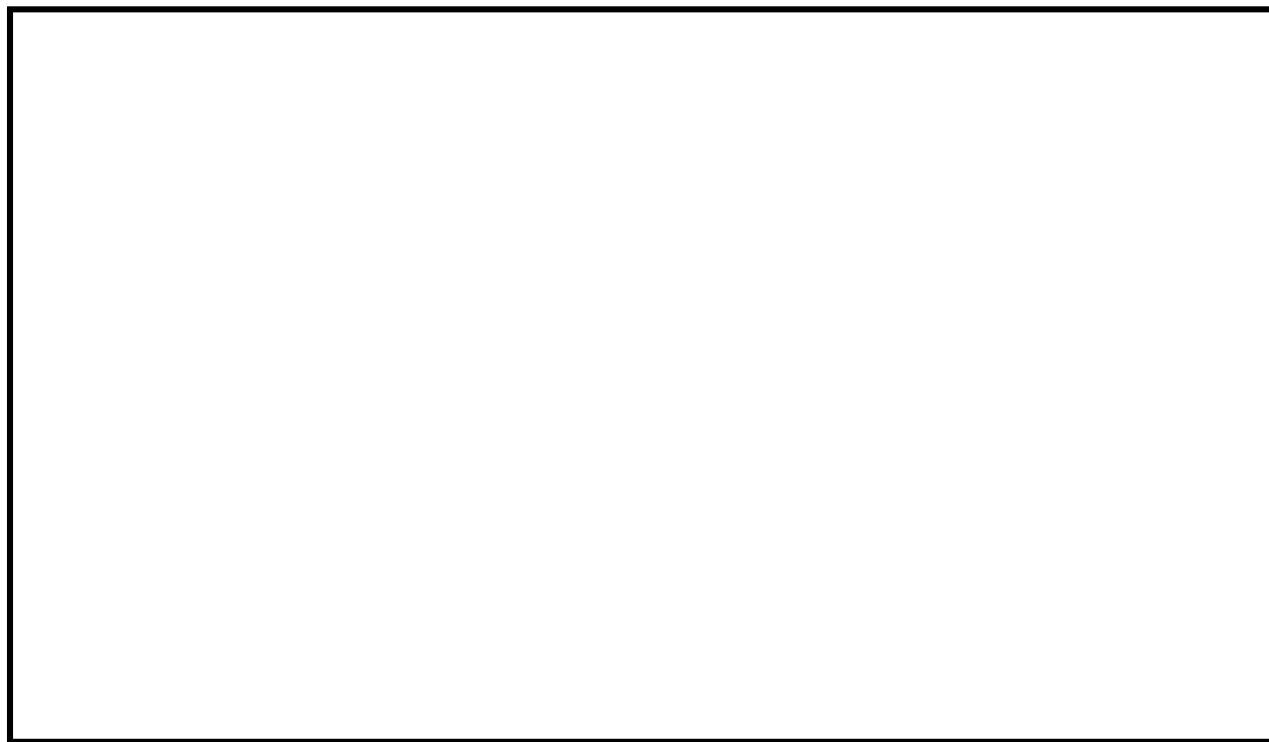


図 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の設置エリア

: S A 範囲

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。

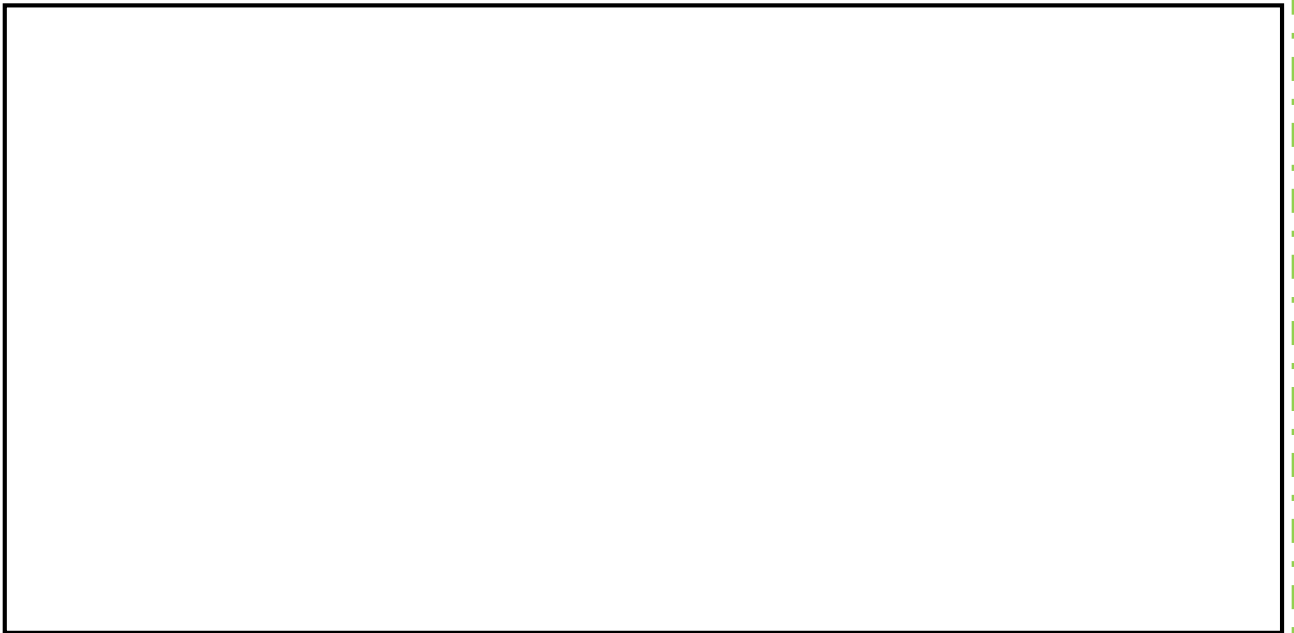


図 2.4-10 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 系統概略図

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。

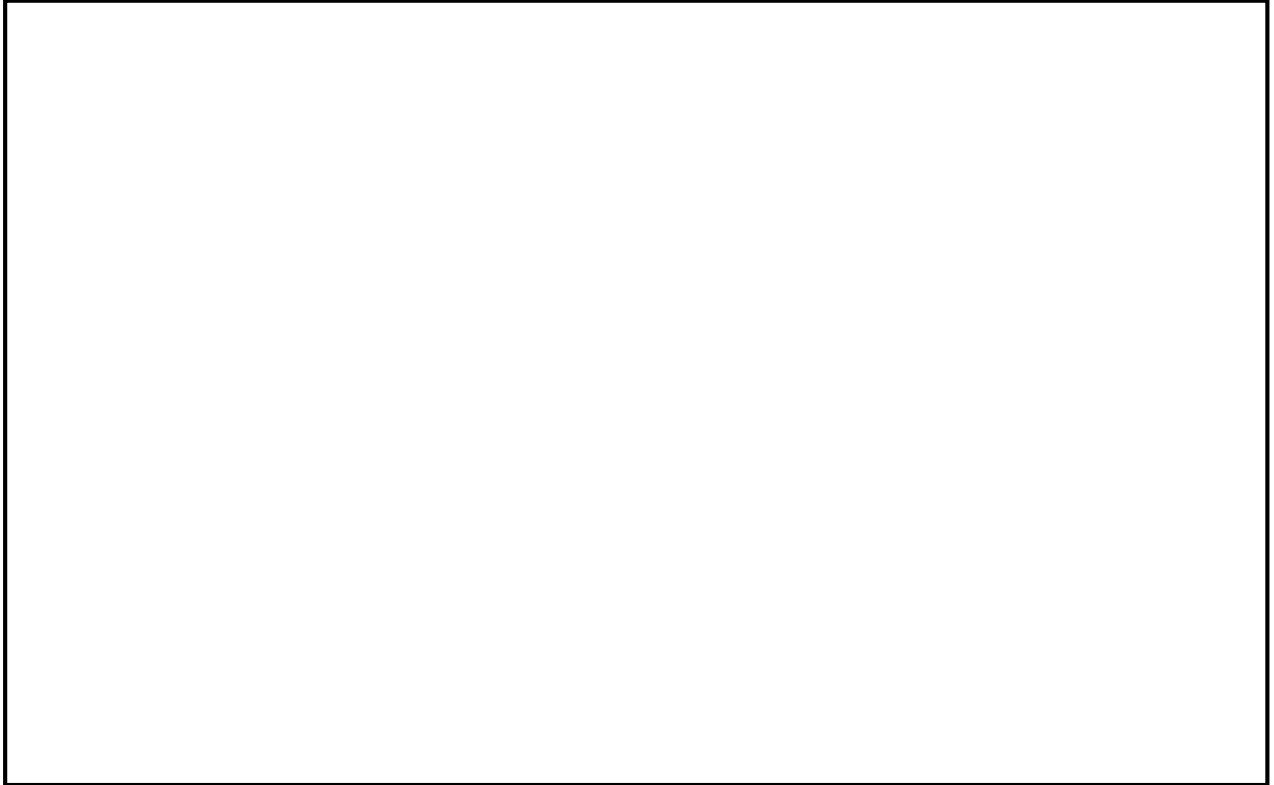


図 2.4-11 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（7号炉）

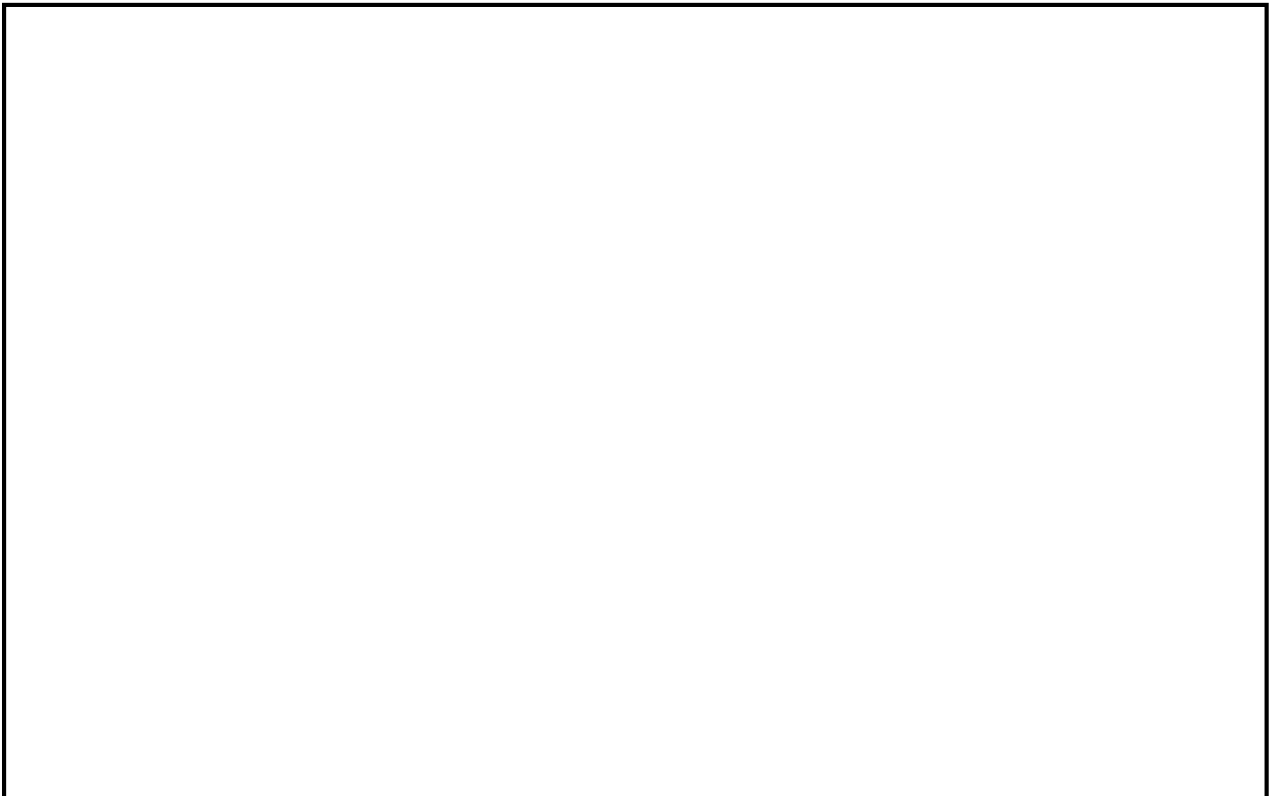


図 2.4-12 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図（6号炉）

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。

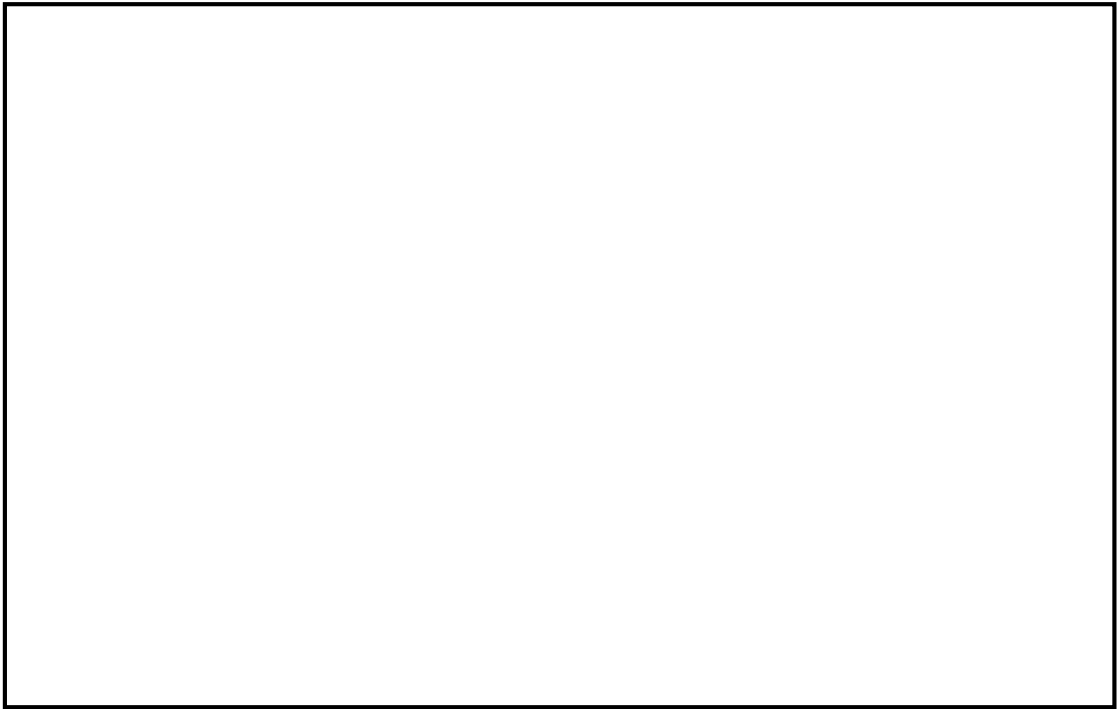


図 2.4-13 中央制御室換気設備の系統概要図
(重大事故発生時，プルーム通過中)

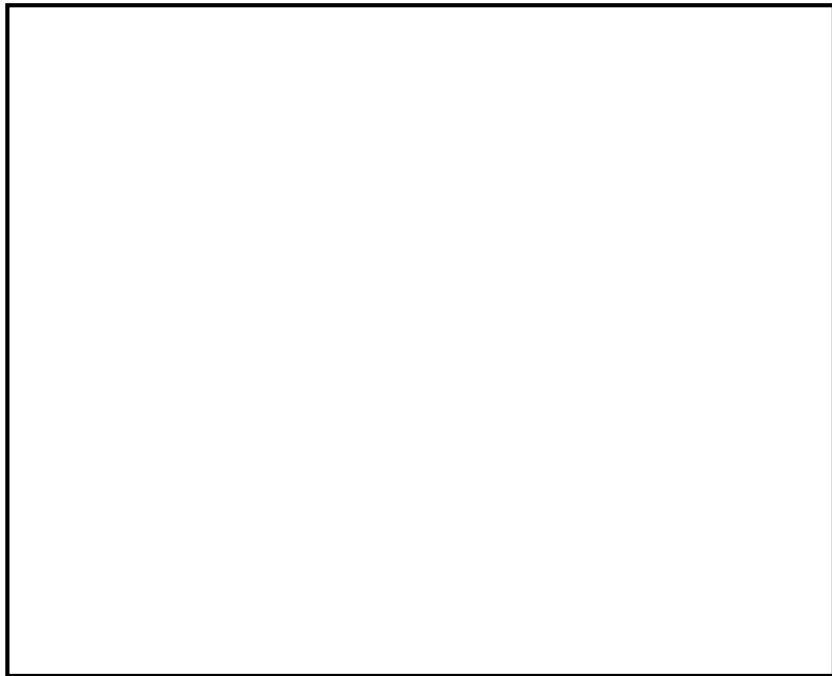


図 2.4-14 カードル式空気ポンプユニット配置場所

(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。

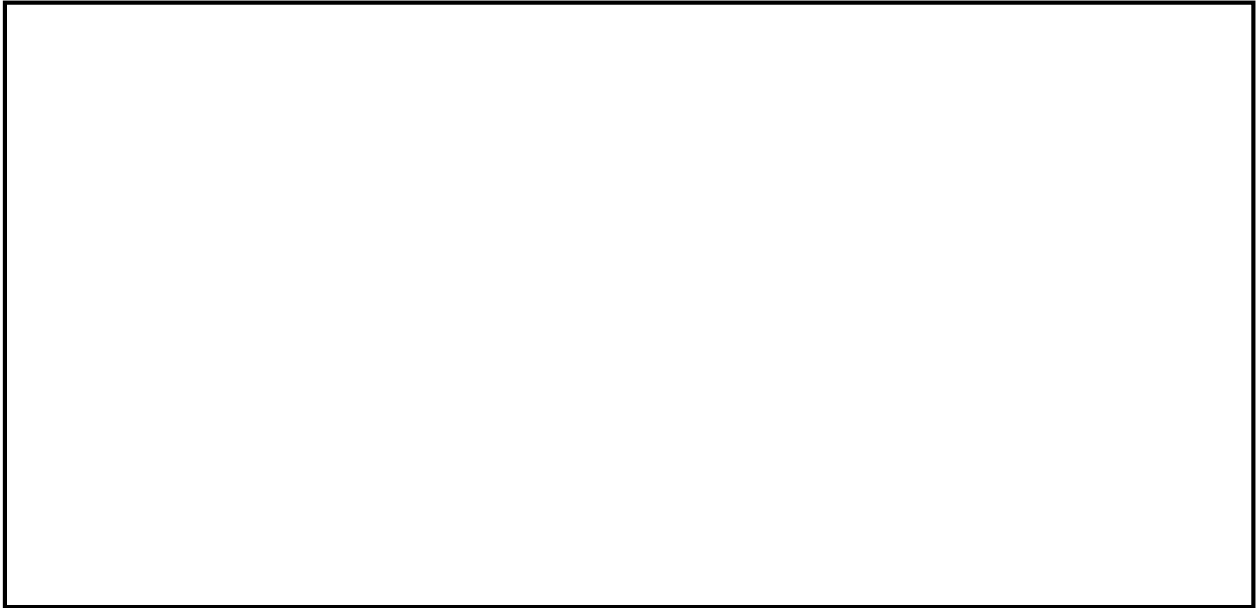


図 2.4-15 中央制御室待避室 レイアウト

(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。

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。

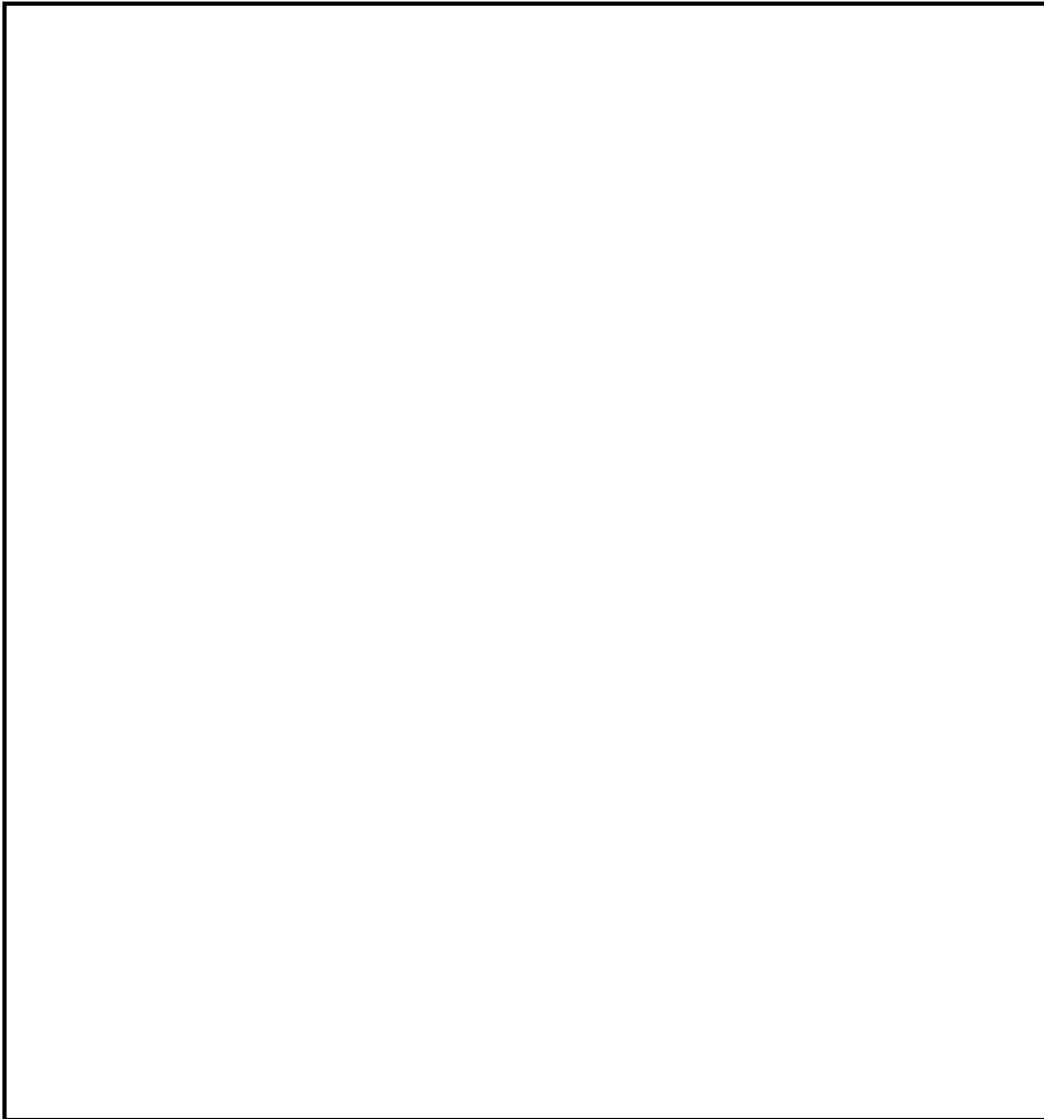


図2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

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。

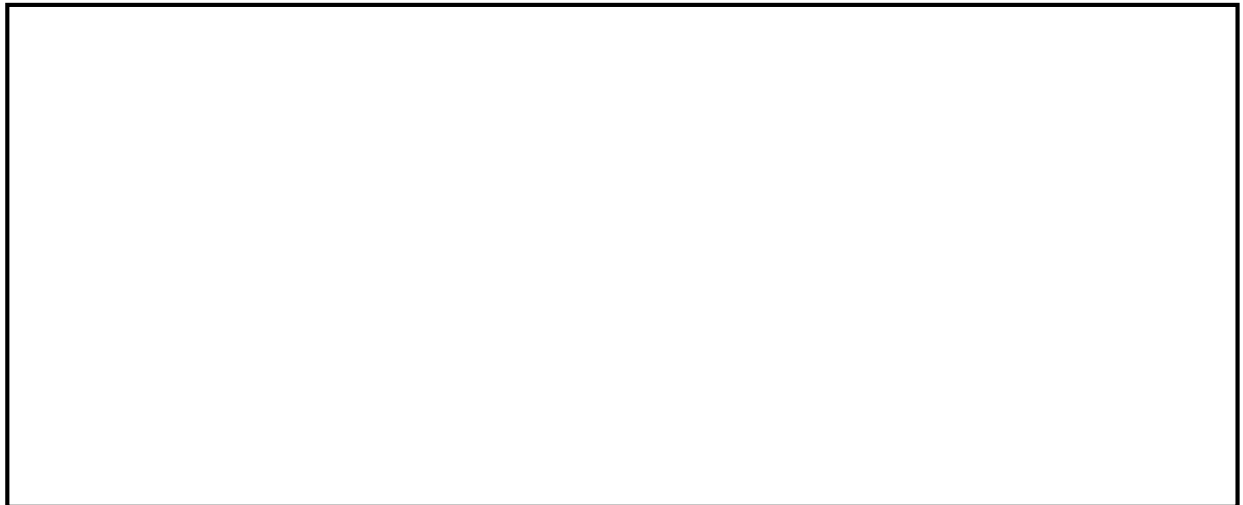


図 2.4-18 カードル式空気ポンベユニット 概念図

(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。

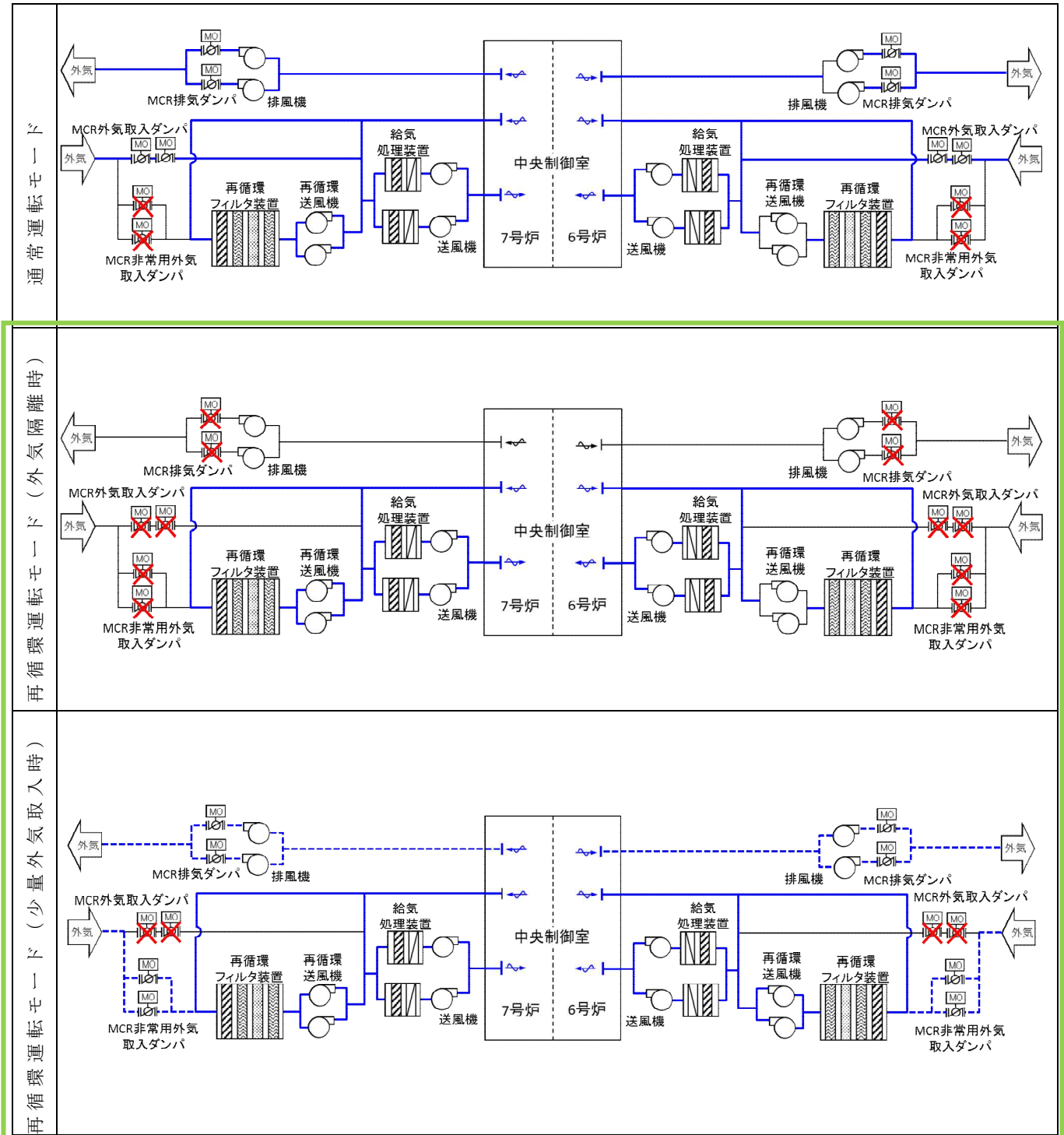


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (1/2)

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。

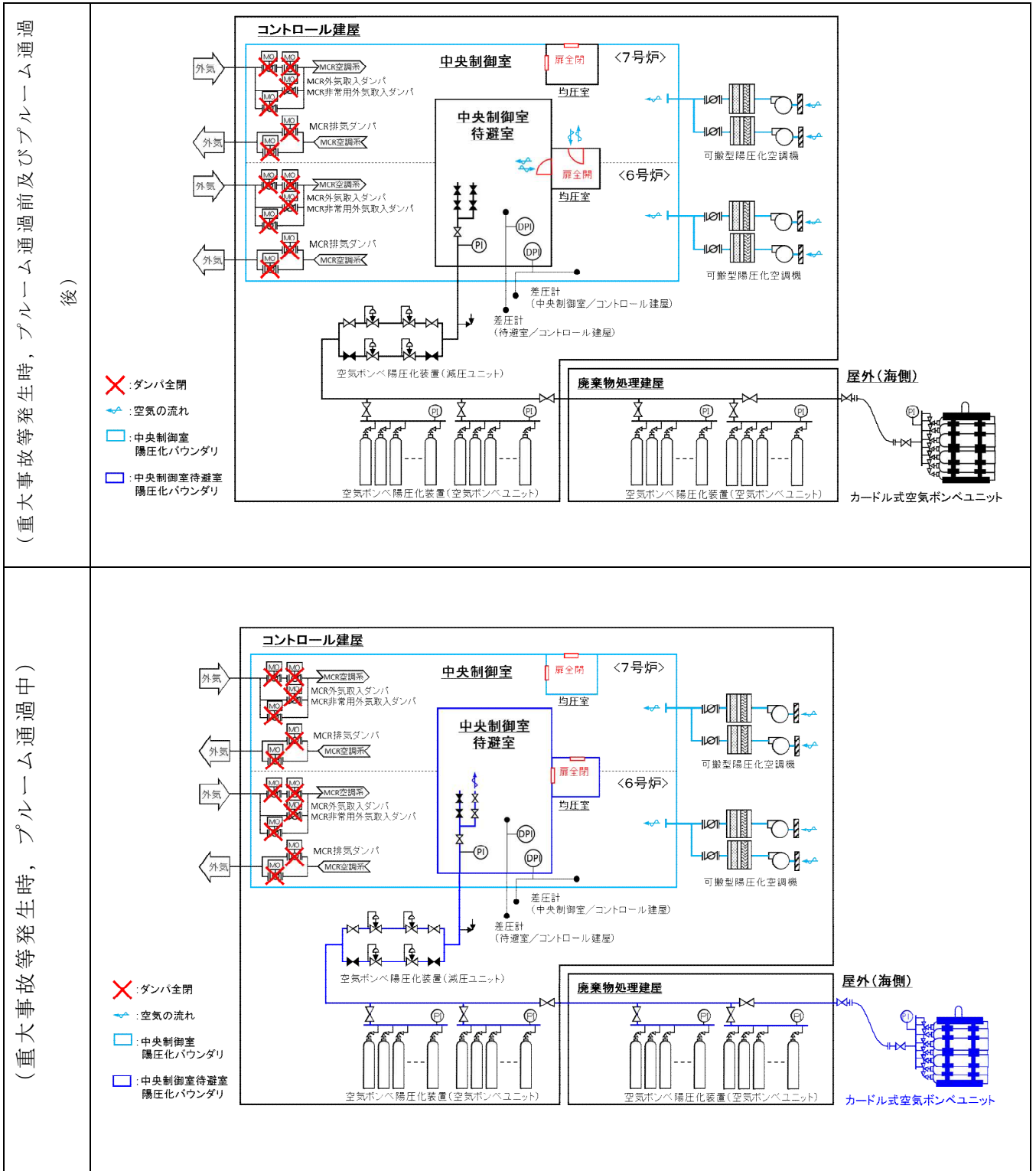


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (2/2)

(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

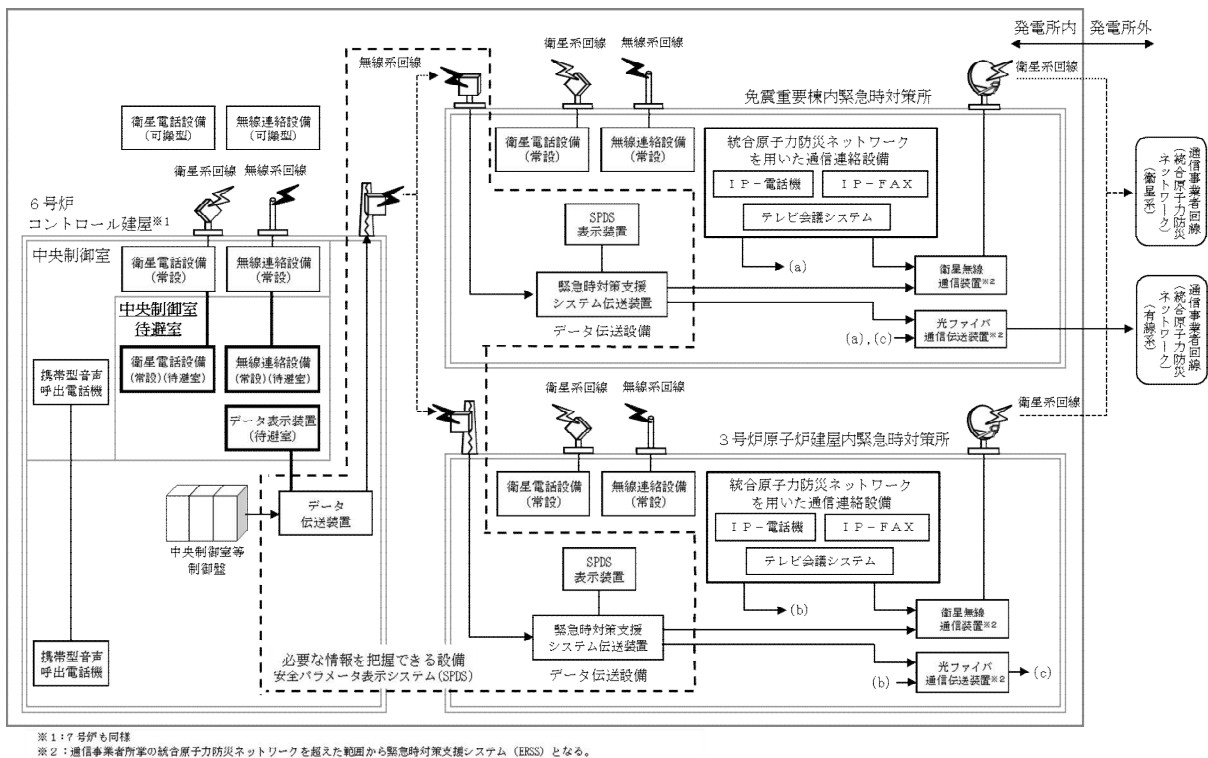


図2.4-20 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要

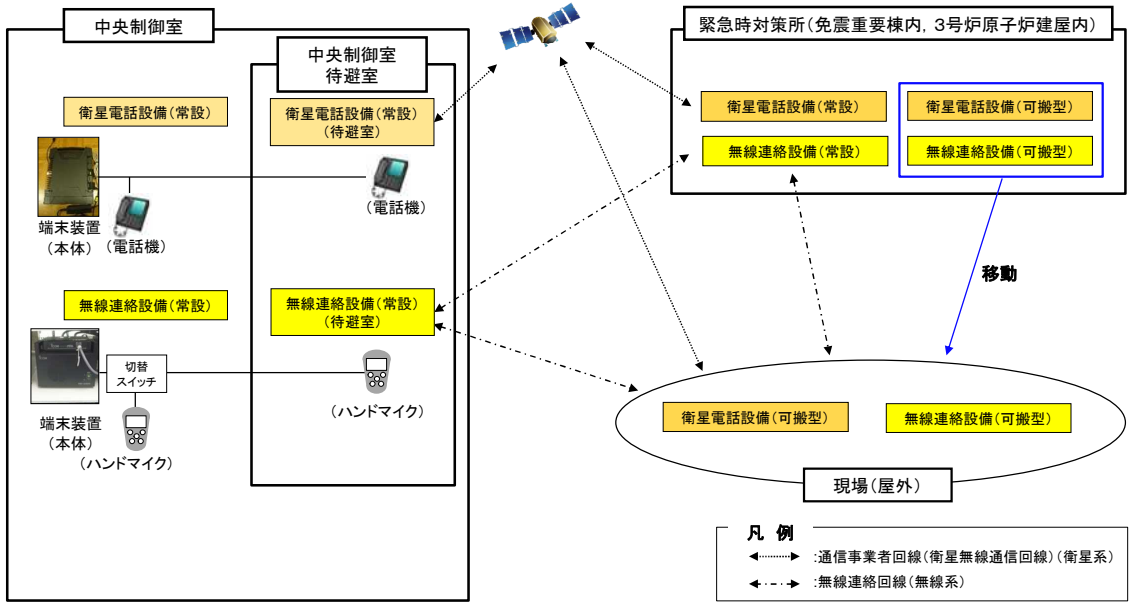


図2.4-21 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要 (6号及び7号炉各々)



(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

：S A 範囲

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。）

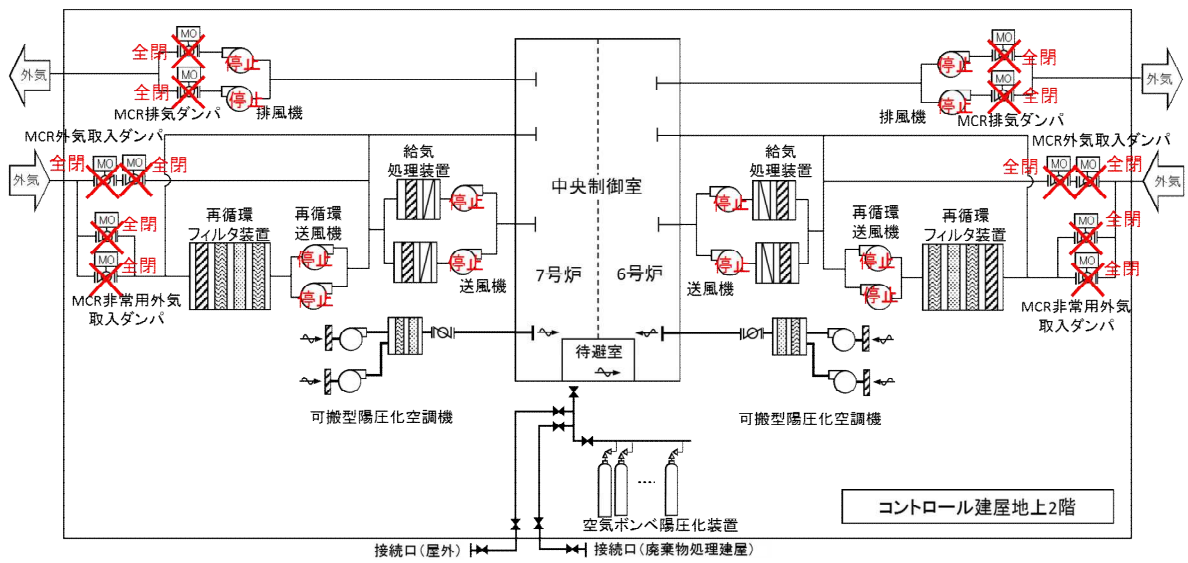


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要（重大事故等時）

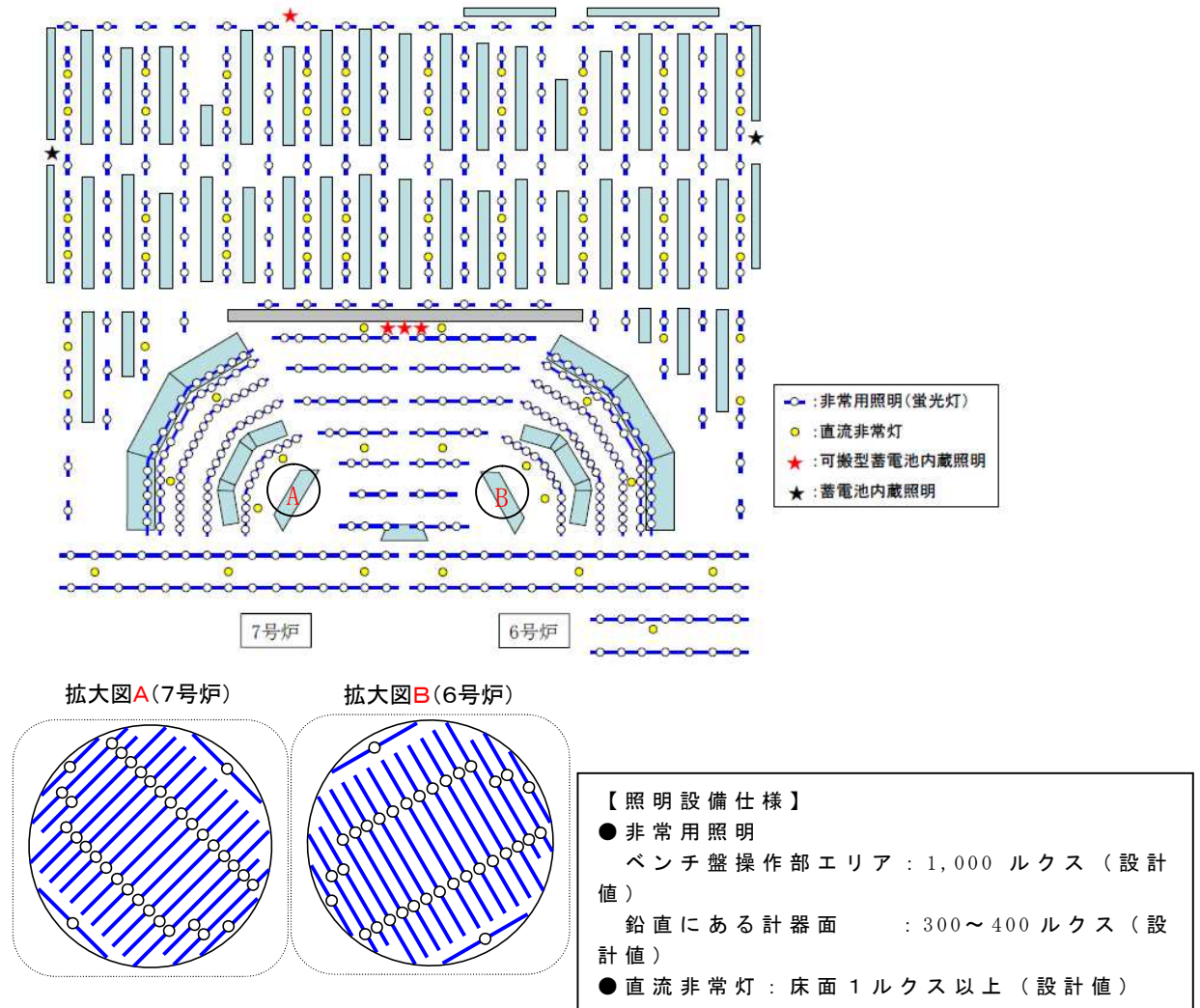


図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

※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

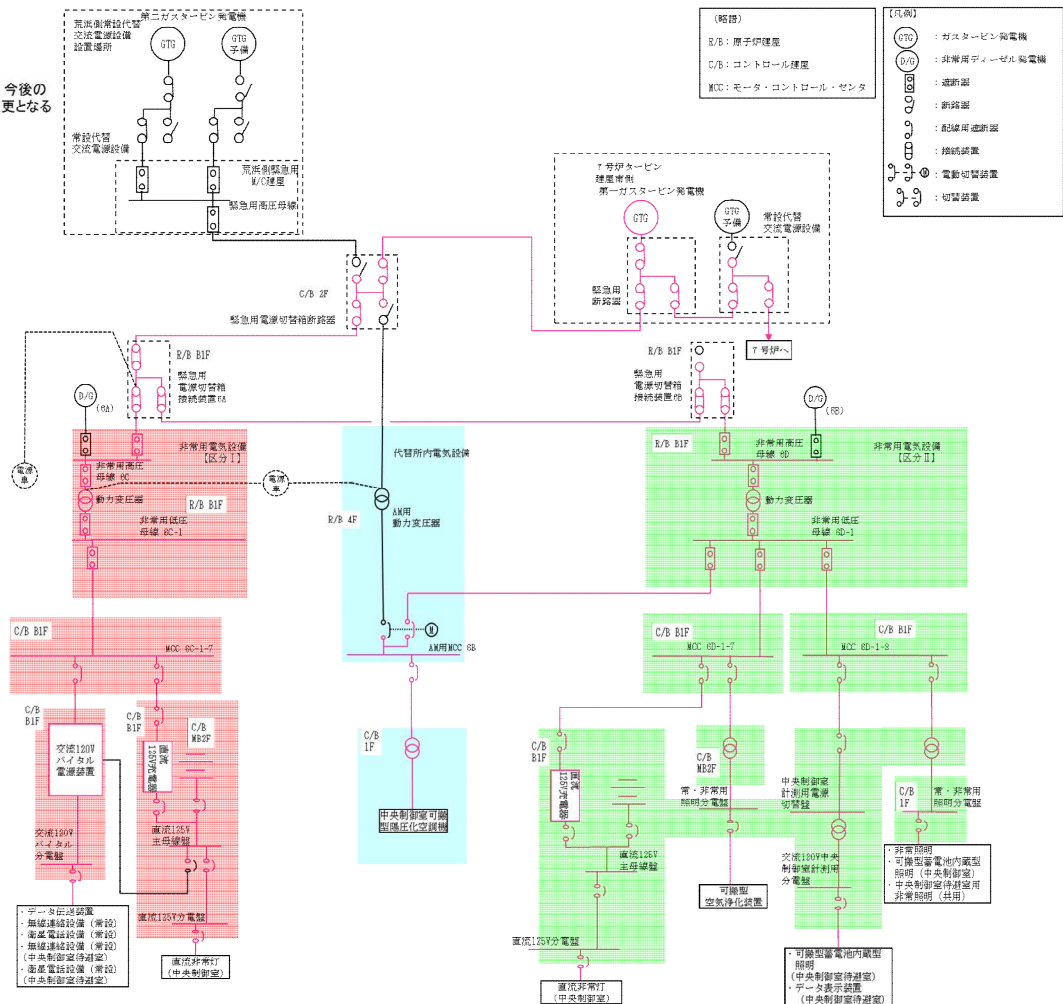


図 2.5-3 6号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

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。)

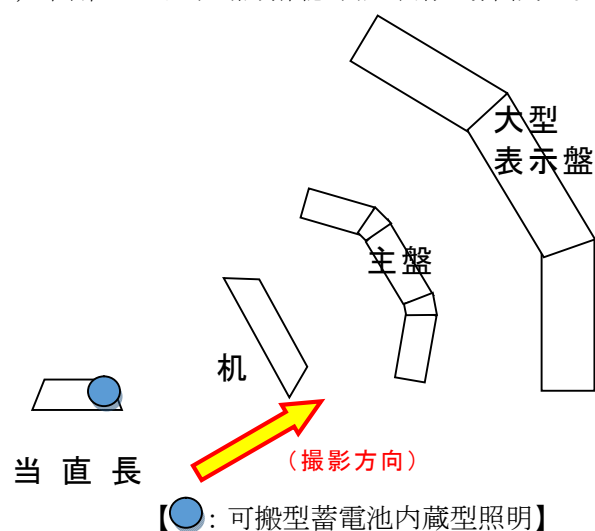


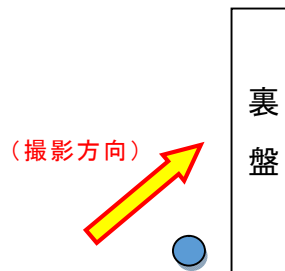
図 2.5-6 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： 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。

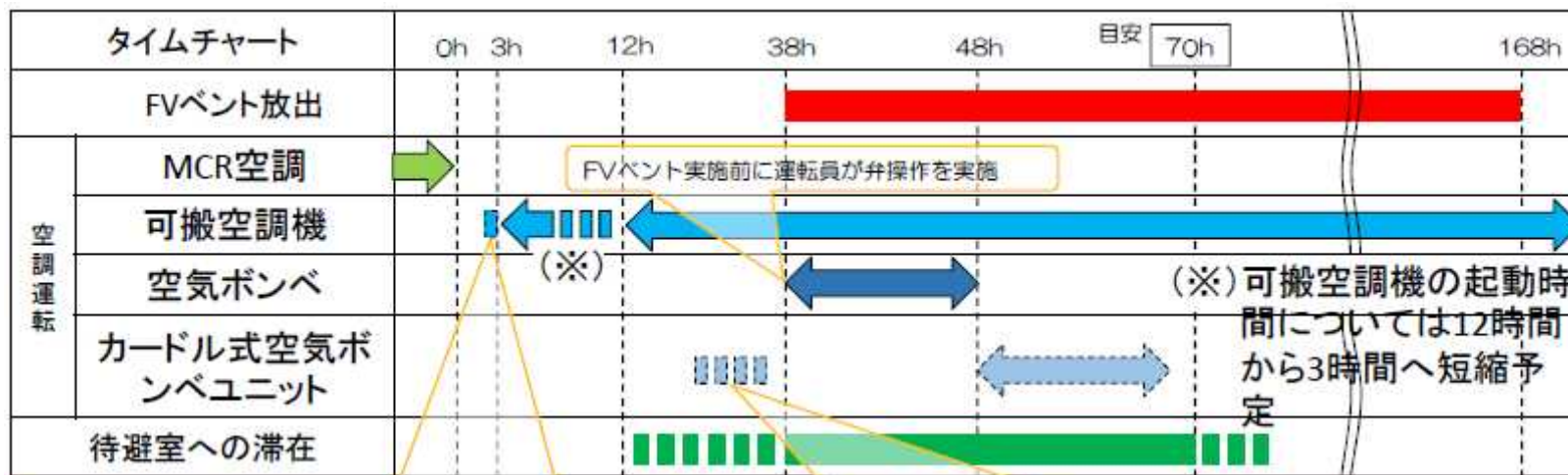
中央制御室待避室にとどまっている間にも、6号炉及び7号炉のデータ表示装置(待避室)を用いることで、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動状況はじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また中央制御室待避室に通信連絡設備を設置し、緊急時対策所本部等との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避室にこれら設備を設置することで、中央制御室制御盤エリアに居るとき同様、タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

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）

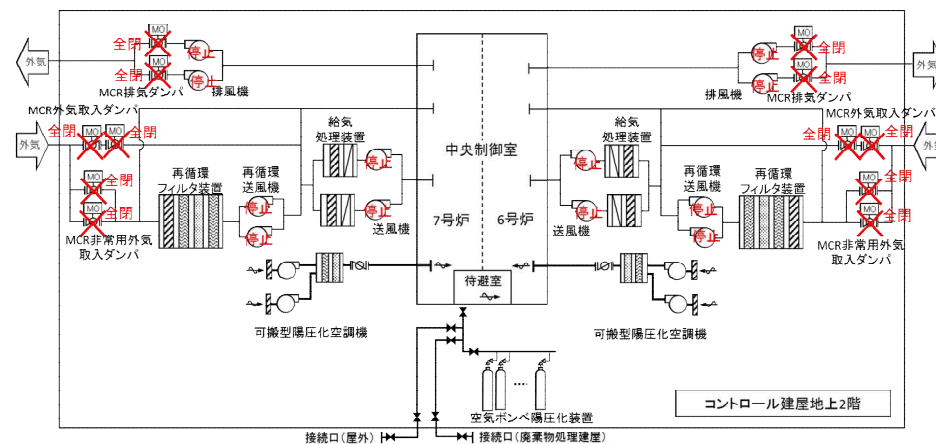


図 3.1-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要

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。

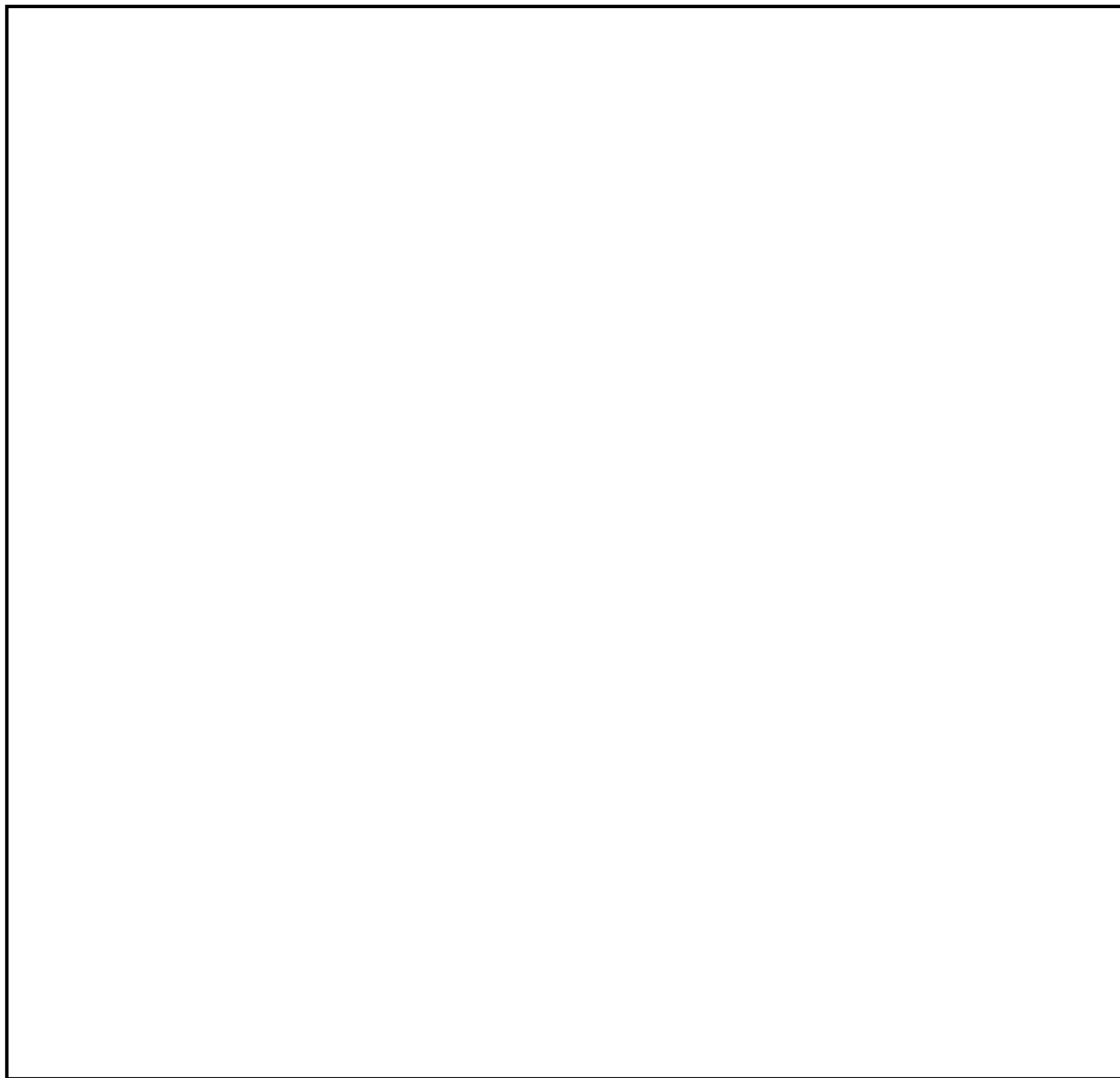



図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及びアクセスルート

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。

 : S A 範囲

(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。

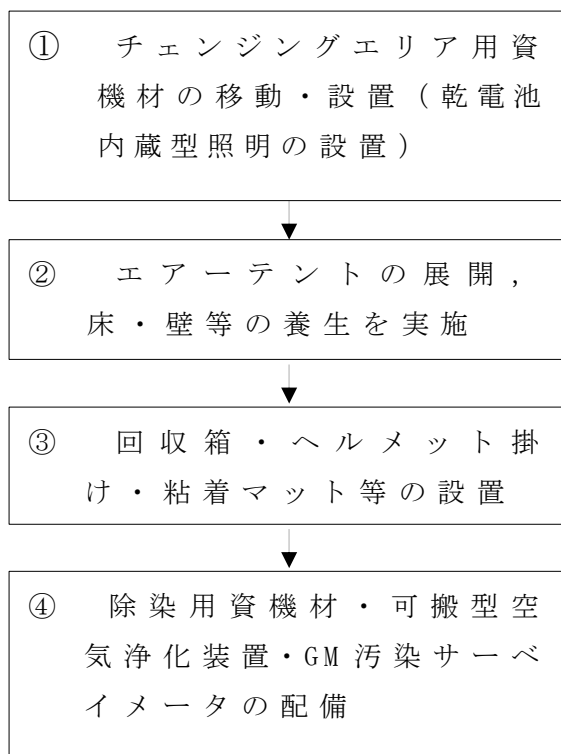


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

： S A 範囲

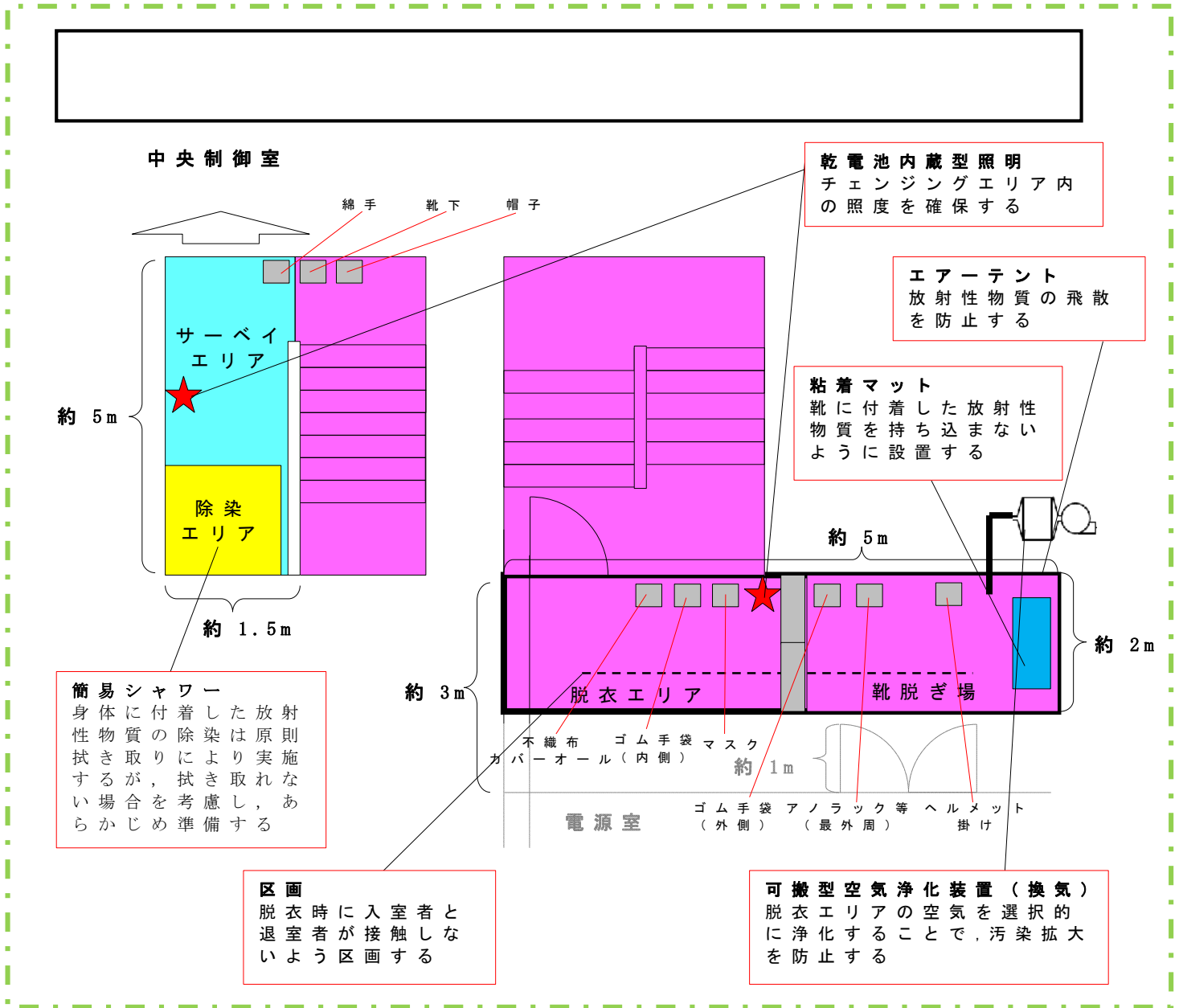


図 3.3-3 中央制御室チェン징エリア

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	2巻	
フェンス	4枚	
バリア	2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。

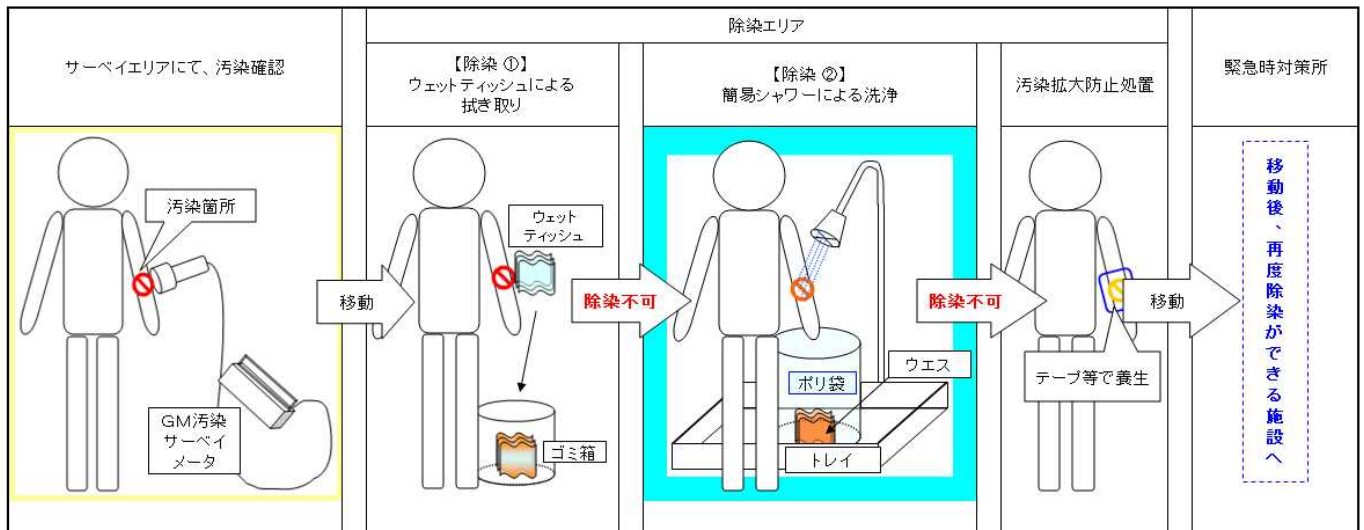


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

： 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。

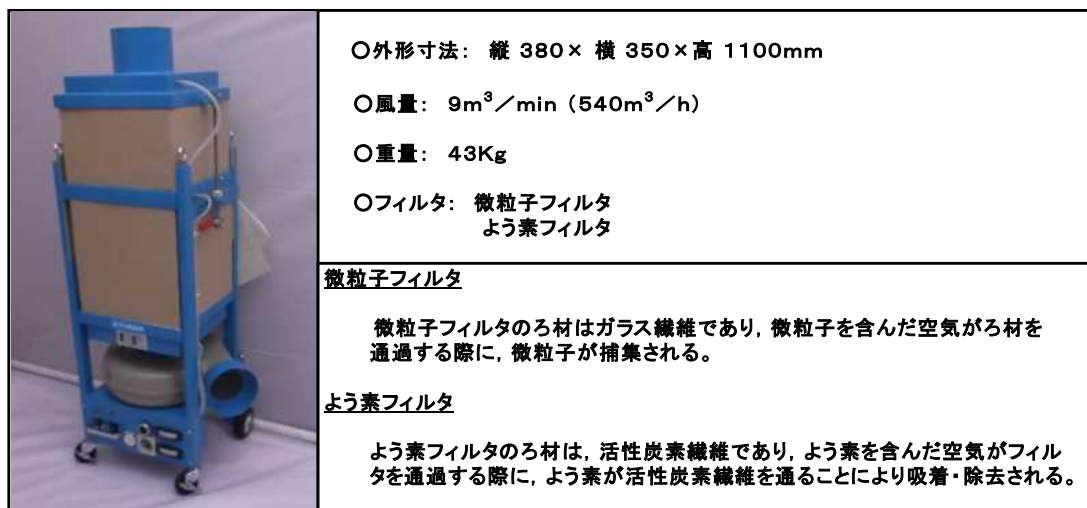


図 3.3-5 可搬型空気浄化装置の仕様等

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。

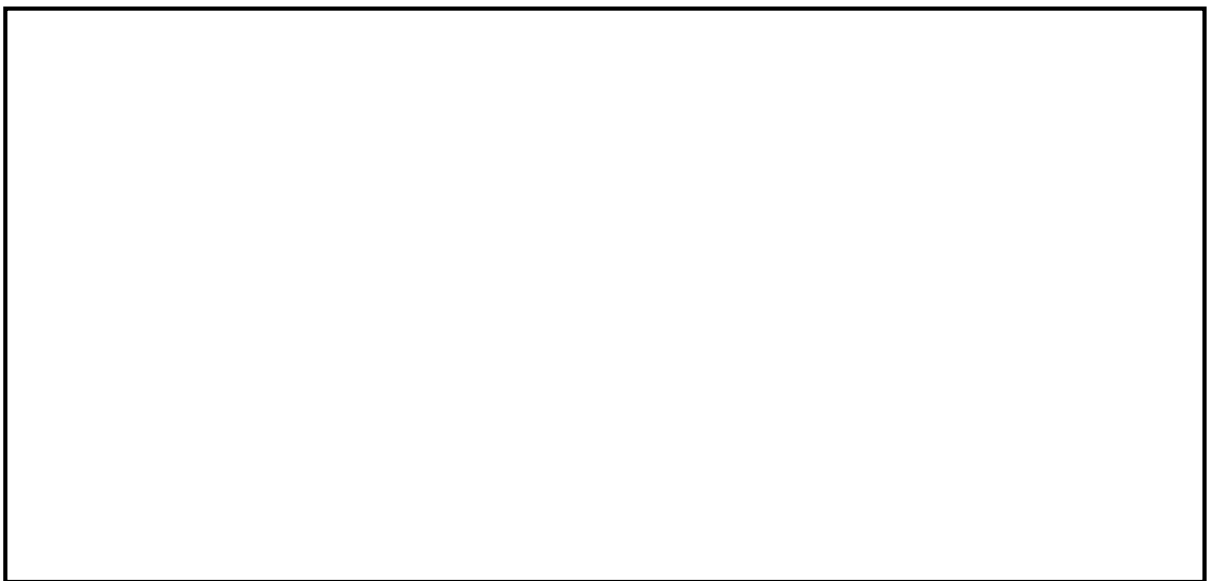


図 3.3-6 エアーテントの外観

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 50kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×50cm 程度
送風時間（高圧ポンプ※）	約 3 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

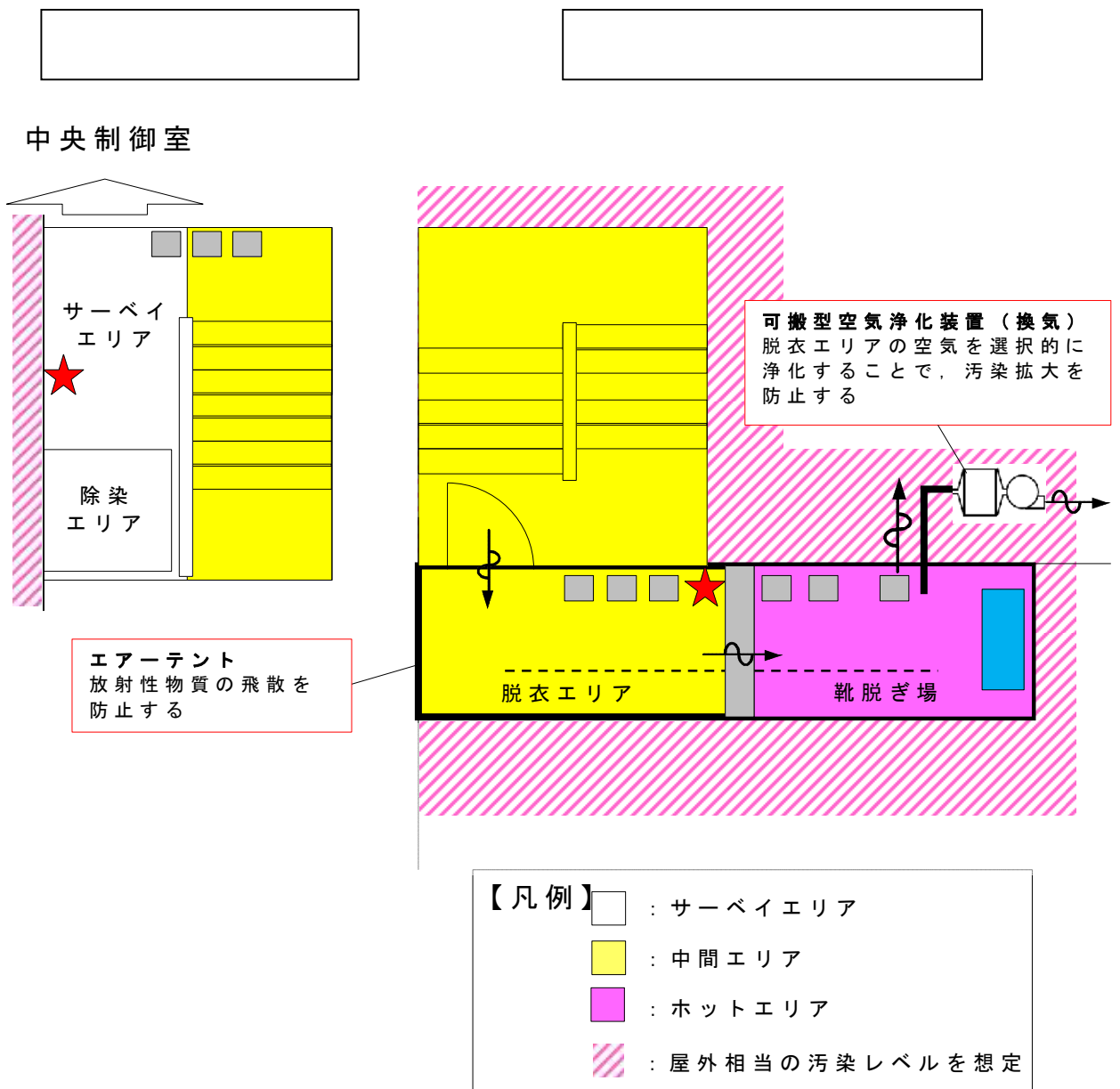


図 3.3-7 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

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。

□ : 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養生シート等で区画することで、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

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する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 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	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) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で4組を想定し、同時に8名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に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。

 : 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)		※ 非常用 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

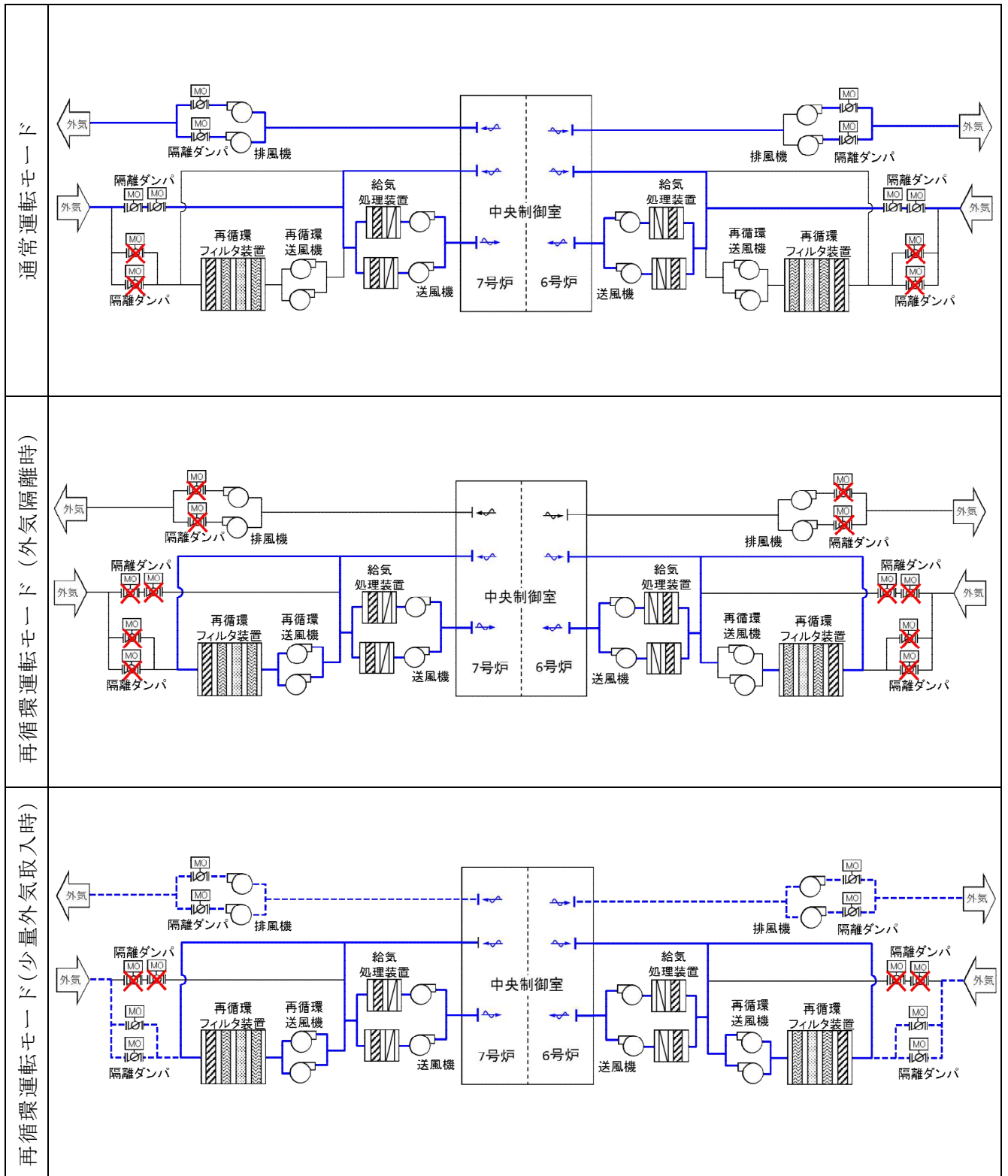


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図

【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)	

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 (E C C 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
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 待避解除は放射線量が低いよう 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	-	-	-	-	-	待避所へ待避し、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元操作を実施する	
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 待避解除は燃料が低いよう 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		-		-		炉心水位は、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て実施																	
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て実施 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																格納容器ベント前に格納容器及び特設を実施する 待機時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		継続実施																格納容器ベント前に格納容器及び特設を実施する 一時待機時に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する 待機時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																適宜ベント状態監視	待機時へ待機し、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後待機所へ待機する
	-		-		(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		継続実施																適宜実施 (一時待機中)	格納容器ベント前に格納容器及び特設を実施する 一時待機時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 TQUX							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																		
低圧注水系 注水操作		(1人) a		-			原子炉水位をレベル3~レベル8で維持																RHR (A)	
残留熱除去系 サプレッションプール水冷却モード操作		(1人) a		-			サブレーションプール水冷却モード運転を継続 *2系列停止冷却モード運転後は適宜原子炉注水実施																RHR (B)	
残留熱除去系 停止冷却モード準備	(1人) a			-			停止冷却モード ラインアップ パラメータ監視																90分	RHR (C)
				2人 o,d			環境移動 停止冷却モード 環境ラインアップ																	
残留熱除去系 停止冷却モード運転		(1人) a		-			残留熱除去系 停止冷却モード起動 原子炉冷却材温度監視																停止冷却モード運転を継続	RHR (C)
低圧注水系から停止冷却モード切替	(1人) a			-			停止冷却モード ラインアップ パラメータ監視																90分	RHR (A)
				(2人) o,d			環境移動 停止冷却モード 環境ラインアップ																	
残留熱除去系 停止冷却モード運転		(1人) a		-			残留熱除去系 停止冷却モード起動 原子炉冷却材温度監視																停止冷却モード運転を継続	RHR (A)
必要人員数 合計		2人 a,b		2人 o,d		0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 (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移行しているため、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ないため影響はない。

図-2 大LOCA + 高圧注水・減圧機能喪失

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	炉心閉水後は、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人	・淡水貯水池から防火水槽への補給	継続実施										一時停止
格納容器ベント操作	(1) A	-	-	-	-	・ベント状態監視											
	-	-	(2) E, F	-	-	・格納容器ベント操作											25分
	-	-	-	-	(2) A	・フィルタ装置水位調整											
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	・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										
格納容器ベント準備操作	-	-	-	-	(6) A	・ガスタービン発電機起動 ・緊急停止装置解除	20分										
格納容器ベント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・ガスタービン発電機 運転状態監視	20分										
格納容器ベントによる発電	-	-	(4) A	-	-	・M/C 発電機	10分										
代替格納容器スプレイ冷却系 準備操作	-	-	(2) A	-	-	・設備稼働 ・代替格納容器スプレイ冷却系 ラインアップ	300分										
代替格納容器スプレイ冷却系 運転	-	-	-	-	(3) A	・代替格納容器スプレイ冷却系 運転状態監視	330分+待機時間30分										
格納容器ベント準備操作	-	-	-	-	(2) A	・ベント準備 ・フィルタ装置水位調整 (淡水ライン水送り)	60分										
格納容器ベント操作	(1) A	-	-	-	(2) A	・格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整	60分										
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	-	-	-	(2) A	・低圧代替注水系ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系 ラインアップ	5分										
原子炉急凍減圧操作	(1) A	-	-	-	-	・設備稼働 ・低圧代替注水系 運転ラインアップ ・低圧代替注水系 復水貯蔵槽からライン調整 ・遮断弁 2弁 ・手動調整操作 ・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										
格納容器ベント停止操作	-	-	(2) A	-	-	・格納容器ベント停止操作	30分										
格納容器スプレイ冷却系 起動操作	(1) A	-	-	-	-	・格納容器スプレイ冷却系 起動操作	格納容器圧力は「1.7-1.8MPa(g)」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。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て、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-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レイの切り替えを繰り返す実施																
代替格納容器スレイ操作（格納容器薬品注入を含む）	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スレイ弁操作 ・ス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レイの切り替えを繰り返す実施 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)	-	・消防車による復水貯蔵槽への補給	約2時間 炉心水位確認	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 待避開始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 待避開始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															一時待避 （一時待避中）	待避所へ待避し、ベント状態を監視する。
	-	-	(2) E,F	-	-	-	・格納容器ベント操作		25分															一時待避 （一時待避中）	格納容器ベント操作後待避所へ待避する
	-	-	-	-	(2)	-	・フィルタ装置水位調整		適宜実施															一時待避 （一時待避中）	各層からの連絡を受けて設備維持を実施する
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レイ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																	
代替格納容器スレイ操作	(1) A	-	-	-	-	-	・低圧注水系 スレイ弁操作		原子炉水位確保可能な条件下に格納容器スレイ開始 適宜原子炉注水と格納容器スレイ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 (常勤)	-	・現場移動 ・異機材配置及びホース布設、起動及び系配水通りの	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 (その他常勤13人)																				
6号および7号炉 事故時対応運転員総数	当班員（1名）+当班副員（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（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															
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															
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	適宜実施															
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	継続実施															
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)		緊急時対策委員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
原子炉注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	原子炉注水「レベル2～レベル8」で原子炉注水																
高圧注水機能 起動確認	(1人) A	-	-	-	-	-	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	-	-	-	-	-	復水移送ポンプトリップ水位付近でスプレイ停止																
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	(1人)	-	適宜実施																
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	-	-	-	-	-	ベント準備	10分															
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整 (注水ラインを通り)	60分															
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作 適宜ベント状態監視	25分															
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整	適宜実施															
燃料給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	適宜実施	適宜実施															
必要人員数 合計	2人 A,B	-	2人 C,D	-	-	2人																	

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号炉緊急時対策委員への影響
7号炉の緊急時対策委員は、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	-	-	-	-	-	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																			
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																			
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視																			
	-	-	(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																			
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																				
残留熱除去系 運転モード切替操作	-	(1人) b	-	-	-	-	低圧注水モード→サブプレッションプール冷却モード																			
原子炉水位調整操作	-	(1人) a	-	-	-	-	サブプレッションプール冷却状況監視																			
	-	(1人) a	-	-	-	-	原子炉隔離冷却部系 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル1.5以上維持																			
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)																								
	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	-	-	-	-	-	炉心昇水後、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	約24分 炉心保冷開始	約70分 原子炉注水開始	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	約24分 原子炉注水開始	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達																							
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	約3時間 炉心昇水確認	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	一時待避	復水確認中 (一時待避中)	格納容器ベント前に復水準備及び待避を解除する 待避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	約3時間 炉心昇水確認	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	一時待避	復水確認中 (一時待避中)	格納容器ベント前に復水準備及び待避を解除する 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	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	待避ベント状態監視	格納容器ベント前に復水準備及び待避を解除する																					
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	25分	格納容器ベント操作後待避解除へ待避する																					
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	待避実施	中保からの連絡を受けて復水操作を実施する																					
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	消防車への給油	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	約38時間 格納容器圧力 限界圧力到達	一時待避	復水確認中 (一時待避中)	格納容器ベント前に復水準備及び待避を解除する 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)																								
	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	-	-	-	-	-	格納容器スプレイ実施まで「レベル3~レベル8」維持	約13分 原子炉水位 (レベル1)	約18分 原子炉急減速	約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	「レベル3~レベル8」維持																			
代替格納容器スプレイ操作	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器注水180kPa (上限)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	約13分 原子炉水位 (レベル1)	約18分 原子炉急減速	約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	「レベル3~レベル8」維持																			
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	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	一時待避	復水確認中 (一時待避中)	待避実施																				
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	-	-	淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	一時待避	復水確認中 (一時待避中)	待避実施	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	-	-	-	-	-	ベント準備	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	10分	待避実施	待避実施																				
格納容器ベント操作	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整 (排水ライン水張り)	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	60分	待避実施	待避実施																				
	(1人) A	-	-	-	-	-	格納容器ベント操作 ベント状態監視	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	待避実施	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)	-	消防車への給油	約10時間 格納容器圧力180kPa (上限)到達	約17時間 格納容器圧力310kPa (上限)到達	待避実施	作業中 (一時待避中)	待避実施	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 事故時対応運転員総数	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																															

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。

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。

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					
						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・必要人員数						7号炉発生 ▽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 炉心損傷確認 約38時間 格納容器注水 原子炉注水到達																							
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																						操作の内容			
	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		-		-		炉心損傷後、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		-		-		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										一時待避	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 一時待避前に防火水槽が乾きしように補給量を調整する 待避時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		継続実施										一時待避	現場確認中断 (一時待避中)	格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避前に防火水槽が乾きしように補給量を調整する 待避時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		-		-													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		-												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待避操作を実施する											
燃料給油作業	-		-		2人		継続実施										一時待避	現場確認中断 (一時待避中)	格納容器ベント時に待避事項及び待避を実施する 一時待避前に燃料が乾きしように補給する											
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人																									

7号炉 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					
						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・必要人員数						▽約15分 高圧炉心注水系からの漏えい停止																							
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																						操作の内容			
	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		-	-		5分																							
原子炉水位調整操作		(1人) a					「レベル3～レベル8」維持																							
		(1人) a					「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		-	-		サブレーションプール水冷却モード																							
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) + 当直員 (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														一時停止								
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								
格納容器ベント操作	(1人) A						・ベント状態監視															25分	適量ベント状態監視							
	-		(2人) E,F				・格納容器ベント操作																格納容器ベント操作準備後実施							
	-				(2人)		・フィルタ装置水位調整																適量実施							
燃料給油作業	-				2人		・消防車への給油	継続実施														一時停止	格納容器ベント前に格納容器及び格納容器を監視する 一時停止時は作業エリアの放射線量測定後となる							
必要人員数 合計	2人 A,B		4人 C,D,E,F		14人																									

7号炉 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
格納容器ベント操作						(2人)	・ガスタービン発電機 運転状態監視	適量実施																						
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	適量実施																						
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	適量実施																						
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	適量実施																						
代替格納容器ベント操作（系統構成2）	(2人) a,b						・海水移送ポンプ停止 ・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操作			(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開始	(2人) a,b						・海水移送ポンプ起動 ・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状態監視	(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	適量実施																						
燃料給油作業					(2人)		・消防車への給油 ・電源車への給油	適量実施																						
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]	※対応時間でもっと少ない作業を想定した場合は「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	約24分 炉心損傷開始	炉心閉水後は、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	約70分 原子炉注水開始	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	約3時間 炉心閉水確認	継続実施															一時待避 一時待避
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
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-	ベント状態監視		適宜ベント状態監視															
	-	-	(2人) E,F	-	-	-	格納容器ベント操作		25分															
	-	-	-	-	(2人)	-	フィルタ装置水位調整		適宜実施															
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
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	約60分 蒸発熱除去機能、補給水注水機能 喪失確認	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	約8時間 プール水温100℃到達	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	約12時間 補給開始	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															
淡水貯水池から大規模防火水槽への補給	-	-	-	-	-	2人	・消防車を用いたSFP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 注入弁操作	炉心圧水後は、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						・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											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											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												待機準備実施し、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											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											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。												
必要員数 (7号炉) 合計		1人 a		2人 c,d		0人												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。													
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																														

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)	-	継続実施											一時停止 一時停止	格納容器ベント前に格納容器及び格納容器薬品注入作業の開始準備が完了するまで待機する														
淡水貯水池から防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	継続実施											一時停止 一時停止	格納容器ベント前に格納容器及び格納容器薬品注入作業の開始準備が完了するまで待機する 一時停止時に防火水槽の水位を確認する 待機時間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	待機中へ待機し、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準備が完了するまで待機する														
	-	-	-	-	(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	-	継続実施											一時停止 一時停止	格納容器ベント前に格納容器及び格納容器薬品注入作業の開始準備が完了するまで待機する 一時停止時に燃料の供給が停止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 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	-	-	-	-	-	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 約20時間 格納容器薬品注入開始											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)	-	ガスタービン発電機 運転状態監視											25分	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。														
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	-	(1人) A	-	-	-	-	原子炉水位回復後、器具量に合わせた注水																										
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)	-	現場移動 高圧配管及びホース布設、起動及び系統水確認											10時間															
残留熱除去系 準備起動	-	(1人) A	-	-	-	-	停止時冷却モード 起動準備											5分															
残留熱除去系 起動操作	-	(1人) A	-	-	-	-	停止時冷却モード 起動											5分															
燃料給油作業	-	-	-	-	-	-	電源車への給油											適宜実施															
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																																

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										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										格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機時に防火水槽が不足しないよう 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後となる
格納容器ベント操作	(1人) A		-		-		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後待機所へ待機する
	-		-		(2人)		フィルタ装置水位調整	適宜実施										中保からの連絡を受けて待機操作を実施する
燃料給油作業	-		-		2人		消防車への給油	継続実施										格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機時に燃料が不足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 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

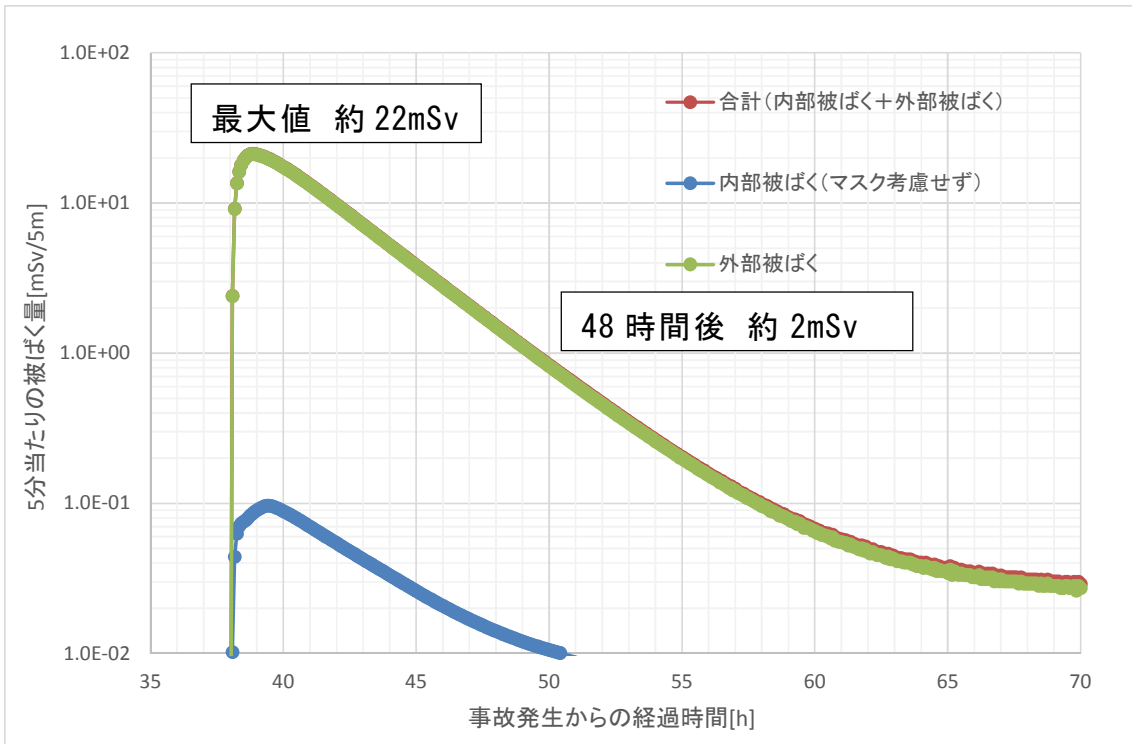


図-15 6号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

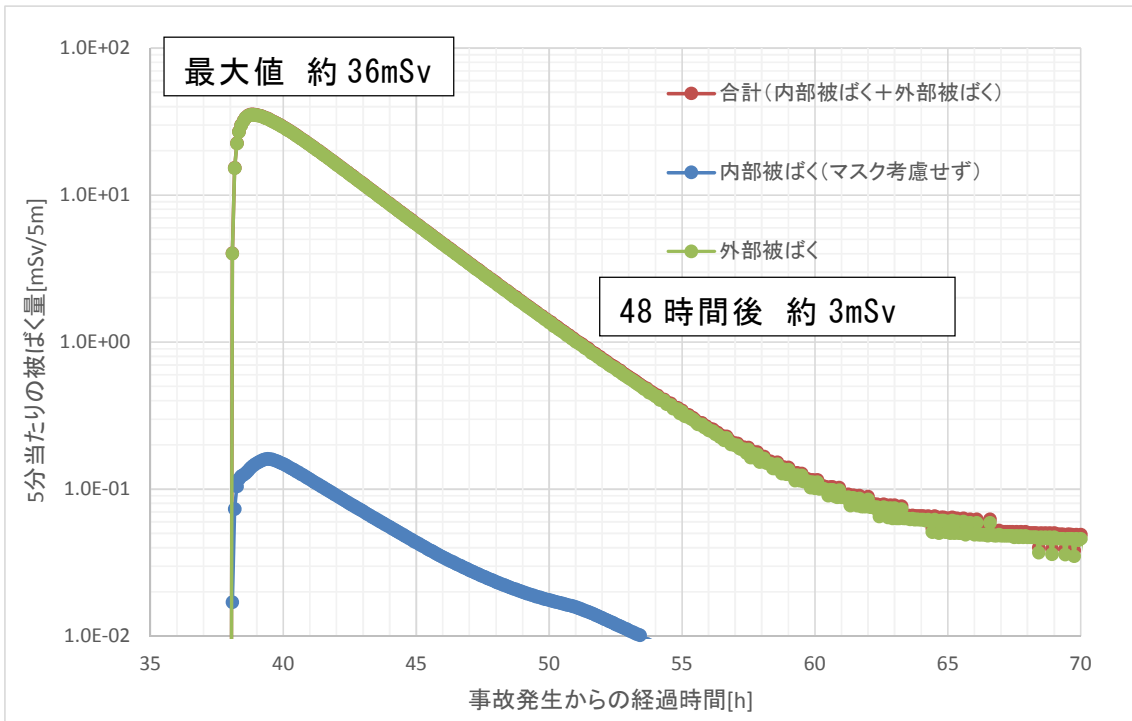


図-16 7号炉大LOCA時の中央制御室（待避室外）での5分当たりの被ばく量

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。

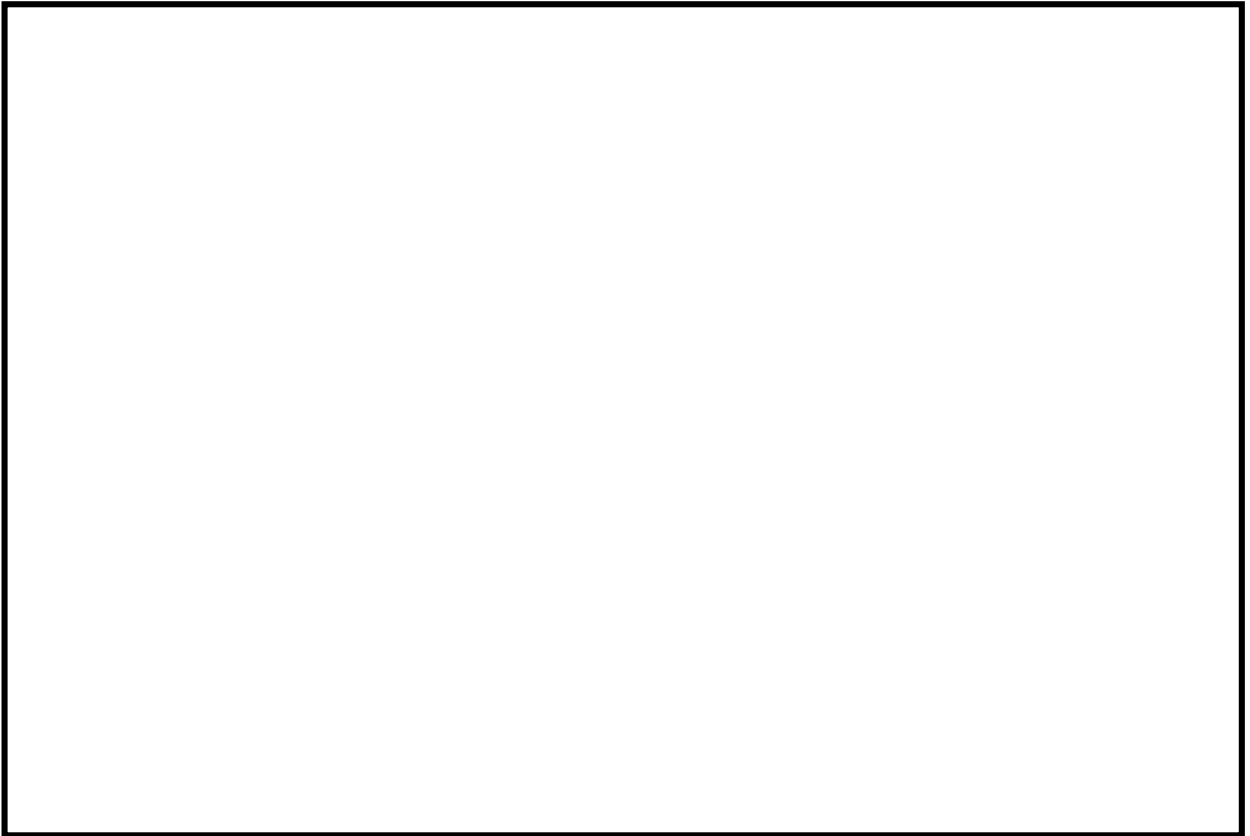


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

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징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19mSv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 8.0×10^0	約 1.1×10^1	約 1.3×10^1	約 1.8×10^1
	(内訳) 内部被ばく※3 外部被ばく	(約 4.2×10^0) (約 3.8×10^0)	(約 5.5×10^0) (約 5.3×10^0)	(約 6.8×10^0) (約 6.3×10^0)	(約 9.4×10^0) (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 8.1	約 11	約 14	約 19

- ※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、放出量を評価している。

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。

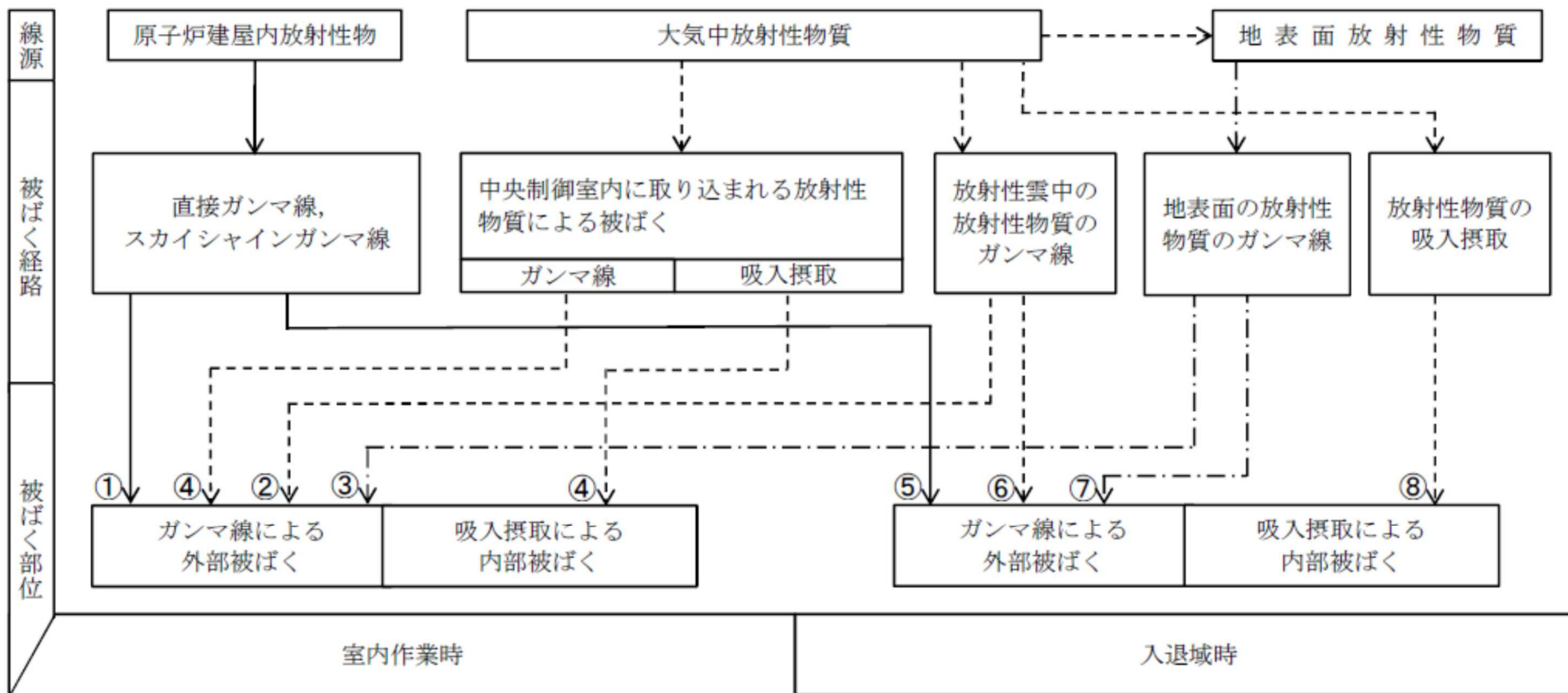


図2-1 重大事故に対する被ばく評価にて考慮する被ばく経路

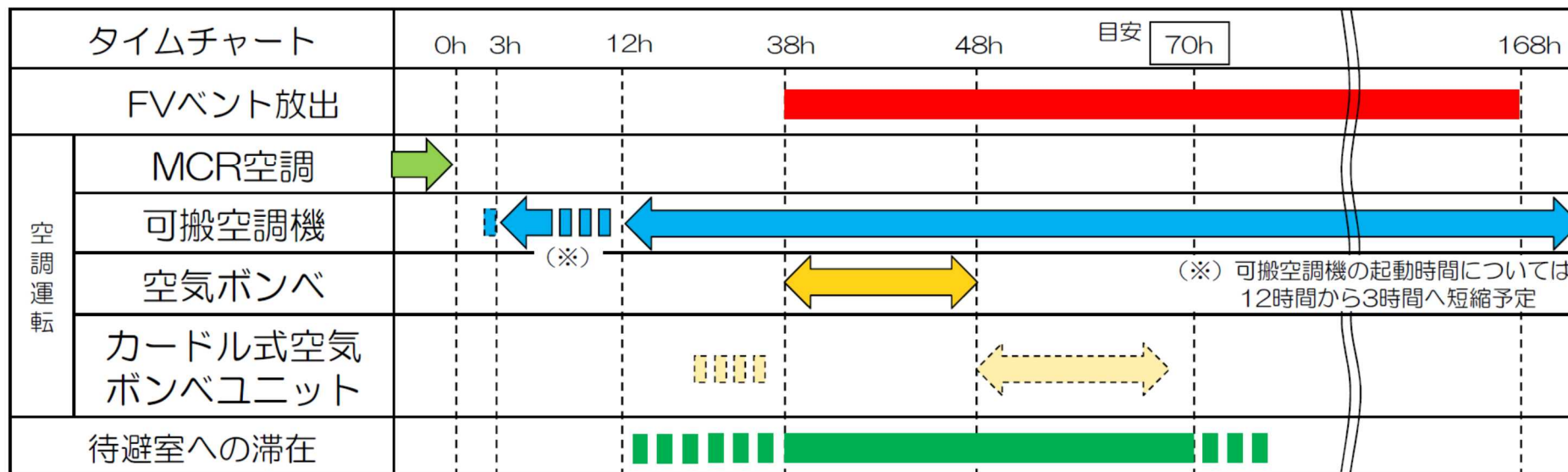


図 2-2 中央制御室内対応タイムチャート

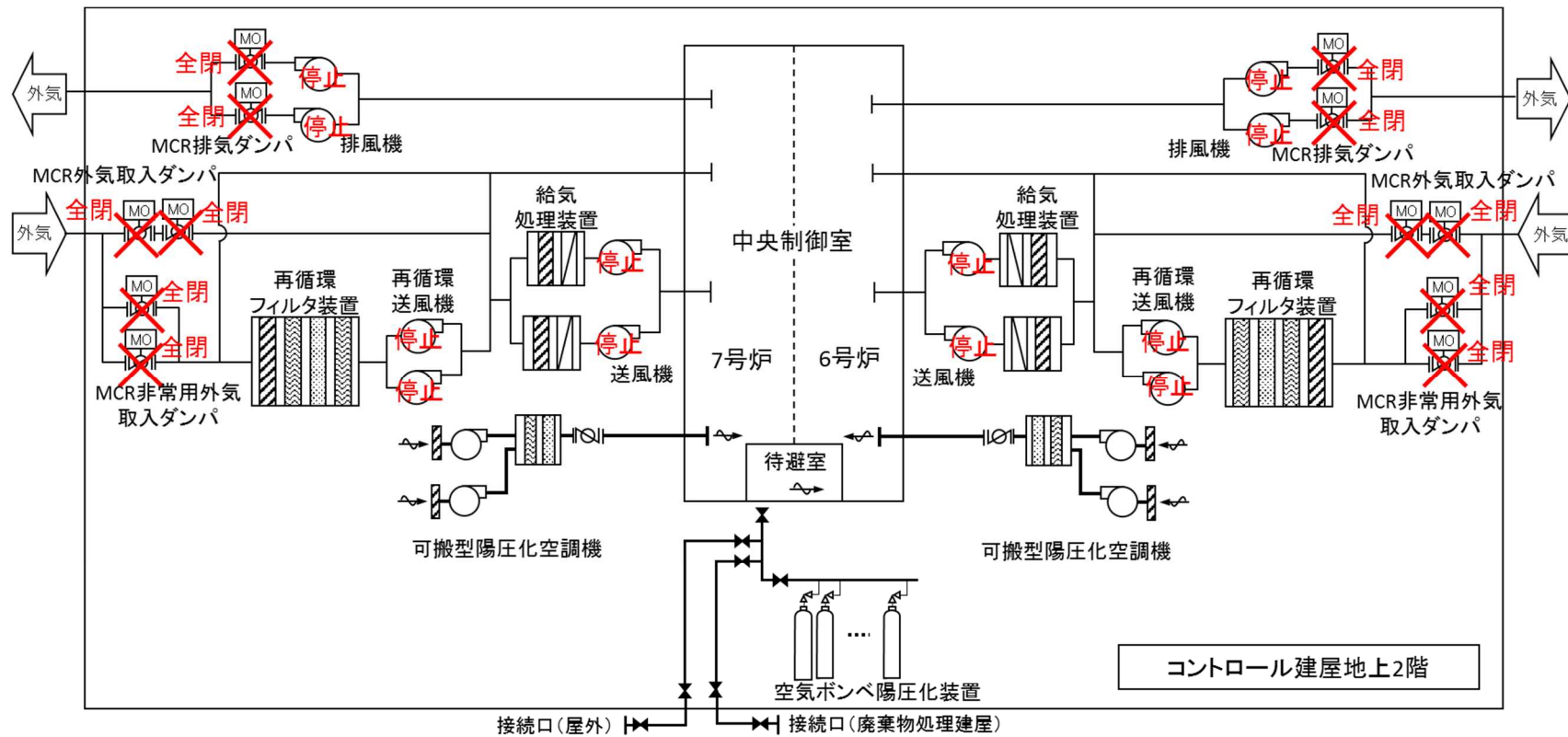


図2-3 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図（重大事故時）

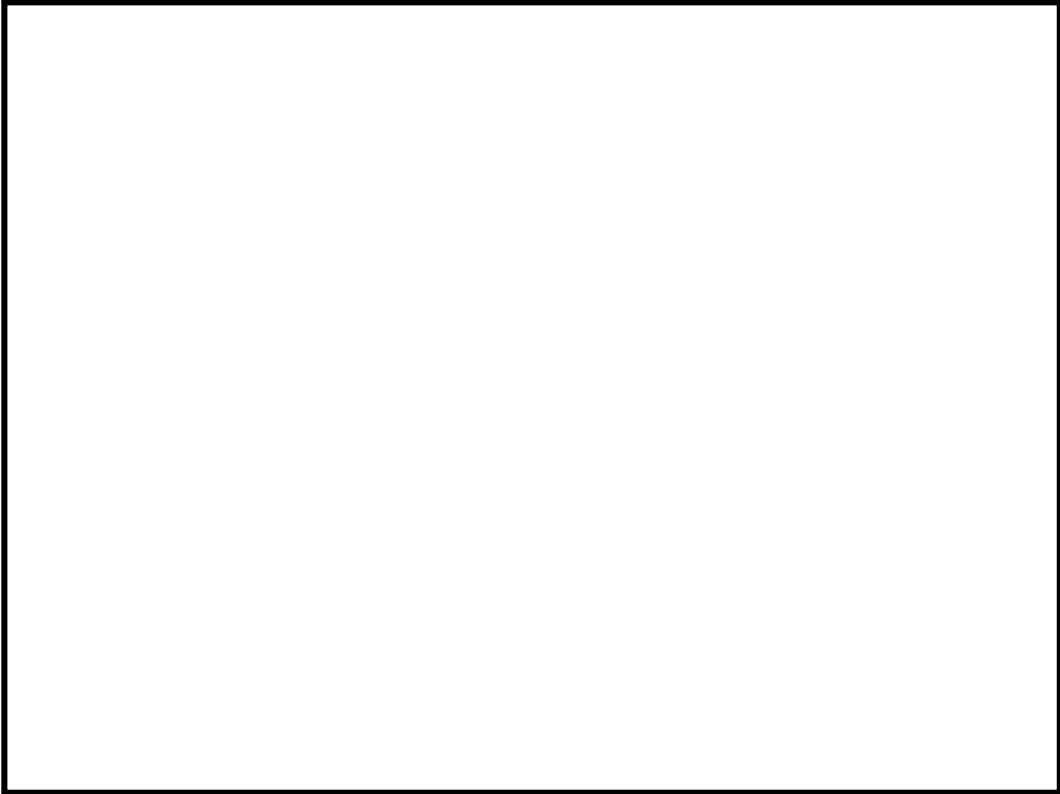


図 2-4 中央制御室待避室の設置場所

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 外部被ばく	(—) (—)	(約 2.5×10^0) (約 2.0×10^1)	(約 2.5×10^0) (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	約 2.8×10^1
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	(約 2.2×10^0)	(—)	(約 2.2×10^0)
	外部被ばく	(約 1.6×10^1)	(—)	(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）

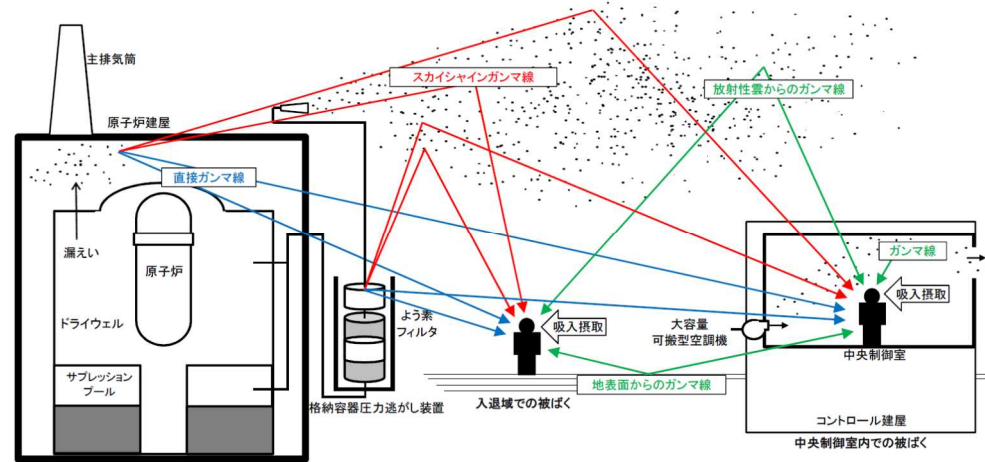


表2-8 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価の主要条件（1/2）

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	
		ドライウェルスピー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)

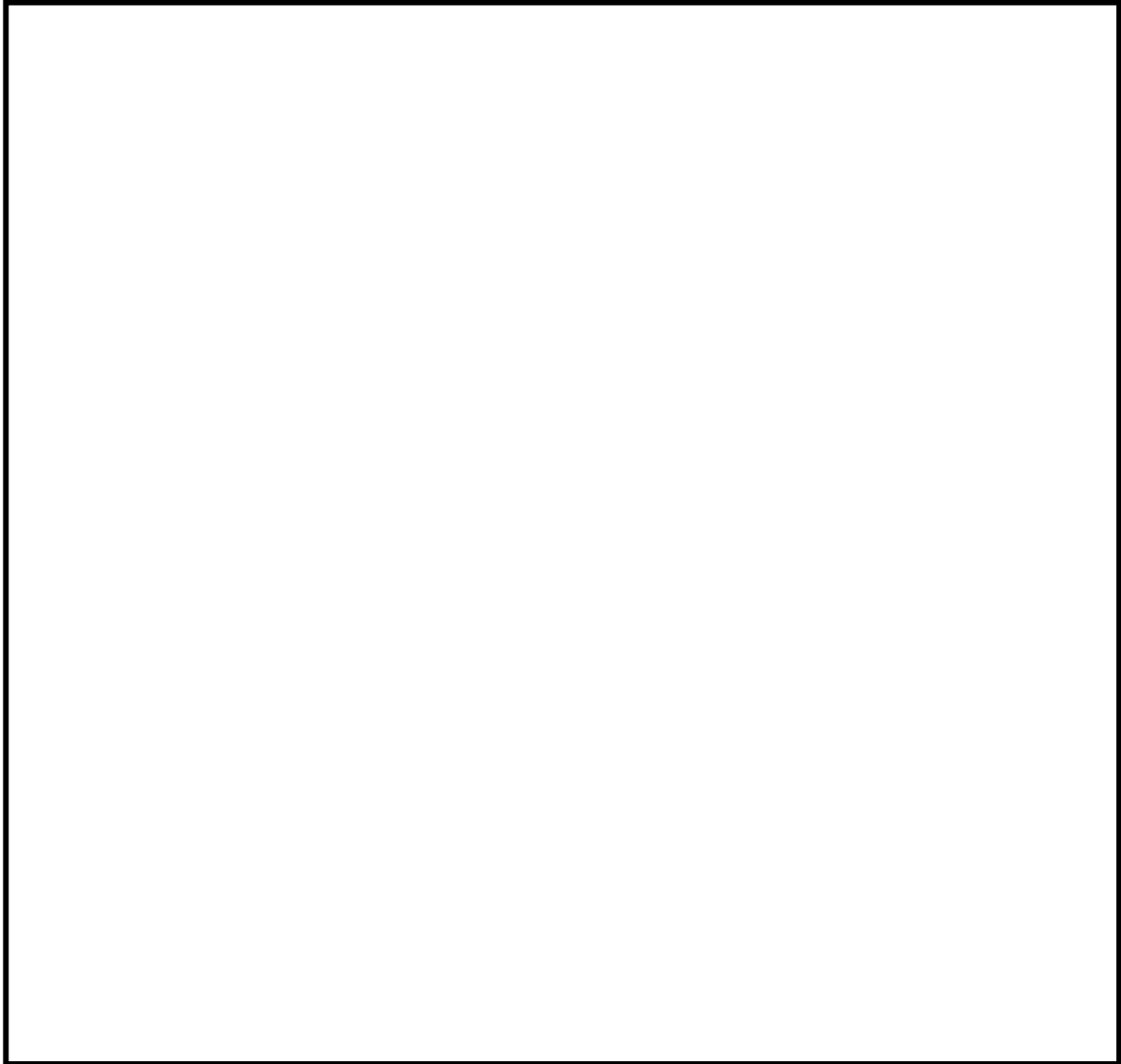
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	<p>放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後 1 日毎の積算線源強度を計算。なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉の線源強度は、格納容器ベントを想定した号炉の線源強度の 5 倍^{※1}とした。</p> <p>※1 格納容器ベントを想定した場合は、格納容器ベント実施までの約 38 時間が放射性物質の主たる漏えい期間となる。代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した場合は、格納容器内での放射性物質の閉じ込めが継続するため、評価上放射性物質の漏えいは評価期間(168 時間)中継続する。ここ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

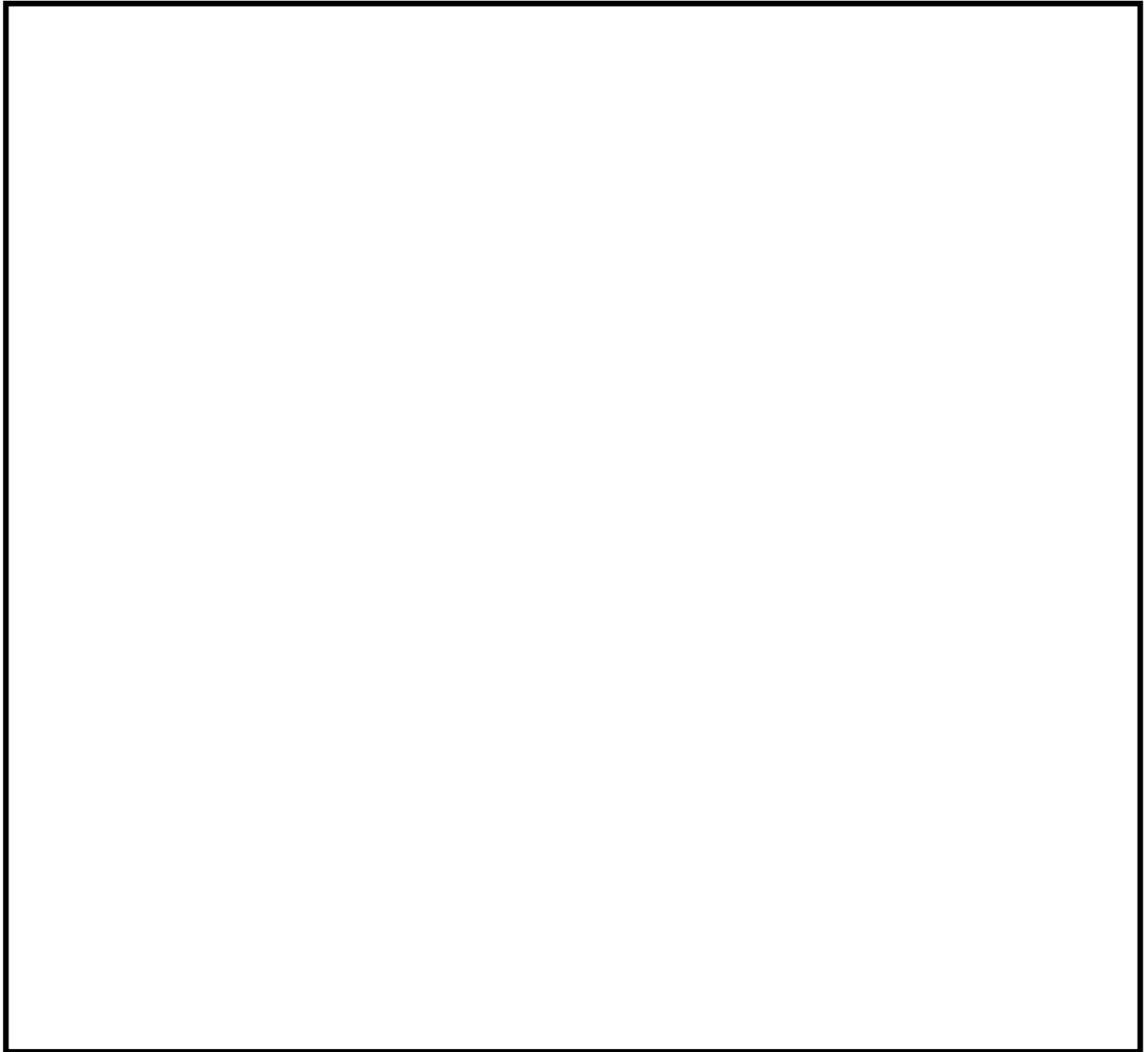
表2-1-6 直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度

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	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$	$0.0 \times 10^{+0}$



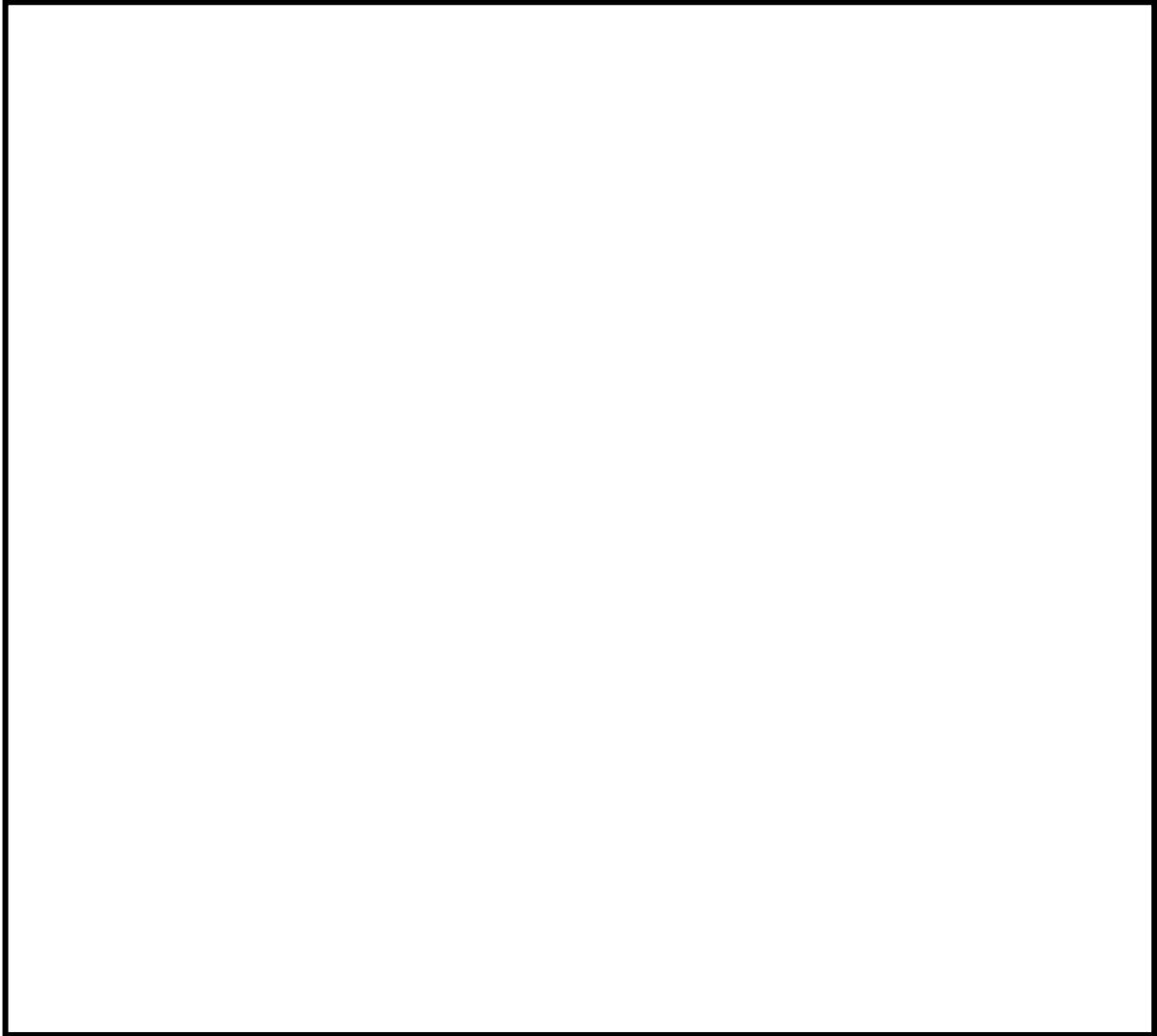
柏崎刈羽原子力発電所 6号炉原子炉建屋及びコントロール建屋

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。

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

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

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

(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		④5.6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
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	日本分析センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/28	3/28	3/25	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	
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イによる除去効果について

米国NRCのS. R. P6. 5. 2によれば、格納容器スプレイ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 : スプレイによる除去定数 [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 : スプレイ流量 [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イ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イによる除去定数： 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、格納容器スプレイを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。格納容器スプレイを継続した場合、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、格納容器スプレイ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 :スプレイによる除去定数	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]
スプレイ落下高さ	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:スプレイ流量	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。

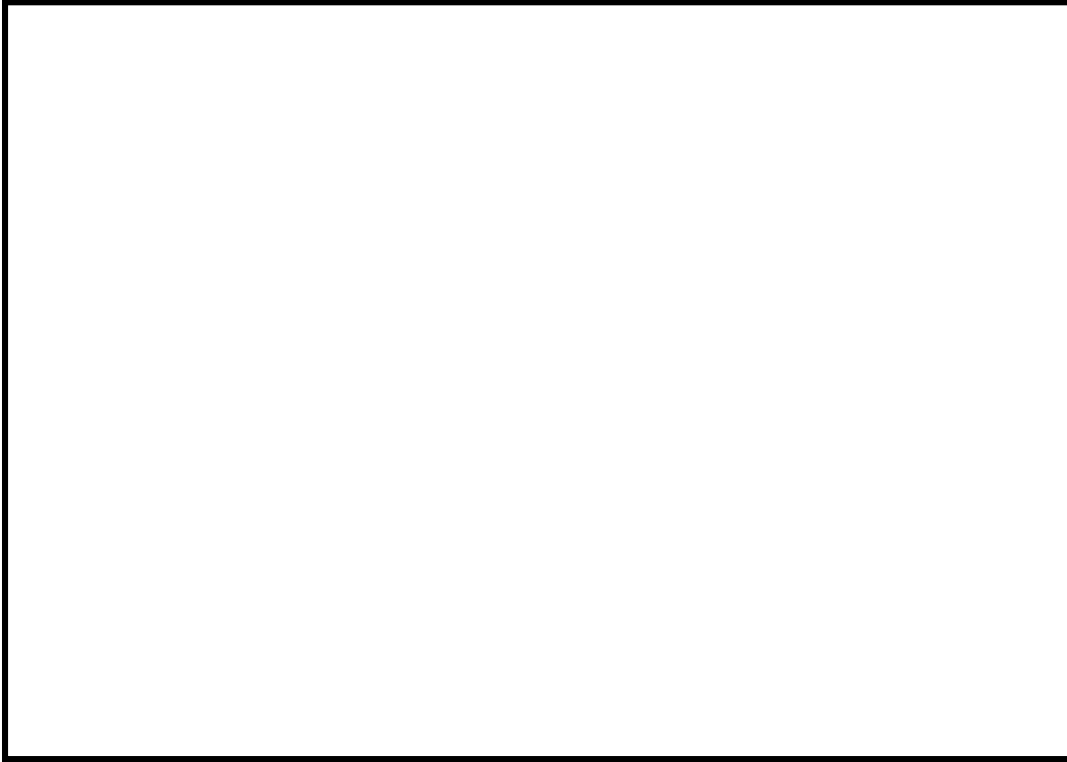


図 2-5-1 着目方位
(放出点：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

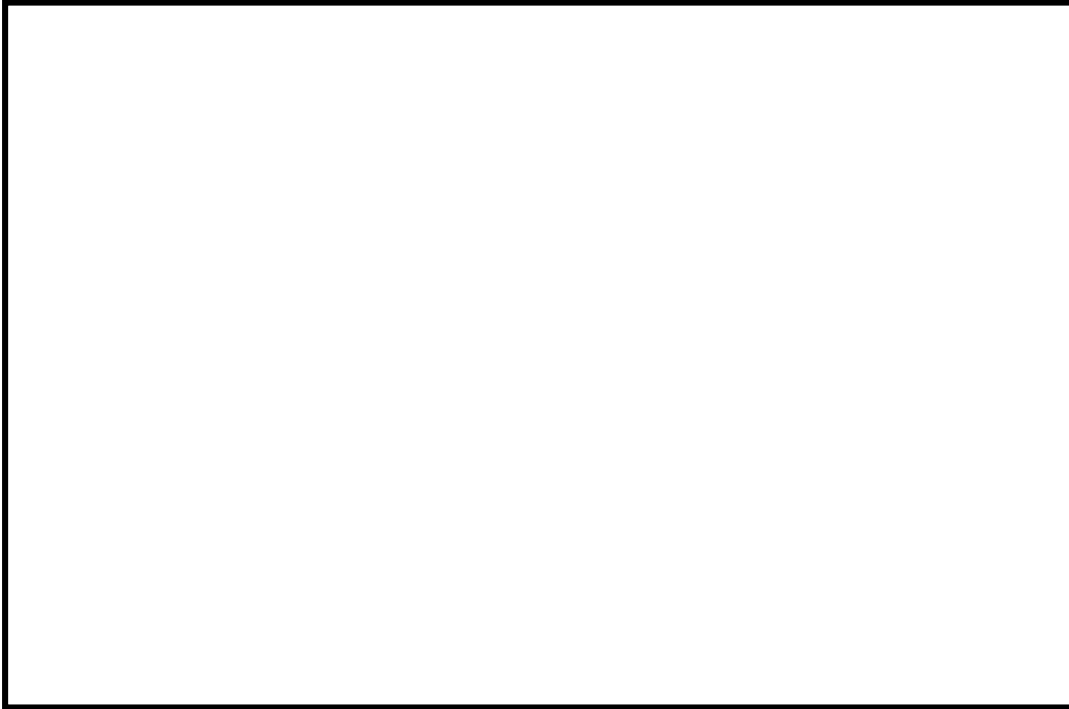


図 2-5-2 着目方位
(放出点：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

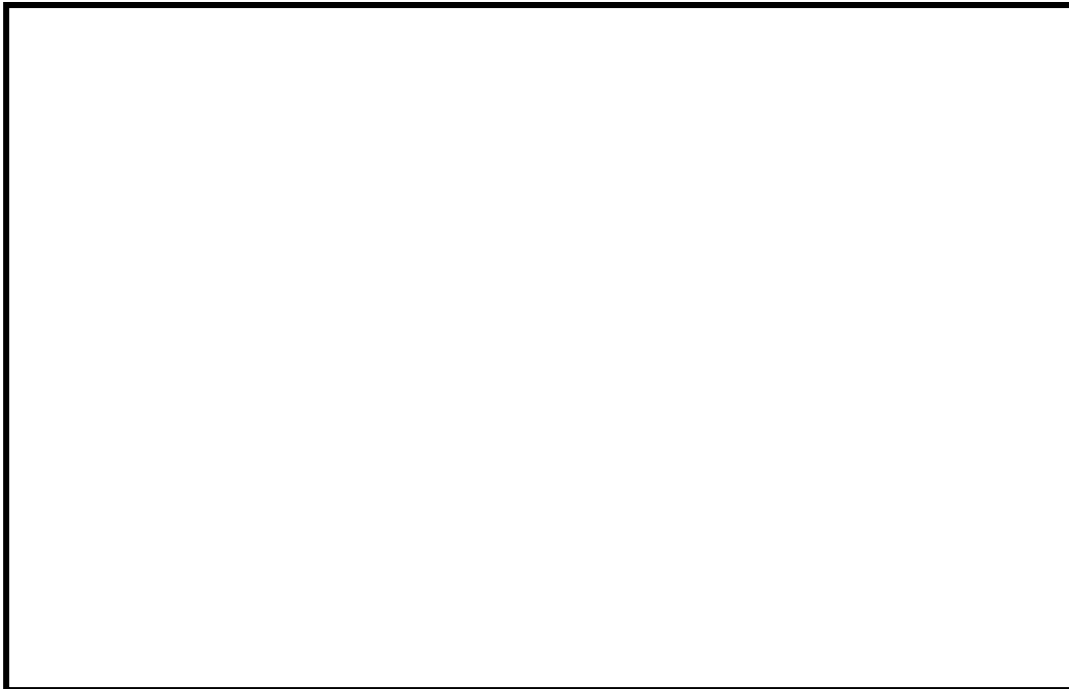


図 2-5-3 着目方位
(放出点：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

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。

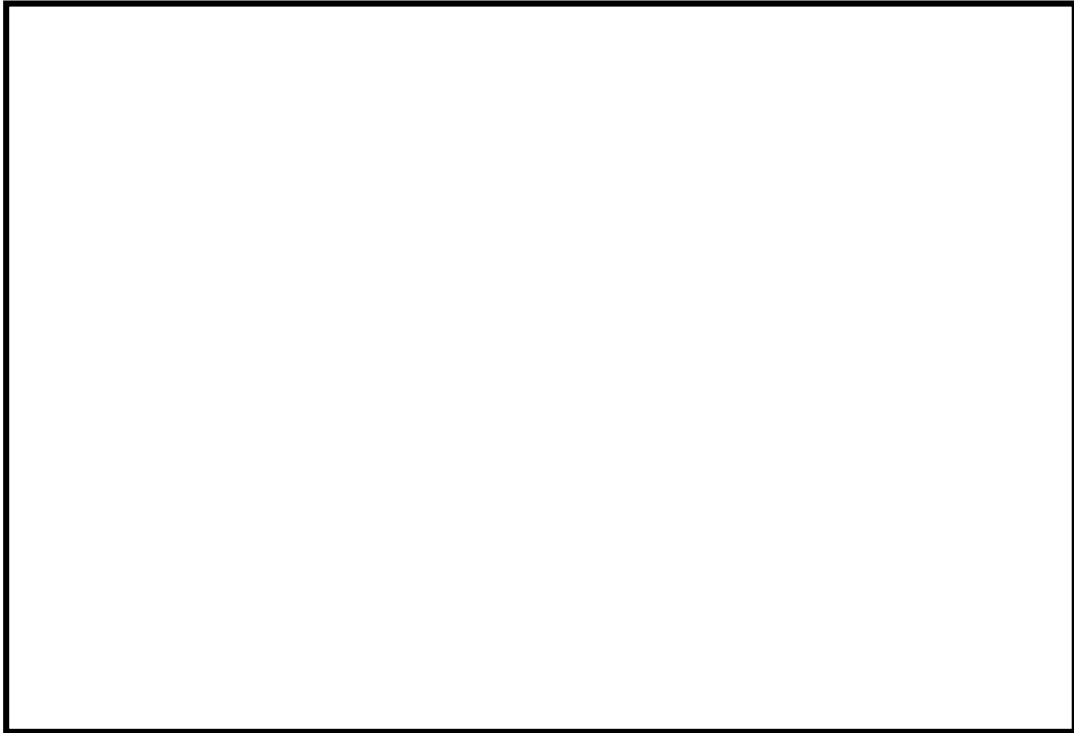


図 2-5-4 着目方位
(放出点：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

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 μ m \sim 5 μ 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 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、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。

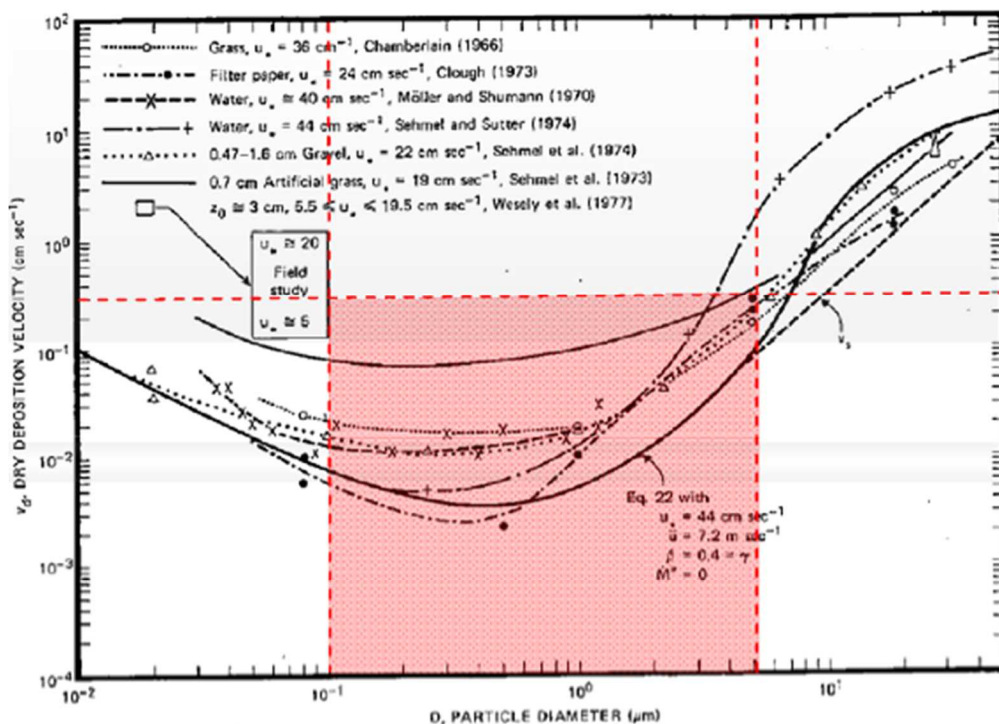


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁷⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain 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/cm³）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。

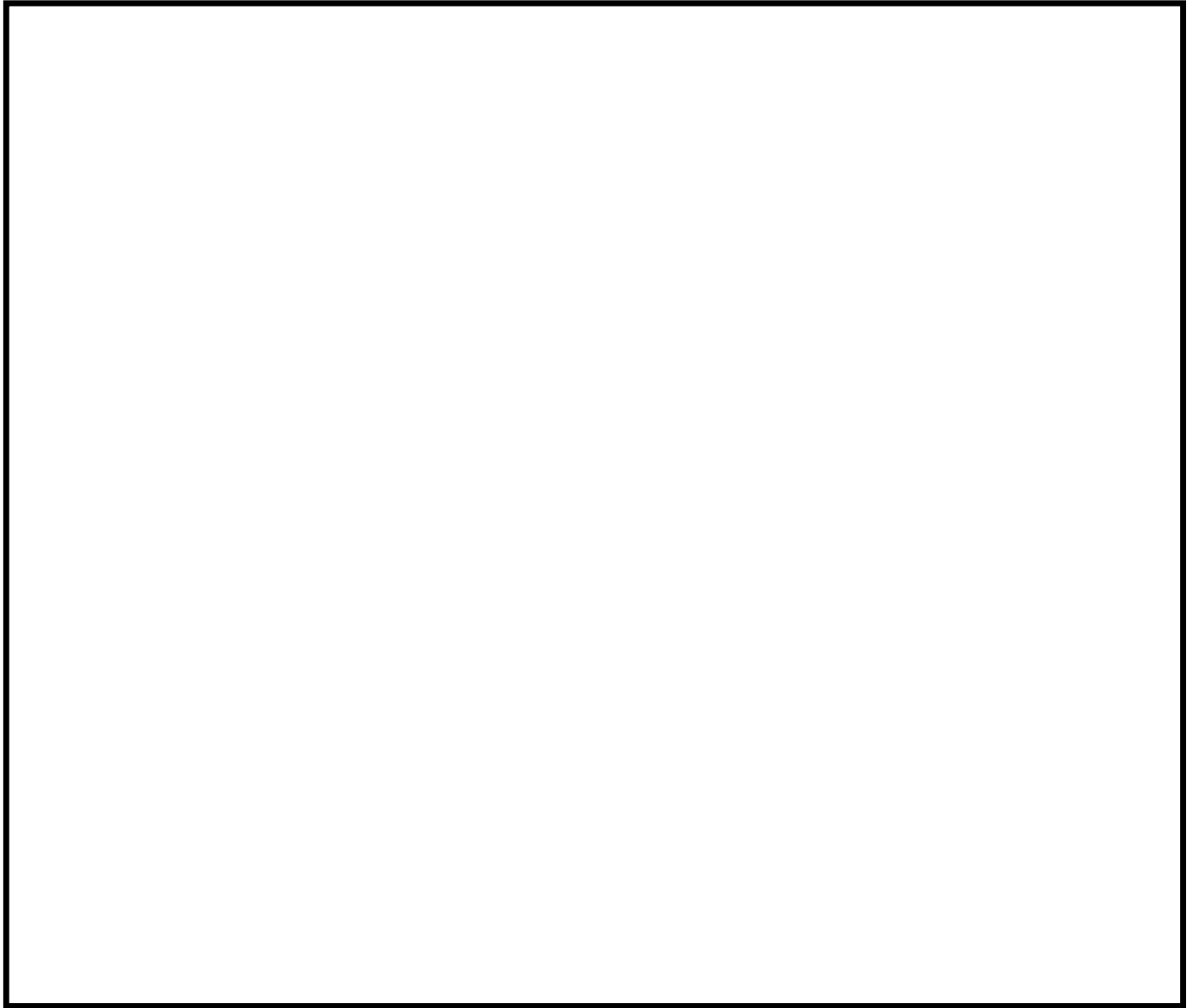


図2-8-1 コントロール建屋周辺地形（赤線内は線源とした領域；半径500m）

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。

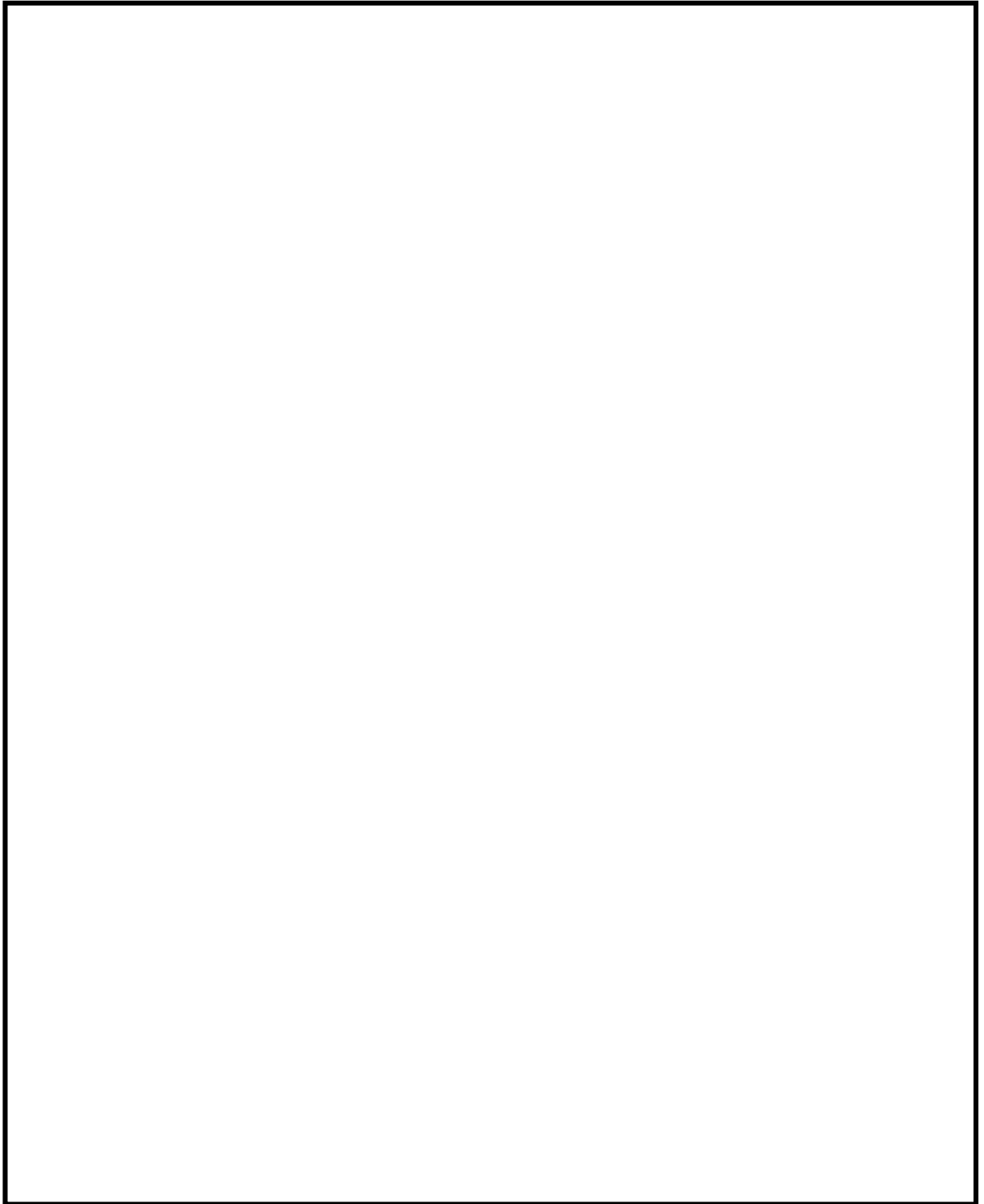


図2-8-2 コントロール建屋断面図

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2-8-3 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。この事故シナリオでは格納容器は破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいの影響を考える。

原子炉建屋内の換気空調系によって原子炉建屋を負圧にする場合、原子炉建屋内の放射性物質は換気空調系を經由して大気中に放出されるが、原子炉建屋から大気中への漏えいを能動的に防止することができる。一方、原子炉建屋内の換気空調系を停止する場合は、原子炉建屋からの漏えいを能動的に防止する効果は無くなるが、換気空調系を經由した放出が無くなる。本事故シナリオでは後者、すなわち、原子炉建屋の換気空調系を停止する状況を想定している。

本事故シナリオにおいては格納容器は健全であると評価していることから、格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮され、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いるため、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、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、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 経由した放出	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

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。

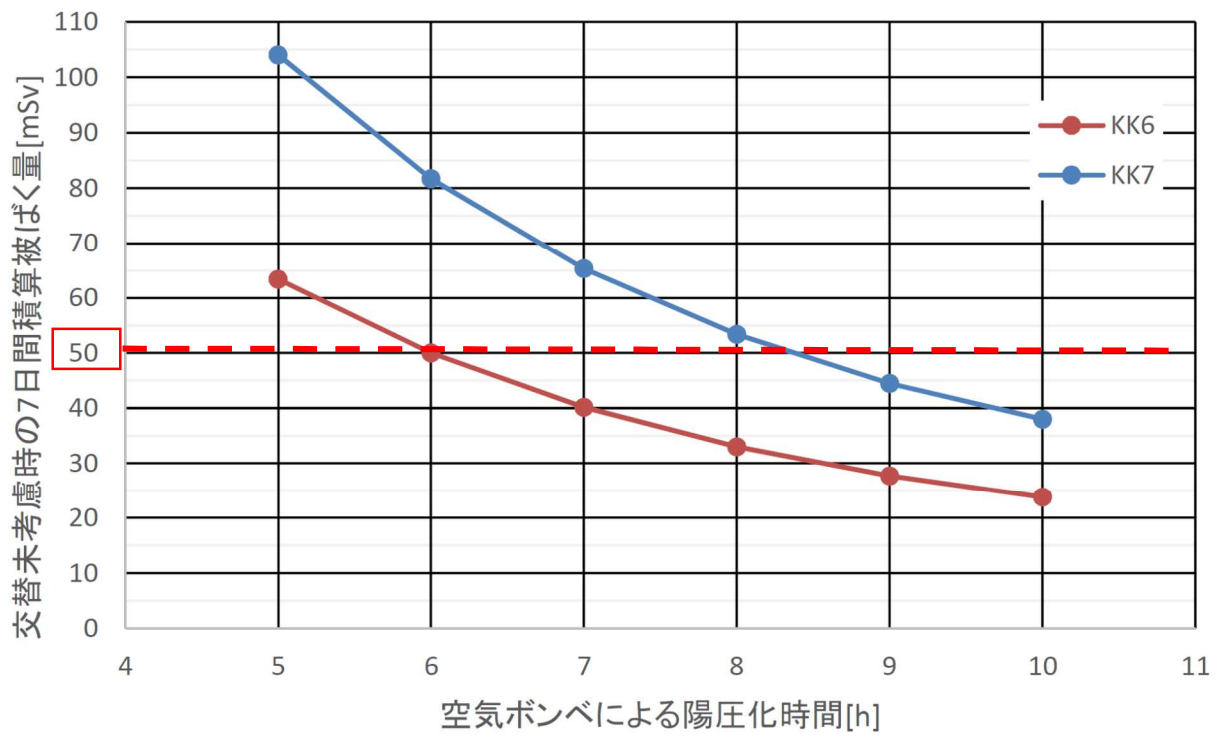


図 2-15-1 陽圧化時間別の実効線量（運転員交替未考慮）

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。

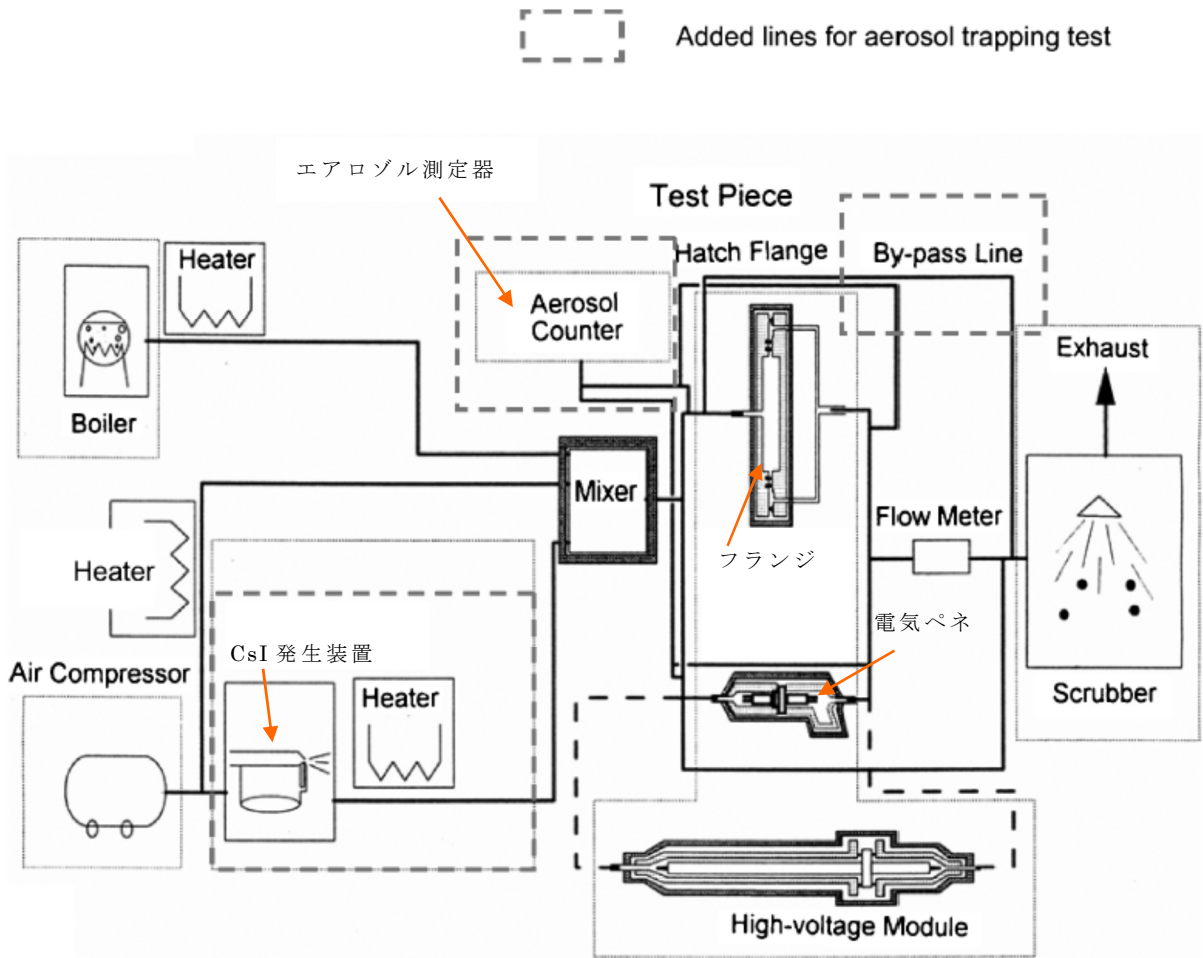


図 2-17-1 試験装置概略図（出典 1）

（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 (**).

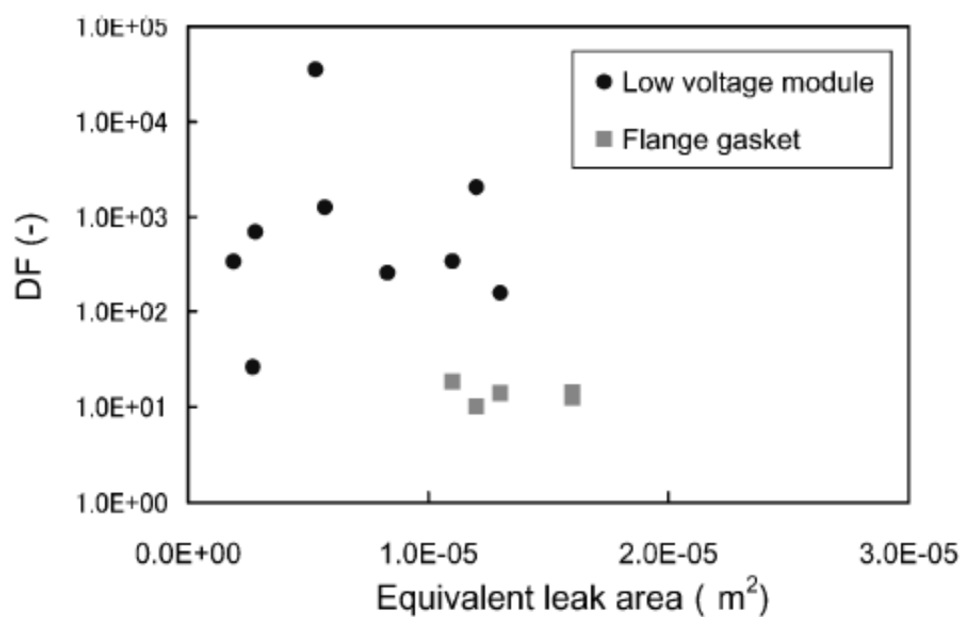


図 2-17-2 漏えい孔の大きさと除去効率の関係 (出典 1)

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</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>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>4.1(1)③ → 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</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手法で、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</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p>

<p>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> <p>・建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに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> <p>・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。</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評価点ごとに計算する。</p> <p>・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。</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）」（参1）による。</p> <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>

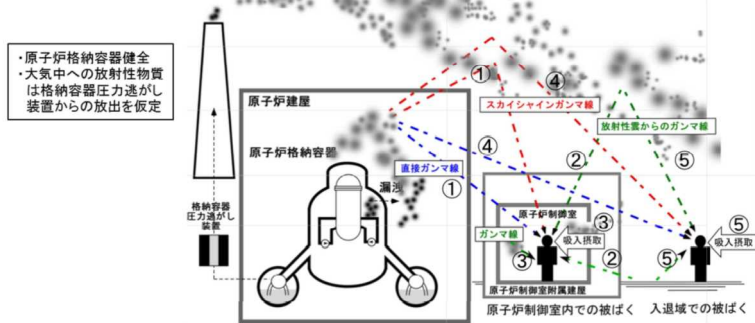
<p>実用発電用原子炉に係る制御室及び緊急時対策所の居住性に係る 被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性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 地面上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 地面上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)

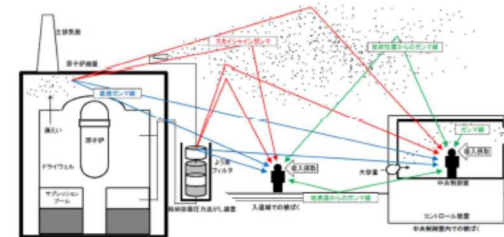


図1 → 審査ガイド通り

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

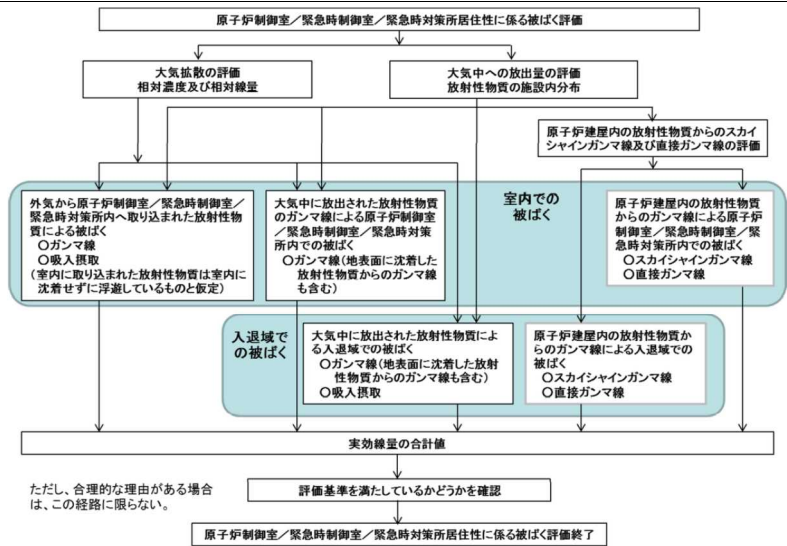


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

中央制御室に係る被ばく評価の適合状況

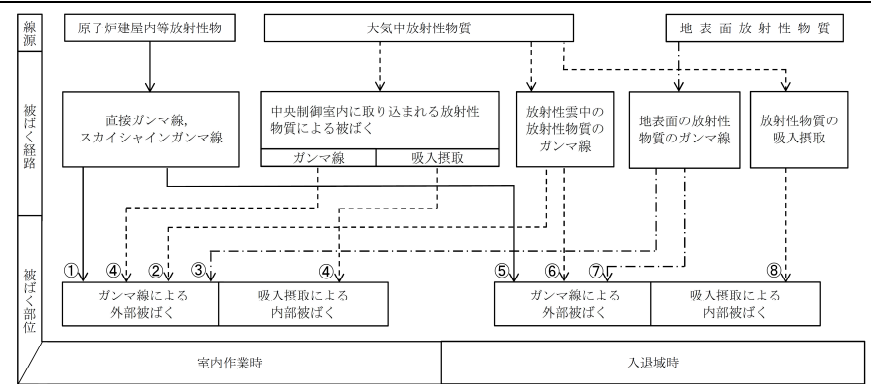
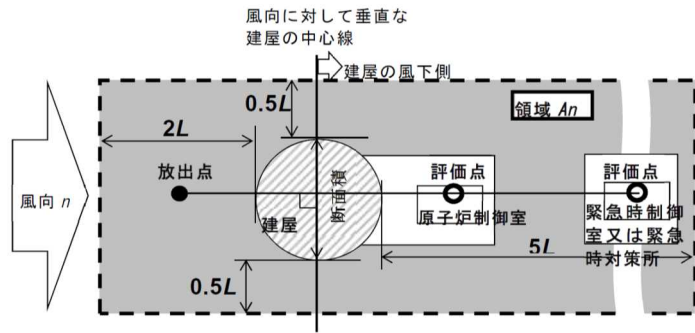


図3 → 審査ガイド通り

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

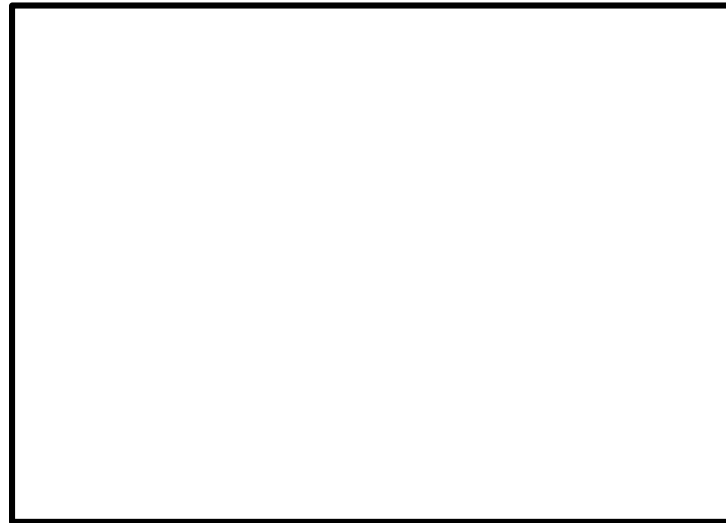
中央制御室に係る被ばく評価の適合状況



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

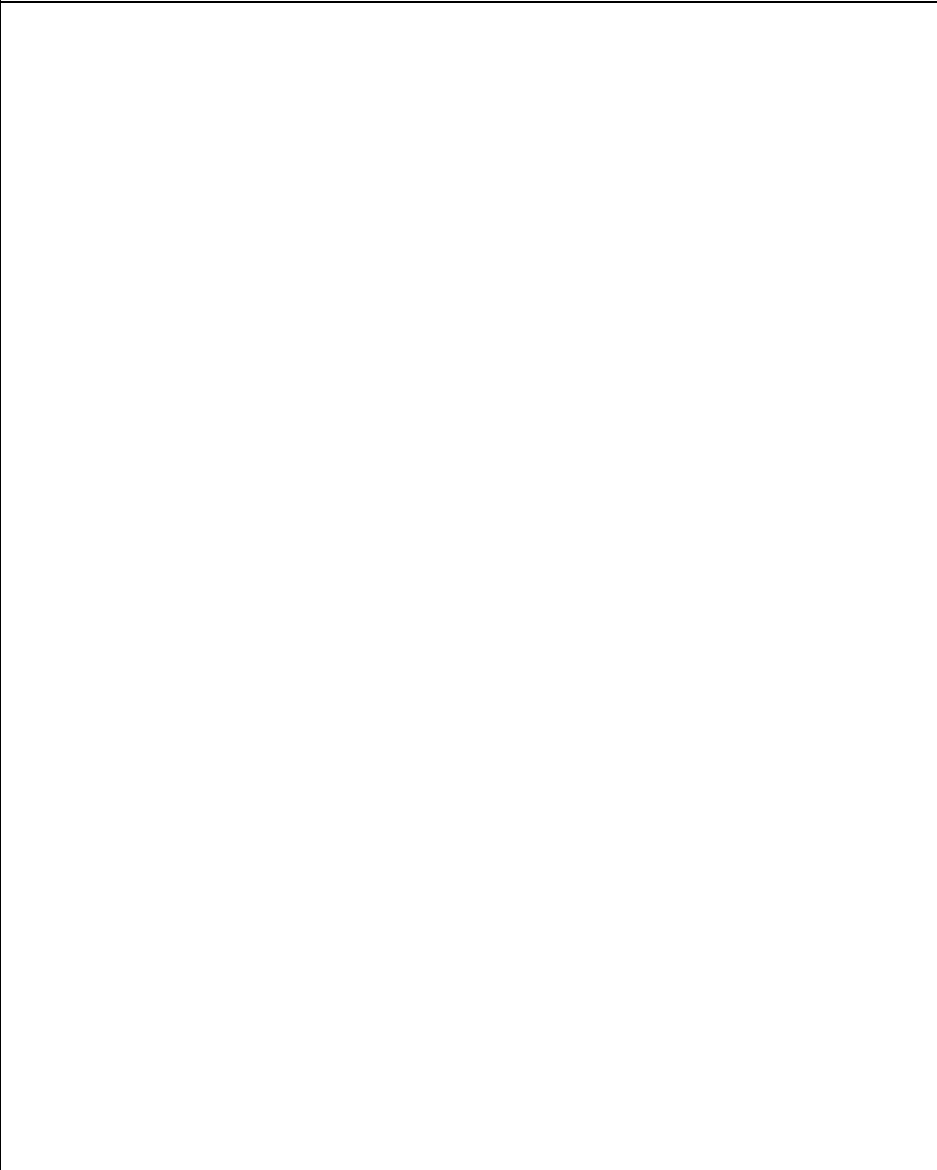
図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

(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



(7号側)

The right side of the table contains two large, empty rectangular boxes stacked vertically. Above the top box is the text "(7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

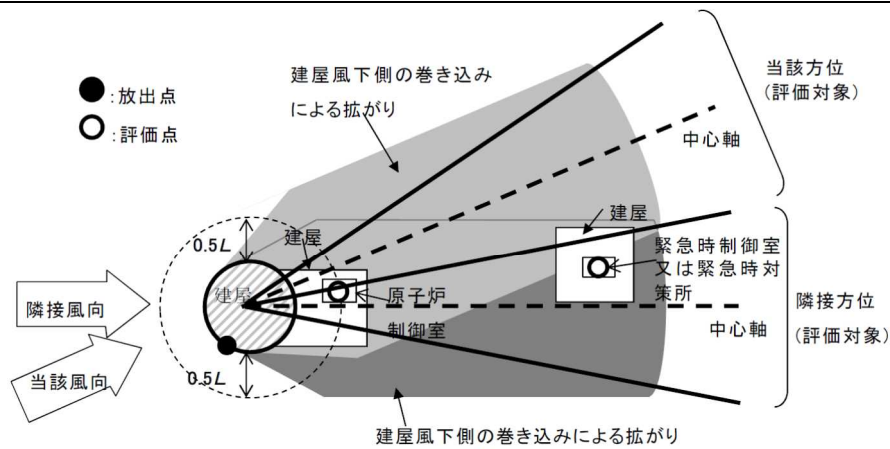
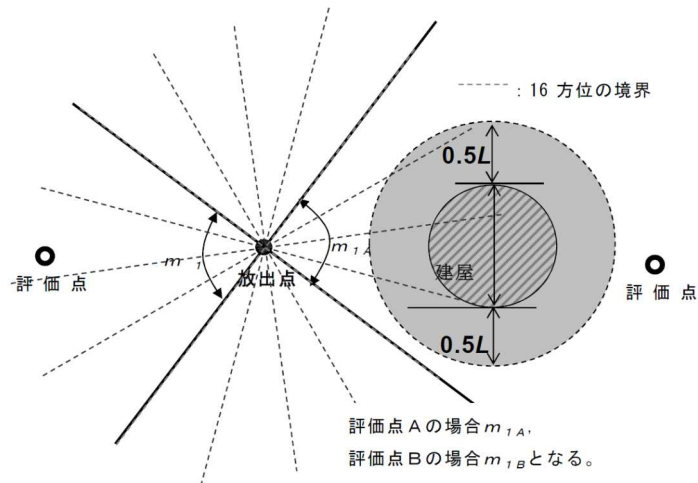
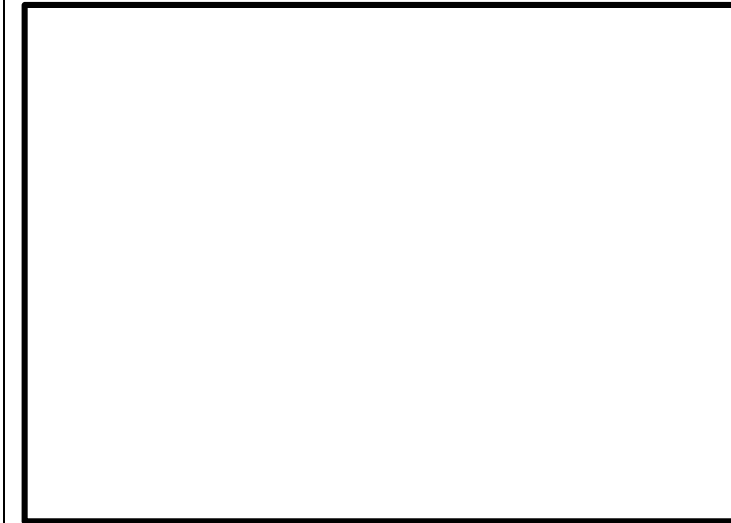


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

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

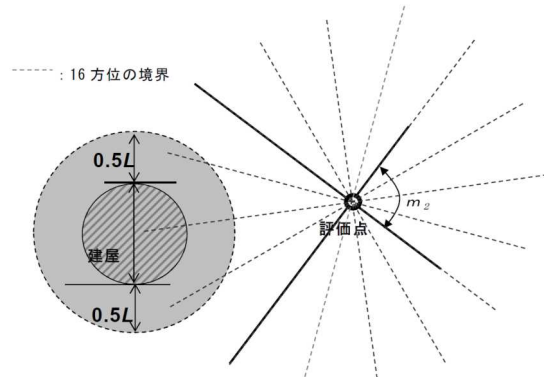
図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法

(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)

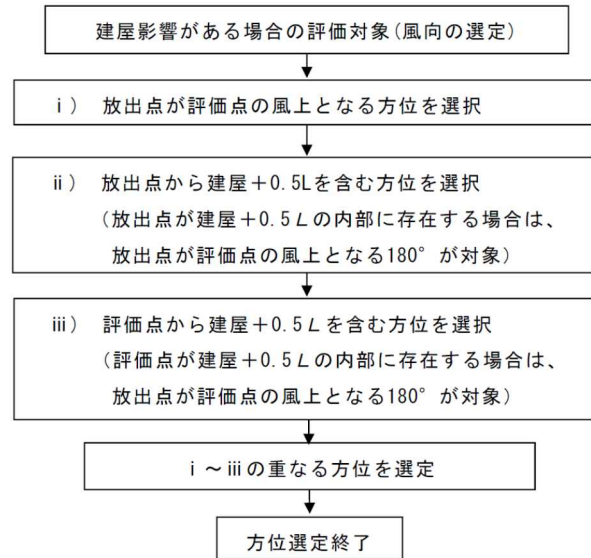


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

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

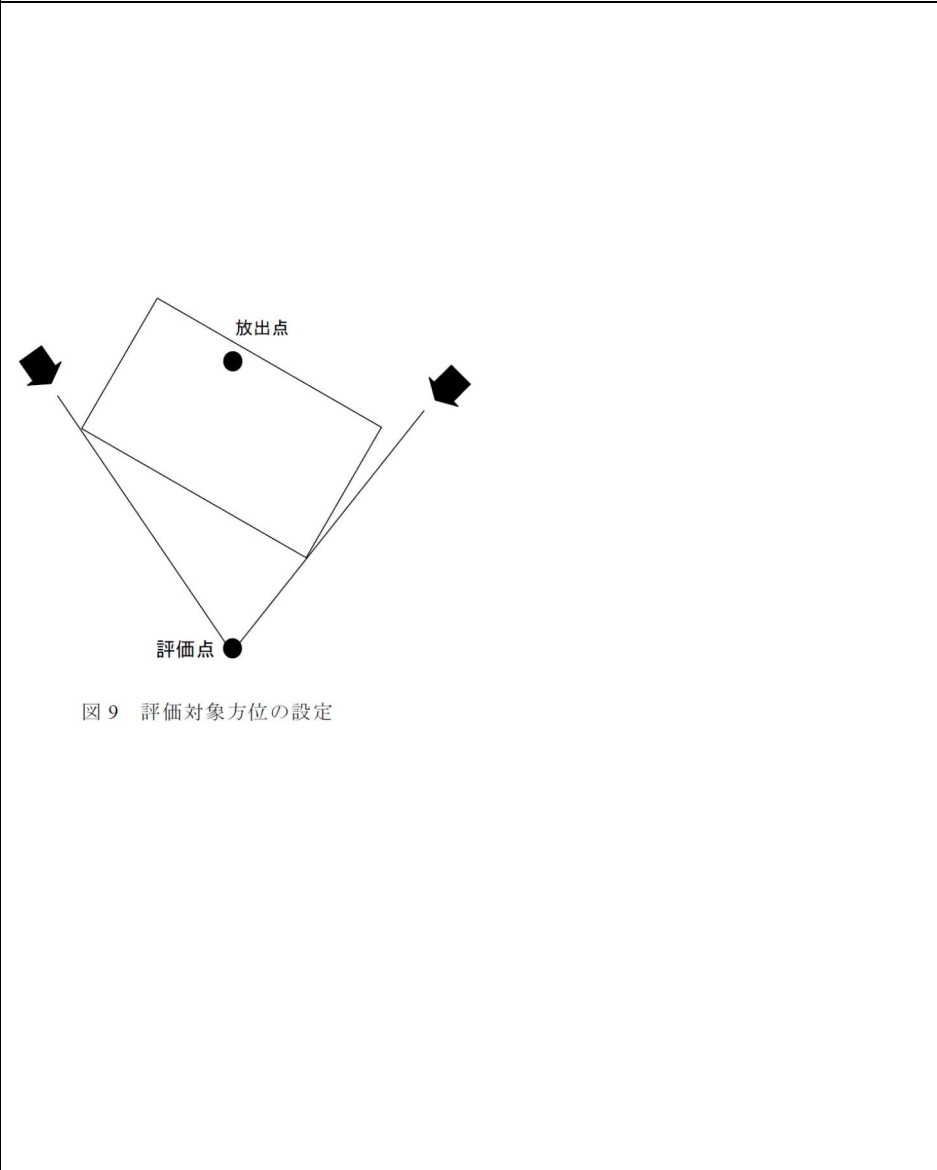
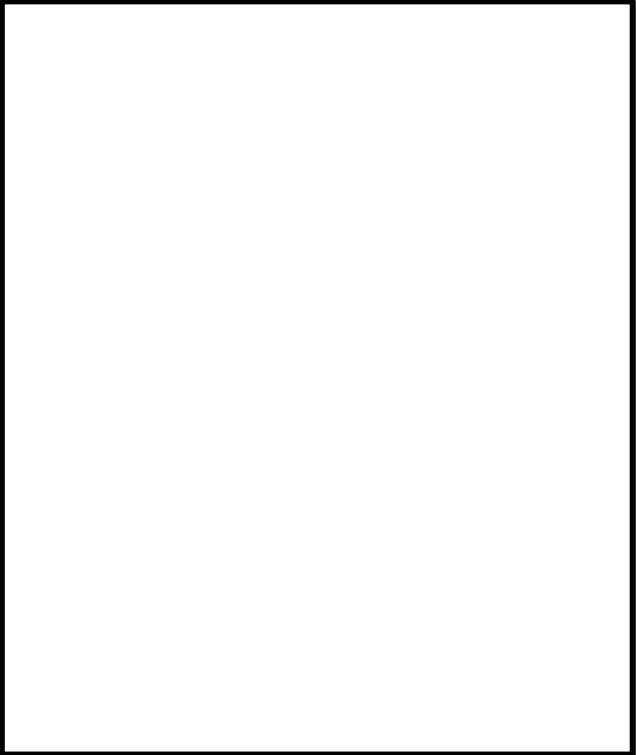
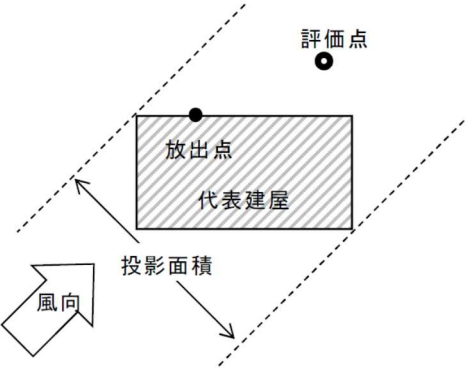


図5, 6, 7, 8 → 審査ガイド通り



<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 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>

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	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	60-4-3 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	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	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) (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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	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	
		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	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	—	対象外		
	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	—		—			

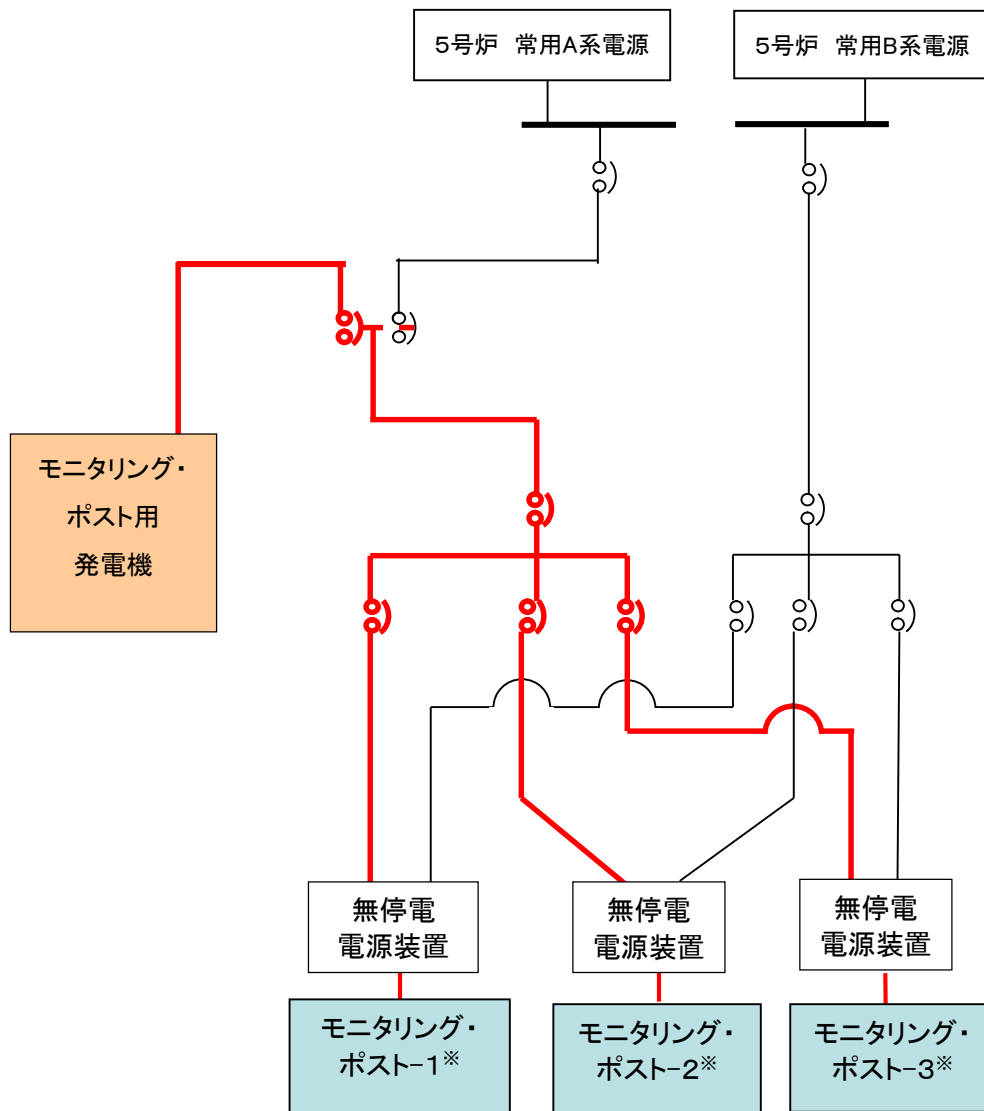
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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
			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

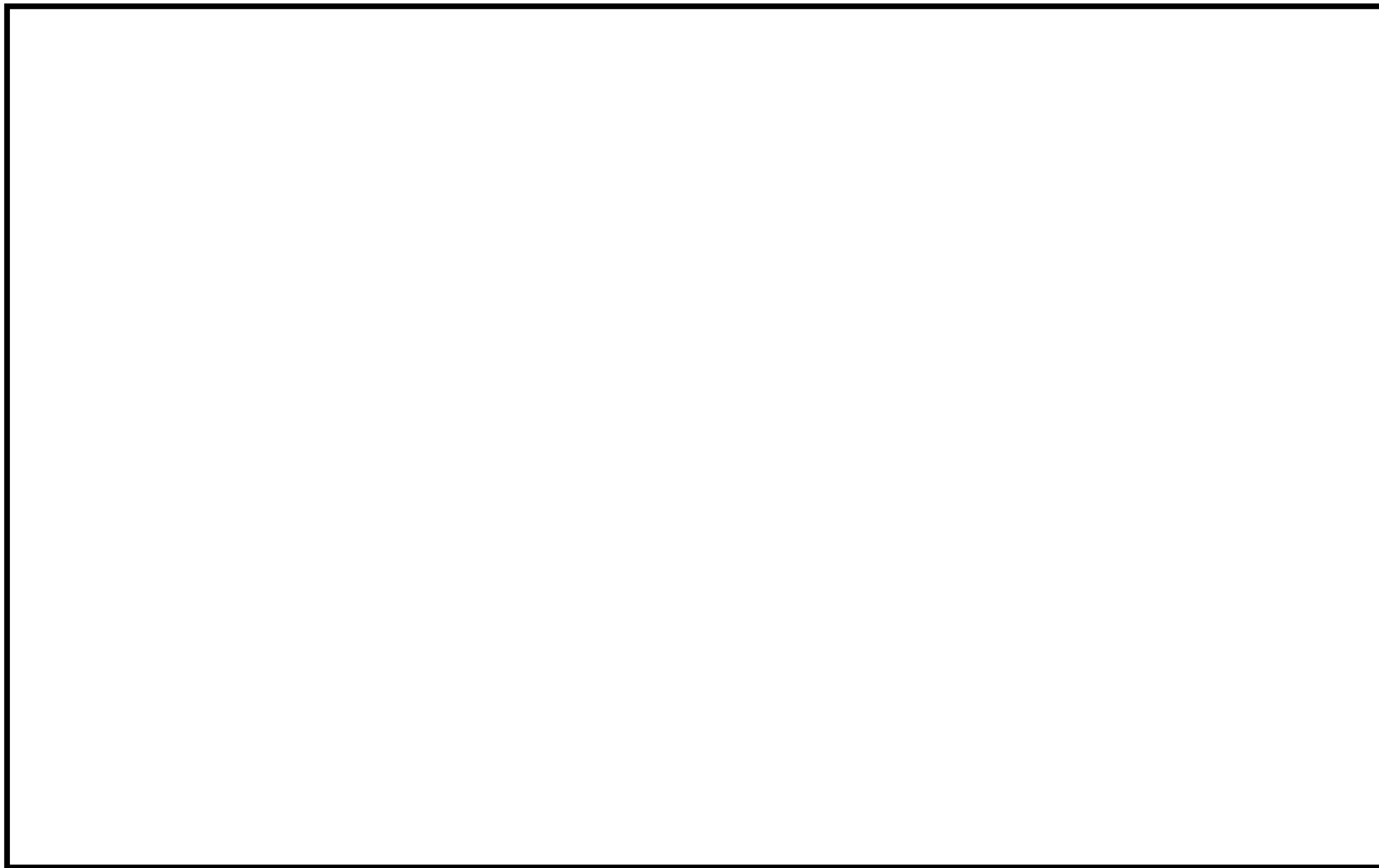


※ 3局毎の構成を示す。モニタリング・ポスト-4～6,
モニタリング・ポスト-7～9についても同様。

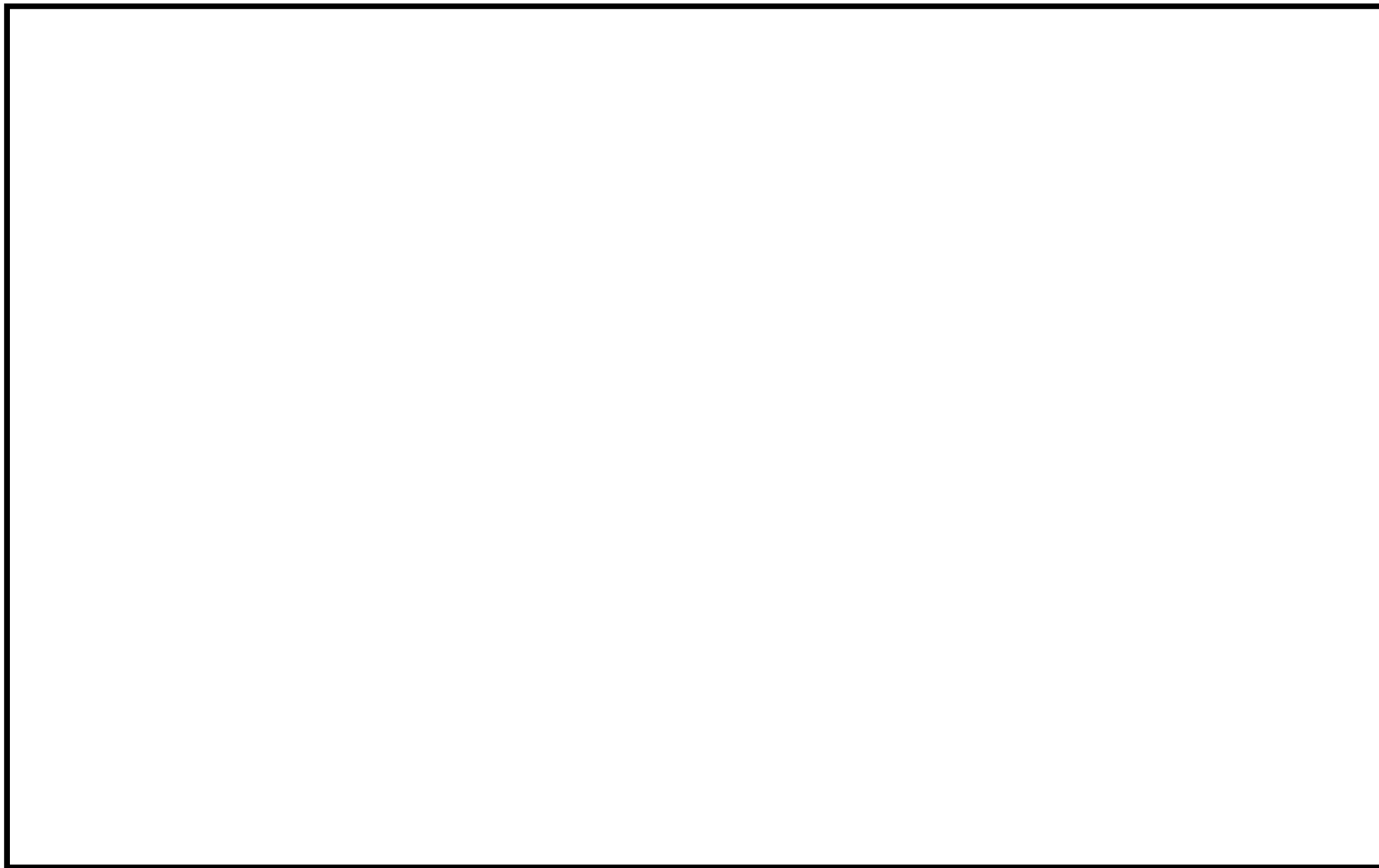
60 - 3

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）



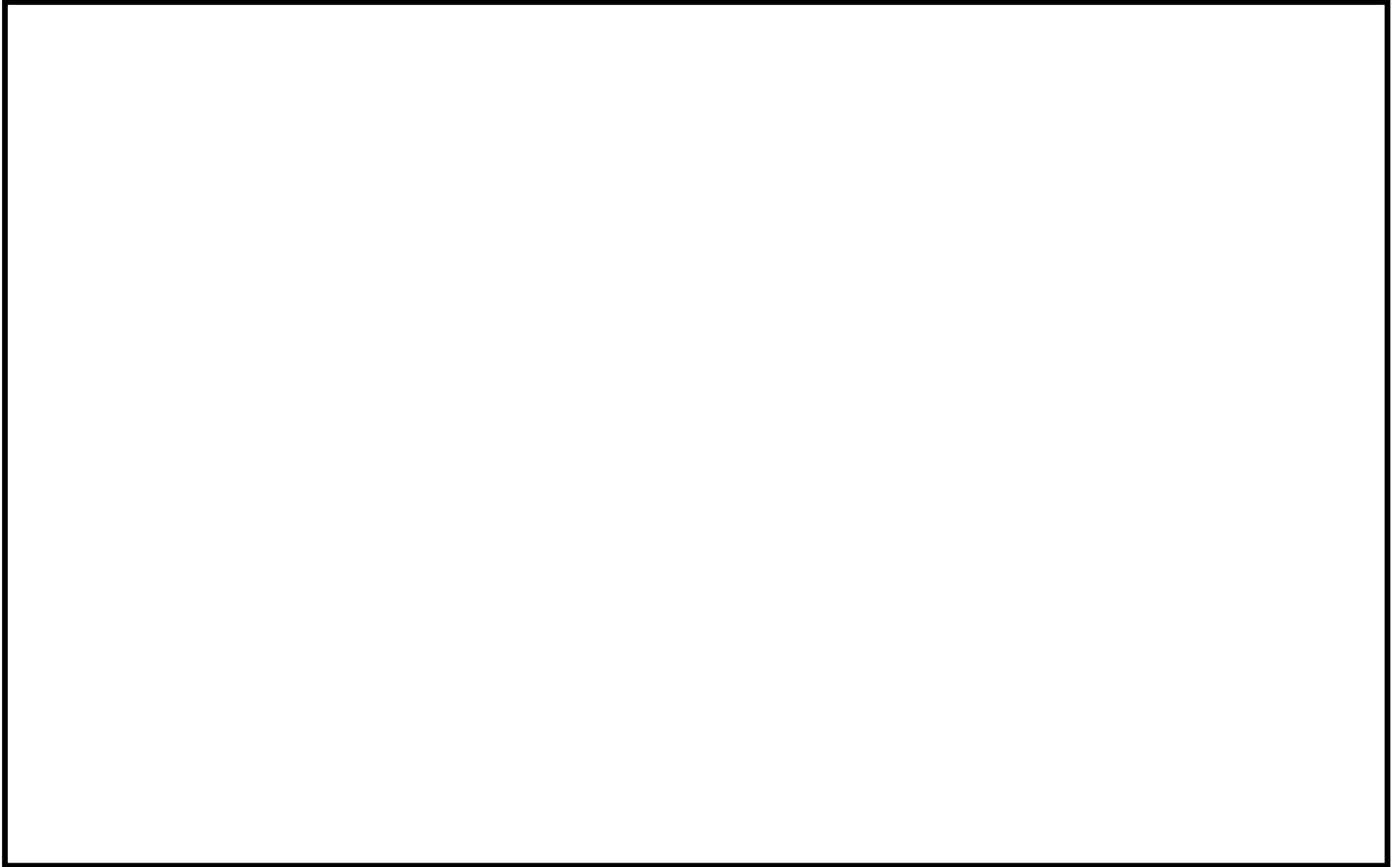
可搬型重大事故等対処設備 使用場所
放射性物質の濃度の測定及び放射線量の測定（可搬型放射線計測器）



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）

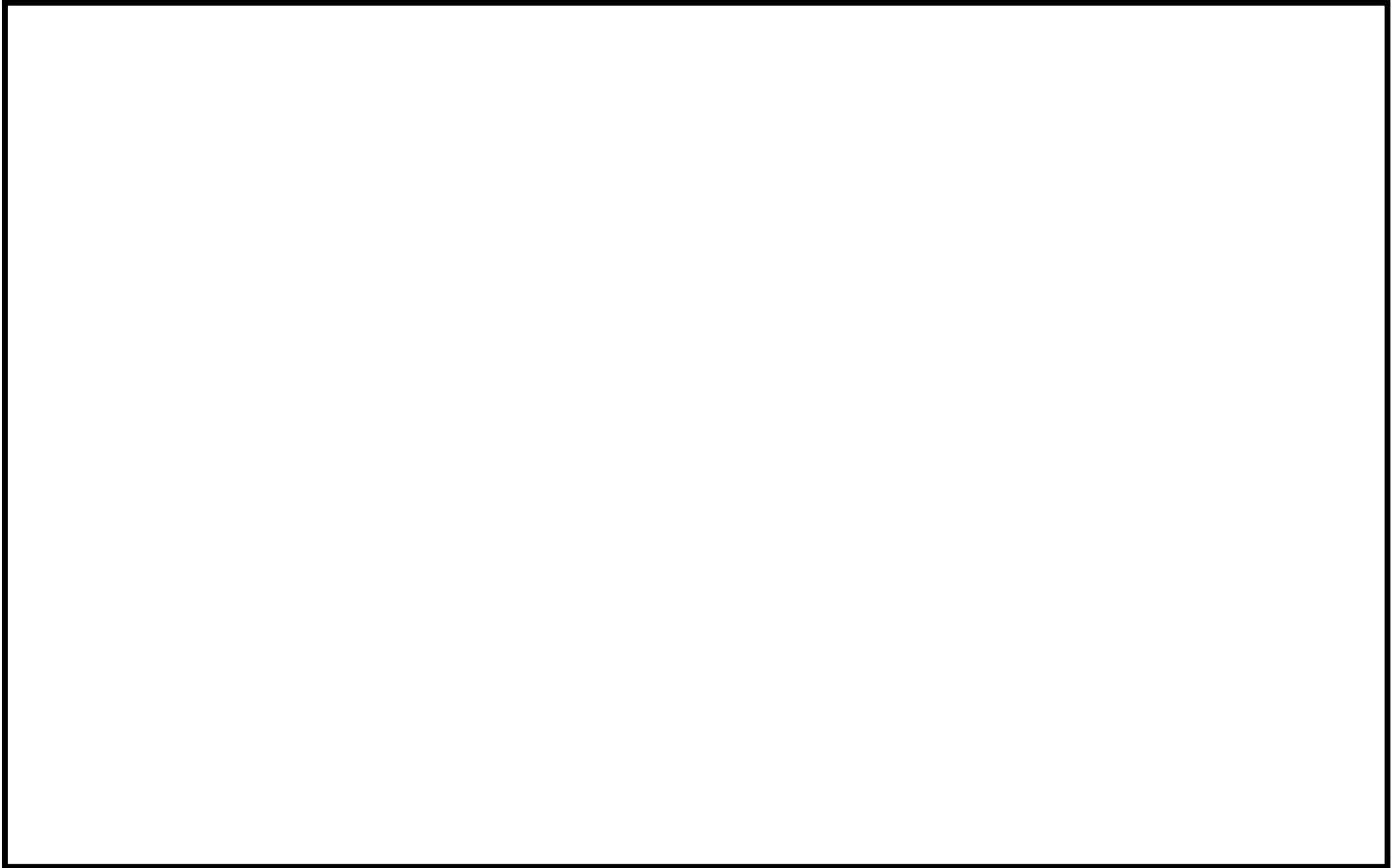


可搬型重大事故等対処設備 配置場所
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測装置）



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）

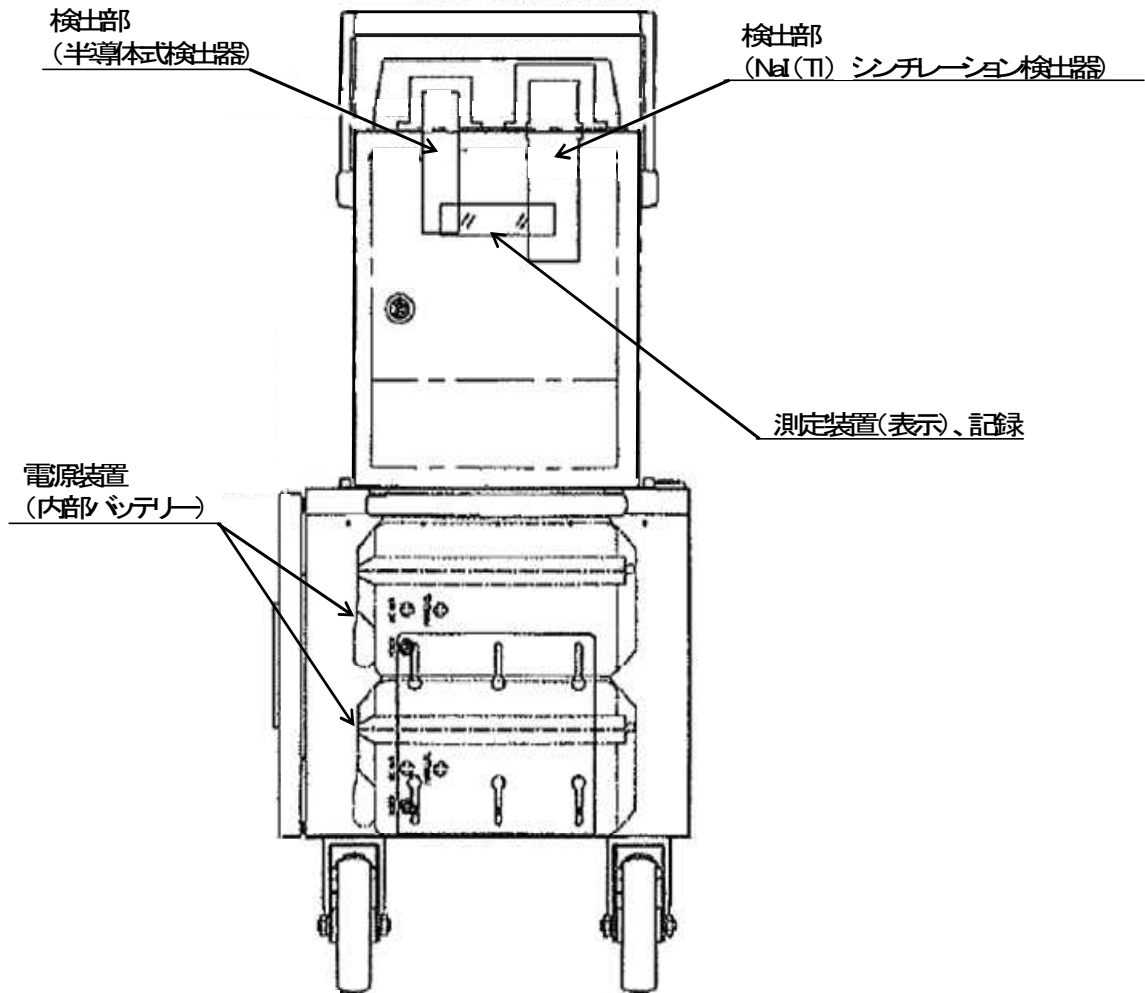


60 - 4
試験及び検査

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。

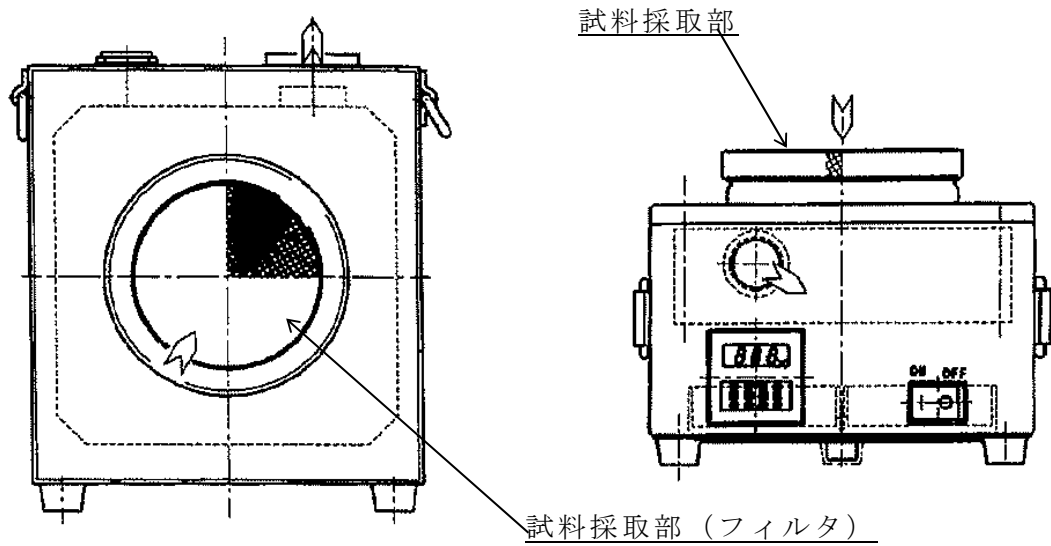
可搬型モニタリングポスト
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



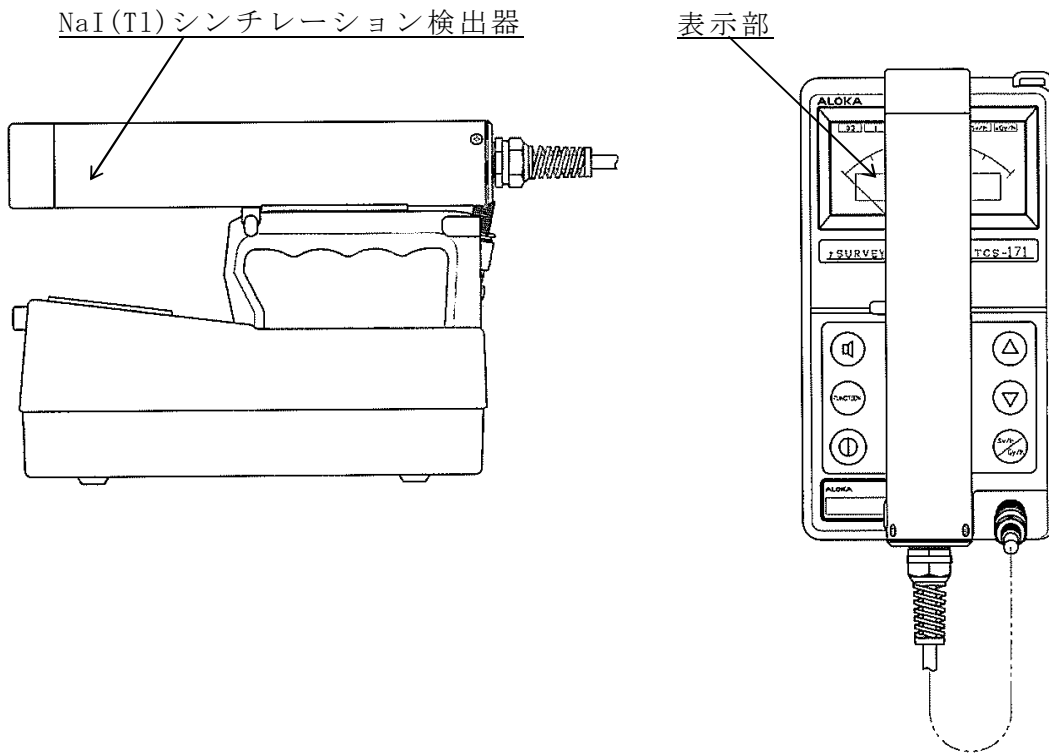
可搬型ダスト・よう素サンプラ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



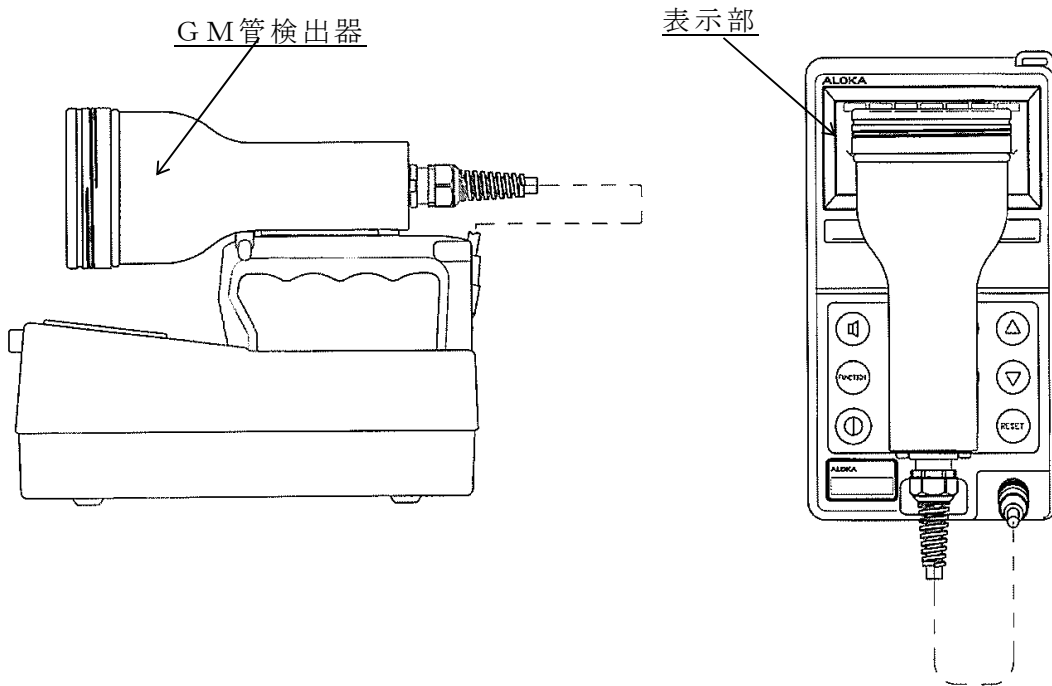
NaIシンチレーションサーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



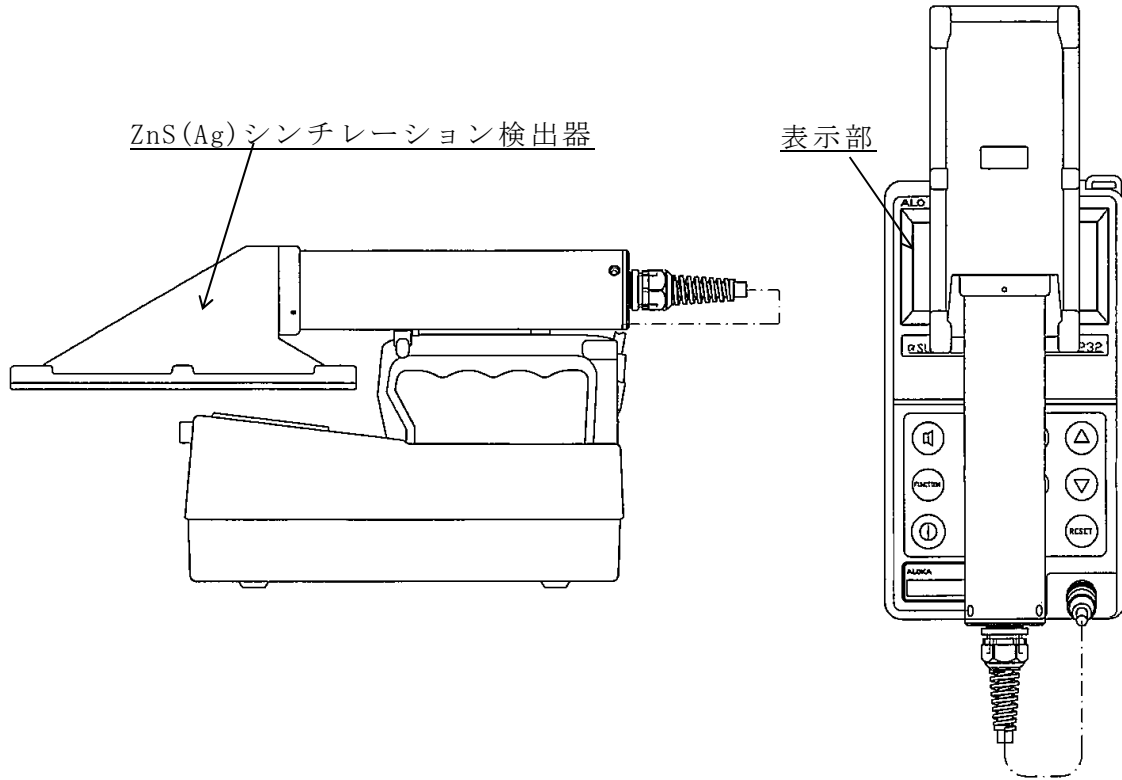
GM汚染サーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



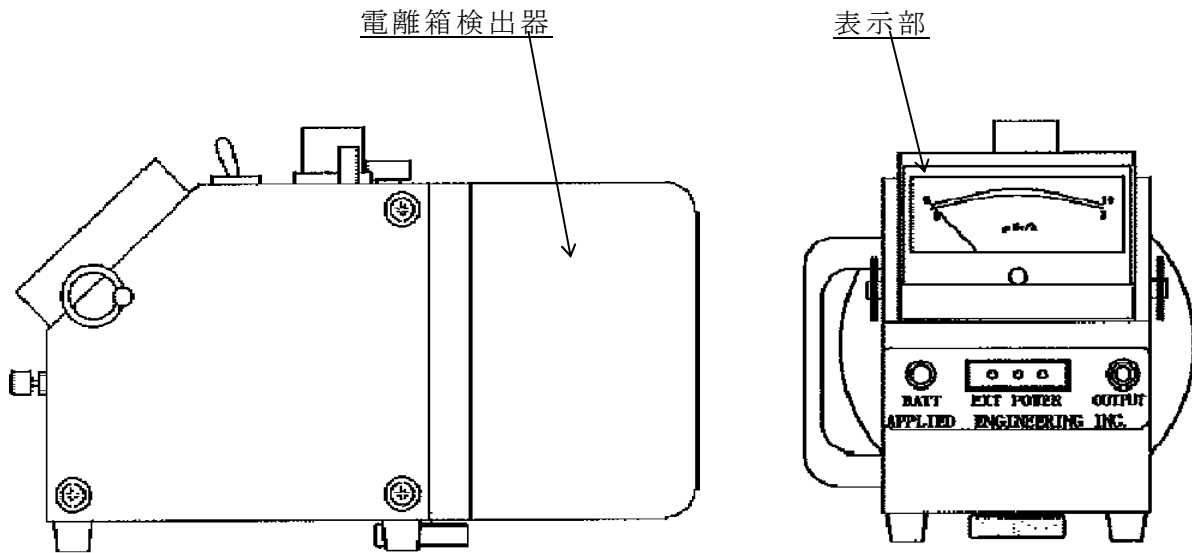
ZnSシンチレーションサーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



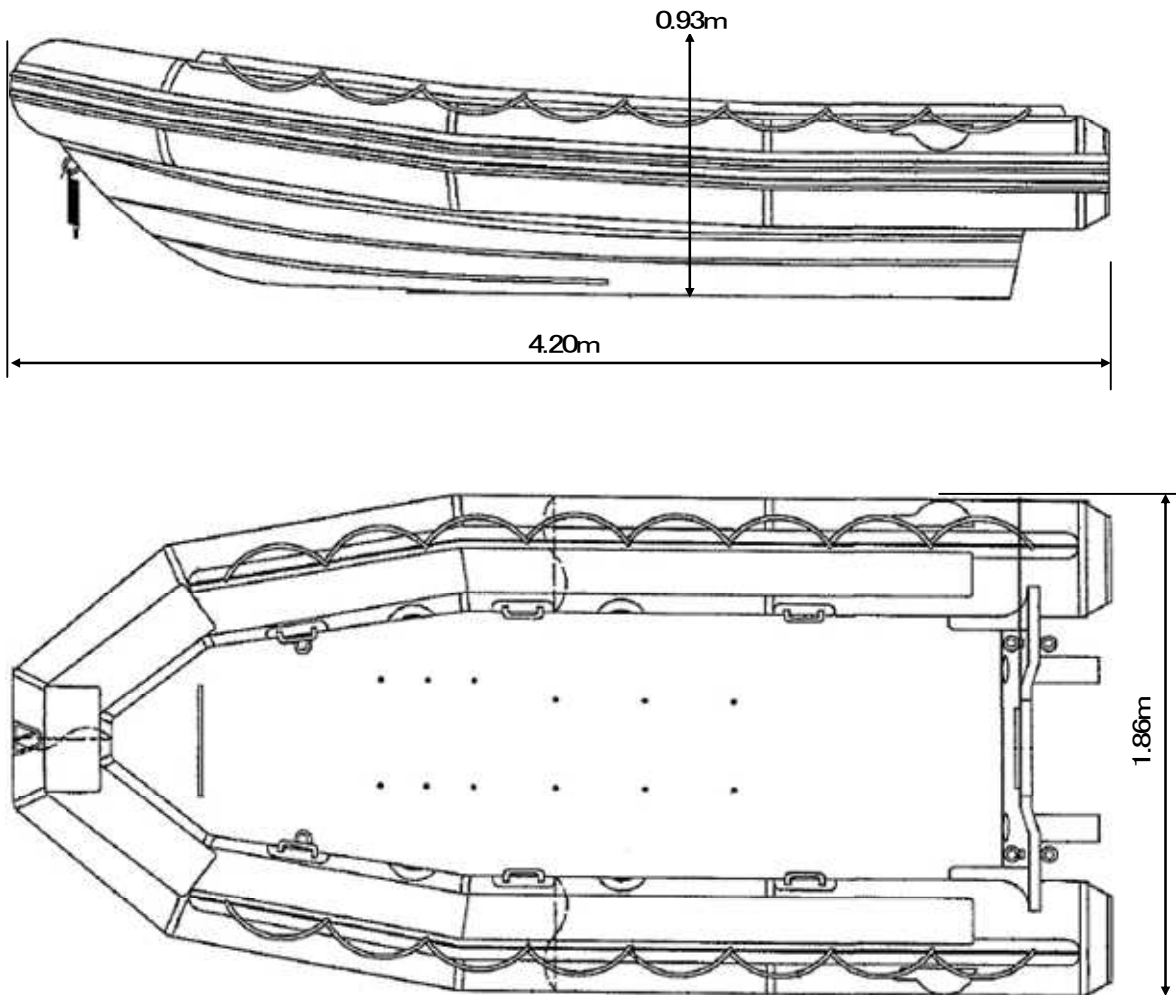
電離箱サーベイメータ
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



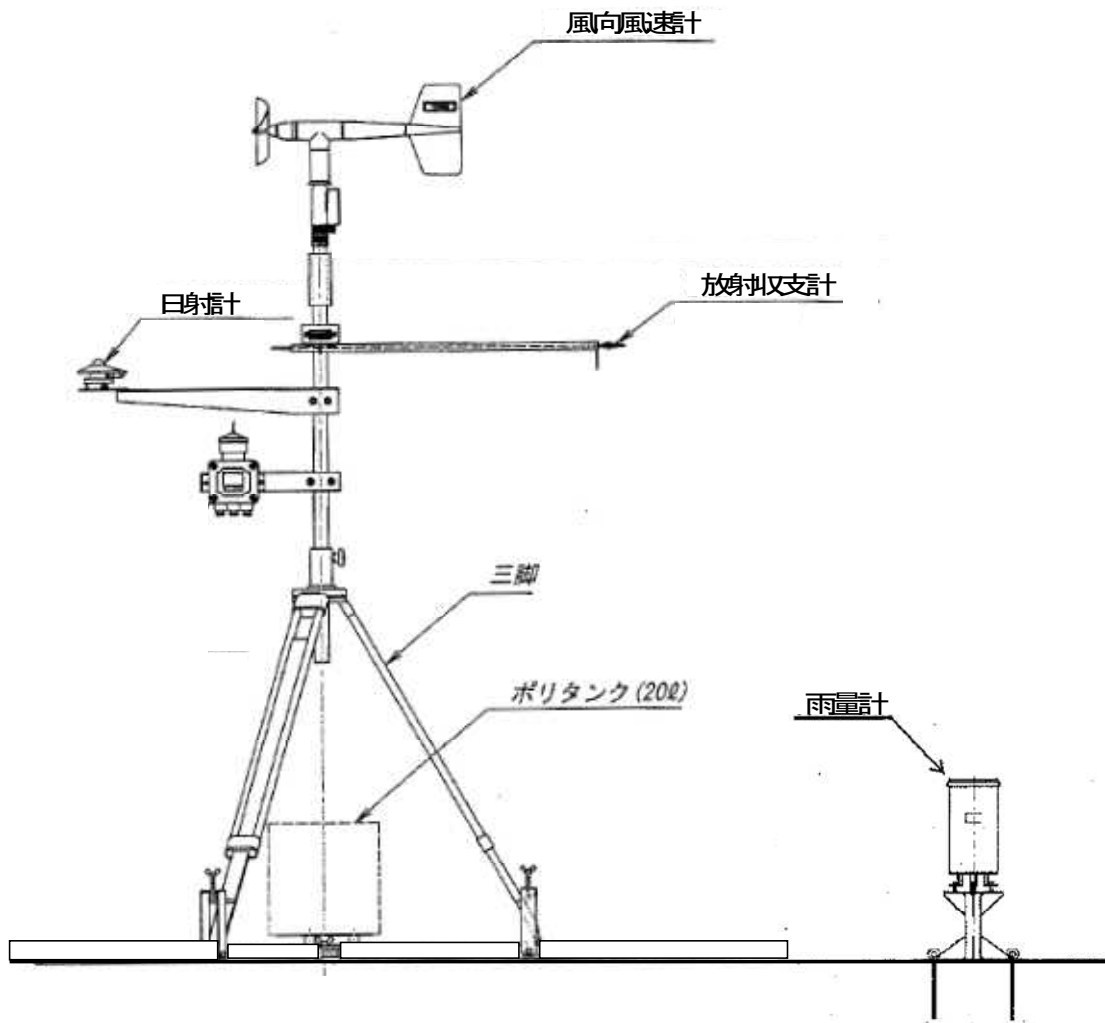
小型船舶
(6号及び7号炉共用)

1. 構造概略図



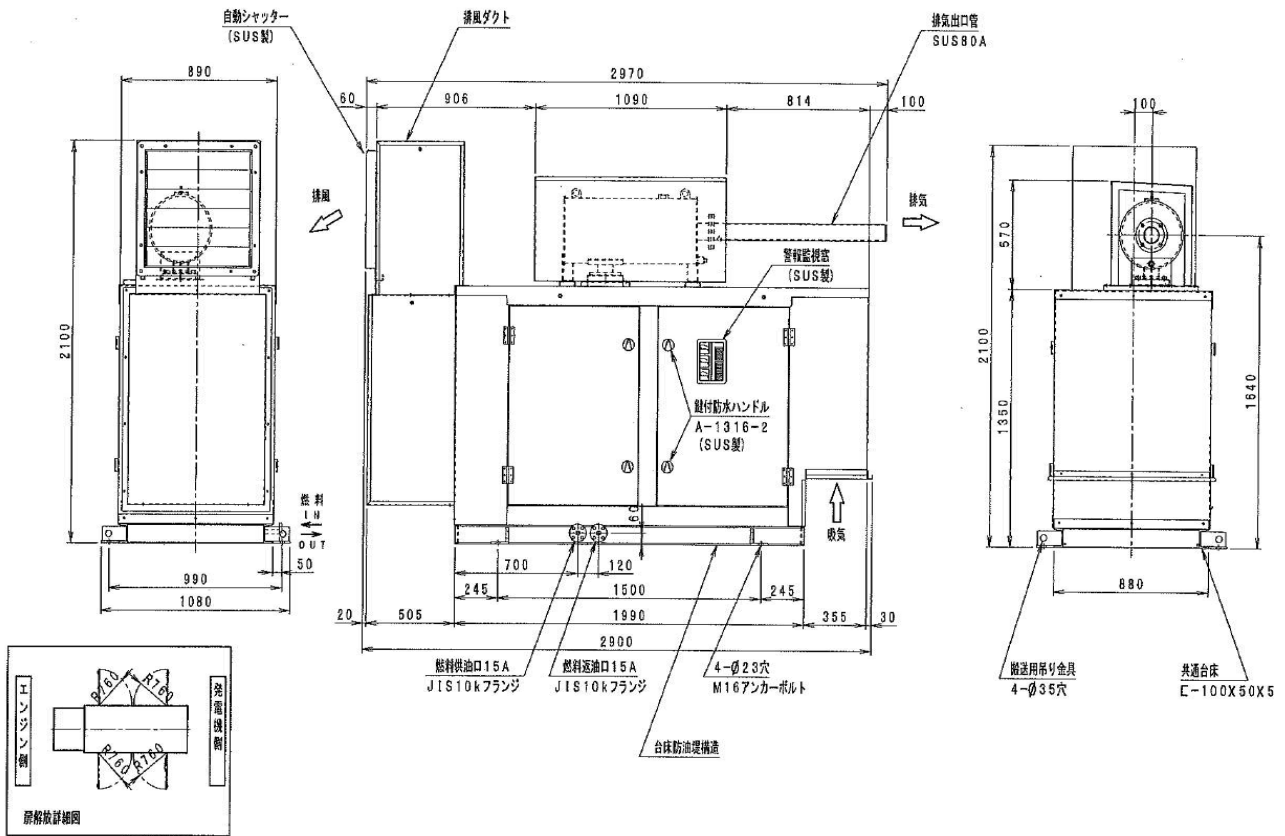
可搬型気象観測装置
(6号及び7号炉共用)

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、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 サンプル量 (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

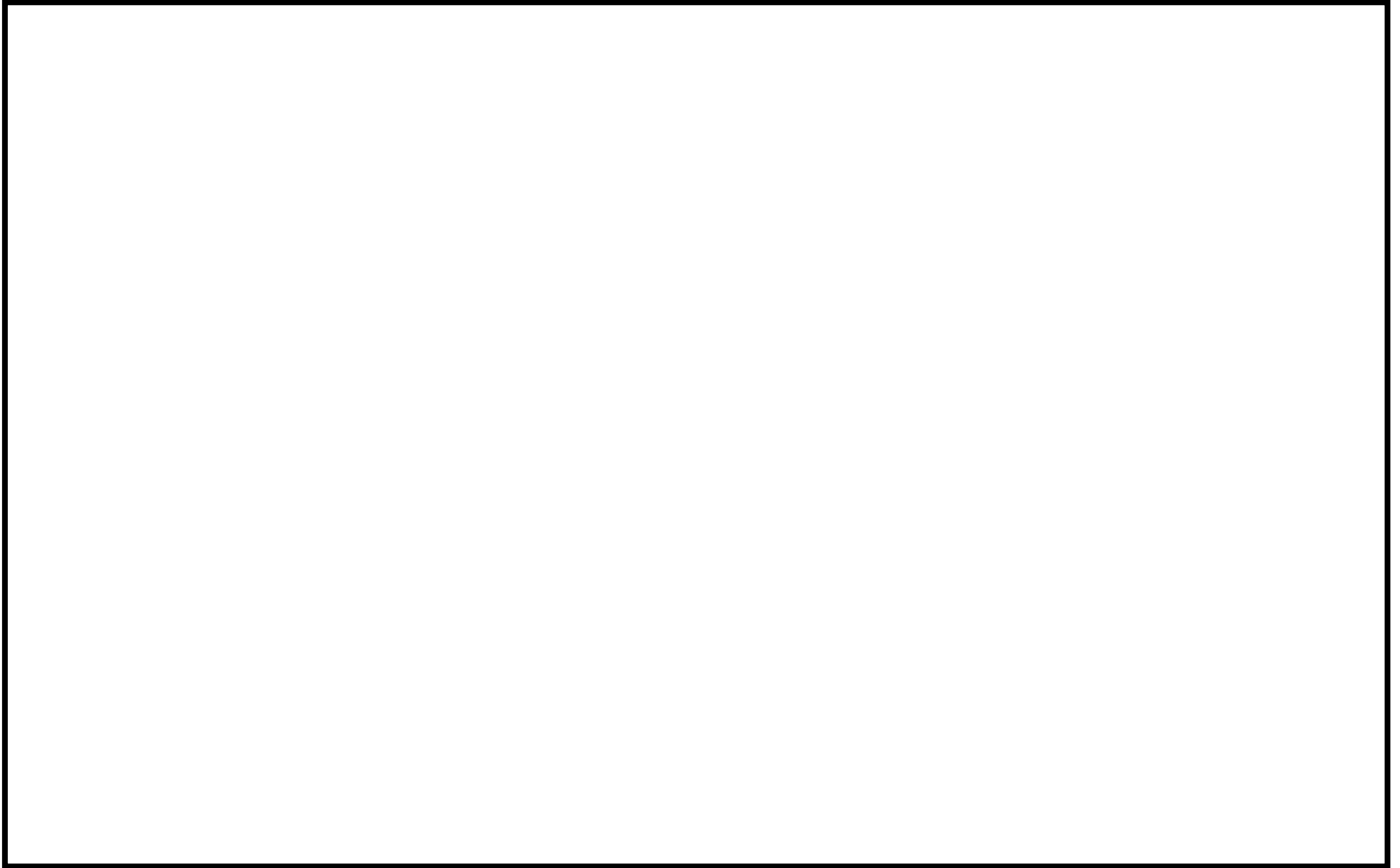


: 設計基準対象施設

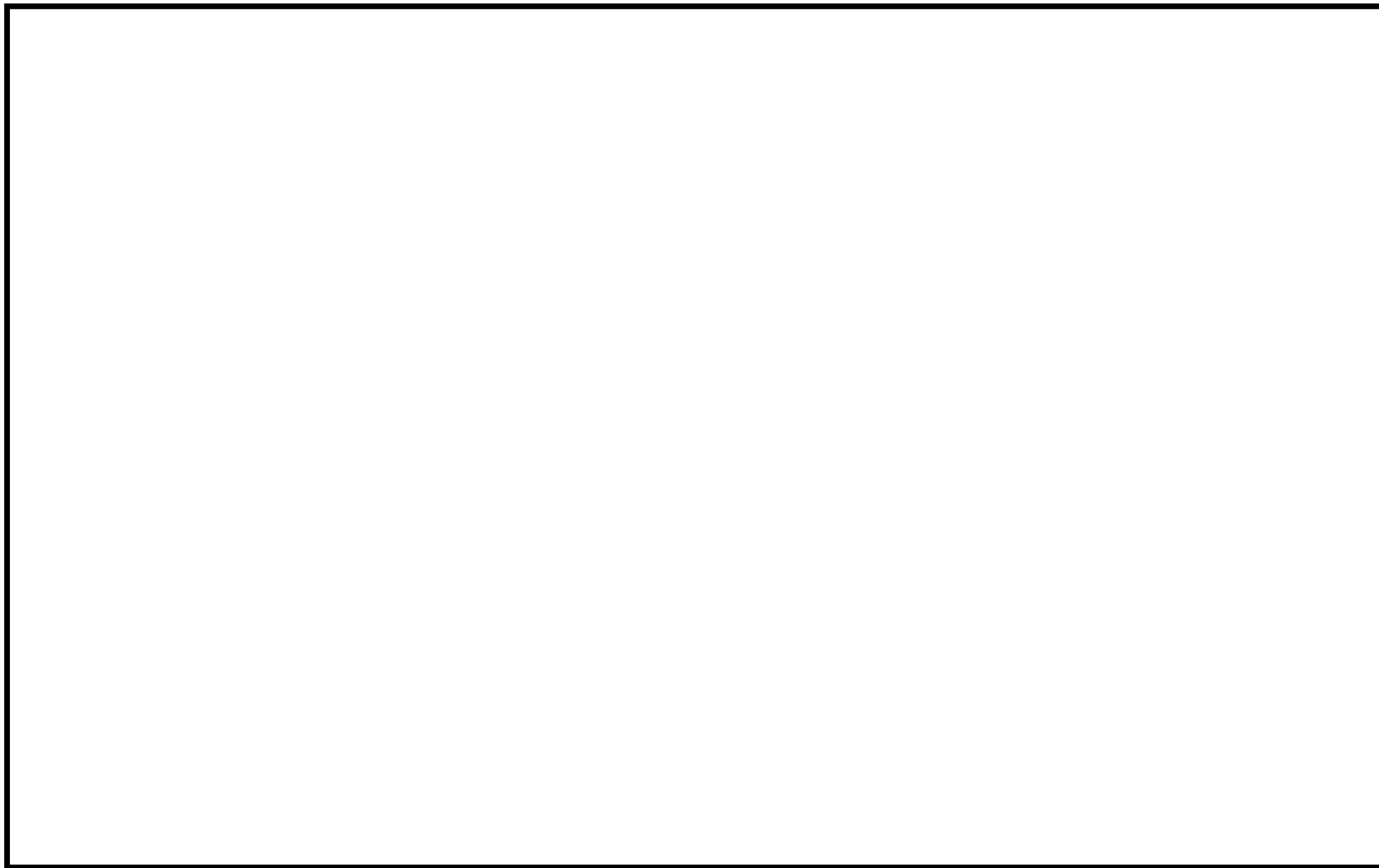


: 重大事故等対処設備を示す。

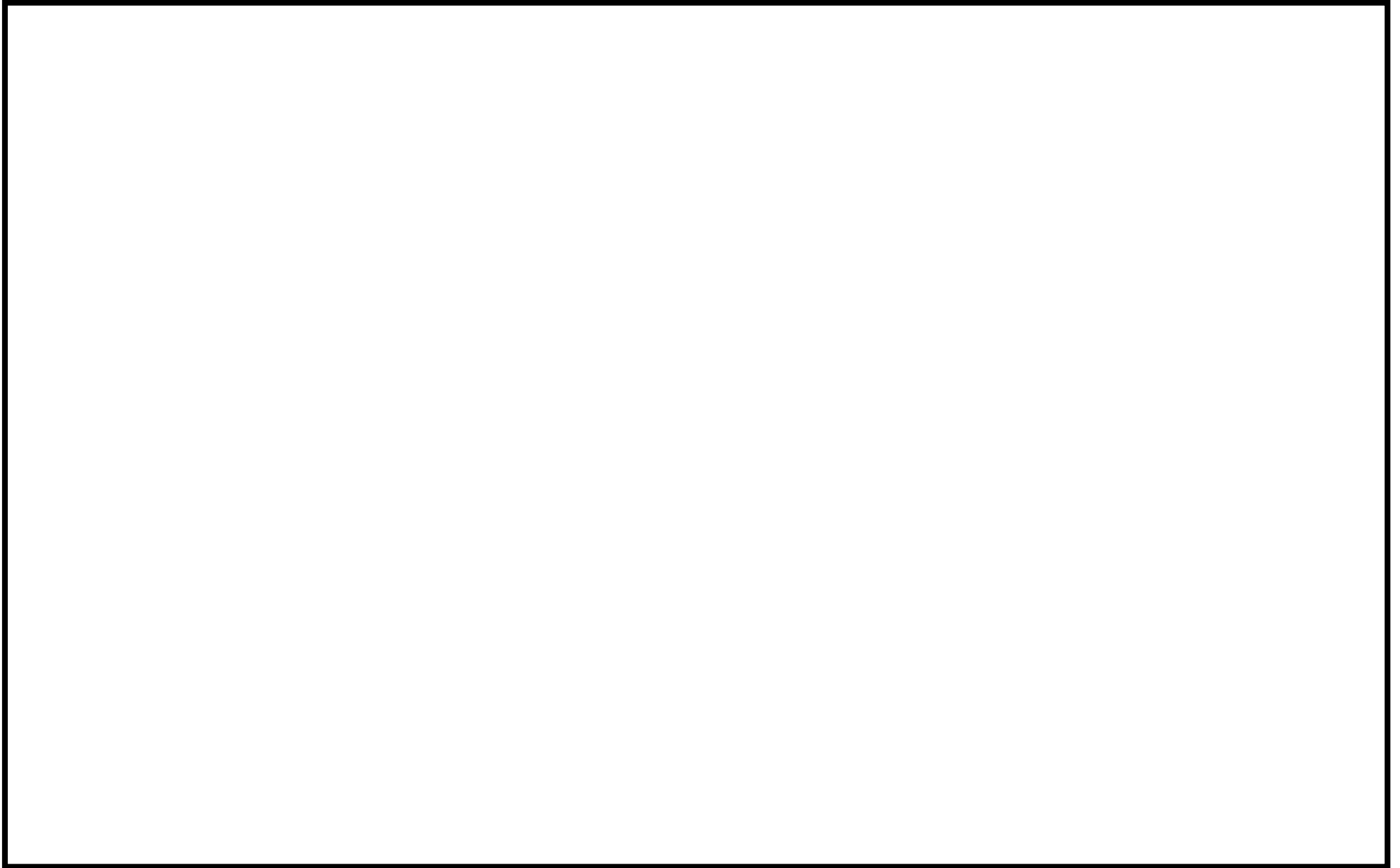
可搬型重大事故等対処設備 保管場所
放射線量の測定（可搬型モニタリングポスト）



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）



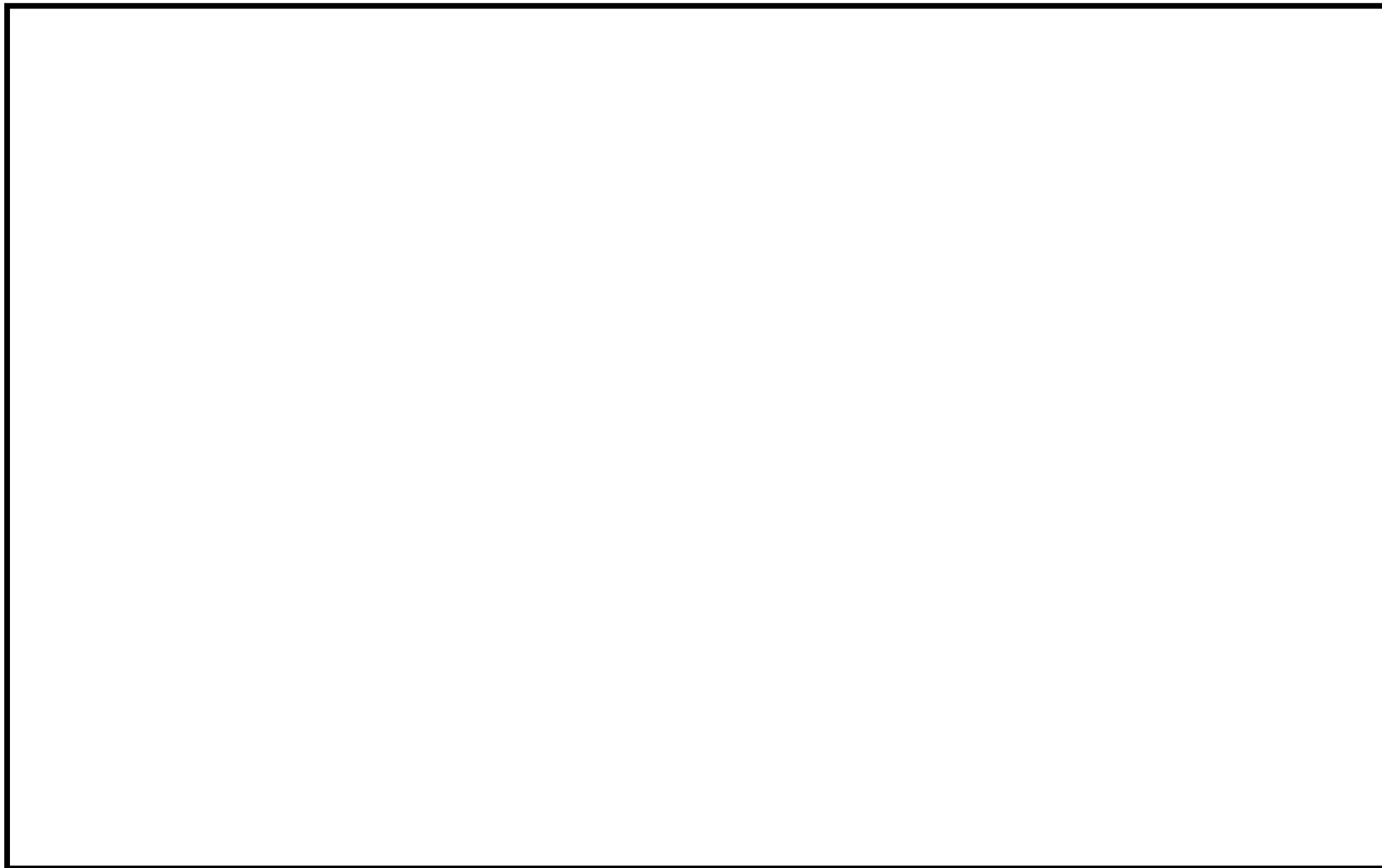
可搬型重大事故等対処設備 保管場所
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測装置）



60 - 7

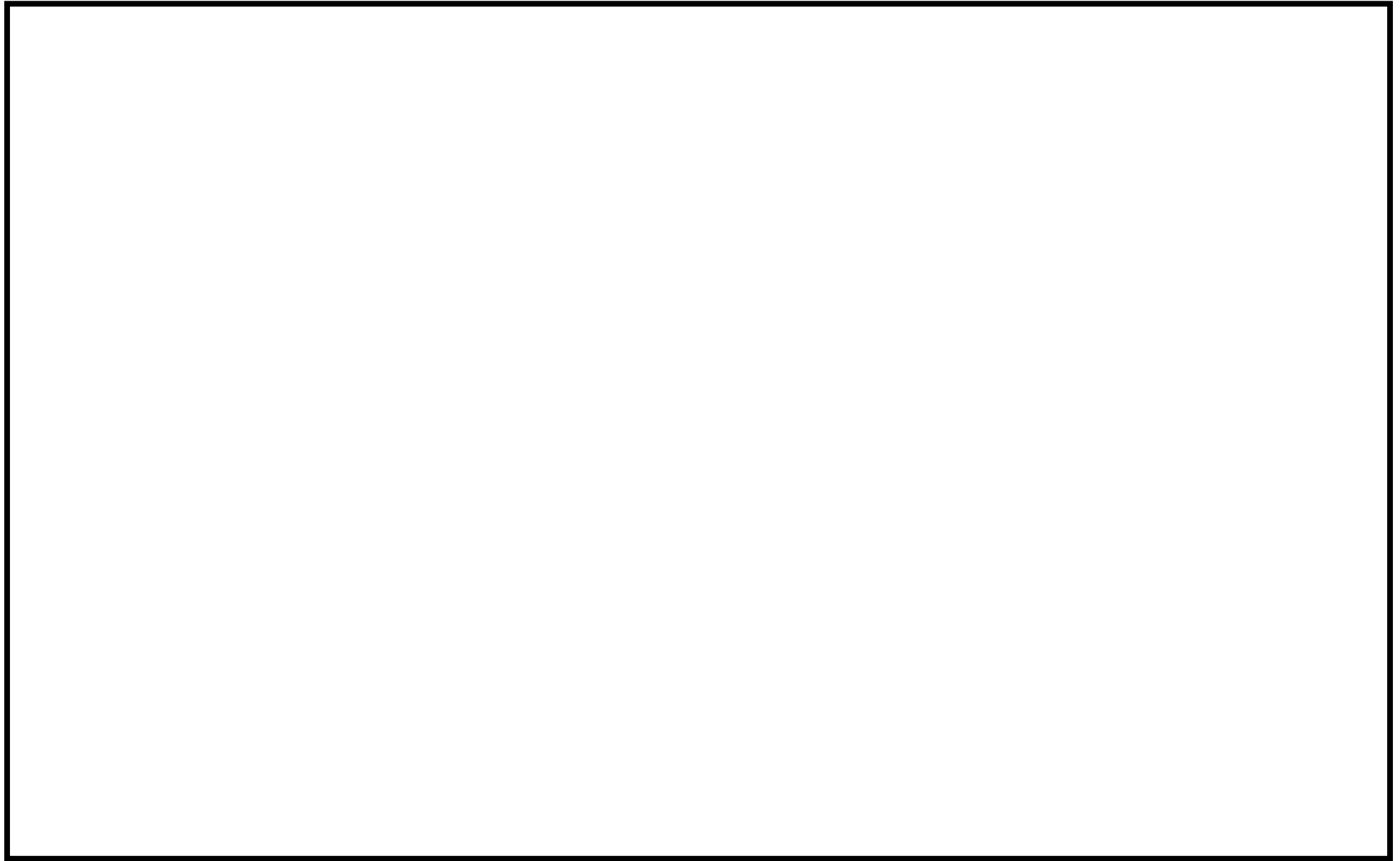
アクセスルート図

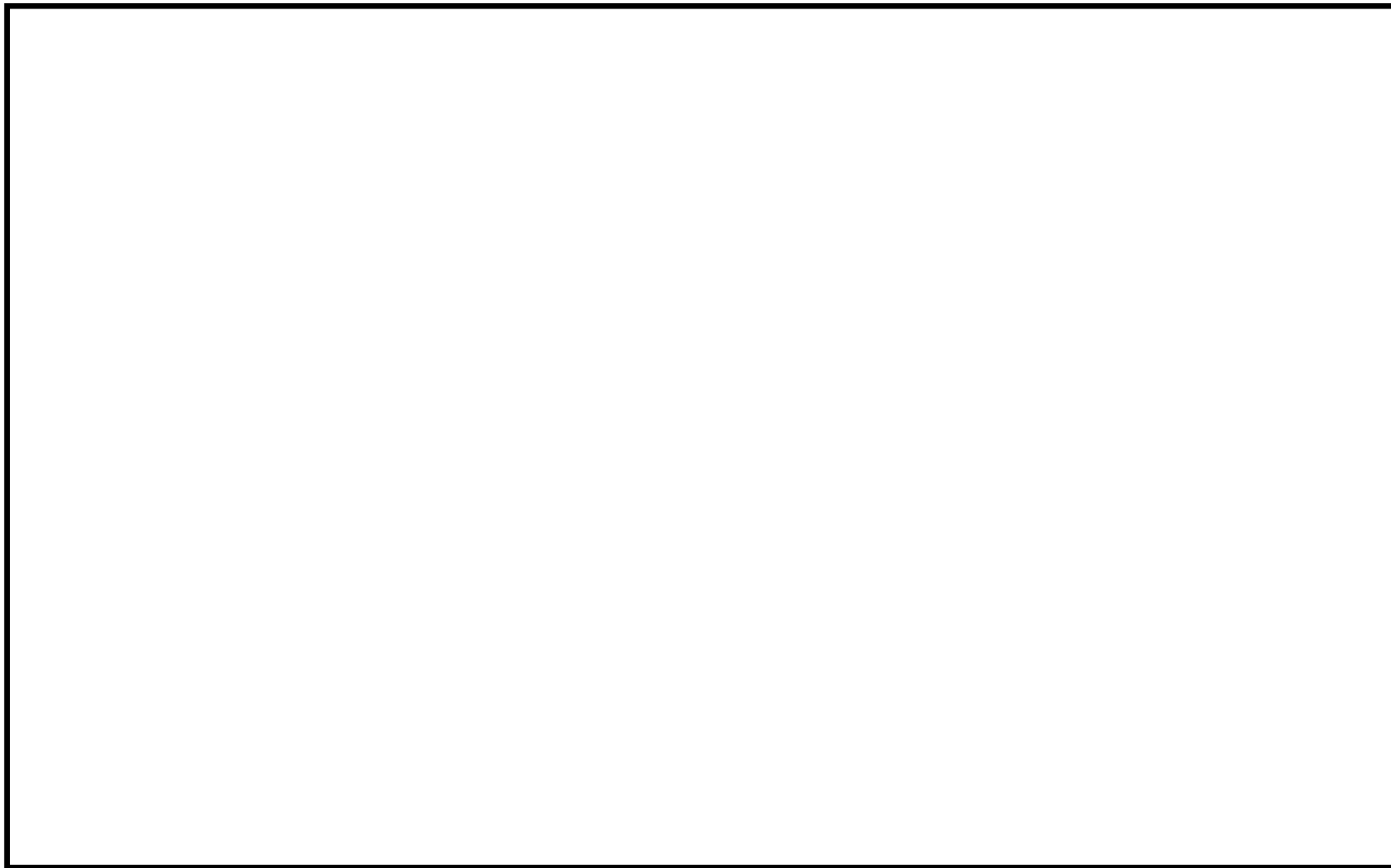
柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 重大事故等時アクセスルート図（第60条関連）[屋外]（1）



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。





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

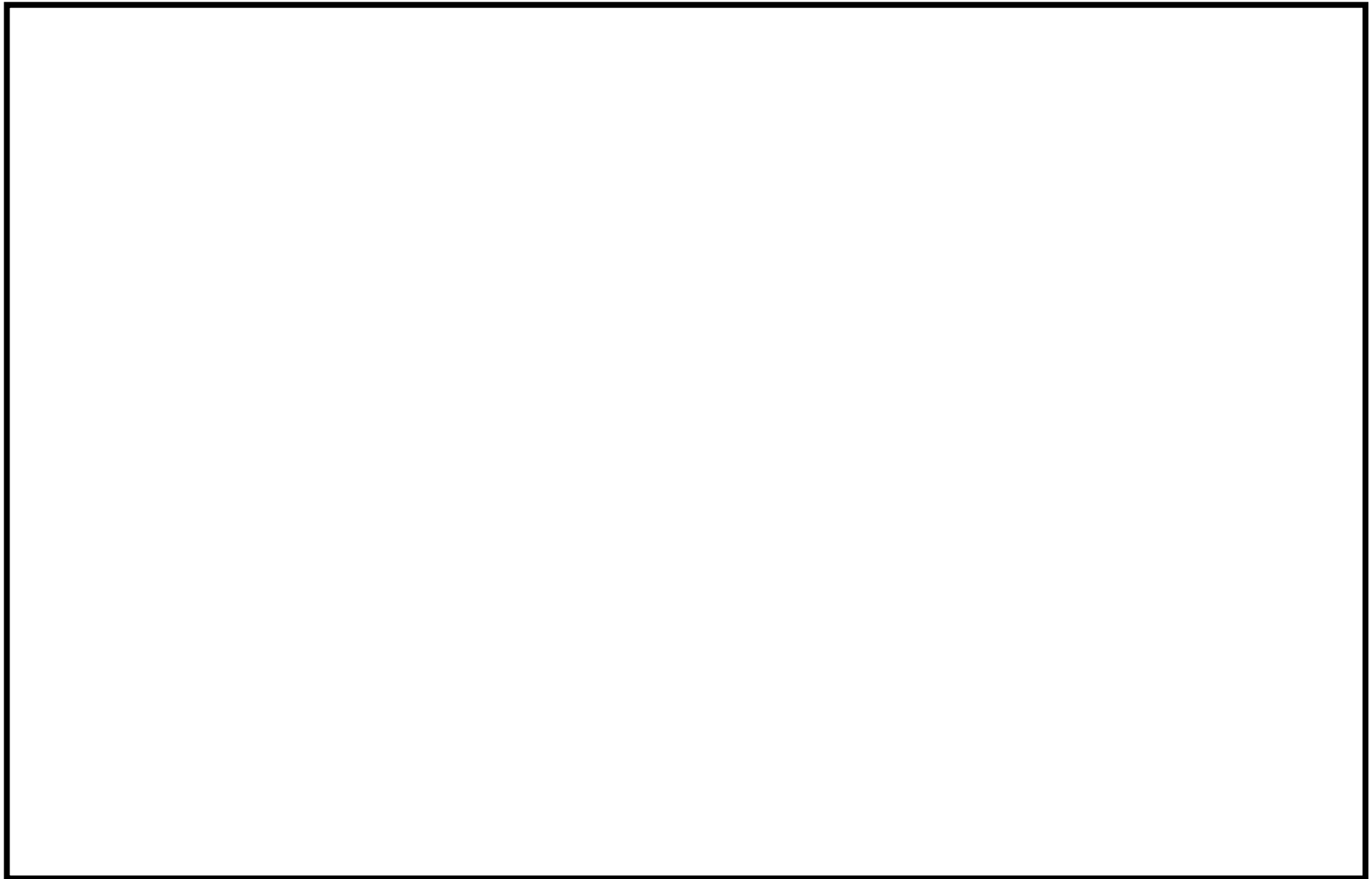


図 1.1-1 モニタリング・ポストの配置図

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、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。)

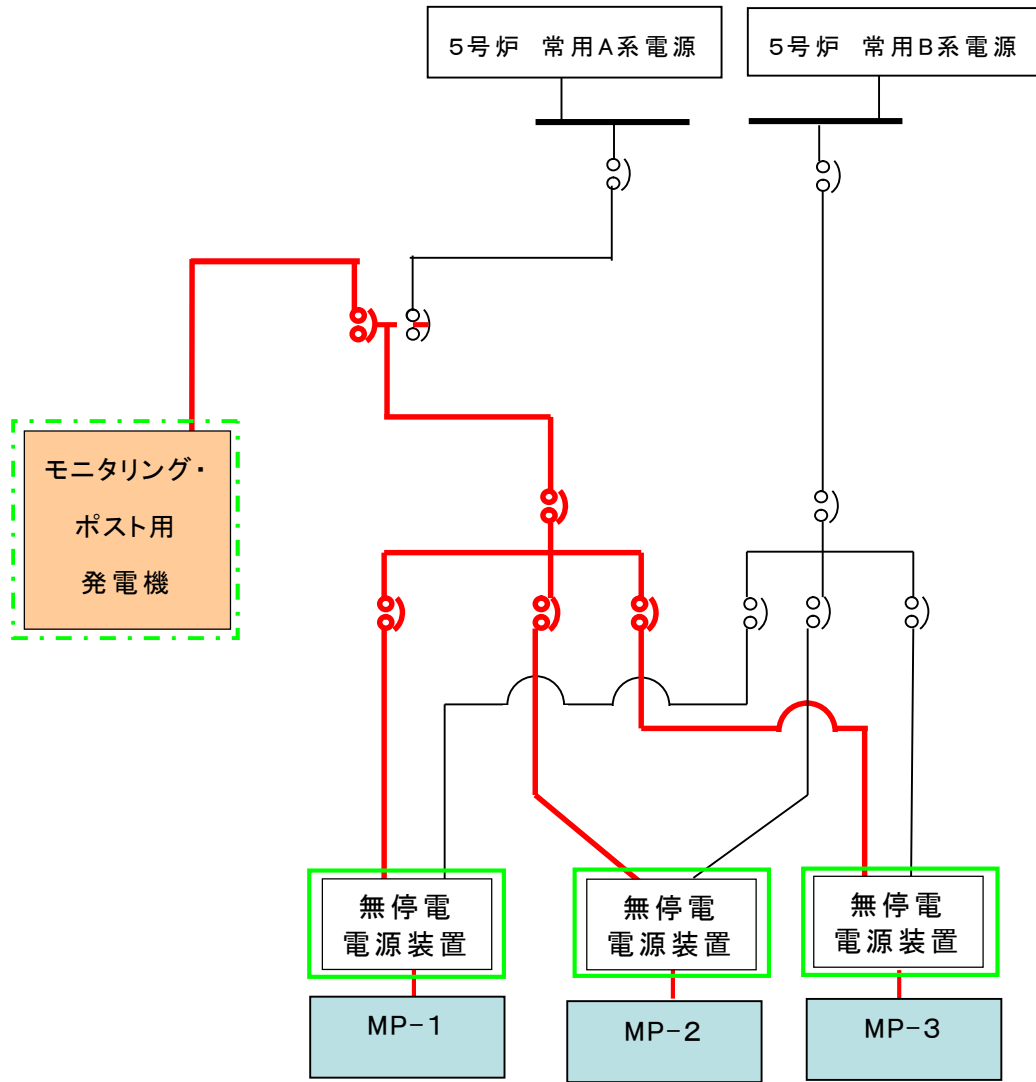


図 1.1-2 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)

: 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

○外観写真

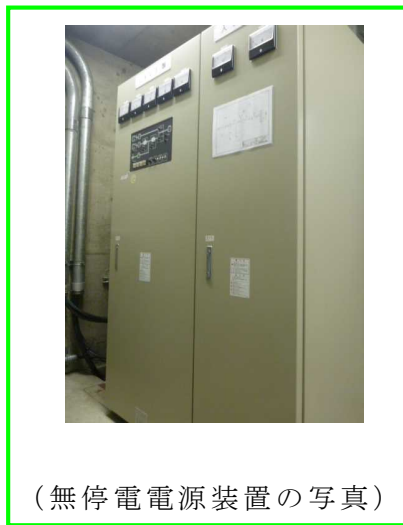




図 1.1-2 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備

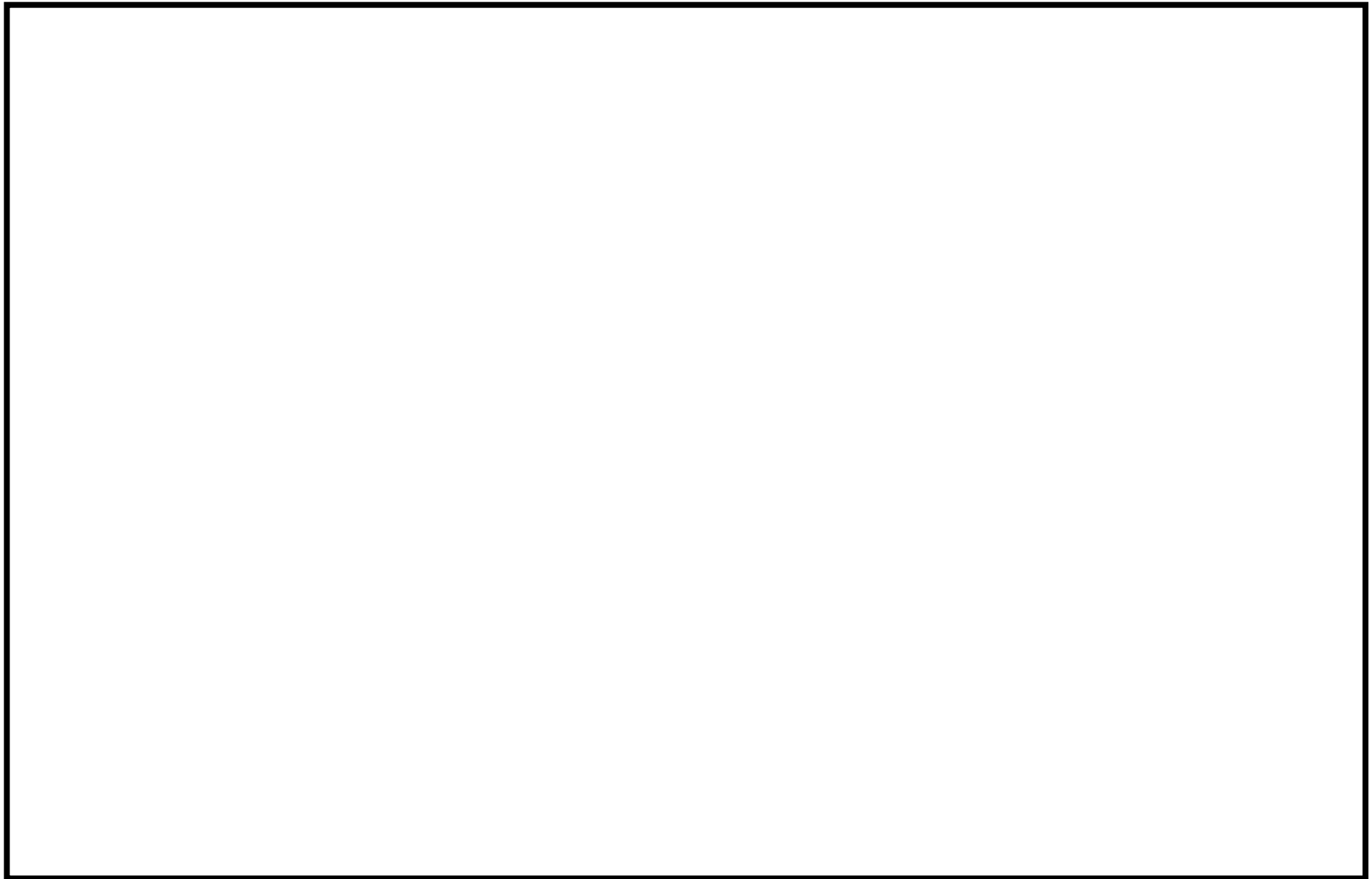


図 1.1-3 モニタリング・ポスト用発電機の配置図

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。

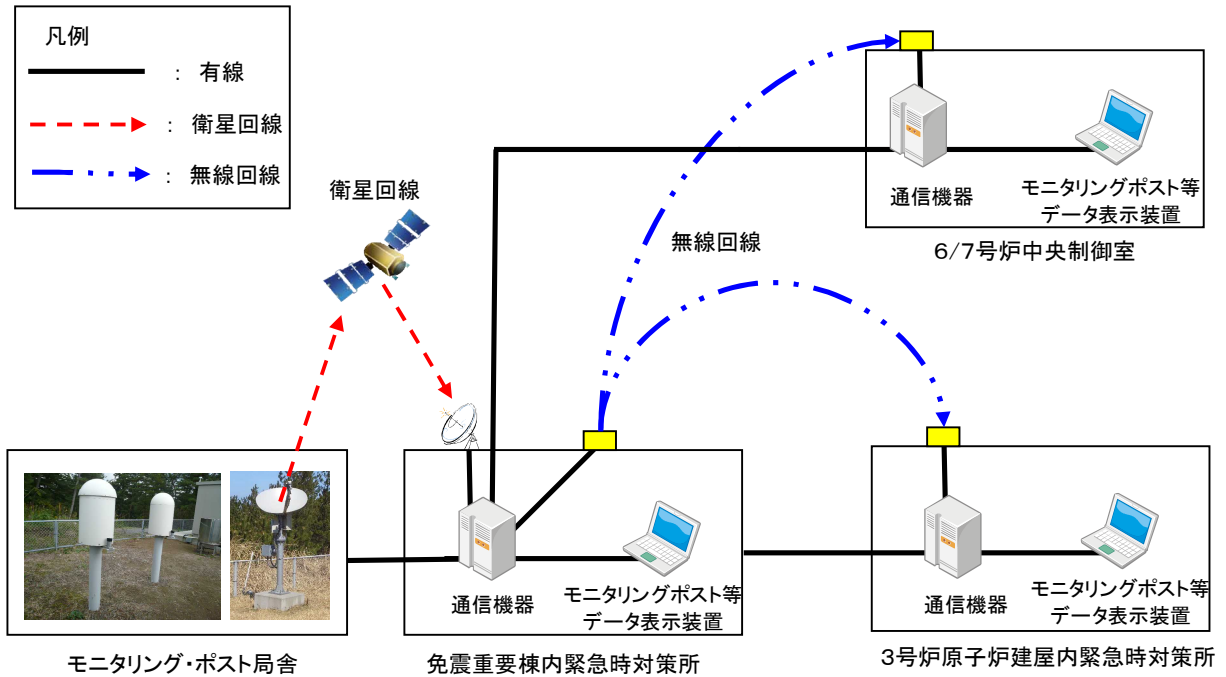


図 1.1-4 モニタリング・ポストの伝送概略図

: 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

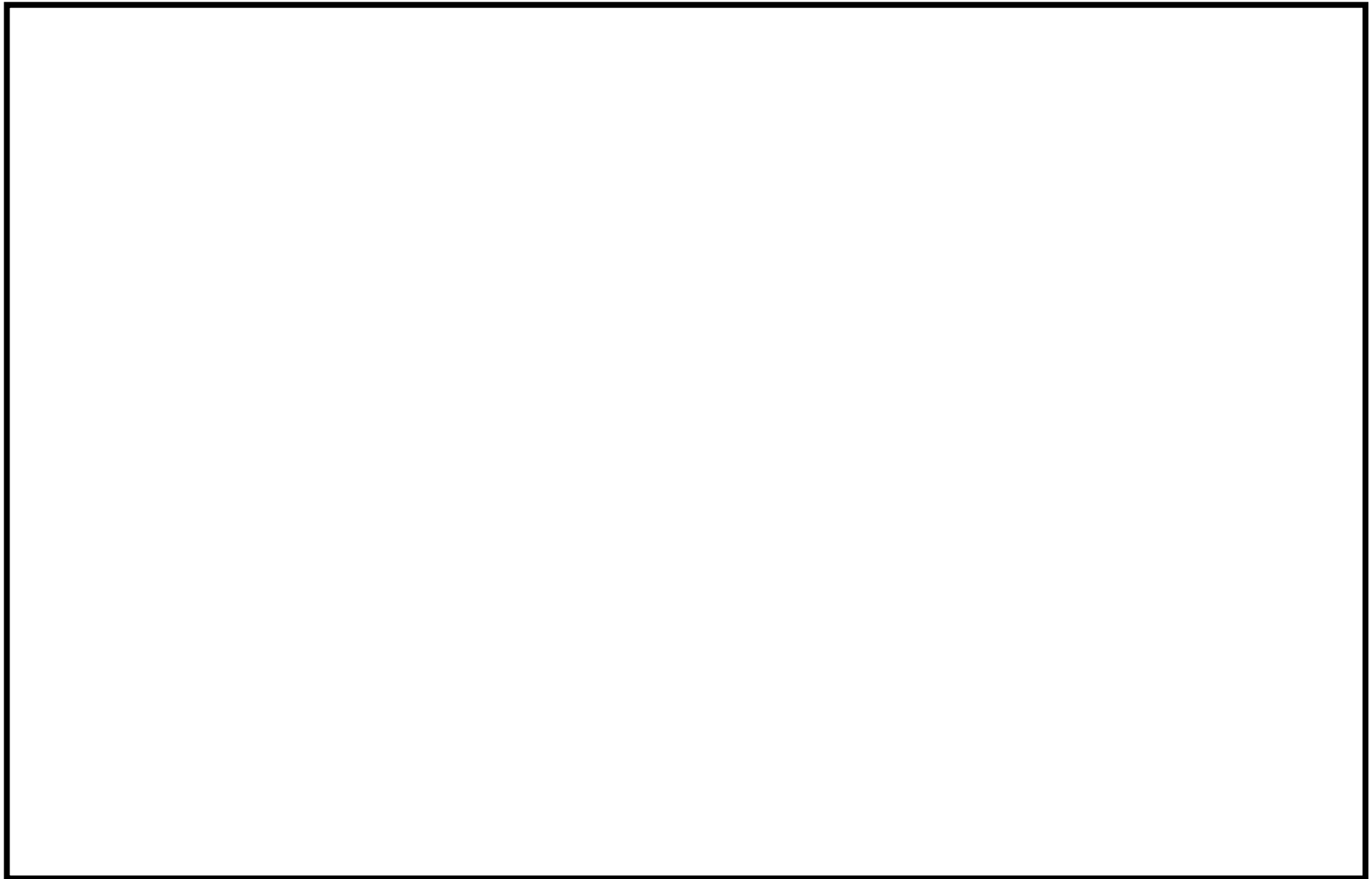


図 1.2-1 放射能観測車の保管場所

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

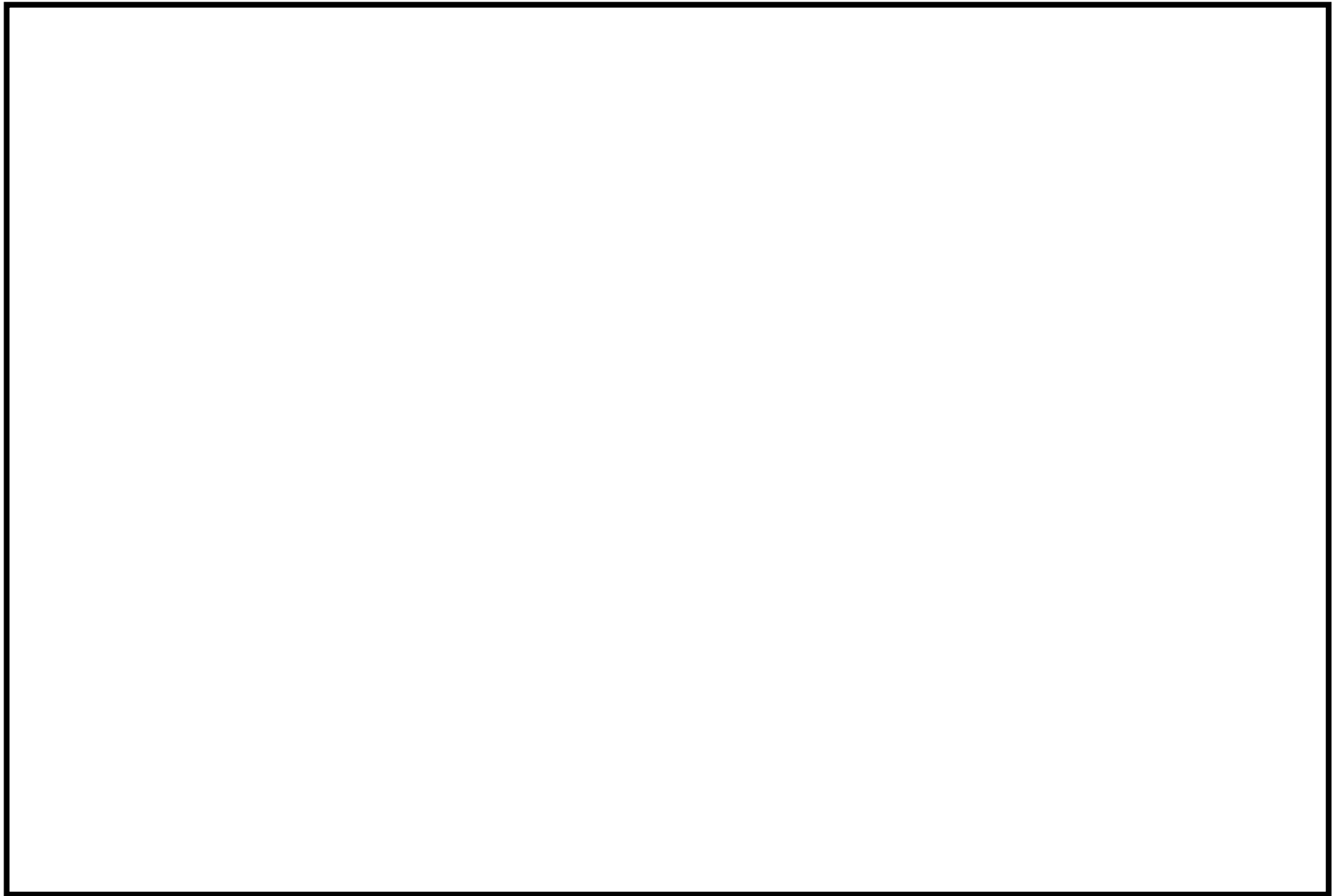


図 1.3-1 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

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

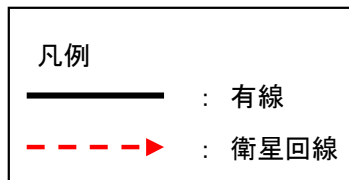
項目	内容
電源	外部バッテリー (2 個) により 5 日以上供給可能 5 日後からは, 予備の外部バッテリー (2 個) と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 3 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録
伝送	衛星回線により, 緊急時対策所にてデータ監視 なお, 本体で指示値の確認が可能
概略 寸法	本体: 約 700(W) × 約 500(D) × 約 1000(H) mm 外部バッテリー: 約 420(W) × 約 330(D) × 約 180(H) mm
重量	合計: 約 74kg 本体: 約 40kg 外部バッテリー: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



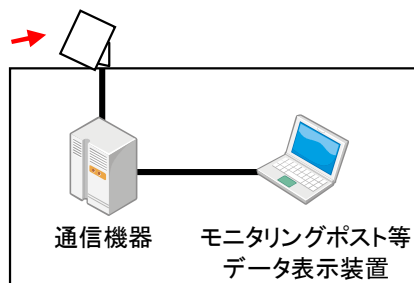
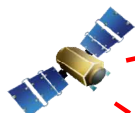
アンテナ部

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)



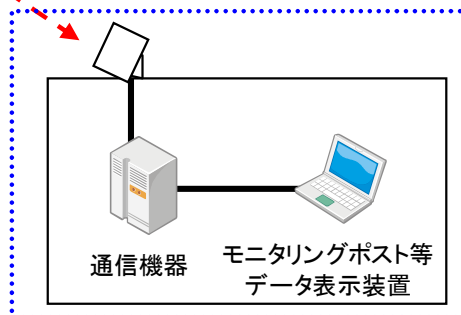
衛星回線



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

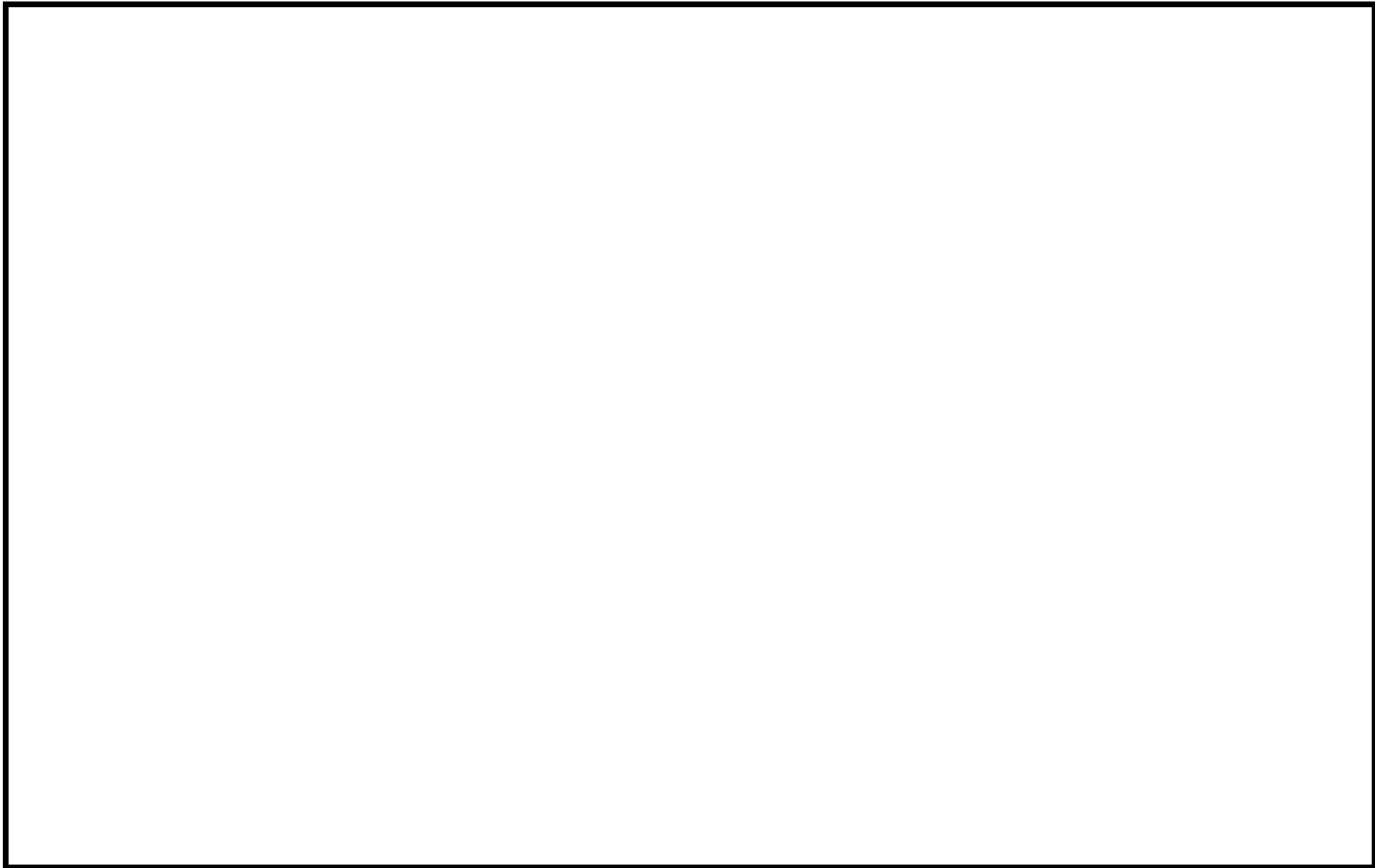


図 1.3-3 可搬型放射線計測器の保管場所

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 台)
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 台)
ZnS シンチレーション サーベイメータ	ZnS (Ag) シンチレーション	0 ～ 100k min ⁻¹ ^{※1}	サンプリング記録	2 ^{※4} (予備 2 台)
電離箱サーベイメータ	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

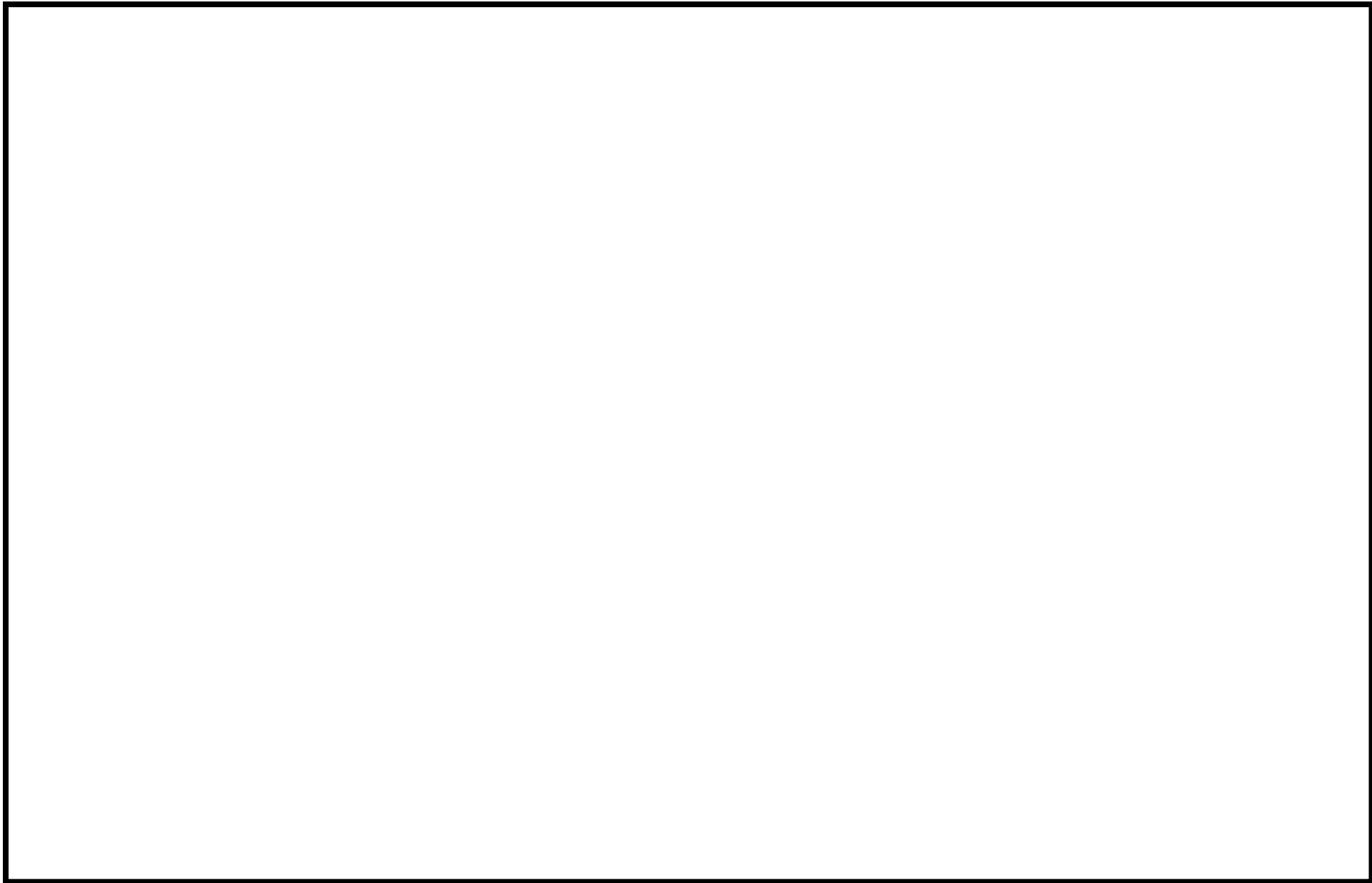


図 1.4-2 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用するモニタリング設備（小型船舶は除く）の保管場所及び海水・排水試料採取場所

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

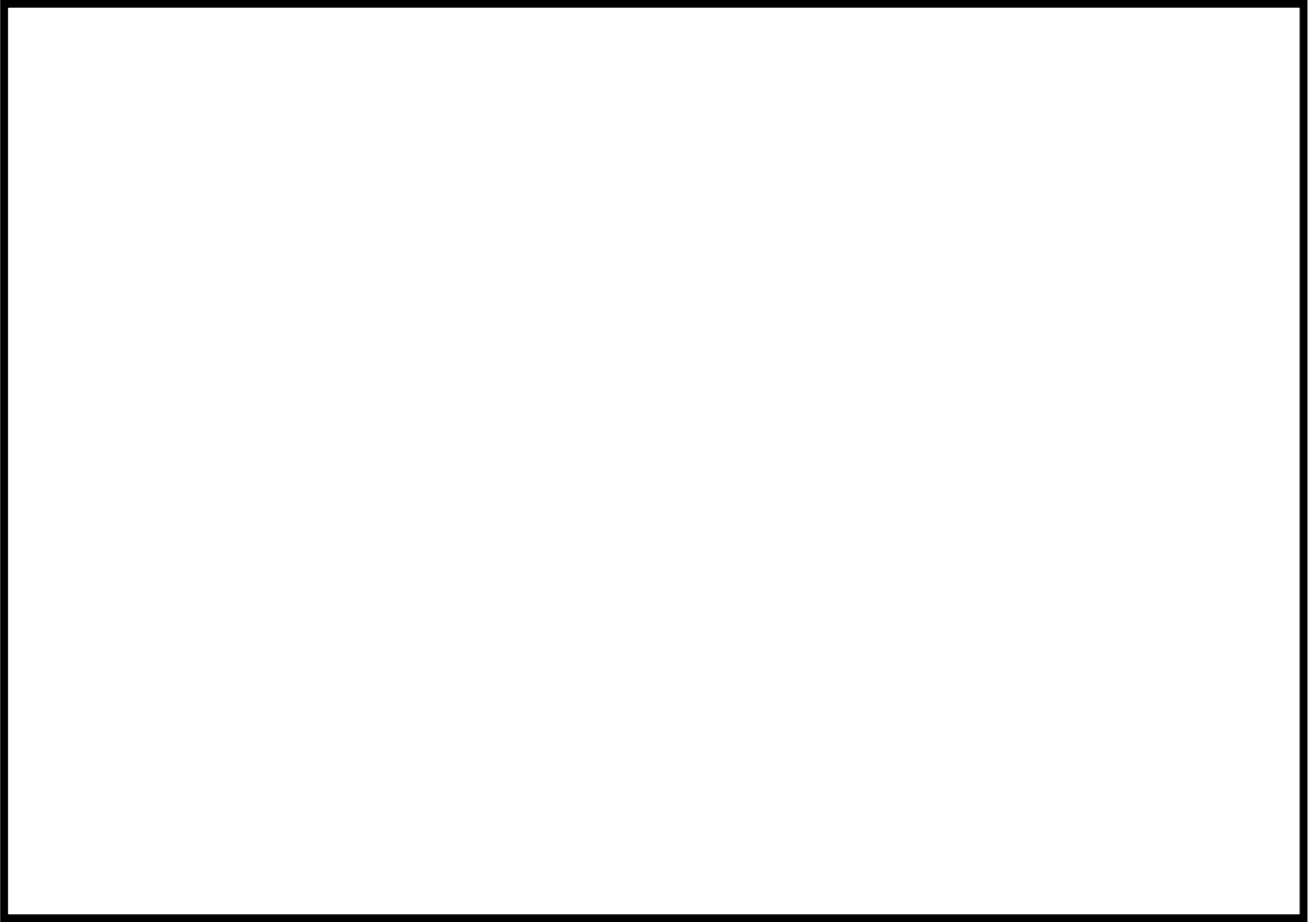


図 1.4-3 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

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

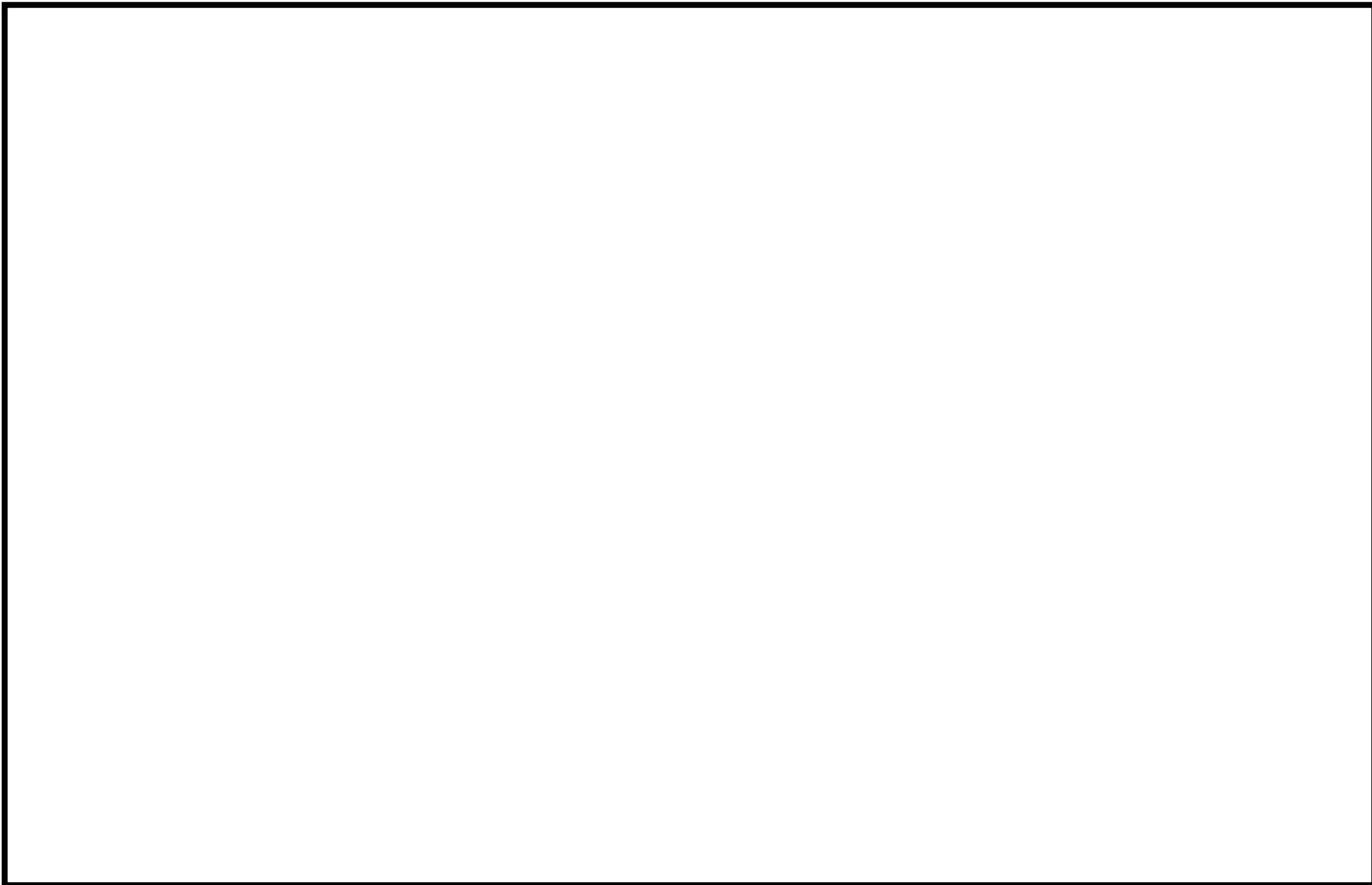


図 2.1-1 気象観測設備の配置図

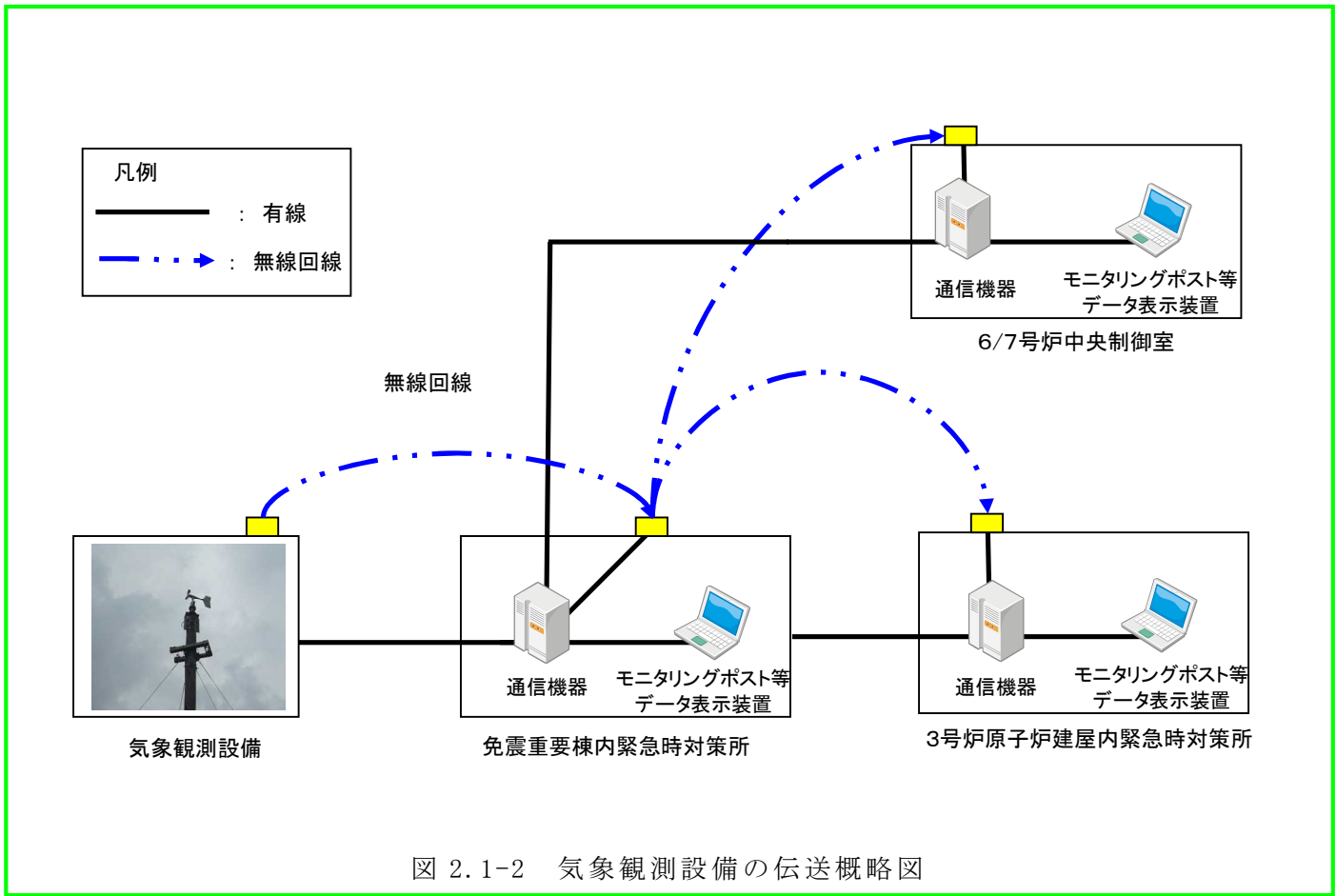
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

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>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>
					
					
<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>					

※ 「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。

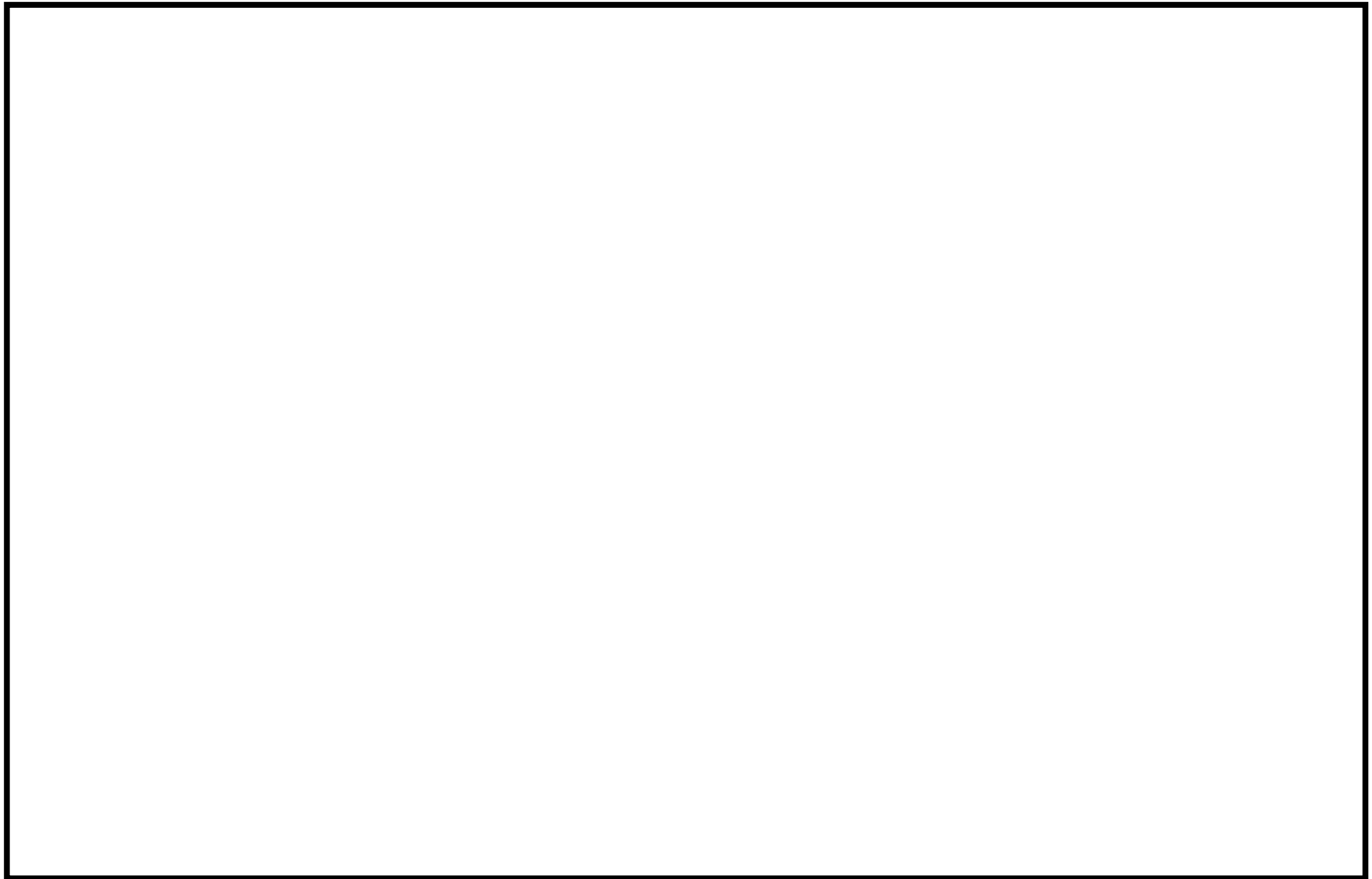


図 2.2-1 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

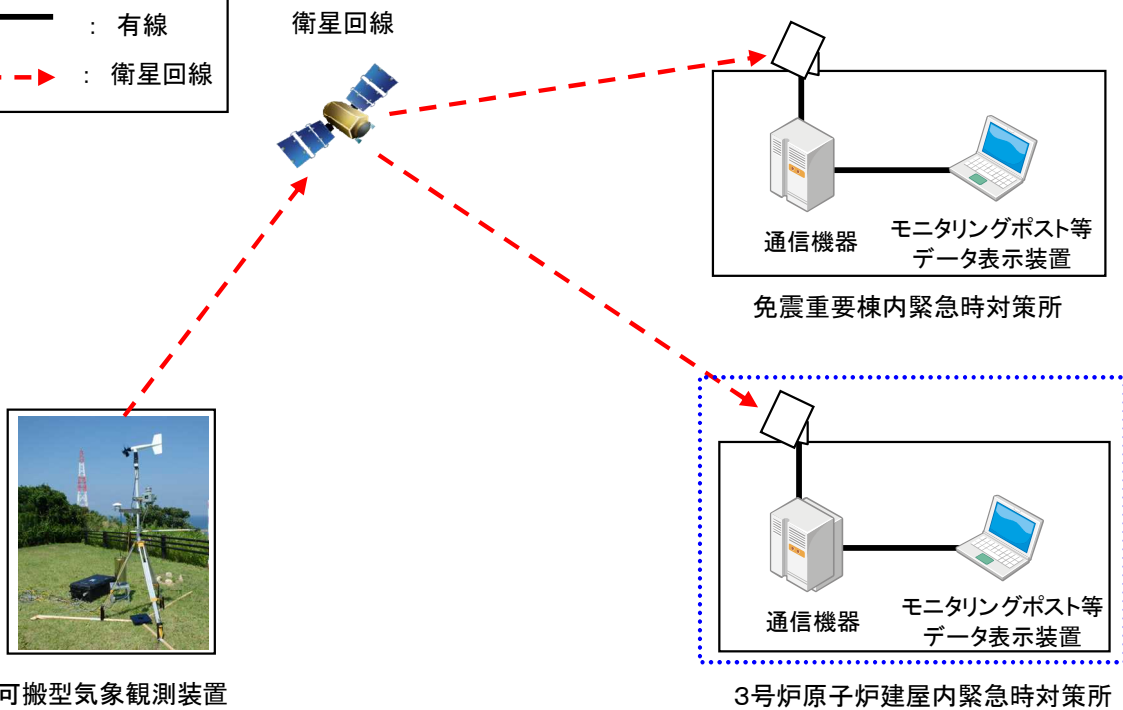
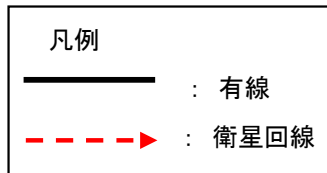
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.2-1 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="293 1010 584 1043">個数：1 (予備 1 台)</p>
<p data-bbox="312 1070 469 1104">(測定項目)</p> <p data-bbox="328 1126 999 1160">風向※, 風速※, 日射量※, 放射収支量※, 雨量</p> <p data-bbox="312 1182 405 1216">(電源)</p> <p data-bbox="328 1238 1046 1272">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 1294 1286 1384">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 1406 405 1440">(記録)</p> <p data-bbox="328 1462 855 1496">本体の電子メモリに 1 週間以上記録。</p> <p data-bbox="312 1518 405 1552">(伝送)</p> <p data-bbox="328 1574 895 1608">衛星回線にて緊急時対策所へ伝送可能。</p> <p data-bbox="312 1630 405 1664">(重量)</p> <p data-bbox="328 1686 544 1720">合計：約 141kg</p> <p data-bbox="328 1742 528 1776">本体：約 22kg</p> <p data-bbox="328 1798 1286 1832">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。

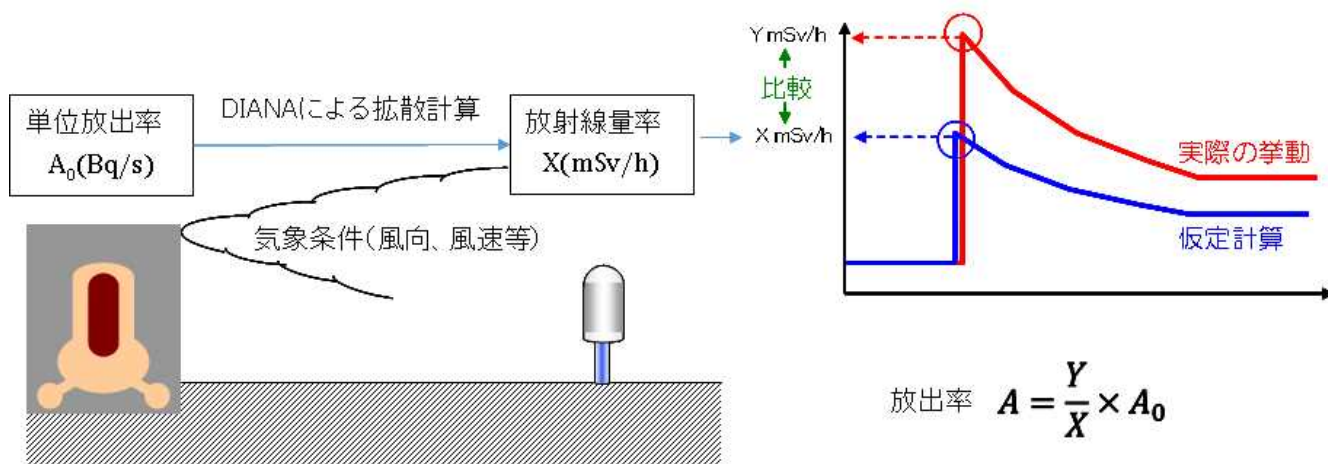


図 3.3-1 DIANA による評価の概略図

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

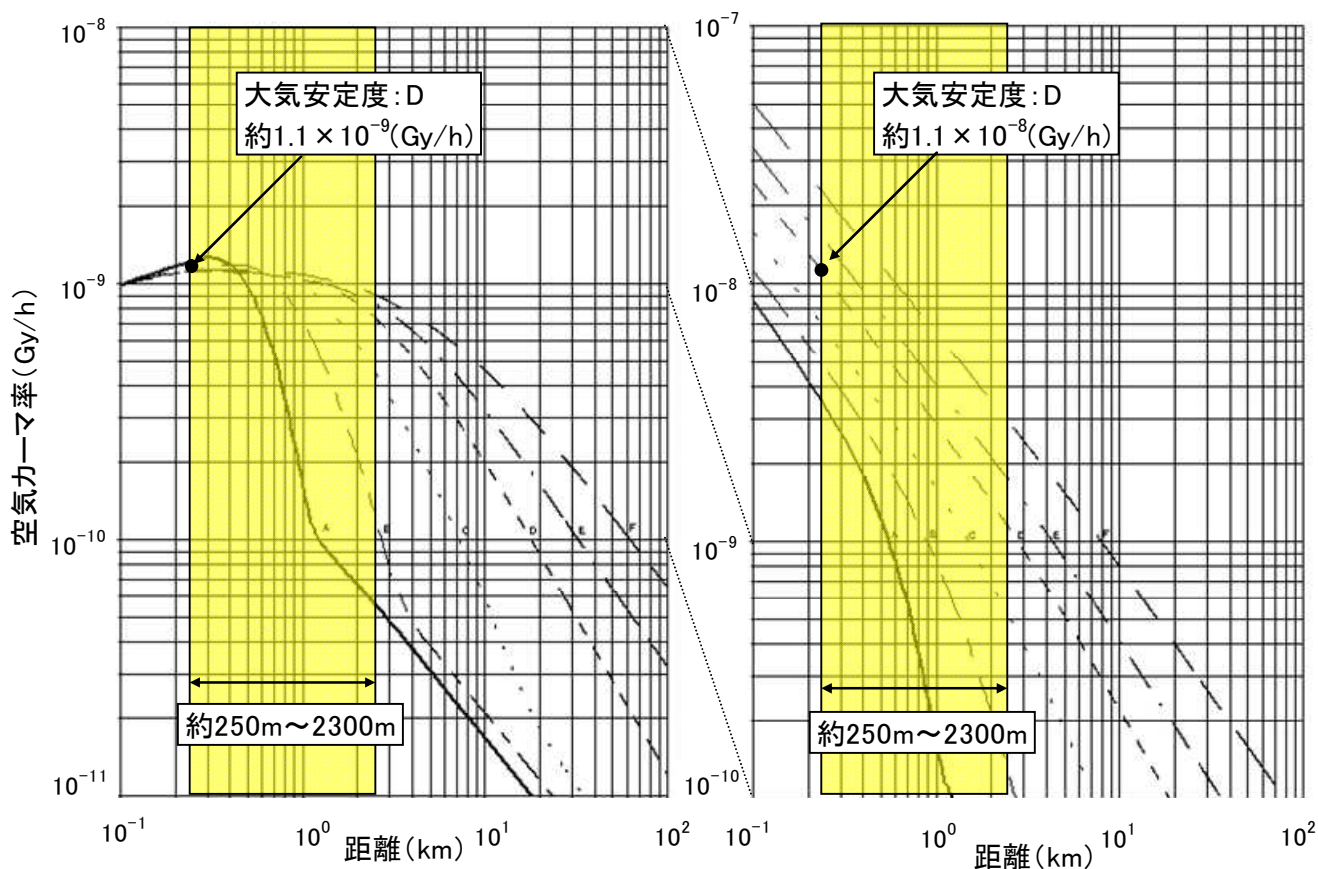
※2 : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010)

(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

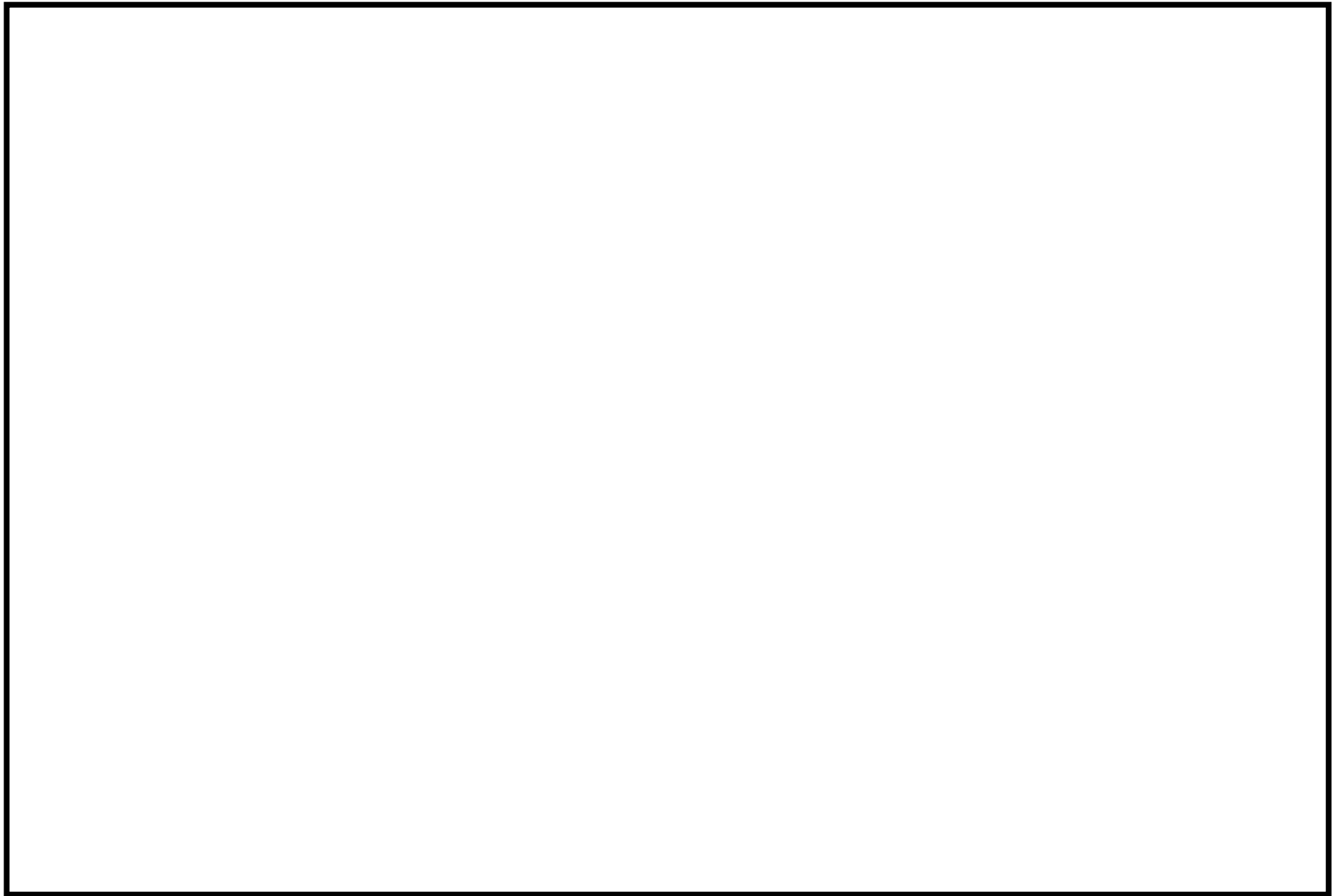


図 3.3-3 可搬型モニタリングポストの配置位置

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、気象観測設備の稼動状況を確認する。
- ・ 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

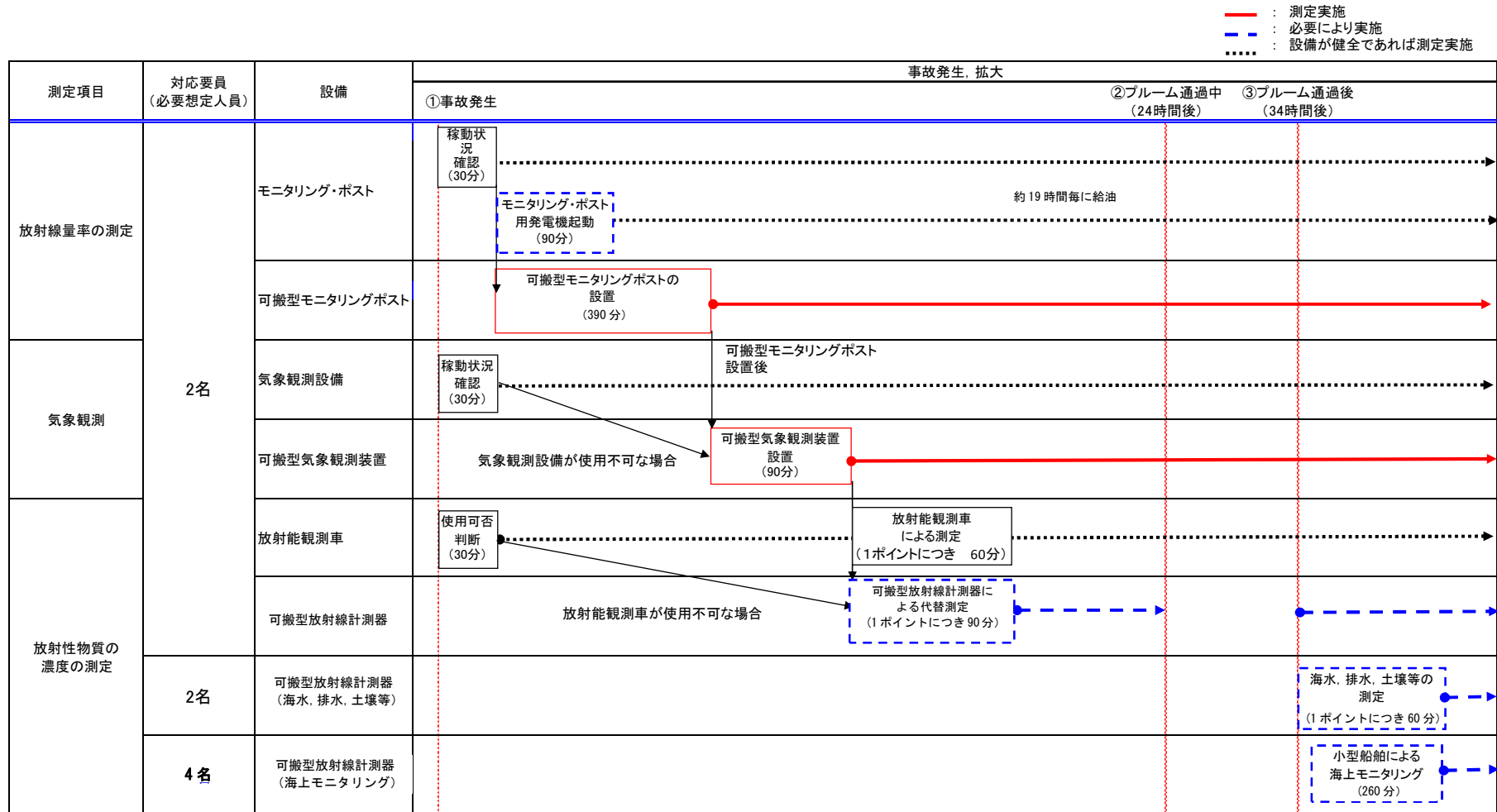
モニタリングの考え方	対応	開始時期の考え方	対応要員 (必要想定人員)
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリングポストの配置	モニタリング・ポストが使用できない場合	2名
海側敷地境界の放射線監視		原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測装置の設置	気象観測設備が使用できない場合	
放射能観測車の代替	可搬型放射線計測器による監視	放射能観測車が使用できない場合	
海水、排水のモニタリング	海水、排水の測定	液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合	2名
土壌のモニタリング	土壌の測定	プルーム通過後において発電所敷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。

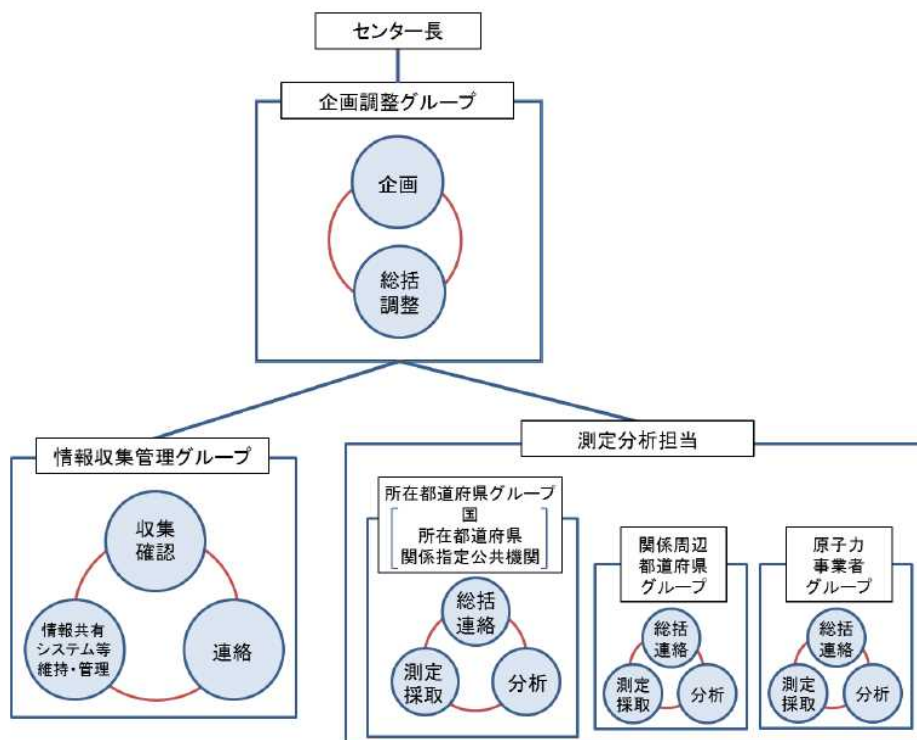


図 3.9-1 緊急時モニタリングセンターの体制図

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。