

58-1

S A設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉压力容器温度	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	原子炉格納容器内	A	
			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		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		58-3 配置図		
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
		関連資料		58-5 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		58-4 系統図			
		第 5 号	悪影響防止	系統設計		その他	A e
	その他(飛散物)				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		
	関連資料		—				
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
		関連資料		—			
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋内	A a
				サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉圧力	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	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		
		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	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉圧力（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内	B
				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	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図，58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（広帯域）	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	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		
		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	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（燃料域）	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	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		
		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	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（SA広帯域）	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	その他	A e	
			その他（飛散物）	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（SA燃料域）	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			高压代替注水系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系原子炉注水流量	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉隔離時冷却系系統流量	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	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		
		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	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			高圧炉心スプレイ系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			残留熱除去系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧炉心スプレイ系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系格納容器下部注水流量	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			ドライウェル雰囲気温度	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	原子炉格納容器内	A	
			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		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		58-3 配置図		
		第 2 号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
		関連資料		58-5 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		58-4 系統図			
		第 5 号	悪影響防止	系統設計		その他	A e
	その他 (飛散物)				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		
	関連資料		—				
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
		関連資料		—			
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋内	A a
				サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サブプレッション・プール水温度	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	原子炉格納容器内	A
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器下部水温	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			ドライウェル圧力	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サブプレッション・チェンバ圧力	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サプレッション・プール水位	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器下部水位	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器内水素濃度（S A）	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 S A 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	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d
			その他（飛散物）	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図，58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			起動領域計装	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		平均出力領域計装		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	原子炉格納容器内	A
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	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		
		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	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a	
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置水位	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置圧力	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置スクラビング水温度	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	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及びその他の建屋内 屋外	C D
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置する もの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人 為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置入口水素濃度	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		耐圧強化ベント系放射線モニタ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系ポンプ入口温度	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			残留熱除去系熱交換器入口温度	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		残留熱除去系熱交換器出口温度		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			残留熱除去系海水系系統流量	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 原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	B 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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	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		
		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	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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及びその他の建屋内	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	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	58-3 配置図	
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	計測制御設備	J	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他（飛散物）	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内
サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源			B a	
関連資料	58-2 単線結線図，58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替淡水貯槽水位	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			西側淡水貯水設備水位	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力		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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉建屋水素濃度	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			静的触媒式水素再結合器動作監視装置	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	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	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器内酸素濃度（S A）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 S A 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	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	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	
		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
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プール温度（S A）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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	
			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	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 S A 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	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			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)	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
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		使用済燃料プール監視カメラ		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／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	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		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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及びその他の建屋内	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	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	58-3 配置図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 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		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	58-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			安全パラメータ表示システム（SPDS） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDSデータ表示装置）	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及びその他の建屋内	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	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要（SPDSデータ表示装置を除く） 現場操作（緊急時対策所，SPDSデータ表示装置） スイッチ操作	対象外 B d	
			関連資料	58-3 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	58-5 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		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要（SPDSデータ表示装置を除く） 現場操作（緊急時対策所，SPDSデータ表示装置）	対象外 A a		
		関連資料	58-3 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	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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	B a
	関連資料		58-2 単線結線図，58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

第 58 条：計装設備			可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	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及びその他の建屋内	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		（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料		58-3 配置図	
	第 2 号	操作性		中央制御室操作（接続作業）	A	
		関連資料		58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58-5 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	A b
			その他（飛散物）		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		58-3 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		58-8 可搬型計測器について	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		58-8 可搬型計測器について	
第 3 号		異なる複数の接続箇所の確保		原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	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		58-3 配置図、58-8 可搬型計測器について		
第 5 号		保管場所		屋内	A a	
		関連資料		58-3 配置図		
第 6 号		アクセスルート		屋内、屋外	A, B	
		関連資料		58-3 配置図、58-8 可搬型計測器について		
第 7 号		共通 故障 防止 要因	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
	サポート系による要因			多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外	
	関連資料			58-3 配置図		

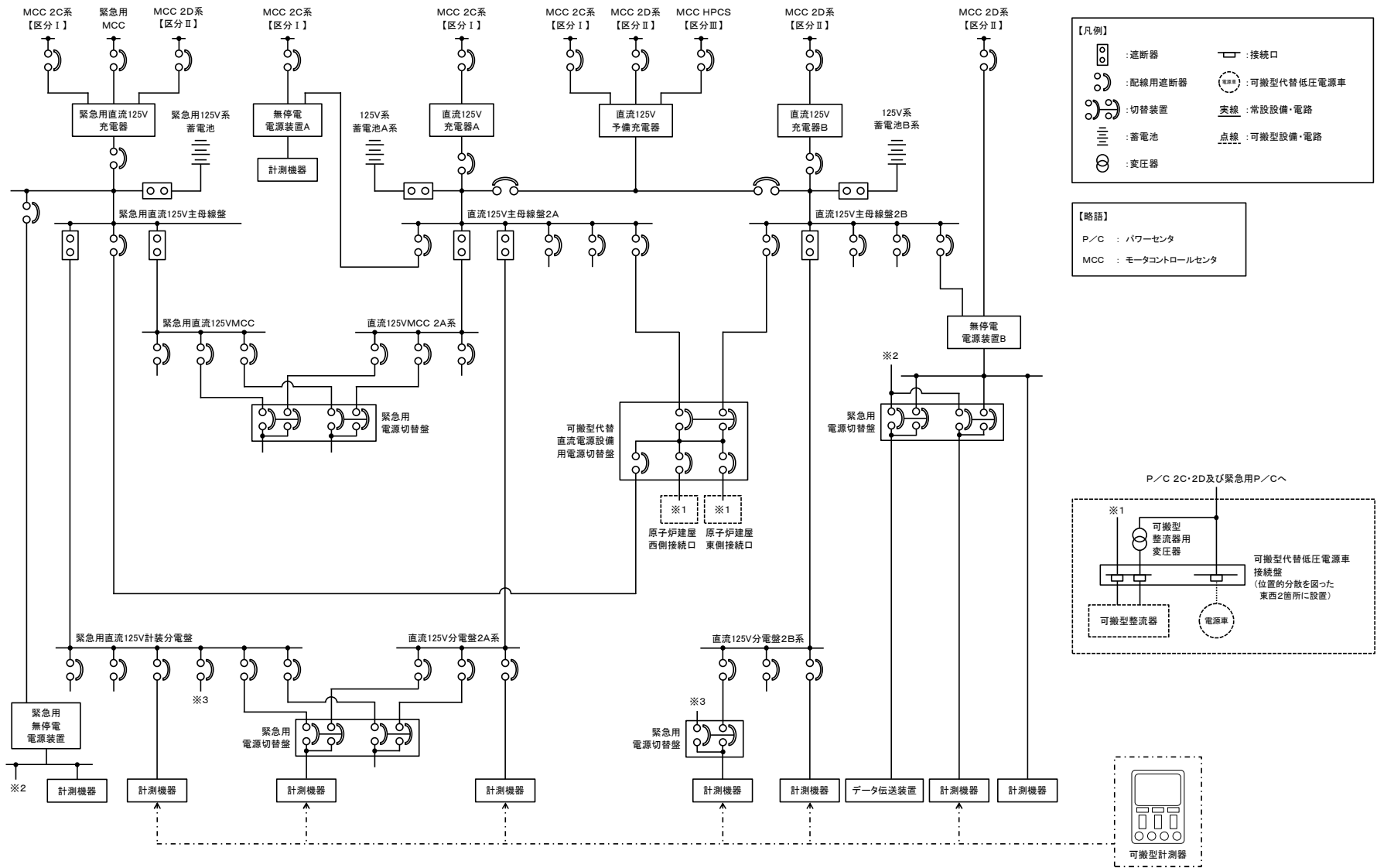
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

第 58 条：計装設備			可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	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及びその他の建屋内	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	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作（接続作業）	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 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	A b
	その他（飛散物）			その他設備	対象外	
	関連資料			—		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 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	58-8 可搬型計測器について		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	58-8 可搬型計測器について		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	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	58-3 配置図，58-8 可搬型計測器について		
第 5 号		保管場所	屋内	A a		
		関連資料	58-3 配置図			
第 6 号		アクセスルート	屋内，屋外	A，B		
		関連資料	58-3 配置図，58-8 可搬型計測器について			
第 7 号	故障共通防止要因	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		
		サポート系による要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外		
		関連資料	58-3 配置図			

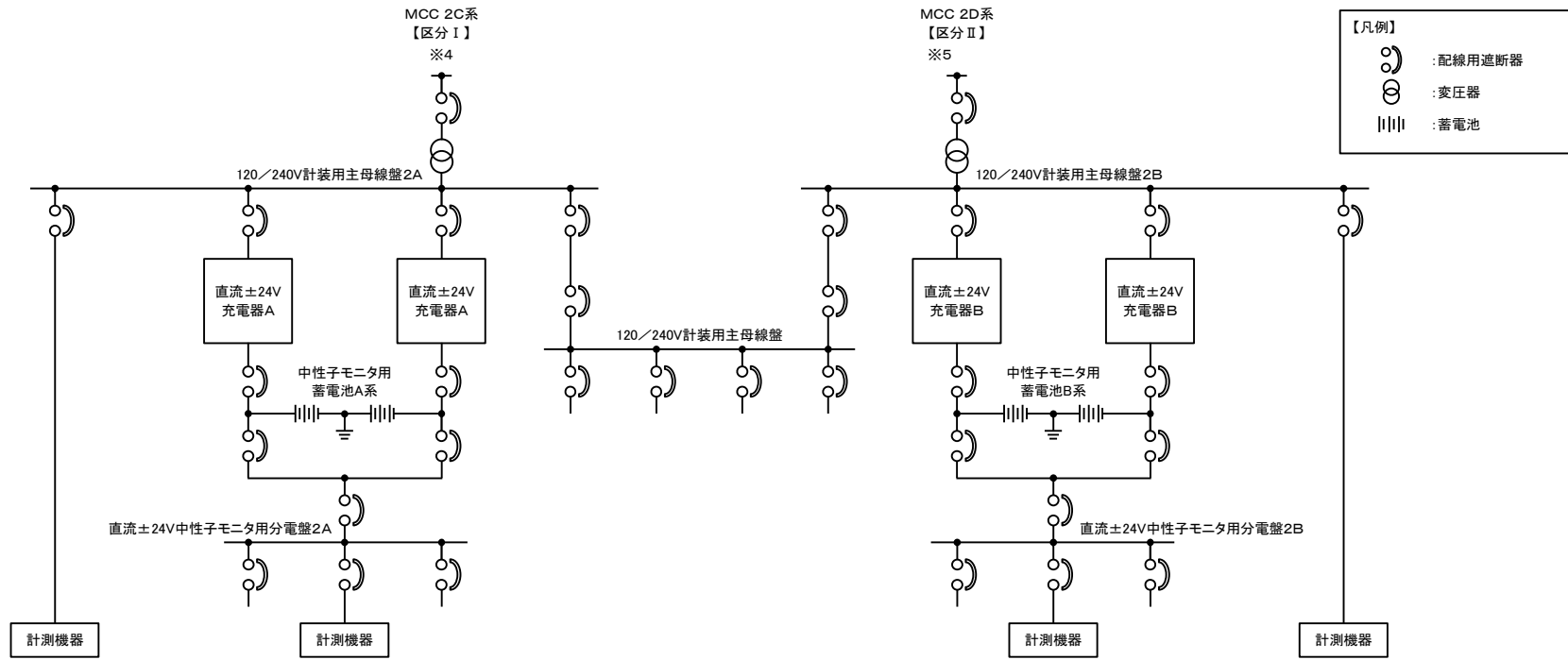
58-2

単線結線図

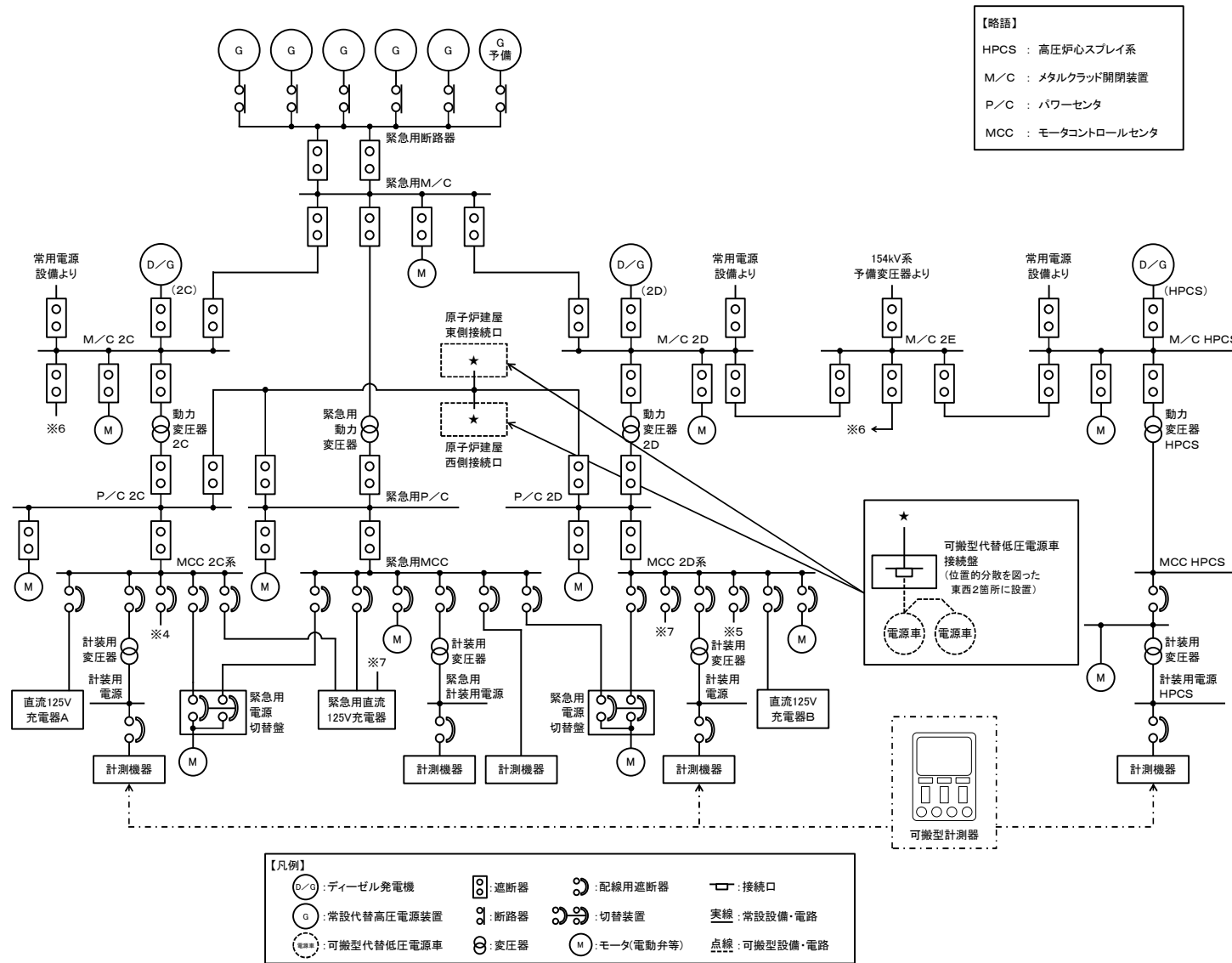
58-2-1



第 58-2-1 図 単線結線図 (直流電源) (1/3)



第 58-2-2 図 単線結線図（直流電源）（2/3）



第 58-2-3 図 単線結線図 (交流電源) (3/3)

58-3

配置図

第 58-3-1 表 配置図一覧表 (1/3)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	第 58-3-5, 6 図
原子炉圧力	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉圧力 (S A)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉水位 (S A 広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (S A 燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
高压代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用狭帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
高压炉心スプレー系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压炉心スプレー系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压代替注水系格納容器スプレー流量 (常設ライン用)	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压代替注水系格納容器スプレー流量 (可搬ライン用)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
低压代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系格納容器スプレー流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-4, 6 図
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内	第 58-3-1, 2 図
格納容器下部水温	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟 4 階	第 58-3-6 図
サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	第 58-3-3, 4 図
格納容器内水素濃度 (S A)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図

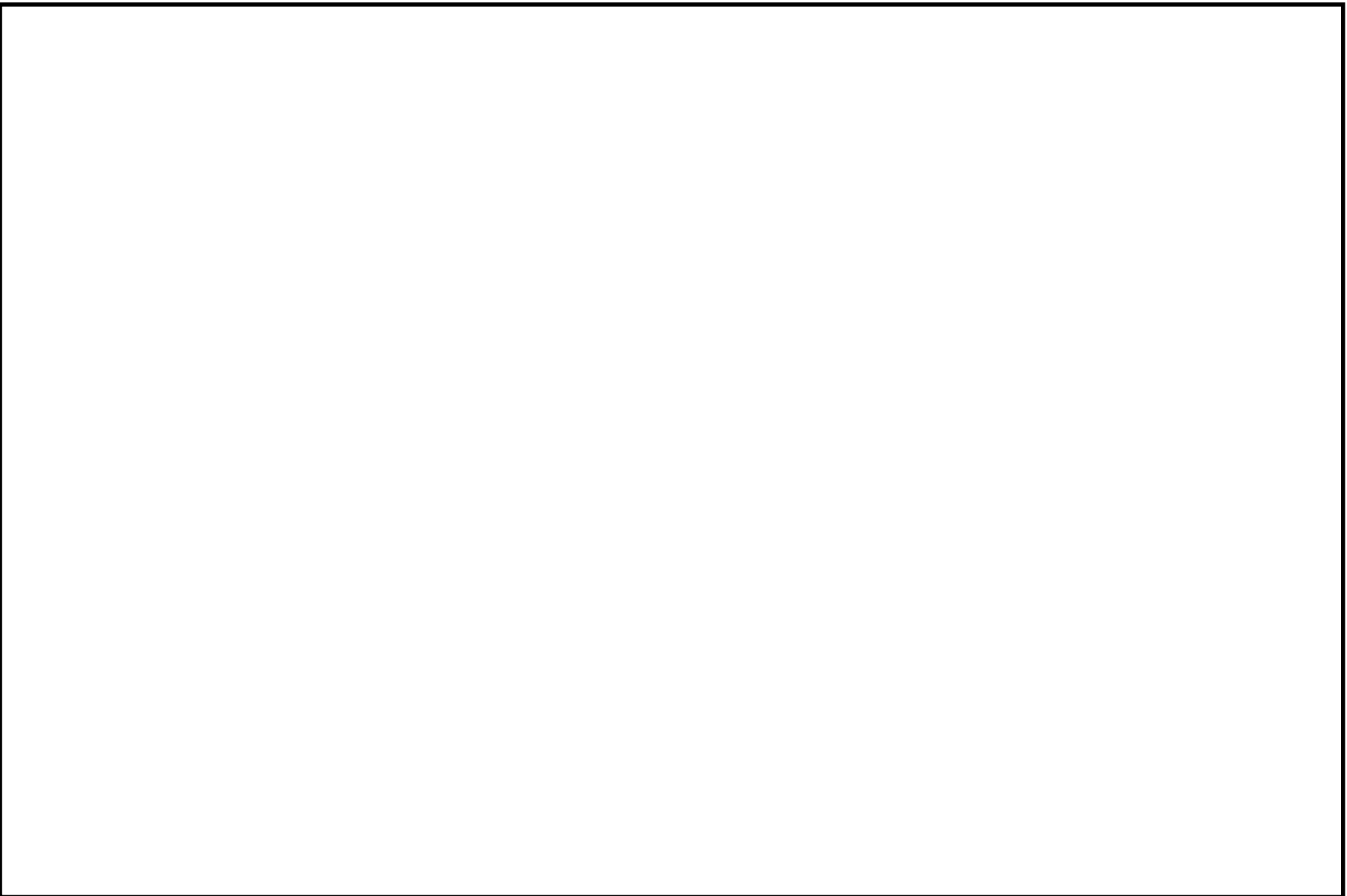
第 58-3-1 表 配置図一覧表 (2/3)

主要設備	設置場所	図番号
起動領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-11 図
平均出力領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-11 図
フィルタ装置水位	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図
フィルタ装置圧力	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図
フィルタ装置スクラビング水温度	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	第 58-3-9 図
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	第 58-3-12 図
フィルタ装置入口水素濃度	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階	第 58-3-10 図
耐圧強化ベント系放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	第 58-3-12 図
代替循環冷却系ポンプ入口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58-3-3 図
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系海水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-8 図
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-8 図
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-8 図
代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系ポンプ室内	第 58-3-12 図
西側淡水貯水設備水位	常設代替高圧電源装置置場 (地下)	第 58-3-12 図
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
常設低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室内	第 58-3-12 図
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
格納容器内酸素濃度 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
使用済燃料プール温度 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
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)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋付属棟 4 階	第 58-3-14 図

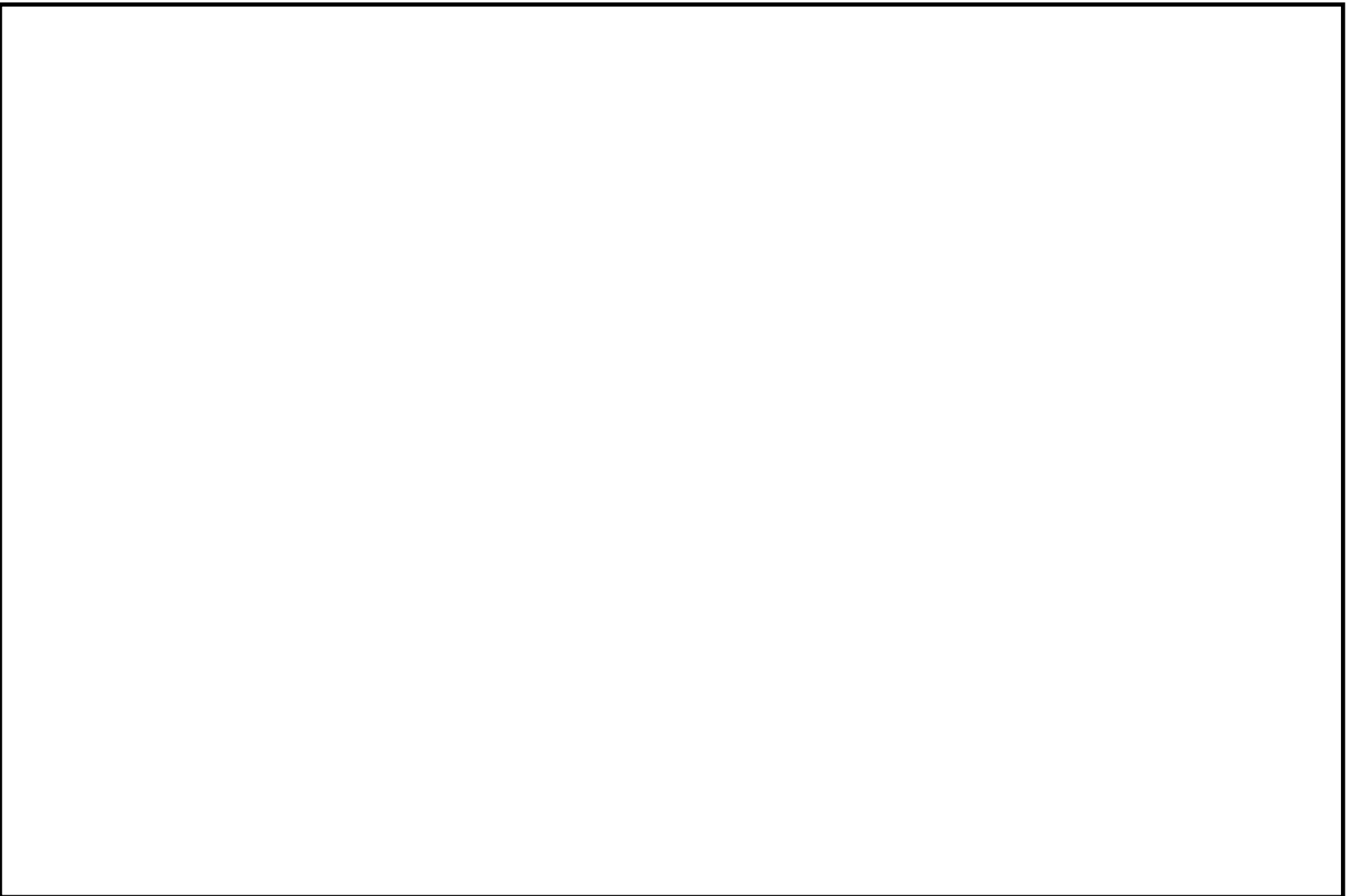
第 58-3-1 表 配置図一覧表 (3/3)

主要設備		設置場所	図番号
安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	原子炉建屋付属棟 3 階	第 58-3-13 図
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所建屋 2 階	第 58-3-15 図
	SPDS データ表示装置	緊急時対策所	第 58-3-15 図
可搬型計測器 ^{※1}		原子炉建屋付属棟 3 階	第 58-3-13 図
		緊急時対策所建屋 2 階	第 58-3-15 図

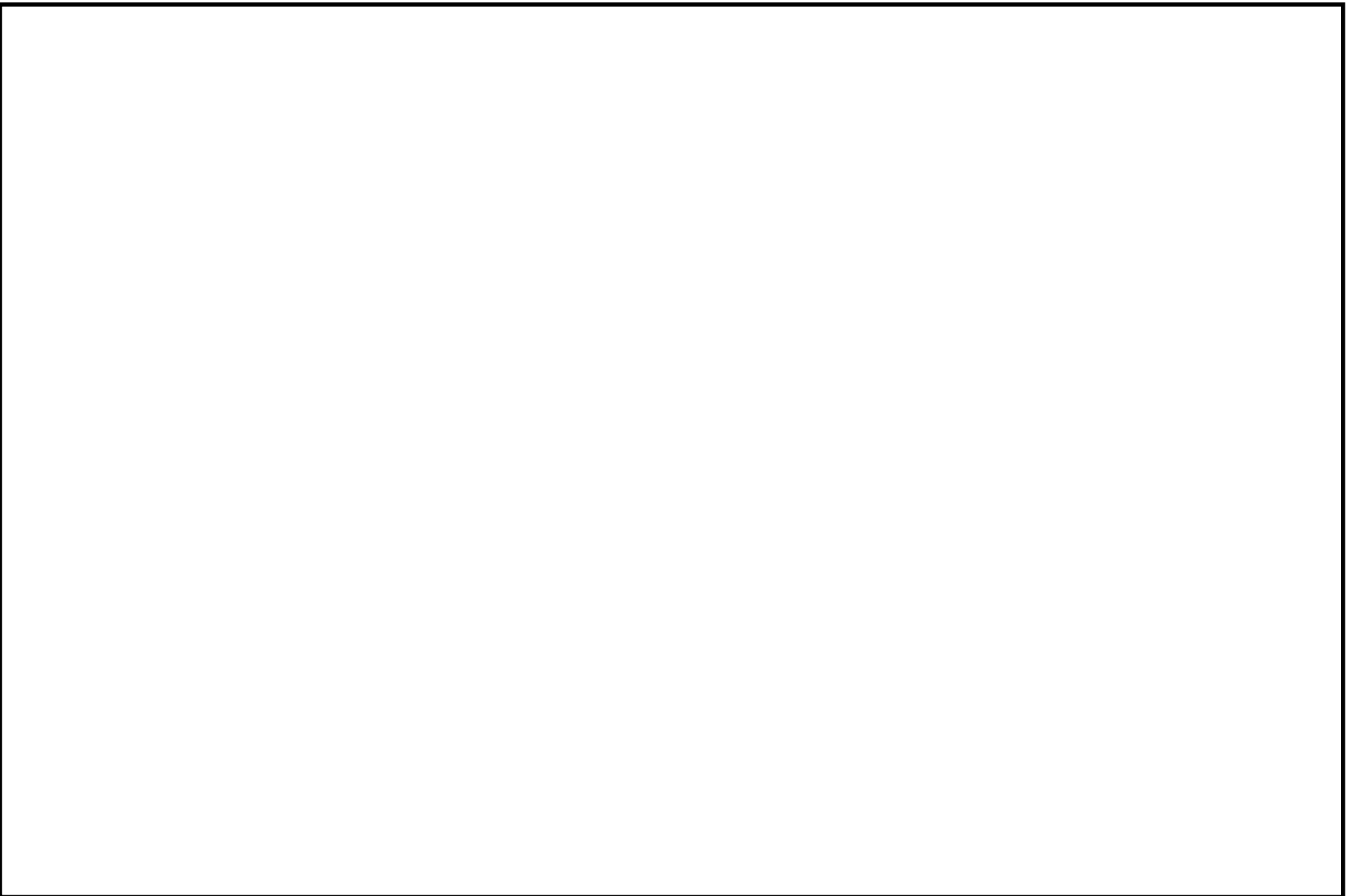
※1 可搬型計測器とは、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用」及び「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用」を指す。



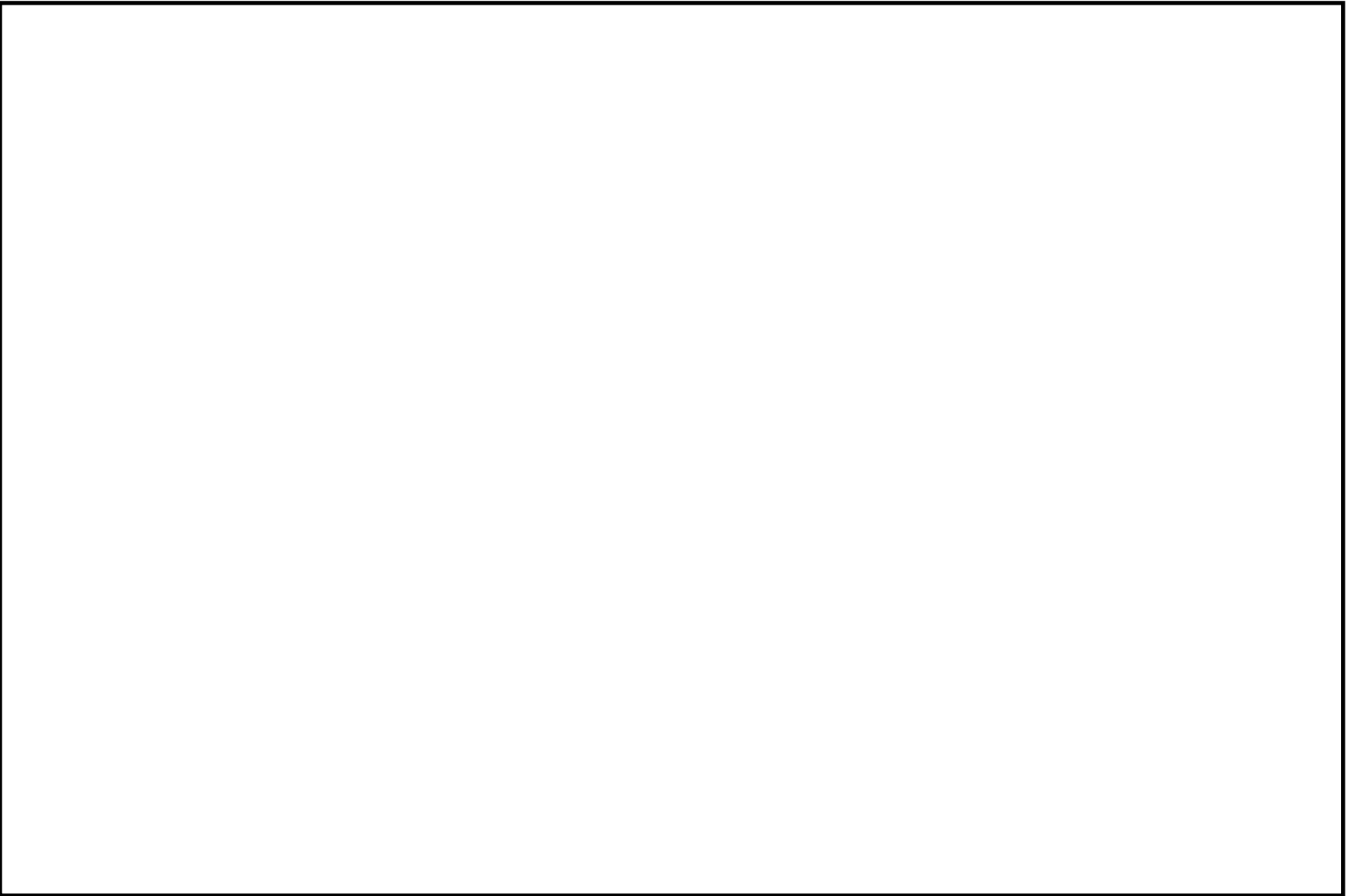
第 58—3—1 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟地下 2 階)



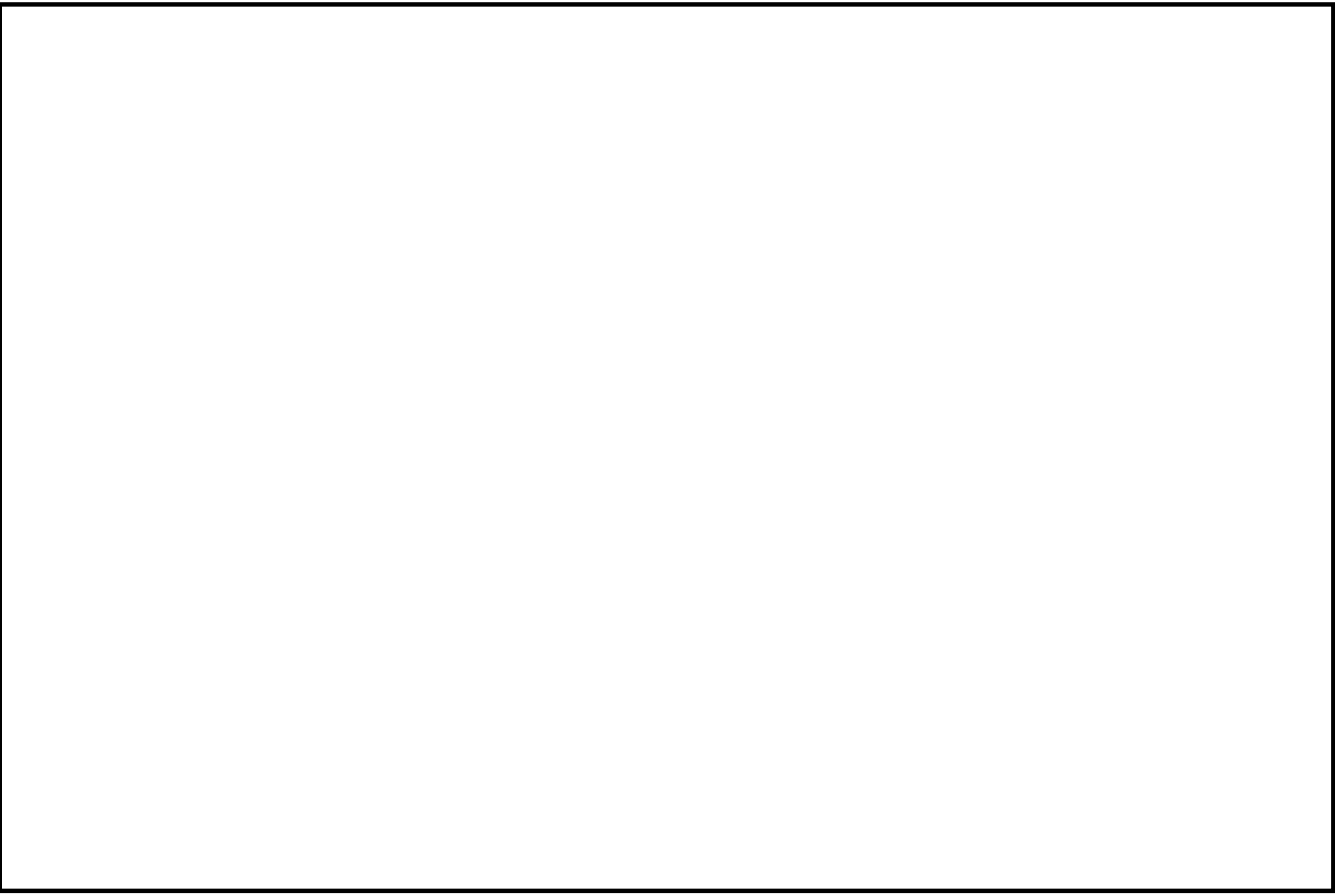
第 58—3—2 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階)



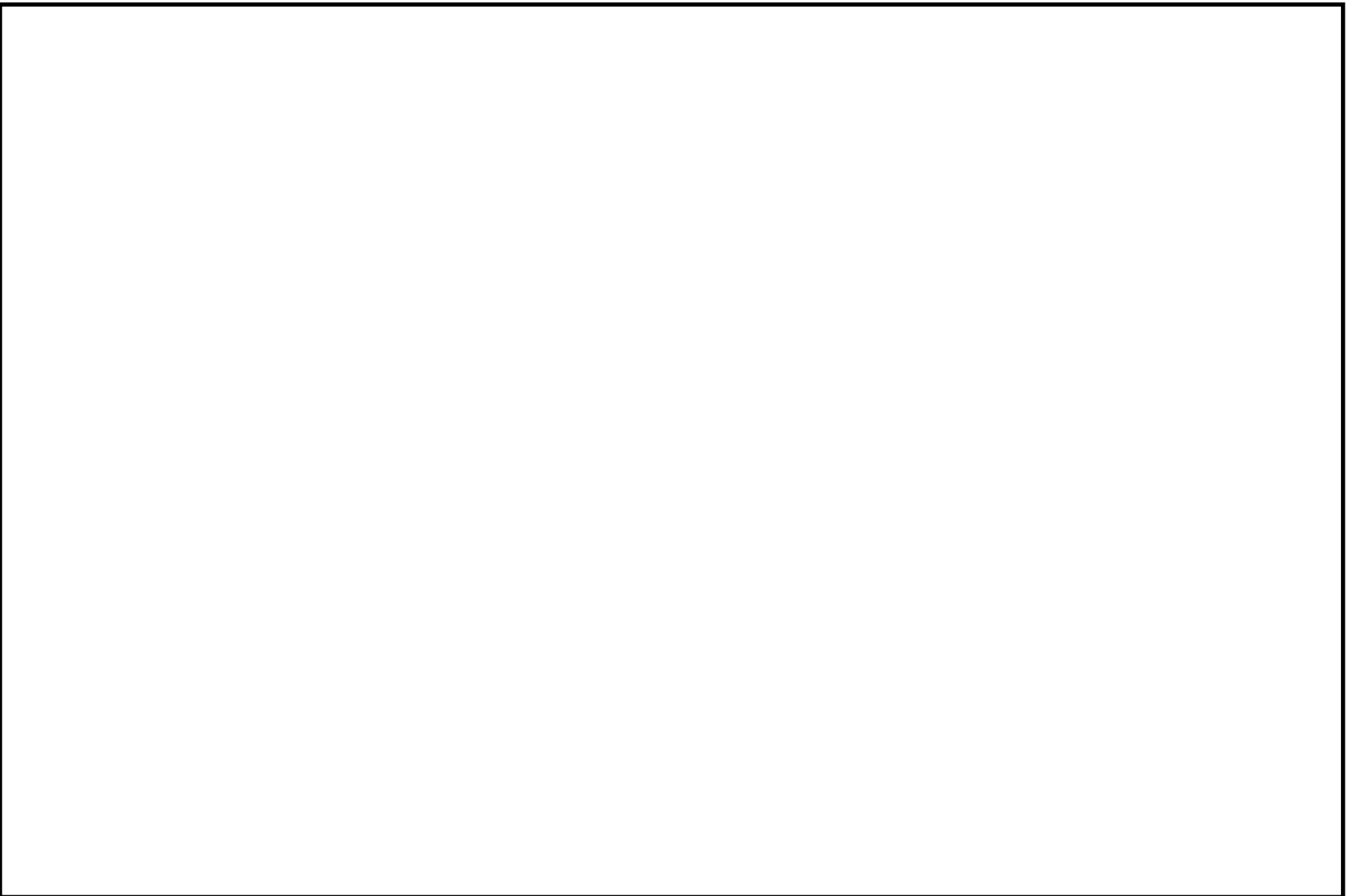
第 58-3-3 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 1 階)



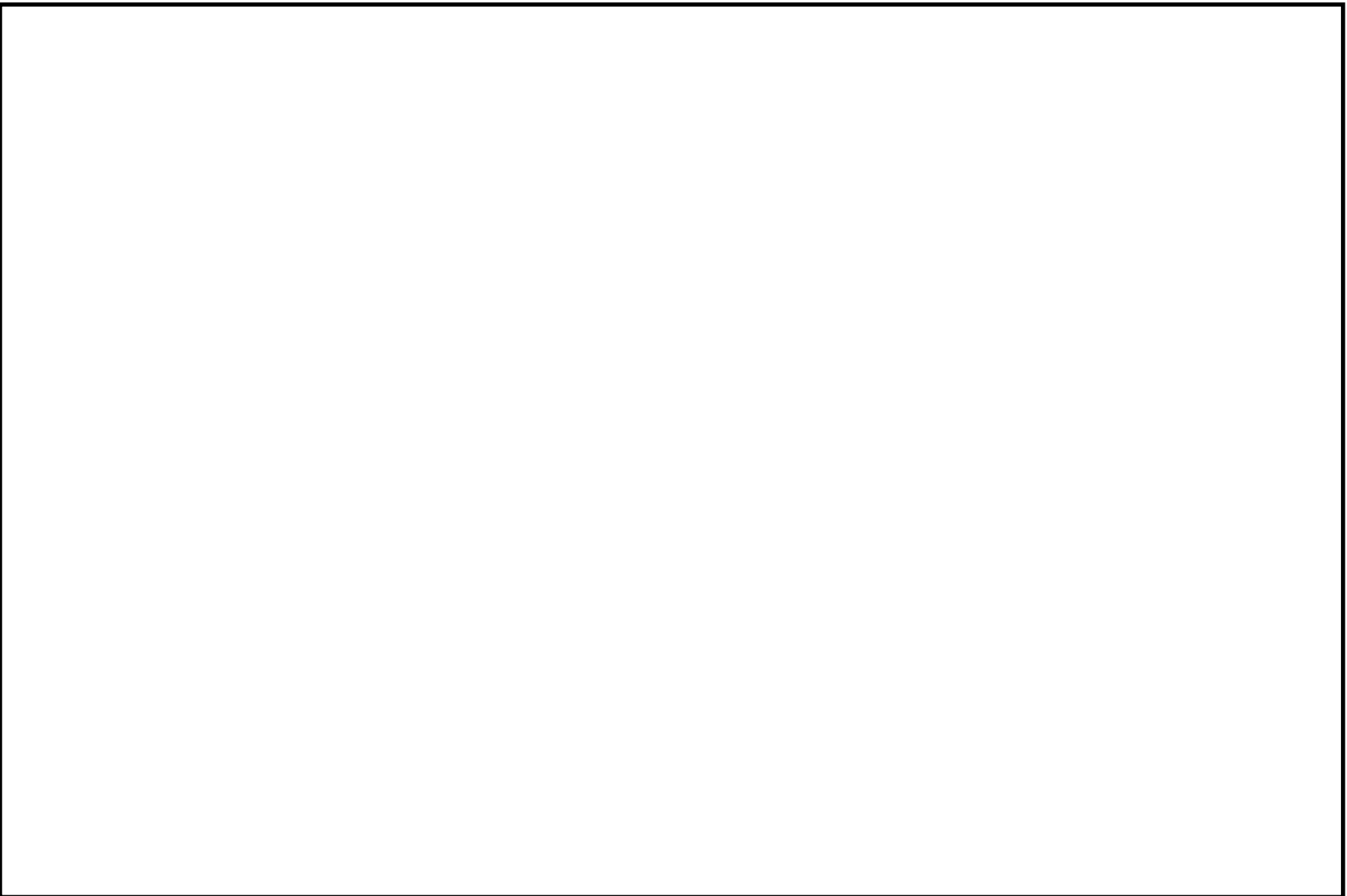
第 58-3-4 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 2 階)



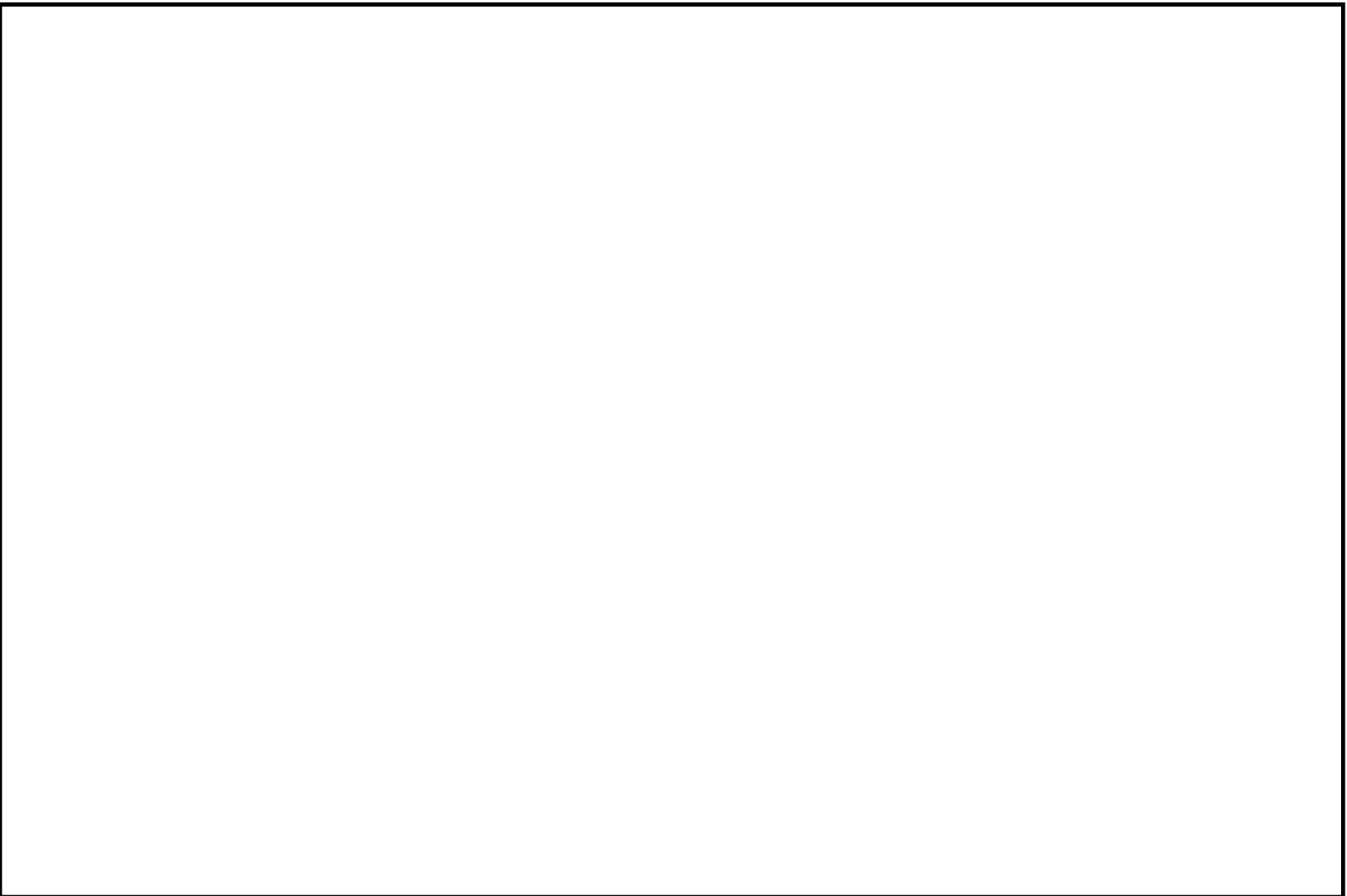
第 58—3—5 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)



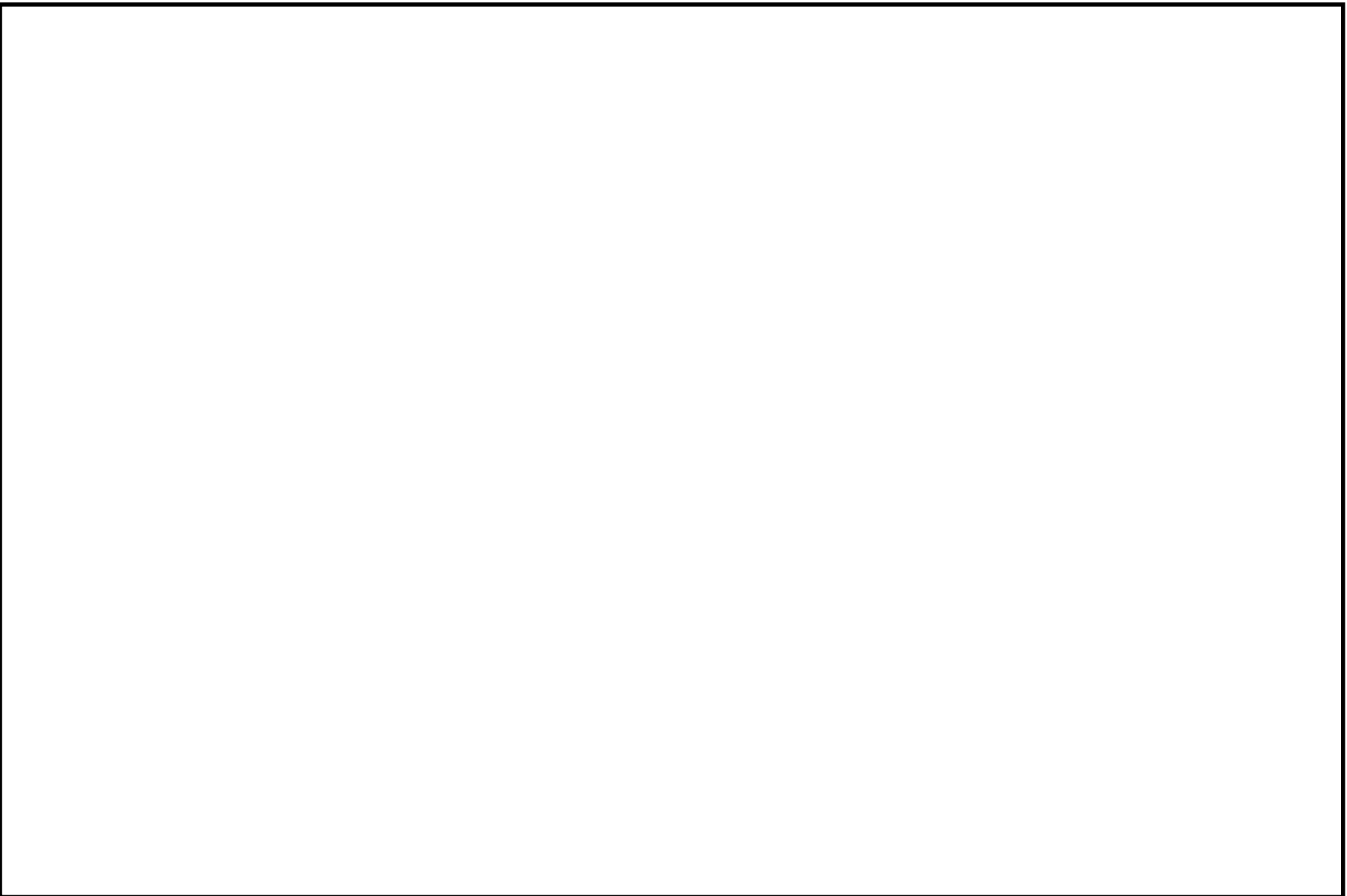
第 58—3—6 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 4 階)



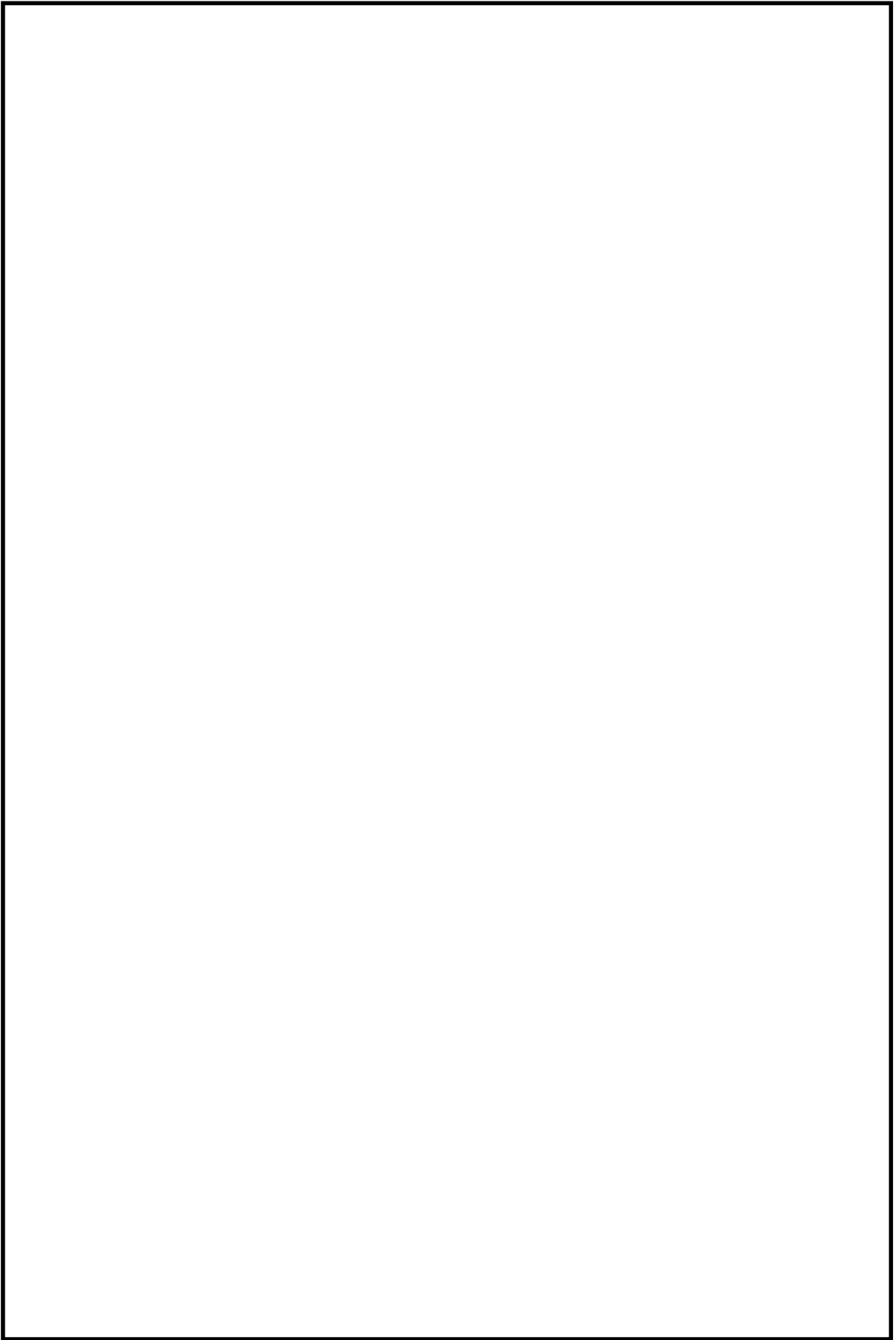
第 58—3—7 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)



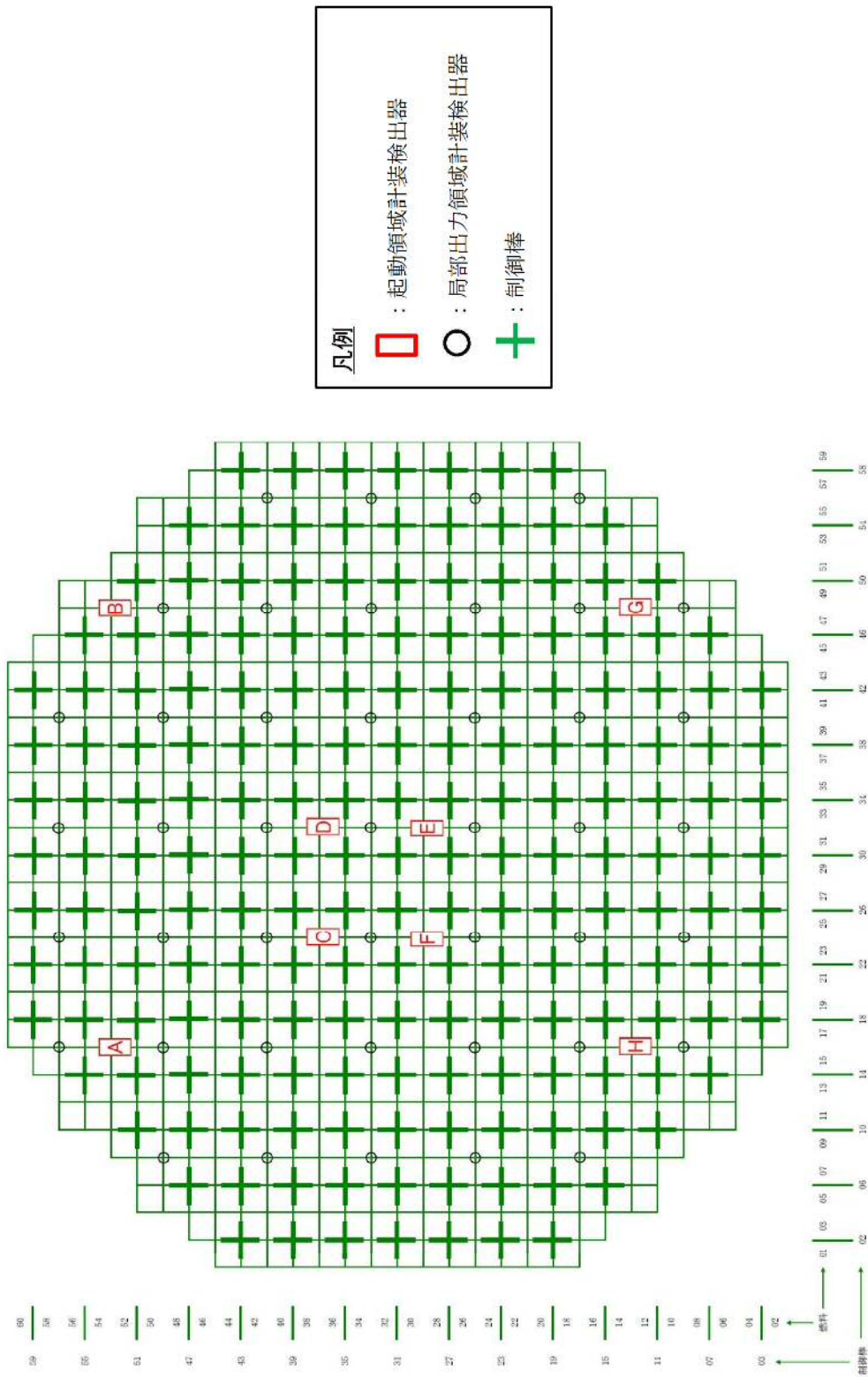
第 58—3—8 图 機器配置图 (原子炉建屋廢棄物处理棟地下 1 階)



第 58—3—9 图 機器配置图 (原子炉建屋廃棄物处理棟 1 階)

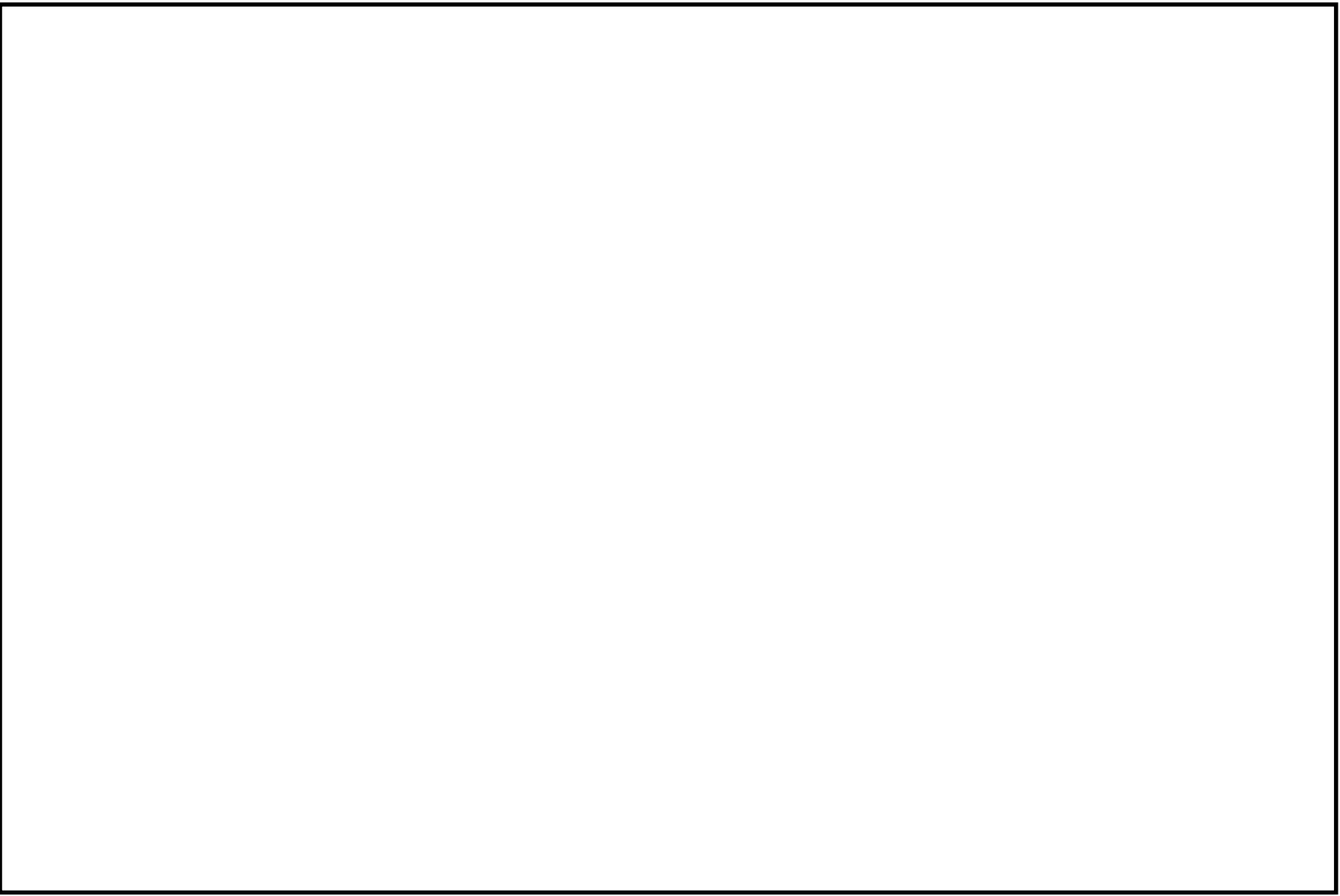


第 58-3-10 図 機器配置図（原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階）

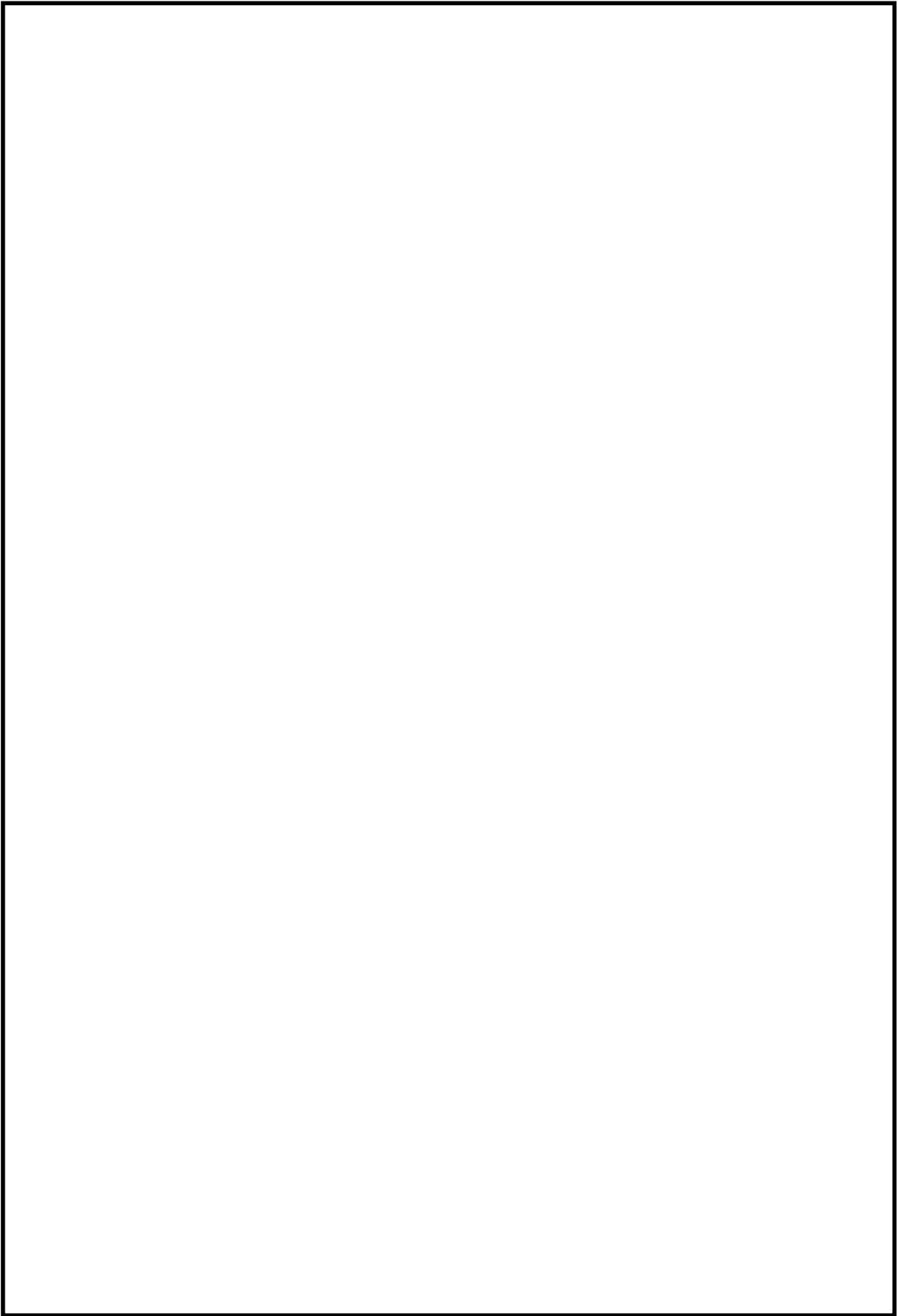


※平均出力領域計装は、あらかじめグループ分けした局部出力領域計装の各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、2チャンネル設ける。

第 58-3-11 機器配置図 (核計装配置図)

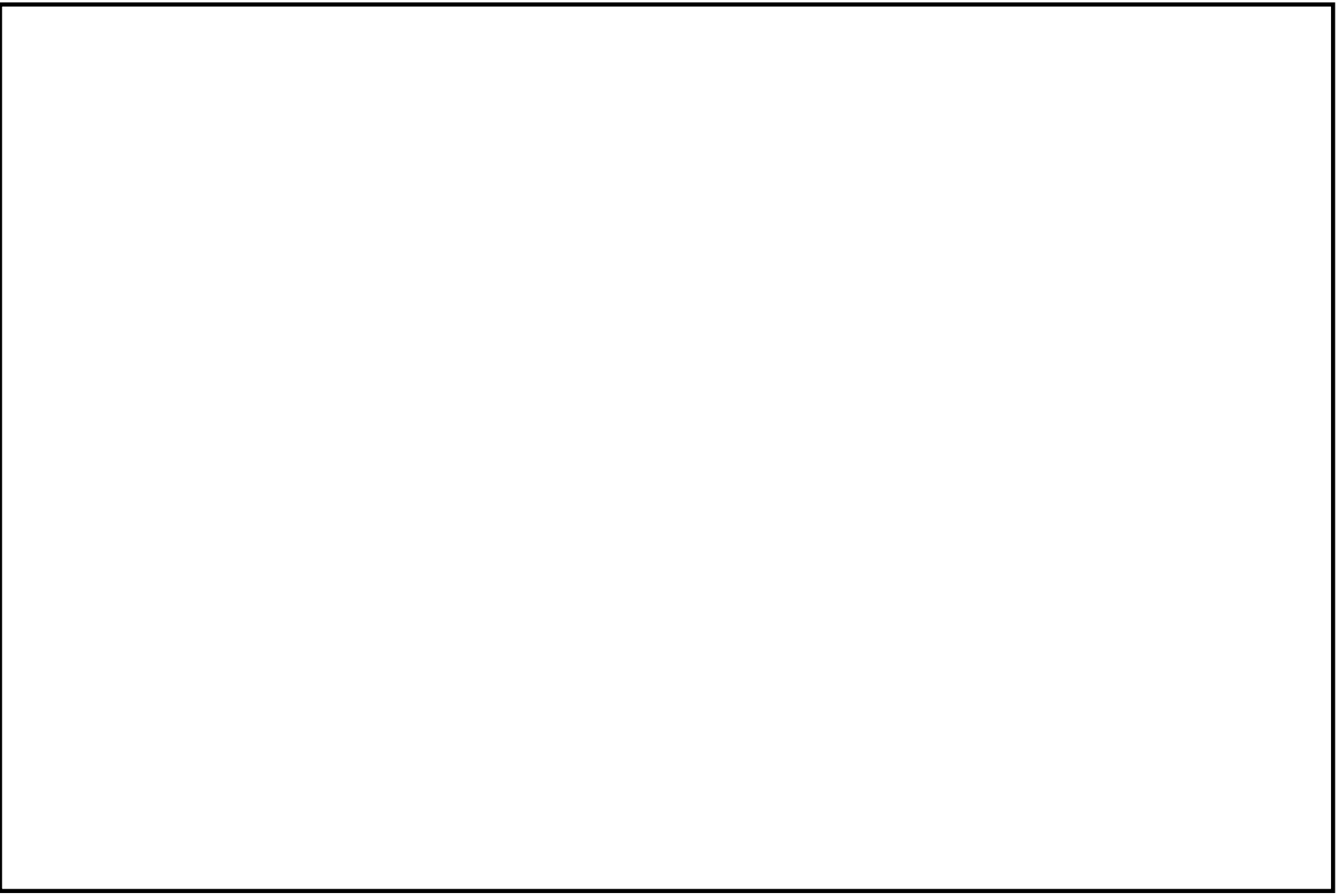


第 58—3—12 図 機器配置図 (その他の建屋, 屋外)



・ 配備又は保管場所については、今後、訓練等を通じて見直しを行う。

第 58-3-13 図 機器配置図（原子炉建屋付属棟 3 階）



第 58—3—14 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 4 階)

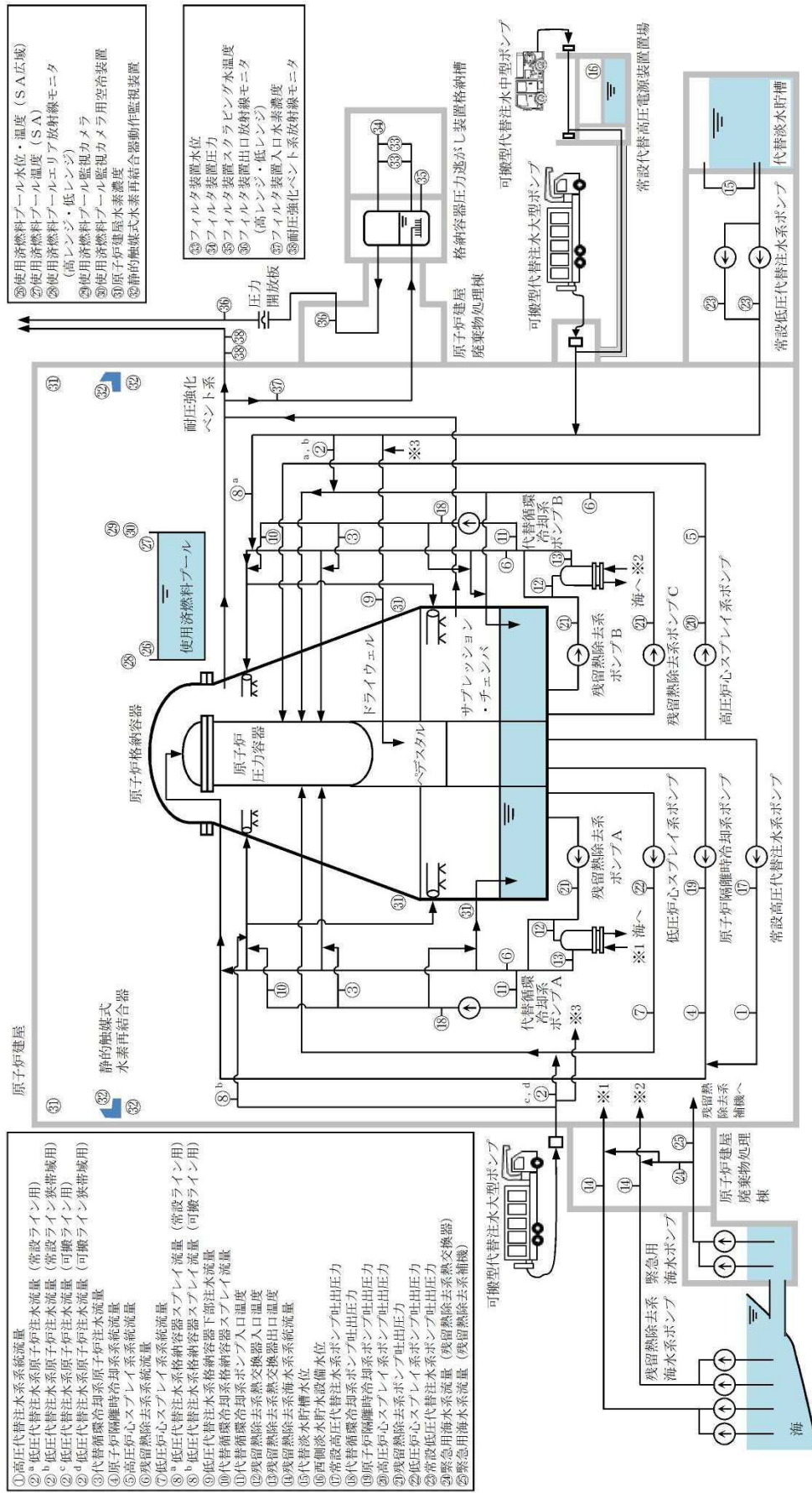


・ 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通じて見直しを行う。

第 58-3-15 図 機器配置図（緊急時対策所建屋 2 階）

58-4

系統図



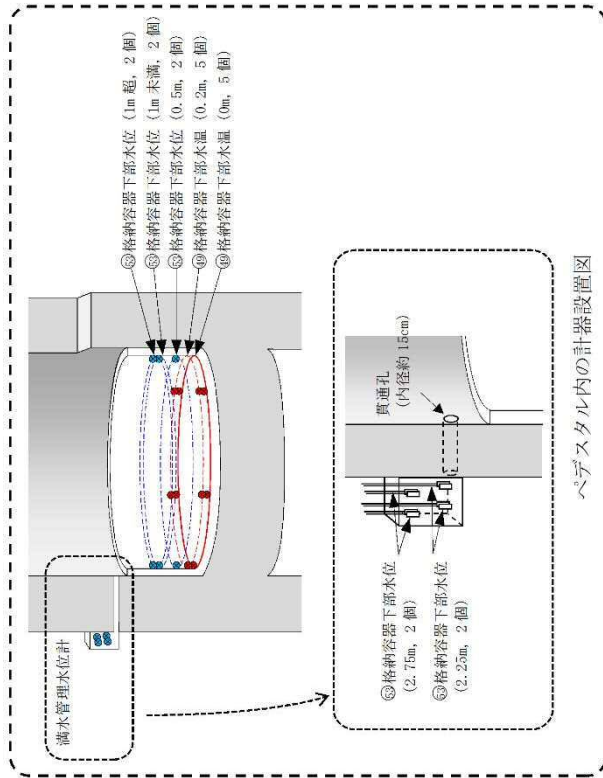
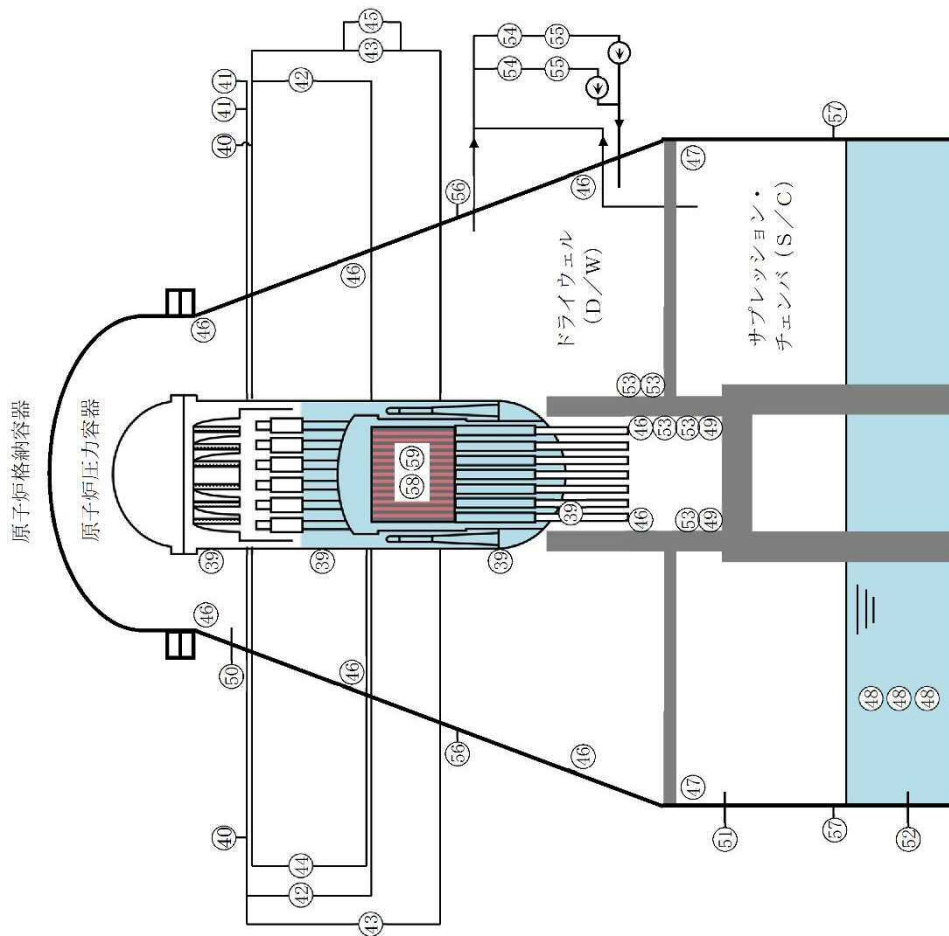
- ②⑤使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (SA)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ③⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ③⑪原子炉建屋水素濃度
- ③⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ③⑬フィルタ装置水位
- ③⑭フィルタ装置圧力
- ③⑮フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑯フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑰フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑱耐圧強化ベント系放射線モニタ

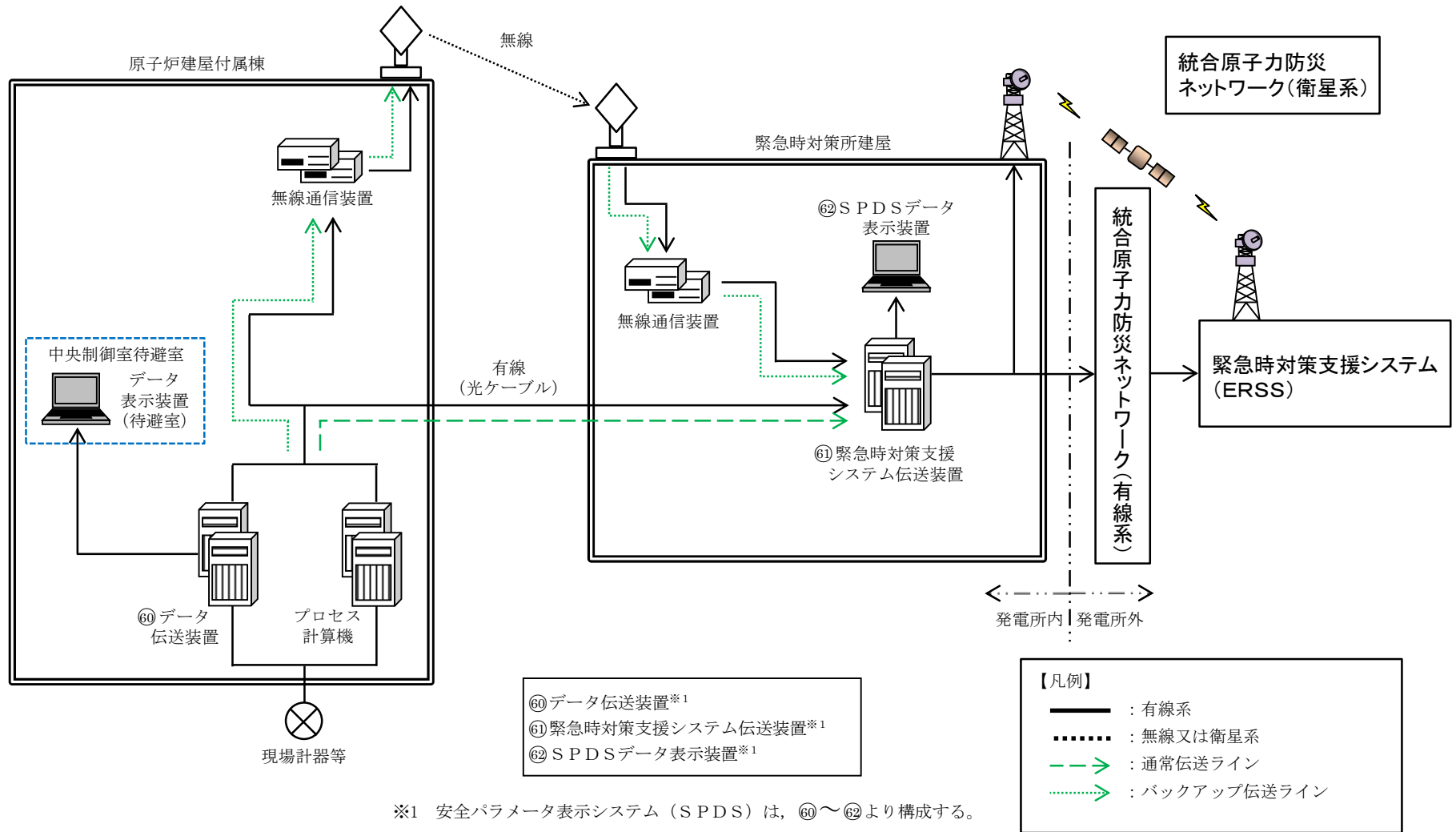
- ①高圧代替注水水系系統流量
- ②^a低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)
- ②^b低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン緊急用)
- ②^c低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)
- ②^d低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン緊急用)
- ③代替隔離冷却系原子炉注水流量
- ④原子炉隔離冷却系系統流量
- ⑤高圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑥残留熱除去系系統流量
- ⑦低圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑧^a低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)
- ⑧^b低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)
- ⑨代替隔離冷却系格納容器下部注水流量
- ⑩代替隔離冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑪残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑫残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬代替隔離冷却系海水系系統流量
- ⑭代替隔離冷却系海水系系統流量
- ⑮代替隔離冷却系海水系系統流量
- ⑯代替淡水貯槽水位
- ⑰西侧淡水貯水設備水位
- ⑱常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑲代替隔離冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲原子炉隔離冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ⑲残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ⑲低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ⑲常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑲緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ⑲緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)

第 58-4-1 図 主要設備 系統概要図 (1/3)

- ④⑨ 原子炉圧力容器温度
- ④⑩ 原子炉圧力
- ④⑪ 原子炉圧力 (S/A)
- ④⑫ 原子炉水位 (広帯域)
- ④⑬ 原子炉水位 (燃料域)
- ④⑭ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ④⑮ ドライウエル雰囲気温度
- ④⑯ サプレッション・チェンバ水温度
- ④⑰ 格納容器下部水温
- ⑤① ドライウエル圧力
- ⑤② サプレッション・チェンバ圧力
- ⑤③ サプレッション・プール水位
- ⑤④ 格納容器下部水位
- ⑤⑤ 格納容器内水温度 (S/A)
- ⑤⑥ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ⑤⑦ 格納容器雰囲気気放射線モニタ (D/W)
- ⑤⑧ 格納容器雰囲気気放射線モニタ (S/C)
- ⑤⑨ 起動傾斜計装
- ⑤⑩ 平均出力領域計装



第 58-4-2 図 主要設備 系統概要図 (2/3)



58-5

試験検査

第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (1/2)

計器分類	パラメータ	図番号
水位計	原子炉水位 (広帯域)	第 58-5-1 図
	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)	
	サブプレッション・プール水位	
	フィルタ装置水位	
	代替淡水貯槽水位	
	格納容器下部水位	第 58-5-2 図
	西側淡水貯水設備水位	第 58-5-3 図
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	第 58-5-4 図
圧力計	原子炉圧力	第 58-5-5 図
	原子炉圧力 (SA)	
	ドライウェル圧力	
	サブプレッション・チェンバ圧力	
	フィルタ装置圧力	
	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		
流量計	高圧代替注水系系統流量	第 58-5-6 図
	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	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	
	残留熱除去系系統流量	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	
	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		

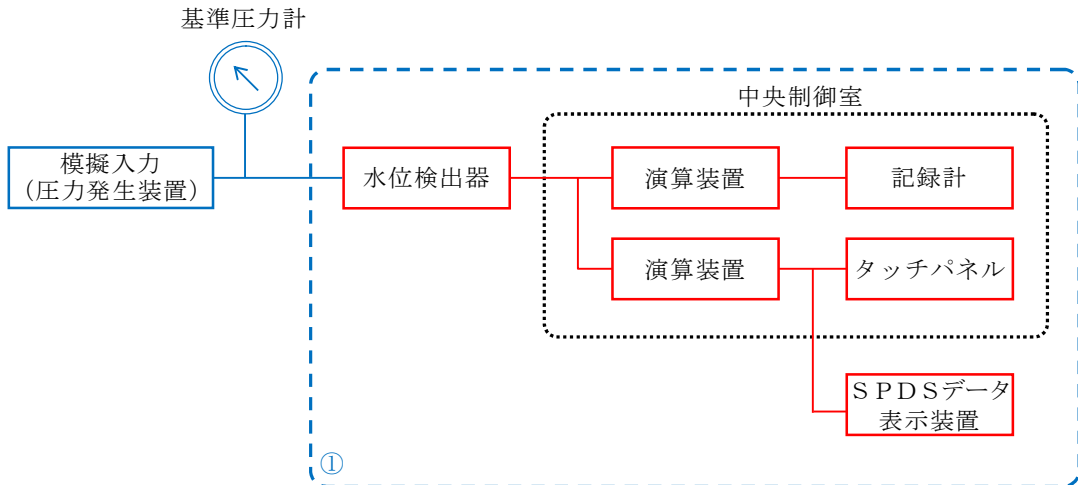
第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (2/2)

計器分類	パラメータ	図番号
流量計	残留熱除去系海水系系統流量	第 58-5-6 図
	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)	
温度計	原子炉圧力容器温度	第 58-5-7 図
	ドライウェル雰囲気温度	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	
	フィルタ装置スクラビング水温度	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	第 58-5-8 図
	使用済燃料プール温度 (SA)	
	サブプレッション・プール水温度	
	格納容器下部水温	
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)		
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度 (SA)	第 58-5-9 図
	格納容器内酸素濃度 (SA)	
	フィルタ装置入口水素濃度	
	原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)	第 58-5-10 図
	原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階)	
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	第 58-5-11 図
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	
	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)	
原子炉出力	起動領域計装	第 58-5-12 図
	平均出力領域計装	
使用済燃料プール監視カメラ, 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置		第 58-5-13 図
安全パラメータ表示システム (SPDS)		第 58-5-14 図
可搬型計測器 ^{※1}		第 58-5-15 図

※1 可搬型計測器は、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用」及び「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用」を指す。

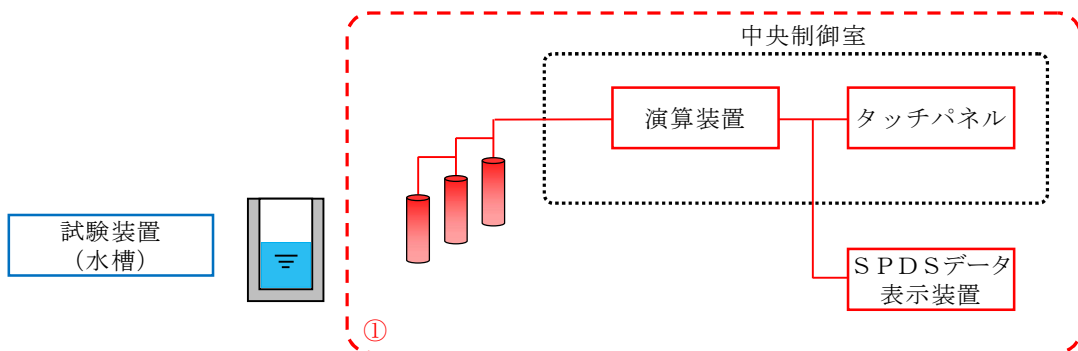
○計装設備の試験検査について

計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査をすることとしており、点検及び検査内容は第 58-5-1～15 図のとおりである。



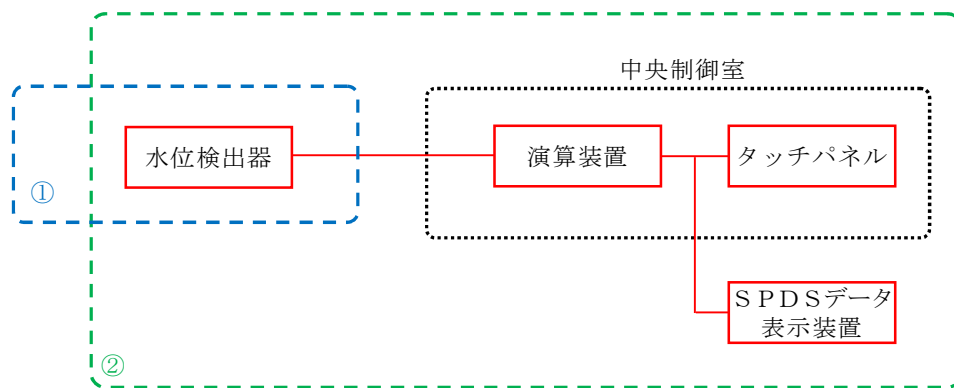
①検出器、記録計に模擬入力を与え、計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の記録計、タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-1 図 水位計の試験検査



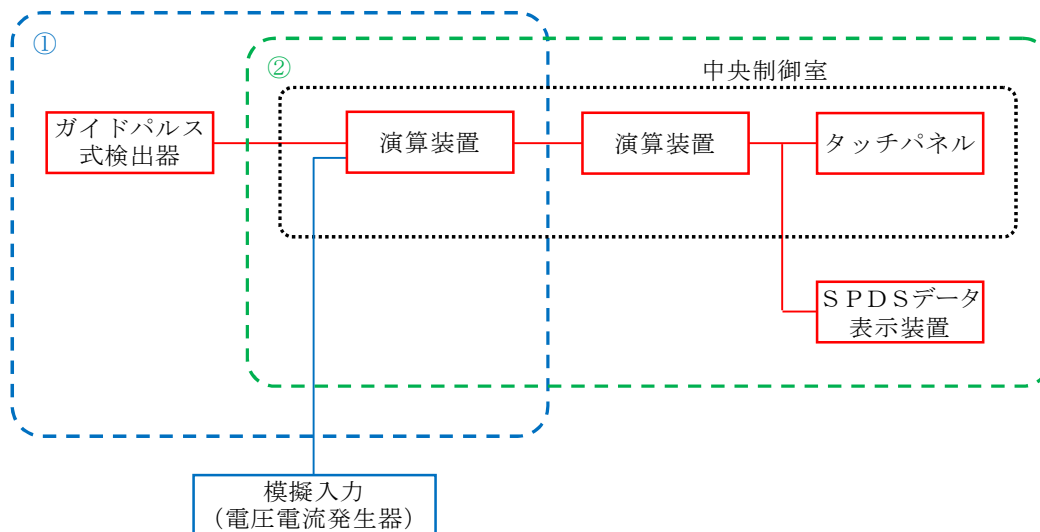
①試験装置（水槽）を用いて検出器が動作することを、中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

第 58-5-2 図 水位計の試験検査
(格納容器下部水位)



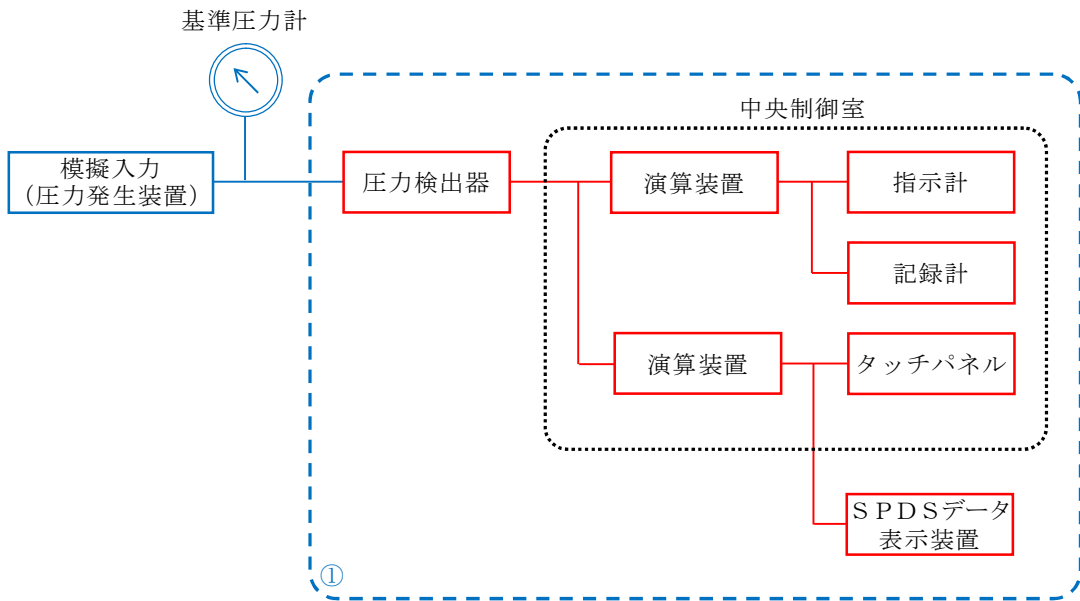
- ① 検出器の単体校正を実施（点検）
- ② 検出器に模擬入力を与え、検出器から中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-3 図 水位計の試験検査
（西側淡水貯水設備水位）



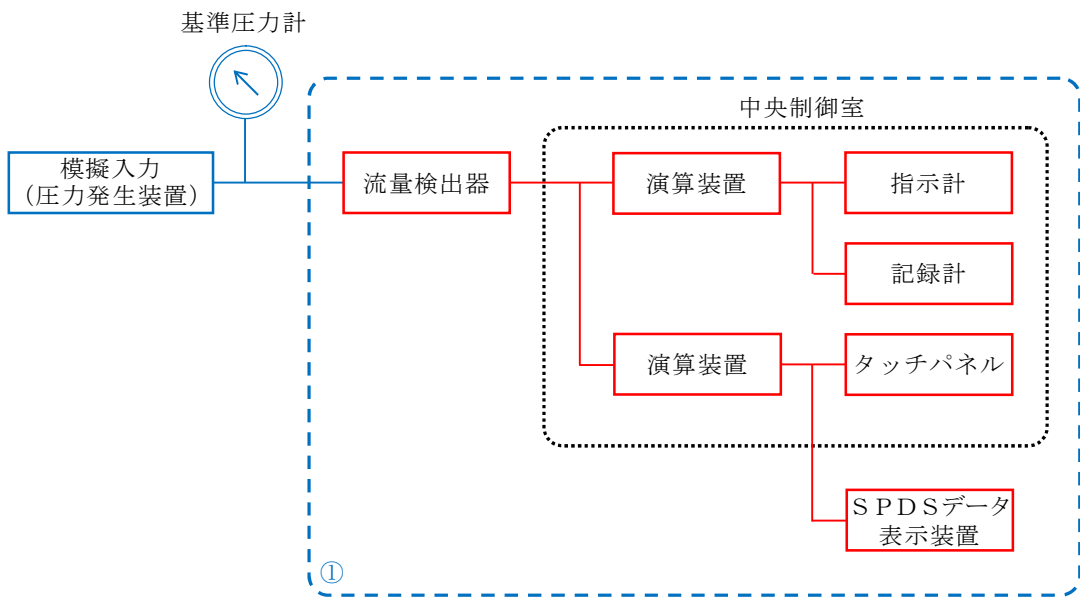
- ① 試験装置を用いて検出器から演算装置までのループ校正を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を与え、演算装置から中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-4 図 水位計の試験検査
（使用済燃料プール水位・温度（SA広域））



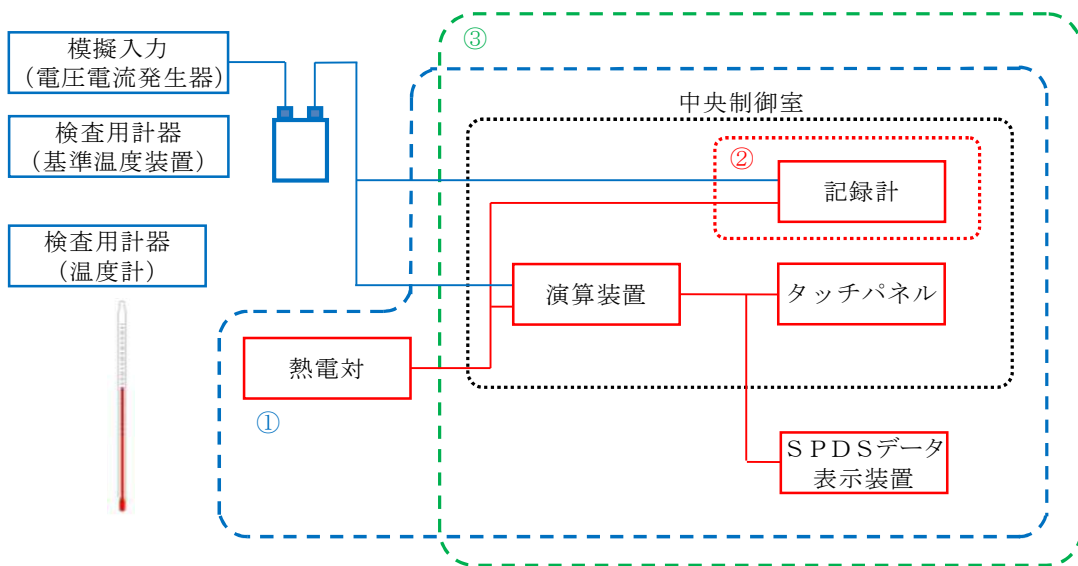
① 検出器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計・記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-5 図 圧力計の試験検査



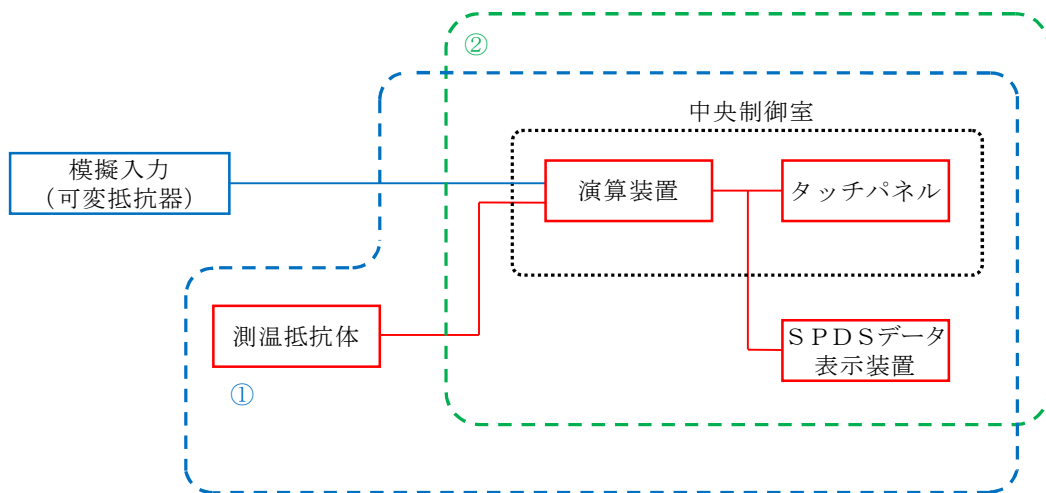
① 検出器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計・記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-6 図 流量計の試験検査



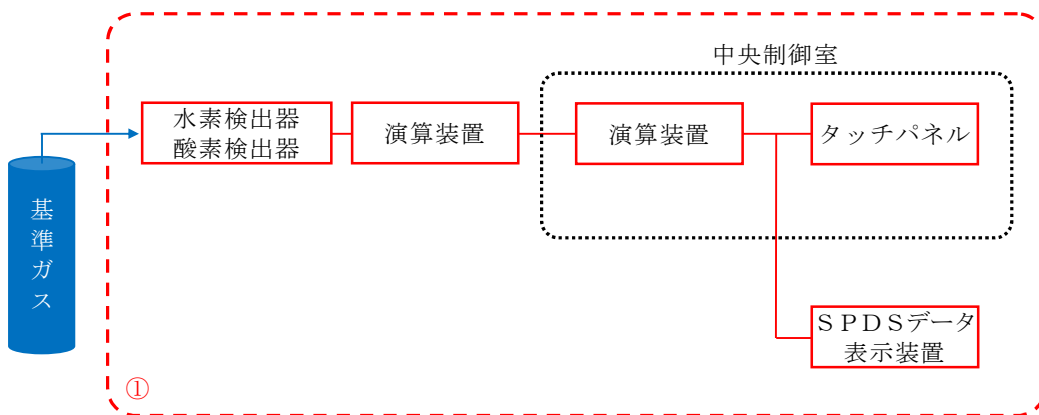
- ①検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
- ②記録計に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
- ③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室の記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-7 図 温度計の試験検査



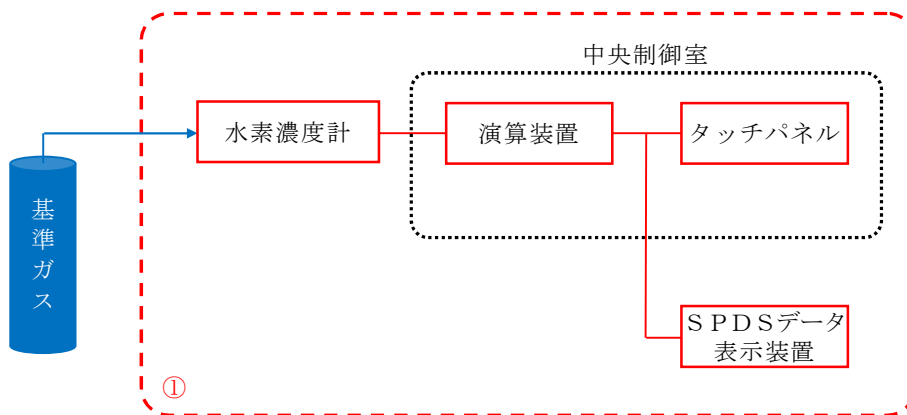
- ①検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
- ②演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-8 図 温度計の試験検査



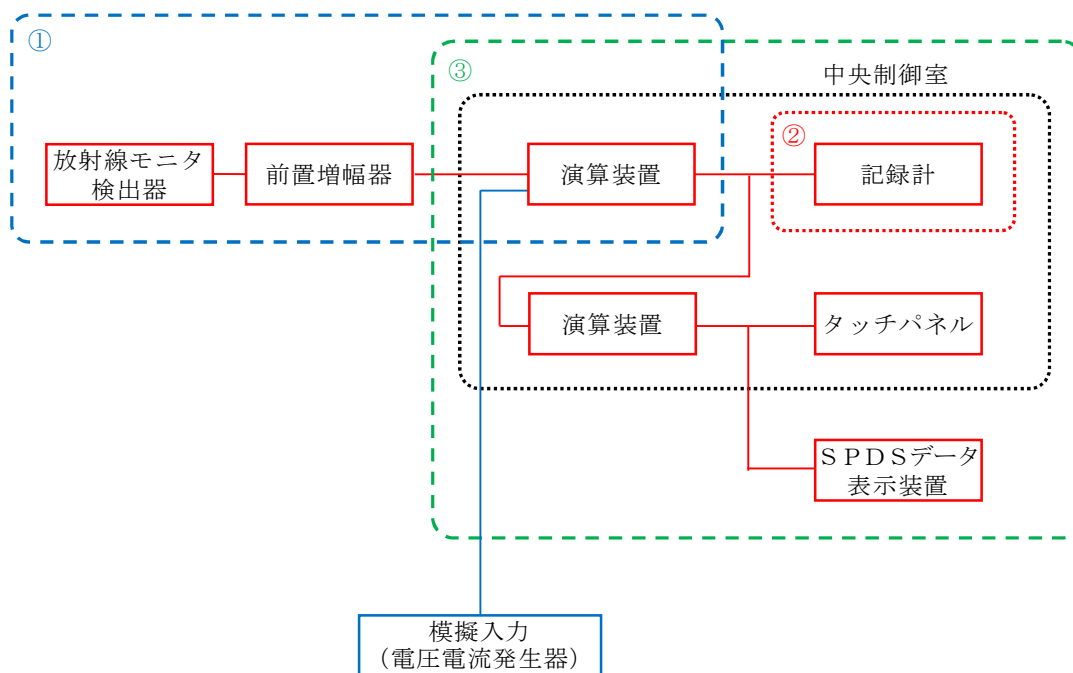
①基準ガスによる検出器のガス校正並びに中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-9 図 水素及び酸素濃度計の試験検査



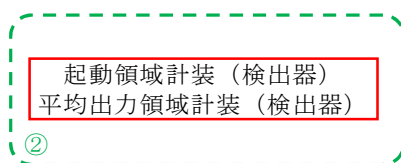
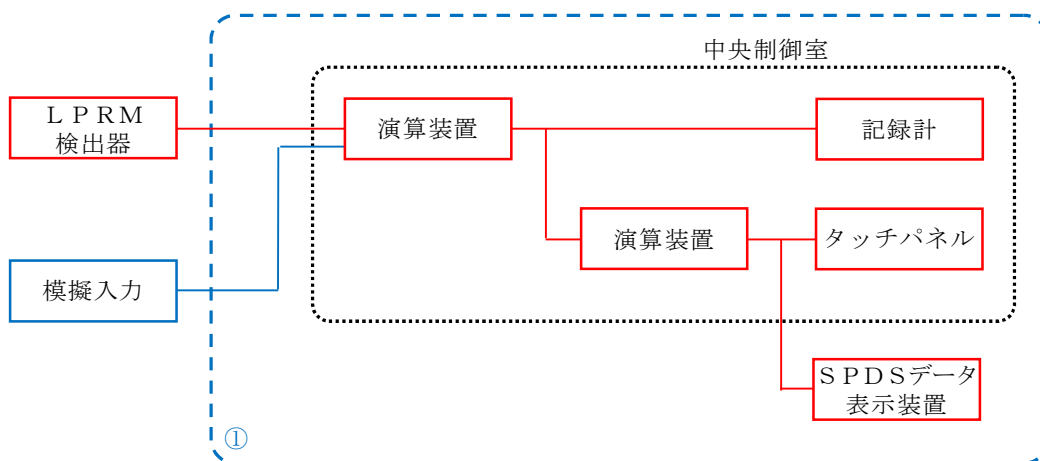
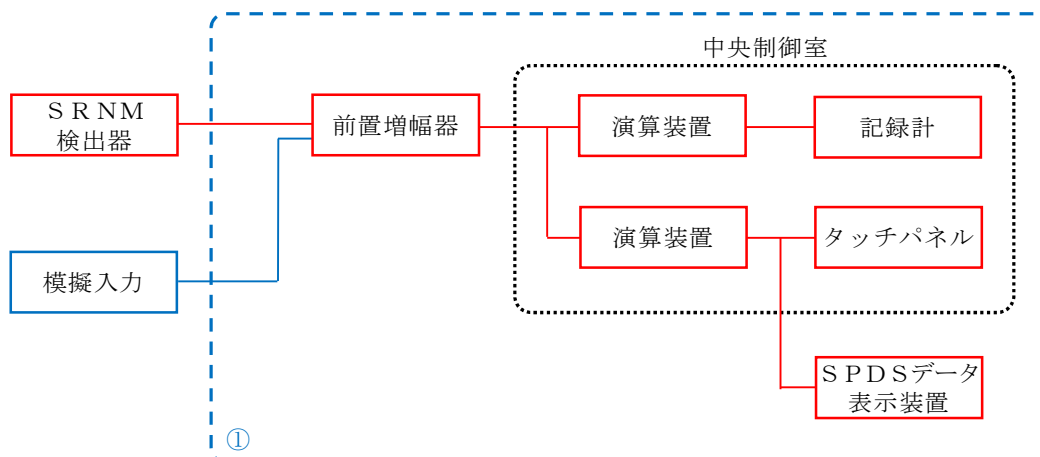
①基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-10 図 水素濃度計の試験検査



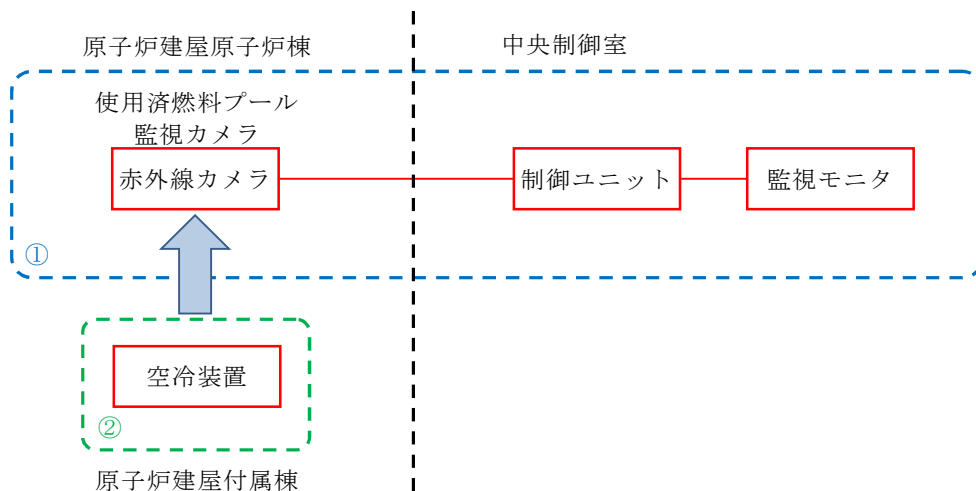
- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
 ②記録計にて模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
 ③演算装置に模擬入力を与え、演算装置から中央制御室の記録計、タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-11 放射線量率計の試験検査



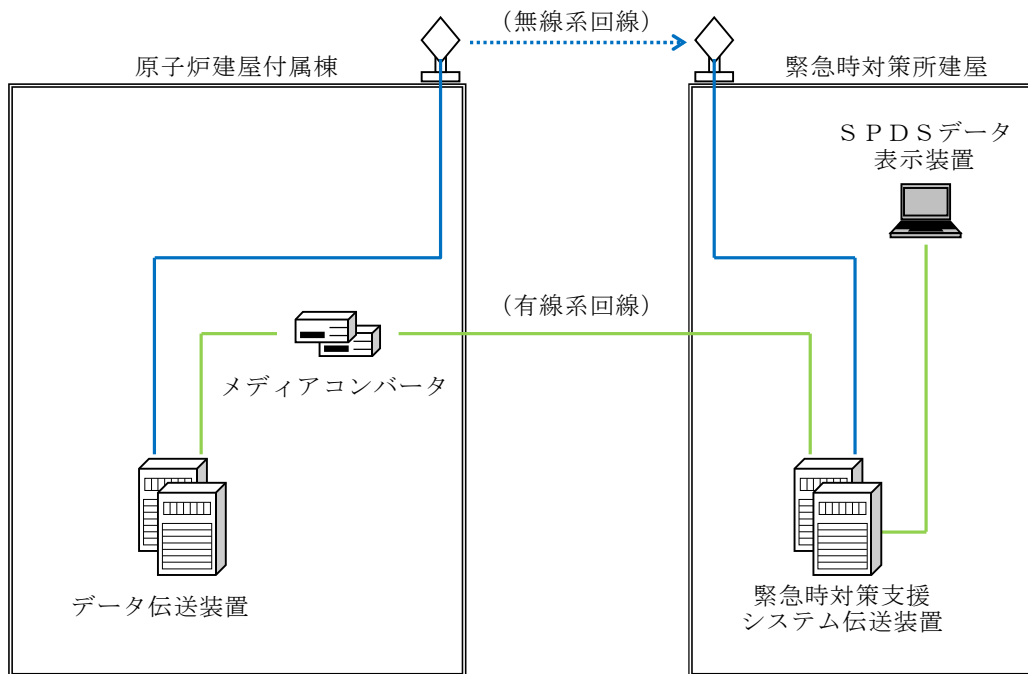
- ①計測機器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに計測機器から中央制御室の記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）
- ②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（点検）

第 58-5-12 図 起動領域計装，平均出力領域計装の試験検査



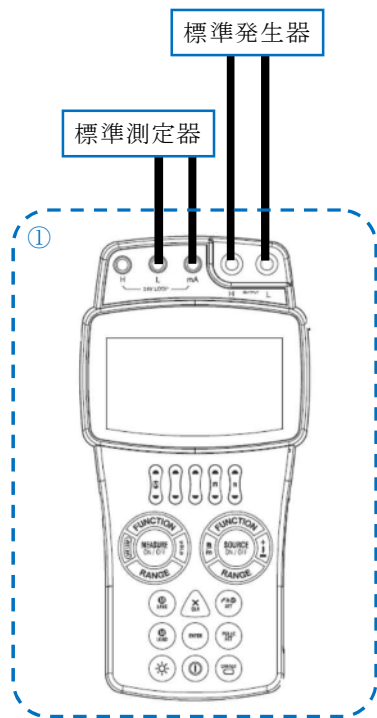
- ①使用済燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
- ②空冷装置の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

第 58-5-13 図 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の試験検査

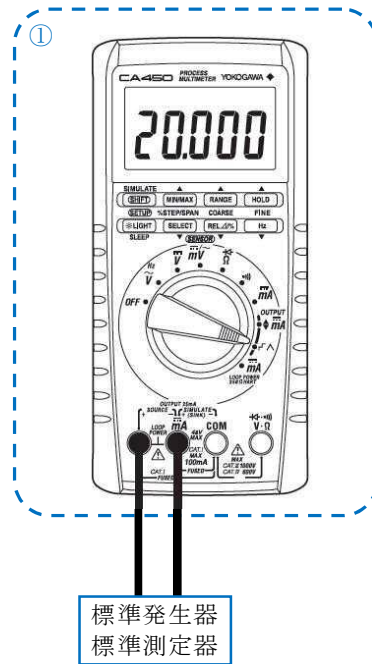


※試験区間：中央制御室 ～ 緊急時対策所

第 58-5-14 図 安全パラメータ表示システム（SPDS）の試験検査



原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用



原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用

①可搬型計測器に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検・検査）

第 58-5-15 図 可搬型計測器の試験検査

58-6

容量設定根拠

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

- (1) 起動領域計測装置及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (7) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (8) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (9) 放射線管理用計測装置
- (10) その他重大事故等対処設備の計測装置

2. 基本方針

重大事故等時において、発電用原子炉施設の主要なプロセス量を計測して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。また、重大事故等時において期待されるパラメータに対して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。

2.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

本計測装置は、炉心中性子束レベル（起動領域、出力領域）を計測して、

その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

本計測装置は、原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（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、高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力）、温度（代替循環冷却系ポンプ入口温度、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度）及び流量（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、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレー系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレー系系統流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉圧力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（S A））及び水位（原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計

測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力（ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力），温度（ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度），酸素濃度（格納容器内酸素濃度（SA））及び水素濃度（格納容器内水素濃度（SA））を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体内の温度（格納容器下部水温）を計測する装置は，格納容器破損及びデブリ落下・堆積を検知して，その検知結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

本計測装置は，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位（代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体への冷却材流量（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）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体の水位（サプレッション・プール水

位)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体の水位(格納容器下部水位)を計測する装置は、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.9 放射線管理用計測装置

本計測装置は、原子炉格納容器内の放射線量率(格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C))、フィルタ装置出口の放射線量率(フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ))、耐圧強化ベント系の放射線量率(耐圧強化ベント系放射線モニタ)及び使用済燃料プールの放射線量率(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))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.10 その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は、その他重大事故等の対応に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ(原子炉圧力容器温度、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置入口水素濃度、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)、静的触媒式水素再

結合器動作監視装置，使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プール監視カメラ）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

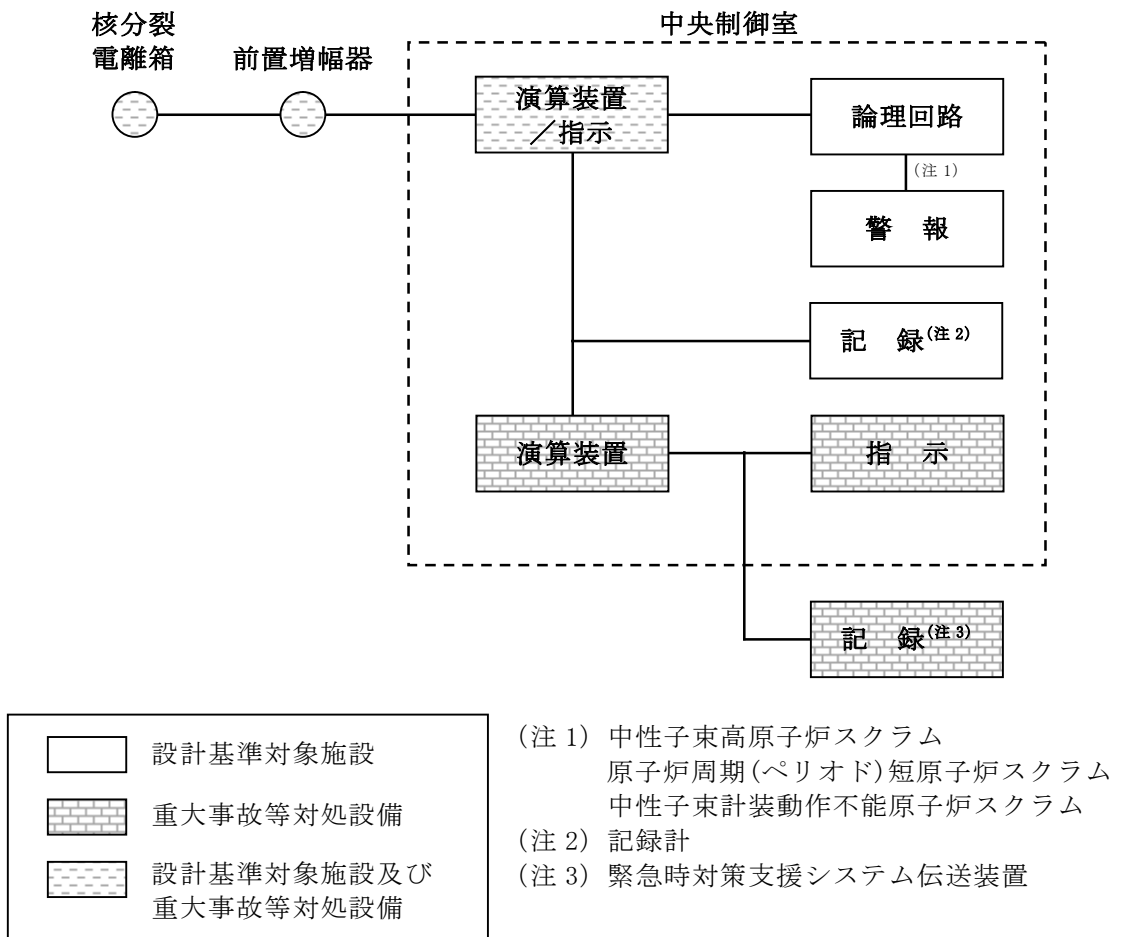
3. 計測装置の構成

3.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

3.1.1 起動領域計測装置

(1) 起動領域計装

起動領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からのパルス信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-1 図「起動領域計装の概略構成図」参照。)

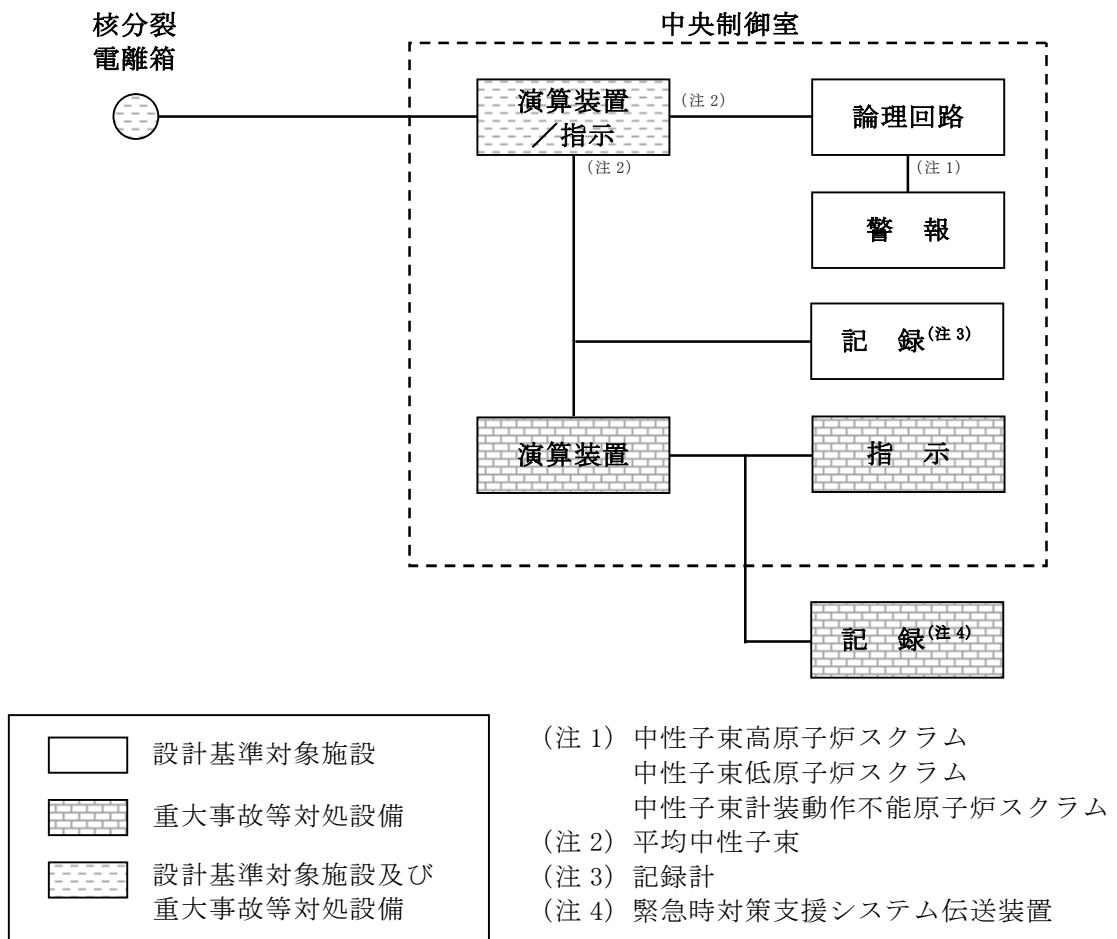


第 58-6-1 図 起動領域計装の概略構成図

3.1.2 出力領域計測装置

(1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，出力領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からの電流信号を，演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-2 図「平均出力領域計装の概略構成図」参照。）



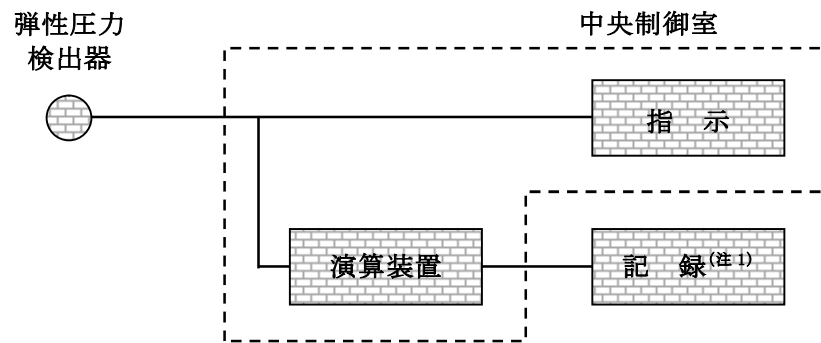
第 58-6-2 図 平均出力領域計装の概略構成図

3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量
(代替注水の流量を含む。)を計測する装置

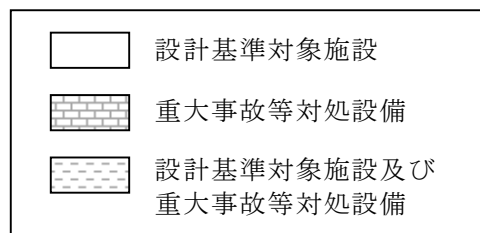
3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-3図「常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



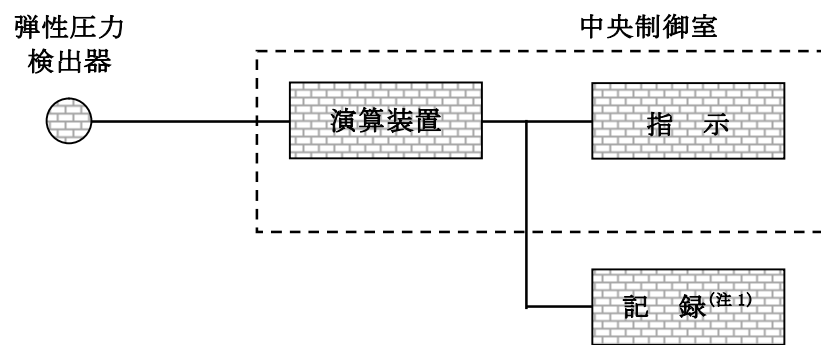
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



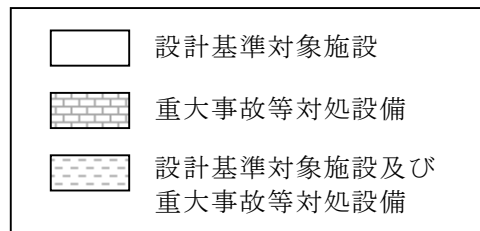
第58-6-3図 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2) 常設低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は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-4図「常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



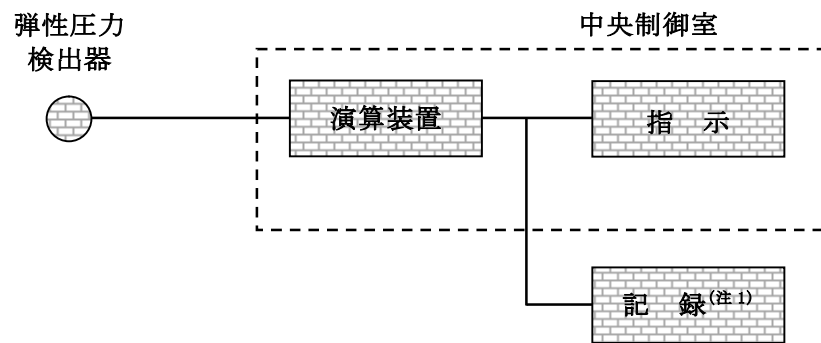
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



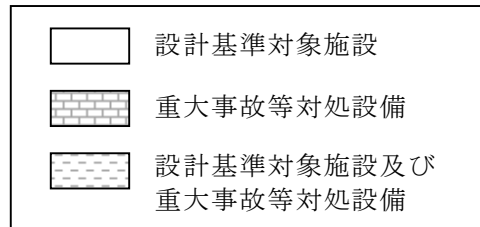
第58-6-4図 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(3) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

代替循環冷却系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-5 図「代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



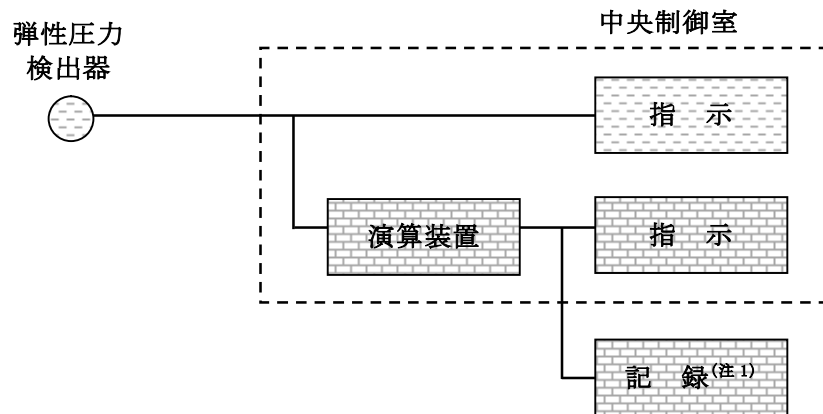
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



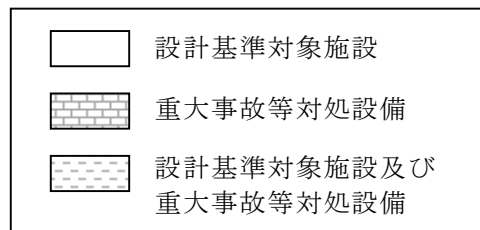
第 58-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(4) 原子炉隔離時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は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-6 図「原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



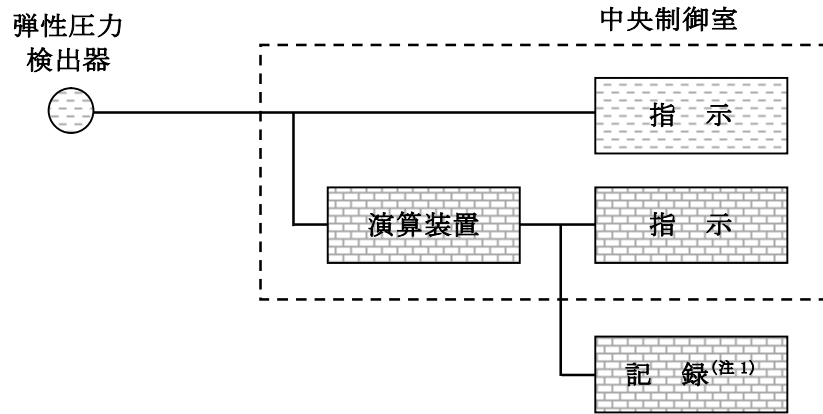
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



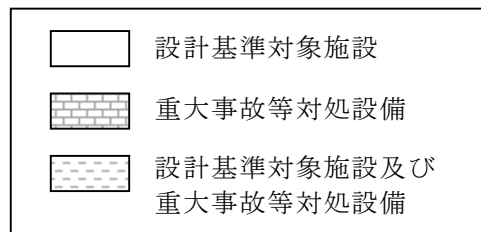
第 58-6-6 図 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(5) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-7 図「高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

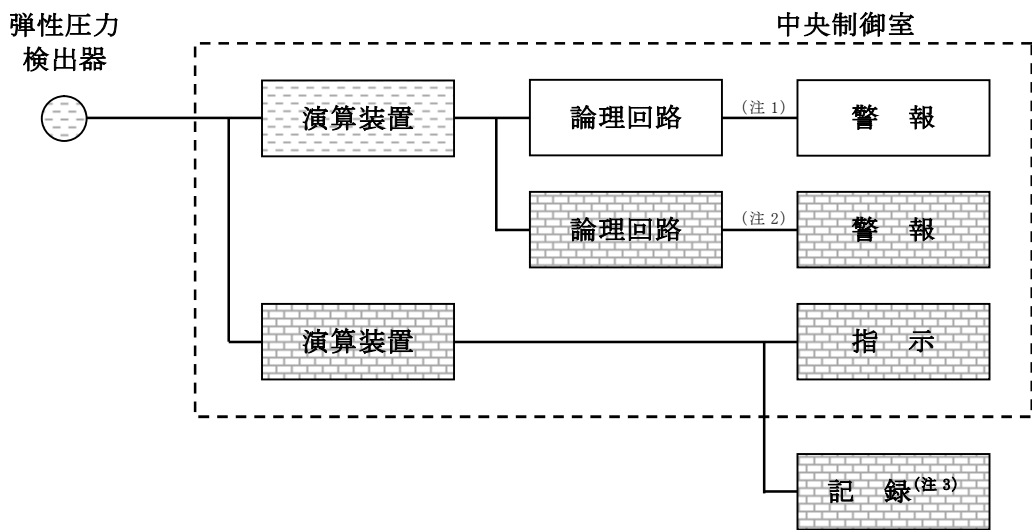


第 58-6-7 図 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

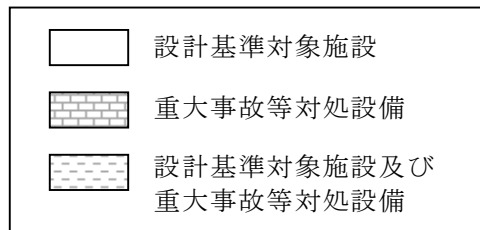
(6) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。

(第 58-6-8 図「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



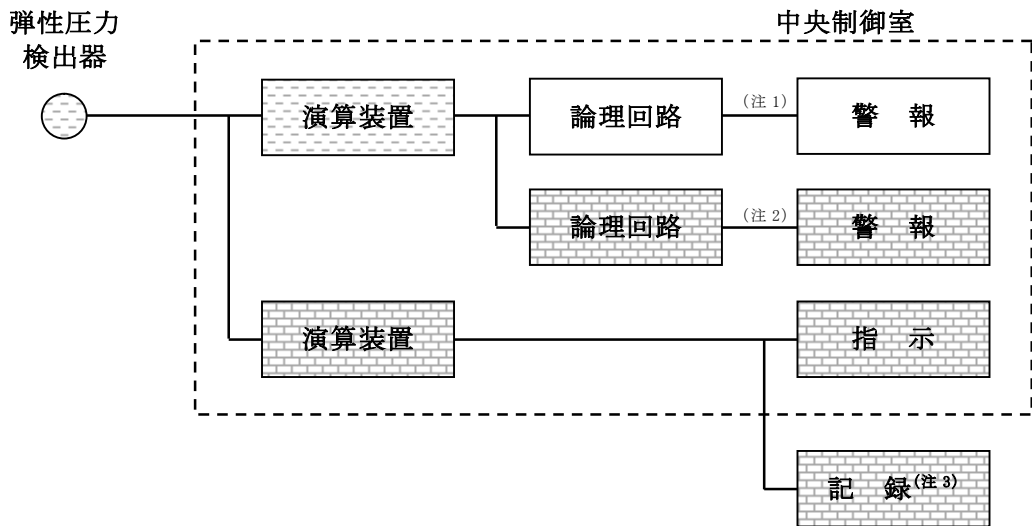
- (注 1) 自動減圧系作動
- (注 2) 過渡時自動減圧系作動
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



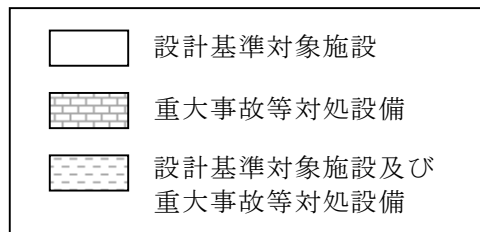
第 58-6-8 図 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(7) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-9 図「低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



- (注 1) 自動減圧系作動
- (注 2) 過渡時自動減圧系作動
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

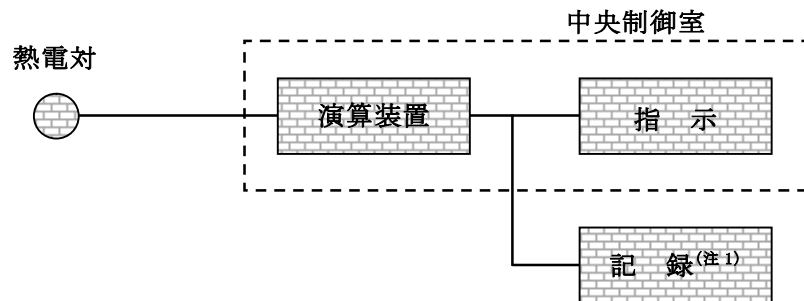


第 58-6-9 図 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

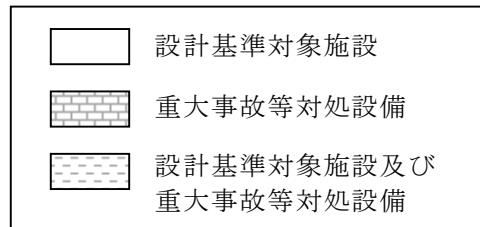
3.2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

代替循環冷却系ポンプ入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ入口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-10図「代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図」参照。)



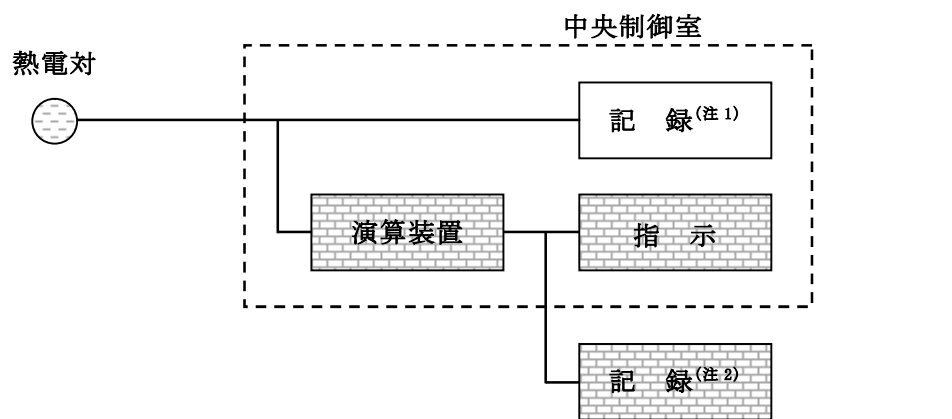
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



第58-6-10図 代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図

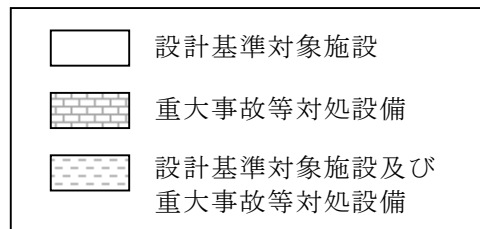
(2) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-11 図「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。)



(注1) 記録計

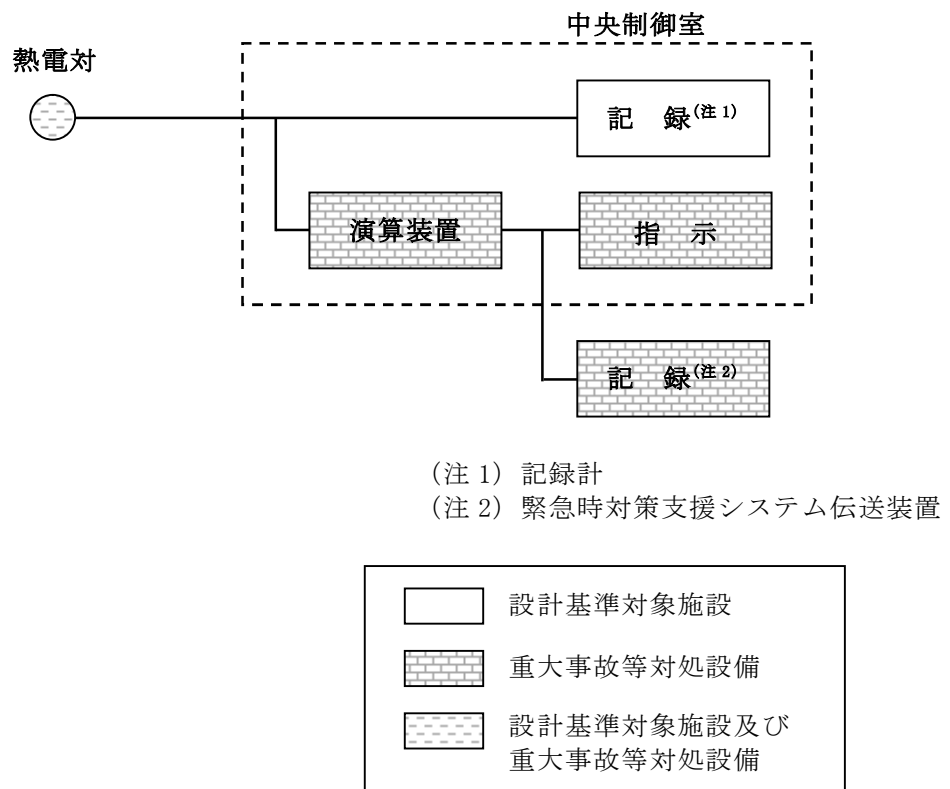
(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第58-6-11 図 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(3) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-12 図「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。)

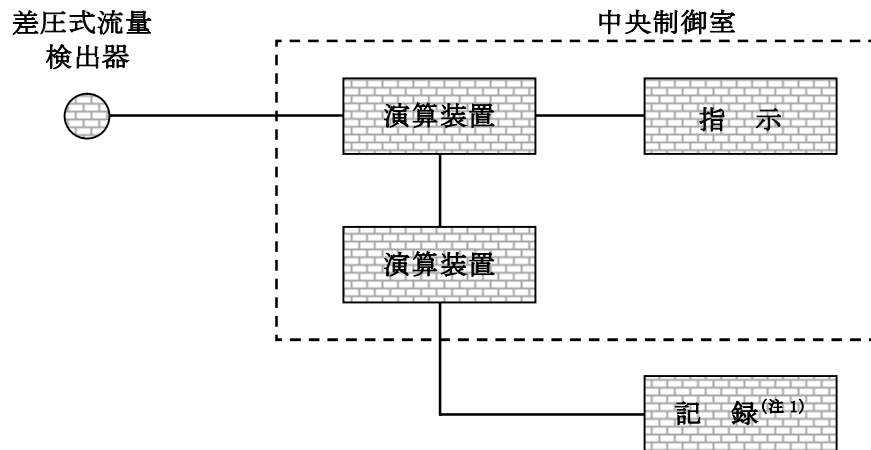


第 58-6-12 図 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

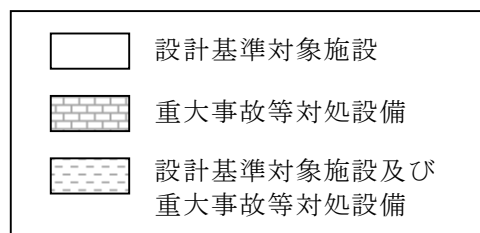
3.2.3 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-13 図「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。)



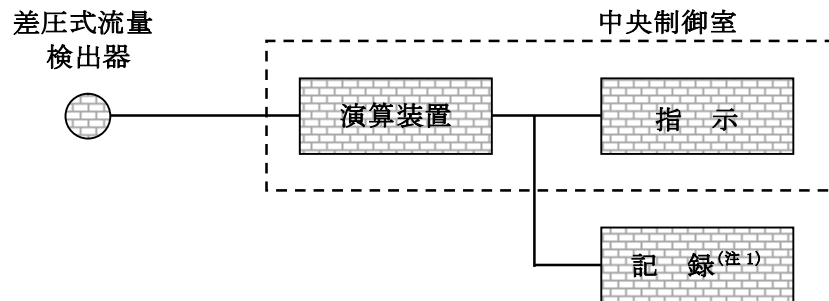
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



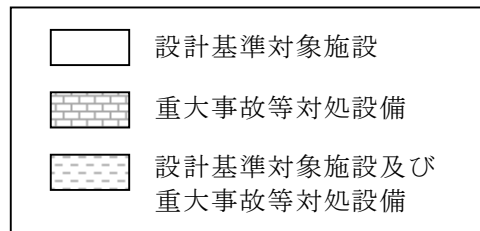
第 58-6-13 図 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(2) 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（常設ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-14 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図」参照。）



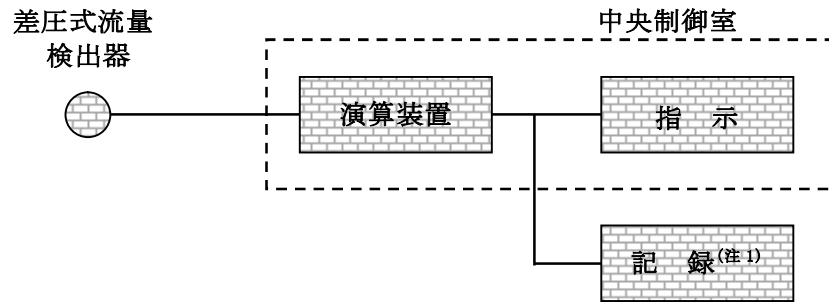
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



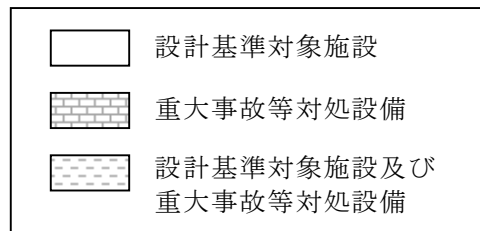
第 58-6-14 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図

(3) 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（常設ライン狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-15 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図」参照。）



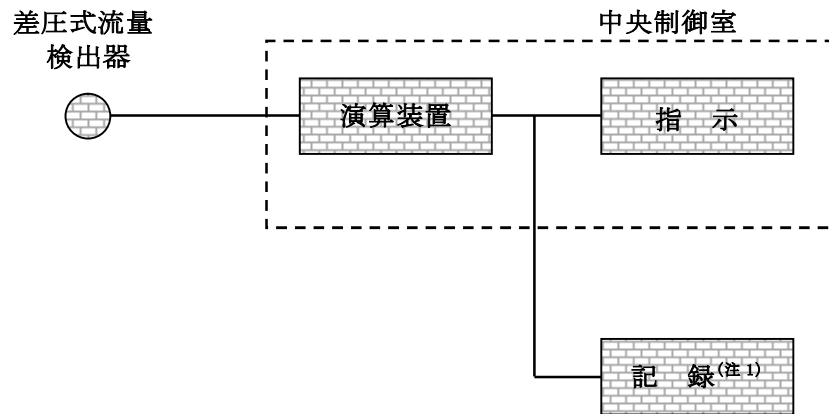
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



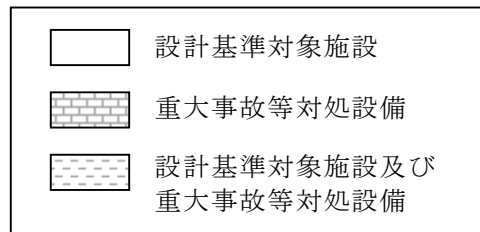
第 58-6-15 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図

(4) 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（可搬ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-16 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図」参照。）



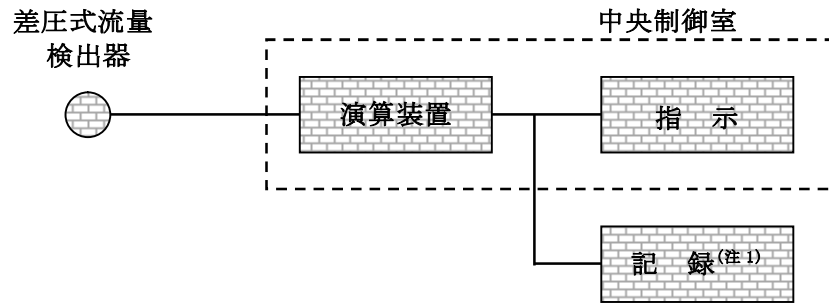
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



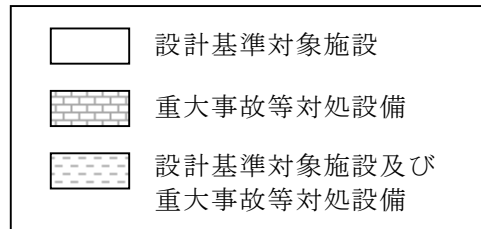
第 58-6-16 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図

(5) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-17 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図」参照。）



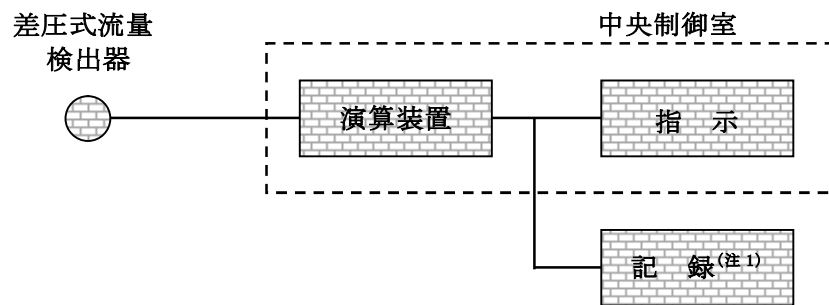
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



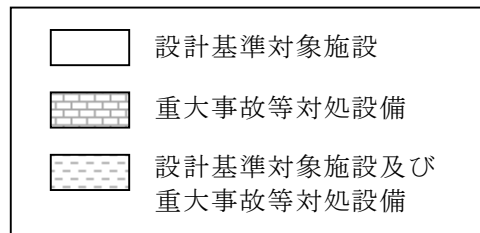
第 58-6-17 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図

(6) 代替循環冷却系原子炉注水流量

代替循環冷却系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系原子炉注水流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-18 図「代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)



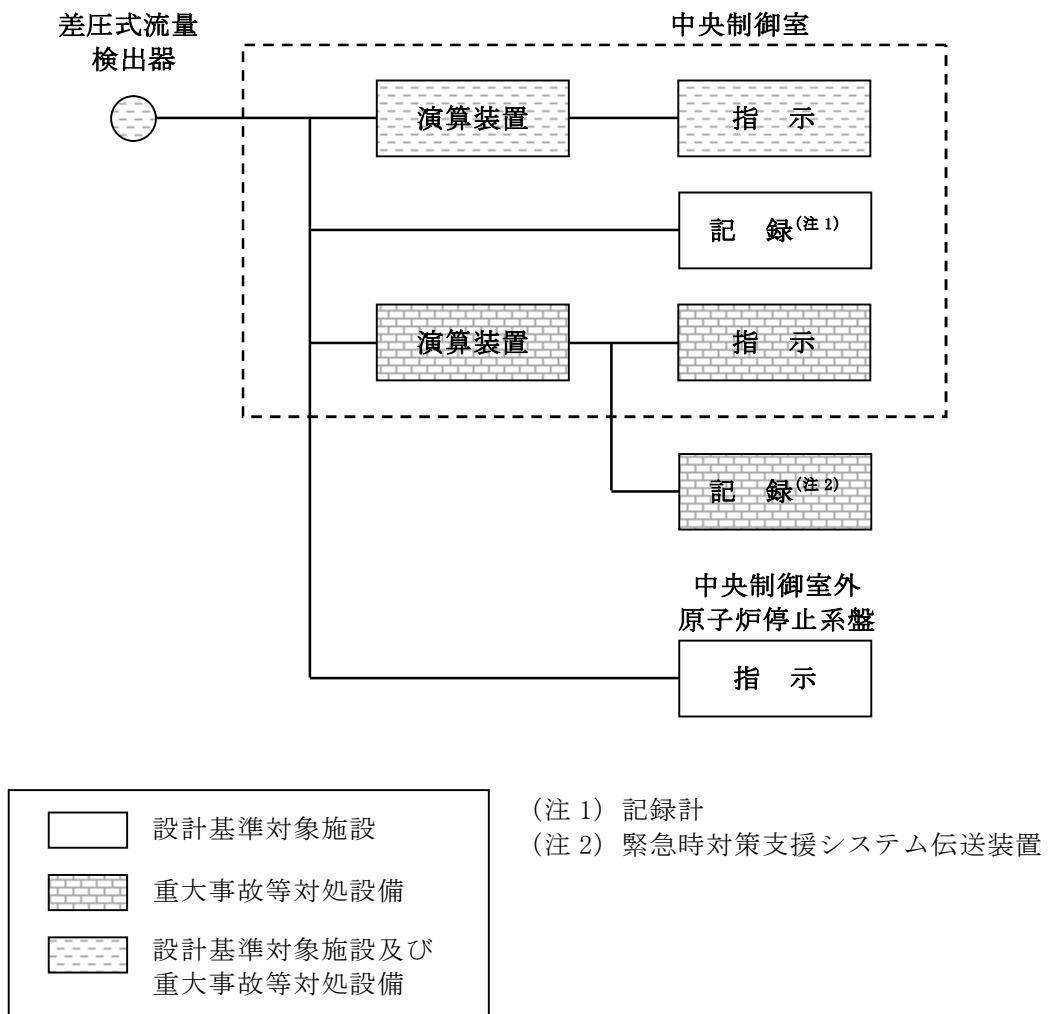
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-18 図 代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図

(7) 原子炉隔離時冷却系系統流量

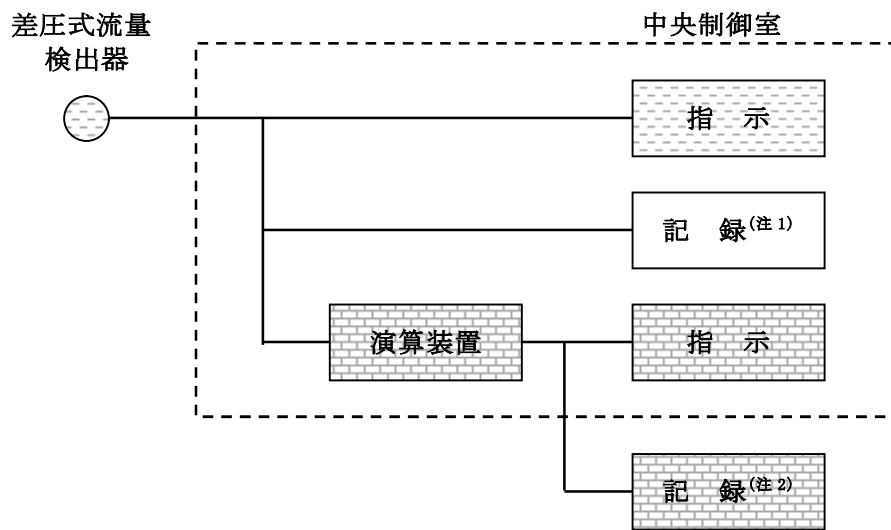
原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-19 図「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。)



第 58-6-19 図 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

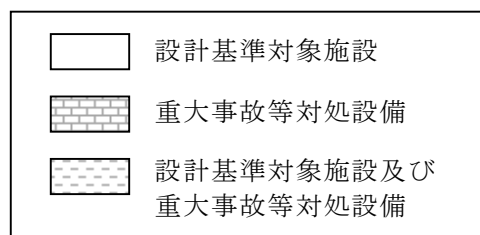
(8) 高圧炉心スプレイ系系統流量

高圧炉心スプレイ系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-20 図「高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

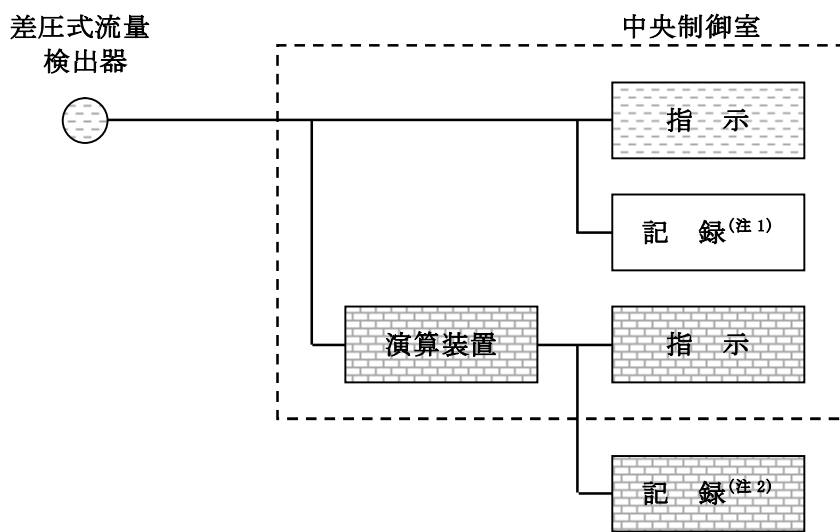
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-20 図 高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

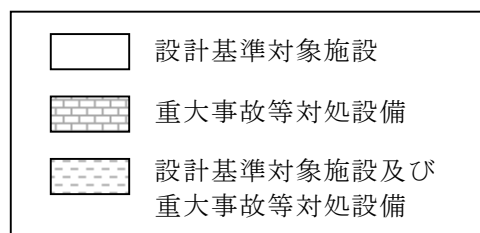
(9) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対象設備の機能を有しており，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-21 図「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

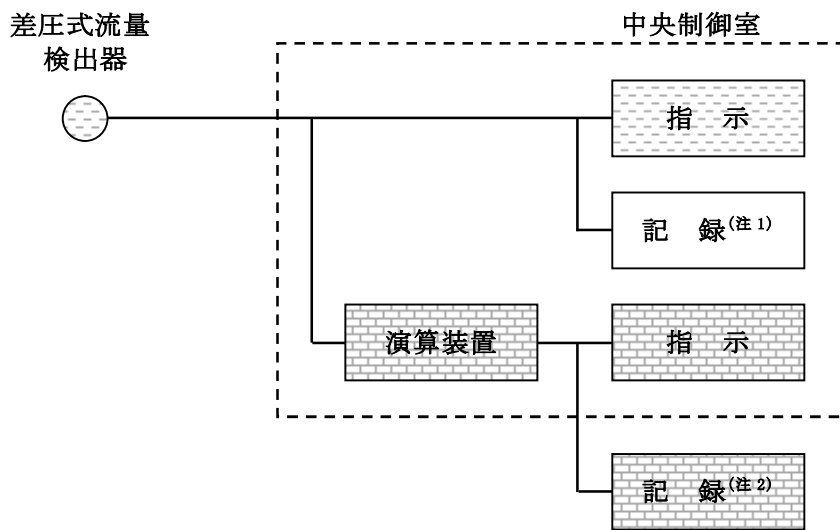
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-21 図 残留熱除去系系統流量の概略構成図

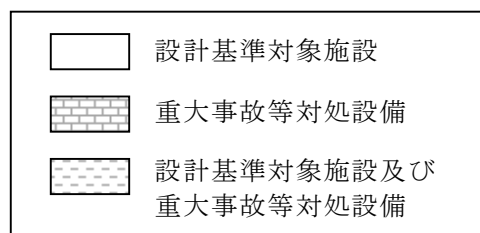
(10) 低圧炉心スプレイ系系統流量

低圧炉心スプレイ系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-22 図「低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



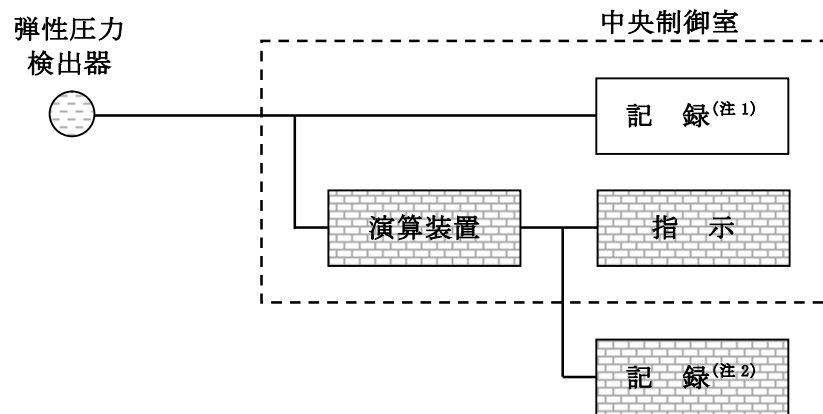
第 58-6-22 図 低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

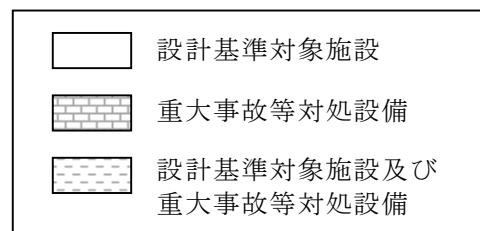
(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-23 図「原子炉圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

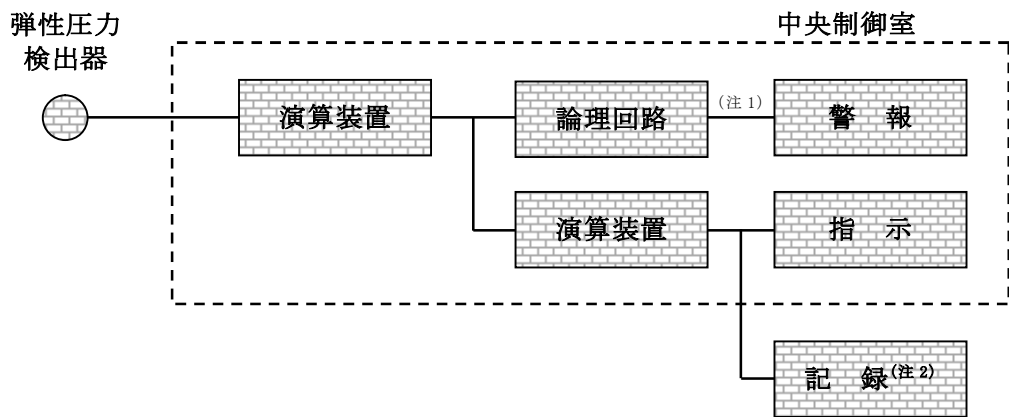
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



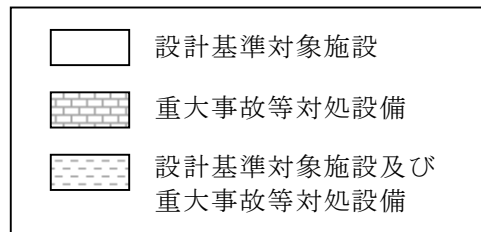
第 58-6-23 図 原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力 (S A)

原子炉圧力 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (S A) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-24 図「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」参照。)



- (注 1) A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 作動
A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) 作動
- (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

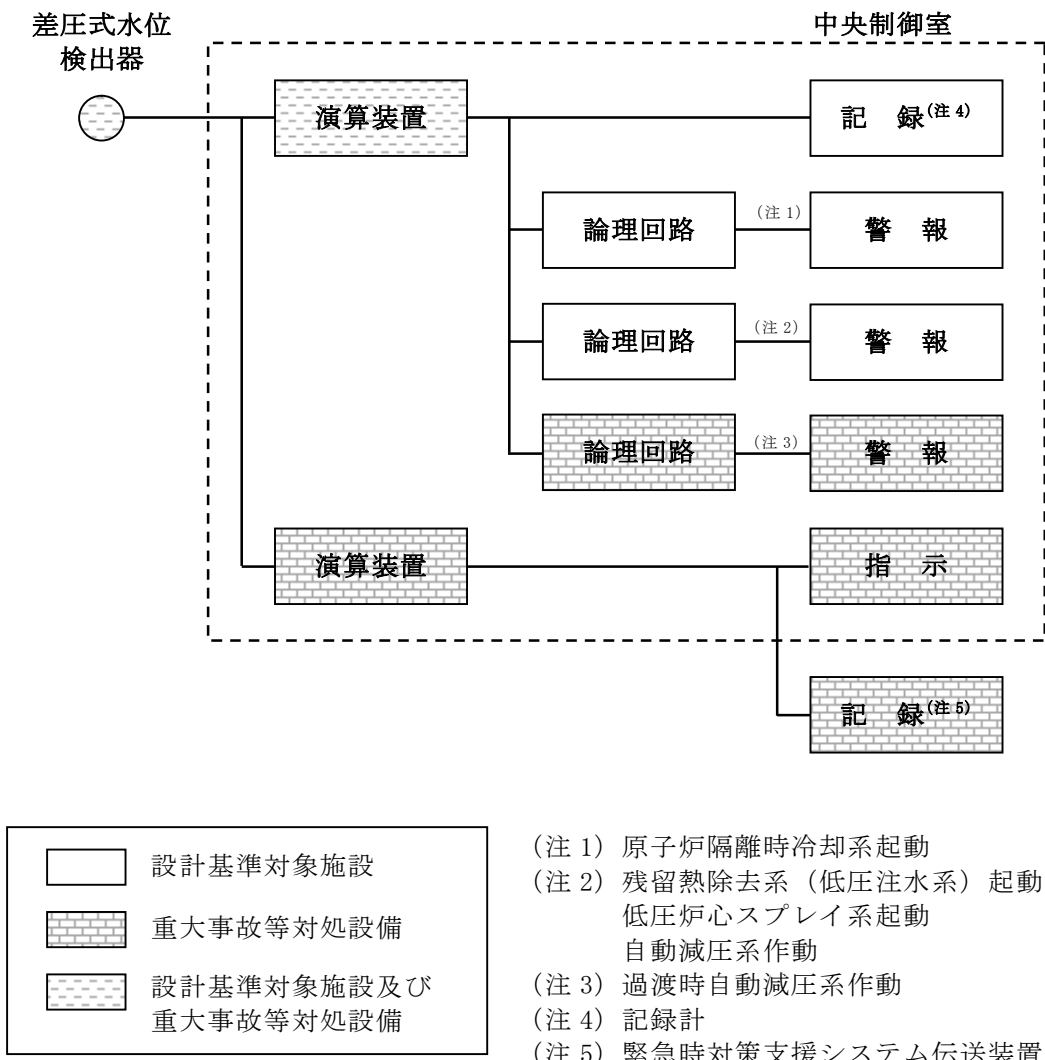


第 58-6-24 図 原子炉圧力 (S A) の概略構成図

3.3.2 原子炉圧力容器本体内の水位

(1) 原子炉水位（広帯域）

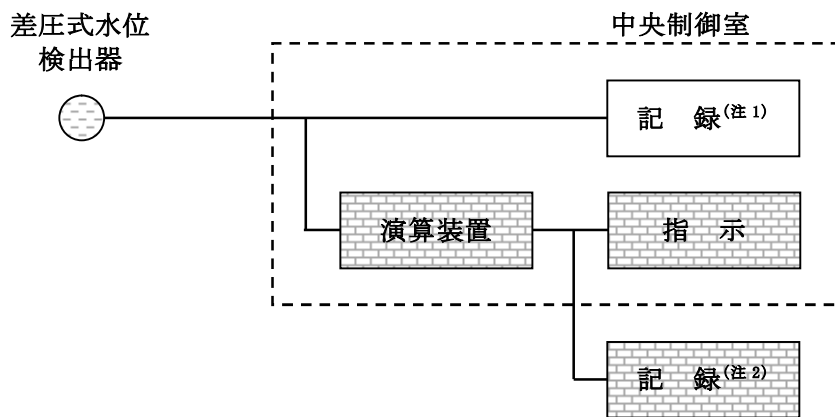
原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-25 図「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



第 58-6-25 図 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

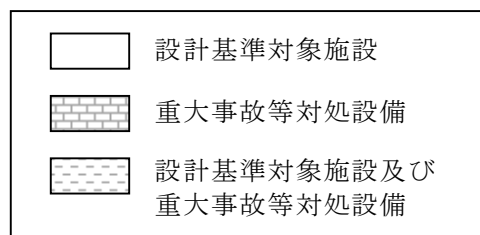
(2) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－26 図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

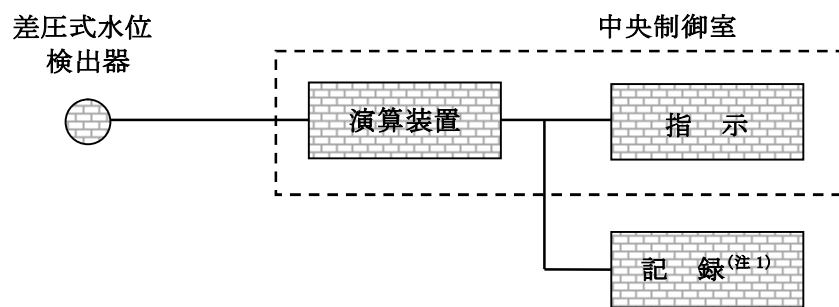
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



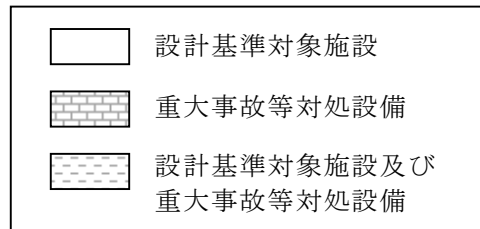
第 58－6－26 図 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

(3) 原子炉水位（S A広帯域）

原子炉水位（S A広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A広帯域）、を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-27 図「原子炉水位（S A広帯域）の概略構成図」参照。）



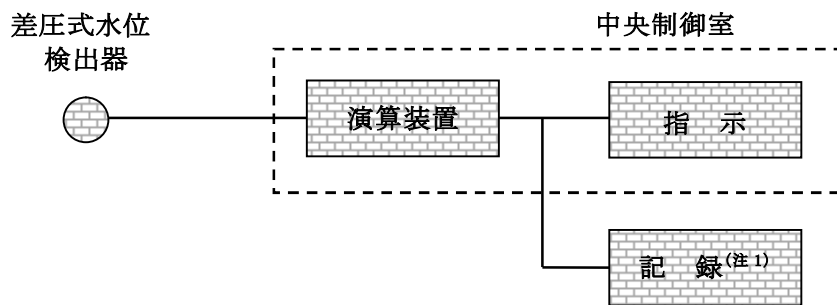
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



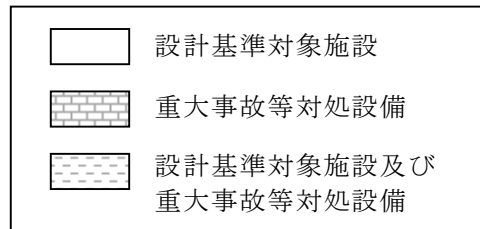
第 58-6-27 図 原子炉水位（S A広帯域）の概略構成図

(4) 原子炉水位（S A燃料域）

原子炉水位（S A燃料域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A燃料域）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-28 図「原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



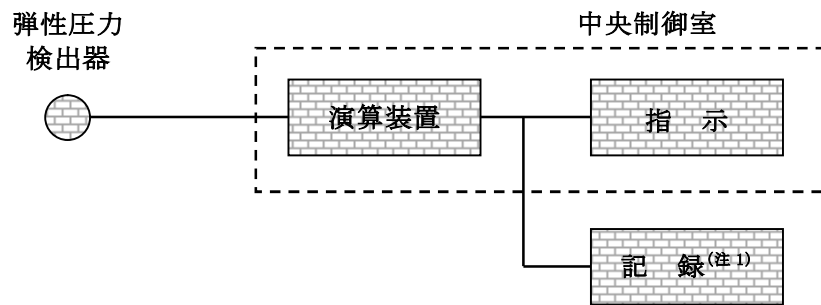
第 58-6-28 図 原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図

3.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

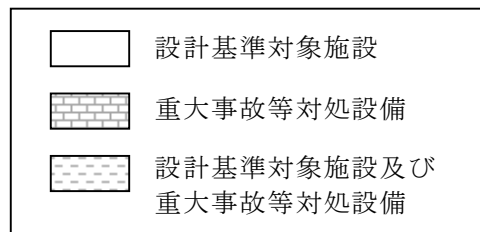
3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) ドライウエル圧力

ドライウエル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウエル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウエル圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-29 図「ドライウエル圧力の概略構成図」参照。）



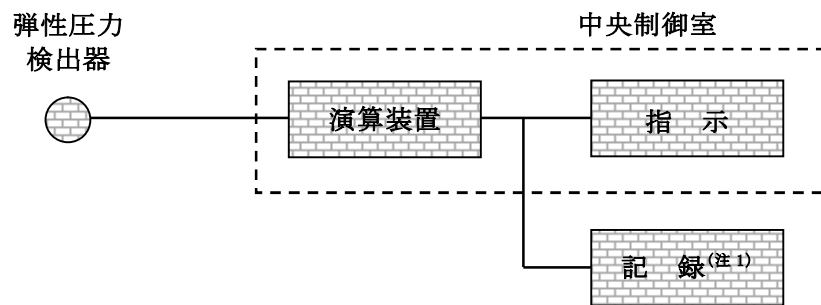
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



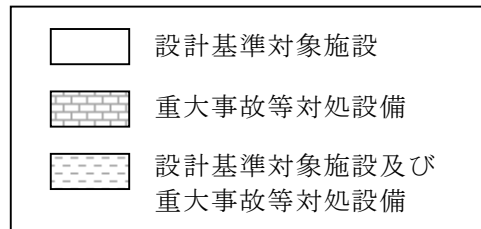
第 58-6-29 図 ドライウエル圧力の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ圧力

サプレッション・チェンバ圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-30 図「サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

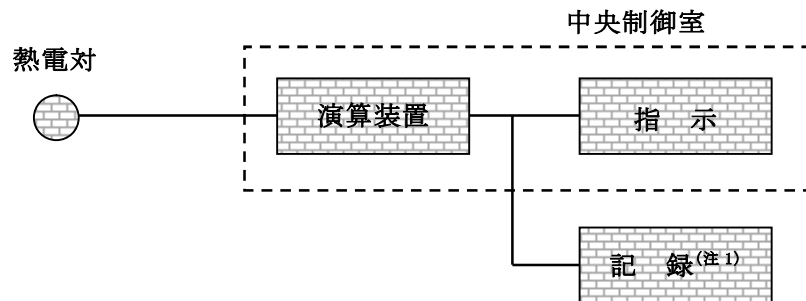


第 58-6-30 図 サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図

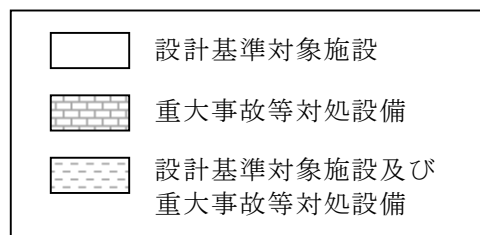
3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) ドライウエル雰囲気温度

ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲気温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-31図「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」参照。)



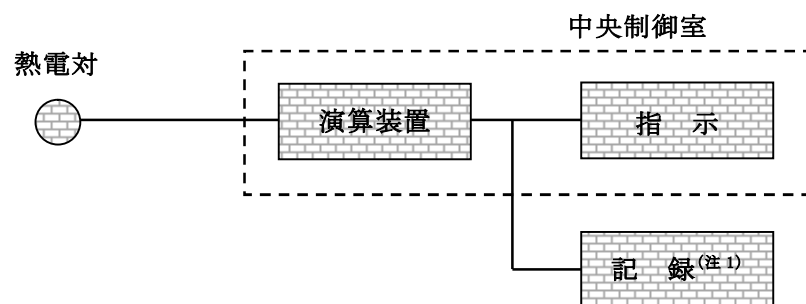
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



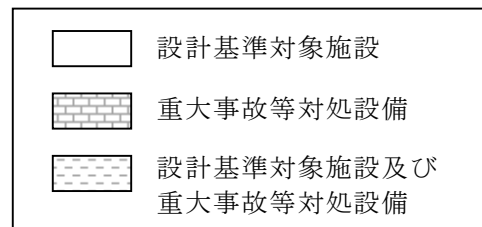
第58-6-31図 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ雰囲気温度

サプレッション・チェンバ雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ雰囲気温度を中央制御室に指示し，記録する。（第58-6-32 図「サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図」参照。）



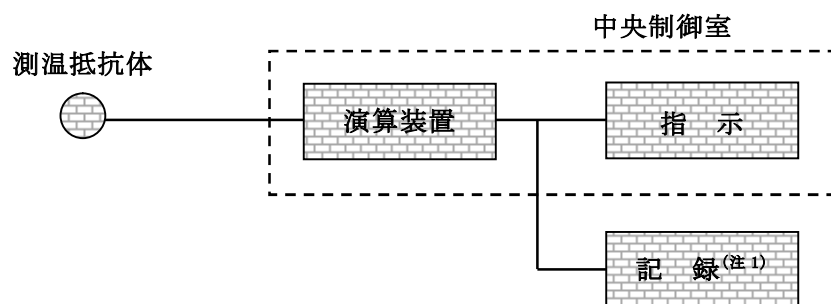
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



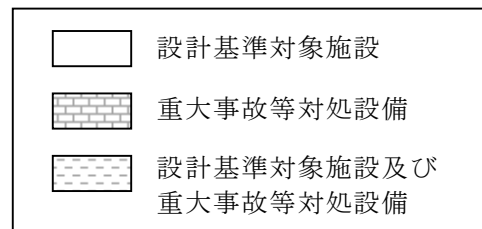
第58-6-32 図 サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図

(3) サプレッション・プール水温度

サプレッション・プール水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水温度の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッション・プール水温度を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-33 図「サプレッション・プール水温度の概略構成図」参照。）



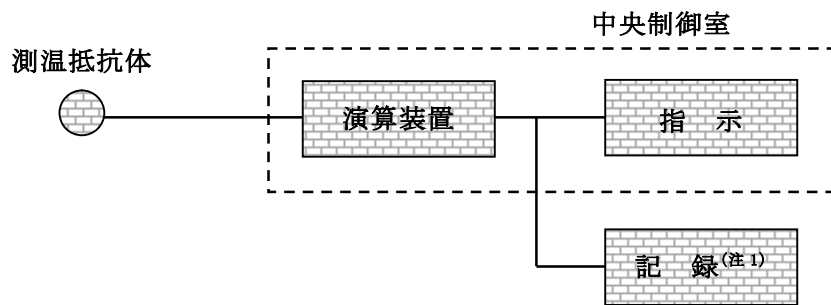
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



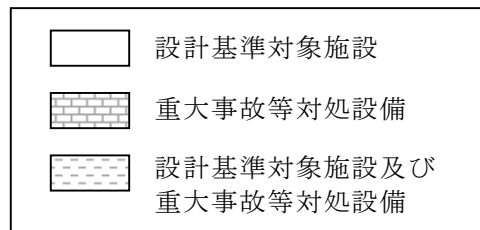
第 58-6-33 図 サプレッション・プール水温度の概略構成図

(4) 格納容器下部水温

格納容器下部水温は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水温の検出信号は，测温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，格納容器下部水温を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-34 図「格納容器下部水温の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

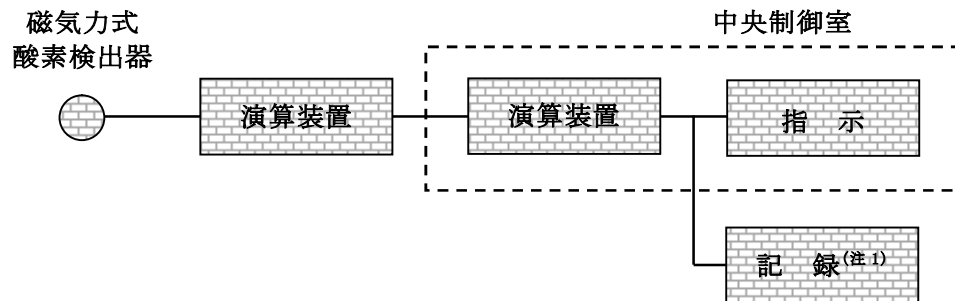


第 58-6-34 図 格納容器下部水温の概略構成図

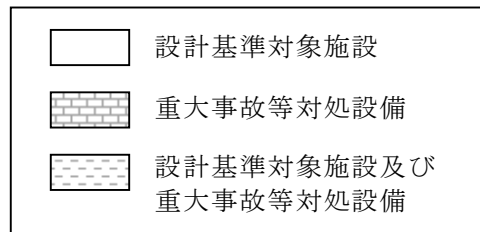
3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1) 格納容器内酸素濃度 (S A)

格納容器内酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度 (S A) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を、演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-35 図「格納容器内酸素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

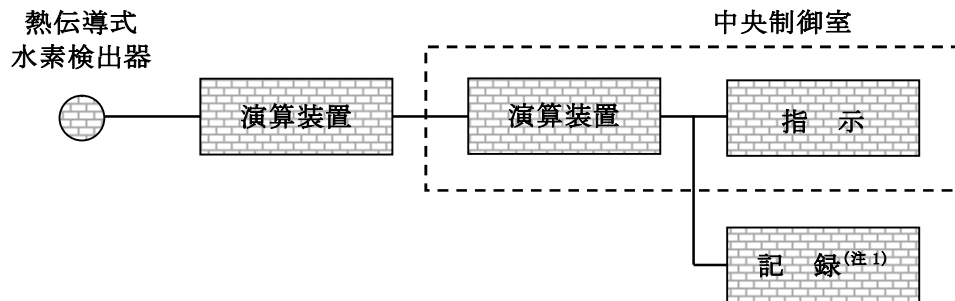


第 58-6-35 図 格納容器内酸素濃度 (S A) の概略構成図

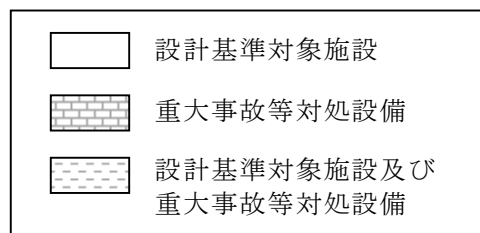
3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1) 格納容器内水素濃度 (S A)

格納容器内水素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (S A) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-36 図「格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

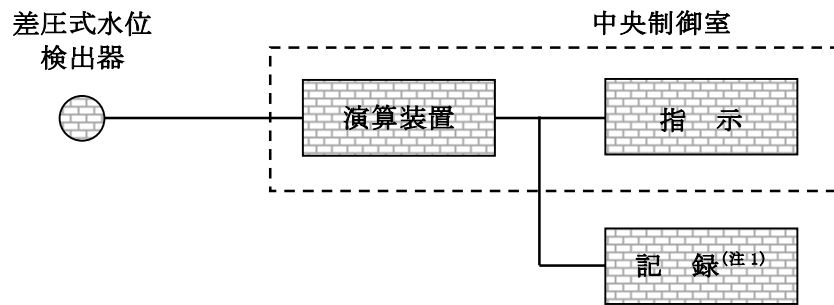


第 58-6-36 図 格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図

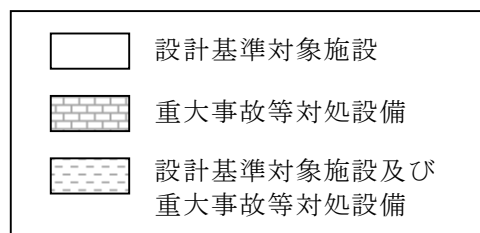
3.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の
水位を計測する装置

(1) 代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替淡水貯槽水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，代替淡水貯槽水位を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-37 図「代替淡水貯槽水位の概略構成図」参照。



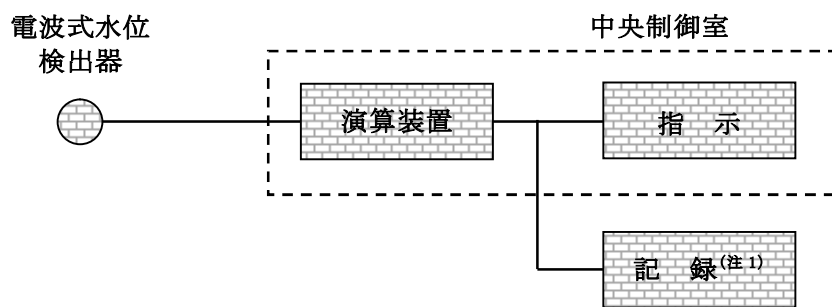
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



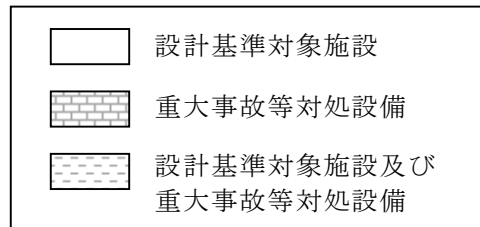
第 58-6-37 図 代替淡水貯槽水位の概略構成図

(2) 西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、西側淡水貯水設備水位の検出信号は、電波式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、西側淡水貯水設備水位を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-38 図「西側淡水貯水設備水位の概略構成図」参照。



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

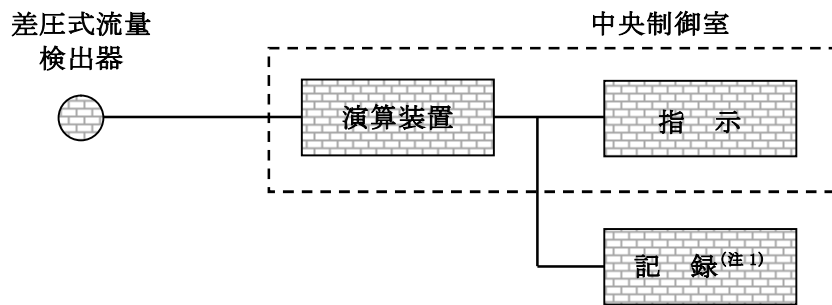


第 58-6-38 図 西側淡水貯水設備水位の概略構成図

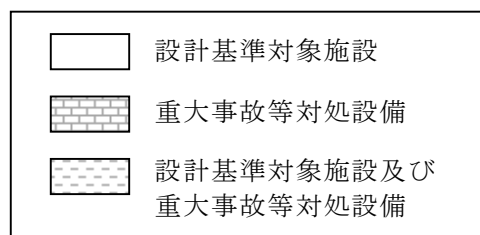
3.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 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（常設ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-39 図「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図」参照。）



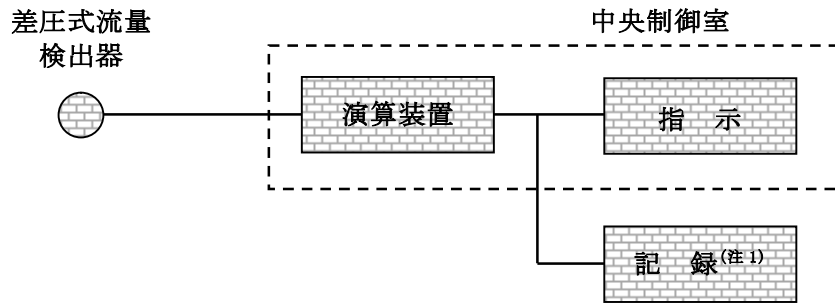
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



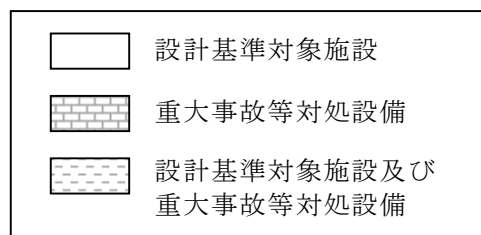
第 58-6-39 図 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図

(2) 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スプレイ流量（可搬ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-40 図「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図」参照。）



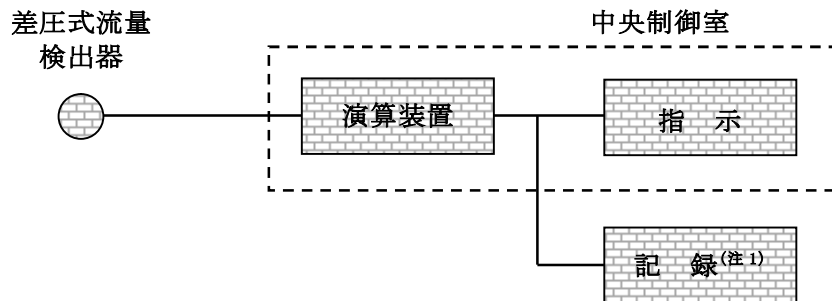
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



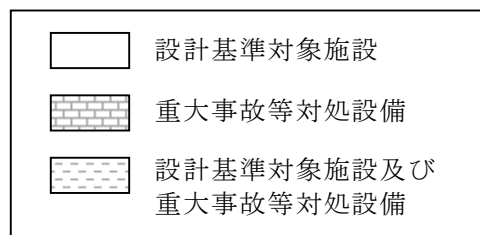
第 58-40 図 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図

(3) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-41 図「低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図」参照。)



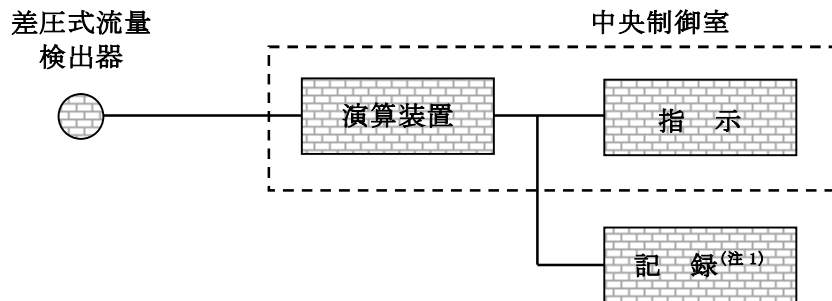
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



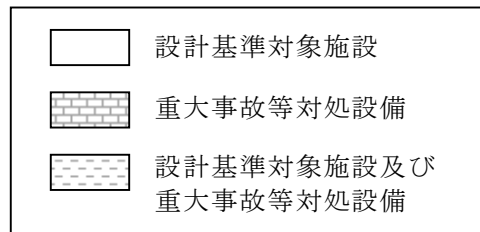
第 58-6-41 図 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図

(4) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-42 図「代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

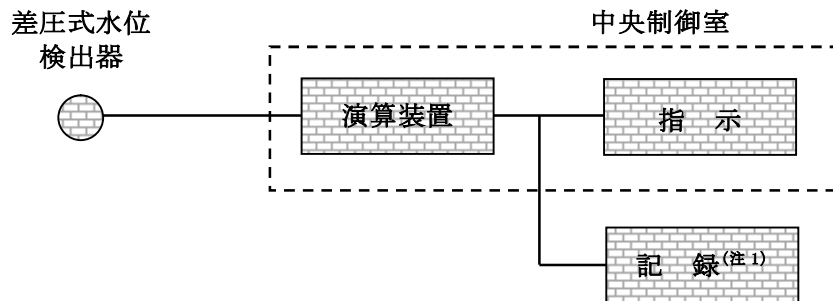


第 58-6-42 図 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図

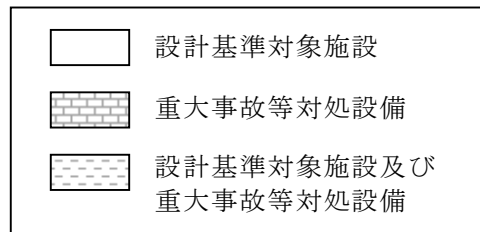
3.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) サプレッション・プール水位

サプレッション・プール水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・プール水位を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-43 図「サプレッション・プール水位の概略構成図」参照。）



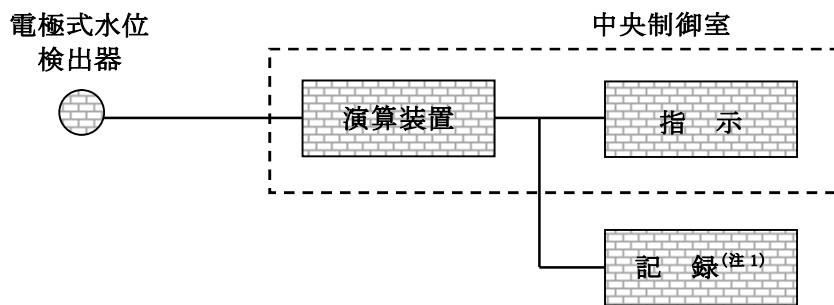
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



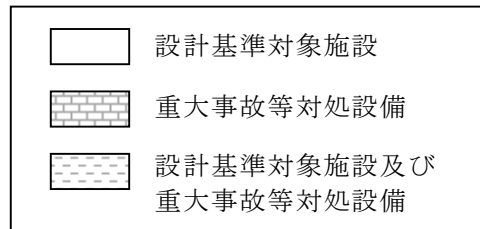
第 58-6-43 図 サプレッション・プール水位の概略構成図

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-44 図「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

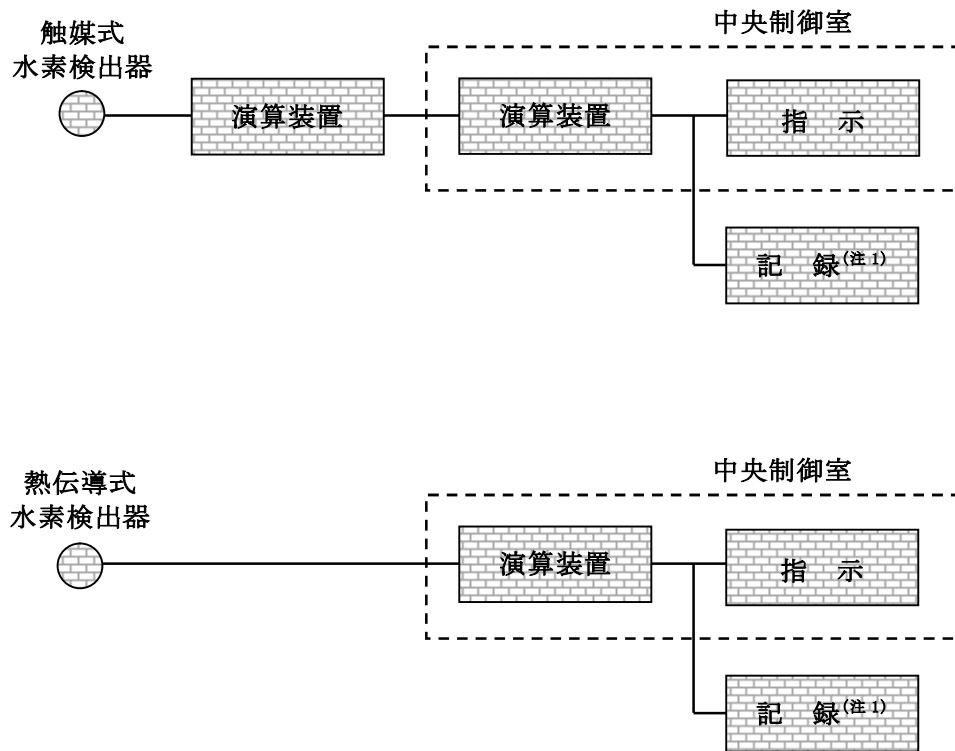


第 58-6-44 図 格納容器下部水位の概略構成図

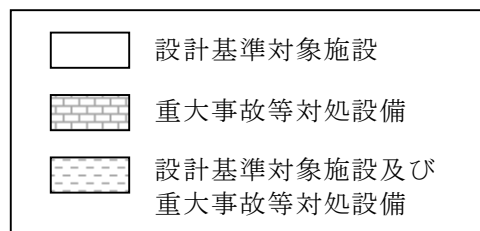
3.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-45 図「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

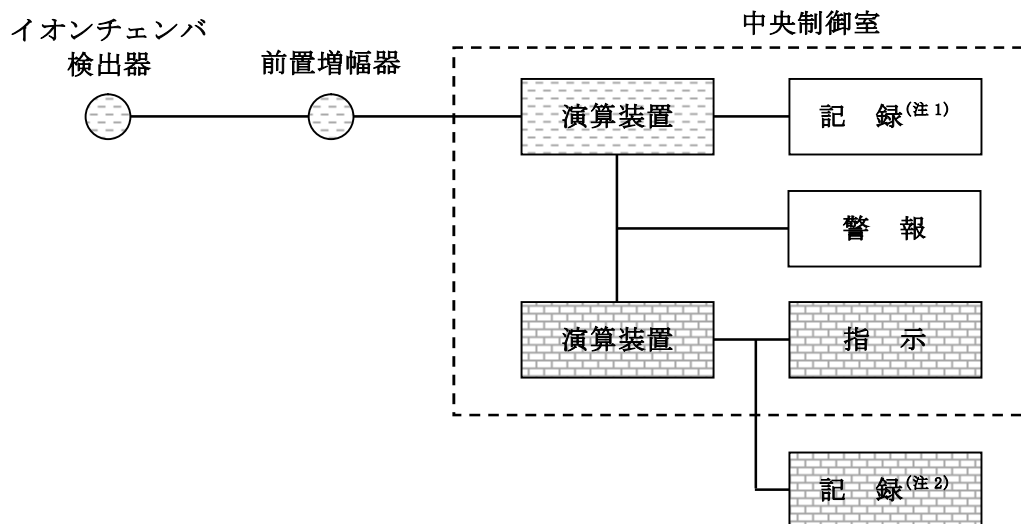


第 58-6-45 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

3.9 放射線管理用計測装置

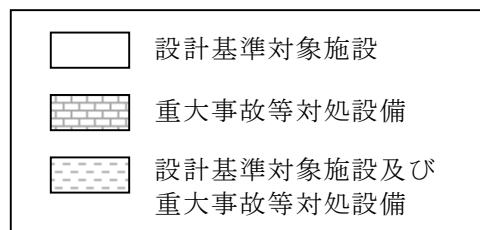
(1) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-46 図「格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

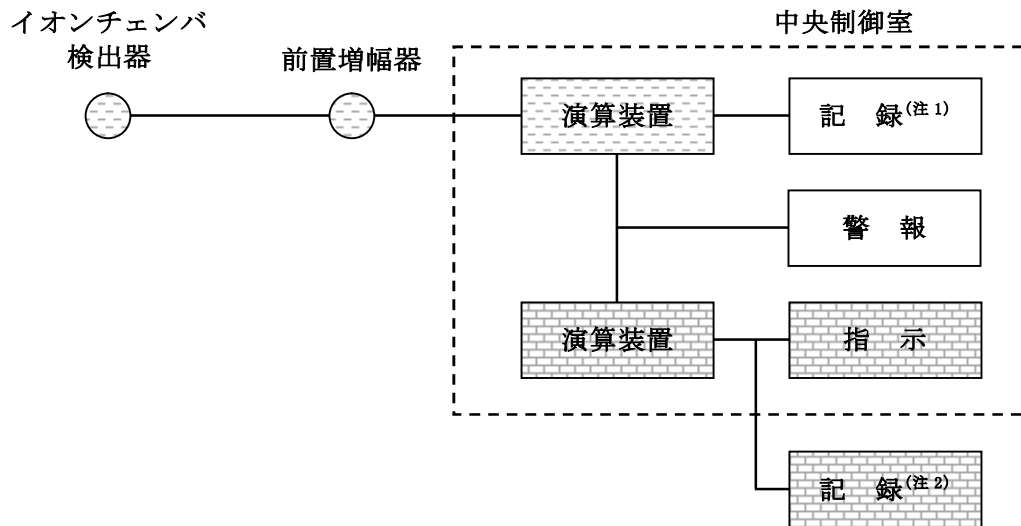
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-46 図 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図

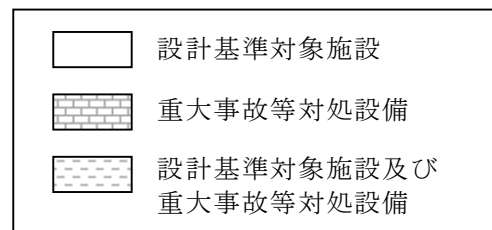
(2) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-47 図「格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

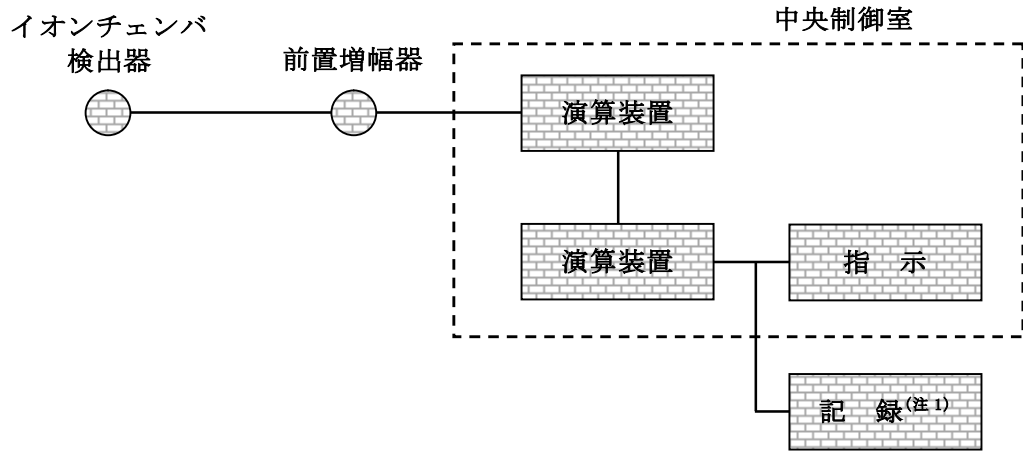
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



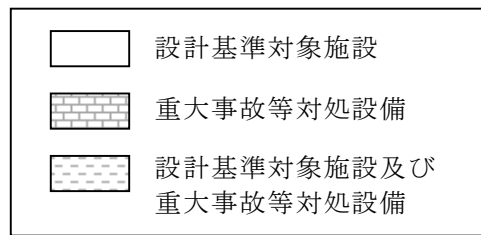
第 58-6-47 図 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図

(3) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-48 図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

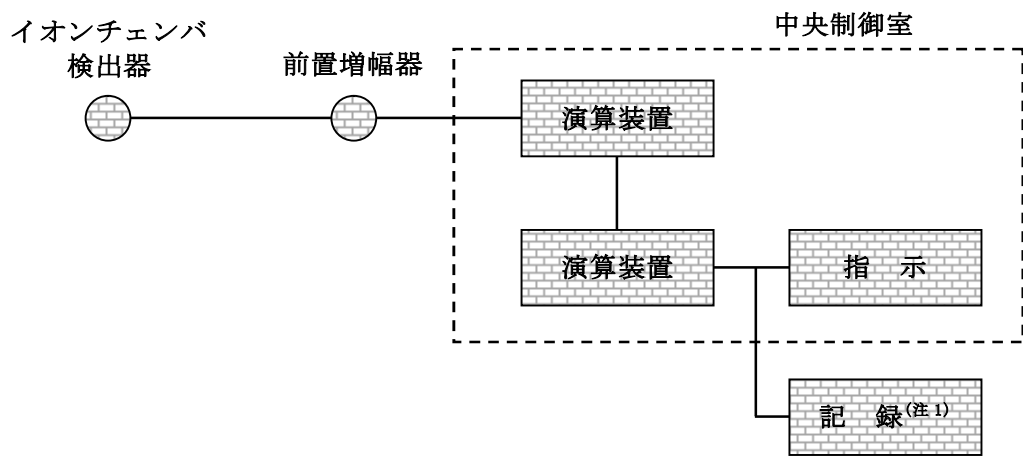


第 58-6-48 図 フィルタ装置出口放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

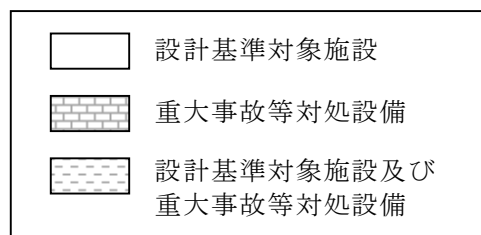
(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。

(第 58-6-49 図「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。)



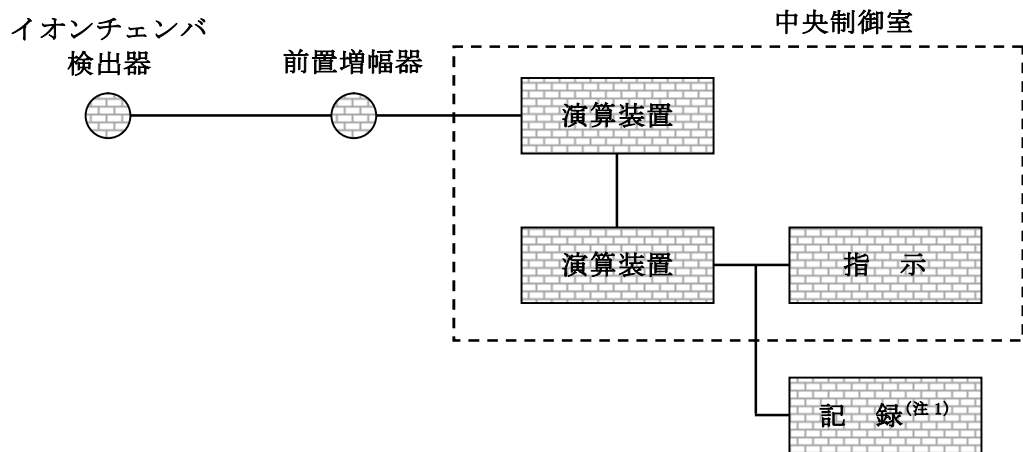
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



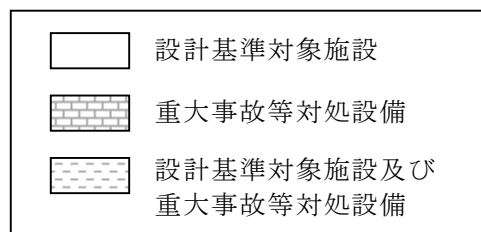
第 58-6-49 図 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 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）

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）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、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）の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-50 図「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）の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

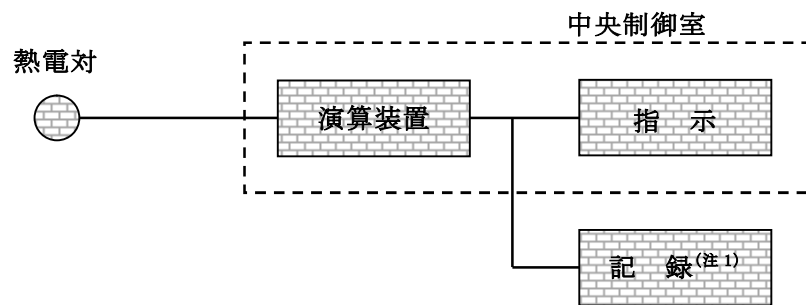


第 58-6-50 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

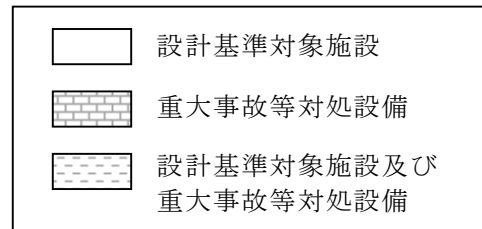
3.10 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-51「原子炉圧力容器温度の概略構成図」参照。)



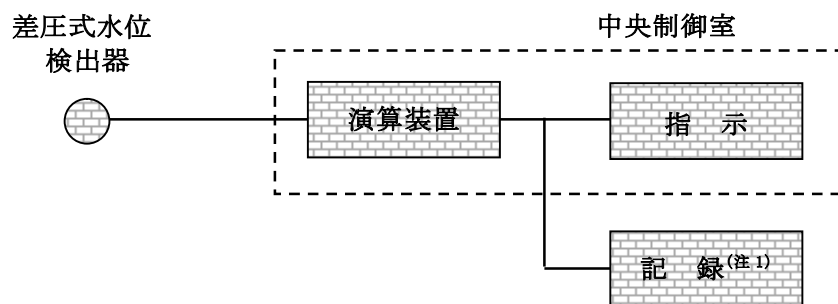
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



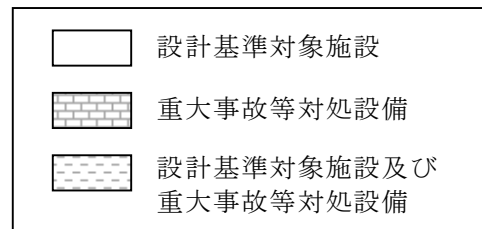
第58-6-51図 原子炉圧力容器温度の概略構成図

(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-52 図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)



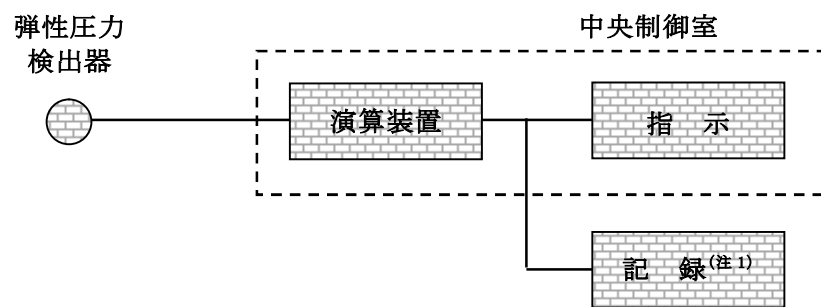
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



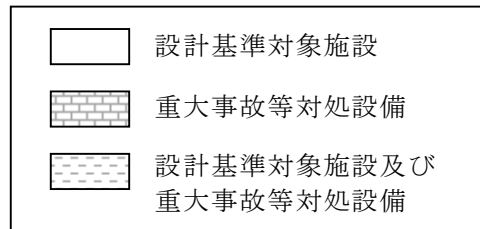
第 58-6-52 図 フィルタ装置水位の概略構成図

(3) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-53 図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）



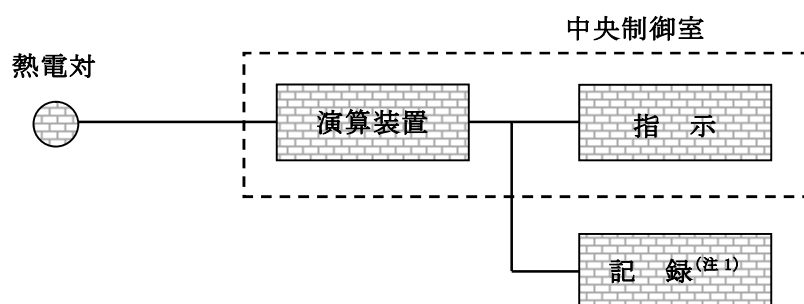
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



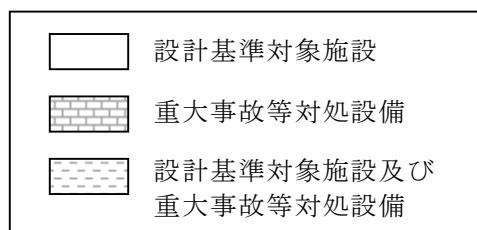
第 58-6-53 図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-54 図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。)



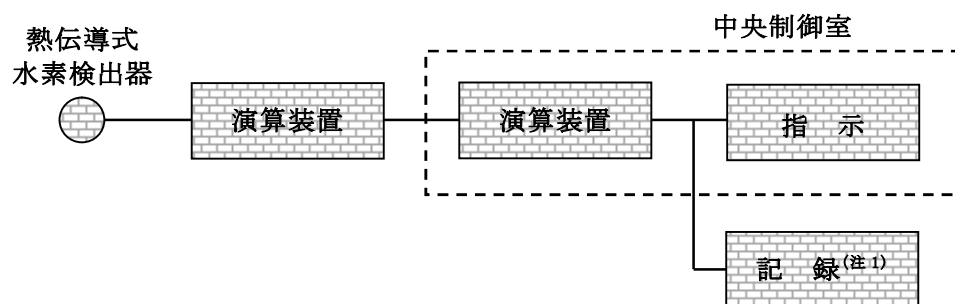
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



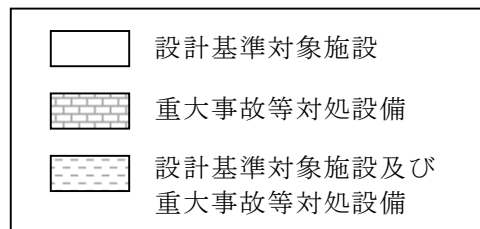
第 58-6-54 図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(5) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-55 図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



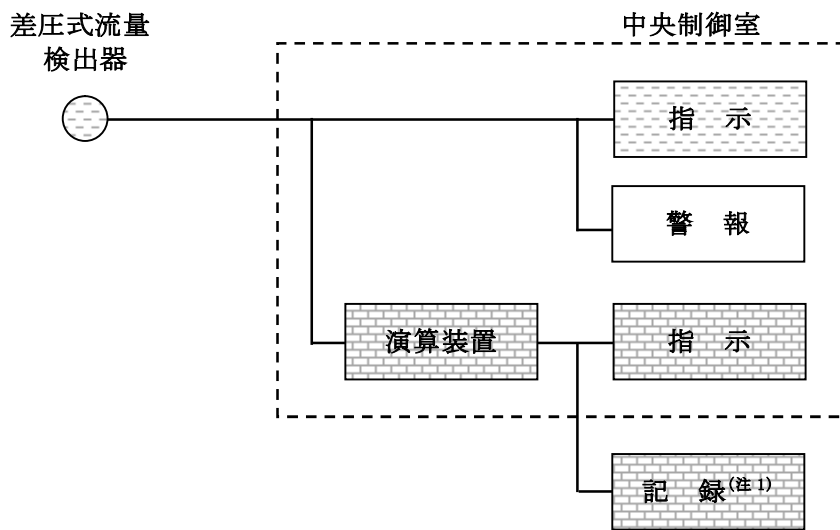
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



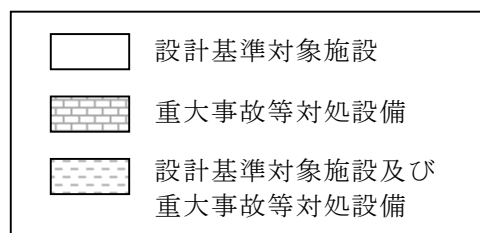
第 58-6-55 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(6) 残留熱除去系海水系系統流量

残留熱除去系海水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系海水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系海水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-56 図「残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図」参照。)



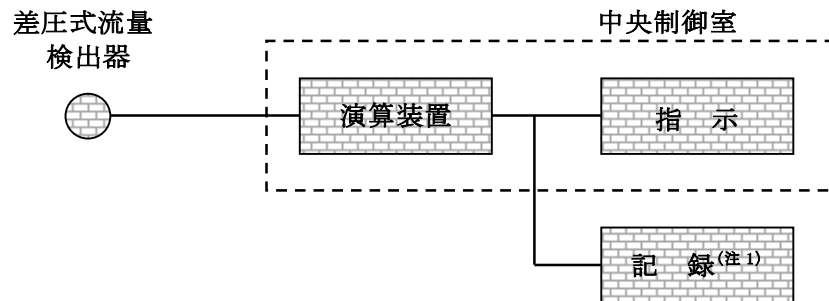
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



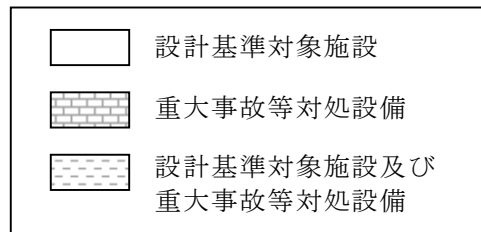
第 58-6-56 図 残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図

(7) 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（残留熱除去系熱交換器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-57 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図」参照。）



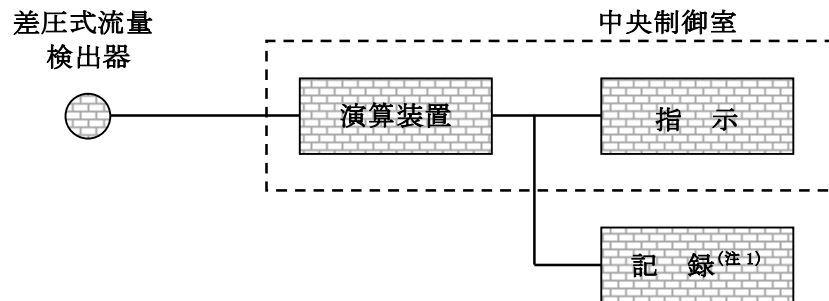
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



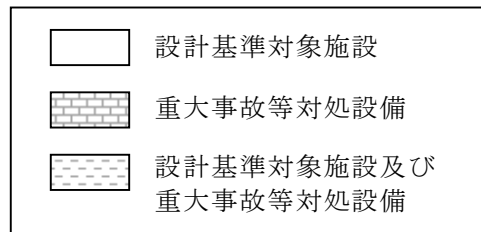
第 58-6-57 図 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図

(8) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-58 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図」参照。）



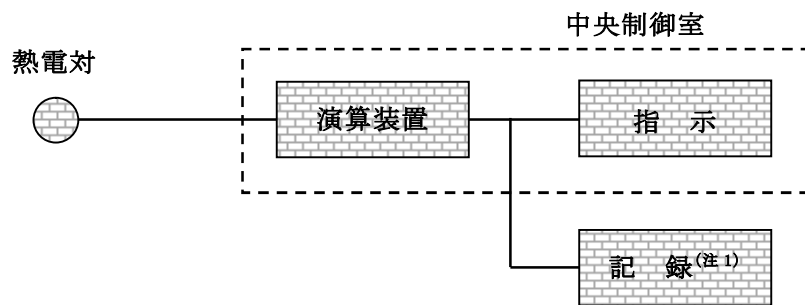
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



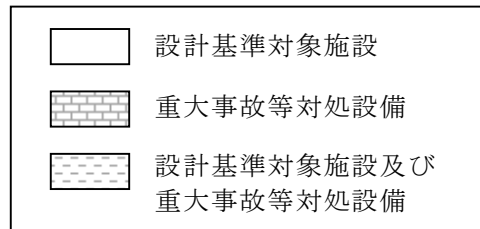
第 58-6-58 図 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図

(9) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-59 図「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」参照。)



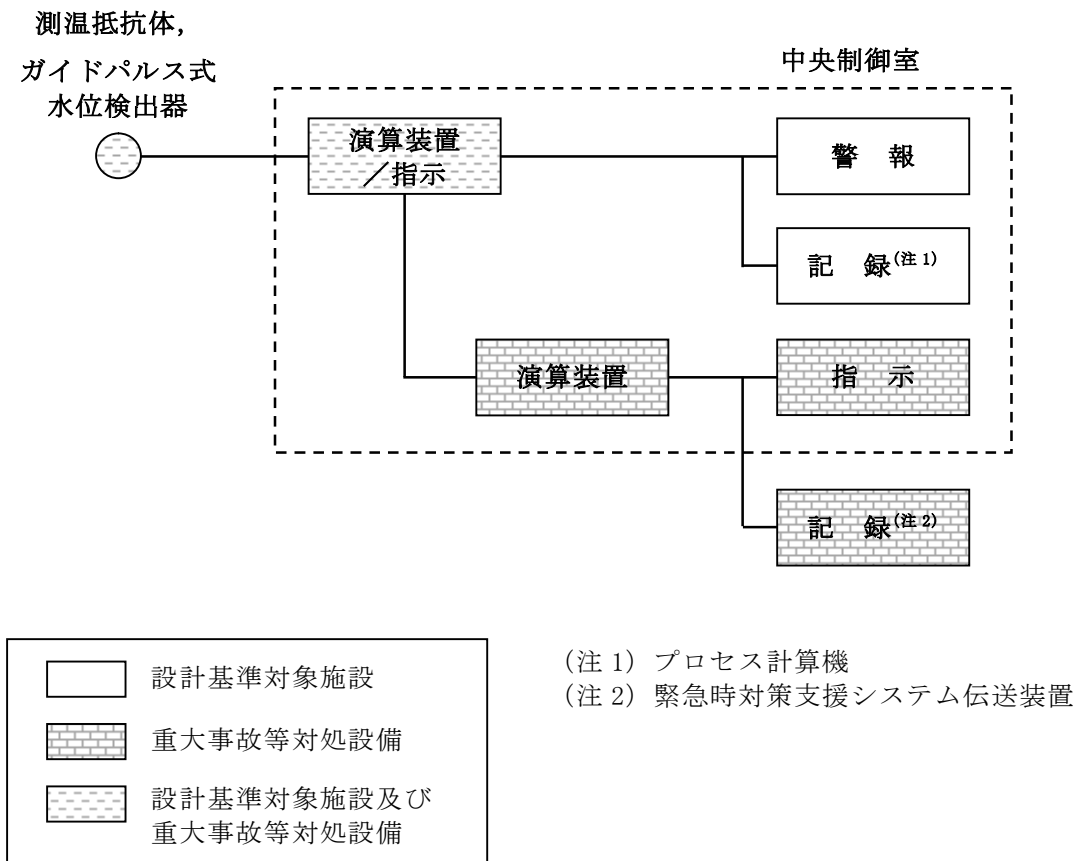
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



第58-6-59 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

(10) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

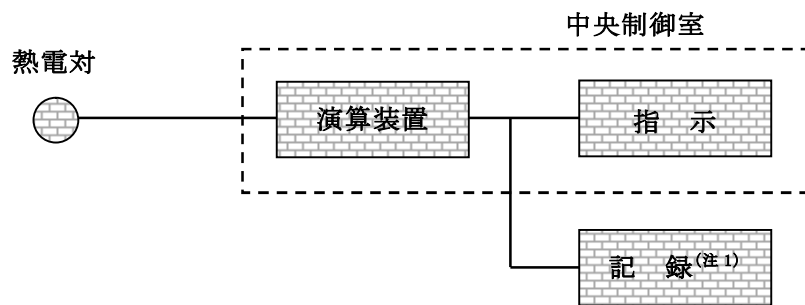
使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール水位（S A広域）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からのパルス信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール水位（S A広域）を中央制御室に指示し，記録する。使用済燃料プール温度（S A広域）の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール温度（S A広域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-60 図「使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の概略構成図」参照。）



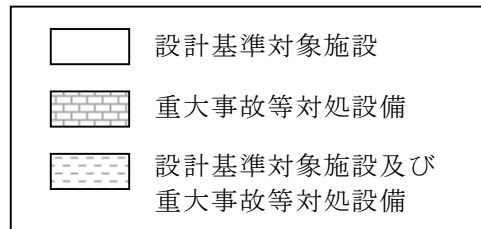
第 58-6-60 図 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）概略構成図

(11) 使用済燃料プール温度 (S A)

使用済燃料プール温度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール温度 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール温度 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-61 図「使用済燃料プール温度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

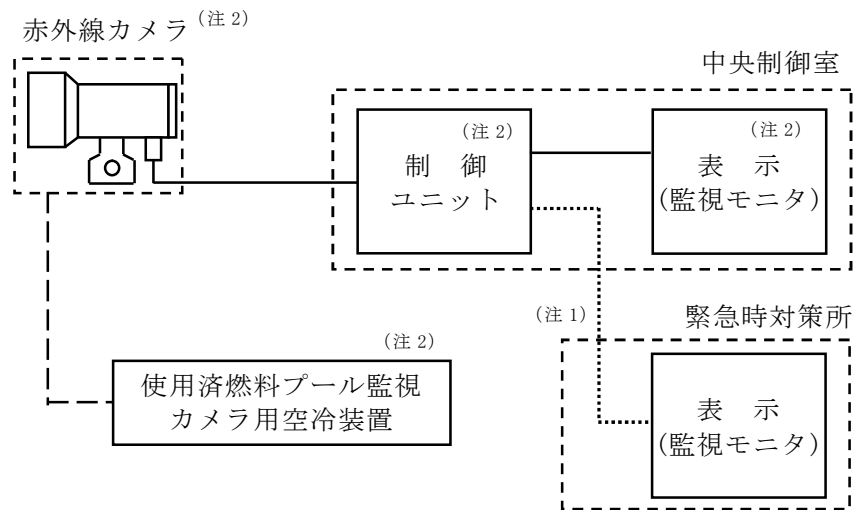


第 58-6-61 図 使用済燃料プール温度 (S A) 概略構成図

(12) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとしている。使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、ドライヤー、エアクーラー等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(第 58-6-62 図「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)



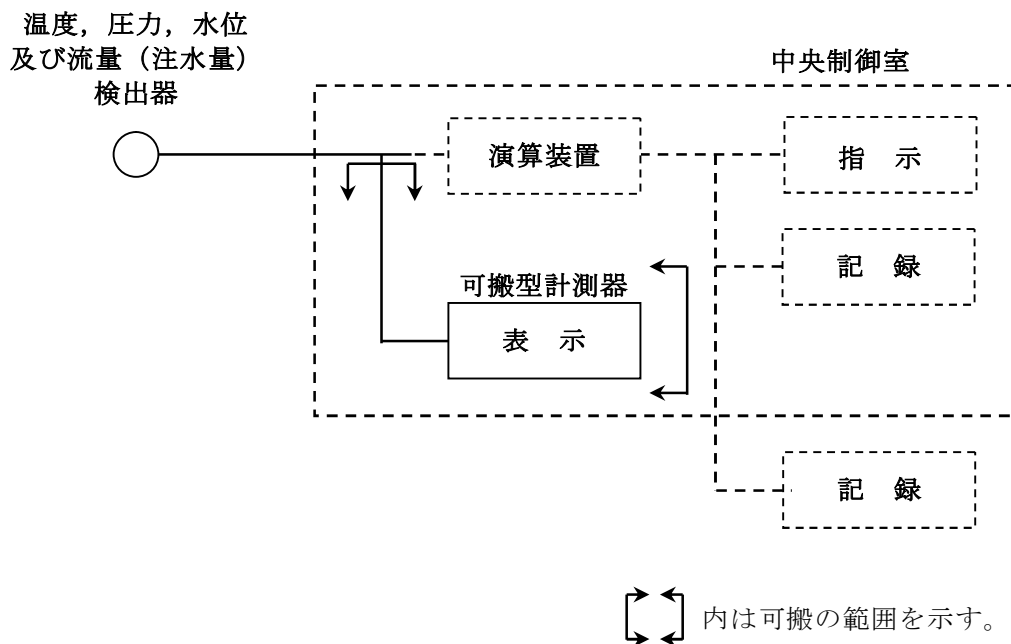
(注 1) 緊急時対策所まで無線通信

(注 2) 重大事故等対処設備

第 58-6-62 図 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(13) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する計器について、検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、記録用紙に記録し、保存する。(第 58-6-63 図「可搬型計測器の概略構成図」参照。)



第 58-6-63 図 可搬型計測器の概略構成図

第 58-6-1 表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉压力容器温度	サプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力	サプレッション・プール水位
原子炉圧力 (S A)	格納容器下部水位
原子炉水位 (広帯域)	フィルタ装置水位
原子炉水位 (燃料域)	フィルタ装置圧力
原子炉水位 (S A 広帯域)	フィルタ装置スクラビング水温度
原子炉水位 (S A 燃料域)	代替循環冷却系ポンプ入口温度
高压代替注水系系統流量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
原子炉隔離時冷却系系統流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
高压炉心スプレイ系系統流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	残留熱除去系海水系系統流量
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系原子炉注水流量	西側淡水貯水設備水位
残留熱除去系系統流量	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
低压炉心スプレイ系系統流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器下部注水流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
ドライウェル雰囲気温度	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力
サプレッション・プール水温度	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
格納容器下部水温	使用済燃料プール温度 (S A 広帯域)
ドライウェル圧力	使用済燃料プール温度 (S A)

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、第 58-6-2, 3 表に示す。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (1/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
				炉心損傷前		炉心損傷後
起動領域計装	$10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	約 100cps \sim 10 ⁴ cps 前後	定格出力の約 19 倍	$10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 100cps \sim 10 ⁴ cps 前後) を測定できる範囲として 10 ⁻¹ cps \sim 10 ⁶ cps に設定している。重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域計装 (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域計装 (中間領域)、平均出力領域計装によって監視可能である。
	0 \sim 40% 又は 0 \sim 125% $(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	$10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$		0 \sim 40% 又は 0 \sim 125% $(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
平均出力領域計装	0 \sim 125% $(1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	0 \sim 100%	—	定格出力の約 6 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0 \sim 125% に設定している。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (2/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
常設高圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	—	—	8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐 出圧力 (8.96MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	—	—	3.14MPa [gage]	3.14MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐 出圧力 (3.14MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
代替循環冷却系 ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	—	—	3.45MPa [gage]	3.45MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧 力 (3.45MPa [gage]) に余裕を見込んだ設定 とする。
原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐 出圧力 (8.96MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
高圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~8.01MPa [gage]	8.01MPa [gage]	8.01MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐 出圧力 (8.01MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~3.45MPa [gage]	3.45MPa [gage]	3.45MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gage]) に余裕を見込んだ設定と する。
低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~3.79MPa [gage]	3.79MPa [gage]	3.79MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐 出圧力 (3.79MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (3/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
代替循環冷却系ポンプ 入口温度	0~100℃	—	—	80℃以下	80℃以下	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度 (80℃) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器 入口温度	0~300℃	182℃以下	182℃以下	182℃以下	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器 出口温度	0~300℃	182℃以下	182℃以下	182℃以下	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) に余裕を見込んだ設定とする。
高压代替注水系 系統流量	0~50L/s	—	—	38L/s	38L/s	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、常設高压代替注水系ポンプ最大注水量 (38L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (常設 ライン用)	0~500m ³ /h	—	—	378m ³ /h	230m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (378m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (常設 ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	—	—	75m ³ /h	75m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) が計測可能な範囲とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (可搬 ライン用)	0~300m ³ /h	—	—	110m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (110m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (可搬 ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	—	—	75m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) が計測可能な範囲とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (4/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{**1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{**1}	設計基準事故時 ^{**1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{**1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
代替循環冷却系 原子炉注水流量	0~150m ³ /h	—	—	—	100m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、代替循環冷却系による原子炉圧力容器 への注水時における最大注水量 (100m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系 系統流量	0~50L/s	0~40L/s	40L/s	40L/s	40L/s	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水 量 (40L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系 系統流量	0~500L/s	0~438L/s	438L/s	438L/s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水 量 (438L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 系統流量	0~600L/s	0~470L/s	470L/s	470L/s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L /s) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系 系統流量	0~600L/s	0~456L/s	456L/s	456L/s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水 量 (456L/s) に余裕を見込んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (5/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	約 6.93MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下	8.19MPa [gage] 以下	8.23MPa [gage] 以下	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62 MPa[gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa[gage]) を監視可能である。
原子炉圧力 (S A)	0~10.5MPa [gage]	約 6.93MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下	8.19MPa [gage] 以下	8.23MPa [gage] 以下	
原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^{*2}	1,260mm ^{*2} 1,300mm ^{*3}	-3,800mm~1,400mm ^{*2} 397mm~1,300mm ^{*3}	-3,800mm~1,400mm ^{*2} 0~1,300mm ^{*3}	1,260mm ^{*2} 以下 1,300mm ^{*3} 以下	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3~8) 及び燃料有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^{*3}					
原子炉水位 (S A 広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^{*2}	1,260mm ^{*2} 1,300mm ^{*3}	-3,800mm~1,400mm ^{*2} 397mm~1,300mm ^{*3}			
原子炉水位 (S A 燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^{*3}					

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (6/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウェル圧力	0~1MPa [abs]	5kPa [gage]	279kPa [gage] 以下	310kPa [gage] 以下	620kPa [gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	5kPa [gage]	279kPa [gage] 以下	310kPa [gage] 以下	620kPa [gage] 以下	
ドライウェル雰囲気 温度	0~300℃	57℃以下	171℃以下	約 123℃	約 202℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ドライウェル雰囲気温度 (約 202℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
サブプレッション・ チェンバ雰囲気温度	0~200℃	32℃以下	104℃以下	約 143℃	約 132℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (約 143℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
サブプレッション・ プール水温度	0~200℃	32℃以下	104℃以下	約 139℃	約 119℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・プール水温度 (約 139℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) におけるサブプレッション・プール水の飽和温度 (約 167℃) を監視可能である。
格納容器下部水温	0~500℃ ^{※4} (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{※5}	—	—	—	0℃以下又は 500℃以上	ペDESTAL底部にデブリが落下又は堆積した際に温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることでデブリの落下・堆積が検知可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (7/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内酸素濃度 (SA)	0~25vol%	2.5vol%以下	約 4.4vol%以下	2.5vol%以下	4.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度 が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を計測可能な範囲とする。
格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	約 3.3vol%以下	—	56.6vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲 (0~56.6vol%) を計測可能な範囲とする。
代替淡水貯槽水位	0~20m	—	—	0~20m	0~20m	重大事故等時において、代替淡水貯槽の底部 より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レ ベル (0~20m) を監視可能である。
西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	—	—	0.5~4.5m	0.5~4.5m	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m から+5m (水槽上端) まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	—	—	130m ³ /h	300m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、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時における最大注水 量 (300m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0~500m ³ /h	—	—	130m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレイ時における最大注水 量 (130m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	—	—	—	80m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、格納容器下部注水系 (常設又は可搬型) による格納容器下部注水時における最大注水 量 (80m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系 格納容器スプレイ流量	0~300m ³ /h	—	—	250m ³ /h	250m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、代替循環冷却系による格納容器スプレイ時 における最大注水量 (250m ³ /h) に余裕を見込 んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (8/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
サブプレッション・ プール水位	-1m~9m (EL. 2, 030mm~ 12, 030mm) ^{※6}	±0m (EL. 3, 030mm) ^{※6}	-0.5m~0m (EL. 2, 530mm~ 3, 030mm) ^{※6}	0~7.219m (EL. 3, 030mm~ 10, 249mm) ^{※6}	0~約 7.681m (EL. 3, 030mm~ 約 10, 711mm) ^{※6}	ウェットウェルベント操作可否判断(ベント ライン下端高さ-1.64m:通常水位+6.5m) を把握できる範囲を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、サブプレッション・プール水位(0~ 約 7.681m)に余裕を見込んだ設定とする。 (サブプレッション・プール水を水源とする非常 用炉心冷却系等の起動時に想定される変動(低 下)水位(-0.5m)を監視可能。)
格納容器下部水位	+1.05m ^{※5, ※7} (EL. 12, 856mm)	—	—	+1.05m ^{※5, ※7} (EL. 12, 856mm)	+1.05m ^{※5, ※7} (EL. 12, 856mm)	原子炉格納容器下部における注水状況を確認 するため、原子炉圧力容器破損前に熔融炉心 の冷却に必要な水深があることを確認できる 位置に設置する。
	+0.50m, +0.95m ^{※5, ※8} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—	—	—	+0.50m~+0.95m ^{※5, ※8} (EL. 12, 306mm~ 12, 756mm)	原子炉格納容器下部における注水状況を確認 するため、原子炉圧力容器破損後(デブリ堆 積高さ<0.2mの場合)に熔融炉心の冷却に 必要な水深があることを確認できる位置に設 置する。
	+2.25m, +2.75m ^{※5, ※9} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—	—	—	—	+2.25m~+2.75m ^{※5, ※9} (EL. 14, 056mm~ 14, 556mm)
原子炉建屋水素濃度	0~10vol%, 0~20vol%	—	—	—	4.0vol%未満	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限 界(水素濃度:4vol%)を監視可能である(な お、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋 内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に 低減する)。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (9/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	90Sv/h 未満 ^{*10}	90Sv/h 未満 ^{*10}	$5\times 10^4\text{Sv/h}$ 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	90Sv/h 未満 ^{*10}	90Sv/h 未満 ^{*10}	$5\times 10^4\text{Sv/h}$ 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	—	—	—	約 $5\times 10^1\text{Sv/h}$ 以下	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定されるフィルタ装置出口最大放射線量率(約 $5\times 10^1\text{Sv/h}$)を監視可能。
	$10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$	—	—	約 $7\times 10^0\text{mSv/h}$ 以下	—	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定されるフィルタ装置出口最大放射線量率(約 $7\times 10^0\text{mSv/h}$)を監視可能。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2}\text{mSv/h}\sim 10^5\text{mSv/h}$	—	—	約 $9\times 10^4\text{mSv/h}$ 以下	—	耐圧強化ベントによる格納容器ベント実施時に、想定される耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置の最大放射線量率(約 $9\times 10^4\text{mSv/h}$)を監視可能。
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)	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	—	$3.1\times 10^0\text{mSv/h}$ 以下		重大事故等時における使用済燃料プールの変動する範囲 ($1.0\times 10^{-2}\sim 2.4\times 10^6\text{mSv/h}$) にわたり放射線量率を監視可能である。
	$10^{-3}\text{Sv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$					
原子炉压力容器温度	0~500℃	約 286℃ 以下	302℃ 以下	300℃ 以下	300℃ 以上 ^{*11}	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉压力容器温度(0~500℃)を設定する。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (10/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	—	—			系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲 [] 及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲 [] を監視可能。
フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	—	—	0.31MPa [gage] 以下	0.62MPa [gage] 以下	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 (0.62MPa [gage]) を監視可能。
フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—	—	200℃以下	200℃以下	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。
フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—	—	—	56.6vol%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値 (56.6vol% (ドライ条件)) を監視可能。
残留熱除去系海水系システム流量	0～550L/s	493L/s	493L/s	493L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800m ³ /h	—	—	650m ³ /h	650m ³ /h	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (650m ³ /h) を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50m ³ /h	—	—	40m ³ /h	40m ³ /h	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m ³ /h) を監視可能。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (11/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。
使用済燃料プール 水位・温度 (S A 広域)	-4,300mm~+7,200mm (EL. 35,077mm~46,577mm) ※1 2	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1 2	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1 2	N. W. L から -0.62m (EL. 45,575mm) ※1 2		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0~120℃	52℃以下	66℃以下	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料プール 温度 (S A)	0~120℃	52℃以下	—	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料プール 監視カメラ	—	—	—	—		重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。

- ※1 プラント状態の定義は、以下のとおり。
- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
 - ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
 - ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
 - ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- ※2 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
- ※3 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
- ※4 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
- ※5 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ
- ※6 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
- ※7 R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- ※8 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
- ※9 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合）（満水管理水位計）
- ※10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※11 300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上で問題ない。
- ※12 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (1/2)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計 測 装 置	起動領域計装 (中間領域)	原子炉周期(ペリオド) : 10 秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引き抜き等に伴う異常反応度印加投入による燃料損傷を防止するため、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉スクラムさせるよう、 <u>原子炉周期 10 秒以上</u> を設定値とする。
		中性子束 : 120%以下	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度印加による燃料損傷を防止するため、中性子束の緩慢な出力増加を検知し、原子炉をスクラムさせる。プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉スクラムさせるよう、 <u>中性子束 120%以下</u> を設定値とする。
	平均出力領域計装	120%以下 (原子炉モードスイッチが 「運転」の時)	プラント運転時の異常反応度印加による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として <u>120%以下</u> とする。
		2%以上 (原子炉モードスイッチが 「運転」の時)	プラント運転時の平均出力領域計装の健全性を監視し、異常時に原子炉をスクラムさせる。 測定系の異常を確実に検出できる値として <u>2%以上</u> とする。
		15%以下 (原子炉モードスイッチが 「燃料取替」、「起動」の時)	原子炉の起動時の異常反応度印加による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える時まで誤トリップを起こさない値として <u>15%以下</u> とする。
		自動可変設定 ($0.72Wd+54\%$ 以下 ^{*1} , 又は最大値 115%)	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料の熱的限界を超えないよう熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう再循環流量の関数として自動可変設定とし、再循環流量によって決まる燃料の表面熱流速の制限値を超えない値として <u>($0.72Wd+54\%$) 以下又は最大値 115%</u> とする。

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (2/2)

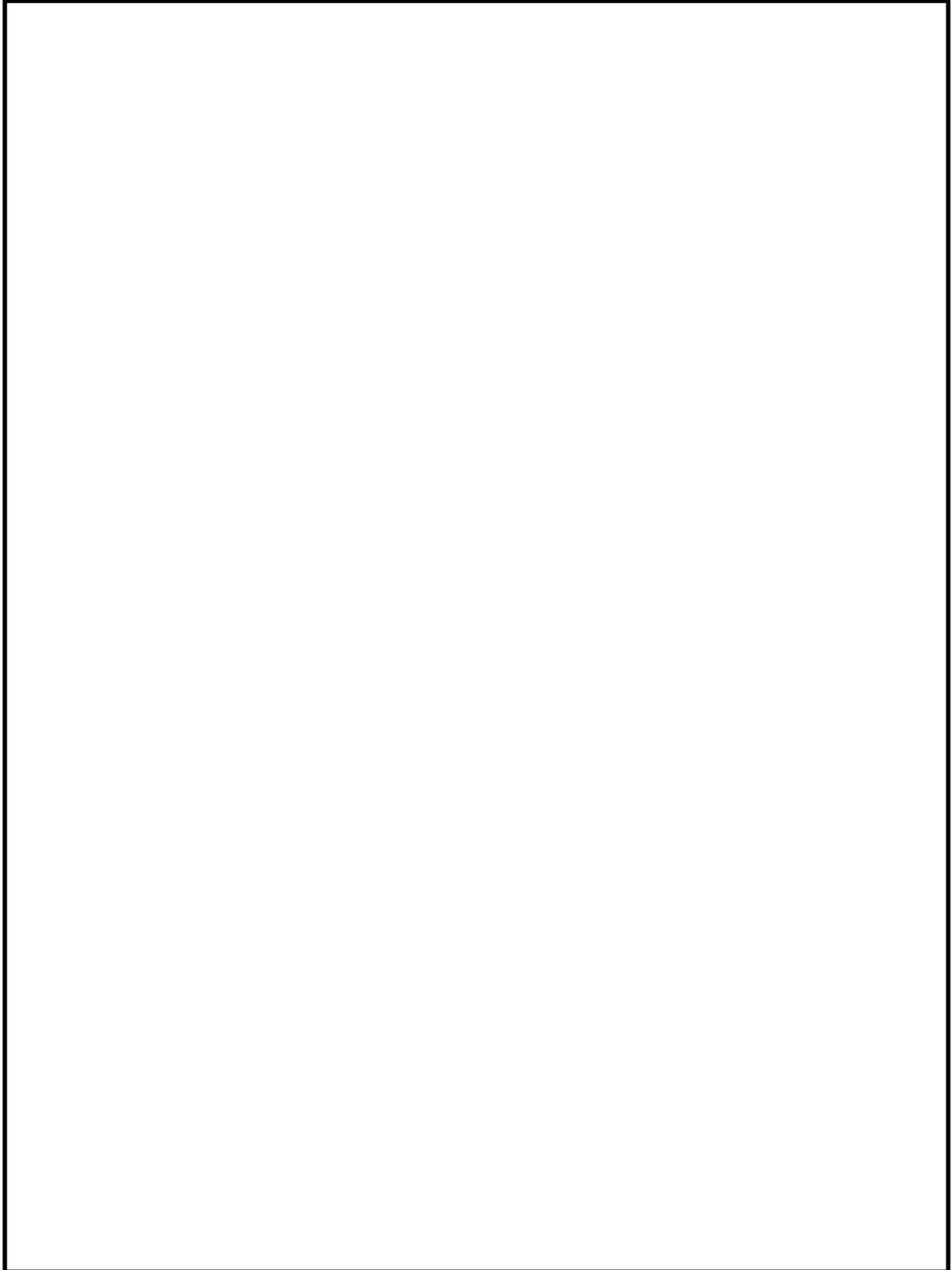
	名 称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.39MPa [gage] 以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、原子炉圧力容器内の圧力上昇を緩和し、かつサプレッション・プール水の温度上昇を抑えるため再循環系ポンプ 2 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム (7.25MPa [gage]) の発生前に本インターロックが動作することなく、かつ事象の早期緩和を図るため、圧力高スクラム設定値に対して計器誤差を見込んだ原子炉圧力 7.39MPa [gage] 以下を設定値とする。
	原子炉水位	-950mm 以上 ^{※2}	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離時冷却系を起動 (冷却材補給機能) し、原子炉の水位低下を防ぐ。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L 2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L 1 を下回らないよう十分高い水位にするとともに、原子炉水位 L 3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、L 3 水位より十分に低い水位である、 <u>原子炉水位 -950mm 以上</u> を設定値とする。
		-3,800mm 以上 ^{※2}	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L 2 で原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系が起動することにより、L 1 に達しないように十分低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成されるよう <u>原子炉水位 -3,800mm 以上</u> を設定値とする。
-3,800mm 以上 ^{※2}	中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合、原子炉水位 L 1 で自動減圧系を作動させ、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系 (低圧注水系) と連携して炉心を冷却するよう <u>原子炉水位 -3,800mm 以上</u> を設定値とする。 また、自動減圧系の機能が喪失した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位 L 1 で自動減圧機能を有する 7 個のうち 2 個の逃がし安全弁を作動させるよう <u>原子炉水位 -3,800mm 以上</u> を設定値とする。		

※1 Wd は再循環流量 (%)

※2 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)

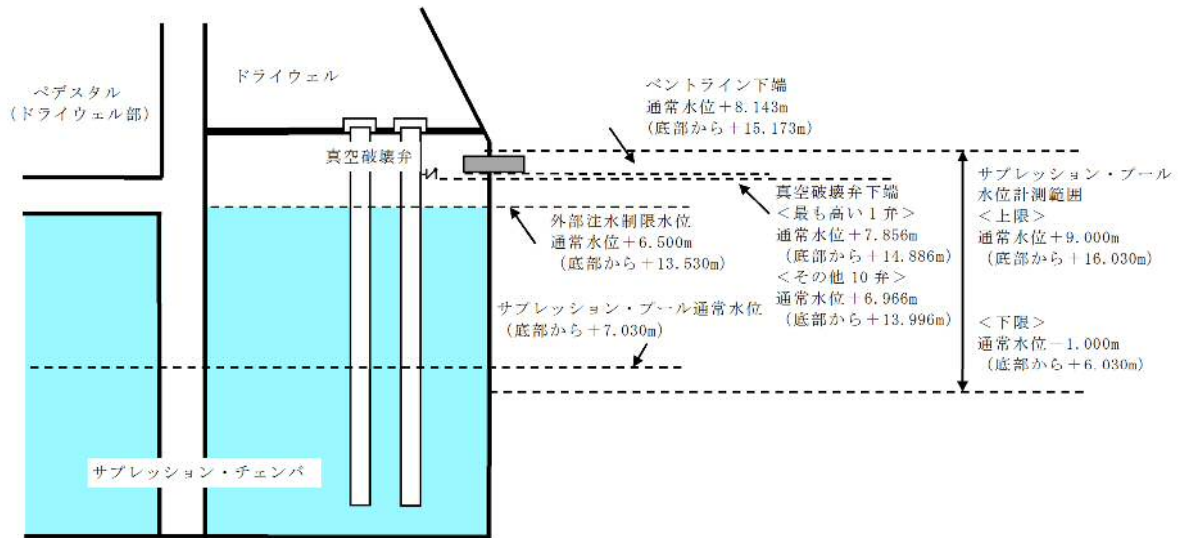
原子炉水位，サプレッション・プール水位，核計装の概要図と計測範囲との関係

1. 原子炉水位



第 58-6-64 図 原子炉水位の概要図

2. サプレッション・プール水位

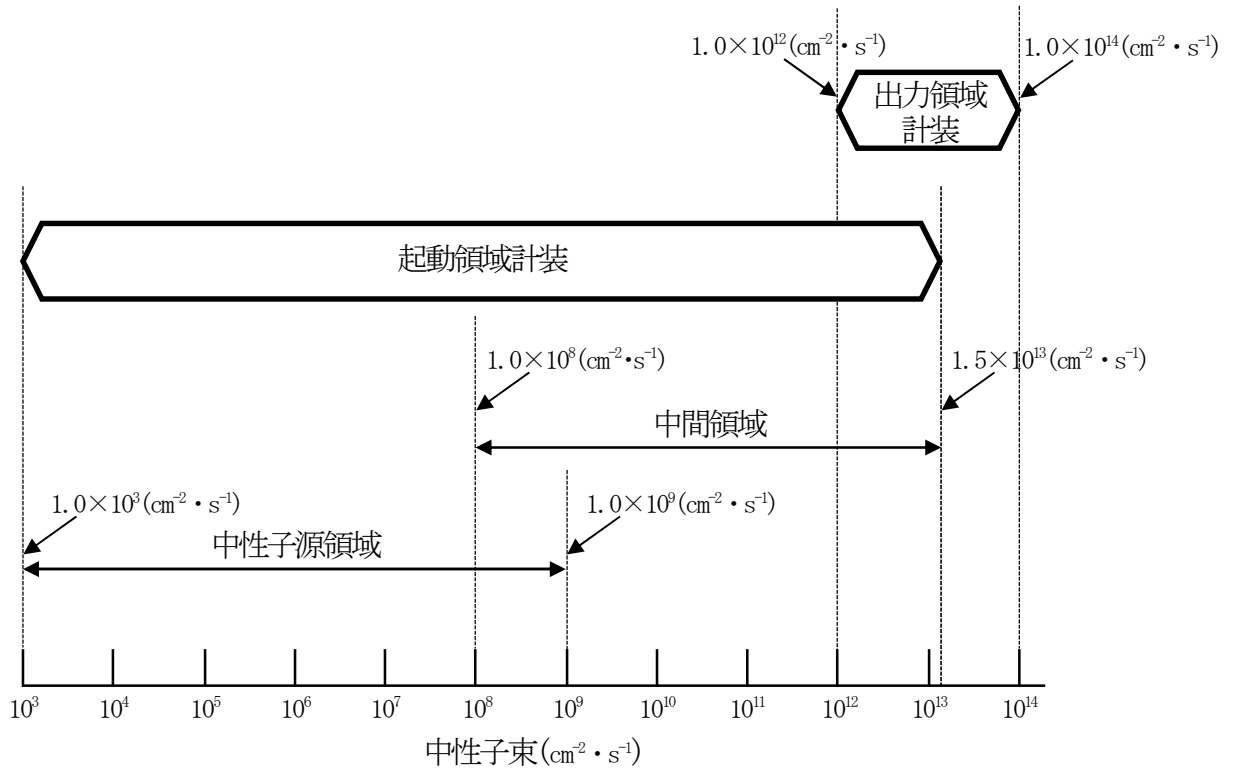


項目	通常水位からの高さ	底部からの高さ
水位計*計測範囲 (上限)	9.000m	16.030m
ペントライン (下端)	8.143m	15.173m
真空破壊弁下端 (最も高い1弁)	7.856m	14.886m
真空破壊弁下端 (その他10弁)	6.966m	13.996m
外部注水制限	6.500m	13.530m
通常水位	0.000m	7.030m
水位計*計測範囲 (下端)	-1.000m	6.030m

※重大事故等対処設備として設置するもの

第 58-6-65 図 サプレッション・プール水位の概要図

3. 核計装



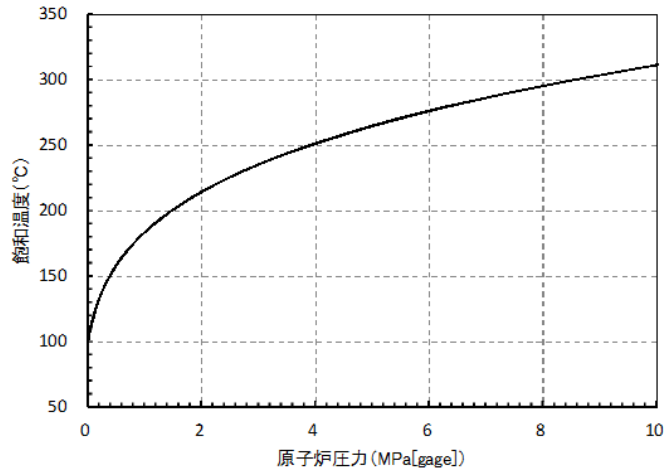
第 58-6-66 図 核計装の概要図

58-7

主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の温度）

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃以下
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}
	①原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下
	※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1,340cm） ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉压力容器零レベルより920cm）		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば炉心が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位が燃料有効長頂部（T A F）以上の場合には、原子炉压力容器内の水蒸気が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位がT A Fに到達してからの経過時間より原子炉压力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 原子炉水位がT A F以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-7-1図を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100℃～約315℃</p>		



飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa _{gage})
311	9.9
312	10.0
313	10.2
314	10.3
315	10.5
316	10.6
317	10.7
318	10.9
319	11.0
350	16.4

第 58-7-1 図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

- ① 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)

原子炉水位が T A F 以下の場合には, 原子炉水位が T A F 以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。

(専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。)

推定可能範囲: 全範囲

※推定概要

<推定方法>

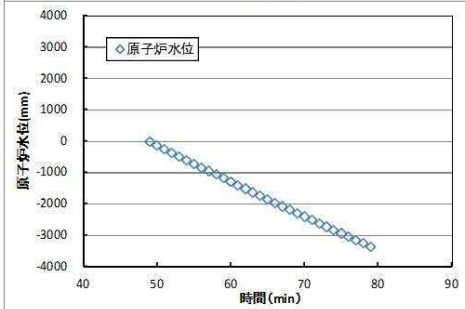
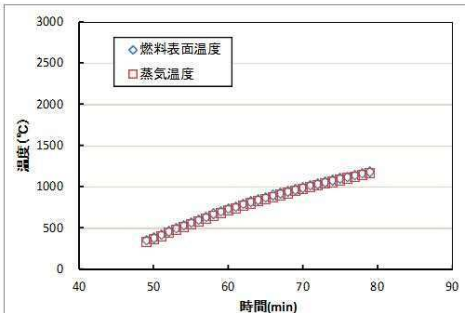
第 58-7-2 図に示すシートに時間 (スクラムからの時間), 原子炉水位を入力することにより, T A F 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

<注意事項>

原子炉内燃料温度推定計算シートは, 輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため, 実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。

推定方法

入力		結果		
時間	原子炉水位* (燃料域)	崩壊熱	燃料表面温度	蒸気温度
[min]	[mm]	[MWt]	[°C]	[°C]
49	-25	46.96	352	329
50	-146	46.63	384	361
51	-266	46.33	424	401
52	-386	46.03	463	440
53	-505	45.74	500	477
54	-624	45.45	534	512
55	-741	45.17	570	549
56	-852	44.89	606	584
57	-963	44.62	639	618
58	-1071	44.35	673	652
59	-1185	44.09	706	684
60	-1299	43.83	734	713
61	-1413	43.58	763	742
62	-1526	43.33	792	771
63	-1638	43.08	821	800
64	-1750	42.84	846	826
65	-1862	42.60	872	852
66	-1973	42.37	898	878
67	-2083	42.15	922	902
68	-2193	41.95	945	925
69	-2303	41.75	969	949
70	-2412	41.55	993	973
71	-2521	41.36	1016	996
72	-2629	41.17	1038	1018
73	-2737	40.98	1060	1040
74	-2844	40.80	1081	1061
75	-2951	40.62	1103	1083
76	-3057	40.44	1123	1104
77	-3163	40.26	1143	1124
78	-3269	40.08	1163	1144
79	-3374	39.91	1183	1164
80	-3479	39.74	1203	1184
81	-3584	39.57	1222	1203



第 58-7-2 図 原子炉内燃料温度推定計算シート

<p>推定方法</p>	<p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域） 原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位がT A F以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は飽和温度／圧力の関係から推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 原子炉水位がT A F以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。</p> <p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性があることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa [gage]（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：±91kPa [gage] から温度に換算した場合は287±1℃程度，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa [gage] から温度に換算した場合は287±1℃程度。</p> <p>代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{*2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※2 残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±3.4℃</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の圧力）

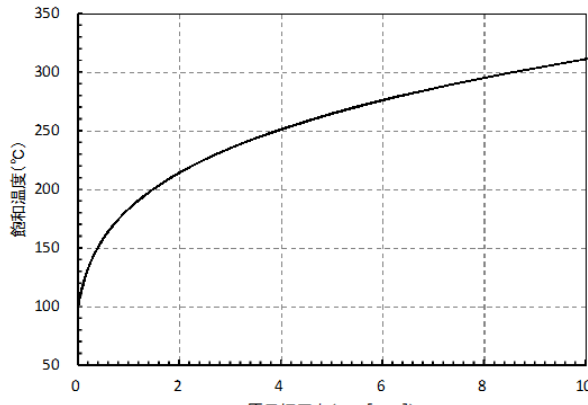
項目	原子炉圧力容器内の圧力																								
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																						
主要パラメータ	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
	原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
代替パラメータ	①原子炉圧力（S A） （原子炉圧力の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（S A）の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}																						
	②原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}																						
	②原子炉圧力容器温度	0～500℃	302℃以下																						
	※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm） ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm）																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことである。																								
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（S A）（原子炉圧力（S A）を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-7-3図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉圧力容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 推定可能範囲：0～約10.3MPa [gage]</p> <div style="display: flex; align-items: center;">  <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>311</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>312</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>313</td><td>10.2</td></tr> <tr><td>314</td><td>10.3</td></tr> <tr><td>315</td><td>10.5</td></tr> <tr><td>316</td><td>10.6</td></tr> <tr><td>317</td><td>10.7</td></tr> <tr><td>318</td><td>10.9</td></tr> <tr><td>319</td><td>11.0</td></tr> <tr><td>350</td><td>16.4</td></tr> </tbody> </table> </div>			飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	311	9.9	312	10.0	313	10.2	314	10.3	315	10.5	316	10.6	317	10.7	318	10.9	319	11.0	350	16.4
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])																								
311	9.9																								
312	10.0																								
313	10.2																								
314	10.3																								
315	10.5																								
316	10.6																								
317	10.7																								
318	10.9																								
319	11.0																								
350	16.4																								

図 58-7-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域） 原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることに限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことであり，代替パラメータ（原子炉圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（なお，原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は，原子炉圧力で-0.144MPa程度，原子炉圧力（S A）で-0.114MPa程度ずれる可能性があり，このずれを考慮した上で対応する。以下，原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）を代替パラメータとして用いた場合も同様。） ※1 原子炉圧力の誤差：$\pm 91\text{kPa}$，原子炉圧力（S A）の誤差：$\pm 84\text{kPa}$</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，温度を圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差^{*2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2 低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa [gage]（飽和温度：約147°C），定格圧力：約7MPa [gage]（飽和温度：約287°C）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：$\pm 5.4^\circ\text{C}$から圧力に換算した場合はそれぞれ$0.34 \pm 0.07\text{MPa}$ [gage]程度，$7.0 \pm 0.6\text{MPa}$ [gage]程度。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の水位）

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm~1,500mm ^{※1}	-3,800mm~1,400mm ^{※1}
	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm~1,300mm ^{※2}	397mm~1,300mm ^{※2}
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm~1,500mm ^{※1}	-3,800mm~1,400mm ^{※1}
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm~1,300mm ^{※2}	397mm~1,300mm ^{※2}
代替 パラメータ	①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）の代替）	-3,800mm~1,500mm ^{※1} -3,800mm~1,300mm ^{※2}	-3,800mm~1,400mm ^{※1} 397mm~1,300mm ^{※2}
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800mm~1,500mm ^{※1} -3,800mm~1,300mm ^{※2}	-3,800mm~1,400mm ^{※1} 397mm~1,300mm ^{※2}
	②高压代替注水系系統流量	0~50L/s	—
	②低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0~500m ³ /h ^{※3}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0~80m ³ /h ^{※3}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0~300m ³ /h ^{※4}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0~80m ³ /h ^{※4}	—
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m ³ /h	—
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	40L/s
	②高压炉心スプレー系系統流量	0~500L/s	438L/s
	②残留熱除去系系統流量	0~600L/s	470L/s
	②低压炉心スプレー系系統流量	0~600L/s	456L/s
	③原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③原子炉圧力（SA）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③サブプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
		※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm） ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm） ※3 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※4 可搬型設備による対応時に使用	
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）（原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）にて推定），②原子炉圧力容器への注水流量（高压代替注水系系統流量，低压代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレー系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレー系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定</p>		

<p>推定方法</p>	<p>することができる。また、③原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① 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） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。 重大事故等時に，設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し，水位不明と判断した場合は，下記の「② 原子炉圧力容器への注水流量」から推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器への注水流量 第 58-7-4 図より原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。</p> <p>原子炉水位変化率 [mm/min] = 原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差 [m³/h] /60 [min] / <input type="text"/></p> <p>原子炉圧力容器レベル換算：<input type="text"/></p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <div data-bbox="443 952 1361 1608" style="border: 1px solid black; height: 293px; width: 575px; margin: 10px auto;"></div> <p>第 58-7-4 図 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定</p>
<p>推定方法</p>	<p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により，原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧が <input type="text"/> [gage] 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。</p>

<p>推定の評価</p>	<p>① 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） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより，原子炉压力容器内の水位を計測することができ，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>② 原子炉压力容器への注水流量 原子炉压力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力による推定方法は，原子炉水位の計測が困難^{※1}となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ※1 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力とドライウエル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p>なお，大規模な破断が発生した場合は，原子炉压力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水流量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサブプレッション・プール水位上昇傾向変化により推定する。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉压力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2 原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm 原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm 原子炉水位（SA広帯域）の誤差：±43mm 原子炉水位（SA燃料域）の誤差：±41mm</p> <p>代替パラメータ（原子炉压力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差^{※3}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※3 高圧代替注水系系統流量の誤差：±0.4L/s 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の誤差：±4.0m³/h^{※4} 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の誤差 ：±0.7m³/h^{※4} 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の誤差：±2.4m³/h^{※5} 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の誤差 ：±0.7m³/h^{※5} 代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m³/h 原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±0.5L/s 高圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±4.3L/s</p>
<p>推定の評価</p>	<p>残留熱除去系系統流量の誤差：±5.2L/s 低圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±5.2L/s ※4 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用する流量 ※5 可搬型設備による対応時に使用する流量</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

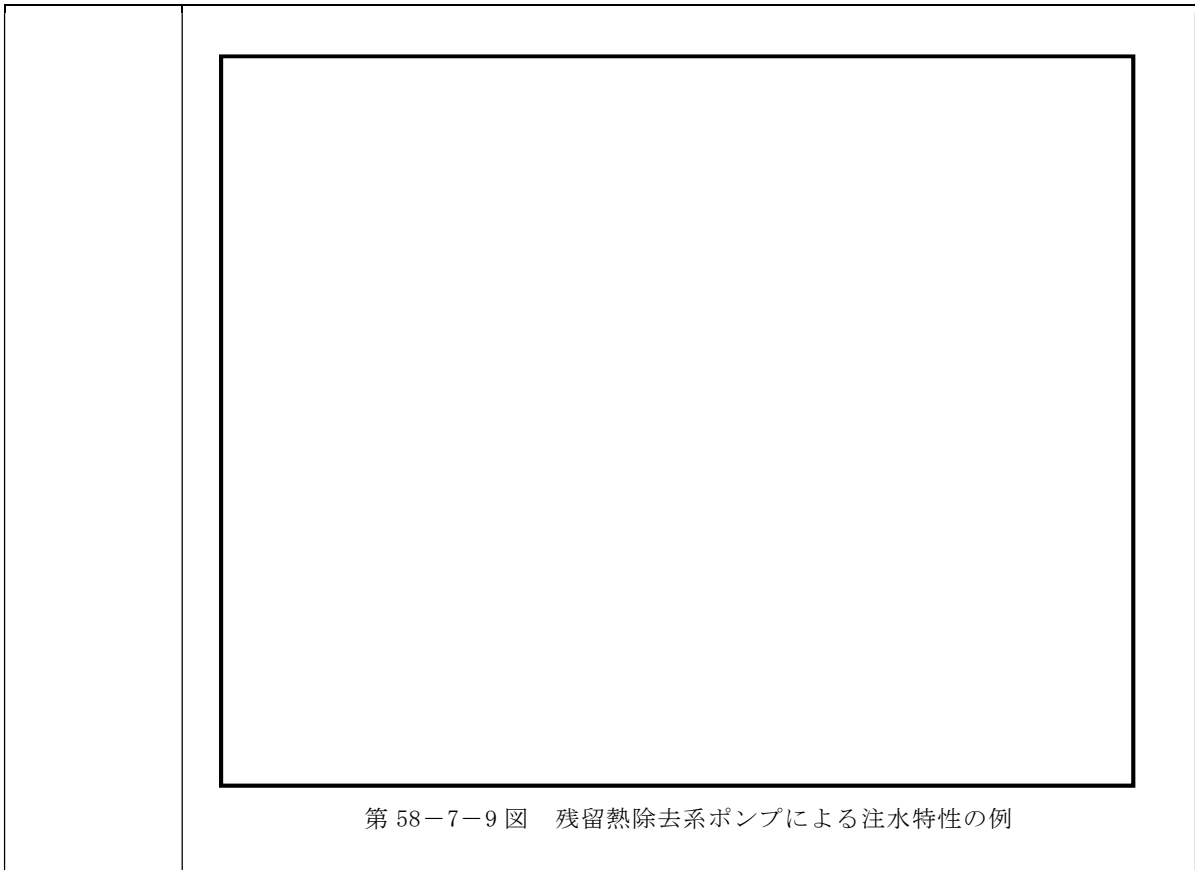
(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器への注水量）

項目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高压代替注水系系統流量	0～50L/s	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m ³ /h ^{*1}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h ^{*1}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m ³ /h ^{*2}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h ^{*2}	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	40L/s
	高压炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	438L/s
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s
	低压炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	456L/s
代替 パラメータ	①サプレッション・プール水位 （高压代替注水系系統流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレイ系系統流量の代替）	—1m～9m (EL. 2, 030mm～12, 030mm) ^{*3}	—0.5m～0m (EL. 2, 530mm～3, 030mm) ^{*3}
	①代替淡水貯槽水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～20m	—
	①西側淡水貯水設備水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～6.5m	—
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	—3,800mm～1,500mm ^{*4} —3,800mm～1,300mm ^{*5}	—3,800mm～1,400mm ^{*4} 397mm～1,300mm ^{*5}
	②原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	—3,800mm～1,500mm ^{*4} —3,800mm～1,300mm ^{*5}	—3,800mm～1,400mm ^{*4} 397mm～1,300mm ^{*5}
	③常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 （高压代替注水系系統流量の代替）	0～10MPa [gage]	—
	③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 （代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	0～5MPa [gage]	—
	③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 （原子炉隔離時冷却系系統流量の代替）	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	③高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 （高压炉心スプレイ系系統流量の代替）	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	③残留熱除去系ポンプ吐出圧力 （残留熱除去系系統流量の代替）	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]

<p>代替 パラメータ</p>	<p>③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (低圧炉心スプレイ系系統流量の代替)</p>	<p>0～4MPa [gage]</p>	<p>3.79MPa [gage]</p>
<p>計測目的</p>	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することである。</p>		
<p>推定方法</p>	<p>原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源であるサブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備並びに注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① サプレッション・プール水位 サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>原子炉圧力容器注水量 [m³/h] = <input type="text"/> ×1 時間当たりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]</p> <p>サブプレッション・プール水量レベル換算 : <input type="text"/></p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-5 図 サプレッション・プールの水位容量曲線</p>		

<p>推定方法</p>	<p>① 代替淡水貯槽水位</p> <p>代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併わせて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <div data-bbox="501 510 1326 965" style="border: 1px solid black; height: 200px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-6 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位</p> <p>西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併わせて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <div data-bbox="424 1335 1358 1776" style="border: 1px solid black; height: 200px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-7 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線</p>
-------------	---

<p>推定方法</p>	<p>② 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）</p> <p>(1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。</p> <p>(2) 第 58-7-8 図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。</p> <p>原子炉注水量 [m³/h]</p> <p>= <input type="text"/> × 原子炉水位変化率 [mm/min] × 60 [min]</p> <p>+ 崩壊熱除去に必要な注水量 [m³/h]</p> <p>原子炉圧力容器水量レベル換算：<input type="text"/></p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第 58-7-8 図 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定</p> <p>③ 常設高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</p> <p>各系統流量の監視が不可能となった場合は，各系統のポンプ吐出圧力からポンプの注水特性を用いて，系統流量が確保されていることを推定する。</p>
-------------	--



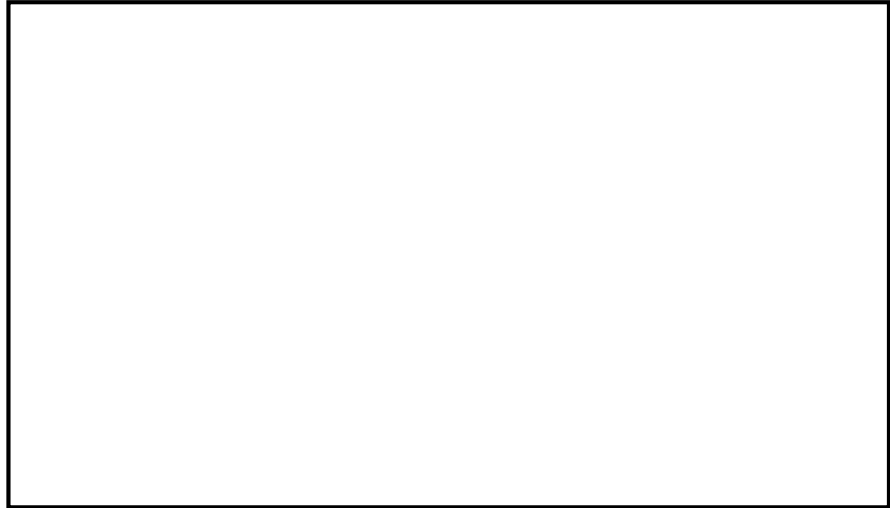
第 58-7-9 図 残留熱除去系ポンプによる注水特性の例

<p>推定の評価</p>	<p>① サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は、サプレッション・チェンバを水源として使用し、かつ、サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② 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） 原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 常設高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 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力による推定方法は、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が注水流量が一定となるよう制御される系統であることを考慮したものであり、ポンプの運転状態を確認することで推定可能である。</p>
--------------	--

推定の評価	<p>代替循環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による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から推定する方法であるため、流量の推定に適用できる。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（サプレッション・プール水位、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 サプレッション・プール水位の誤差：±8cm、代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm、西側淡水貯水設備水位の誤差：±4.7cm</p> <p>代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備によって原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※2 原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm、原子炉水位（SA広帯域）の誤差：±43mm、原子炉水位（SA燃料域）の誤差：±41mm</p> <p>代替パラメータ（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力）による推定では、流量が一定で制御される系統であることを考慮すると、計器誤差の推定結果への影響を考慮せず、重大事故当時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（代替循環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）による推定では、計器誤差^{※3}を考慮した上で対応することにより、重大事故当時の対策を実施することが可能である。（例えば残留熱除去系については、「残留熱除去系ポンプの注水特性」より、流量1,690m³/hの場合、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差（±35kPa）から流量に換算した場合は1,690±60m³/h程度である。）</p> <p>※3 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差：±40kPa、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差：±86kPa、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±35kPa、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差：±35kPa</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器への注水量）

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量（常設ライン用）	0～500m ³ /h ^{*1}	—
	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量（可搬ライン用）	0～500m ³ /h ^{*2}	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	0～200m ³ /h	—
代替 パラメータ	①代替淡水貯槽水位	0～20m	—
	①西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	—
	②サプレッション・プール水位 （低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量の代替）	－1m～9m (EL. 2, 030mm～12, 030mm) ※3	－0.5m～0m (EL. 2, 530mm～3, 030mm) ※3
	②格納容器下部水位 （低圧代替注水系格納容器下部注 水流量の代替）	+1.05m ^{*4,*5} (EL. 12, 856mm)	—
		+0.50m, +0.95m ^{*4,*6} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—
		+2.25m, +2.75m ^{*4,*7} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—
※1 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※2 可搬型設備による対応時に使用 ※3 基準点は通常運転水位：EL. 3, 030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm） ※4 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ ※5 R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） ※6 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計） ※7 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計）			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位より注水量を推定する。また、注水先のサプレッション・プール水位又は格納容器下部水位により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併わせて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>		



第 58-7-10 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

① 西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併わせて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

推定方法



第 58-7-11 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線

② サプレッション・プール水位（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替）

サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。

原子炉格納容器注水量 [m³/h]

= ×1 時間あたりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]

サプレッション・プール水量レベル換算：

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="496 215 1318 748" style="border: 1px solid black; height: 238px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-12 図 サプレッション・プールの水位容量曲線</p> <p>② 格納容器下部水位（低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替） ペデスタル（ドライウエル部）へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。 具体的には、ペデスタル（ドライウエル部）の平面積（約 30m²）と格納容器下部水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態による影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態による影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は、他の系統からのサプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>② 格納容器下部水位 ペデスタル（ドライウエル部）へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、ペデスタル（ドライウエル部）への注水目的は、ペデスタル（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するため、通常運転時及び原子炉圧力容器破損前確保水位（+1.05m）、原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）高さ（+0.5m, +0.95m）及び原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）高さ（+2.25m, +2.75m）が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを把握することであり、代替パラメータ（代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p>

<p>推定の評価</p>	<p>※1 代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm 西側淡水貯水設備水位の誤差：±4.7cm</p> <p>代替パラメータ（サプレッション・プール水位，格納容器下部水位）による推定では，注水先の水位から注水量の傾向が把握でき，計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※2 サプレッション・プール水位の誤差：±8cm 格納容器下部水位の誤差：±10mm</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	171℃以下
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	格納容器下部水温	0～500℃ ^{※1} (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{※2}	—
代替 パラメータ	①ドライウエル圧力 (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替)	0～200℃	104℃以下
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (サブプレッション・プール水温度の代替)	0～200℃	171℃以下
	②サブプレッション・チェンバ圧力 (ドライウエル雰囲気温度, サブプレッ ション・チェンバ雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	※1 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器） ※2 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力、原子炉格納容器内温度（原子炉格納容器内の他の計測箇所）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して第 58-7-13 図よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃～170℃</p>		

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="523 241 1294 788" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>Approximate data points from the saturation temperature/pressure graph</caption> <thead> <tr> <th>Pressure (kPa[abs])</th> <th>Saturation Temperature (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>100</td><td>100</td></tr> <tr><td>200</td><td>120</td></tr> <tr><td>300</td><td>135</td></tr> <tr><td>400</td><td>145</td></tr> <tr><td>500</td><td>152</td></tr> <tr><td>600</td><td>158</td></tr> <tr><td>700</td><td>168</td></tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="555 813 1273 842">第 58-7-13 図 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定</p> <p data-bbox="411 904 1422 996">① 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・プール水温度の監視が不可能となった場合には，以下のとおり代替パラメータにより推定する。</p> <ul data-bbox="453 1032 1422 1211" style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，サプレッション・プール水温度により推定する。 ・サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により推定する。 <p data-bbox="411 1247 911 1308">② サプレッション・チェンバ圧力 ①ドライウエル圧力の推定方法と同様。</p>	Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)	100	100	200	120	300	135	400	145	500	152	600	158	700	168
Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)																
100	100																
200	120																
300	135																
400	145																
500	152																
600	158																
700	168																
<p>推定の評価</p>	<p data-bbox="411 1373 1422 1554">① ドライウエル圧力 ドライウエル圧力による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができる。</p> <p data-bbox="411 1590 1422 1682">① サプレッション・チェンバ雰囲気温度， サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p data-bbox="411 1718 823 1778">② サプレッション・チェンバ圧力 ①ドライウエル圧力と同様。</p> <p data-bbox="411 1839 1422 2020"><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は，原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することであり，代替パラメータ（ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力）による推定は，温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa [gage]（飽和温度：約</p>																

<p>推定の評価</p>	<p>145℃) に対して、原子炉格納容器内圧力の誤差±8.0kPa [gage] から温度に換算した場合 (145±1℃程度)</p> <p>代替パラメータ (サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃ サブプレッション・プール水温度の誤差：±2.1℃</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器温度は低くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p>
--------------	---

(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の圧力）

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
代替パラメータ	①サブプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①ドライウエル圧力 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）	0～300℃	171℃以下
	②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～200℃	171℃以下
	③ [ドライウエル圧力] ※1 （ドライウエル圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③ [サブプレッション・チェンバ圧力] ※1 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所）、原子炉格納容器内温度により原子炉格納容器内圧力を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する（サブプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウエル圧力にて推定）。</p> <p>② ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58-7-14 図より原子炉格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0.10MPa [abs] ～0.71MPa [abs]</p>		

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="523 210 1294 757" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>Approximate data points from the saturation temperature/pressure graph</caption> <thead> <tr> <th>Pressure (kPa[abs])</th> <th>Saturation Temperature (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>100</td><td>100</td></tr> <tr><td>200</td><td>120</td></tr> <tr><td>300</td><td>135</td></tr> <tr><td>400</td><td>145</td></tr> <tr><td>500</td><td>155</td></tr> <tr><td>600</td><td>162</td></tr> <tr><td>700</td><td>168</td></tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="555 779 1273 810">第 58-7-14 図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定</p> <p data-bbox="411 875 1273 936">③ [ドライウエル圧力] 及び [サブプレッション・チェンバ圧力] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより，推定する。</p>	Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)	100	100	200	120	300	135	400	145	500	155	600	162	700	168
Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)																
100	100																
200	120																
300	135																
400	145																
500	155																
600	162																
700	168																
<p>推定の評価</p>	<p data-bbox="411 999 1426 1120">① ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内のドライウエル側又はサブプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p data-bbox="411 1122 1426 1496">なお，格納容器スプレイ（D/Wスプレイ）時は，サブプレッション・チェンバ圧力 > ドライウエル圧力の関係になるため，真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。（代替循環冷却系運転時や格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動）また，サブプレッション・チェンバ側の除熱（格納容器ベント（S/C側ベント）やサブプレッション・プール冷却等）を実施するときは，サブプレッション・チェンバ圧力 < ドライウエル圧力の関係になるため，ドライウエル側からベント管を通してサブプレッション・チェンバ側へ圧力がかかるため，ドライウエル圧力からサブプレッション・プール水頭圧分を除いた値がサブプレッション・チェンバ圧力と同じ挙動を示す。（例えば，通常水位（サブプレッション・チェンバ床面から約 7m）のとき，水頭圧は約 69kPa であり，ドライウエル圧力=サブプレッション・チェンバ圧力+69kPa の関係）（例えば，外部水源注水制限水位（サブプレッション・チェンバ床面から約 13.5m）のとき，水頭圧は約 133kPa であり，ドライウエル圧力=サブプレッション・チェンバ圧力+133kPa の関係）</p> <p data-bbox="411 1525 1426 1742">② ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p data-bbox="411 1771 1426 1868">③ [ドライウエル圧力] 及び [サブプレッション・チェンバ圧力] 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器の圧力を計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p>																

<p>推定の評価</p>	<p><誤差による影響について></p> <p>原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することであり、代替パラメータ（ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力）による推定は、同一物理量からの推定であり、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 ドライウエル圧力の誤差：±8.0kPa，サブプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa</p> <p>代替パラメータ（ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度）による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa [gage]（飽和温度：約 145℃）に対して、原子炉格納容器内の温度の誤差は、ドライウエル雰囲気温度で±3.5℃，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度で±2.2℃，それぞれの誤差から圧力に換算した場合は、ドライウエル圧力で 0.31±0.04MPa [gage] 程度，サブプレッション・チェンバ圧力で 0.31±0.03MPa [gage] 程度。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず、非凝縮性ガスの方が水蒸気（水）より比熱が小さく、原子炉格納容器内の温度が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p>
--------------	--

(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位）

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サブプレッション・プール水位	-1m~9m (EL. 2,030mm~12,030mm) ※2	-0.5m~0m (EL. 2,530mm~3,030mm) ※2
	格納容器下部水位	+1.05m ^{※3,※4} (EL. 12,756mm)	—
		+0.50m, +0.95m ^{※3,※5} (EL. 12,306mm, 12,756mm)	—
		+2.25m, +2.75m ^{※3,※6} (EL. 14,056mm, 14,556mm)	—
代替 パラメータ	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500m ³ /h ^{※7}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~80m ³ /h ^{※7}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~300m ³ /h ^{※8}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~80m ³ /h ^{※8}	—
	① 低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量(常設ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500m ³ /h ^{※7}	—
	① 低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量(可搬ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500m ³ /h ^{※8}	—
	① 低圧代替注水系格納容器下部注 水流量	0~200m ³ /h	—
	② 代替淡水貯槽水位	0~20m	—
	② 西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	—
	③ ドライウェル圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③ サブプレッション・チェンバ圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③ [格納容器下部雰囲気温度] ^{※1} (格納容器下部水位の代替)	0~500℃	—

<p>代替 パラメータ</p>	<p>※2 基準点は通常運転水位：EL. 3, 030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm） ※3 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ ※4 R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） ※5 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計） ※6 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計） ※7 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※8 可搬型設備による対応時に使用</p>
<p>計測目的</p>	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のサプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウエル部）水位を確認することである。</p>
<p>推定方法</p>	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータであるサプレッション・プール水位、格納容器下部水位の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量又は低圧代替注水系格納容器下部注水流量、水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により、サプレッション・プールの水位を推定する。また、サプレッション・チェンバとドライウエルの差圧によりサプレッション・プールの水位を推定できる。 ・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を推定できる。また、デブリの冠水状態を格納容器下部雰囲気温度により推定できる。 <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量から注水量を算出し、注水先であるサプレッション・プール水位又はペDESTAL（ドライウエル部）水位を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・プール水位 $1 \text{ 時間あたりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]} \\ = \text{格納容器スプレイ流量 [m}^3/\text{h]} / \text{[]}$ <p>推定可能範囲：通常水位～約 15m（サプレッション・チェンバ側ベントライン付近）</p> <p>サプレッション・プール水量レベル換算：[]</p>



第 58-7-15 図 サプレッション・プールの水位容量曲線

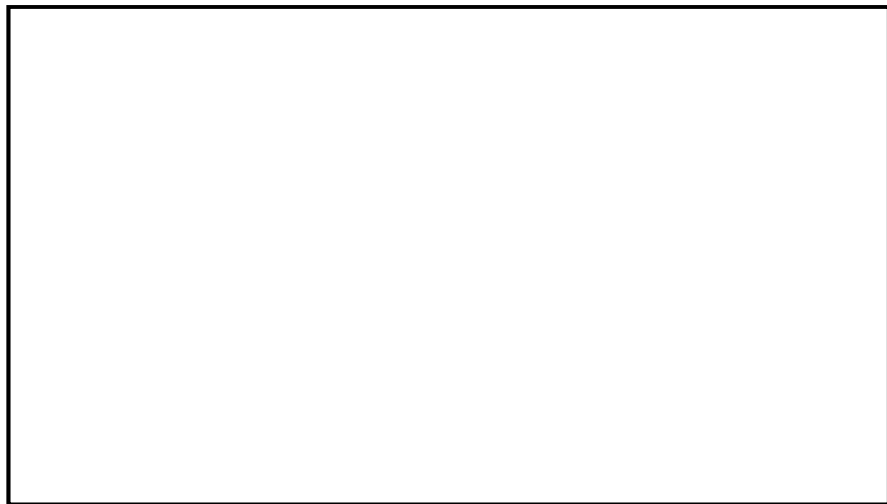
- ・ 格納容器下部水位
 1 時間あたりに換算したペDESTAL（ドライウエル部）水位の上昇量 [cm/h]
 = 格納容器下部注水量 [m³/h] /

推定可能範囲：0m 以上

ペDESTAL（ドライウエル部）水量レベル換算：

推定方法

- ② 代替淡水貯槽水位
 代替淡水貯槽水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から、原子炉格納容器内の水位を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。



第 58-7-16 図 代替淡水貯槽水位容量曲線

- ② 西側淡水貯水設備水位
 西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="427 219 1359 658" style="border: 1px solid black; height: 196px; width: 584px; margin-bottom: 10px;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-17 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線</p> <p><ベント判断基準></p> <p>サブプレッション・プール水位不明時は、代替パラメータ（低压代替注水系原子炉注水流量、低压代替注水系納容器スプレイ流量、低压代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合を想定し、想定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m（ベントライン下端から-1.64m）の到達確認をもって、ベントを実施する。</p> <p>③ ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から求める水頭圧力より原子炉格納容器内の水位を推定する。</p> <p style="margin-left: 40px;">$h1 \approx Ps - Pd + 12.5m$ $h1$：格納容器内水位，Ps：サブプレッション・チェンバ圧力，Pd：ドライウェル圧力</p> <p style="margin-left: 40px;">推定可能範囲：約 12.5m～17.6m</p> <p>④ 格納容器下部雰囲気温度 R P V 破損後のデブリ少量落下時の注水の判断として、格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合、デブリからの輻射熱等により温度が上昇）を計測することで、デブリの冠水状態を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 低压代替注水系原子炉注水流量，低压代替注水系納容器スプレイ流量，低压代替注水系格納容器下部注水流量 低压代替注水系原子炉注水流量，低压代替注水系納容器スプレイ流量，低压代替注水系格納容器下部注水流量による推定方法は、直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており、水位確認に適用できる。</p> <p>② 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p>

推定の評価	<p><ベント判断基準></p> <p>ベント判断基準を目的とする場合は、代替パラメータ（低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ない。</p> <p>③ ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①、②（低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）で推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>④ 格納容器下部雰囲気温度</p> <p>格納容器下部雰囲気温度は自主対策設備であるが、重大事故等時に計測が可能な場合は、格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合、デブリからの輻射熱等により温度が上昇）を計測することで、デブリの冠水状態を推定可能である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のサブプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウェル部）水位を確認することである。</p> <p>代替パラメータ（低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量については、誤差±4.0m³/hから、サブプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約 [] であり、有効性評価における約28時間ベントを想定すると誤差は約±0.09m。低圧代替注水系格納容器下部注水流量については、誤差±1.6m³/hから、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位に換算した場合の誤差は約 [] であり、有効性評価における80m³/h、約40分での水張りを想定すると誤差は約 []）</p> <p>代替パラメータ（代替淡水貯槽水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（代替淡水貯槽水位の誤差±16cmから注水量に換算した場合の誤差は約 [] であり、サブプレッション・プール水位に換算すると約 []、格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約±1.65m。）</p> <p>代替パラメータ（西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（西側淡水貯水設備水位の誤差±4.7cmから注水量に換算した場合の誤差は [] であり、サブプレッション・プール水位に換算すると約 []、格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約 []）</p> <p>代替パラメータ（ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力）による推定では、ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧の関係から推定するため、誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが、他の推定手段と併せて原子炉格納容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の誤差±8.0kPa[gage]から、原子炉格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±1.63m。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水素濃度）

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内水素濃度（S A）	0～100vol%	約 3.3vol%以下
代替パラメータ	① [格納容器内水素濃度] ※1	0～ 20vol% / 0～100vol%	約 3.3vol%以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度（S A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① [格納容器内水素濃度] 常用計器で格納容器内水素濃度を計測することにより、推定する。</p>		
推定の評価	<p>① [格納容器内水素濃度] 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度の誤差：±1.7vol%）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） （格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）の代替）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） （格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の代替）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）の計測が困難になった場合、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の計測が困難になった場合は格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 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（D/W）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）により推定する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）により推定する。</p>		
推定の評価	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） 同じ仕様の検出器で放射線量率を計測することにより、炉心損傷の推定に必要な情報を得ることができる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷を推定することであり、代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（未臨界の維持又は確認）

※1 有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域計装	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	平均出力領域計装	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	[制御棒操作監視系] ※1	全挿入～全引抜	—
代替 パラメータ	①平均出力領域計装 （起動領域計装，[制御棒操作監視系] ※の代替）	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	①起動領域計装 （平均出力領域計装，[制御棒操作監視系] ※の代替）	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約19倍
	② [制御棒操作監視系] ※1 （起動領域計装，平均出力領域計装の代替）	全挿入～全引抜	—
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認することである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである起動領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域計装（平均出力領域計装を推定する場合は起動領域計装にて推定）により推定する。</p> <p>制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① 起動領域計装，平均出力領域計装 起動領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域計装により推定する。 平均出力領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの起動領域計装により推定する。</p> <p>② [制御棒操作監視系] 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため，制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。</p>		
推定の評価	① 起動領域計装，平均出力領域計装 起動領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。		

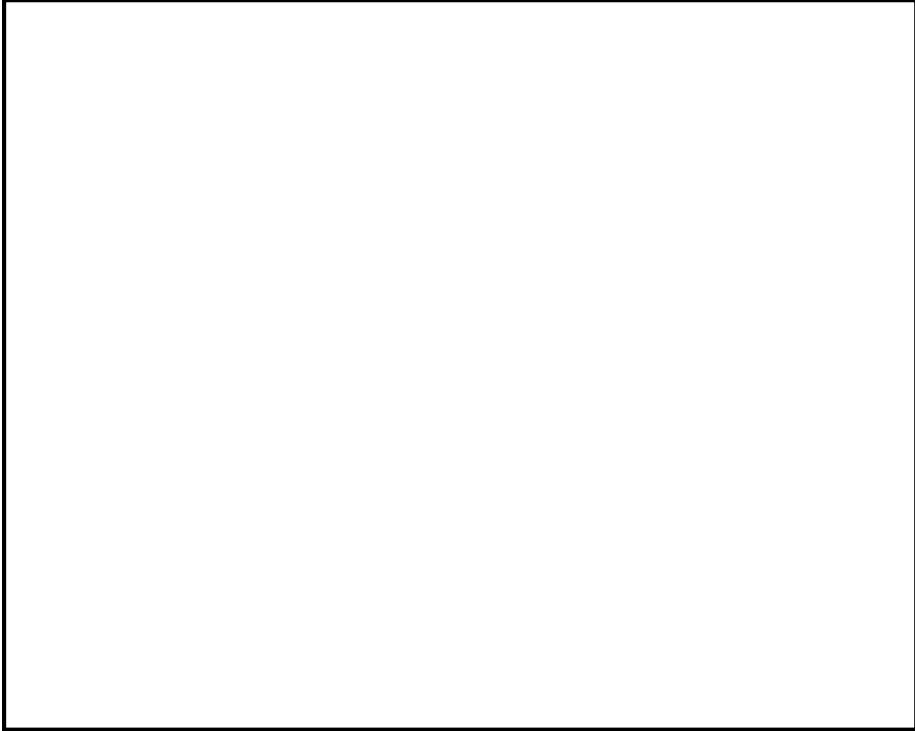
推定の評価	<p>② [制御棒操作監視系]</p> <p>制御棒は、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ（起動領域計装、平均出力領域計装）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 起動領域計装の誤差：$\pm 7.3 \times 10^{N-1} \sim 1.38 \times 10^N$ (N：-1～6 又は$\pm 2.0\%$) 平均出力領域計装の誤差：$\pm 2.7\%$</p> <p>代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は、制御棒の位置からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（最終ヒートシンクの確保）

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	代替循環冷却系		
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m ³ /h	—
	格納容器圧力逃がし装置		
	フィルタ装置水位	180mm～5, 500mm	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h	—
		10 ⁻³ mSv/h～10 ⁴ mSv/h	—
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² mSv/h～10 ⁵ mSv/h	—
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃以下
残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s	
代替 パラメータ	代替循環冷却系		
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サブプレッション・プール水温度, 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	171℃以下
	①残留熱除去系熱交換器出口温度 （代替循環冷却系ポンプ入口温度の代替）	0～300℃	182℃以下
	①代替循環冷却系原子炉注水流量 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～150m ³ /h	—
	②サブプレッション・プール水温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	104℃以下
	②ドライウェル雰囲気温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～300℃	171℃以下
	格納容器圧力逃がし装置		
①ドライウェル圧力 （フィルタ装置圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	

代替 パラメータ	①サブプレッション・チェンバ圧力 (フィルタ装置圧力の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①フィルタ装置圧力 (フィルタ装置スクラビング水温度の代替)	0~1MPa [gage]	—
	②フィルタ装置スクラビング水温度 (フィルタ装置圧力の代替)	0~300℃	—
	②格納容器内水素濃度 (SA) (フィルタ装置入口水素濃度の代替)	0~100vol%	4.0vol%以下
	残留熱除去系		
	①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	302℃以下
	①サブプレッション・プール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	104℃以下
	①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	182℃以下
	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (残留熱除去系系統流量の代替)	0~4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	②残留熱除去系海水系系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~550L/s	493L/s
	②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~800m ³ /h	—
②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~50m ³ /h	—	
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することである。なお、最終ヒートシンクの確保は、プラントの状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1)サブプレッション・プール水温度</p> <p>①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあると仮定し、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。</p> <p>(2)代替循環冷却系ポンプ入口温度</p> <p>①残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。</p>		

推定方法	<p>(3) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</p> <p>① 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプの設計流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分から格納容器スプレイ流量を推定する。</p> <p>② サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度 代替循環冷却系による冷却において，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>2. 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) フィルタ装置圧力</p> <p>① ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 (第50条 補足 50-12 別紙 14 参照)</p> <p>② フィルタ装置スクラビング水温度 飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。</p> <p>(2) フィルタ装置スクラビング水温度</p> <p>① フィルタ装置圧力 飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。</p> <p>(3) フィルタ装置入口水素濃度</p> <p>① 格納容器内水素濃度 (SA) フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p> <p>3. 残留熱除去系</p> <p>(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>① 原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>① 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</p> <p>② 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) 残留熱除去系海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) 残留熱除去系系統流量</p> <p>① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。</p>
------	---

<p>推定方法</p>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; display: flex; align-items: center; justify-content: center;">  </div> <p style="text-align: center;">第 58-7-18 図 残留熱除去系ポンプによる注水特性</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1) サプレッション・プール水温度</p> <p>① サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより、サプレッション・プール水温度を推定でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃)</p> <p>(2) 代替循環冷却系ポンプ入口温度</p> <p>① 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>代替循環冷却系ポンプは残留熱除去系熱交換器出口側を吸い込み口としていることから、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定することができる。</p> <p>(3) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</p> <p>① 代替循環冷却系原子炉注水流量</p> <p>代替循環冷却系は、原子炉注水と格納容器スプレイの流量の合計が 250m³/h 以上となるよう設計することから、250m³/h と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分から格納容器スプレイ流量を推定することができる。(代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m³/h)</p> <p>② サプレッション・プール水温度，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>除熱対象であるサプレッション・プール水温度，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・プール水温度の誤差：±2.1℃，ドライウエル雰囲気温度の誤差：±3.5℃，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃)</p>

推定の評価	<p>2. 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) フィルタ装置圧力</p> <p>① ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ, フィルタ装置入口圧力を推定する。(ドライウェル圧力の誤差: $\pm 8.0\text{kPa}$, サプレッション・チェンバ圧力の誤差: $\pm 8.0\text{kPa}$)</p> <p>② フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置スクラビング水温度による推定手順は, フィルタ装置内が飽和状態にあることが限定されるものの, 最終ヒートシンクの確保の確認は, 上記①のできるため, 事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>(2) フィルタ装置スクラビング水温度</p> <p>① フィルタ装置圧力 フィルタ装置圧力による推定手順は, フィルタ装置内が飽和状態にあることが限定されるものの, 最終ヒートシンクの確保の確認は, 上記(1)①のできるため, 事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>(3) フィルタ装置入口水素濃度</p> <p>① 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 (SA) による推定は, それぞれ異なる測定原理で計測することから, 推定方法として妥当である。(格納容器内水素濃度 (SA) の誤差: $\pm 1.7\text{vol}\%$)</p> <p>3. 残留熱除去系</p> <p>(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>① 原子炉圧力容器温度, サプレッション・プール水温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度, サプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差: $\pm 5.4^\circ\text{C}$, サプレッション・プール水温度の誤差: $\pm 2.1^\circ\text{C}$)</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>① 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から, 残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる。(残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差: $\pm 3.4^\circ\text{C}$)</p> <p>② 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) 残留熱除去系海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(残留熱除去系海水系系統流量の誤差: $\pm 4.8\text{L/s}$, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の誤差: $\pm 6.4\text{m}^3/\text{h}$, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の誤差: $\pm 0.4\text{m}^3/\text{h}$)</p> <p>(3) 残留熱除去系系統流量</p> <p>① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力による推定方法は, 残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し, プラントの状態を考慮した推定としており, 原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる。(「残留熱除去系ポンプの注水特性」より, 例えば流量 $1,690\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差 ($\pm 35\text{kPa}$) から流量に換算した場合は $1,690 \pm 60\text{m}^3/\text{h}$ 程度である。なお, 原子炉圧力容器温度, サプレッション・プール水温度の低下傾向を併せて確認することで, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。)</p>
-------	--

推定の評価	<p>最終ヒートシンクの確保の監視の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上により、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（格納容器バイパスの監視）

※1 有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	原子炉建屋内の状態		
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]
	代替 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態	
①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）の代替）		-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）		-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
①原子炉圧力 （原子炉圧力（SA）の代替）		0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
①原子炉圧力（SA） （原子炉圧力の代替）		0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
②原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）		0～300℃	302℃以下
原子炉格納容器内の状態			
①ドライウエル圧力 （ドライウエル雰囲気温度の代替）		0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
①サプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）		0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）		0～300℃	171℃以下

代替 パラメータ	③ [ドライウエル圧力] ※ ¹ (ドライウエル圧力の代替)	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	原子炉建屋内の状態		
	①原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力 (S A)	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	② [エリア放射線モニタ] ※ ¹	10^{-4} mSv/h～ 10^0 mSv/h	—
	※ ² 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm) ※ ³ 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスを監視する目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生したことを確認することである。</p> <p>なお、格納容器バイパス発生監視は、プラントの状態を監視することで確認でき、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、第 58-7-3 図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0～約 10.3MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度, 圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば, 飽和温度/圧力の関係を利用して第 58-7-12 図よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100℃～170℃</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエルとサプレッション・チェンバは, 真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから, ドライウエル圧力の計測が困難になった場合, サプレッション・チェンバ圧力により推定する (サプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウエル圧力にて推定)。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度, 圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば, 飽和温度/圧力の関係を利用して第 58-7-14 図よりドライウエル圧力の推定を行う。 推定可能範囲: 0.10MPa [abs] ～0.71MPa [abs]</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 常用系器でドライウエル圧力を計測することにより, 推定する。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 格納容器バイパスが発生した場合は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で，高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち，隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから，原子炉圧力，原子炉圧力（S A）により推定する。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，適用可能である。 （原子炉水位（S A広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（S A燃料域）の誤差：±41mm，原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm）</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，適用可能である。 （原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa）</p> <p>②原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，適用可能である。（ドライウエル圧力の誤差：±8.0kPa）</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ，適用可能である。（サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa）</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル雰囲気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，適用可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力約0.31MPa [gage]（飽和温度：約145℃）に対して，原子炉格納容器内の温度の誤差は，ドライウエル雰囲気温度で±3.5℃，サプレッション・チェンバ雰囲気温度で±2.2℃，それぞれの誤差から圧力に換算した場合は，ドライウエル圧力で0.31±0.03MPa [gage]程度，サプレッション・チェンバ圧力で0.31±0.02MPa [gage]程度。）</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 監視可能であれば常用系器でドライウエル圧力を計測することができる。</p>

推定の評価	<p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから，破断検知をする上で適用可能である。（原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa）</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握するにより，格納容器バイパスが発生したことを推定することができ，適用可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（水源の確保）

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サプレッション・プール水位	-1m~9m (EL. 2,030mm~12,030mm) ※1	-0.5m~0m (EL. 2,530mm~3,030mm) ※1
	代替淡水貯槽水位	0~20m	—
	西側淡水貯蔵設備水位	0~6.5m	—
代替 パラメータ	① 高压代替注水系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	—
	① 代替循環冷却系原子炉注水流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~150m ³ /h	—
	① 原子炉隔離時冷却系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	40L/s
	① 高压炉心スプレイ系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~500L/s	438L/s
	① 残留熱除去系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	470L/s
	① 低压炉心スプレイ系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	456L/s
	① 低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m ³ /h ^{*2}	—
	① 低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~80m ³ /h ^{*2}	—
	① 低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~300m ³ /h ^{*3}	—
	① 低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~80m ³ /h ^{*3}	—
	① 低压代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m ³ /h ^{*2}	—
	① 低压代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m ³ /h ^{*3}	—
	① 低压代替注水系格納容器下部注水流量 (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~200m ³ /h	—

代替 パラメータ	②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～10MPa [gage]	—
	②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～5MPa [gage]	—
	②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]
	②原子炉水位 (広帯域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,500mm ^{※4}	-3,800mm～1,400mm ^{※4}
	②原子炉水位 (燃料域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,300mm ^{※5}	397mm～1,300mm ^{※5}
	②原子炉水位 (SA広帯域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,500mm ^{※4}	-3,800mm～1,400mm ^{※4}
	②原子炉水位 (SA燃料域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,300mm ^{※5}	397mm～1,300mm ^{※5}
	②サブプレッション・プール水位 (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-1m～9m (EL. 2,030mm～12,030mm) ※1	-0.5m～0m (EL. 2,530mm～3,030mm) ※1
	③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (代替淡水貯槽水位の代替)	0～5MPa [gage]	—
	※1 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm) ※2 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※3 可搬型設備による対応時に使用 ※4 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm) ※5 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源を確認する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを確認することである。		
推定方法	<p>サブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽又は西側淡水貯蔵設備を水源とするポンプの注水量、吐出圧力あるいは注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位から、サブプレッション・プール、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯蔵設備水位を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>1. サブプレッション・プール水位</p> <p>① サブプレッション・チェンバを水源とする注水系の流量</p> <p>サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバから原子炉圧力容器に注水する高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。</p>		

	<div data-bbox="497 235 1318 757" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="571 777 1248 810" data-label="Caption"> <p>第 58-7-19 図 サプレッション・プールの水位容量曲線</p> </div> <div data-bbox="399 869 1428 1057" data-label="Text"> <p>② サプレッション・チェンバを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から，各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。</p> </div> <div data-bbox="256 1077 367 1111" data-label="Text"> <p>推定方法</p> </div> <div data-bbox="399 1086 1428 1305" data-label="Text"> <p>2. 代替淡水貯槽水位 ① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量と経過時間より算出した注水量から推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> </div> <div data-bbox="456 1337 1347 1843" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="635 1863 1182 1897" data-label="Caption"> <p>第 58-7-20 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線</p> </div>
--	---

<p>推定方法</p>	<p>② 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），サプレッション・プール水位 注水先である原子炉圧力容器及びサプレッション・プールの水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>③ 常設低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の吐出圧力から，ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。</p> <p>3. 西側淡水貯水設備水位</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 西側淡水貯水設備の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量と経過時間より算出した注水量から推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <div data-bbox="418 775 1353 1216" style="border: 1px solid black; height: 197px; width: 586px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-21 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線</p> <p>② 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），サプレッション・プール水位 注水先である原子炉圧力容器及びサプレッション・プールの水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. サプレッション・プール水位</p> <p>① サプレッション・チェンバを水源とする注水系の流量 サプレッション・チェンバを水源とする注水系の注水量による推定方法は，直前まで判明していたサプレッション・プール水位に水位容量曲線を用いて推定するため，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定できることから，適用可能である。</p> <p>② サプレッション・チェンバを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は，ポンプ運転時における水源であるサプレッション・プール水位の確保を確認することであり，各ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力を確認することで，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。</p>

推定の評価	<p>2. 代替淡水貯槽水位</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量による推定方法は, 直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定するため, プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), サプレッション・プール水位 本推定方法の目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である代替淡水貯槽水位の確保を確認することであり, 注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで, 必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから, 適用可能である。</p> <p>③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は, 常設低圧代替注水系ポンプの運転時における水源である代替淡水貯槽の水位の確保を確認することであり, ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力を確認することで, 必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから, 適用可能である。</p> <p>3. 西側淡水貯水設備水位</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量による推定方法は, 直前まで判明していた西側淡水貯水設備水位に水位容量曲線を用いて推定するため, プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), サプレッション・プール水位 本推定方法の目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である西側淡水貯水設備水位の確保を確認することであり, 注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで, 必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることが推定できることから, 適用可能である。</p> <p><誤差による影響について> 水源を確認する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを把握することであり, 代替パラメータ (サプレッション・プールを水源とする系統流量及びポンプ吐出圧力, 代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位を水源とする低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量, 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力並びに原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), サプレッション・プール水位) による推定は, 注水設備のパラメータ又は注水先の水位のパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。(残留熱除去系系統流量の誤差 (±5.2L/s) から, サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約 [] 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) の誤差±4.0m³/h から, 代替淡水貯槽水位に換算した場合の誤差は約 [] 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の誤差±4.0m³/h から, 西側淡水貯水設備水位に換算した場合の誤差は約 [] 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の誤差 (±86kPa), 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差 (±40kPa), 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (±86kPa), 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (±86kPa), 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (±35kPa), 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (±35kPa), 原子炉水位 (広帯域) の誤差 (±46mm), 原子炉水位 (燃料域) の誤差 (±44mm), 原子炉水位 (S A広帯域) の誤差 (±43mm), 原子炉水位 (S A燃料域) の誤差 (±41mm), サプレッション・プール水位の誤差 (±8cm)。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建屋内の水素濃度）

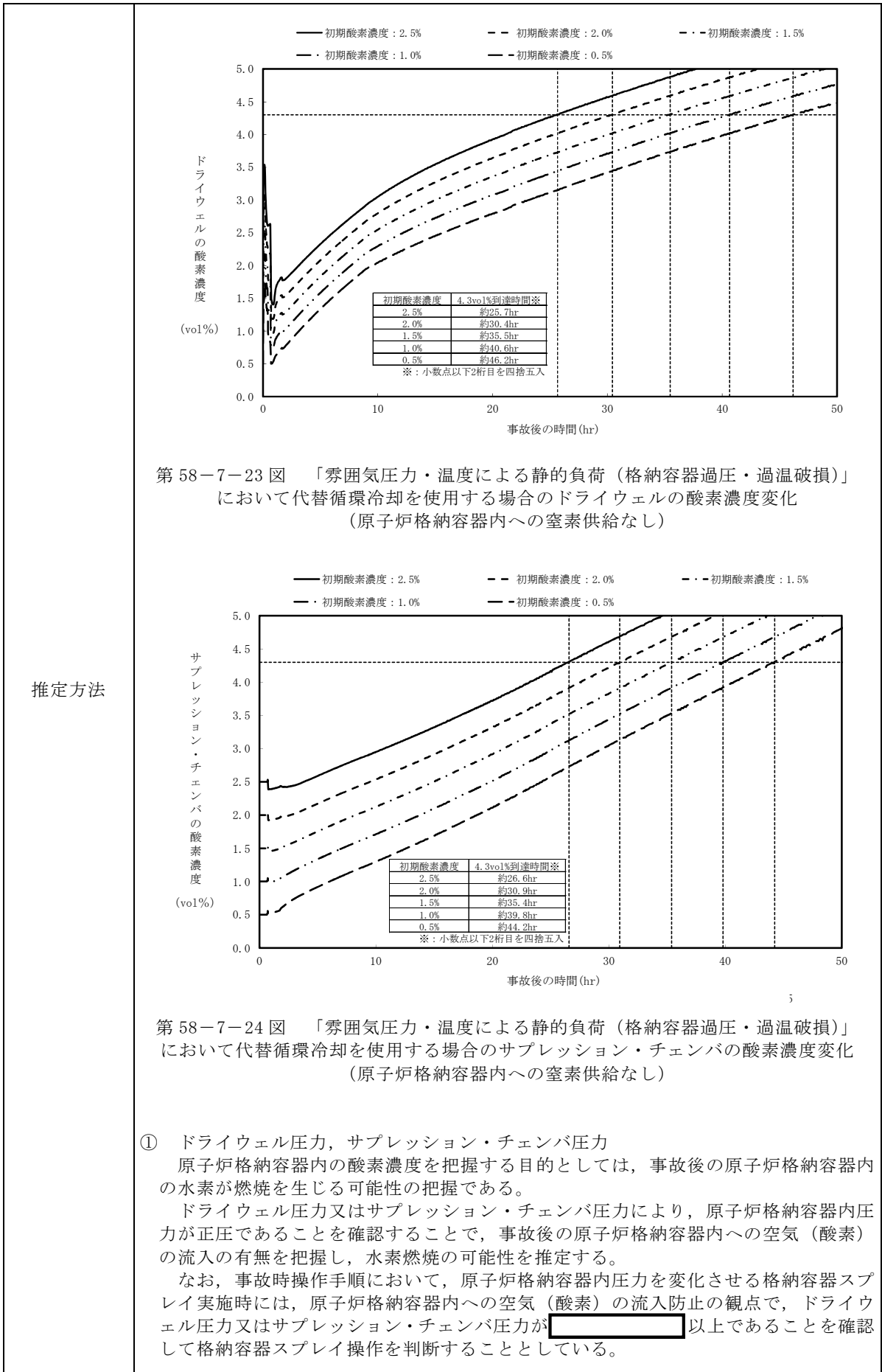
項目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度 （原子炉建屋原子炉棟 6 階）	0～10vol%	—
	原子炉建屋水素濃度 （原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階）	0～20vol%	—
代替パラメータ	① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	—
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置により推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差から水素濃度を推定）により推定する。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 500px; height: 200px; margin: 10px auto;"></div> <p>第 58-7-22 図 静的触媒式水素再結合器の入口／出口の温度差と水素濃度の関係</p> <p>水素濃度 1vol% 程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 40K となる。 水素濃度 4vol% 程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 170K となる。</p> <p>推定可能範囲：0～約 4vol%</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度を推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無並びに入口及び出口の温度差から、水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計の誤差±3.5℃から温度差として最大7℃程度の誤差。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(p) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の酸素濃度）

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度（S/A）	0～25vol%	約 4.4vol%以下
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
	①ドライウェル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	② [格納容器内酸素濃度] ※1	0～10vol% / 0～30vol%	約 4.4vol%以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度（S/A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により原子炉格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の原子炉格納容器内圧力を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</p> <p>原子炉格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、第 58-7-23 図及び第 58-7-24 図に示す、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値（沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$、非沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.25$, $G(\text{O}_2)=0.125$) を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。</p> <p>推定可能範囲：0～約 5vol%</p>		



推定方法

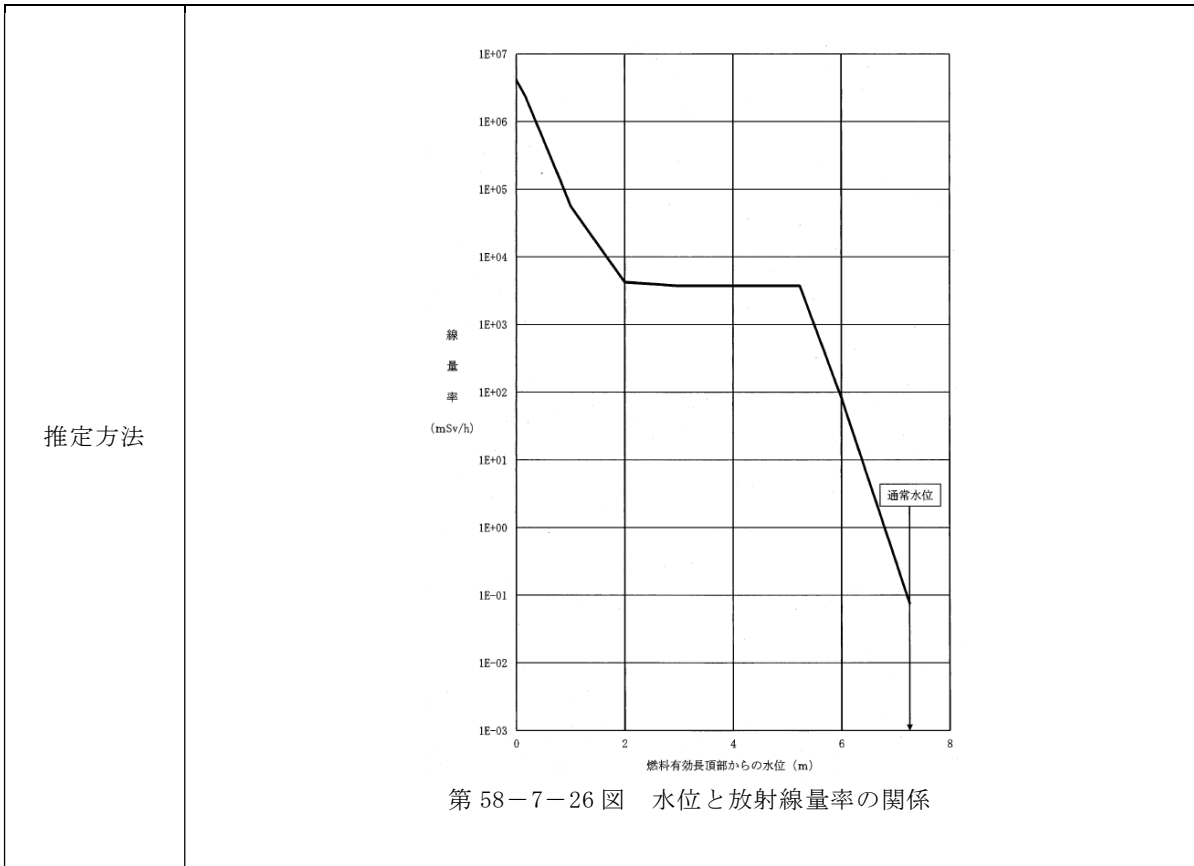
- ① ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力
 原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。
 ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，原子炉格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。
 なお，事故時操作手順において，原子炉格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止の観点で，ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が 以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

<p>推定方法</p>	<p>格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて代替循環冷却を使用する場合の原子炉格納容器内圧力の変化を第 58-7-25 図に示す。有効性評価の結果では、原子炉格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。</p> <p>第 58-7-25 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」 において代替循環冷却を使用する場合の格納容器内圧力変化</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p>① ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することであり、代替パラメータ (格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C), ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力) により原子炉格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -2~5 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -2~5 ドライウエル圧力：±8.0kPa サブプレッション・チェンバ圧力：±8.0kPa</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（使用済燃料プールの監視）

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料プール水位・温度（S A広域）	-4,300mm～+7,200mm (EL. 35,077mm～ 46,577mm) ※1	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1
		0～120℃	66℃以下
	使用済燃料プール温度（S A）	0～120℃	—
	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)	10^{-2} Sv/h～ 10^5 Sv/h	—
		10^{-3} mSv/h～ 10^4 mSv/h	
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料プール温度（S A） (使用済燃料プール水位・温度（S A広域），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），使用済燃料プール監視カメラの代替)	0～120℃	—
	①使用済燃料プール水位・温度（S A広域） (使用済燃料プール温度（S A），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），使用済燃料プール監視カメラの代替)	-4,300mm～+7,200mm (EL. 35,077mm～ 46,577mm) ※1	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1
		0～120℃	66℃以下
	①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) (使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プール監視カメラの代替)	10^{-2} Sv/h～ 10^5 Sv/h	—
		10^{-3} mSv/h～ 10^4 mSv/h	
	②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），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）の代替)	—	—
※1 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）			
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータの計測等が困難になった場合，下記のとおり推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール温度（S A），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），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 使用済燃料プール温度（S A）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（S A広域），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），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 		

推定方法	<ul style="list-style-type: none"> ・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）の計測が困難となった場合、代替パラメータの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）、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの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）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により推定する。 <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p><使用済燃料プール水位・温度（SA広域）></p> <p>① 使用済燃料プール温度（SA）、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）</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）により、使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また、代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタにより水位／放射線量の関係を利用して第58-7-26図より、必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>② 使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p><使用済燃料燃料プール温度（SA）></p> <p>① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</p> <p>使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）により、使用済燃料プールの冷却状況を推定する。</p> <p>② 使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p><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）></p> <p>① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</p> <p>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）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）により水位／放射線量率の関係を利用して第58-7-26図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。</p> <p>② 使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p><使用済燃料プール監視カメラ></p> <p>① 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）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</p> <p>使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの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）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により、使用済燃料プールの状態を監視する。</p>
------	--



第 58-7-26 図 水位と放射線量率の関係

推定の評価

使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料プール温度（S A）、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）、使用済燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。

いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ（使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料プール温度（S A）、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）、使用済燃料プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※1 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）のうち水位の誤差：±173mm
 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）のうち温度の誤差：±3.0℃
 使用済燃料プール温度（S A）の誤差：±1.1℃
 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の誤差：
 $5.3 \times 10^{N-1} \text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -2~5
 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の誤差：
 $5.3 \times 10^{N-1} \text{mSv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$, N: -2~5

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プールにおける燃料体等の冷却、放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*1 4}
原子炉压力容器温度	熱電対	0~500℃	4	原子炉格納容器内	±5.4℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±91kPa
原子炉圧力 (S A)	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±84kPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋原子炉棟 2階	±44mm
原子炉水位 (S A広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,500mm ^{*1}	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±43mm
原子炉水位 (S A燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,300mm ^{*2}	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±41mm
高压代替注水系系統流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.5L/s
低压代替注水系原子炉注 水流量 (常設ライン用)	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m ³ /h
低压代替注水系原子炉注 水流量 (常設ライン狭帯 域用)	差圧式 流量検出器	0~80m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±0.7m ³ /h
低压代替注水系原子炉注 水流量 (可搬ライン用)	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±2.4m ³ /h
低压代替注水系原子炉注 水流量 (可搬ライン狭帯 域用)	差圧式 流量検出器	0~80m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±0.7m ³ /h
代替循環冷却系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~150m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下2階, 2階	±1.6m ³ /h
原子炉隔離時冷却系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.5L/s
高压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.3L/s
残留熱除去系系統流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压代替注水系格納容器 スプレイ流量 (常設ライ ン用)	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.0m ³ /h
低压代替注水系格納容器 スプレイ流量 (可搬ライ ン用)	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m ³ /h
低压代替注水系格納容器 下部注水流量	差圧式 流量検出器	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±1.6m ³ /h
代替循環冷却系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±3.2m ³ /h

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*14}
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	0~300℃	8	原子炉格納容器内	±3.5℃
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.2℃
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内	±2.1℃
格納容器下部水温	測温抵抗体	0~500℃ ^{*3} (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{*4}	各 5	原子炉格納容器内	±4.8℃
ドライウェル圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 4階	±8.0kPa
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 1階	±8.0kPa
サブプレッション・プール水位	差圧式 水位検出器	-1m~9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ^{*5}	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±8.0cm
格納容器下部水位	電極式 水位検出器	+1.05m ^{*4, *6} (EL. 12, 856mm)	2	原子炉格納容器内	±10mm
		+0.50m, +0.95m ^{*4, *7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
		+2.25m, +2.75m ^{*4, *8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 2, 3階	±1.7vol%
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオン チェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	5.3×10 ^{N-1} ~ 1.9×10 ^N Sv/h N: -2~5
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオン チェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	5.3×10 ^{N-1} ~ 1.9×10 ^N Sv/h N: -2~5
起動領域計装	核分裂 電離箱	10 ⁻¹ cps~10 ⁶ cps (1.0×10 ³ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁸ cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8	原子炉格納容器内	7.3×10 ^{N-1} ~ 1.38×10 ^N cps N: -1~6 又は±2.0%
平均出力領域計装	核分裂 電離箱	0~125% (1.0×10 ¹² cm ⁻² ・s ⁻¹ ~ 1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	2 ^{*9}	原子炉格納容器内	±2.7%
フィルタ装置水位	差圧式 水位検出器	180mm~5,500mm	2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内	±43mm
フィルタ装置圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [gage]	1	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内	±8.0kPa
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	0~300℃	1	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内	±3.3℃

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*14
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3\times 10^{N-1}\sim 1.9\times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	$5.3\times 10^{N-1}\sim 1.9\times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3\times 10^{N-1}\sim 1.9\times 10^N\text{mSv/h}$ N: -2~5
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋付属棟 3 階	$\pm 2.1\text{vol}\%$
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{mSv/h}\sim 10^5\text{mSv/h}$	2	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	$5.3\times 10^{N-1}\sim 1.9\times 10^N\text{mSv/h}$ N: -2~5
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	0~100°C	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 2.2^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟 1 階	$\pm 3.4^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 3.4^\circ\text{C}$
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	0~550L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 4.8\text{L/s}$
			1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 4.8\text{L/s}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	0~800m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 6.4\text{m}^3/\text{h}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	0~50m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 0.4\text{m}^3/\text{h}$
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0~20m	1	常設低圧代替注水系ポンプ室内	$\pm 16\text{cm}$
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	0~6.5m	1	常設代替高圧電源装置置場 (地下)	$\pm 4.7\text{cm}$
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86\text{kPa}$
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	常設低圧代替注水系ポンプ室内	$\pm 40\text{kPa}$
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 40\text{kPa}$
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86\text{kPa}$
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86\text{kPa}$
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 35\text{kPa}$
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 35\text{kPa}$

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*14}
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6階	±0.6vol%
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟 地下1階, 2階	±1.1vol%
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4 ^{*10}	原子炉建屋原子炉棟 6階	±3.5℃
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 2, 3階	±0.6vol%
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300mm~+7,200mm (EL. 35,077mm~46,577mm) ^{*11}	1	原子炉建屋原子炉棟 6階	±173mm
	測温抵抗体	0~120℃	1 ^{*12}		±3.0℃
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120℃	1 ^{*13}	原子炉建屋原子炉棟 6階	±1.1℃
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)	イオンチェンバ	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	1	原子炉建屋原子炉棟 6階	5.3×10 ^{N-1} ~1.9×10 ^N Sv/h N: -2~5
		10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	1		5.3×10 ^{N-1} ~1.9×10 ^N mSv/h N: -2~5
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	— (映像)	1	原子炉建屋原子炉棟 6階	— (映像)

※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)

※2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)

※3 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※4 ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm) からの高さ

※5 基準点は通常運転水位: EL. 3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)

※6 R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※7 R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2mの場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※8 R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2mの場合) (満水管理水位計)

※9 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※10 2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置

※11 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

※12 検出点 2 箇所

※13 検出点 8 箇所

※14 検出器~S P D S表示装置の誤差 (詳細設計により, 今後変更になる可能性がある)

58-8

可搬型計測器について

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	0~900℃	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	0~10.5MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力 (S A)	0~10.5MPa [gage]	0~10.5MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (S A広帯域)	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (S A燃料域)	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0~50L/s	0~50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	0~50L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	0~500L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	0~500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	0~80m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	0~80m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0~600L/s	0~600L/s	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	0~600L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	0~500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0~500m ³ /h	0~500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室		
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	サブプレッション・プール水温度	0~200℃	0~500℃	3	1	測温抵抗体	中央制御室		
	格納容器下部水温	0~500℃ ^{*3} (ベDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{*4}	0~500℃	各 5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さ毎に必要な個数 (4個×2高さ分)を設定する。	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	サブプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室		
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	-1m~9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ^{*5}	-1m~9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ^{*5}	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—	
	格納容器下部水位	(高さ 1m 超検知用)	+1.05m ^{*4,*6} (EL. 12, 856mm)	+1.05m ^{*4,*6} (EL. 12, 856mm)	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		(高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用)	+0.50m, +0.95m ^{*4,*7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	+0.50m, +0.95m ^{*4,*7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2				
(滴水管理用)	+2.25m, +2.75m ^{*4,*8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	+2.25m, +2.75m ^{*4,*8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2						
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	2	— ^{*9}	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—	2	— ^{*9}	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—	2	— ^{*9}	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は監視	起動領域計装	$10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	8	—※ ⁹	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	2※ ¹⁰	—※ ⁹	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	180mm~5,500mm	180mm~5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	0~350℃	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出入口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \text{Sv/h} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		$10^{-3} \text{mSv/h} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	—	1	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	—	2	—※ ⁹	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \text{mSv/h} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	0~550L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800m ³ /h	0~800m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1	差圧式流量検出器		中央制御室		



第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

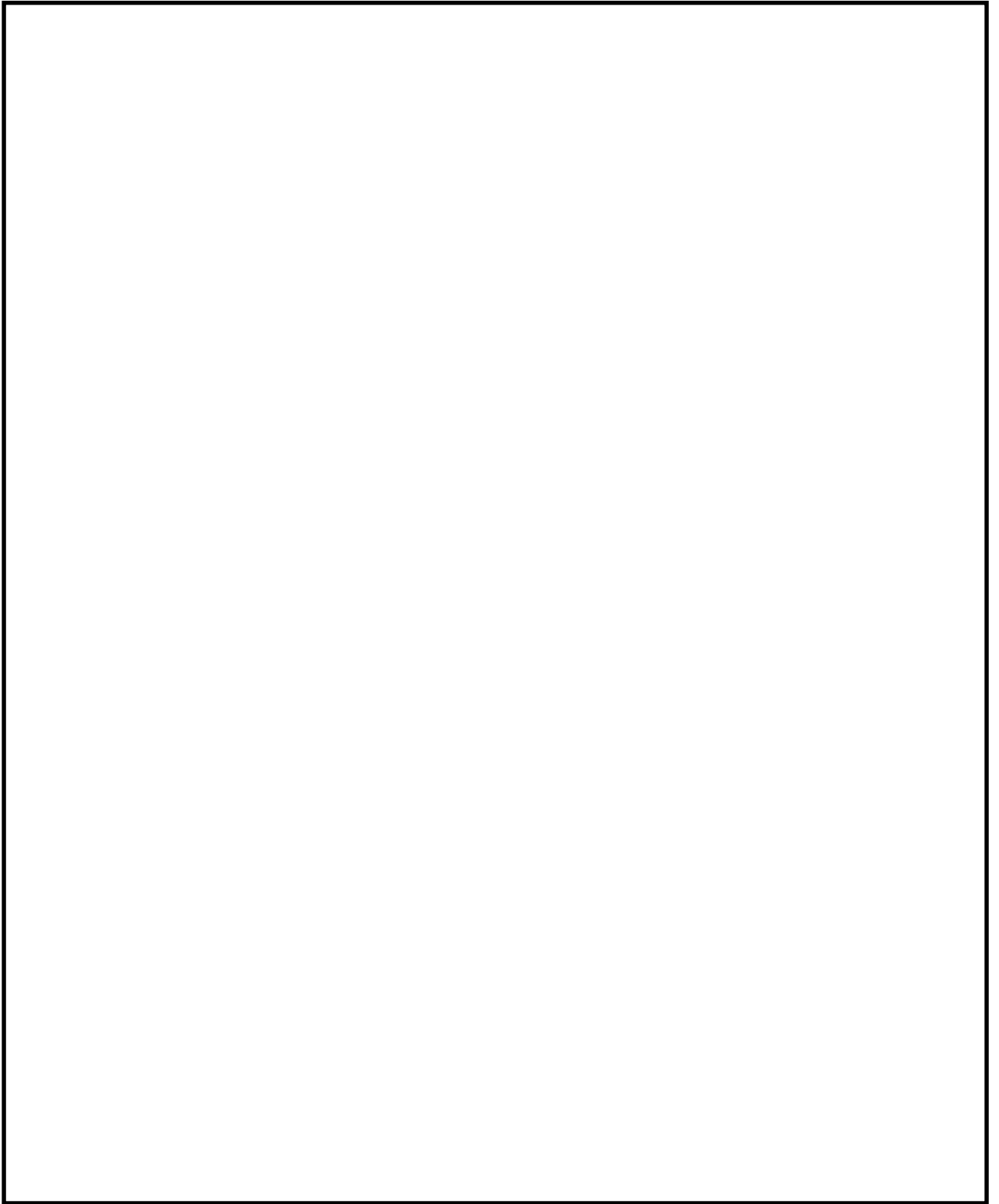
分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	0~20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	0~6.5m	1	1	電波式水位検出器	中央制御室	—
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかのシステムを使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかのシステムを使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	—	2	—※9	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~20vol%	—	3		熱伝導式水素検出器	—	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃	4※11	2	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	0~25vol%	—	2	—※9	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	-4,300mm~+7,200mm (EL. 35,077mm~46,577mm) ※12	—	1	—※9	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120℃	0~500℃	1※13		1	測温抵抗体	
	使用済燃料プール温度 (SA)	0~120℃	0~350℃	1※14	熱電対		中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料エリアプール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—	1	—※9	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	—	1				
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	1	—※9	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を 20 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 20 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

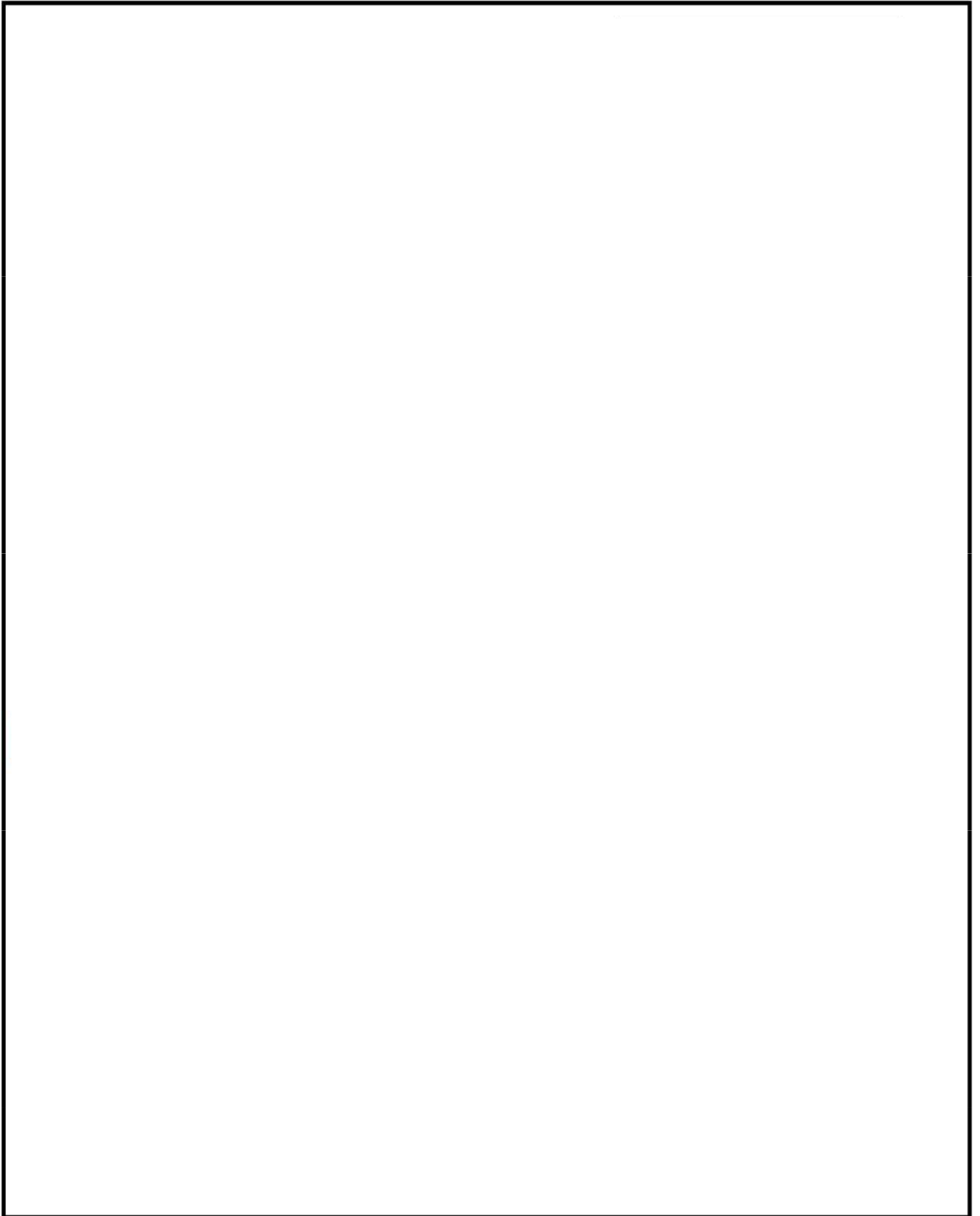
：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を 19 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 19 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- ※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
- ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
- ※3 R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
- ※4 ペDESTAL 底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ
- ※5 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
- ※6 R P V 破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- ※7 R P V 破損後の水位管理（デブリ堆積高さ < 0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
- ※8 R P V 破損後の水位管理（デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合）（満水管理水位計）
- ※9 全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A 広域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。
- ※10 平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- ※11 2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
- ※12 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
- ※13 検出点 2 箇所
- ※14 検出点 8 箇所

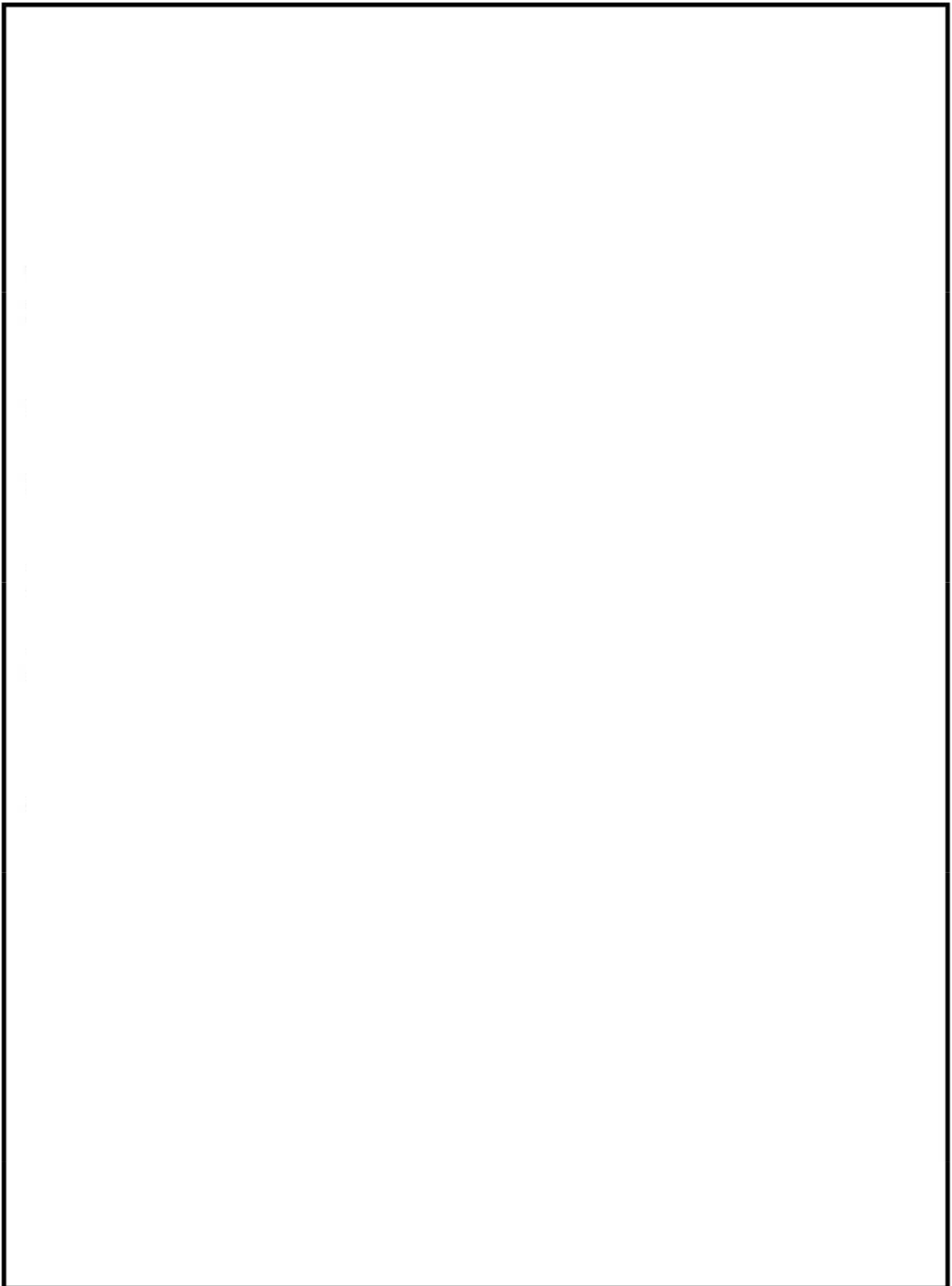
	：温度，圧力・水位・流量計測用
	：圧力・水位・流量計測用



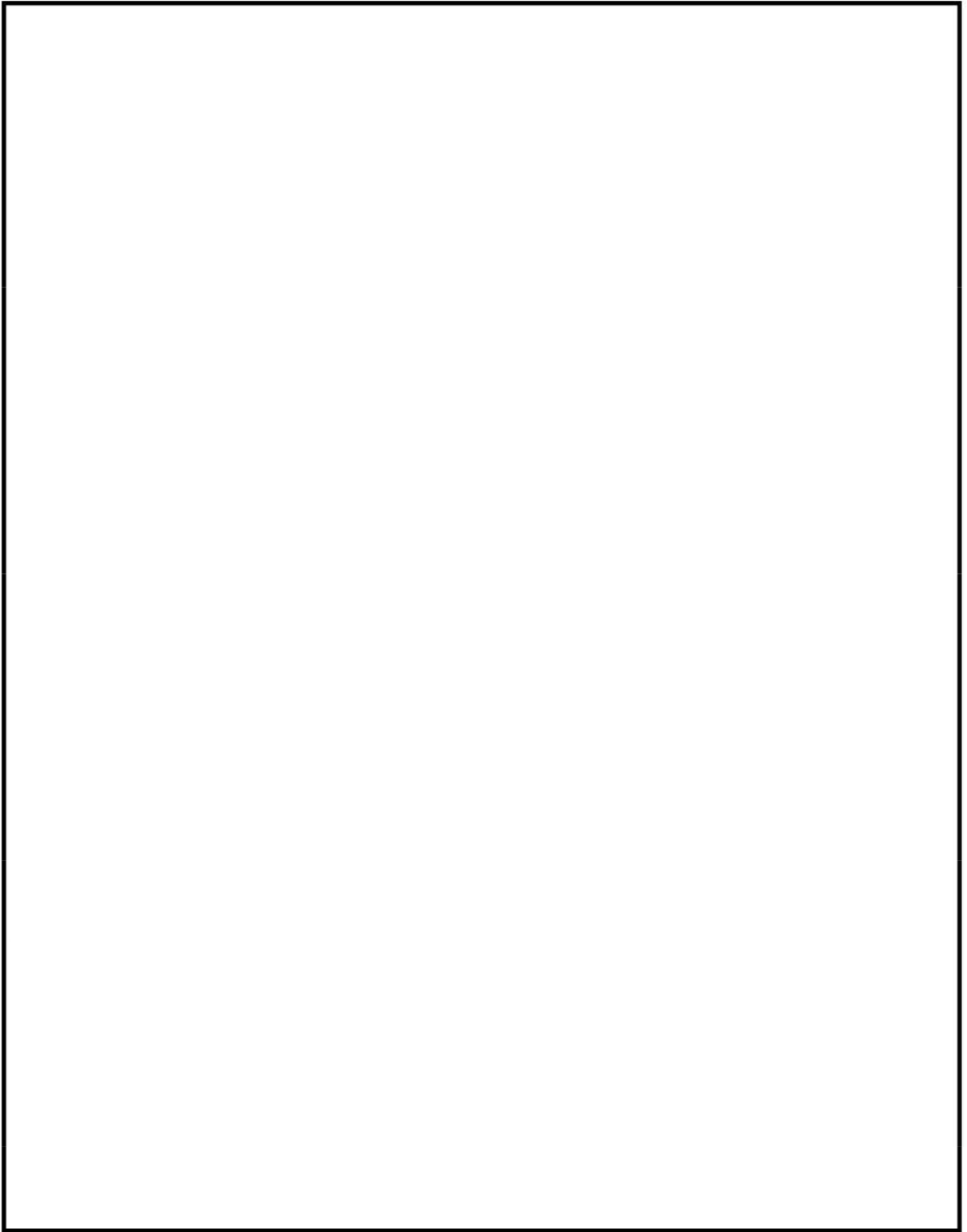
第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (1/4)



第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (2/4)



第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (3/4)



第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (4/4)

58-9

主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について、耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大温度、圧力、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期に計測機能を求められるものであり、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

第 58-9-1 表 原子炉格納容器内の耐環境条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 : 200℃	0.62MPa [gage]	

第 58-9-2 表 原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上

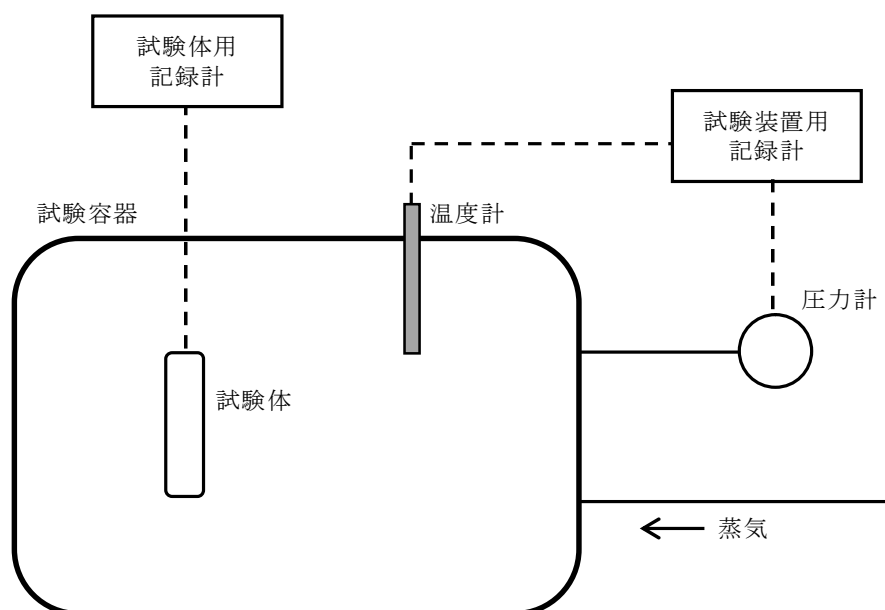
2. 原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内，屋外
重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の
建屋内及び屋外に設置の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータに
ついては，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件を考慮し耐
環境性を有する設計とする。

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内設置の計器であり、重大事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。次項以降において、重大事故等時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

原子炉格納容器内設置計器のうち重大事故等時に監視機能を期待される計器については、重大事故等時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境（温度，圧力，蒸気）を印加し，監視機能を維持できることを確認。

第 58-9-1 図 蒸気暴露試験装置イメージ図

3. 原子炉格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境性評価試験結果

重大事故等時模擬試験の結果、圧力 0.62MPa [gage] 以上、温度 200℃以上（短期（5 分間）235℃）、積算線量 以上の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上回っていることから、計器の健全性に問題はない。

第 58-9-3 表 原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上

第 58-9-4 表 重大事故等時における耐環境条件※1, 3, 4

設置場所	類型化区分	環境条件				備考
		環境温度	環境圧力	湿度	放射線	
原子炉格納容器内	A	200℃ (5分間は 235℃を考慮)	0.62MPa [gage]	蒸気	640kGy (168hour) 又はそれ以下	
原子炉建屋原子炉棟内※2	B	65.6℃又は それ以下	6.9kPa [gage] 又はそれ以 下	従来設計と 同等 (100% RH) ※5 又は それ以下	従来設計と同 等 (1.7kGy) ※6 又はそれ以 下	
原子炉建屋の原子炉棟外 及びその他の建屋	C	通常状態に おける設計 値と同等 (40℃) ※7	大気圧	通常状態に おける設計値 と同等 (90%RH) ※7	設置場所及び 格納容器圧力 逃がし装置の 使用可否によ るため個別評 価 (3Gy (168hour))	
屋外	D	外気温 (最大 40℃)	大気圧	通常状態にお ける設計値と 同等	設置場所及び 格納容器圧力 逃がし装置の 使用可否によ るため個別評 価 (3Gy (168hour))	

- ※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。
- ※2 IS-LOCA、使用済燃料プール沸騰時等の原子炉建屋原子炉棟内の環境への影響が大きく、必要な設備が限定される事象については、個別に設定する。
- ※3 設備設置場所や設備の固有の条件 (付近に発熱源や線源があるもの) の影響を受けるものは個別に評価する。
- ※4 炉心損傷の有無や格納容器圧力逃がし装置の使用可否、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別に評価する。
- ※5 従来設計値は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す。
- ※6 従来設計値は非常状態における一般階の設計値の一例を示す。
- ※7 従来設計値は通常状態における原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の設計値の一例を示す。

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (1/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
原子炉圧力容器温度	熱電対	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0Mgy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉圧力 (S A)	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
原子炉水位 (S A 広帯域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (S A 燃料域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
高圧代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (2/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
代替循環冷却系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階, 2階
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階
高圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (3/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
格納容器下部水温	測温抵抗体	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
ドライウェル圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 4 階
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 1 階
サブプレッション・プール水位	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認済 取付箇所: 原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	B	□	□	□	□	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階, 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオンチェンバ	B	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階 (配管ペネトレーション内)
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオンチェンバ	B	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 (サンドクッションエリア)
起動領域計装	核分裂電離箱	A	—※1	—※1	—※1	—※1	※1: 重大事故等発生初期に監視機能が求められるものであり, 設計基準対象施設としての設計で仕様を満足する。
平均出力領域計装	核分裂電離箱	A	—※1	—※1	—※1	—※1	取付箇所: 原子炉格納容器内

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (4/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	C	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ (高レンジ用)	C	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
	イオンチェンバ (高レンジ用)	D	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：屋外 (原子炉建屋南側外壁面)
	イオンチェンバ (低レンジ用)	C	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	C	□	□	□	□	※1：メーカー仕様値 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	D	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：屋外 (原子炉建屋東側外壁面)
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 1 階
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (5/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
残留熱除去系海水系システム流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋 原子炉棟地下 2 階
		C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋 廃棄物処理棟地下 1 階
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋 廃棄物処理棟地下 1 階
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋 廃棄物処理棟地下 1 階
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 常設低圧代替注水系ポンプ室内
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	C	-15~70℃ *1	-0.1~4MPa*1	5~95%RH *1	—*2	※1: メーカー仕様値 ※2: 放射性物質を内包する建屋とは隣接せず、地下設置のため放射線の影響を受けない。 取付箇所: 常設代替高圧電源装置置場 (地下)
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋 原子炉棟地下 1 階
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 常設低圧代替注水系ポンプ室内
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋 原子炉棟地下 2 階
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋 原子炉棟地下 1 階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (6/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	1 蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟6階
	熱伝導式水素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟6階
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟2階, 3階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (7/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	ガイドパルス式水位検出器	B	□	□	□	□	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 ※1:飽和蒸気下で健全性確認済 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
	測温抵抗体						
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	B	100℃	水頭圧	蒸気	—※1	※1:検出器の構成材料は無機物で構成されているため問題ない。 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
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)	イオンチェンバ (高レンジ用)	B	121℃	147kPa [gage]	蒸気	1.0Mgy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
	イオンチェンバ (低レンジ用)	B	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	B	≦50℃※1	耐圧防爆構造	防水※2 (IP65)	□	※1:耐環境試験にて□で機能維持確認済み。雰囲気温度100℃環境で使用も想定し、空気による冷却等により□以下に維持することで、耐環境性向上を図る。 ※2:防止仕様であり問題ない。 ※3:ある値以上水位が低下し、空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済燃料プール水位 (SA広域)を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階

58-10

パラメータの抽出について

1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした（第 58-10-1 表参照）。

2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（第 58-10-1 表参照）。

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（1/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類		
2.1	高圧・低圧注水機能喪失	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）		
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条		
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ），49条（ポンプ）		
		系統概要図			
				低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				原子炉圧力容器	47条（注入先）
				代替格納容器スプレィ冷却系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
				代替格納容器スプレィ冷却系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系スプレィヘッド（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
				格納容器	48条（ベント元），49条（注入先）
				格納容器圧力逃がし装置	48条
				耐圧強化ベント系	48条
				軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
				可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
				代替淡水貯槽（水源）	47条（水源），49条（水源）
				西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
				外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
				非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
				高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
				常設代替高圧電源装置※1	57条
				可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
				タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
				平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
				起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
				原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）			
		高圧炉心スプレィ系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
		低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）		
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）		
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）		
		ドライウェル圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）		
		サブプレッション・チェンバ圧力			

※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが，外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高圧・低圧注水機能喪失 (つづき)	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.2	高压注水・減圧機能喪失 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		過渡時自動減圧機能	46条
		低圧炉心スプレー系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧炉心スプレー系配管（低圧炉心スプレー流路）	47条（流路）
		低圧炉心スプレー系弁（低圧炉心スプレー流路）	47条（流路）
		低圧炉心スプレー系スパーージャ（低圧炉心スプレー流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		格納容器	48条, 49条（ベント元, 注入先）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	47条, 49条（水源）
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		高压炉心スプレー系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		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）	58条（原子炉状態確認）
		高压炉心スプレー系系統流量	58条（高压注水機能喪失を確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高压注水機能喪失を確認）
		原子炉圧力, 原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水設備の運転確認）		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水設備の運転確認）		
サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）		
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		
低圧炉心スプレー系系統流量	58条（低圧時の原子炉冷却）		

※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類		
2.3.1	全交流動力電源喪失（長期T B）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）		
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条		
		系統概要図		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
				原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）
				原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）
				原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
				残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
				残留熱除去系配管（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
				残留熱除去系弁（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
				残留熱除去系熱交換機（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
				残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
				残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
				残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
				可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
				低压代替注水系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
				低压代替注水系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
				残留熱除去系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
				残留熱除去系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
				代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				格納容器	49条（注入先）
				軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
				可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
				サブプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）				
タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）				
常設代替高压電源装置	57条				
125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）				
125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）				
緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）				
平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）				
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）				

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失（長期T B） （つづき）	原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（S A）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（6/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類		
2.3.2	全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）		
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条		
		常設高圧代替注水系ポンプ	45条（ポンプ）		
		系統概要図		高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）
				高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）
				原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）
				原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）
				原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
				残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
				残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
				残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
				残留熱除去系熱交換機（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
				残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条, 49条（流路）
				残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
				残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
				残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
				格納容器	49条（注入先）
				可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
				低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
				代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
				軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
				可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
				サブプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
				タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）				
常設代替高圧電源装置	57条				
緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）				

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失（TBD, TBU） （つづき）	原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		高压代替注水系系統流量	58条（代替注水設備の運転確認）
		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）	45条（高压時の原子炉冷却），47条（低压時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低压時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（8/27）

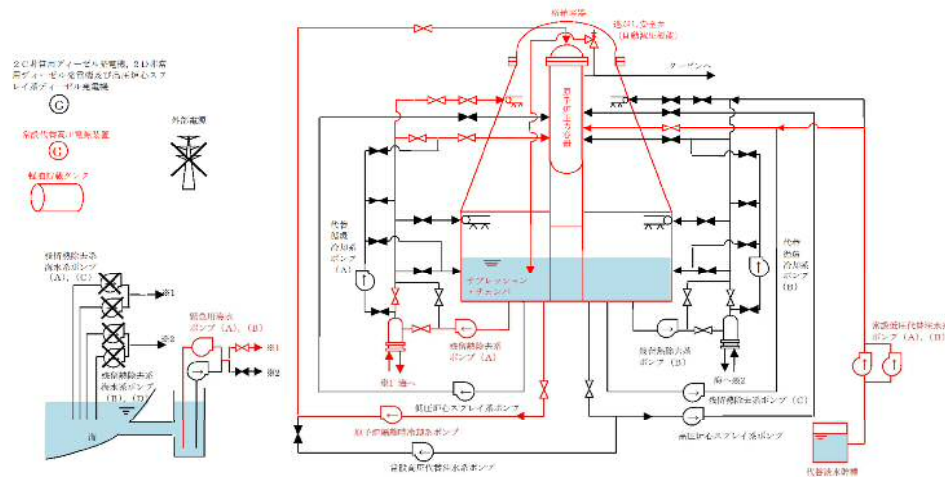
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.3	全交流動力電源喪失（TBP）	原子炉スクラム機能 逃がし安全弁（自動減圧機能）	DB（S A発生前に使用） 46条
系統概要図			
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（管路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（管路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（管路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（管路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条, 49条（管路）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（管路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（管路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（管路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（管路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（管路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（管路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（管路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（管路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（管路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（管路）
格納容器	49条（注入先）		
軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）		
可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）		
サブプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）		
西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）		
タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）		
常設代替高圧電源装置	57条		
125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）		
125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）		
緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）		
平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（9/27）

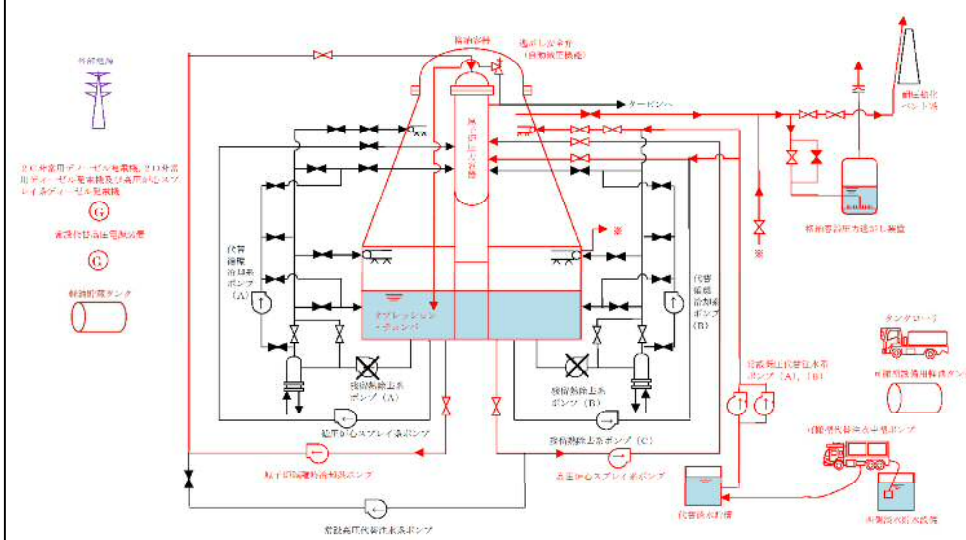
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.3	全交流動力電源喪失（TBP） （つづき）	原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機（格納容器スプレイ冷却流路）（緊急用海水系流路）	48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条, 49条（ベント元, 注入先）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条, 49条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		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）	47条（低圧時の原子炉冷却）, 58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		原子炉圧力, 原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却）, 58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）, 58条（水源確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		残留熱除去系海水系系統流量	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
		ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 49条（格納容器の冷却）, 58条（格納容器状態確認）
ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 49条（格納容器の冷却）, 58条（格納容器状態確認）		



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（11/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類	
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）	
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条	
		系統概要図		
				
		高圧炉心スプレイ系ポンプ	45条（ポンプ）	
		高圧炉心スプレイ系配管（高圧流水流路）	45条（流路）	
		高圧炉心スプレイ系弁（高圧流水流路）	45条（流路）	
		高圧炉心スプレイ系スパーージャ（高圧流水流路）	45条（流路）	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）	
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）	
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）	
		原子炉圧力容器	45条、47条（注入先）	
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条、49条（ポンプ）	
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
		残留熱除去系スプレイヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
		格納容器	48条、49条（ベント元、注入先）	
		格納容器圧力逃がし装置	48条	
		耐圧強化ベント系	48条	
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）	
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）	
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条、47条、49条（水源）	
		代替淡水貯槽（水源）	47条、49条（水源）	
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）	
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）	
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条	
		常設代替高圧電源装置※1	57条	
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）	
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）	
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）	
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）			
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）			
原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）				
高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）			
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）			
サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）			
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）			

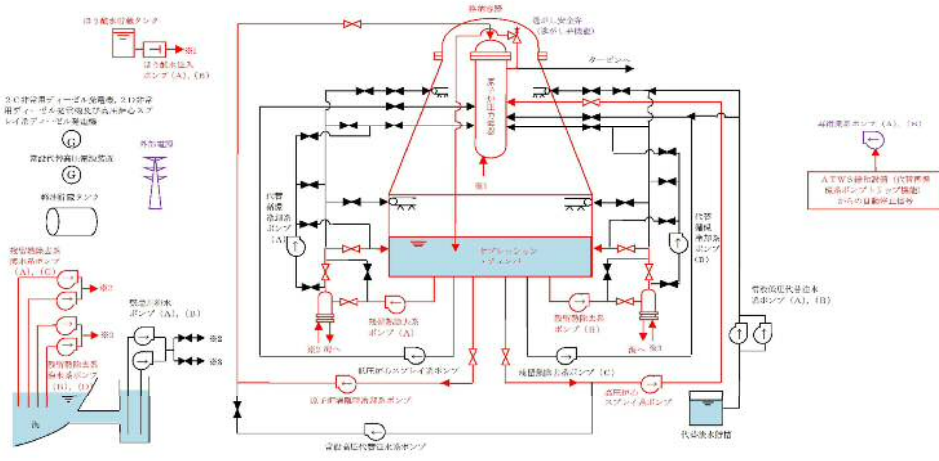
※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） （つづき）	原子炉圧力, 原子炉圧力（S/A）	58条（原子炉状態確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		ドライウエル圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.5	原子炉停止機能喪失	ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	44条
		ほう酸水注入ポンプ	44条（ポンプ）
		ほう酸水貯蔵タンク	44条（流路）
		ほう酸水注入系配管	44条（流路）
		ほう酸水注入系弁	44条（流路）
		逃がし安全弁（逃がし弁機能）	DB（解析上使用を仮定）
		原子炉圧力容器	44条, 45条（注入先）
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	44条
		高圧炉心スプレイ系ポンプ	45条（ポンプ）
		高圧炉心スプレイ系配管（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレイ系弁（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレイ系スパーージャ（高圧流水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）	47条, 49条（流路）と分類
		残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		格納容器	48条, 49条（バント元, 注入先）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		平均出力領域計装	58条（スクラム失敗確認, SLC注入確認）
		起動領域計装	58条（スクラム失敗確認, SLC注入確認, 未臨界確認）
ドライウェル圧力	49条（格納容器の冷却）, 58条（格納容器状態確認）		
原子炉水位（広帯域）, 原子炉水位（燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却）, 58条（原子炉状態確認）		
原子炉水位（SA広帯域）, 原子炉水位（SA燃料域）			
高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）		
サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）		
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14/27）

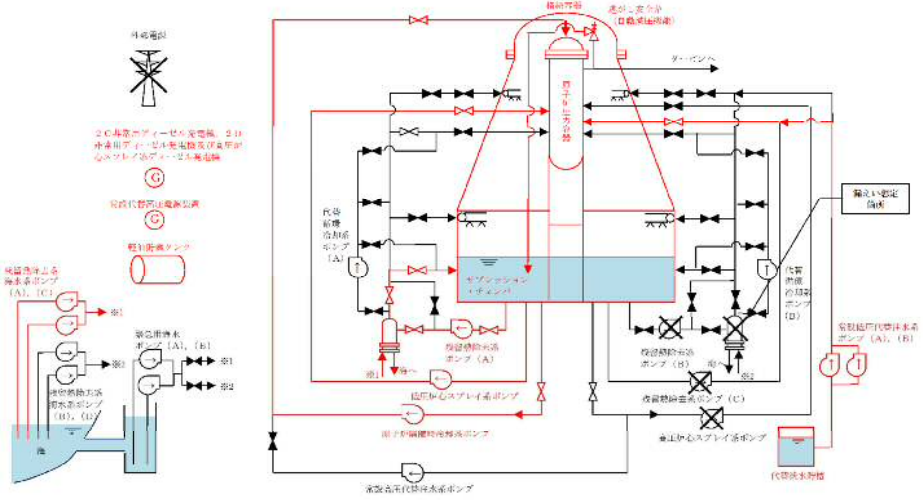
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	LOCA時注水機能喪失 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ），49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		耐圧強化ベント系	48条
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）		
原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）			
高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）		
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）		
代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）		
ドライウェル圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）		
サブプレッション・チェンバ圧力			
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）		
サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	LOCA時注水機能喪失 (つづき)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		フィルタ装置圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 58条 (格納容器状態確認)
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 58条 (格納容器状態確認)

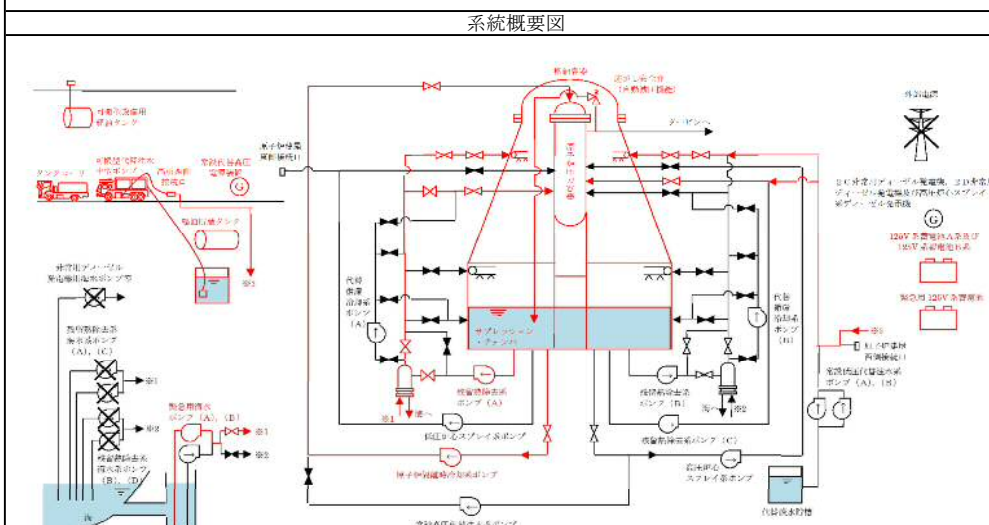
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		低压炉心スプレー系ポンプ	47条（ポンプ）
		低压炉心スプレー系配管（低压炉心スプレー流路）	47条ポンプ（流路）
		低压炉心スプレー系弁（低压炉心スプレー流路）	47条（流路）
		低压炉心スプレー系スパーチャ（低压炉心スプレー流路）	47条（流路）
		残留熱除去系ポンプ	49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（サブプレッション・プール冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（サブプレッション・プール冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（サブプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	48条，49条（熱交換器）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		常設低压代替注水系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低压代替注水系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		低压代替注水系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条（水源）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		常設代替高压電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		高压炉心スプレー系ディーゼル発電機（電源）	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		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）	47条（低压時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高压時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度	58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル圧力	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（ISLOCA発生の確認）
		低压炉心スプレー系系統流量	58条（低压時の原子炉冷却）
		低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低压時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備） 58条（水源確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による注水機能喪失	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレィ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレィ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水系）（格納容器スプレィ冷却流路）（緊急用海水系流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレィヘッダ（格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレィ冷却系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレィ冷却系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレィヘッダ（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）		
125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）		
緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）		

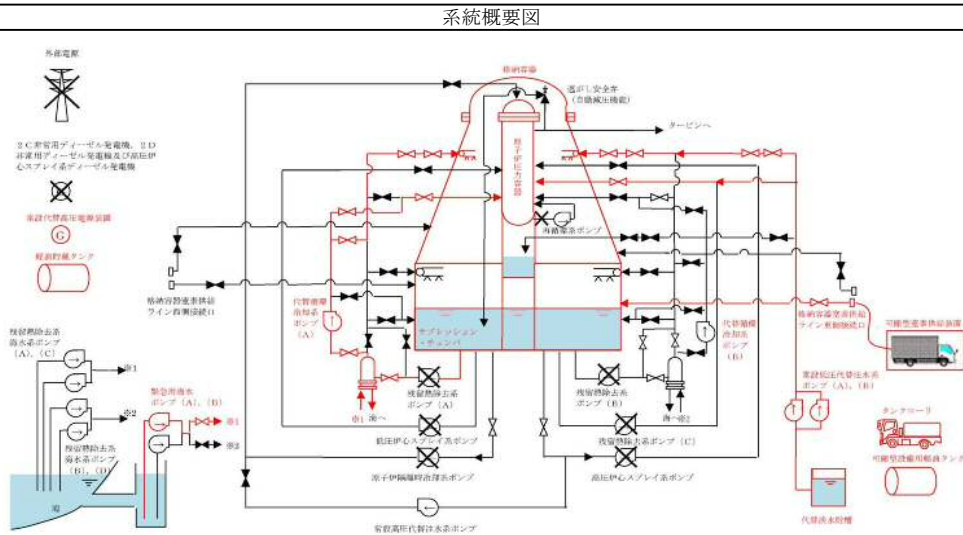


第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による注水機能喪失 (つづき)	平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		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）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
残留熱除去系系統流量	58条		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（19/27）

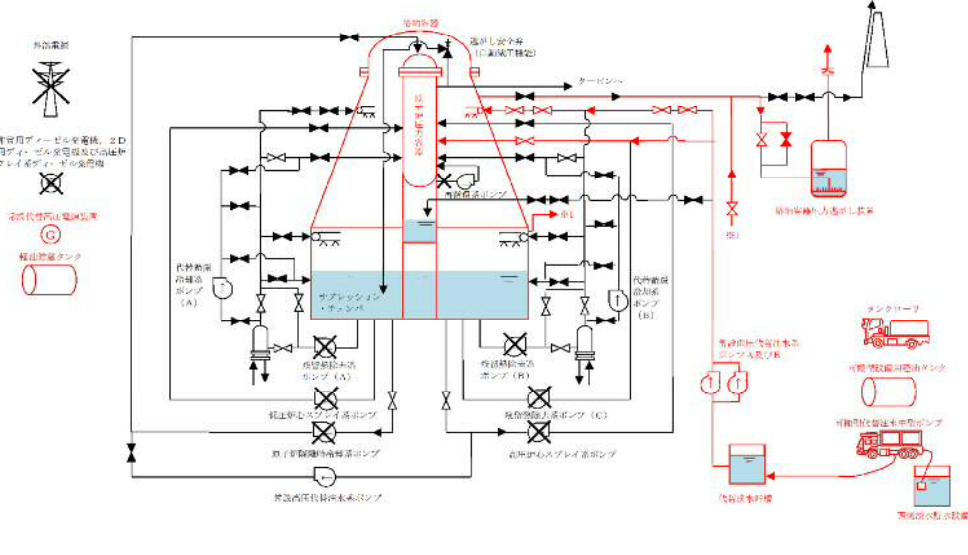
No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		緊急用海水ポンプ	50条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（代替循環冷却流路）	50条（熱交換器）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条, 50条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条（ベント元），49条, 52条（注入先）
		代替循環冷却系ポンプ	50条（ポンプ）
		代替循環冷却系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		代替循環冷却系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッド（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ（可搬型窒素供給装置給油）	57条（燃料輸送）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		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）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）



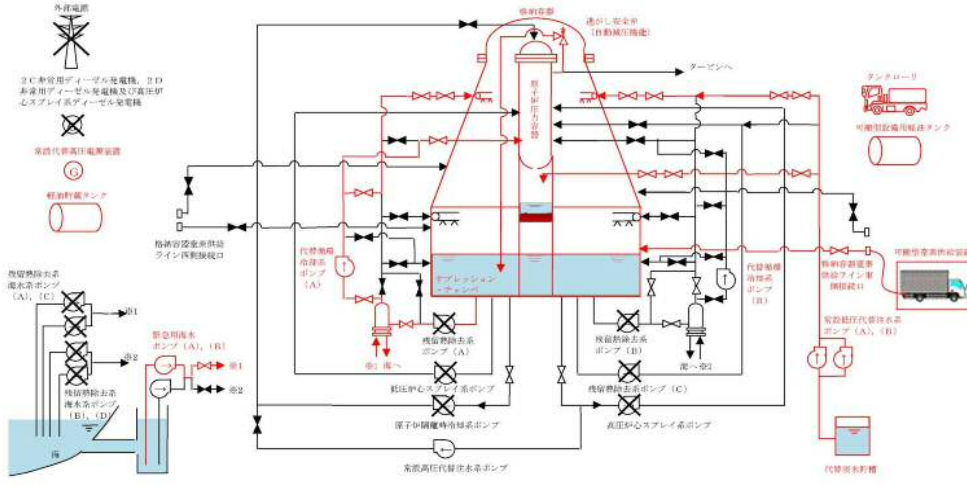
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（20/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合） （つづき）	ドライウエル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		代替循環冷却系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		格納容器内水素濃度（S A）	58条（格納容器水素濃度確認）
	格納容器内酸素濃度（S A）	58条（格納容器酸素濃度確認）	

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.3	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） 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ），49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条，50条（注入先，ベント元）
		格納容器圧力逃がし装置	50条
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替交流電源設備	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	58条（炉心損傷有無判断）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		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）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
		ドライウェル圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・チェンバ圧力	
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
格納容器内水素濃度（SA）	58条（格納容器水素濃度確認）		
格納容器内酸素濃度（SA）	58条（格納容器酸素濃度確認）		
フィルタ装置圧力	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）		
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（22/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		緊急用海水ポンプ	50条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（代替循環冷却流路）	50条（熱交換器）
		常設低圧代替注水系ポンプ	49条, 51条（ポンプ）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		原子炉圧力容器	50条（注入先）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条, 51条, 52条（注入先）
		代替循環冷却系ポンプ	50条（ポンプ）
		代替循環冷却系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		代替循環冷却系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		コリウムシールド	51条
		格納容器下部注水系配管（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		格納容器下部注水系弁（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		低圧代替注水系配管（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		低圧代替注水系弁（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ（可搬型窒素供給装置給油）	57条（燃料輸送）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）	58条（原子炉状態確認）		
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）	58条（原子炉状態確認）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（23/27）

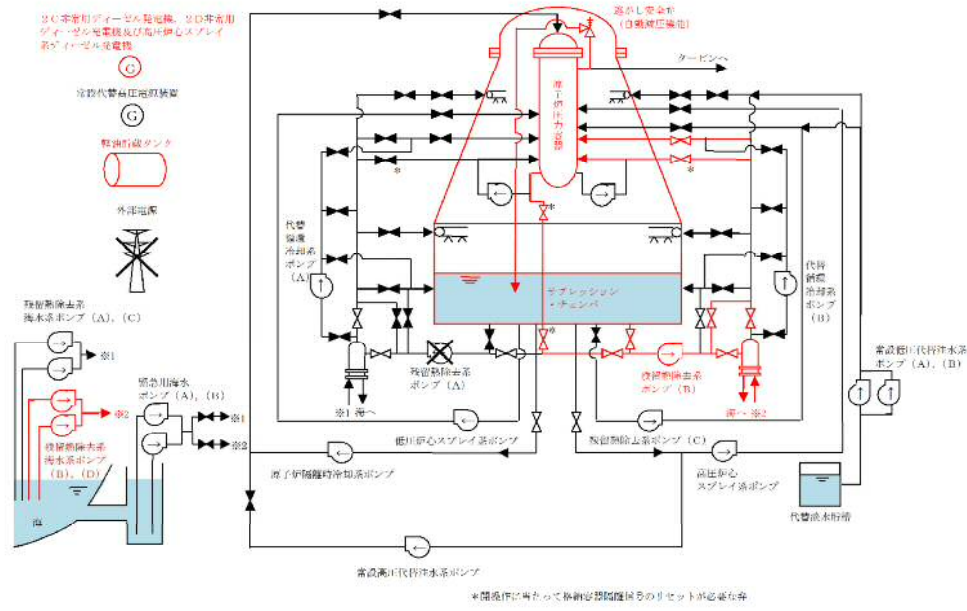
No	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (つづき)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	58条 (炉心損傷有無判断)
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)
		格納容器下部水温	58条 (格納容器状態確認), 58条 (格納容器状態確認)
		格納容器下部水位	51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却), 58条 (格納容器状態確認)
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	49条 (格納容器の冷却), 50条 (格納容器の過圧破損防止), 58条 (格納容器状態確認)
		原子炉圧力容器温度	58条 (原子炉状態確認)
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)
		緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	50条 (格納容器の過圧破損防止), 58条 (格納容器状態確認)
		代替循環冷却系原子炉注水流量	50条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)
		格納容器内水素濃度 (SA)	58条 (格納容器水素濃度確認)
		格納容器内酸素濃度 (SA)	58条 (格納容器酸素濃度確認)
		サプレッション・プール水温度	58条 (格納容器状態確認)
		代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（24/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—	—
3.4	水素燃焼	—	—
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—
4.1	想定事故1 （使用済燃料プール） 系統概要図	可搬型代替注水中型ポンプ	54条（ポンプ）
		低压代替注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		低压代替注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		低压代替注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		使用済燃料プール	54条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替高压電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		残留熱除去系系統流量	58条（SFP冷却機能喪失を確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（SFP冷却機能喪失を確認）
		使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	54条（SFP状態確認）
		使用済燃料プール温度（SA）	54条（SFP状態確認）
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）	54条（SFP上部空間線量確認）		
使用済燃料プール監視カメラ	54条（SFP状態確認）		
4.2	想定事故2 （使用済燃料プール） 系統概要図	可搬型代替注水中型ポンプ	54条（ポンプ）
		低压代替注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		低压代替注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		使用済燃料プール	54条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替高压電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張（SFP冷却機能喪失を確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（SFP冷却機能喪失を確認）
		使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	54条（SFP状態確認）
		使用済燃料プール温度（SA）	54条（SFP状態確認）
		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）	54条（SFP上部空間線量確認）
使用済燃料プール監視カメラ	54条（SFP状態確認）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（25/27）

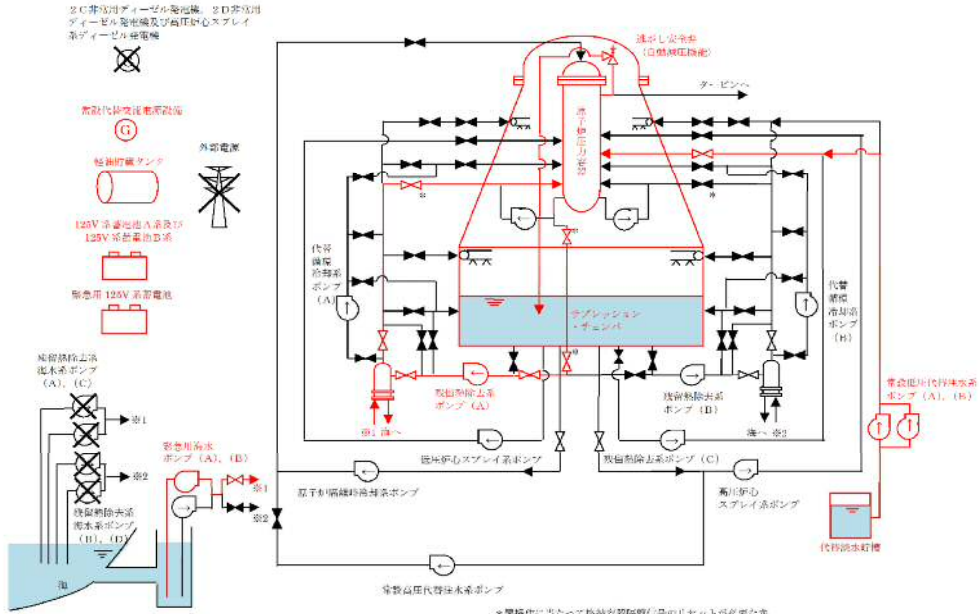
No	シナリオ	期待する設備	分類	
5.1	崩壊熱除去機能喪失（運転停止中の原子炉）	非常用ディーゼル発電機（電源）	57条	
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条	
		系統概要図		
		残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）	
		残留熱除去系配管（低压注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）	
		残留熱除去系弁（低压注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）	
		残留熱除去系熱交換機器（原子炉停止時冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条（熱交換器）	
		原子炉压力容器	47条（注入先）	
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）	
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）	
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）	
		格納容器	48条（注入先）	
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）	
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）	
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）	
残留熱除去系熱交換器出口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）			
原子炉圧力, 原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）			
原子炉水位（広帯域）, 原子炉水位（SA広帯域）	58条（原子炉状態確認）			



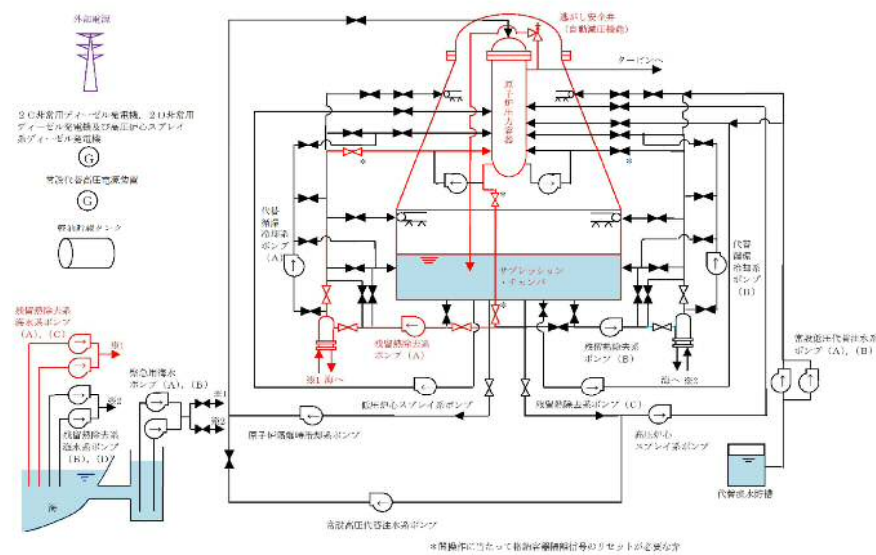
58-10-28

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（26/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類	
5.2	全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉）	逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条	
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）	
		系統概要図		
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
		原子炉圧力容器	47条（注入先）	
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）	
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）	
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（原子炉停止時冷却流路）	48条（熱交換器）	
		残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）	
		残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）	
		残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）	
		格納容器	47条, 48条（ベント元, 注入先）	
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）	
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）	
		常設代替高圧電源装置	57条	
		125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）	
		125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）	
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）	
		原子炉圧力, 原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）	
		原子炉水位（広帯域）, 原子炉水位（SA広帯域）	58条（原子炉状態確認）	
低圧代替注水系原子炉注水流路（常設ライン狭帯域用）	47条（低圧時の原子炉冷却）, 58条（代替注水確認）			
代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）, 58条（水源確認）			
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）			
残留熱除去系熱交換器入口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）			
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 58条（格納容器状態確認）			
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 58条（格納容器状態確認）			



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（27/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.3	原子炉冷却材の流出（運転停止中の原子炉）	外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		系統概要図	残留熱除去系ポンプ
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（原子炉停止時冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（残留熱除去系海水流路）	48条（熱交換器）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		格納容器	47条（注入先）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（SA広帯域）	58条（原子炉状態確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		5.4 反応度の誤投入（運転停止中の原子炉）	外部電源（電源）
	原子炉スクラム機能（原子炉出力ペリオド短縮）	DB（解析上使用を仮定）	
	起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）	

58-10-30

58-11

別紙

<別紙 目次>

- 別紙 1 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方
について
- 別紙 2 サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
- 別紙 3 ペDESTAL内（ペDESTAL）に設置する計器について
- 別紙 4 原子炉水位の推定手段について
- 別紙 5 R P V破損判断について

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の
考え方について

第 1.15-2 図「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を、第 1 表に示す。

以 上

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	4	原子炉圧力容器（以下、「RPV」という。）破損徴候の検知に用いる下鏡部に1個、また、RPV下鏡部と位置的に分散させ検知性の向上を図るためボトムスカート上部に1個、その他にRPVの縦方向へ給水ノズル部に1個、RPVフランジ部近辺に1個、合計4個を新規に設置する。（別紙5参照）
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2（事故時監視計器）の設計要求により既に多重化された2個を設定する。なお、過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ、計器電源を交流から直流電源（区分Ⅰ、Ⅱ）仕様の計器へ変更する。
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	2	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉圧力とは別に既設2個（ATWS用）を設定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{*1}	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{*2}	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{*1}	1	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位（広帯域）とは別に新規に1個設置する。
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{*2}	1	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位（燃料域）とは別に新規に1個設置する。
原子炉圧力容器内への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～50L/s	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m ³ /h	1	系統流量（常設ライン）とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各1個設置する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h	1	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m ³ /h	1	系統流量（可搬ライン）とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各1個設置する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h	1	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内への注水量	残留熱除去系系統流量	0~600L/s	3	系統流量を監視可能な既設流量計を3個設定する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	1	系統流量 (常設ライン) を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0~500m ³ /h	1	系統流量 (可搬ライン) を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	8	ドライウエル内の温度分布を把握するため、RPVフランジの高さ (ドライウエル上部) に2個、燃料有効長頂部の高さ (ドライウエル中部) に2個、ドライウエル機器ハッチ及び所員用エアロックの高さ (ドライウエル下部) に2個、ペDESTAL上部に2個、合計8個を新規に設置する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0~200℃	2	サブプレッション・チェンバ内の温度分布を把握するため、既設と同程度の高さに新規に2個設置する。
	サブプレッション・プール水温度	0~200℃	3	サブプレッション・プール水の温度分布を把握するため、縦方向へ、既設と同程度の高さ (上部、中部、下部) に新規に3個設置する。
	格納容器下部水温	0~500℃ ^{※3} (ペDESTAL床面 0m) ^{※4}	5	ペDESTAL底部にデブリが落下した際に、水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ落下を検知する。デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個 (予備1個含む) を設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に、RPV破損を判断する。
		0~500℃ ^{※3} (ペDESTAL床面+0.2m) ^{※4}	5	ペDESTAL床面から0.2m以上のデブリが堆積した際に、水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ堆積を検知する。デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個 (予備1個含む) を設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (3/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	1	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gege]) を監視可能な圧力計を新規に 1 個設置する。
	サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	1	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gege]) を監視可能な圧力計を新規に 1 個設置する。
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	-1m～9m (EL. 2, 030mm～+12, 030mm) ※5	1	ウェットウエルベント操作可否判断 (ベントライン下端高さ-1.64m : 通常水位+6.5m) を把握可能な水位計を新規に 1 個設置する。
	格納容器下部水位	+1.05m ^{※4, ※6} (EL. 12, 856mm)	2	R P V破損前の水位管理のため、原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための高さを検知する。約 180° 間隔で計 2 個 (予備 1 個含む) 設置し、1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。
		+0.50m, +0.95m ^{※4, ※7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	R P V破損後の水位管理のため、デブリの少量落下時 (堆積高さ 0.2m 未満) にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 0.5m, 1m を検知する。それぞれの水位計を約 180° 間隔で計 2 個 (予備 1 個含む) 設置し、1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。また、水位 1m 到達を検知した場合はペDESTAL注水停止を判断する。
	+2.25m, +2.75m ^{※4, ※8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	R P V破損後の水管理のため、デブリ大量落下時 (堆積高さ 0.2m 以上) にペDESTAL水位を 2.25m～2.75m の範囲に維持するため、水位 2.25m, 2.75m を検知する。ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に、2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計 (予備 1 個含む) を設置し、1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペDESTAL注水開始、2.75m 到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A)	0～100vo1%	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (水素濃度 : 4vo1%) を監視するため、D/W, S/C 運転切替 (サンプリング式) により計測可能な水素濃度計を新規に設置する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化されたD/W及びS/Cそれぞれ 2 個設定する。なお、過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ、計器電源を交流から直流電源 (区分 I, II 又は緊急用直流電源) 仕様の計器へ変更する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h	2	

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (4/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	8	原子炉出力を監視可能な既設の起動領域計装全8チャンネルを設定する。
	平均出力領域計装	0~125% $(1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	2※9	原子炉出力を監視可能な既設の平均出力領域計装を全6チャンネルのうち、2チャンネルを設定する。局部出力領域計装(LPRM)の検出器は、炉内43箇所に万遍なく配置されており、その各々の集合体に4個の独立した検出器が軸方向に等間隔に配置し、計172(43×4)個から構成されている。このため、1チャンネルでも未臨界確認は可能であるが、単一故障を想定し、パラメータの監視機能喪失を防ぐため、A系1チャンネル、B系1チャンネル、計2チャンネル設定する。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100℃	2	系統温度を監視可能な温度計を新規に2個設置する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	フィルタ装置水位	180mm~5,500mm	2	系統運転時において、計装設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係る「フィルタ装置水位」と、除去性能が保持されていることを監視する「フィルタ装置出口放射線モニタ」の高レンジを対象に2個設置する。その他の計器は、直接それに当たらないため単一設計とする。なお、フィルタ装置入口水素濃度は、単一故障にした場合、代替パラメータの設定が他にできないため2個設置する。
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	1	
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	
		$10^{-3} \text{ mSv/h} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	2	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \text{ mSv/h} \sim 10^5 \text{ mSv/h}$	2	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。	

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (5/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	2	系統流量を監視可能な既設流量計を2個設定する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0~50m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に2個設置する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	3	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を3個設定する。
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	2	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器フランジ面からの水素漏えいがほぼ均一に拡散する南北の壁面天井付近に、新規に2個設置する。
		0~20vol%	3	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器から局所的に水素漏えいが懸念される下記のフランジ部周辺に、それぞれ1個、合計3個を新規に設置する。 ・原子炉建屋原子炉棟2階 D/W所員用エアロック ・原子炉建屋原子炉棟2階 機器ハッチ及びCRD搬出用ハッチ ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 S/Cアクセスハッチ
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	4*10	GOTHIC解析の結果に基づき、PAR24基のうち、東西の壁に設置する2基のPARを代表して、出入口に1個ずつ、合計4個を新規に設置する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (6/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A)	0~25vol%	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (酸素濃度: 5vol%) を監視するため、D/W, S/C 運転切替 (サンプリング式) により計測可能な酸素濃度計を新規に設置する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	-4, 300mm~+7, 200mm (EL. 35, 077mm~ 46, 577mm) ※11	1	通常水位から燃料貯蔵ラック下端 (EL. 35, 097mm) まで監視可能な水位計を新規に 1 個設置する。
		0~120℃	1※12	通常水温から沸騰水温 (水位高さ: 燃料貯蔵ラック中央付近) まで監視可能な温度計を新規に 1 個設置する。
	使用済燃料プール温度 (S A)	0~120℃	1※13	通常水温から沸騰水温 (水位高さ: T A F 1m 下) まで監視可能な温度計を新規に 1 個設置する。
	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)	10^{-2} Sv/h~ 10^5 Sv/h	1	通常水位からB A F まで水位変動した際の放射線量率を監視可能な高レンジ・低レンジモニタを新規に各 1 個設置する。
		10^{-3} Sv/h~ 10^4 mSv/h	1	
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	1	通常水位からT A F まで監視可能な監視カメラを新規に 1 個設置する。	

※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1, 340cm)

※2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)

※3 R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※4 ペDESTAL 底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11, 806mm) からの高さ

※5 基準点は通常運転水位: EL. 3, 030mm (サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm)

※6 R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※7 R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※8 R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2m の場合) (満水管理水位計)

※9 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※10 2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置

※11 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL. 39, 377mm (使用済燃料プール底部より 4, 688mm)

※12 検出点 2 箇所

※13 検出点 8 箇所

サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

1. はじめに

格納容器破損防止対策において、原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サプレッション・プール水位は上昇するが、ウェットウェル側からの格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベントを実施するためには、ウェットウェルベントラインの水没を防止する必要があることから、外部水源注水量制限（通常水位+6.5m）を設け、制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。

有効性評価シナリオにおいて、最も格納容器内の水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）シナリオであり、格納容器ベント実施による圧力低下によりサプレッション・プール水位は、サプレッション・チェンバ底面（EL.) から約 15m（EL.) まで上昇する評価となる。ここでは、サプレッション・プール水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。

また、ペDESTAL（ドライウェル部）に蓄水する状況として、当該部への注水による格納容器下部水位の上昇が考えられることから、ペDESTAL（ドライウェル部）における計装設備への影響も評価する。

2. 評価結果

原子炉格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は、原子炉圧力容器温度計、ドライウェル雰囲気温度計、サプレッション・チェンバ雰囲気温度計、サプレッション・プール水温度計、格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計がある。サプレッション・プール水位が EL. まで上昇

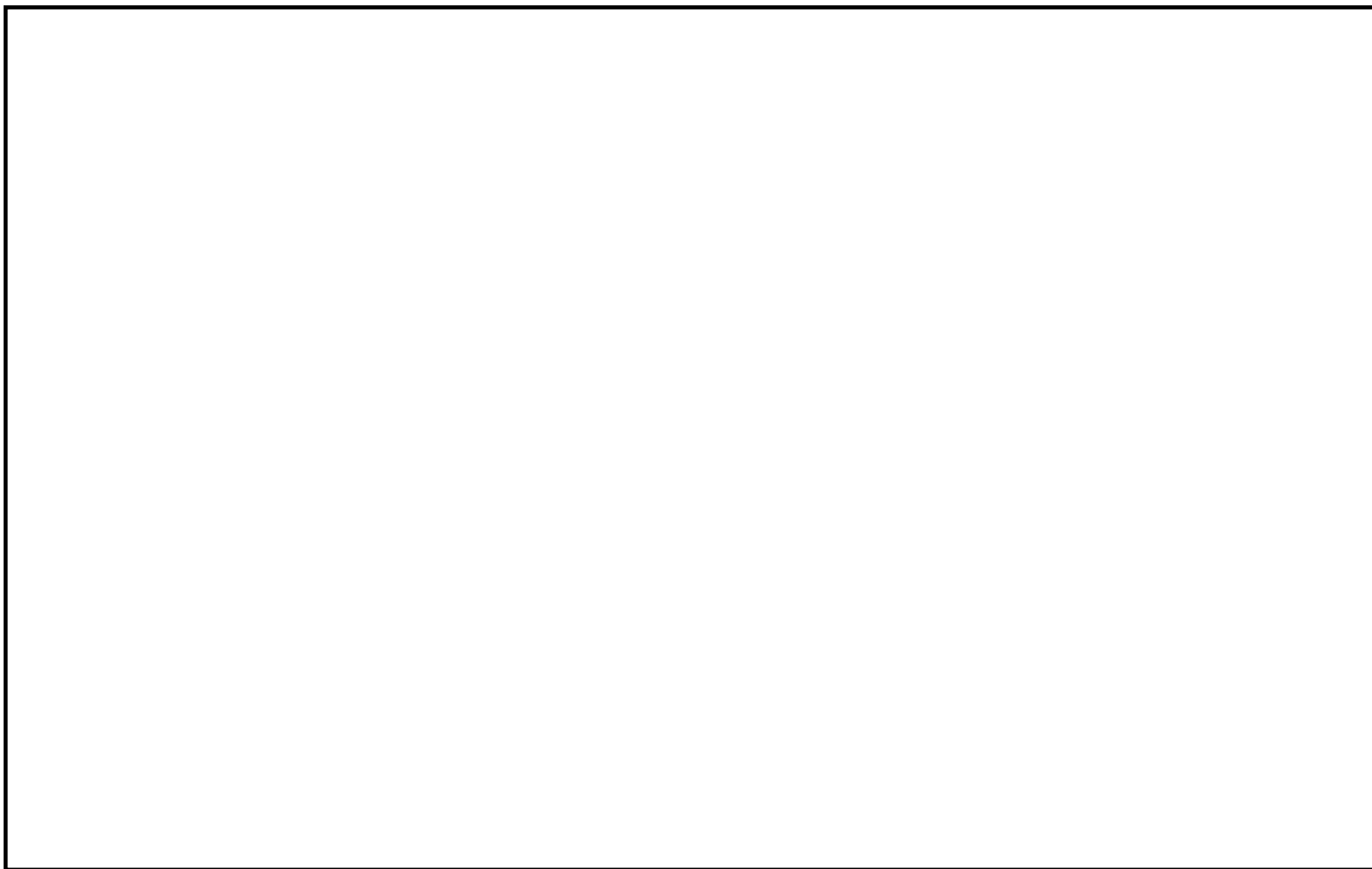
した場合、通常運転時から水面下に設置しているサプレッション・プール水温度計は水面以下となる状態が継続する。また、格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計は、通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）に約 1m の水位を形成すること及び事故時に当該部への注水を行うことにより水没する。これらの重大事故等時に使用する計装設備は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上（格納容器の限界温度・圧力である 200℃, 2Pd の蒸気条件下での健全性確保）を図る設計としている。

第 1 表に原子炉格納容器内の計装設備の設置高さを、第 1 図に原子炉格納容器内の計装設備の配置を示す。

第 1 表 原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ

計装設備※ ¹	個数	検出器設置高さ	影響評価
①原子炉圧力容器温度計	4		原子炉圧力容器温度計 4 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
②ドライウェル雰囲気温度計	8		ドライウェル雰囲気温度計 8 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
③サプレッション・チェンバ 雰囲気温度計	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度計 2 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
④サプレッション・プール水 温度計	3		サプレッション・プール水温度計 3 個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑤格納容器下部水温計	10		格納容器下部水温計 10 個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑥格納容器下部水位計	10		格納容器下部水位計（電極式）10 個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。

※1 表中の丸数字は第 1 図の丸数字に対応する。



第 1 図 原子炉格納容器内の計装設備の配置

ペDESTAL内に設置する計器について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を第1表及び第1図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

(1) R P V破損前までの水位管理

①格納容器下部水位計（1m超）

ペDESTAL底面から1m超の水位を検知できるよう、測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し、炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は、排水配管等によりR P V破損までに1m水位まで排水される。

約180°間隔で計2個（予備1個含む）設置し、1個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお、高さ1m超水位計高さまで排水されたことを水位計1個が検知した後、水位1mまで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。

(2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（第2表）

②格納容器下部水温計（0m）

ペDESTAL底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失によりR P V破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで、ペDESTALにデブリが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し、R P Vからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個

含む) 設置し, R P V破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

③格納容器下部水温計 (0.2m)

ペDESTAL底面から 0.2m の高さに测温抵抗体式温度計を設置し, 0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し, ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。

また, 指示値の上昇又は喪失により, R P V破損検知に用いる。

デブリの落下, 堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し, 十分な量のデブリ堆積検知の観点から, 3 個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。

また, R P V破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

(3) R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2m の場合)

④格納容器下部水位計 (0.5m)

ペDESTAL底面から 0.5m の高さに水位計を設置し, デブリの少量落下時 (堆積高さ 0.2m 未満) においてペDESTAL水位を 0.5m~1m の範囲に維持するため, 水位 0.5m 未満を検知しペDESTAL注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個 (予備 1 個含む) 設置し, 1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑤格納容器下部水位計 (1m 未満)

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し, デブリの少量落下時 (堆積高さ 0.2m 未満) においてペDESTAL水位

を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し、1 個以上が水位 1m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑥格納容器下部雰囲気温度計

自主対策設備としてペDESTAL底面から 1.1m の高さに温度計を設置し、デブリの少量落下時にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において、デブリが冠水されていることを確認する。

約 180° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

(4) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合）

⑦格納容器下部水位計（2.25m, 2.75m）

ペDESTAL底面から 2.25m 及び 2.75m の高さに水位計を設置し、デブリの多量落下時（堆積高さ 0.2m 以上）においてペDESTAL水位を 2.25m～2.75m の範囲に維持するため、各高さにおける水位の有無を検知しペDESTAL注水開始及び停止を判断する。

ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に、2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計（予備 1 個含む）を設置し、1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペDESTAL注水開始、2.75m 到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。

各計器の検出部の仕様等を第 3 表に、測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を第 4 図に示す。ペDESTAL内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MI ケーブル）は耐熱性の高い無機物

で構成し、ペDESTAL外に取り出したケーブル（MI ケーブル）をペNETREーションボックス内にてペNETREーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は、重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。ペDESTAL内のSA環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果を包絡する格納容器内環境条件 200℃（ピーク温度 235℃－5 分間）、0.62MPa[gage]を設定している。またペDESTAL内はRPV破損後のデブリの落下を考慮した以下の設計を採用する。

- ・各計器の検出部及びMI ケーブルには金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）し、ペDESTAL内構造物等に付着したデブリの輻射熱から保護する設計とする。
- ・各計器のMI ケーブルは、第5図に示すとおり、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。

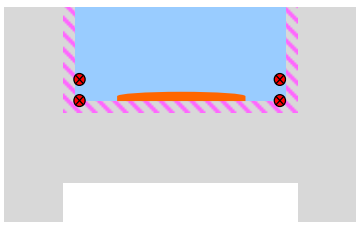
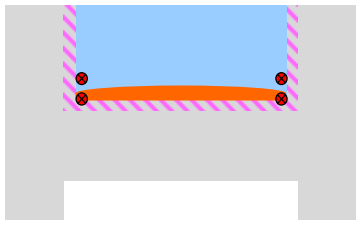
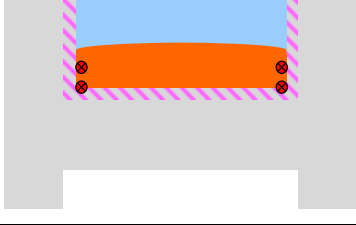
なお、ペDESTAL内の検出器・MI ケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

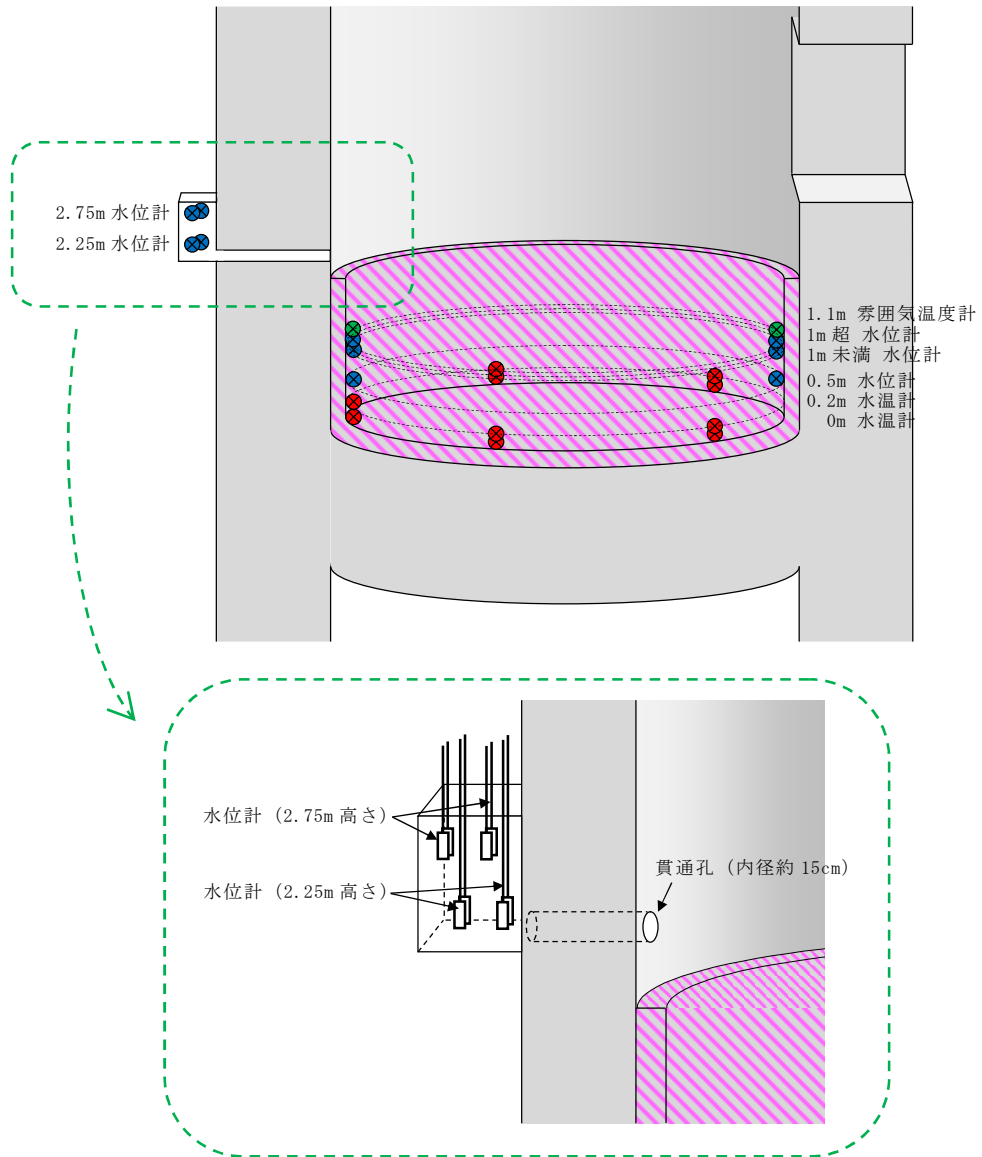
第1表 ペデスタル内計器の概要

	設置高さ ^{※1}	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに5個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに2個	電極式 水位計
	1m-測定誤差		
	1m+測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※1 ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ

第2表 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m位置	0.2m位置	
	上昇	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇	R P V破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇/喪失	R P V破損, デブリ多量落下

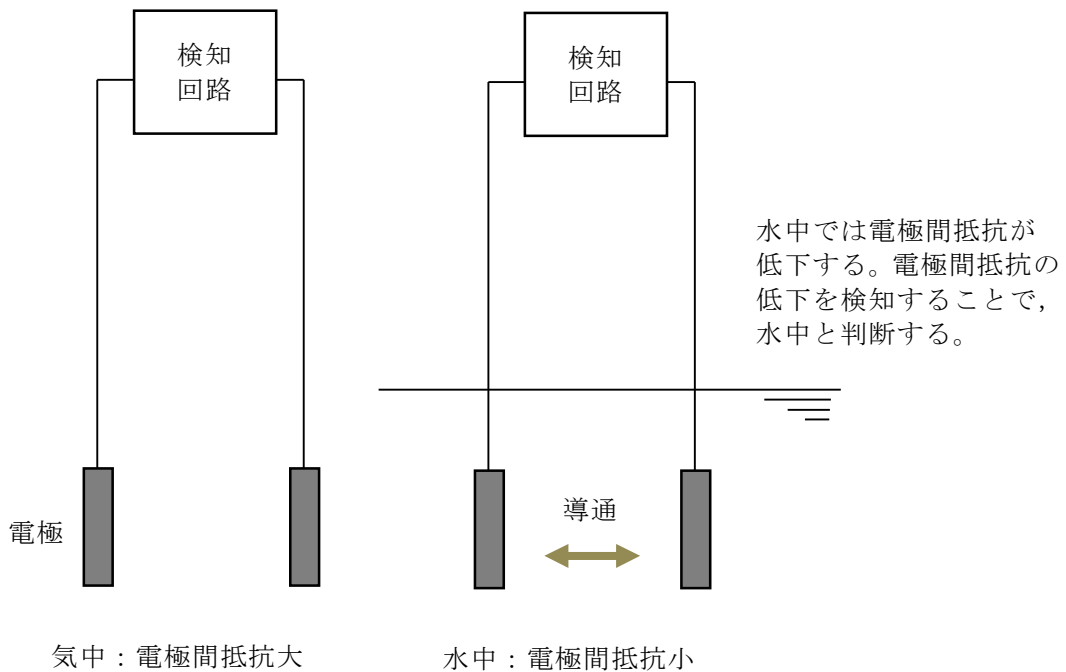


第 1 図 ペDESTAL内の計器設置図

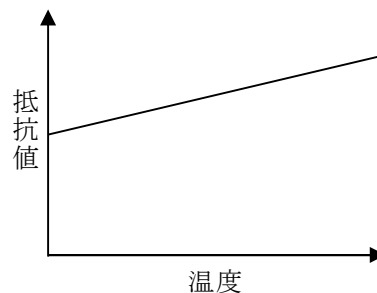
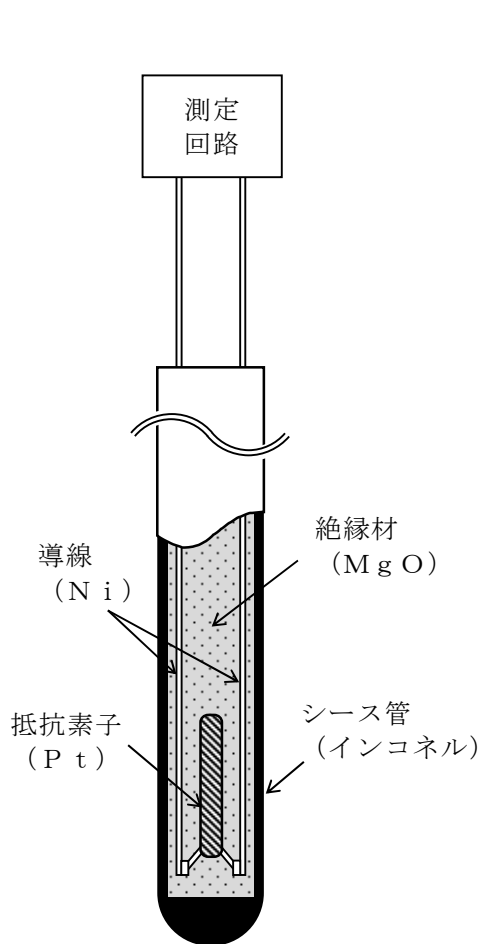
第3表 検出部の仕様等

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃～500℃	$\pm(0.3+0.005 t)$ t: 測定温度	温度: 短期 230℃, 長期 200℃ 圧力: 620kPa[gage] 放射線: -※ ²
電極式 水位計	— (レベルスイッチ)	±10mm	温度: 短期 230℃, 長期 200℃ 圧力: 620kPa[gage] 放射線: -※ ²

※2 検出部は無機物で構成しており、放射線による影響はない



第2図 電極式水位計の動作原理



金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し、抵抗素子の抵抗値をもとに温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇しオーバースケールとなる。

また、以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると、抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。

- ・シース管の溶融、水及びデブリの浸入
- ・水との反応による絶縁材の膨張、剥離
- ・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融、蒸発

測温抵抗体構成材料の融点

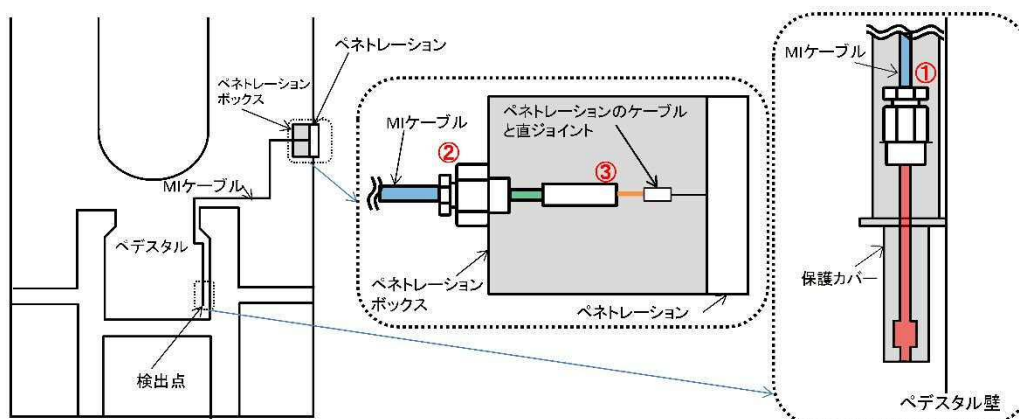
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370°C～ 1,425°C
導線	Ni	1,455°C
抵抗素子	Pt	1,768°C
絶縁材	MgO ^{※1}	約 2,800°C

※1 デブリ中のZr等により還元されると、融点約650°C、沸点約1,100°CのMgとなり、溶融又は蒸発する。

第3図 測温抵抗体式温度計の動作原理



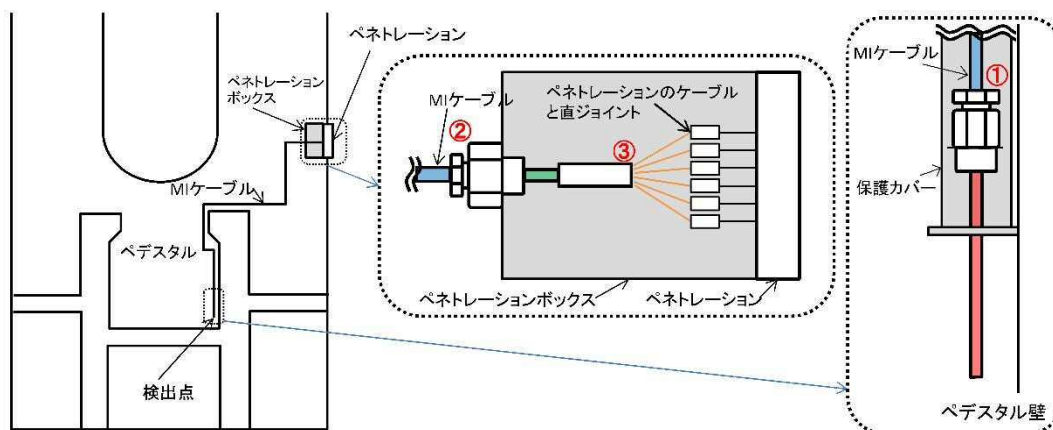
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図

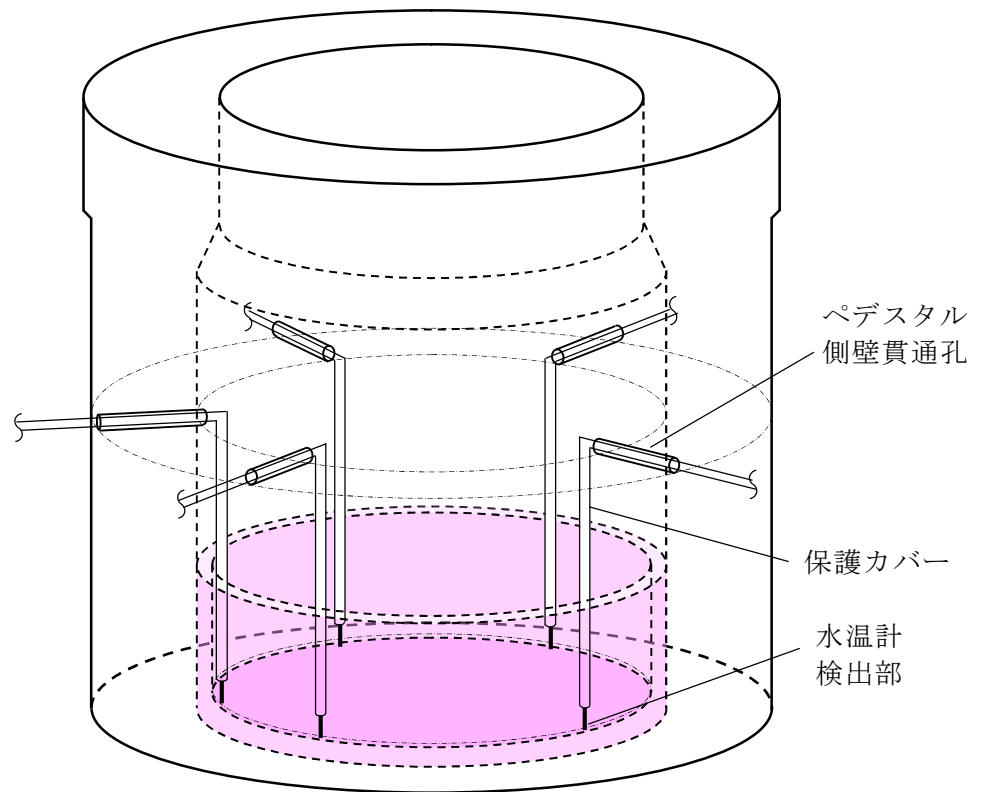


格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図



格納容器下部水温計の設置概略図

第 4 図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図



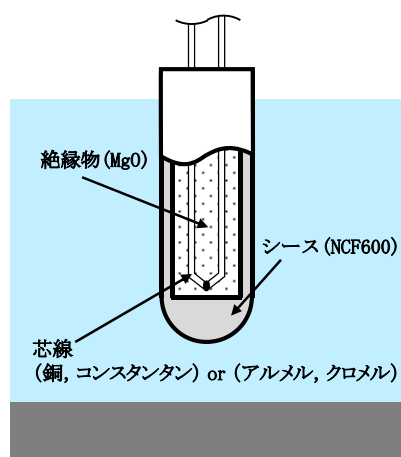
図は格納容器下部水温計（0m）の場合のイメージ

第 5 図 ペDESTAL 内検出器及びケーブル（MI ケーブル）設置概略図

格納容器下部水温計の測定原理とデブリ検知性について

ペDESTAL内に設置する格納容器下部水温計によるデブリ検知性について、熱電対式とした場合と測温抵抗体式とした場合で比較し検討を行った。

熱電対の構造図、仕様、構成材料の融点を以下に示す。



熱電対構造図

熱電対仕様

No.	項目	仕様	
		Tタイプ	Kタイプ
1	計測範囲	-40～350℃	-40～1200℃
2	誤差	±1.0℃ (-40～133℃) 0.75% (133～350℃)	±2.5℃ (-40～333℃) 0.75% (333～1200℃)

熱電対構成材料の融点

No.	材質	融点	タイプ
1	NCF600	1370～1425℃	—
2	銅	1085℃	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225～1330℃	Tタイプ
4	アルメル	1315～1390℃	Kタイプ
5	クロメル	1420℃	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	—

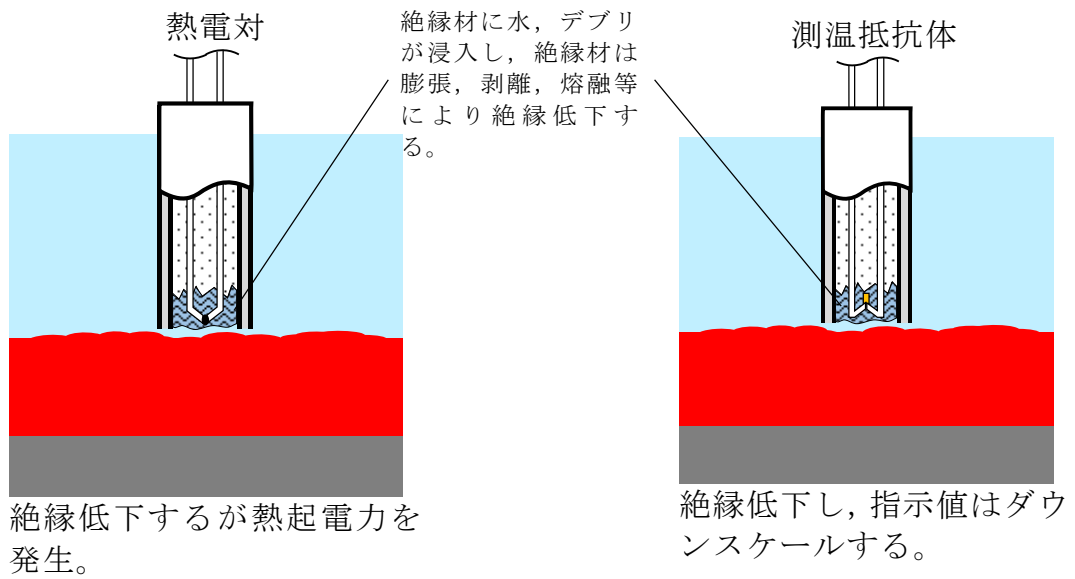
(1) 耐環境性

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器は耐熱性の高い無機物により構成されており、いずれも重大事故等時の格納容器雰囲気下において、十分な耐性を有する。

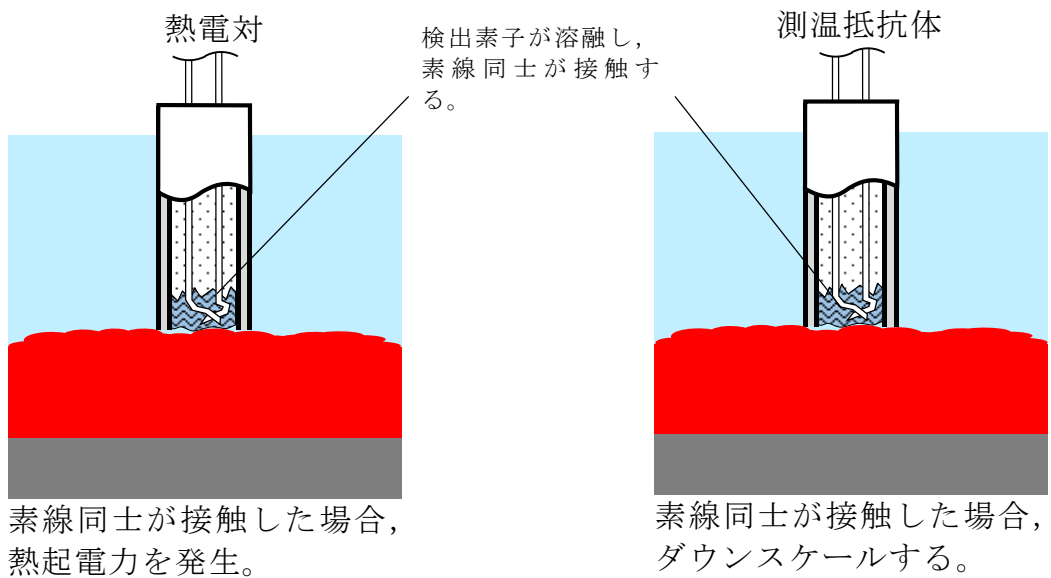
(2) デブリと水温計の接触により発生する現象

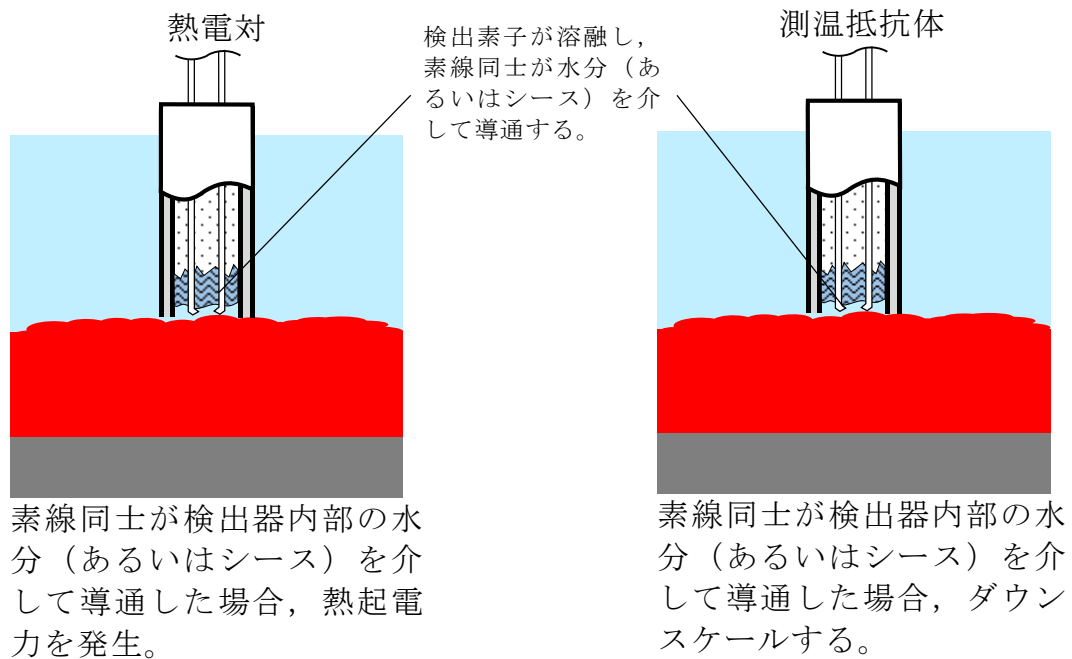
熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

- ① デブリが検出器外郭（シース）に接触，シースは熔融し，絶縁材が露出する。



- ② デブリが検出素子に接触し，熔融する。





以上より、検出器とデブリが接触すると、測温抵抗体式の場合はダウンスケール、熱電対式の場合は指示値の急変及び発生する熱起電力による不確実な指示値を示すこととなる。

(3) 測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

測定回路は熱電対式の場合は電圧値を、測温抵抗体式は抵抗値を測定することにより温度測定を行っている。可搬型計測器は電圧測定及び抵抗値測定が可能であり、測定回路故障時には可搬型計測器を水温計ケーブル端に接続することで熱電対式、測温抵抗体式のいずれの場合においても温度測定が可能である。

(4) まとめ

熱電対式、測温抵抗体式のいずれの検出器とした場合も、耐環境性を有し、デブリと接触した場合には特徴的な指示傾向を示し、測定回路が故障した際には可搬型計測器による測定が可能である。ただし、熱電対式の場

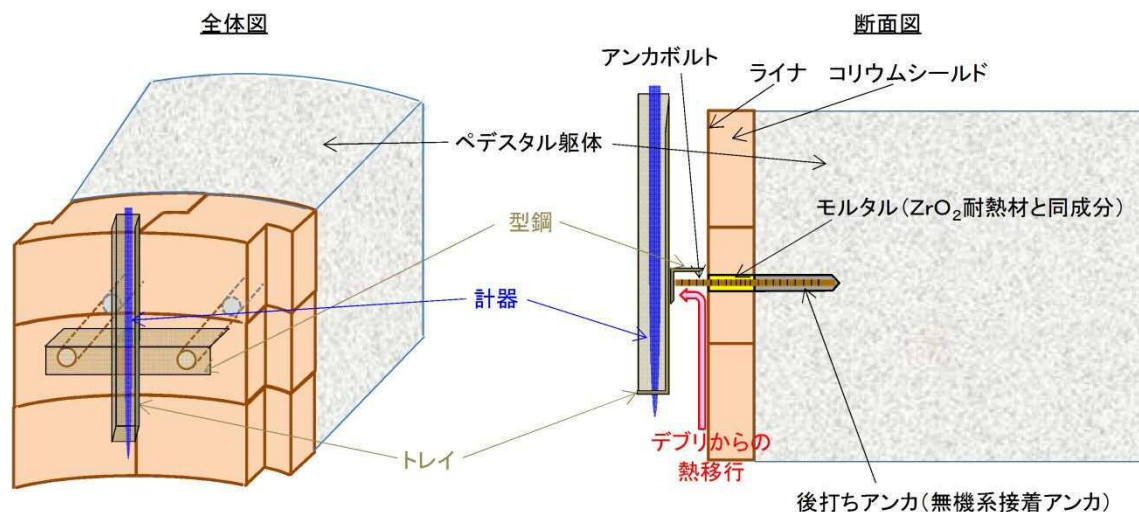
合には、指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが、デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから、仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は、デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で、測温抵抗体式の場合にはオーバースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり、デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって、採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

ペDESTAL内計器の設置方法について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、設置概念を第1図に示す。

第1図のとおり、計器はペDESTAL側壁のコンクリートに埋め込むアンカボルト、型鋼、トレイにより固定することとしている。

ここで、計器の下部にデブリが堆積した場合、コリウムシールド表面のライナを介してアンカボルト、型鋼、トレイ及び計器に熱が移行することが考えられる。しかし、ライナとアンカボルトの間は ZrO_2 耐熱材と同成分のモルタルで埋めるため熱が選択的に移行することはないこと、デブリを冠水維持することでデブリ上部の計器は水没していることを考慮すると、デブリからの熱移行により計器の健全性が損なわれることはないと考えられる。



第1図 ペDESTAL内計器の設置概念図

原子炉水位不明時の対応について

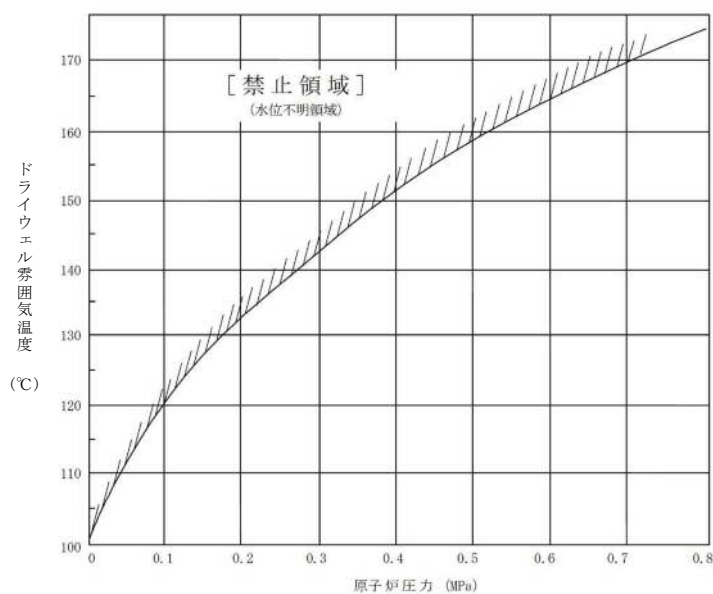
1. 概 要

重大事故等対処設備とする原子炉水位計は、原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）並びに原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）があり、それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器内の水位を確認する。

2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C 3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

3. 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）」
における水位不明時の対応について

有効性評価の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）」の評価事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。

水位不明と判断した場合、原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び注水した時点での崩壊熱による蒸発量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間を注水することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、LOCA時に水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1表に示す原子炉水位LOまで水位回復させるために必要な注水時間を $230\text{m}^3/\text{h}$ 以上で継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量（以下「崩壊熱相当の注水量」という）よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施後は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱相当の注水流量とする。

なお、サプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量を考慮し設定した。

第1表 水位不明時の必要注水時間（L O C A）

原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m ³ /h以上)	
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位L0以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・プールを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位LO到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、サプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施する際には、原子炉注水を崩壊熱相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合に、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位LO到達を判断した時点で崩壊熱相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱相当の注水が失敗している場合には、注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後, <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水流量 : 崩壊熱相当以上の流量 ・格納容器下部水位 : 上昇がないこと ・格納容器下部水温 : 上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下, 炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度(下鏡部) : 300℃到達

第3表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により, 注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサプレッション・プールに移行することで, サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

R P V破損判断について

1. R P V破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、熔融炉心が原子炉压力容器の下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後R P Vが破損することとなるが、リロケーション後のR P V破損のタイミングには不確かさが存在する。R P V破損後は、ペDESTALにデブリが落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL注水を実施するために、速やかにR P V破損を判断する必要がある。

このため、R P V破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、R P V破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のR P V破損に至るまでの間はR P V破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、R P V破損判断の迅速性向上を図ることとする。

2. 個別パラメータ設定の考え方（第1表）

破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

① R P V破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、R P V破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（R P V破損の誤検知防止）（別添1）

② デブリの落下挙動の不確かさ^{※1}を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V破損の迅速な判断）

※1 原子炉注水機能が喪失した状態でR P Vが破損した場合には、C R Dハウジング等のR P V貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積したデブリが継続的にペDESTALへ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、R P V破損判断の迅速性を確保する。

【破損徴候パラメータ】

- ・原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・R P V下鏡部温度（第1図）が「300℃到達」

【破損判断パラメータ】

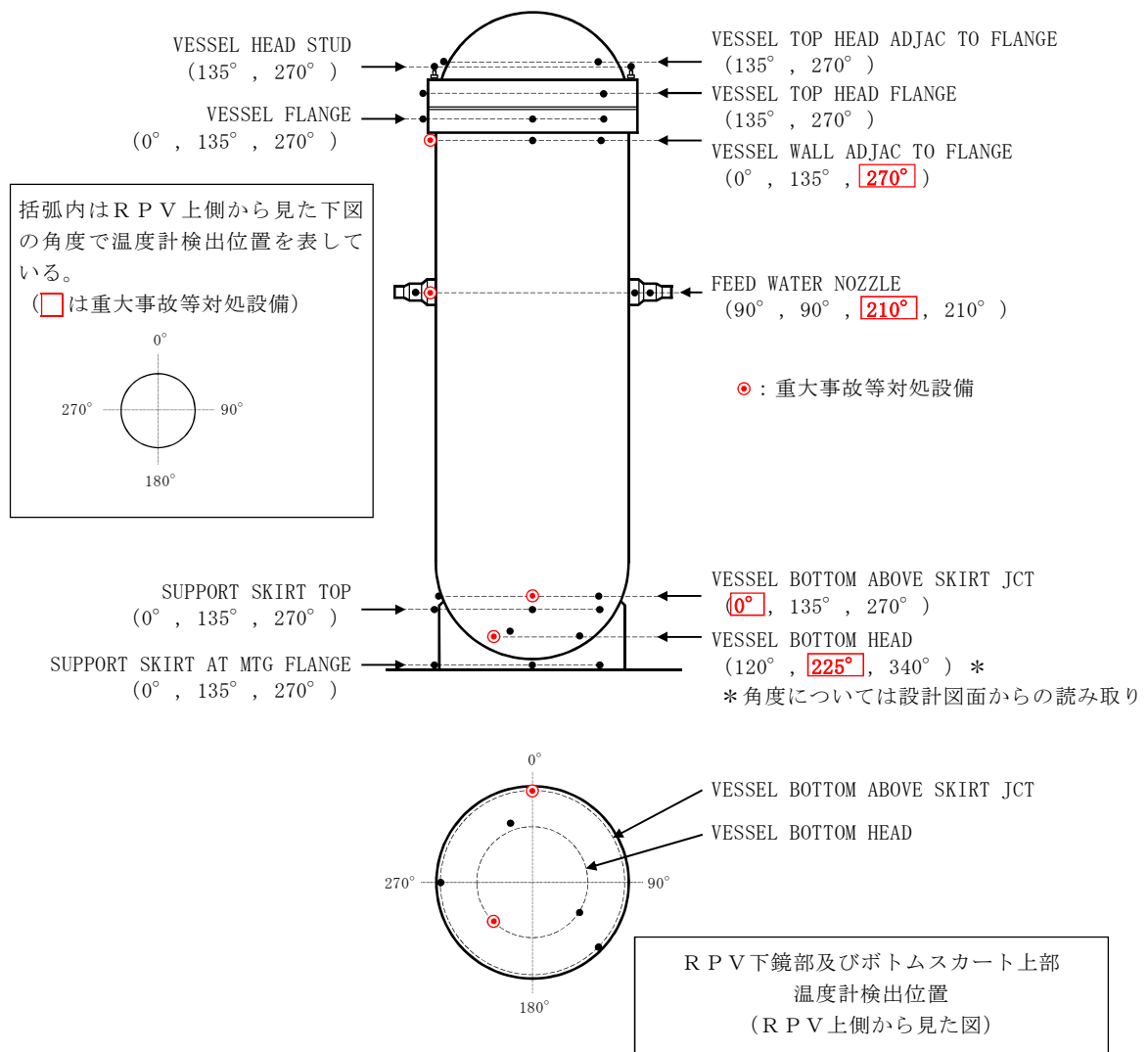
- ・ペDESTAL水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは、“原子炉圧力の低下” “ドライウェル圧力の上昇” “ペDESTAL雰囲気

温度の上昇” “ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で，同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやR P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め，パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。しかし，これらのパラメータは，デブリ少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など，上記①②のいずれかを満足せず，R P V破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため，R P V破損の判断パラメータから除外するとともに，新規にペDESTAL水温に係る計装設備を設置し，破損判断パラメータとして設定する。

第1表 過渡事象及びLOCA時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により、リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており、熔融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより、リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり、破損徴候パラメータとして設定可能。なお、RPV内が300℃到達の状態は、逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており、RPV内が過熱状態であることを意味するため、リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
ペDESTAL水温	<ul style="list-style-type: none"> RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降、ペDESTAL水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり、RPV破損の誤検知の恐れはない。 少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさを考慮しても、ペDESTAL水温計の上昇又は指示値喪失により、RPV破損の迅速な判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 ドライウェル圧力 ドライウェル雰囲気温度 ペDESTAL雰囲気温度、等 	以下の理由により、破損判断パラメータとして設定しない （ <ul style="list-style-type: none"> LOCA事象のリロケーション時等、RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は 少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさを考慮した場合、変化幅が小さい。 ）



第58条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮してRPV上部、中部、下鏡部及びボトムスカート上部各々1箇所としている。

なお、東海第二発電所では下部炉心支持板で炉心を支えており、炉心損傷が進んで下部炉心支持板が崩壊すれば、全量の熔融炉心が下部プレナムに落下するとともに、下鏡部の温度が上昇し、いずれはRPV破損に至る。このようにRPV破損前には、下部プレナムに全量の熔融炉心が落下することを考慮すると、RPV破損の徴候を検知するには下鏡部の1つの温度計で十分と考えられるが、東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された2箇所の温度計を重大事故等対処設備とし、RPV破損徴候の検知性の向上を図っている。

第1図 R P V温度計検出位置

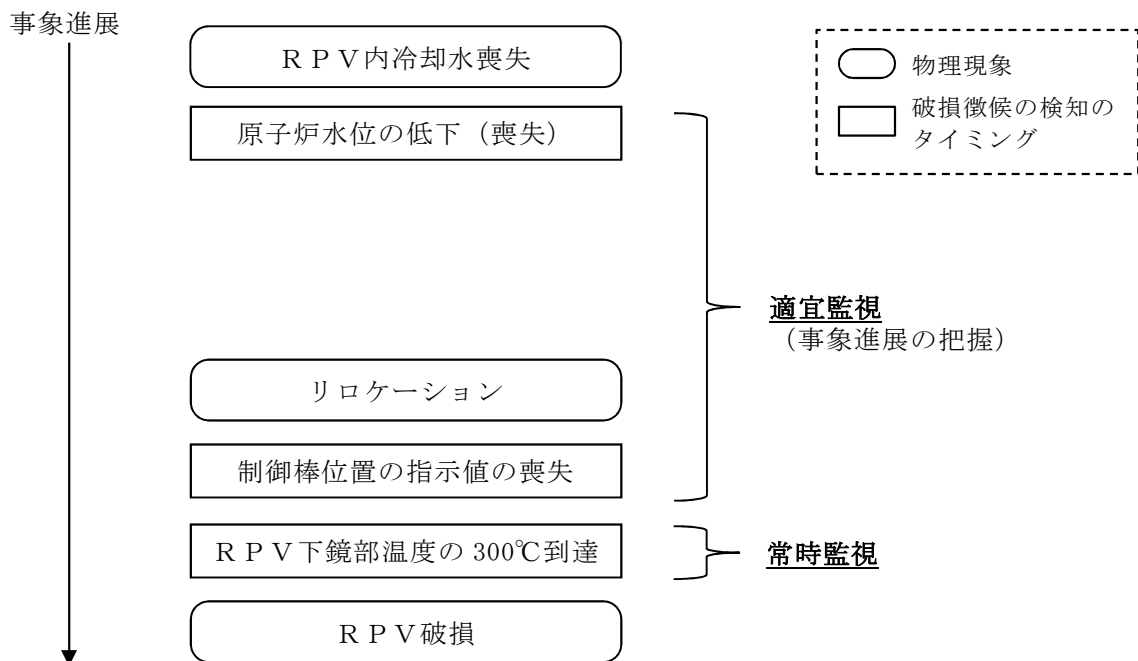
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた、R P V破損の徴候及びR P V破損の検知方法について以下に記載する。

(1) R P V破損の徴候の検知方法について

第2図のとおり、事故発生後は、R P V内冷却水喪失、炉心損傷、リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが、その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知され、その後R P Vが破損することとなる。

そこで、“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では、機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが、“R P V下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータを常時監視することとする。



第2図 R P V破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の迅速な判断の観点から、“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に、R P V破損を判断することとする。

なお、ペDESTAL水温を計測する測温抵抗体式温度計については、水温上昇そのものを検知するほか、測温部に高温のデブリが接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また、デブリとの反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（M g O）の溶融等が発生すると、導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより、温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失）。

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

R P V下鏡部温度を計測する計器については、重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが、このうち設計基準対象施設の計器については、重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により、重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また、重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり、かつ位置的に分散して2箇所を設置することから、重大事故等対処設備の計器の監視によりR P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より、重大事故等対処設備の計器が300℃に到達した場合にR P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータであるペDESTAL水温を常時監視することを基本とする。ただし、重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し、設計基準対象施設の計器が1つでも300℃に到達するような場合には、万が一のR P V破損判断の遅れを防止する観点から、R P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータである

ペDESTAL水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、S B O時等、重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。

4. R P V破損の判断時間について

上述のとおり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損してデブリがペDESTALに落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3.に示す“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、R P V破損から7分後にペDESTALへの注水を開始する設定としている。

なお、ペDESTAL水プールの水位を1mとした場合、RPV破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約19分間、事象進展の早い大破断LOCA事象の場合で約14分間であり、RPV破損から7分後にペDESTALへの注水を開始することでデブリの冷却は維持される^{※2}。

※2 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であり、デブリからの崩壊熱による蒸散量より多いため、デブリ露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約12分間（19分－7分）、大破断LOCA事象の場合で約7分間（14分－7分）である。

事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

1. はじめに

R P V 破損は“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V 破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

別紙 5 3. (1)に記載のとおり、R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断の可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象、L O C A 事象のそれぞれについて、R P V 破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

R P V 破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) L O C A

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，LOCA事象のそれぞれについて，RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，ペDESTAL水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから，RPV破損以外の要因を考慮しても，RPV破損を誤判断することはなく，RPV破損判断の成立性に影響はない。

第1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁 作動	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペDESTAL水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、ペDESTAL水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS/P経路で排出されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS/P経路で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペDESTAL雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペDESTAL内にデブリが落下する前に有意な変化はない

第2表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（L O C A）

パラメータ	破断口からの 蒸気流出	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペDESTAL水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、ペDESTAL水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペDESTAL雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

59-1 SA設備基準適合性 一覽表

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	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	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			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	環境条件における健全性	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	A d	DB施設と同じ系統構成	A d	
			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	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
	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	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)	—
	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	A d	他設備から独立	A c
			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
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	B b	
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	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	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			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	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a	
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	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	A b
			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	A a	
		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	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	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	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	A b
			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	A a	
		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	A a	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		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	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	A c
			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	A a	
		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	A a
			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		

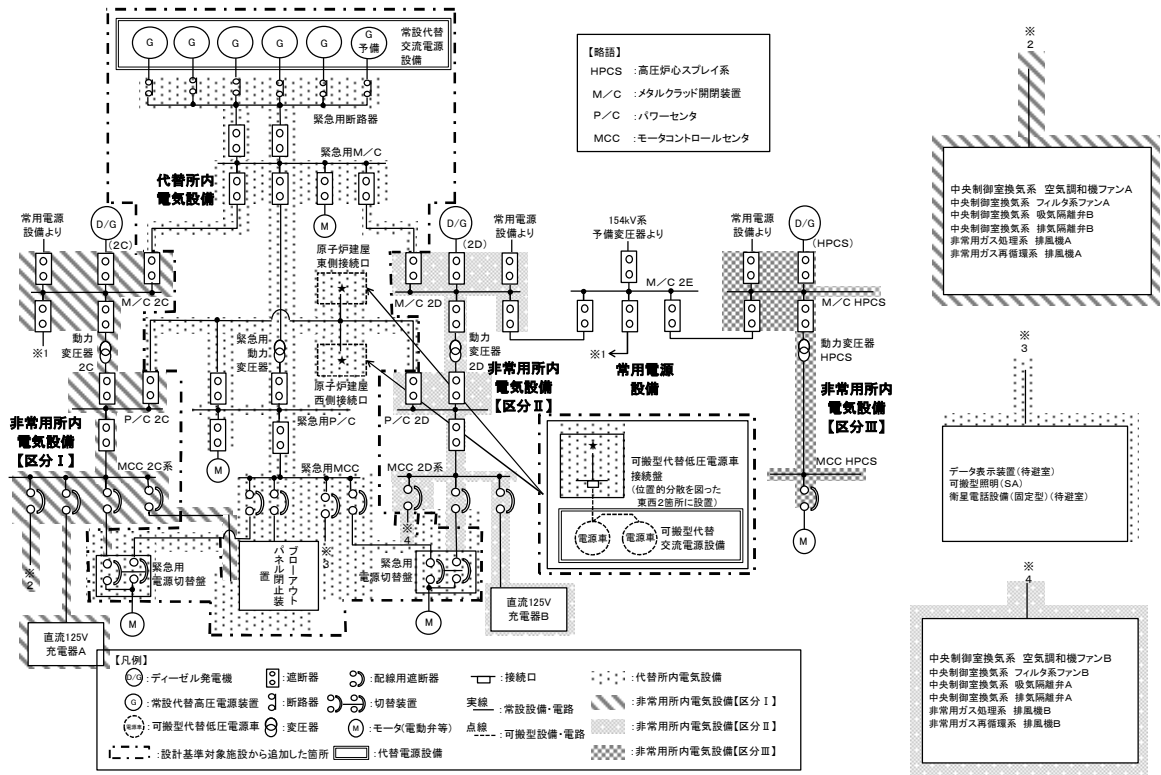
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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	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	A c
			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	A a	
		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	A a
			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		

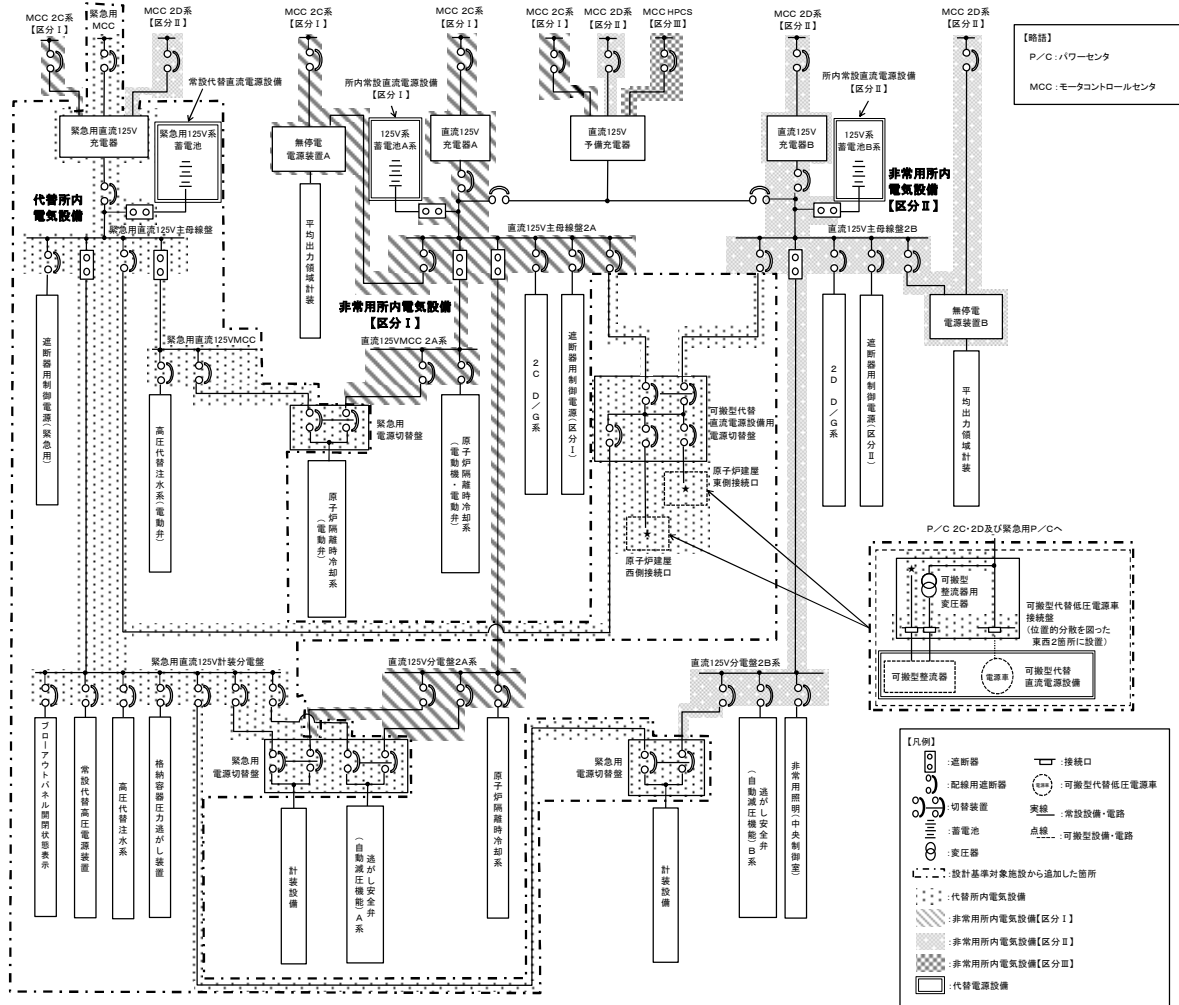
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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ポンベユニット（空気ポンベ）		類型化区分	可搬型照明（SA）		類型化区分
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・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）	B f	設備の運搬，設置	B c	
		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	A c	他設備から独立	A c
			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 A a	
		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	A a	屋内	A a	
		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	A a	屋内	A a
			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	B a
	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

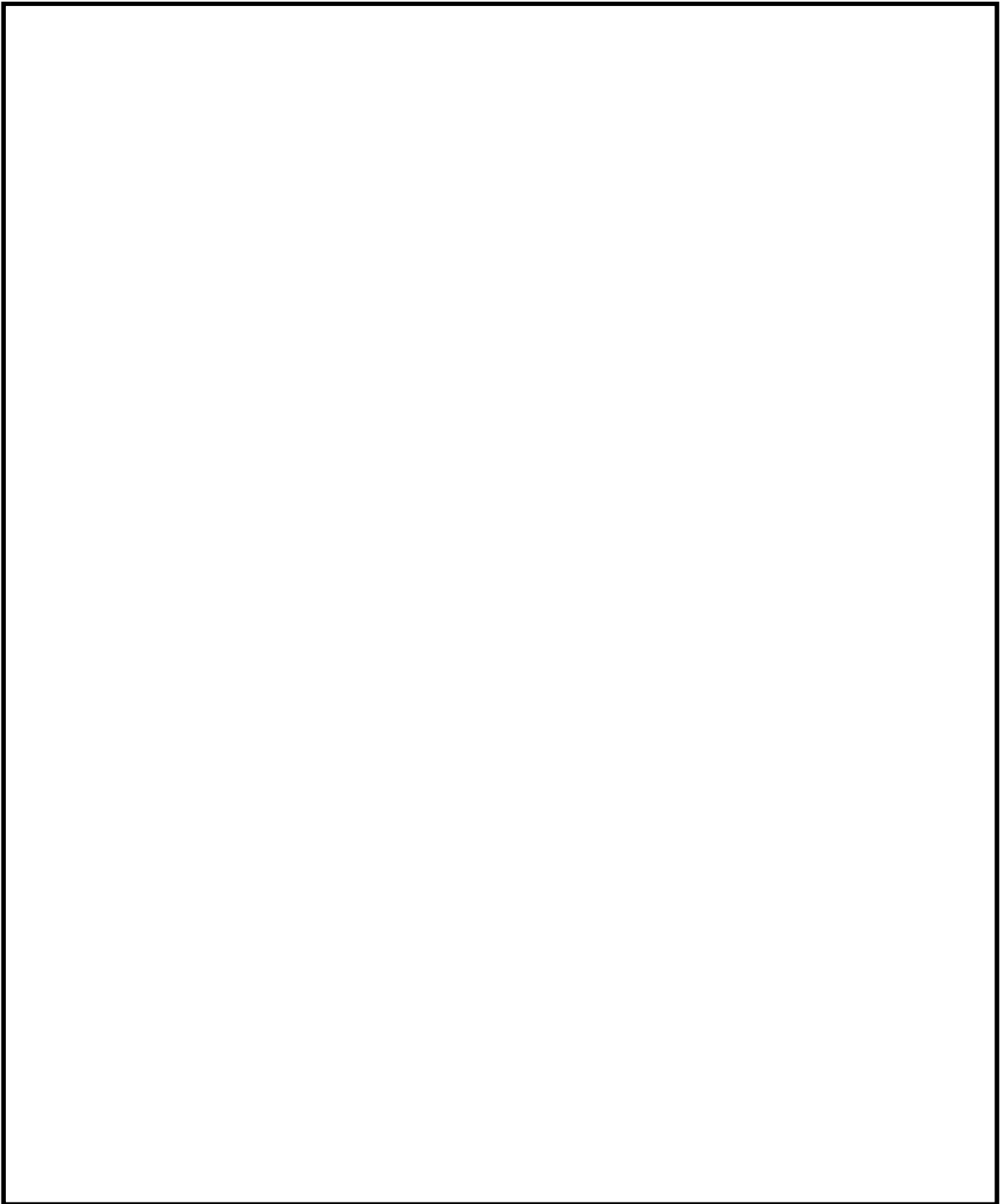


第 59-2-1 図 単線結線図 (交流電源設備) (1/2)



第 59-2-1 図 単線結線図（交流電源設備）（2/2）

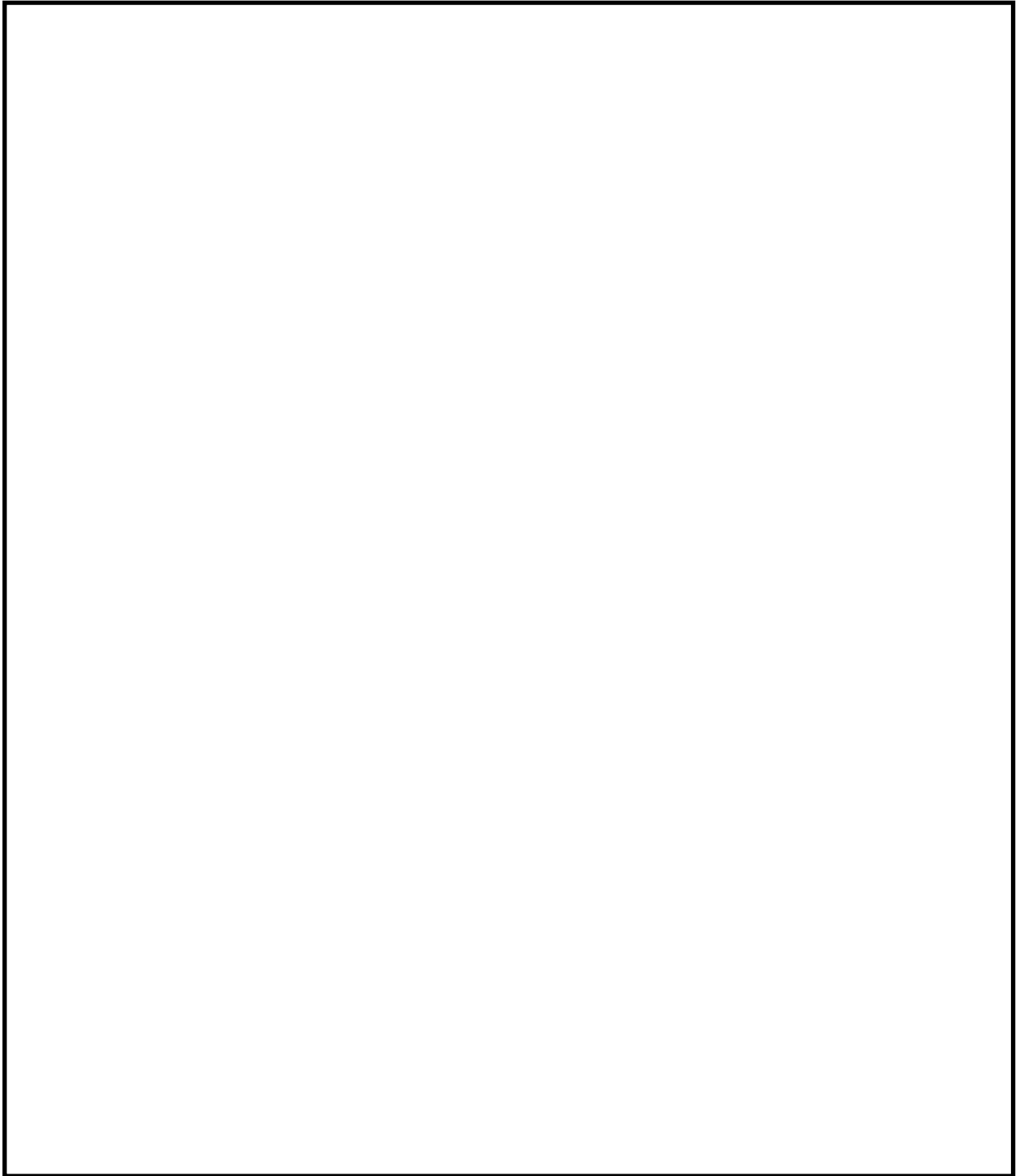
59-3 配置図



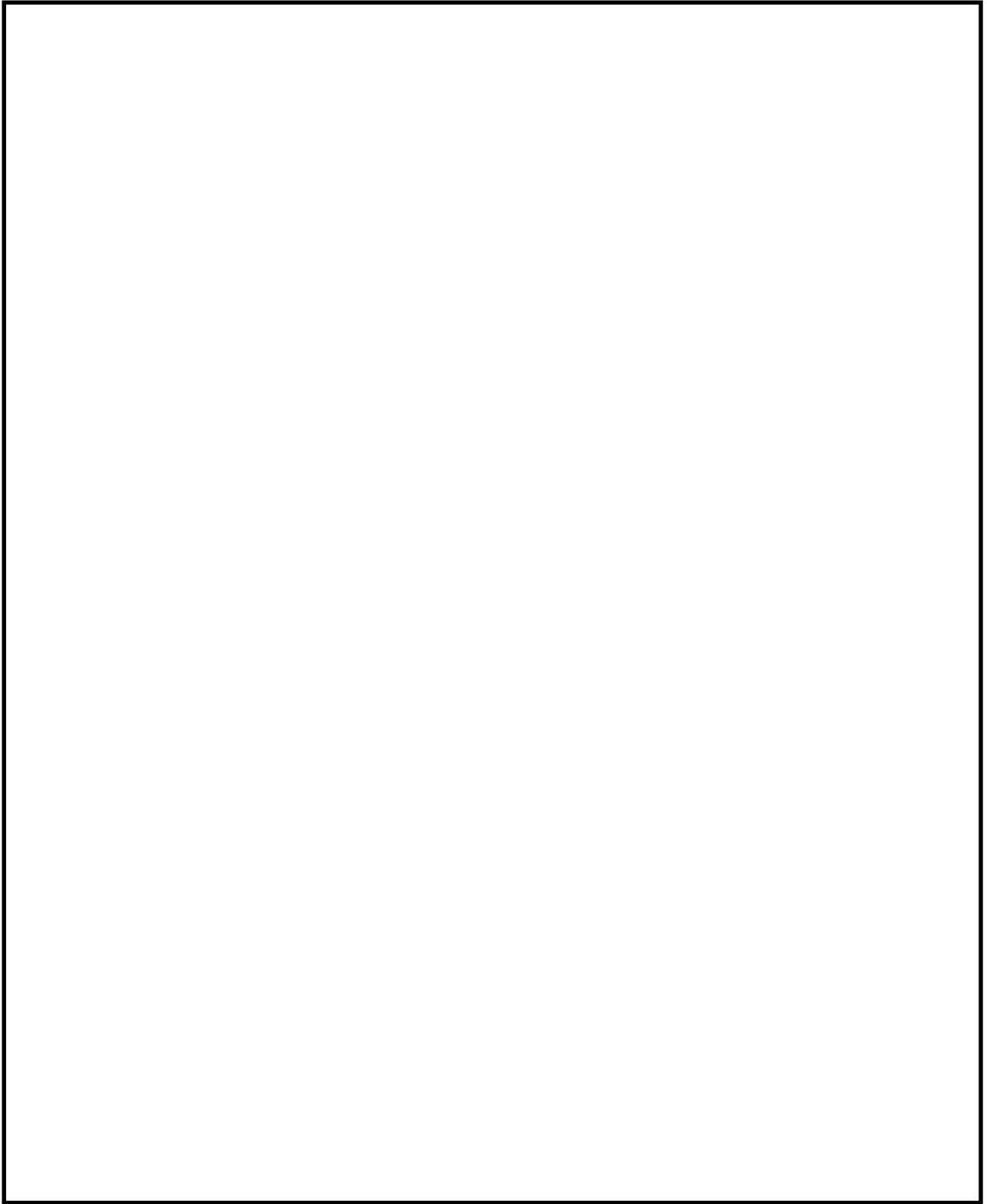
第59-3-1图 中央制御室遮蔽 配置図



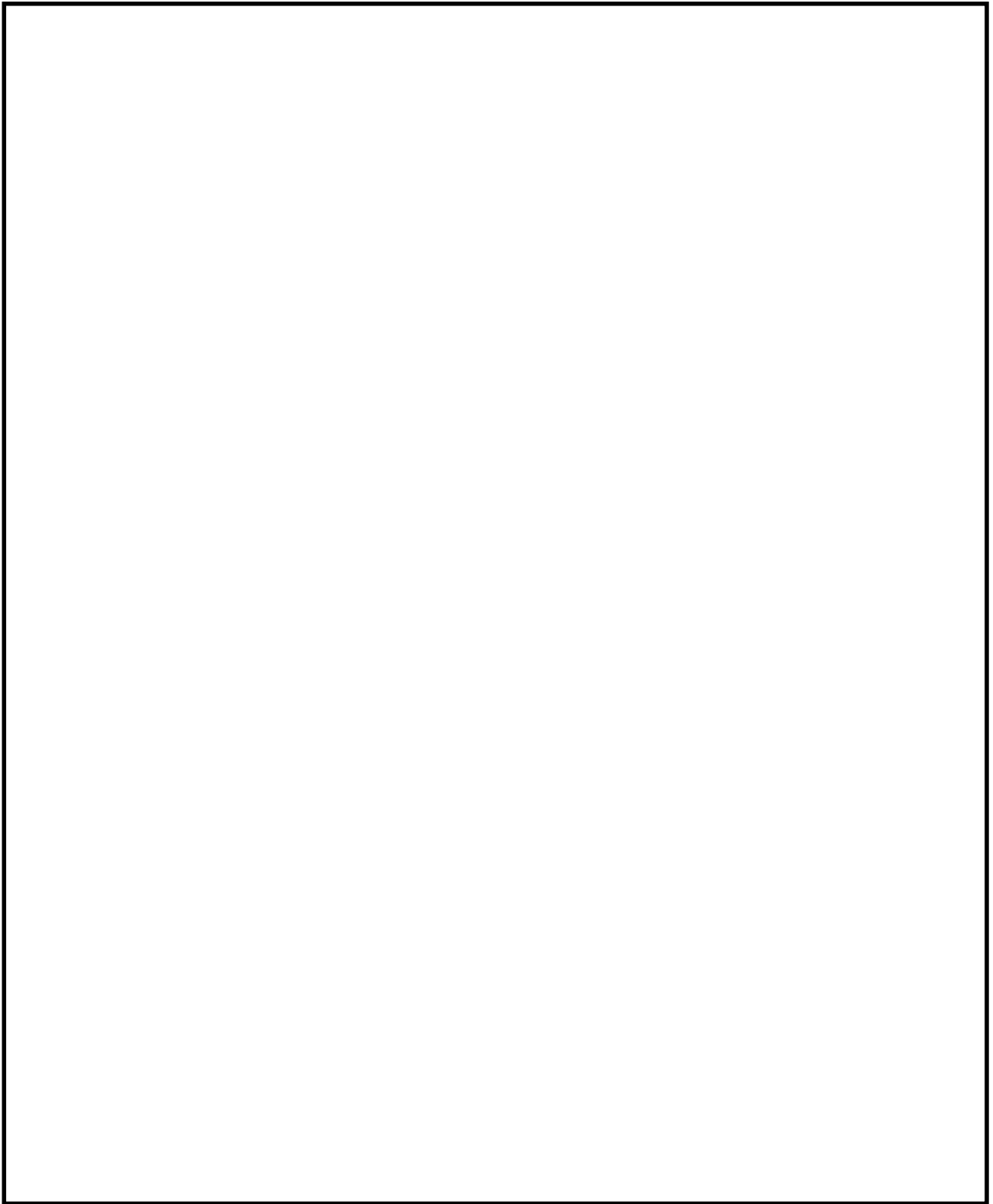
第59-3-2図 中央制御室換気系に係る機器配置図



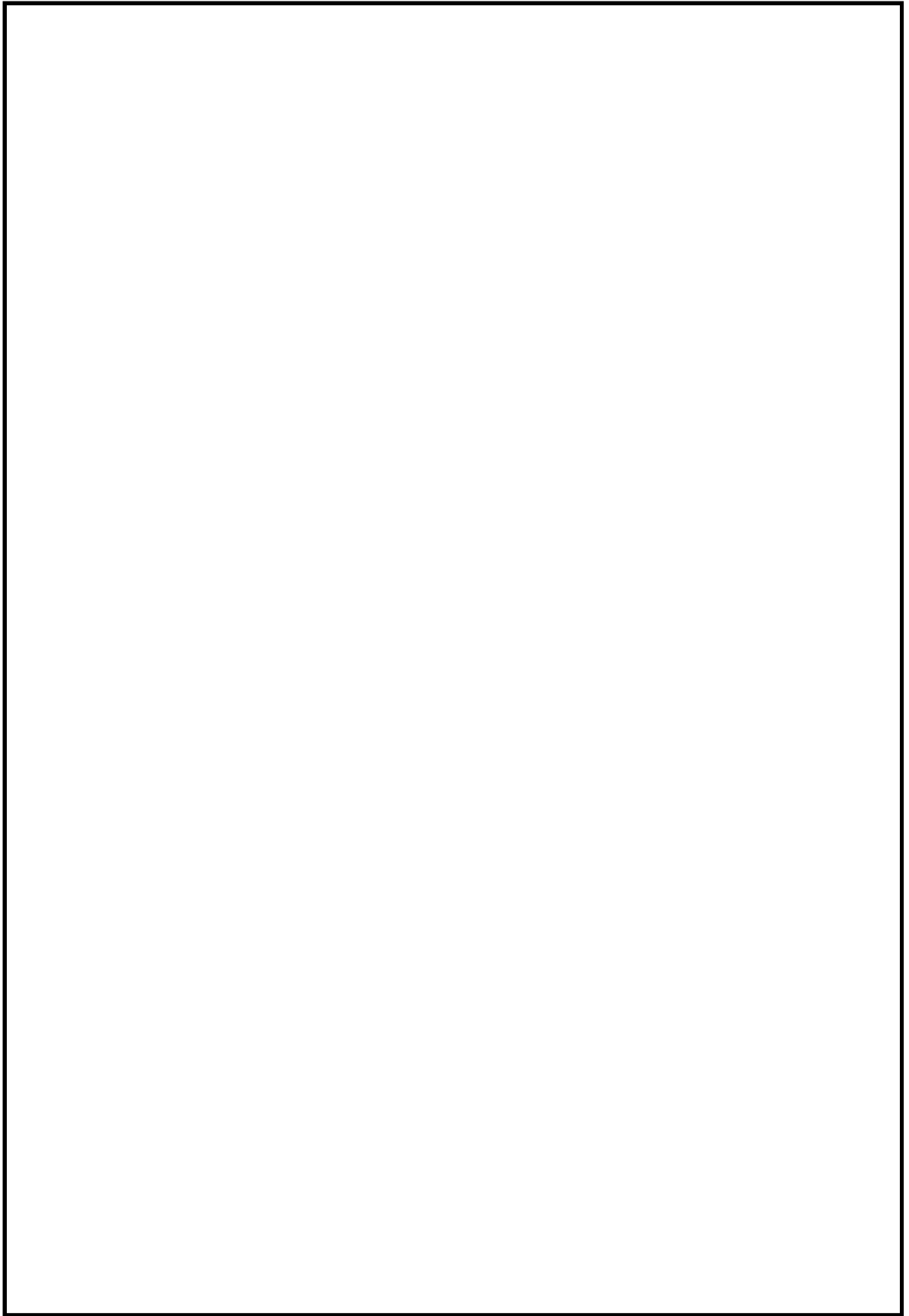
第59-3-3図 原子炉建屋ガス処理系に係る機器配置図



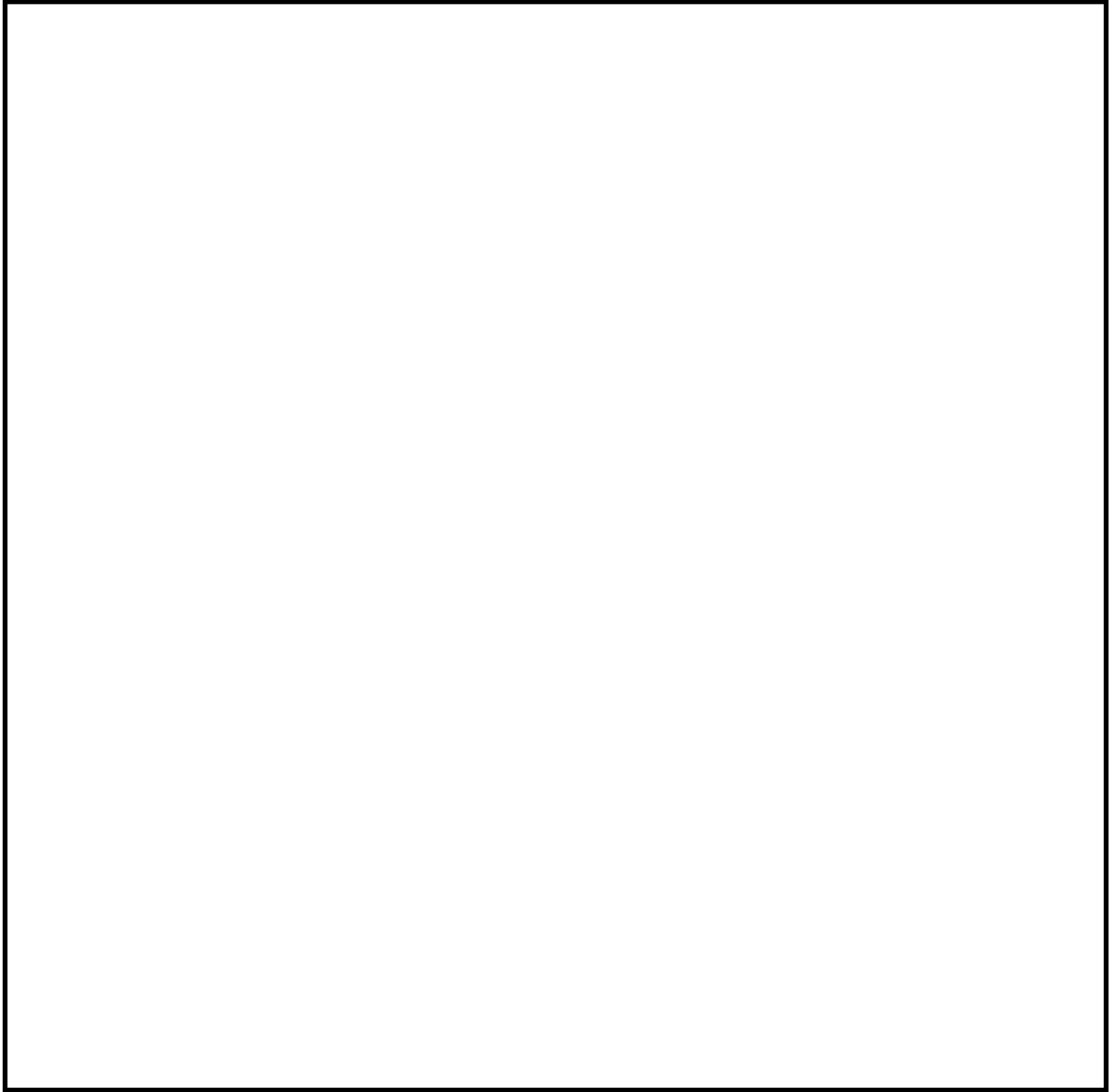
第59-3-4図 ブローアウトパネル閉止装置 配置図



第59-3-5図 ブローアウトパネル閉止装置 配置図



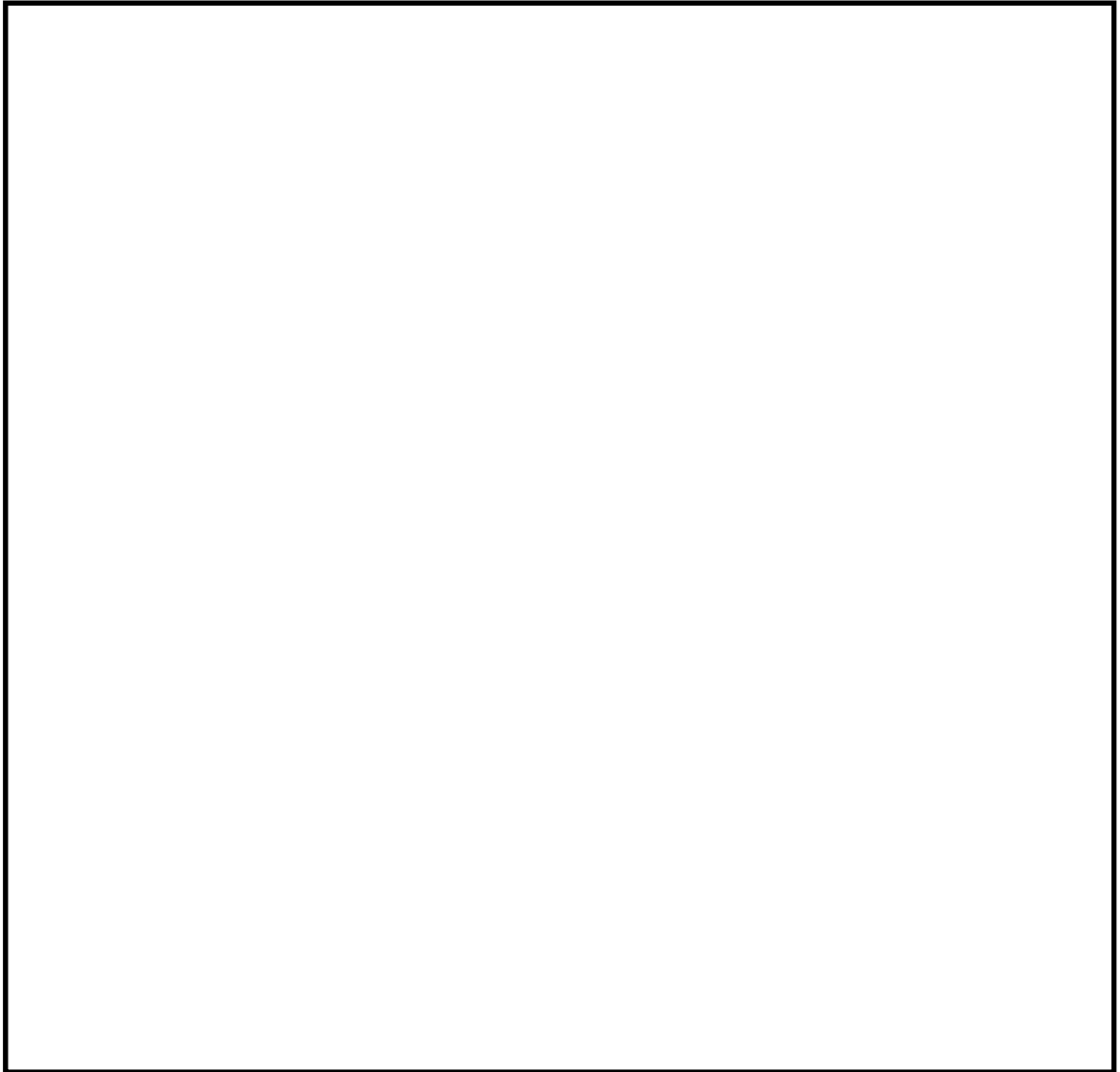
第59-3-6図 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 配置図



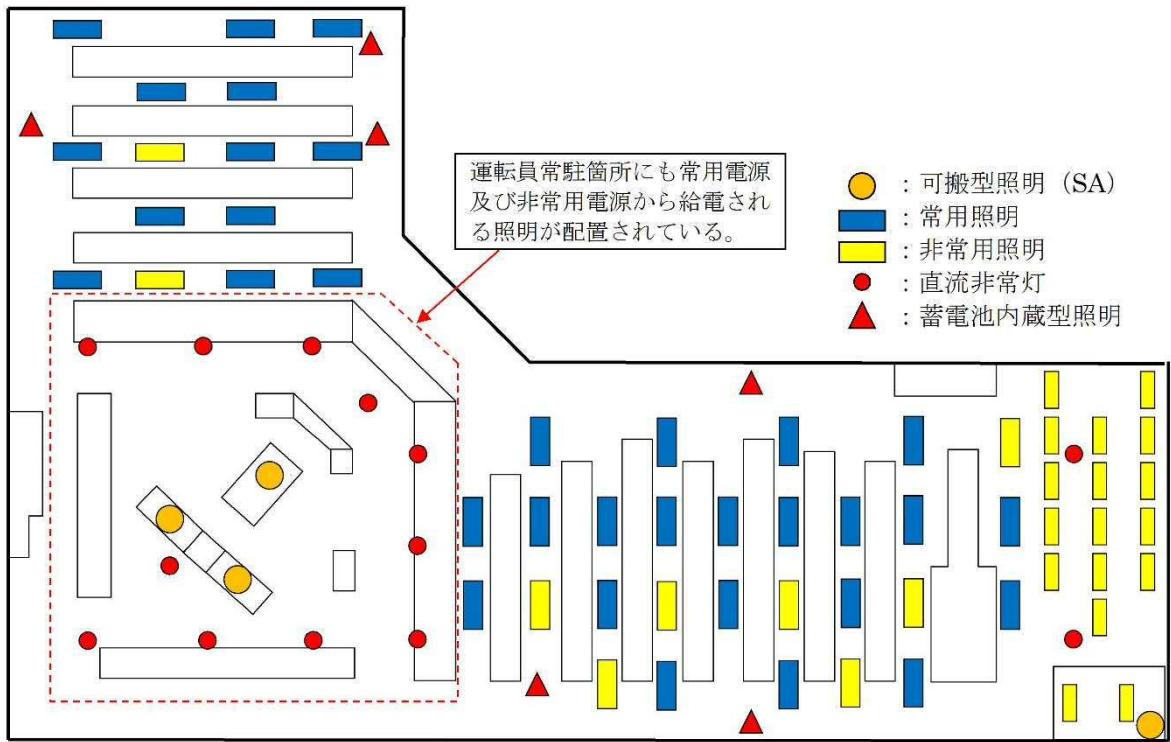
第59-3-7図 中央制御室待避室に係る機器配置図



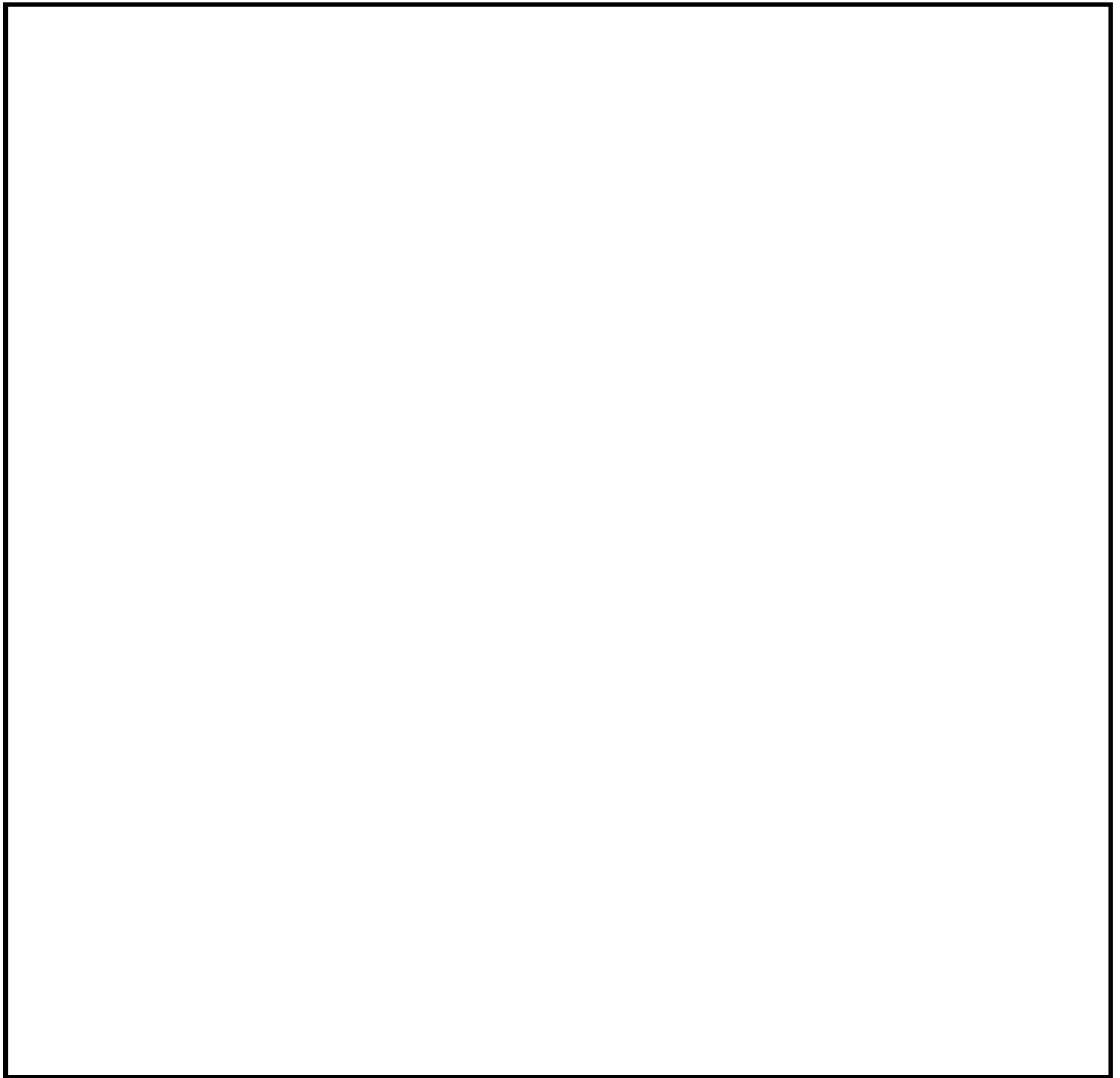
第59-3-8図 送受話器（制御装置） 配置図



第59-3-9図 電力保安通信用電話設備（交換機） 配置図

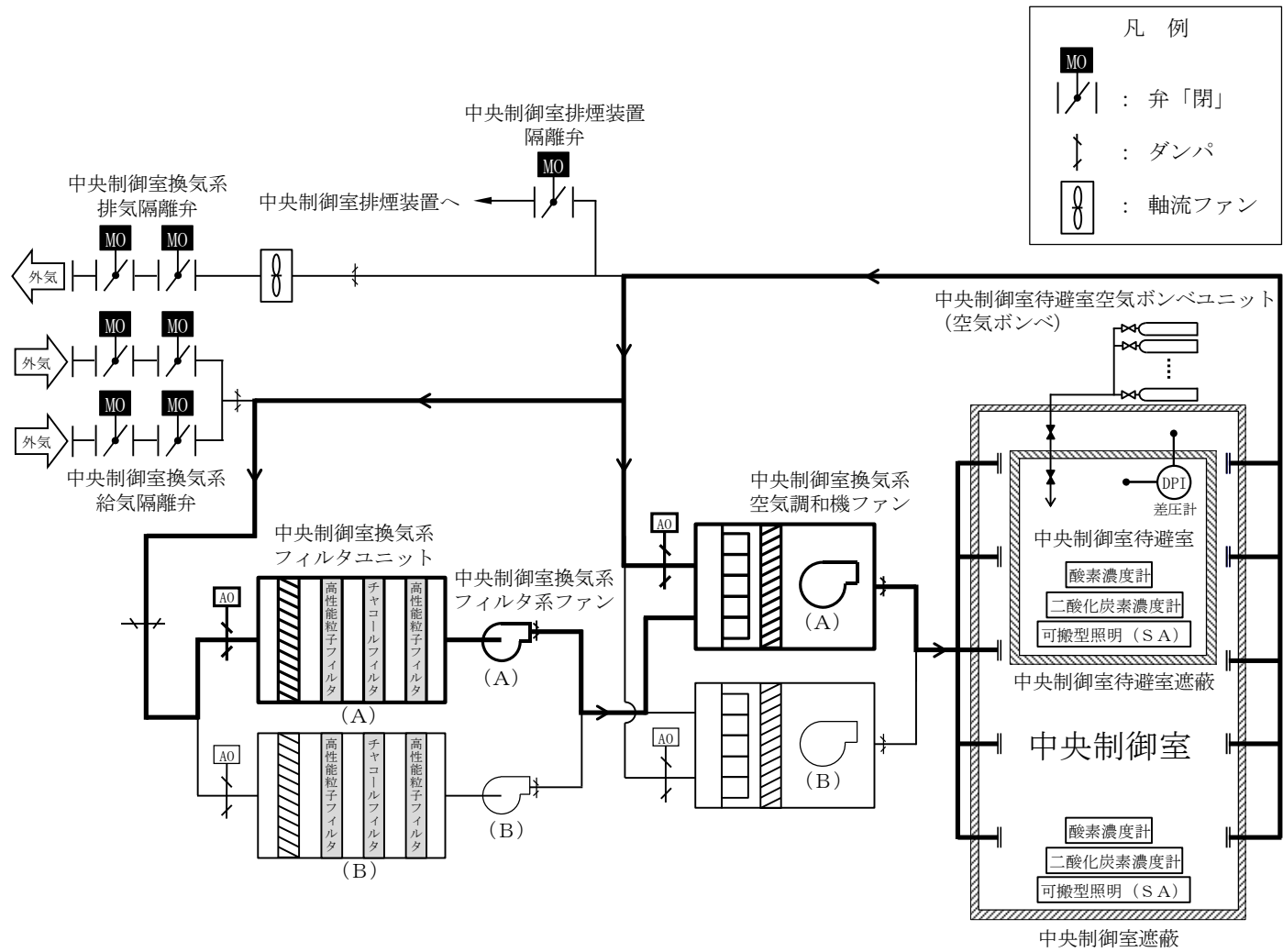


第59-3-10図 中央制御室照明に係る機器配置図

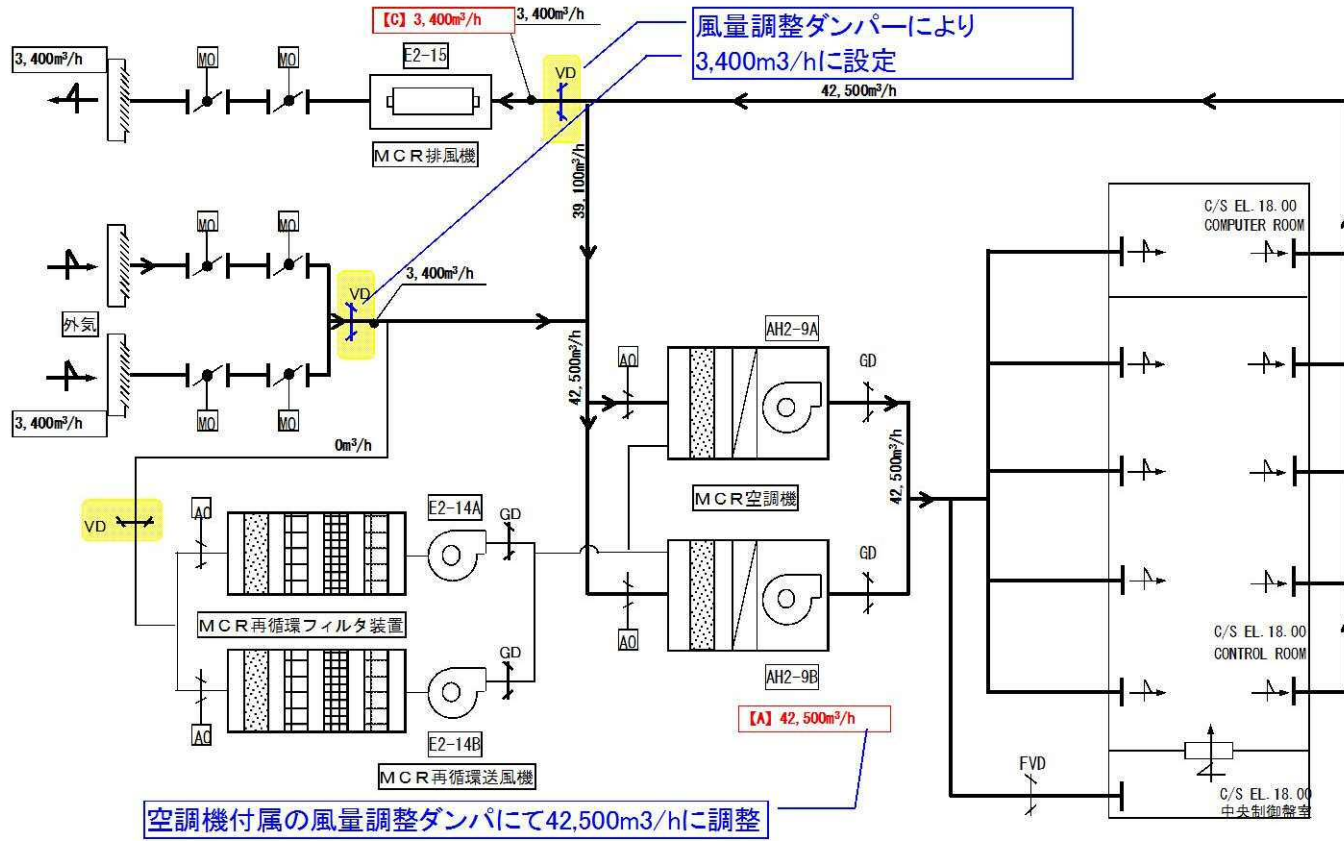


第59-3-11図 可搬型照明（S A） 配置図

59-4 系統図

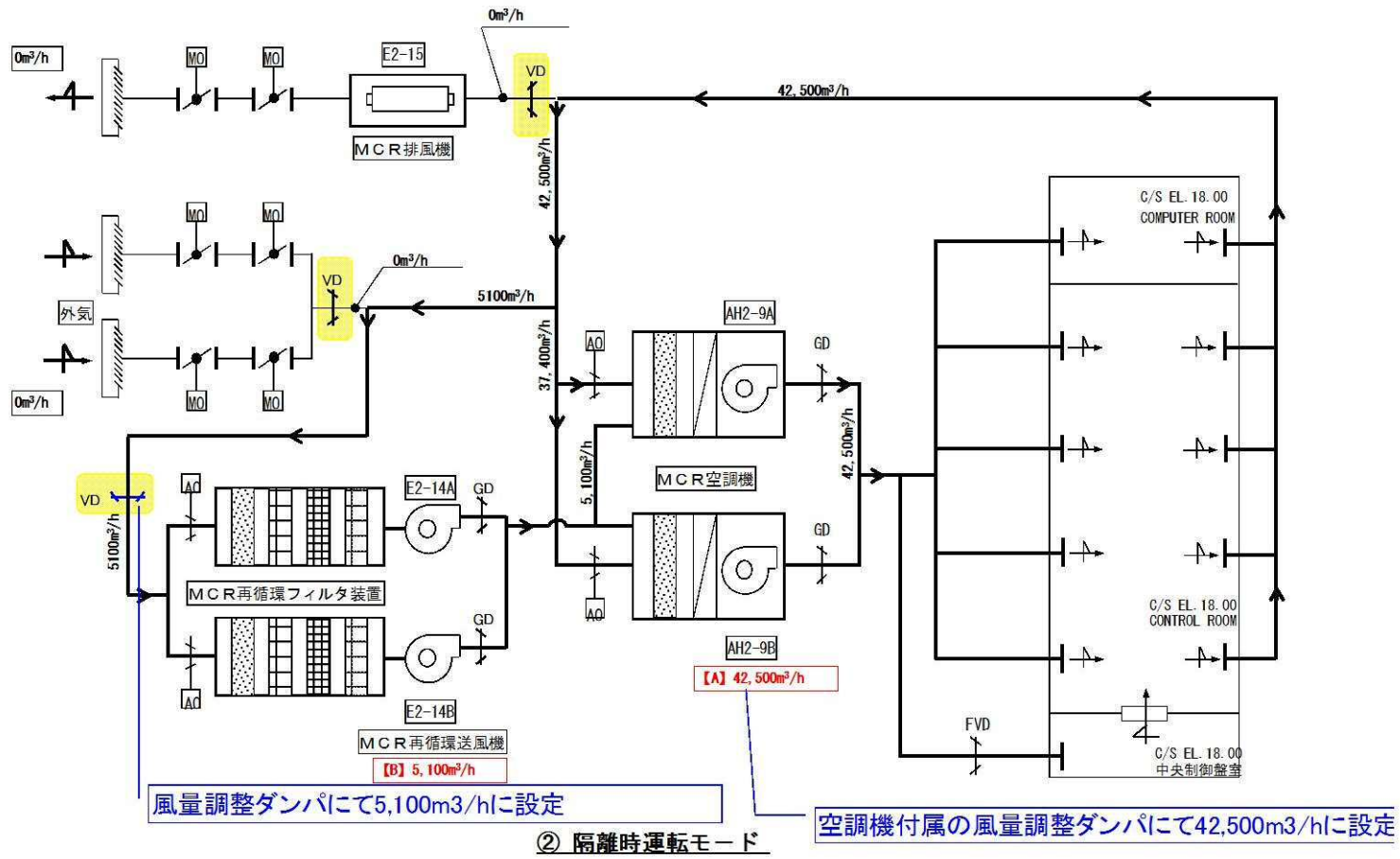


第59-4-1図 (1/4) 中央制御室換気系 系統概要図

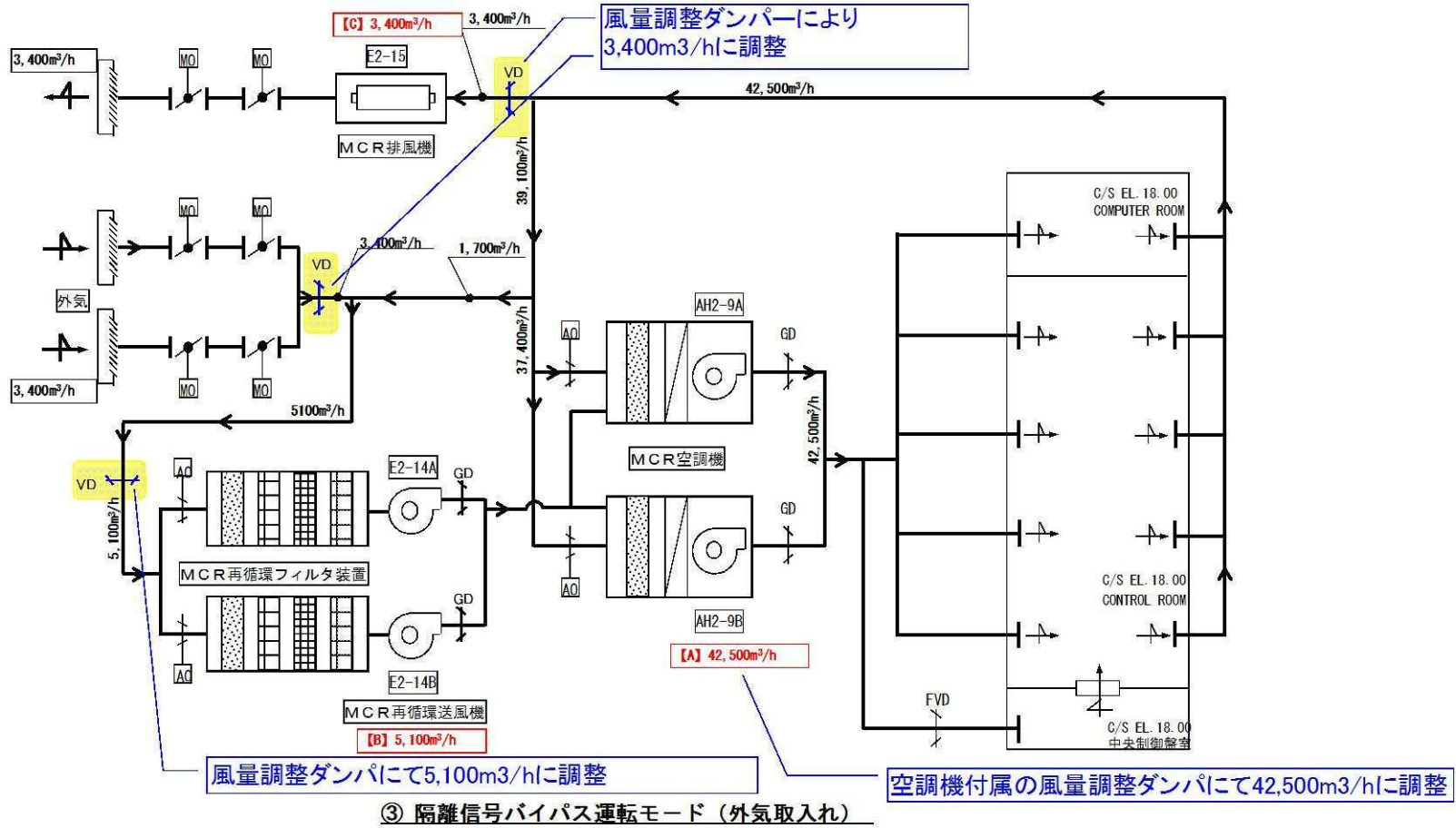


① 通常運転モード

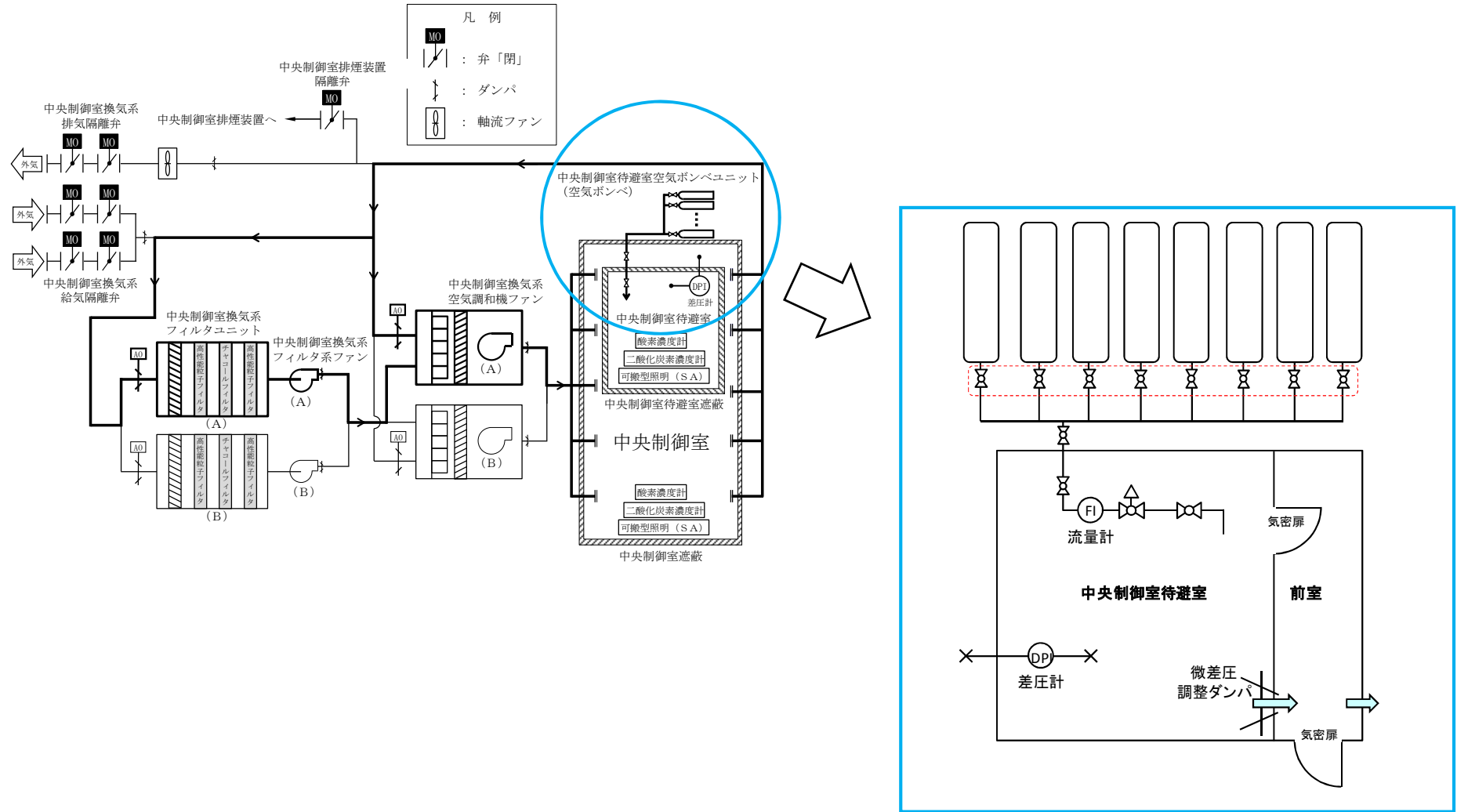
第59-4-1図 (2/4) 中央制御室換気系 系統概要図



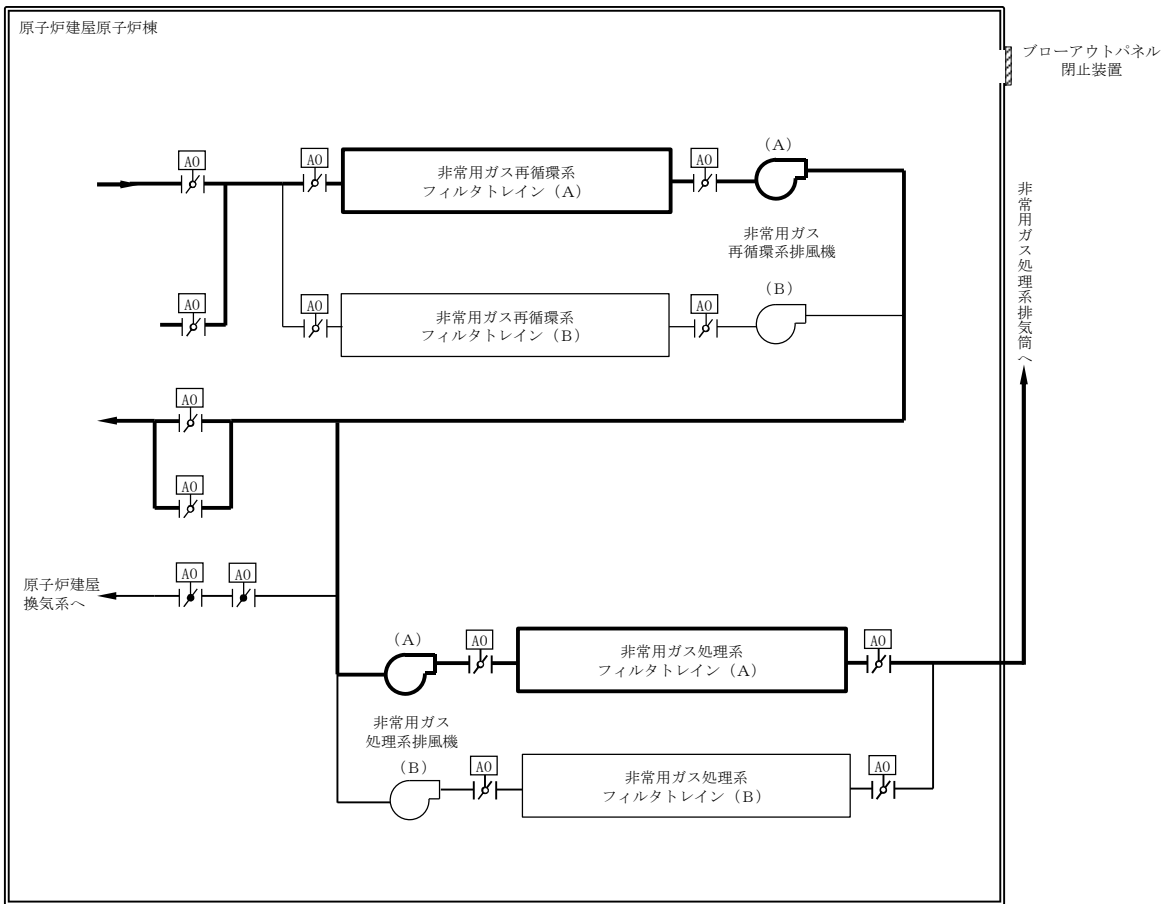
第59-4-1図 (3/4) 中央制御室換気系 系統概要図



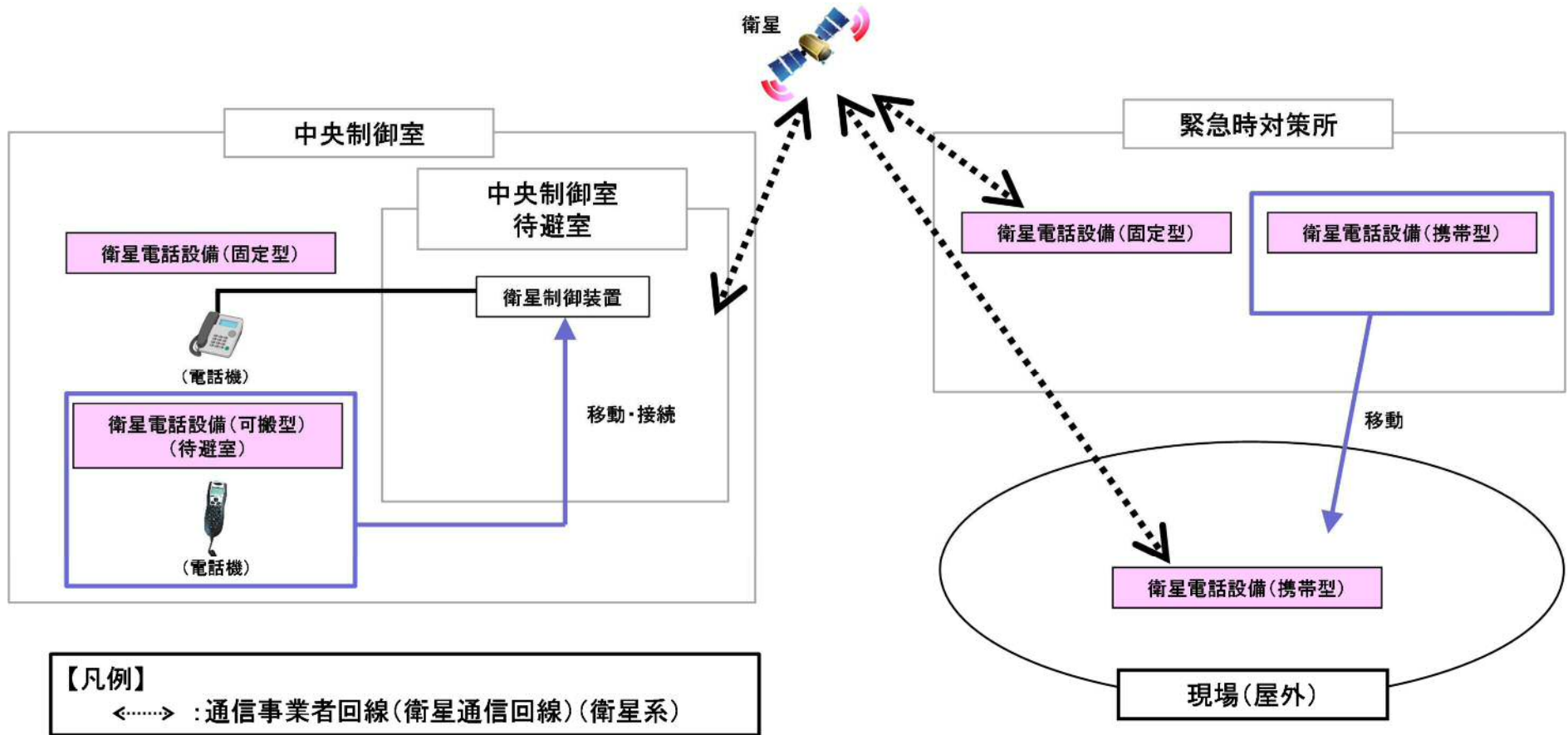
第59-4-1図 (4/4) 中央制御室換気系 系統概要図



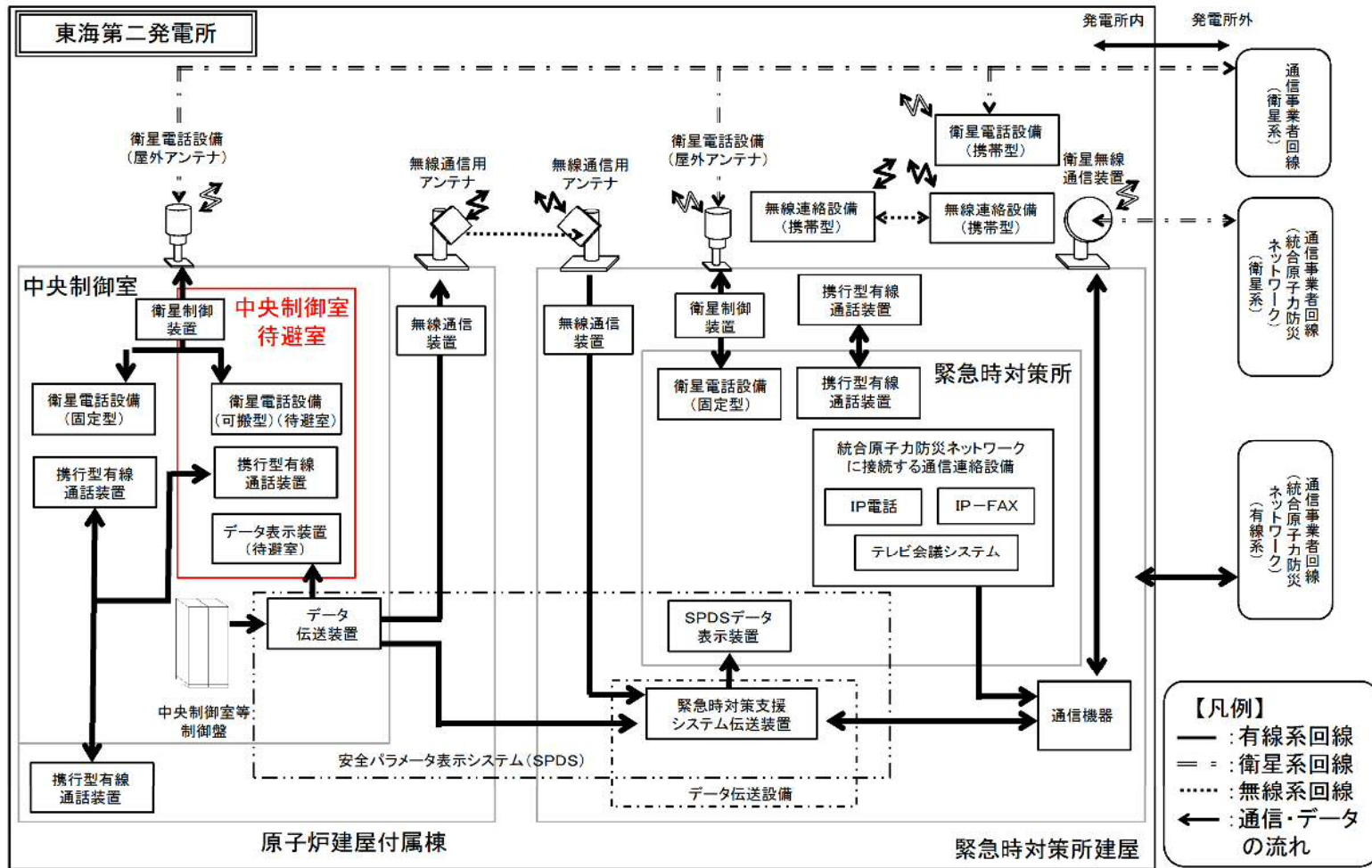
第59-4-2図 中央制御室待避室空気ポンベユニット 系統概要図



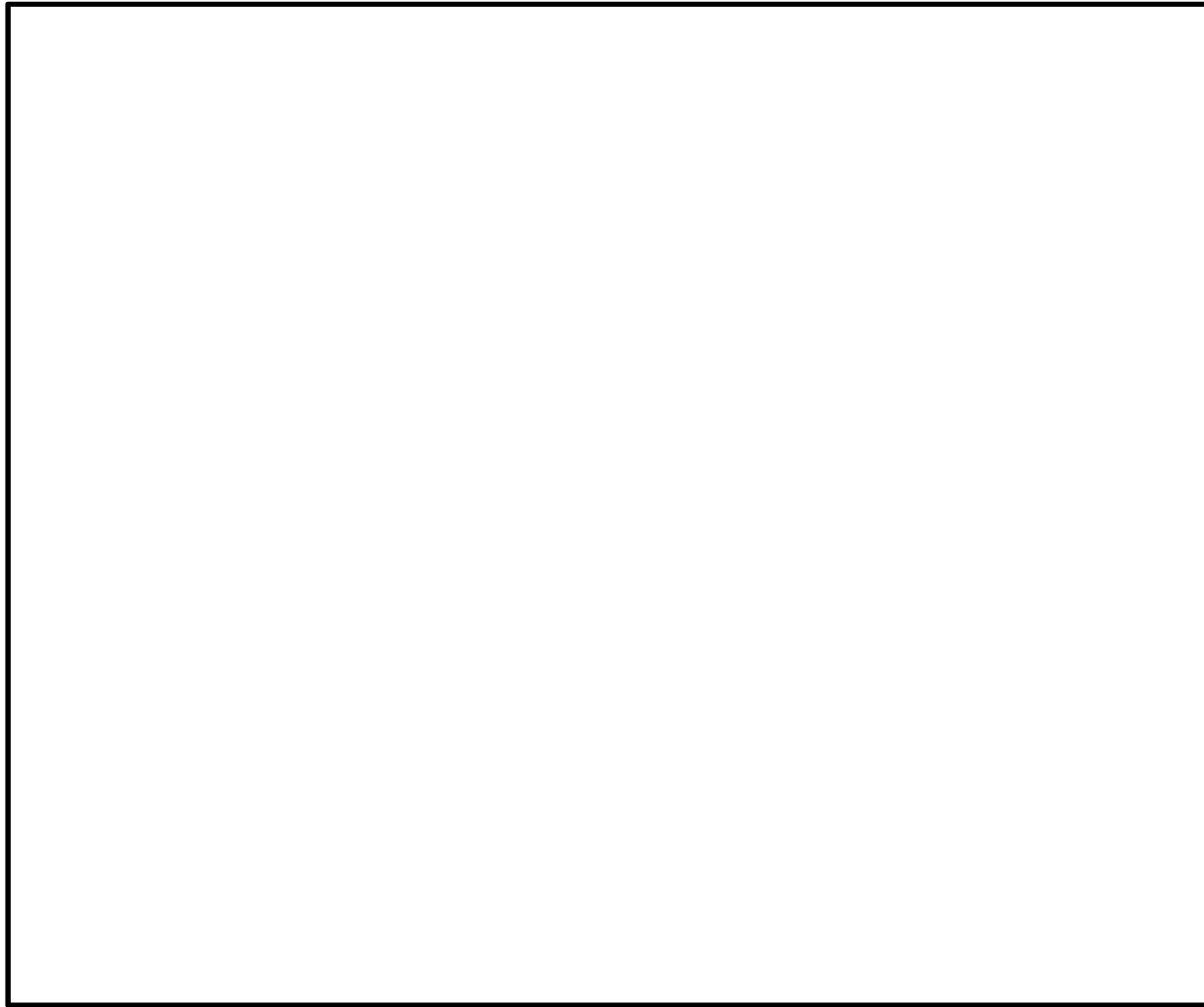
第 59-4-3 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図



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) システム概要図



第59-4-6図 衛星電話設備（可搬型）（待避室） 操作概要図

59-5 試驗檢查

○ 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：

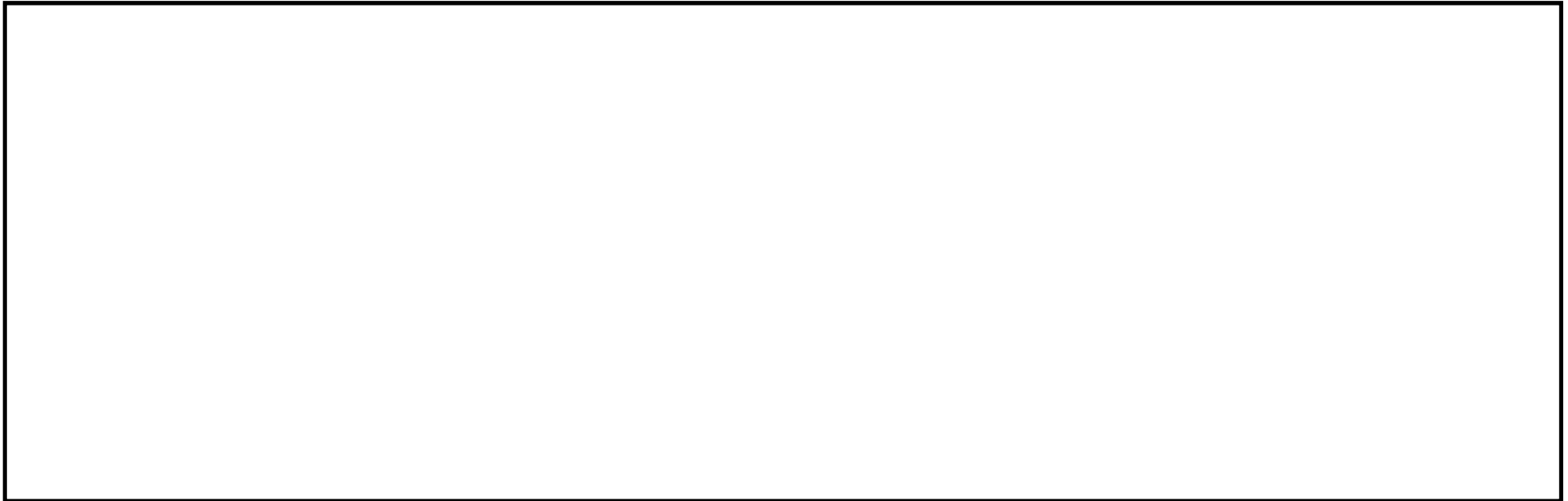
中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット並びに原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機

○ 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)

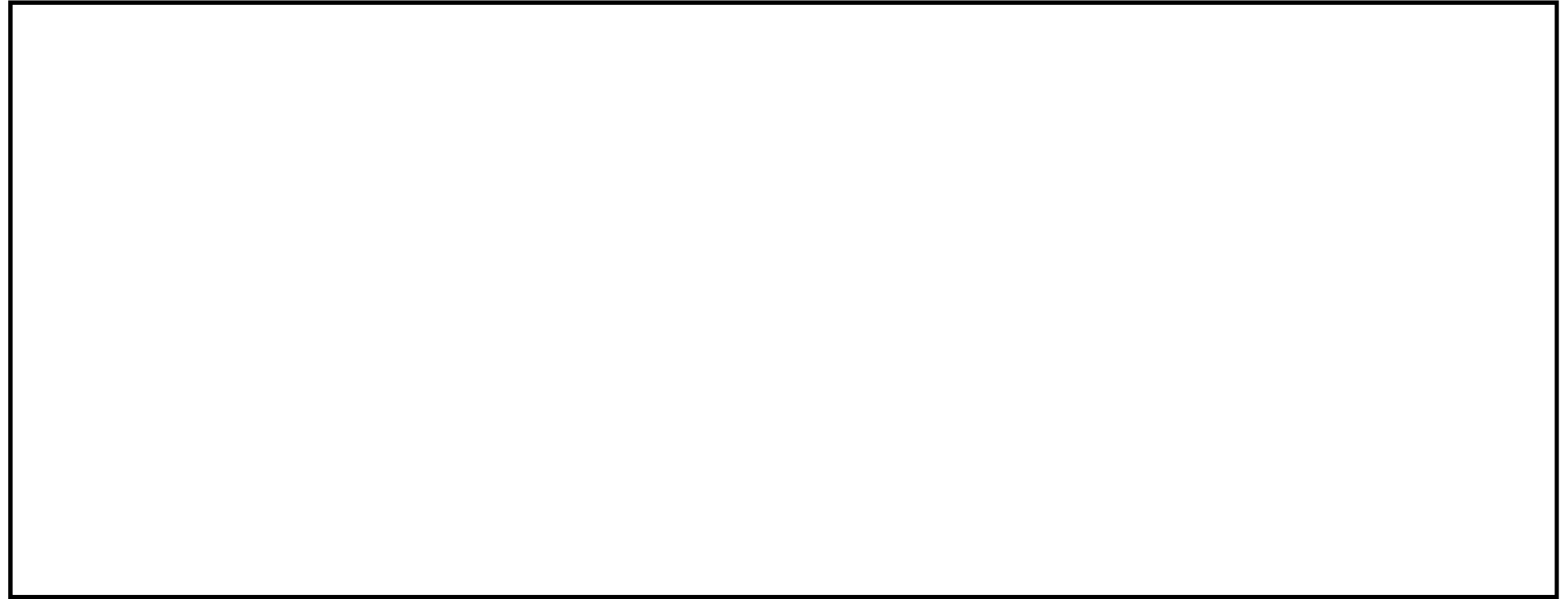


第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (2/6)



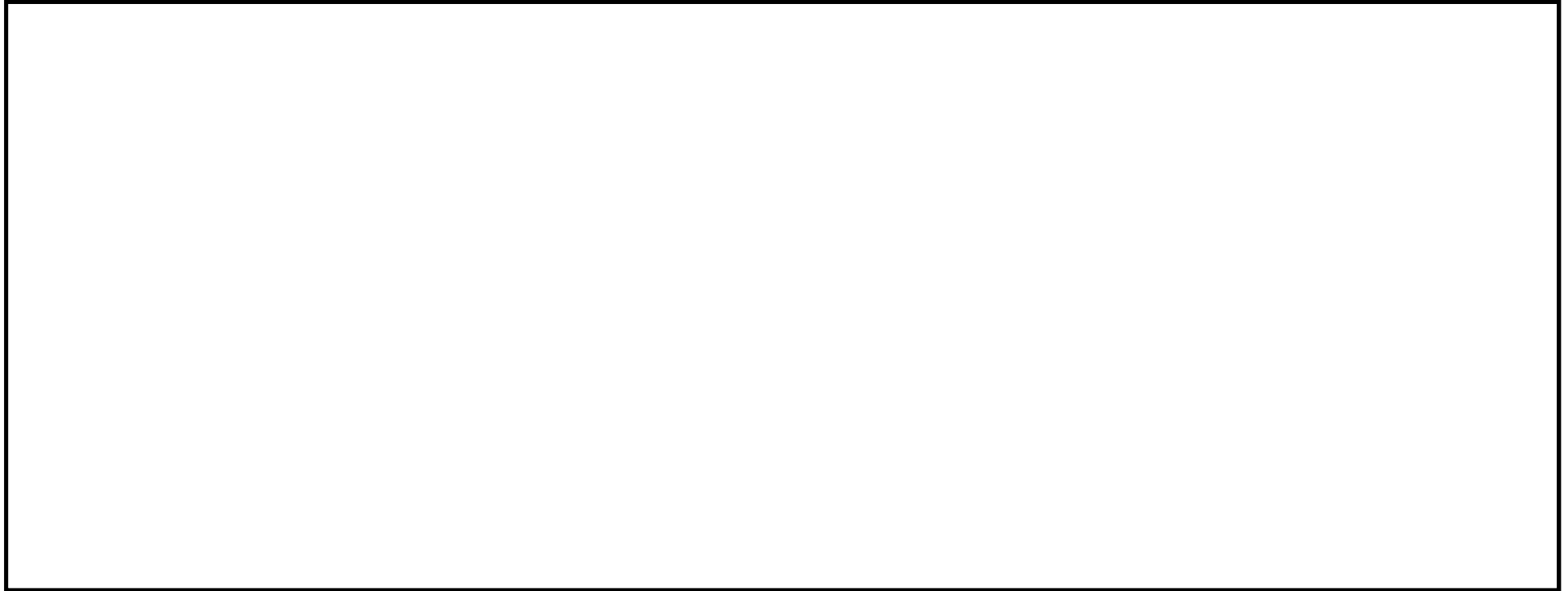
59-5-5

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)



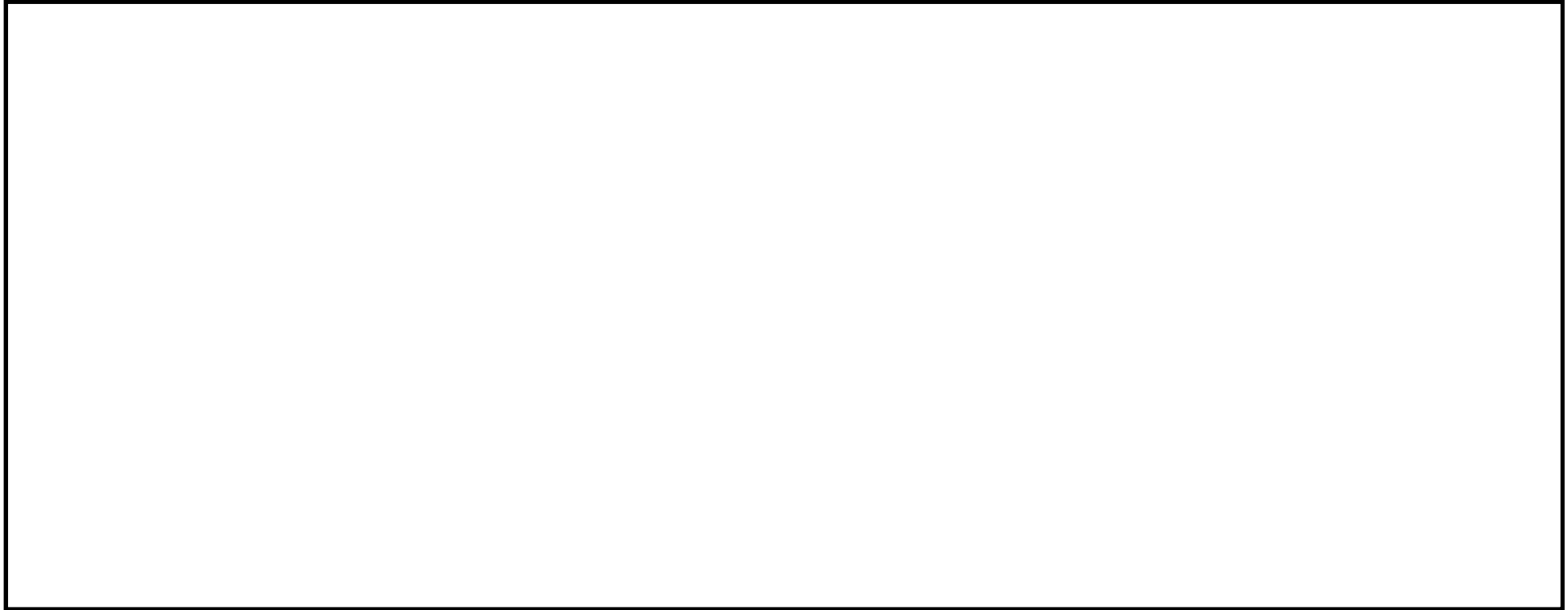
59-5-6

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 (4/6)

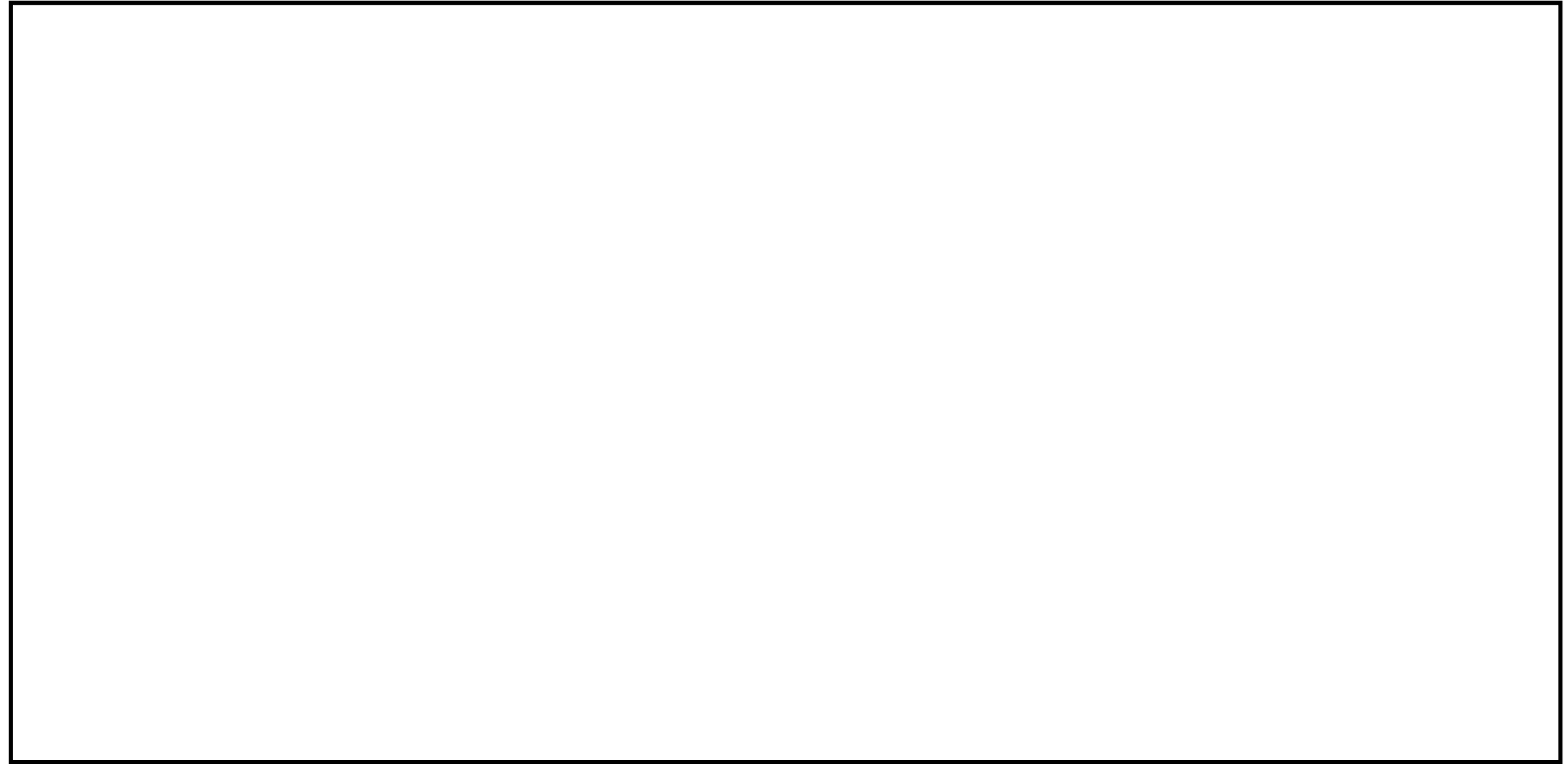


59-5-7

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)



59-5-9

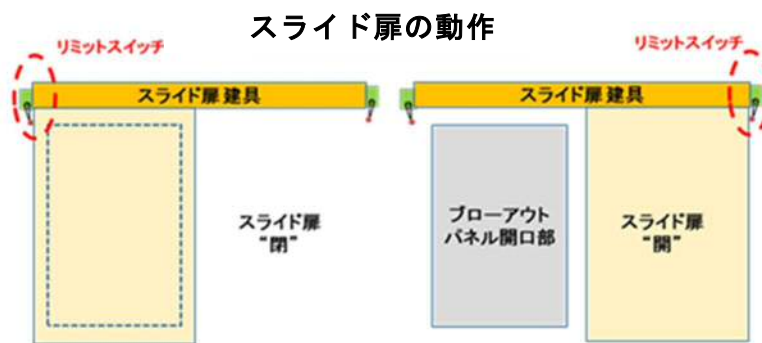
○ ブローアウトパネル閉止装置の試験検査について

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ポンベユニット（空気ポンベ）の試験検査について
 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）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ポンベユニット（空気ポンベ）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	空気ポンベ残圧の確認
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】

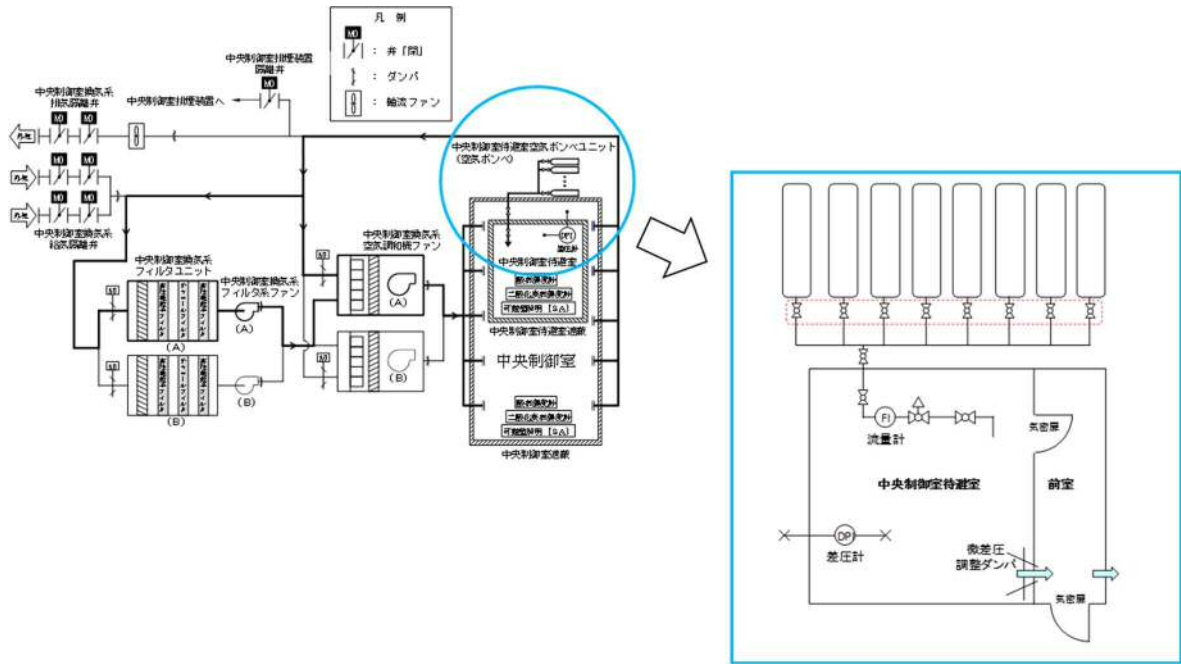
(1) 概要

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ポ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

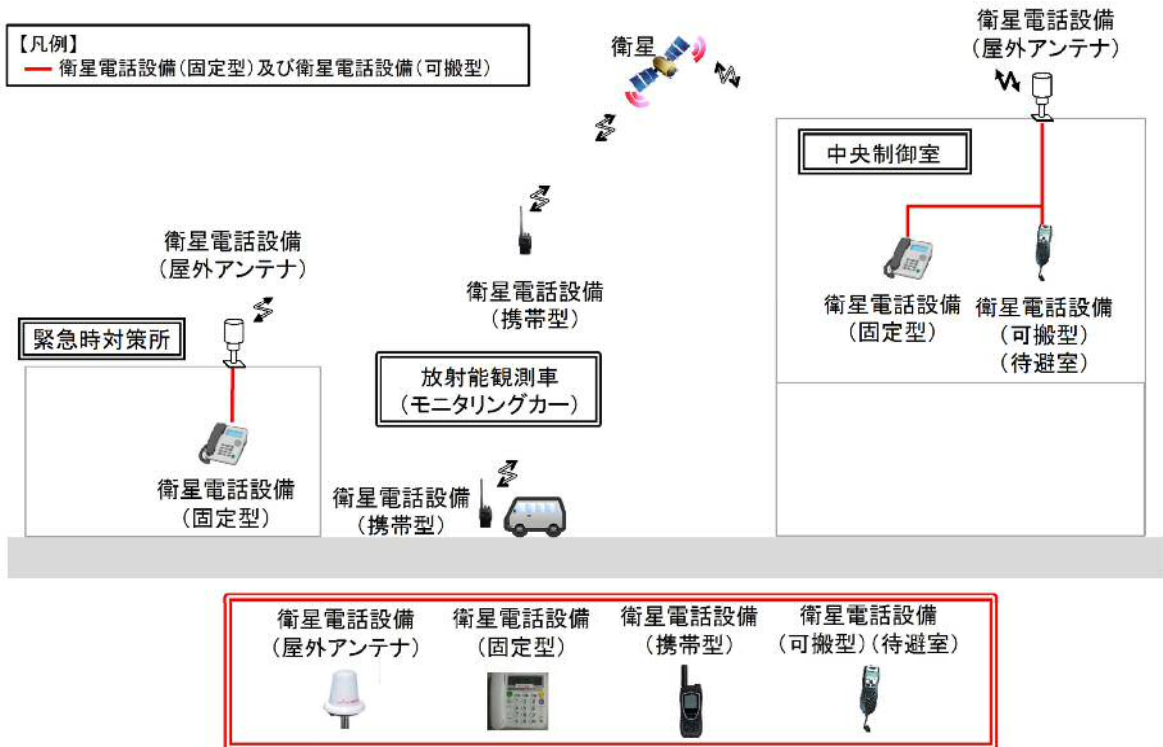
○ 衛星電話設備（可搬型）（待避室）の試験検査について

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。

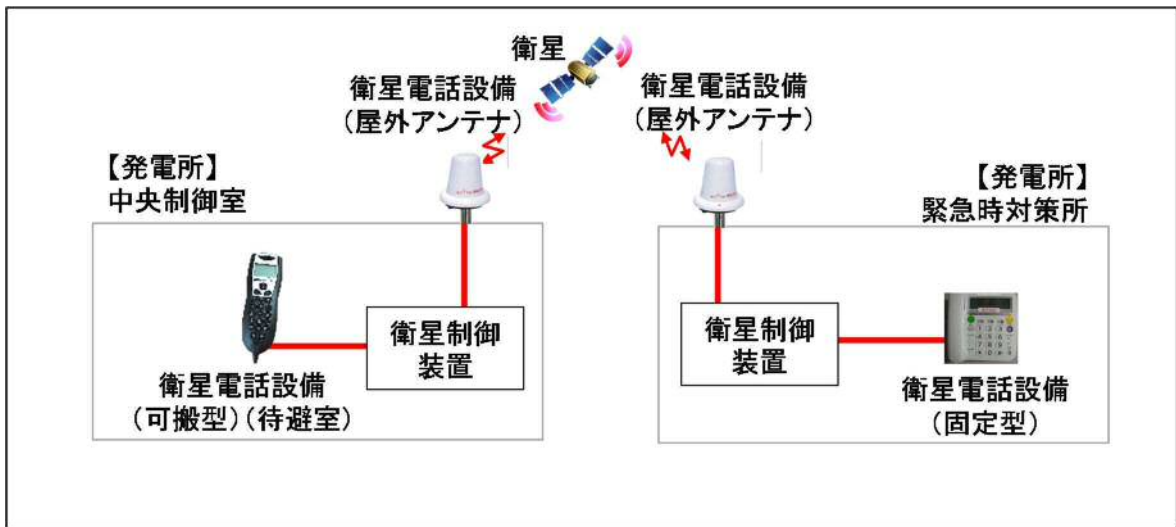
第59-5-7表 衛星電話設備（可搬型）（待避室）の試験検査

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

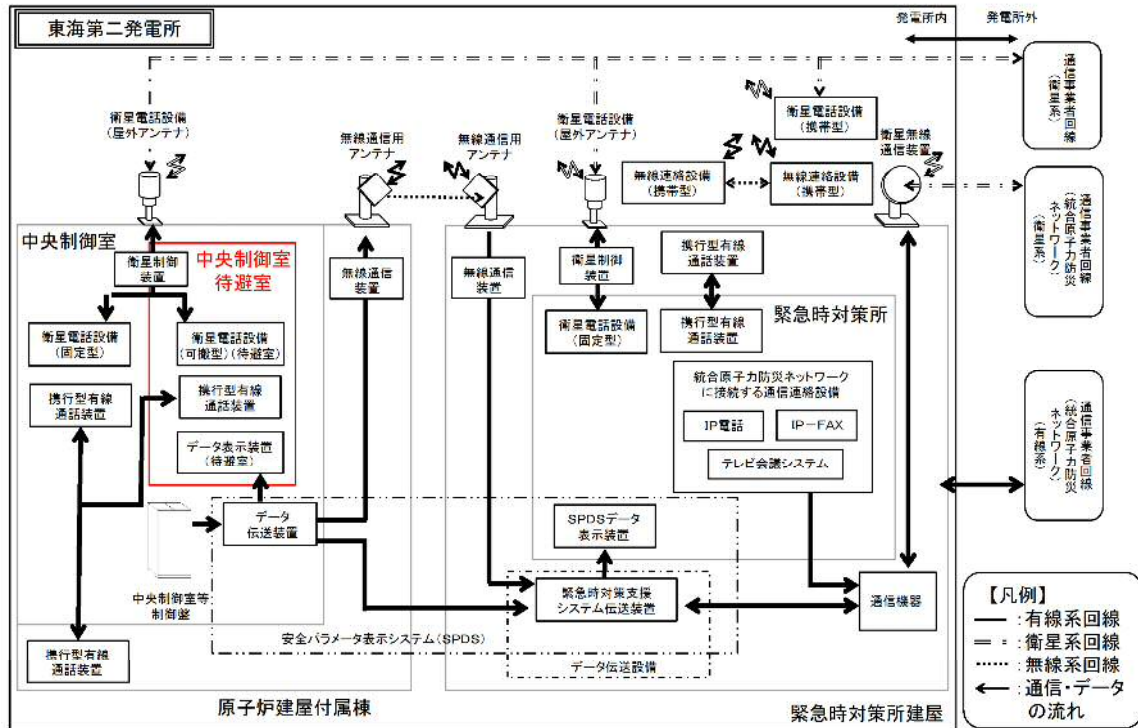
○ データ表示装置（待避室）の試験検査について

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。

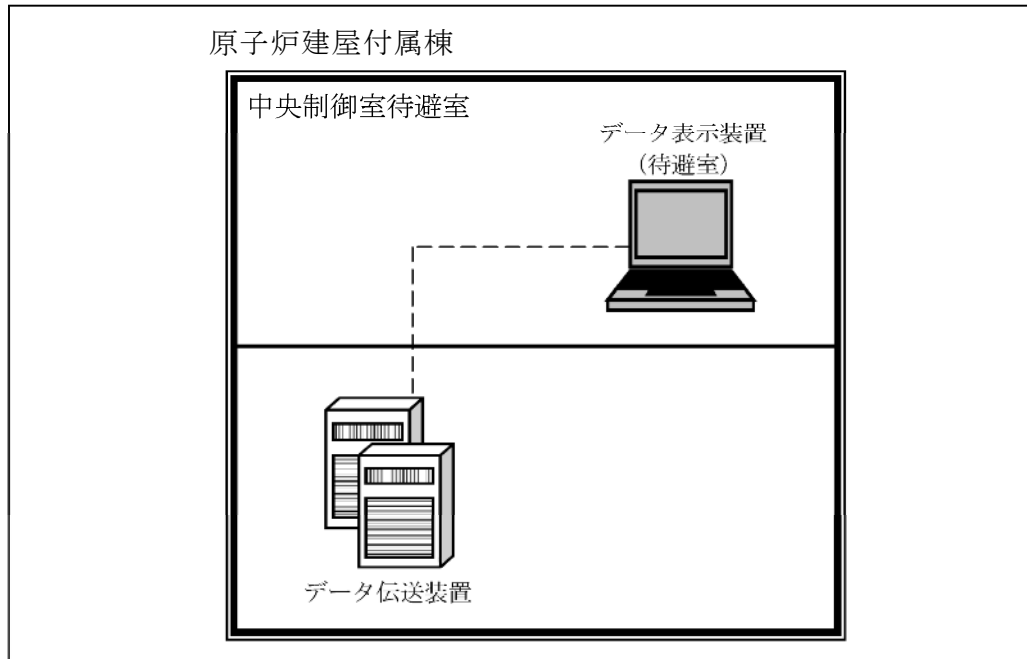
第59-5-8表 データ表示装置（待避室）の試験検査

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

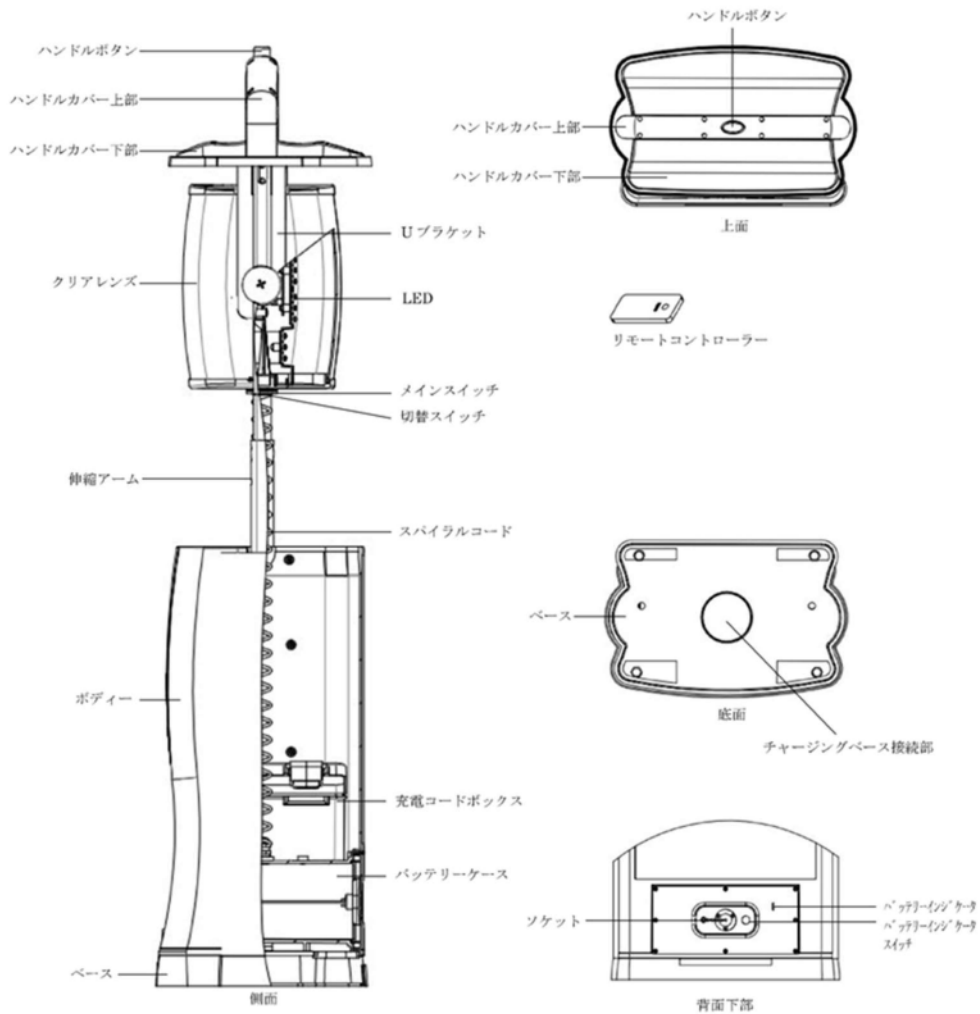
○ 可搬型照明（S A）の試験検査について

可搬型照明（S A）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（S A）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（S A）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（S A）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
<p>【設定根拠】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> $\Delta P = \{(-12.7\text{℃の乾き空気の密度}) [\text{kg}/\text{m}^3]$ $- (48.9\text{℃の乾き空気の密度}) [\text{kg}/\text{m}^3]\} \times (\text{天井高さ}) [\text{m}]$ $= \{1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0963 [\text{kg}/\text{m}^3]\} \times 2 [\text{m}]$ $= 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2]$ $\rightarrow 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \times 9.80665 [\text{m}/\text{s}^2]$ $\div 5.1 [\text{Pa} [\text{gage}]]$		

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% (J E A C 4622-2009)

c. 大気二酸化炭素濃度：C₀ = 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 = 0.022m³/h/人 (「空気調和・衛生工学便覧」の極軽作業の作業程度の吐出し量)

e. 必要換気量：Q₁ = 100 × M × n / (C - n₀) m³/h (「空気調和・衛生工学便覧」の二酸化炭素基準の必要換気量)

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\approx 14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$$

(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 = 0.48m³/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： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ （「空気調和・衛生工学便覧」の酸素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 3.36$$

$$\doteq 3.4 \text{ m}^3/\text{h}$$

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 $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$ 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ポンベ本数

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ポンベ本数は，二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $5.5 \text{ m}^3/\text{本}$ 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，必要ポ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，予備のポンベ容量について決定する。

(1) ポンベ初期充填圧力： 14.7 MPa [gage] (at 35°C)

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

$$\text{必要ポンベ本数} = 14.2 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.5 \text{ m}^3/\text{本} \times 5 \text{ 時間}$$

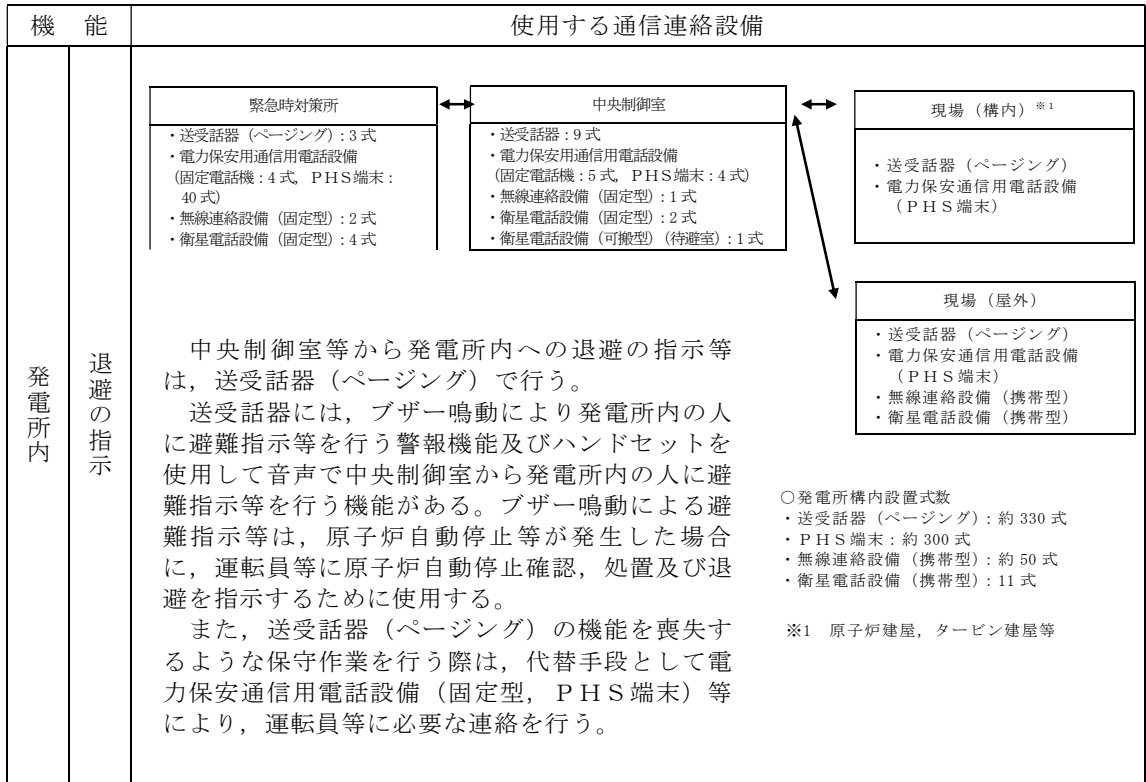
$$= 12.9 \text{ 本}$$

$$\doteq 13 \text{ 本}$$

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。



・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
<p>【設定根拠】</p> <p>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。</p>		

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)	○	○	○
	高压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量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	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	○	○	○
	低压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B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	○	○	○	
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
格納容器内の状態確認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・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
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	○	○	○
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ポンベ圧力	○	○	○
	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ポンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	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	○	○	—	
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、J E A C 4622-2009「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 m³/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 m³/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 m³/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 m³/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 m³/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 **4** kW となる。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa-1} \cdot \frac{P_{T1}}{6 \times 10^4} \cdot Q_1 \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \{(P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1})\}}{\eta_T/100} \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 3 0 (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

Q₁ : 吸込空気量 (m³/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])

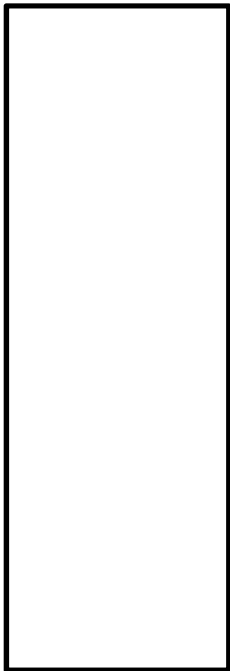
P_{S2} : 吐き出し口送風機絶対静圧 (Pa [abs])

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)



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

$$L = \frac{\left(\frac{3570}{60} \right) \times \{ \boxed{} \boxed{} + \boxed{} \boxed{} \}}{37/100} = \boxed{} \text{ kW}$$

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ー標準出力とし，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り入、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 m³/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 m³/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 m³/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 m³/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 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

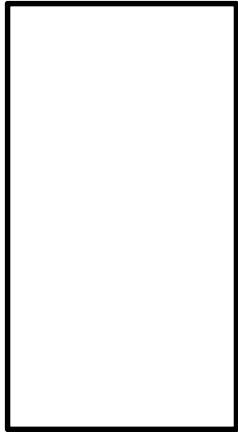
定格風量点における中央制御室換気系フィルタ系ファンの風量は 5,100 m³/h であり、その時の同ファンの必要軸動力は、以下のとおり kW となる。

$$L = \frac{L_T}{\eta_T/100} = \frac{\frac{\kappa}{\kappa-1} \cdot \frac{P_{T1} \cdot Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \left\{ \left(\frac{P_{T2}}{P_{T1}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} > 1.03 \text{ のとき}$$

$$= \frac{\frac{Q_1}{6 \times 10^4} \cdot \{(P_{S2} - P_{S1}) + (p_{d2} - p_{d1})\}}{\eta_T/100} \dots \dots \frac{P_{S2}}{P_{S1}} \leq 1.03 \text{ のとき}$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 8 3 3 0 (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
- Q₁ : 吸込空気量 (m³/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 (%)



$$\frac{P_{S2}}{P_{S1}} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = 1.020 \leq \boxed{} \text{ より}$$

$$L = \frac{\left(\frac{5100}{60} \right) \times \left(\boxed{} - \boxed{} \right) + \boxed{} \cdot \boxed{}}{\boxed{}/100} = \boxed{} \text{ kW}$$

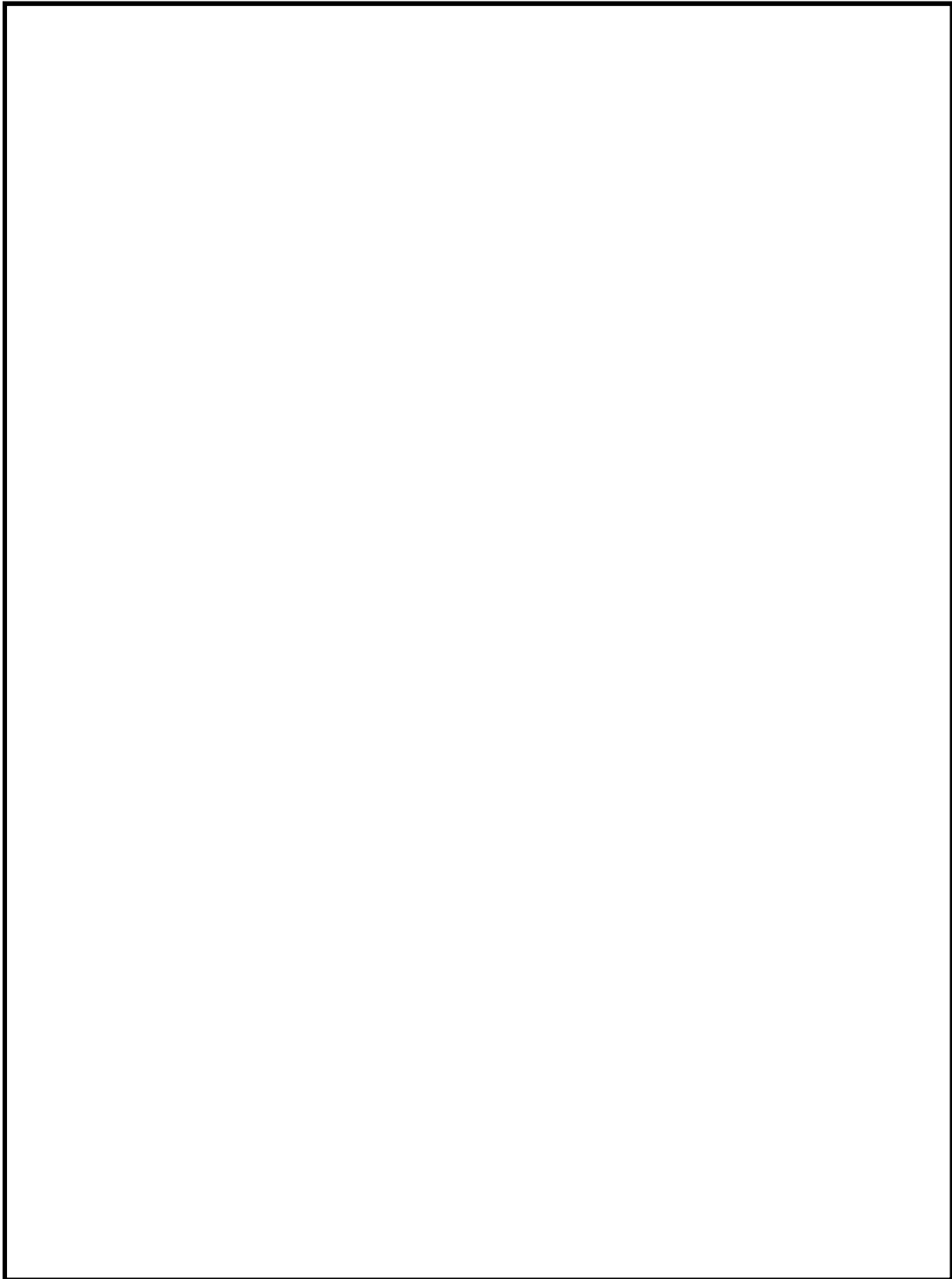
以上より，中央制御室換気系フィルタ系ファンの原動機出力は，必要軸動力 $\boxed{}$ kWを上回る7.5kW/個とする。

3. 個数の設定根拠

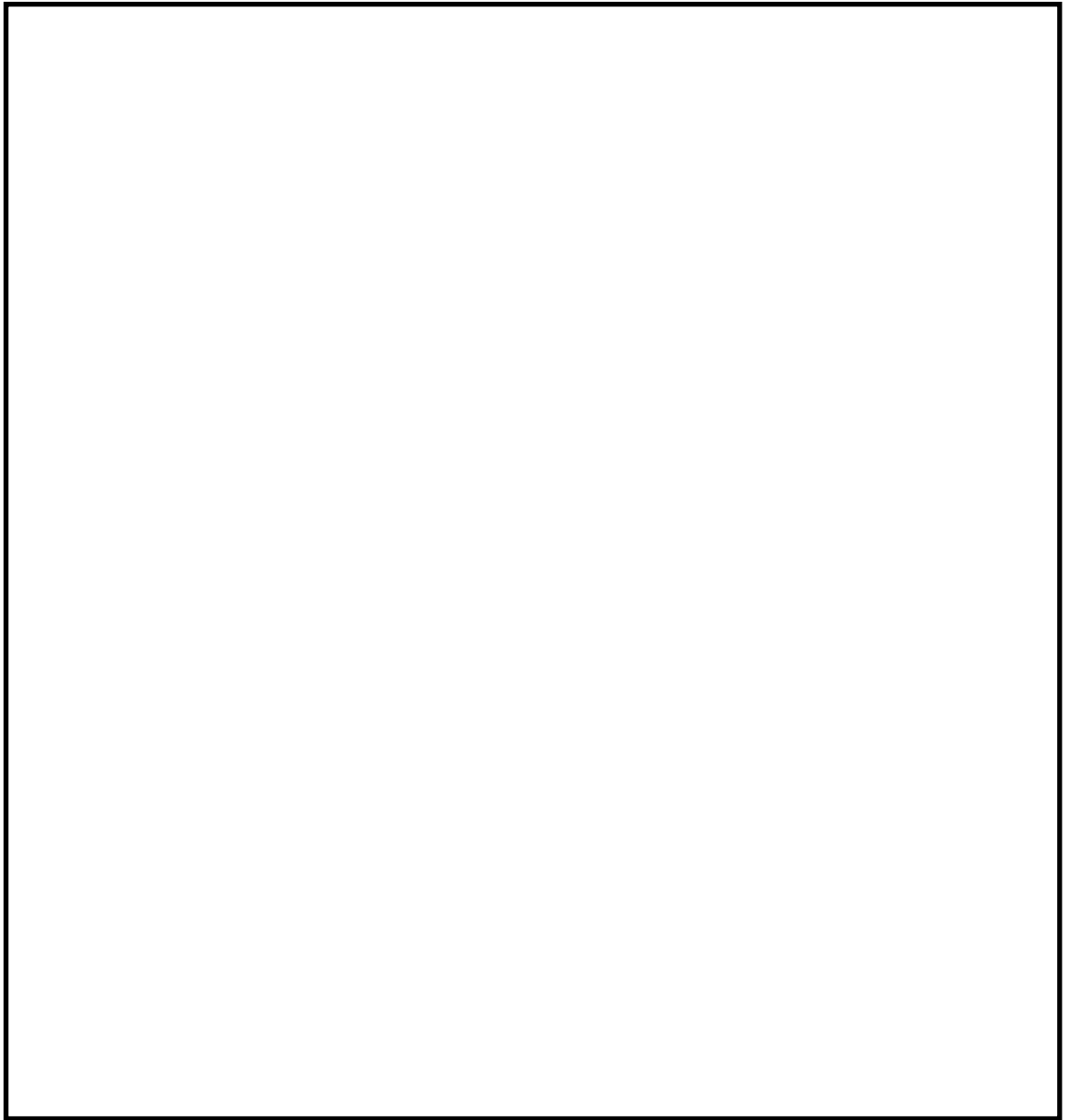
中央制御室換気系フィルタ系ファンは、設計基準対象施設として中央制御室内空気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタに通し、空気中の微粒子及び放射性よう素を除去低減するために各系列に1個設置し、合計2個設置する。

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

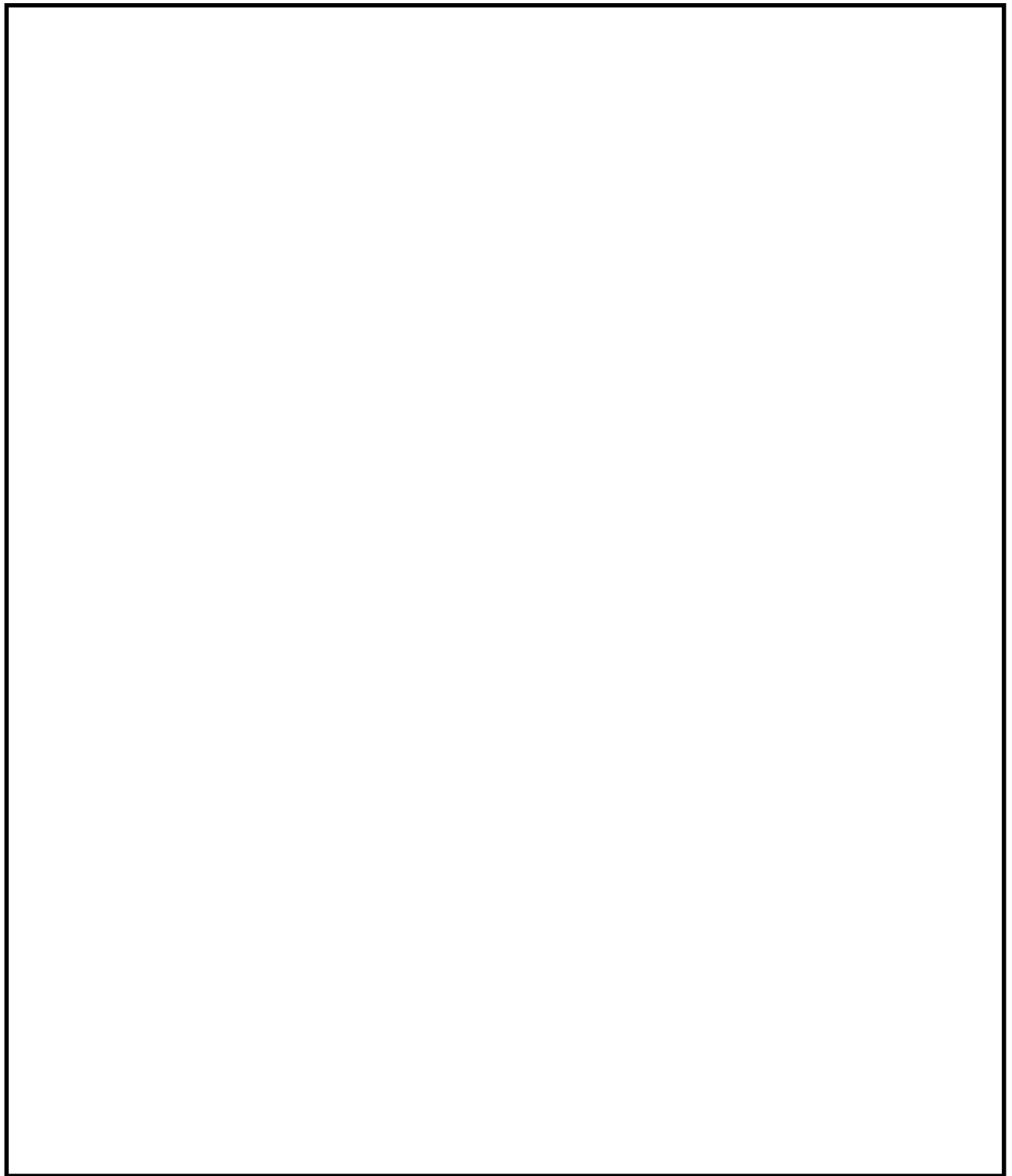


第59-7-1図 衛星電話設備（可搬型）（待避室），データ表示装置（待避室），可搬型照明（S A），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計
保管場所図

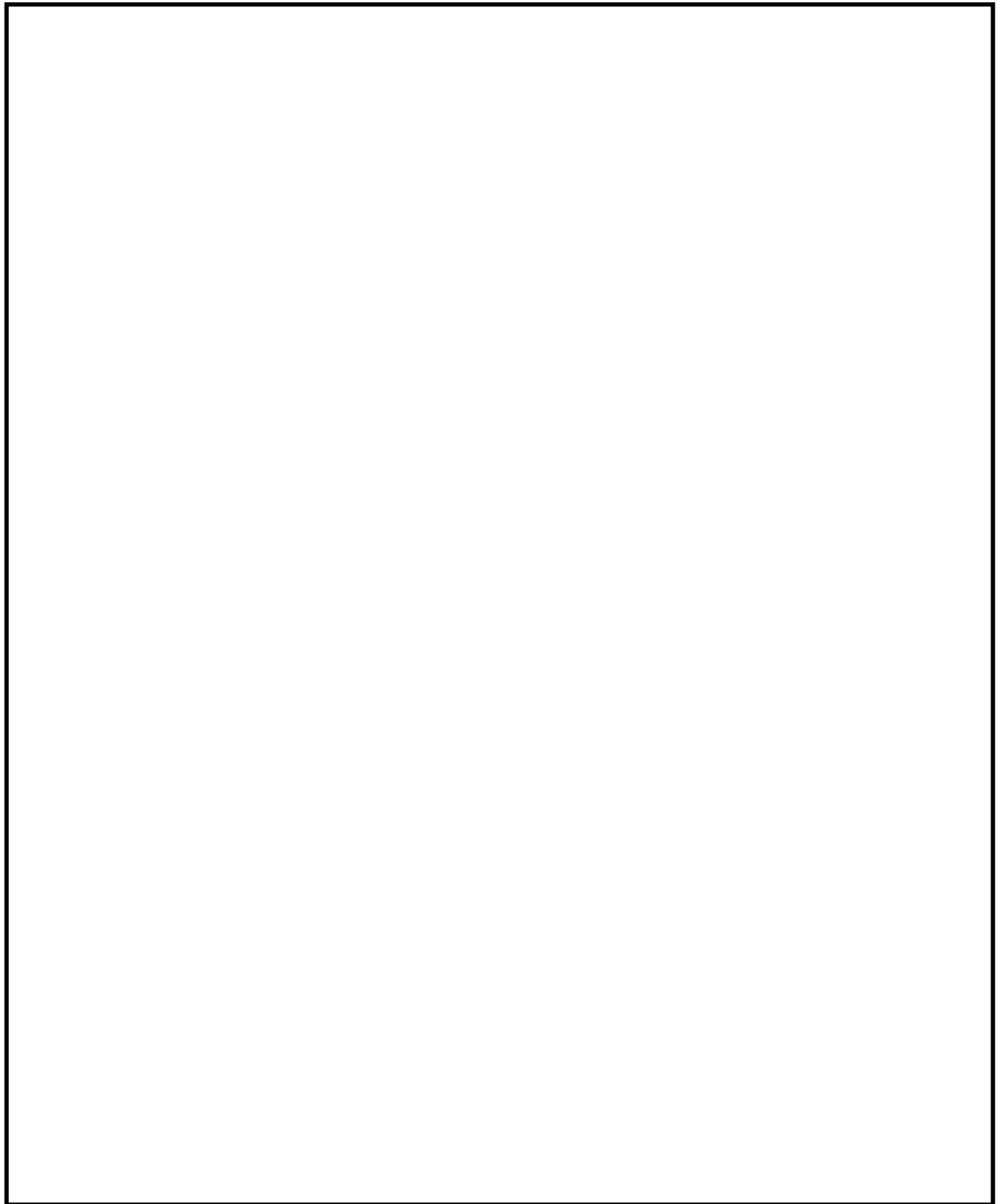


第59-7-2図 可搬型照明（S A）保管場所図

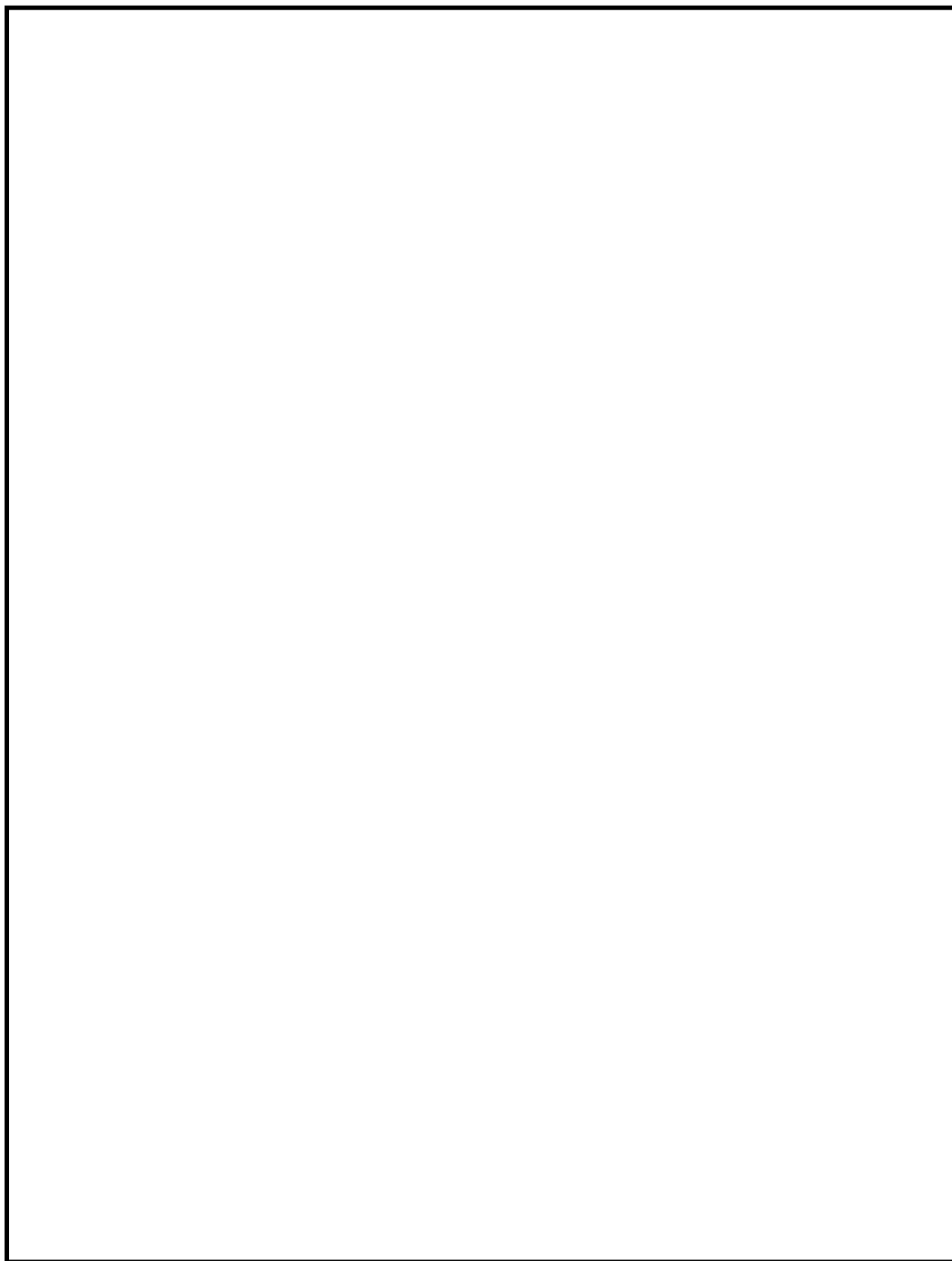
59-8 アクセスルート



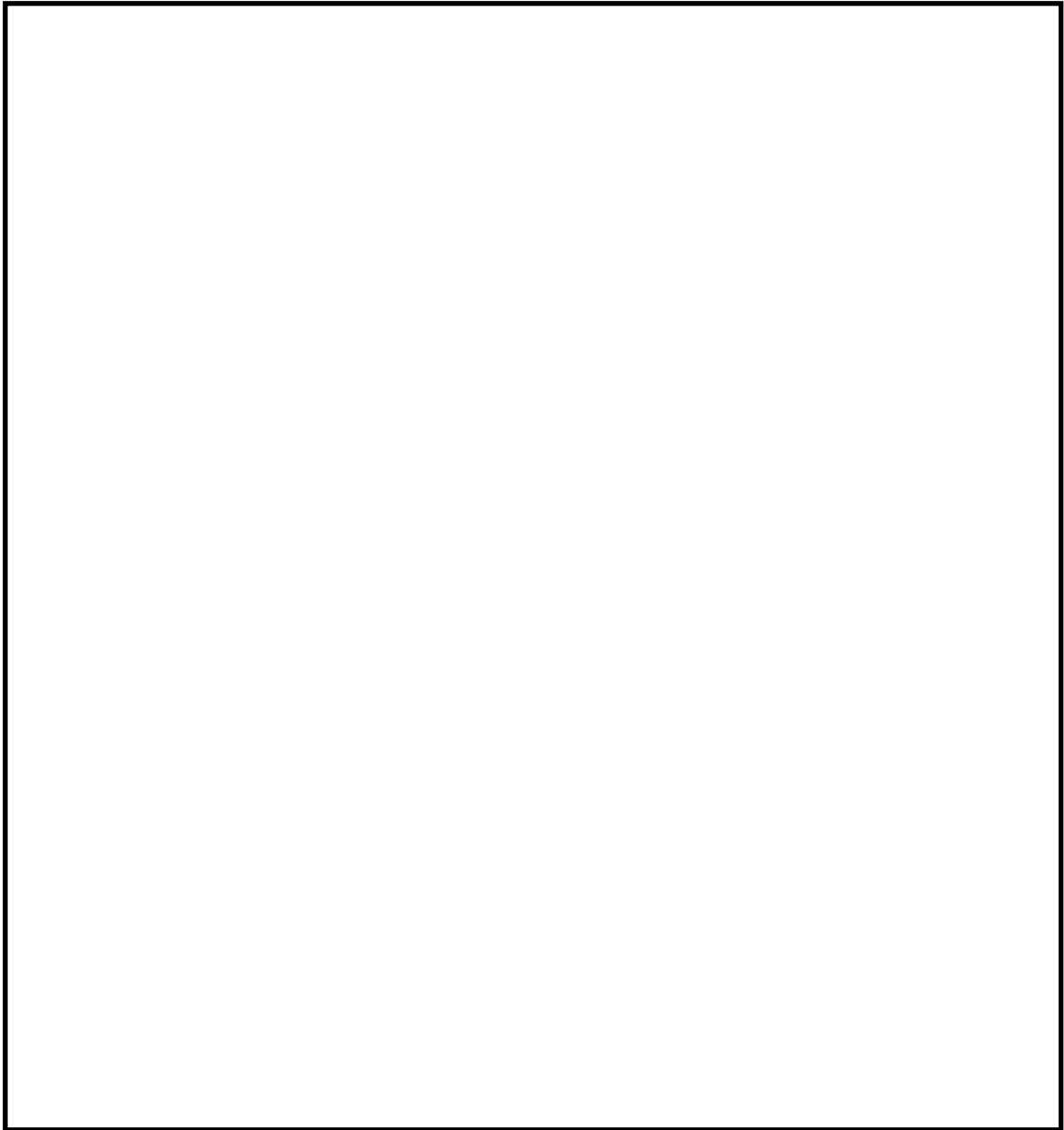
第 59-8-1 図 中央制御室アクセスルート（原子炉建屋付属棟 1 階）



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
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 <u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p>	<p>第 26 条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第 1 項第 1 号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p>2 第 1 項第 2 号に規定する「<u>発電用原子炉施設の外の状況を把握する</u>」とは、<u>原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できること</u>をいう。</p>	<p>(追加要求事項への適合方針は以下のとおり)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>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。</u> ・ <u>気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。</u> ・ <u>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</u>

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。
<p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。</p> <p>一 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</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性</p>	<p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できる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。</p> <p>6 第3項第1号に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。</p>	<p>・「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。</p> <p>※ 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</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
<p>物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備</p>		

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
<p>(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。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p> <p>3 <u>原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。</p>	<p>第 38 条（原子炉制御室等）</p> <p>8 <u>第 3 項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>9 第 4 項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第 5 項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第 5 項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の</p>	<p>適合方針</p> <p>・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 26 条第 1 項第 2 号に同じ。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p>配備，着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは，運転員が必要な交替も含め，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり，必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは，一次冷却材喪失等の設計基準事故時に，原子炉制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員が原子炉制御室に入り，とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度 100mSv 以下にできるものであることをいう。</p> <p><u>この場合における運転員の被ばく評価は，判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</u></p> <p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については，被ばく評価手法（内規）に基づき，原子炉制御室換気設備の新設の際，原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際，及び，定期的に測定を行い，運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>1 3 第5項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には，有毒ガスの発生時において，原子炉制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とすることを含む。「防護措置」には，必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備，着用等運用面の対策を含む。</p>	<p>適合方針</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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
<p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p>	<p>1 4 第5項第1号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記－9）」によること。</p> <p>1 5 第5項第2号に規定する「換気設備の隔離」とは、原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい、「換気設備」とは、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。</p>	<p>・「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。</p>
<p>6 <u>原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p>1 4 <u>第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	<p>・中央制御室には、<u>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。</u></p>

(2) 重大事故等への対処

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

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p>	<p>適合方針</p>
	<p>a) <u>原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p>b) <u>炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u></p> <p>① <u>本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> • <u>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（S A）等）を設置する設計とする。</u> • <u>重大事故発生時において、運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系、原子炉建屋ガス処理系及び可搬型照明（S A）等）は、常設代替交流電源設備から給電可能な設計とする。</u> • <u>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。</u> • <u>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 L O C A 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。</u>
	<p>② <u>運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>③ <u>交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>④ <u>判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> • <u>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。</u> • <u>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。</u>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
	<p>c) <u>原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p> <p>d) 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。</p> <p>e) BWRにあつては、上記 b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>・<u>中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体汚染検査（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去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。</u></p> <p>・<u>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。</u></p>

※ なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第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		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 可搬型	(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						
	中央制御室換気系給排気隔離弁			常設						
	中央制御室換気系排煙装置隔離弁			常設						
	中央制御室換気系フィルタユニット			常設						
	中央制御室換気系ダクト・ダンパ [流路]			常設						
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			(非常用ガス再循環系)			(S)	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		
	非常用ガス処理系排風機	(非常用ガス処理系)	(S)	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						
	非常用ガス処理系排気筒 [流路]			常設						
	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		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 可搬型	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ポンプユニット (空気ポンプ)	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A - 3
	中央制御室待避室空気ポンプユニット (配管・弁)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A - 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)	—
	衛星制御装置	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	衛星制御装置～衛星電話設備 (屋外アンテナ) 電路 [伝送路]	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	データ表示装置 (待避室)	—	—	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 (S A) による居住性の確保	可搬型照明 (S A)	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

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		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（S A）	—	—	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

事象	重大事故			中央制御室被ばく 評価への影響
	静的負荷シナリオ※ ¹		DCH シナリオ※ ²	
	代替循環冷却系 を使用する	代替循環冷却系 を使用できない	代替循環冷却系 を使用する	
格納容器ベント	実施しない	実施する	実施しない	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。
	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。	格納容器圧力が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。	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。	
炉心損傷時間 (燃料被覆管温度 1,000K 到達時間を想定)	約 4 分		約 39 分	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。
	大破断 L O C A 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。		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。	

※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 L O C A + 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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・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 + D C H」（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 + F C I（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

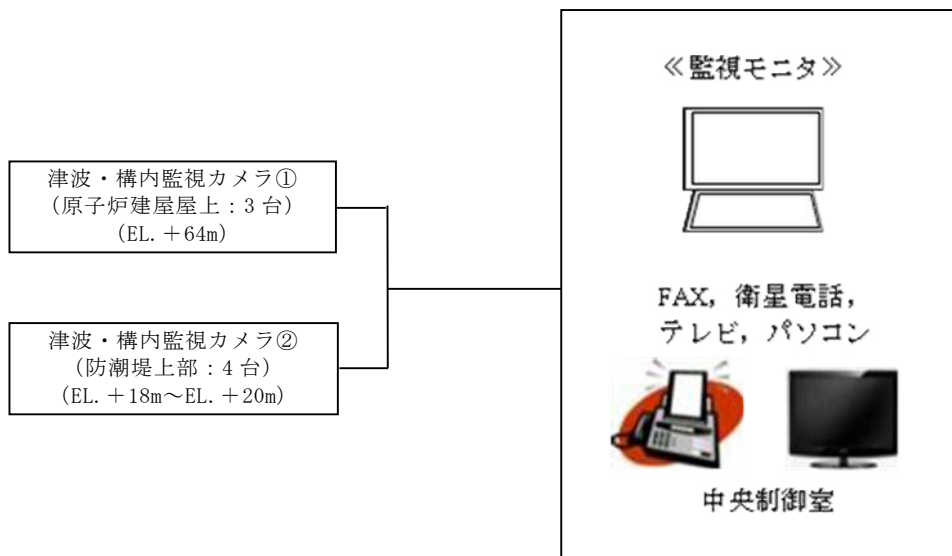
発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

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。

 : D B 範囲

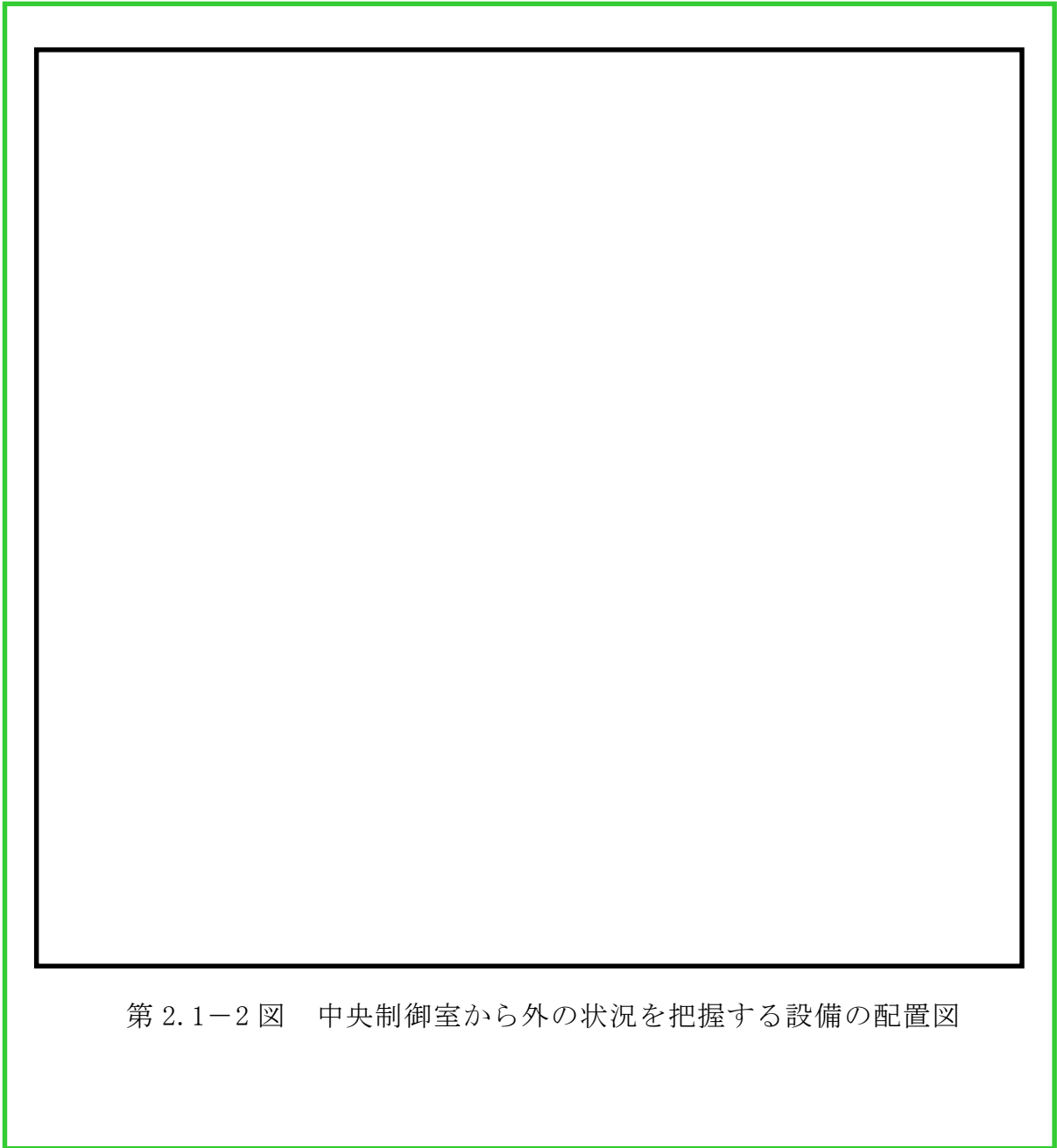
(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

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



 : D B 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。

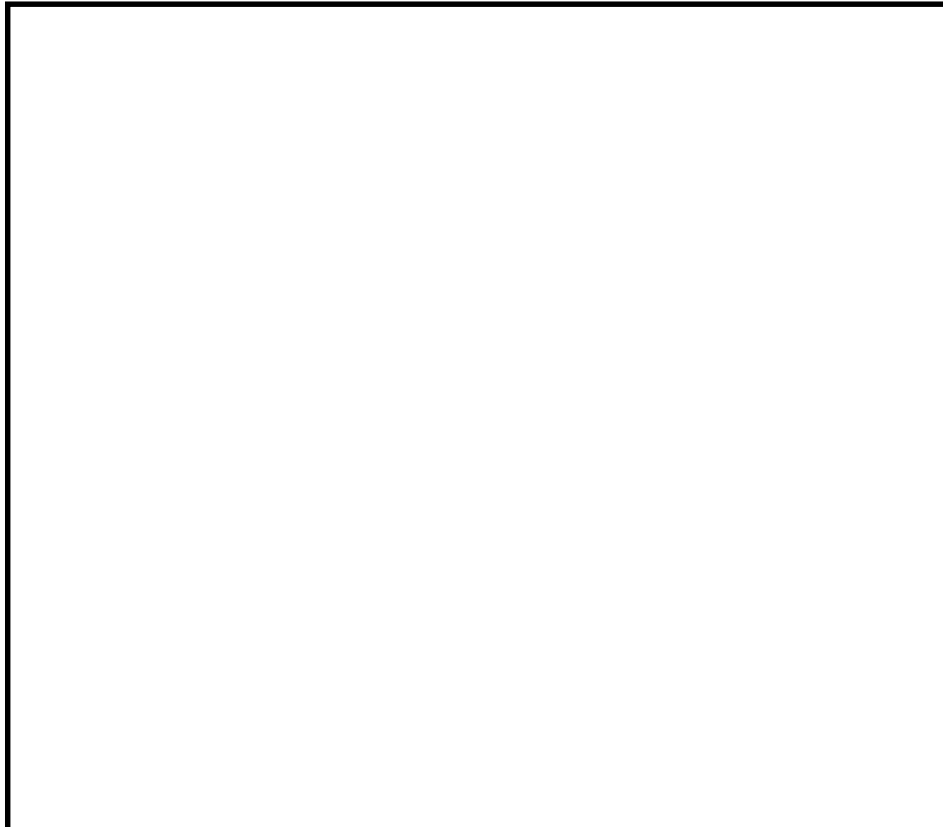
津波・構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるように配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、発電所構内のタービン建屋付近等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また、一部死角となるタービン建屋付近に設置する主変圧器及び起動変圧器については、津波・構内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能であるため、自然現象等による影響を十分把握可能である。なお、中央制御室にて警報による監視も可能である。

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。

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



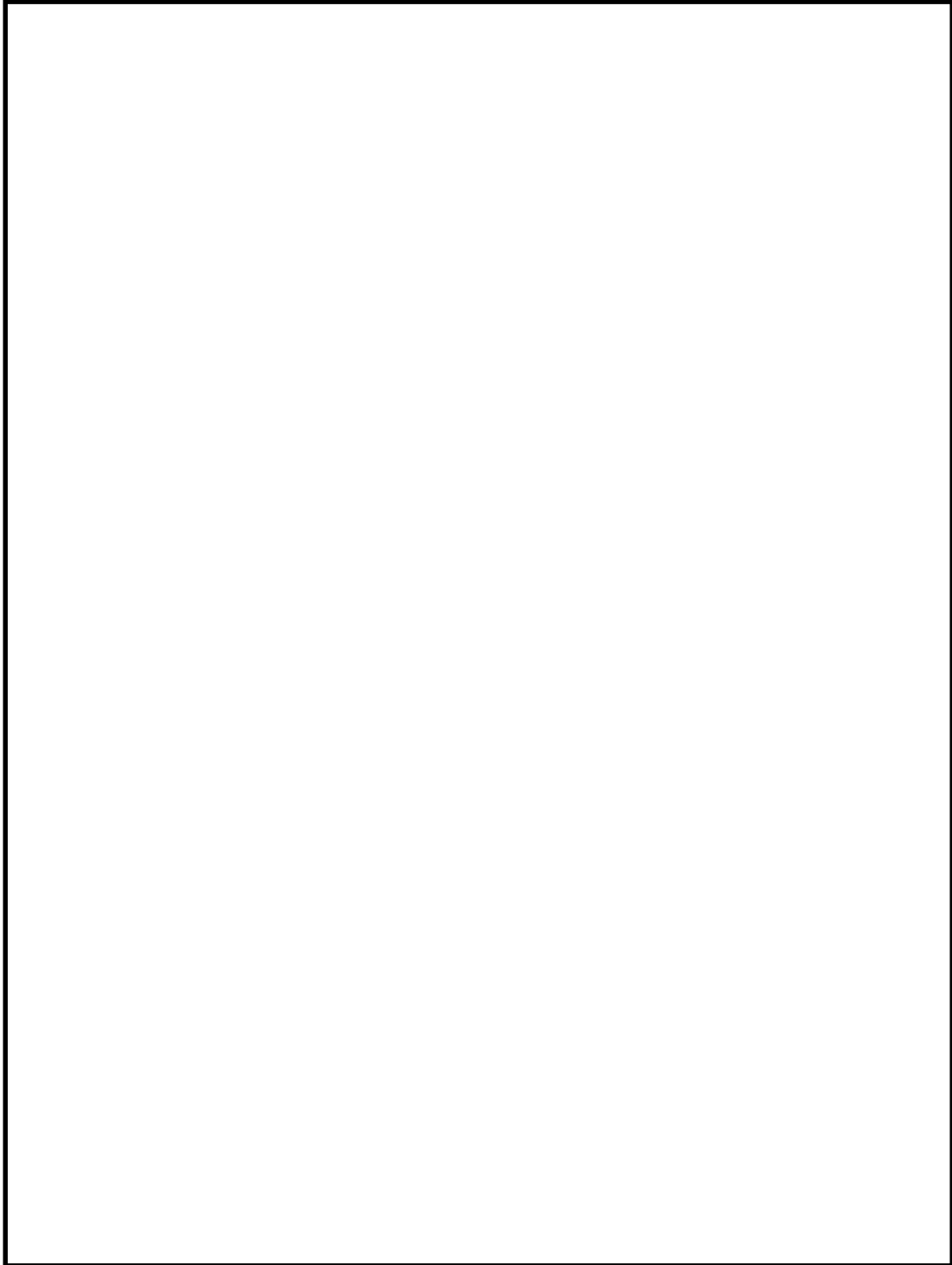
※1 一部死角となるエリアがあるが、死角となるのは、構内のタービン建屋付近（主変圧器、起動変圧器）等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

第 2.1-3 図 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

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。

: D B 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	0.05~-0.25kW/m ²		
取水口潮位 (新設)	EL. -5.0~20.0m	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. -7.8~2.3m		
空間線量率 (モニタリング・ポスト A~D)	低レンジ	10 ¹ ~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 ~10 ⁻¹ Gy/h	

: DB範囲

2.2 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

2.2.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

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

 : D B 範囲

 : S A 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」， J E A C 4622-2009「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つては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

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

: D B 範囲

: S A 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。

J E A C 4622-2009「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CO₂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CO₂濃度

事務所衛生基準規則(昭和47年労働省令第43号、最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号)により、事務室内のCO₂濃度は100万分の5000(0.5%)以下と定められており、中央制御室のCO₂濃度もこれに準拠する。

したがって、中央制御室居住性の評価に当たっては、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



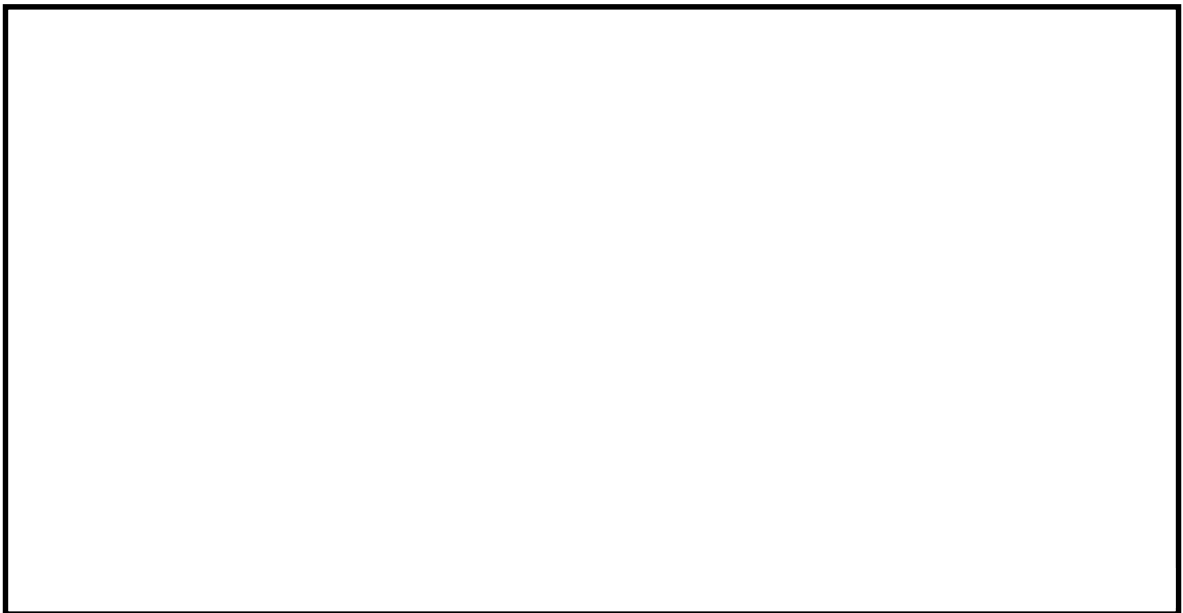
: SA 範囲

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（S A）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

 : S A 範囲

2.4 重大事故が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概 要

重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまる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ポンプ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

中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。

 : S A 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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+48.9^\circ\text{Cの乾き空気} \\ &\quad \text{の密度} [\text{kg}/\text{m}^3])\} \times \text{天井高さ} [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0963 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 2 [\text{m}] \\ &= 0.5184 [\text{kg}/\text{m}^2] \\ &\doteq 5.1 [\text{Pa} [\text{gage}]]\end{aligned}$$

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。

 : S A 範囲

2.4.3 中央制御室の居住性確保

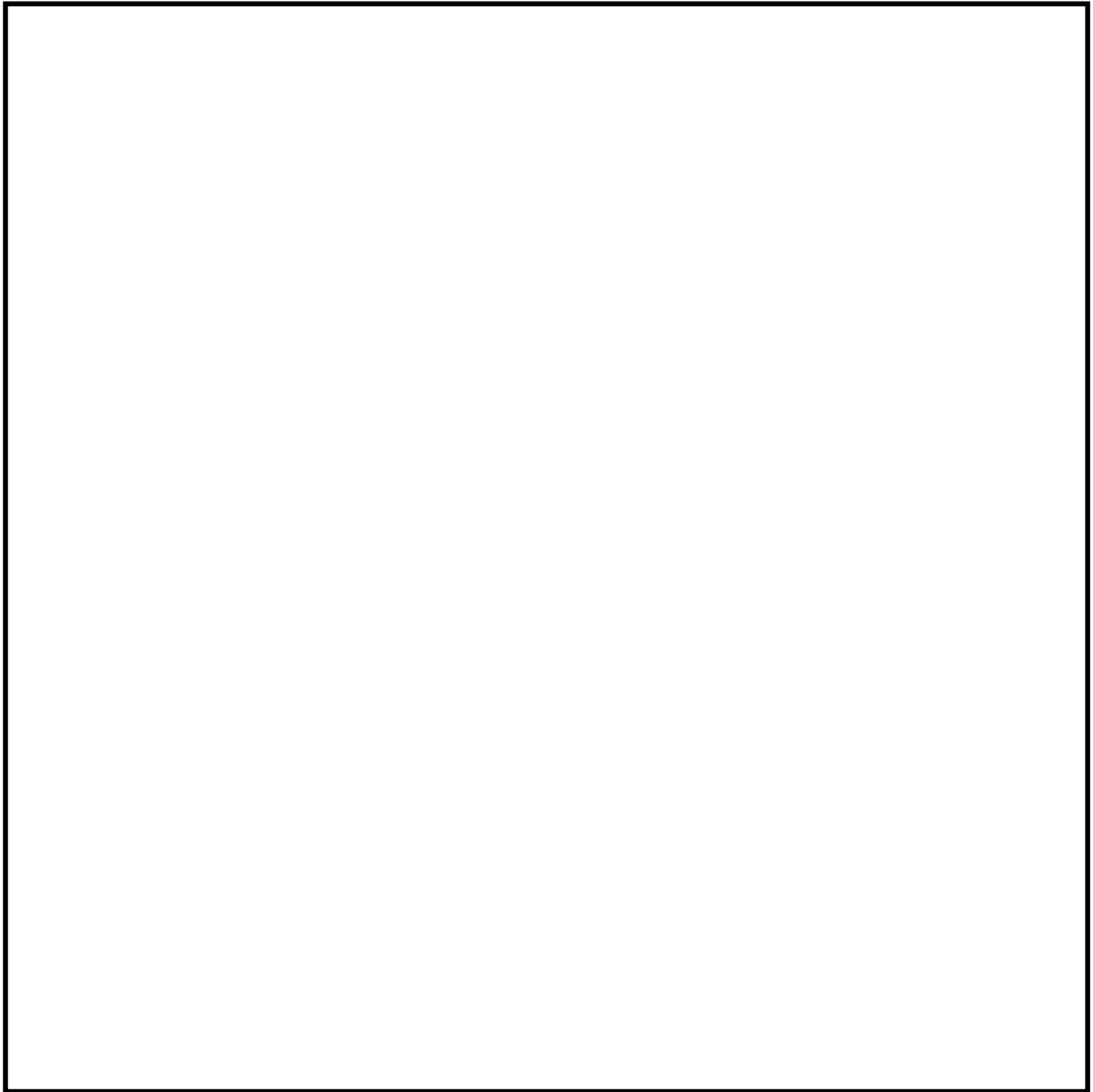
(1) 設計方針

中央制御室は、放射性物質による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。

 : S A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

 : S A 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)

容 量 約42,500m³/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5,100m³/h (1台当たり)

- ・中央制御室換気系フィルタユニット

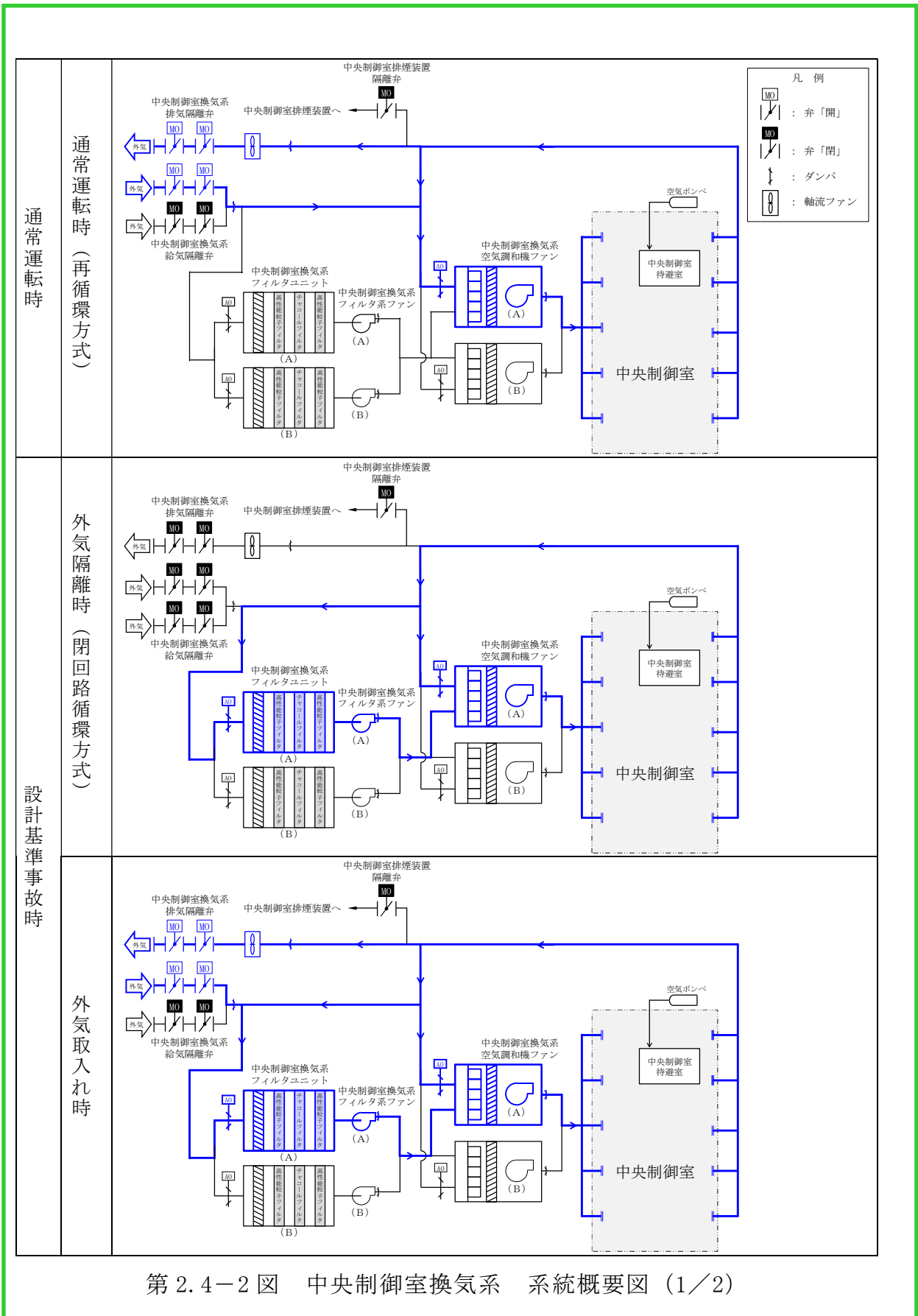
型 式 高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタ内蔵型

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)

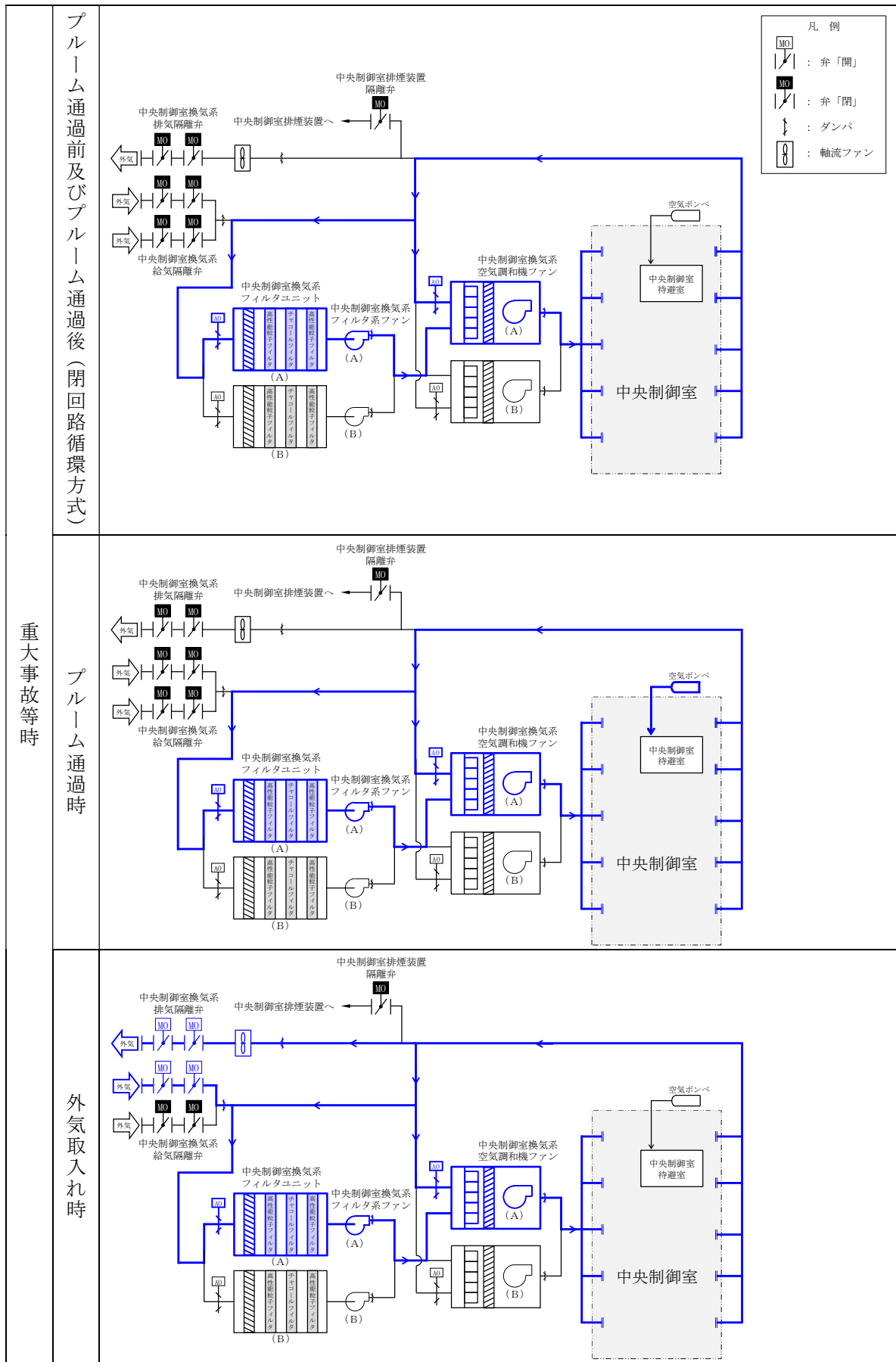
よう素除去効率 (総合除去効率) 97%以上

 : S A 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系 系統概要図 (1/2)

: D B 範囲



第 2.4-2 図 中央制御室換気系 系統概要図 (2/2)

(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。

【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)

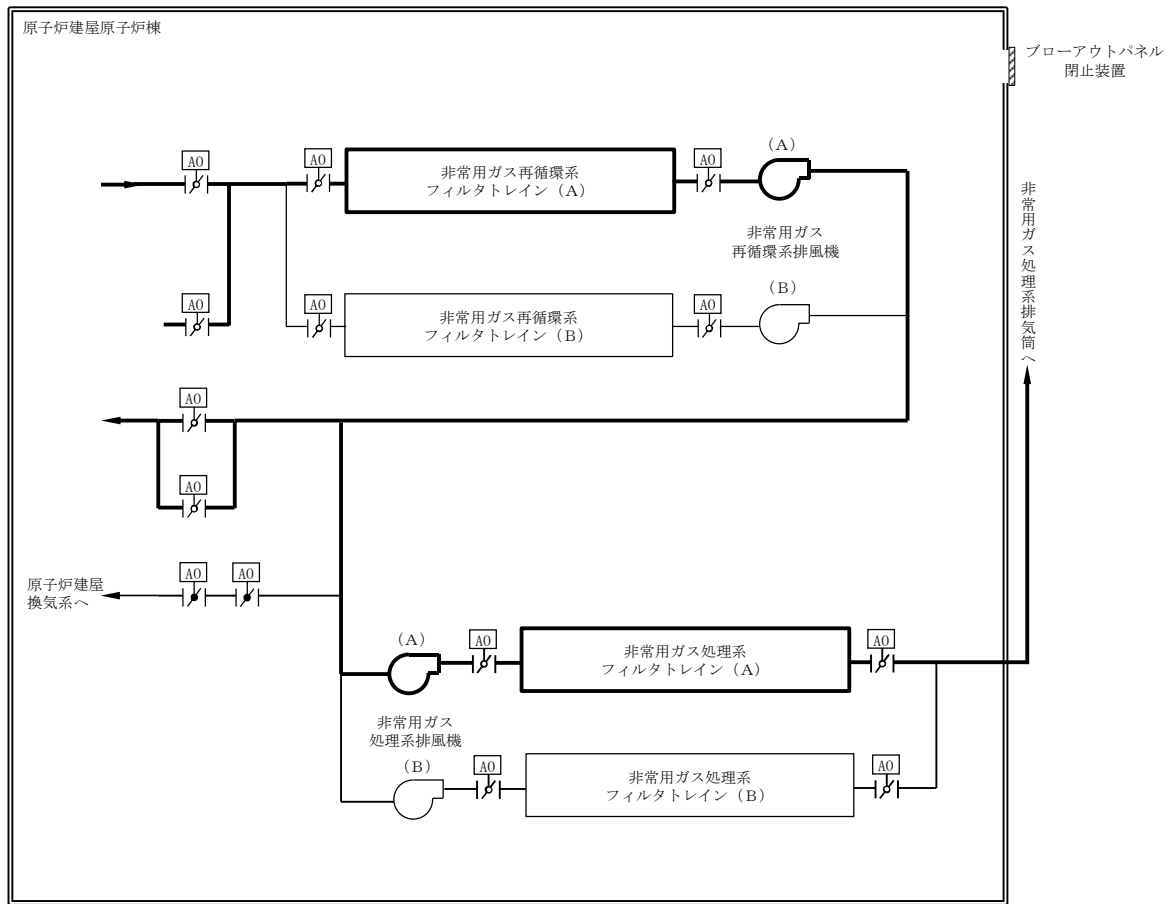
・非常用ガス再循環系排風機

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
-----	----

 : S A 範囲



第 2.4-3 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図

⋯⋯ : S A 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。

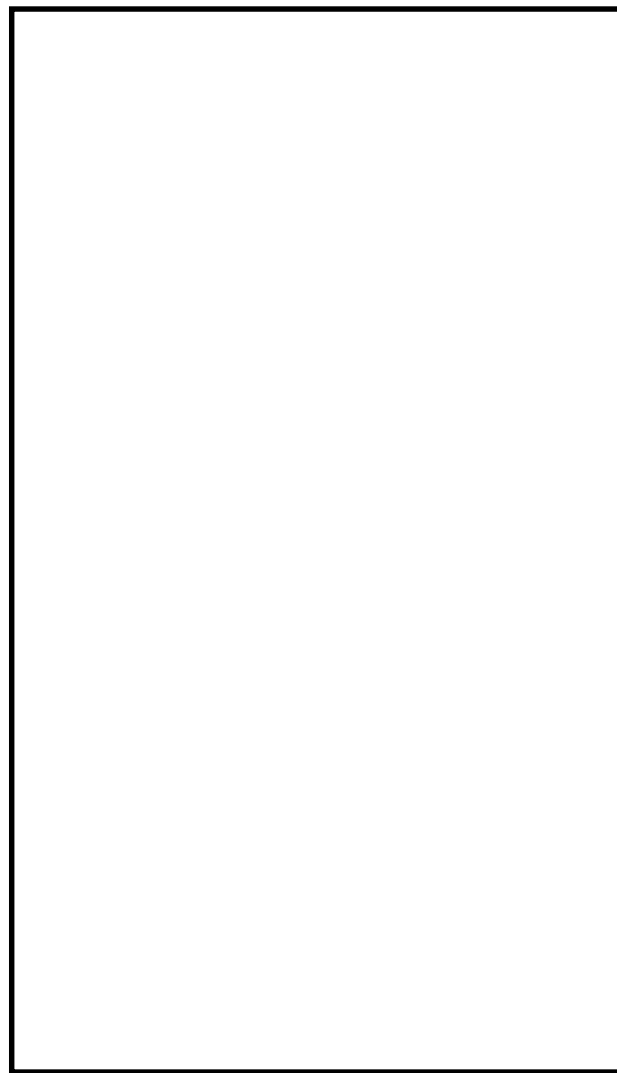
重大事故発生後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）により正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減する設計とする。また、2.4.2 項に示す中央制御室待避室正圧化の設計差圧であることを確認するため、中央制御室待避室差圧計を設置する。

 : S A 範囲

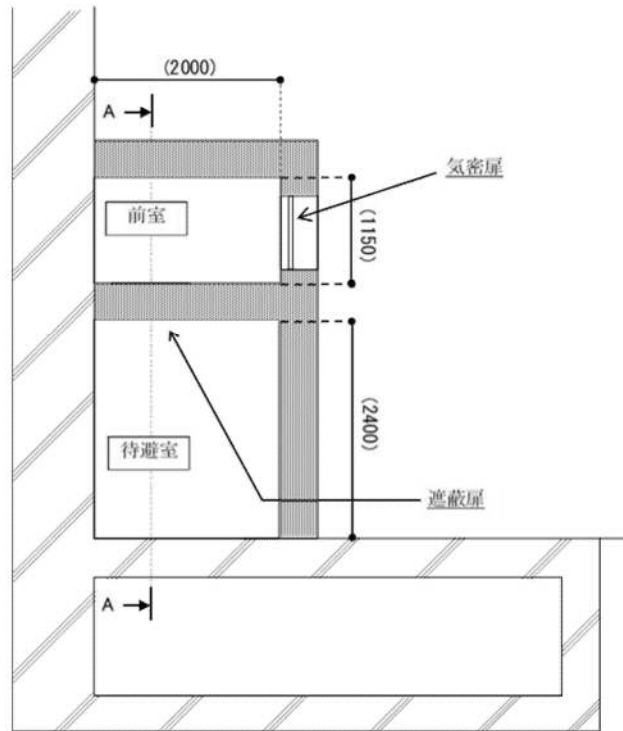
(2) 収容人数及び設置場所

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。

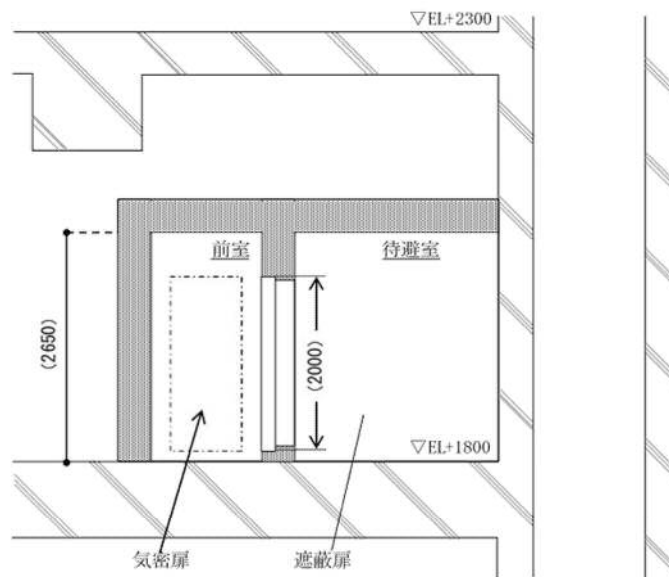
運転員が中央制御室待避室に待避している間，プラントの運転操作は行わないことを基本とするが，操作が必要な事象が発生した場合には即座に対応できるように，中央制御室内に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室の設置場所を第2.4-4図に，中央制御室待避室の概要図を第2.4-5図に示す。



第2.4-4図 中央制御室待避室 設置場所



(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

： S A 範囲

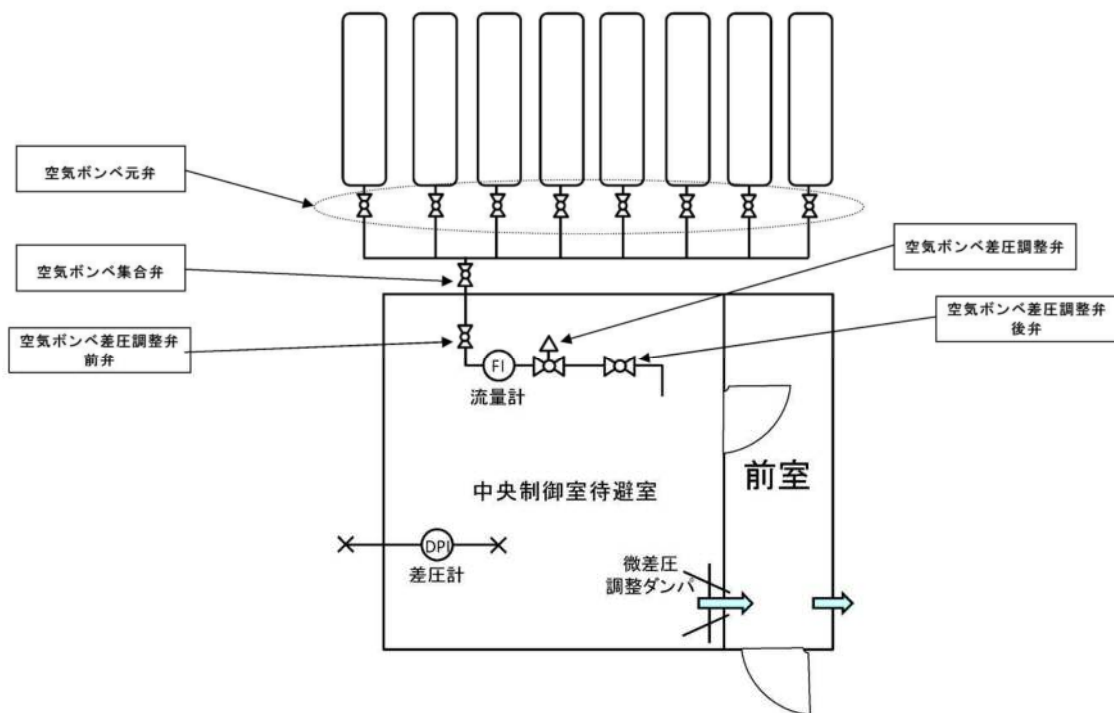
(3) 遮蔽設備

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ポンプユニット

a. 系統構成

中央制御室待避室空気ポンプユニットの概要図を第 2.4-6 図に示す。空気ポ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ポンプユニット 概要図

： S A 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： $C = 0.5$ [%] (J E A C 4622-2009)
- ・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： $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0)$ [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)

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\approx 14.2 \text{ [} m^3/h \text{]}$$

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

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0)$$

$$= 3.36$$

$$\approx 3.4 \text{ [} m^3/h \text{]}$$

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 $14.2 m^3/h$ とする。

c. 必要ポンベ本数

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ポンベ本数は、二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ 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ポンベ本数が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、予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・ポンベ供給可能空気量： $5.5\text{m}^3/\text{本}^*$

※ 空気ポンベは、標準圧力14.7MPaで $7\text{m}^3/\text{本}$ であるが、安全側（残圧及び使用温度補正）を考慮し、 $5.5\text{m}^3/\text{本}$ とする。

以上から、必要なポンベ本数は、下記の計算により、13本となる。

$$\begin{aligned} & 14.2 [\text{m}^3/\text{h}] \div 5.5 [\text{m}^3/\text{本}] \times 5 [\text{時間}] \\ & = 12.9 \\ & \approx 13 [\text{本}] \end{aligned}$$

 : SA範囲

d. 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の設置エリア

中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）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ポンベユニット（空気ポンベ）の配置図を第 2.4-7 図に示す。



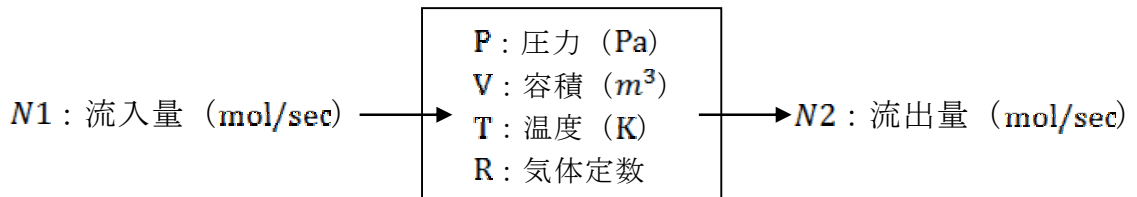
第 2.4-7 図 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 配置図

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 Δt 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。

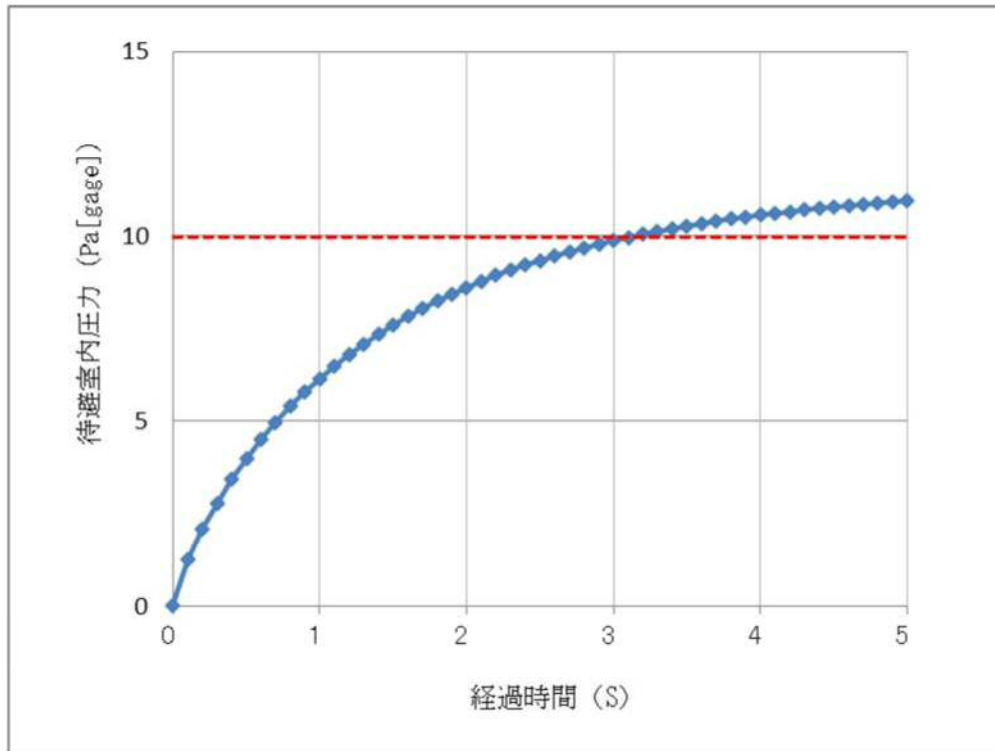
(b) 評価条件

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

 : S A 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。

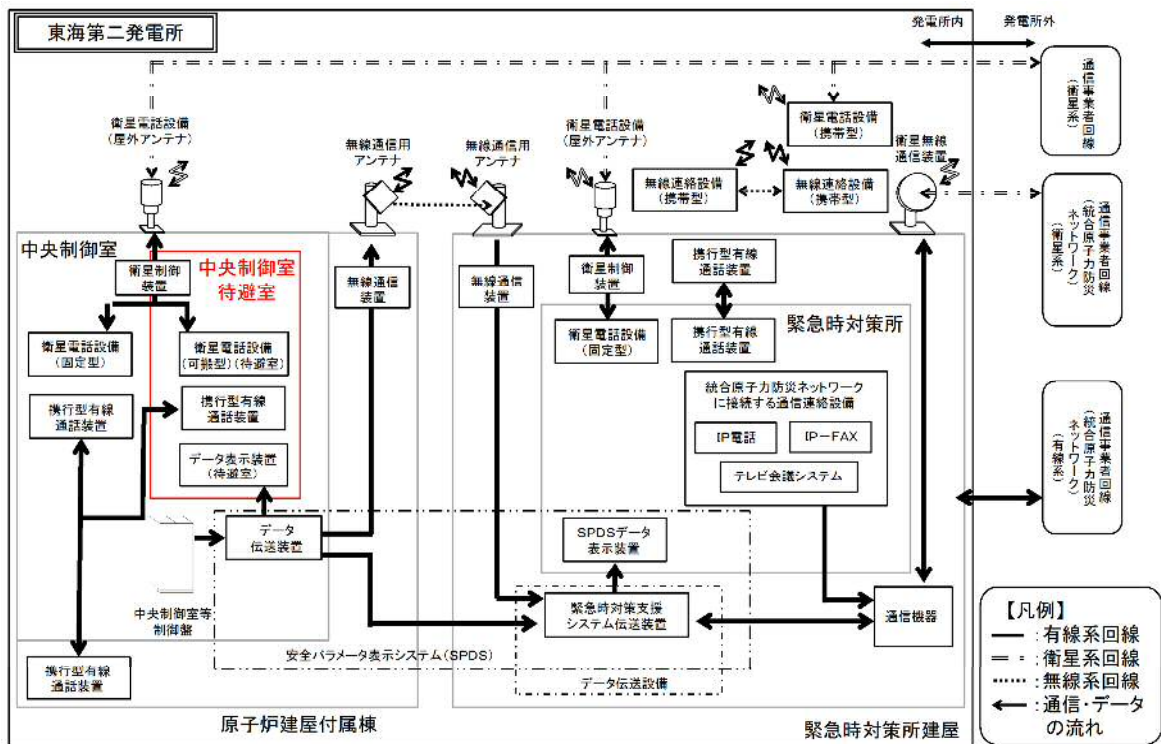
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を第 2.4-10 図に示す。

 : S A 範囲

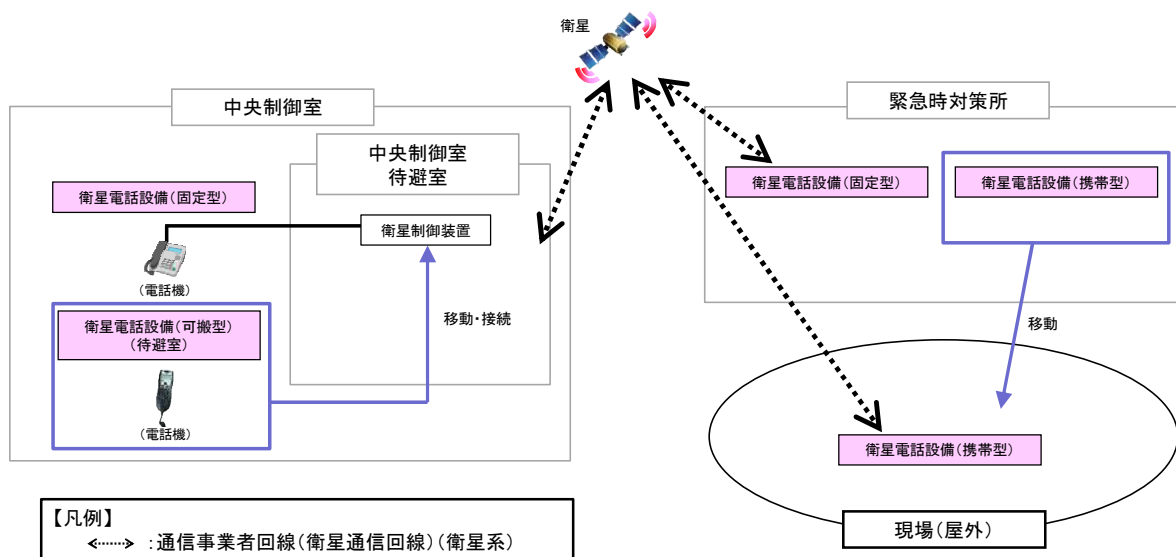
第 2.4-2 表 データ表示装置（待避室）で確認できる主なパラメータ

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
	サブプレッション・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
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

 : S A 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	
	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。）
	検知原理	N D I R（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。

 : S A 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
<p>電離箱サーベイメータ</p> 	<p>中央制御室</p>	<p>1 台</p>	<p>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</p>

 : S A 範囲

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、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 L O C A + 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。

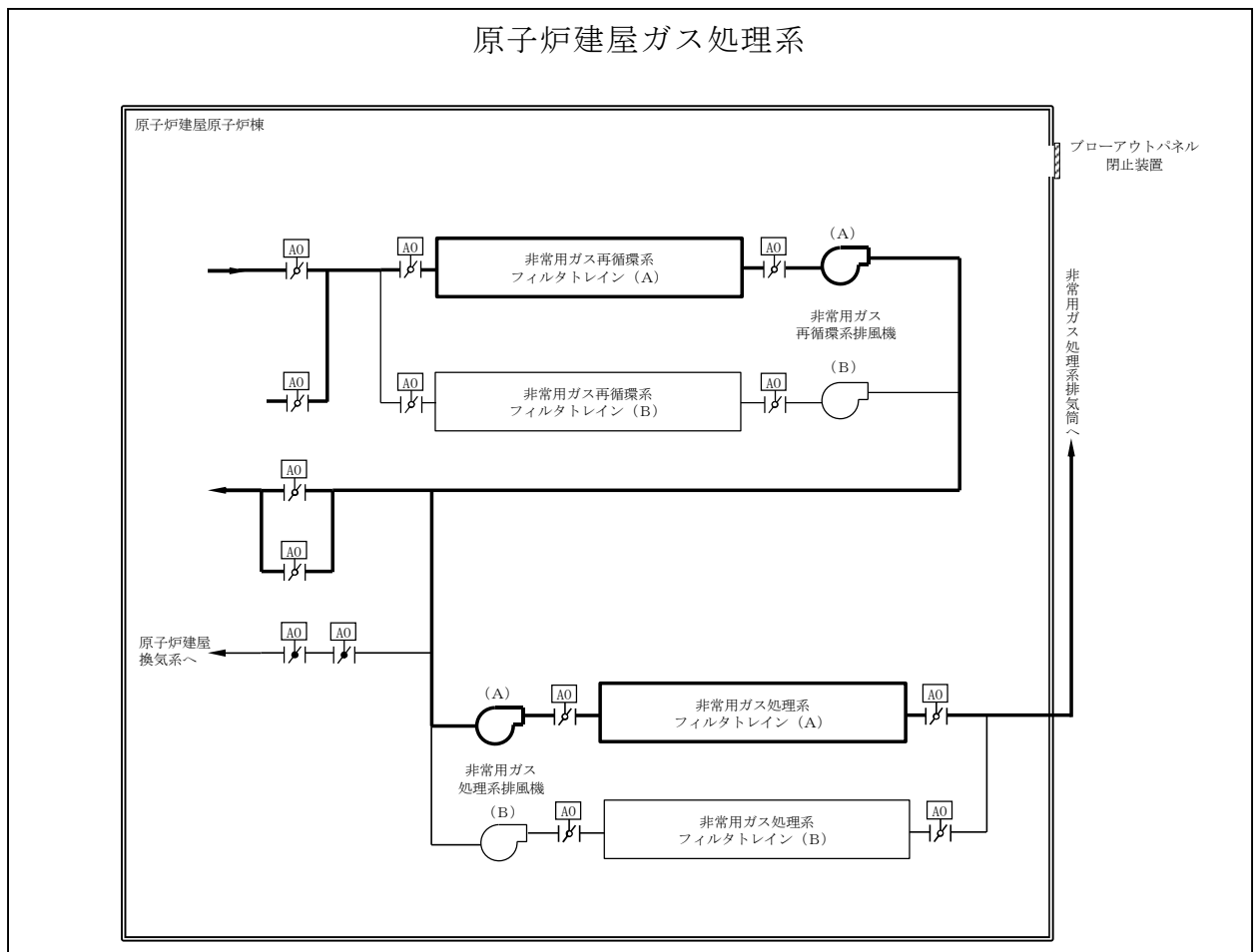
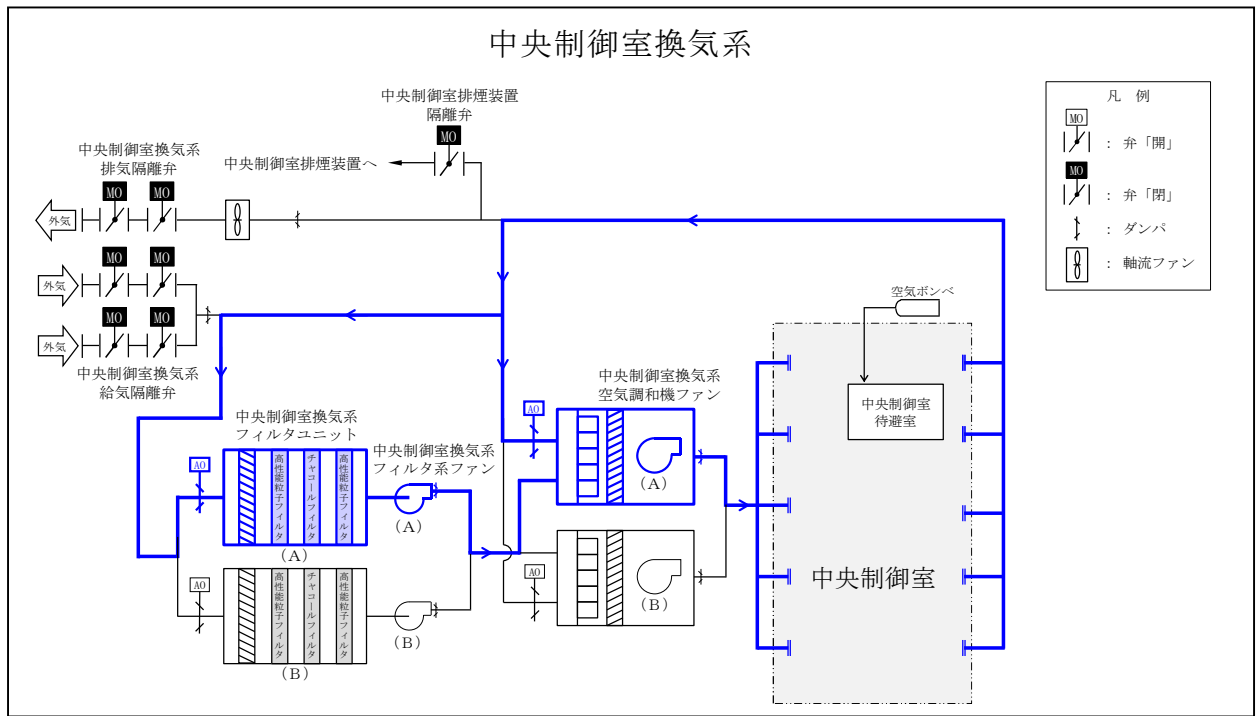
照明については、全交流動力電源喪失発生から常設代替高圧電源装置による給電が開始されるまでの間、第 2.5-4 図に示す直流非常灯に加え、12 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（S A）を配備しており、常設代替高圧電源装置から給電を再開するまでの間（事故発生後 90 分以内）の照明を確保する。

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（S A）により、必要な照度を確保する。

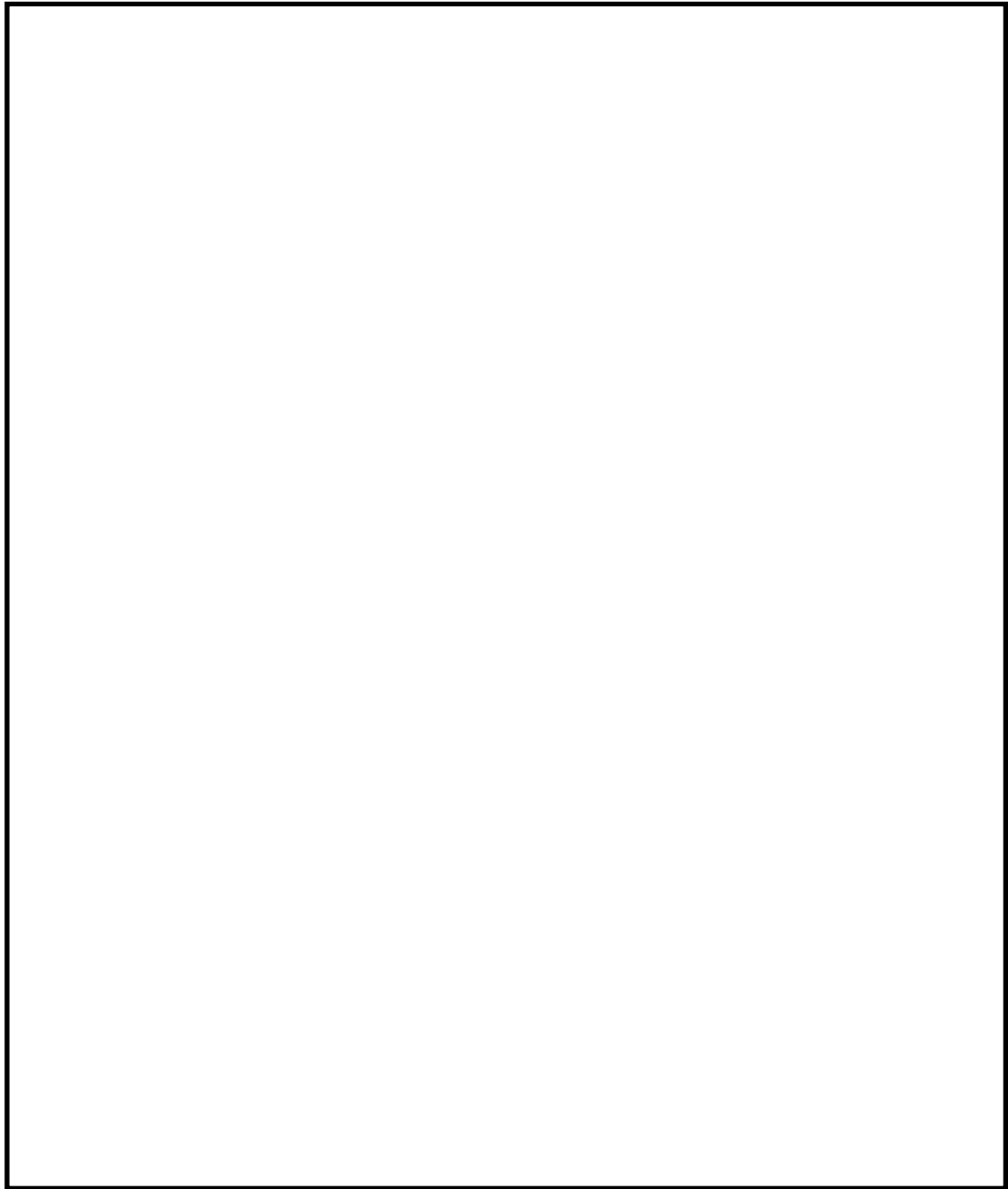
また、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるように、可搬型照明（S A）を配備する。仮に、これらの照明が活用できない場合のため、ランタン、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に保管する。

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。

 : S A 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



第 2.5-2 図 中央制御室照明設備の概要

 : S A 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 204kW
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器 A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源 2 A ・その他負荷	約 517kW
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器 B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源 2 B ・その他負荷	約 415kW
④	残留熱除去系海水ポンプ（2台） 残留熱除去系ポンプ その他負荷	約 2,261kW
⑤	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 158kW
⑥	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
⑦	蓄電池室排気ファン その他負荷	約 162kW
⑧	緊急用海水ポンプ（S F P 冷却用） その他負荷	約 514kW
⑨	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30kW
計		約 4,497kW



(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

： S A 範囲

(1) 可搬型照明（S A）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（S A）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（S A）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（S A）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（S A）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（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要

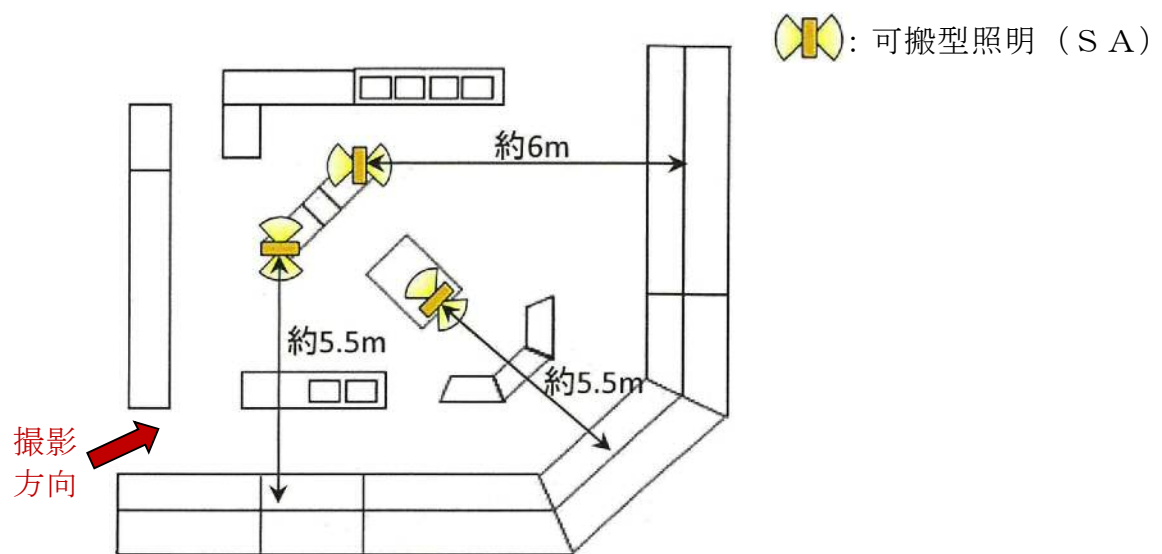
名称及び外観	保管場所	数 量	仕 様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	3 個 (予備 1 個 (中央制御室待避室の予備 1 個と共用))	(A C) 100V—240V 点灯時間： 片面 20～24 時間 両面 10～12 時間
ランタン 	中央制御室	16 個 (予備 4 個)	電池：単一電池 4 本 点灯時間：約 45 時間
ヘッドライト 	中央制御室	7 個 (予備 7 個)	電池：単三電池 3 本 点灯時間：約 10 時間

 : S A 範囲

可搬型照明（S A）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（S A）確認状況

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

 : S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

格納容器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ポンプ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（S A）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

 : S A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。

 : S A範囲

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を第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 $111 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,165.5 \text{着} \rightarrow 1,166 \text{着}$

※4 $111 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2足を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,331 \text{足} \rightarrow 2,332 \text{足}$

※5 $111 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,165.5 \text{個} \rightarrow 1,166 \text{個}$

※6 $111 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 1.5 \text{倍} = 1,165.5 \text{双} \rightarrow 1,166 \text{双}$

※7 $111 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2双を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,331 \text{双} \rightarrow 2,332 \text{双}$

※8 $111 \text{名 (要員数)} \times 2 \text{日 (3日目以降は除染にて対応)} \times 1.5 \text{倍} = 333 \text{個}$

※9 $111 \text{名 (要員数)} \times 7 \text{日} \times 2 \text{倍 (2個を1セットで使用)} \times 1.5 \text{倍} = 2,331 \text{個} \rightarrow 2,332 \text{個}$

- ※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

【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。

$$11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場） = 14 < 17$$

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。

$$（11名 \times 1回（交替時） + 3名 \times 1回（現場）） \times 2倍 = 28 < 34$$

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）。

: S A 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

 : S A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。

 : S A 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	<ul style="list-style-type: none"> 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)	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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

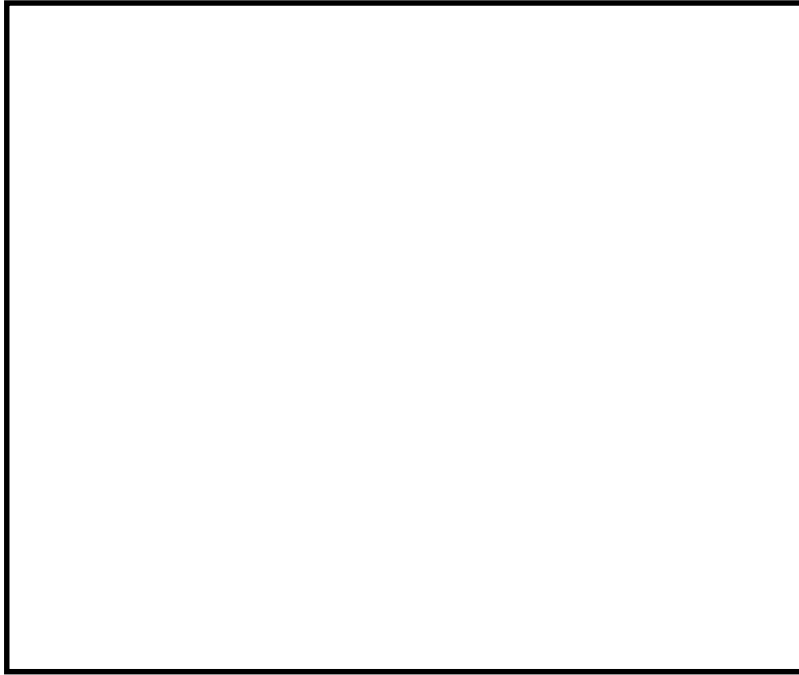
チェンジングエリアは、中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第 3.3-1 図及び第 3.3-2 図のとおり。なお、通常時のルートであるサービス建屋側へアクセスするルートは使用せず、耐震性が確保された原子炉建屋内のルートを設定する。作業員は、放射線防護具を着用し、チェンジングエリアから

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

 : S A 範囲

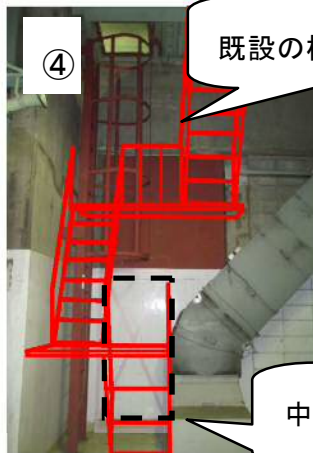
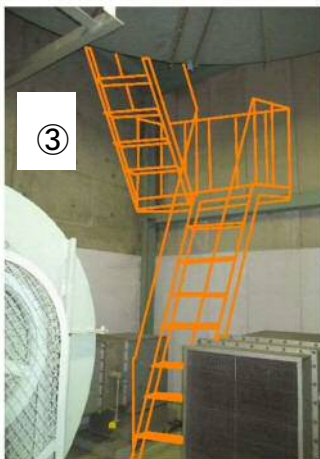


(通行状態のイメージ)



傾斜約70°

幅約60cm

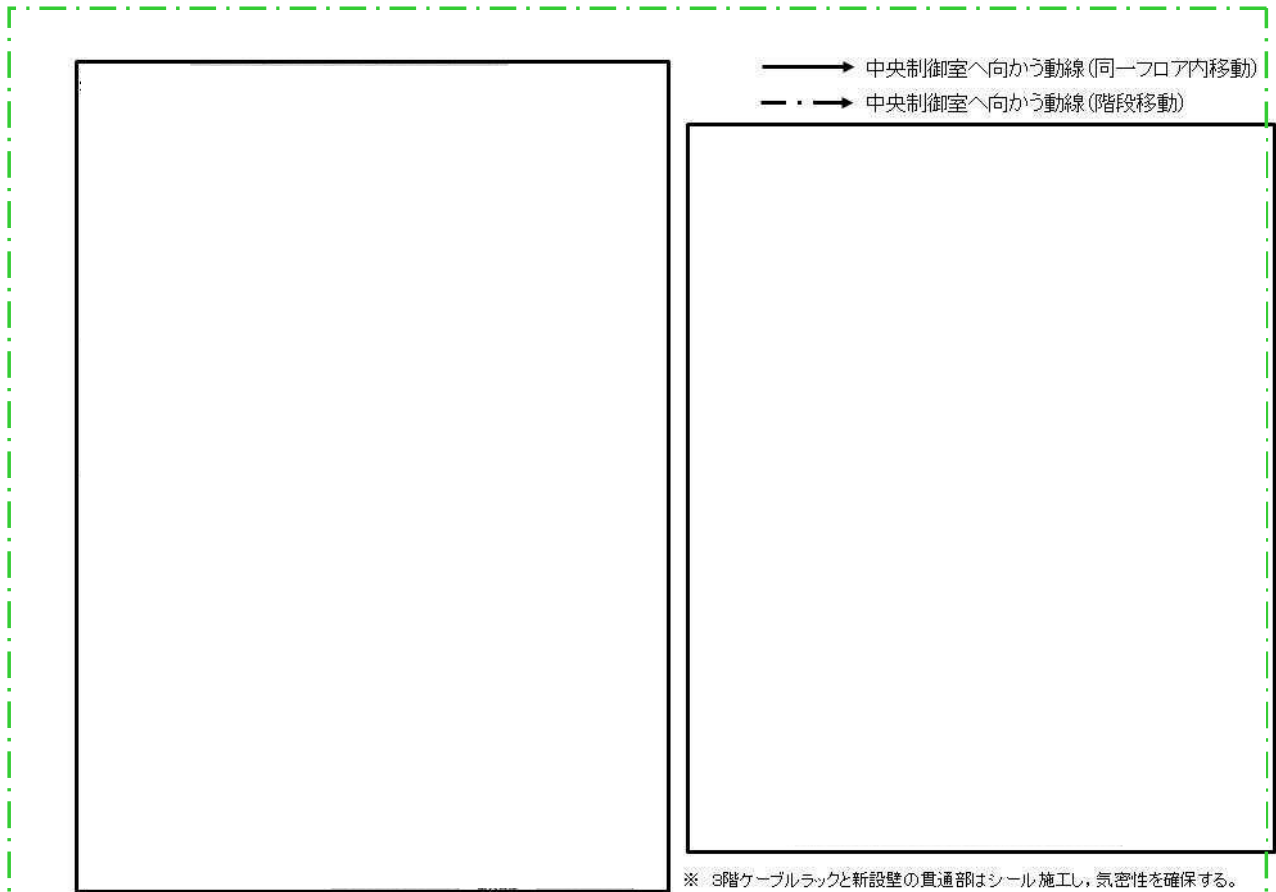


既設の梯子は撤去

中央制御室への気密扉

第 3.3-2 図 中央制御室へのアクセスルートの概要図

： S A 範囲



第 3.3-3 図 中央制御室へのアクセスルート設定図

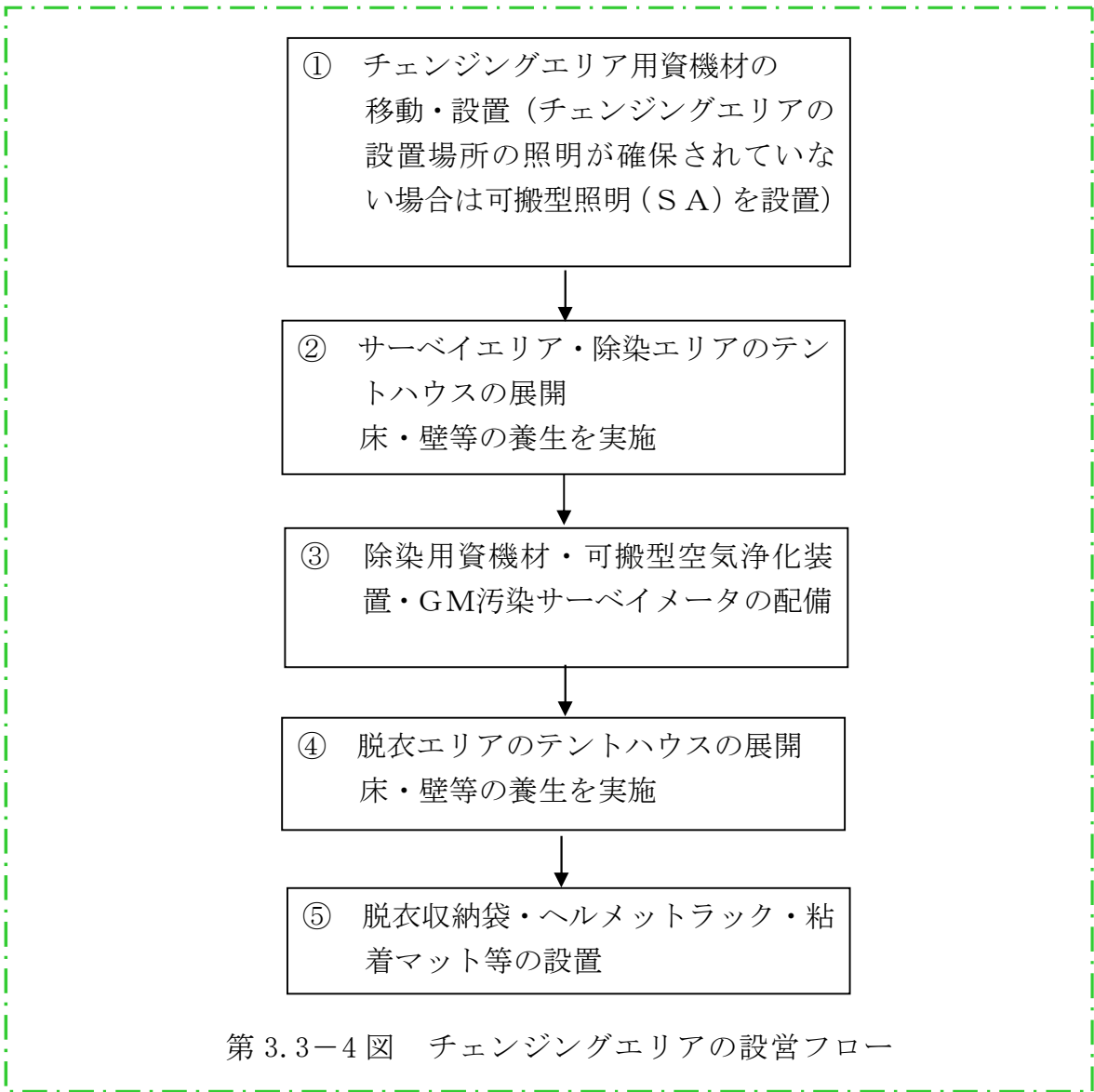
(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

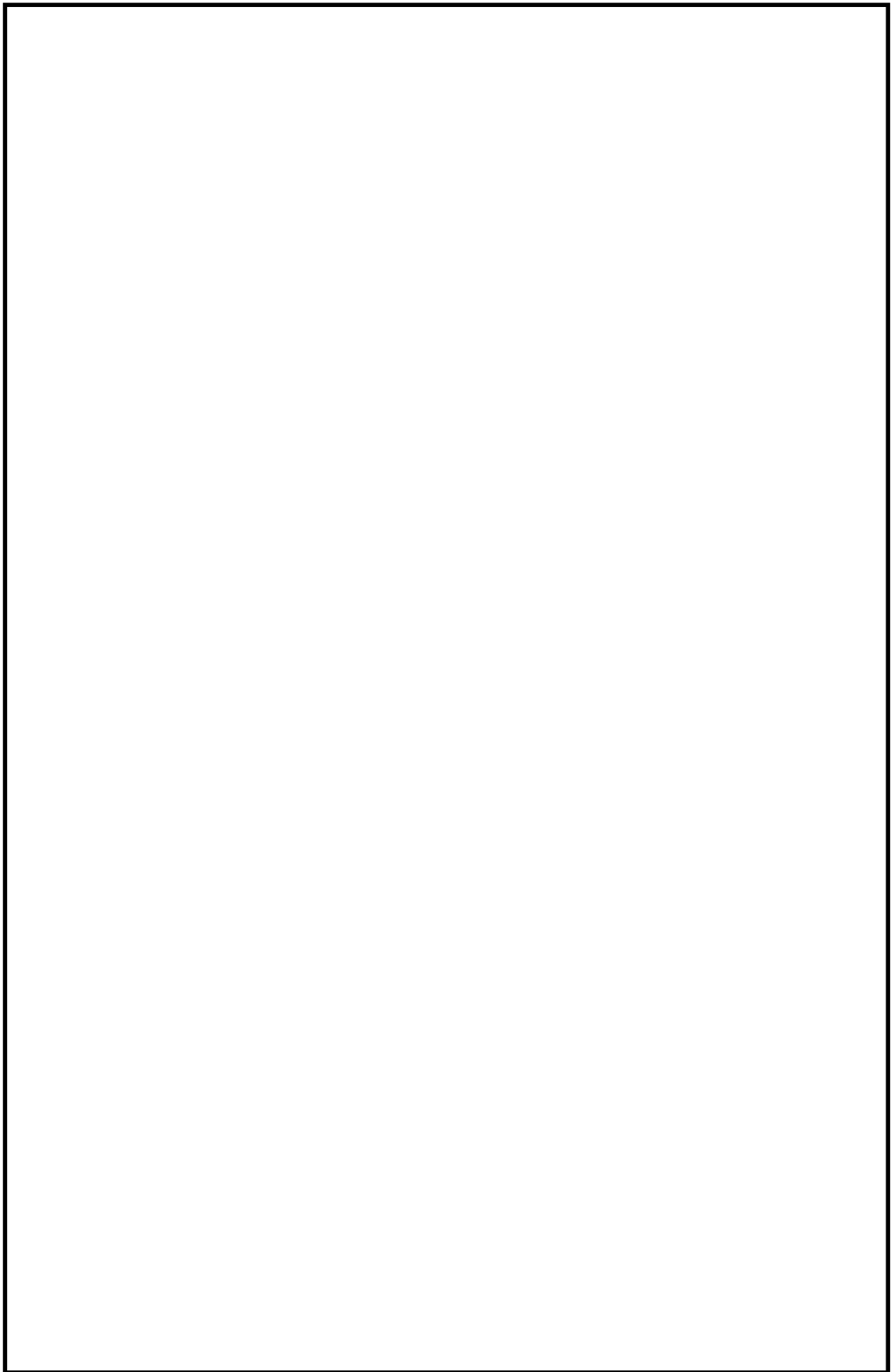
中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、第 3.3-4 図の設営フローに従い、第 3.3-5 図のとおり、チェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員 2 名で、初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアの設営に約 60 分、さらに脱衣エリアの設営に約 80 分の合計 140 分を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるように定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。夜間・休日に事故が発生した場合の参集までの時間を考慮しても、約 3 時間後にはチェンジングエリアの初期運用を開始することが可能である。

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。

：S A範囲



 : S A 範囲



第 3.3-5 図 中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染による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

- ※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) $\times 2$ (補修張替え等) $\div 90\text{m}^2$ / 巻 $\times 1.5$ 倍 = 1.5 \rightarrow 2巻
- ※8 1枚 (設置箇所数) $\times 1.5$ 倍 = 1.5 \rightarrow 2枚
- ※9 8個 (設置箇所数, 修繕しながら使用)
- ※10 8枚 / 日 $\times 7$ 日 $\times 1.5$ 倍 = 84枚
- ※11 58.4m (養生エリアの外周距離) $\times 2$ (シートの継ぎ接ぎ対応) $\times 2$ (補修張替え等) $\div 30\text{m}$ / 巻 $\times 1.5$ 倍 = 11.7 \rightarrow 12巻
- ※12 11名 (中央制御室要員数) $\times 7$ 日 $\times 2$ 交替 $\times 8$ 枚 (マスク, 長靴, 両手及び身体の拭き取りに各2枚) $\div 300$ 枚 / 缶 = 4.1 \rightarrow 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) $\times 7$ 日 $\times 40$ (1回除染する際の排水量) $\div 50$ (シート1枚の吸水量) $\times 1.5$ 倍 = 92.4 \rightarrow 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

 : S A 範囲

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は、以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、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。

 : S A 範囲

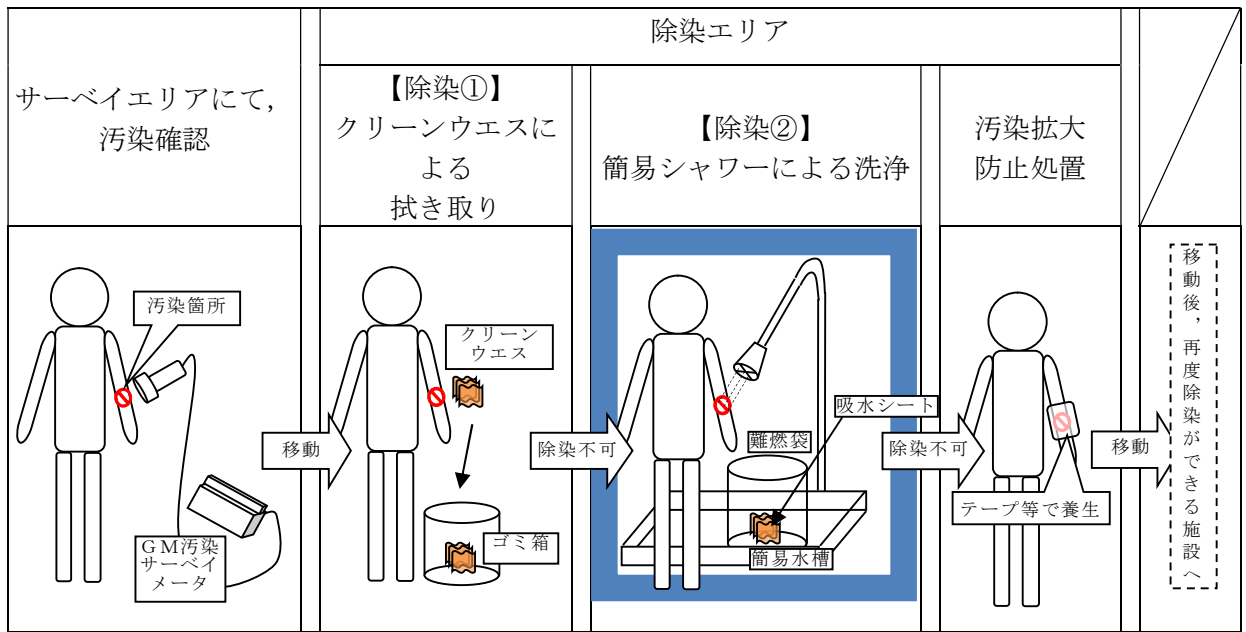
d. 除 染

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。



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。

 : S A 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。  : S A 範囲



第 3.3-7 図 テントハウスの外観（イメージ）

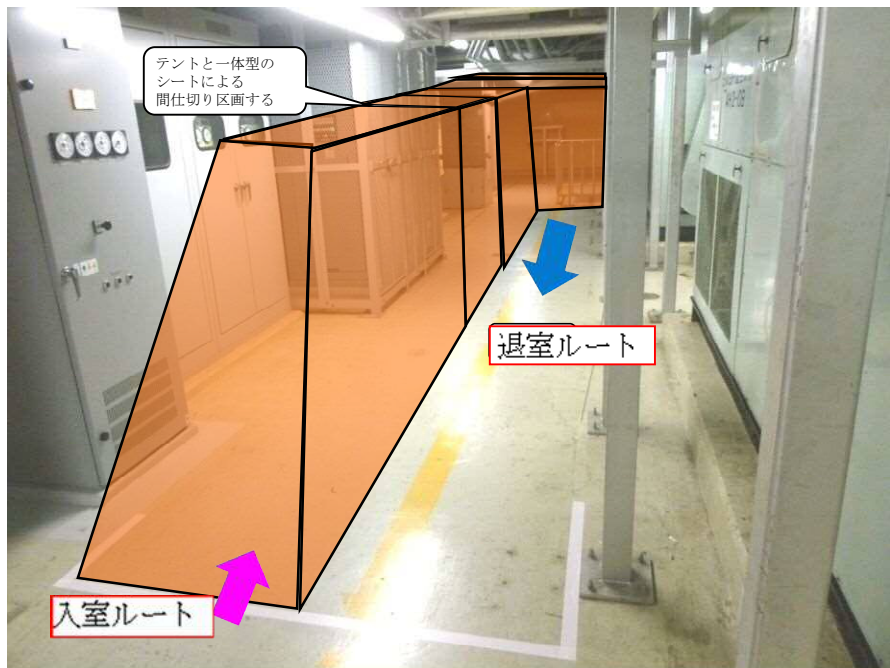
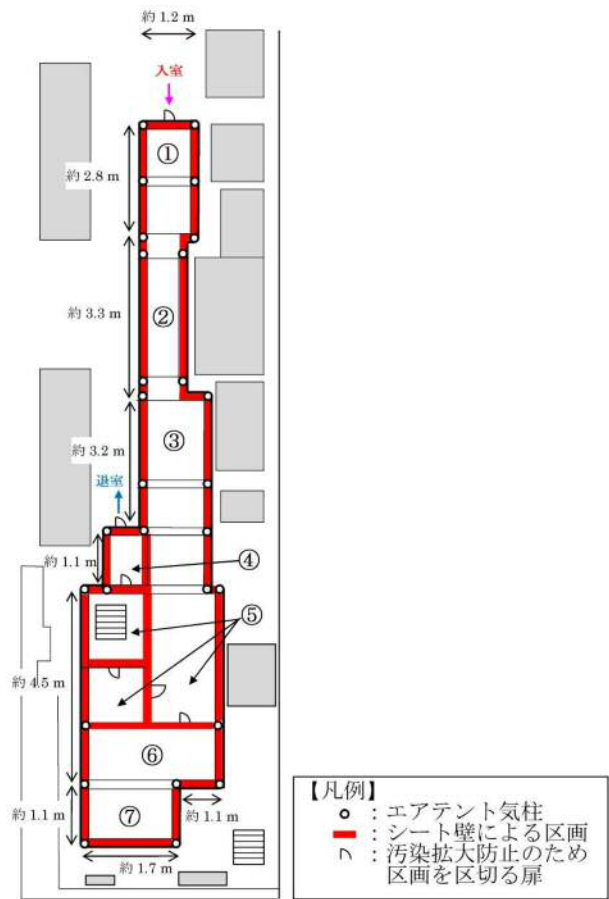
第 3.3-3 表 テントハウスの仕様

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（専用ブロウ） ^{※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 手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

 : S A 範囲



第 3.3-8 図 テントハウスの設置状況 (イメージ)

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)

 : S A 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。

	<ul style="list-style-type: none">○ 外形寸法：縦約 420×横約 400×高約 1200 mm○ 風 量：9m³/min (540m³/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）
	<p>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。</p> <p>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。</p>

第 3.3-10 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

： S A 範囲

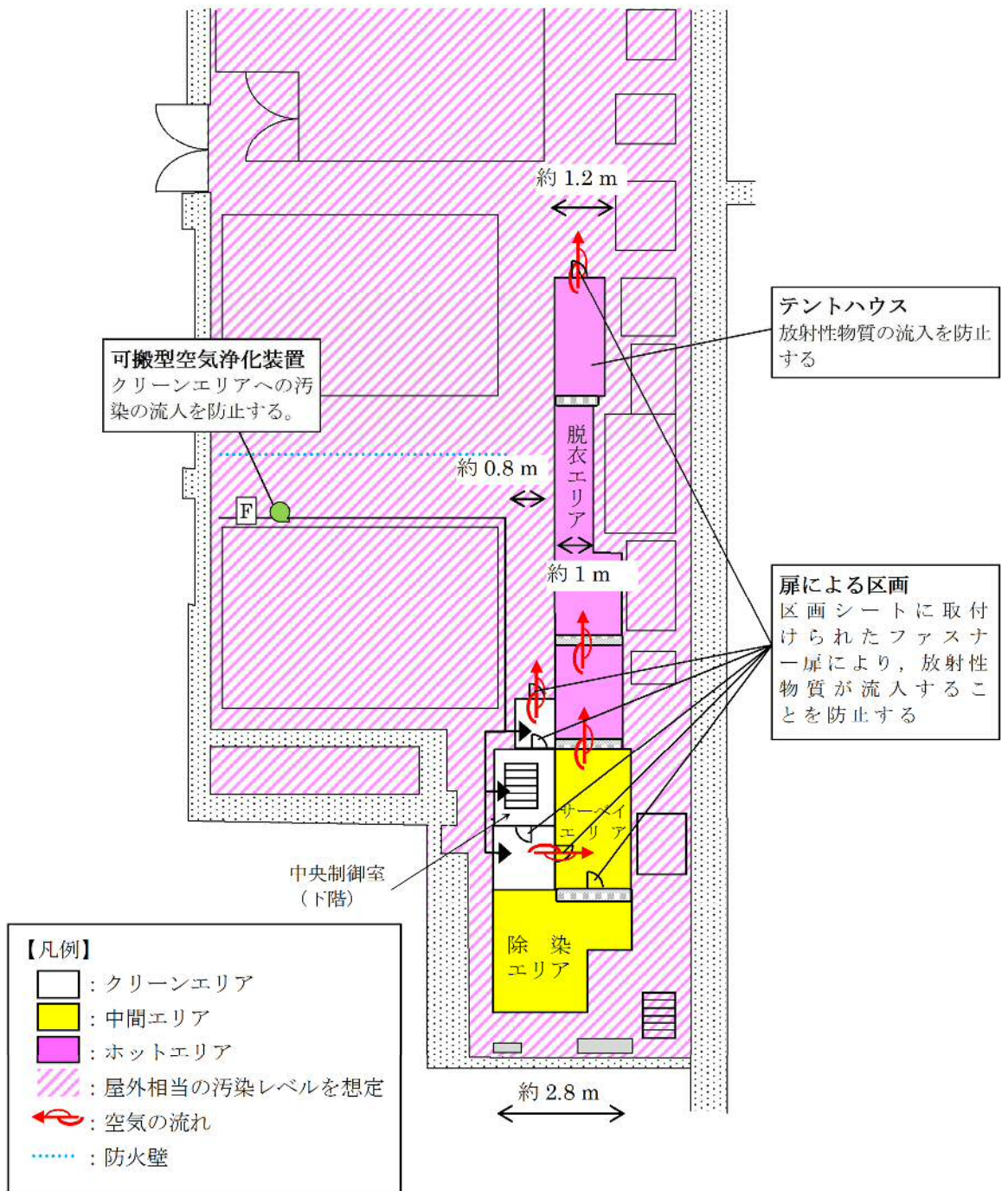
d. チェンジングエリアへの空気の流れ

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。

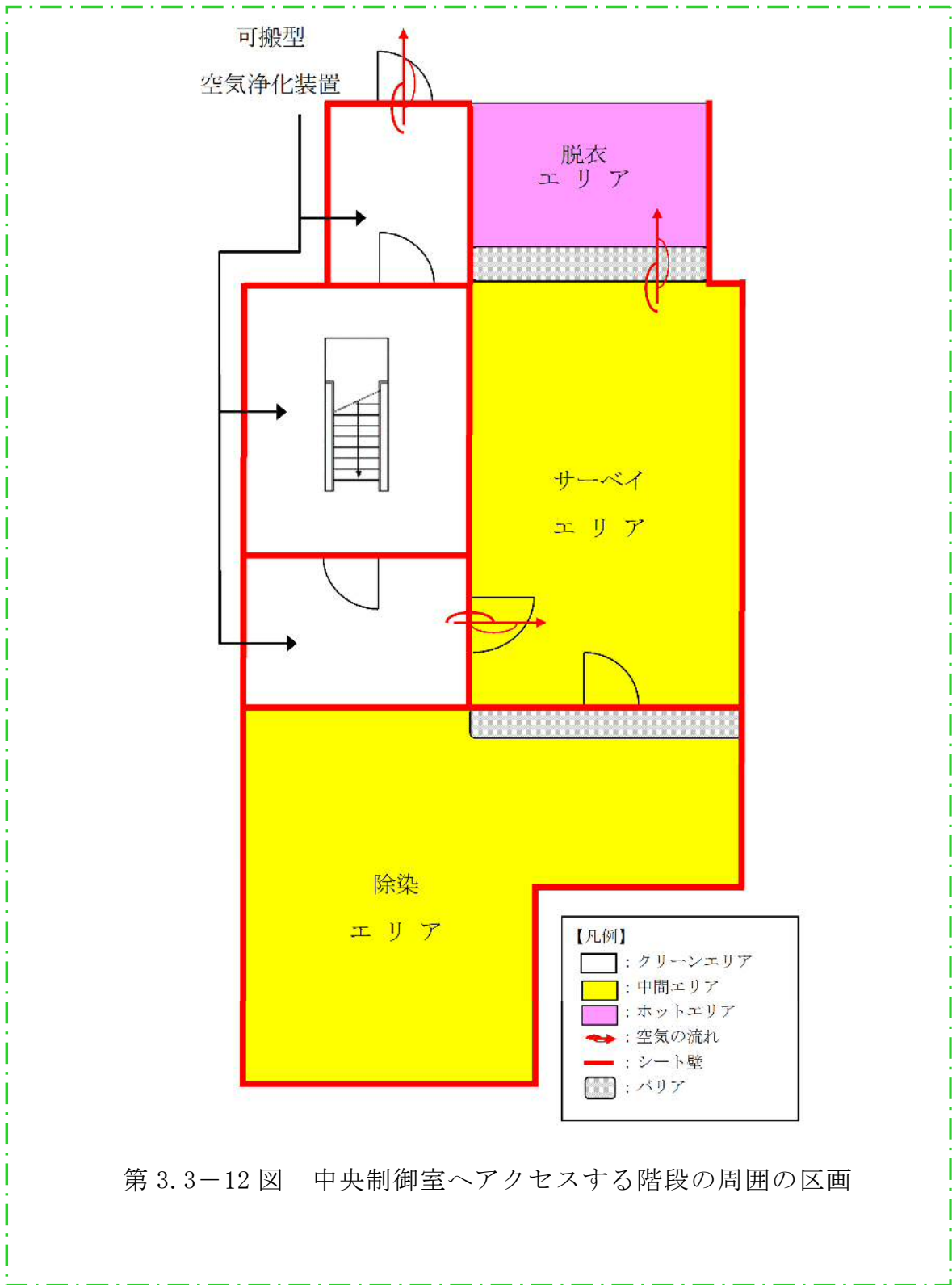
第 3.3-11 図及び第 3.3-12 図のとおり、チェンジングエリア内に空気の流れを作ることで、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。なお、テントハウス出入口は、カーテンシートとすることで、外部への空気の流れを確保する。

 : S A 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

⋯ : S A 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。

 : S A 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 O I L4【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 O I L4 に準拠

 : S A 範囲

(8) 可搬型照明 (S A)

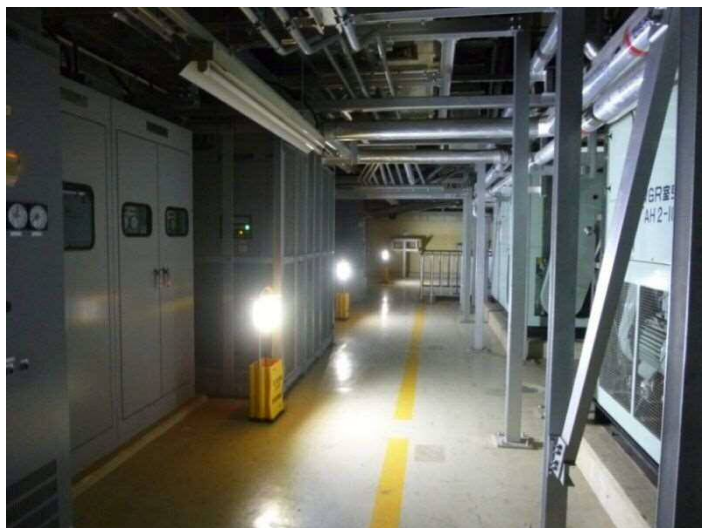
チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明 (S A) は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査及び除染時に必要な照度を確保するために、3 個 (予備 1 個) を使用する。可搬型照明 (S A) の仕様を第 3.3-5 表に示す。

第 3.3-5 表 チェンジングエリアの可搬型照明 (S A)

名称及び外観	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (S A) 	原子炉建屋付属棟 4 階 空調機械室	4 個 (予備 1 個含む)	(A C) 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 (S A) 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。

 : S A 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（S A）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。

 : S A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。

 : S A範囲

・ ケース①（平日昼間の場合）

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

・ ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	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	[Shaded]							
緊急時対策所エリアモニタ設置		[Shaded]							
緊急時対策所チェンジングエリア設置	放射線管理 班員C, D	[Shaded]							
可搬型モニタリング・ポストの配置*		[Shaded]							
可搬型気象観測設備の配置		[Shaded]							
中央制御室チェンジングエリアの設置		[Shaded]							

※ 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。

[Shaded Box] : 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）

 : S A 範囲

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

地震，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。



: D B 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。



: D B 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。

 : D B 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	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>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）</p> <p>※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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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を確保する。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。</p>
竜巻・風（台風）		
積雪		
落雷		
外部火災（森林火災）		
火山		

 : 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	<p>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。</p> <p>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。</p>
火 山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	<p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことなく、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）</p>
凍 結	低温による中央制御室内環境への影響	<p>中央制御室換気系により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。（詳細については、「設置許可基準規則」第6条（外部からの衝撃による損傷の防止（凍結））に関する審査資料を参照）</p>

 : D B 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（J E A C 4622-2009）」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：2,700m³
- ・ 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）

- ・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 (=0.06552m³/h/人)
- ・1時間当たりの酸素消費量は、
0.45864 [m³/h] =0.06552 [m³/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 [m³/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]

C_∞ : 平衡状態における室内の酸素濃度 [-]

C₀ : 外気の酸素濃度 [-]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.45864 / (0.4 \times 2,700)\} \\ &= 0.209075 \approx 20.90\% \end{aligned}$$

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（J E A C 4622

－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：2,700m³
- ・ 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 [m³/h/人] とする。
- ・ 1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
0.322 [m³/h] = 0.046 [m³/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 [m³/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]

C_∞ : 平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 [－]

C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 [－]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 評価結果

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

$$= 0.000599 \div 0.06\%$$

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。

【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（J E A C 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：2,700m³
- ・ 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）

- ・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 (=0.06552m³/h/人)
- ・1時間当たりの酸素消費量は、
0.72072 [m³/h] =0.06552 [m³/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 [m³/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]

C_∞ : 平衡状態における室内の酸素濃度 [-]

C₀ : 外気の酸素濃度 [-]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 酸素濃度評価結果

$$\begin{aligned} C_{\infty} &= 0.2095 - \{0.72072 / (0.4 \times 2,700)\} \\ &= 0.208166 \approx 20.81\% \end{aligned}$$

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（J E A C

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：2,700m³
- ・ 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 [m³/h/人] とする。
- ・ 1時間当たりの二酸化炭素吐出量は，
0.506 [m³/h] = 0.046 [m³/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 [m³/h]

V : 中央制御室バウンダリ体積 [m³]

C_∞ : 平衡状態における室内の二酸化炭素濃度 [-]

C₀ : 外気の二酸化炭素濃度 [-]

N : 空気流入率 [回/h]

c. 評価結果

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

$$= 0.000769 \approx 0.08\%$$

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。

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	S P D S パラメータ	E R S S 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(S A 広帯域)		○	○	○
原子炉水位(S A 燃料域)		○	○	○
原子炉圧力		○	○	○
原子炉圧力(S A)		○	○	○
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：E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S 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 E R S S 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。

： S A 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 B 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	○	○	○
	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て、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
格納容器内の状態確認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度（平均値）	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・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
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	○	○	—
	NS 4 内側隔離	○	○	—
	NS 4 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ポンベ圧力	○	○	○
	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ポンベ圧力	○	○	○
	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，S A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

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

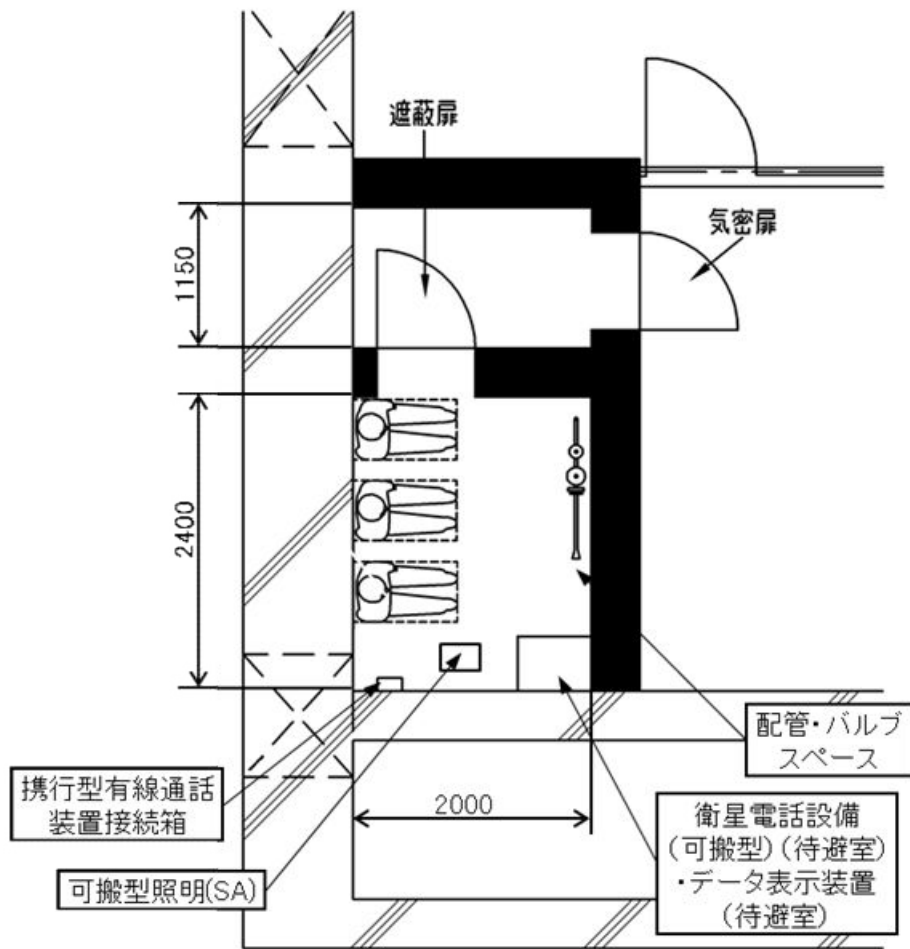
中央制御室待避室の必要寸法として 2,000mm×1,200mm を設定するが、中央制御室待避室の居住性を向上させるため、以下を実施する。

- ▶ 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（S A））
- ▶ 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。



第 3.6-1 図 中央制御室待避室レイアウト図

： S A 範囲

3.7 ブローアウトパネルに係る設計方針

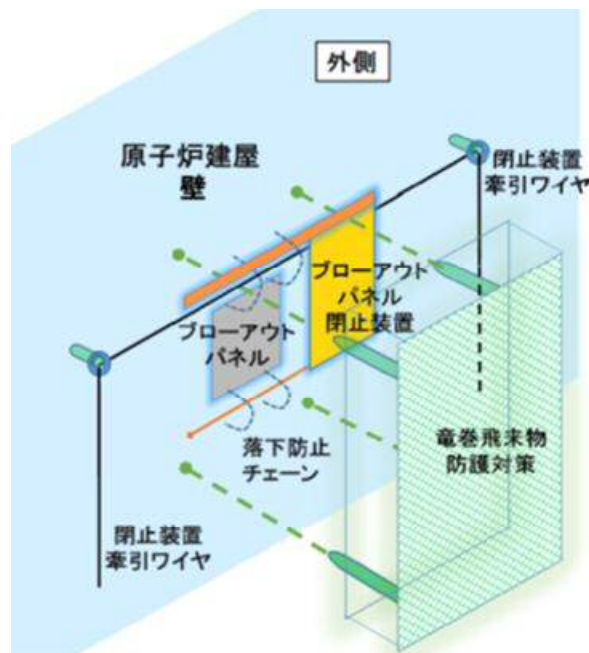
(1) ブローアウトパネル閉止装置

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J I S等級（A 4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（S A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 A 4等級：J I S A 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの



第3.7-1図 ブローアウトパネル閉止装置 概要図

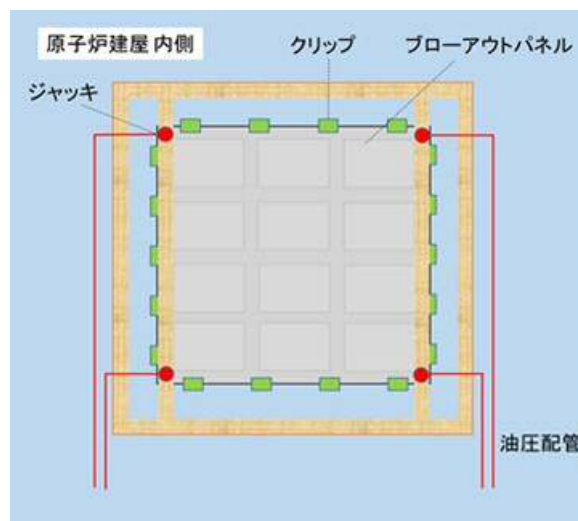
(2) 竜巻飛来物防護対策

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（40mm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。

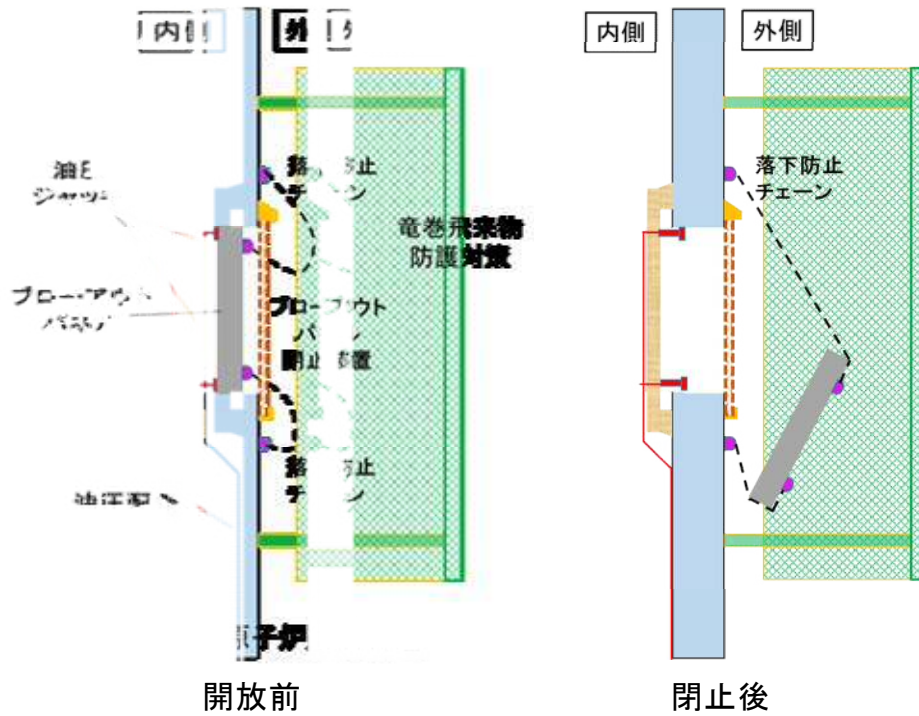
(3) ブローアウトパネル強制開放装置

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側に設置し、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

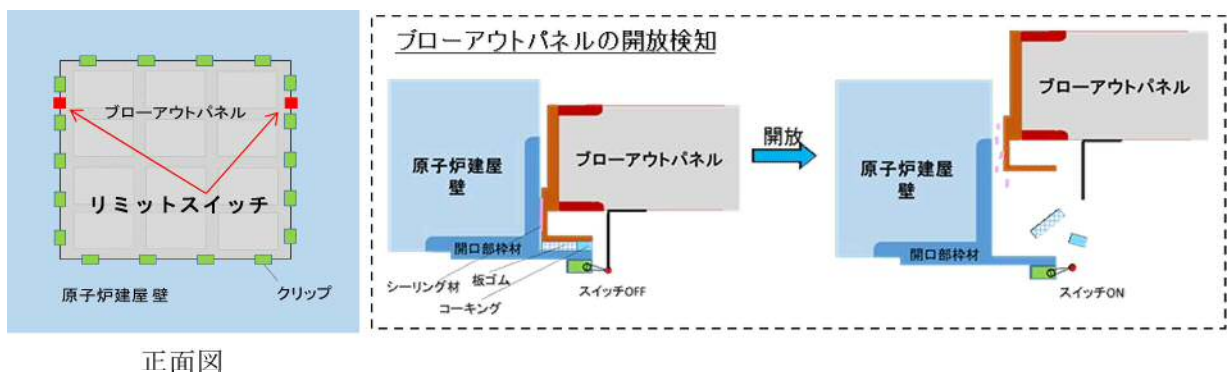


第3.7-3図 ブローアウトパネル開閉前後イメージ

(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。

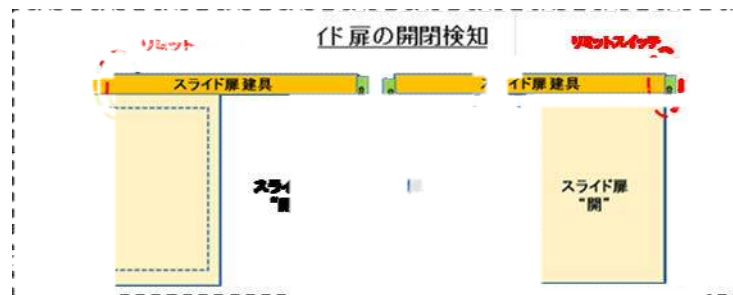


第3.7-4図 ブローアウトパネル開閉状態表示 概要図

(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

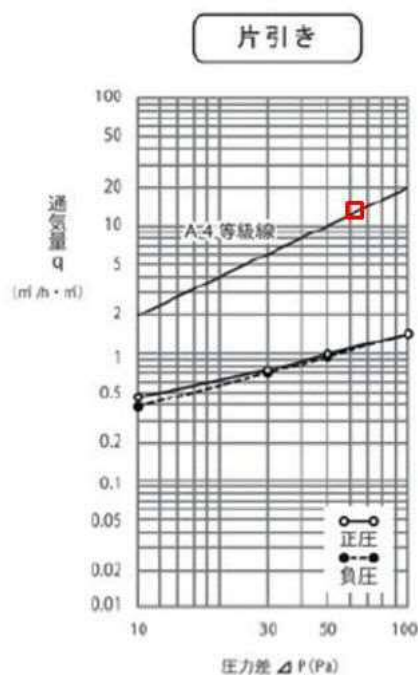
ブローアウトパネル閉止装置には、J I S A 1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線 A 4 等級に合致する扉を設置することにより、原子炉建屋の気密性を確保する。なお、以下に示すように、A 4 等級の扉の許容漏えい量と原子炉建屋ガス処理系の排気容量から、原子炉建屋気密性が確保できることを以下に確認した。なお、詳細は、今後の詳細設計にて決定する。

- ◆設計上の気密要求である圧力差 63Pa [gage] において、A 4 等級ドア 1m^2 当たりの通気量は、 $12.6\text{m}^3/\text{h}$
- ◆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、 $2,350.02\text{m}^3/\text{h}$
- ◆S G T S の排風機の容量は、 $3,570\text{m}^3/\text{h}$ 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）

A 4 等級扉イメージを第3.7-6図に、気密等級線図（A 4 等級）を第3.7-7図に示す。



第3.7-6図 A 4 等級扉イメージ



第3.7-7図 気密等級線図(A 4 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

14	グラウ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

 : S A 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

中央制御室へのおよ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ポ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

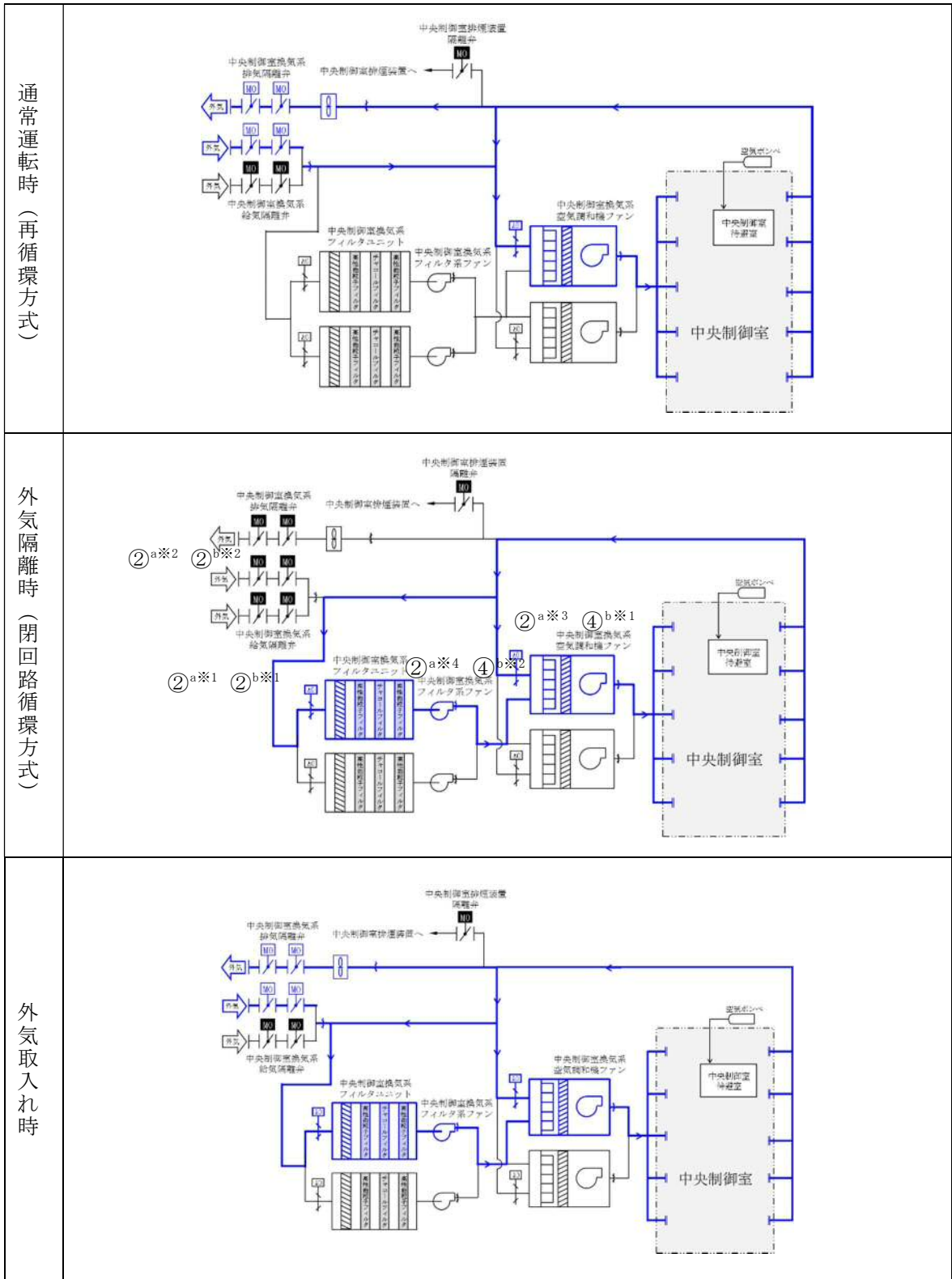
5.2.1 建屋内からのガンマ線による被ばく（経路④）

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。

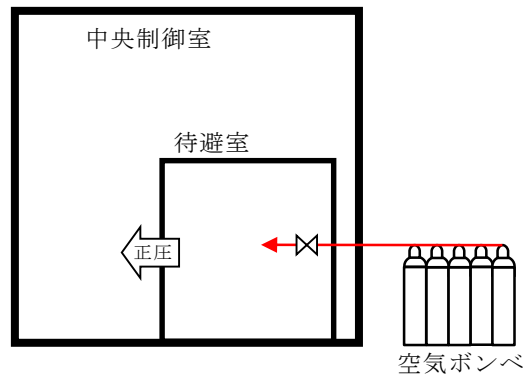
入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、代表評価点は、建屋入口とした。

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。



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】
 (空気ポンベ加圧)

※ 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，待避室内を空気ポ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）

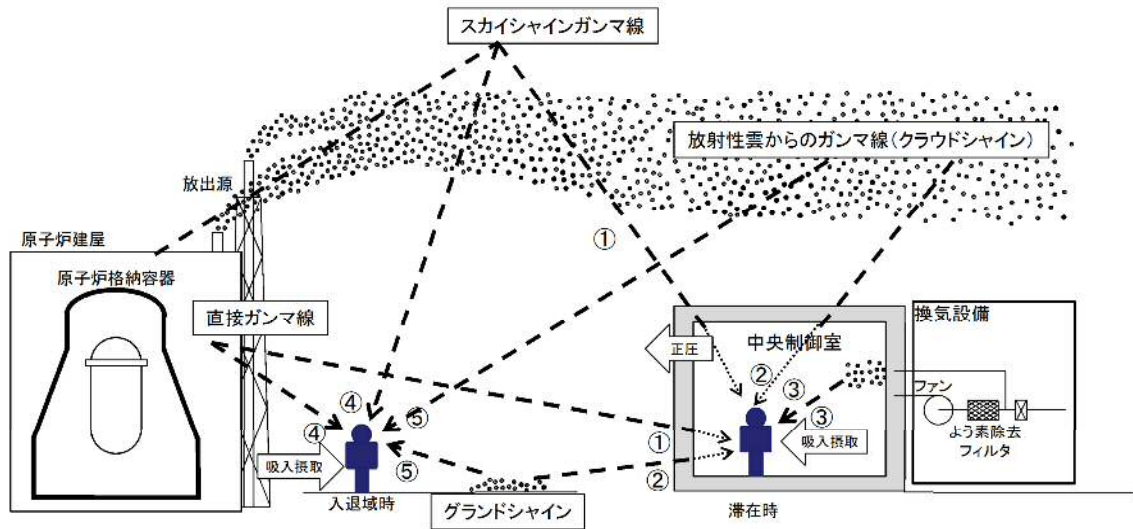
被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間)					
		A班	B班	C班	D班	E班	
室内作業時	建屋内放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく		約 7.8×10^{-1}	約 6.3×10^{-2}	約 6.0×10^{-1}	約 9.4×10^{-2}	約 2.3×10^{-1}
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく		約 9.6×10^{-1}	約 3.0×10^{-3}	約 1.4×10^1	約 4.6×10^{-3}	約 1.1×10^{-2}
	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	(外部被ばく)	約 5.3×10^0	約 2.3×10^{-3}	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

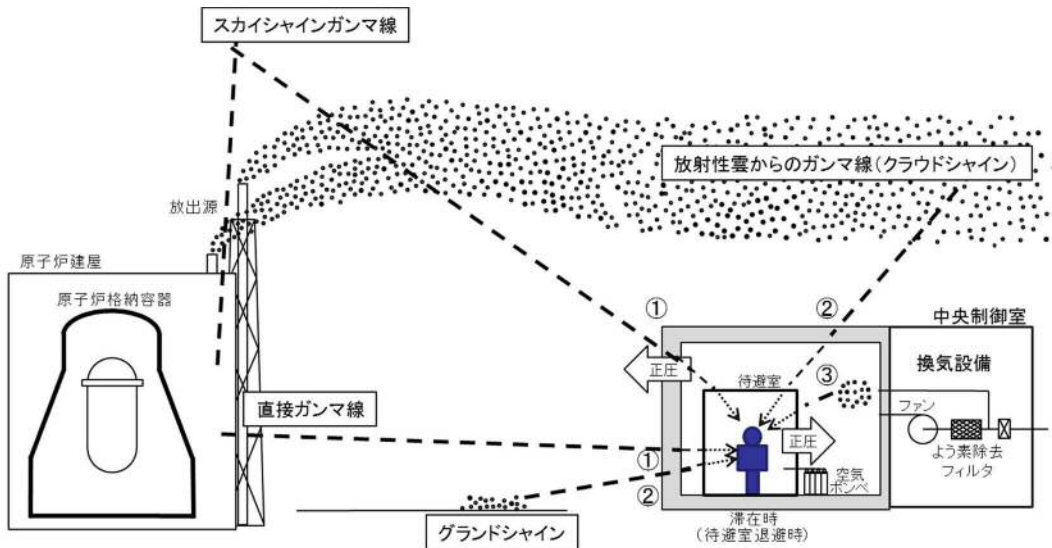
被ばく経路イメージ

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 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」（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量を考慮）	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	M A A P 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エネルギー評価条件

第 1-2 表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（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
エネルギー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エネルギー評価条件(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 L O C A + 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 ヶ月(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エネルギー評価条件(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 ₂ O 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エネルギー評価条件(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エネルギー評価条件(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)	C S E 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} C s I 類 : 約 6.2×10^{-5} C s O H 類 : 約 3.1×10^{-5} S b 類 : 約 6.7×10^{-6} T e O ₂ 類 : 約 6.7×10^{-6} S r O 類 : 約 2.7×10^{-6} B a O 類 : 約 2.7×10^{-6} M o O ₂ 類 : 約 3.4×10^{-7} C e O ₂ 類 : 約 6.7×10^{-8} L a ₂ O ₃ 類 : 約 2.7×10^{-8}	MAAP解析結果及び N U R E G -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エネルギー評価条件(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エネルギー評価条件(6/6)

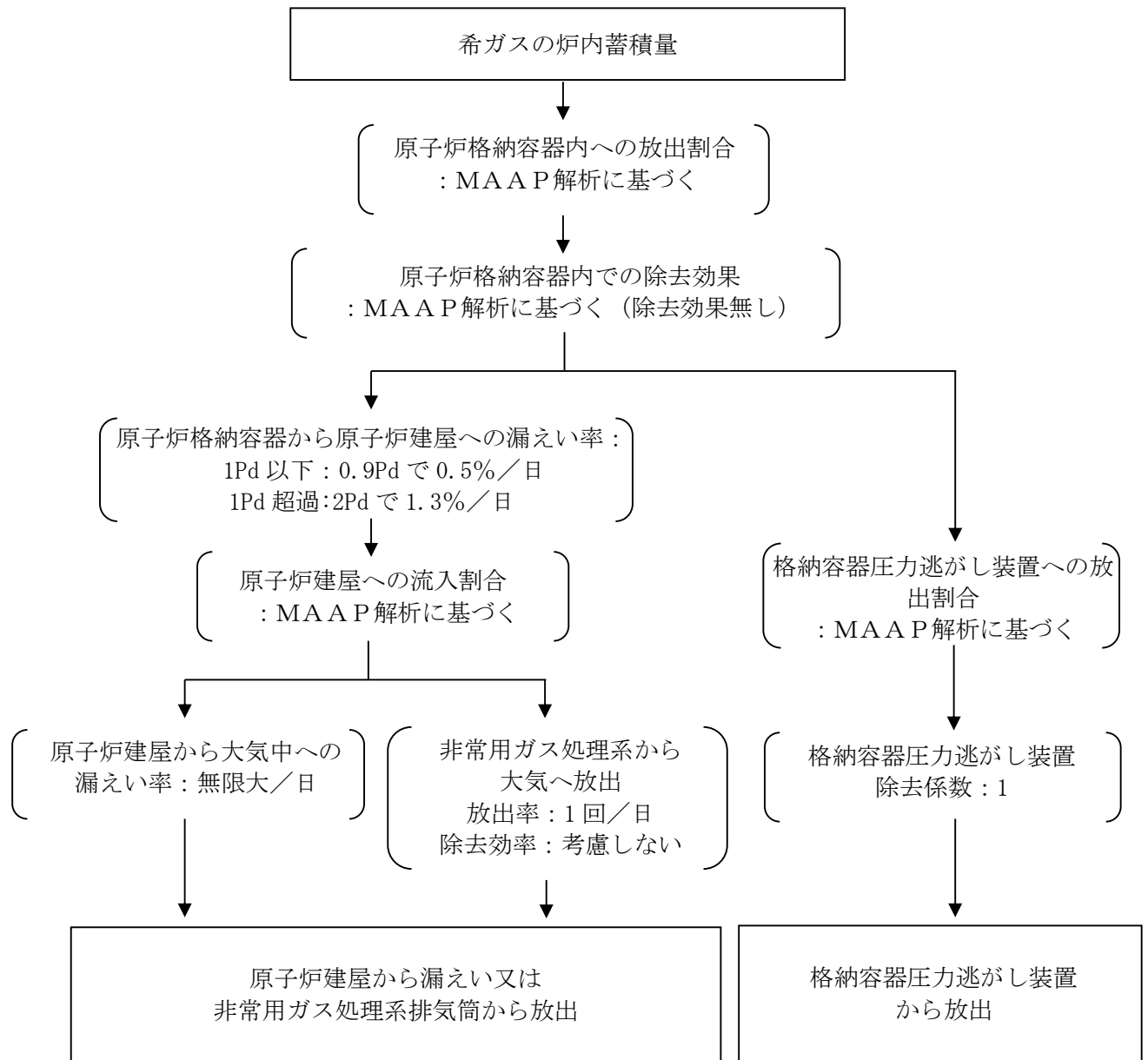
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 約 9.5×10^{-1} CsI類 : 約 1.0×10^{-6} CsOH類 : 約 4.0×10^{-7} Sb類 : 約 8.9×10^{-8} TeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-8} SrO類 : 約 3.6×10^{-8} BaO類 : 約 3.6×10^{-8} MoO ₂ 類 : 約 4.5×10^{-9} CeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-10} La ₂ O ₃ 類 : 約 3.6×10^{-10}	MAAP解析結果及びNUREG-1465の知見に基づき設定(添付7参照)	—
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 Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003
- ※3 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005
- ※4 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- ※5 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995

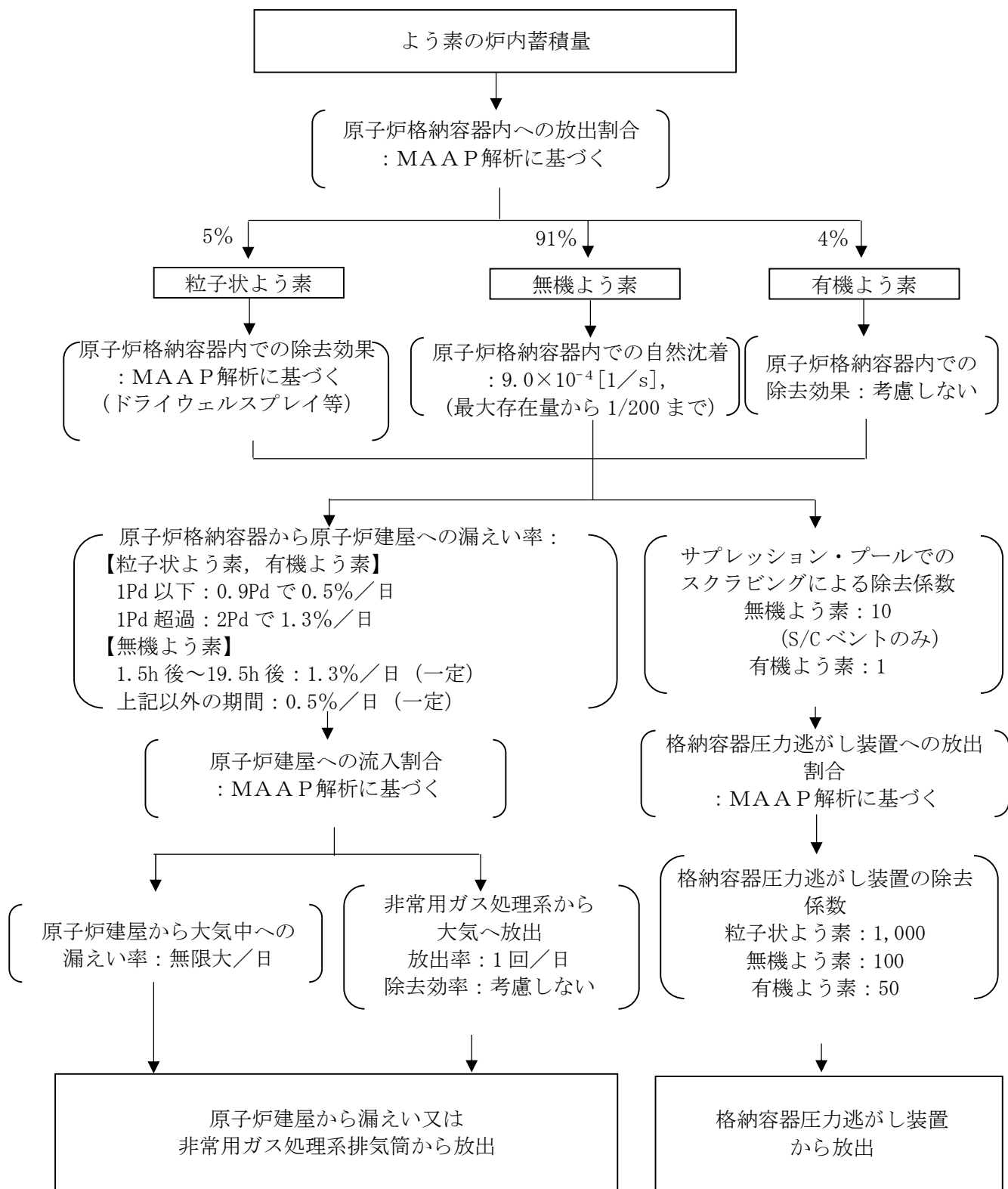
第1-2表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（7日積算）

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 ₂ O ₃ 類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^7	約 1.2×10^{12}

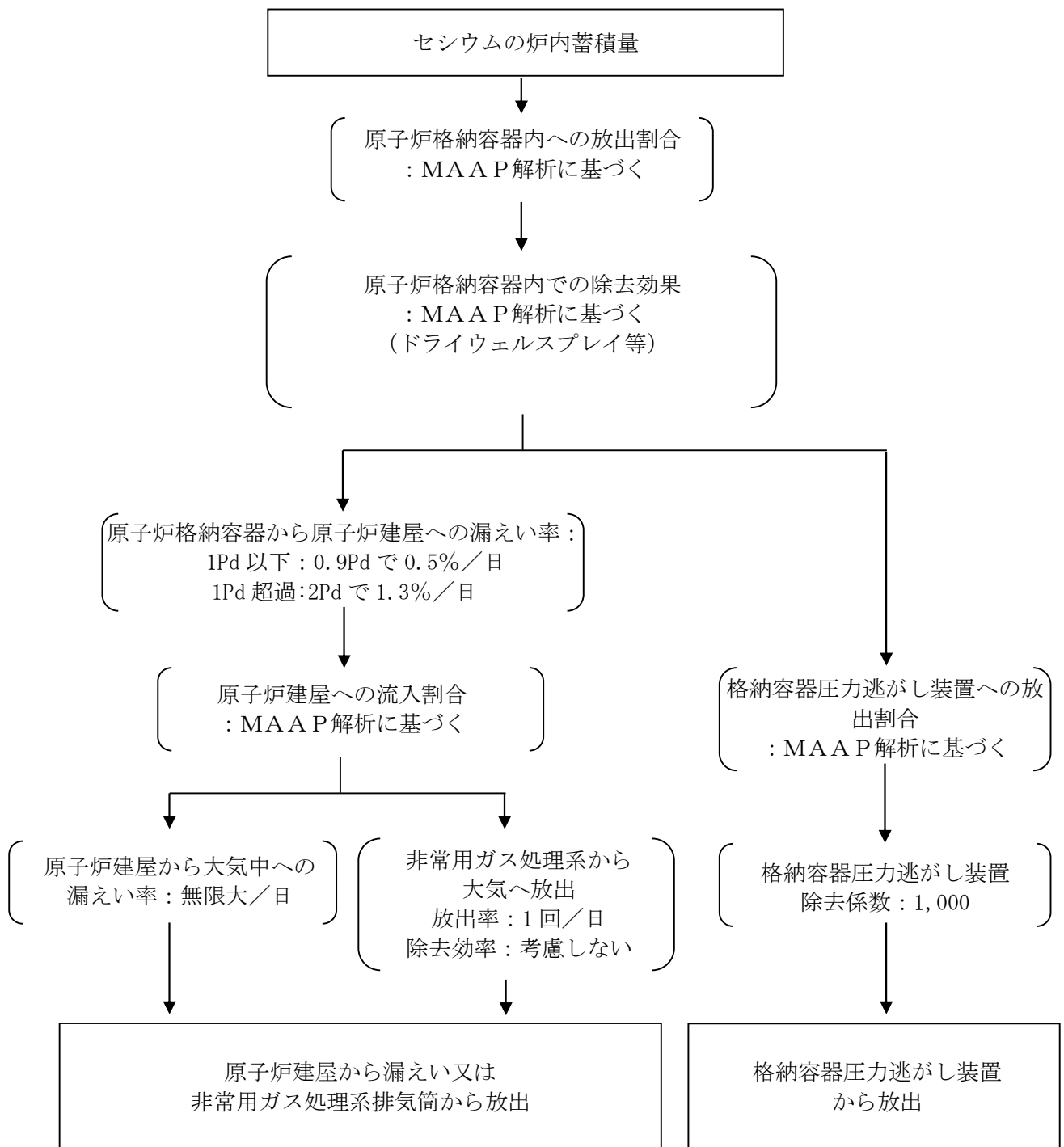
※1 小数点第2位以下切上げ



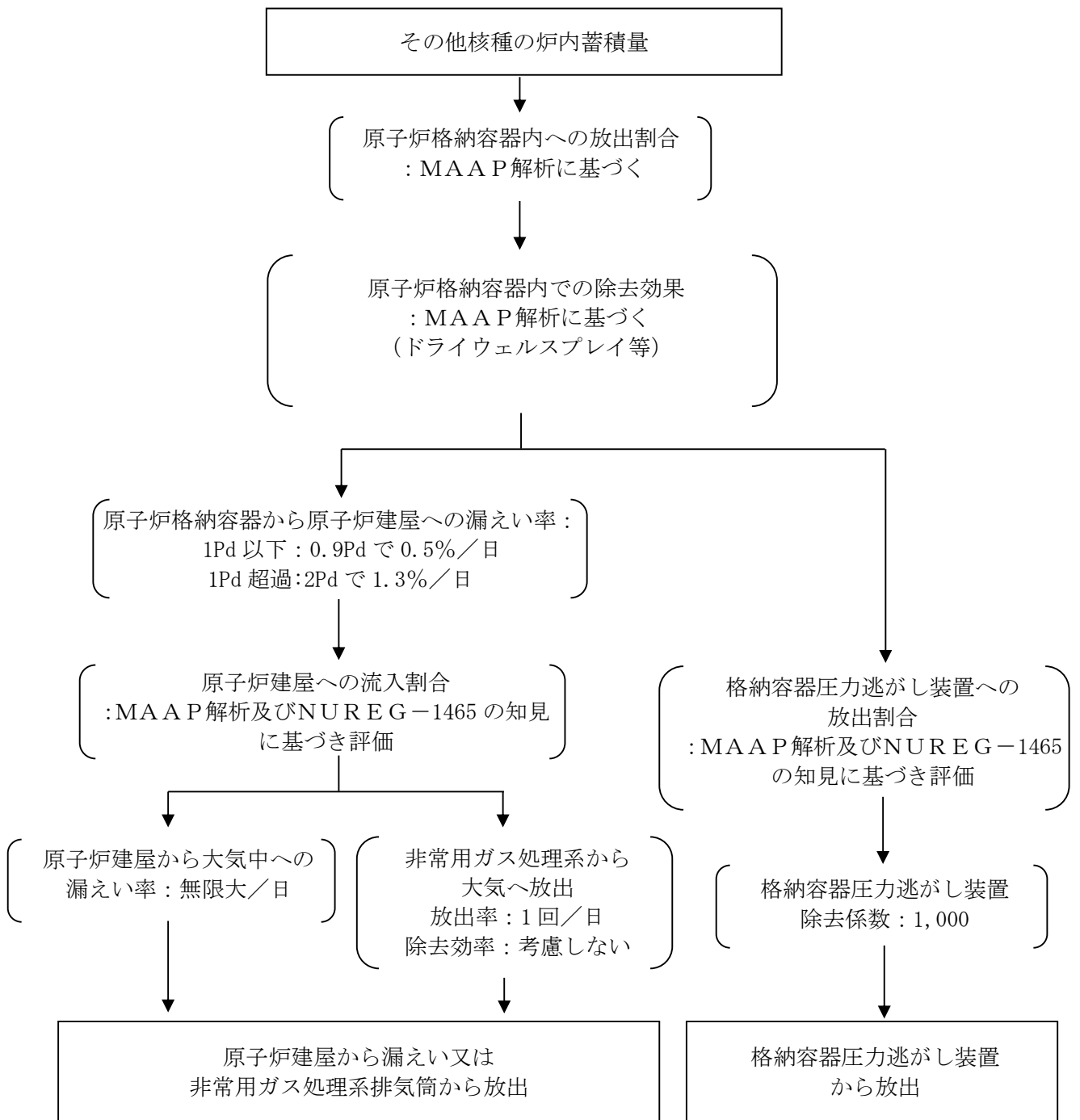
第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程 (1/5)
(希ガス)



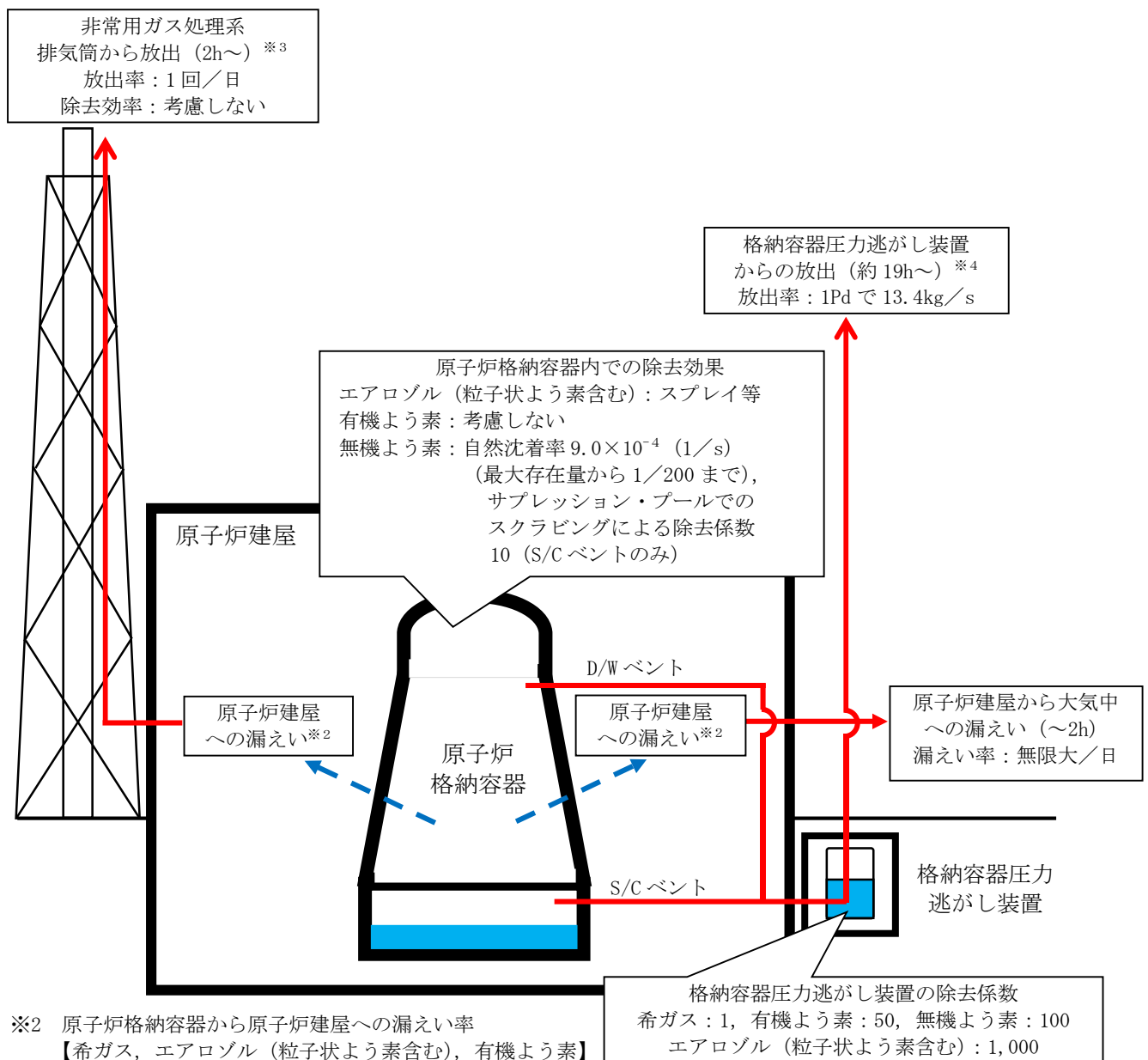
第 1-1 図 放射性物質の大気放出過程 (2/5)
(よう素)



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	斜線			
非常用ガス処理系排気筒から放出		斜線	斜線	斜線
格納容器圧力逃がし装置からの放出			斜線	斜線

※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19h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. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	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	<p>【中央制御室内】</p> <p>中央制御室中心</p> <p>【入退域時】</p> <p>建屋出入口</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>審査ガイドに示されたとおり設定</p> <p>【入退域時】</p> <p>被ばく評価手法（内規）に示された方法に基づき設定</p>	<p>【中央制御室内】</p> <p>4.2.(2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】</p> <p>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））</p> <p>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。</p>

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}
		非常用ガス 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}
		非常用ガス 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線量評価条件」を参照	「第1-1表 大気中への放出放射線量評価条件」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
 エネルギー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	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギー (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
 エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(2/4)
 (格納容器ベント実施時)

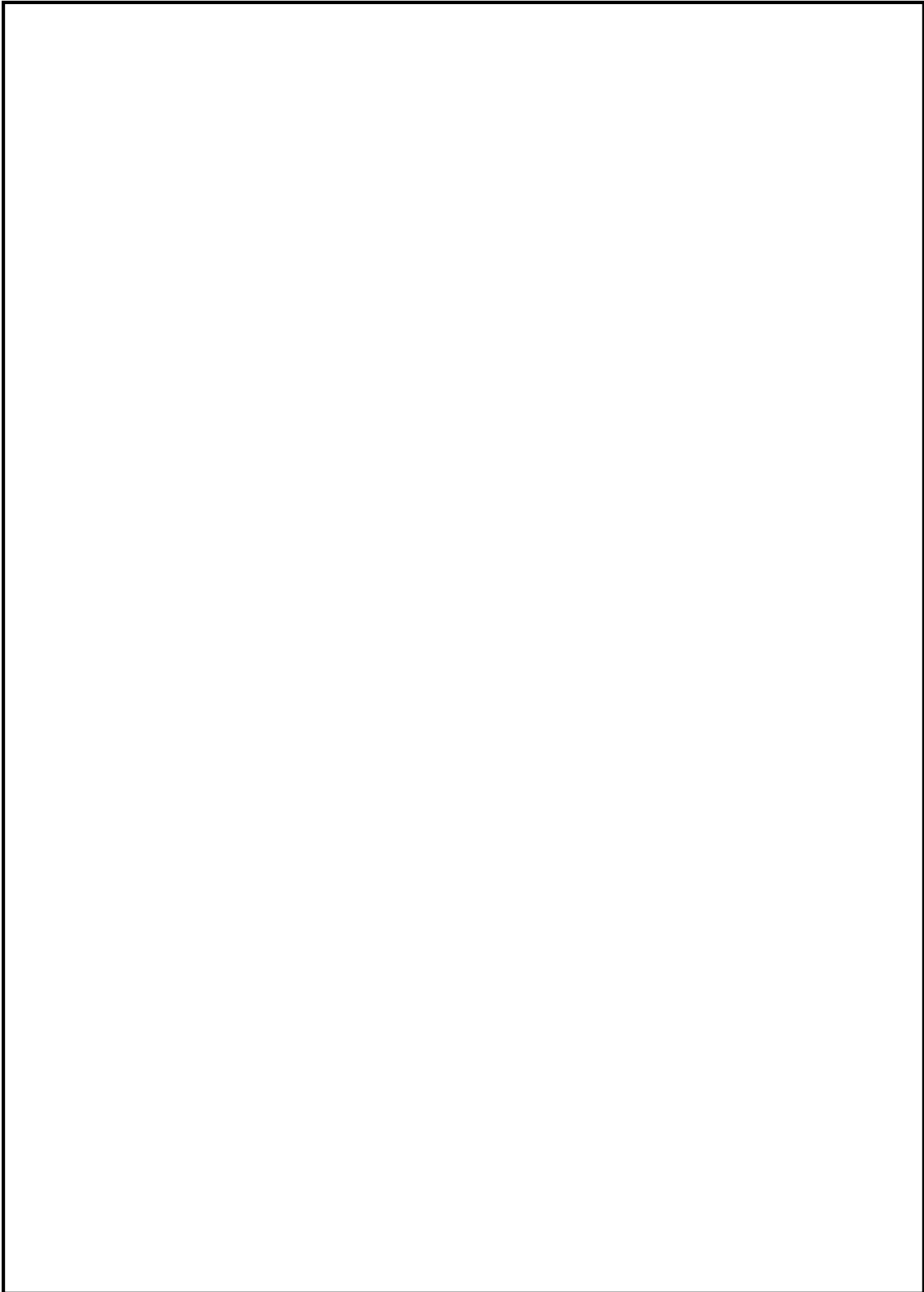
群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 1.3×10^{19}	22	1.5	約 2.2×10^{18}
2	0.02	約 1.5×10^{19}	23	1.66	約 3.7×10^{17}
3	0.03	約 1.7×10^{19}	24	2.0	約 8.0×10^{17}
4	0.045	約 2.9×10^{20}	25	2.5	約 1.1×10^{18}
5	0.06	約 7.4×10^{17}	26	3.0	約 1.7×10^{16}
6	0.07	約 4.9×10^{17}	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
 エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(3/4)
 (格納容器ベント実施後)

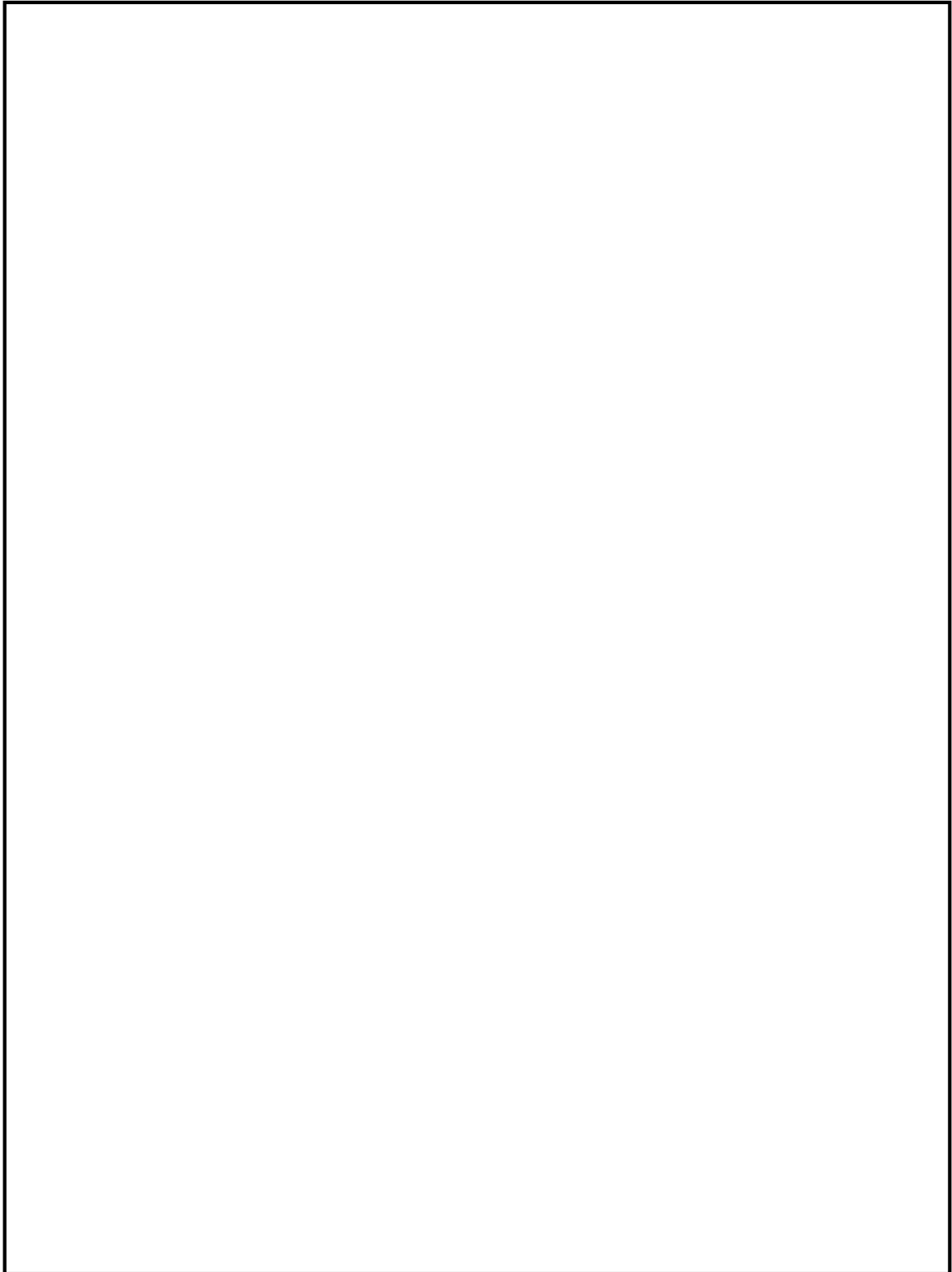
群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 1.6×10^{19}	22	1.5	約 1.9×10^{18}
2	0.02	約 1.8×10^{19}	23	1.66	約 1.9×10^{17}
3	0.03	約 2.0×10^{19}	24	2.0	約 4.1×10^{17}
4	0.045	約 4.0×10^{20}	25	2.5	約 4.1×10^{17}
5	0.06	約 6.1×10^{17}	26	3.0	約 9.4×10^{15}
6	0.07	約 4.1×10^{17}	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
エネルギー群別ガンマ線積算線源強度(4/4)
(合計)

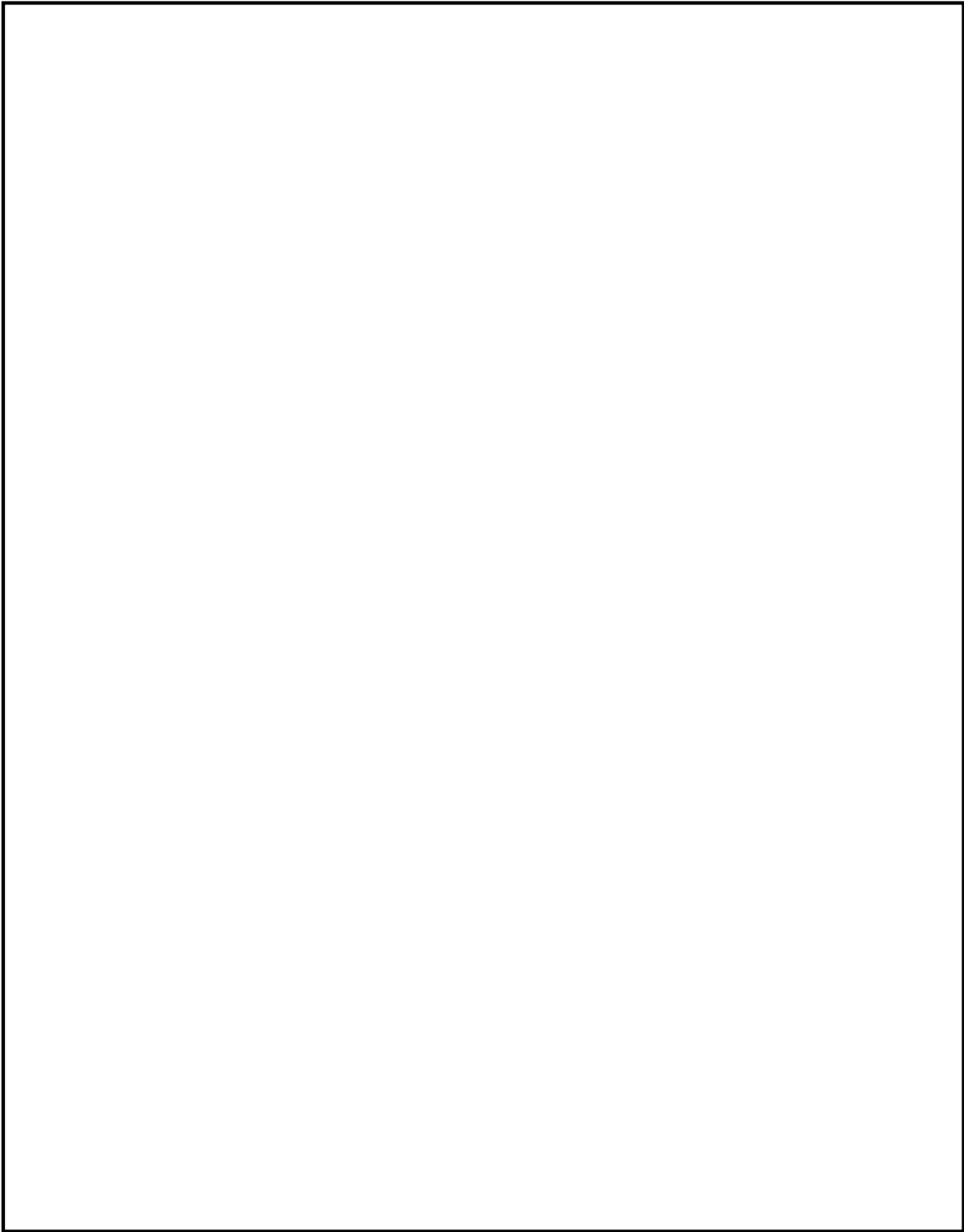
群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)	群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (Photons)
1	0.01	約 3.7×10^{19}	22	1.5	約 6.5×10^{18}
2	0.02	約 4.1×10^{19}	23	1.66	約 1.3×10^{18}
3	0.03	約 4.8×10^{19}	24	2.0	約 2.8×10^{18}
4	0.045	約 8.3×10^{20}	25	2.5	約 6.2×10^{18}
5	0.06	約 1.9×10^{18}	26	3.0	約 1.6×10^{17}
6	0.07	約 1.3×10^{18}	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



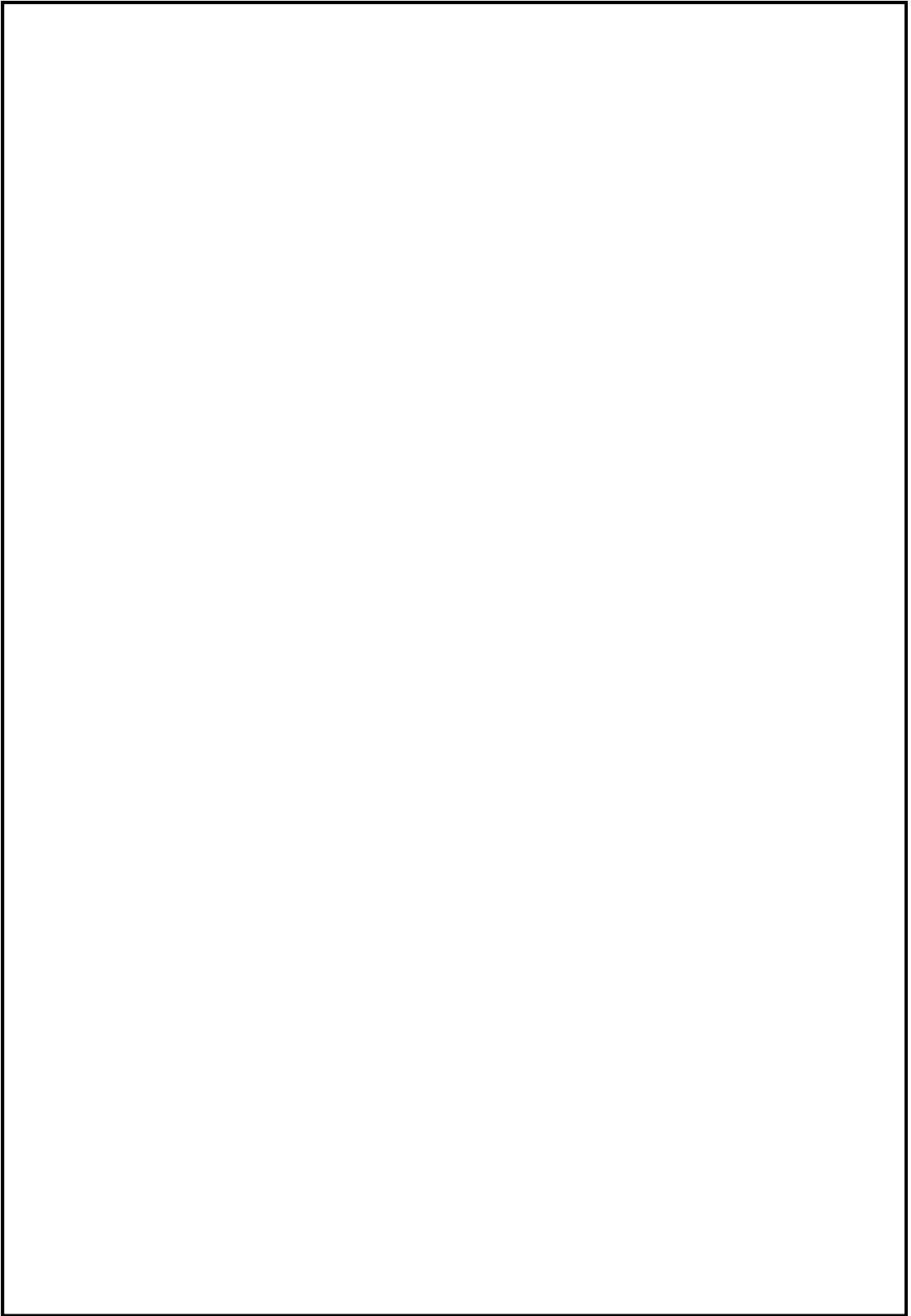
第 1-2 図 原子炉建屋の計算モデル(1/5)



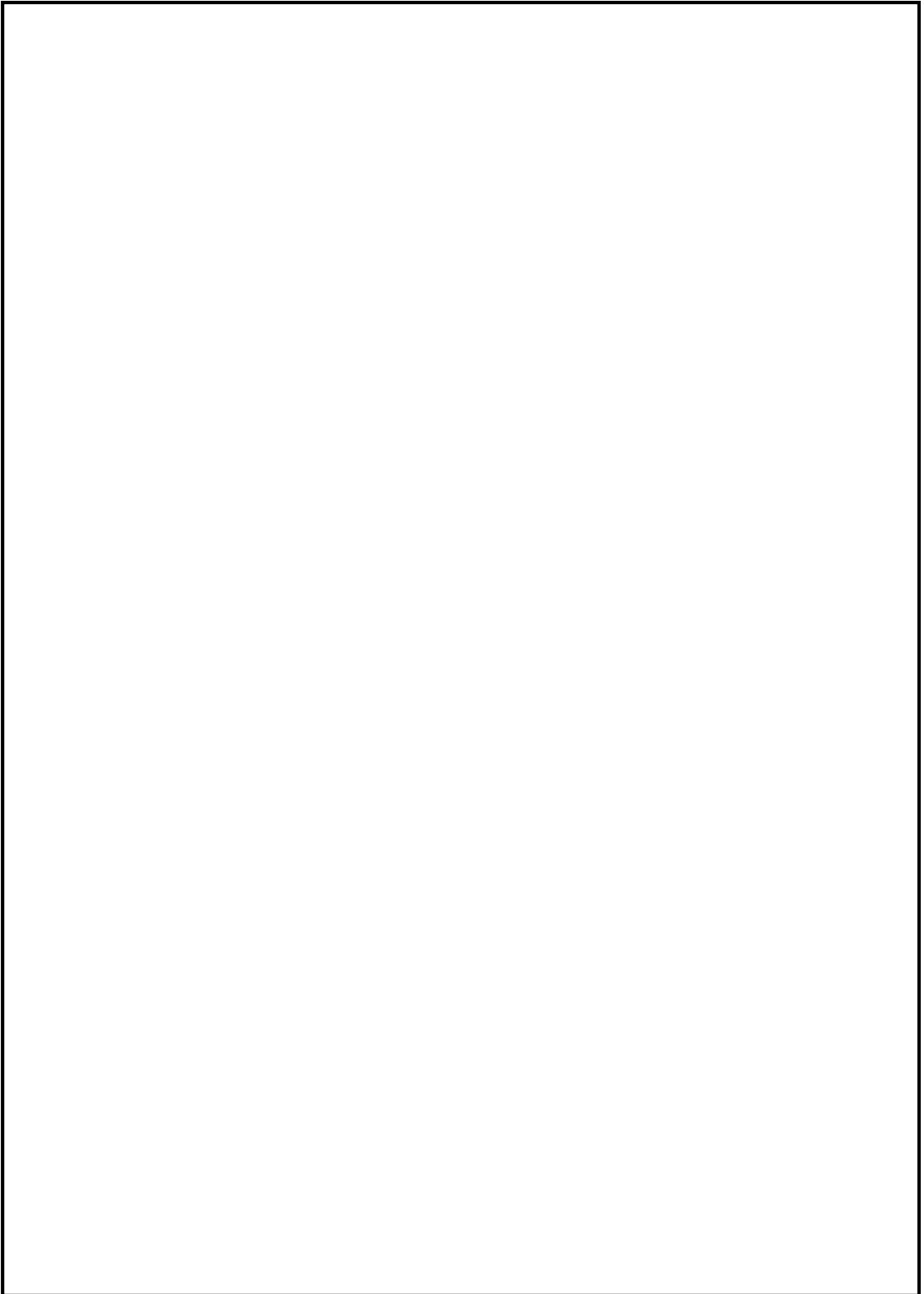
第1-2図 原子炉建屋の計算モデル(2/5)



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 Modelling 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ー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（以下「格納容器スプレー」という。）を実施する。格納容器スプレー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

事象	大破断LOCAシナリオ※1		DCHシナリオ※2	中央制御室被ばく評価への影響
	代替循環冷却系を使用する場合	代替循環冷却系を使用できない場合	代替循環冷却系を使用する	
格納容器ベント (7日間)	実施しない	実施する	実施しない	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。
	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。	格納容器圧力が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が大気へ放出する。	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。	
炉心損傷開始時間(燃料被覆管温度1,000K到達時間を想定)	約4分		約35分	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。
	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。		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。	

※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、M A A P 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、M A A P 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 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、M A A P 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 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、1. と同様に M A A P 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 A E C の評価式、G E 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°C 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。

○A E C 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)

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

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】
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]】

○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。

$$R_t [\text{J}/\text{kg}\cdot\text{K}] = \text{モル気体定数約 } 8.314 [\text{J}/\text{K}\cdot\text{mol}] / \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}]$$

A E C 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。

$$\rho_t [\text{kg}/\text{m}^3] = \text{平均分子量 } M [\text{kg}/\text{mol}] \times \text{物質質量 } n [\text{mol}] / \text{格納容器体積 } V [\text{m}^3]$$

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。

$$\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$$

1.205 [kg/m³] : 乾燥空気密度 (20°C)

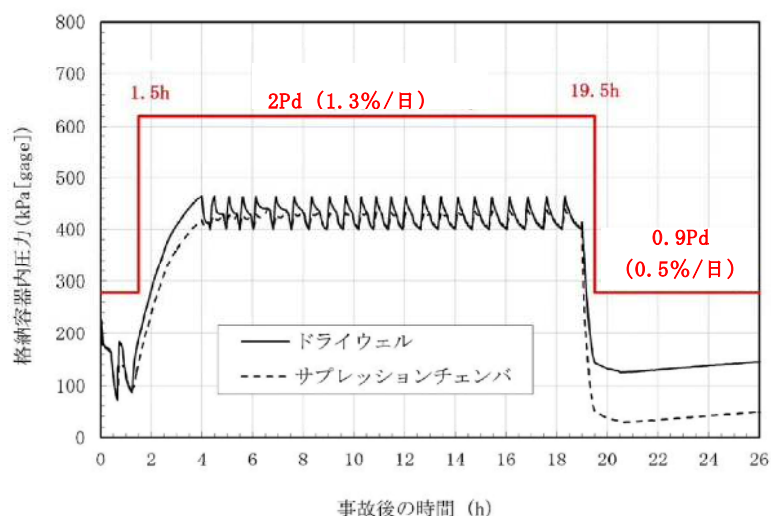
3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(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られる。



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F P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、F Pガス凝縮、F P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。

F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P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

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

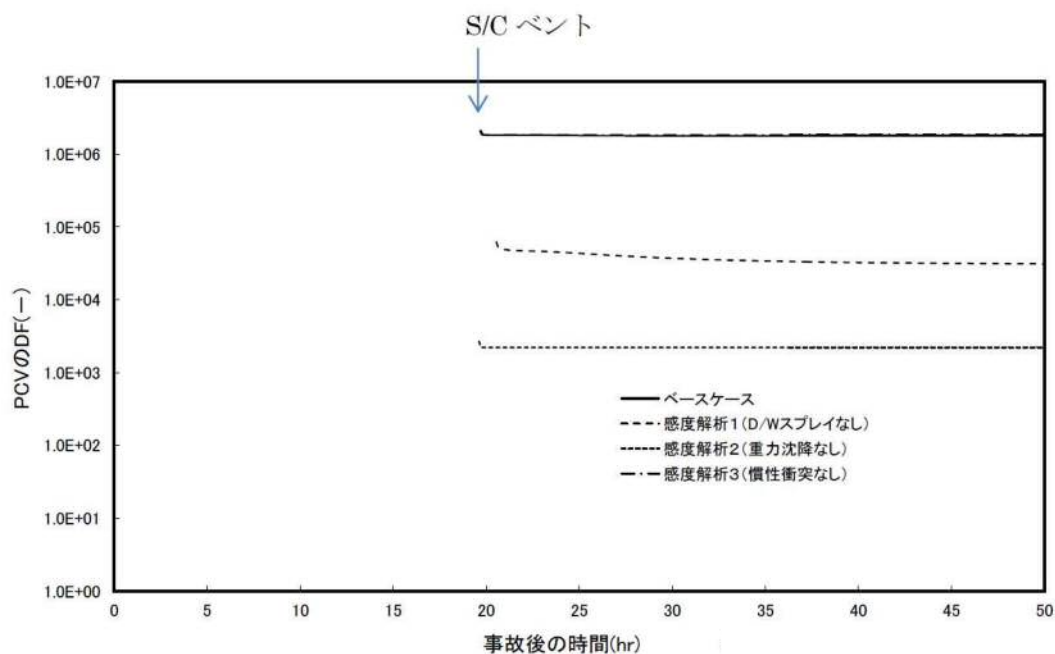
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA^[9]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、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。

$$\text{原子炉格納容器内DF} = \frac{\text{原子炉格納容器内へのCsI放出割合}}{\text{ベントラインから大気へのCsI放出割合}}$$



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 $10 \sim 10^2$ 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 $10^4 \sim 10^5$ 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

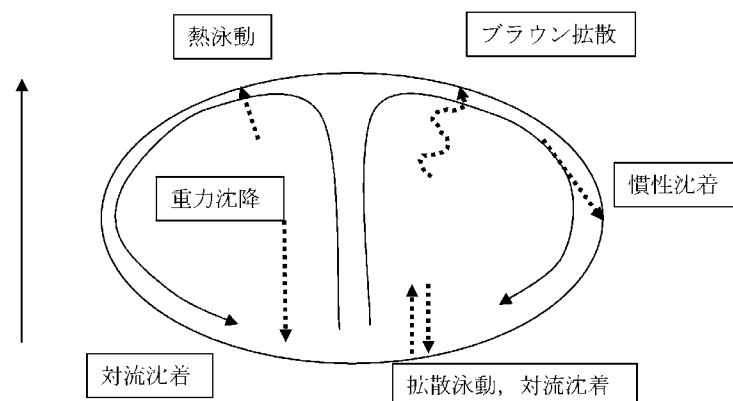
(1) スクラビング効果について

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) MAA P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、MAA P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 \square 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 \square 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 \square g/cm^3 ）、SUPRAコード：CsOH（密度 \square 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」(PHASE 2) 最終報告書 平成5年3月

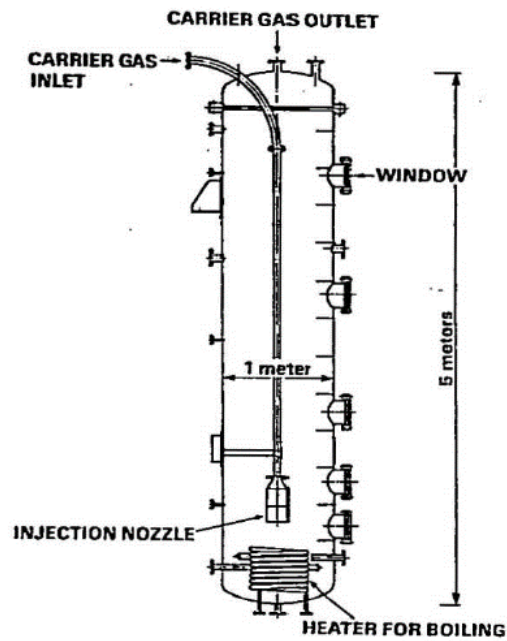
※2 実験ではLATEX粒子を用いているため、その粒径は

[REDACTED]

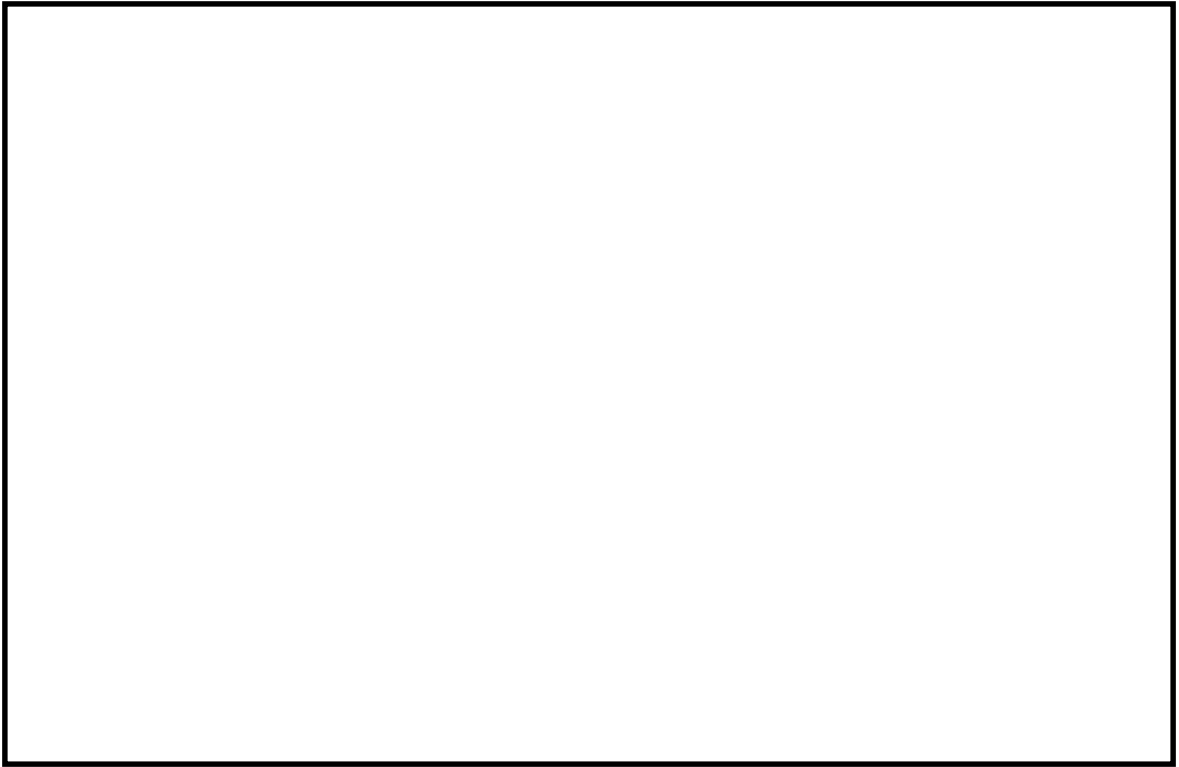
となる。一方、SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 [REDACTED] (g/cm³) の平方根を乗じることにより [REDACTED] に換算する。

第 4-1 表 試験条件

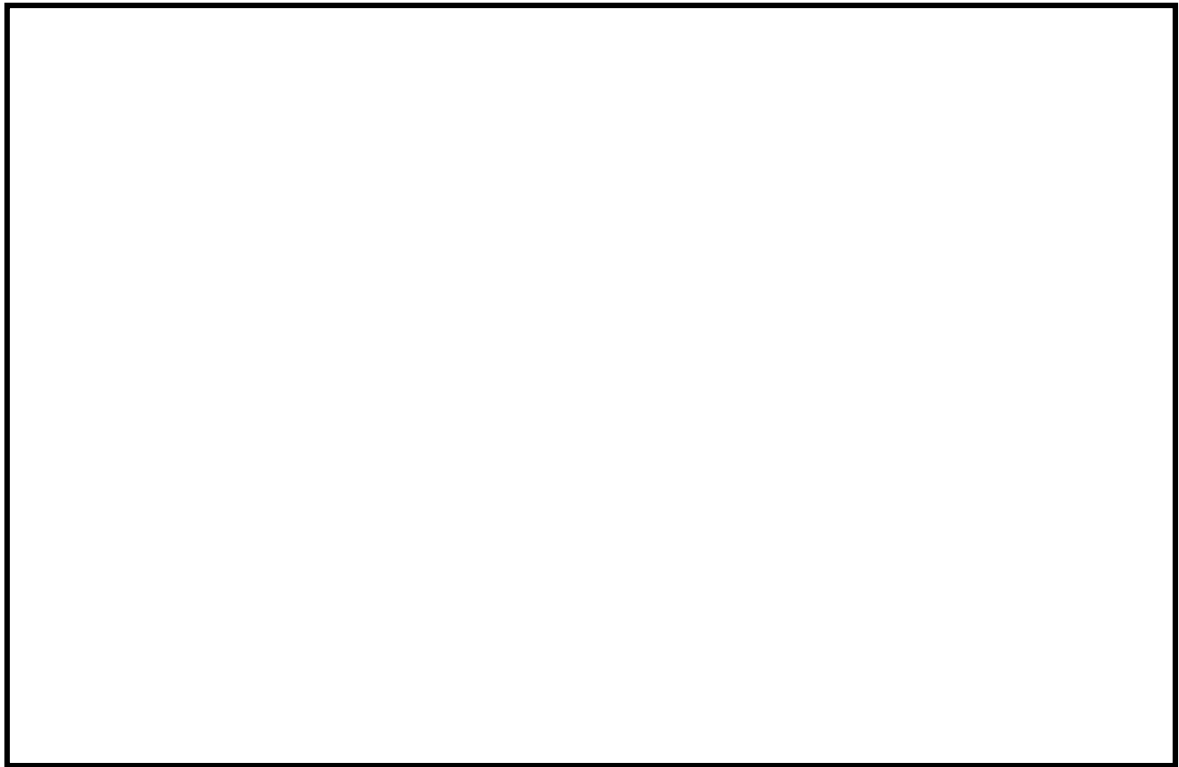
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol. %)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	600	300~2000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



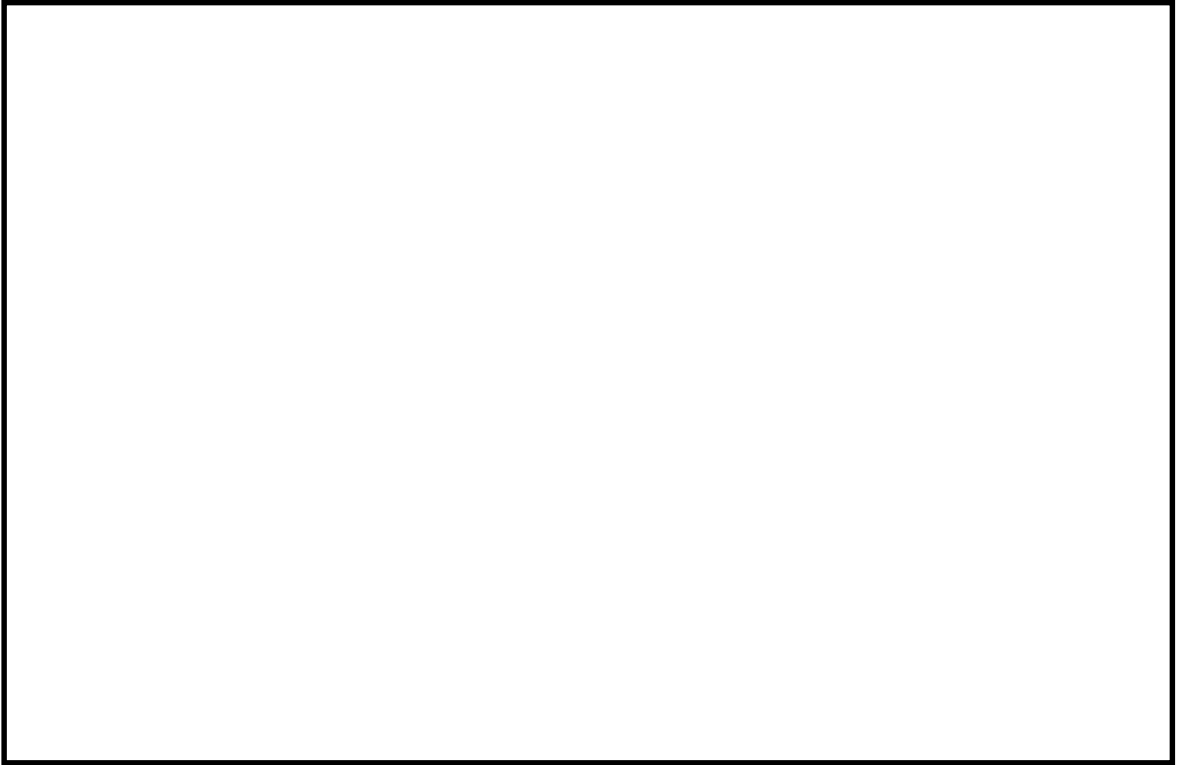
第 4-3 図 試験装置の概要



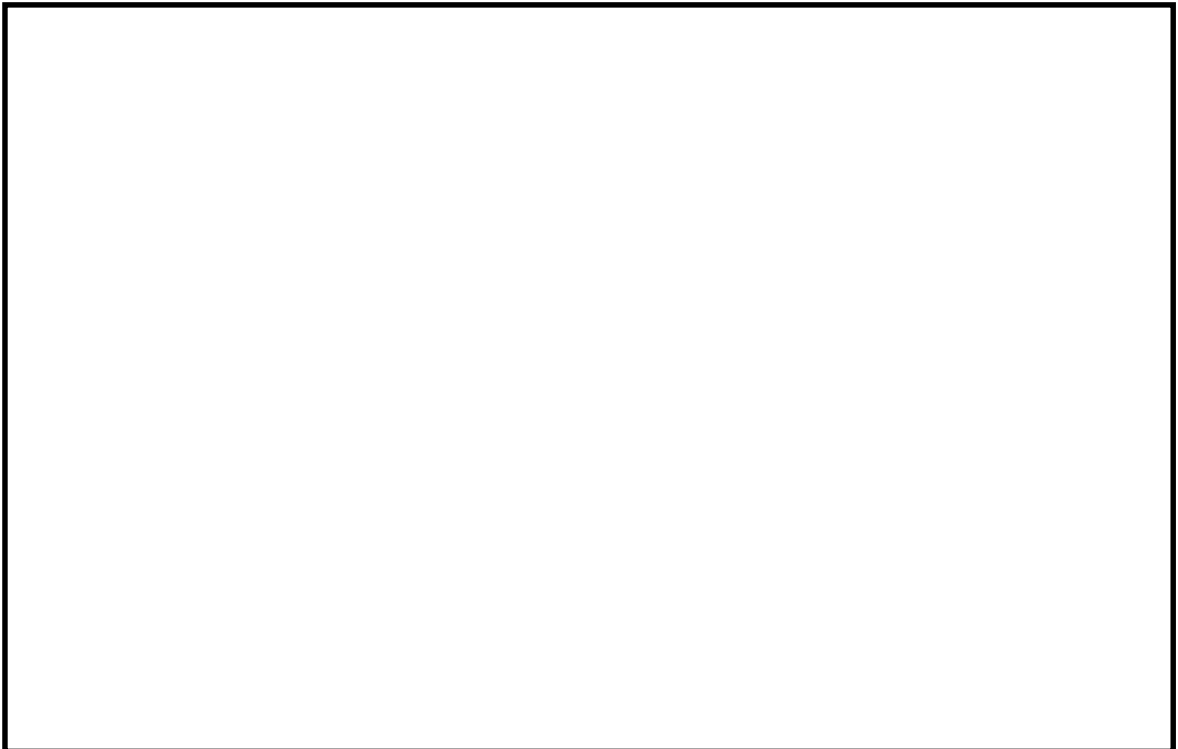
第 4-4 図 キャリアガス流量に対する DF の比較



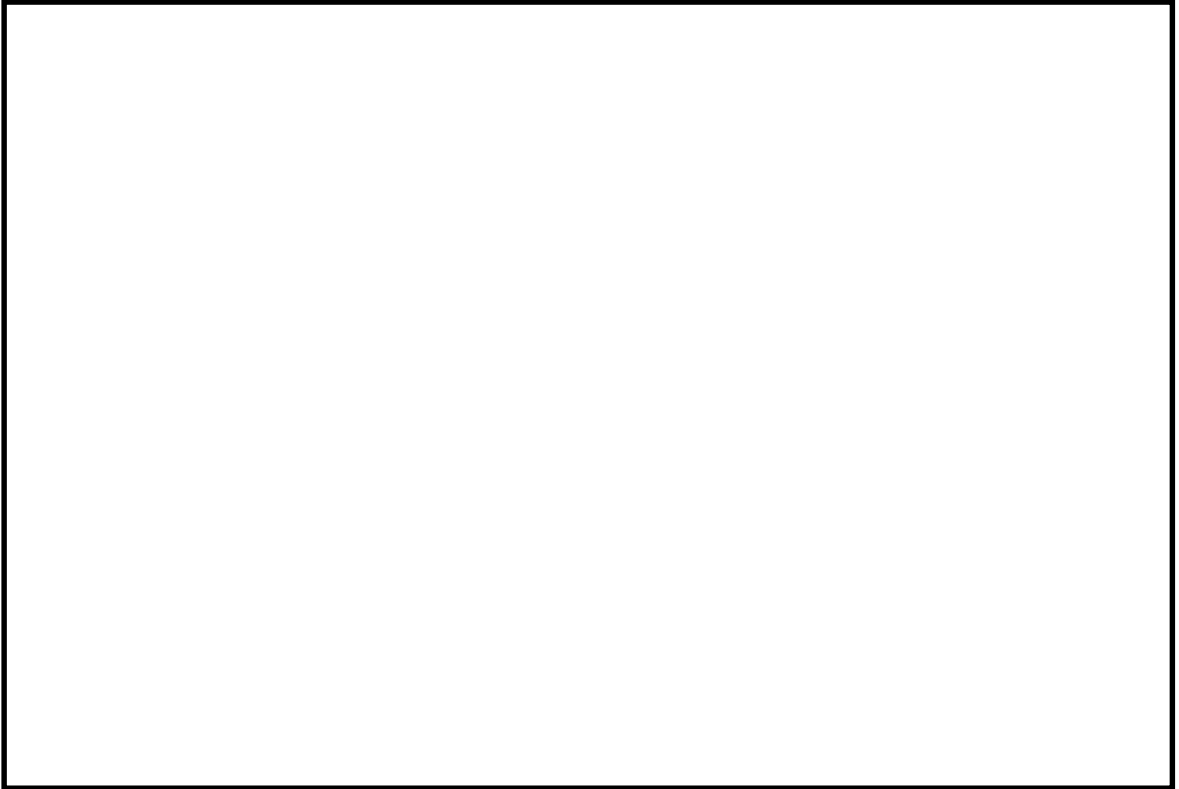
第 4-5 図 プール水温に対する DF の比較



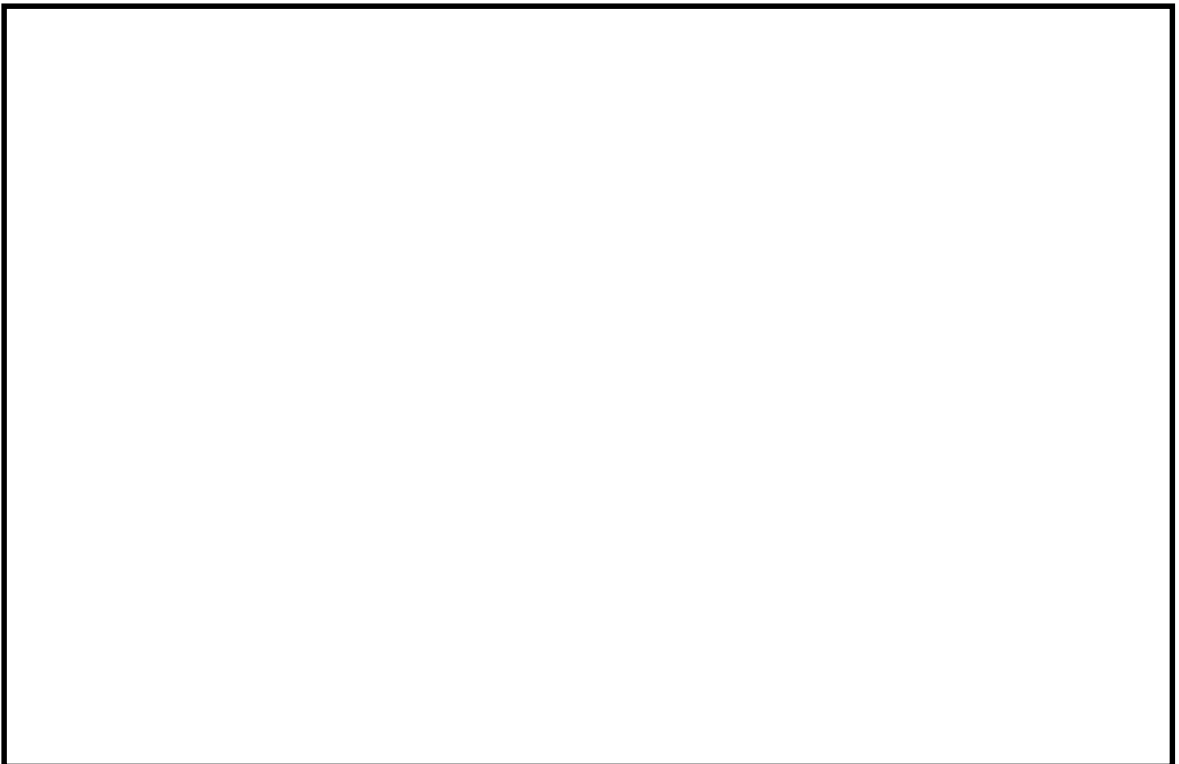
第 4-6 図 水蒸気割合に対する D F の比較



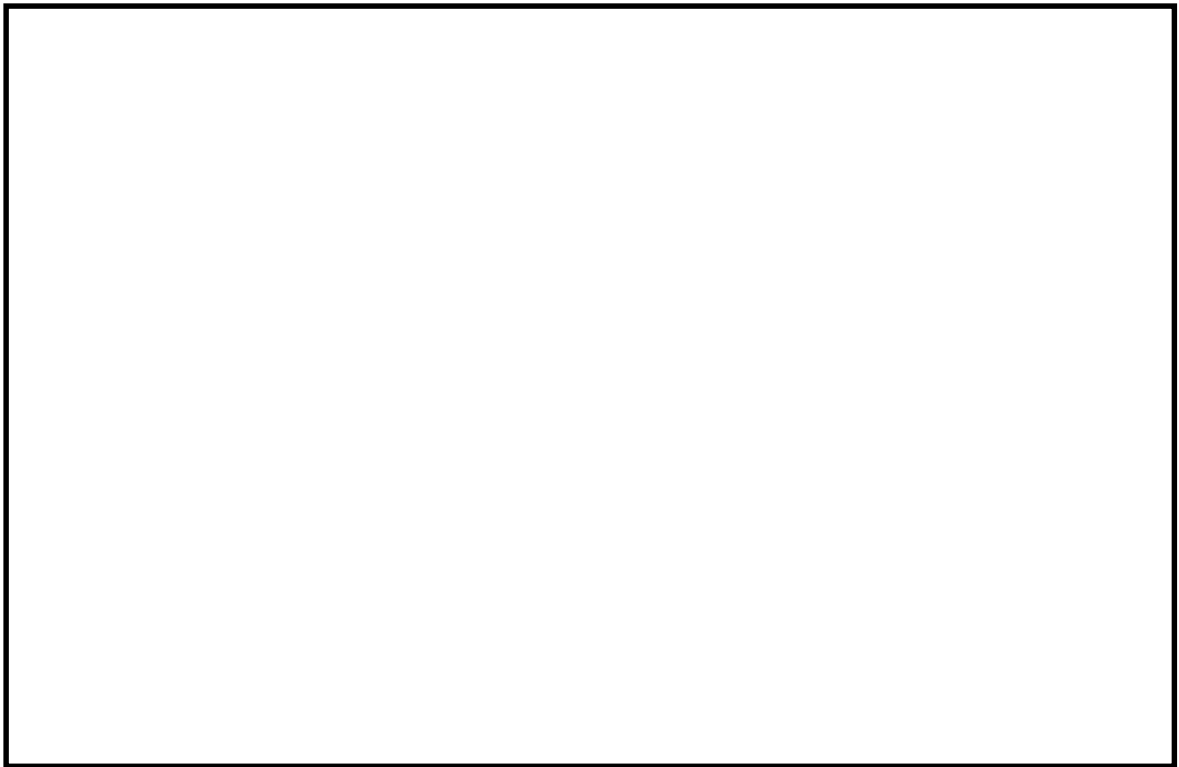
第 4-7 図 水蒸気割合に対する D F の比較 (密度補正)



第 4-8 図 スクラビング水深に対する D F の比較



第 4-9 図 スクラビング水深に対する D F の比較 (密度補正)



第 4-10 図 ガス温度に対する D F の比較

(4) 沸騰による除去効果への影響について

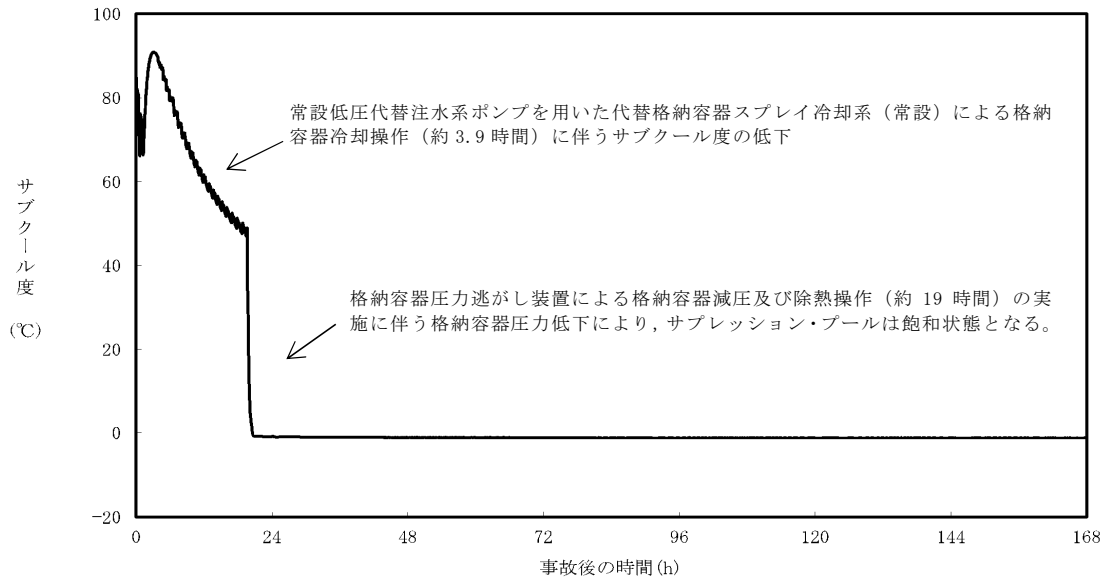
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 4-11 図のとおり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。M A A P 解析条件及び評価結果を第 4-2 表及び第 4-3 表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第 4-3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認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

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 L O C A 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ですが，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 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 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

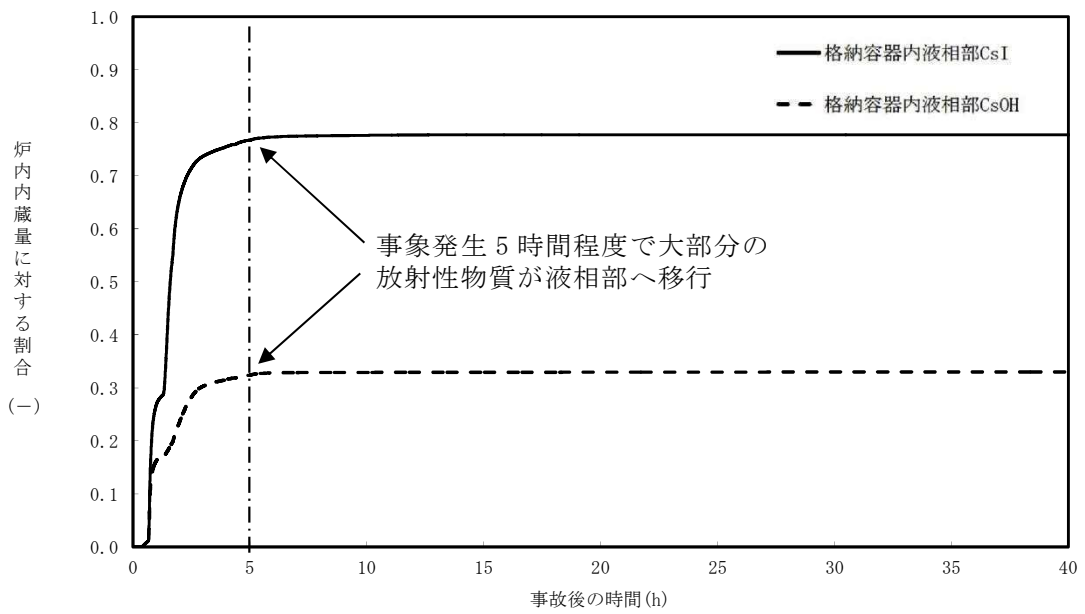
第 4-2 表 評価条件

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エ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
サブプレッション・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	□ °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	□ °C	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)	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	
<input type="text"/> 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 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) 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。

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

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

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 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 及び時刻30分における無機よう素の気相濃度 $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 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。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

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 C S E A 6 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)

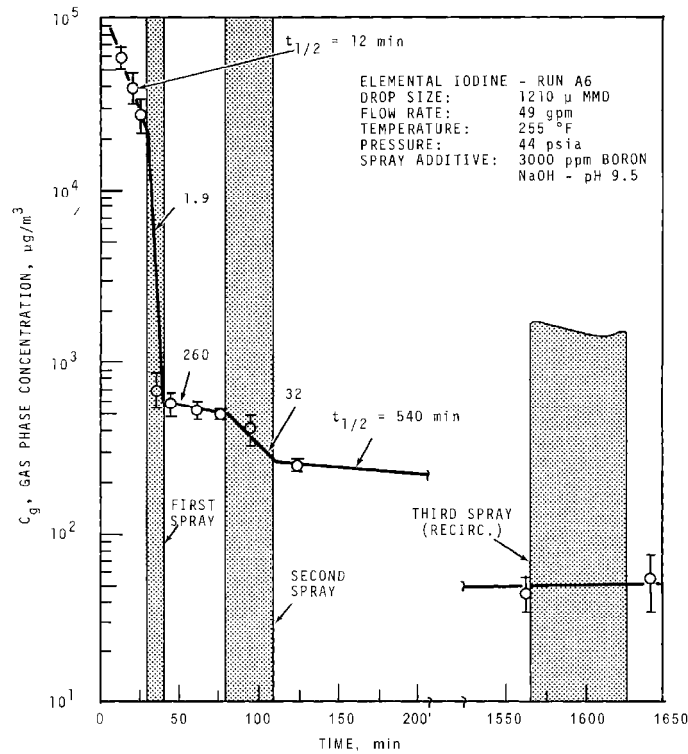


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 5-1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. C S E 実験の適用について

C S E 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 C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 ^{※1, ※2}	A 5 ^{※3}	A 1 1 ^{※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 (°C)	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 atmospheres by sprays”, BNWL-1244
- ※3 R.K.Hilliard and L.F.Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457
- ※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M A A P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 C S E A 5 及び A 1 1 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を第 5-2 図に示す。初期の沈着については A 6 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。

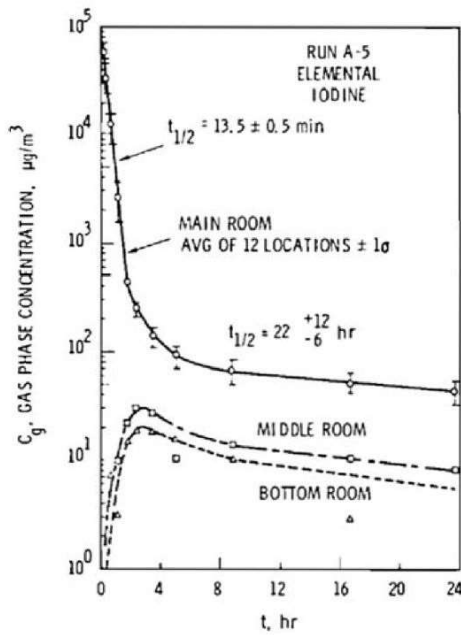


FIGURE B-5.

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

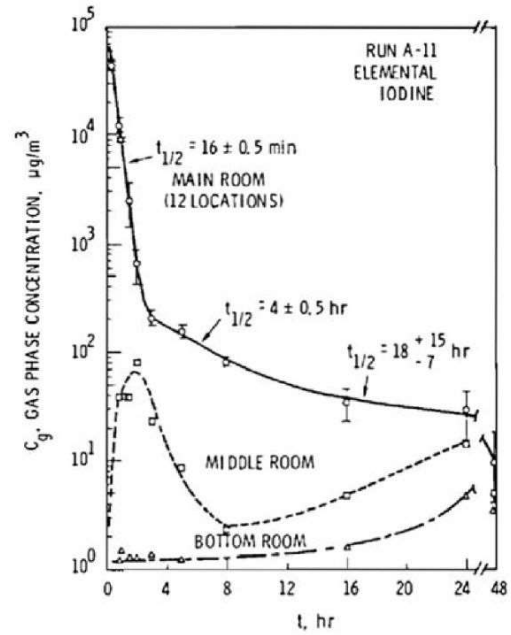


FIGURE B-6.

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.

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

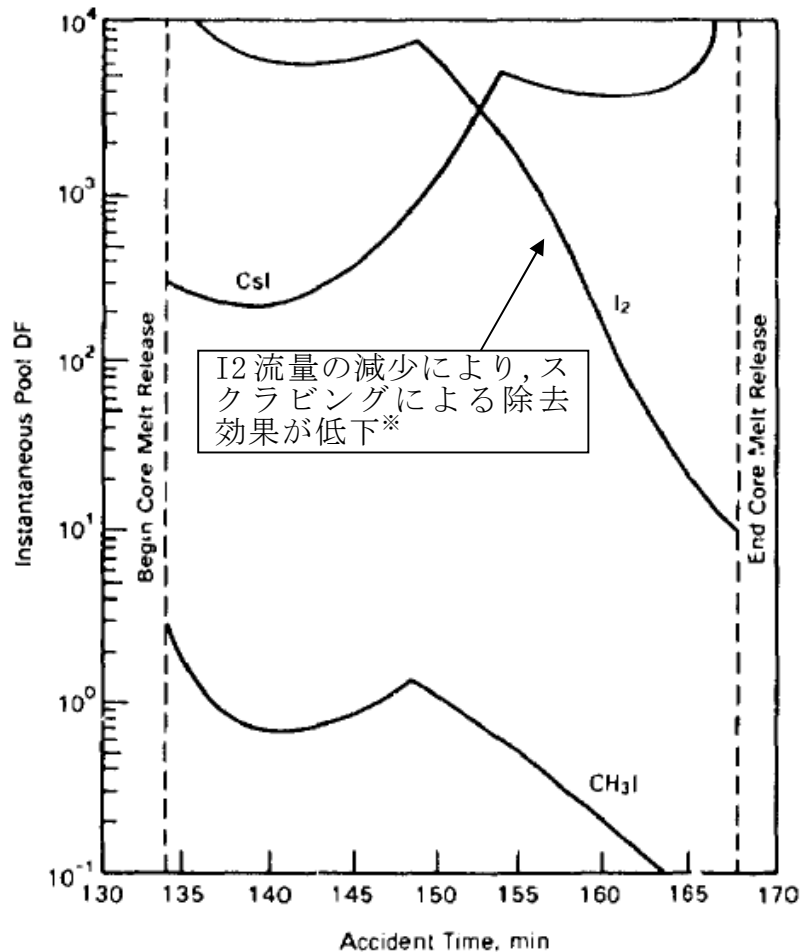
Standard Review Plan 6.5.5の引用文献^{*1}において、SPARCコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、Mark-I型原子炉格納容器を対象として無機よう素 (I_2)、粒子状よう素 (CsI) 及び有機よう素 (CH_3I) に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は第1図のとおりであり、無機よう素に対するDFは最小で10程度である。

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）

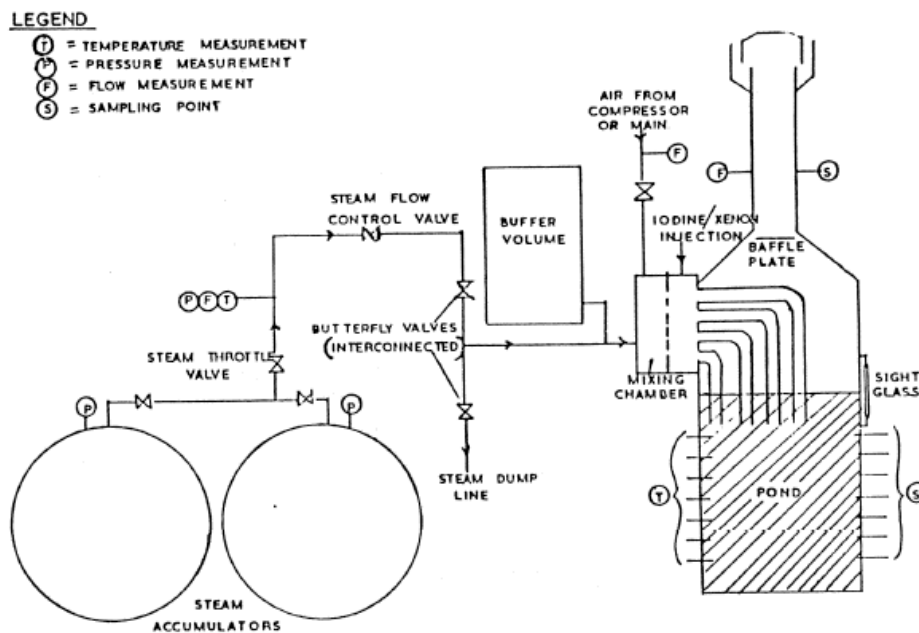
“Here the I_2 flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I_2 concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool. ”

2. UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

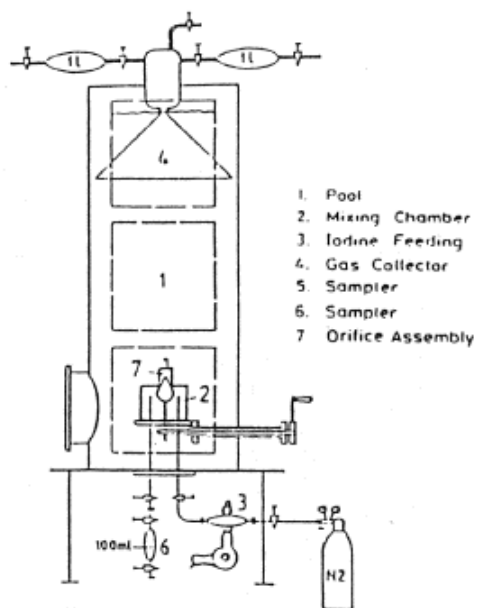
無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA^{*2}及びPOSEIDON^{*3}において実験が行われている。実験体系を第2図及び第3図、実験条件及び実験結果を第1表及び第2表に示す^{*4}。第2表のと

おり、無機よう素のDFは最小で14である。

- ※2 イギリスのウインフリス（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., $^{\circ}\text{C}$	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 sa- - turated	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 (downco- mers)
UKAEA	I_2 vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
POSEI- DON	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 ₂ O 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 ₂ O 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)

① TMI 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 ($10^{-6} \sim 10^{-7}$ 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

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を大きく上回る分析結果となってしまふ。したがって、ここに保持されたIのインベントリは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,梶田藤夫 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

試料採取場所	【定点①】*1 グランド (西北西約500m)*2		【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5号機リセス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫12棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2		
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22		
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		
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		
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/24	3/25		
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	

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

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，C s：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

S b，T e：被覆管と反応した後，被覆管の酸化に伴い放出される。

S r，M o，R u，R h，B a：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。

C e，N p，P u，Y，Z r，N b：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（R u及びM o）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の想定と比較

	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)

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

$F_{Cs}(T)$: 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

(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】

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

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

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

$F_i(T)$: 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 ₂ O 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	K r , X e
C s I類	I
C s O H類	C s , R b
S b類	S b
T e O ₂ 類	T e
S r O類	S r
B a O類	B a
M o O ₂ 類	M o , C o , T c , R u , R h
C e O ₂ 類	C e , N p , P u
L a ₂ O ₃ 類	L a , Y , Z r , N b , P r , N d , A m , C m

※9 本評価において「T e₂類」及び「U O₂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)

グループ	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	バリウム・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)

グループ	核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO ₂
4	SrO
5	MoO ₂
6	CsOH
7	BaO
8	La ₂ O 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。

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

$F_{Cs}(T)$: 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 CsI 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CsOH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。

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

参考3 M A A P 解析結果及びN U R E G-1465 の放出割合について

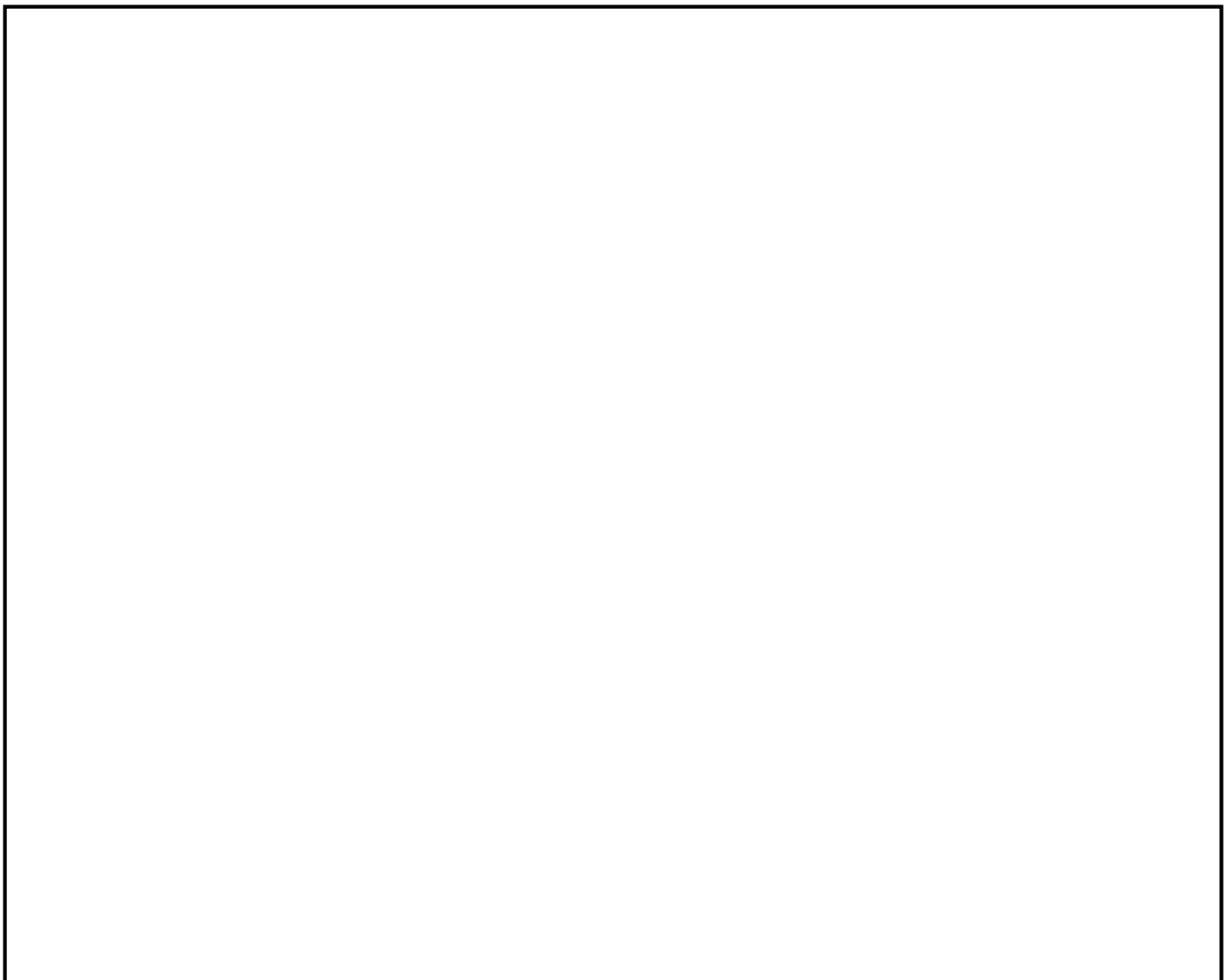
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するM A A P 解析結果及びN U R G-1465 の放出割合を第7-8表に示す。第7-8表のとおり、C s 及びI についてはM A A P 解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、N U R E G-1465 の放出割合の方が大きい。これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第7-8表 M A A P 解析結果及びN U R E G-1465 の放出割合

	M A A P	N U R E G-1465
希ガス	約 0.95	1
I	約 0.78	0.30
C s	約 0.37	0.25

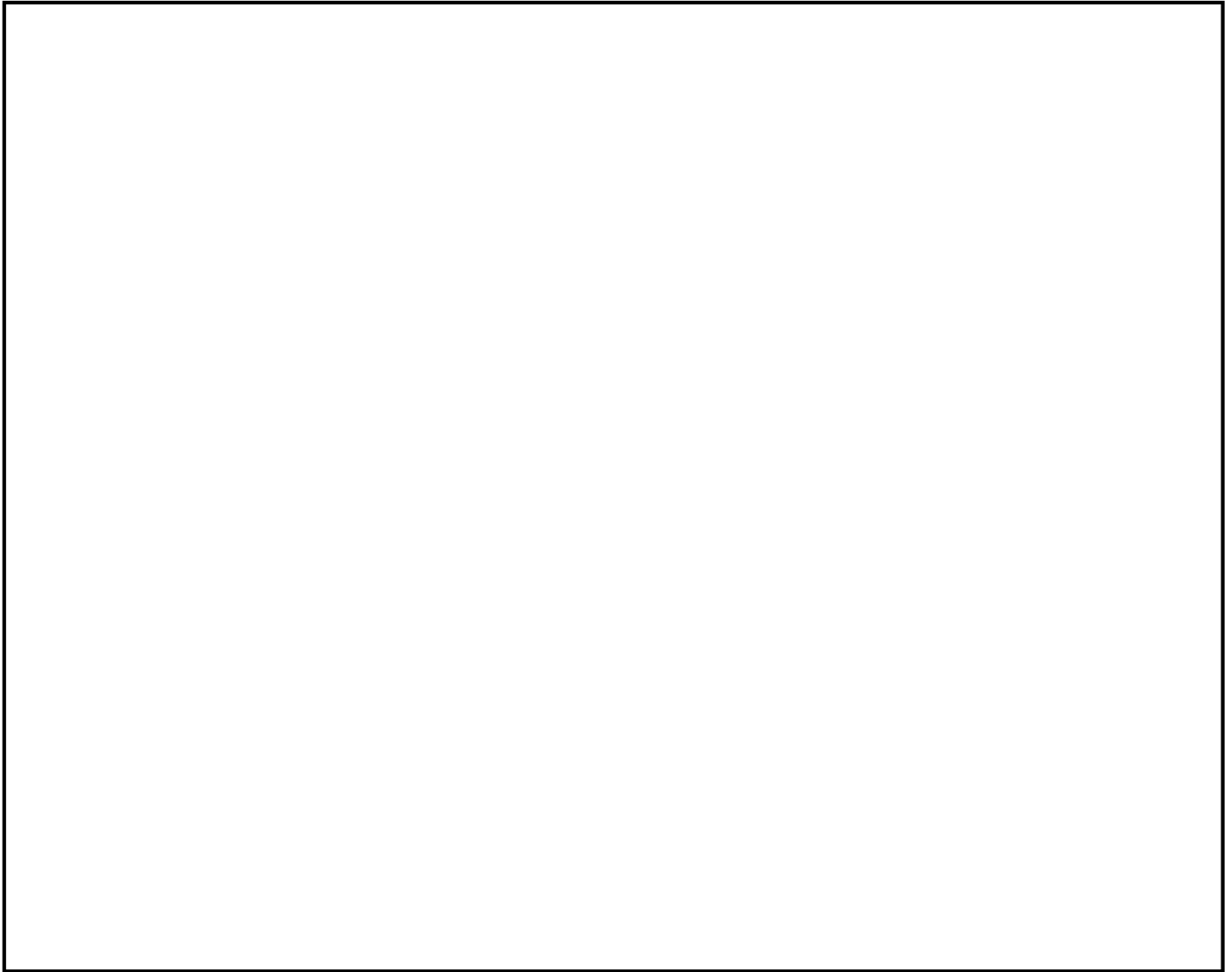
8 炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について

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。



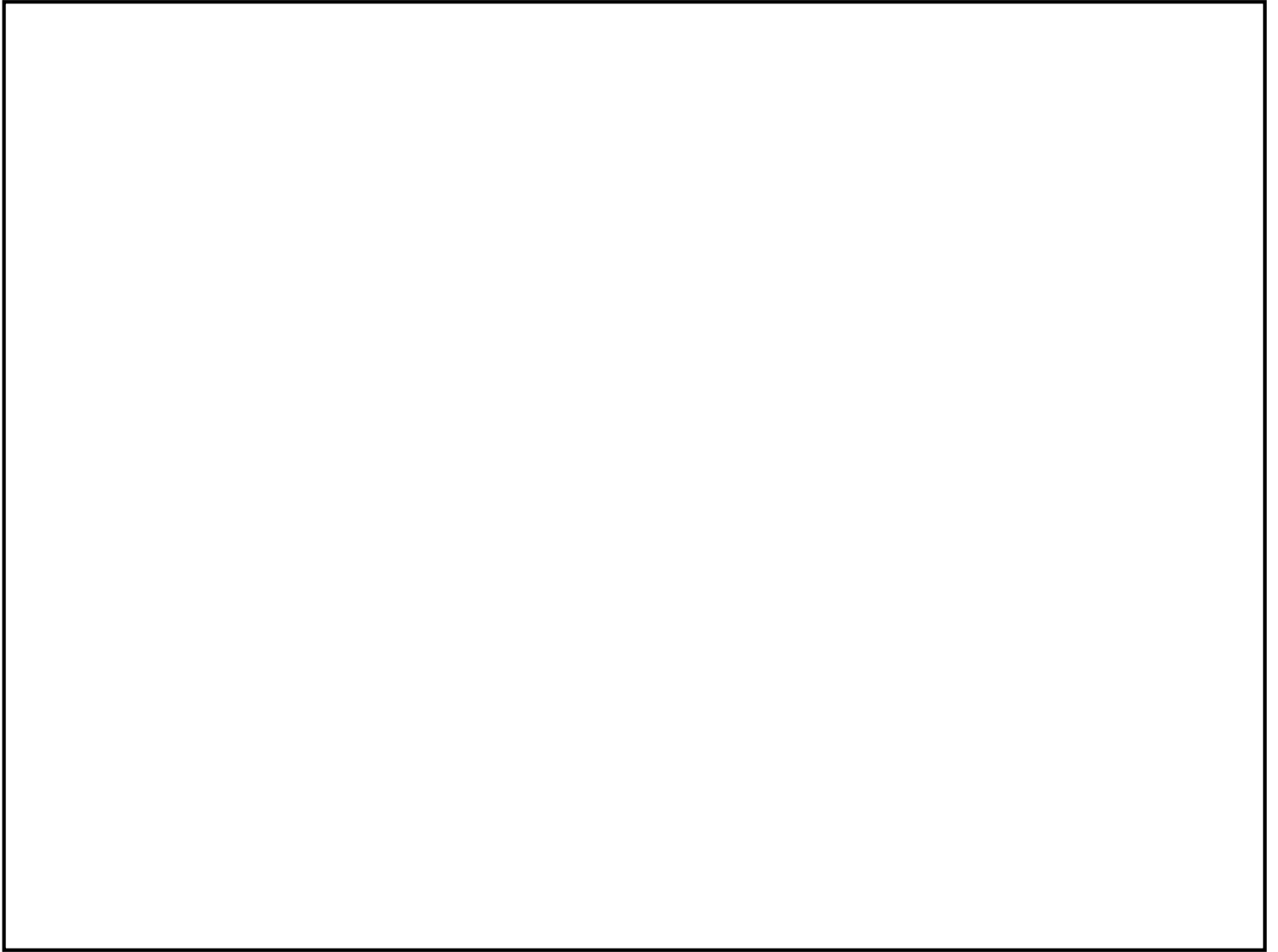
第 8-1 図 中央制御室滞在時の評価対象方位（風向）

（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）



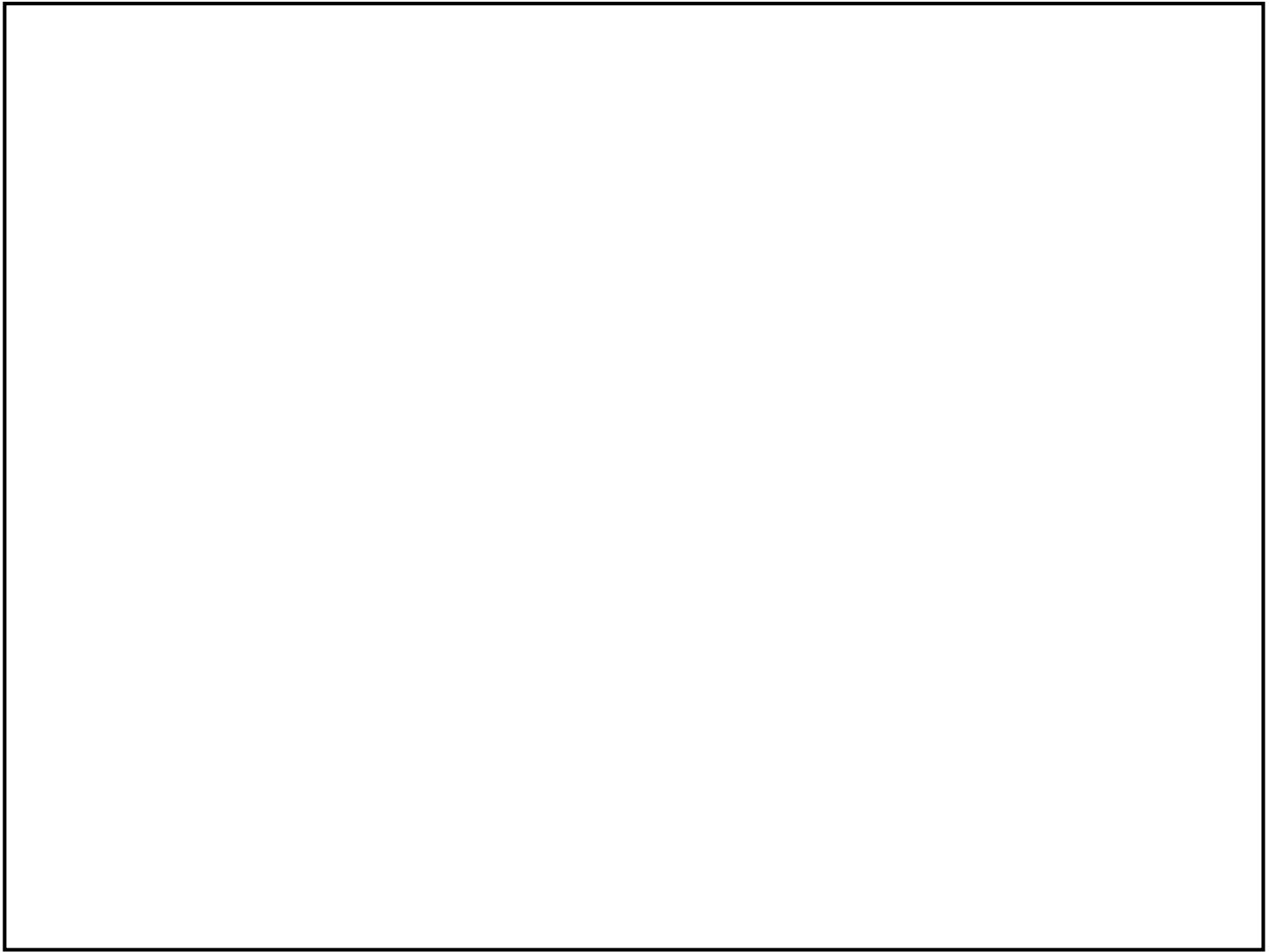
第 8-2 図 入退域時の評価対象方位（風向）

（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）

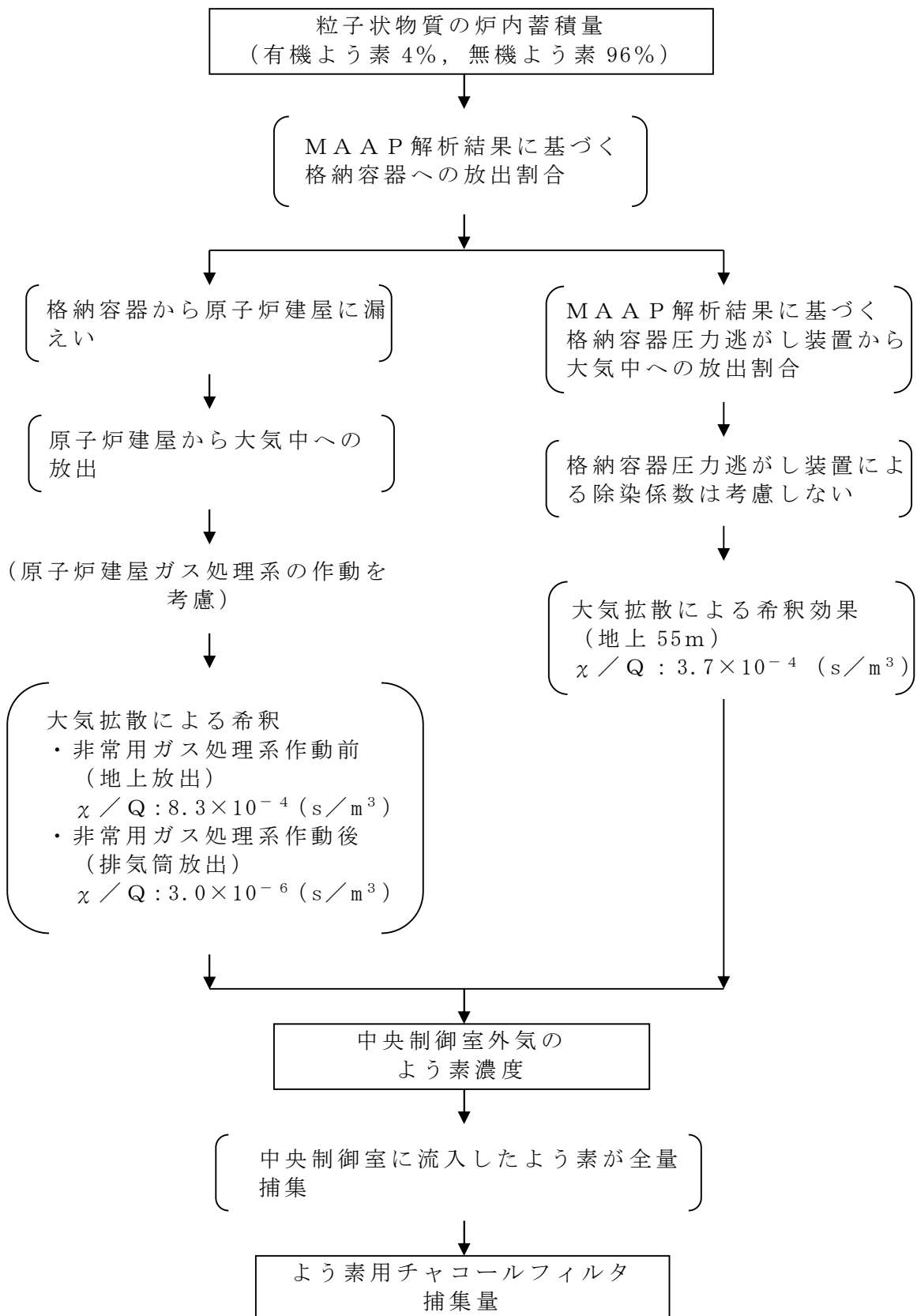
核種グループ	炉内蓄積量 (kg)
よう素類	約 2.4×10^1
C s 類	約 1.5×10^2
S b 類	約 3.2×10^{-2}
T e 類	約 5.9×10^{-1}
S r 類	約 6.8×10^1
B a 類	約 2.2×10^0
R u 類	約 1.9×10^1
C e 類	約 8.0×10^2
L a 類	約 2.8×10^1
合計	約 1.1×10^3

2. フィルタへの捕集量の評価結果

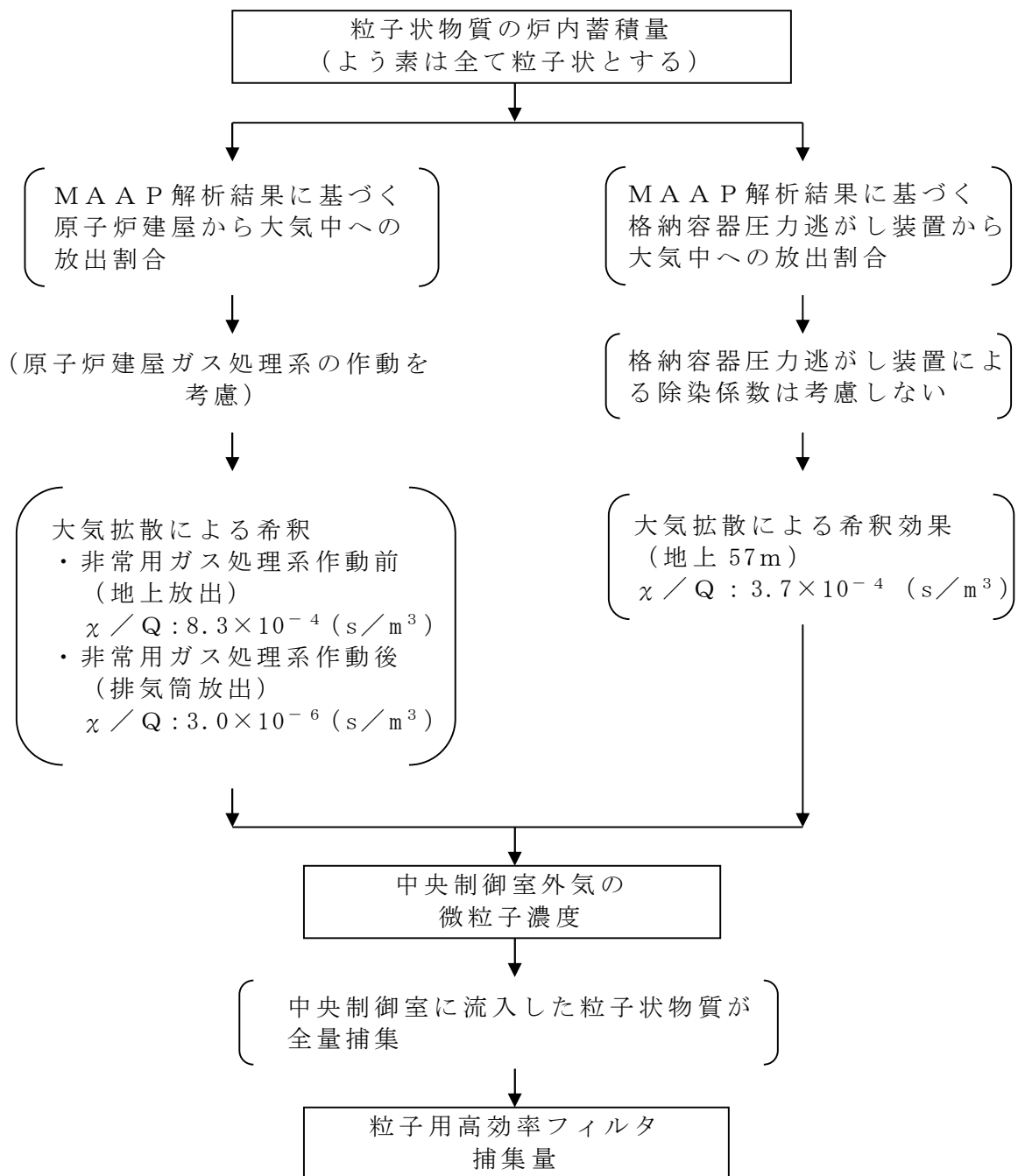
フィルタの捕集量評価結果は第9-2表のとおりであり、フィルタの保持容量を十分に下回る。

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。

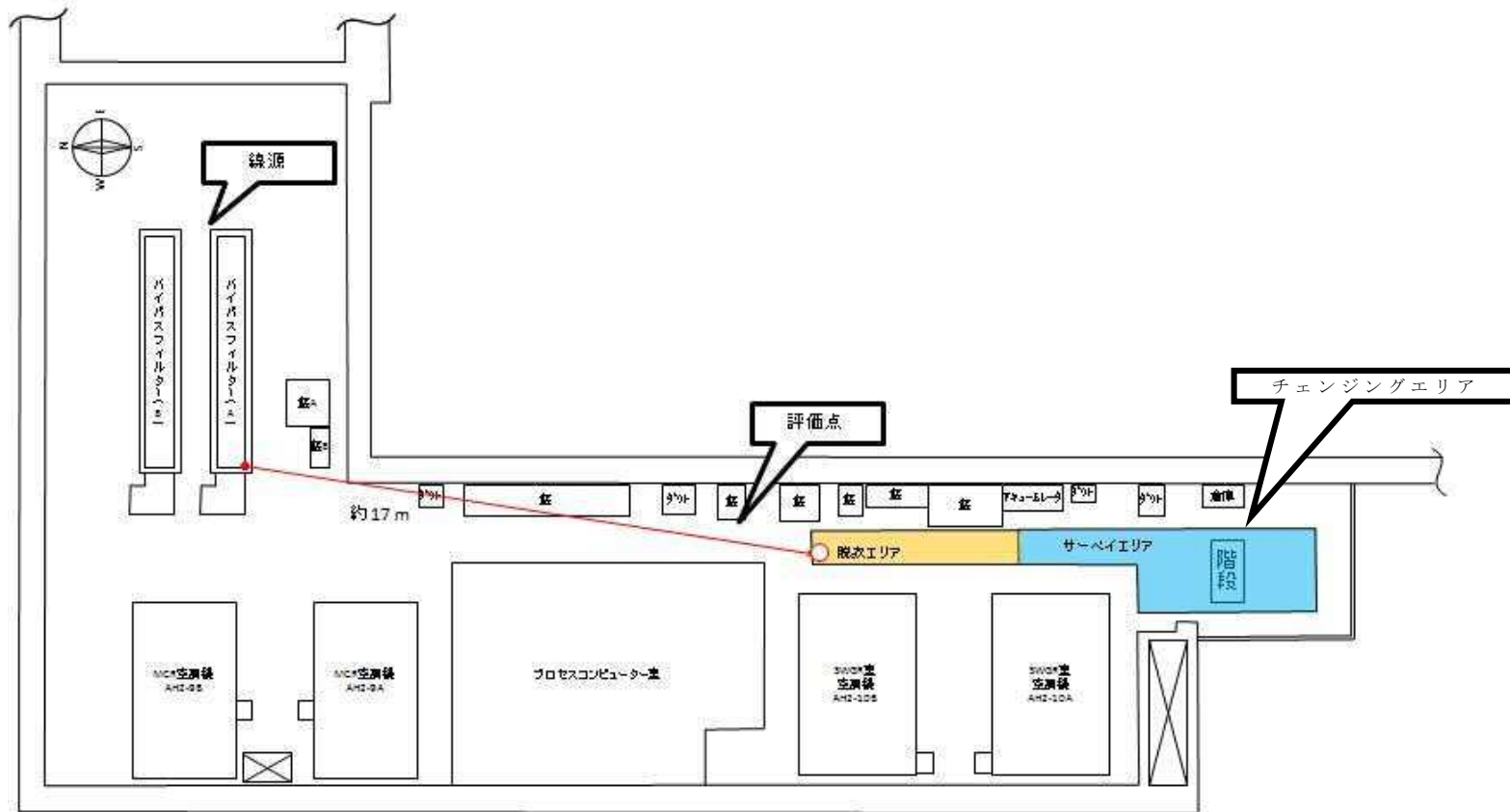
なお、よう素チャコールフィルタに流入するよう素は、その全量がフィルタ内に取り込まれるものとし、よう素はフィルタ内に一様に分布するものとした。

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 ₂ O 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。



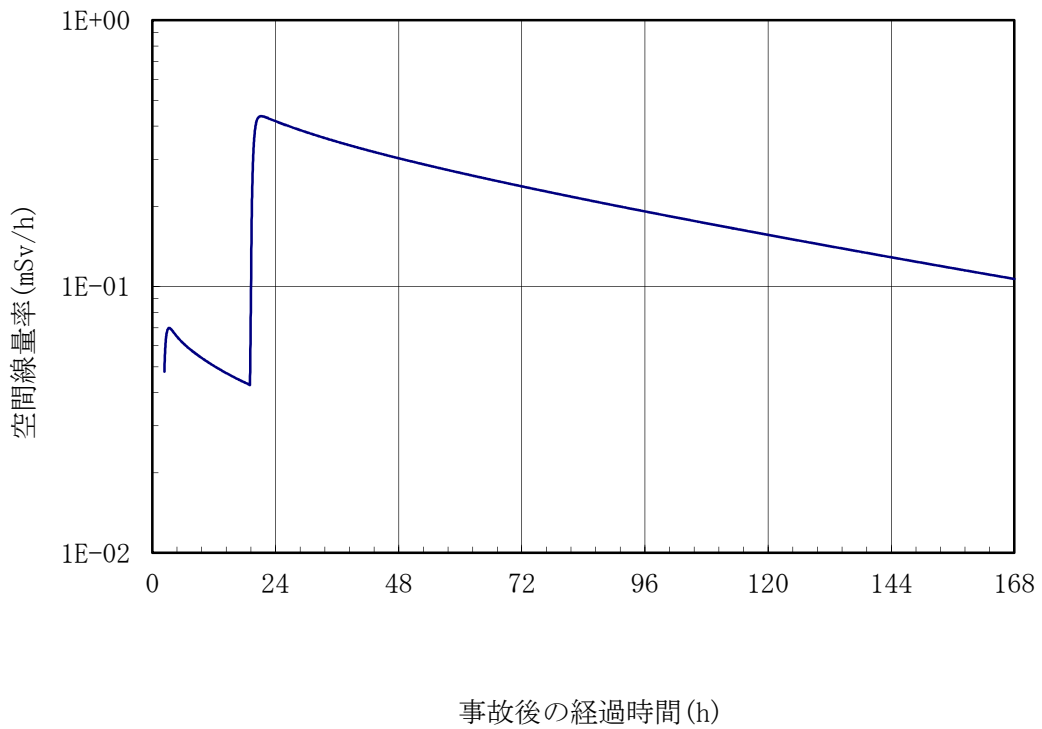
第10-1図 線源，チェンジングエリア及び評価点の位置関係

3. 評価コード

評価コードは Q A D - C G G P 2 R 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

項目	内容		
試験日程	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)		
空気流入率測定 試験における 均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ ： (測定値－平均値) / 平均値 (%)	
	A系	-7.6～7.0%	
	B系	-5.7～8.1%	
試験手法	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		
適用条件	内容	適用	備考
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが 平均値の±10%以内か。	○	
	決定係数R ² が0.90以上であること。	—	均一化の目安を満足 している
	①中央制御室の空気流入率が、別区画 に比べて小さいこと。	—	均一化の目安を満足 している
	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。	—	特異点の除外はない
③中央制御室以外の空気流入率が大き い区画に、立入規制等の管理的措置 を各種マニュアル等に明記し、運転 員へ周知すること。	—	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。	
試験結果	系統	空気流入率 (±以下は95%信頼限界値)	決定係数R ²
	A系	0.47 回/h (±0.012)	—
	B系	0.44 回/h (±0.012)	—
特記事項			

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， $DF \geq 1.21 \times 10^3$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィル

タの透過率は0.083%以下)

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。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント	
経過時間(h)	0		18	19
時刻	14:00	21:30	8:00	21:30
1直	A班		E班	
2直	C班			D班

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。

イベント	▽炉心損傷発生		▽格納容器ベント		
経過時間(h)	0		19		
時刻	8:00	21:30	3:00	8:00	21:30
1直	A班		E班		
2直	C班			D班	

(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）

	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	約 2.2×10^0
	外部被ばく	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	約 4.6×10^{-3}
	外部被ばく	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)

	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樣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。

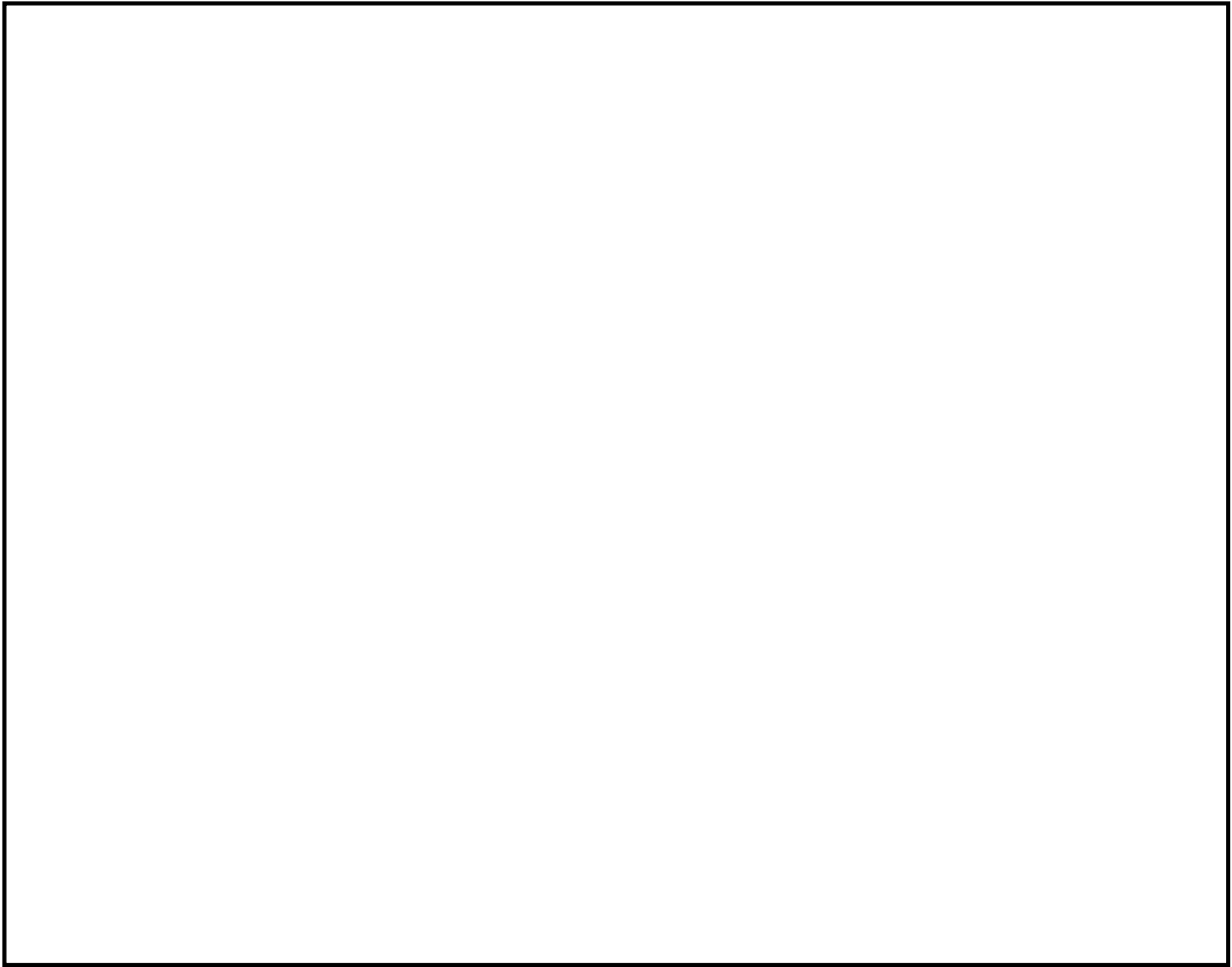
（３）評価点

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。

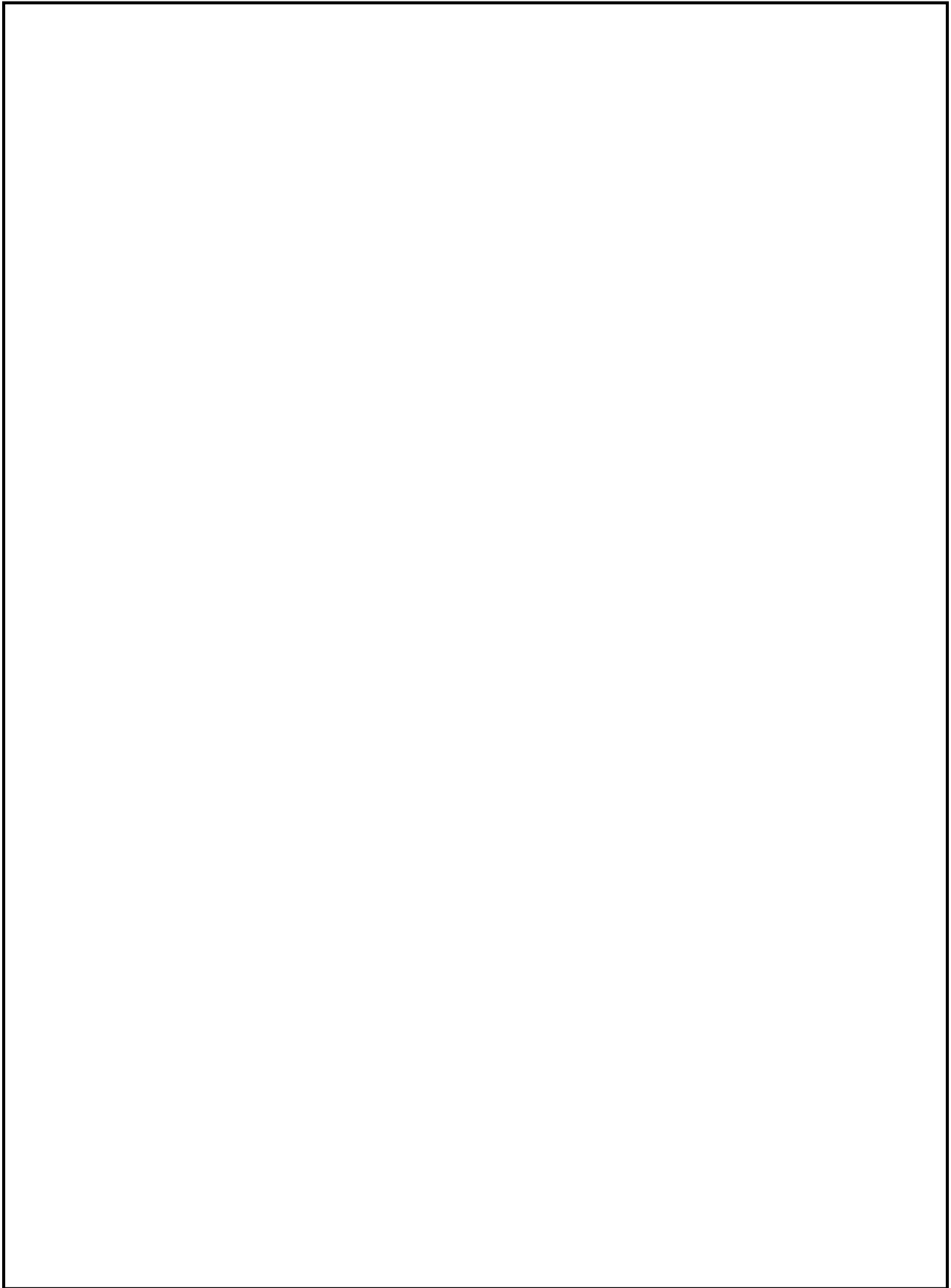
入退域時の評価点は、計算モデルの中心、地表面より高さ 1m の位置とした。評価点を第 14-3 図中に示す。

（４）評価コード

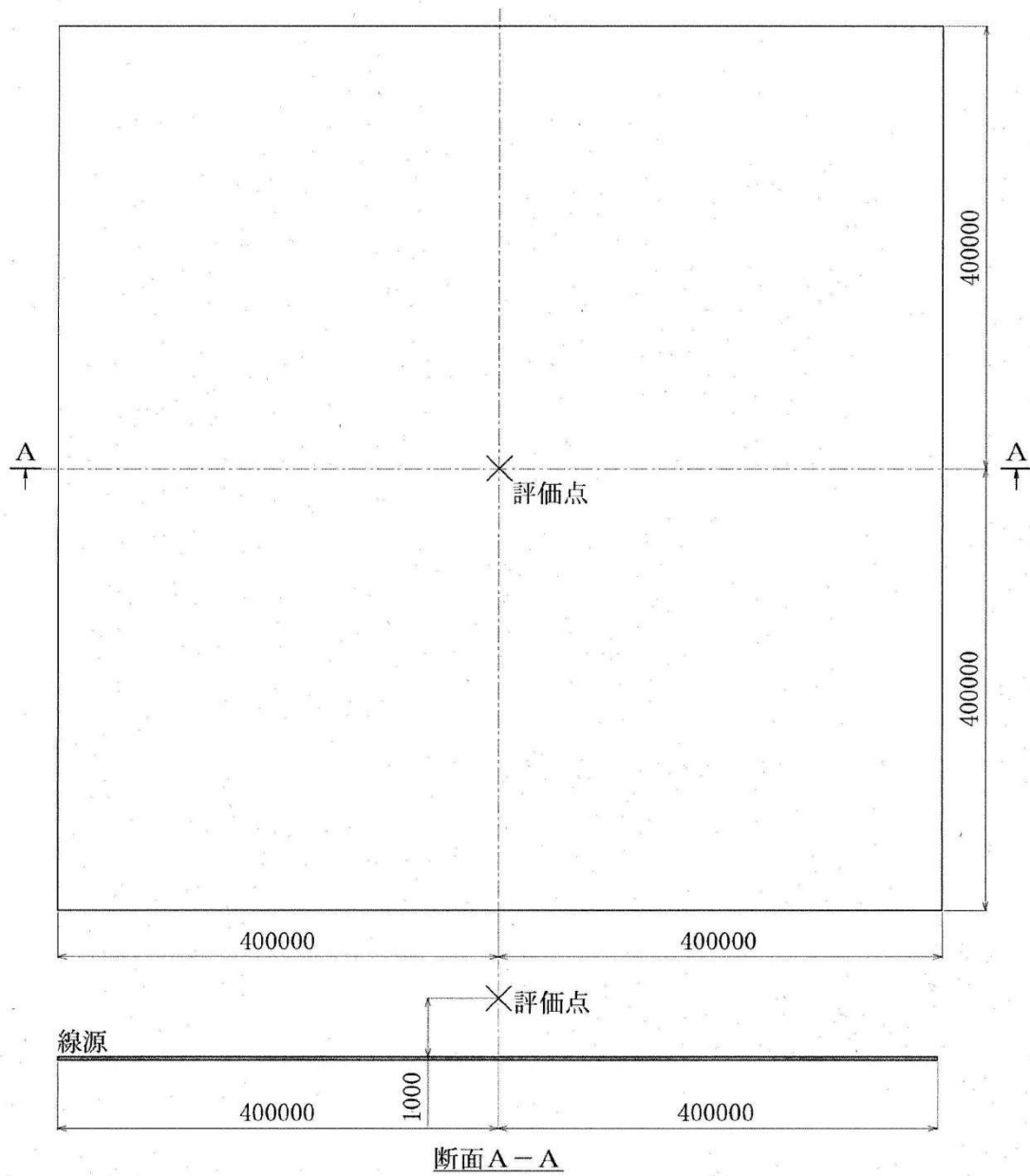
評価コードは QAD-CGGP2R コードを用いた。



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



×: 評価点
(単位: mm)

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. 1.2^{*1}に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551 Vol. 1.2 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. 1.2 では $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（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。

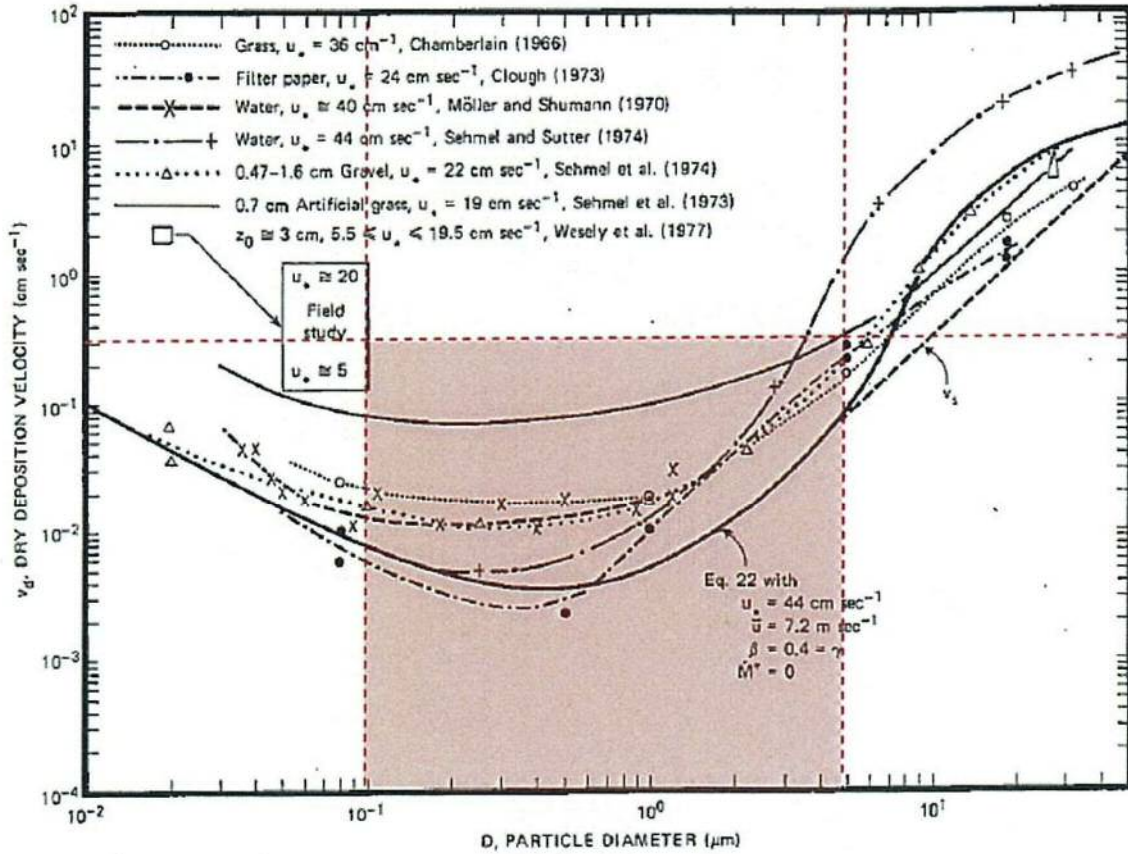


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1,5-2,6} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not 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「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」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、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 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	L A C E L A 2 ^{※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	N U R E G / C R -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	A E C L 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	P B F - S F D ^{※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	P H E B U S - F P ^{※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)

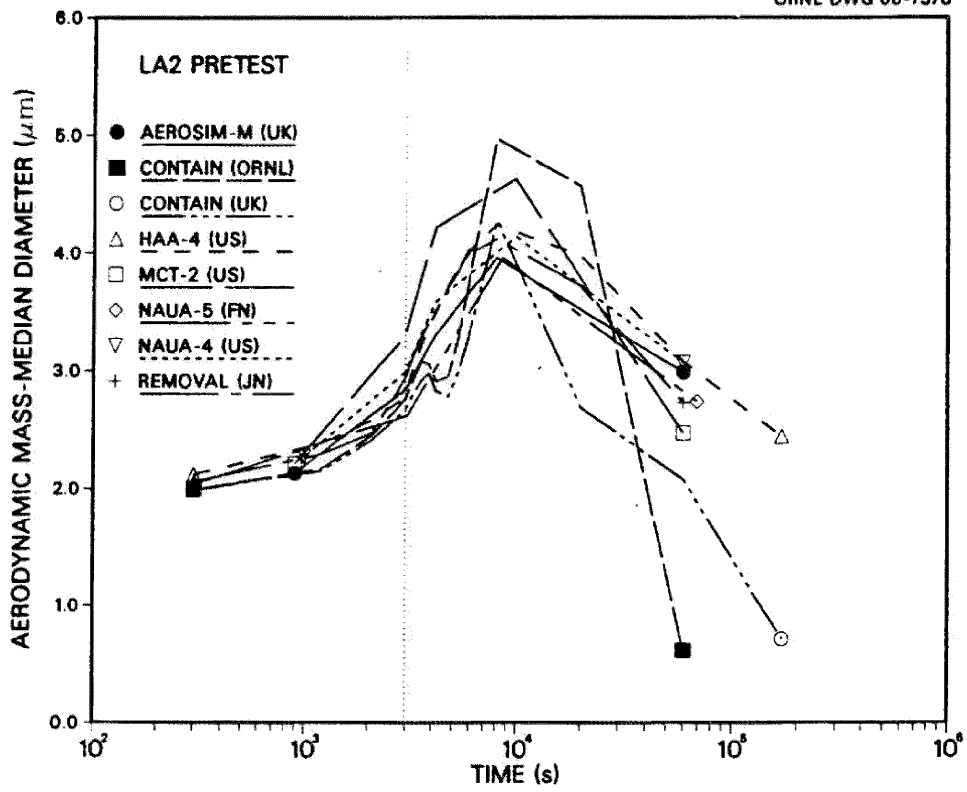


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

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

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

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

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

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

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

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

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

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

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

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

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

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

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

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*

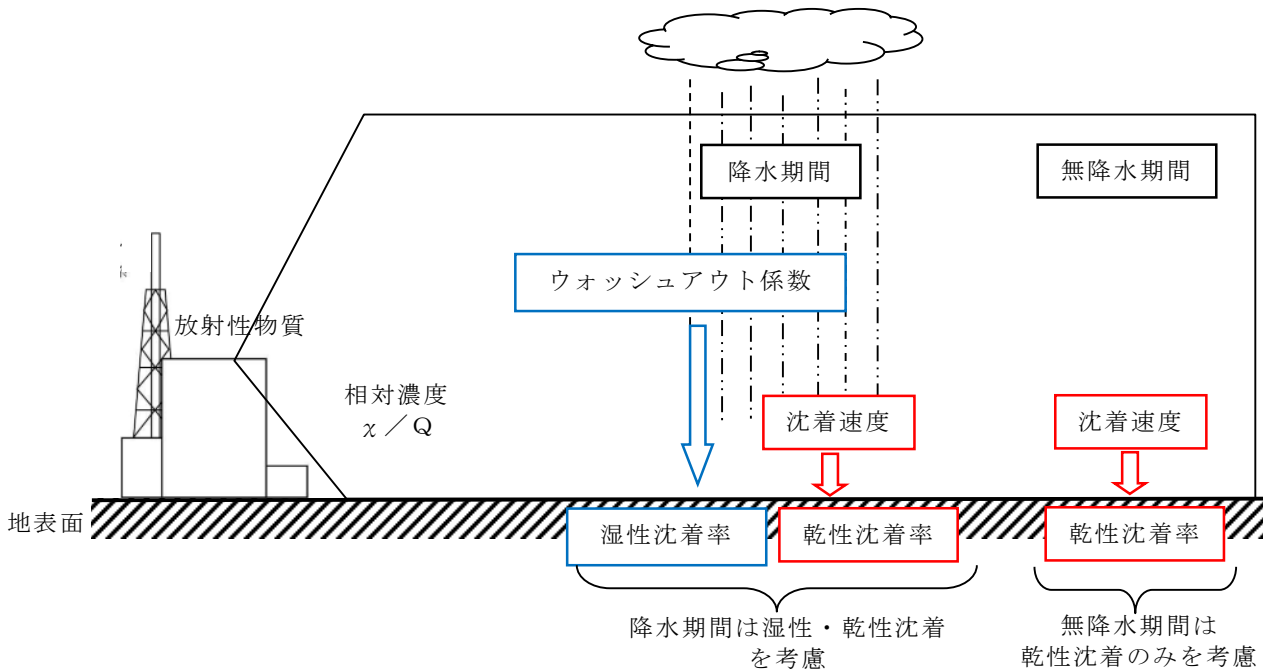
The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) 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
AFC L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 $4.0 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

「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、「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 3 P S A 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。

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

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

$x/Q(x,y,z)_i$: 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。

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

- $(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率 [1/m²]
- $\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m³]
- Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [1/s]
(= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 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。

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)

$$= \frac{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\% 値 (①)} + \left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi \Sigma_{zi}} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots \dots \dots \textcircled{3}$$

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 x/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 x/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 x/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、 x/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、 x/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	0×10^{-6}	0×10^{-9}	0	0	0×10^{-9}
4/1 2:00	SW (NE)	4.5	E	0×10^{-6}	0×10^{-9}	1.0	0×10^{-8}	0×10^{-8}
4/1 3:00	S (N)	1.4	F	0×10^{-6}	0×10^{-9}	1.5	0×10^{-8}	0×10^{-8}
...
3/31 24:00	SW (NE)	5.5	D	0×10^{-7}	0×10^{-10}	0	0	0×10^{-10}

評価対象方位の時刻のみ χ/Q 及び乾性沈着率が発生

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
...
〇〇	97.004	0×10^{-6}	0×10^{-9}
〇〇	97.010	0×10^{-6}	0×10^{-9}
...
×××	100.000	0×10^{-5}	0×10^{-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 $4\times 10^{-3}\text{cm/s}$ 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 $10^{-4}\sim 10^{-2}\text{cm/s}$ 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 Vol. 1. 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-Atmospheric Dispersion Modeling 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^{-3}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

放出経路	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	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

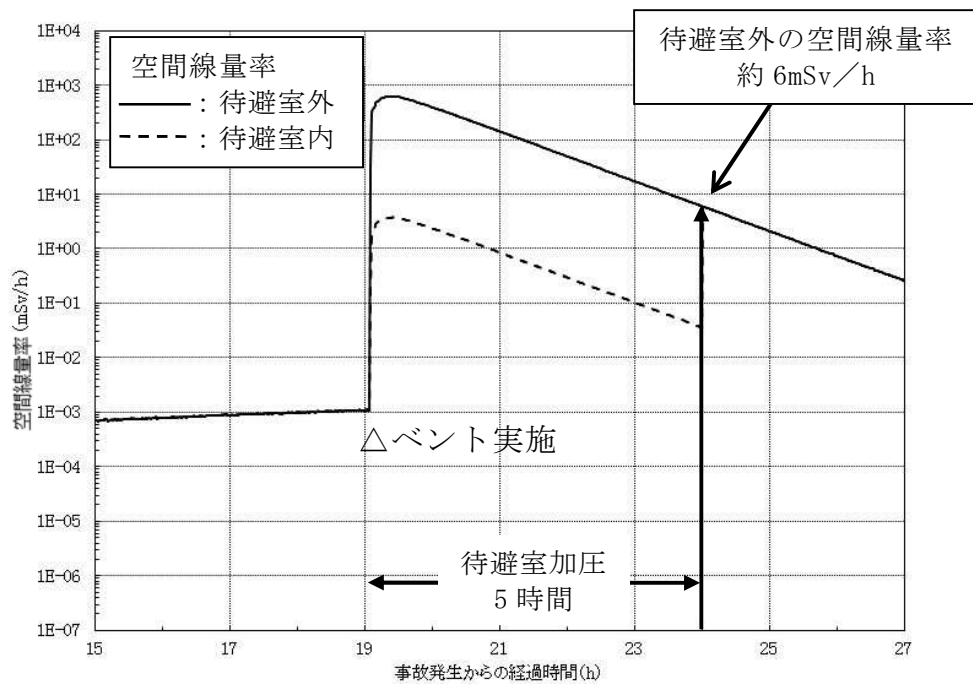
第 18-2 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変化

	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、加圧用空気ポンペの本数は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

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋)</p> <p>第74条 (原子炉制御室)</p> <p>1. 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1. b) → 審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>④ 運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p>	

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p>	<p>4.1 →審査ガイドのとおり</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4.1 (1) → 審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑤の経路に対して評価している。</p> <p>4.1 (1) ① → 審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線に</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>よる中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)②→審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4.1(1)③→審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1(1)④→審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)⑤→審査ガイドのとおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」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。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働いたため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p>	<p>4.1(2)→審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室居住性に係る被ばくは、図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4.1(2)a.→審査ガイドのとおり</p> <p>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、放出放射エネルギーの観点から、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。</p> <p>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。</p> <p>4.1(2)b.→審査ガイドのとおり</p> <p>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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。 <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p>	<p>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。</p> <p>4.1(2)c. →審査ガイドのとおり</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1(2)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>前項 a. 及び b. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a. 及び b. の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量(ガンマ線による外部被ばく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。</p> <p>4.1(2)e. →審査ガイドのとおり</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <p>・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスブルームモデルを適用して計算する。</p>	<p>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。</p> <p>4.2(1)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>4.2(1)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>4.2(2)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・風向，風速，大気安定度及び降雨の観測項目を，現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には，水平及び垂直方向の拡散パラメータは，風下距離及び大気安定度に応じて，気象指針（参3）における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。 <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>放出点（格納容器圧力逃がし装置配管）から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため，建屋による巻き込みを考慮し，建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p> <p>一～三の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。</p> <p>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。</p> <p>放出点の位置は，図4の領域Anの中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は，巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下側にある。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、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。 <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表 	<p>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示すように、建屋の後流側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。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>放出源（格納容器圧力逃がし装置配管）から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>面の選定</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>建屋による巻き込みの影響を考慮しており、事故時には間欠的に外気を取り入れる。代表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。</p> <p>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。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 代表面上における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及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。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p> <p>この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価</p>	<p>建屋による巻き込みを考慮し、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて複数方位を対象として評価している。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>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。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は9方位)を評価方位として選定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>点の風上となる 180° が対象となる。</p> <p>図 6 及び図 7 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>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</p>	<p>「・着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p> <p>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。</p> <p>原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定 	<p>4.2(2)c. →審査ガイドのとおり</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目(風向、風速、大気安定度)及び実効放出継続時間を基に、短時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線計算モデルに適用し、計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を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。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2(2)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>4.2(2)e. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室は間欠的に外気取入れ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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>（3）線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 	<p>運転による空気が直接流入することを仮定している。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>空気流入量は中央制御室のバウンダリ体積（容積）を用いて計算している。</p> <p>4.2(3)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</p> <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</p> <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <p>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <p>・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</p>	<p>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。</p> <p>4.2(3)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室の運転員のグラウ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。</p> <p>4.2(3)c. →審査ガイドのとおり</p> <p>中央制御室内における内部被ばくについては、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>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。</p> <p>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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 	<p>た。</p> <p>4.2(3)d. →審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>4.2(3)e. →審査ガイドのとおり</p> <p>外部被ばく線量については、空気中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4.2(3)f. →審査ガイドのとおり</p> <p>入退域時の運転員のグラウ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ウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。考慮している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 	<p>4.2(3)g. →審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・希ガス類, ヨウ素類, Cs 類, Te 類, Ba 類, Ru 類, Ce 類, 及び La 類を考慮する。 ・なお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。 <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし, 代替交流電源からの給電を考慮する場合は, 給電までに要する余裕時間を見込むこと</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)</p> <p>非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の動作については 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。</p> <p>b. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)フィル</p>	<p>4.4(1)→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果をもとに設定している。</p> <p>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。</p> <p>よう素の性状については, R.G.1.195 を参照している。</p> <p>4.4(2)→審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>4.4(3)a→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を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。</p> <p>4.4(3)b→審査ガイドのとおり</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>タ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内への自然沈着</p> <p>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。</p> <p>e. 原子炉格納容器漏えい率</p> <p>原子炉格納容器漏えい率は 4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備</p> <p>原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <p>・放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a</p>	<p>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。</p> <p>4.4(3)c→審査ガイドのとおり</p> <p>格納容器スプレイの作動については4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.4(3)d→審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>4.4(3)e→審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>4.4(3)f→審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドのとおり</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は4.1(2)aで選定した事</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>4.4(4)b. →審査ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>4.4(5)a→審査ガイドのとおり</p> <p>4.1(2)aで選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>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。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置・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</p>

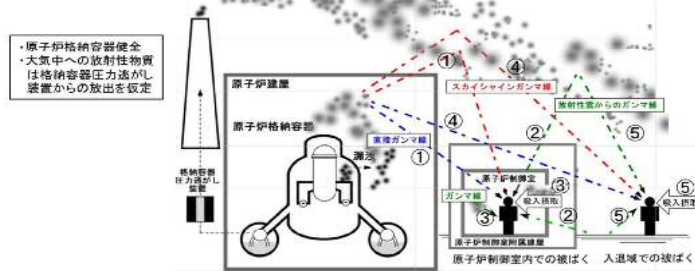
<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様に設定する。 	<p>ード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量をANISNコード及びG33-GP2Rコードで計算している。</p> <p>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。</p>

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

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

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

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ウ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ウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

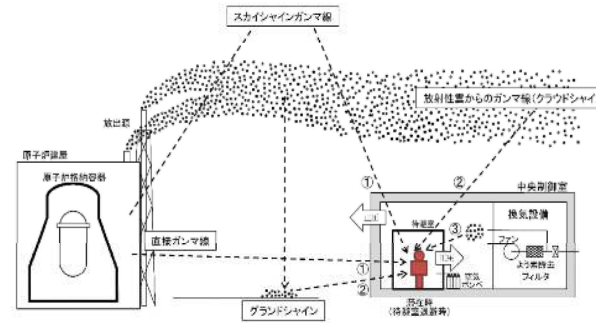
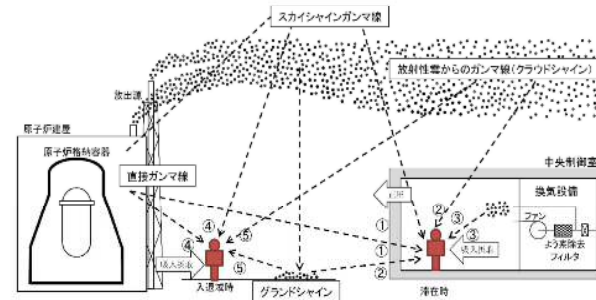


図1→審査ガイドのとおり

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

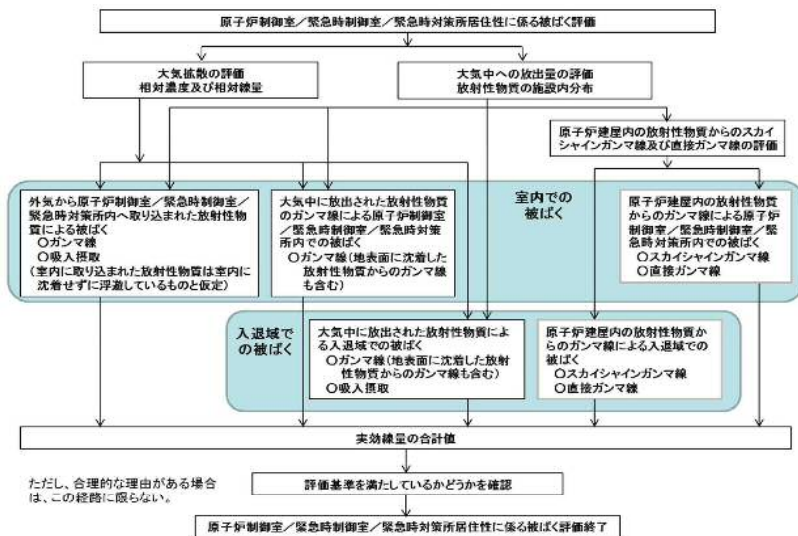


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

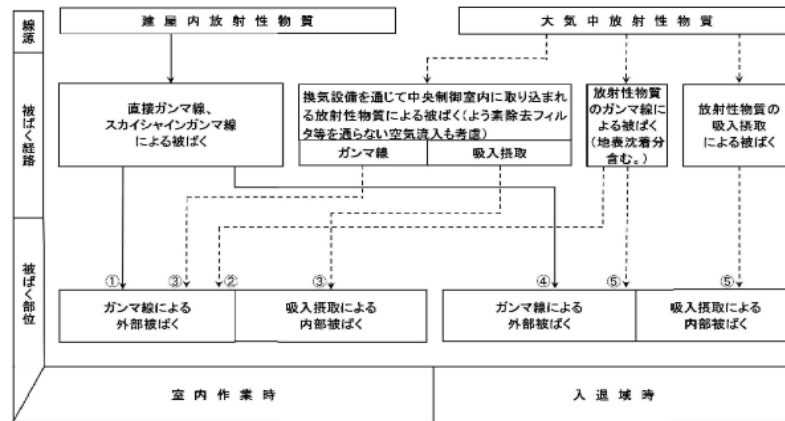
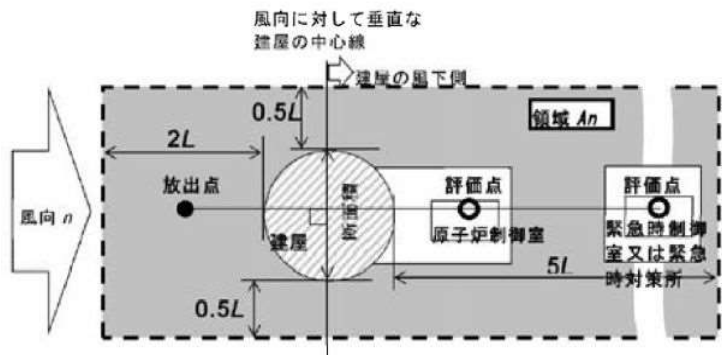


図3→審査ガイドのとおり

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）

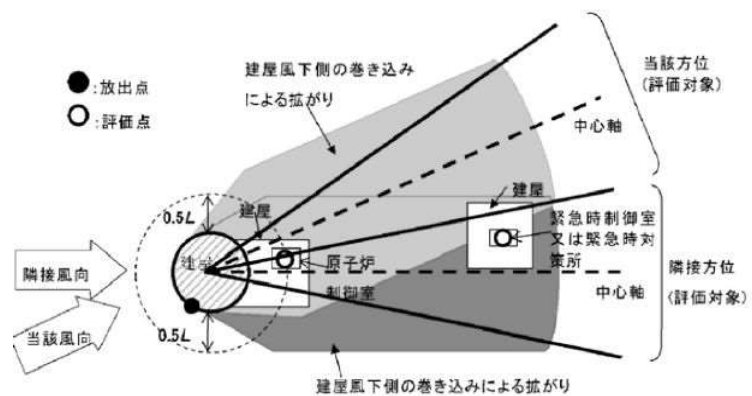


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

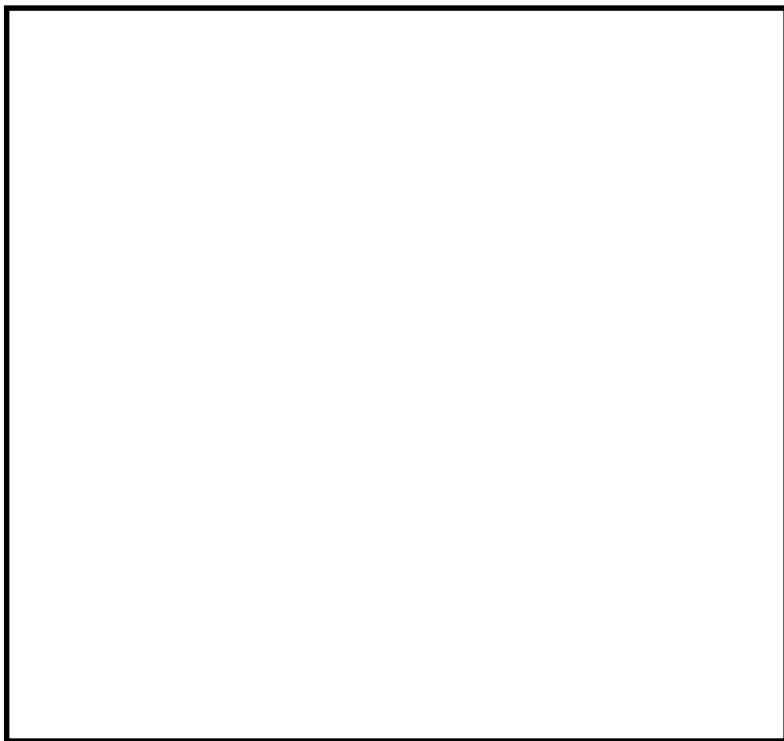



図4, 図5→審査ガイドのとおり

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
	<div data-bbox="1169 384 1951 954" data-label="Image"></div> <p data-bbox="1137 1018 1547 1050">図 4, 図 5→審査ガイドのとおり</p>

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

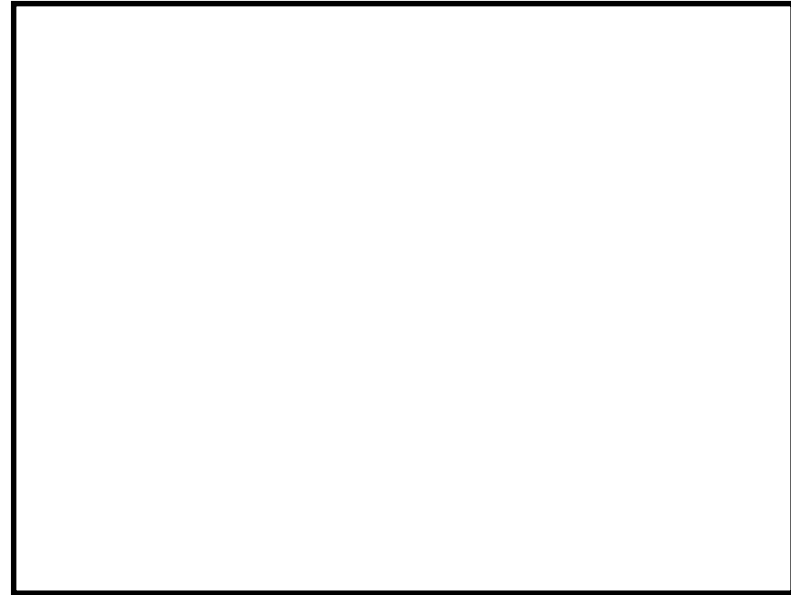


図 4, 図 5→審査ガイドのとおり

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

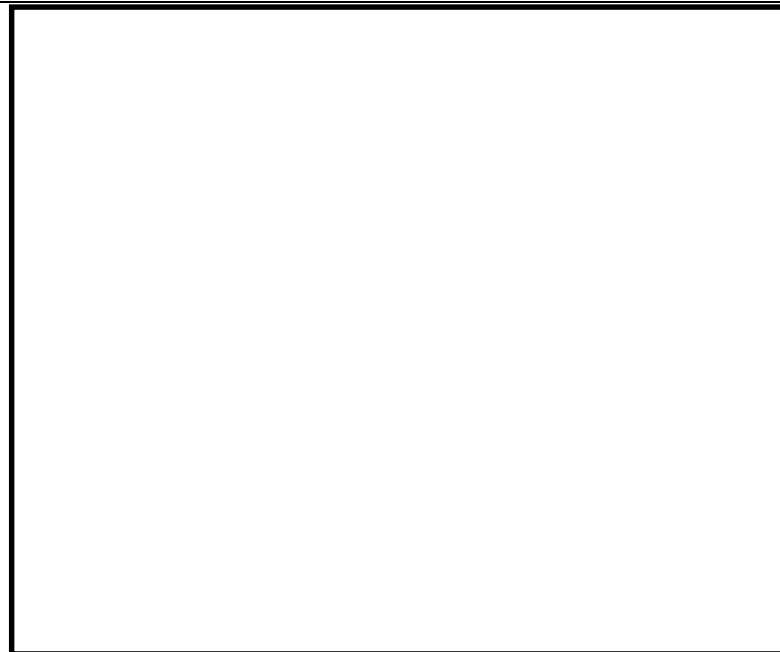
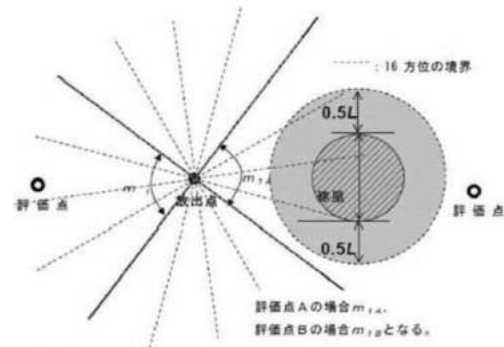


図 4, 図 5→審査ガイドのとおり

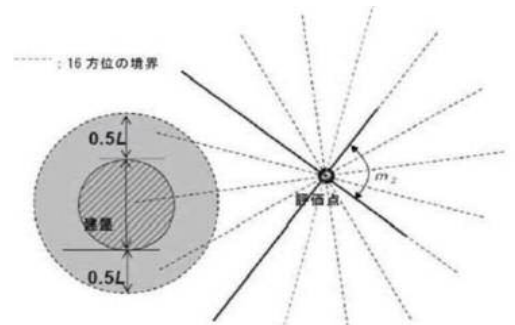
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

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、風向に垂直な建物の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図6 建物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、風向に垂直な建物の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図7 建物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)

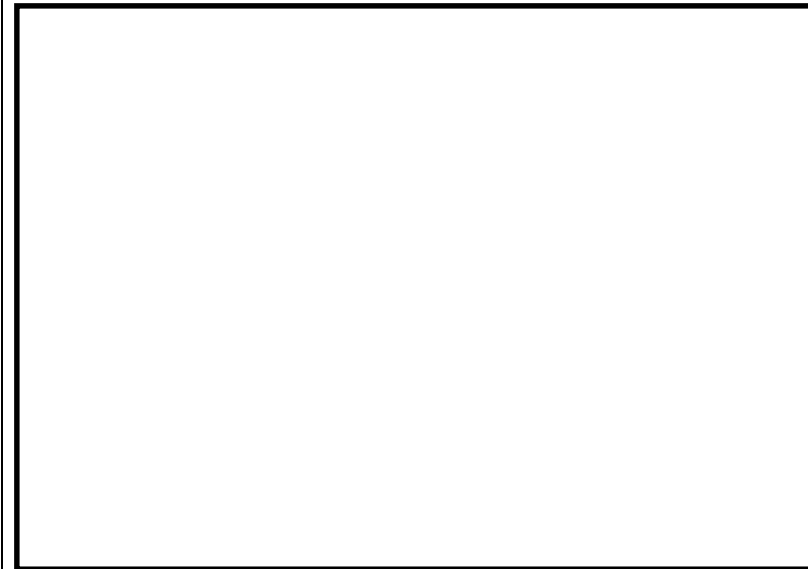


図6, 図7→審査ガイドのとおり

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

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
	<div data-bbox="1137 379 1944 954" style="border: 2px solid black; height: 360px; width: 360px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1137 970 1545 1002">図 6, 図 7→審査ガイドのとおり</p>

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の適合状況

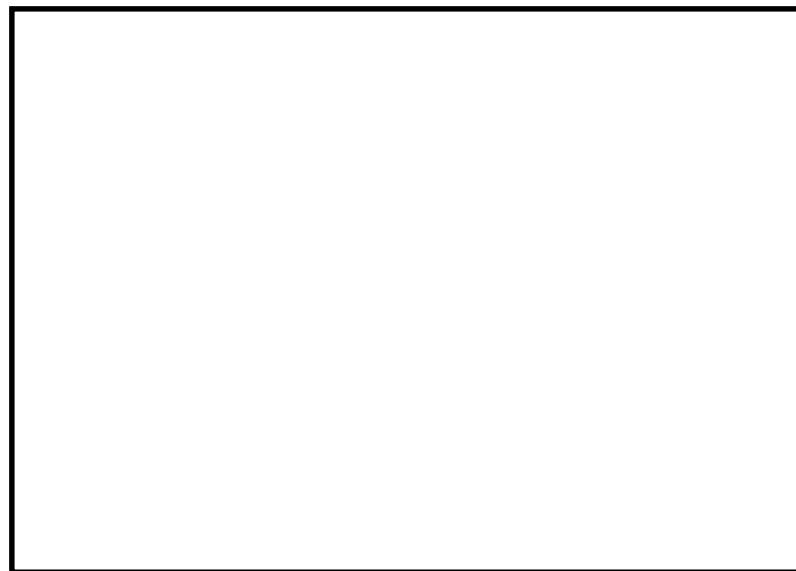


図 6, 図 7→審査ガイドのとおり

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

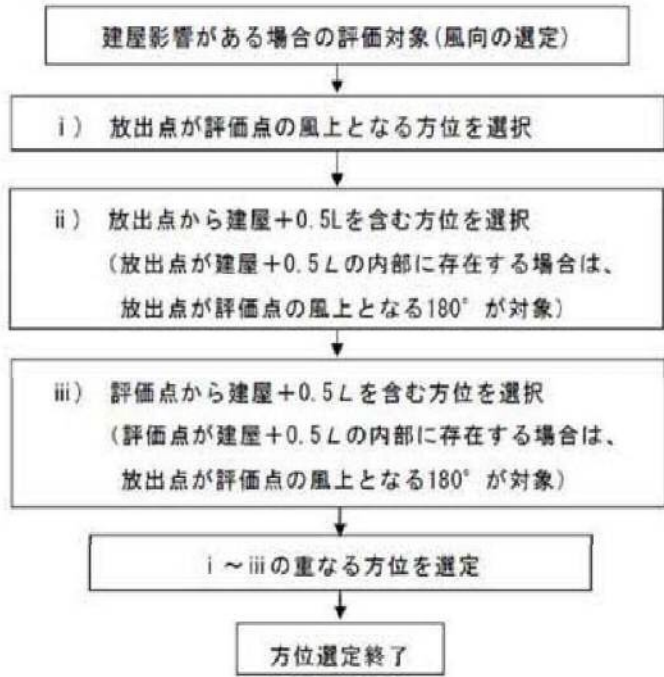


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

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

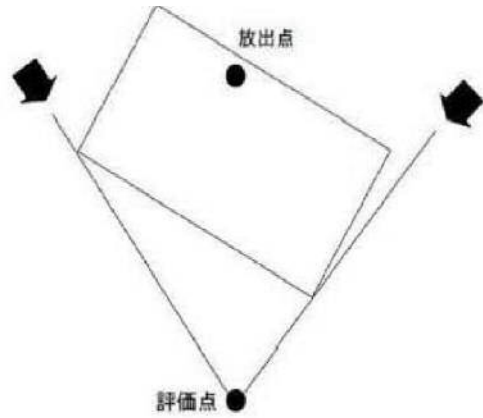


図9 評価対象方位の選定

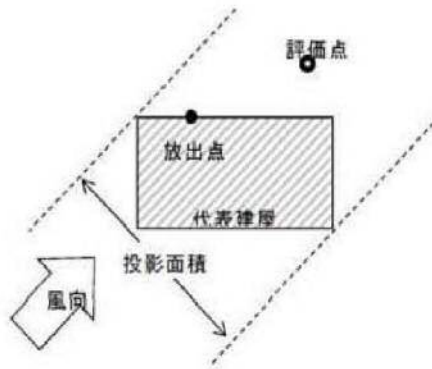
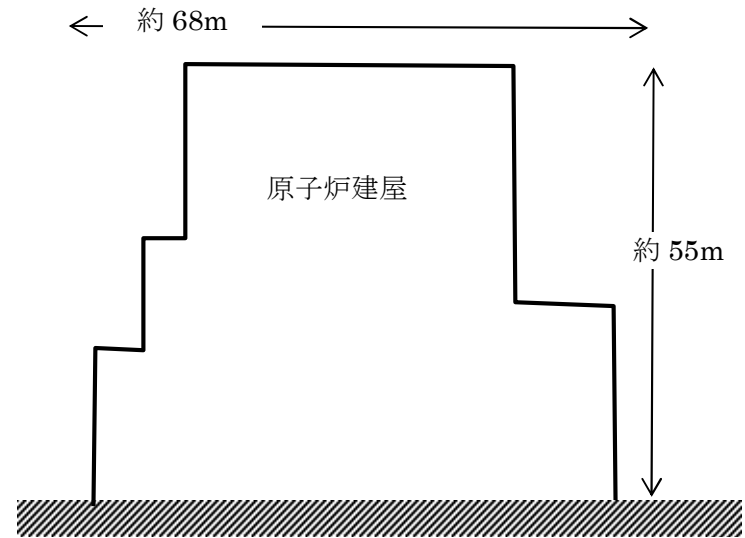


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方



注)南側から見た投影面積

図9, 図10→審査ガイドのとおり

60-1 SA設備基準適合性一覽表

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・よう素サンブラ)		類型化区分
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・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との確保	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	環境条件, 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 S A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)
	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43条	第1号	可搬S A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S A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との確保	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	環境条件, 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		

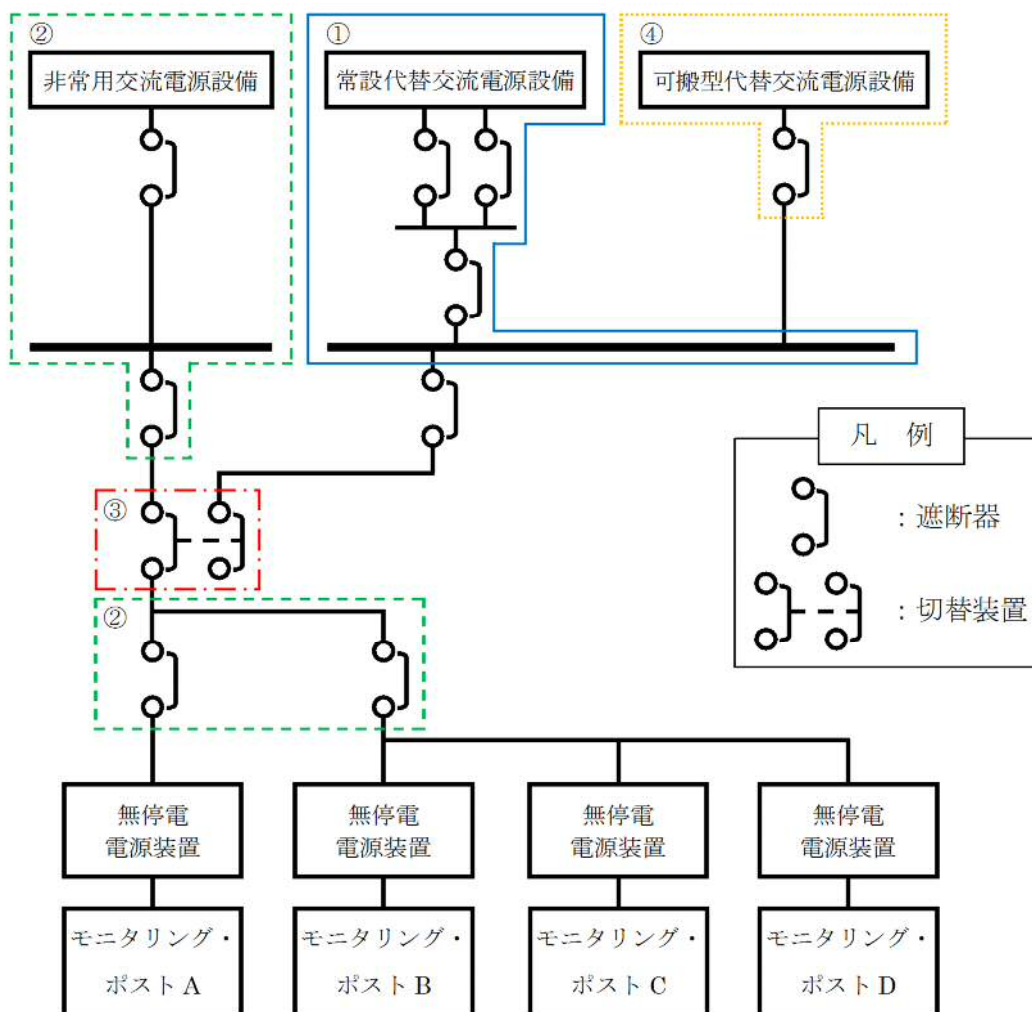
東海第二発電所 S A設備基準適合性一覧表(可搬型)

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)
	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43条	第1号	可搬S A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S A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との確保	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	環境条件,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 S A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1項	第1号	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43条	第1号	可搬S A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設備数は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S A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D B設備等がない	対象外	屋内 (D B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	環境条件,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D B設備等がない)	対象外	防止・緩和以外 (D B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			

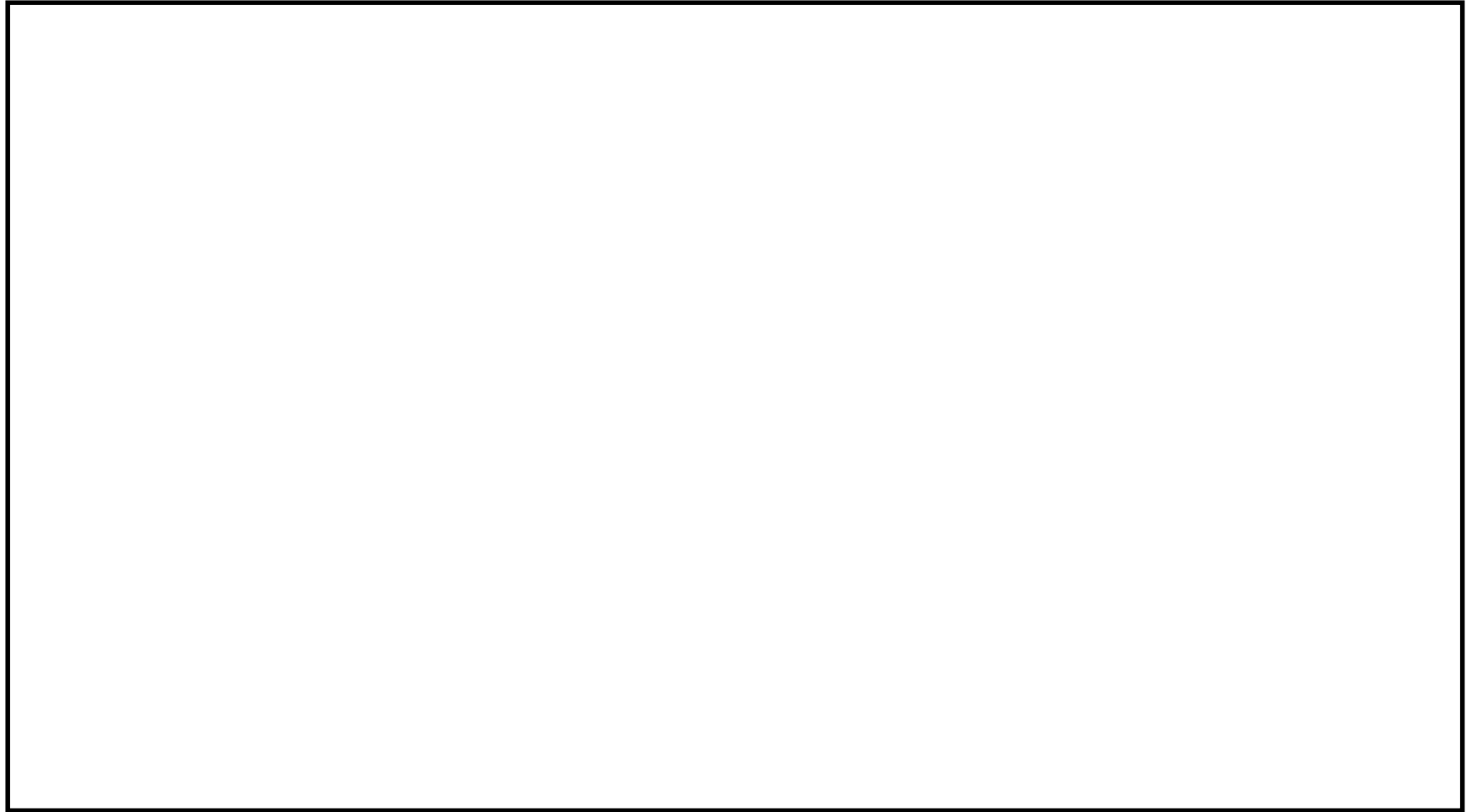
60-2 単線結線図



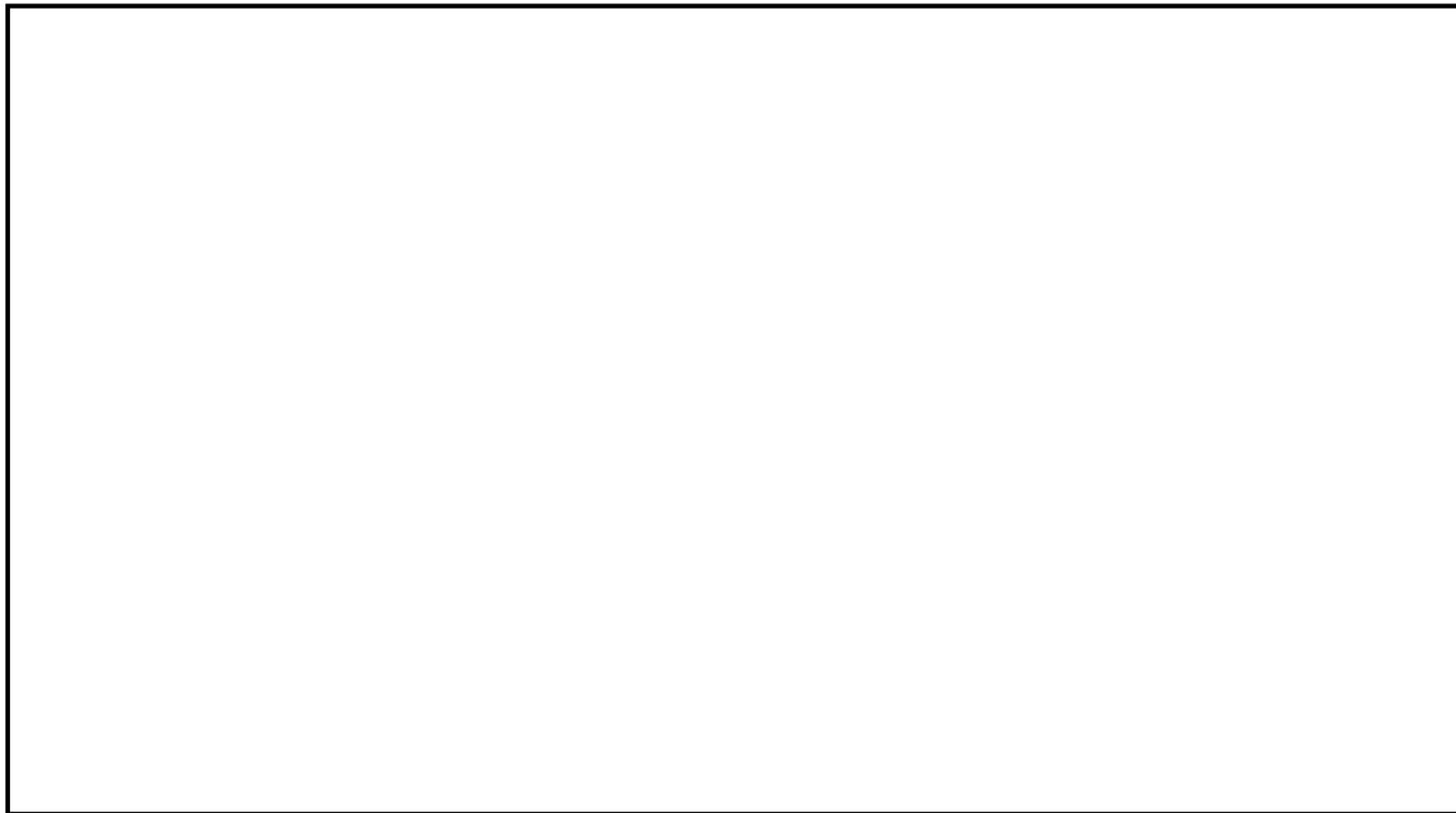
- 設置場所
- ① 常設代替高圧電源装置置場
 - ② 原子炉建屋付属棟
 - ③ 原子炉建屋付属棟（中央制御室）
 - ④ 可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）及び可搬型代替低圧電源車接続盤（東側）

第60-2-1図 モニタリング・ポストの単線結線図

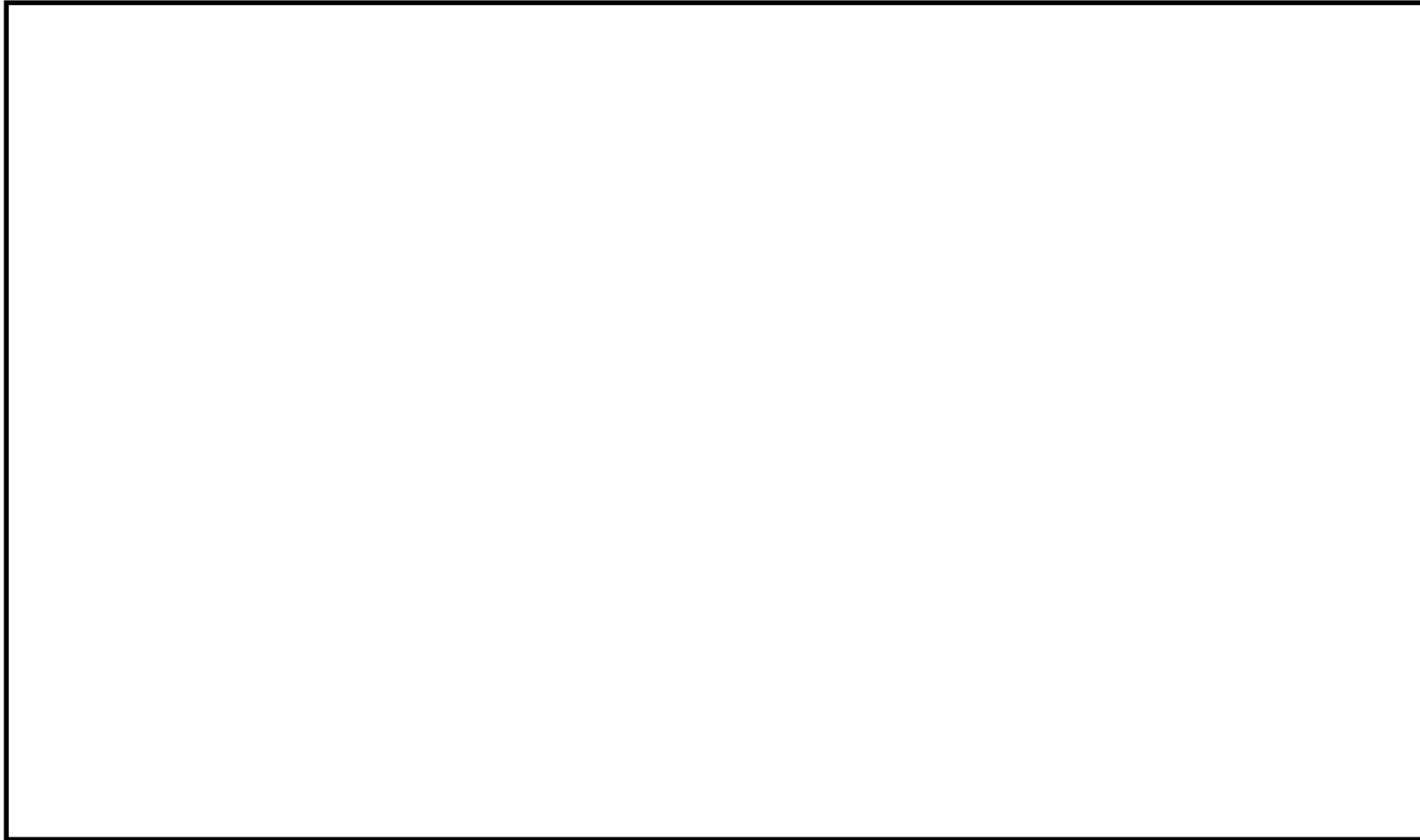
60-3 配置図



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）

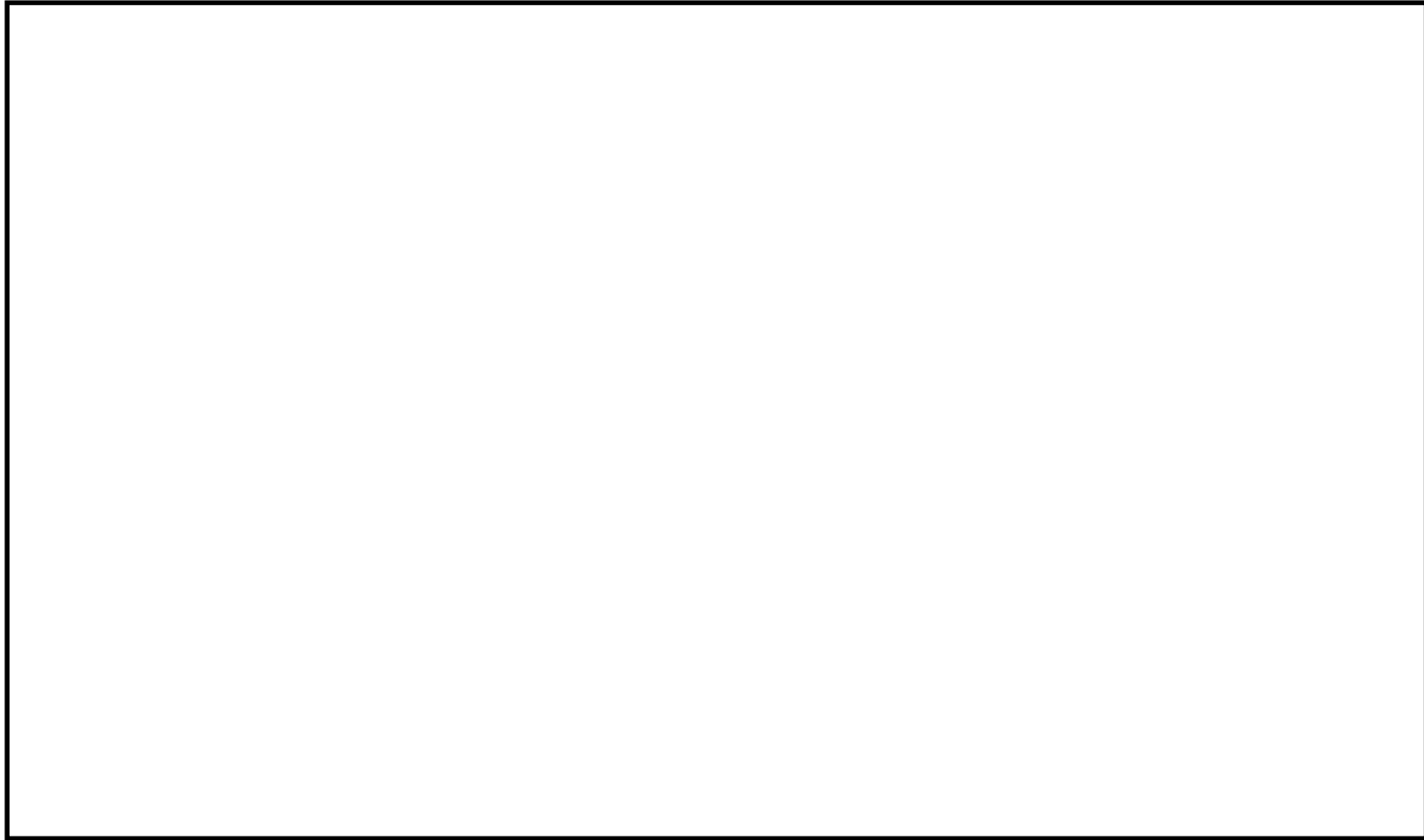


第 60-3-2 図 可搬型重大事故等対処設備 使用場所
放射性物質の濃度の測定（可搬型放射能測定装置）



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）

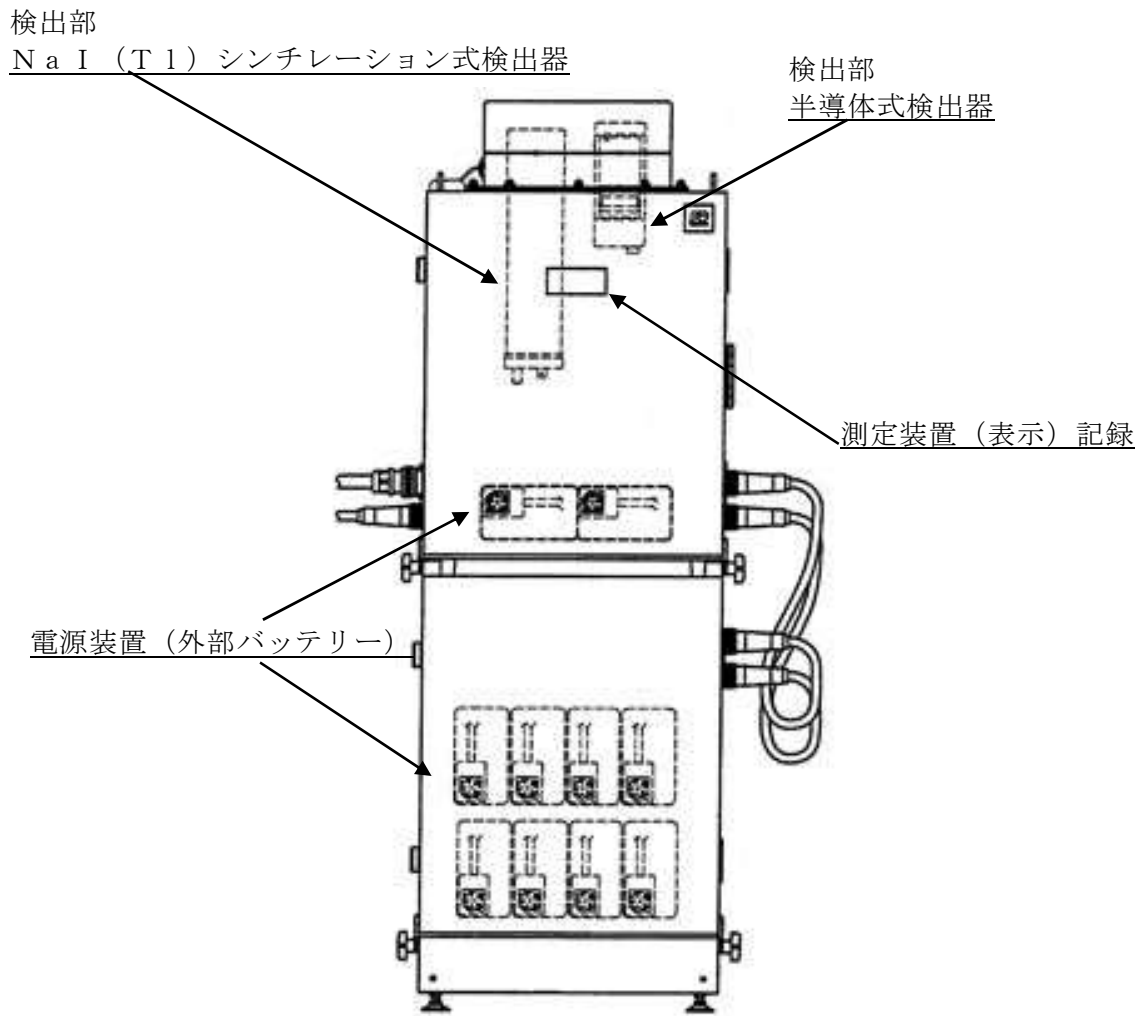


第 60-3-4 図 可搬型重大事故等対処設備 配置場所
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）

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。

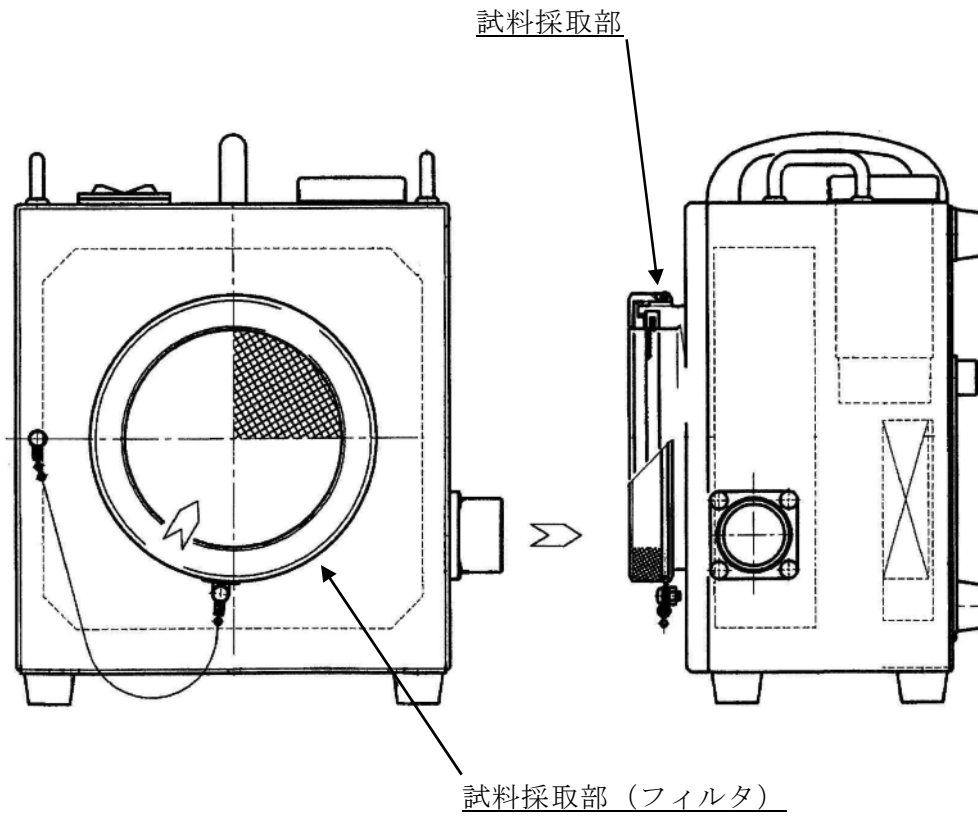
1. 構造概略図



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

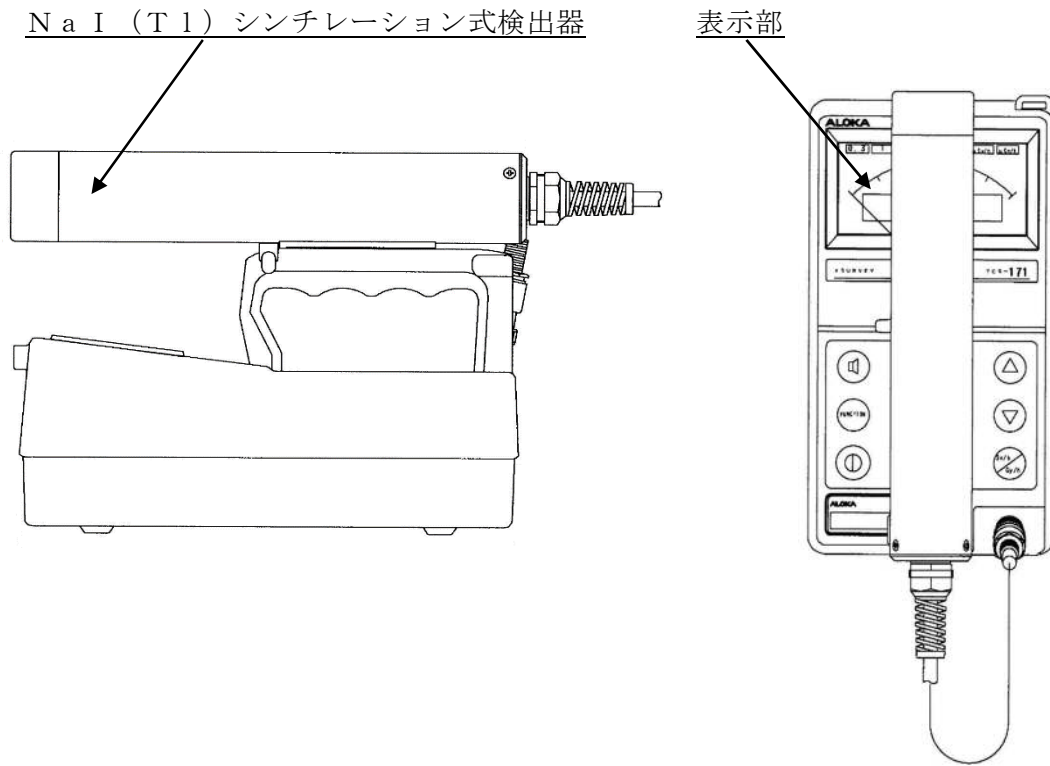
1. 構造概略図



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

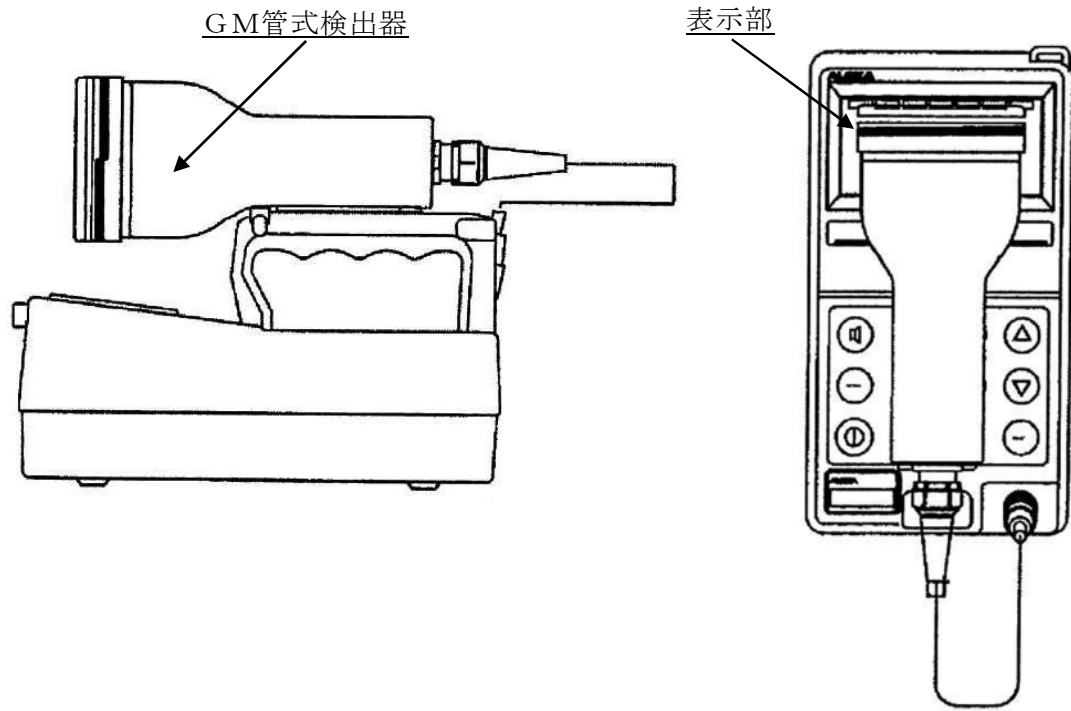
1. 構造概略図



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

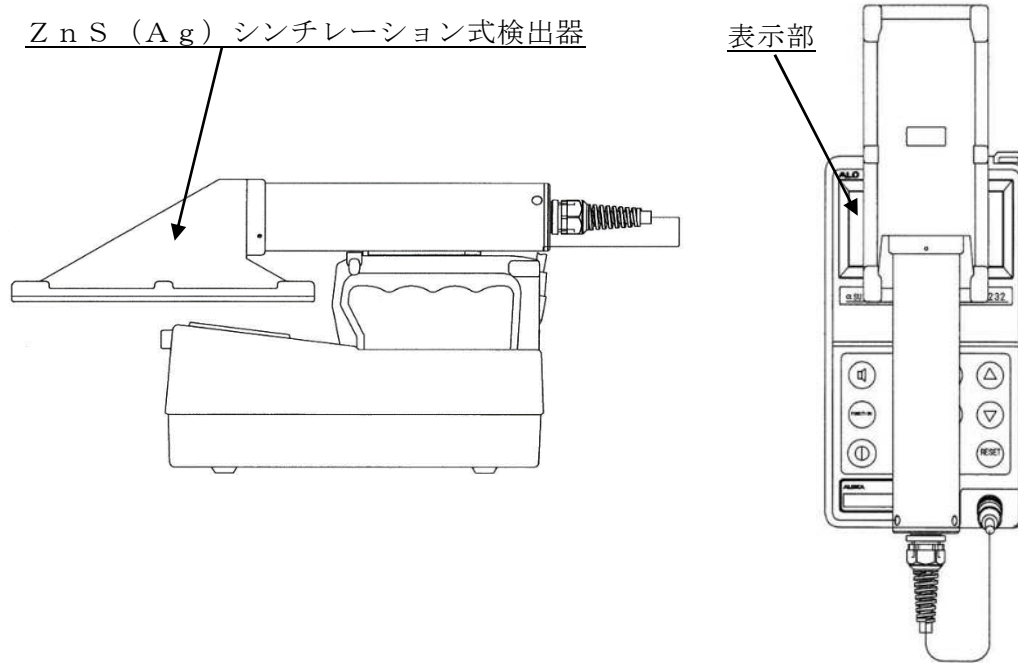
1. 構造概略図



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

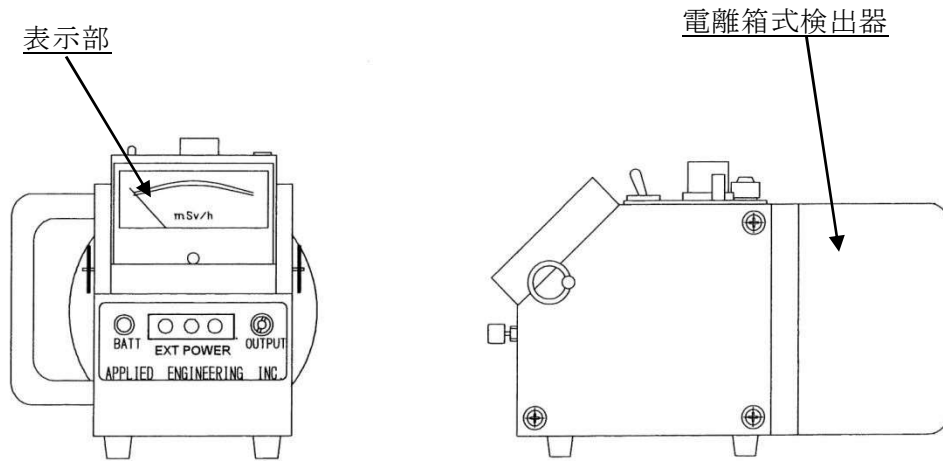
1. 構造概略図



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

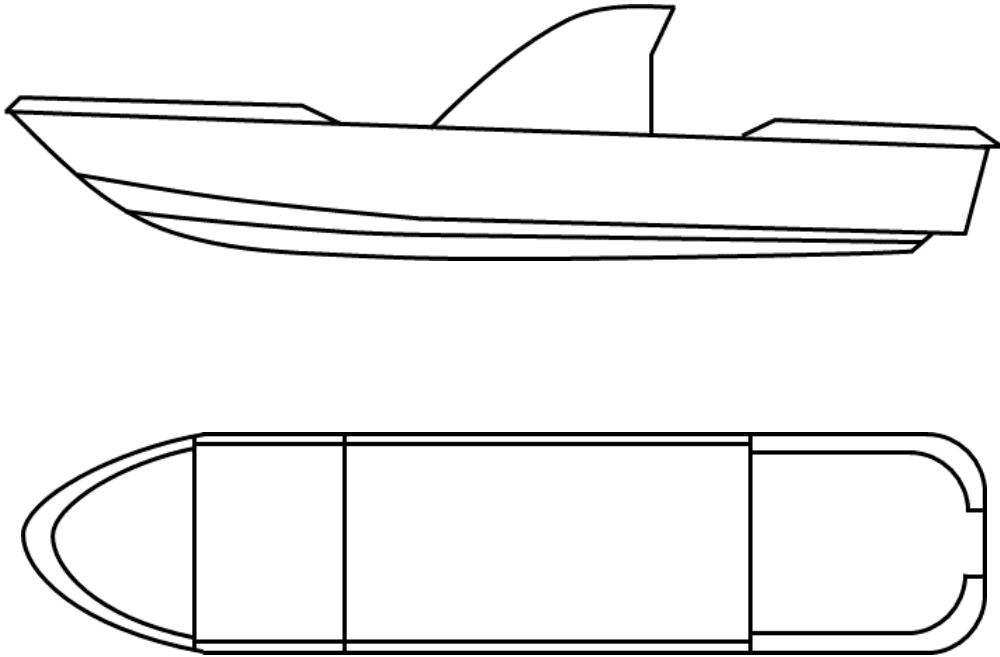
1. 構造概略図



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

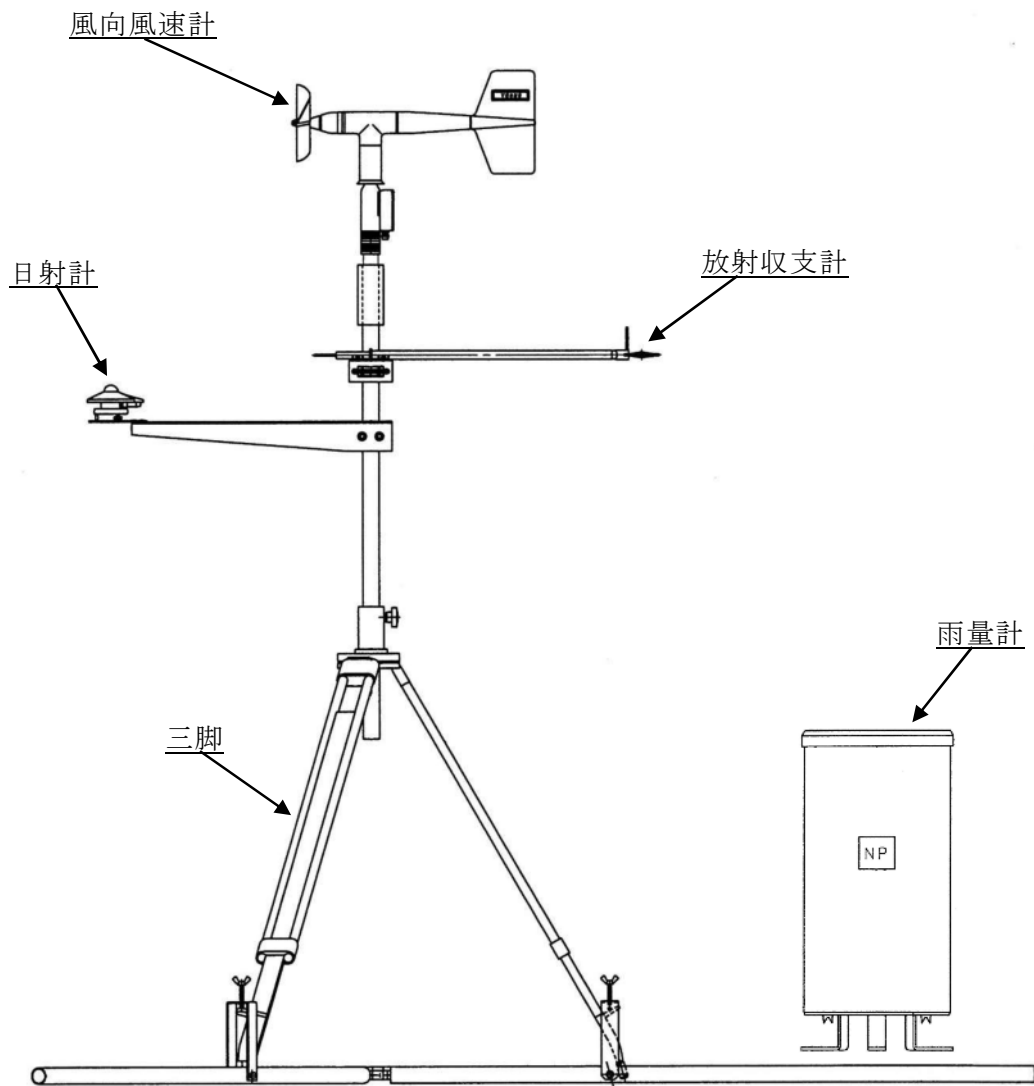


注) イメージ図。船舶の型式は詳細設計で決定する。

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. $\sim 10^9$
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型モニタリング・ポストは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>可搬型モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストの機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所海側等において、放射線量を監視するために用いるものである。</p> <p>さらに、緊急時対策所の正圧化判断に用いるものである。</p> <p>なお、可搬型モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストと同数の 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。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺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。</p> <p>そのため、計測範囲としては、B. G. $\sim 10^9$ nGy/h である。</p>		

名称		可搬型ダスト・よう素サンプラ
流量範囲	L/min	0～25
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型ダスト・よう素サンプラは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>可搬型ダスト・よう素サンプラは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、空気中の放射性物質を採取するものである。</p> <p>なお、可搬型ダスト・よう素サンプラは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策所建屋に保管する。</p> <p>1. 流量範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値 ($3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$) を満足するように設計する。</p> <p>そのため、流量範囲は $0 \sim 25 \text{ L/min}$ とし、サンプリング時間を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度算出は、以下の算出式から求める。</p> <p>2. 1 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>= 換算係数 ($\text{Bq}/\mu\text{Sv/h}$) \times 試料の NET 値 ($\mu\text{Gy/h}$) $/$ サンプリング量 (L) $\times 1000$ (cm^3/L)</p>		

名称		N a I シンチレーションサーベイ・メータ
計測範囲	$\mu\text{Gy/h}$	B. G. ～30
<p>【設定根拠】</p> <p>N a I 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。</p> <p>N a I シンチレーションサーベイ・メータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、N a I 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。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値 ($3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$) を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、$\text{B. G.} \sim 30 \mu\text{Gy/h}$ 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。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度算出は、以下の算出式から求める。</p> <p>2. 1 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>= 換算係数 ($\text{Bq}/\mu\text{Gy/h}$) \times 試料の NET 値 ($\mu\text{Gy/h}$) $/$ サンプリング量 (L) $\times 1000$ (cm^3/L)</p>		

名称		β 線サーベイ・メータ
計測範囲	min^{-1}	B. G. ～99.9k
<p>【設定根拠】</p> <p>β線サーベイ・メータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>β線サーベイ・メータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、β線サーベイ・メータは、2台に予備1台を含めた合計3台を緊急時対策所建屋に保管する。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値 ($3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$) を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、$\text{B. G.} \sim 99.9 \text{ kmin}^{-1}$とし、サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度算出は、以下の算出式から求める。</p> <p>2. 1 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>= 換算係数 (Bq/min^{-1}) \times 試料の NET 値 (min^{-1}) \div サンプリング量 (L)</p> <p>$\times 1000 (\text{cm}^3/\text{L})$</p>		

名称	Z n S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
<p>【設定根拠】</p> <p>Z n S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。</p> <p>Z n Sシンチレーションサーベイ・メータは、放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。</p> <p>また、発電所敷地内及び周辺海域において、採取した試料の放射性物質の濃度を計測して、その計測結果を監視するものである。</p> <p>なお、Z n S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。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空气中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$）を満足するように設計する。</p> <p>そのため、計測範囲としては、$\text{B. G.} \sim 99.9 \text{ kmin}^{-1}$とし、サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。</p> <p>2. 放射性物質の濃度の算出</p> <p>放射性物質の濃度算出は、以下の算出式から求める。</p> <p>2. 1 放射性物質濃度の算出式</p> <p>放射性物質濃度 (Bq/cm^3)</p> <p>= 換算係数 (Bq/min^{-1}) × 試料の NET 値 (min^{-1}) / サンプリング量 (L)</p> <p>× 1000 (cm^3/L)</p>		

名称		電離箱サーベイ・メータ
計測範囲	mSv/h	0.001~1000
<p>【設定根拠】</p> <p>電離箱サーベイ・メータは、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>電離箱サーベイ・メータは、発電所敷地内及び発電所の周辺海域において、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。</p> <p>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。</p> <p>1. 計測範囲</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺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。</p> <p>よって計測範囲としては、0.001~1000mSv/h である。</p>		

名称		小型船舶
最大積載重量	kg	350kg 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>小型船舶は、可搬型重大事故等対処設備として配備する。</p> <p>小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員を積載できる設計とする。</p> <p>なお、小型船舶は、1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。</p> <p>1. 積載重量範囲</p> <p>発電所の周辺海域において、放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員の総重量約 350kg（測定装置等約 200kg，要員 150kg（75kg×2））を積載できる設計とする。</p>		

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。

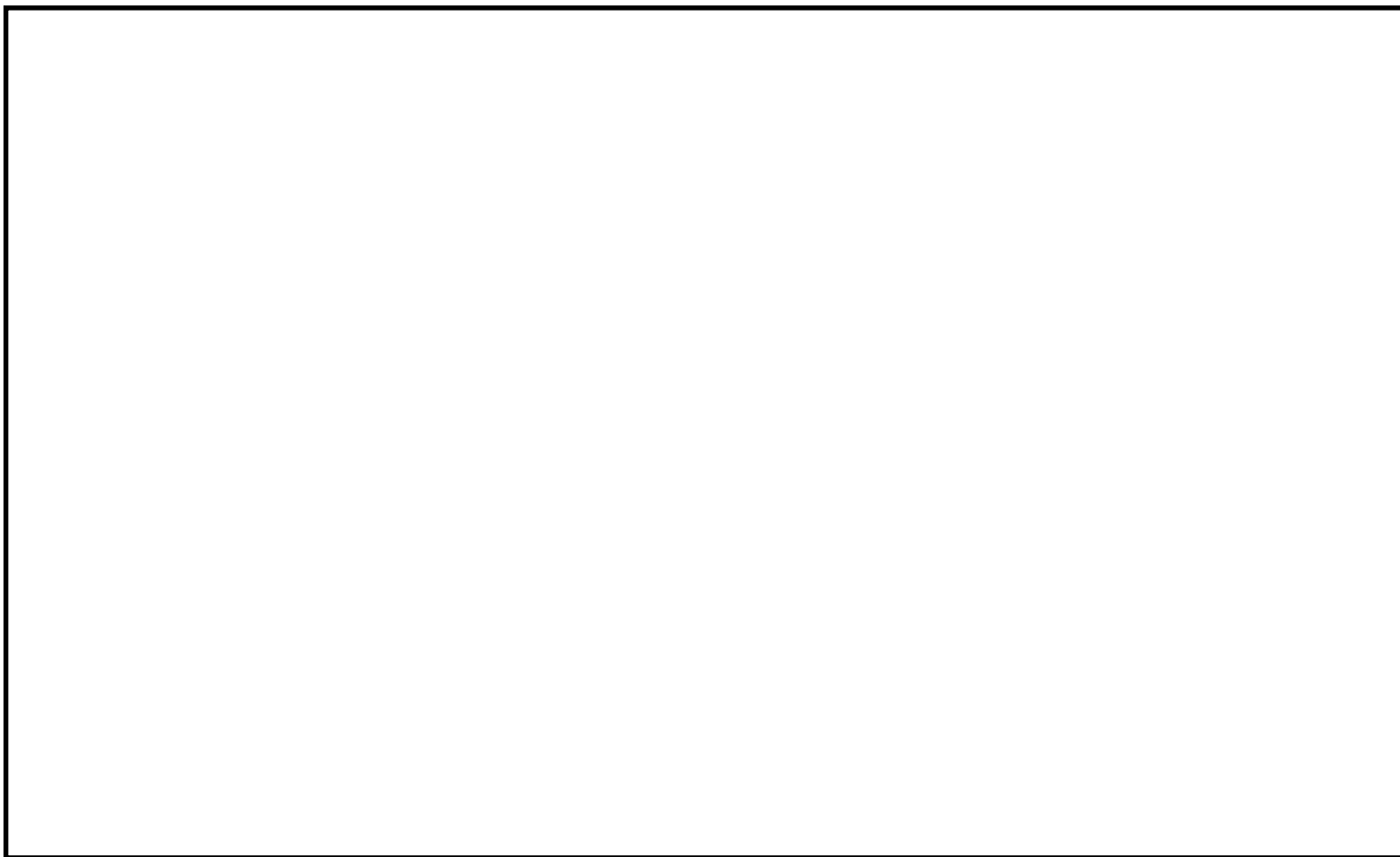
「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目、観測単位及び測定値の最小位数を下表に示す。

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

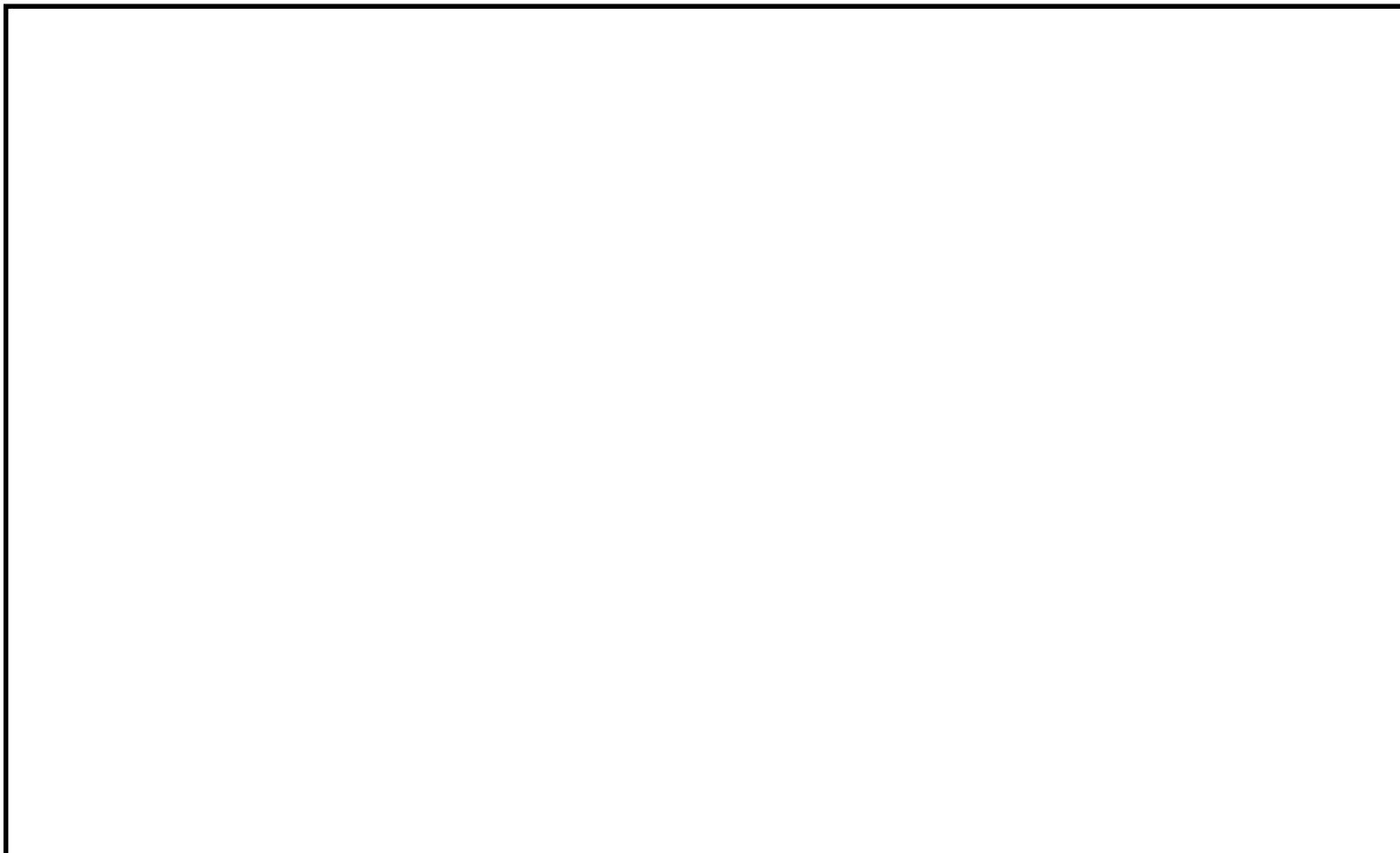
 : 設計基準対象施設を示す。

 : 重大事故対処設備を示す。



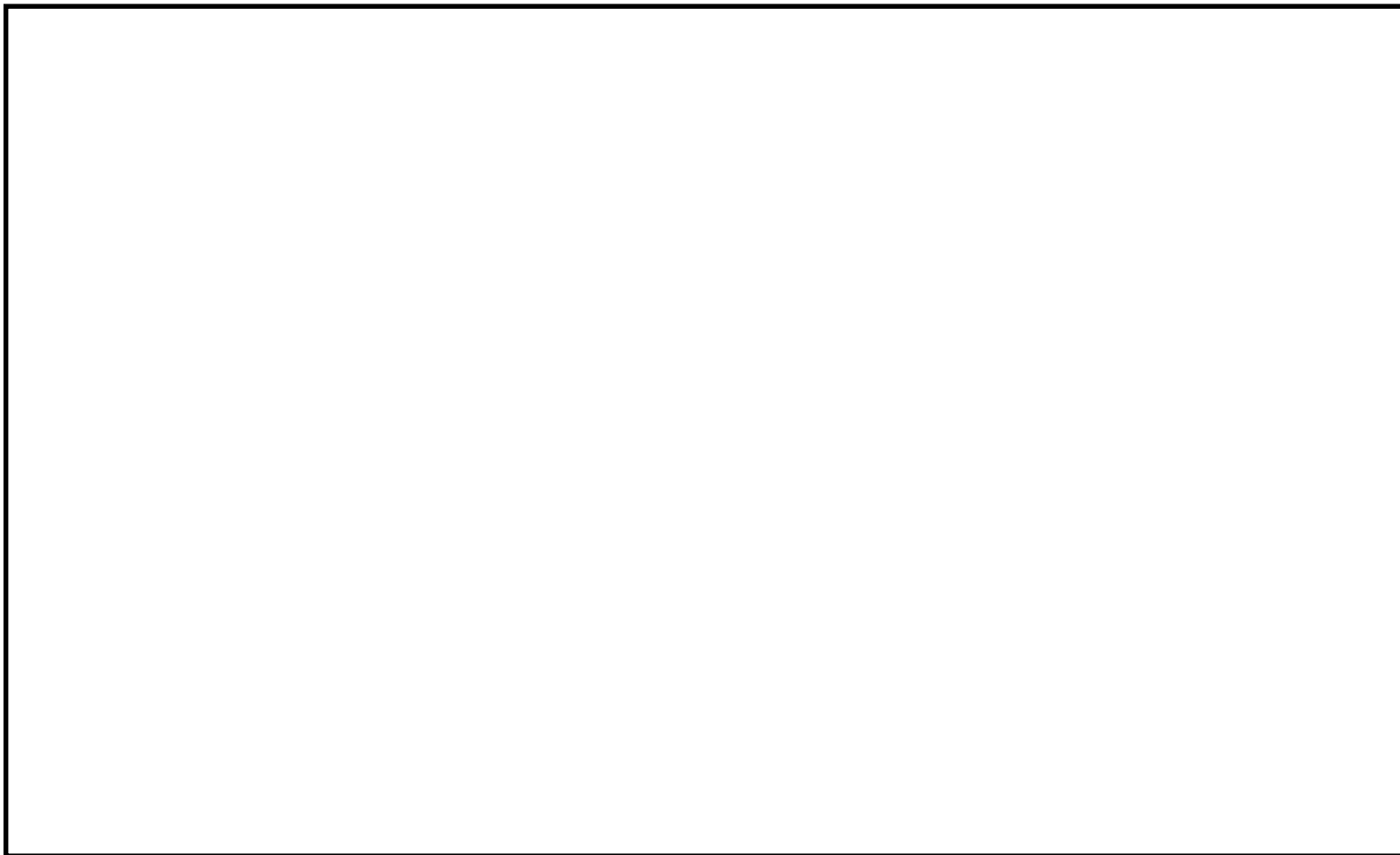
第 60-6-1 図 可搬型重大事故等対処設備 保管場所

放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）



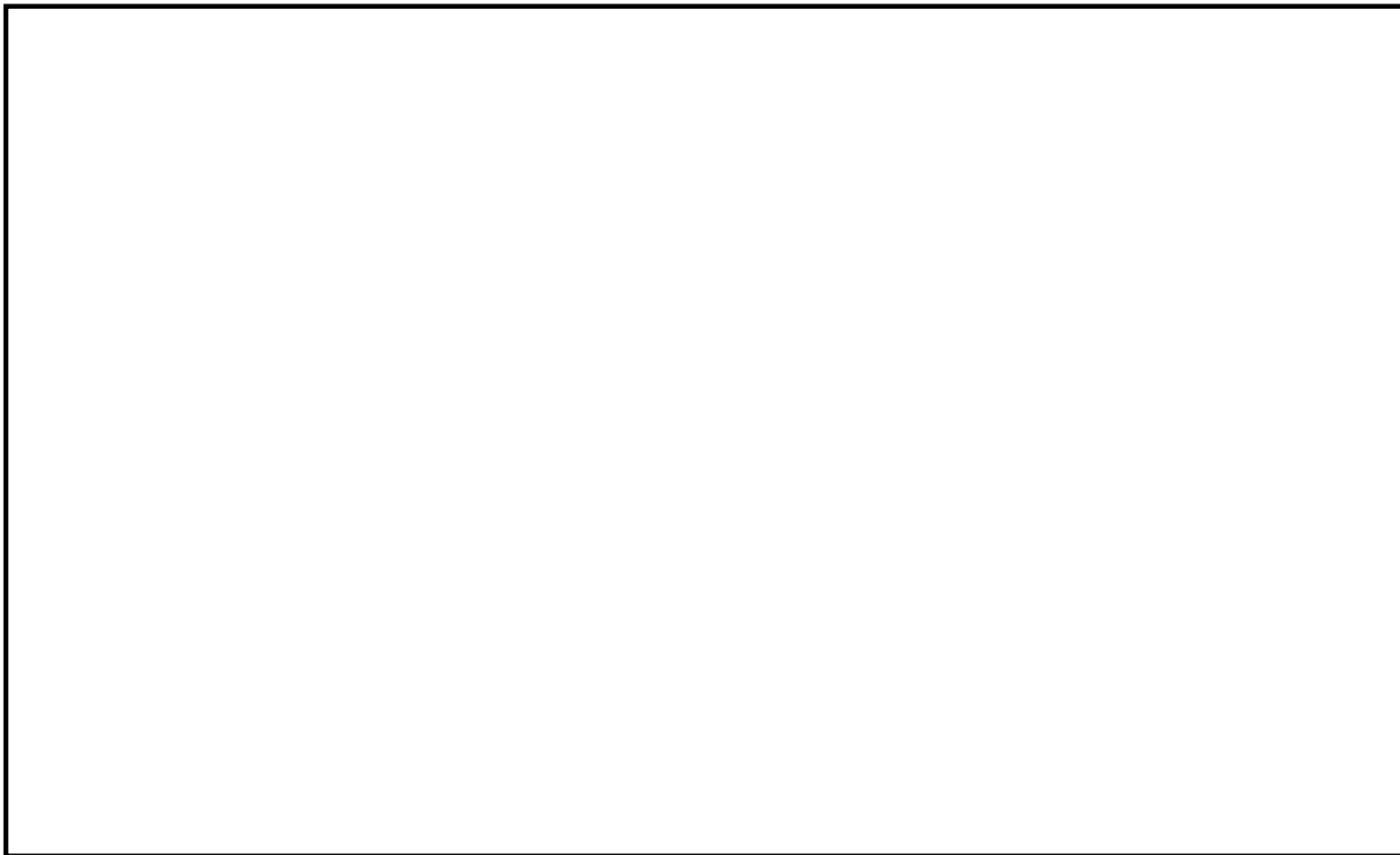
第 60—6—2 図 可搬型重大事故等対処設備 保管場所

放射性物質の濃度の測定（可搬型放射能測定装置）



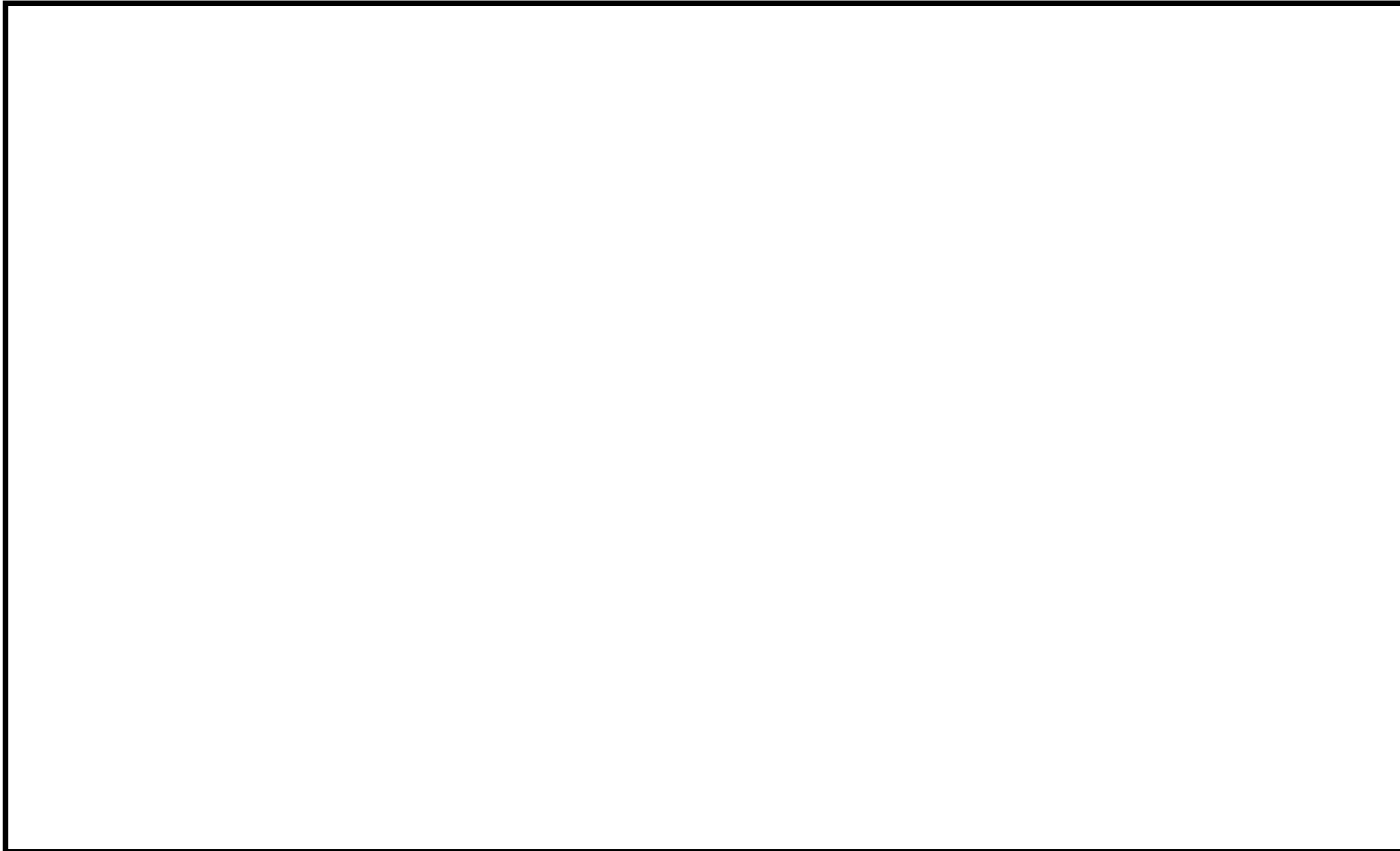
第 60—6—3 図 可搬型重大事故等対処設備 保管場所

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）



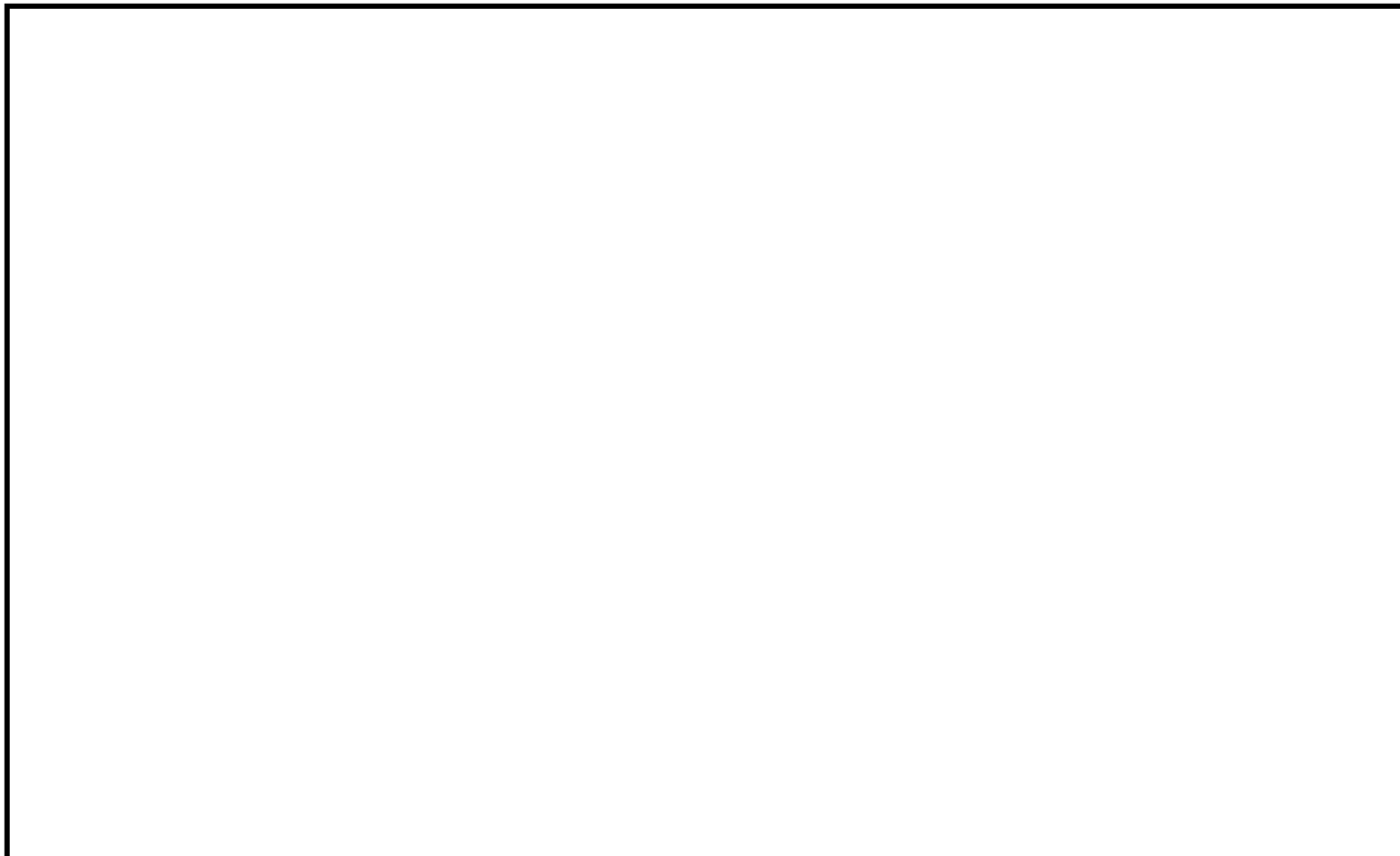
第 60—6—4 図 可搬型重大事故等対処設備 保管場所
風向，風速その他の気象条件の測定（可搬型気象観測設備）

60-7 アクセスルート図



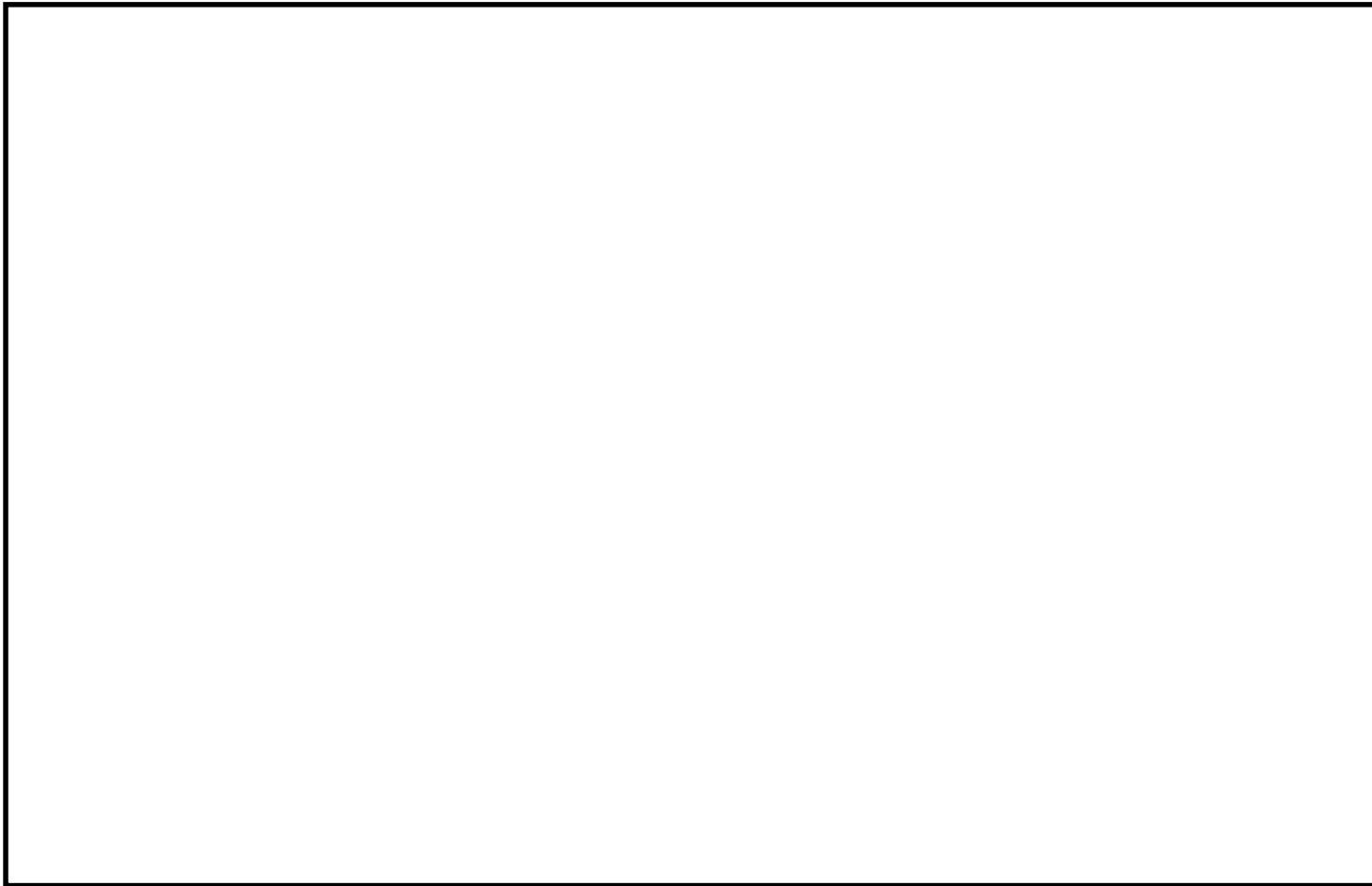
第60—7—1図 可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

放射線量の測定（可搬型モニタリング・ポスト）

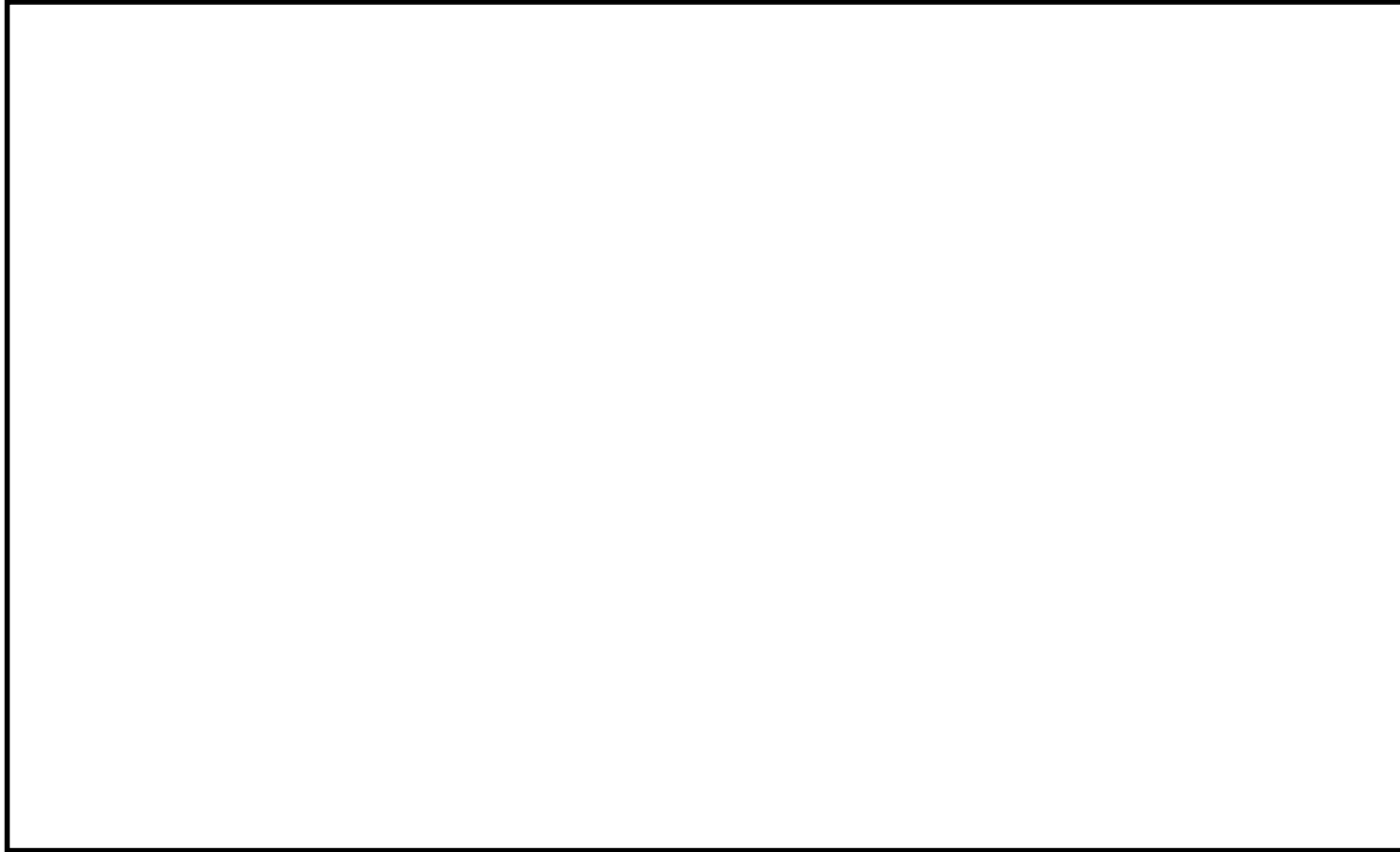


第60—7—2図 可搬型重大事故対処設備 重大事故等時アクセスルート

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。

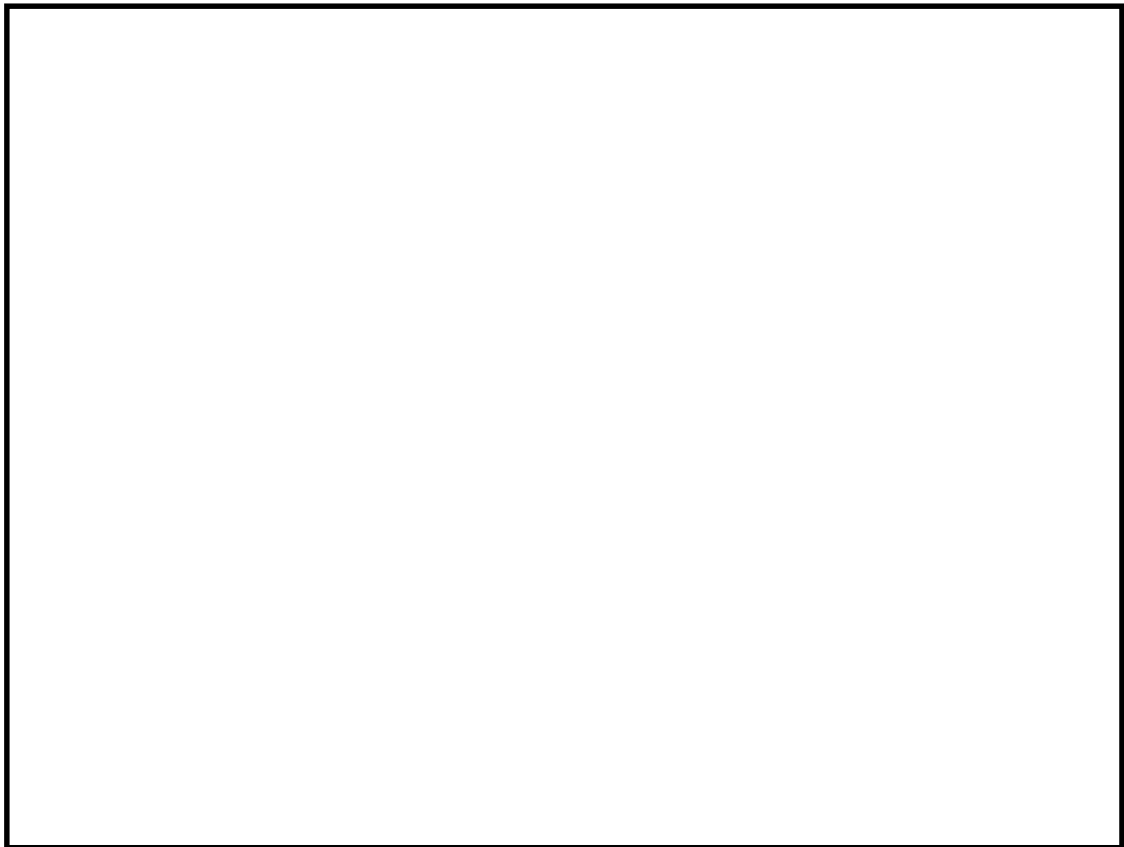
なお、モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

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	$10^1 \sim 10^5$ 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	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ 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ており、非常用電源設備からの給電が喪失した場合においては、電源復旧までの期間、専用の無停電電源装置により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。

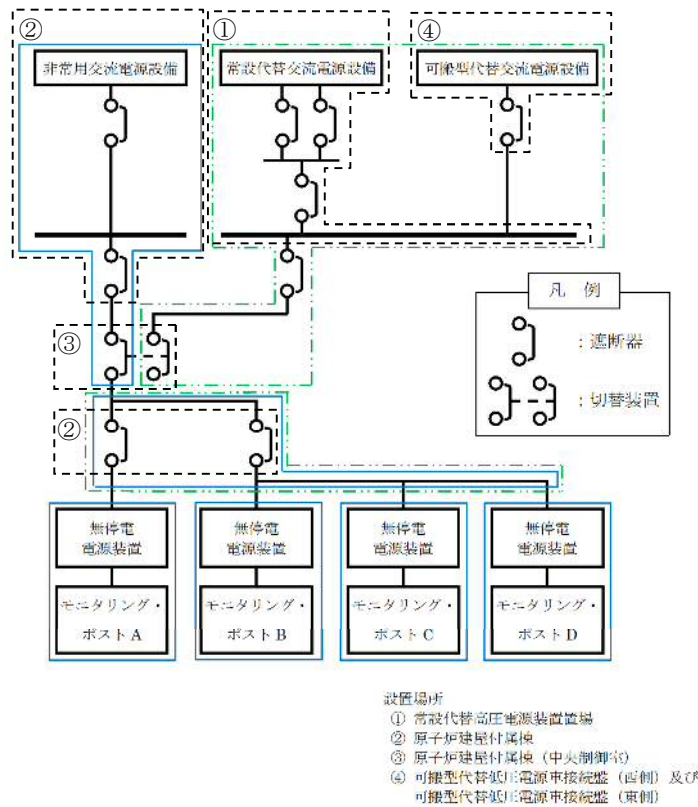
第 1.1.2 表 無停電電源装置の設備仕様

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

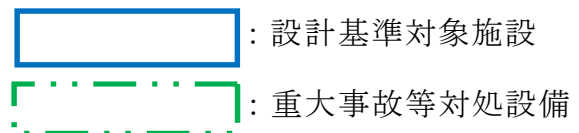
※1 バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷により算出

 : 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)



<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

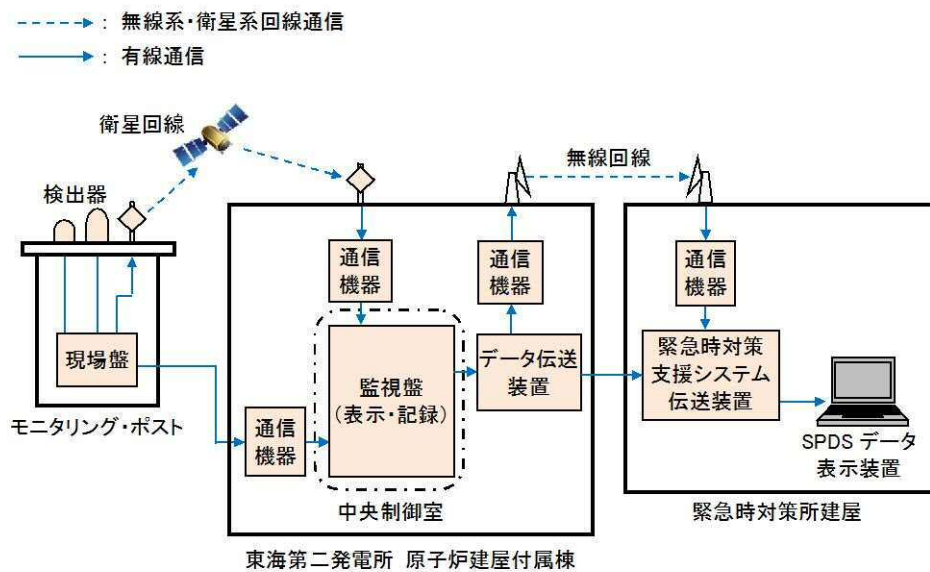
 : 重大事故等対処設備

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. $\sim 10^8$ 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. $\sim 10^5$ 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. $\sim 10^5$ 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



 : 設計基準対象施設


1.3 代替測定

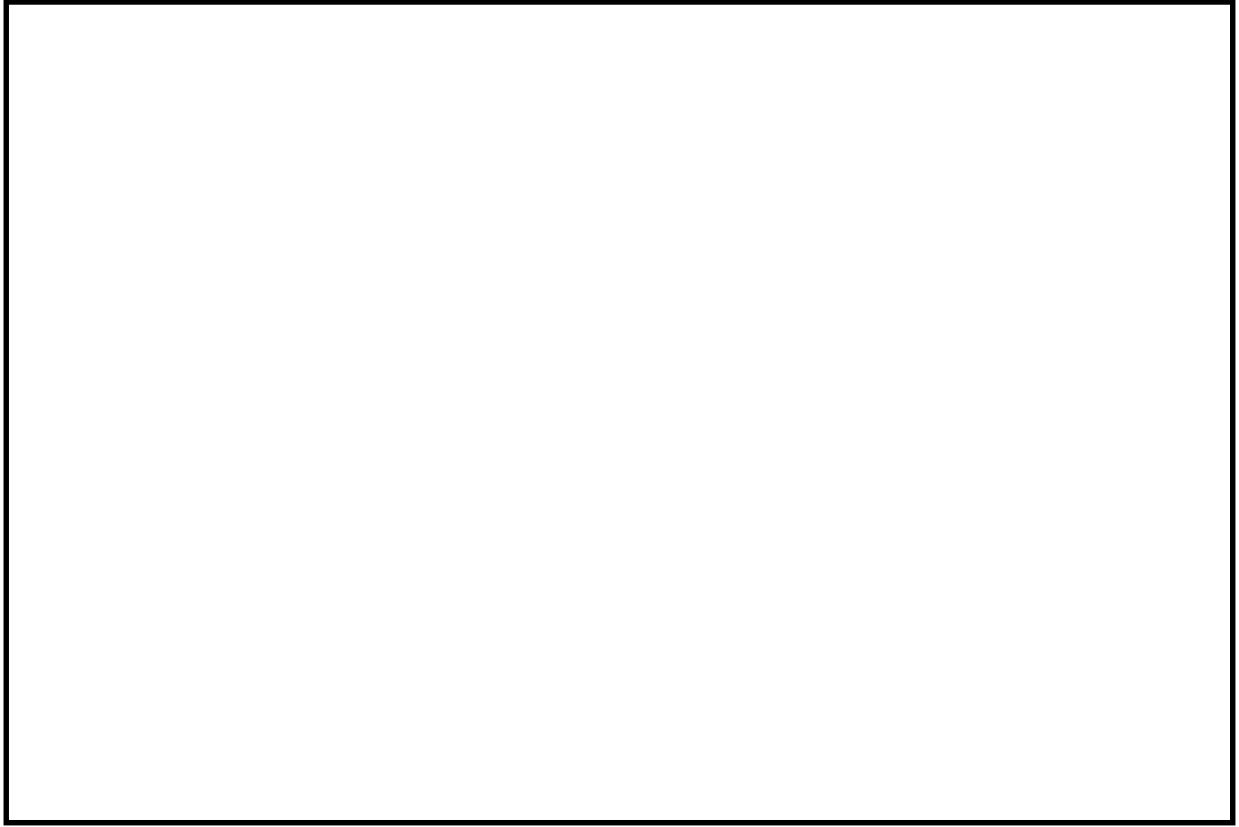
1.3.1 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

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

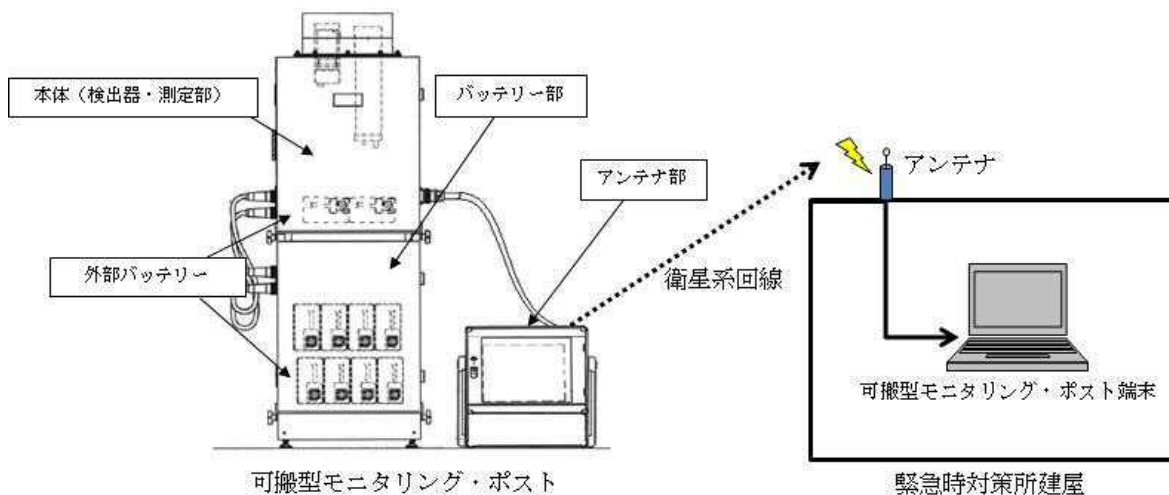
第 1.3.1-1 表 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等

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. $\sim 10^9$ 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。

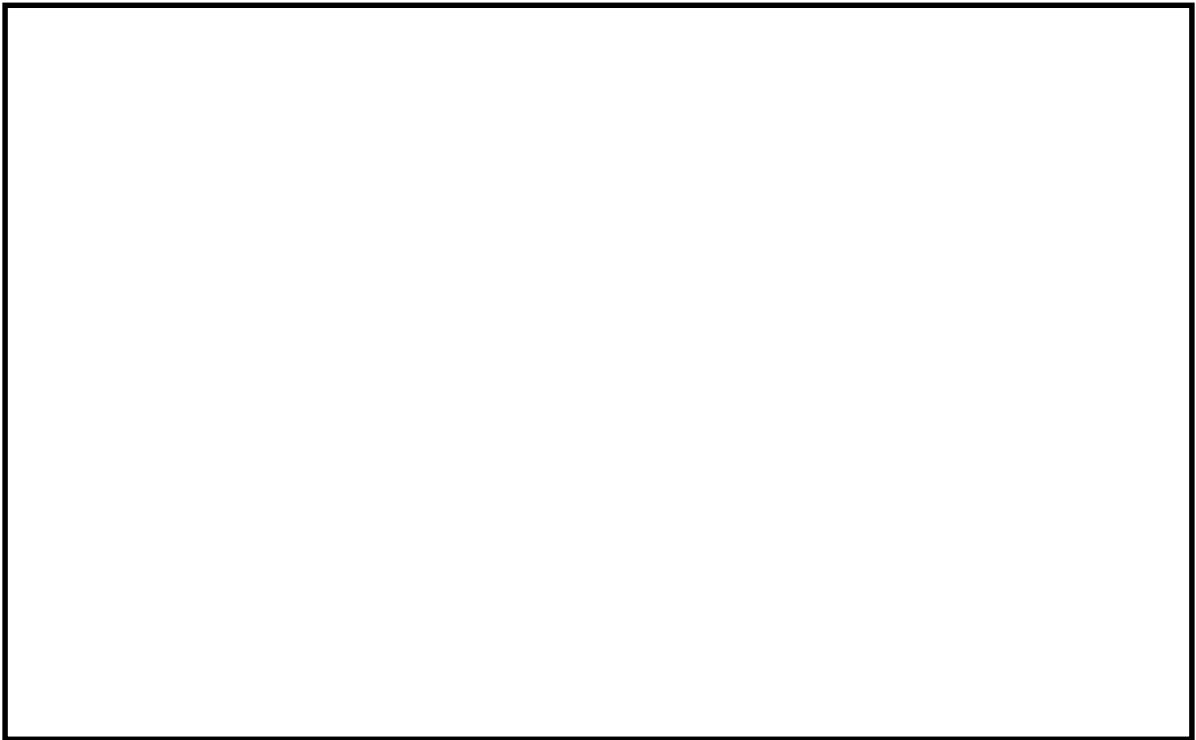
第1.3.2表 可搬型放射能測定装置の仕様

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. ~99.9 min^{-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. ~99.9 min^{-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（ $3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ ）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)



(N a I シンチレーションサーベイ・メータ)




(β線サーベイ・メータ)



(Z n S 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。）における空气中，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)
Na Iシンチレーション サーベイ・メータ	Na I (T1) シンチ レーション式検出器	B. G. ~ 30 μ Gy/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	0.001~1000 mSv/h ^{※2}	サンプリング 記録	緊急時 対策所建屋	1 (予備1)
小型増強箱	—	—	—	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}】

- ・ Ge γ 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/cm³）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)



(Na I シンチレーションサーベイ・メータ)



(β線サーベイ・メータ)



(Zn S 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))




(Ge γ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、アクセスルートを図1.4.2に示す。


第1.4.2表 小型船舶の仕様等

項目	内容
艇数	1艇（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

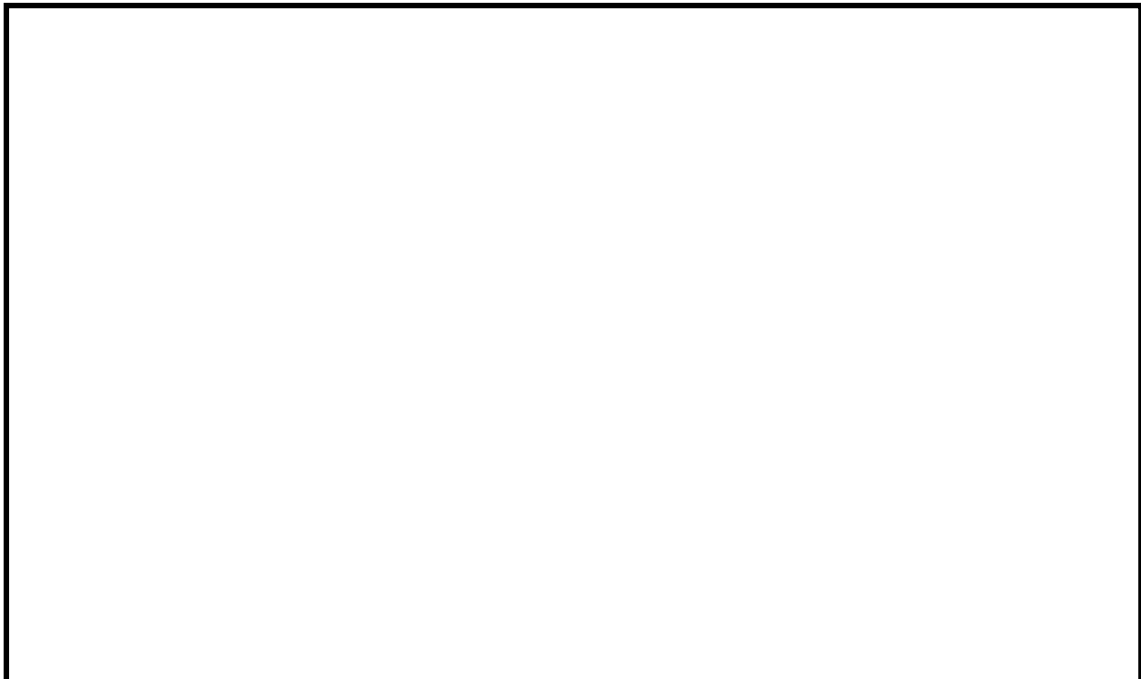
2.1 気象観測設備

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】

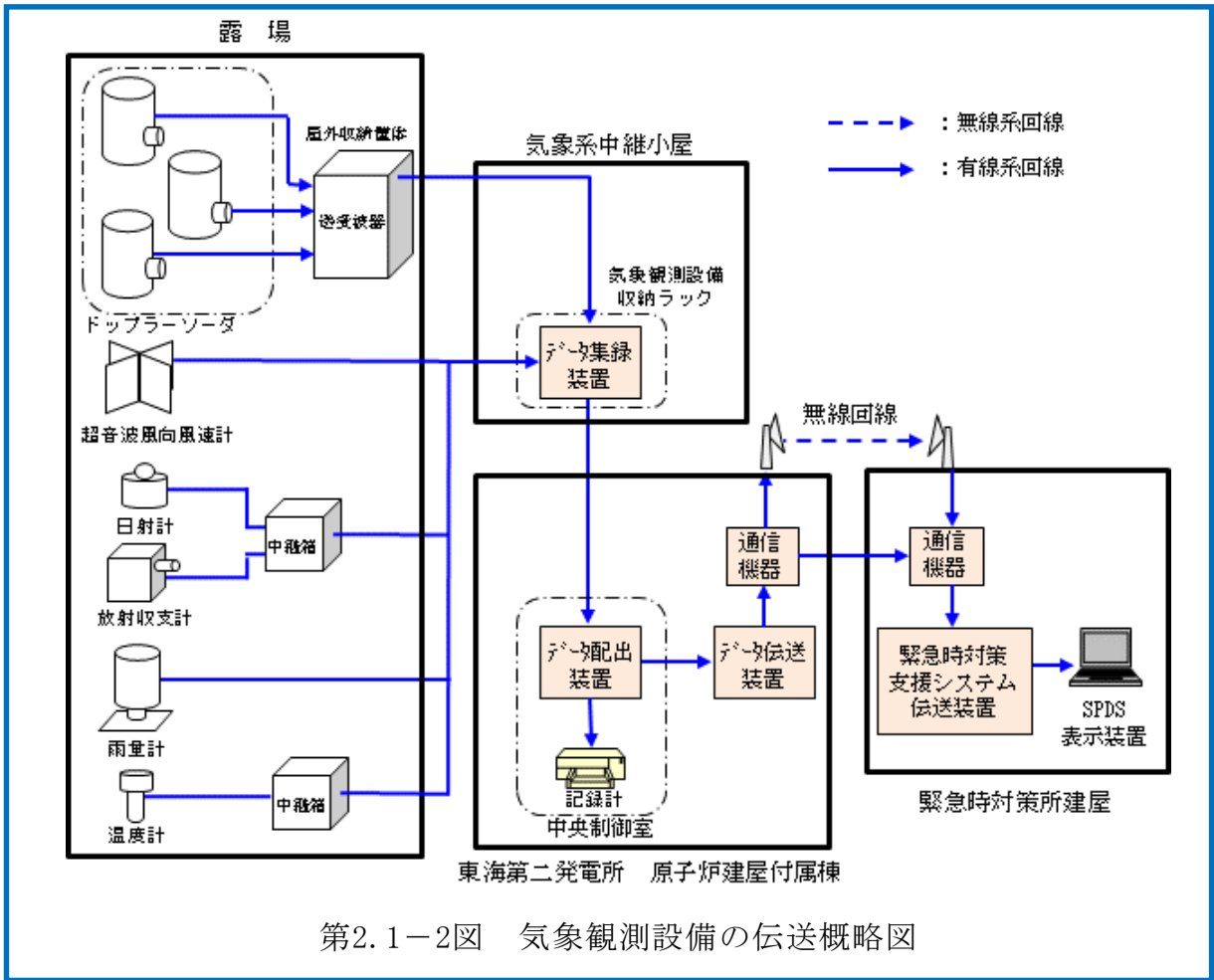


【雨量計】

<p>台数：1式</p> <p>(測定項目)</p> <p>風向[*]，風速[*]，日射量[*]， 放射収支量[*]，雨量，温度</p>	<p>(記録)</p> <p>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。</p>
--	---

※ 「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

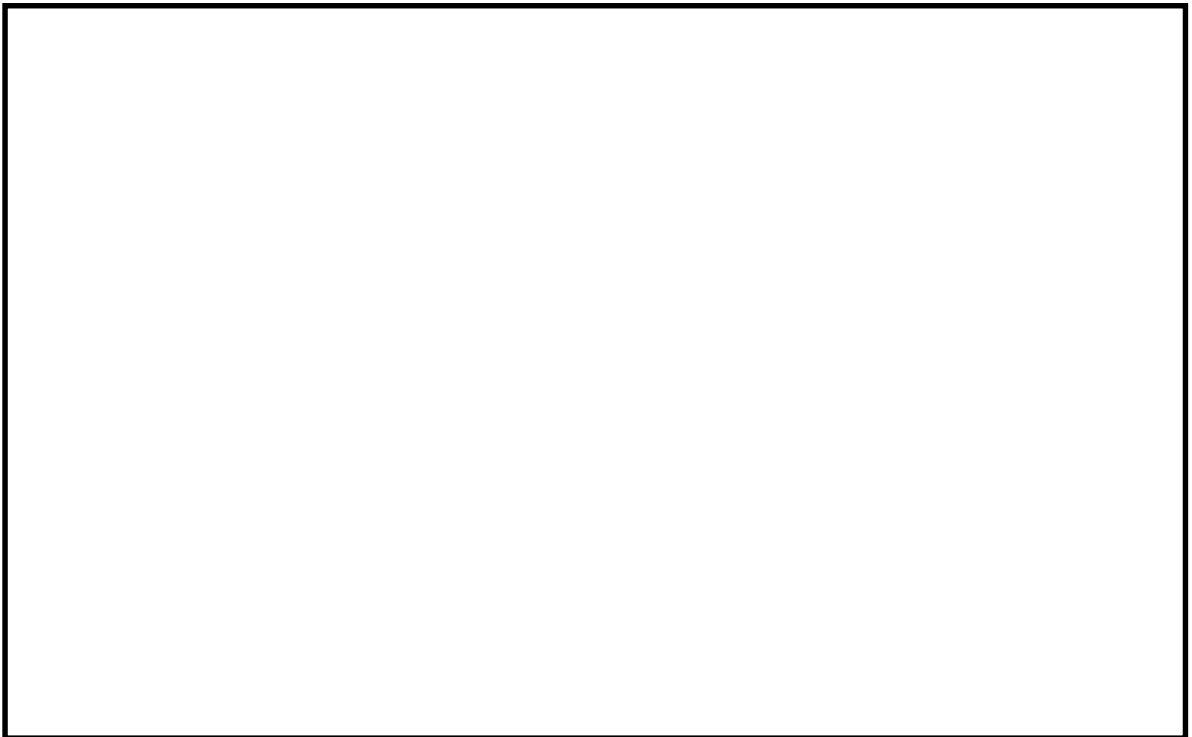


: 設計基準対象施設


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。



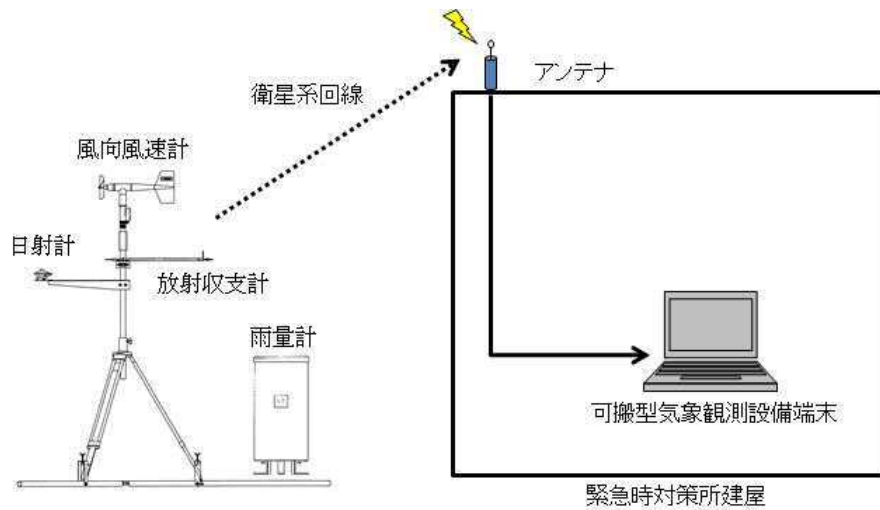
第2.2-1図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

: 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台（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ことにより、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

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

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率^{※1} ($\mu\text{Gy/h}$)

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

(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

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

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

χ : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度^{※1} (Bq/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上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)

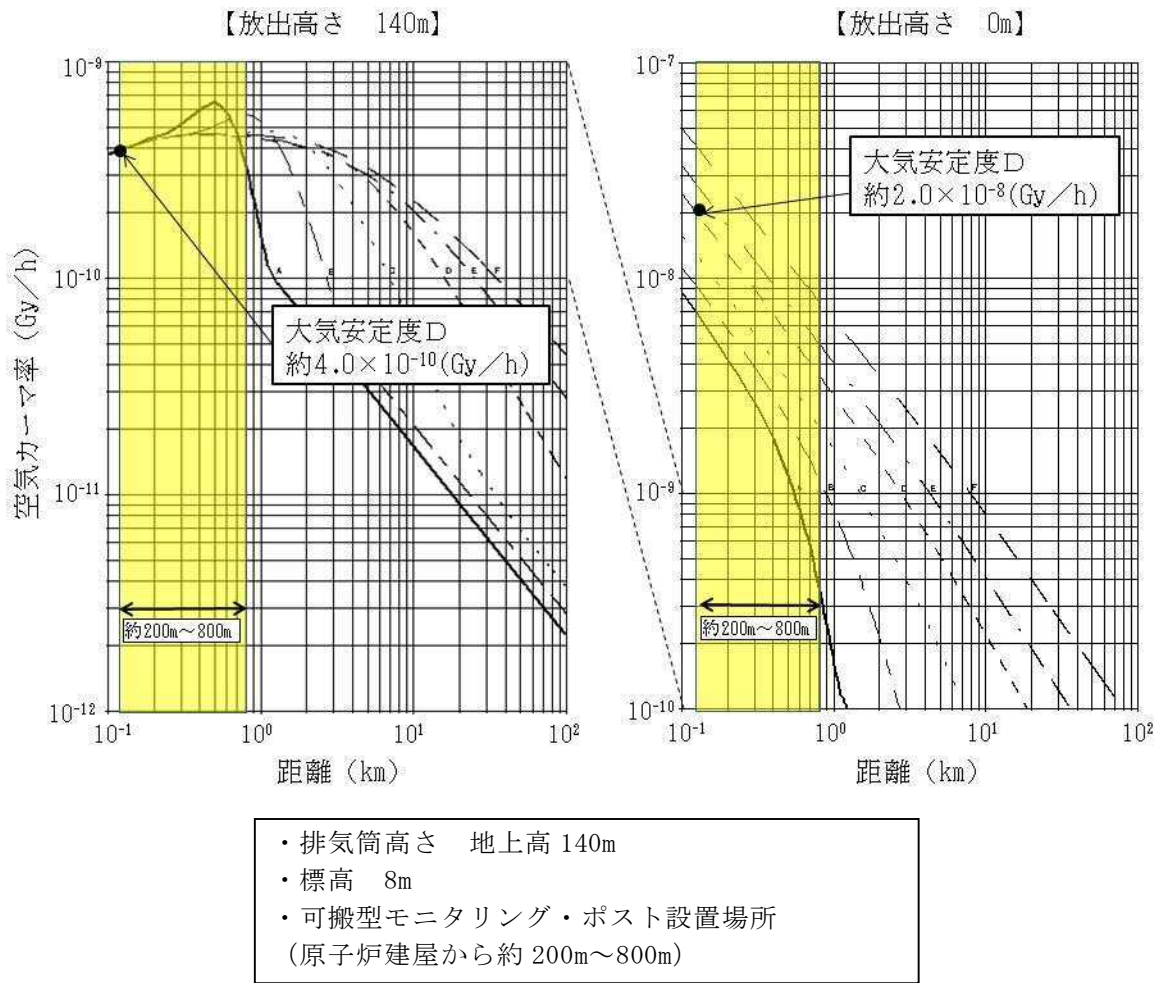
U : 平均風速 (m/s)

※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、プルーム高さと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。



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。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 4.0 \times 10^{-4} / 0.5 \\ &= 1.0 \times 10^9 \text{ (GBq/h)} \\ &= 1.0 \times 10^{18} \text{ (Bq/h)} \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点 (風下方向) にて実測された空間放射線量率
⇒ 50mGy/h (5.0 × 10⁴Gy/h) (1Sv=1Gy とした。)

U : 放出地上高さにおける平均風速 (1.0m/s)

D₀ : 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

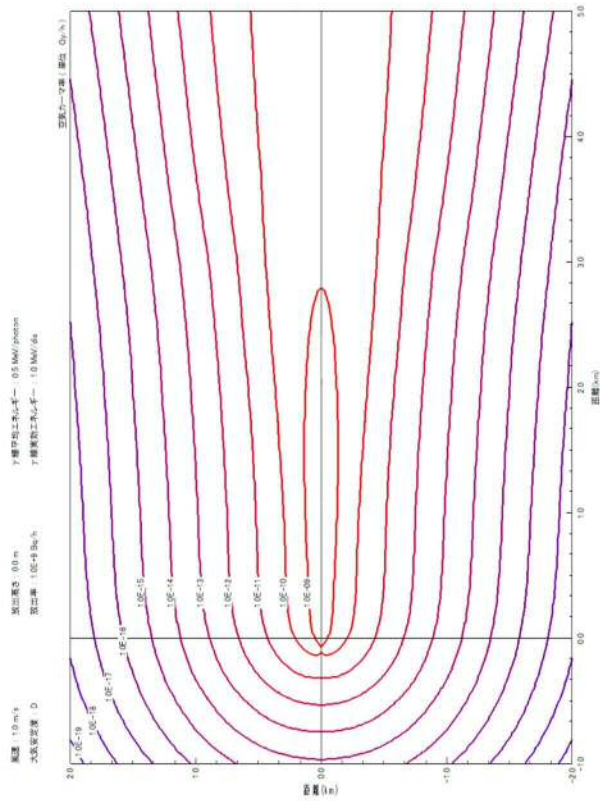
プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリング・ポストの設置場所を通過するわけではなく、隙間を通過するケースも考えられる。そのため、設置する可搬型モニタリング・ポストの検知性について、以下のとおり確認を行った。

a. 評価条件

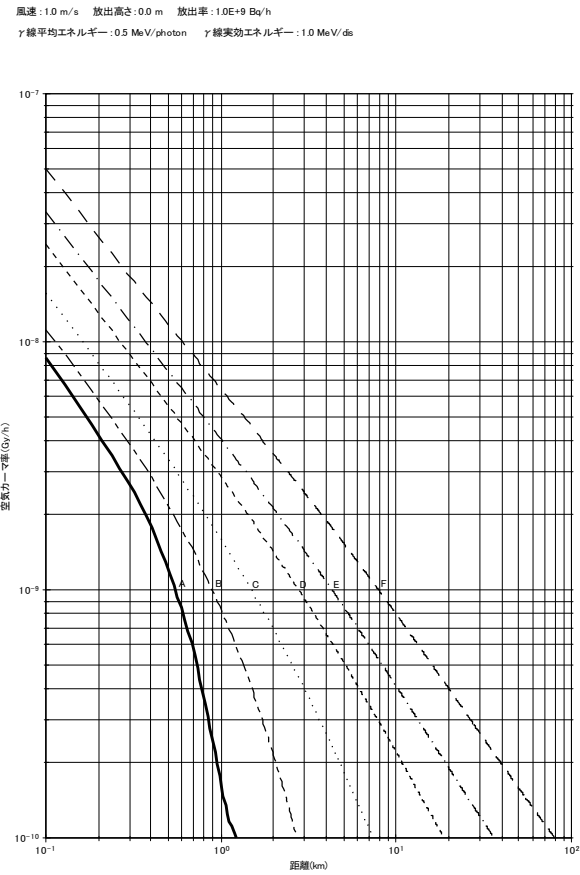
第3.3.1-1表の条件において、空間ガンマ線線量率の等値線図(第3.3.1-2図)及び風下軸上空間ガンマ線線量率図(第3.3.1-3図)を用いて、各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価した。

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。

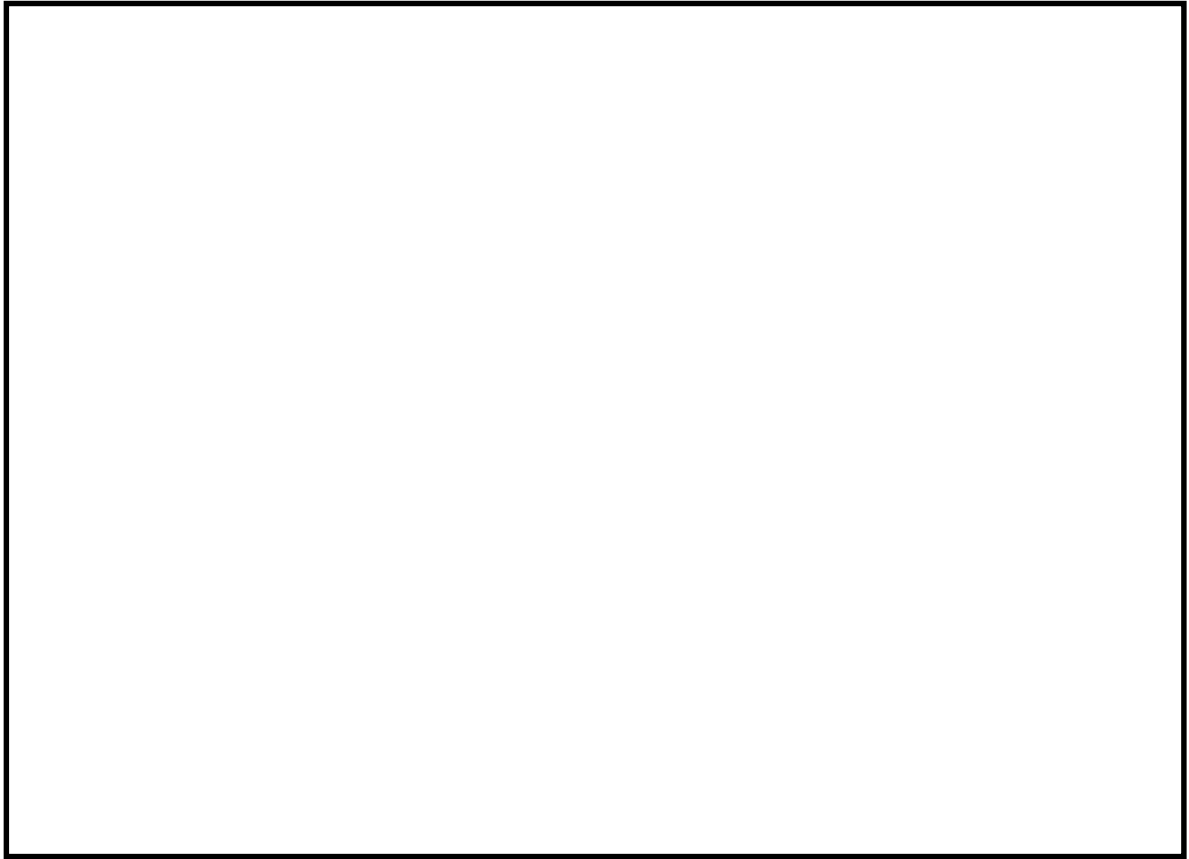
第 3.3.2-2 表 各風向による評価地点での線量の感度

		風向							
		SW	S	SE	E	NE	N	NW	W
／ 可搬型 モニタリング モニタリング モニタリング ポスト ポスト	可搬型 M/P (NE)	1	<u>0.071</u>	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	<u>0.250</u>	<u>0.167</u>	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	<u>0.060</u>	1	<u>0.015</u>	0.002
	可搬型 M/P (SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	<u>0.015</u>	1	<u>0.015</u>
	可搬型 M/P (E)	<u>0.075</u>	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	<u>0.015</u>	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 S W 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13～150mSv/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. $\sim 3.0 \times 10^4 \text{ nGy/h}$	1
GM汚染サーベイ・メータ	B. G. $\sim 99.9 \text{ km}^{-1}$	1
電離箱サーベイ・メータ	0.001 $\sim 1000 \text{ mSv/h}$	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。

- ・ Ge γ 線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー式カウンタ



Ge γ 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）により空气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

手順	具体的実施事項		開始時期の考え方	対応要員 [※] (必要想定人数)
可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	可搬型モニタリング・ポストの設置	【代替測定】 モニタリング・ポスト位置に設置	モニタリング・ポストが機能喪失した場合	2名
		【測定】 海側等及び緊急時対策所付近に設置	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	
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	空気中の放射性物質の濃度の測定	【代替測定】 放射能観測車が使用できない場合	放射能観測車が使用できない場合	
		【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	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	
可搬型気象観測設備による気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測設備の設置		気象観測設備が使用できない場合	
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	海水、排水中の放射性物質の濃度の測定		液体廃棄物処理系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	
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	土壌中の放射性物質の濃度の測定		気体状の放射性物質が放出された場合（ブルーム通過後）	
海上モニタリング	海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定		気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合（ブルーム通過後）	

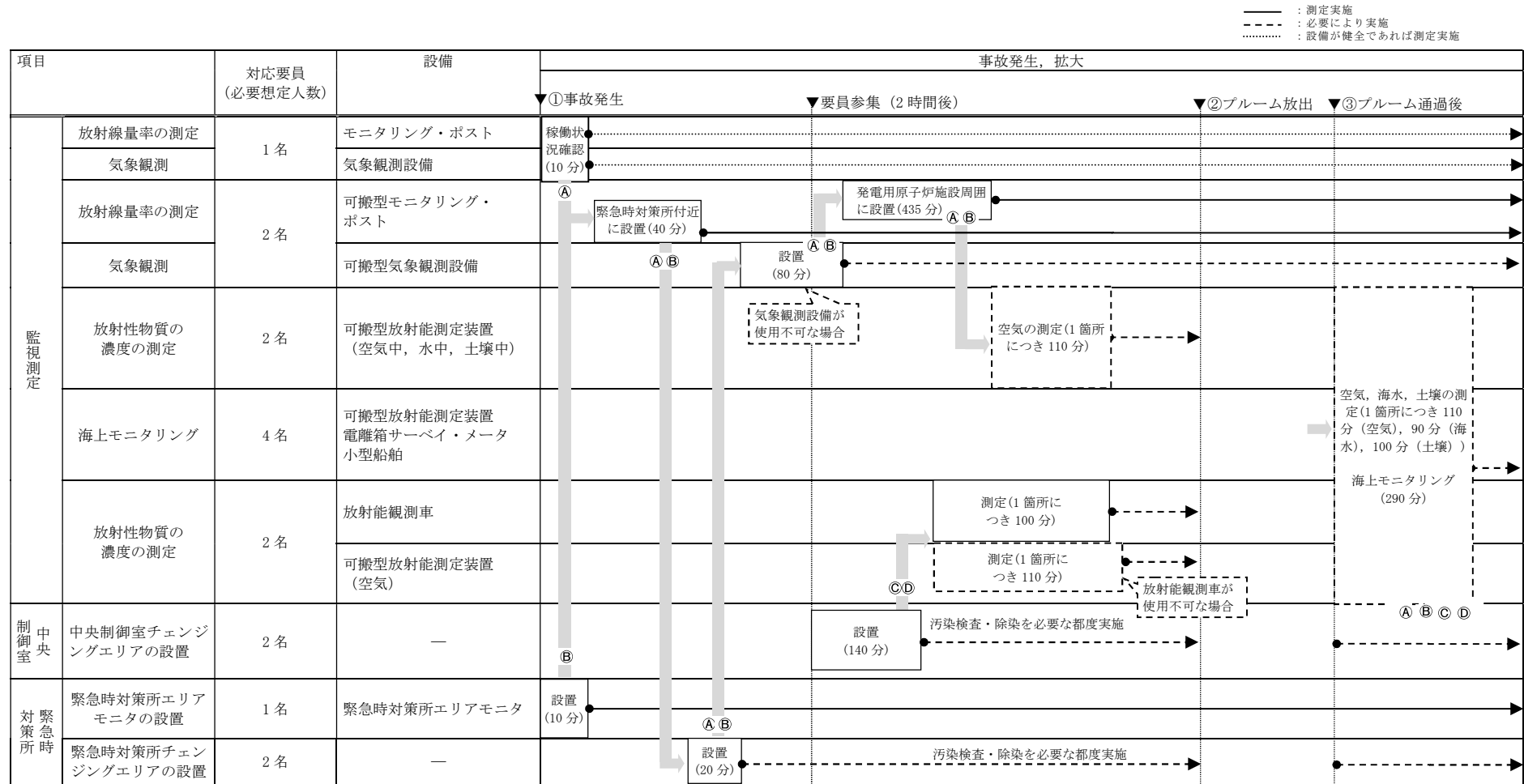
※原子力災害対策特別措置法第10条特定事象とは、「原子力災害対策特別措置法施行令」の第4条第4項に該当する事象（要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。）

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表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。



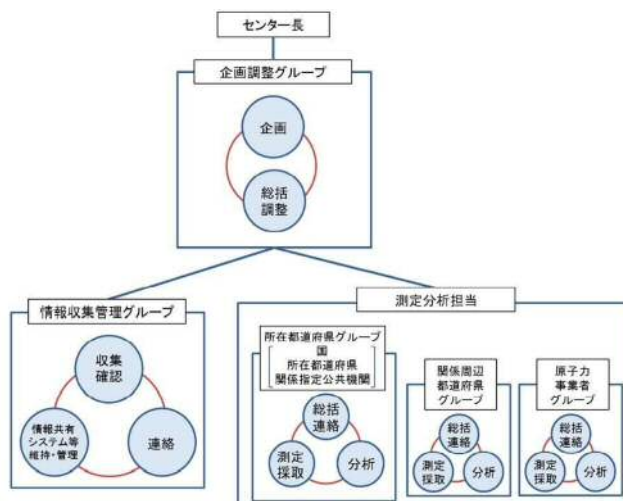
第 3.8 図 事故発生からプルーム通過後までの要員の動きの例

- ⒶⒷ 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	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンターの総括 緊急時モニタリングの実施内容の検討、指示等 	<ul style="list-style-type: none"> 対策官事務所長及び副所長を企画調整グループ長、所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 緊急時モニタリングの結果の共有、緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 情報共有システムの維持・異常対応等 	<ul style="list-style-type: none"> 国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし、国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> 企画調整グループで作成された指示書に基づき、必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定 	<ul style="list-style-type: none"> 所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者のグループで構成し、それぞれに全体を統括するグループ長を配置

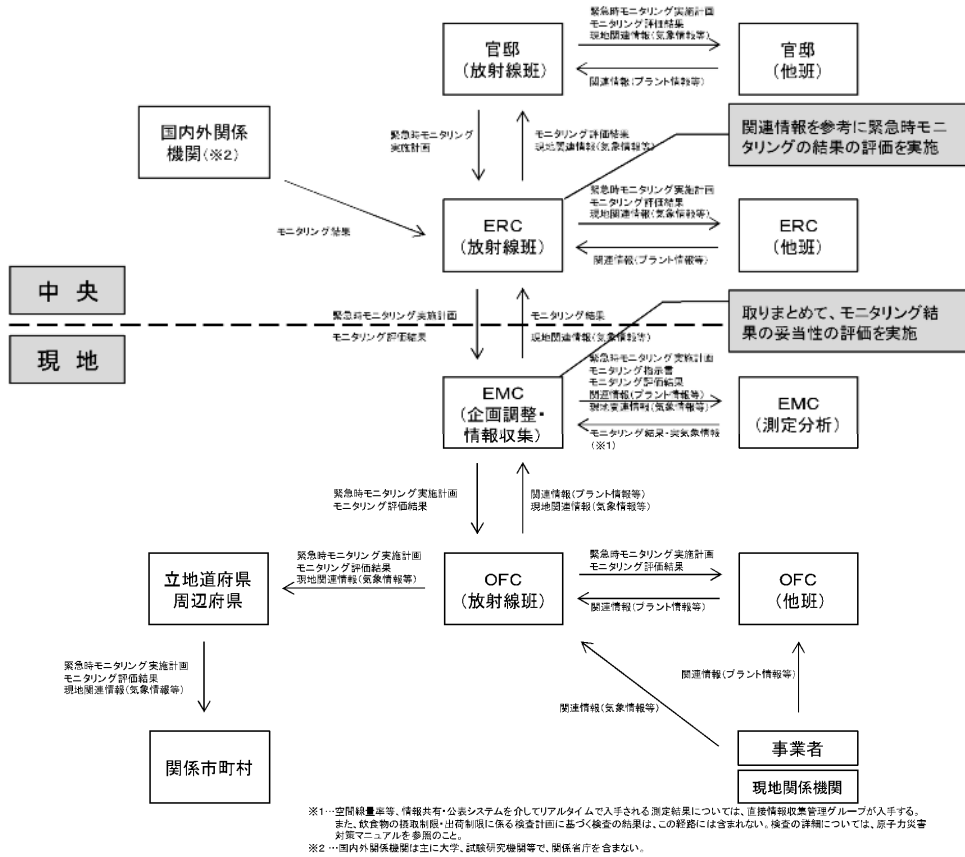
出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第 2 版（平成 29 年 3 月 31 日）

- (2) 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- ① 事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）	B d	
		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一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	—		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立	A c	他の設備から独立	A c
			その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外	（考慮対象なし）	対象外
		関連資料	[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	A b	
		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 4 3 条	第 1 項	環境 条件 にお ける 健全 性	環境温度・湿度・ 圧力／屋外の天候／ 放射線	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	B d	(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一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	—		—		
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	他の設備から独立	A c	他の設備から独立	A c
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[配置図] 61-3		[配置図] 61-3		
	第 6 号	設置場所	現場(遠隔)操作	A b	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)	B d	(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)	G H	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)	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一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	[単線結線図] 61-2		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	[単線結線図] 61-2		—		
	第6号	設置場所	現場(遠隔)操作	A b	(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 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・ 圧力／屋外の天候／ 放射線	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)	B d	
	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	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	—			
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	(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	A b	
	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)	B d
			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	B b
			関連資料	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	(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	A b	
		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恐れのない場所を選定)	-
			関連資料	[配置図] 61-3	
		第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b
			関連資料	[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)	B c B d	現場操作 (設備の運搬・設置) (操作スイッチ操作)	B c B d	
			関連資料	[配置図] 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	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	-		-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	-		-		
	第6号	設置場所	現場 (設置場所) 操作可能	A a	現場 (設置場所) 操作可能	A a		
		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恐れのない場所を選定)	-	(放射線量の高くなる恐れのない場所を選定)	-	
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)	A b	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b		
		関連資料	[保管場所] 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)	B c B d	
			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	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他(飛散物)	(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	A a	
			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恐れのない場所を選定)	—	
			関連資料	[配置図] 61-3		
	第5号		保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	[保管場所] 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

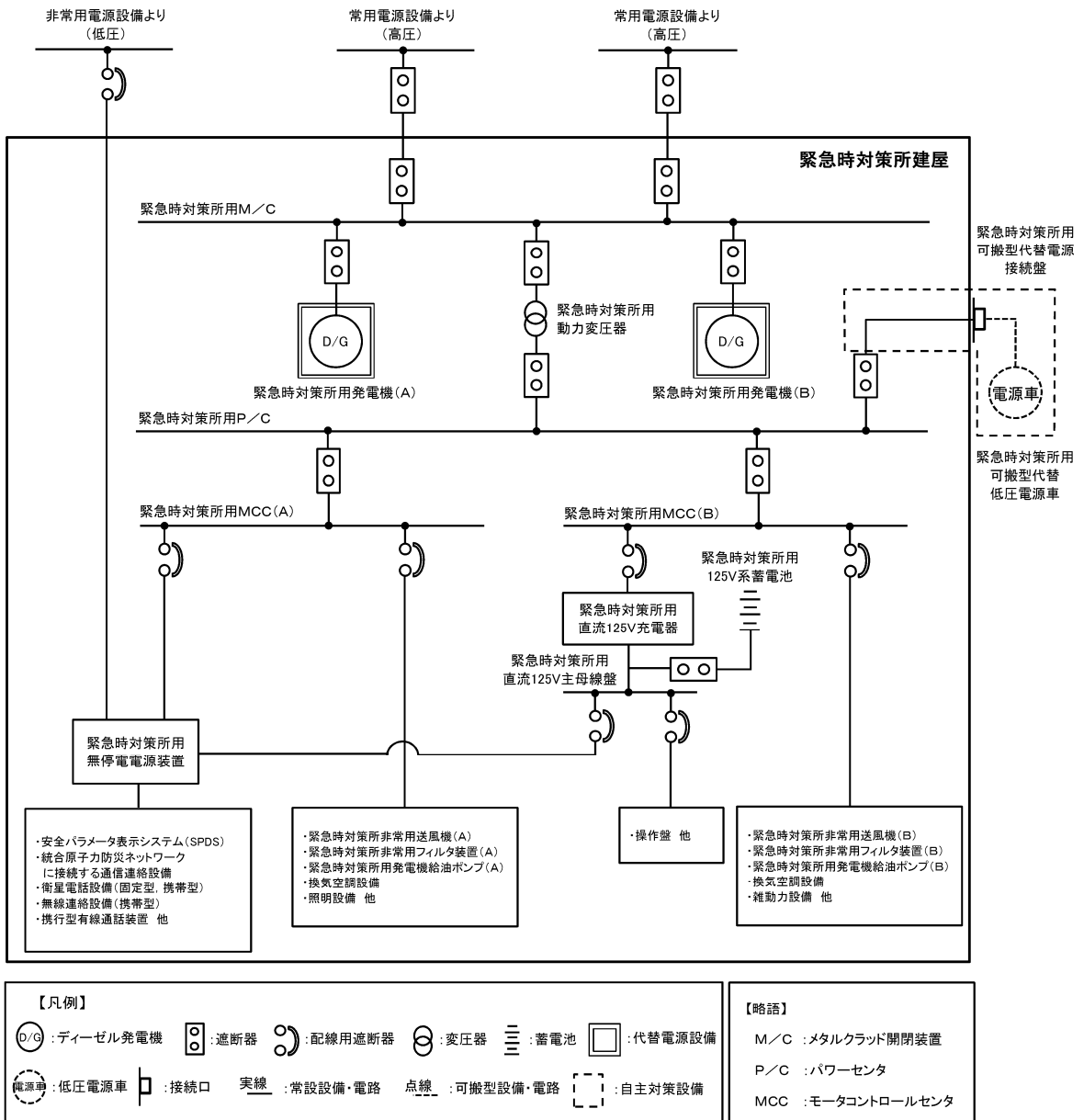
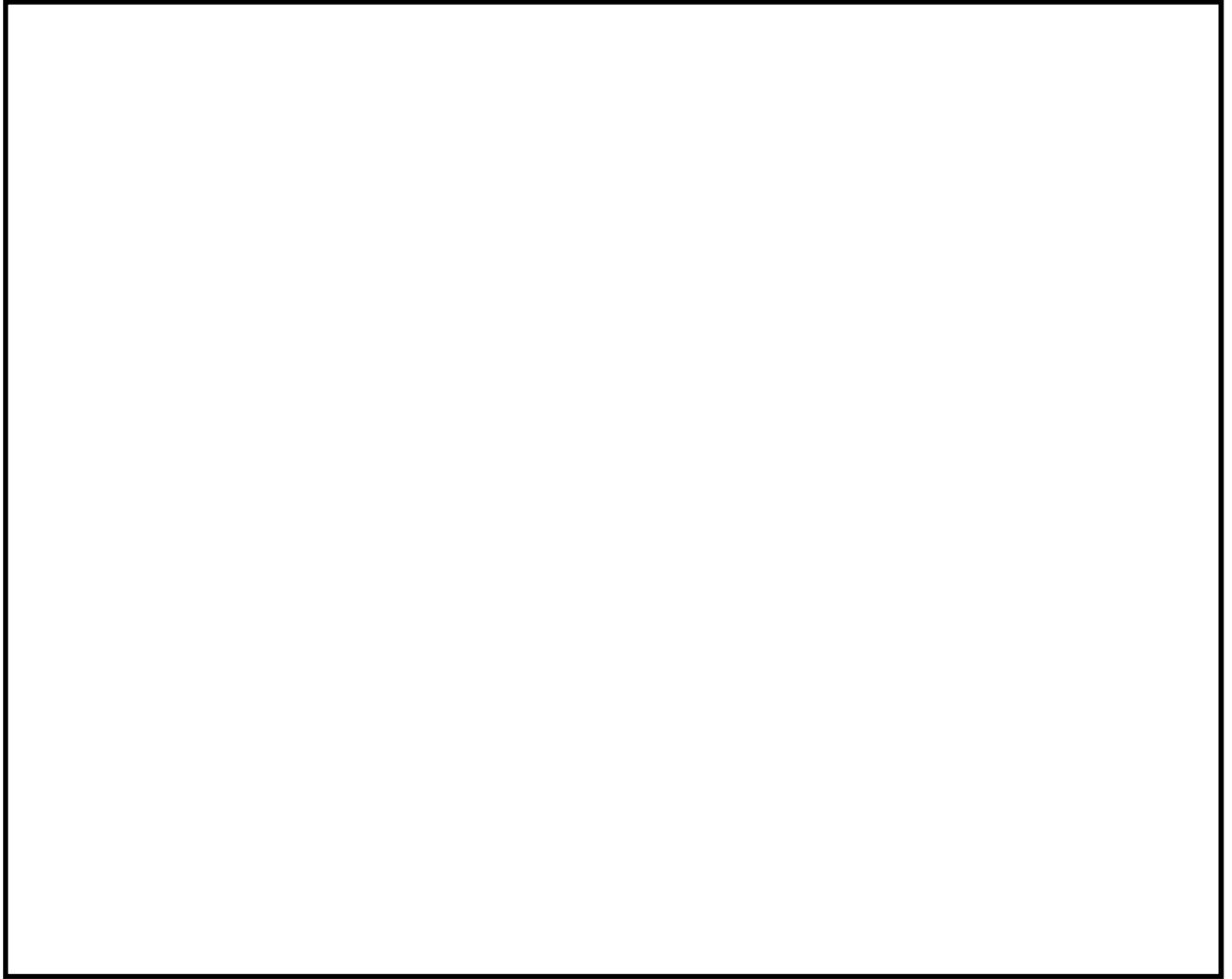
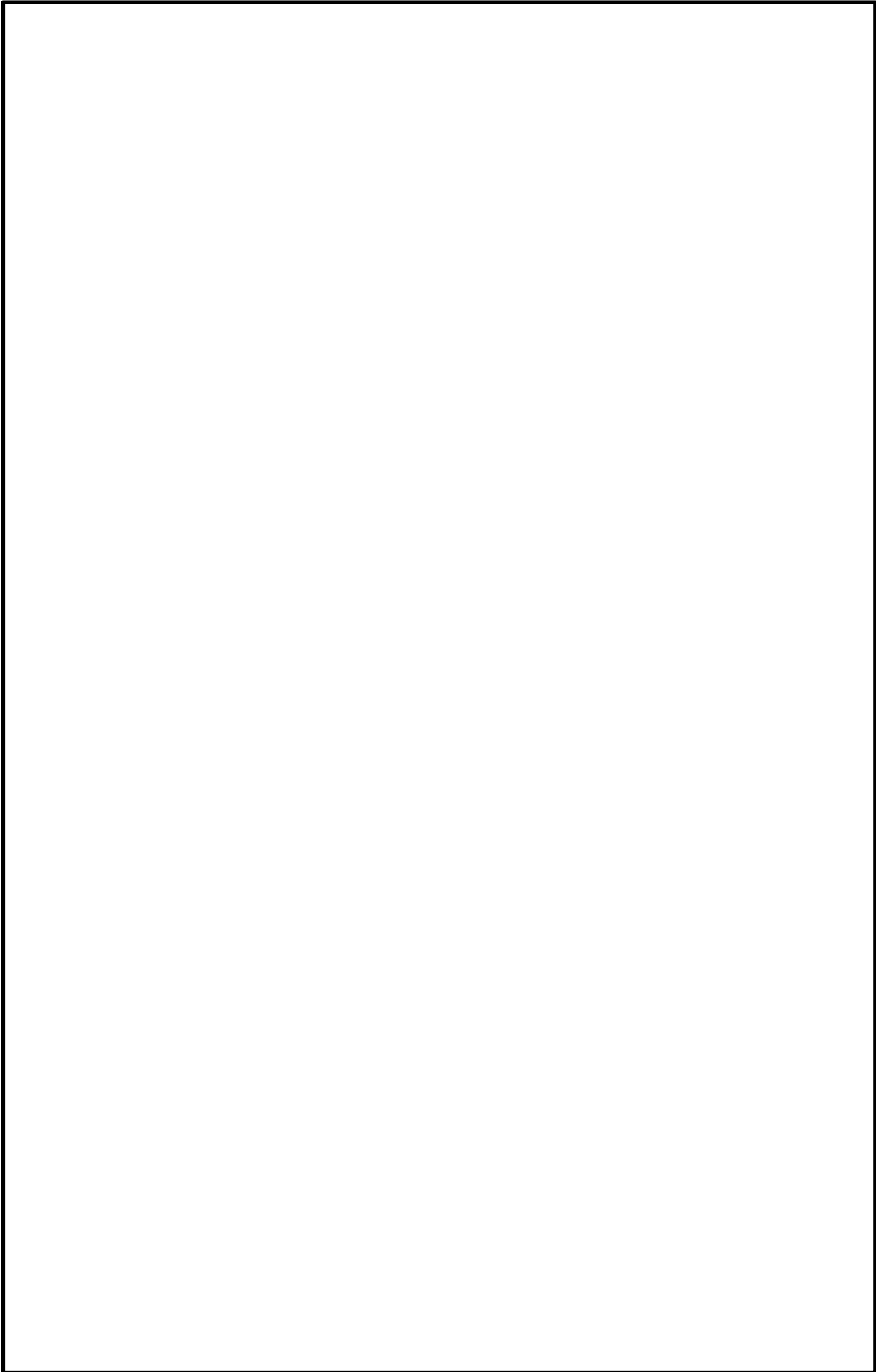


図 61-2-1 緊急時対策所 単線結線図

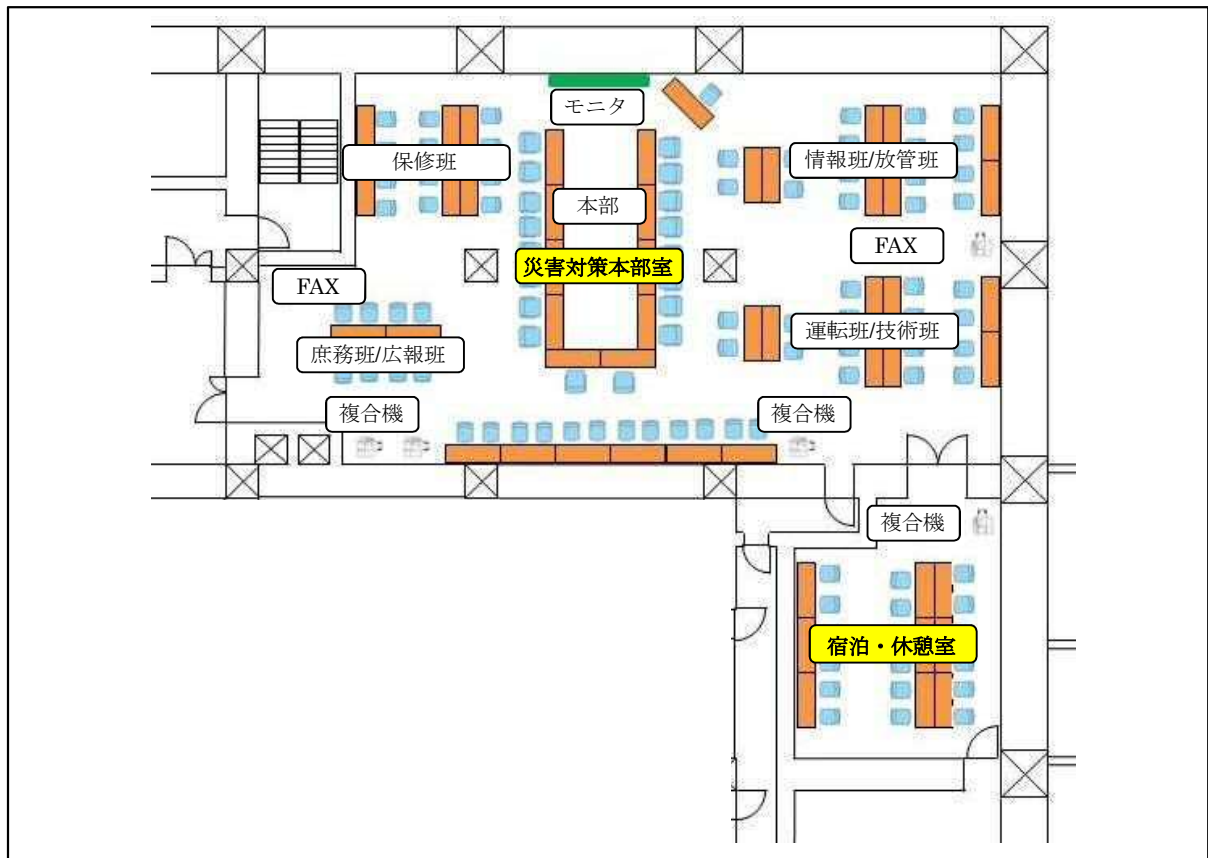
61-3 配置図



第 61-3-1 図 緊急時対策所建屋 配置図



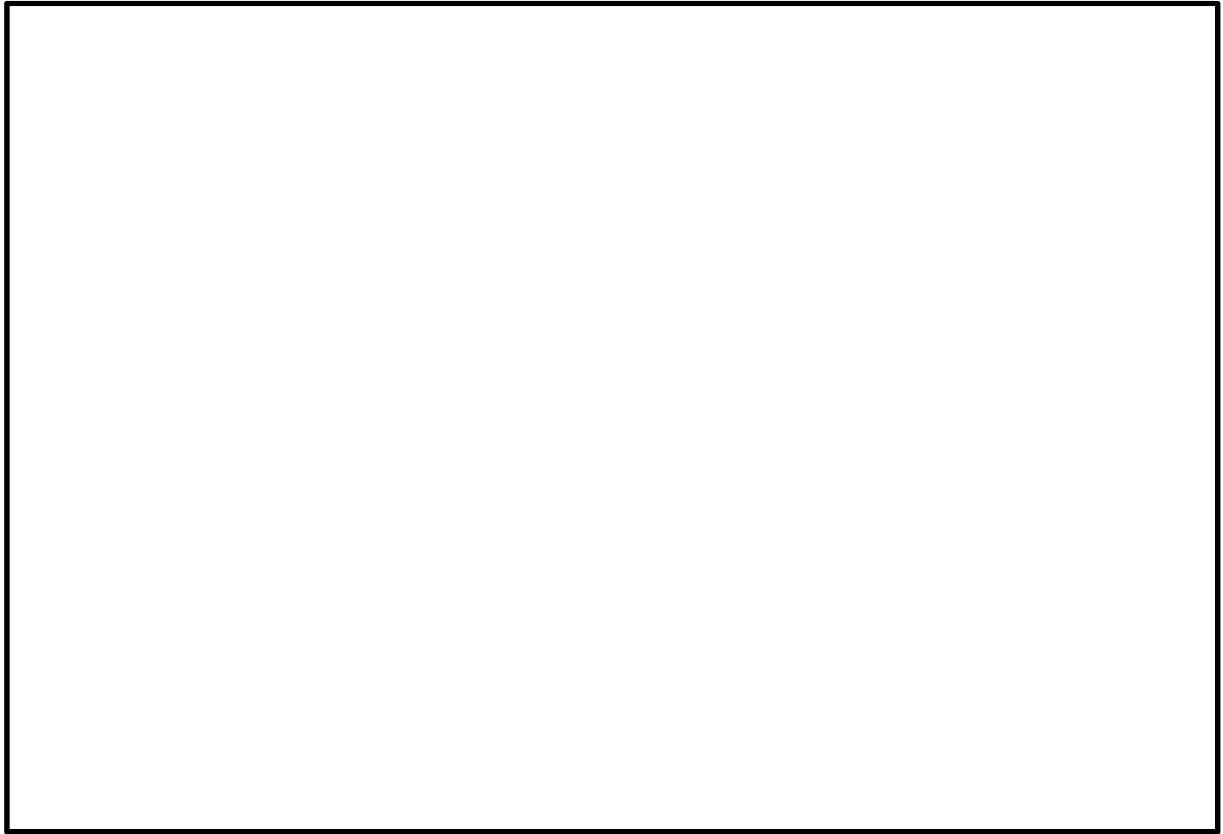
第 61-3-2 図 緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）配置図



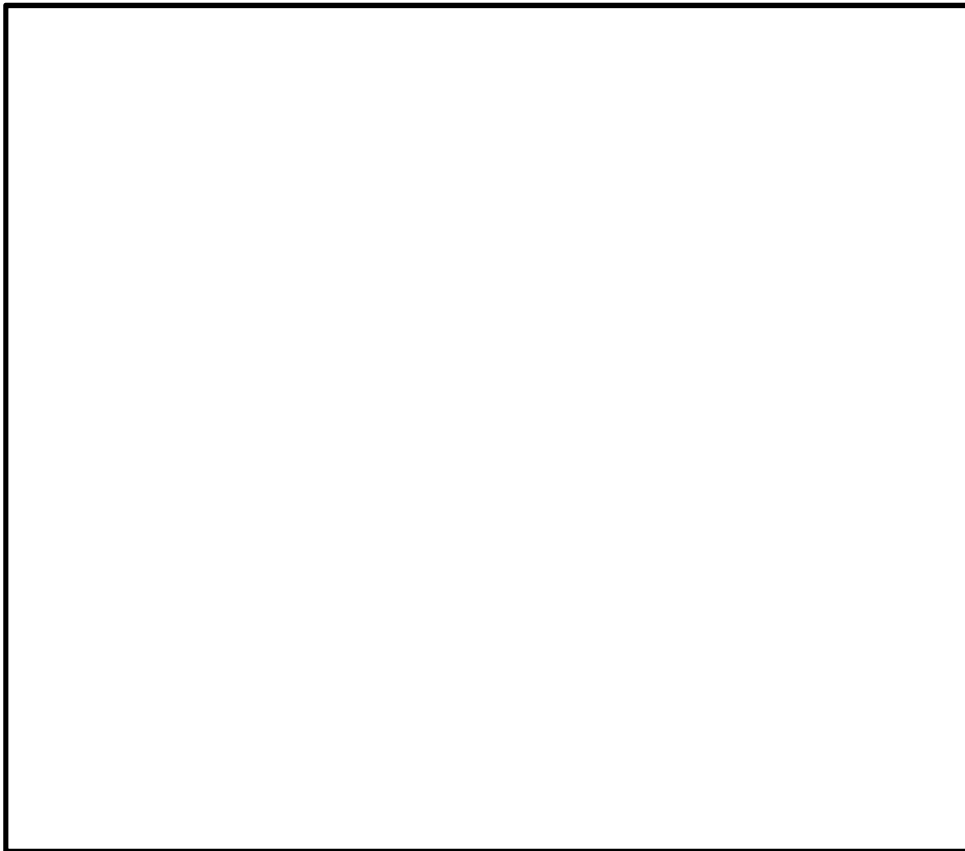
(緊急時対策所 2階 緊急時対策所等)

第 61-3-3 図 緊急時対策所の対策要員 配置図

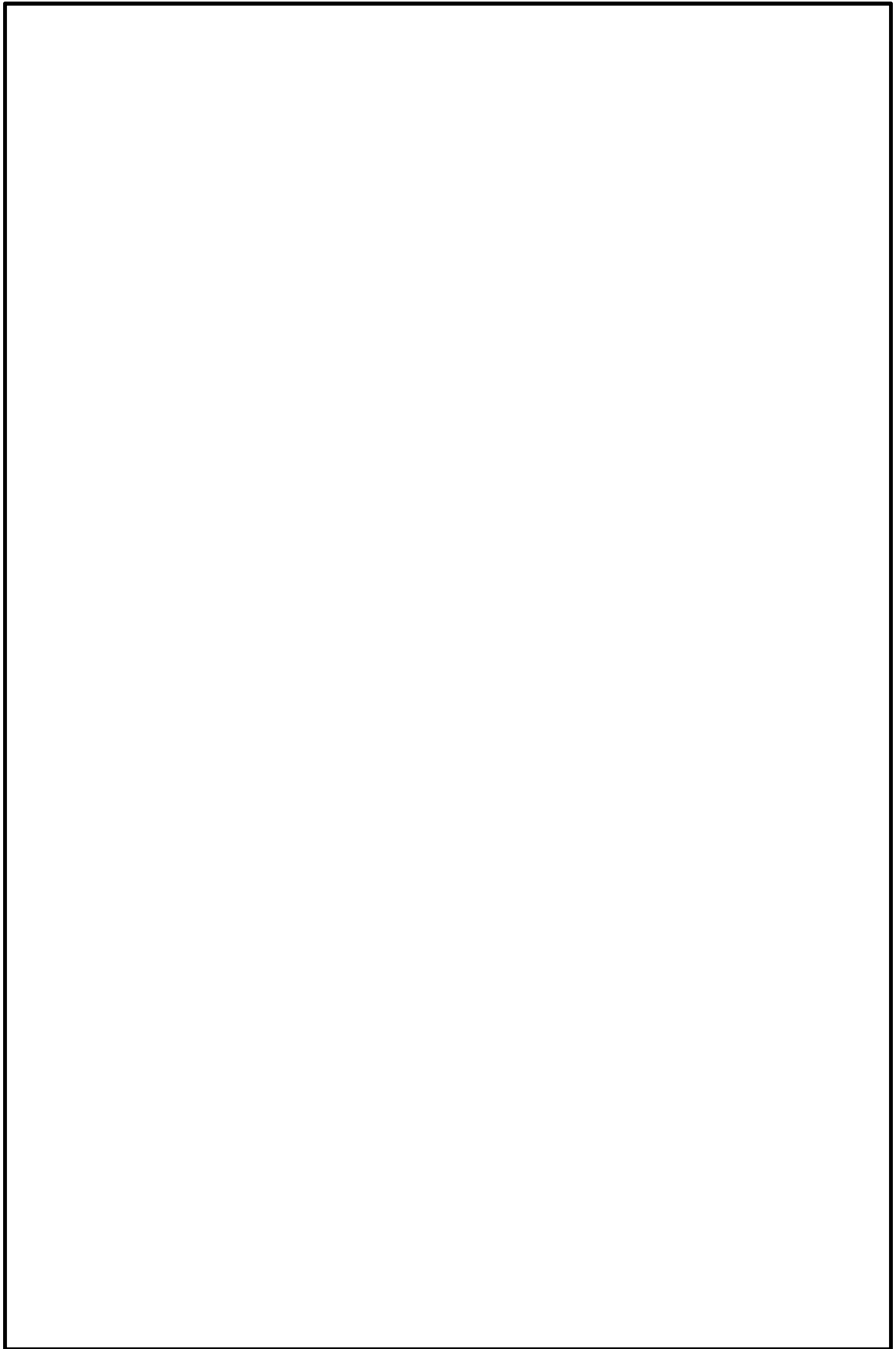
* 今後の訓練実績により変更になる場合あり



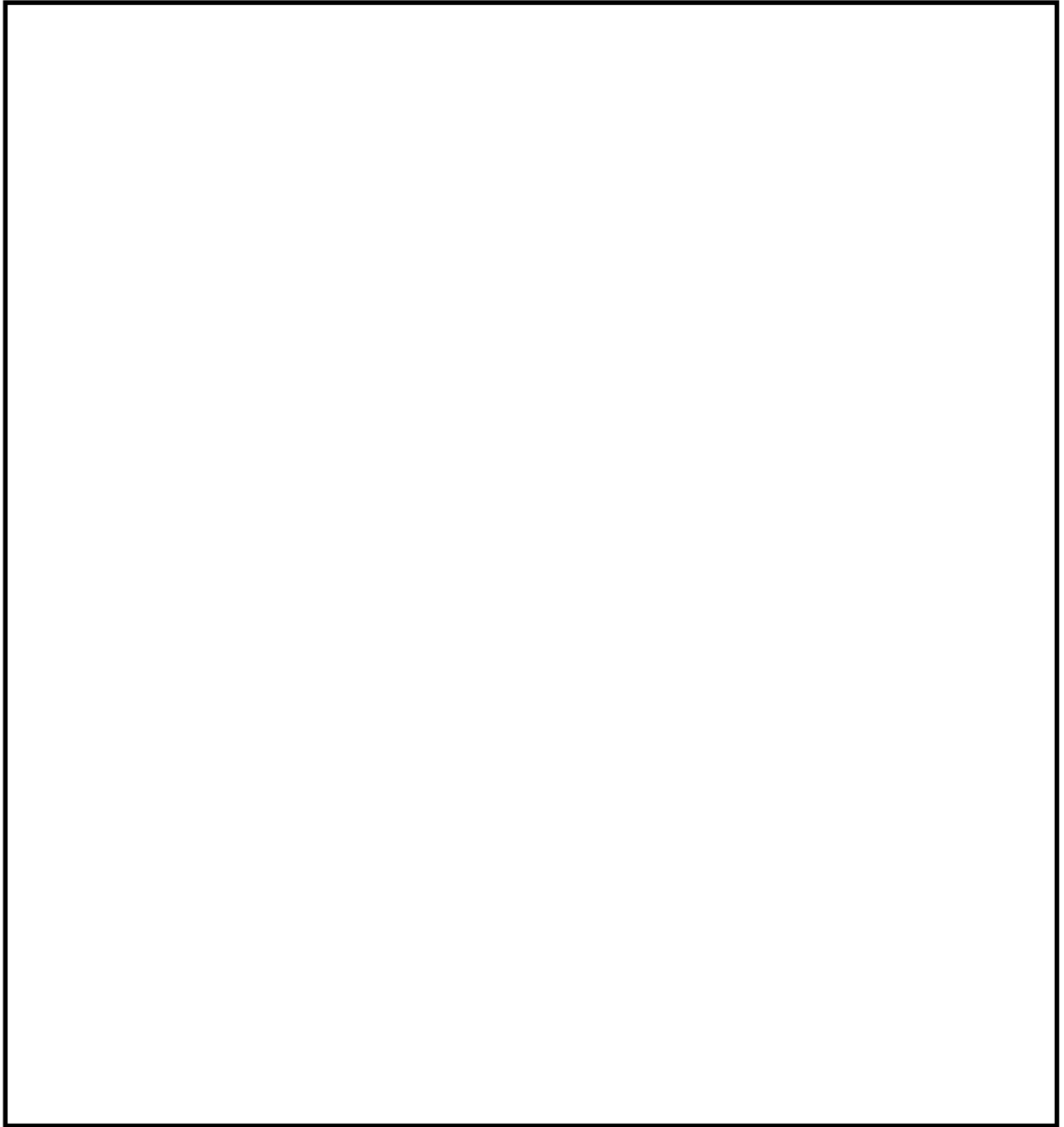
第 61-3-4 図 緊急時対策所建屋内の代替電源設備 配置図



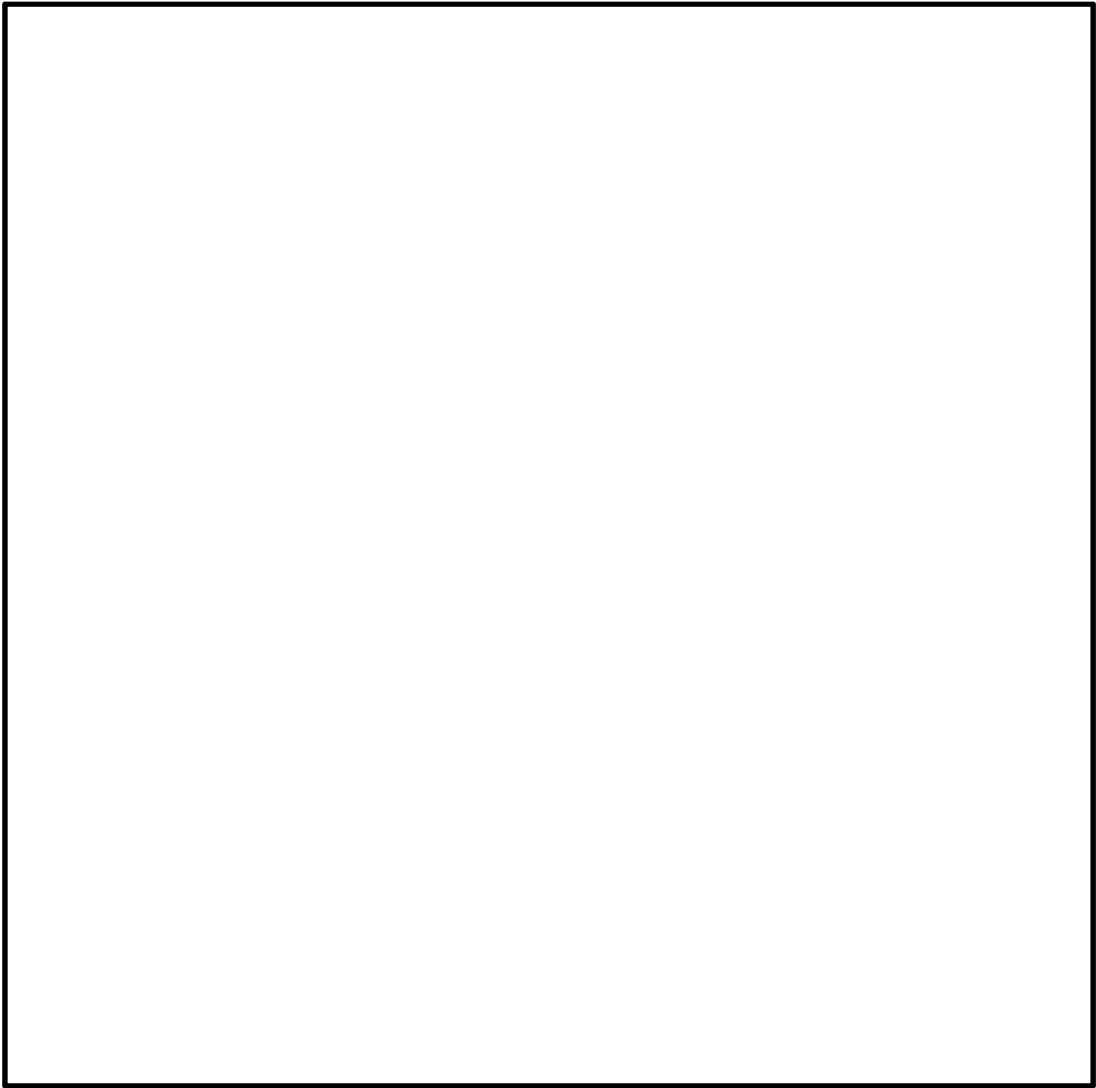
第 61-3-5 図 緊急時対策所用発電機の操作盤 配置図



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



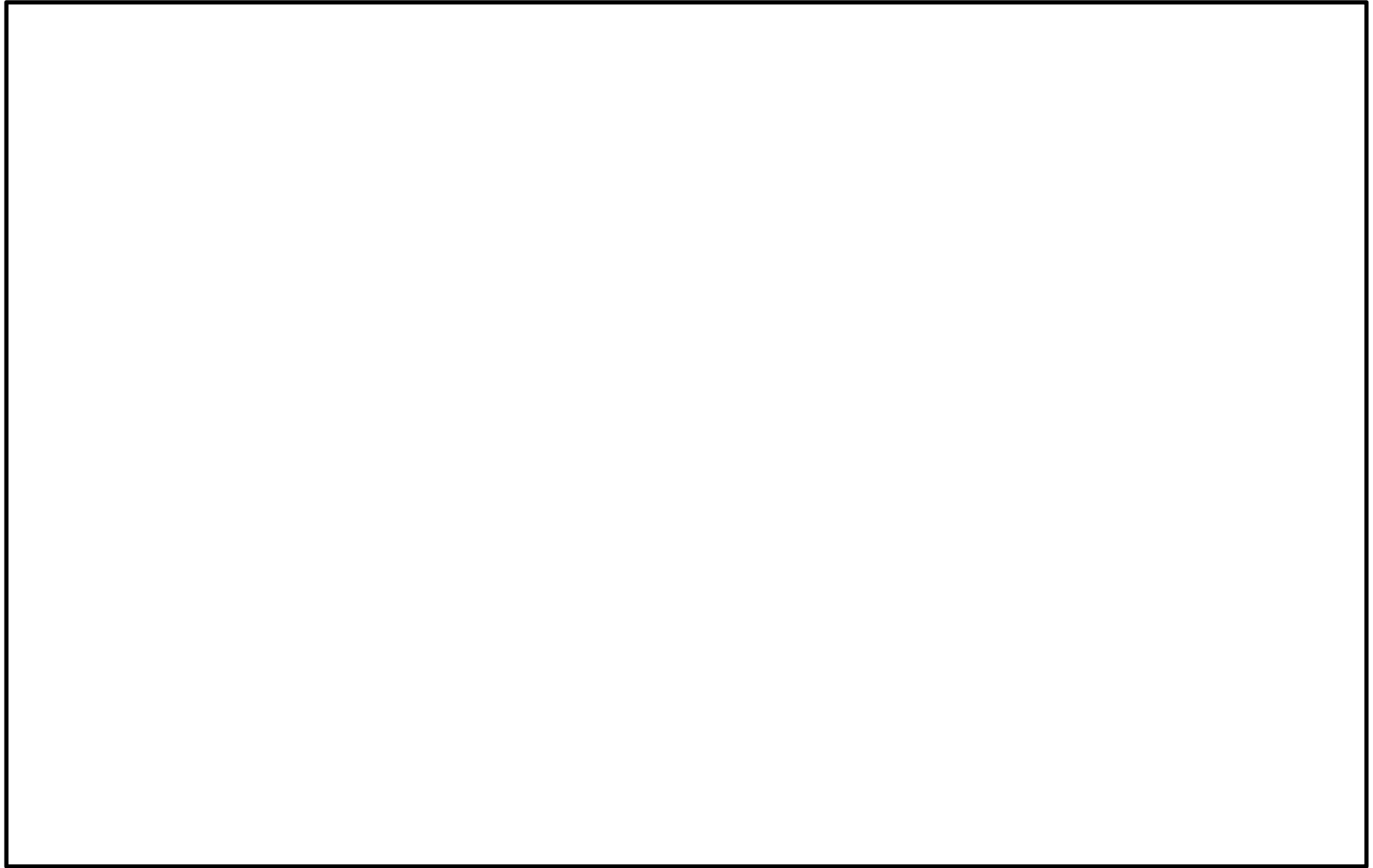
第 61-3-7 图 非常用換気設備操作盤 配置図



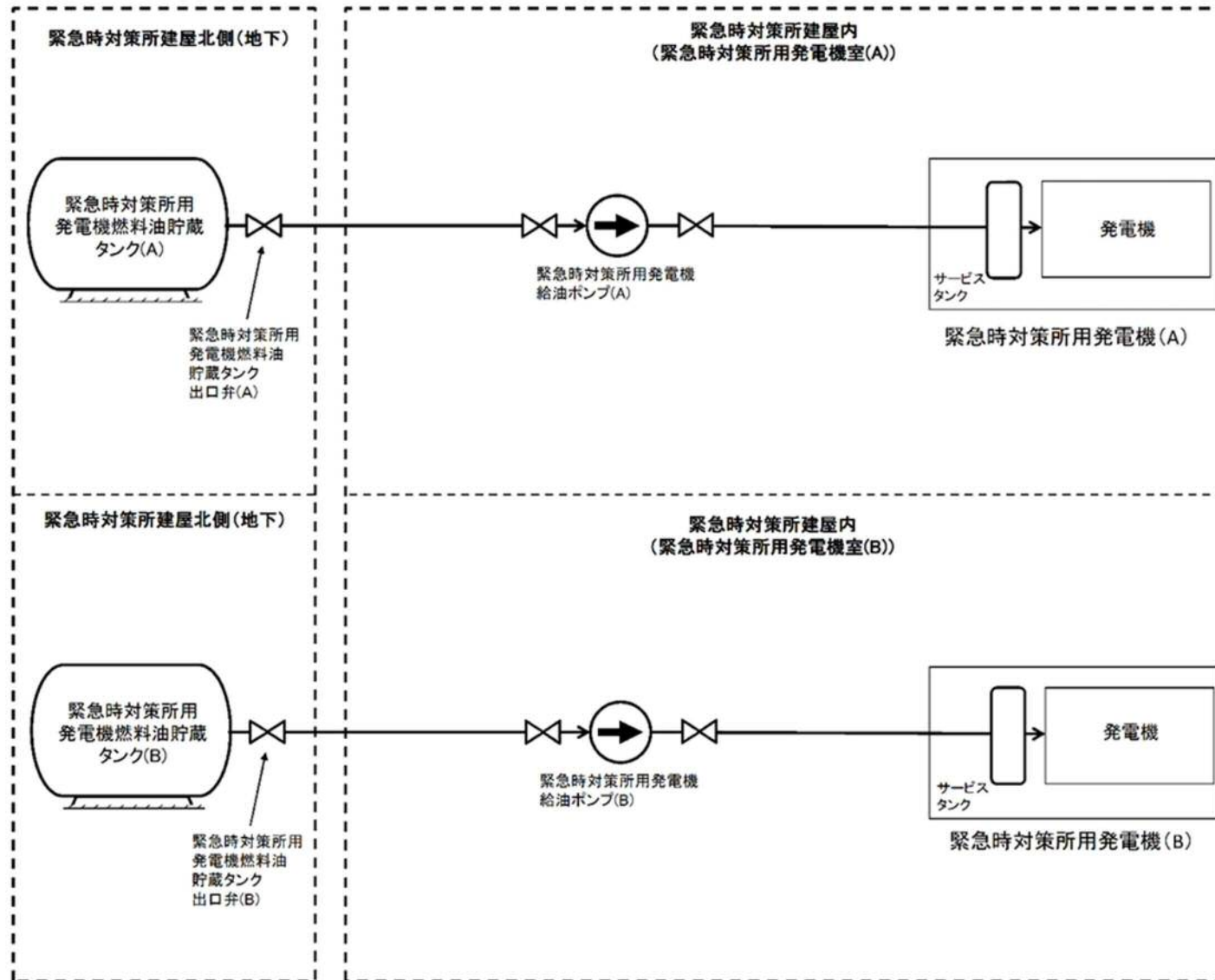
(緊急時対策所建屋 2階 緊急時対策所等)

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

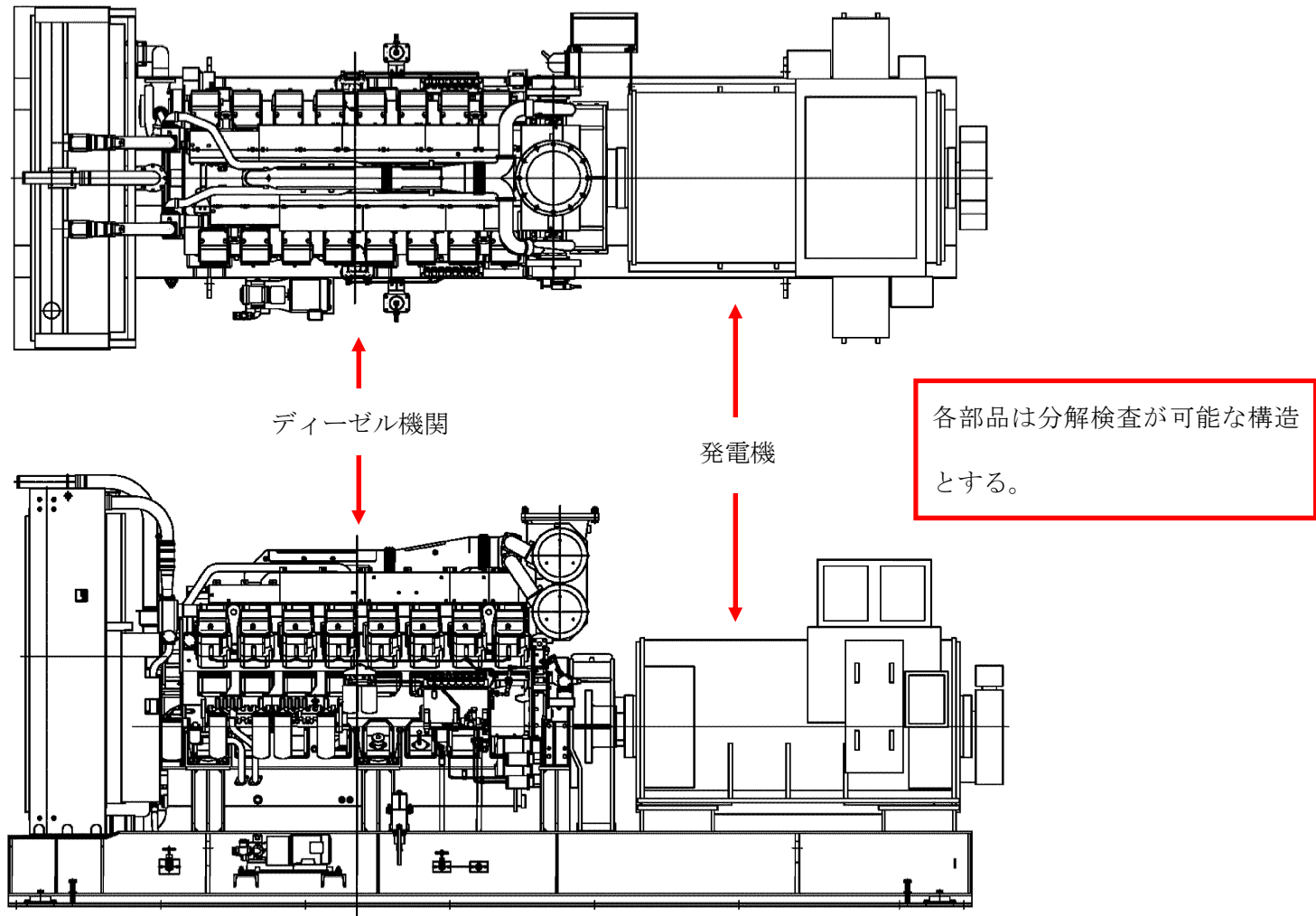


第 61-4-1 図 緊急時対策所 換気設備等の設備構成図



第 61-4-2 図 緊急時対策所用発電機燃料系の概要図

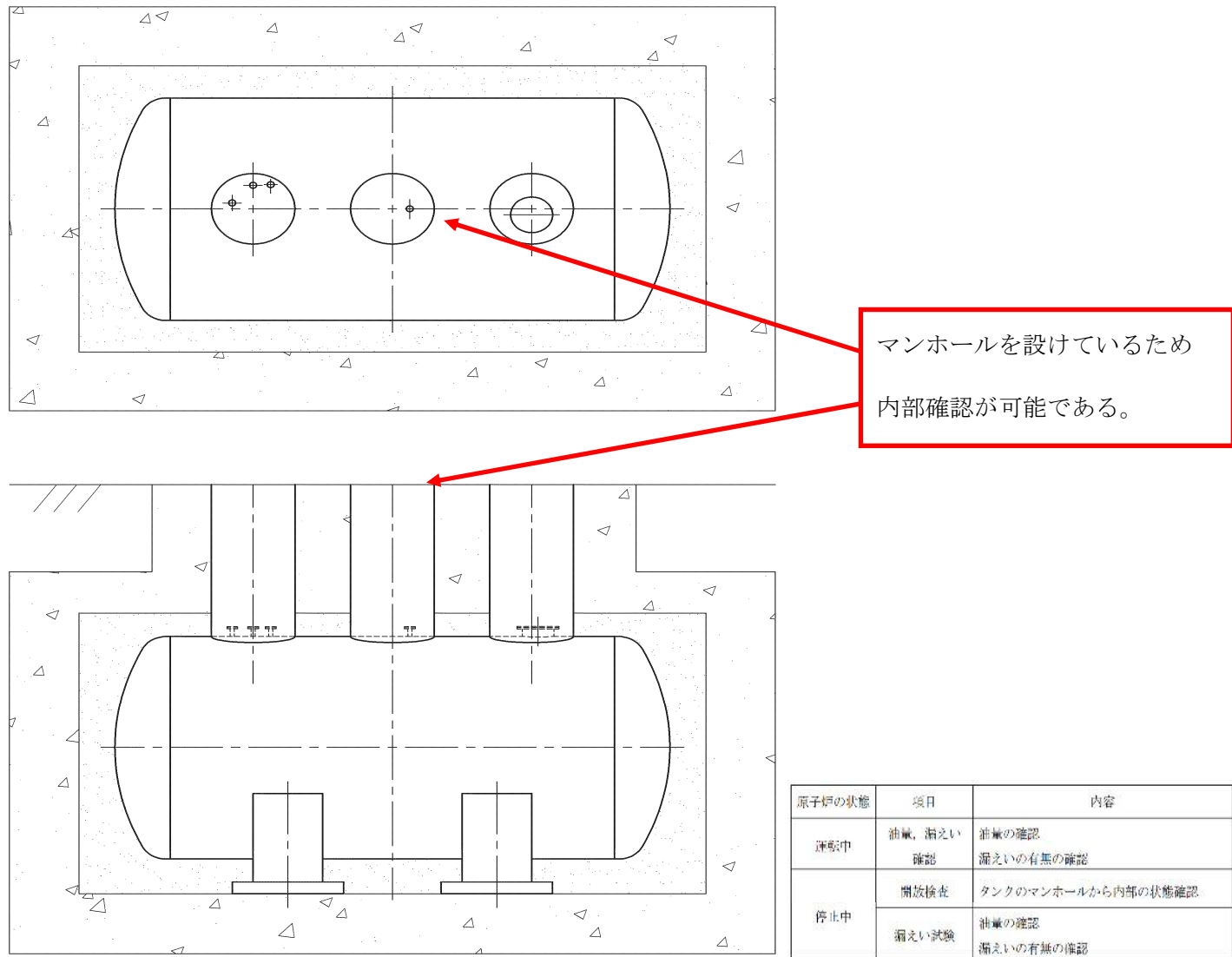
61-5 試験検査



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

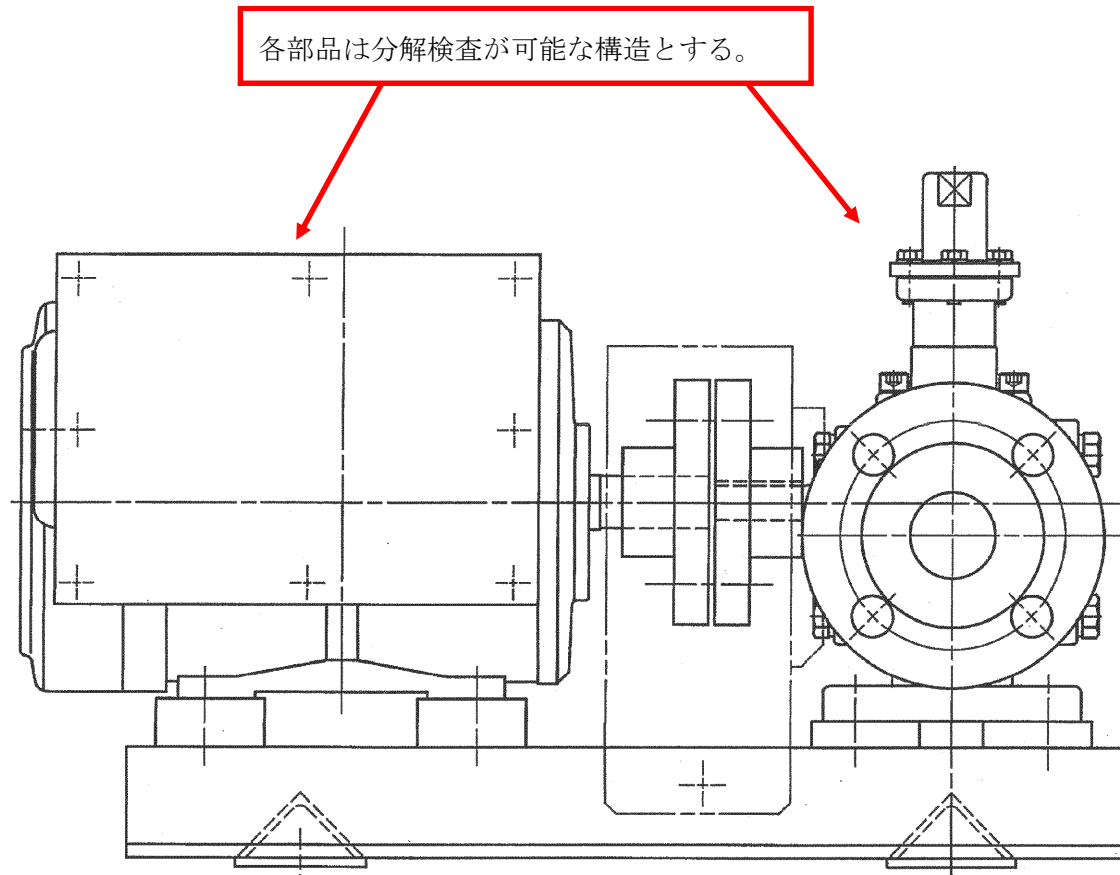
原了時の状態	項目	内容
運転中	起動検査	起動試験による運転性能の確認
	分解検査	部品の状態の確認
停止中	機能・性能検査	起動試験による運転性能の確認
		機振負荷による出力性能（発電機電圧、電流、周波数及び電力）の確認 絶縁抵抗の測定



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
	開放検査	タンクのマンホールから内部の状態確認
停止中	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

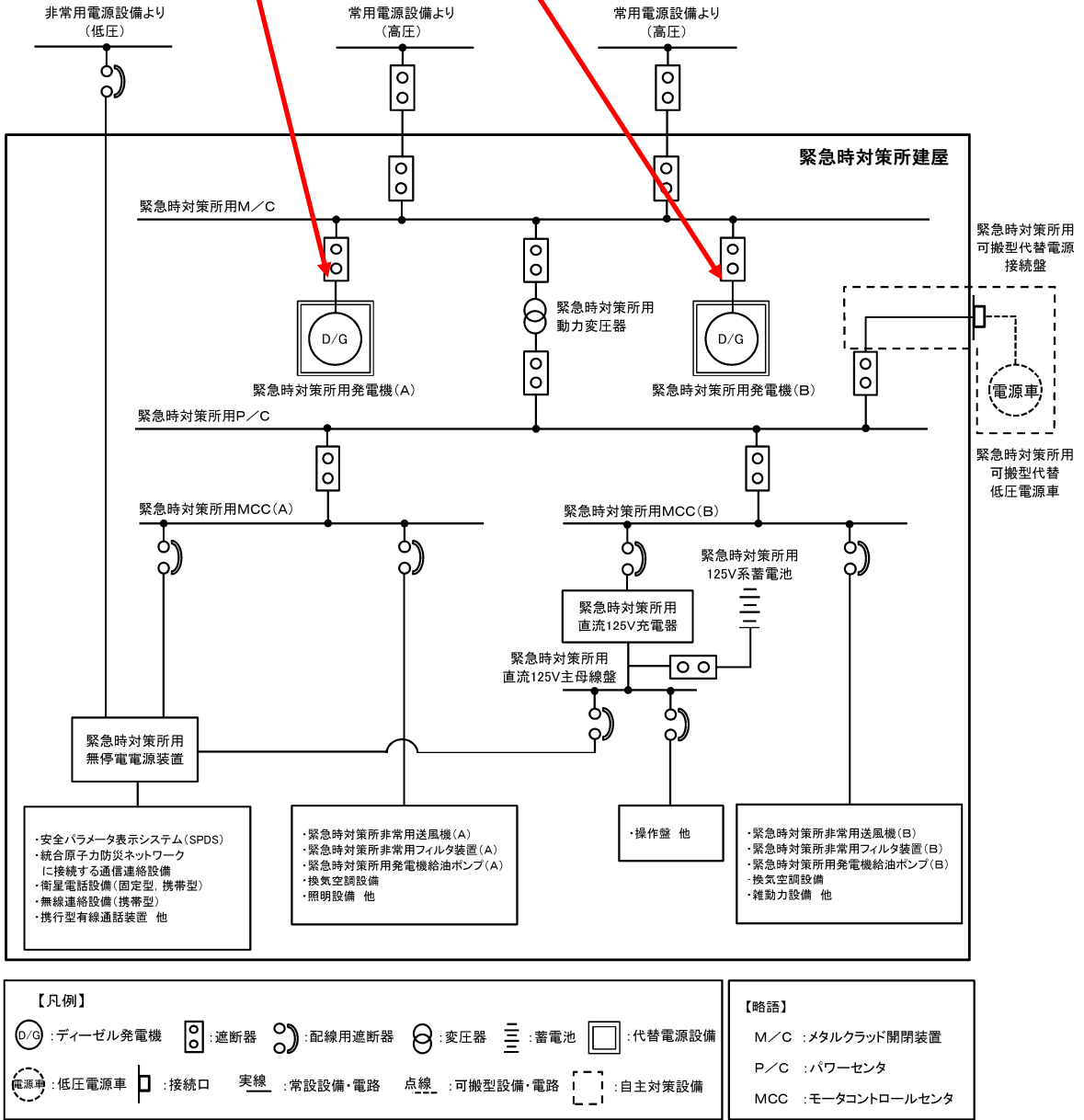


第 61-5-3 図 緊急時対策所用発電機給油ポンプ 構造図

* 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
	分解検査	部品の状態の確認
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認
		漏えいの有無の確認

発電機及びケーブルは
絶縁抵抗測定が可能である。



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
	分解検査	部品の状態を確認
停止中	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

○緊急時対策所非常時換気設備の機能・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

- ・緊急時対策所非常時換気設備の機能・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図の通りである。

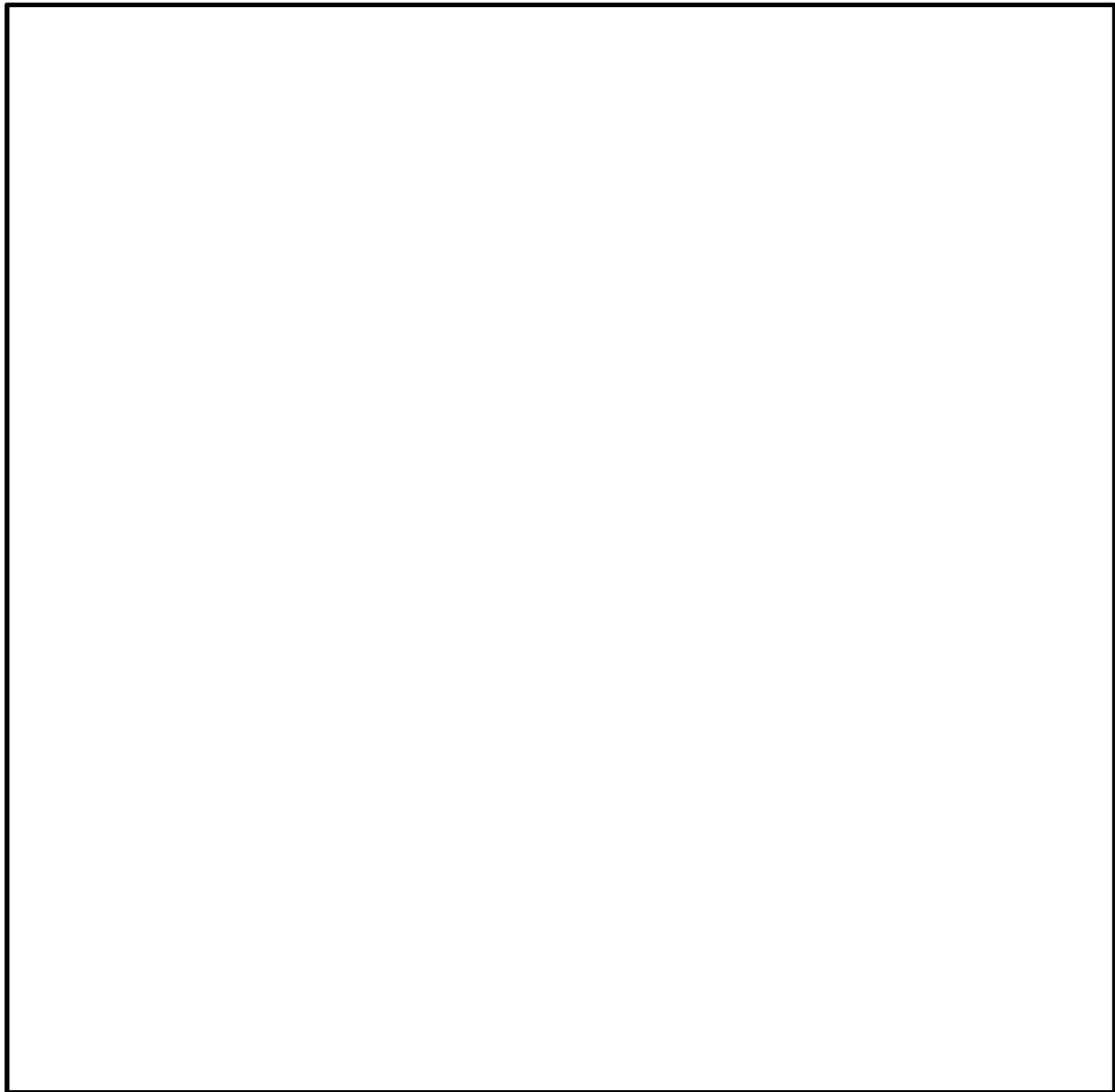
第61-5-1表 緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）
の気密性，系統機能に関する検査性

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

緊急時対策所非常時換気設備，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ポ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

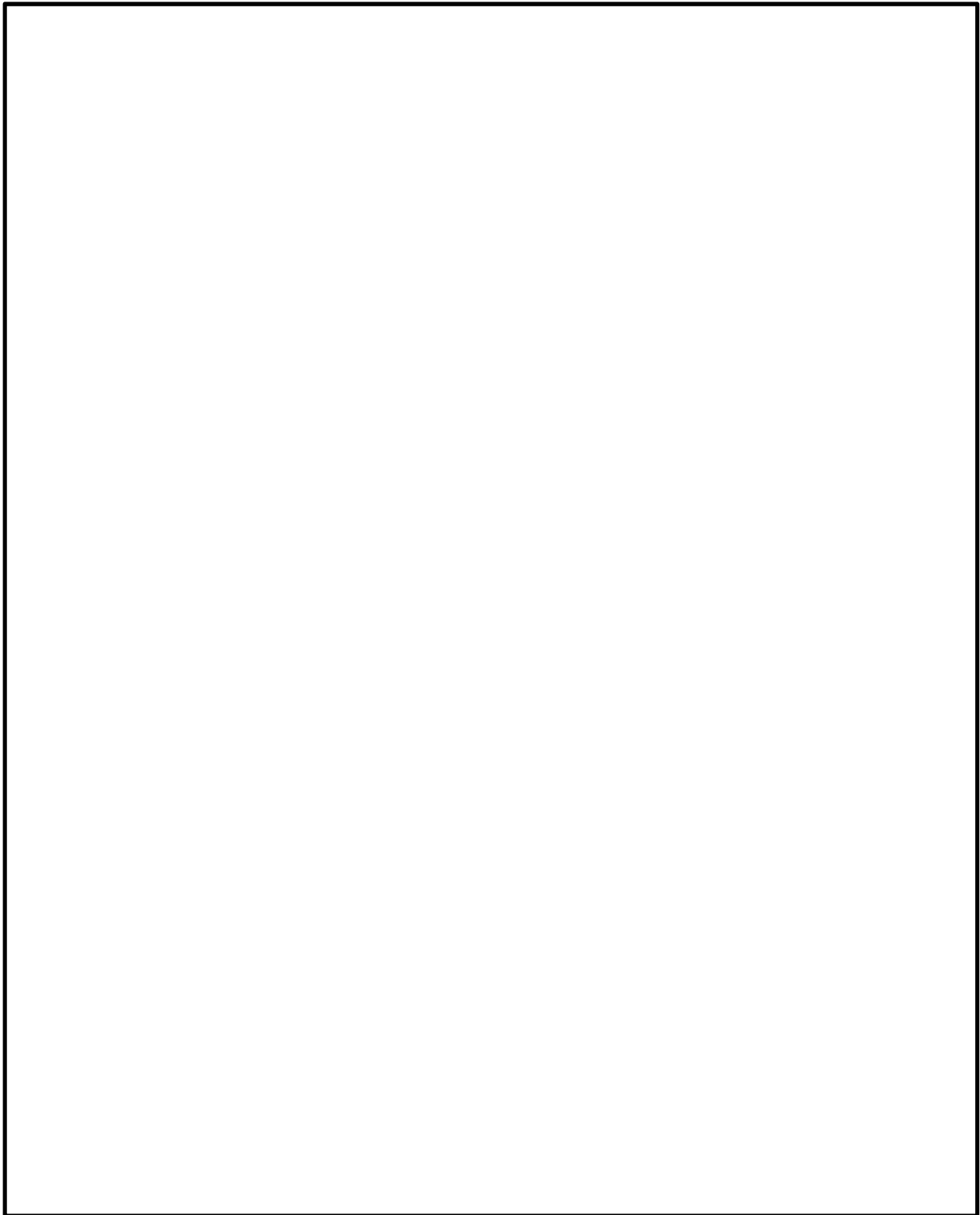
* 今後の設計により変更になる場合あり

(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	送風確認	フィルタ蓋口確認
	開放点検	点検口による内部確認
停止中	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)

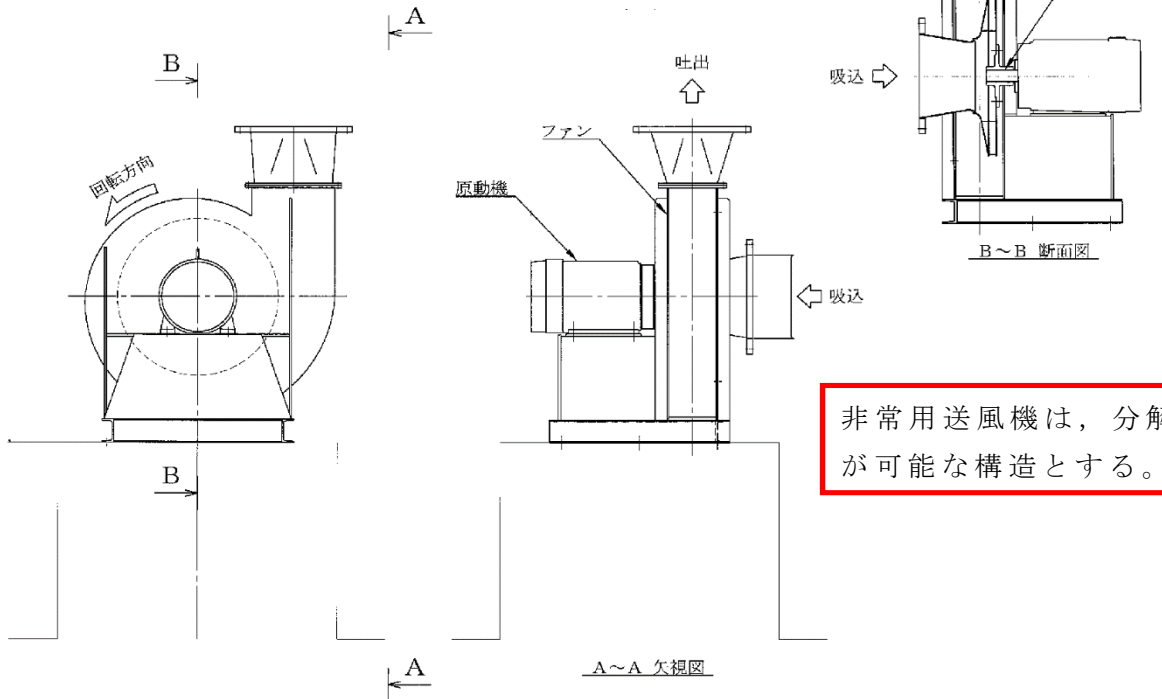


(プルーム通過中～通過後加圧：緊急時対策所加圧設備の系統)

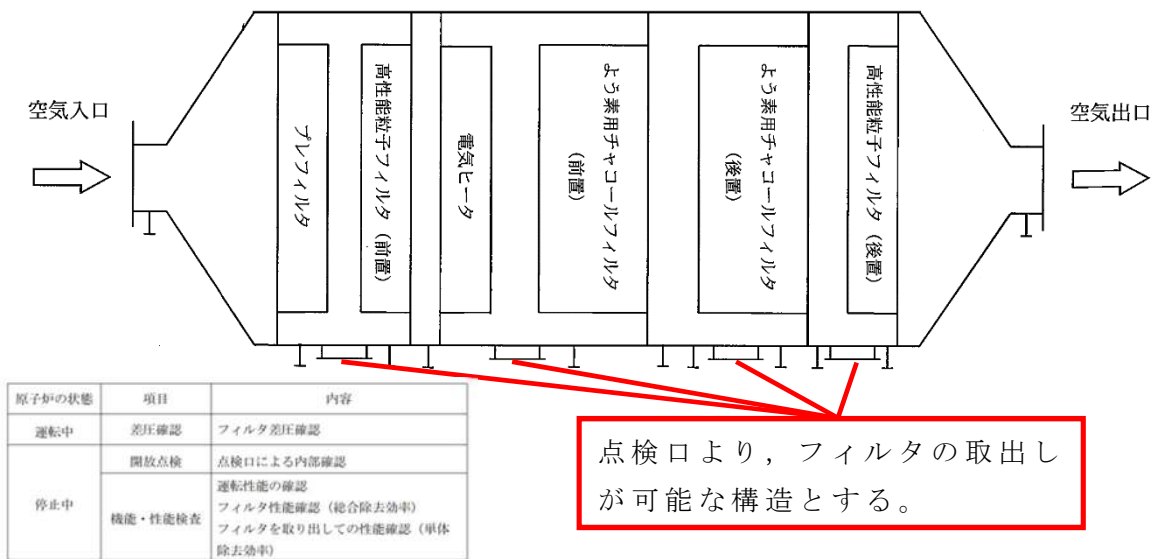
第61-5-7図 緊急時対策所加圧設備の系統に関する点検（検査性）
及び緊急時対策所（災害対策本部室内）の気密性，正圧化
機能に関する検査性 概略図

原子炉の状態	項目	内容
運転中	漏えい確認	外観の確認
		空気ポンプ規定圧力の確認
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
	分解検査	部品の状態の確認
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの有無の確認



第 61-5-8 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
	開放点検	点検口による内部確認
停止中	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)

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

原了 ^カ 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		—
<p>【設定根拠】</p> <p>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。</p> <p>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 38.4℃、－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。</p> $\begin{aligned} \Delta P &= \{(-12.7^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度}) - (38.4^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= \{(1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7) \\ &= 1.26711 \text{ (kg / m}^2\text{)} \\ &= 12.426 \text{ (Pa)} \end{aligned}$ <p>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。</p>		

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	46.7
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。

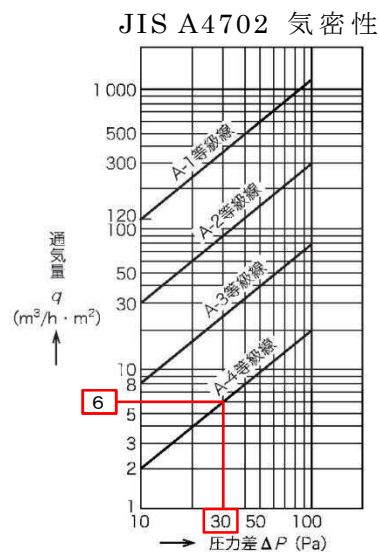
(a) ドア開口リーク量

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におけるドア面積当たりのリーク量は約 $6\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$ 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。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$Q_{\text{ドア}}$ ：ドアからのリーク量 $[\text{m}^3/\text{h}]$

S ：ドアの面積合計 9.5m^2 （災害対策本部室）



(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。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

$$V : \text{室容積 } 2,994 \text{ m}^3$$

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 $120 \text{ m}^3 / \text{h}$ となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [\text{m}^3 / \text{h}] + Q_{\text{貫通部}} [\text{m}^3 / \text{h}] \\ &= S [\text{m}^2] \times 6 [\text{m}^3 / \text{h} \cdot \text{m}^2] + V [\text{m}^3] \times 0.5 [\text{回} / \text{day}] \div 24 [\text{day} / \text{h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

$$Q : \text{供給空気供給量 } [\text{m}^3 / \text{h}]$$

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」を準拠），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。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\ &= 112 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

Ga : 酸素発生量 $-0.0218 \text{ m}^3 / \text{h} / \text{人}$

P : 人員 100人

K_0 : 供給空气中酸素濃度 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」を準拠）、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。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100 \\ &= 227 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

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%）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times P \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right) / Q$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times P / Q\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 + G_a \times P / Q\right)$$

K_t : 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%

G_a : 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. 空気ポンベの必要本数

(a) 空気ポンベ必要本数の算定時間は、ブルーム放出時間の10時間に、ブ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。

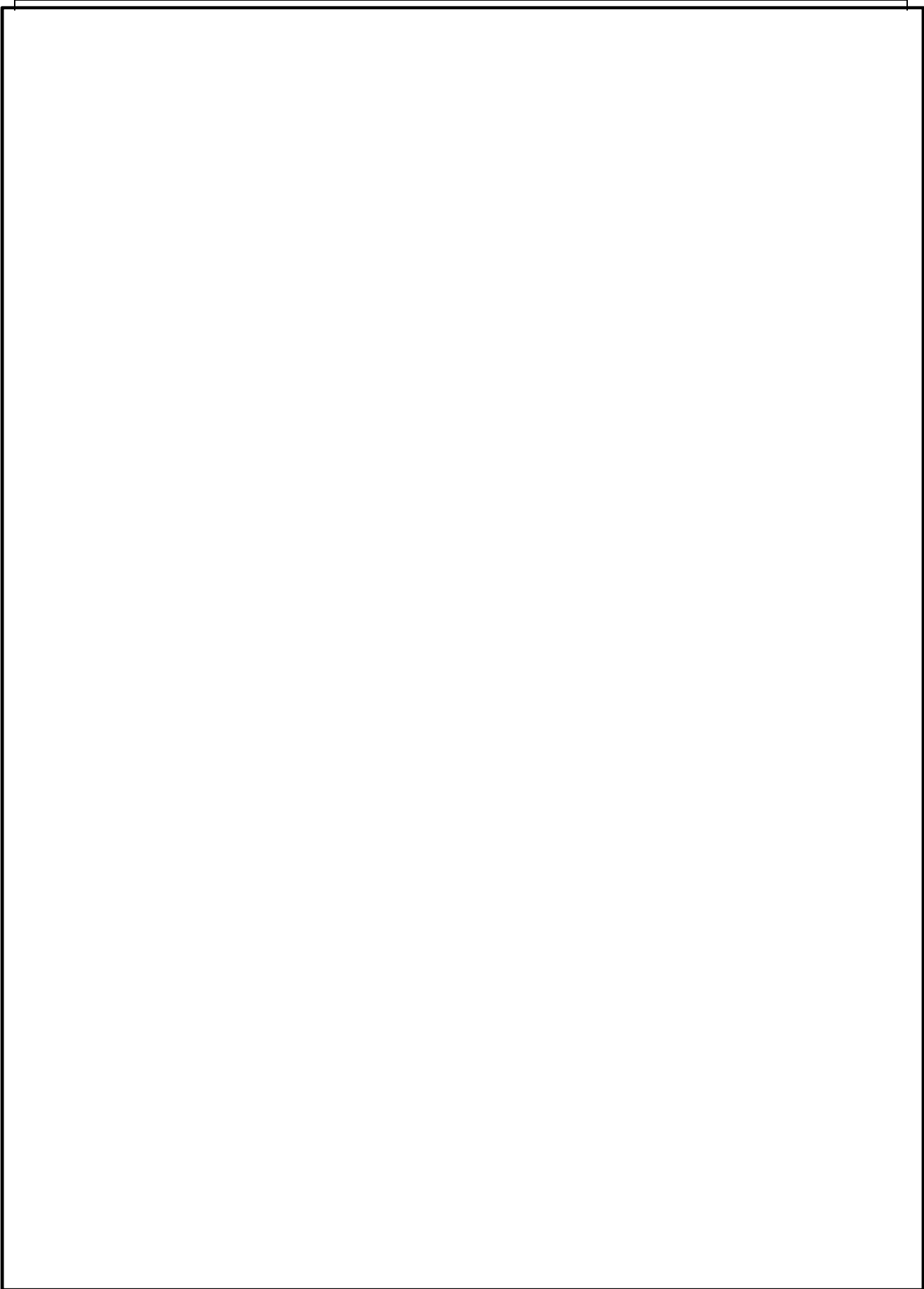
(b) ポンベ使用可能量は、 7.15m^3 ／本とする。

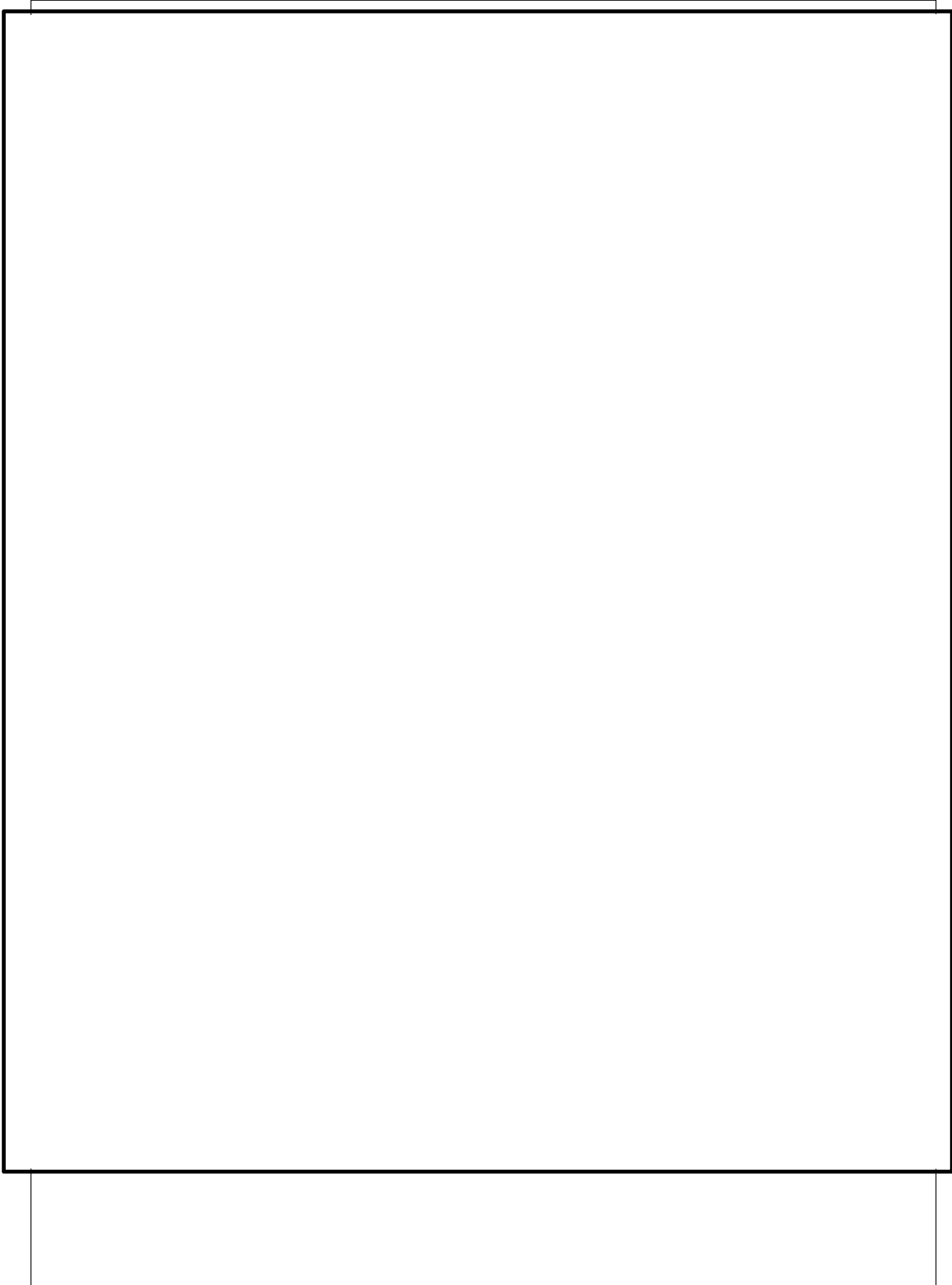
(c) 必要な空気供給量は、空気供給量のうち、供給量の最も多い許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量として、14時間後の時点で二酸化炭素濃度が $1.0\text{vol}\%$ 以下となる空気供給量 160m^3 ／hとする。以上から14時間を正圧維持する場合に必要な本数は、下記計算のとおりであり、320本を確保する。

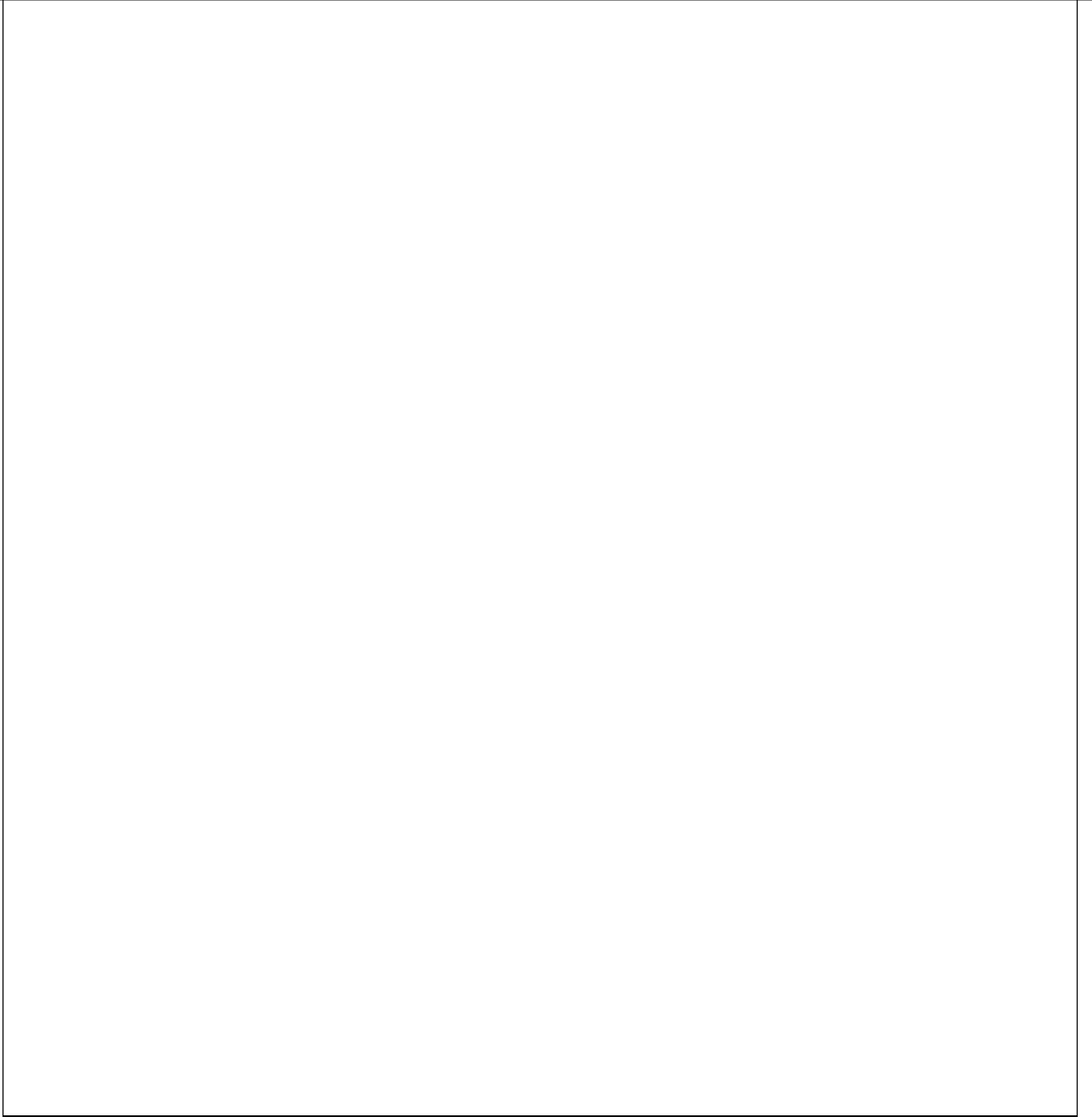
- ・ ポンベ標準初期充填圧力 $19.6\text{ MPa(at } 35^\circ\text{C)}$
- ・ 設置環境条件におけるポンベ初期圧力 $18.01\text{MPa(at } 10^\circ\text{C)}$
- ・ ポンベ内容積 46.7L
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力 3MPa
- ・ ポンベ供給可能空気量 7.15m^3 ／本 (at 10°C)

$$\text{計算式： } \frac{160 \times 14}{7.15} = 313$$

名称		緊急時対策所 換気設備 (非常用送風機)
緊急時対策所 非常用送風機 容量	m ³ / h (1台当たり)	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 (1台当たり)	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。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \approx 70$$

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(0.411m³/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1.3m³/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、配管および弁類圧損を基に設定し、以下の通り約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

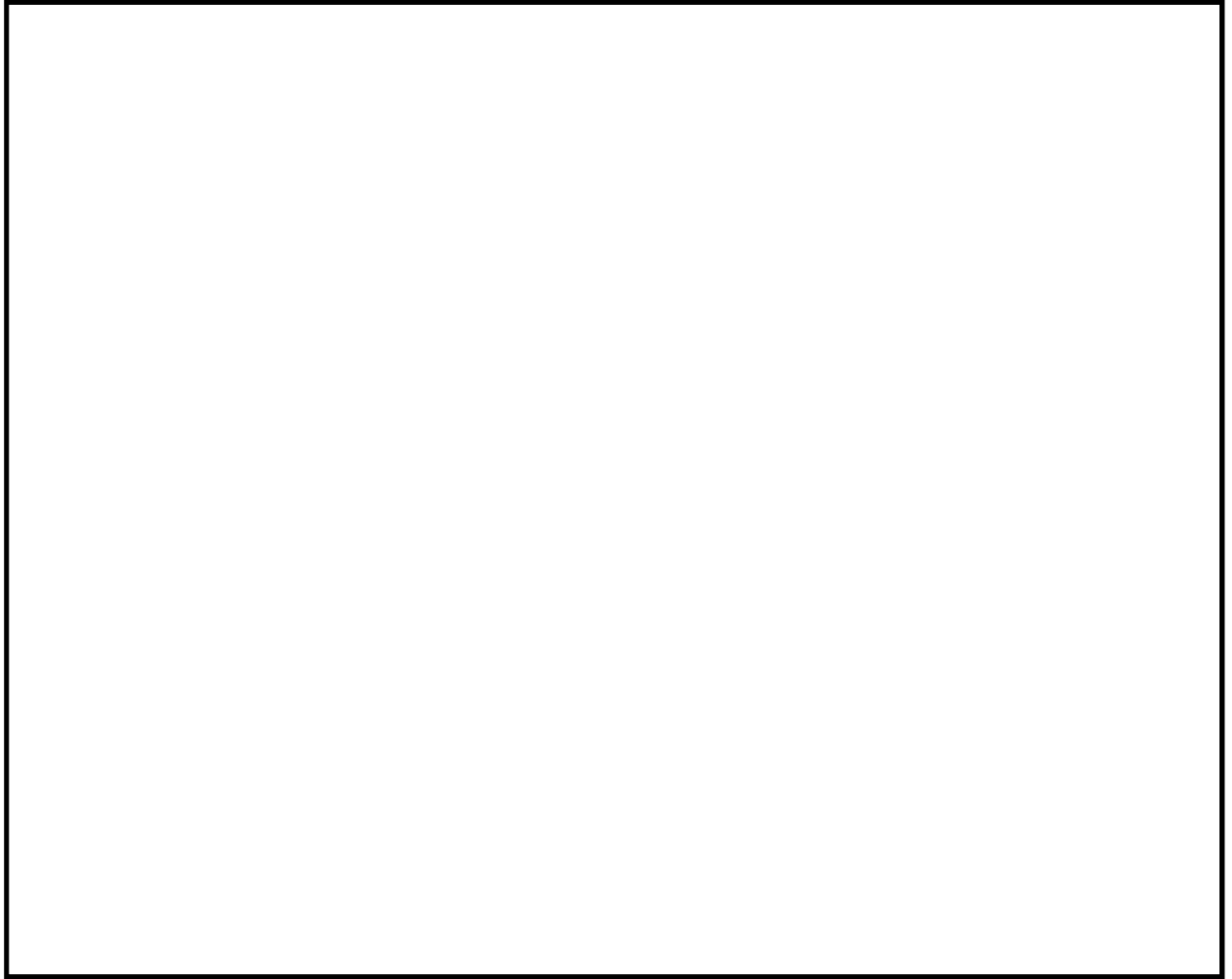
第 61-6-2 表 酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタの仕様（設置個数等）

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 個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 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予備として 1 個を保有する。）

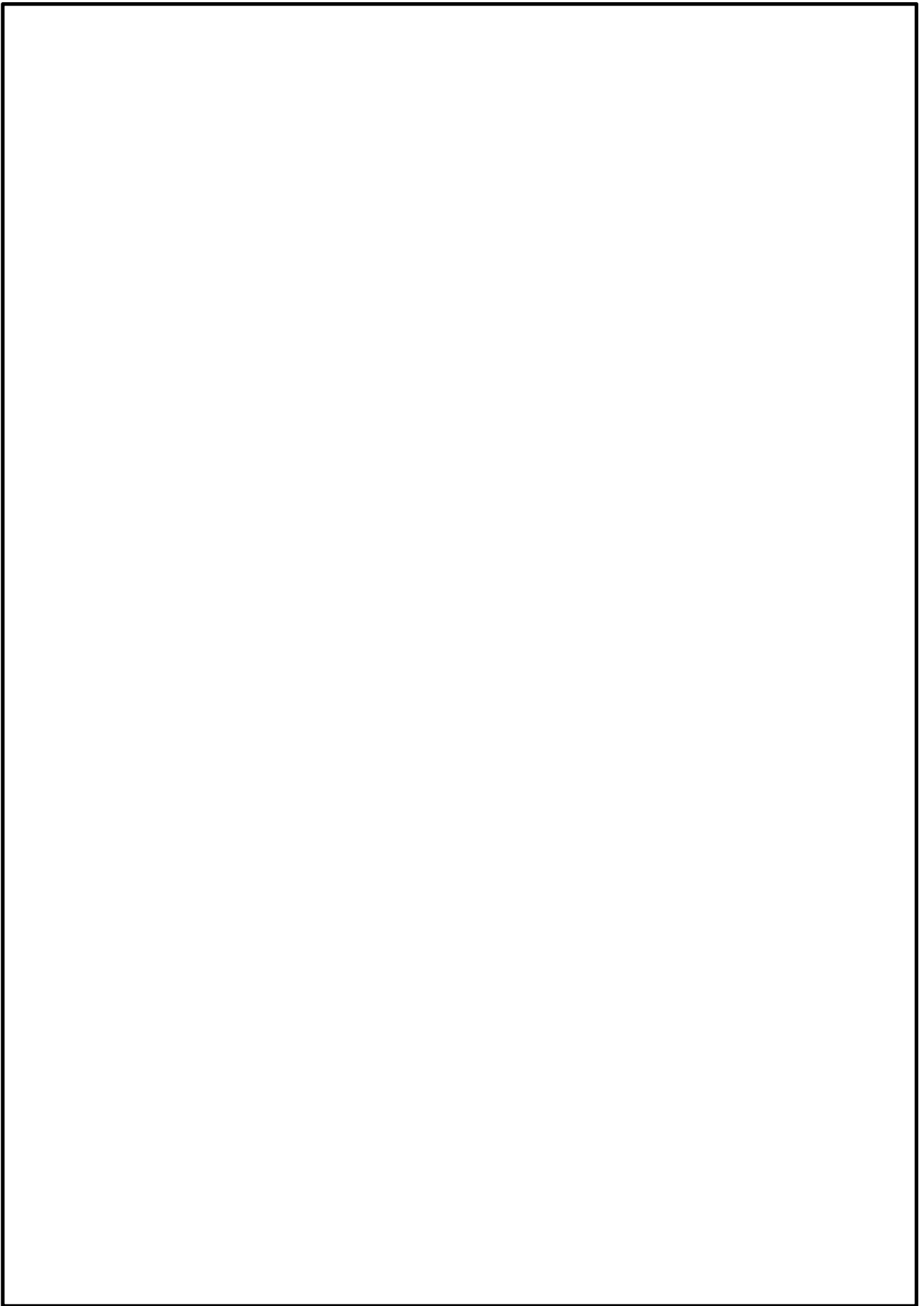
○緊急時対策所エリアモニタの仕様

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

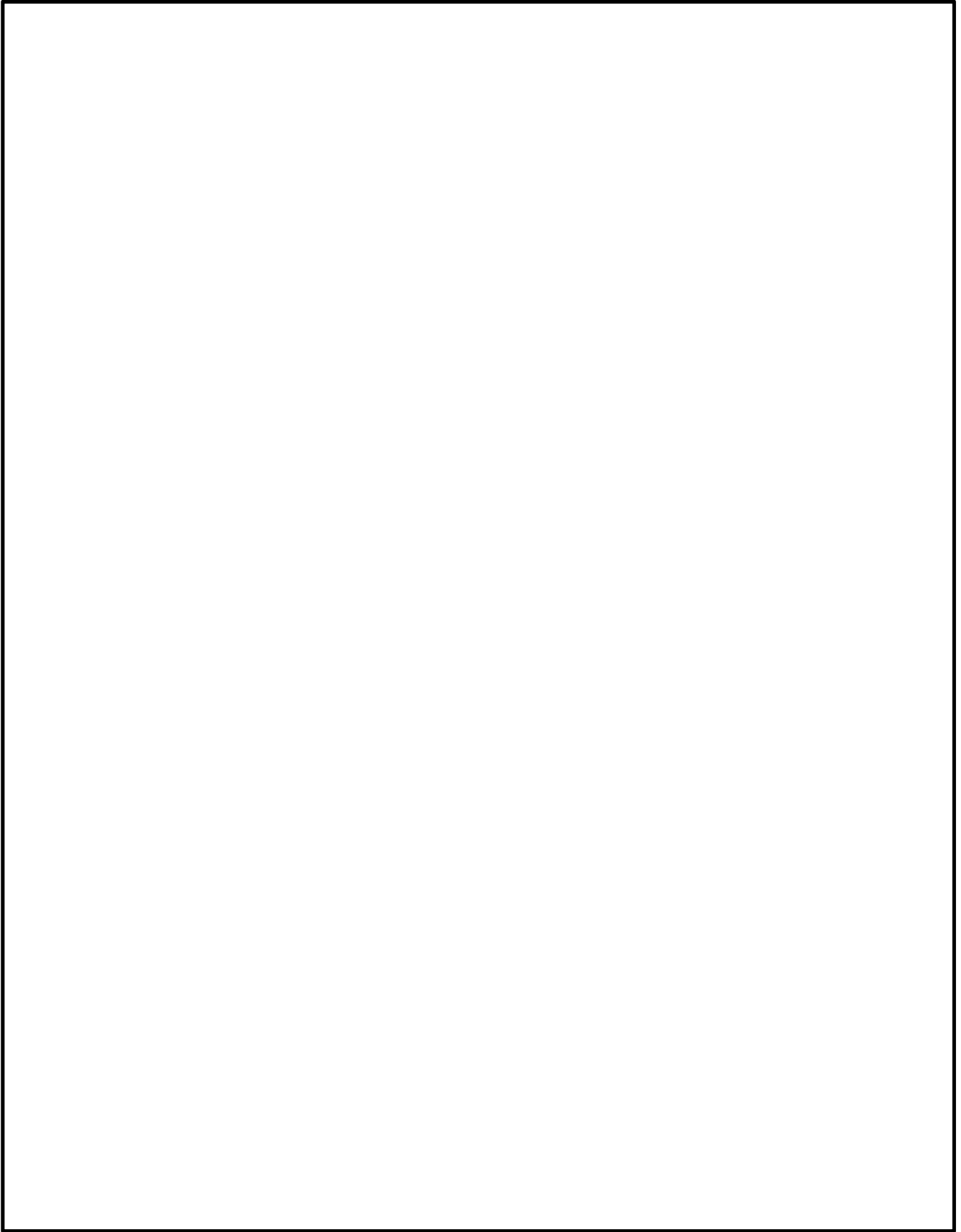
61-7 保管場所図



第 61-7-1 図 緊急時対策所建屋（保管場所）位置図



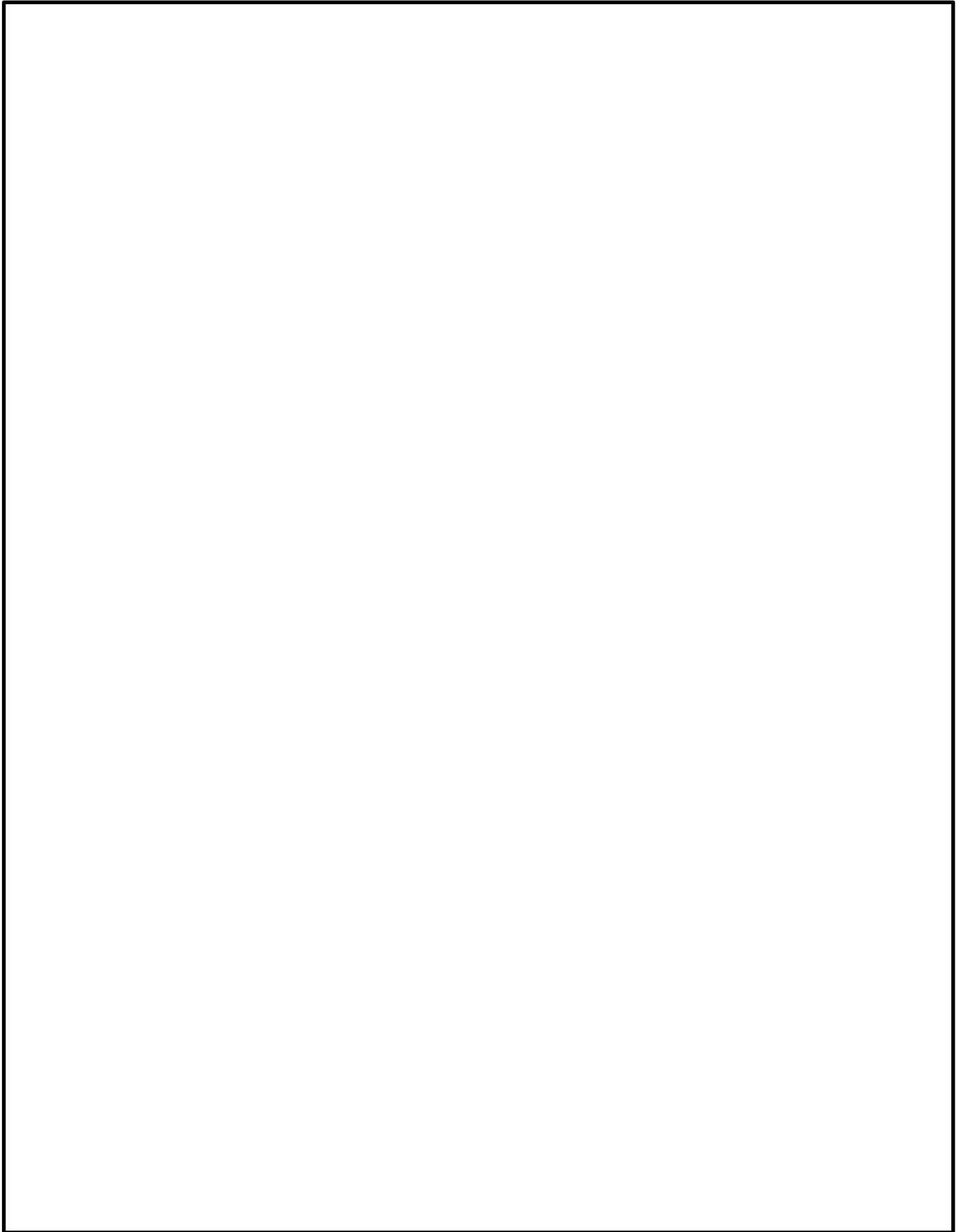
第 61-7-2 図 緊急時対策所 居住性（遮蔽）対策 位置図



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 SPD Sのデータ伝送概要とパラメータについて

- 5.5 緊急時対策所の要員数とその運用について
- 5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について
- 5.7 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

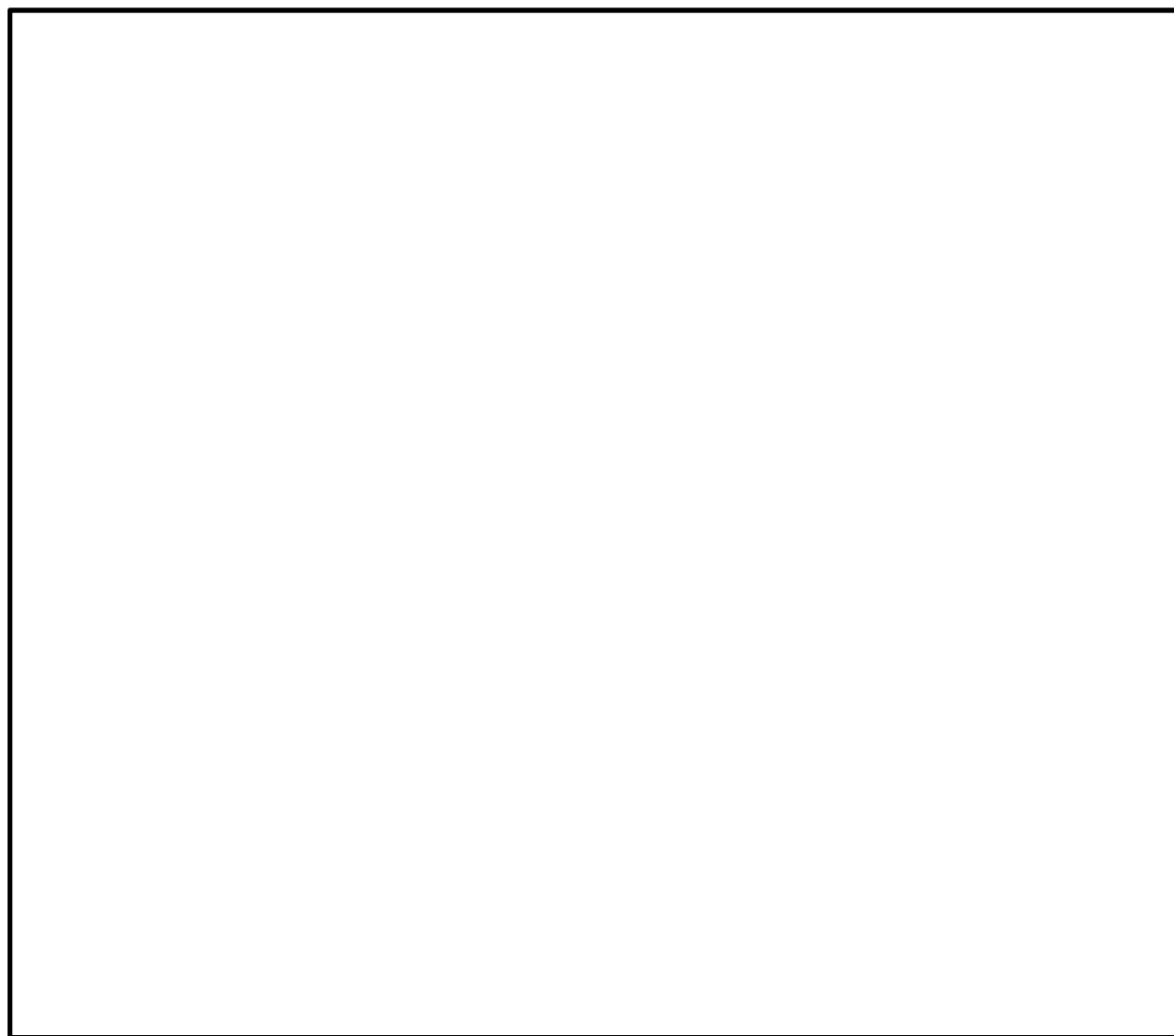
緊急時対策所は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合及び重大事故等が発生した場合において、中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために設置する。

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징ングエリアの設置
9	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

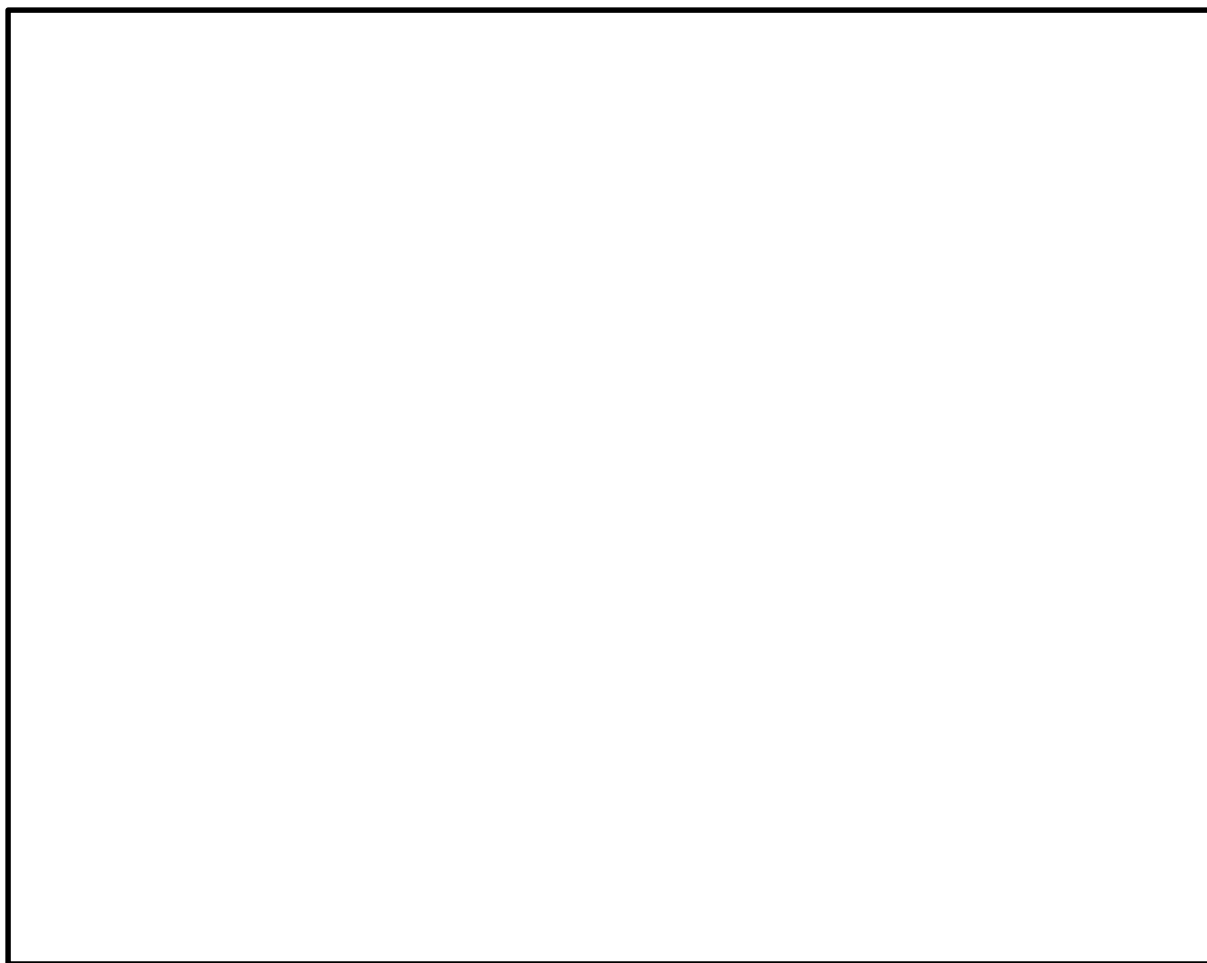
1.2 拠点配置

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
<p>工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p> <p>【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、並びに発電所外関係箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、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。</p> <p>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、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。</p> <p>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外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。</p>

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
<p>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。</p> <p>【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</p>	<p>さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>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に、酸素濃度計を保管する設計とする。</p> <p>・「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。</p> <p>※ 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</p>

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
安全機能が損なわれる 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
<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>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。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>緊急時対策所は耐震構造とし、基準地震動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。</p> <p>緊急時対策所の機能維持にかかる電源設備、換気設備、必要な情報を把握できる設備、通信連絡設備等については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動に対し機能を損なわない設計とする。</p>

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
<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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、またブ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。</p>

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
<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p>	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p>	<p>(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。</p> <p>(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ポ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。</p> <p>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。</p>

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
<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>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。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p>	<p>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。</p> <p>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(S P D S)を設置する設計とする。</p> <p>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出来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。</p>

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
<p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>【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。</p>	<p>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。</p> <p>【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。</p>	<p>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。</p>

また、緊急時対策所に設置する設備のうち、重大事故対処設備に関する概要を、以下の第1.3-3表に示す。

第 1.3-3 表 重大事故対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (1/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		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	—
	緊急時対策所給気・排気配管・ダク ト			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所給気・排気隔離弁・ダ ンパ			常設	常設重大事故緩和設備	—
	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)			常設	常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用差圧計			常設	常設重大事故緩和設備	—
緊急時対策所の酸素濃度 及び二酸化炭素濃度の測 定	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)	—
放射線量の測定	緊急時対策所エアモニタ	—	—	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	
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (S P D S)	62条に記載				
	無線通信装置 [伝送路]					

※1 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 (続き)	無線通信用アンテナ [伝送路]	62条に記載				
	安全パラメータ表示システム (SPDS) ~無線通信用アンテナ電路 [伝送路]					
通信連絡	無線連絡設備 (携帯型)	62条に記載				
	衛星電話設備 (固定型)					
	衛星電話設備 (携帯型)					
	携行型有線通話装置					
	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)					
	データ伝送装置					
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) [伝送路]					
	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]					

第 1.3-3 表 重大事故対処設備に関する概要 (61 条 緊急時対策所) (3/4)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
通信連絡 (続き)	衛星無線通信装置 [伝送路]	62条に記載				
	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, I P 電話, I P - F A X) ~ 衛星無線通信装置電路 [伝送路]					
緊急時対策所用発電機に 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	—
	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)

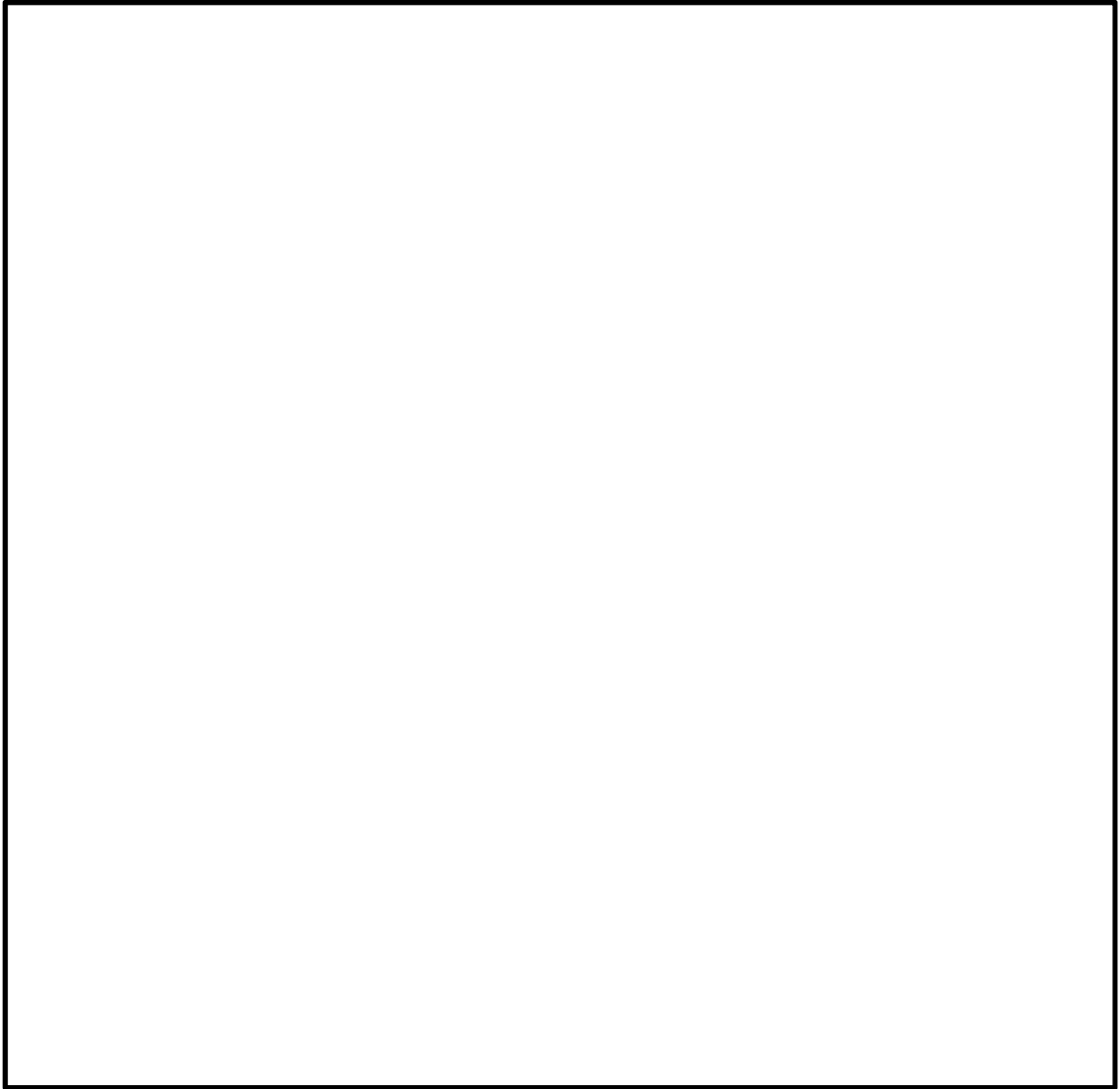
系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
緊急時対策所用発電機による給電 (続き)	緊急時対策所用直流125V主母線盤～ 緊急時対策所用直流125V分電盤電路 [直流電路]	—	—	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク～ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ流路 [燃料流路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ～ 緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンク [燃料流路]	—	—	常設	常設重大事故防止設備 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	—

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。



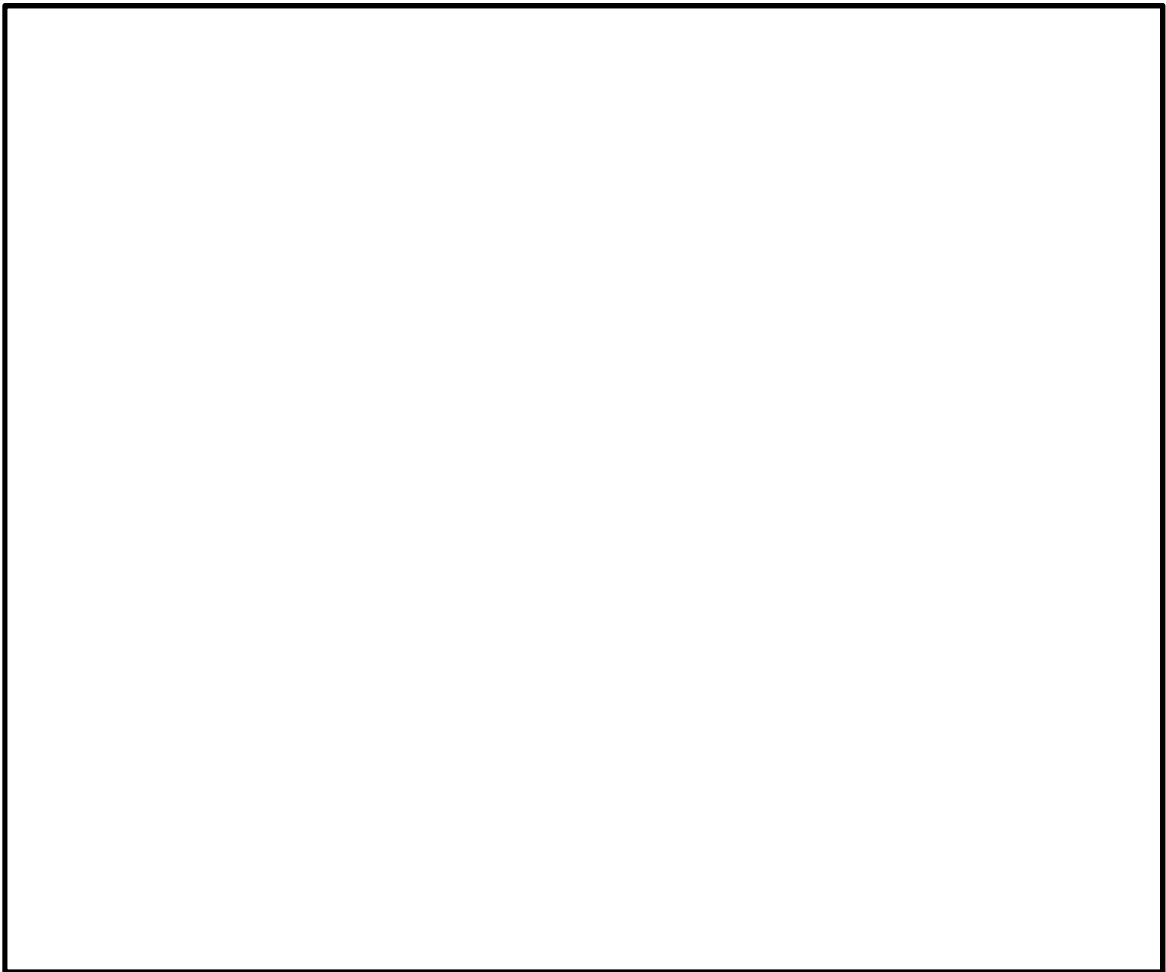
第2.1-1図 建屋の概要（断面図）

*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 4,000m²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 350m²）と宿泊・休憩室（約 70m²）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。

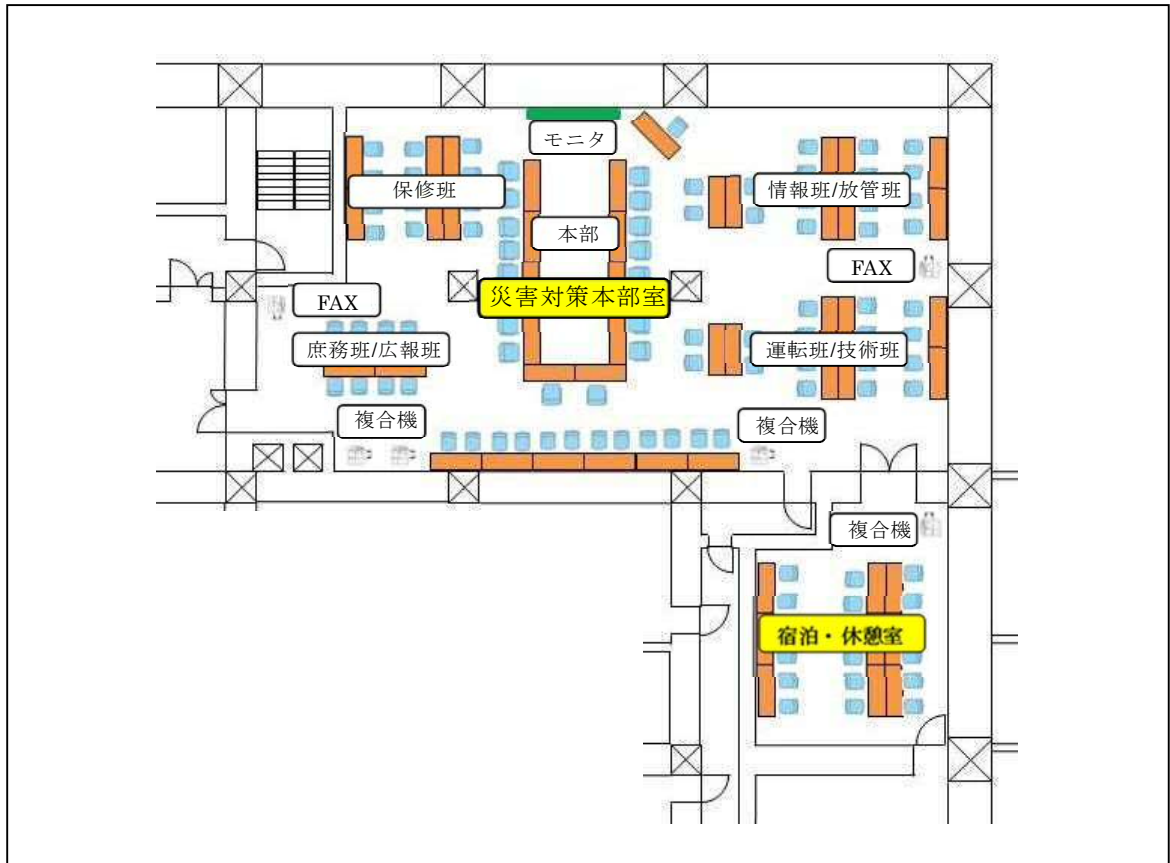
また、プルーム通過に備えて最大人数を収容した場合においても、必要な各作業班用の机等や設備等を配置しても活動に必要な広さと、機能を有した設計としている。

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)

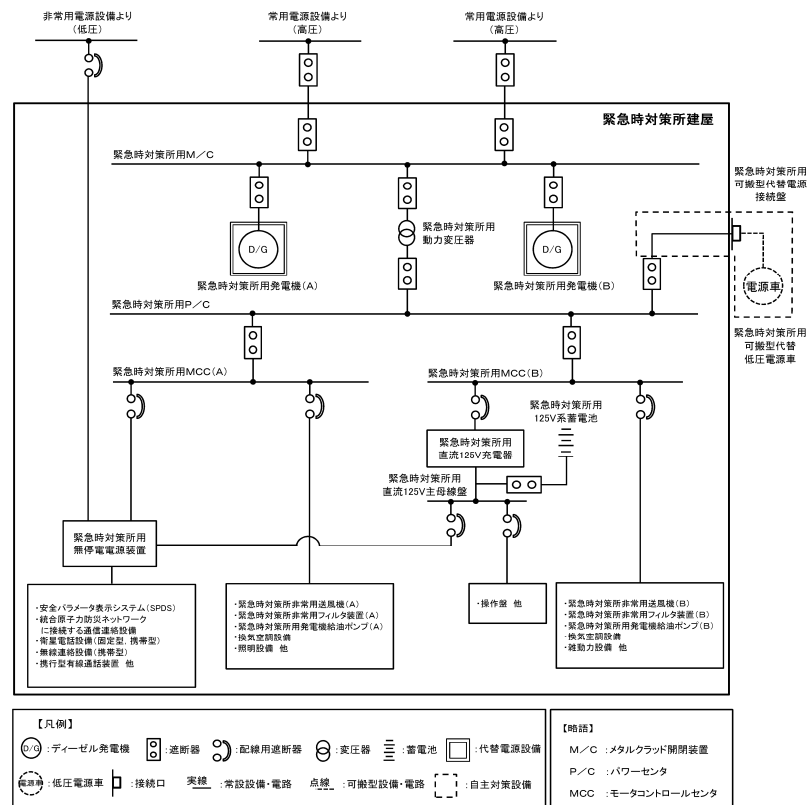
2.2 電源設備について

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

① 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。

② 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。

$$V = H \times c = 168 \times 0.411 \approx 70$$

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

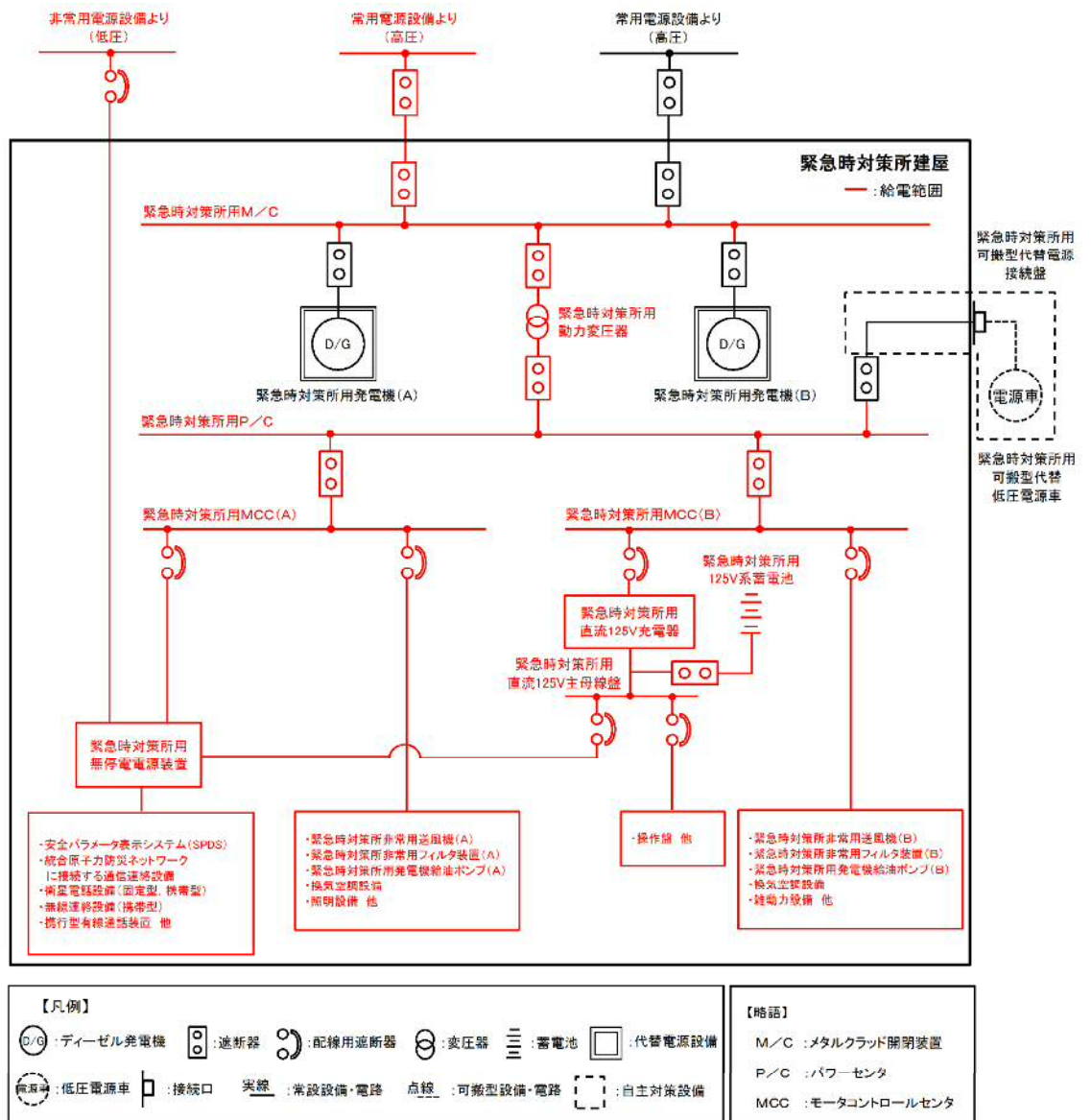
(5) 緊急時対策所負荷への給電方法

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。

① 通常時の給電

所内電気設備からの受電経路として、緊急時対策所全体に給電する。

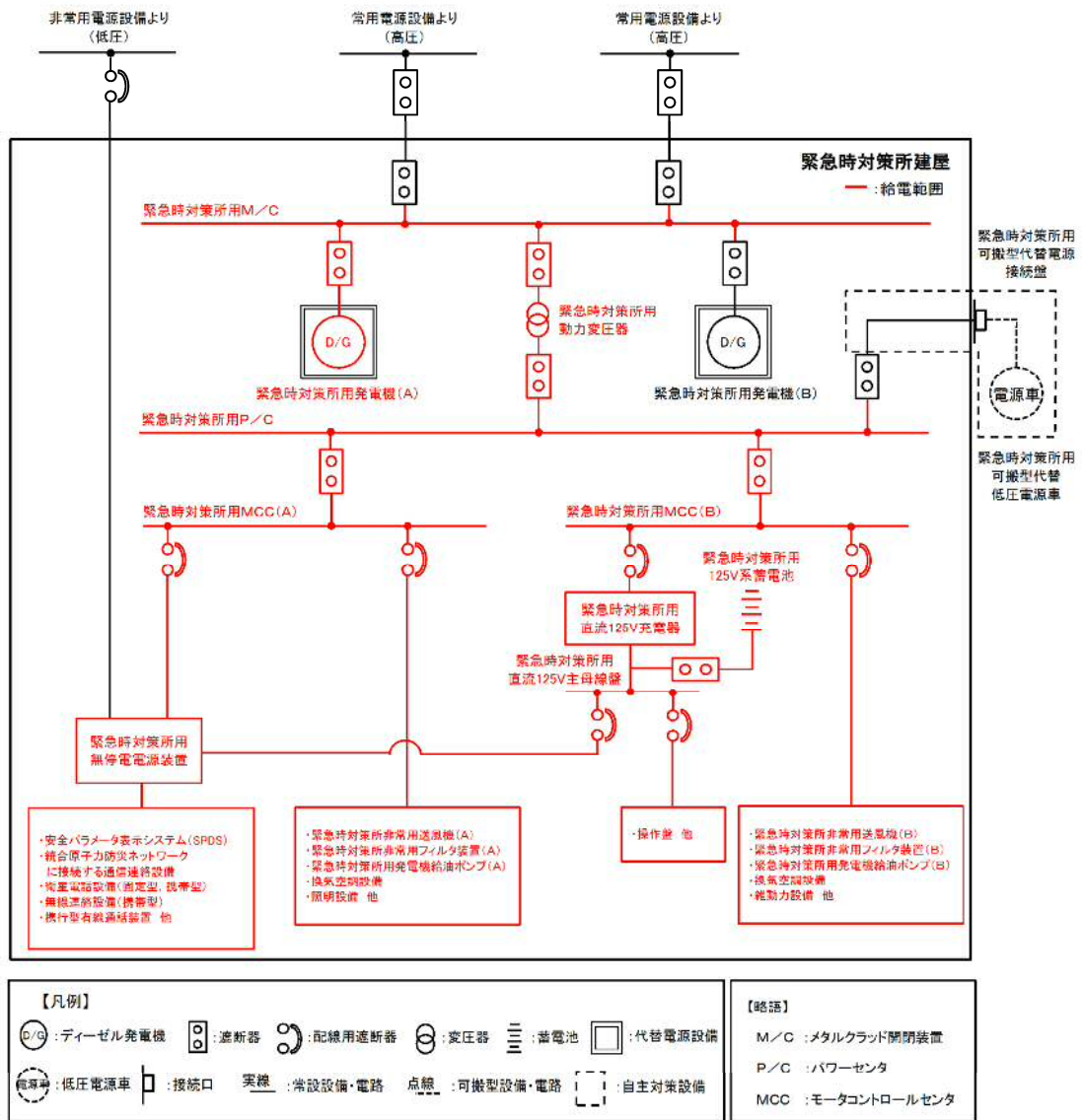
給電範囲を第 2.2-2 図に示す。



第 2.2-2 図 緊急時対策所 通常時の給電図

② 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、緊急時対策所全体に給電する。給電範囲を第 2.2-3 図に示す。



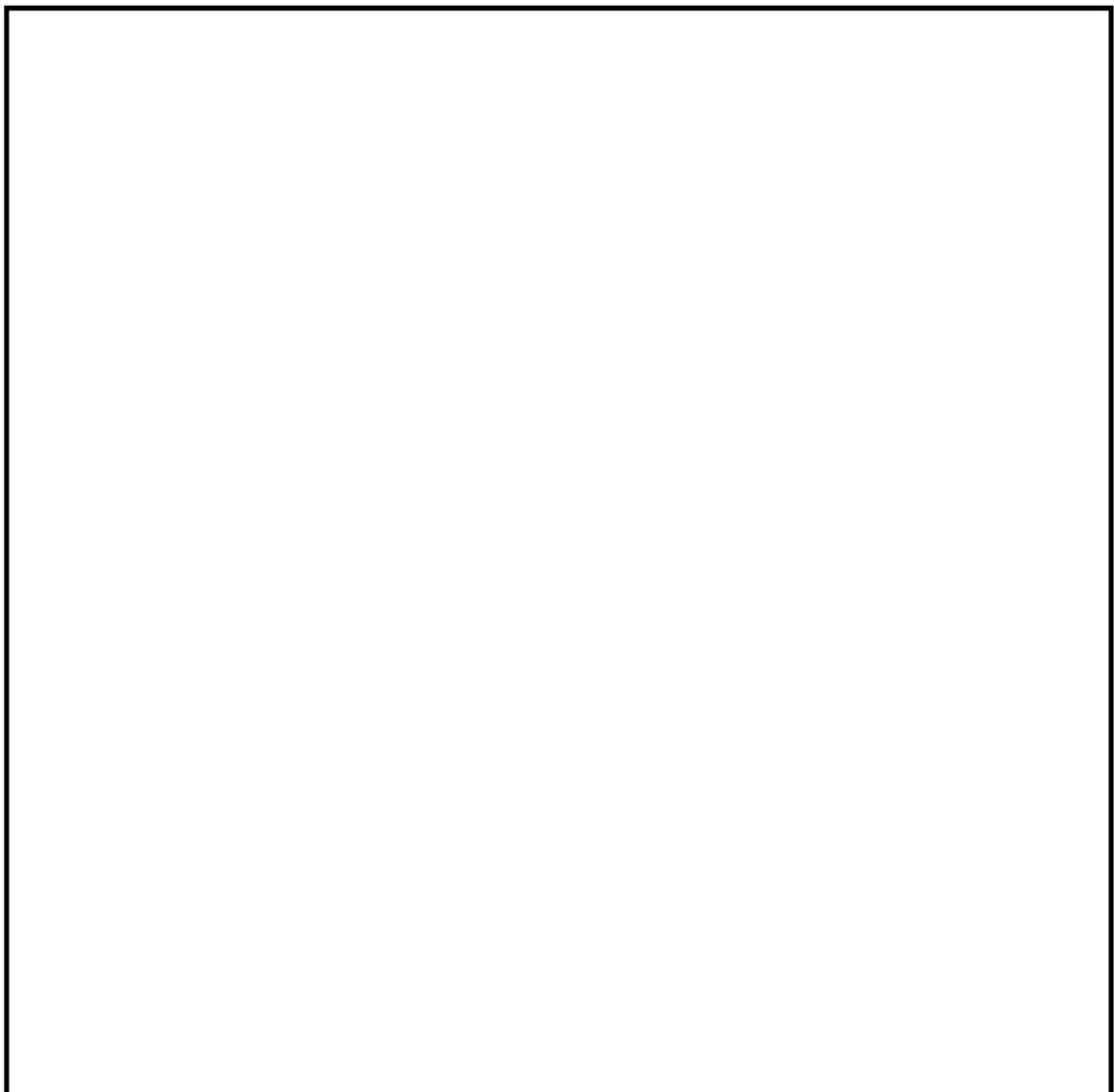
第 2.2-3 図 緊急時対策所 代替電源設備からの給電図

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

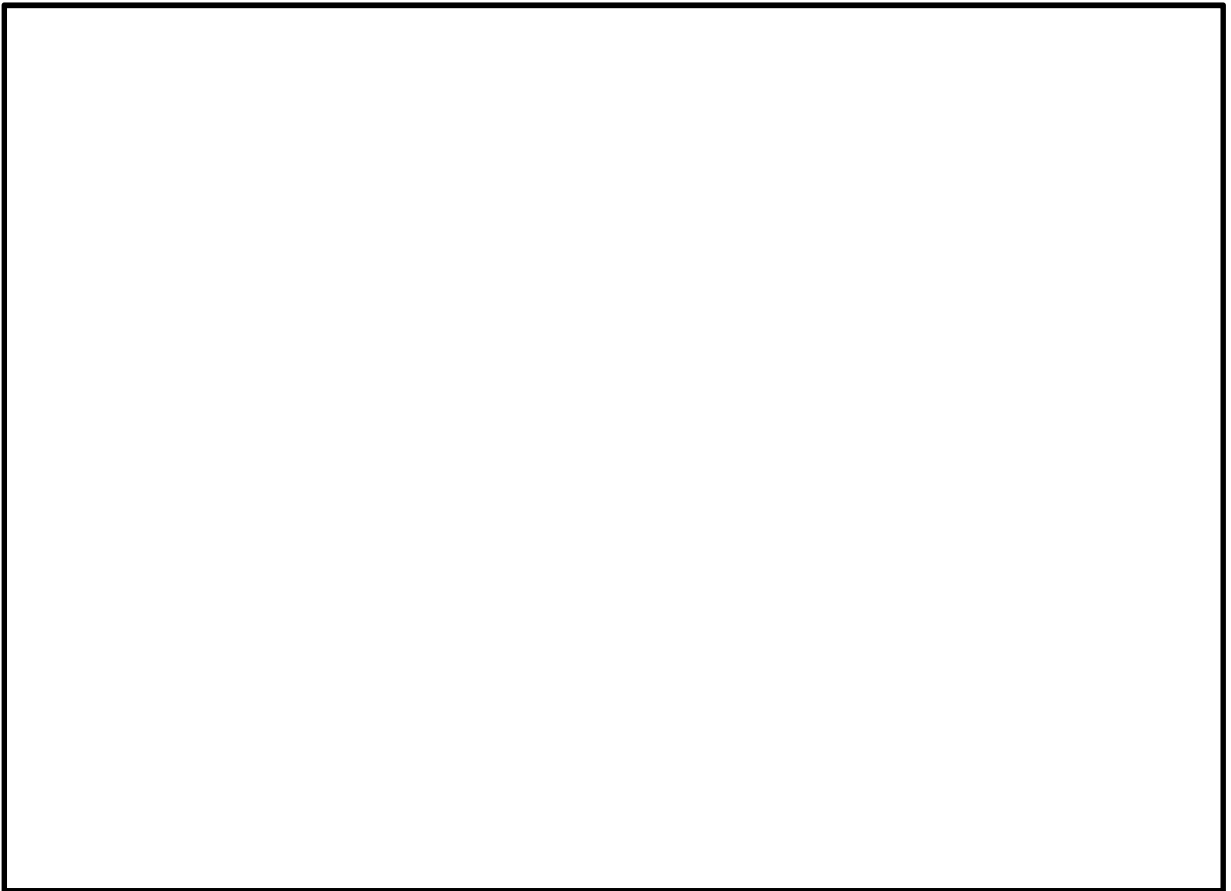
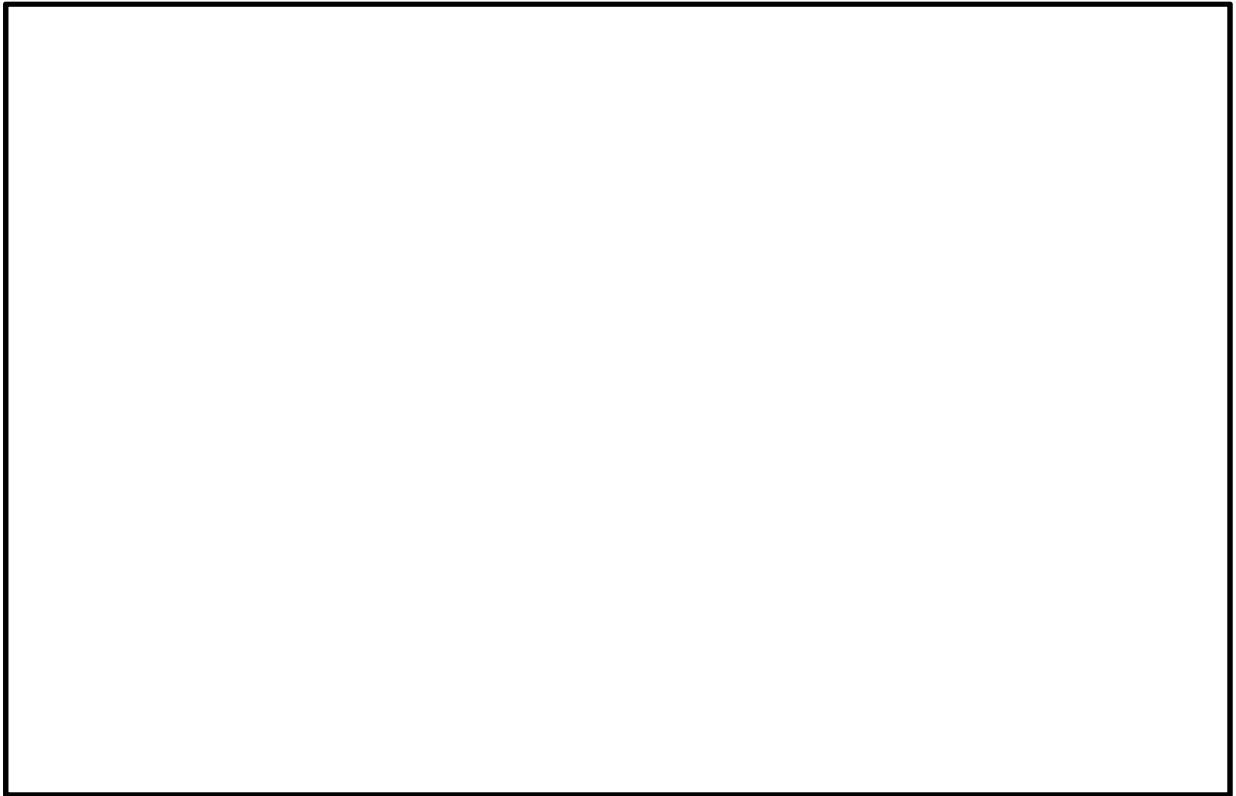
重大事故等の発生により，大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても，緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため，緊急時対策所非常用換気設備として「緊急時対策所非常用送風機」，「緊急時対策所非常用フィルタ装置」を緊急時対策所建屋内に設置する。

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^{*1}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。

*1 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台(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台(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台(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基(予備1)
効率	
単体除去効率	99.97%以上(0.15μm粒子)/99.75%以上(요소)
総合除去効率	99.99%以上(0.5μm粒子)/99.75%以上(요소)

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ポンベ

本 数 320 本 (予備 80 本)

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個

測定範囲 0Pa ~200 Pa

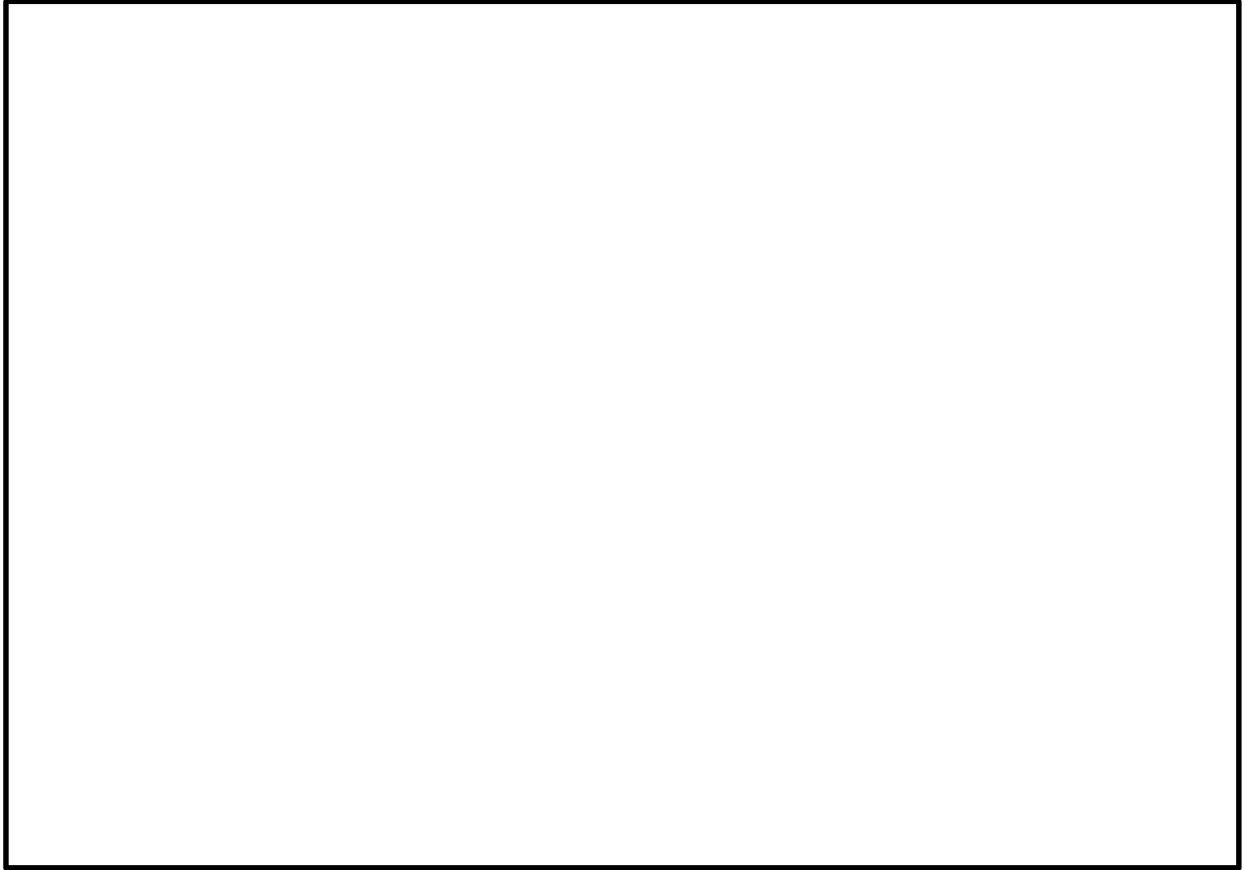
設置場所 緊急時対策所 (緊急時対策所建屋2階)

* 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ポンベの本数は，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
<ul style="list-style-type: none"> 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） 	<ul style="list-style-type: none"> 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
<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所用差圧計 	<ul style="list-style-type: none"> 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
<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所加圧設備 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所等を，緊急時対策所用空気ポンプ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
<ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度計（可搬型） （測定範囲：0.0～40.0vol%） 二酸化炭素濃度計（可搬型） （測定範囲：0.0～5.0vol%） 	<ul style="list-style-type: none"> 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

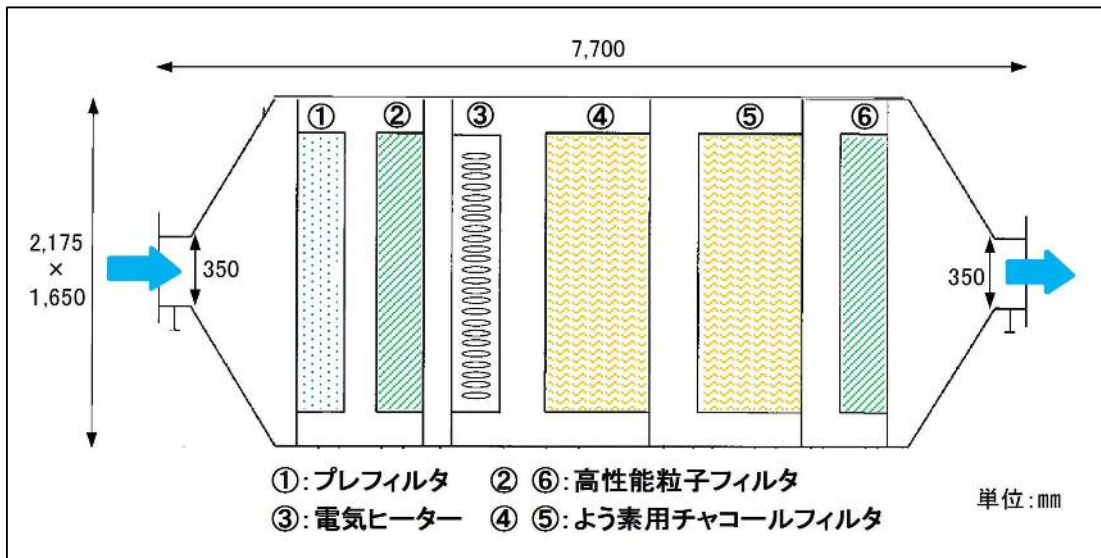
希ガス以外の放射性物質への対応として非常用フィルタ装置を設置する。

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 (0.15 μm 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 (0.5 μm 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を実施し、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

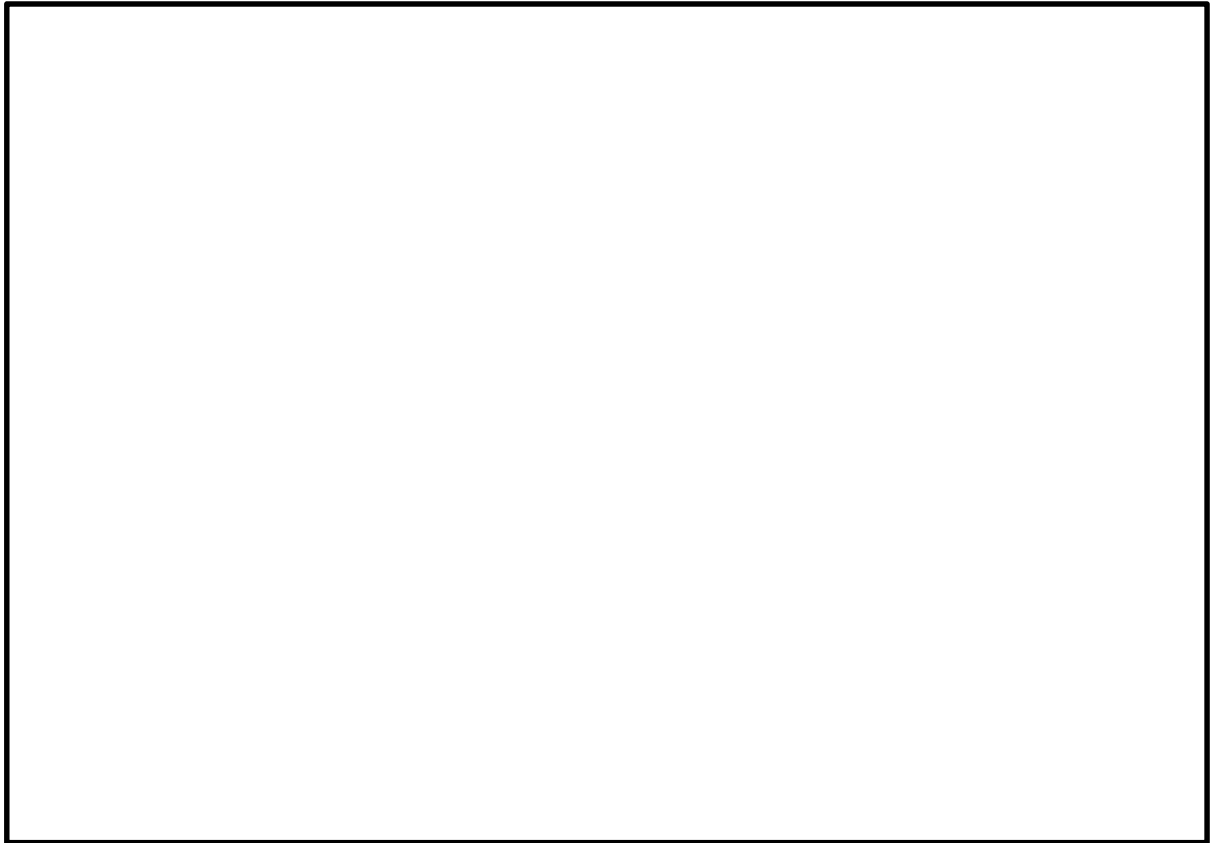
d. フィルタの使用期間

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。



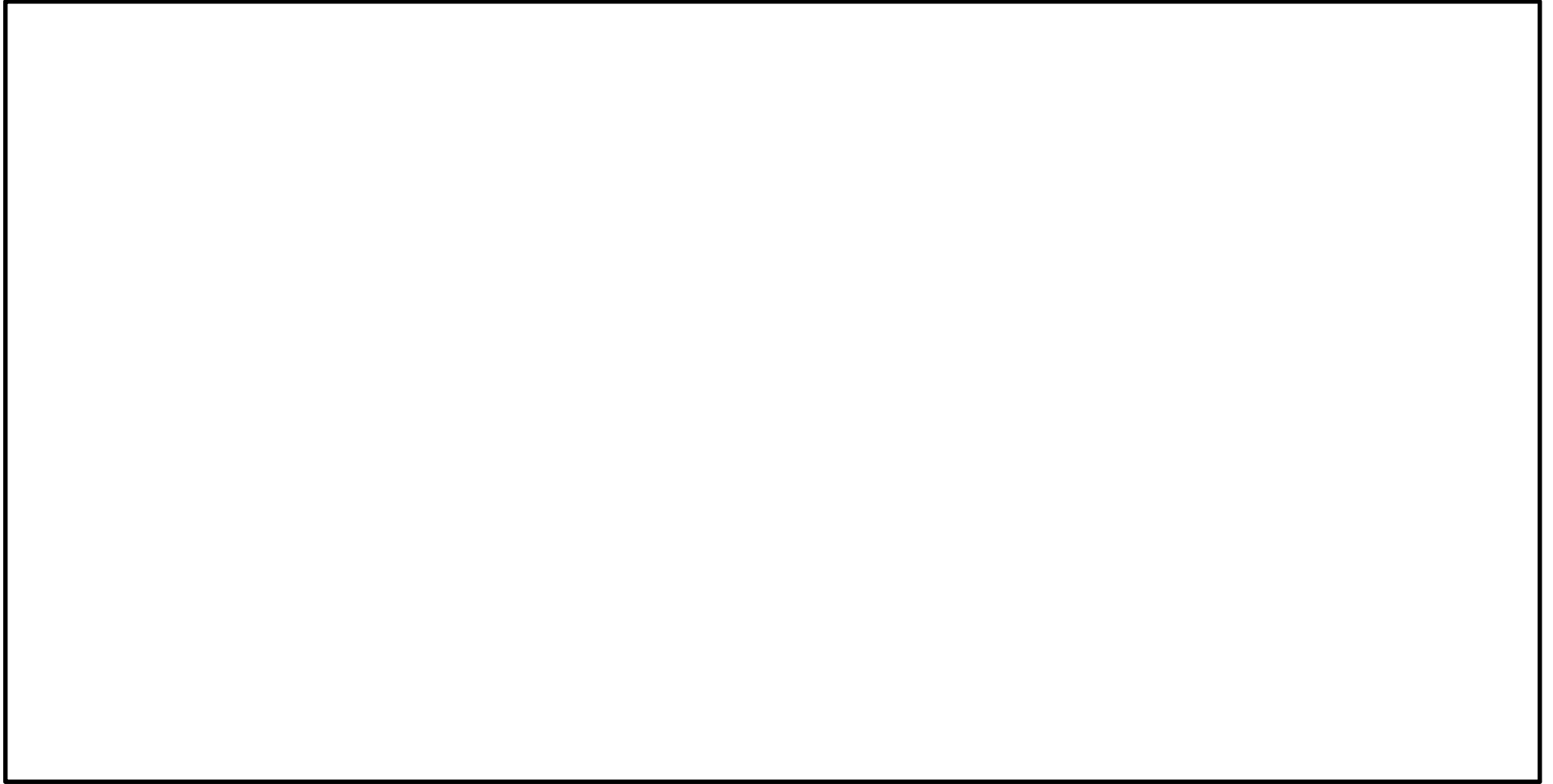
第 2.4-4 図 プルーム通過時の換気設備概要図

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。

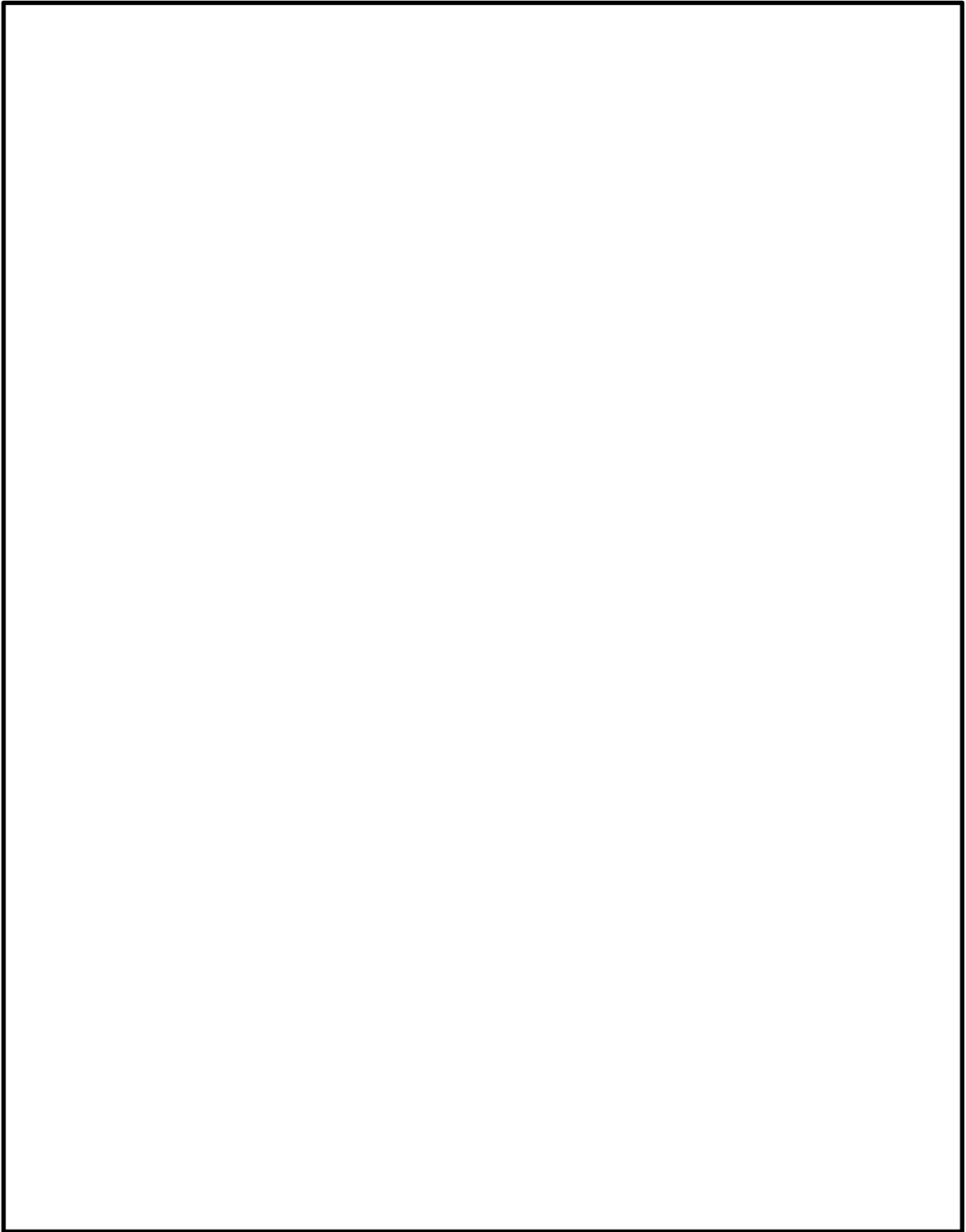
なお，「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日）に基づき，事故発生後 24 時間後から 10 時間放出が継続する評価条件としている。



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

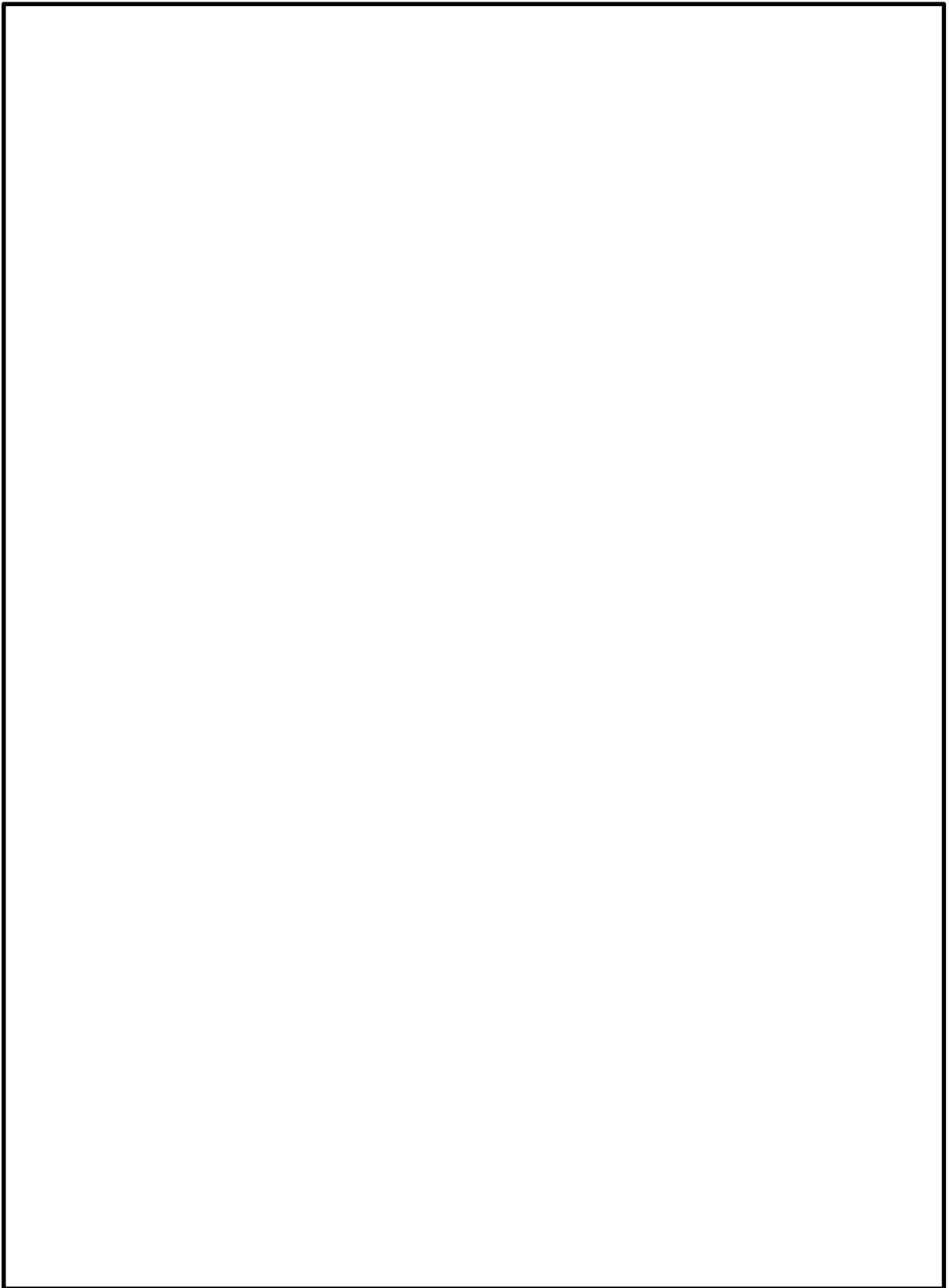
① 通常運転



第 2.4-6 図 換気設備等の概要系統図 (通常運転)

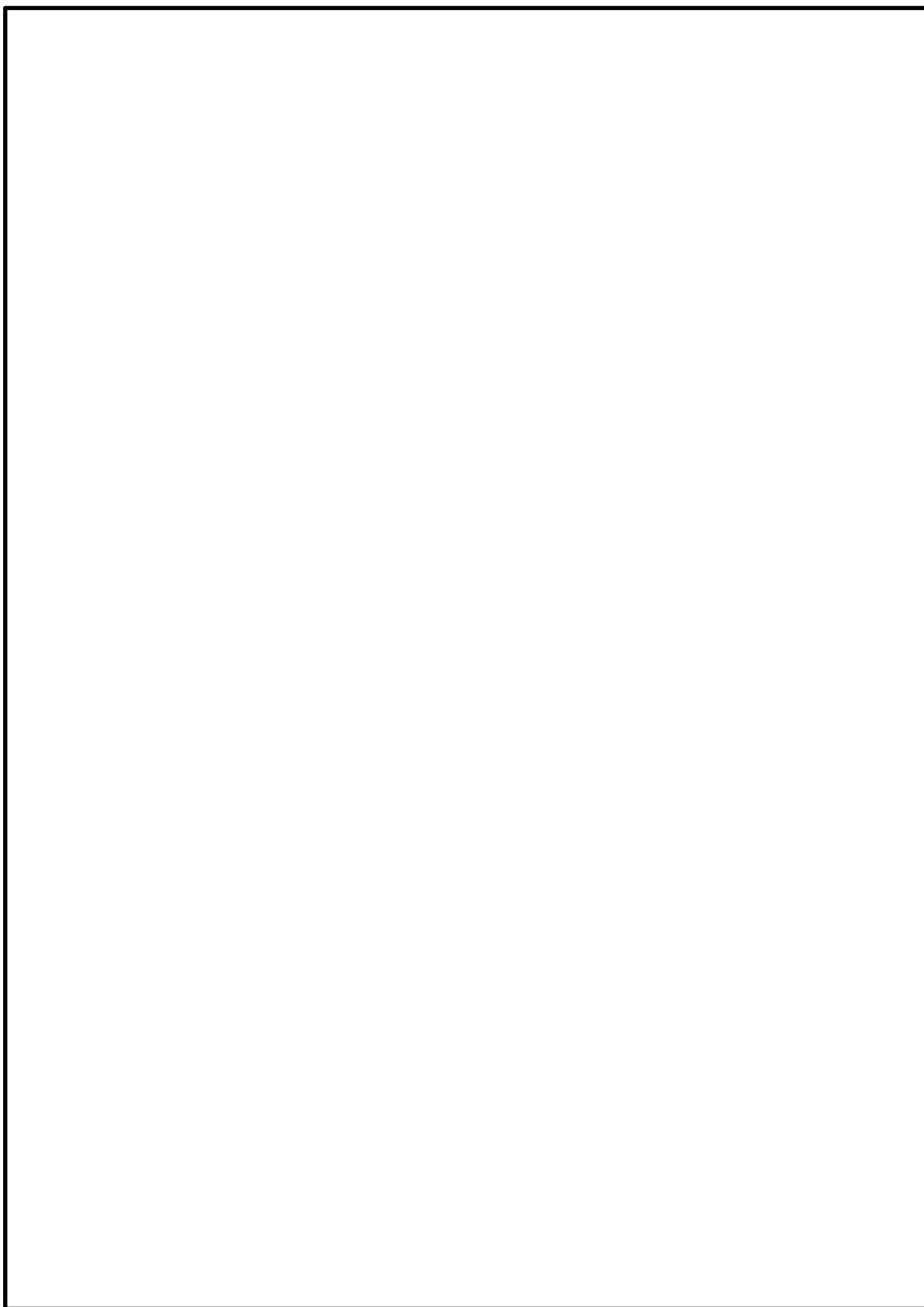
② 非常時運転（緊対建屋加圧モード）

緑線：重大事故等対処設備（流路）



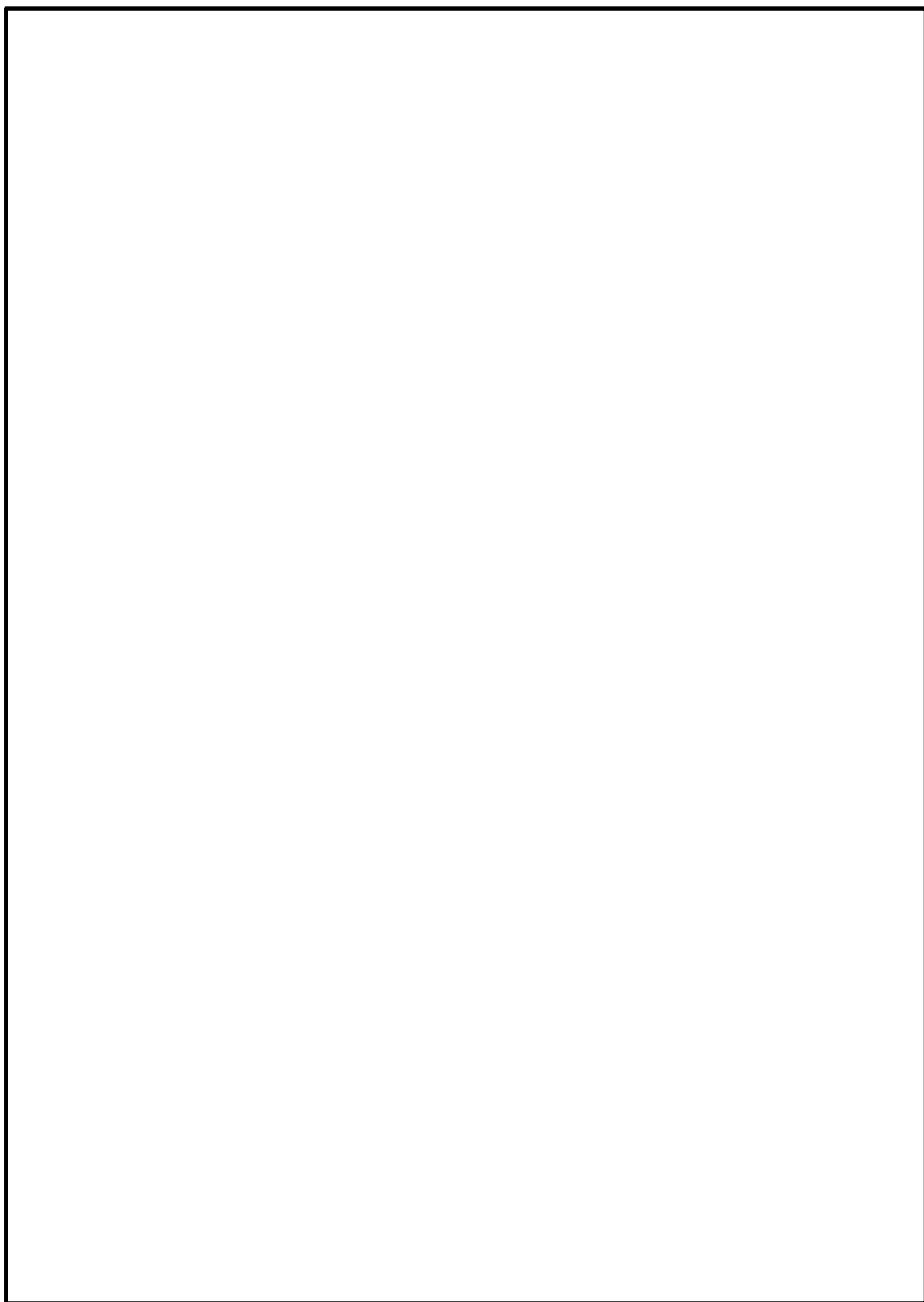
第 2.4-7 図 換気設備等の概要系統図（非常時運転）

③ プルーフ通過時加圧運転（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（プルーフ通過時加圧運転）

④ 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

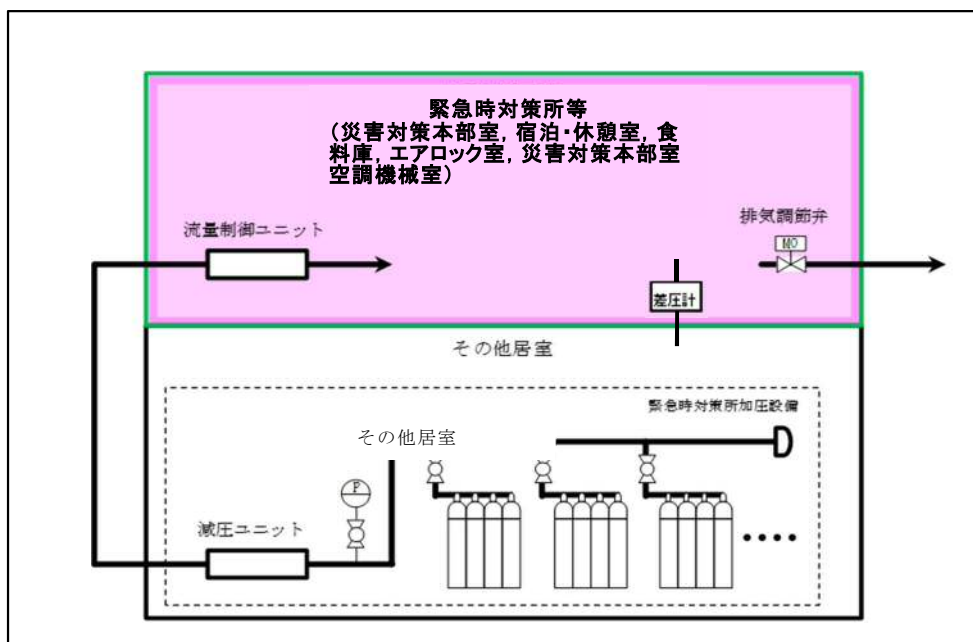
プルーム通過時の10時間及びプルーム通過後の加圧設備から非常用換気設備への切替え時間は、加圧設備を運転し緊急時対策所等を正圧維持することで放射性物質の侵入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

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。

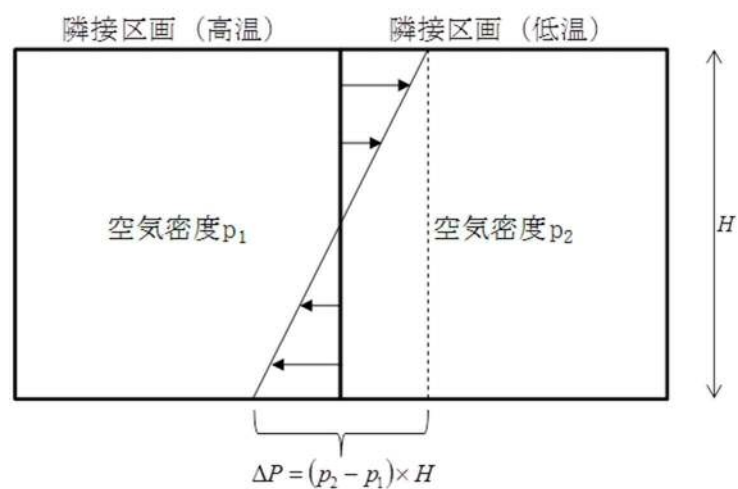
a. 温度差を考慮した加圧値

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。

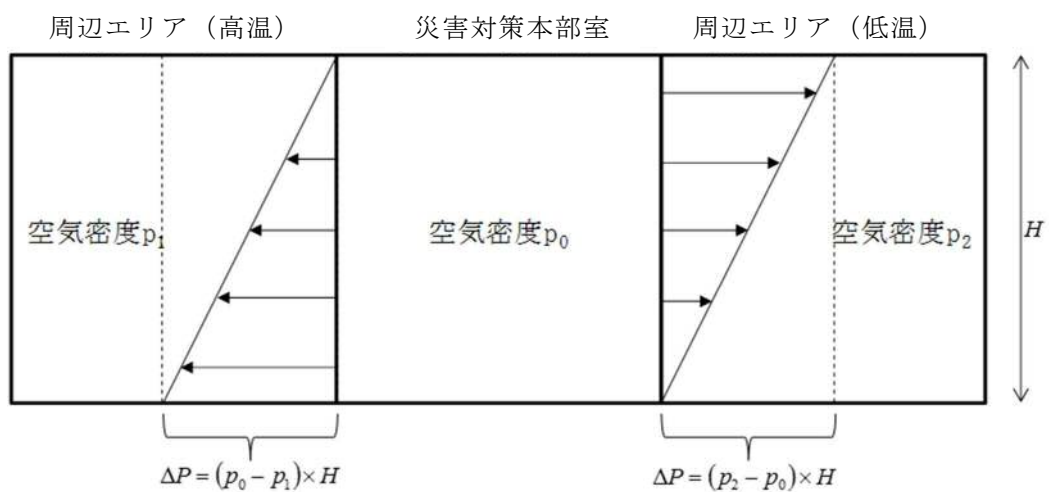
$$\Delta P = (p_1 - p_2) \times H$$

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。



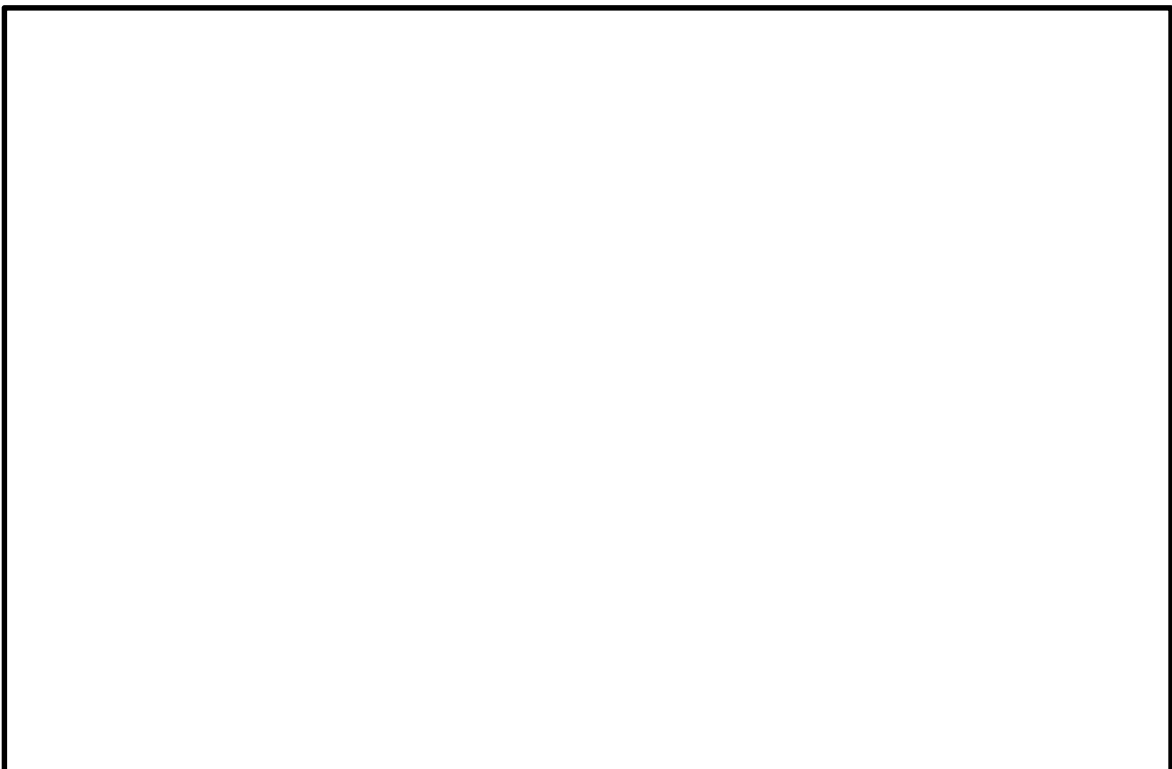
第 2.4-12 図 温度差のある区画の圧力分布

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 38.4℃，-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。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-12.7^\circ\text{Cの乾き空気の密度}) - (38.4^\circ\text{Cの乾き空気の密度})\} \times (\text{高低差}) \\ &= \{(1.3555) - (1.1332)\} \times (5.7) \\ &= 1.26711(\text{kg} / \text{m}^3) \\ &= 12.426(\text{Pa})\end{aligned}$$

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 $160\text{m}^3/\text{h}$ 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 $6\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$ 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。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$Q_{\text{ドア}}$: 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

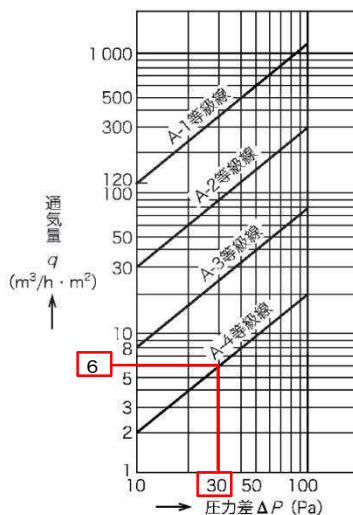


図1-気密等級線

(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 $0.5\text{回}/\text{day}$ を用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

V : 室容積 $2,994\text{m}^3$

したがって、緊急時対策所のリーク量は以下の式により $120\text{m}^3/\text{h}$ となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [\text{m}^3/\text{h}] + Q_{\text{貫通部}} [\text{m}^3/\text{h}] \\ &= S [\text{m}^2] \times 6 [\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2] + V [\text{m}^3] \times 0.5 [\text{回}/\text{day}] \div 24 [\text{day}/\text{h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120\text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

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」を準拠），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。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{-0.0214 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\ &= 112 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

Ga : 酸素発生量 $-0.0218 \text{ m}^3 / \text{h} / \text{人}$

P : 人員 100人

K_0 : 供給空气中酸素濃度 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」を準拠），空气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。

$$\begin{aligned} Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\ &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.03)} \times 100 \\ &= 227 \text{ m}^3 / \text{h} \end{aligned}$$

また，加圧設備運転時間はブルーム放出時間の10時間に，ブ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 $160\text{m}^3/\text{h}$ となる。(14
時間後の CO_2 濃度は0.977%)

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times \frac{P \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)}{Q}$$
$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times \frac{P}{Q}\right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + \left(K_0 + G_a \times \frac{P}{Q}\right)$$

K_t : t 時間後の CO_2 濃度 [%]

K_1 : 室内初期 CO_2 濃度 0.5%

K_0 : 供給空気の CO_2 濃度 0.03%

G_a : CO_2 発生量 $0.022\text{m}^3 / (\text{h} \cdot \text{人})$

P : 滞在人員 100人

Q : 空気供給量 [m^3 / h]

V : 室容積 $2,994\text{m}^3$

【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 1

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	<u>8</u>
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 1

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 ($\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$)	計算採用二酸化炭素 吐出し量 ($\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{人}$)
0	安静時	0.0132	0.013
0～1	極軽作業	0.0132～0.0242	<u>0.022</u>
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

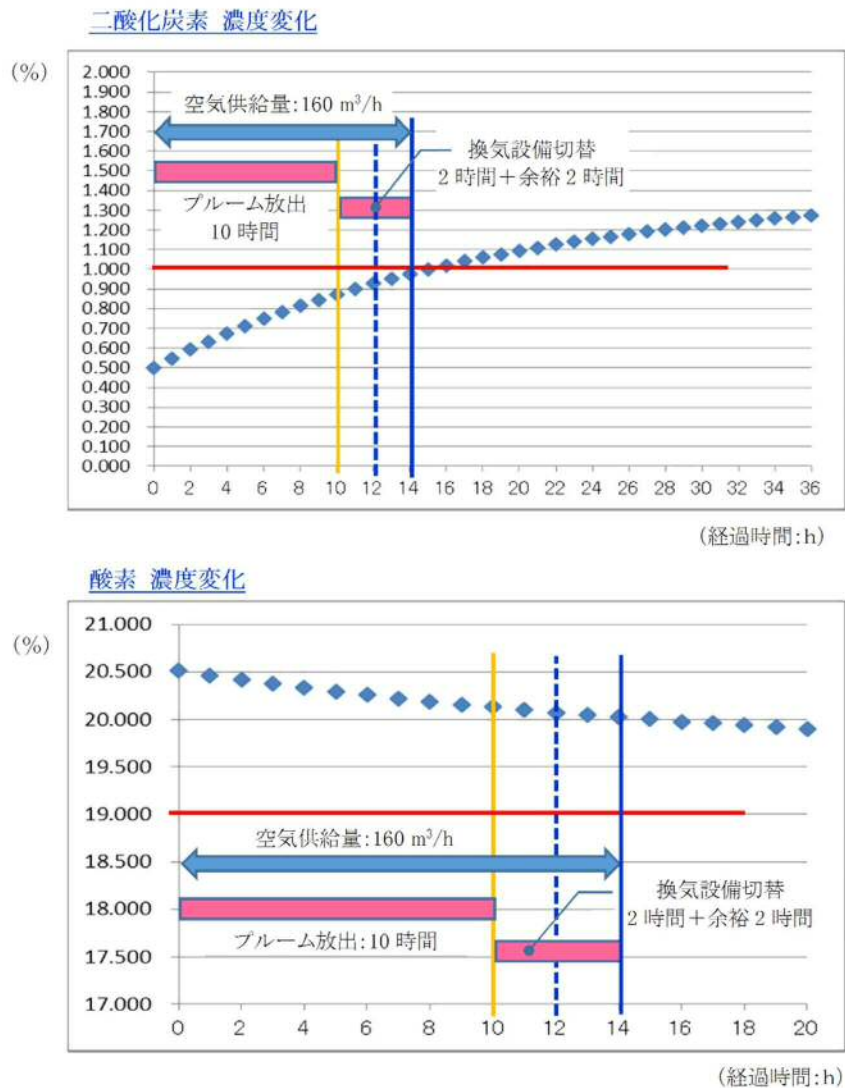
6 ~ 8% : 10~60分意識レベルの低下, その後意識喪失へ進む, ふるえ, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある

○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(160m³/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」、二酸化炭素吐し出量「中等作業」

加圧設備運転時の労働強度

…酸素消費量「静座」、二酸化炭素吐し出量「極軽作業」

(10) 空気ポンベの必要本数及び圧力監視

- (a) 空気ポ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) ポンベ使用可能量は、 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。

- ・ポンベ標準初期充填圧力 : 19.6 MPa(at 35°C)
- ・設置環境条件におけるポンベ初期圧力 : 18.01MPa(at 10°C)
- ・ポンベ内容積 : 46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力 : 3MPa
- ・ポンベ供給可能空気量 : 7.15m^3 ／本(at 10°C)

$$\text{計算式：} \frac{160 \times 14}{7.15} = 313$$

空気ポンベの圧力監視

日常点検にて、空気ポンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には、ポンベの交換を行う。

なお、圧力低下によるポンベの交換基準は、ポ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

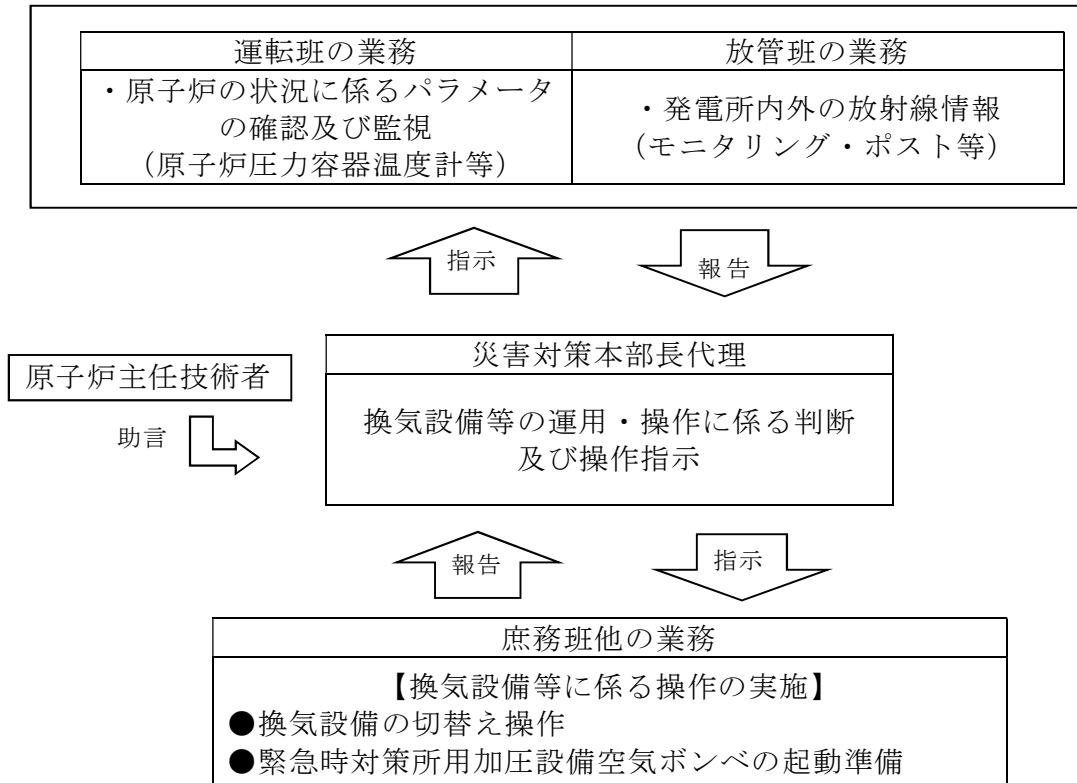
換気設備等の操作は、原子炉の状況、放射線の状況等を確認し、災害対策本部長の判断及び指示に従い実施する。

プルーム放出後は、緊急時対策所の換気設備の切替え、緊急時対策所用加圧設備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。

緊急時対策所用加圧設備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あたっては、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用加圧設備空気ポンベによる加圧に係る準備	・炉心が損傷し、放射性物質が大气に放出される可能性がある場合	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室から炉心損傷判断の連絡 ・格納容器雰囲気放射線モニタ ・原子炉圧力容器温度計 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	—
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用加圧設備空気ポンベによる加圧、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	<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からベント実施の連絡 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器酸素濃度 ・可搬型モニタリング・ポスト ・緊急時対策所エリアモニタ 	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・通常水位+6.4m^{※1} ・4.3%^{※2} ・指示値急上昇（20mSv/h以上） ・指示値急上昇（0.5mSv/h以上） 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
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）	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタリング・ポスト ・フィルタ装置出口放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> ・指示値低下後安定、指示値安定 ・指示値低下 	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
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（緊急時対策所用加圧設備空気ポ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（サブプレッション・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)	<ul style="list-style-type: none"> ・「緊急建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」へ運転切り替え及び空気ポ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) <p>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。</p>
緊急時対策所エリアモニタ	指示値急上昇 (0.5mSv/h)	<ul style="list-style-type: none"> ・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、空気ポ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	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 緊急時対策所用加圧設備空気ポンベ 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		
空気ポンベ加圧停止 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
放射性雲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表に示す通り、炉心反応度の状態、炉心の冷却の状態、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、周辺的环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 S P D S 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
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

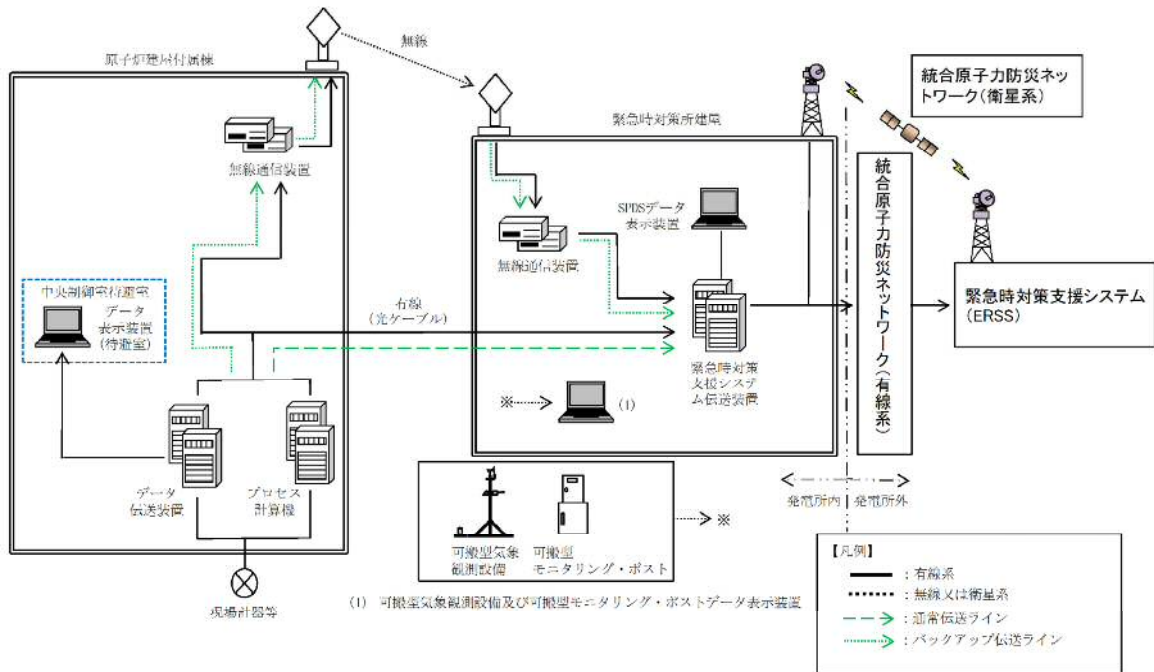
緊急時対策所の S P D S データ表示に係る機能に関しては，中央制御室に設置するデータ伝送装置を含め，基準地震動 S_s による地震力に対して機能を損なわない設計とする。

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，周辺の環境線量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ように設置する。

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。



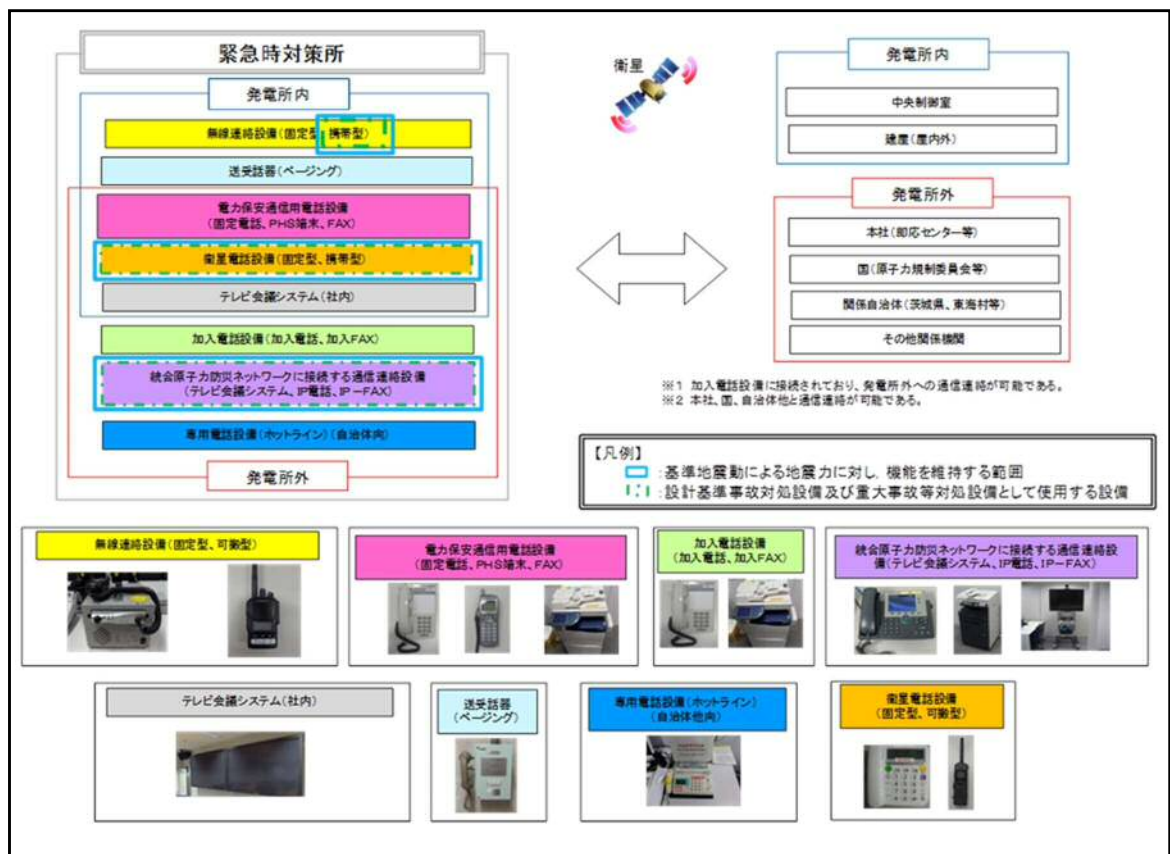
第 2.5-1 図 必要な情報を把握できる設備の概要

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

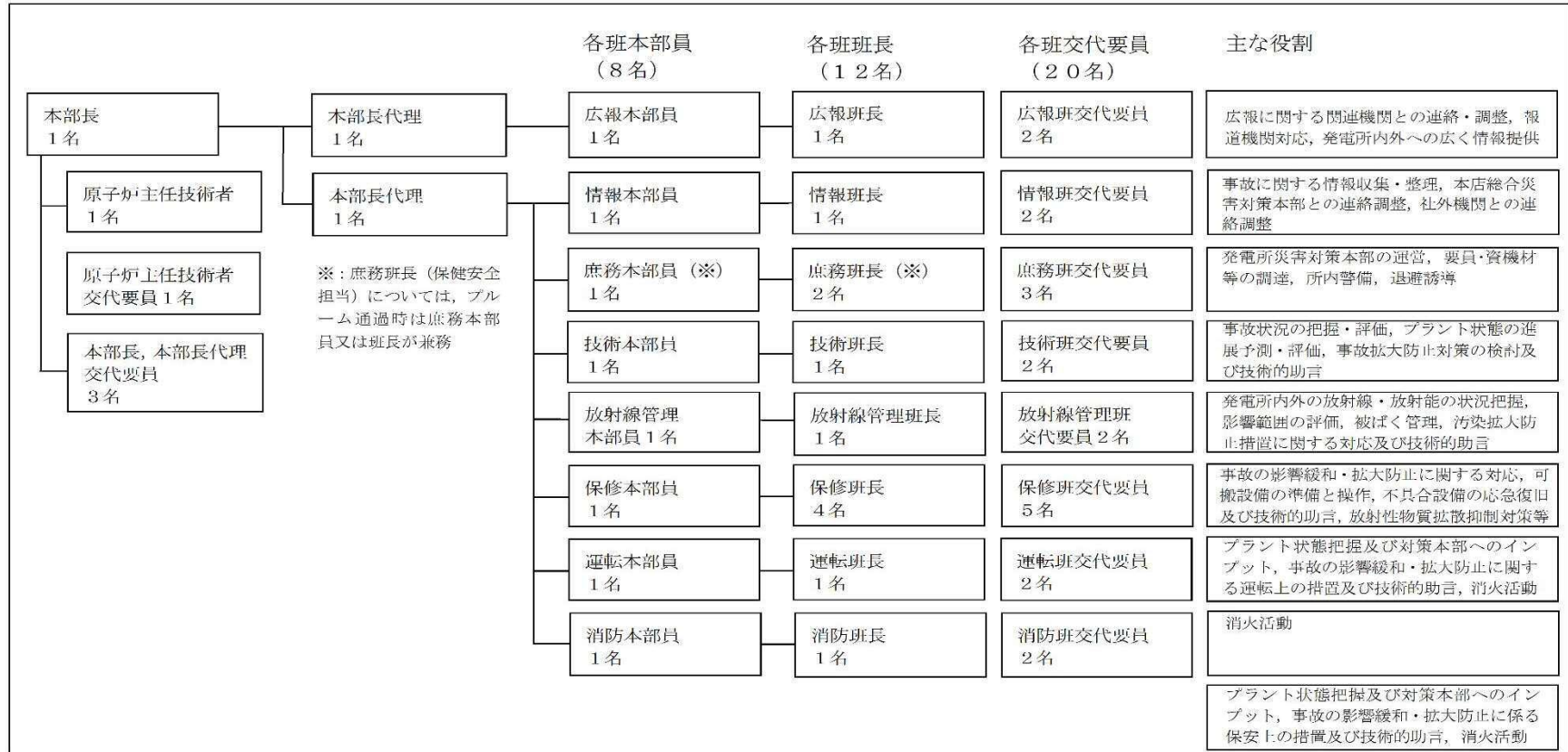
3. 運用

3.1 必要要員の構成，配置について

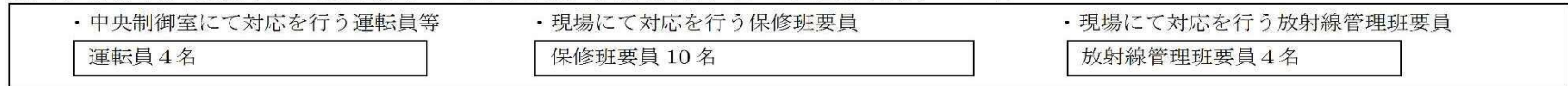
プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，休憩・仮眠をとるための交替要員を考慮して，第 3.1-1 図，第 3.1-2 図及び第 3.1-1 表のとおり重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 48 名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 18 名の合計 66 名と想定している。

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



(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

		事故発生, 拡大	炉心露出, 損傷, 溶融	プルーム通過	プルーム通過後
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動		▽ プルーム通過直前	▽ プルーム通過後
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4)	事故拡大防止, 格納容器破損防止活動
		当直要員 (7)		【中央制御室待避室】当直要員 (3)	当直要員 (7)
		重大事故等対応要員 (運転班員) (3)		退避 (3)	重大事故等対応要員 (運転班員) (3)
		情報班員 (1)		退避 (1)	情報班員 (1)
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内瓦礫撤去, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等), 放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応 【二次隔離弁操作室】 重大事故等対応要員 (3)	構内瓦礫撤去, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等), 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 (保修班員 (29))		退避 (19) 緊急時対策所 (10) プルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	重大事故等対応要員 (保修班員) (10)
	モニタリング 要員	構内モニタリング, 可搬型モニタ設置		緊急時対策所 (4)	モニタリング等
		重大事故等対応要員 (放射線管理班員 (4))			重大事故等対応要員 (放射線管理班員 (4))
緊急時対策所 (本部)		本部要員 (48)		【緊急時対策所】 本部要員 (24), 本部交替要員 (24), 現場要員 (保修要員) (10), 運転要員 (当直運転員) (4), モニタリング要員 (4) 《計(66)》	本部要員 (48)
発電所外		交替・待機要員			必要時招集

※上記の災害対策要員の他に, 初期消火活動にあたる自衛消防隊員 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	初動態勢 (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警戒事態又は非常事態が発生した場合，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）に警戒事態又は非常事態が発生した場合，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，発電所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。

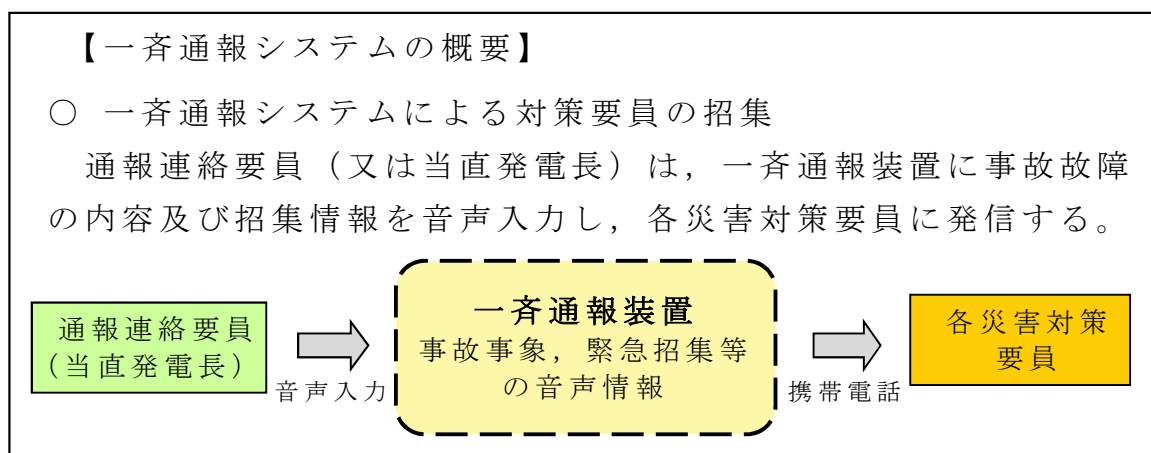
第三滝坂寮は，面積約 53,000m²の厚生施設敷地内に建てられた，延床面積 2,000m²，建築基準法の新耐震設計法に基づき設計された鉄筋コンクリート製の構築物であり，東日本大震災でも大きな被害を受けておらず，十分な耐震性を有している。

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，直接発電所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

(2) 災害対策要員の所在と発電所外からの参集ルート

東海村の大半は東二から半径 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、那珂市など東二から半径 5～10km 圏内には、発電所員の約 2 割が居住しており、概ね東二から半径 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 東二とその周辺

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。

東二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。

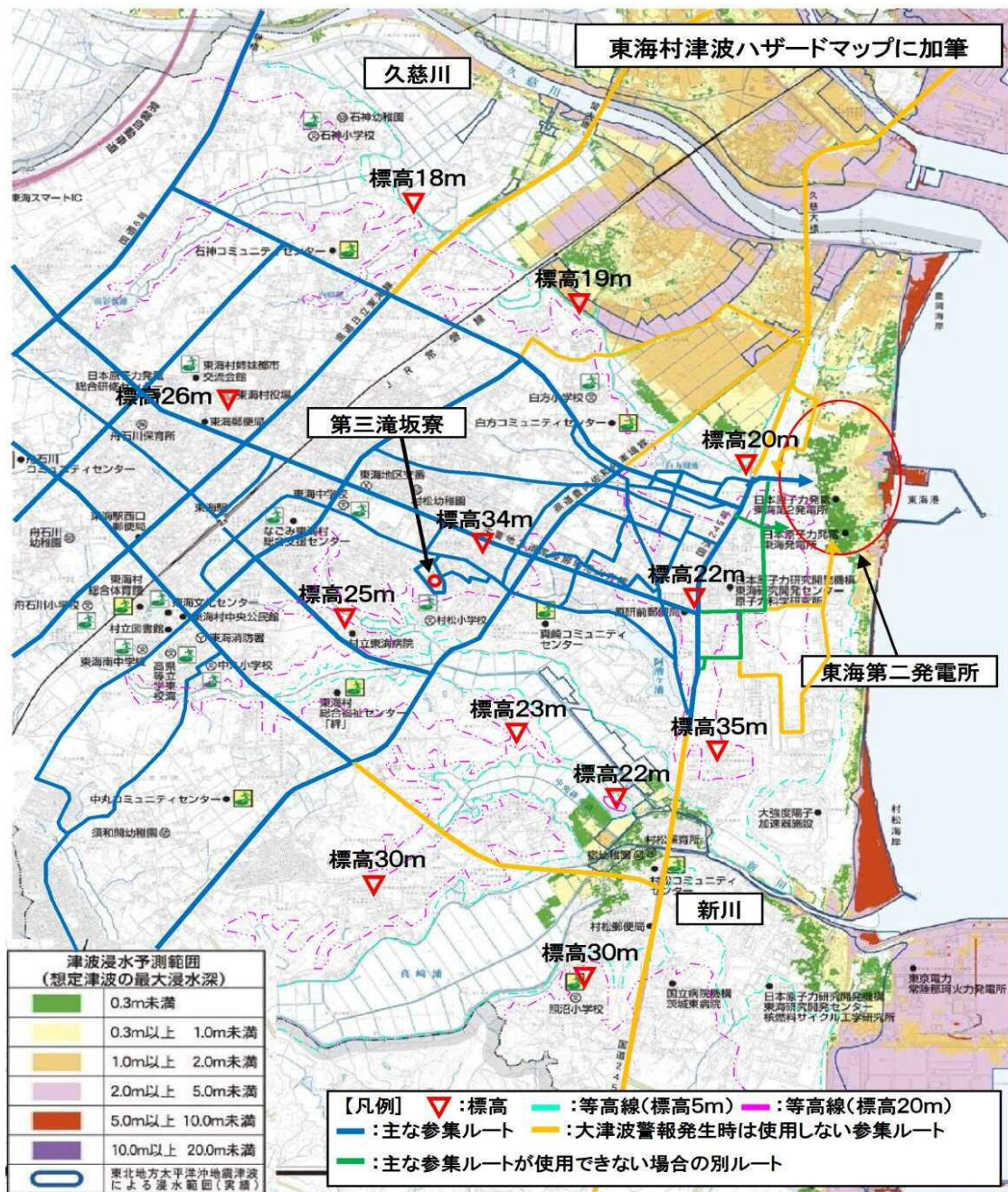
大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民

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。



第 3.2-3 図 主要な参集ルート

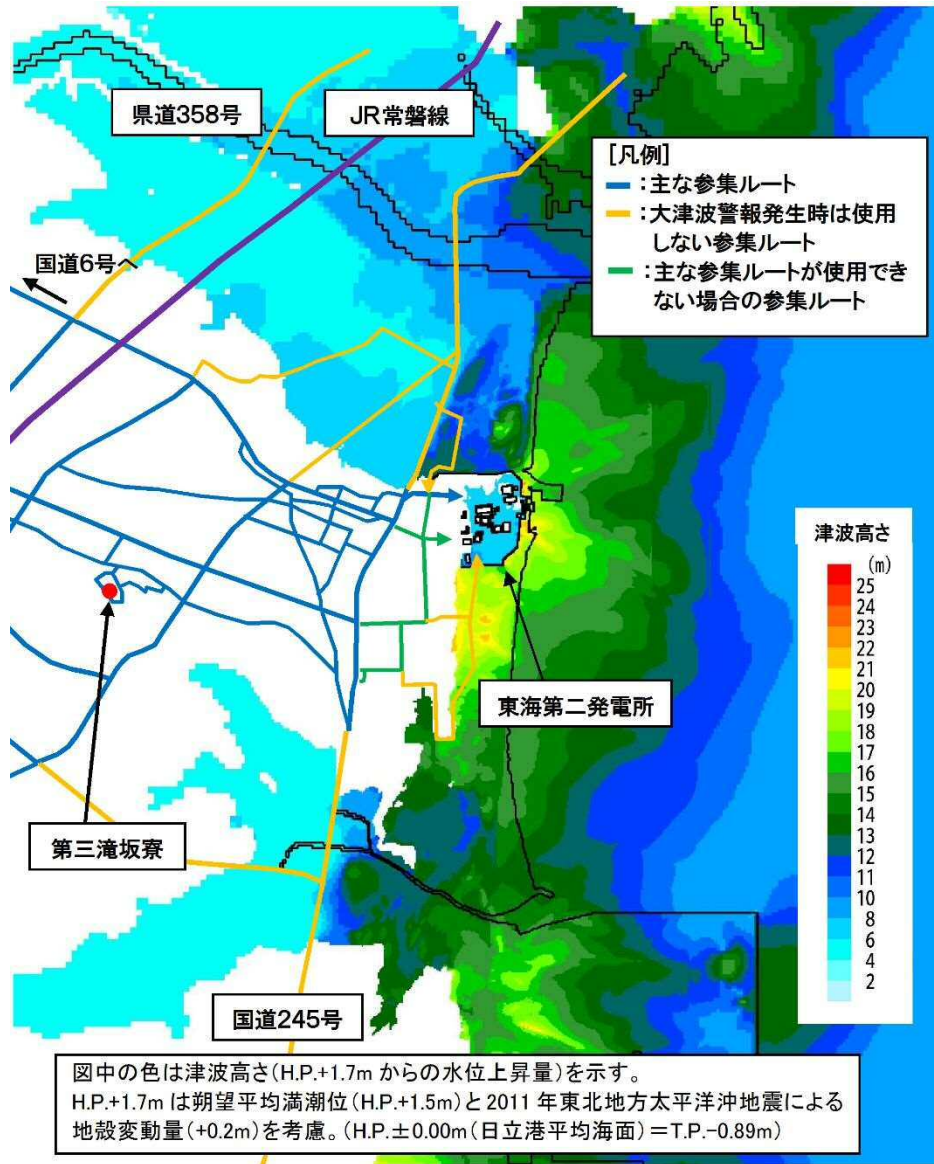
津波の浸水について、東海村津波ハザードマップ（第 3.2-4 図）によると、東海村中心部から東二までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が、大津波警報発令時は、津波による影響を想定し、海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



第 3.2-4 図 茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また、東二では、津波 P R A 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二の敷地までの参集ルートに津波の影響

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、東二の敷地に参集する（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、予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（71 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。

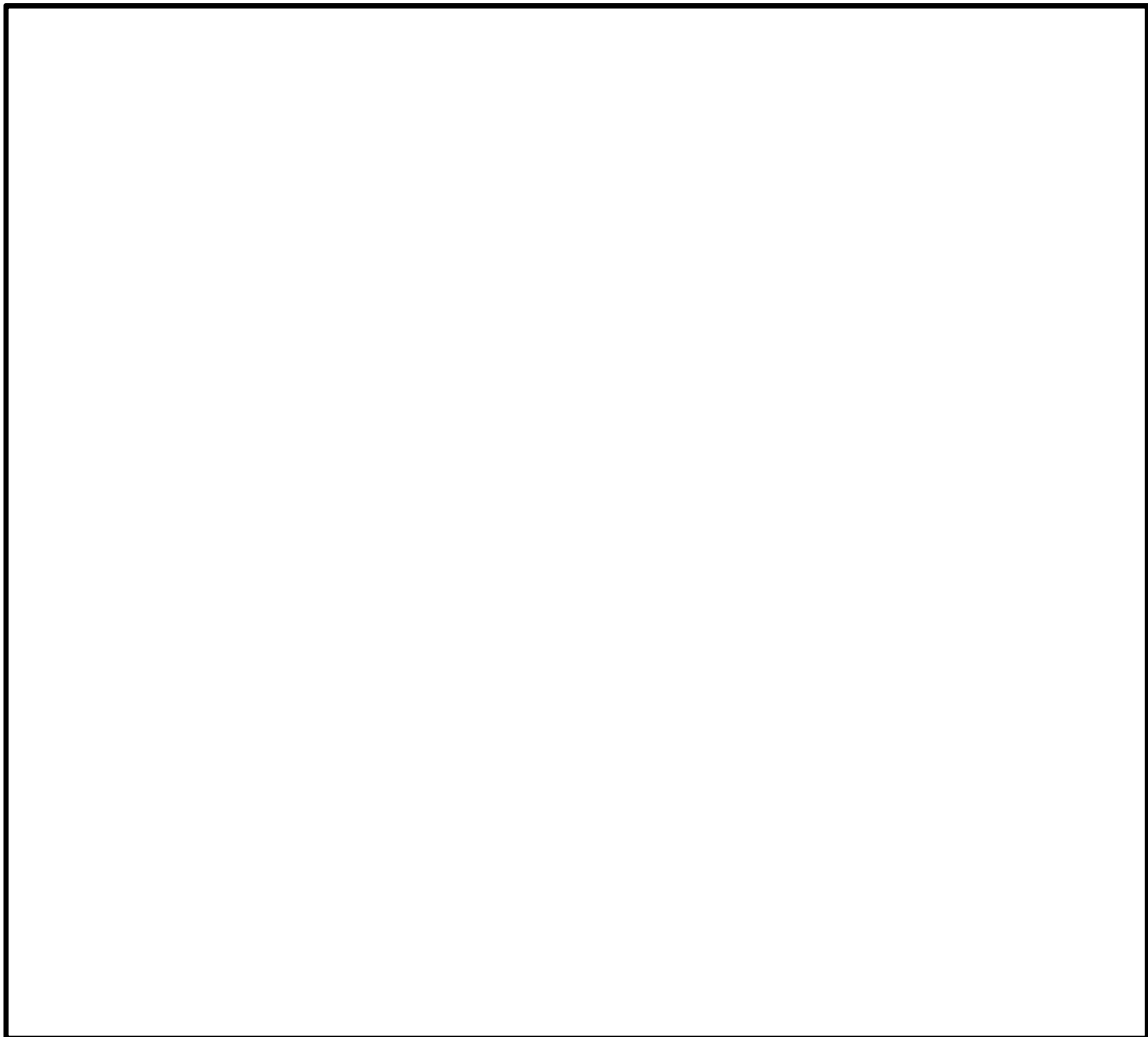
- a. 発電所災害対策本部長は、要員の退避に係る判断を行う。また、必要に応じて、原子炉主任技術者の助言等を受ける。
- b. 発電所災害対策本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にし、指示する。
- c. 発電所から一時退避する要員は、退避に係る体制を確立するとともに、通信連絡手段、移動手段を確保する。
- d. 対策本部の指示に従い、放射性物質による影響の少ない場所に退避する。

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ち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。

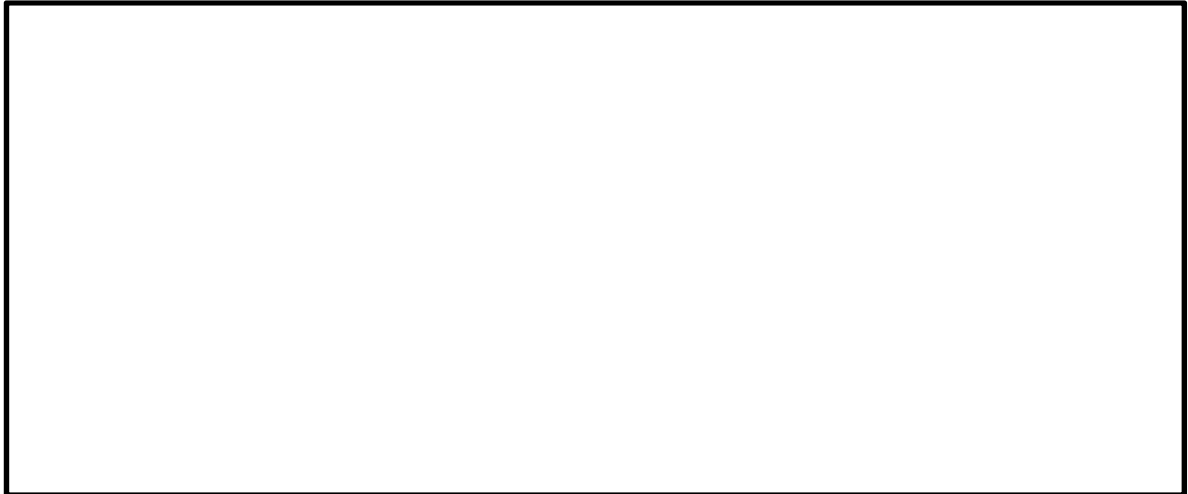
区分	品名	数量	単位	備考
放射線管理用資機材	タイベック	1,166	着	111名×7日×1.5倍＝1165.5着→1,166着
	アノラック	462	着	44名 ^{※1} ×7日×1.5倍
	全面マスク	333	個	111名×2日 ^{※2} ×1.5倍
	チャコールフィルタ	2,332	個	111名×7日×2倍 ^{※3} ×1.5倍＝2,331個→2,332個
	個人線量計	333	台	111名×2台×1.5
	GM汚染サーベイメータ	5	台	2台+3台(予備)
	電離箱サーベイメータ	5	台	4台+1台(予備)
	緊急時対策所エリアモニタ	2	台	1台+1台(予備)
	可搬型モニタリング・ポスト ^{※4}	2	台	1台+1台(予備)
	ダストサンブラ	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(1.50/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)

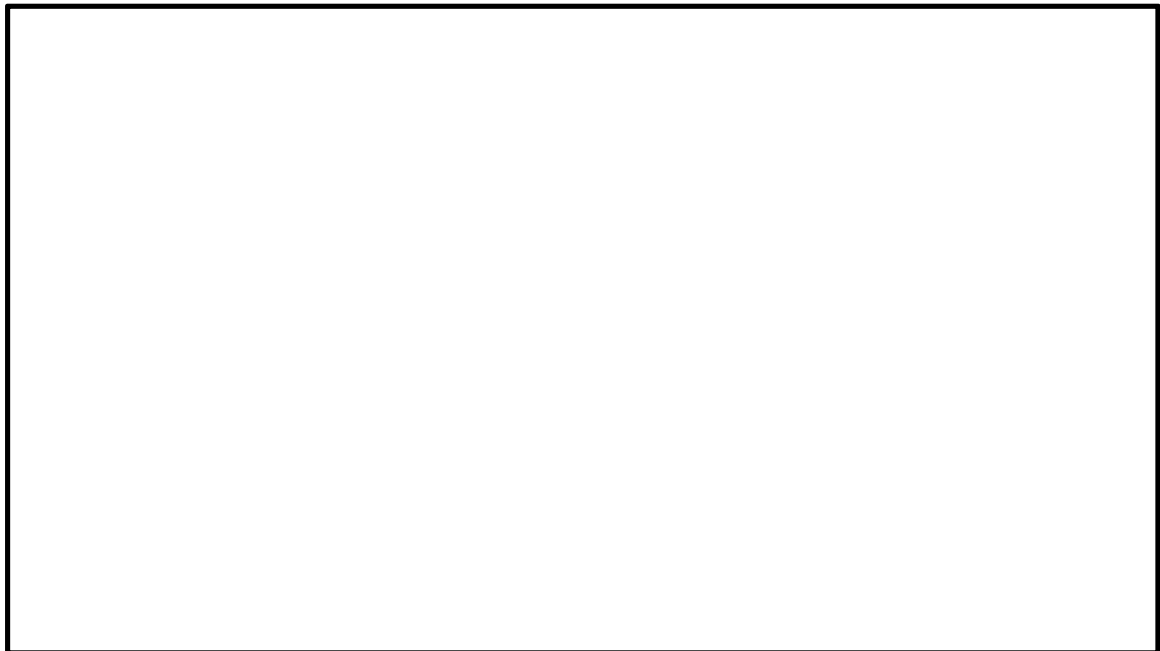
緊急時対策所には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備し，対策要員の活動に支障がない範囲にあることを把握できるようにする。

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 個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 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予備として 1 個を保有する。）

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，二酸化炭素濃度計の配置場所

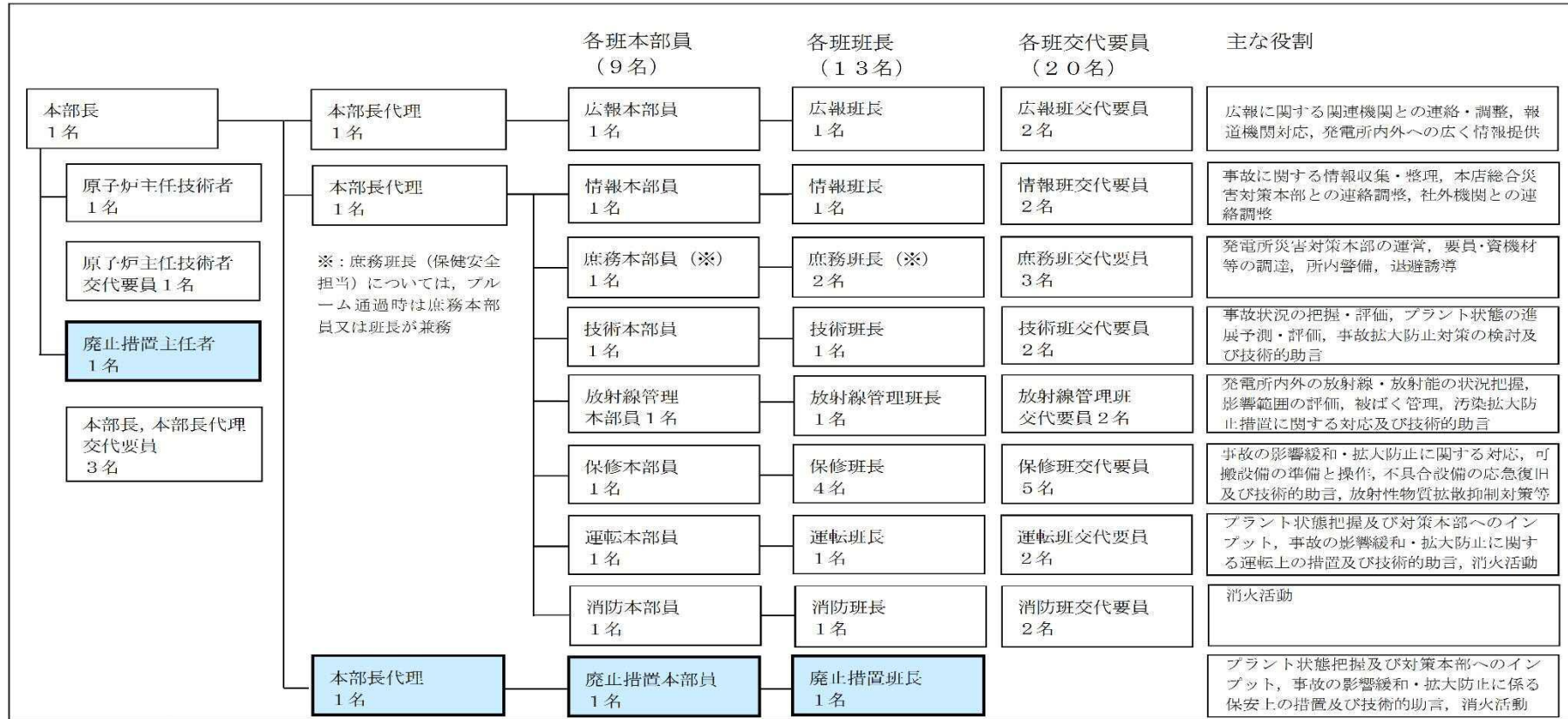
3.5 廃止措置中の東海発電所の事故対応が同時発生した場合について

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り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、ブ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



(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）

		事故発生, 拡大	炉心露出, 損傷, 溶融	プルーム通過	プルーム通過後
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動		▽ プルーム通過直前	▽ プルーム通過後
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4)	事故拡大防止, 格納容器破損防止活動
		当直要員(7)		【中央制御室待避室】当直要員(3)	当直要員(7)
		重大事故等対応要員 (運転班 班員)(3)	退避(3)		重大事故等対応要員 (運転班 班員)(3)
		情報班 班員(1)	退避(1)		情報班 班員(1)
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内瓦礫撤去, 炉心損傷防止活動, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等), 放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応 【第二弁操作室】 重大事故等対応要員(3)	構内瓦礫撤去, 格納容器破損防止活動 (電源復旧, 注水等), 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 (保修班 班員)(29)	退避(19)	緊急時対策所(10) プルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	重大事故等対応要員 (保修班 班員)(10)
	モニタリング 要員	構内モニタリング, 可搬型モニタ設置		緊急時対策所(4)	モニタリング等
		重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員)(4)			重大事故等対応要員 (放射線管理班 班員)(4)
東海 現場	災害対策要員	災害対策要員 (廃止措置班班員(2), 放射線管理班班員(4), 保修班班員(4))		退避(10)	
緊急時対策所		東海発電所災害対策本部要員(37)	退避(33)	東海発電所災害対策本部要員(4)	
		東海第二災害対策本部要員(48)	《計 85》	【緊急時対策所】 東二本部要員(24), 東二本部交替要員(24), 現場要員(保修班 班員)(10), 運転要員(当直運転員)(4), モニタリング要員(4)	東海第二災害対策 本部要員(48)
			《計 52》	《計 70》	《計 52》
発電所外		交替・待機要員			必要時招集

※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、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

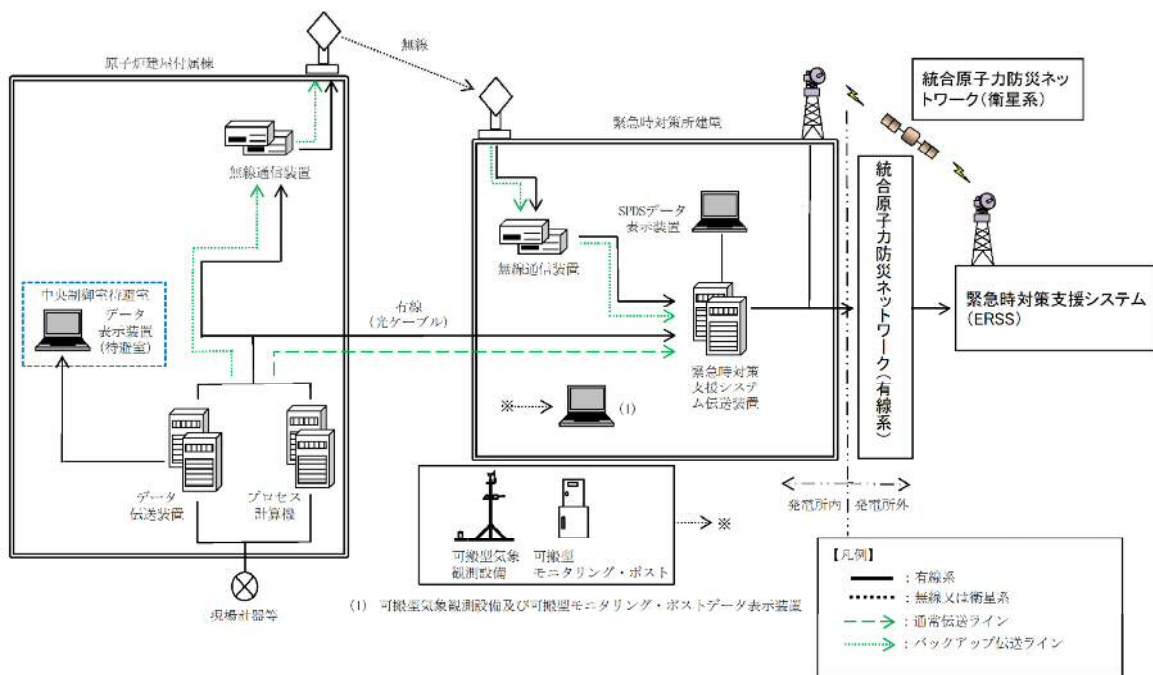
通信種別	主要設備		耐震措置
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	<ul style="list-style-type: none"> 衛星電話設備（固定型）は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 衛星電話設備（固定型）の衛星電話設備（屋外アンテナ）及び衛星制御装置は、耐震性を有する緊急時対策所に設置し、固縛又は転倒防止措置を講じるとともに、加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認する。 衛星制御装置から衛星電話設備（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）	<ul style="list-style-type: none"> 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）	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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 S P D S について

緊急時対策所の S P D S 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、以下の措置を講じる。

第 4-5 表 S P D S 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 附属棟	データ伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 建屋間伝送ルートは有線系及び無線系回線を確認する設計とする。 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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。
	S P D S データ表示装置	<ul style="list-style-type: none"> S P D S 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，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	<ul style="list-style-type: none"> 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あたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属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

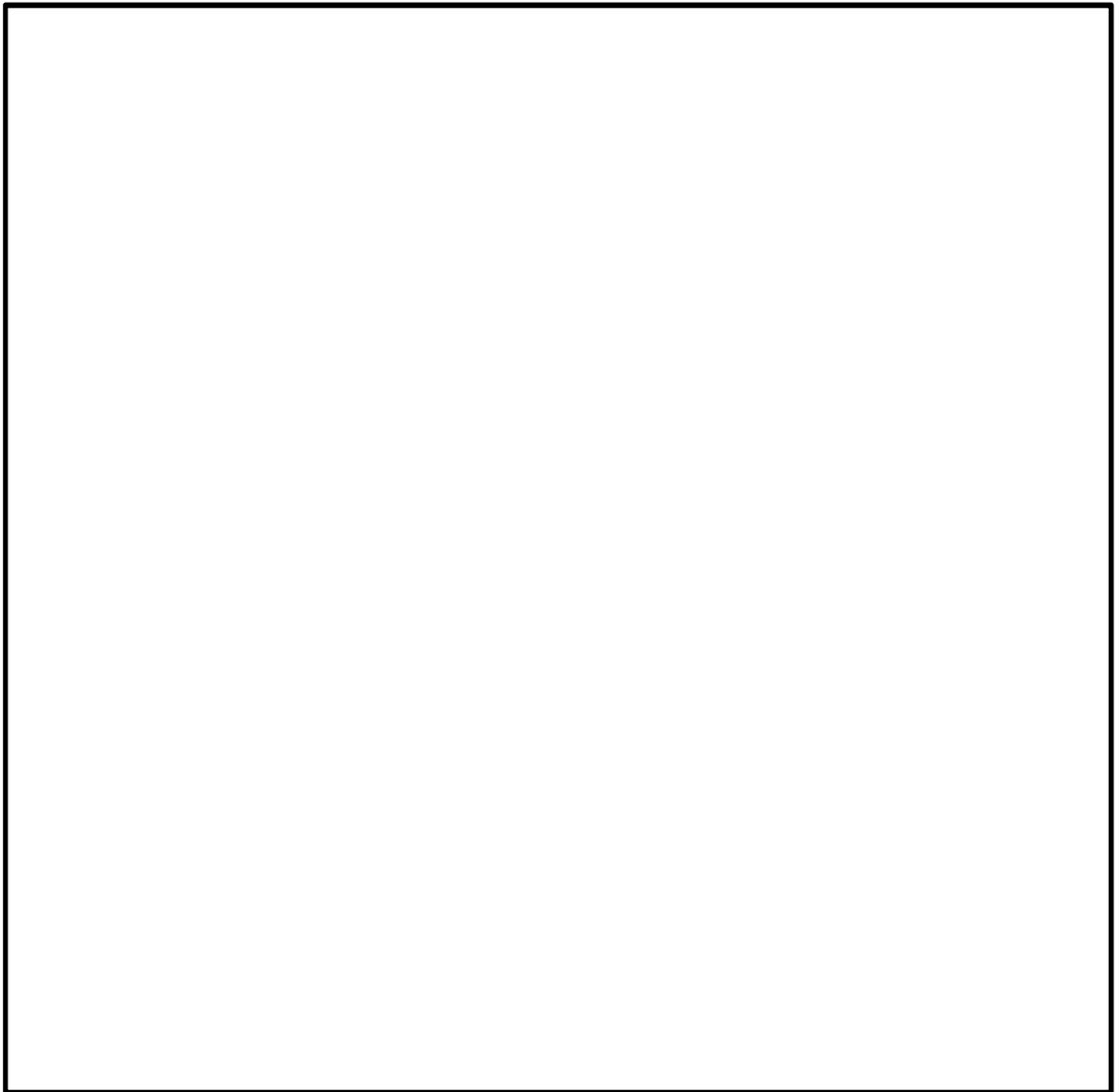
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所建屋入口に設置する。概要は第 5.1-1 表のとおり。

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。
形設式営	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。
判断基準 手順着手の	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

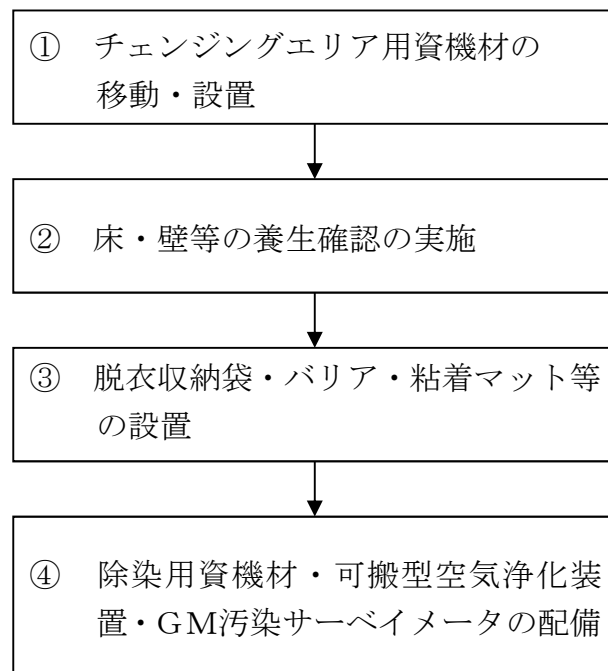
5.1.4 チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

(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

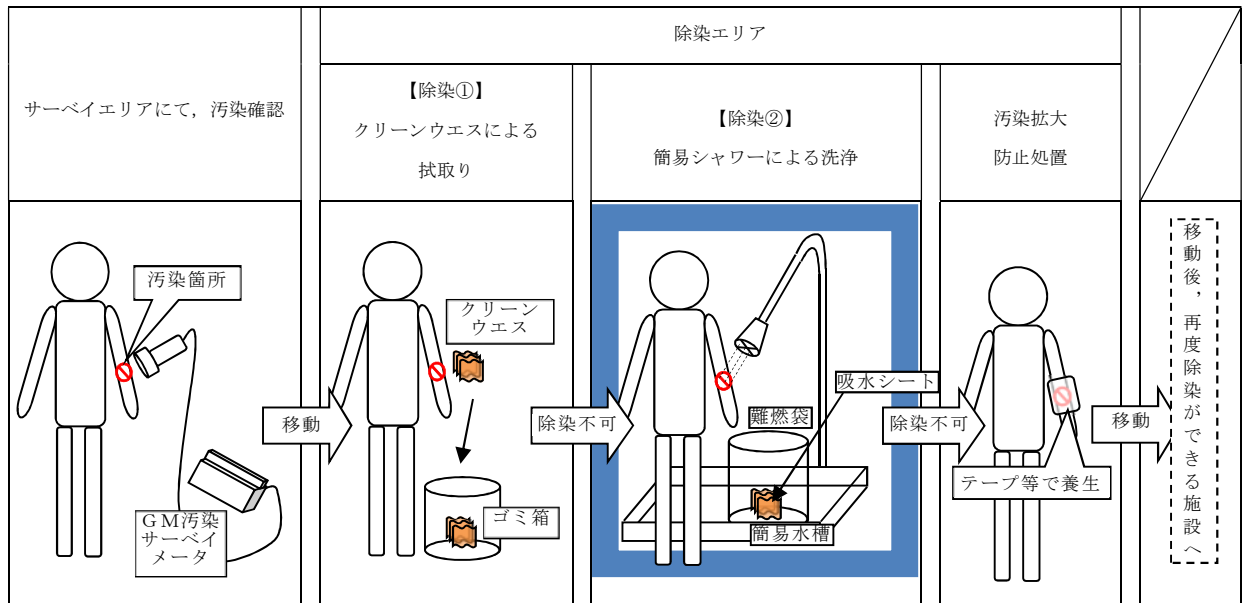
サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

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、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、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、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な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、線量当量率及び空气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、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、除染を実施する。また、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定の結果、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で確認することで行う。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 mm ○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）
	<u>微粒子フィルタ</u> 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。 <u>よう素フィルタ</u> 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過することにより吸着・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、除染エリア毎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。

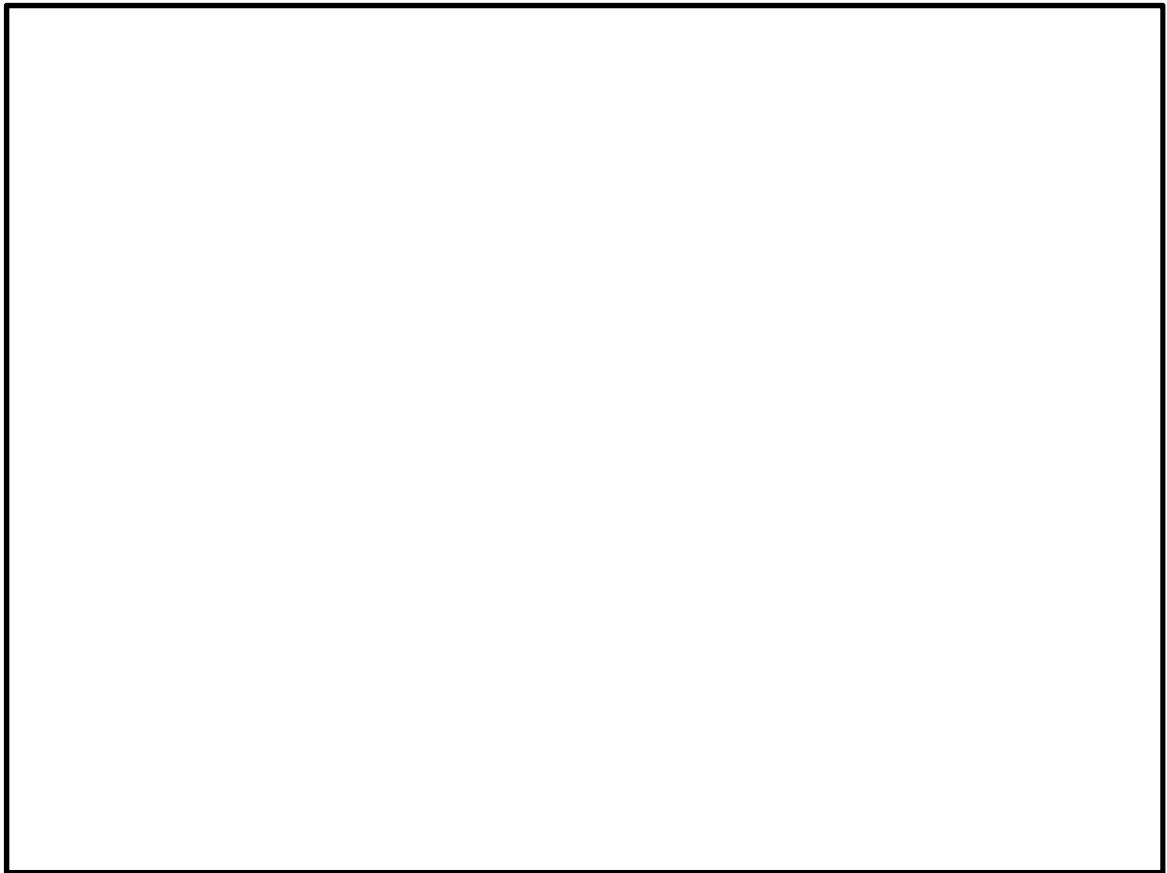
また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

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にサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は,汚染箇所を養生するとともに,サーベイエリア内に汚染が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징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O I L4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針におけるO I L4【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に同時に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 充電電池 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車
		F A X	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
		I P 電話	6台	
		I P - F A X	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 F A X	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。

ブルーム通過以降(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。

$$44名 \times 4回 + 111名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日 = 926 < 1,155$$

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。

$$(44名 \times 4回 + 111名 \times 2交替 + 44名 \times 2回 \times 6日) \times 2 = 1,852 < 2,310$$

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)×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×40（1回除染する際の排水量）÷50（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個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として予備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
	個数	1個（故障時及び保守点検による待機除外時の予備用として予備1個を保有する。）

(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	<p>(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</p> <p>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</p> <p>(2) 緊急時通信連絡体制資料</p> <p>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</p>
2. 放射能影響推定に関する資料	<p>(1) 気象観測関係資料</p> <p>①気象観測データ</p> <p>(2) 環境モニタリング資料</p> <p>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</p> <p>(3) 発電所設備資料</p> <p>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</p> <p>(4) 周辺人口関連データ</p> <p>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</p> <p>(5) 周辺環境資料</p> <p>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</p>
3. 事業所外運搬に関する資料	<p>(1) 全国道路地図 (2) 海図（日本領海部分） (3) N F T - 3 2 B型核燃料輸送物設計承認書</p>

(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 プルーフ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：0.001 ～ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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징エリアを含む）の環境測定	<ul style="list-style-type: none"> ・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

通信回線種別		主要設備		必要回線容量 ^{※2}			回線容量
				主要設備	その他 ^{※3}		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備 ^{※1} (固定電話機, PHS 端末及び FAX)		384kbps	5616kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話設備	加入電話	10 回線	—	10 回線	10 回線
			加入 FAX	2 回線	—	2 回線	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続 ^{※1}	98 回線	—	98 回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話 (固定型)	9 回線	—	9 回線	9 回線
			衛星電話 (携帯型)	13 回線	—	13 回線	13 回線
有線系回線	専用電話 (ホットライン) (地方 公共団体向)		2 回線	—	2 回線	2 回線	
通信事業者 回線 (統合 原子力防災 ネットワー ク)	有線系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		2.9Mbps	—	2.9Mbps	5Mbps
			IP 電話	(640kbps)			
			IP-FAX	(256kbps)			
			テレビ会議 システム	(2Mbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			
	衛星系回線	統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備		226kbps	—	226kbps	384kbps
			IP 電話	(16kbps)			
			IP-FAX	(50kbps)			
			テレビ会議 システム	(128kbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			

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 S P D S 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、S P D S 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（E R S S）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 of 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、S P D S 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、S P D S 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。

S P D S 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」、「格納容器内の状態」、「放射能隔離の状態」、「非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等」の確認に加え、「使用済燃料プールの状態」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 S P D S データ表示装置において確認できる設計とすると共に、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。

S P D S 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(※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)	○	○	○
	高压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量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 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 (※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	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	○	○	○
	低压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 B 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	○	○	○	
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 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 (※1)	バックアップ対象パラメータ
格納容器内の状態確認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度 (平均値)	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・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 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(※1)	バックアップ対象パラメータ
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	○	○	—
	NS 4 内側隔離	○	○	—
	NS 4 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 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(※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 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(※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ポンベ圧力	○	○	○
	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ポンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	高圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	低圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	—
	低圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	—
	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。

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	<ul style="list-style-type: none"> ・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)		<ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等の対処，抑制をするための交替要員，待機要員 	

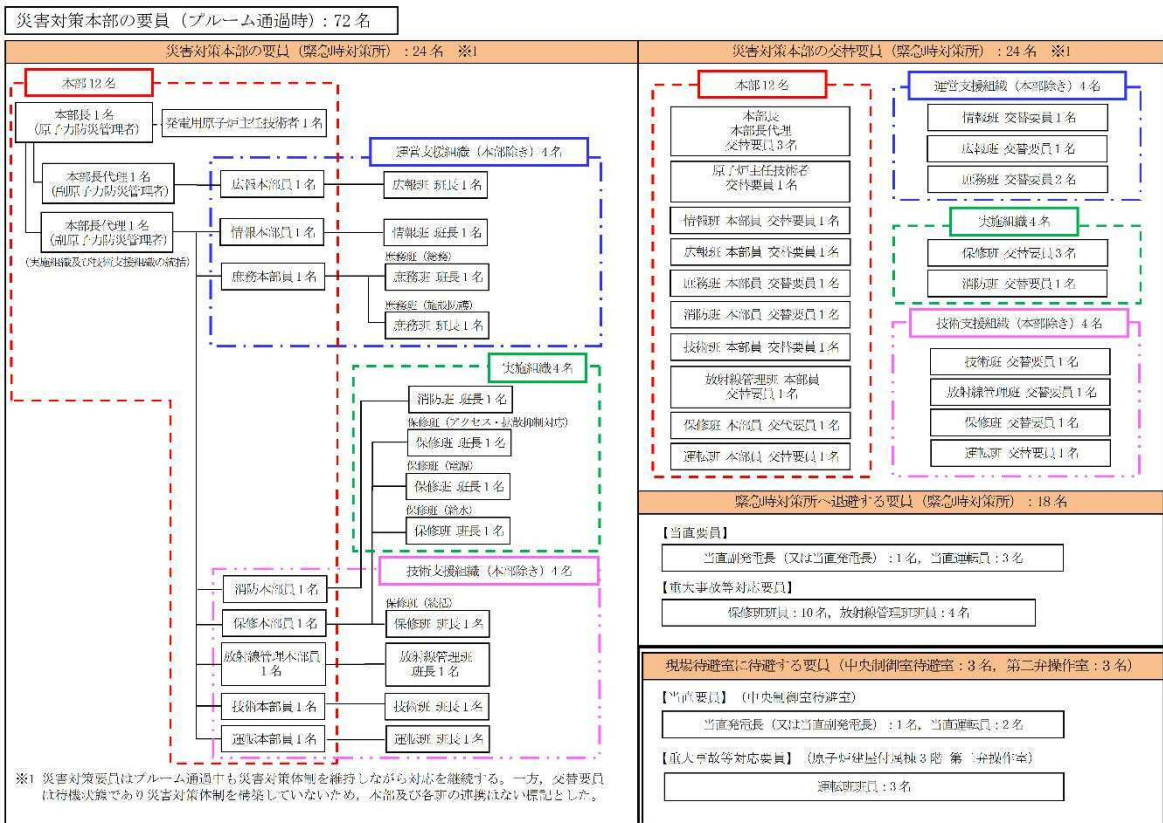
緊急時対策所（災害対策本部室及び宿泊・休憩室）のレイアウトを第 5.5-1 図に示す。



第 5.5-1 図 緊急時対策所のレイアウト（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。



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

ブルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある最低必要な要員は、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

ブ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。

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
各班本部長、 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、各本部長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5名及び各作業班の本部長、班長の交替要員18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。

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

- (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。

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	ブ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する。	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)に待避する。	—	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。

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)

5.6 原子力警戒態勢，緊急時態勢について

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	<p>○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。</p> <p>○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。</p>	<p>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</p>	<p>(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</p>	<p>(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</p> <p>○外的事象（自然災害）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大地震の発生，大津波警報の発令，竜巻等の発生 <p>○外的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>○その他原子力施設の重要な故障等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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）	<p>○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。</p>	<p>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</p>	<p>(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</p>	<p>(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</p>

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. 原子炉の状態，重大事故等への対応状況の情報共有

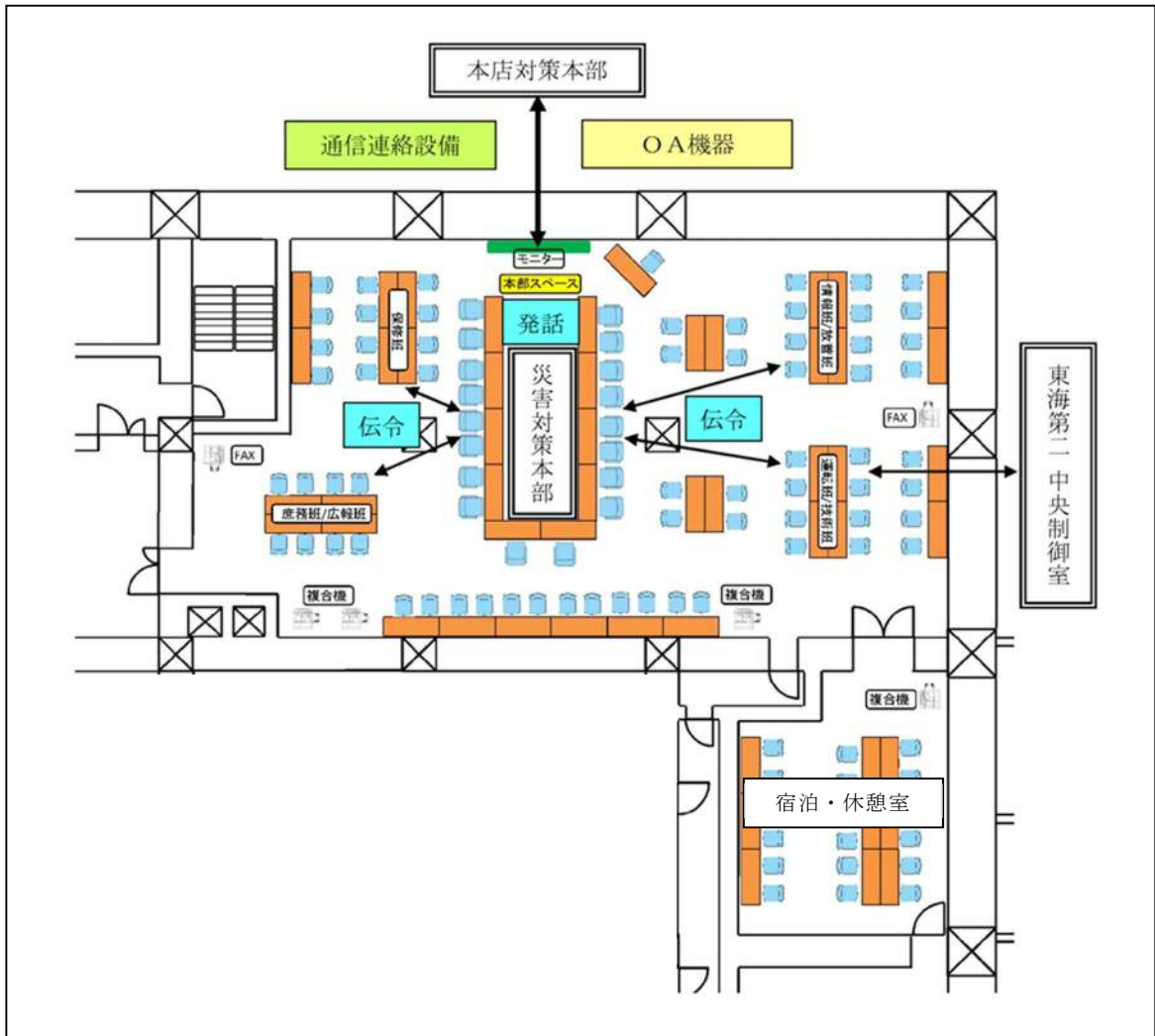
- ① 情報班が通信連絡設備を用い発電長又は情報班員から発電用原子炉の状態を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報については災害対策本部に報告する。
- ② 技術班は，SPDSデータ表示装置によりプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。
- ③ 各作業班は，適宜，入手した発電用原子炉の状態，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，災害対策本部室内の全要員，本店対策本部との情報共有を図る。
- ④ 災害対策本部長は，本部と各機能班の発話，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共に，発電用原子炉の状態，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，各本部員からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。
- 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適宜発話・報告することで情報共有する。
- 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）
<p>安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p>	<p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</p>

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）
<p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>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、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下）、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、「「实用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>

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	<ul style="list-style-type: none"> 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）	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>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。</p>
凍結	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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）	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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）
<p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその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））に適合すること。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>

第 5.8-5 表 設置許可基準規則第 4 1 条(火災による損傷の防止) 要求事項

設置許可基準規則 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)	設置許可基準規則の解釈 第 4 1 条 (火災による損傷の防止)
<p>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>1 第 4 1 条の適用に当たっては、第 8 条第 1 項の解釈に準ずるものとする。</p>

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	<ul style="list-style-type: none"> ・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に, 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	<p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p>	<p>重大事故等が発生した場合においても，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。</p>
2	<p>緊急時対策所は，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	

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	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>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。</p>

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エネルギーを第 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}
C s 類	約 2.4×10^{16}
T e 類	約 7.1×10^{16}
B a 類	約 2.6×10^{15}
R u 類	約 1.3×10^{10}
C e 類	約 8.7×10^{13}
L a 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（グラウンドシャイン）による緊急時対策所での外部被ばく（経路④）

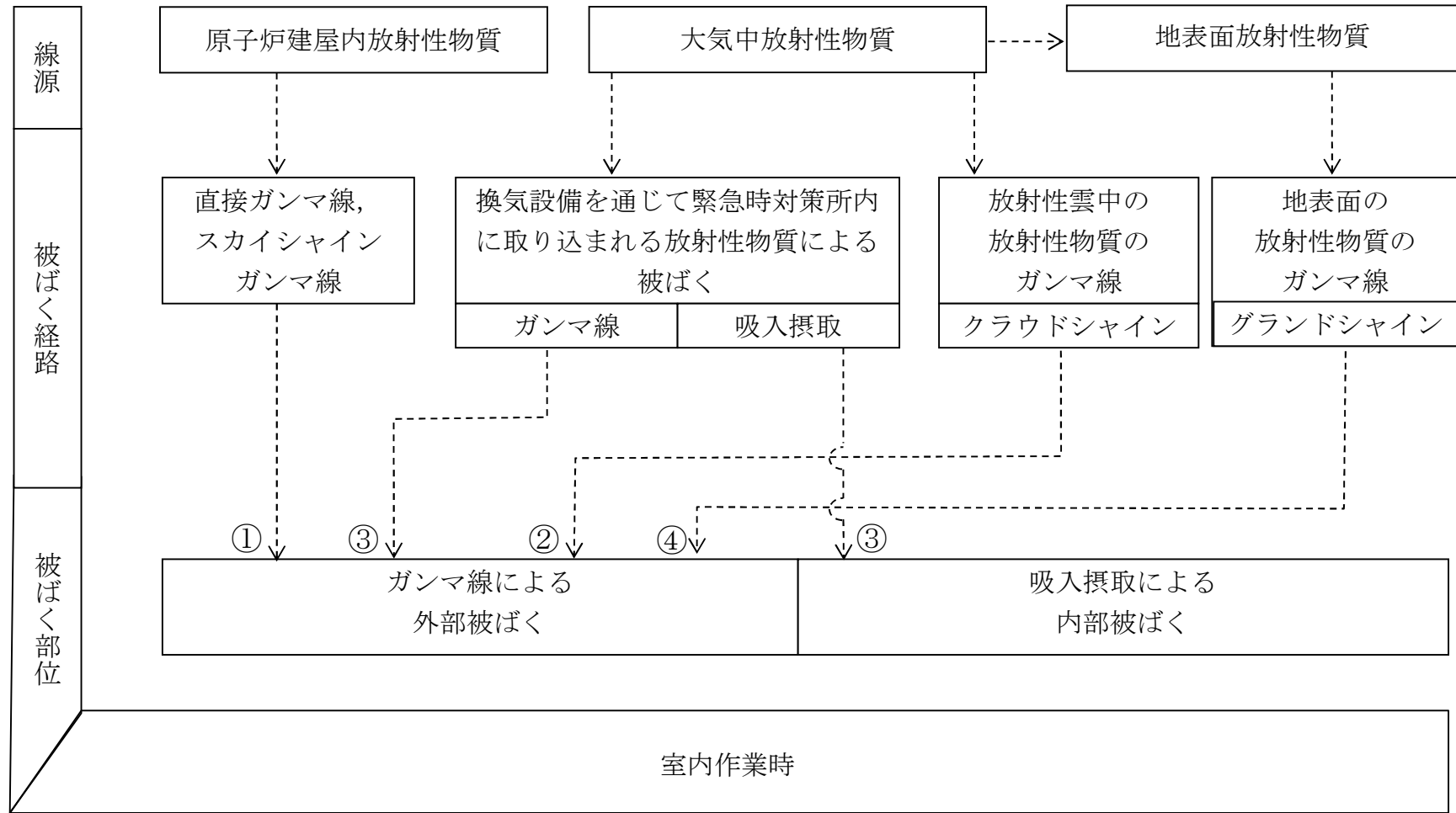
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。評価条件については、添付資料1第1-1-5表、添付資料4及び添付資料6に示す。

(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。

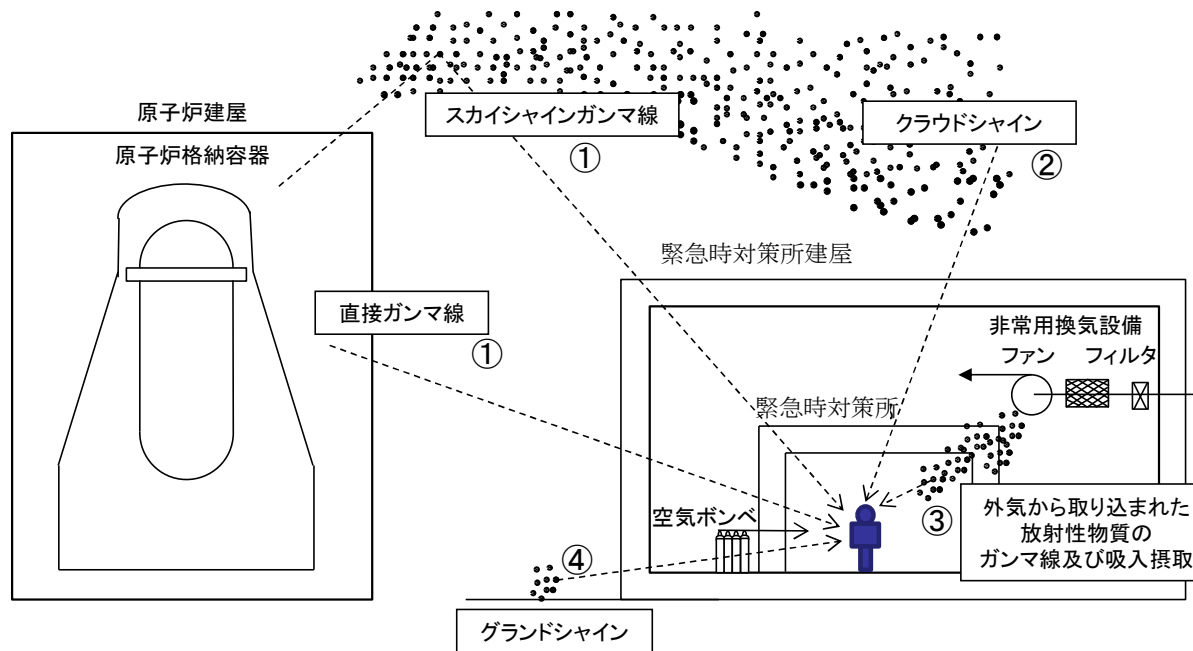
第1-3表 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価結果

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	(約 1.1×10^1)
外部被ばく	(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



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（グラウ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			

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エネルギー評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
評価事象	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等	審査ガイドに示されたとおり設定	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉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 A B W R 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エネルギー評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放射性物質の大気中への放出割合	希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs 類：2.13% Te 類：1.47% Ba 類：0.0264% Ru 類： 7.53×10^{-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% (Cs I：95%，無機よう素：4.85%，有機よう素：0.15%) (N U R E G -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 の空气中濃度は、放出 源高さ及び気象条件 に応じて、空間濃度分 布が水平方向及び鉛 直方向ともに正規分 布になると仮定した ガウスプルームモデ ルを適用して計算す る。
気象データ	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、放出エネルギー による影響は未考慮	4.4(4)b. 放出源高さ は、地上放出を仮定す る。放出エネルギー は、保守的な結果とな るように考慮しないと 仮定する。

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
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、屋外の放射性物質を考慮し、緊急時対策所外壁及び内壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。</p>			
評価点	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
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に、緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質を考慮し、緊急時対策所の内壁による遮蔽効果を踏まえて、放射性物質からのガンマ線による対策要員の外部被ばくを評価する。</p>			
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
<p>大気中への放射性物質の放出量を基に，緊急時対策所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)</p>			
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	—

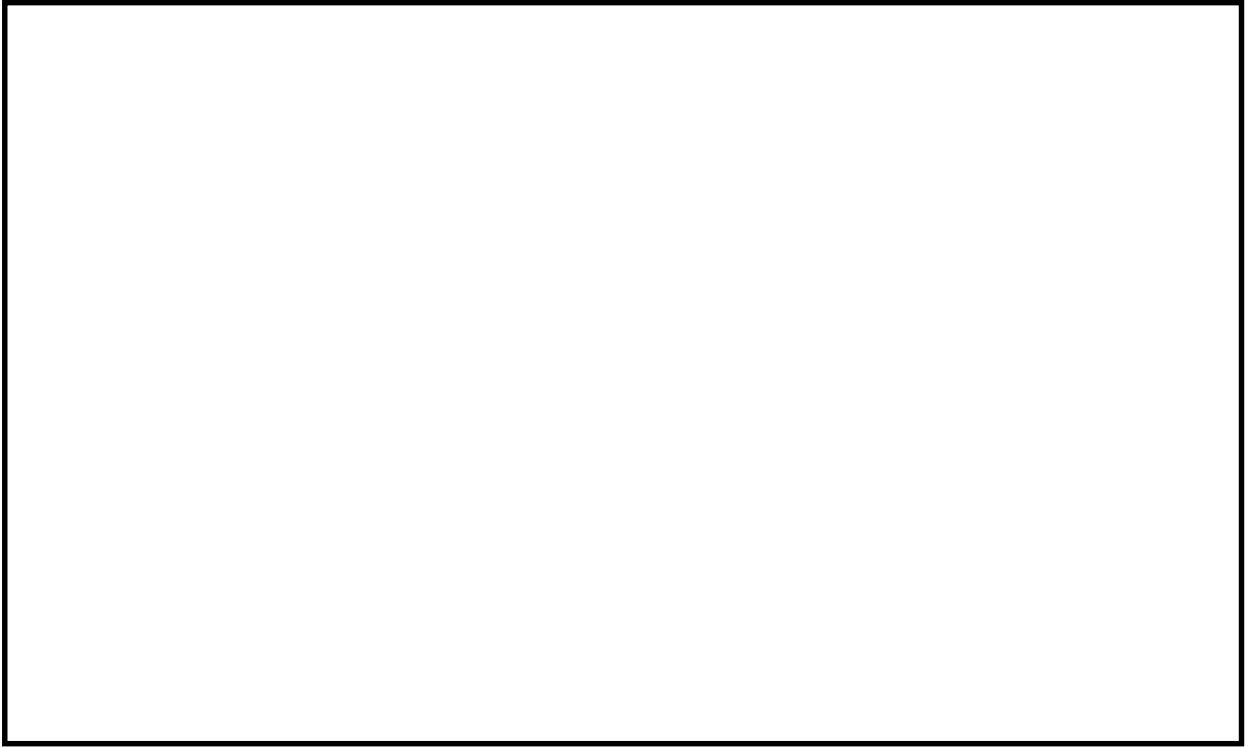
第 1-1-6 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

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。		—

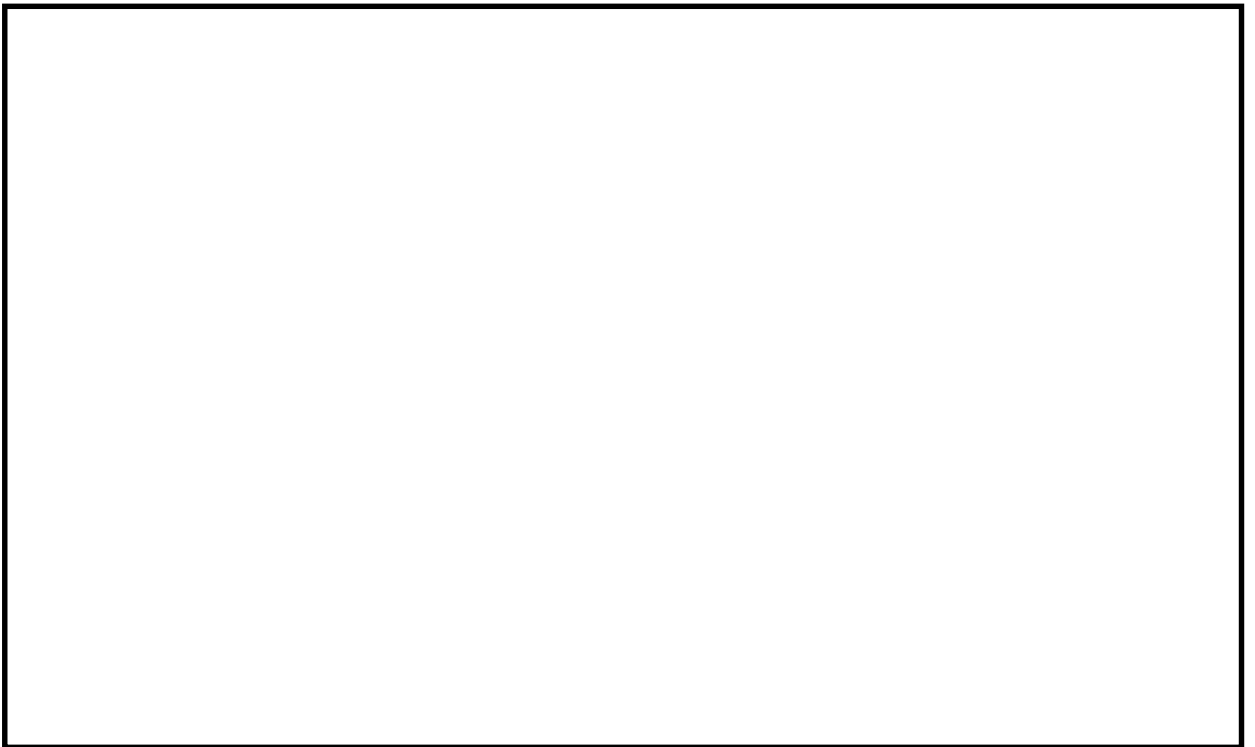
第 1-1-7 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
原子炉建屋内の積算線源強度^{※1}

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (Photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	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

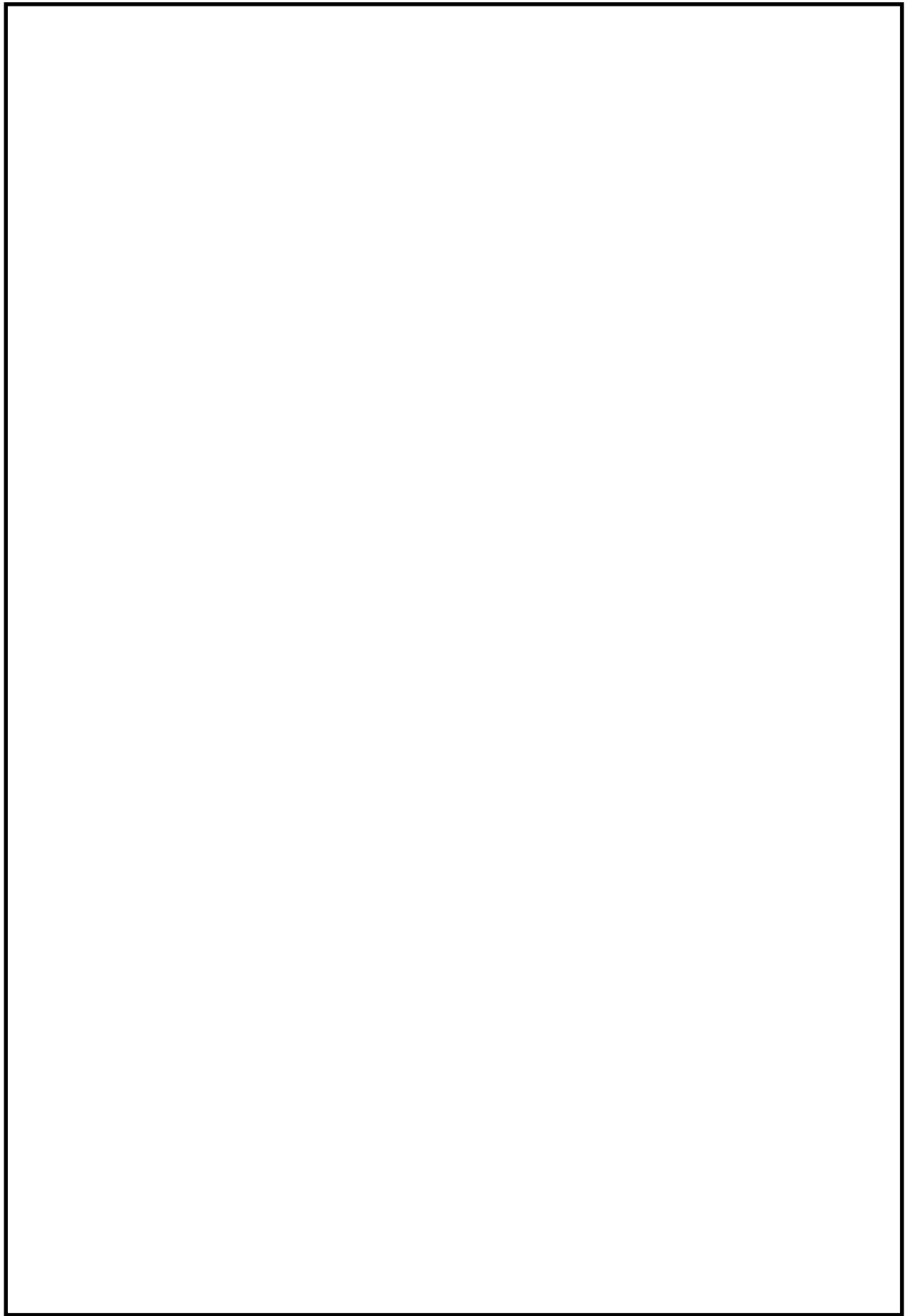
※1 ビルドアップ係数等については、代表エネルギー毎に評価している。



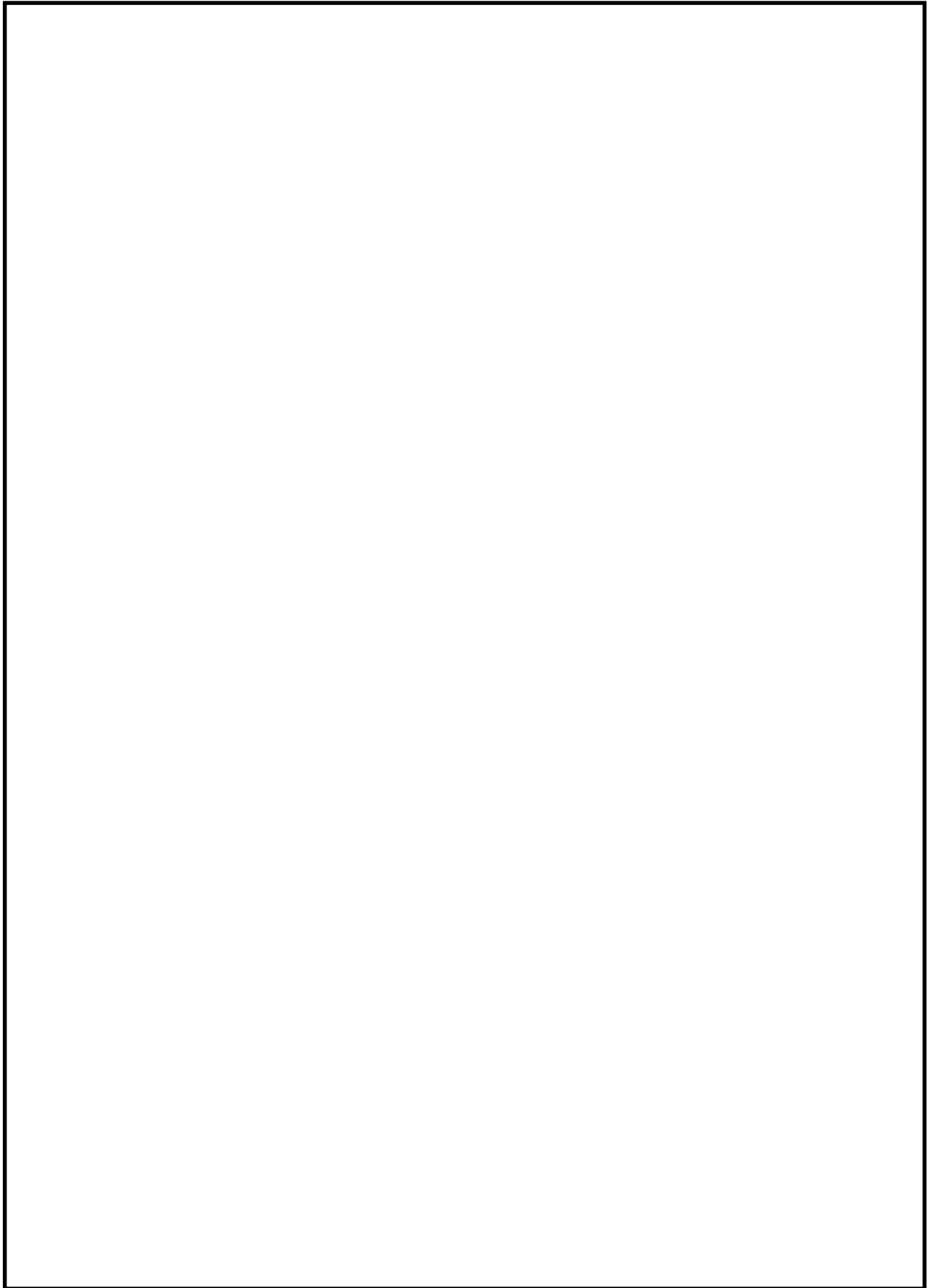
第 1-1-1 図 クラウドシャインによる被ばくの計算モデル



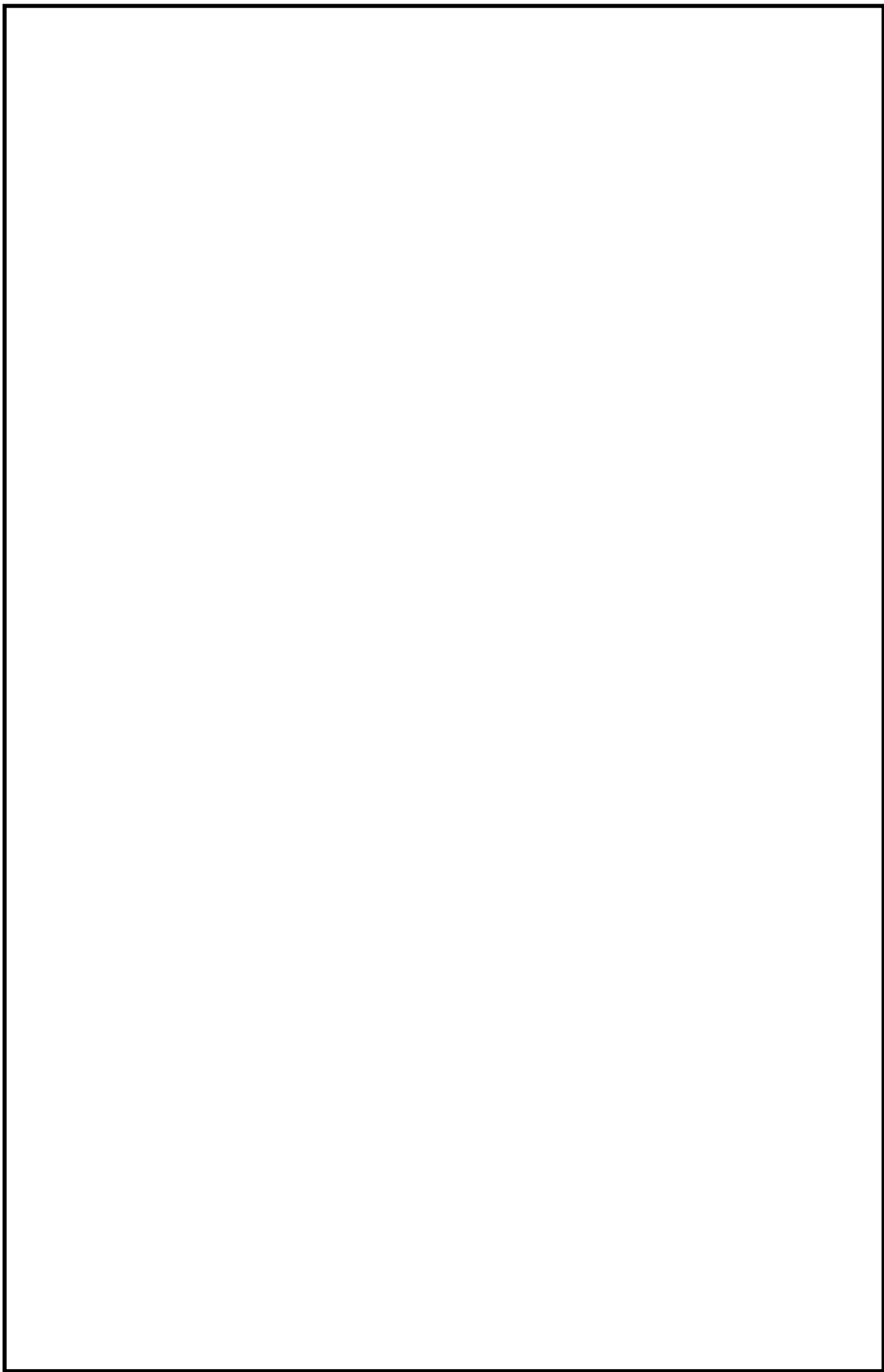
第 1-1-2 図 緊急時対策所建屋内の放射性物質からのガンマ線による
被ばくの計算モデル



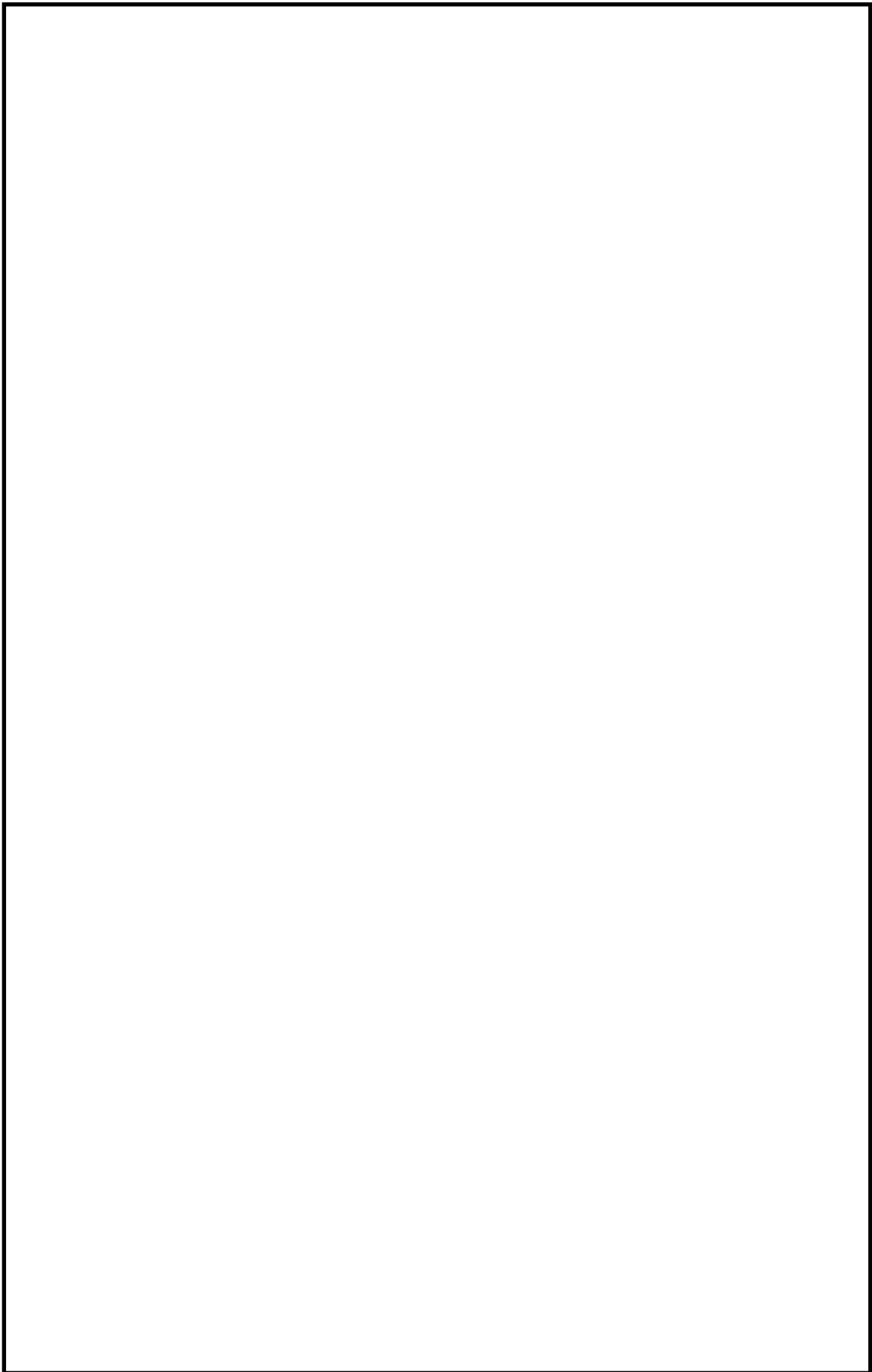
第 1-1-3 図 グランドシャインによる被ばくの計算モデル (1/2)



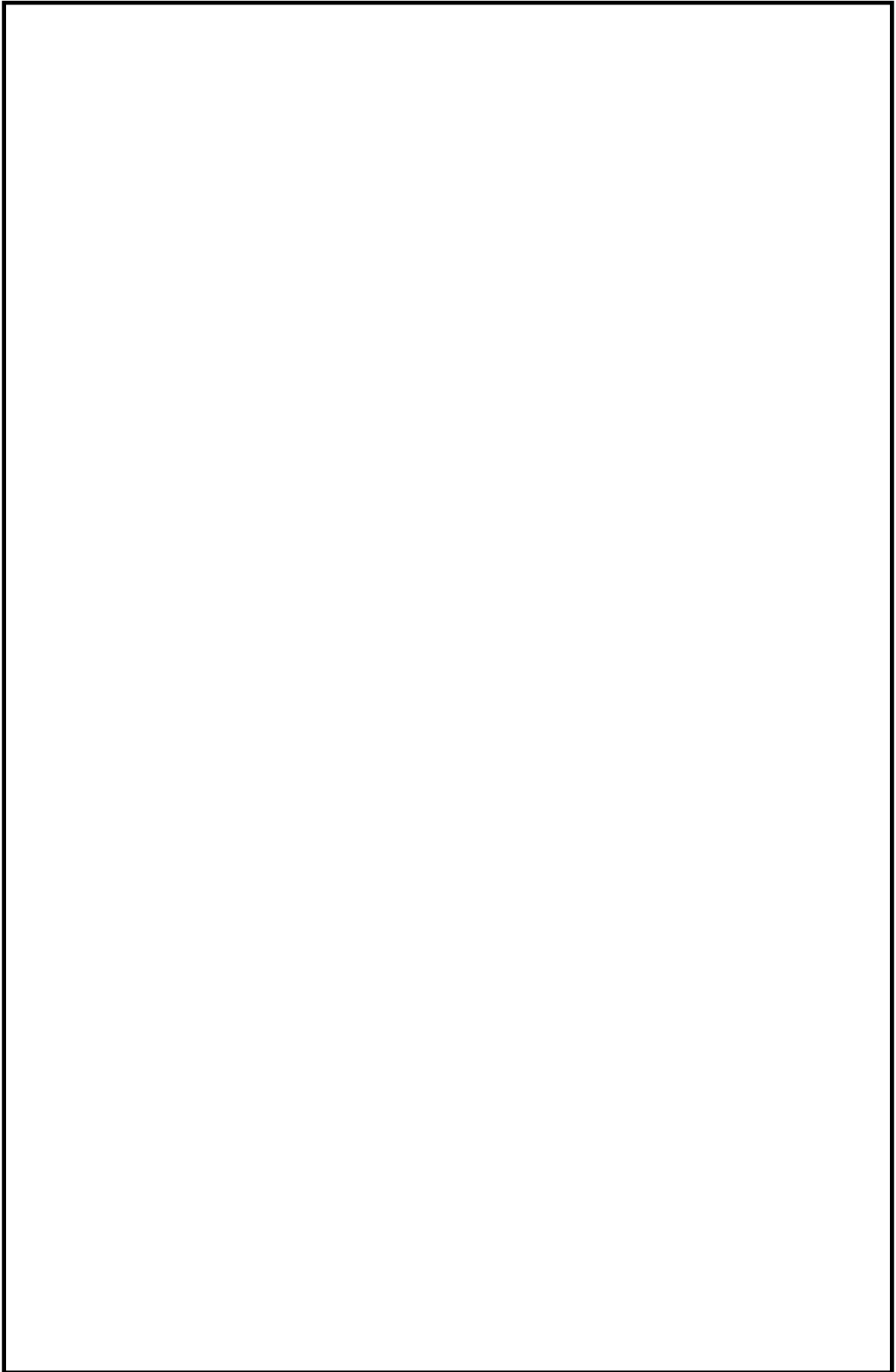
第 1-1-3 図 グランドシャインによる被ばくの計算モデル (2/2)



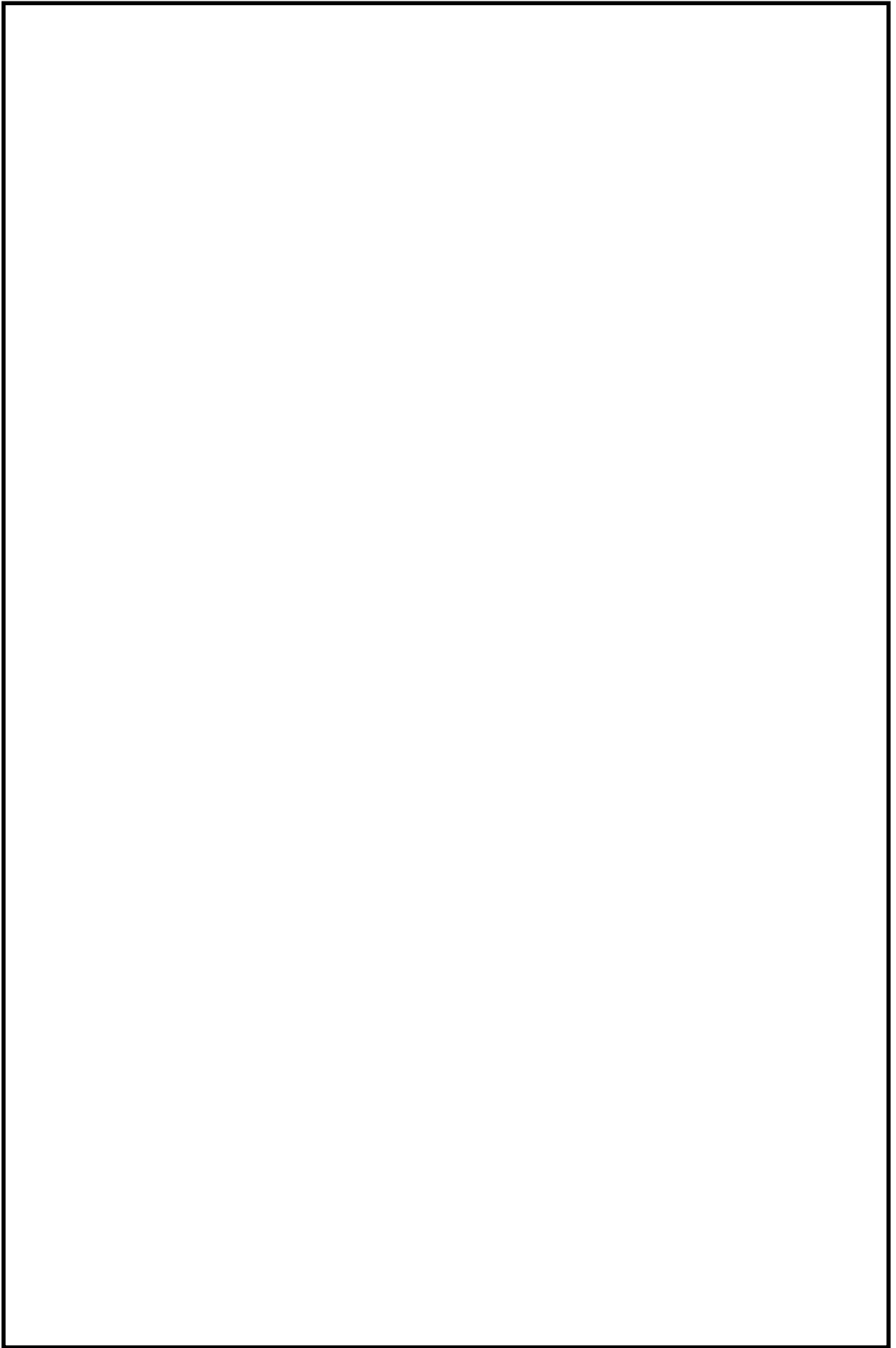
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (1/5)



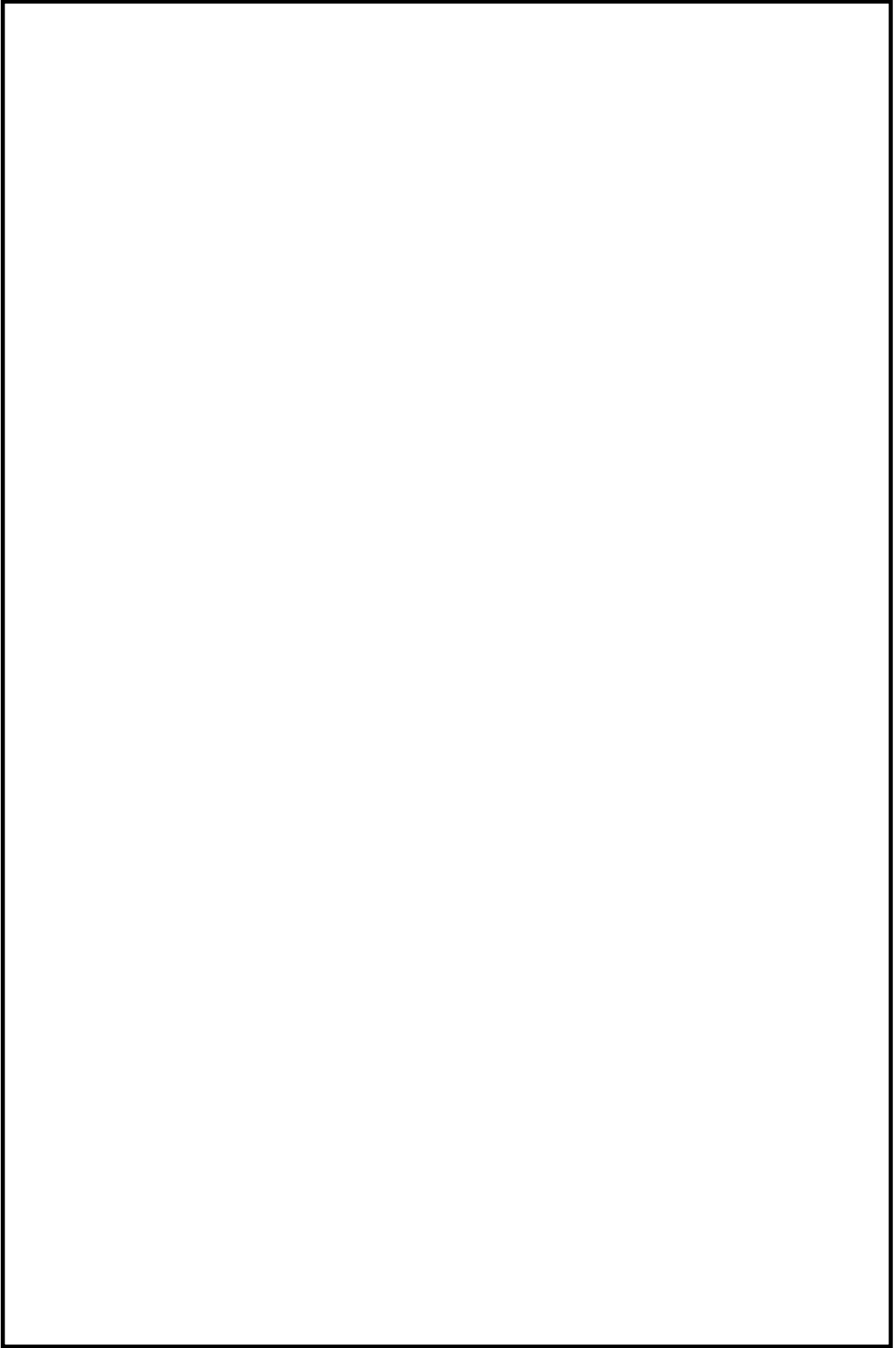
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (2/5)



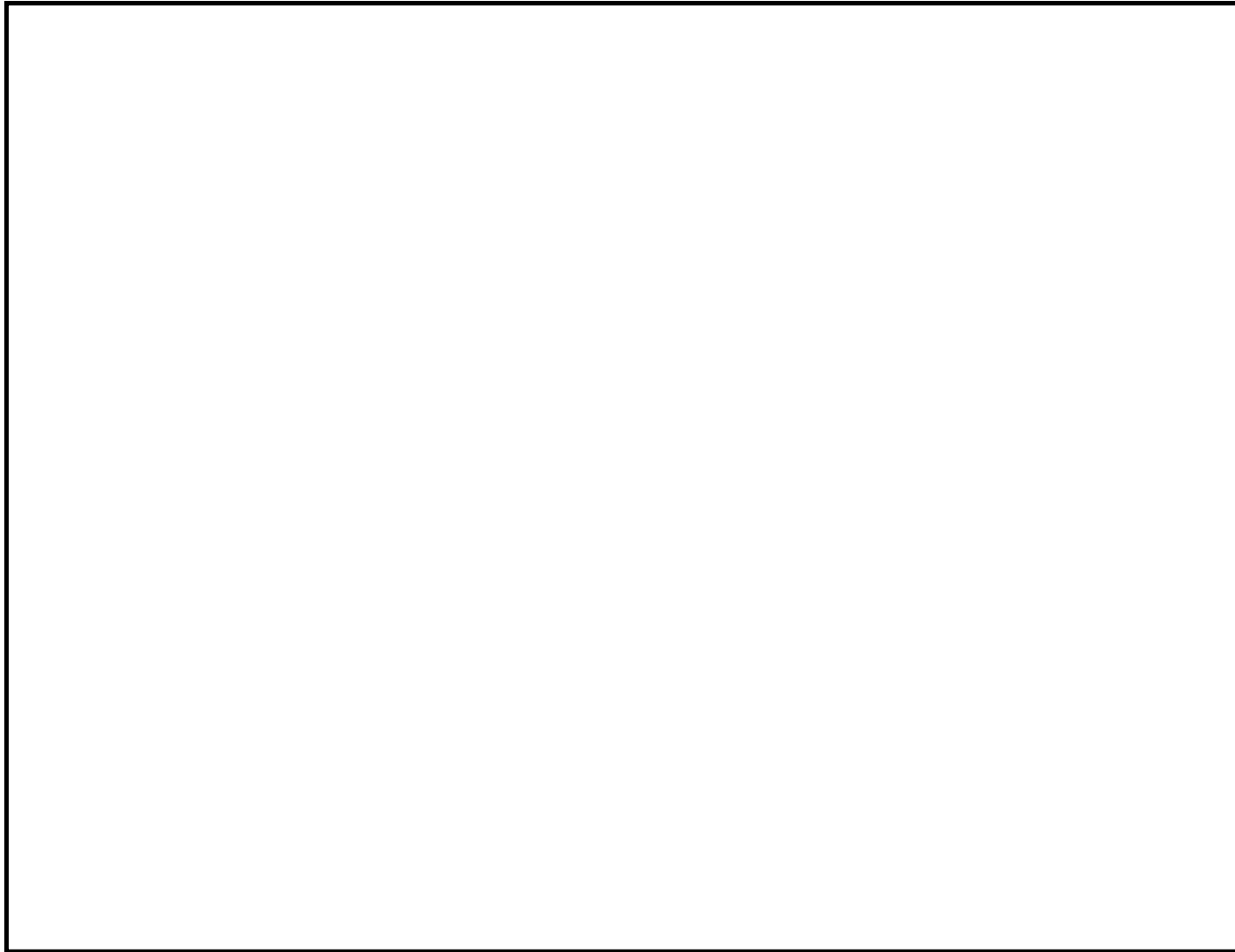
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (3/5)



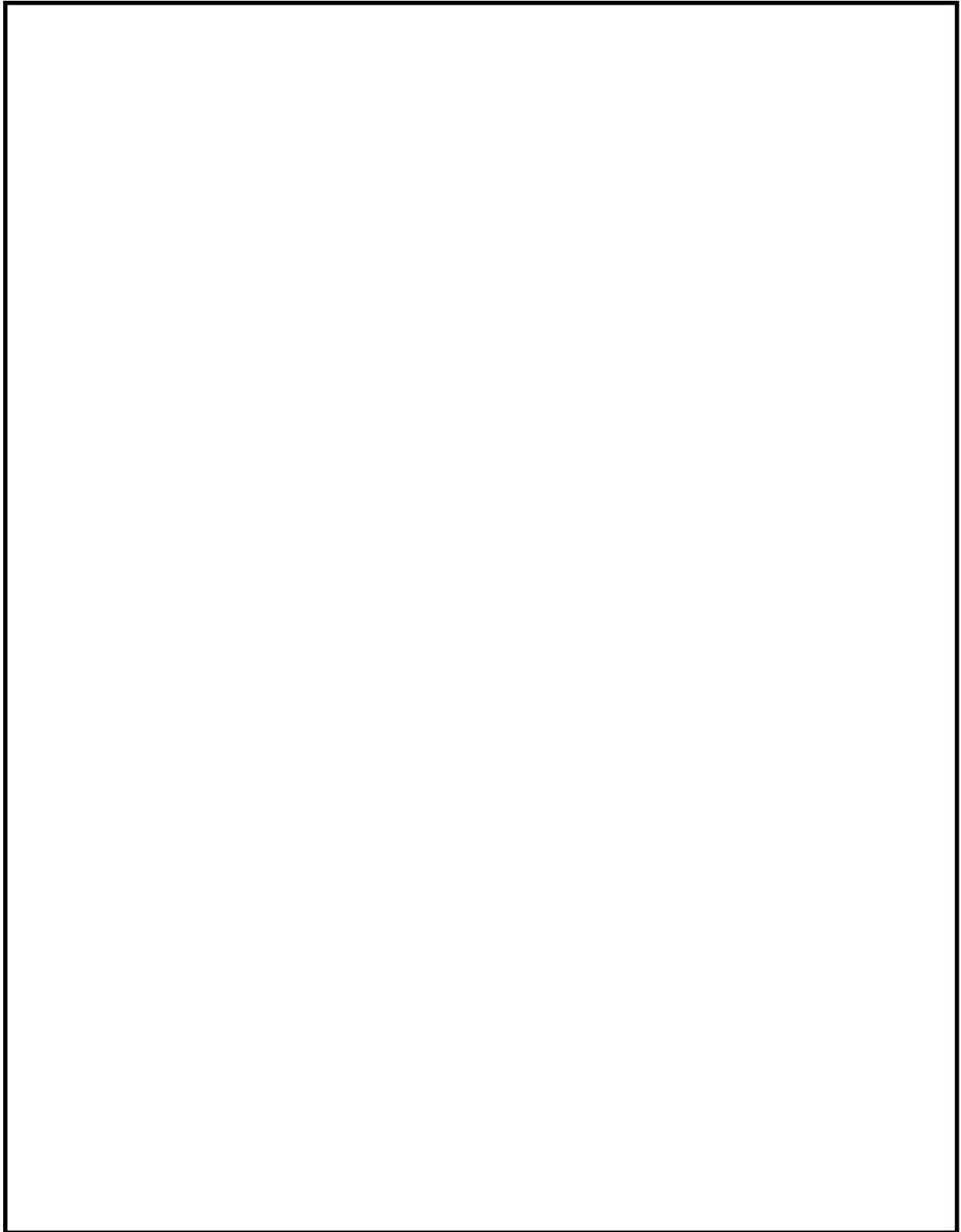
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (4/5)



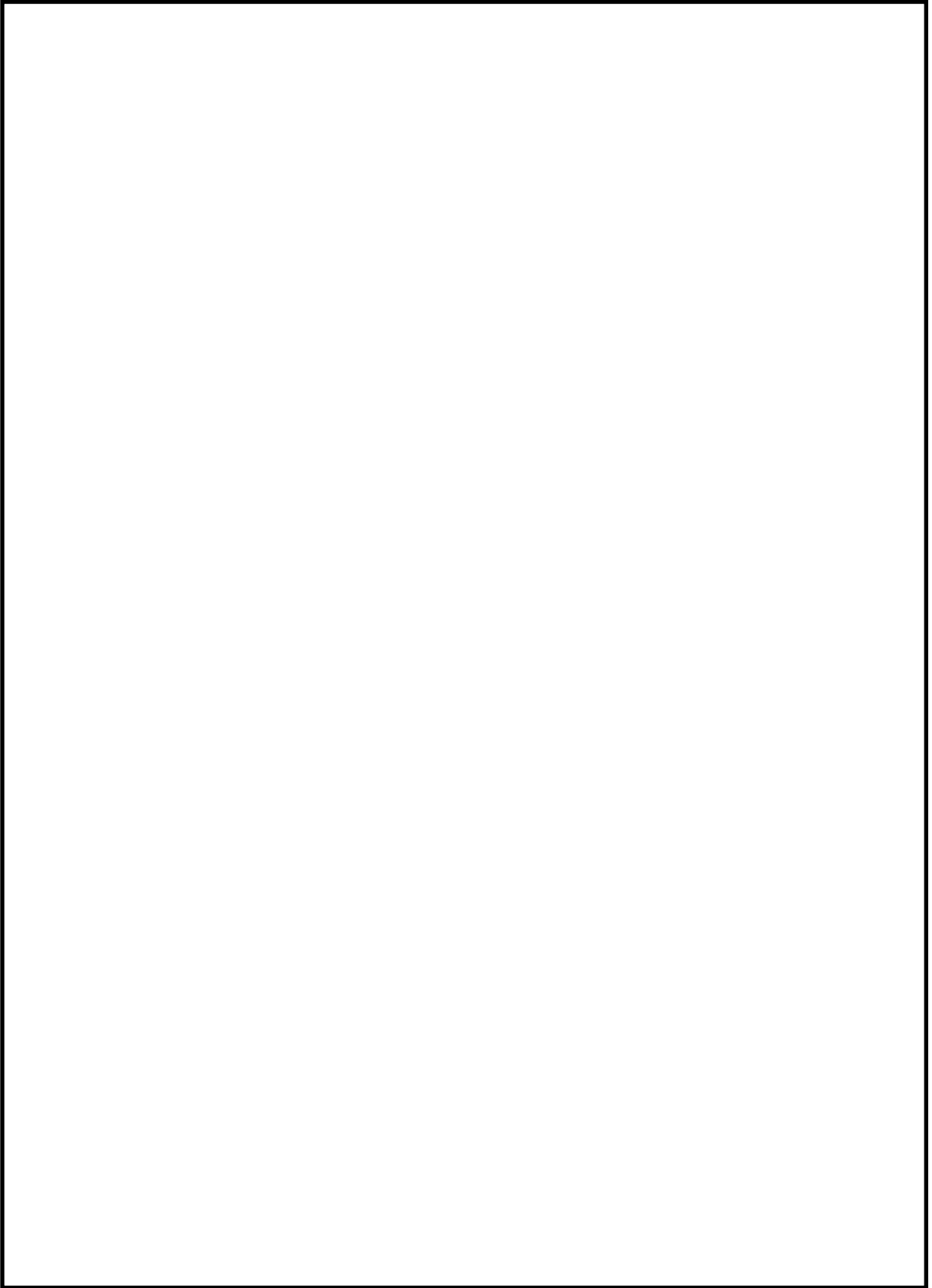
第 1-1-4 図 直接ガンマ線の計算モデル (5/5)



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 設備による加圧時は 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空気ポ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”

被ばく評価に用いた気象資料の代表性

1. はじめに

新規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 $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015 年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 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 E N E，E，E S E，S S W 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。

E N E, E, E S E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、S S W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、S S Wは頻度が比較的 low 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)		比 (B/A)
	(2005年度) : A	(2015年度) : B	
E N E	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
E	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
E S E	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
S S W	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) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 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) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 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) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 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) 1996年9月までは超音波風向風速計，1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 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	5.41	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

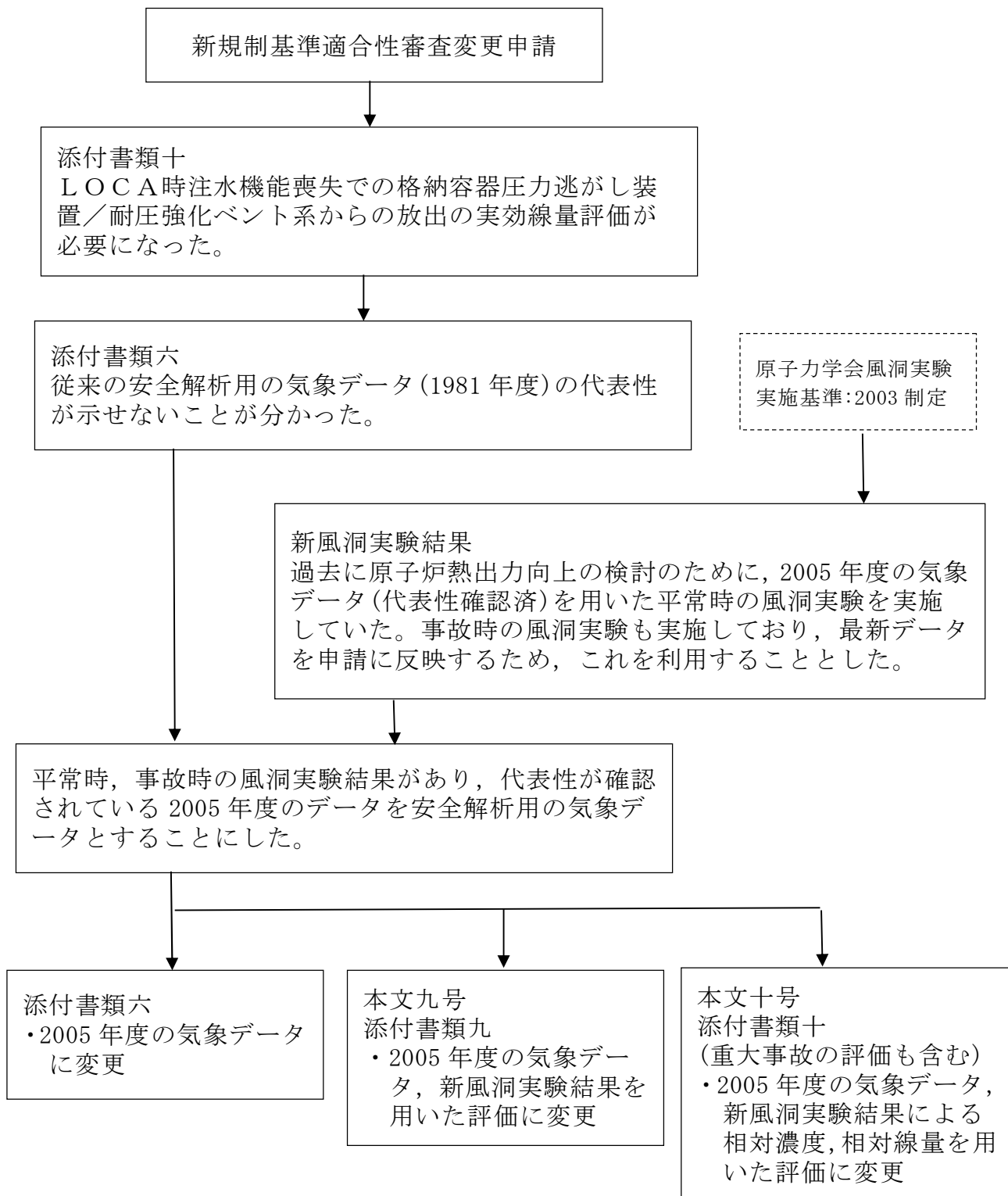
1. 気象現象の年変動

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。

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



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 $F S$ 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。

$$I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

I_i : 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})

Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

A_i : 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。

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。

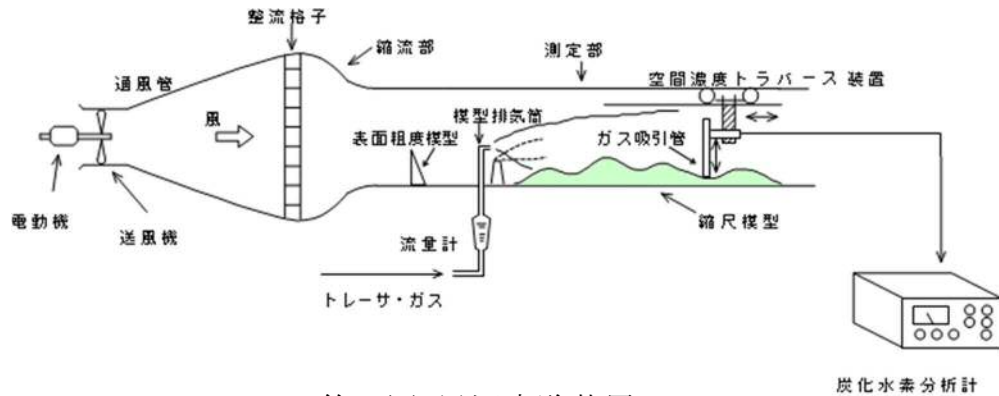
なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」（2003 年 6 月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

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くて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による影響に加え、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 $H_{01}=H_s$ 、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。

$$H_{02} = H_s + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

- H_s : 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

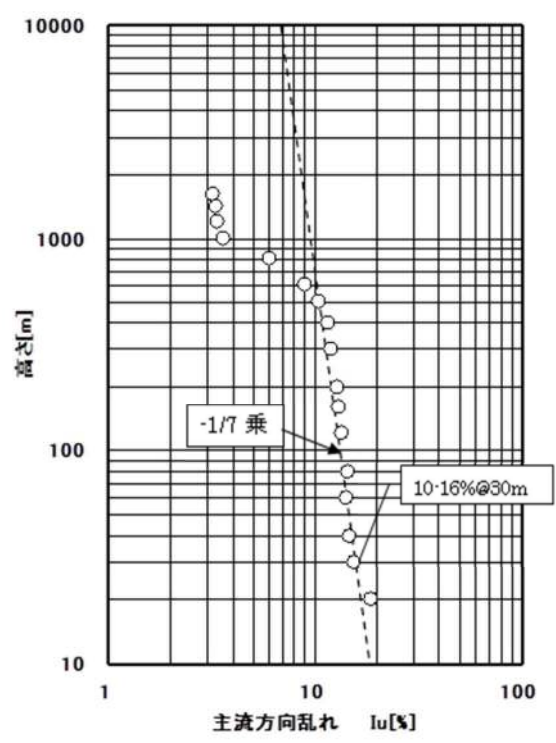
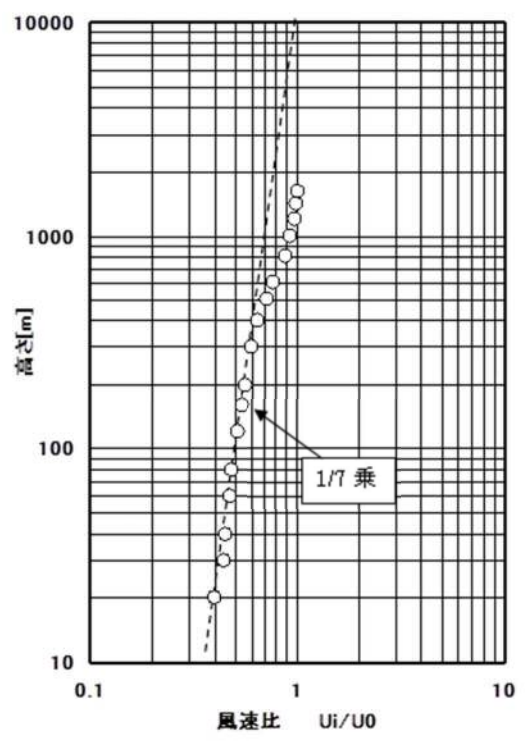
3. 排気筒有効高さ

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。

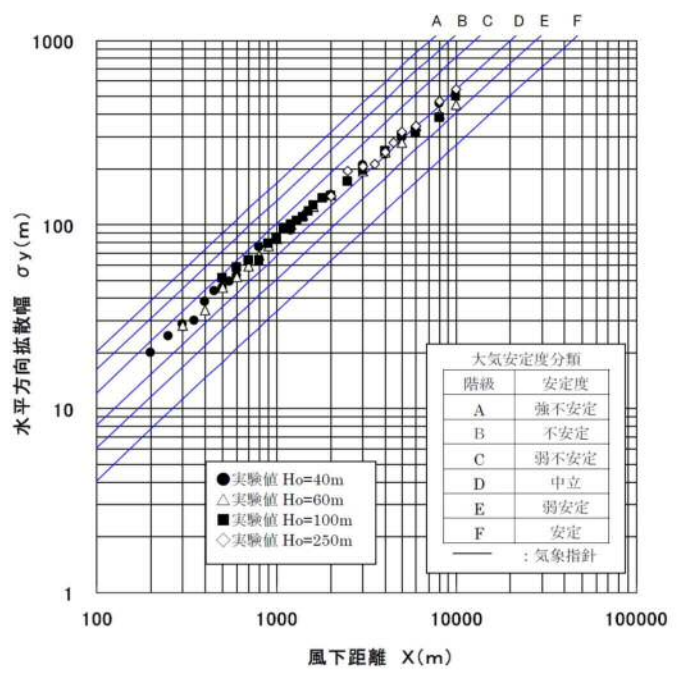
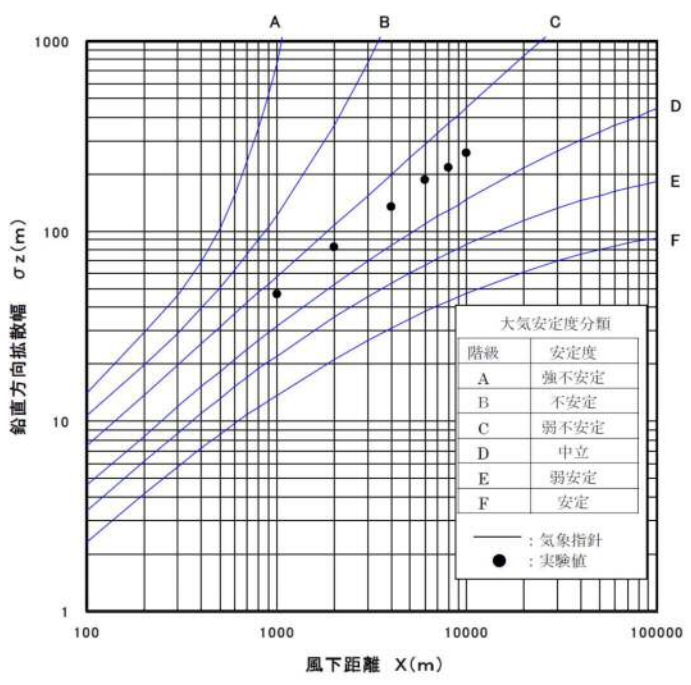
第2表 排気筒有効高さ

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

U_i : 各高度の風速
 U_0 : 一様流中の風速



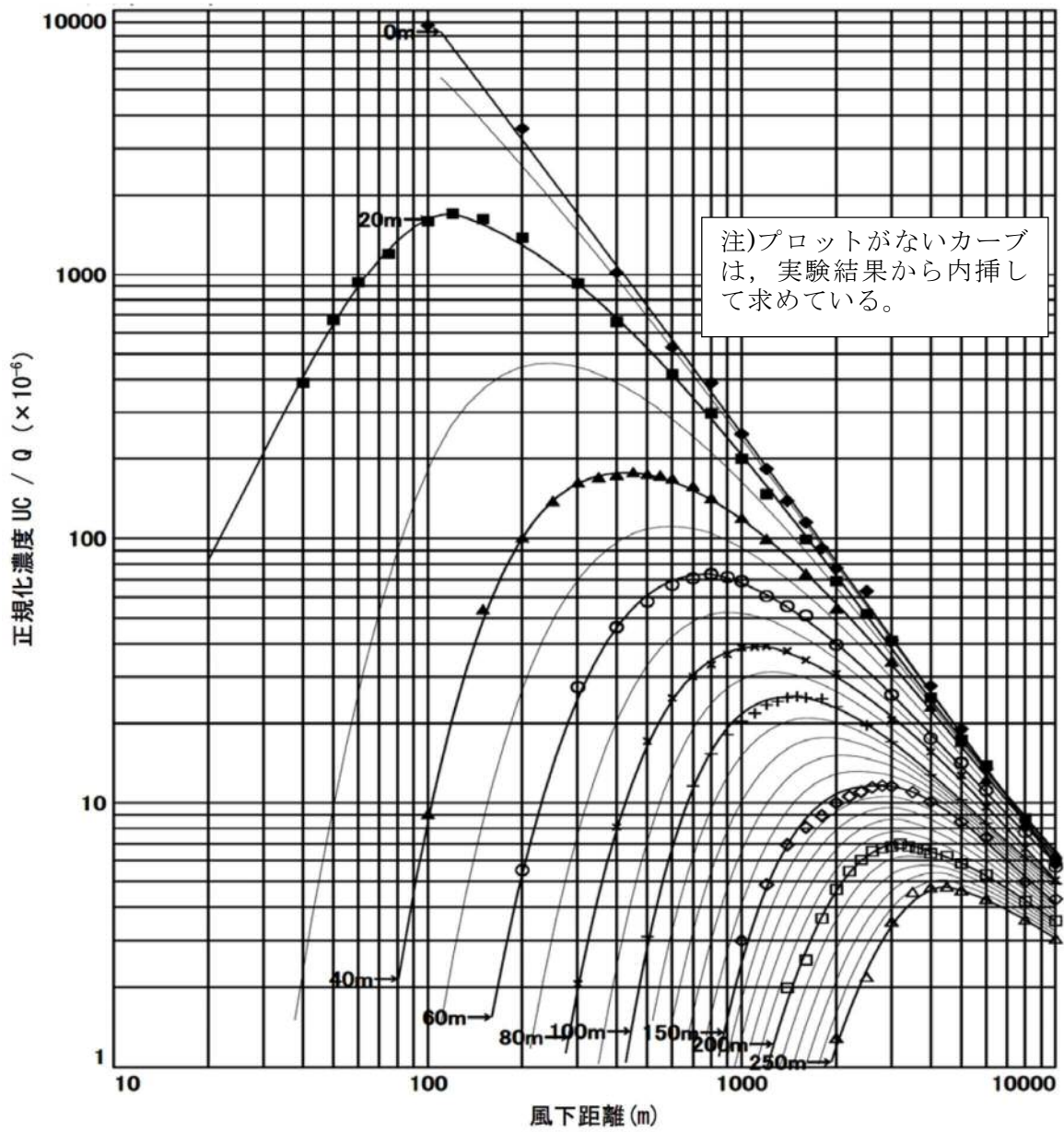
注) 野外の相当高さで 400m までは風速分布, 乱れ分布を再現する。



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。

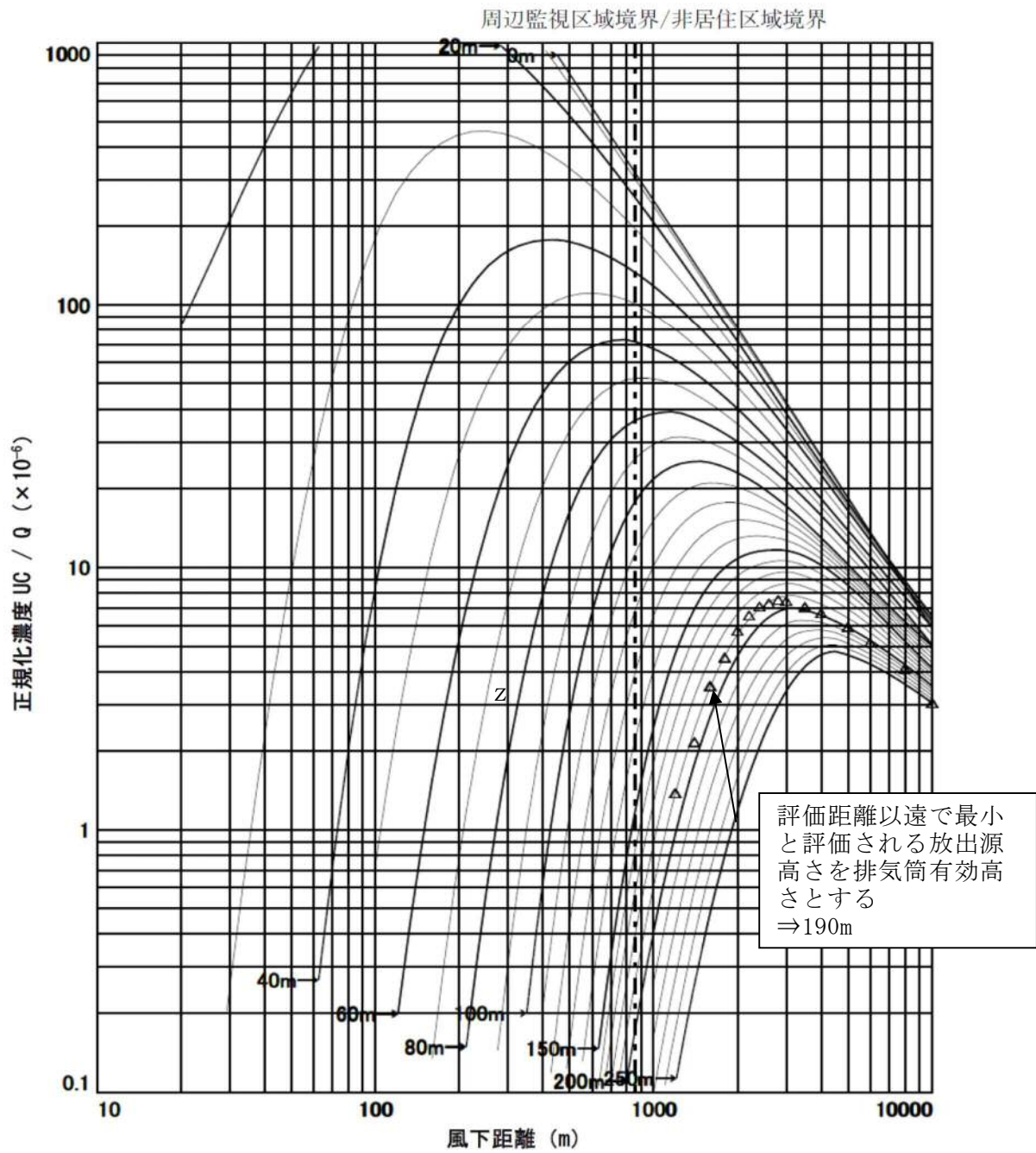
第 2 図 気流条件調整結果

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

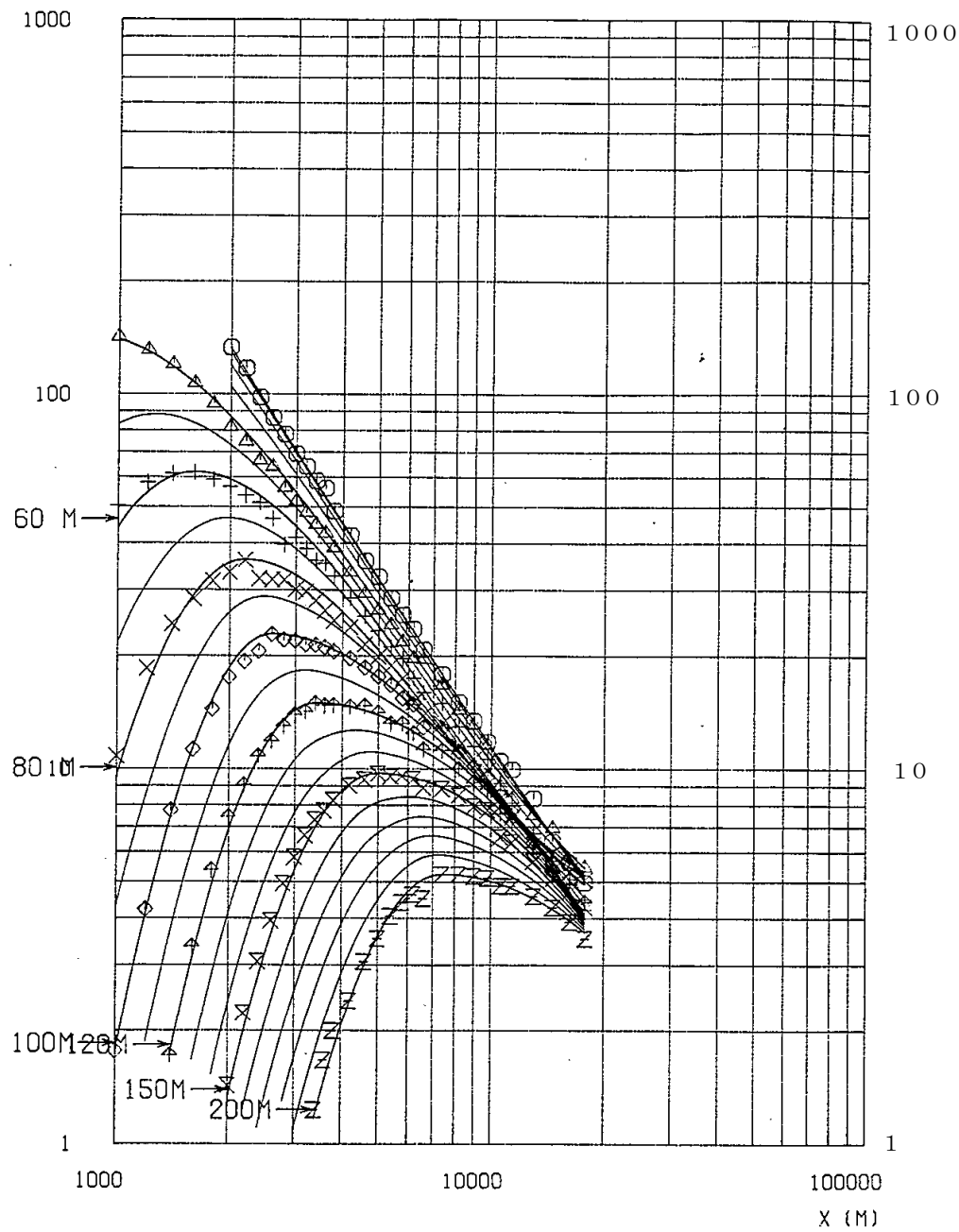
風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m



第4図 排気筒有効高さの求め方（風向：S，平常時の例）

$U \times C/Q * 0.000001$

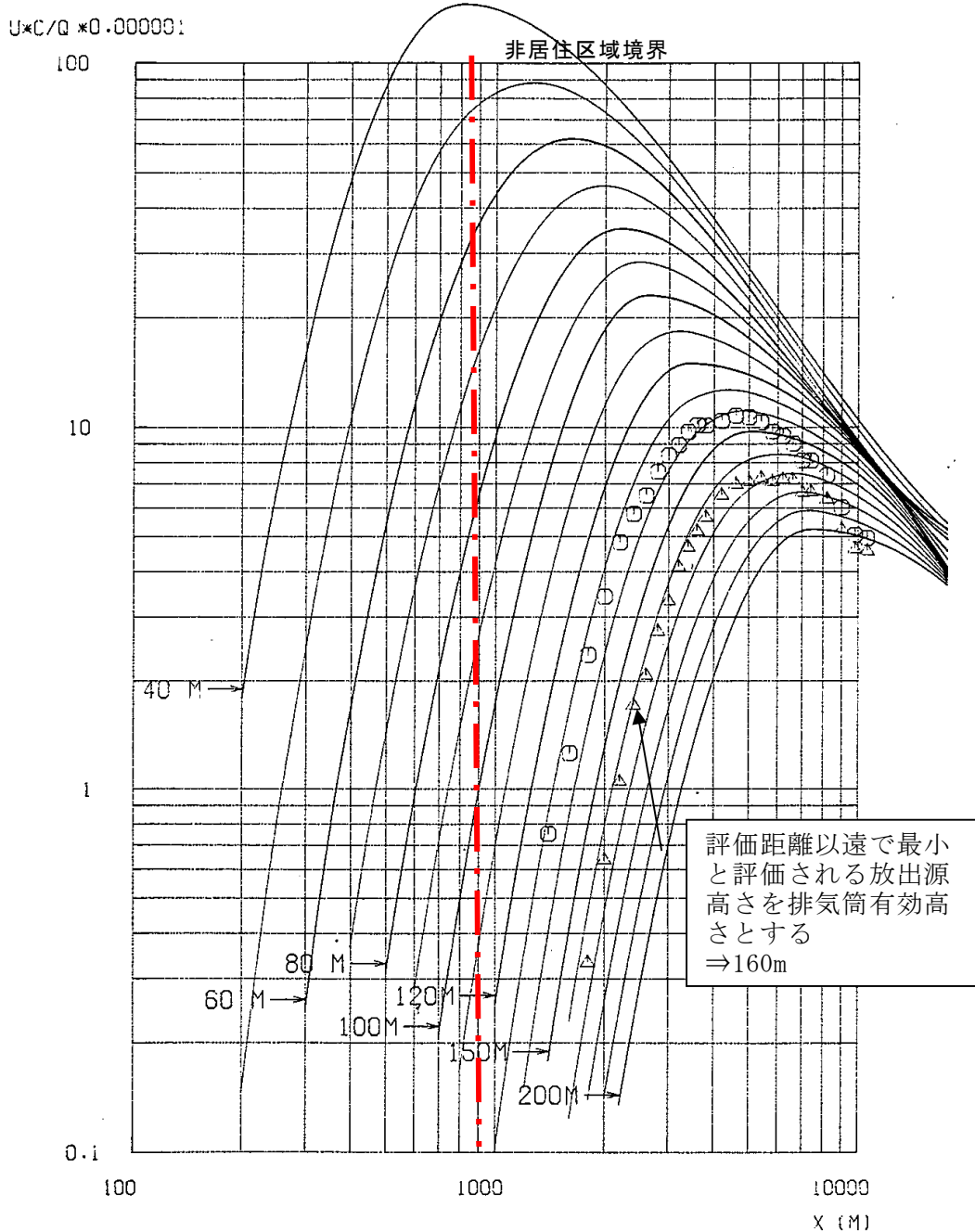
— は近似曲線



- GENDEN-6Δ30-HEI-0(1)
 - GENDEN-HEI-40(3)
 - GENDEN-HEI-60(1)
 - GENDEN-D-HEI-80(1)
 - GENDEN-D-HEI-100(1)
 - GENDEN-D-HEI-120(1)
 - GENDEN-D-HEI-150(1)
 - GENDEN-D-HEI-200(1)
- △ + × ◇ † × Z

第5図 1982年風洞実験の平地実験結果

風下 方位	風 向	放出高度 H _o m	有効高さ H _e m	評価地点 X _p Km	符 号
N	S	166	135~135	0.86	○
		191	160		△



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)

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。放出源高さとは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)。

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

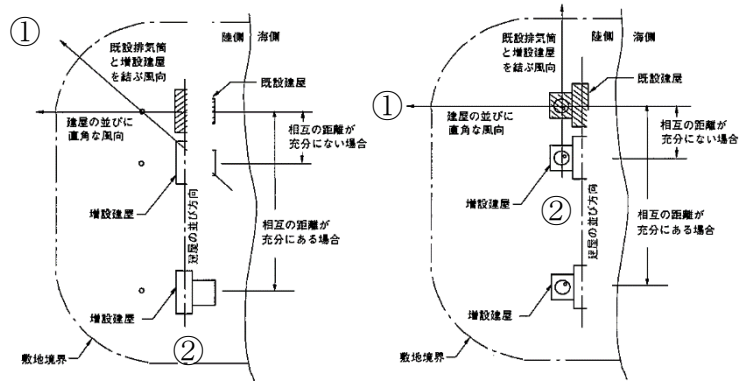
2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

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。

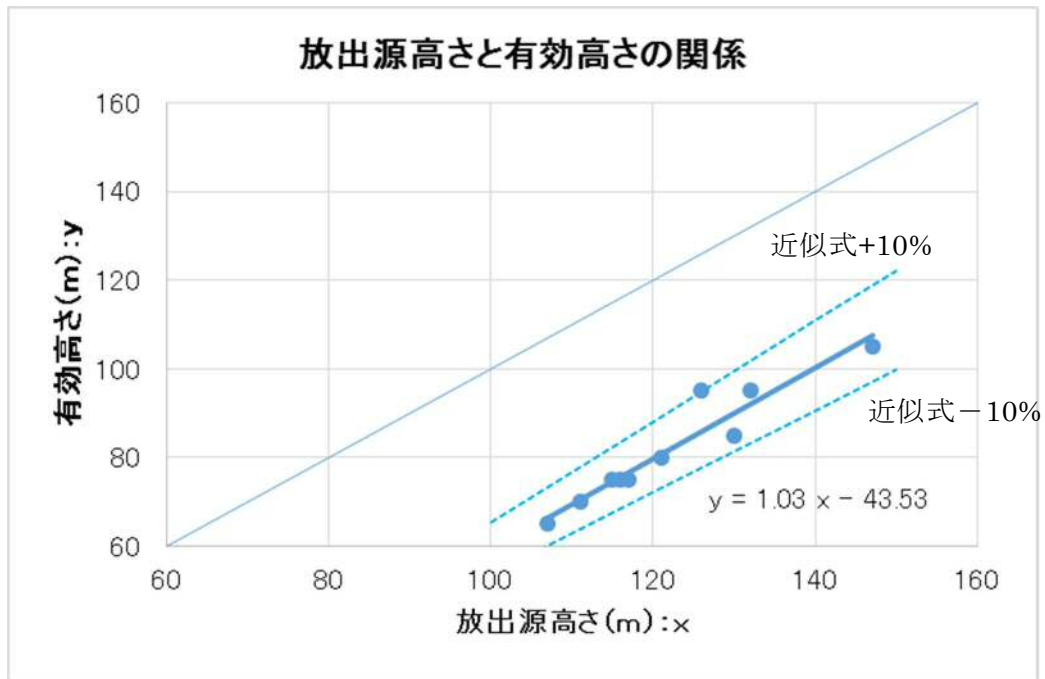
1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合*は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図 2-1 参照)。

* 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射源高さとう効高さの関係

平常時風洞実験時の放射源高さとう効高さは、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、放射源高さが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。



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 $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$ (比較年) とした場合、 X_0 を除く他の n 個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$ とし、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。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

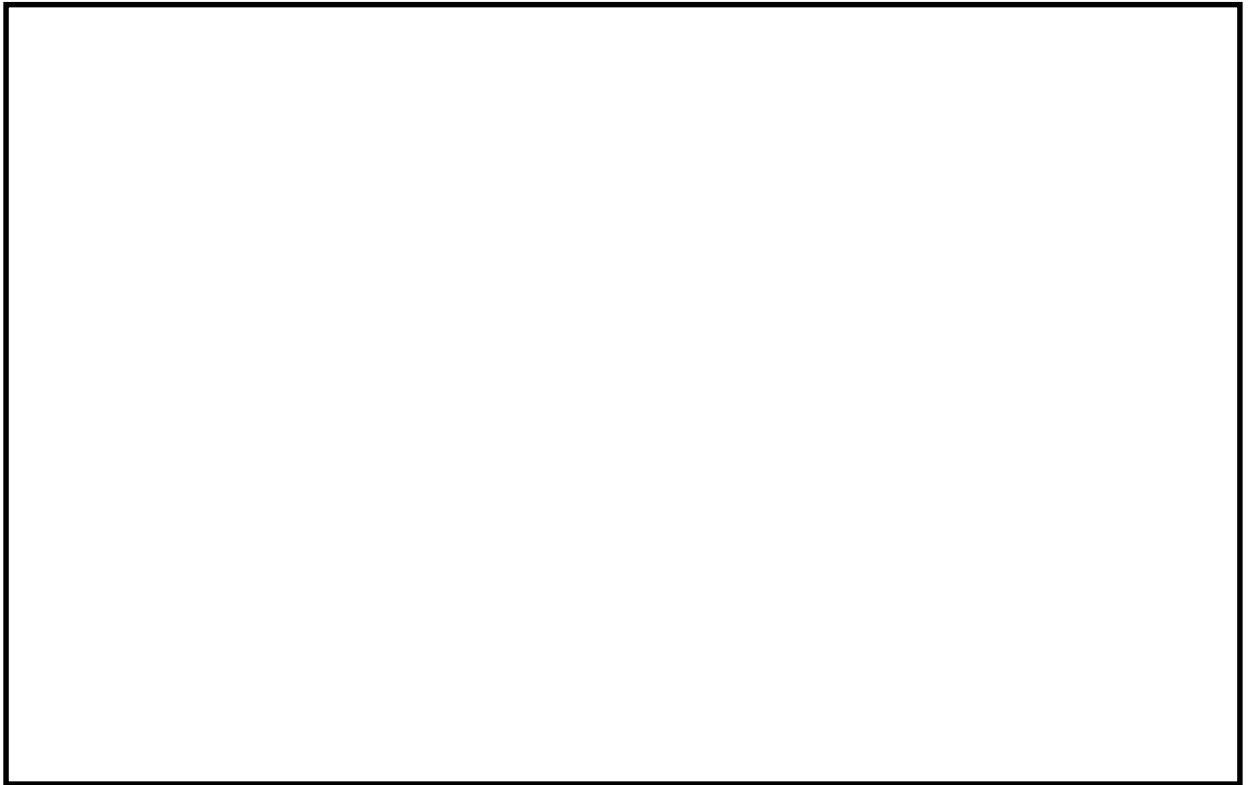
$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n$$

- (3) 検定年は 1 年、比較年は 10 年、有意水準 (危険率) は 5% とし、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。

$$\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F_{\text{境界値}}}$$

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

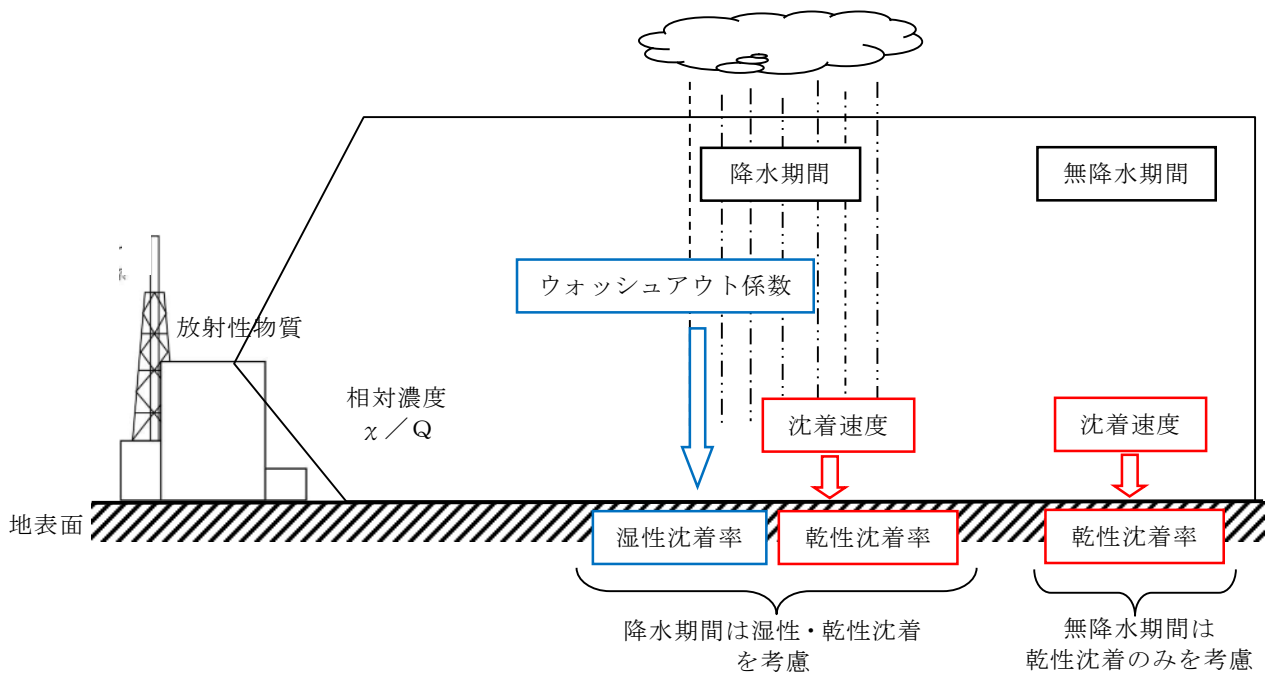
相対濃度 (x/Q) の評価にあたっては、年間を通じて 1 年間ごとの気象条件に対して相対濃度を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を第 1-3-2 表に示す。累積出現頻度 97% にあたる相対濃度は約 $1.1 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$ となった。

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}
.....

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 $4.0 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

「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、「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。

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

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

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻 i での相対濃度 [s/m³]

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

(2) 湿性沈着率

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

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

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

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

Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数[1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 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。

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)

乾性沈着率の累積出現頻度 97%値 (①)

$$= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{2\pi \Sigma_{zi}} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}}\right] \right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \dots \dots \dots \textcircled{3}$$

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 x/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 x/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 x/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、 x/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、 x/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	$\circ \times 10^{-6}$	$\circ \times 10^{-9}$	0	0	$\circ \times 10^{-9}$
4/1 2:00	SW (NE)	4.5	E	$\circ \times 10^{-6}$	$\circ \times 10^{-9}$	1.0	$\circ \times 10^{-8}$	$\circ \times 10^{-8}$
4/1 3:00	S (N)	1.4	F	$\circ \times 10^{-6}$	$\circ \times 10^{-9}$	1.5	$\circ \times 10^{-8}$	$\circ \times 10^{-8}$
...
3/31 24:00	SW (NE)	5.5	D	$\circ \times 10^{-7}$	$\circ \times 10^{-10}$	0	0	$\circ \times 10^{-10}$

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
...
〇〇	97.004	$\circ \times 10^{-6}$	$\circ \times 10^{-9}$
〇〇	97.010	$\circ \times 10^{-6}$	$\circ \times 10^{-9}$
...
×××	100.000	$\circ \times 10^{-5}$	$\circ \times 10^{-8}$

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) ($1/\text{m}^2$)	地表面沈着率 (①+②) ($1/\text{m}^2$)	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

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0.5 μ m～5 μ mの粒径に対して検討されているが、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また、W.G.N. Slinnの検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1 μ m～5 μ m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。

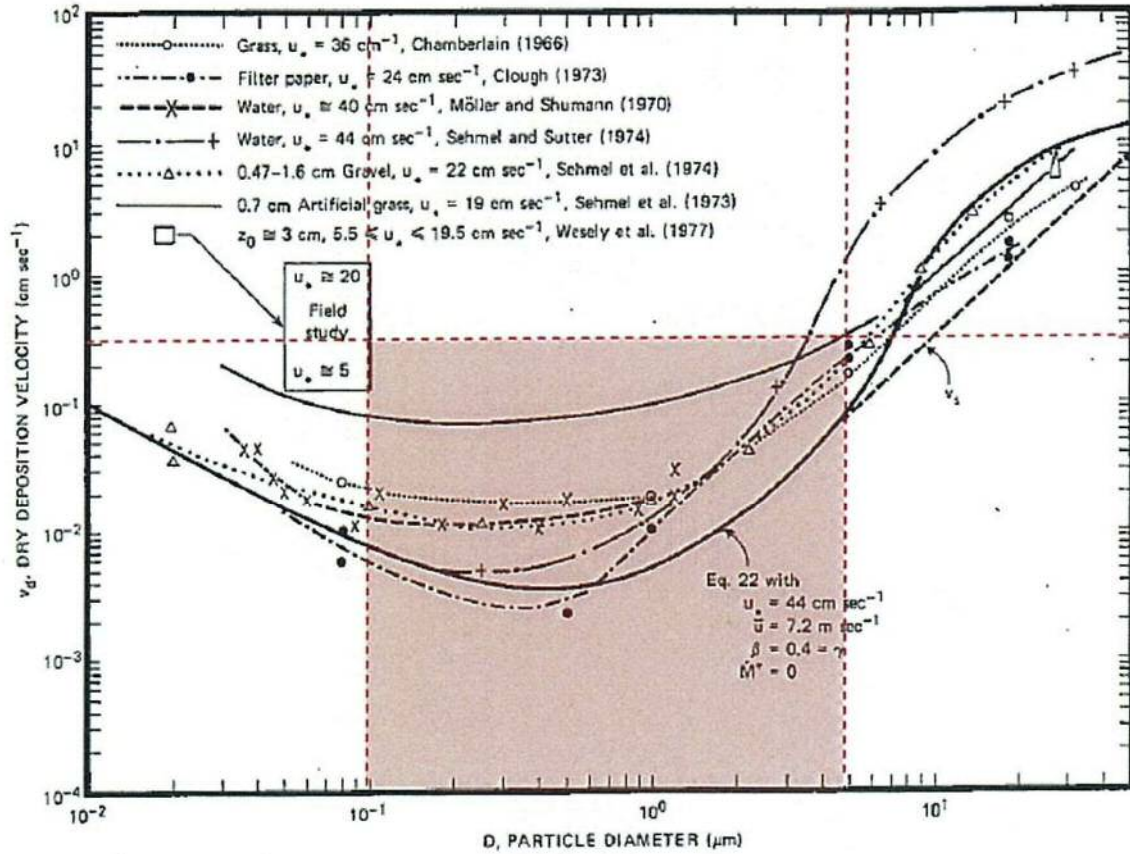


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²⁵ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain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

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「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」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ー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、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 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、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	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)

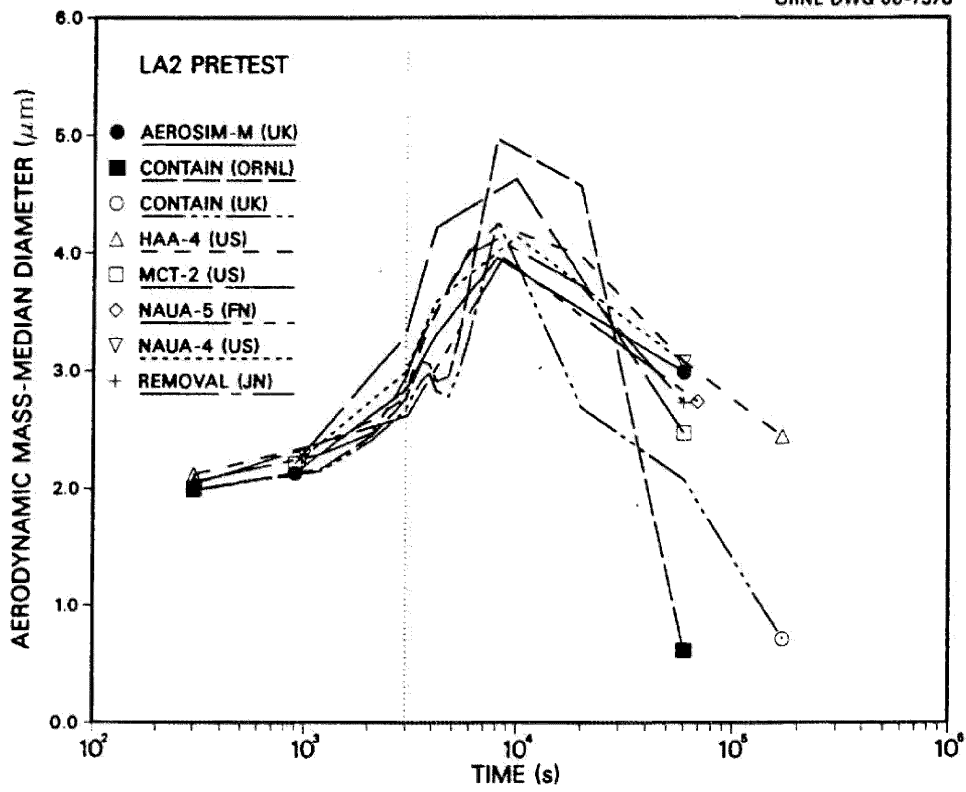


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

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, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

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

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

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

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

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

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

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

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

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

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

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

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

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

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

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

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 **PHEBUS FP**

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
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

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ーと放出割合を加味したエネルギー群構造（42群）に換算した値とする。なお，ガンマ線エネルギー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ーを使用する。換算後のエネルギー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-Data/Code 2003-011(2003)

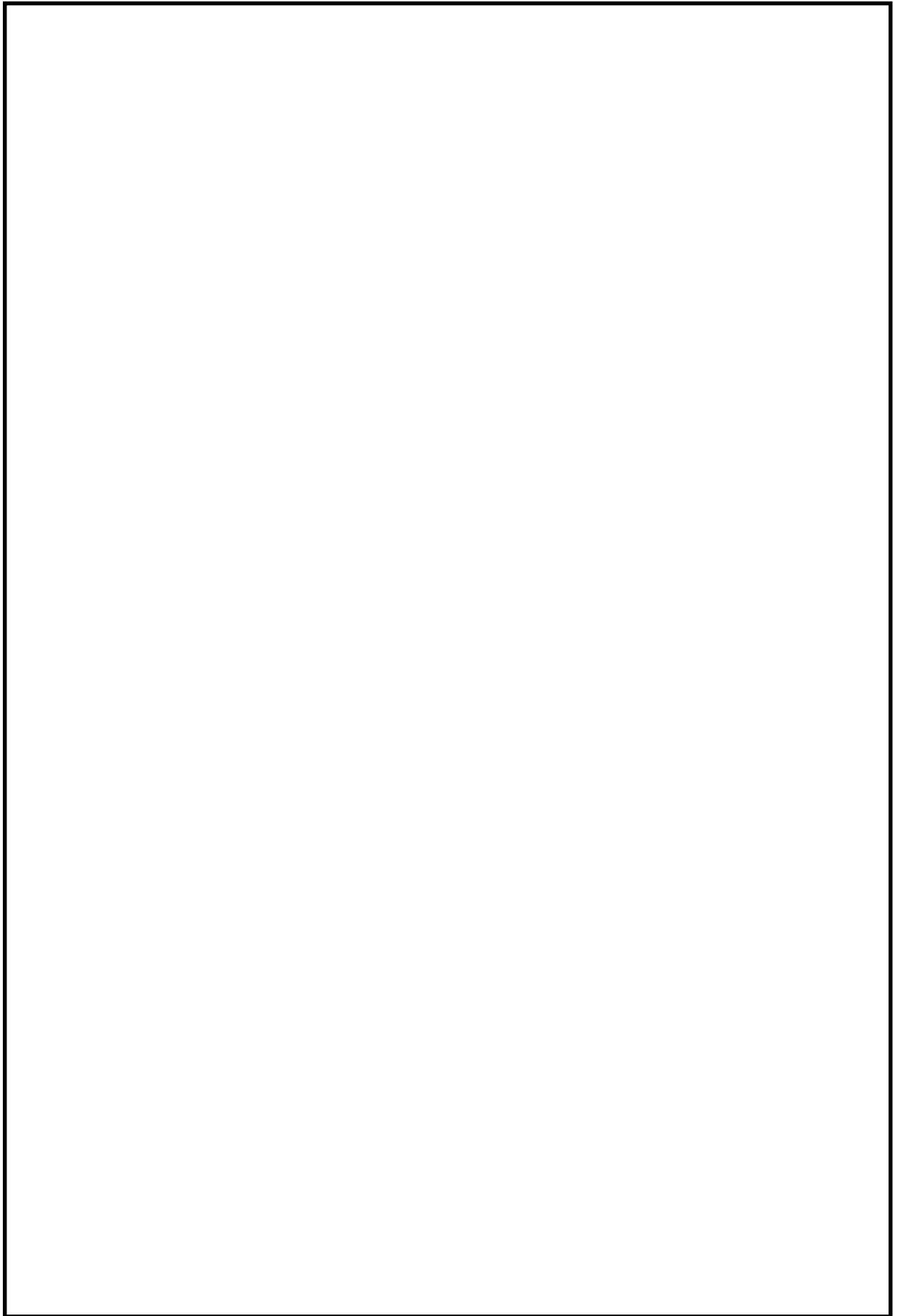
※3：JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」

※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

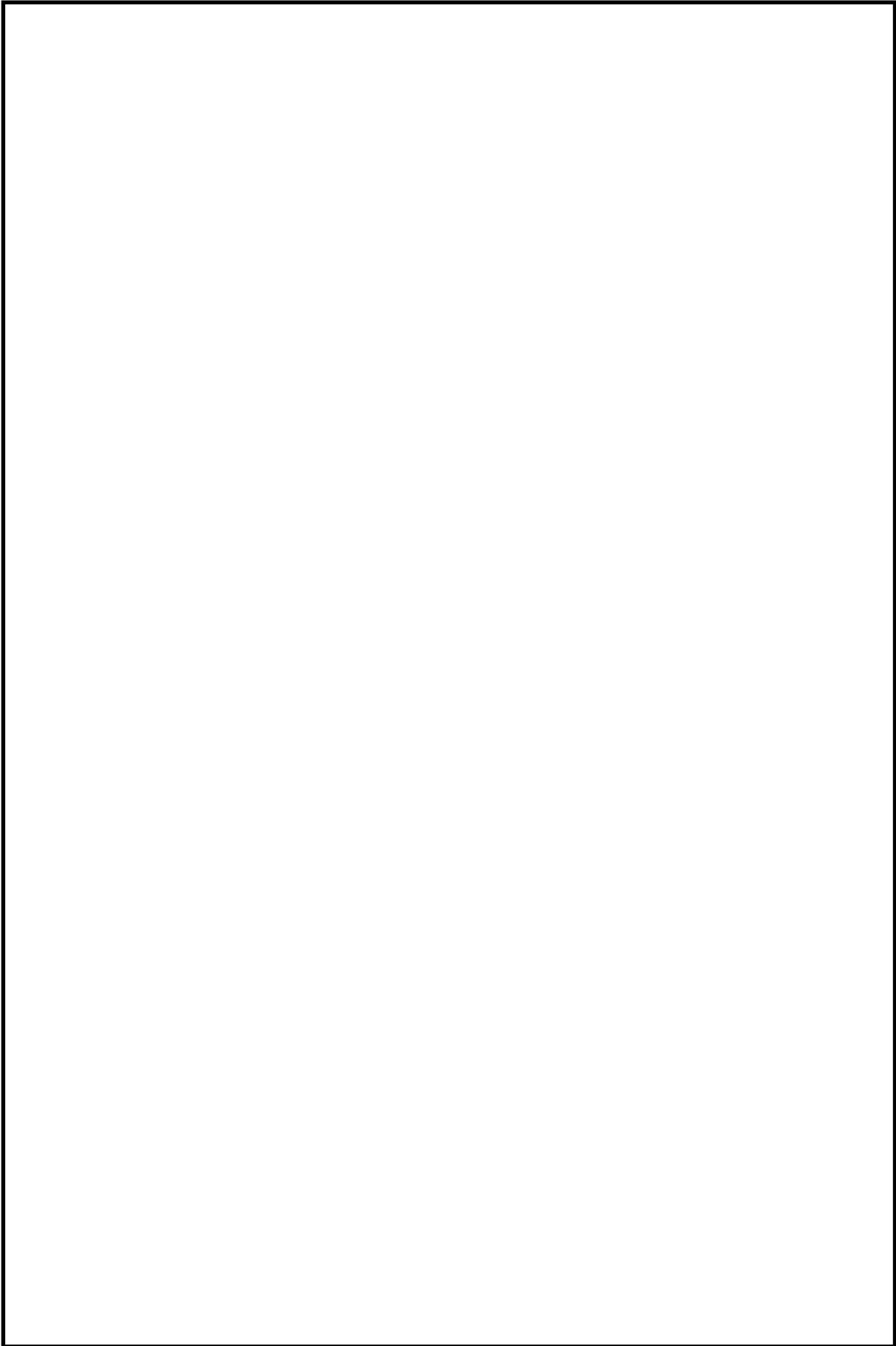
第1-6-1表 グランドシャインの評価に用いる
線源強度 (7日積算) ※1

エネルギー (MeV)		積算線源強度 (Photons)
下限	上限 (代表エネルギー)	
—	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、代表エネルギー毎に評価している。



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)

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。

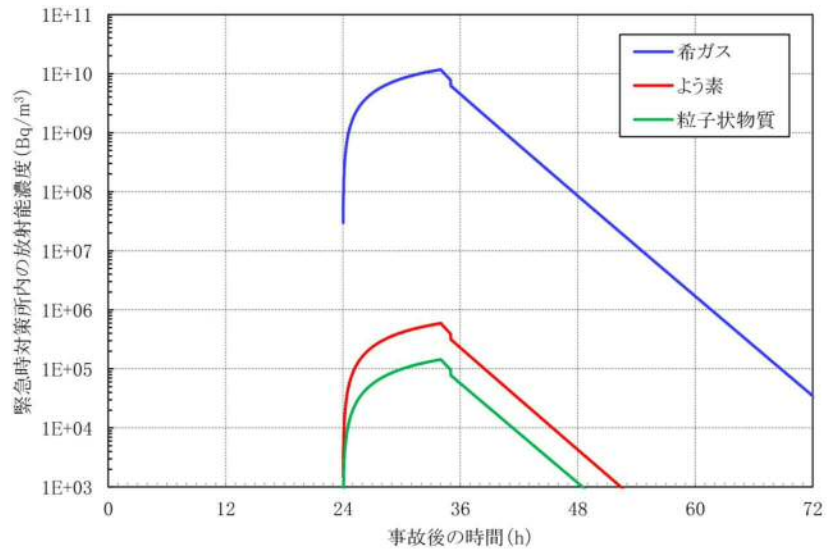
第 1-7-1 表 事象発生後の非常用換気設備運転モード一覧

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緊急対建屋加圧モード	③災害対策本部加圧モード	④緊急対建屋浄化モード	②緊急対建屋加圧モード
イメージ図 ※2				
備考	<p>【緊急時対策所，浄化エリア】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>【緊急時対策所】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <p>【浄化エリア】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>【緊急時対策所】</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所加圧設備による加圧運転を継続 <p>【浄化エリア】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>【緊急時対策所】</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所加圧設備による加圧運転を停止 <p>【浄化エリア】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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

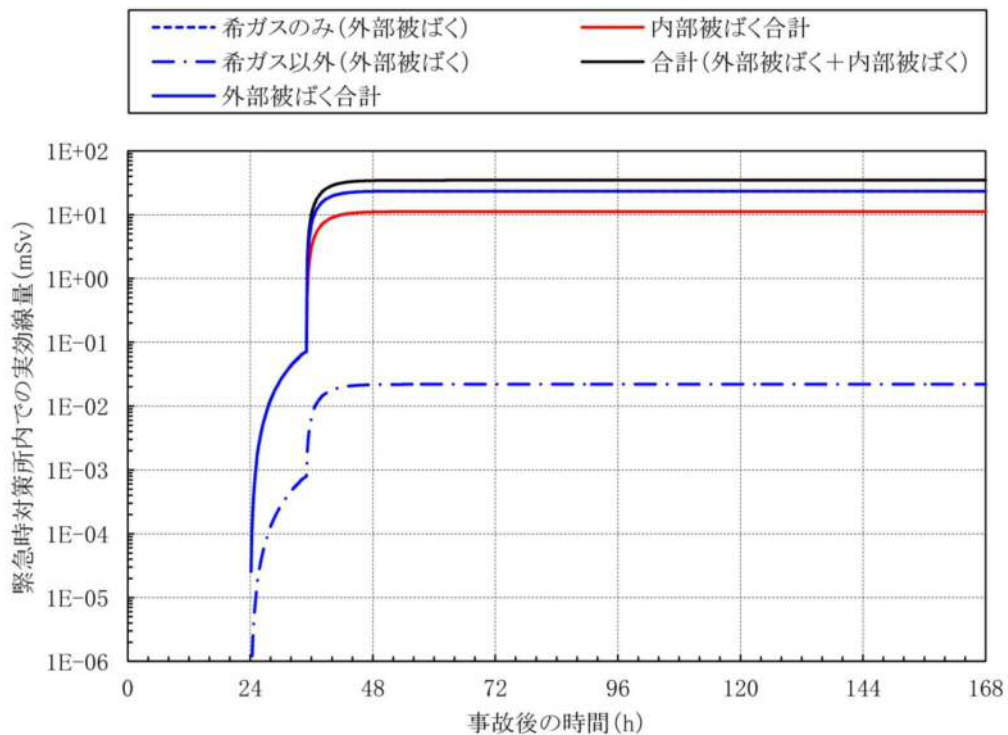
※1 運転モードの詳細は，補足説明資料「61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）」の 2.4 項（5）に示す。

※2 イメージ図中網掛け部は，線源範囲

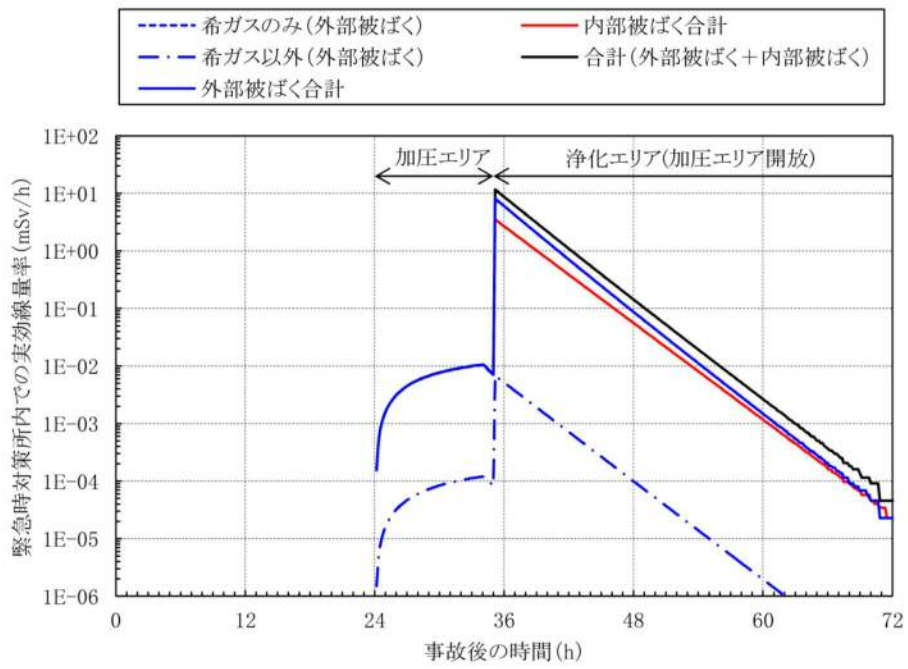
緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質濃度の推移を第 1-7-1 図に示す。また、外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所内における実効線量及び実効線量率の推移を第 1-7-2 図及び第 1-7-3 図に示す。



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

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-0150 Vol. 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。

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

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \quad (\text{解 3.6 より})$$

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 $2.016\text{g}/\text{cm}^3$ 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 $2.00\text{ g}/\text{cm}^3$ とする。

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/m ³]					砂 (絶乾)	砂利 (絶乾)	σ d = (JASS 5Nより)	
		水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材			ρ p	ρ p-3σ d
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 原子炉建屋附属棟 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		

ρ p = 60 + 50 + 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
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋) (緊急時対策所)</p> <p>1 e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1 e)→審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>①東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放出を仮定。 放射性物質の放出割合は4.4(1)の通り。</p> <p>②マスク着用はなしとして評価している。</p> <p>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:加圧用空気ポンペを考慮する。</p> <p>④対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>（1）被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図 1 に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図 2 に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉建屋（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</p>	<p>4.1 →審査ガイド通り</p> <p>①最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>②実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>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。</p> <p>4.1 (1)→ 審査ガイド通り</p> <p>緊急時対策所居住性に係る被ばく経路は図 2 の通り、①～③の経路に対して評価している。</p> <p>4.1 (1) ①→審査ガイド通り</p> <p>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。</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく線量を評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>の経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>4.1(1)②→審査ガイド通り</p> <p>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。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）についても考慮して評価している。</p> <p>4.1(1)③→審査ガイド通り</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <p>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p>	<p>4.1(1)④→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.1(1)⑤→評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p> <p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p>	<p>4.1(2)→審査ガイド通り</p> <p>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。</p> <p>4.1(2)a.→審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 <p>4.1(2)b.→審査ガイド通り</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。 <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかど</p>	<p>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。</p> <p>4.1(2)c. →審査ガイド通り</p> <p>原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉建屋内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1(2)d. →審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記 c. の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線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している。 ・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。 <p>4.1(2)e. →審査ガイド通り</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>うかを確認する。</p> <p>4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散 ・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</p>	<p>上記 d. で計算した線量の合計値が、判断基準(対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと)を満足することを確認している。</p> <p>4.2(1)a. →審査ガイド通り 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。</p> <p>4.2(1)b. →審査ガイド通り 設計に基づき、空気ポ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。</p> <p>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、ガウスブルームモデルを適用して計算している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>たガウスプルームモデルを適用して計算する。</p> <p>なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針（参3）における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。 <p>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</p> <p>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>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。</p> <p>放出点の位置は、図4の領域Anの中にある。</p> <p>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。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。 <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・巻き込みを生じる代表建屋 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、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。 <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質濃度の評価点 <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表 	<ul style="list-style-type: none"> ・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については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。 <p>4.2(2)b. →審査ガイド通り</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。 2) 原子炉建屋を代表建屋としている。 <ol style="list-style-type: none"> 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

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>間までは加圧用ポ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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また $\sigma_y=0$ 及び $\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。</p> <p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であ</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>ることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。</p> <p>この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図7</p>	<p>ある複数の方位(評価方位は2方位)を対象としている。</p> <p>建屋による巻き込みを考慮し、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づいて複数方位を対象として評価している。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>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。</p> <p>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位(評価方位は2方位)を評価方位として選定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p> <p>・建屋投影面積</p> <p>1) 図10に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>2) 原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中か 	<p>3) 原子炉建屋の地上階部分の投影面積を用いている。</p> <p>4. 2(2)c. →審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>4. 2(2)d. →審査ガイド通り</p> <p>地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>4. 2(2)e. →審査ガイドの趣旨に基づいて評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>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。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 <p>（3）線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量 	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・外気取り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。 ・空気ポ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。 <p>4.2(3)a. →審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部被ばく線量については、空气中濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を合算して

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>換算係数の積で計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれ 	<p>計算している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>4.2(3)b. →審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所内の対策要員のグラウ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。 <p>4.2(3)c. →審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所における内部被ばくについては、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した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

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>た放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。 <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量 	<p>と仮定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> マスクは着用しないとして評価している。 <p>4.2(3)d. →審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 <p>4.2(3)e. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)f. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</p> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。 <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。 	<p>4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p> <p>4.2(3)h. →複数の原子炉施設は設置されていないため考慮しない</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する^(参5)。 <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%，無機ヨウ素：4.85%，有機ヨウ素：0.15%)</p> <p>(NUREG-1465^(参6)を参考に設定)</p> <p>Cs 類：2.13%</p> <p>Te 類：1.47%</p> <p>Ba 類：0.0264%</p> <p>Ru 類：$7.53 \times 10^{-8}\%$</p> <p>Ce 類：$1.51 \times 10^{-4}\%$</p> <p>La 類：$3.87 \times 10^{-5}\%$</p> <p>(2) 非常用電源</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。</p>	<p>4.4(1)→審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>4.4(2)→審査ガイド通り</p> <p>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</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備</p> <p>緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する^(参5)（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した 1 号炉の放出開始時刻を参考に設定）。 ・放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように 10 時間と仮定する^(参5)（福島第一原子力発電所 2 号炉の放出継続時間を参考に設定） <p>b. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する^(参5)。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する^(参5)。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮 	<p>いると仮定する。</p> <p>4.4(3)a. →審査ガイド通り</p> <p>放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の換気設備は復旧している。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、希ガス類、よう素及びその他の核種とも 10 時間とした。 <p>4.4(4)b. →審査ガイド通り</p> <p>放出源高さは、地上放出を仮定する。</p> <p>4.4(5)→審査ガイド通り</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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																											
<p>定を行うことができる。</p> <p>NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合 (被覆管破損放出～晚期压力容器内放出)^(参6)を基に原子炉建屋内に 放出された放射性物質を設定する。</p> <table border="0" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR</th> <th>BWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類：</td> <td>100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類：</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Cs 類：</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Te 類：</td> <td>31%</td> <td>31%</td> </tr> <tr> <td>Ba 類：</td> <td>12%</td> <td>12%</td> </tr> <tr> <td>Ru 類：</td> <td>0.5%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>Ce 類：</td> <td>0.55%</td> <td>0.55%</td> </tr> <tr> <td>La 類：</td> <td>0.52%</td> <td>0.52%</td> </tr> </tbody> </table> <p>BWR については、MELCOR 解析結果^(参7)から想定して、原子炉格納容 器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は0.3倍と仮定する。</p> <p>また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p> <p>電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器 破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定す る。</p> <p>選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋 内に放出された放射性物質を設定する。</p>		PWR	BWR	希ガス類：	100%	100%	ヨウ素類：	66%	61%	Cs 類：	66%	61%	Te 類：	31%	31%	Ba 類：	12%	12%	Ru 類：	0.5%	0.5%	Ce 類：	0.55%	0.55%	La 類：	0.52%	0.52%	<p>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。</p>
	PWR	BWR																										
希ガス類：	100%	100%																										
ヨウ素類：	66%	61%																										
Cs 類：	66%	61%																										
Te 類：	31%	31%																										
Ba 類：	12%	12%																										
Ru 類：	0.5%	0.5%																										
Ce 類：	0.55%	0.55%																										
La 類：	0.52%	0.52%																										

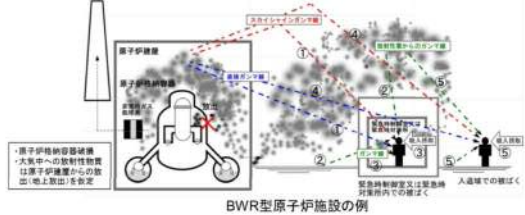
<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況</p>
<p>・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。</p> <p>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <p>・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。</p> <p>・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。</p>	<p>・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。</p> <p>・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。</p> <p>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算している。</p> <p>4.4(5)b. →評価期間中の対策要員の交代は考慮しない</p>

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

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

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図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

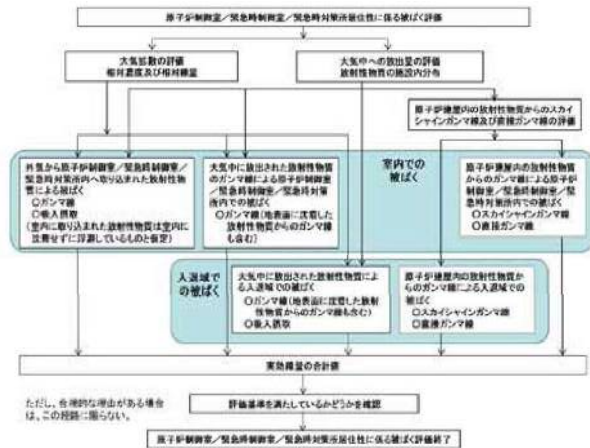
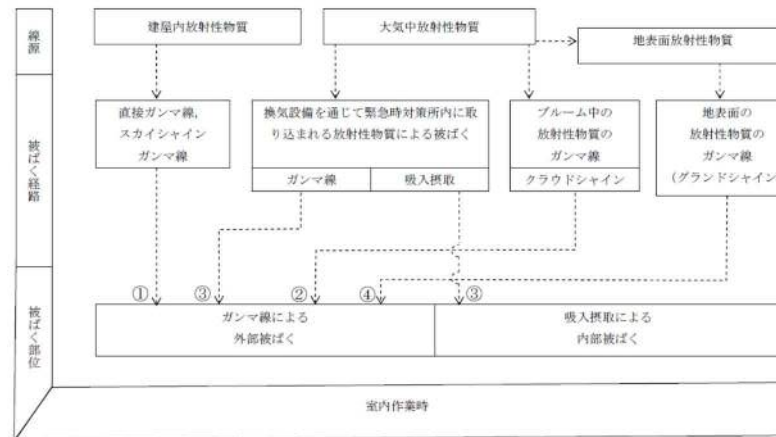


図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

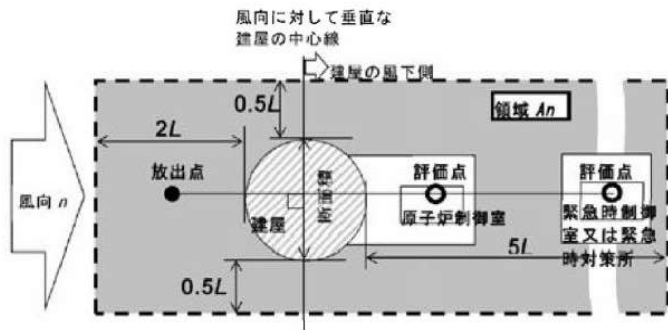
図2, 3→審査ガイドの趣旨に基づき評価

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)

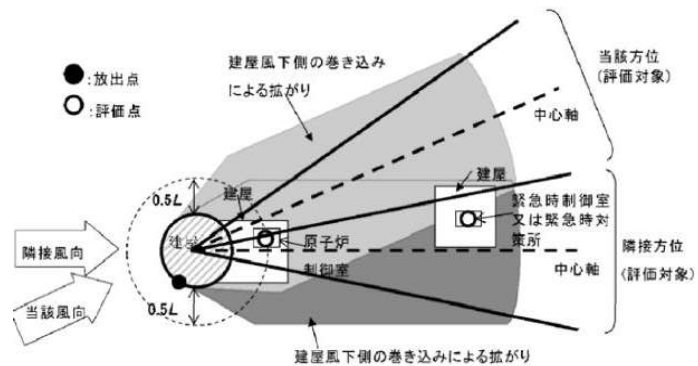


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図4, 図5→審査ガイド通り



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

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の適合状況

図 6, 7→審査ガイド通り

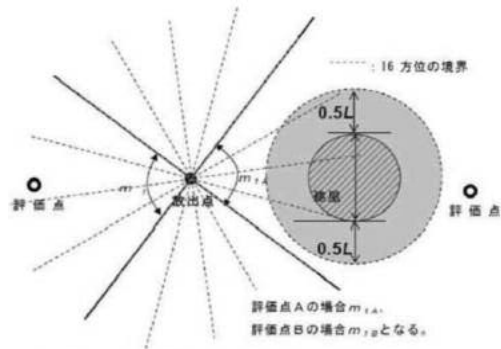


図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 m_1 の選定方法
(水平断面での位置関係)

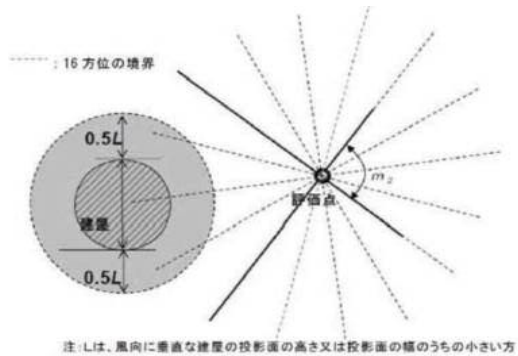


図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する
風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

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→審査ガイド通り

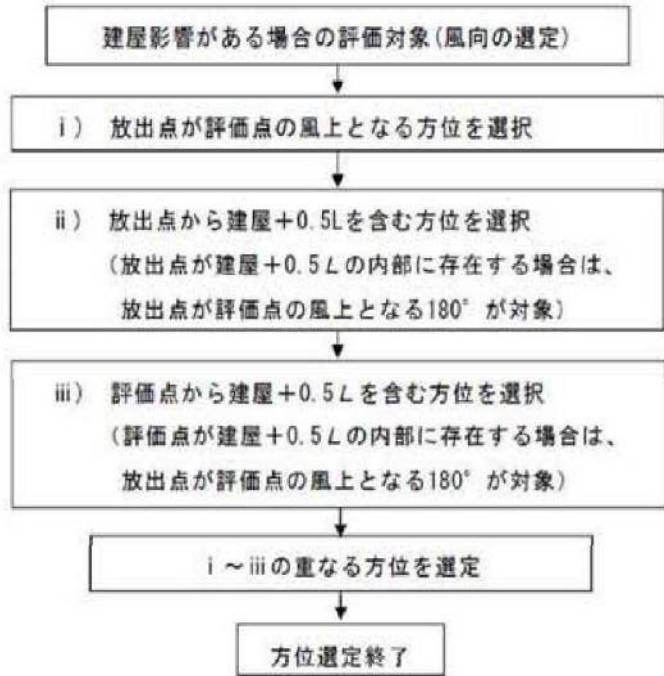
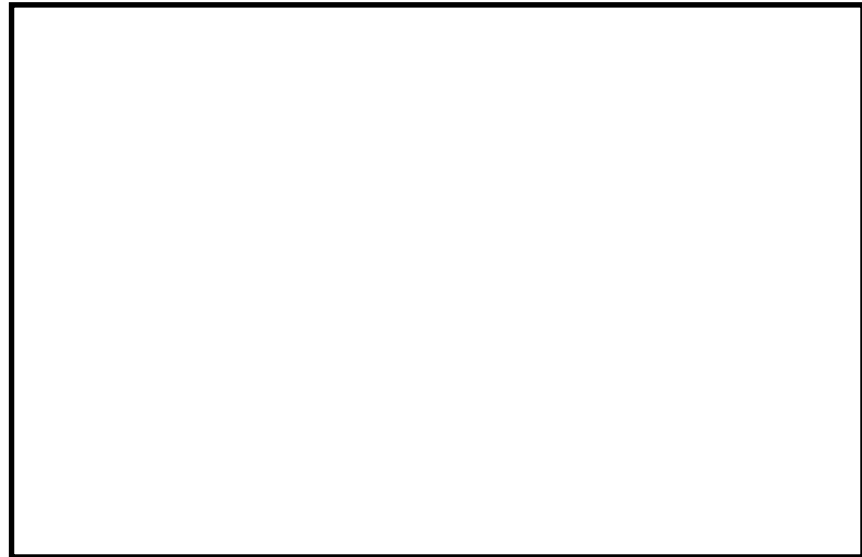


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順



実用発電用原子炉に係る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

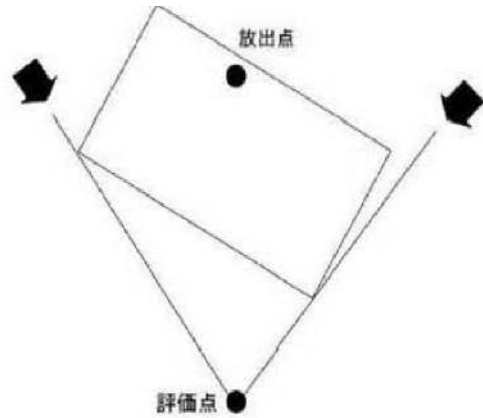


図9 評価対象方位の選定

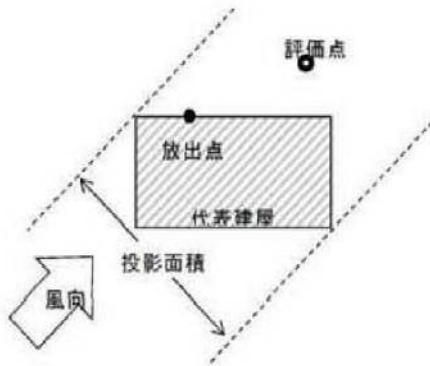
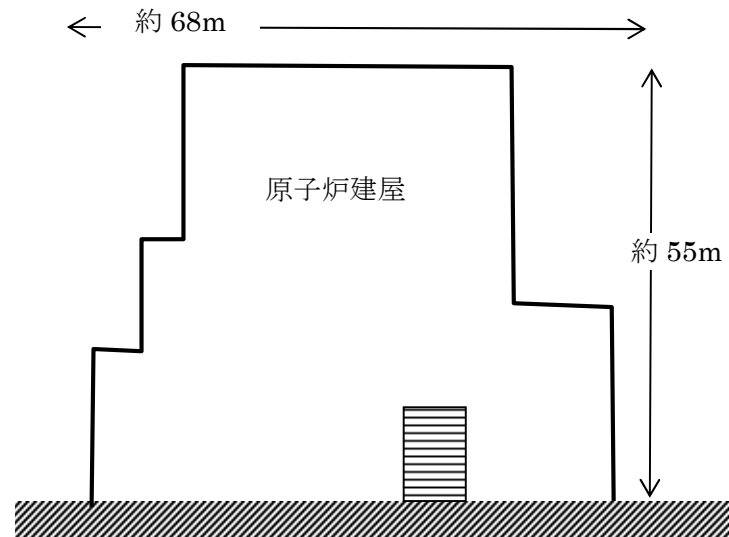


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図9, 10→審査ガイド通り



注)南側から見た投影面積

62-1 SA設備基準適合性一覽表

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, I P 電話及び I P - F A X)	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	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 B d	現場操作 (設置場所)	B d	
			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	A d	DB 施設と同じ系統構成	A d
	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 A a	現場操作 (設置場所)	A a		
		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	屋内	A a	屋内	A a
				サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		62-2 単線結線図 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	62-3 配置図		
		第 2 号	操作性	現場操作 (設置場所)	B d	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	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	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	A d	DB施設と同じ系統構成	A d	
			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	62-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	操作不要	対象外		
		関連資料	6-3 配置図	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	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	62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		

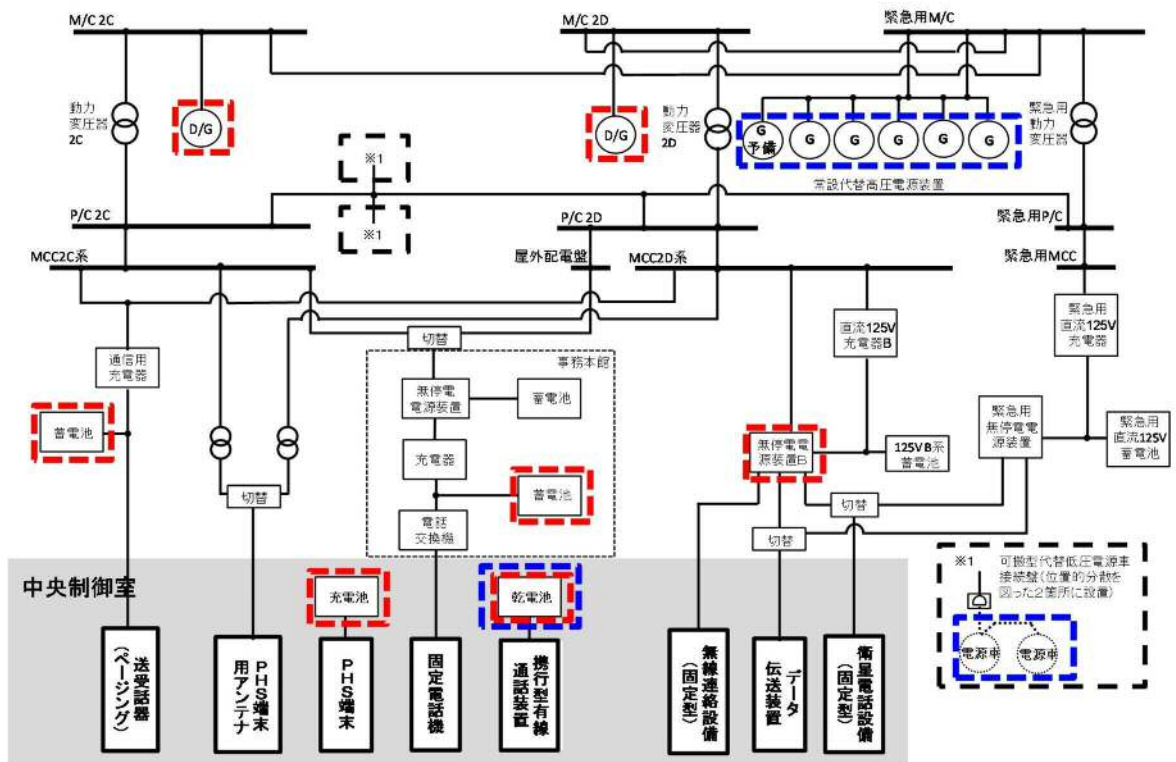
東海第二発電所
SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第 62 条 : 通信連絡を行うために必要な設備		携帯型有線通話装置		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 / 屋外の天候線 / 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	B c B d B g	設備の運搬・設置, スイッチ操作	B c B d	
			関連資料	62-3 配置図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書		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	A c	他設備から独立	A c
	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)	A a	現場操作 (設置場所)	A a		
		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	A a	屋内	A a		
		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	A a	屋内	A a		
		サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a		
		関連資料	62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		62-2 単線結線図 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	B c B d
			関連資料		62-3 配置図 62-8 設備操作及び切替に関する説明書	
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		通信連絡設備	L
			関連資料		62-5 試験検査	
		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	A c
	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	A b	
		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	A a	
			サポート系要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料		62-2 単線結線図 62-3 配置図 62-4 系統図		

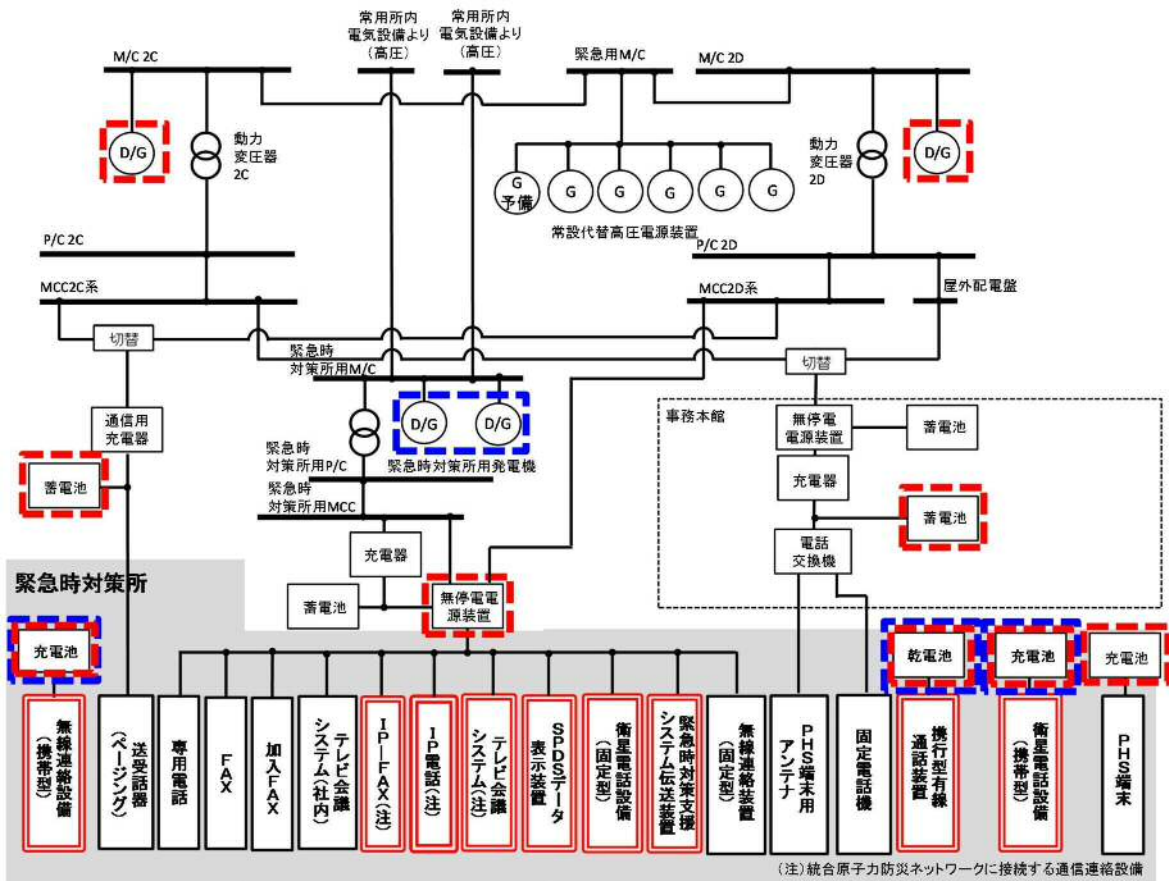
62-2 単線結線図



【凡例】

- 蓄電池 : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
- 蓄電池 : 代替電源設備
- 蓄電池 : 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
			緊急時対策所	充電池※ ²	(充電池)
			緊急時対策所	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
	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		
		P H S 端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電電池	
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電電池	
	F A X	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	充電電池 ^{※1}	（充電電池）
	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
		I P 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
		I P - F A X (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 F A X	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

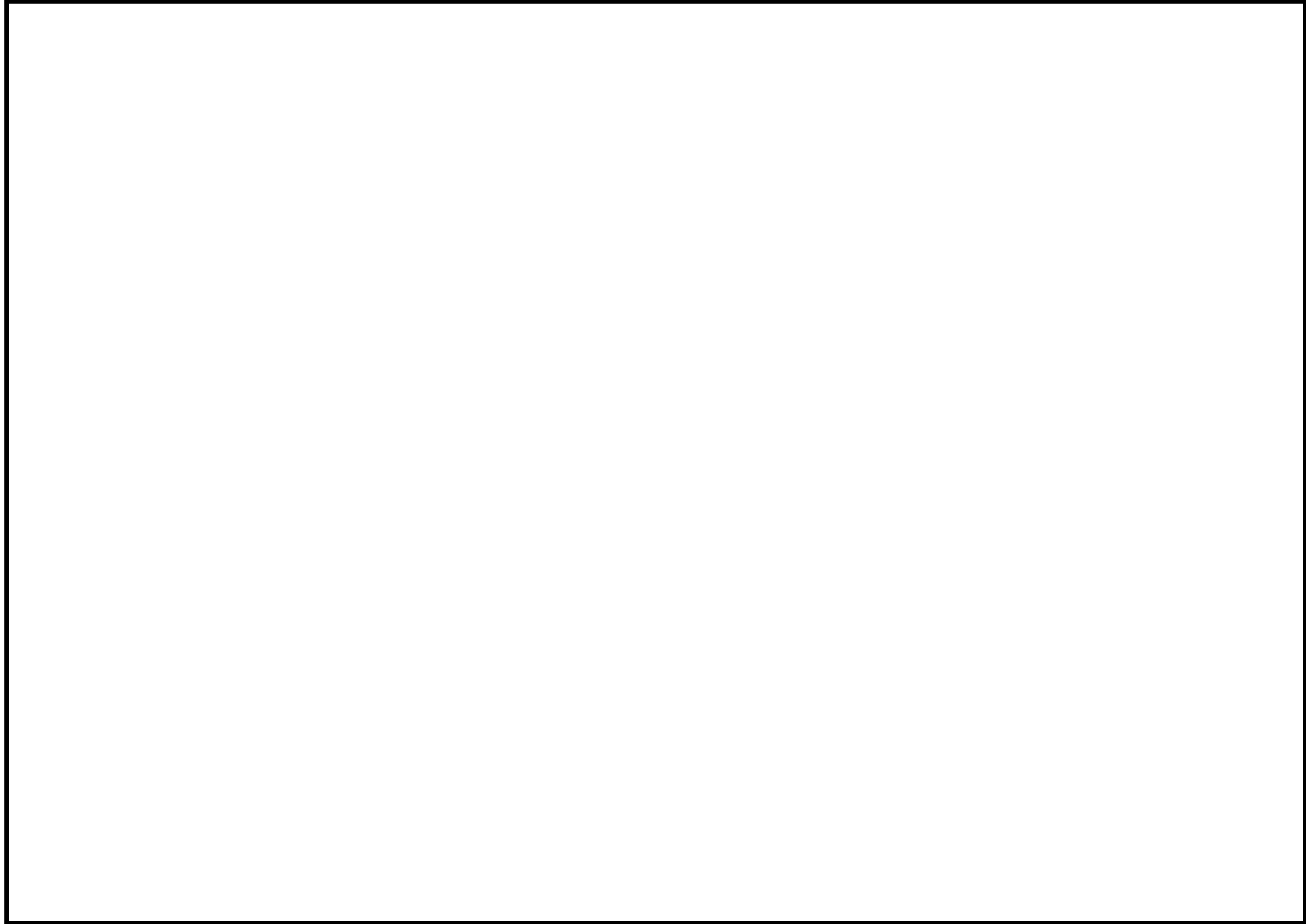
62-2-6

 : 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

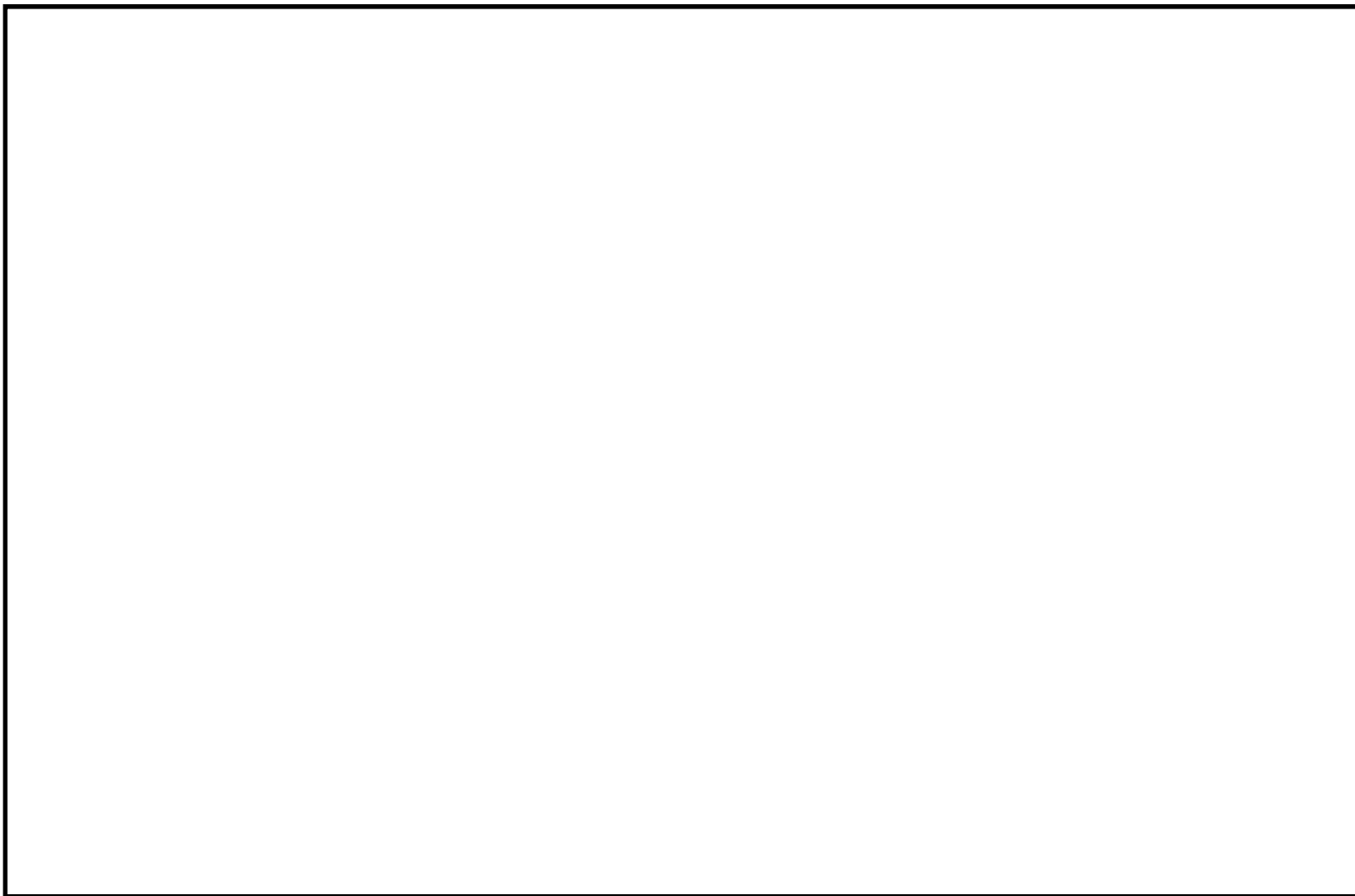
 : 重大事故等対処設備

62-3 配置図

62-3-1

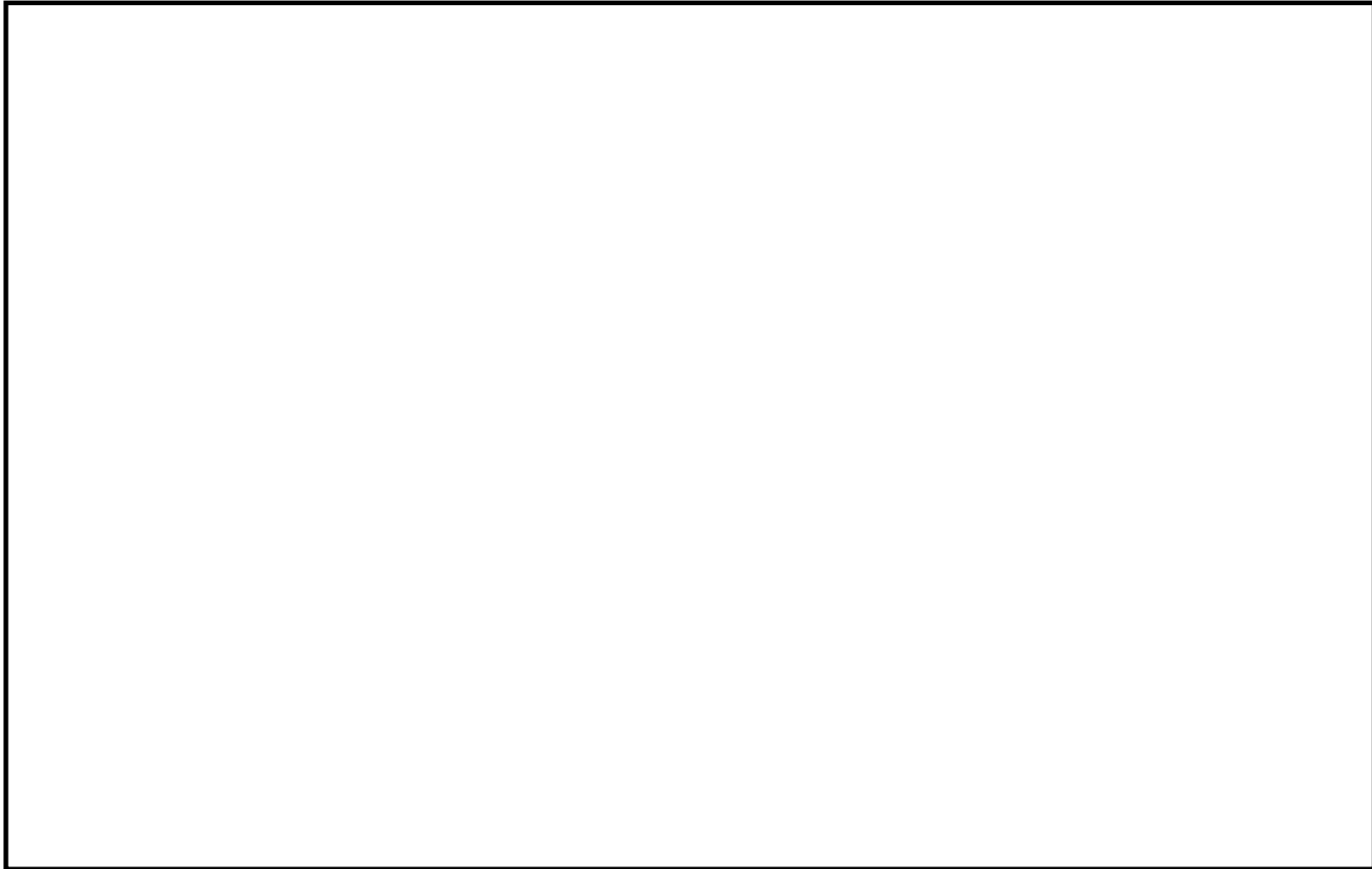


第 62-3-1 図 中央制御室及び緊急時対策所建屋



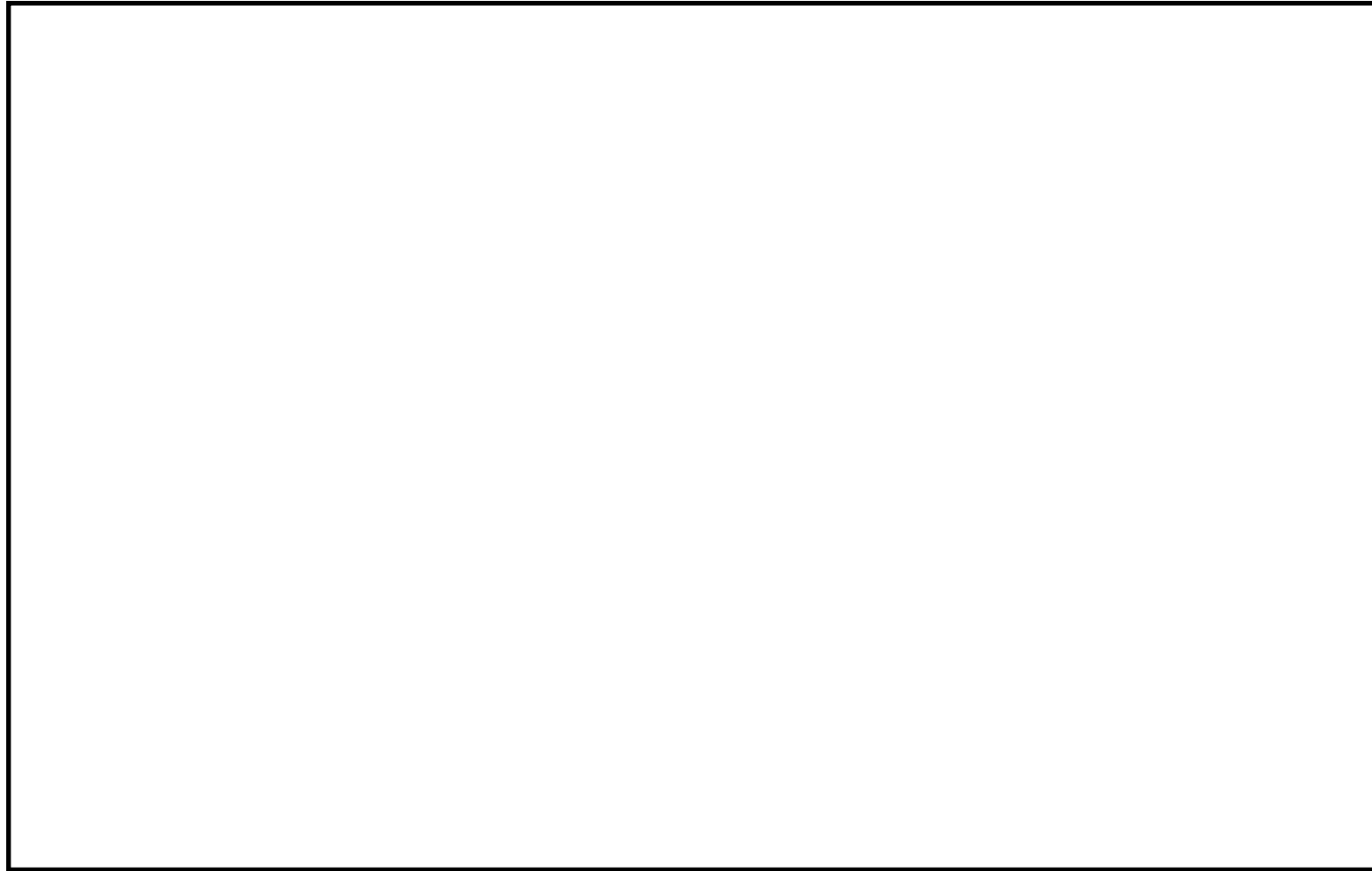
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-2 図 原子炉建屋附属棟3階 中央制御室



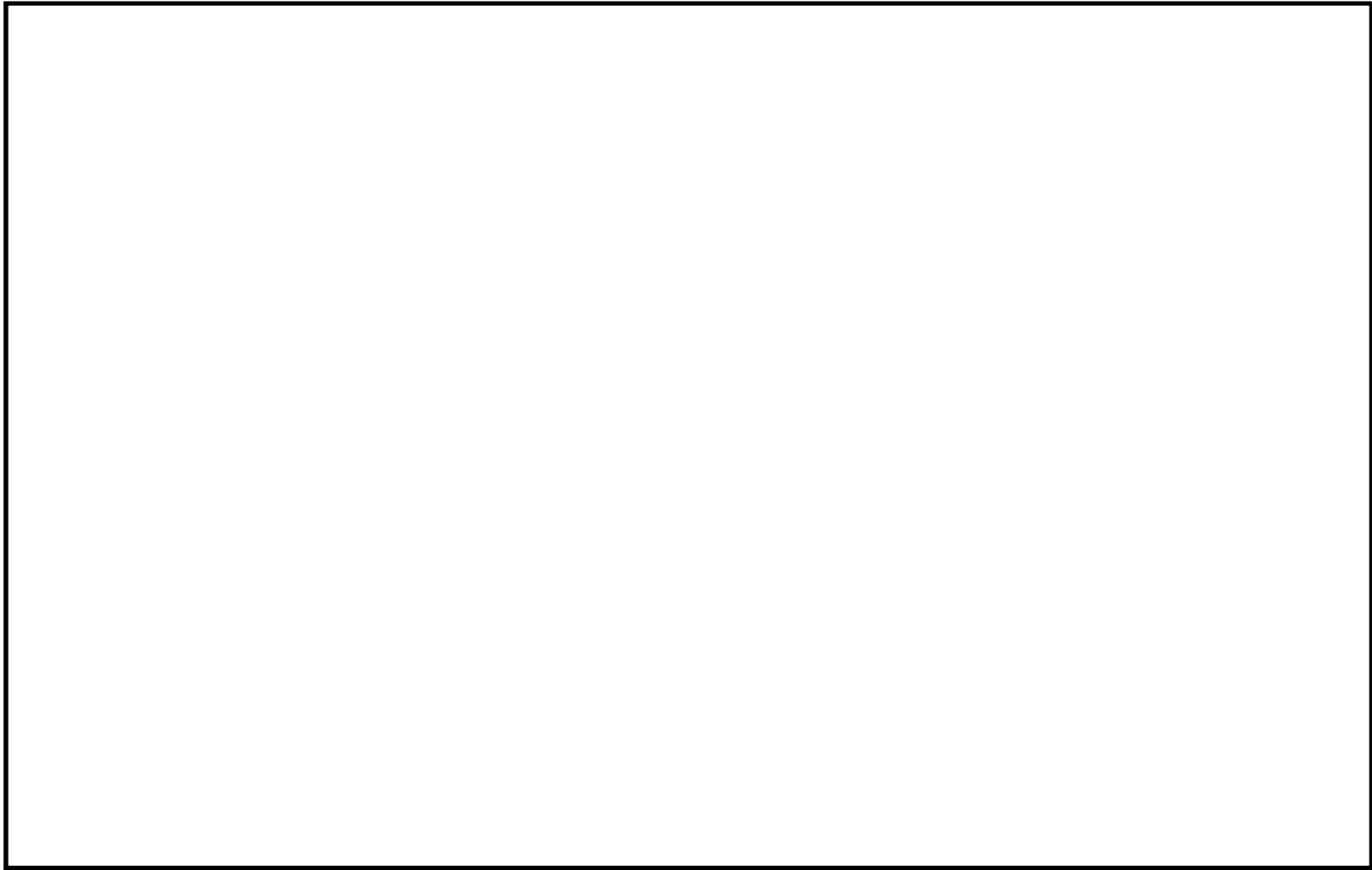
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-3 図 原子炉建屋地下 2 階



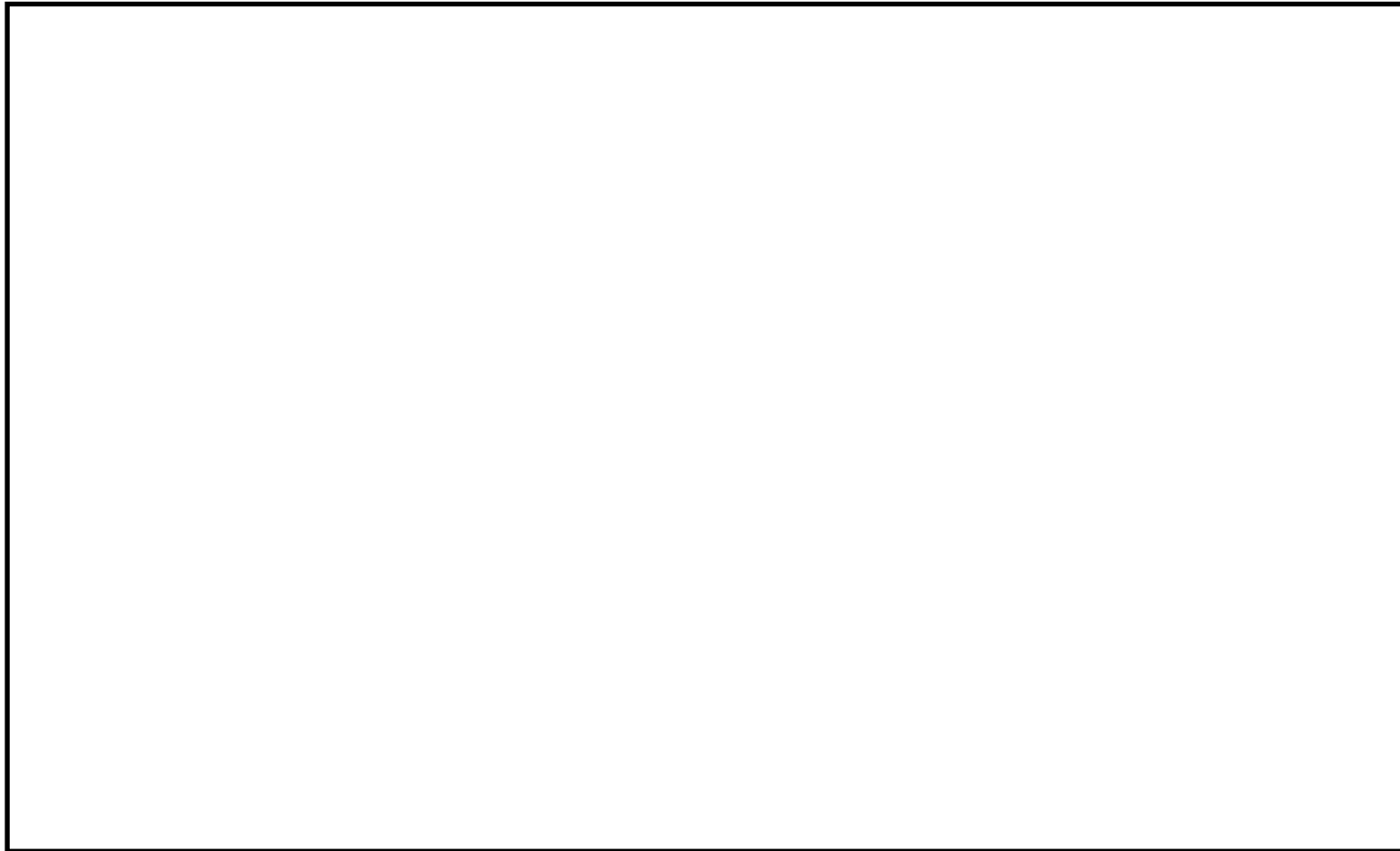
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-4 図 原子炉建屋地下 1 階



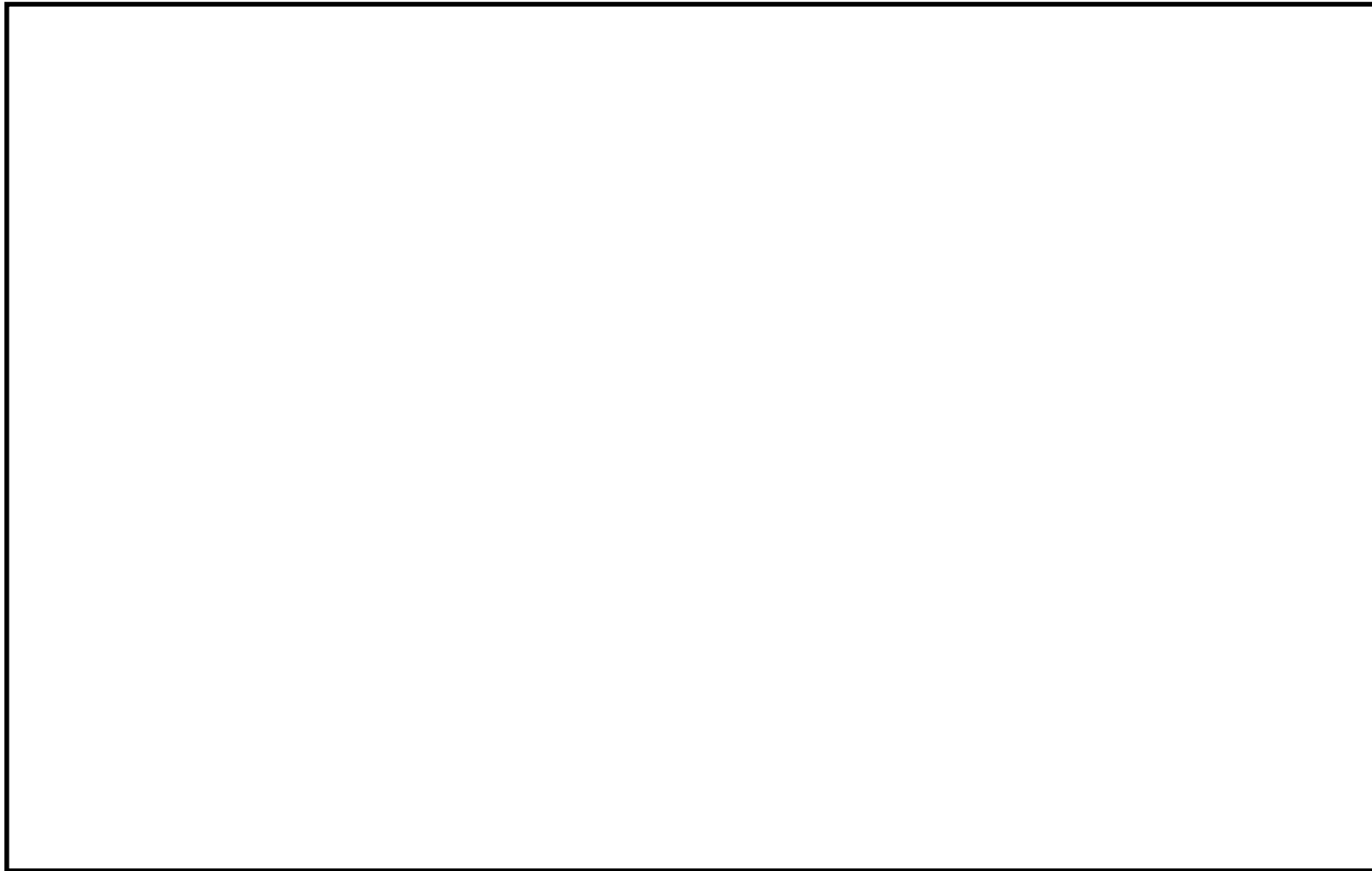
- 写真については、一部イメージを含む。
- 配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-5 図 原子炉建屋 1 階



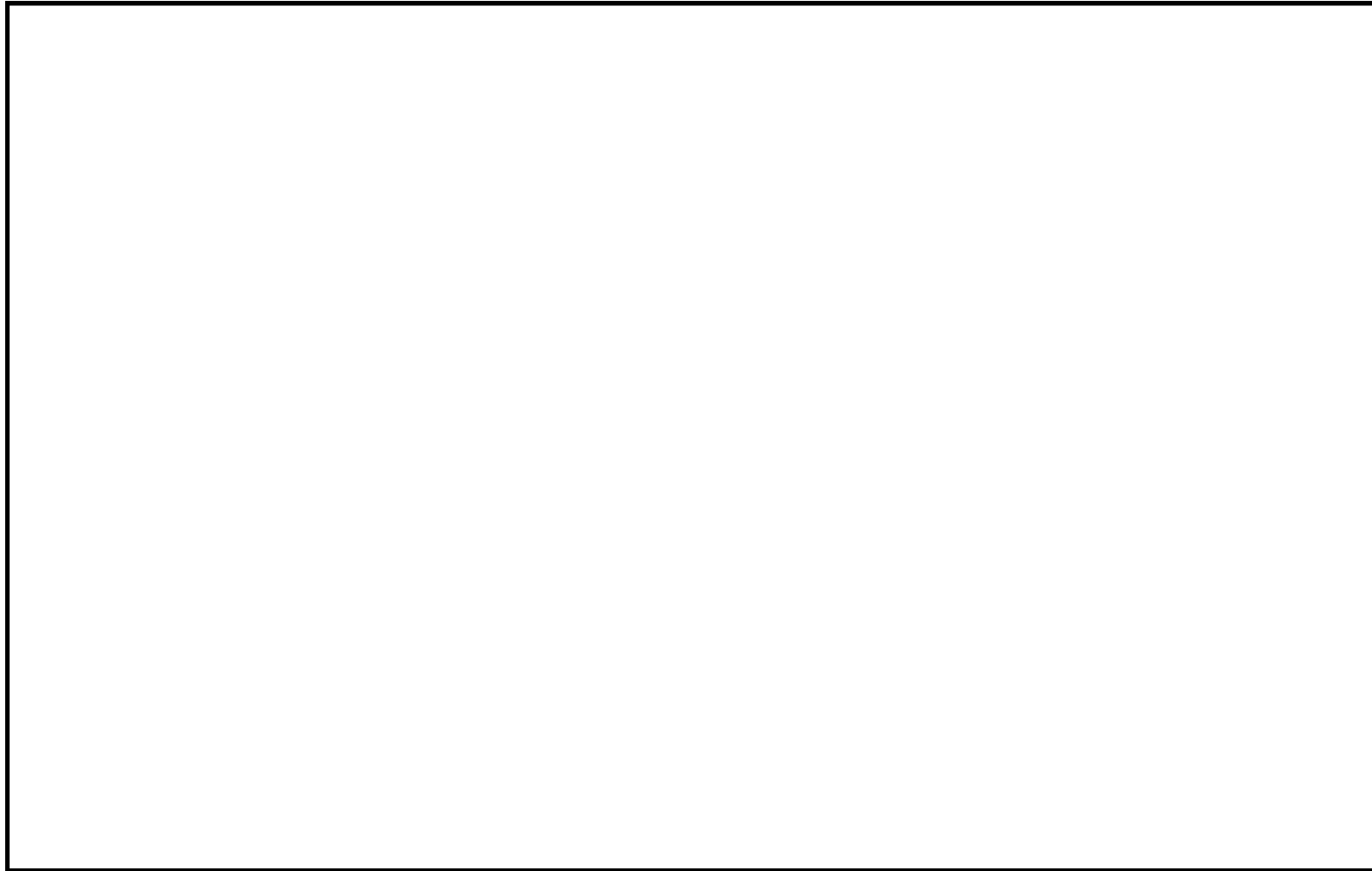
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-6 図 原子炉建屋 2 階



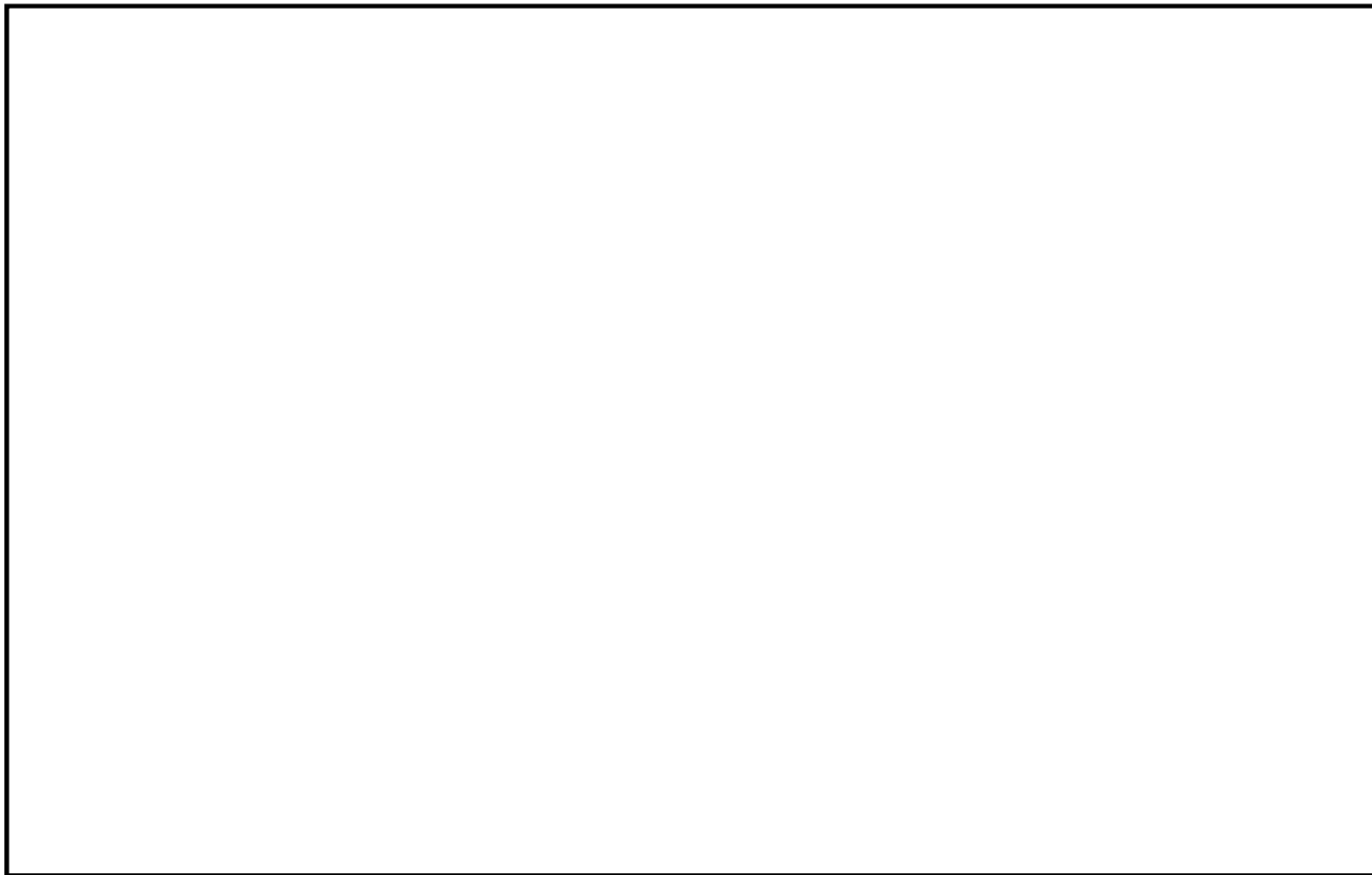
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-7 図 原子炉建屋 3 階



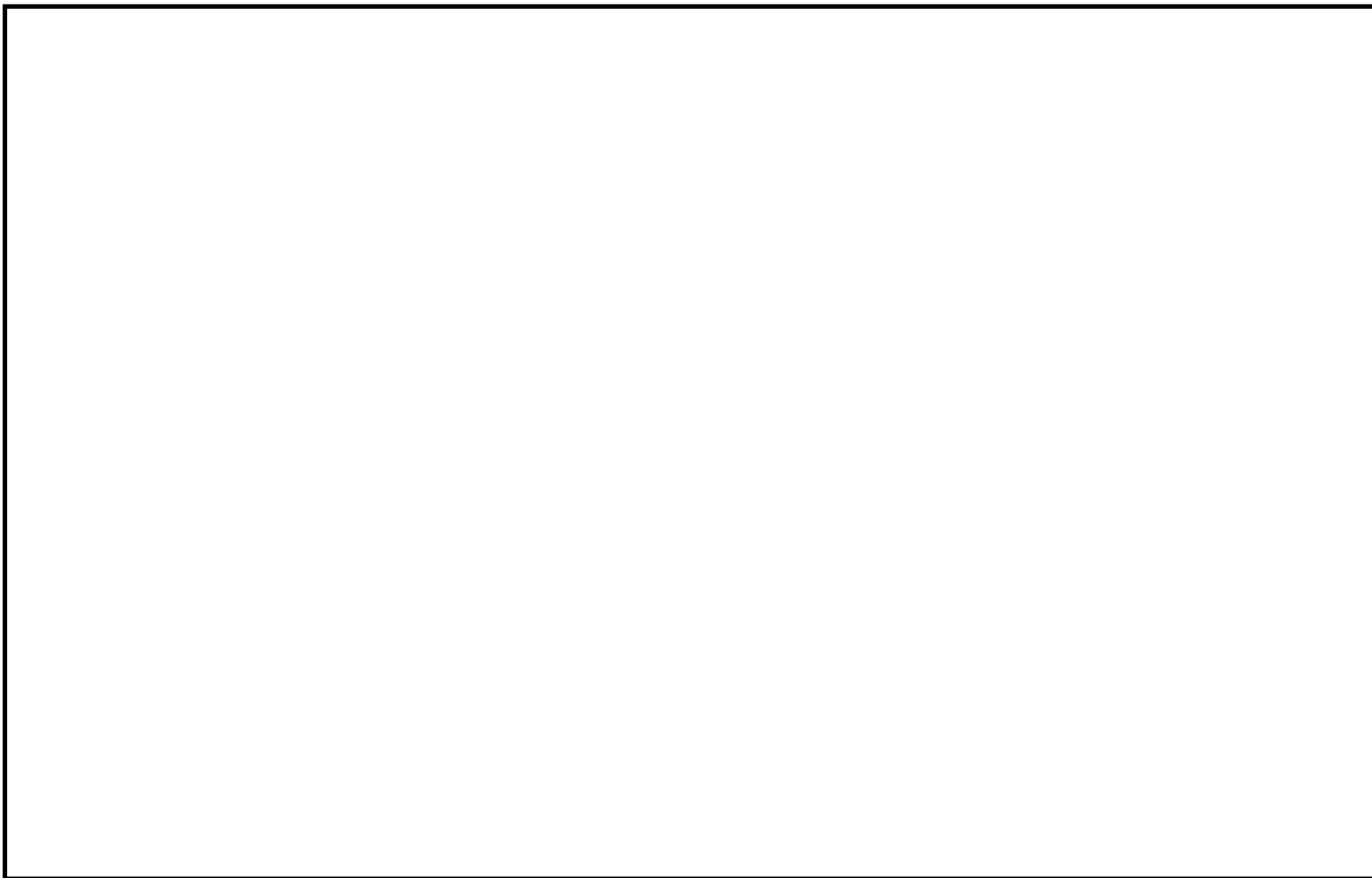
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-8 図 原子炉建屋 4 階



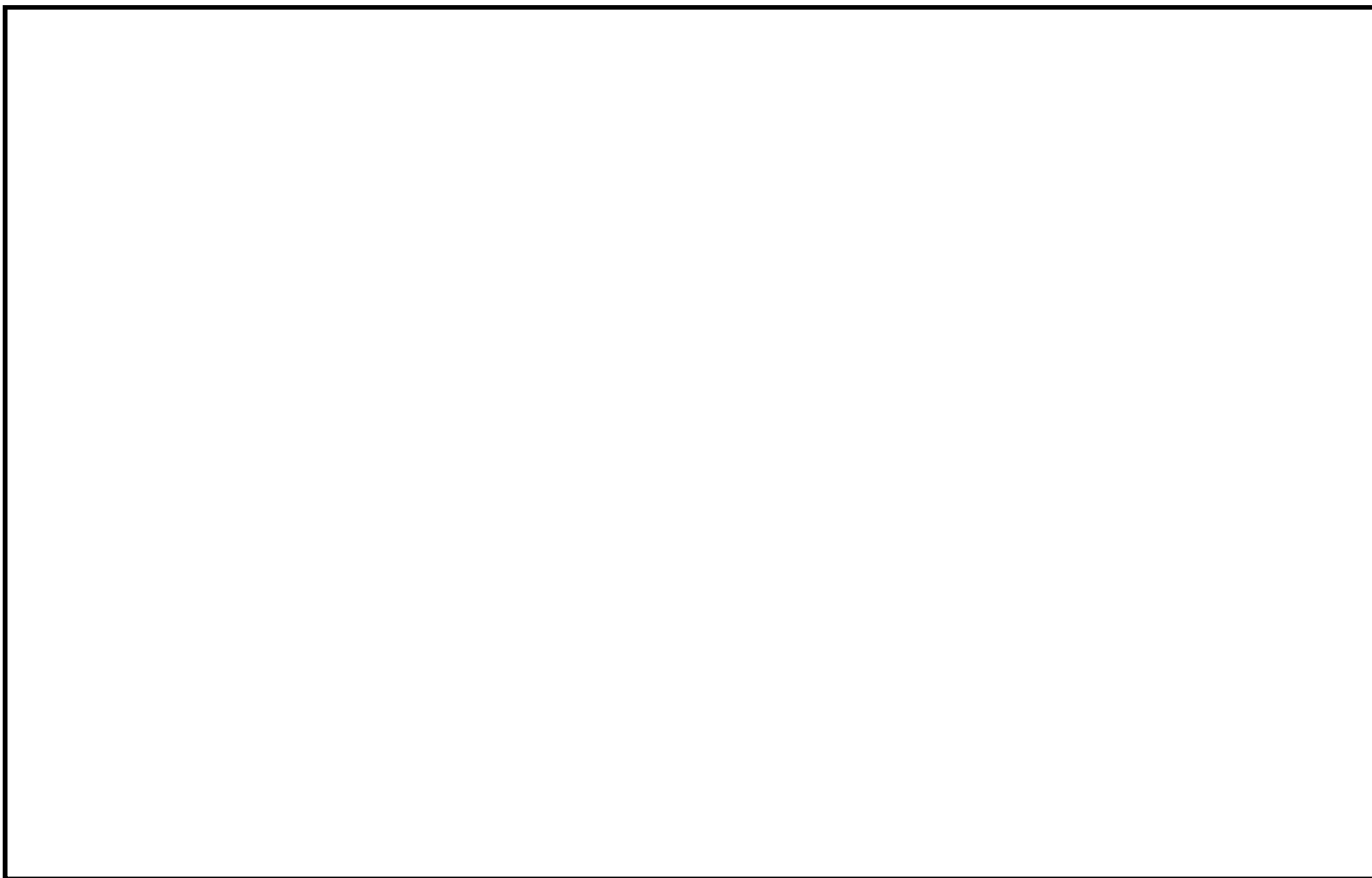
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-9 図 原子炉建屋 5 階



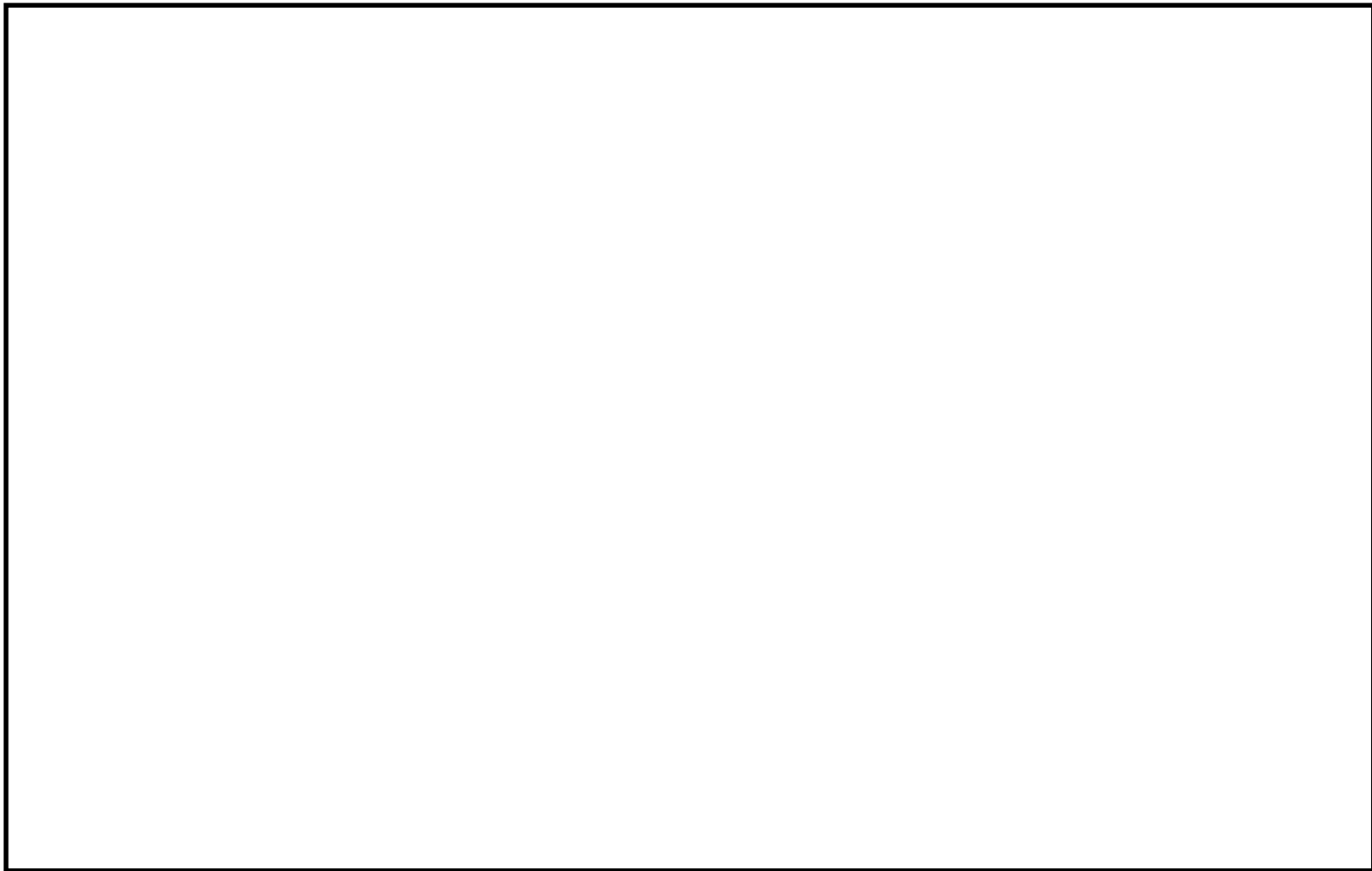
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第62-3-10 図 原子炉建屋6階



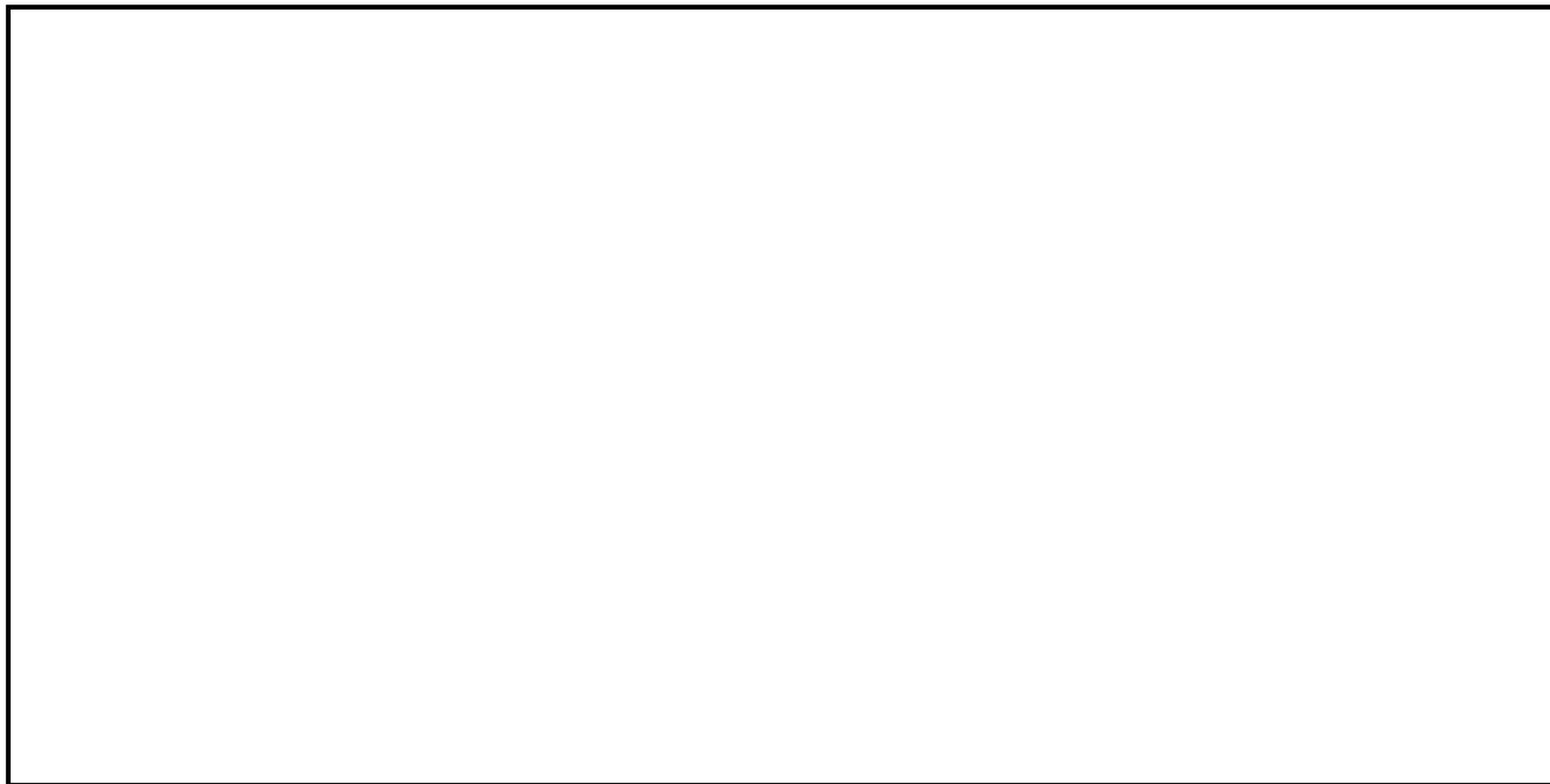
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

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。

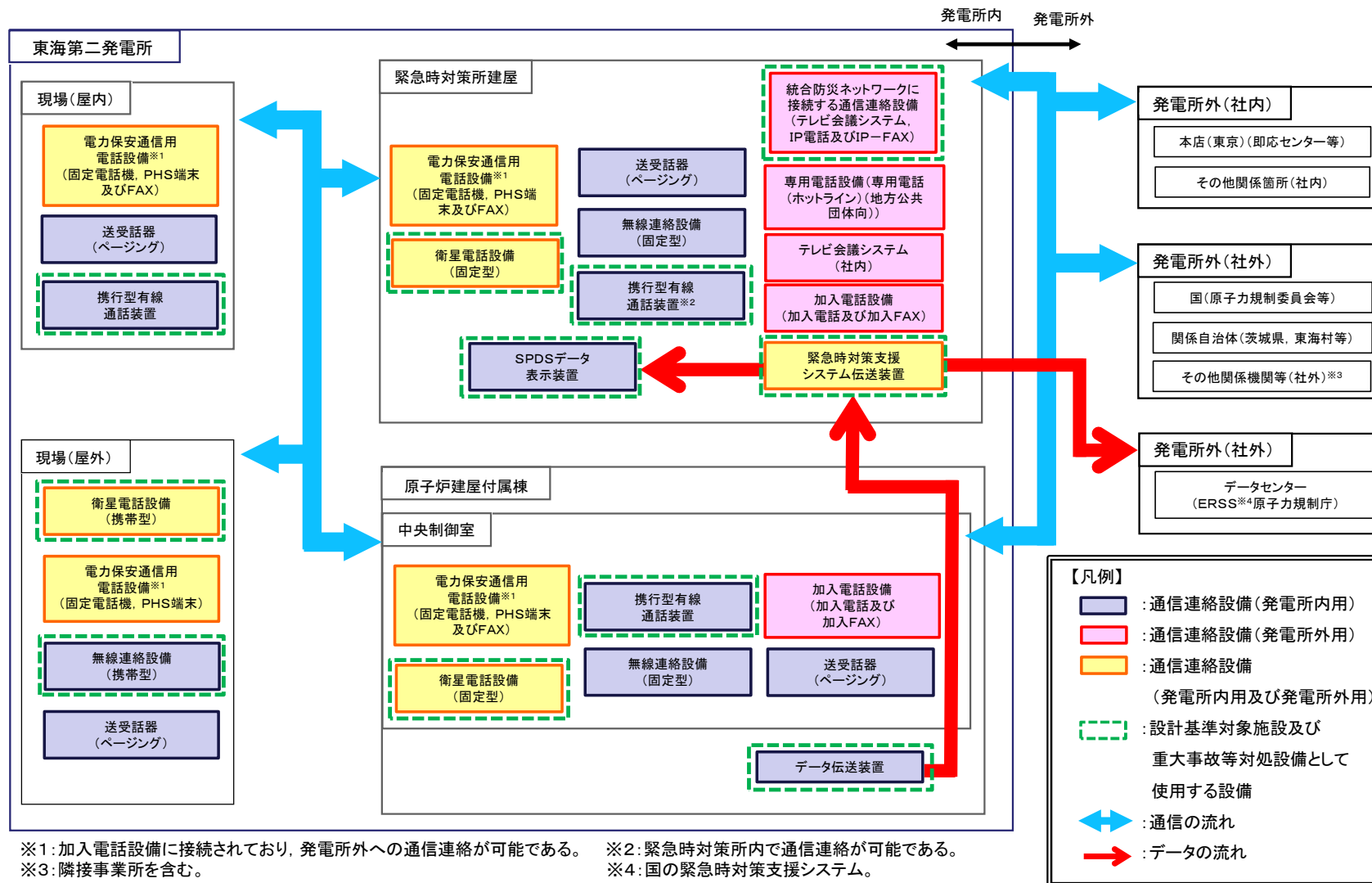
第 62-3-12 図 事務本館 3 階



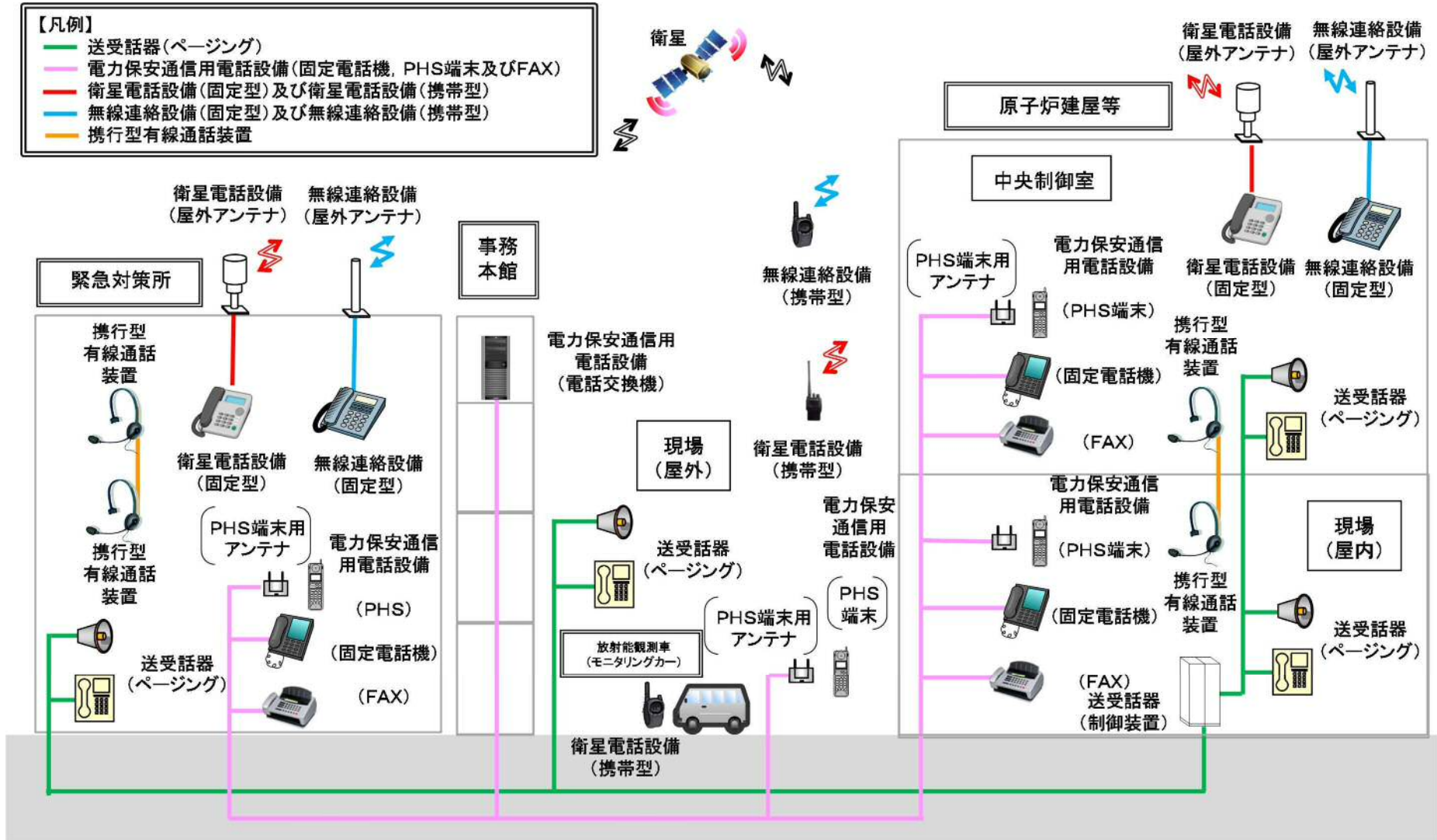
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

第 62-3-13 図 緊急時対策所建屋 2 階 緊急時対策所

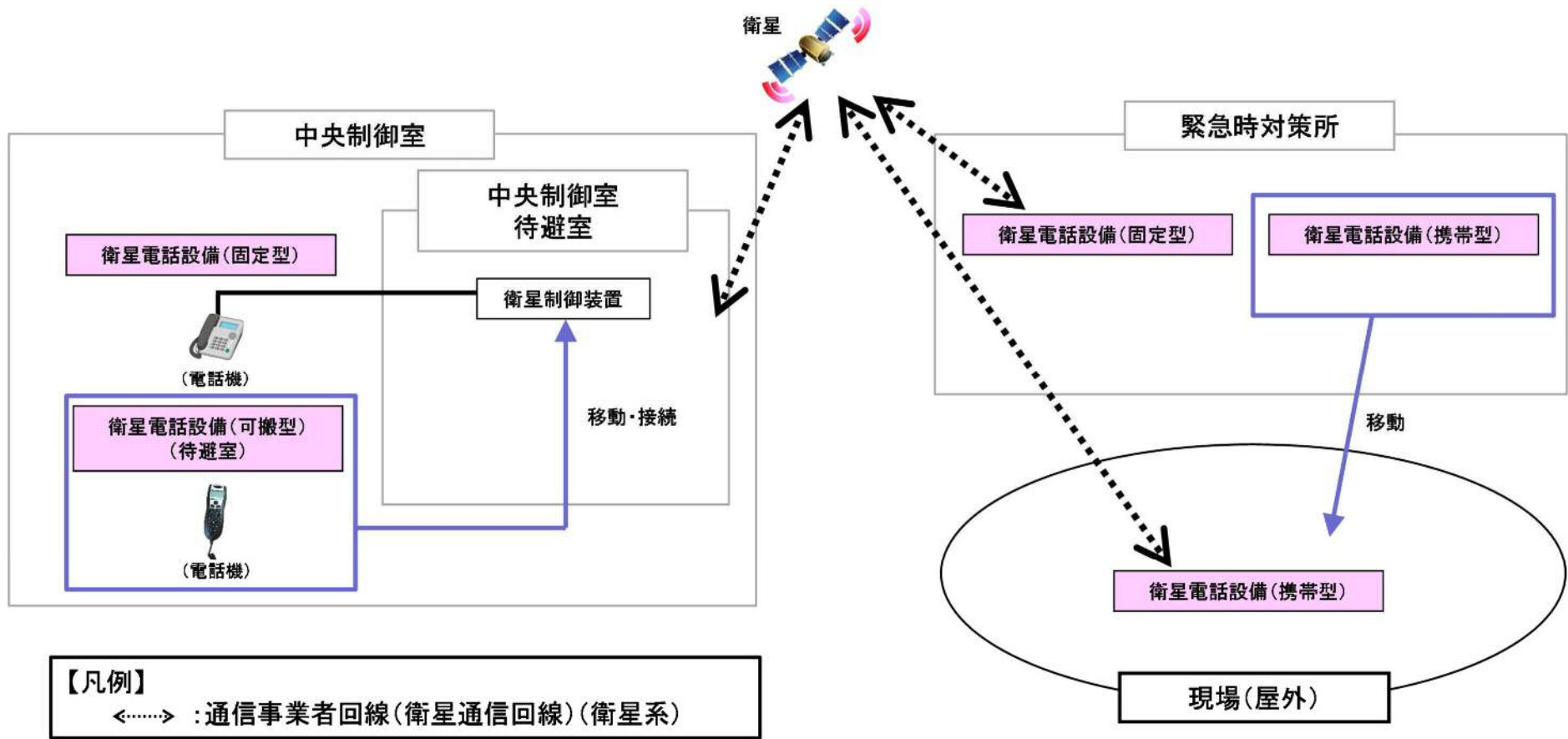
62-4 系統図



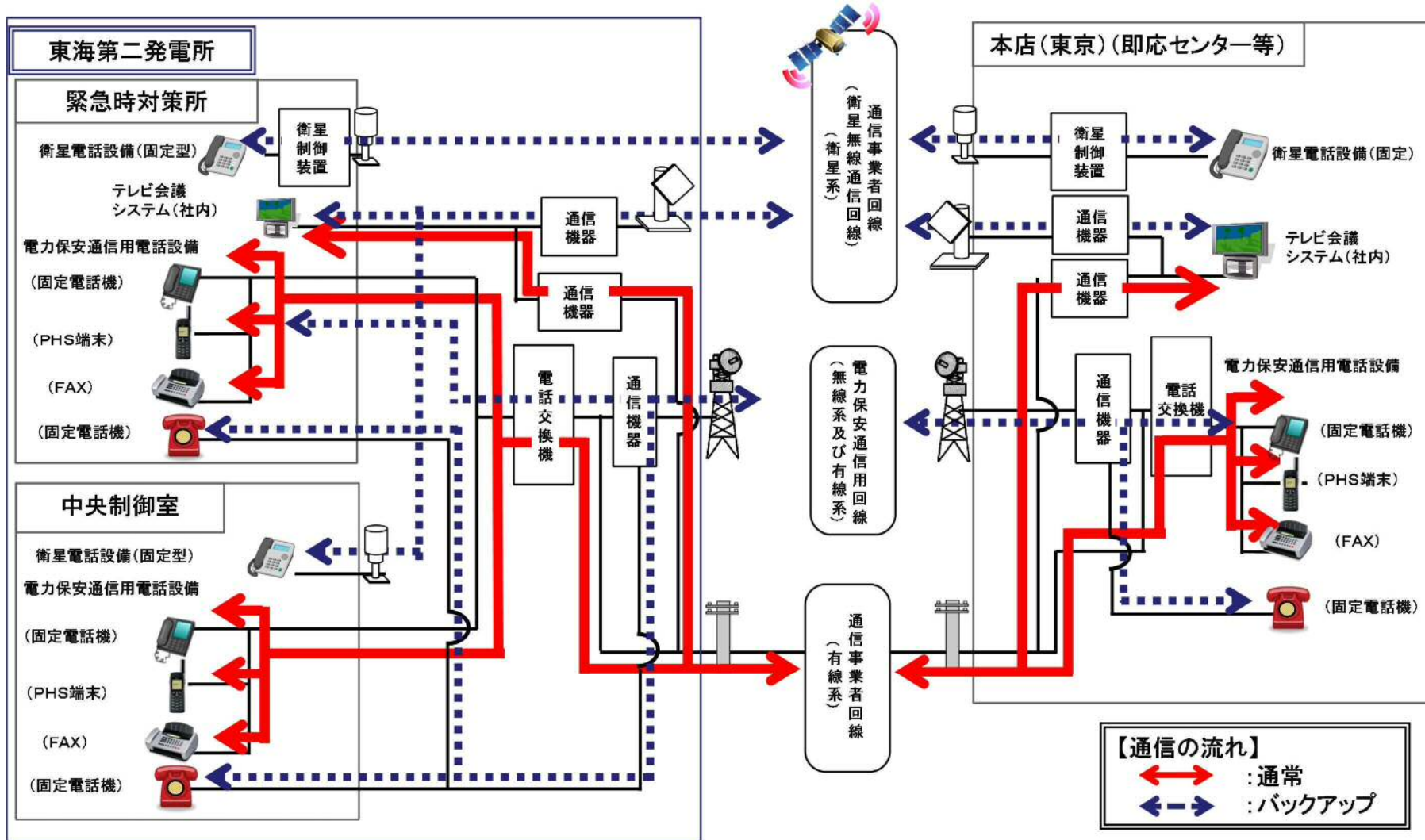
第 62-4-1 図 通信連絡設備の概要



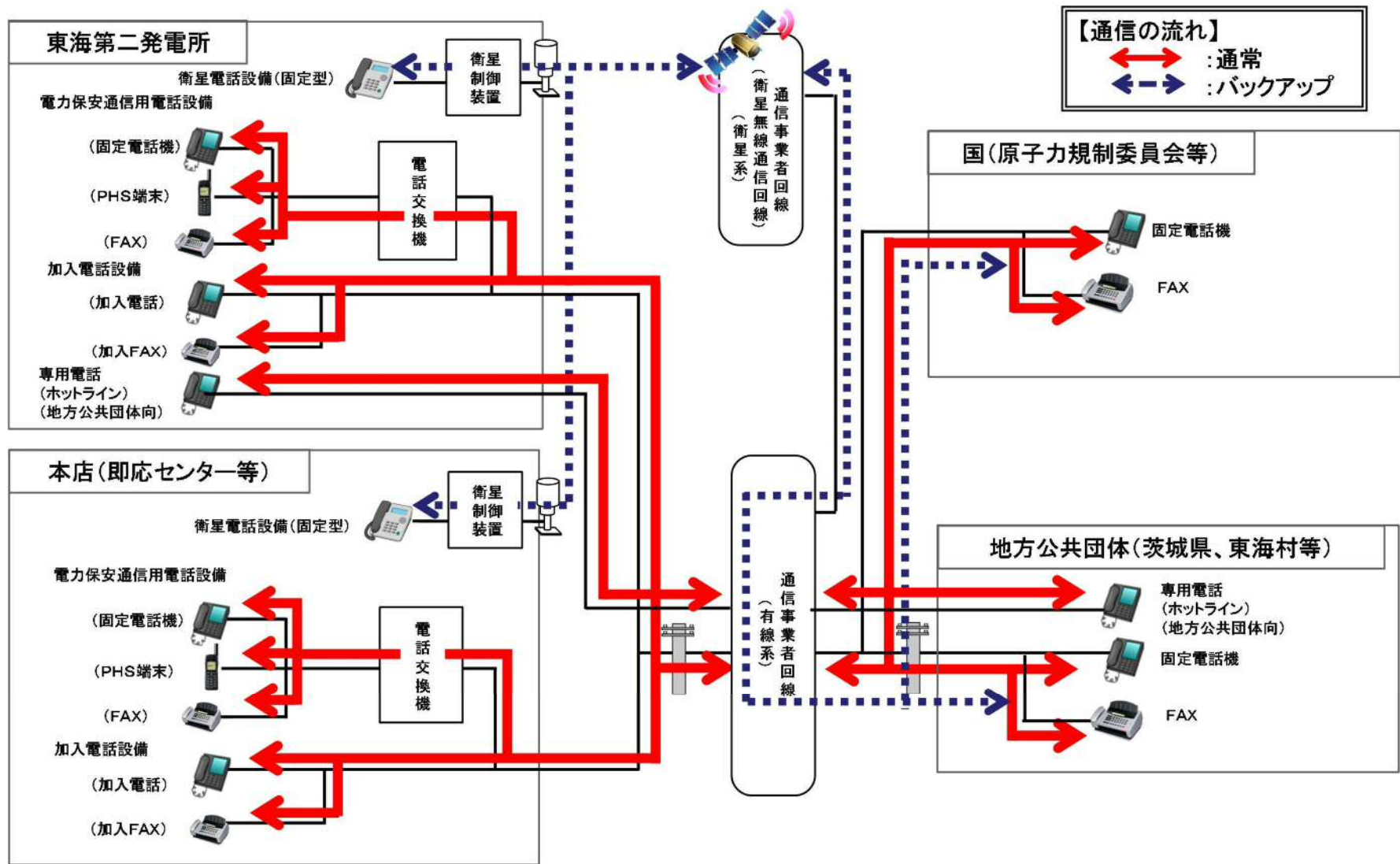
第 62-4-2 図 通信連絡設備(発電所内)の概要



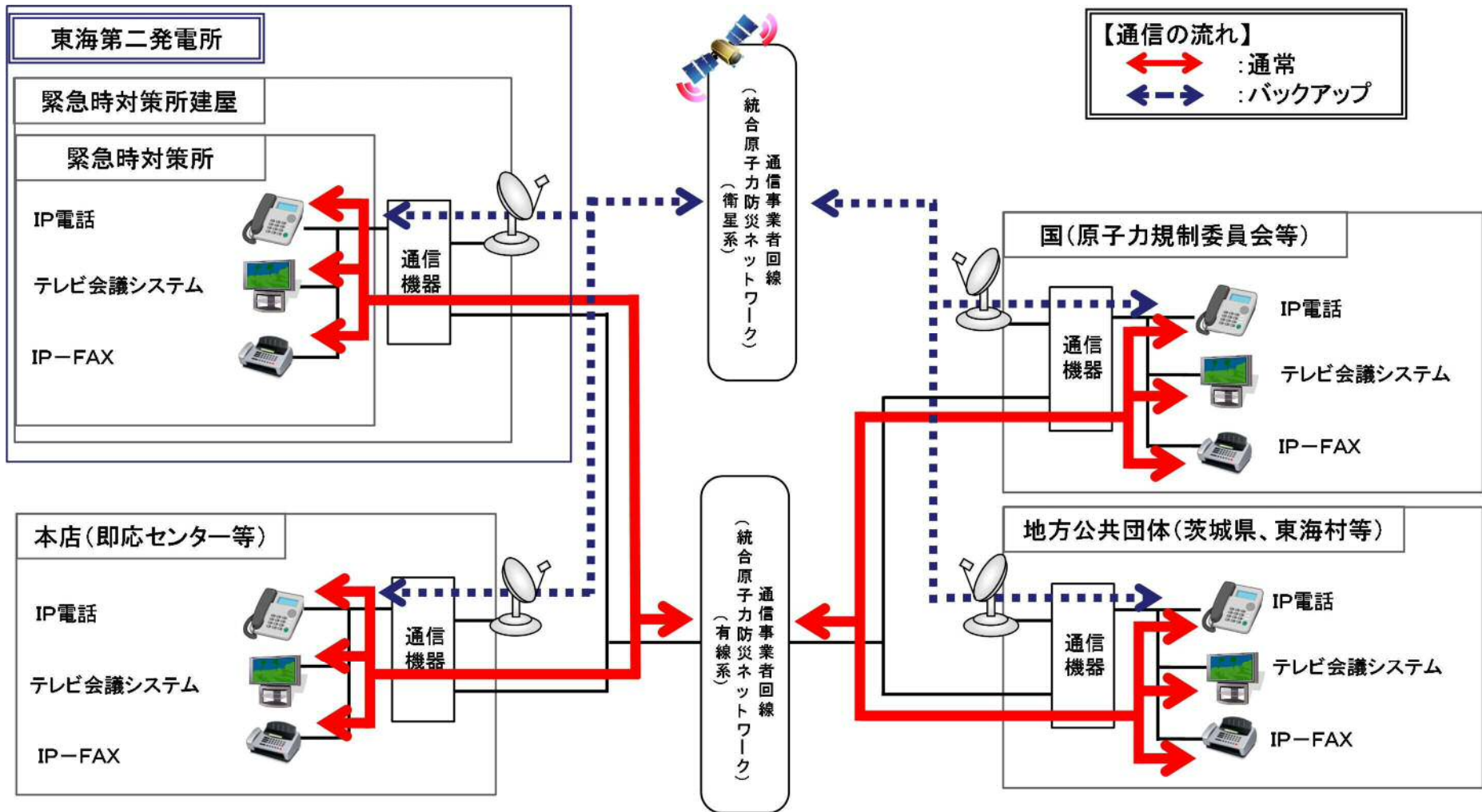
第 62-4-3 図 中央制御室及び中央制御室待避室における衛星電話設備の概要



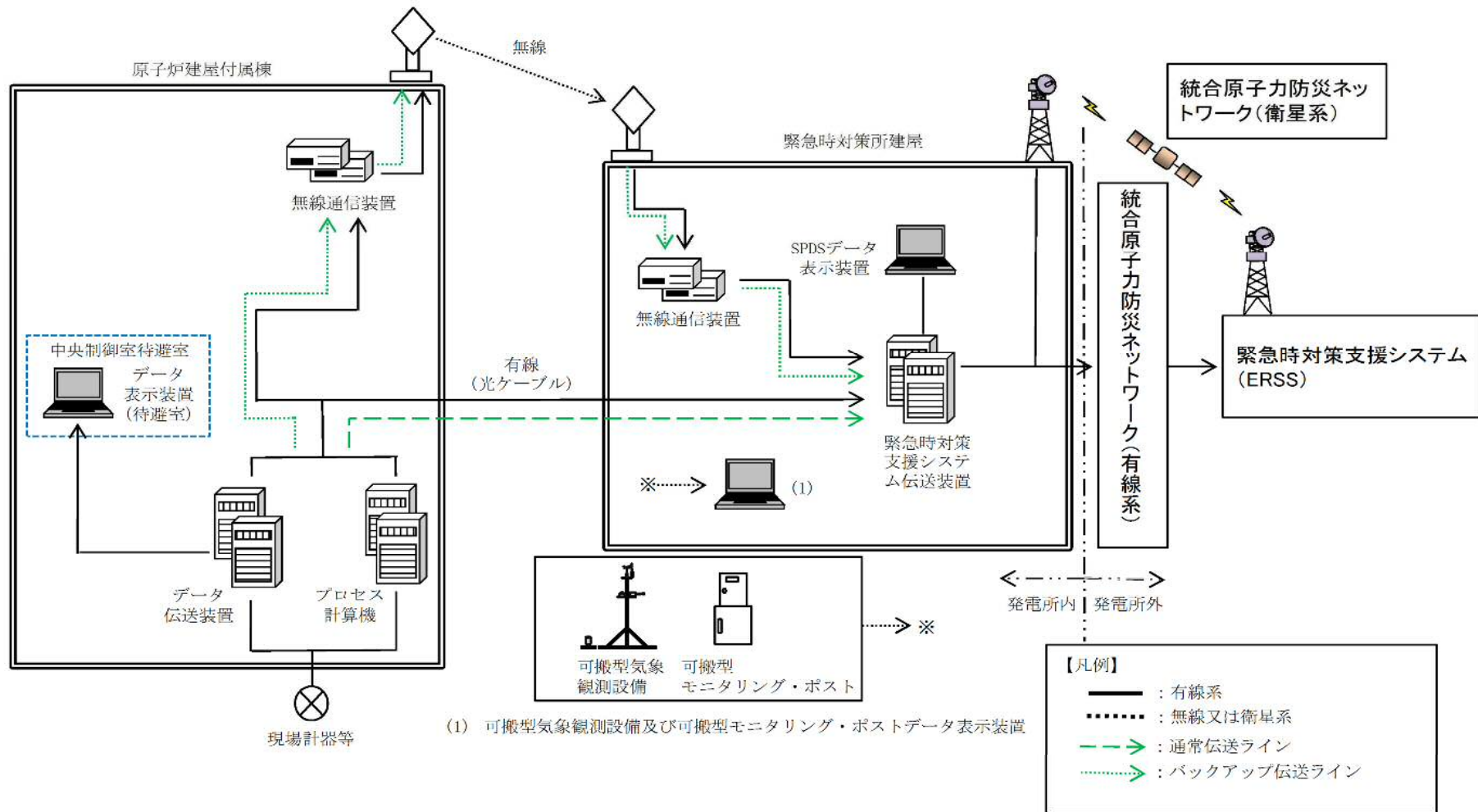
第 62-4-4 図 通信連絡設備 (発電所外 [社内関係箇所]) の概要



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

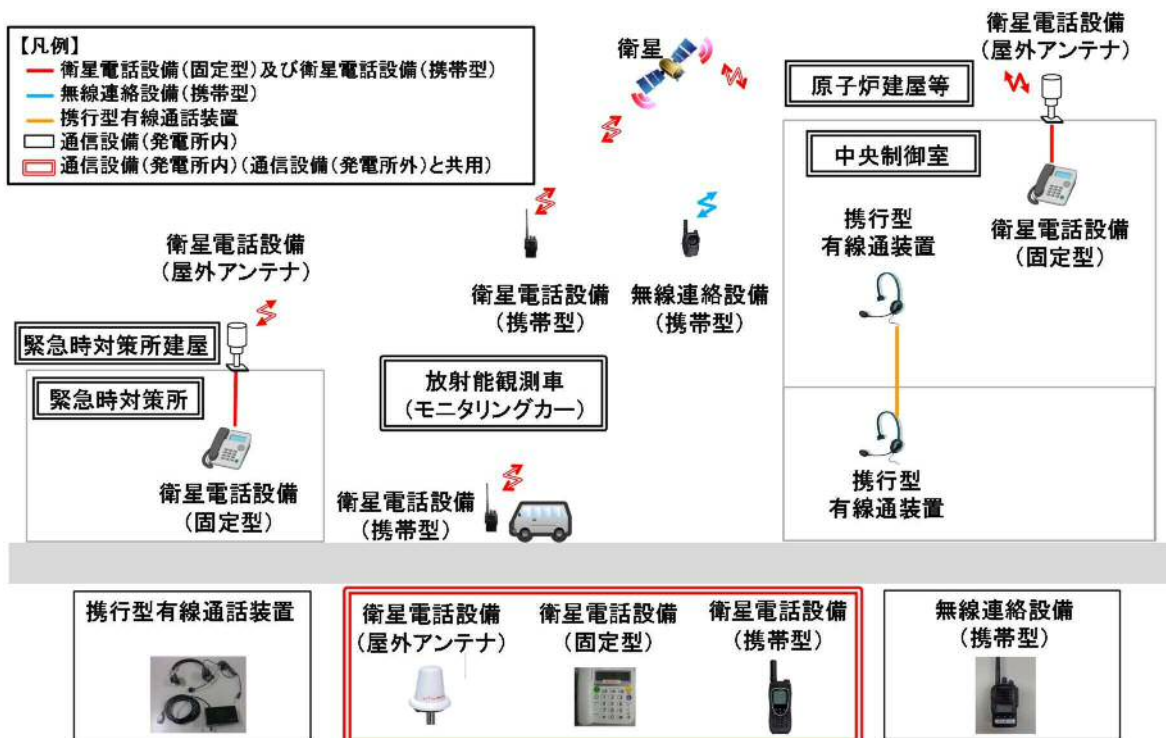
62-5 試験検査

○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

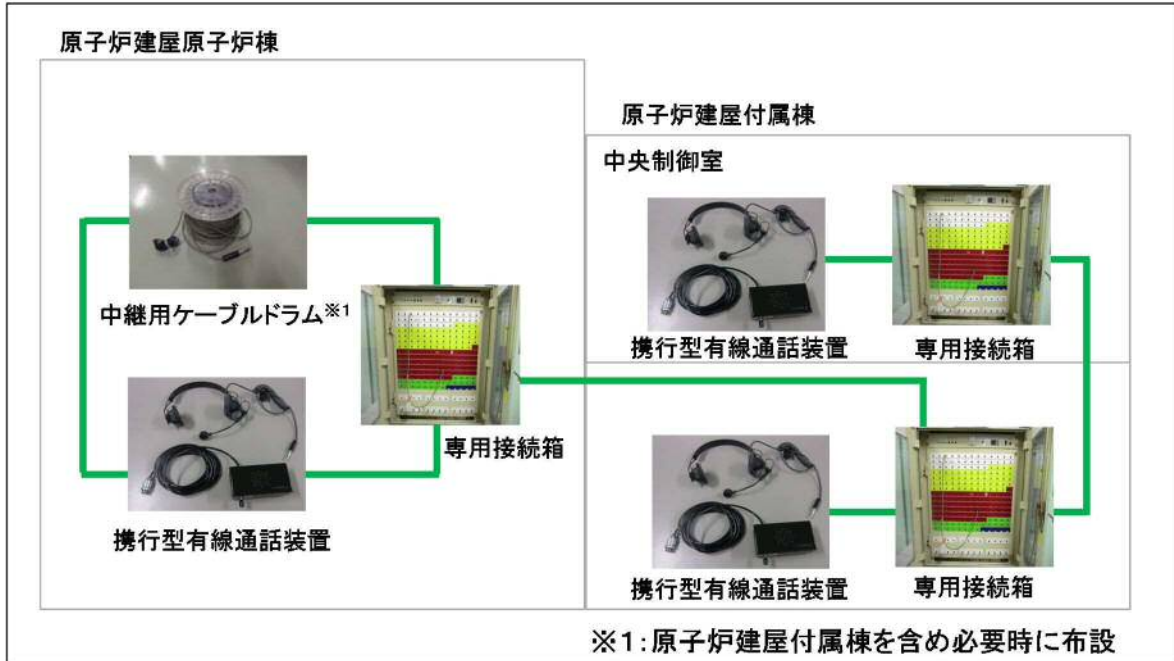


第62-5-1図 通信設備（発電所内）の概要
（通信設備（発電所外）と共用を含む）

携行型有線通話装置の試験検査

【試験構成】

【発電所】

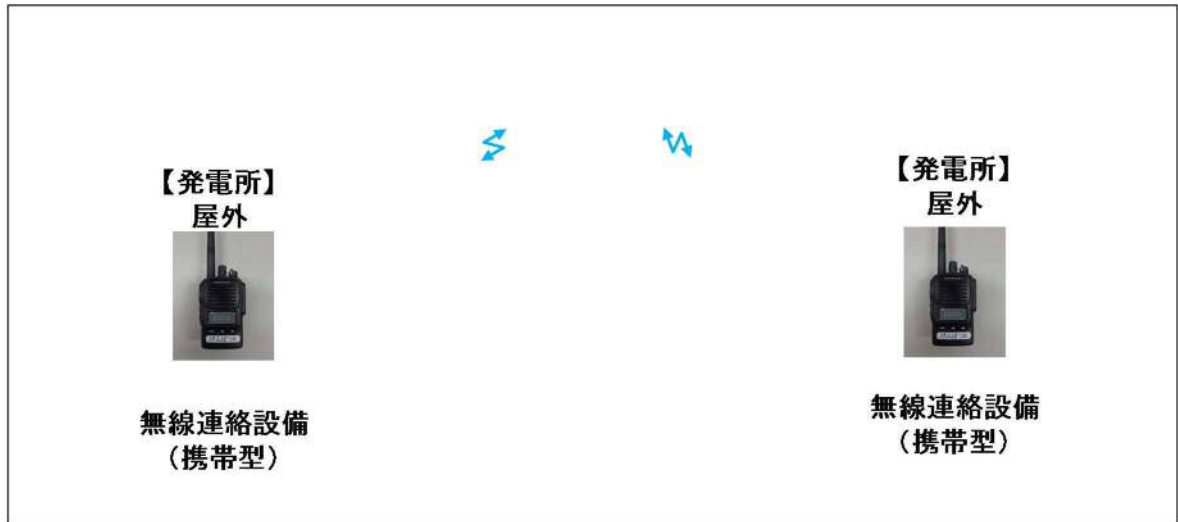


・写真については，一部イメージを含む。

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】



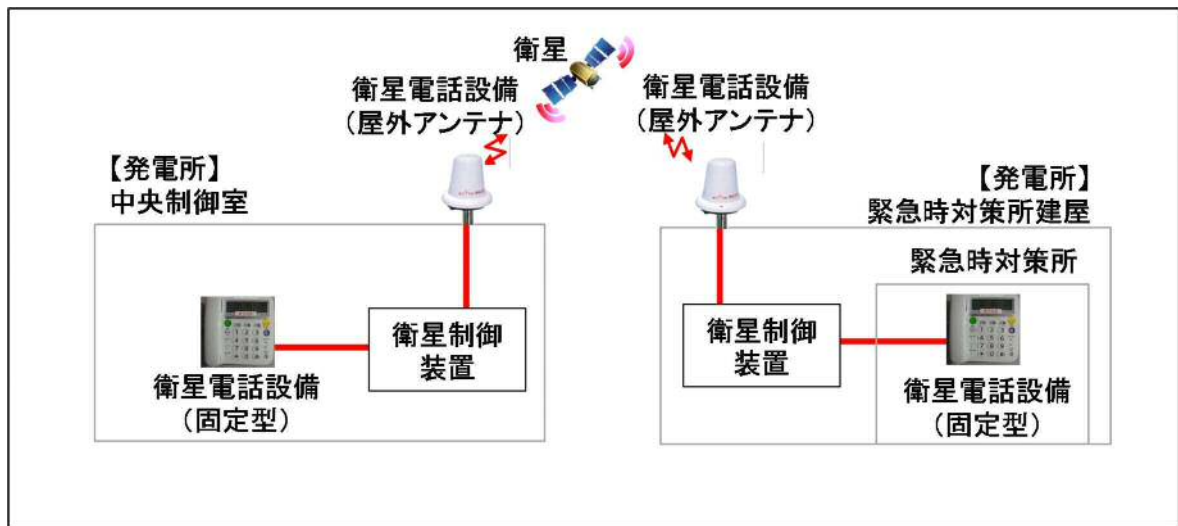
※試験区間：屋外（携帯型）～屋外（携帯型）

・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】



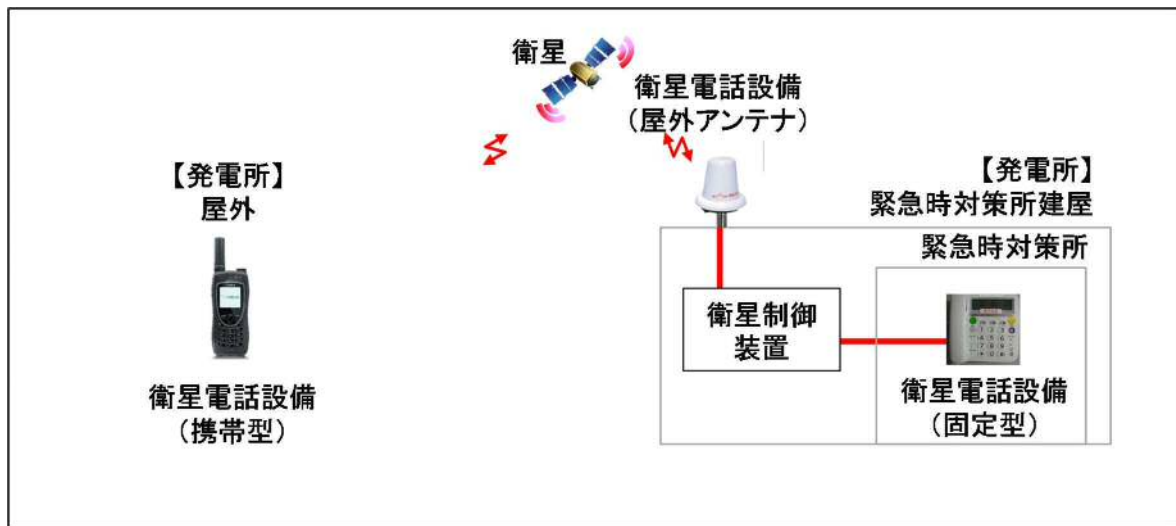
※試験区間：中央制御室（固定型）～緊急時対策所（固定型）

・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）

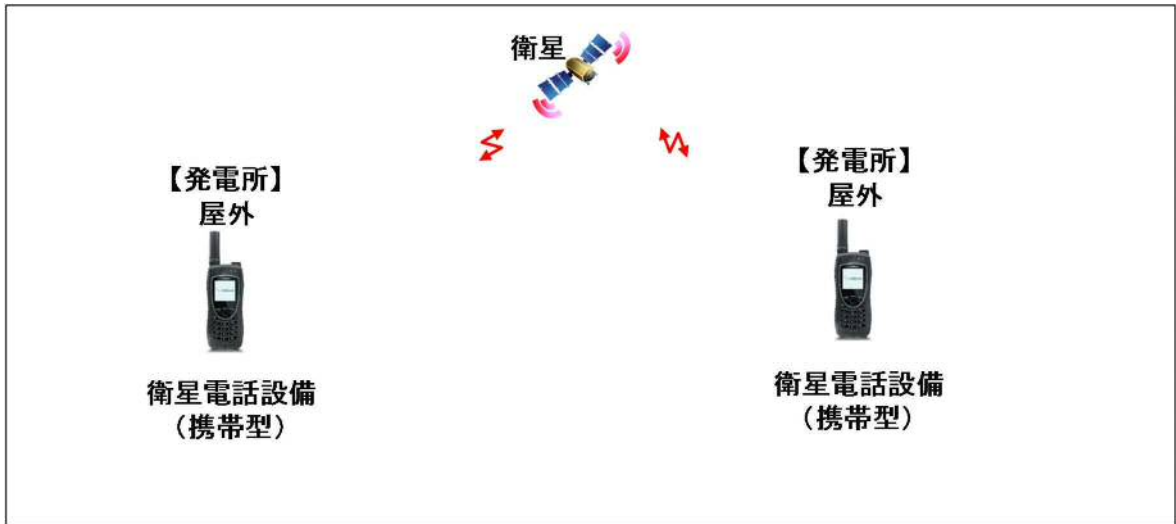
・写真については，一部イメージを含む。

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。

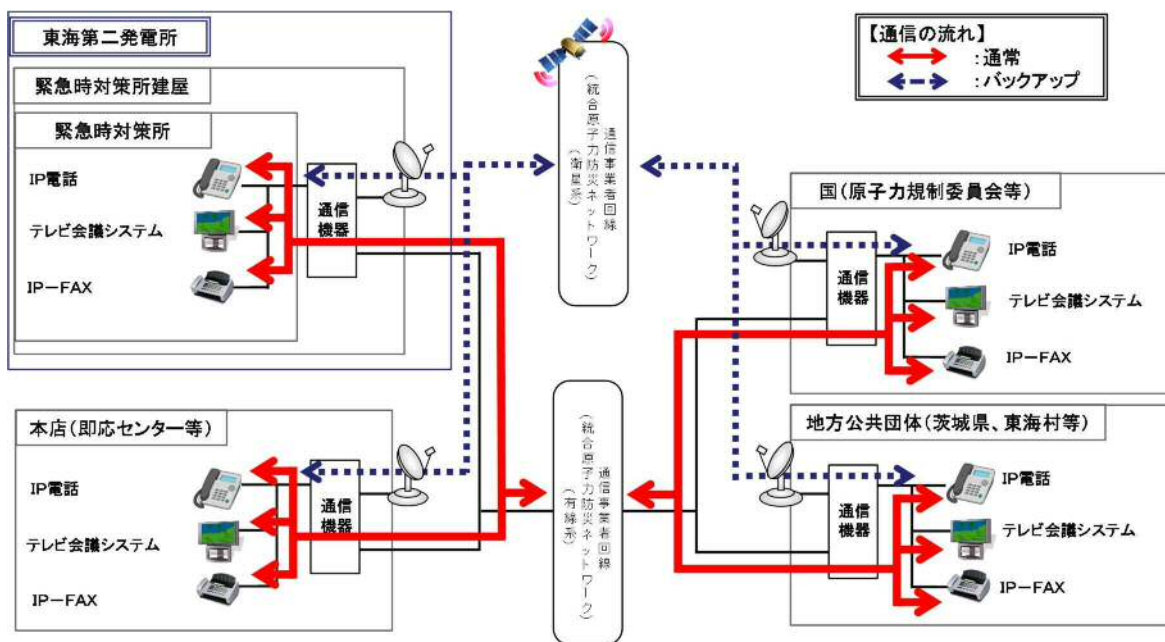
第 62-5-6 図 衛星電話設備（携帯型） 試験検査構成

○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

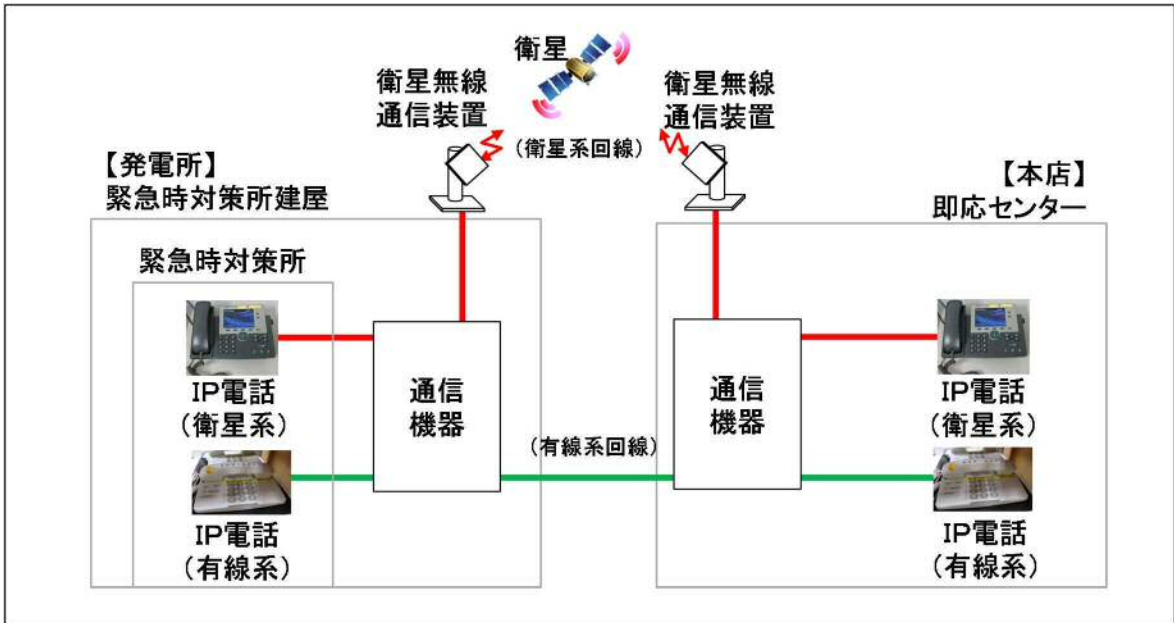
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認



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】



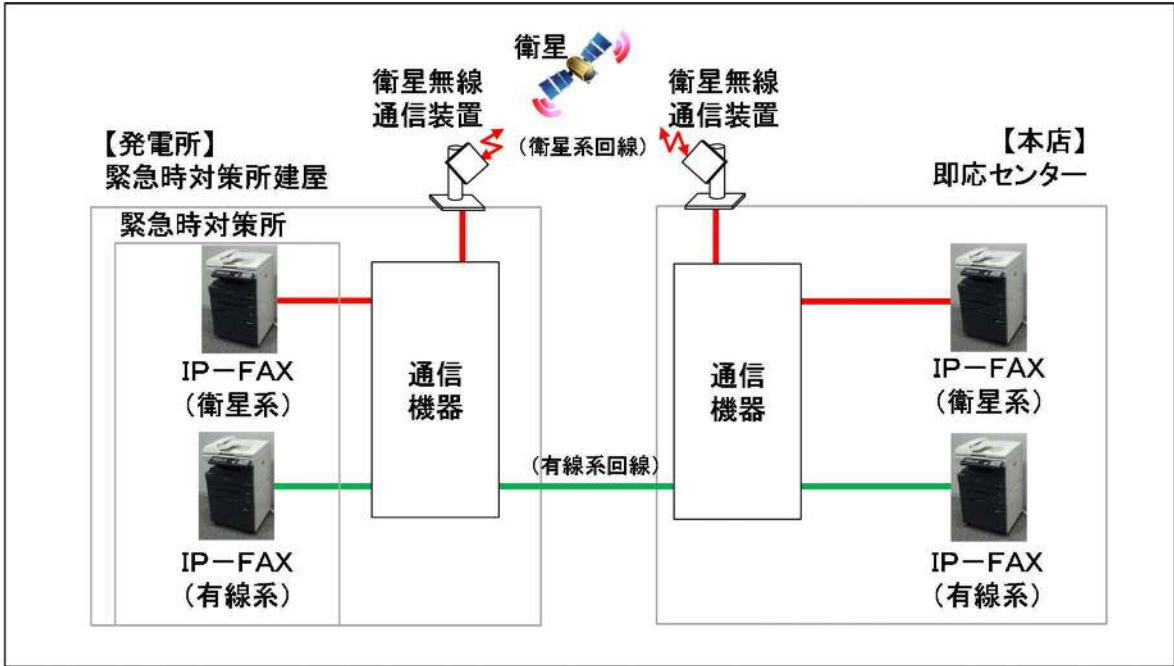
※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

・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】



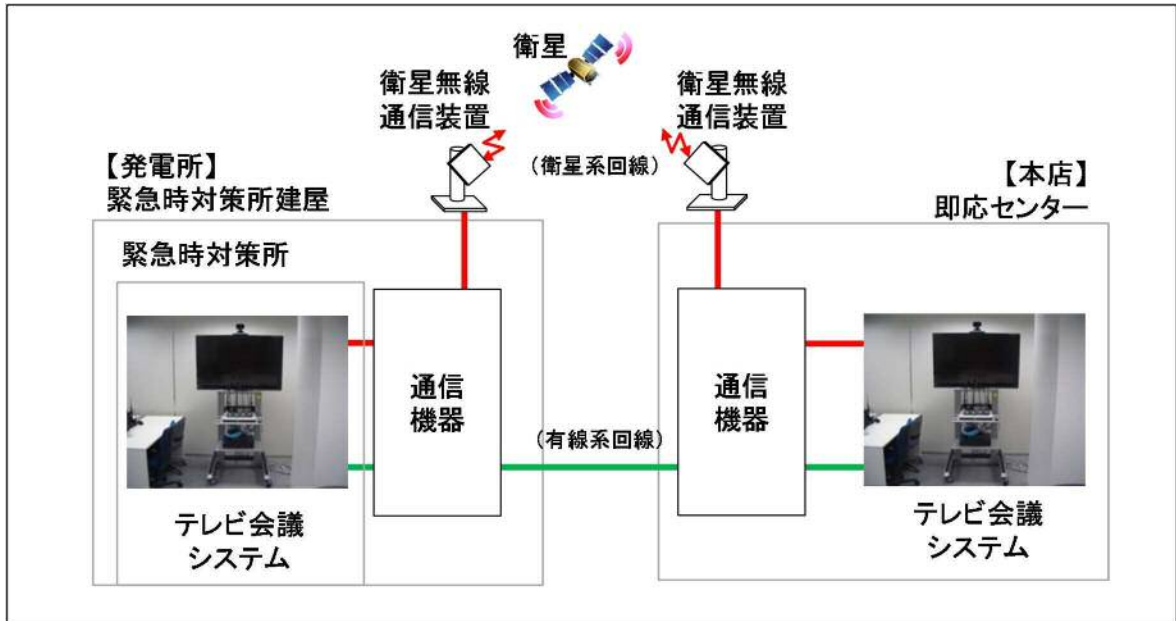
※試験区間：緊急時対策所～本店即応センター

・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。

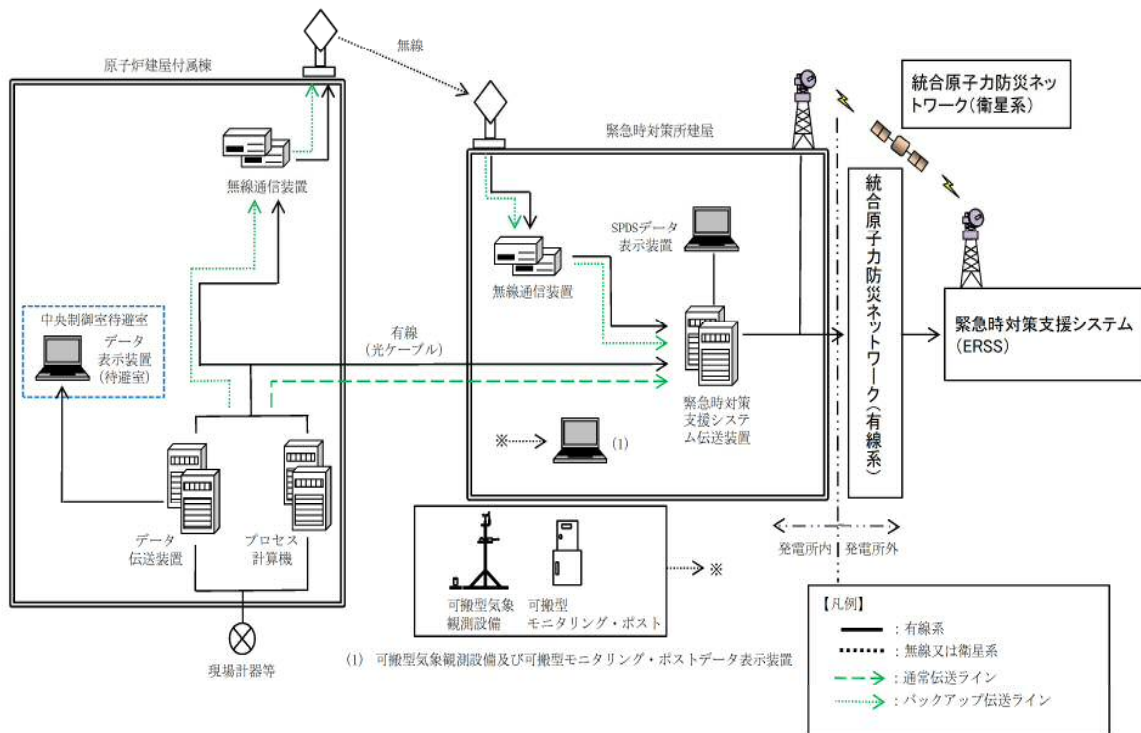
第 62-5-10 図 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
(テレビ会議システム) 試験検査構成

○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

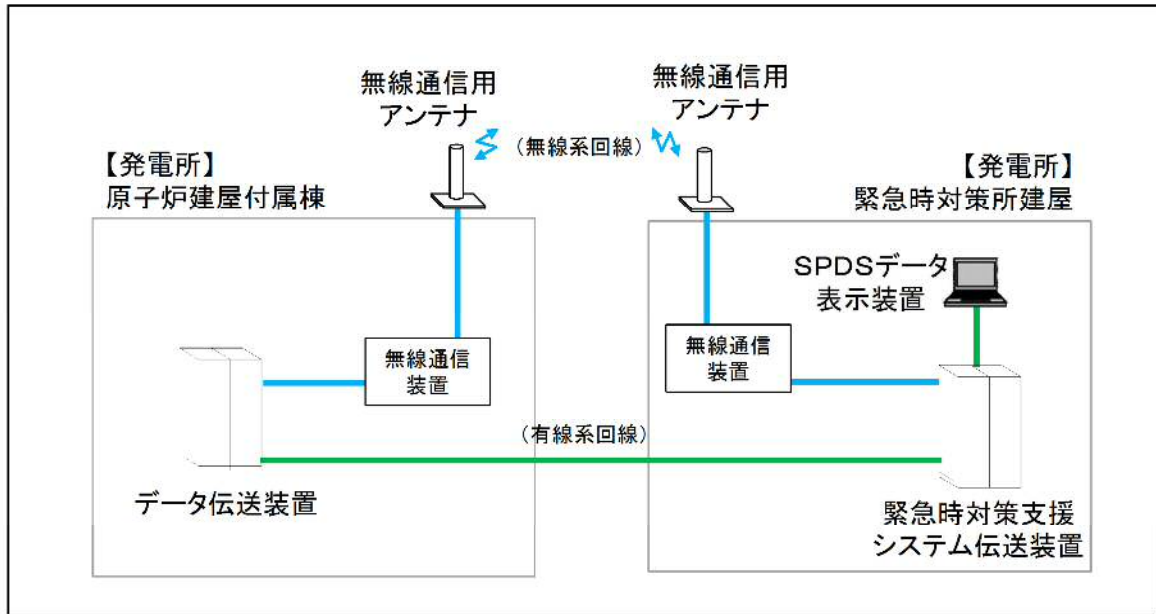
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	機能・性能検査	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認



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

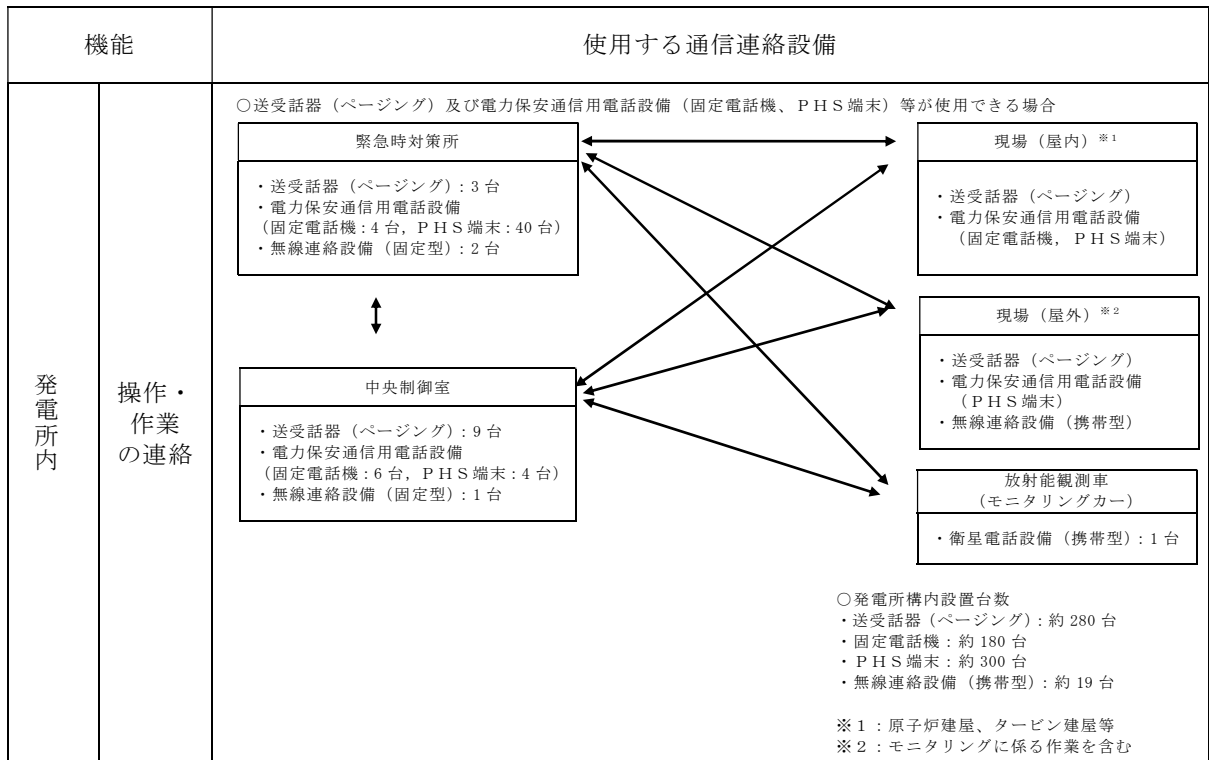
機能毎に必要な通信設備（発電所内）

機能		使用する通信連絡設備	
発電所内	退避の指示	<p>緊急時対策所</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受話器（ページング）：3台 ・電力保安用通信用電話設備（固定電話機：4台，PHS端末：40台） ・無線連絡設備（固定型）：2台 ・衛星電話設備（固定型）：6台 	<p>中央制御室</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受話器（ページング）：9台 ・電力保安用通信用電話設備（固定電話機：6台，PHS端末：4台） ・無線連絡設備（固定型）：1台 ・衛星電話設備（固定型）：2台
		<p>現場（屋内）^{※1}</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受話器（ページング） ・電力保安通信用電話設備（PHS端末） <p>現場（屋外）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受話器（ページング） ・電力保安通信用電話設備（PHS端末） ・無線連絡設備（携帯型） ・衛星電話設備（携帯型） <p>○発電所構内設置台数</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>※1：原子炉建屋、タービン建屋等</p>	

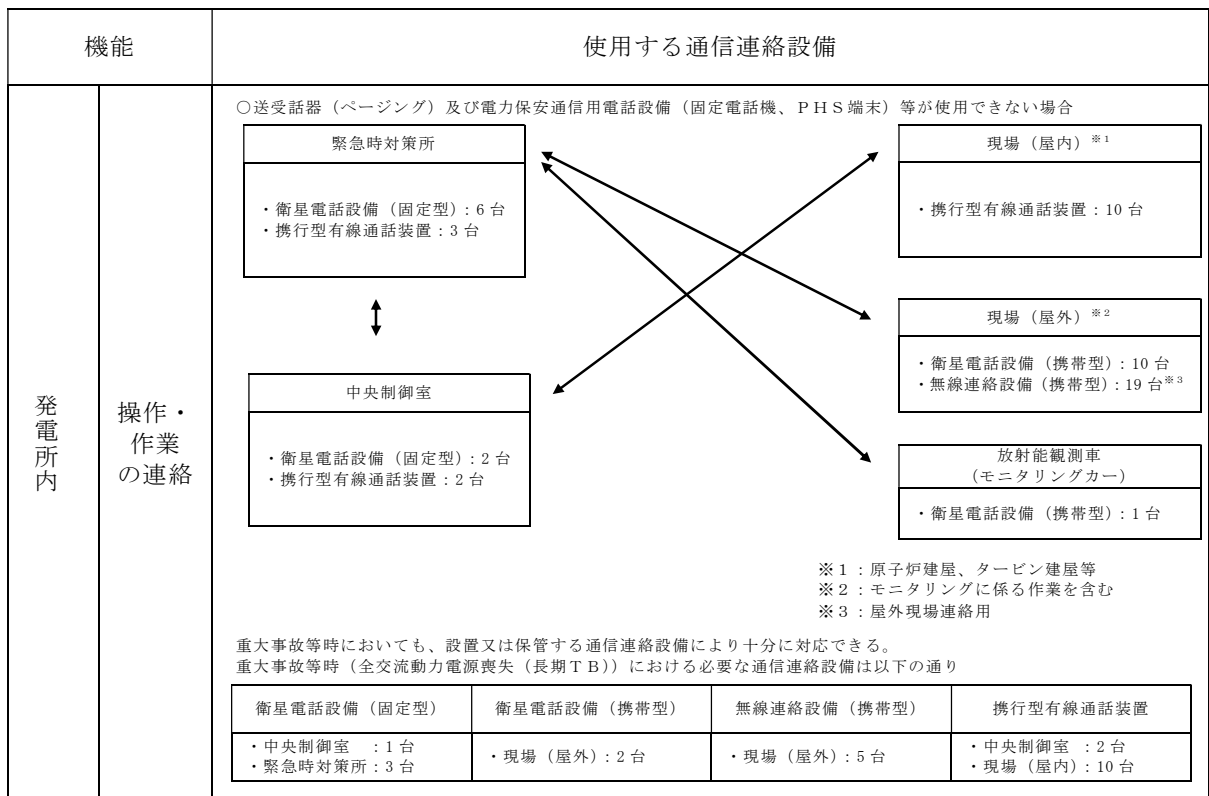
・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

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



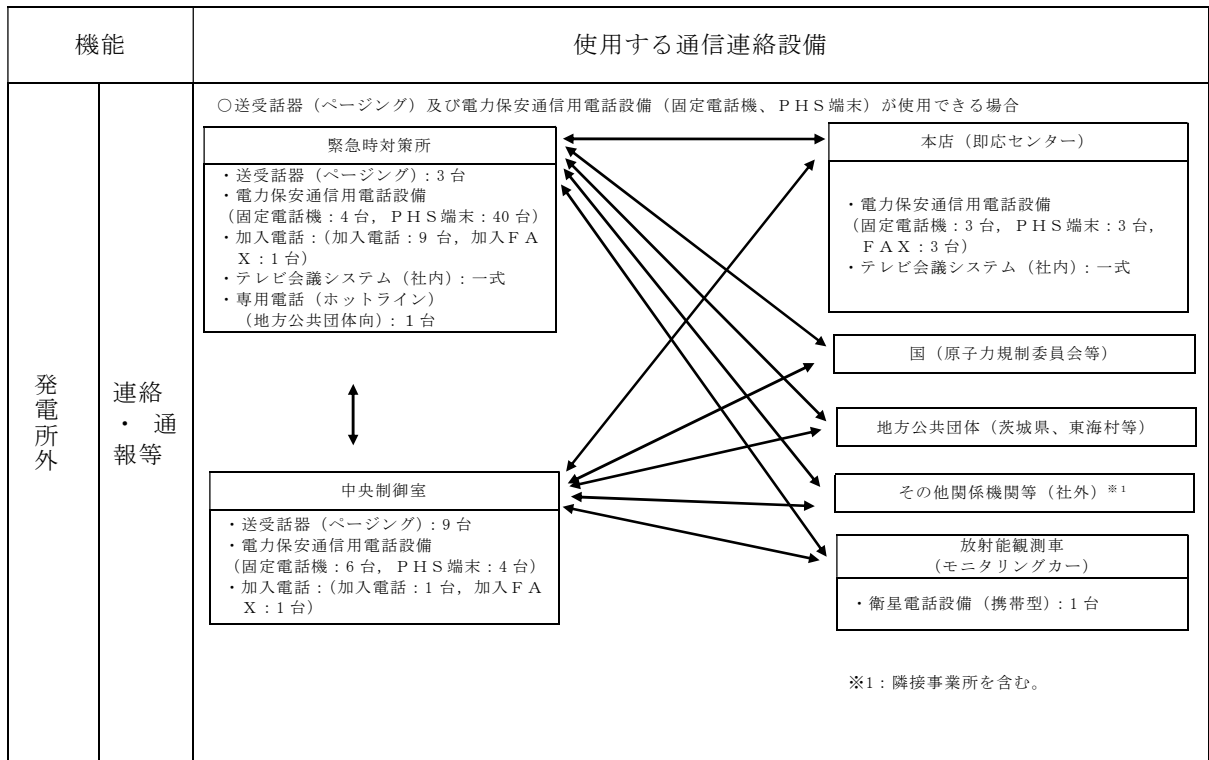
・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



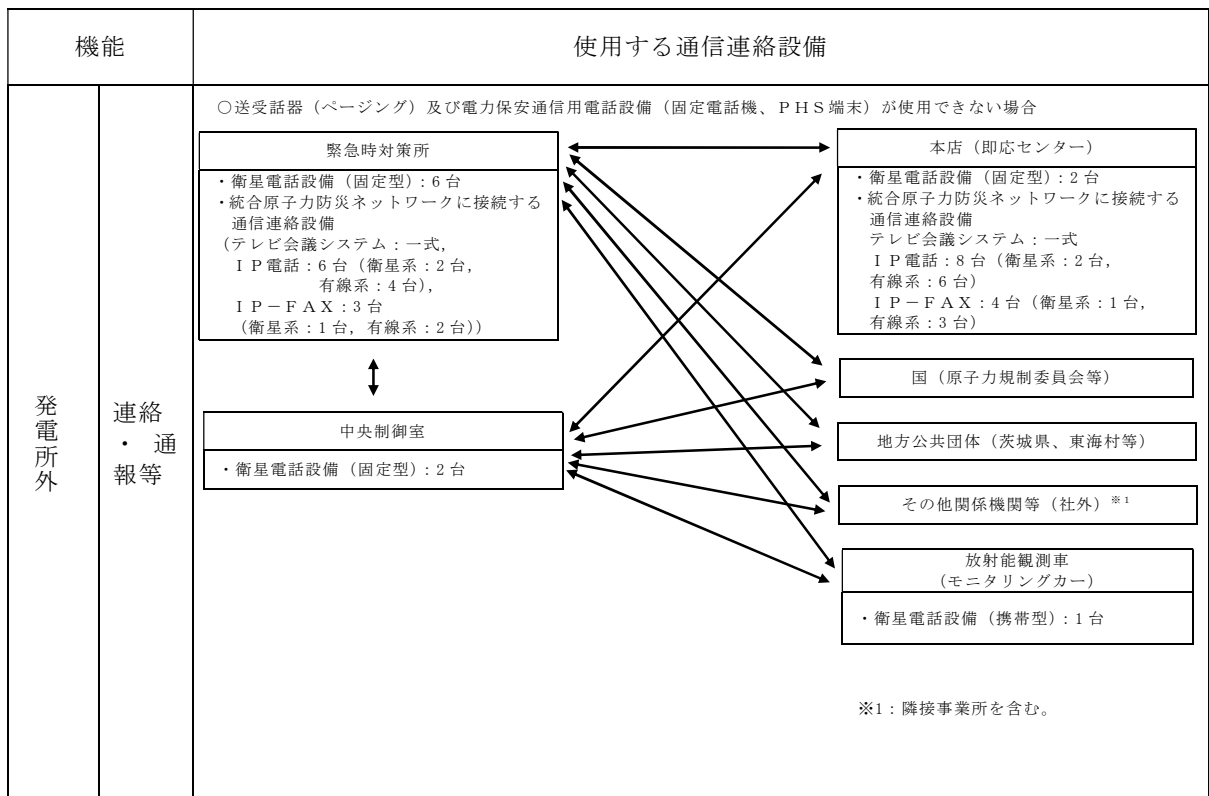
・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

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



・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。



・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 T B) 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	原子炉建屋附属棟 1 階	C / S 電気室
受電前準備	原子炉建屋附属棟 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	MS I V 保守室
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

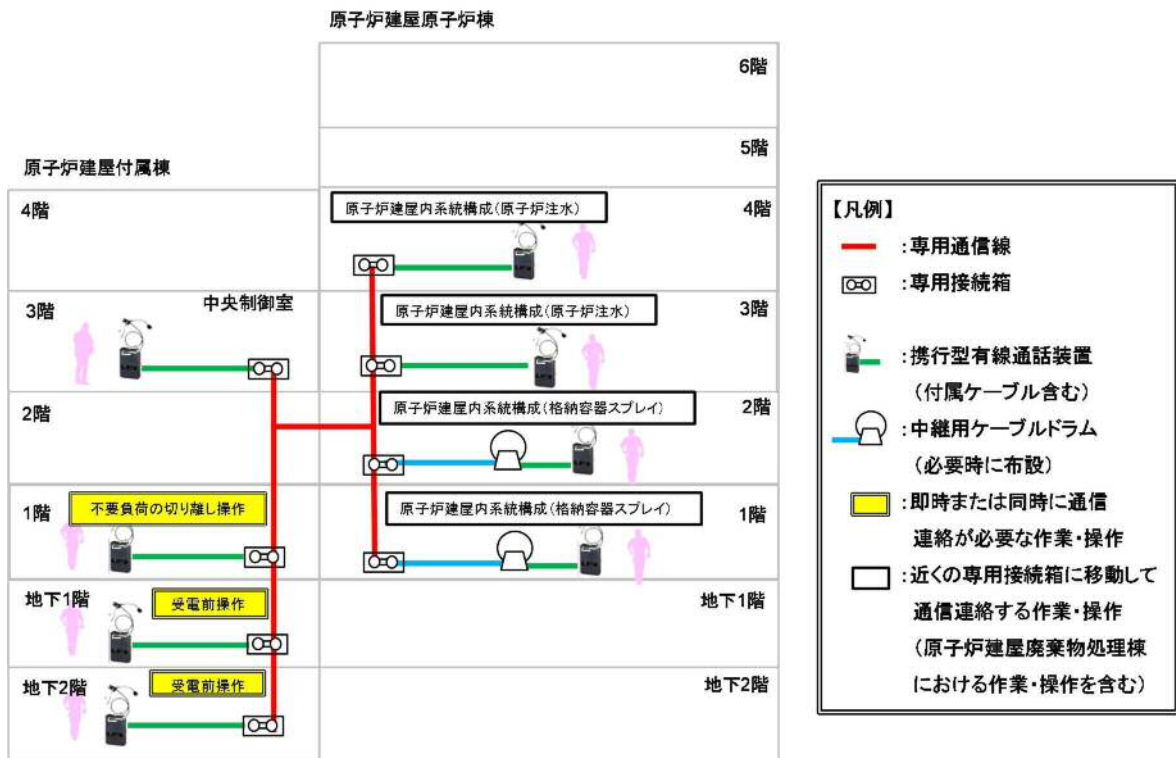


携行型有線通話装置



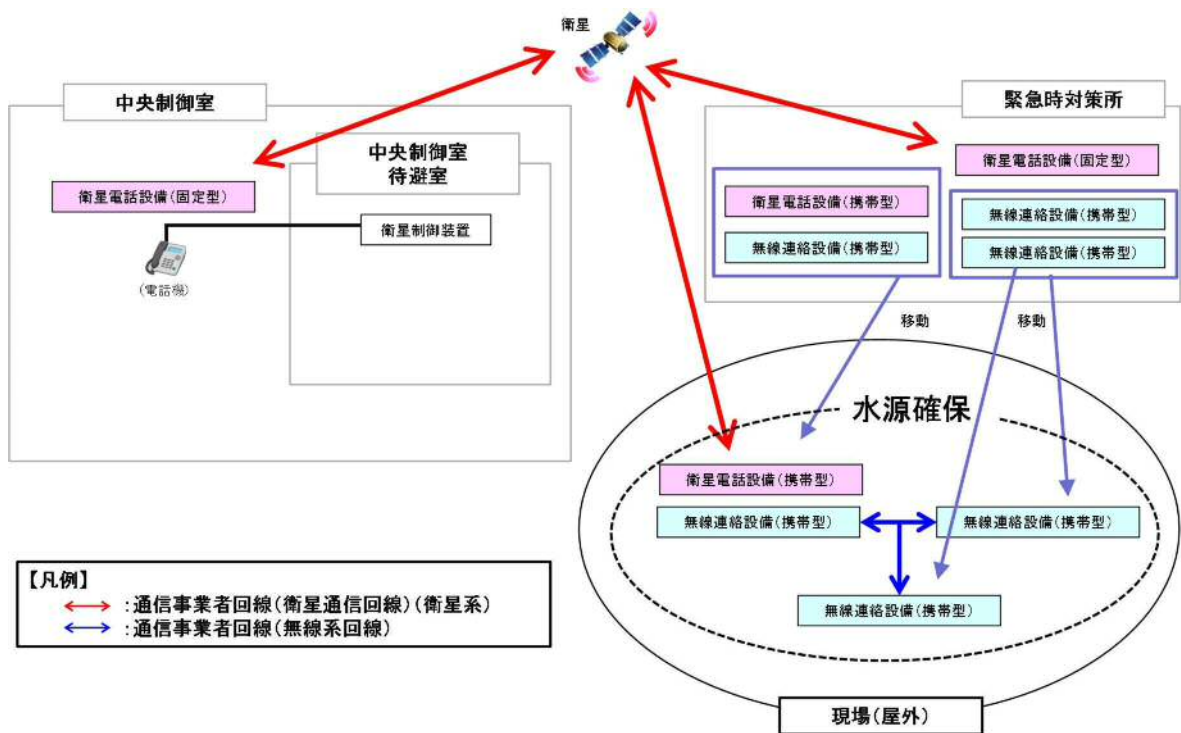
中継用ケーブルドラム

・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。

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 T B) 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	設備	使用場所	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	高压・低圧注水機能喪失	2	-	-	3	5
	①-2	高压注水・減圧機能喪失	-	-	-	-	-
	①-3-1	全交流動力電源喪失(長期T B)	2	2	8	-	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失(T B D, T B U)	2	2	8	-	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失(T B P)	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	高压溶融物放出/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 T B)	1	3	2	5
	①-3-2	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	1	3	2	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失 (T B P)	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	L O C A 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 L O C A)	—	—	—	—
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。

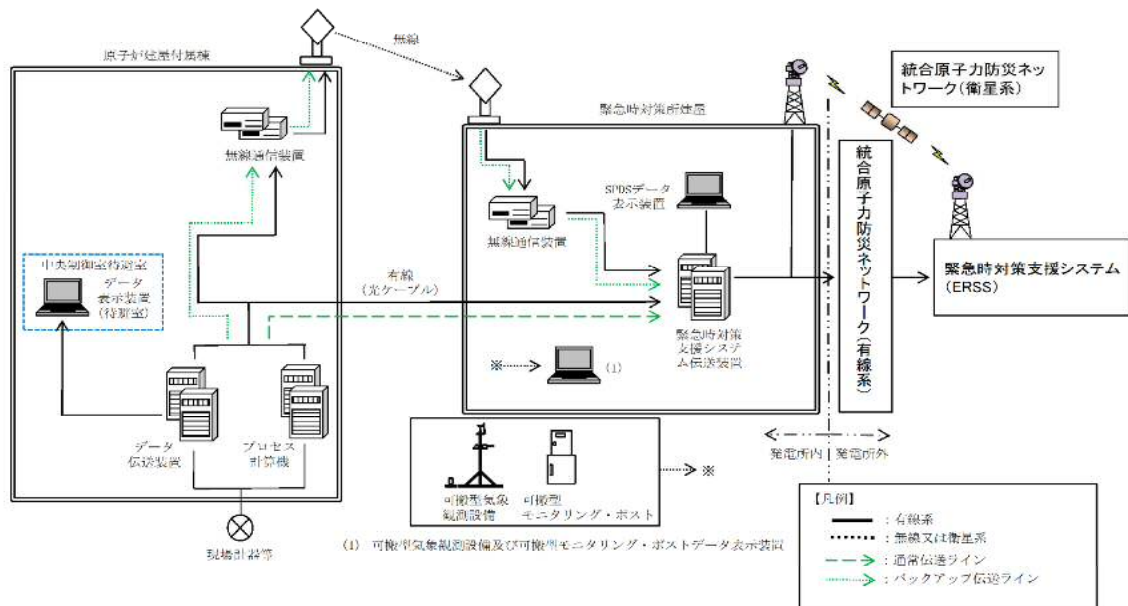
○過去のプラントパラメータの閲覧について

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)	○	○	○
	高压炉心スプレー系系統流量	○	○	○
	低压炉心スプレー系系統流量	○	○	○
	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	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	○	○	○
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	○	○	○
	低压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 B 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	○	○	○	
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 S P D S 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	S P D S パ ラメータ	E R S S 伝 送パラメー タ(※1)	バックアッ プ対象パラ メータ
格納容器 内の状態 確認	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—
	ドライウェル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度 (平均値)	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・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 (S A)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度 (S A)	○	○	○
	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 : E R S S 伝送パラメータは既設 S P D S の E R S S 伝送パラメータ及び既設 S P D S 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 E R S S 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
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	○	○	—
	NS 4 内側隔離	○	○	—
	NS 4 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	○	○	○
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ポンベ圧力	○	○	○
	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ポンベ圧力	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	-
	高圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	-
	高圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	-
	低圧炉心スプレー系ポンプ起動	○	○	-
	低圧炉心スプレー系注入弁全開	○	○	-
	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	○	○	-	
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	デジタル信号	アナログ信号	デジタル信号
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

通信回線種別		主要設備		必要回線容量 ^{※2, 3}			回線容量
				主要設備	その他 ^{※4}		
電力保安 通信用回線	無線系回線	電力保安通信用電話設備 ^{※1} (固定電話機, PHS 端末, FAX)		64kbps	5936kbps	6Mbps	6Mbps
通信事業者 回線	有線系回線	加入電話 設備	加入電話	9 回線	—	9 回線	10 回線
			加入 FAX	1 回線	—	1 回線	2 回線
			電力保安通信用 電話設備接続 ^{※1}	4 回線	—	4 回線	98 回線
	衛星系回線	衛星電話 設備	衛星電話設備 (固定型)	6 回線	—	6 回線	8 回線
			衛星電話設備 (携帯型)	11 回線	—	11 回線	12 回線
有線系回線	専用電話（ホットライン） (地方公共団体向)		1 回線	—	1 回線	1 回線	
通信事業者 回線（統合 原子力防災 ネットワー ク）	有線系回線	統合原子力 防災ネット ワークに接 続する通信 連絡設備		2.9Mbps	—	2.9Mbps	5Mbps
			IP 電話	(640kbps)			
			IP-FAX	(256kbps)			
			テレビ会議 システム	(2Mbps)			
		データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)			
	衛星系回線	統合原子力 防災ネット ワークに接 続する通信 連絡設備		226kbps	—	226kbps	384kbps
			IP 電話	(16kbps)			
			IP-FAX	(50kbps)			
テレビ会議 システム			(128kbps)				
	データ伝送設備 (緊急時対策支援 システム伝送装置)		(32kbps)				

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。

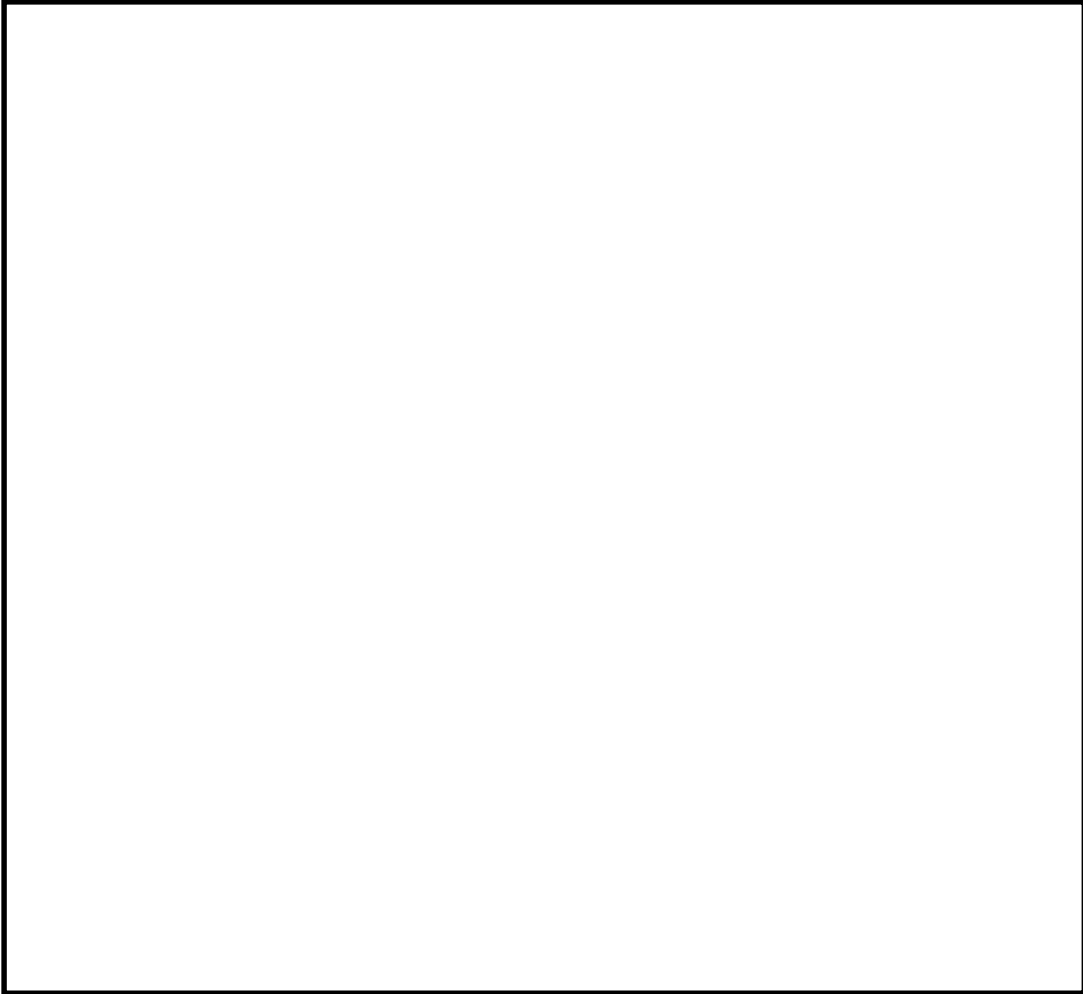
※1：加入電話に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

※2：() は内訳を示す。

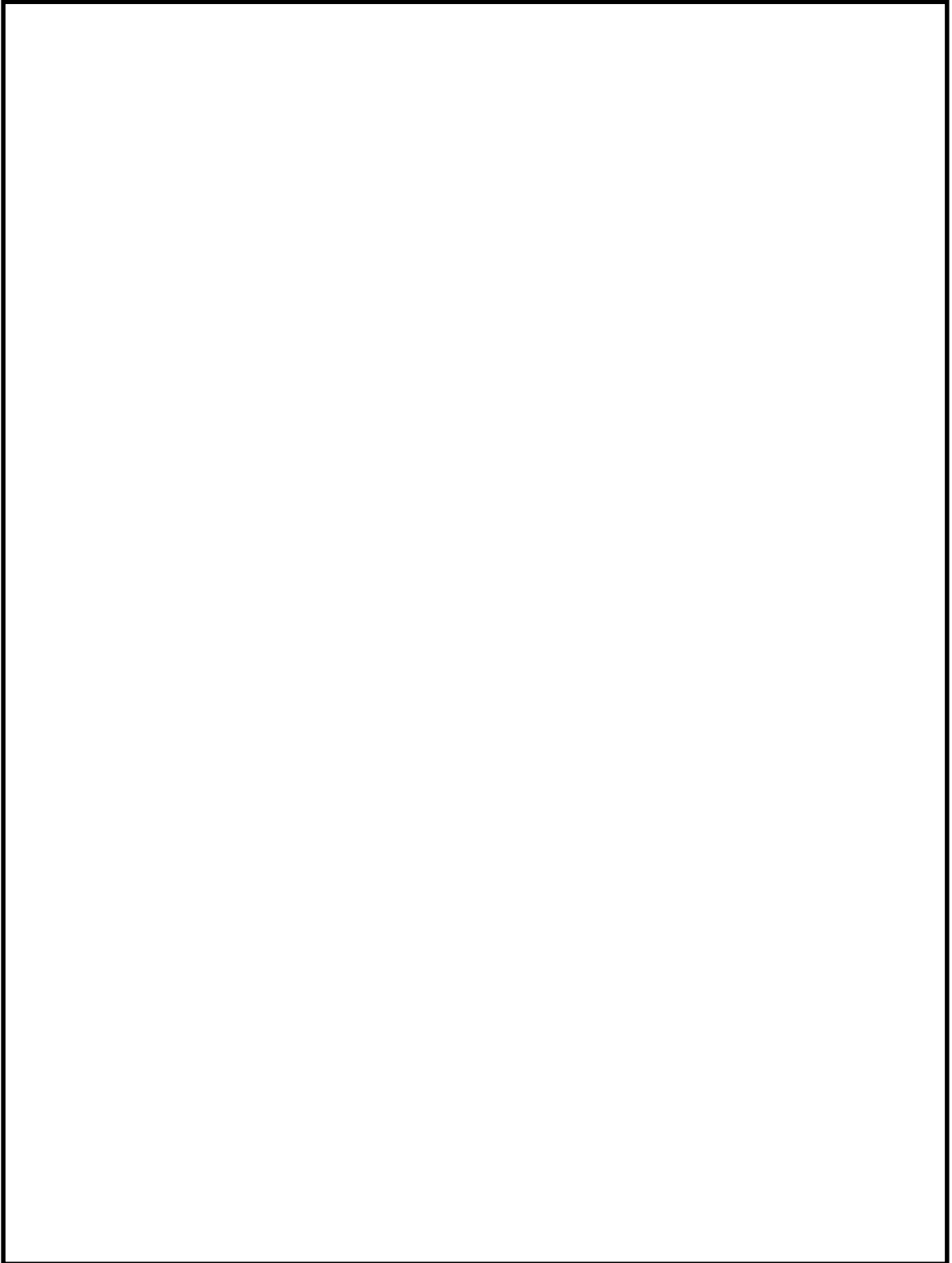
※3：緊急時対策所設置分を示す。

※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。

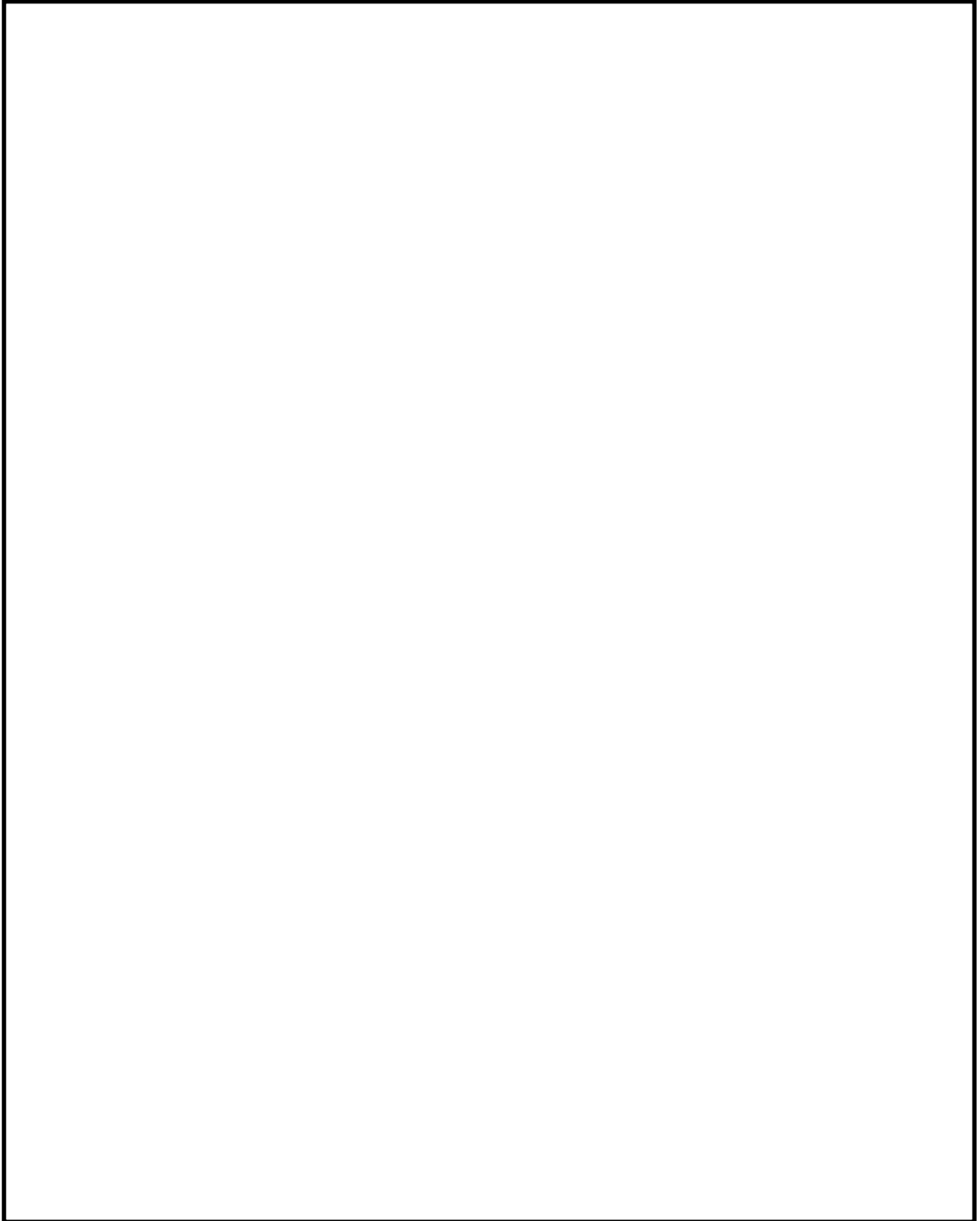
62-7 アクセスルート図



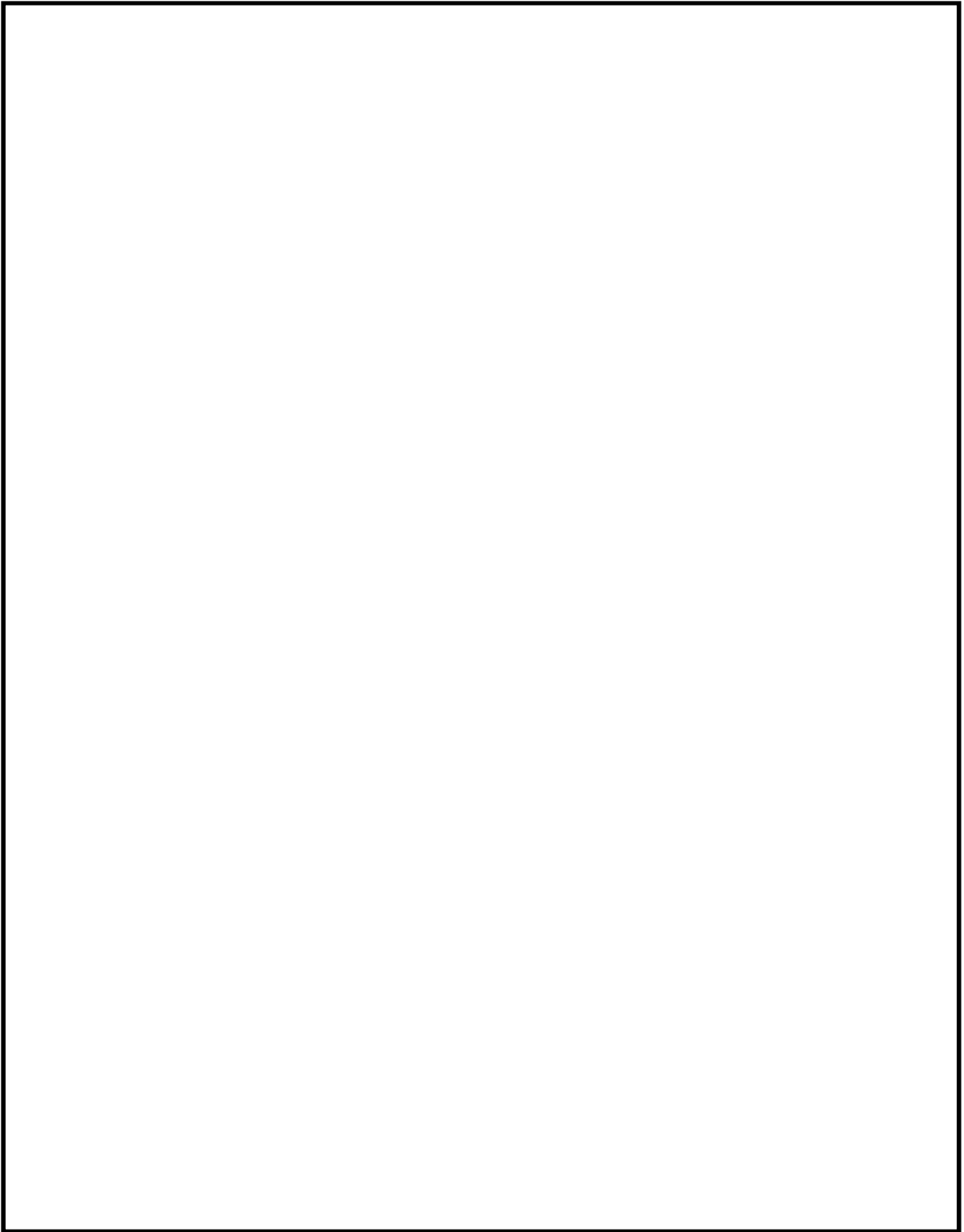
第 62-7-1 図 屋外アクセスルート図



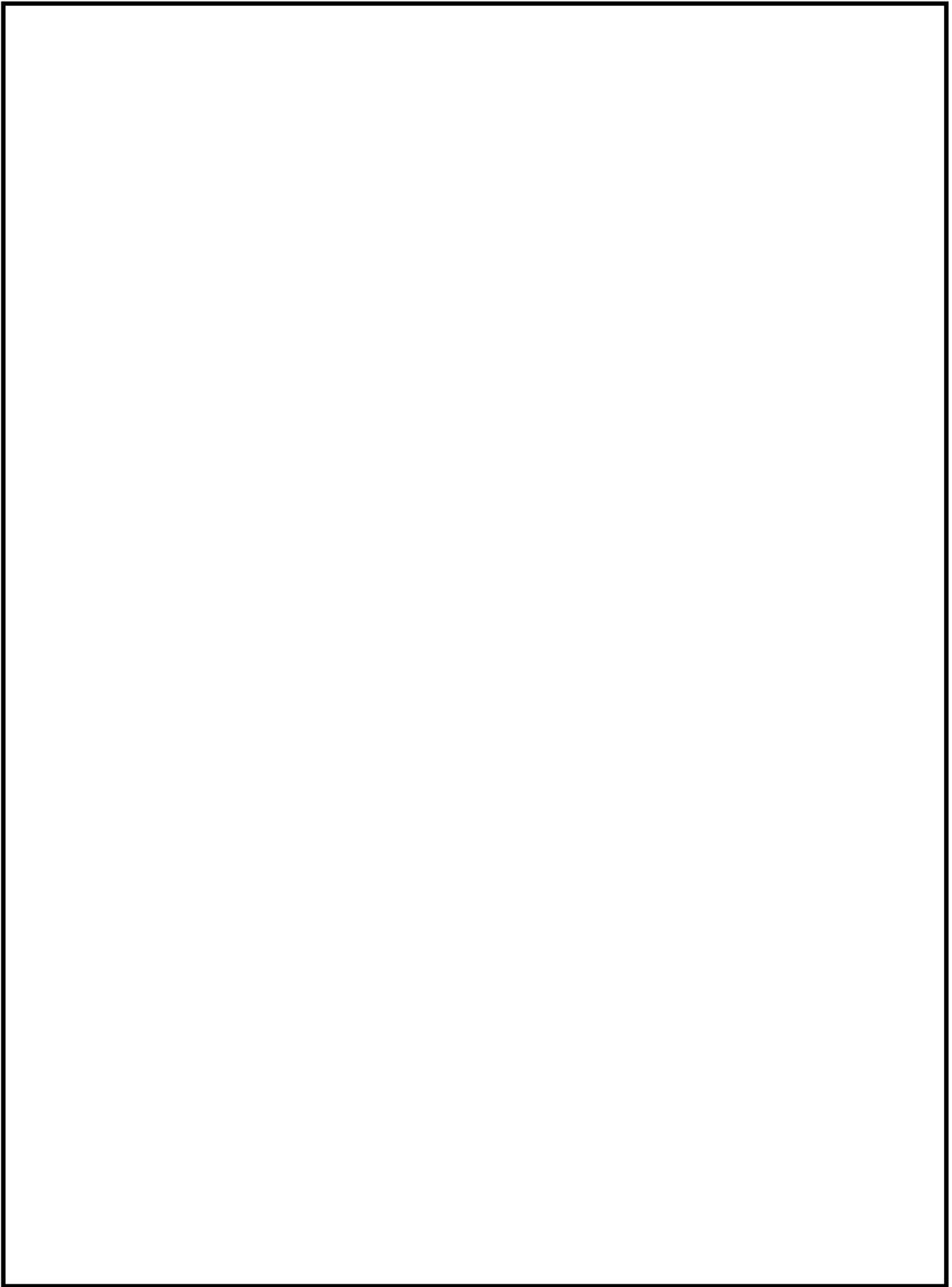
第 62-7-2 図 重大事故等発生時 屋内アクセスルート
62-7-3



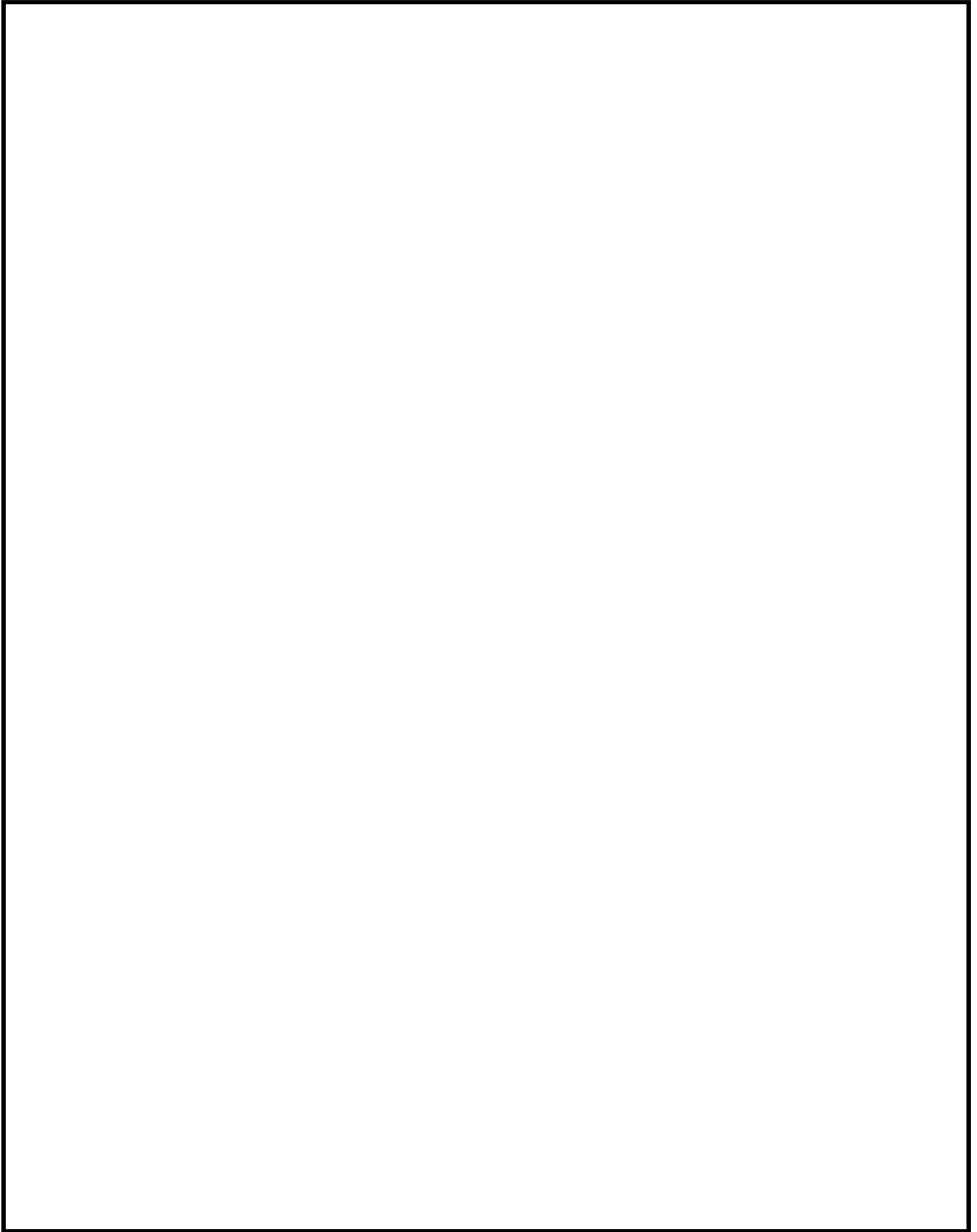
第 62-7-3 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



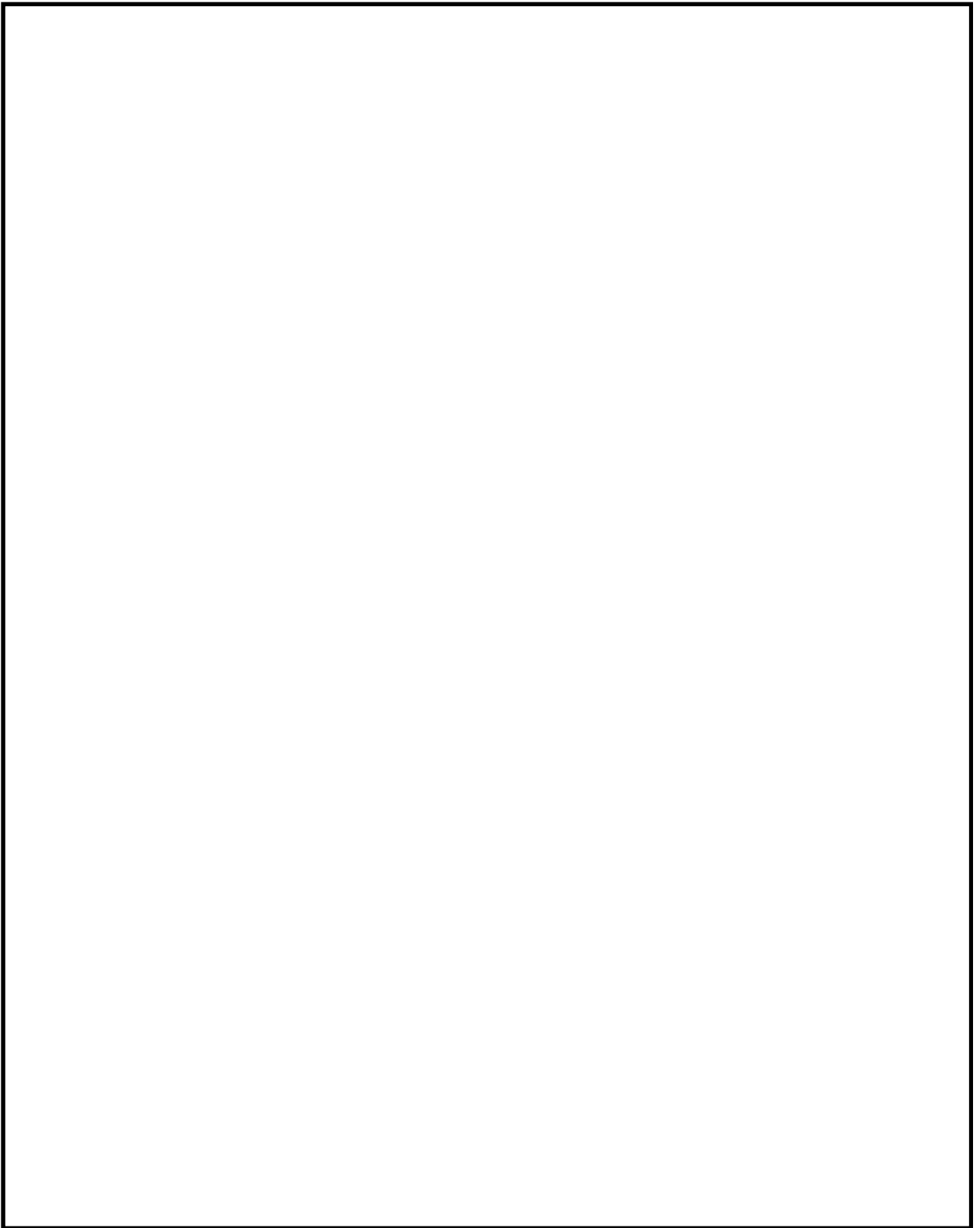
第 62-7-4 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



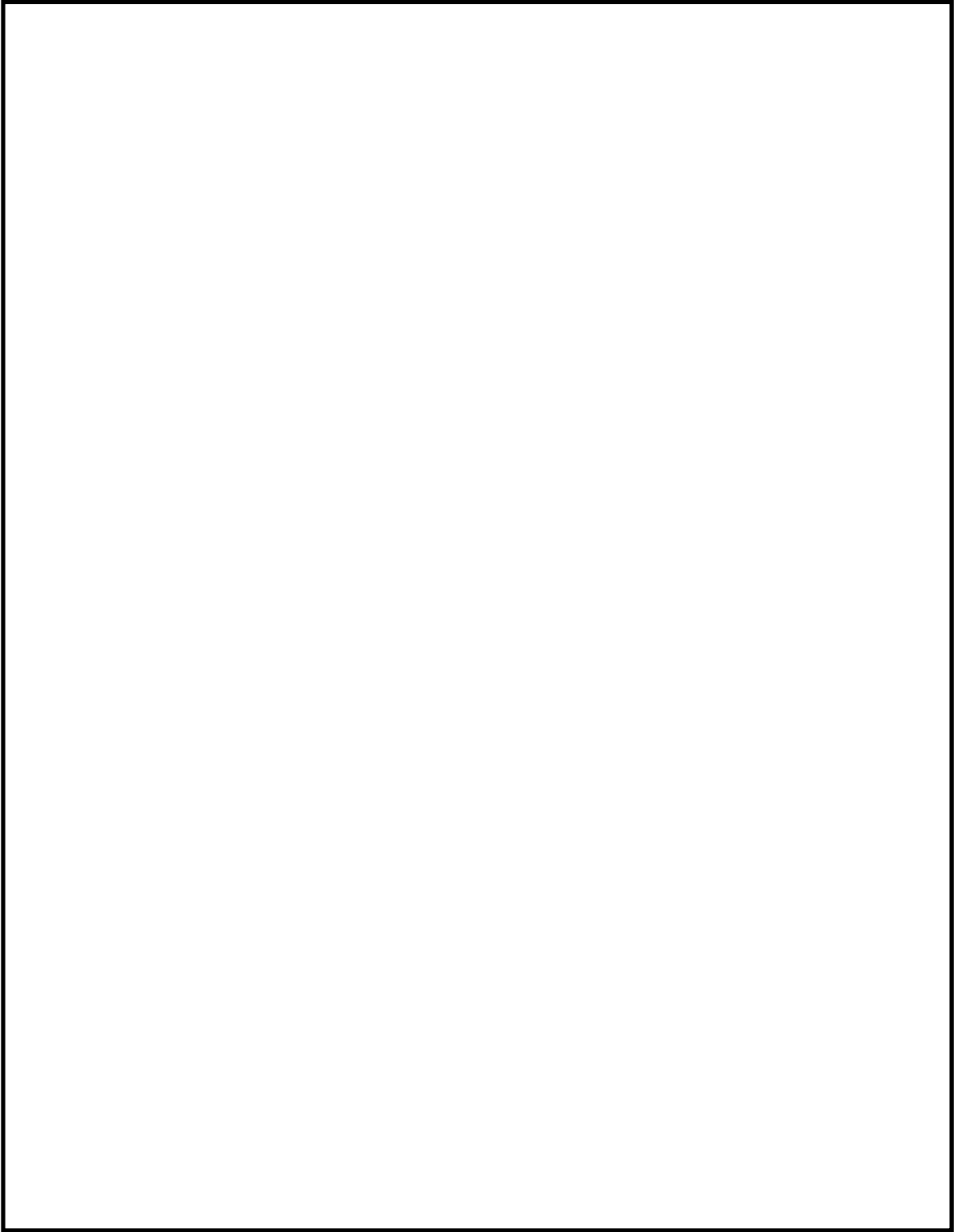
第 62-7-5 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



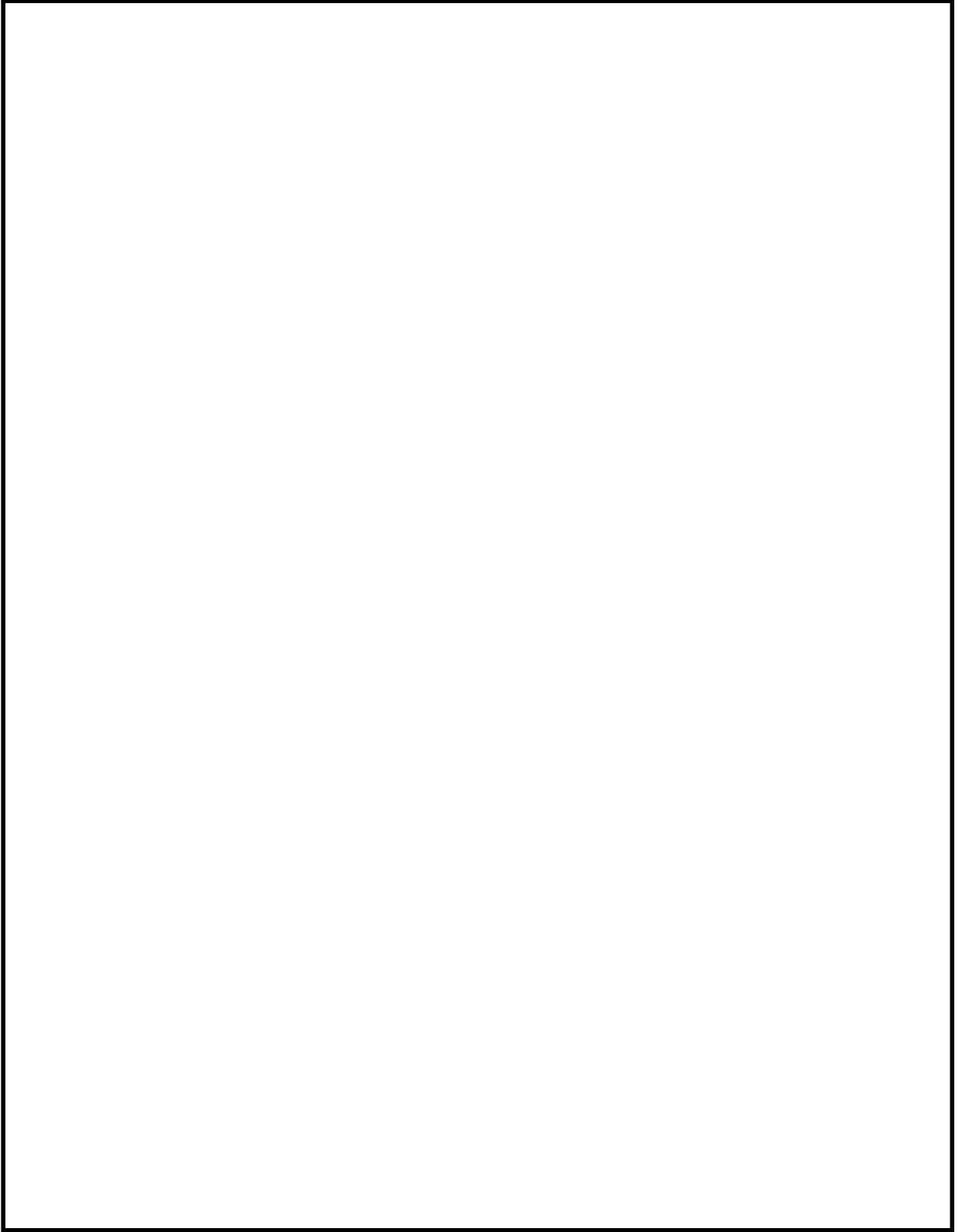
第 62-7-6 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



第 62-7-7 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

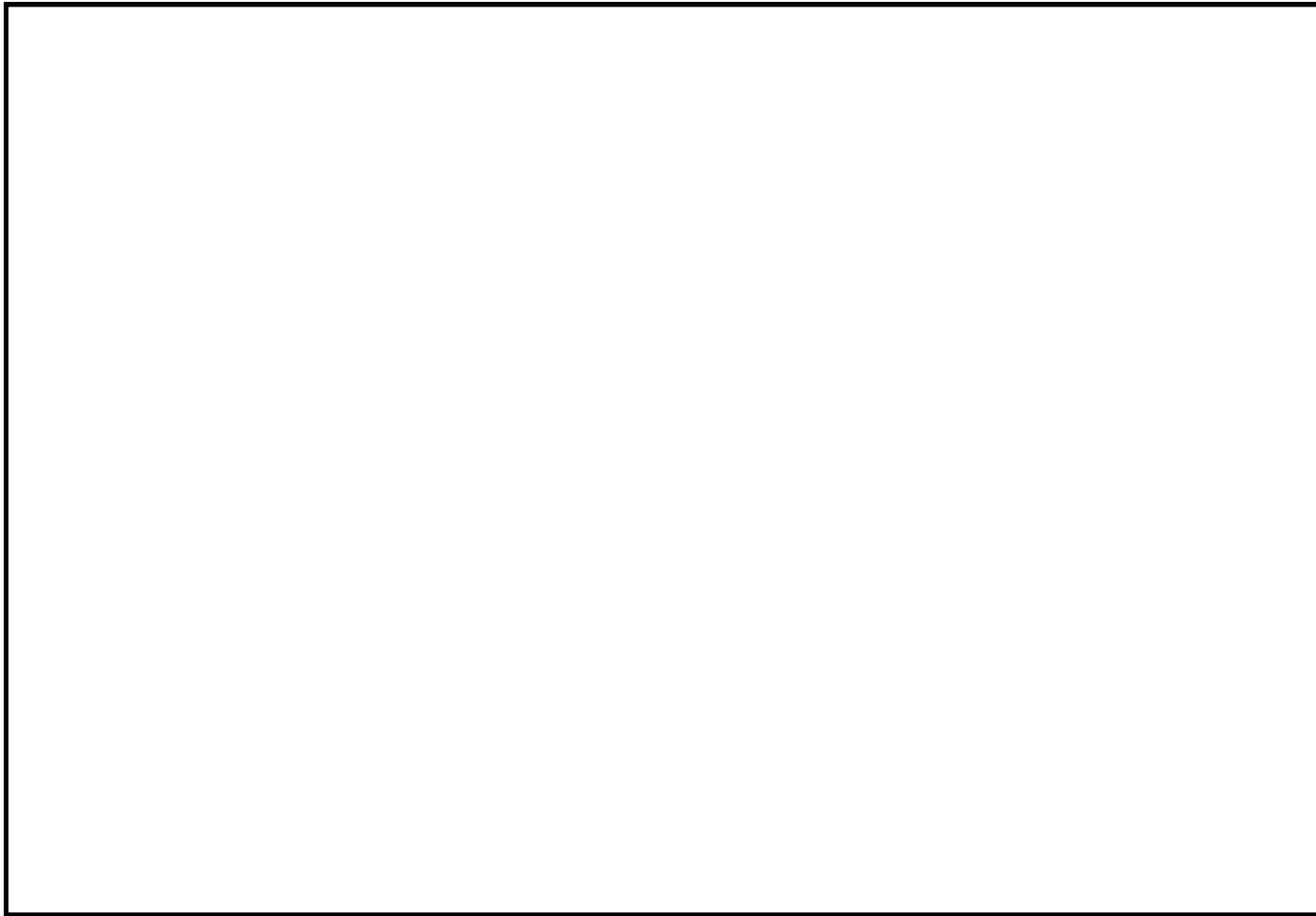


第 62-7-8 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート



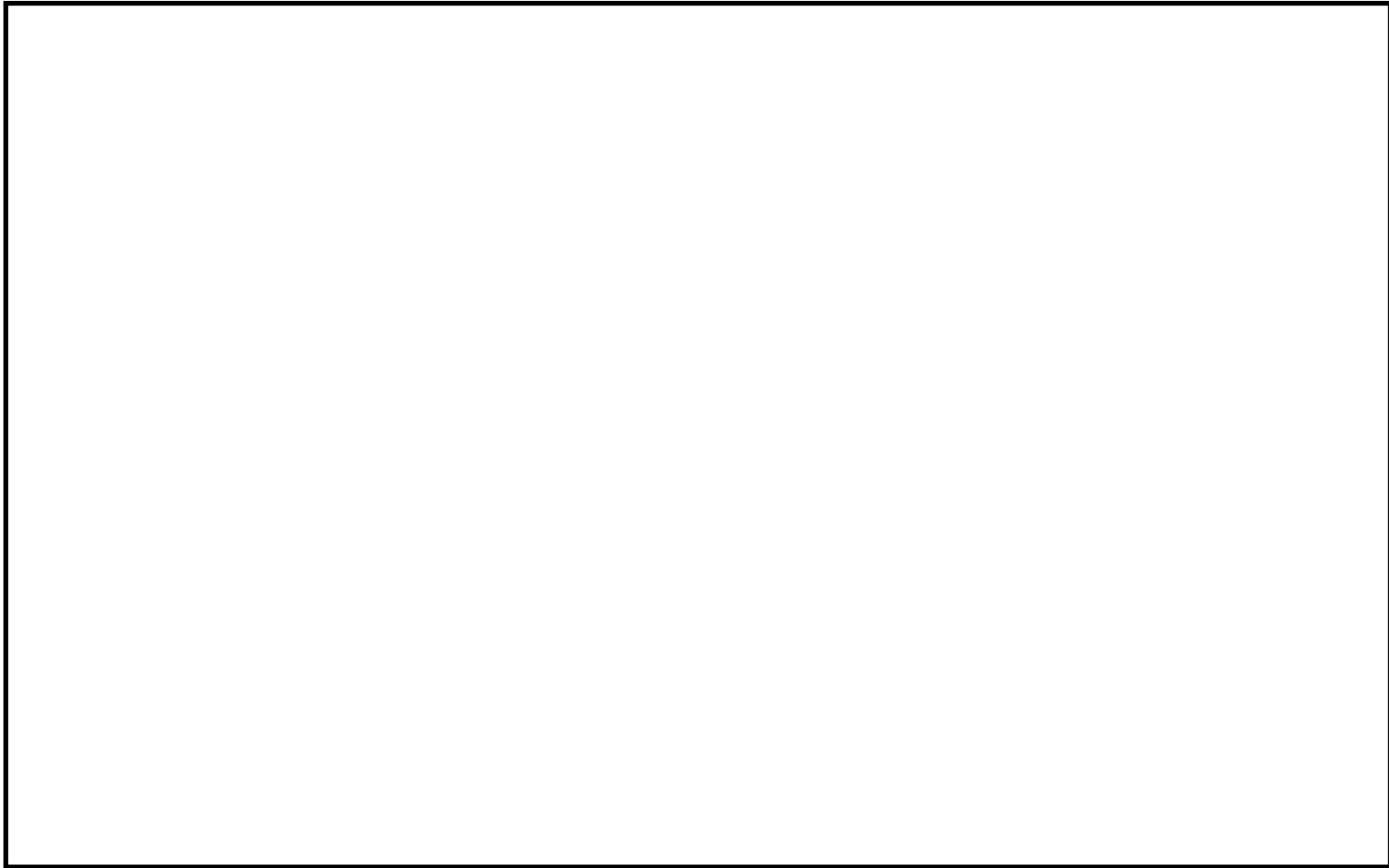
第 62-7-9 図 重大事故等発生 屋内アクセスルート

62-8 設備操作及び切替に関する説明書



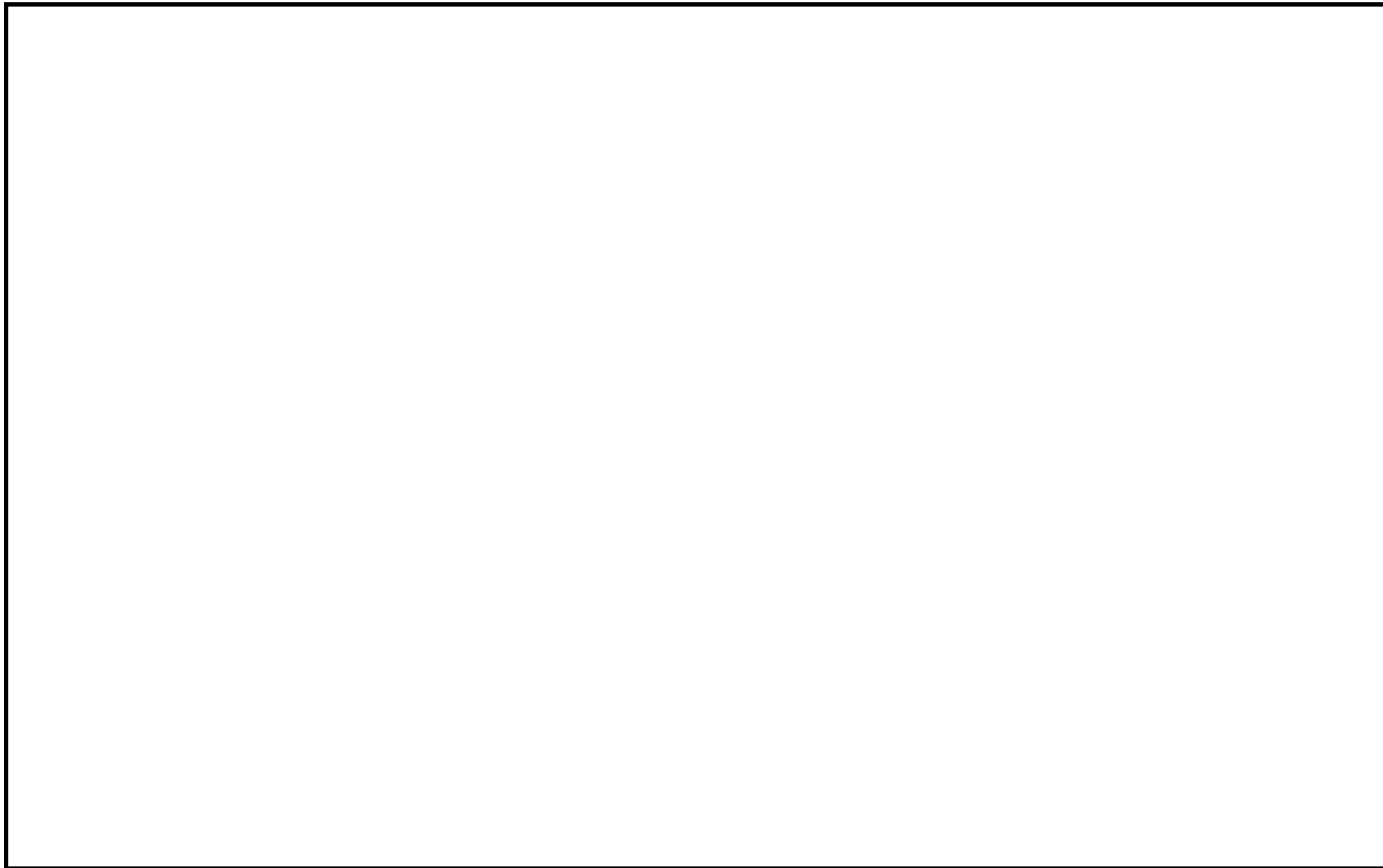
- 写真については、一部イメージを含む。
- 配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

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)



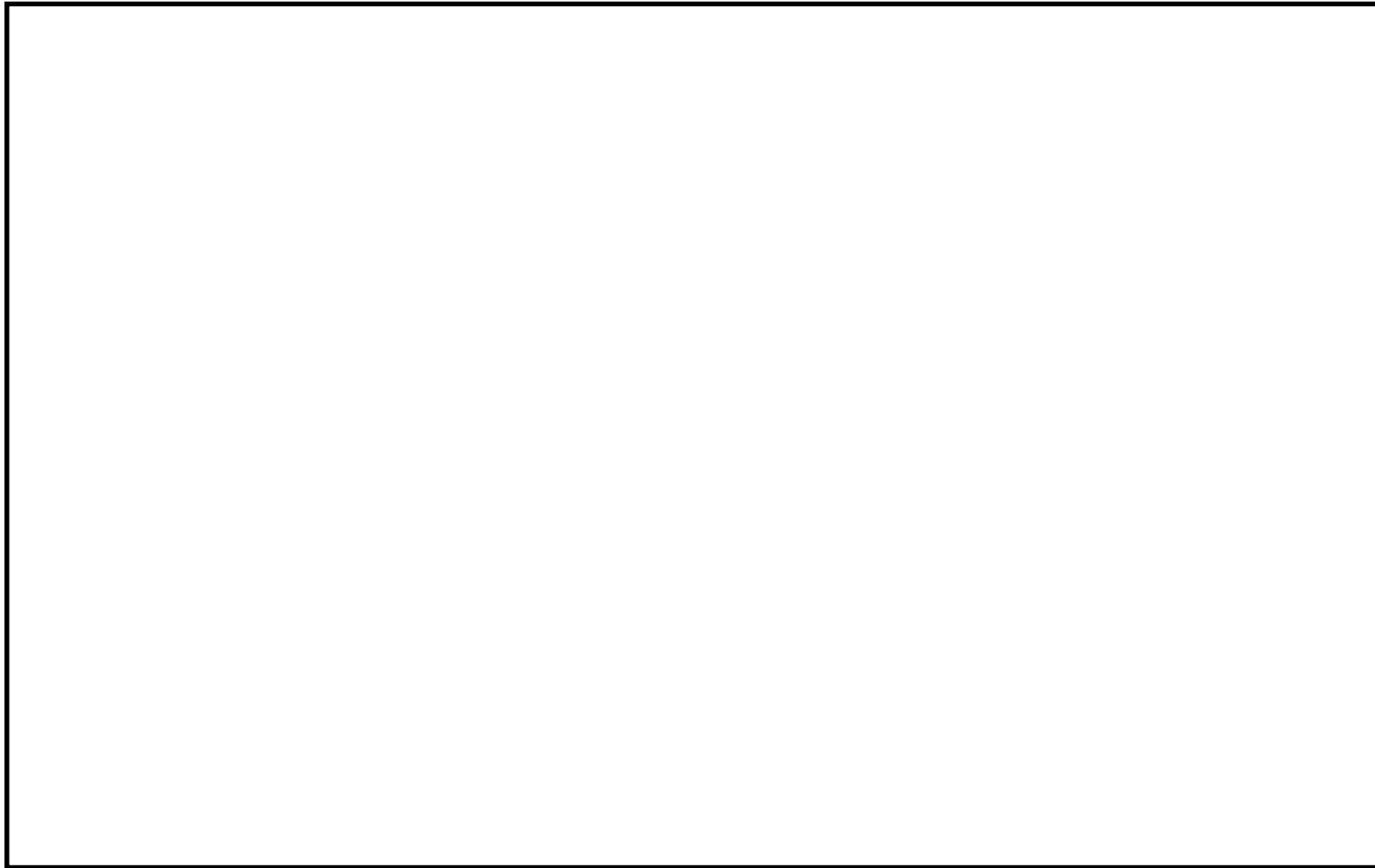
- ・写真については、一部イメージを含む。
- ・配備又は保管場所については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

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, I P 電話及び I P - F A X) (緊急時対策所建屋 2 階 緊急時対策所)