59－1　SA設備基準適合性　一覧表

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

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

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

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

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

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

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（常設）

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

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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

東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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

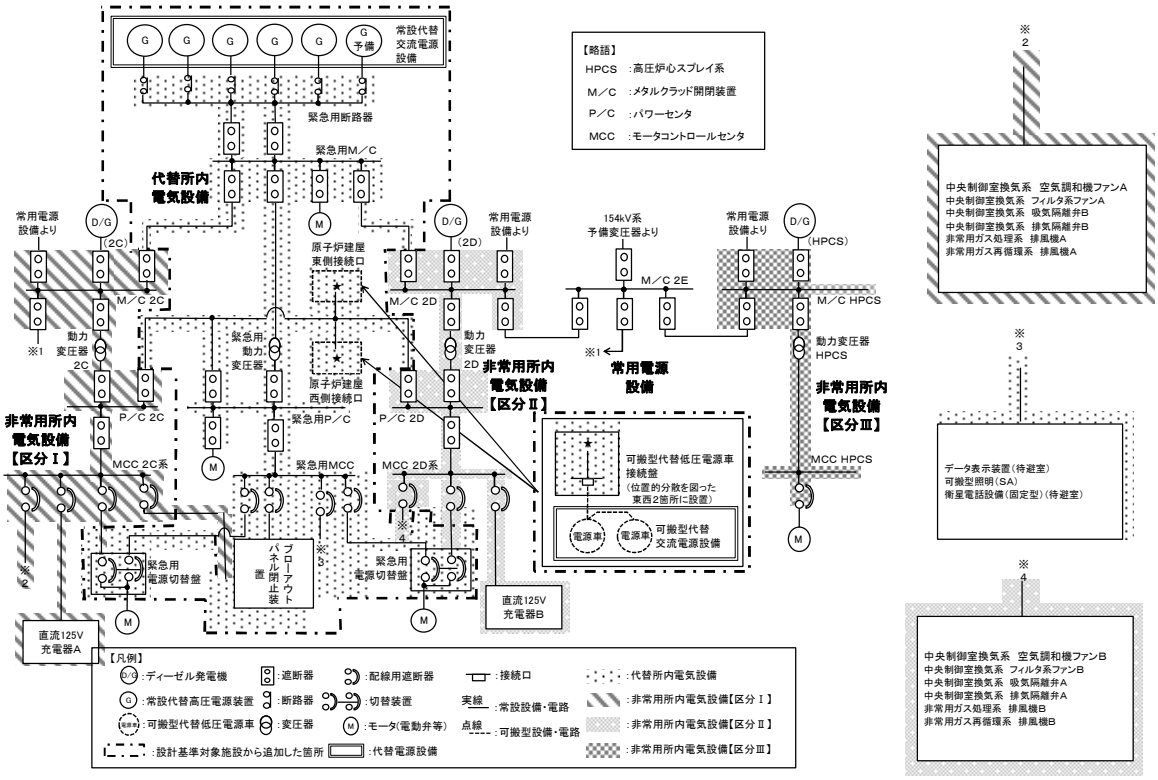
東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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

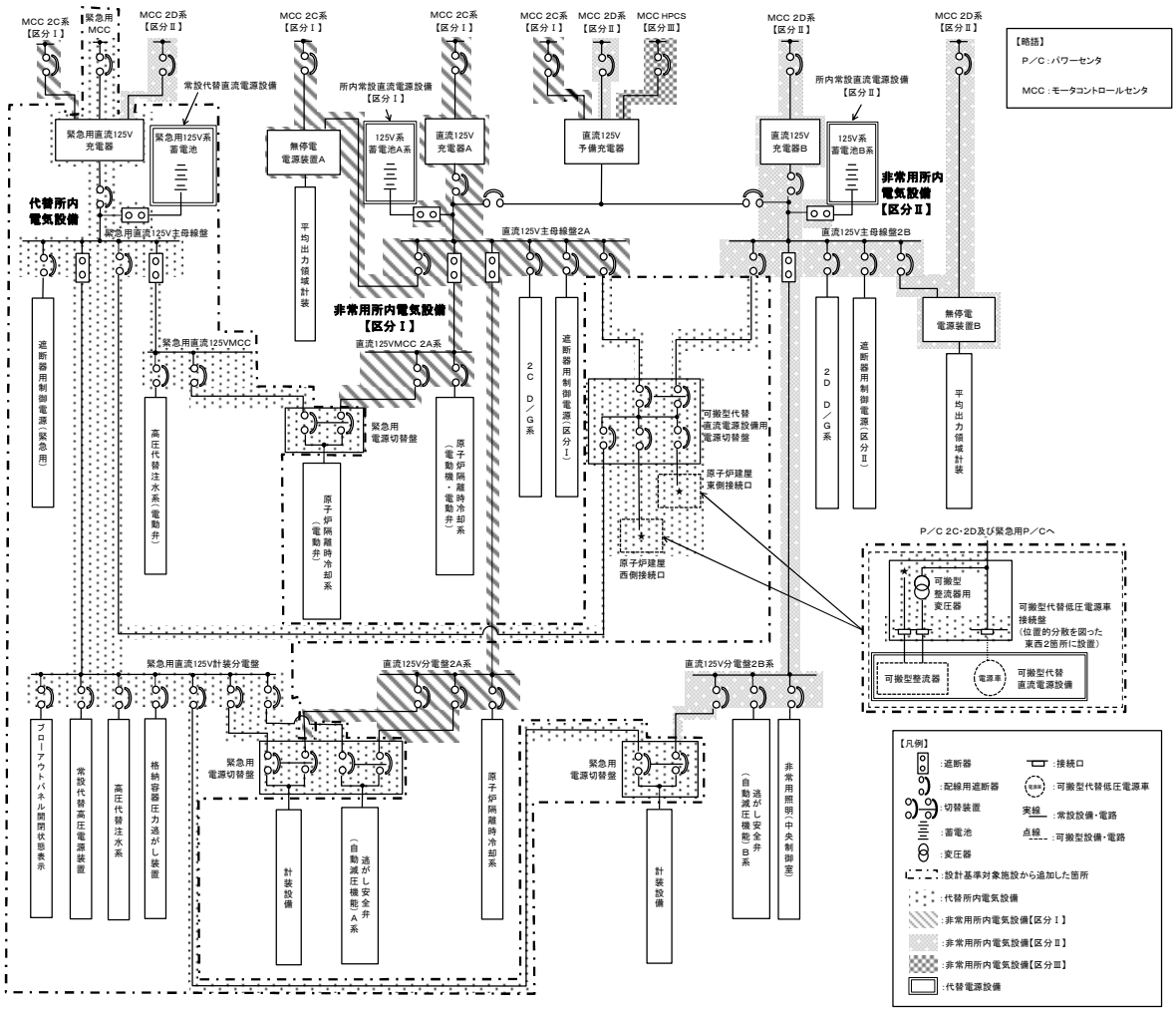
東海第二発電所　SA設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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

59－2　単線結線図

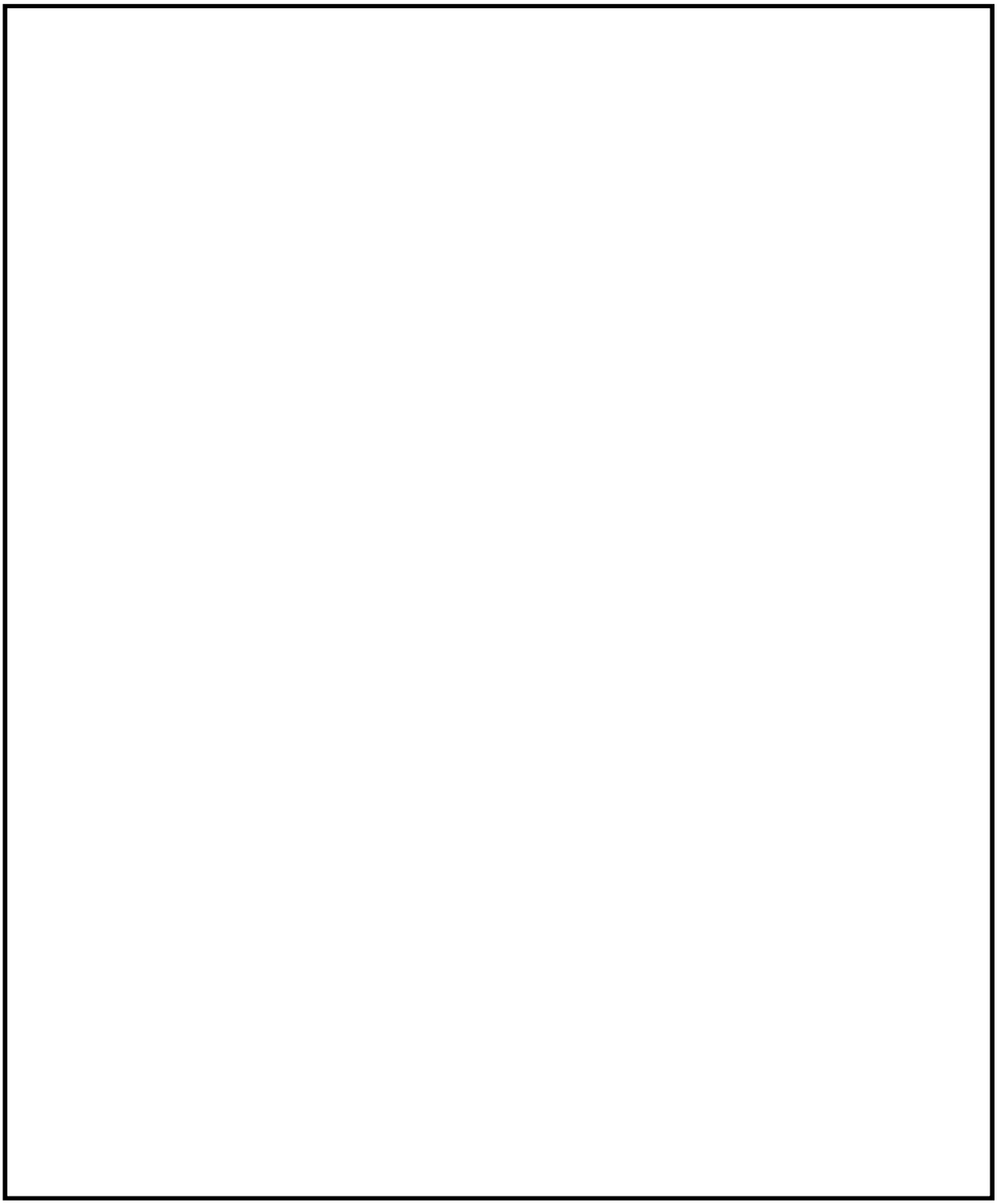


第 59－2－1 図　単線結線図（交流電源設備）（1／2）

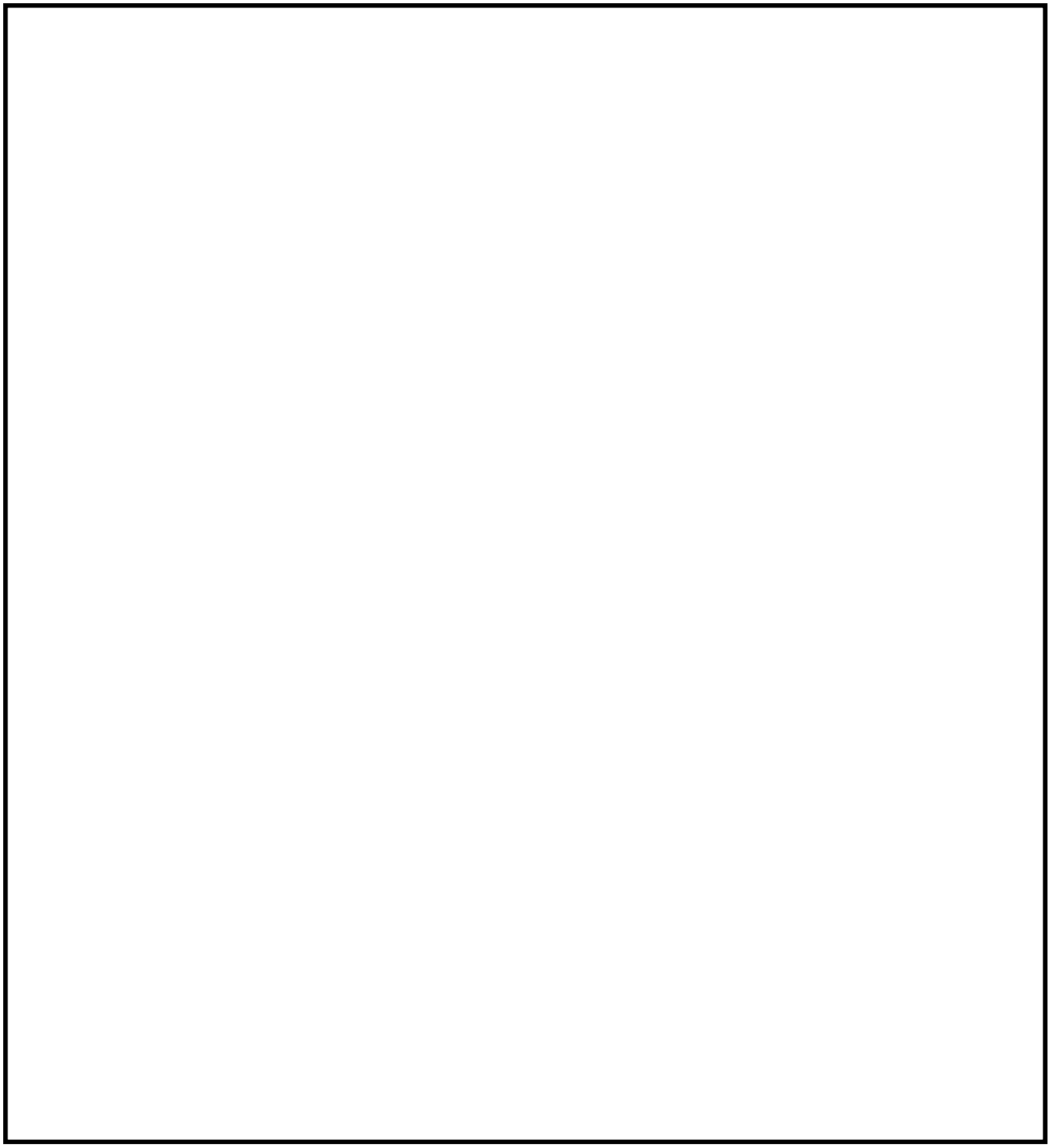


第 59－2－1 図　単線結線図（交流電源設備）（2／2）

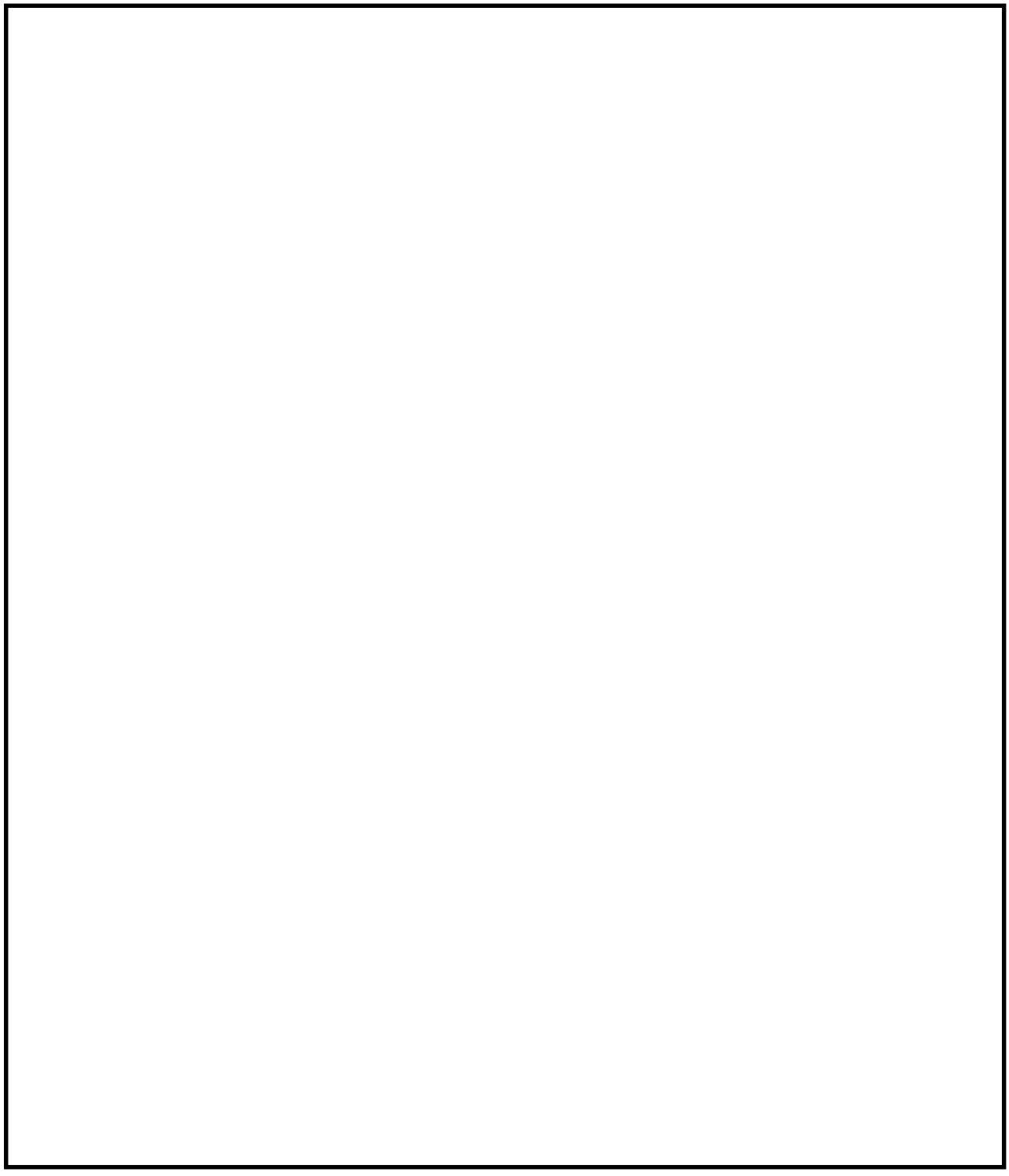
59－3　配置図



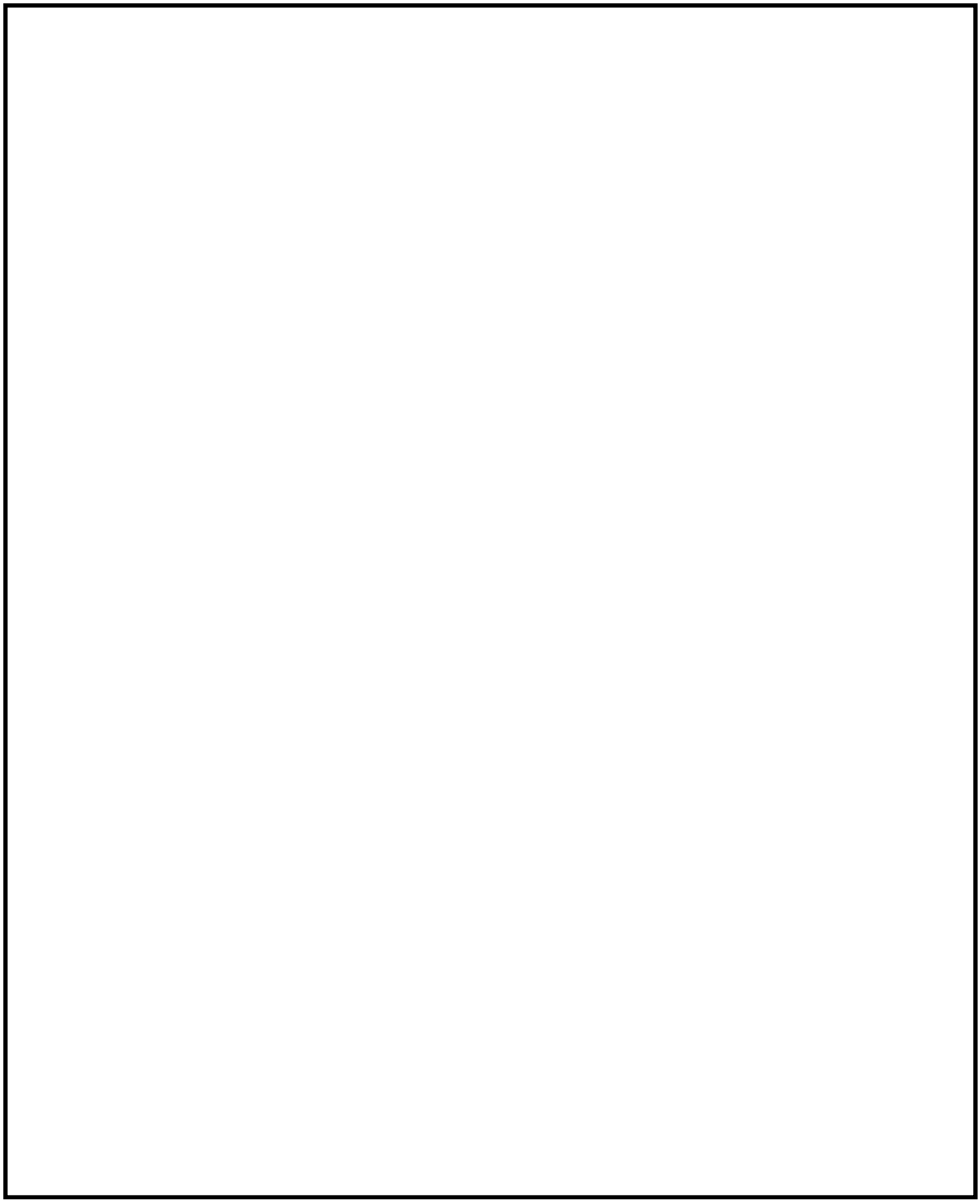
第59－3－1図　中央制御室遮蔽　配置図



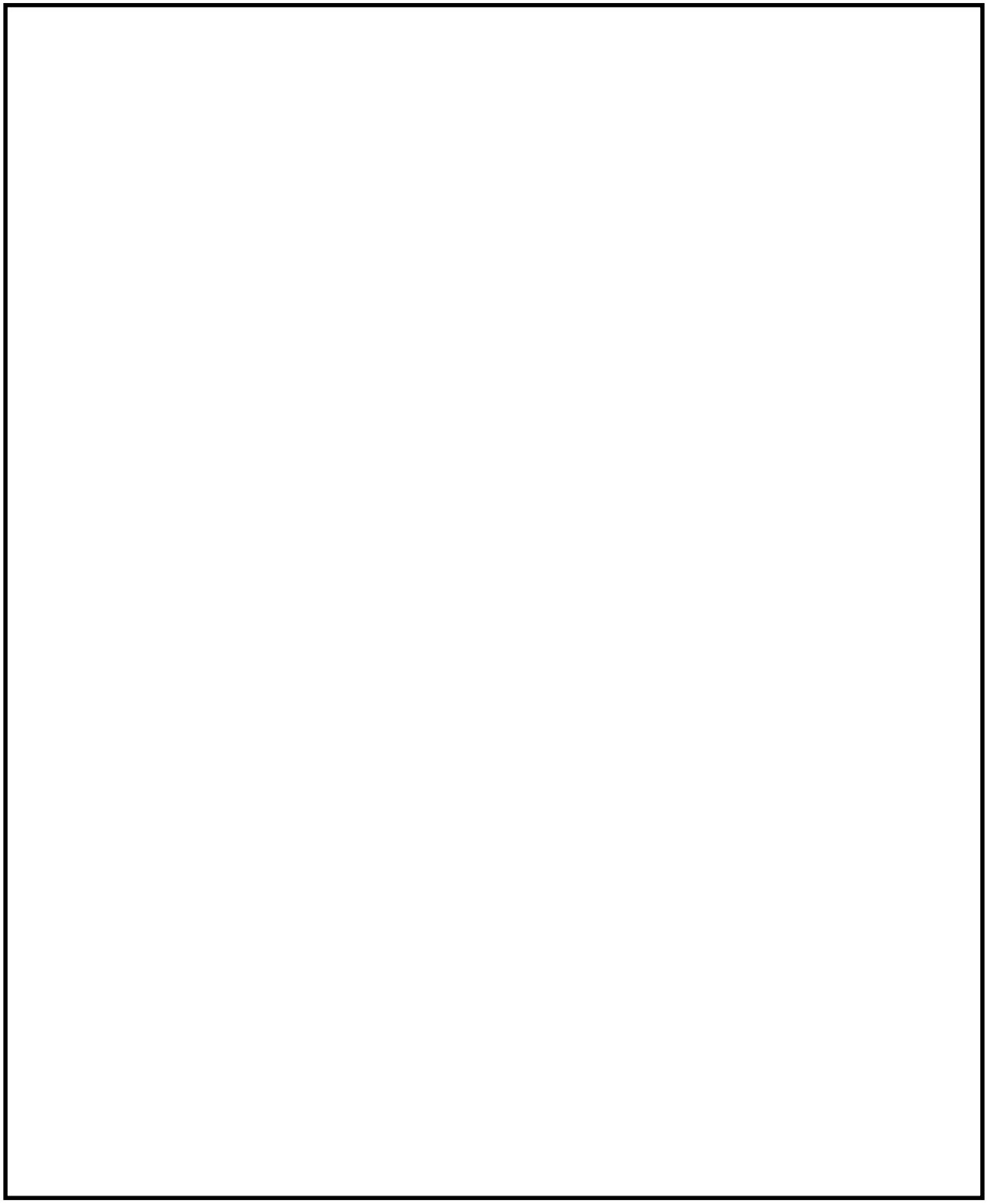
第59－3－2図　中央制御室換気系に係る機器配置図



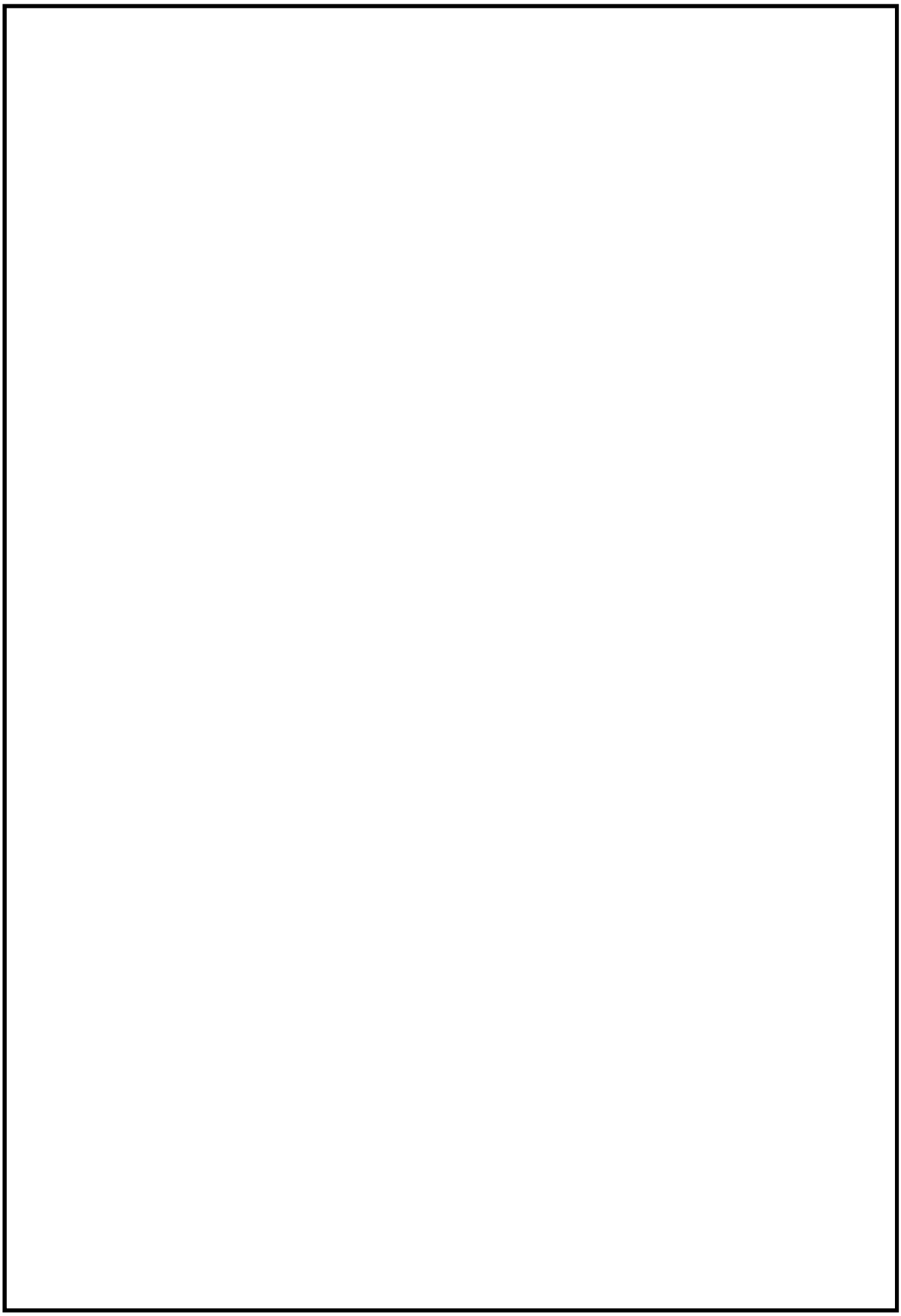
第59－3－3図　原子炉建屋ガス処理系に係る機器配置図



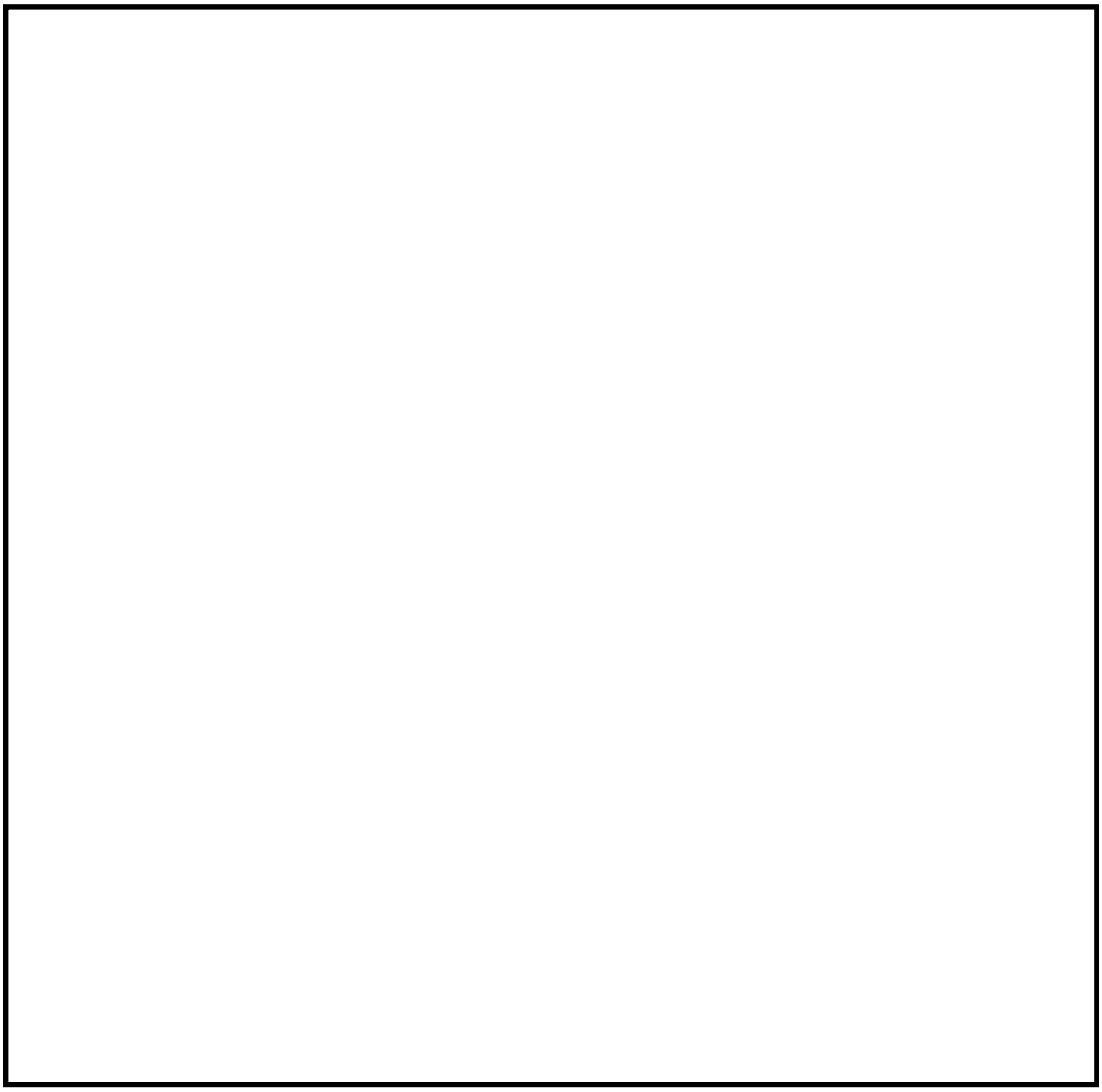
第59－3－4図　ブローアウトパネル閉止装置　配置図



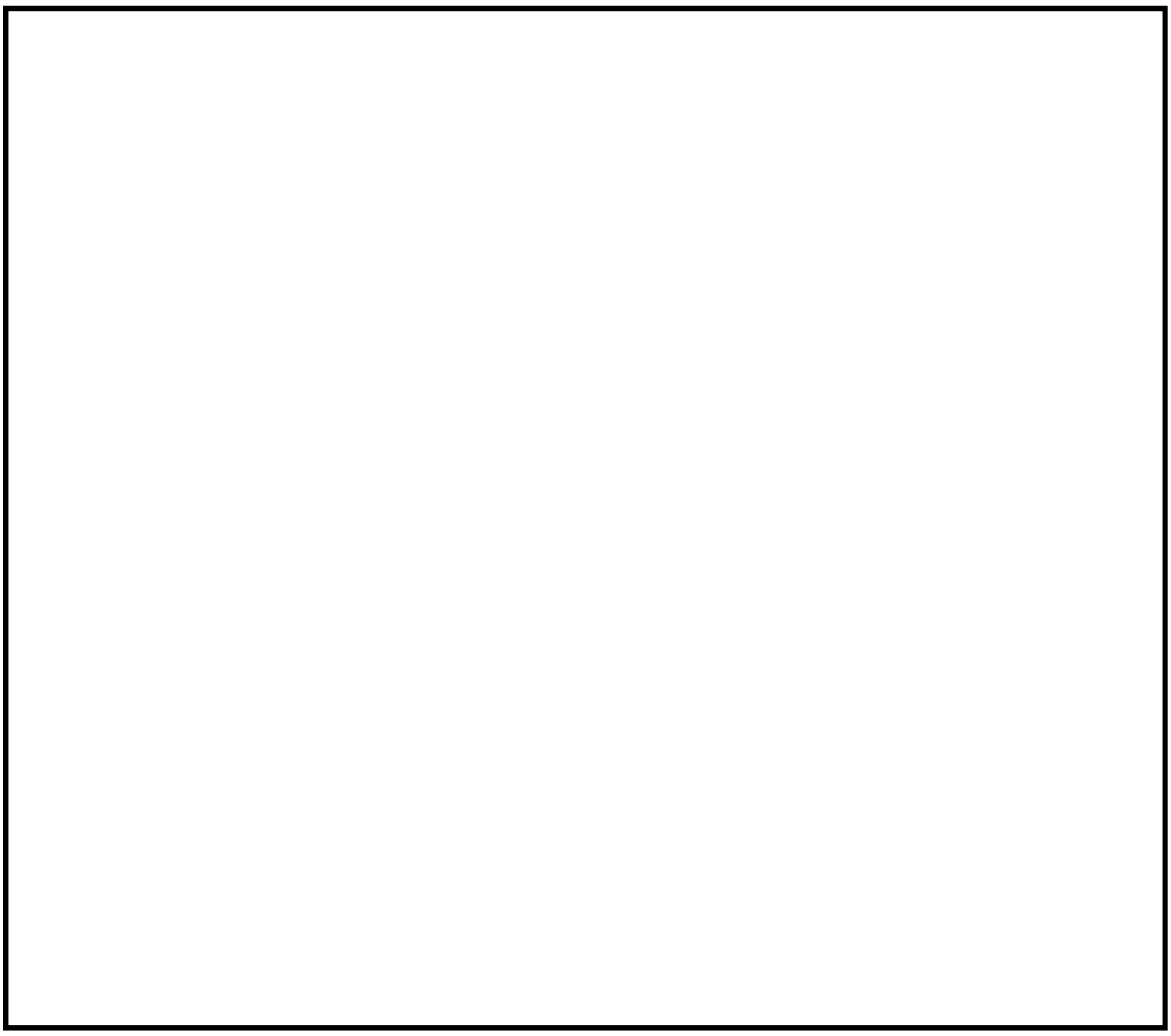
第59－3－5図　ブローアウトパネル閉止装置　配置図



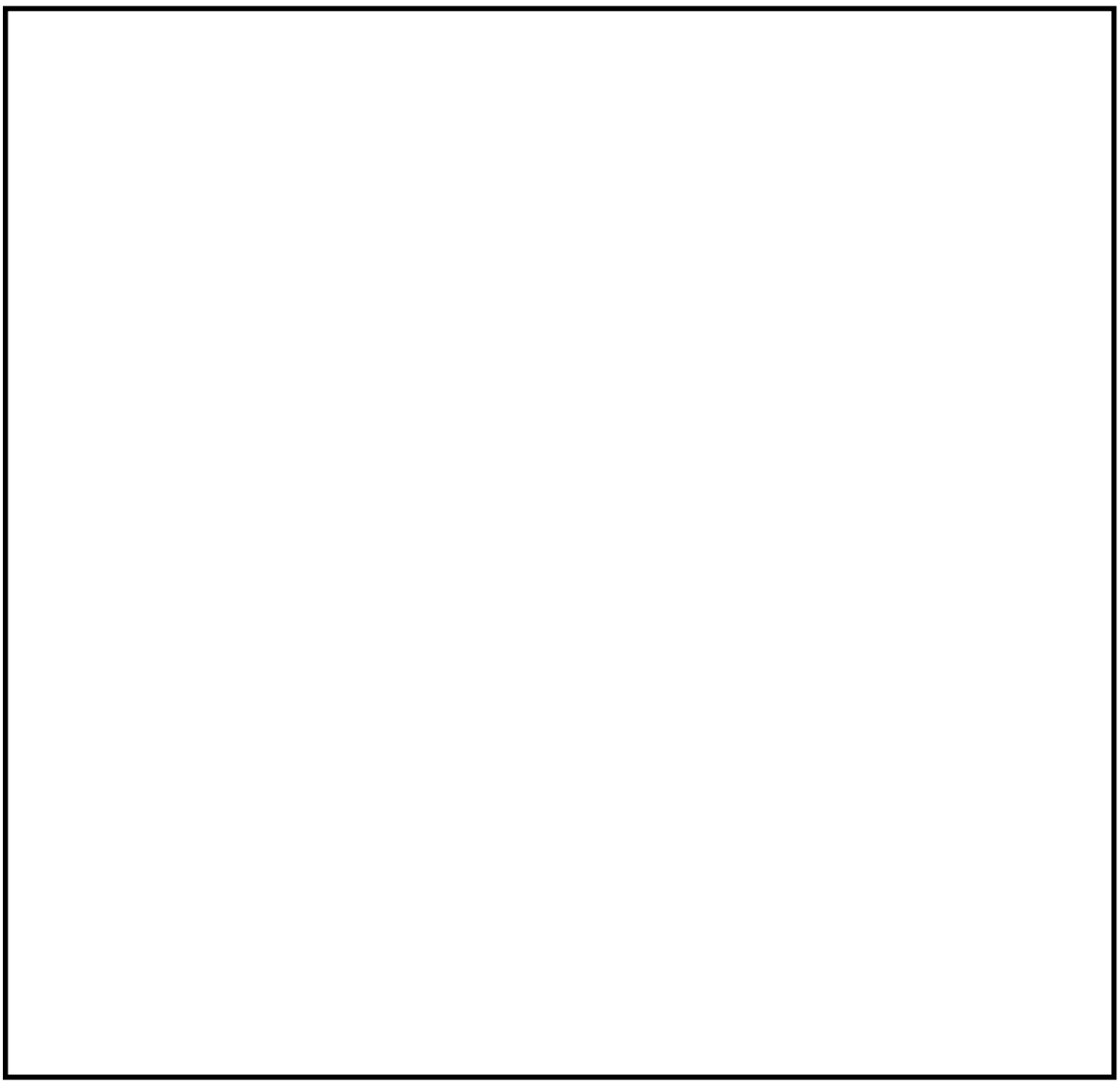
第59－3－6図　中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）　配置図



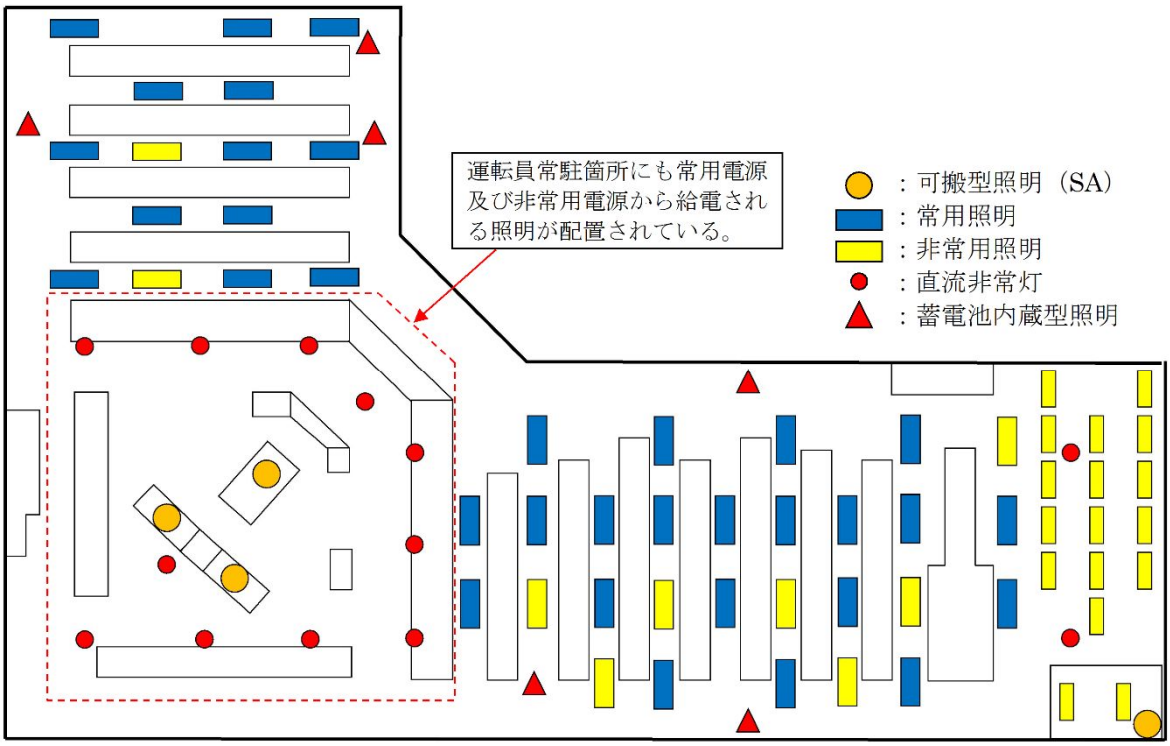
第59－3－7図　中央制御室待避室に係る機器配置図



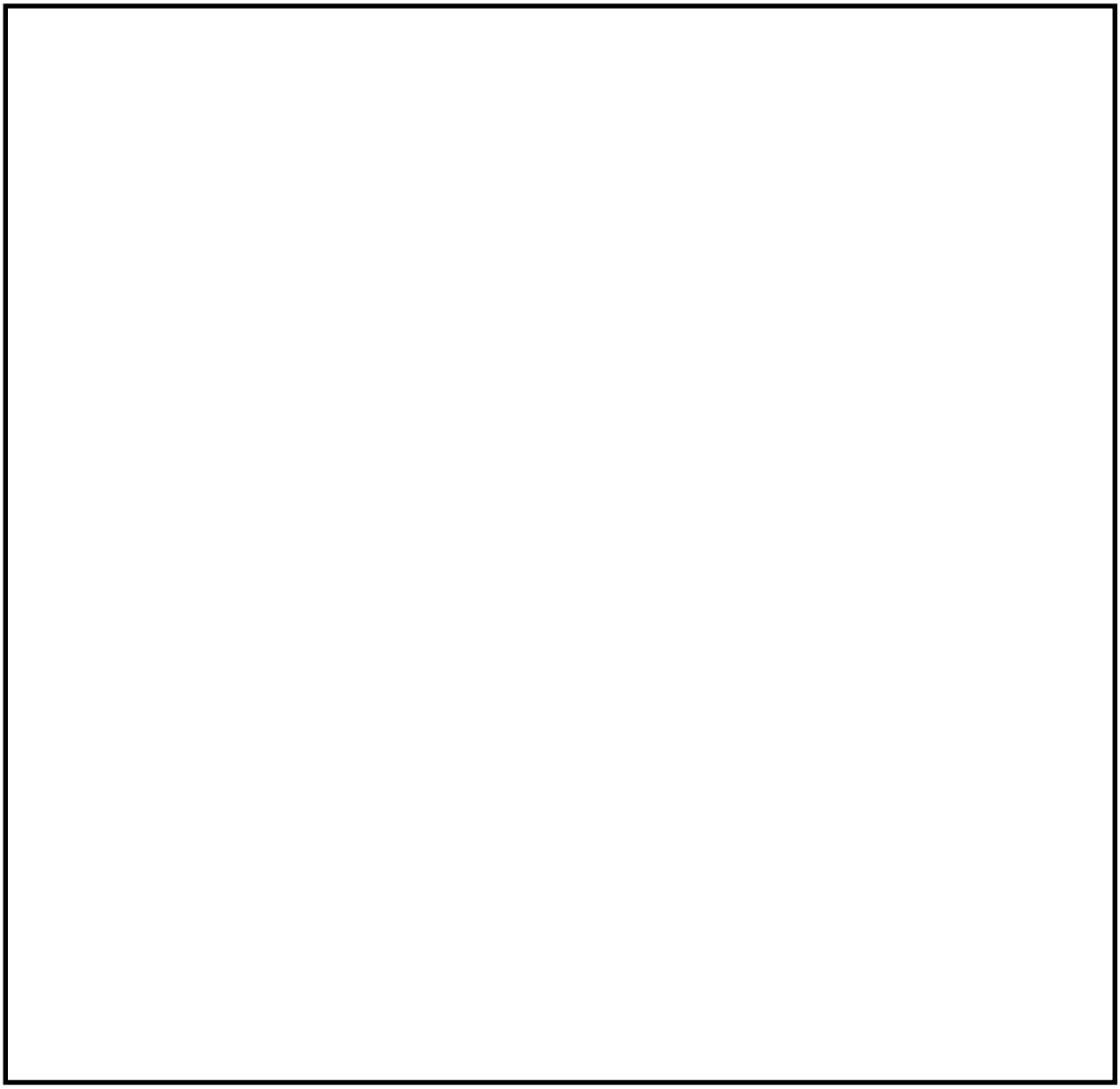
第59－3－8図　送受話器（制御装置）　配置図



第59－3－9図　電力保安通信用電話設備（交換機）　配置図

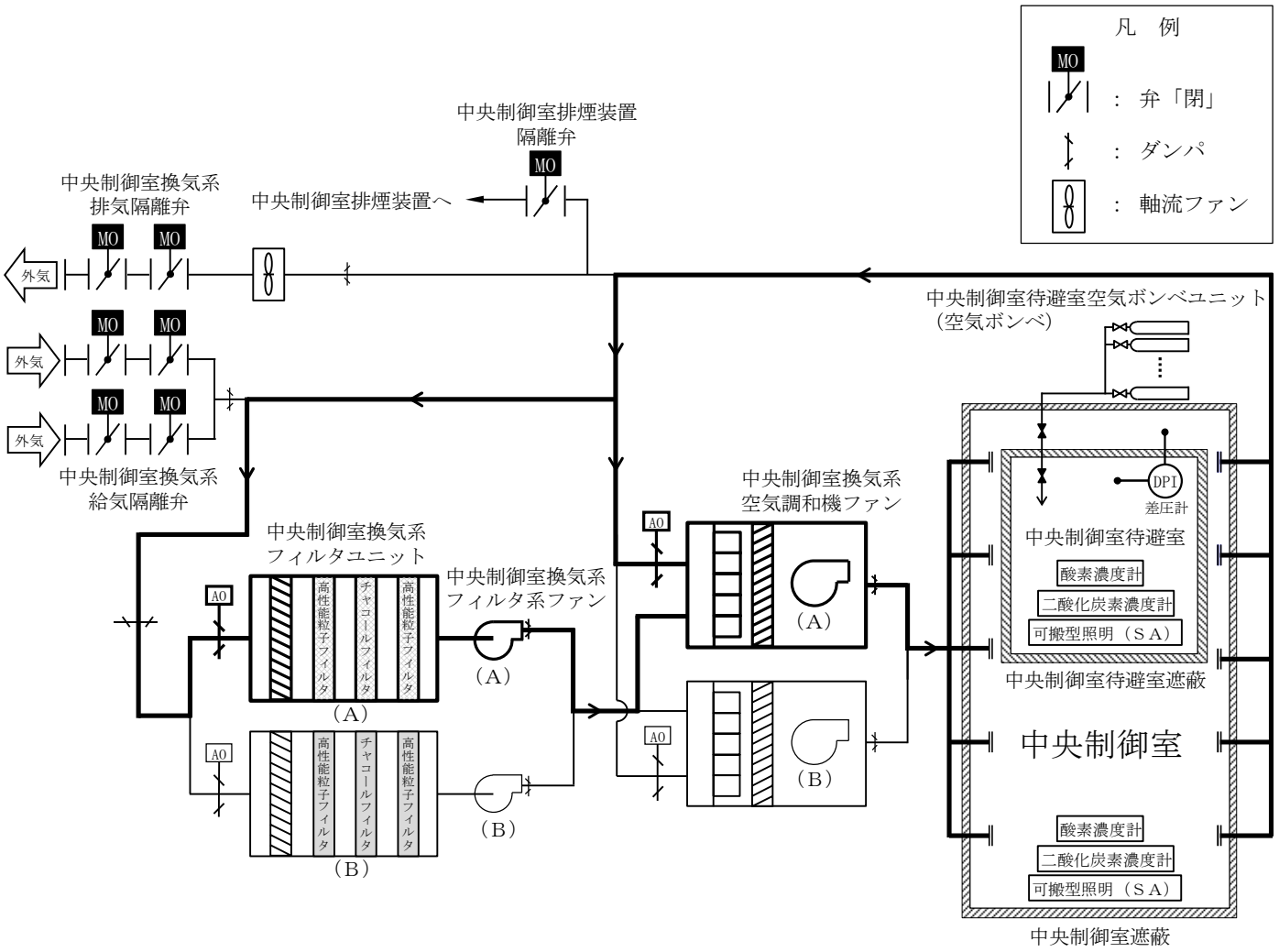


第59－3－10図　中央制御室照明に係る機器配置図

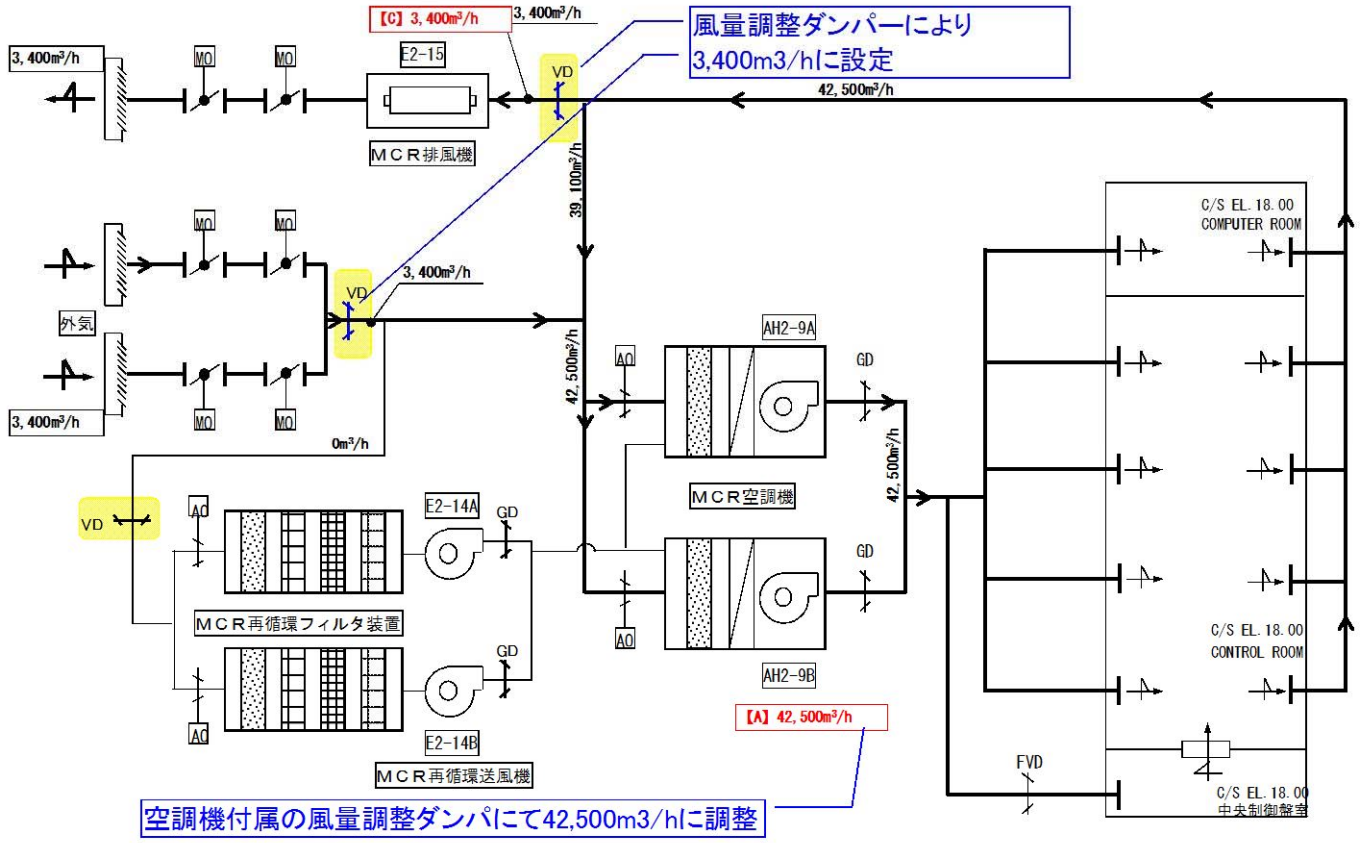


第59－3－11図　可搬型照明（ＳＡ）　配置図

59－4　系統図

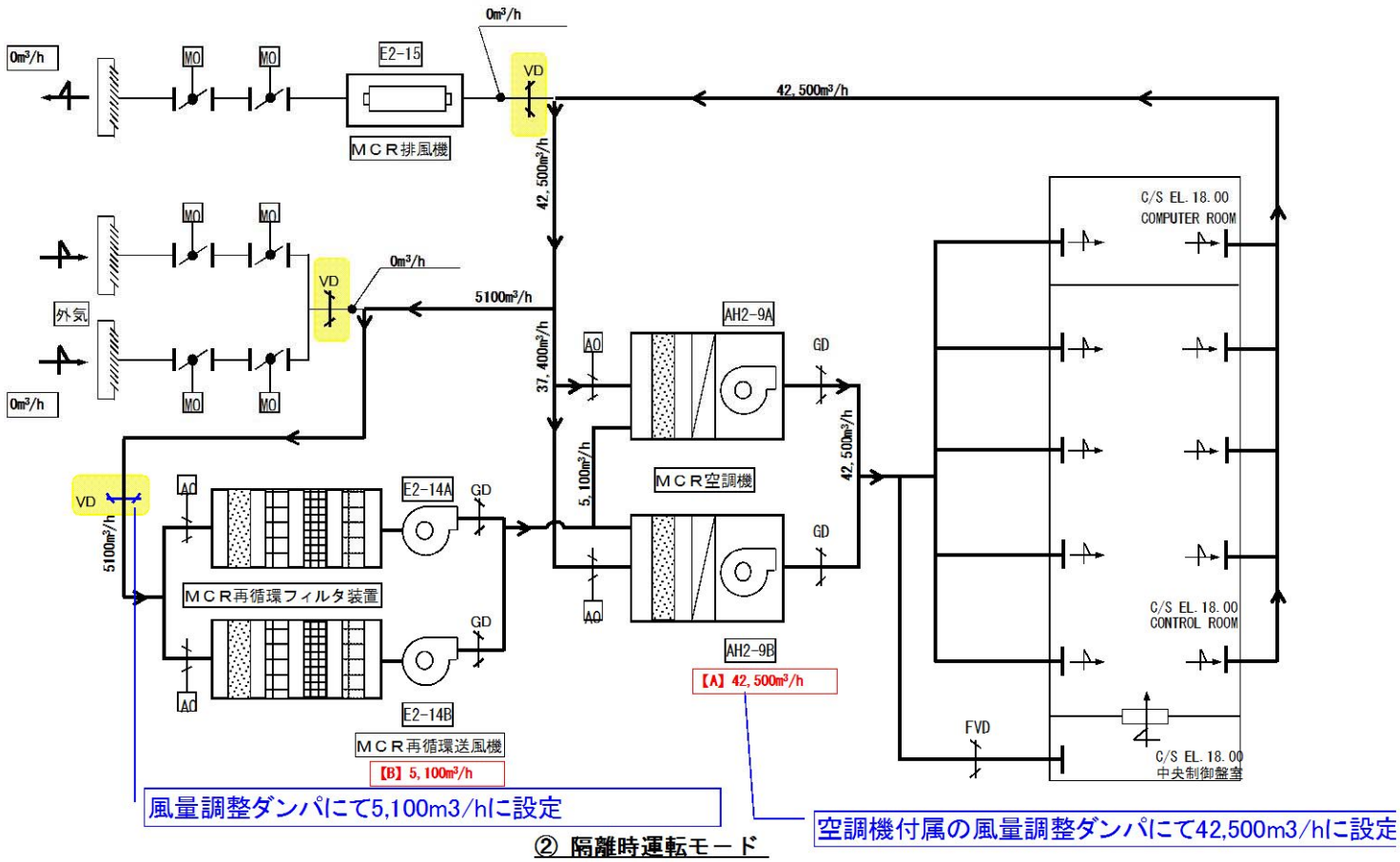


第59－4－1図（1/4）　中央制御室換気系　系統概要図

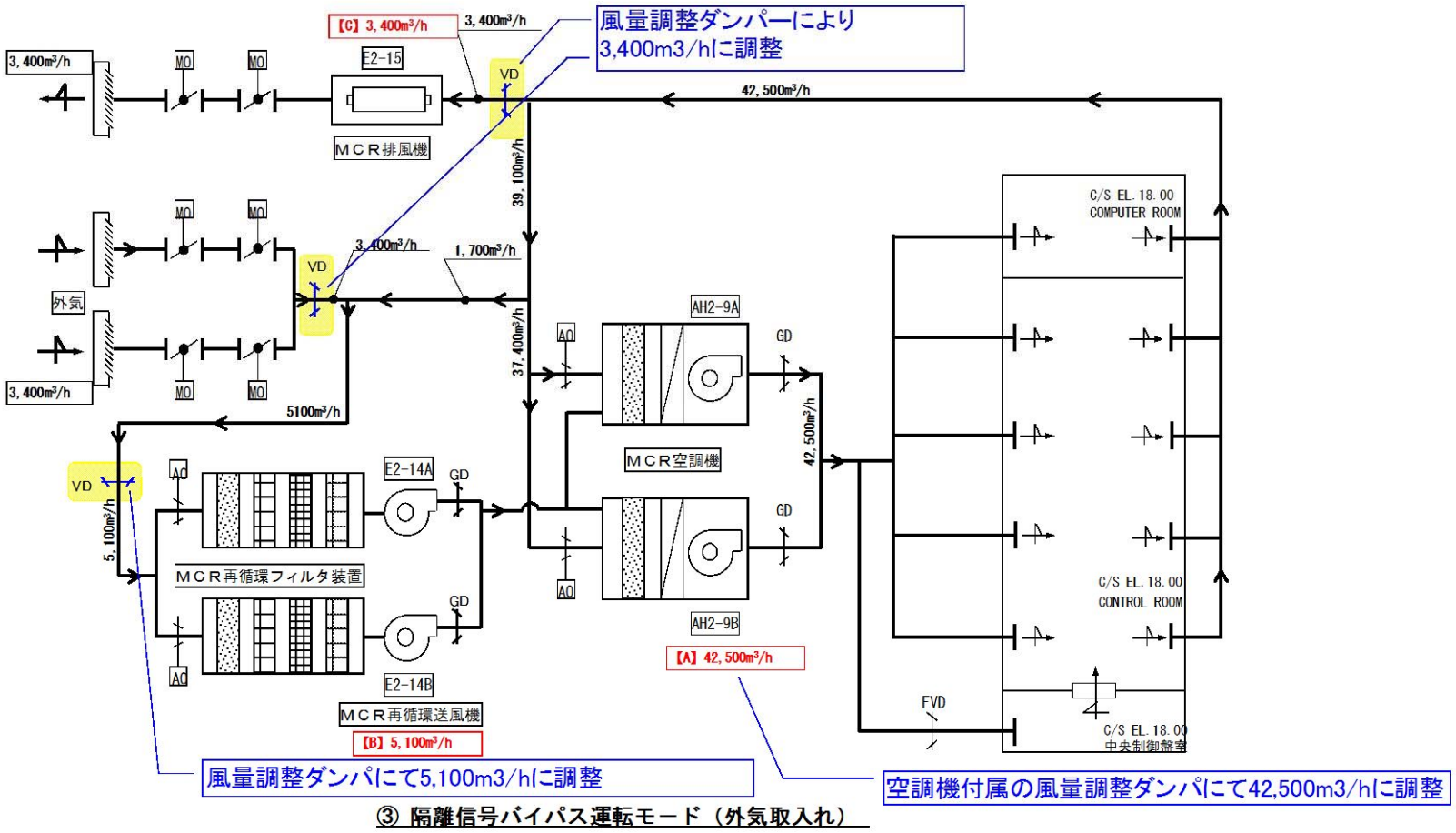


① 通常運転モード

第59－4－1図（2/4）　中央制御室換気系　系統概要図

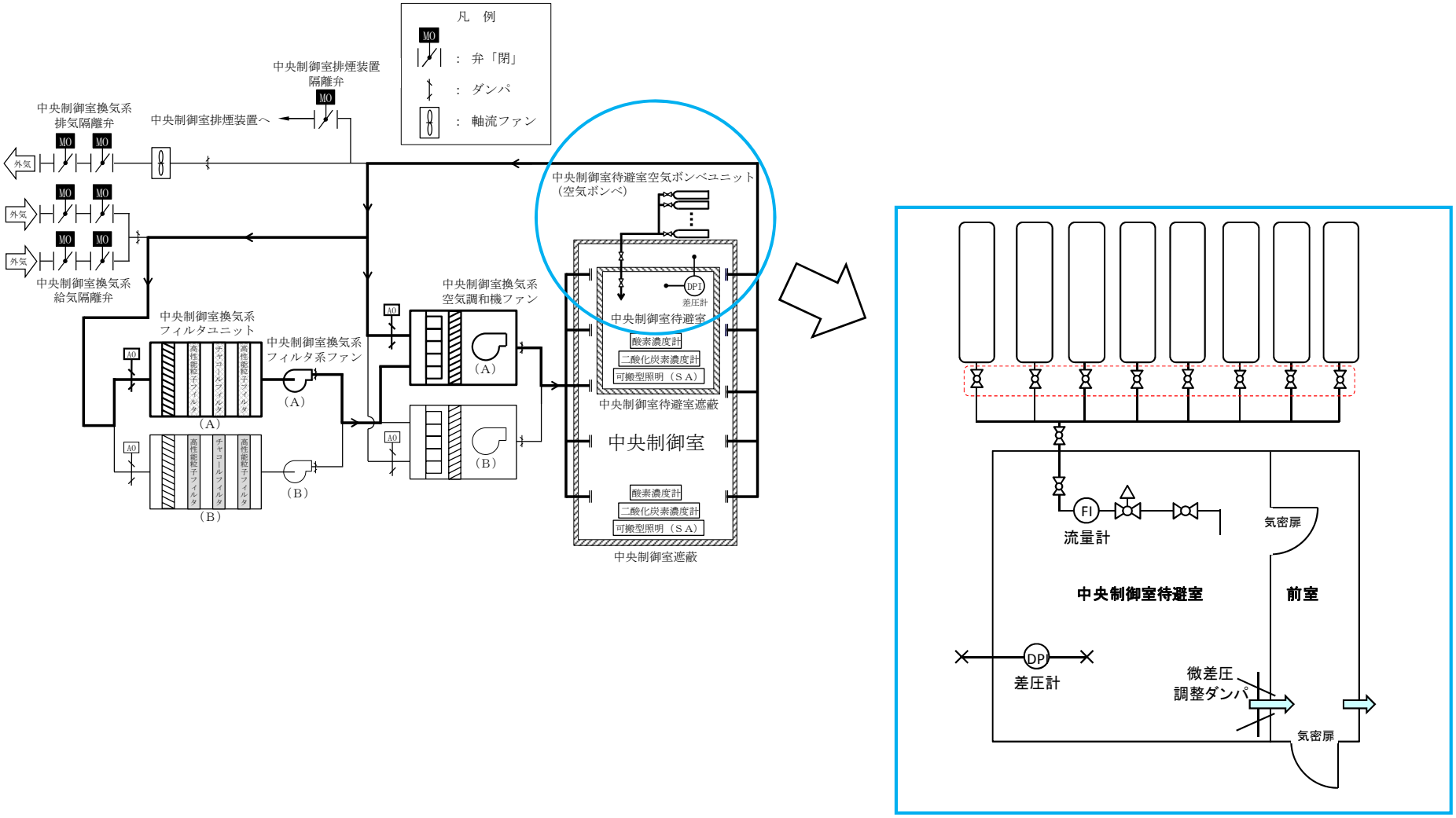


第59－4－1図（3/4）　中央制御室換気系　系統概要図

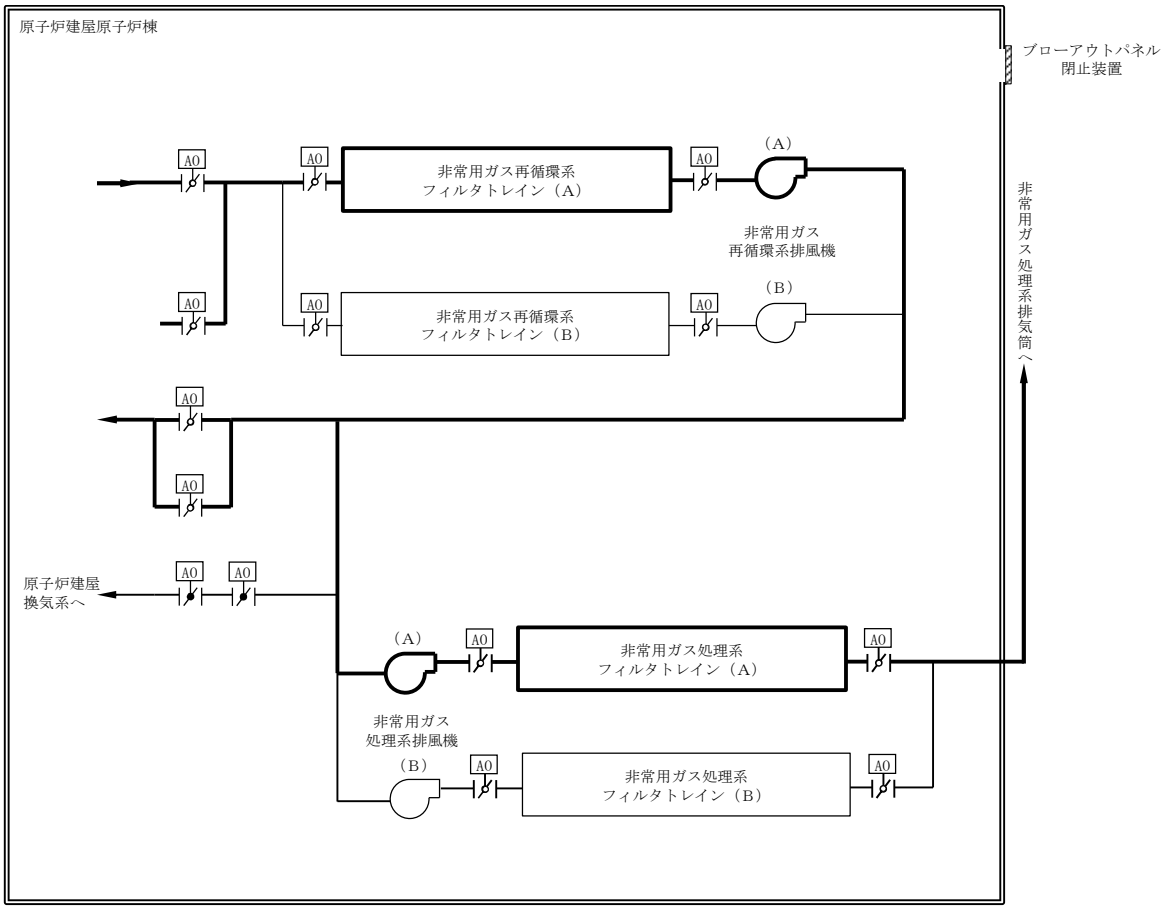


③ 隔離信号バイパス運転モード（外気取入れ）

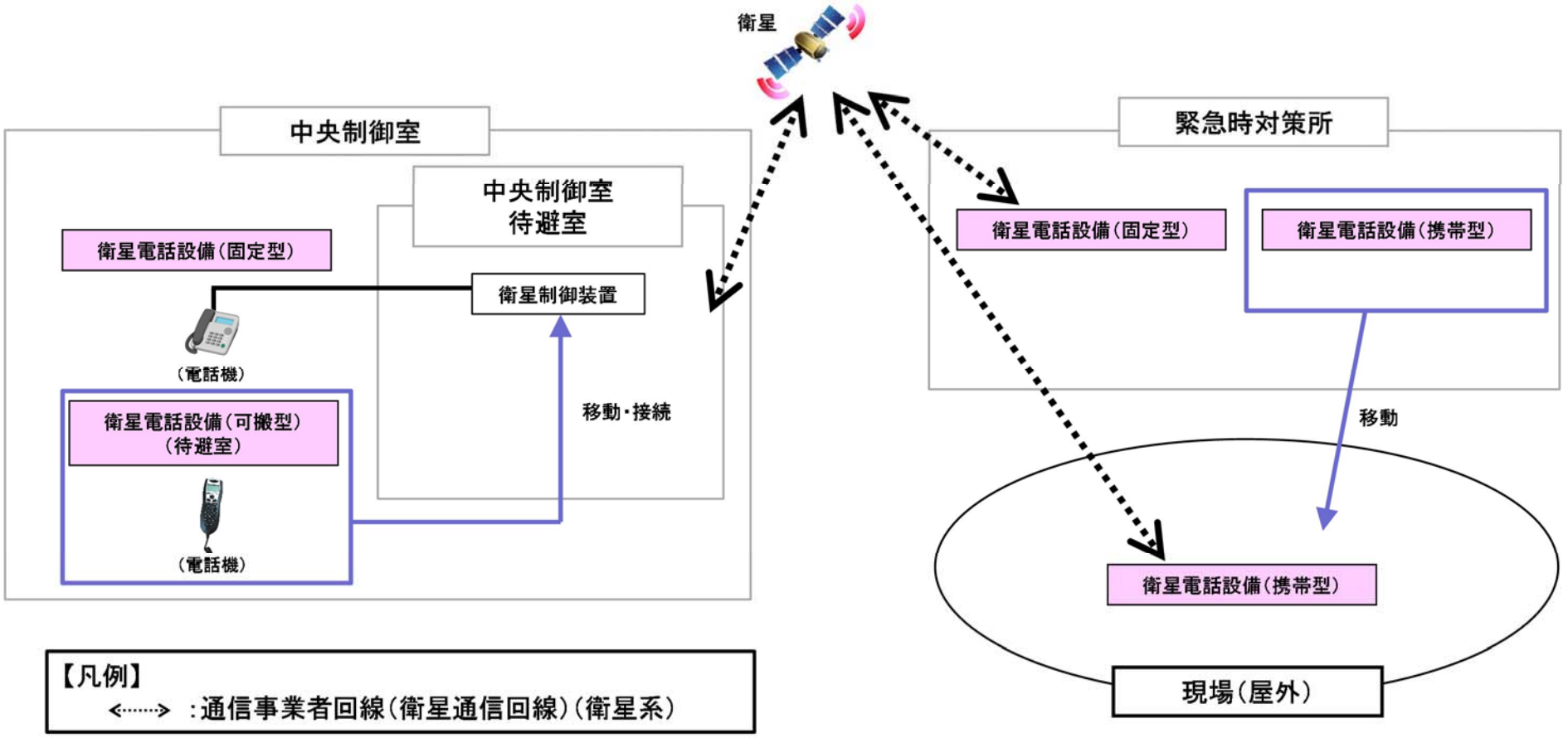
第59－4－1図（4/4）　中央制御室換気系　系統概要図



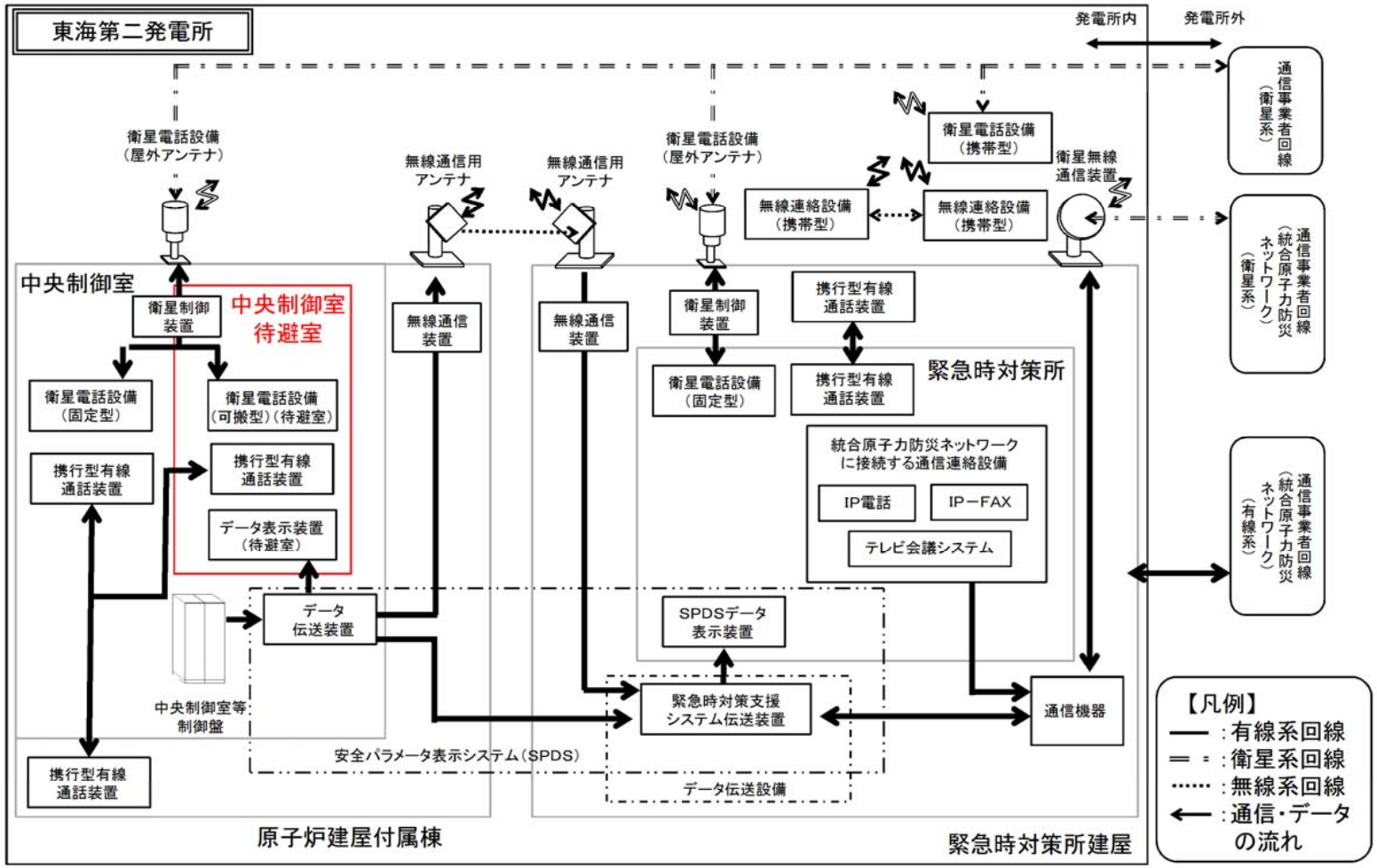
第59－4－2図　中央制御室待避室空気ボンベユニット　系統概要図



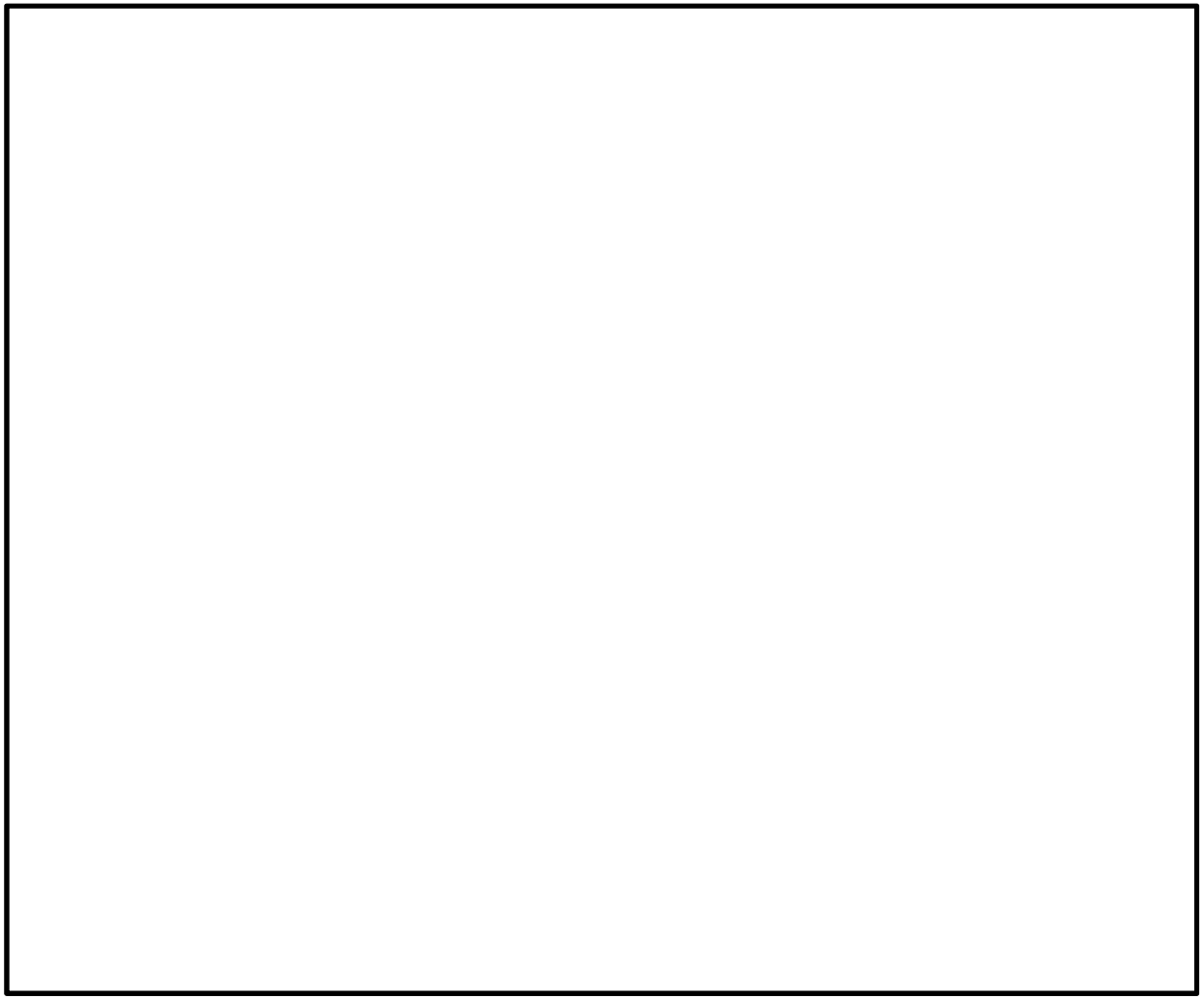
第 59－4－3 図　原子炉建屋ガス処理系　系統概要図



第59－4－4図　衛星電話設備（可搬型）（待避室）　系統概要図



第59－4－5図　データ表示装置（待避室）　系統概要図



第59－4－6図　衛星電話設備（可搬型）（待避室）　操作概要図

59－5　試験検査

○　中央制御室待避室遮蔽の試験検査について

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

第59－5－1表　中央制御室待避室遮蔽の試験検査

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

○　中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査について

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系は，原子炉の運転中又は停止中に第 59－5－2 表に示す試験検査が可能な設計とする。

第 59－5－2 表　中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査

原子炉の状態	項　目	内　容
運転中又は停止中	外観検査	各機器※1の表面状態を目視により確認
	機能・性能検査	ファンの運転状態の確認 フィルタ差圧の確認
停止中	分解検査	ファンの分解点検

※1　各機器とは，以下のとおり：

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット並びに原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機

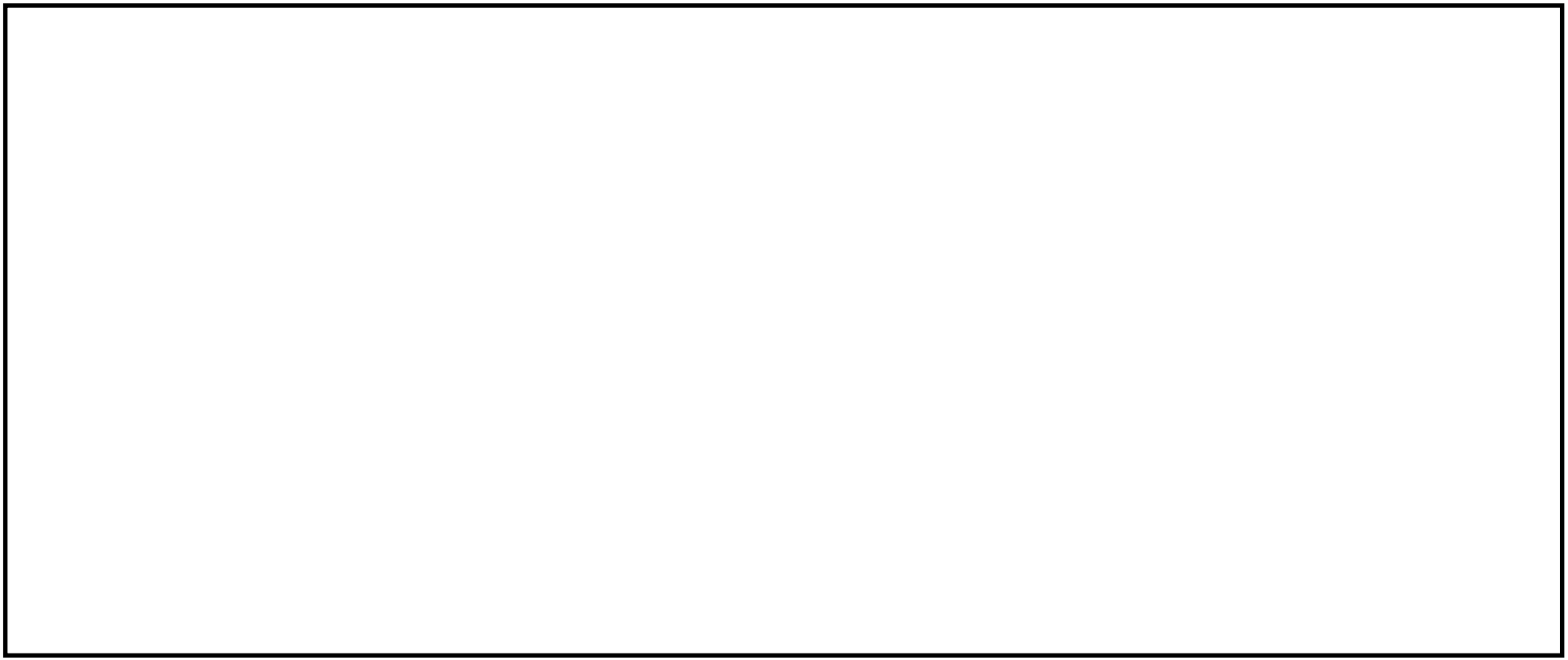
○　中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画について

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

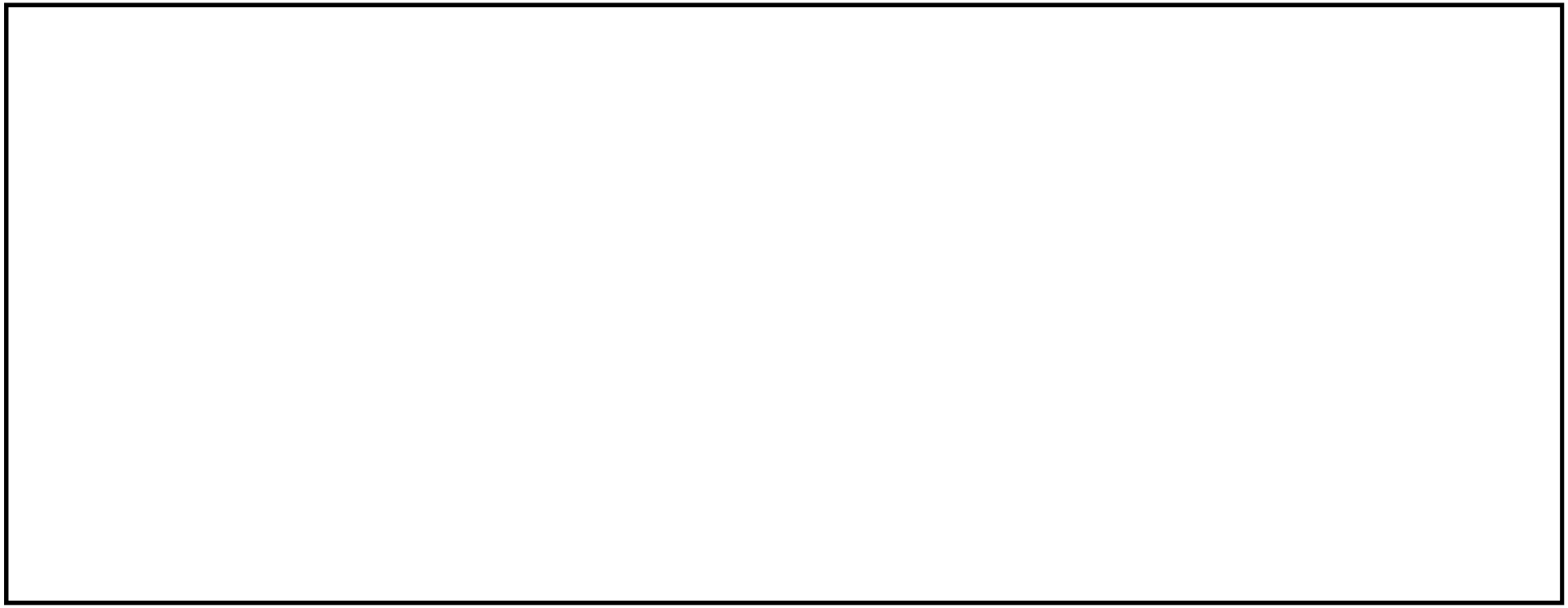
中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画を第 59－5－3 表に示す。

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

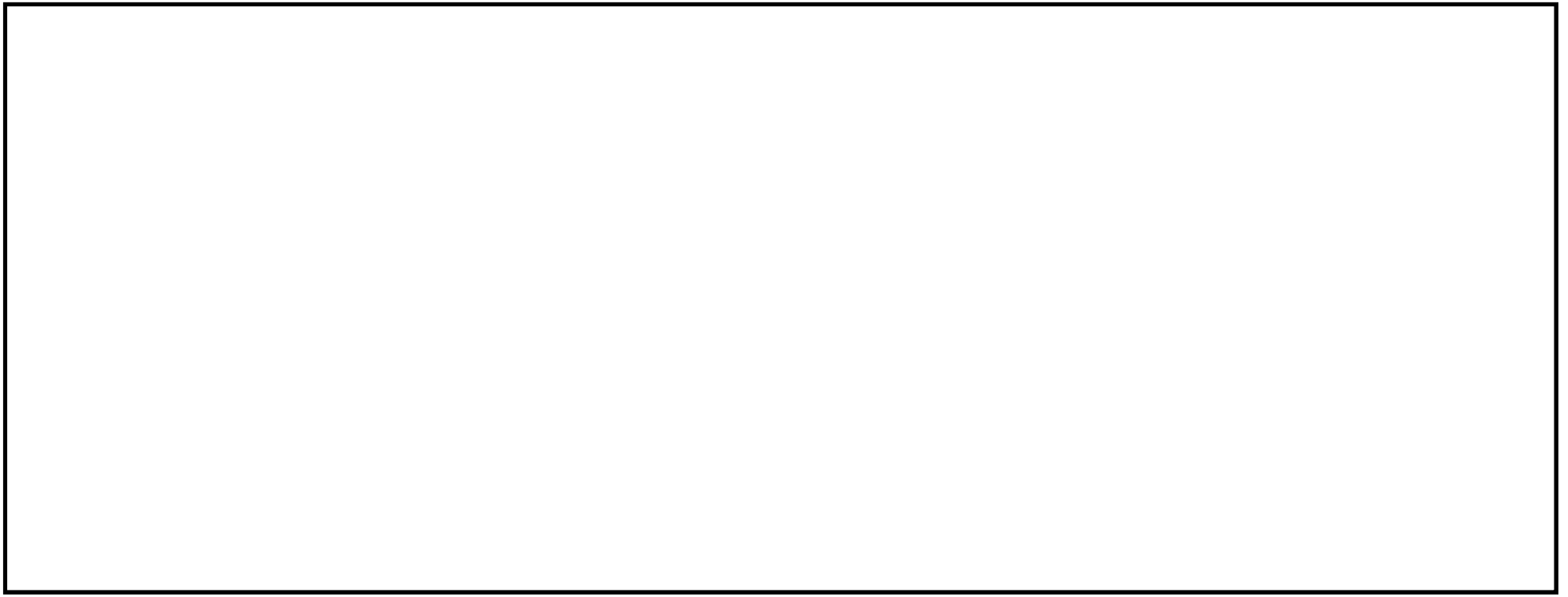
第 59－5－3 表　中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系　点検計画（2／6）



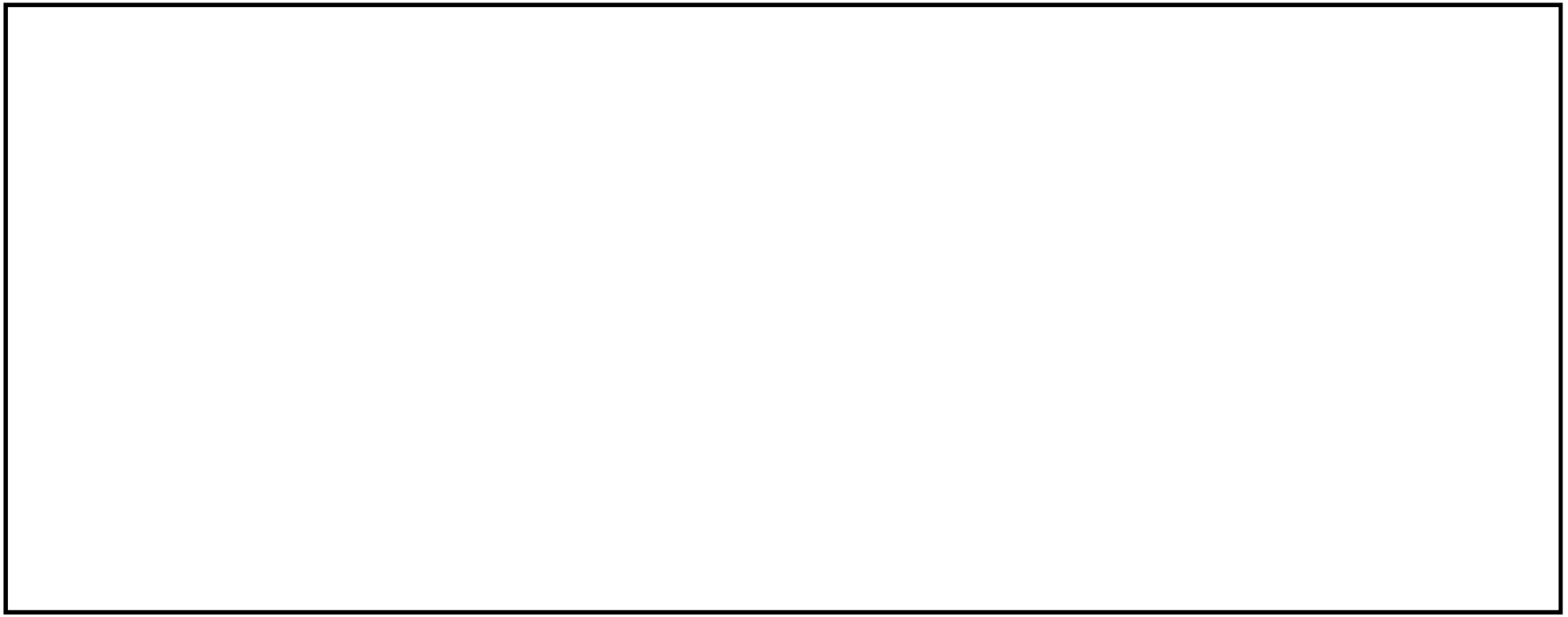
第 59－5－3 表　中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系　点検計画（3／6）



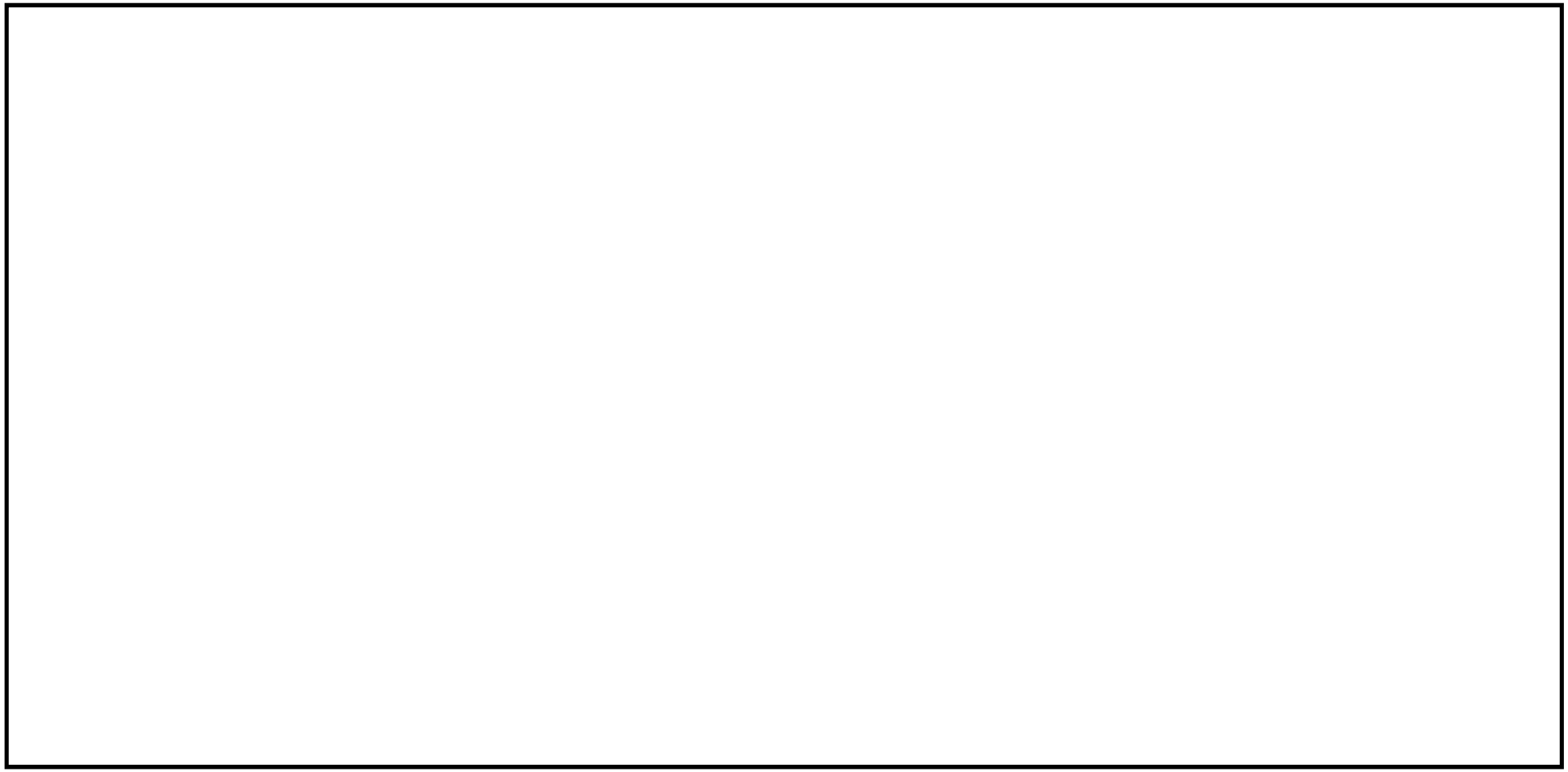
第 59－5－3 表　中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系　点検計画（4／6）



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



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



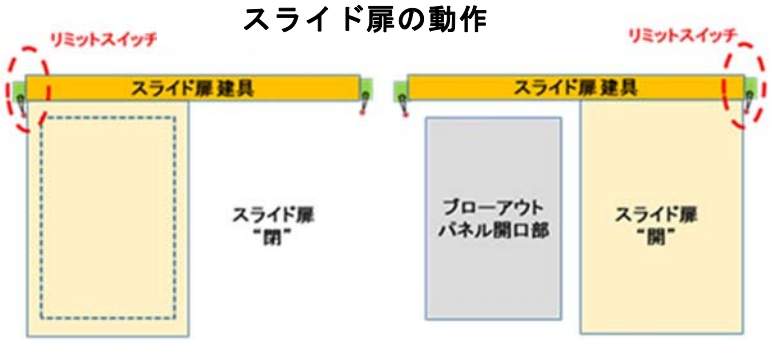
○　ブローアウトパネル閉止装置の試験検査について

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

ブローアウトパネル閉止装置の動作概要を第59－5－1図に示す。

第59－5－4表　ブローアウトパネル閉止装置の試験検査

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



第59－5－1図　ブローアウトパネル閉止装置の動作概要

○　中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の試験検査について

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

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

原子炉の状態	項　目	内　容
運転中又は停止中	外観検査	表面状態を目視により確認
	機能・性能検査	空気ボンベ残圧の確認
停止中	機能・性能検査	中央制御室待避室の正圧化試験

【中央制御室待避室の正圧化試験】

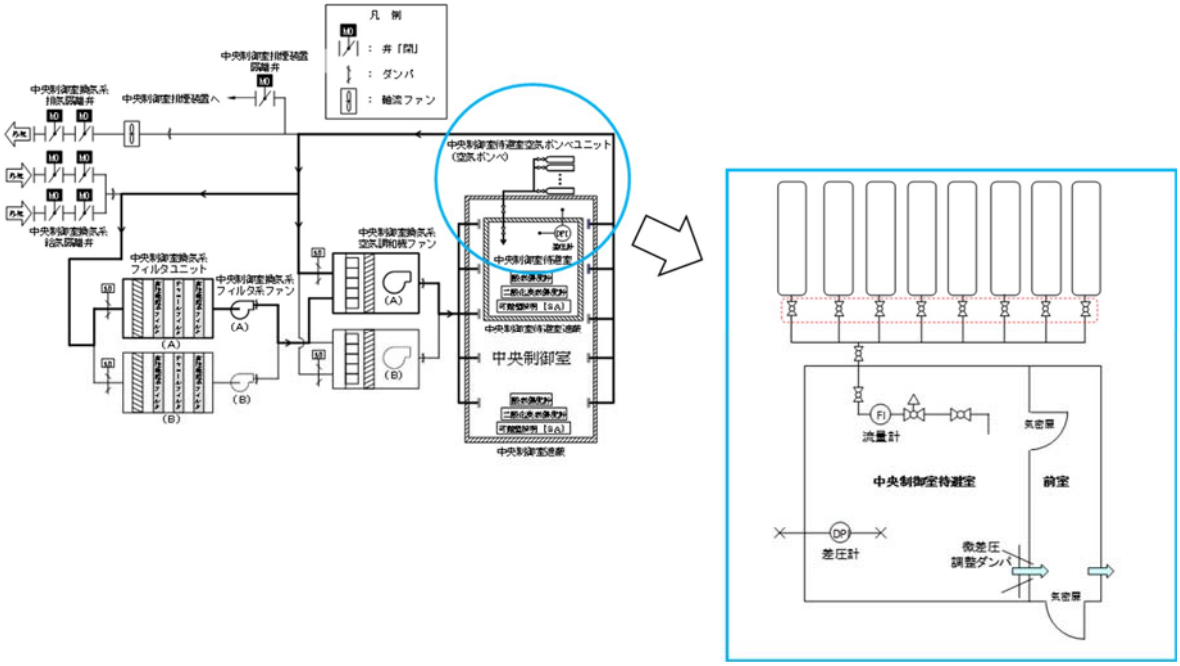
(1)　概　　要

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

(2)　試験内容

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

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



第59－5－2図　中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

○　中央制御室待避室差圧計の試験検査について

中央制御室待避室差圧計は，原子炉の運転中又は停止中に第59－5－6表に示す試験検査が可能な設計とする。

第3.16－6表　中央制御室待避室差圧計の試験検査

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

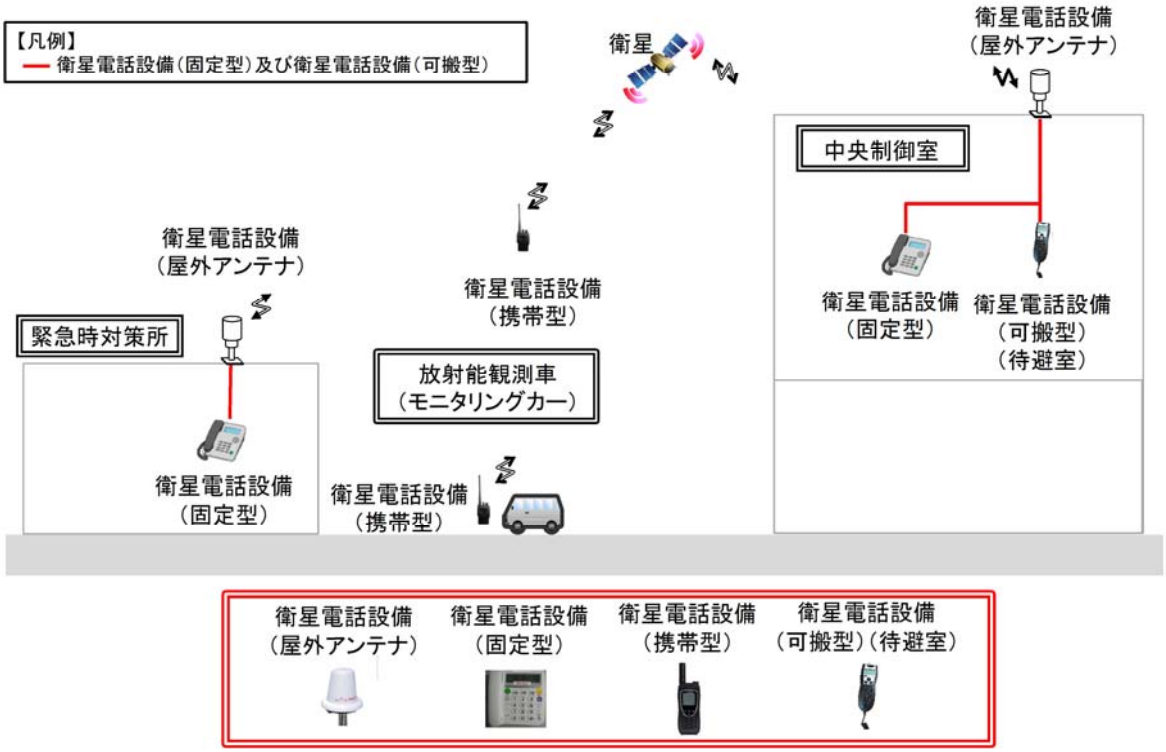
○　衛星電話設備（可搬型）（待避室）の試験検査について

衛星電話設備（可搬型）（待避室）は，原子炉の運転中又は停止中に第59－5－7表に示す試験検査が可能な設計とする。

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

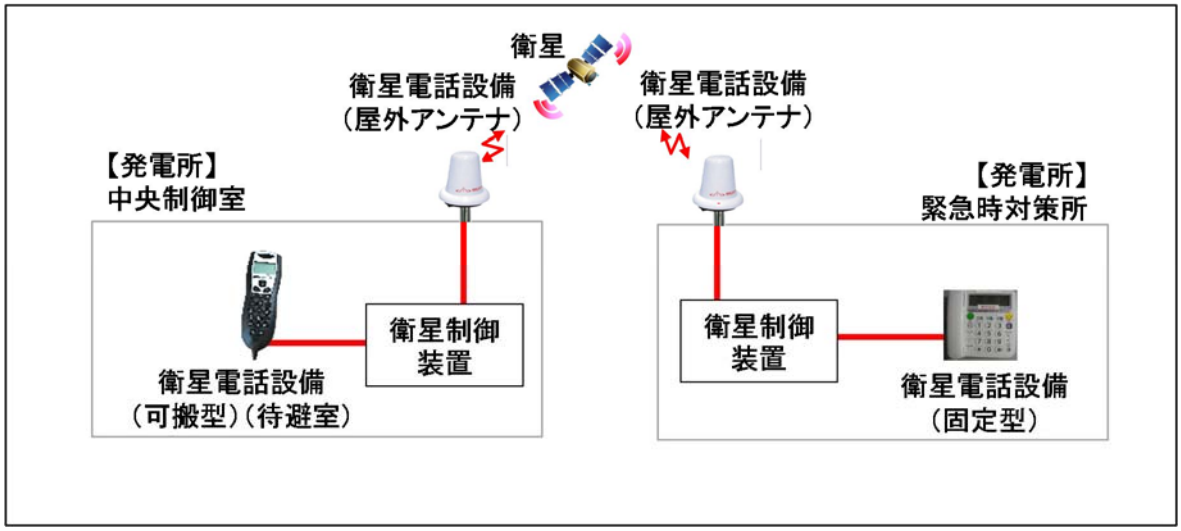
第59－5－7表　衛星電話設備（可搬型）（待避室）の試験検査

原子炉の状態	項　目	内　容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	通話通信の確認



第 59－5－3 図　衛星電話設備（可搬型）（待避室）の概要

【試験構成】



※　試験区間：中央制御室（待避室）～緊急時対策所建屋

第 59－5－4 図　衛星電話設備（可搬型）（待避室）　試験検査構成

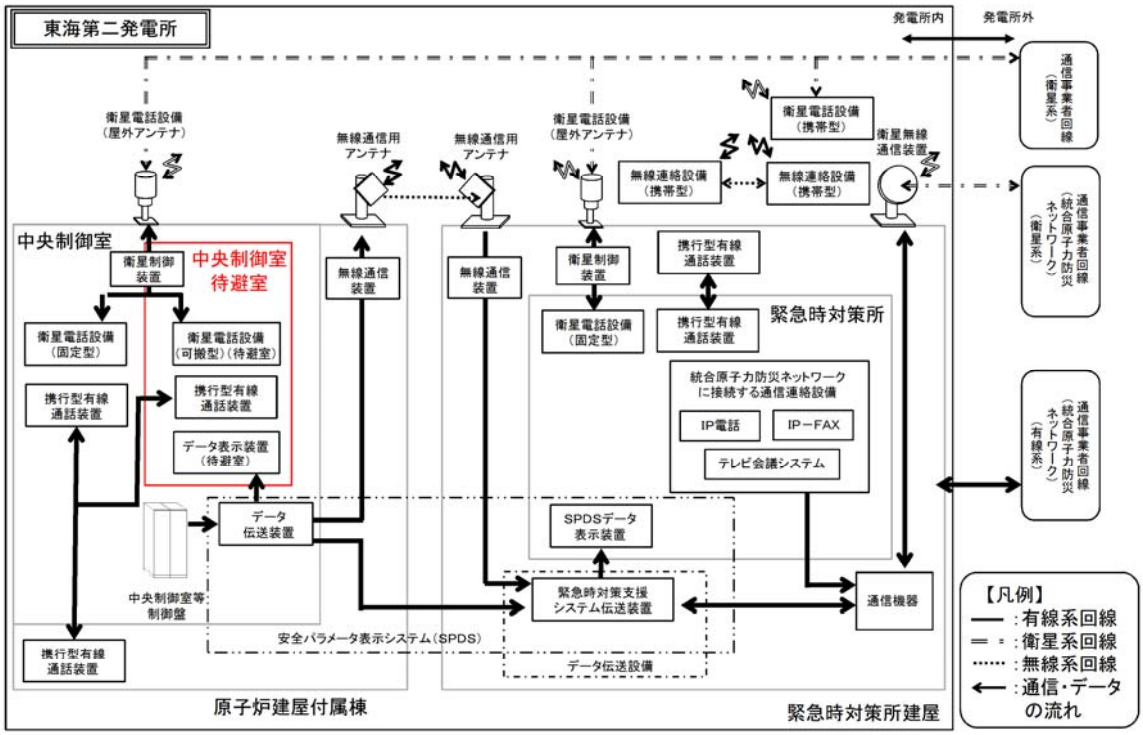
○　データ表示装置（待避室）の試験検査について

データ表示装置（待避室）は，原子炉の運転中又は停止中に第59－5－8表に示す試験検査が可能な設計とする。

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

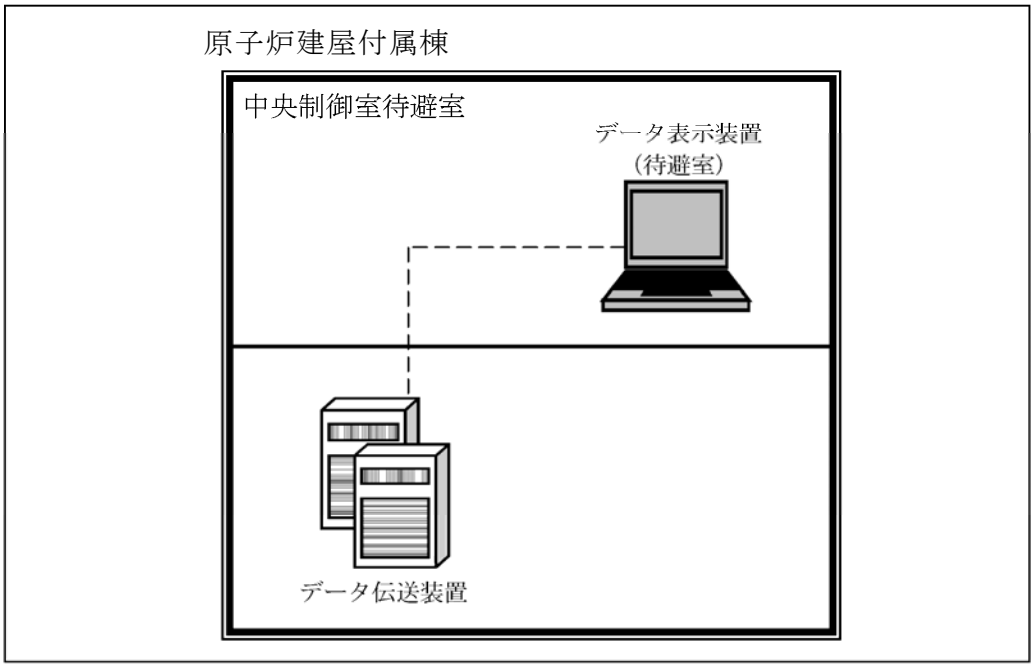
第59－5－8表　データ表示装置（待避室）の試験検査

原子炉の状態	項　目	内　容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	機能（データの表示）の確認



第59－5－5図　データ表示装置（待避室）の概要

【試験構成】



第59－5－6図　データ表示装置（待避室）　試験検査構成

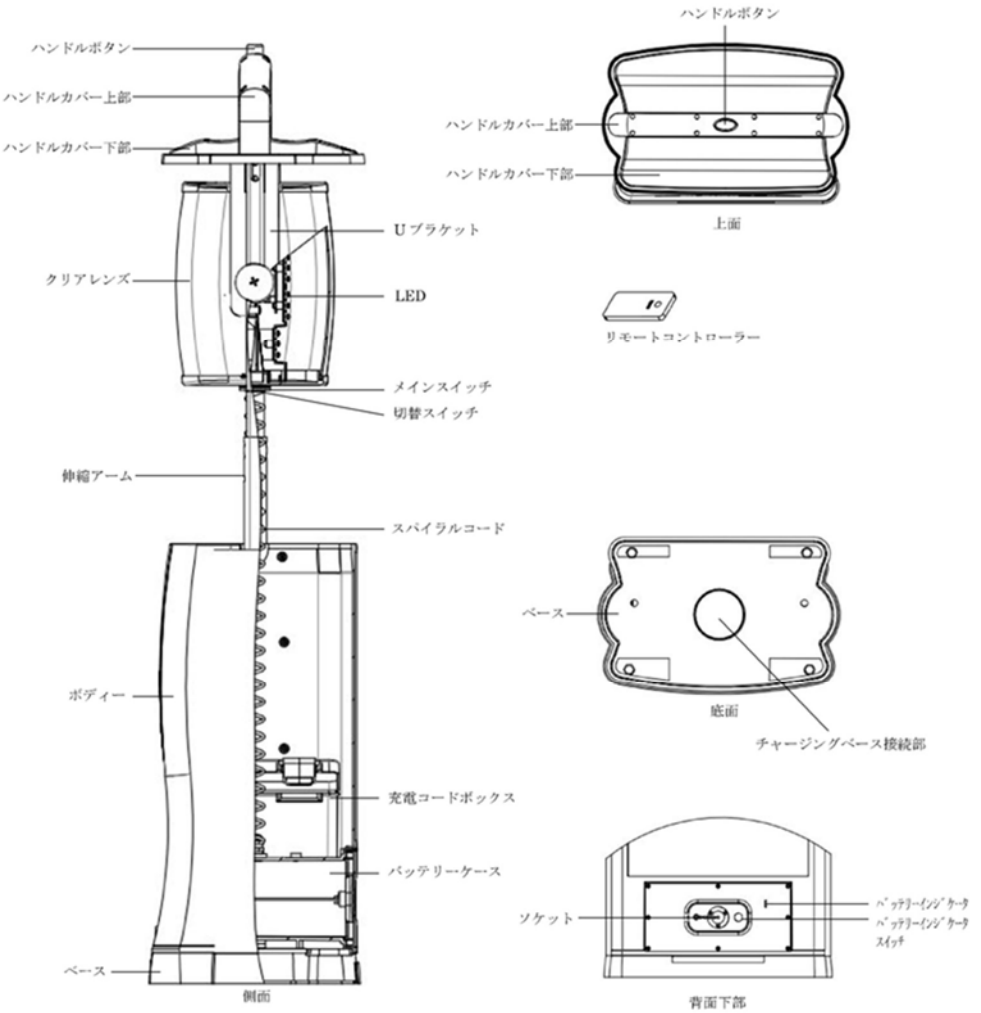
○　可搬型照明（ＳＡ）の試験検査について

可搬型照明（ＳＡ）は，原子炉の運転中又は停止中に第59－5－9表に示す試験検査が可能な設計とする。

可搬型照明（ＳＡ）の概略構造図を第59－5－7図に示す。

第59－5－9表　可搬型照明（ＳＡ）の試験検査

原子炉の状態	項　目	内　容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	点灯確認



第59－5－7図　可搬型照明（ＳＡ）の概略構造図

○　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験検査について

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，原子炉の運転中又は停止中に第59－5－10表に示す試験検査が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概略図を第59－5－8図に示す。

第59－5－10表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験検査

原子炉の状態	項　目	内　容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	校正ガスによる性能検査

酸素濃度計

二酸化炭素濃度計

第 59－5－8 図　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概略図

59－6　容量設定根拠

名　称		中央制御室待避室
正圧化差圧	Pa［gage］	10

【設定根拠】

中央制御室待避室は，配置上，風の影響を受けない屋内に設置されるため，中央制御室待避室へのインリークは，隣接区画（中央制御室）との温度差で生じる圧力差によるものと考えられる。

重大事故等時の中央制御室待避室内温度を 48.9℃（中央制御室の設計最高温度），隣接区画（中央制御室）の温度を－12.7℃（外気の設計最低温度）とする。中央制御室待避室の天井高さは約 2m であるため，以下のとおり，5.1Pa［gage］の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。したがって，中央制御室待避室の加圧目標は，余裕を考慮して隣接区画より＋10Pa［gage］とする。

ΔP ＝｛（－12.7℃の乾き空気の密度）［kg／m^3］

－（48.9℃の乾き空気の密度）［kg／m^3］｝×（天井高さ）［m］

＝ ｛1.3555［kg／m^3］－1.0963［kg／m^3］｝×2［m］

＝ 0.5184［kg／m^2］

→ 0.5184［kg／m^2］×9.80665［m／s^2］

≒ 5.1［Pa［gage］］

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

【設定根拠】

1.　中央制御室待避室の必要空気供給量

(1)　二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

ａ．収容人数：ｎ＝3名

ｂ．許容二酸化炭素濃度：Ｃ＝0.5％（ＪＥＡＣ4622－2009）

ｃ．大気二酸化炭素濃度：C_0＝0.0336％（空気ボンベの二酸化炭素濃度）

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

ｅ．必要換気量：Q_1＝100×Ｍ×ｎ／（Ｃ－n_0）m^3／h（「空気調和・衛生工学便覧」の二酸化炭素基準の必要換気量）

Q_1＝100×0.022×3÷（0.5－0.0336）

＝14.15

≒14.2m^3／h

(2)　酸素濃度基準に基づく必要換気量

ａ．収容人数：ｎ＝3名

ｂ．吸気酸素濃度：ａ＝20.95％（標準大気の酸素濃度）

ｃ．許容酸素濃度：ｂ＝19％（「鉱山保安法施行規則」）

ｄ．成人の呼吸量：ｃ＝0.48m^3／h／人（「空気調和・衛生工学便覧」）

ｅ．乾燥空気換算酸素濃度：ｄ＝16.4％（「空気調和・衛生工学便覧」）

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

Q_1＝0.48×（20.95－16.4）×3÷（20.95－19.0）

＝3.36

≒3.4m^3／h

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

2.　中央制御室待避室の必要ボンベ本数

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

(1)　ボンベ初期充填圧力：14.7MPa［gage］（at35℃）

(2)　ボンベ容器容積：5.5m^3（空気ボンベは，標準圧力 14.7MPa［gage］で 6.8m^3／本であるが，残圧及び使用温度補正により安全側に考慮し，5.5m^3／本とした。）

必要ボンベ本数＝14.2m^3／h÷5.5m^3／本×5 時間

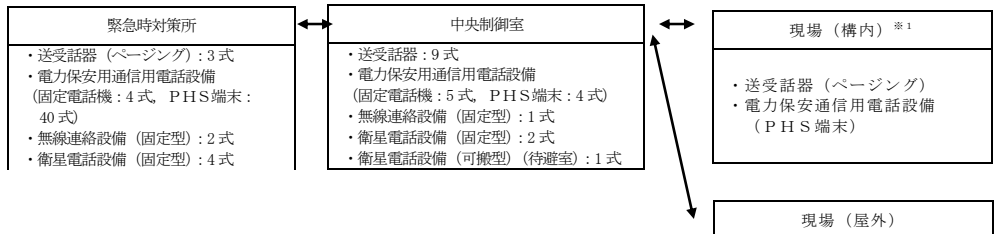
＝12.9 本

≒13 本

名　称		衛星電話設備（可搬型）（待避室）
式　数	式	1

【設定根拠】

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

機　能		使用する通信連絡設備
発電所内	退避の指示	 中央制御室等から発電所内への退避の指示等は，送受話器（ページング）で行う。 送受話器には，ブザー鳴動により発電所内の人に避難指示等を行う警報機能及びハンドセットを使用して音声で中央制御室から発電所内の人に避難指示等を行う機能がある。ブザー鳴動による避難指示等は，原子炉自動停止等が発生した場合に，運転員等に原子炉自動停止確認，処置及び退避を指示するために使用する。 また，送受話器（ページング）の機能を喪失するような保守作業を行う際は，代替手段として電力保安通信用電話設備（固定型，PHS端末）等により，運転員等に必要な連絡を行う。 ○発電所構内設置式数 ・送受話器（ページング）：約330式 ・PHS端末：約300式 ・無線連絡設備（携帯型）：約50式 ・衛星電話設備（携帯型）：11式 ※1　原子炉建屋，タービン建屋等

・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

第59－6－1図　機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）

名　称		データ表示装置（待避室）
式　数	式	1

【設定根拠】

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

第59－6－1表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（1／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装　平均	○	○	－
	平均出力領域計装　A	○	○	○
	平均出力領域計装　B	○	○	○
	平均出力領域計装　C	○	○	－
	平均出力領域計装　D	○	○	－
	平均出力領域計装　E	○	○	－
	平均出力領域計装　F	○	○	－
	起動領域計装　A	○	○	○
	起動領域計装　B	○	○	○
	起動領域計装　C	○	○	○
	起動領域計装　D	○	○	○
	起動領域計装　E	○	○	○
	起動領域計装　F	○	○	○
	起動領域計装　G	○	○	○
	起動領域計装　H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	－
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(ＳＡ)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ａ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｂ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｃ	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	－
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	－
	原子炉給水流量	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第59－6－1表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（2／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　２Ｃ遮断器(660)閉	○	○	－
	Ｄ／Ｇ　２Ｄ遮断器(670)閉	○	○	－
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ遮断器(680)閉	○	○	－
	圧力容器フランジ温度	○	○	－
	125V 系蓄電池Ａ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池Ｂ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	○	○	○
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧	○	○	○
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ｂ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ｂ)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第59－6－1表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（3／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	サプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	－
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器内水素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第59－6－1表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（4／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系 Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｃ注入弁全開	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ａ（全開）	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ｂ（全開）	○	○	－
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタＡ	○	○	－
	主排気筒放射線モニタＢ	○	○	－
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	－
	主蒸気管放射線モニタ(Ａ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｂ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｃ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｄ)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ａ	○	○	－
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ｂ	○	○	－
	ＮＳ４内側隔離	○	○	－
	ＮＳ４外側隔離	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
環境の情報確認	ＳＧＴＳ Ａ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳ Ｂ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ｂ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ｂ	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第59－6－1表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（5／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
環境の情報確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(Ｔ－２)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)広域レンジ	○	○	－
	大気安定度　10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第59－6－1表　データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ（6／6）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	自動減圧系　Ａ作動	○	○	－
	自動減圧系　Ｂ作動	○	○	－
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＡ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＢ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＣ起動	○	○	－
	残留熱除去系Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｃ注入弁全開	○	○	－
	全制御棒全挿入	○	○	－
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

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

【設定根拠】

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

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

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

1.　検知範囲

1.1　酸素濃度

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

1.2　二酸化炭素濃度

二酸化炭素濃度計は，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0.5vol％を十分に満足する範囲の検知が可能な設計とする。また，二酸化炭素濃度計は，±3.0％F.S.の表示精度を有する設計とする。

名　称		非常用ガス処理系排風機
容量	m^3/h/個	3,570 以上
原動機出力	kW/個	7.5
個数	－	2

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

非常用ガス処理系排風機は，放射性よう素・粒子状核分裂生成物が直接大気へ放出されることを防止し，原子炉建屋内を負圧に維持することを目的とし，事故時に非常用ガス再循環系で処理されたガスの一部を吸引し非常用ガス処理系フィルタトレインを介して排気するために設置する。また，非常用ガス処理系排風機は，工学的安全施設作動回路からの信号により，自動的に常用の換気空調系が閉止されるとともに起動し，原子炉建屋を約60 Pa［dif］の負圧に保ち，原子炉建物内空気の100 %を1日で処理する能力を持っている。

また，非常用ガス処理系排風機は，非常用所内電源に接続しており，外部電源喪失時でも運転制御が可能である。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に，原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する非常用ガス処理系排風機は，以下の機能を有する。

非常用ガス処理系排風機は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の

損傷を防止するために設置する。

系統構成は，非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を吸引し，粒子用高効率フィルタ及びよう素用チャコールフィルタで構成される非常用ガス処理系フィルタトレインを通じて放射性物質を低減させ，非常用ガス処理系排風機を介して排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することにより原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留しない設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の容量は，原子炉建屋空間容積（間仕切壁，機器，配管の容積を除いた値）を 100 %/d で処理できる容量として，3,570 m^3/h/個以上とする。

非常用ガス処理系排風機を重大事故等時において使用する場合の容量は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，3,570 m^3/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として 3,570 m^3/h/個とする。

2. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排風機の原動機出力は，風量は 3,570 m^3/h 時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における非常用ガス処理系排風機の風量は 3,570 m^3/h であり，その時の同ファンの必要軸動力は，以下のとおり□kW となる。

$$L=\frac{L_T}{\eta_T/100}=\frac{\frac{\kappa}{\kappa-1}\cdot\frac{P_{T1}\cdot Q_1}{6\times10^4}\cdot\left\{\left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}}\right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}}-1\right\}}{\eta_T/100}\cdot\cdot\cdot\cdot\frac{P_{S2}}{P_{S1}}>1.03\text{のとき}$$

$$=\frac{\frac{Q_1}{6\times10^4}\cdot\{(P_{S2}-P_{S1})+(p_{d2}-p_{d1})\}}{\eta_T/100}\cdot\cdot\cdot\cdot\frac{P_{S2}}{P_{S1}}\leqq1.03\text{のとき}$$

（引用文献：日本工業規格　ＪＩＳ　Ｂ　８３３０(2000)　「送風機の試験及び検査方法」）

Ｌ　：軸動力（kW）

L_T　：全圧空気動力（kW）

κ　：比熱比

Q_1　：吸込空気量（m^3/min）

P_{T2}　：吸い出し口送風機絶対全圧（Pa［abs］）

P_{T1}　：吸込口送風機絶対全圧（Pa［abs］）

P_{S2}　：吐き出し口送風機絶対静圧（Pa［abs］）

P_{S1}　：吸込口送風機絶対静圧（Pa［abs］）

p_{d2}　：吸い出し口動圧（Pa）

p_{d1}　：吸込口動圧（Pa）

η_T　：全圧効率（％）（設計計画値）

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}}=\frac{\square}{\square}=\square<1.03\text{より}$$

$$L=\frac{\left(\frac{3570}{60}\right)}{6\times10^4}\times\{\square-\square+\square-\square\}\Big/37/100=\square\fallingdotseq\square\ \text{kW}$$

上記から，非常用ガス処理系排風機の原動機出力は，必要軸動力□ kW を上回る原動機のメーカ標準出力とし，7.5 kW とする。

以上より，非常用ガス処理系排風機の原動機出力は，必要軸動力□ kW を上回る 7.5 kW/個とする。

3. 個数の設定根拠

非常用ガス処理系排風機は，設計基準対象施設として放射性よう素・粒子状核分裂生成物が直接大気へ放出されることを防止し，原子炉建屋内を負圧に維持することを目的とし，事故時に非常用ガス再循環系で処理されたガスの一部を吸引し非常用ガス処理系フィルタトレインを介して排気するために各系列に 1 個ずつ，計 2 個設置する。

非常用ガス処理系排風機は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために，設計基準対象施設として各系列に 1 個ずつ，計 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

名　称		フィルタ系ファン
容量	m^3/h/個	5,100 以上
原動機出力	kW/個	7.5
個数	－	2

【設定根拠】

（概要）

・設計基準対象施設

中央制御室換気系フィルタ系ファンは，設計基準対象施設として中央制御室内空気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットに通し，空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に，放射線管理施設のうち換気設備として使用する中央制御室換気系フィルタ系ファンは，以下の機能を有する。

中央制御室換気系フィルタ系ファンは，重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために設置する。

系統構成は，高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系ファンからなる非常用ラインを設け，外気との連絡口を遮断し，中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし，運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

また，外部との遮断が長期にわたり，室内の雰囲気が悪くなった場合には，外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

1.　容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する中央制御室換気系フィルタ系ファンの容量は，必要に応じてチャコールフィルタを通して外気を取入，再循環した場合でも，中央制御室にとどまる放射線業務従事者が受ける線量が線量限度 100 mSv を下回ることができる容量とする。

中央制御室換気系フィルタ系ファンは容量 5,100 m^3/h において，放射線業務従事者が受ける線量限度 100mSv を下回ることが可能となるため，中央制御室換気系フィルタ系ファンの容量は，5,100 m^3/h/個以上とする。

中央制御室換気系フィルタ系ファンを重大事故等時において使用する場合の容量は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計し，5,100 m^3/h/個以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として5,100 m^3/h/個とする。

2.　原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用する中央制御室換気系フィルタ系ファンの原動機出力は，風量は 5,100 m^3/h 時の軸動力を基に設定する。

定格風量点における中央制御室換気系フィルタ系ファンの風量は 5,100 m^3/h であり，その時の同ファンの必要軸動力は，以下のとおり □ kW となる。

$$L=\frac{L_T}{\eta_T/100}=\frac{\frac{\kappa}{\kappa-1}\cdot\frac{P_{T1}\cdot Q_1}{6\times10^4}\cdot\left\{\left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}}\right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}}-1\right\}}{\eta_T/100}\quad\cdots\cdots\frac{P_{S2}}{P_{S1}}>1.03\ \text{のとき}$$

$$=\frac{\frac{Q_1}{6\times10^4}\cdot\{(P_{S2}-P_{S1})+(p_{d2}-p_{d1})\}}{\eta_T/100}\quad\cdots\cdots\frac{P_{S2}}{P_{S1}}\leqq1.03\ \text{のとき}$$

（引用文献：日本工業規格　ＪＩＳ　Ｂ　８３３０（2000）「送風機の試験及び検査方法」）

L　　：軸動力（kW）
L_T　：全圧空気動力（kW）
κ　　：比熱比
Q_1　：吸込空気量（m^3/min）
P_{T2}：吐出し口送風機絶対全圧（Pa[abs]）
P_{T1}：吸込口送風機絶対全圧（Pa[abs]）
P_{S2}：吐出し口送風機絶対静圧（Pa[abs]）
P_{S1}：吸込口送風機絶対静圧（Pa[abs]）
p_{d2}：吐出し口動圧（Pa）
p_{d1}：吸込口動圧（Pa）
η_T：全圧効率（％）

$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}}=\frac{\square}{\square}=1.020\leqq\square\ \text{より}$$

$$L=\frac{\frac{\left(\frac{5100}{60}\right)}{6\times10^4}\times\{(\square-\square)+(\square-\square)\}}{\square/100}=\square\fallingdotseq\square\ \text{kW}$$

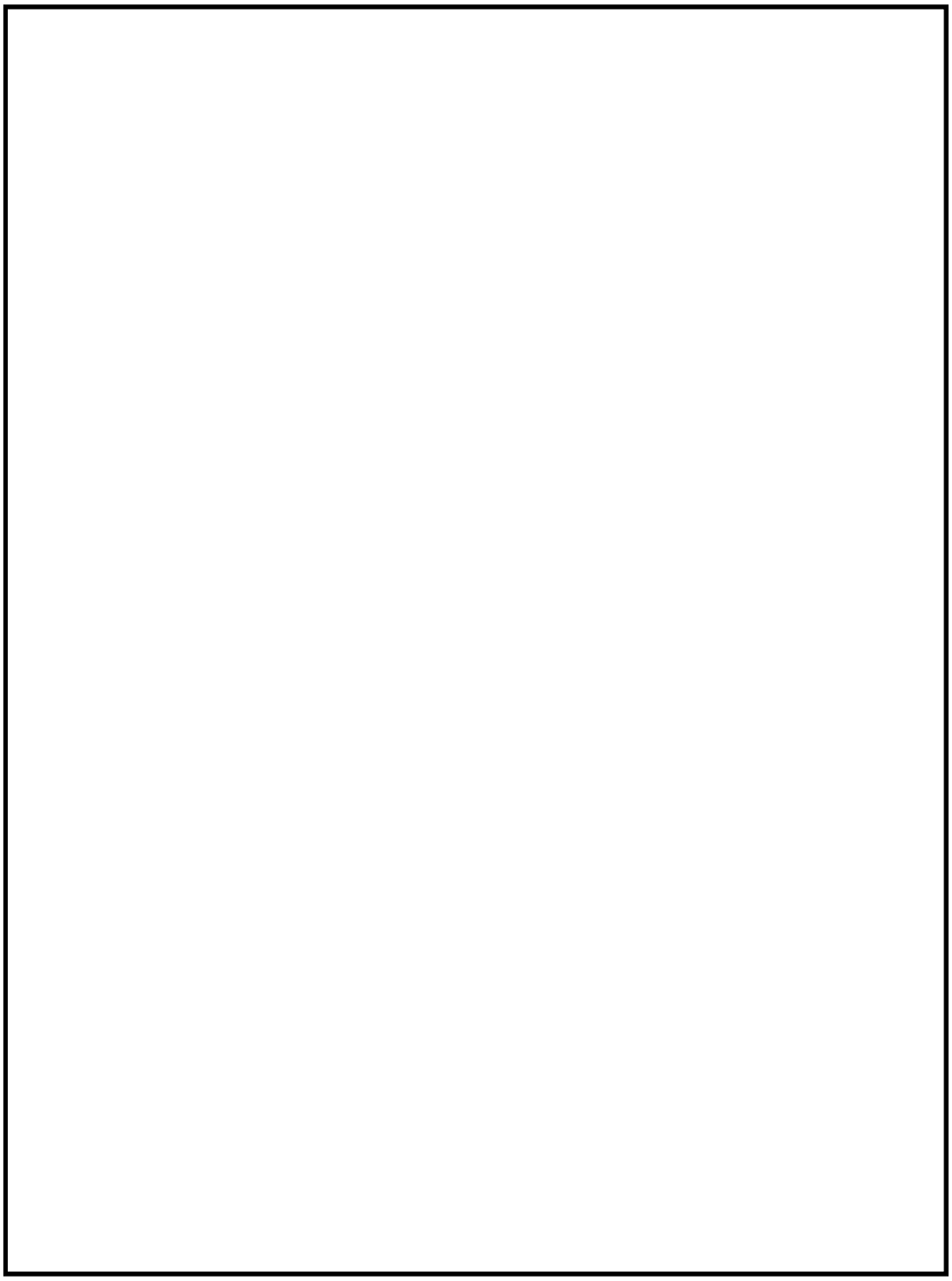
以上より，中央制御室換気系フィルタ系ファンの原動機出力は，必要軸動力□ kWを上回る7.5kW/個とする。

3.　個数の設定根拠

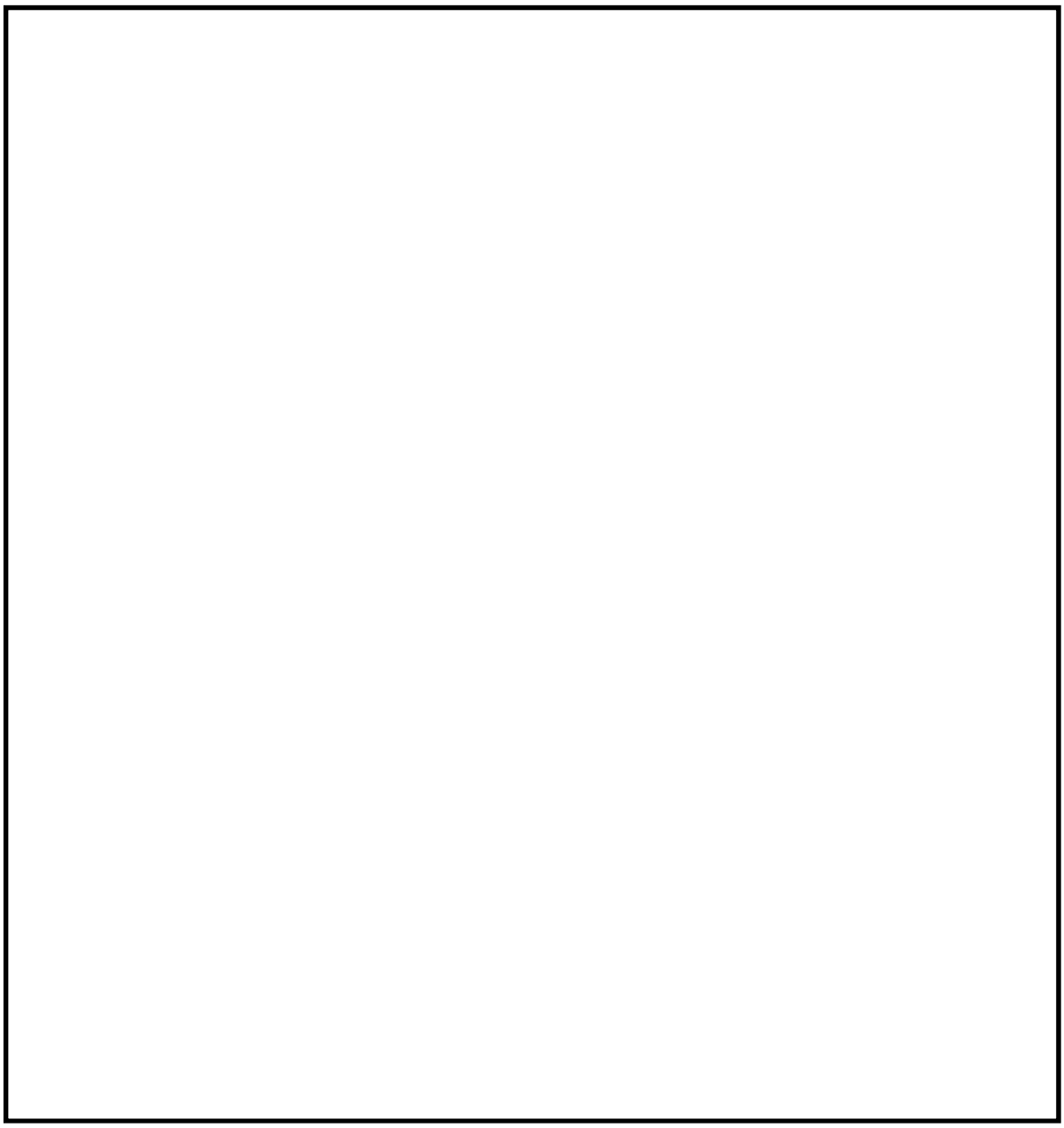
中央制御室換気系フィルタ系ファンは，設計基準対象施設として中央制御室内空気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタに通し，空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために各系列に1個設置し，合計2個設置する。

中央制御室換気系フィルタ系ファンは，重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるため，設計基準対象施設として各系列に1個設置し，合計2個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

59－7　保管場所図

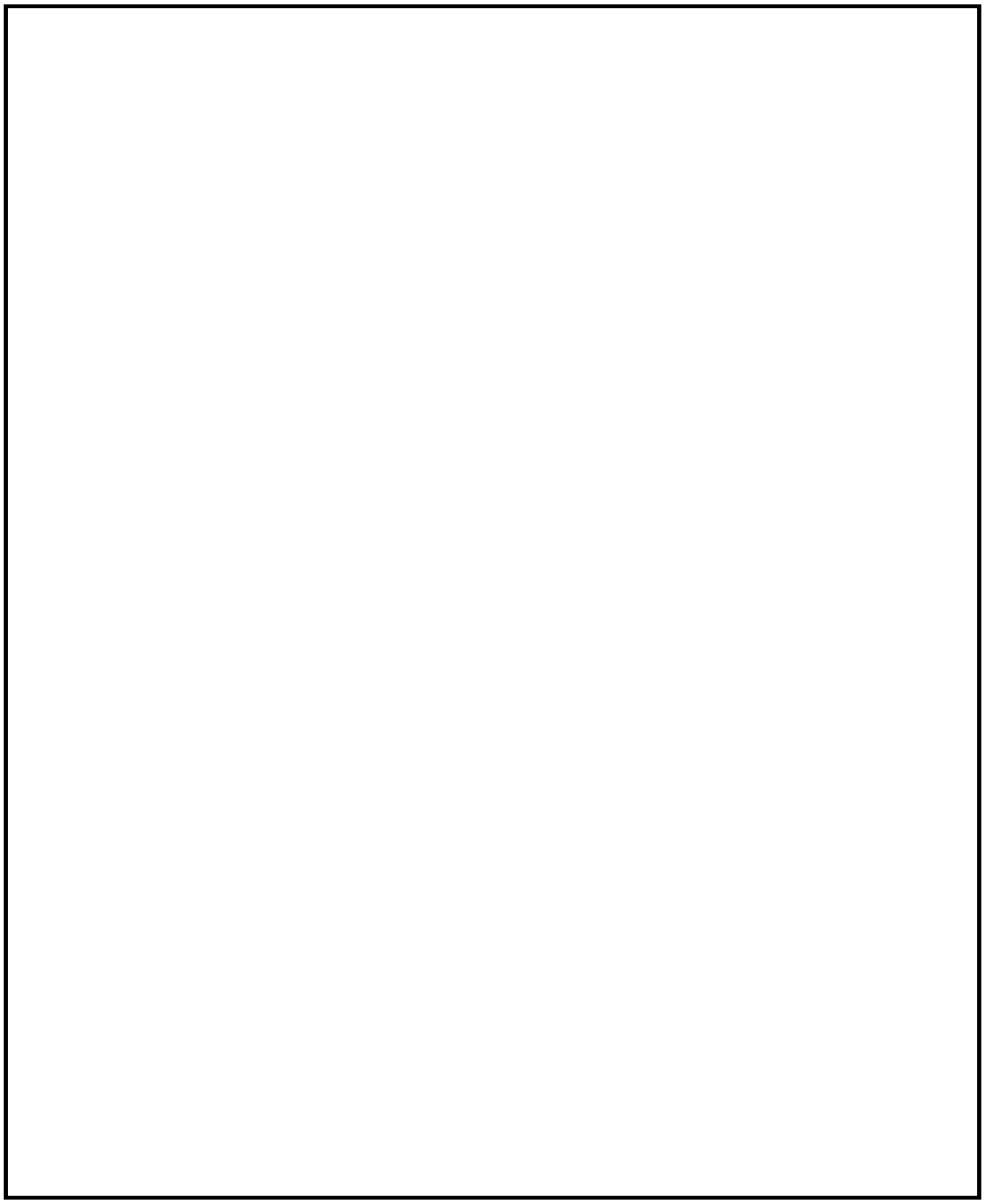


第59－7－1図　衛星電話設備（可搬型）（待避室），データ表示装置（待避室），可搬型照明（ＳＡ），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計保管場所図

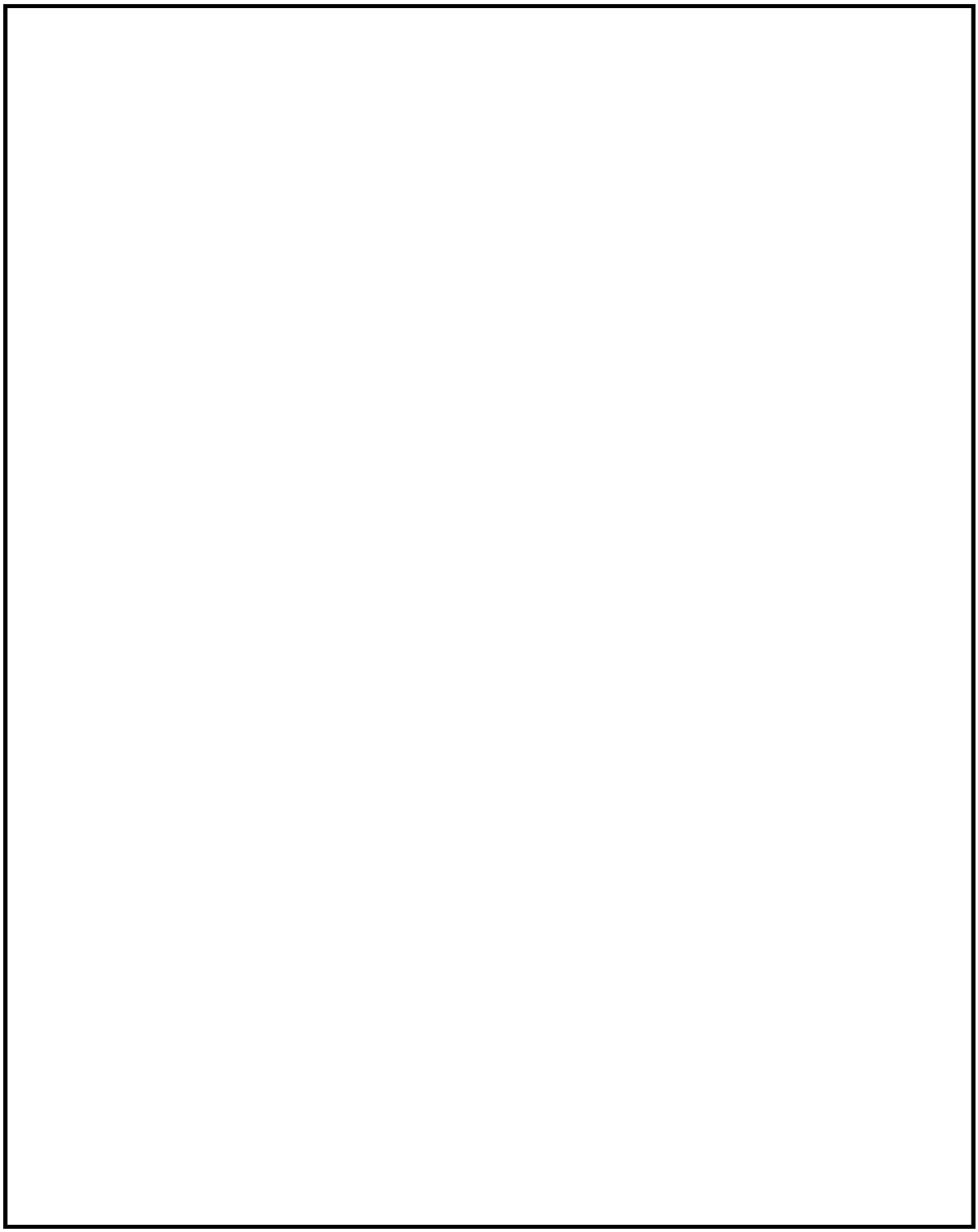


第59－7－2図　可搬型照明（ＳＡ）保管場所図

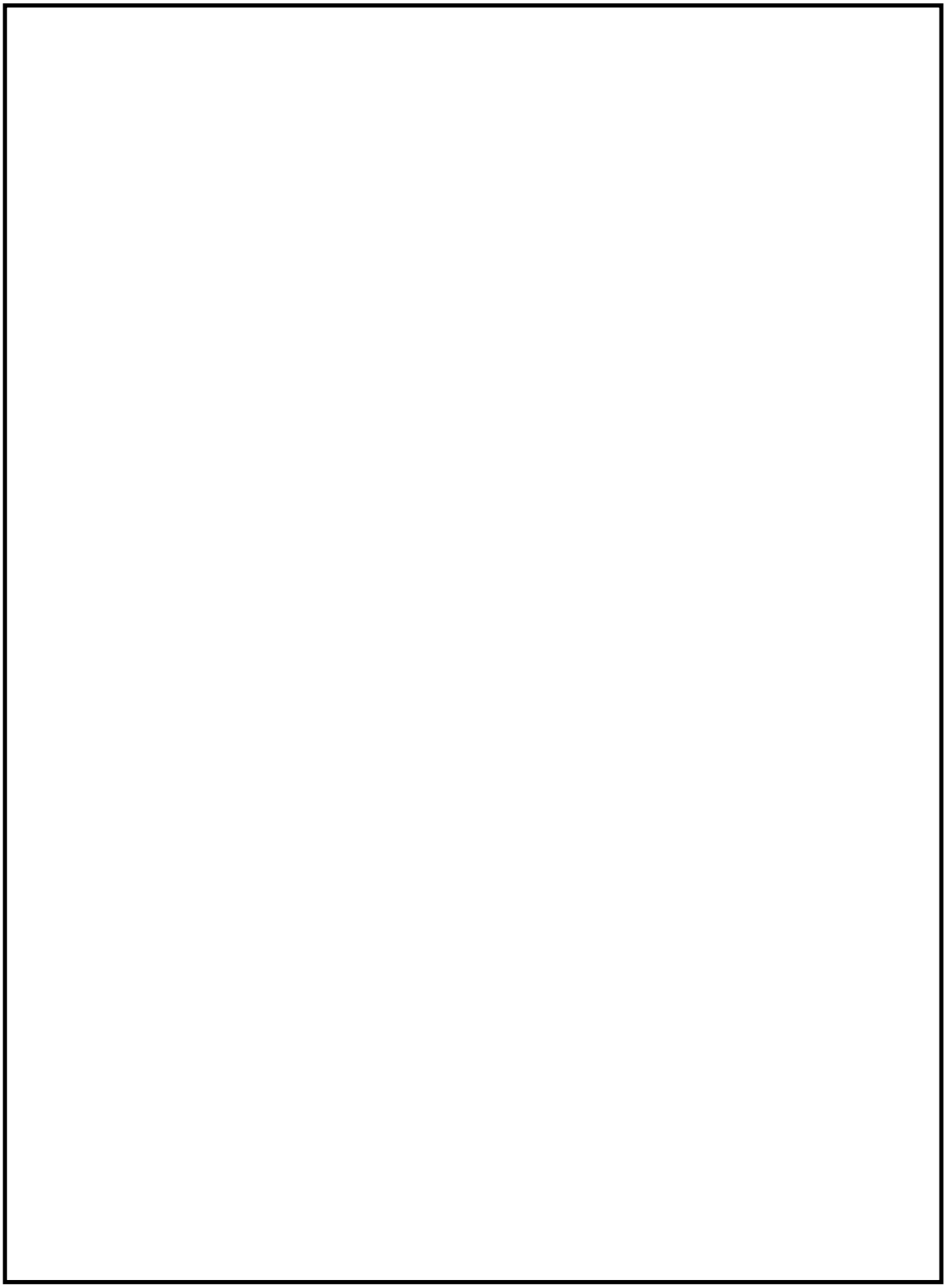
59－8　アクセスルート



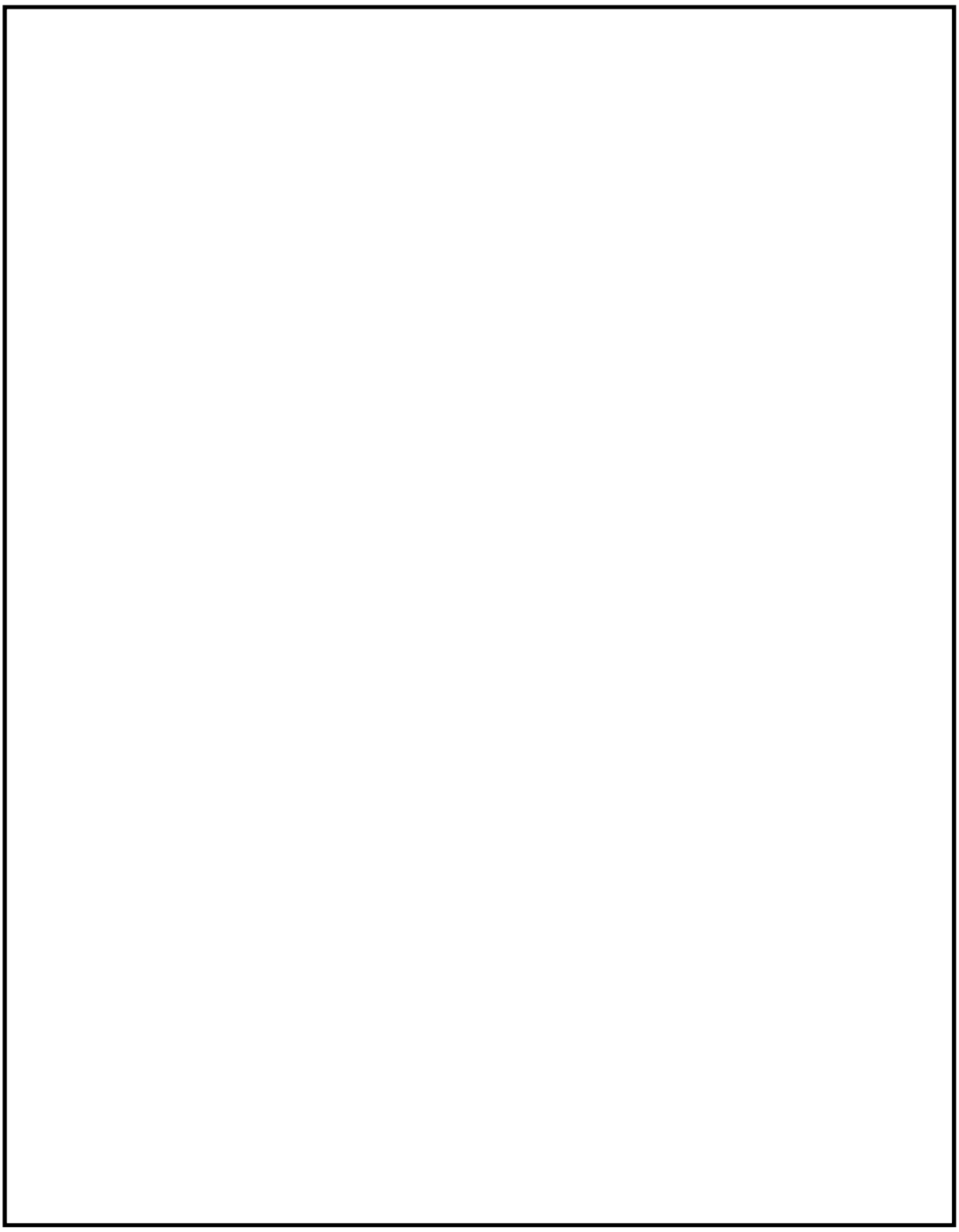
第 59－8－1 図　中央制御室アクセスルート（原子炉建屋付属棟 1 階）



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



第 59－8－3 図　中央制御室アクセスルート（原子炉建屋付属棟 3 階）



第 59－8－4 図　中央制御室アクセスルート（原子炉建屋付属棟 4 階）

59－9　原子炉制御室について（被ばく評価除く）

目　次

1.　概　　要

1.1　新規制基準への適合方針

1.2　設計における想定シナリオ

2.　設計方針

2.1　中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1　中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

2.1.2　津波・構内監視カメラについて

2.1.3　津波・構内監視カメラ映像サンプル

2.1.4　津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

2.1.5　中央制御室にて把握可能なパラメータ

2.2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

2.2.1　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

2.2.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

2.3　汚染の持ち込み防止について

2.4　重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1　概　　要

2.4.2　中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

2.4.3　中央制御室の居住性確保

2.4.4　中央制御室待避室の居住性確保

2.5　重大事故等時の電源設備について

3.　添付資料

3.1　中央制御室待避室の運用について

3.2　配備する資機材の数量について

3.3　チェンジングエリアについて

3.4　中央制御室への地震及び火災等の影響

3.5　中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

3.6　中央制御室待避室の内部寸法について

3.7　ブローアウトパネルに係る設計方針

1. 概　　要

1.1　新規制基準への適合方針

(1)　設計基準事象への対処

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

第 1.1－1 表　「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
（原子炉制御室等） 第二十六条　発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 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こと。 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こと。	第 26 条（原子炉制御室等） １　第１項第１号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは，発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて，計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち，連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。 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。	（追加要求事項への適合方針は以下のとおり） ・中央制御室は，発電用原子炉施設の外の状況を把握するために，原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・構内監視カメラの映像により，自然現象等の外部事象を昼夜にわたり監視できる設計とする。 ・気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。 ・公的機関の警報（地震情報，大津波警報等）を中央制御室内の FAX 等にて

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
		受信可能とする。
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こと。	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。	
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。	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。	
3　一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく原子炉制御室に入り，又は一定期間とどまり，かつ，当該措置をとるための操作を行うことができるよう，次の各号に掲げる場所の区分に応じ，当該各号に定める設備を設けなければならない。	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。「当該措置をとるための操作を行うことができる」には，有毒ガスの発生に関して，有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。	
一　原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置	6　第３項第１号に規定する「有毒ガスの発生源」とは，有毒ガスの発生時において，運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは，有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。	・「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置期間※内に実施することとし，今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。 ※　経過措置：平成32年5月1日以後の最初の施設定期検査終了の日まで
二　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備，気体状の放射性		

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

第 1.1－2 表　「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第 38 条（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
（原子炉制御室等） 第三十八条　発電用原子炉施設には，原子炉制御室を施設しなければならない。	第 38 条（原子炉制御室等）	
２　原子炉制御室には，反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置，非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置，発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置，主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し，かつ，誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。		
３　原子炉制御室には，発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。	８　第３項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは，発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。	・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条第１項第２号に同じ。
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。	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。	
５　一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため，従事者が支障なく原子炉制御室に入り，又は一定期間とどまり，かつ，当該措置をとるための操作を行うことができるよう，次の各号に掲げる場所の区分に応じ，当該各号に定める防護措置を講じなければならない。	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。 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	

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
	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。 １２　第５項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に，原子炉制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員が原子炉制御室に入り，とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第８条における緊急時作業に係る線量限度 100mSv 以下にできるものであることをいう。 この場合における運転員の被ばく評価は，判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第１号（平成 21 年８月 12 日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。 チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価手法（内規）に基づき，原子炉制御室換気設備の新設の際，原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際，及び，定期的に測定を行い，運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。 １３　第５項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には，有毒ガスの発生時において，原子炉制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とすることを含む。「防護措置」には，必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備，着用等運用面の対策を含む。	・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。 ・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。

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
一　原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置	１４　第５項第１号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記－９）」によること。	・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条第３項第１号に同じ。
二　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置，気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置	１５　第５項第２号に規定する「換気設備の隔離」とは，原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい，「換気設備」とは，隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。	
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。	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。	・中央制御室には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。

(2)　重大事故等への対処

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

第 1.1－3 表　「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） 第五十九条　発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。	第 59 条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） 1　第 59 条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは，第 49 条，第 50 条，第 51 条又は第 52 条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。	
	2　第 59 条に規定する「運転員が第 26 条第 1 項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	（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。）

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
	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。	・中央制御室には，重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系，原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（ＳＡ）等）を設置する設計とする。 ・重大事故発生時において，運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系，原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（ＳＡ）等）は，常設代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
	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。	・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。
	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。	・原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして，格納容器破損モードにおいて想定している，大破断ＬＯＣＡ時に高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗するシーケンス（代替循環冷却系を使用しない場合）を選定する。
	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。	・マスクの着用を考慮し，その実施のための体制を整備する。
	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。	・運転員は 5 直 2 交代勤務を前提に評価を行なうが，積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。
	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。	

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

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

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

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

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

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

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

系統機能	設　備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設　備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分　類	機　器クラス
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保	ブローアウトパネル閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示			常設	常設重大事故緩和設備※1	—
	ブローアウトパネル開閉状態表示			常設	常設重大事故緩和設備※1	—
中央制御室待避室による居住性の確保	中央制御室待避室	—	—	常設	（重大事故等対処施設）	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	ＳＡ－３
	中央制御室待避室空気ボンベユニット（配管・弁）［流路］	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	ＳＡ－２
	中央制御室待避室差圧計※2	—	—	常設	常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	—
	衛星電話設備（可搬型）（待避室）	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	—
	データ表示装置（待避室）	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	—
可搬型照明（ＳＡ）による居住性の確保	可搬型照明（ＳＡ）	中央制御室照明	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	—

※1　常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため，本分類としている。
※2　計測器本体を示すため計器名を記載

59－9－14

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

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

※1　計測器本体を示すため計器名を記載

1.2　設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて，以下に示す。

(1)　設計基準事故時の想定シナリオ

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

(2)　重大事故時の想定シナリオ

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

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

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

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

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

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

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

第 1.2－1 表　重大事故事象の中央制御室被ばく評価への影響

<table>
<tr><td rowspan="3">事象</td><td colspan="3">重大事故</td><td rowspan="3">中央制御室被ばく評価への影響</td></tr>
<tr><td colspan="2">静的負荷シナリオ※1</td><td>ＤＣＨ
シナリオ※2</td></tr>
<tr><td>代替循環冷却系を使用する</td><td>代替循環冷却系を使用できない</td><td>代替循環冷却系を使用する</td></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器ベント</td><td>実施しない</td><td>実施する</td><td>実施しない</td><td rowspan="2">格納容器圧力が高い状態で推移すると，格納容器からの漏えい率が大きくなり，放出量が多くなる。
格納容器ベントを実施すると，放射性物質が大気へ放出されるため，放出量が多くなる。</td></tr>
<tr><td>代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。</td><td>格納容器圧力は高い状態で推移する。また，格納容器ベント実施に伴い放射性物質を大気へ放出する。</td><td>代替循環冷却系の使用により格納容器内圧力は低い状態で推移する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">炉心損傷時間
（燃料被覆管温度 1,000K 到達時間を想定）</td><td colspan="2">約 4 分</td><td>約 39 分</td><td rowspan="2">大気への放出率低減効果に期待できる原子炉建屋ガス処理系の起動（事象発生 2 時間後）までに，炉心損傷時間が早いほど放出量が多くなる。</td></tr>
<tr><td colspan="2">大破断ＬＯＣＡを想定しており，早期（原子炉建屋ガス処理系起動前）に炉心損傷に至る。</td><td>静的負荷シナリオよりは遅いが，原子炉建屋ガス処理系起動前に炉心損傷に至る。</td></tr>
</table>

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

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

2.　設計方針

2.1　中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1　中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

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

(1)　津波・構内監視カメラ

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

(2)　取水ピット水位計／潮位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

(3)　気象観測設備

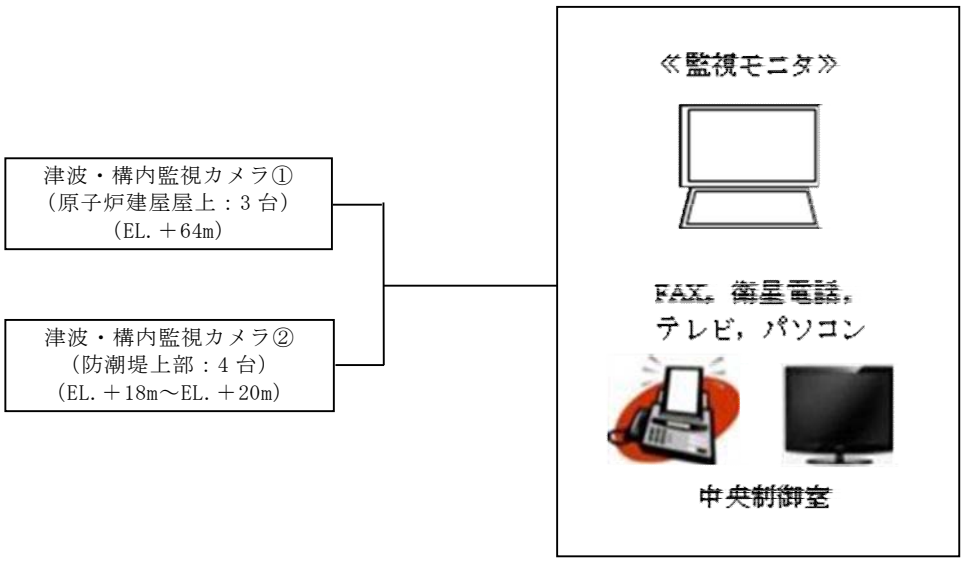
発電所構内に設置している気象観測設備により，風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

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

：ＤＢ範囲

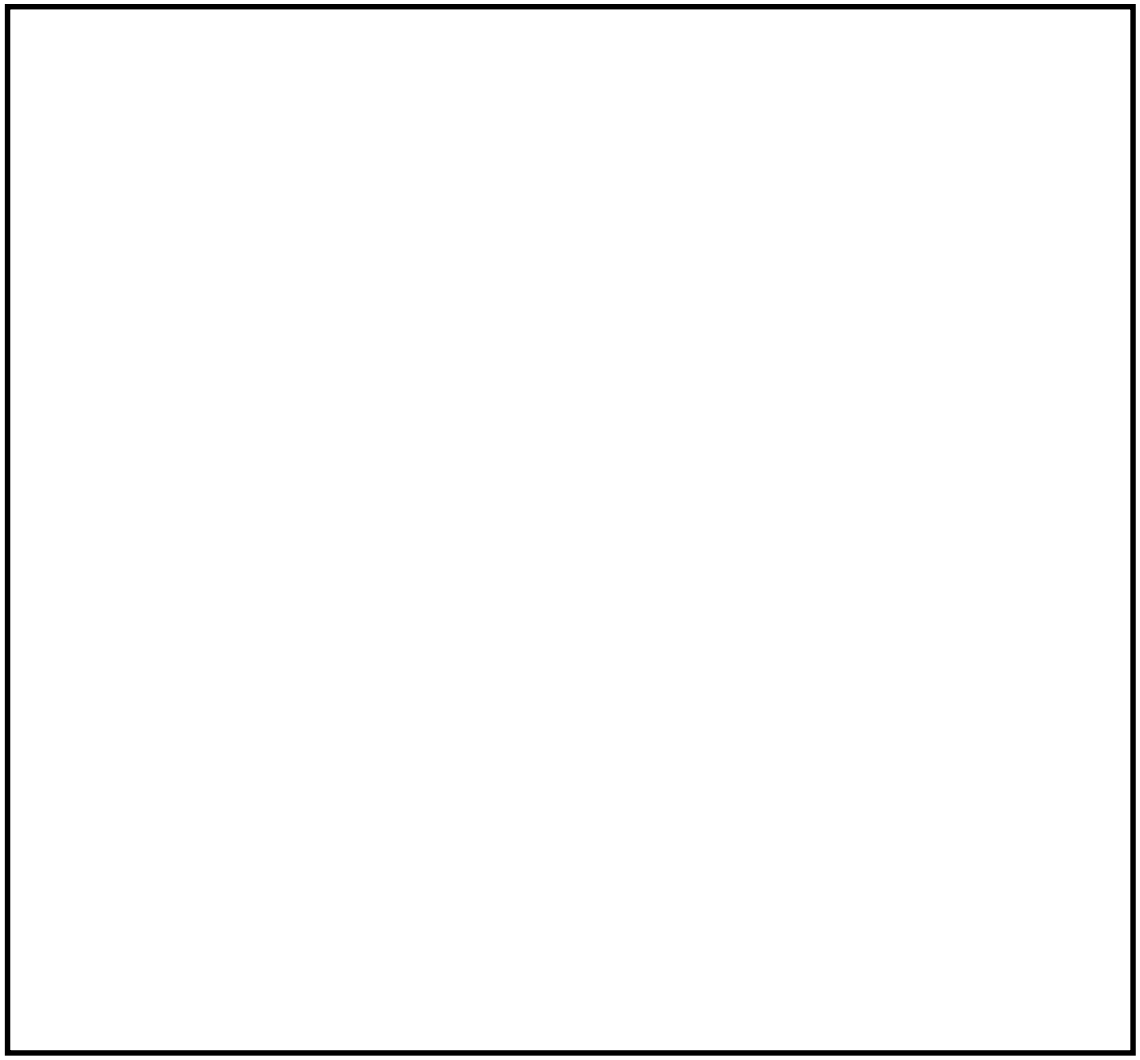
(4)　公的機関等の情報を入手するための設備

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



第 2.1－1 図　中央制御室における外部状況把握の概略

：ＤＢ範囲



第 2.1－2 図　中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

：ＤＢ範囲

2.1.2　津波・構内監視カメラについて

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

第 2.1－1 表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

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

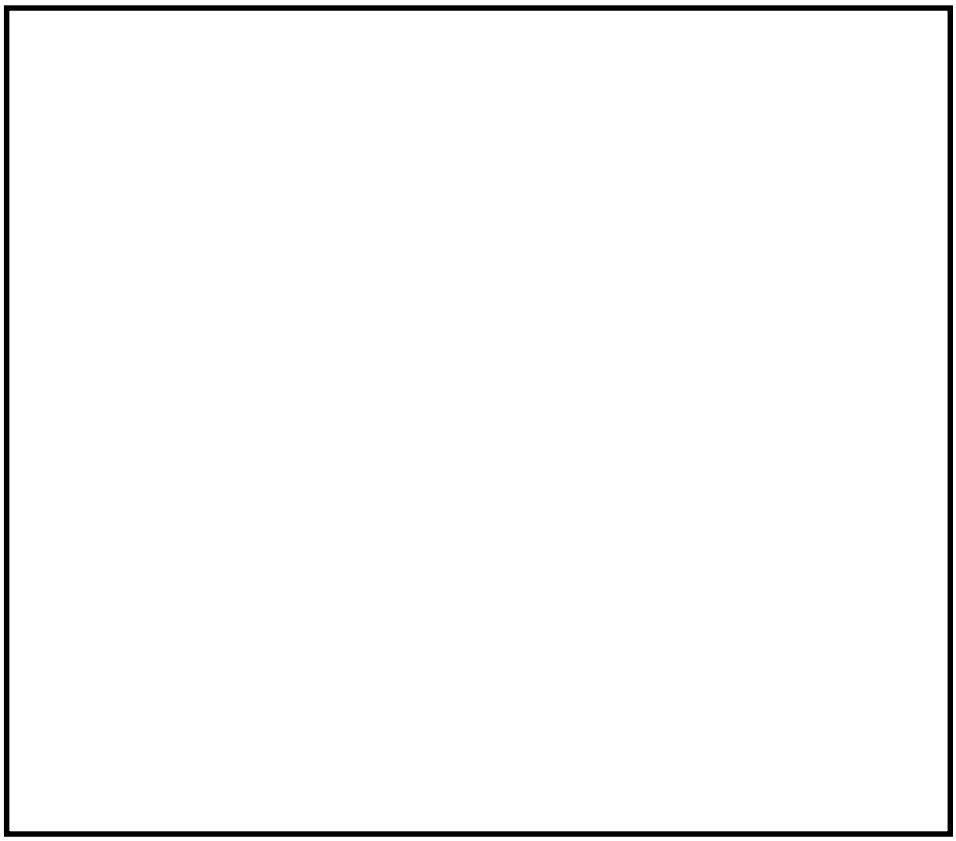
同エリアにあるアクセスルートについては，目視監視を行う時間が確保できることから，問題はない。津波・構内監視カメラが監視可能な原子炉施設及び周辺の発電所構内範囲を第 2.1－3 図に示す。

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

：ＤＢ範囲

第 2.1－1 表　津波・構内監視カメラの概要

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



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

第 2.1－3 図　津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

：ＤＢ範囲

2.1.3　津波・構内監視カメラ映像サンプル

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

また，津波・構内監視カメラの撮影方向を第 2.1－5 図に示す。

：ＤＢ範囲

2.1.4　津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震，津波並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第6条に記載されている「想定される自然現象」及び「原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち，津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等を第2.1－2表に示す。

第2.1－2表　津波･構内監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

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

※1　6条まとめ資料「東海第二発電所　外部からの衝撃による損傷の防止について」参照
※2　外部火災は「森林火災」及び「近隣工場等の火災」を含む。

：ＤＢ範囲

2.1.5　中央制御室にて把握可能なパラメータ

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

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

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

：ＤＢ範囲

2.2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計ついて

2.2.1　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

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

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を第 2.2－1 表に示す。

第 2.2－1 表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol％
	表示精度	±0.1vol％
	電　源	電　　源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	ＮＤＩＲ（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol％
	表示精度	±3.0％F.S.
	電　源	電　　源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

2.2.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

「労働安全衛生法」，ＪＥＡＣ4622－2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び「鉱山保安法施行規則」を踏まえ，酸素濃度が 19%を下回るおそれのある場合又は二酸化炭素濃度が 1.0%を上回るおそれのある場合に，外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用とする。なお，法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は，以下のとおりである。

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

(1)　酸素濃度

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）
（定義）
第二条　この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。
一　酸素欠乏　空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
（換気）
第五条　事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあっては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

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

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

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

：ＤＢ範囲　：ＳＡ範囲

(2)　二酸化炭素濃度

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

ＪＥＡＣ4622－2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」　（一部抜粋）
【付属書解説 2.5.2】事故時の外気の取り込み
中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内の CO_2 濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。
(1)　許容 CO_2 濃度
事務所衛生基準規則（昭和 47 年労働省令第 43 号，最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号）により，事務室内の CO_2 濃度は 100 万分の 5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室の CO_2 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当たっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

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

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

：ＤＢ範囲　：ＳＡ範囲

2.3　汚染の持ち込み防止について

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

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

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

第 2.3－1 図　中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概要図

：ＳＡ範囲

2.4　重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1　概　　要

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

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

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

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

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

：ＳＡ範囲

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

：ＳＡ範囲

2.4.2　中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

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

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

⊿P＝｛(－12.7℃の乾き空気密度［kg／m^3］）－（＋48.9℃の乾き空気の密度［kg／m^3］)｝×天井高さ［m］

＝（1.3555［kg／m^3］－1.0963［kg／m^3］）×2［m］

＝0.5184［kg／m^2］

≒5.1［Pa［gage］］

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

：ＳＡ範囲

2.4.3　中央制御室の居住性確保

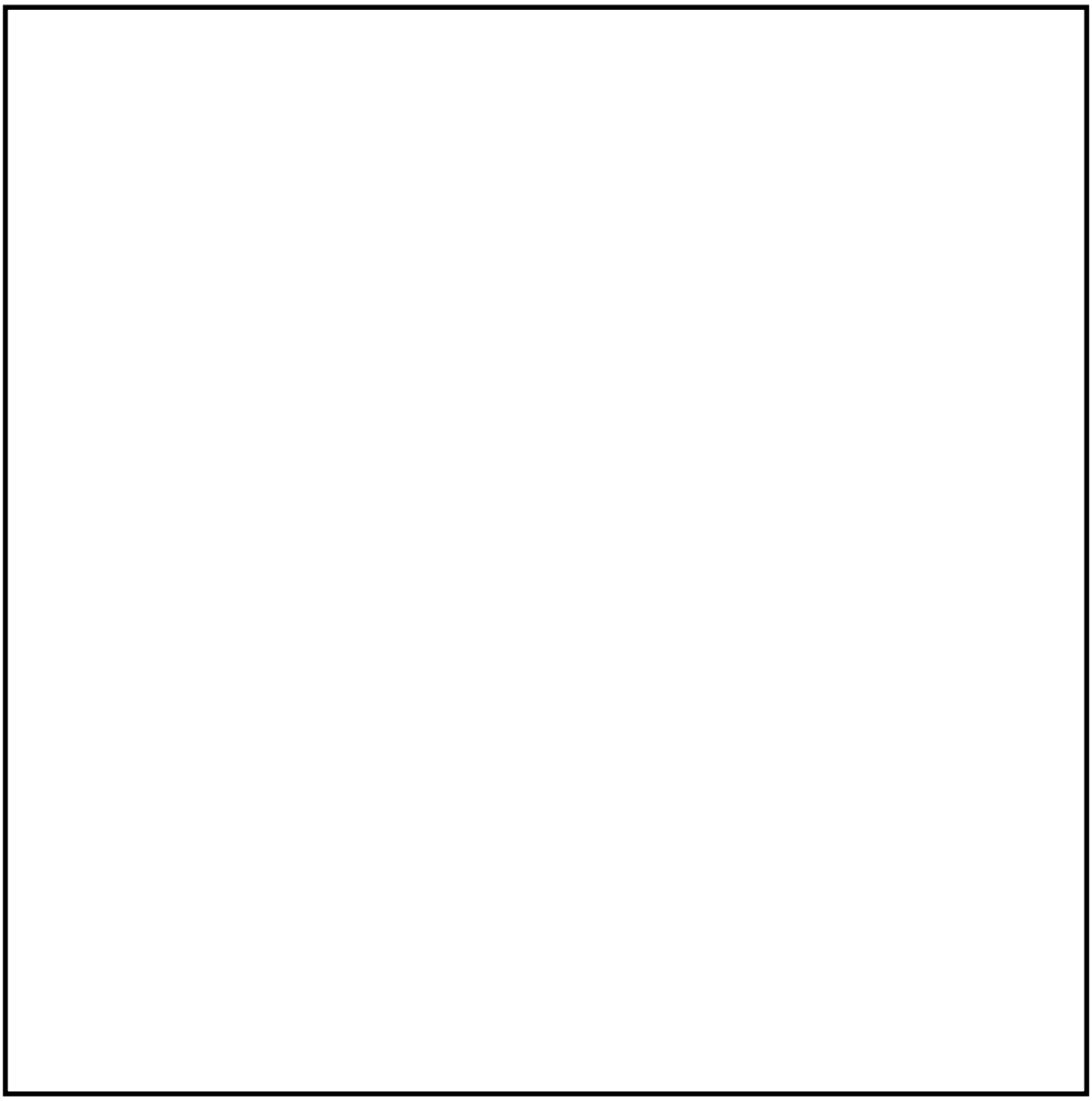
(1)　設計方針

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

：ＳＡ範囲

(2)　遮蔽設備

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



第 2.4－1 図　中央制御室遮蔽　配置図

：ＳＡ範囲

(3)　中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概要図を，第 2.4－2 図に示す。

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

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

【設備仕様】

・中央制御室換気系空気調和機ファン

台　　数　　1（予備1）

：ＳＡ範囲

容　　量　　約42,500m^3／h（1台当たり）

・中央制御室換気系フィルタ系ファン

台　　数　　1（予備1）

容　　量　　約5,100m^3／h（1台当たり）

・中央制御室換気系フィルタユニット

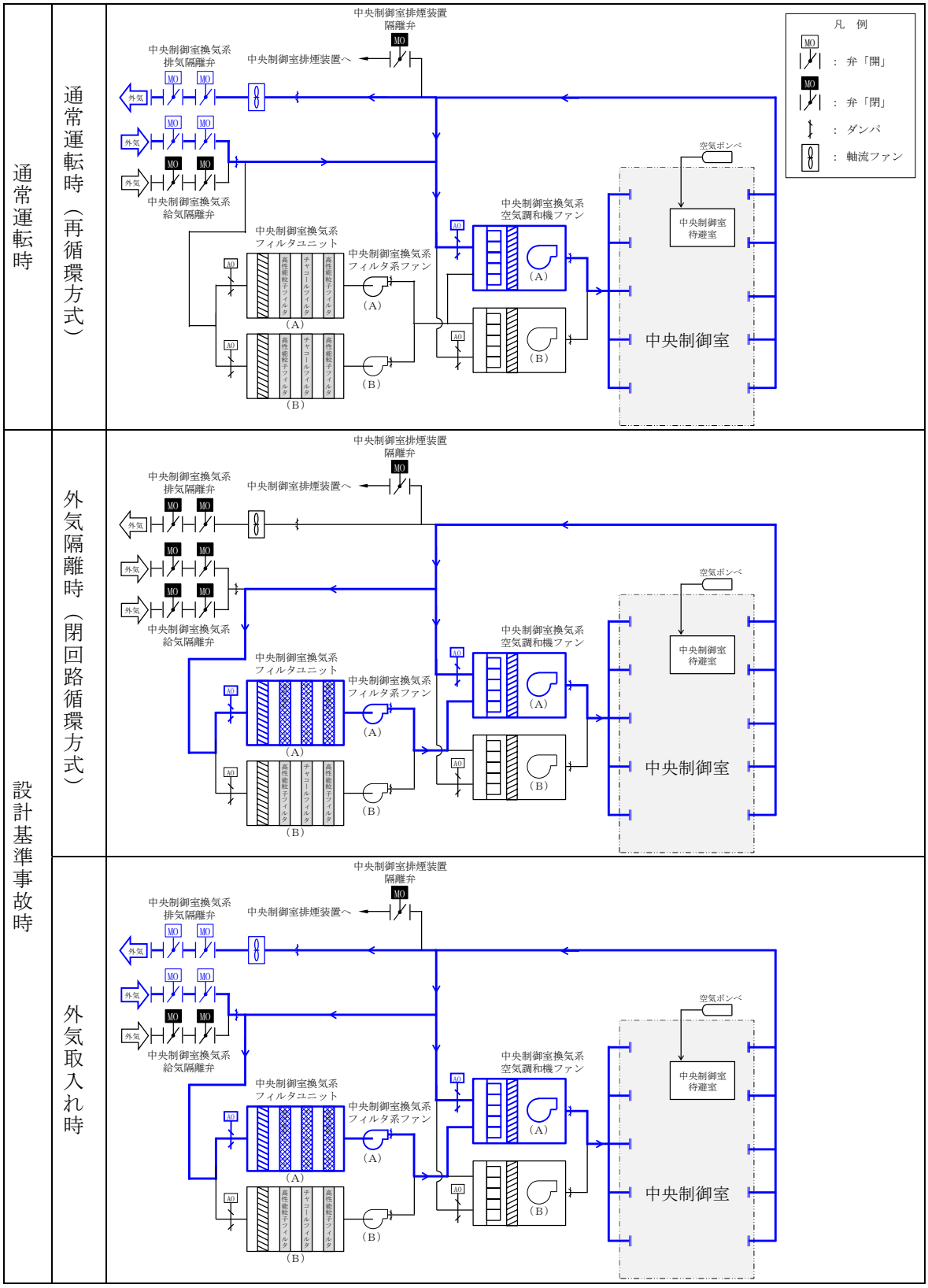
型　　式　　高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内蔵型

基　　数　　1（予備1）

粒子除去効率　　99.97%以上（直径0.5μm以上の粒子）

よう素除去効率（総合除去効率）　　97%以上

：ＳＡ範囲

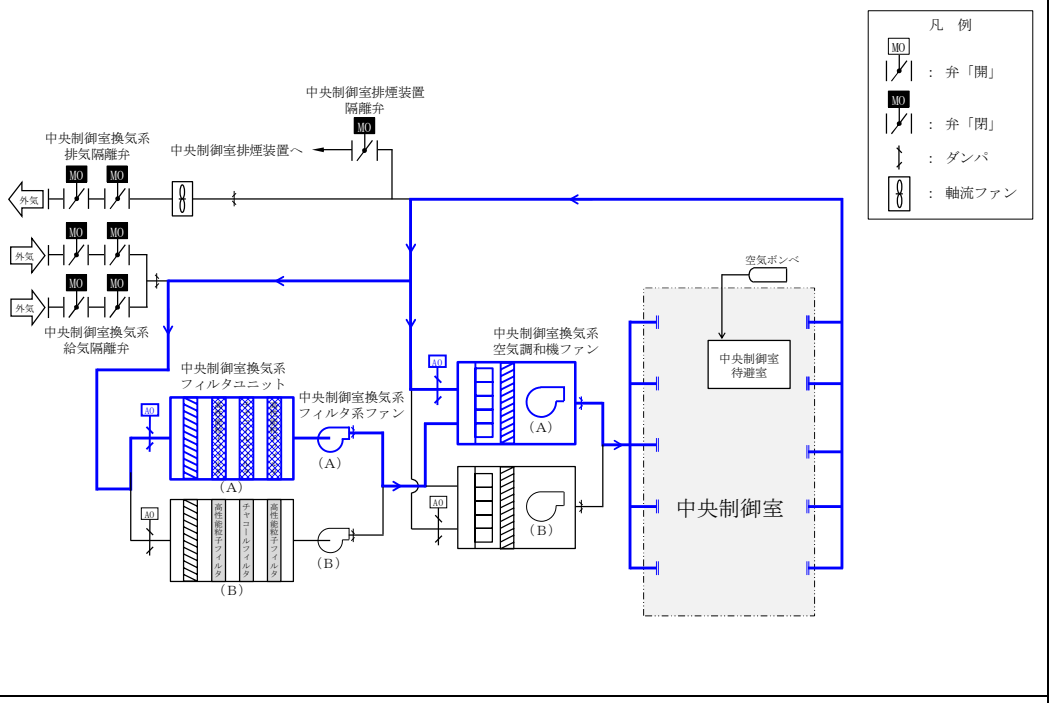


第 2.4－2 図　中央制御室換気系　系統概要図（1／2）

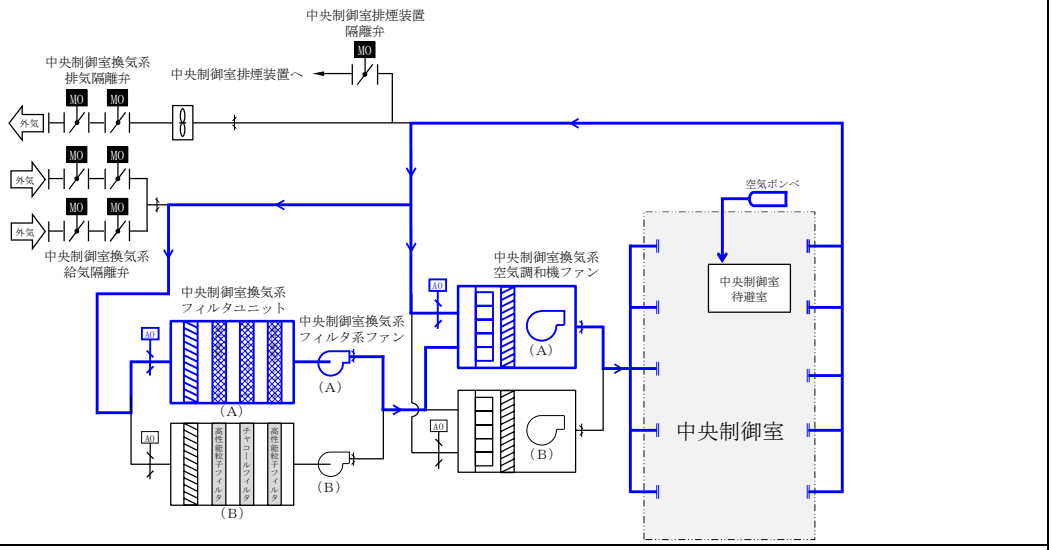
：ＤＢ範囲

重大事故等時

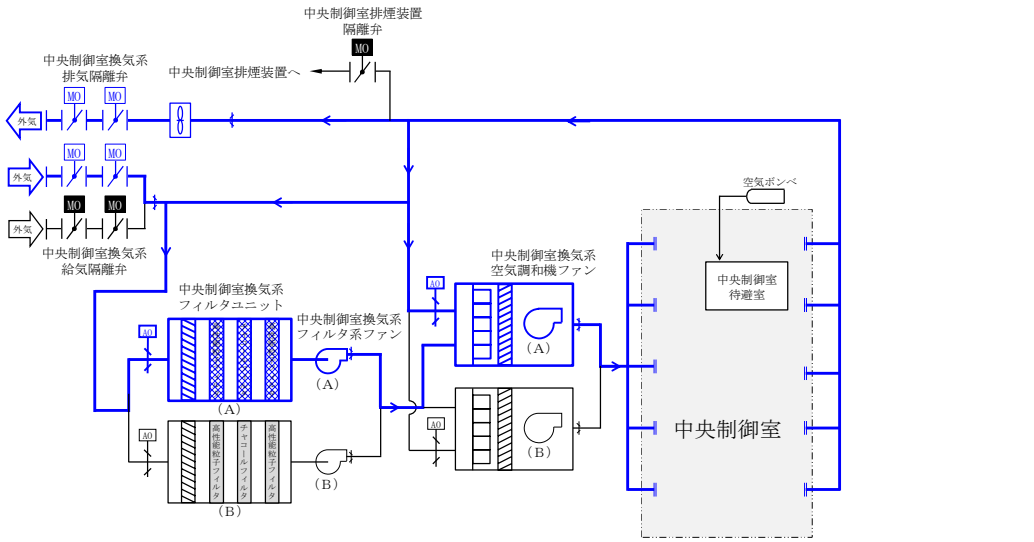
プルーム通過前及びプルーム通過後（閉回路循環方式）



プルーム通過時



外気取入れ時



第 2.4－2 図　中央制御室換気系　系統概要図（2／2）

：ＳＡ範囲

(4)　原子炉建屋ガス処理系

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

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

原子炉建屋ガス処理系の概要図を第 2.4－3 図に示す。

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

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

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

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

：ＳＡ範囲

【設備仕様】

・非常用ガス処理系排風機

種　　類	遠心型
容　　量	3,570m^3／h
台　　数	1（予備1）

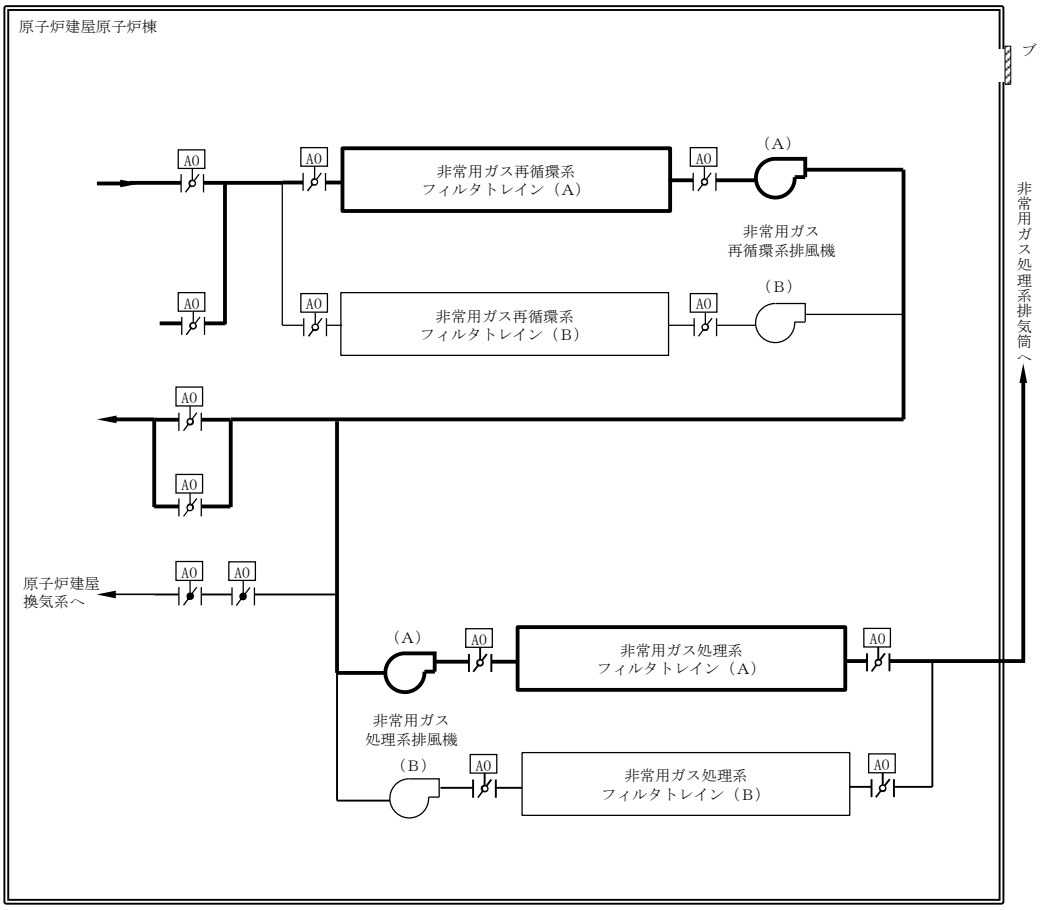
・非常用ガス再循環系排風機

種　　類	遠心型
容　　量	17,000m^3／h
台　　数	1（予備1）

・ブローアウトパネル閉止装置

個　　数	10

：ＳＡ範囲



第 2.4－3 図　原子炉建屋ガス処理系　系統概要図

：ＳＡ範囲

2.4.4　中央制御室待避室の居住性確保

(1)　設計方針

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

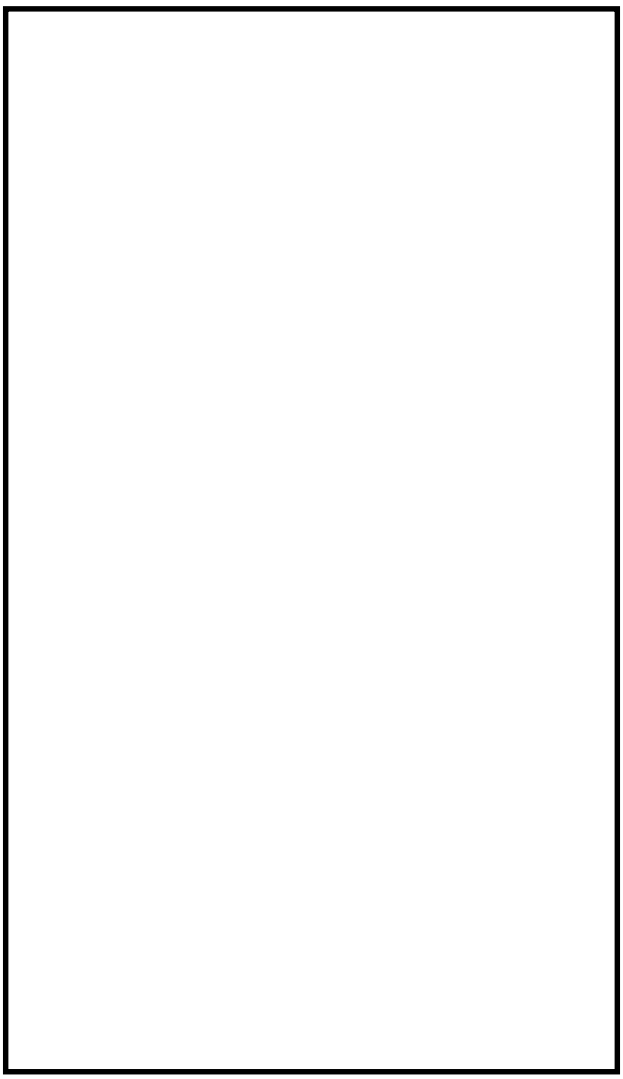
重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては，中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により正圧化することで，放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ，中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減する設計とする。また，2.4.2 項に示す中央制御室待避室正圧化の設計差圧であることを確認するため，中央制御室待避室差圧計を設置する。

：ＳＡ範囲

(2)　収容人数及び設置場所

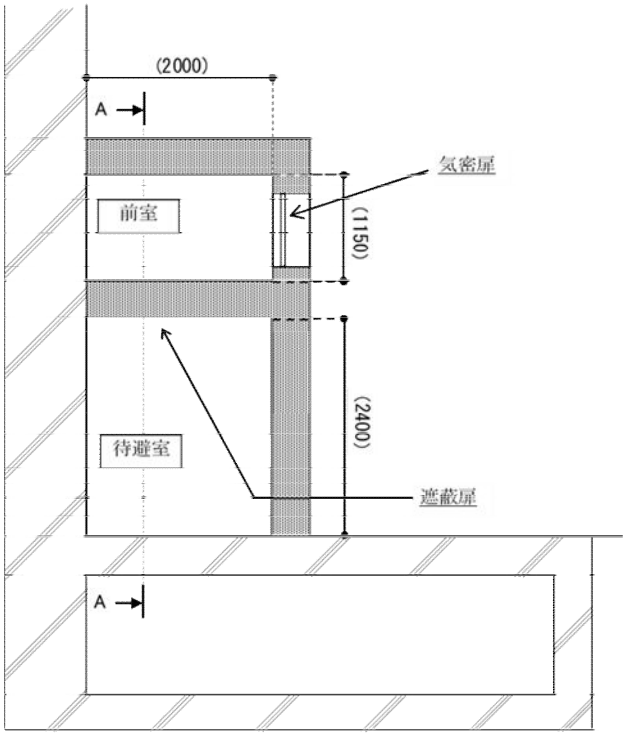
格納容器圧力逃がし装置作動中は，中央制御室にはプラントの状態監視等に必要な最低限の要員を残すこととしており，中央制御室待避室は3名を収容できる設計とする。

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

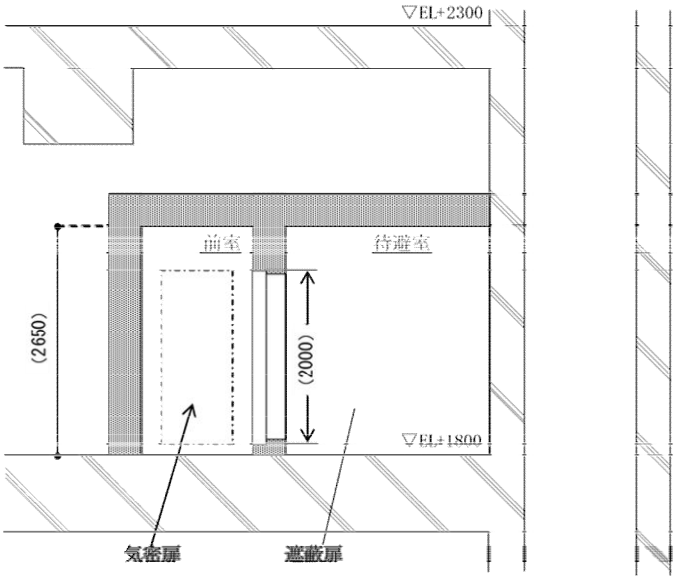


第2.4－4図　中央制御室待避室　設置場所

：ＳＡ範囲



（平面図）



（Ａ－Ａ断面図）

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

第 2.4－5 図　中央制御室待避室　概要図

：ＳＡ範囲

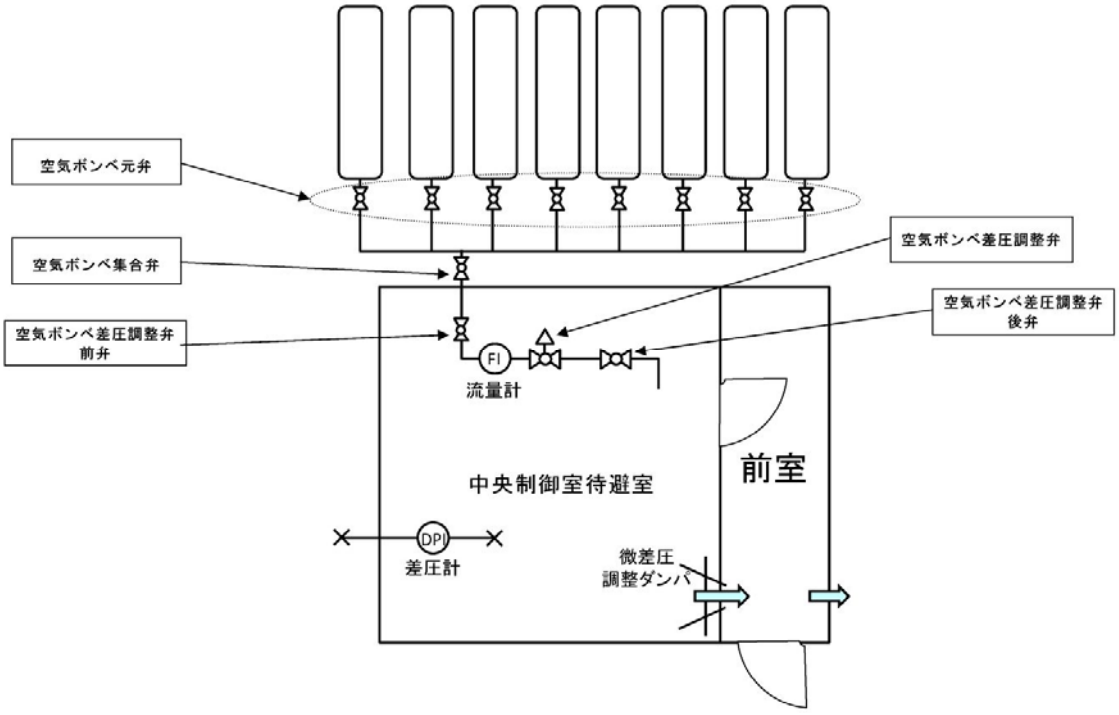
(3)　遮蔽設備

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

(4)　中央制御室待避室空気ボンベユニット

ａ．系統構成

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



第 2.4－6 図　中央制御室待避室空気ボンベユニット　概要図

：ＳＡ範囲

ｂ．必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：ｎ＝3［名］

・許容二酸化炭素濃度：Ｃ＝0.5［％］（ＪＥＡＣ4622－2009）

・空気ボンベ中の二酸化炭素濃度：C_0＝0.0336［％］

・呼吸により排出する二酸化炭素量：Ｍ＝0.022［m^3／h／人］

（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）

・必要換気量：Q_1＝100×Ｍ×ｎ／（Ｃ－C_0）［m^3／h］

（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

Q_1＝100×0.022×3÷（0.5－0.0336）

＝14.15

≒14.2［m^3／h］

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：ｎ＝3［名］

・吸気酸素濃度：ａ＝20.95［％］（標準大気の酸素濃度）

・許容酸素濃度：ｂ＝19［％］（「鉱山保安法施工規則」）

・成人の呼吸量：ｃ＝0.48［m^3／h／人］（空気調和・衛生工学便覧）

・乾燥空気換算酸素濃度：ｄ＝16.4［％］（空気調和・衛生工学便覧）

・必要換気量：Q_1＝ｃ×（ａ－ｄ）×ｎ／（ａ－ｂ）［m^3／h］

（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

Q_1＝0.48×（20.95－16.4）×3÷（20.95－19.0）

＝3.36

≒3.4［m^3／h］

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

：ＳＡ範囲

ｃ．必要ボンベ本数

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

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

・ボンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）

・ボンベ内容積：46.7L

・ボンベ供給可能空気量：5.5m^3／本※

※　空気ボンベは，標準圧力14.7MPaで7m^3／本であるが，安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し，5.5m^3／本とする。

以上から，必要なボンベ本数は，下記の計算により，13本となる。

14.2［m^3／h］÷5.5［m^3／本］×5［時間］

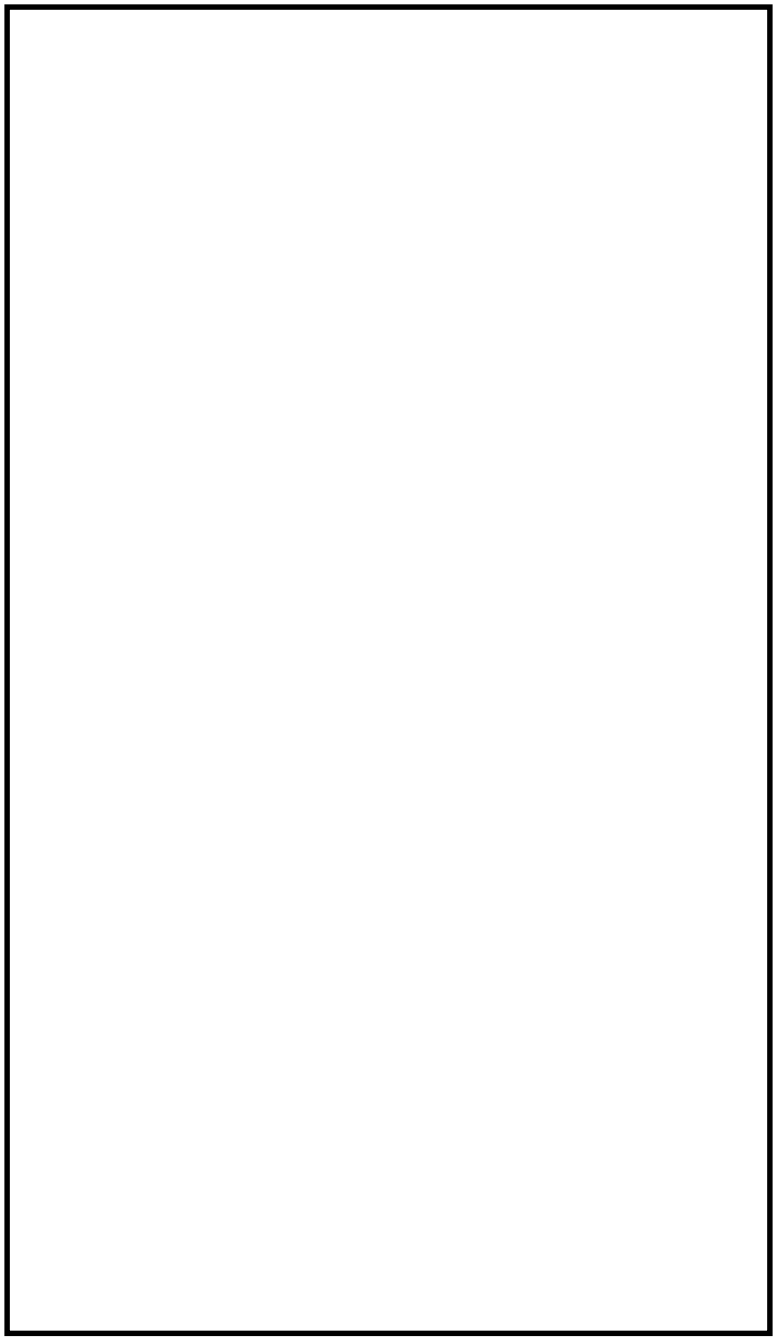
＝12.9

≒13［本］

：ＳＡ範囲

d．中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の設置エリア

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



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

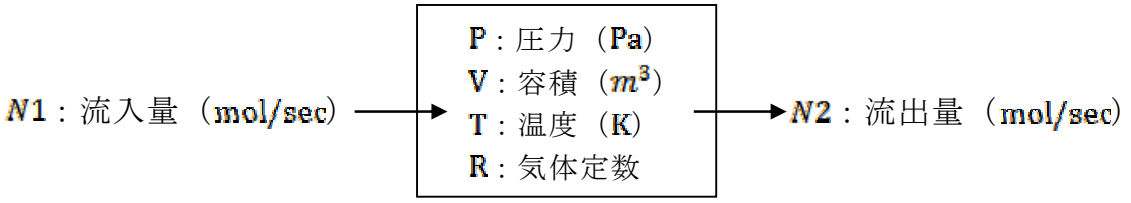
：ＳＡ範囲

ｅ．正圧達成までに要する時間

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

(a)　評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室における基礎式を以下に示す。

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

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

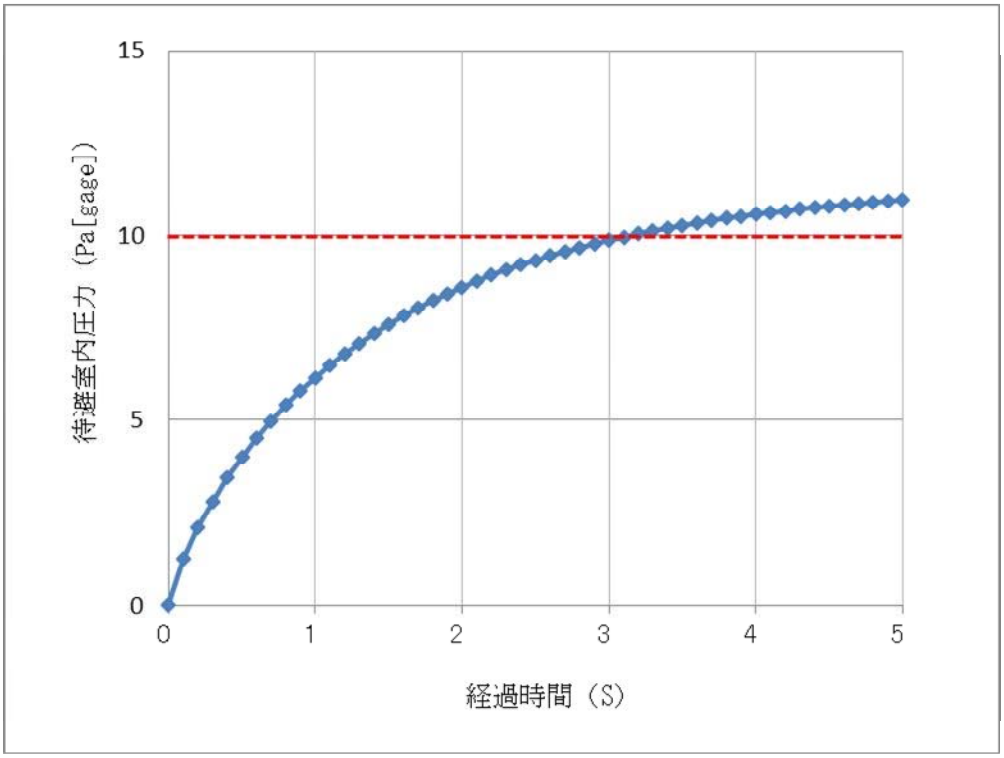
(b)　評価条件

第2.4－1表　中央制御室待避室への加圧の評価条件

項　目	記　号	単　位	中央制御室待避室	備　考
大気圧力	P_0	Pa［abs］	101,325	
容　積	V	m^3	32	
温　度	T	K	293.15	
流入量	N１	m^3／h	14.2	
		mol／sec	0.164	
リーク面積	A	m^2	9.06×10^{-4}	流入量と室圧基準より算出（評価用暫定値）
正圧（10Pa［gage］）達成時間	t	sec	1.5	

：ＳＡ範囲

(c)　圧力の時間変化



第 2.4－8 図　中央制御室待避室内圧力の時間変化

：ＳＡ範囲

(5)　中央制御室換気系の運転状態比較

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

(6)　通信連絡設備

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

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

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

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

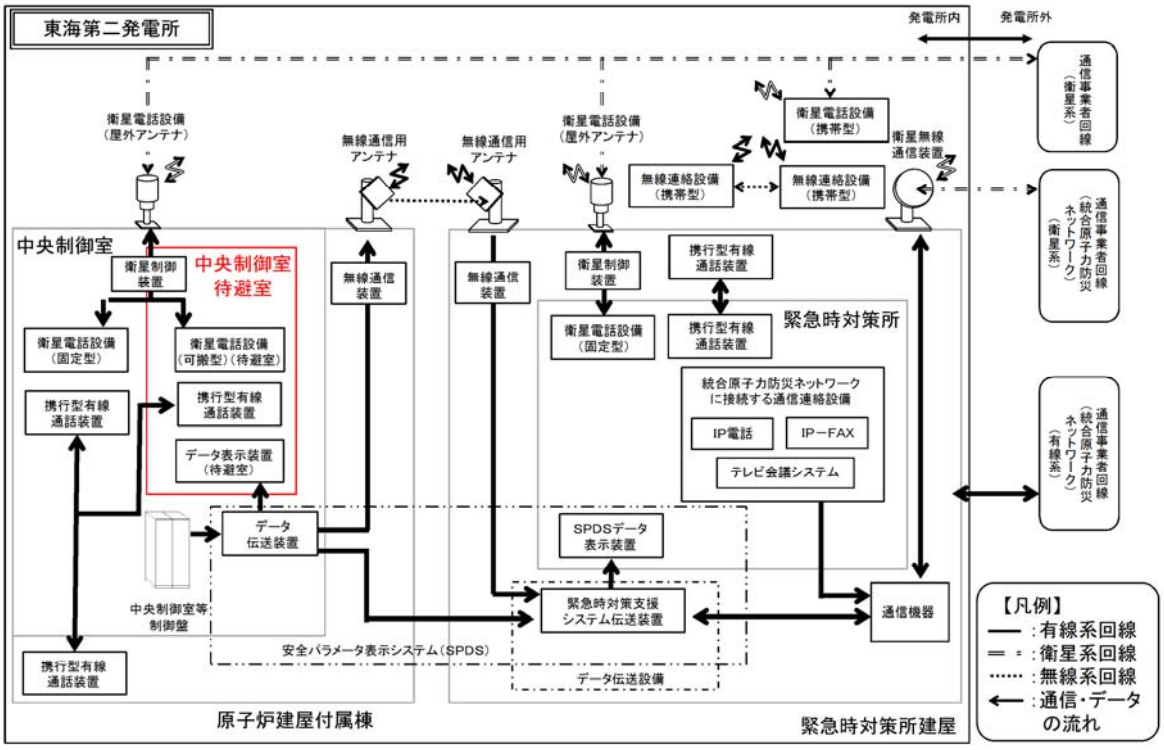
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第2.4－10図に示す。

：ＳＡ範囲

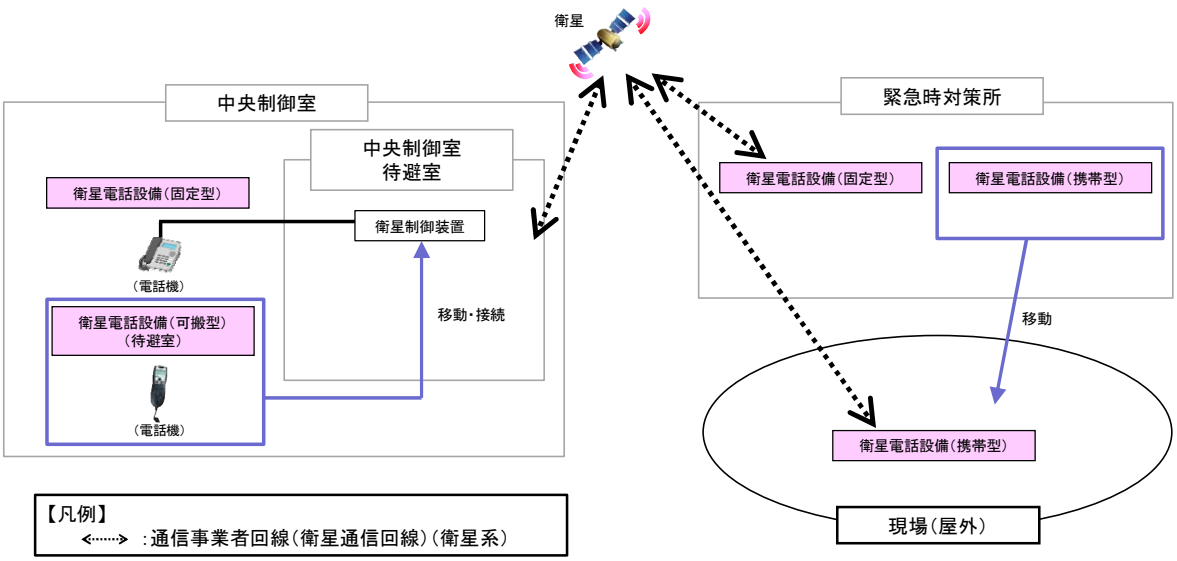
第 2.4－2 表　データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータ

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

：ＳＡ範囲



第 2.4－9 図　データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要



第 2.4－10 図　中央制御室待避室における通信連絡設備の概要

：ＳＡ範囲

(7)　中央制御室待避室のその他設備・資機材

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

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

第 2.4－3 表　中央制御室待避室用可搬型照明

名称及び外観	保管場所	数　量	仕　様
可搬型照明（ＳＡ） 	中央制御室	１個 （予備 １ 個（中央制御室の予備 １ 個と共用））	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間： 片面　24 時間 両面　12 時間

：ＳＡ範囲

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

第 2.4－4 表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol％
	表示精度	±0.1vol％
	電　源	電　　源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3，000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	ＮＤＩＲ（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol％
	表示精度	±3.0％F.S.
	電　源	電　　源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個　数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

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

：ＳＡ範囲

第 2.4－5 表　中央制御室待避室に配備する電離箱サーベイメータ

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

：ＳＡ範囲

2.5　重大事故等時の電源設備について

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

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

照明については，全交流動力電源喪失発生から常設代替高圧電源装置による給電が開始されるまでの間，第 2.5－4 図に示す直流非常灯に加え，12 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（ＳＡ）を配備しており，常設代替高圧電源装置から給電を再開するまでの間（事故発生後 95 分以内）の照明を確保する。

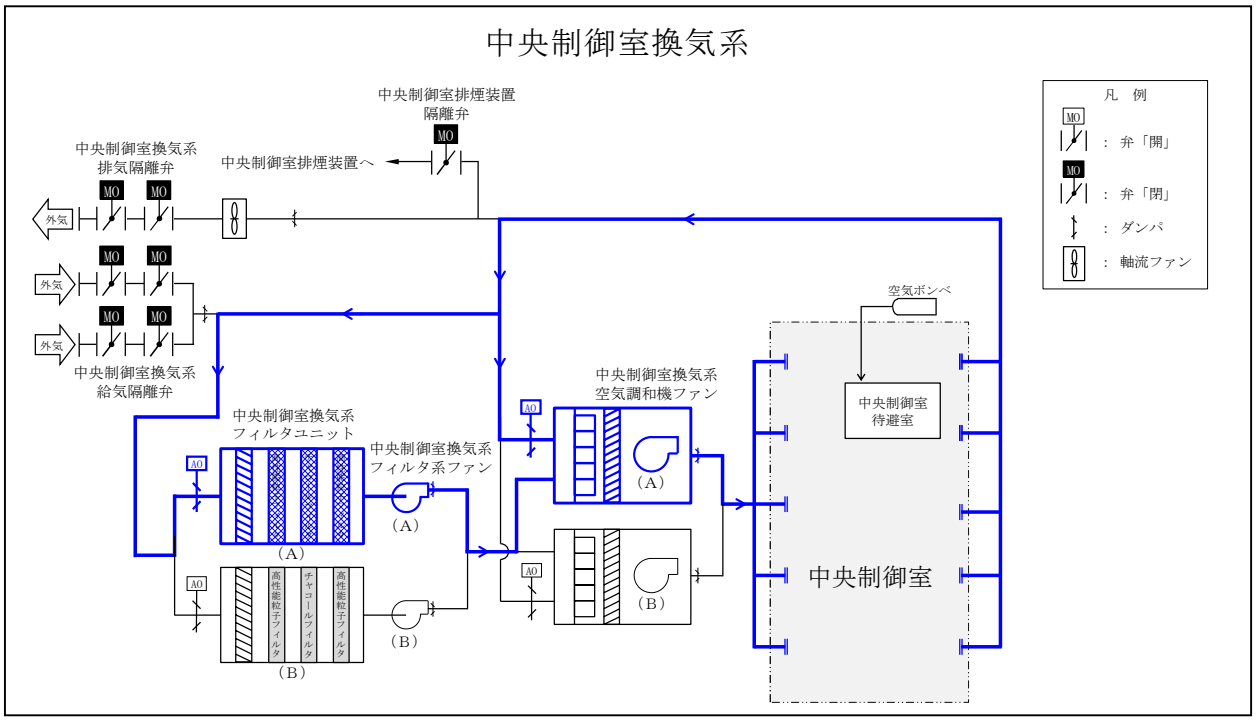
常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については，中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。一方，中央制御室の全照明が消灯した場合には，常設代替高圧電源装置から給電する可搬型照明（ＳＡ）により，必要な照度を確保する。

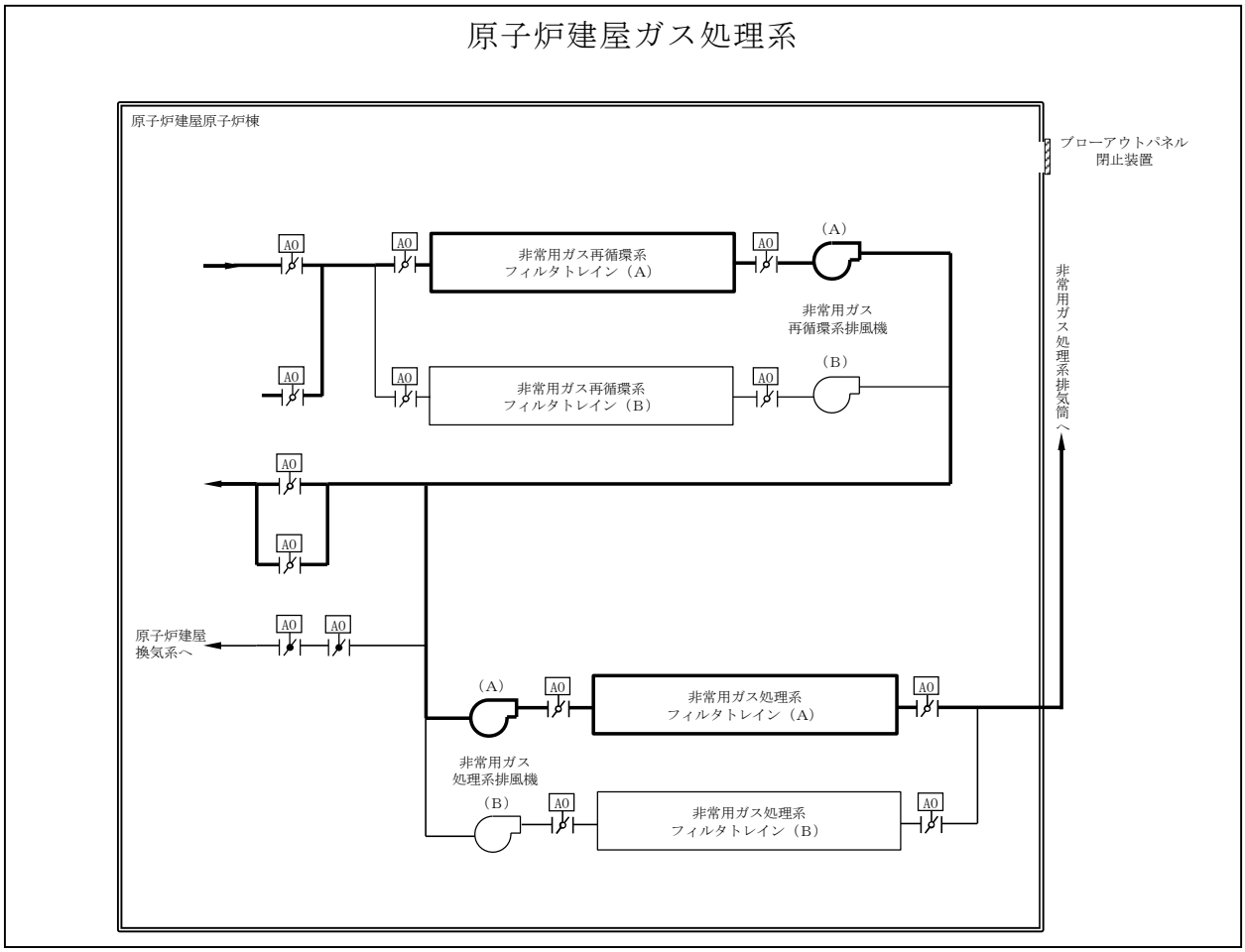
また，中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるように，可搬型照明（ＳＡ）を配備する。仮に，これらの照明が活用できない場合のため，ランタン，ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

：ＳＡ範囲

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

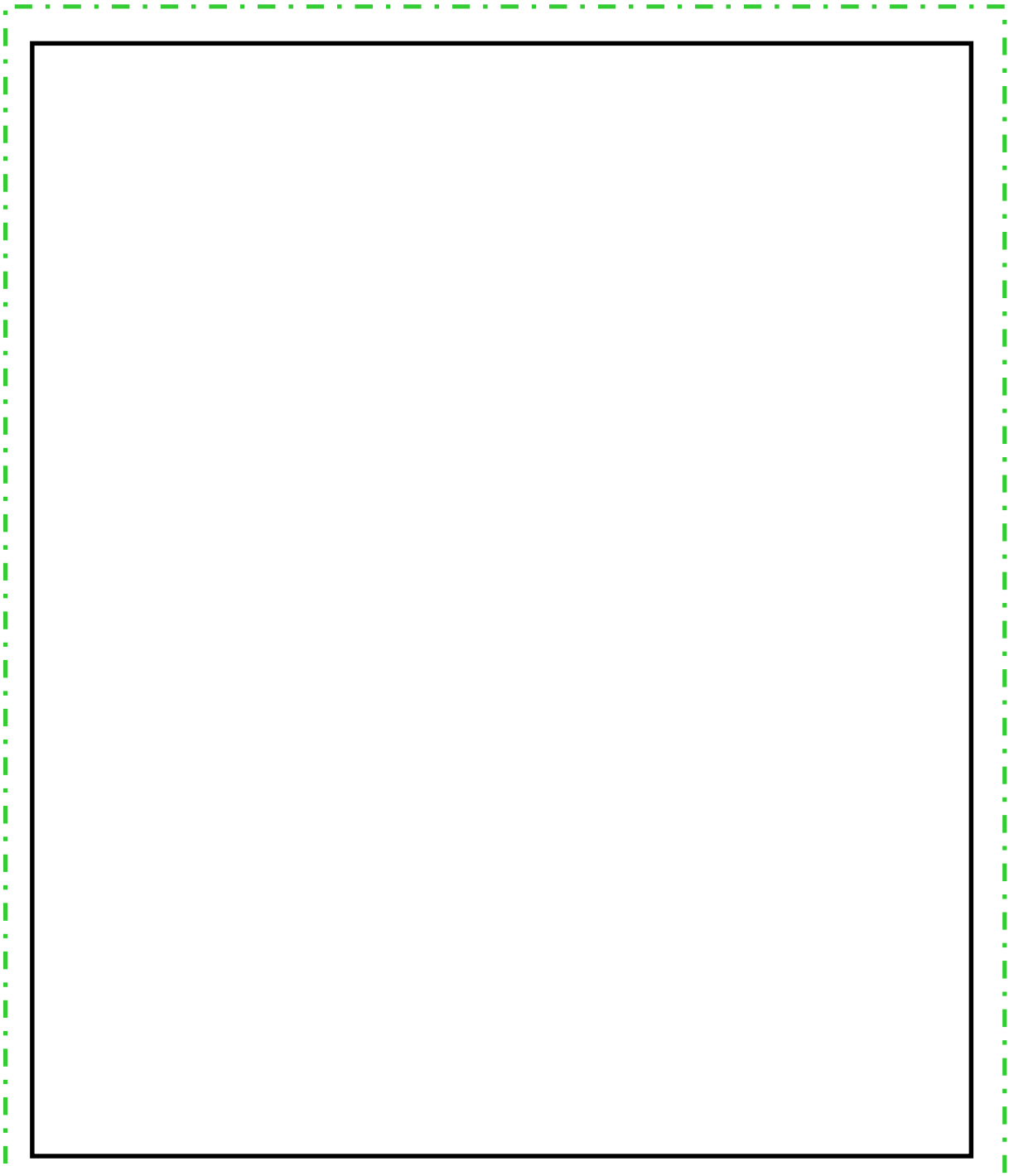
：ＳＡ範囲





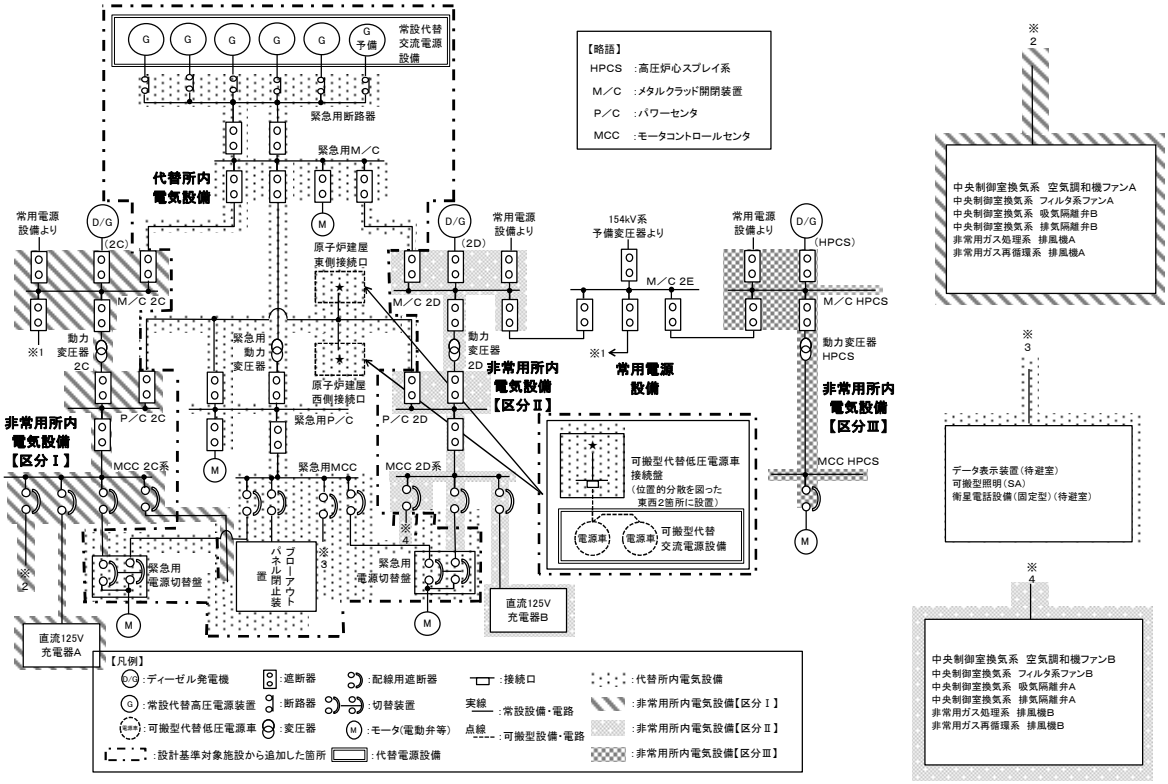
第 2.5－1 図　重大事故等時に運転員がとどまるために必要な換気設備

：ＳＡ範囲



第 2.5－2 図　中央制御室照明設備の概要

：ＳＡ範囲



第 2.5－3 図　中央制御室　給電系統概要図（重大事故等時）

：ＳＡ範囲

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

負　荷		負荷容量
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷	約 217kW
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190kW
④	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ａ ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤２Ａ ・その他負荷	約 569kW
⑤	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ｂ ・非常用照明 ・120/240V計装用主母線盤２Ｂ ・その他負荷	約 415kW
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他負荷	約 106kW
⑦	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他負荷	約 236kW
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	約 162kW
⑨	ほう酸水注入ポンプ	約 37kW
⑩	緊急用海水ポンプ その他負荷	約 514kW
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30kW
計		約 2,666kW

（通常点灯状態）

（直流非常灯点灯状態）

第 2.5－4 図　非常灯照明下での中央制御室の状況

：ＳＡ範囲

(1)　可搬型照明（ＳＡ）を用いた場合の監視操作について

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

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

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

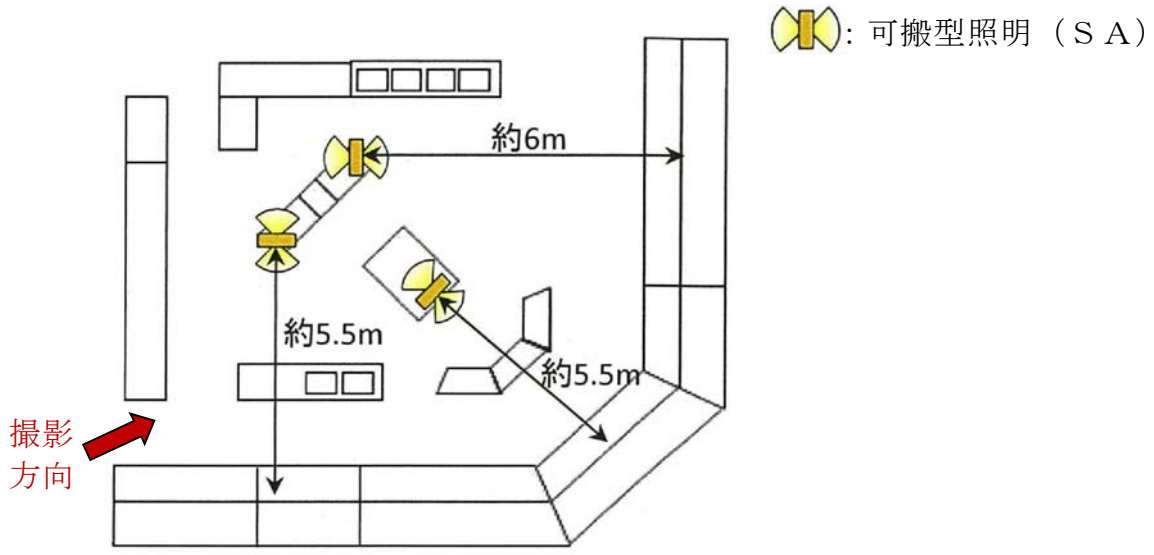
第2.5－2表　中央制御室に配備している可搬型照明（ＳＡ）及び乾電池内蔵型照明の概要

名称及び外観	保管場所	数　量	仕　様
可搬型照明（ＳＡ） 	中央制御室	3 個 （予備 1 個（中央制御室待避室の予備 1 個と共用））	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間： 片面　20～24 時間 両面　10～12 時間
ランタン 	中央制御室	16 個 （予備 4 個）	電池：単一電池 4 本 点灯時間：約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	7 個 （予備 7 個）	電池：単三電池 3 本 点灯時間：約 12 時間

：ＳＡ範囲

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

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



第 2.5－5 図　シミュレーション施設における可搬型照明（ＳＡ）確認状況

：ＳＡ範囲

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

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

（シミュレーション施設におけるヘッドライト使用状況）

第2.5－6図　乾電池内蔵型照明使用イメージ

：ＳＡ範囲

3.　添付資料

3.1　中央制御室待避室の運用について

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

(1)　格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

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

第3.1－1表　中央制御室待避室の運用準備

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

(2)　格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

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

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

：ＳＡ範囲

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

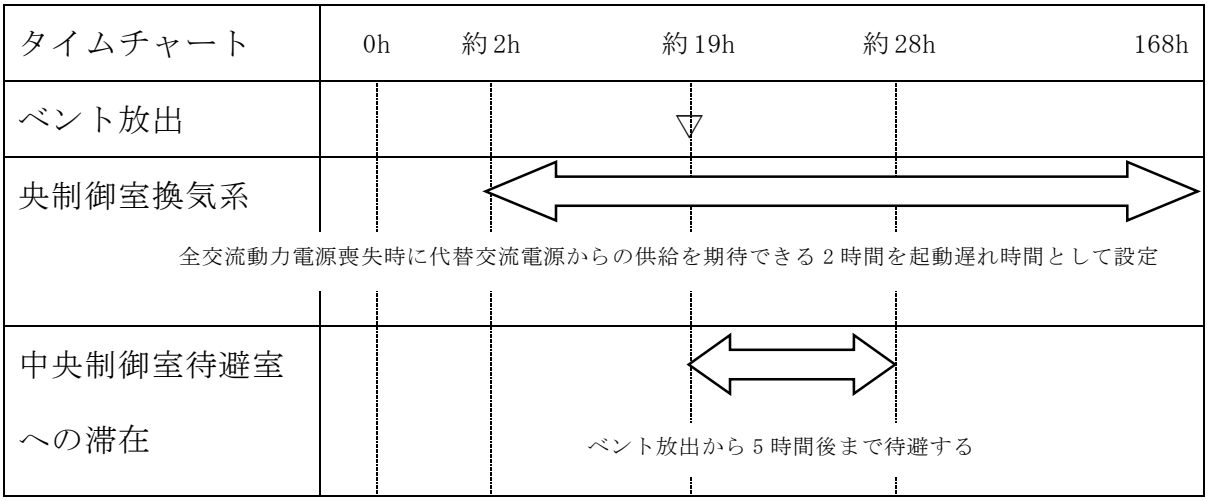
発電長等は，中央制御室待避室に待避している間にも，データ表示装置（待避室）を用いることで，格納容器圧力逃がし装置の作動状況等のプラント状態の監視を行う。また，中央制御室待避室には通信連絡設備を設置し，緊急時対策所との連絡が常時可能とする。

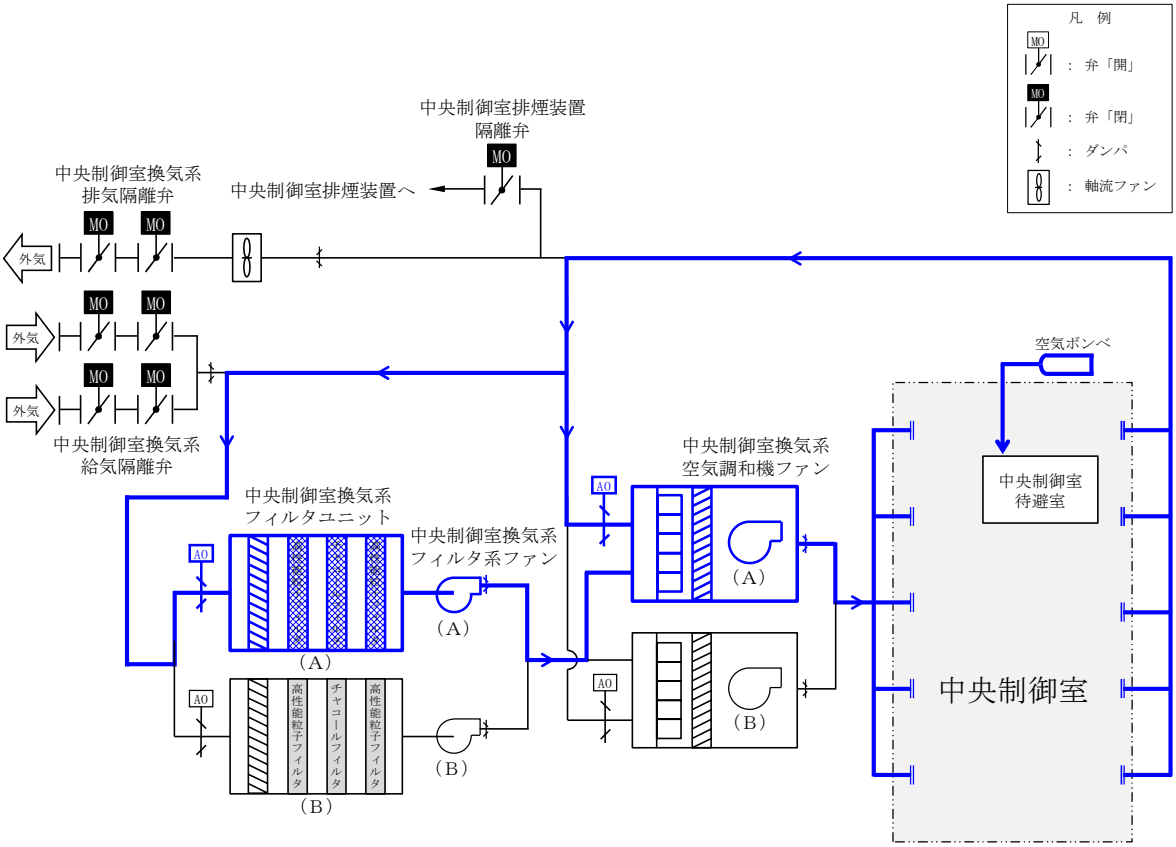
なお，中央制御室待避室に待避している間の運転操作は不要であるが，万一，中央制御室での運転操作が必要となった場合には，中央制御室の放射線量率を電離箱サーベイメータで確認した上で，災害対策本部の指示の下，必要な放射線防護装備及び個人線量計管理措置を施した上で，中央制御室に出て，運転操作を行い，速やかに中央制御室待避室に移動する。そのために必要な資機材は，中央制御室待避室に配備する。

(3)　格納容器圧力逃がし装置作動後（待避解除）

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

：ＳＡ範囲





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

：ＳＡ範囲

3.2　配備する資機材の数量について

(1)　放射線防護資機材等

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

第3.2－1表　放射線防護具類

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※2
タイベック	1,166着※3	17 着※15
靴下	2,332足※4	34 足※16
帽子	1,166個※5	17 個※17
綿手袋	1,166双※6	17 双※18
ゴム手袋	2,332双※7	34 双※19
全面マスク	333個※8	17 個※17
チャコールフィルタ	2,332個※9	34 個※20
アノラック	462着※10	17 着※15
長靴	132足※11	9 足※21
胴長靴	12足※12	9 足※21
遮蔽ベスト	15着※13	—
自給式呼吸用保護具	—	9 式※22
バックパック	66個※14	17個※17

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※3　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着
※4　111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足
※5　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個
※6　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双
※7　111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双
※8　111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個
※9　111名（要員数）×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍＝2,331個→2,332個

：ＳＡ範囲

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

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について
【中央制御室】
中央制御室には初動対応に必要な数量を配備することとし，初動対応以降は交代要員が中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参することで対応する。
中央制御室の要員数は11名であり，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対対応要員3名で構成する。このうち，運転員等（現場）は，1回現場に行くことを想定する。また，全要員の交替時の防護具類を考慮する。
タイベック，帽子及び綿手袋の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。
11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場）＝14 ＜ 17
靴下及びゴム手袋は，二重にして使用し，チャコールフィルタは，2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。
（11名×1回（交替時）＋3名×1回（現場））×2倍＝28 ＜ 34
全面マスク及びバックパックは，再使用するため，必要数は11個であり，配備数（17個）が必要数を上回っており，妥当である。
長靴，胴長靴及び自給式呼吸用保護具は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており，妥当である（※11，※12，※21及び※22参照）。

：ＳＡ範囲

第3.2－2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）の配備数

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室
個人線量計	333台※3	33 台※8
ＧＭ汚染サーベイメータ	5台※4	3 台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3 台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	―
可搬型モニタリングポスト※2	2台※6	―
ダストサンプラ※2	2台※7	2 台※7

※1　今後，訓練等で見直しを行う
※2　緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。
※3　111名（要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝333台
※4　身体の汚染検査用に3台＋2台（予備）＝5台
※5　現場作業等用に4台＋1台（予備）＝5台
※6　加圧判断用に1台＋１台（予備）＝2台
※7　室内のモニタリング用に1台＋1台（予備）＝2台
※8　11 名（中央制御室要員数）×2 台（交替時用）×1.5 倍＝33 台
※9　身体の汚染検査用に2台＋1台（予備）＝3台
※10　現場作業等用に2台＋1台（予備）＝3台

：ＳＡ範囲

(2)　飲食料等

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

第 3.2－3 表 飲食料等

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

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×3 食＝231 食
※3　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×2 本＝154 本
※4　11 名（中央制御室運転員 7 名＋情報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×2 交替）＝154 錠

：ＳＡ範囲

3.3　チェンジングエリアについて

(1)　チェンジングエリアの基本的な考え方

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

(2)　チェンジングエリアの概要

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

：ＳＡ範囲

第 3.3－1 表　チェンジングエリアの概要

設営場所	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	・中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。 ・空調機械室内への搬入口は地震，竜巻等でも開放せず，事故発生時でも外部の風雨の影響を防止できる構造とする。
設営形式	テントハウス （一部，通路区画化）	・通路にテントハウスを設営し，テントハウス内は扉付シート壁等により区画化する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合	・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。 ・事故進展の状況，参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し，速やかに設営を行う。
実施者	放射線管理班	・チェンジングエリアを速やかに設営できるように，定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

(3)　チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

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

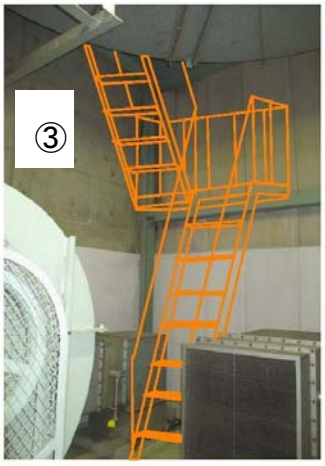
：ＳＡ範囲

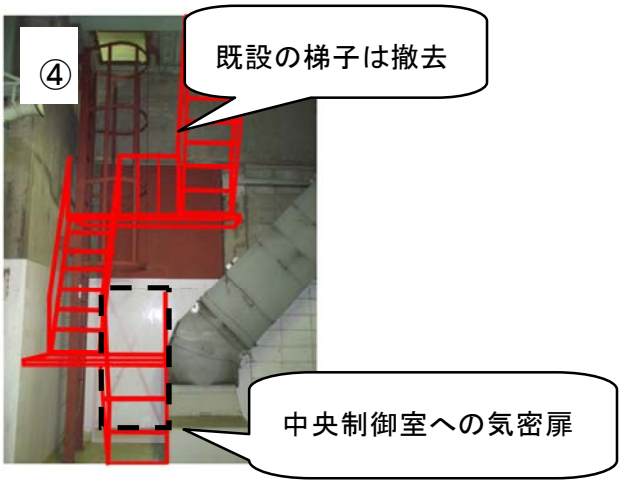
中央制御室へのアクセスする。原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートの設定図を第 3.3－3 図に示す。作業員が携行する資機材（携行型有線通話装置，電離箱サーベイメータ，電動ドライバ等）については，バックパックに入れて携行することで，携行時の負担を軽減する。

第 3.3－1 図　中央制御室チェンジングエリアの設営場所

：ＳＡ範囲

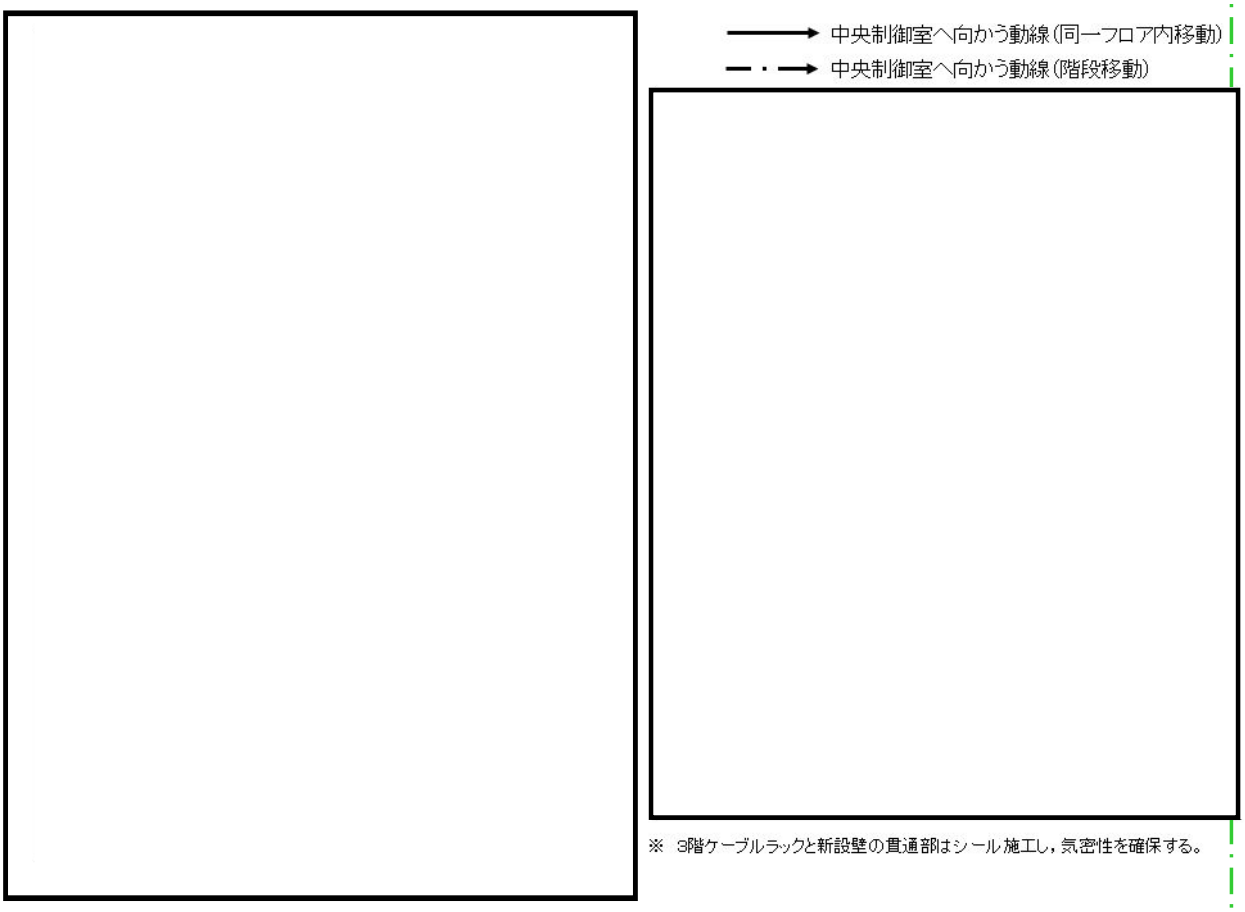
（通行状態のイメージ）





第 3.3－2 図　中央制御室へのアクセスルートの概要図

：ＳＡ範囲



第 3.3－3 図　中央制御室へのアクセスルート設定図

(4)　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

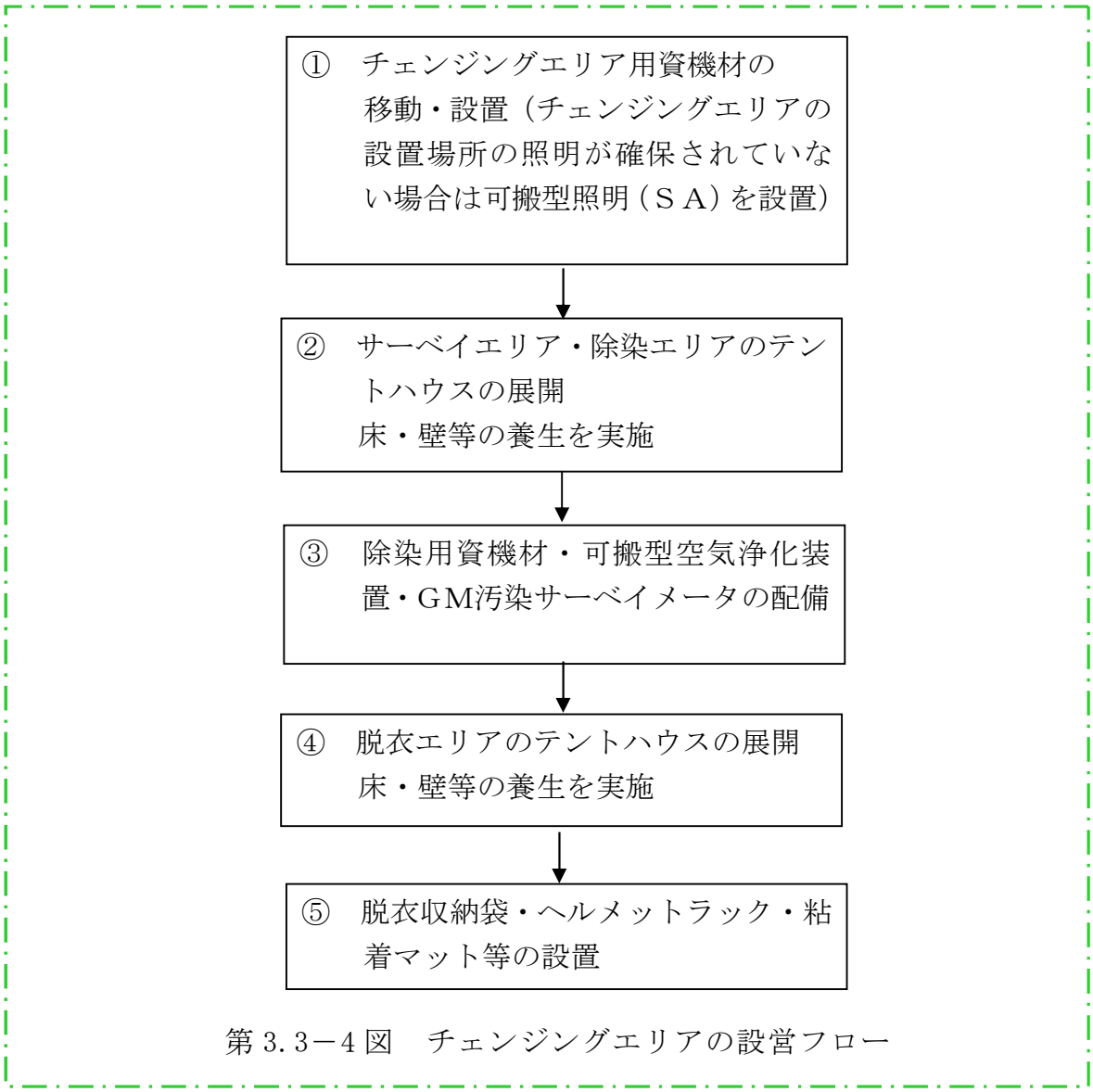
a．考え方

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

：ＳＡ範囲

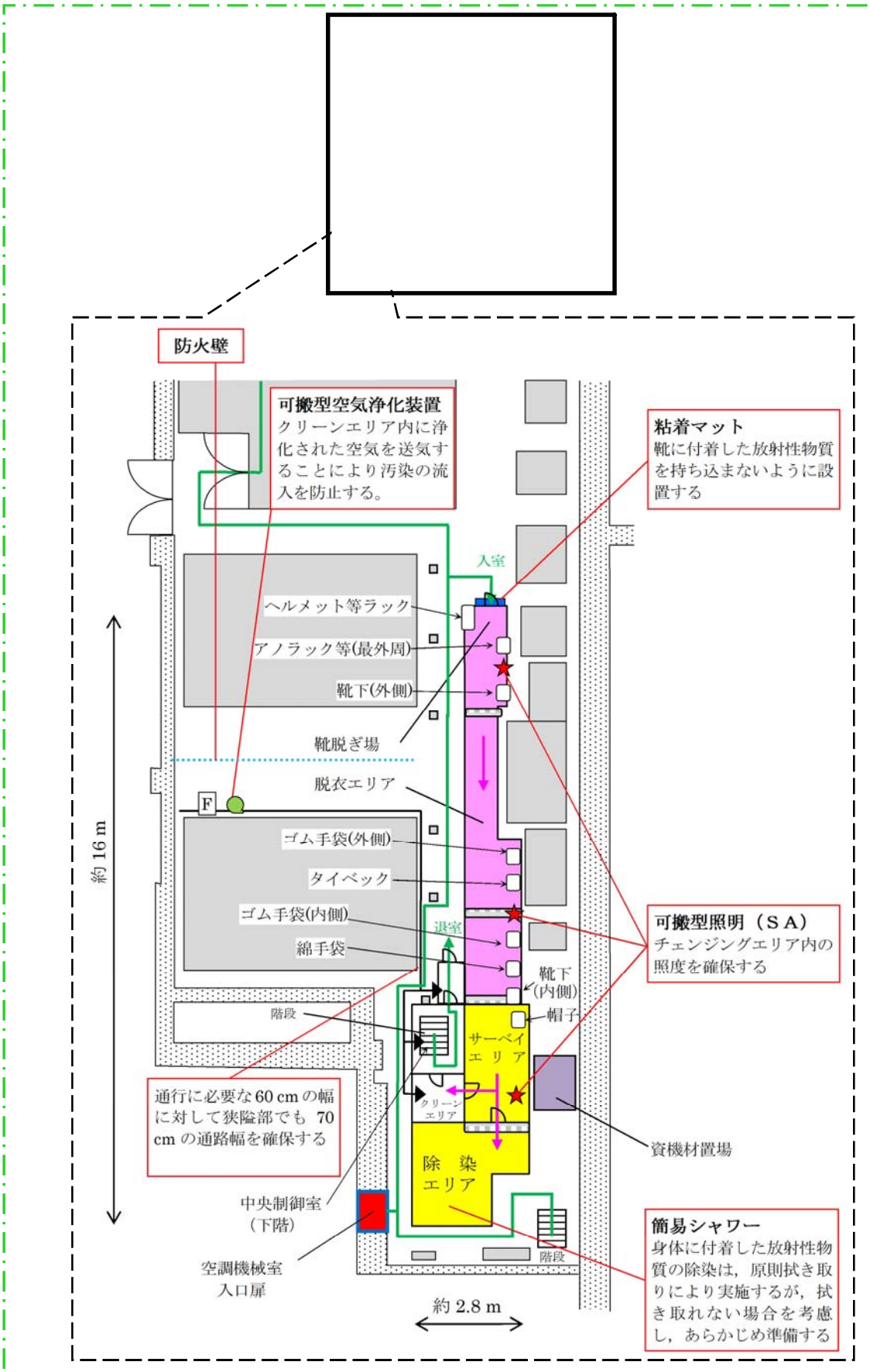
チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班における重大事故等対応要員 4 名のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合に実施する。

：ＳＡ範囲



第 3.3－4 図　チェンジングエリアの設営フロー

：ＳＡ範囲



第 3.3－5 図　中央制御室チェンジングエリア

：ＳＡ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，第3.3－2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は，チェンジングエリア付近に保管する。

第3.3－2表　チェンジングエリア用資機材

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

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　エリアの設営に必要な数量
※3　各エリア間の4個×1.5倍＝6個
※4　1台×1.5倍＝1.5→2台

：ＳＡ範囲

※5　設置作業用，脱衣用及び除染用の3本
※6　サーベイエリア用及び除染エリア用の2式
※7　44.0m^2（床及び壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90m^2／巻×1.5倍＝1.5→2巻
※8　1枚（設置箇所数）×1.5倍＝1.5→2枚
※9　8個（設置箇所数，修繕しながら使用）
※10　8枚／日×7日×1.5倍＝84枚
※11　58.4m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.7→12巻
※12　11名（中央制御室要員数）×7日×2交替×8枚（マスク，長靴，両手及び身体の拭き取りに各2枚）÷300枚／缶＝4.1→5缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
11名（要員数）×7日×4ℓ（1回除染する際の排水量）÷5ℓ（シート1枚の吸水量）×1.5倍＝92.4→93枚

：ＳＡ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，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

a．出入管理

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

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

①　脱衣エリア

・防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②　サーベイエリア

・防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

・汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③　除染エリア

・サーベイエリアにて汚染が確認された際に，除染を行うエリア

④　クリーンエリア

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

：ＳＡ範囲

ｂ．脱　　衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は，以下のとおり。

・脱衣エリアの靴脱ぎ場で，安全靴，ヘルメット及びアノラック，靴下（外側）を脱衣する。

・脱衣エリア前室で，ゴム手袋（外側），タイベック等を脱衣する。

・脱衣エリア後室で，ゴム手袋（内側），綿手袋及び靴下（内側）を脱衣する。

・マスク及び帽子を着用したまま，サーベイエリアへ移動する。

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

ｃ．汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は，以下のとおり。

① サーベイエリアにて，マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。

② 汚染基準を満足する場合には，マスク及び帽子を脱衣し，全身の汚染検査を受ける。

③ 汚染基準を満足する場合には，脱衣後のマスクを持参し，クリーンエリアを通過して中央制御室へ入室する。

④ ②又は③の汚染検査において，汚染基準を満足しない場合には，除染エリアに移動する。

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

：ＳＡ範囲

ｄ．除　　染

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

重大事故等に対処する要員の除染については，クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染ができない場合も想定し，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。

チェンジングエリアにおける除染手順は，以下のとおり。

・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合には，除染エリアに移動する。

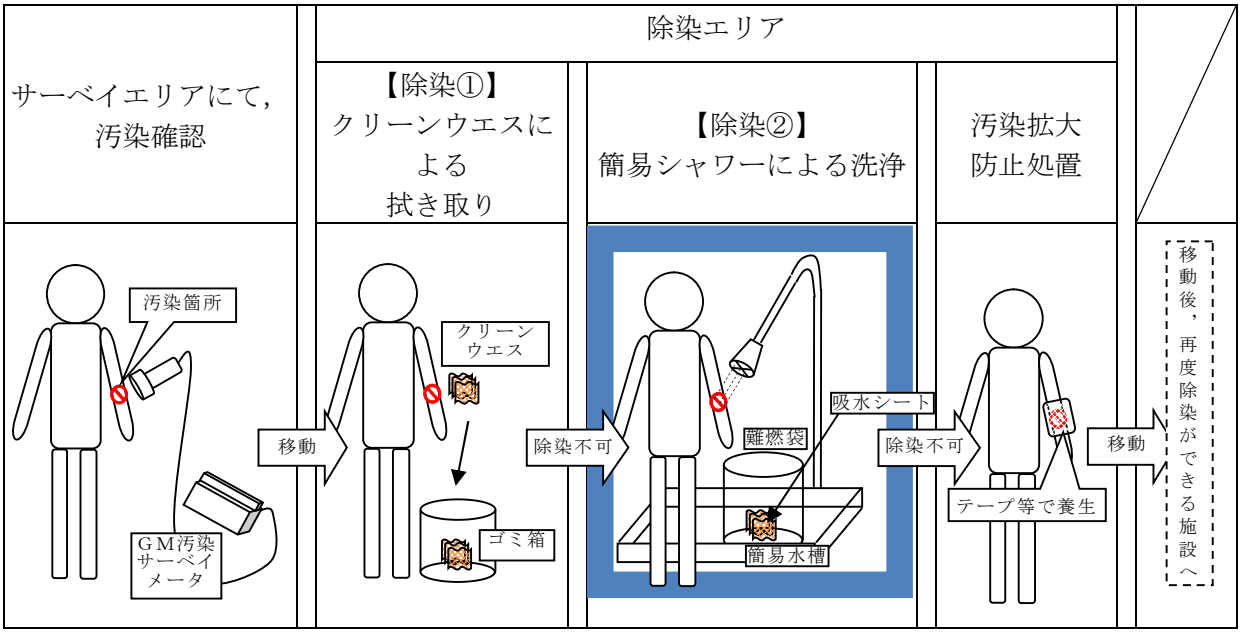
・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。

・再度汚染箇所について汚染検査する。

・汚染基準を満足しない場合には，簡易シャワーで除染する。（マスク及び帽子を除く）

・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合には，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。

：ＳＡ範囲



第 3.3－6 図　除染及び汚染水処理イメージ図

：ＳＡ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，靴下内側，靴下外側，帽子，タイベック，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。

・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で，ヘルメット及び靴を着用する。

・放射線管理班は，要員の作業に応じて，アノラック等の着用を指示する。

ｆ．重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

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

ｇ．廃棄物管理

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

ｈ．チェンジングエリアの維持管理

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

：ＳＡ範囲

(6)　チェンジングエリアの汚染拡大防止について

a．汚染拡大防止の考え方

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

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

b．チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは，テントハウスの出入口，サーベイエリア及びクリーンエリア，除染エリアは扉付のシート壁により区画し，テントの接続部は放射性物質の外部からの流入を防止する設計とする。テントハウスの外観及び設置状況（イメージ）は，第 3.3－7 図のとおりであり，テントハウスの仕様は，第 3.3－3 表のとおりである。また，第 3.3－8 図は，テントハウスの設置状況（イメージ）であり，図中①～⑦の各テントハウス間は，ファスナーを用いて接続する。なお，各テントハウス間の接続は，第 3.3－9 図のとおりに行う。

中央制御室へアクセスする階段の周囲（階段室及び前後室）は，扉付のシート壁により二重に区画した上で，二重のシート扉は同時に開けない運用とし，テント床面開口部周囲を難燃テープでシールすることで，中央制御室側への空気の流入を防止する。チェンジングエリア内面には，汚染除去の容易さの観点から，必要に応じて養生シートを貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮する。

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

第 3.3－7 図　テントハウスの外観（イメージ）

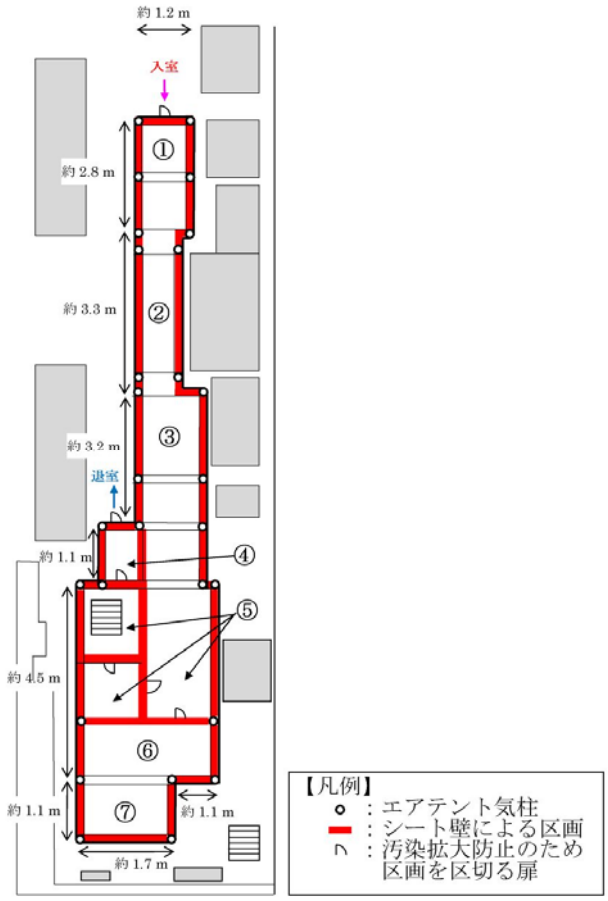
第 3.3－3 表　テントハウスの仕様

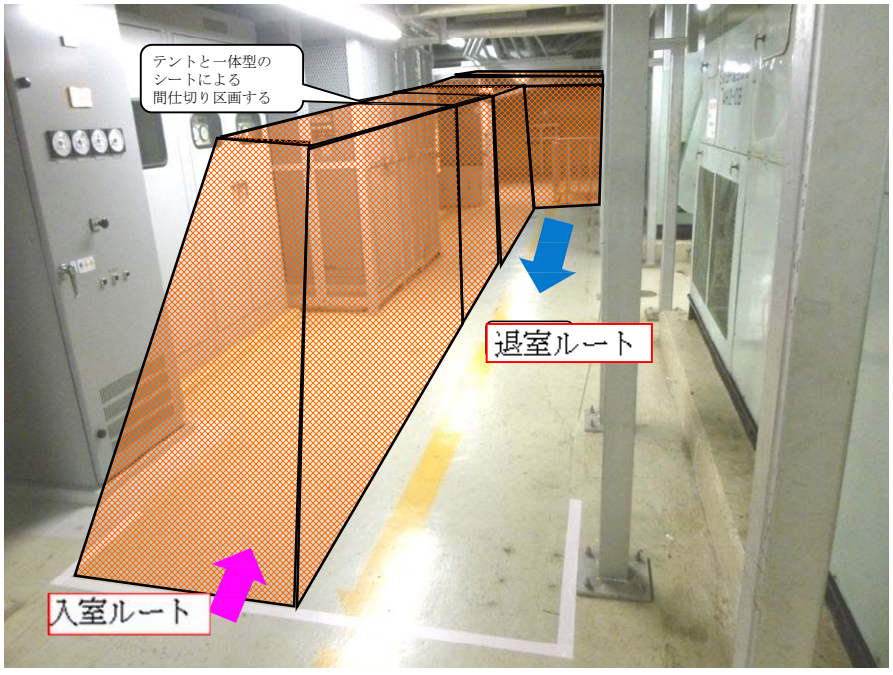
項　目	仕　様
サイズ	幅 1.0～2.8m×奥行 0.9m～3.6m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg程度※1
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm程度※1
送風時間（専用ブロワ）※2	約 2 分※1
構　造	7 張りのテントハウスを連結して組み立て

※1　幅 2m×奥行 2m×高さ 2.4m のテントハウスでの数値

※2　手動及び高圧ボンベを用いた送風による展開も可能な設計とする。

：ＳＡ範囲

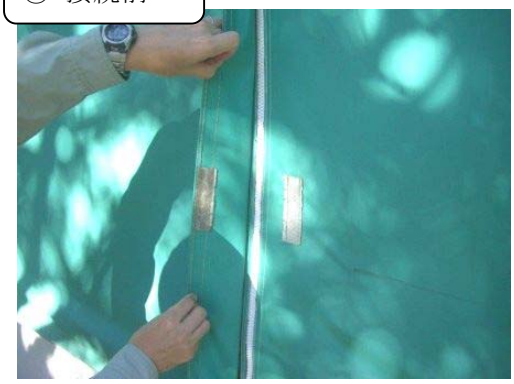




第 3.3－8 図　テントハウスの設置状況（イメージ）

：ＳＡ範囲

① 接続前



② ファスナーによる接続

③ マジックテープによる接続

④ 難燃テープによるシール

第 3.3－9 図　各テントハウス間の接続（イメージ）

：ＳＡ範囲

ｃ．可搬型空気浄化装置

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

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

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

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

<table>
<tr><td rowspan="2"> </td><td>○ 外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 ㎜
○ 風　　量：9m^3／min（540m^3／h）
○ 重　　量：約 50 kg
○ フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上）
よう素フィルタ（除去効率 97%以上）</td></tr>
<tr><td>微粒子フィルタ
微粒子フィルタのろ材は，ガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。

よう素フィルタ
よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</td></tr>
</table>

第 3.3－10 図　可搬型空気浄化装置の仕様等

：ＳＡ範囲

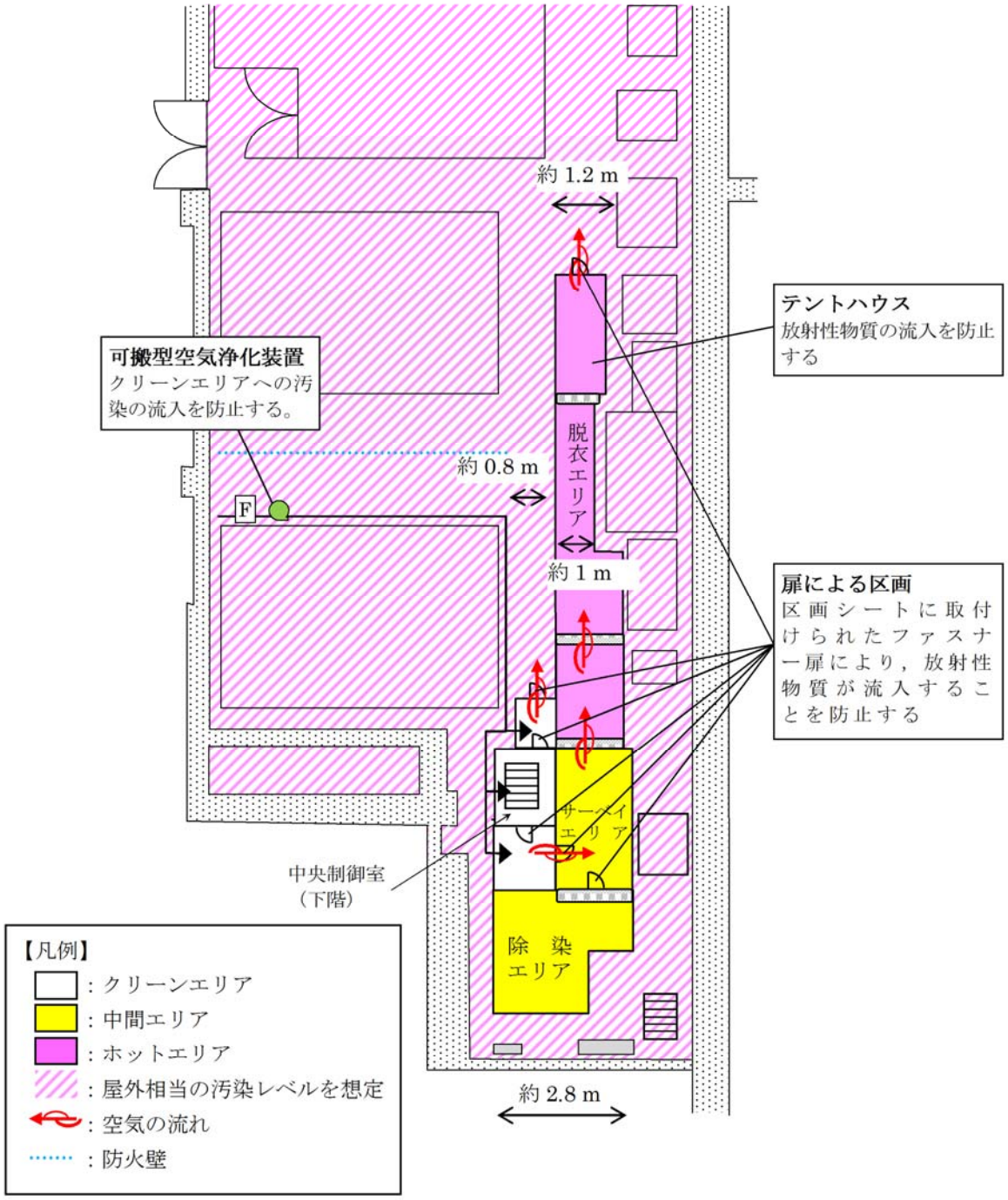
ｄ．チェンジングエリアへの空気の流れ

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

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

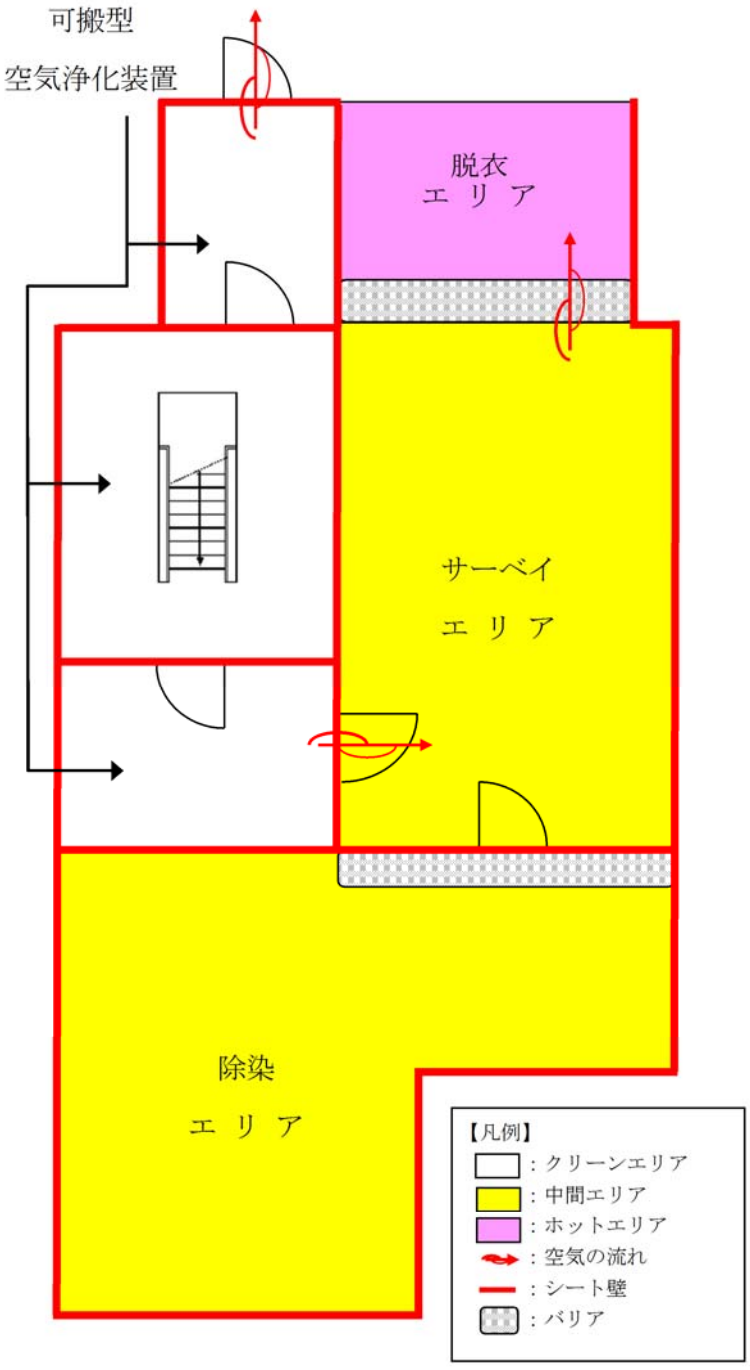
第 3.3－11 図及び第 3.3－12 図のとおり，チェンジングエリア内に空気の流れを作ることで，中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお，テントハウス出入口は，カーテンシートとすることで，外部への空気の流れを確保する。

：ＳＡ範囲



第 3.3－11 図　中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

：ＳＡ範囲



第 3.3－12 図　中央制御室へアクセスする階段の周囲の区画

：ＳＡ範囲

ｅ．チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

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

また，チェンジングエリア内は一方通行とし，扉付シート壁により，入域ルート側の汚染が退域エリアに伝播することを防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで，脱衣する要員同士の接触を防止する。

(7)　汚染の管理基準

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

：ＳＡ範囲

第 3.3－4 表　汚染の管理基準

状　況		汚染の管理基準	根拠等
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	1,300 cpm （4 Bq/cm^{2}相当）	法令に定める表面汚染密度限度 （アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度：40 Bq/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	13,000 cpm （40 Bq/cm^{2}相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4【1ヶ月後の値】に準拠
		40,000 cpm （120 Bq/cm^{2}相当）	原子力災害対策指針における ＯＩＬ4に準拠

：ＳＡ範囲

(8)　可搬型照明（ＳＡ）

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

第 3.3－5 表　チェンジングエリアの可搬型照明（ＳＡ）

名称及び外観	保管場所	数　量	仕　様
可搬型照明（ＳＡ） 	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	4 個 （予備 1 個含む）	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間： 片面　20～24 時間 両面　10～12 時間

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

：ＳＡ範囲

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

(9)　チェンジングエリアのスペースについて

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

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

：ＳＡ範囲

(10)　放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

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

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

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

：ＳＡ範囲

・ケース①（平日昼間の場合）

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

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

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

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

：ＳＡ範囲

(11)　チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

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

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

詳細な手順は（5）　チェンジングエリアの運用に従う。

※1　サーベイエリア，除染エリア及びクリーンエリアの設営

※2　2時間（参集時間）＋1時間（サーベイエリア及び除染エリアの設営）

：ＳＡ範囲

3.4　中央制御室への地震及び火災等の影響

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

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

中央制御室における主な対応を以下に示す。

(1)　地　　震

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

(2)　火　　災

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

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

：ＤＢ範囲

(3)　溢　　水

中央制御室内には溢水源がない設計とする。

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

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

：ＤＢ範囲

第3.4－1表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（1／3）

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

：ＤＢ範囲

第3.4－1表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（2／3）

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

：ＤＢ範囲

第3.4－1表　中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応（3／3）

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

：ＤＢ範囲

【補足 1】外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

（設計基準事故時）

1. 概　　要

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

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

2. 評　　価

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

(1) 酸素濃度

a．評価条件

「空気調和・衛生工学便覧　第 14 版　3 空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ4622－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：7 名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期酸素濃度：20.95％

・空気流入率：0.4 回／h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　Ａ系：0.468 回／h（±0.015），Ｂ系：0.435 回／h（±0.015）を基に設定）

：ＤＢ範囲

・1人当たりの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量を適用して，24L／min／人とする。

・1人当たりの酸素消費量は，呼気酸素濃度を16.40％として，1.092L／min／人（＝0.06552m^3／h／人）

・1時間当たりの酸素消費量は，

0.45864［m^3／h］＝0.06552［m^3／h／人］×7［名］

・許容酸素濃度：19％以上（「鉱山保安法施行規則」より）

b．酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

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

M　：室内酸素消費量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度［－］

C_0：外気の酸素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

c．酸素濃度評価結果

$C_\infty = 0.2095 - \{0.45864 / (0.4 \times 2,700)\}$

$= 0.209075 \fallingdotseq 20.90\%$

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

(2)　二酸化炭素濃度

a．評価条件

「空気調和・衛生工学便覧　第14版　3空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ4622

：ＤＢ範囲

－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：7名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期二酸化炭素濃度：0.03%

・空気流入率：0.4回／h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　A系：0.468回／h（±0.015），B系：0.435回／h（±0.015）を基に設定）

・1人当たりの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046［m^3／h／人］とする。

・1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，

0.322［m^3／h］＝0.046［m^3／h／人］×7［名］

・許容二酸化炭素濃度は，0.5%以下

b．二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

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

M　：室内二酸化炭素発生量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度［－］

C_0：外気の二酸化炭素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

c．評価結果

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

$$= 0.000599 \fallingdotseq 0.06\%$$

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

：ＤＢ範囲

【補足2】外気隔離時の中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度の評価について

（重大事故時）

1. 概　　要

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

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

2. 評　　価

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

(1) 酸素濃度

a．評価条件

「空気調和・衛生工学便覧　第14版　3空気調和設備編」及び「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程（ＪＥＡＣ4622－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：11名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期酸素濃度：20.95％

・空気流入率：0.4回／h（平成27年2月25日～26日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　Ａ系：0.468回／h（±0.015)，Ｂ系：0.435回／h（±0.015）を基に設定）

：ＳＡ範囲

・1人当たりの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量を適用して，24L／min／人とする。

・1人当たりの酸素消費量は，呼気酸素濃度を16.40％として，1.092L／min／人（＝0.06552m^3／h／人）

・1時間当たりの酸素消費量は，

0.72072［m^3／h］＝0.06552［m^3／h／人］×11［名］

・許容酸素濃度：19％以上（「鉱山保安法施行規則」より）

b．酸素濃度の計算式

中央制御室の平衡状態における酸素濃度の計算式を以下に示す。

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

M　：室内酸素消費量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の酸素濃度［－］

C_0：外気の酸素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

c．酸素濃度評価結果

$C_\infty = 0.2095 - \{0.72072 / (0.4 \times 2,700)\}$

$= 0.208166 \fallingdotseq 20.81\%$

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

(2)　二酸化炭素濃度

a．評価条件

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

：ＳＡ範囲

4622－2009)」に基づき評価した。

・滞在人員：11 名

・中央制御室バウンダリ容積：2,700m^3

・初期二酸化炭素濃度：0.03％

・空気流入率：0.4 回／h（平成 27 年 2 月 25 日～26 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果　A系：0.468 回／h（±0.015），B系：0.435 回／h（±0.015）を基に設定）

・1 人当りの二酸化炭素吐出量は，事故時の運転操作を想定し，中等作業での吐出量を適用して，0.046［m^3／h／人］とする。

・1 時間当たりの二酸化炭素吐出量は，

0.506［m^3／h］＝0.046［m^3／h／人］×11［名］

・許容二酸化炭素濃度は，0.5％以下

b．二酸化炭素の計算式

中央制御室の平衡状態における二酸化炭素の計算式を以下に示す。

$C_\infty = C_0 + \{M /（N \cdot V）\}$

M　：室内二酸化炭素発生量［m^3／h］

V　：中央制御室バウンダリ体積［m^3］

C_∞：平衡状態における室内の二酸化炭素濃度［－］

C_0：外気の二酸化炭素濃度［－］

N　：空気流入率［回／h］

c．評価結果

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

$= 0.000769 \fallingdotseq 0.08\%$

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

：ＳＡ範囲

3.5　中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ

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

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ（※1）	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装　平均	○	○	－
	平均出力領域計装　A	○	○	○
	平均出力領域計装　B	○	○	○
	平均出力領域計装　C	○	○	－
	平均出力領域計装　D	○	○	－
	平均出力領域計装　E	○	○	－
	平均出力領域計装　F	○	○	－
	起動領域計装　A	○	○	○
	起動領域計装　B	○	○	○
	起動領域計装　C	○	○	○
	起動領域計装　D	○	○	○
	起動領域計装　E	○	○	○
	起動領域計装　F	○	○	○
	起動領域計装　G	○	○	○
	起動領域計装　H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位（狭帯域）	○	○	－
	原子炉水位（広帯域）	○	○	○
	原子炉水位（燃料域）	○	○	○
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	○	○	○
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ａ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｂ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｃ	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	－
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	－
	原子炉給水流量	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

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

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　２Ｃ遮断器(660)閉	○	○	－
	Ｄ／Ｇ　２Ｄ遮断器(670)閉	○	○	－
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ遮断器(680)閉	○	○	－
	圧力容器フランジ温度	○	○	－
	125V 系蓄電池Ａ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池Ｂ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	○	○	○
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧	○	○	○
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ｂ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ｂ)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

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

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	サプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	－
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器内水素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

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

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系 Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｃ注入弁全開	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ａ（全開）	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ｂ（全開）	○	○	－
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタＡ	○	○	－
	主排気筒放射線モニタＢ	○	○	－
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	－
	主蒸気管放射線モニタ(Ａ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｂ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｃ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｄ)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ａ	○	○	－
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ｂ	○	○	－
	ＮＳ４内側隔離	○	○	－
	ＮＳ４外側隔離	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
環境の情報確認	ＳＧＴＳ Ａ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳ Ｂ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ｂ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ｂ	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

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

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
環境の情報確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(Ｔ－２)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)広域レンジ	○	○	－
	大気安定度　10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

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

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	自動減圧系　Ａ作動	○	○	－
	自動減圧系　Ｂ作動	○	○	－
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＡ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＢ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＣ起動	○	○	－
	残留熱除去系Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｃ注入弁全開	○	○	－
	全制御棒全挿入	○	○	－
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

：ＳＡ範囲

3.6　中央制御室待避室の内部寸法について

(1)　中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

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

①　待避前に中央制御室で行う以下の運転操作に必要な要員数を確保する。

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

したがって，待避前に中央制御室で行う運転操作に必要な要員数は3名である。

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

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

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

(2)　中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

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

：ＳＡ範囲

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

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

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

(3)　中央制御室待避室の居住性向上

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

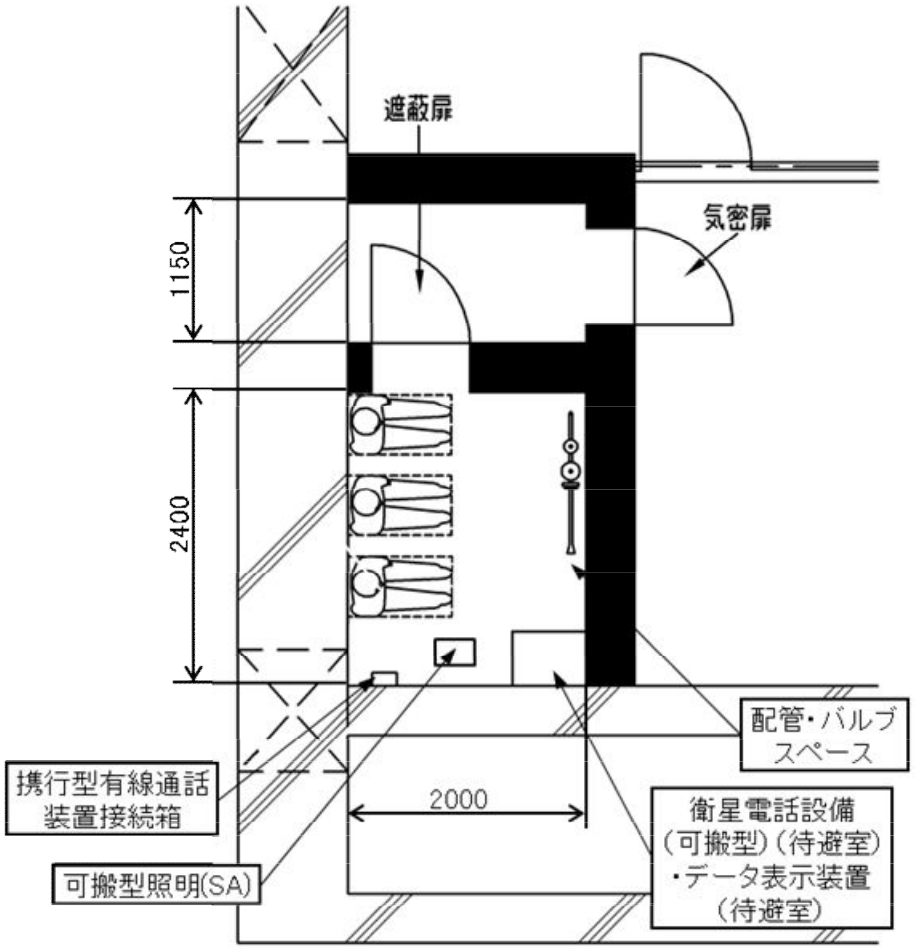
- 外部との通信手段の確保（衛星電話設備／携行型有線通話装置）
- 十分な照度の確保（可搬型照明（ＳＡ））
- 天井高を高く設定することで，室内空間を広くする
- 鉛ガラスの窓の設置

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

(4)　中央制御室待避室のレイアウト

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

：ＳＡ範囲



第 3.6－1 図　中央制御室待避室レイアウト図

：ＳＡ範囲

3.7　ブローアウトパネルに係る設計方針

(1)　ブローアウトパネル閉止装置

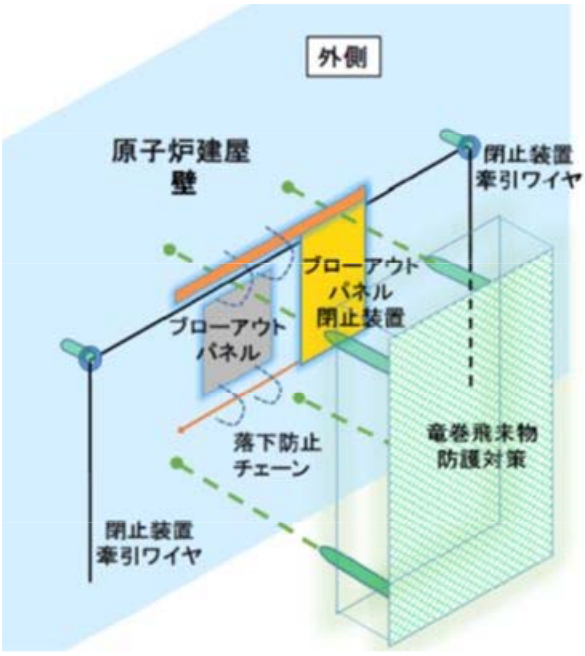
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放状態で炉心損傷した場合，各開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し，原子炉建屋の気密性が確保できる設計とする。気密性の高いＪＩＳ等級（Ａ４等級）の建具を用いることで，閉止時には原子炉建屋の負圧を確保する。また，遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより，万一，電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお，閉止機能は，以下のとおりである。詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

・遠隔閉止：電動扉方式（ＳＡ電源負荷）

・手動閉止：スライド扉にワイヤを取付け，これをウィンチで牽引することで閉止

ブローアウトパネル閉止装置の概要図を第3.7－1図に示す。

※1　Ａ４等級：ＪＩＳ Ａ 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの



第3.7－1図　ブローアウトパネル閉止装置　概要図

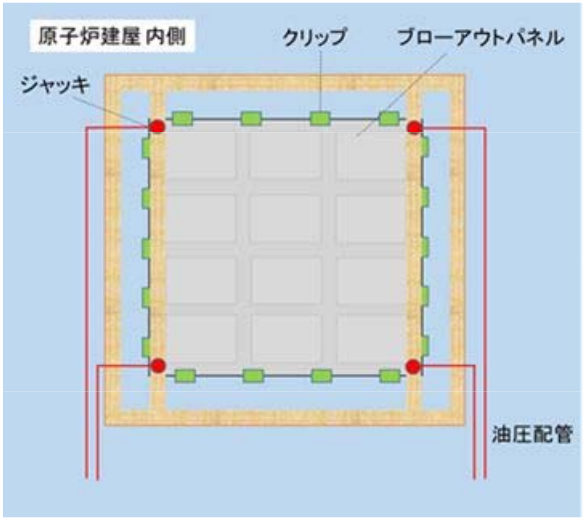
(2)　竜巻飛来物防護対策

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

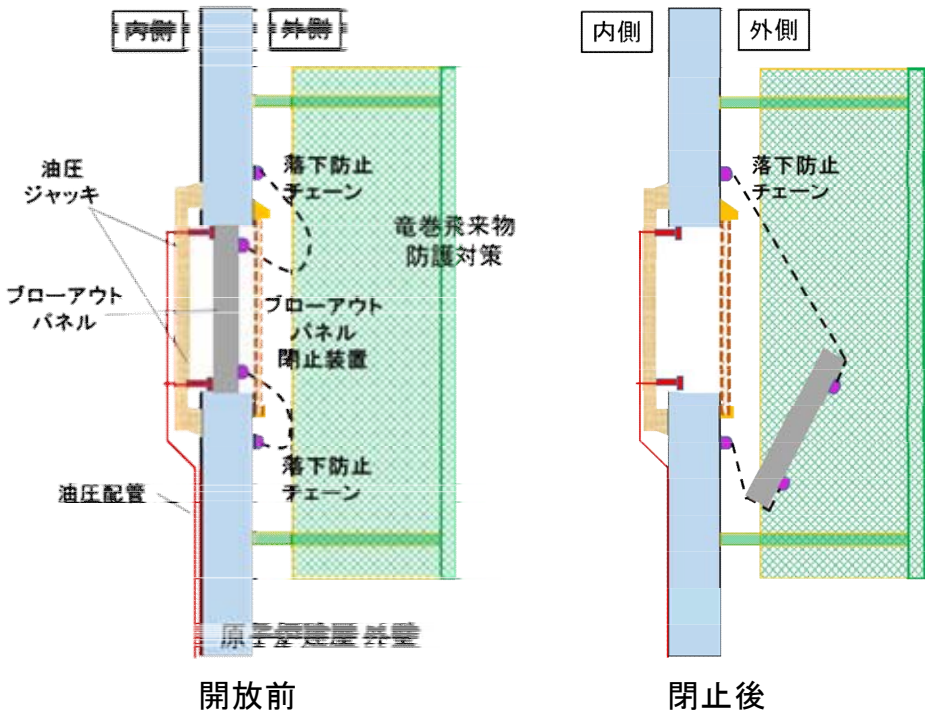
(3)　ブローアウトパネル強制開放装置

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

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



第3.7－2図　油圧ジャッキ設置イメージ

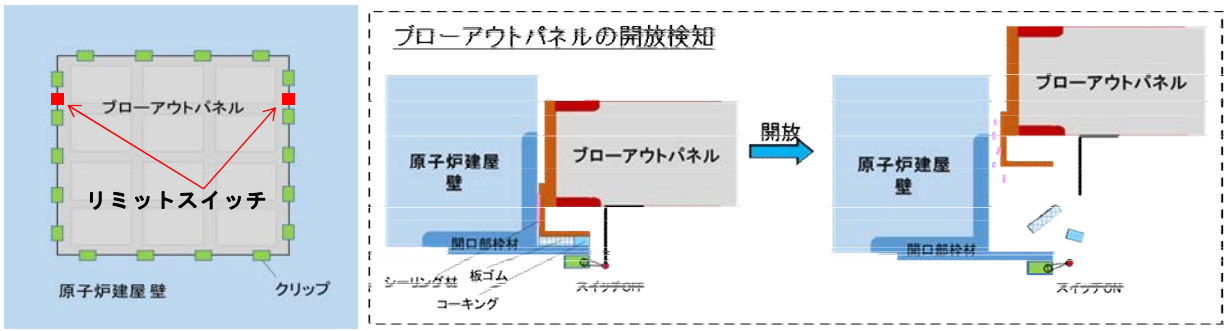


第3.7－3図　ブローアウトパネル開閉前後イメージ

(4)　ブローアウトパネル開閉状態表示

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

ブローアウトパネル開閉状態表示の概要図を第3.7－4図に示す。



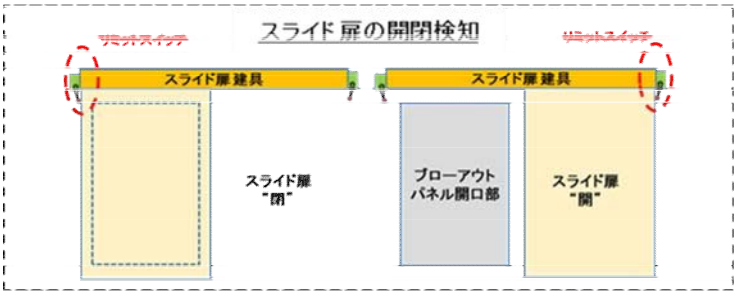
正面図

第3.7－4図　ブローアウトパネル開閉状態表示　概要図

(5)　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

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

ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を第3.7－5図に示す。



第3.7－5図　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示　概要図

【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について

ブローアウトパネル閉止装置には，ＪＩＳ Ａ1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線Ａ４等級に合致する扉を設置することにより，原子炉建屋の気密性を確保する。なお，以下に示すように，Ａ４等級の扉の許容漏えい量と原子炉建屋ガス処理系の排気容量から，原子炉建屋気密性が確保できることを以下に確認した。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa［gage］ において，Ａ４等級ドア $1m^2$ 当たりの通気量は，$12.6m^3$／h

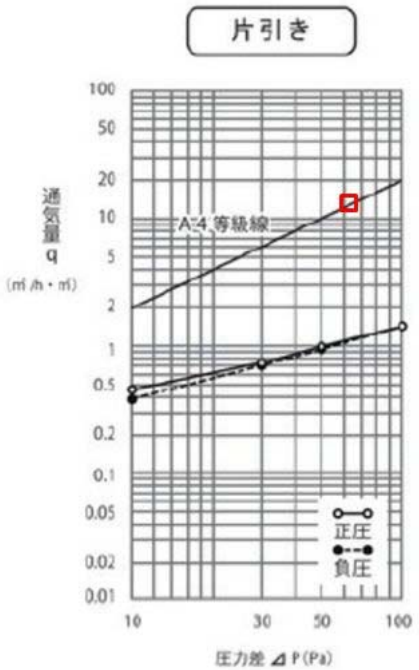
◆ブローアウトパネル 12 枚の開口面積合計は，$186.51m^2$

◆ブローアウトパネル 12 枚が全て開放し，当該パネル全てを再閉止した後の 1h 当たりの通気量は，$2,350.02m^3$／h

◆ＳＧＴＳの排風機の容量は，$3,570m^3$／h であり，上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能）

Ａ４等級扉イメージを第3.7－6図に，気密等級線図（Ａ４等級）を第3.7－7図に示す。

第3.7－6図　Ａ４等級扉イメージ



第3.7－7図　気密等級線図（Ａ４等級）

59－10　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

目　　次

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

添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について
1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件 ..... 59－10－添 1－1
2 事象の選定の考え方について ..... 59－10－添 2－1
3 格納容器漏えい率の設定について ..... 59－10－添 3－1
4 原子炉格納容器内での除去効果について ..... 59－10－添 4－1
5 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について 59－10－添 5－1
6 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）について ..... 59－10－添 6－1
7 原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について ..... 59－10－添 7－1
8 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について ..... 59－10－添 8－1
9 フィルタの除去性能について ..... 59－10－添 9－1
10 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて ..... 59－10－添 10－1
11 空気流入率測定試験結果について ..... 59－10－添 11－1
12 全面マスクによる防護係数について ..... 59－10－添 12－1
13 運転員の勤務体系について ..... 59－10－添 13－1

：ＳＡ範囲

14 グランドシャイン線評価モデルについて ..... 59－10－添 14－1
15 エアロゾルの乾性沈着速度について ..... 59－10－添 15－1
16 地表面への沈着速度の設定について ..... 59－10－添 16－1
17 有機よう素の乾性沈着速度について ..... 59－10－添 17－1
18 実効放出継続時間の設定について ..... 59－10－添 18－1
19 待避時間の設定根拠について ..... 59－10－添 19－1
20 審査ガイド※1への適合状況 ..... 59－10－添 20－1

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

：ＳＡ範囲

中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性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（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）第 1 項 b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。

① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。

② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。

③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。

④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

1．評価事象

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

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

2．大気中への放出量の評価

放射性物質については，上記 1.で示した事故シーケンスを想定し，原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入量及び原子炉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，Ｒ．Ｇ．1.195 の知見を用いて評価した。

3．大気拡散の評価

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

4．原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

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

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

5．中央制御室の居住性に係る被ばく評価

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

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後7日間とした。

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

第5－1表　想定する勤務体系

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

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

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

5.1 中央制御室内での被ばく

5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

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

5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

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

また，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

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

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

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

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

(1) 中央制御室換気運転モード

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

1) 通常時運転時

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

2) 事故時

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

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

(2) フィルタを通らない空気流入量

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

(3) 待避室

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

(4) マスクの考慮

事象発生から3時間後まではマスクを着用（DF50）すると想定した。

5.2　入退域時の被ばく

5.2.1　建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④）

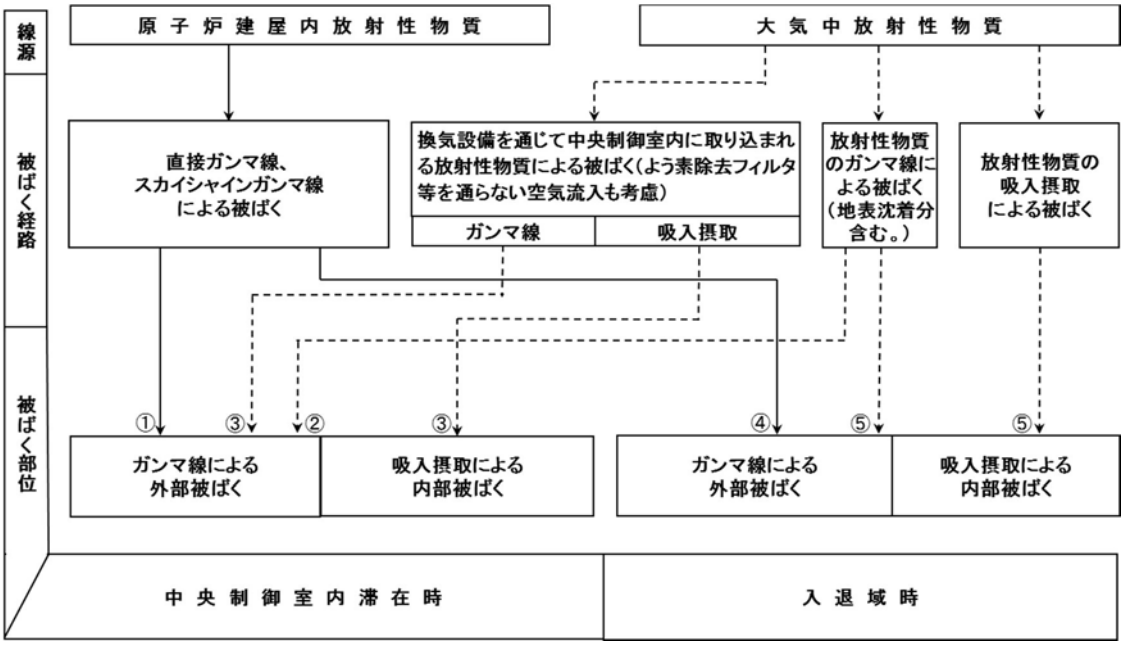
事故期間中に原子炉建屋原子炉棟内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは，中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は，「5.1.1 原子炉建屋からのガンマ線による被ばく（経路①)」と同様な手法で実効線量を評価した。

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

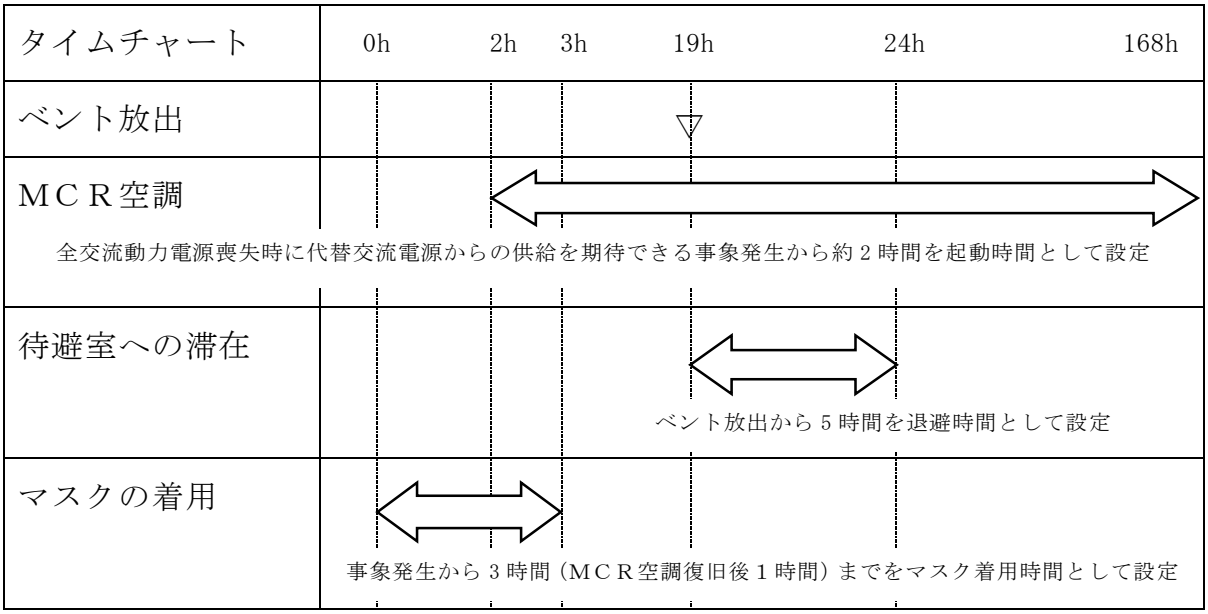
5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

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

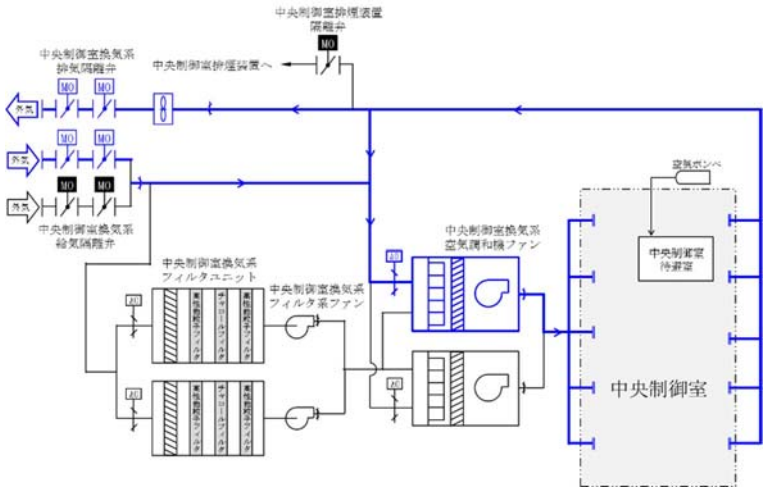
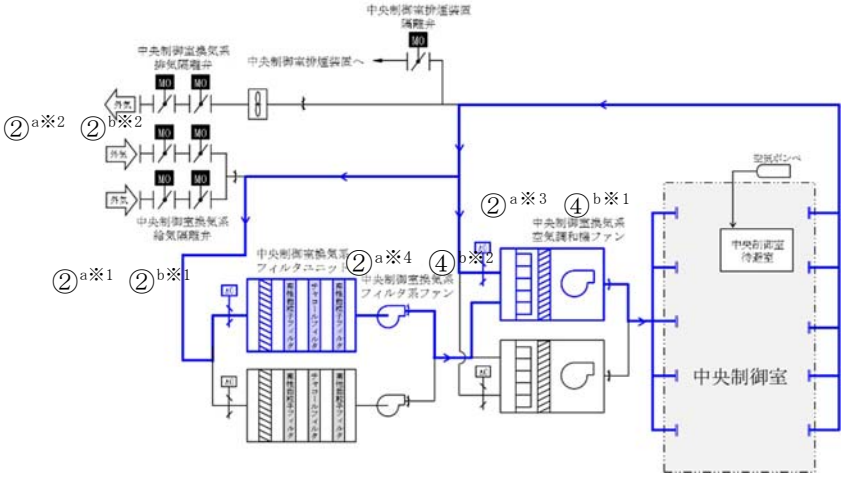
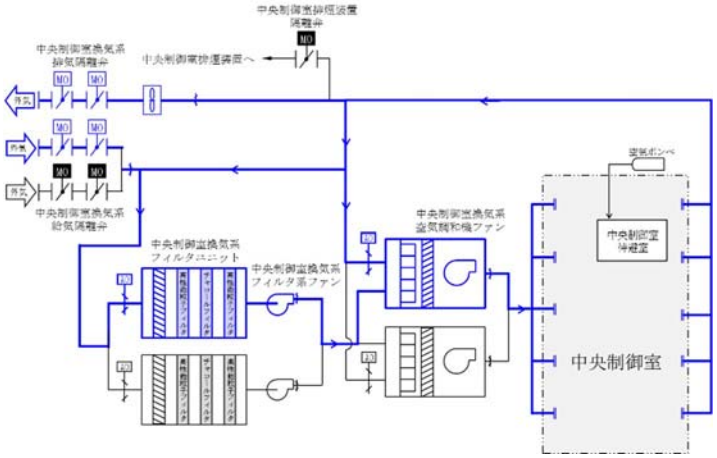
入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，上記 5.2.1 の仮定と同じである。



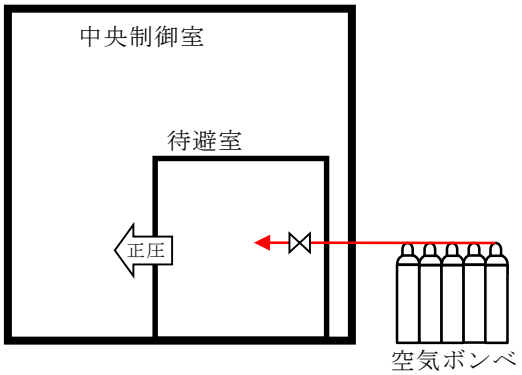
第 5－1 図　炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室居住性評価における想定被ばく経路



第 5.1.3－1 図　中央制御室内での対応のタイムチャート

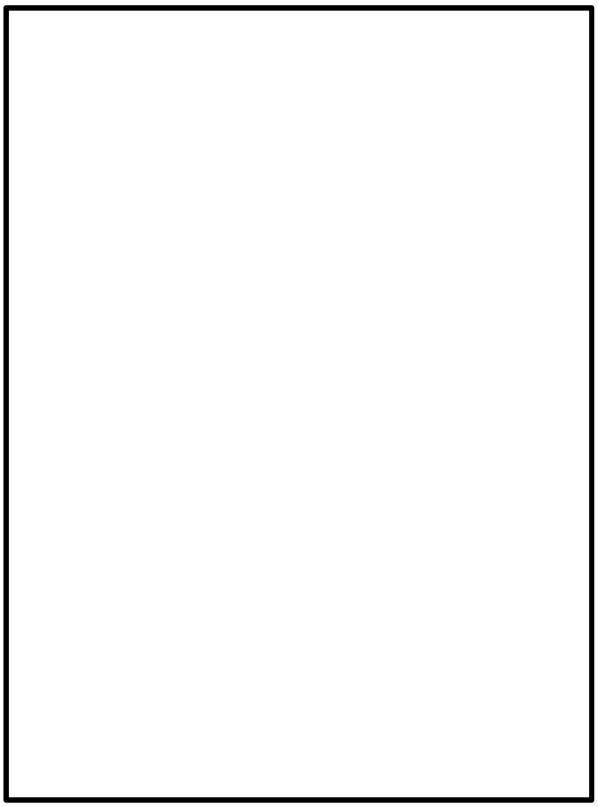
通常運転時（再循環方式）	
外気隔離時（閉回路循環方式）	
外気取入れ時	

第5.1.3－2図　中央制御室換気系系統構成



炉心の著しい損傷が発生した場合【格納容器ベント実施中】
（空気ボンベ加圧）

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



第 5.1.3－3 図　待避室の概要図及び設置場所

6．評価結果のまとめ

1．に示したとおり，東海第二発電所において炉心の著しい損傷が発生した場合，第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束するが，被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用できず，格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合を想定した。この想定に基づく，7 日間の各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果は，第 6－1 表に示すとおりである。また，中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第 6－2 表に示す通りであり，実効線量は約 60mSv である。したがって，評価結果は，「判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

なお，マスクを着用しない場合の 7 日間の各班の実効線量は第 6－3 表に示すとおりである。また，中央制御室の運転員の実効線量の内訳は第 6－4 表に示す通りである。

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

第 6－1 表　各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果（マスクを考慮する場合）

（単位：mSv）

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 6.0×10^{1}							約 6.0×10^{1}
B 班			約 1.2×10^{1}	約 9.3×10^{0}		約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 3.0×10^{1}
C 班	約 4.0×10^{1}				約 7.5×10^{0}	約 6.2×10^{0}		約 5.4×10^{1}
D 班		約 1.4×10^{1}	約 1.0×10^{1}				約 5.2×10^{0}	約 2.9×10^{1}
E 班		約 2.4×10^{1}		約 8.0×10^{0}	約 6.6×10^{0}			約 3.9×10^{1}

表 6－2 表　中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮する場合）

被ばく経路			実効線量（mSv/7日間）				
			A班	B班	C班	D班	E班
室内作業時	建屋内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被ばく		約7.8×10^{-1}	約6.3×10^{-2}	約6.0×10^{-1}	約9.4×10^{-2}	約2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		約9.6×10^{-1}	約3.0×10^{-3}	約1.4×10^{1}	約4.6×10^{-3}	約1.1×10^{-2}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	約5.3×10^{0}	約2.3×10^{-3}	約6.1×10^{0}	約3.7×10^{-3}	約5.2×10^{0}
		（内部被ばく）	約4.0×10^{1}	約8.0×10^{-1}	約7.7×10^{-1}	約1.2×10^{0}	約2.9×10^{0}
		合　計	約4.6×10^{1}	約8.0×10^{-1}	約6.8×10^{0}	約1.3×10^{0}	約8.1×10^{0}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約4.7×10^{0}	約4.7×10^{0}	約4.8×10^{0}	約3.8×10^{0}	約4.5×10^{0}
	小　　計		約5.2×10^{1}	約5.5×10^{0}	約2.7×10^{1}	約5.2×10^{0}	約1.3×10^{1}
入退域時	建屋内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被ばく		約2.6×10^{-1}	約9.2×10^{-2}	約5.5×10^{-1}	約1.9×10^{-1}	約4.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	約5.6×10^{-3}	約2.6×10^{-3}	約1.2×10^{-2}	約5.1×10^{-3}	約1.0×10^{-2}
		（内部被ばく）	約1.3×10^{-3}	約1.7×10^{-3}	約5.7×10^{-3}	約3.0×10^{-3}	約6.3×10^{-3}
		合　計	約6.9×10^{-3}	約4.3×10^{-3}	約1.8×10^{-2}	約8.1×10^{-3}	約1.6×10^{-2}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約8.0×10^{0}	約2.4×10^{1}	約2.6×10^{1}	約2.4×10^{1}	約2.5×10^{1}
	小　　計		約8.3×10^{0}	約2.4×10^{1}	約2.7×10^{1}	約2.4×10^{1}	約2.6×10^{1}
合　　計			約6.0×10^{1}	約3.0×10^{1}	約5.4×10^{1}	約2.9×10^{1}	約3.9×10^{1}

第6－3表　各班の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価結果（マスクを考慮しない場合）

（単位：mSv）

	1日目	2日目	3日目	4日目	5日目	6日目	7日目	合計
A班	約 1.0×10^{3}							約 1.0×10^{3}
B班			約 1.2×10^{1}	約 9.3×10^{0}		約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 3.0×10^{1}
C班	約 4.0×10^{1}				約 7.6×10^{0}	約 6.2×10^{0}		約 5.4×10^{1}
D班		約 1.4×10^{1}	約 1.0×10^{1}				約 5.2×10^{0}	約 2.9×10^{1}
E班		約 2.4×10^{1}		約 8.0×10^{0}	約 6.6×10^{0}			約 3.9×10^{1}

表６－４表　中央制御室の運転員の実効線量の内訳（マスクを考慮しない場合）

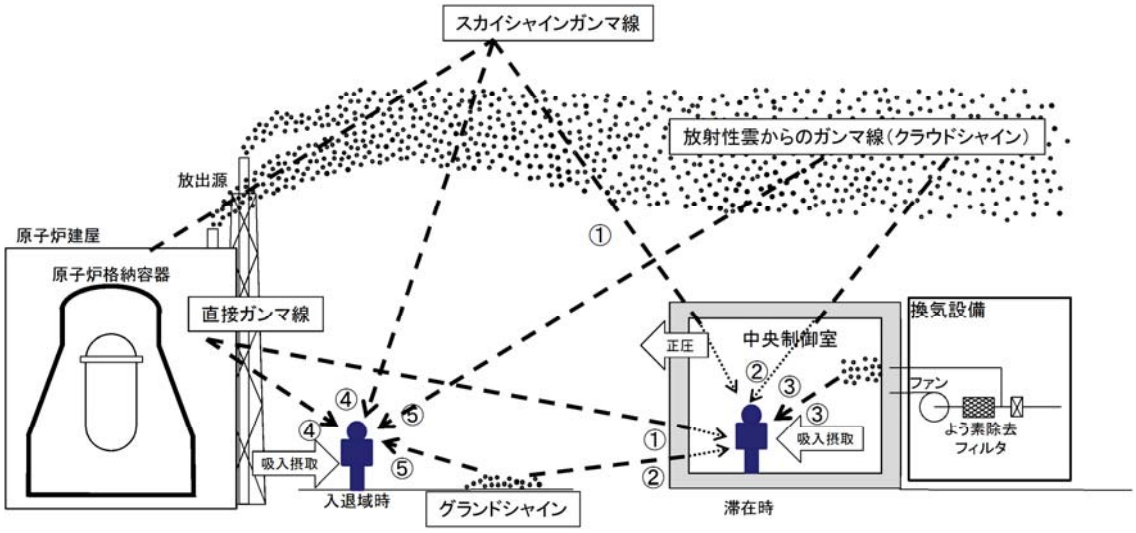
被ばく経路			実効線量（mSv/7日間）				
			Ａ班	Ｂ班	Ｃ班	Ｄ班	Ｅ班
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		約7.8×10^{-1}	約6.3×10^{-2}	約6.0×10^{-1}	約9.4×10^{-2}	約2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		約9.6×10^{-1}	約3.0×10^{-3}	約1.4×10^{1}	約4.6×10^{-3}	約1.1×10^{-2}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	約5.3×10^{0}	約2.3×10^{-3}	約6.1×10^{0}	約3.7×10^{-3}	約5.2×10^{0}
		（内部被ばく）	約1.0×10^{3}	約8.0×10^{-1}	約7.7×10^{-1}	約1.2×10^{0}	約2.9×10^{0}
		合　計	約1.0×10^{3}	約8.0×10^{-1}	約6.8×10^{0}	約1.3×10^{0}	約8.1×10^{0}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約4.7×10^{0}	約4.7×10^{0}	約4.8×10^{0}	約3.8×10^{0}	約4.5×10^{0}
	小　　計		約1.0×10^{3}	約5.5×10^{0}	約2.7×10^{1}	約5.2×10^{0}	約1.3×10^{1}
入退域時	建屋内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被ばく		約2.6×10^{-1}	約9.2×10^{-2}	約5.5×10^{-1}	約1.9×10^{-1}	約4.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	（外部被ばく）	約5.6×10^{-3}	約2.6×10^{-3}	約1.2×10^{-2}	約5.1×10^{-3}	約1.0×10^{-2}
		（内部被ばく）	約6.3×10^{-2}	約8.3×10^{-2}	約2.8×10^{-1}	約1.5×10^{-1}	約3.2×10^{-1}
		合　計	約6.8×10^{-2}	約8.5×10^{-2}	約3.0×10^{-1}	約1.6×10^{-1}	約3.3×10^{-1}
	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質による被ばく		約8.0×10^{0}	約2.4×10^{1}	約2.6×10^{1}	約2.4×10^{1}	約2.5×10^{1}
	小　　計		約8.3×10^{0}	約2.4×10^{1}	約2.7×10^{1}	約2.4×10^{1}	約2.6×10^{1}
合　　計			約1.0×10^{3}	約3.0×10^{1}	約5.4×10^{1}	約2.9×10^{1}	約3.9×10^{1}

第 6－5 表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る

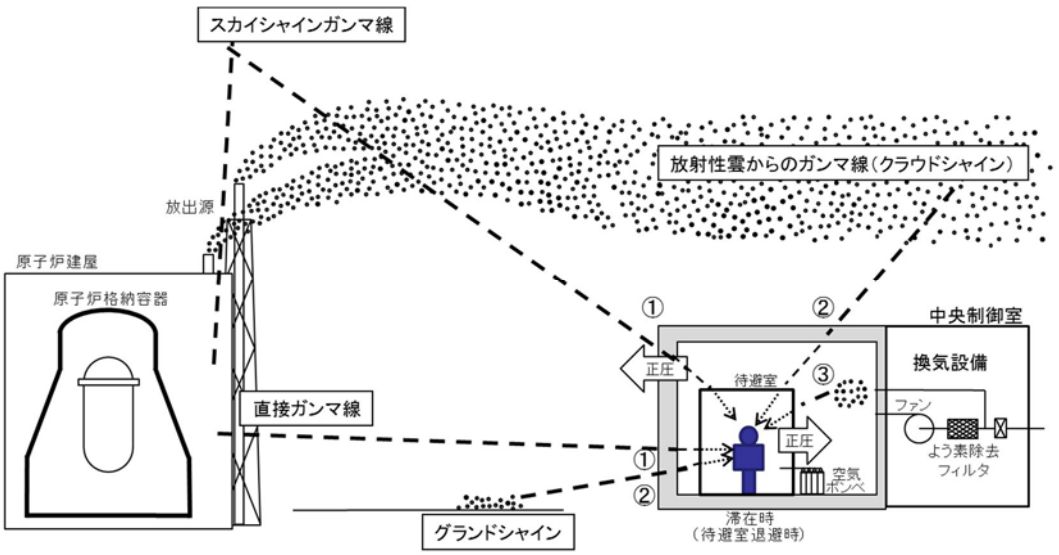
被ばく経路イメージ

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

（1）閉回路循環運転時



（2）待避室待避時



第 6－6 表　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要評価条件

項目		評価条件	選定理由
放出放射能量評価条件	評価事象	「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用できない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	審査ガイドに示されたとおり設定（添付2参照）
	放出開始時間	格納容器漏えい：事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による減圧及び除熱：事象発生から約19時間後	ＭＡＡＰ解析結果
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から 2 時間後	起動操作時間（115 分）＋負圧達成時間（5 分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが，保守的に負圧達成時間として 5 分を想定）
	事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散評価条件	放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m），格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定
被ばく評価条件	中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95％	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97％）を保守的に設定（添付 9,10 参照）
	中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99％	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97％）を保守的に設定（添付 9,10 参照）
	中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流動力電源喪失を考慮し，代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定
	空気流入率	1 回／h	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である 0.47 回／h に対して保守的に 1 回/h と設定（添付 11 参照）
	マスクによる防護係数	マスク着用を考慮する場合は事象発生から 3 時間及び入退域時：50 （その他の期間及びマスク着用を考慮しない場合は評価期間中常時マスク着用なし）	中央制御室非常用換気系作動前及び中央制御室内の放射性物質濃度が下がるまでの時間についてマスクの着用を考慮。（添付 12 参照）
	待避室加圧開始時間	事象発生から約 19 時間後 （ベント開始時）	格納容器圧力逃がし装置により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定
	待避室加圧時間	ベント開始から 5 時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定

詳細な評価条件は添付 1 参照

添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

1　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価条件について，第1－1表～第1－10表に示す。

第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件

第1－2表　大気中への放出放射能量評価結果（7日積算）

第1－1図　放射性物質の大気放出過程

第1－3表　大気拡散評価条件

第1－4表　相対濃度及び相対線量

第1－5表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

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

第1－2図　原子炉建屋の計算モデル

第1－7表　中央制御室換気設備条件

第1－8表　中央制御室内待避室設備条件

第1－9表　運転員交替考慮条件

第1－10表　線量換算係数，呼吸率及び地表への沈着速度の条件

第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件(1/6)

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

第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件(2/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
炉内蓄積量	希ガス類　：約2.2×10^{19}Bq よう素類　：約2.8×10^{19}Bq ＣｓＯＨ類　：約1.1×10^{18}Bq Ｓｂ類　：約1.3×10^{18}Bq TeO_2類　：約6.7×10^{18}Bq ＳｒＯ類　：約1.2×10^{19}Bq ＢａＯ類　：約1.2×10^{19}Bq MoO_2類　：約2.4×10^{19}Bq CeO_2類　：約7.4×10^{19}Bq La_2O_3類　：約5.5×10^{19}Bq （核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量（Bq／MW）」×「3,293MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉内蓄積量（Bq／MW）は，ＢＷＲ共通条件として，東海第二と同じ装荷燃料（９×９燃料（Ａ型）），上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したＡＢＷＲのサイクル末期※1の値を使用）	4.3.(1)a．希ガス類，ヨウ素類，Cs類，Te類，Ba類，Ru類，Ce類及びLa類を考慮する。
放出開始時間	格納容器漏えい：事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱：事象発生から約19時間後	ＭＡＡＰ解析結果	4.3.(4)a．放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は，4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内ｐＨ制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水ｐＨ制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため，保守的に設定	―
よう素の形態	粒子状よう素　：5% 無機よう素　：91% 有機よう素　：4%	Ｒ．Ｇ．1.195※2に基づき設定	4.3(1)a．原子炉格納容器への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。

第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件(3/6)

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

第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件(4/6)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定	—
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率：9.0×10^{-4}（1／s） （原子炉格納容器内の最大存在量から1／200まで）	ＣＳＥ実験及びStandard Review Plan 6.5.2※3に基づき設定（添付5参照）	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については，実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッション・プールのスクラビングによる除去効果：10	Standard Review Plan 6.5.5※4に基づき設定（添付6参照）	—
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類　：約4.3×10^{-3} ＣｓＩ類　：約6.2×10^{-5} ＣｓＯＨ類　：約3.1×10^{-5} Ｓｂ類　：約6.7×10^{-6} TeO_2類　：約6.7×10^{-6} ＳｒＯ類　：約2.7×10^{-6} ＢａＯ類　：約2.7×10^{-6} MoO_2類　：約3.4×10^{-7} CeO_2類　：約6.7×10^{-8} La_2O_3類　：約2.7×10^{-8}	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465※5の知見に基づき設定（添付7参照）	—
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は，即座に大気へ漏えいするものとして評価）	保守的に設定	—

第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件(5/6)

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

第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件(6/6)

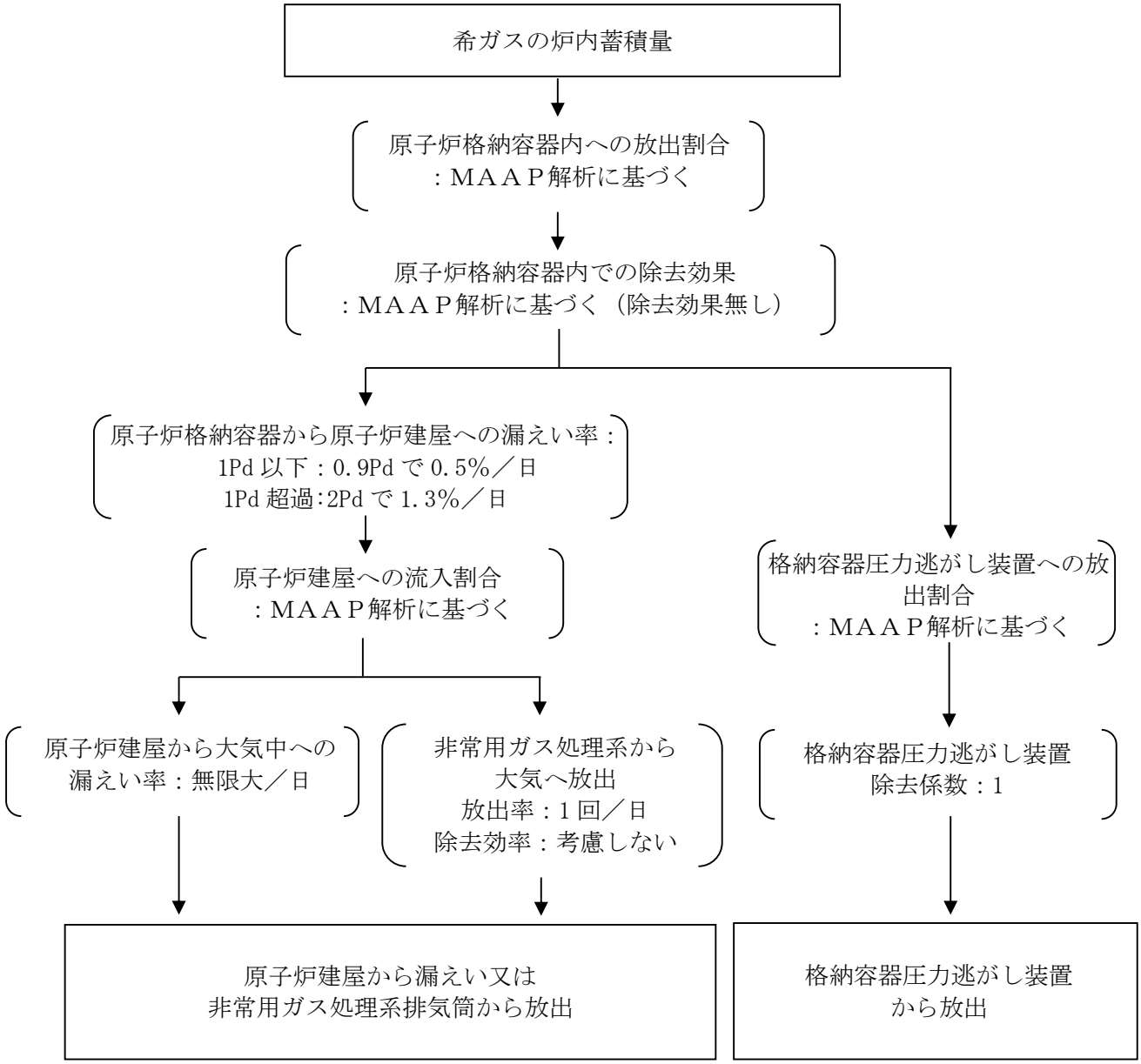
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類　：約9.5×10^{-1} ＣｓＩ類　：約1.0×10^{-6} ＣｓＯＨ類　：約4.0×10^{-7} Ｓｂ類　：約8.9×10^{-8} TeO_2類　：約8.9×10^{-8} ＳｒＯ類　：約3.6×10^{-8} ＢａＯ類　：約3.6×10^{-8} MoO_2類　：約4.5×10^{-9} CeO_2類　：約8.9×10^{-10} La_2O_3類　：約3.6×10^{-10}	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見に基づき設定（添付7参照）	—
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル：1,000	設計値に基づき設定	—
評価期間	7日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3.（解釈抜粋）第74条（原子炉制御室） １ b) ④判断基準は，運転員の実効線量が7日間で100mSv を超えないこと。

※1　東海第二発電所（ＢＷＲ５）に比べて炉心比出力が大きく，単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価するＡＢＷＲの値を使用。
※2　Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desigh Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”,May 2003
※3　Standard Review Plan6.5.2,“Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”,December 2005
※4　Standard Review Plan6.5.5,“Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”,March 2007
※5　NUREG-1465,“Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”,1995

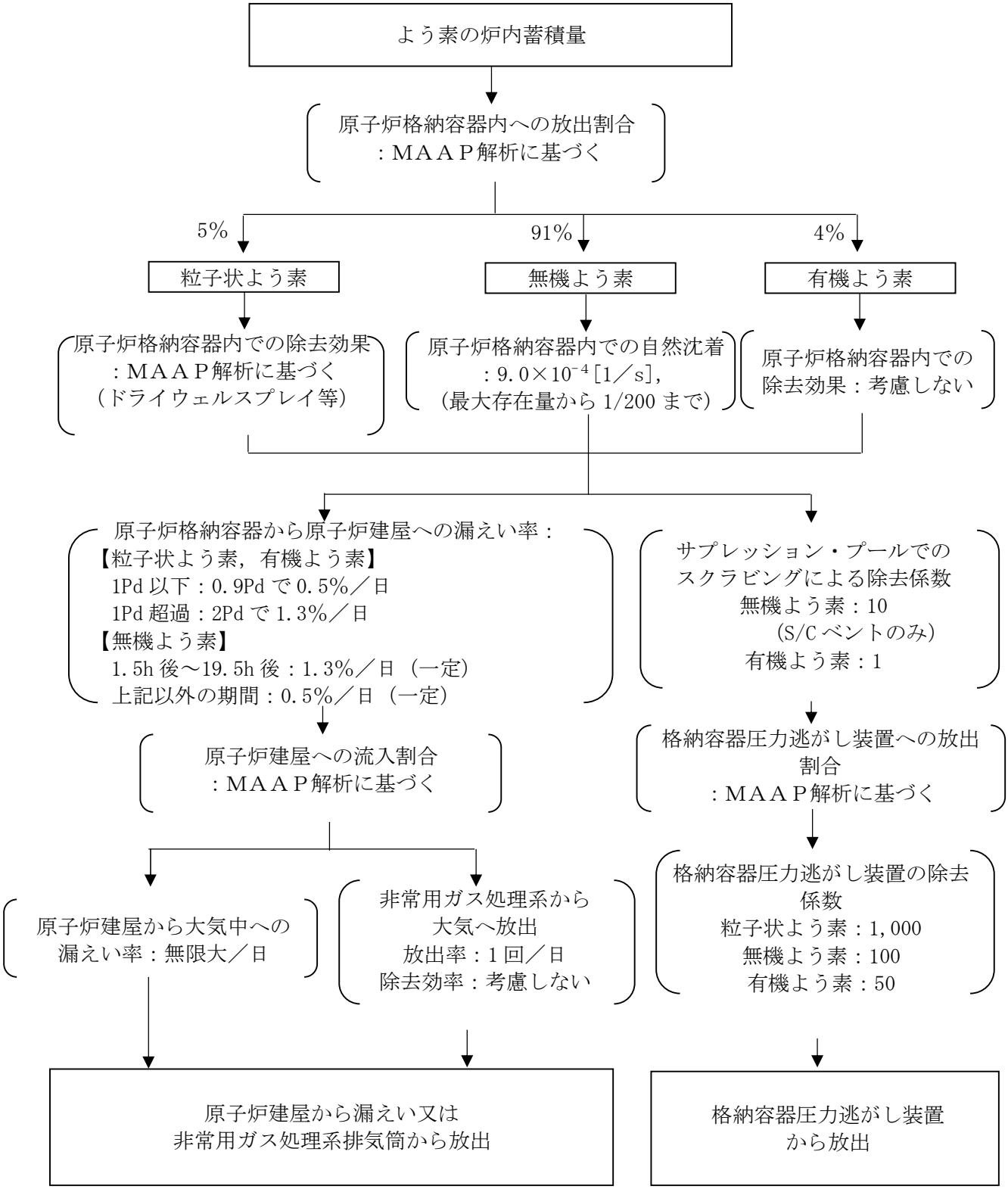
第1－2表　大気中への放出放射能量評価結果（7日積算）

核種グループ	放出放射能[Bq]（gross値）※1		
	原子炉建屋から大気中へ放出	格納容器圧力逃がし装置を経由した放出	合計
希ガス類	約3.6×10^{16}	約8.9×10^{18}	約9.0×10^{18}
よう素類	約2.8×10^{15}	約7.3×10^{15}	約1.0×10^{16}
ＣｓＯＨ類	約3.8×10^{13}	約5.0×10^{8}	約3.8×10^{13}
Ｓｂ類	約4.5×10^{12}	約2.6×10^{7}	約4.5×10^{12}
TeO_2類	約3.7×10^{13}	約4.4×10^{8}	約3.7×10^{13}
ＳｒＯ類	約2.0×10^{13}	約1.7×10^{8}	約2.0×10^{13}
ＢａＯ類	約2.0×10^{13}	約2.1×10^{8}	約2.0×10^{13}
MoO_2類	約6.9×10^{12}	約8.4×10^{7}	約6.9×10^{12}
CeO_2類	約4.3×10^{12}	約5.4×10^{7}	約4.3×10^{12}
La_2O_3類	約1.2×10^{12}	約1.2×10^{7}	約1.2×10^{12}

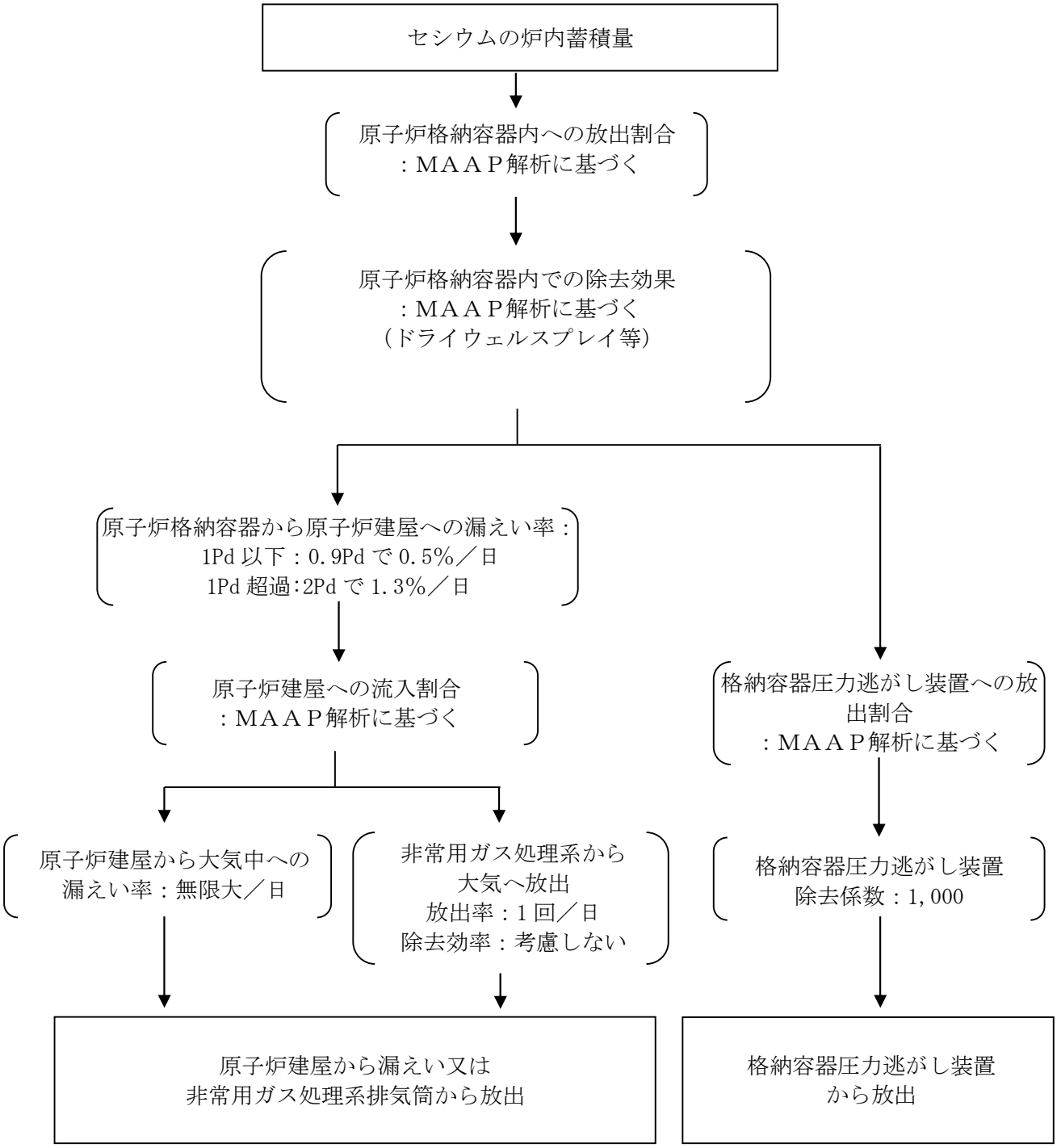
※1 小数点第2位以下切上げ



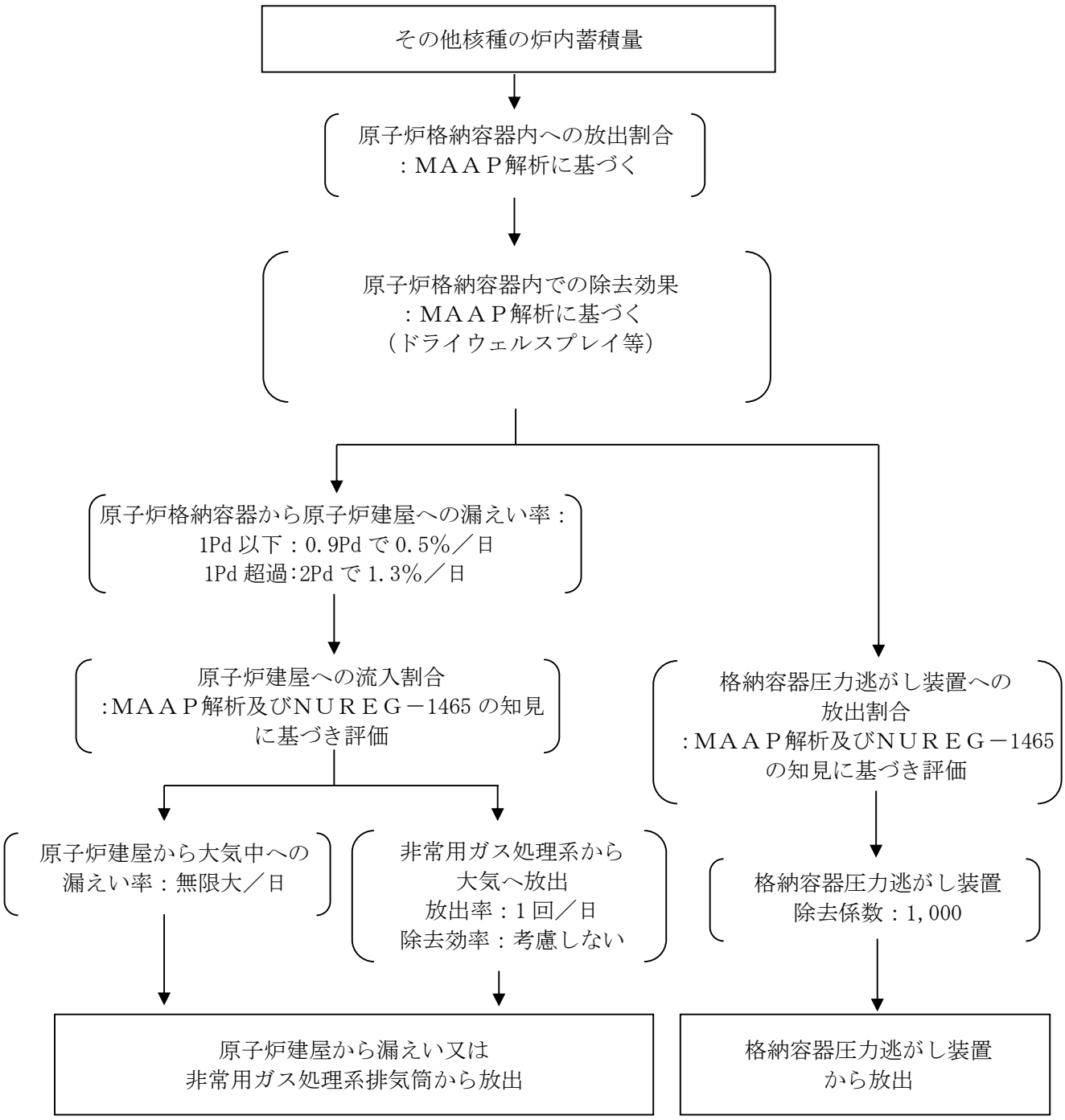
第 1－1 図　放射性物質の大気放出過程(1/5)
（希ガス）



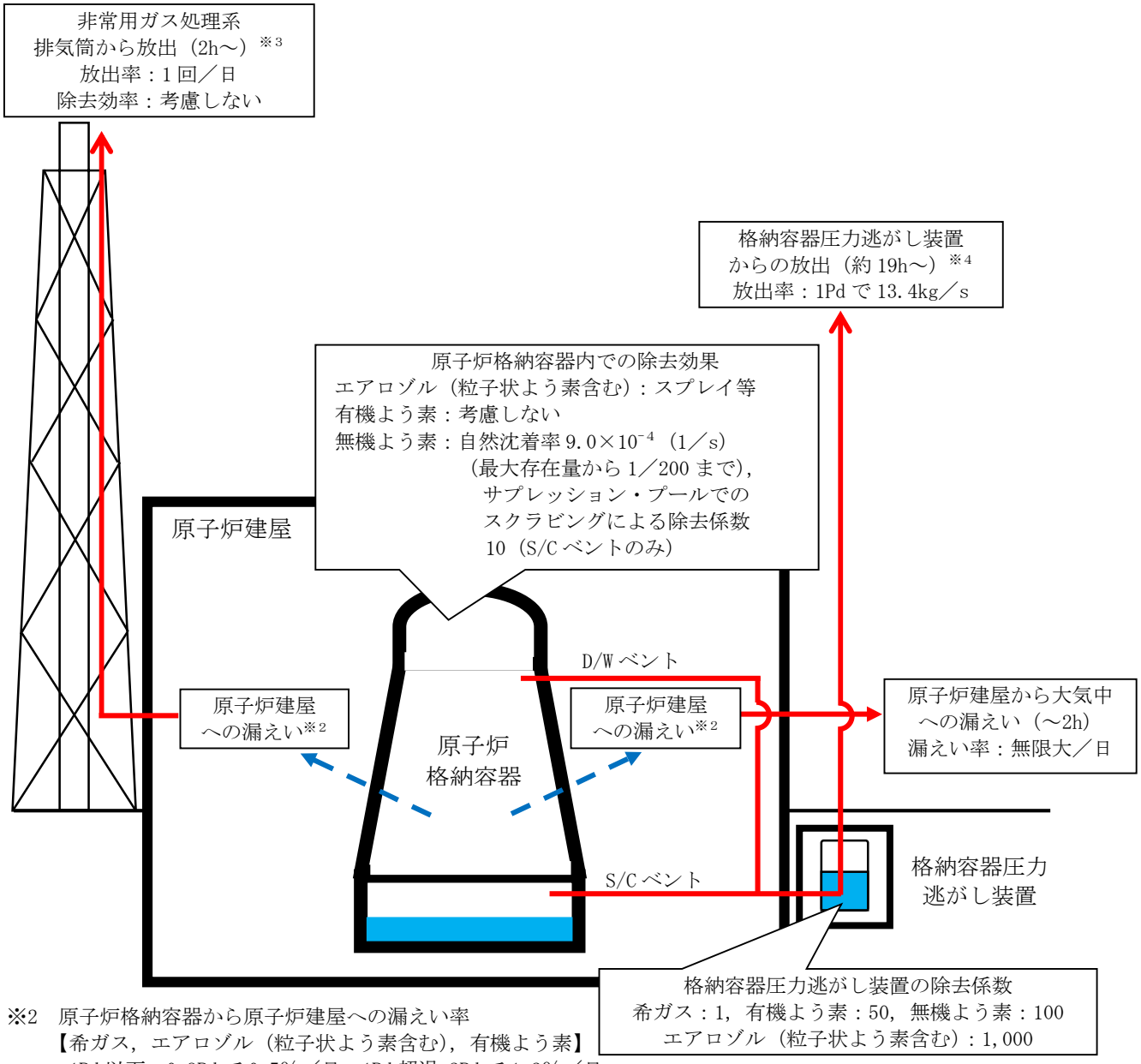
第 1－1 図　放射性物質の大気放出過程(2/5)
（よう素）



第 1－1 図　放射性物質の大気放出過程(3/5)
(セシウム)



第 1－1 図　放射性物質の大気放出過程(4/5)
（その他核種）



※2　原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】
1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%／日，1Pd 超過:2Pd で 1.3%／日
【無機よう素】
1.5h 後～19.5h 後：1.3%／日（一定），左記以外の期間：0.5%／日（一定）

大気への放出経路	0h　▼2h※3　▼19h※4　168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	
非常用ガス処理系排気筒から放出	
格納容器圧力逃がし装置からの放出	

※3　非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため，事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいは無くなる。
※4　事象発生後 19 h 以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 1－1 図　放射性物質の大気放出過程(5/5)(イメージ)

第1－3表　大気拡散評価条件(1/5)

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

第1－3表　大気拡散評価条件(2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋からの放出（地上高 0m），格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高 57m）及び非常用ガス処理系出口（地上高 140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高 0m で設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高 57m に設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上 140m に設定	4.3.(4)b．放出源高さは，4.1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，放出エネルギーを考慮してもよい。
累積出現頻度	小さい方から 97％	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2.(2)c．評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97％に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	原子炉建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口放出は放出源から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮	4.2.(2)a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

第1－3表　大気拡散評価条件(3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く，巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	4.2.(2)b．巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 建屋出入口	【中央制御室内】 審査ガイドに示されたとおり設定 【入退域時】 被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定	【中央制御室内】 4.2.(2)b．屋上面を代表とする場合，例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 7.5.1(5)a）管理区域の入口を代表評価とし，入退域ごとに評価点に，15分間滞在するとする。（被ばく評価手法（内規）） なお，審査ガイドには入退域時の評価点について，記載なし。

第1－3表　大気拡散評価条件(4/5)

項目	評価条件		選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	中央制御室内滞在時	9方位 建屋放出： S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出: SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE 1方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定(添付8参照)	4.2.(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく，図5に示すように，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	9方位 建屋放出： S,SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N 格納容器圧力逃がし装置排気口放出: SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE 1方位 非常用ガス処理系排気筒放出：W		

第1－3表　大気拡散評価条件(5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	原子炉建屋の投影断面積： 3,000m^2	原子炉建屋の投影断面積	4.2.(2)b.風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1／2	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	5.1.1(2)形状係数の値は，特に根拠が示されるもののほかは原則として1／2を用いる（被ばく評価手法（内規）） なお，審査ガイドには形状係数について，記載なし。

第1－4表　相対濃度及び相対線量

評価対象	評価点		相対濃度 χ／Q（s／m^3）	相対線量 D／Q（Gy／Bq）
室内作業時	中央制御室 中心	建屋放出	約 8.3×10^{-4}	約 2.9×10^{-18}
		非常用ｶﾞｽ処理系放出	約 3.0×10^{-6}	約 8.8×10^{-20}
		格納容器圧力逃がし装置放出	約 3.7×10^{-4}	約 8.8×10^{-19}
入退域時	建屋 出入口	建屋放出	約 8.2×10^{-4}	約 2.9×10^{-18}
		非常用ｶﾞｽ処理系放出	約 3.0×10^{-6}	約 9.0×10^{-20}
		格納容器圧力逃がし装置放出	約 3.7×10^{-4}	約 9.4×10^{-19}

（添付8参照）

第1－5表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(1/3)

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源条件	格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ放出される放射性物質	「第 1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件」を参照	「第1－1表　大気中への放出放射能量評価条件」を参照	4.3(5)a．4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に,想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。
	格納容器内線源強度分布	格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。
	7 日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3.（解釈抜粋）第７４条（原子炉制御室）１ b） ④判断基準は，運転員の実効線量が7日間で100mSv を超えないこと。	7 日間
計算モデル条件	遮蔽厚さ	第1－2図のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a．原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。

第1－5表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線評価： QAD-CGGP2R スカイシャイン線評価： ANISN G33-GP2R	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を,スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元及び三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり,ガンマ線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は,線源条件,遮蔽体条件であり,これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって,設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R,ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	4.1②実験等を基に検証され，適用範囲が適切なモデルを用いる。

第1－5表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価点	第1－2図のとおり	中央制御室内滞在時の評価は線量が最大となる位置とする。 入退域時の評価は建屋入口の高さ2mを選定。	―
遮蔽厚さ	第1－2図のとおり	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（－5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事,日本建築学会)に基づき設定	－
コンクリート密度	2.00g／cm^3	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事,日本建築学会)を基に算出した値を設定	－

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

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

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

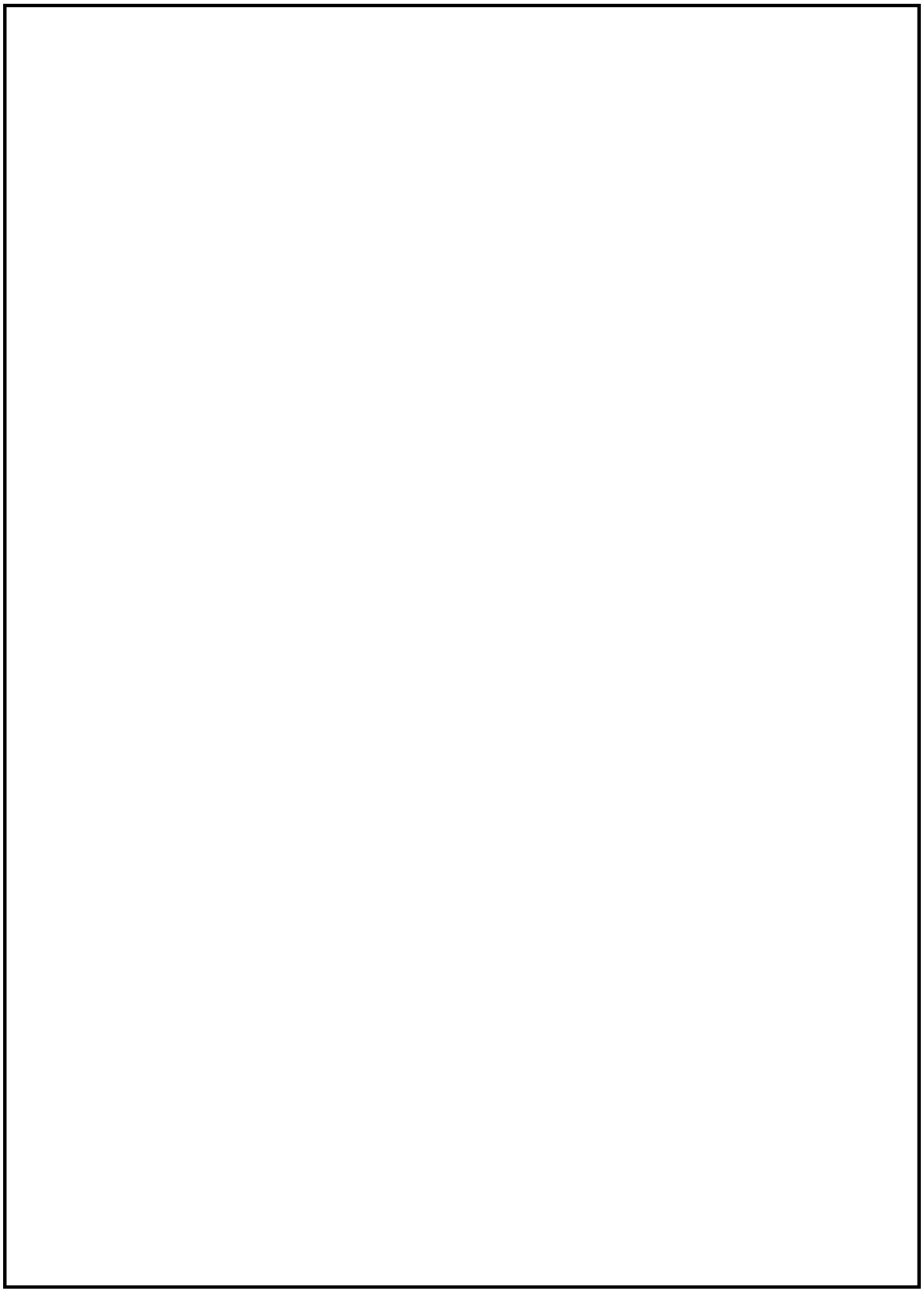
群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 1.3×10^{19}	22	1.5	約 2.2×10^{18}
2	0.02	約 1.5×10^{19}	23	1.66	約 3.7×10^{17}
3	0.03	約 1.7×10^{19}	24	2.0	約 8.0×10^{17}
4	0.045	約 2.9×10^{20}	25	2.5	約 1.1×10^{18}
5	0.06	約 7.4×10^{17}	26	3.0	約 1.7×10^{16}
6	0.07	約 4.9×10^{17}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

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

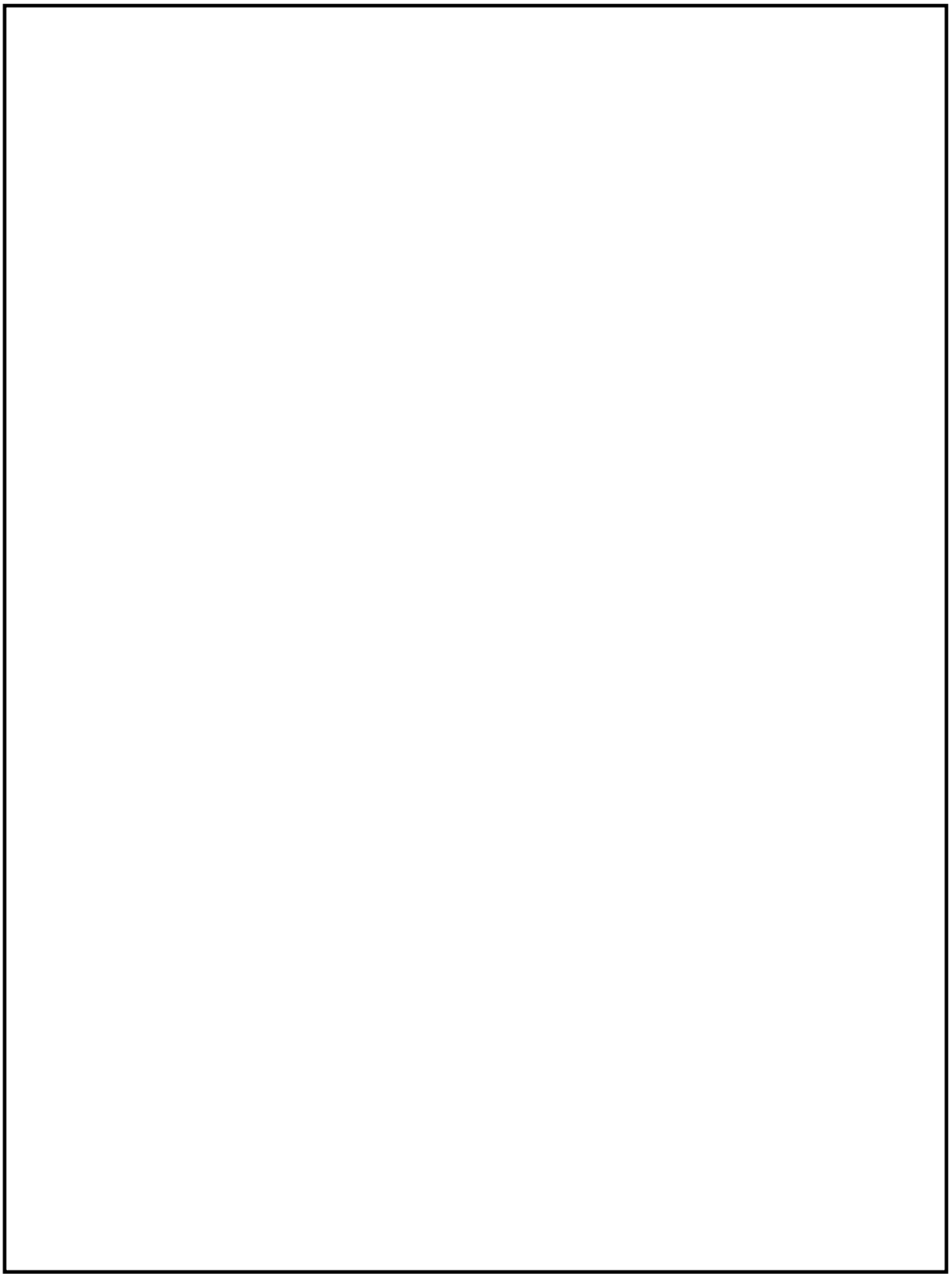
群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約1.6×10^{19}	22	1.5	約1.9×10^{18}
2	0.02	約1.8×10^{19}	23	1.66	約1.9×10^{17}
3	0.03	約2.0×10^{19}	24	2.0	約4.1×10^{17}
4	0.045	約4.0×10^{20}	25	2.5	約4.1×10^{17}
5	0.06	約6.1×10^{17}	26	3.0	約9.4×10^{15}
6	0.07	約4.1×10^{17}	27	3.5	約3.5×10^{11}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

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

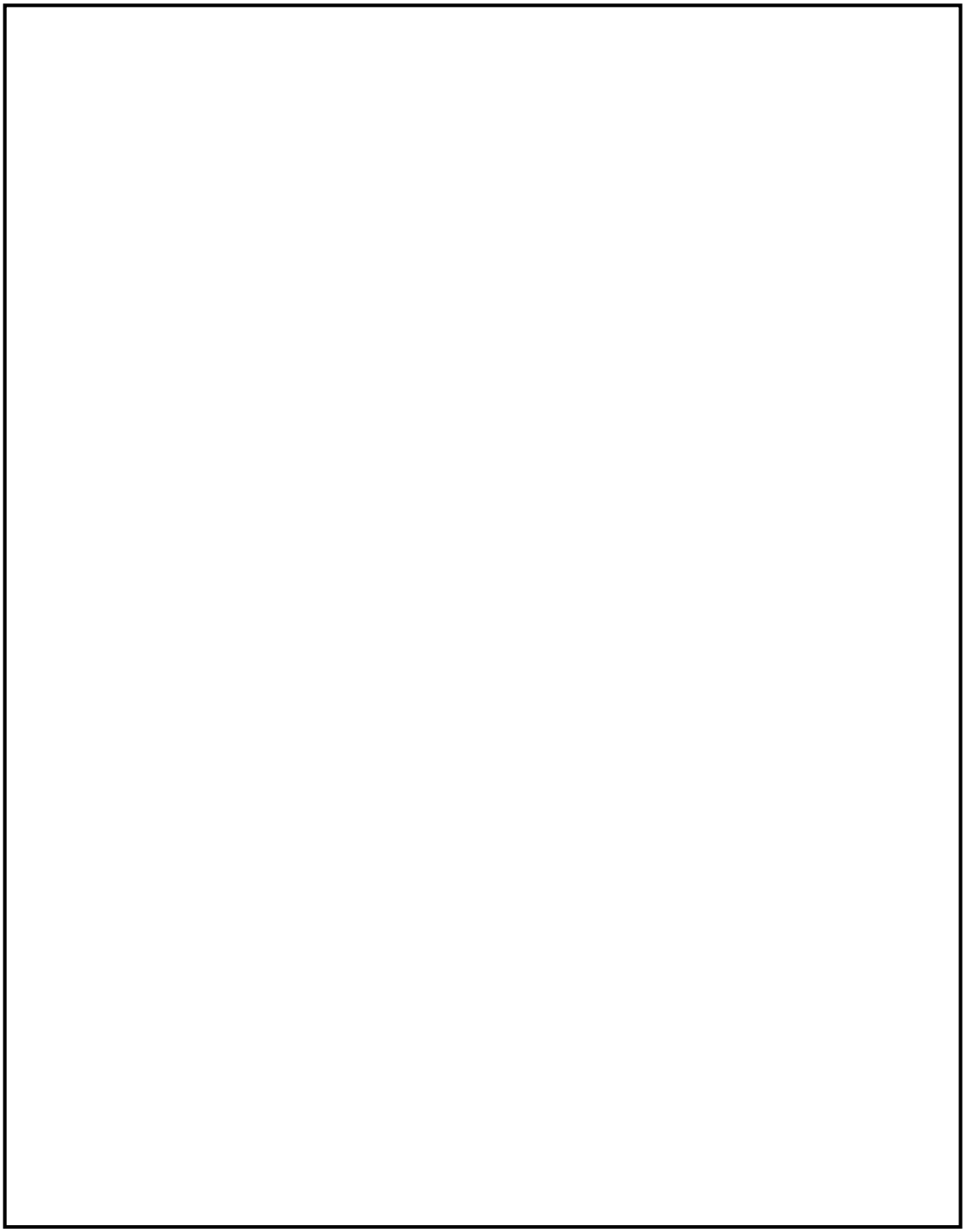
群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギ (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約3.7×10^{19}	22	1.5	約6.5×10^{18}
2	0.02	約4.1×10^{19}	23	1.66	約1.3×10^{18}
3	0.03	約4.8×10^{19}	24	2.0	約2.8×10^{18}
4	0.045	約8.3×10^{20}	25	2.5	約6.2×10^{18}
5	0.06	約1.9×10^{18}	26	3.0	約1.6×10^{17}
6	0.07	約1.3×10^{18}	27	3.5	約1.5×10^{15}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



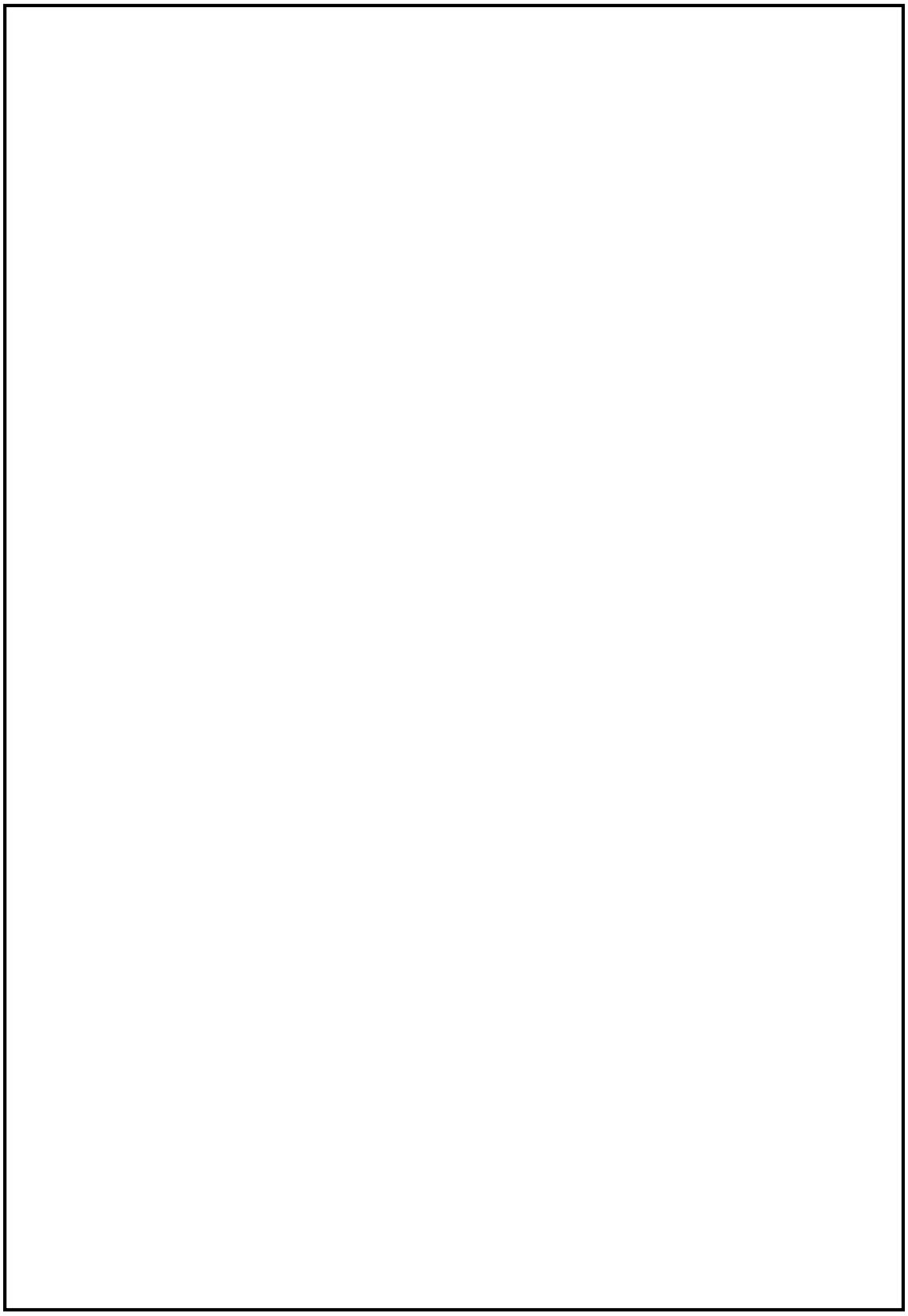
第1－2図　原子炉建屋の計算モデル(1/5)



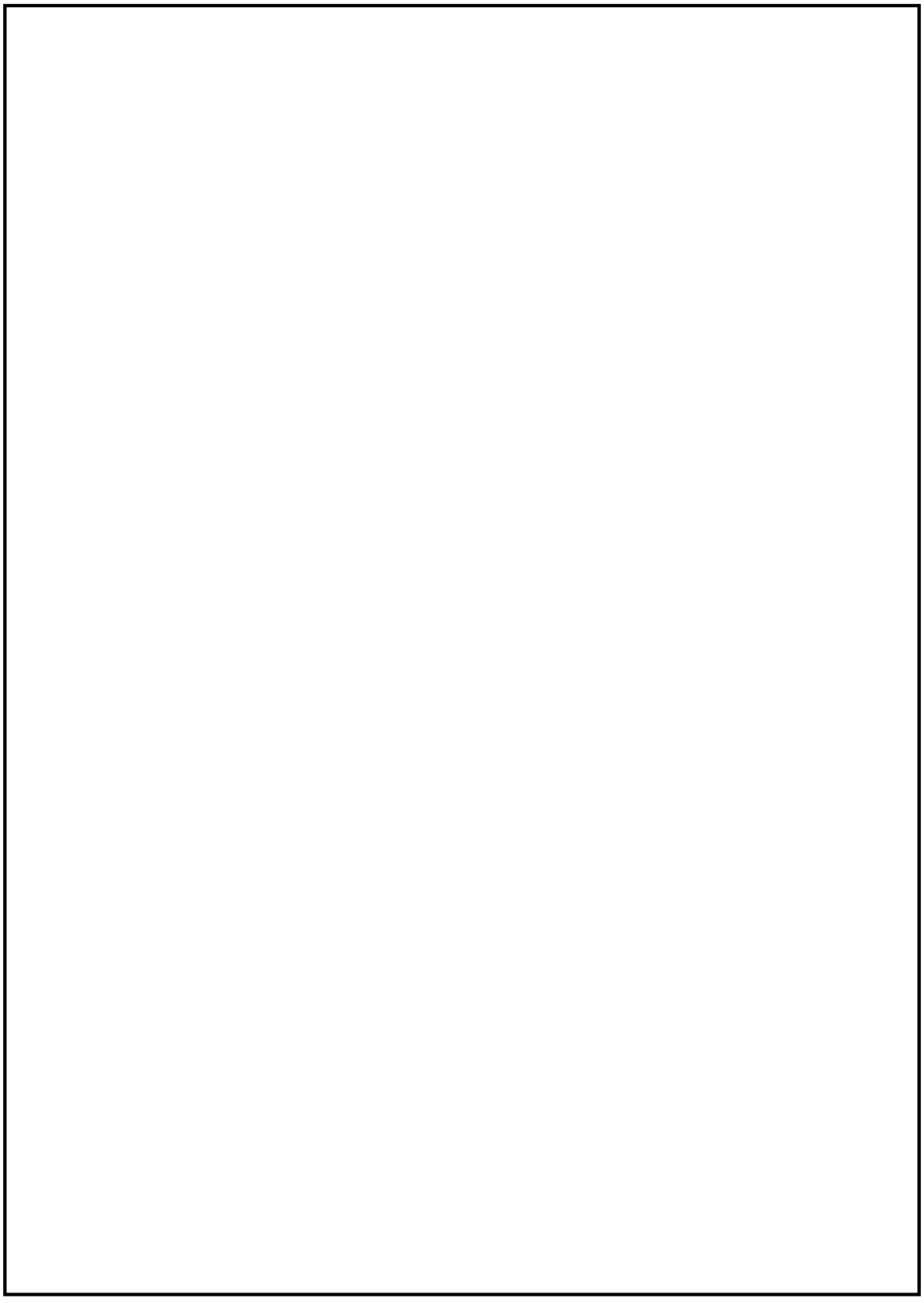
第1－2図　原子炉建屋の計算モデル(2/5)



第1－2図　原子炉建屋の計算モデル(3/5)



第 1－2 図　原子炉建屋の計算モデル(4/5)



第1－2図　原子炉建屋の計算モデル(5/5)

第1－7表　中央制御室換気設備条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	フィルタユニットの設計値（チャコールフィルタ効率：97%）を保守的に設定(添付9,10参照)	4.2(1)a. ヨウ素及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室非常用換気系微粒子フィルタによる除去効率	99%	フィルタユニットの設計値（高性能粒子フィルタ：99.97%）を保守的に設定（添付9,10参照）	同上
中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から2時間	全交流動力電源喪失を考慮し，代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f．原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については，非常用電源の作動状態を基に設定する。
空気流入率	1回／h	非常用換気系作動時の空気流入率測定試験結果の結果である0.47 回／h に対して外気からフィルタを通らずに中央制御室内に取り込まれる放射性物質の量が保守的となるように設定（添付11参照）	4.2(1)b．既設の場合では，空気流入率は，空気流入率測定試験結果を基に設定する。

第1－7表　中央制御室換気設備条件(2/2)

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

第1－8表　中央制御室内待避室設備条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避室遮蔽	遮蔽厚：コンクリート40cm（公称値）相当	中央制御室内に流入した放射性物質からのガンマ線による被ばくを十分に低減できる設計。	―
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（－5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定	－
コンクリート密度	2.10g／cm^3	新設遮蔽のコンクリート密度は2.10g／cm^3以上で施工	―
待避室加圧開始時間	事象発生から約19時間後（ベント開始時）	格納容器圧力逃がし装置により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定	―
待避室加圧時間	ベント開始から5時間	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定	―
空気流入率	ボンベ加圧時：0回／h	待避室への待避時は待避室内を空気ボンベにより加圧し，外部からの空気流入がないと想定	―

第 1－9 表　運転員交替考慮条件

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

第1－10表　線量換算係数，呼吸率及び地表への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 （主な核種を以下に示す） I－131　：2.0×10^{-8}　Sv／Bq I－132　：3.1×10^{-10}　Sv／Bq I－133　：4.0×10^{-9}　Sv／Bq I－134　：1.5×10^{-10}　Sv／Bq I－135　：9.2×10^{-10}　Sv／Bq Cs－134：2.0×10^{-8}　Sv／Bq Cs－136：2.8×10^{-9}　Sv／Bq Cs－137：3.9×10^{-8}　Sv／Bq 上記以外の核種はICRP Pub.71等に基づく	ICRP Publication 71等に基づく	—
呼吸率	$1.2m^3$／h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく	—
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2 cm／s 無機よう素：1.2 cm／s 有機よう素：4.0×10^{-3}cm／s 希ガス：沈着無し	線量目標値評価指針を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm／s及び10^{-3}cm／s）の4倍を設定。 エアロゾル及び無機よう素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551Vol.2※5より設定 有機よう素の乾性沈着速度はNRPB-R322※6より設定 （添付14,15,16参照）	4.2.(2)d放射性物質の地表面への沈着評価では，地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

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

※6　英国NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Mpdelling Liaison Committee Annual Report

2 事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく線量は，中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばく及び地表面に沈着した放射性物質による被ばくが支配的であることから，放射性物質の放出量が多くなる事象が被ばく評価の観点から厳しくなる。さらに，格納容器圧力が高く維持される事象や炉心損傷時間が早い事象は中央制御室の被ばく評価の観点から厳しくなる。

炉心の著しい損傷が発生した場合における対応として，代替循環冷却系を使用できず，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する場合は，格納容器圧力の抑制のため格納容器ベント実施までは代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（以下「格納容器スプレイ」という。）を実施する。格納容器スプレイによる圧力抑制効果を高くする観点で，格納容器圧力を比較的高い領域で維持するため，代替循環冷却系を使用する場合と比較して格納容器貫通部等からの漏えい率が大きくなり，大気への放射性物質の放出量が多くなる。さらに，格納容器ベントの実施に伴い放射性物質を大気へ放出するため，放出量が多くなる。

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

以上より，代替循環冷却系を使用せず格納容器ベントを実施する場合，かつ炉心損傷の時間が早く評価上想定している原子炉建屋ガス処理系の起動までの

時間が長い場合には，放射性物質の放出量が多くなる。

第 2－1 表に炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響を示す。第 2－1 表に示すとおり，格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち，炉心損傷時間が早く，格納容器ベントを実施する「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため，この事象を中央制御室の居住性に係る被ばく評価で想定する事象として選定する。

第2－1表　炉心の著しい損傷が発生した場合に想定する事象の

中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響

<table>
<tr><th rowspan="2">事象</th><th colspan="2">大破断ＬＯＣＡシナリオ※1</th><th>ＤＣＨ
シナリオ※2</th><th rowspan="2">中央制御室被ばく
評価への影響</th></tr>
<tr><th>代替循環冷却系を使用する場合</th><th>代替循環冷却系を使用できない場合</th><th>代替循環冷却系を使用する</th></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器ベント
（7日間）</td><td>実施しない</td><td>実施する</td><td>実施しない</td><td rowspan="2">格納容器圧力が高い状態で推移すると，原子炉格納容器からの漏えい率が大きくなり，放出量が多くなる。
格納容器ベントを実施すると，放射性物質が大気へ放出されるため，放出量が多くなる。</td></tr>
<tr><td>代替循環冷却系の使用により格納容器圧力は低い状態で推移する。</td><td>格納容器圧力は高い状態で推移する。また，格納容器ベント実施に伴い放射性物質を大気へ放出する。</td><td>代替循環冷却系の使用により格納容器圧力は低い状態で推移する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">炉心損傷開始時間（燃料被覆管温度1,000K到達時間を想定）</td><td colspan="2">約4分</td><td>約35分</td><td rowspan="2">大気への放出率低減効果に期待できる非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動（事象発生2時間後）までに，炉心損傷時間が早いほど放出量が多くなる。</td></tr>
<tr><td colspan="2">大破断ＬＯＣＡを想定しており，早期（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）に炉心損傷に至る。</td><td>静的負荷シナリオよりは遅いが，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前に炉心損傷に至る。</td></tr>
</table>

※1　格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」の評価事故シーケンスである，大破断ＬＯＣＡ時に高圧注水及び低圧注水に失敗する事故シーケンス

※2　格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスである，過渡事象時に高圧注水及び低圧注水に失敗する事故シーケンス

3 格納容器漏えい率の設定について

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

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

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

1．格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合，設計漏えい率（0.9Pd で 0.5％／日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3\times10^{-6}m^2$）を設定し，ＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2．格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合，2Pd で漏えい率 1.3％／日となる等価漏えい面積（約 $7\times10^{-6}m^2$）を設定し，1.と同様にＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3％／日は，以下のＡＥＣの評価式，ＧＥの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は，設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式※1である。格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍である 620kPa[gage](2Pd)及び格納容器雰囲気温度 200℃までは，

事故後７日間に渡り，格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから，これらの理論式を用いて格納容器圧力2Pd及び雰囲気温度200℃における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○ＡＥＣの評価式

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

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【約 1.28％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
P_t	：	事故時の格納容器圧力（2Pd）	【721.325kPa[abs]】
P_d	：	設計圧力（0.9Pd）	【380.325kPa[abs]】
P_a	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
R_t	：	事故時の気体定数※2	【523.7J／Kg･K】
R_d	：	空気の気体定数	【287J／Kg･K】
T_t	：	事故時の格納容器雰囲気温度（200℃）	【473.15K】
T_d	：	格納容器雰囲気温度(20℃)	【293.15K】

○ＧＥの評価式（General Electric 社の漏えいモデル式）

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{Pa}{Pt}\right)^2}{1-\left(\frac{Pa}{Pd}\right)^2}}$$

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【約 0.51％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
Pt	：	事故時の格納容器圧力（2Pd）	【721.325kPa[abs]】
Pd	：	設計圧力（0.9Pd）	【380.325kPa[abs]】
Pa	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

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

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【約 0.93％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
ρ_t	：	事故時の格納容器内気体の平均密度※3	【2.9kg／m^3】
ρ_d	：	設計温度･圧力における原子炉格納容器内気体の平均密度※4	【4.5kg／m^3】
P_t	：	事故時の格納容器圧力（2Pd）	【721.325kPa[abs]】
P_d	：	設計圧力（0.9Pd）	【380.325kPa[abs]】
P_a	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】

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

※2　事故時の気体定数 R_t は，以下の式により算出した。

R_t[J／kg･K]＝モル気体定数約 8.314[J／K・mol]／平均分子量M[kg／mol]

ＡＥＣの評価式より，事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また，上記計算式より，事故時の気体定数は，平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素，窒素及び水蒸気で構成されるため，分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり，結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり，水素，窒素及び水蒸気のガス組成を 34％：33％：33％とし，水素の割合（34％）は，有効性評価（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」）における水素発生量（約 700kg（内訳：ジルコニウム－水反応 約 325kg，アルミニウム／亜鉛の反応 約 246kg，水の放射線分解 約 115kg)）を包含した値であることから，保守的な設定であると考える。

※3　事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度 ρ_t は，以下の式により算出した。

ρ_t[kg／m^3]＝平均分子量M[kg／mol]×物質量ｎ[mol]／格納容器体積Ｖ[m^3]

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

※4　原子炉格納容器内気体の平均密度 ρ_d は，以下の式により算出した。

ρ_d[kg／m^3]＝1.205[kg／m^3]×(P_d[Pa]／P_a[Pa])

1.205[kg／m^3]：乾燥空気密度（20℃）

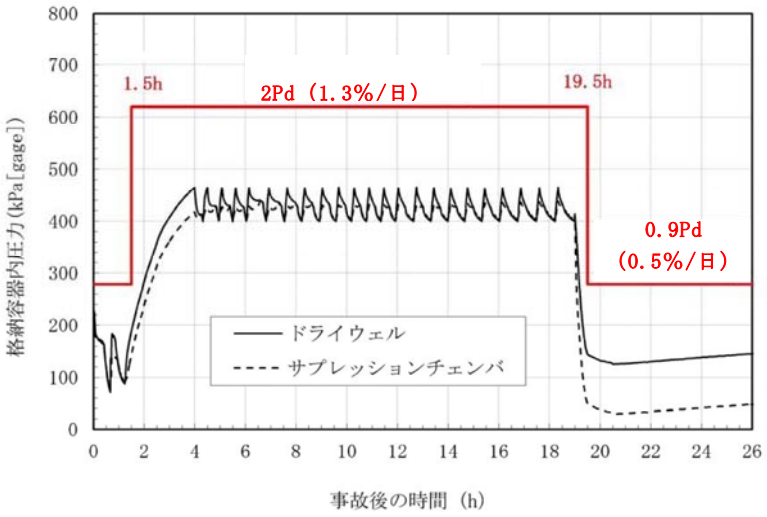
3．無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(1) 無機よう素

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

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

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



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

(2) 有機よう素

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

4　原子炉格納容器内での除去効果について

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

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

(2) ＦＰの状態変化・輸送モデル

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

ＦＰの輸送モデルは上述の仮定に基づいており，炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては，次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたＦＰは，原子炉圧力容器破損前にはＬＯＣＡ破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また，原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からＦＰが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたＦＰはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたＦＰは，気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

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

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

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

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

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

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

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

5-66

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

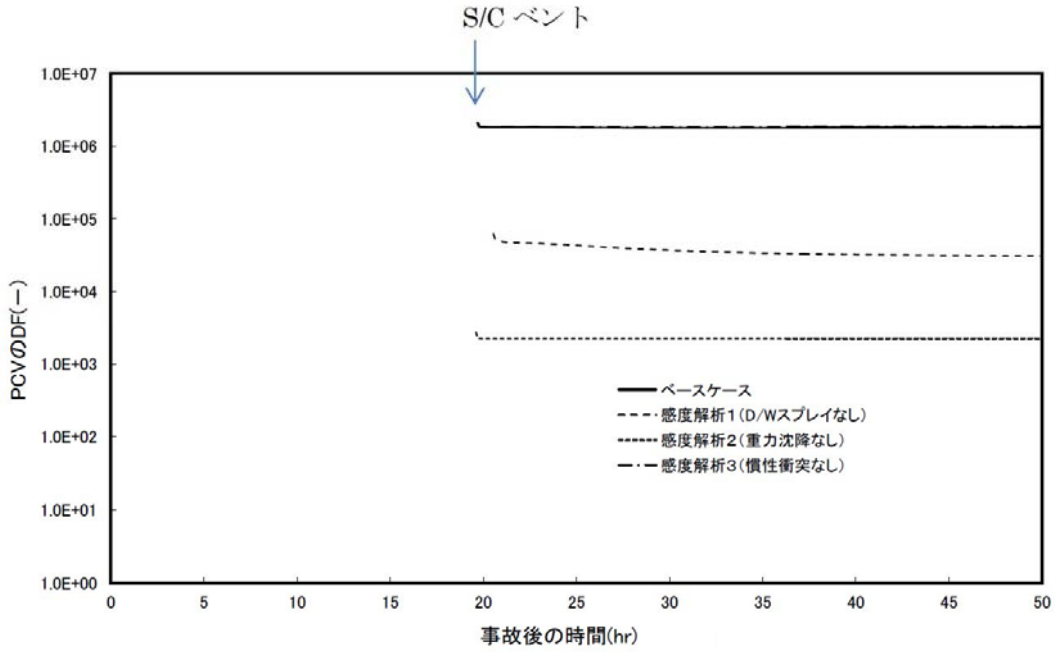
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては，スクラビングによる除染係数(ＤＦ)を設定し，エアロゾル除去効果が計算される。ＤＦの値は，クエンチャ，垂直ベント，水平ベントの３つの種類のスクラビング機器に対し，詳細コードSUPRA[9]を用いて，圧力，プール水深，キャリアガス中の水蒸気質量割合，プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており，これらのデータから求める。

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

1.　沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため，感度解析を行った。解析結果を第 4－1 図に示す。なお，感度解析では，以下の式により原子炉格納容器内の除去効果（除染係数（以下「ＤＦ」という。））を算出している。

原子炉格納容器内ＤＦ＝原子炉格納容器内へのＣｓＩ放出割合／ベントラインから大気へのＣｓＩ放出割合



第 4－1 図　エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

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

2.　サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果

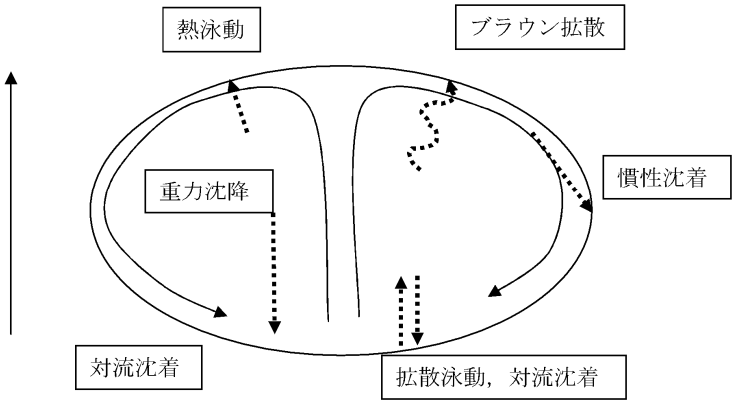
(1)　スクラビング効果について

スクラビングは，エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合，気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは，プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

(2)　ＭＡＡＰ解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について，ＭＡＡＰ解析ではスクラビング計算プログラム（ＳＵＰＲＡコード）により計算されたＤＦ値のデータテーブルに，プール水深，エアロゾルの粒子径，キャリアガス中の水蒸気割合，格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

ＳＵＰＲＡコードでは，スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており，気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度），初期気泡生成時のＤＦ，気泡上昇時のＤＦを評価式により与えている。第4－2図に，気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルのＤＦを与えている。



第 4－2 図　スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(3)　ＳＵＰＲＡコードによる計算結果と実験結果の比較について

ＳＵＰＲＡコードによる計算結果については，電力共同研究※1にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第 4－1 表及び第 4－3 図に示す。また，試験結果を第 4－4 図から第 4－10 図に示す。

試験結果より，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果と実験結果について，キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるＤＦ値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また，粒径［　　］μｍまでの粒子について，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果が実験結果より小さいＤＦ値を示しており，保守的な評価であることを確認した。

一方，粒径［　　］μｍの粒子について，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果が実験結果より大きいＤＦ値を示しているが，これは実験とＳＵＰＲＡコードで用いている粒子の違い（実験：ＬＡＴＥＸ粒子（密度［　］g/cm^3），ＳＵＰＲＡコード：ＣｓＯＨ（密度［　　］g/cm^3））が影響しているためである。ＳＵＰＲＡコードの計算結果を密度補正※2した第 4－7 図及び第 4－9 図では，ＳＵＰＲＡコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいＤＦ

値を示すことが確認できる。

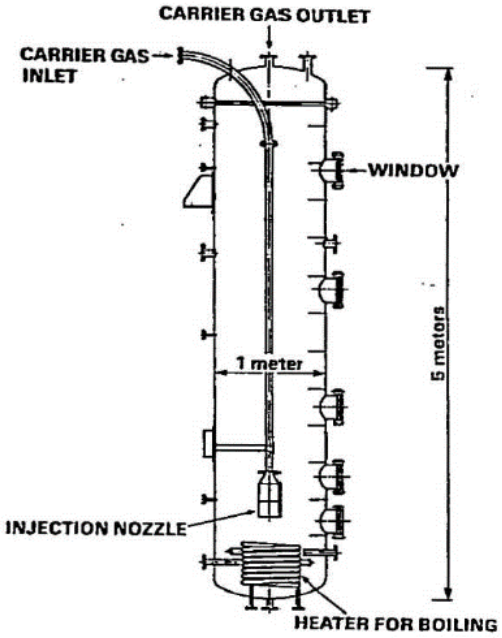
以上より，ＳＵＰＲＡコードにより計算されたＤＦ値を用いることは妥当と考える。

※1　共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（ＰＨＡＳＥ２）最終報告書　平成５年３月

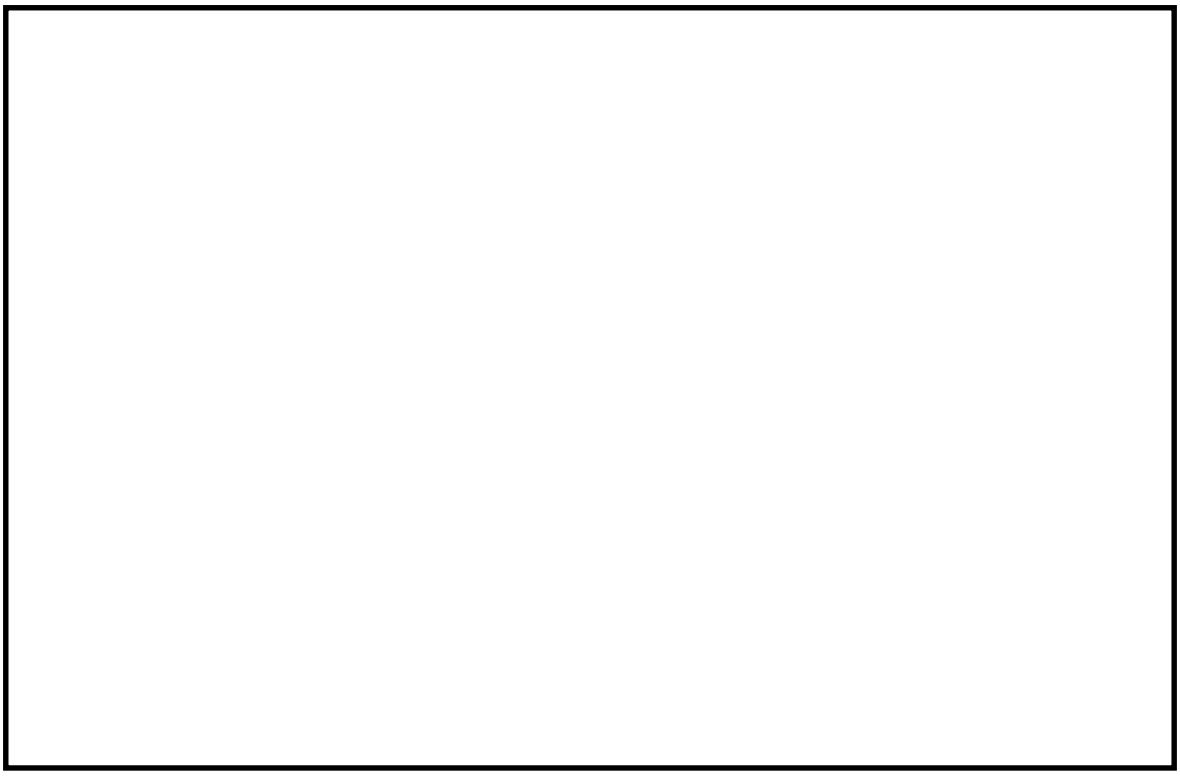
※2　実験ではＬＡＴＥＸ粒子を用いているため，その粒径は[redacted]となる。一方，ＳＵＰＲＡコードではＣｓＯＨの粒径を基にしているため，粒径に粒子密度（[redacted]g／cm^3）の平方根を乗じることにより[redacted]に換算する。

第 4－1 表　試験条件

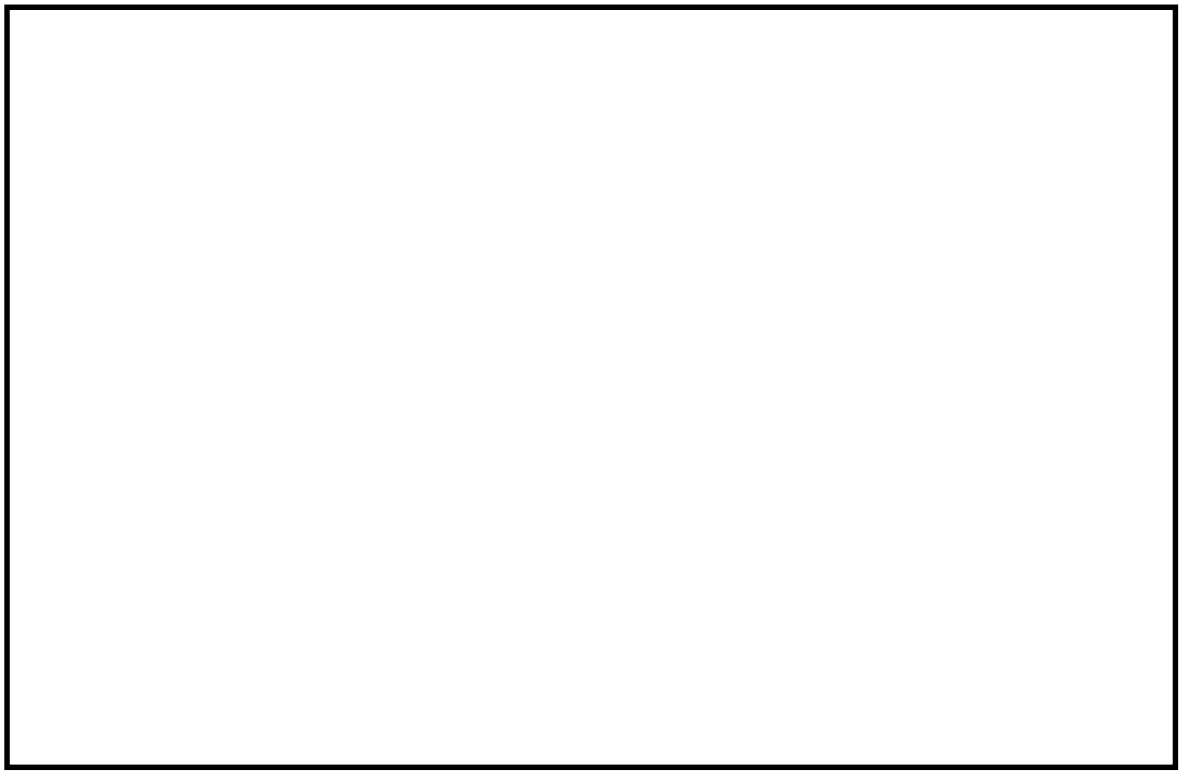
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1～15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0～3.8
Hydraulic property	pool water temperature (℃)	80	20～110
	carrier gas temperature (℃)	150	20～300
	steam fraction (vol.%)	50	0～80
	carrier gas flow rate (L/min)	600	300～2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21～1.1	0.1～1.9
	material	LATEX	LATEX,CsI



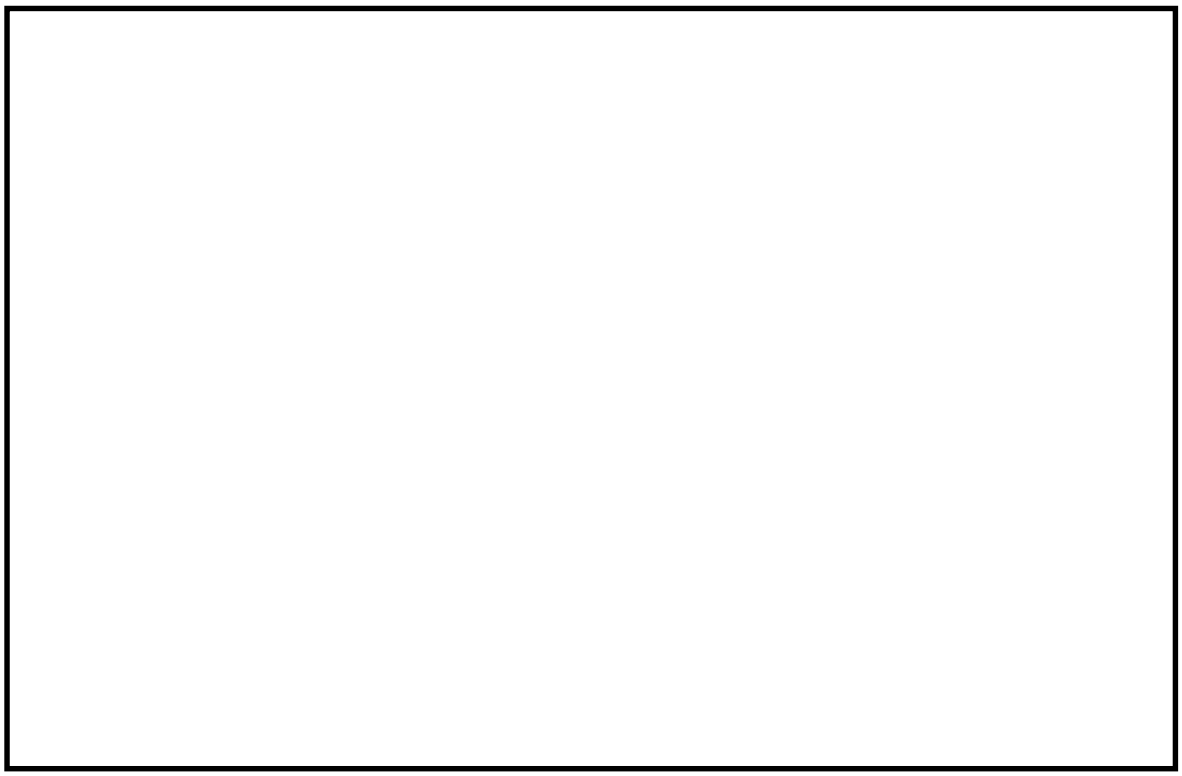
第 4－3 図　試験装置の概要



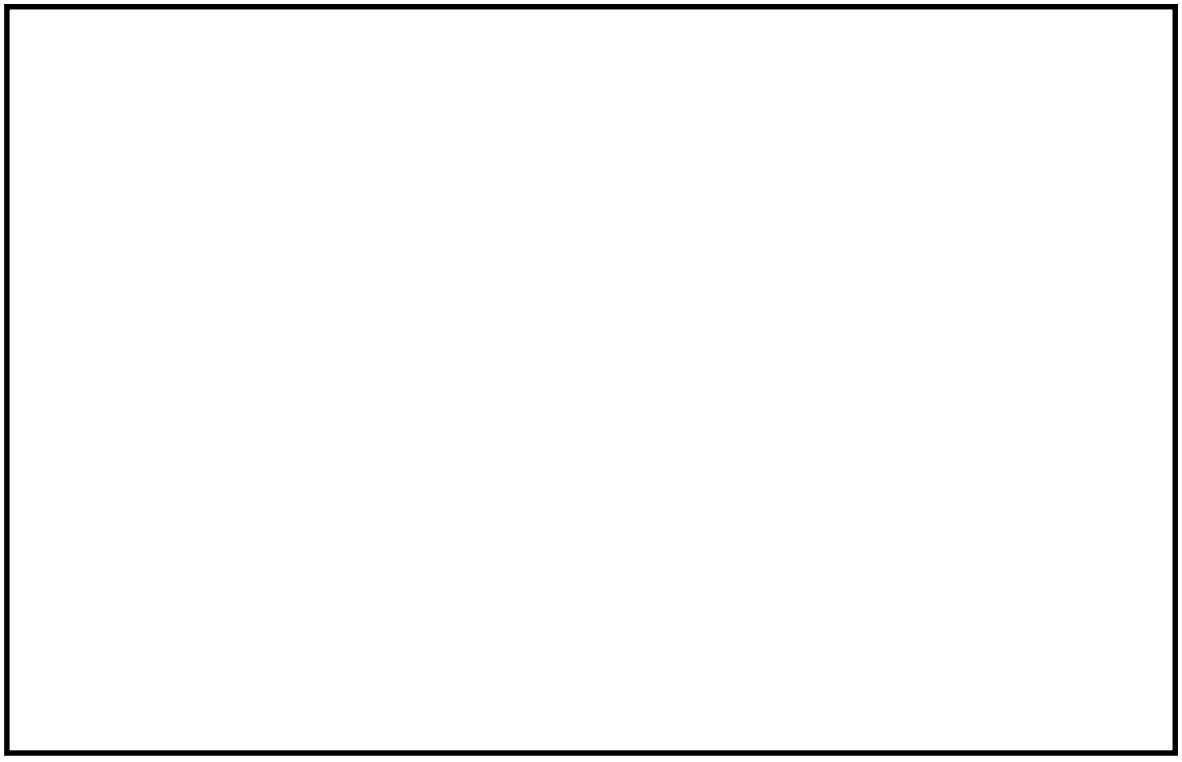
第 4－4 図　キャリアガス流量に対するＤＦの比較



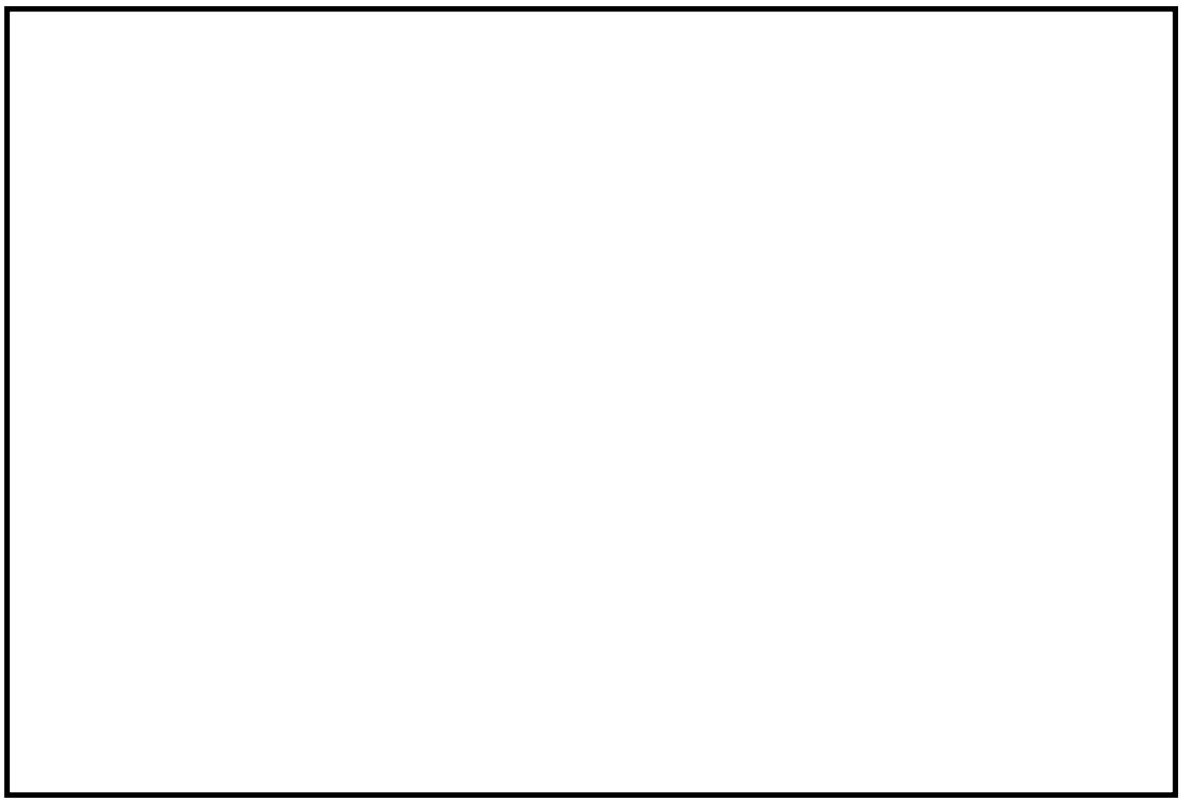
第 4－5 図　プール水温に対するＤＦの比較



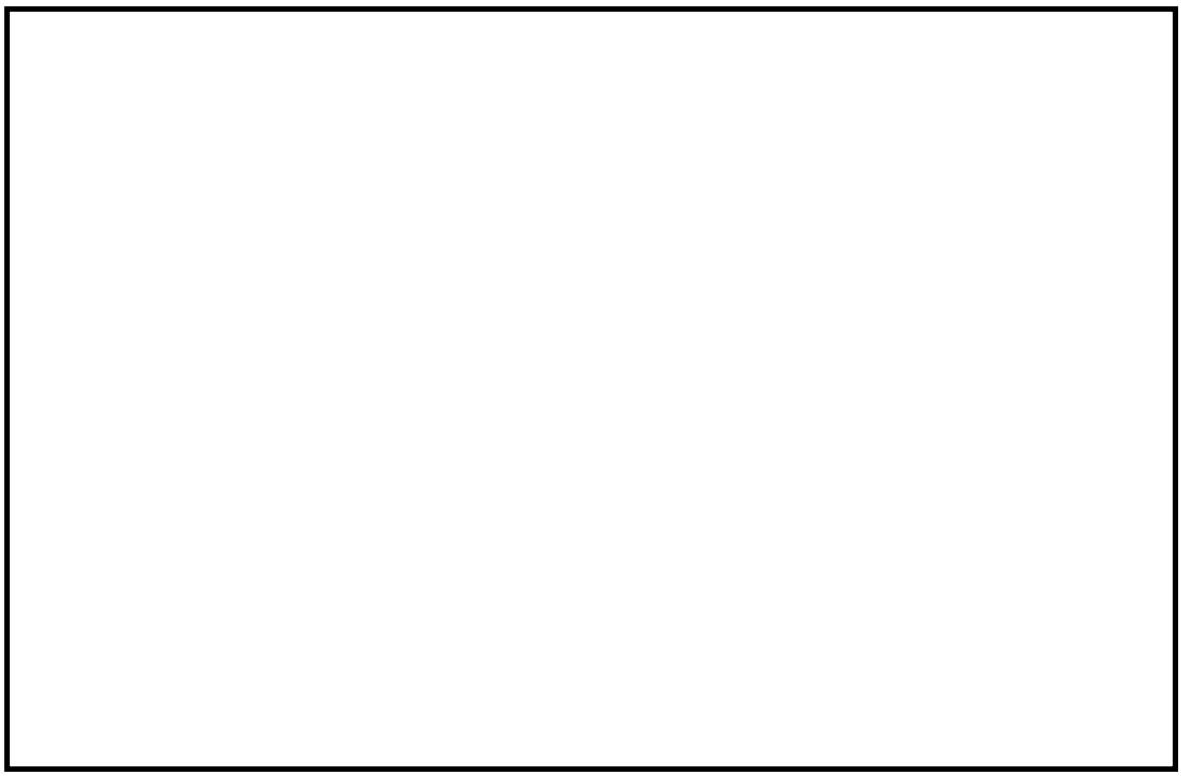
第４－６図　水蒸気割合に対するＤＦの比較



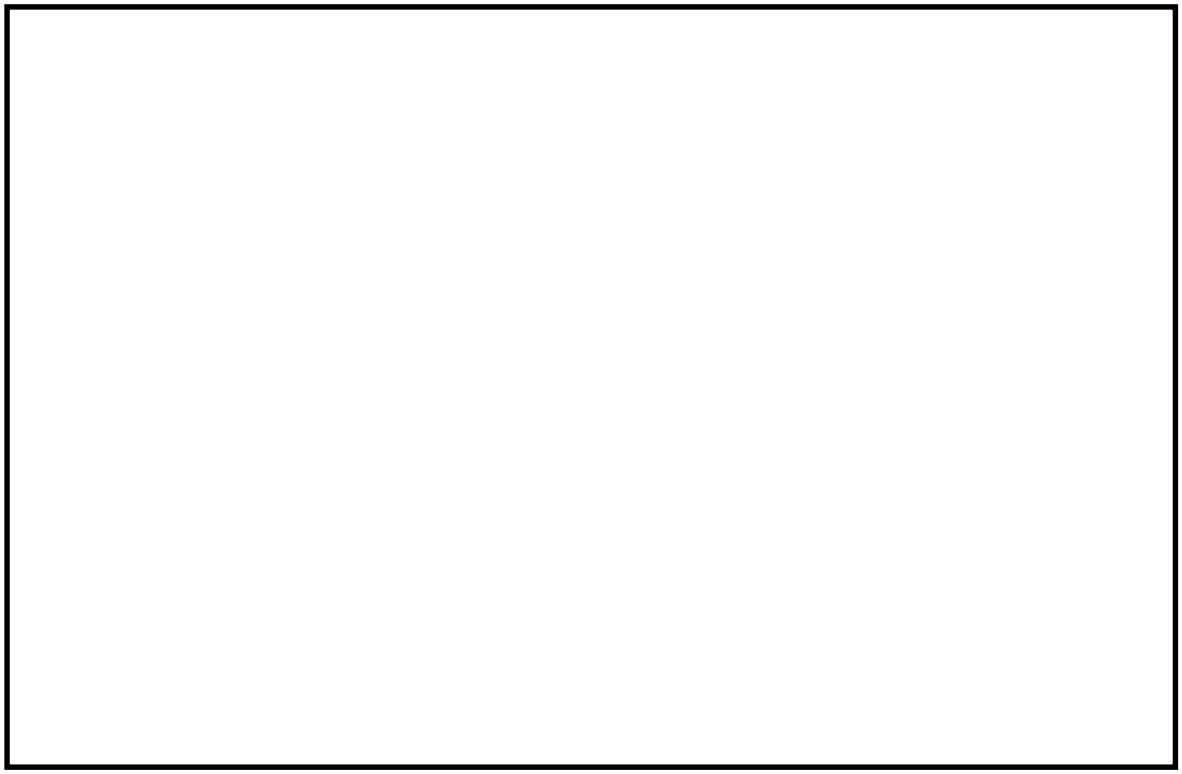
第４－７図　水蒸気割合に対するＤＦの比較（密度補正）



第 4－8 図　スクラビング水深に対するＤＦの比較



第 4－9 図　スクラビング水深に対するＤＦの比較（密度補正）



第 4－10 図　ガス温度に対するＤＦの比較

(4)　沸騰による除去効果への影響について

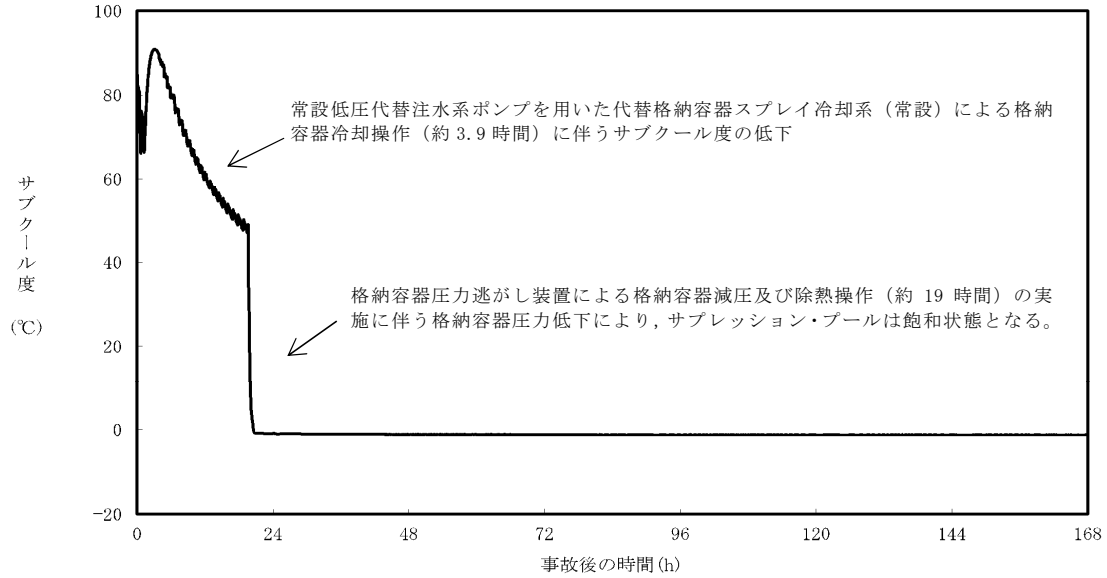
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは，第 4－11 図のとおり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため，サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。ＭＡＡＰ解析条件及び評価結果を第 4－2 表及び第 4－3 表に示す。なお，エアロゾルの粒径については，スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果，第 4－3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし,「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは，第 4

－12 図のとおり，原子炉圧力容器内のＣｓ－137 は，大破断ＬＯＣＡにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し，その後重力沈降等により，事象発生 5 時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行するため，本評価においてサプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。

なお，ＣｓＩ，ＣｓＯＨの沸点はそれぞれ 1,280℃，272.3℃以上※2 であり，シビアアクシデント時に原子炉格納容器内でＣｓＩ，ＣｓＯＨが揮発することは考えにくいが，サプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中のＣｓＩ，ＣｓＯＨの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし，その場合でも，ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のＣｓ－137 放出量（事象発生 7 日間で約 18TBq）に包絡されると考えられる。

※2　化合物の辞典　髙本 進・稲本直樹・中原勝儼・山﨑 昶[編集]　1997 年 11 月 20 日



第 4－11 図　サプレッション・プールのサブクール度の推移

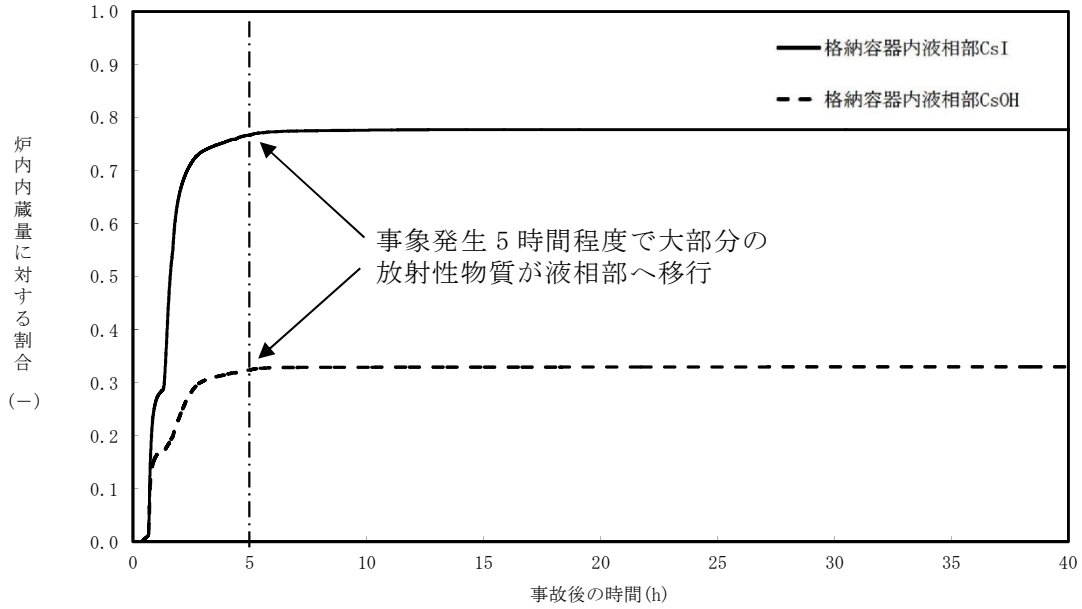
第 4－2 表　評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	□%	格納容器ベント実施前のドライウェルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	□kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa[gage]）相当
サプレッション・プール水深	□m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	□℃	未飽和状態として設定（設定上限値）
	□℃	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	□μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	□μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※ＳＵＰＲＡコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第 4－3 表　評価結果

粒径（半径）	ＤＦ	
	未飽和状態 （サブクール度 [redacted] ℃）	飽和状態 （サブクール度 [redacted] ℃）
[redacted] μｍ	[redacted]	
[redacted] μｍ		



第 4－12 図　原子炉格納容器内液相部中の存在割合

5　原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

1．無機よう素の自然沈着率の設定

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

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

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率をλ_d（$\mu g/m^3$）とすると，原子炉格納容器内における無機よう素濃度ρの濃度変化（1／s）は式１で表され，自然沈着率λ_dは時刻t_0における無機よう素濃度ρ_0と時刻t_1における無機よう素濃度ρ_1を用いて式２のとおりとなる。

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

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

なお，ＮＵＰＥＣの報告書では，Nuclear Technology“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment”の記載（ＣＳＥ Ａ６実験）より，時刻 0 分における無機よう素の気相濃度 10^5 $\mu g/m^3$及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 1.995×10^4 $\mu g/m^3$を上式に代入することで,式３のとおり,無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4}(1／s)

を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30\times60-0}\log\left(\frac{1.995\times10^4}{10^5}\right) \approx 9.0\times10^{-4} \qquad (式３)$$

この自然沈着率は，BNWL-1244，“Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report”のＣＳＥ　Ａ６実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻０分から30分の濃度変化は，よう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。（第５－１図参照）

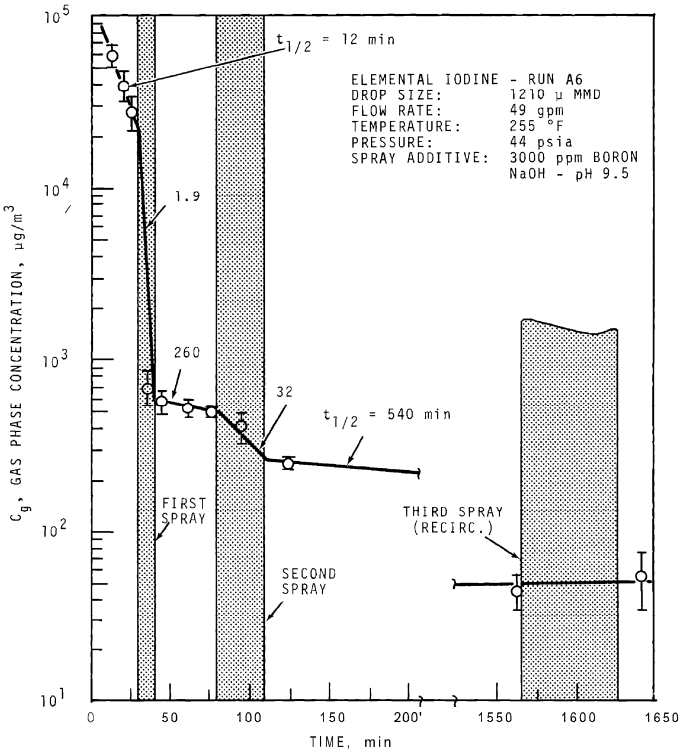


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第５－１図　CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2．ＣＳＥ実験の適用について

ＣＳＥ実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第5－1表に示す。

第5－1表　ＣＳＥ実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較

	ＣＳＥ実験のRun No.			東海第二発電所
	Ａ６※1,※2	Ａ５※3	Ａ１１※3	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約0.20	約0.22	約0.24	約0.47以下※4
雰囲気温度 (℃)	約120	約120	約120	約200以下※4
格納容器スプレイ	間欠※5	なし	なし	間欠※6

※1　R.K.Hilliard et.al,“Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

※2　R.K.Hilliard et.al,“Removal of iodine and particles from containment atmospheries by sprays”, BNWL-1244

※3　R.K.Hilliard and L.F.Coleman,“Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

※4　評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度のＭＡＡＰ解析結果より記載

※5　A6実験はスプレイを伴う実験だが，自然沈着率の算出には1回目のスプレイ実施前における原子炉格納容器内の濃度変化より設定している

※6　格納容器スプレイを実施するが,評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し，格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していないＣＳＥ　Ａ５及びＡ１１実験における無機よう素の原子力格納容器内気相部濃度の時間変化を第5－2図に示す。初期の沈着についてはＡ６と同様の傾向を示すとともに，初期濃度より数百分の1程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また，米国SRP6.5.2では，原子炉格納容器内の無機よう素濃度が1／200になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

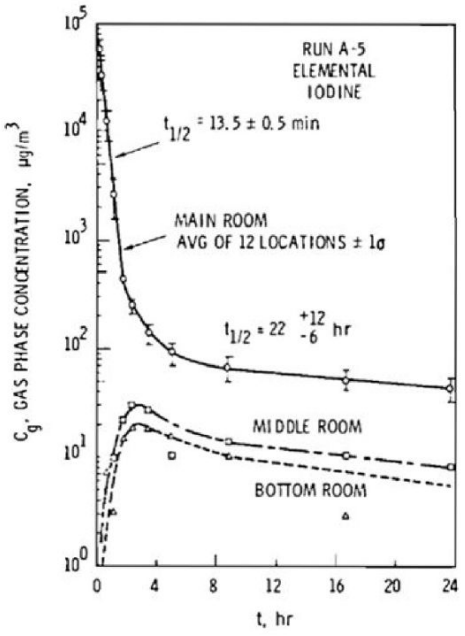


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

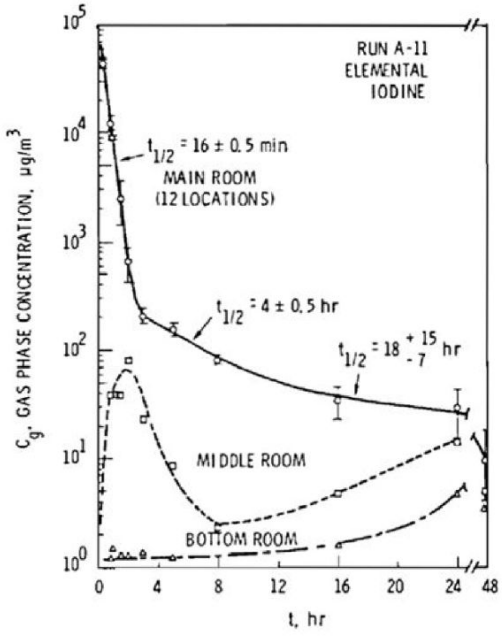


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第5－2図　ＣＳＥ　Ａ５及びＡ１１実験における無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

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

第5－2表　ＣＳＥ実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	ＣＳＥ実験体系	東海第二発電所
体積（m^3）	約600	約5,700
表面積（m^2）	約570	約5,900
比表面積（1／m）	約0.96	約1.04

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

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

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

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

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

参考

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

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として，ＳＰＡＲＣコードによる計算結果並びにＵＫＡＥＡ及びＰＯＳＥＩＤＯＮにて行われた実験がある。

1. ＳＰＡＲＣコードによる計算結果

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

なお，選定した事故シーケンスは，原子炉停止機能喪失であり，以下の事故進展を想定している。

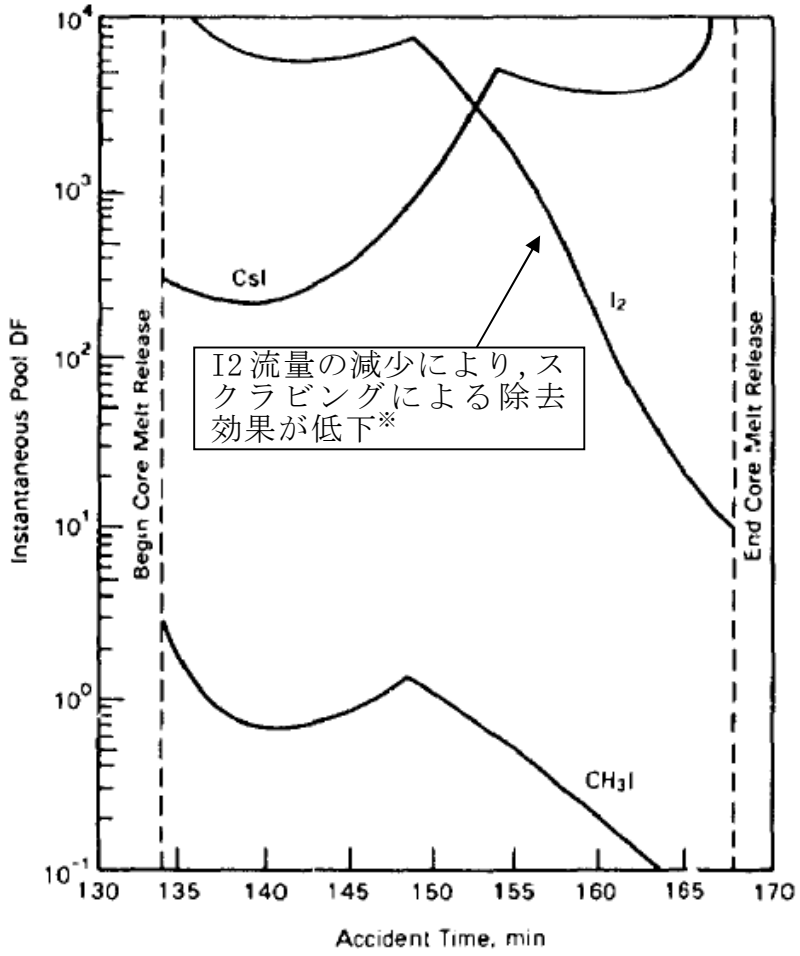
・過渡時において制御棒の挿入不良が発生

・緊急炉心冷却システムは作動するが，原子炉出力レベルはサプレッション・プールの冷却能力を超過

・原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果，炉心損傷が発生

※1 P.C.Owczarski and W.K.Winegarder, “Capture of Iodine in

Suppression Pools”,19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



第１図　ＳＰＡＲＣ計算結果（瞬時値ＤＦ）

※文献中の記載（抜粋）

“Here the I_2 flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate(and incoming I_2 concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool. ”

2. ＵＫＡＥＡ及びＰＯＳＥＩＤＯＮにて行われた実験

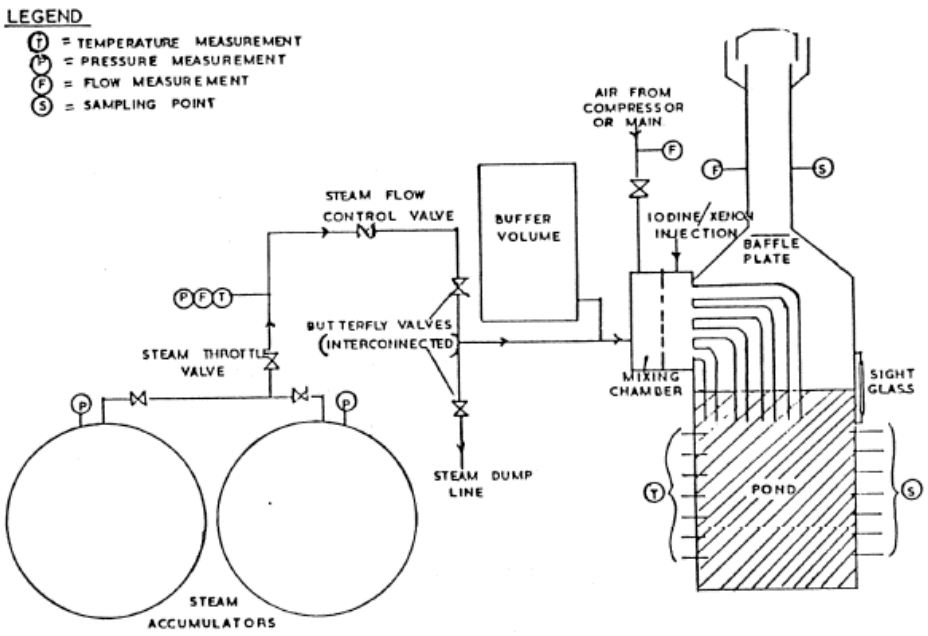
無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について，ＵＫＡＥＡ※2及びＰＯＳＥＩＤＯＮ※3において実験が行われている。実験体系を第２図及び第３図，実験条件及び実験結果を第１表及び第２表に示す※4。第２表のと

おり，無機よう素のＤＦは最小で 14 である。

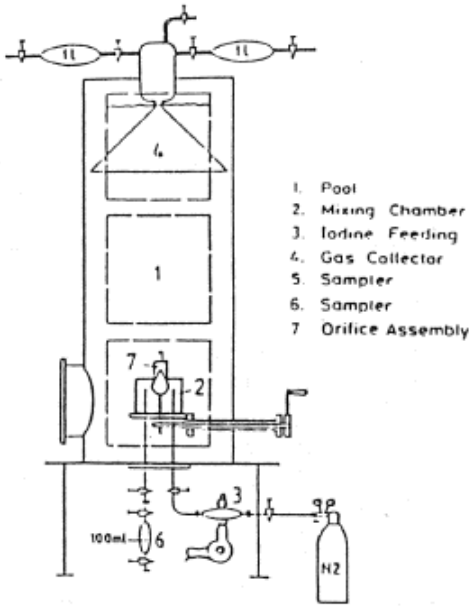
※2　イギリスのウィンフリス（重水減速沸騰軽水冷却炉(SGHWR)）の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

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

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



第 2 図　ＵＫＡＥＡ実験体系



第 3 図　ＰＯＳＥＩＤＯＮ実験体系

第 1 表　実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, μm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., ℃	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N_2 + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO_2 Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N_2 or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu_2O_3 CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	N_2 + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N_2	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	I_2 vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEIDON	I_2 vapour	-	N_2	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

第 2 表　実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO_2 Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu_2O_3 CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I_2	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I_2	20 - 300 000

* Only one test performed.

7　原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は，炉内蓄積量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。（参考１参照）

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

第７－１表　放出割合の評価結果（ＭＡＡＰ解析）

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合※1	格納容器圧力逃がし装置への放出割合※1
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}
CsI 類	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}
CsOH 類	約 3.1×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}
Sb 類	約 7.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-6}
TeO_2類	約 4.4×10^{-5}	約 3.8×10^{-7}
SrO 類	約 8.6×10^{-5}	約 2.6×10^{-5}
BaO 類	約 9.1×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
MoO_2類	約 9.1×10^{-5}	約 3.5×10^{-6}
CeO_2類	約 1.6×10^{-5}	約 1.1×10^{-5}
La_2O_3類	約 1.6×10^{-5}	約 1.1×10^{-5}

※1 小数点第２位を四捨五入

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

核種グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合※1	格納容器圧力逃がし装置への放出割合※1
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}
CsI 類	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}
CsOH 類	約 3.1×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}
Cs 類※2	約 3.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}
Sb 類	約 6.7×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}
TeO_2類	約 6.7×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}
SrO 類	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}
BaO 類	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}
MoO_2類	約 3.4×10^{-7}	約 4.5×10^{-9}
CeO_2類	約 6.7×10^{-8}	約 8.9×10^{-10}
La_2O_3類	約 2.7×10^{-8}	約 3.6×10^{-10}

※1 小数点第2位を四捨五入
※2　CsI 類及び CsOH 類の値から評価（評価式は式 1）

①ＴＭＩや福島第一原子力発電所事故での観測事実について

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

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

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

第 7－3 表　ＴＭＩ事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在割合※3

（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	^{129}I	^{85}Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	－	－	－	1	－	0.2	3	1	－
地階水，気相タンク類	0.01	－	－	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	－	－	－	0.1	－	0.7	5	7	－
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のI濃度測定値と多量のデブリ（おもに地下水沈殿物）のため，ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。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る。

※3 存在割合＝サンプル試料の分析結果／ＯＲＩＧＥＮ２コード解析結果

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

また，第 7－4 表は，福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土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（ＮＤ）という結果となっている。

第 7－4 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

（単位：Bq/kg・乾土）

試料採取場所		【定点①】*1 グランド（西北西約500m）*2			【定点②】*1 野鳥の森（西約500m）*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍（南南西約500m）*2		④5,6号機サービスビル前（北約1,000m）*2	⑤固体廃棄物貯蔵庫1,2棟近傍（北約500m）*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
試料採取日		3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
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
測定日		3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

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

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より，各元素の放出挙動は以下のように整理されており※4，高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し，中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

Ｉ，Ｃｓ：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Ｓｂ，Ｔｅ：被覆管と反応した後，被覆管の酸化に伴い放出される。

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

Ｃｅ，Ｎｐ，Ｐｕ，Ｙ，Ｚｒ，Ｎｂ：高温状態でも放出速度は低い。

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

③補正について

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

・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ｒｕ及びＭｏ）の放出について，低温の溶融燃料表面付近ではなく，溶融燃料の平均温度を基に放出速度を

算出しているため，ＭＡＡＰ解析が保守的な結果を与える場合がある。

・Ｍｏの放出量評価について，ＮＵＲＥＧ-1465 よりもＭＡＡＰの方が放出量を多く評価する。

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

第 7－5 表　ＭＡＡＰ事象進展とＮＵＲＥＧ－1465 の想定の比較

	燃料被覆管損傷が開始し，ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し，溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
ＭＡＡＰ	約 4 分～約 27 分※5	約 27 分～約 3.3 時間※6
ＮＵＲＥＧ-1465	～30 分	30 分～2 時間

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

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

以下，各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ，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解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお，Ｃｓの放出割合については，ＣｓＩグループ及びＣｓＯＨグループの放出割合，Ｉ 元素とＣｓ元素の原子炉停止直後の炉内蓄積重量より，式 1 を用いて評価する。（式 1 の導出過程は，参考 2 参照）

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

$F_{Cs}(T)$ ：時刻Ｔにおけるセシウムの放出割合
$F_{CsOH}(T)$ ：時刻Ｔにおけるセシウム水酸化物の放出割合
$F_{CsI}(T)$ ：時刻Ｔにおけるヨウ化セシウムの放出割合
M_I ：停止直後のＩの炉内蓄積重量
M_{Cs} ：停止直後のセシウムの炉内蓄積重量
W_I ：Ｉの分子量
W_{Cs} ：セシウムの分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

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

ここで，中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは，格納容器ベントからの放出については希ガス，原子炉建屋への漏えいについてはＣｓと同一になるものとし※7，事象発生から 168 時間経過時点における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ＮＵＲＥＧ-1465 で得られた比率に等しいとして，式 2 及び式 3 に基づき評価する。

また、第 7－6 表に，ＮＵＲＥＧ-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

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

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

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

$F_i(T)$：時刻Ｔにおけるｉ番目のＭＡＡＰ核種グループの放出割合
$F_{NG}(T)$：時刻Ｔにおける希ガスグループの放出割合
$F_{CS}(T)$：時刻ＴにおけるＣｓ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原子炉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　原子炉格納容器への放出割合

※7　原子炉格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは，粒子状として振る舞い，沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって，中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては，沈着等による除去効果を受けるＣｓの振る舞いに近いと考えられる。

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

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

第7－6表　ＮＵＲＥＧ-1465での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※8
Cs	0.25
TeO_2，Sb	0.05
SrO，BaO	0.02
MoO_2	0.0025
CeO_2	0.0005
La_2O_3	0.0002

※8 ＮＵＲＥＧ-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和
（ＮＵＲＥＧ-1465では，「Gap Release」，「Early In-Vessel」，「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため，原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

参考１　大気への放出量評価過程について

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

第7－7表　ＭＡＡＰにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種※9
希ガス類	Ｋｒ，Ｘｅ
ＣｓＩ類	Ｉ
ＣｓＯＨ類	Ｃｓ，Ｒｂ
Ｓｂ類	Ｓｂ
TeO_2類	Ｔｅ
ＳｒＯ類	Ｓｒ
ＢａＯ類	Ｂａ
MoO_2類	Ｍｏ，Ｃｏ，Ｔｃ，Ｒｕ，Ｒｈ
CeO_2類	Ｃｅ，Ｎｐ，Ｐｕ
La_2O_3類	Ｌａ，Ｙ，Ｚｒ，Ｎｂ， Ｐｒ，Ｎｄ，Ａｍ，Ｃｍ

※9 本評価において「Te_2類」及び「UO_2類」の核種グループに対するＭＡＡＰ解析結果がゼロのため，対象外とした。

［FP の核種グループ］

(NUREG-1465)

ｸﾞﾙｰﾌﾟ	核種
1	希ガス/Xe, Kr
2	ハロゲン/I, Br
3	アルカリ金属/Cs, Rb
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se
5	ﾊﾞﾘｳﾑ・ｽﾄﾛﾝﾁｳﾑ/ Ba, Sr
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np

(MAAP)

ｸﾞﾙｰﾌﾟ	核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO_2
4	SrO
5	MoO_2
6	CsOH
7	BaO
8	La_2O_3
9	CeO_2
10	Sb
11	Te_2
12	UO_2

第 7－1 図　ＭＡＡＰ及びＮＵＲＥＧ－1465 における核種グループの

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

参考２　Ｃｓの放出割合の評価式について

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

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

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

1．ＣｓＩに含まれるＣｓ

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

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

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

2．ＣｓＯＨに含まれるＣｓ

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

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

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

3．Ｃｓの放出割合

1. 及び 2. で得られたＣｓの放出量をＣｓの炉内蓄積重量で除することで，Ｃｓの放出割合を算出する。

$$F_{Cs}(T) = \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}}$$

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

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

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

参考 3　ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の放出割合について

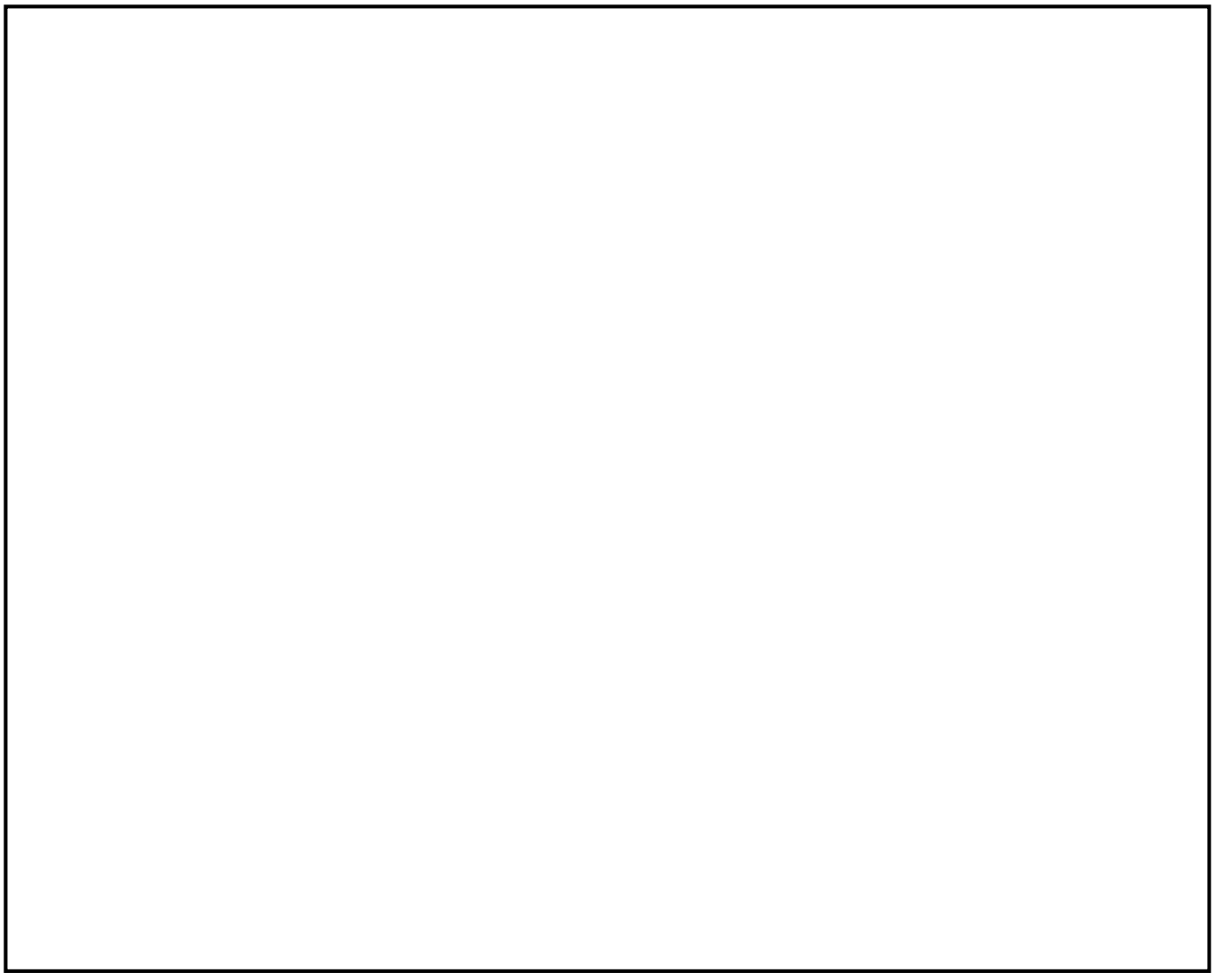
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＧ-1465 の放出割合を第 7－8 表に示す。第 7－8 表のとおり，Ｃｓ及びＩについてはＭＡＡＰ解析結果の方が大きい。また，希ガスについては，ＮＵＲＥＧ-1465 の放出割合の方が大きいが，これは東海第二の想定事故シナリオでは，原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第 7－8 表　ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の放出割合

	ＭＡＡＰ	ＮＵＲＥＧ-1465
希ガス	約 0.95	1
Ｉ	約 0.78	0.30
Ｃｓ	約 0.37	0.25

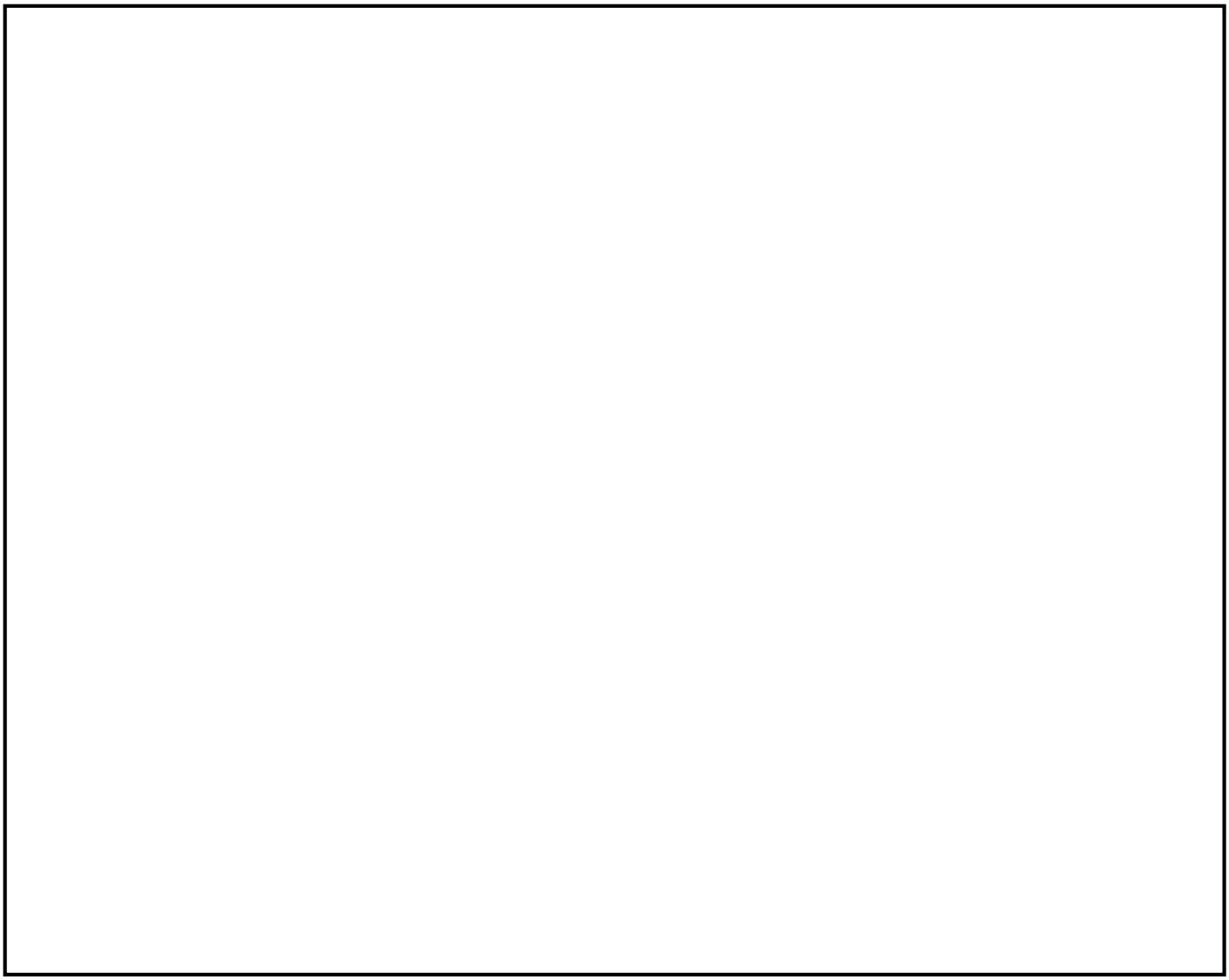
8　炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について

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



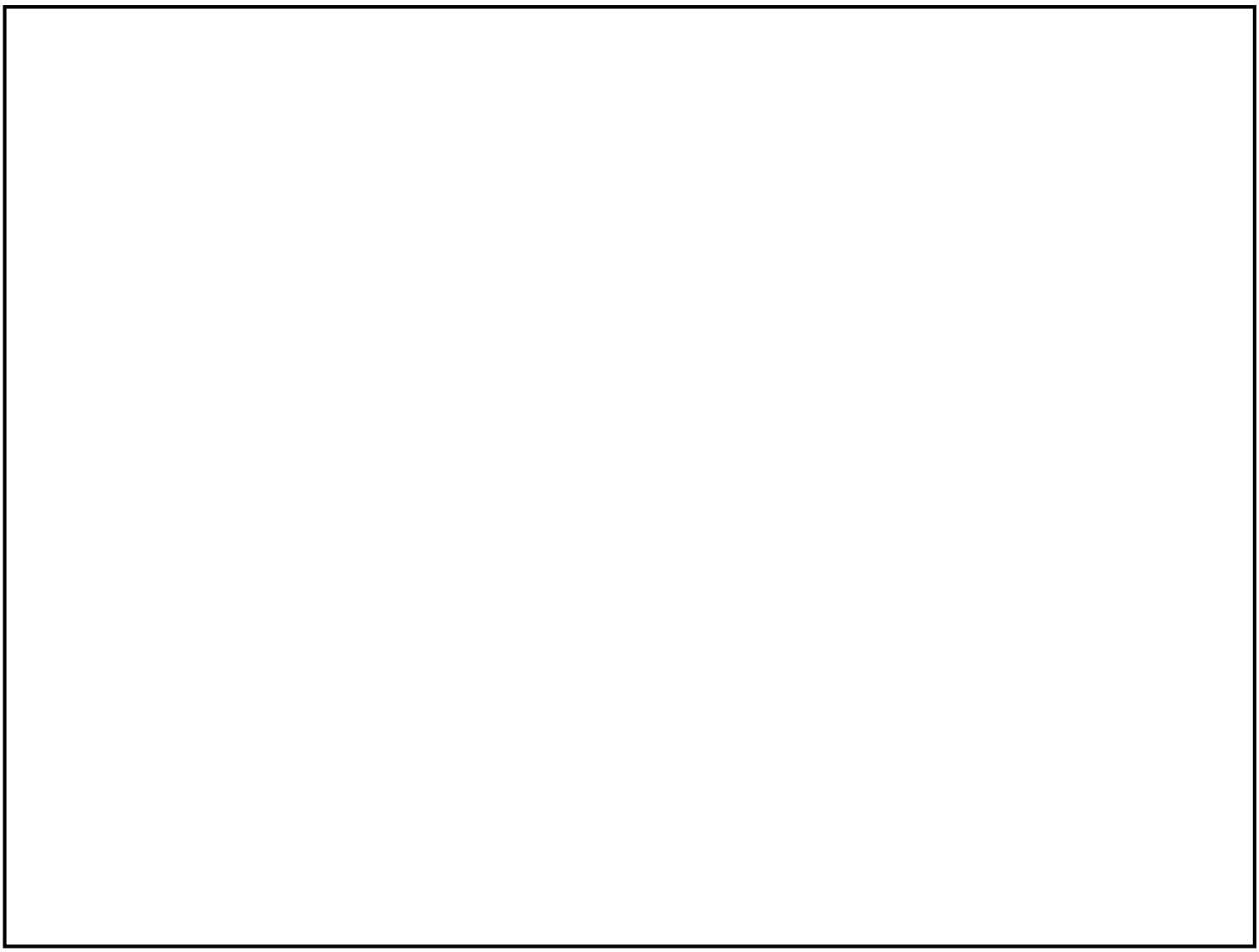
第 8－1 図　中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：中央制御室中心）



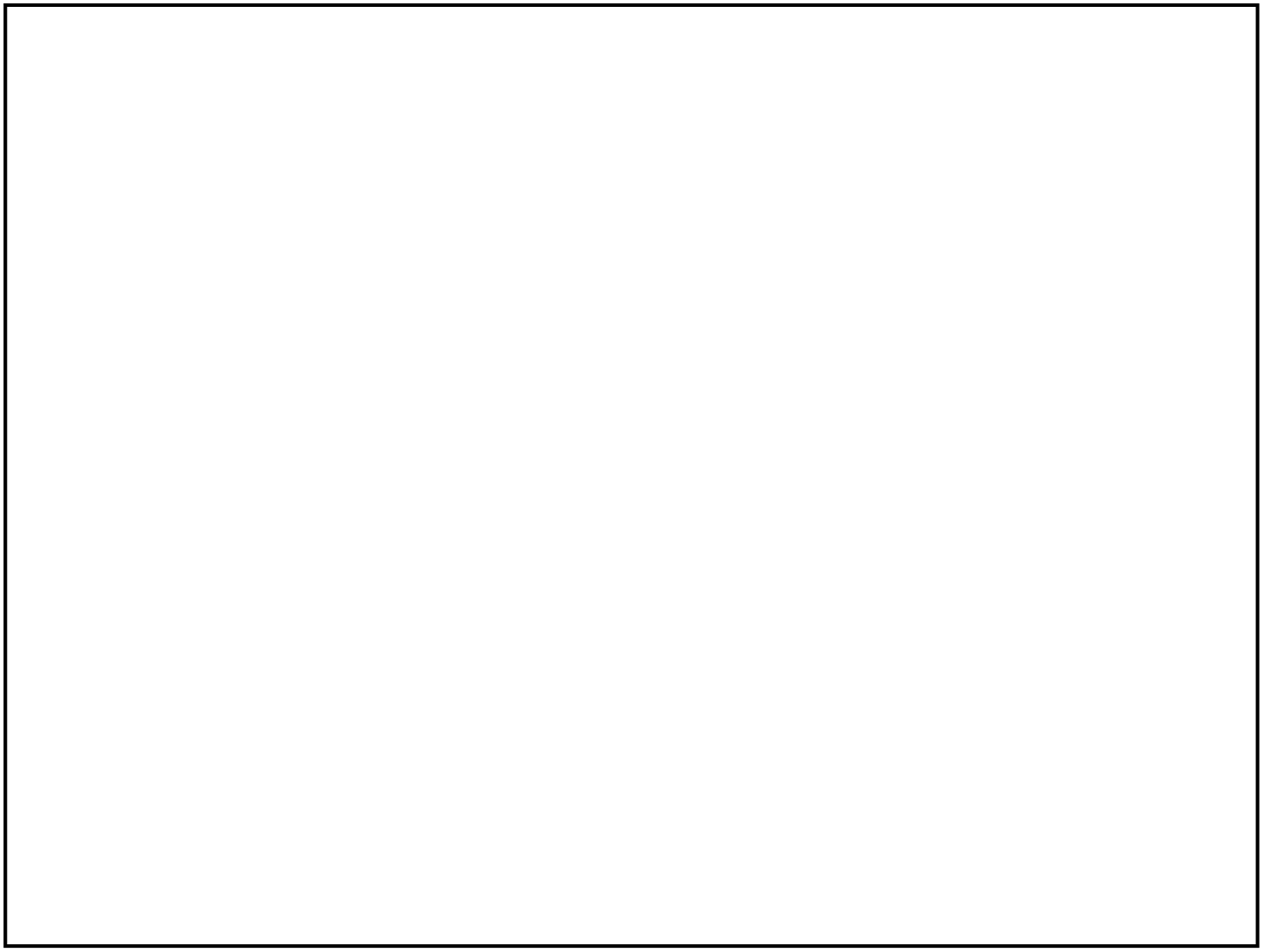
第 8－2 図　入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：格納容器圧力逃がし装置排気口，評価点：建屋出入口）



第 8－3 図　中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：中央制御室中心）



第 8－4 図　入退域時の評価対象方位（風向）

（放出源：原子炉建屋側壁，評価点：建屋出入口）

第 8－1 表　各評価点における相対濃度及び相対線量の評価結果

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

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

第 8－2 表　相対濃度及び相対線量の評価結果（1/3）

（格納容器圧力逃がし装置放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度（%）	評価結果（s／m^3）	累積出現頻度（%）	評価結果（Gy／Bq）
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 8.8×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 8.8×10^{-19}
	97.013	約 3.7×10^{-4}	97.013	約 8.8×10^{-19}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 3.7×10^{-4}	96.990	約 9.4×10^{-19}
	97.001	約 3.7×10^{-4}	97.001	約 9.4×10^{-19}
	97.013	約 3.8×10^{-4}	97.013	約 9.4×10^{-19}
	…	…	…	…

第 8－2 表　相対濃度及び相対線量の評価結果（2/3）

（建屋放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度（%）	評価結果（s／m^3）	累積出現頻度（%）	評価結果（Gy／Bq）
室内作業時	…	…	…	…
	96.990	約 8.3×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.3×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.3×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.990	約 8.2×10^{-4}	96.990	約 2.9×10^{-18}
	97.001	約 8.2×10^{-4}	97.001	約 2.9×10^{-18}
	97.013	約 8.2×10^{-4}	97.013	約 2.9×10^{-18}
	…	…	…	…

第 8－2 表　相対濃度及び相対線量の評価結果（3/3）

（非常用ガス処理系出口放出）

	相対濃度		相対線量	
	累積出現頻度（%）	評価結果（s／m^3）	累積出現頻度（%）	評価結果（Gy／Bq）
室内作業時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 8.8×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 8.8×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 8.8×10^{-20}
	…	…	…	…
入退域時	…	…	…	…
	96.994	約 3.0×10^{-6}	96.994	約 9.0×10^{-20}
	97.006	約 3.0×10^{-6}	97.006	約 9.0×10^{-20}
	97.018	約 3.1×10^{-6}	97.018	約 9.0×10^{-20}
	…	…	…	…

9　フィルタの除去性能について

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

1．フィルタへの捕集量の評価条件

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

① よう素重量の評価において，安定核種として I-127 及び I-129 を考慮する。

② 第 9-1 表に示す炉内蓄積量を評価に用いる。

③ よう素用チャコールフィルタの捕集量評価においては，よう素の化学組成を有機よう素 4%，無機よう素 96%とする。

④ 粒子用高効率フィルタの捕集量評価においては，よう素の全量が粒子状よう素として設定する。

⑤ 中央制御室換気空調系の再循環フィルタ（よう素用チャコールフィルタ及び粒子用高効率フィルタ）における捕集量評価については，大気放出量評価における格納容器圧力逃がし装置の除染係数は考慮しない。また，フィルタの除去効率は 100%として評価する。（第 9－1 図及び第 9－2 図参照）

第 9－1 表　炉内蓄積量（安定核種含む）

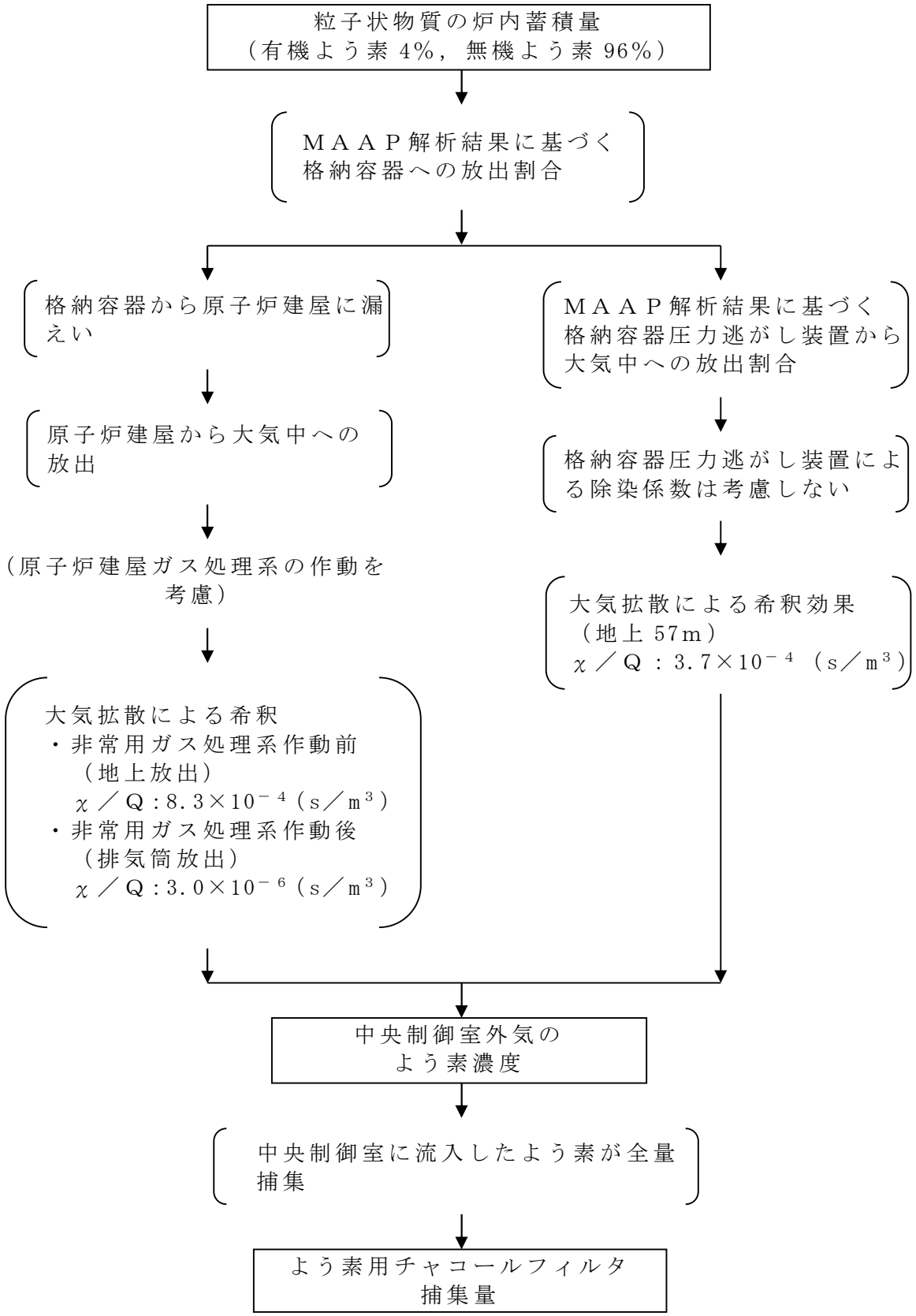
核種グループ	炉内蓄積量（kg）
よう素類	約 2.4×10^{1}
Ｃｓ類	約 1.5×10^{2}
Ｓｂ類	約 3.2×10^{-2}
Ｔｅ類	約 5.9×10^{-1}
Ｓｒ類	約 6.8×10^{1}
Ｂａ類	約 2.2×10^{0}
Ｒｕ類	約 1.9×10^{1}
Ｃｅ類	約 8.0×10^{2}
Ｌａ類	約 2.8×10^{1}
合計	約 1.1×10^{3}

2.　フィルタへの捕集量の評価結果

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

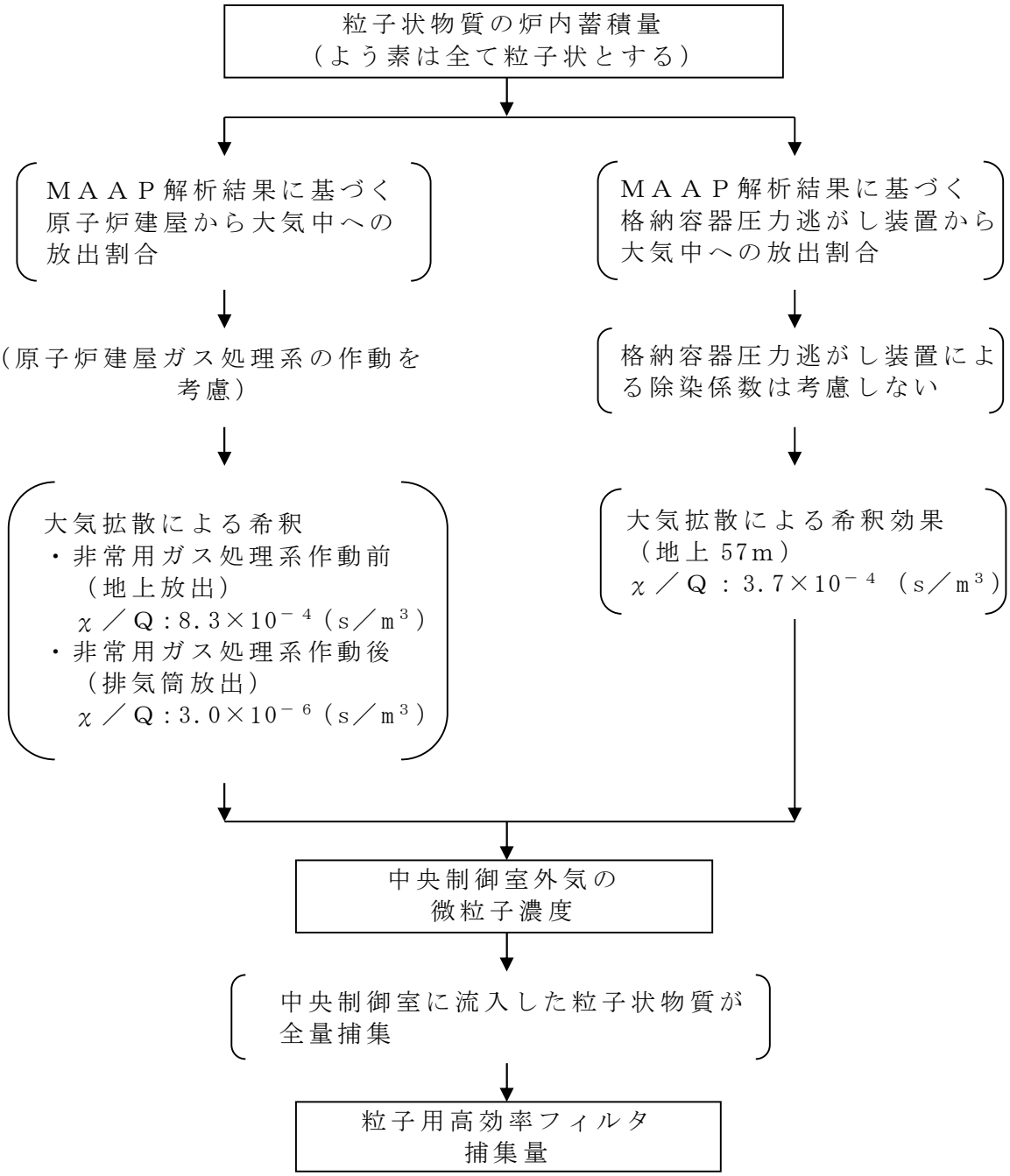
第 9－2 表　中央制御室換気空調系における
フィルタ保持容量と捕集量評価結果

フィルタの種類	保持容量（g）	捕集量（g）
よう素用チャコールフィルタ	約 9.9×10^{1}	約 1.4×10^{-1}
粒子用高効率フィルタ	約 2.3×10^{3}	約 7.5×10^{-4}



第 9－1 図　中央制御室換気空調系における

よう素用チャコールフィルタへの捕集量評価過程



第 9－2 図　中央制御室換気空調系における

粒子用高効率フィルタへの捕集量評価過程

10　中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて

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

１．　考慮する線源

格納容器ベント実施に伴い放出される放射性物質のうち希ガス類はフィルタ装置に取り込まれず，中央制御室換気系の粒子用高効率フィルタ及びよう素チャコールフィルタ内には放射性物質が取り込まれる。

取り込まれる放射性物質のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合の大気放出量は第 10－1 表のとおりであり，希ガス類及びよう素類の放出割合が大きい。したがって，よう素チャコールフィルタに取り込まれたよう素が支配的な線源となる。

上記のことから，よう素チャコールフィルタ内のよう素に起因するガンマ線による影響を評価した。

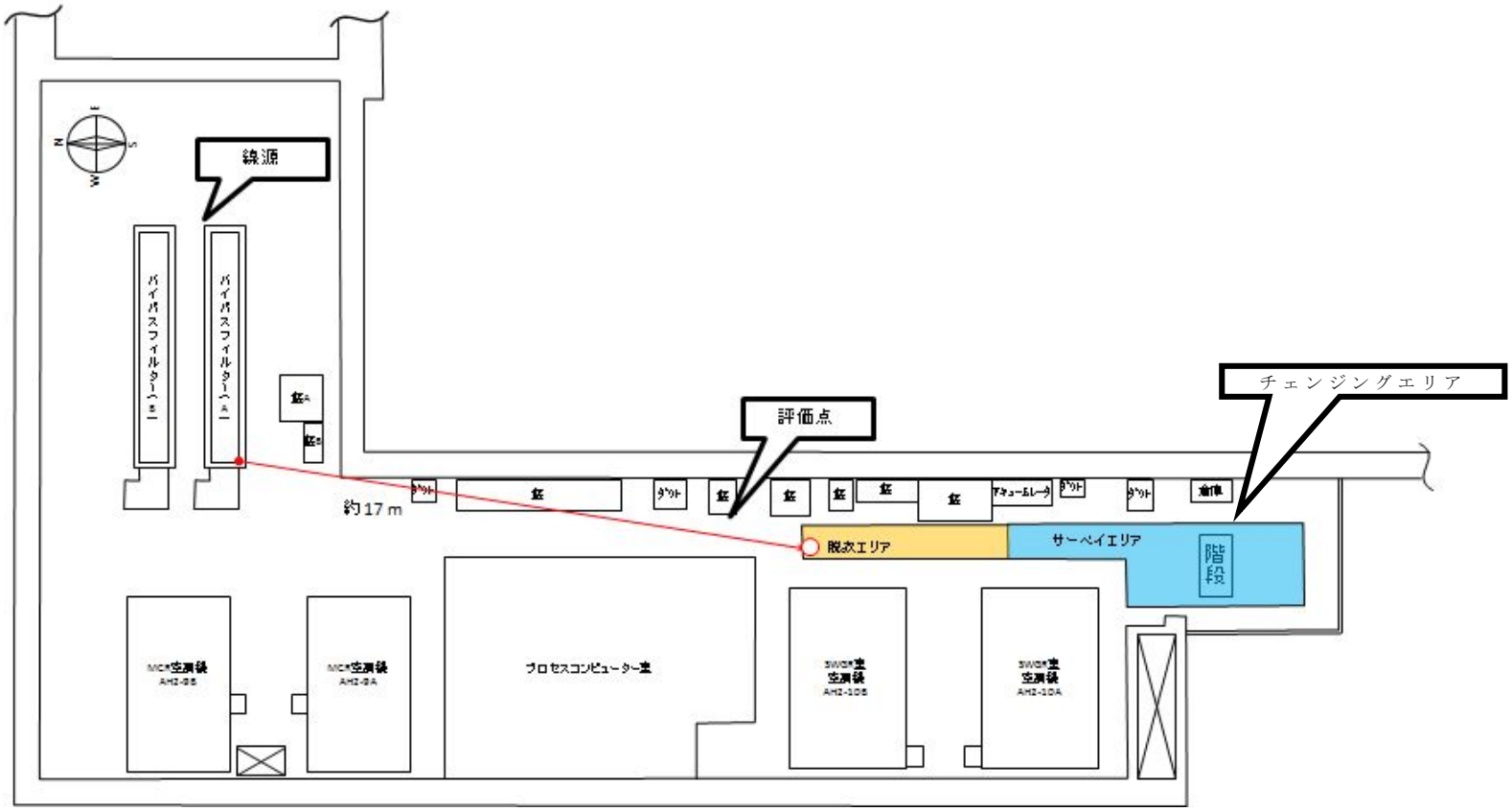
なお，よう素チャコールフィルタに流入するよう素は，その全量がフィルタ内に取り込まれるものとし，よう素はフィルタ内に一様に分布するものとした。

第 10－1 表 炉心の著しい損傷が発生した場合の大気放出量

	大気放出量（Bq）
希ガス類	約 9.0×10^{18}
よう素類	約 1.0×10^{16}
ＣｓＯＨ類	約 3.8×10^{13}
Ｓｂ類	約 4.5×10^{12}
TeO_2類	約 3.7×10^{13}
ＳｒＯ類	約 2.0×10^{13}
ＢａＯ類	約 2.0×10^{13}
MoO_2類	約 6.9×10^{12}
CeO_2類	約 4.3×10^{12}
La_2O_3類	約 1.2×10^{12}

２． 評価点

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



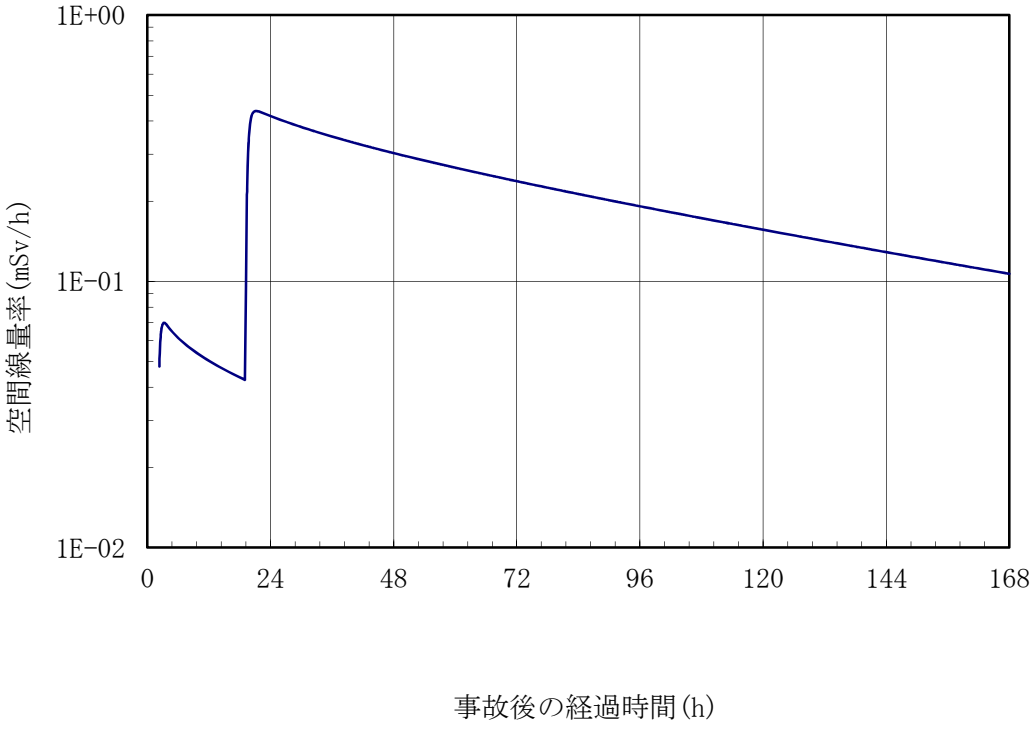
第 10－1 図　線源，チェンジングエリア及び評価点の位置関係

３．評価コード

評価コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ2Ｒコードを用いた。

４．評価結果

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



第 10－2 図 チェンジングエリアの空間線量率の推移

11　空気流入率測定試験結果について

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

第11－1表　東海第二発電所中央制御室空気流入率測定試験結果

<table>
<tr><td>項 目</td><td colspan="4">内 容</td></tr>
<tr><td>試験日程</td><td colspan="4">平成27年2月24日～平成27年2月26日
（試験時のプラント状態：停止中）</td></tr>
<tr><td rowspan="3">空気流入率測定
試験における
均一化の程度</td><td>系 統</td><td colspan="3">トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ
：（測定値－平均値）／平均値（%）</td></tr>
<tr><td>A系</td><td colspan="3">－7.6～7.0%</td></tr>
<tr><td>B系</td><td colspan="3">－5.7～8.1%</td></tr>
<tr><td>試験手法</td><td colspan="4">内規に定める空気流入率測定試験手法のうち
「基本的な試験手順」／「全サンプリング点による試験手順」にて実施</td></tr>
<tr><td rowspan="6">適用条件</td><td colspan="2">内 容</td><td>適用</td><td>備考</td></tr>
<tr><td colspan="2">トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。</td><td>○</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">決定係数R^2が0.90以上であること。</td><td>－</td><td>均一化の目安を満足している</td></tr>
<tr><td colspan="2">①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。</td><td>－</td><td>均一化の目安を満足している</td></tr>
<tr><td colspan="2">②特異点の除外が，１時点の全測定データ個数の10%以内であること。</td><td>－</td><td>特異点の除外はない</td></tr>
<tr><td colspan="2">③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。</td><td>－</td><td>特定の区画を排除せず，全ての区画を包含するリーク率で評価している。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">試験結果</td><td>系統</td><td>空気流入率
(±以下は95%信頼限界値)</td><td colspan="2">決定係数R^2</td></tr>
<tr><td>A系</td><td>0.47 回/h（±0.012）</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>B系</td><td>0.44 回/h（±0.012）</td><td colspan="2">－</td></tr>
<tr><td>特記事項</td><td colspan="4"></td></tr>
</table>

12　全面マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において，以下の検討を踏まえ，全面マスクの防護係数として 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）（以下「基発 0412 第 1 号」という。）によると「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって，粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を取り扱う場合，内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため，漏れを考慮しても，50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 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 38 条　事業者は，第 28 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 3 条第 3 項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは，その汚染の程度に応じて防じんマスク，防毒マスク，ホースマスク，酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え，これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下，基発 0412 第 1 号（平成 25 年 4 月 12 日抜粋）

キ　保護具（第 38 条関係）

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

	放射能濃度 200 万 Bq／kg 超	放射能濃度 50 万 Bq／kg 超 200 万 Bq／kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq／kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg／m^3超の場所における作業）	捕集効率 99.9％以上 （全面型）	捕集効率 95％以上	捕集効率 80％以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg／m^3以下の場所における作業）	捕集効率 95％以上	捕集効率 80％以上	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の超える事故由来廃棄物を扱う作業であって,粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合，内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため，漏れを考慮しても，50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9％以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2．マスクメーカーによる除染係数検査結果について

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

タの透過率は 0.083％以下）

第 12－1 表　マスクメーカーによる除染係数検査結果

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

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

3．呼吸用保護具着用に関する教育・訓練について

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

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

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

13　運転員の勤務体系について

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

(1) 中央制御室居住性評価で想定する勤務形態

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

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

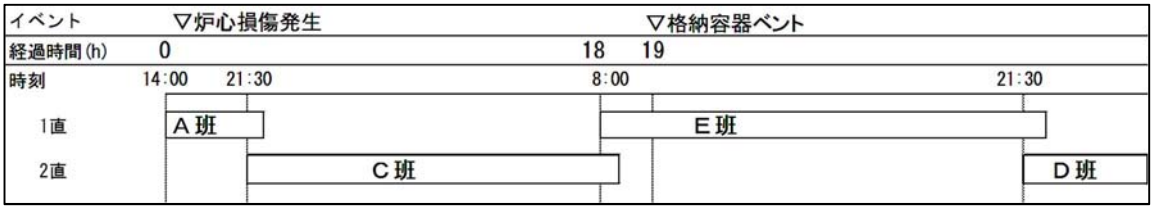
第 13－1 表　想定する勤務体系

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

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

① 格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合

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



②事故発生直後に滞在時間が最長となる場合

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

(2) 中央制御室居住性評価に係る被ばく評価結果

(1) で想定した勤務スケジュールにおける被ばく評価結果について格納容器ベント実施時に滞在時間が最長となる場合を第 13－2 表及び第 13－3 表に，事故発生直後に滞在時間が最長となる場合を第 13－4 表及び第 13－5 表示す。この結果，最も被ばく線量が大きくなるのは，事故発生直後に滞在時間が最長となる場合のＡ班であり，実効線量は約 60mSv となった。

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

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 5.9×10^{1}							約 5.9×10^{1}
B 班			約 1.3×10^{1}	約 9.9×10^{0}		約 5.7×10^{0}	約 4.8×10^{0}	約 3.4×10^{1}
C 班	約 2.2×10^{1}				約 7.9×10^{0}	約 6.5×10^{0}		約 3.7×10^{1}
D 班		約 1.5×10^{1}	約 1.1×10^{1}				約 7.8×10^{0}	約 3.4×10^{1}
E 班		約 4.4×10^{1}		約 8.5×10^{0}	約 6.9×10^{0}			約 6.0×10^{1}

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

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 4.5×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.4×10^{1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.3×10^{1}
	（内訳）　内部被ばく 外部被ばく	約 2.2×10^{0} 約 1.0×10^{1}
	②大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.9×10^{0}
	小　　計　（①＋②＋③）	約 3.2×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 5.9×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 1.8×10^{-2}
	（内訳）　内部被ばく 外部被ばく	約 4.6×10^{-3} 約 1.3×10^{-2}
	⑤大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 2.7×10^{1}
	小　　計　（④＋⑤）	約 2.7×10^{1}
合　計（①＋②＋③＋④＋⑤）		約 6.00×10^{1}

第 13－4 表　事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の被ばく評価結果（マスクを考慮）

(mSv)

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目	合計
A 班	約 6.0×10^{1}							約 6.0×10^{1}
B 班			約 1.2×10^{1}	約 9.3×10^{0}		約 5.5×10^{0}	約 2.7×10^{0}	約 3.0×10^{1}
C 班	約 4.0×10^{1}				約 7.5×10^{0}	約 6.2×10^{0}		約 5.4×10^{1}
D 班		約 1.4×10^{1}	約 1.0×10^{1}				約 5.2×10^{0}	約 2.9×10^{1}
E 班		約 2.4×10^{1}		約 8.0×10^{0}	約 6.6×10^{0}			約 3.9×10^{1}

第 13－5 表　事故発生直後に滞在時間が最長となる場合の最大の線量となる班（A班）の被ばく評価結果の内訳（マスクを考慮）

被ばく経路		実効線量 (mSv)
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 7.8×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 9.6×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.6×10^{1}
	（内訳）　内部被ばく	約 4.0×10^{1}
	外部被ばく	約 5.3×10^{0}
	②大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 4.7×10^{0}
	小　　計　（①＋②＋③）	約 5.2×10^{1}
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 2.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 6.9×10^{-3}
	（内訳）　内部被ばく	約 1.3×10^{-3}
	外部被ばく	約 5.6×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され，地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 8.0×10^{0}
	小　　計　（④＋⑤）	約 8.3×10^{0}
合　計（①＋②＋③＋④＋⑤）		約 6.04×10^{1}

14　グランドシャイン評価モデルについて

中央制御室の居住性に影響するグランドシャインの評価モデルを以下に示す。

（１）線源領域

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

・中央制御室天井より高い位置に存在する線源は中央制御室の天井レベル（EL23m）で代表させた。

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

入退域時の評価モデルを第 14－3 図に示す。原子炉建屋周辺の地形は平坦で約 100m 離れた場所に丘状の斜面がある。斜面は標高差 20m 程度のなだらかな形状であり，また原子炉建屋周辺の建屋によって遮蔽されるため地形による寄与は無視できると考えられる。そこで，地表線源からのグランドシャインの評価にあたっては，放射性物質が平坦な土壌に一様に沈着したものとし，線源領域は評価点を囲む一辺 800m の正方形と設定した。

（２）遮蔽

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

各々の最少厚さで代表した。また，コンクリートの種類は普通コンクリート（密度 2.0g/cm^3）とした。

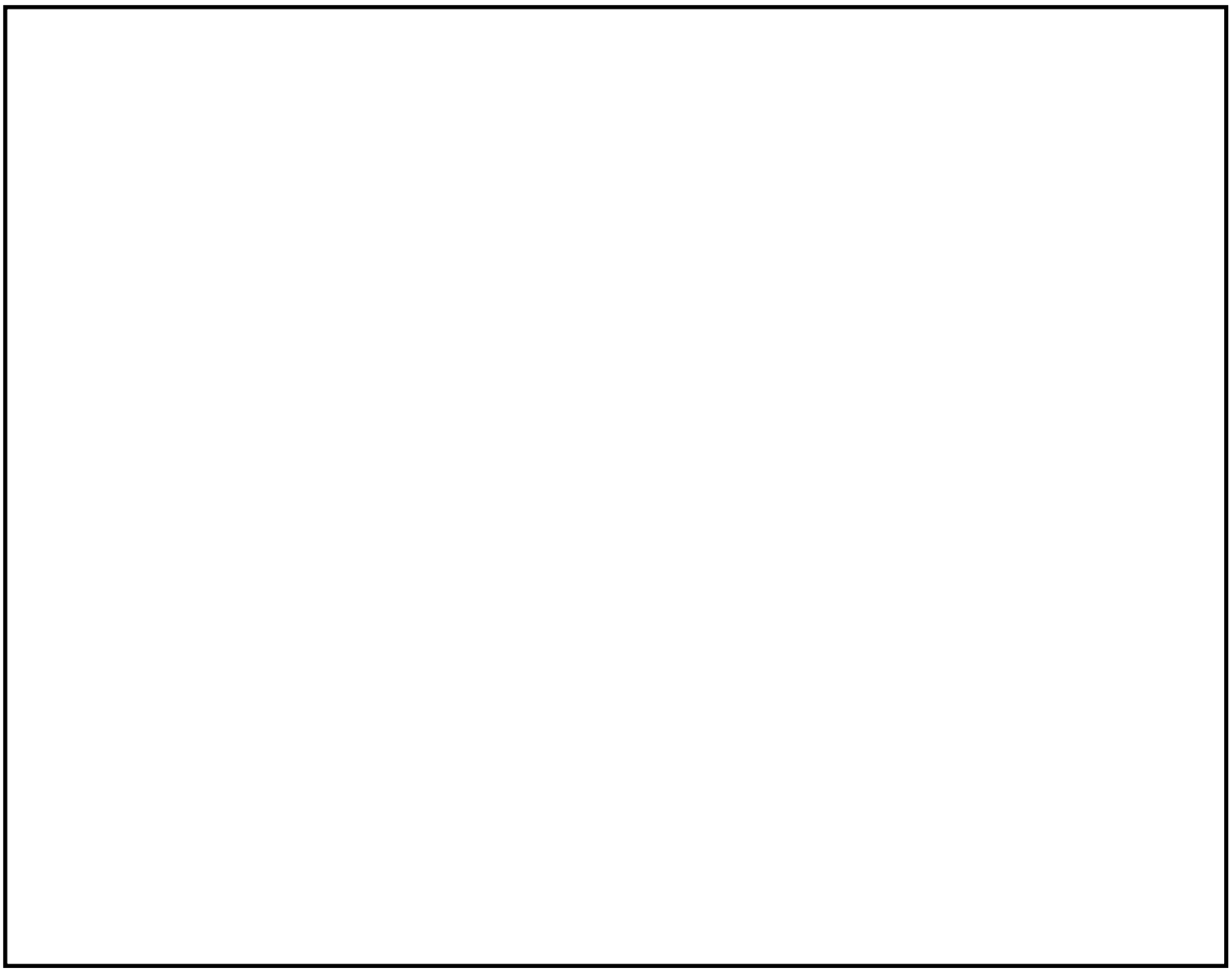
（３）評価点

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

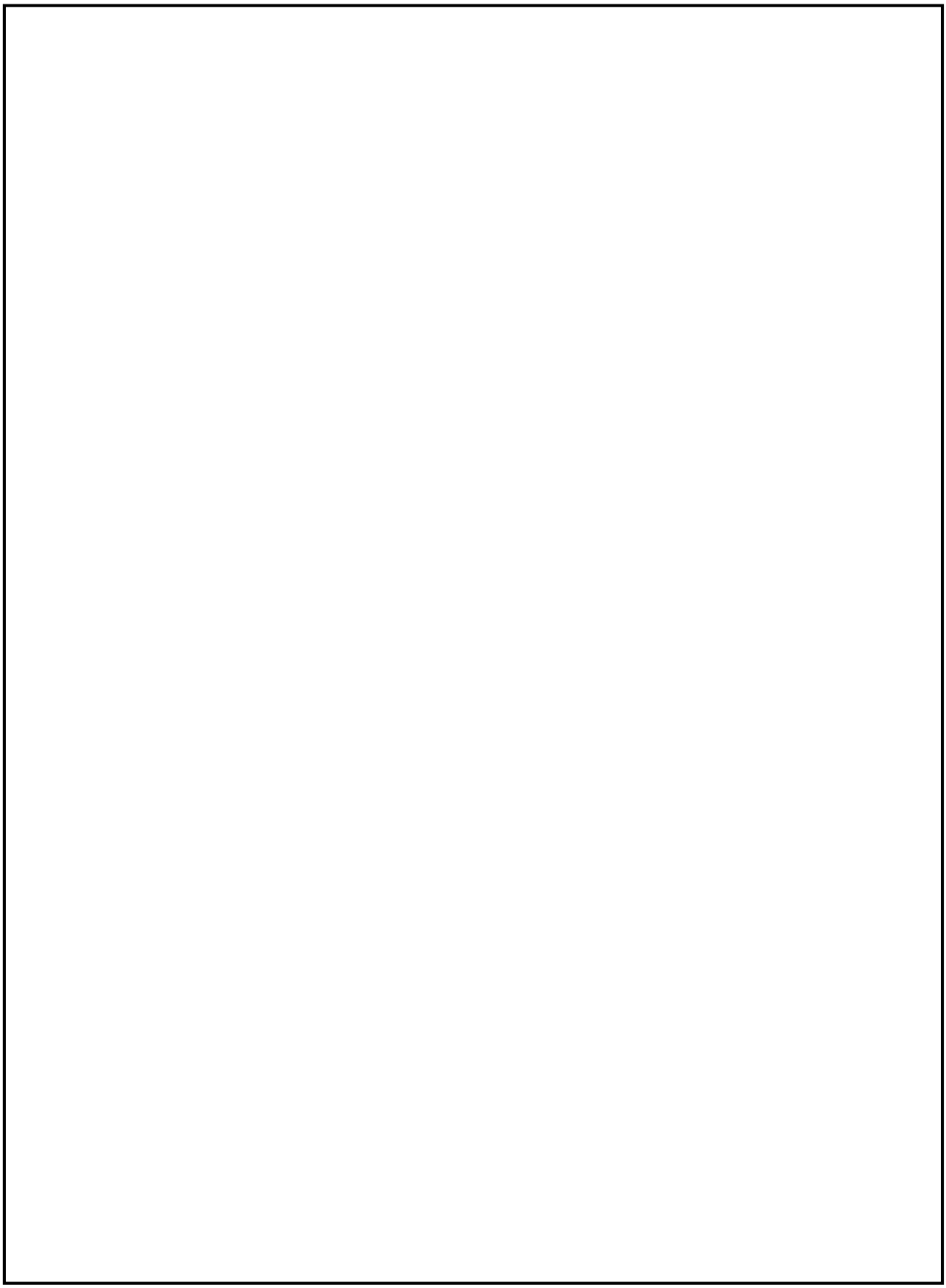
入退域時の評価点は，計算モデルの中心，地表面より高さ 1m の位置とした。評価点を第 14－3 図中に示す。

（４）評価コード

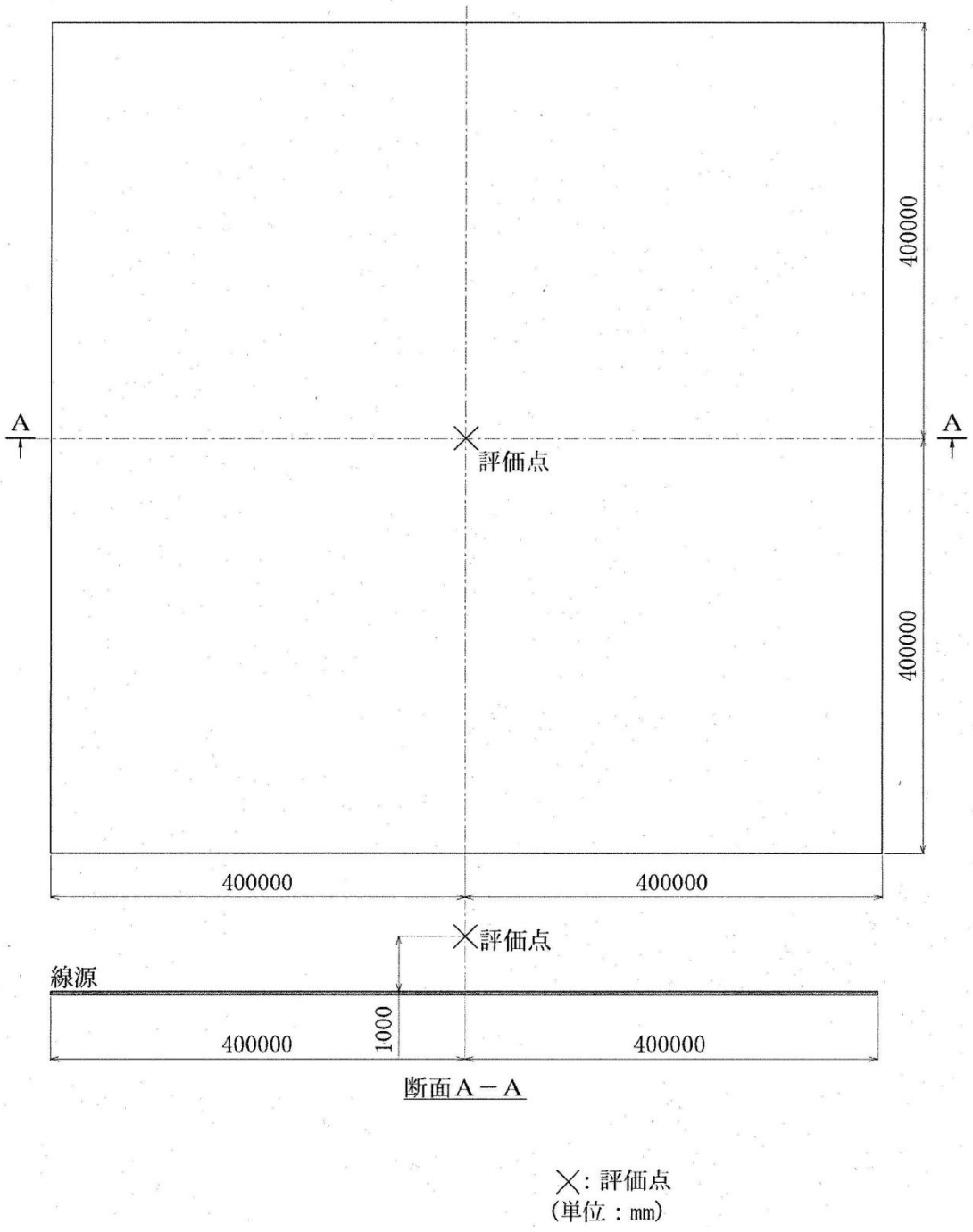
評価コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。



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



第 14－2 図 グランドシャインの評価モデル及び評価点



第 14－3 図 入退域時の評価モデル及び評価点

15　エアロゾルの乾性沈着速度について

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

エアロゾルの乾性沈着速度は，ＮＵＲＥＧ/ＣＲ-4551 Ｖｏｌ.2※1に基づき 0.3cm／s と設定した。ＮＵＲＥＧ/ＣＲ-4551 Ｖｏｌ.2 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，ＮＵＲＥＧ/ＣＲ-4551 Ｖｏｌ.2 では 0.5μｍ～5μｍ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 0.1μｍ～5μｍの粒径では沈着速度は 0.3cm／s 程度（第 15－1 図）である。以上のことから，現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm／s を適用できると判断した。

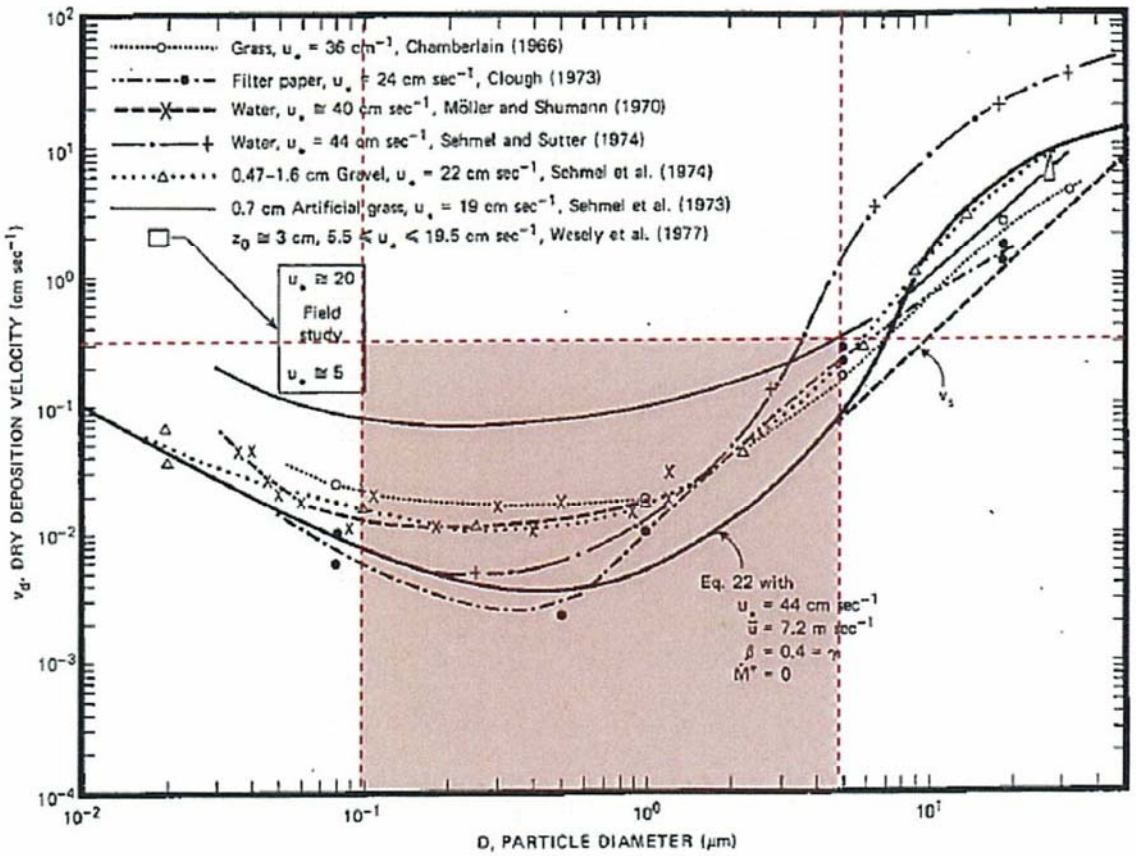


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[19–35] The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

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

※1　J.L. Sprung 等：Evaluation of severe accident risk：quantification of major input parameters, ＮＵＲＥＧ/ＣＲ-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

※2　W.G.N. Slinn ：Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

（参考）シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

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

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

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

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

第15－1表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての調査結果

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

※1　J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※2　D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3　STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

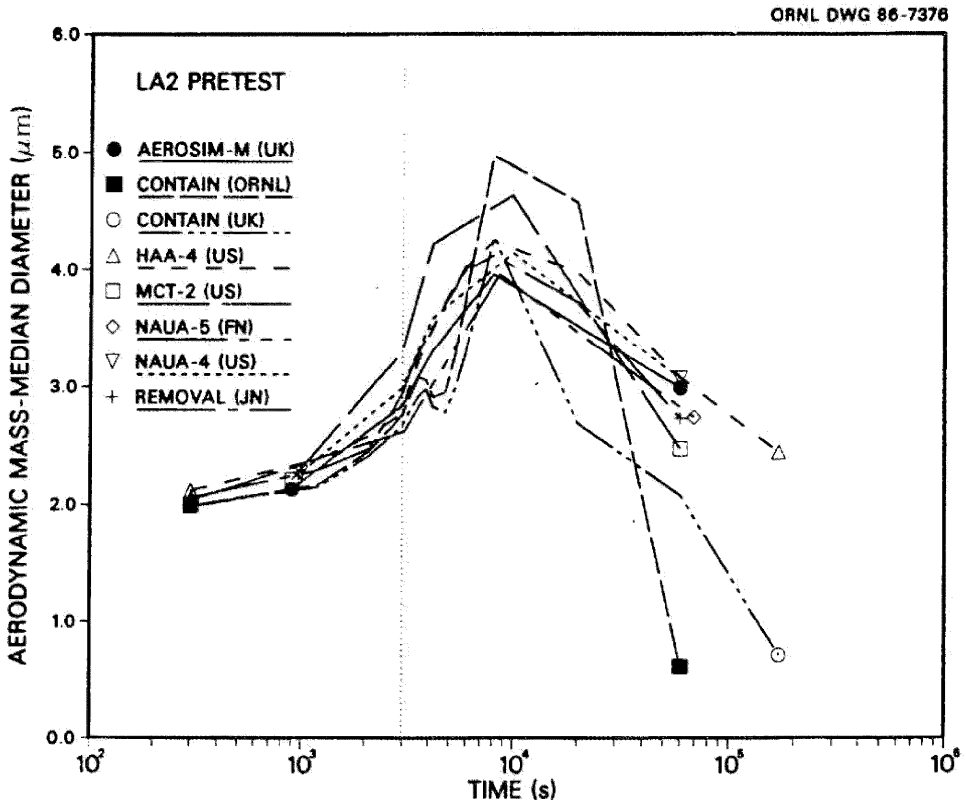


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO_2, H_2, and H_2O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of ln(0.05 g/kilogram H_2O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H_2O) = 4.61.

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

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are $Ca(OH)_2$ (ρ = 2.2 g/cm^3) or SiO_2 (ρ = 2.2 g/cm^3) from the concrete and UO_2(ρ = 10 g/cm^3) or ZrO_2 (ρ = 5.9 g/cm^3) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm^3. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO_2 will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

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

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

where σ(w) is the surface tension of pure water.

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

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from ln (0.25 μm) = -1.39 to ln (2.5 μm) = 0.92.

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

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3 SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1　Aerosols in the RCS

9.2.1.1 *AECL*

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

9.2.1.2 *PBF-SFD*

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

9.2.2　Aerosols in the containment

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

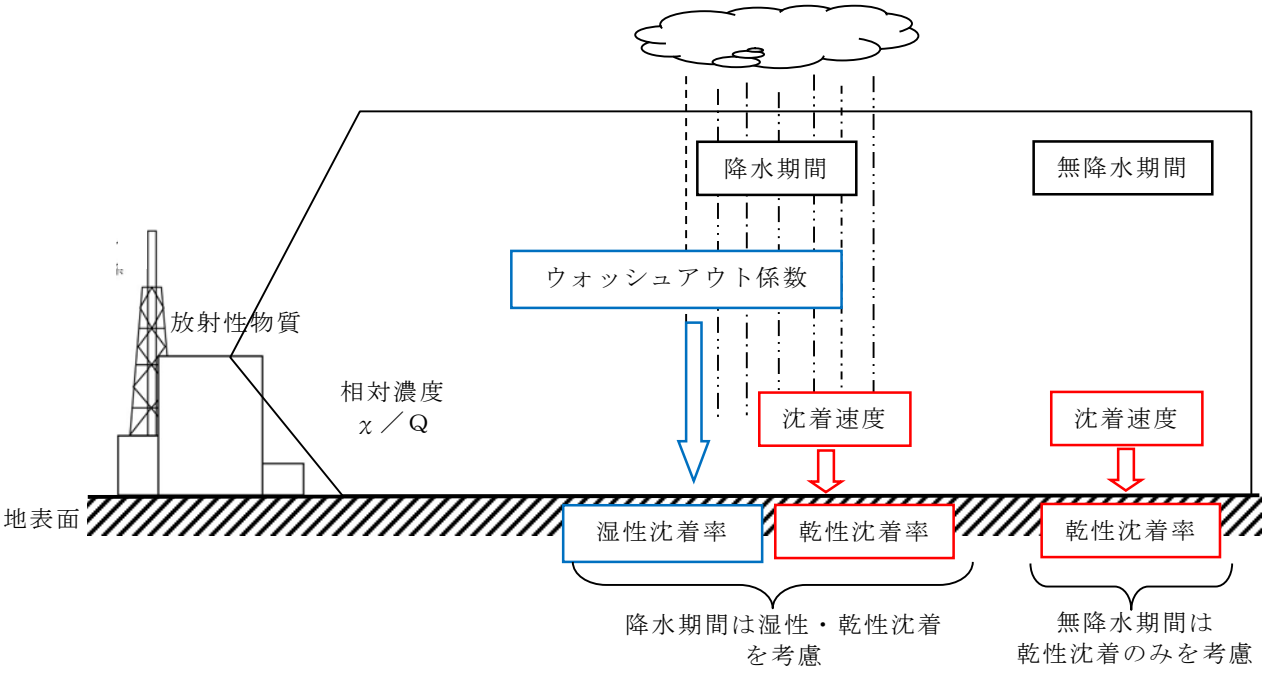
The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of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

第15－2表　試験の概要

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

16　地表面への沈着速度の設定について

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



第 16－1 図　地表面沈着のイメージ

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

※1　有機よう素の地表面への沈着速度としては 4.0×10^{-3}cm／s

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定，一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日）の解説において，葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに，「降水時における沈着率は，

乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ，湿性沈着を考慮した沈着速度は，乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の 4 倍と設定した。

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

1. 評価手法

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

(1) 乾性沈着率

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

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \cdots\cdots①$$

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

$\chi/Q(x,y,z)_i$ ：時刻 i での相対濃度[s／m^3]

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

(2)　湿性沈着率

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

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

・・・・・②

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

$\chi/Q(x,y,0)_0$　：時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s／m^3]

Λ_i　：時刻 i でのウォッシュアウト係数[1／s]

（$= 9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$学会標準より）

P_{Ti}　：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。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97％値（①＋②）}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97％値（①）}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi}\,\Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}}$$

・・・・・③

2.　地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方

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

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

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

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

※2（気象指針解説抜粋）

VI．想定事故時等の大気拡散の解析方法

1．線量計算に用いる相対濃度

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

降水がない時刻は，
湿性沈着率はゼロ

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

評価対象方位の時刻のみχ／Q及び乾性沈着率が出現

評価対象方位をＳＷとし，
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え

評価対象方位以外のχ／Qはゼロとなるため，地表面沈着率はゼロとなる。

地表面沈着率の累積出現頻度 97%値

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

No	出現頻度（%）	χ／Q（s／m^3）	地表面沈着率（①＋②）
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
・・・	・・・	・・・	・・・
○○	97.004	○×10^{-6}	○×10^{-9}
○○	97.010	○×10^{-6}	○×10^{-9}
・・・	・・・	・・・	・・・
×××	100.000	○×10^{-5}	○×10^{-8}

第 16－2 図　地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

（評価対象方位がＳＷの場合）

3. 評価結果

第16－1表に中央制御室の評価点についての評価結果を示す。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%値の比は約1.2となった。

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

第16－1表　沈着率評価結果

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

17　有機よう素の乾性沈着速度について

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

（１）英国放射線防護庁（ＮＲＰＢ）による報告

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

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

（２）日本原子力学会による報告

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

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

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

また原子力発電所構内は，コンクリート，道路，芝生及び木々で構成されているが，エアロゾルへの沈着速度の実験結果（ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－４５５１　Ｖｏ１．2)によると，沈着速度が大きいのは芝生や木々であり，植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって有機よう素の乾性沈着速度として，ＮＲＰＢ－Ｒ３２２の植物に対する沈着速度である 10^{-3} cm／s を用いるのは妥当と判断した。

※1：ＮＲＰＢ-R322-Atomospheric Dispersion Moddeling Liaison Committee Annual Report,1988-99

ＮＲＰＢ－R322 ＡＮＮＥＸ－Ａ 「2.2 Iodine」の抜粋

2.2.2 Meadow grass and crops

Elemental iodine

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1}. Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Elemental iodine

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

18　実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は,「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」※1に従い，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は，大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり，被ばく評価においては，評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており，原子炉建屋，非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第 18－1 表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は 1 時間程度であり，非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は 20 時間～30 時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速，風向などの気象データは，1 時間ごとのデータとして整理されており，実効放出継続時間として設定できる最小単位は 1 時間である。

また，実効放出継続時間を 2 時間以上で設定した場合，その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し，その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお，平均する期間に異なる風向が含まれる場合は，拡散係数を 0 として平均を計算する。このため，実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから，中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である 1 時間を適用し大気拡散評価を行った。

なお，参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 18－2 表に示す。

※１（気象指針解説抜粋）

（3）実効放出継続時間（T）は，想定事故の種類によって放出率に変化があるので，放出モードを考慮して適切に定めなければならないが，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

第 18－1 表　Ｓ／Ｃからベントを行う場合の実効放出継続時間

	① 放出量（Bq）			② 最大放出率（Bq／h）			(①÷②) 実効放出継続時間（h）		
放出経路	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分
希ガス	約 4.6×10^{15}	約 3.1×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 8.7×10^{18}	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.6×10^{15}	約 7.2×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.2×10^{13}	約 7.1×10^{15}	約 1.4	約 26.3	約 1.0

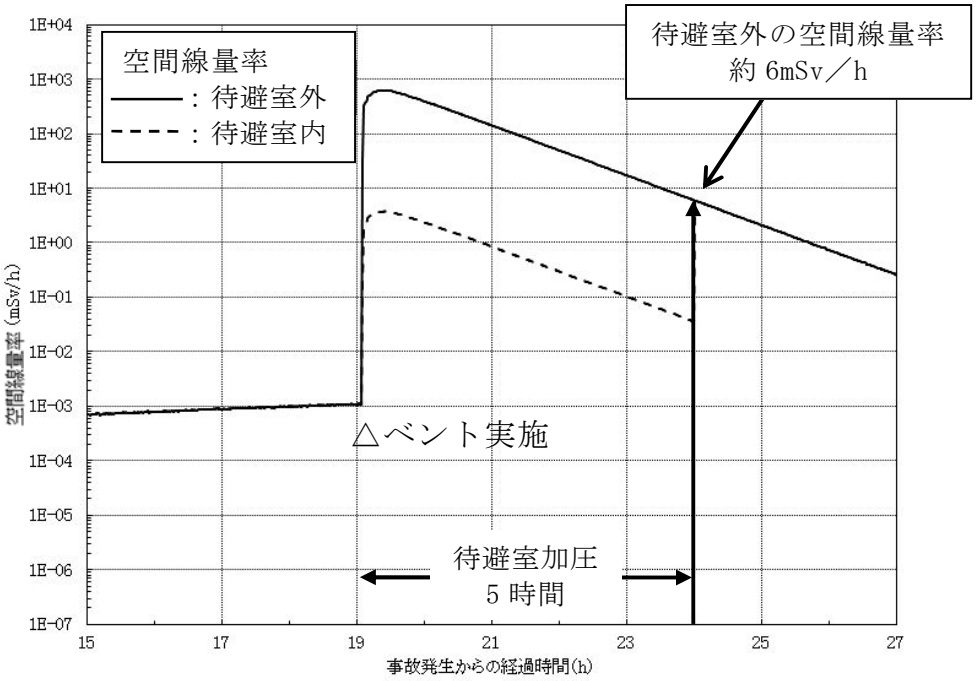
第 18－2 表　実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変化

	相対濃度 （s／m^3）	相対線量 （Gy／Bq）
1 時間	約 3.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-19}
5 時間	約 2.9×10^{-6}	約 8.8×10^{-20}
10 時間	約 1.7×10^{-6}	約 7.5×10^{-20}
20 時間	約 1.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-20}

19　待避時間の設定根拠について

中央制御室では，ベント実施時における放射性物質による被ばく低減のために待避室に待避することとしており，中央制御室の居住性評価においては待避時間を 5 時間としている。

待避時間の設定については，運転員の実効線量が 100mSv／7 日間を超えないよう，余裕を考慮し設備，運用等を整備している。また，継続的に作業可能な線量率として数 mSv／h となるよう,中央制御室の居住性評価においては,第 19－1 図に示すとおり，待避室外の空間線量率が約 6mSv／h なるまでは待避室に待避すると想定し評価している。



第 19－1 図　待避室内外の空間線量率

なお，実際には被ばく低減の観点から，さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう，加圧用空気ボンベの本数は 5 時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

20　審査ガイドへの適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
３．制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 （解釈より抜粋） 第 74 条（原子炉制御室） 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。 b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について，次の要件を満たすものであること。 ① 設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし，その場合は実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし，その場合は実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。	1　b)→審査ガイドの趣旨に基づき評価 ①格納容器圧力逃がし装置による格納容器破損防止対策を考慮する事故シーケンスを選定している。 ②マスク着用は考慮する場合と考慮しない場合とで評価している。 ③運転員の勤務形態（5 直 2 交代）を考慮して評価している。 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。
4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法	

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲 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。 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。 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。	4.1 →審査ガイドのとおり 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。
（1）被ばく経路 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。 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。	4.1 (1)→ 審査ガイドのとおり 中央制御室居住性に係る被ばく経路は図 1 のとおり，①～⑤の経路に対して評価している。
① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。	4.1 (1) ①→審査ガイドのとおり 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

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	よる中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室での外部被ばく線量を評価している。
② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）	4.1(1)②→審査ガイドのとおり 大気中に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での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）についても考慮して評価している。
③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。	4.1(1)③→審査ガイドのとおり 中央制御室内に取り込まれた放射性物質は，中央制御室に沈着せず浮遊しているものとして評価している。
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	事故期間中に大気中に放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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 ④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく ⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を，次の三つの経路を対象に計算する。 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	被ばくの和として実効線量を評価している。 4.1(1)④→審査ガイドのとおり 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。 4.1(1)⑤→審査ガイドのとおり 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは，中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手段で，放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。地表面に沈着した放射物質放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
（２）評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図 3 に示す。 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。 ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では，格納容器破損防止対策の有効性評価（ 参 2）で想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合，格納容器破損防止対策が有効に働くため，格納容器は健全である）のソースターム解析を基に，大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して，放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。また，放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 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。	4.1(2)→審査ガイドのとおり 中央制御室居住性に係る被ばくは，図 3 の手順に基づいて評価している。 4.1(2)a.→審査ガイドのとおり 評価事象については，炉心の著しい損傷が発生するシーケンス「大 LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」を選定する。また，放出放射能量の観点から，代替循環冷却系の機能喪失を仮定し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合を想定する。 大気中への放射性物質の放出量については,MAAP 解析結果を元に設定しているが，放出割合については，TMI-2 事故や福島第一原子力発電所事故での知見も踏まえた設定としている。 4.1(2)b.→審査ガイドのとおり 被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は，大気拡散の評価

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について，小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。 評価においては，2005年4月1日から2006年3月31日の1年間における気象データを使用している。
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。	4.1(2)c.→審査ガイドのとおり 原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために，原子炉建屋内の線源強度を計算している。
d．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。 ・上記ｃ の結果を用いて，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線，直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記ａ 及びｂ の結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記ａ 及びｂ の結果を用いて，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。	4.1(2)d.→審査ガイドのとおり 前項c.の結果を用いて，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。 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。 前項 a.及び b.の結果を用いて，中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量(ガンマ線による外部被ばく線量及び吸入摂取による内部被ばく線量)を計算している。
e．上記ｄ で計算した線量の合計値が，判断基準を満たしているかどうかを確認する。	4.1(2)e.→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
４．２ 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 （１）沈着・除去等 a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。 なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 b．空気流入率 既設の場合では，空気流入率は，空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では，空気流入率は，設計値を基に設定する。（なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後，設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。） （２）大気拡散 a．放射性物質の大気拡散 ・放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。	上記 d.で計算した線量の合計値が，「判断基準は，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認している。 4.2(1)a.→審査ガイドのとおり 中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率として，設計値である 95%を，中央制御室換気設備のフィルタ除去効率は，設計上期待できる値として，有機よう素は 95%，無機よう素及び粒子状物質は 99%として評価している。 4.2(1)b.→審査ガイドのとおり 中央制御室待避室に待避している間は，空気の流入は考慮しない。 中央制御室待避室に待避していない間は，空気流入率を 1 回/ｈとした。 4.2(2)a.→審査ガイドのとおり 放射性物質の空気中濃度は，ガウスプルームモデルを適用して計算している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
なお，三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には，水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針（参 3）における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 ・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については，放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について，次に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。 一 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4 の領域 An）の中にある場合 三 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 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	東海第二発電所内で観測して得られた 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日の 1 年間の気象データを大気拡散計算に用いている。 水平方向及び鉛直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針の相関式を用いて計算している。 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。 一～三の全ての条件に該当するため，建屋による巻き込みを考慮して評価している。 放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）が原子炉建屋の屋上にあるため，建屋の高さの 2.5 倍に満たない。 放出点の位置は，図 4 の領域 An の中にある。 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。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
はないものとして大気拡散評価を行うものとする（ 参 4)。 ・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。	建屋による巻き込みを考慮し，図 5 に示すように，建屋の後流側拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位(評価方位 9 方位(中央制御室及び入退域))を対象としている。
・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。	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。
b. 建屋による巻き込みの評価条件 ・巻き込みを生じる代表建屋 1）原子炉建屋の近辺では，隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2）巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等，原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが，巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。	4.2(2)b.→審査ガイドのとおり 建屋巻き込みによる拡散を考慮している。 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。
・放射性物質濃度の評価点 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	

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。 i）事故時に外気取入を行う場合は，主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii）事故時に外気の取入れを遮断する場合は，室内への直接流入	
2）建屋による巻き込みの影響が生じる場合，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり，代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 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。	建屋による巻き込みの影響を考慮しており，事故時には間欠的に外気を取り入れる。代表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃度を評価している。
i）評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は，給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii）評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	建屋側面を選定しており，評価点は中央制御室内の最も線量が高い位置とする。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
3）代表面における評価点 i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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。	代表面として建屋側面を選定し、保守的に地上高さにおける濃度を評価している。
ii）代表評価面を，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。 また，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として，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。	屋上面を代表としており，評価点は中央制御室内の最も線量が高い位置としている。また，放出点と評価点の直線距離に基づき，濃度評価の拡散パラメータを算出している。直線距離の評価に当たっては，保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定した。
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。 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。	
・着目方位 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	建屋による巻き込みを考慮し，ⅰ）～ⅲ）の条件に該当する方位を選定し，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぼす可能性がある複数の方位(評価方位は9方位)を対象としている。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく，図 5 に示すように，代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 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。 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。	建屋による巻き込みを考慮し，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて複数方位を対象として評価している。
i） 放出点が評価点の風上にあること	
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。	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，風向の方位は放出点が評価点の風上となる 180° を対象としている。
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ｍ２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	図 7 に示す方法により，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は9方位)を評価方位として選定している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
点の風上となる 180° が対象となる。 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。 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。 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。 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。	「・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。
・建屋投影面積 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。	風向に垂直な原子炉建屋の投影面積を大気拡散式の入力としている。
2）建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風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。	原子炉建屋の最小投影面積を用いている。
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	原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	
c．相対濃度及び相対線量 ・相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」[参1]による。	4.2(2)c.→審査ガイドのとおり 相対濃度は，毎時刻の気象項目(風向，風速，大気安定度)及び実効放出継続時間を基に，短時間放出の式を適用し，評価している。 相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線計算モデルに適用し，計算している。 年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を各時刻の風向に応じて，小さい方から累積し，97%に当たる値を用いている。 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。
d．地表面への沈着 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。	4.2(2)d.→審査ガイドのとおり 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。
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 ・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	4.2(2)e.→審査ガイドのとおり 中央制御室は間欠的に外気取入れ運転運転により外気が取り込まれることを仮定している。また中央制御室非常用循環設備の

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は，一様混合すると仮定する。 なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては，非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 （3）線量評価 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） ・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。	運転による空気が直接流入することを仮定している。 プルーム通過中は運転員は中央制御室待避室に待避し、室内を加圧するため外気取入れ及び空気流入はないものとして評価している。 中央制御室内では放射性物質は一様混合するとし，室内で放射性物質は沈着せず，浮遊していると仮定している。 外気取入れによる放射性物質の取り込みについては，中央制御室の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。 空気流入量は中央制御室のバウンダリ体積（容積）を用いてい計算している。 4.2(3)a.→審査ガイドのとおり 外部被ばく線量については，空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
・原子炉制御室／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。	中央制御室の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。
b．地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン） ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は，地表面沈着濃度及びグラン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。	4.2(3)b.→審査ガイドのとおり 中央制御室の運転員のグランドシャインによる外部被ばくについては，建屋による遮蔽効果を考慮している。
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 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は，室内の空気中時間積分濃度，呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。	4.2(3)c.→審査ガイドのとおり 中央制御室内における内部被ばくについては，空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。
・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。	中央制御室内では室内で放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。
・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	事象発生から3時間及び入退域時にマスクを着用することとし

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	た。
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	4.2(3)d.→審査ガイドのとおり
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は，室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，c 項の内部被ばく同様，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	中央制御室内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線の外部被ばくについては，空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量係数の積で計算した線量率を積算して計算している。 中央制御室で室内に取り込まれた放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。
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） ・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。	4.2(3)e.→審査ガイドのとおり 外部被ばく線量については，空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。
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（グランドシャイン） ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は，地表面沈着濃度及びグラン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。	4.2(3)f.→審査ガイドのとおり 入退域時の運転員のグランドシャインによる外部被ばくについては，地表沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。考慮している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は，入退域での空気中時間積分濃度，呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 h. 被ばく線量の重ね合わせ ・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。	4.2(3)g.→審査ガイドのとおり 入退域時の運転員の内部被ばくについては，空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。 マスク着用を考慮する場合は事象発生から3時間及び入退域時にマスクを着用することとした。 4.2(3)ｈ.→複数原子炉施設は設置されていないため考慮しない

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
４．４ 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等	
（１）ソースターム	4.4(1)→審査ガイドのとおり
a．原子炉格納容器への放出割合	
・原子炉格納容器への放出割合は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定する。	4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。
・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。	希ガス類，ヨウ素類，Cs 類，Te 類，Ba 類，Ru 類，Ce 類，及び La 類を考慮している。
・なお格納容器への放出割合の設定に際し，ヨウ素類の形状を適切に考慮する。	よう素の性状については，R.G.1.195 を参照している。
（２）非常用電源	4.4(2)→審査ガイドのとおり
非常用電源の作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.1(2)a で選定した事故シーケンスと同じ電源条件を設定している。なお，ソースターム条件設定に当たり，代替電源からの給電に要する時間を考慮している。
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	
（３）沈着・除去等	
a．非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)	4.4(3)a→審査ガイドのとおり
非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の動作については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の作動を設定している。
b．非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)フィル	4.4(3)b→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系のフィルタ効率は期待しない。
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。	4.4(3)c→審査ガイドのとおり 格納容器スプレイの作動については4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。
d. 原子炉格納容器内への自然沈着 原子炉格納容器内への自然沈着率については，実験などから得られた適切なモデルを基に設定する。	4.4(3)d→審査ガイドのとおり 格納容器内への自然沈着率については，CSE 実験による知見を反映したモデルとしている。
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条件を基に設定する。	4.4(3)e→審査ガイドのとおり 原子炉格納容器漏えい率については4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。
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。	4.4(3)f→審査ガイドのとおり 中央制御室非常用循環設備の起動時間については全交流動力電源喪失祖想定した遅れを有効性評価で設定した2時間として評価した。
（4）大気拡散 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	4.4(4)a.→審査ガイドのとおり 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

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。 放射性物質の大気中への放出継続時間は,保守的に 1 時間としている。
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。	4.4(4)b.→審査ガイドのとおり 放出源高さは，地上放出を仮定する。放出エネルギーは考慮していない。
（５）線量評価 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	4.4(5)a→審査ガイドのとおり
・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。	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。
・原子炉建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。	原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間体積に均一に分布しているものとして計算している。
・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。	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

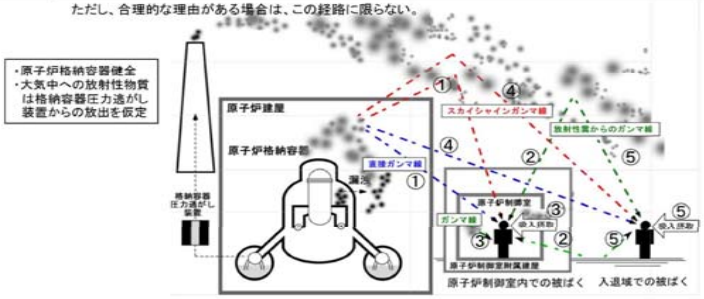
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	ード，スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量をＡＮＩＳＮコード及びＧ３３－ＧＰ２Ｒコードで計算している。
b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は，上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度，原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，上記 a と同様に設定する。	原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は，4.3(5)a と同様の計算している。

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

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路

原子炉制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく、グラ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

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

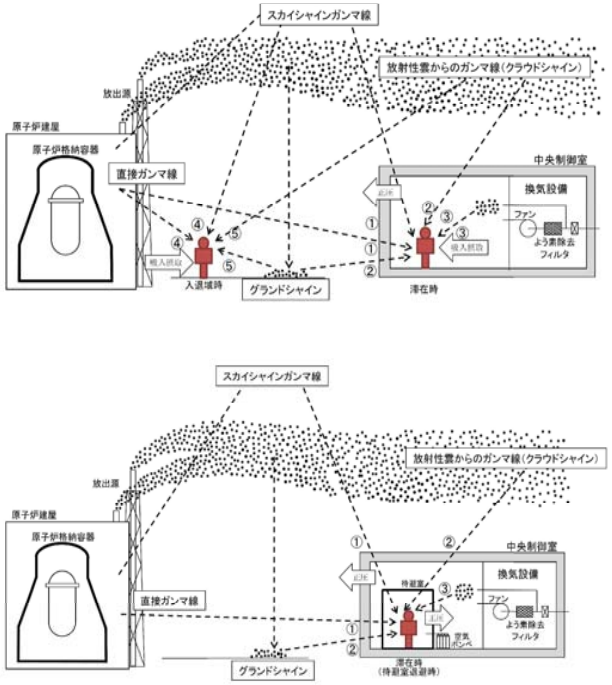
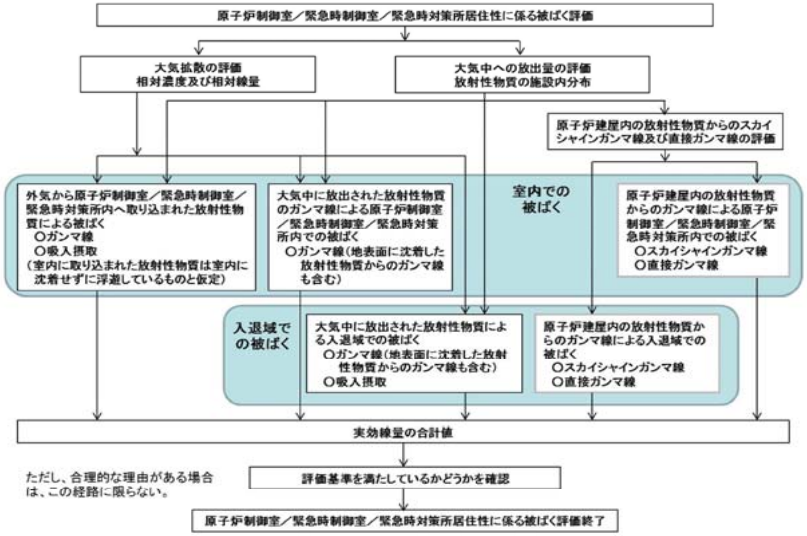
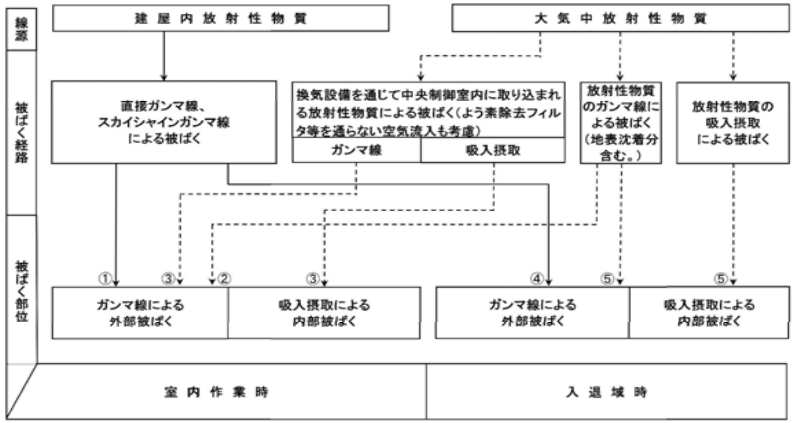
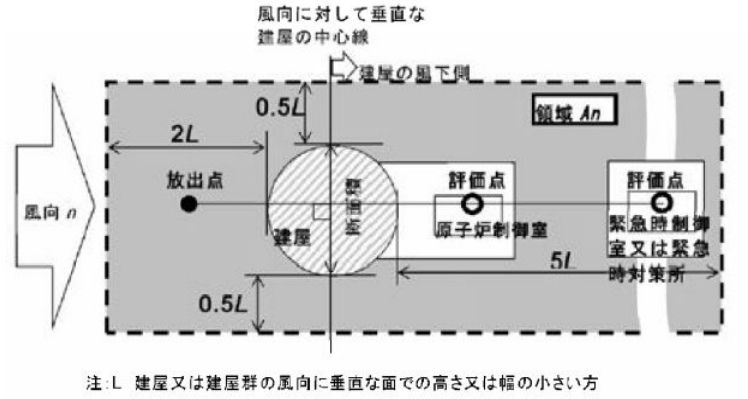
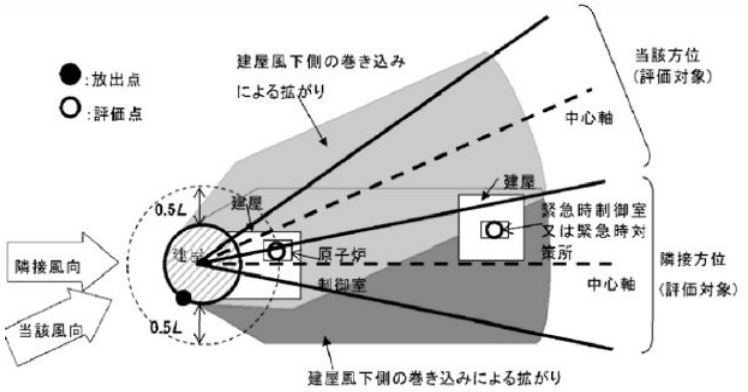
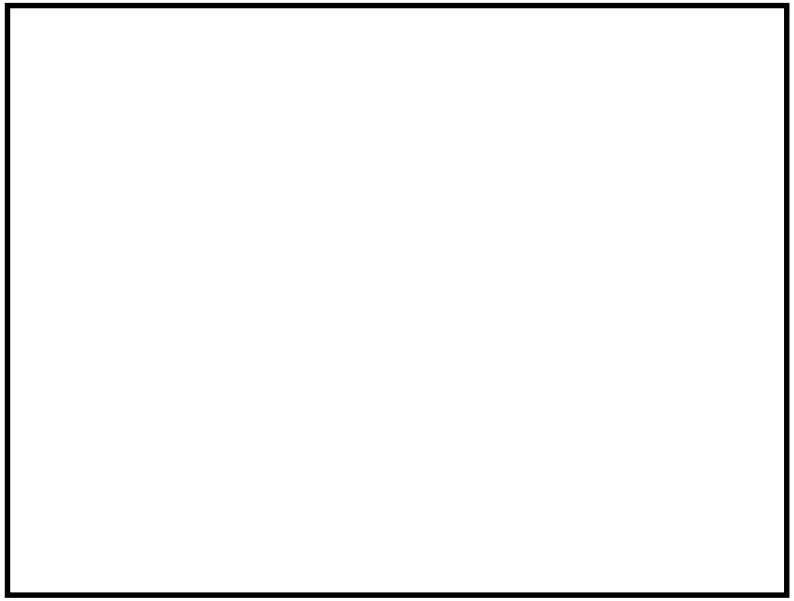


図 1→審査ガイドのとおり

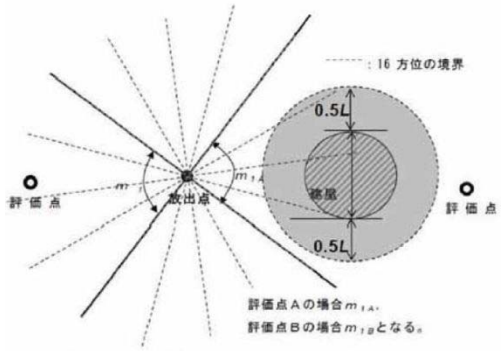
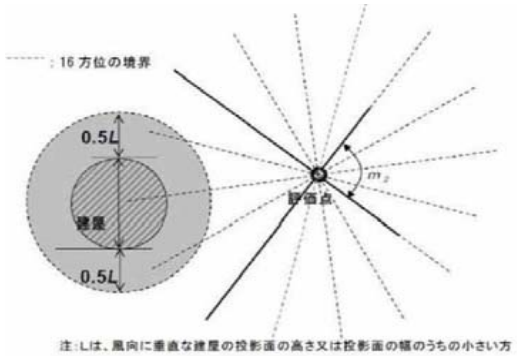
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図 3　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順	 図 3→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方 図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）  図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	図4，図5→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 図 4，図 5→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 図 4，図 5→審査ガイドのとおり

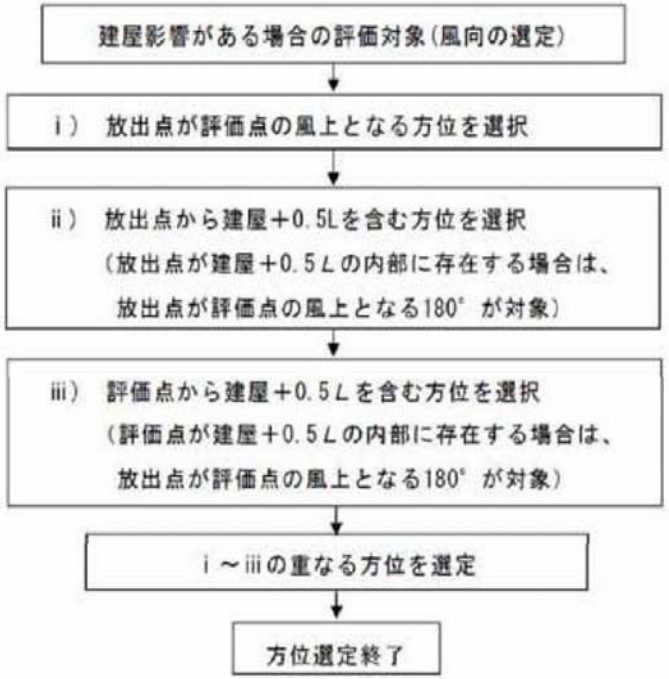
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 図 4，図 5→審査ガイドのとおり

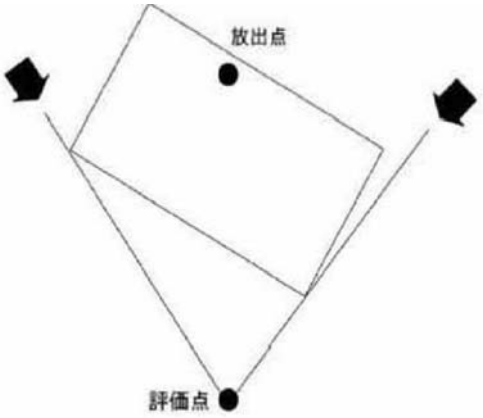
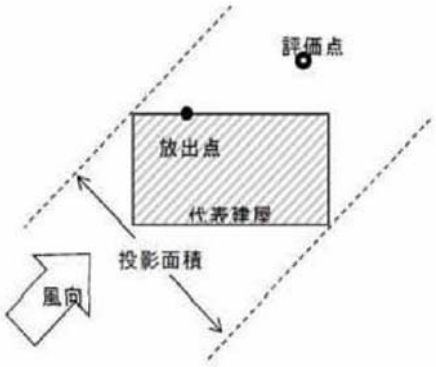
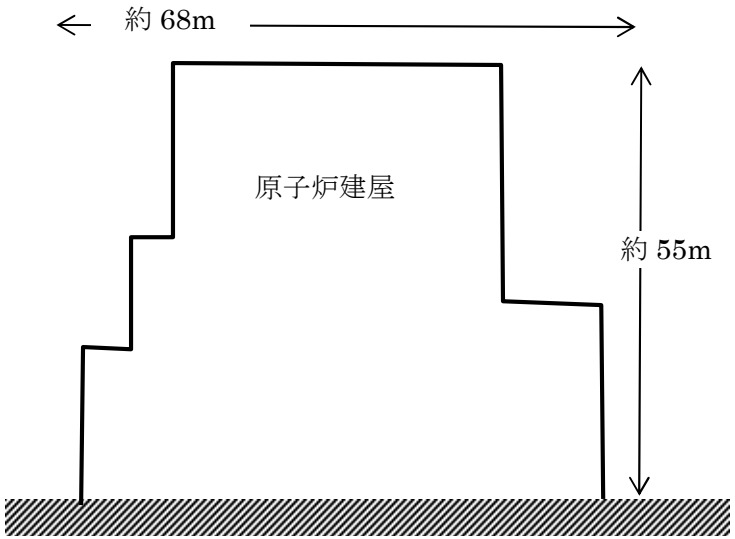
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図6　建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 （水平断面での位置関係）  注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図7　建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する 風向の方位m_2の選定方法（水平断面での位置関係）	 図6，図7→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 図 6，図 7→審査ガイドのとおり

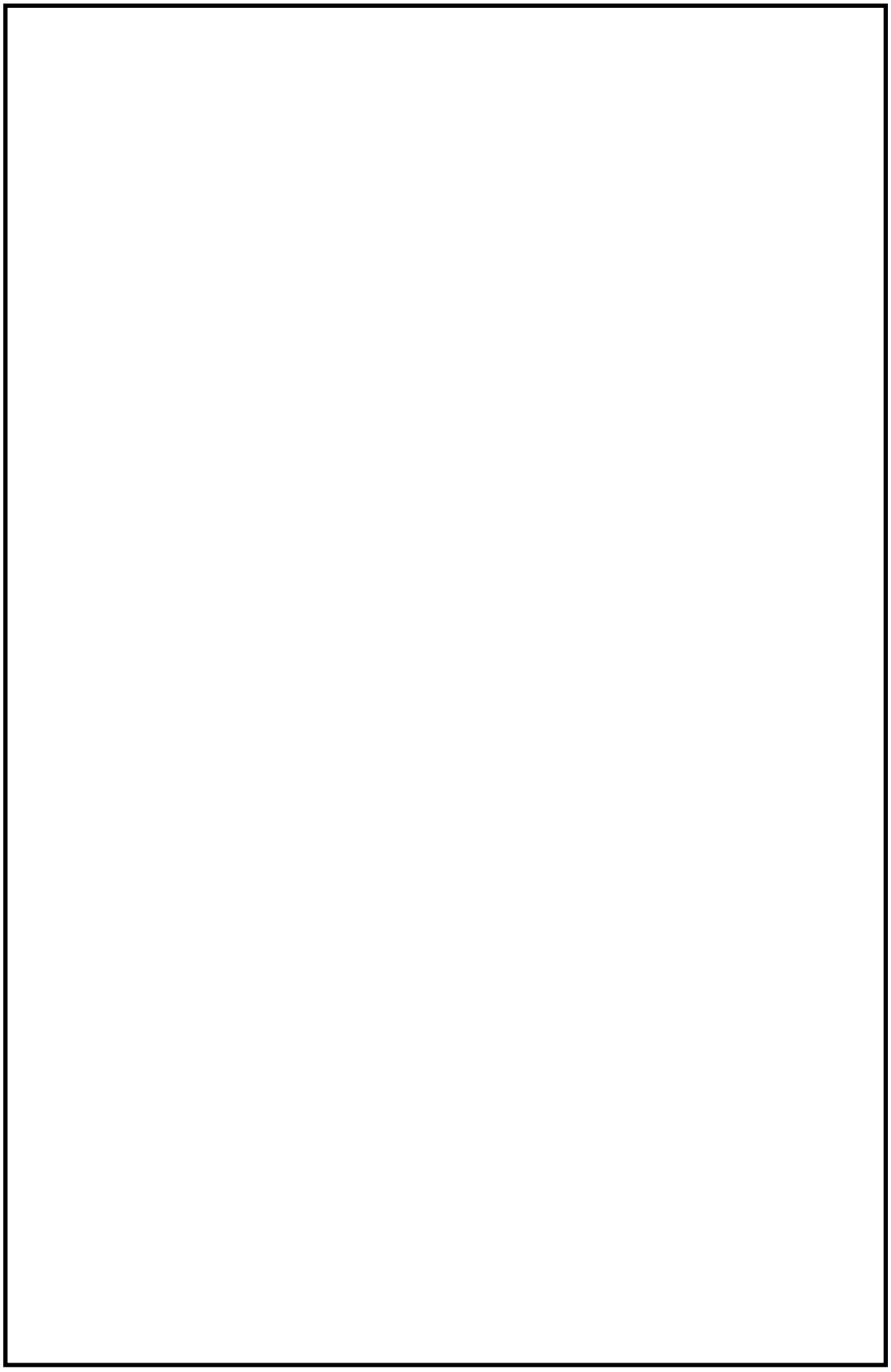
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 図 6，図 7→審査ガイドのとおり

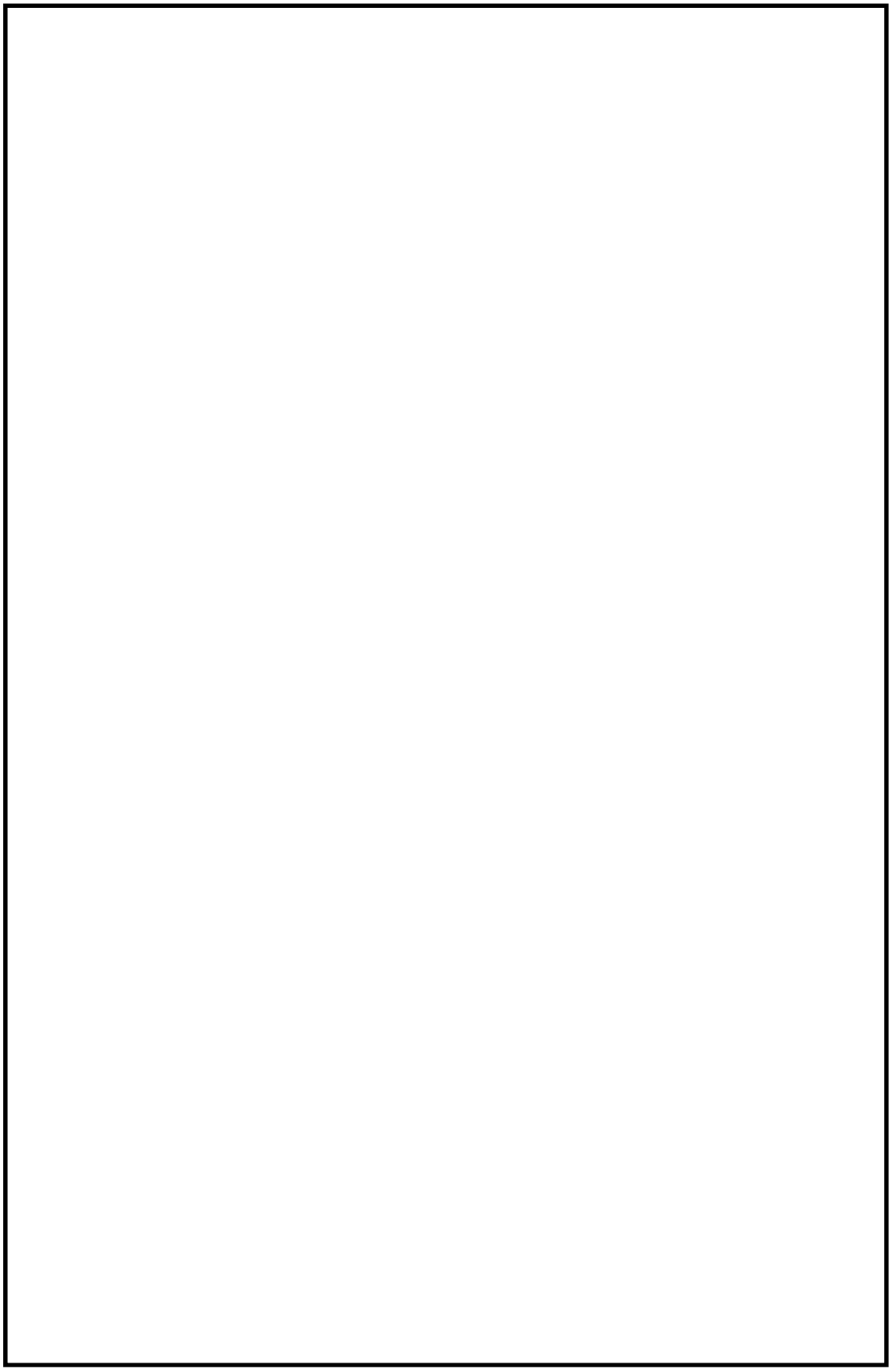
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	 図 6，図 7→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図8　建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順	図8→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図9　評価対象方位の選定  図10　風向に垂直な建屋投影面積の考え方	 注)南側から見た投影面積 図 9, 図 10→審査ガイドのとおり

59－11　SA バウンダリ系統図（参考図）





60－1　SA設備基準適合性一覧表

東海第二発電所　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	可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ)	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
				荷重	緊急時対策所建屋 屋外	C D	緊急時対策所建屋 屋外	C D
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第2号	操作性		現場操作 (運搬設置) (スイッチ操作) (接続操作)	B Bc Bd Bg	現場操作 (運搬設置) (スイッチ操作)	B Bc Bd
			関連資料		60－4　試験検査		60－3　配置図	
		第3号	試験・検査性		計測制御設備 (機能・性能の確認及び校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能及び外観の確認が可能)	J
			関連資料		60－4　試験検査		60－4　試験検査	
		第4号	切替性		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　配置図		60－3　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
				内部発生飛散物	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa	現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備 (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10台，故障時又は保守点検時のバックアップとして2台の合計12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2台，故障時又は保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備)	C
			関連資料		60－5　容量設定根拠		60－5　容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの常設設備との接続性		(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		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　配置図		60－3　配置図	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第5号	保管場所		屋内 (ＤＢ設備であるモニタリング・ポストと位置的分散)	Aa	屋内 (ＤＢ設備である放射能観測車と位置的分散)	Aa
			関連資料		60－6　保管場所図		60－6　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60－7　アクセスルート図		60－7　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条作,自然現象,外部人為事象,故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，溢水,火災	防止・緩和以外 (ＤＢ設備であるモニタリング・ポストと位置的分散)	Aa	防止・緩和以外 (ＤＢ設備である放射線観測車と位置的分散)	Aa
				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	60－6　保管場所図		60－6　保管場所図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性一覧表(可搬型)

第60条:監視測定設備					可搬型放射能測定装置 （ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ）	類型化区分	可搬型放射能測定装置 （β線サーベイ・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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
				荷重	緊急時対策所建屋 屋外	C D	緊急時対策所建屋 屋外	C D
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第2号	操作性		現場操作 （運搬設置） （スイッチ操作）	B Bc Bd	現場操作 （運搬設置） （スイッチ操作）	B Bc Bd
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第3号	試験・検査性		計測制御設備 （機能・性能の確認及び校正が可能）	J	計測制御設備 （機能・性能の確認及び校正が可能）	J
			関連資料		60－4　試験検査		60－4　試験検査	
		第4号	切替性		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　配置図		60－3　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
				内部発生飛散物	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa	現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備 （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計測上限値を満足する容量 配備数は2台，故障時又は保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備）	C	その他設備 （発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の計測上限値を満足する容量 配備数は2台，故障時又は保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備）	C
			関連資料		60－5　容量設定根拠		60－5　容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの常設設備との接続性		（常設設備と接続せず使用）	—	（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		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　配置図		60－3　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—	（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第5号	保管場所		屋内 （ＤＢ設備である放射能観測車と位置的分散）	Aa	屋内 （ＤＢ設備である放射能観測車と位置的分散）	Aa
			関連資料		60－6　保管場所図		60－6　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60－7　アクセスルート図		60－7　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条作,自然現象,外部人為事象,故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，溢水,火災	防止・緩和以外 （ＤＢ設備である放射能観測車と位置的分散）	Aa	防止・緩和以外 （ＤＢ設備である放射能観測車と位置的分散）	Aa
				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	60－6　保管場所図		60－6　保管場所図	

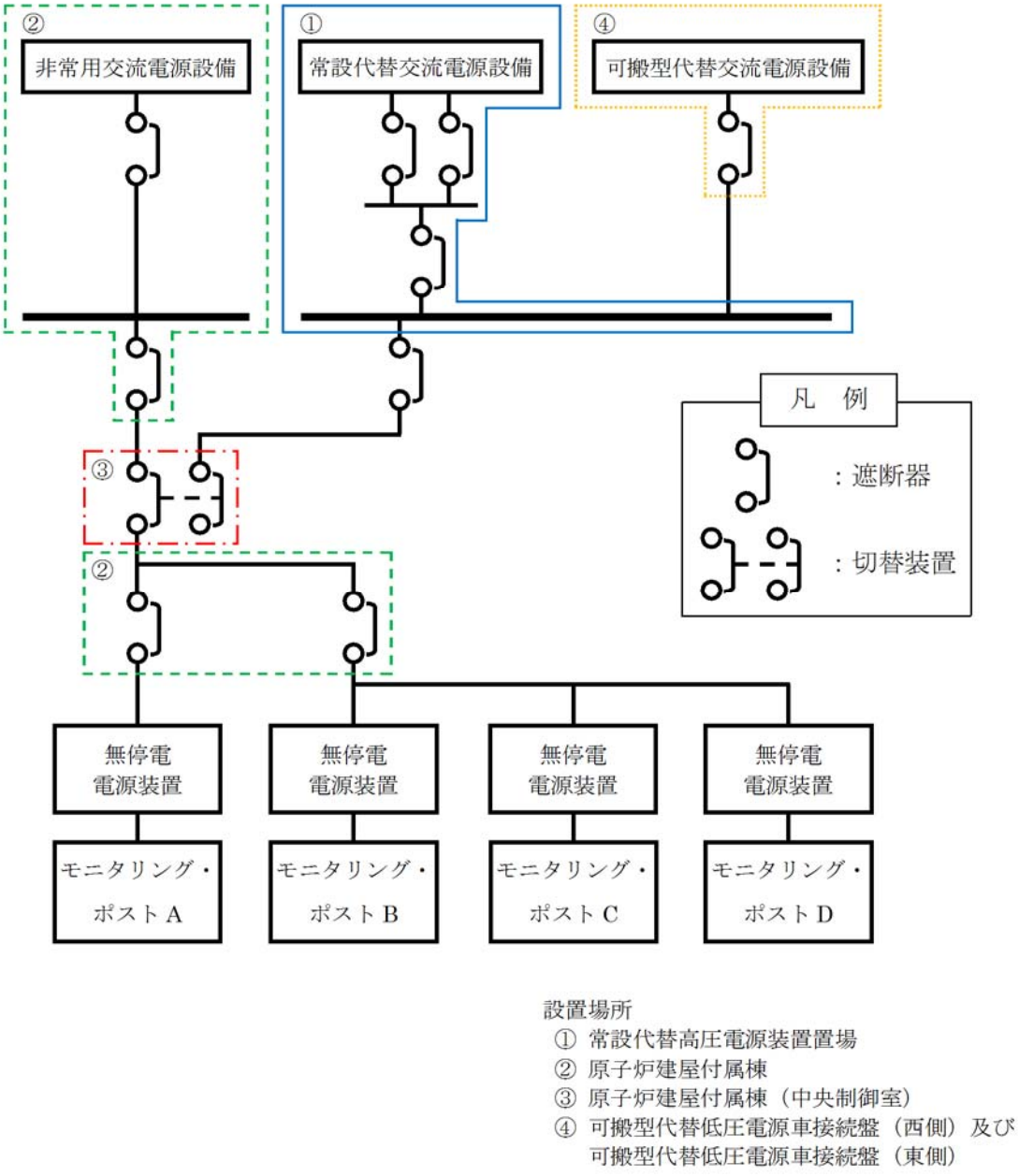
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性一覧表(可搬型)

第60条:監視測定設備					可搬型放射能測定装置（ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）	類型化区分	電離箱サーベイ・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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
				荷重	緊急時対策所建屋 屋外	C D	緊急時対策所建屋 屋外	C D
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第2号	操作性		現場操作 (運搬設置) (スイッチ操作)	B Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (スイッチ操作)	B Bc Bd
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第3号	試験・検査性		計測制御設備 (機能・性能の確認及び校正が可能)	J	計測制御設備 (機能・性能の確認及び校正が可能)	J
			関連資料		60－4　試験検査		60－4　試験検査	
		第4号	切替性		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　配置図		60－3　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
				内部発生飛散物	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa	現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備 (発電用軽水型原子炉設備における事故時の放射線計測に関する審査指針の計測上限値を満足する容量 配備数は2台，故障時又は保守点検時のバックアップとして1台の合計3台を配備)	C	その他設備 (発電用軽水型原子炉設備における事故時の放射線計測に関する審査指針の計測上限値を満足する容量 配備数は1台，故障時又は保守点検時のバックアップとして1台の合計2台を配備)	C
			関連資料		60－5　容量設定根拠		60－5　容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの常設設備との接続性		(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		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　配置図		60－3　配置図	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第5号	保管場所		屋内 (ＤＢ設備である放射能観測車と位置的分散)	Aa	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
			関連資料		60－6　保管場所図		60－6　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60－7　アクセスルート図		60－7　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条作,自然現象,外部人為事象,故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，溢水,火災	防止・緩和以外 (ＤＢ設備である放射能観測車と位置的分散)	Aa	防止・緩和以外 (位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない)	対象外
				サポート系要因	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	60―6　保管場所図		60―6　保管場所図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性一覧表(可搬型)

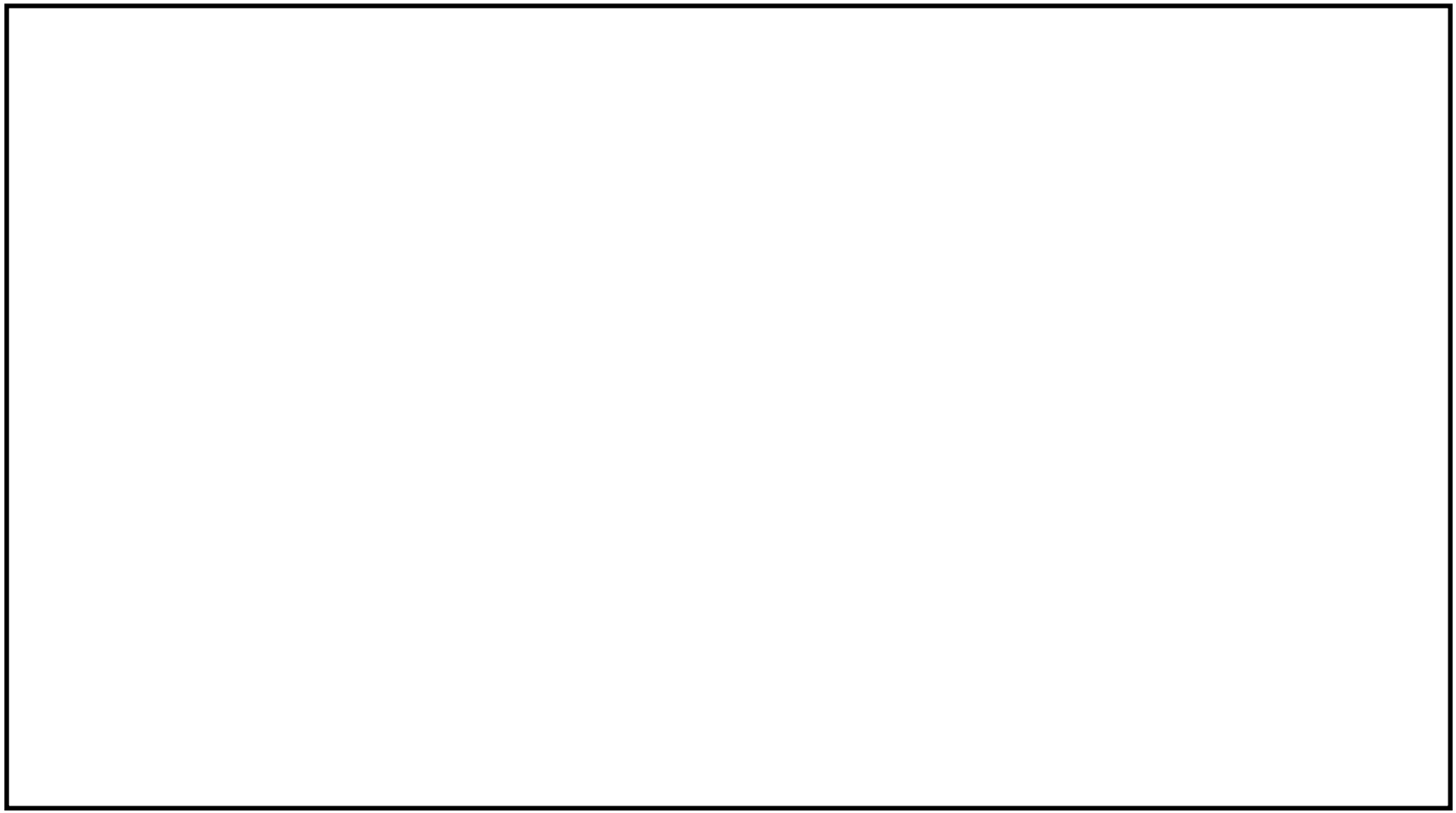
第60条:監視測定設備					小型船舶	類型化区分	可搬型気象観測設備	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線	屋外	D	屋外	D
				荷重	屋外	D	緊急時対策所建屋 屋外	C D
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第2号	操作性		現場操作 (運搬設置) (スイッチ操作)	B Bc Bd	現場操作 (運搬設置) (スイッチ操作) (接続操作)	B Bc Bd Bg
			関連資料		60－4　試験検査		60－4　試験検査	
		第3号	試験・検査性		その他設備 (機能・性能及び外観の確認が可能)	M	計測制御設備 (機能・性能の確認及び校正が可能)	J
			関連資料		60－4　試験検査		60－4　試験検査	
		第4号	切替性		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　配置図		60－3　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統的な影響	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
				内部発生飛散物	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	60－3　配置図		60－3　配置図	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Aa	現場（設置場所）で操作可能	Aa
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備 (海上モニタリングが可能な容量 設備数は1艇，故障時又は保守点検時のバックアップとして1艇の合計2艇を配備)	C	その他設備 (発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針の通常観測項目等を測定可能な容量 配備数は1台，故障時及び保守点検時のバックアップとして1台の合計2台を配備)	C
			関連資料		60－5　容量設定根拠		60－5　容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの常設設備との接続性		(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		(常設設備と接続せず使用)	—	(常設設備と接続せず使用)	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料		60－3　配置図		60－3　配置図	
		第5号	保管場所		位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外	屋内 (ＤＢ設備である気象観測設備と位置的分散)	Aa
			関連資料		60－6　保管場所図		60－6　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60－7　アクセスルート図		60－7　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条作,自然現象,外部人為事象,故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，溢水,火災	防止・緩和以外 (位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない)	対象外	防止・緩和以外 (ＤＢ設備である気象観測設備と位置的分散)	Aa
				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	60－6　保管場所図		60－6　保管場所図	

60－2　単線結線図



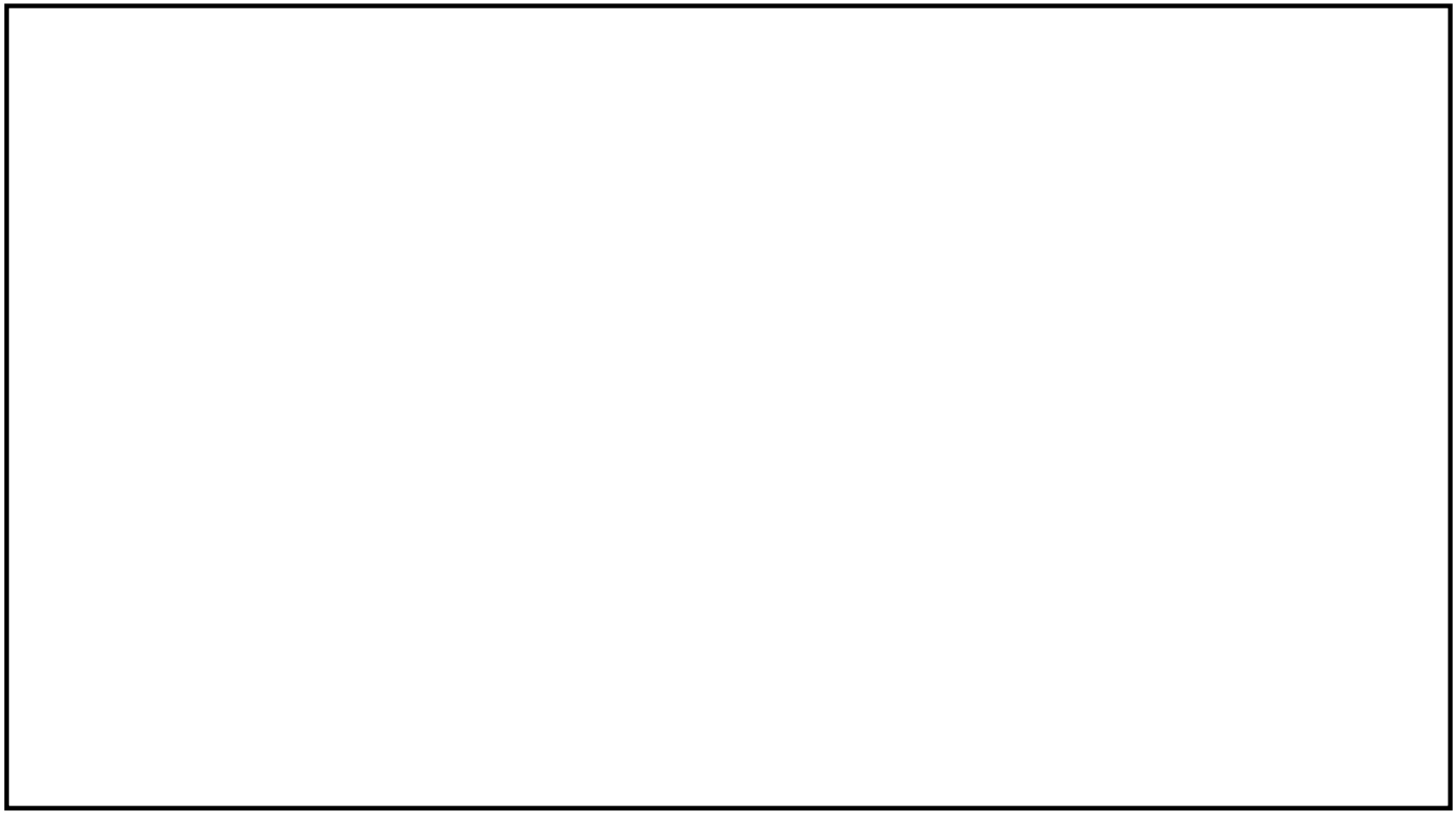
第60－2－1図　モニタリング・ポストの単線結線図

60－3　配置図



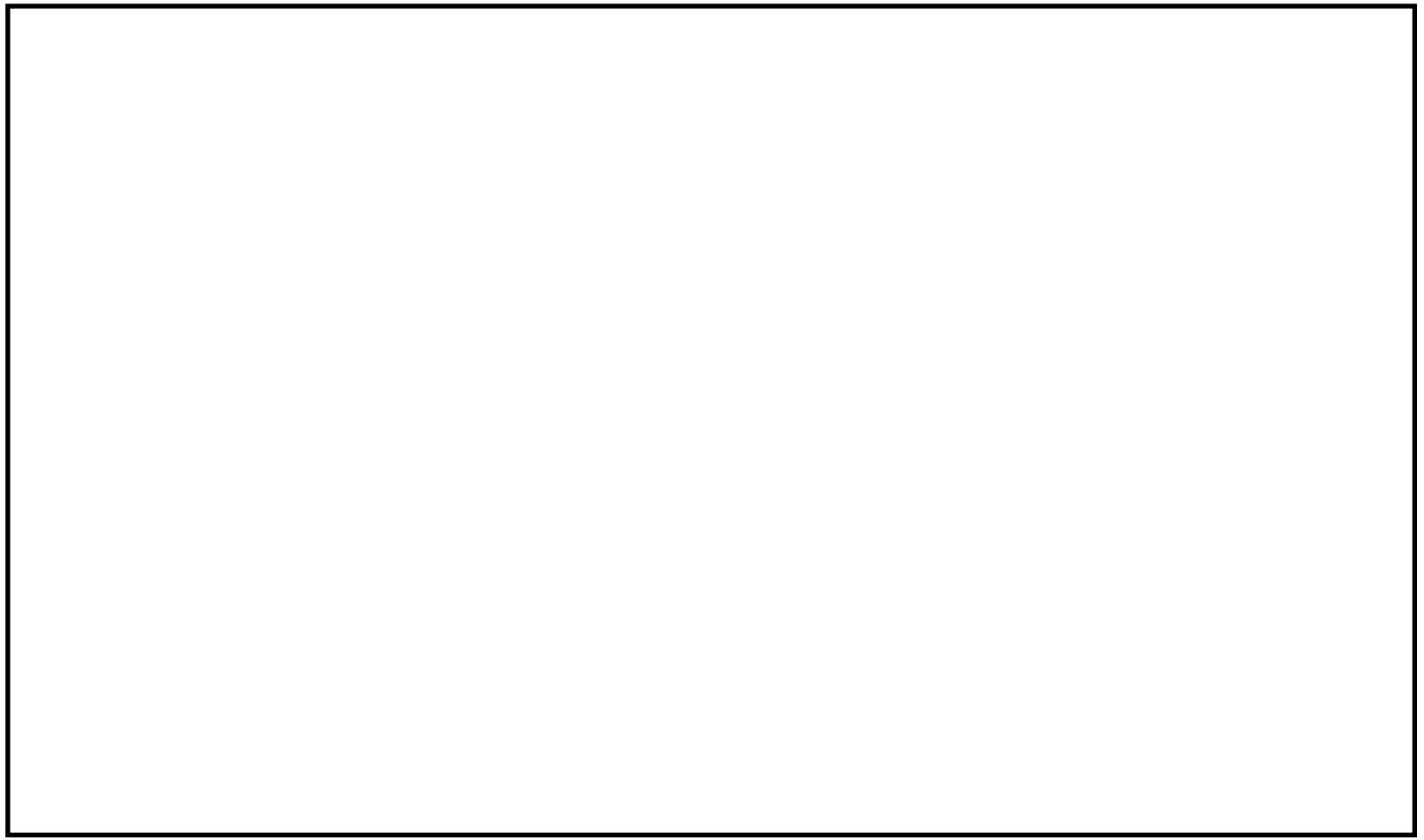
第 60－3－1 図　可搬型重大事故等対処設備　配置場所

放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）



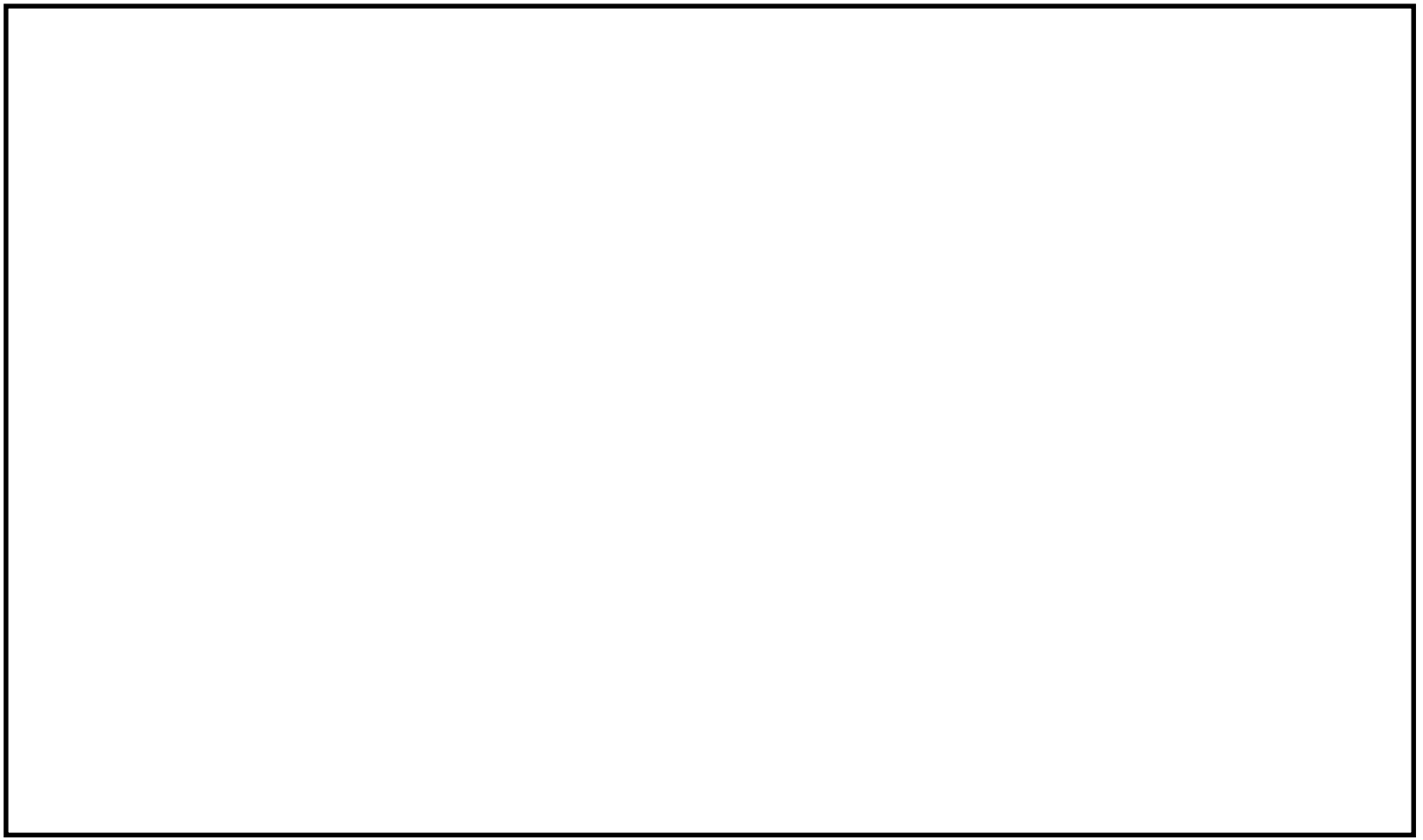
第 60－3－2 図　可搬型重大事故等対処設備　使用場所

放射性物質の濃度の測定（可搬型放射能測定装置）



第 60－3－3 図　可搬型重大事故等対処設備　使用場所

海上モニタリング（可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ，小型船舶）



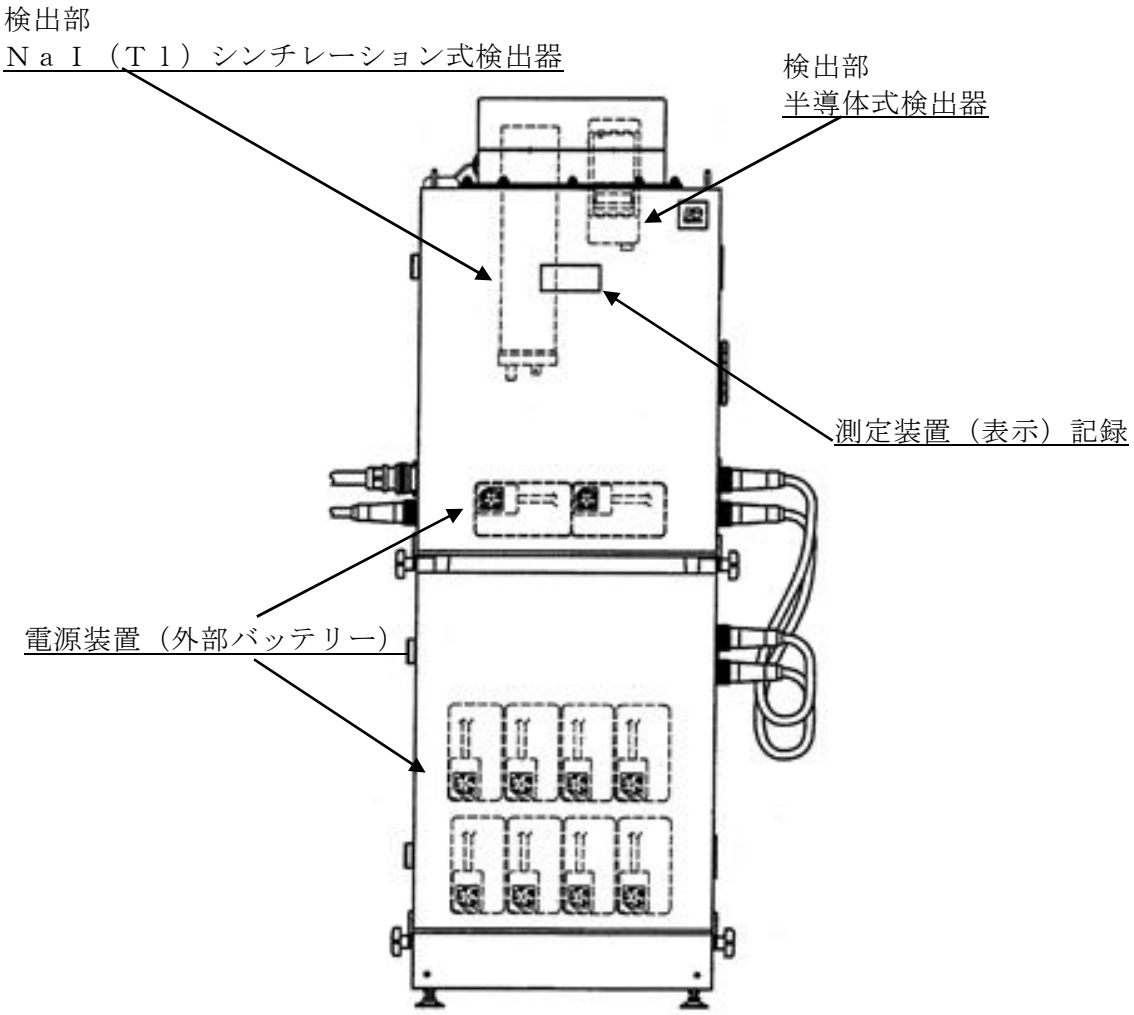
第 60－3－4 図　可搬型重大事故等対処設備　配置場所

風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）

60－4　試験検査

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。

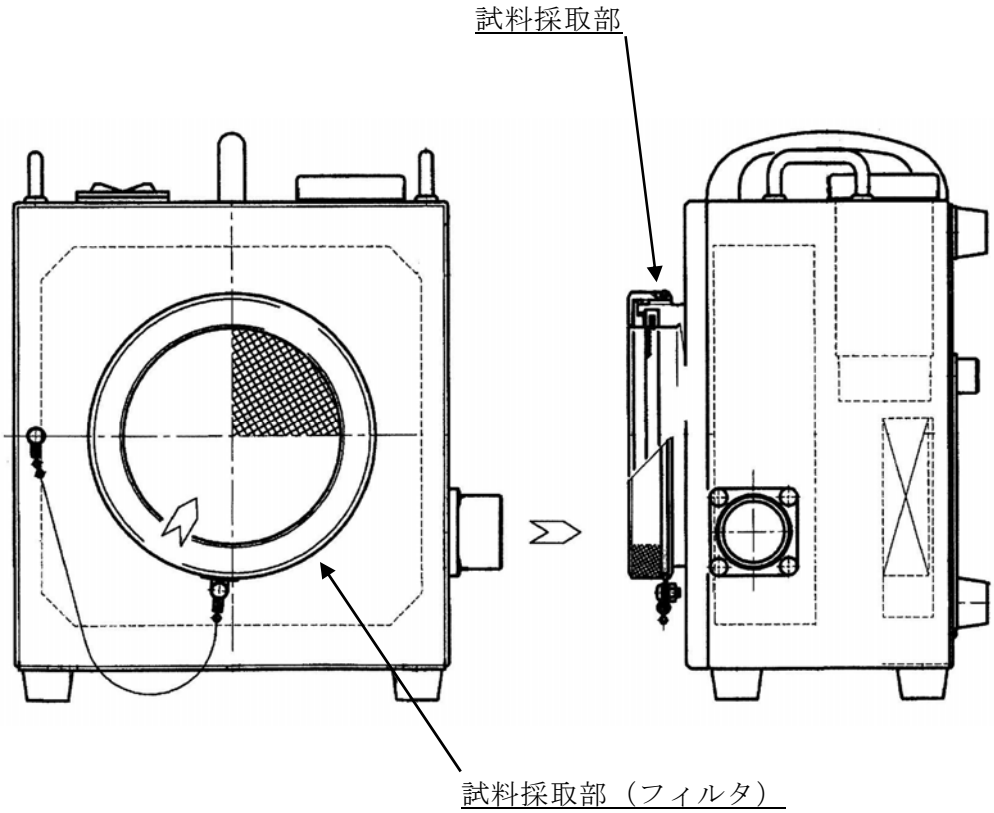
１．構造概略図



試験検査内容	模擬入力による特性の確認及び線源による校正

第60－4－1図　可搬型モニタリング・ポスト

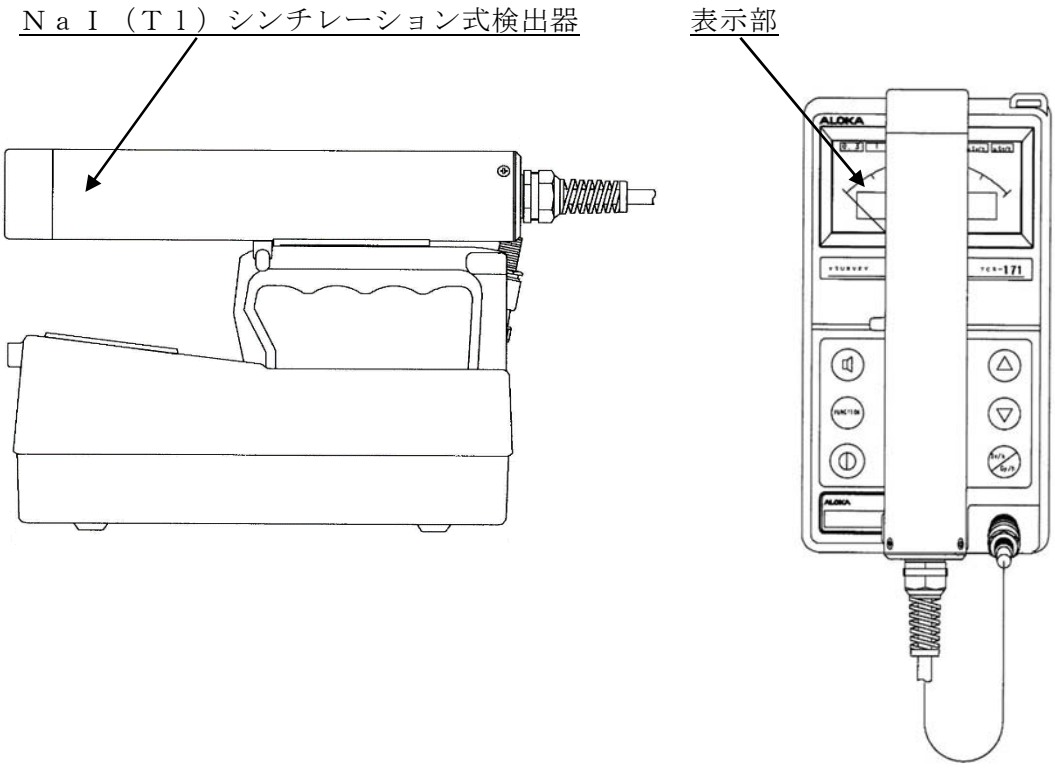
１．構造概略図



試験検査内容	流量の確認及び外観の確認

第60－4－2図　可搬型ダスト・よう素サンプラ

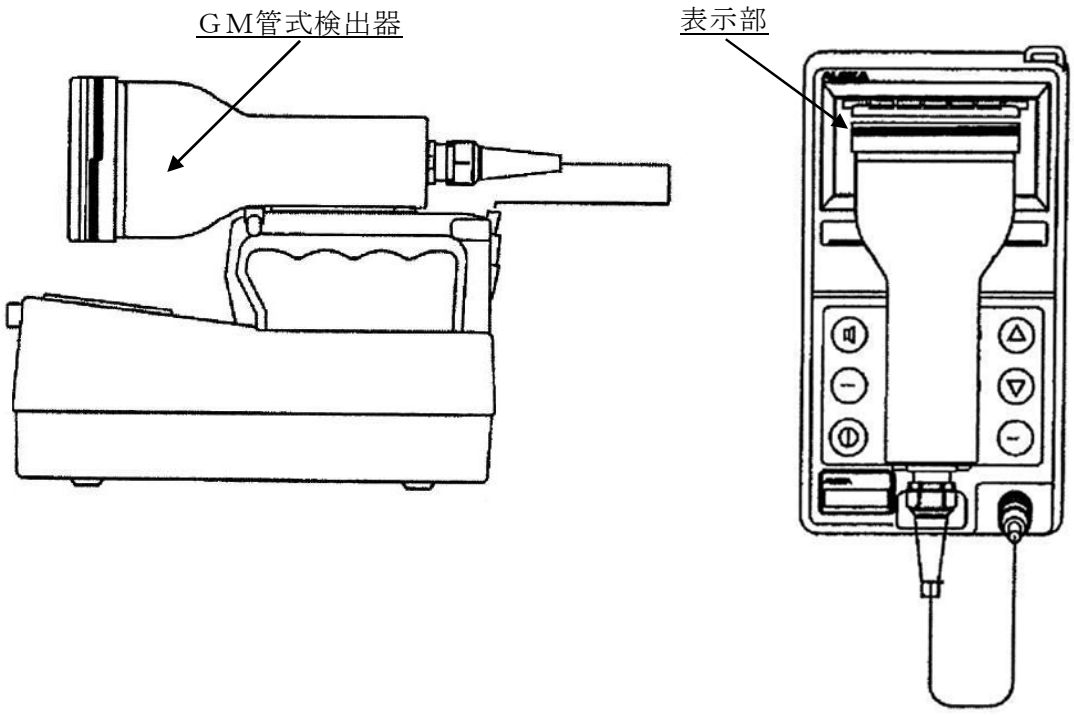
１．構造概略図



試験検査内容	線源による校正

第60－4－3図　ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ

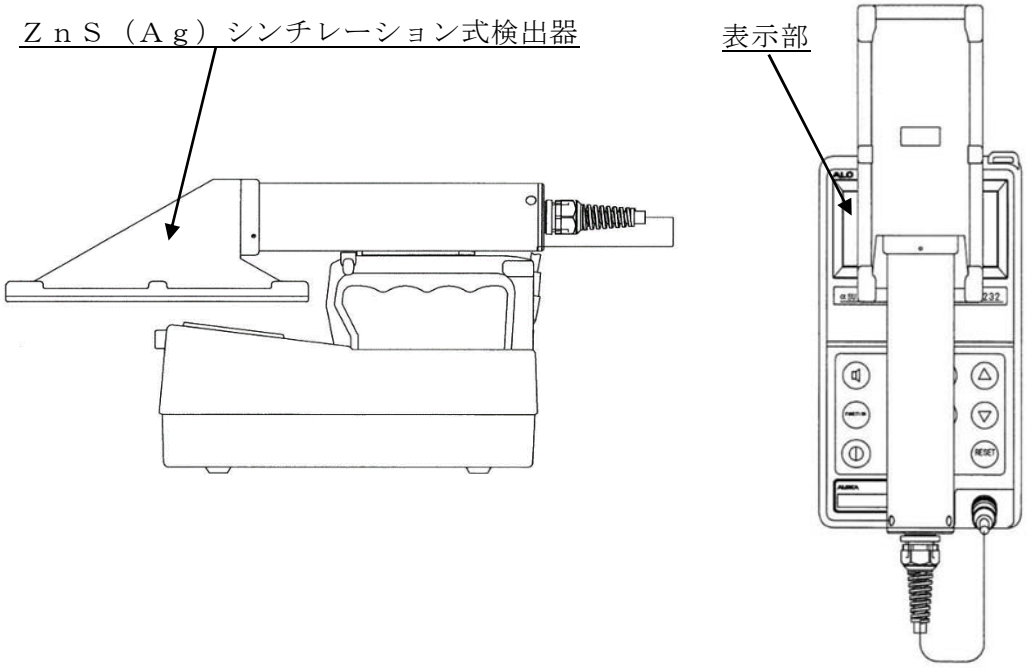
１．構造概略図



試験検査内容	線源による校正

第 60－4－4 図　β線サーベイ・メータ

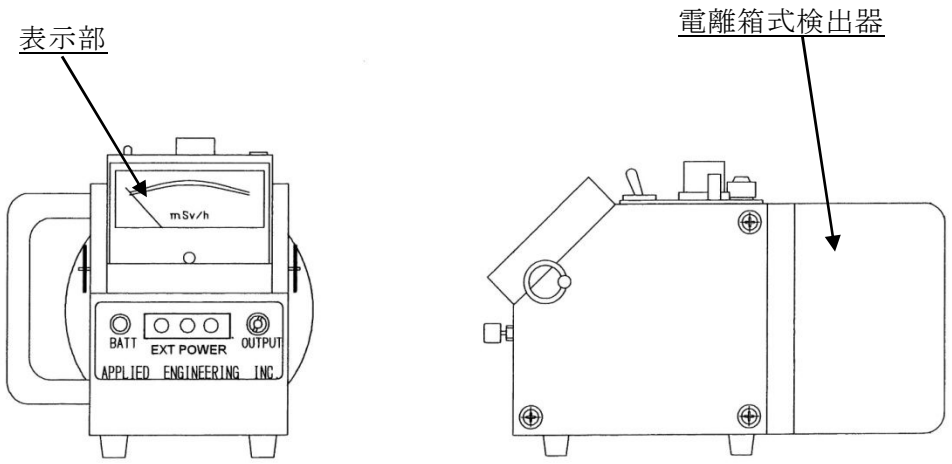
１．構造概略図



試験検査内容	線源による校正

第60－4－5図　ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ

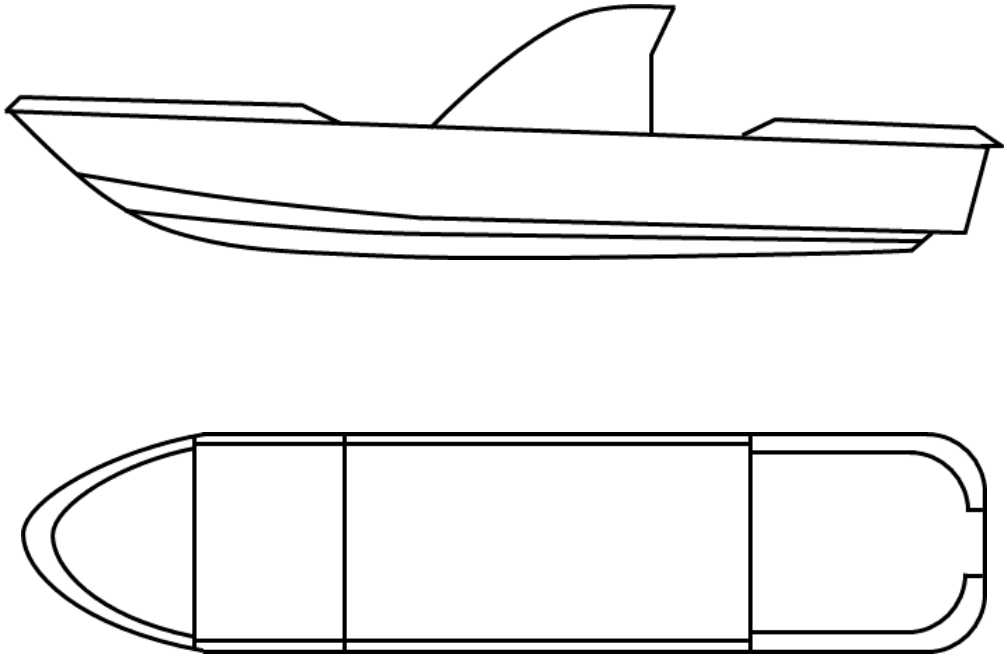
１．構造概略図



試験検査内容	線源による校正

第 60－4－6 図　電離箱サーベイ・メータ

１．構造概略図

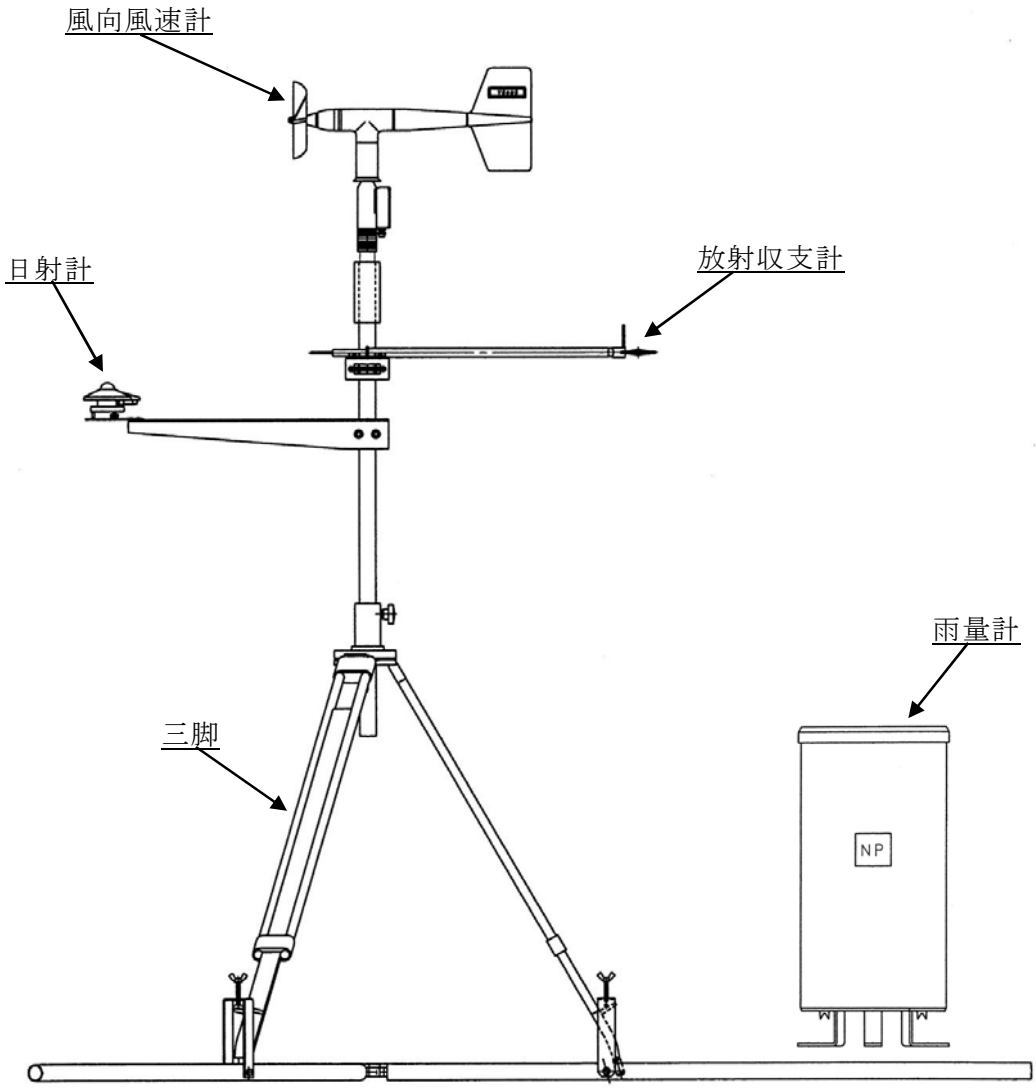


注）イメージ図。船舶の型式は詳細設計で決定する。

試験検査内容	動作の確認及び外観の確認

第 60－4－7 図　小型船舶

１．構造概略図



試験検査内容	模擬入力による特性の確認及び測定器の校正

第 60－4－8 図　可搬型気象観測設備

60－5　容量設定根拠

名称		可搬型モニタリング・ポスト
計測範囲	nGy／h	B.G.～10^{9}

【設定根拠】

可搬型モニタリング・ポストは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬型モニタリング・ポストは，モニタリング・ポストの機能喪失時の代替措置として用いるものである。

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。

さらに，緊急時対策所の正圧化判断に用いるものである。

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 4 台，発電所海側等に 5 台及び緊急時対策所の正圧化判断用に 1 台設置できる数量とする。

１．計測範囲

「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」に定める敷地周辺エリア放射線量率の測定上限値(10^{-1}Gy／h)を満足するように設計する。

そのため，計測範囲としては，B.G.～10^{9}nGy／h である。

名称		可搬型ダスト・よう素サンプラ
流量範囲	L／min	0～25

【設定根拠】

可搬型ダスト・よう素サンプラは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

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。

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。

なお，可搬型ダスト・よう素サンプラは，2 台に予備 1 台を含めた合計 3 台を緊急時対策所建屋に保管する。

１．流量範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（3.7×10^{1}Bq／cm^{3}）を満足するように設計する。

そのため，流量範囲は 0～25L／min とし，サンプリング時間を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

２．放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は，以下の算出式から求める。

２．１　放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度（Bq／cm^{3}）

＝換算係数（Bq／μSv／h）×試料の NET 値（μGy／h）／サンプリング量（L）×1000（cm^{3}／L）

名称		ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ
計測範囲	μGy／h	B.G.～30

【設定根拠】

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備する。

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。

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。

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 台を緊急時対策所建屋に保管する。

１．計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（3.7×10^{1}Bq／cm^{3}）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲としては，B.G～30μGy／h とし，サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

２．放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は，以下の算出式から求める。

２．１　放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度（Bq／cm^{3}）

＝換算係数（Bq／μGy／h）×試料の NET 値（μGy／h）／サンプリング量（L）×1000（cm^{3}／L）

名称		β線サーベイ・メータ
計測範囲	min^{-1}	B.G.～99.9k

【設定根拠】

β線サーベイ・メータは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

β線サーベイ・メータは，放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

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。

なお，β線サーベイ・メータは，2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策所建屋に保管する。

１．計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（3.7×10^{1}Bq／cm^{3}）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲としては，B.G～99.9 $kmin^{-1}$とし，サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

２．放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は，以下の算出式から求める。

２．１　放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度（Bq／cm^{3}）

＝換算係数（Bq／min^{-1}）×試料のNET値（min^{-1}）／サンプリング量（L）×1000（cm^{3}／L）

名称		ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ
計測範囲	min^{-1}	B.G.～99.9k

【設定根拠】

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備する。

ＺｎＳ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。

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。

なお，ＺｎＳ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 台を緊急時対策所建屋に保管する。

１．計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（3.7×10^{1}Bq／cm^{3}）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲としては，B.G～99.9 $kmin^{-1}$とし，サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

２．放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度算出は，以下の算出式から求める。

２．１　放射性物質濃度の算出式

放射性物質濃度（Bq／cm^{3}）

＝換算係数（Bq／min^{-1}）×試料の NET 値（min^{-1}）／サンプリング量（L）

×1000（cm^{3}／L）

名称		電離箱サーベイ・メータ
計測範囲	mSv／h	0.001～1000

【設定根拠】

電離箱サーベイ・メータは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

電離箱サーベイ・メータは，発電所敷地内及び発電所の周辺海域において，を含む。）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。

なお，電離箱サーベイ・メータは，1 台に予備 1 台を含めた合計 2 台を緊急時対策所建屋に保管する。

１．計測範囲

「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」に定める敷地周辺エリア放射線量率の測定上限値（10^{-1}Sv／h）を満足するように設計する。

よって計測範囲としては，0.001mSv／h～1000mSv／h である。

名称		小型船舶
最大積載重量	kg	350kg 以上

【設定根拠】

小型船舶は，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

小型船舶は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員を積載できる設計とする。

なお，小型船舶は，1 艇に予備 1 艇を含めた合計 2 艇を可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側，南側）に保管する。

１．積載重量範囲

発電所の周辺海域において，放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員の総重量約 350kg（測定装置等約 200kg，要員 150kg（75kg×2））を積載できる設計とする。

名称			可搬型気象観測設備
計測範囲	風向風速計	m/s	風向　16 方位 風速　0～60
	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/h	0～100

【設定根拠】

可搬型気象観測設備は，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬型気象観測設備は，気象観測設備の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

なお，可搬型気象観測設備は，1 台に予備 1 台を含めた合計 2 台を緊急時対策所建屋に保管する。

１．計測範囲

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目，観測単位，測定値の最小位数を満足するように設計する。

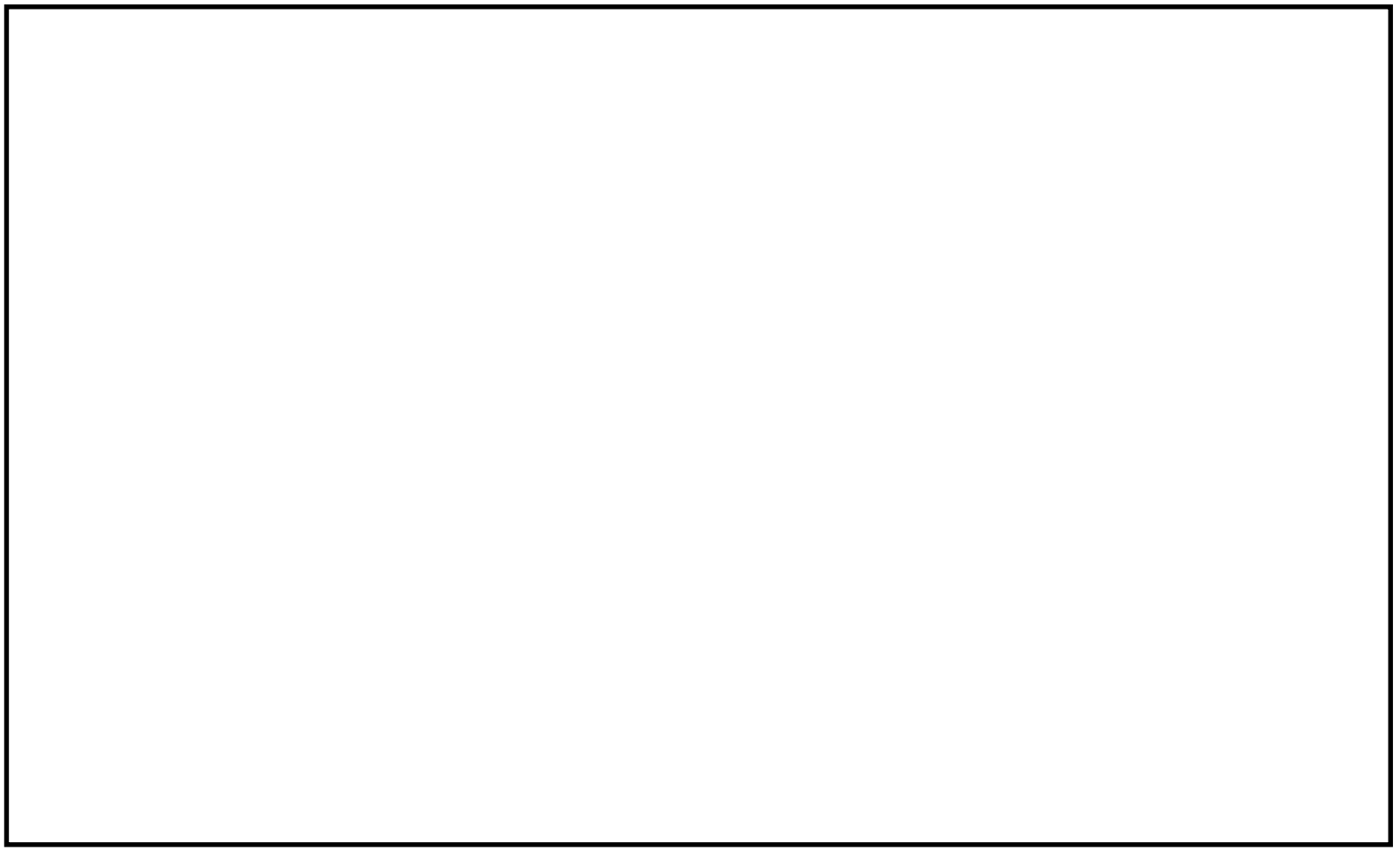
「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目，観測単位及び測定値の最小位数を下表に示す。

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

60－6　保管場所図

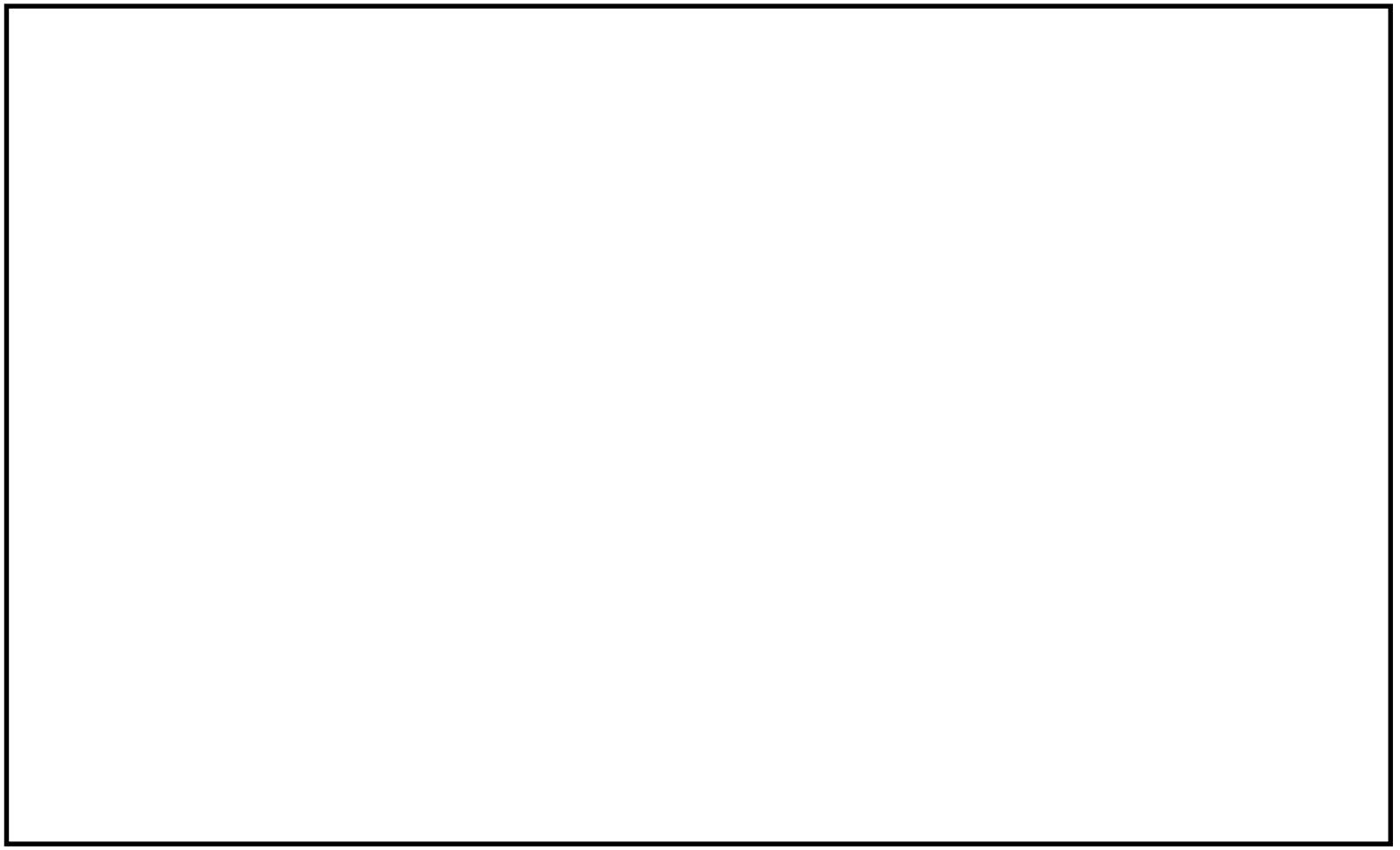
：設計基準対象施設を示す。

：重大事故対処設備を示す。



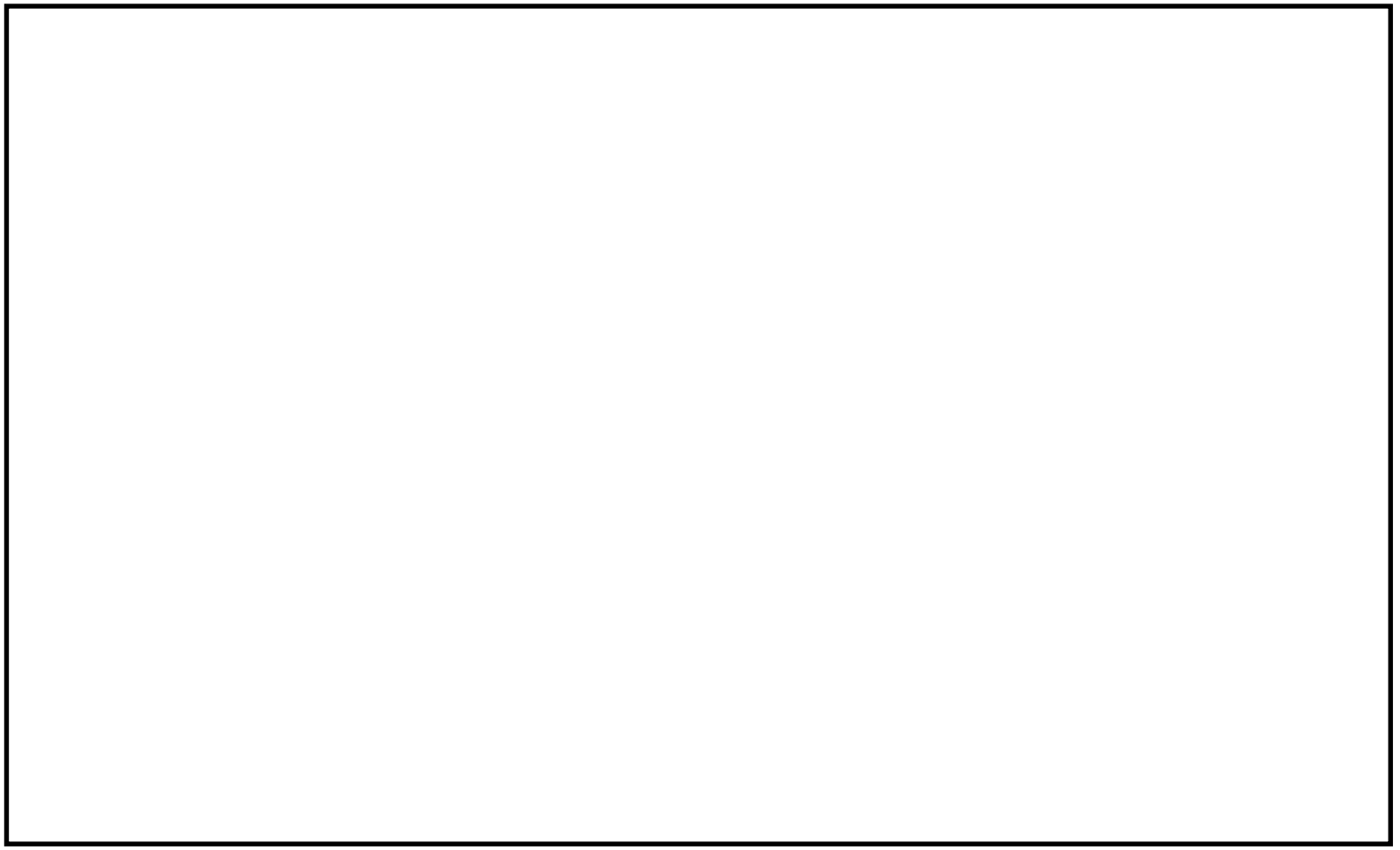
第 60－6－1 図　可搬型重大事故等対処設備　保管場所

放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）



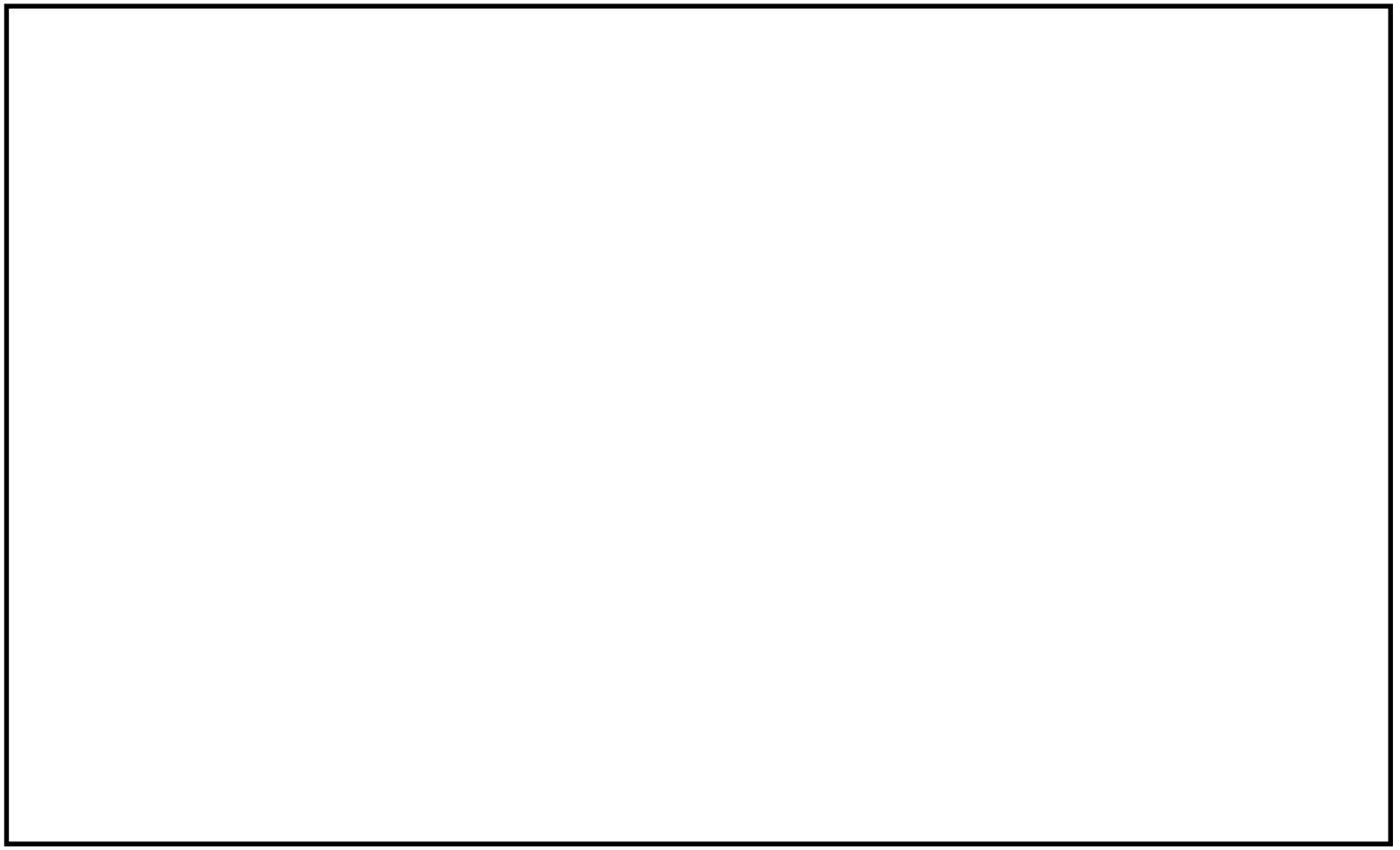
第 60－6－2 図　可搬型重大事故等対処設備　保管場所

放射性物質の濃度の測定（可搬型放射能測定装置）



第 60－6－3 図　可搬型重大事故等対処設備　保管場所

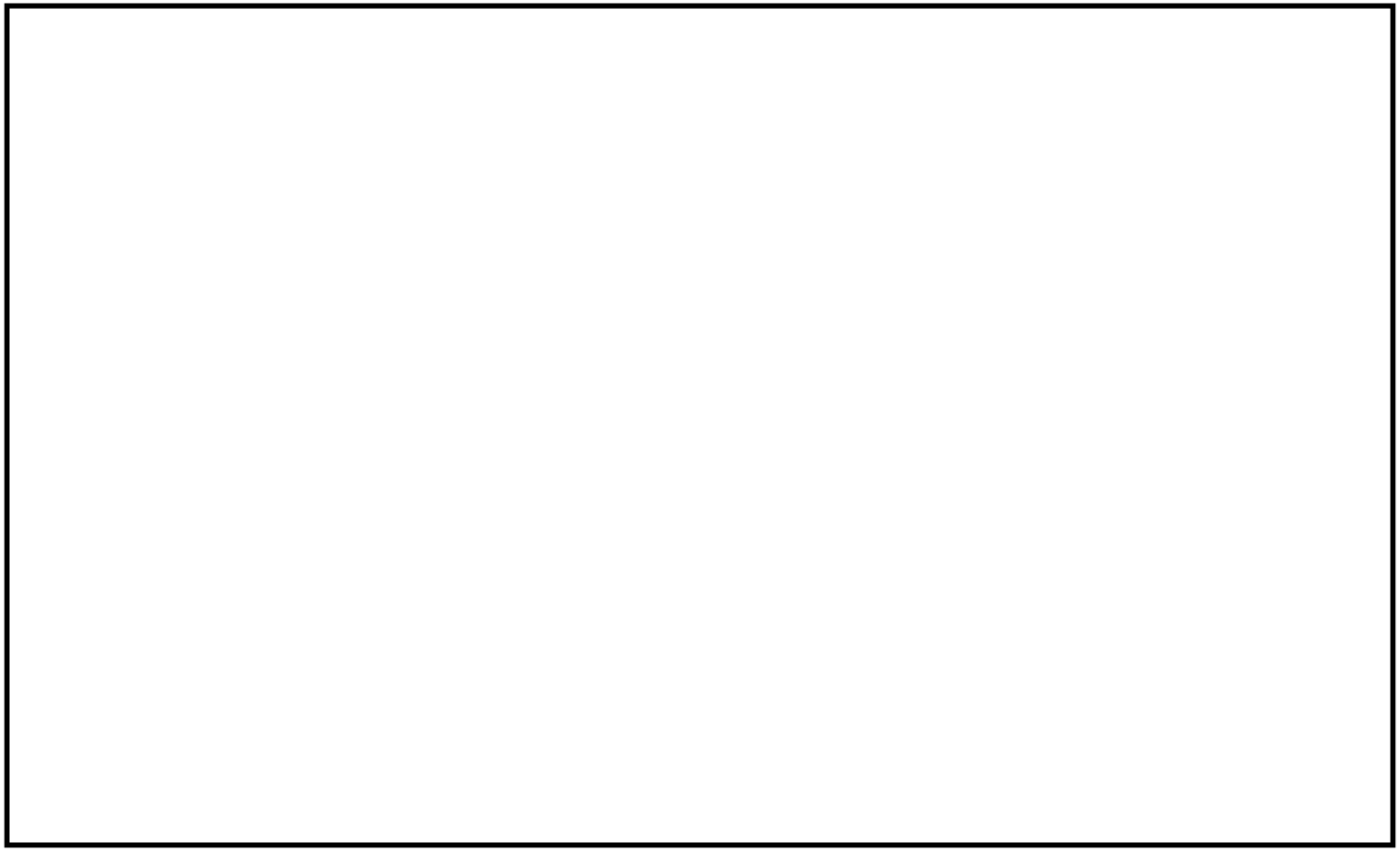
海上モニタリング（可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ，小型船舶）



第 60－6－4 図　可搬型重大事故等対処設備　保管場所

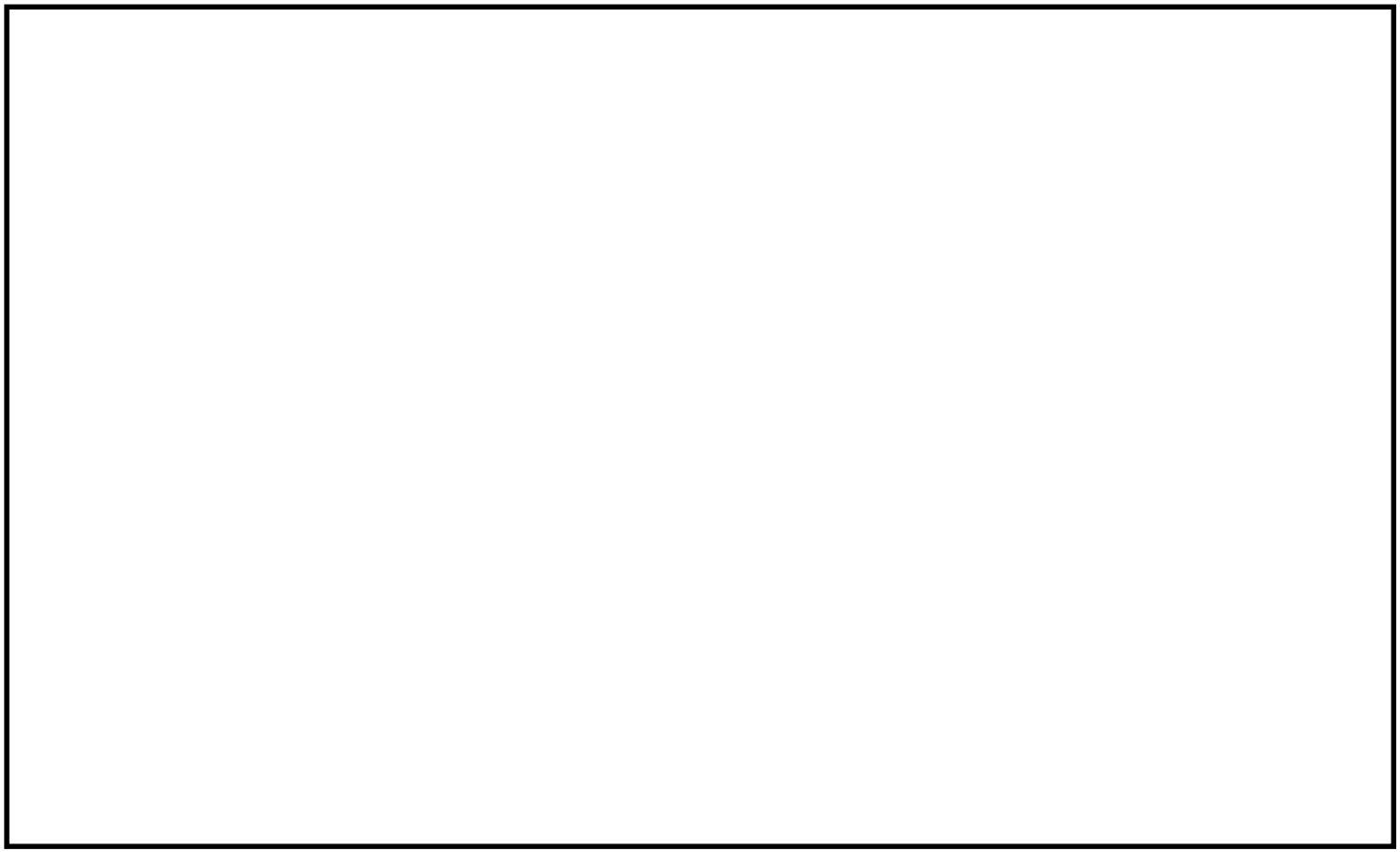
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）

60－7　アクセスルート図



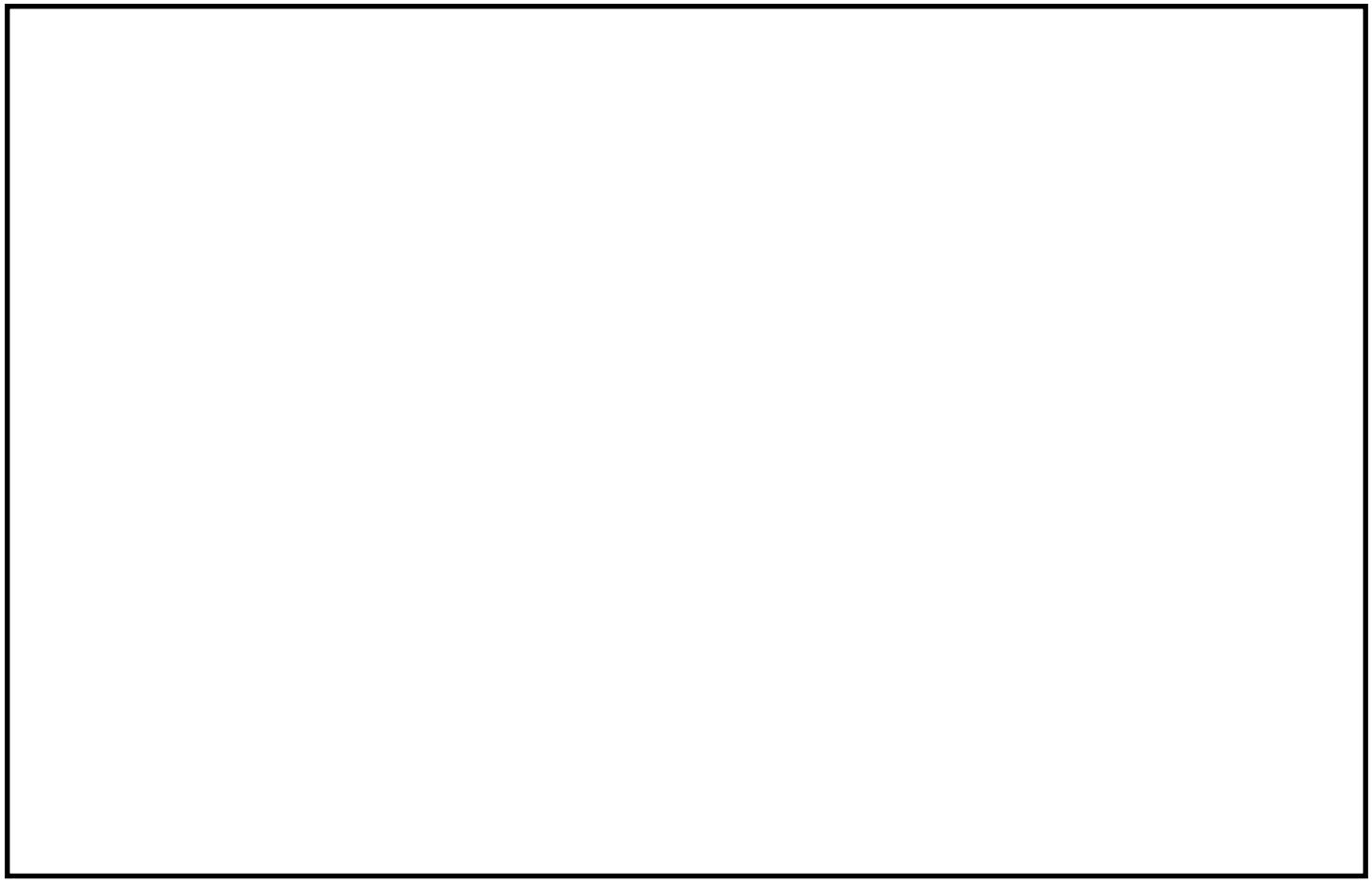
第60－7－1図　可搬型重大事故対処設備　重大事故等時アクセスルート

放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）



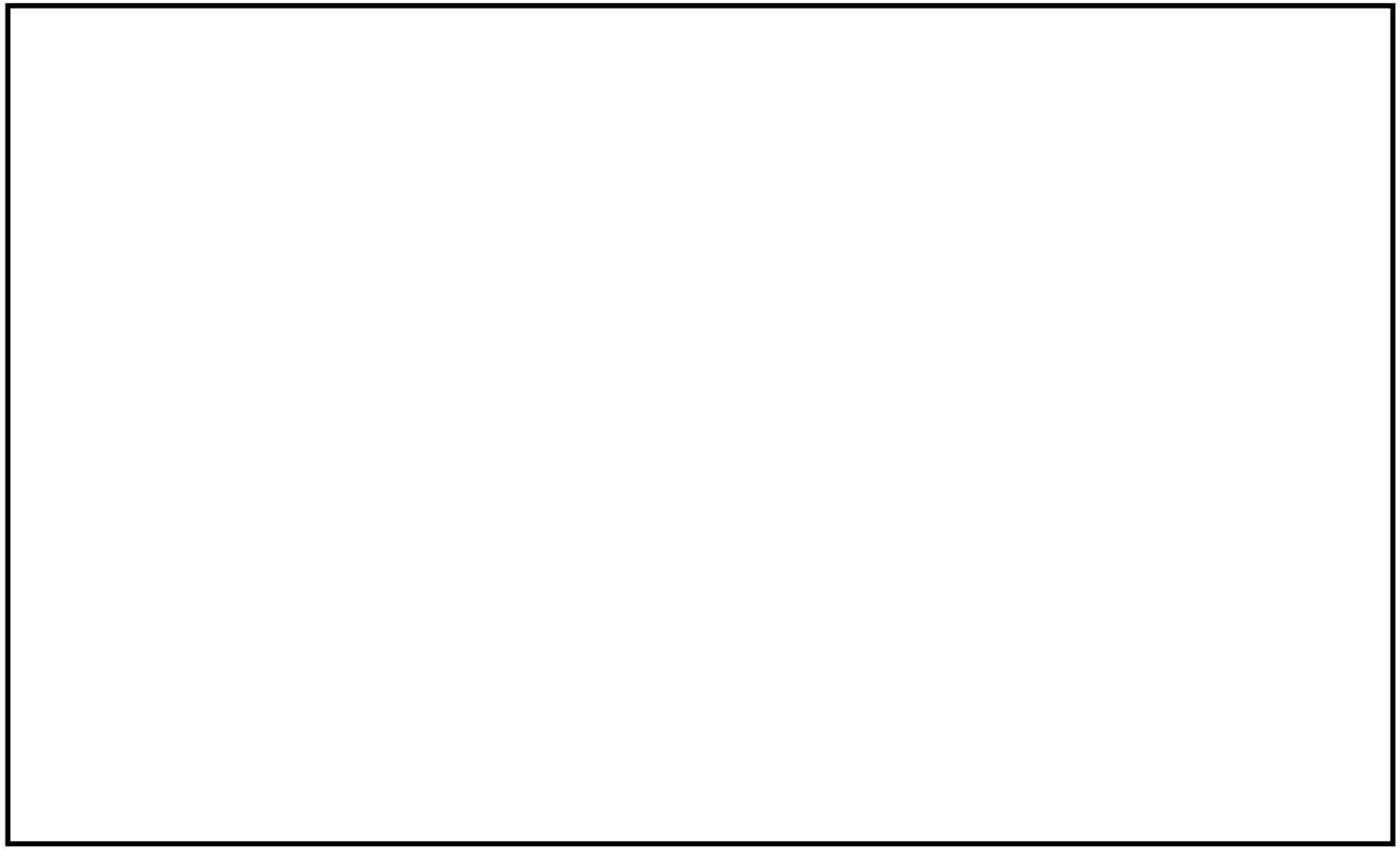
第60－7－2図　可搬型重大事故対処設備　重大事故等時アクセスルート

放射性物質の濃度の測定（可搬型放射能測定装置）



第60－7－3図　可搬型重大事故対処設備　重大事故等時アクセスルート

海上モニタリング（電離箱サーベイ・メータ，小型船舶）



第60－7－4図　可搬型重大事故対処設備　重大事故等時アクセスルート

風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）

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　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

1.4　可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

1.4.1　発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定

1.4.2　小型船舶による海上モニタリング

2. 気象観測設備について

2.1　気象観測設備

2.2　可搬型気象観測設備

3.　参考　環境モニタリング設備等

1. 環境モニタリング設備について

1.1　モニタリング・ポスト

1.1.1　モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び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4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室で監視及び記録を行うことができる設計としている。また，緊急時対策所でも監視できる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第1.1.1表に，モニタリング・ポストの配置図及び写真を第1.1.1図に示す。

第1.1.1表　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	警報設定値	台数	取付箇所
モニタリング・ポスト	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	10^{1}nGy／h～10^{5}nGy／h	計測範囲内で可変	1	モニタリング・ポストは周辺監視区域境界付近に４台
	電離箱	10^{-8}Gy／h～10^{-1}Gy／h	計測範囲内で可変	1	

：設計基準対象施設

第 1.1.1 図　モニタリング・ポストの配置図及び写真

：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・ポストは，非常用電源設備に接続し，電源復旧までの期間，電源を供給できる設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また，モニタリング・ポストの電源は，代替電源設備である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）及び可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）により給電が可能な設計とする。

無停電電源装置の設備仕様を第 1.1.2 表に，モニタリング・ポストの電源構成概略図を第 1.1.2 図に示す。

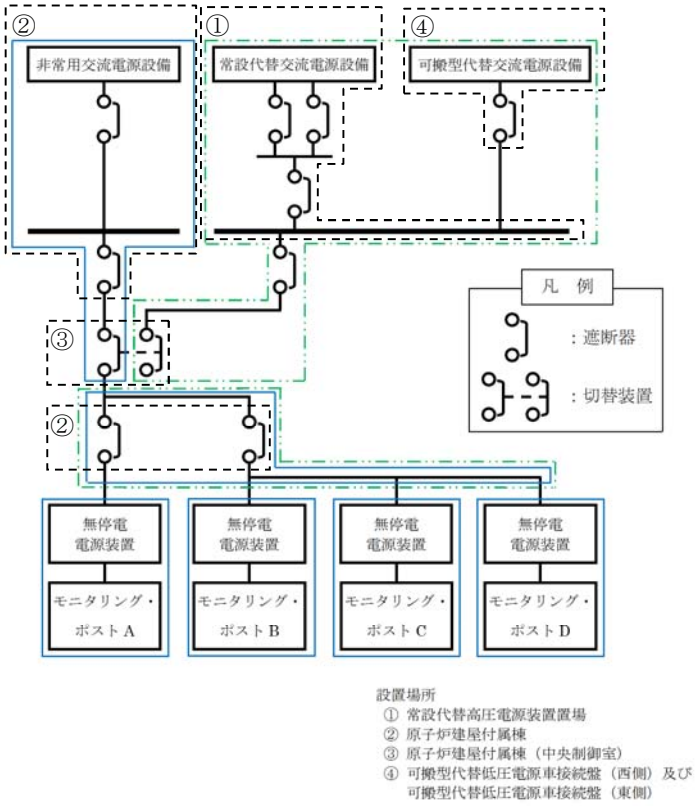
第 1.1.2 表　無停電電源装置の設備仕様

名　称	個　数	容　量	発電方式	バックアップ時間※1	備　考
無停電電源装置	局舎ごとに 1 台 計 4 台	3.0kVA	蓄電池	約 12 時間	停電時に電源を供給できる

※1　バックアップ時間は，各モニタリング・ポストの実負荷により算出

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備



第 1.1.2 図　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＞

無停電電源装置

常設代替交流電源装置

可搬型代替低圧電源車

第 1.1.2 図　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

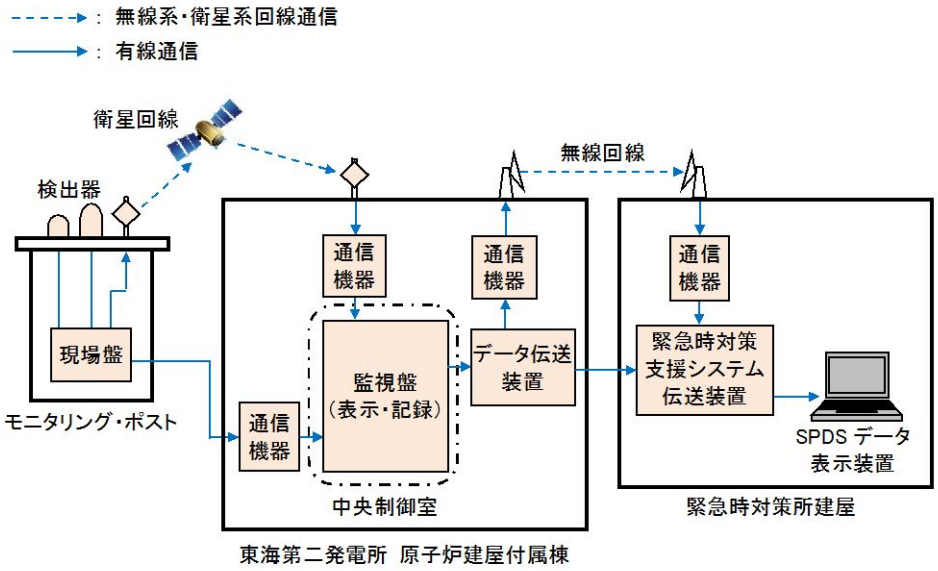
：重大事故等対処設備

1.1.3　モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送を行う構成は，建屋間※において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し，測定したデータは，現場盤，中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポスト設備の伝送概略図を第 1.1.3 図に示す。

※　建屋（原子炉建屋付属棟，緊急時対策所建屋）は，モニタリング・ポストと同等以上の耐震性を有しており，伝送の多様化の対象範囲は耐震性を有した建屋間とする。



第1.1.3図　モニタリング・ポスト設備の伝送概略図

：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及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために，放射線量率を監視し，及び測定し，並びに記録する装置，空気中の放射性物質（粒子状物質，よう素）を採取し，及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備している。放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第1.2表に，放射能観測車の保管場所を第1.2図に示す。

なお，放射能観測車は，廃止措置中の東海発電所の事故対応と重畳した場合でも測定対象範囲は同一であるため，東海発電所と共用する。

また，原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき，放射能観測車11台の協力を受けることが可能である。

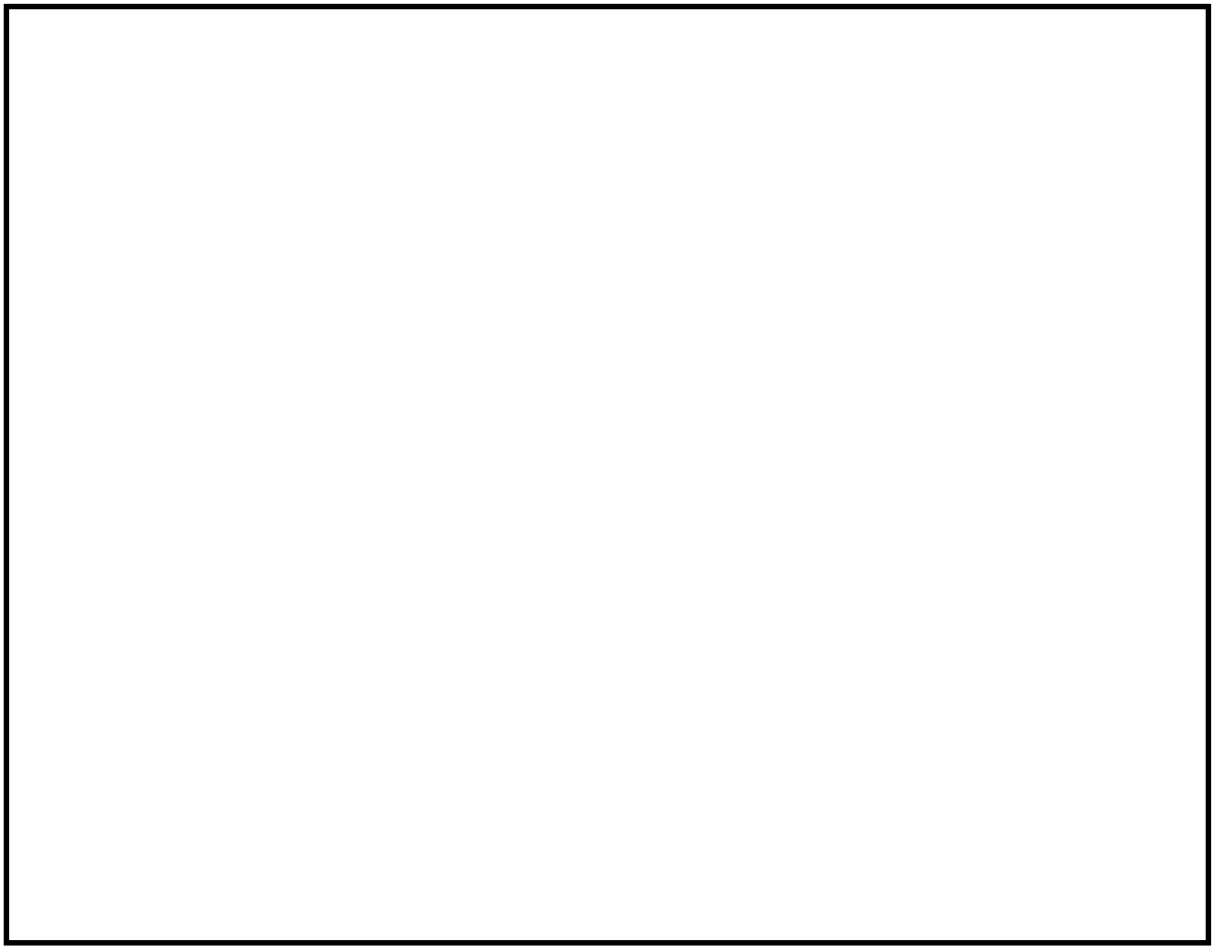
第1.2表　放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能観測車	空間ガンマ線測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{8} nGy／h	記録紙	1
		半導体			
	ダストモニタ	プラスチックシンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1
		ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション			
	よう素測定装置	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{5} S^{-1}	記録紙	1

（その他主な搭載機器）台数：各1台
・ダスト・よう素サンプラ
・風向，風速計
・無線連絡設備

（放射能観測車の写真）

：設計基準対象施設



第 1.2 図　放射能観測車の保管場所

：設計基準対象施設

1.3　代替測定

1.3.1　可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時，モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト配置場所に4台設置する。また，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合，モニタリング・ポストが配置されていない海側等に5台，緊急時対策所の正圧化が判断できるよう緊急時対策所付近に1台設置する。

可搬型モニタリング・ポストは，上記に加え，故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用2台を含めた合計12台を保管する。可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所を第1.3.1－1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストは，外部バッテリーにより 6 日間以上連続で稼働するとともに，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定したデータは，可搬型モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により，緊急時対策所に伝送することができる設計とする。可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等を第 1.3.1－1 表，仕様を第 1.3.1－2 表，伝送概略図を第 1.3.1－2 図に示す。

：重大事故等対処設備

第1.3.1－1図　可搬型モニタリング・ポスト設置場所及び保管場所図

：重大事故等対処設備

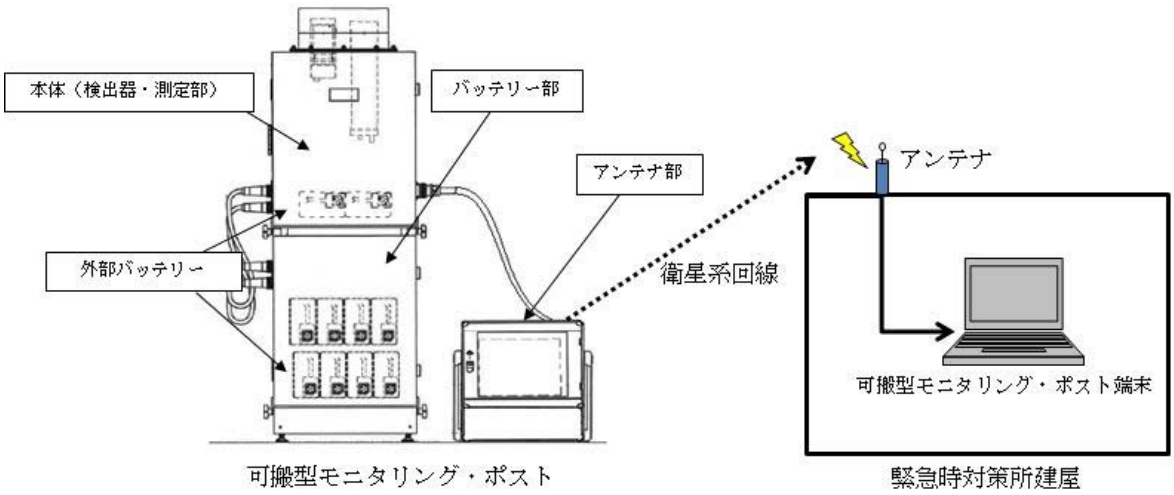
第 1.3.1－1 表　可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数（予備）
可搬型モニタリング・ポスト	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	B.G.～10^{9} nGy／h※1	計測範囲で可変	10（予備2）
	半導体			

※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（10^{-1}Gy/h）を満足する設計とする。

第 1.3.1－2 表　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（10 個）により 6 日間以上連続で稼働可能。 6 日後からは，予備の外部バッテリー（4 個ずつ）と交換することにより継続して計測可能 外部バッテリーは 1 個当たり約 6 時間で充電可能
記録	測定値は 7 日分以上電子メモリに記録
伝送	衛星系回線により，緊急時対策所にデータ伝送 なお，本体で指示値の確認が可能
概略寸法	本体（測定部）：約 350(W)×240(D)×555(H)mm バッテリー部　：約 350(W)×240(D)×420(H)mm
重量	本体（検出・測定部）　：約 15kg バッテリー部(外部バッテリー4 個含む)　：約 17 kg 外部バッテリー（6 個）　：約 10.5kg アンテナ部　：約 5kg 設置台　：約 5kg 外線ケーブル　：約 2kg 合計　：約 54.5kg



第1.3.1－2図　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　可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時，放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，ダストモニタ又はよう素モニタが機能喪失した際に代替できるよう可搬型放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてβ線サーベイ・メータ及びＺｎＳ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。

可搬型放射能測定装置は，合計2台（予備1）を保管する。可搬型放射能測定装置の仕様を表1.3.2表に，保管場所を第1.3.2図に示す。

第1.3.2表　可搬型放射能測定装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	保管場所	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—※1	—	緊急時対策所建屋	2※2（予備1）
ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション式検出器	B.G.～30μSv／h※1	サンプリング記録	緊急時対策所建屋	2※2（予備1）
β線サーベイ・メータ	GM管式検出器	B.G.～99.9kmin^{-1}※1	サンプリング記録	緊急時対策所建屋	2※2（予備1）
ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション検出器	B.G.～99.9kmin^{-1}※1	サンプリング記録	緊急時対策所建屋	2※2（予備1）

※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（3.7×10^{1}Bq／cm^{3}）を満たす設計とする。

※2　「1.4 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」と共用

：重大事故等対処設備

（可搬型ダスト・よう素サンプラ）

（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ）

（β線サーベイ・メータ）

（ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）

第1.3.2図　可搬型放射能測定装置の保管場所及び写真

：重大事故等対処設備

1.4　可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

1.4.1　発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定

重大事故等に，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ），電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を用いて，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における空気中，水中及び土壌中の放射性物質の濃度並びに放射線量率を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。

なお，海水，排水の採取は，海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

可搬型放射能測定装置は，合計2台（予備1）を保管する。電離箱サーベイ・メータは，合計1台（予備1）を保管する。海上モニタリングのための小型船舶は，合計1艇（予備1）を保管する。

発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する計測器等の仕様等を第1.4.1表に，保管場所及び海水・排水試料採取場所を第1.4.1－1図に，外観の写真を第1.4.1－2図に示す。

：重大事故等対処設備

第1.4.1表 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	保管場所	数量
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—※1	—	緊急時対策所建屋	2※3（予備1）
ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション式検出器	B. G. ～30μGy／h※1	サンプリング記録	緊急時対策所建屋	2※3（予備1）
β線サーベイ・メータ	GM管式検出器	B. G. ～99.9kmin^{-1}※1	サンプリング記録	緊急時対策所建屋	2※3（予備1）
ＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ	ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション検出器	B. G. ～99.9kmin^{-1}※1	サンプリング記録	緊急時対策所建屋	2※3（予備1）
電離箱サーベイ・メータ	電離箱式検出器	0.001mSv／h～1000mSv／h※2	サンプリング記録	緊急時対策所建屋	1（予備1）
小型船舶	—	—	—	可搬型重大事故等対処設備保管場所	1（予備1）
【その他の測定装置※4】 ・Ｇｅγ線多重波高分析装置 ・ガスフロー式カウンタ					

※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（3.7×10^{1}Bq／cm^{3}）を満たす設計とする。

※2　「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{-1}Gy/h）を満たす設計とする。

※3　「1.3.2 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」と共用

※4　技術基準上のすべての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備

第1.4.1－1図　発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用する計測器等の保管場所及び海水の試料採取場所

：自主対策設備　：重大事故等対処設備

（可搬型ダスト・よう素サンプラ）

（ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ）

（β線サーベイ・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（イメージ））

（Ｇｅγ線多重波高分析装置）

（ガスフロー式カウンタ）

第1.4.1－2図　発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備の写真

：自主対策設備

：重大事故等対処設備

1.4.2　小型船舶による海上モニタリング

重大事故等時，発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，小型船舶により，周辺海域の放射線量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，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳ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，海上モニタリングは，海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

小型船舶の仕様等を第1.4.2表に，アクセスルートを第1.4.2図に示す。

第1.4.2表　小型船舶の仕様等

項目	内容
艇数	1（予備１）
最大積載重量	350kg以上
動力源	外部バッテリー　2セット(予備1) 使用可能時間：1セットあたり約1時間 航続距離：1セットあたり約15ｋｍ
モニタリング時に持ち込む重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ：1台 可搬型ダスト・よう素サンプラ　：1台 採取用資機材：1式
保管場所	可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側，南側）
移動方法	保管場所から船舶運搬車両等を用いて岸壁まで運搬する。

：重大事故等対処設備

第 1.4.2 図　小型船舶のアクセスルート

: 重大事故等対処設備

2. 気象観測設備について

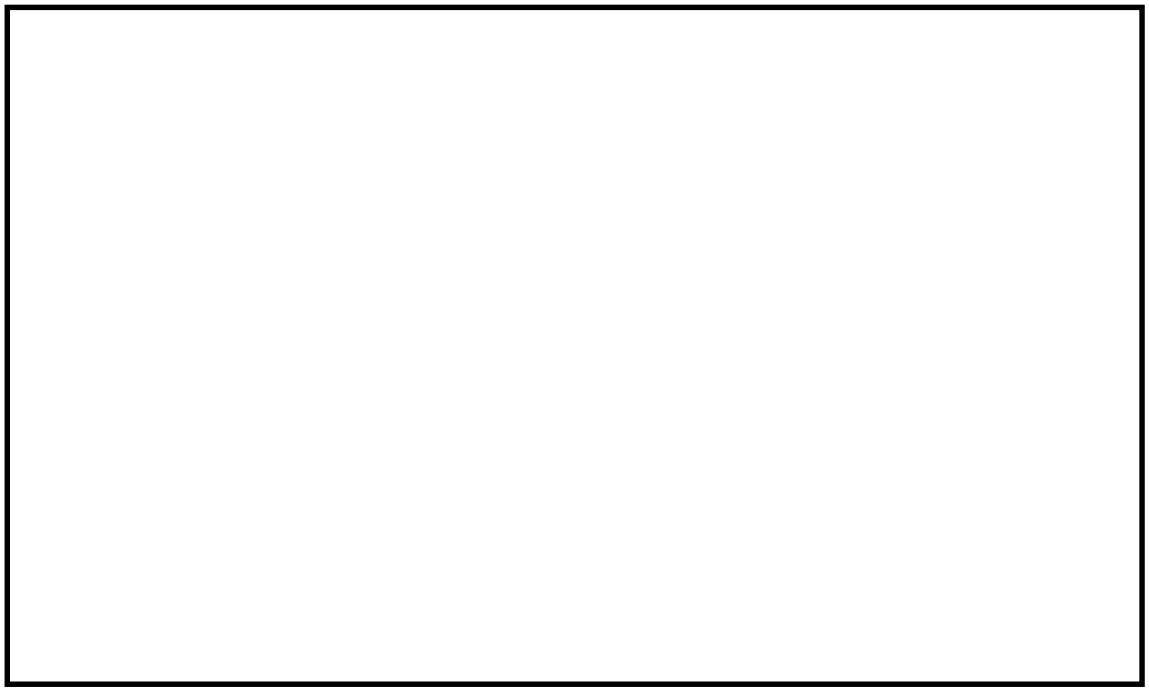
2.1　気象観測設備

気象観測設備は，放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために，風向，風速，日射量，放射収支量，雨量，温度等を測定し，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。

気象観測設備の各測定器は防潮堤等周囲の構造物の影響のない位置※1※2に配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第2.1－1図に，測定項目等を第2.1表に示す。

また，気象観測設備のデータ伝送系については，第2.1－2図に示すとおりとする。気象観測設備のデータ伝送を行う構成は，建屋間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有することで信頼性向上を図る設計とする。



第2.1－1図　気象観測設備配置図

：設計基準対象施設

※1 「露場から建物までの距離は建物の高さから1.5mを引いた値の3倍以上、または露場から10m以上。」「露場中央部における地上1.5mの高さから周囲の建物に対する平均仰角は18度以下。」（地上気象観測指針（2002 気象庁））

※2 「おおよその目安として各アンテナの送信方向の中心軸±45度に反射体がないことが望まれる。」（ドップラーソーダによる観測要領（2004　原子力安全研究協会））

第2.1表　気象観測設備の測定項目等

【超音波風向風速計】
（地上高さ）

【ドップラーソーダ（風向風速計）】
（排気筒高さ）

【日射計（左），放射収支計（右）】

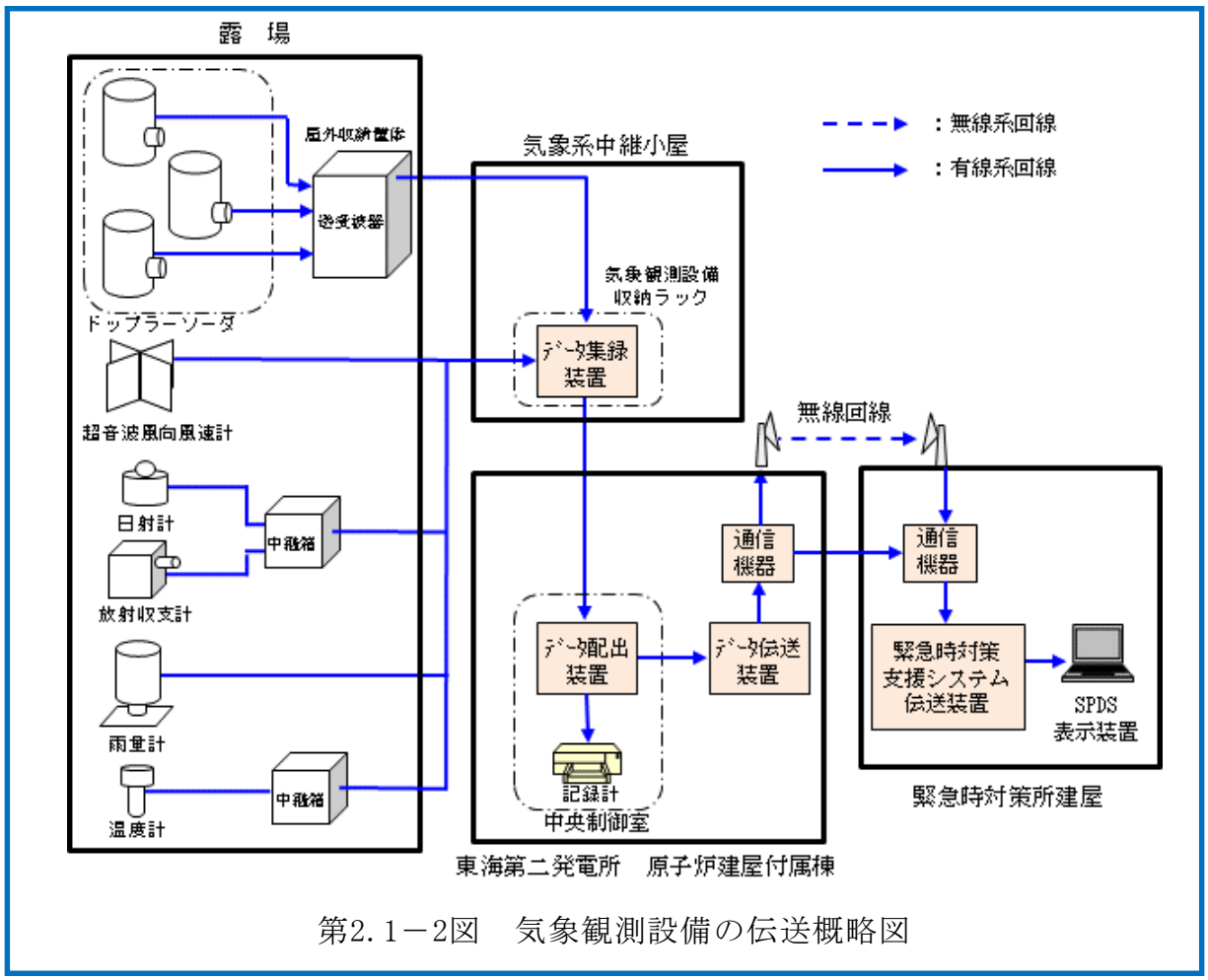
【温度計】

【雨量計】

台数：1式 （測定項目） 風向※，風速※，日射量※， 放射収支量※，雨量，温度	（記録） 有線系回線及び無線系回線にて，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視する。また，そのデータを記録し，保存する。

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

：設計基準対象施設



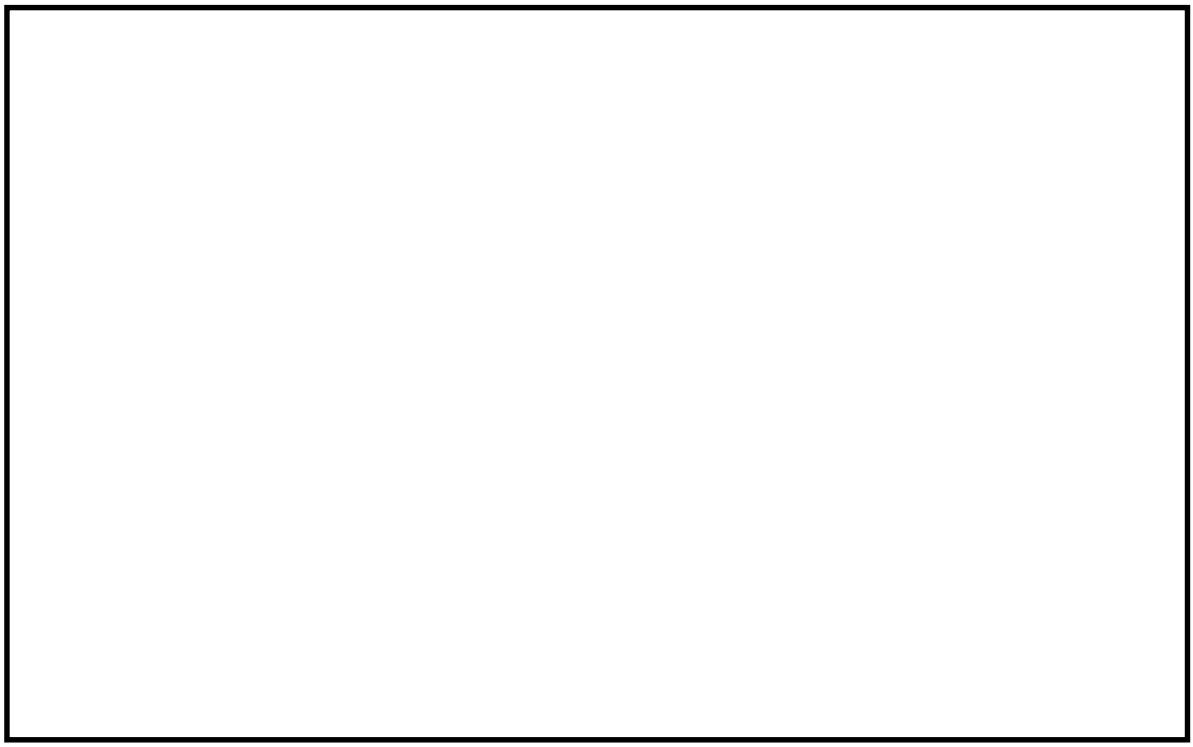
第2.1－2図　気象観測設備の伝送概略図

：設計基準対象施設

2.2　可搬型気象観測設備

重大事故等時，気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬型気象観測設備を気象観測設備近傍に設置する。

可搬型気象観測設備は，合計1台（予備1）を保管する。可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所を第2.2－1図，測定項目等を第2.2表に，伝送概略図を第2.2－2図に示す。



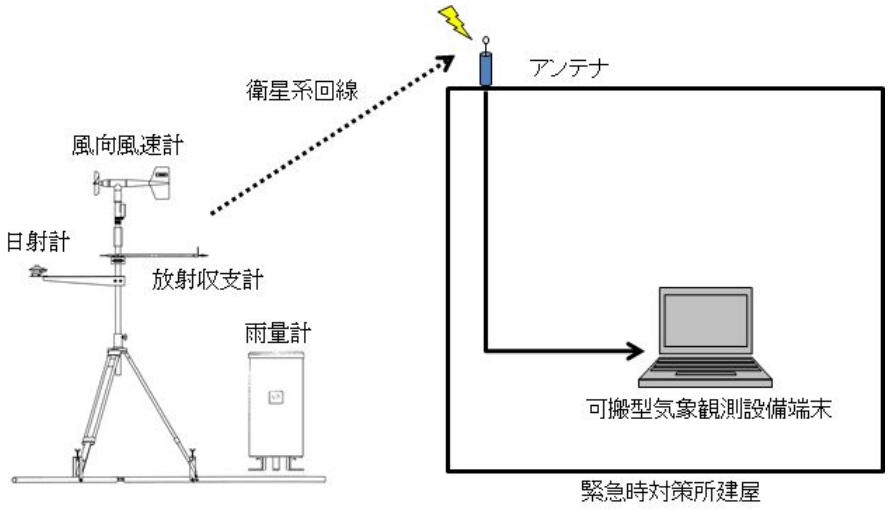
第2.2－1図　可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

：重大事故等対処設備

第 2.2 表　可搬型気象観測設備の測定項目等

項目	内容
台数	1（予備1）
測定項目	風向※，風速※，日射量※，放射収支量※及び雨量
電源	外部バッテリーにより2日以上供給可能。 2日後からは，外部バッテリーを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，約6時間で充電可能。
記録	本体の電子メモリにて1週間以上記録
伝送	衛星系回線により，緊急時対策所へ伝送。
重量	本体（風向風速計等）　：約40kg 外部バッテリー（5個）：約115kg

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目



第 2.2－2 図　可搬型気象観測設備の伝送概略図

：重大事故等対処設備

3. 参考　環境モニタリング設備（補足説明資料）

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六条

監視設備に関する要求事項のうち，設置許可基準規則第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

(1)　洪水

敷地が洪水による被害を受けることはないため，監視設備の安全機能を損なうことはない。

(2)　風（台風）

監視設備は，設計基準風速（30m／s，地上高 10m，10 分間平均）の風（台風）が発生した場合においても，風（台風）による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより，安全性を損なわない設計とする。

(3)　竜巻

監視設備は，設計竜巻の最大風速 100m／s による風圧力による荷重，気圧差による荷重及び設計飛来物等の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して，代替設備の確保により安全性を損なわない設計とする。

(4)　凍結

監視設備は，低温による凍結を考慮して代替設備により必要な機能を確保するにより，安全性を損なわない設計とする。

(5)　降水

監視設備は，設計基準降水量（127.5mm／h）を上回る降水が発生した場合においても，降水による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより，安全機能を損なわない設計とする。

(6)　積雪

監視設備は，設計基準積雪量（30cm）の積雪が発生した場合においても，積雪による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより，安全機能を損なわない設計とする。

(7)　落雷

監視設備は，設計基準電流値（400kA）の落雷が発生した場合においても，落雷による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより，安全機能を損なわない設計とする。

(8)　火山の影響

監視設備は，降下火砕物による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより，安全機能を損なわない設計とする。

(9)　生物学的事象

監視設備は，生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び小動物の侵入が発生した場合においても，生物学的事象による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより，安全機能を損なわない設計とする。

(10)　森林火災

監視設備は，森林火災による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保することにより，安全機能を損なわない設計とする。

(11)　高潮

監視設備は，高潮の影響を受けない敷地高さ以上（T.P.＋3.3m）に配置することで，安全機能を損なわない設計とする。

3.2　モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストによる放射線の測定ができなくなることを避けるため，以下のとおり，バックグラウンドを低減する手段を整備する。

(1) モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で検出器保護カバーが汚染される場合を想定し，交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

① 保修班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。

② 保修班員は，モニタリング・ポストの検出部保護カバーの交換を行う。

③ 保修班員は，局舎屋上等の拭取り等を行う。

④ 保修班員は，除草，土壌の撤去等を行う。

⑤ 保修班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(2) 可搬型モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で可搬型モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し，可搬型モニタリング・ポストを設置する際，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 放射線管理班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。

② 放射線管理班員は，予め養生を行っていた養生シートを取り除く。

③ 放射線管理班員は，除草，土壌の除去等を行う。

④ 放射線管理班員は，ＮａＩシンチレーションサーベイ・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・ポストの平常時の空間放射線量率レベル（通常値）

・ただし，汚染の状況によっては，通常値まで低減することが困難な場合があるため，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　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

$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E$ （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（μGy／h）

D_0：風下の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※2（μGy／h）

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

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

$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0$（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／cm^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放射性よう素濃度※2（Bq／cm^3）

（at 放出率：1GBq／h，風速：1m／s）

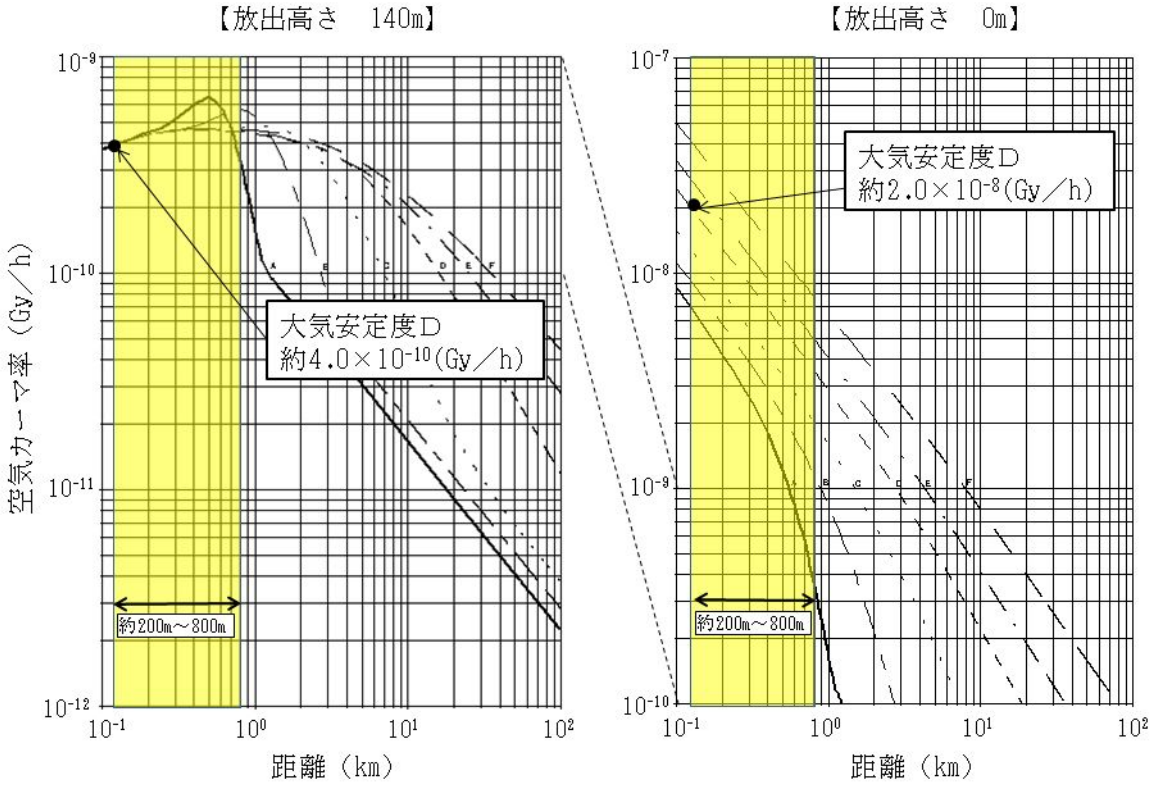
Ｕ：平均風速（m／s）

※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及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10）を使用

(2)　排気筒高さ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，地上位置に設置するため，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，地表面に設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。



・排気筒高さ　地上高 140m
・標高　8m
・可搬型モニタリング・ポスト設置場所
（原子炉建屋から約 200m～800m）

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10）

第 3.3.1－1 図　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)　放出放射能の算出

＜放射能放出率の計算例＞

以下に，放射性希ガスによる放出放射能率の計算例を示す。

（風速は「1.0m／s」，大気安定度は「D型」とする。）

放射性希ガス放出率＝4×D×U／D_0／E

＝4×5×10^4×1.0／4.0×10^{-4}／0.5

＝1.0×10^9(GBq／h)

＝1.0×10^{18} (Bq／h)

4　：安全係数

D　：地表モニタリング地点（風下方向）にて実測された空間放射線量率

⇒50mGy／h（5.0×10^4Gy／h）　（1Sv=1Gy とした。）

U　：放出地上高さにおける平均風速(1.0m／s)

D_0：4.0×10^{-4}μGy／h※(排気筒放出（地上高 140m，距離 200m)

E：原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー

⇒0.5MeV／dis

※放射性よう素の放出放射能率は，可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取し，可搬型放射能測定装置により測定したデータから算出する。

(4)　各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置場所におけるプルームの検知性について

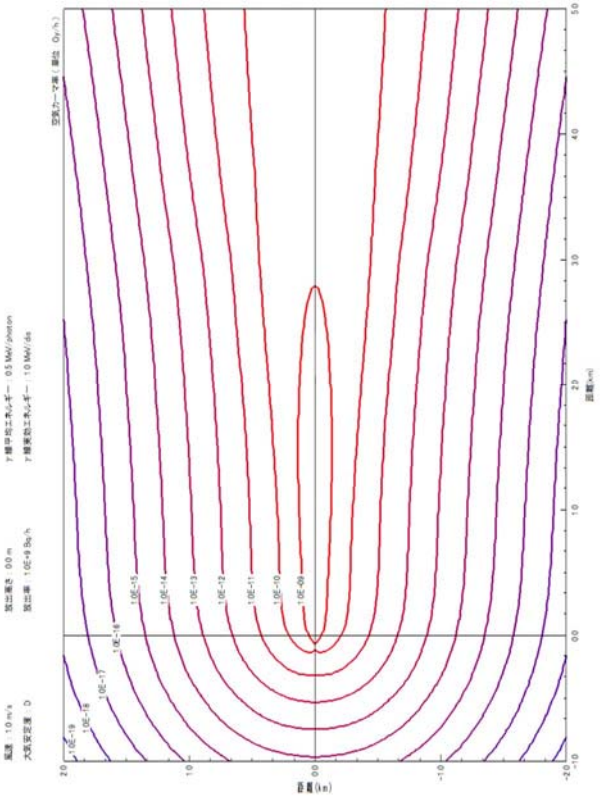
プルームが放出された場合において，プルームは必ずしも可搬型モニタリング・ポストの設置場所を通過するわけではなく，隙間を通過するケースも考えられる。そのため，設置する可搬型モニタリング・ポストの検知性について，以下のとおり確認を行った。

a．評価条件

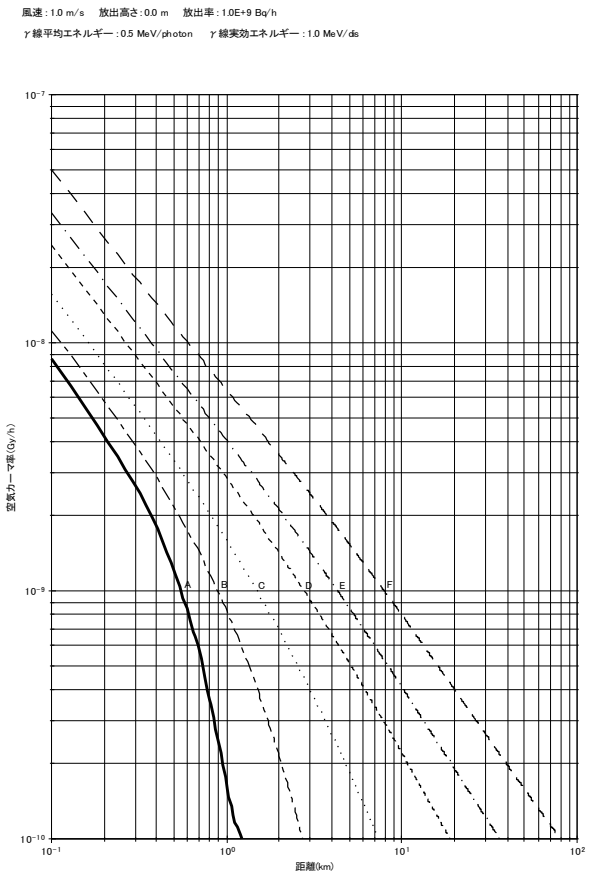
第3.3.1－1表の条件において,空間ガンマ線線量率の等値線図(第3.3.1－2図）及び風下軸上空間ガンマ線線量率図（第3.3.1－3図）を用いて，各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価した。

第3.3.2－1表　空間ガンマ線線量率図を用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定根拠
風速	1.0m／s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m／sを設定した。
風向	8方位	各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置方位を考慮した。
大気安定度	D（安定）	東海第二発電所構内において，最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	原子炉建屋原子炉棟地上高	放射性物質が拡散せずにモニタリング・ポストの隙間を通過する条件として原子炉格納容器からの漏えいを想定した。
評価地点	各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性を確認するため



第 3.3.2－2 図　空間ガンマ線線量率の等値線図



第 3.3.2－3 図　風下軸上空間ガンマ線線量率図

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図及び放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）
（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10）

b．評価結果

各風向におけるモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの線量率を読み取り（第 3.3.2－4 図），感度をまとめた結果を第 3.3.2－2 表に示す。ここでは風向による差を確認するために，風下方向の評価地点での線量率を 1 と規格化して求めた。風下方向に対して隣接するモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストは約 2 桁低くなるが，各モニタリング・ポスト／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 0.015 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。

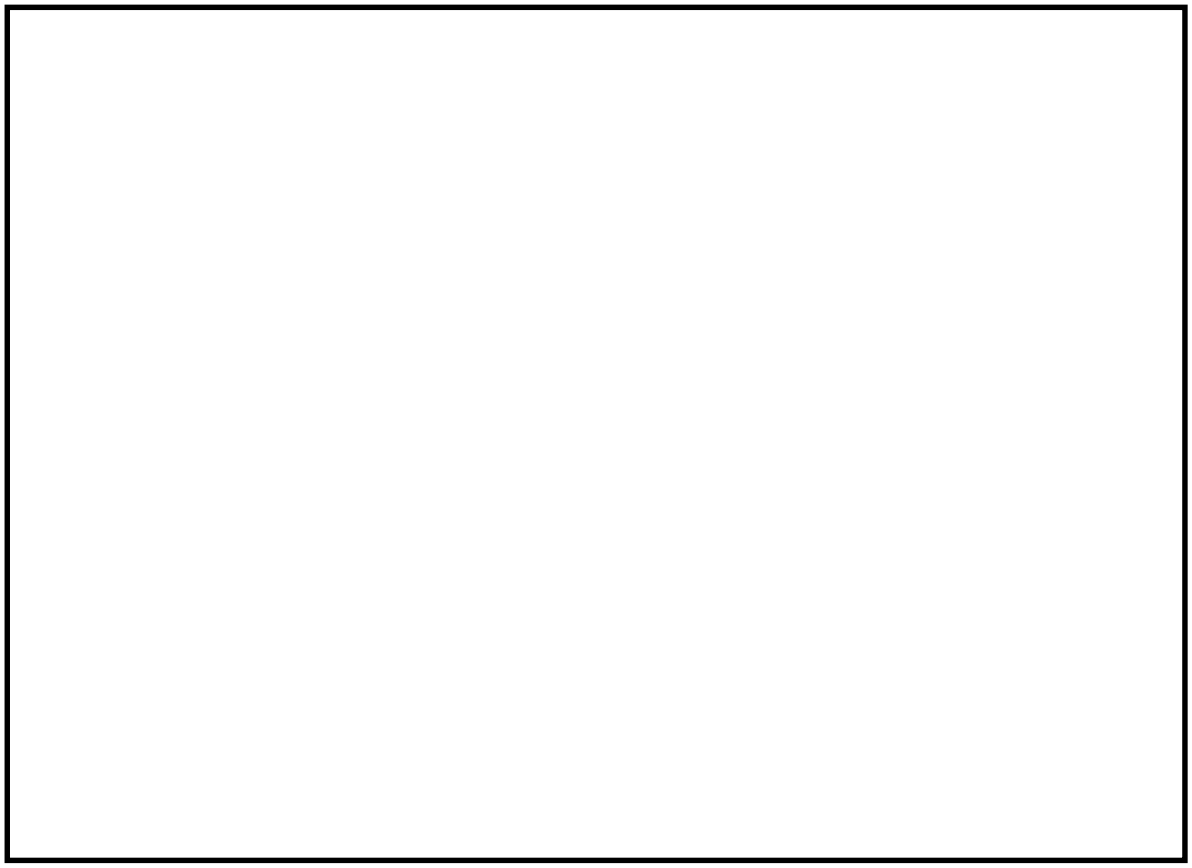
第 3.3.2－2 表　各風向による評価地点での線量の感度

		風向							
		SW	S	SE	E	NE	N	NW	W
モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポスト	可搬型 M/P(NE)	**1**	0.071	0.075	0.011	0.002	0.001	0.002	0.010
	MP-D(N)	0.001	**1**	0.008	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-C(NW)	0.001	0.021	**1**	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-B	0.001	0.003	0.250	0.167	0.002	0.000	0.000	0.000
	MP-A(W)	0.000	0.001	0.025	**1**	0.004	0.000	0.000	0.000
	可搬型 M/P(SW)	0.008	0.021	0.050	0.111	**1**	0.010	0.002	0.001
	可搬型 M/P(S)	0.008	0.014	0.075	0.022	0.060	**1**	0.015	0.002
	可搬型 M/P(SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	0.015	**1**	0.015
	可搬型 M/P(E)	0.075	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	0.015	**1**

太字：風下方向の線量率の感度（1 と規格化した方位）

下線：それぞれの風向に対し，最も感度が高いもの

：下線で示したもののうち，最も低い値となるもの



第 3.3.2－4 図　可搬型モニタリング・ポスト設置位置と線量率

（風向ＳＷの例）

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，放出放射能を推定するために周辺監視区域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150mSv／h程度（炉心との距離が最も短い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200mの場合）が必要と考えられる。

このため，1000mSv／hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお，測定レンジを超えたとしても，近隣の可搬型モニタリング・ポスト等の測定値より推定することが可能である。また，瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は,設置場所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（2011.3.15　9:00）であった。これを基に炉心から約 200m における値を計算すると線量率は約 13mSv／h～150mSv／h となる。炉心からの距離と線量率の関係を第3.3.3表に示す。

第 3.3.3 表　炉心からの距離と線量率の関係

炉心からの距離 (m)	放射線量率 (mSv／h)
原子炉建屋から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約 200	約 13～150※
福島第一原子力発電所の正門付近 約 900	約 11

※　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及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（10 個）により 6 日間以上連続で稼働可能であり，6 日後からは予備の外部バッテリー（4 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する。なお，外部バッテリーは，緊急時対策所建屋に保管し，通常時から充電を行うことで，6 日目に確実に交換できる設計とする。

また，10 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，移動時間含めて 310 分以内で可能である。

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：東海第二発電所

ソースターム：格納容器ベント実施

評価点：敷地内の最大濃度地点（可搬型モニタリング・ポストの設置場所よりも線源に近い場所を選定した。）

大気拡散条件：評価点における相対濃度及び相対線量を参照

評価時間：270 分※

※　事前打合せ及び資機材準備は緊急時対策所内で行うため評価対象としない。
緊急時対策所加圧判断用及びモニタリング・ポスト代替の可搬型ＭＰに係る作業：175 分
（移動合計時間 125 分＋作業時間 10 分×上記 5 箇所）
発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の可搬型ＭＰに係る作業：95 分
（移動合計時間 45 分＋作業時間 10 分×上記 5 箇所）

作業開始時間：事故発生後から 6 日後（144 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

・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（クラウドシャイン）及び放射性物質の吸入による内部被ばく

・大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャイン）

作業開始時間	事故発生から 144 時間後
作業に係る被ばく線量	約 28mSv

3.4　測定器等の数量の考え方

可搬型放射能測定装置等の数量の考え方を以下に示す。

名称	考え方	保管場所	数量
可搬型モニタリング・ポスト	モニタリング・ポストの機能喪失時の代替，発電所海側等での監視・測定及び緊急時対策所の加圧判断を同時に実施できる数量（合計 10 台＋予備 2 台）	緊急時対策所建屋	12 台
可搬型ダスト・よう素サンプラ	陸上での試料採取と海上モニタリングでの試料採取を同時に実施できる数量（合計 2 台＋予備 1 台）	緊急時対策所建屋	3 台
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同時に測定できる数量（合計 2 台＋予備 1 台）	緊急時対策所建屋	3 台
β線サーベイ・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同時に測定できる数量（合計 2 台＋予備 1 台）	緊急時対策所建屋	3 台
ＺｎＳ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同時に測定できる数量（合計 2 台＋予備 1 台）	緊急時対策所建屋	3 台
電離箱サーベイ・メータ	海上モニタリングでの放射線量率を迅速に測定できる数量（1 台＋予備 1 台）	緊急時対策所建屋	2 台
小型船舶	海上モニタリングが実施できる数量（1 艇＋予備 1 艇）	可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側，南側）	2 艇
可搬型気象観測設備	気象観測設備の機能喪失時に代替できる数量（1 台＋予備 1 台）	緊急時対策所建屋	2 台

3.5　サーベイ・メータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイ車）

サーベイ・メータ等を搭載し，任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を１台配備している。

なお，放射能観測車の保守点検時は，サーベイ車を使用可能な状態で待機させる。

サーベイ車の仕様を第 3.5 表に，サーベイ車の写真を第 3.5 図に示す。

第 3.5 表　サーベイ車の仕様

主な搭載機器	計測範囲	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	―	1
ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ	B.G.～3.0×10^{4}nGy／h	1
ＧＭ汚染サーベイ・メータ	B.G.～99.9kmin^{-1}	1
電離箱サーベイ・メータ	0.001mSv／h～1000mSv／h	1

第 3.5 図　サーベイ車

3.6　自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため使用する。

なお，使用に当たっては，必要に応じ試料に前処理を行い，測定する。

・Ｇｅγ線多重波高分析装置

・ガスフロー式カウンタ

Ｇｅγ線多重波高分析装置	ガスフロー式カウンタ

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周辺監視区域境界のモニタリングは，以下の手順で行う。

(1)　放射線量の測定

ａ．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４台の稼働状況を確認する。

ｂ．可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所建屋付近に１台設置する。

ｃ．モニタリング・ポストが機能喪失した場合は，車両等により可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポストに隣接する場所に運搬・設置し，放射線量の監視を行う。なお，現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。

ｄ．可搬型モニタリング・ポストを発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に５台設置し，放射線量の監視強化を行う。なお，現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置位置を変更する。

(2)　放射性物質の濃度及び海上モニタリング

ａ．放射能観測車の使用可否を確認する。

ｂ．放射能観測車が使用可能な場合，放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。

ｃ．放射能観測車が機能喪失により使用不可の場合，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）により，発電所構内の空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。

d．排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びＺｎＳシンチレーションサーベイ・メータ）により空気中の放射性物質の濃度を測定する。

e．液体廃棄物処理系出口モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出された場合，取水口，放水口等で海水，排水の採取を行い，可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度を測定する。

なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等を考慮し，安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

f．プルーム通過後において，気体状の放射性物質が放出された場合，可搬型放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

g．プルーム通過後において，気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する。

なお，海上モニタリングは，海洋の状況等を考慮し，安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

(3) 気象観測

a．事象進展中の気象情報を的確に把握するため，気象観測設備の稼働状況を確認する。

b．気象観測設備が機能喪失した場合は，車両等により可搬型気象観測設備を気象観測設備に隣接する場所に設置し，気象観測を行う。なお，現場の状況により設置場所を変更する場合がある。

(5)　緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

第 3.7 表　緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

<table>
<tr><th>手順</th><th colspan="2">具体的実施事項</th><th>開始時期の考え方</th><th>対応要員※
（必要想定人数）</th></tr>
<tr><td rowspan="2">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</td><td rowspan="2">可搬型モニタリング・ポストの設置</td><td>【代替測定】
モニタリング・ポスト位置に設置</td><td>モニタリング・ポストが機能喪失した場合</td><td rowspan="7">2 名</td></tr>
<tr><td>【測定】
海側等及び緊急時対策所付近に設置</td><td>原子力災害特別措置法第 10 条特定事象※発生と判断した場合</td></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定</td><td colspan="2" rowspan="2">空気中の放射性物質の濃度の測定</td><td>【代替測定】
放射能観測車が使用できない場合</td></tr>
<tr><td>【測定】
排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合</td></tr>
<tr><td>可搬型気象観測設備による気象観測設備の代替測定</td><td colspan="2">可搬型気象観測設備の設置</td><td>気象観測設備が使用できない場合</td></tr>
<tr><td>可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定</td><td colspan="2">海水，排水中の放射性物質の濃度の測定</td><td>液体廃棄物処理系出口モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合</td></tr>
<tr><td>可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定</td><td colspan="2">土壌中の放射性物質の濃度の測定</td><td>気体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）</td></tr>
<tr><td>海上モニタリング</td><td colspan="2">海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定</td><td>気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）</td><td>4 名
（船舶吊り降ろし後は 2 名）</td></tr>
</table>

※原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象とは，「原子力災害対策特別措置法施行令」の第 4 条第 4 項に該当する事象（要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。）

3.8　緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングを行う放射線管理班員は，監視測定に係る手順等に示される各作業の他にも緊急時対策所エリアモニタの設置，緊急時対策所及び中央制御室チェンジングエリアの設置を行う。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断するが，以下の考え方に基づき優先度を判断する。

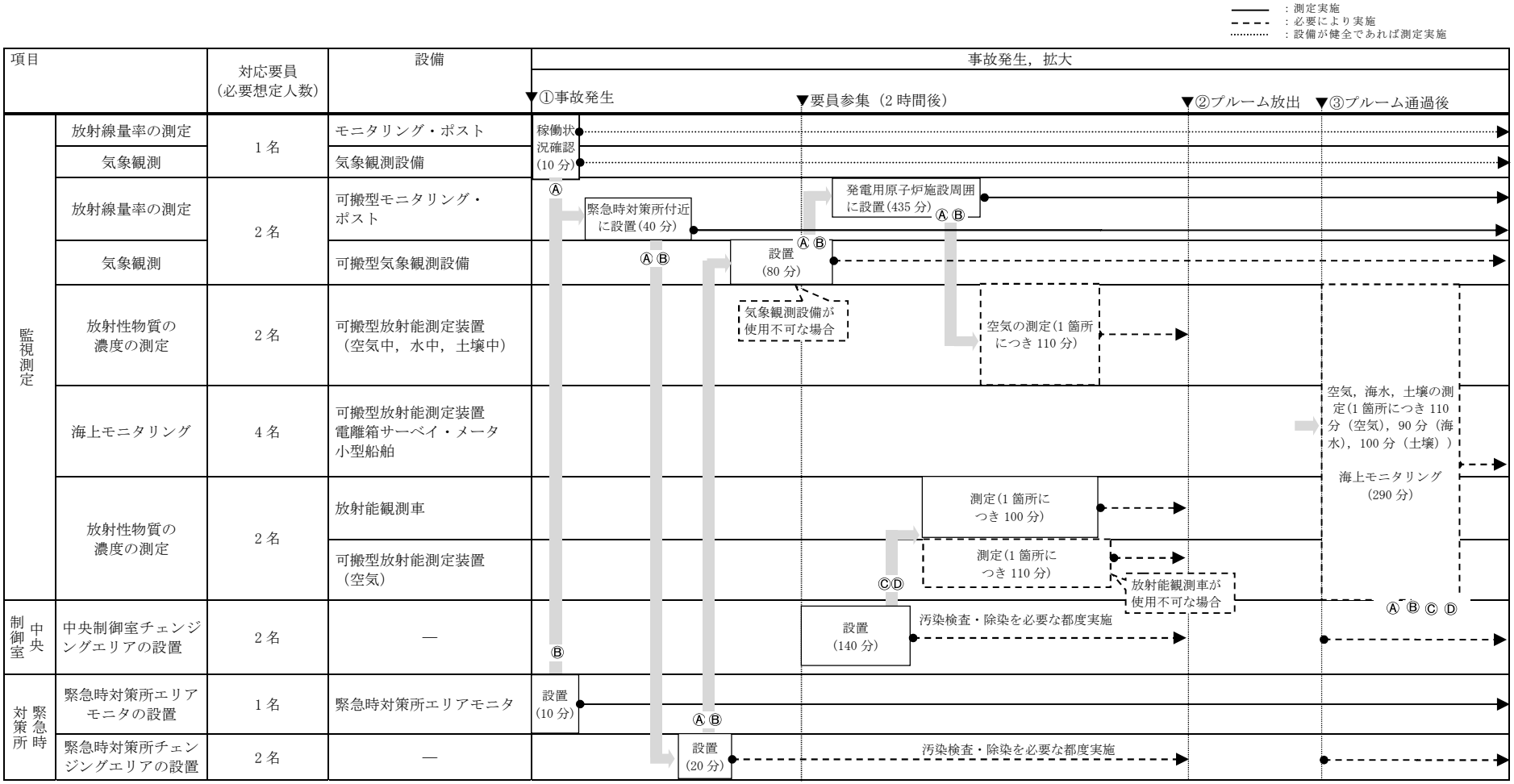
(1) 緊急時対策所の居住性を確保するため，加圧判断に用いる緊急時対策所可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所建屋付近に設置する可搬型モニタリング・ポストの設置を最優先に行う。

(2) 緊急時対策所の加圧判断の参考に用いる可搬型気象観測設備及び(1)で設置したもの以外の可搬型モニタリング・ポストの設置を行う。

(3) 緊急時対策所及び中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，チェンジングエリアの設置を行う。

(4) 発電所から放出された放射性物質の状況を把握するため，構内の環境モニタリング（空気中，水中，土壌中の放射性物質の濃度測定）を行う。

事故発生からプルーム通過後までの動きの例を第3.8図に示す。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。

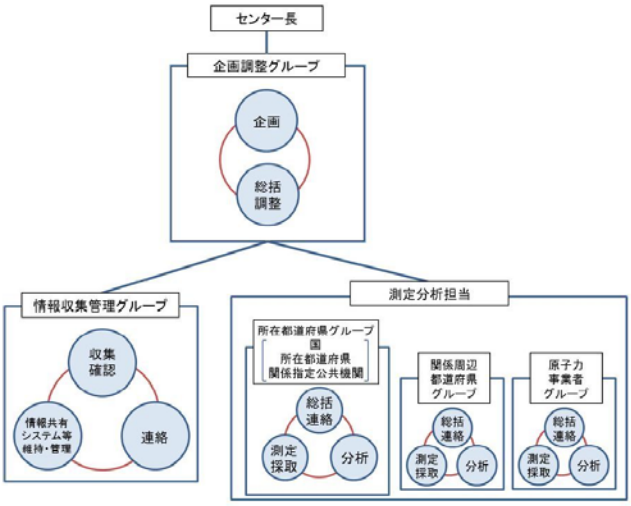


第 3.8 図　事故発生からプルーム通過後までの要員の動きの例

ⒶⒷ　現場の放射線管理班員（初動）
ⒸⒹ　現場の放射線管理班員（参集）
Ⓔ　　本部の放射線管理班員（参集）

3.9　発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1)　原子力災害対策指針(原子力規制委員会 平成 29 年 7 月 5 日 全部改正)に従い，国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて，第 3.9－1 図及び第 3.9 表のとおり国，地方公共団体及びその他関係機関と連携を図りながら，敷地外のモニタリングを実施する。



第 3.9－1 図　緊急時モニタリングセンターの体制図

第 3.9 表　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	・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	・対策官事務所長及び副所長を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 ・国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	・緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 ・緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 ・情報共有システムの維持・異常対応等	・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	・企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定	・所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領　第 2 版（平成 29 年 3 月 31 日）

(2)　原子力事業者防災業務計画において，以下の状況を把握し，オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

①　事故の発生時刻及び場所

②　事故原因，状況及び事故の拡大防止措置

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及び放射性物質の測定結果

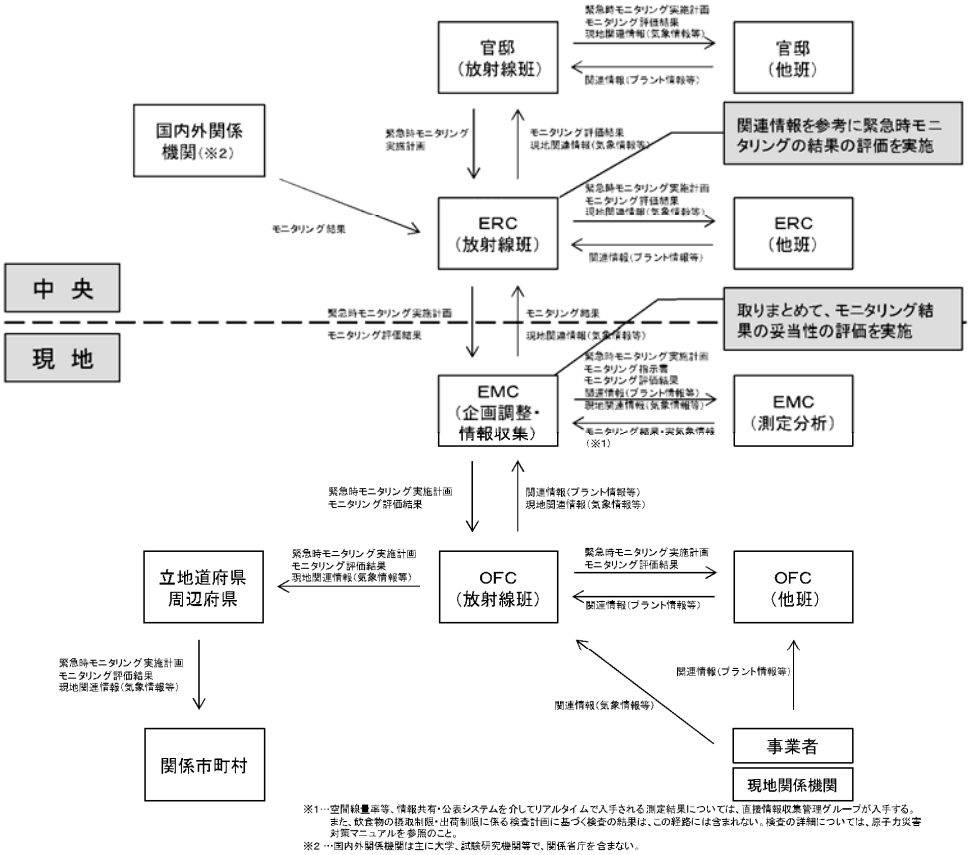
⑤　放出放射性物質の種類，量，放出場所及び放出状況の推移等

⑥　気象状況

⑦　収束の見通し

⑧　その他必要と認める事項

(3)　オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり取りは，第 3.9－2 図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情報連絡する事項（放出源情報）を連絡し，オフサイトセンターは，その情報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。



第 3.9－2 図　緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典：緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）第 5 版（平成 29 年 3 月 22 日）

3.10　他の原子力事業者との協力体制

原子力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，原子力災害時における原子力事業者間協力協定（以下「原子力事業者間協力協定」という。）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）

本協定は，原子力災害対策特別措置法第 14 条※の精神に基づき，国内原子力事業所（事業所外運搬途上を含む。以下同じ。）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および復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的とする。

※原災法第 14 条　（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 10 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州，電源開発），日本原子力発電，日本原燃

（協力の内容）

協力事業者は，発災事業者からの協力要請に基づき，緊急事態応急対策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，避難退避時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずるものとする。

61－1　SA 設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

61条：緊急時対策所					緊急時対策所遮蔽	類型化区分	緊急時対策所非常用送風機	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D	その他の建屋内（緊急時対策所）	C
				荷重	有効に機能を発揮する	－	有効に機能を発揮する	－
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－
				電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第2号	操作性		操作不要	対象外	現場操作（緊急時対策所）（操作スイッチ操作）	Bd
			関連資料		［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		遮蔽（外観点検が可能）	K	ファン（機能・性能の確認が可能）（分解が可能）	A
			関連資料		［本文］3.18		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb	本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		－		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	Ac	他の設備から独立	Ac
				その他（飛散物）	考慮対象なし	対象外	考慮対象なし	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外	現場（遠隔）操作	Ab
			関連資料		－		［配置図］61－3	
	第2項	第1号	常設SAの容量		その他設備	対象外	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		－		［容量根拠］61－6	
		第2号	共用の禁止		共用する設備	－	共用する設備	－
			関連資料		－		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系なし	対象外
				関連資料	－		［配置図］61－3	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

61条：緊急時対策所					緊急時対策所非常用フィルタ装置	類型化区分	緊急時対策所用差圧計	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内（緊急時対策所）	C	その他の建屋内（緊急時対策所）	C
				荷重	有効に機能を発揮する	－	有効に機能を発揮する	－
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－
				電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第2号	操作性		現場操作（緊急時対策所）（操作スイッチ操作）＊緊急時対策所非常用送風機と連動	Ｂｄ	操作不要	対象外
			関連資料		［配置図］61－3		—	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		空調ユニット（機能・性能の確認が可能）（差圧確認が可能）	E	計測制御設備（機能・性能の確認が可能）（校正が可能）	J
			関連資料		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5		［本文］3.18	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ	本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		－		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	Ａｃ	他の設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	考慮対象なし	対象外	考慮対象なし	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第6号	設置場所		現場（遠隔）操作	Ａｂ	操作が不要な設備	対象外
			関連資料		［配置図］61－3		－	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		［容量根拠］61－6		－	
		第2号	共用の禁止		共用する設備	－	共用する設備	－
			関連資料		－		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系なし	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

61条：緊急時対策所					緊急時対策所用発電機	類型化区分	緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内 （緊急時対策所）	C	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	対象外	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第2号	操作性		現場操作（緊急時対策所） （操作スイッチ操作）	Bd	操作不要	対象外
			関連資料		［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		原動機（ディーゼル），発電機 （機能・性能の確認が可能） （分解が可能）	GH	容器（タンク類） （機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能） （油量を確認できる設計） （内部の確認が可能）	C
			関連資料		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb	本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		［単線結線図］61－2		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
				その他（飛散物）	考慮対象なし	対象外	考慮対象なし	対象外
				関連資料	［単線結線図］61－2		－	
		第6号	設置場所		現場（遠隔）操作	Ab	操作不要	対象外
			関連資料		［配置図］61－3		［配置図］61－3	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		［容量根拠］61－6		［容量設定根拠］61－6	
		第2号	共用の禁止		共用する設備	—	共用する設備	—
			関連資料		－		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系なし	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

61条：緊急時対策所					緊急時対策所用発電機 給油ポンプ	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内 （緊急時対策所）	C
				荷重	有効に機能を発揮する	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－
				電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	［配置図］61－3	
		第2号	操作性		現場操作（緊急時対策所） （操作スイッチ操作）	Bd
			関連資料		［配置図］61－3	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ （機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能） （分解が可能）	A
			関連資料		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5	
		第4号	切替性		本来の用途として使用－切替不要	Bb
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac
				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（遠隔）操作	Ab
			関連資料		［配置図］61－3	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		［容量設定根拠］61－6	
		第2号	共用の禁止		共用する設備	—
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				関連資料	［配置図］61－3	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

61条：緊急時対策所					緊急時対策所加圧設備	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内（緊急時対策所）	C
				荷重	有効に機能を発揮する	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－
				電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	［配置図］61－3	
		第2号	操作性		現場操作（緊急時対策所）（操作スイッチ操作）	Bd
			関連資料		［配置図］61－3	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類）（機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能）（規定圧力の確認及び外観の確認が可能）	C
			関連資料		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5	
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	Bb
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac
				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（遠隔）操作	Ab
			関連資料		［配置図］61－3	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備（必要な個数を確保することに加え，自主的にバックアップを確保する）	C
			関連資料		［容量設定根拠］61－6	
		第2号	可搬SAの接続性		常設設備と接続なし	対象外
			関連資料		—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定	－
			関連資料		［配置図］61－3	
		第5号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	Ab
			関連資料		［配置図］61－3	
		第6号	アクセスルート		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				関連資料	［配置図］61－3	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

61条：緊急時対策所					酸素濃度計	類型化区分	二酸化炭素濃度計	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内（緊急時対策所）	C	その他の建屋内（緊急時対策所）	C
				荷重	有効に機能を発揮する	－	有効に機能を発揮する	－
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－
				電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第2号	操作性		現場操作（設備の運搬・設置）（操作スイッチ操作）	Bc Bd	現場操作（設備の運搬・設置）（操作スイッチ操作）	Bc Bd
			関連資料		［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備（機能・性能の確認が可能）（校正が可能）	J	計測制御設備（機能・性能の確認が可能）（校正が可能）	J
			関連資料		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5	
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	Bb	本来の用途として使用一切替不要	Bb
			関連資料		－		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
				その他（飛散物）	考慮対象なし	対象外	考慮対象なし	対象外
				関連資料	－		－	
		第6号	設置場所		現場（設置場所）操作可能	Aa	現場（設置場所）操作可能	Aa
			関連資料		［配置図］61-3		［配置図］61-3	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備（必要な個数を確保することに加え，自主的にバックアップを確保する）	C	その他設備（必要な個数を確保することに加え，自主的にバックアップを確保する）	C
			関連資料		－		－	
		第2号	可搬SAの接続性		常設設備と接続なし	対象外	常設設備と接続なし	対象外
			関連資料		－		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外	対象外	対象外
			関連資料		－		－	
		第4号	設置場所		放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定	－	放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定	－
			関連資料		［配置図］61－3		［配置図］61－3	
		第5号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	Ab	屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	Ab
			関連資料		［保管場所］61－7		［保管場所］61－7	
		第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A	屋内アクセスルートの確保	A
			関連資料		［アクセスルート図］61－8		［アクセスルート図］61－8	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外	サポート系なし	対象外
				関連資料	－		－	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

61条：緊急時対策所					緊急時対策所エリアモニタ	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	その他の建屋内（緊急時対策所）	C
				荷重	有効に機能を発揮する	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない	－
				電磁波による影響	電磁波により機能が損なわれない	対象外
				関連資料	［配置図］61－3	
		第2号	操作性		現場操作（設備の運搬・設置）（操作スイッチ操作）	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		［配置図］61－3	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備（機能・性能の確認が可能）（校正が可能）	J
			関連資料		［本文］3.18，［試験及び検査］61－5	
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				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（設置場所）操作可能	Ａａ
			関連資料		［配置図］61－3	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備（必要な個数を確保することに加え，自主的にバックアップを確保する）	C
			関連資料		－	
		第2号	可搬SAの接続性		常設設備と接続なし	対象外
			関連資料		［配置図］61－3	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定	－
			関連資料		［配置図］61－3	
		第5号	保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	Ａｂ
			関連資料		［保管場所］61－7	
		第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A
			関連資料		［アクセスルート図］61－8	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				関連資料	－	

61－2　単線結線図

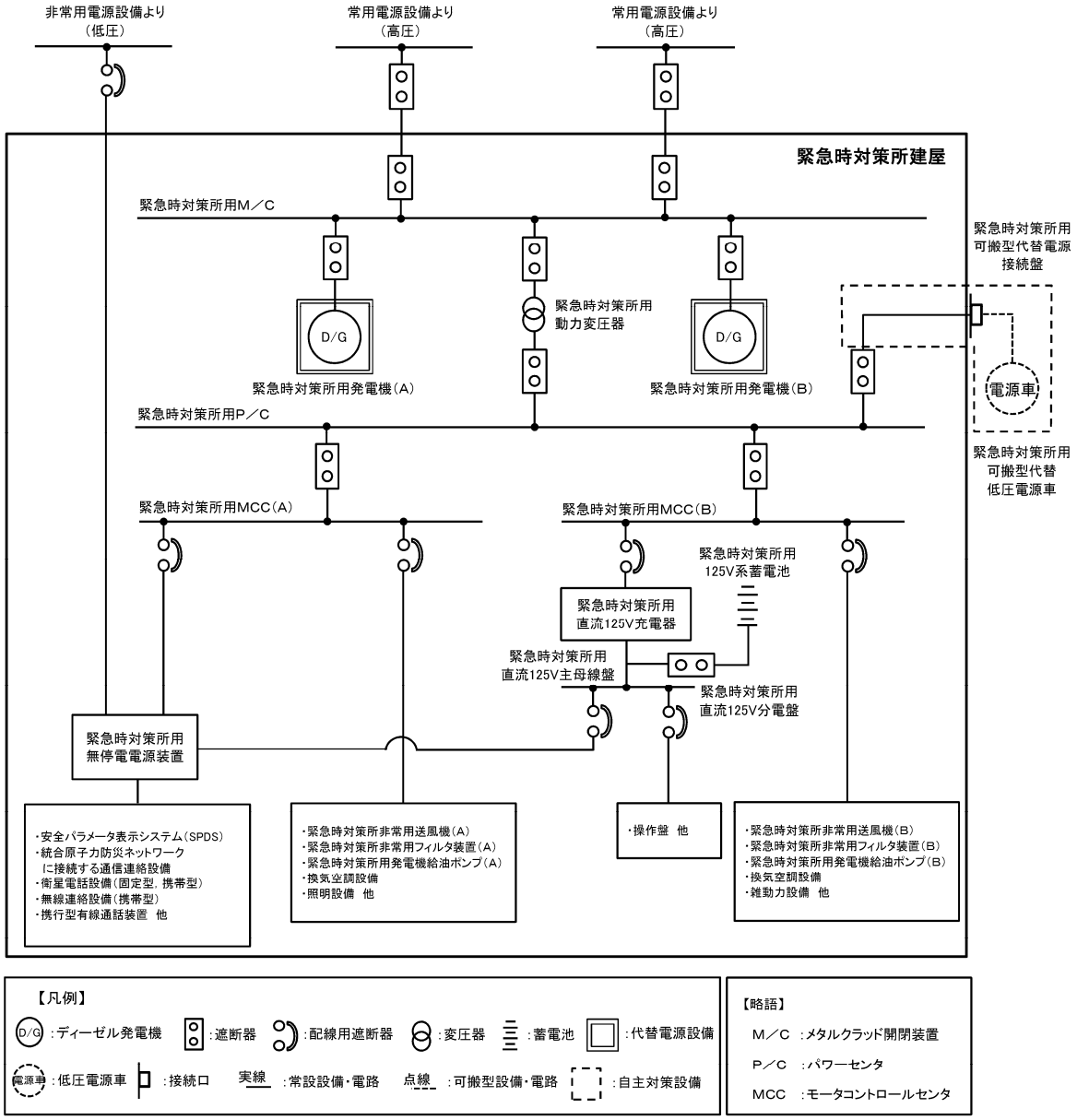
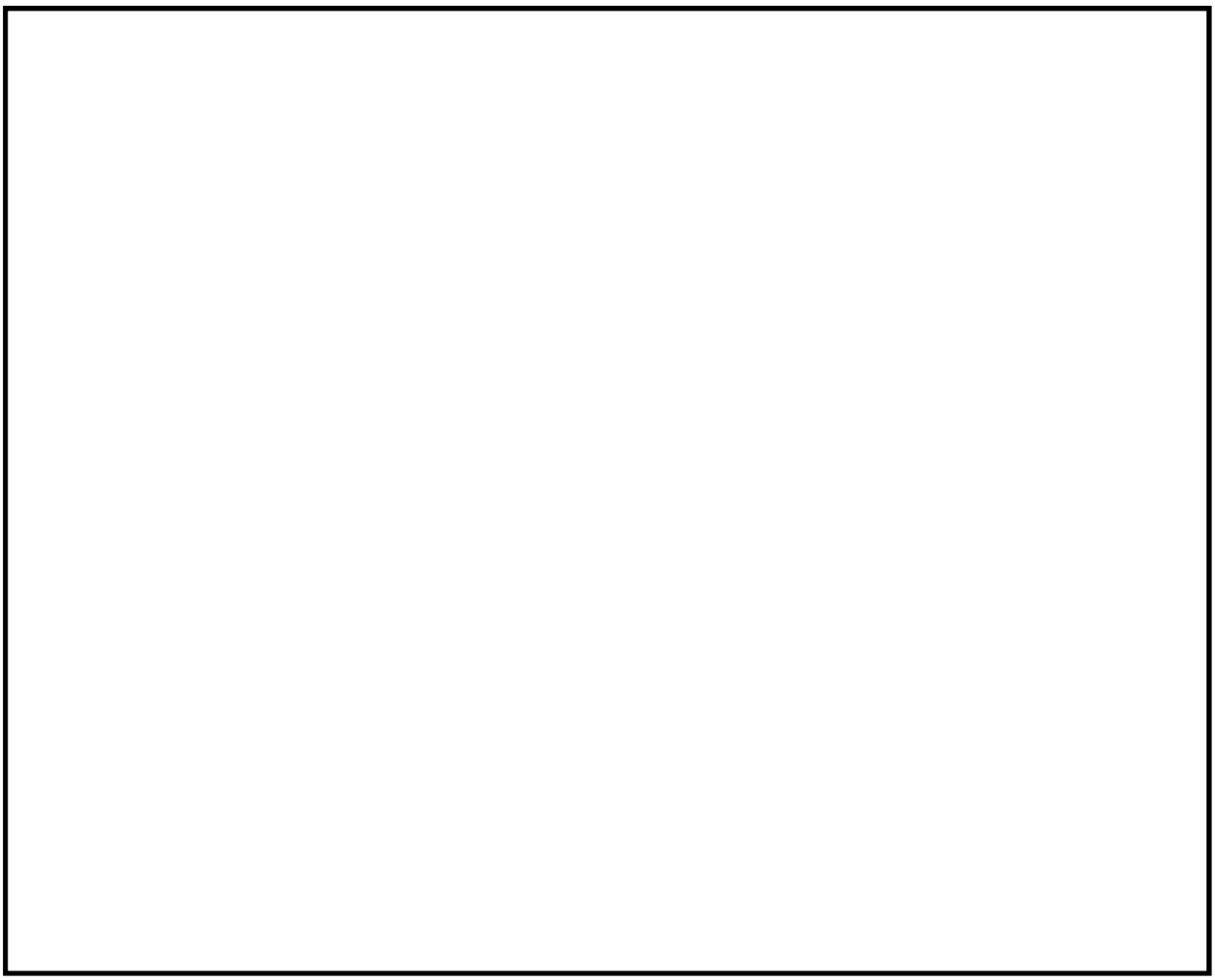
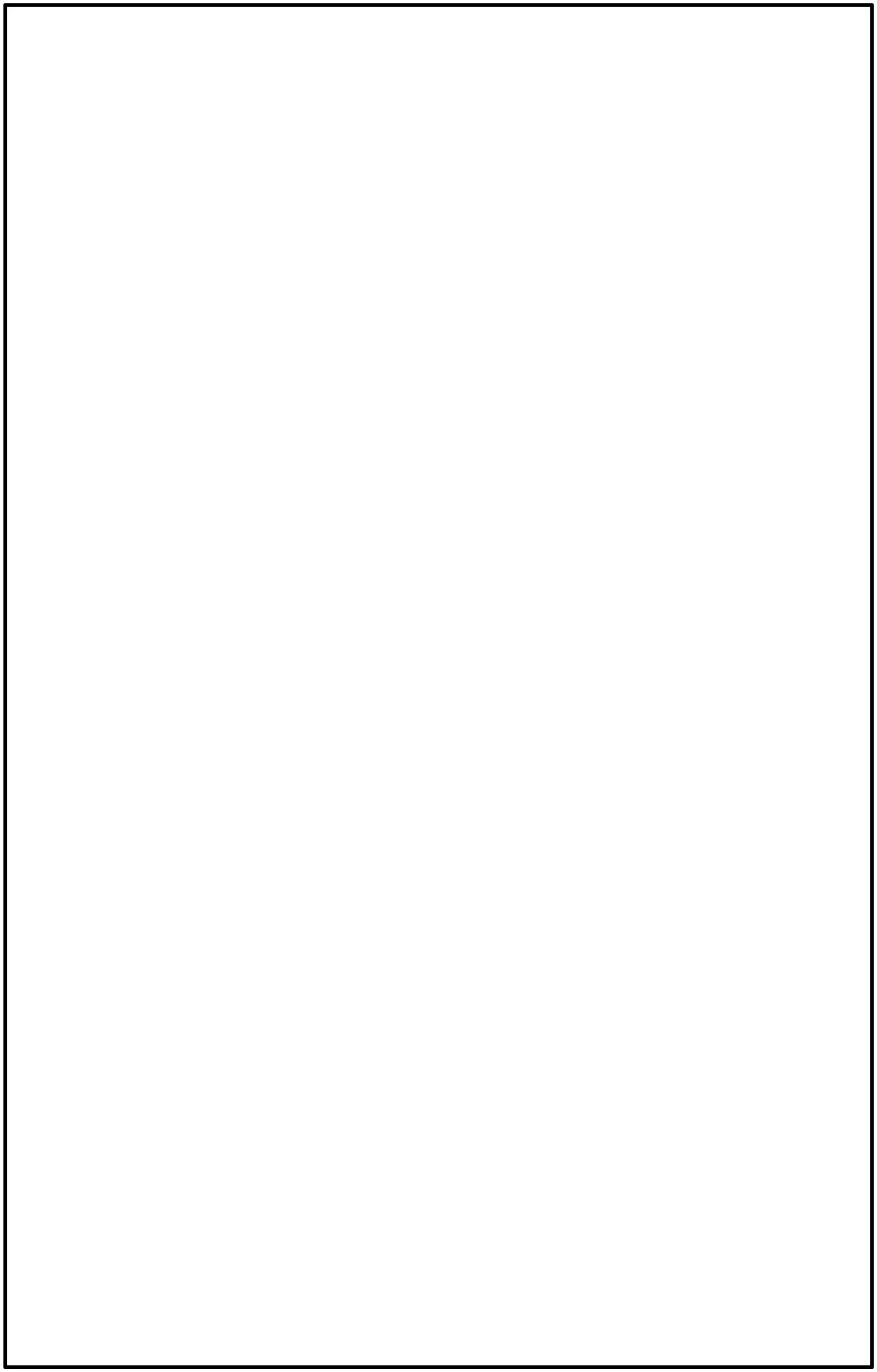


図 61－2－1 緊急時対策所 単線結線図

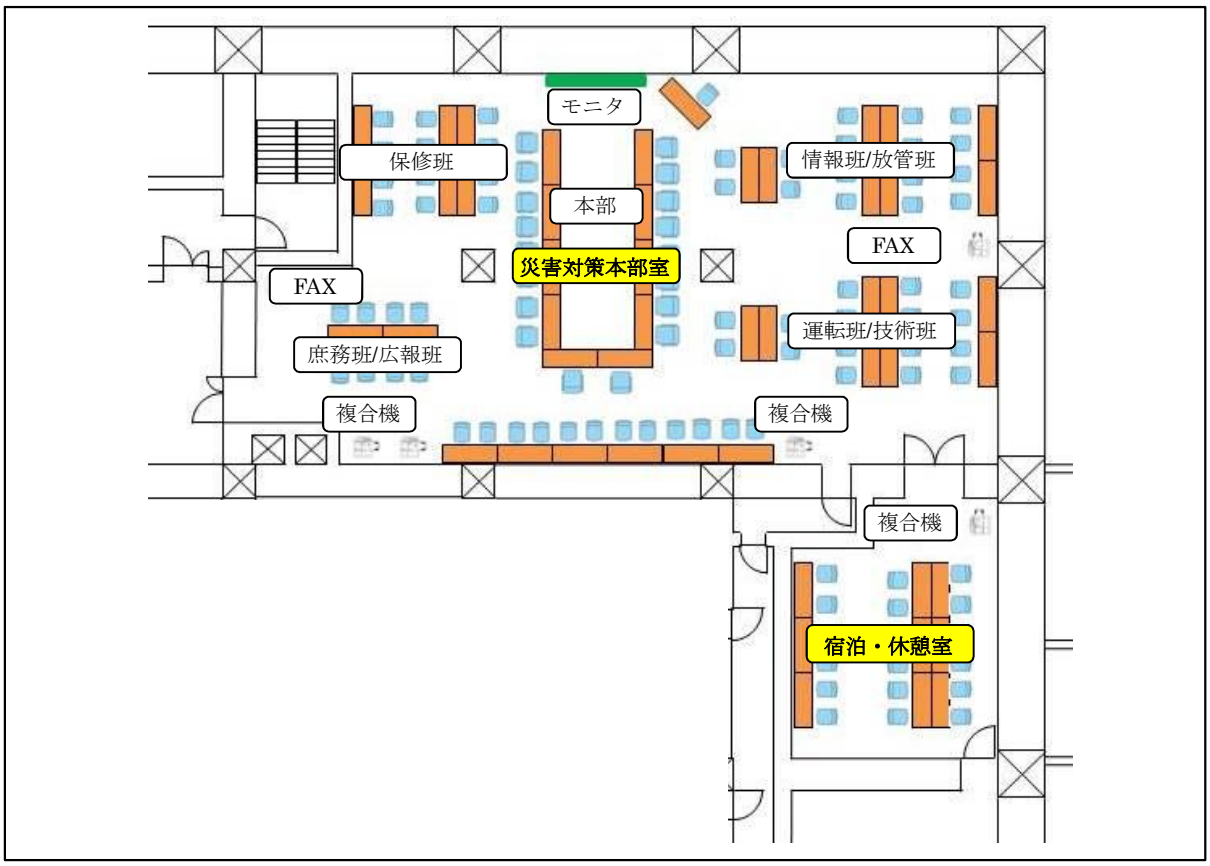
61－3　配置図



第 61－3－1 図　緊急時対策所建屋 配置図



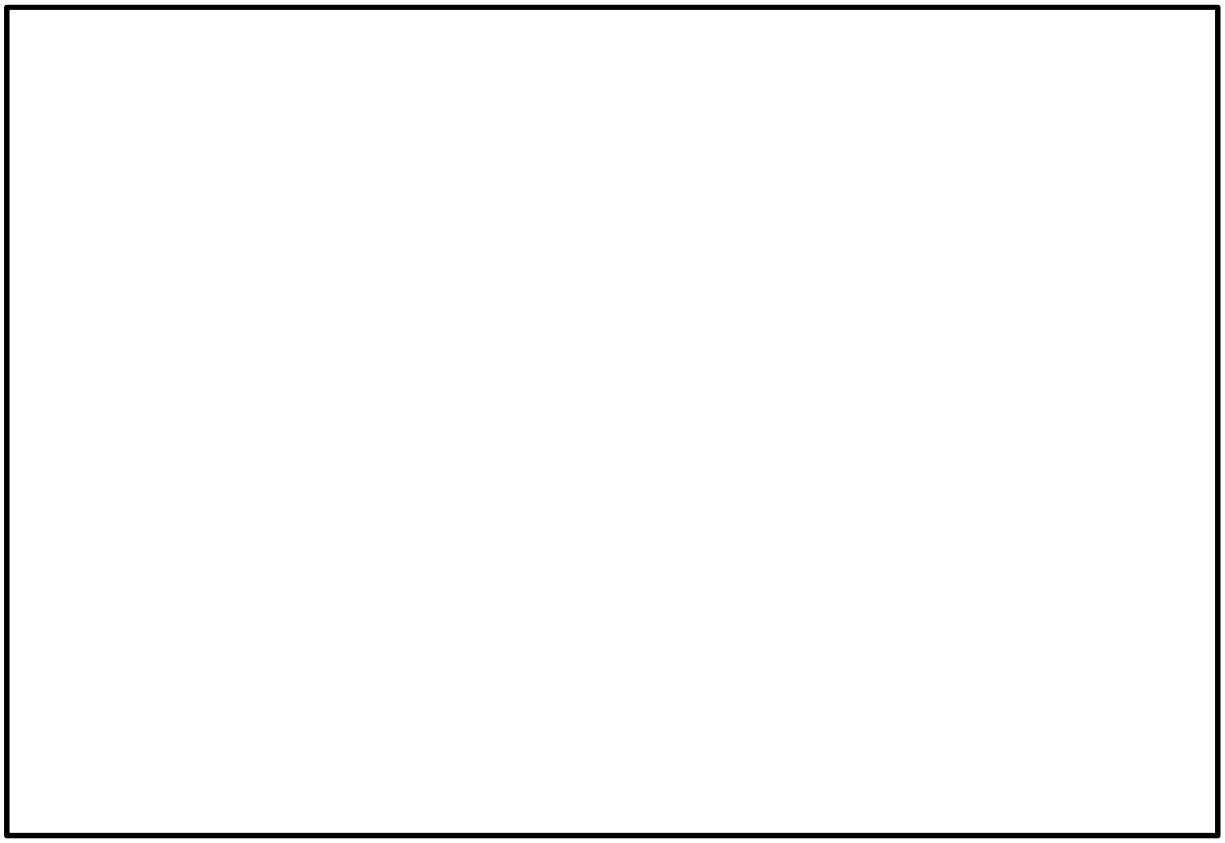
第 61－3－2 図　緊急時対策所建屋（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）　配置図



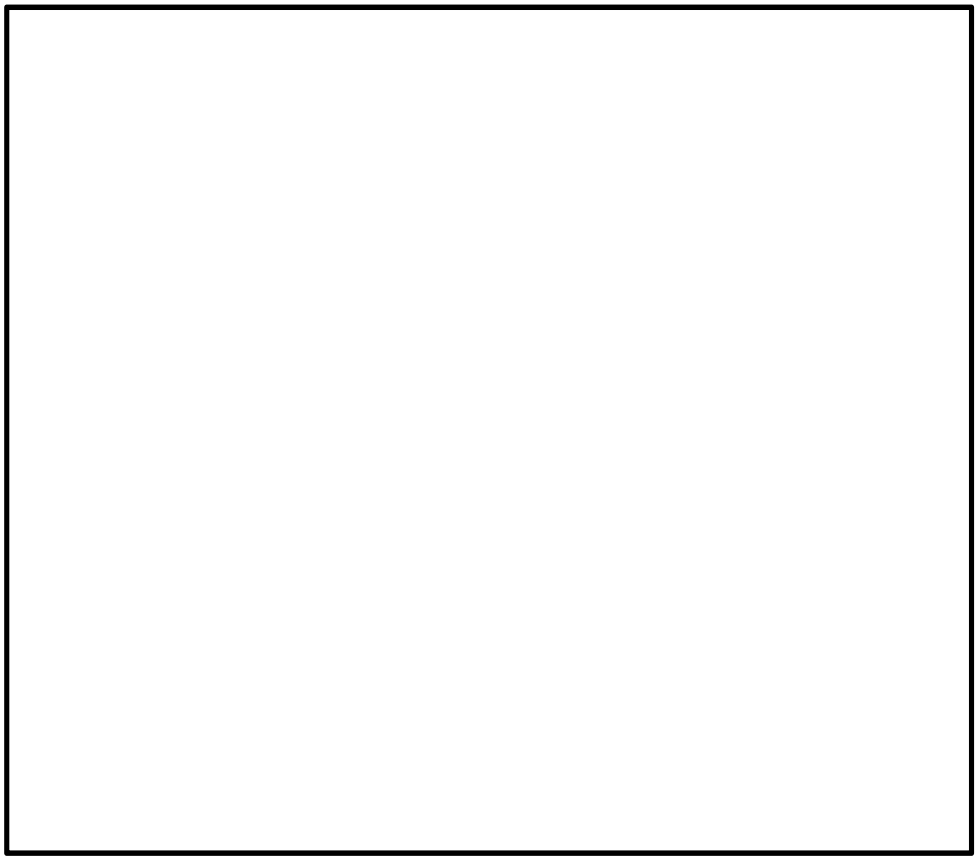
（緊急時対策所建屋２階 緊急時対策所等）

第 61－3－3 図　緊急時対策所の対策要員 配置図

＊今後の訓練実績により変更になる場合あり

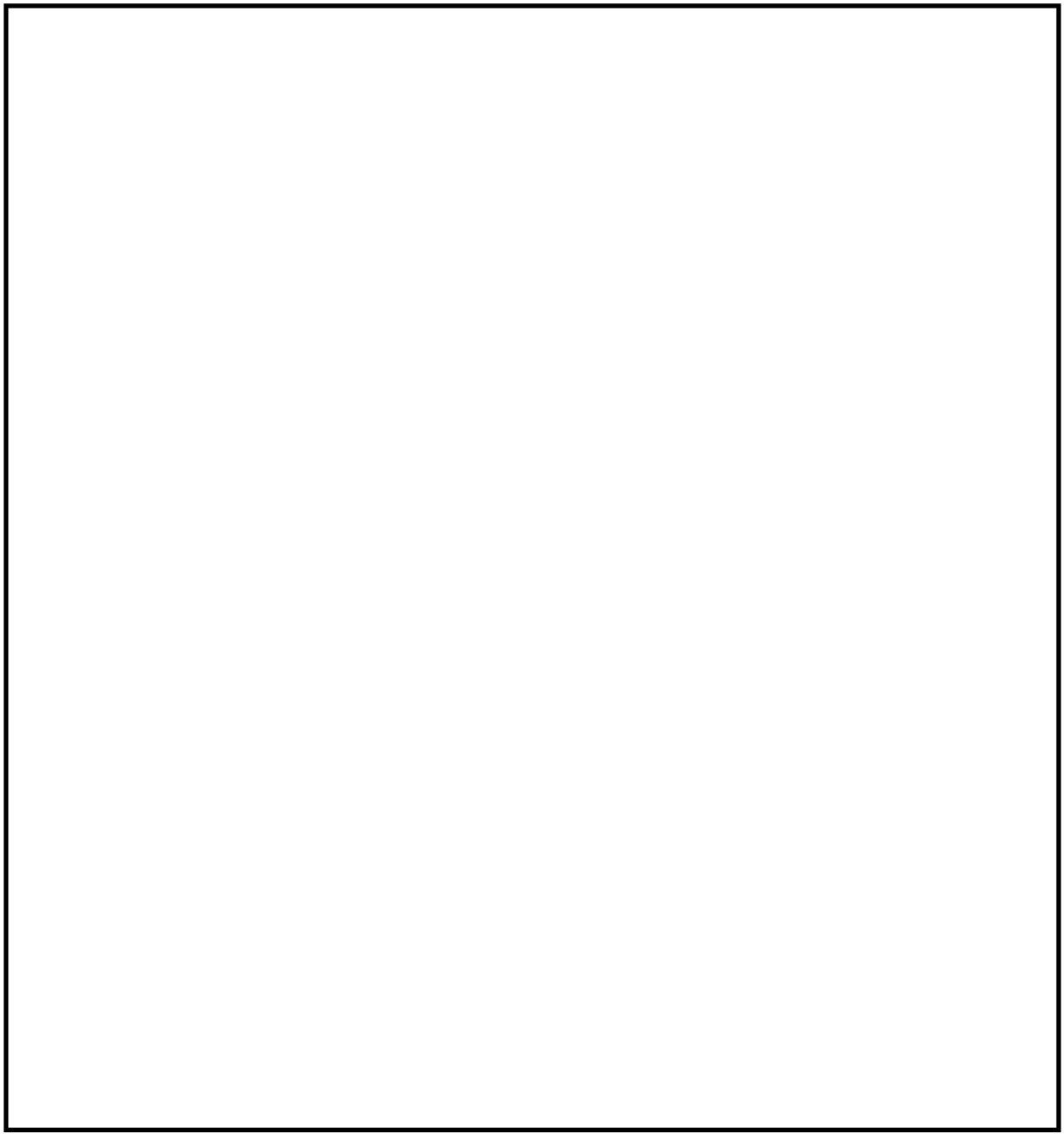


第 61－3－4 図　緊急時対策所建屋内の代替電源設備 配置図

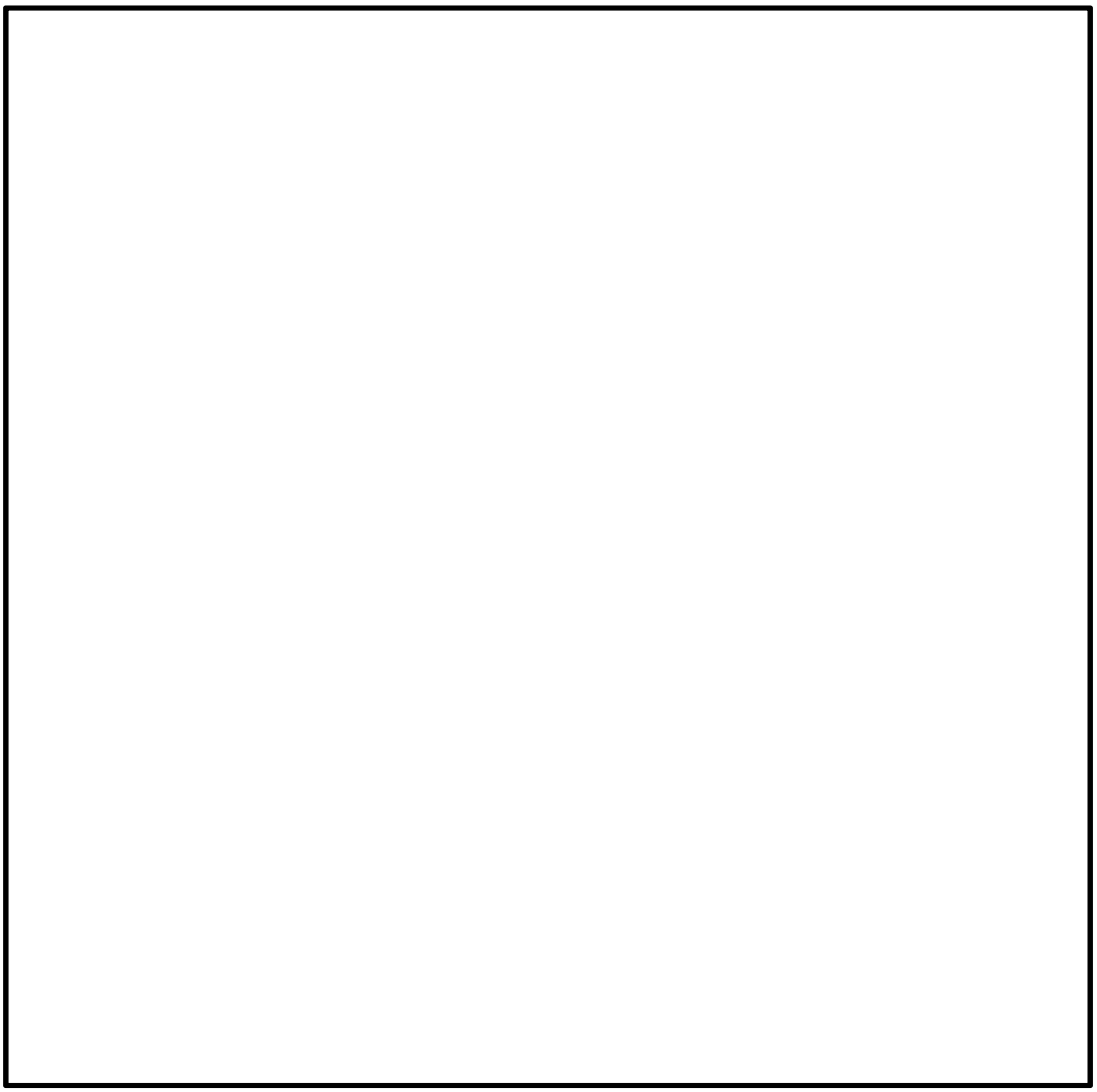


第 61－3－5 図　緊急時対策所用発電機の操作盤 配置図

第 61－3－6 図　緊急時対策所建屋・緊急時対策所等の遮蔽計画



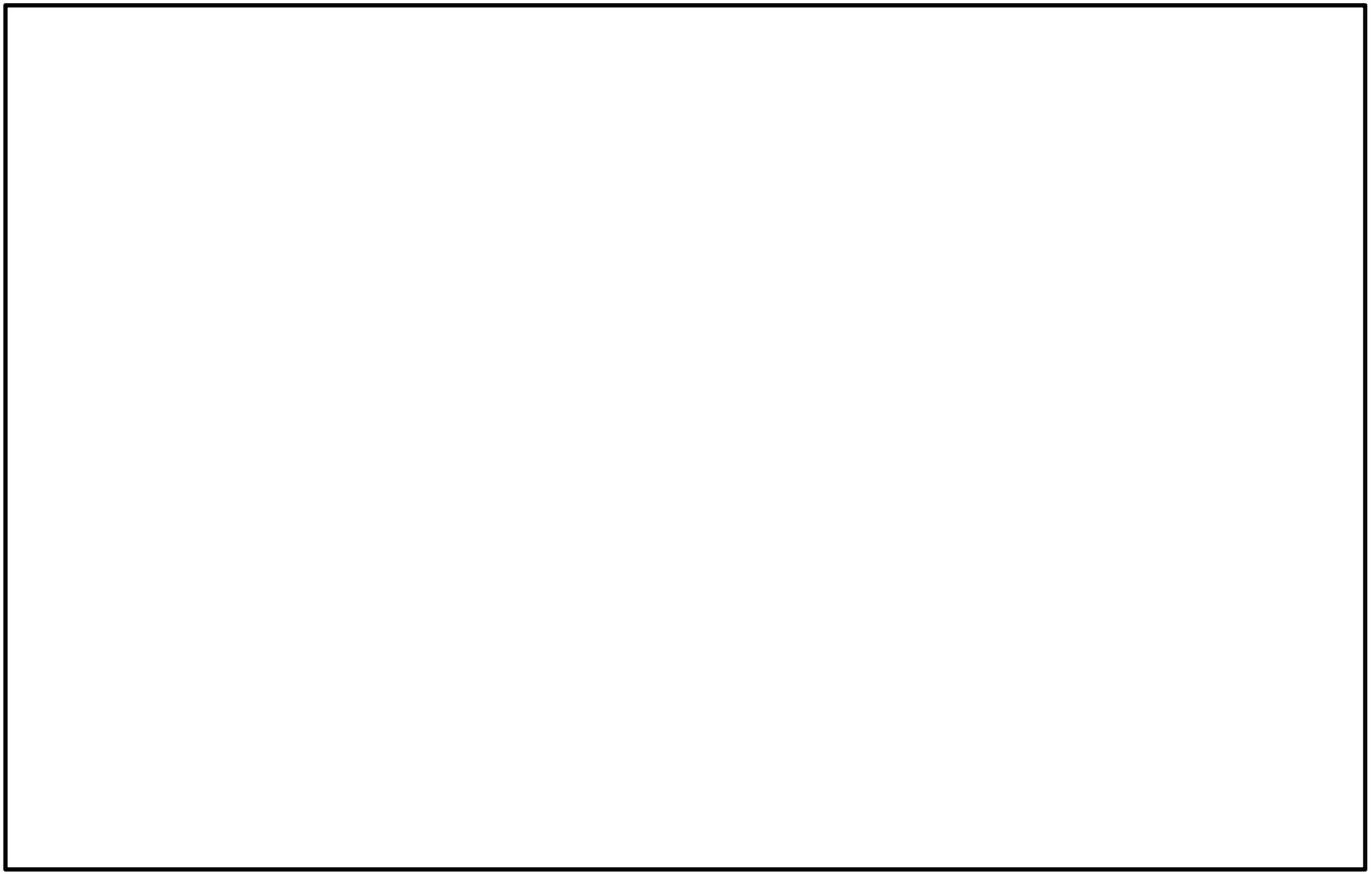
第 61－3－7 図　非常用換気設備操作盤 配置図



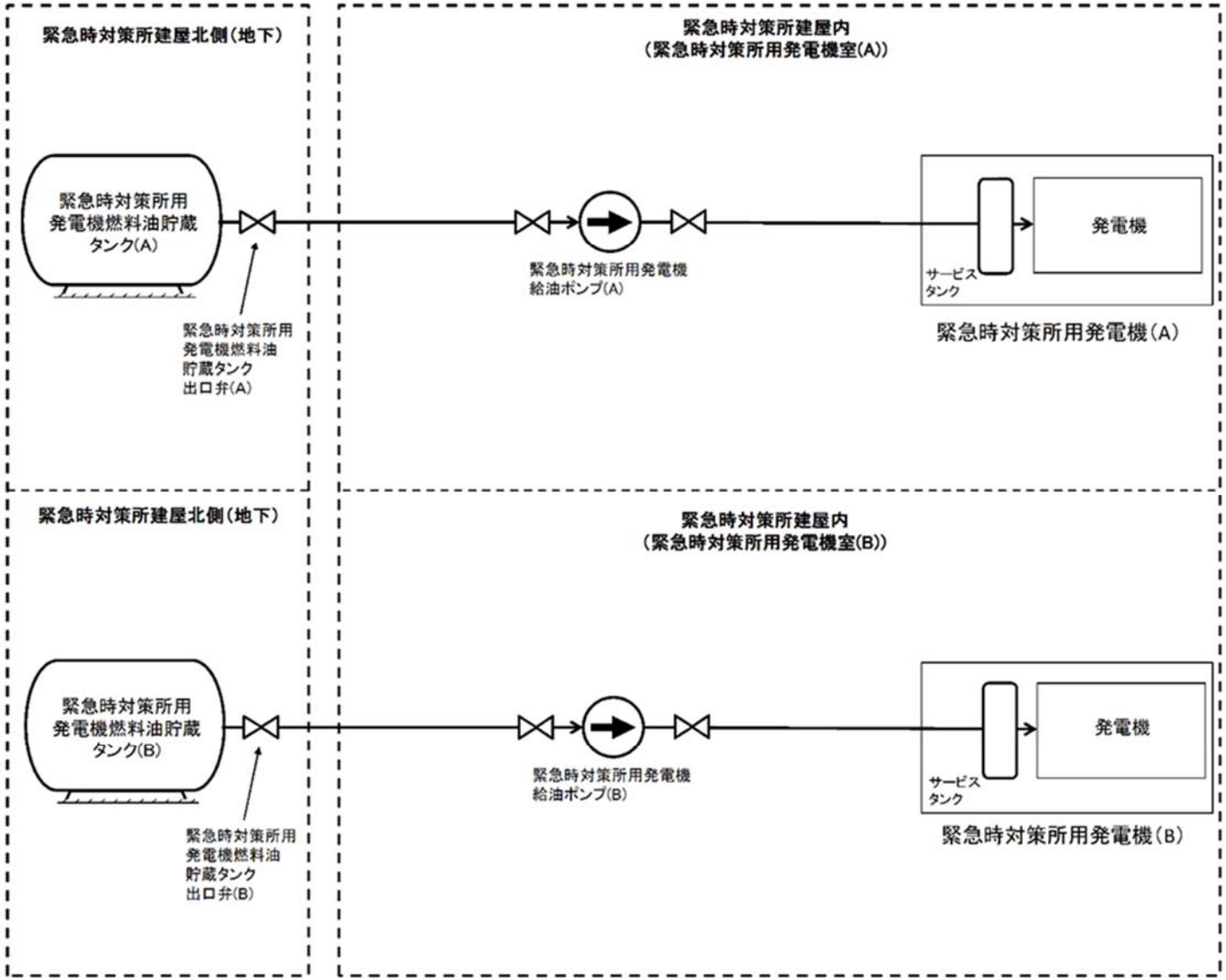
（緊急時対策所建屋 2 階 緊急時対策所等）

第 61－3－8 図　酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ 配置図

61－4　系統図

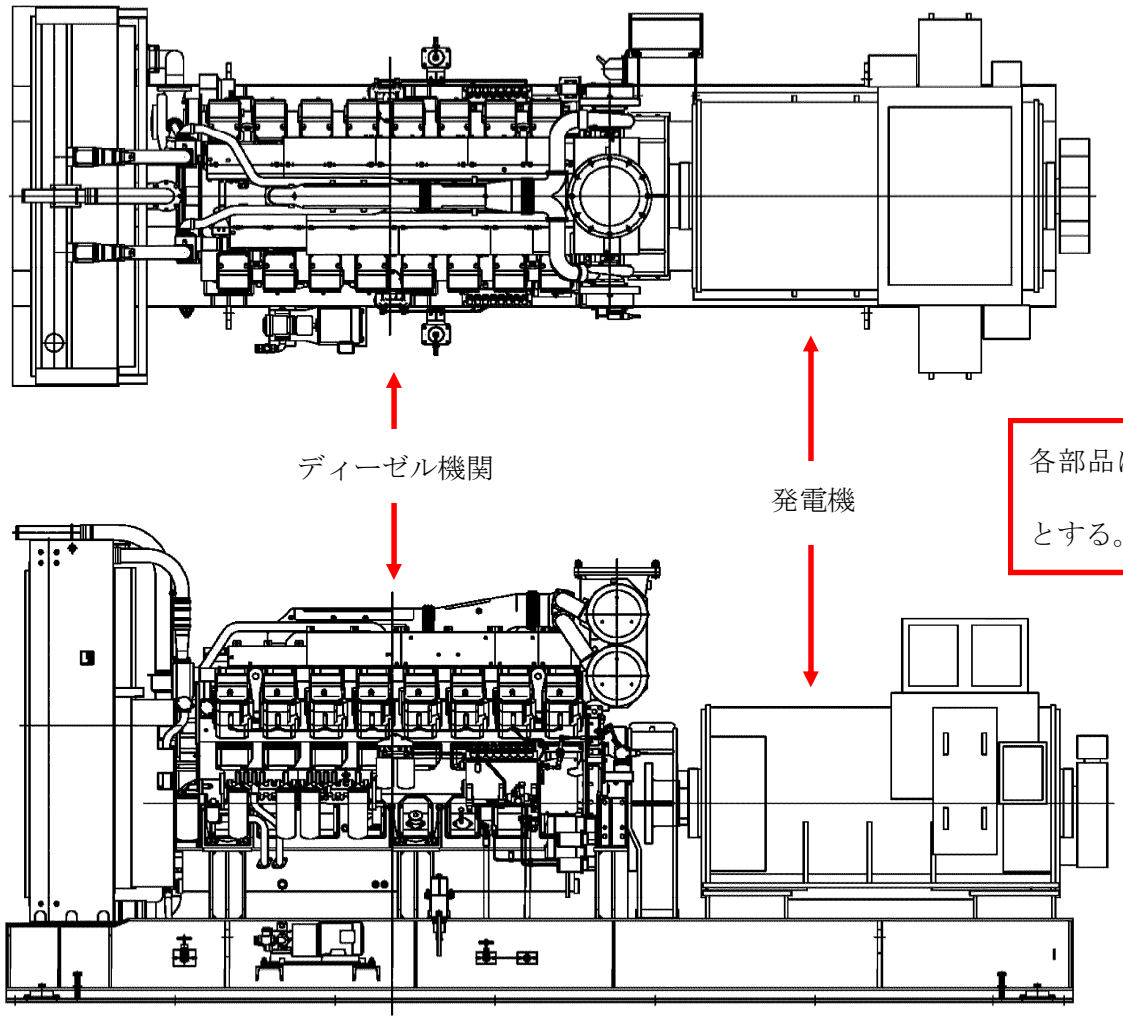


第 61－4－1 図　緊急時対策所　換気設備等の設備構成図



第 61－4－2 図　緊急時対策所用発電機燃料系の概要図

61－5　試験検査

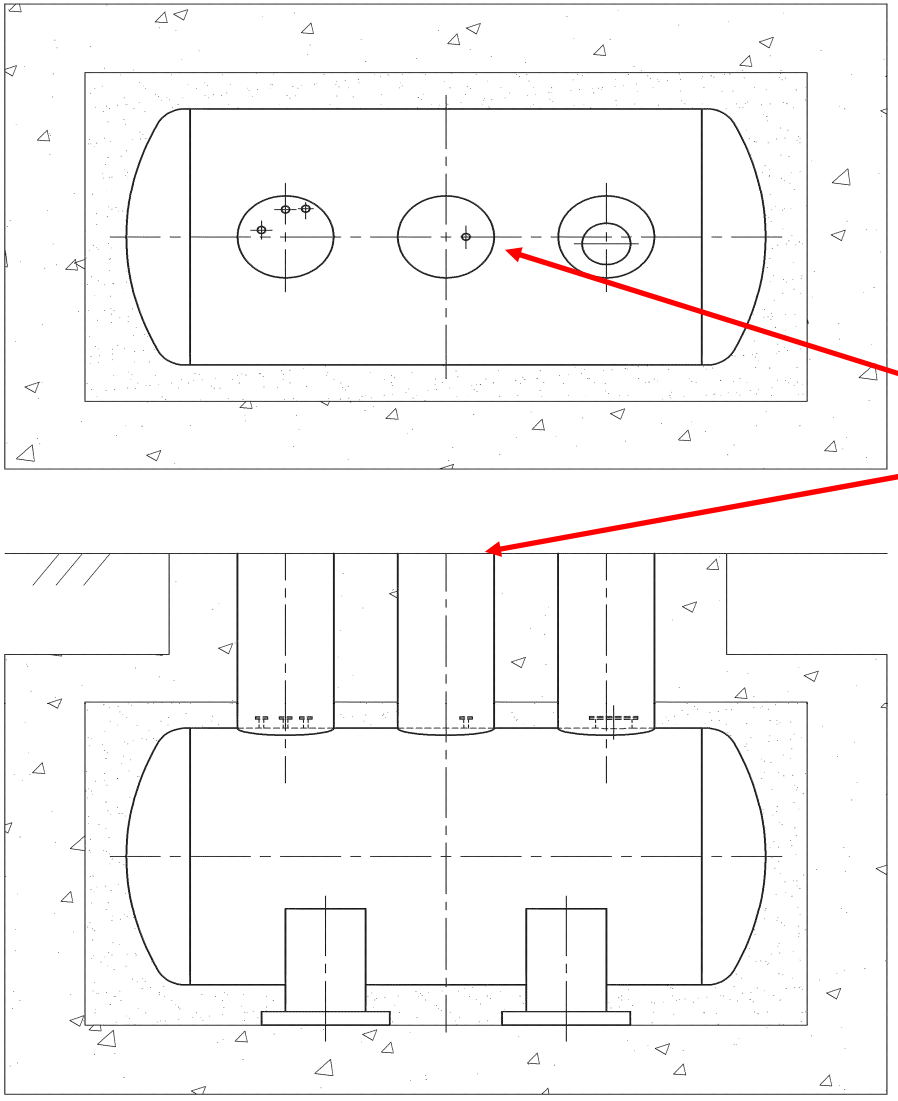


各部品は分解検査が可能な構造とする。

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動検査	起動試験による運転性能の確認
停止中	分解検査	部品の状態の確認
	機能・性能検査	起動試験による運転性能の確認 模擬負荷による出力性能（発電機電圧，電流，周波数及び電力）の確認 絶縁抵抗の測定

第 61－5－1 図　緊急時対策所用発電機 構造図

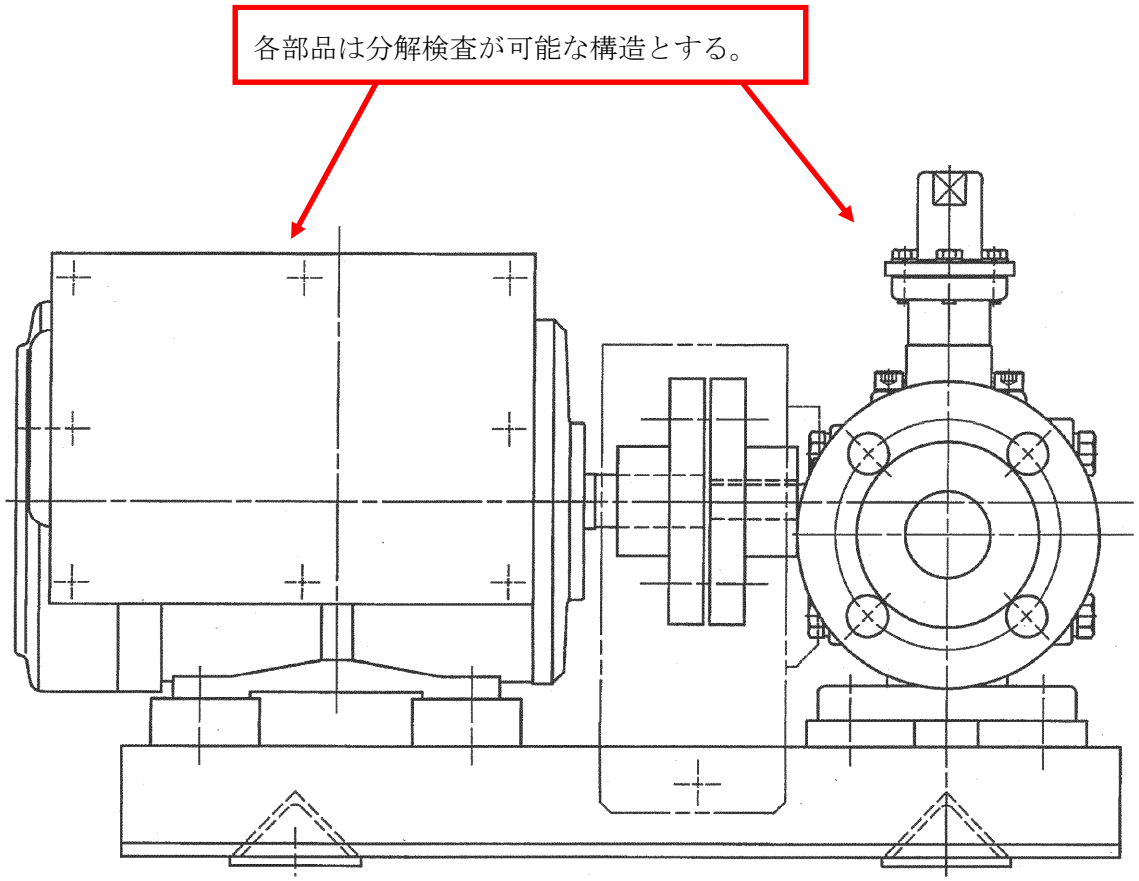
＊今後の設計により変更になる場合あり



原子炉の状態	項目	内容
運転中	油量，漏えい確認	油量の確認 漏えいの有無の確認
停止中	開放検査	タンクのマンホールから内部の状態確認
	漏えい試験	油量の確認 漏えいの有無の確認

第 61－5－2 図　緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク　構造図

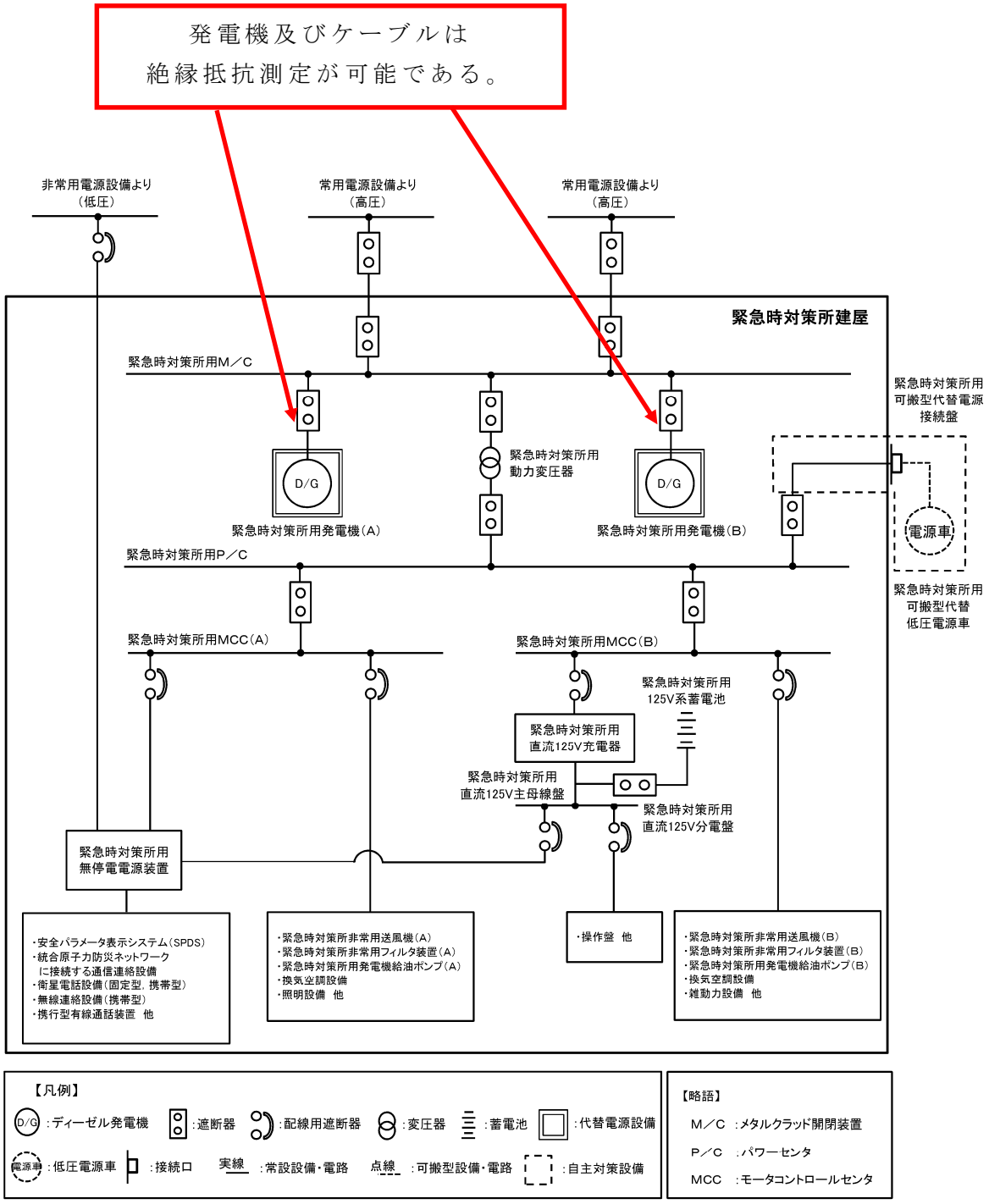
＊今後の設計により変更になる場合あり



第 61－5－3 図　緊急時対策所用発電機給油ポンプ　構造図

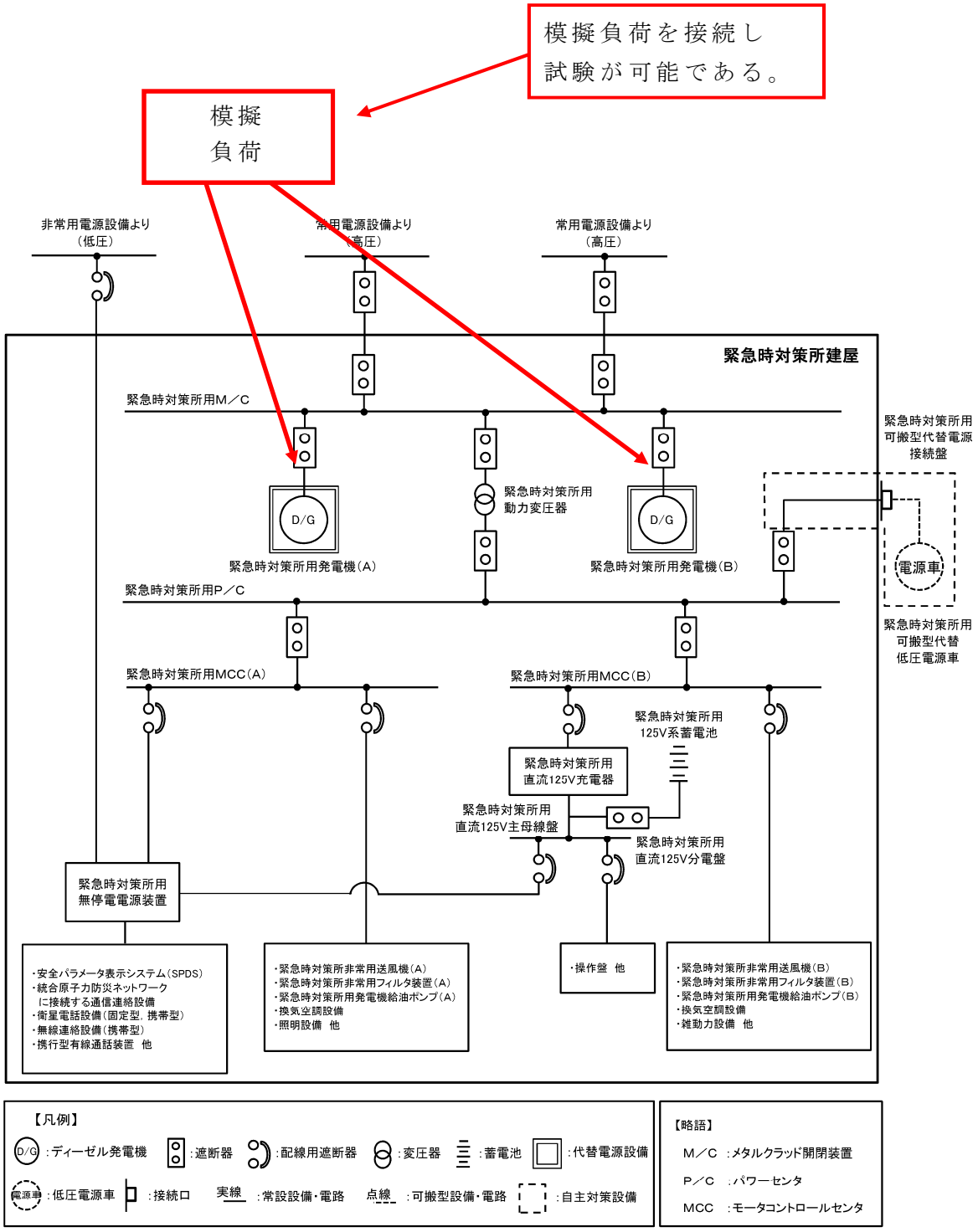
＊今後の設計により変更になる場合あり

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動試験	運転性能の確認 漏えいの有無の確認
停止中	分解検査	部品の状態の確認
	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの有無の確認



第61－5－4図　緊急時対策所用発電機　検査系統図

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動検査	起動試験による運転性能の確認
停止中	分解検査	部品の状態を確認
	機能・性能検査	起動試験による運転性能の確認 模擬負荷による出力性能（発電機電圧，電流，周波数及び電力）の確認 絶縁抵抗の測定



第61－5－5図　緊急時対策所用発電機　検査系統図

（模擬負荷による発電機の出力性能確認）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動検査	起動試験による運転性能の確認
停止中	分解検査	部品の状態を確認
	機能・性能検査	起動試験による運転性能の確認 模擬負荷による出力性能（発電機電圧，電流，周波数及び電力）の確認 絶縁抵抗の測定

○緊急時対策所非常用換気設備の機能・性能検査及び緊急時対策所（災害対策本部室内）の気密性，正圧化に関する検査性について

・緊急時対策所非常用換気設備の機能・性能検査（試運転による機能確認）は第61－5－6図のとおりである。

・緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）の気密性，正圧化に関する点検及び検査は第61－5－1表及び第61－5－7図のとおりである。

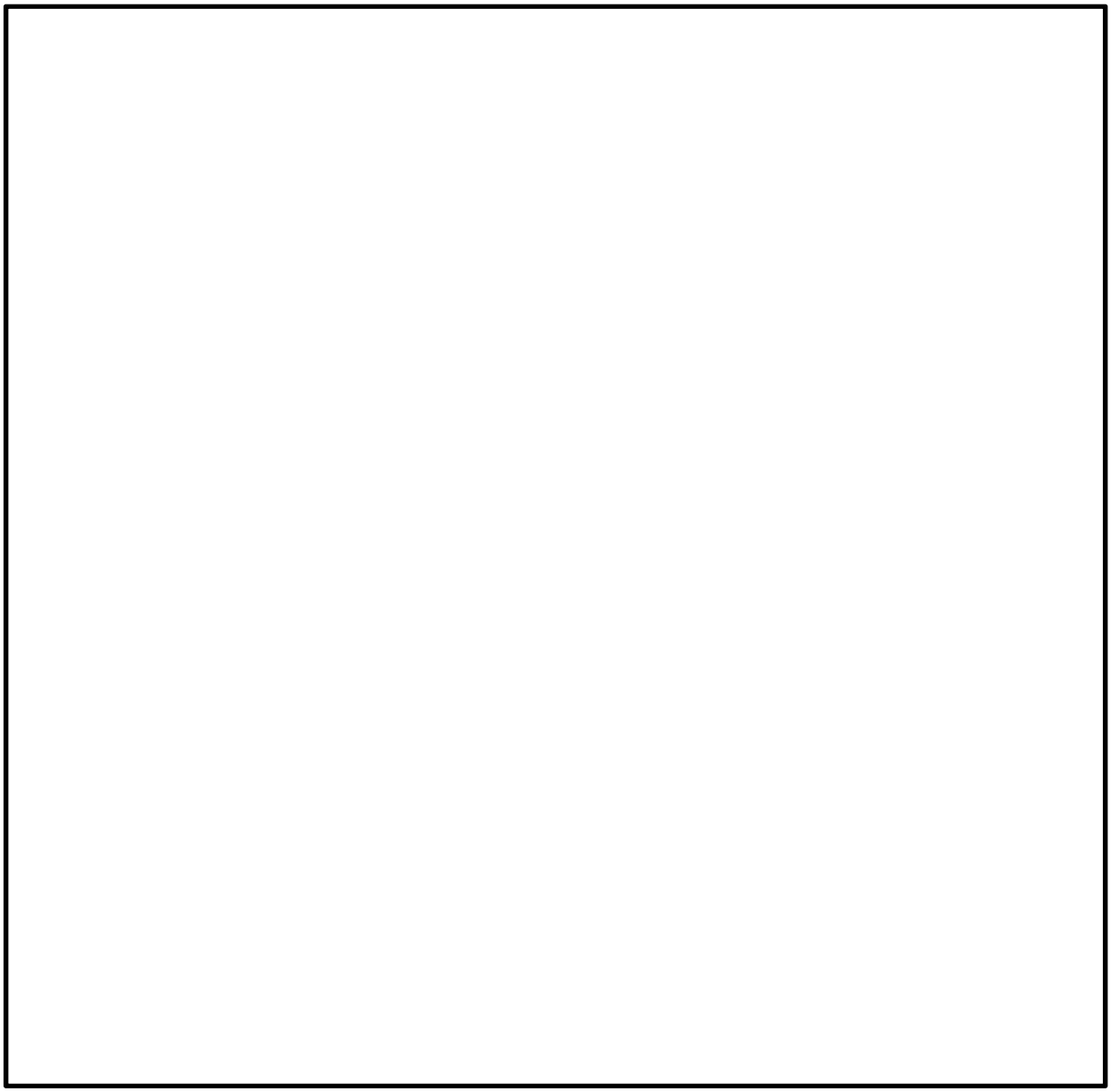
第61－5－1表　緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）の気密性，系統機能に関する検査性

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	気密性，正圧化機能の確認 運転性能の確認

緊急時対策所非常用換気設備，緊急時対策所加圧設備の機能・性能検査（試運転による機能確認）を行う。

緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）の気密性，正圧化機能・性能が正常であることを確認する。

緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）の機能・性能検査は，緊急時対策所の出入口エアロック（二重扉構造の出入室）扉を閉止し，外気取り入れ・排気のための隔離ダンパを全閉し，緊急時対策所加圧設備の空気ボンベより規定流量の空気を緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）に供給し，緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）を規定差圧に正圧化できることを確認する。



（プルーム通過前及び通過後加圧以降：非常用換気の系統）

第61－5－6図　非常用換気設備の系統に関する点検（検査性）

概略図

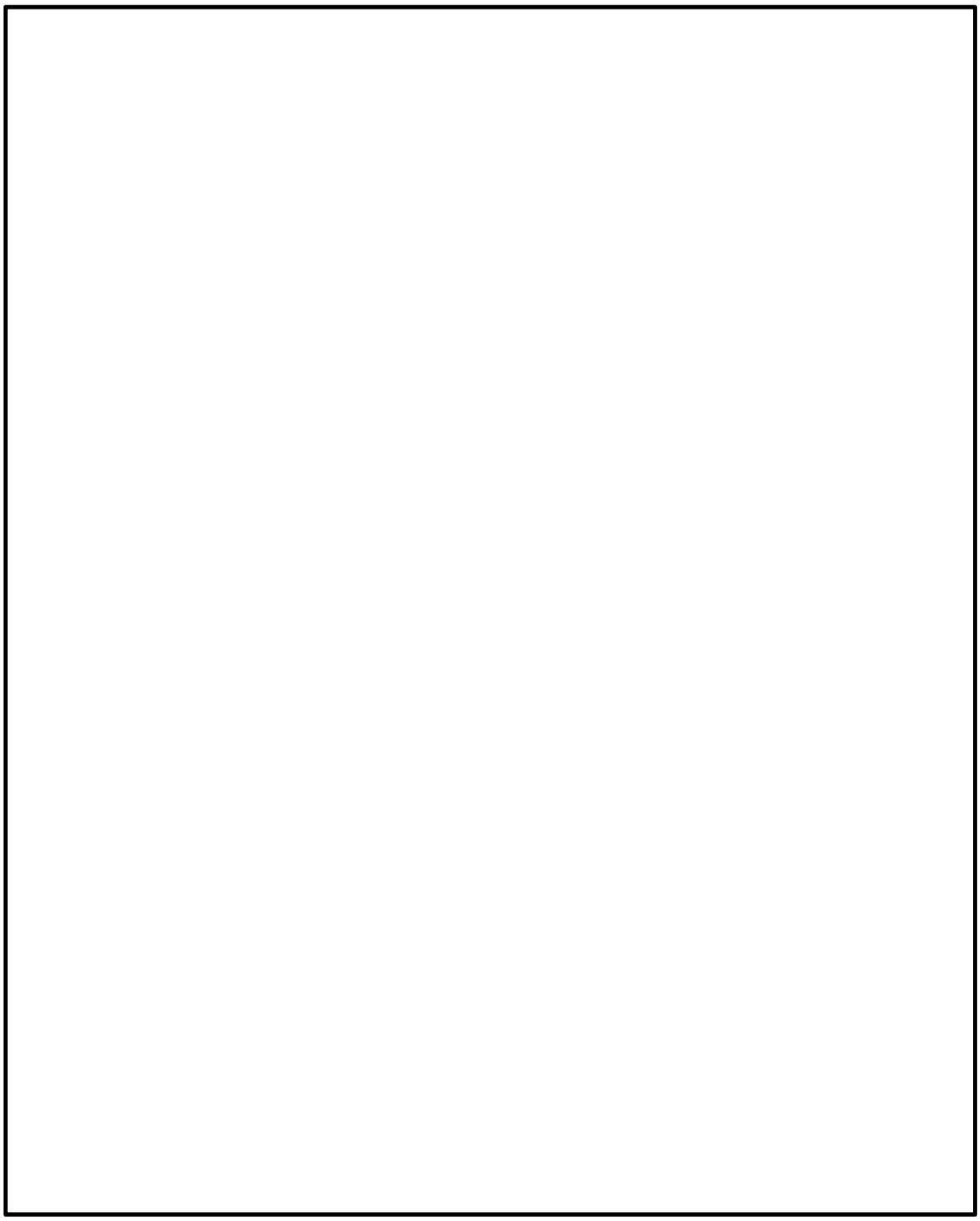
＊今後の設計により変更になる場合あり

（緊急時対策所非常用送風機）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動試験	運転性能の確認 漏えいの有無の確認
停止中	分解検査	部品の状態の確認
	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの有無の確認

（緊急時対策所非常用フィルタ装置）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	差圧確認	フィルタ差圧確認
停止中	開放点検	点検口による内部確認
	機能・性能検査	運転性能の確認 フィルタ性能確認（総合除去効率） フィルタを取り出しての性能確認（単体除去効率）

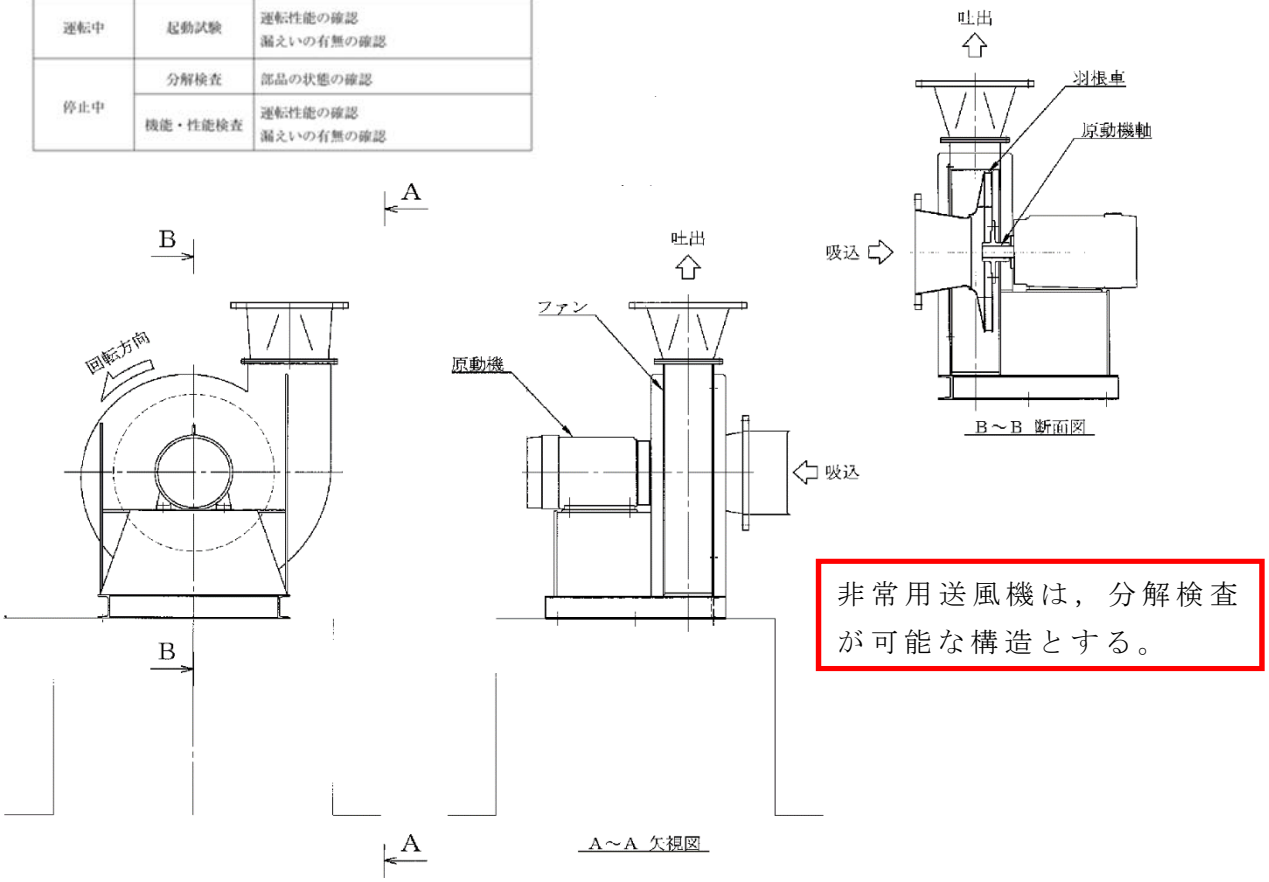


（プルーム通過中～通過後加圧：緊急時対策所加圧設備の系統）

第61－5－7図　緊急時対策所加圧設備の系統に関する点検（検査性）及び緊急時対策所（災害対策本部室内）の気密性，正圧化機能に関する検査性 概略図

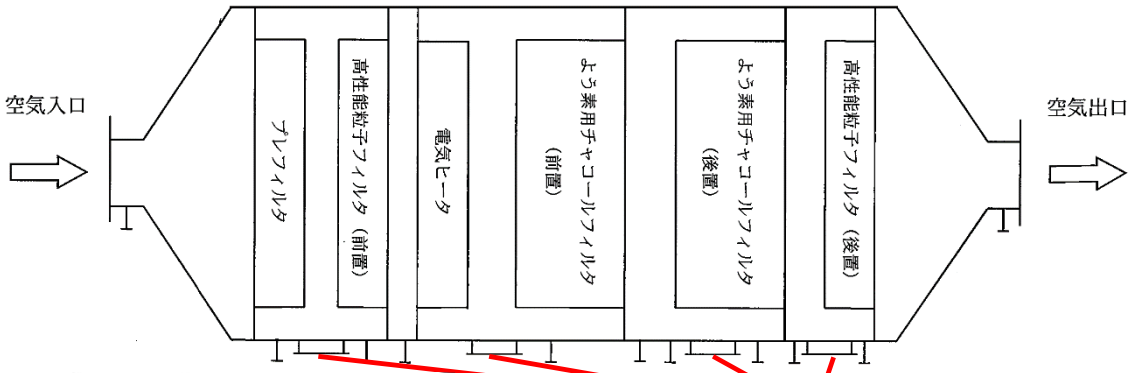
原子炉の状態	項目	内容
運転中	漏えい確認	外観の確認
		空気ボンベ規定圧力の確認
停止中	機能・性能検査	起動試験による機能確認
		気密性能確認
		漏えいの有無の確認

原子炉の状態	項目	内容
運転中	起動試験	運転性能の確認 漏えいの有無の確認
停止中	分解検査	部品の状態の確認
	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの有無の確認



非常用送風機は，分解検査が可能な構造とする。

第 61－5－8 図　緊急時対策所非常用送風機 構造図



原子炉の状態	項目	内容
運転中	差圧確認	フィルタ差圧確認
停止中	開放点検	点検口による内部確認
	機能・性能検査	運転性能の確認 フィルタ性能確認（総合除去効率） フィルタを取り出しての性能確認（単体除去効率）

点検口より，フィルタの取出しが可能な構造とする。

第 61－5－9 図　緊急時対策所非常用フィルタ装置

○酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の検査性について

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計は，運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。酸素濃度計概略図を第61－5－10図，二酸化炭素濃度計概略図を第61－5－11図 に示す。

第61－5－10図　酸素濃度計の概略図

第 61－5－11 図　二酸化炭素濃度計の概略図

原子力の状態	項目	内容
運転中	パラメータ確認	濃度計作動及び指示値確認
停止中	機能・性能検査	模擬入力（模擬ガス）による機能・性能の確認（特性の確認） 標準器等による校正

○緊急時対策所エリアモニタの検査性について

緊急時対策所エリアモニタは，運転中又は停止中においても線源による校正により機能・性能試験を行うことが可能な設計とする。

緊急時対策所エリアモニタの概略図を第61－5－12図に示す。

第 61－5－12 図　緊急時対策所エリアモニタの概略図

原子炉の状態	項目	内容
運転中	パラメータ確認	エリアモニタ作動及び校正線源による指示値確認
停止中	機能・性能検査	模擬入力（校正線源）による機能・性能の確認（特性の確認）と校正

61－6　容量設定根拠

名称		正圧化に必要な差圧
緊急時対策所（災害対策本部室）／周辺エリアの正圧化差圧	Pa	20 以上
機器仕様に関する注記		―

【設定根拠】

緊急時対策所の正圧化バウンダリ（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）は，配置上，動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため，室内へのインリークは周辺エリア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災害対策本部室及び周辺エリアの温度を外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）から最高 38.4℃，最低－12.7℃とする。災害対策本部室の天井高さは約 5.7m であるため，以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，正圧を維持できる。

$$\Delta P = \{(-12.7℃の乾き空気の密度)-(38.4℃の乾き空気の密度)\}\times(高低差)$$
$$= \{\ (1.3555)-(1.1332)\}\times(5.7)$$
$$= 1.26711\left(kg/m^2\right)$$
$$= 12.426\left(Pa\right)$$

このため，緊急時対策所の正圧化バウンダリの必要差圧は，設計裕度を考慮して周辺エリア＋20Pa以上とする。

名称		緊急時対策所加圧設備用空気ボンベ
本数	本	320以上
容積	L／本	47
充填圧力	MPa	19.6(35℃)
機器仕様に関する注記		－

【設定根拠】

1．正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所等はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって，緊急時対策所等のリークポテンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

(1) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702にて定義されている。最も気密性の高い等級A－4のドアにおいては，圧力差30Paにおけるドア面積当たりのリーク量は約6m^3／h・m^2であるため（図1参照），ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$Q_{ドア} = S \times 6$

$Q_{ドア}$：ドアからのリーク量[m^3／h]

S：ドアの面積合計 9.5m^2（災害対策本部室）

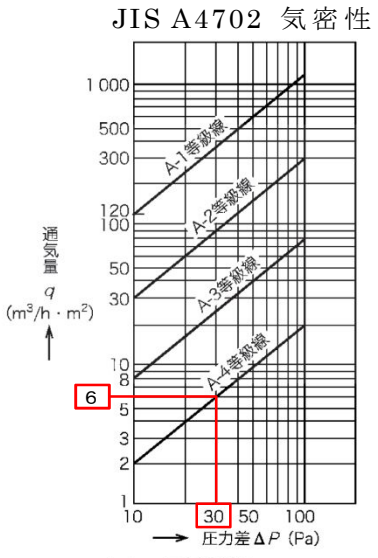


図1－気密等級線

(2) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は，実績がある原子炉二次格納施設のリーク率0.5回／dayを用いると，以下の式により算出できる。

Q貫通部＝V×0.5÷24

V：室容積　2,994m^3

したがって，災害対策本部室のリーク量は以下の式により120m^3／hとなる。

Q＝Qドア[m^3／h]＋Q貫通部[m^3／h]

＝S[m^2]×6[m^3／h・m^2]＋V[m^3]×0.5[回／day]÷24[day／h]

＝9.5×6＋2,994×0.5÷24

＝120m^3／h

Q:供給空気供給量　[m^3／h]

2．酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は19vol%以上（「鉱山保安法施行規則」に準拠），滞在人数は100名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は，以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100$$
$$= 112 m^3 / h$$

Ga ：酸素発生量　－0.0218m^3／h（一人当たり）

P:人員　100人

K_0:供給空気中酸素濃度　20.95vol%

K:許容最低酸素濃度　19.0vol%

３．二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol％以下（10000ppm「鉱山保安法施行規則」に準拠），空気中の二酸化炭素量は0.03vol％，滞在人数100名の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100$$
$$= 227 \ m^3 / h$$

また，加圧設備運転時間は12時間であることから，12時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol％以下となる空気供給量は160m³／hとなる。（12時間後のＣＯ₂濃度は0.977％）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-(\frac{Q}{V}) \times t} + G_a \times \left. P\left(1 - e^{-(\frac{Q}{V}) \times t}\right) \right/ Q$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times {}^{P}/_{Q}\right) \times e^{-(\frac{Q}{V}) \times t} + \left(K_0 + G_a \times {}^{P}/_{Q}\right)$$

Kt：t時間後のＣＯ₂濃度［％］
K1：室内初期ＣＯ₂濃度 0.5％
K0：供給空気のＣＯ₂濃度 0.03％
Ga：ＣＯ₂発生量 0.022m³／(h・人)
P ：滞在人員 100人
Q ：空気供給量［m³／h］
V ：室容積 2,994m³

４．空気ボンベの必要本数

(1) 空気ボンベ必要本数の算定時間は，プルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間を考慮した2時間を加え，さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。

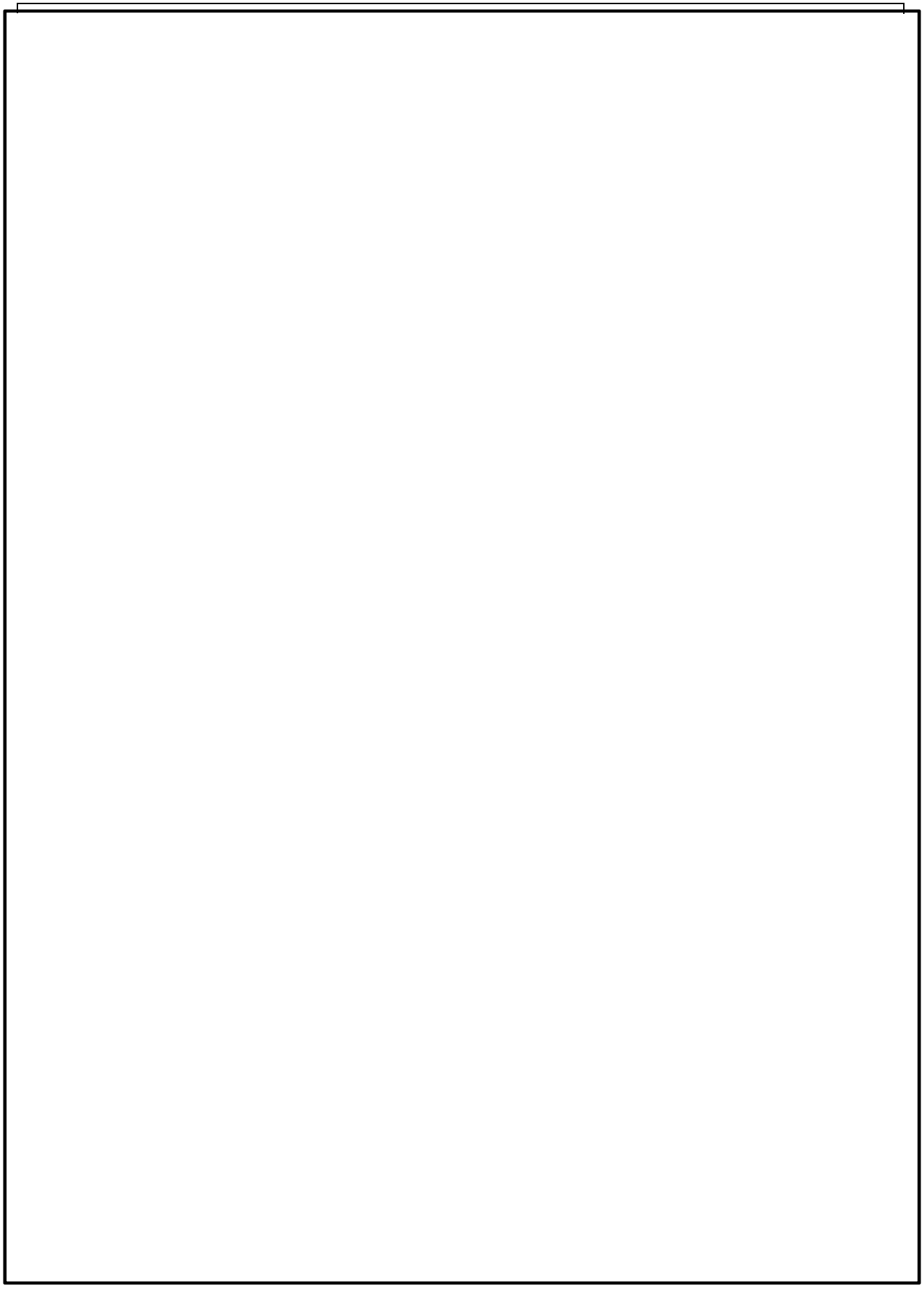
(2) ボンベ使用可能量は，7.15m^3／本とする。

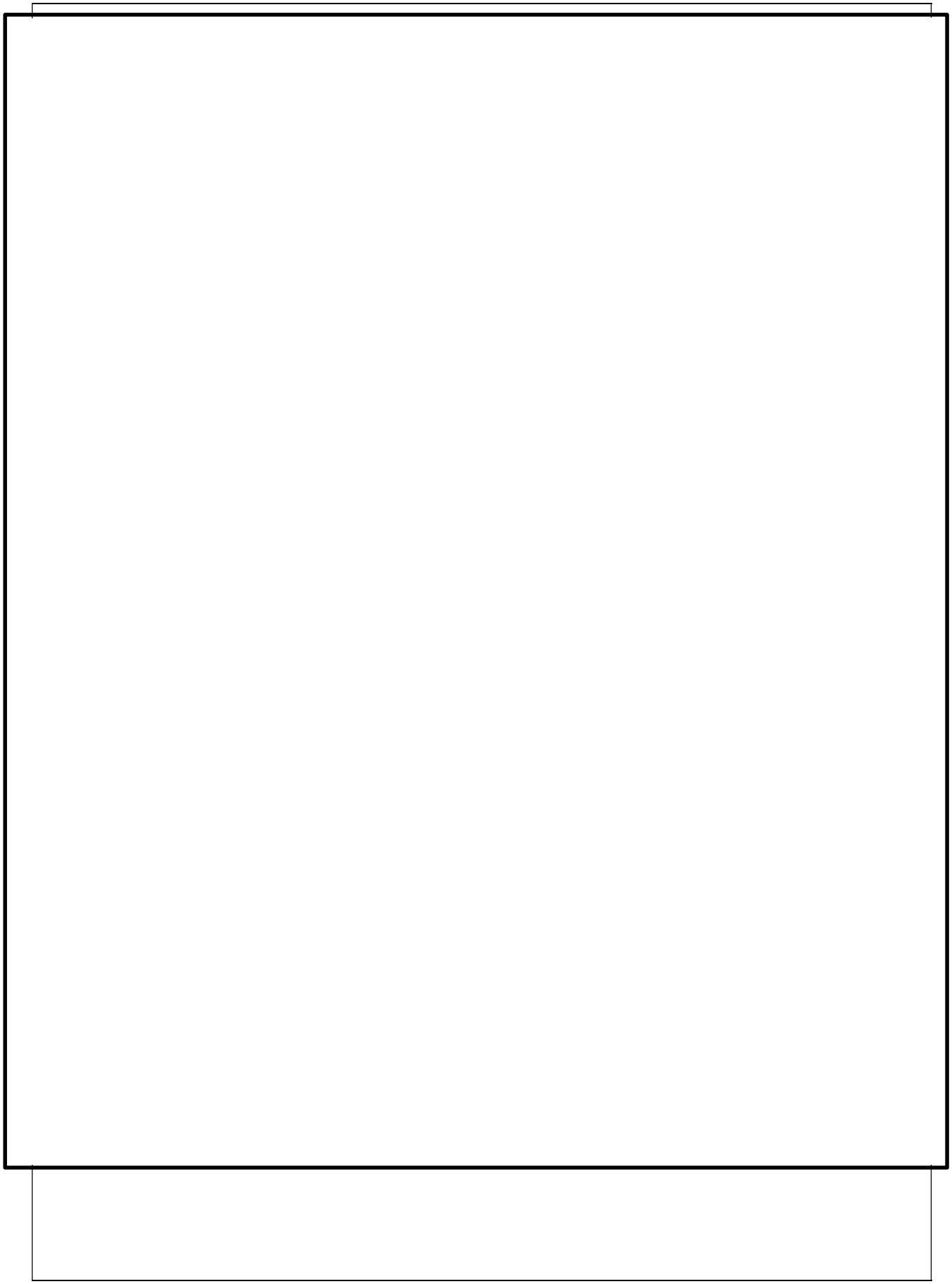
(3) 必要な空気供給量は，空気供給量のうち，供給量の最も多い許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量として，14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol％以下となる空気供給量160m^3／hとする。以上から14時間を正圧維持する場合に必要な本数は，下記計算のとおりであり，320本を確保する。

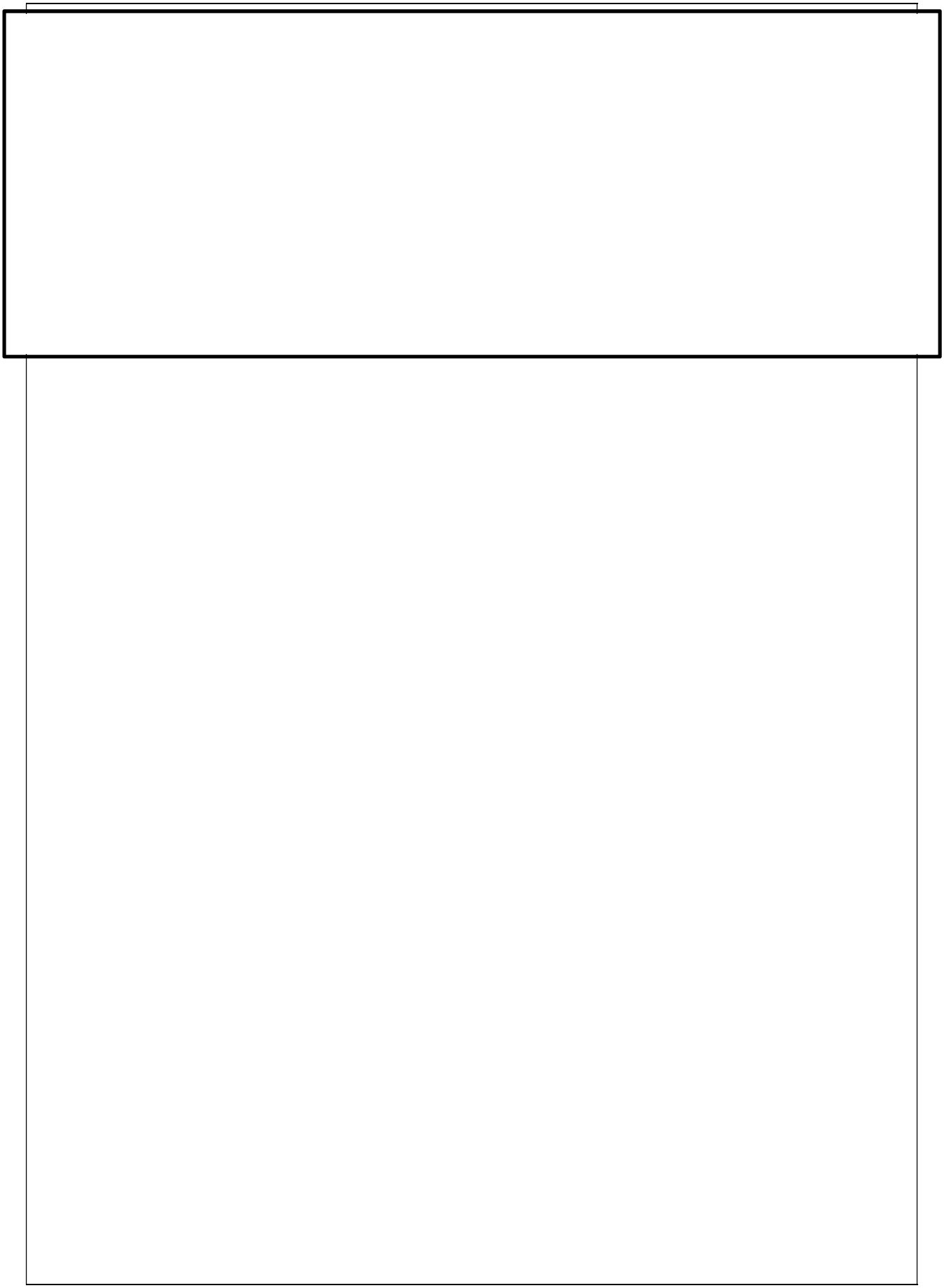
・ボンベ標準初期充填圧力	19.6 MPa(at 35℃)
・設置環境条件におけるボンベ初期圧力	18.01MPa(at 10℃)
・ボンベ内容積	47L
・圧力調整弁最低制御圧力	3MPa
・ボンベ供給可能空気量	7.15m^3／本(at 10℃)

計算式：$\dfrac{160\times14}{7.15}$ ＝ 313

名称		緊急時対策所非常用送風機
台数	台	1(予備1)
容量	m^3／h	約5,000
機器仕様に関する注記		－
【設定根拠】 必要外気取入量算出における適用項目表（必要量）		







名　称		緊急時対策所用発電機
台数	台	2
容量	kVA／台	約1,725

【設定根拠】

緊急時対策所は，常用電源設備からの受電が喪失した場合の重大事故等対処設備として，緊急時対策所用発電機を設置する。緊急時対策所用発電機は，1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する設計とする。

緊急時対策所用発電機の容量は，以下（第61－6－1表）の緊急時に必要とされる負荷容量を基に設定。

第61－6－1表　緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量（kVA）
換気設備	約460
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約375
合　計	約870

したがって，発電機の出力は負荷である，約 870kVA に対し十分な容量約 1,725kVA（連続定格：約 1,380kVA）とする。

名称		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
基数	基	2
容量	kL／基	約 75

【設定根拠】

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは，重大事故等対処時に緊急時対策所用発電機への燃料給油を行うために設置する。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは，緊急時対策所建屋近傍の地下に設置し，重大事故等時に緊急時対策所に電源供給した場合，緊急時対策所用発電機の 100％負荷連続運転において必要となる 7 日分の燃料量約 70kL に対して，十分な容量約 75kL を有する設計とする。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \fallingdotseq 70$$

Ｖ：必要容量（kL）

Ｈ：運転時間（h）＝168（7 日間）

ｃ：100％負荷連続運転時の燃料消費率（kL/h）＝0.411

名称		緊急時対策所用発電機給油ポンプ
台数	台	2
容量	m^3／h （1台当たり）	約 1.3
揚程	m	30

【設定根拠】

緊急時対策所用発電機給油ポンプは，重大事故等時に緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機へ燃料を給油するために設置する。なお，緊急時対策所用発電機給油ポンプは供給系統1系列あたりに1台設置する。

1．容量の設定根拠

緊急時対策所用発電機給油ポンプの容量は，発電機の単位時間あたりの燃料最大消費量約0.411kL／h（0.411m^3／h）を緊急時対策所用発電機に供給するため，それよりも容量の大きい約1.3m^3／hとする。

2．揚程の設定根拠

緊急時対策所用発電機給油ポンプの揚程は，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンクに燃料を移送するときの静水頭，配管及び弁類圧損を基に設定し，以下のとおり約22mである。

静水頭	約11.3 m
配管及び弁類圧損	約 0.7 m
合　計	約12 m

以上より，緊急時対策所用発電機給油ポンプの揚程は30mとする。

○酸素濃度計・二酸化濃度計の仕様

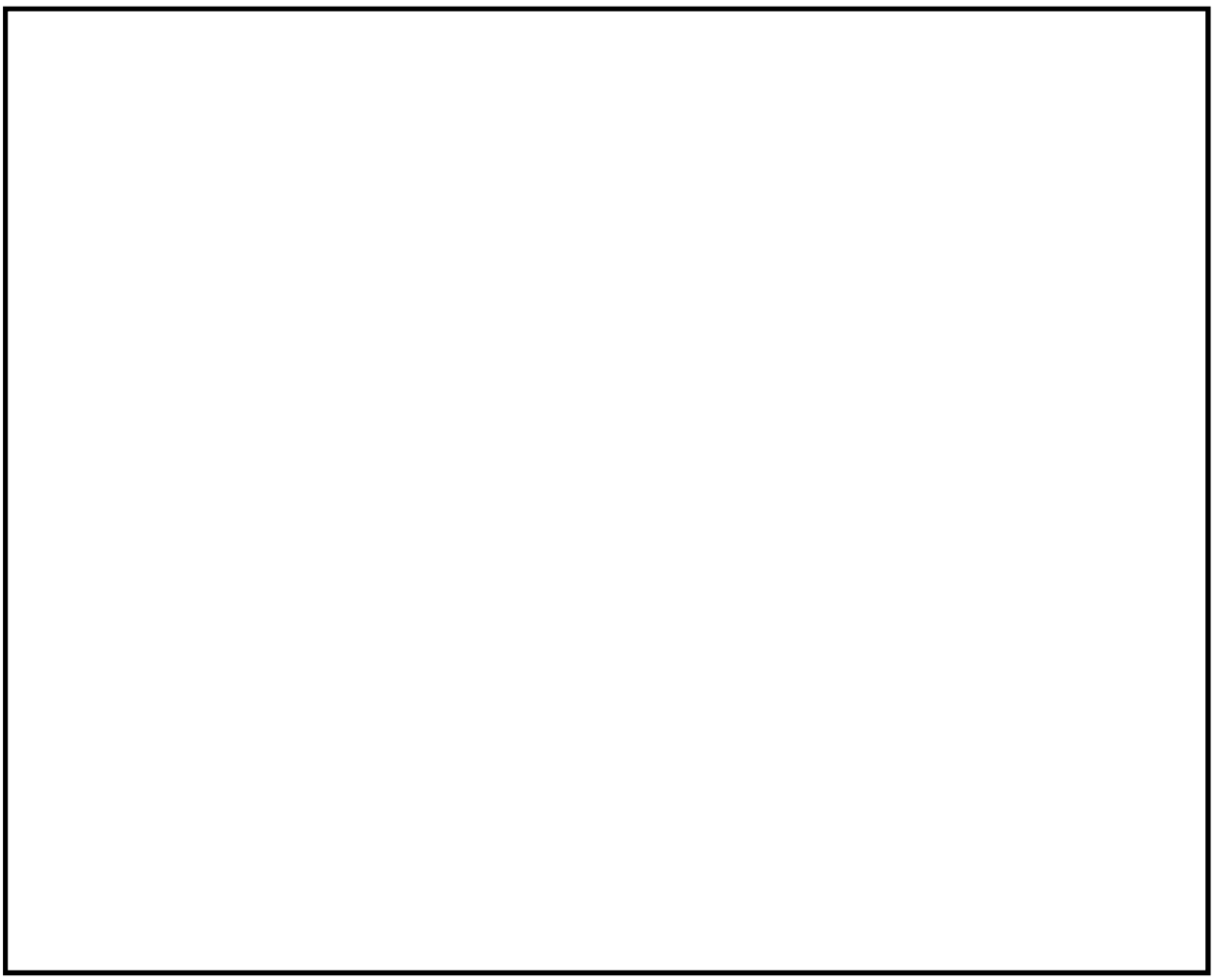
第 61－6－2 表　酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタの仕様（設置個数等）

機器名称・外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol％
	表示精度	±0.1vol％
	電源	電　　源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1（予備 1）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol％
	表示精度	±3.0％F.S
	電源	電　　源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1（予備 1）

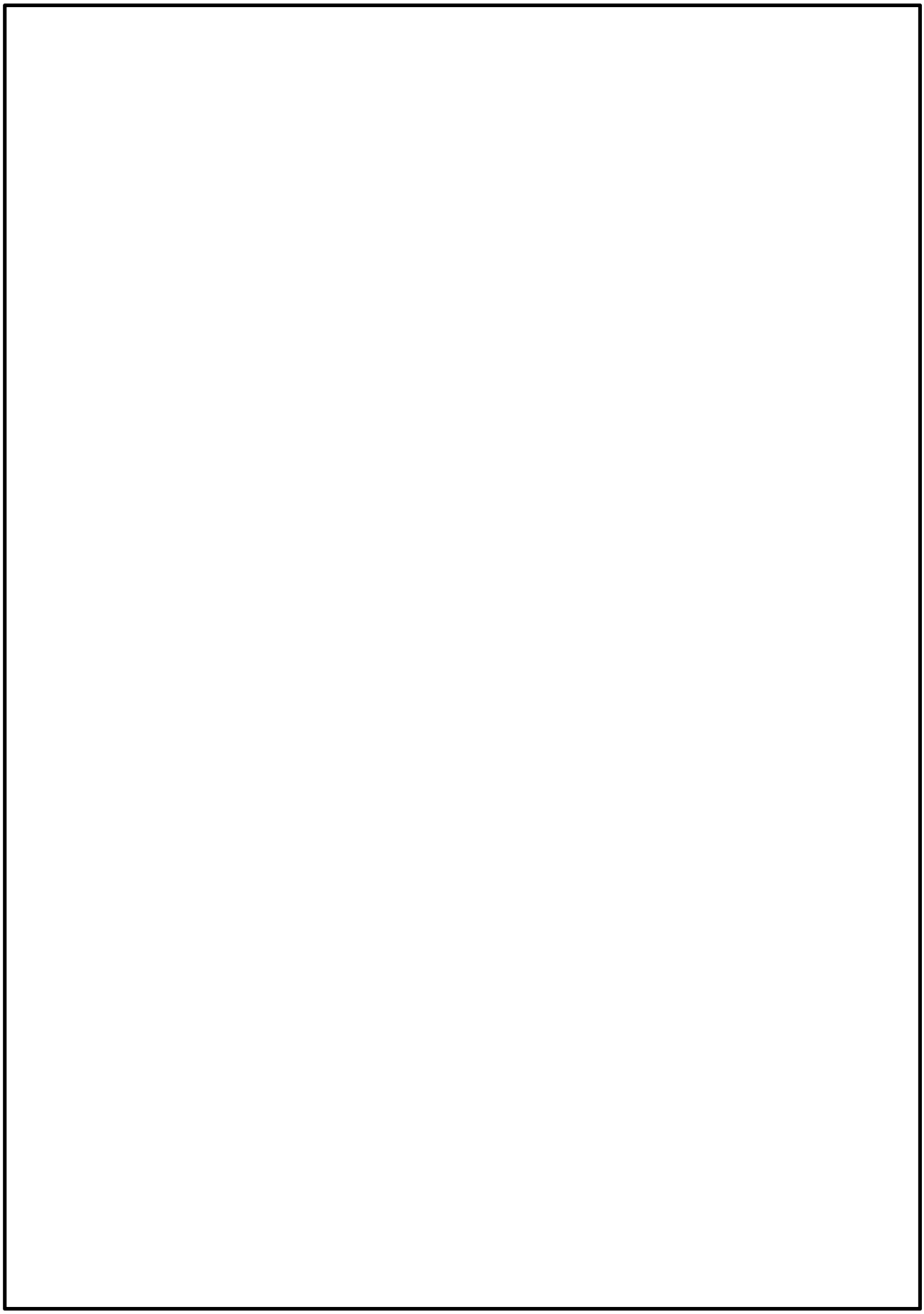
○緊急時対策所エリアモニタの仕様

機器名称・外観	検出器の種類	計測範囲	台数	電源
緊急時対策所 エリアモニタ 	半導体式検出器	B.G～ 999.9mSv／h	1 （予備 1）	AC100V

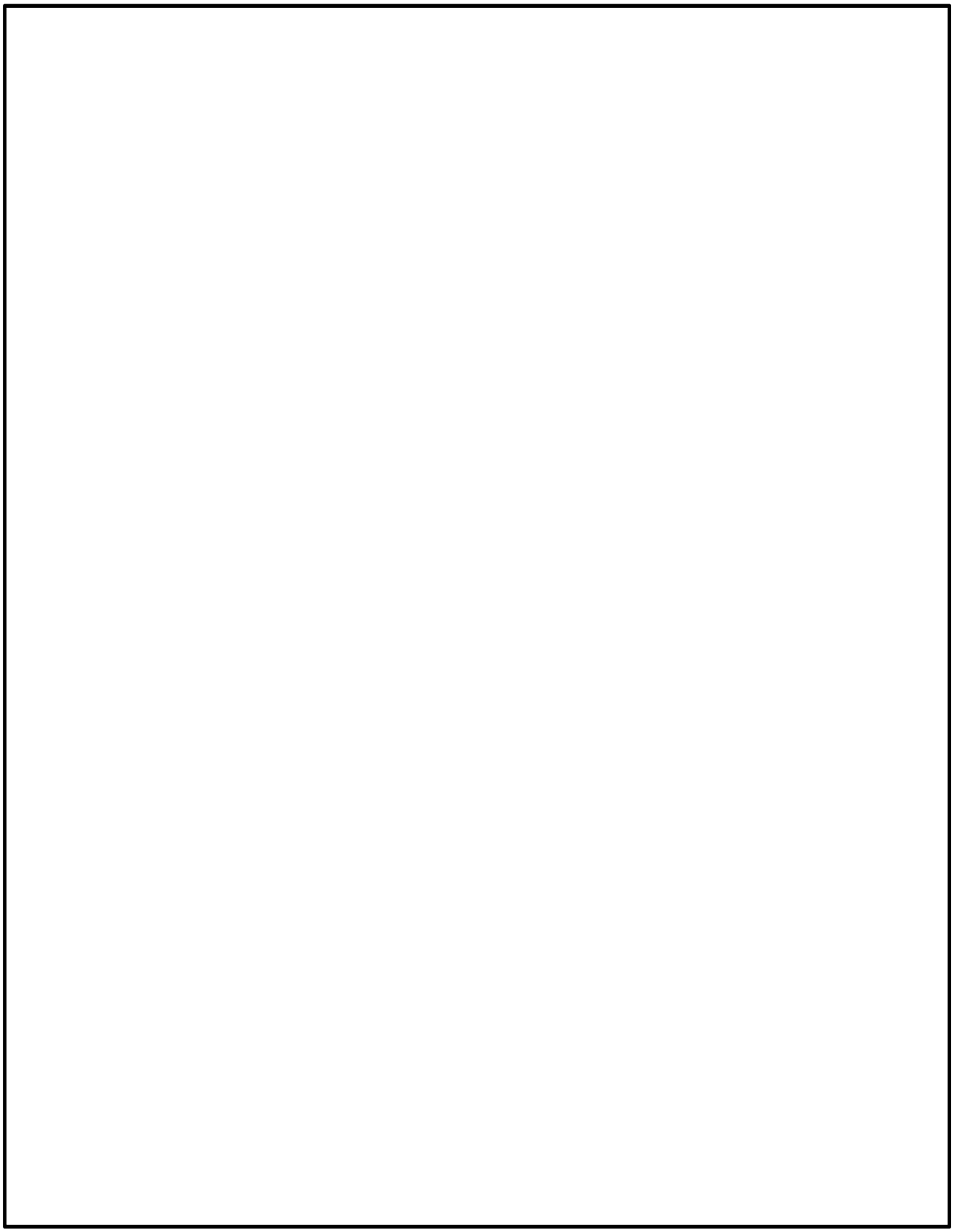
61－7　保管場所図



第 61－7－1 図　緊急時対策所建屋（保管場所）位置図



第 61－7－2 図　緊急時対策所 居住性（遮蔽）対策 位置図



第 61－7－3 図　　酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ
保管位置図

＊今後の設計により変更になる場合あり

61－8　アクセスルート図

第 61－8－1 図　酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタ
建屋内移動ルート図

＊今後の設計により変更になる場合あり

61－9　緊急時対策所について（被ばく評価除く）

目　次

1.　概要

1.1　設置の目的

1.2　拠点配置

1.3　新規制基準への適合方針

2.　設計方針

2.1　建屋及び収容人数について

2.2　電源設備について

2.3　遮蔽設計について

2.4　換気設備・加圧設備について

2.5　必要な情報を把握できる設備について

2.6　通信連絡設備について

3.　運用

3.1　必要要員の構成，配置について

3.2　事象発生後の要員の動きについて

3.3　汚染持込み防止について

3.4　配備する資機材の数量及び保管場所について

3.5　廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

4.　耐震設計方針について

5.　添付資料

5.1　チェンジングエリアについて

5.2　配備資機材等の数量等について

5.3　通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

5.4　ＳＰＤＳのデータ伝送概要とパラメータについて

5.5　緊急時対策所の要員数とその運用について

5.6　原子力警戒体制，緊急時体制について

5.7　災害対策本部室内における各機能班との情報共有について

5.8　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），第８条及び第４１条（火災による損傷の防止）への適合方針について

1. 概要

1.1 設置の目的

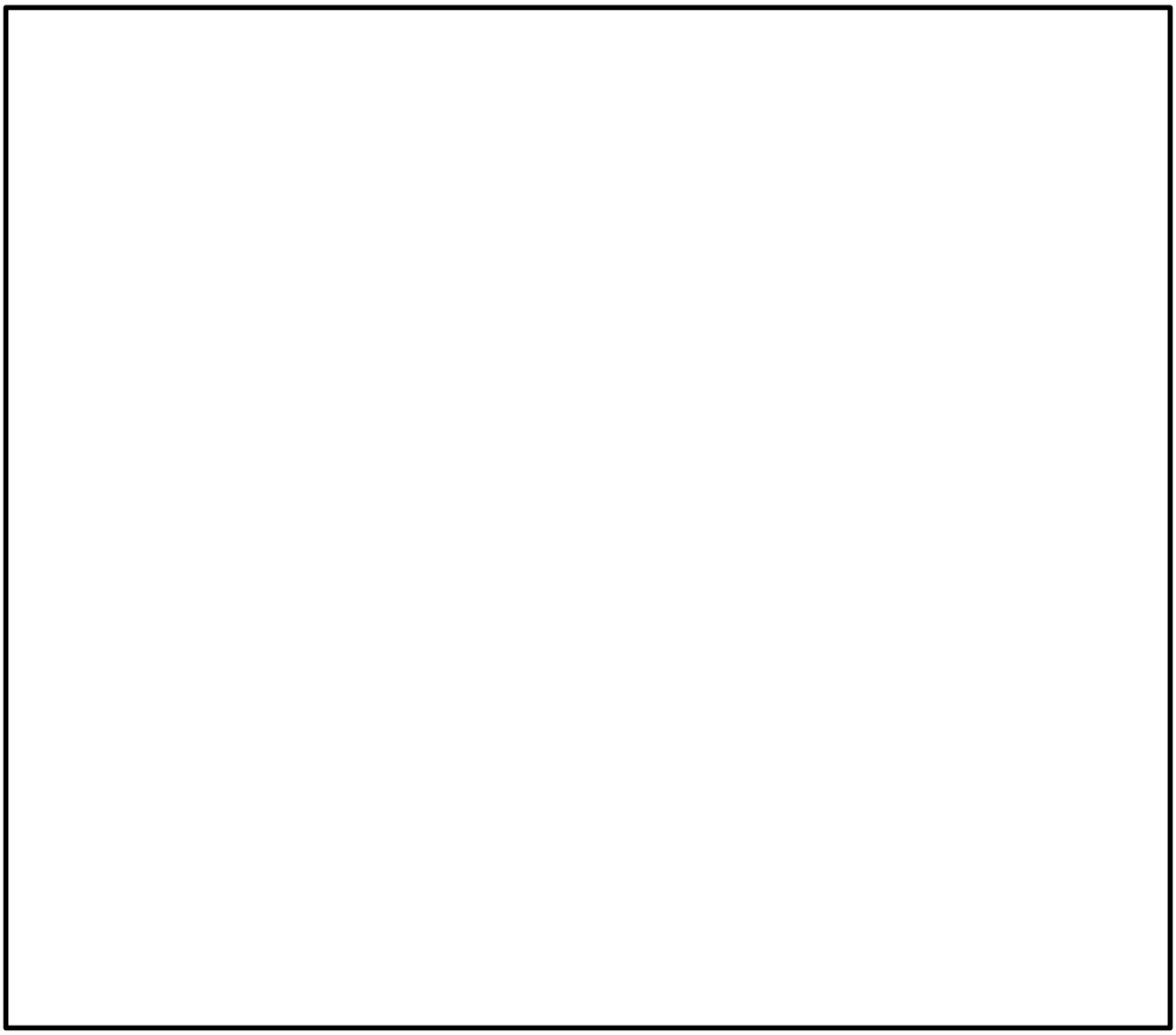
緊急時対策所は，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合及び重大事故等が発生した場合において，中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために設置する。

緊急時対策所の基本仕様と重大事故等発生時における緊急時対策所の基本仕様について，第 1.1－1 表に示す。

第 1.1－1 表　緊急時対策所の基本仕様について

	項　　目	基　本　仕　様
1	建屋構造	・鉄筋コンクリート造（耐震構造）
2	階層	・4 階建て
3	建屋延床面積／緊急時対策所床面積	・建屋：約 4,000m^2／ 災害対策本部室：約 350m^2　宿泊・休憩室:約 70m^2
4	耐震強度	・基準地震動S_sで機能維持
5	耐津波	・防潮堤内側，発電所構内高台（T.P.＋23m）に設置
6	中央制御室との共通要因による同時機能喪失防止	・中央制御室との十分な離隔（約 320m） ・中央制御室と独立した機能 （電源設備及び換気設備は独立した専用設備）
7	電源設備	・通常電源設備：常用電源設備，非常用電源設備（通信連絡設備等の負荷のみ） ・代替電源設備：緊急時対策所用発電機（2 台）
8	遮蔽，放射線管理	・建屋外壁等十分な壁厚を確保した遮蔽設計 ・よう素除去フィルタ付非常用換気装置の設置 ・プルーム通過時の加圧設備の設置 ・加圧判断のためのエリアモニタ，可搬型モニタリング・ポストの配備 ・居住性確認のための酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の配備 ・チェンジングエリアの設置
9	発電用原子炉施設の情報	・対策に必要な情報を表示するデータ表示装置の設置
10	通信連絡	・発電所内・外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備の設置
11	食料，飲料水等	・7 日間必要とされる食料，飲料水等を配備

緊急時対策所建屋の各階における主な配置について，第 1.1－1 図に示す。



第 1.1－1 図　緊急時対策所建屋内の各階配置図

＊今後の設計により変更になる場合あり

1.2　拠点配置

緊急時対策所建屋は，十分な支持性能を有する新第三系鮮新統の砂質泥岩（久米層）上に設置する。

緊急時対策所建屋は,新たに設置する防潮堤の内側の発電所高台用地(T.P.＋23.0m）に設置し，基準津波（防潮堤位置における最高水位 T.P.＋17.1m）さらには，基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水に対しても影響を受けない設計とする。

また，中央制御室から約 320m 離れた場所に設置すること，換気設備及び電源設備が中央制御室とは独立していることから,中央制御室との共通要因(火災，内部溢水等）により，同時に機能喪失することのない設計とする。

配置図及び周辺図を第 1.2－1 図に示す。

第 1.2－1 図　緊急時対策所建屋　配置図

1.3　新規制基準への適合方針

緊急時対策所に関する要求事項と，その適合方針は，以下の第 1.3－1 表から第 1.3－2 表のとおりである。

第 1.3－1 表　「設置許可基準規則」第三十四条（緊急時対策所）
「技術基準規則」第四十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第三十四条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第四十六条 （緊急時対策所）	適合方針
工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。	工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。 【解釈】 第４６条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。	原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，緊急時対策所を中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置する。 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため，中央制御室以外の場所に緊急時対策所を設置し，災害時において必要な要員最大100名を収容できる設計とする。 また，中央制御室内の運転員を介さず原子炉の状態を把握するために必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））を設置する設計とし，発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備及び発電所外関係箇所と専用かつ多様性を確保した通信回線にて連絡できる通信連絡設備を設置する。

設置許可基準規則 第三十四条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第四十六条 （緊急時対策所）	適合方針
	さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。	可搬型の酸素濃度計を配備し，室内の空気の取り込みを一時的に停止した場合であっても，緊急時対策所の酸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できるよう，酸素濃度計を保管する設計とする。
2　緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガス発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置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。 【解釈】 第２項に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、指示要員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「有毒ガスが発生した場合」とは、有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全		・「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置※期間内に実施することとし，今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。 ※ 経過措置：平成32年5月1日以降の最初の施設定期検査終了まで

設置許可基準規則 第三十四条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第四十六条 （緊急時対策所）	適合方針
機能が損なわれるおそれがあることをいう。		

＊「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），第８条及び第４１条（火災による損傷の防止）への適合方針については，添付資料 5.8 で後述する。

第 1.3－2 表　「設置許可基準規則」第六十一条（緊急時対策所）

「技術基準規則」第七十六条（緊急時対策所）

設置許可基準規則 第六十一条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第七十六条 （緊急時対策所）	適合方針
第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。	第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。	重大事故等が発生した場合においても，緊急時対策所により，当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができる。
一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。	一　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，以下の設計とする。
【解釈】 1　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。	【解釈】 1　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。	緊急時対策所は耐震構造とし，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，機能（遮蔽性，気密性等）を損なわない設計とする。 緊急時対策所の機能維持にかかる電源設備，換気設備，必要な情報を把握できる設備，通信連絡設備等については，転倒防止措置等を施すことで，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，機能を損なわない設計とする。

設置許可基準規則 第六十一条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第七十六条 （緊急時対策所）	適合方針
		また，緊急時対策所は基準津波（T.P.＋17.1m）及び基準津波を超え敷地に遡上する津波による浸水の影響を受けない防潮堤内側の発電所高台用地（T.P.＋23m）に設置する。
b）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。	b）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。	緊急時対策所は，中央制御室のある建屋以外の独立した場所に設置し，十分な離隔（約 320m）を設けること，換気設備及び電源設備を独立させ，中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。
c）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。	c）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。	緊急時対策所は，通常時，常用電源設備から受電する設計とする。常用電源設備からの受電喪失時は，緊急時対策所専用の発電機により受電可能な設計とし，また，専用の発電機は多重性を有した設計とする。
d）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	d）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	緊急時対策所の重大事故等の対策要員の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計等を行う。 緊急時対策所は重大事故等において必要な対策活動が行え，またプルーム通過中においても必要な要員を収容可能な設計とする。

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
		(1)遮蔽設計 重大事故等において，対策要員が事故後7日間とどまっても換気設備等の機能とあいまって，実効線量が 100mSv を超えないよう天井，壁及び床には十分な厚さの遮蔽(コンクリート)設計とする。 (2)換気設計等 重大事故等の発生により，大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても，対策要員の居住性を確保するために，空気浄化をする設備を配備する。また，希ガスの放出を考慮し，プルーム通過中は空気ボンベにより緊急時対策所等を加圧する設備を配備し，希ガス等の侵入を防止する。
e）緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。	e）緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。	遮蔽設計及び換気設計等により緊急時対策所の居住性については，「実用発電用原子炉に係る重大事故等の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づき評価を行った結果，マスク着用等の付加条件なしで実効線量は約 35mSv であり，判断基準である「対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を確認している。

設置許可基準規則 第六十一条 (緊急時対策所)	技術基準規則 第七十六条 (緊急時対策所)	適合方針
③　交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④　判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。 ｆ）緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	③　交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。 ④　判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと。 ｆ）緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	重大事故等時に緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため,モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を,緊急時対策所建屋出入口付近に設置する設計とする。
二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。	二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。	緊急時対策所には,重大事故等において,原子炉の状態並びに環境放射線量等を把握するために安全パラメータ表示システム(ＳＰＤＳ)を設置する設計とする。
三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。	三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。	緊急時対策所には,重大事故等に対処するため,発電所内の中央制御室,屋内外の関係要員に対して必要な指示ができる通信連絡設備を設置する。また,発電所外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備を設置する。

設置許可基準規則 第六十一条 （緊急時対策所）	技術基準規則 第七十六条 （緊急時対策所）	適合方針
2　緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。	2　緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。	緊急時対策所は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め最大100名を収容できる設計とする。
【解釈】 2　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第１項第１号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	【解釈】 2　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第１項第１号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	

また，緊急時対策所に設置する設備のうち，重大事故等対処設備に関する概要を，以下の第 1.3－3 表に示す。

第 1.3－3 表　重大事故等対処設備に関する概要（61 条　緊急時対策所）　（1/4）

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	緊急時対策所	—	—	常設	（重大事故等対処施設）	—
	緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所非常用送風機			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所非常用フィルタ装置			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所給排気設備（配管・弁）［流路］			常設	常設重大事故緩和設備	ＳＡ－２
	緊急時対策所加圧設備			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	ＳＡ－３
	緊急時対策所加圧設備（配管・弁）［流路］			常設	常設重大事故緩和設備	ＳＡ－２
	緊急時対策所用差圧計			常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計※	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	—
	二酸化炭素濃度計※			可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	—
放射線量の測定	緊急時対策所エリアモニタ	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—
	可搬型モニタリング・ポスト	60 条に記載（可搬型重大事故緩和設備）				

※　計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.3－3 表　重大事故等対処設備に関する概要（61 条　緊急時対策所）　(2/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	62 条に記載（常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備）				
	無線通信装置［伝送路］					
	無線通信装置アンテナ［伝送路］					
	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）～無線通信装置アンテナ電路［伝送路］					
通信連絡	無線連絡設備（携帯型）	62 条に記載（可搬型重大事故防止設備，可搬型重大事故緩和設備）				
	衛星電話設備（固定型）	62 条に記載（常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，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（携帯型）	62 条に記載（可搬型重大事故防止設備，可搬型重大事故緩和設備，可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備））				
	携行型有線通話装置	62 条に記載（可搬型重大事故防止設備，可搬型重大事故緩和設備）				
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）	62 条に記載（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（屋外アンテナ）［伝送路］	62 条に記載（常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備））				
	衛星制御装置［伝送路］					
	衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路［伝送路］					
	専用接続箱～専用接続箱電路［伝送路］	62 条に記載（常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備）				

第 1.3－3 表　重大事故等対処設備に関する概要（61 条　緊急時対策所）　(3/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
通信連絡（続き）	衛星無線通信装置［伝送路］	62 条に記載（常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備））				
	通信機器［伝送路］					
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）～衛星無線通信装置電路［伝送路］					
緊急時対策所用代替電源設備による給電	緊急時対策所用発電機	常用電源設備 ―	C ―	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電路［交流電路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用Ｍ／Ｃ～緊急時対策所用動力変圧器電路［交流電路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用動力変圧器～緊急時対策所用Ｐ／Ｃ電路［交流電路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用Ｐ／Ｃ～緊急時対策所用ＭＣＣ電路［交流電路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用ＭＣＣ～緊急時対策所用分電盤電路［交流電路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―

第 1.3－3 表　重大事故等対処設備に関する概要（61 条　緊急時対策所）　(4/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
緊急時対策所用代替電源設備による給電（続き）	緊急時対策所用 125V 系蓄電池～緊急時対策所用直流 125V 主母線盤電路［直流電路］	常用電源設備 ―	C ―	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用直流 125V 主母線盤～緊急時対策所用直流 125V 分電盤電路［直流電路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路［燃料流路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ～緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク［燃料流路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―
	緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク～緊急時対策所用発電機［燃料流路］			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	―

2.　設計方針

2.1　建屋及び収容人数について

緊急時対策所建屋は，鉄筋コンクリート造（地上4階建て）の建屋であり，基準地震動S_sによる地震力に対し，緊急時対策所の耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値以下であること並びに波及的影響の評価として，天井スラブ及び中間床が基準地震動S_sによる地震力に対し，落下等により緊急時対策所の機能を喪失しないことを確認する。さらに，遮蔽機能等について機能喪失しないよう設計する。

建屋の概要（断面図）を第2.1－1図に示す。

第2.1－1図　建屋の概要（断面図）

＊今後の設計により変更になる場合あり

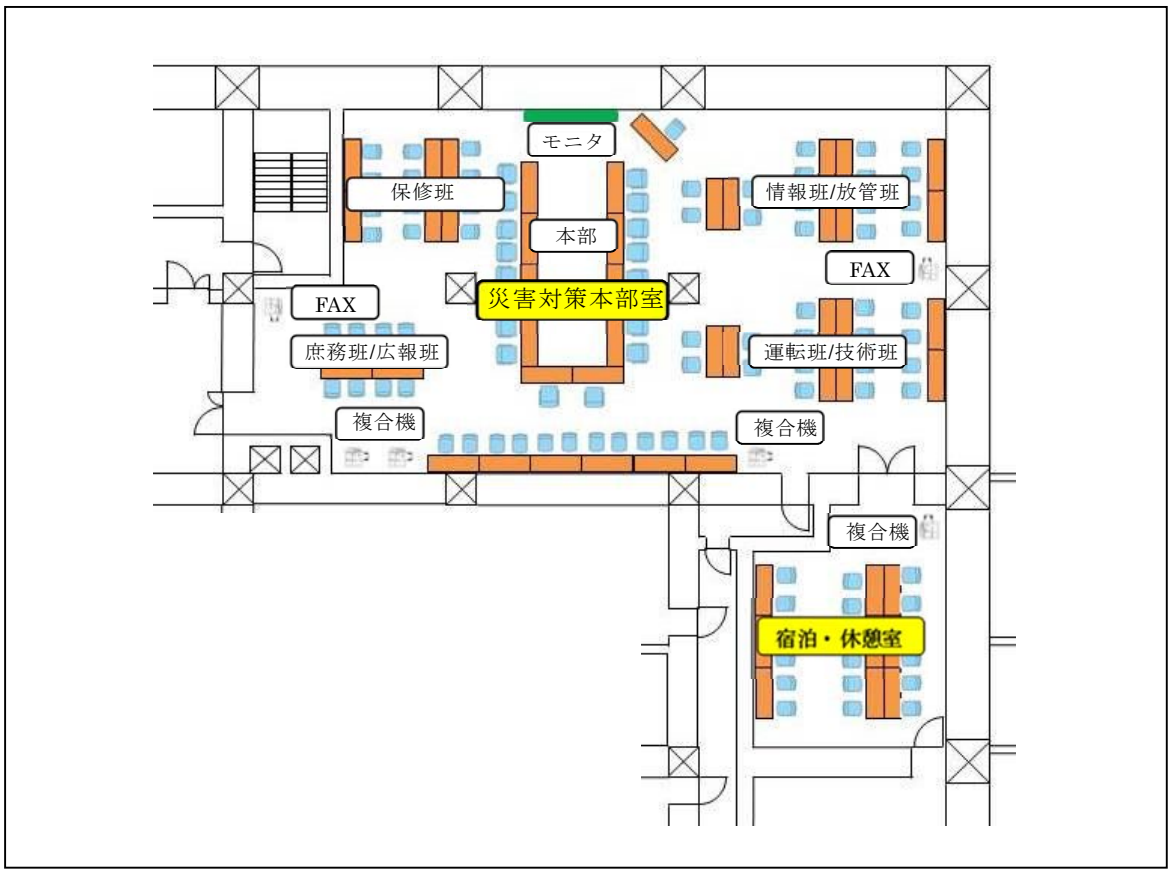
緊急時対策所建屋は，地上 4 階建て，延べ床面積約 4,000m^{2}を有する建屋としており，緊急時対策所は指揮，作業をする災害対策本部室（約 350m^2）と宿泊・休憩室（約 70m^2）の２つのエリアで構成し，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（48 名）及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員（18 名）を含め，最大 100 名が活動することを想定している。

また，プルーム通過に備えて最大人数を収容した場合においても，必要な各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さと，機能を有した設計としている。

緊急時対策所建屋内の各階配置を第 2.1－2 図に，緊急時対策所のレイアウトを第 2.1－3 図に示す。

第 2.1－2 図　緊急時対策所建屋内の各階配置

＊今後の設計により変更になる場合あり



(注)レイアウトについては訓練等において有効性を確認し適宜見直していく

第 2.1－3 図　緊急時対策所のレイアウト（建屋 2 階）

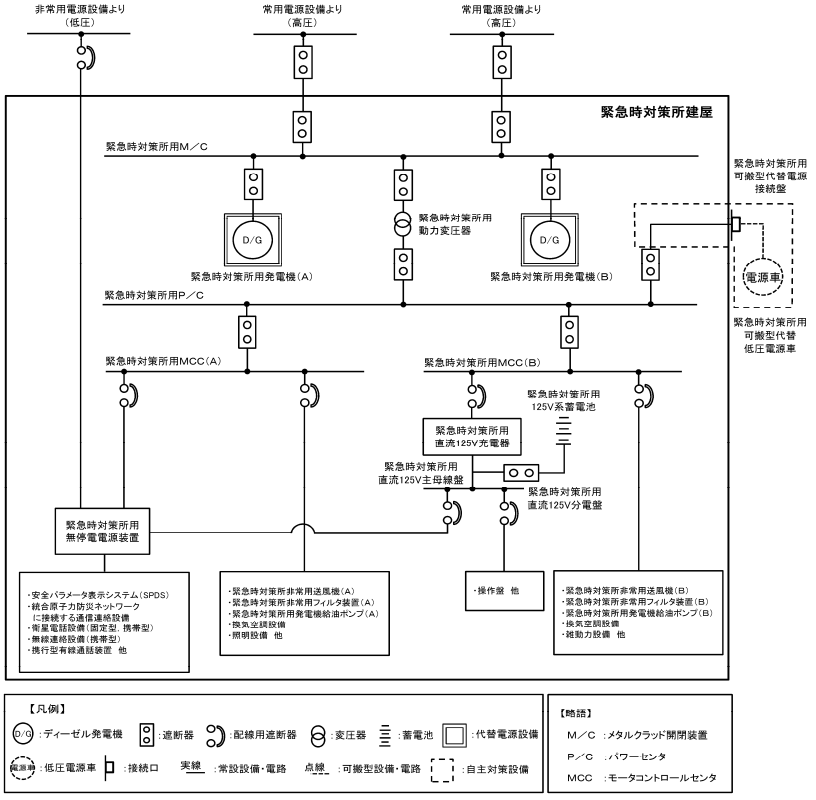
2.2　電源設備について

緊急時対策所は，通常時の電源を常用電源設備から受電する設計とし，常用電源設備からの受電が喪失した場合，緊急時対策所の代替電源設備から緊急時対策所の機能を維持するために必要となる電源を給電が可能な設計とする。

緊急時対策所の代替電源設備として，緊急時対策所用発電機 2 台を設置することにより多重性を確保し，所内電源設備から独立した専用の代替電源設備を有する設計とする。

なお，緊急時対策所用発電機が起動するまでの間は，緊急時対策所用 125V 系蓄電池により，緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置及び操作盤等の制御電源に給電し，また，緊急時対策所用無停電電源装置を介して，通信連絡設備等の負荷に給電が可能な設計とする。

緊急時対策所の電源構成を第 2.2－1 図に示す。



第 2.2－1 図　緊急時対策所　単線結線図

(1)　緊急時対策所用代替電源設備の構成

電源設備である緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機の燃料を保管する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから燃料を給油する緊急時対策所用発電機給油ポンプで構成する。

ａ．緊急時対策所用発電機

台　　数　　2

容　　量　　約1,725kVA／台

設置場所　　緊急時対策所建屋1階

ｂ．緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク

基　　数　　2

容　　量　　約75kL／基

設置場所　　緊急時対策所近傍屋外（地下）

ｃ．緊急時対策所用発電機給油ポンプ

台　　数　　2

容　　量　　約1.3 m^3／h（1台当たり）

設置場所　　緊急時対策所建屋１階

＊各設備の設置場所は，（61－9－12 第1.1－1図参照）

(2)　通常時の電源と代替電源設備

ａ．　通常時の電源

通常時の電源は，常用電源設備から受電する。なお，点検時等のバックアップ電源として別系統の常用電源設備から受電可能とする。

また，緊急時対策所に設置する通信連絡設備は，非常用電源設備から受電し，無停電電源装置を介することにより，停電なく切替え可能とする。

ｂ．代替電源設備

緊急時対策所の代替電源設備は，所内電源設備から独立した専用の緊急時対策所用発電機により給電が可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機は，常用電源設備からの受電が喪失した場合に自動起動し，緊急時対策所へ電源を給電する設計とする。

また，緊急時対策所用発電機の運転中は，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機給油ポンプにより自動で燃料給油ができる設計とする。

(3)　緊急時対策所の負荷及び給電容量

緊急時に必要とされる負荷容量は，約 870kVA（第 2.2－1 表参照）であり，緊急時対策所用発電機（定格容量：1,725kVA）1 台で給電が可能な設計とする。

第 2.2－1 表　緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量（kVA）
換気設備	約460
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約375
合　計	約870

また，自主対策設備である緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車（定格容量：500kVA）は，緊急時対策所の換気設備，通信連絡設備及びその他の負荷（第 2.2－2 表参照）に給電する代替手段として有効である。

第 2.2－2 表　緊急時に必要とされる負荷内訳

負荷名称	負荷容量（kVA）
換気設備	約130
通信連絡設備等	約35
その他（照明，雑動力等）	約175
合　計	約340

(4)　緊急時対策所用発電機の燃料容量

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは，緊急時対策所近傍の地下に設置し，重大事故時等に緊急時対策所に電源供給した場合，緊急時対策所用発電機の 100％負荷連続運転において必要となる 7 日間分の容量以上の燃料を貯蔵する設計とする。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \fallingdotseq 70$$

Ｖ：必要容量（kL）

Ｈ：運転時間（h）＝168（7 日間）

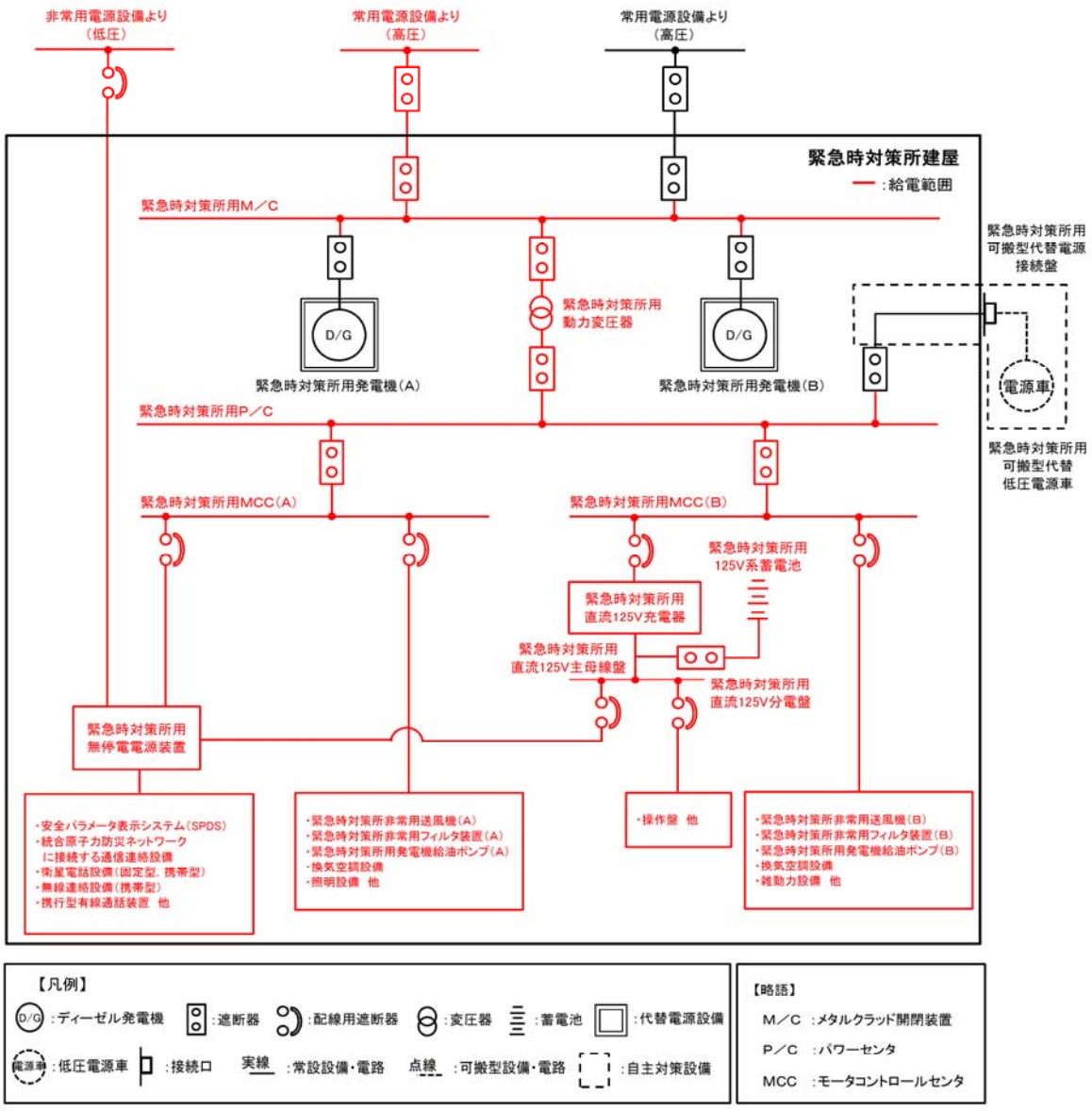
ｃ：100％負荷連続運転時の燃料消費率（kL／h）＝0.411

(5)　緊急時対策所負荷への給電方法

緊急時対策所の給電は，多様な電源から下記の受電経路で実施する。

a．　通常時の給電

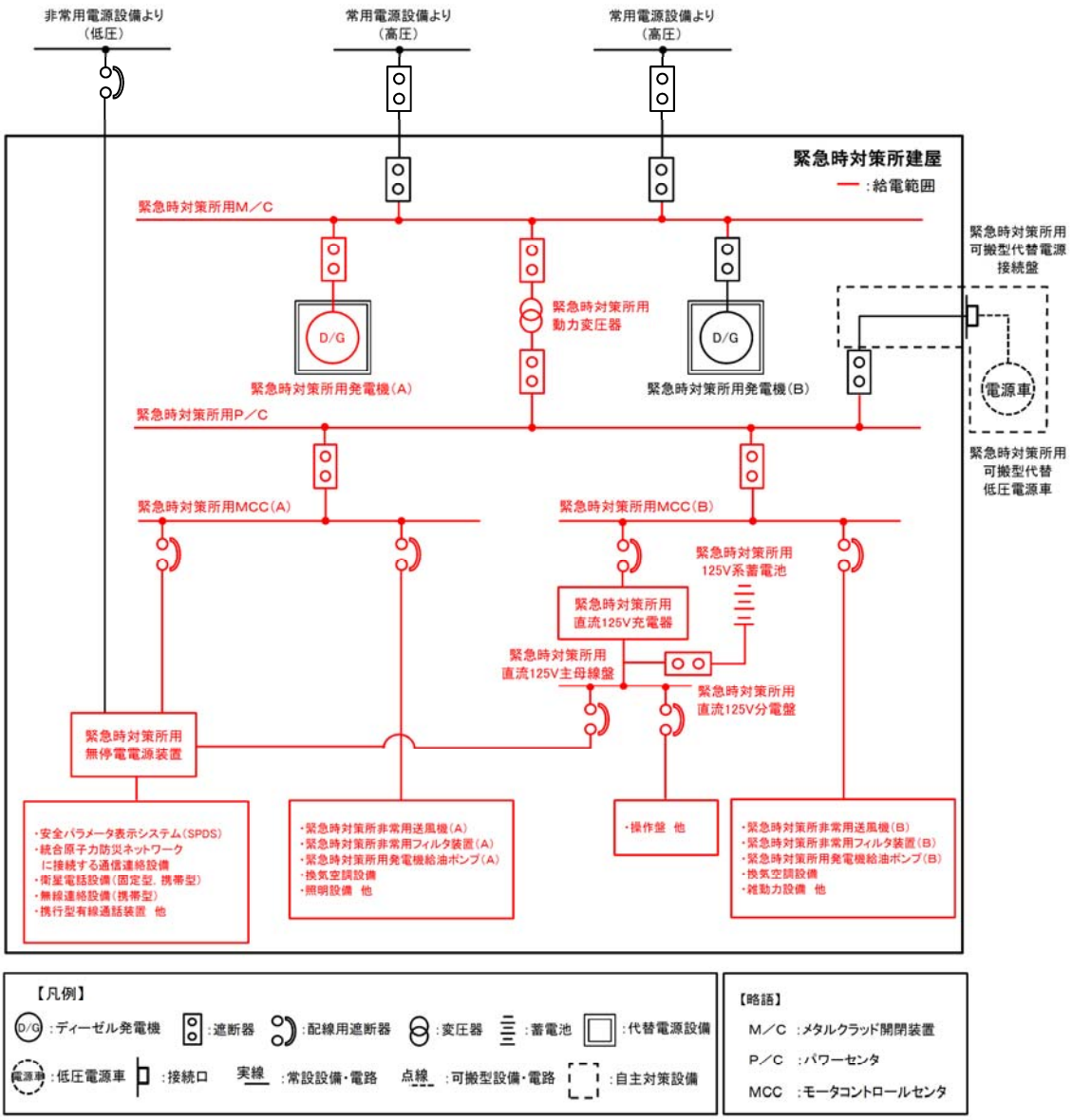
所内電気設備からの受電経路として，緊急時対策所建屋に給電する。給電範囲を第 2.2－2 図に示す。



第 2.2－2 図　緊急時対策所　通常時の給電図

b．　代替電源設備からの給電

常用電源設備からの受電が喪失した場合，代替電源設備である緊急時対策所用発電機が自動起動し，緊急時対策所建屋に給電する。給電範囲を第 2.2－3 図に示す。



第 2.2－3 図　緊急時対策所　代替電源設備からの給電図

2.3　遮蔽設計について

重大事故等において，対策要員が事故後 7 日間とどまっても，換気設備等の機能とあいまって，実効線量が 100mSv を超えないよう，天井，壁及び床は十分な厚さの遮蔽（鉄筋コンクリート）を設ける。

また，外部扉又は配管その他の貫通部があるものについては，迷路構造等により，外部の放射線源を直接取り込まないように考慮した設計とする。

遮蔽設計を第 2.3－1 図に示す。

第 2.3－1 図　緊急時対策所　遮蔽設計（断面図）

2.4　換気設備・加圧設備について

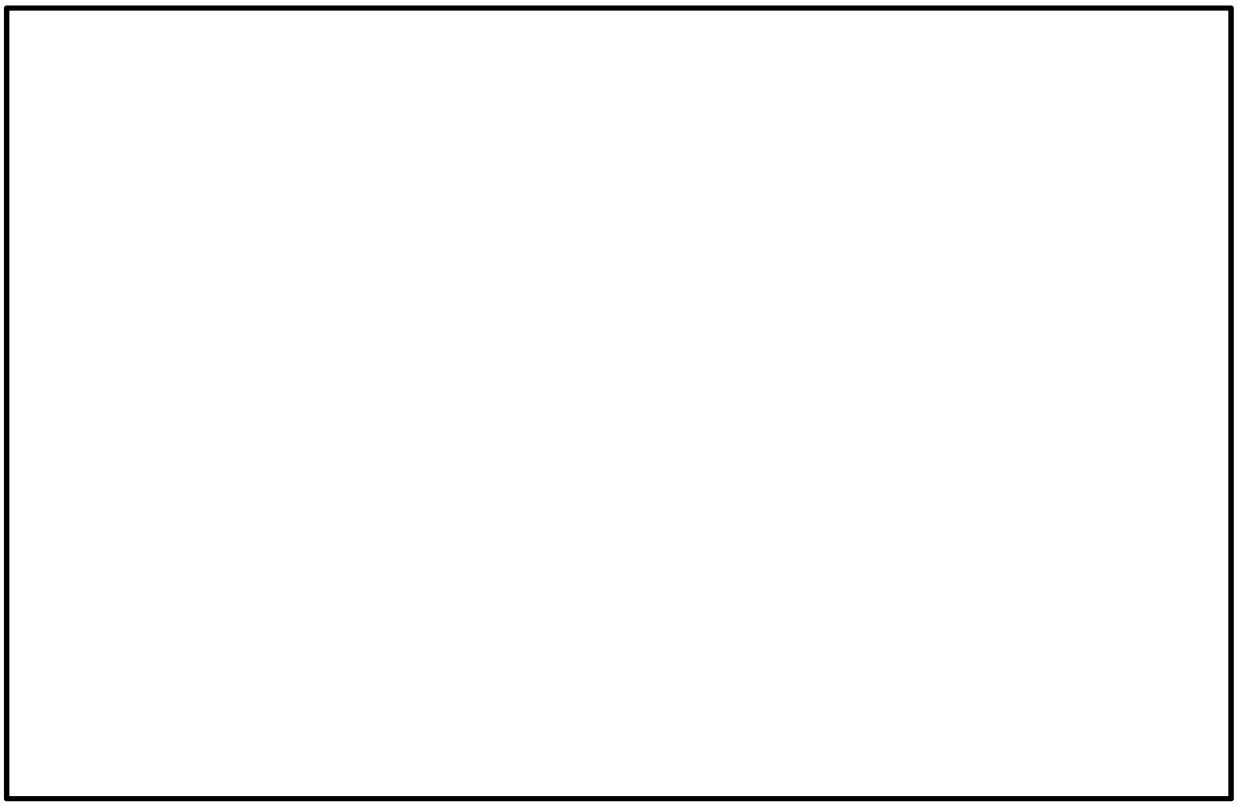
重大事故等の発生により，大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため，緊急時対策所非常用換気設備として「緊急時対策所非常用送風機」及び「緊急時対策所非常用フィルタ装置」を緊急時対策所建屋内に設置する。

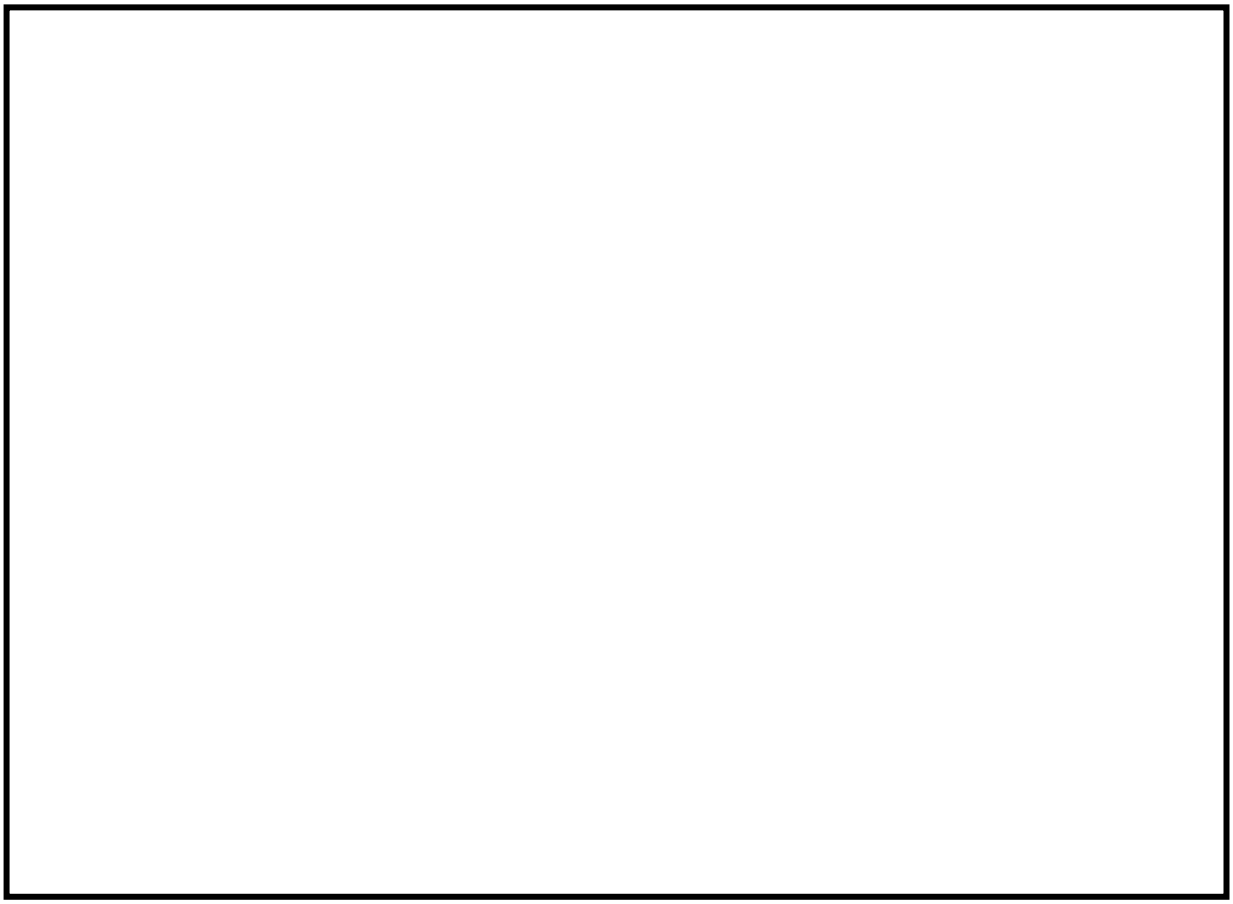
また，プルーム通過時の緊急時対策所の対策要員への被ばく防止対策として「緊急時対策所加圧設備」により緊急時対策所等※を加圧することにより，緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。

なお，緊急時対策所は，隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，居住性が維持されていることを確認する。

換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備による浄化、加圧設備による加圧エリアを第 2.4－1 図に示す。

※　緊急時対策所等：ボンベ加圧する「災害対策本部室」，「宿泊・休憩室」，「食料庫」，「エアロック室」，「災害対策本部室空調機械室」を指す。（以下同様とする）





第 2.4－1 図　換気設備等の設備構成図及び緊急時対策所建屋内の換気設備による浄化，加圧設備による加圧エリア

(1)　換気設備等の設置概要

緊急時対策所の換気設備等は，重大事故等発生により緊急時対策所の周辺環境が放射性物質により汚染したような状況下でも，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保できる設計とし，以下の設備で構成する。

また，換気設備等の概略系統図を第2.4－2図に示す。

ａ．緊急時対策所送風機

台　　数　　1（予備1）

容　　量　　26,650m^3／h

設置場所　　緊急時対策所建屋4階

ｂ．緊急時対策所非常用送風機

台　　数　　1（予備1）

容　　量　　5,000m^3／h

設置場所　　緊急時対策所建屋3階

ｃ．緊急時対策所排風機

台　　数　　1（予備1）

容　　量　　5,000m^3／h

設置場所　　緊急時対策所建屋4階

ｄ．緊急時対策所非常用フィルタ装置

基　　数　　1（予備1）

効　　率

単体除去効率　　99.97％以上(0.15μｍ粒子)／99.75％以上(よう素)

総合除去効率　　99.99％以上(0.5μｍ 粒子)／99.75％以上(よ

う素）

設置場所　　緊急時対策所建屋 3 階

ｅ．緊急時対策所加圧設備

型　　式　　緊急時対策所用空気ボンベ

本　　数　　320（予備 80）

保管場所　　緊急時対策所建屋 1 階

ｆ．緊急時対策所用差圧計

個　　数　　1

測定範囲　　0 ～200 Pa

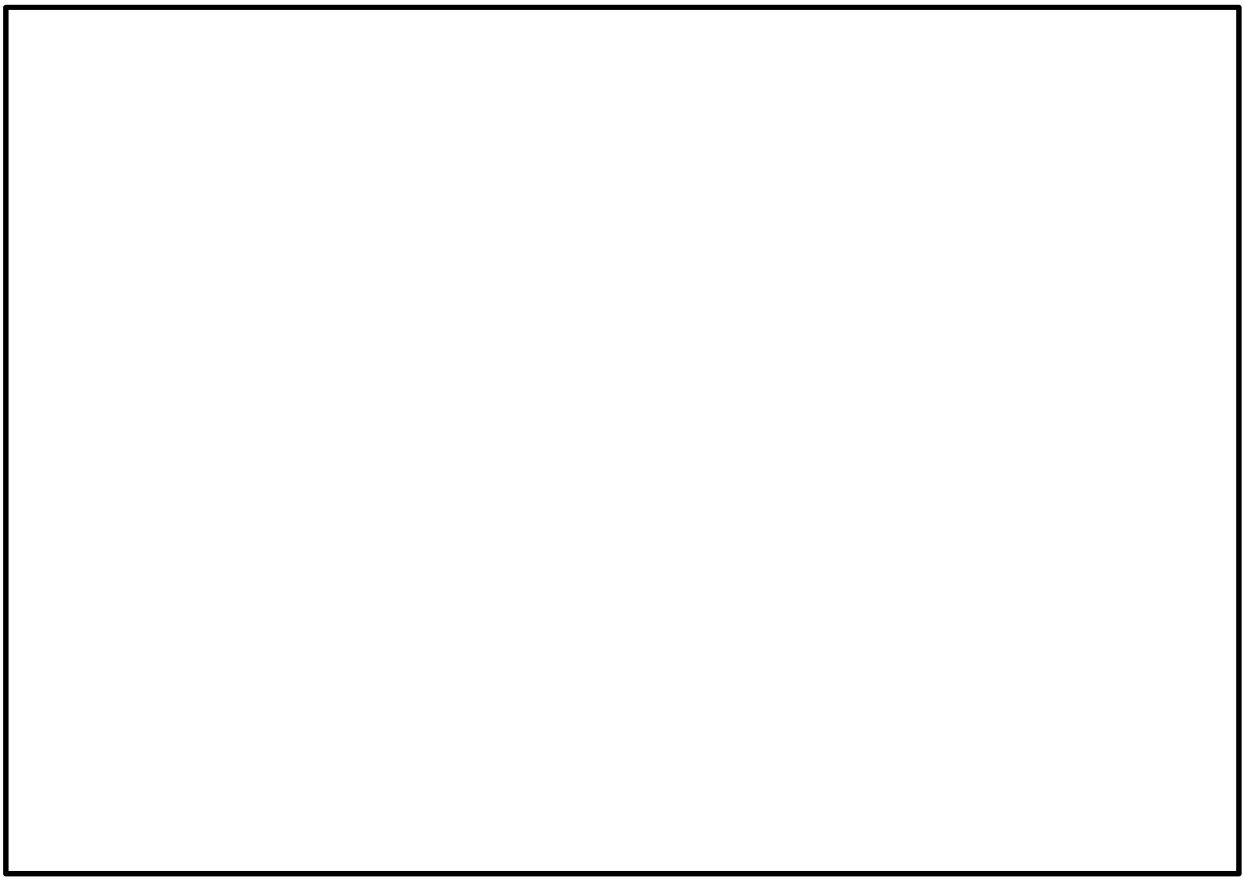
設置場所　　緊急時対策所（緊急時対策所建屋2階）

＊各設備の設置場所は，61－9－1－2 第1.1－1図参照

緊急時対策所送風機，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置の各風量は，緊急時対策所の二酸化炭素濃度抑制に必要な換気量及び他エリアの換気回数等から設定している。

また，緊急時対策所加圧設備用空気ボンベの本数は，プルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え，さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とし，緊急時対策所等を14時間正圧維持等できる空気供給量から設定している。

緊急時対策所の非常用換気設備操作盤には差圧計を設置し，緊急時対策所が正圧化されていることを確認，把握可能な設計とする。



第 2.4－2 図　換気設備等の概略系統図

(2)　換気設備の目的等

名称	目的等
・ 緊急時対策所非常用送風機 ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置 ・ 災害対策本部隔離弁（電動）	・ 重大事故等の発生により，大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保 ・ 緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置については，100％×2 台を緊急時対策所建屋内に設置 ・ プルーム通過時に災害対策本部隔離弁（電動）を閉止し，緊急時対策所への希ガス等の侵入を防止する
・ 緊急時対策所用差圧計	・ 緊急時対策所が正圧化（20Pa 以上）されていることを確認，把握
・ 緊急時対策所加圧設備	・ 緊急時対策所等を，緊急時対策所用空気ボンベを用いて加圧することによって，プルーム通過時の緊急時対策所への希ガス等の侵入を防止
・ 酸素濃度計 （測定範囲：0.0～40.0vol％） ・ 二酸化炭素濃度計 （測定範囲：0.0～5.0vol％）	・ 緊急時対策所への空気取り込みを一時的に停止した場合でも，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策等の活動に支障がない範囲（酸素濃度：19.0vol％以上，二酸化炭素濃度：1.0vol％以下）であることを把握

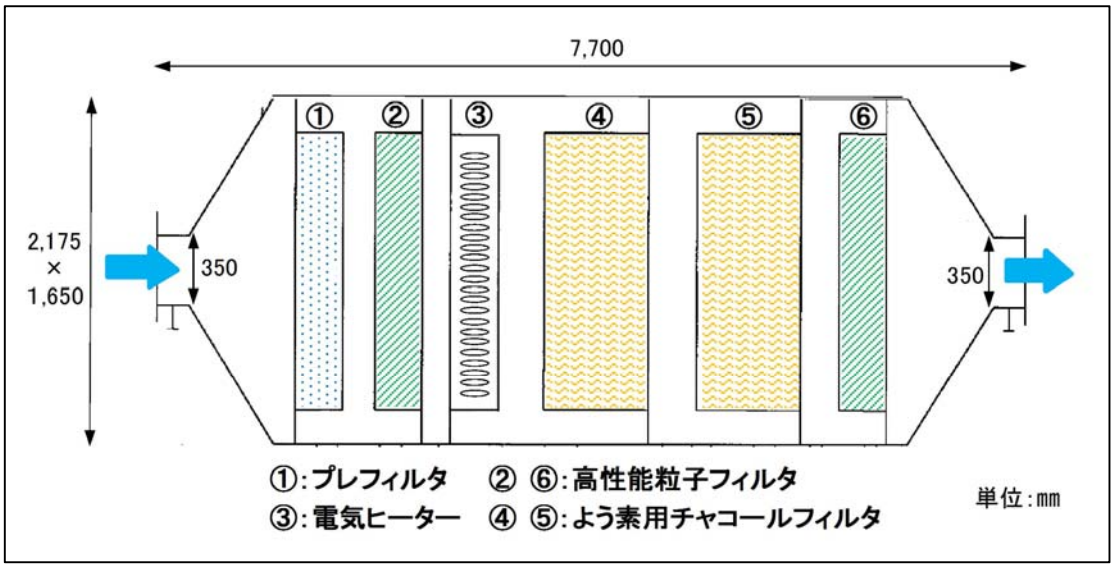
(3)　緊急時対策所非常用フィルタ装置

希ガス以外の放射性物質への対応として非常用フィルタ装置を設置する。以下にフィルタ装置について示す。

a．非常用フィルタ装置の概要

非常用フィルタ装置には，大気中の塵埃を捕集する「プレフィルタ」，気体状の放射性よう素を除去低減する「よう素用チャコールフィルタ」及び放射性微粒子を除去低減する「高性能粒子フィルタ」で構成し，100％容量×2 基を設置する設計としている。

非常用フィルタ装置の概要図を第 2.4－3 図に示す。



第 2.4－3 図　非常用フィルタ装置の概要図

b．フィルタの除去率

よう素用チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタの単体及び総合除去効率を以下に示す。

名　称			非常用フィルタ装置	
種　類		—	よう素用チャコールフィルタ	高性能粒子フィルタ
効率	単体除去効率	%	99.75 以上 （相対湿度 70％以下において）	99.97 以上 （0.15μｍ粒子）
	総合除去効率※	%	99.75 以上 （相対湿度 70％以下において）	99.99 以上 （0.5μｍ粒子）

※総合除去効率とは，フィルタを非常用フィルタ装置に装着した使用状態での効率であり，よう素用チャコールフィルタを直列に設置し，また，高性能粒子フィルタを，よう素用チャコールフィルタの上流と下流に設置することにより，単体除去効率より向上を図る。

c．フィルタの除去性能

フィルタの除去性能（効率）については，以下の性能検査を定期的に実施し，確認する。

(a)微粒子除去効率検査

(b)放射性よう素除去効率検査

(c)総合除去効率検査

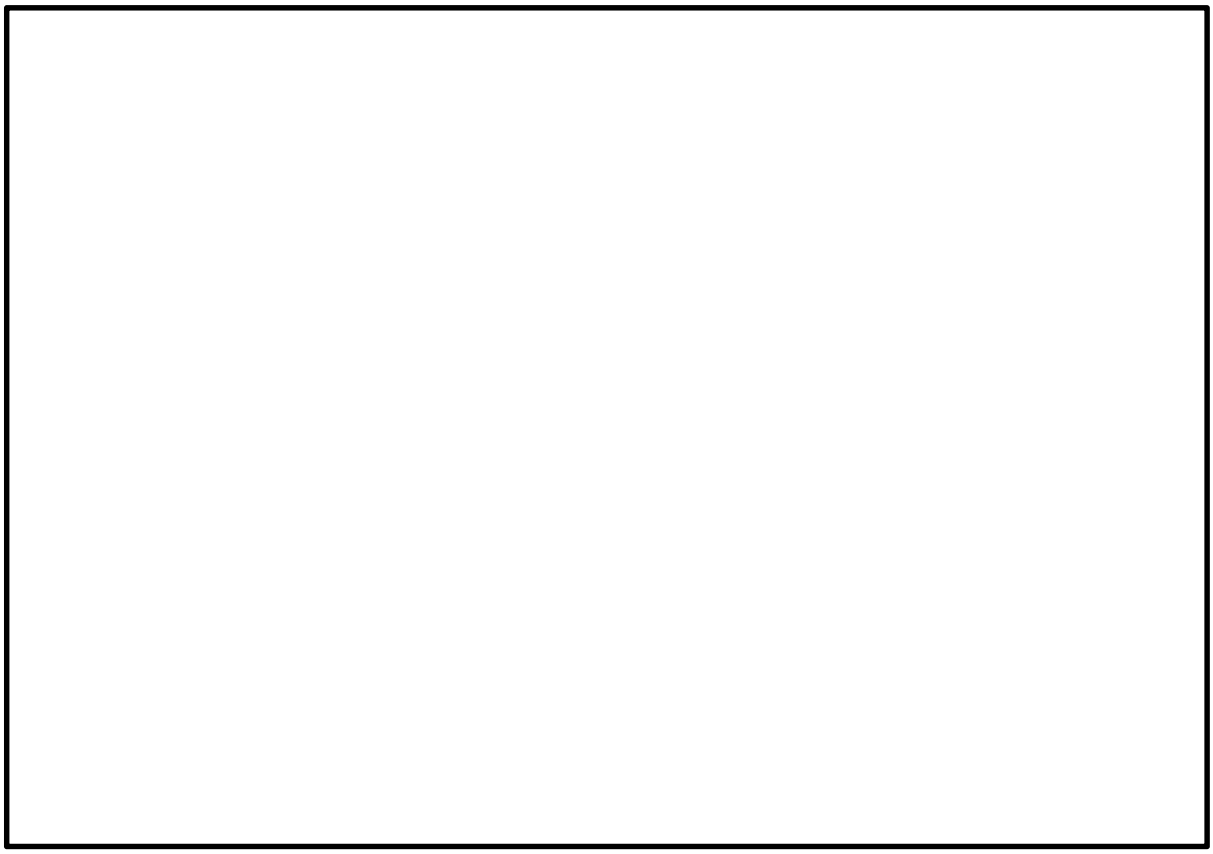
d．フィルタの使用期間

高性能フィルタの前にプレフィルタを設置することにより，粉塵などの影響によるよう素用チャコールフィルタの差圧が過度に上昇することを抑えることができるため，フィルタ装置は長期間の使用が可能である。

また，フィルタ装置は100%容量×2基を設置し，緊急時対策所内の制御盤により操作が可能な設計としている。

(4) 換気設備等の運用

原子炉格納容器破損によるプルームへの対応は，災害対策本部隔離弁(電動)（以下「隔離弁」という。）を閉とし，緊急時対策所外との空気の流れを遮断し，緊急時対策所等を緊急時対策所加圧設備（以下「加圧設備」という。）により加圧することによって，緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。プルーム通過時の対応の概要図を第2.4－4図に示す。



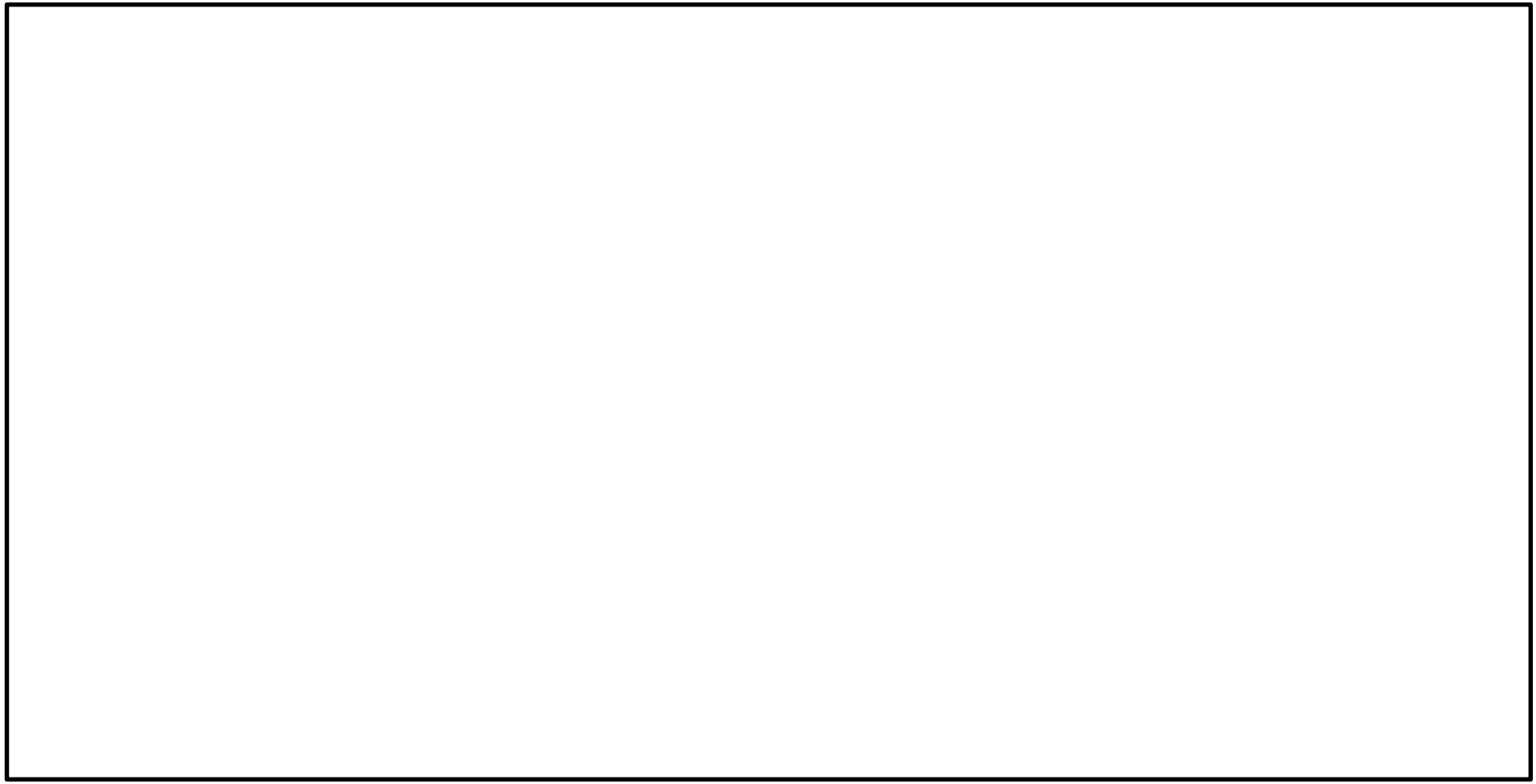
第 2.4－4 図　プルーム通過時の換気設備概要図

可搬型モニタリング・ポストでプルームの放出を確認した場合には，隔離弁を閉止する。

更に，緊急時対策所エリアモニタの指示上昇を確認した場合には，加圧設備（空気ボンベ加圧）により緊急時対策所等を加圧し，緊急時対策所等への放射性物質の侵入を防止する。

原子炉格納容器の圧力が低下安定し，緊急時対策所エリアモニタの指示値がプルーム通過後安定した段階で，隔離弁を開とする。換気設備の運用イメージを第 2.4－5 図に示す。

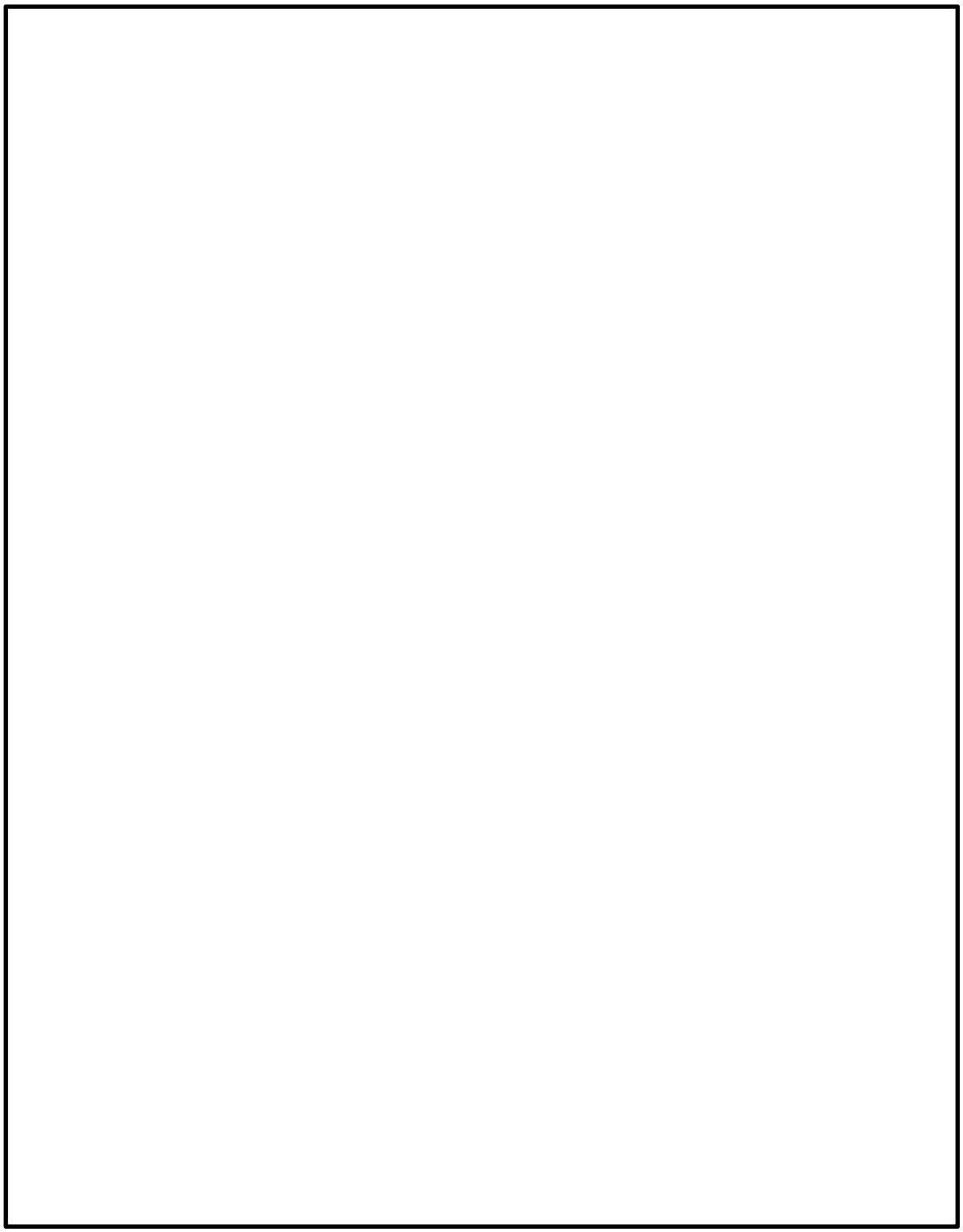
なお，「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日）に基づき，事故発生後 24 時間後から 10 時間放出が継続する評価条件としている。



第 2.4－5 図　換気設備等の運用イメージ

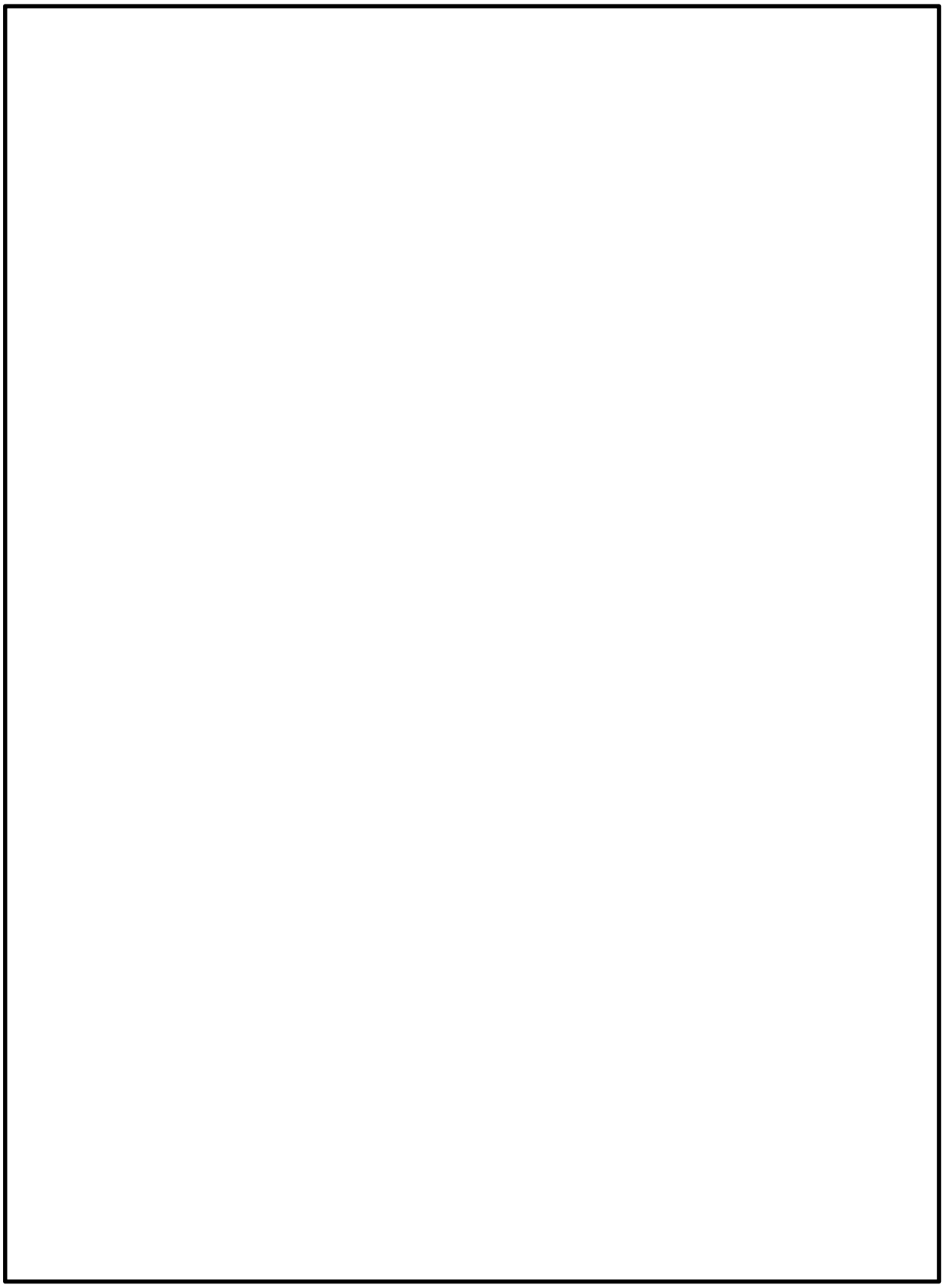
(5)　換気設備等の運転状態

ａ．　通常運転



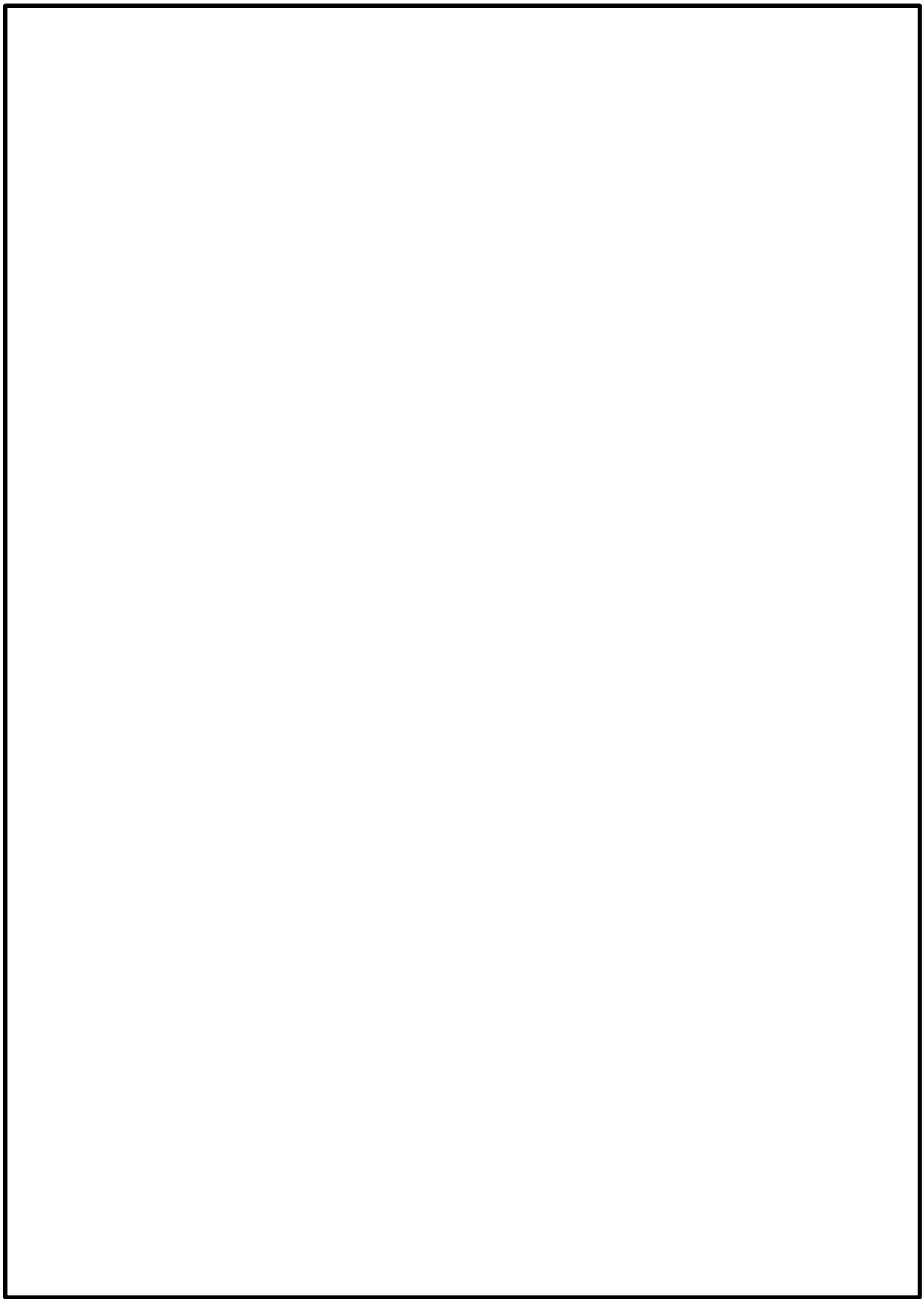
第 2.4－6 図　換気設備等の概要系統図（通常運転）

ｂ．　非常時運転（緊対建屋加圧モード）



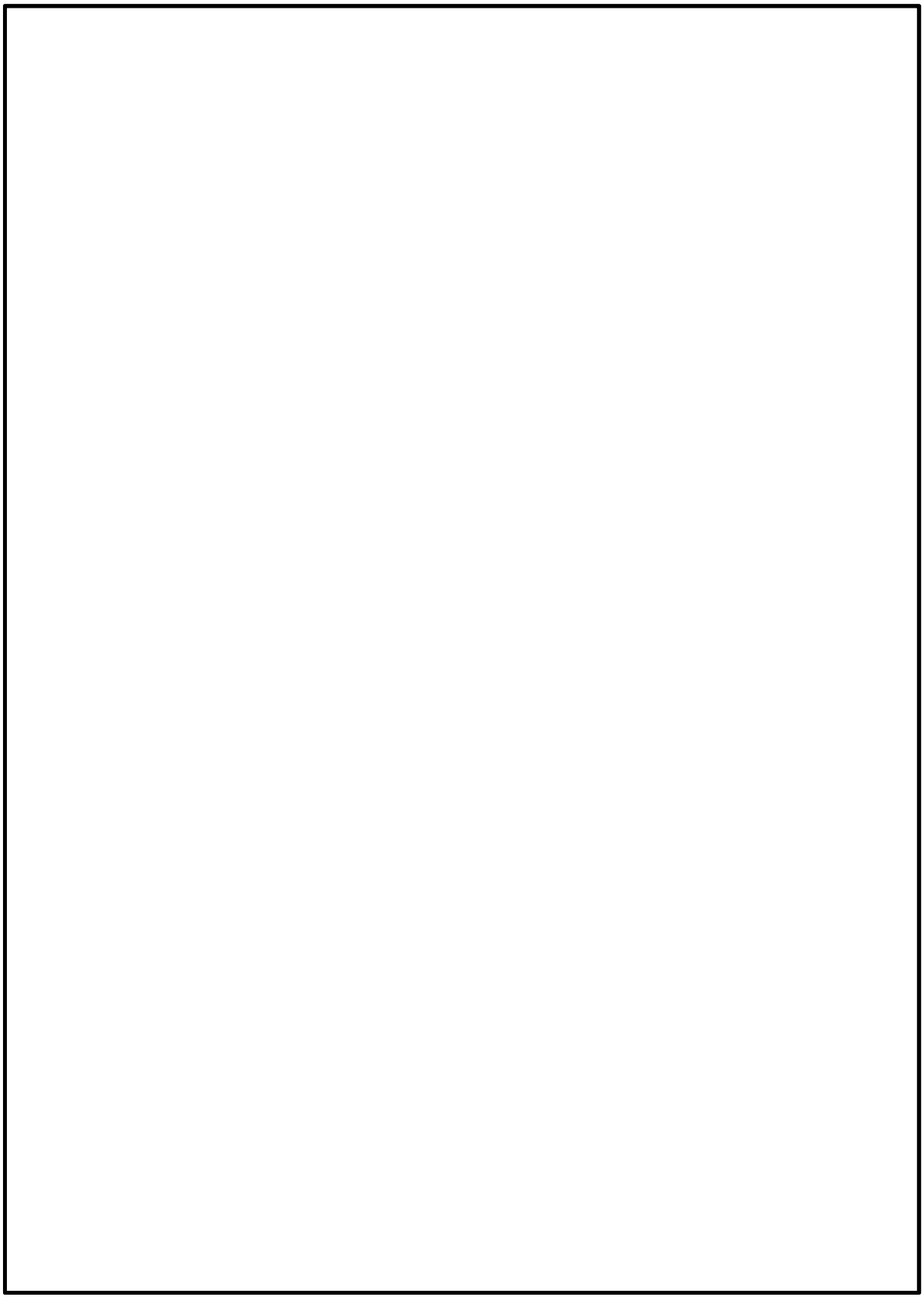
第 2.4－7 図　換気設備等の概要系統図（非常時運転）

ｃ．　プルーム通過時加圧運転（災害対策本部加圧モード）



第2.4－8図　換気設備等の概要系統図（プルーム通過時加圧運転）

ｄ．　プルーム通過後加圧運転（緊対建屋浄化モード）



第2.4－9図　換気設備等の概要系統図（プルーム通過後加圧運転）

(6)　加圧設備の概要

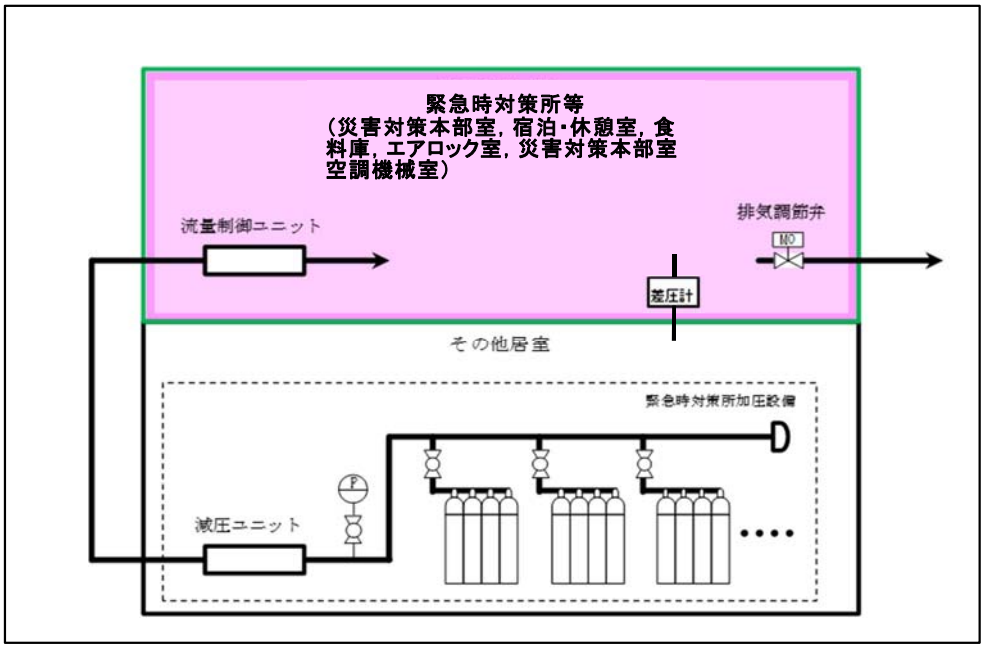
プルーム通過時の10時間及びプルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間は，加圧設備を運転し緊急時対策所等を正圧維持することで放射性物質の侵入を防ぎ，要員の被ばくを低減する。

空気ボンベ本数は，プルーム通過時，緊急時対策所に収容する対策要員最大 100 名が滞在するために必要な本数以上を設置する。

ａ．系統構成

緊急時対策所建屋内に設置した空気ボンベから減圧ユニットを介し，流量制御ユニットで一定流量を緊急時対策所等へ供給する。緊急時対策所は排気側の排気調節弁によって正圧を維持するように自動調整される。加圧設備の概略系統図を第 2.4－10 図に示す。

なお，排気調節弁は手動操作も可能であり，緊急時対策所の圧力を手動で調整する場合は，排気調節弁を手動で操作し，緊急時対策所に設置する操作盤の差圧計を監視しながら，手動弁により正圧維持するように調整する。



第 2.4－10 図　加圧設備の概略系統図

ｂ．加圧設備運転時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視

非常用換気設備の運転モードから，緊急時対策所を隔離して加圧設備により正圧運転に変更した際，緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を濃度計により監視し，正常範囲内にあることを確認する。

(7)　緊急時対策所の正圧維持

緊急時対策所へのインリークは，周辺エリアとの温度差によって生じる圧力差を考慮すれば良いため，インリークを防止するために，緊急時対策所を周囲の周辺エリアより高い圧力に加圧する。

緊急時対策所等の加圧は，以下に示すとおり約 12.4Pa が必要であるため，緊急時対策所等の加圧目標は余裕を考慮して周辺エリアより＋20Pa 以上とする。

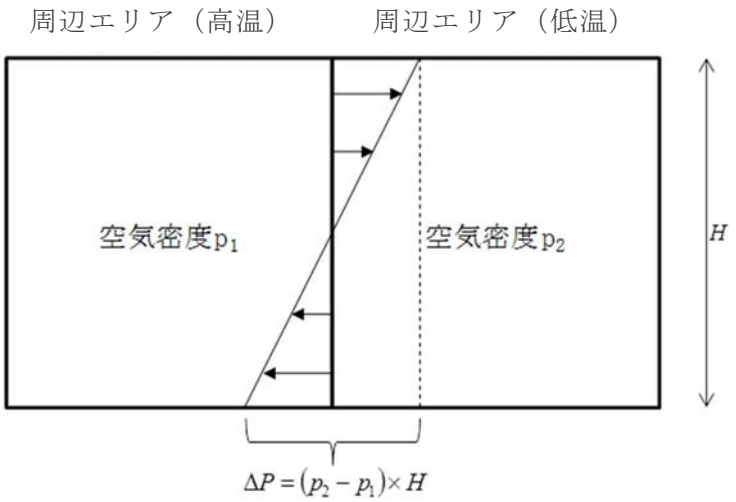
ａ．温度差を考慮した加圧値

緊急時対策所と周辺エリアとの境界壁間に隙間がある場合は，両区画に温度差があると第 2.4－11 図に示すように空気の密度差に起因し，高温区画の上部から低温区画へ空気が流入し，低温区画の下部から高温区画へ空気が流れ込む。

これら各々の方向に生じる圧力差の合計 ΔP は次の式で表される。

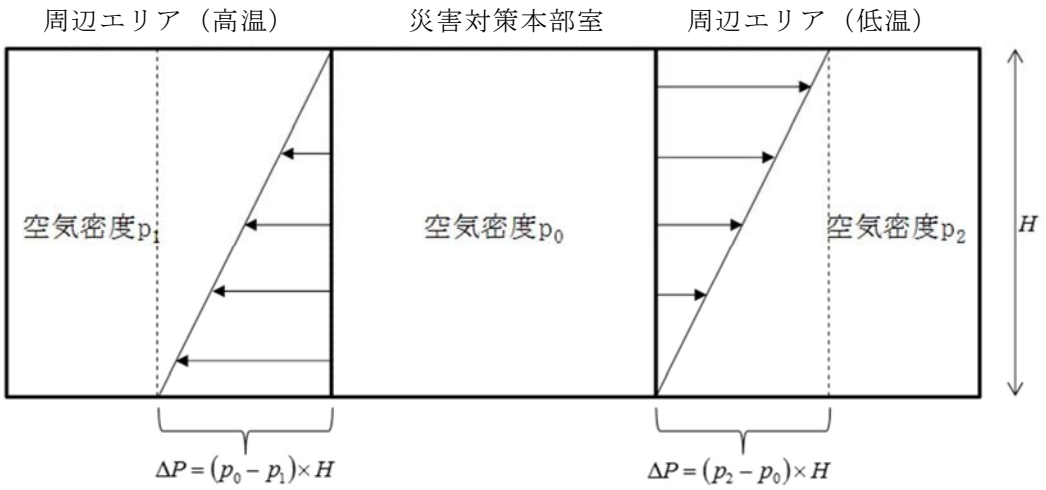
$$\Delta P = (p_1 - p_2) \times H$$

p：空気密度，H：緊急時対策所の階層高さ



第 2.4－11 図　温度差のある区画の圧力分布

したがって，緊急時対策所等をΔPだけ加圧することによって，周辺エリアとの温度差が生じても第 2.4－12 図に示すように緊急時対策所等へのインリークを防ぐことができる。



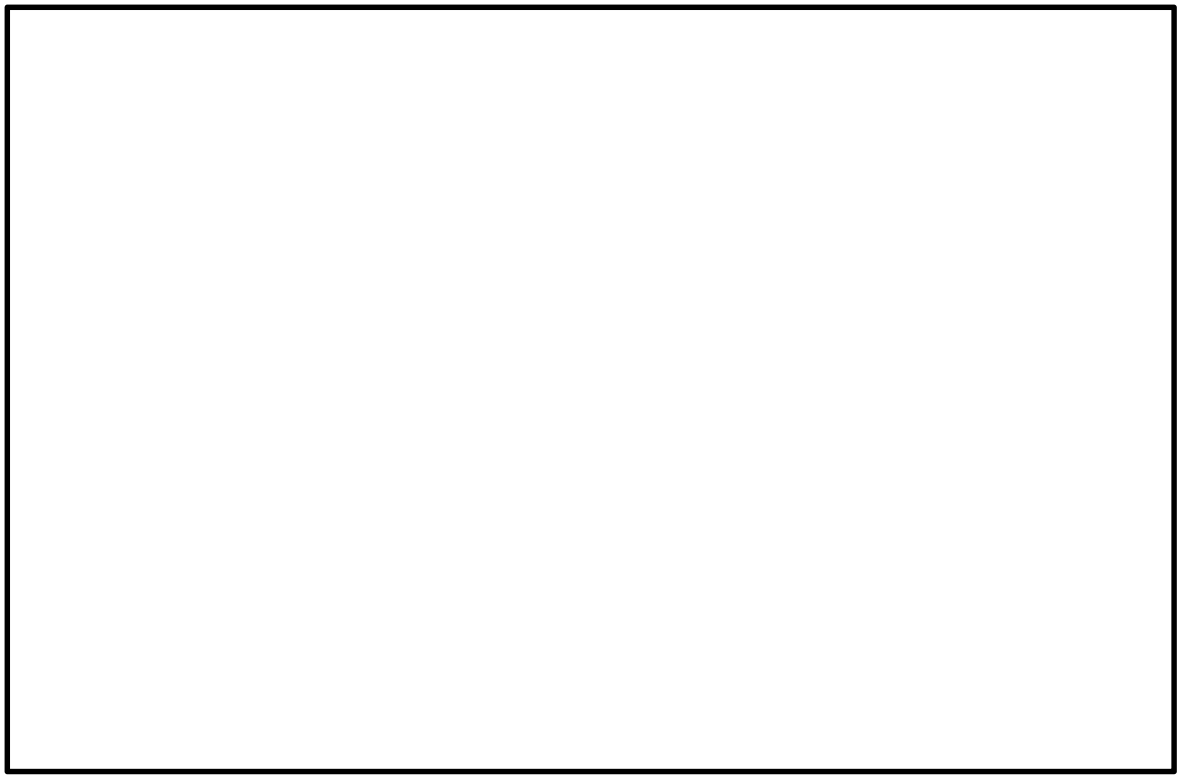
第 2.4－12 図　温度差のある区画の圧力分布

重大事故等発生時の緊急時対策所及び周辺エリアの温度を外気の気象観測データ（水戸地方気象台の過去の観測記録）から最高 38.4℃，最低－12.7℃とする。緊急時対策所の天井高さは約 5.7m であるため，以下のとおり約 12.4Pa 以上の圧力差があれば温度の影響を受けたとしても，正圧を維持できる。

$$\Delta P = \{(-12.7℃\text{の乾き空気の密度}) - (38.4℃\text{の乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差})$$
$$= \{ (1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7)$$
$$= 1.26711\left(kg / m^2\right)$$
$$= 12.426(Pa)$$

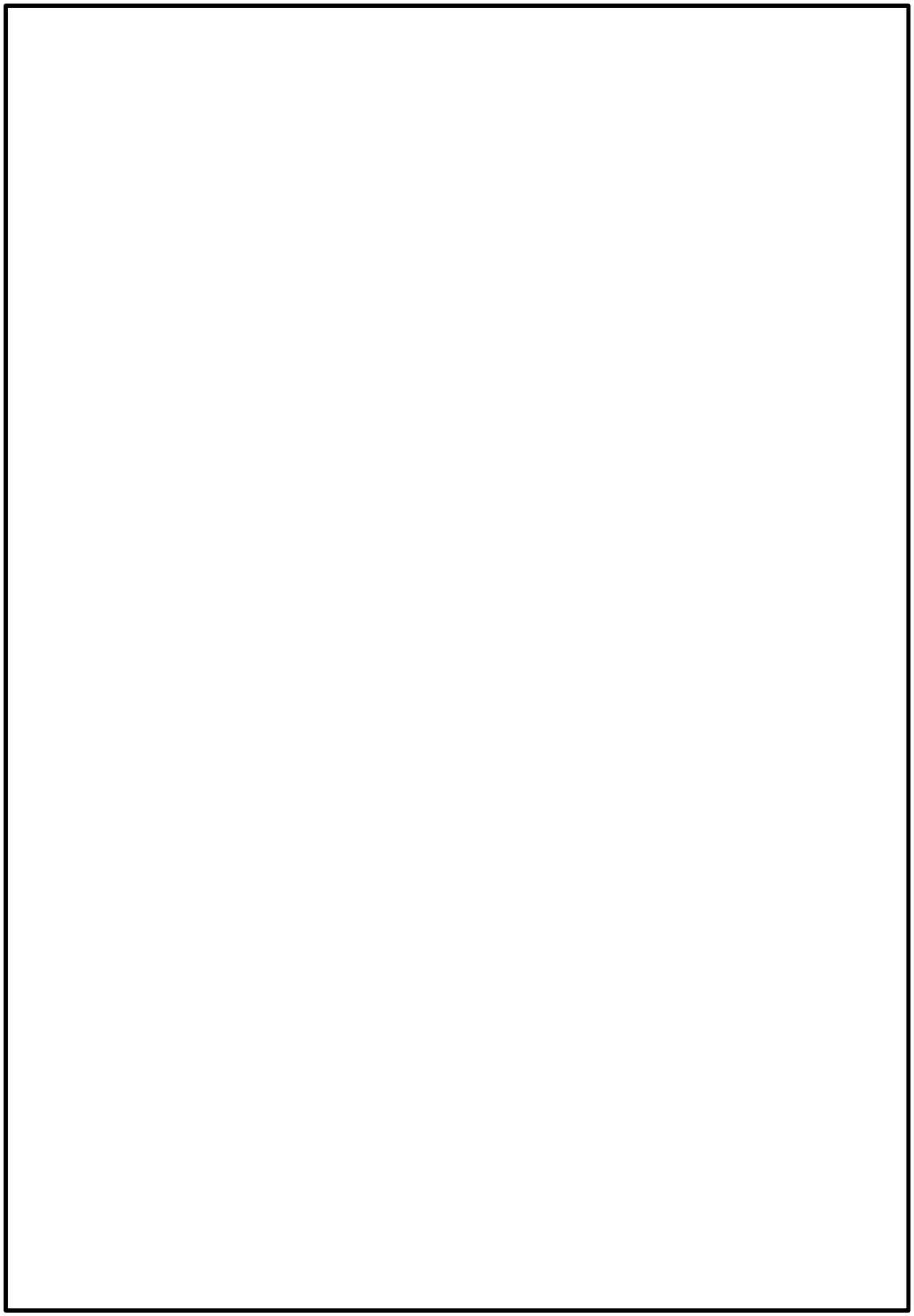
b．緊急時対策所への空気供給量

(a) 非常時運転



第 2.4－13 図　換気設備等の概要系統図（非常時運転）

(b)　プルーム通過時・通過後加圧運転



第 2.4－14 図　換気設備等の概要系統図（プルーム通過時・通過後加圧運転）

(8)　加圧設備運転時における緊急時対策所の空気供給量の設定

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第 2.4－1 表に示す。加圧設備運転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす 160m^3／h に設定する。

第 2.4－1 表　加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量（m^3／h）
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

ａ．正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所等はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって，緊急時対策所等のリークポテンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

(a)　ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性はJIS A4702にて定義されている。最も気密性の高い等級A－4のドアにおいては，圧力差30Pa（運用差圧）におけるドア面積当たりのリーク量は約 6m^3／h・m^2であるため（以下図１参照），ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

Qドア＝S×6

Qドア：ドアからのリーク量[m^3／h]

S：ドアの面積合計 9.5m^2（緊急時対策所）

JIS A4702 気密性

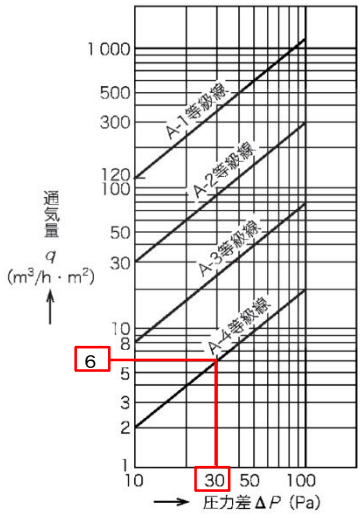


図1－気密等級線

(b)　壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は，実績がある原子炉二次格納施設のリーク率0.5回／dayを用いると，以下の式により算出できる。

Q貫通部＝V×0.5÷24

V：室容積　2,994m^3

したがって，緊急時対策所のリーク量は以下の式により120m^3／hとなる。

Q＝Qドア[m^3／h]＋Q貫通部[m^3／h]

＝S[m^2]×6[m^3／h・m^2]＋V[m^3]×0.5[回／day]÷24[day／h]

＝9.5×6＋2,994×0.5÷24

＝120m^3／h

Q:供給空気供給量　[m^3／h]

b．酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は19vol％以上（「鉱山保安法施行規則」に準拠），滞在人数は100名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100$$
$$= 112 m^3 / h$$

Ga ：酸素発生量 -0.0218m^3／h（一人当たり）

P：人員 100人

K_0：供給空気中酸素濃度 20.95vol％

K：許容最低酸素濃度 19.0vol％

c．二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は1.0vol％以下（10000ppm「鉱山保安法施行規則」に準拠），空気中の二酸化炭素量は0.03vol％，滞在人数100名の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$Q = \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100$$
$$= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100$$
$$= 227 \ m^3 / h$$

また，加圧設備運転時間はプルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間を考慮した2時間を加え，さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。14時間後の時点で二

酸化炭素濃度が1.0vol％を超えない空気供給量は160m³／hとなる。（14時間後のＣＯ₂濃度は0.977％）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right)\times t} + G_a \times {P\left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right)\times t}\right)}\Big/{Q}$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times {P}/{Q}\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right)\times t} + \left(K_0 + G_a \times {P}/{Q}\right)$$

Kt：t時間後のＣＯ₂濃度［％］

K1：室内初期ＣＯ₂濃度 0.5％

K0：供給空気のＣＯ₂濃度 0.03％

Ga：ＣＯ₂発生量 0.022m³／(h・人)

P ：滞在人員 100人

Q ：空気供給量［m³／h］

V ：室容積 2,994m³

【参考】加圧設備運転時の酸素濃度維持及び二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

1.　酸素濃度維持に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容酸素濃度に使用）

第十六条第一項

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

（平成 16 年 9 月 27 日　経済産業省令第 96 号，最終改正平成 26 年 6 月 24 日経済産業省令第 32 号）

○成人の呼吸量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

作 業	呼吸数 （回／min）	呼吸数 （cm^3／回）	呼吸数 （L／min）
仰が（臥）	14	280	5
静座	16	500	8
歩行	24	970	24
歩行 （150m／min）	40	1,600	64
歩行 （300m／min）	45	2,290	100

○成人呼吸気の酸素量（酸素消費量の換算に使用）

（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

	吸気(%)	呼気(%)	乾燥空気換算(%)
酸素量	20.95	15.39	16.40

2.　二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量の評価条件

○鉱山保安法施行規則（許容二酸化炭素濃度に使用）

第十六条第一項

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

（平成 16 年 9 月 27 日　経済産業省令第 96 号，最終改正平成 26 年 6 月 24 日経済産業省令第 32 号）

○各種作業に対するエネルギー代謝率(「空気調和・衛生工学便覧」の記載より)

RMR 区分	作業	RMR	作業	RMR
0～1	キーパンチ	0.6	－	－
	計器監視（立）	0.6	運転（乗用車）	0.6～1.0
1～2	れんが積み	1.2	バルブ操作	1.0～2.0
	工事監督	1.8	徒歩	1.5～2.2
2～3	馬車	2.2		
	測量	2.6	塗装（はけ，ローラ）	2.0～2.5
3～4	やすりかけ	3.5	自転車	3.0～3.5
4～5	ボルト締め	4.5	電柱立て	4.0～5.0
5 以上	かけ足	5.0	土掘り	5.0～6.0
	はしごのぼり	10.0	－	－

○労働強度別二酸化炭素吐出し量（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）

RMR	作業程度	二酸化炭素吐出し量（m^3／h・人）	計算採用二酸化炭素吐出し量（m^3／h・人）
0	安静時	0.0132	0.013
0～1	極軽作業	0.0132～0.0242	0.022
1～2	軽作業	0.0242～0.0352	0.030
2～4	中等作業	0.0352～0.0572	0.046
4～7	重作業	0.0572～0.0902	0.074

○「二酸化炭素消火設備の安全対策について（通知）」（平成 8 年 9 月 20 日付け消防予第 193 号，消防危第 117 号）

・表１　二酸化炭素の濃度と人体への影響

＜２％　：はっきりした影響は認められない

２～３％： 5～10 分呼吸深度の増加，呼吸数の増加

３～４％：10～30 分頭痛，めまい，悪心，知覚低下

４～６％： 5～10 分上記症状，過呼吸による不快感

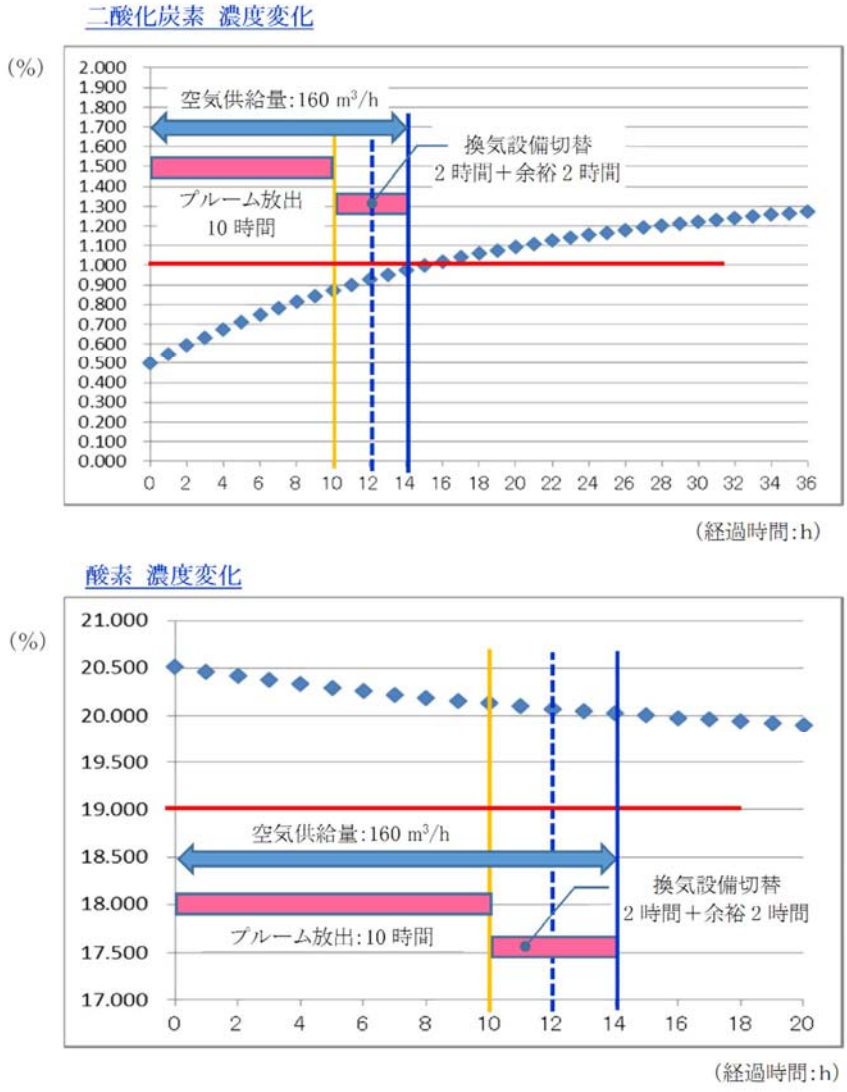
６～８％：10～60 分意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの不随意運動を伴うこともある

○二酸化炭素の生理作用が現れる濃度（許容二酸化炭素濃度の目安）（「空気調和・衛生工学便覧」の記載より）　（単位：ppm）

分類	単純窒息性
ガ ス	二酸化炭素
作 用	吸気中酸素分圧を低下させ，酸素欠乏症を誘引，呼吸困難，弱い刺激，窒息
1日8時間，1週間40時間の労働環境における許容濃度	5,000
のどの刺激	40,000
目の刺激	40,000
数時間ばく露で安全	11,000～17,000
1時間ばく露で安全	30,000～40,000

(9)　緊急時対策所の加圧運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

緊急時対策所の加圧運転中において,緊急時対策所への空気供給量(160m^3／h）と酸素濃度及び二酸化炭素濃度との関係は第 2.4－15 図に示すとおり，14 時間後の時点で酸素濃度及び二酸化炭素濃度ともに許容濃度を満足することができる。



第 2.4－15 図　緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化

【備考】

換気設備運転時の労働強度

…酸素消費量「歩行」，二酸化炭素吐出し量「中等作業」

加圧設備運転時の労働強度

…酸素消費量「静座」，二酸化炭素吐出し量「極軽作業」

(10)　空気ボンベの必要本数及び圧力監視

ａ．　空気ボンベの必要本数

(a) 空気ボンベ必要本数の算定時間は，プルーム放出時間の10時間に，プルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切り替え時間を考慮した2時間を加え，さらに2時間の余裕をもたせ14時間分とする。

(b) ボンベ使用可能量は，7.15m^3／本とする。

(c) 14時間後の時点で二酸化炭素濃度が1.0vol％を超えない空気供給量は，160m^3／hとする。以上から14時間を正圧維持等する場合に必要な本数は，下記計算のとおりであり，320本を確保する。

・ボンベ標準初期充填圧力　　：19.6 MPa(at 35℃)
・設置環境条件におけるボンベ初期圧力：18.01MPa(at 10℃)
・ボンベ内容積　　：47L
・圧力調整弁最低制御圧力　　：3MPa
・ボンベ供給可能空気量　　：7.15m^3／本(at 10℃)

$$\text{計算式：}\ \frac{160\times 14}{7.15} = 313$$

ｂ．　空気ボンベの圧力監視

日常点検にて,空気ボンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には,ボンベの交換を行う。

なお，圧力低下によるボンベの交換基準は，ボンベ運用本数から緊急時対策所を 12 時間加圧可能な残圧を算出し，適切な交換基準を定めるものとする。

(11)　換気設備等の操作に係る判断等

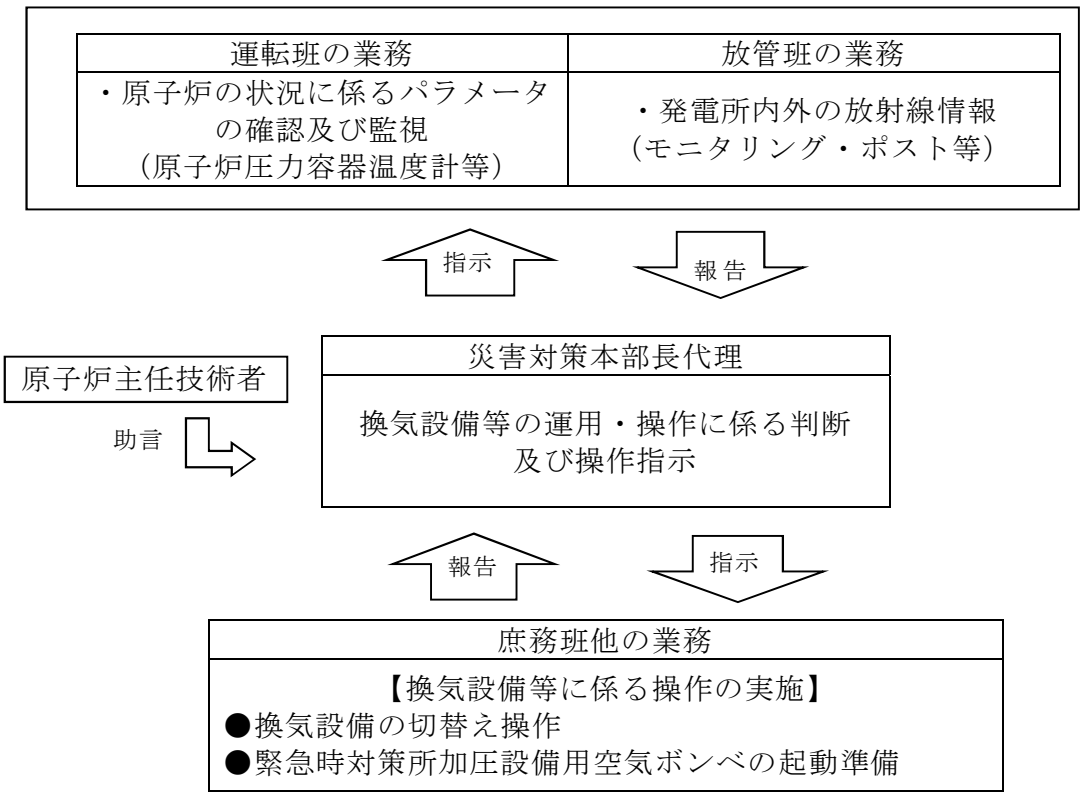
換気設備等の操作は，原子炉の状況，放射線の状況等を確認し，災害対策本部長の判断及び指示に従い実施する。

プルーム放出後は，緊急時対策所の換気設備の切替え，緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧等を行い，緊急時対策所への希ガスの侵入を防止し，要員の被ばくを低減する。

緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧及び非常用換気設備への運転変更に当たっては，主に緊急時対策所近傍に設置する「可搬型モニタリング・ポスト」，緊急時対策所に設置する「緊急時対策所エリアモニタ」等のパラメータを用い判断する。

以下に，操作の判断に係る体制，判断に用いるパラメータ，操作の判断基準及び状況フローと監視パラメータ等を示す。

①　換気設備等の操作判断に係る体制



② 判断に用いる各パラメータ

可搬型モニタリング・ポスト	緊急時対策所付近に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所に設置し，放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
原子炉圧力容器温度計等	炉心損傷に伴う格納容器温度の上昇等を確認し，原子炉の状況を把握することができる。
モニタリング・ポスト，可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所建屋付近に設置するものを除く）	周辺監視区域境界付近に設置したモニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストによる放射線量率の測定によりプルームの通過を把握することができる。
気象観測設備（風向等）	プルームの通過を把握できないため参考扱いとするが，プルームの進行方向を推定することができる。

③　換気設備等に係る操作等の判断基準

	操作等	状況	監視パラメータ等	判断基準	備　考
1	「通常運転モード」から「緊対建屋加圧モード」へ運転切り替え	・災害対策本部立ち上げ時	－	・原災法第 10 条事故発生	－
2	パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧に係る準備	・炉心が損傷し，放射性物質が大気に放出される可能性がある場合	・中央制御室から炉心損傷判断の連絡	・監視パラメータとは別に中央制御室から炉心損傷判断の連絡があった場合	－
			・格納容器雰囲気放射線モニタ	・格納容器雰囲気放射線モニタの線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合	
			・原子炉圧力容器温度計		
3	「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切り替え（緊急時対策所等は緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧，緊急時対策所等以外の建屋内については外気少量取り込み）	・プルーム放出・接近	・中央制御室からベント実施の連絡	・監視パラメータとは別に中央制御室からベント実施の連絡があった場合	－
			・サプレッション・プール水位	・通常水位+6.4m※1	・監視パラメータのいずれかが判断基準に到達した場合に換気設備等に係る操作等を実施する。
			・格納容器酸素濃度	・4.3%※2	
			・可搬型モニタリング・ポスト	・指示値急上昇（20mSv／h 以上）	
			・緊急時対策所エリアモニタ	・指示値急上昇（0.5mSv／h 以上）	
4	「災害対策本部加圧モード」から「緊対建屋浄化モード」へ運転切り替え（緊急時対策所等以外の建屋内について外気取り込み量を増加させた運転）	・プルーム放出が収束 ・モニタリング・ポスト等の線量率が屋外作業可能なレベルまで低下	・可搬型モニタリング・ポスト	・指示値低下後安定，指示値安定	・監視パラメータ全てが判断基準となる傾向を示した場合に換気設備等に係る操作等を実施する。
			・フィルタ装置出口放射線モニタ	・指示値低下	
5	「緊対建屋浄化モード」から「緊対建屋加圧モード」へ運転切り替え（緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧運転を停止），緊急時対策所を出て，屋外活動を再開する準備	・緊急時対策所建屋内の放射性物質を排出	－	・「緊対建屋浄化モード」に切り替えした 1 時間後	－

※1　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント（サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5m にて実施）前に加圧設備への切り替え操作を行う（1.18.2(1)d. 緊急時対策所加圧設備への切替手順）

※2　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器ベント実施基準(1.9.2.1(2)a.格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止）

④　可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタの判断基準値の考え方

判断基準値		考え方
可搬型モニタリング・ポスト	指示値急上昇 （20mSv／h）	・「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切り替え及び空気ボンベ加圧による加圧を開始（2.4（5）参照）するための指標として設定する。 ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において想定するプルーム通過時の敷地内の線量率は，数 Sv／h 程度となることから，それよりも十分に低い値として 20mSv／h を設定する。 ・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の最大線量率約 10mSv／h よりも高い値とすることで，ベント実施時等のプルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できることから，誤判断を防止する。（参考参照） 　なお，大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による緊急時対策所建屋付近の線量率が 20mSv／h 程度となった場合でも，緊急時対策所はコンクリート 100cm 以上の遮蔽壁で防護されており，その遮蔽効果により大気中に放出された放射性物質によるガンマ線による線量率は 1／1000 以下となるため，緊急時対策所内の要員の被ばくに大きな影響は与えない。
緊急時対策所エリアモニタ	指示値急上昇 （0.5mSv／h）	・可搬型モニタリング・ポストによる検知や判断が遅れた場合等，空気ボンベによる加圧を開始するための指標として設定する。 ・対策要員の被ばく線量が 7 日間で 100mSv を満足する基準（100mSv／（7d×24h））として設定する。 ・ベント実施前の緊急時対策所建屋付近の線量率は最大でも約 10mSv／h であり，ベント実施前の原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は，緊急時対策所外壁等の遮蔽で，緊急時対策所は十分低い線量となっているため，プルーム放出に伴う線量率の上昇を確実に判断できる。

⑤　状況フローと監視パラメータ及びその判断基準

以下のパラメータを監視し，緊急時対策所外の状況及び緊急時対策所における各種操作を判断する。

状況フロー ＼ 監視パラメータ	ＳＰＤＳ			可搬型気象観測設備	可搬型モニタリング・ポスト		緊急時対策所エリアモニタ
	原子炉の状況（原子炉圧力容器温度計等）	モニタリングポスト	気象情報（風向・風速等）		加圧判断用	その他	
炉心状況確認	状況把握	BG 把握	状況把握		BG 把握		BG 把握
発電所構内放射線量率上昇	状況把握	指示値上昇	状況把握		指示値上昇	指示値上昇	指示値上昇
その他要員一時退避	—	避難ルートの検討・判断					—
プルーム放出	原子炉圧力容器温度上昇	指示値上昇	監視強化		指示値上昇		指示値上昇
ベント実施／ベント未実施 可搬型モニタリング・ポスト等にて検知	状況把握	指示値上昇	状況把握		指示値急上昇（20mSv／h）	指示値上昇	指示値急上昇（0.5mSv／h）
換気設備の切り替え操作 緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる加圧	—	—	—		—	—	監視強化
プルーム放出が収束	放射線指示値低下	指示値低下	状況確認		指示値低下	指示値低下	指示値低下
空気ボンベ加圧停止 ファン起動	—	—	—		—	—	監視強化

【参考】ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率について

ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率の評価に当たっては，想定事象として線量評価上厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて，代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。放出量評価条件は，中央制御室の居住性評価と同様とする。また，大気拡散係数の評価点は緊急時対策所付近とし，相対濃度及び相対線量を第 2.4－2 表に示す。ベント実施前の緊急時対策所付近の線量率評価結果は，第 2.4－3 表に示すとおりであり，約 8.1mSv／h となり，ベント実施前の最大値としては 10mSv／h 程度になると考えられる。

第 2.4－2 表　緊急時対策所付近の相対濃度及び相対線量

相対濃度（s／m^3）	相対線量（Gy／Bq）
約 1.2×10^{-4}	約 8.4×10^{-19}

第 2.4－3 表　ベント実施前の緊急時対策所付近の最大線量率

経　路	線量率（mSv／h）
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線	約 8.1×10^{-2}
プルーム中の放射性物質からのガンマ線	約 4.8×10^{0}
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線	約 3.2×10^{0}
合　計	約 8.1×10^{0}

2.5　必要な情報を把握できる設備について

重大事故時等に対処するために，緊急時対策所へデータを伝送する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（以下「ＳＰＤＳ」という。）を設置する設計とする。

緊急時対策所へデータを伝送するＳＰＤＳとして，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置を設置する設計とする。

データ伝送装置は原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳデータ表示装置は，緊急時対策所に設置する設計とする。

ＳＰＤＳデータ表示装置で把握できる主なパラメータを第 2.5－1 表に示す。

第 2.5－1 表に示すとおり，炉心反応度の状態，炉心の冷却の状態，原子炉格納容器内の状態，使用済燃料プールの状態，水素爆発による格納容器の破損防止，水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータについても，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる設計とする。また，原子炉水位，圧力等の主要なパラメータの計測が困難となった場合においても，緊急時対策所において推定できるよう可能な限り関連パラメータを確認できる設計とする。また，今後の監視パラメータ追加等を考慮した設計とする。

なお，周辺の環境放射線状況を把握するため，可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを伝送し，確認できる設計とする。

第 2.5－1 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できる主なパラメータ

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

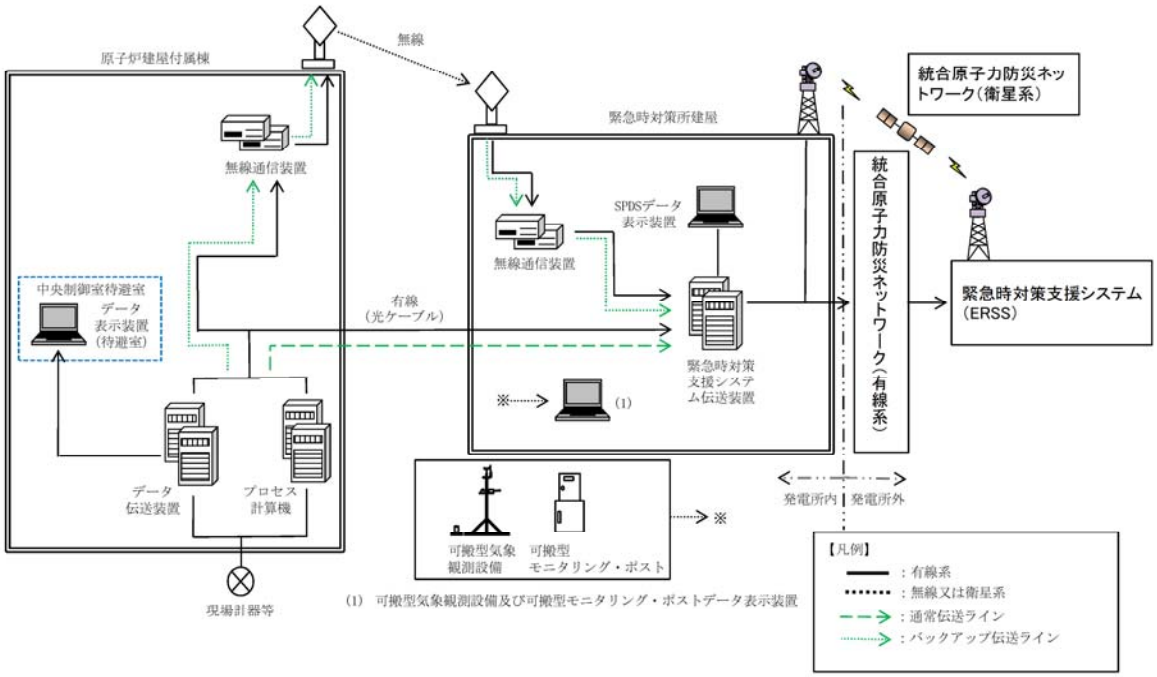
緊急時対策所のＳＰＤＳデータ表示に係る機能に関しては，中央制御室に設置するデータ伝送装置を含め，基準地震動S_sによる地震力に対して機能を損なわない設計とする。

原子炉建屋付属棟と緊急時対策所の間のデータ伝送については，有線及び無線による伝送を行い，多様性を確保した設計とする。

また，周辺の環境放射線状況を把握するため，可搬型モニタリン

グ・ポスト及び可搬型気象観測設備のデータを緊急時対策所へ伝送し，緊急時対策所にて確認できる設計とする。

必要な情報を把握できる設備の概要を第 2.5－1 図に示す。



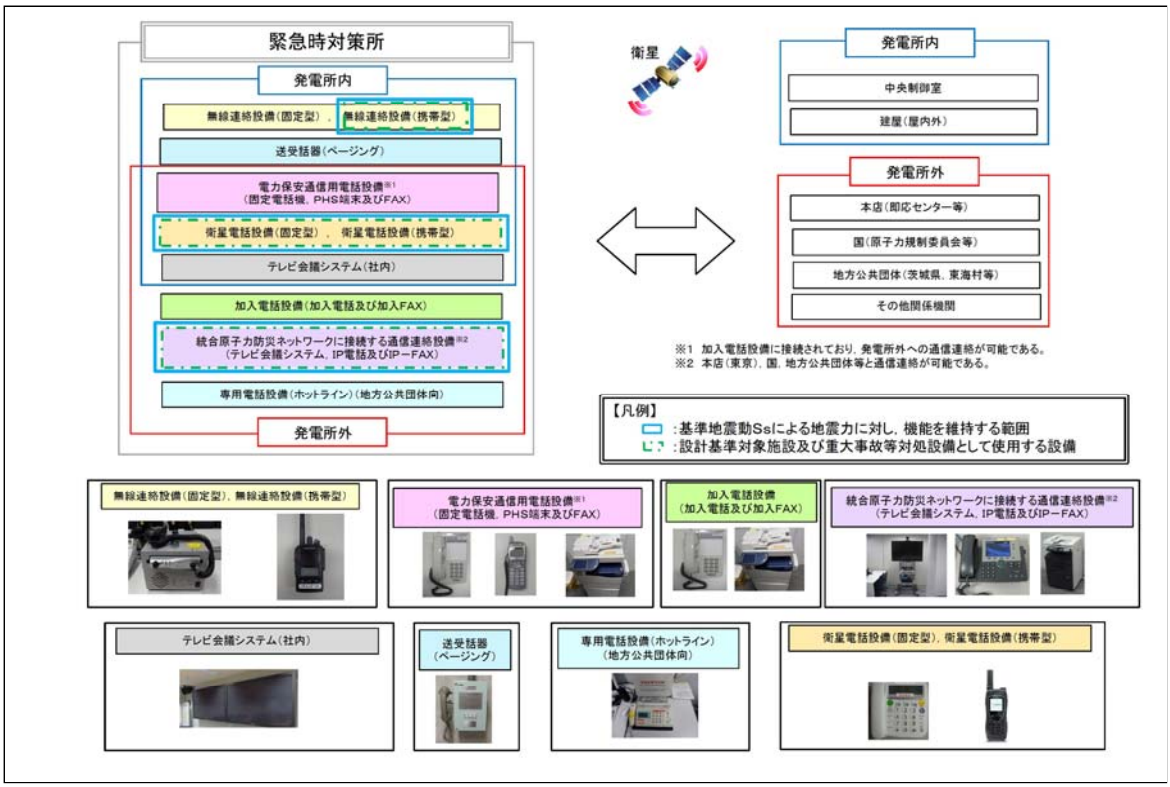
第 2.5－1 図　必要な情報を把握できる設備の概要

2.6　通信連絡設備について

発電所内の関係要員への指示を行うことができる通信連絡設備（発電所内用）を緊急時対策所に設置する設計とする。

また，発電所外の関係箇所との連絡を行うことができる通信連絡設備（発電所外用）を緊急時対策所に設置し，多様性を確保した設計とする。

通信連絡設備の概略を第 2.6－1 図に示す。



第 2.6－1 図　緊急時対策所　通信連絡設備の概略

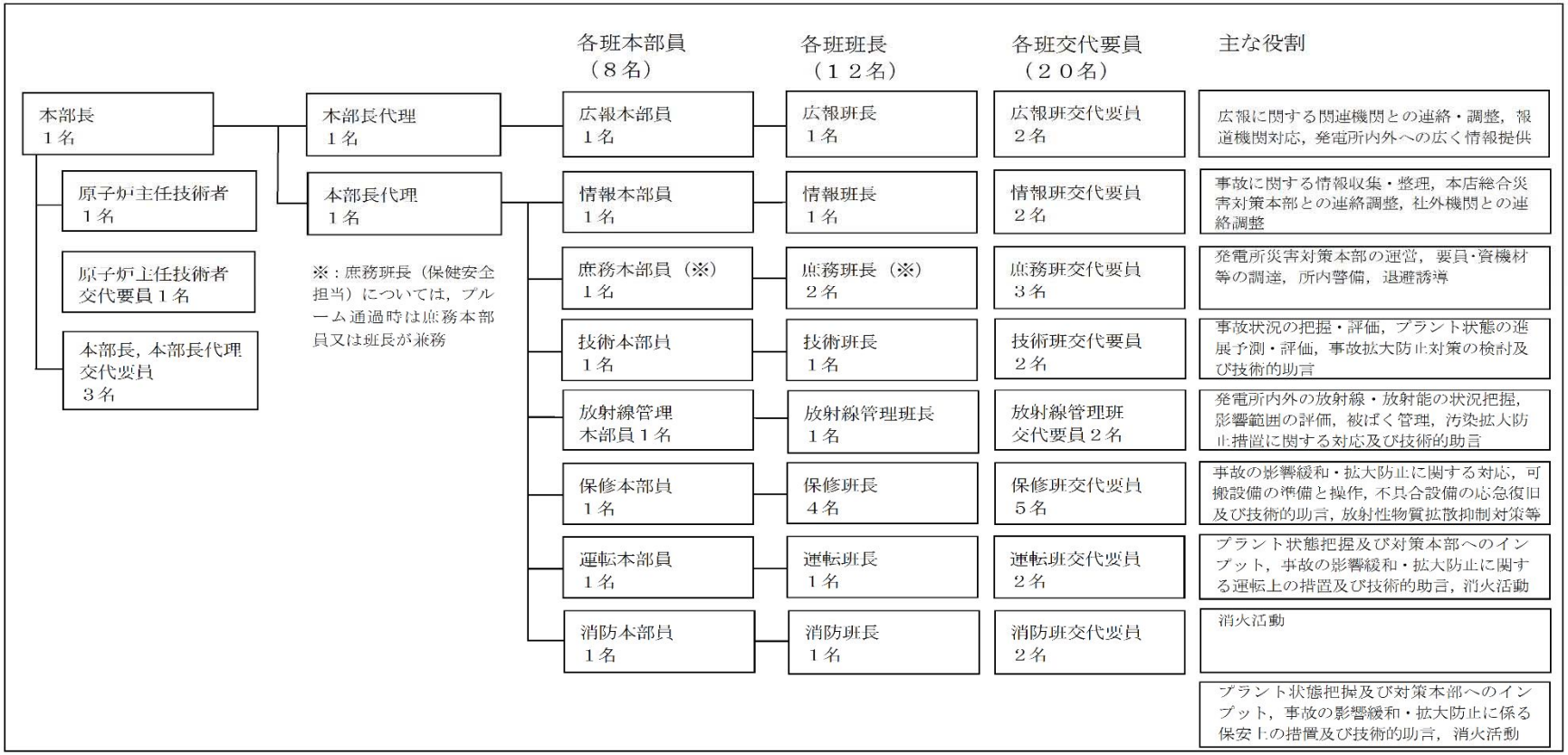
3. 運用

3.1 必要要員の構成，配置について

プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，休憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して，第 3.1－1 図，第 3.1－2 図及び第 3.1－1 表のとおり重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 18 名の合計 66 名と想定している。

なお，この要員数を目安として，発電所災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員：４８名

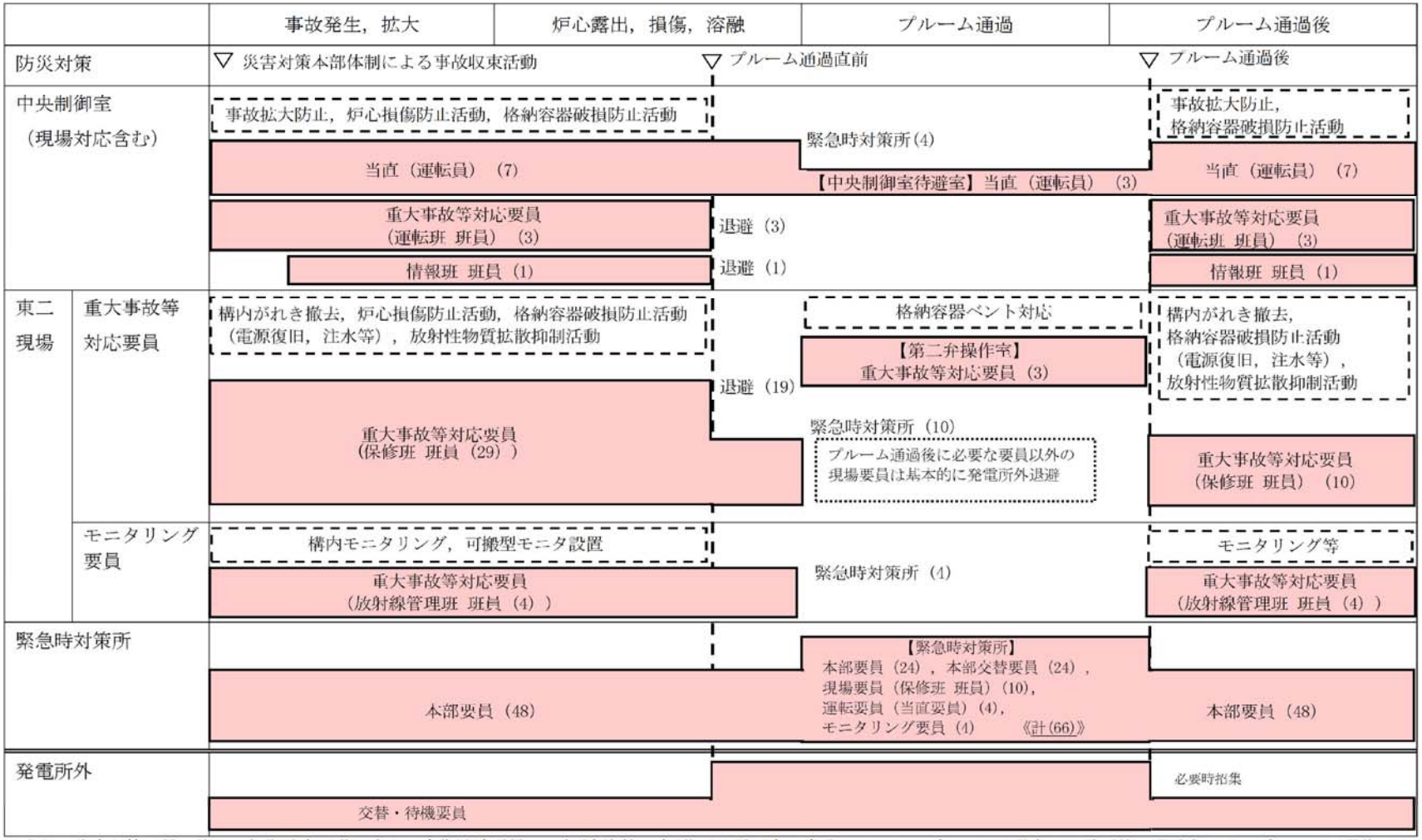


②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：１８名

・中央制御室にて対応を行う運転員等	・現場にて対応を行う保修班要員	・現場にて対応を行う放射線管理班要員
運転員４名	保修班要員 10 名	放射線管理班要員４名

（注）人数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

第 3.1－1 図　緊急時対策所　必要要員の考え方



※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動に当たる自衛消防隊員 11 名(東海第二専従)が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが，プルーム通過後は発電所に常駐する。また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者８名が発電所外で活動している。
※要員数については，今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 3.1－2 図　緊急時対策所　事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

第 3.1－1 表　重大事故発生時の各体制における緊急時対策所の収容人数

（夜間及び休日対応要員）

	体制	要員数（最低必要人数）		緊急時対策所		その他建屋	中央制御室	現場	合計
①	事象発生	運転員（当直）	7	—	0	—	7	—	39
		災害対策本部要員	4	—		3	1	—	
		重大事故等対応要員※	26	—		11	—	15	
		モニタリング要員	2	—		2	—	—	
②	初動体勢（警戒態勢）	運転員（当直）	7	—	3～10	—	7	—	39
		災害対策本部要員	4	3		—	1	—	
		重大事故等対応要員※	26	0～10		—	1～3	15～23	
		モニタリング要員	2	0～2		—	—	0～2	
③	要員招集（非常招集から 2 時間後）	運転員（当直）	7	—	47～78	—	7		103
		災害対策本部要員	49	48		—	1	—	
		重大事故等対応要員※	43	0～27		—	1～3	15～40	
		モニタリング要員	4	0～4		—	—	0～4	
④	プルーム通過直前及び通過時	運転員（当直）	7	4	66	—	3	—	72
		災害対策本部要員	48	48		—	—	—	
		重大事故等対応要員	13	10		—	—	3	
		モニタリング要員	4	4		—	—	—	
⑤	プルーム通過後	運転員（当直）	7	—	47～64	—	7	—	72
		災害対策本部要員	48	47		—	1	—	
		重大事故等対応要員	13	0～12		—	1～3	0～10	
		モニタリング要員	4	0～4		—	—	0～4	

（注）※　重大事故等対応要員には，初期消火要員（11 名）を含む。
原子力オフサイトセンター派遣者（8 名）を除く。
要員数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

3.2　事象発生後の要員の動きについて

(1)　災害対策本部の要員招集

平日の勤務時間帯に重大事故等が発生した場合，送受話器（ページング），所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対して非常招集を行う。

また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合，一斉通報システムにて災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行う。

東海村周辺地域で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，各災害対策要員は，社内規程に基づき非常招集の連絡がなくても自主的に参集する。

発電所外からの災害対策要員の招集に関する概要は以下のとおりである。重大事故等が発生した場合，一斉通報システム，通信連絡手段等を活用した連絡により，緊急時対策所又は発電所外集合場所である第三滝坂寮へ参集する。なお，地震等により家族，自宅等が被災した場合や地方公共団体からの避難指示等が出された場合は，家族の身の安全を確保した上で参集する。

第三滝坂寮は，面積約 53,000m^{2}の厚生施設敷地内に建てられた，延床面積 2,000m^2，建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート製の構築物であり，東日本大震災でも大きな被害を受けておらず，十分な耐震性を有している。

招集する災害対策要員のうち，あらかじめ指名されている発電所参集要員である災害対策要員は，直接緊急時対策所へ参集する。あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は，発電所外の集合場所に参集し，災害対策本部の指示に従い対応する。

発電所外の集合場所に参集した要員は，災害対策本部と非常招集に係る以下①～⑤の確認，調整を行い，発電所に集団で移動する。

①発電所の状況（設備及び所員の被災等）

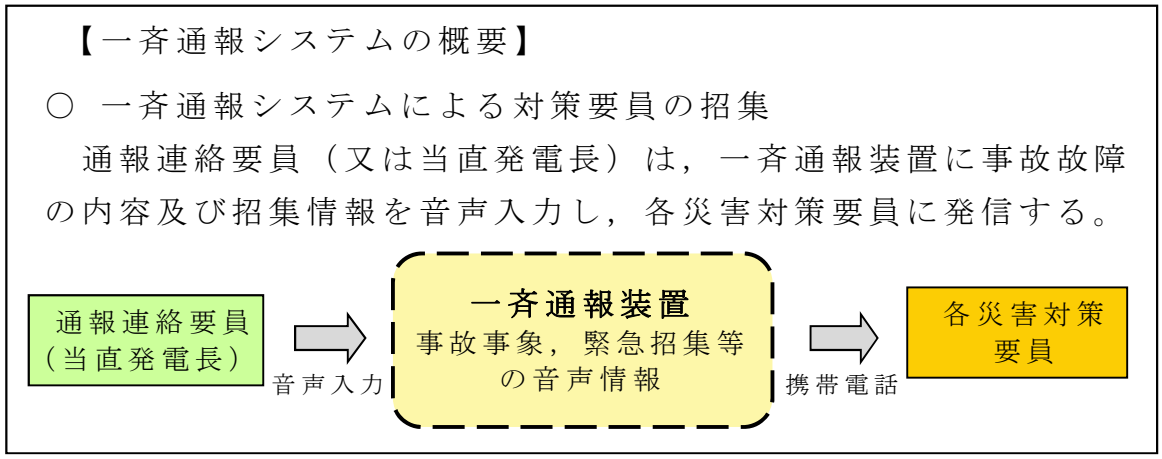
②参集した要員の確認（人数，体調等）

③重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具，マスク，線量計等）

④発電所への持参品（通信連絡設備，照明機器等）

⑤気象及び災害情報等

一斉通報システムの概要を第 3.2－1 図に，夜間及び休日における災害対策要員の招集について第 3.2－1 表に示す。



※ 発電所周辺地域（東海村）で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，各災害対策要員は，社内規程に基づき自主的に参集する。

第 3.2－1 図　一斉通報システムの概要

第 3.2－1 表　夜間及び休日における災害対策要員の招集

非常招集の連絡	非常招集のための準備	非常招集の実施
○重大事故等が発生した場合，一斉通報システム等により招集の連絡を行う。 ［災害対策要員（初動） （発電所構内及び発電所近傍に常駐）］ 《事象発生，招集連絡》 当直発電長（連絡責任者） ⇄ 通報連絡要員※1 ※1中央制御室常駐1名 ・統括待機当番（本部長代理）：1名 ・現場統括当番（本部長代理又は本部員）：1名 ・情報班員（通報連絡要員）：1名 ・重大事故等対応要員：15名※2 ※2　放射線管理要員を除く ・自衛消防隊員：11名※3 ※3　火災時現場出動 ・放射線管理要員：2名 ［参集要員（自宅，寮等からの参集）］ 《非常招集連絡》 通報連絡要員又は当直発電長 （一斉通報システム） ↓ 災害対策要員※4 ※4　発電所の緊急時対策所（災害対策本部）又は発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集する。 発電所周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合は，災害対策要員は自主的に参集する。	○参集する災害対策要員の指名と参集場所の指定 ①発電所参集要員（拘束当番）の災害対策要員：緊急時対策所（災害対策本部） ②発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員：発電所外参集場所（第三滝坂寮）※5 ※5　災害対策本部と無線連絡設備等により連絡を取り合う ○発電所外集合場所と災害対策本部間の通信設備の配備及び連絡担当（庶務班員）の指名 《発電所参集時の確認項目》 ・発電所の状況（設備及び所員の被災等） ・参集した要員の確認（人数，体調等） ・防護具（汚染防護服，マスク，線量計等） ・持参品（通信連絡設備，照明機器等） ・気象，災害情報等 ○発電所参集ルートの選定 ・あらかじめ定めた参集ルートの中から，気象，災害情報等を踏まえ，最適なルートを選定する。 ○発電所参集手段の選定 ・参集ルートの道路状況や気象状況を勘案し最適な手段（自動車，自転車，徒歩等）を選定する。	○非常招集の開始 ・発電所構内及び発電所近傍に常駐する災害対策要員（初動）は，発電所の緊急時対策所　（災害対策本部）に参集，又は災害対策本部の指示により現場対応を行う。 ・あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員（本部長，　本部長代理，各本部要員，各班長及び各班の要員）は，直接発電所に向け参集を開始する。 ・あらかじめ指名された発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員は，発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集し，災害対策本部と参集に係る情報確認を行い，災害対策本部からの要員派遣の要請に従い，集団で発電所に移動する。 ○非常招集中の連絡 ・所長（本部長）は，無線連絡設備，携帯電話等により，災害対策要員の参集状況等について適宜確認を行う。 ○緊急時対策所への参集 ・災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及びその他必要な要員）は，発電所の緊急時対策所（災害対策本部）に参集し，本部長の指揮の下に活動を開始する。

(2)　災害対策要員の所在と発電所外からの参集ルート

東海村の大半は東海第二発電所から半径 5km 圏内であり，発電所員の約 5 割が居住している。さらに，東海村周辺のひたちなか市，那珂市など東海第二発電所から半径 5～10km 圏内には，発電所員の約 2 割が居住しており，おおむね東海第二発電所から半径 10km 圏内に発電所員の約 7 割が居住している。

東海第二発電所とその周辺の図を第 3.2－2 図に，居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）を第 3.2－2 表に示す。

第 3.2－2 図　東海第二発電所とその周辺

第 3.2－2 表　居住地別の発電所員数（平成 28 年 7 月時点）

居住地	東海村 （半径 5km 圏内）	東海村周辺地域 ひたちなか市など （半径 5～10km 圏内）	その他の地域 （半径 10km 圏外）
居住者数	133 名 （52％）	58 名 （23％）	64 名 （25％）

発電所外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては，第 3.2－3 図に示すとおりである。

東海第二発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり，発電所構外の拠点となる要員の集合場所（第三滝坂寮）から発電所までの参集ルートは，通行に支障となる地形的な要因の影響が少ない。また，木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。このため，参集要員は通行可能な道路等を状況に応じて選択して参集できる。

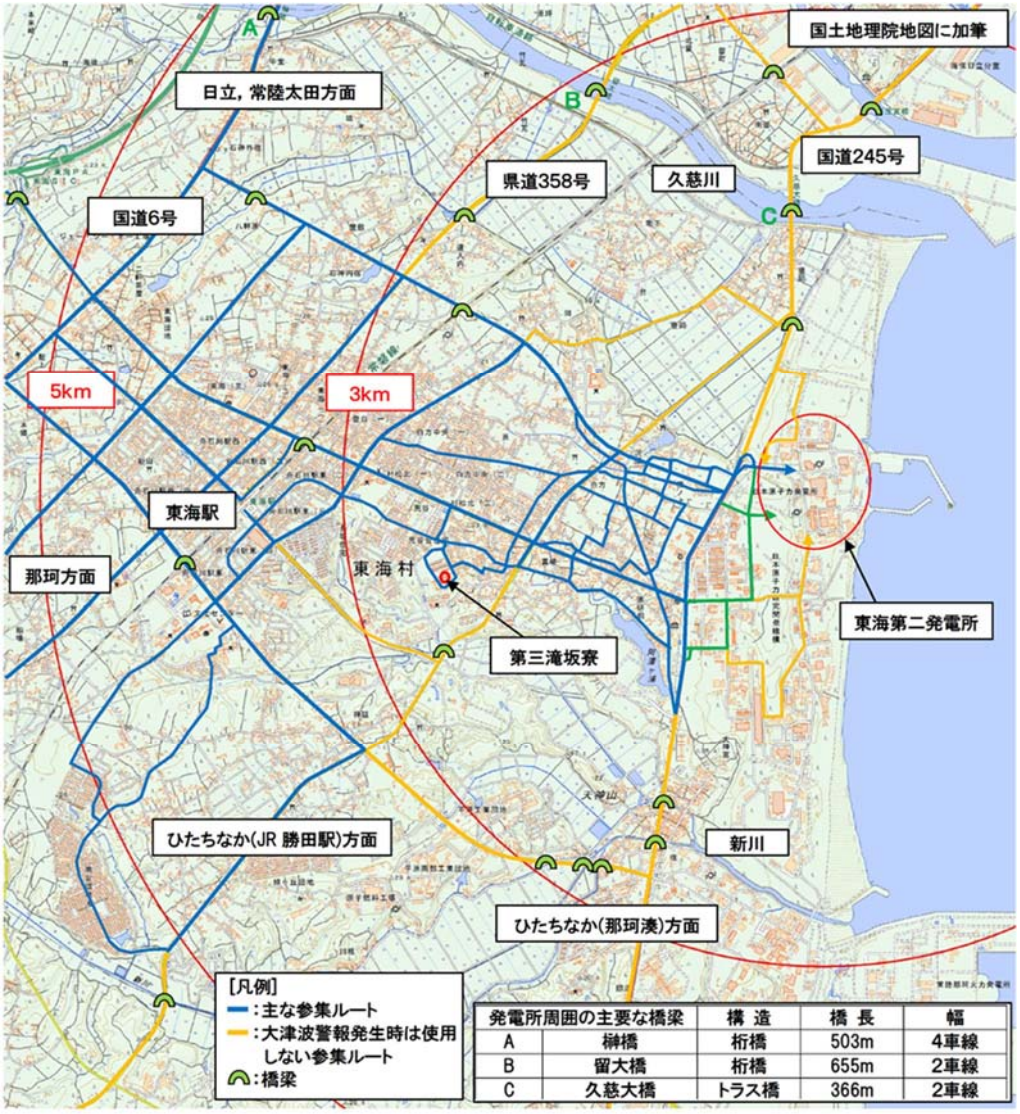
この他の参集に係る障害要因としては，地震による橋梁の崩壊，津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩壊については，参集ルート上の橋梁が崩壊等により通行ができなくなった場合でも，迂回ルートが複数存在することから，参集は可能である。なお，地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については，平成 23 年の東北地方太平洋沖地震においても，実際に徒歩による通行に支障はなかった。

参集ルートが津波により浸水した場合には，アクセス性への影響を未然に回避するため，大津波警報発生時には，基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第 3.2－3 図に示す，ひたちなか市（那珂湊方面）及び日立市の比較的海に近いルート）は使用せず，これ以外の参集ルートを使用して参集する。

大規模な地震が発生し，発電所で重大事故等が発生した場合には，住民

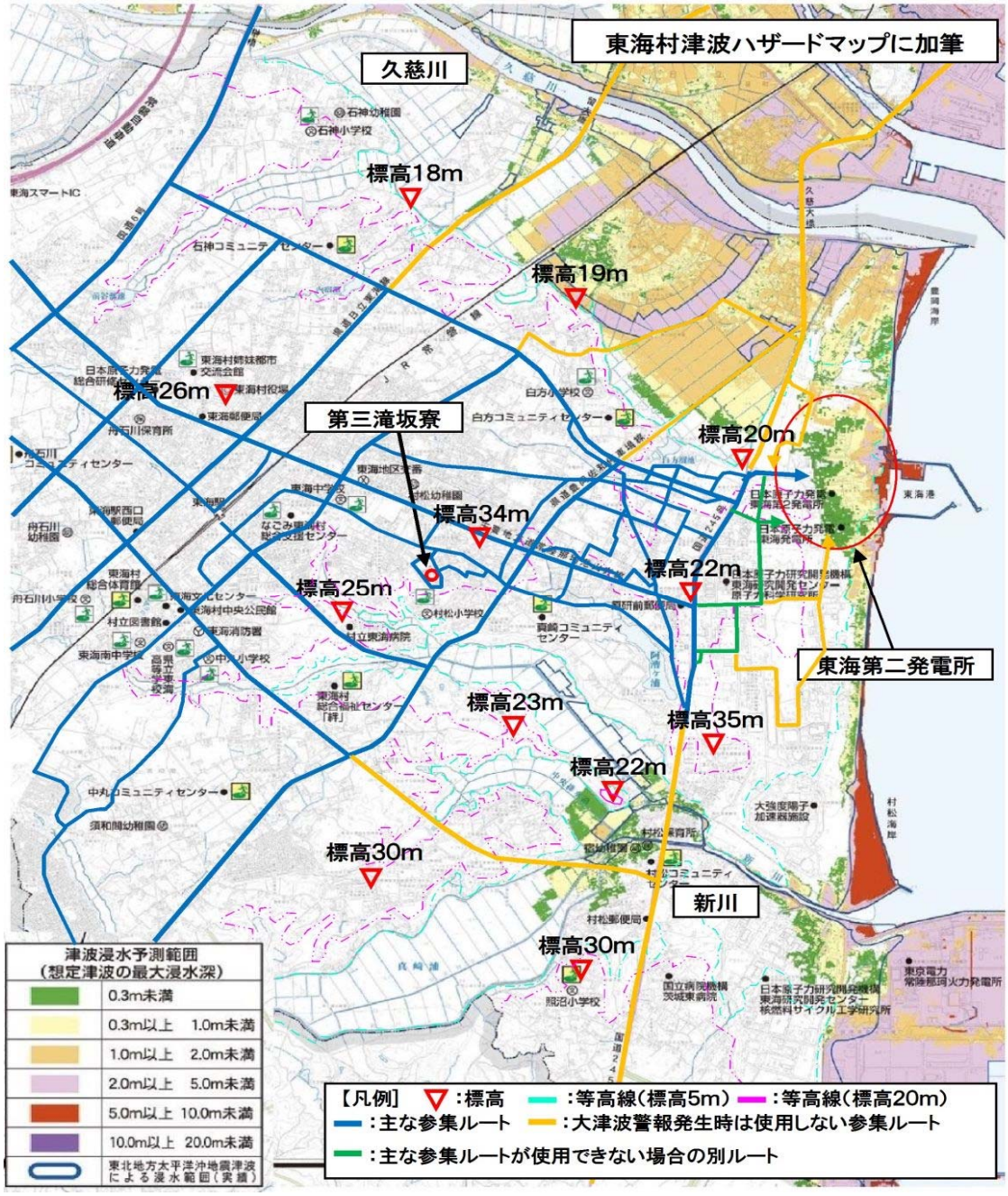
避難の交通渋滞が発生すると考えられるため，交通集中によるアクセス性への影響回避のため，参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし，複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。



発電所周囲の主要な橋梁		構 造	橋 長	幅
A	榊橋	桁橋	503m	4車線
B	留大橋	桁橋	655m	2車線
C	久慈大橋	トラス橋	366m	2車線

第 3.2－3 図　主要な参集ルート

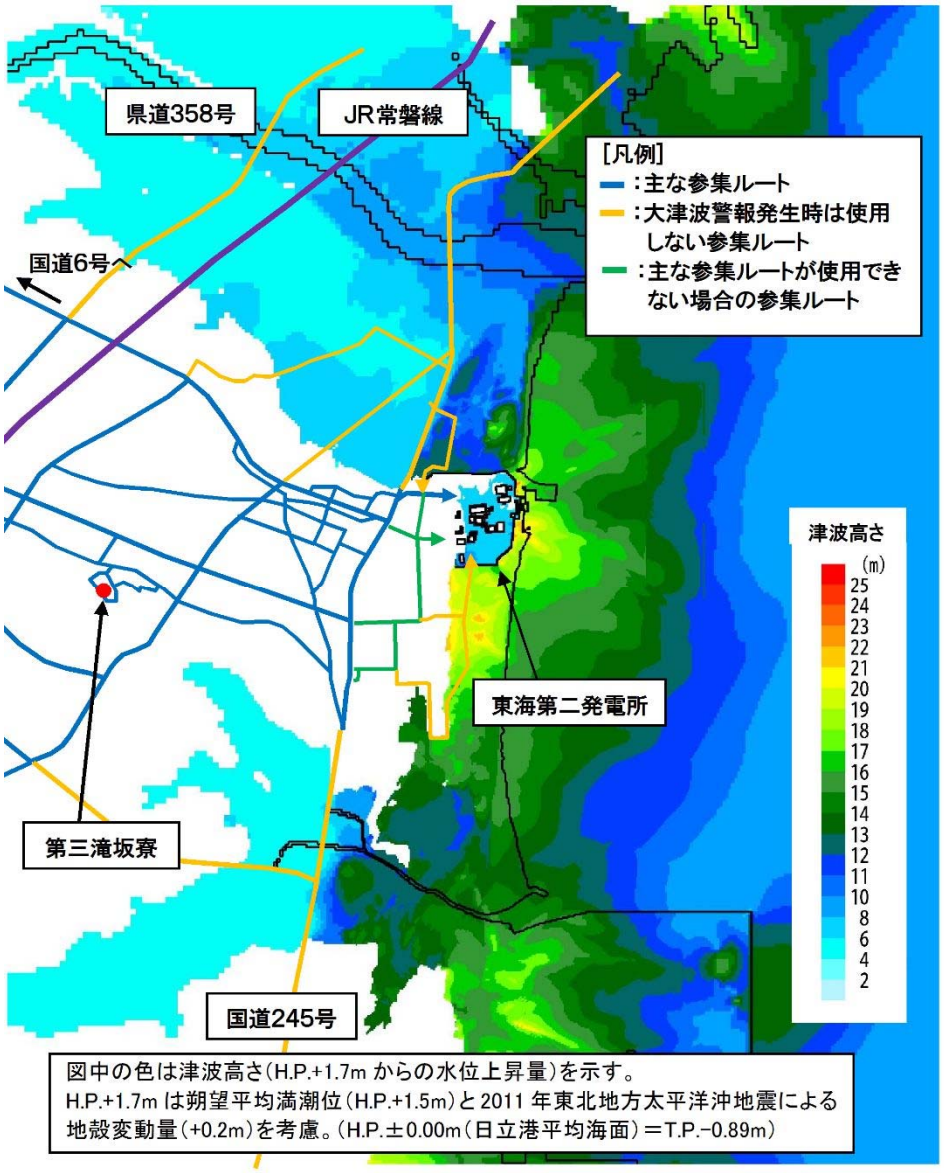
津波の浸水について，東海村津波ハザードマップ（第 3.2－4 図）によると，東海村中心部から東海第二発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が，大津波警報発令時は，津波による影響を想定し，海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



第 3.2－4 図　茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また，東海第二発電所では，津波ＰＲＡ（確率論的リスク評価）の結果を踏まえ，基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して影響を考慮する必要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果（第 3.2－5 図）から，発電所周辺に浸水を受ける範囲が認められるが，東海村中心部から東

海第二発電所の敷地までの参集ルートに津波の影響がない範囲も確認できることから，津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。



第 3.2－5 図　敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

(3)　災害対策要員の参集時間等について

参集する災害対策要員が，東海第二発電所の敷地に参集する（発電所構外の拠点となる集合場所を経由しない）までの所要時間と参集する災害対策要員数の関係を第 3.2－3 表に示す。

第 3.2－3 表　参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係（平成 28 年 7 月時点）

参集に係る所要時間 （発災 30 分後に自宅出発）	参集する災害対策要員数		
	徒　歩 （4.0km／h）	参　考	
		徒　歩 （4.8km／h）	自転車 （12km／h）
60 分以内	4 名	12 名	126 名
90 分以内	100 名	112 名	176 名
120 分以内	128 名	132 名	200 名

第 3.2－3 表により，あらかじめ拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員（72 名）は，事象発生後 120 分には参集すると考えられる。また，参集ルートの状況により自転車で参集できる場合には，更に短時間での参集が可能となる。

(4)　緊急時対策所の立ち上げについて

緊急時対策所は，常用系2系統，非常用系1系統の電源から受電可能となっており，加えてこれらの電源が喪失した場合でも，緊急時対策所に設置された専用非常用発電機により，緊急時対策所全体に給電が可能な設計となっている。また，通信連絡設備も常設され，常時充電されているため，電源設備の立ち上げ等の作業は伴わない。参集後は，10分程度で緊急時対策所を立ち上げることができる。

(5)　発電所からの一時退避

緊急時対策所周辺に，大量のプルームが放出されるような事態においては，緊急時対策所に収容する要員以外は，以下の要領にて発電所から構外へ一時退避させる。

なお，プルーム通過の判断については，可搬型モニタリング・ポスト等の指示値により行う。発電所災害対策本部長は，プルームの影響により可搬型モニタリング･ポスト等の線量率が上昇した後に線量率が下降に転じ，更に線量率が安定的な状態になった場合に，プルームが通過したと判断する。

ａ．発電所災害対策本部長は，要員の退避に係る判断を行う。また，必要に応じて，原子炉主任技術者の助言等を受ける。

ｂ．発電所災害対策本部長は，プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と，発電所から一時退避する要員とを明確にし，指示する。

ｃ.発電所から一時退避する要員は,退避に係る体制を確立するとともに，通信連絡手段，移動手段を確保する。

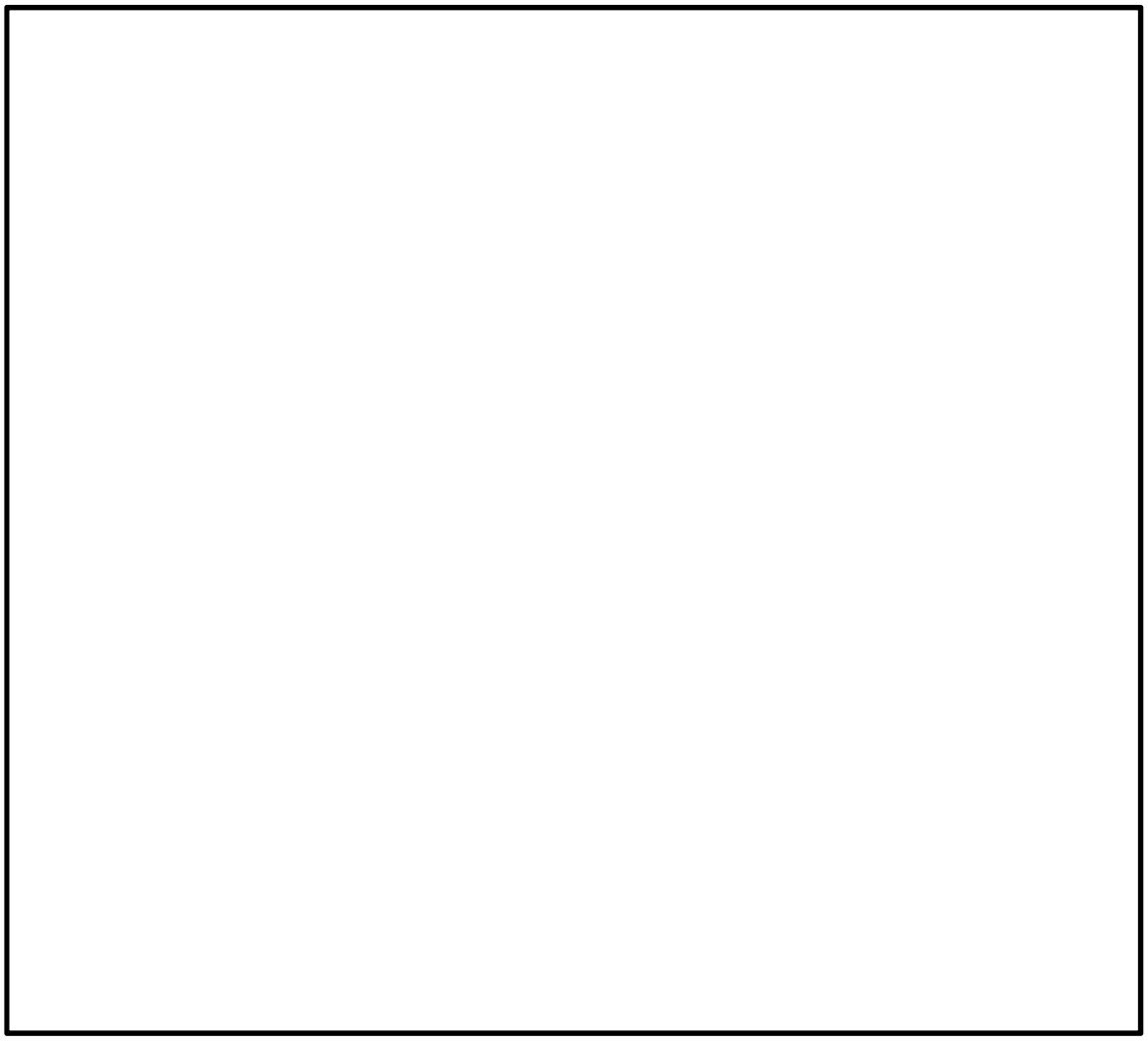
ｄ．発電所災害対策本部の指示に従い，放射性物質による影響の少ない場所に退避する。

3.3　汚染持ち込み防止について

緊急時対策所には，プルーム通過後など緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持込みを防止することを目的として，防護具の脱衣，身体サーベイ及び除染を行うための区画として，チェンジングエリアを設ける。

屋外にて作業を行った現場作業員等が緊急時対策所に入室する際に利用する。

チェンジングエリアの設置場所及び概略図を第 3.3－1 図に示す。



第 3.3－1 図　緊急時対策所チェンジングエリアの設置場所及び概略図

3.4　配備する資機材の数量及び保管場所について

緊急時対策所建屋には，少なくとも外部からの支援なしに 7 日間の活動を可能とするため，資機材等を配備する。

配備する資機材等を第 3.4－1 表に，保管スペースを第 3.4－1 図に示す。

第 3.4－1 表　配備する資機材等

(注)今後，訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

区　分	品　名	数 量	単 位	備　考
放射線管理用資機材	タイベック	1,166	着	111 名×7 日×1.5 倍＝1165.5 着→1,166 着
	アノラック	462	着	44 名※1×7 日×1.5 倍
	全面マスク	333	個	111 名×2 日※2×1.5 倍
	チャコールフィルタ	2,332	個	111 名×7 日×2 倍※3×1.5 倍＝2,331 個→2,332 個
	個人線量計	333	台	111 名×2 台×1.5
	ＧＭ汚染サーベイメータ	5	台	2 台+3 台(予備)
	電離箱サーベイメータ	5	台	4 台+1 台(予備)
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	1 台+1 台(予備)
	可搬型モニタリング・ポスト※4	2	台	1 台+1 台(予備)
	ダストサンプラ	2	台	1 台+1 台(予備)
資料	発電所周辺地図	1	式	
	発電所周辺人口関連データ	1	式	
	主要系統模式図	1	式	
	系統図及びプラント配置図	1	式	
計器	酸素濃度計	2	台	予備含む
	二酸化炭素濃度計	2	台	予備含む
食料等	食料	2,331	食	111名×3食×7日
	飲料水（1.5ℓ/本）	1,554	本	111名×2本×7日

※1　現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数
※2　3 日目以降は除染で対応する。
※3　2 個を 1 セットで使用する。
※4　「監視測定設備」と兼用

第 3.4－1 図　配備する主な資機材等の保管場所

緊急時対策所には，緊急時対策所エリアモニタ（可搬型）を配備し，重大事故等発生時に緊急時対策所室内に設置し，緊急時対策所の線量率を監視，測定する。また，当該緊急時対策所エリアモニタは，プルーム放出後の緊急時対策所への到達及び通過の時期を把握して，換気設備の運転変更や加圧設備への切り替えの判断に使用する。

緊急時対策所エリアモニタの仕様を第 3.4－2 表に示す。

第 3.4－2 表　緊急時対策所エリアモニタの仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	配備場所	台数
緊急時対策所 エリアモニタ 	半導体式検出器	B.G～ 999.9mSv／h	緊急時対策所	1 （予備 1）

緊急時対策所には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備し，対策要員の活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様を第 3.4－3 表に示す。

第 3.4－3 表　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の仕様

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol％
	表示精度	±0.1vol％
	電源	電　　源：乾電池（単四×2 本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1（予備 1）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol％
	表示精度	±3.0％F.S
	電源	電　　源：乾電池（単三×4 本） 測定可能時間：約 12 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	1（予備 1）

緊急時対策所エリアモニタ及び酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の配置を第 3.4－2 図に示す。

※設置場所については今後の訓練等により変更となる可能性あり

第 3.4－2 図　エリアモニタ及び酸素濃度計，二酸化炭素濃度計の配置場所

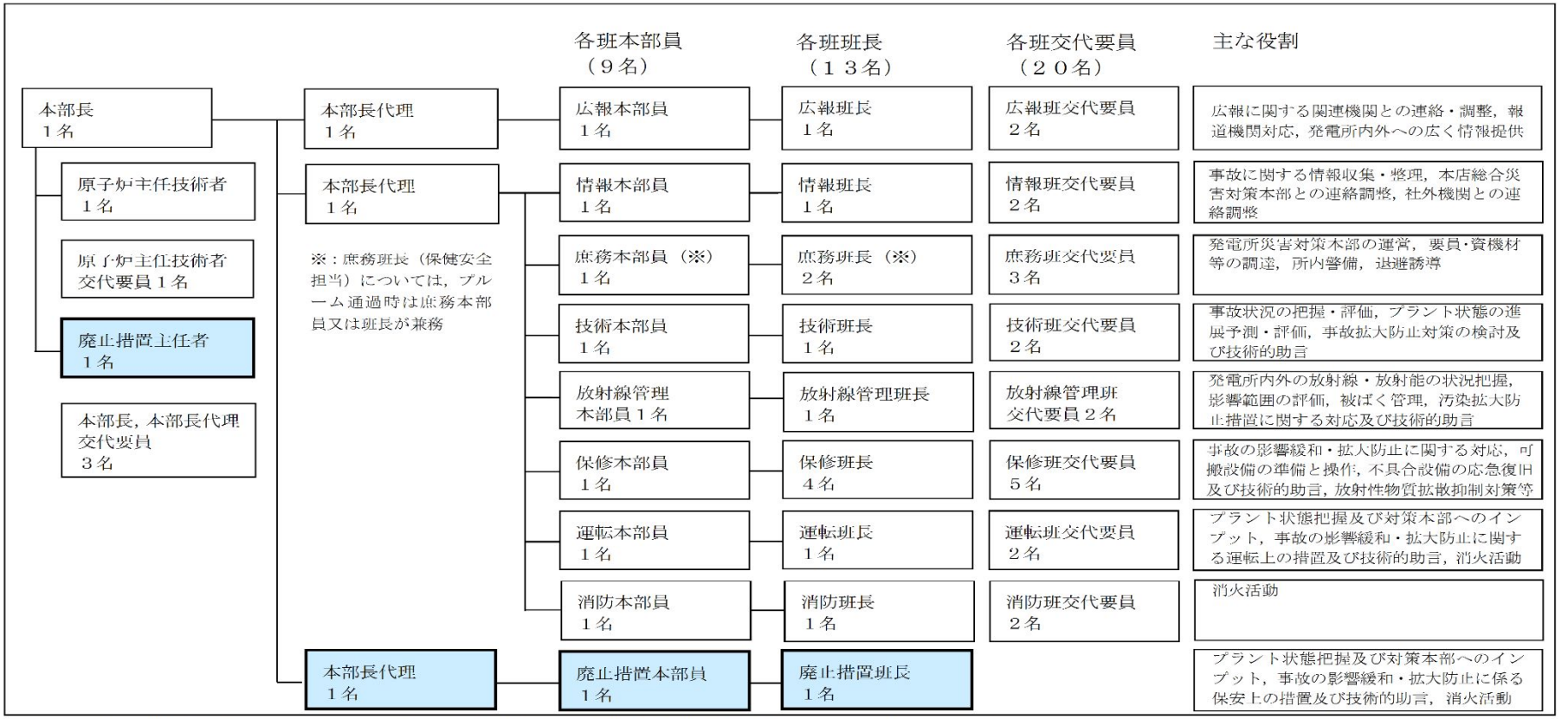
3.5　廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

緊急時対策所は，東海第二発電所の重大事故発生時に廃止措置中の東海発電所双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があり，総合的な管理を行うことによって安全性の向上が図れることから，東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所で共用することとし，共用した場合においても廃止措置中の東海発電所の災害対策要員を収容できるスペースを確保する。また，プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，東海第二発電所重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員，合計 66 名に加え，廃止措置中の東海発電所の災害対策要員として 4 名の合計 70 名を想定している。

なお，廃止措置中の東海発電所の事故対応に必要な資機材等は，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を除き，廃止措置中の東海発電所専用に確保するとともに，これらの設備については，廃止措置中の東海発電所において同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで東海第二発電所へ影響を及ぼすことはない。

凡例：　緊急時対策所にとどまる東海発電所専従要員

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員：５２名

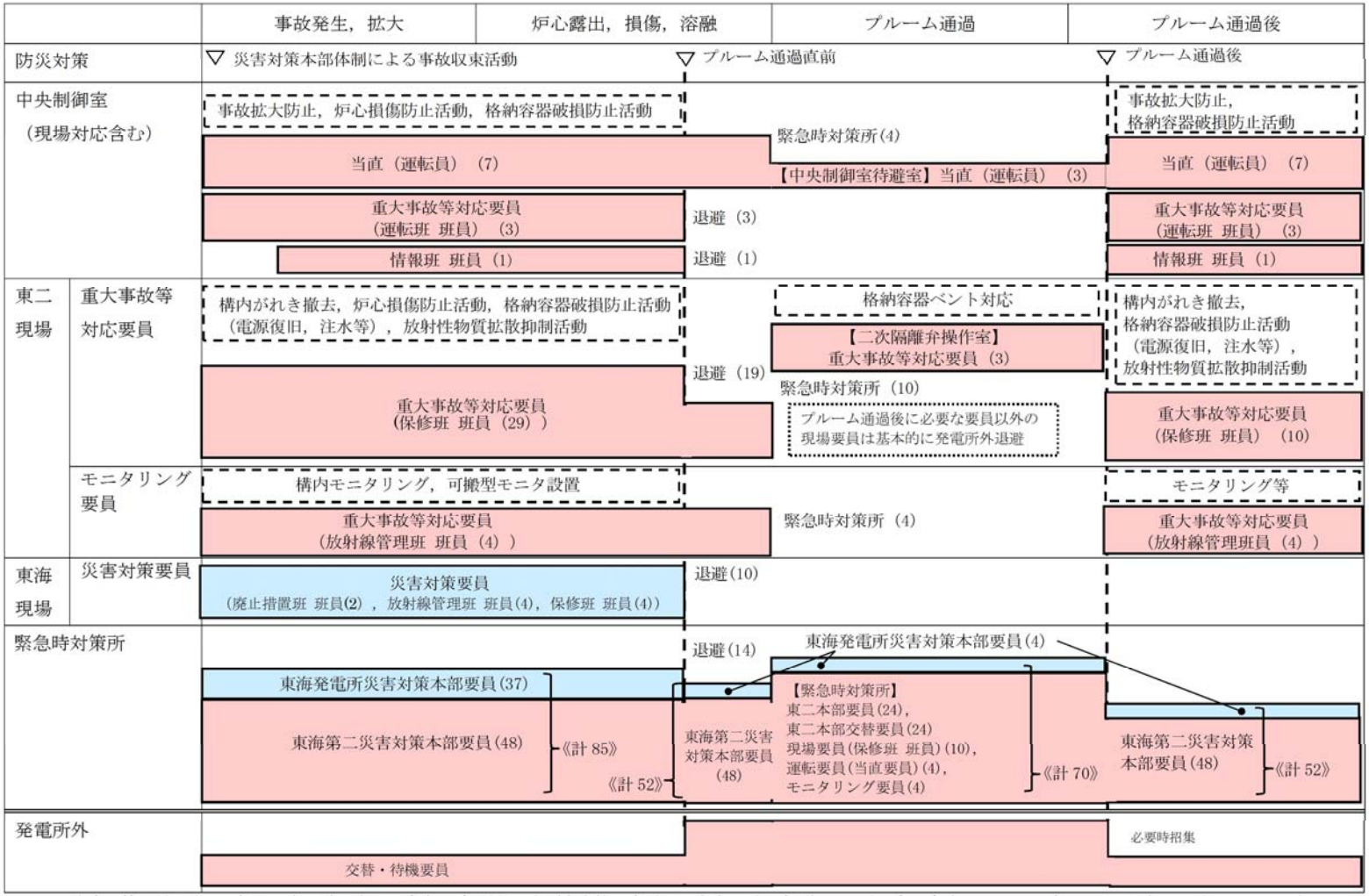


②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：１８名

・中央制御室にて対応を行う運転員等	・現場にて対応を行う保修班要員	・現場にて対応を行う放射線管理班要員
運転員４名	保修班要員 10 名	放射線管理班要員４名

（注）人数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性あり。

第 3.5－1 図　緊急時対策所　必要要員の考え方（廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合）



※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動に当たる自衛消防隊員 22 名（東海第二専従及び東海発電所専従）が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが，プルーム通過後は発電所に常駐する。また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。

※要員数については，今後の訓練及び東海発電所の廃止措置工事の進捗等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 3.5－2 図　緊急時対策所　事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

（廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合）

4.　耐震設計方針について

緊急時対策所に必要な機能として，第4－1表に示す設備がある。

これら必要な機能に対して，基準地震動S_sによる地震力に対し，機能が喪失しないことを確認する，又は適切に固縛，転倒防止措置等を施すことで，基準地震動S_sによる地震力に対し，機能を損なわない設計とする。

第4－1表　緊急時対策所に必要な機能及び主な設備

必要な機能	主な設備
代替電源設備	緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 緊急時対策所用M／C電圧計
非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機 緊急時対策所非常用フィルタ装置 緊急時対策所用差圧計 緊急時対策所給気・排気隔離弁，給気・排気配管
加圧設備	空気ボンベラック，配管，弁
通信連絡設備	発電所内用 　無線連絡設備，携行型有線通話装置 発電所内外用 　衛星電話設備 発電所外用 　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）
重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備	ＳＰＤＳ
居住性の確保，放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 緊急時対策所エリアモニタ

(1)　緊急時対策所に設置する代替電源設備について

代替電源設備について以下のとおり耐震評価を行い，機能が喪失しないことを確認する。

第 4－2 表　代替電源設備に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
代替電源設備	緊急時対策所用発電機	耐震計算
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	耐震計算
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	耐震計算
	緊急時対策所用Ｍ／Ｃ電圧計	耐震計算
	燃料移送配管・弁，電路	耐震計算

(2)　緊急時対策所に設置する換気設備等について

換気設備等について以下のとおり耐震評価を行い，機能が喪失しないことを確認する。

第 4－3 表　換気設備等に係る耐震性評価

設備	機器	評価内容
非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機	耐震計算
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	耐震計算
	緊急時対策所用差圧計	耐震計算
	緊急時対策所給気･排気隔離弁，給気･排気配管	耐震計算
加圧設備	空気ボンベラック	耐震計算
	配管，弁	耐震計算

(3)　緊急時対策所に設置する通信連絡設備等について

①　通信連絡設備について

重大事故等発生時に使用する通信連絡設備については，基準地震動Ｓ$_s$の地震力に対して機能を維持するように，以下の措置を講じる。

第4－4表　通信連絡設備に係る耐震性評価

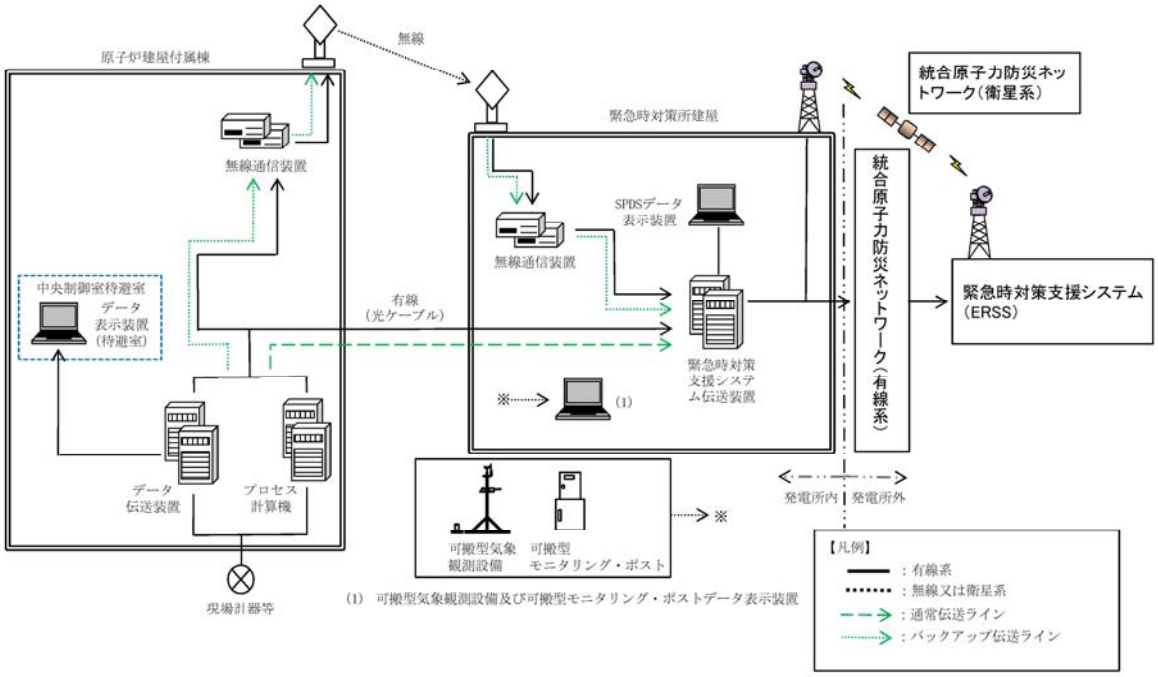
通信種別	主要設備		耐震措置
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	・衛星電話設備（固定型）は，耐震性を有する緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。 ・衛星電話設備（固定型）の衛星電話設備（屋外アンテナ）及び衛星制御装置は，耐震性を有する緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。 ・衛星制御装置から衛星電話設備（屋外アンテナ）までのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
		衛星電話設備（携帯型）	・衛星電話設備（携帯型）は，耐震性を有する緊急時対策所に保管し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。
発電所内	無線連絡設備	無線連絡設備（携帯型）	・無線連絡設備（携帯型）は，耐震性を有する緊急時対策所に保管し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。
	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	・携行型有線通話装置は，耐震性を有する緊急時対策所に保管し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）は，耐震性を有する緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）の衛星無線通信装置及び通信機器は，耐震性を有する緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。 ・通信機器から衛星無線通信装置までのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
		ＩＰ電話	
		ＩＰ－ＦＡＸ	

② ＳＰＤＳについて

緊急時対策所のＳＰＤＳデータ表示に係る機能に関しては，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対して機能を維持するように，以下の措置を講じる。

第4－5表　ＳＰＤＳに係る耐震性評価

通信種別	主要設備	耐震設計
原子炉建屋付属棟	データ伝送装置	・データ伝送装置は，耐震性を有する原子炉建屋内に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。
	無線通信装置及び無線通信用アンテナ	・無線通信装置及び無線通信用アンテナは，耐震性を有する原子炉建屋に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。 ・データ伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
建屋間	建屋間伝送ルート	・建屋間伝送ルートは有線系及び無線系回線を確保する設計とする。 ・無線通信装置及び無線通信用アンテナは，耐震性を有する原子炉建屋及び緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。
緊急時対策所	無線通信装置及び無線通信用アンテナ	・無線連絡装置及び無線通信用アンテナは，耐震性を有する緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。 ・緊急時対策支援システム伝送装置から無線通信用アンテナまでのケーブルは，耐震性を有する電線管等に布設する。
	緊急時対策支援システム伝送装置	・緊急時対策支援システム伝送装置は，耐震性を有する緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。
	ＳＰＤＳデータ表示装置	・ＳＰＤＳデータ表示装置は，耐震性を有する緊急時対策所に設置し，固縛又は転倒防止措置を講じるとともに，加振試験等により，基準地震動Ｓ$_s$による地震力に対し，機能喪失しないことを確認する。



第4－1図　ＳＰＤＳの概要

(4)　居住性の確保，放射線量を測定する設備について

緊急時対策所遮蔽，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時対策所エリアモニタについては，基準地震動S_sの地震力に対して機能を維持するように，以下の措置を講じる。

第4－6表　居住性の確保，放射線量の測定する設備に係る耐震性評価

設備	機器	耐震措置
居住性の確保，放射線量の測定	緊急時対策所遮蔽	・耐震性を有する緊急時対策所に設置し，転倒防止の措置を実施する。 ・加振試験等により基準地震動S_sによる地震力に対し，機能が喪失しないことを確認する。
	酸素濃度計	
	二酸化炭素濃度計	
	緊急時対策所エリアモニタ	

5.　添付資料

5.1　チェンジングエリアについて

5.1.1　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当たっては，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき，緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため，身体サーベイ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東海発電所及び東海第二発電所共用とする。

（「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

5.1.2　チェンジングエリアの概要

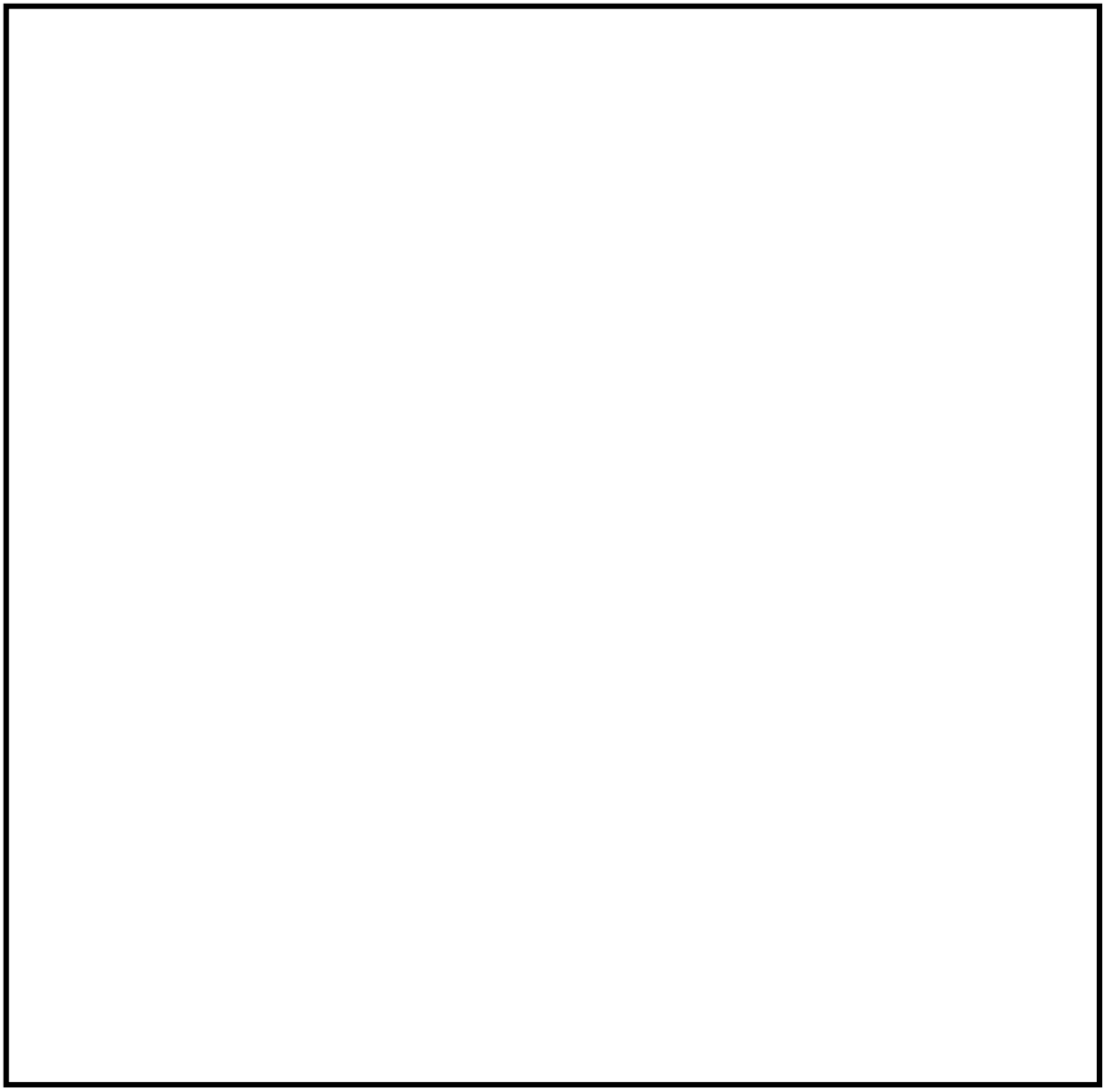
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第5.1－1表のとおり。

第5.1－1表　チェンジングエリアの概要

設営場所	緊急時対策所建屋 1階入口	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため，身体サーベイ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	シート区画化 （緊急時対策所建屋）	通常時より壁，床等について，あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合	緊急時対策所建屋の外側が放射性物質により汚染する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。なお，事故進展の状況，参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し，設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

5.1.3　チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは，緊急時対策所建屋入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは，第5.1－1図のとおり。



第 5.1－1 図　緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

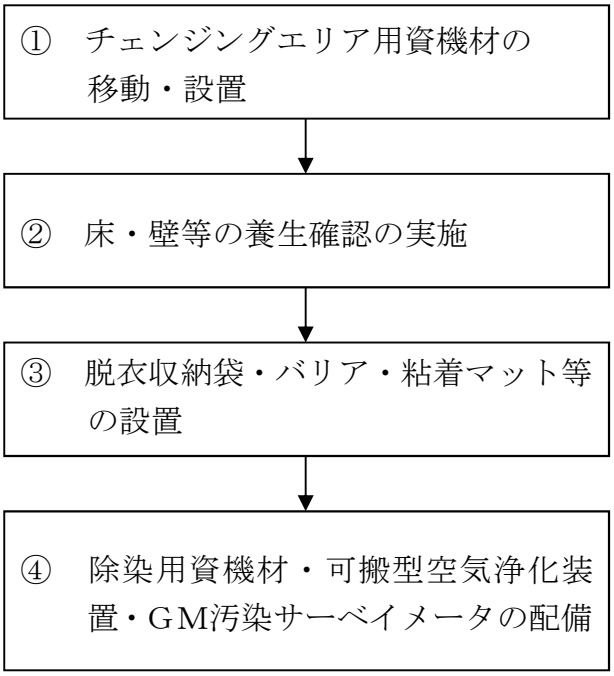
5.1.4　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

(1)　考え方

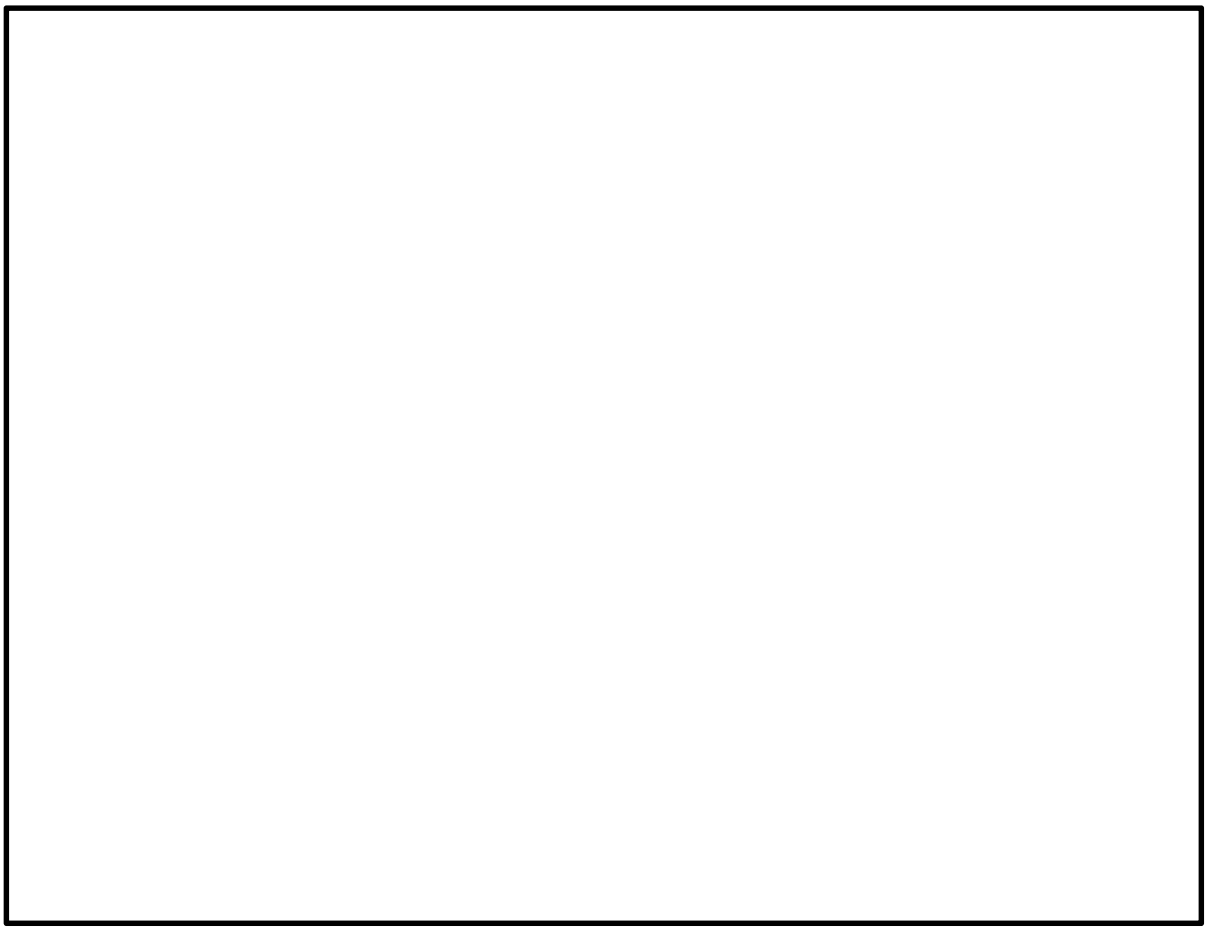
緊急時対策所への放射性物質の持込みを防止するため，第 5.1－2 図の設営フローに従い，第 5.1－3 図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で約 20 分（資機

材運搬に約 4 分を想定及び資機材の設置に訓練実績から約 13 分を確認）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の放射線管理班における重大事故等対応要員 4 名のうちから 2 名以上の要員をチェンジングエリアの設営に割当て行う。設営の着手は，原子力災害特別措置法第 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放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。



第 5.1－2 図　チェンジングエリア設営フロー



＊今後，訓練等で見直しを行う。

第 5.1－3 図　緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2)　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，第 5.1－2 表のとおりとする。

第5.1－2表　チェンジングエリア用資機材

	名称	数量※1
エリア設営用	バリア	8個※2
	簡易シャワー	1式※3
	簡易水槽	1個※3
	バケツ	1個※3
	水タンク	1式※3
	可搬型空気浄化装置	3台※4
消耗品	はさみ，カッター	各3本※5
	筆記用具	2式※6
	養生シート	4巻※7
	粘着マット	3枚※8
	脱衣収納袋	9個※9
	難燃袋	525枚※10
	難燃テープ	12巻※11
	クリーンウェス	32缶※12
	吸水シート	933枚※13

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　各エリア間の5個×1.5倍＝7.5個→8個
※3　エリアの設営に必要な数量
※4　2台×1.5倍＝3台
※5　設置作業用，脱衣用，除染用の3本
※6　サーベイエリア用，除染エリア用の2式
※7　105.5 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90 m^2／巻×1.5倍≒4巻
※8　2枚(設置箇所数)×1.5倍＝3枚
※9　9個(設置箇所数　修繕しながら使用)
※10　50枚／日×7日×1.5倍＝525枚
※11　57.54 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.5→12巻
※12　111名（要員数）×7日×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭取りに各2枚）÷300（枚／缶）×1.5倍＝31.8→32缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
111名（要員数）×7日×4ℓ(1回除染する際の排水量)÷5ℓ(シート1枚の吸水量)×1.5倍＝932.4枚→933枚

5.1.5　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，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理，加圧運転中の緊急時対策所への入室）

(1)　出入管理

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

チェンジングエリアのレイアウトは第5.1－3図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

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

(2)　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・ヘルメット置場で，安全靴，ヘルメット，ゴム手袋（外側），タイベック，アノラック，靴下（外側）等を脱衣する。

・脱衣エリアで，マスク，ゴム手袋（内側），帽子，綿手袋，靴下（内

側）を脱衣する。なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言，防護具の脱衣の補助を行う。

(3)　汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

・脱衣後，サーベイエリアに移動する。

・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。

・汚染基準を満足する場合は，緊急時対策所に移動する。汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。なお，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

(4)　除染

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，クリーンウエスでの拭取りによる除染を基本とするが，拭取りにて除染ができない場合も想定し，汚染箇所を水洗いにて除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

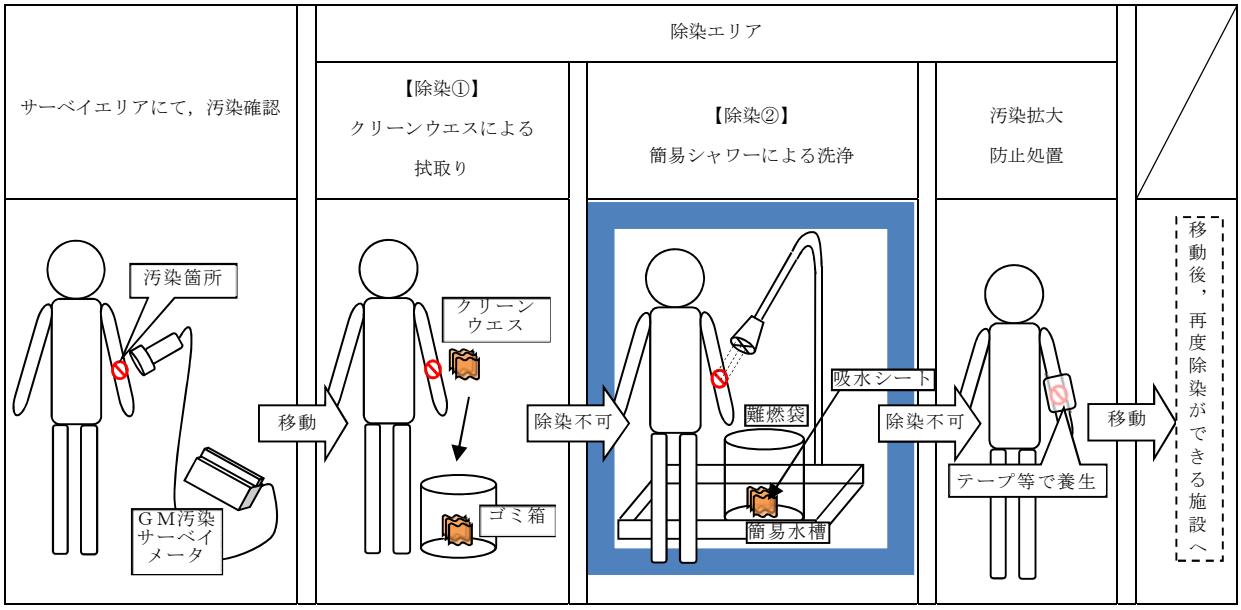
簡易シャワーで発生した汚染水は，第４図のとおり必要に応じて吸水シートへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

・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。

・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。

・再度汚染箇所について汚染検査する。

・汚染基準を満足しない場合は，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。）



第 5.1－4 図　除染及び汚染水処理イメージ図

(5)　着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

・防護具着衣エリアで，綿手袋，靴下内側，靴下外側，帽子，タイベック，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。

・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で，ヘルメット，安全靴等を着用する。

放射線管理班は，要員の作業に応じて，アノラック等の着用を指示する。

(6)　廃棄物管理

緊急時対策所建屋外で活動した要員が脱衣した防護具については，チェ

ンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから，適宜屋外に持ち出し，チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(7)　チェンジングエリアの維持管理

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

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には，表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施する。

(8)　プルーム通過時加圧運転(災害対策本部加圧モード)，プルーム通過後加圧運転(緊対建屋浄化モード)中の緊急時対策所への入室

放射線管理班員は，緊急時対策所が空気加圧されている換気系運転状態（災害対策本部加圧モード，緊対建屋浄化モード）での緊急時対策所への万一の入室に備え，脱衣，汚染検査及び除染を行うための資機材を緊急時対策所を加圧する際に持参保管し,外部からの入室時はエアロック内にて，脱衣，汚染検査及び除染を実施する。また，表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定の結果，エアロック内に汚染が確認された場合は除染を実施する。

5.1.6　チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1)　汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持込みを防止するため，身体サーベイを行うためのサーベイエリア，脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着した放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに，緊急時対策所非常用換気設備により，緊急時対策所の空気を浄化し，緊急時対策所の放射性物質を低減する設計とする。

(2)　可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる汚染拡大防止のため，可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は，最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリア及び靴・ヘルメット置場の空気を浄化するように配置し，汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は，可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。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，仕様等を第5.1－5図に示す。

なお，緊急時対策所はプルーム通過時には，原則出入りしない運用とすることから，チェンジングエリアについてもプルーム通過時は，原則利用しないこととする。したがって，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから，可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

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

備を１台設ける。なお，交換したフィルタ等は，線源とならないよう屋外に保管する。

	○外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 ㎜ ○風　　量：9m^3／min（540m^3／h） ○重　　量：約 50 ㎏ ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） 　　よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	微粒子フィルタ 　微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気が濾材を通過する際に，微粒子が捕集される。 よう素フィルタ 　よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。

第 5.1－5 図　可搬型空気浄化装置の仕様等

(3)　チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアごとに部屋が区分けされており，各部屋の壁・床等について，通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで，チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

また，チェンジングエリア床面については，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積層して貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮している。

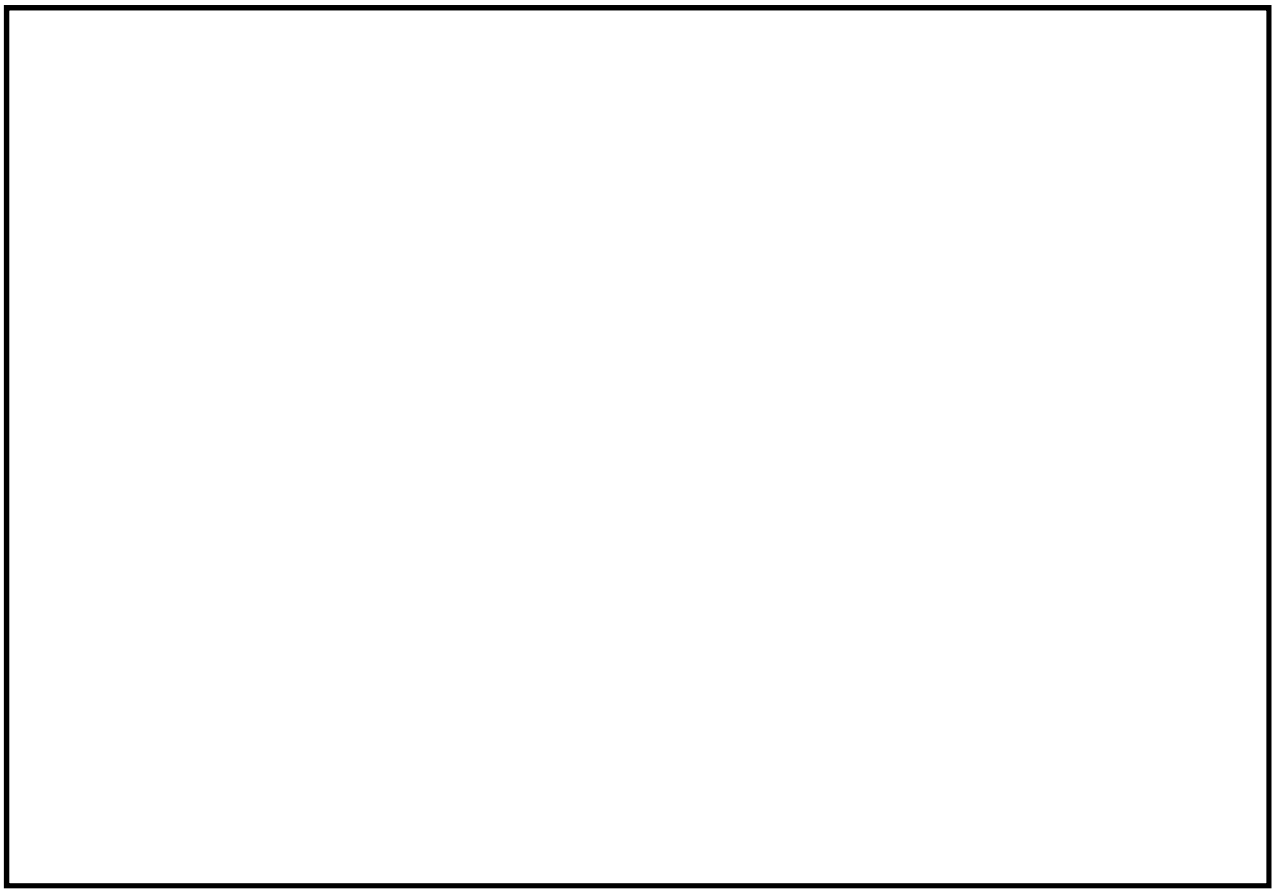
更にチェンジングエリア内には，靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

(4)　チェンジングエリアへの空気の流れ

チェンジングエリアは，一定の気密性が確保された緊急時対策所建屋内の１階に専用で設置し，第 5.1－6 図のように，汚染の区分ごとに空間を区

画し，汚染を管理する。

また,更なる汚染拡大防止のため,可搬型空気浄化装置を 2 台設置する。1 台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し，もう 1 台は，脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し，靴・ヘルメット置場側へ送気することでチェンジングエリアに第 5.1－6 図のように空気の流れをつくり，脱衣による汚染拡大を防止する。



第 5.1－6 図　緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5)　チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所建屋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拡大

していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は，一時的にチェンジングエリアを閉鎖し，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

ただし，緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は，張り替え途中であっても，退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから，退室することは可能である。

また，緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで，脱衣時の接触を防止する。なお，緊急時対策所から退室する要員は，防護具を着用しているため，緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても，汚染が身体に付着することはない。

5.1.7　汚染の管理基準

第5.1－3表のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，第5.1－3表の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第5.1－3表　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相当）	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）：40 Bq／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相当）	原子力災害対策指針におけるＯＩＬ4に準拠
		13,000cpm（40Bq／cm^2相当）	原子力災害対策指針におけるＯＩＬ4【1ヶ月後の値】に準拠

5.1.8　チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は，プルーム通過後現場復旧要員である 18 名を想定し，同時に 18 名の要員がチェンジングエリア内の靴・ヘルメット置場，脱衣エリア，サーベイエリアに待機できる十分な広さの床面積を確保する設計とする。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。

チェンジングエリアへ同時に 18 名の要員が来た場合，全ての要員がチェンジングエリアを退域するまで約 42 分（1 人目の脱衣に 6 分＋その後順次汚染検査 2 分×18 名），仮に全ての要員が汚染している場合でも除染が完了しチェンジングエリアを退域するまで約 78 分（汚染のない場合の 42 分＋除染後の再検査 2 分×18 名）と設定しており，訓練によりこれを下回る時間で退域できることを確認している。

5.2　配備資機材等の数量等について

(1)　通信連絡設備の通信種別と配備台数，電源設備

通信種別	主要設備		台数※2	電源設備（代替電源含む）
発電所内用	無線連絡設備（固定型）		2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	無線連絡設備（携帯型）		20台	充電池
	送受信機（ページング）		3台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
	携行型有線通話装置		4台	乾電池
発電所内外用	電力保安通信用電話設備※1	固定型	4台	非常用ディーゼル発電機 蓄電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		携帯型	40台	非常用ディーゼル発電機 充電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		ＦＡＸ	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	固定型	7台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		携帯型	12台	充電池
	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	2台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
発電所外用	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	1式	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		ＩＰ電話	6台	
		ＩＰ－ＦＡＸ	3台	
	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	1台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	9台	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 緊急時対策所用発電機
		加入ＦＡＸ	1台	

※１：通信事業者回線に接続されており，発電所外への連絡も可能
※２：予備を含む。台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

(2)　放射線管理用資機材

○放射線防護具類

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所建屋	中央制御室※2
タイベック	1,166着※3	17 着※15
靴下	2,332足※4	34 足※16
帽子	1,166個※5	17 個※17
綿手袋	1,166双※6	17 双※18
ゴム手袋	2,332双※7	34 双※19
全面マスク	333個※8	17 個※17
チャコールフィルタ	2,332個※9	34 個※20
アノラック	462着※10	17 着※15
長靴	132足※11	9 足※21
胴長靴	12足※12	9 足※21
高線量対応防護服 （遮蔽ベスト）	15着※13	―
自給式呼吸用保護具	―	9 式※22
バックパック	66個※14	17個※17

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　運転員等は交替のために中央制御室に向かう際に，緊急時対策所建屋より防護具類を持参する。
※3　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5着→1,166着
※4　111名（要員数）×7日×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍＝2,331足→2,332足
※5　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5個→1,166個
※6　111名（要員数）×7日×1.5倍＝1,165.5双→1,166双
※7　111名（要員数）×7日×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍＝2,331双→2,332双
※8　111名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝333個
※9　111名（要員数）×7日×2倍(2個を1セットで使用)×1.5倍＝2,331個→2,332個
※10　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日×1.5倍＝462着
※11　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=132足
※12　4名（重大事故等対応要員4名：放水砲対応）×2倍（現場での交替を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=12足
※13　10名（重大事故等対応要員10名：放水砲，アクセスルート確保，電源確保，水源確保対応））×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15着
※14　44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×1.5倍＝66個

※15　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17着
※16　11名(中央制御室要員数)×2倍（2足を1セットで使用）×1.5倍=33足→34足
※17　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17個
※18　11名(中央制御室要員数)×1.5倍=16.5→17双
※19　11名(中央制御室要員数)×2倍（2双を1セットで使用）×1.5倍=33双→34双
※20　11名(中央制御室要員数)×2倍（2個を1セットで使用）×1.5倍=33個→34個
※21　6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9足
※22　6名（運転員（現場）3名＋重大事故対応要員3名：屋内現場対応）×1.5倍=9式

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について
【緊急時対策所建屋】
全体体制（1日目），東海第二発電所の緊急時対策要員数は111名であり，緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員48名，現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む。）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち，現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は，1日に4回現場に行くことを想定する。また，全要員は，12時間に1回交替することを想定する。
プルーム通過以降（2日目以降）について，現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は，1日に2回現場に行くことを想定する。なお，交替時の放射線防護具類については，交替要員が発電所外から発電所に向かう際（往路）に，発電所外へ移動する（復路）分の防護具類を持参し，原則緊急時対策所建屋内の防護具類は使用しないため考慮しない。
タイベック等（帽子，綿手袋）の配備数は，以下のとおり，上記を踏まえ算出した必要数を上回っており妥当である。
44名×4回＋111名×2交替＋44名×2回×6日＝926 ＜ 1,155
靴下及びゴム手袋は二重にして使用し，チャコールフィルタは2個装着して使用する。靴下等の配備数は，以下のとおり，必要数を上回っており妥当である。
(44名×4回＋111名×2交替＋44名×2回×6日)×2＝1,852 ＜ 2,310
全面マスクは，再使用するため，必要数は交替を考慮して222個（要員数分×2倍）であり，配備数（333個）は必要数を上回っており妥当である。
アノラック，長靴，胴長靴，高線量対応防護服（遮蔽ベスト），自給式呼吸用保護具及びバックパックの配備数は，それぞれ想定する使用者数を上回るよう設定しており妥当である（※10～14参照）。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品　名	配備数※1	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	333台※3	33 台※8
GM汚染サーベイメータ	5台※4	3 台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3 台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	—
可搬型モニタリング・ポスト※2	2台※6	—
ダストサンプラ	2台※7	2 台※7

※1　今後，訓練等で見直しを行う
※2　緊急時対策所の可搬型モニタリング・ポストについては「監視測定設備」の可搬型モニタリング・ポストと兼用する。
※3　111名（要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝333台

※4　身体サーベイ用に3台＋2台（予備）＝5台
※5　現場作業等用に4台＋1台（予備）＝5台
※6　加圧判断用に1台＋１台（予備）＝2台
※7　室内のモニタリング用に1台＋1台（予備）＝2台
※8　11名（中央制御室要員数）×2台（交替時用）×1.5倍＝33台
※9　身体サーベイ用に2台＋1台（予備）＝3台
※10　現場作業等用に2台＋1台（予備）＝3台

○チェンジングエリア用資機材

	名称	数量※1
エリア設営用	バリア	8個※2
	簡易シャワー	1式※3
	簡易水槽	1個※3
	バケツ	1個※3
	水タンク	1式※3
	可搬型空気浄化装置	3台※4
消耗品	はさみ，カッター	各3本※5
	筆記用具	2式※6
	養生シート	4巻※7
	粘着マット	3枚※8
	脱衣収納袋	9個※9
	難燃袋	525枚※10
	難燃テープ	12巻※11
	クリーンウェス	32缶※12
	吸水シート	933枚※13

※1　今後，訓練等で見直しを行う。
※2　各エリア間の5個×1.5倍＝7.5個→8個
※3　エリアの設営に必要な数量
※4　2台×1.5倍＝3台
※5　設置作業用，脱衣用，除染用の3本
※6　サーベイエリア用，除染エリア用の2式
※7　105.5 m^2（床，壁の養生面積）×2（補修張替え等）÷90 m^2／巻×1.5倍≒4巻
※8　2枚(設置箇所数)×1.5倍＝3枚
※9　9個(設置箇所数　修繕しながら使用)
※10　50枚／日×7日×1.5倍＝525枚
※11　57.54 m（養生エリアの外周距離）×2（シートの継ぎ接ぎ対応）×2（補修張替え等）÷30m／巻×1.5倍＝11.5→12巻
※12　111名（要員数）×7日×8枚（マスク，長靴，両手，身体の拭き取りに各2枚）÷300（枚／缶）×1.5倍＝31.08→32缶
※13　簡易シャワーの排水をシートに吸水させることで固体廃棄物として処理する。
111名（要員数）×7日×40ℓ(1回除染する際の排水量)÷5ℓ(シート1枚の給水量)×1.5倍＝932.4枚→933枚

(3)　測定計器

機器名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	個数	1（予備 1）
二酸化炭素濃度計	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S
	個数	1（予備 1）

(4)　情報共有設備等

資機材名	仕様等
社内パソコン （回線，端末）	緊急時対策所での情報共有や必要な資料や書類等を作成するために配備する。
大型メインモニタ	災害対策本部内の要員が必要な情報の共有を行いやすいよう，資料等を表示する大型のモニタを配備する。

(5)　原子力災害対策活動で使用する主な資料

資　　料　　名	
1．組織及び体制に関する資料	（１）原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料 ①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ②東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③災害対策規程 ④東海第二発電所災害対策要領 ⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥東海第二発電所非常時運転手順書 （２）緊急時通信連絡体制資料 ①東海第二発電所災害対策要領 ②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領
2．放射能影響推定に関する資料	（１）気象観測関係資料 ①気象観測データ （２）環境モニタリング資料 ①空間線量モニタリング配置図 ②環境試料サンプリング位置図 ③環境モニタリング測定データ （３）発電所設備資料 ①主要系統模式図 ②原子炉設置（変更）許可申請書 ③系統図 ④施設配置図 ⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥主要設備概要 ⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表 （４）周辺人口関連データ ①方位別人口分布図 ②集落別人口分布図 ③周辺市町村人口表 （５）周辺環境資料 ①周辺航空写真 ②周辺地図（2万5千分の１） ③周辺地図（5万分の１） ④市町村市街図
３．事業所外運搬に関する資料	（１）全国道路地図 （２）海図（日本領海部分） （３）ＮＦＴ－３２Ｂ型核燃料輸送物設計承認書

(6)　その他資機材等

品　名	保管数	考え方
食料	2,331 食	111 名×7 日×3 食
飲料水	1,554 本	111 名×7 日×2 本（1.5ℓ／本）※1
安定ヨウ素剤	1,776 錠	111 名×(初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠×6 日)×2 倍
簡易トイレ※2	一式	－

※1　飲料水1.5ℓ容器での保管の場合（要員１名あたり１日３ℓを目安に配備）
※2　プルーム通過中に災害対策本部室から退出する必要がないように，連続使用可能なトイレを配備する。

(7)　放射線計測器について

①　緊急時対策所エリアモニタ

ａ．使用目的

緊急時対策所の放射線量率の監視，測定及び緊急時対策所等の加圧エリアの加圧判断に用いる。

ｂ．配備台数

故障等により使用できない場合を考慮し，予備も含め2台配備する。

ｃ．測定範囲：B.G～999.9mSv／h

ｄ．電源：AC100V

第 5.2－1 図　可搬型エリアモニタ

② ＧＭ汚染サーベイメータ

ａ．使用目的

屋外で作業した要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認する。

ｂ．配備台数

・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために 1 台，除染エリアにて除染後の再検査のために 1 台使用する。

・また，緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために 1 台使用する。

・3 台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時のバックアップとして予備 2 台の計 5 台を配備する。

ｃ．測定範囲：0 ～ 1×10^{2} kcpm

ｄ．電源：乾電池 4 本[連続 100 時間以上]

第 5.2－2 図　ＧＭ汚染サーベイメータ

③ 電離箱サーベイメータ

ａ．使用目的

現場作業を行う要員等の過剰な被ばくを防止するため，作業現

場等の放射線量の測定に使用する。

b．配備台数

線量が高くなることが想定される原子炉建屋等近傍の作業用3台，緊急時対策所の環境測定用1台及び故障等により使用できない場合の予備用1台の計5台配備する。

c．測定範囲：0.001mSv／h ～ 1000mSv／h

d．電源：乾電池4本[連続100時間以上]

第5.2－3図　電離箱サーベイメータ

○電離箱サーベイメータの配備数根拠について

・電離箱サーベイメータは，屋外作業現場等の放射線測定を行い，要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。

・電離箱サーベイメータは，線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使用できるよう，大気への放射性物質の拡散を抑制するための作業用として１台（①）及び格納容器ベントの実施により屋外の線量が上昇した状況下において原子炉建屋等近傍で行う作業用として２台（②，③）並びに緊急時対策所の環境測定用として１台（④）の計４台を配備するとともに，さらに，故障点検時の予備用の１台を配備する。

・なお，各要員の着用する電子式個人線量計の発する音により，要員周辺の線量率の上昇を把握することで，過剰な被ばくを防止することも可能である。

電離箱サーベイメータを携行する作業

作　業	備　考	配備数（台）
①放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	・原子炉建屋近傍で行う作業 ・作業場所（放水砲設置場所）は１ヶ所のため，１台で対応可能	1
②格納容器圧力逃がし装置スクラビング水補給作業	・格納容器圧力逃がし装置格納槽近傍作業（格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定） ・作業場所は１ヶ所のため１台で対応可能	1
③可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給作業，タンクローリによる燃料給油操作	・原子炉建屋近傍を通過する作業 ・水源補給作業開始後に燃料給油操作を行うため１台で対応可能	1
④緊急時対策所（チェンジングエリアを含む）の環境測定	・緊急時対策所の環境測定（居住性確保） ・緊急時対策所を携行して使用するため，１台で対応可能	1
合　計	―	4 （予備１）

○ＧＭ汚染サーベイメータの配備数根拠について

・ＧＭ汚染サーベイメータは，屋外から緊急時対策へ入室する現場で作業を行った要員の身体等の汚染検査を行うために使用する。

・チェンジングエリア内のサーベイエリアにて汚染検査のために１台，除染エリアにて除染後の再検査のために１台使用する。

・また，緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために１台使用する。

・３台に加えて汚染検査の多レーン化等柔軟なチェンジングエリアの運用及び故障点検時の予備として予備２台の計５台を配備する。

5.3　通信連絡設備の必要な容量及びデータ回線容量について

緊急時対策所に配備している通信連絡設備の容量及び事故時に想定される必要な容量は第5.3－1表のとおりである。

第5.3－1表　緊急時対策所の通信連絡設備の必要容量

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">通信回線種別</th><th colspan="2" rowspan="2">主要設備</th><th colspan="3">必要回線容量※2</th><th rowspan="2">回線容量</th></tr>
<tr><th>主要設備</th><th>その他※3</th><th></th></tr>
<tr><td>電力保安通信用回線</td><td>無線系回線</td><td colspan="2">電力保安通信用電話設備※1
（固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ）</td><td>384kbps</td><td>5616kbps</td><td>6Mbps</td><td>6Mbps</td></tr>
<tr><td rowspan="6">通信事業者回線</td><td rowspan="3">有線系回線</td><td rowspan="3">加入電話設備</td><td>加入電話</td><td>10回線</td><td>－</td><td>10回線</td><td>10回線</td></tr>
<tr><td>加入ＦＡＸ</td><td>2回線</td><td>－</td><td>2回線</td><td>2回線</td></tr>
<tr><td>電力保安通信用電話設備接続※1</td><td>98回線</td><td>－</td><td>98回線</td><td>98回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">衛星系回線</td><td rowspan="2">衛星電話設備</td><td>衛星電話
（固定型）</td><td>9回線</td><td>－</td><td>9回線</td><td>9回線</td></tr>
<tr><td>衛星電話
（携帯型）</td><td>13回線</td><td>－</td><td>13回線</td><td>13回線</td></tr>
<tr><td>有線系回線</td><td colspan="2">専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）</td><td>2回線</td><td>－</td><td>2回線</td><td>2回線</td></tr>
<tr><td rowspan="10">通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク）</td><td rowspan="5">有線系回線</td><td rowspan="4">統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備</td><td></td><td>2.9Mbps</td><td rowspan="5">－</td><td rowspan="5">2.9Mbps</td><td rowspan="5">5Mbps</td></tr>
<tr><td>ＩＰ電話</td><td>（640kbps）</td></tr>
<tr><td>ＩＰ－ＦＡＸ</td><td>（256kbps）</td></tr>
<tr><td>テレビ会議システム</td><td>（2Mbps）</td></tr>
<tr><td colspan="2">データ伝送設備
（緊急時対策支援システム伝送装置）</td><td>（32kbps）</td></tr>
<tr><td rowspan="5">衛星系回線</td><td rowspan="4">統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備</td><td></td><td>226kbps</td><td rowspan="5">－</td><td rowspan="5">226kbps</td><td rowspan="5">384kbps</td></tr>
<tr><td>ＩＰ電話</td><td>（16kbps）</td></tr>
<tr><td>ＩＰ－ＦＡＸ</td><td>（50kbps）</td></tr>
<tr><td>テレビ会議システム</td><td>（128kbps）</td></tr>
<tr><td colspan="2">データ伝送設備
（緊急時対策支援システム伝送装置）</td><td>（32kbps）</td></tr>
</table>

各容量については，今後の詳細設計により，変更となる可能性がある。
※1　加入電話に接続されており，発電所外への連絡も可能である。
※2　（）は内訳を示す。
※3　その他容量は，実測データも含まれていることから，小さな変動の可能性がある。

5.4　ＳＰＤＳのデータ伝送概要とパラメータについて

緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，中央制御室に設置するデータ伝送装置からデータを収集し，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる設計とする。

また，緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）への伝送については，緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常のデータ伝送ラインが使用できない場合，緊急時対策所建屋に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，バックアップ伝送ラインにより中央制御室に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは，2 週間分（1 分周期）のデータが保存され，ＳＰＤＳデータ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

ＳＰＤＳパラメータについては，緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

「炉心反応度の状態」，「炉心冷却の状態」，「原子炉格納容器内の状態」，「放射能隔離の状態」，「非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等」の確認に加え，「使用済燃料プールの状態」の把握，並びに「環境の情報」が把握できる設計とする。

また，これらのパラメータ以外にも，「水素爆発による格納容器の破損防止」，「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」，「津波監視」に必要なパラメータを収集し，緊急時対策所に設置するＳＰＤＳデータ表示装置において確認できる設計とするとともに，今後の監視パラメータ追加や機能拡張等を考慮した設計とする。

ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータを第 5.4－1 表に示す。

第 5.4－1 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(1/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装　平均	○	○	－
	平均出力領域計装　A	○	○	○
	平均出力領域計装　B	○	○	○
	平均出力領域計装　C	○	○	－
	平均出力領域計装　D	○	○	－
	平均出力領域計装　E	○	○	－
	平均出力領域計装　F	○	○	－
	起動領域計装　A	○	○	○
	起動領域計装　B	○	○	○
	起動領域計装　C	○	○	○
	起動領域計装　D	○	○	○
	起動領域計装　E	○	○	○
	起動領域計装　F	○	○	○
	起動領域計装　G	○	○	○
	起動領域計装　H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	－
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(ＳＡ)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ａ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｂ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｃ	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	－
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	－
	原子炉給水流量	○	○	－

※　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4－1 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(2/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　２Ｃ遮断器(660)閉	○	○	－
	Ｄ／Ｇ　２Ｄ遮断器(670)閉	○	○	－
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ遮断器(680)閉	○	○	－
	圧力容器フランジ温度	○	○	－
	125V 系蓄電池Ａ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池Ｂ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	○	○	○
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧	○	○	○
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ｂ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ｂ)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4－1 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(3/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	サプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	－
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器内水素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4－1 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(4/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系 Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｃ注入弁全開	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ａ（全開）	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ｂ（全開）	○	○	－
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタＡ	○	○	－
	主排気筒放射線モニタＢ	○	○	－
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	－
	主蒸気管放射線モニタ(Ａ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｂ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｃ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｄ)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ａ	○	○	－
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ｂ	○	○	－
	ＮＳ４内側隔離	○	○	－
	ＮＳ４外側隔離	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
環境の情報確認	ＳＧＴＳ Ａ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳ Ｂ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ｂ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ｂ	○	○	－

※　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4－1 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(5/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
環境の情報確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(Ｔ－２)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)広域レンジ	○	○	－
	大気安定度　10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	可搬型モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所）	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＮＥ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｅ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＳＷ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｓ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＳＥ)	○	○	○
	風向（可搬型）	○	○	○
	風速（可搬型）	○	○	○
	大気安定度（可搬型）	○	○	○

※　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 5.4－1 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧(6/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等	自動減圧系　Ａ作動	○	○	－
	自動減圧系　Ｂ作動	○	○	－
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＡ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＢ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＣ起動	○	○	－
	残留熱除去系Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｃ注入弁全開	○	○	－
	全制御棒全挿入	○	○	－
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

5.5　緊急時対策所の要員数とその運用について

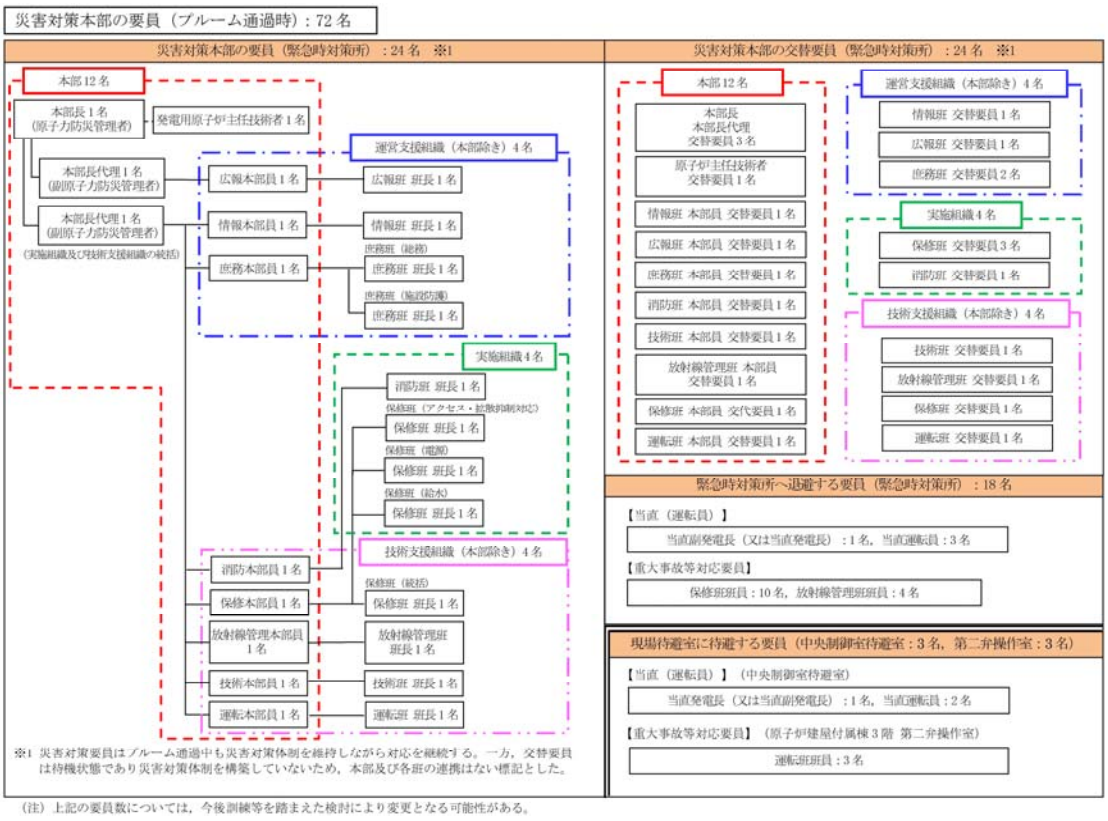
収容場所・収容可能人数		収容する要員	収容場所の対策
災害対策本部室 （約350m^2）	100名	・重大事故等に対処するために必要な指示をする要員 ・事故の抑制に必要な要員等	プルーム通過時の希ガス対策（空気ボンベによる正圧維持）実施
宿泊・休憩室 （約70m^2）		・重大事故等の対処，抑制をするための交替要員，待機要員	

緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）のレイアウトを第 5.5－1 図に示す。

第 5.5－1 図　緊急時対策所のレイアウト（緊急時対策所建屋 2 階平面図）

＊今後の設計により変更になる場合あり

プルーム通過に伴い緊急時対策所にとどまる要員については，プルーム通過中の被ばくを極力抑える観点から最小要員にて対応する及びプルーム通過中及び通過後に必要な業務に対応できるようにするとの考え方から，第 5.5－2 図に基づく要員数を確保する。



（注）上記の要員数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第5.5－2図　プルーム通過に伴い発電所内（緊急時対策所他）にとどまる要員

プルーム通過中においても，重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある最低必要な要員は，休憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して，(1)重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員48名と，(2)原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員18名の合計の66名としている。

なお，この要員数を目安として，発電所災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

(1)　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

プルーム通過中の状況監視及び通過後においても継続して，緊急時対策所において発電所災害対策本部機能を維持し，必要な指揮・対応を行うために必要な要員数を確保する。必要な要員数については第5.5－1表に示す。

第 5.5－1 表　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策本部長他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員として，本部長，本部長代理，原子炉主任技術者がとどまる。	4 名	48 名
各班本部員，班長	各作業班の要員については，本部長からの指揮を受け，重大事故等に対処するために，各本部員及び各班長がとどまる。	20 名	
交替要員	上記，本部長，本部長代理，原子炉主任技術者の交替要員 4 名及び各作業班の本部員，班長の交替要員 20 名を確保する。	24 名	

（注）人数については，今後，訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

(2)　原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員

原子炉格納容器の破損等重大事故等に対して，プルーム通過後に放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置を行うための必要な要員数を確保する。必要な要員数については第 5.5－2 表に示す。

第 5.5－2 表　原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員
（緊急時対策所及び現場待避室に退避する要員）

対応班	対応	対応内容及び必要な要員	人数		合　計
			緊対所	待避室	
運転員 （当直運転員）	運転状態の監視	プルームの通過に伴い，3 名が中央制御室の待避室へ，4 名が緊急時対策所に退避	4 名	3 名	24 名
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの弁操作に関する現場対応として，第二弁操作室（付属棟 3 階）に待避	－	3 名	
庶務班要員	災害対策本部の運営	要員・資機材の調達，所内警備，退避誘導	－	－	
保修班要員	放射性物質の拡散抑制対応	・可搬型代替注水大型ポンプ車（放水用）のポンプ操作・監視（2 名） ・放水砲設備の操作，管理（2 名）	4 名	－	
	水源確保・注水	ハイドロポンプ車による使用済燃料プールへの水の補給操作，水源確保	2 名	－	
	燃料の給油	ポンプ車，電源車等の可搬型設備への燃料給油（タンクローリーの運転操作）	2 名	－	
	電源供給・確保	電源車の運転操作・監視	2 名	－	
放射線管理班要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリングの実施	4 名	－	
合　計			18 名	6 名	

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう，整備した設備等の手順書を制定し，訓練実施することにより必要な力量を習得・維持する。

（注）人数については，今後，訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

5.6　原子力警戒体制，緊急時体制について

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害の拡大の防止，その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，第5.6－1表に定める異常・緊急時の情勢に応じて防災体制を区分する。

第5.6－1表　防災体制の区分と緊急時活動レベル（ＥＡＬ）(1/2)

防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
警戒事態	警戒事態	○原子力防災管理者（所長）が，警戒事象（右の事象の種類参照）の発生について連絡を受け，又は自ら発見したとき。 ○原子力規制委員会より，警戒事態とする旨の連絡があったとき。	その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが，原子力施設における異常事象の発生又は，そのおそれがある状態が発生	(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ (AL21)原子炉冷却材の漏えい (AL22)原子炉給水機能の喪失 (AL23)原子炉除熱機能の一部喪失 (AL25)全交流電源喪失のおそれ (AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 (AL30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42)単一障壁の喪失または喪失可能性 (AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	(AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53)重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ ○外的事象（自然災害） ・大地震の発生，大津波警報の発令，竜巻等の発生 ○外的事象 ・原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部の設置を判断した場合 ○その他原子力施設の重要な故障等 ・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等
非常事態	施設敷地緊急事態（原災法第10条事象）	○原子力防災管理者（所長）が，特定事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け，又は自ら発見したとき。	原子力施設において，公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が発生	(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出 (SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE06)施設内（原子炉外）臨界事故のおそれ (SE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能 (SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ (SE23)残留熱除去機能の喪失 (SE25)全交流電源の30 分以上喪失 (SE27)直流電源の部分喪失	(SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41)格納容器健全性喪失のおそれ (SE42)２つの障壁の喪失または喪失可能性 (SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 (SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52)所内外通信連絡機能の全て喪失 (SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生

第5.6－1表　防災体制の区分と緊急時活動レベル（ＥＡＬ）(2/2)

防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
非常事態	全面緊急事態（原災法第15 条事象）	○原子力防災管理者（所長）が，原災法第15条第1項に該当する事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け，又は自ら発見したとき，若しくは内閣総理大臣が原災法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を行ったとき。	原子力施設において，公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が発生	(GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06)施設内（原子炉外）での臨界事故 (GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22)原子炉注水機能の喪失 (GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	(GE25)全交流電源の1 時間以上喪失 (GE27)全直流電源の５分以上喪失 (GE28)炉心損傷の検出 (GE29)停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41)格納容器圧力の異常上昇 (GE42)２つの障壁の喪失及び１つの障壁の喪失または喪失可能性 (GE51)原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 (GE55)住民の避難を開始する必要がある事象発生

※EAL：Emergency Action Level AL：Alert SE：Site area Emergency GE：General Emergency

5.7　災害対策本部室内における各機能班との情報共有について

災害対策本部室内における各機能班，本店対策本部との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。（第 5.7－1 図参照）

今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

ａ．プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

①　情報班が通信連絡設備を用い発電長又は情報班員からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報については災害対策本部に報告する。

②　技術班は，ＳＰＤＳデータ表示装置によりプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。

③　各作業班は，適宜，入手した発電用原子炉の状態，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜ＯＡ機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，災害対策本部室内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。

④　災害対策本部長代理は，本部と各機能班の発話，情報共有記録をもとに全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めるとともに，プラントの状況，今後の対応方針について災害対策本部内に説明し，状況認識，対応方針の共有化を図る。

⑤　災害対策本部長代理は，定期的に対外対応を含む対応戦略等を災害対策本部要員と協議し，その結果を災害対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。

⑥　情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の発話内容をＯＡ機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を記録・保存し，情報共有を図る。

ｂ．指示・命令，報告

① 災害対策本部内において，指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，発電用原子炉の状態や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。

② 災害対策本部長は，災害対策本部長代理からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。

③ 災害対策本部長代理は，実施組織及び支援組織の各班の作業及び関連する情報の報告を受けて取り纏め，災害対策本部長に報告する。また，実施組織及び支援組織の各班の本部員に具体的な指示・命令を行う。

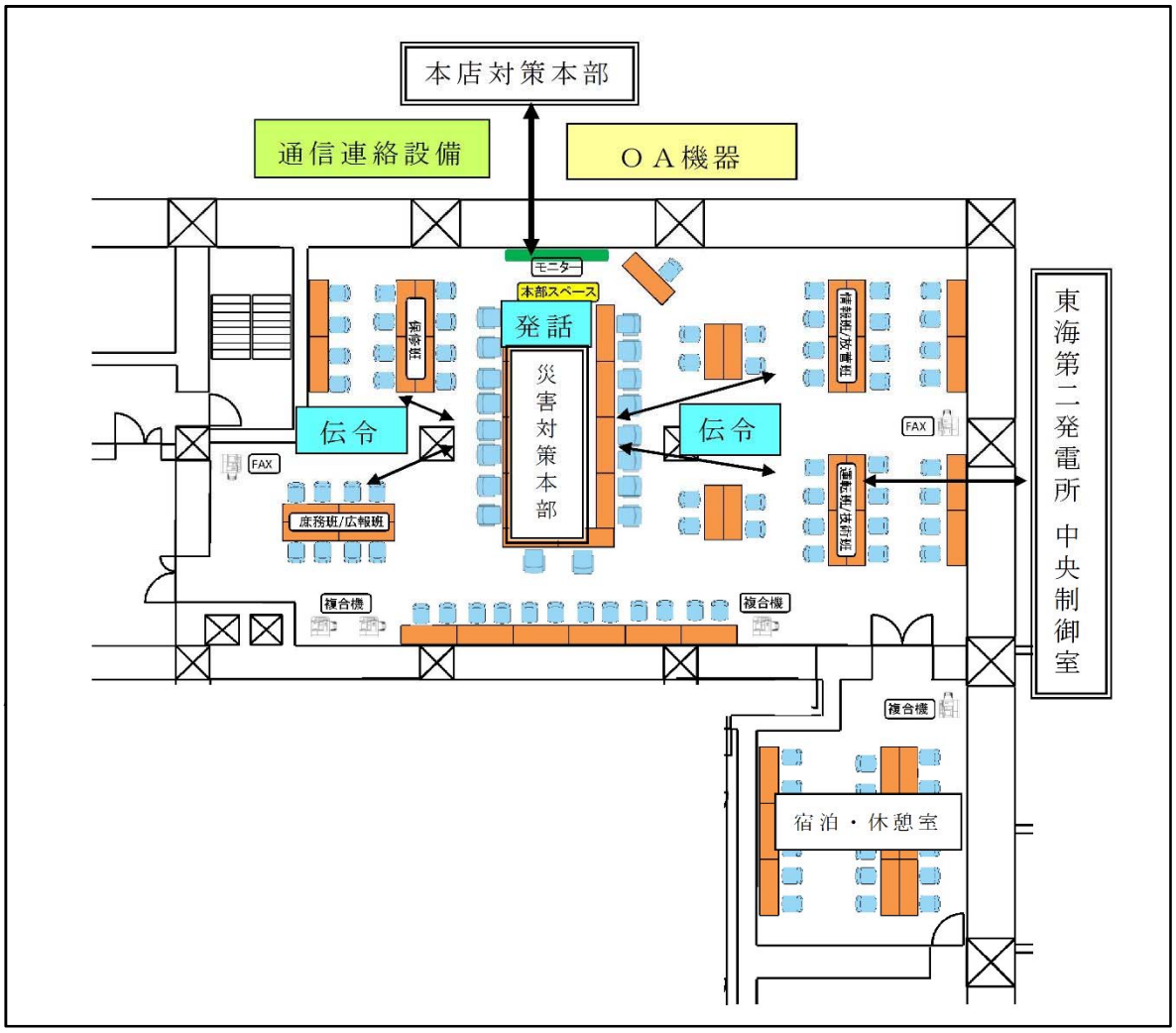
③ 各本部員は，配下の各班長から報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について災害対策本部内で適宜発話し情報共有するとともに，災害対策本部長代理に報告する。

④ 各作業班長は，各班員に対応の指示を行うとともに，班員の対応状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ報告する。

⑤ 情報班を中心に，災害対策本部長，災害対策本部長代理，各本部員の指示・命令，報告，発話内容をホワイトボード等への記載，並びにＯＡ機器内の共通様式に入力することで，災害対策本部内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。

ｃ．本店対策本部との情報共有

災害対策本部と本店対策本部間の情報共有は，テレビ会議システム，通信連絡設備，ＯＡ機器内の共通様式を用いて行う。



（注）緊急時対策所災害対策本部室内の配置については，今後訓練等の結果を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.7－1 図　緊急時対策所災害対策本部における各機能班，本店対策本部との情報共有イメージ

5.8　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），第８条及び第４１条（火災による損傷の防止）への適合方針について

(1)　緊急時対策所に関する追加要求事項のうち,設置許可基準規則第６条(外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は第5.8－1表から第5.8－3表のとおりである。

第5.8－1表　「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）要求事項

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）	設置許可基準規則の解釈 第６条（外部からの衝撃による損傷の防止）
安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 ２ 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。	１　第６条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。 ２　第１項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。 ３　第１項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。 ４　第２項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成２年８月３０日原子力安全委員会決定）の「Ｖ．２．（２）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。

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）	設置許可基準規則の解釈 第６条（外部からの衝撃による損傷の防止）
３ 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。	５　第２項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。 ６　第２項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。 ７　第３項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。 ８　第３項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の飛来物（航空機落下）については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成１４年７月３０日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。

第 5.8－2 表　想定される自然現象への適合方針

自然現象	適合方針（方策・評価等）
洪水	・敷地の地形及び表流水の状況から，洪水による被害が生じることはない。
風（台風）	・緊急時対策所は，建築基準法施行令に定められた東海村の基準風速 30m／s に対して，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。 ・風（台風）の発生による飛来物の影響は，竜巻影響評価において想定している影響に包絡されている。
竜巻	・緊急時対策所は，最大風速 100m／s の竜巻による設計荷重（風圧力による荷重，気圧差による荷重，飛来物による衝撃及びその他組合せ荷重）を考慮し，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。 なお，緊急時対策所建屋に対する竜巻飛来物の影響評価を行い，緊急時対策所に期待する機能（内部設備の外殻防護，遮蔽）は維持されると判断した。
凍結	・主要設備類は換気空調設備により環境温度を維持した建屋内に配備する設計としている事から影響は生じない。また，屋外設備については保温等の凍結防止対策を行うことにより，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
降水	・構内排水路による排水等により緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
積雪	・緊急時対策所は，建築基準法施行令に定められた東海村の基準積雪深は 30cm に対して，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。さらに，除雪を行うことで，荷重の低減が可能である。
落雷	・緊急時対策所は，避雷設備を設置するとともに，構内接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
火山の影響	・緊急時対策所は，発電所で想定される堆積厚さ 50cm の降下火砕物，積雪及び風荷重を考慮し，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。さらに，降下火砕物の除去を行うことで，荷重の低減が可能である。
生物学的事象	・緊急時対策所は，ネズミ等の小動物に対して侵入防止対策を施すことで，緊急時対策所機能を損なわない設計とする。
森林火災	・緊急時対策所は，森林火災からの延焼を防止するため防火帯内側に設置する。また，森林火災の輻射熱の影響に対して，森林との間に適切な離隔距離を確保することで，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。 ・ばい煙等の二次的影響に対して，外気取込の給気口を森林部と反対の建屋側面に敷設することで，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
高潮	・緊急時対策所は，高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

第 5.8－3 表　想定される外部人為事象への適合方針

外部人為事象	適合方針（方策・評価等）
飛来物（航空機落下）	・原子炉施設等への航空機の落下確率は防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7}回／炉・年を超えないため，飛来物（航空機落下）による防護については考慮不要である。
ダムの崩壊	・発電所敷地の北側に久慈川が位置しており，その支線の上流約 30km にダムが存在するが，久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進していること，久慈川河口に対して標高 3～21m の上り勾配となっていることから，発電所敷地がダムの崩壊により影響をうけることはない。
爆発	・石油コンビナート，近隣工場及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して，離隔距離が確保されている。 ・発電所周辺を通行する燃料輸送車両の爆発による飛来物の衝撃を考慮し，緊急時対策所機能を損なうことのない設計とする。
近隣工場等の火災	・石油コンビナート，近隣工場，発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両，発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して，離隔距離が確保されている。
有毒ガス	・固定施設（石油コンビナート等）及び可動施設（陸上輸送，海上輸送）において流出する有毒ガスに対して，離隔距離が確保されている。
船舶の衝突	・緊急時対策所は，船舶の衝突の影響を受けない敷地高さに設置する。
電磁的障害	・日本工業規格（JIS）等に基づき，ラインフィルタや絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入を防止するとともに，鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。

(2)　緊急時対策所に関する追加要求事項のうち，設置許可基準規則第８条及び第４１条（火災による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

第 5.8－4 表　設置許可基準規則第８条（火災による損傷の防止）要求事項

設置許可基準規則 第８条（火災による損傷の防止）	設置許可基準規則の解釈 第８条（火災による損傷の防止）
設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。	１　第８条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。 また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。 したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。 ２　第８条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその付属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））に適合するものであること。
２ 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。	３　第２項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。

第 5.8－5 表　設置許可基準規則第４１条(火災による損傷の防止）要求事項

設置許可基準規則 第４１条（火災による損傷の防止）	設置許可基準規則の解釈 第４１条（火災による損傷の防止）
重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。	１　第４１条の適用に当たっては、第８条第１項の解釈に準ずるものとする。

第 5.8－6 表　火災による損傷の防止への適合方針

事象	適合方針（方策・評価等）
内部火災	・火災の発生防止並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護対策(不燃性・難燃性内装材料，耐火壁等）を講じ，緊急時対策所機能を損なわない設計とする。 ・火災の早期感知については，火災時に炎が生じる前の発煙段階から感知できるよう，異なる２種類の感知器（熱感知器と煙感知器）を組み合わせて設置する設計とする。感知器は，外部電源が喪失場合においても電源を確保する設計とし，中央制御室等にて適切に監視できる設計とする。 ・消火設備については，各種消火器を適切に設置するとともに，火災によって煙が充満し消火が困難となる可能性のある建屋内には，固定式消火設備を配備する設計とする。

61－10　緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

目 次

1. 新規制基準への適合状況・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・61－10－1

2. 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について・・・・・・・・・・・・61－10－3

・添付資料 1　緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件・・・61－10－12

・添付資料 2　被ばく評価に用いた気象資料の代表性・・・・・・・・・61－10－37

・添付資料 3　線量評価に用いる大気拡散評価・・・・・・・・・・・・・・・61－10－68

・添付資料 4　地表面への沈着速度の設定について・・・・・・・・・・・・61－10－70

・添付資料 5　エアロゾルの乾性沈着速度について・・・・・・・・・・・・61－10－76

・添付資料 6　グランドシャインの評価方法・・・・・・・・・・・・・・・・61－10－84

・添付資料 7　事故発生時の換気系運転モードについて・・・・・・・61－10－89

・添付資料 8　放射性物質の放出継続時間について・・・・・・・・・・・・61－10－93

・添付資料 9　コンクリート密度の根拠について・・・・・・・・・・・・・61－10－94

・添付資料 10　審査ガイド※1への適合状況について・・・・・・・・・・・61－10－97

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

1.　新規制基準への適合状況

実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所），実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則　第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

新規制基準の項目		適合状況
1	第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に掲げるものでなければならない。 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な措置を講じたものであること。 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。	重大事故等が発生した場合においても，緊急時対策所により，当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じることができる。
2	緊急時対策所は，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。	

実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則第六十一条（緊急時対策所），実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則　第七十六条（緊急時対策所）

～抜粋～

新規制基準の項目		適合状況
1,2	【解釈】 1　第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ｅ）緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	緊急時対策所の居住性については，実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイドに基づき評価した。結果，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している（約35mSv／7日間）。なお，想定する放射性物質の放出量等は東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と想定し，マスクの着用なし，交替要員体制なし及び安定ヨウ素剤の服用なしとして評価した。

2.　緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の緊急時対策所の居住性評価に当たっては，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という）に基づき，評価を行った。審査ガイドへの適合状況について添付資料 10 に示す。

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価の結果，実効線量で約 35mSv／7 日間であり，対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

(1)　想定する事象

想定する事象については，「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等」とした。なお，想定する放射性物質等に関しては，審査ガイドに基づき評価を行った。

(2)　大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は，東海第二発電所が発災するものとし，放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。評価に用いた放出放射能量を第 1－1 表に示す。また，放出量評価条件については，添付資料 1 第 1－1－1 表に示す。

第1－1表　大気中への放出量（gross値）

核種グループ	放出放射能量（Bq）
希ガス類	約8.4×10^{18}
よう素類	約2.9×10^{17}
Ｃｓ類	約2.4×10^{16}
Ｔｅ類	約7.1×10^{16}
Ｂａ類	約2.6×10^{15}
Ｒｕ類	約1.3×10^{10}
Ｃｅ類	約8.7×10^{13}
Ｌａ類	約1.2×10^{13}

(3)　大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は，大気拡散の評価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，2005年4月～2006年3月の1年間における気象データを使用した。気象データの代表性については，添付資料2に示す。

相対濃度及び相対線量の評価結果は，第1－2表に示すとおりである。また，大気拡散評価条件については，添付資料1第1－1－2表及び添付資料3に示す。

第1-2表　相対濃度及び相対線量

評価対象	相対濃度 χ／Q（s／m^3）	相対線量 D／Q（Gy／Bq）
緊急時対策所	約1.1×10^{-4}	約6.1×10^{-19}

(4)　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線評価

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による対策要員の実効線量は，施設の位置，建屋の配置及び形状等から評価した。直接ガンマ線は点減衰核積分コードＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ，スカイシャインガンマ線は一次元輸送計算コードＡＮＩＳＮ及び1回散乱計算コードＧ３３－ＧＰ２Ｒを用いて評価した。

(5)　緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては，放射性物質の放出が事故発生後 24 時間から34時間まで継続し，事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから

7 日間緊急時対策所に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は，第 1－1 図に示す①～④のとおりである。被ばく経路のイメージ図を第 1－2 図に示す。また，緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要条件を第 1－4 表に示す。

ａ．原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による緊急時対策所での外部被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による緊急時対策所での対策要員の外部被ばくは，前述(4)の方法で実効線量を評価した。評価条件については，添付資料 1 第 1－1－6 表及び第 1－1－7 表に示す。

ｂ．大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャイン）による緊急時対策所での外部被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からの，ガンマ線による緊急時対策所での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と緊急時対策所の建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。評価条件については，添付資料 1 第 1－1－3 表に示す。

ｃ．外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所での被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は，外気から緊急時対策所に取り込まれる。緊急時対策所及び浄化エリアに取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく

の和として実効線量を評価した。

緊急時対策所及び浄化エリアの放射性物質濃度の計算に当たっては，緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所を正圧にすることで，プルーム通過中及びプルーム通過後の１時間は，緊急時対策所への放射性物質の侵入を防止する効果を考慮した。また，浄化エリアは，換気設備により正圧にすることで，フィルタを通らない外気の侵入を防止する効果を考慮した。なお，マスクの着用なしとして評価した。評価条件については，添付資料１第１－１－４表，第１－１－８表及び第１－１－９表に示す。

また，事象発生時の換気系の運転モードについて添付資料７に示す。

ｄ．大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による緊急時対策所での外部被ばく（経路④）

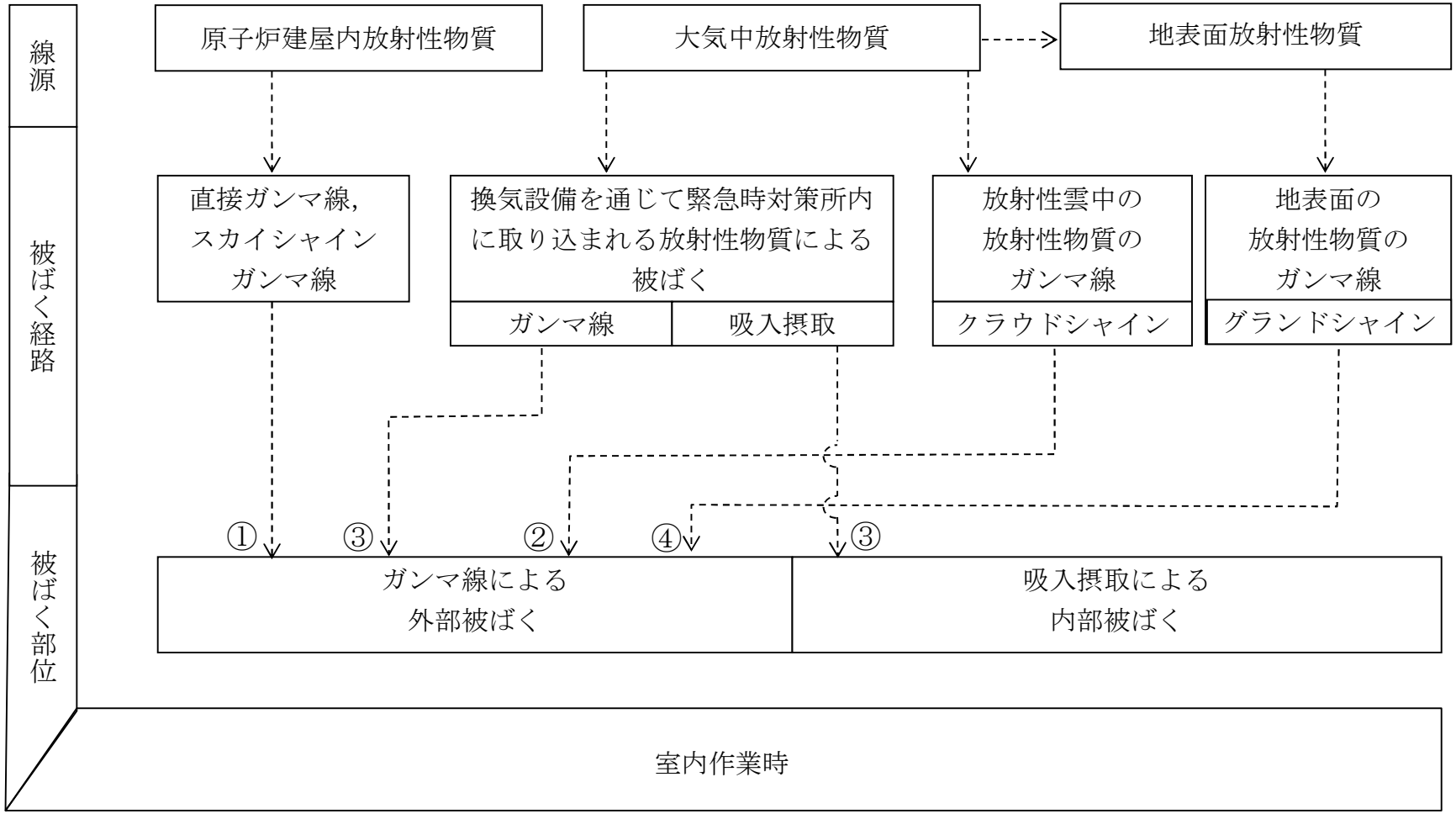
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果，地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。評価条件については，添付資料１第１－１－５表，添付資料４及び添付資料６に示す。

(6)　被ばく評価結果

緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果は，第1－3表に示すとおり，実効線量で約35mSv／7日間であり，実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

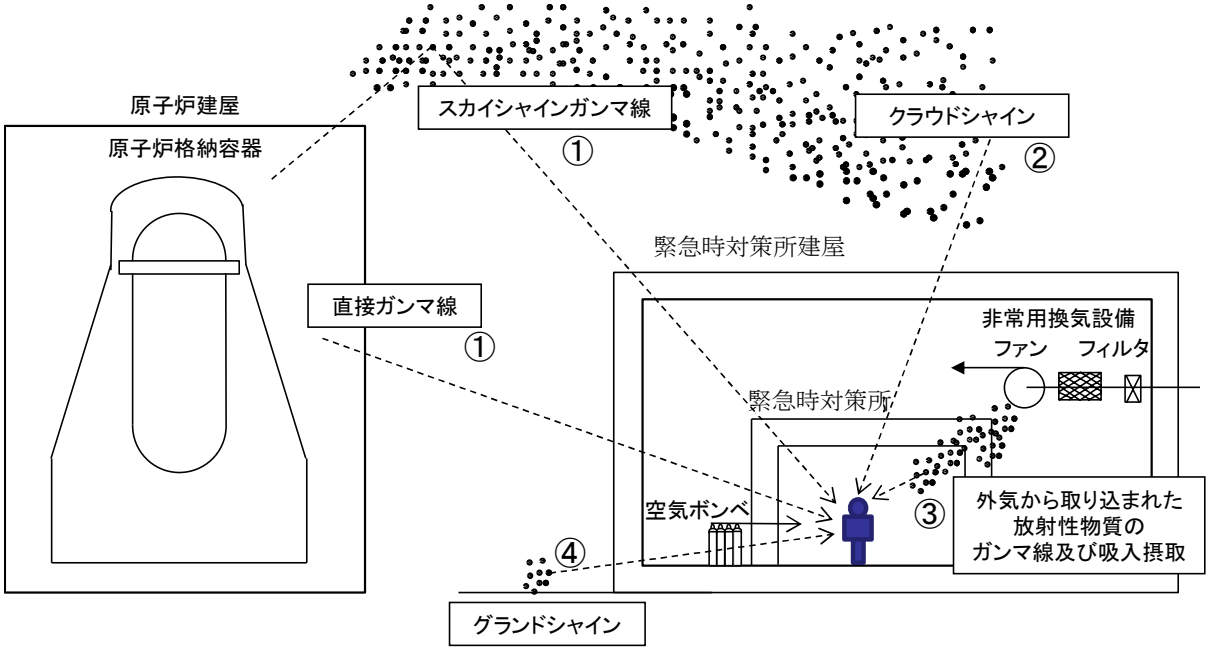
第1－3表　緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路	実効線量 (mSv)
① 原子炉建屋の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による緊急時対策所での被ばく	約 1.1×10^{-3}
② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャイン）による緊急時対策所での外部被ばく	約 4.9×10^{-2}
③外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所での被ばく	約 3.5×10^{1}
（内訳）内部被ばく 外部被ばく	(約 1.1×10^{1}) (約 2.3×10^{1})
④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャイン）による緊急時対策所での外部被ばく	約 1.8×10^{-1}
合計（①＋②＋③＋④）	約35


線源
被ばく経路
被ばく部位
原子炉建屋内放射性物質
大気中放射性物質
地表面放射性物質
直接ガンマ線,
スカイシャイン
ガンマ線
換気設備を通じて緊急時対策所内
に取り込まれる放射性物質による
被ばく
ガンマ線
吸入摂取
放射性雲中の
放射性物質の
ガンマ線
クラウドシャイン
地表面の
放射性物質の
ガンマ線
グランドシャイン
①
③
②
④
③
ガンマ線による
外部被ばく
吸入摂取による
内部被ばく
室内作業時

第1－1図　被ばく経路

緊急時対策所での被ばく	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（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	③ 外気から緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
	④ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）



第1－2図　緊急時対策所の対策要員の被ばく経路イメージ図

第1－4表　緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要条件

項目		緊急時対策所			
放出量評価	発災プラント	東海第二発電所			
	ソースターム	福島第一原子力発電所事故と同等			
大気拡散条件	放出継続時間	10時間			
	放出源高さ	地上放出			
	気象	2005年4月から2006年3月			
	建屋巻き込み方位	ＷＳＷ，Ｗ方位（巻き込み考慮）			
	累積出現頻度	小さい方から97％相当			
防護措置	時間[h]	0～24	24～34	34～35	35～168
	換気設備による外気取り込み[m^3/h]	5,000	900	5,000	
	緊急時対策所加圧設備	－	加圧（11時間）		－
	マスク	着用なし			
	要員交代，ヨウ素剤	考慮しない			
結果	合計線量（7日間）	約35mSv			

添付資料 1

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件

第 1－1－1 表　大気中への放出放射能量評価条件（1／2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して，放射性物質の大気中への放出割合及び炉内蓄積量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
炉心熱出力	3,293MWt	定格熱出力	－
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間（416 日）	1 サイクル 13 ヶ月（約 395 日）を考慮して設定	－
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 2 サイクル：0.229 3 サイクル：0.229 4 サイクル：0.229 5 サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	－
炉内蓄積量	希ガス類：約 8.7×10^{18}Bq よう素類：約 1.0×10^{19}Bq Ｃｓ類　：約 1.1×10^{18}Bq Ｔｅ類　：約 4.8×10^{18}Bq Ｂａ類　：約 9.9×10^{18}Bq Ｒｕ類　：約 1.8×10^{19}Bq Ｃｅ類　：約 5.7×10^{19}Bq Ｌａ類　：約 3.2×10^{19}Bq （核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量（24 時間減衰値））（Bq／MW)」×「3293MW(定格熱出力)」（単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq／MW)は，ＢＷＲ共通条件として，東海第二発電所と同じ装荷燃料（９×９燃料（Ａ型）），運転時間（10,000 時間）で算出したＡＢＷＲのサイクル末期の値を使用）	－

第１－１－１表　大気中への放出放射能量評価条件（2／2）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97％ よう素類：2.78％ Ｃｓ類：2.13％ Ｔｅ類：1.47％ Ｂａ類：0.0264％ Ｒｕ類：7.53×10^{-8}％ Ｃｅ類：1.51×10^{-4}％ Ｌａ類：3.87×10^{-5}％	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(1)a. 事故直前の炉内蓄積量に対する放射性物質の大気中への放出割合は，原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97％ よう素類：2.78％ （ＣｓＩ：95％，無機よう素：4.85％，有機よう素：0.15％） （ＮＵＲＥＧ－1465 を参考に設定） Ｃｓ類：2.13％ Ｔｅ類：1.47％ Ｂａ類：0.0264％ Ｒｕ類：7.53×10^{-8}％ Ｃｅ類：1.51×10^{-4}％ Ｌａ類：3.87×10^{-5}％
よう素の形態	粒子状よう素：95％ 無機よう素：4.85％ 有機よう素：0.15％	同上	同上
放出開始時刻	24 時間後	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気への放出開始時刻は，事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する。
放出継続時間	10 時間	同上	4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は，保守的な結果となるように 10 時間と仮定する。
事故の評価期間	7 日	同上	3. 判断基準は，対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

第 1-1-2 表　大気拡散条件（1／3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	東海第二発電所における 1 年間の気象データ（2005 年 4 月～2006 年 3 月）	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため地上風（地上約 10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された 1 年間の気象データを使用 （添付資料 2 参照）	4.2(2)a. 風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散計算に用いる。
実効放出継続時間	10 時間	審査ガイドに示された放出継続時間に基づき設定	4.2(2)c. 相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	放出源：原子炉建屋 放出源高さ：地上 0m	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし，放出エネルギによる影響は未考慮	4.4(4)b. 放出源高さは，地上放出を仮定する。放出エネルギーは，保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。

第 1-1-2 表　大気拡散条件（2／3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため，建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	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選定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として，原子炉建屋，タービン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	原子炉建屋から緊急時対策所への最近接点	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b. 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。

第1－1－2表　大気拡散条件（3／3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	2方位 （ＷＳＷ，Ｗ）	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。
建屋投影面積	3,000m^2	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。

第1－1－3表　クラウドシャインによる被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気中への放射性物質の放出量を基に，屋外の放射性物質を考慮し，緊急時対策所建屋外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて，放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。			
評価点	第1－1－1図のとおり	緊急時対策所中心点	4.2(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とすることは妥当である。
遮蔽厚さ	第1－1－1図のとおり	緊急時対策所遮蔽	4.2(3)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定	－
コンクリート密度	2.10g／cm^3	新設遮蔽のコンクリート密度は 2.10g／cm^3以上で施工	－

第1－1－4表　緊急時対策所建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気中への放射性物質の放出量を基に，緊急時対策所建屋内に取り込まれた放射性物質を考慮し，緊急時対策所建屋の内壁による遮蔽効果を踏まえて，放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。			
評価点	第1－1－2図のとおり	緊急時対策所中心点	－
遮蔽厚さ	第1－1－2図のとおり	緊急時対策所遮蔽	4.2(3)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定	－
コンクリート密度	2.10g／cm^3	新設遮蔽のコンクリート密度は 2.10g／cm^3以上で施工	－

第1－1－5表　グランドシャインの評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気中への放射性物質の放出量を基に，緊急時対策所建屋の屋上面及び屋外の地表面に沈着した放射性物質を考慮し，緊急時対策所建屋外壁及び内壁に設置した遮蔽壁による遮蔽効果を踏まえて，放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。（添付資料6参照）			
評価点	第1－1－3図のとおり	沈着した線源の影響が最も大きくなる点を選定（緊急時対策所の天井レベルにて評価）	－
遮蔽厚さ	第1－1－3図のとおり	緊急時対策所遮蔽	4.2(3)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定	－
コンクリート密度	2.10g／cm^3	新設遮蔽のコンクリート密度は 2.10g／cm^{3}以上で施工	－
計算コード	ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ	許認可解析にて実績のあるコード	－

第1－1－6表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

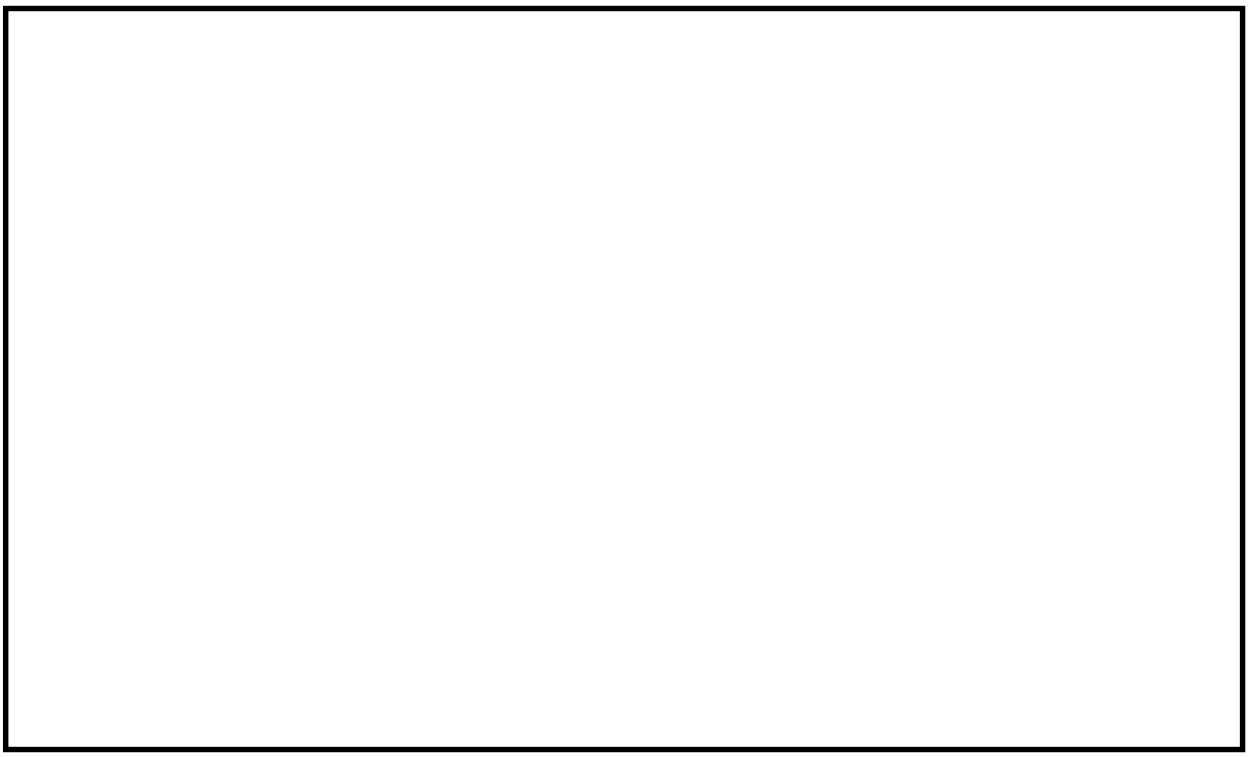
項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
緊急時対策所建屋外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて，原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による対策要員の被ばくを評価する。				
線源強度	原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし，事故後7日間の積算線源強度を計算	審査ガイドに示されたとおり設定	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7日	同上	同上
評価点		第1-1-5図，第1-1-6図のとおり	中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定（緊急時対策所の天井レベルにて評価）	－
遮蔽厚さ		第1－1－4図，第1－1－5図，第1－1－6図のとおり	原子炉建屋，緊急時対策所建屋の躯体厚さを参照	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)に基づき設定	－
コンクリート密度		2.00g／cm^3（二次遮蔽） 2.10g／cm^3（緊急時対策所遮蔽）	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会)を基に算出した値を設定（添付資料9参照） 新設遮蔽のコンクリート密度は2.10g／cm^{3}以上で施工	－
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード		直接ガンマ線の線量評価： ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ スカイシャインガンマ線の線量評価： ＡＮＩＳＮ Ｇ３３－ＧＰ２Ｒ	直接ガンマ線の線量評価に用いるＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒは三次元形状を，スカイシャインガンマ線の線量評価に用いるＡＮＩＳＮ及びＧ３３－ＧＰ２Ｒはそれぞれ一次元，三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり，ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は，線源形状，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。	－

第1－1－7表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる

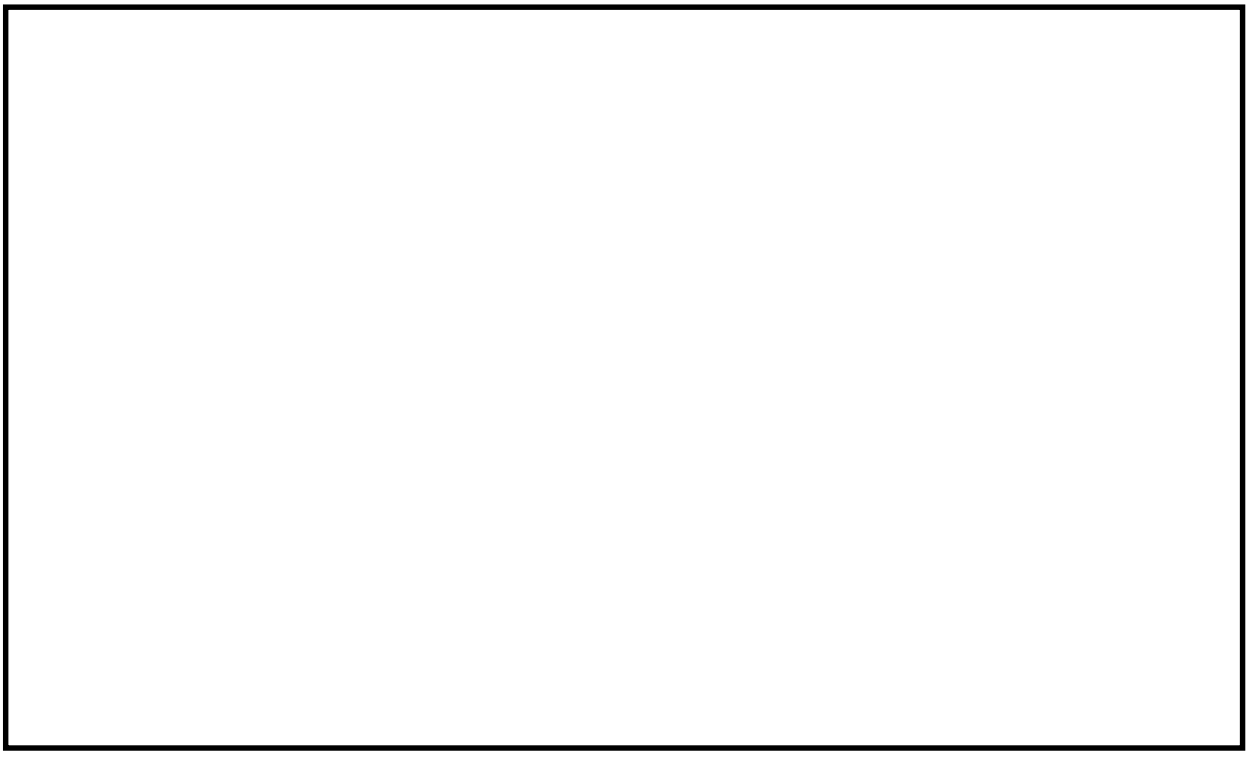
原子炉建屋内の積算線源強度※1

エネルギ（MeV）		積算線源強度
下限	上限（代表エネルギ）	（Photons）
－	1.00×10^{-2}	約 1.92×10^{22}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 2.13×10^{22}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 9.88×10^{22}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 5.05×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.00×10^{22}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 6.68×10^{21}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 5.86×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 2.93×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 1.73×10^{22}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 4.42×10^{22}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 8.84×10^{22}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.30×10^{23}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 6.51×10^{22}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 9.25×10^{22}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 3.08×10^{21}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 1.36×10^{23}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.54×10^{23}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 6.65×10^{22}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 1.33×10^{23}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 3.03×10^{22}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 9.12×10^{20}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 1.47×10^{22}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 1.57×10^{21}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 3.33×10^{21}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.15×10^{21}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 1.05×10^{20}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 2.44×10^{17}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 2.44×10^{17}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 6.40×10^{11}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 6.40×10^{11}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 6.40×10^{11}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 6.40×10^{11}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 7.37×10^{10}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 7.37×10^{10}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 7.37×10^{10}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 7.37×10^{10}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 2.26×10^{10}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 1.13×10^{10}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	0
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	0

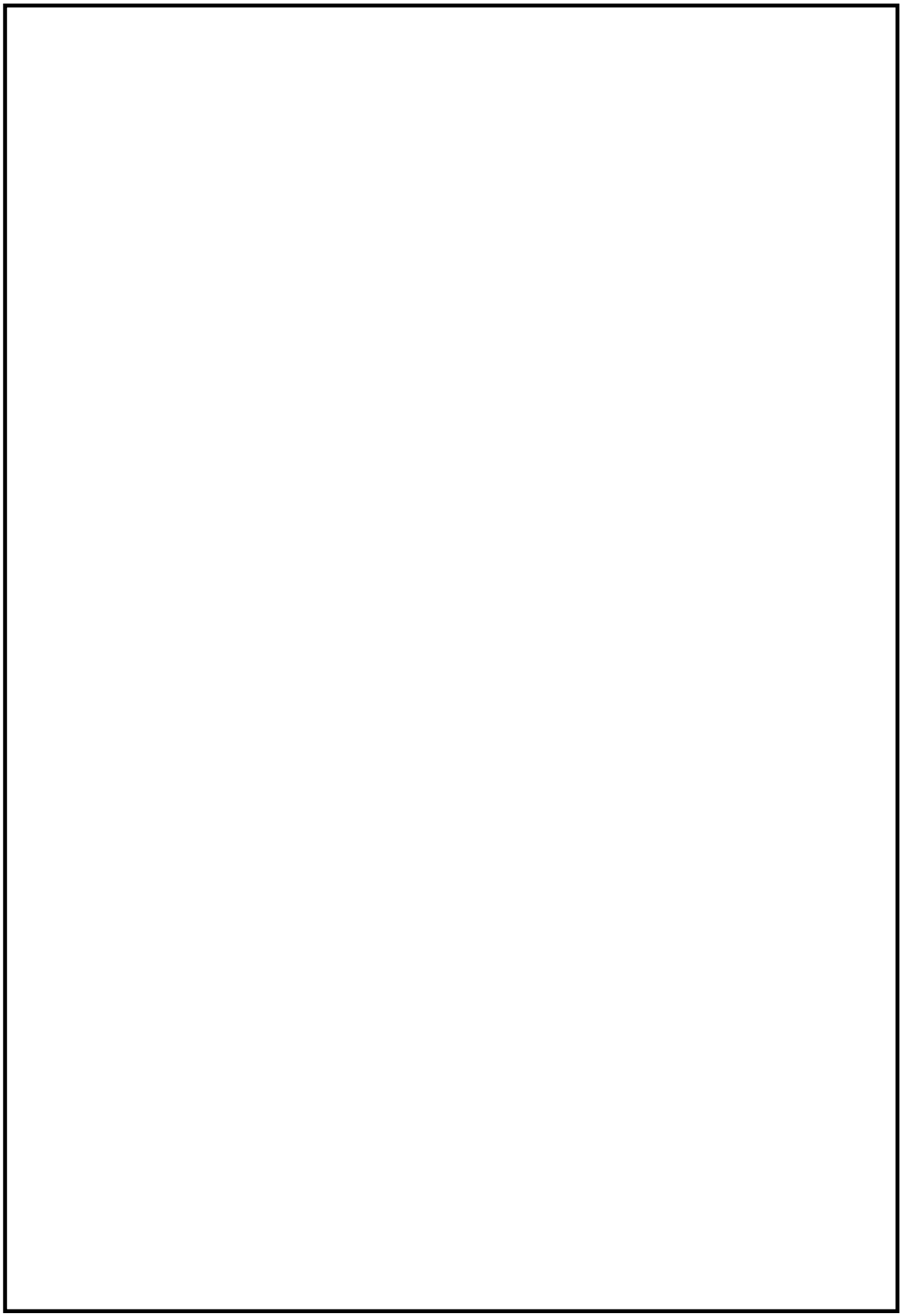
※1　ビルドアップ係数等については，代表エネルギ毎に評価している。



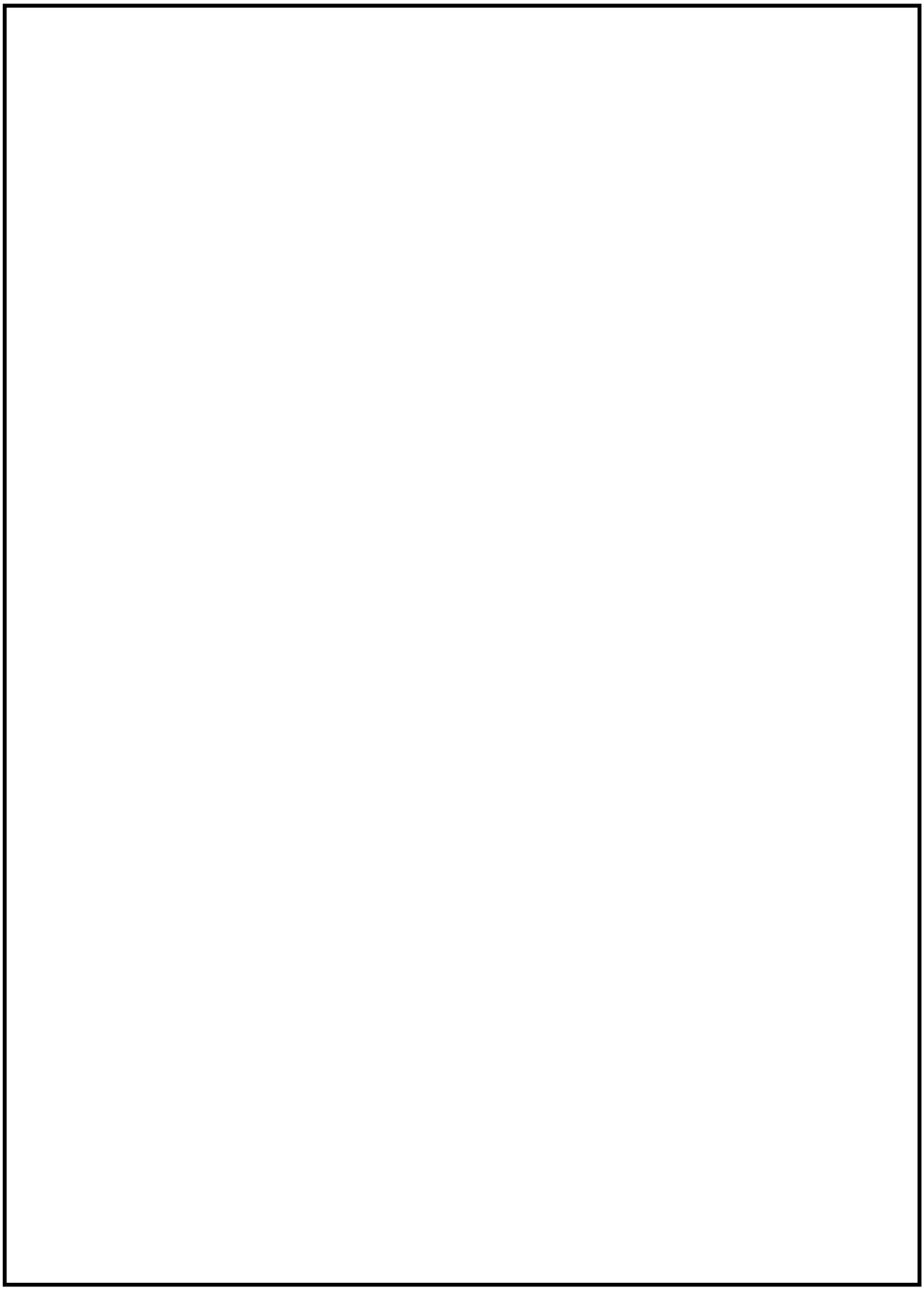
第1－1－1図　クラウドシャインによる被ばくの計算モデル



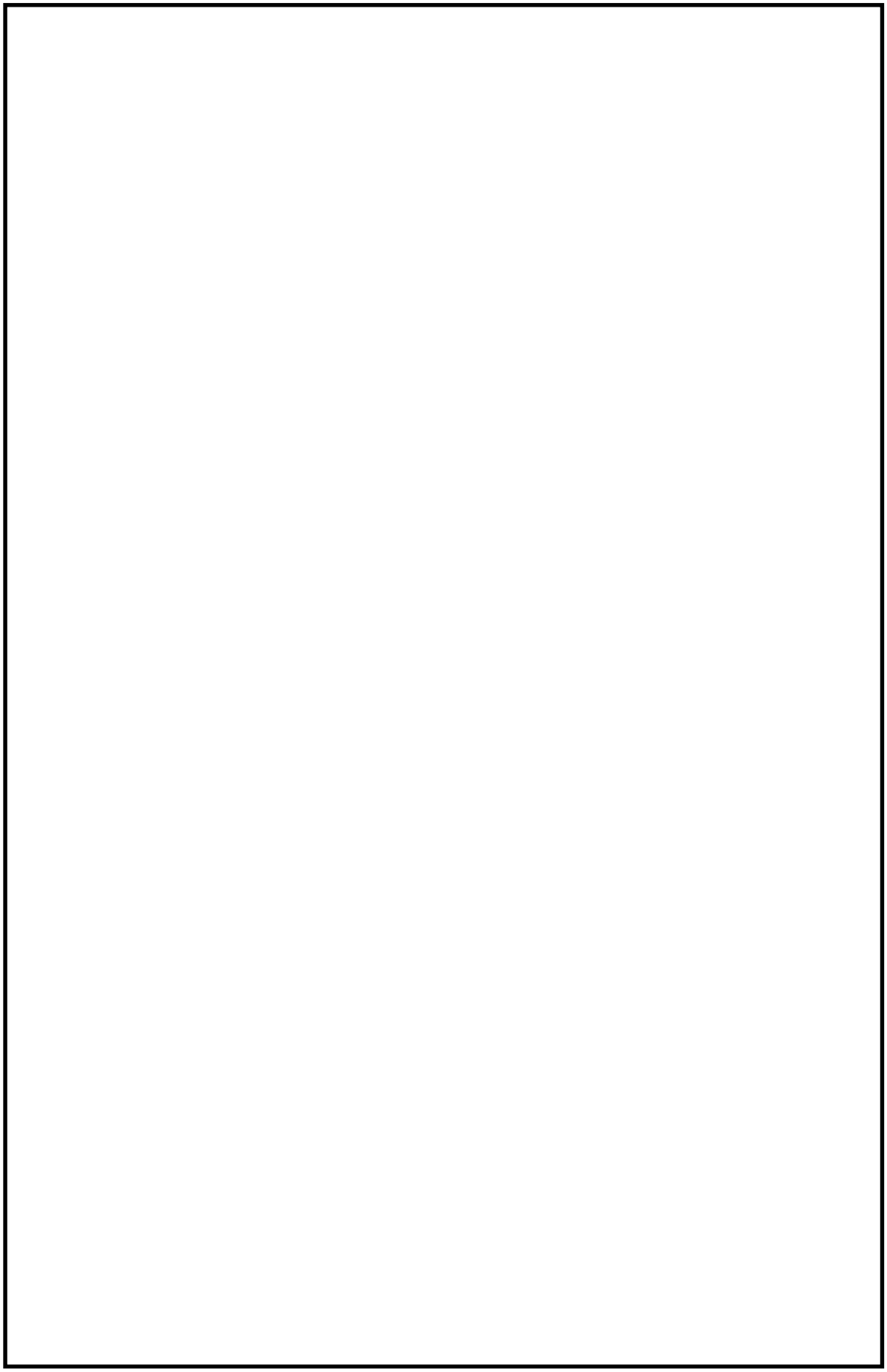
第1－1－2図　緊急時対策所建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの計算モデル



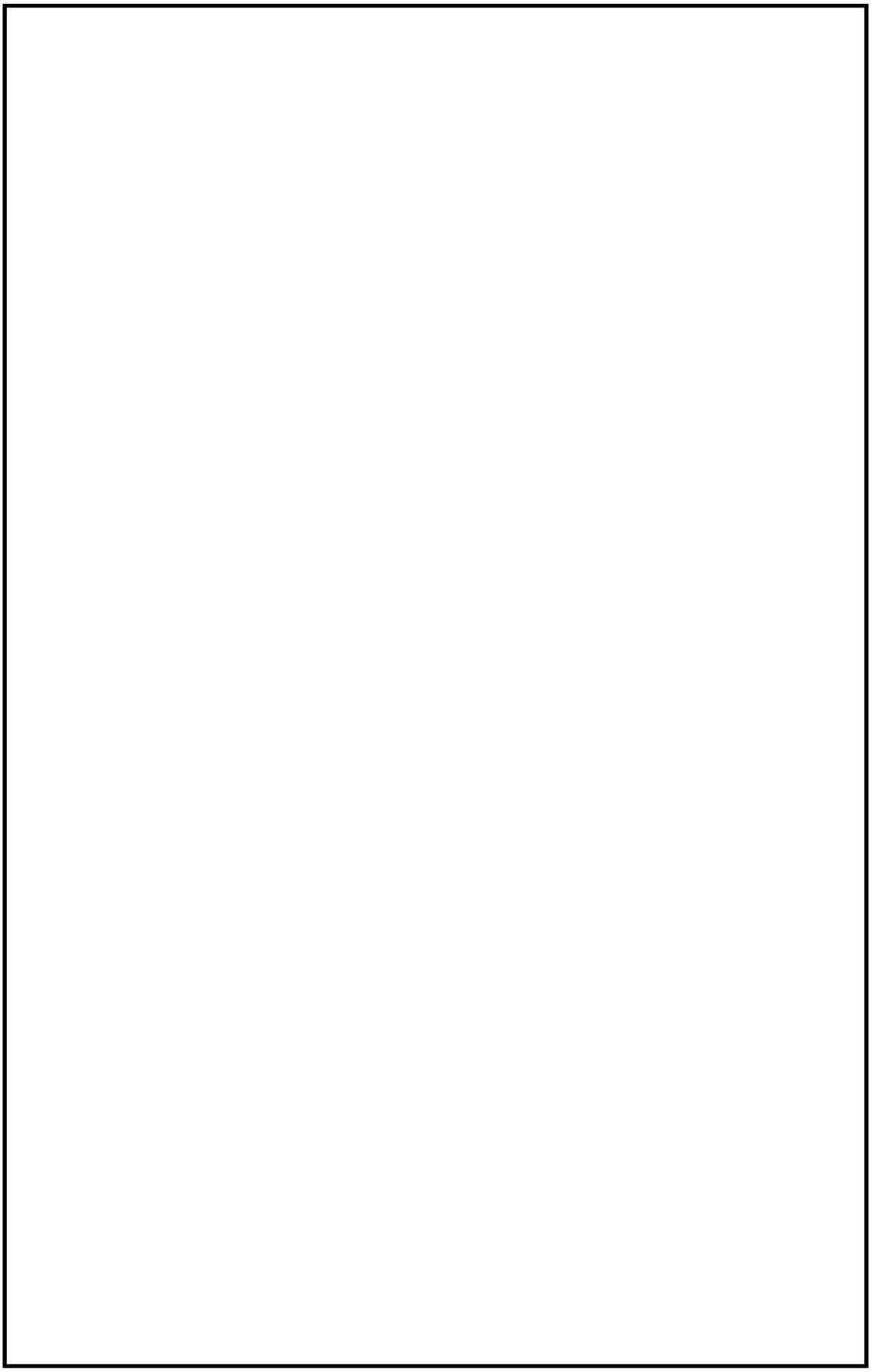
第1－1－3図　グランドシャインによる被ばくの計算モデル（1／2）



第1－1－3図　グランドシャインによる被ばくの計算モデル（2／2）



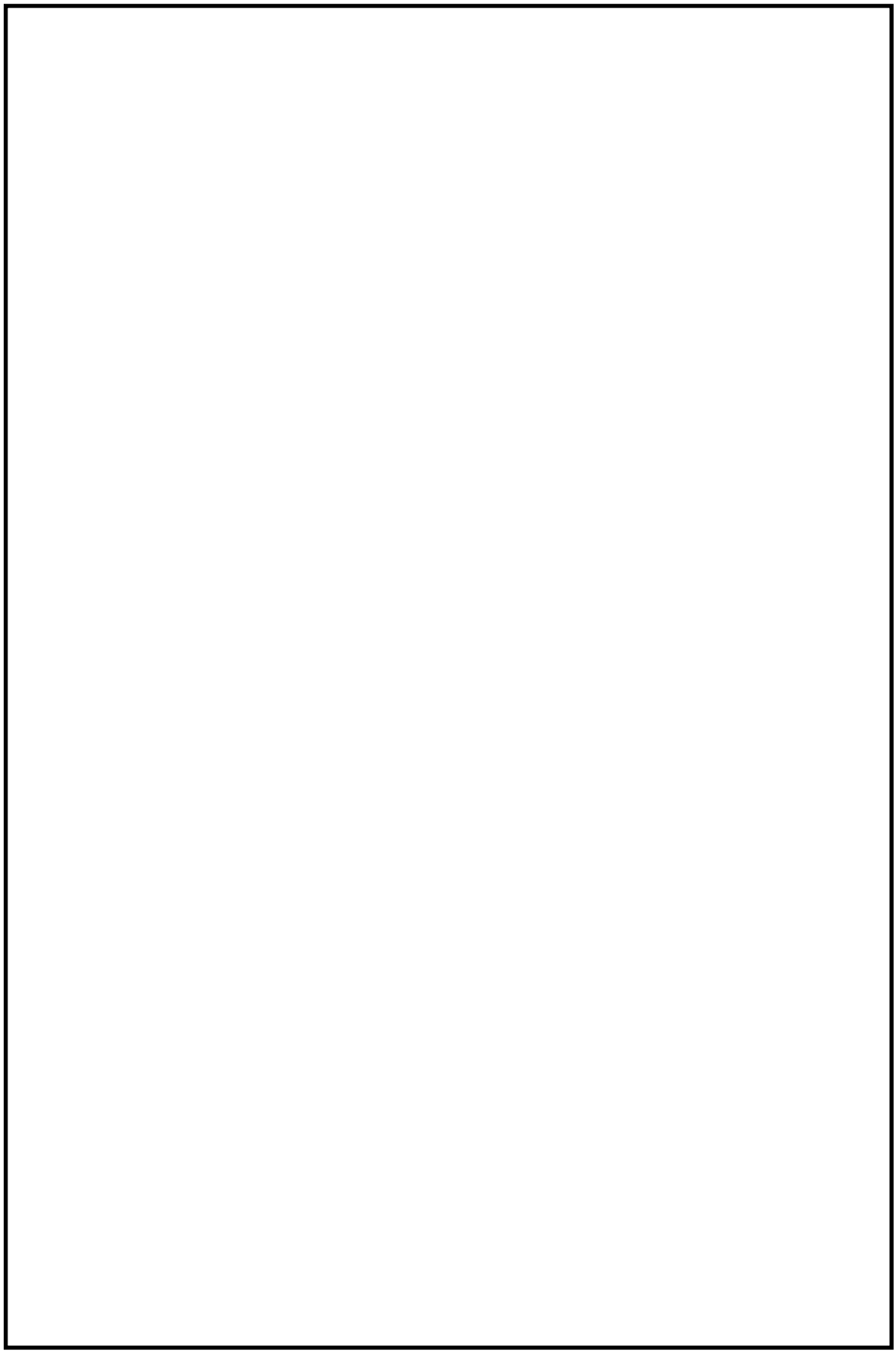
第1－1－4図　直接ガンマ線の計算モデル（1／5）



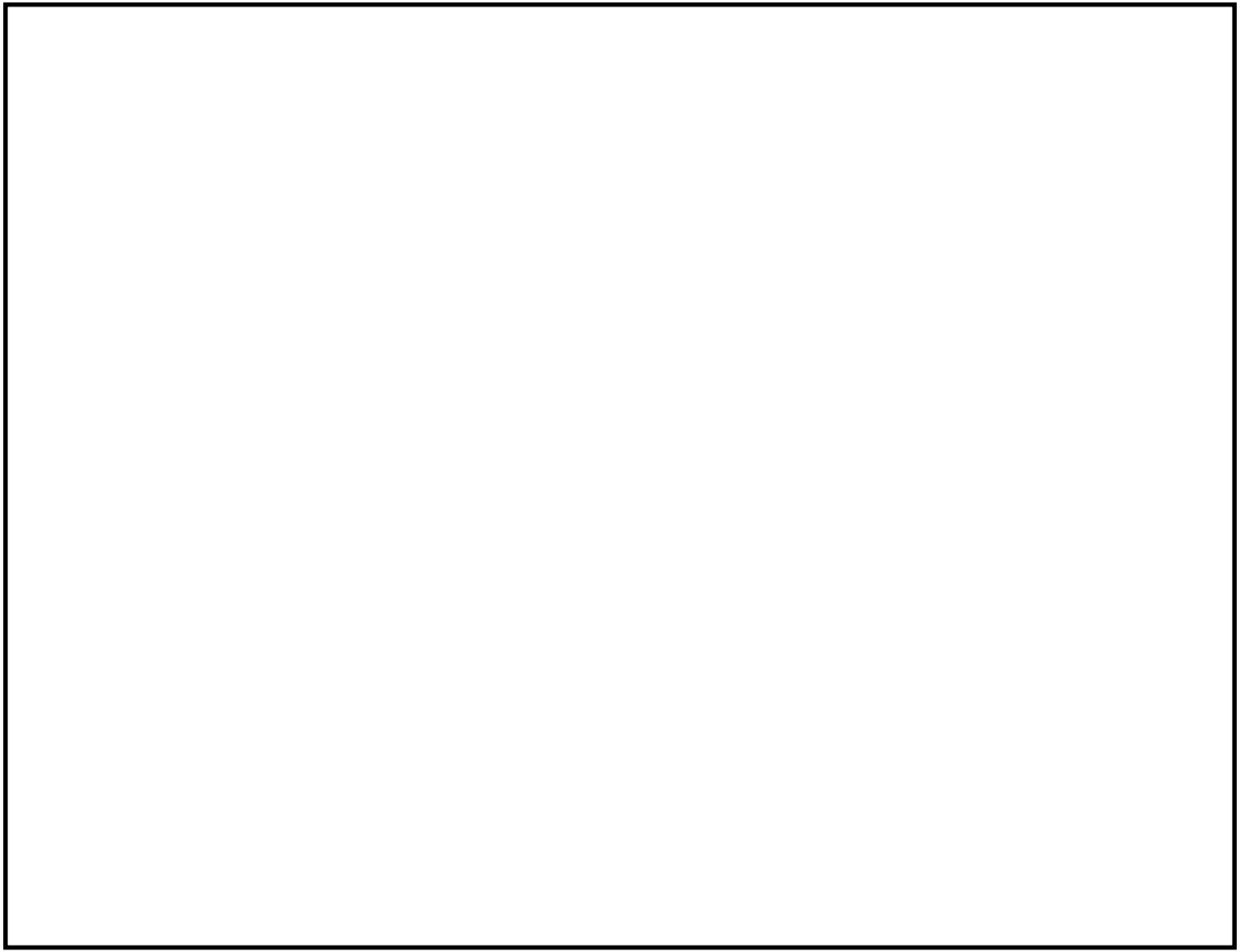
第１－１－４図　直接ガンマ線の計算モデル（2／5）

第１－１－４図　直接ガンマ線の計算モデル（3／5）

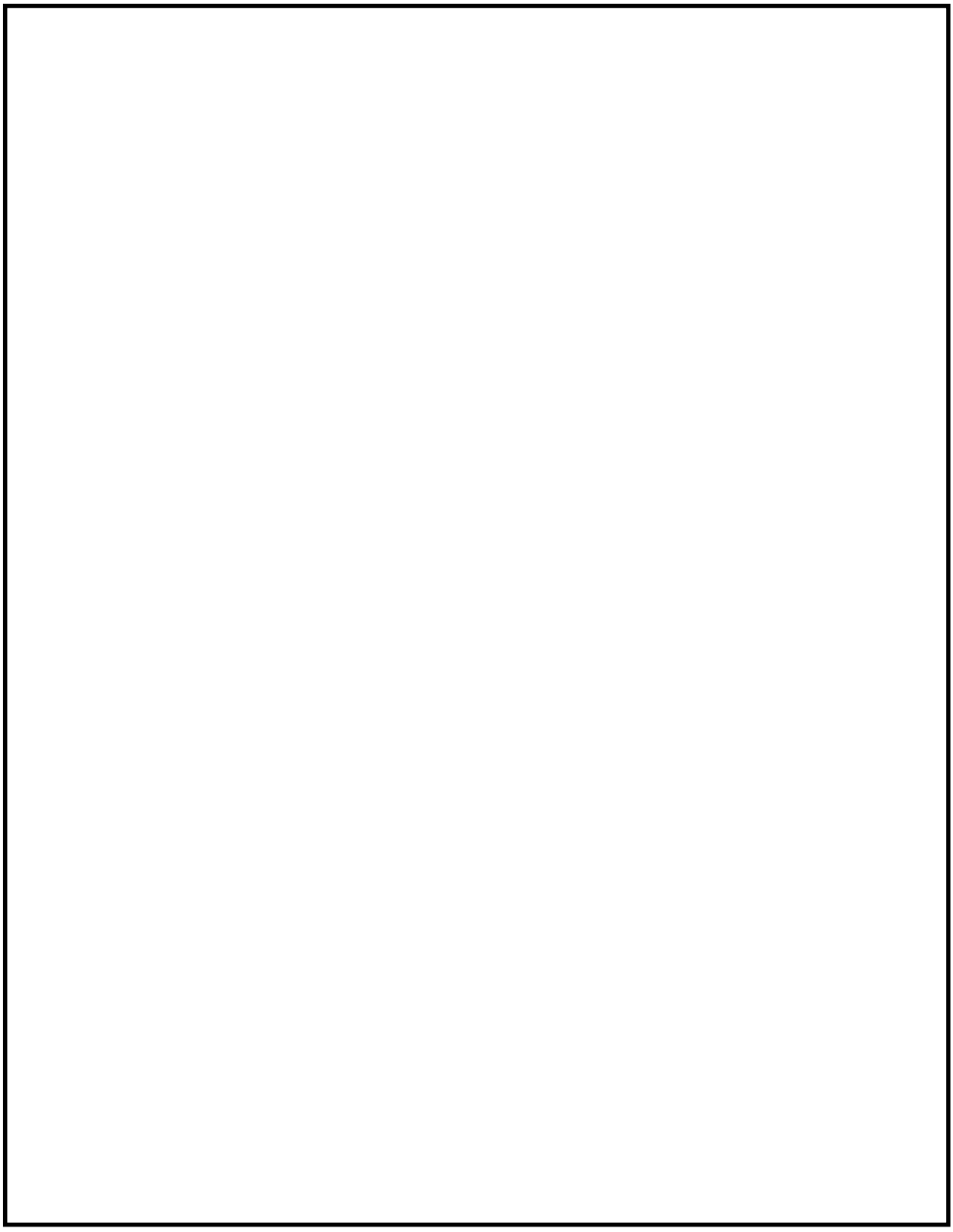
第1－1－4図　直接ガンマ線の計算モデル（4／5）



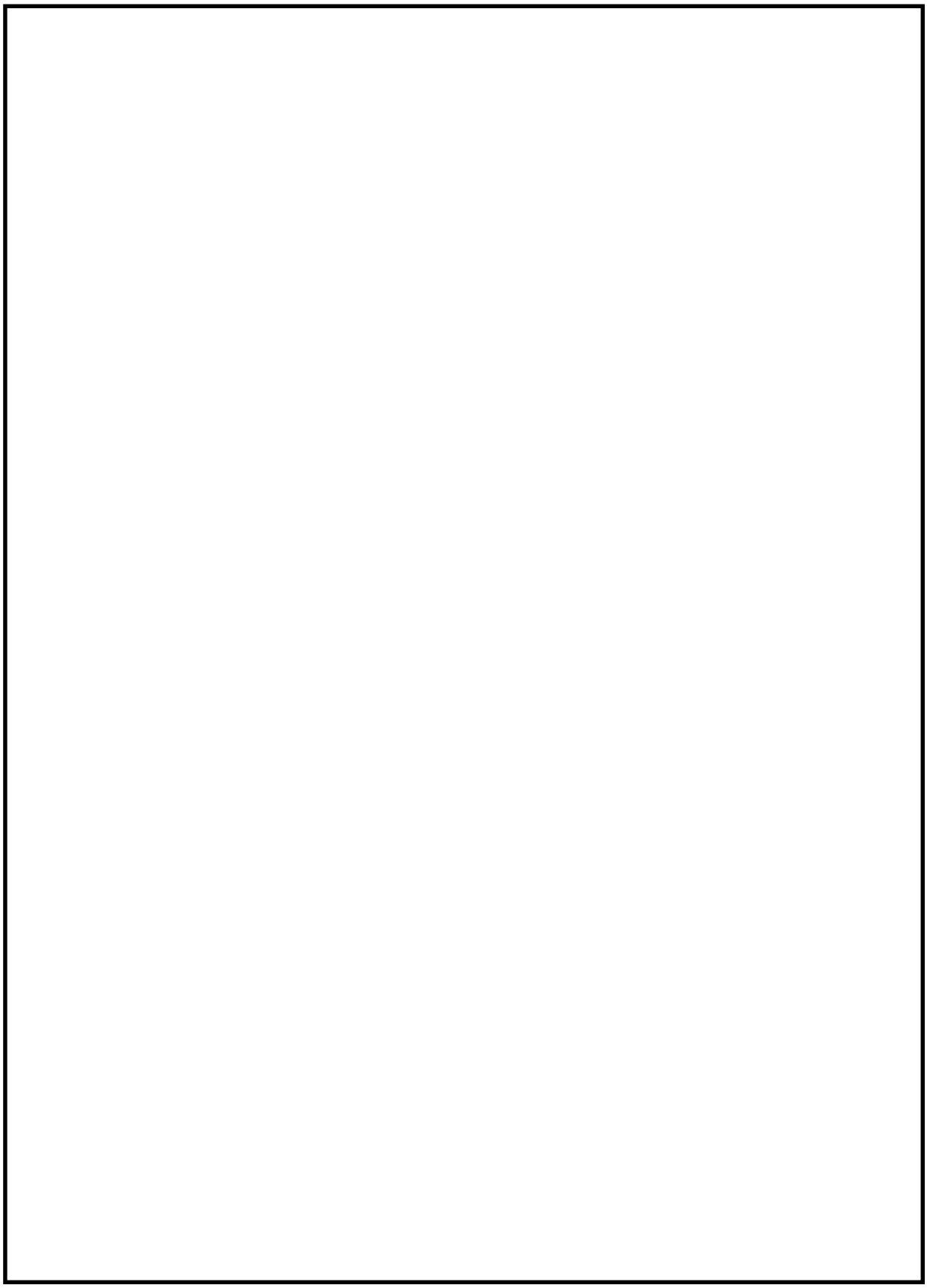
第１－１－４図　直接ガンマ線の計算モデル（5／5）



第1－1－5図　直接ガンマ線の計算モデル（緊急時対策所－原子炉建屋）



第1－1－6図　スカイシャインガンマ線の計算モデル（1／2）



第1－1－6図　スカイシャインガンマ線の計算モデル（2／2）

第 1－1－8 表　緊急時対策所換気設備条件（1／3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
緊急時対策所非常用換気設備運転モード	事象発生～24 時間： 緊対建屋加圧モード 事故後 24～34 時間： 災害対策本部加圧モード 事故後 34～35 時間： 緊対建屋浄化モード 事故後 35～168 時間： 緊対建屋加圧モード	事故後 24 時間から 34 時間は，外気少量取り込みにより建屋内への放射性物質の流入を低減する。	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。 4.4(3)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は，上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。
緊急時対策所加圧設備	事故後 24～35 時間 （11 時間）	緊急時対策所加圧設備の加圧設計容量より設定	
事故時における外気取り込み	考慮する	緊急時対策所は，緊急時対策所加圧設備よる加圧時は浄化エリアよりも加圧されているため外気取り込みはないが，緊急時対策所加圧設備による加圧時以外は，外気取り込みを行う。	4.2.(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から，次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）
緊急時対策所バウンダリ体積（容積）	緊急時対策所：3,000m^3 浄化エリア：12,800m^3	審査ガイドに示されたとおり設計値を基に設定	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。

第1－1－8表　緊急時対策所換気設備条件（2／3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	事故後24～35時間： 浄化エリアの容積 12,800m^3 事故後35～168時間： 緊急時対策所及び浄化エリアの容積 15,800 m^3	審査ガイドに示されたとおり設計値を基に設定	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。
緊急時対策所非常用送風機ファン流量	事象発生～24時間： 5,000m^3／h 24～34時間： 900m^3／h 34～168時間： 5,000m^3／h	審査ガイドに示されたとおり設計値を基に設定	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
緊急時対策所非常用よう素フィルタ，微粒子フィルタによる除去効率	有機よう素：99.0% 無機よう素：99.0% 粒子状物質：99.9%	設計上期待できる値を設定 有機/無機よう素フィルタ除去効率： 99.0%以上 粒子状物質： 99.9%以上	4.2(1)a. よう素及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。 なお，フィルタ効率の設定に際し，よう素類の性状を適切に考慮する。
緊急時対策所の空気流入率	0回／h	緊急時対策所加圧設備用空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた外気を取り入れによる緊急時対策所内の加圧が行われるため，フィルタを通らない空気流入はないものとする。	4.2(1)b. 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。）

第1－1－8表　緊急時対策所換気設備条件（3／3）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
マスクによる除染係数	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し，評価においては着用しないこととした。	3. プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
安定よう素剤服用	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し，評価においては服用しないこととした。	3. 交代要員体制，安定よう素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。 ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。
交代要員の考慮	考慮しない	居住環境上の被ばく低減措置を優先し，評価においては交代を考慮しないこととした。	同上

第１－１－９表　線量換算係数，呼吸率及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） Ｉ－131：2.0×10^{-8} Sv／Bq Ｉ－132：3.1×10^{-10}Sv／Bq Ｉ－133：4.0×10^{-9} Sv／Bq Ｉ－134：1.5×10^{-10}Sv／Bq Ｉ－135：9.2×10^{-10}Sv／Bq Ｃｓ－134：2.0×10^{-8} Sv／Bq Ｃｓ－136：2.8×10^{-9} Sv／Bq Ｃｓ－137：3.9×10^{-8} Sv／Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	線量換算係数について，記載なし
呼吸率	$1.2m^3$／h	ICRP Publication 71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定	呼吸率について，記載なし
地表面への沈着速度	エアロゾル：1.2cm／s 無機よう素：1.2cm／s 有機よう素：4×10^{-3}cm／s 希ガス　　：沈着無し	線量目標値評価指針を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm／s）の４倍を設定（添付資料５，６参照） 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への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”

添付資料 2

被ばく評価に用いた気象資料の代表性

1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては，東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向,風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では，2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り，添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際，添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について，申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ，代表性が確認できなかった。このため，平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）※が整備されている 2005 年度の気象データについて，申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で，安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い，添付書類九（通常運転時の線量評価），添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し，評価を見直すこととした(補足 1 参照)。

※： 線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下，気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また，気象データのほかに放射性物質の放出量，排気筒高さ等のプラントデータ，評価点までの距離，排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要と

なる。

風洞実験は平常時，事故時の放出源高さで平地実験，模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては，吹上げ高さを考慮しており，吹上げ高さの計算に2005年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは，2011年3月以前，東海第二発電所において，次のように2005年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の5%増による冷却材中のよう素濃度減少により，換気系からの気体状よう素放出量の減少等，補足2参照），また，南南東方向（常陸那珂火力発電所方向），北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから，中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「(社) 日本原子力学会標準　発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき，使用済燃料乾式貯蔵建屋，固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982年）以降に増設された建屋も反映し，2005年度の気象データを用いて風洞実験(補足3参照)を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では，廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては，1981年度と2005年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が，人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため，従来の風洞実験(1982年)の結果による有効高さを用いることにした(補足4参照)。

3．2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては，気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では，その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから，2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し，以下の(1)(2)について確認する。

(1)　想定事故時の線量計算に用いる相対濃度

(2)　異常年検定

4．想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について，線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果，2005 年度気象での相対濃度※は 2.01×10^{-6}s／m^3，2015 年度気象では 2.04×10^{-6}s／m^{3}である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1%の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30%以内）であり，2005 年度の気象データに特異性はない。

※：排気筒放出における各方位の 1 時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し，その累積頻度が 97%に当たる相対濃度を算出し，各方位の最大値を比較

(2) 異常年検定

a．検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 1－2－1 表のとおりである。

なお，参考として，最寄の気象官署（水戸地方気象台，小名浜特別地

域気象観測所）の観測記録についても使用した。

第1－2－1表　検定に用いた観測記録

検定年	統計年※1	観測地点※2
2005年度：2005年4月～2006年3月	① 2001年4月～2013年3月（申請時最新10年の気象データ）	・敷地内観測地点（地上高10m, 81m, 140m）
	② 2004年4月～2016年3月（最新10年の気象データ）	・敷地内観測地点（地上高10m, 81m, 140m） ＜参考＞ ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※1：2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2：敷地内観測地点地上81mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが，気象の特異性を確認するため評価

b．検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順により異常年検定を行った（補足5参照）。

c．検定結果（①～⑯　棄却検定表参照）

検定結果は第1－2－2表のとおりであり，最新の気象データ（2004年4月～2016年3月）を用いた場合でも，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，有意な増加はない。また，最寄の気象官署の気象データにおいても，有意水準（危険率）5%での棄却数は少なく，2005年度の気象データは異常年とは判断されない。

第1－2－2表　検定結果

検定年	統計年※1	棄却数				
		敷地内観測地点			参　考	
		地上高10m	地上高81m※2	地上高140m	水戸地方気象台	小名浜特別地域気象観測所
2005年度	①	1個	0個	3個	－	－
	②	3個	1個	4個	1個	3個

※1：①：2001年4月～2013年3月（申請時最新10年の気象データ）

②：2004年4月～2016年3月（最新10年の気象データ）

2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※2:敷地内観測地点地上81mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが，気象の特異性を確認するため評価

5．異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については，風向別出現頻度17項目，風速階級別出現頻度10項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象（2005年度）を最新の気象データ（2004年4月～2016年3月）にて検定した結果，最大の棄却数は地上高140mの観測地点で27項目中4個であった。棄却された項目について着目すると，棄却された項目は全て風向別出現頻度であり，その方位はＥＮＥ，Ｅ，ＥＳＥ，ＳＳＷである。

ここで，最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため，棄却された各風向の相対濃度について，2005年度と2015年度を第1－2－3表のとおり比較した。

ＥＮＥ，Ｅ，ＥＳＥについては2005年度に対し2015年度は0.5～0.9倍程度の相対濃度となり，2005年度での評価は保守的な評価となっており，線量評価結果への影響を与えない。なお，ＳＳＷについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり，また，ＳＳＷは頻度が比較的低く相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第1－2－3表　棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度※（s／m^3）（2005年度）：Ａ	相対濃度※（s／m^3）（2015年度）：Ｂ	比（Ｂ／Ａ）
ＥＮＥ	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
Ｅ	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
ＥＳＥ	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
ＳＳＷ	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

※：燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における，各方位の1時間毎の気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し，その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

6．結　論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

(1)想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について，線量評価に用いる気象（2005年度）と最新の気象（2015年度）での計算結果について比較を行った結果，気象指針に記載されている相対濃度の年変動（30%以内）の範囲に収まり，2005年度の気象データに特異性はない。

(2)2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ（2001年4月

～2013 年 3 月）及び最新気象データ（2004 年 4 月～2016 年 3 月）で異常年検定を行った結果，棄却数は少なく，有意な増加はない。また，気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても，2005 年度の気象データは棄却数は少なく，異常年とは判断されない。

(3)異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については，最新気象データと比べて保守的，あるいは，ほぼ同等となっており，線量評価結果への影響を与えない。

以上より，2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

①　棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

②　棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5～1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5～2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5～3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5～4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5～5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5～6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5～7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5～8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5～9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5～1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5～2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5～3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5～4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5～5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5～6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5～7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5～8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5～9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑥　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5～1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5～2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5～3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5～4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5～5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5～6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5～7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5～8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5～9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑦　棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧　棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高148m，地上高140m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5～1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5～2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5～3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5～4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5～5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5～6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5～7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5～8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5～9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨　棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑩　棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内Ａ地点（標高 89m，地上高 81m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界（５%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5～1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5～2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5～3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5～4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5～5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5～6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5～7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5～8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5～9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑪　棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑫　棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（%）

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5%）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5～1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5～2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5～3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5～4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5～5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5～6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5～7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5～8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5～9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑬　棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑭　棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5～1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5～2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5～3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5～4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5～5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5～6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5～7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5～8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5～9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑮　棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 / 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑯　棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 / 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5～1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5～2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5～3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5～4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5～5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5～6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5～7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5～8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5～9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1）2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

（参考）

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

1．気象現象の年変動

気象現象は，ほぼ1年周期でくり返されているが，年による変動も存在する。このため，想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると，相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は，30％以内であった。

このことから，1年間の気象資料にもとづく解析結果は，気象現象の年変動に伴って変動するものの，その程度はさほど大きくないので，まず，1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には，その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また，2年以上の気象資料が存在する場合には，これを有効に利用することが望ましい。

補足 1

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について

新規制基準適合性審査変更申請

添付書類十
ＬＯＣＡ時注水機能喪失での格納容器圧力逃がし装置／耐圧強化ベント系からの放出の実効線量評価が必要になった。

添付書類六
従来の安全解析用の気象データ(1981 年度)の代表性が示せないことが分かった。

原子力学会風洞実験実施基準:2003 制定

新風洞実験結果
過去に原子炉熱出力向上の検討のために，2005 年度の気象データ(代表性確認済)を用いた平常時の風洞実験を実施していた。事故時の風洞実験も実施しており，最新データを申請に反映するため，これを利用することとした。

平常時，事故時の風洞実験結果があり，代表性が確認されている 2005 年度のデータを安全解析用の気象データとすることにした。

添付書類六
・2005 年度の気象データに変更

本文九号
添付書類九
・2005 年度の気象データ，新風洞実験結果を用いた評価に変更

本文十号
添付書類十
(重大事故の評価も含む)
・2005 年度の気象データ，新風洞実験結果による相対濃度,相対線量を用いた評価に変更

補足 2

平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は,「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき，換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方，冷却材中の放射性よう素濃度は，次式により求めている。例えば，ここで主蒸気流量ＦＳが増加した場合γが増加するため，放射性よう素濃度は減少する。

$$Ii = 2.47 \cdot f \cdot Yi \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

Ｉｉ:核種ｉの炉心燃料からの漏えい率（Bq／s）
ｆ　:全希ガス漏えい率（1.11×10^{10}）
Ｙｉ:核種ｉの核分裂収率（％）
λｉ:核種ｉの崩壊定数（s^{-1}）
Ａｉ:核種ｉの冷却材中濃度（Bq／g）
Ｍ　:冷却材保有量（g）
β　:原子炉冷却材浄化系のよう素除去率（s^{-1}）

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

ＤＦ:原子炉冷却材浄化系の除染係数
ＦＣ:原子炉冷却材浄化系流量（g／s）
γ　:よう素の主蒸気への移行率（s^{-1}）

$$\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$$

ＣＦ:よう素の主蒸気中への移行割合
ＦＳ:主蒸気流量（g／s）

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため，放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。

補足 3

東海第二発電所風洞実験結果の概要について

風洞実験結果は，参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成 25 年 12 月，三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準　発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」(2003 年 6 月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

その後,風洞実験実施基準:2003 は改訂され風洞実験実施基準:2009 が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009 も満足している。

1．実験手順

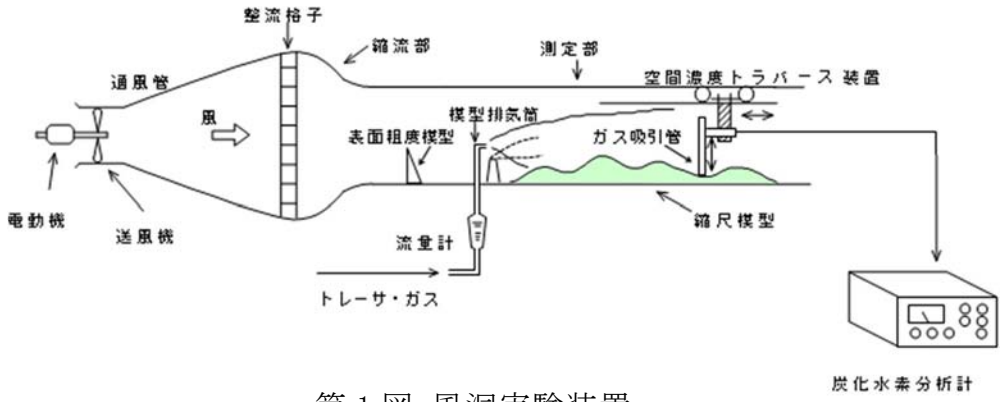
(1)大気安定度で中立（Ｃ～Ｄ）[注)] に相当する条件になるように風洞実験装置(第 1 図参照)内の気流（風速分布，乱流強度分布）を調整する（第 2 図参照）。

(2)排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため，風洞実験装置内に縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（CH_4）を放出し，地表濃度を測定する平地実験を実施する（第 3 図参照）。

(3)風洞実験装置内に縮尺模型（1／2,000，風下 10Km）を入れ，所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し，地表濃度を測定する模型実験

を行い平地実験結果と照合し,排気筒源有効高さを求める(第 4 図参照)。

これにより，建屋，地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第 1 図 風洞実験装置

注）風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は，風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では，アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており，中立よりも安定側の気流状態になっていたが，風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型（スパイア）が製作，採用されるようになり，風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため，放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると，1987 年の風洞実験の 80～110m に対し，今回は 95～115m と高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度（Ｃ～Ｄ）を再現したしたため，建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり，建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく，見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は，Ｄ～Ｅの大気安定度に相当する気流の乱れであり，建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して，見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方，平常時の排気筒有効高さを比較すると，1987 年の風洞実験の 120～180m に対し，今回は 150～220m と高く評価されている。これは，上記の気流の調整方法の違いよる影響に加え,気象データの変更及び吹出し速度の増加(14m／s から 16m／s に増加)により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

図 5 及び図 6 に 1987 年の平地実験の結果，模型実験結果の一例を示す。

2. 放出源高さ

放出源高さは，事故時は通常の換気系は運転されないと想定し，排気筒実高H_{01}=Hs，平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し，次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さH_{02}とする。ここで，1/Uには，2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02} = Hs + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

Hs　：排気筒実高（m）
D　：排気筒出口の内径（m）
W　：吹出し速度（m／s）
1/U　：風速逆数の平均（s／m）

第1表　放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ(m)	放出源高さ（GL m）	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	－	216
WSW	ENE	－	－	－	－
W	E	－	－	－	－
WNW	ESE	－	－	－	－
NW	SE	0.27	58.3	－	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径（m）				4.5	
吹出し速度（m/s）				16.0	
排気筒高さ（GL）（m）				140.0	

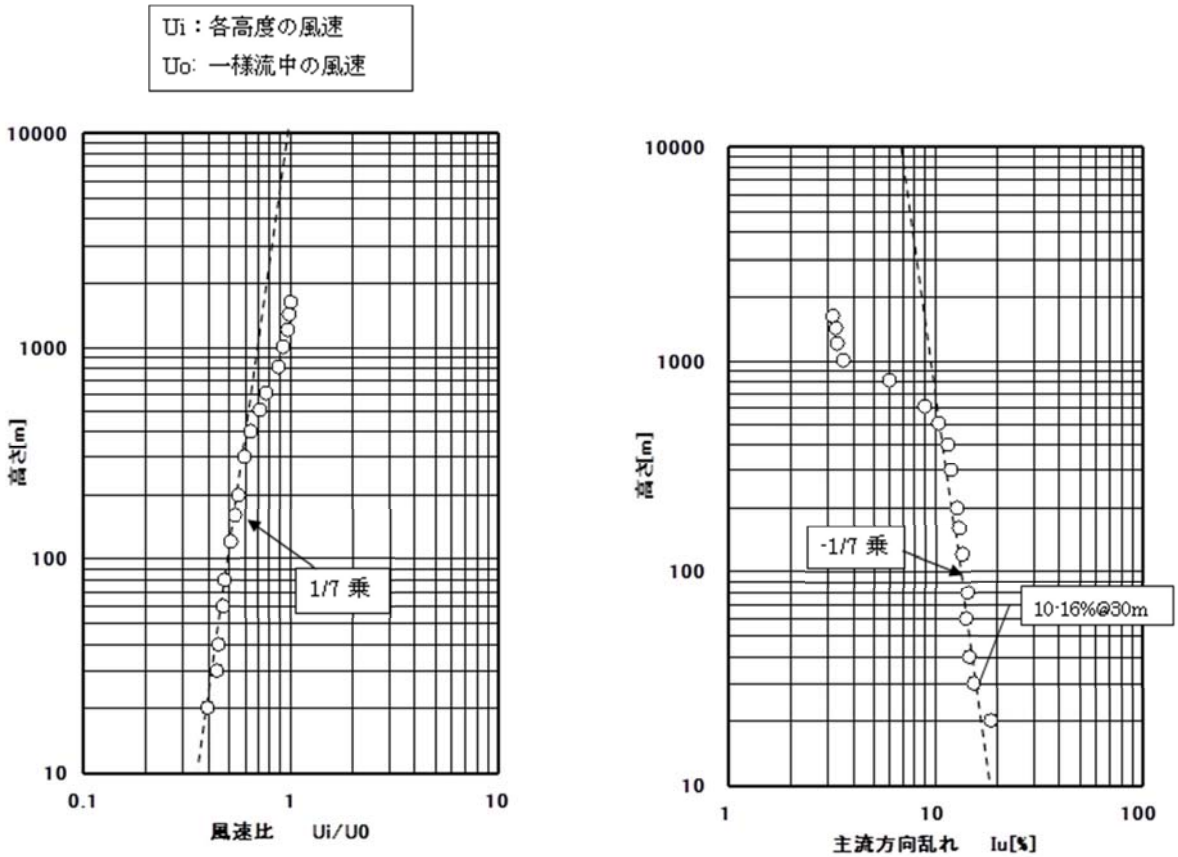
*1　風速逆数の平均（2005年4月～2006年3月）
*2　排気筒設置位置標高：EL 8m

3. 排気筒有効高さ

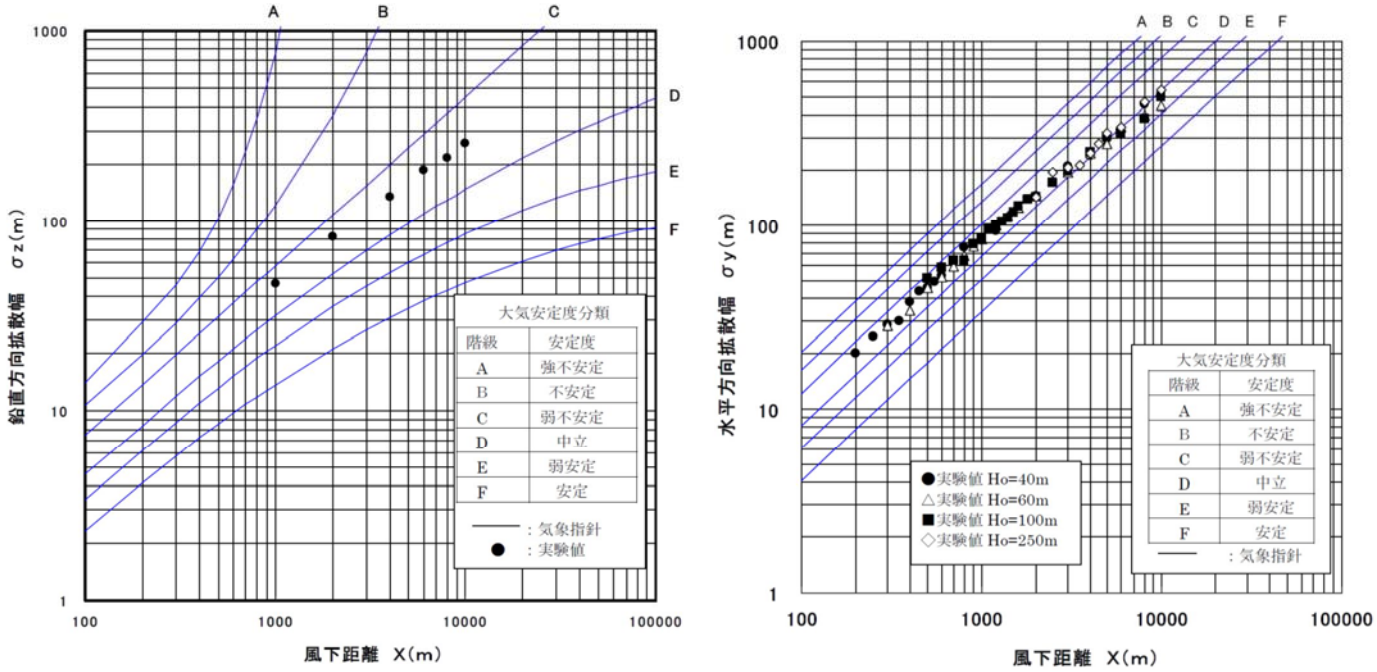
縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から，第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

第2表　排気筒有効高さ

風　向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115



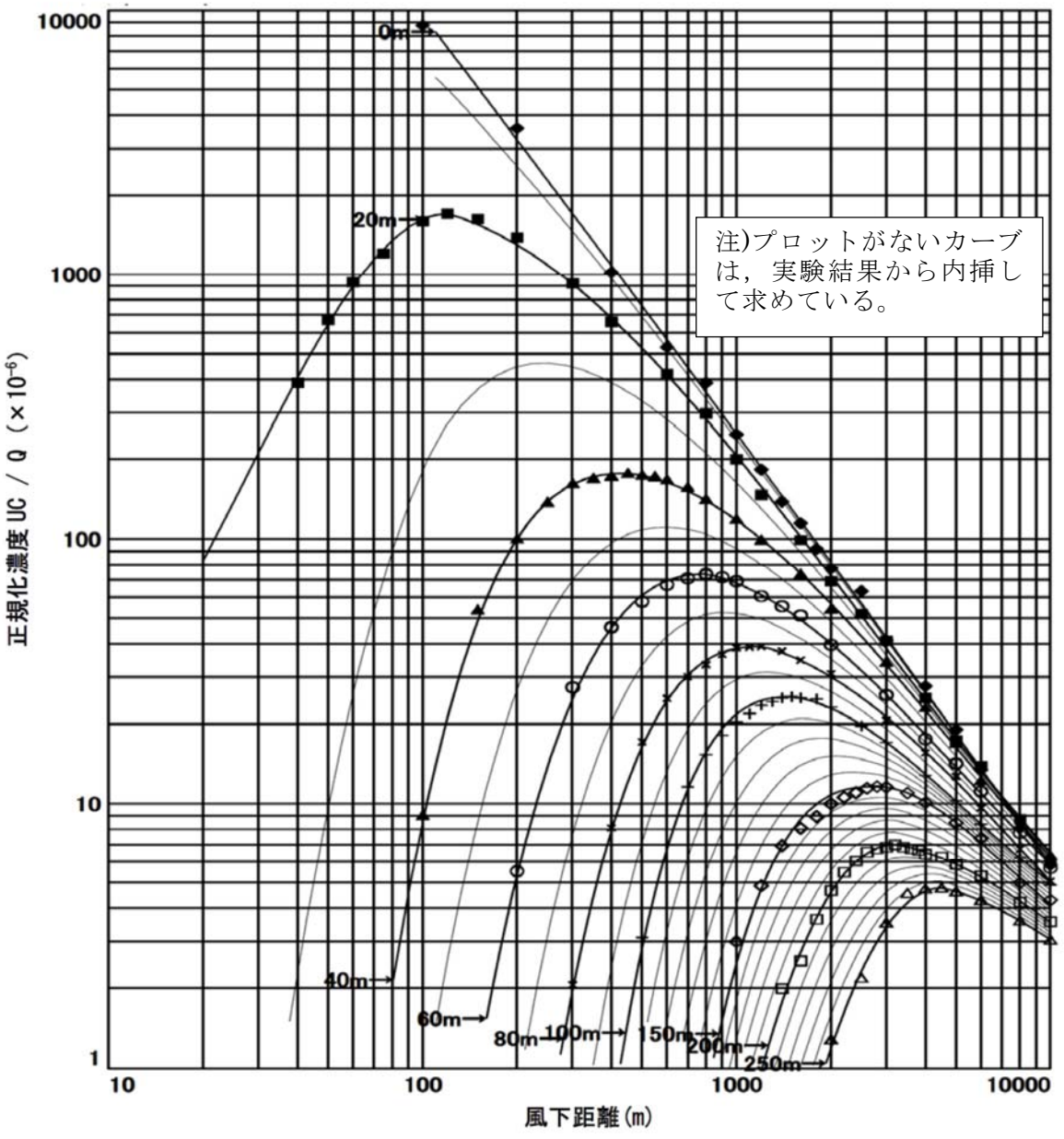
注）野外の相当高さで 400m までは風速分布，乱れ分布を再現する。



注）鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値（C～D）になっている。水平方向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値（C～D）になっている。

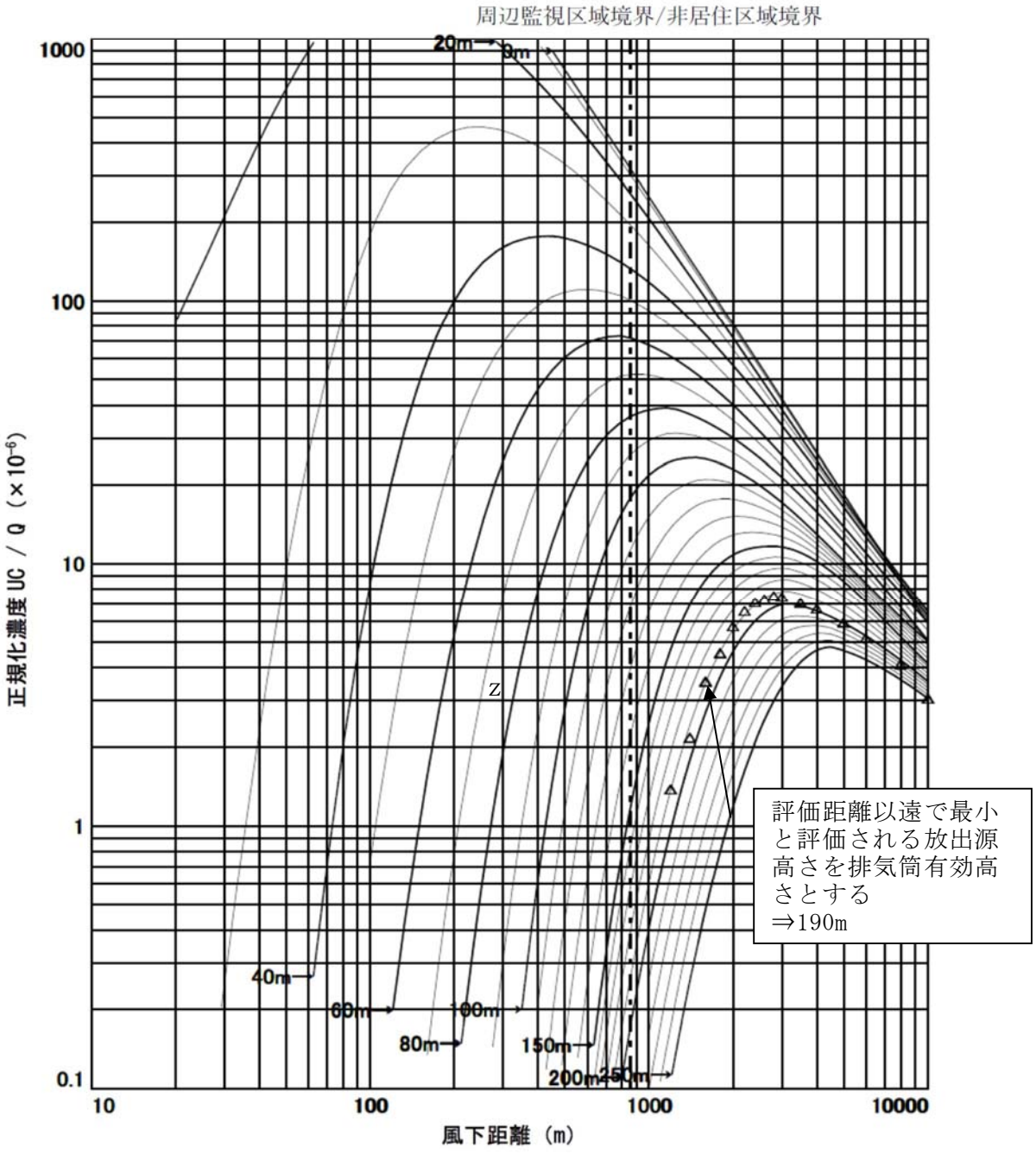
第 2 図　気流条件調整結果

記号	Ho(m)	記号	Ho(m)
◆	0	＋	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		

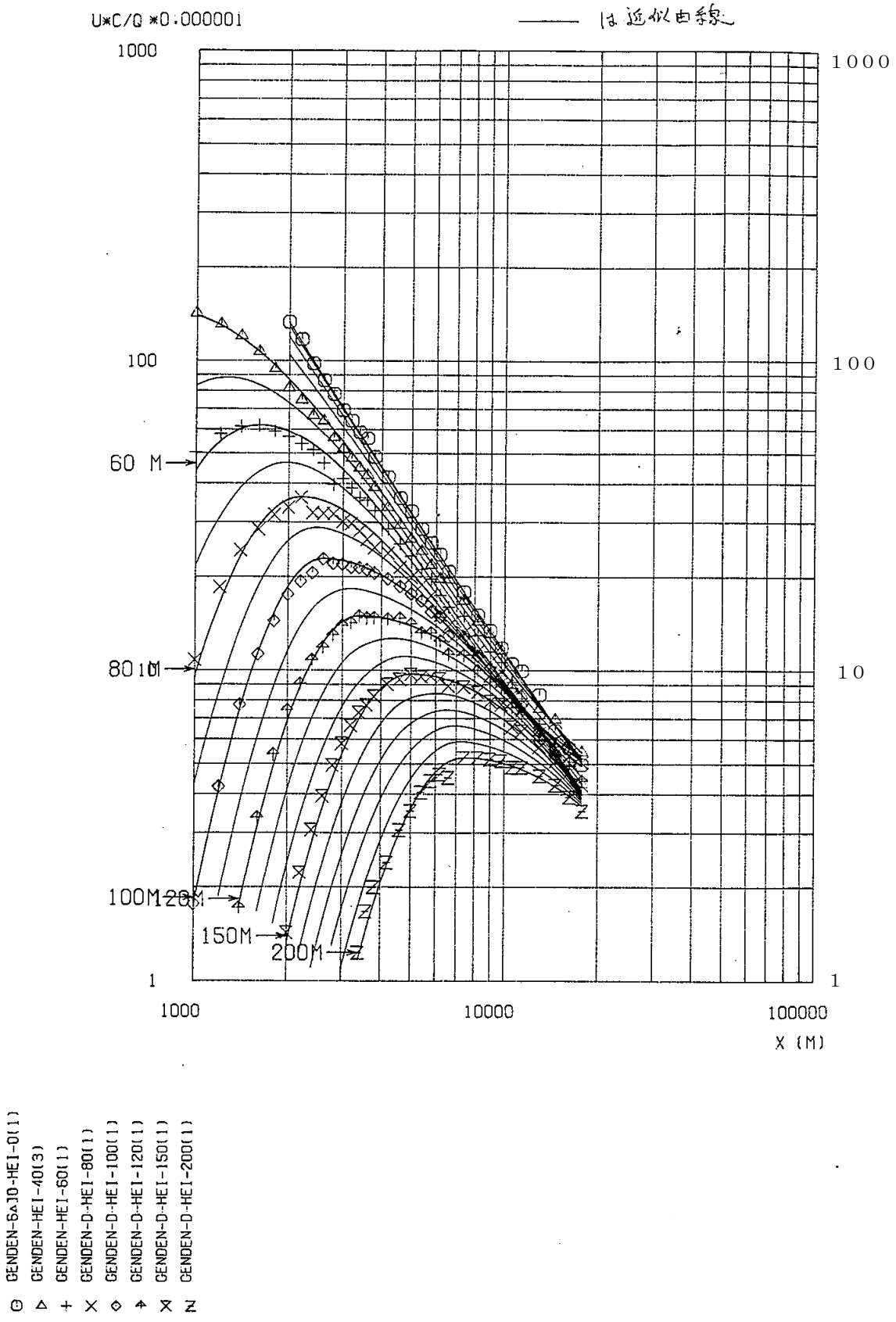


第 3 図 平地実験結果

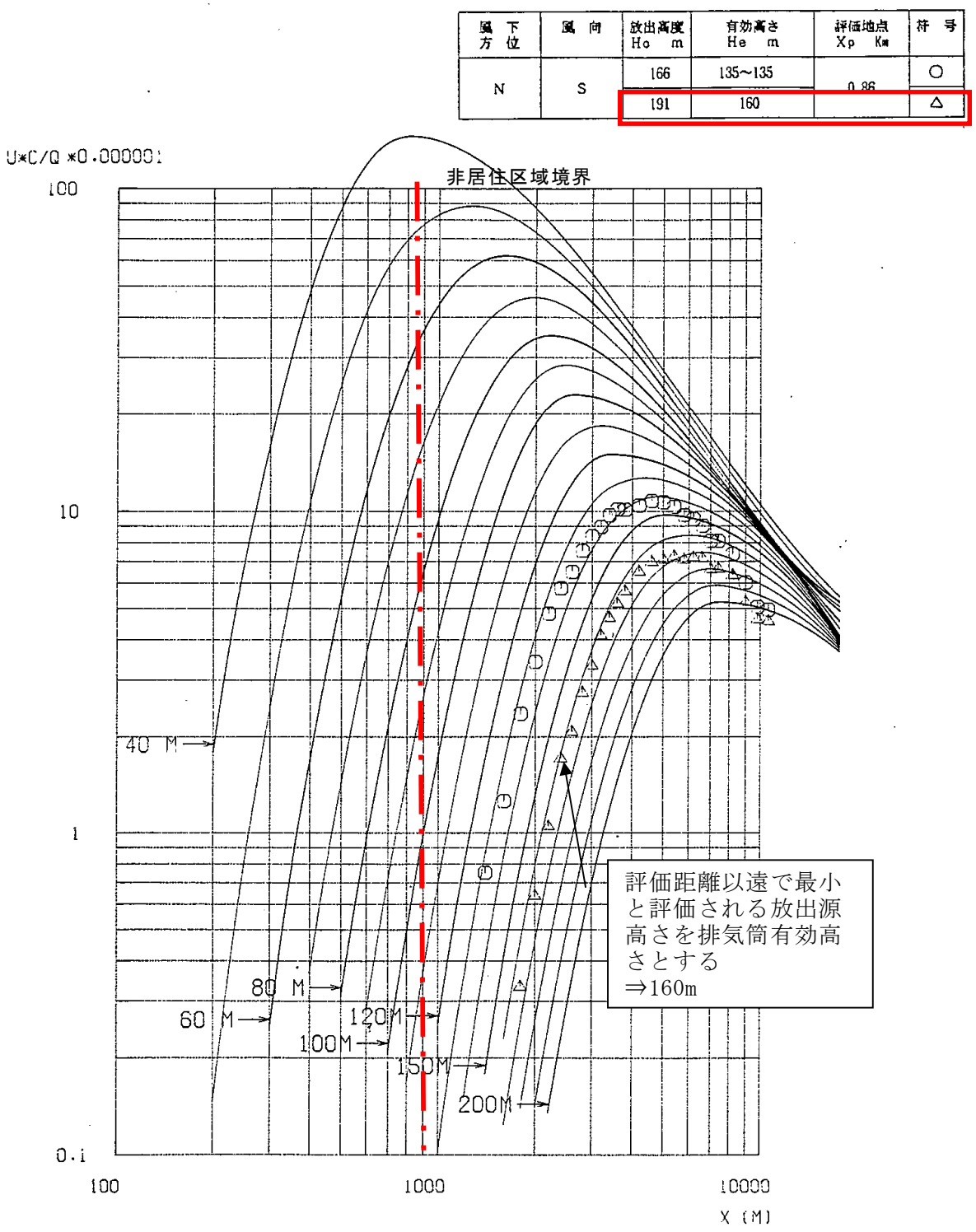
風向	S
△	平常時 Ho=207m
―	平地
評価距離	850m



第４図　排気筒有効高さの求め方（風向：Ｓ，平常時の例）



第5図　1982年風洞実験の平地実験結果



注）　○は参考評価

第 6 図　1982 年風洞実験の模型実験結果の一例（風向：S，平常時の例）

補足 4

東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では，廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは，排気筒有効高さは 1982 年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003 の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」※1では，建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる，既設・増設建屋の並びに直角な風向と，既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い，有効高さの変動が 10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に，平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点(ＳＷ方向)に向かう風の風向を含む主要風向において，風洞実験で用いる放出源高さを 1981 年度と 2005 年度気象データから求め比較した結果＋5～－3%と変動が 10%以内であった。放出源高さと有効高さはほぼ比例である※2ため有効高さの変動も 10%以内に収まると推定されることから，1987 年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し，東海第二発電所は＋6～＋14%と 10%を超えていた（下図参照）。

東海発電所

風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	-1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
E	W	51	132	48	129	-2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			

（参考）

東海第二発電所

風向	着目方位	1981年度データ（1982年風洞実験）		2005年度データ（2007年風洞実験）		放出高さ変動割合(%)	風向頻度(%)（2005年度）
		吹上げ高さ(m)	放出高さ(m)	吹上げ高さ(m)	放出高さ(m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		←			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		←			

※1　風洞実験実施基準：2003 解説抜粋

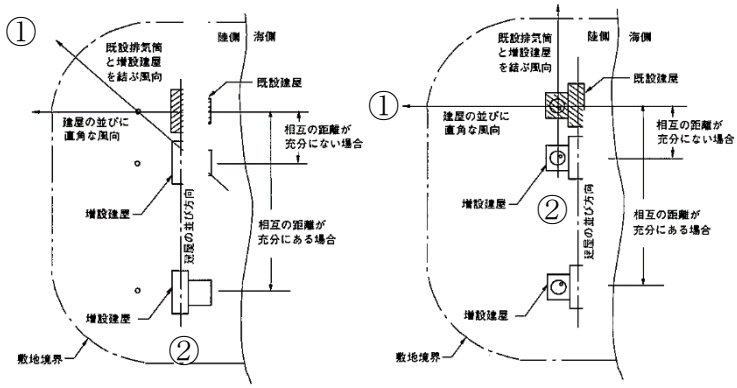
2.　原子炉増設の際の実験の必要性について

a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは，放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって，かつ，既設排気筒高さが増設建屋の高さの 2.5 倍以上ある場合，または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし，このうち増設建屋の影響については，上記の条件が満たされない場合でも，次のように取り扱うことができる。

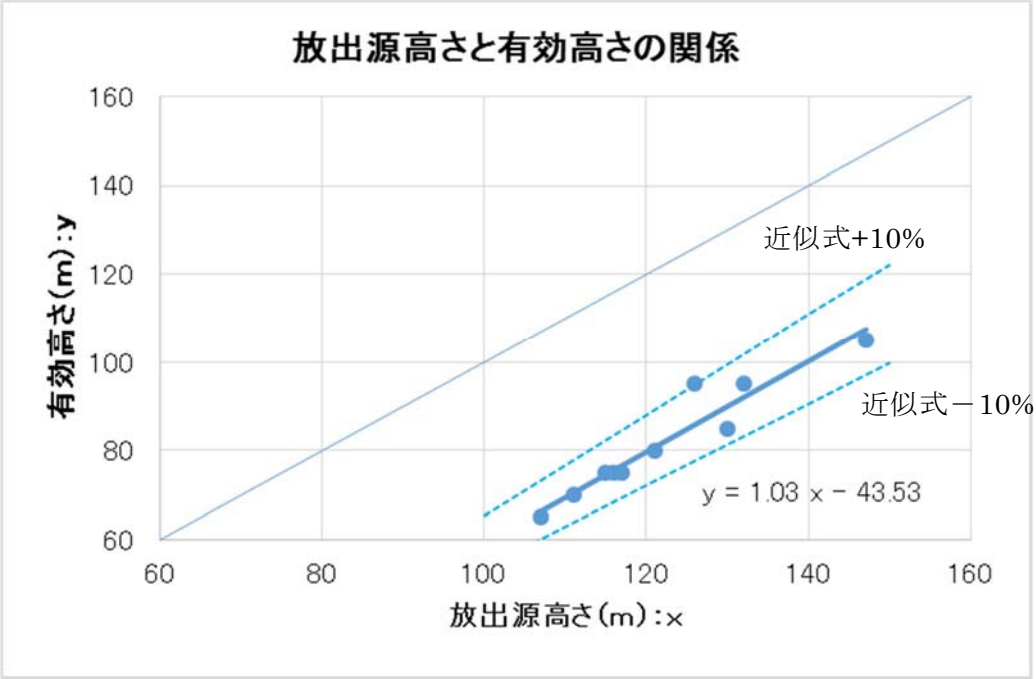
1) 既設，増設建屋配置により，①建屋の並びに直角な風向，②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め，既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち，最も①，②に近い 2 風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い，その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合*は，既存の実験結果をそのまま使用できる（**解説図 2-1** 参照）。

＊　ここで，あまり変わらない場合とは，有効高さの変化が 10%以内であり，かつ，線量目標値，めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



※2　1982 年東海発電所風洞実験時の放出源高さと有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さと有効高さは，下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから，放出源高さが 10%変動したとしても，有効高さの変動は 10%以内に収まると推定される。



補足 5

異常年検定法の概要について

F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は，正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち，不良標本と見られるものを X_0(検定年)，その他のものを X_1，X_2，X_3，…Xi，…Xn(比較年)とした場合，X_0 を除く他の n 個の標本の平均を $\overline{X} = \sum_{i=1}^{n} X_i/n$ として，標本の分散から見て X_0 と $\bar{X}$ との差が有意ならば X_0 を棄却とする方法である。検定手順を以下に示す。

(1)仮説:不良標本 X_0 と他の標本（その平均値） $\bar{X}$ との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X}(\bar{X} = \sum_{i=1}^{n} X_i/n)$$

(2)分散比 F_0 を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^{n}(X_i - \bar{X})^2/n$$

(3)検定年は 1 年，比較年は 10 年，有意水準（危険率）は 5%として，F 分布表の F 境界値（$F_9^1(0.05) = 5.12$）を求める。

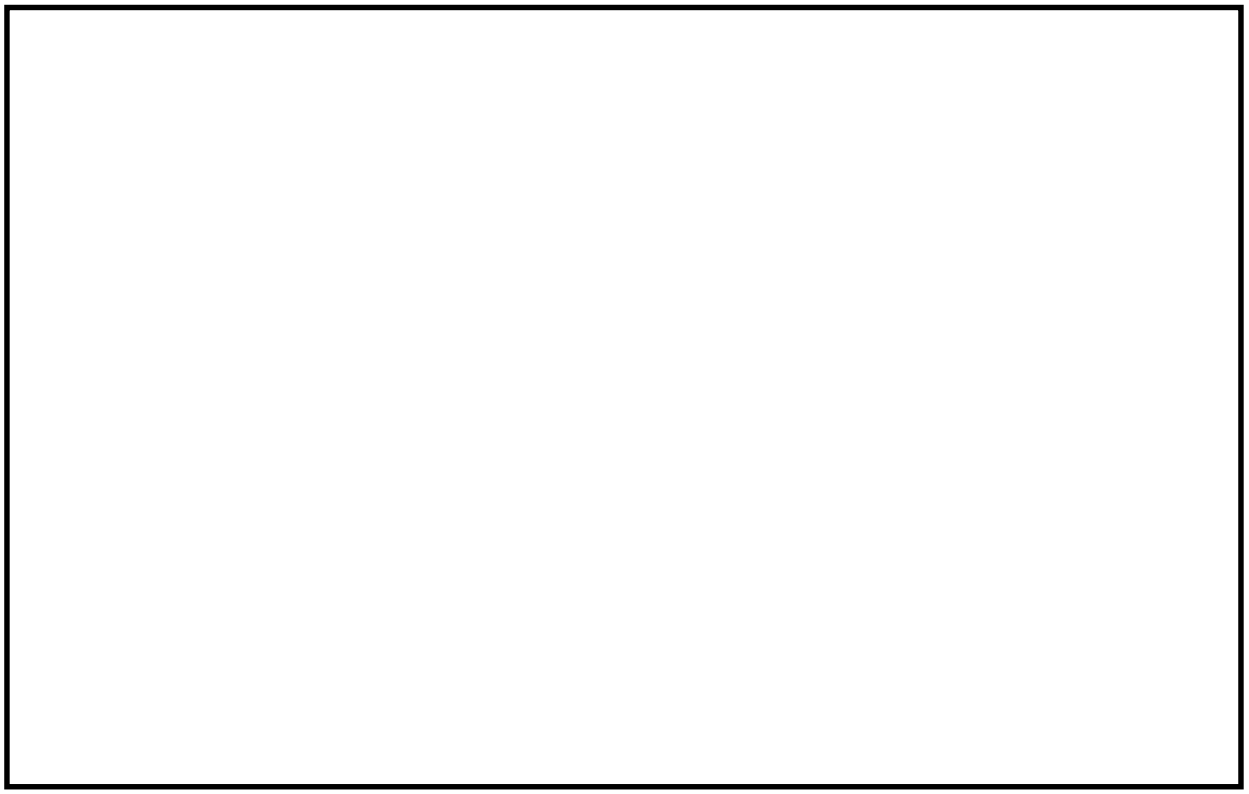
(4)F_0 と F 境界値を比較して，F_0＜F 境界値であれば仮説は採択する。具体的には，次のように棄却限界の上限値と下限値を求め，その範囲に検定年 X_0 が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S\sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)}F_{境界値}} < X_0 < \bar{X} + S\sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)}F_{境界値}}$$

添付資料 3

線量評価に用いる大気拡散評価

線量評価に用いる大気拡散の評価は，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値としている。また，注目方位は，第 1－3－1 図に示すとおり，建屋による拡がりの影響を考慮している。評価対象方位を第 1－3－1 表に示す。本評価では着目方位は 2 方位となる。



第 1－3－1 図　評価対象方位

第1－3－1表　評価対象方位

評価点	緊急時対策所建屋外壁
放出源	原子炉建屋外壁
評価方位	ＷＳＷ，Ｗ
距離	310m

相対濃度（χ／Ｑ）の評価にあたっては，年間を通じて1年間ごとの気象条件に対して相対濃度を算出し，小さい値から順に並べて整理した。評価結果を第1-3-2表に示す。累積出現頻度97%にあたる相対濃度は約1.1×10^{-4}s／m^3となった。

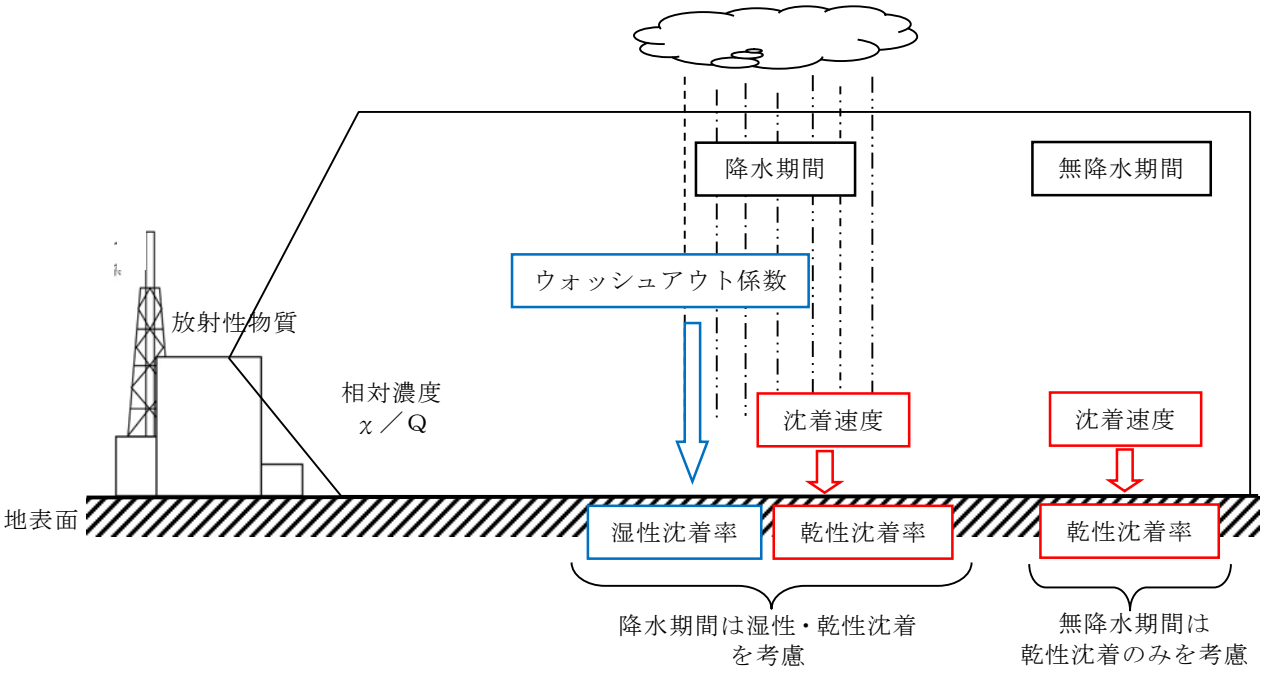
第1－3－2表　相対濃度の値（実効放出継続時間10時間）

累積出現頻度（%）	相対濃度（s／m^3）
・・・・	・・・・
96.99	約1.1×10^{-4}
97.00	約1.1×10^{-4}
97.01	約1.1×10^{-4}
・・・・	・・・・

添付資料 4

地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は，第 1－4－1 図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が，地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり，放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ，地表面に落下・沈着する現象であり，大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第 1－4－1 図　地表面沈着のイメージ

緊急時対策所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※1 を用いている。

※1　有機よう素の地表面への沈着速度としては 4.0×10^{-3}cm／s

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定，一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日）の解説において，

葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに，「降水時における沈着率は，乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ，湿性沈着を考慮した沈着速度は，乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の 4 倍と設定した。

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

1. 評価手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の適用性は，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値を求め,乾性沈着率の累積出現頻度 97%値との比を求める。その比と乾性沈着速度（0.3cm／s，添付資料 5 参照）の積が 1.2cm／s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

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

$$\left(\chi/Q\right)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \cdots\cdots①$$

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

$\chi/Q(x,y,z)_i$　：時刻 i での相対濃度[s／m^3]

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

(2)　湿性沈着率

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

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

・・・・・②

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

$\chi/Q(x,y,0)_0$　：時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s／m^3]

Λ_i　：時刻 i でのウォッシュアウト係数[1／s]

（$= 9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$学会標準より）

P_{Ti}　：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。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97％値（①＋②）}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97％値（①）}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi}\,\Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}}$$

・・・・・③

2.　地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は,気象指針に記載されているχ／Ｑの累積出現頻度97%値の求め方※2に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第1－4－2図参照)。

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

第1－4－2図の例は，評価対象方位をＳＷとした場合であり，χ／Ｑによる乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位ＳＷ以外の方位に風が吹いた時刻については，地表面沈着率はゼロとなる。

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

※2　（気象指針解説抜粋）

VI．想定事故時等の大気拡散の解析方法

1．線量計算に用いる相対濃度

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

降水がない時刻は，
湿性沈着率はゼロ

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

評価対象方位の時刻のみχ／Q及び乾性沈着率が出現

評価対象方位をＳＷとし，
地表面沈着率の出現頻度を昇順に並び替え

評価対象方位以外のχ／Qは
ゼロとなるため，地表面沈着率
はゼロとなる。

地表面沈着率の
累積出現頻度 97%値

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

No	出現頻度（%）	χ／Q（s／m^3）	地表面沈着率（①＋②）
1	0.000	0	0
2	0.003	0	0
・・・	・・・	・・・	・・・
○○	97.004	○×10^{-6}	○×10^{-9}
○○	97.010	○×10^{-6}	○×10^{-9}
・・・	・・・	・・・	・・・
×××	100.000	○×10^{-5}	○×10^{-8}

第１－４－２図　地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

（評価対象方位がＳＷの場合）

3.　評価結果

第1－4－1表に緊急時対策所の評価点についての検討結果を示す。乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と,乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.3程度となった。

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

第1－4－1表　沈着率評価結果

放出点	相対濃度 （s／m^3）	乾性沈着率(①) （1／m^2）	地表面沈着率 (①＋②) （1／m^2）	③比 ((①＋②) ／①)	湿性沈着を考慮した沈着速度 （cm／s）
原子炉建屋	約1.1×10^{-4}	約3.2×10^{-7}	約4.2×10^{-7}	約1.3	約0.4

添付資料 5

エアロゾルの乾性沈着速度について

緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価では，地表面への放射性物質の沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と想定しており,沈着速度の評価に当たっては,乾性沈着速度として 0.3cm／s を用いている。以下に，乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551※1に基づき 0.3cm／s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では 0.5μm～5μm 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 0.1μm～5μm の粒径では沈着速度は 0.3cm／s 程度（第 1－5－1 図）である。以上のことから，現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm／s を適用できると判断した。

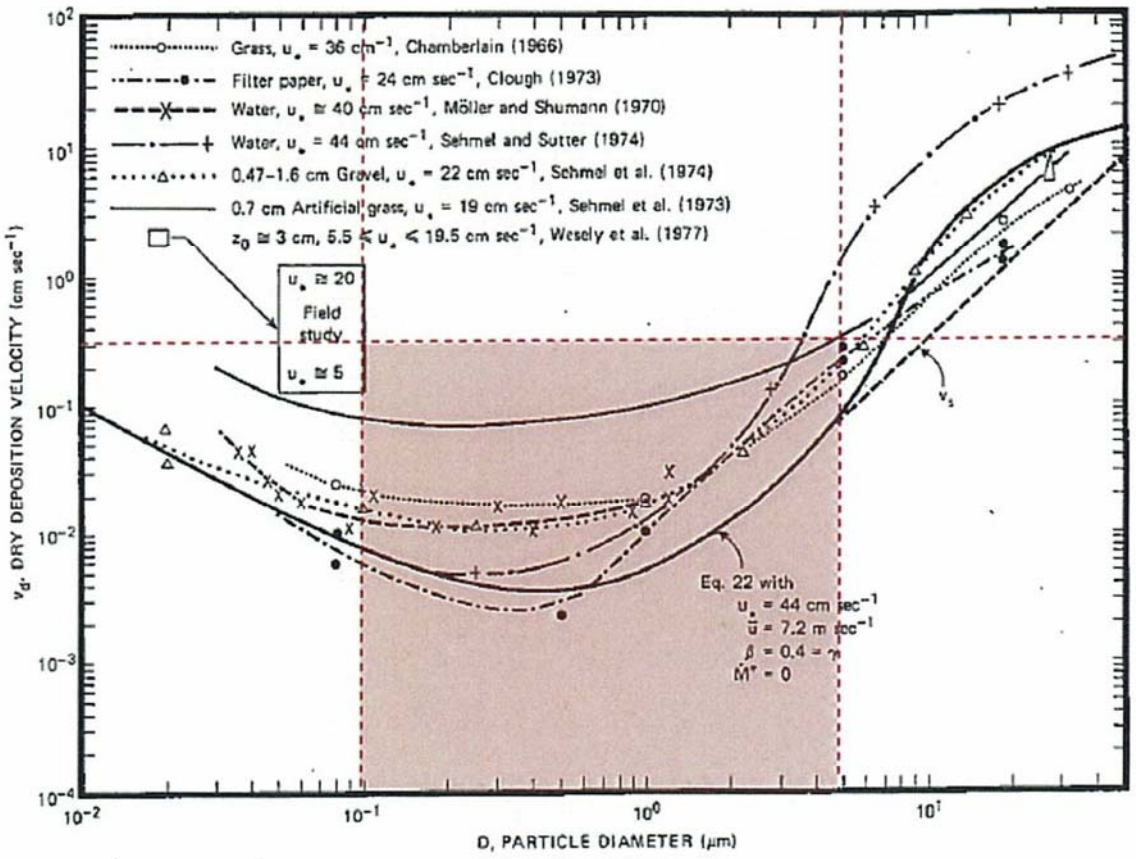


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[19–26] The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第１－５－１図　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-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

※2　W.G.N. Slinn ：Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

（参考）

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

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

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

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

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

第1－5－1表　シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

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

※1　J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※2　D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3　STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

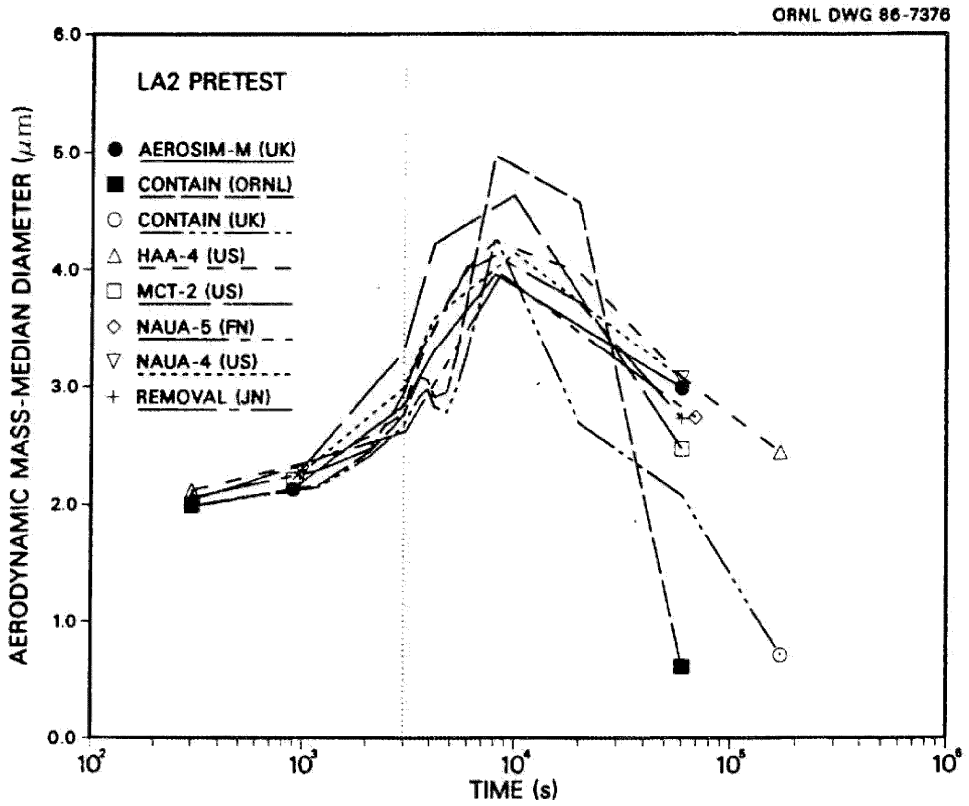


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1－5－2図　LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO_2, H_2, and H_2O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of ln(0.05 g/kilogram H_2O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H_2O) = 4.61.

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

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are $Ca(OH)_2$ (ρ = 2.2 g/cm^3) or SiO_2 (ρ = 2.2 g/cm^3) from the concrete and UO_2(ρ = 10 g/cm^3) or ZrO_2 (ρ = 5.9 g/cm^3) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm^3. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO_2 will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

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

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

where σ(w) is the surface tension of pure water.

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

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from ln (0.25 μm) = -1.39 to ln (2.5 μm) = 0.92.

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

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3 SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1　Aerosols in the RCS

9.2.1.1 *AECL*

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

9.2.1.2 *PBF-SFD*

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

9.2.2　Aerosols in the containment

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

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

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

添付資料 6

グランドシャインの評価方法

グランドシャインの評価は以下の通り実施した。

1. 線源

緊急時対策所居住性評価に係るグランドシャインの評価に適用する線源は，重大事故により大気中に放出された放射性物質が地表面と緊急時対策所の天井上面に均一に沈着した面線源とする。

2. ガンマ線線源強度

ガンマ線線源強度は，核種毎の地表面沈着濃度（7 日間の積算値，沈着速度 1.2cm／s）から計算コード入力用にガンマ線エネルギと放出割合を加味したエネルギ群構造（42 群）に換算した値とする。なお，ガンマ線エネルギ群構造は評価済核データライブラリＪＥＮＤＬ－3.3[※1]から作成した輸送計算用ライブラリＭＡＴＸＳＬＩＢ－Ｊ33[※2]の 42 群とし，各群の上限エネルギを使用する。換算後のエネルギ群別ガンマ線積算線源強度を第 1－6－1 表に示す。

3. 計算モデル

グランドシャイン評価における緊急時対策所の計算モデルを第 1－6－1 図に示す。緊急時対策所は鉄筋コンクリート製であるが，評価上コンクリートのみとし，以下に示す密度を適用する。建屋上に沈着する放射性物質の範囲は，保守的に 3 階床レベル（EL37m）に設定する。地表面に沈着した放射性物質の線源の高さは，法面や木々に付着する放射性物質からの寄与があることを考慮して，緊急時対策所の天井レベル（EL36m）と同じ高さに設定する。線

源範囲は，緊急時対策所中心より 400m までの範囲とする[注1]。

上記以外は，直接線・スカイシャイン線評価の計算モデルと同様とする。

注 1： 400m 以上離れた位置からの線量寄与が全体の 1%以下であることが示されている[※3]ため，緊急時対策所中心から周囲 400m までをモデル化する。

4. 遮蔽及び評価点

グランドシャインの評価においては，緊急時対策所建屋の外壁及び緊急時対策所の壁による遮蔽効果を考慮する。なお，上記以外の壁等による遮蔽効果には期待しない保守的な遮蔽モデルとなっている。

作業エリアを想定して緊急時対策所内の天井レベル（EL36m）で線量が最大となる点を設定する。

5. 計算コード

計算コードはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ[※4]コードを適用する。

※1：K. Shibata, et al.,” Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3”, J.Nucl.Sci.Technol., 39,1125(2002)

※2：K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, “The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3”, JAERI-Date/Code 2003-011(2003)

※3：JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」

※4：RIST NEWS No.33 「実効線量評価のための遮蔽計算の現状」2002.3.31, 高度情報科学技術研究機構

第1－6－1表　グランドシャインの評価に用いる
線源強度（7日積算）※1

エネルギ（MeV）		積算線源強度
下限	上限（代表エネルギ）	（Photons）
－	1.00×10^{-2}	約 1.12×10^{11}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 1.25×10^{11}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.68×10^{12}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 3.72×10^{11}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.87×10^{11}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.24×10^{11}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 2.33×10^{10}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.17×10^{11}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 1.09×10^{11}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 8.05×10^{11}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.61×10^{12}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.46×10^{12}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.23×10^{12}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 1.65×10^{12}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 5.50×10^{10}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 2.42×10^{12}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 2.75×10^{12}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.20×10^{12}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 2.40×10^{12}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 5.66×10^{11}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 1.71×10^{10}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 2.74×10^{11}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 2.17×10^{10}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 4.60×10^{10}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 4.36×10^{10}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 9.45×10^{8}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 7.87×10^{3}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 7.87×10^{3}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 2.08×10^{-2}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 2.08×10^{-2}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 2.08×10^{-2}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 2.08×10^{-2}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 2.40×10^{-3}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 2.40×10^{-3}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 2.40×10^{-3}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 2.40×10^{-3}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 7.36×10^{-4}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 3.68×10^{-4}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	0
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	0
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	0
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	0

※1　ビルドアップ係数等については，代表エネルギ毎に評価している。

第１－６－１図　緊急時対策所グランドシャインの評価モデル（1／2）

第１－６－１図　緊急時対策所グランドシャインの評価モデル（2／2）

添付資料 7

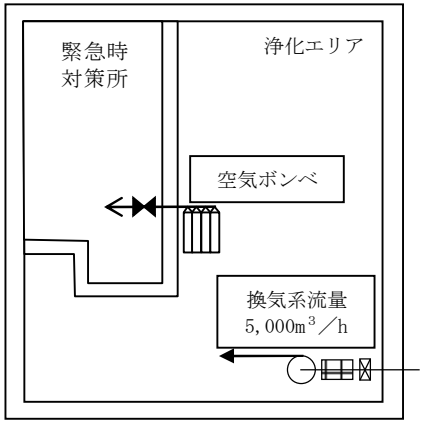
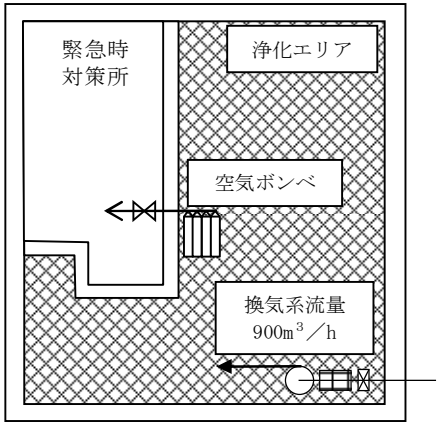
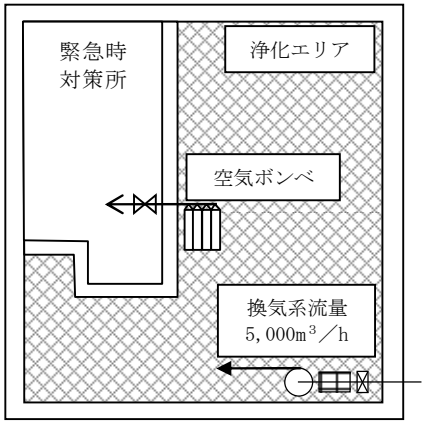
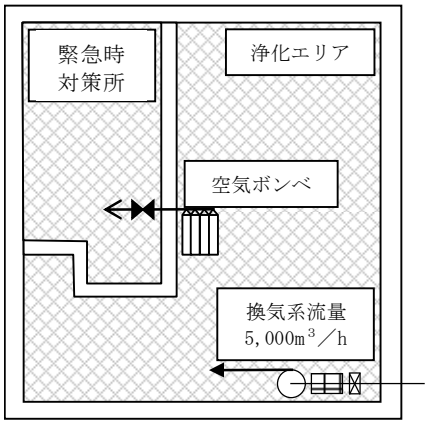
事象発生時の換気系運転モードについて

重大事故等の発生により,大気中に放射性物質が放出された場合においても,緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置を緊急時対策所内に設置する。

また,プルーム通過時の緊急時対策所の対策要員への被ばく防止対策として,緊急時対策所加圧設備による加圧により緊急時対策所を加圧することにより,緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。

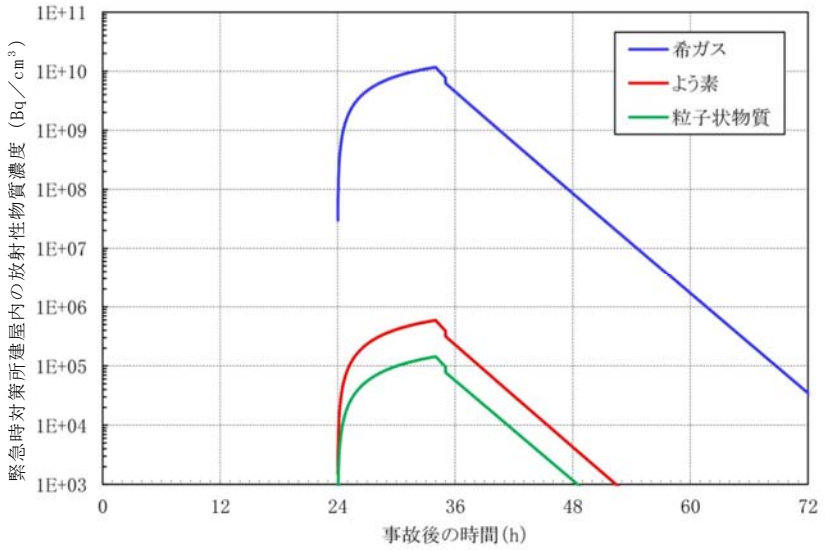
事象発生時の換気設備の運転モード一覧を第 1－7－1 表に示す。

第1－7－1表　事象発生後の非常用換気設備運転モード一覧

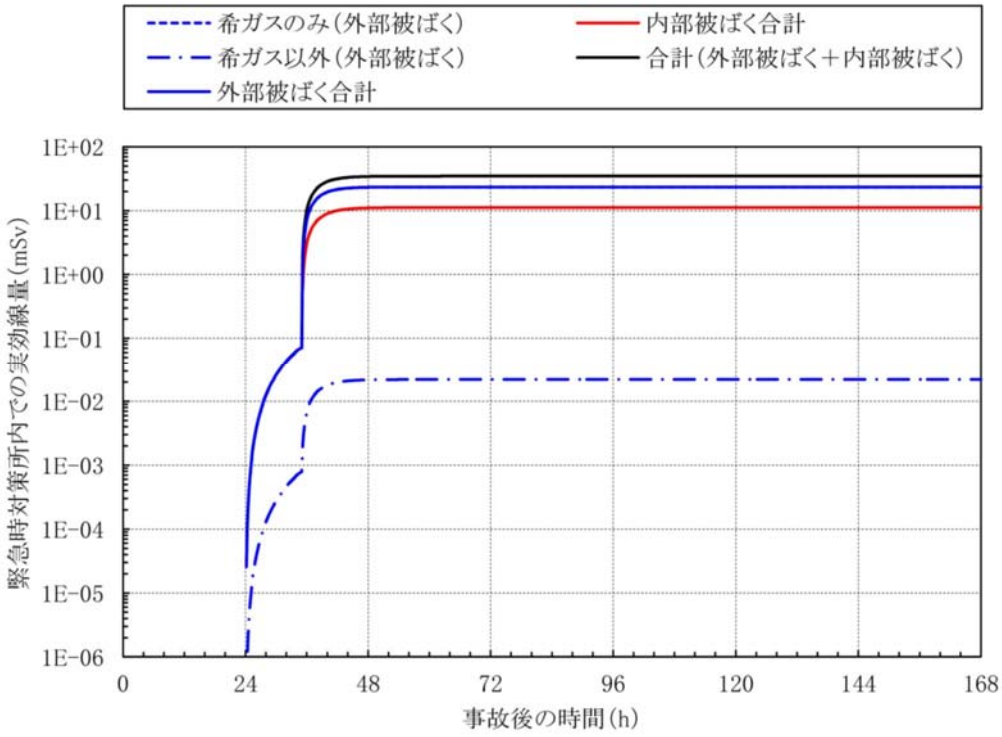
期間	事象発生～24h	24h～34h （プルーム放出中）	34h～35h	35h 以降
運転 モード※1	②緊対建屋加圧モード	③災害対策本部加圧モード	④緊対建屋浄化モード	②緊対建屋加圧モード
イメージ図 ※2				
備　考	【緊急時対策所，浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用送風機を起動し，微粒子フィルタ，よう素フィルタで浄化した空気を緊急時対策所内に取り込む非常時運転を実施 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧運転を実施し，緊急時対策所内への放射性物質の流入を防止する。 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の少量外気取り込みにより放射性物質の流入を低減 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧運転を継続 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の外気取り込みにより建屋内の希ガス等の放射性物質を排出 ・建屋内は正圧維持	【緊急時対策所】 ・緊急時対策所加圧設備による加圧運転を停止 【浄化エリア】 ・緊急時対策所非常用換気設備の外気取り込みにより建屋内の放射性物質の排出を継続 ・建屋内は正圧維持

※1　運転モードの詳細は，補足説明資料「61－9　緊急時対策所について（被ばく評価除く）」の2.4項（5）に示す。
※2　イメージ図中網掛け部は，線源範囲

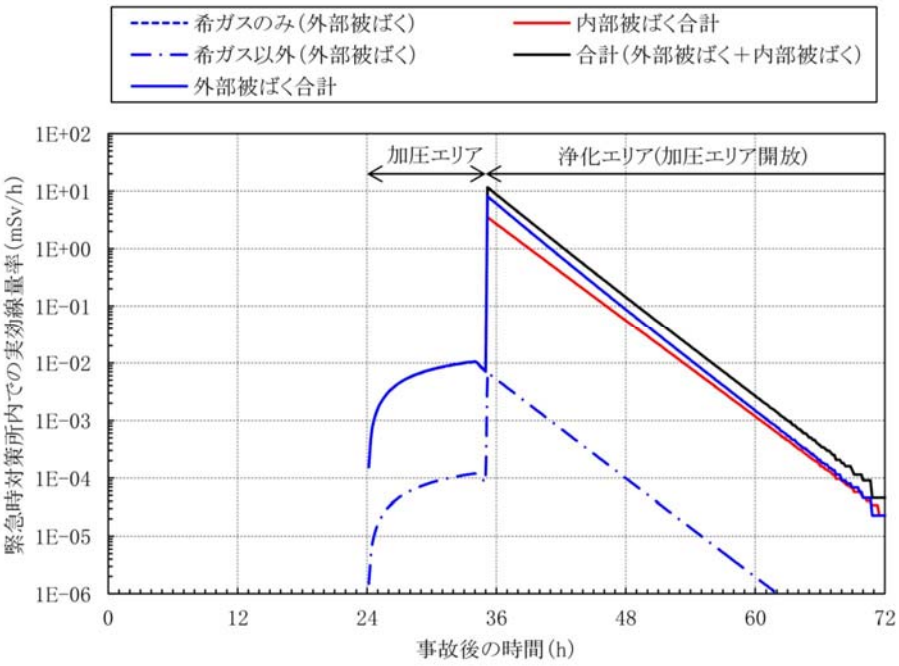
緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質濃度の推移を第 1－7－1 図に示す。また，外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内における実効線量及び実効線量率の推移を第 1－7－2 図及び第 1－7－3 図に示す。



第 1－7－1 図　緊急時対策所建屋内（浄化エリア）の放射性物質濃度の推移



第 1－7－2 図　緊急時対策所内での実効線量の推移



第１－７－３図　緊急時対策所内での実効線量率の推移

添付資料 8

放射性物質の放出継続時間について

放射性物質の大気への放出継続時間は,「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，10 時間と設定し評価している。

一方，格納容器が破損するような条件における放射性物質の大気への放出については，米国における緊急時対応技術マニュアル（NUREG／BR－0150Vol.1,Rev.4 RTM-96 Response Technical Manual）において,「壊滅的破損」を想定した場合の放出時間を 1 時間としている。

本評価においては,以下の理由から放出継続時間を 10 時間として設定し評価を行っている。

放出継続時間を 1 時間と設定した場合は，放射性物質の全量が 1 時間で放出されることから，10 時間と設定した場合に比べて放射性物質の放出量及び緊急時対策所建屋内に対する線量率が一時的に約 10 倍上昇すると考えられる。しかしながら,緊急時対策所内は浄化エリアに対して 50cm 以上のコンクリート壁で遮蔽されており，緊急時対策所内の線量率は最大でも 0.1mSv／h 以下の上昇であるため，被ばくに与える影響は小さい。また，緊急時対策所は 11 時間以上加圧でき，プルーム通過後に緊急時対策所建屋内は外気取り込みにより建屋内の放射性物質の排出を行うため，緊急時対策所内に流入する放射性物質に対する被ばくは大きく減少することから，放出継続時間は，長時間影響がある 10 時間と設定して評価を行っている。

添付資料 9

コンクリート密度の根拠について

1. はじめに

日本建築学会　建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下，JASS 5N)」に基づき，コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

2. 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式（解 3.6）を用いて，以下の手順で推定した。

① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め，調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換

② JASS 5N の予測式（解 3.6）により，含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量 ρ_p を算出

③ コンクリートのばらつきを考慮して，ρ_p から $3\sigma_d$ を差し引く。（解説図 3.10）

標準偏差 σ_d は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から 0.024t/m^3（最大値）を採用

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \qquad （解 3.6 より）$$

ρ_p　：乾燥単位容積質量（kg／m^3）

G_0　：調合計画における粗骨材量（絶乾）（kg／m^3）※別紙参照

S_0　：調合計画における細骨材量（絶乾）（kg／m^3）※別紙参照

C_0　：調合計画におけるセメント量（kg／m^3）※別紙参照

w　　：コンクリート中の含水量（kg／m^3）※安全側に 0 とする。

3.　推定乾燥単位容積質量について（別紙参照）

推定乾燥単位容積質量の最小値は 2.016g／cm^3となり，遮蔽計算に使用するコンクリート密度はこれを包絡する 2.00 g／cm^3とする。

別紙

コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

No.	打設場所	重量調合[kg/m3]					砂（絶乾）	砂利（絶乾）	σd=［　　］（ＪＡＳＳ５Ｎより）	
		水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材			ρp	ρp-3σd
1	一次遮蔽壁								2.209	2.137
2									2.218	2.146
3									2.217	2.145
4									2.201	2.129
5									2.207	2.135
6									2.229	2.157
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋								2.155	2.083
8									2.164	2.092
9									2.156	2.084
10									2.165	2.093
11									2.162	2.090
12									2.173	2.101
13									2.165	2.093
14									2.177	2.105
15									2.155	2.083
16									2.162	2.090
17									2.159	2.087
18									2.203	2.131
19									2.197	2.125
20									2.192	2.120
21									2.202	2.130
22									2.183	2.111
23									2.155	2.083
24									2.164	2.092
25									2.164	2.092
26									2.175	2.103
27									2.149	2.077
28									2.156	2.084
29									2.162	2.090
30									2.165	2.093
31									2.154	2.082
32									2.143	2.071
33									2.168	2.096
34									2.168	2.096
35									2.172	2.100
36									2.154	2.082
37									2.168	2.096
38									2.133	2.061
39									2.137	2.065
40									2.152	2.080
41									2.118	2.046
42									2.137	2.065
43									2.117	2.045
44									2.132	2.060
45									2.157	2.085
46									2.117	2.045
47									2.148	2.076
48									2.126	2.054
49									2.155	2.083
50									2.112	2.040
51									2.088	2.016
52									2.189	2.117
53									2.175	2.103
54									2.181	2.109
55									2.157	2.085
56									2.161	2.089
57									2.163	2.091
58									2.137	2.065
59									2.155	2.083
60									2.141	2.069
61									2.166	2.094
62									2.205	2.133
63									2.170	2.098
64									2.251	2.179
65									2.172	2.100
66									2.169	2.097
67									2.189	2.117
68									2.178	2.106
69									2.195	2.123
70									2.182	2.110
71									2.164	2.092
72									2.174	2.102
73									2.176	2.104
74									2.183	2.111

ρp=G0＋S0＋1.2C0

最小値	2.016

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
３．制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋) （緊急時対策所） １　ｅ）緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。	1　e)→審査ガイドの趣旨に基づき評価 ①東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放出を仮定。 放射性物質の放出割合は 4.4(1)のとおり。 ②マスク着用はなしとして評価している。 ③交代要員体制:評価期間中の交代は考慮しない。 安定ヨウ素剤の服用:考慮しない。 仮設設備:加圧用空気ボンベを考慮する。 ④対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことを確認している。

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法	
4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲	4.1 →審査ガイドのとおり
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。 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。 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。	①最適評価手法を適用し，「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。 ②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。 ③不確かさが大きいモデルや検証されたモデルは使用せず，モデルの適用範囲は超えない。
（1）被ばく経路 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。 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。	4.1 (1)→ 審査ガイドのとおり 緊急時対策所居住性に係る被ばく経路は図 2 のとおり，①～③の経路に対して評価している。
① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を，次の二つ	4.1 (1) ①→審査ガイドのとおり 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緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
の経路を対象に計算する。 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく ② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） ③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を，次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。 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	4.1(1)②→審査ガイドのとおり 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所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緊急時対策所の壁によるガンマ線遮蔽効果を踏まえて対策要員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）についても考慮して評価している。 4.1(1)③→審査ガイドのとおり 緊急時対策所に取り込まれた放射性物質は，緊急時対策所内に沈着せず浮遊しているものとして評価している。 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緊急時対策所内に取り込まれる。緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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 ④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を，次の二つの経路を対象に計算する。 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	4.1(1)④→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を，次の三つの経路を対象に計算する。 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	4.1(1)⑤→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
(2) 評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図 3 に示す。	4.1(2)→審査ガイドのとおり 緊急時対策所居住性に係る被ばくは,図 3 の手順に基づいて評価している。ただし，評価期間中の対策要員の交代は考慮しない。
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。	4.1(2)a.→審査ガイドのとおり
・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。	・緊急時対策所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ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して,放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算している。
・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では，放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して,放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また,放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。	・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している。
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。	4.1(2)b.→審査ガイドのとおり 被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は,大気拡散の評価に

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
	従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について，小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。評価においては，2005年4月1日から2006年3月31日の1年間における気象データを使用している。
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。	4.1(2)c.→審査ガイドのとおり 原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために，原子炉建屋内の線源強度を計算している。
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。	4.1(2)d.→審査ガイドのとおり
・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 c.の結果を用いて，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。
・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，大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。
・上記ａ 及びｂ の結果を用いて，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。	・上記a.及びb.の結果を用いて，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線量及び吸入摂取による内部被ばく線量)を計算している。
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	4.1(2)e.→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
うかを確認する。	上記 d. で計算した線量の合計値が，判断基準(対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと)を満足することを確認している。
4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 (1) 沈着・除去等 a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は，使用条件での設計値を基に設定する。 なお，フィルタ効率の設定に際し，ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	4.2(1)a.→審査ガイドのとおり 緊急時対策所換気設備のフィルタ除去効率は，設計上期待できる値として，有機よう素及び無機よう素は99.0%，粒子状物質は99.9%として評価している。
b. 空気流入率 既設の場合では，空気流入率は，空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では，空気流入率は，設計値を基に設定する。(なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後，設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)	4.2(1)b.→審査ガイドのとおり 設計に基づき，空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた外気取入れによる緊急時対策所内の加圧が可能であるため，フィルタを通らない空気の流入はないものとする。
(2) 大気拡散 a. 放射性物質の大気拡散 ・放射性物質の空気中濃度は，放出源高さ及び気象条件に応じて，空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定し	4.2(2)a.→審査ガイドの趣旨に基づいて評価 ・放射性物質の空気中濃度は，ガウスプルームモデルを適用して計算している。

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
たガウスプルームモデルを適用して計算する。 なお，三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には，水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針（参 3）における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には，建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 ・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については，放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について，次に示す条件すべてに該当した場合，放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し，評価点に到達するものとする。 一 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 4 の領域 An）の中にある場合 三 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 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	・東海第二発電所内で観測して得られた 2005 年 4 月 1 日から 2006 年 3 月 31 日の 1 年間の気象データを大気拡散計算に用いている。 ・水平方向及び鉛直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針の相関式を用いて計算している。 ・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。 ・一～三の全ての条件に該当するため，建屋巻き込みを考慮して評価している。 放出点が原子炉建屋の屋上にあるため，建屋の高さの 2.5 倍に満たない。 放出点の位置は，図 4 の領域 An の中にある。 評価点(緊急時対策所)は，巻き込みを生じる建屋(原子炉建屋)の風下側にある。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
はないものとして大気拡散評価を行うものとする（ 参4)。	
・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。	・建屋による巻き込みを考慮し，図5に示すように，建屋の後流側拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性がある複数の方位(評価方位 2方位)を対象としている。
・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。	・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。
b. 建屋による巻き込みの評価条件	4.2(2)b.→審査ガイドのとおり
・巻き込みを生じる代表建屋	
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。	1）原子炉建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。
2）巻き込みを生じる建屋として，原子炉格納容器，原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等,原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが,巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは，保守的な結果を与える。	2）原子炉建屋を代表建屋としている。
・放射性物質濃度の評価点	
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	1）評価期間のうち，放出開始後11時間(事故後24時間から35時

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。 i) 事故時に外気取入を行う場合は，主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は，室内への直接流入 2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり,代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため,原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて，次の i)又は ii)によって，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。 i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は,給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は,原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面(屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	間まで)は加圧用ボンベにより緊急時対策所内を加圧するため，直接流入はないとしている。 その後(事故後 35 時間以降)は，緊急時対策所の換気設備により外気を取り入れて緊急時対策所内を加圧するものとしている。 2) 緊急時対策所の換気設備の給気口として,原子炉建屋から緊急時対策所までの最近接点における濃度を評価している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
3）代表面における評価点 i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ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。 ii）代表評価面を，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。 また，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として，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。 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。 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。	3）2)で記載のとおり，緊急時対策所の換気設備の給気口として，原子炉建屋から緊急時対策所までの最近接点における濃度を評価している。 緊急時対策所の換気設備の給気口として，原子炉建屋から緊急時対策所までの最近接点とし，その間の水平直線距離に基づき拡散パラメータを算出している。
・着目方位 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	1）建屋による巻き込みを考慮し，ⅰ）～ⅲ）の条件に該当する方位を選定し，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぼす可能性が

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
ることから，放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては，放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく，図 5 に示すように，代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 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。 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。	ある複数の方位（評価方位は２方位）を対象としている。 建屋による巻き込みを考慮し，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて複数方位を対象として評価している。
i） 放出点が評価点の風上にあること	放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。
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。	放出点は建屋に近接しているため，風向の方位は放出点が評価点の風上となる 180° を対象としている。
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ｍ２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	図 7 に示す方法により，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位（評価方位は 2 方位）を評価方位として選定している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。 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。 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。 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。 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。	2）「・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。
・建屋投影面積 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。 2）建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風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。	1）風向に垂直な原子炉建屋の投影面積を大気拡散式の入力としている。 2）原子炉建屋の最小投影面積を用いている。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	3) 原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。
c. 相対濃度及び相対線量 ・相対濃度は，短時間放出又は長時間放出に応じて，毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は，毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」(参1) による。	4.2(2)c.→審査ガイドの趣旨に基づいて評価 ・相対濃度は，毎時刻の気象項目(風向，風速，大気安定度)及び実効放出継続時間を基に，短時間放出の式を適用し，評価している。 ・相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線計算モデルに適用し，計算している。 ・年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を各時刻の風向に応じて，小さい方から累積し，97%に当たる値を用いている。 ・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。
d. 地表面への沈着 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。	4.2(2)d.→審査ガイドのとおり 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。
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 ・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	4.2(2)e.→審査ガイドの趣旨に基づいて評価 ・プルーム通過中は空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧又は換

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
ら，次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）	気設備を用いた空気取り入れによる緊急時対策所内の加圧を実施することを前提としているため，一の経路で放射性物質がフィルタを通じて外気から取り込まれると仮定している。
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は，一様混合すると仮定する。 なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は，室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	・緊急時対策所内では放射性物質は一様混合するとし，室内で放射性物質は沈着せず，浮遊していると仮定している。
・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。	・外気取入れによる放射性物質の取り込みについては，緊急時対策所の換気設備の設計及び運転条件に従って計算している。
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は，空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。	・空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧又は換気設備を用いた空気取り入れによる緊急時対策所内の加圧を実施することを前提としているため，フィルタを通らない空気流入はないものとする。
（３）線量評価 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）	4.2(3)a.→審査ガイドのとおり
・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	・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合算して

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	計算している。 ・緊急時対策所内の対策要員については建屋による遮蔽効果を考慮している。
b．地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）	4.2(3)b.→審査ガイドのとおり
・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は，地表面沈着濃度及びグラン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。	・緊急時対策所内の対策要員のグランドシャインによる外部被ばくについては，建屋による遮蔽効果を考慮している。
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	4.2(3)c.→審査ガイドのとおり
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は，室内の空気中時間積分濃度，呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお，原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれ	・緊急時対策所における内部被ばくについては，空気中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を合算して計算している。 ・緊急時対策所では室内で放射性物質は沈着せず浮遊しているもの

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	と仮定している。 ・マスクは着用しないとして評価している。
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	4.2(3)d.→審査ガイドのとおり
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は，室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	・緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線の外部被ばくについては，空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量係数の積で計算した線量率を積算して計算している。
・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。	・緊急時対策所で室内に取り込まれた放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。
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） ・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。	4.2(3)e.→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない
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（グランドシャイン） ・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	4.2(3)f.→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
は,地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は,入退域での空気中時間積分濃度,呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 h. 被ばく線量の重ね合わせ ・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。	4.2(3)g.→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない 4.2(3)h.→複数の原子炉施設は設置されていないため考慮しない

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等 （１）ソースターム a. 大気中への放出割合 ・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は,原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する（参5）。 希ガス類：97% ヨウ素類：2.78% （CsI：95%，無機ヨウ素：4.85%，有機ヨウ素：0.15%） （NUREG-1465（参6）を参考に設定） Cs 類：2.13% Te 類：1.47% Ba 類：0.0264% Ru 類：7.53×10^{-8}% Ce 類：1.51×10^{-4}% La 類：3.87×10^{-5}% （２）非常用電源 緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。	4.4(1)→審査ガイドのとおり ・事故直前の炉心内臓量に対する放射性物質の大気中への放出割合に,原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。なお，放出開始までの 24 時間の核種の崩壊及び娘核種の生成は考慮する。 4.4(2)→審査ガイドのとおり 緊急時対策所の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事象発生後 24 時間後のため，放出開始までに電源は復旧して

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
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。	いると仮定する。
(3) 沈着・除去等	
a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は，上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。	4.4(3)a.→審査ガイドのとおり 放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の換気設備は復旧している。
(4) 大気拡散	
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は，事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する(参5)(福島第一原子力発電所事故で最初に放出した 1 号炉の放出開始時刻を参考に設定)。	4.4(4)a.→審査ガイドの趣旨に基づき評価 ・放射性物質の大気中への放出開始時間は，事故発生 24 時間後と仮定する。
・放射性物質の大気中への放出継続時間は，保守的な結果となるように 10 時間と仮定する(参5)(福島第一原子力発電所 2 号炉の放出継続時間を参考に設定)	・放射性物質の大気中への放出継続時間は，希ガス類，よう素及びその他の核種とも 10 時間とした。
b. 放出源高さ 放出源高さは，地上放出を仮定する(参5)。放出エネルギーは，保守的な結果となるように考慮しないと仮定する(参5)。	4.4(4)b.→審査ガイドのとおり 放出源高さは，地上放出を仮定する。
(5) 線量評価	4.4(5)→審査ガイドのとおり
a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく	
・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば，次のような仮	・福島第一原子力発電所事故並みを想定し，NUREG-1465 の炉心内

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	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
定を行うことができる。 NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出）(参6) を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。 PWR　BWR 希ガス類：　100%　100% ヨウ素類：　66%　61% Cs 類：　66%　61% Te 類：　31%　31% Ba 類：　12%　12% Ru 類：　0.5%　0.5% Ce 類：　0.55%　0.55% La 類：　0.52%　0.52% BWR については，MELCOR 解析結果 (参7) から想定して，原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は 0.3 倍と仮定する。 また，希ガス類は，大気中への放出分を考慮してもよい。 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち，格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。 選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。	蔵量に対する原子炉格納容器への放出割合を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間容積に均一に分布するものとして，事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，積算線源強度，施設の位置，遮へい構造及び地形条件から計算する。 b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は，上記 a と同様に設定する。 ・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。	・原子炉建屋内に放出された放射性物質を基に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。 ・原子炉建屋内の放射性物質は，自由空間体積に均一に分布しているものとして計算している。 ・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している。 4.4(5)b.→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない

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

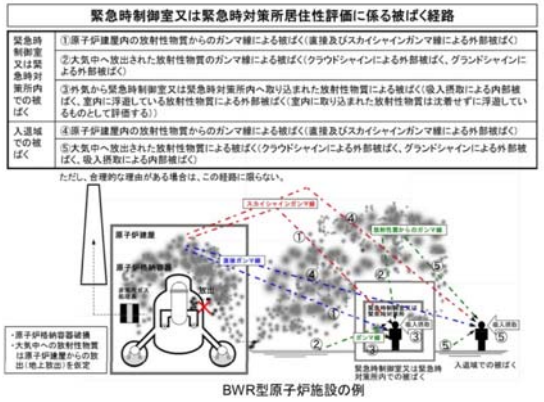


図２　緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価における被ばく経路

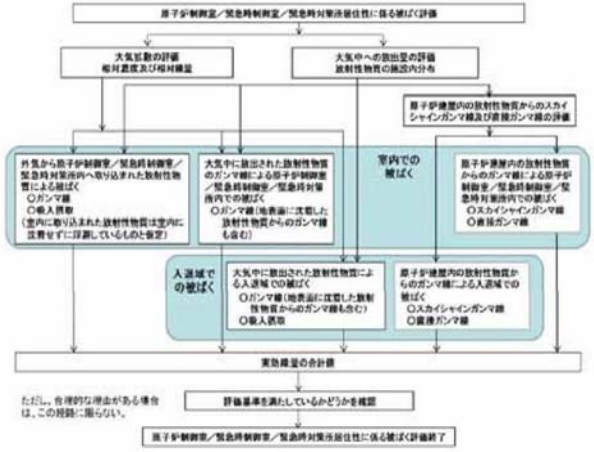
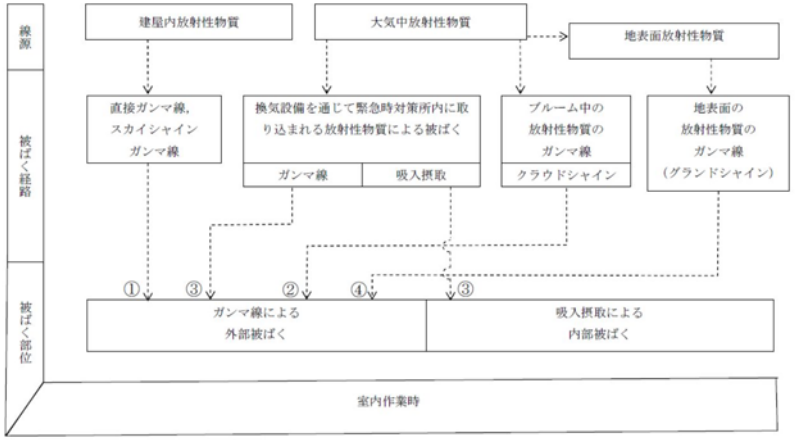
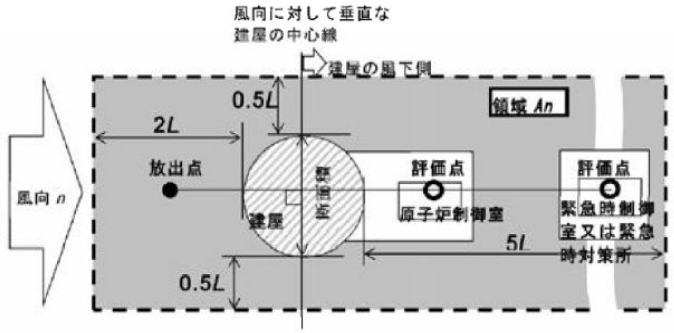
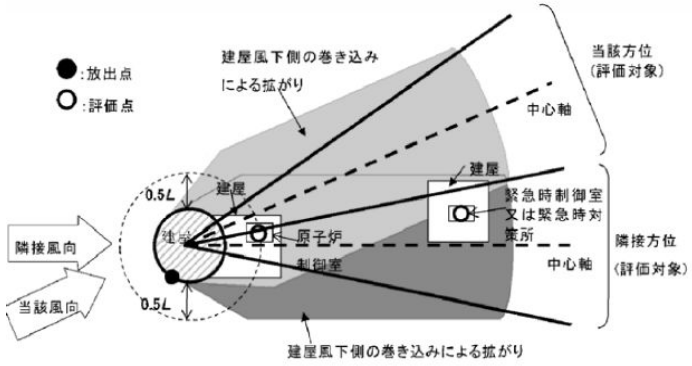


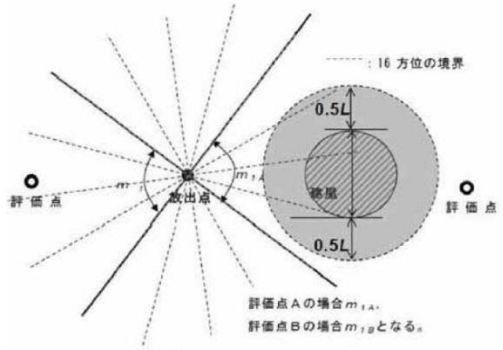
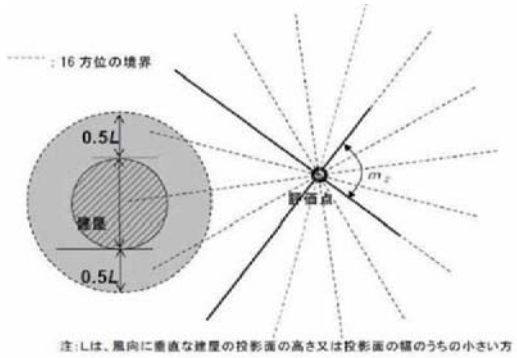
図３　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

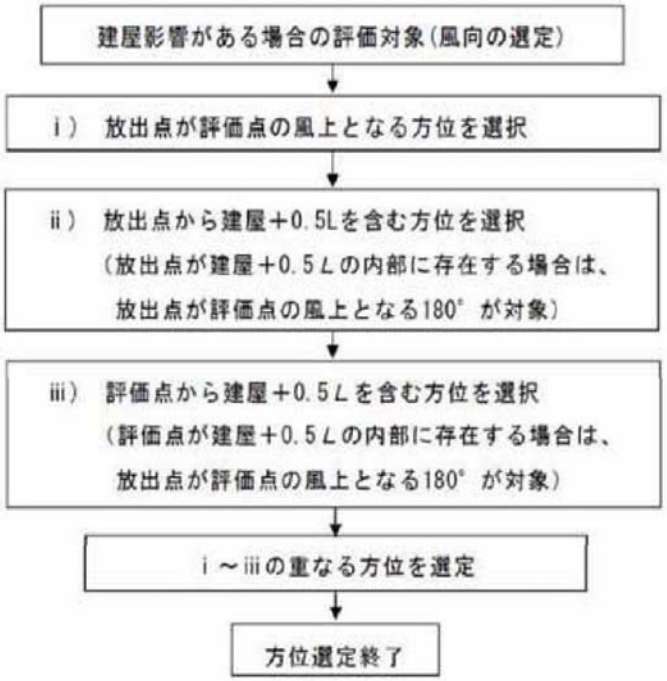
図２，３→審査ガイドの趣旨に基づき評価

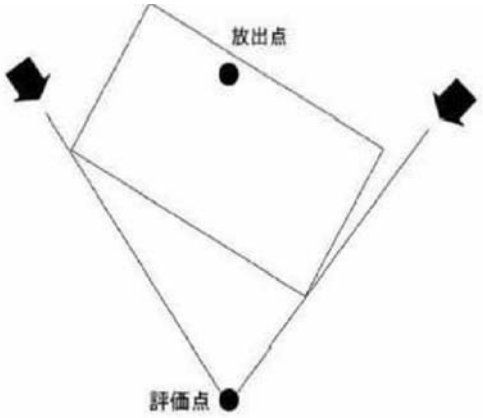
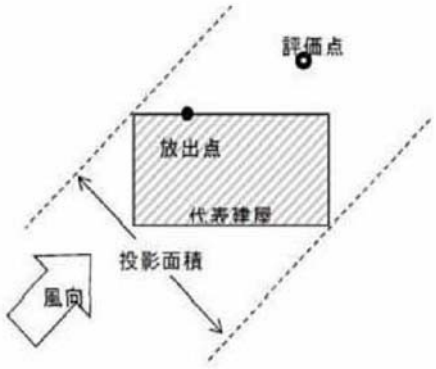
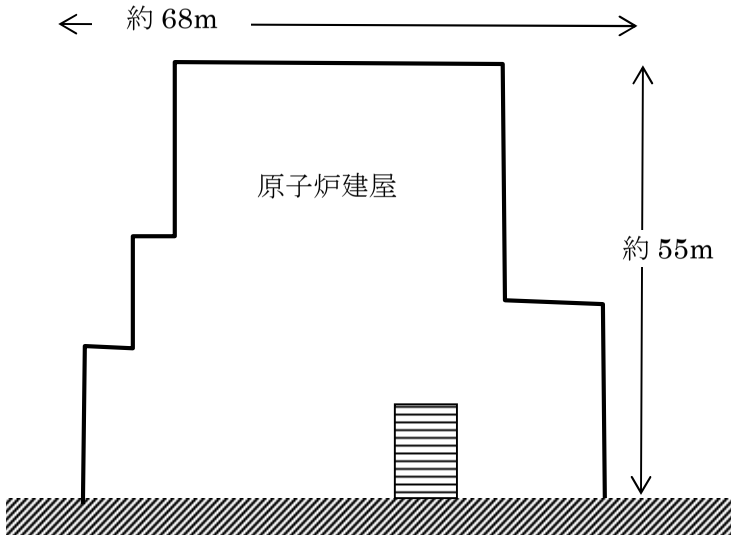
評価期間中の対策要員の交代は考慮しないため，被ばく経路④，⑤の評価は実施しない。



実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方 図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）  図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	図4，図5→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図6　建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 （水平断面での位置関係）  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6，7→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図8　建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順	図8→審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
 図9　評価対象方位の選定  図10　風向に垂直な建屋投影面積の考え方	図 9, 10→審査ガイドのとおり  注)南側から見た投影面積

62－1　ＳＡ設備基準適合性一覧表

東海第二発電所
SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備					衛星電話設備（固定型）	類型化区分	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C	その他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	62－3　配置図		62－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作， 現場操作（設置場所）	A Ｂｄ	現場操作（設置場所）	Ｂｄ
			関連資料		62－8　設備操作及び切替に関する説明書		62－8　設備操作及び切替に関する説明書	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		通信連絡設備	L	通信連絡設備	L
			関連資料		62－5　試験検査		62－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		62－4　系統図 62－8　設備操作及び切替に関する説明書		62－4　系統図 62－8　設備操作及び切替に関する説明書	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	62－4　系統図		62－4　系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作， 現場操作（設置場所）	B Ａａ	現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		6－3　配置図 62－8　設備操作及び切替に関する説明書		6－3　配置図 62－8　設備操作及び切替に関する説明書	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		62－6　容量設定根拠		62－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用する設備	－	共用する設備	－
			関連資料		－		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ	屋内	Ａａ
				サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	62－2　単線結線図 62－3　配置図 62－4　系統図		62－2　単線結線図 62－3　配置図 62－4　系統図	

東海第二発電所
SA 設備基準適合性　一覧表（常設）

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備					ＳＰＤＳ	類型化区分	データ伝送設備	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C	その他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	62－3　配置図		62－3　配置図	
		第2号	操作性		現場操作（設置場所）	Ｂｄ	操作不要	対象外
			関連資料		62－8　設備操作及び切替に関する説明書		－	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		通信連絡設備	L	通信連絡設備	L
			関連資料		62－5　試験検査		62－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		62－4　系統図		62－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	62－4　系統図		62－4　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ	操作不要	対象外
			関連資料		6－3　配置図		6－3　配置図	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		62－6　容量設定根拠		62－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料		－		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	62－2　単線結線図 62－3　配置図 62－4　系統図		62－2　単線結線図 62－3　配置図 62－4　系統図	

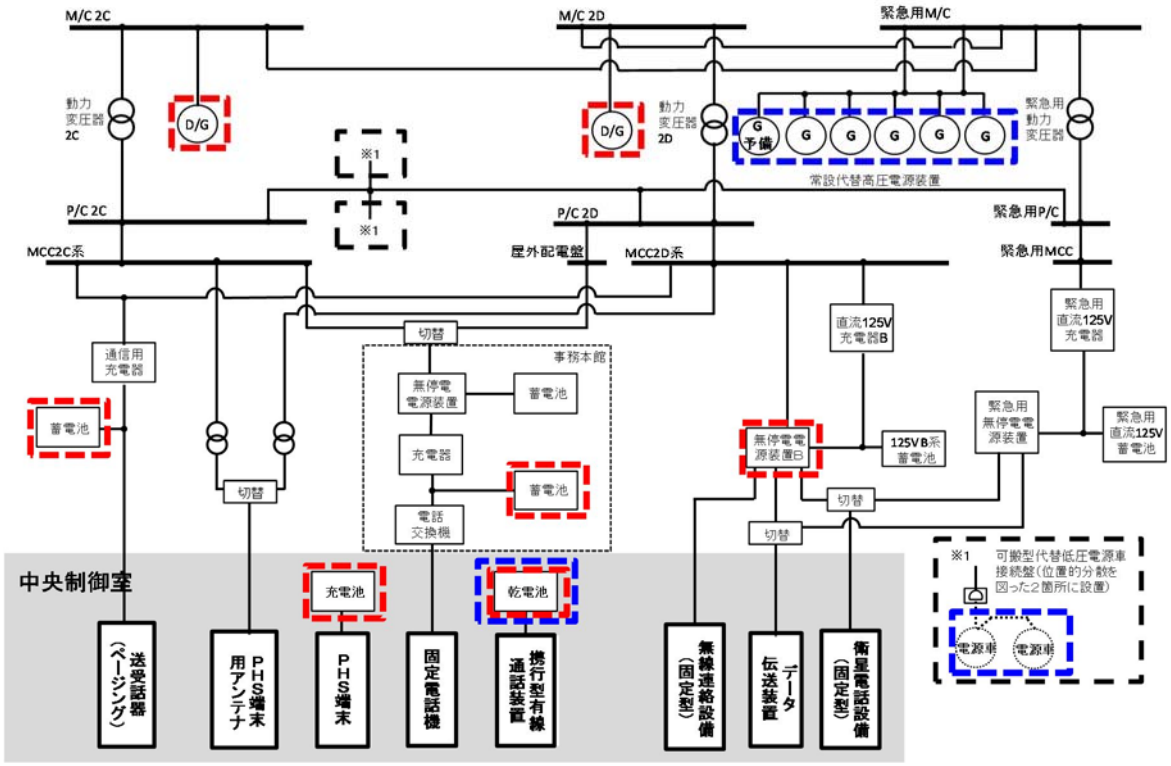
東海第二発電所
SA 設備基準適合性　一覧表（可搬）

第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備					携行型有線通話装置	類型化区分	無線連絡設備（携帯型）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内 その他の建屋内	B C	その他の建屋内 屋外	C D
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	62－3　配置図		62－3　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置，スイッチ操作，接続操作	Bc Bd Bg	設備の運搬・設置，スイッチ操作	Bc Bd
			関連資料		62－3　配置図 62－8　設備操作及び切替に関する説明書		62－3　配置図 62－8　設備操作及び切替に関する説明書	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		通信連絡設備	L	通信連絡設備	L
			関連資料		62－5　試験検査		62－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		62－4　系統図		62－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ac	他設備から独立	Ac
				その他（飛散物）	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	62－4　系統図		62－4　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Aa	現場操作（設置場所）	Aa
			関連資料		62－3　配置図		62－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		その他設備	C	その他設備	C
			関連資料		62－6　容量設定根拠		62－6　容量設定根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性		簡便な接続規格による接続	C	（対象外）	対象外
			関連資料		62－8　設備操作及び切替に関する説明書		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		（対象外）	対象外	（対象外）	対象外
			関連資料		－		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－	（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		62－3　配置図		62－3　配置図	
		第5号	保管場所		屋内	Aa	屋内	Aa
			関連資料		62－3　配置図		62－3　配置図	
		第6号	アクセスルート		屋内	A	屋外	B
			関連資料		62－7　アクセスルート図		62－7　アクセスルート図	
		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	屋内	Aa	屋内	Aa
				サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	Ba	異なる駆動源又は冷却源	Ba
				関連資料	62－2　単線結線図 62－3　配置図 62－4　系統図		62－2　単線結線図 62－3　配置図 62－4　系統図	

東海第二発電所
SA 設備基準適合性　一覧表（可搬）

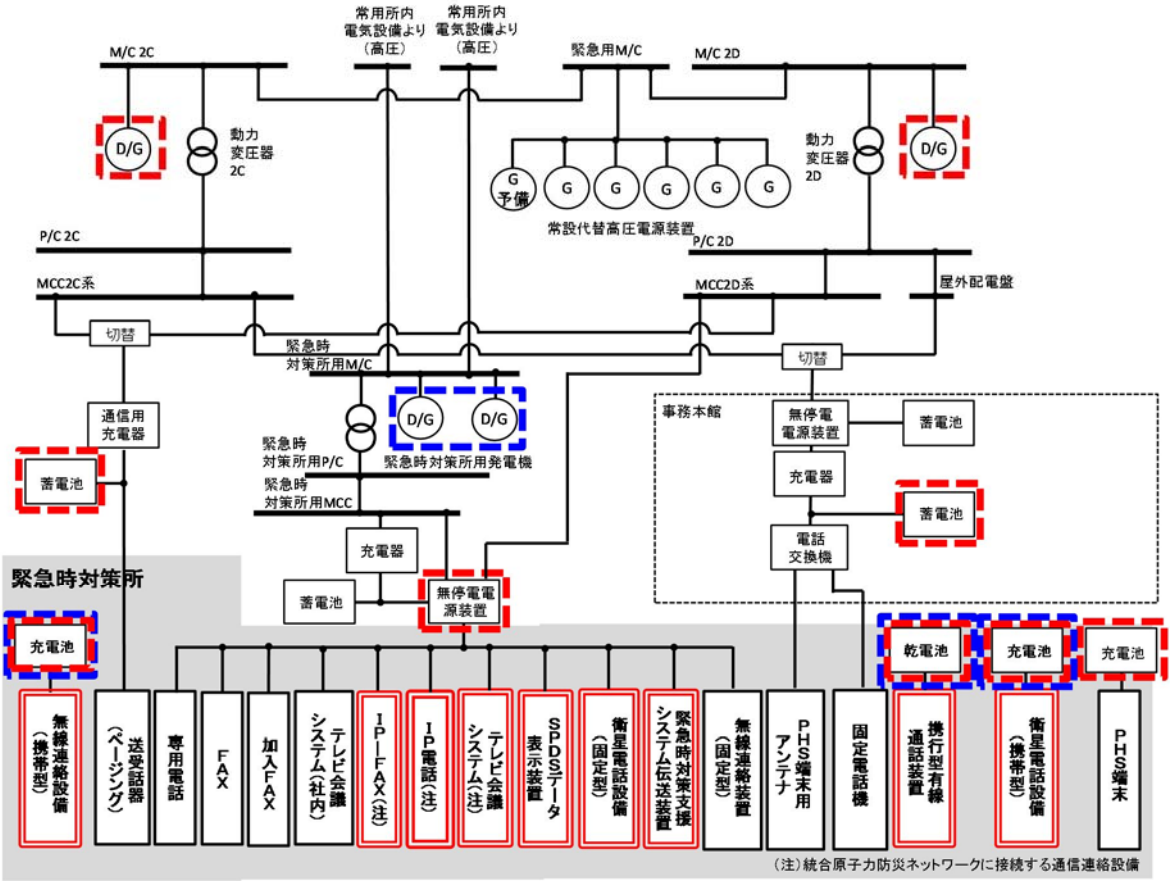
第 62 条：通信連絡を行うために必要な設備					衛星電話設備（携帯型）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外（設置場所） 原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内（緊急時対策所）（保管場所）	D C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影影響により機能を損なうおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	62－3　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置，スイッチ操作	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		62－3　配置図 62－8　設備操作及び切替に関する説明書	
		第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）		通信連絡設備	L
			関連資料		62－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		62－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	62－4　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａ
			関連資料		62－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		その他設備	Ｃ
			関連資料		62－6　容量設定根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性		（対象外）	対象外
			関連資料		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		（対象外）	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		62－3　配置図	
		第5号	保管場所		屋内	Ａｂ
			関連資料		62－3　配置図	
		第6号	アクセスルート		屋外	Ｂ
			関連資料		62－7　アクセスルート図	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	62－2　単線結線図 62－3　配置図 62－4　系統図	

62－2　単線結線図



【凡例】
：非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
：代替電源設備
：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備
として使用する通信連絡設備

第 62－2－1 図　中央制御室における通信連絡設備の電源構成



【凡例】
：非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
：代替電源設備
：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備
として使用する通信連絡設備

第 62－2－2 図　緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成

第 62－2－1 表　通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室	乾電池※1	（乾電池）
	送受話器 （ページング）	送受話器 （ページング）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通話装置（携帯型）	緊急時対策所	充電池※2	（充電池）
	ＳＰＤＳ	データ伝送装置	原子炉建屋付属棟	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＳＰＤＳデータ表示装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※１：乾電池により約 12 時間の連続通話が可能。また，必要な予備の乾電池を保有し，予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能。
※２：充電池により約 14 時間の連続通話が可能。また，他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備　　：重大事故等対処設備

第 62－2－2 表　通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話機	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所		
		ＰＨＳ端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 （充電池）
		ＦＡＸ	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	充電池※1	（充電池）
	テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※1：充電池により約 4 時間の連続通話が可能。また，他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

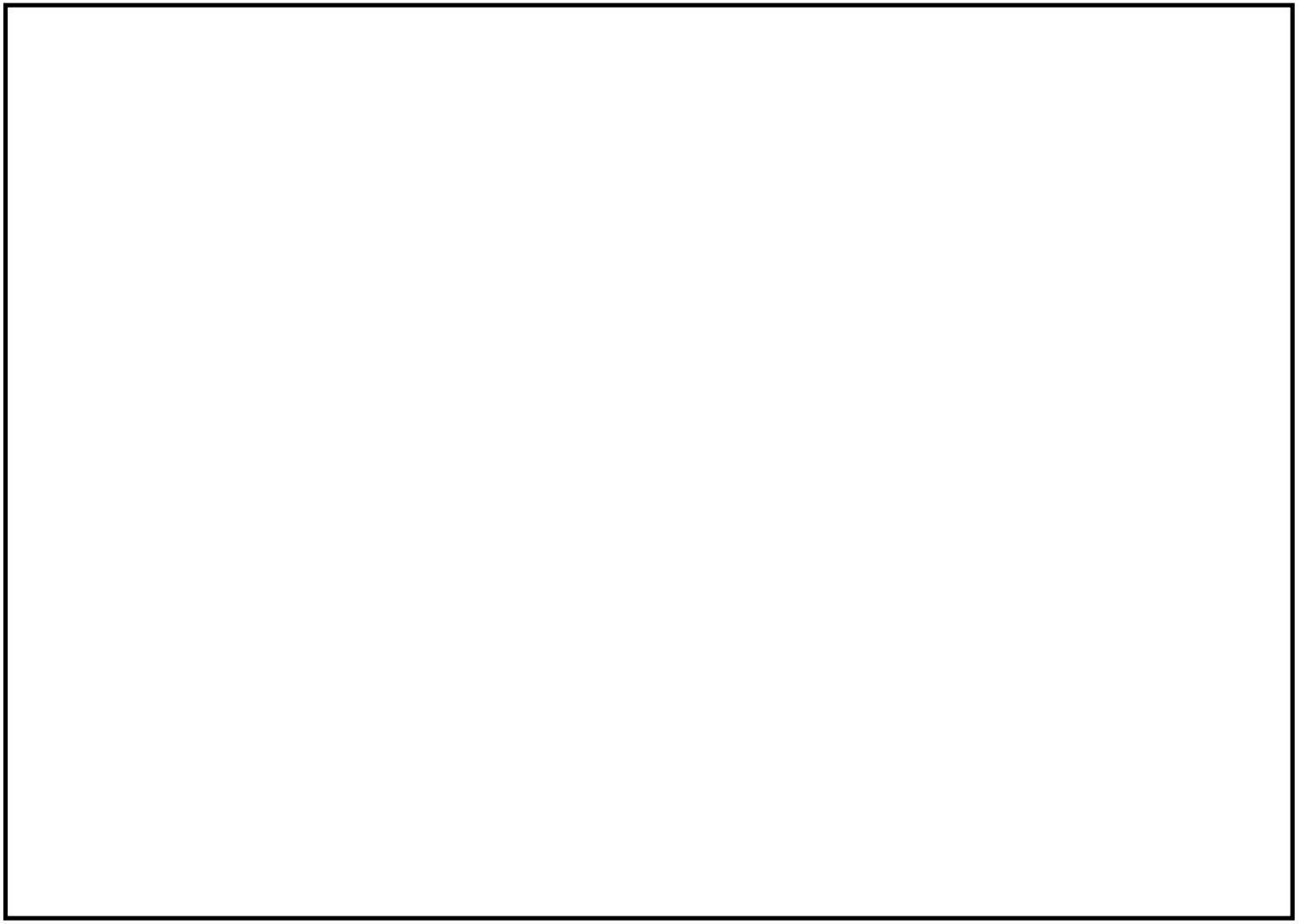
：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備　　：重大事故等対処設備

第 62－2－3 表　通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

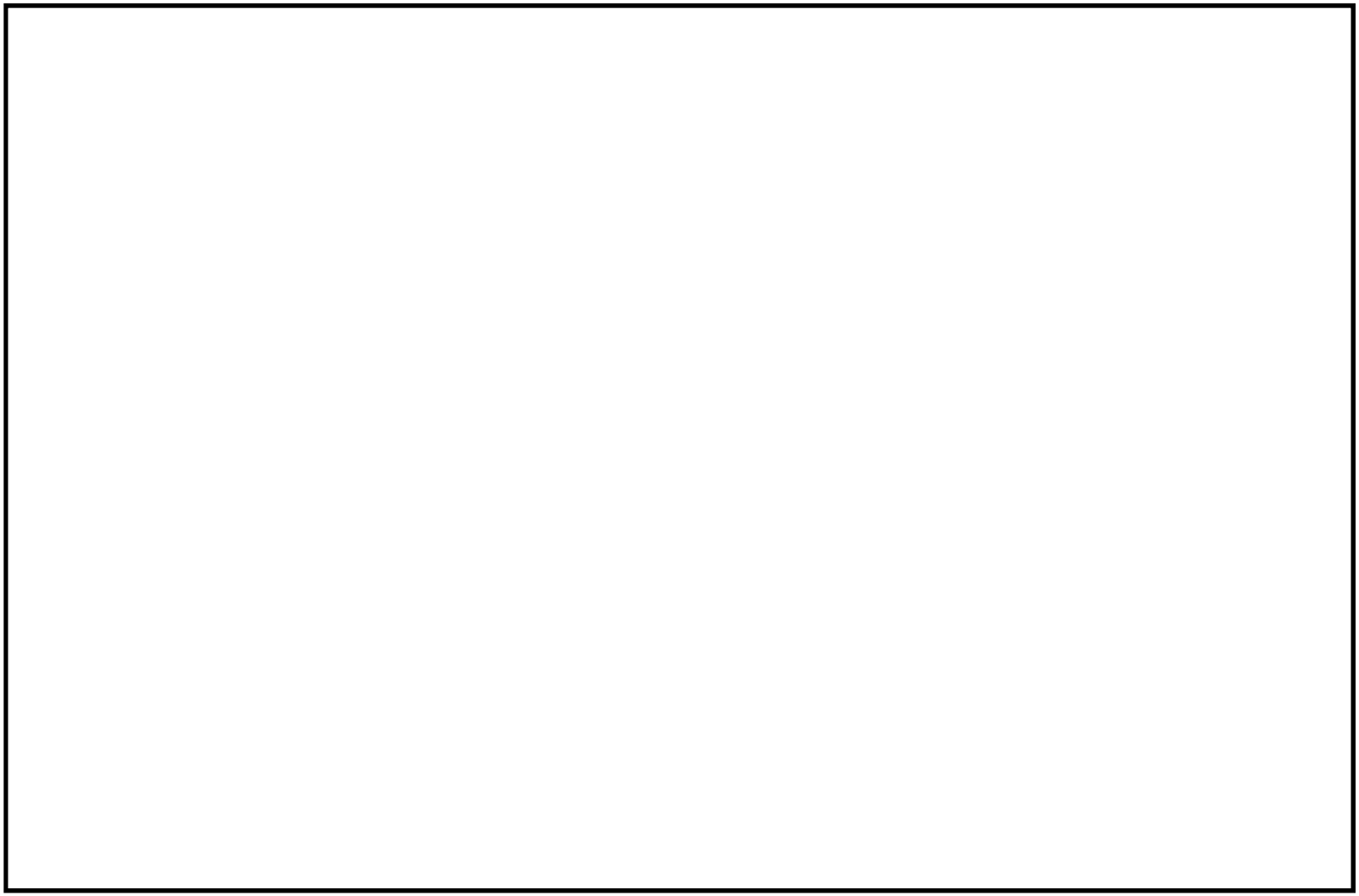
通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム （有線系，衛星系）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＩＰ電話 （有線系，衛星系）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＩＰ－ＦＡＸ （有線系，衛星系）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	－（通信事業者回線からの給電）
		加入ＦＡＸ	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 （ホットライン） （地方公共団体向）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備　　：重大事故等対処設備

62－3　配置図

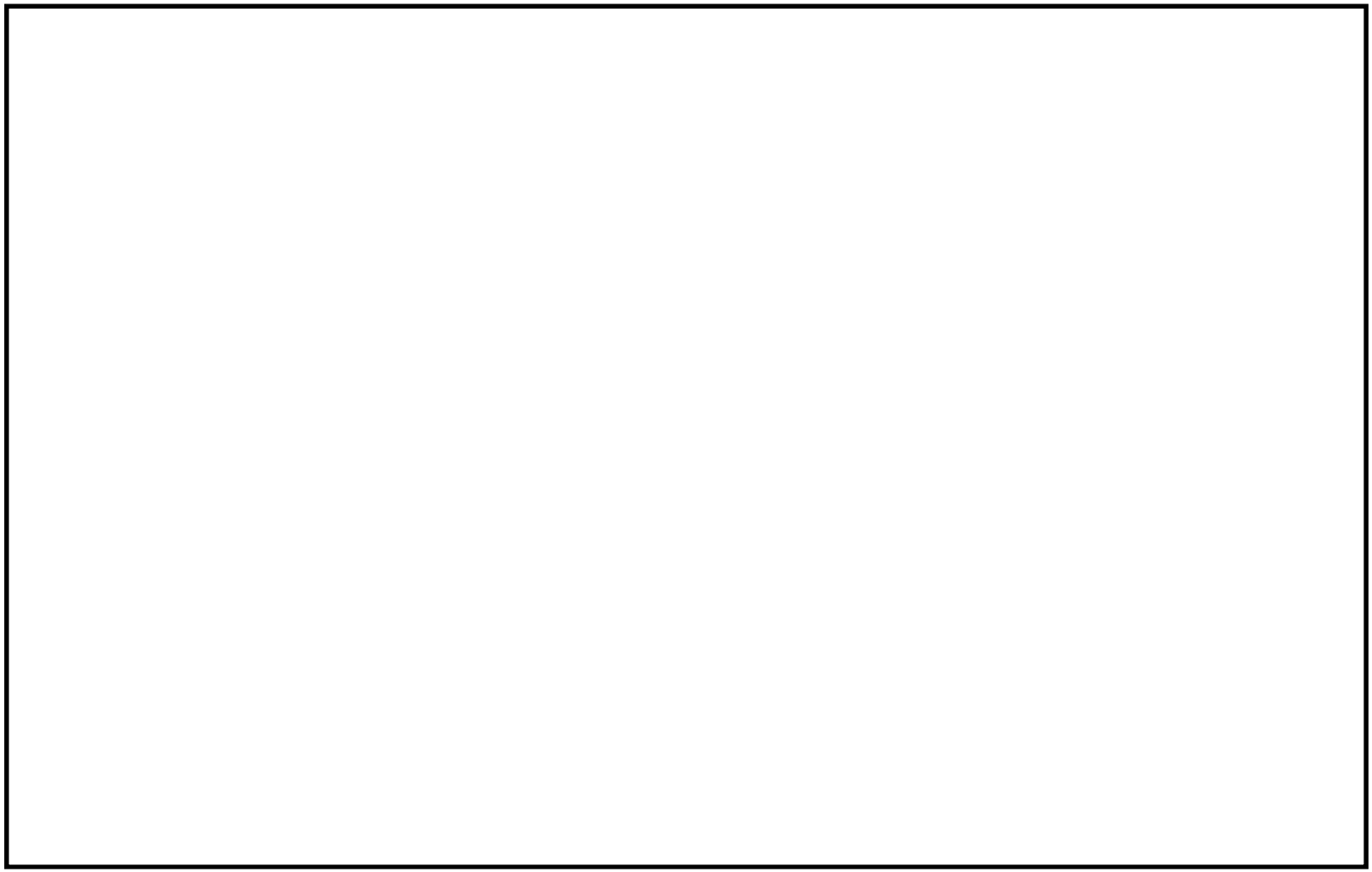


第 62－3－1 図　中央制御室及び緊急時対策所建屋



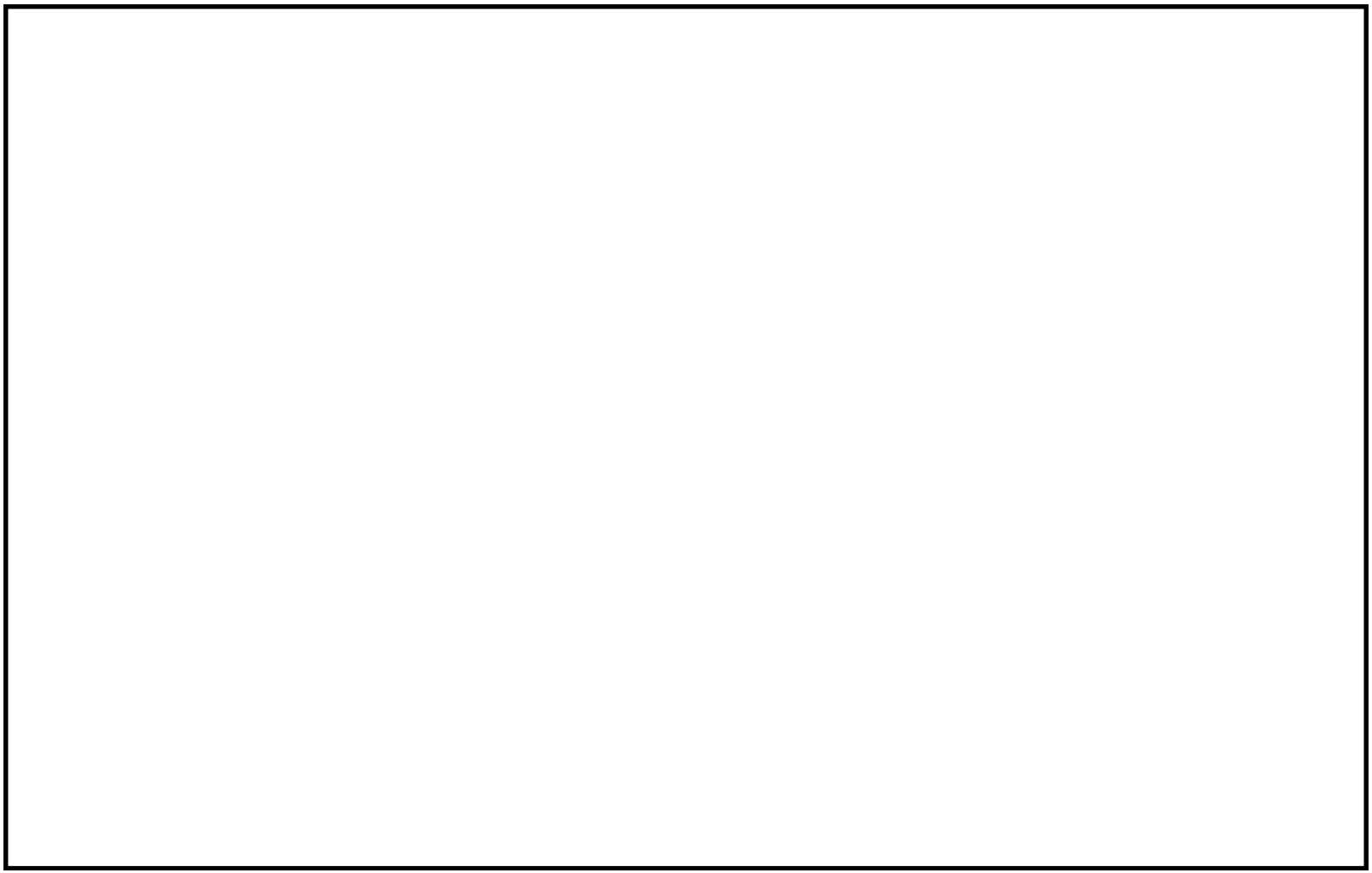
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－2 図　原子炉建屋付属棟 3 階　中央制御室



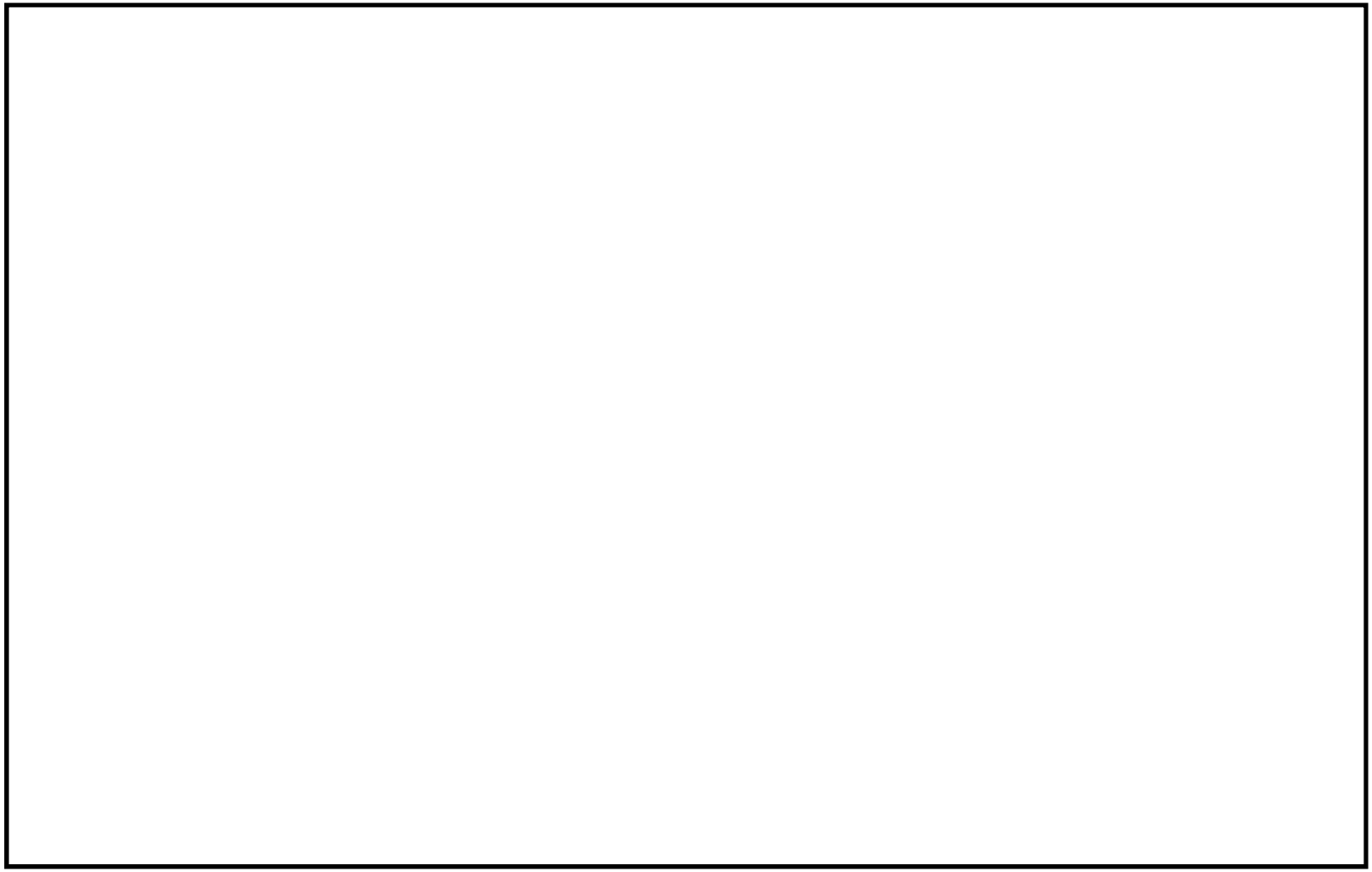
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－3 図　原子炉建屋地下 2 階



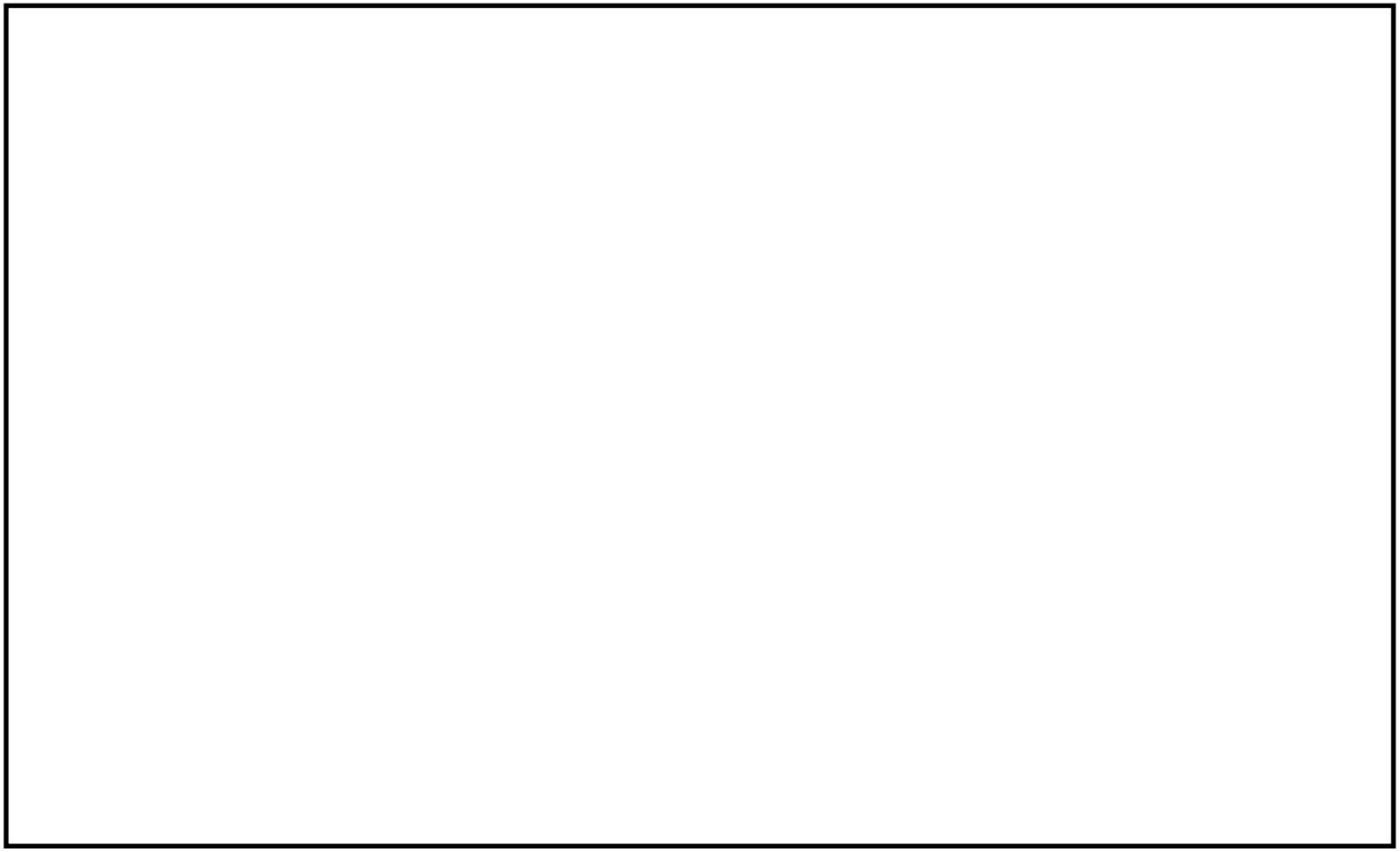
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－4 図　原子炉建屋地下 1 階



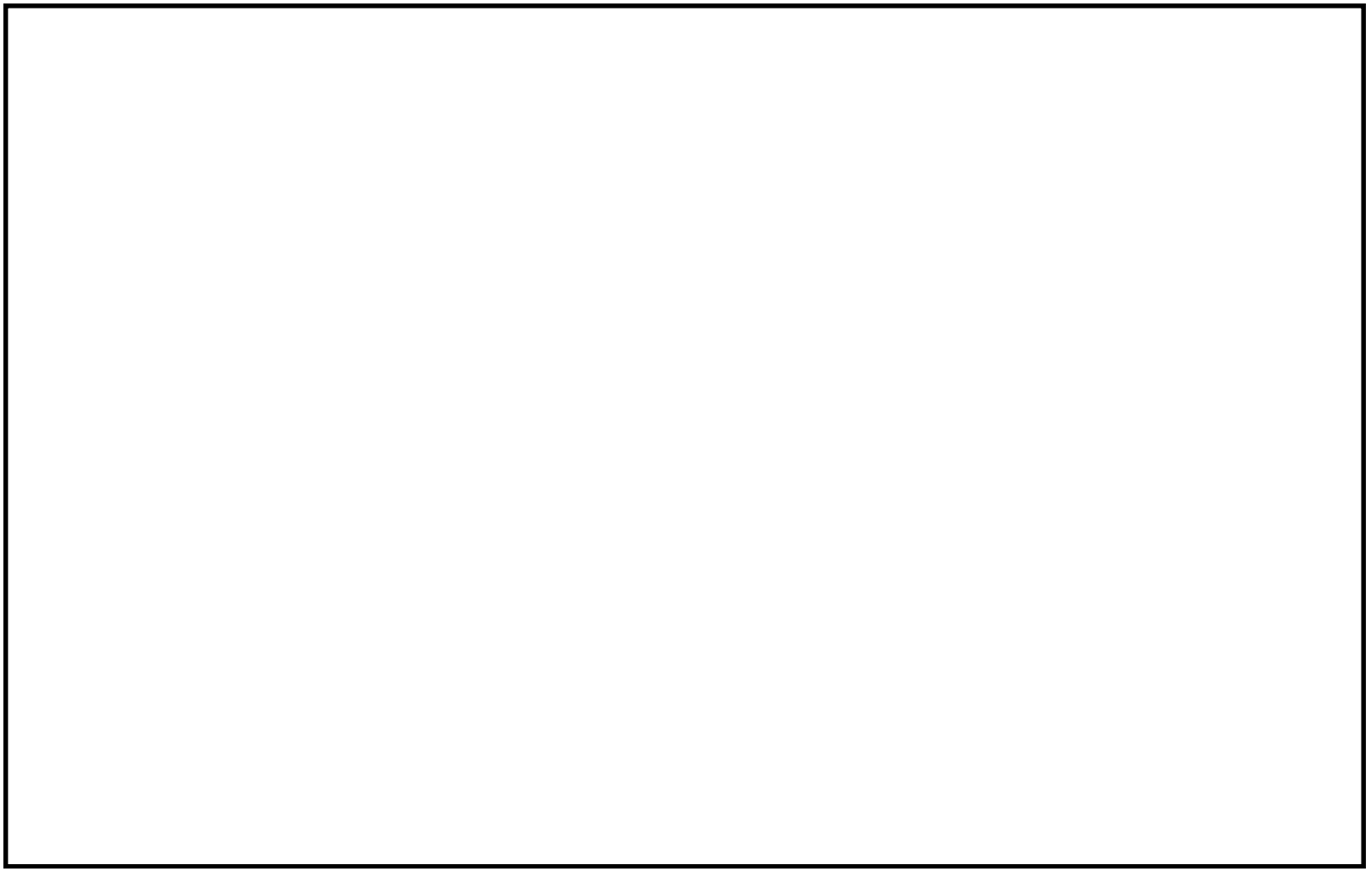
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－5 図　原子炉建屋 1 階



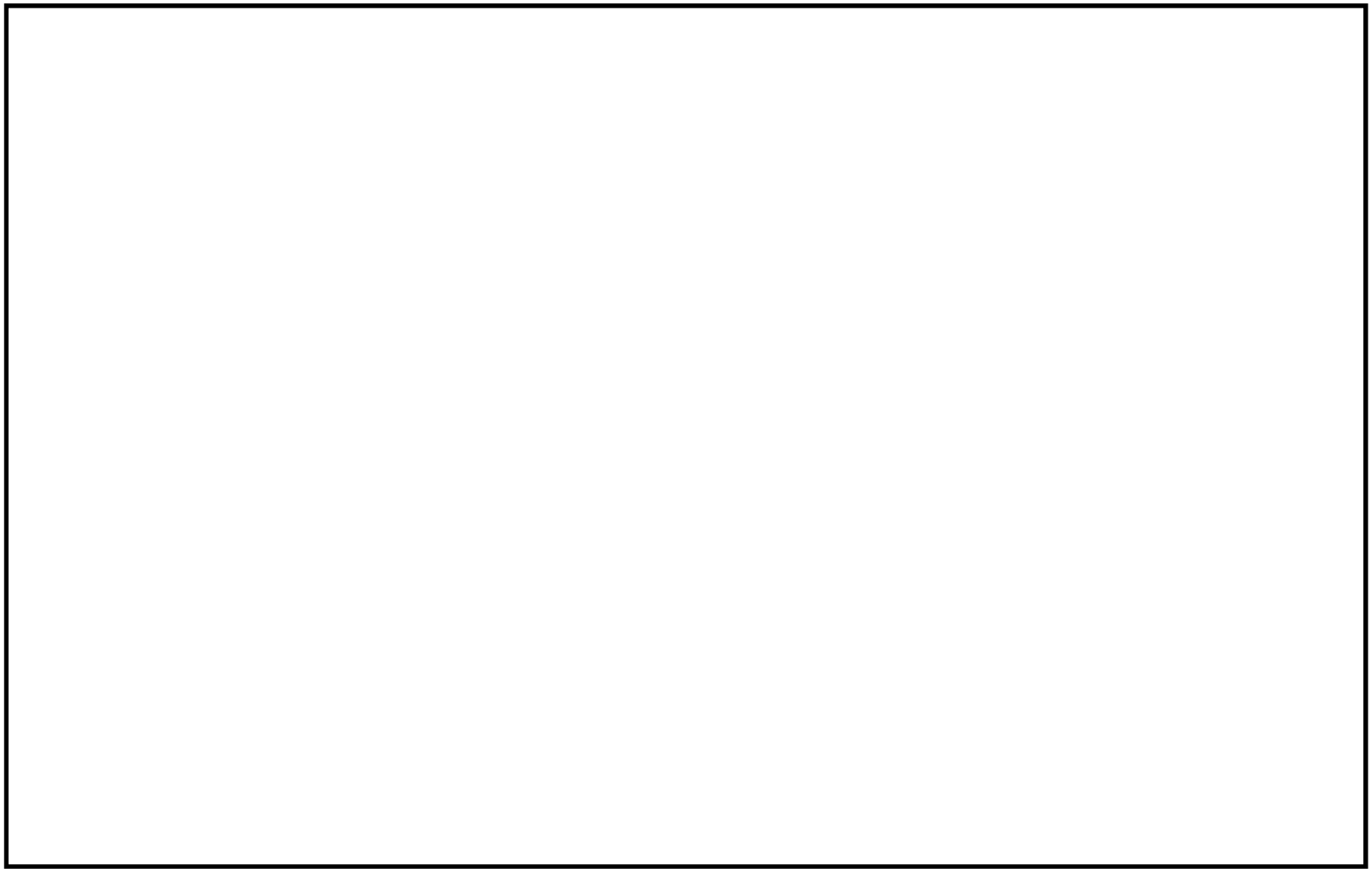
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－6 図　原子炉建屋 2 階



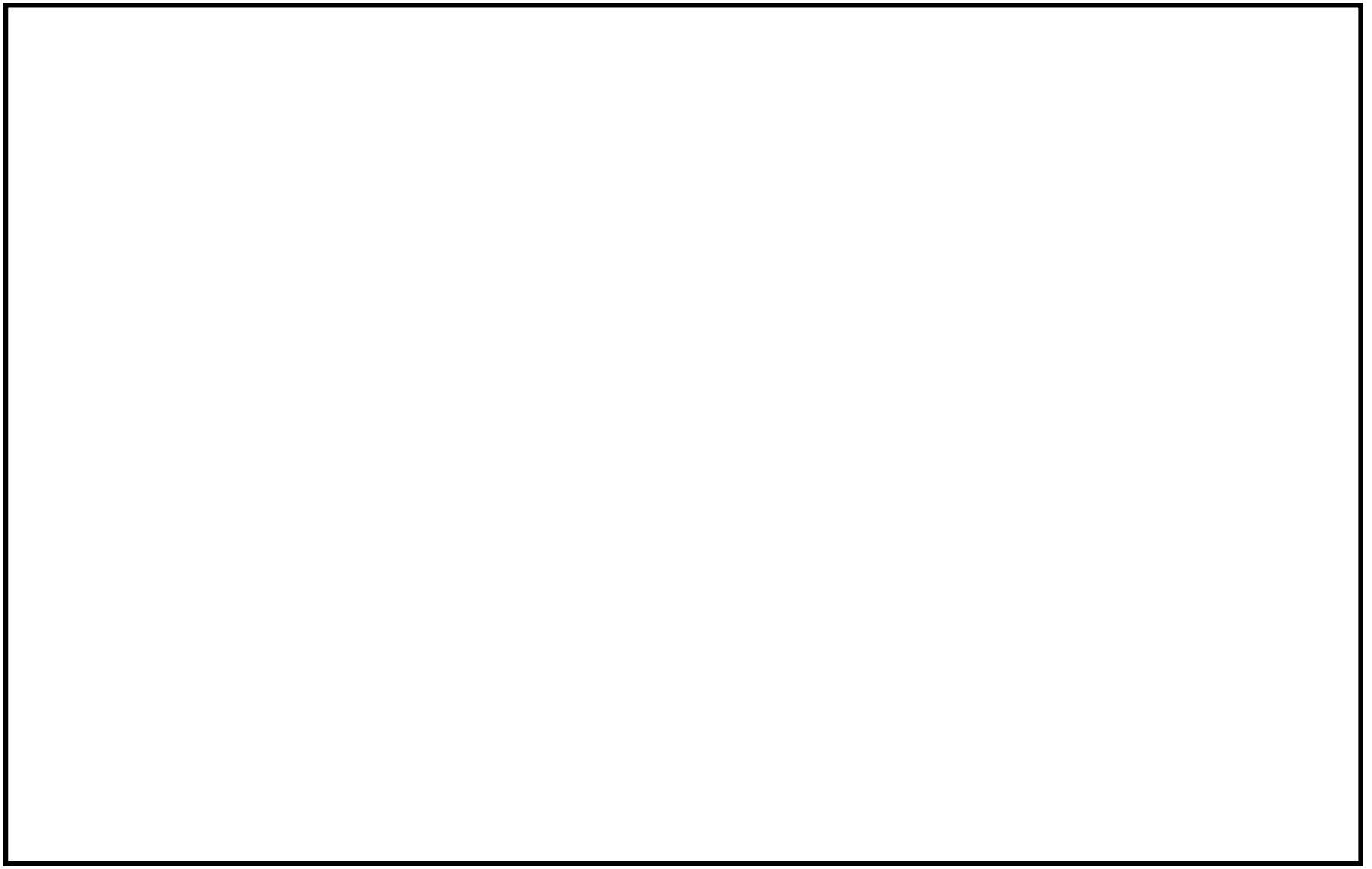
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－7 図　原子炉建屋 3 階



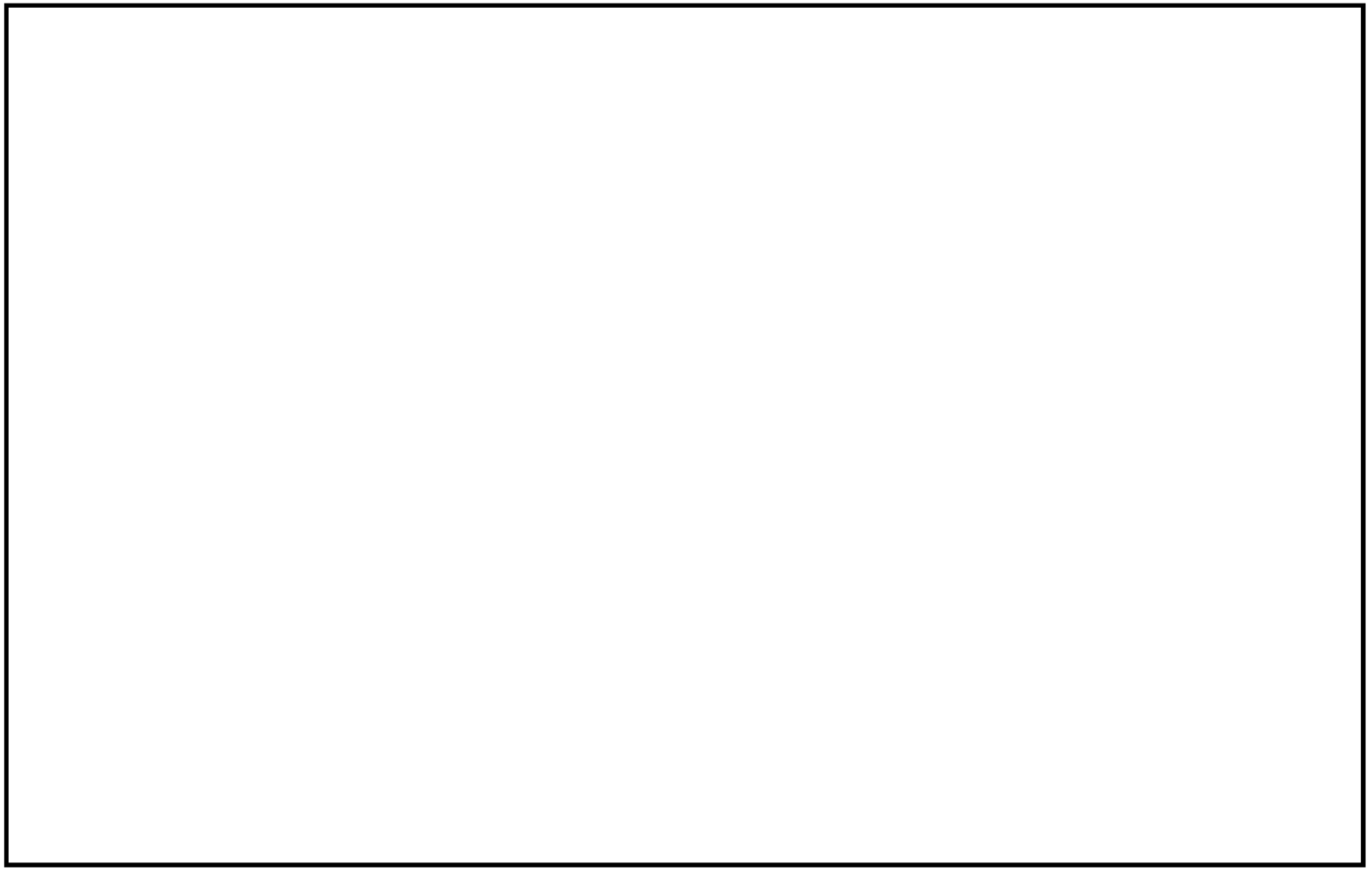
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－8 図　原子炉建屋 4 階



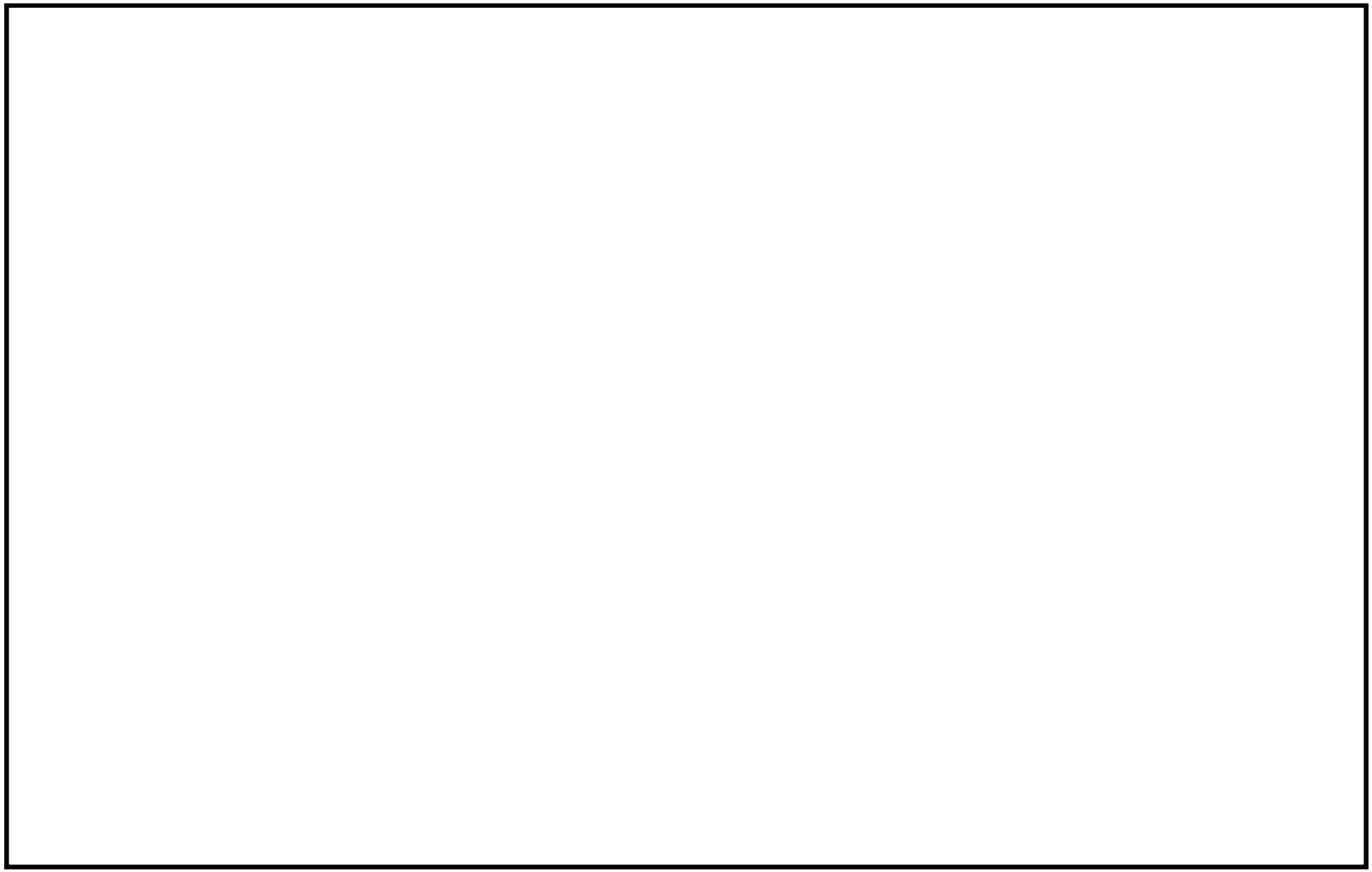
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－9 図　原子炉建屋 5 階



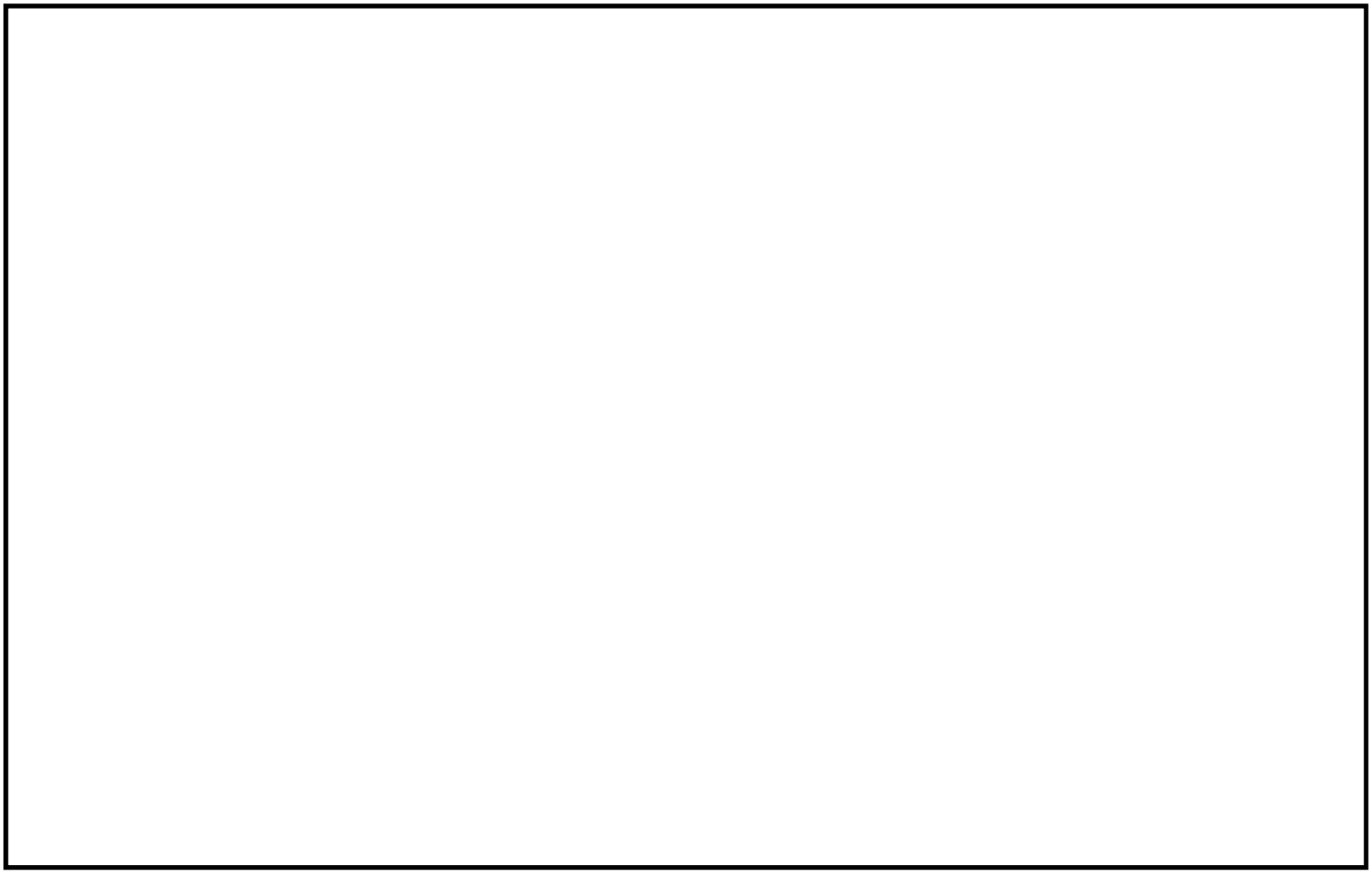
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－10 図　原子炉建屋 6 階



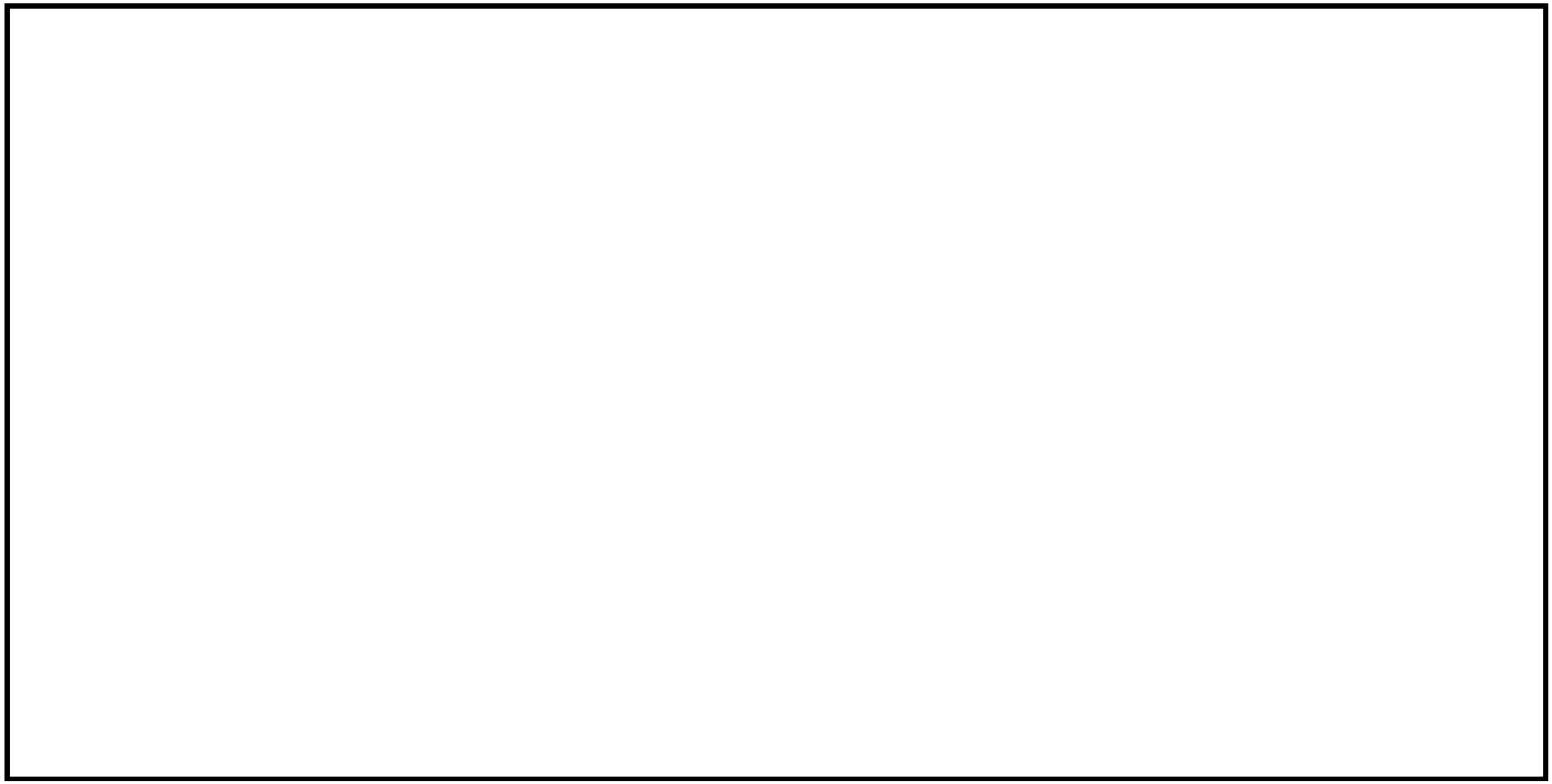
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－3－11 図　サービス建屋 3 階



・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

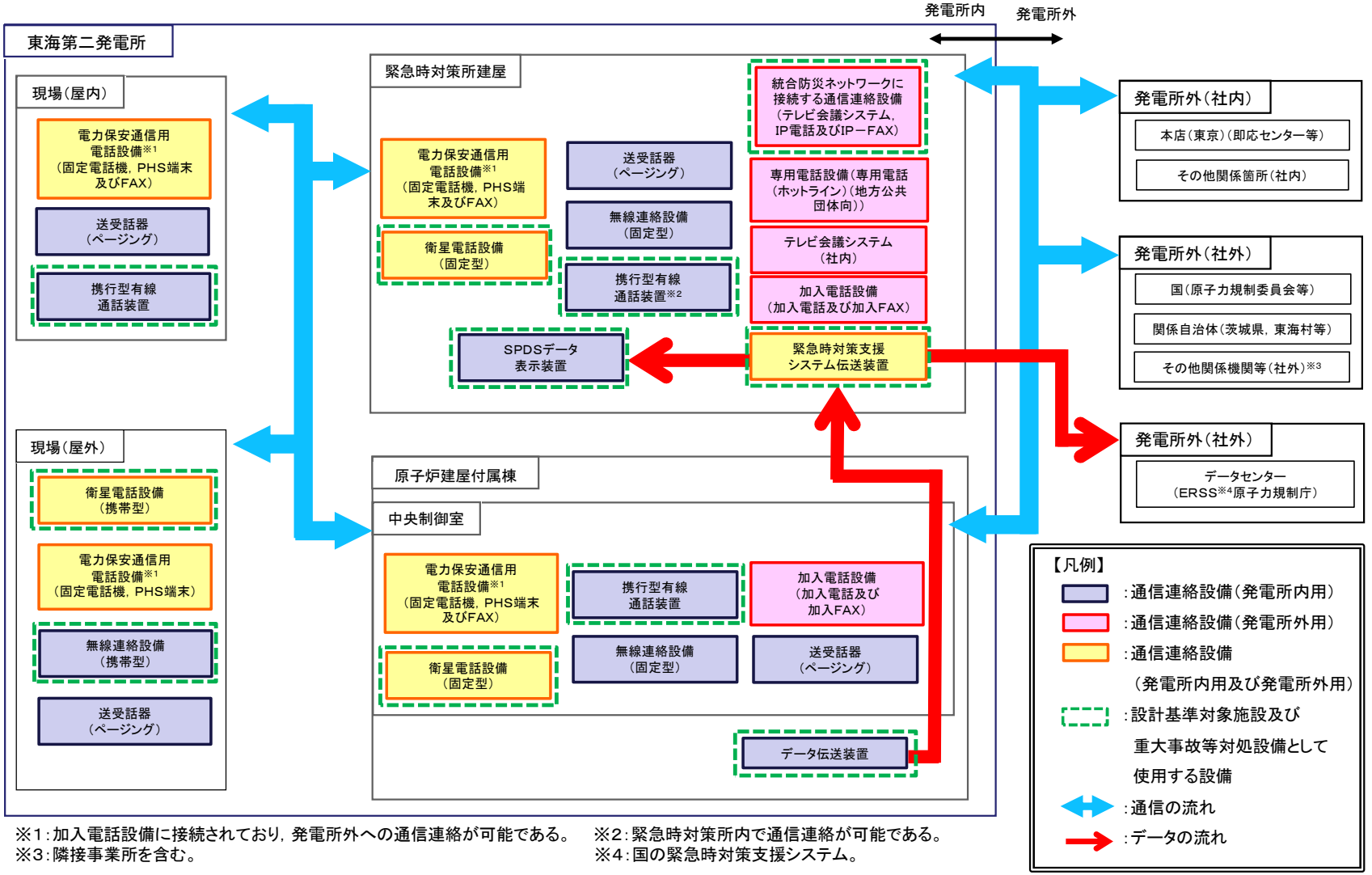
第 62－3－12 図　事務本館 3 階



・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

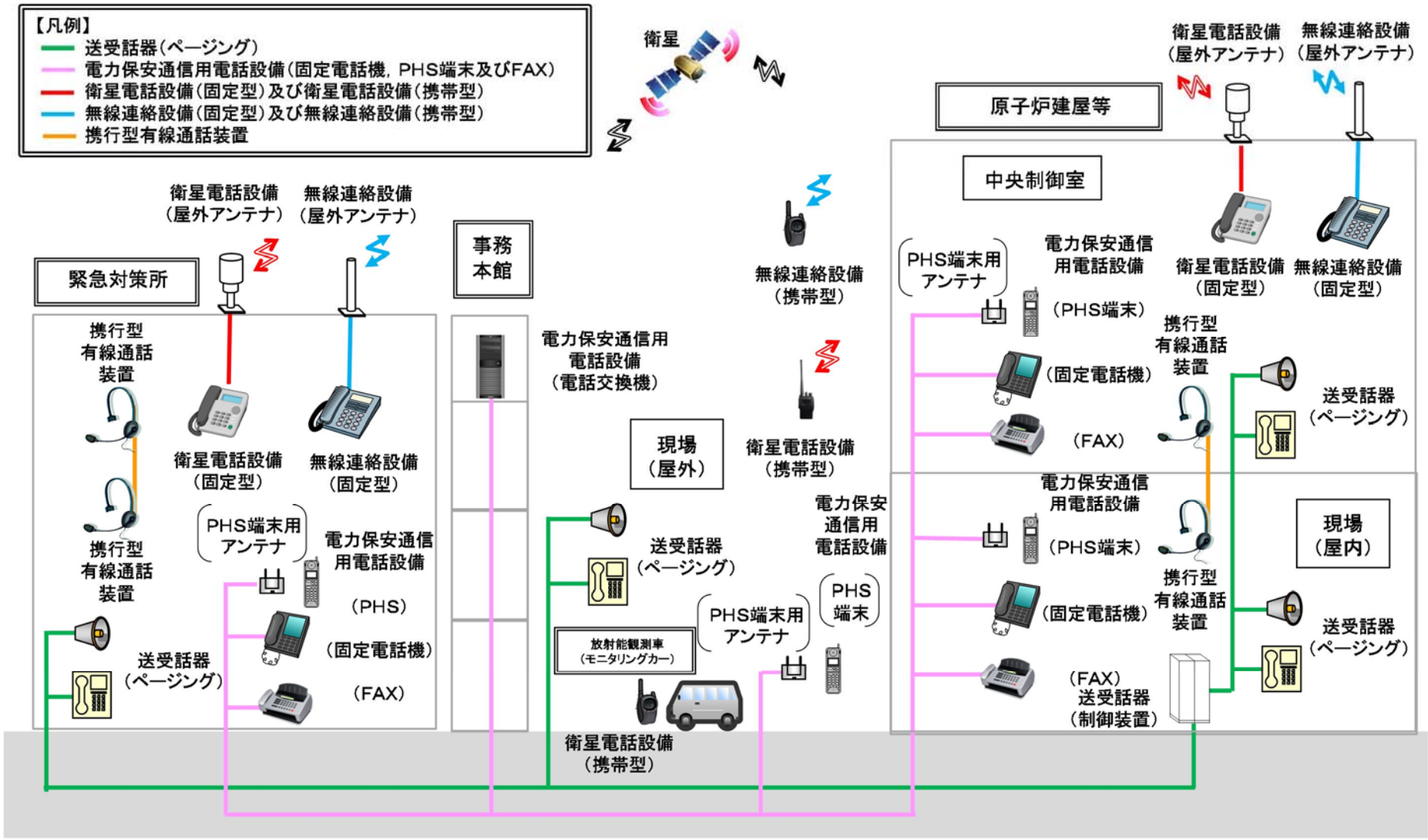
第 62－3－13 図　緊急時対策所建屋 2 階　緊急時対策所

62－4　系統図

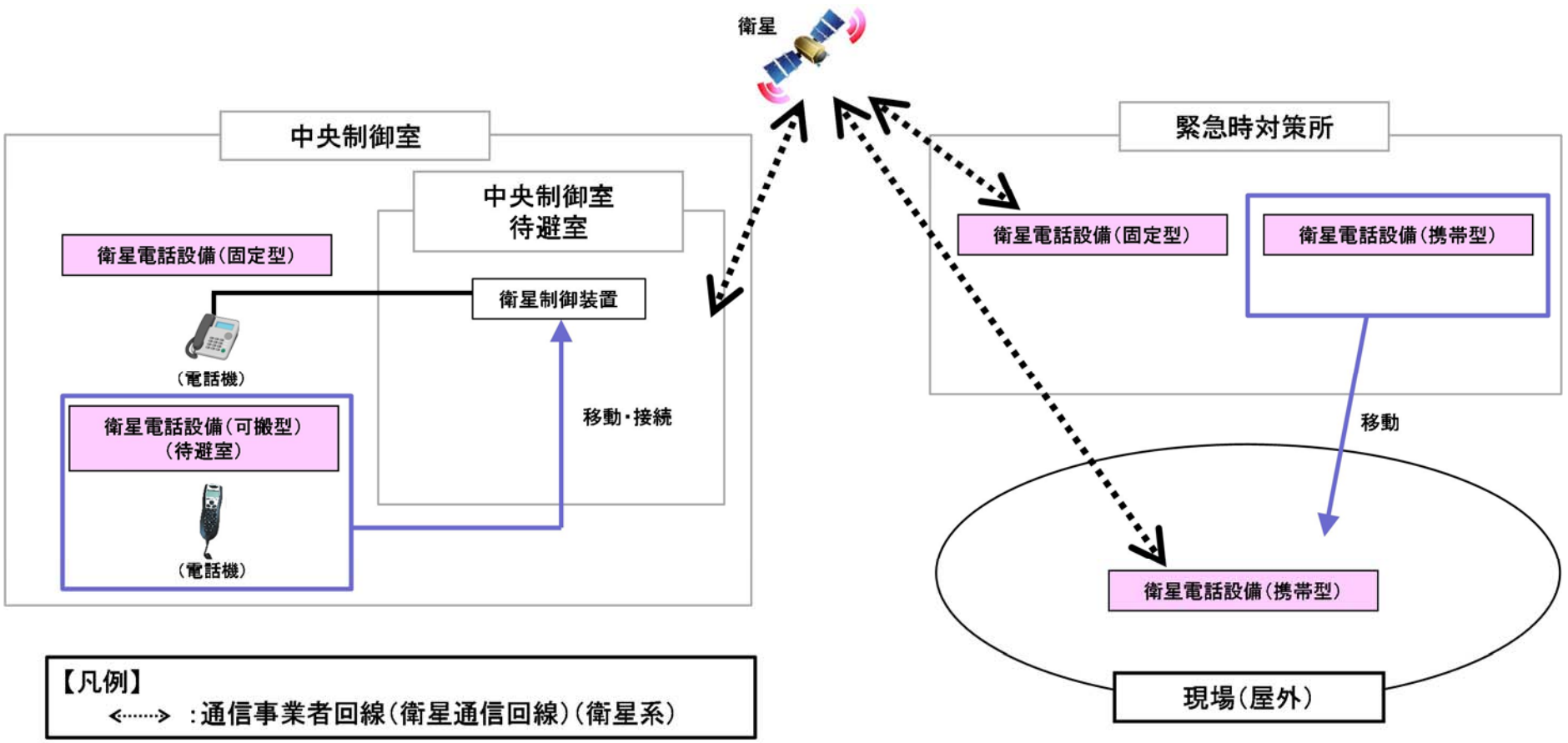


※1：加入電話設備に接続されており，発電所外への通信連絡が可能である。
※2：緊急時対策所内で通信連絡が可能である。
※3：隣接事業所を含む。
※4：国の緊急時対策支援システム。

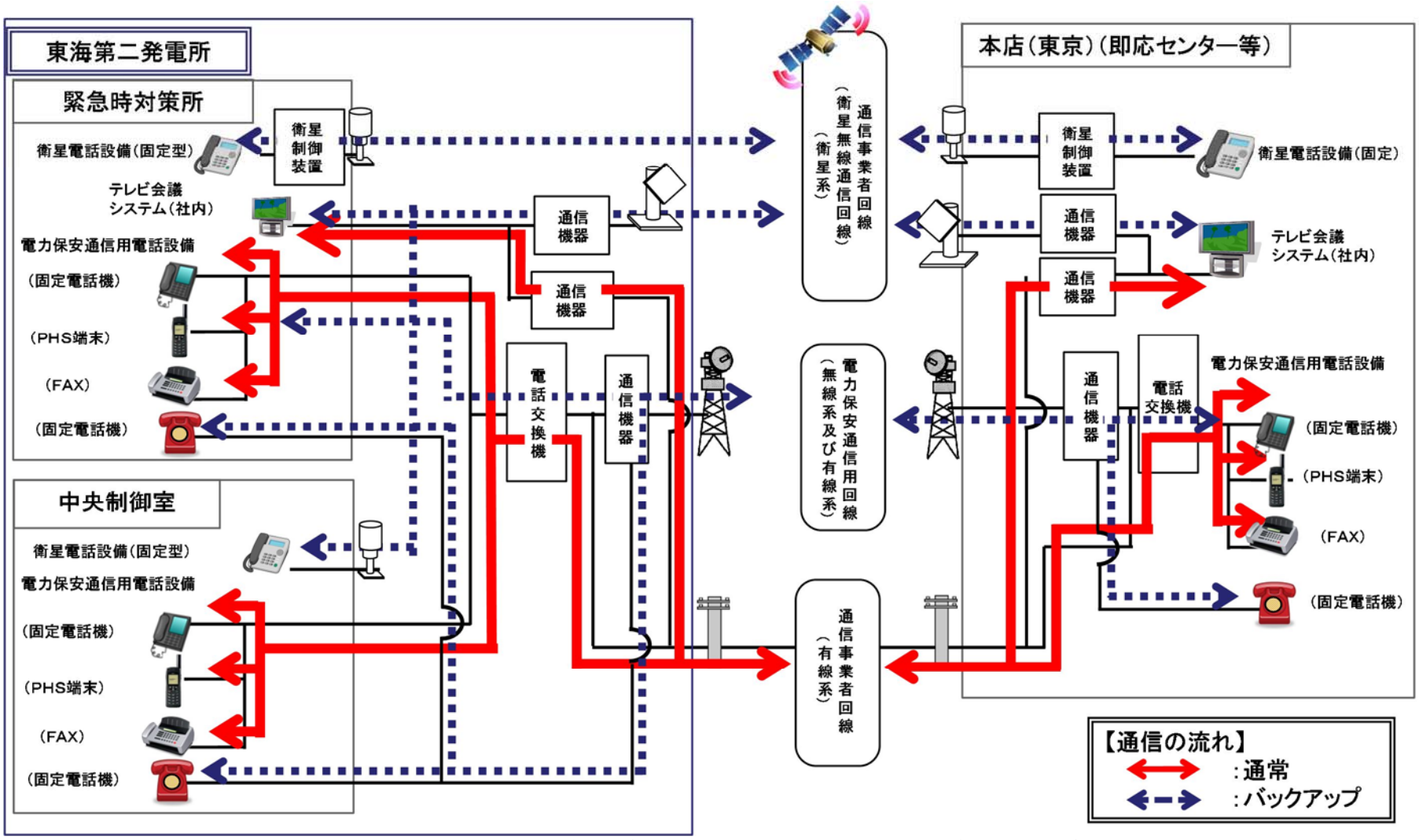
第 62－4－1 図　通信連絡設備の概要



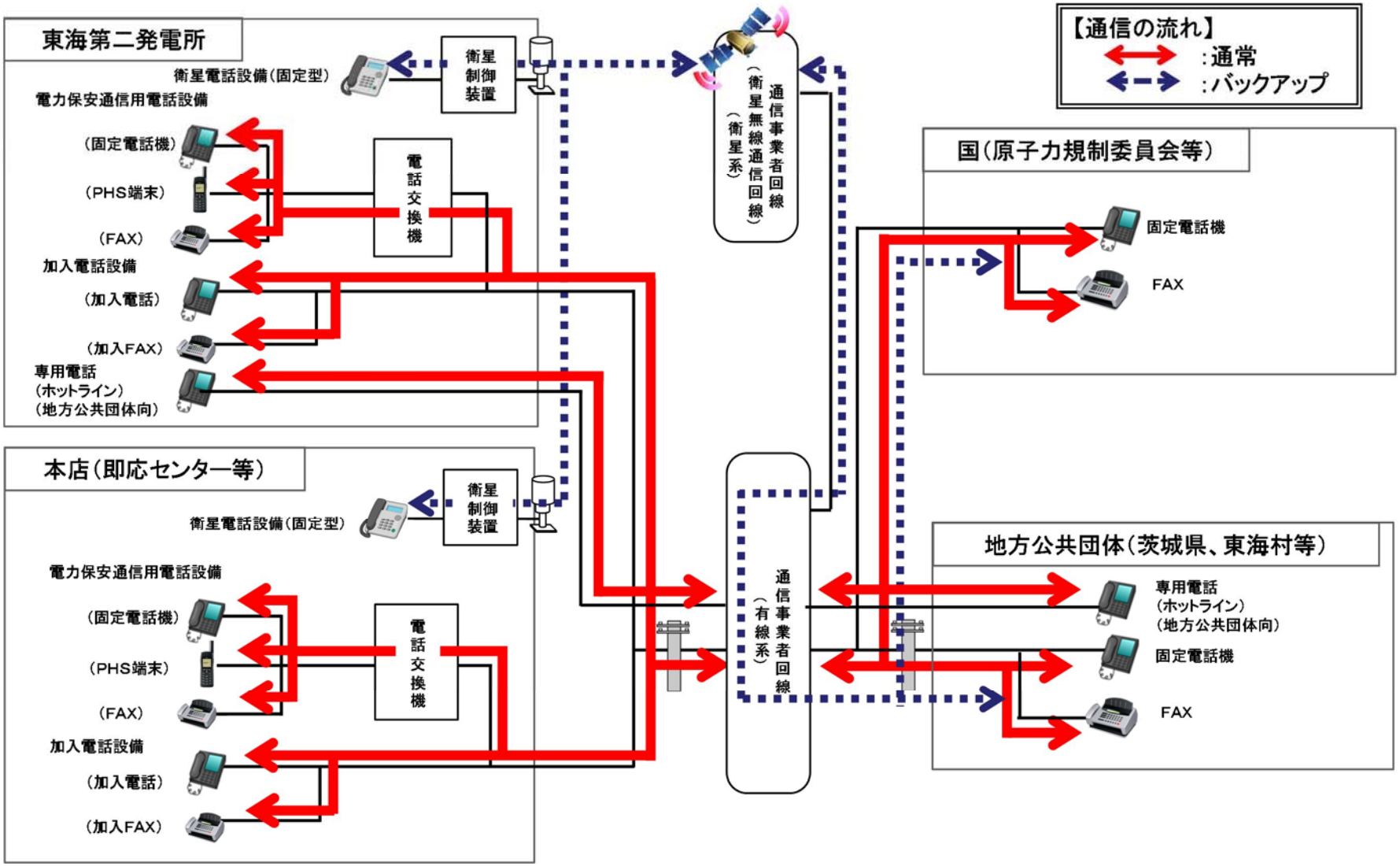
第 62－4－2 図　通信連絡設備（発電所内）の概要



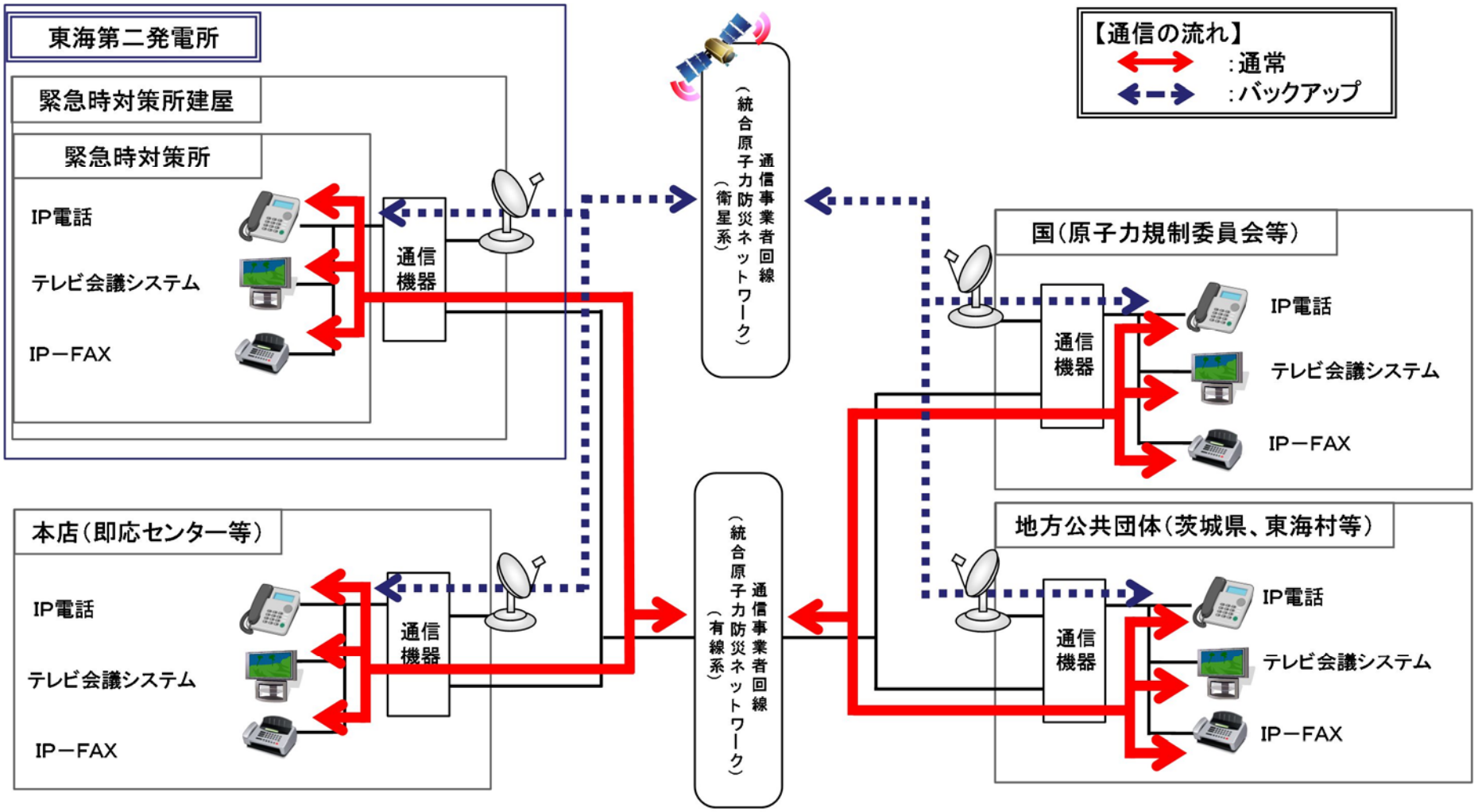
第 62－4－3 図　中央制御室及び中央制御室待避室における衛星電話設備の概要



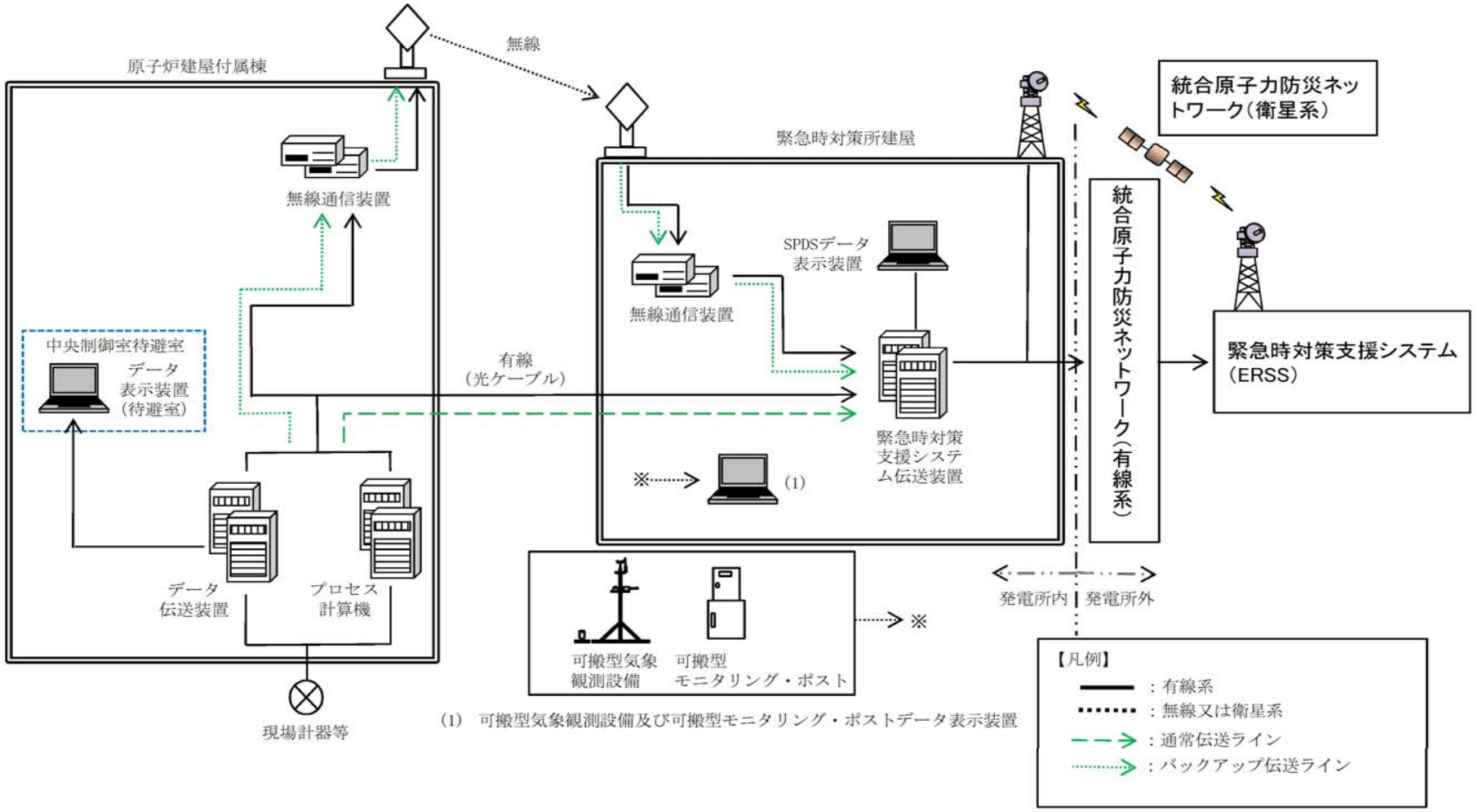
第 62－4－4 図　通信連絡設備（発電所外［社内関係箇所］）の概要



第 62－4－5 図　通信連絡設備（発電所外［社外関係箇所］）の概要（その１）



第 62－4－6 図　通信連絡設備（発電所外［社外関係箇所］）の概要（その２）



第 62－4－7 図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備の概要

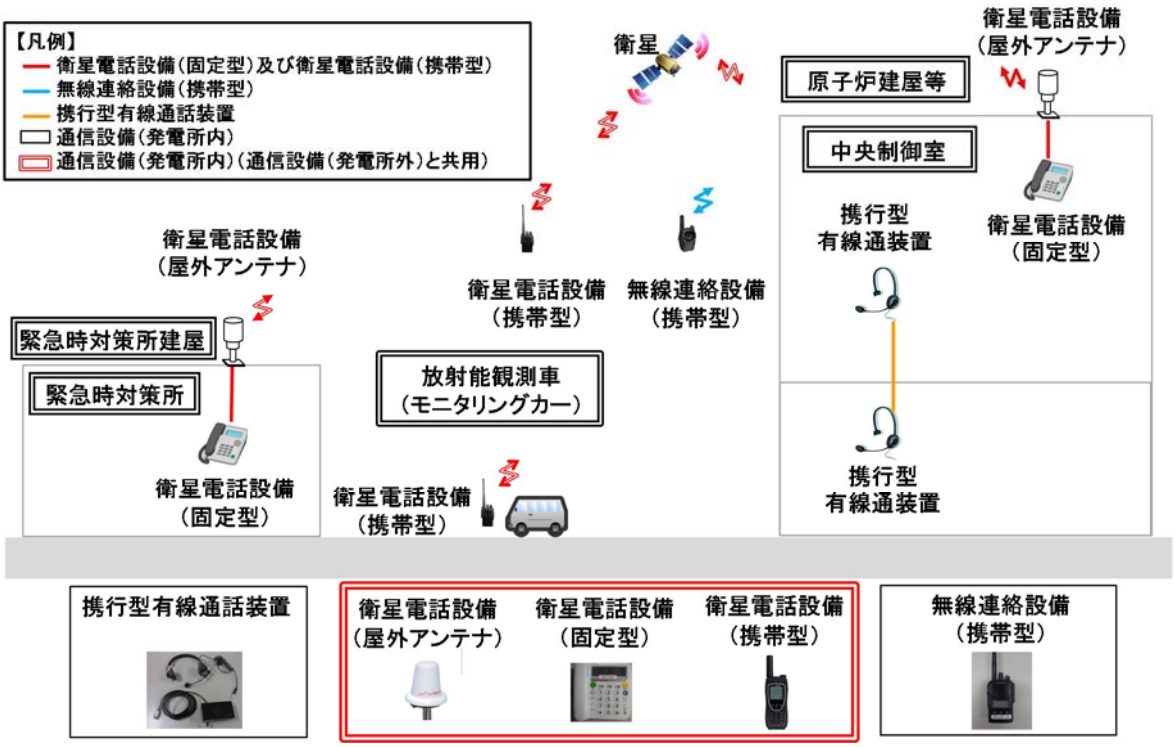
62－5　試験検査

○通信設備（発電所内）の試験検査

通信設備（発電所内）における試験検査は，第 62－5－1 表のとおりである。
通信設備（発電所内）の概要を第 62－5－1 図に示す。

第62－5－1表　通信設備（発電所内）における試験検査

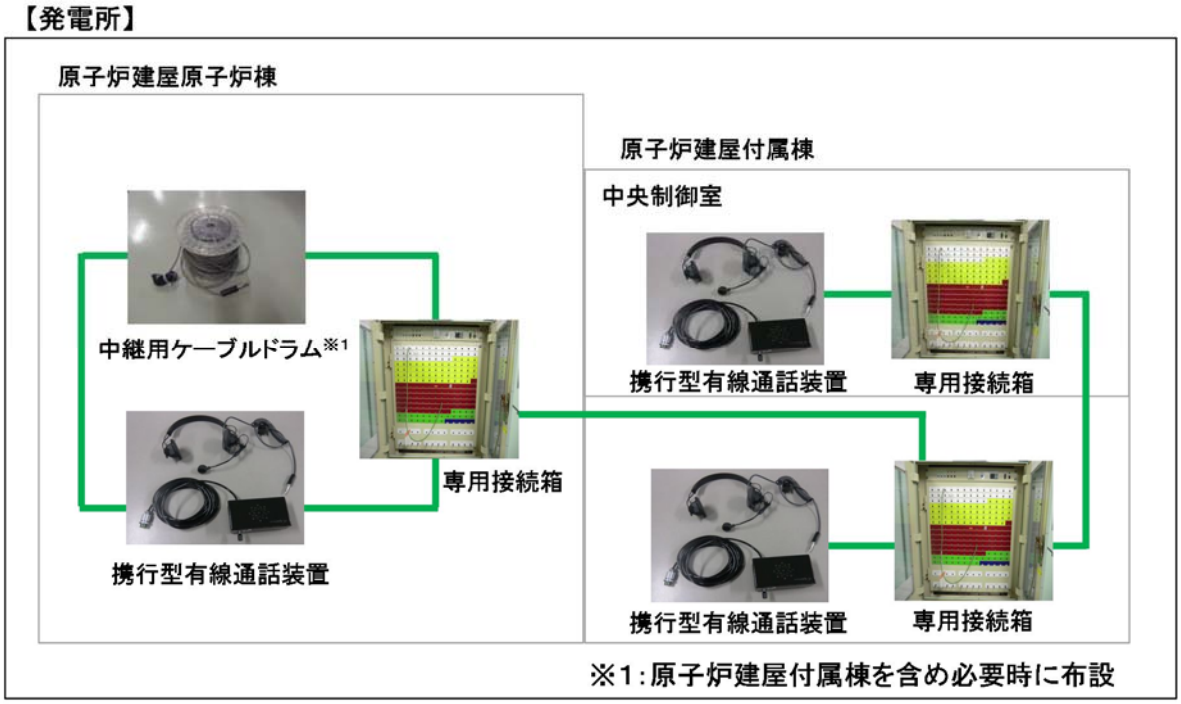
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認



第 62－5－1 図　通信設備（発電所内）の概要
（通信設備（発電所外）と共用を含む）

携行型有線通話装置の試験検査

【試験構成】

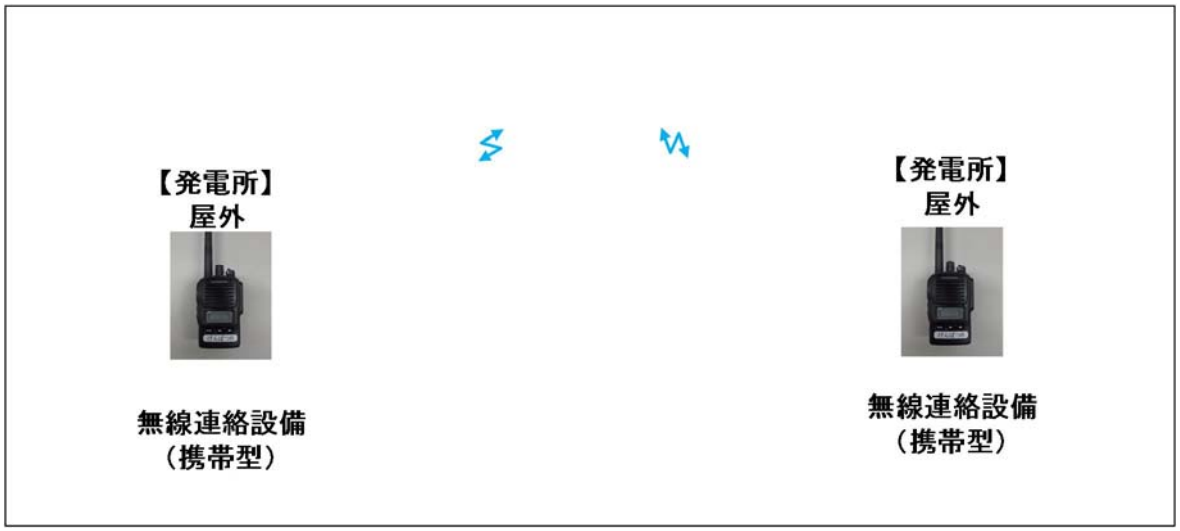


・写真については，一部イメージを含む。

第62－5－2図　携行型有線通話設備　試験検査構成

無線連絡設備（携帯型）の試験検査

【試験構成】



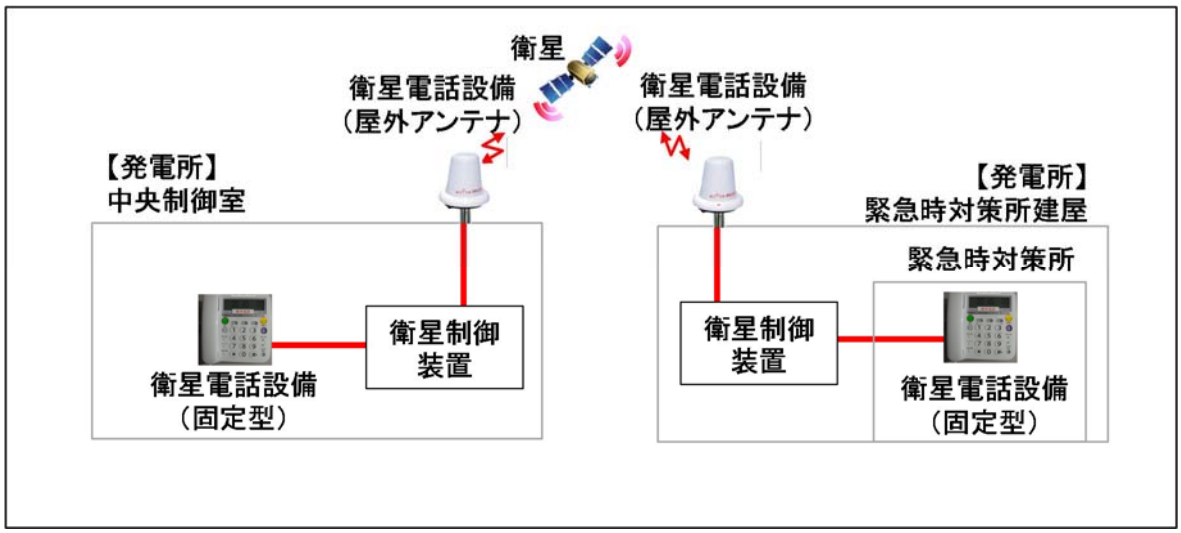
※試験区間：屋外（携帯型）～屋外（携帯型）

・写真については，一部イメージを含む。

第62－5－3図　無線連絡設備（携帯型）　試験検査構成

衛星電話設備（固定型）の試験検査

【試験構成】



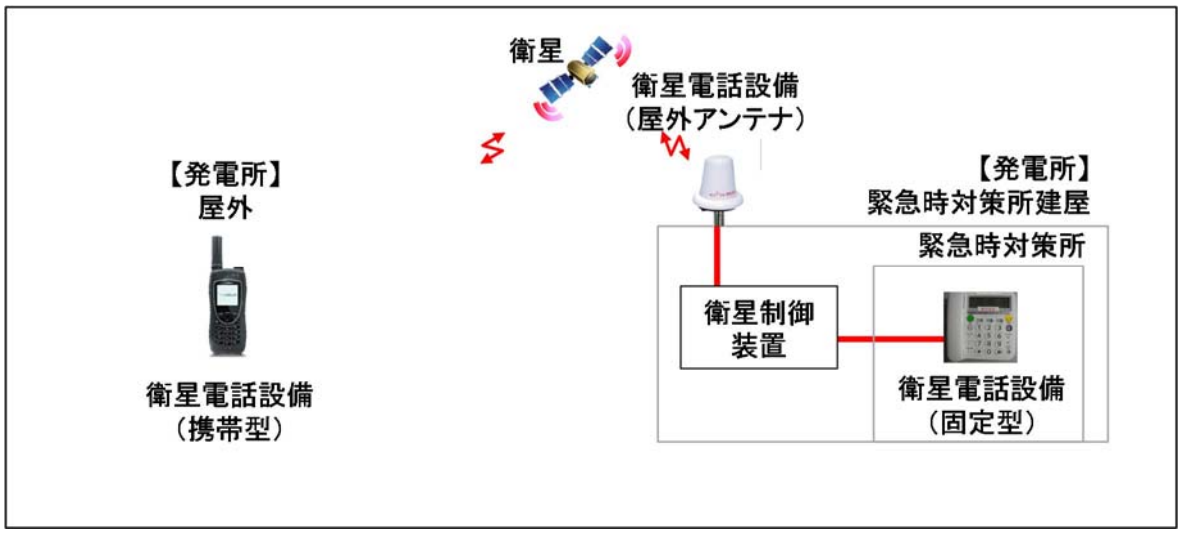
※試験区間：中央制御室（固定型）～緊急時対策所（固定型）

・写真については，一部イメージを含む。

第62－5－4図　衛星電話設備（固定型）　試験検査構成

衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）の試験検査

【試験構成】



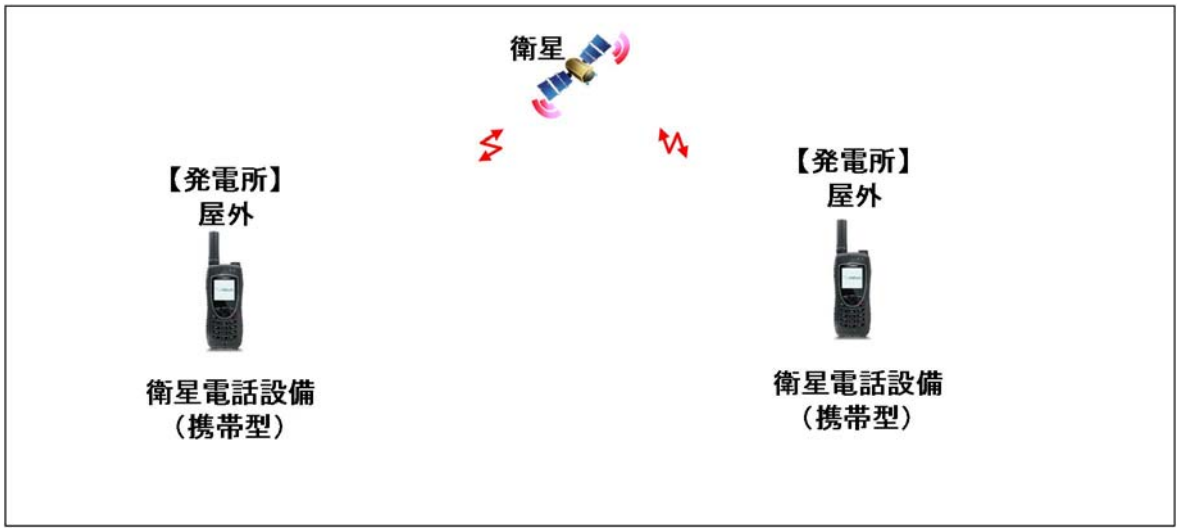
※試験区間：屋外（携帯型）～緊急時対策所（固定型）

・写真については，一部イメージを含む。

第 62－5－5 図　衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）
試験検査構成

衛星電話設備（携帯型）の試験検査

【試験構成】



※試験区間：屋外（携帯型）～屋外（携帯型）

・写真については，一部イメージを含む。

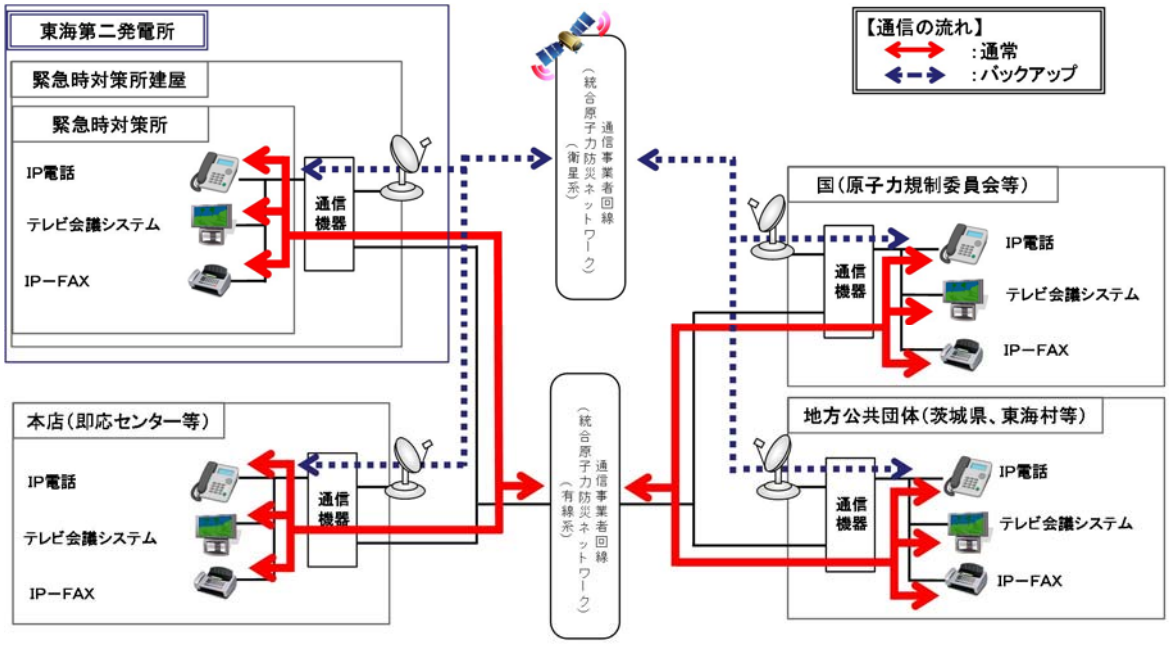
第 62－5－6 図　衛星電話設備（携帯型）　試験検査構成

○通信設備（発電所外）の試験検査

通信設備（発電所外）における試験検査は，第 62－5－2 表のとおりである。
通信設備（発電所外）の概要を第 62－5－7 図に示す。

第62－5－2表　通信設備（発電所外）における試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

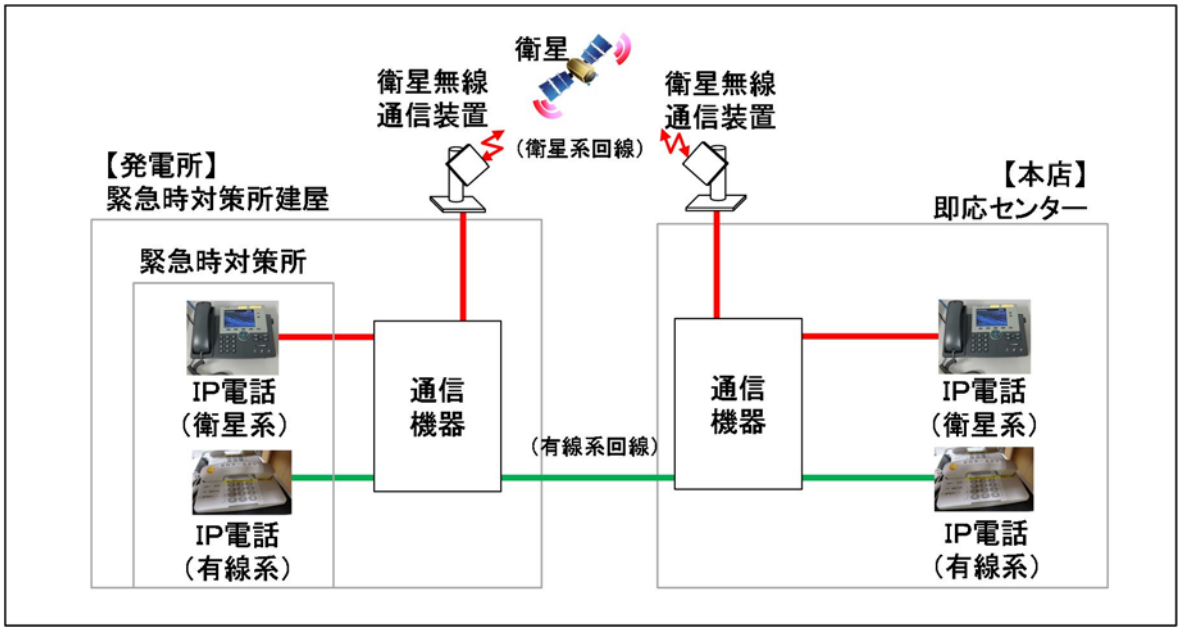


第62－5－7図　通信設備（発電所外）の概要

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＩＰ電話）

の試験検査

【試験構成】



※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

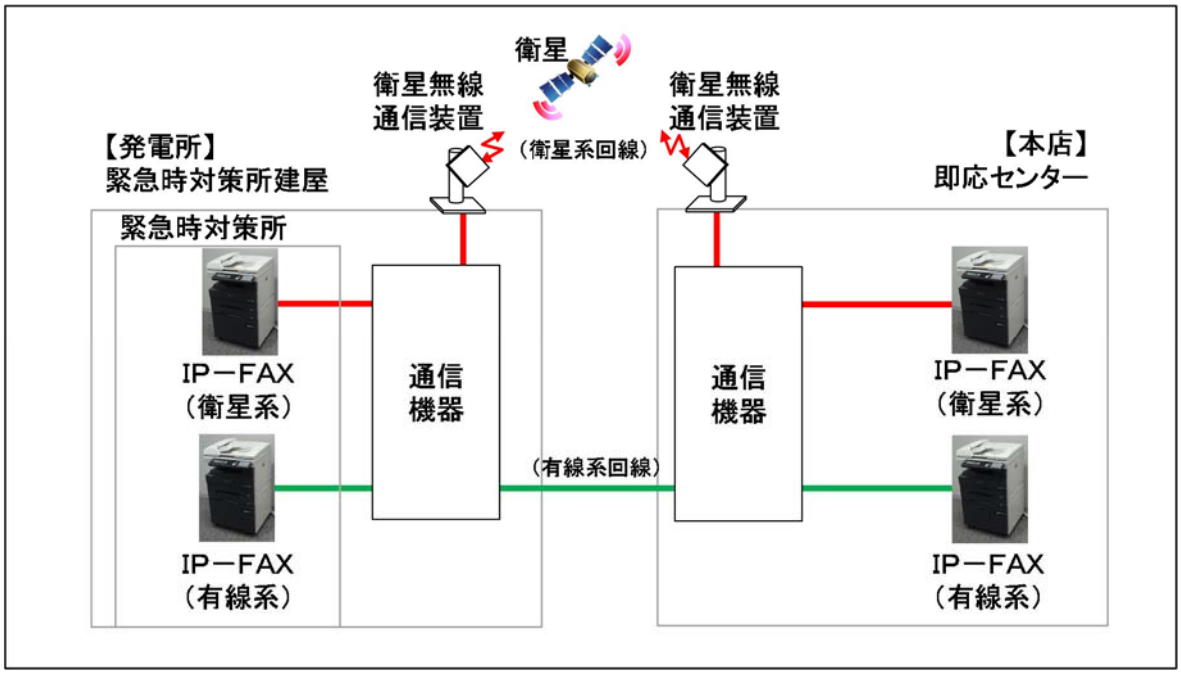
・写真については，一部イメージを含む。

第62－5－8図　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

（ＩＰ電話）　試験検査構成

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＩＰ－ＦＡＸ）の試験検査

【試験構成】



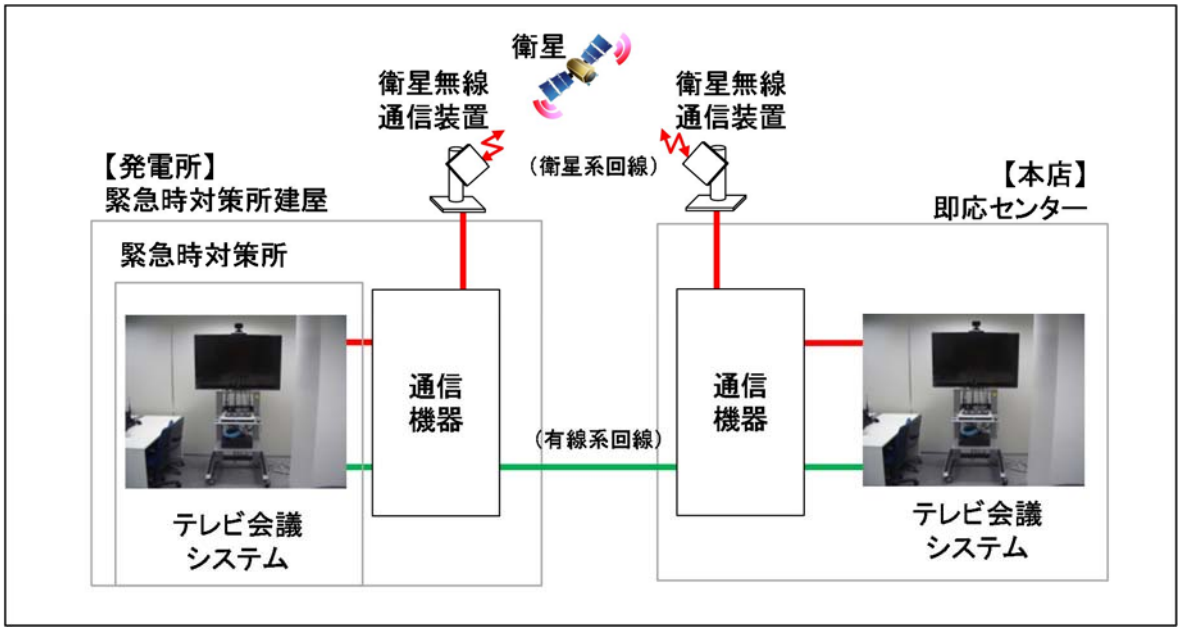
※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

・写真については，一部イメージを含む。

第 62－5－9 図　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＩＰ－ＦＡＸ）　試験検査構成

統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム）の試験検査

【試験構成】



※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

・写真については，一部イメージを含む。

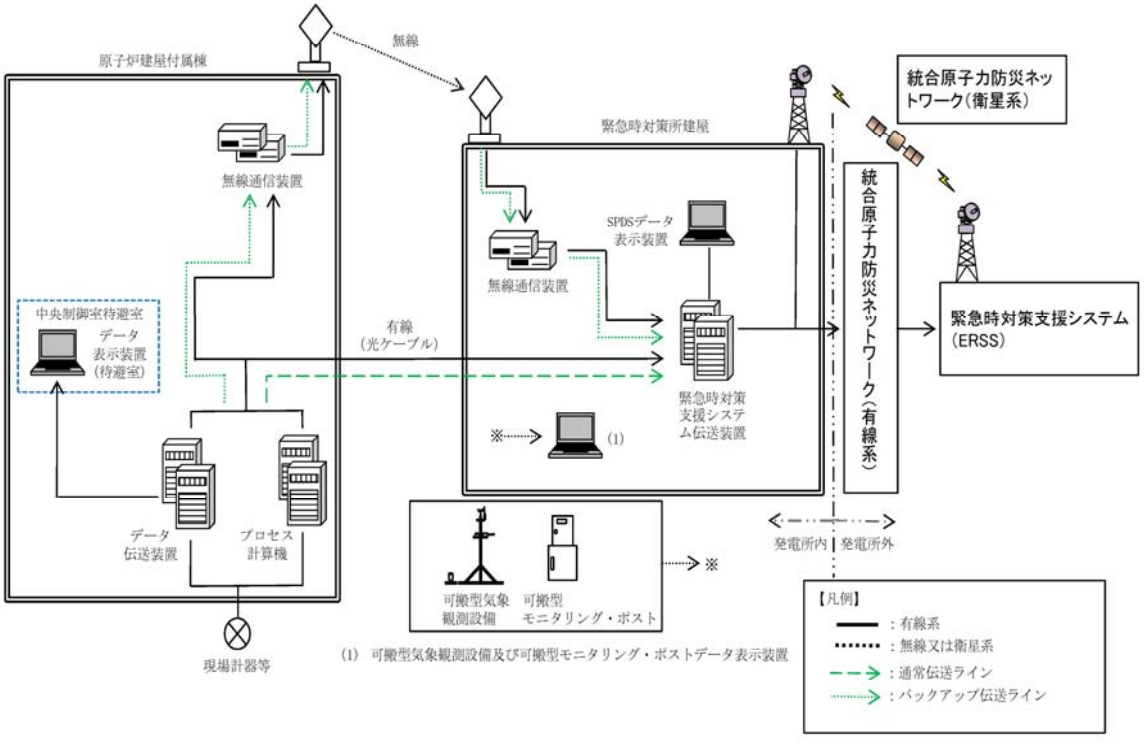
第 62－5－10 図　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
（テレビ会議システム）　試験検査構成

○ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備の試験検査

ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備における試験検査は，第 62－5－3 表のとおりである。ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備の概要を第 62－5－11 図に示す。

第62－5－3表　ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備における試験検査

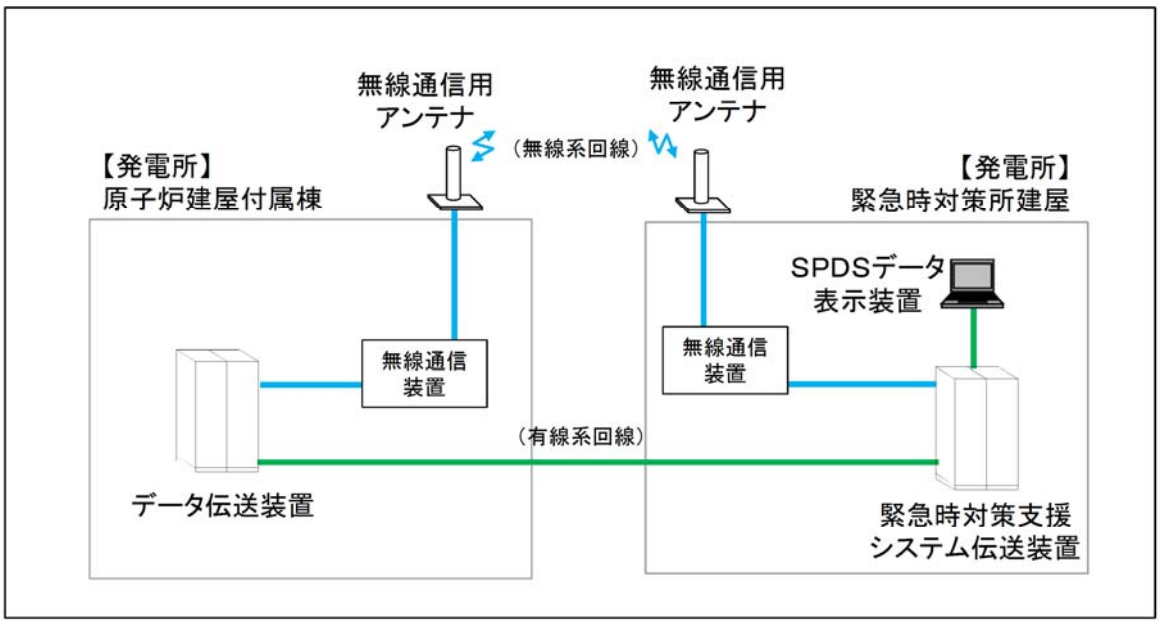
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認



第 62－5－11 図　ＳＰＤＳ及びデータ伝送設備の概要

ＳＰＤＳの試験検査

【試験構成】



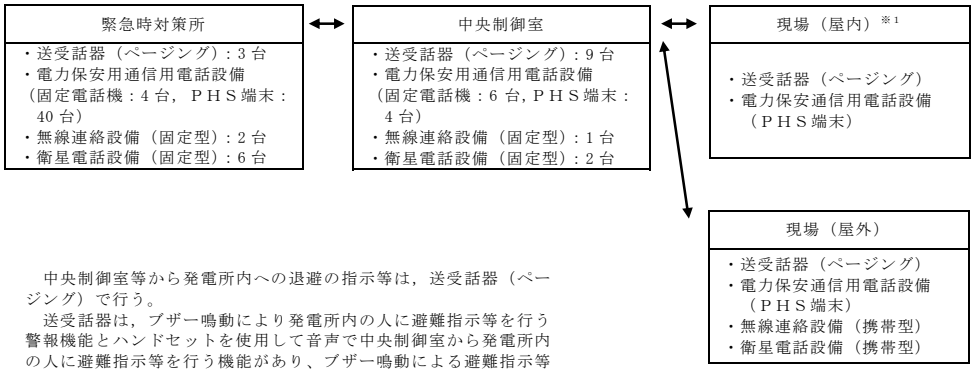
※試験区間：原子炉建屋付属棟～緊急時対策所建屋

・写真については，一部イメージを含む。

第62－5－12図　ＳＰＤＳ　試験検査構成

62－6　容量設定根拠

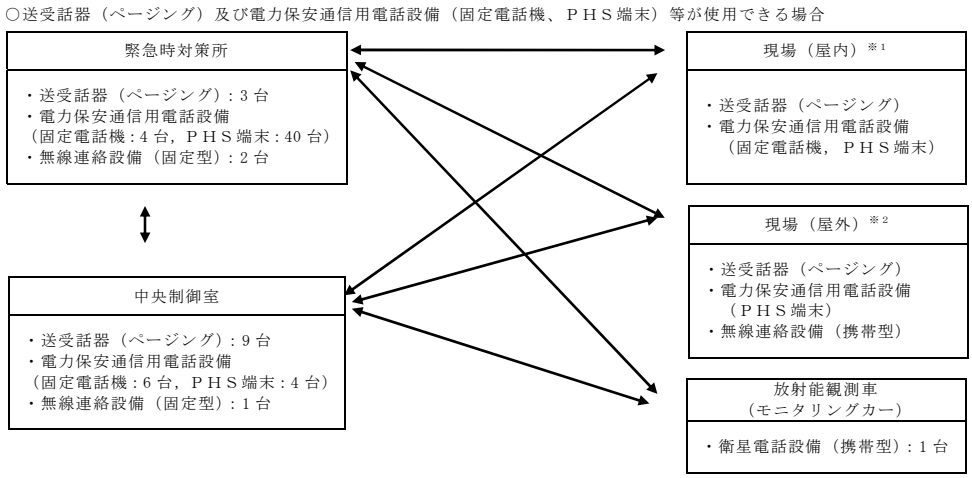
機能毎に必要な通信設備（発電所内）

機能		使用する通信連絡設備
発電所内	退避の指示	 中央制御室等から発電所内への退避の指示等は，送受話器（ページング）で行う。 送受話器は，ブザー鳴動により発電所内の人に避難指示等を行う警報機能とハンドセットを使用して音声で中央制御室から発電所内の人に避難指示等を行う機能があり、ブザー鳴動による避難指示等は，原子炉自動停止等が発生した場合に，運転員等に原子炉自動停止確認・処置及び退避を指示するために使用する。 また，送受話器（ページング）の機能を喪失するような保守作業を行う際は，代替手段として電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末）等により，運転員等に必要な連絡を行う。 ○発電所構内設置台数 ・送受話器（ページング）：約280台 ・ＰＨＳ端末：約300台 ・無線連絡設備（携帯型）：約19台 ・衛星電話設備（携帯型）：11台 ※1：原子炉建屋、タービン建屋等

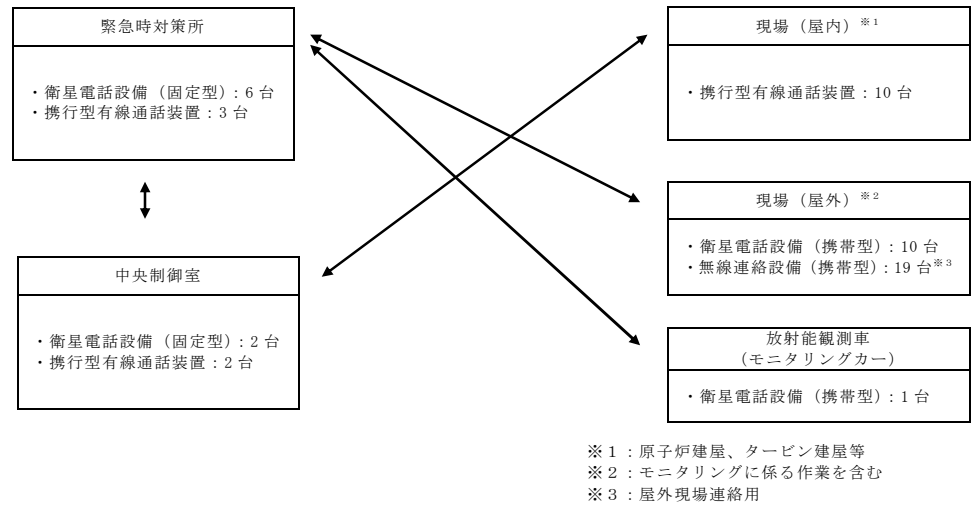
・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第62－6－1図　機能ごとに必要な通信設備（発電所内）（１／２）

○「退避の指示」における通信連絡の指揮系統図

機能		使用する通信連絡設備
発電所内	操作・作業の連絡	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

機能		使用する通信連絡設備
発電所内	操作・作業の連絡	

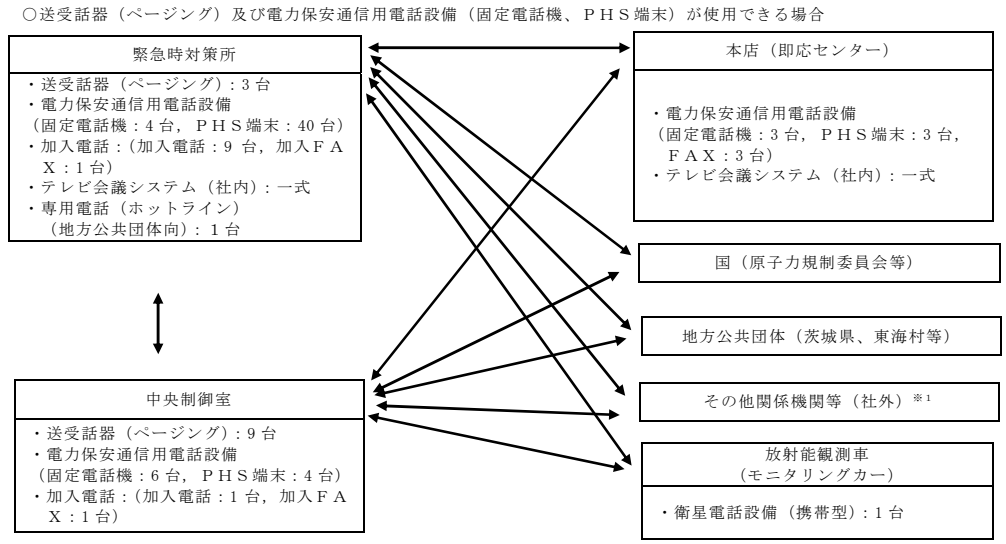
重大事故等時においても、設置又は保管する通信連絡設備により十分に対応できる。
重大事故等時（全交流動力電源喪失（長期ＴＢ））における必要な通信連絡設備は以下の通り

衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備（携帯型）	無線連絡設備（携帯型）	携行型有線通話装置
・中央制御室　：1 台 ・緊急時対策所：3 台	・現場（屋外）：2 台	・現場（屋外）：5 台	・中央制御室　：2 台 ・現場（屋内）：10 台

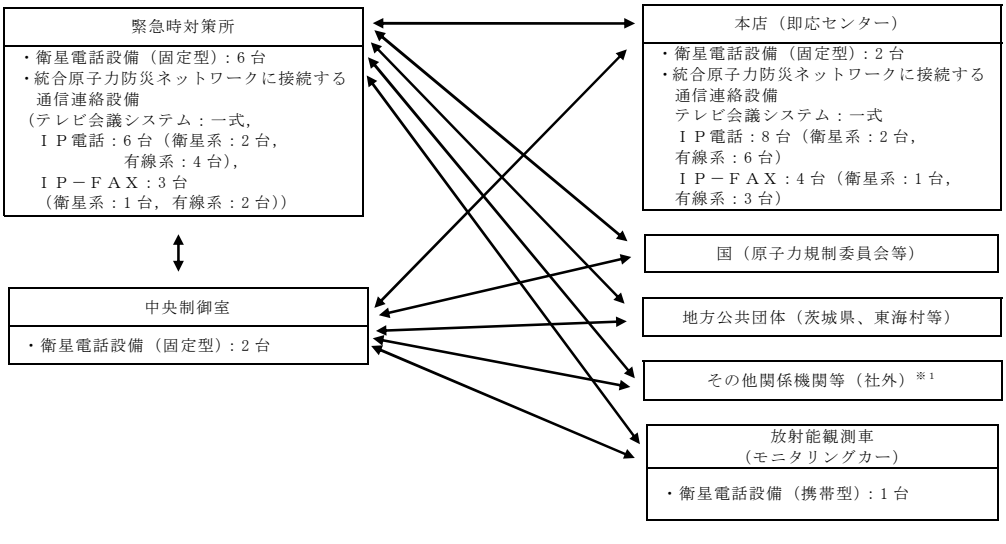
・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－6－2 図　機能ごとに必要な通信設備（発電所内）（２／２）

○「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図

機能		使用する通信連絡設備
発電所外	連絡・通報等	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

機能		使用する通信連絡設備
発電所外	連絡・通報等	

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－6－3 図　機能ごとに必要となる通信設備（発電所外）

○「連絡・通報等」における通信連絡の指揮系統図

携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所

通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため，以下の通信連絡設備を使用する。

○携行型有線通話装置

中央制御室に保管する携行型有線通話装置は，中央制御室と各現場（屋内）に布設している専用通信線を用い，携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに，必要時に中継用ケーブルドラムを布設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

なお，専用接続箱については，地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し，溢水時においても使用可能な設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，中央制御室及び現場（屋内）にて対応する災害対策要員は各自１台を携行し使用する。なお，運転員と合流する災害対策要員が使用する携行型有線通話装置は，合流する運転員が中央制御室より携行する。

○衛星電話設備（固定型）

中央制御室及び緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は，中央制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また，屋外の災害対策要員は衛星電話設備（携帯型）を使用することにより緊急時対策所と現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，中央制御室と緊急時対策所間として各１台，緊急時対策所と現場（屋外）間として緊急時対策所に作業ごとに各１台使用す

る。

○衛星電話設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する衛星電話設備（携帯型）は，現場（屋外）と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，現場（屋外）と緊急時対策所間連絡用として屋外の災害対策要員はツーマンルールであるため 2 名ごとに各 1 台を作業班長が携行し使用する。

○無線連絡設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する無線連絡設備（携帯型）は，現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，現場（屋外）間連絡用として屋外の災害対策要員は各自 1 台を携行し使用する。

携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要及び衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要について，第 62－6－4 図及び第 62－6－5 図に示す。

また，携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を第 62－6－1 表，各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置及び衛星電話設備等の台数を第 62－6－2 表及び第 62－6－3 表に示す。

第 62－6－1 表　携行型有線通話装置を使用する通話場所の例

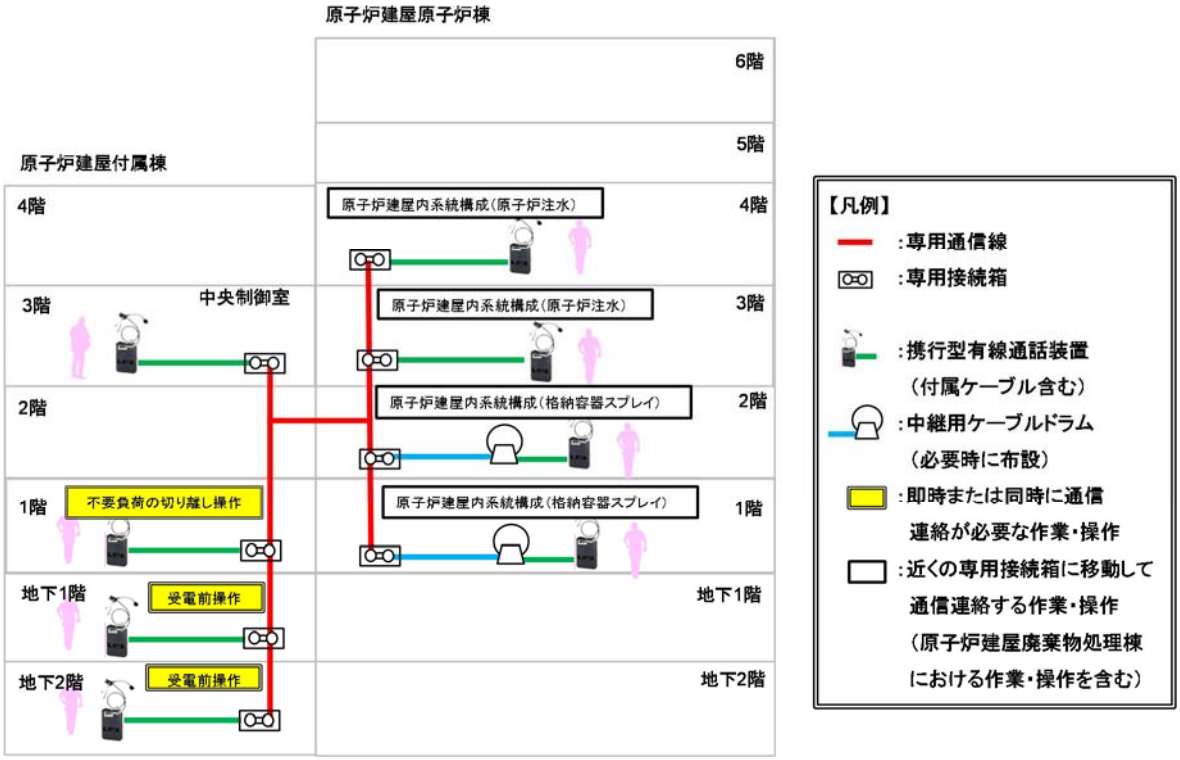
（重要事故シーケンス　全交流動力電源喪失時（長期ＴＢ）の例）

作業・操作内容	作業・操作場所	
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋付属棟 1 階	Ｃ／Ｓ電気室
受電前準備	原子炉建屋付属棟 地下 1,2 階	Ｃ／Ｓ電気室
原子炉建屋内系統構成 （原子炉注水）	原子炉建屋原子炉棟 4 階	北西通路
原子炉建屋内系統構成 （原子炉注水）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	ＭＳＩＶ保修室
原子炉建屋内系統構成 （格納容器スプレイ）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	南側通路
原子炉建屋内系統構成 （格納容器スプレイ）	原子炉建屋原子炉棟 1 階	南側通路

携行型有線通話装置

中継用ケーブルドラム

・写真については，一部イメージを含む。

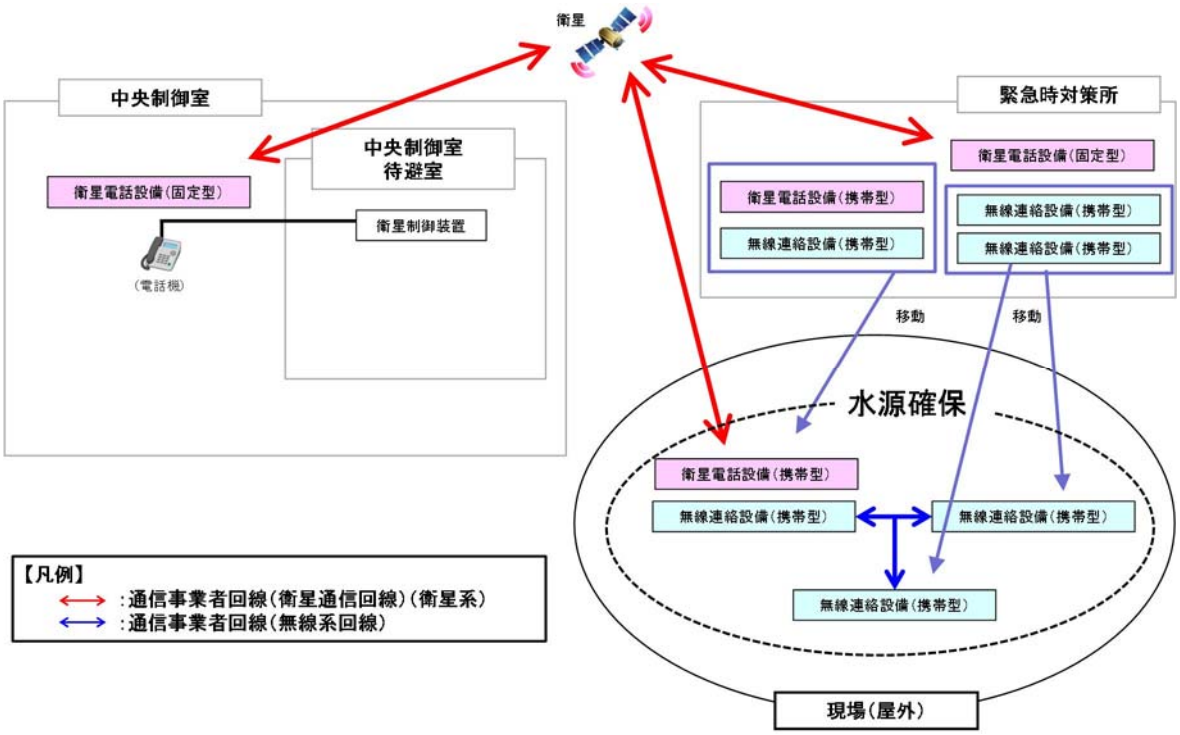


・使用方法等は，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

保管場所	操作	数量	中継用 ケーブルドラム
中央制御室	原子炉建屋内各操作時の連絡手段	2	100m×1 本
原子炉建屋付属棟地下 2 階	受電前準備他	1	50m×1 本
原子炉建屋付属棟地下 1 階		1	100m×2 本
原子炉建屋付属棟 1 階		1	100m×1 本
原子炉建屋付属棟 4 階	チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	1	50m×1 本
原子炉建屋付属棟屋上	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への系統構成他	2	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	原子炉水位の制御他	2	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟 1 階	原子炉建屋内系統構成（格納容器スプレイ）他	2	100m×1 本
原子炉建屋原子炉棟 2 階		1	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟 3 階	原子炉建屋内系統構成（原子炉注水）他	3	50m×1 本
原子炉建屋原子炉棟 4 階		2	100m×1 本
原子炉建屋原子炉棟 5 階	ほう酸注入系による原子炉注水他	2	100m×1 本
原子炉建屋原子炉棟 6 階	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールスプレイ他	1	100m×1 本
原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電他	1	100m×1 本
原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階	格納容器圧力逃がし装置第二弁の現場操作他	1	20m×1 本
緊急時対策所	緊急時対策所内各操作時の連絡手段確保	3	100m×4 本
緊急時対策所建屋 1 階	予備	1	200m×15 本

第 62－6－4 図　携行有線通話装置を用いた通信連絡の概要

（重要事故シーケンス　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）の例）



第 62－6－5 図　衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要

第 62－6－2 表　各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置の台数

単位：台

各事故シーケンスグループ等 ＼ 使用場所 ／ 設備			原子炉建屋付属棟 －：作業無		原子炉建屋 原子炉棟 －：作業無	原子炉建屋 廃棄物処理棟 －：作業無	計 (注1)
			中央制御室 －：作業無				
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故（炉心の著しい損傷防止）	①－1	高圧・低圧注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①－2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－	－
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	2	2	8	－	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	2	2	8	－	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	2	2	8	－	12
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	2	－	－	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	2	－	－	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	－	－	－	－	－
	①-6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	2	－	－	3	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	2	－	4	－	6
	①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	2	2	8	－	12
重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	2	2	－	－	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	2	2	－	3	7
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	2	－	3	7
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	2	－	3	7
	②-4	水素燃焼	2	2	－	3	7
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	－	3	7
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至るおそれがある事故（使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故１	－	－	－	－	－
	③-2	想定事故２	－	－	－	－	－
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	2	2	－	－	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	－	－	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	－	－	－	－	－
	④-4	反応度の誤投入	－	－	－	－	－

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

（注１）：中央制御室へ現場用（中央制御室必要分含め）として 12 台（予備１台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。

第 62－6－3 表　各事故シーケンスグループ等で使用する衛星電話設備等の台数

単位：台

各事故シーケンスグループ等 ＼ 使用場所 ／ 設備			屋内（中央制御室）－：作業無	屋内（緊急時対策所）－：作業無	屋外 －：作業無	
			衛星電話設備（固定型）(注1)	衛星電話設備（固定型）(注1)	衛星電話設備（携帯型）(注2)	無線連絡設備（携帯型）(注3)
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故（炉心の著しい損傷防止）	①－1	高圧・低圧注水機能喪失	1	3	2	5
	①－2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－	－
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	1	3	2	5
	①-3-2	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	1	3	2	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	1	3	2	5
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	－	－	－	－
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	1	3	2	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	－	－	－	－
	①-6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	1	3	2	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	－	－	－	－
	①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	1	3	2	5
重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	－	－	－	－
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	1	3	2	5
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－	－	－	－
	②-4	水素燃焼	－	－	－	－
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	－	－	－	－
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至るおそれがある事故（使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故１	1	3	2	5
	③-2	想定事故２	1	3	2	5
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	－	－	－	－
	④-2	全交流動力電源喪失	－	－	－	－
	④-3	原子炉冷却材の流出	－	－	－	－
	④-4	反応度の誤投入	－	－	－	－

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

（注１）：中央制御室へ２台、緊急時対策所へ６台を設置するため、重大事故等においても対応できる。

（注２）：緊急時対策所へ 11 台（予備１台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。

（注３）：緊急時対策所へ 19 台（予備１台）を保管するため、重大事故等においても対応できる。

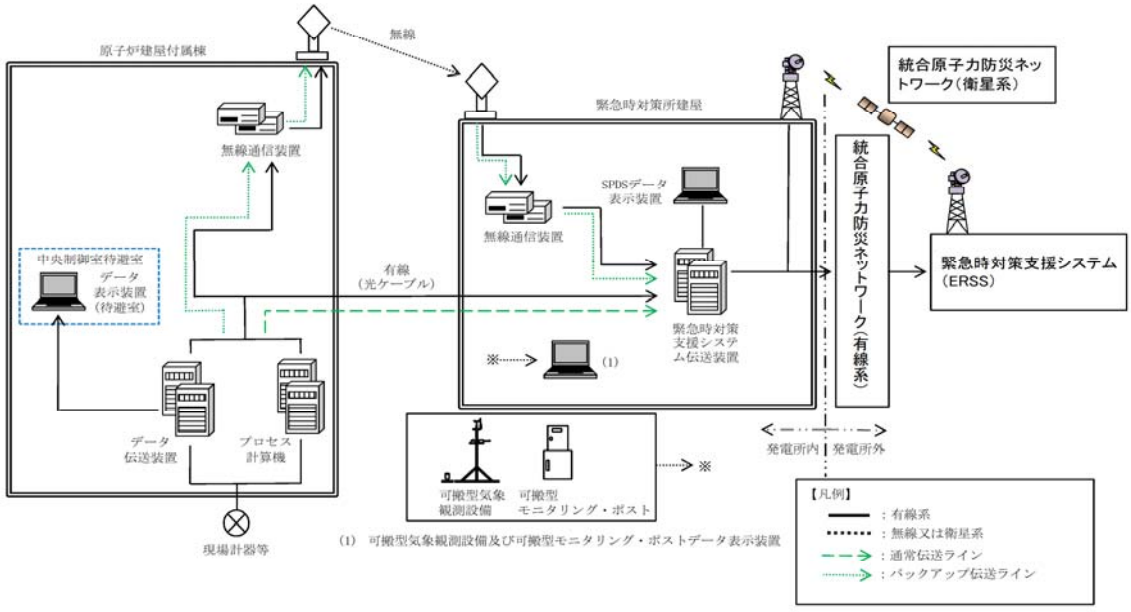
○過去のプラントパラメータの閲覧について

緊急時対策支援システム伝送装置に収集されるプラントパラメータ（ＳＰＤＳパラメータ）は，2 週間分（1 分周期）のデータを保存（自動収集）できる設計とする。

緊急時対策支援システム伝送装置に保存されたデータについては，緊急時対策所建屋から専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存できる設計とする。

重大事故等が発生した場合には，緊急時対策所建屋において，プラントパラメータ（ＳＰＤＳパラメータ）を専用のセキュリティを有した外部記憶媒体へ保存し保管する手順を整備する。これにより，ＳＰＤＳデータ表示装置にて外部記憶媒体に保存されたプラントパラメータ（ＳＰＤＳパラメータ）の過去のデータを閲覧することができる設計とする。

また，ＳＰＤＳデータ表示装置にてプラントパラメータ（ＳＰＤＳパラメータ）の監視も可能な設計とする。



第 62－6－6 図　過去のプラントパラメータ閲覧の概要

第62－6－4表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ(1/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	平均出力領域計装　平均	○	○	－
	平均出力領域計装　A	○	○	○
	平均出力領域計装　B	○	○	○
	平均出力領域計装　C	○	○	－
	平均出力領域計装　D	○	○	－
	平均出力領域計装　E	○	○	－
	平均出力領域計装　F	○	○	－
	起動領域計装　A	○	○	○
	起動領域計装　B	○	○	○
	起動領域計装　C	○	○	○
	起動領域計装　D	○	○	○
	起動領域計装　E	○	○	○
	起動領域計装　F	○	○	○
	起動領域計装　G	○	○	○
	起動領域計装　H	○	○	○
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	－
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(ＳＡ燃料域)	○	○	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(ＳＡ)	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ａ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｂ	○	○	○
	残留熱除去系系統流量Ｃ	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	－
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	－
	原子炉給水流量	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 62－6－4 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ(2/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力容器温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ａ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－１電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｂ－２電圧	○	○	－
	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　２Ｃ遮断器(660)閉	○	○	－
	Ｄ／Ｇ　２Ｄ遮断器(670)閉	○	○	－
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ遮断器(680)閉	○	○	－
	圧力容器フランジ温度	○	○	－
	125V 系蓄電池Ａ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池Ｂ系電圧	○	○	○
	125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系電圧	○	○	○
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	○	○	○
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	○	○	○
	緊急用Ｐ／Ｃ電圧	○	○	○
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)(Ｂ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ａ)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)(Ｂ)	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力（狭帯域）	○	○	○
	ドライウェル圧力	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 62－6－4 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ(3/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	サプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	－
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気水素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｄ／Ｗ)	○	○	－
	格納容器雰囲気酸素濃度(Ｓ／Ｃ)	○	○	－
	格納容器内水素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(ＳＡ)	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○
	格納容器下部水位	○	○	○
	格納容器下部水温	○	○	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	○	○	○
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第62－6－4表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ(4/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	残留熱除去系 Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系 Ｃ注入弁全開	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ａ（全開）	○	○	－
	格納容器内スプレイ弁Ｂ（全開）	○	○	－
放射能隔離の状態確認	主排気筒放射線モニタＡ	○	○	－
	主排気筒放射線モニタＢ	○	○	－
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	－
	主蒸気管放射線モニタ(Ａ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｂ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｃ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(Ｄ)	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ａ	○	○	－
	排ガス放射能（プレホールドアップ）Ｂ	○	○	－
	ＮＳ４内側隔離	○	○	－
	ＮＳ４外側隔離	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気内側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ａ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｂ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｃ全閉	○	○	－
	主蒸気外側隔離弁Ｄ全閉	○	○	－
環境の情報確認	ＳＧＴＳ Ａ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳ Ｂ作動	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（高レンジ）Ｂ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ａ	○	○	－
	ＳＧＴＳモニタ（低レンジ）Ｂ	○	○	－

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第 62－6－4 表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ(5/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
環境の情報確認	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○
	放水口モニタ(Ｔ－２)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ａ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｂ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｃ)広域レンジ	○	○	－
	モニタリング・ポスト(Ｄ)広域レンジ	○	○	－
	大気安定度　10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	－
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	－
	可搬型モニタリング・ポスト(Ａ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｂ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｃ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｄ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所）	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＮＥ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｅ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＳＷ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(Ｓ)	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト(ＳＥ)	○	○	○
	風向（可搬型）	○	○	○
	風速（可搬型）	○	○	○
	大気安定度（可搬型）	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第62－6－4表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ(6/6)

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ(※1)	バックアップ対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	○	○	○
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	自動減圧系　Ａ作動	○	○	－
	自動減圧系　Ｂ作動	○	○	－
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	－
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＡ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＢ起動	○	○	－
	残留熱除去系ポンプＣ起動	○	○	－
	残留熱除去系Ａ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｂ注入弁全開	○	○	－
	残留熱除去系Ｃ注入弁全開	○	○	－
	全制御棒全挿入	○	○	－
津波監視	取水ピット水位計	○	○	○
	潮位計	○	○	○

※１：ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。
原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

○データ伝送設備（発電所内）の容量について

データ伝送設備（発電所内）のデータ伝送容量は，今後のプラントパラメータの追加を考慮し， 第 62－6－5 表に示すとおり，回線容量は必要回線容量に対し余裕を持った設計とする。

また，データ伝送設備（発電所内）のデータ表示機能は，今後のプラントパラメータの追加を考慮し第 62－6－6 表に示すとおり，表示可能なプラントパラメータ数は必要なプラントパラメータ数に対し余裕の持った設計とするとともに，緊急時対策支援システム伝送装置のソフトウェアを改造することにより拡張可能な設計とする。

重大事故等が発生した場合において使用する通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）が接続する通信回線は，必要回線容量を確保した回線容量を有する設計とする。

第 62－6－5 表　データ伝送設備（発電所内）の回線容量

通信回線種別	建屋間におけるデータ伝送路	必要回線容量※1			回線容量※1
		主要設備	その他		
有線系回線	原子炉建屋付属棟～ 緊急時対策所建屋	19.2kbps	30.0Mbps	30.02Mbps	1Gbps
無線系回線	原子炉建屋付属棟～ 緊急時対策所建屋	1.95Mbps	－	1.95Mbps	6Mbps

※１：各容量については，今後の詳細設計により，変更となる可能性がある。

第 62－6－6 表　データ伝送設備（発電所内）のデータ表示に係る容量

	必要となるプラントパラメータ数※1		表示可能なプラントパラメータ数※1	
	アナログ信号	ディジタル信号	アナログ信号	ディジタル信号
データ伝送装置	148 点	34 点	256 点	256 点
緊急時対策支援 システム伝送装置	86 点	34 点	256 点	256 点

※１：各容量については，今後の詳細設計により，変更となる可能性がある。

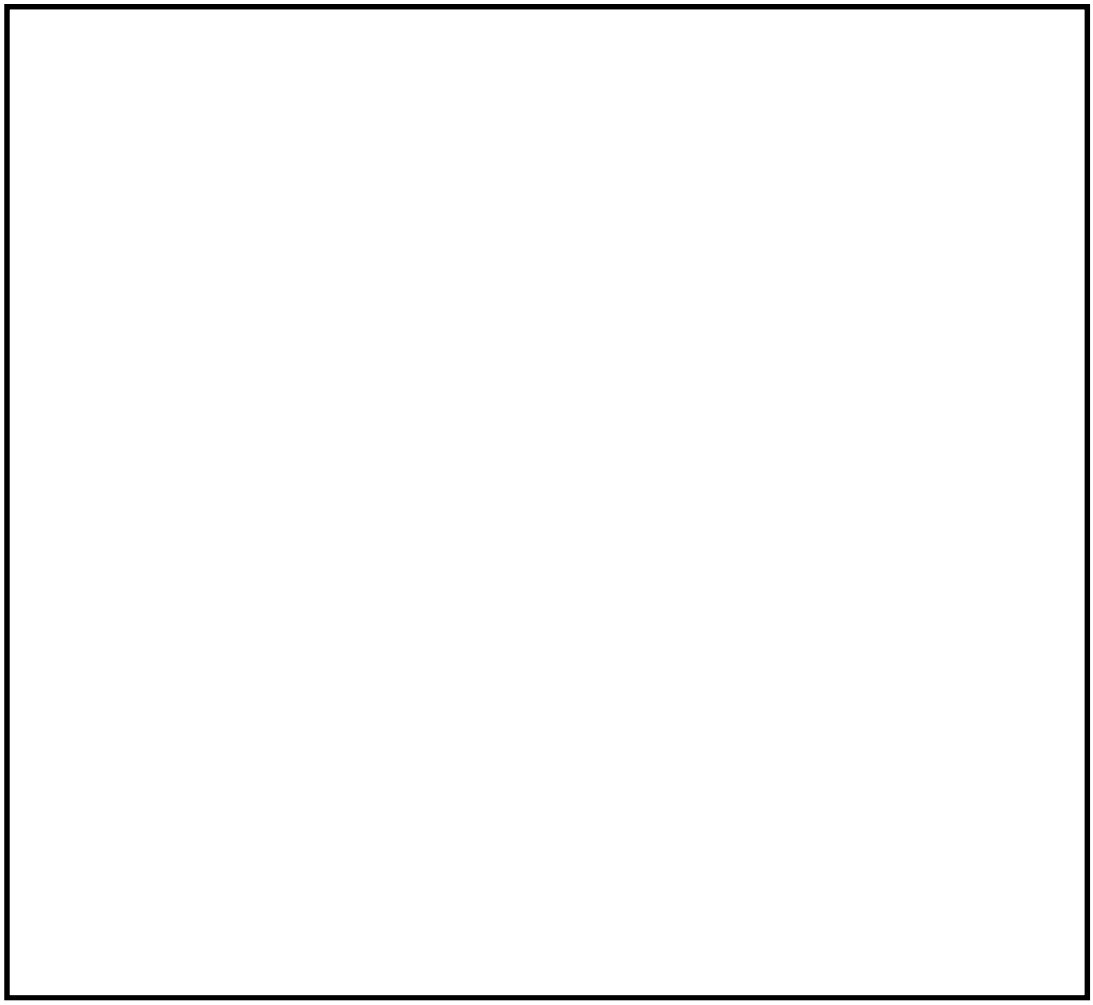
重大事故等が発生した場合において使用する通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）が接続する通信回線は，第 62－6－7 表に示すとおり，必要回線容量を確保した回線容量を有する設計とする。

第 62－6－7 表　通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）が接続する通信回線の回線容量

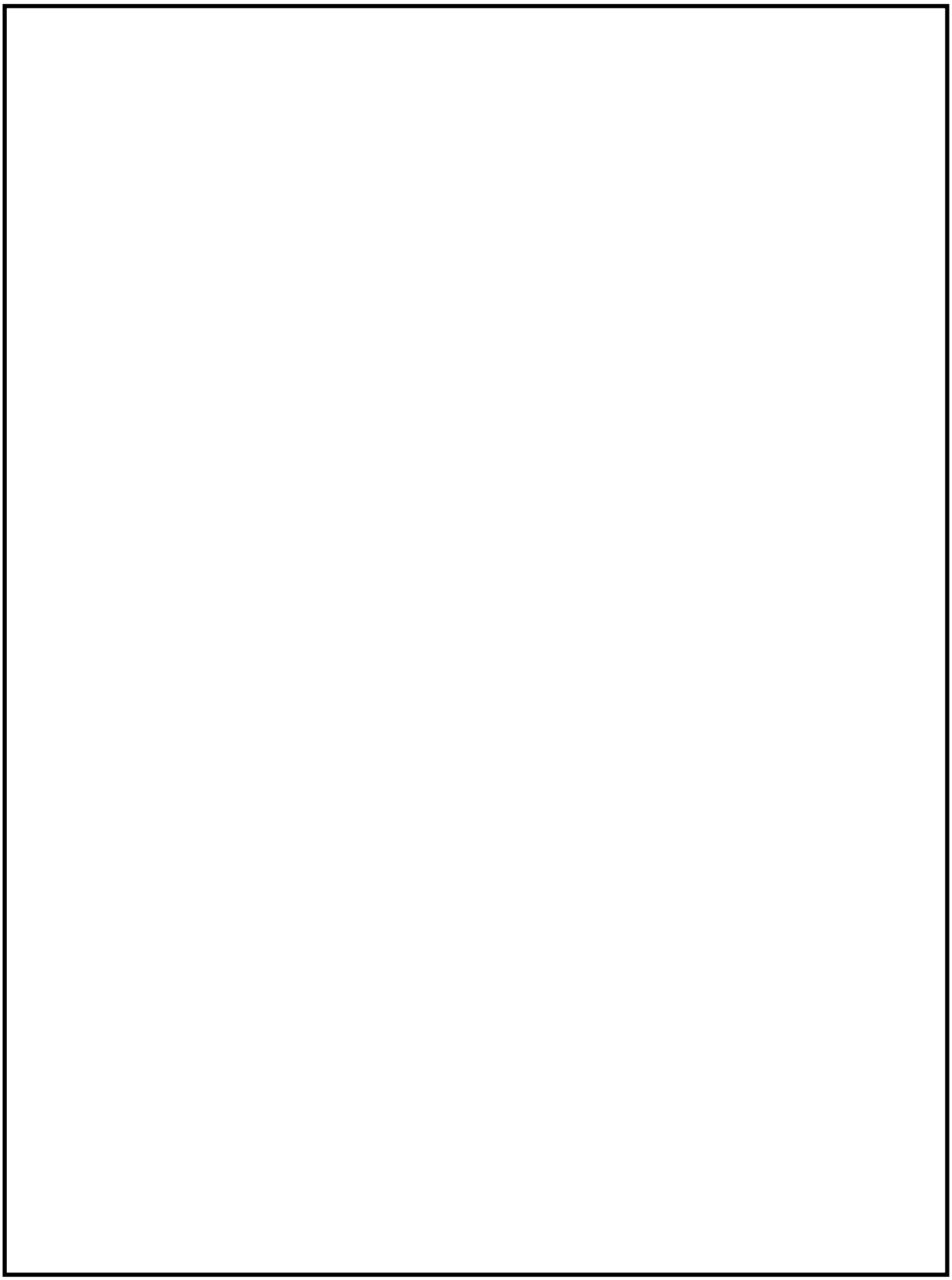
<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">通信回線種別</th><th colspan="2" rowspan="2">主要設備</th><th colspan="3">必要回線容量※2，3</th><th rowspan="2">回線容量</th></tr>
<tr><th>主要設備</th><th>その他※4</th><th></th></tr>
<tr><td>電力保安
通信用回線</td><td>無線系回線</td><td colspan="2">電力保安通信用電話設備※1
（固定電話機，ＰＨＳ端末，
ＦＡＸ）</td><td>64kbps</td><td>5936kbps</td><td>6Mbps</td><td>6Mbps</td></tr>
<tr><td rowspan="5">通信事業者
回線</td><td rowspan="3">有線系回線</td><td rowspan="3">加入電話
設備</td><td>加入電話</td><td>9 回線</td><td>－</td><td>9 回線</td><td>10 回線</td></tr>
<tr><td>加入ＦＡＸ</td><td>1 回線</td><td>－</td><td>1 回線</td><td>2 回線</td></tr>
<tr><td>電力保安通信用
電話設備接続※1</td><td>4 回線</td><td>－</td><td>4 回線</td><td>98 回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">衛星系回線</td><td rowspan="2">衛星電話
設備</td><td>衛星電話設備
（固定型）</td><td>6 回線</td><td>－</td><td>6 回線</td><td>8 回線</td></tr>
<tr><td>衛星電話設備
（携帯型）</td><td>11 回線</td><td>－</td><td>11 回線</td><td>12 回線</td></tr>
<tr><td>有線系回線</td><td colspan="2">専用電話（ホットライン）
（地方公共団体向）</td><td>1 回線</td><td>－</td><td>1 回線</td><td>1 回線</td></tr>
<tr><td rowspan="10">通信事業者
回線（統合
原子力防災
ネットワーク）</td><td rowspan="5">有線系回線</td><td rowspan="4">統合原子力
防災ネット
ワークに接
続する通信
連絡設備</td><td>2.9Mbps</td><td rowspan="5">－</td><td rowspan="5">2.9Mbps</td><td rowspan="5">5Mbps</td></tr>
<tr><td>ＩＰ電話</td><td>(640kbps)</td></tr>
<tr><td>ＩＰ－ＦＡＸ</td><td>(256kbps)</td></tr>
<tr><td>テレビ会議
システム</td><td>(2Mbps)</td></tr>
<tr><td colspan="2">データ伝送設備
（緊急時対策支援
システム伝送装置）</td><td>(32kbps)</td></tr>
<tr><td rowspan="5">衛星系回線</td><td rowspan="4">統合原子力
防災ネット
ワークに接
続する通信
連絡設備</td><td>226kbps</td><td rowspan="5">－</td><td rowspan="5">226kbps</td><td rowspan="5">384kbps</td></tr>
<tr><td>ＩＰ電話</td><td>(16kbps)</td></tr>
<tr><td>ＩＰ－ＦＡＸ</td><td>(50kbps)</td></tr>
<tr><td>テレビ会議
システム</td><td>(128kbps)</td></tr>
<tr><td colspan="2">データ伝送設備
（緊急時対策支援
システム伝送装置）</td><td>(32kbps)</td></tr>
</table>

各容量については，今後の詳細設計により，変更となる可能性がある。
※１：加入電話に接続されており，発電所外への連絡も可能である。
※２：() は内訳を示す。
※３：緊急時対策所設置分を示す。
※４：その他容量は，実測データも含まれていることから，小さな変動の可能性がある。

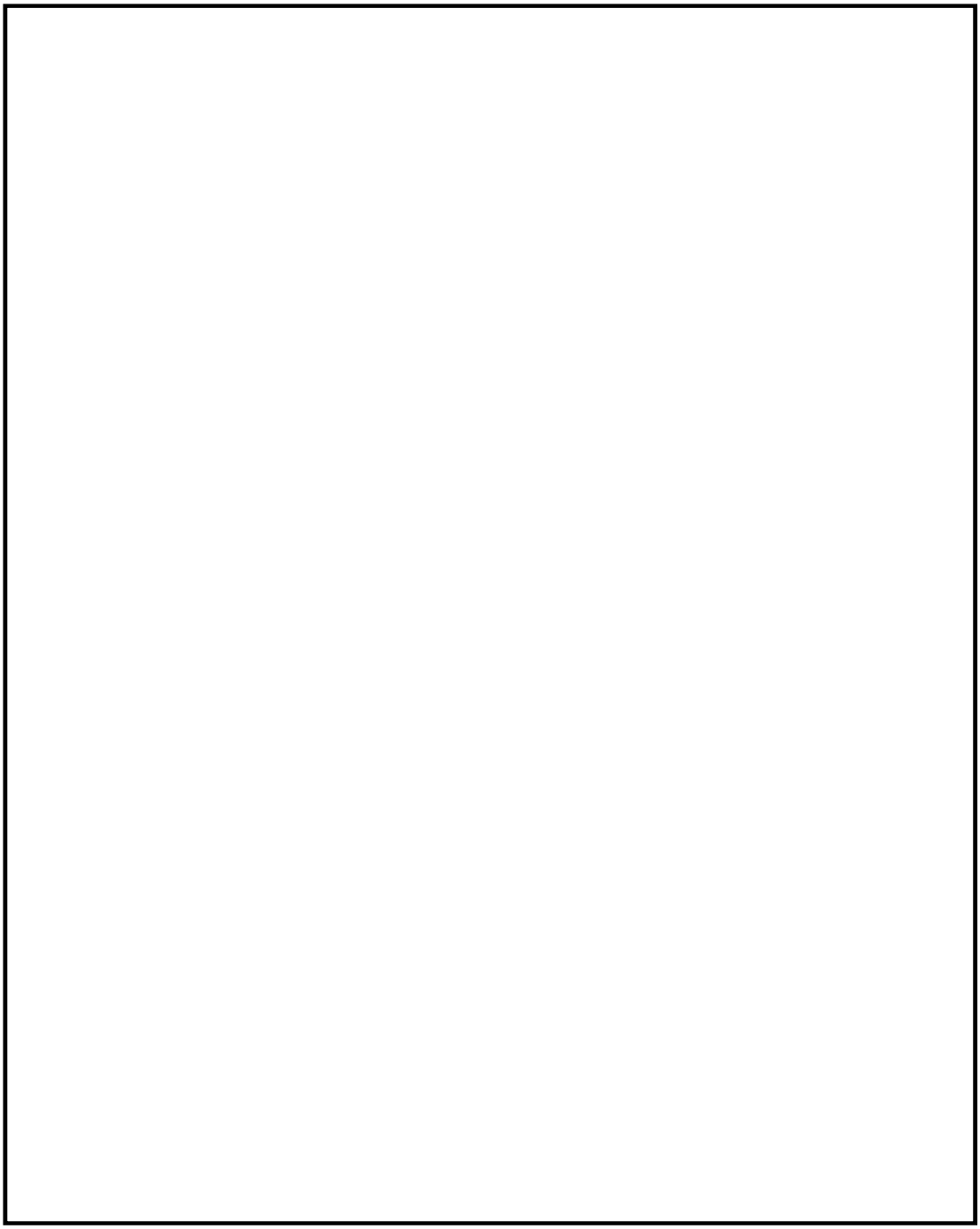
62－7　アクセスルート図



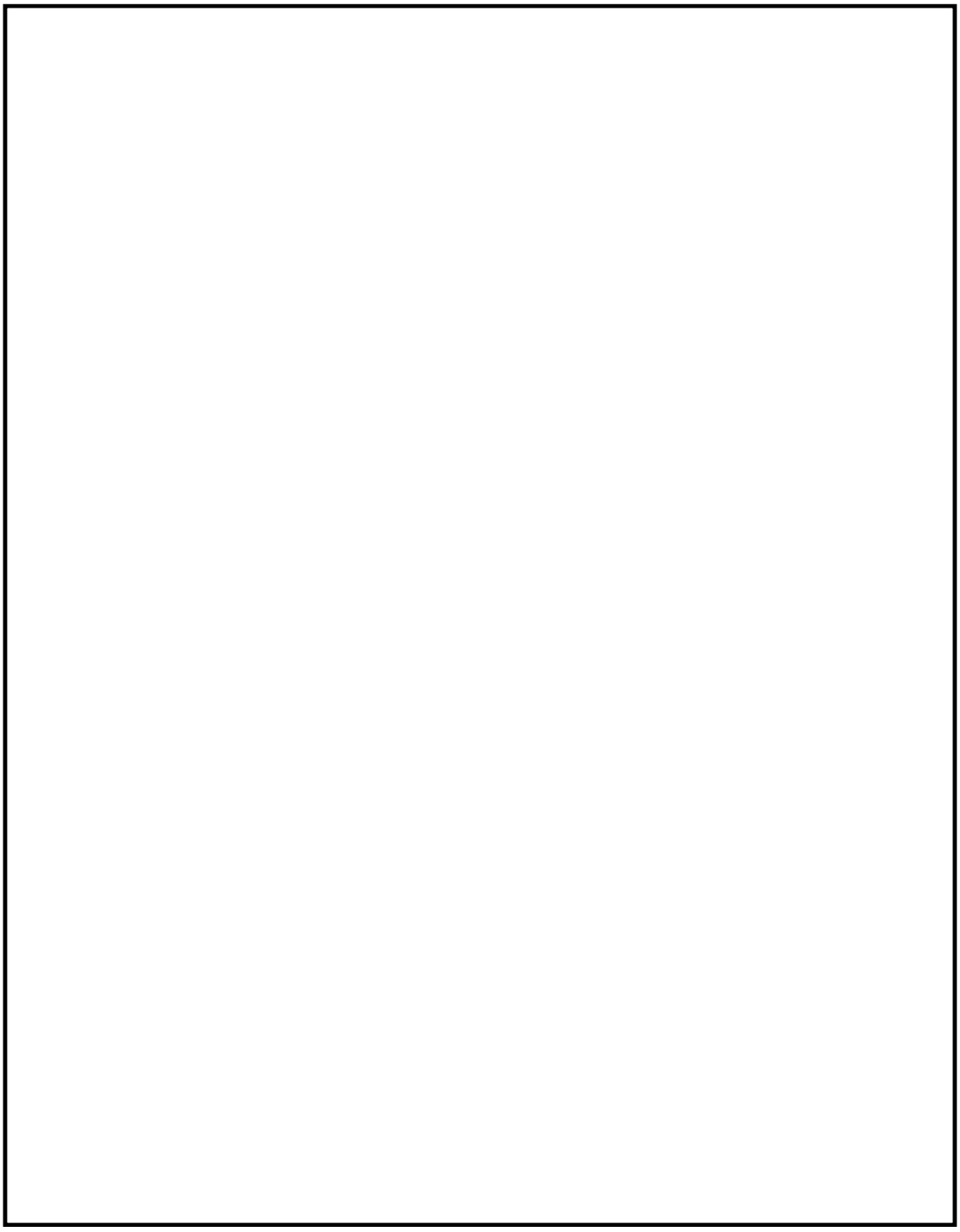
第 62－7－1 図　屋外アクセスルート図



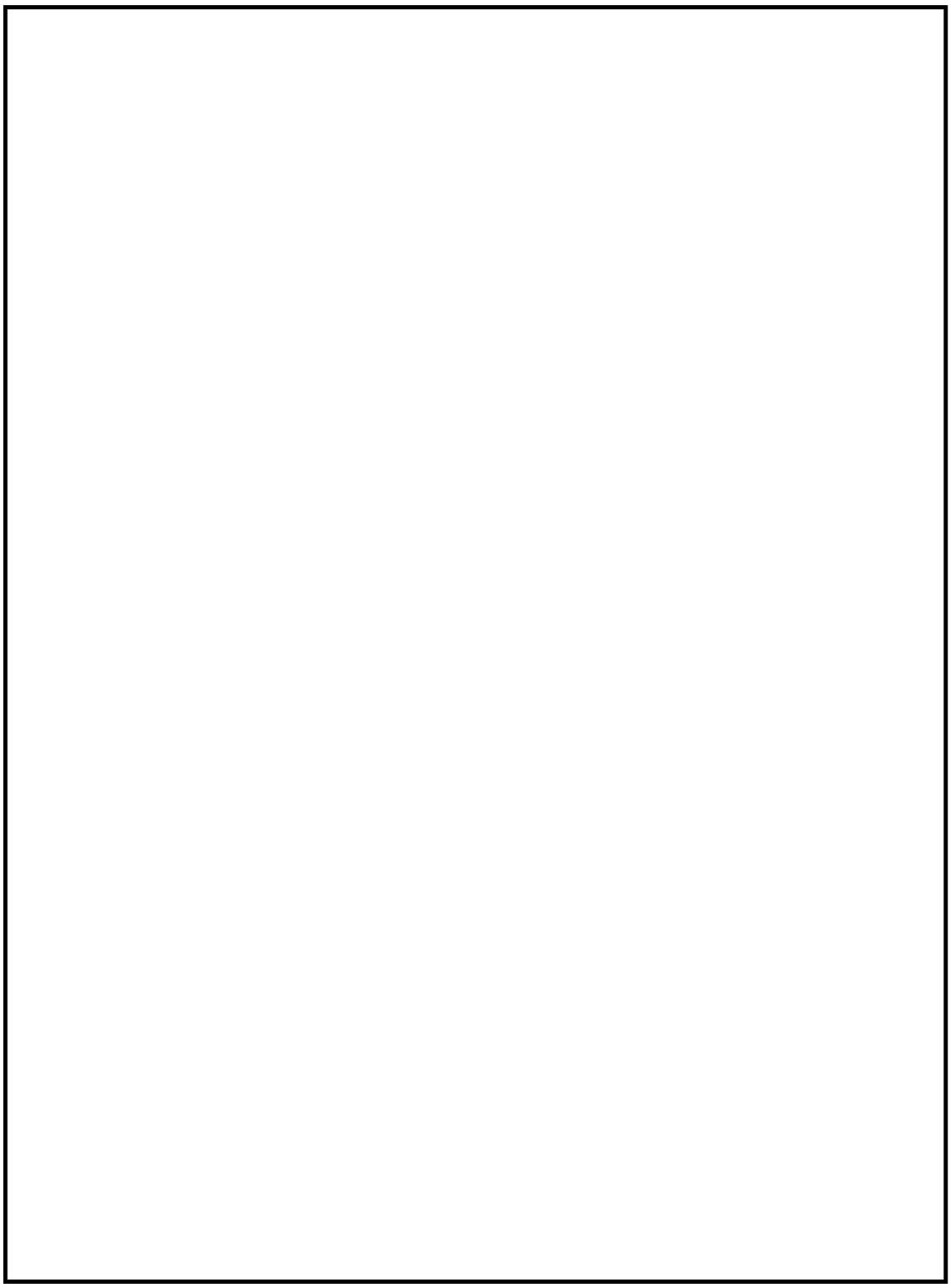
第 62－7－2 図　重大事故等発生時　屋内アクセスルート



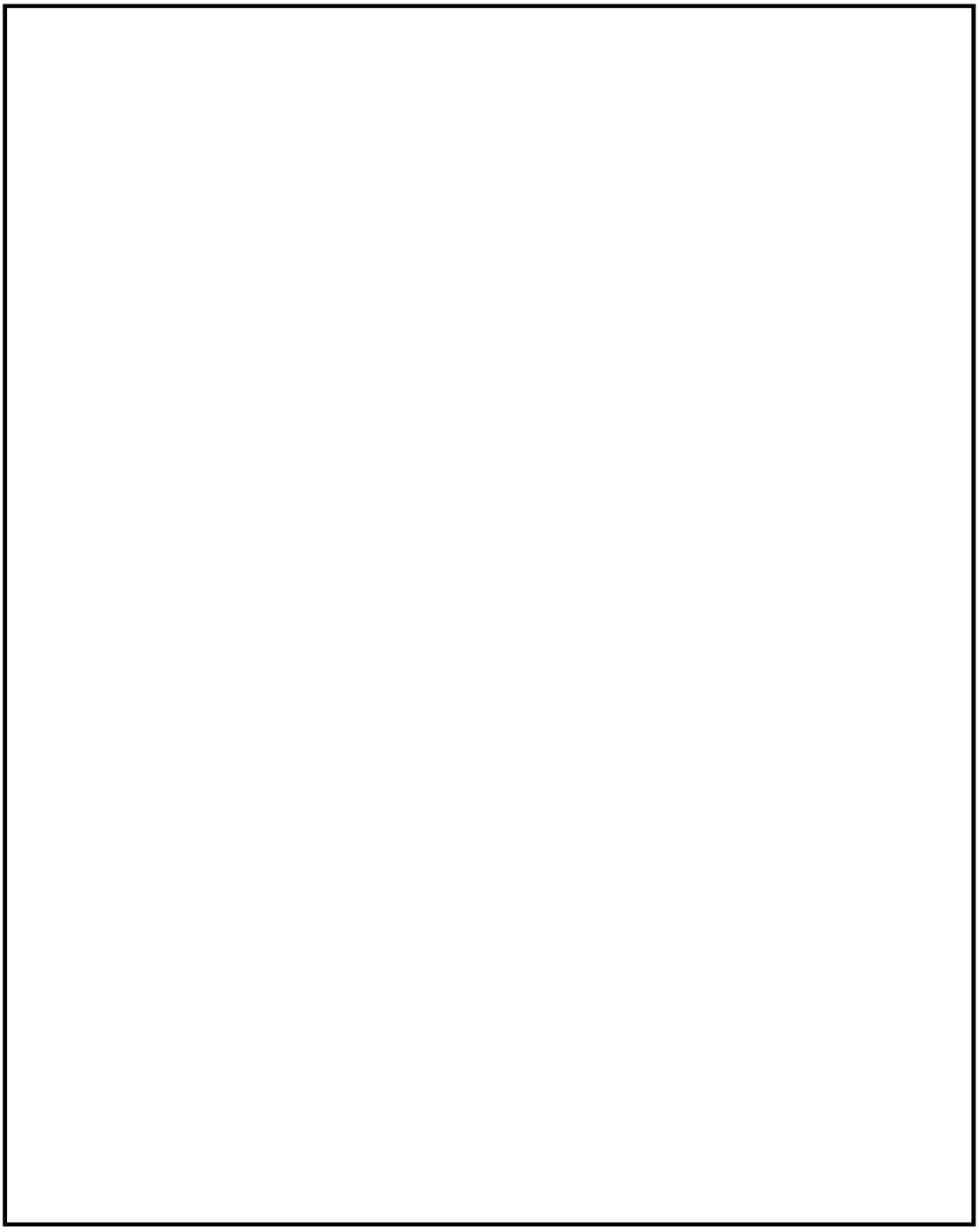
第 62－7－3 図　重大事故等発生　屋内アクセスルート



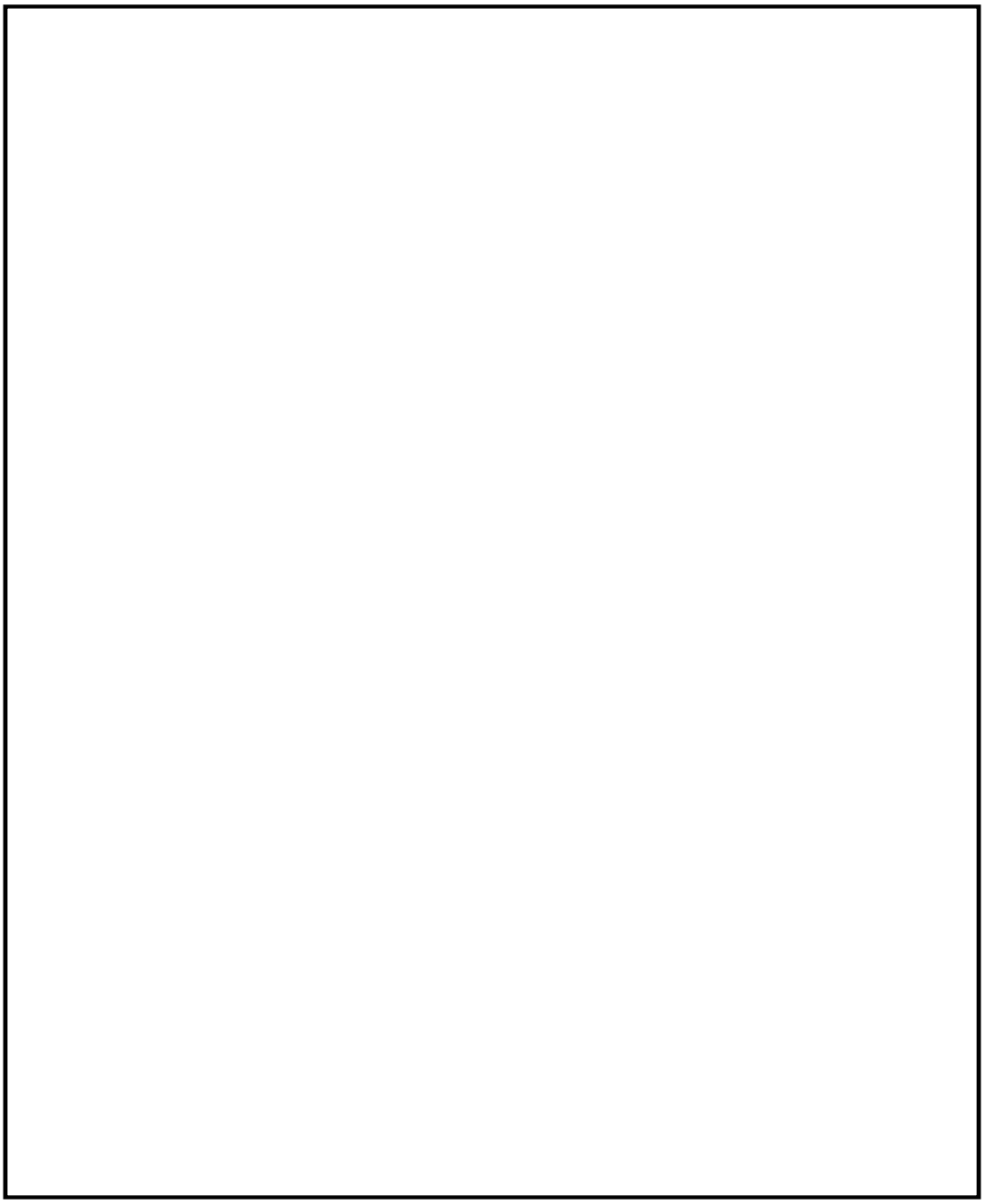
第 62－7－4 図　重大事故等発生　屋内アクセスルート



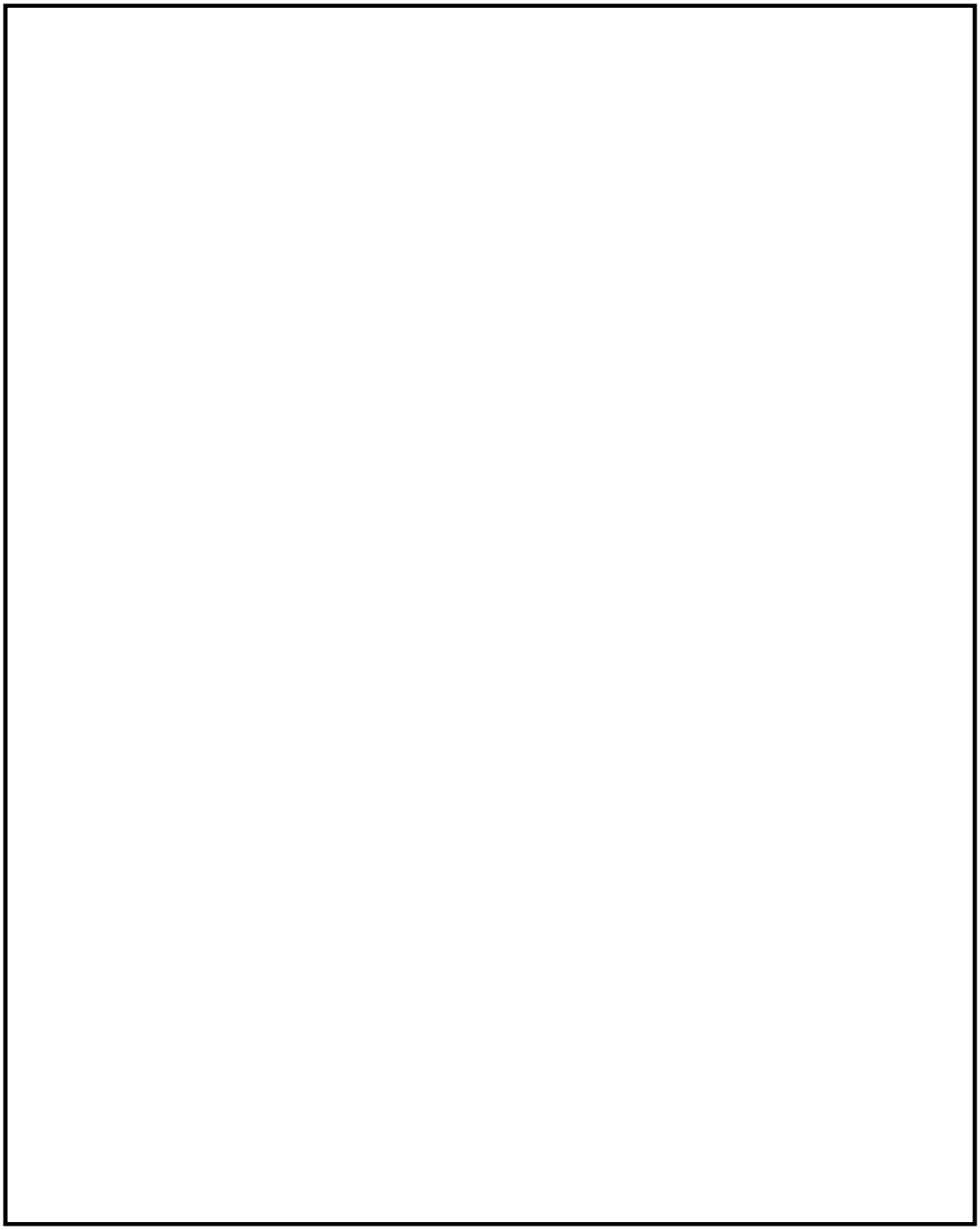
第 62－7－5 図　重大事故等発生　屋内アクセスルート



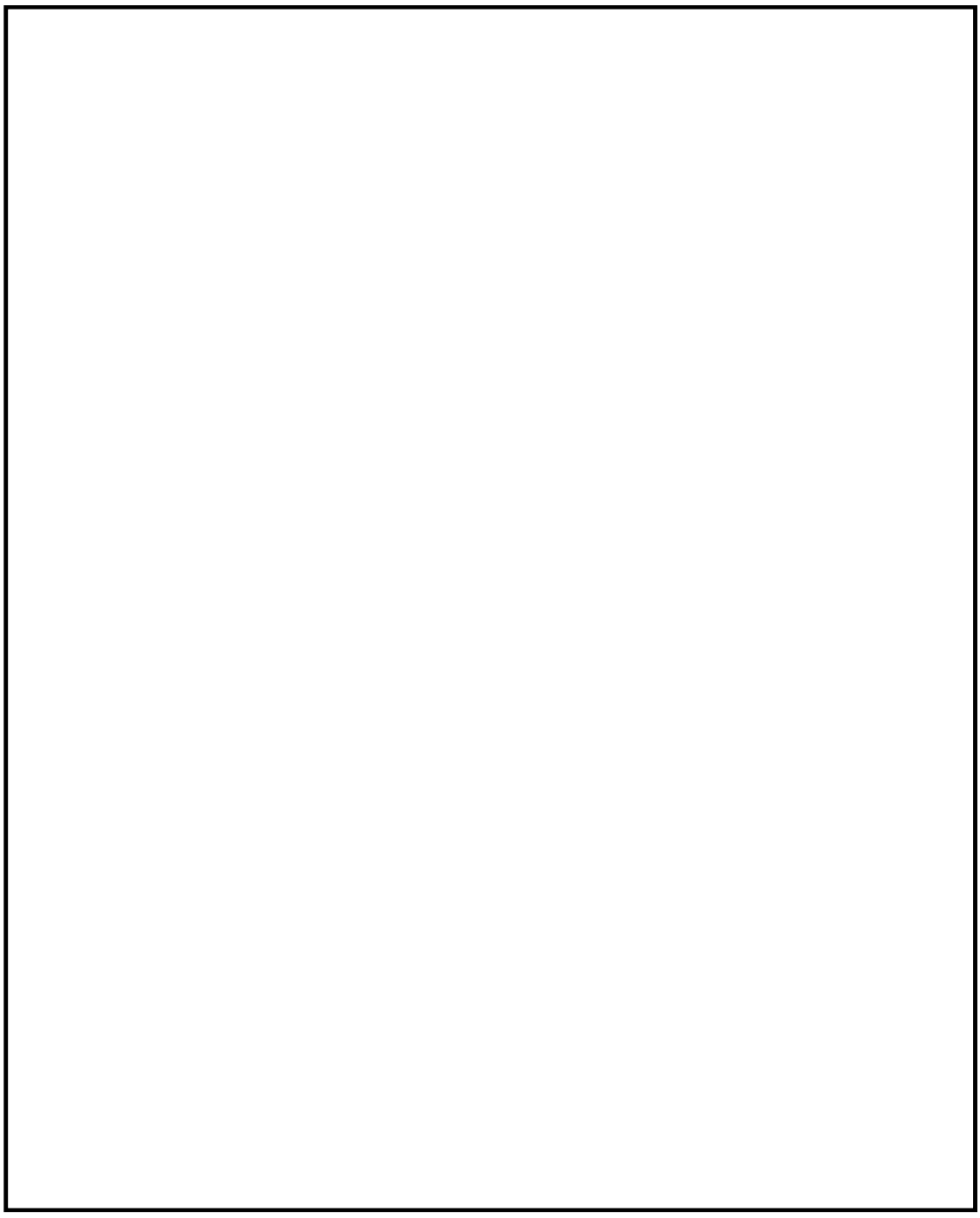
第 62－7－6 図　重大事故等発生　屋内アクセスルート



第 62－7－7 図　重大事故等発生　屋内アクセスルート

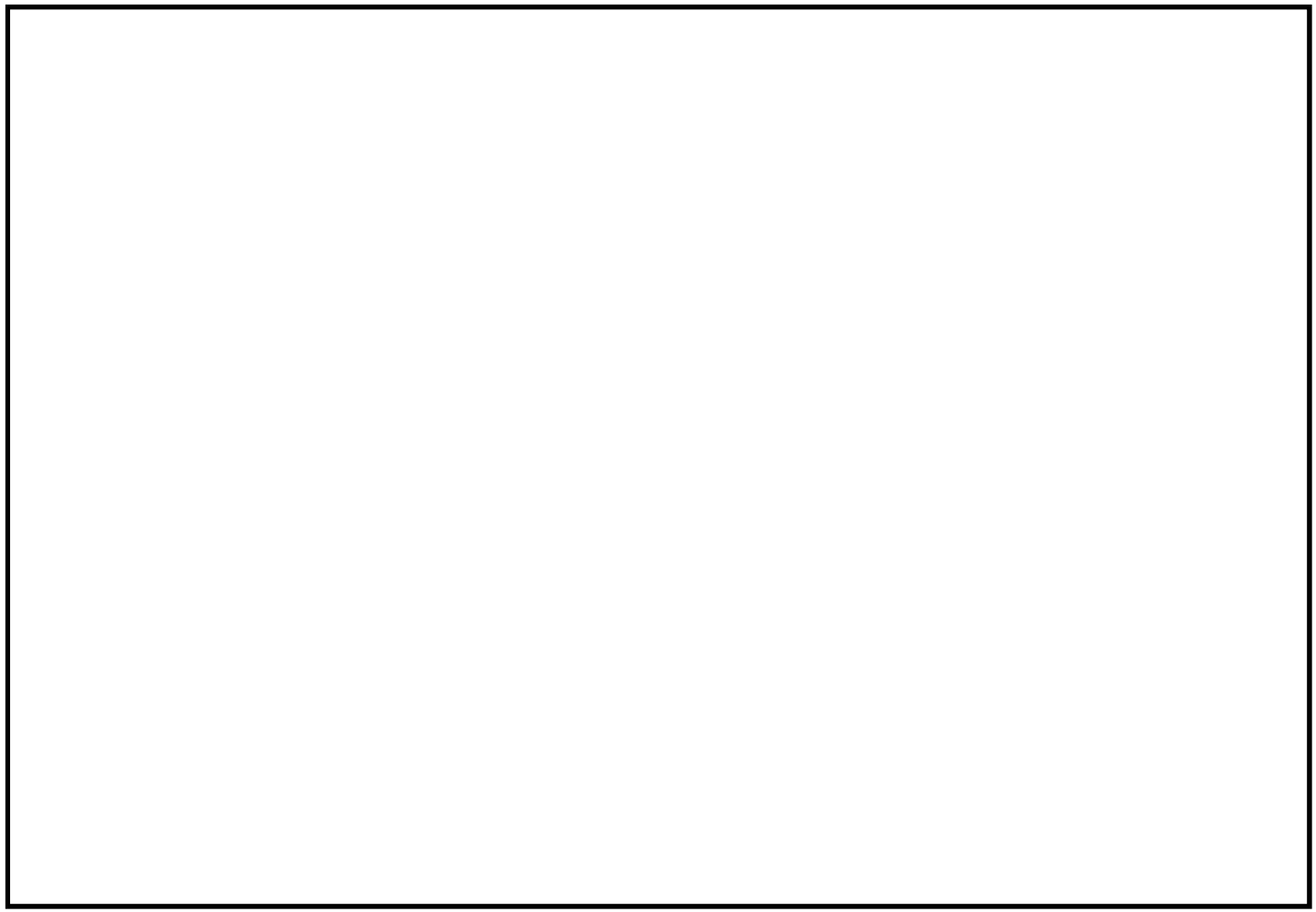


第 62－7－8 図　重大事故等発生　屋内アクセスルート



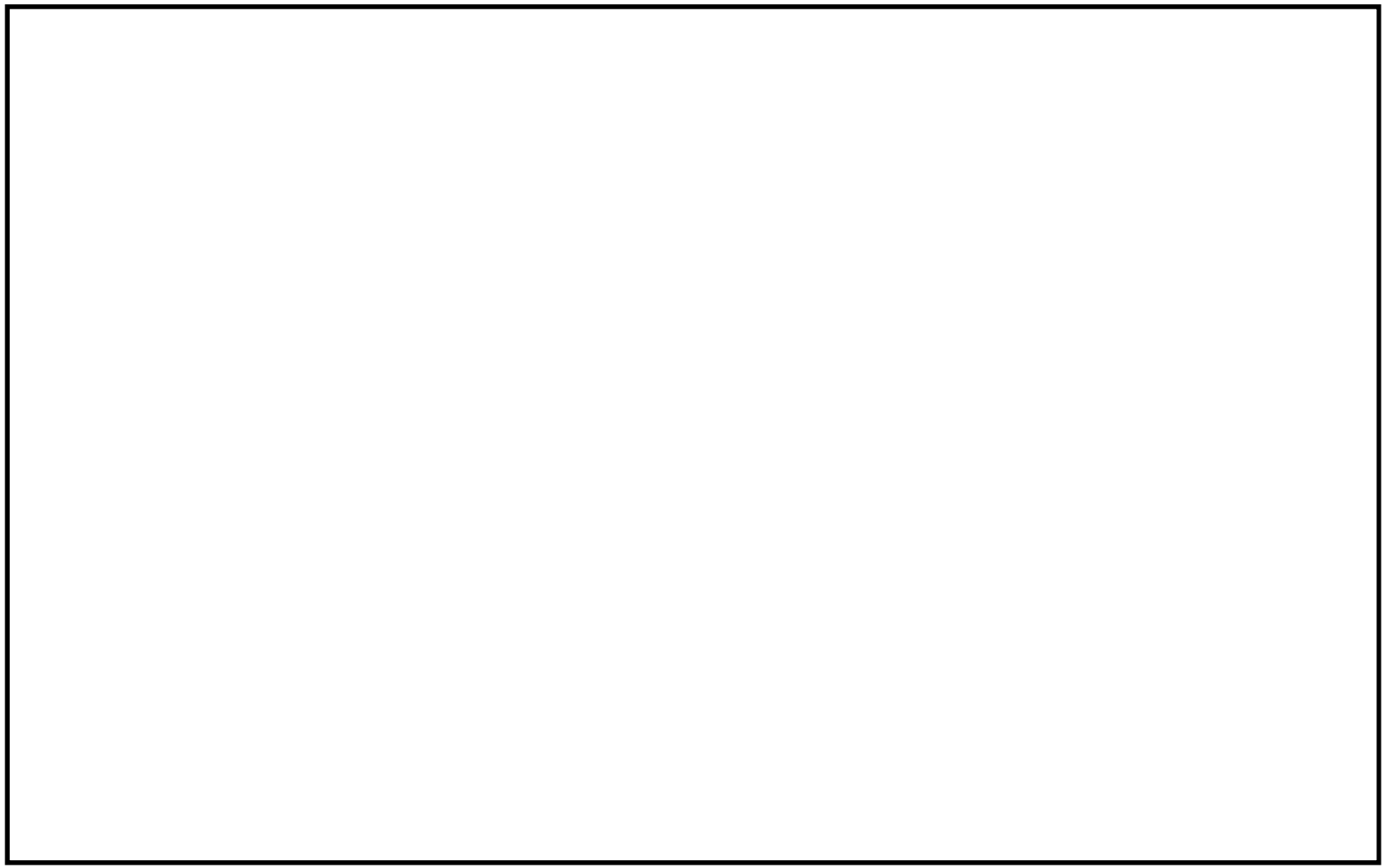
第 62－7－9 図　重大事故等発生　屋内アクセスルート

62－8　設備操作及び切替に関する説明書



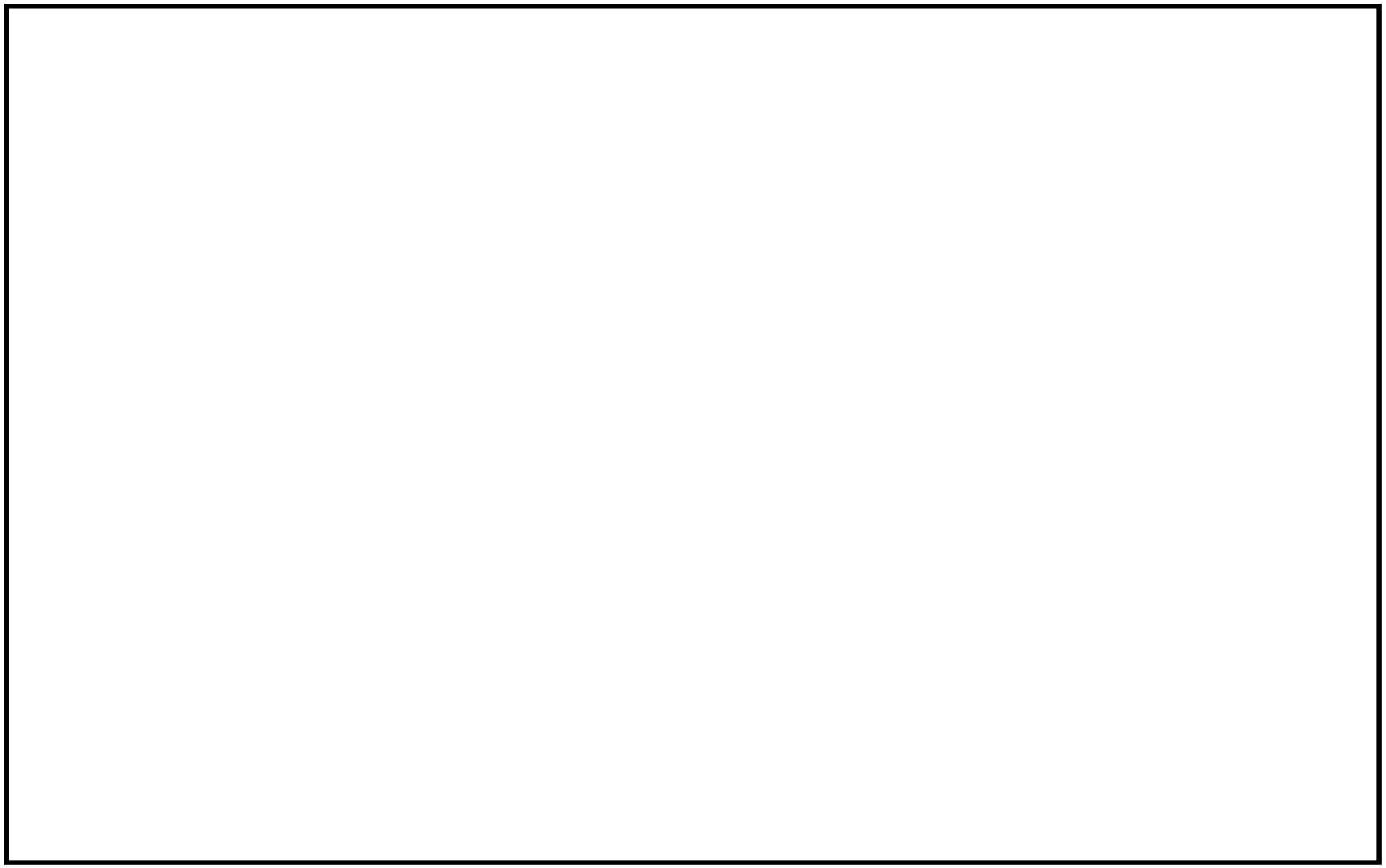
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－8－1 図　操作概要図　携行型有線通話装置
（原子炉建屋付属棟 3 階　中央制御室）



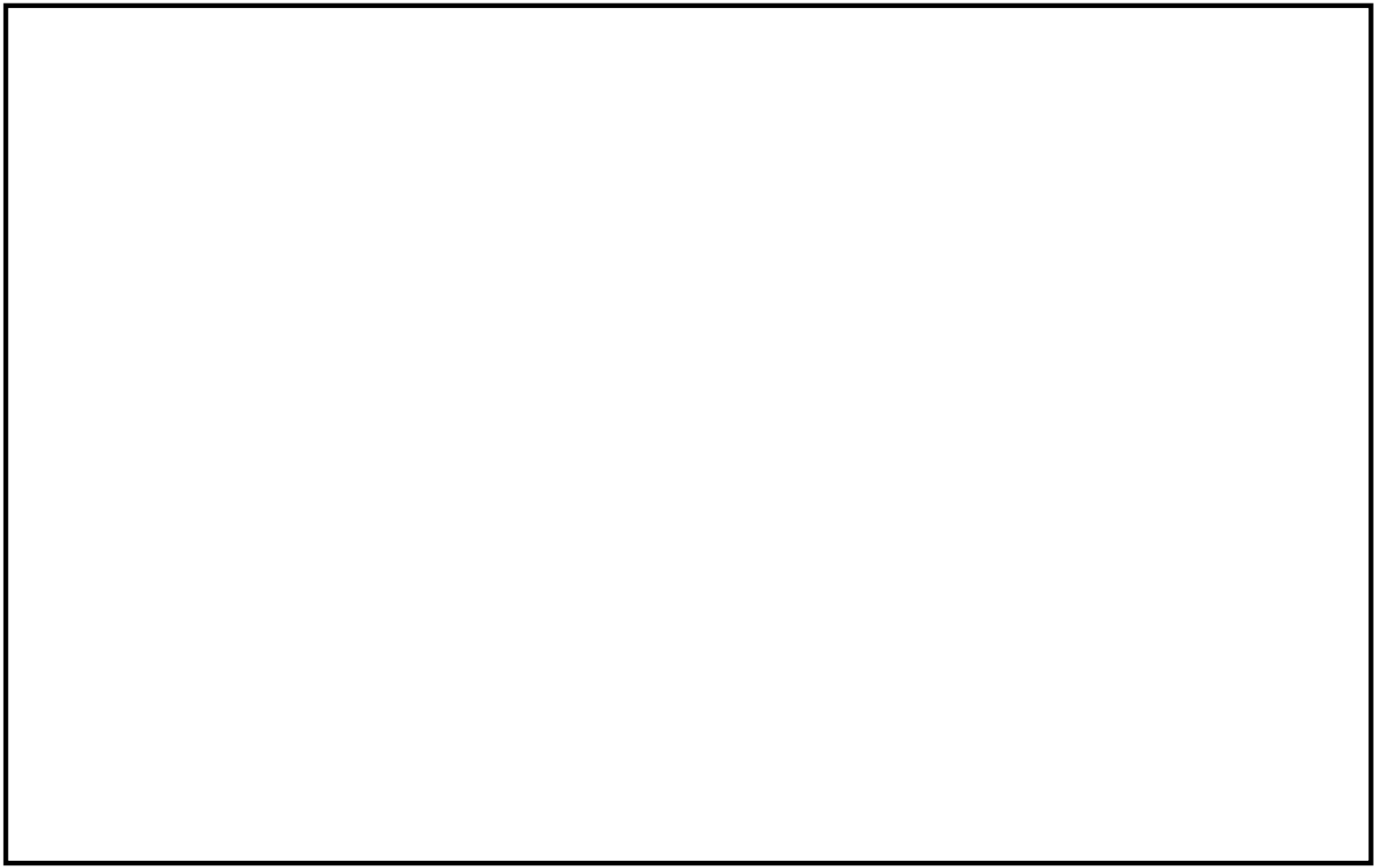
・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－8－2 図　操作概要図　衛星電話設備（固定型）
（原子炉建屋付属棟 3 階　中央制御室）



・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－8－3 図　操作概要図　無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）
（緊急時対策所建屋 2 階　緊急時対策所）



・写真については，一部イメージを含む。
・配備又は保管場所については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

第 62－8－4 図　操作概要図　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
（テレビ会議システム，ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）（緊急時対策所建屋 2 階　緊急時対策所）