

58 条 計装設備

目次

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 アクセスルート図
- 58-8 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
- 58-9 可搬型計測器について
- 58-10 主要パラメータの耐環境性について
- 58-11 パラメータの抽出について

58-1

SA 設備基準適合性 一覧表

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

第58条：計装設備			原子炉圧力容器温度		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用—代替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用—代替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉水位 (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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高压炉心注水系系統流量		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			ドライウエル雰囲気温度		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		58-2 単線結線図、58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ氣體温度		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ・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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内圧力 (D/W)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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

第58条：計装設備			格納容器内圧力 (S/C)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ・プール水位		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内水素濃度		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用—代替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			起動領域モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料		58-2 単線結線図、58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			平均出力領域モニタ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	A
				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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図、58-3 配置図		

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

第58条：計装設備			復水補給水系温度 (代替循環冷却)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	A b
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置入口圧力		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置出口放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用—代替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	A b	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				フィルタ装置水素濃度	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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	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	操作スイッチ，弁操作	B d, B f	
			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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			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)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置金属フィルタ差圧		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	A b
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料				58-2 単線結線図、58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置スクラバ水 pH		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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	操作スイッチ操作, 弁操作	B d, B f	
			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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
			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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋外	A b
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備 その他の建屋内設備	B 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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA設備あり)	B	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉補機冷却水系系統流量		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備 その他の建屋内設備	B 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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高圧炉心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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水貯蔵槽水位 (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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水移送ポンプ吐出圧力		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内設備	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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図、58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用—代替不要	B b	
			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)	対象外	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内酸素濃度		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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	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の容量等が十分	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	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の容量等が十分	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図、58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象D B設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(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 試験及び検査		
		第4号	代替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条:計装設備			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉区域内設備	B
				荷重	(有効に機能を發揮する)	—
				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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	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	防止設備-対象(代替対象D B設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備		使用済燃料貯蔵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	その他の建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を發揮する)	—
				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	操作スイッチ, 弁操作	B d, B f	
			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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			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)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場(設置場所)	A a	
			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	防止設備-対象(代替対象D B設備あり)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内設備	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表示装置を除く), 操作スイッチ操作(緊急時対策所,SPDS表示装置)	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 試験及び検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	-	
		第6号	設置場所	操作不要(SPDS表示装置を除く), 現場(設置場所)(緊急時対策所,SPDS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の容量等が十分	B
	関連資料			-		
	第2号		共用の禁止	共用する設備	A	
			関連資料	-		
第3号	共通要因故障防止		環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的 のSA設備なし)	対象外	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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

第 58 条 : 計装設備		可搬型計測器		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	その他の建屋内設備	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	工具, 接続作業	B b, B g	
			関連資料	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
		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 試験及び検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	58-9 可搬型計測器について		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	58-3 配置図	
	第 6 号	設置場所	現場 (設置場所) 中央制御室操作	A a B		
		関連資料	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	58-3 配置図, 58-9 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	58-9 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	対象外	対象外	
			関連資料	58-9 可搬型計測器について		
		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, 58-9 可搬型計測器について		
		第 5 号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
			関連資料	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
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	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)-屋内	A a	
			サポート系要因	サポート系なし	対象外	
			関連資料	58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		

58-2

単線結線図

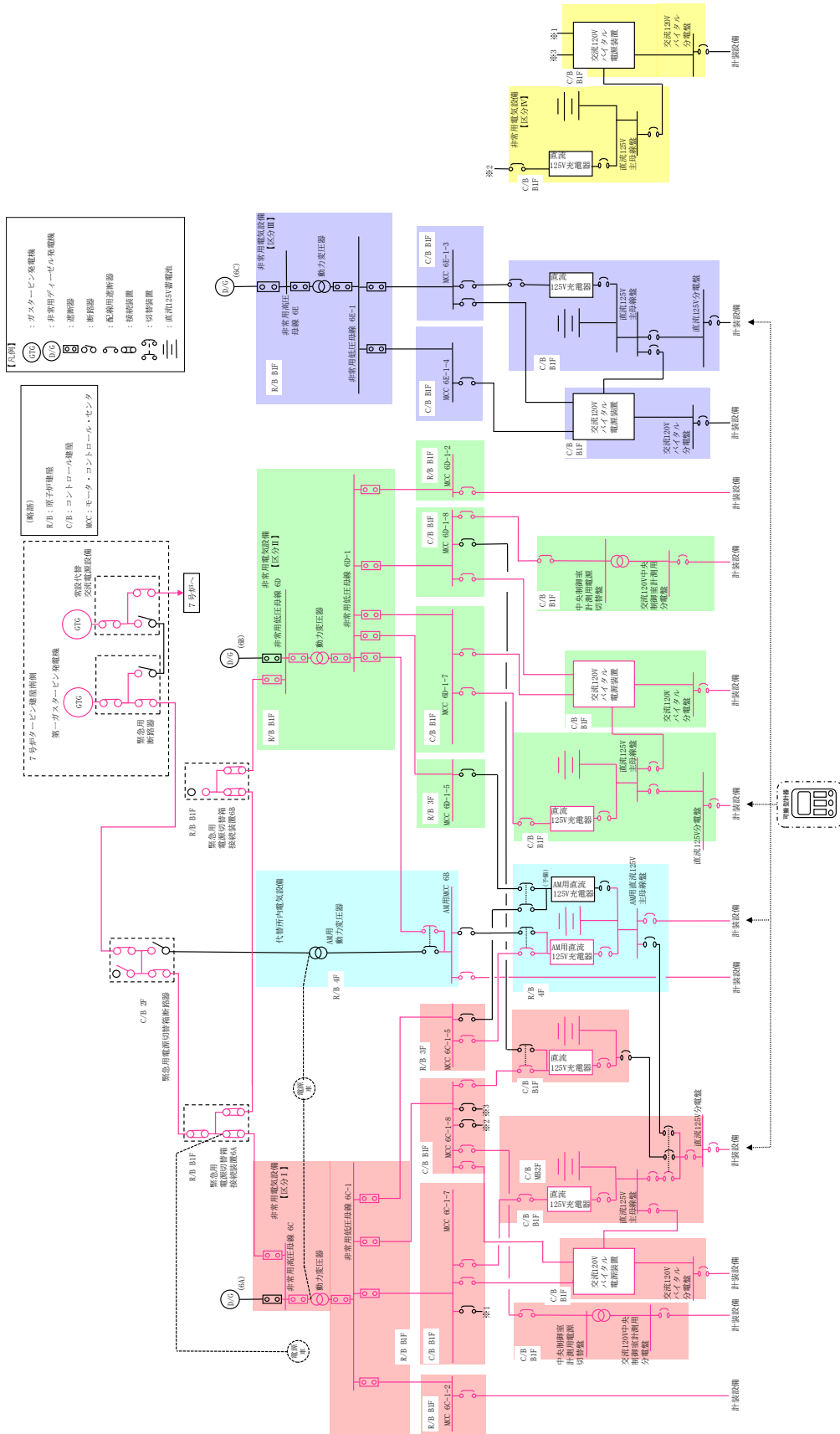


図 58-2-1 単線結線図 (6号炉)

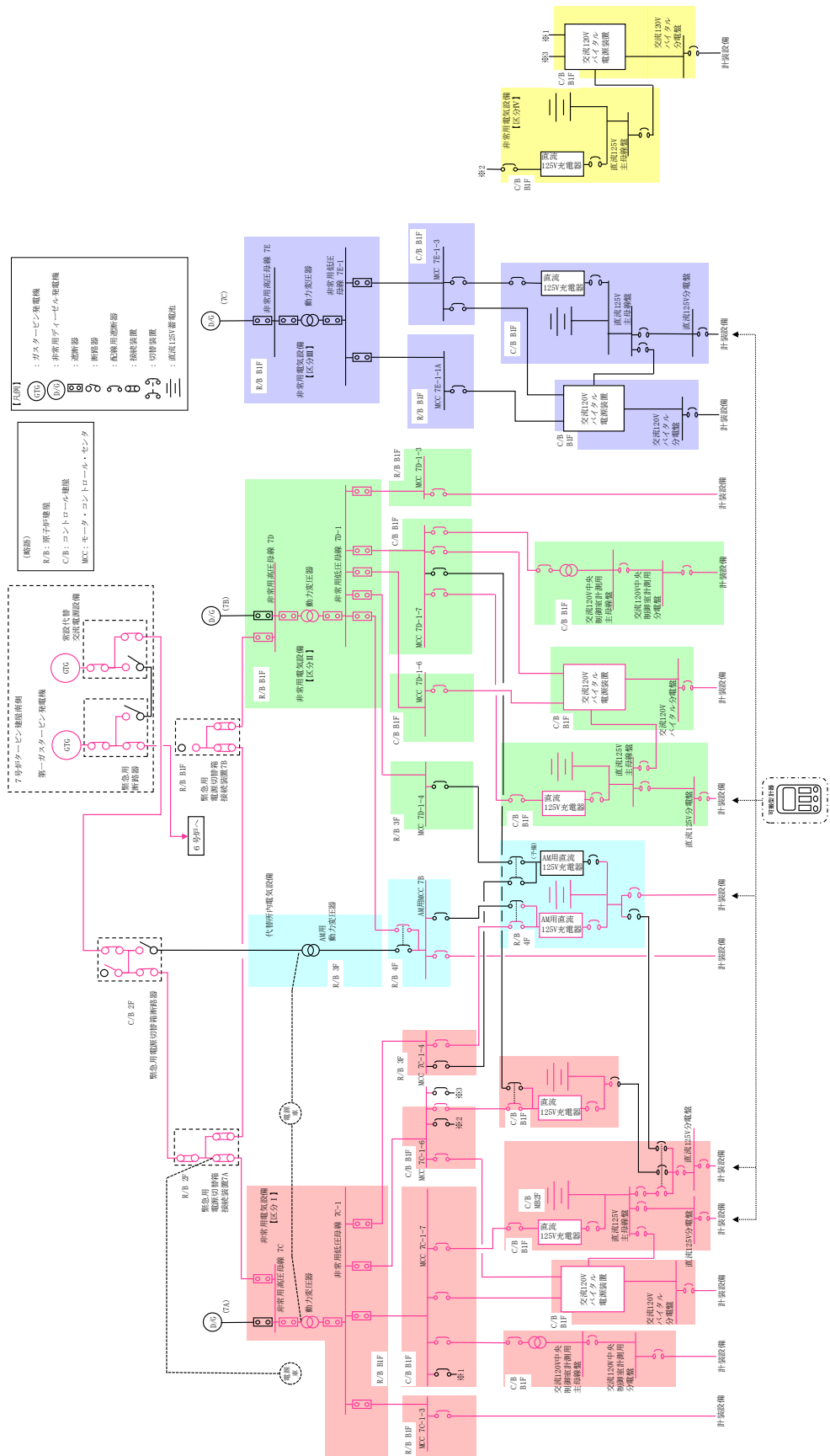


図 58-2-2 単線結線図 (7号炉)

58-3
配置図

表 58-3-1 配置図一覧表 (6号炉) (1/2)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉压力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-2, 7
サブプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上 中 3 階	図 58-3-8
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内	図 58-3-4, 6
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
フィルタ装置水位	屋外	図 58-3-13
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋屋上	図 58-3-13
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外	図 58-3-13
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外	図 58-3-13
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階, タービン建屋地下 2 階	図 58-3-1, 10
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 2, 3 階	図 58-3-1, 2
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階 原子炉建屋地下 1, 2 階, 地上 2 階	図 58-3-9 図 58-3-2, 3, 6
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9

表 58-3-1 配置図一覧表 (6号炉) (2/2)

主要設備		設置場所	図番号
格納容器内酸素濃度		原子炉建屋地上3階, 中3階	図 58-3-7, 8
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)		原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)		原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図 58-3-27
	緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋地上3階	図 58-3-28
	SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階	図 58-3-28
可搬型計測器 (6号炉)		コントロール建屋地上2階	図 58-3-29
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)		5号炉原子炉建屋地上3階	図 58-3-28

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

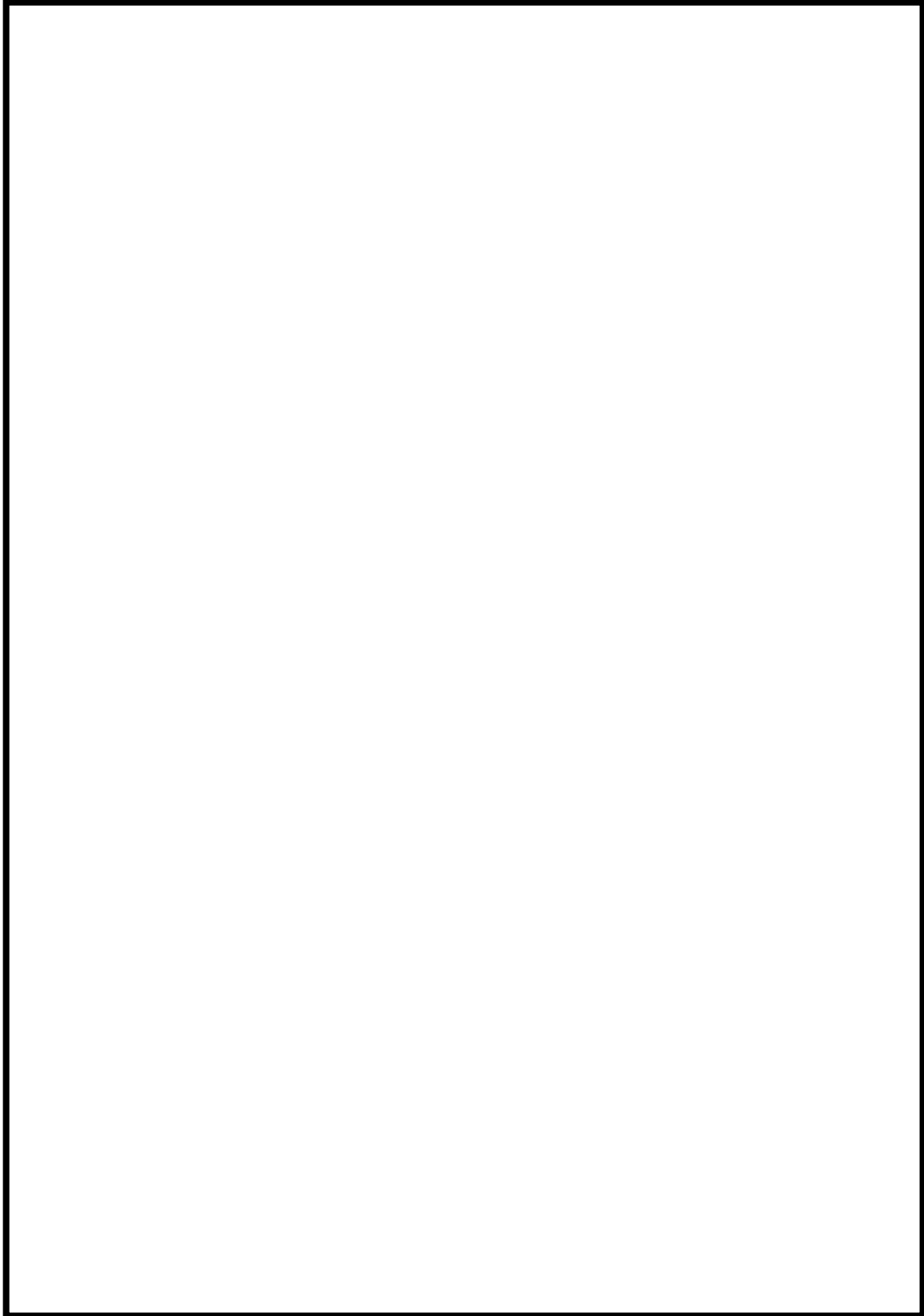


図 58-3-1 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

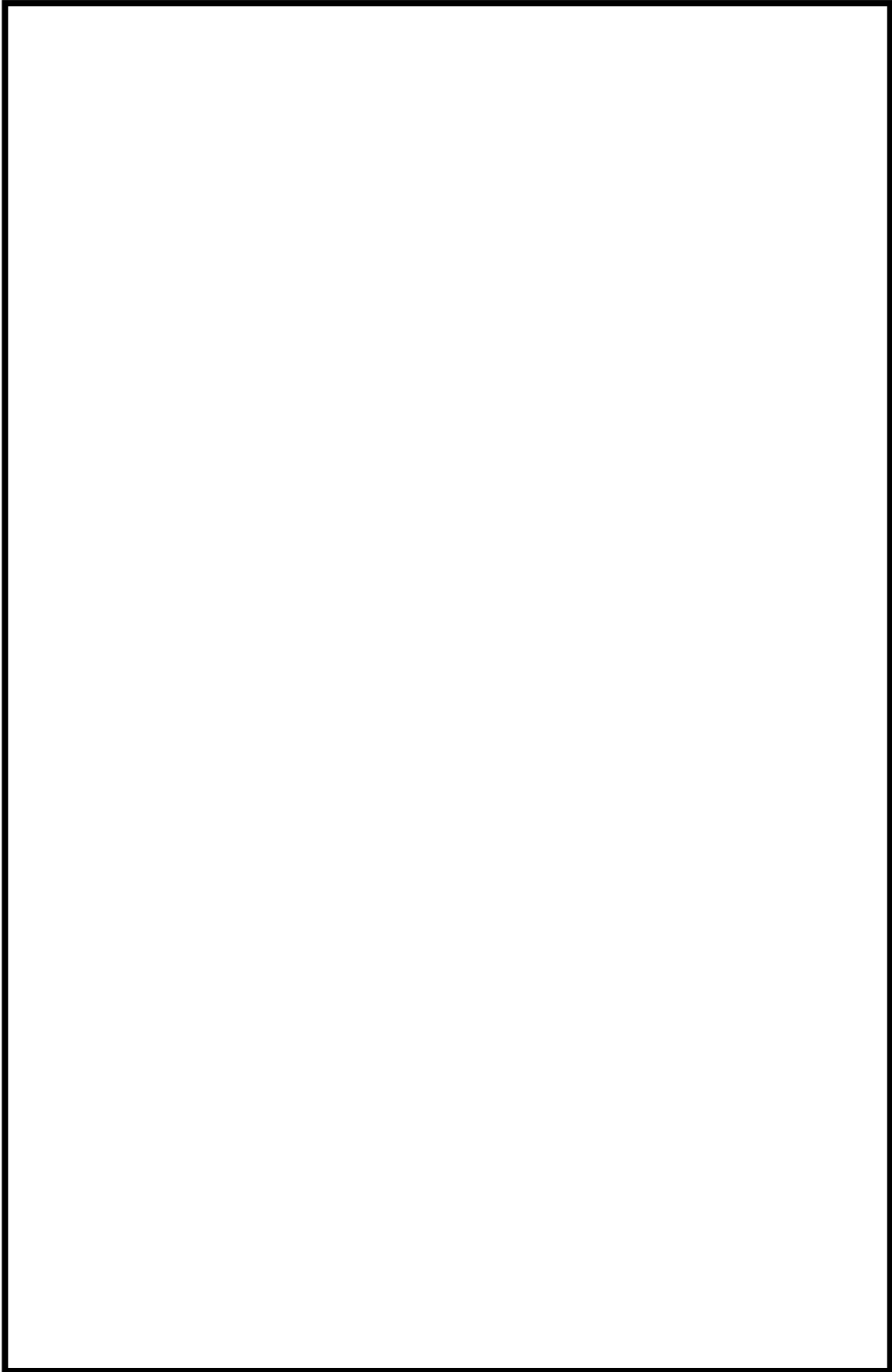


図 58-3-2 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

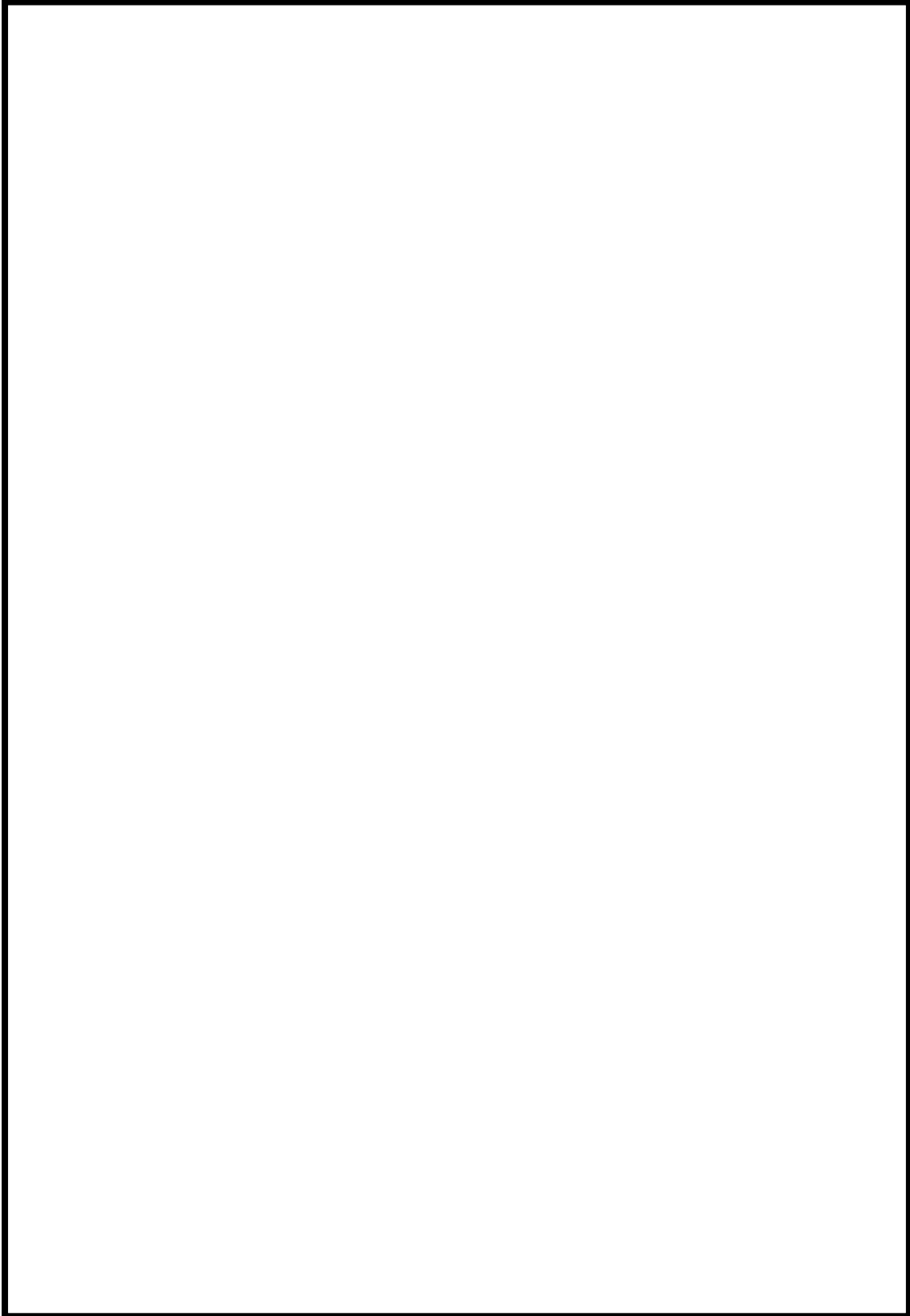


図 58-3-3 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

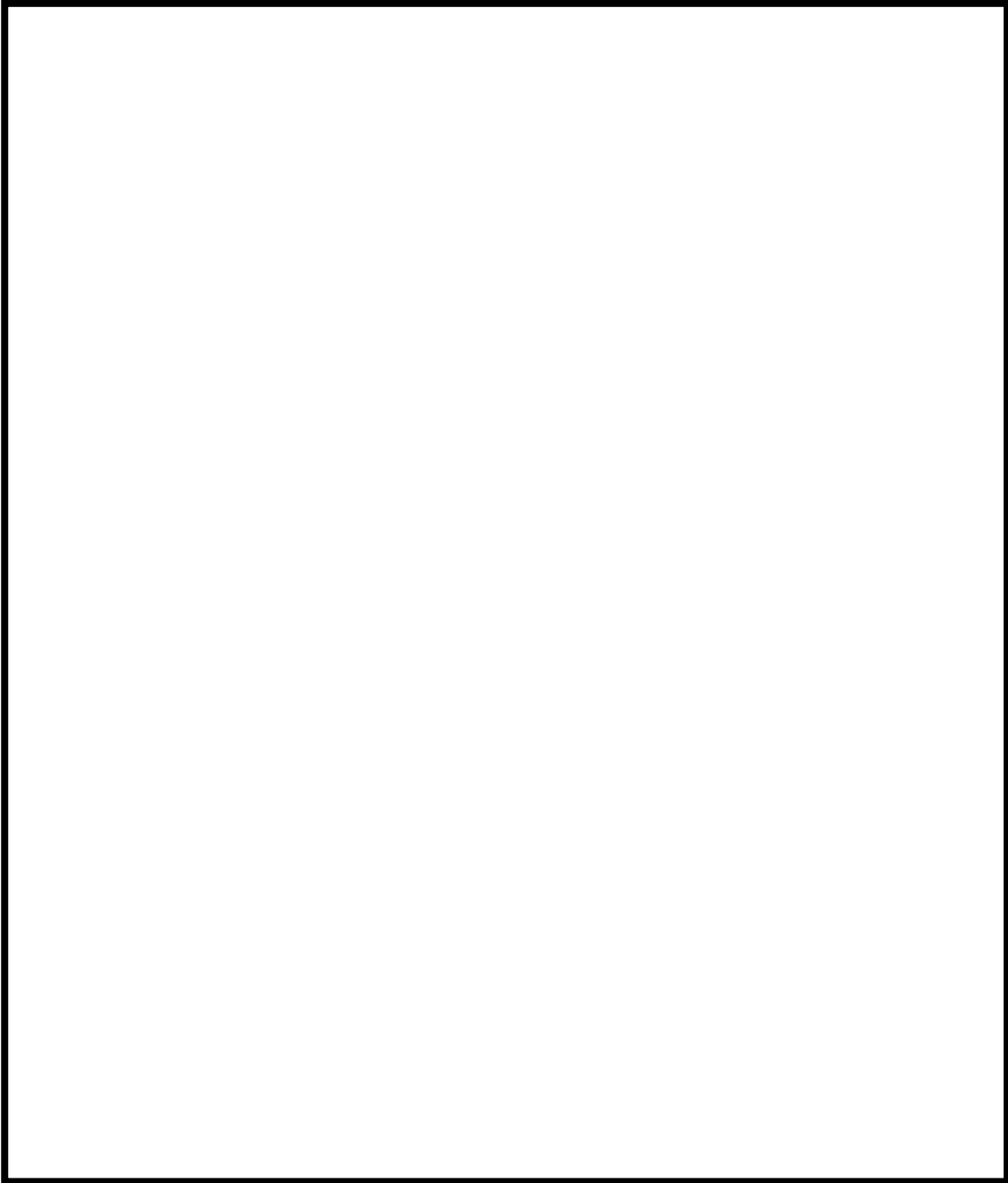


図 58-3-4 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下中 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

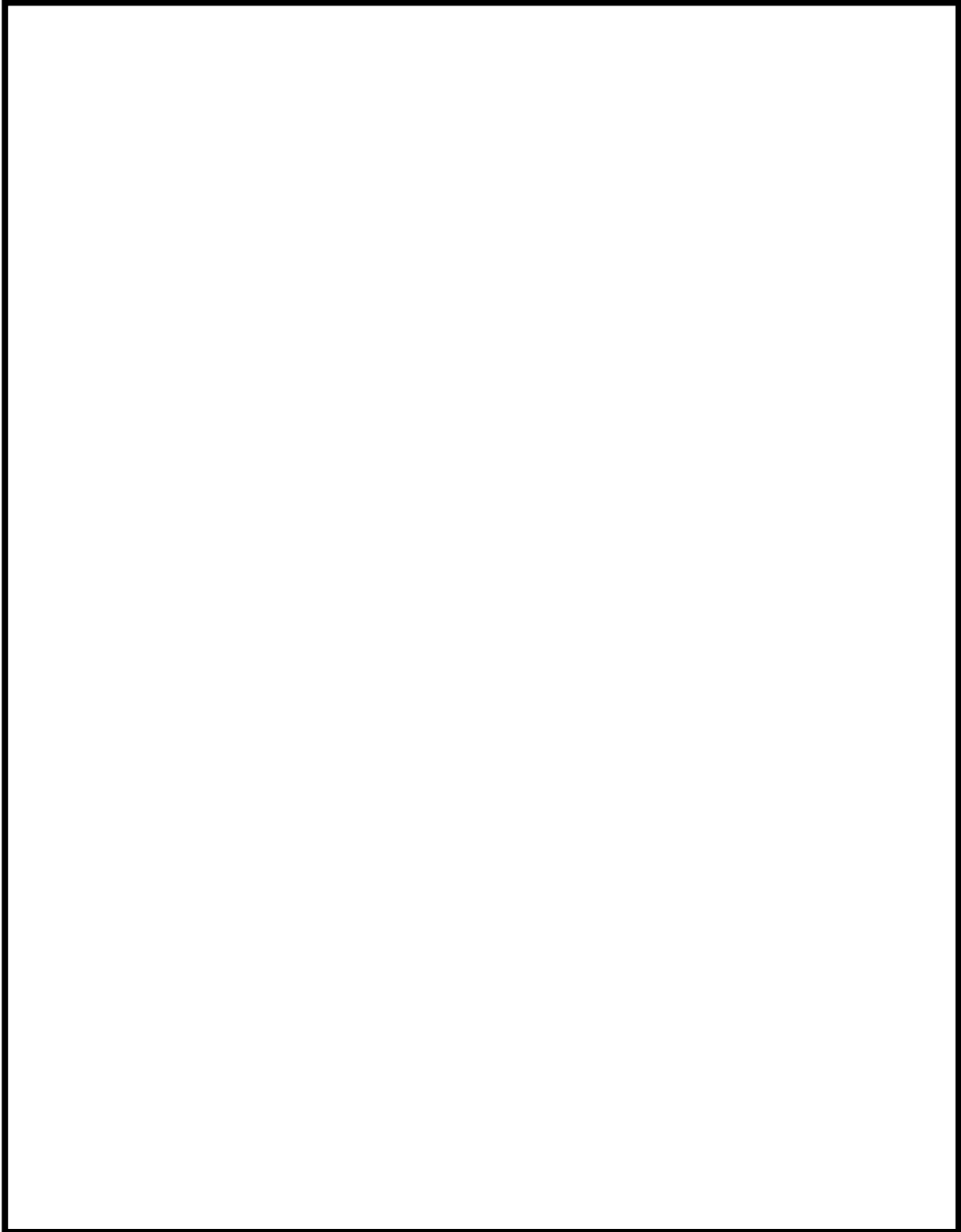


図 58-3-5 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

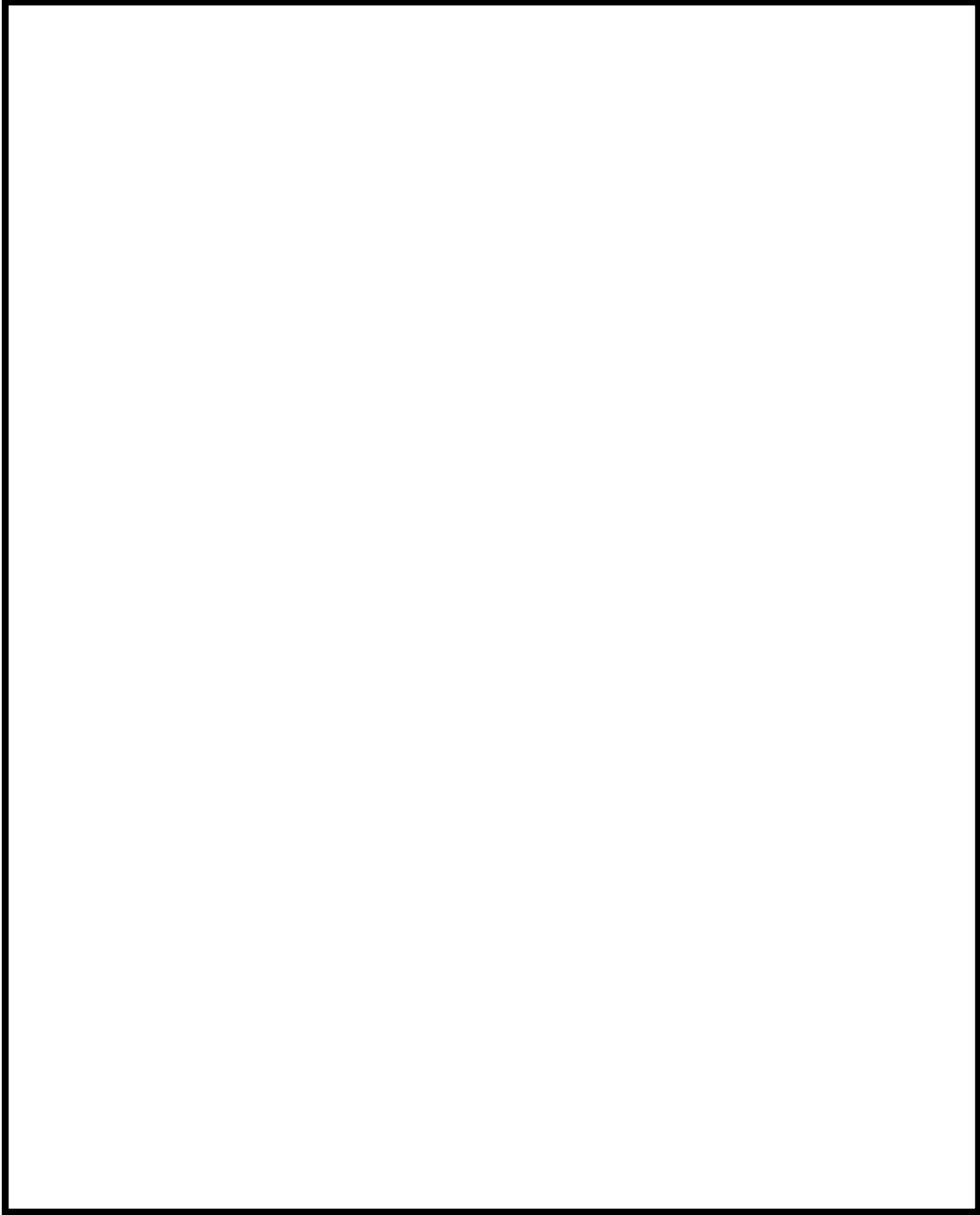


図 58-3-6 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上2階)

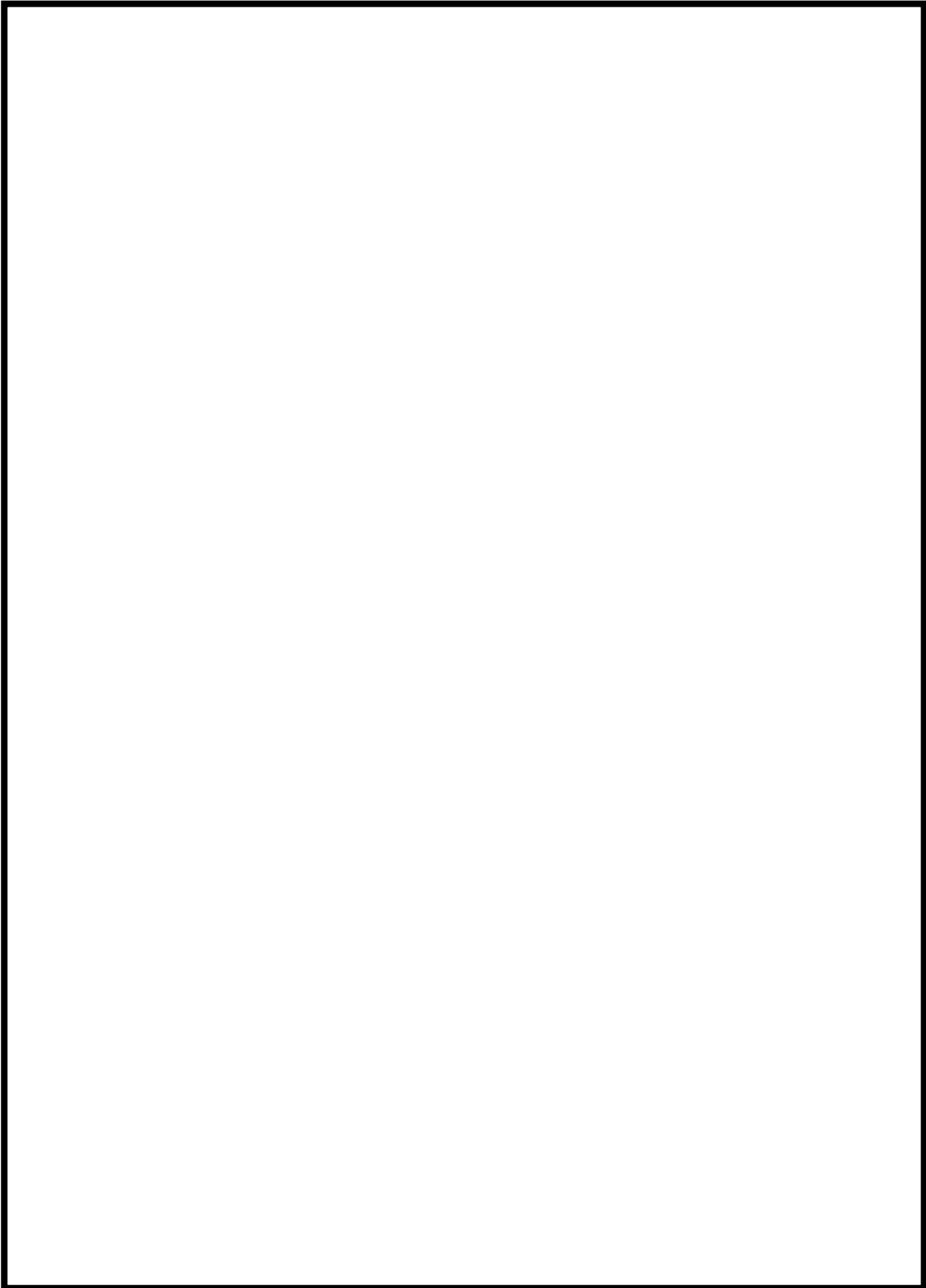


図 58-3-7 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上3階)

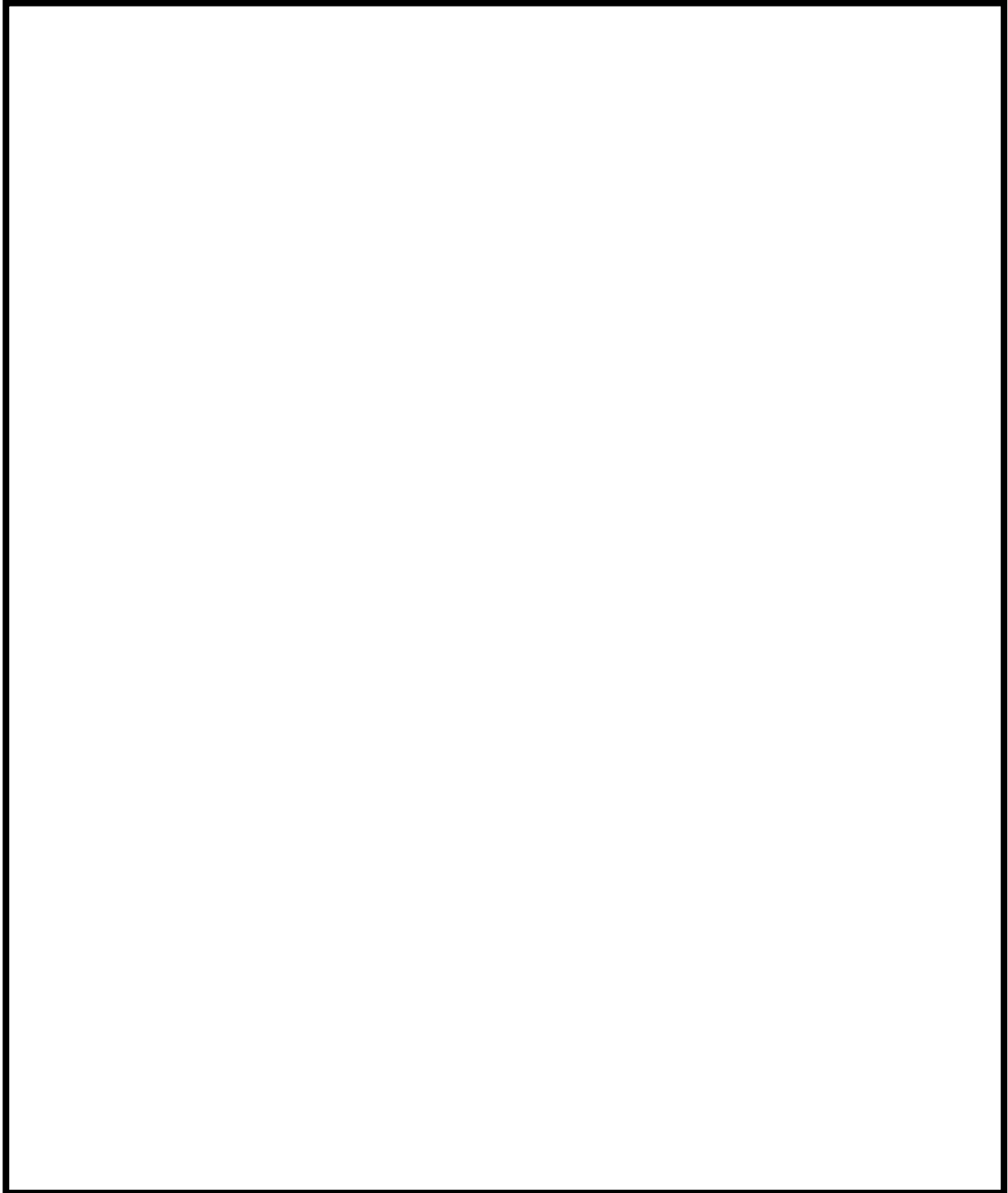


図 58-3-8 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

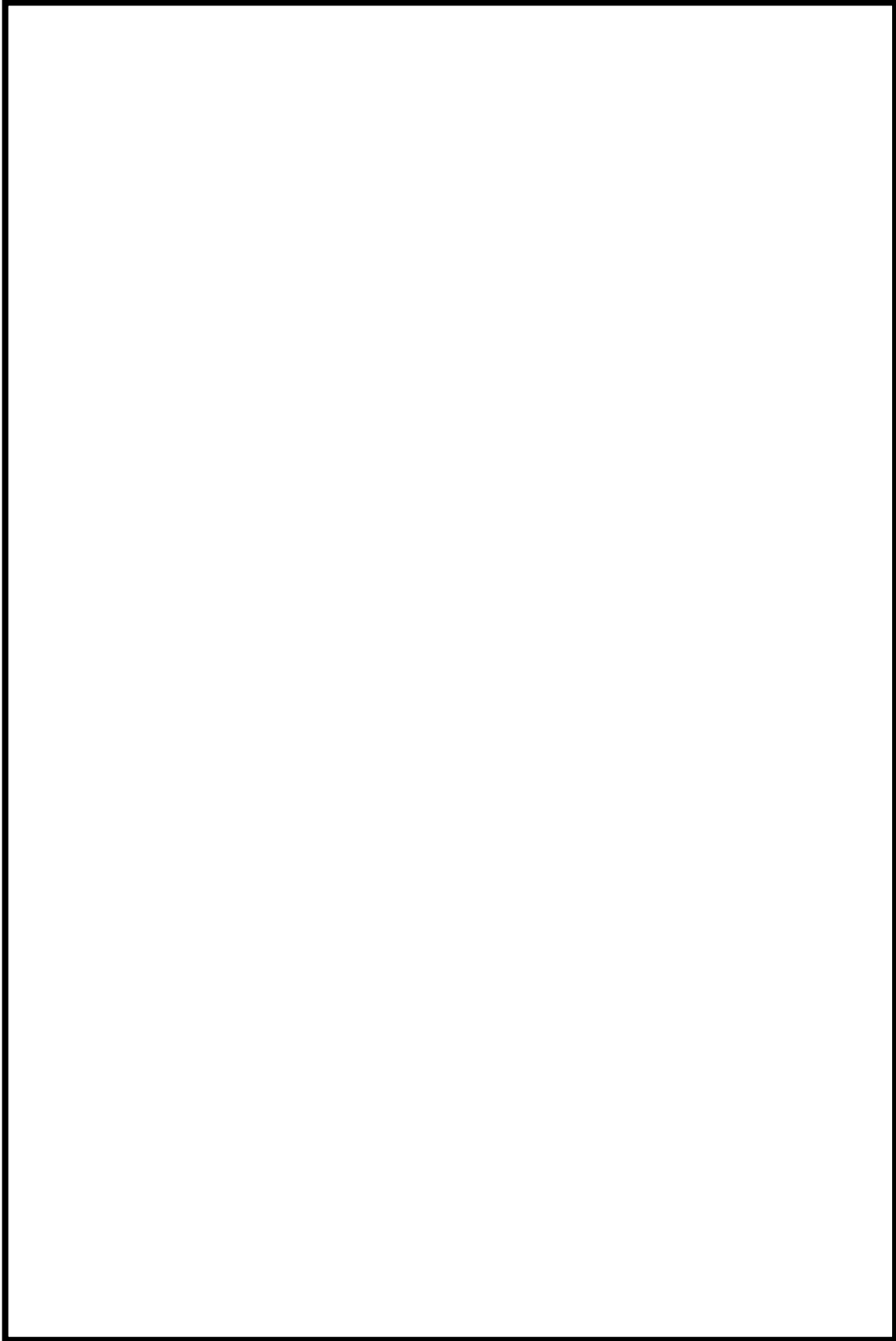


図 58-3-9 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

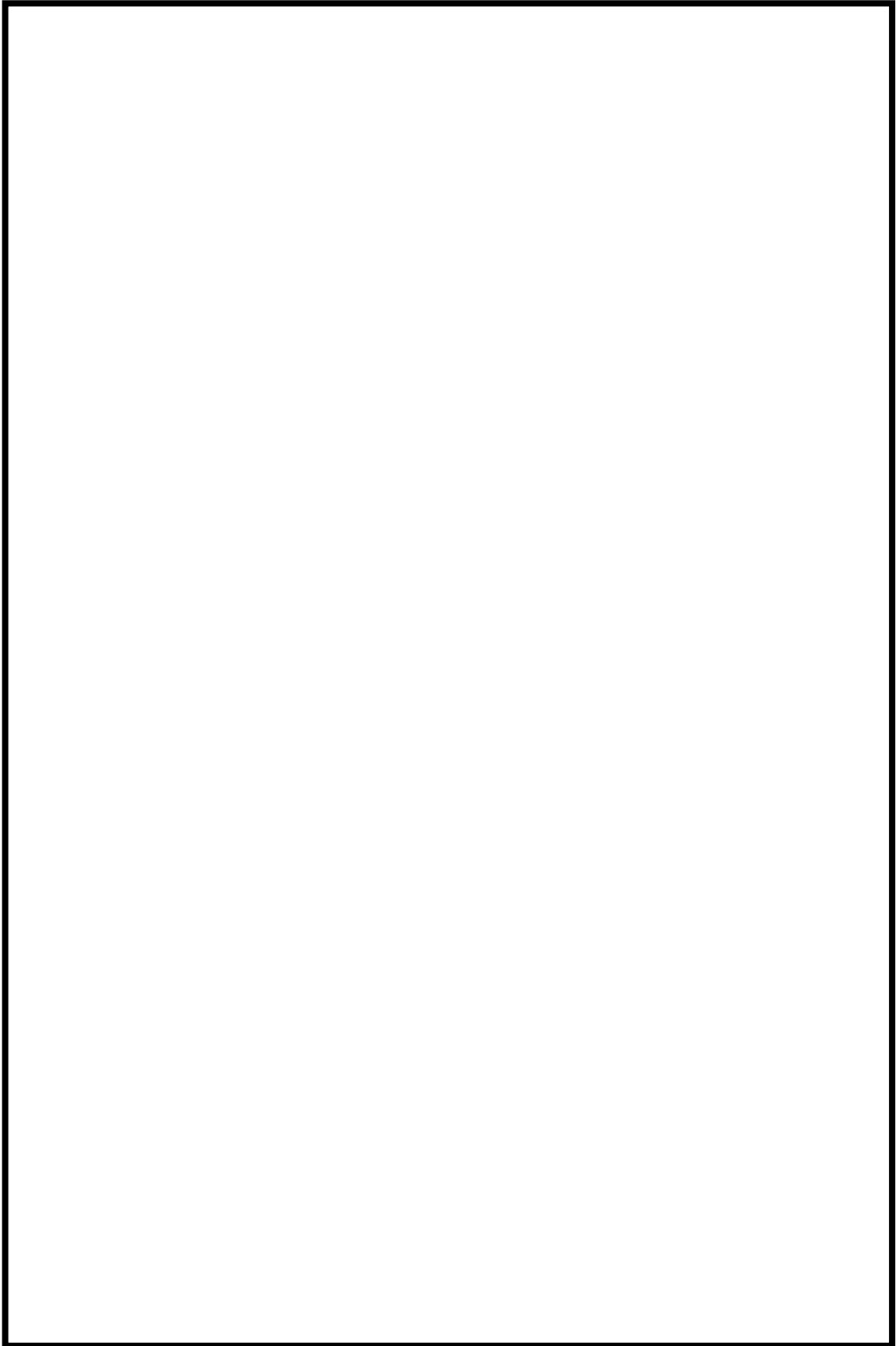


図 58-3-10 機器配置図 (6号炉 タービン建屋地下2階)

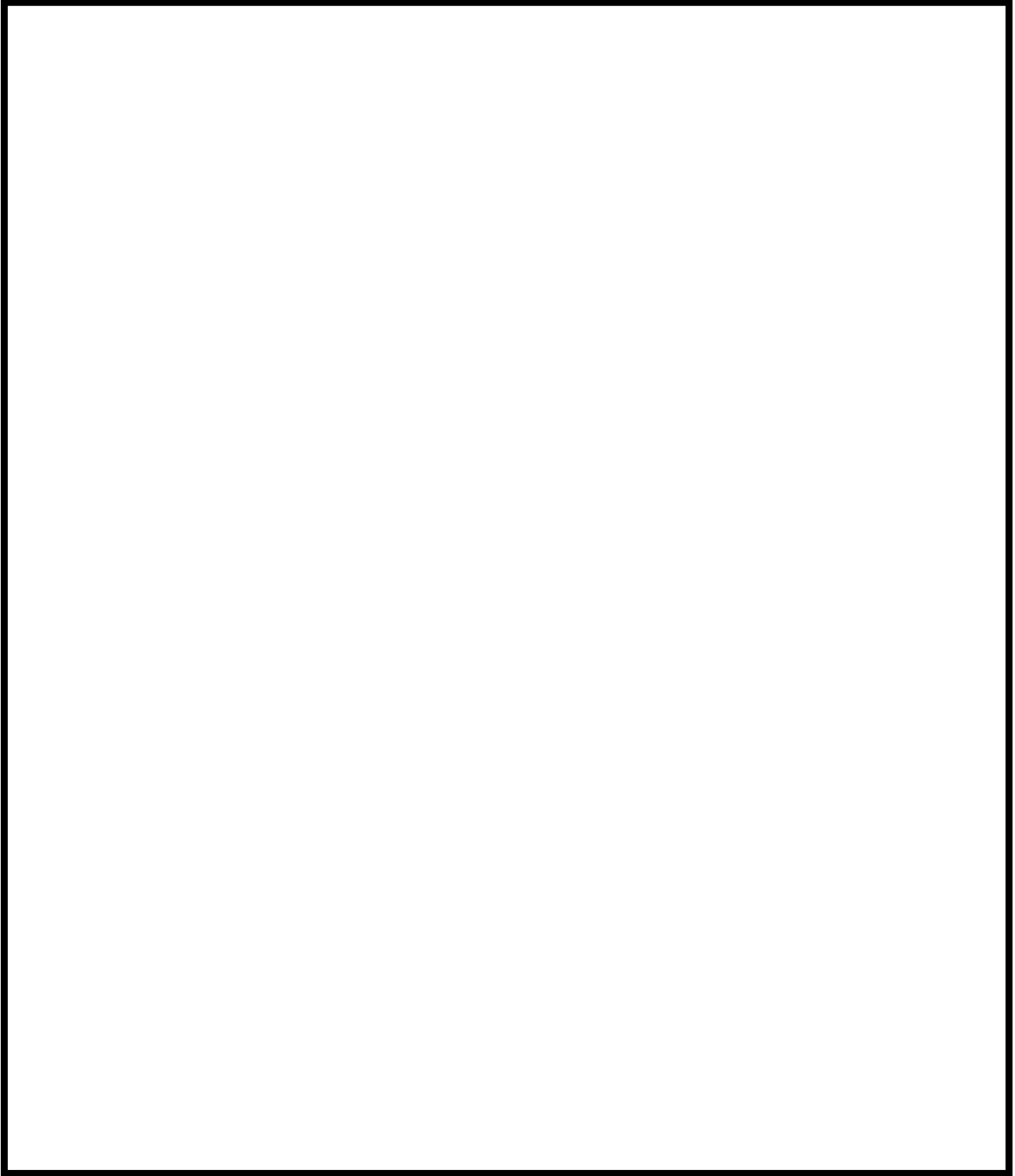


図 58-3-11 機器配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

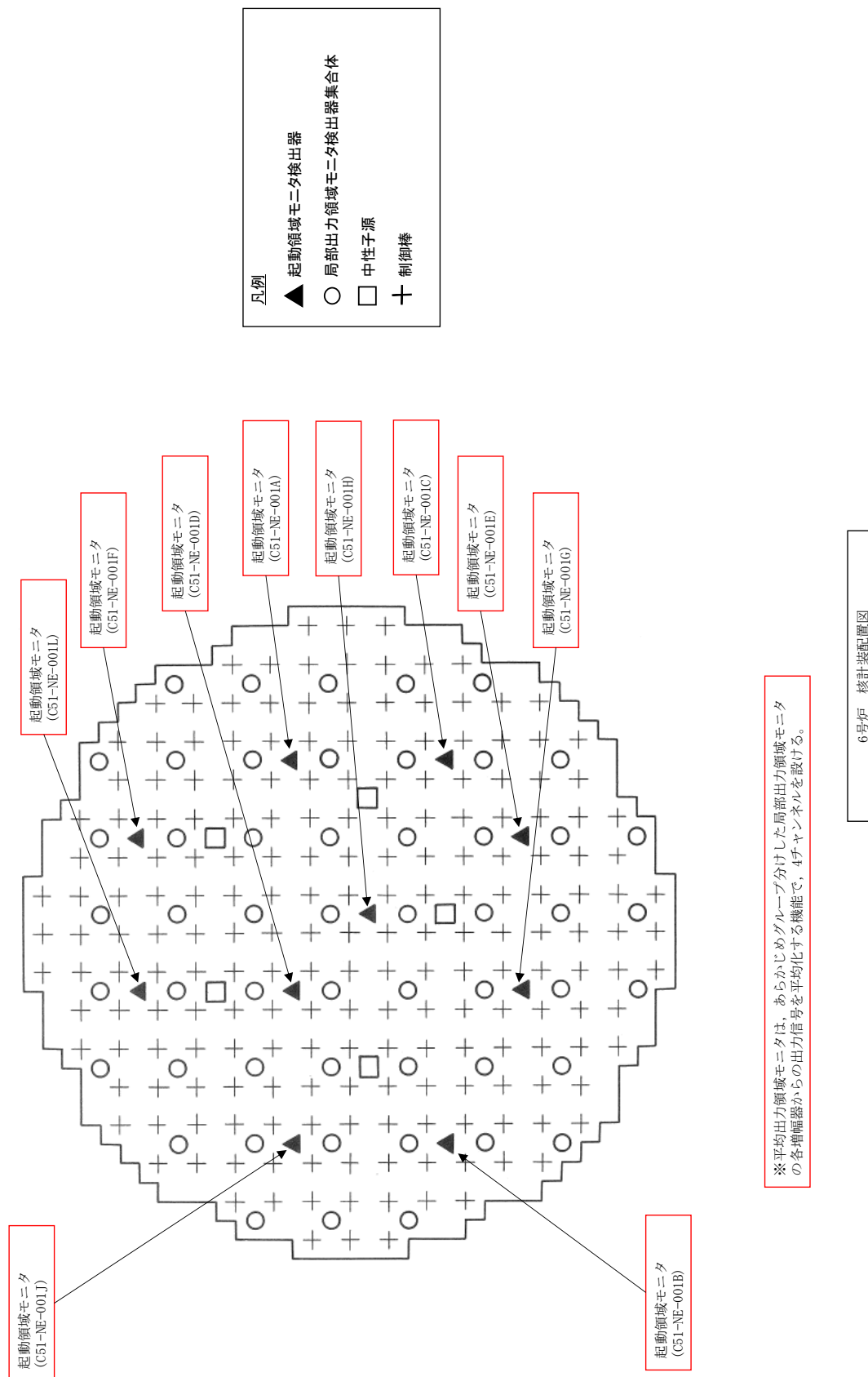


図 58-3-12 機器配置図 (6号炉 核計装配置図)

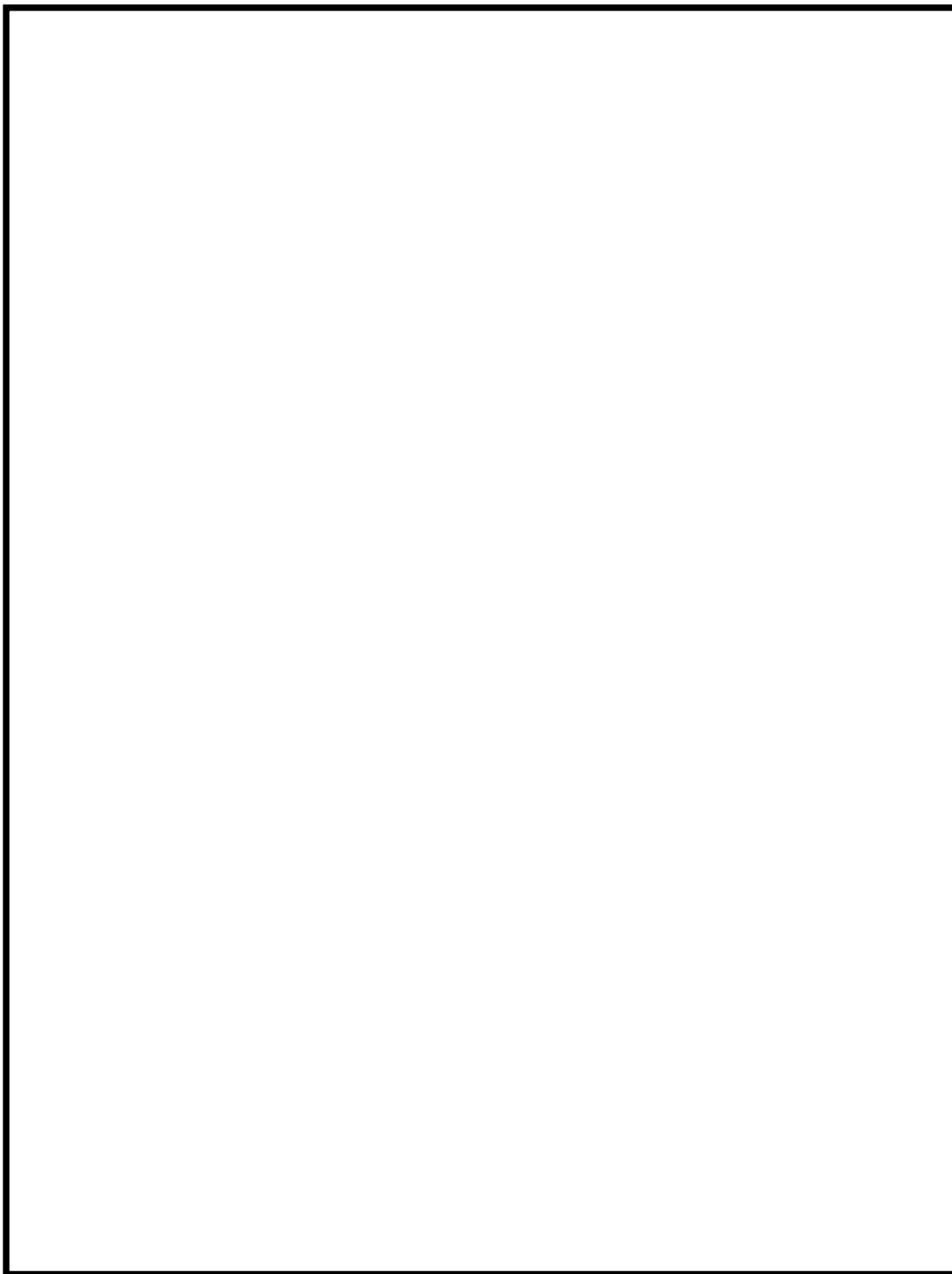


図 58-3-13 機器配置図 (6号炉 屋外)

表 58-3-2 配置図一覧表 (7号炉) (1/2)

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	図 58-3-16
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-15, 16
高压代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-15
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
高压炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-15
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14, 19
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内	図 58-3-16, 17
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
フィルタ装置水位	屋外	図 58-3-26
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋屋上	図 58-3-26
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外	図 58-3-26
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外	図 58-3-26
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉補機冷却水系系統流量	タービン建屋地下 1, 2 階	図 58-3-22, 23
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
高压炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
	原子炉建屋地下 1, 2 階, 地上 2 階	図 58-3-15, 16, 18
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21

表 58-3-2 配置図一覧表 (7号炉) (2/2)

主要設備		設置場所	図番号
格納容器内酸素濃度		原子炉建屋地上中3階	図 58-3-20
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)		原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)		原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		原子炉建屋地上4階	図 58-3-21
安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図 58-3-27
	緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋地上3階	図 58-3-28
	SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階	図 58-3-28
可搬型計測器 (7号炉)		コントロール建屋地上2階	図 58-3-29
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)		5号炉原子炉建屋地上3階	図 58-3-28

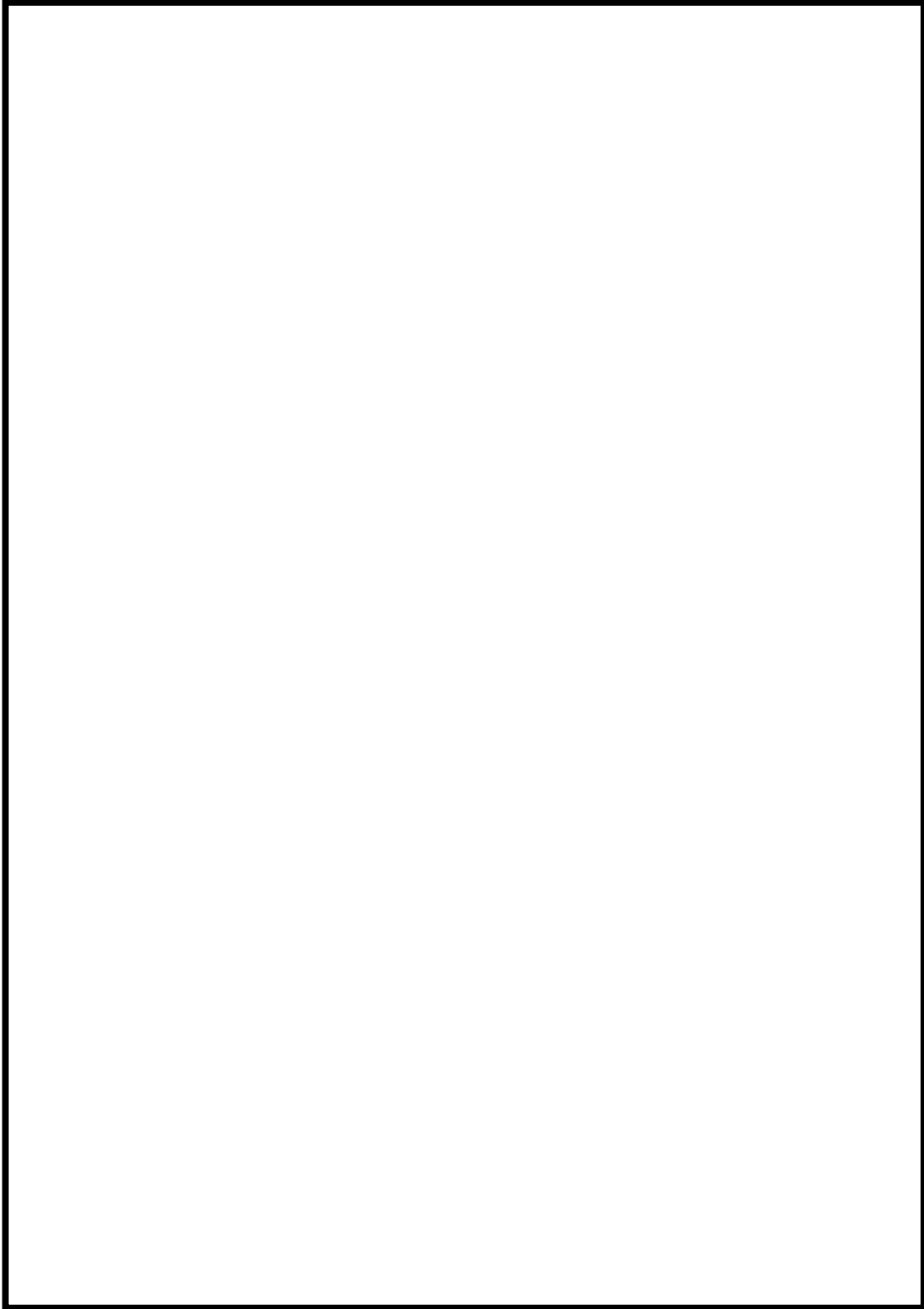


図 58-3-14 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下3階)

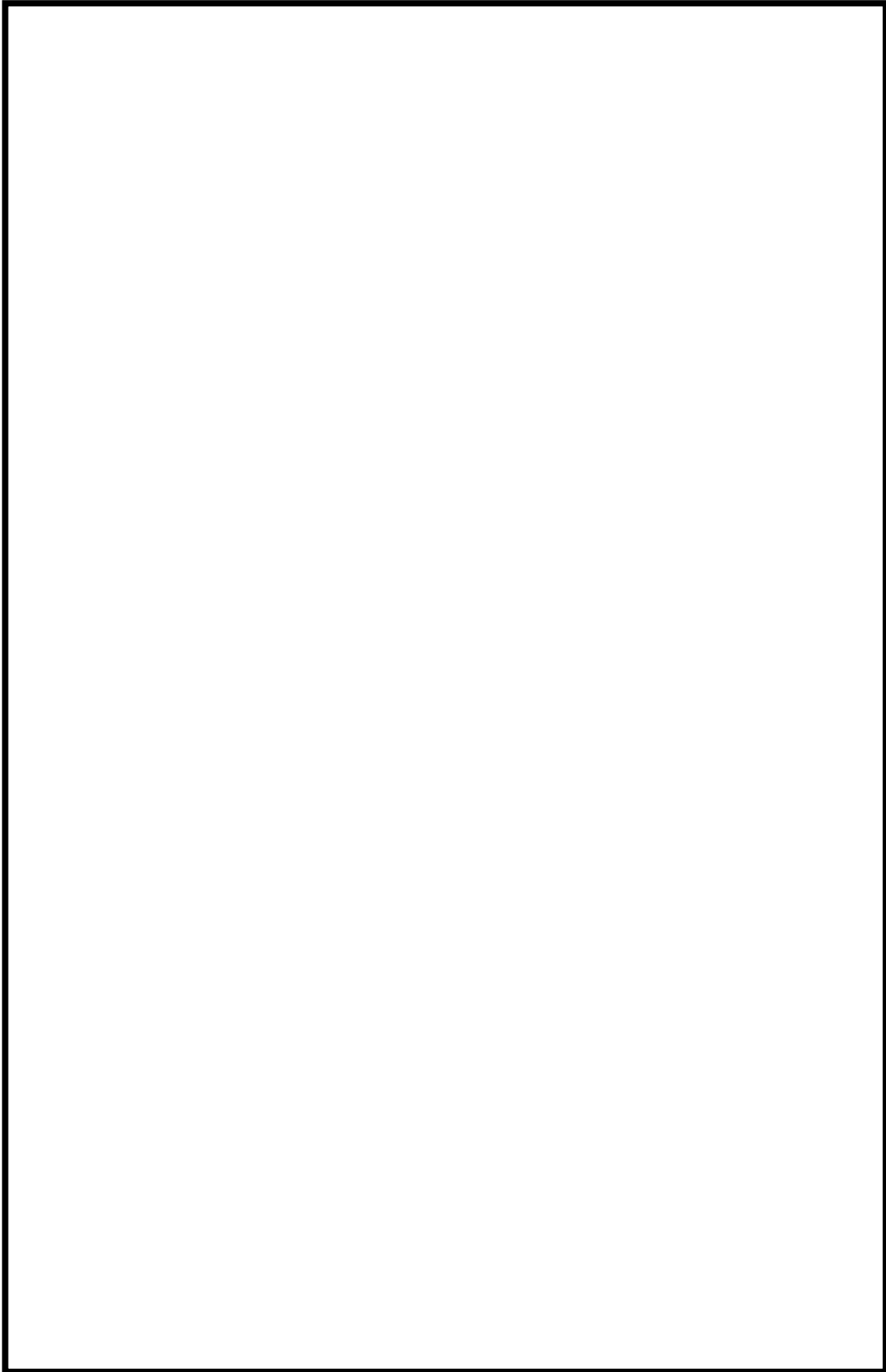


図 58-3-15 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下2階)

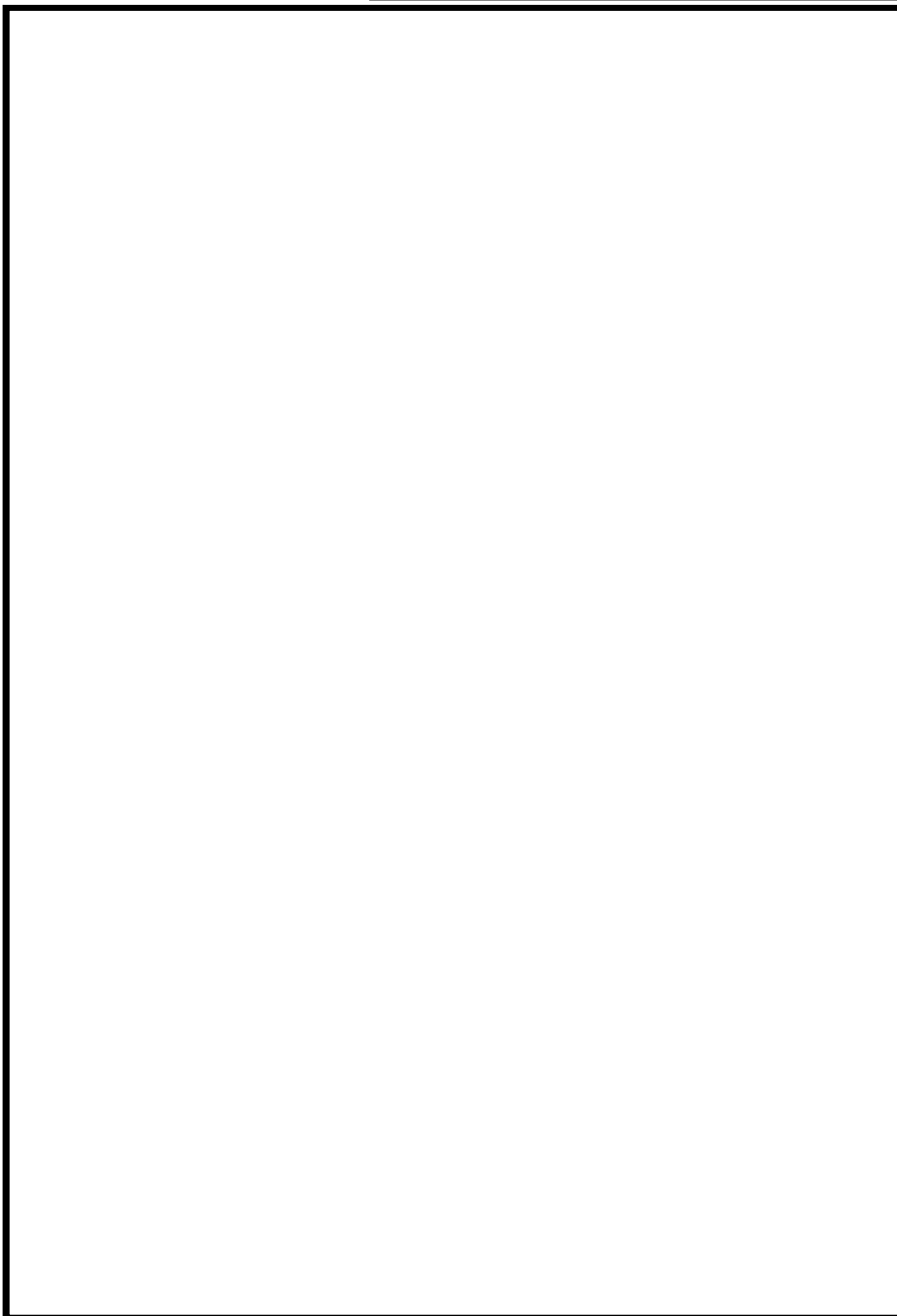


図 58-3-16 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

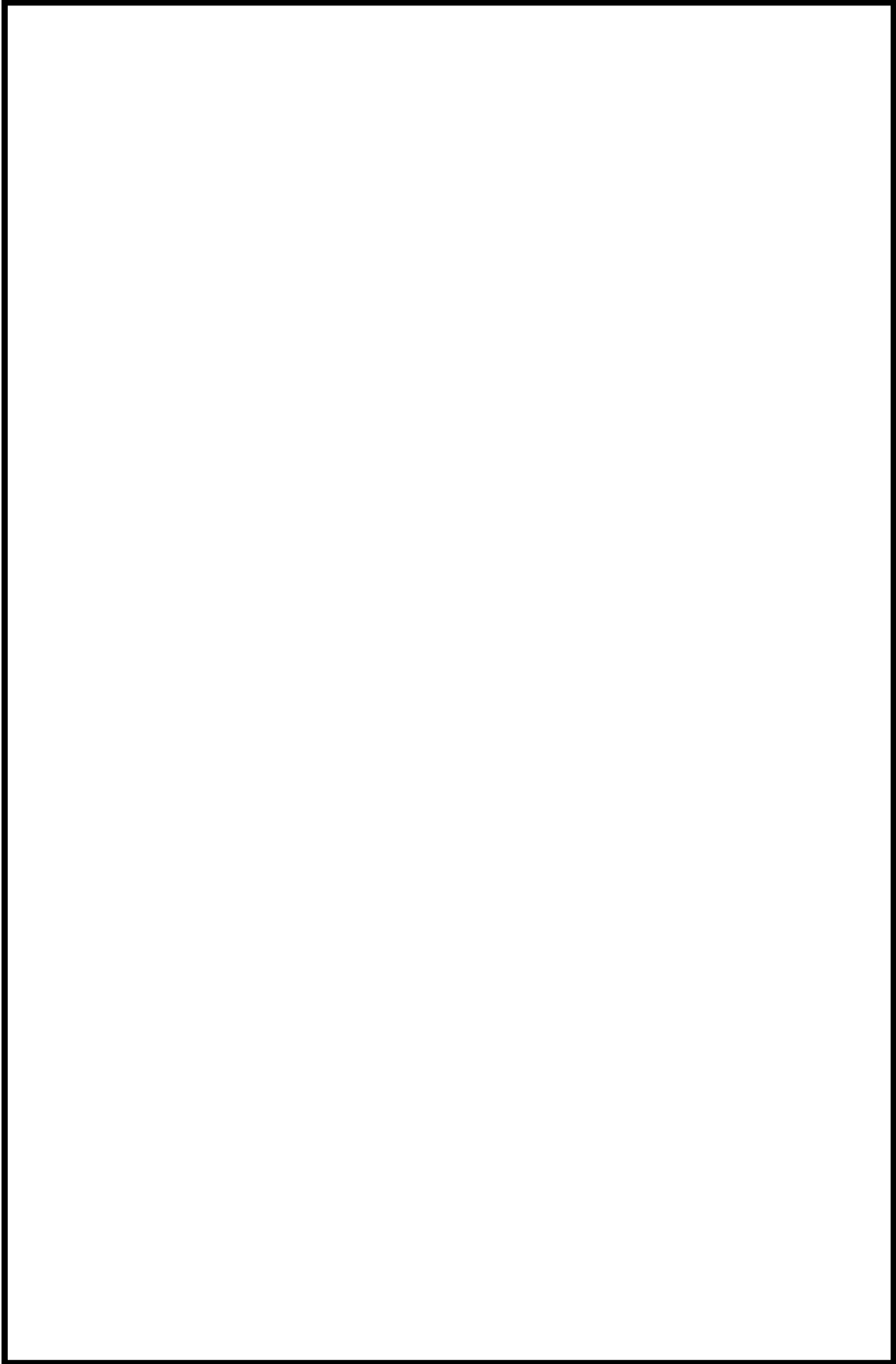


図 58-3-17 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

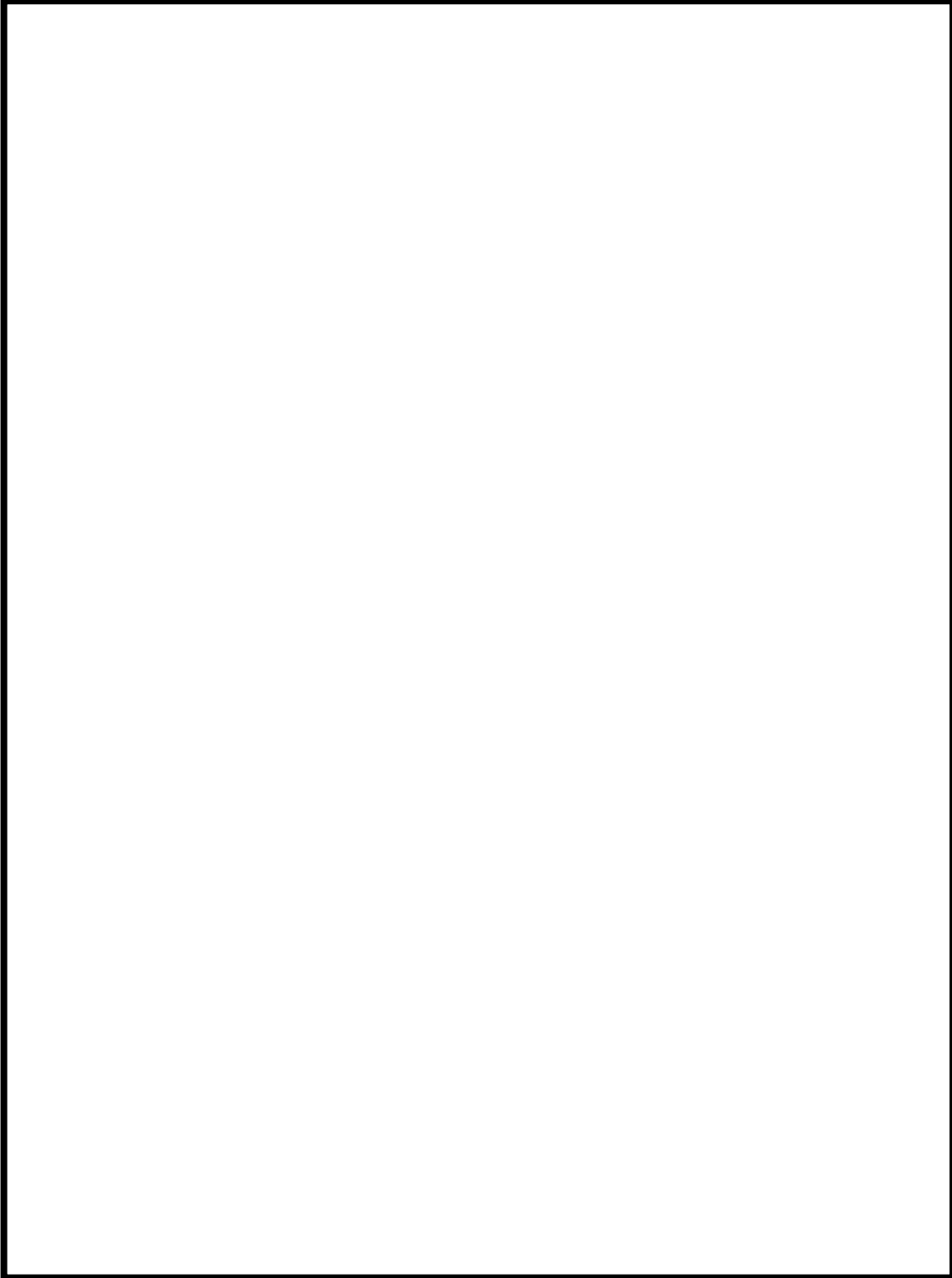


図 58-3-18 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

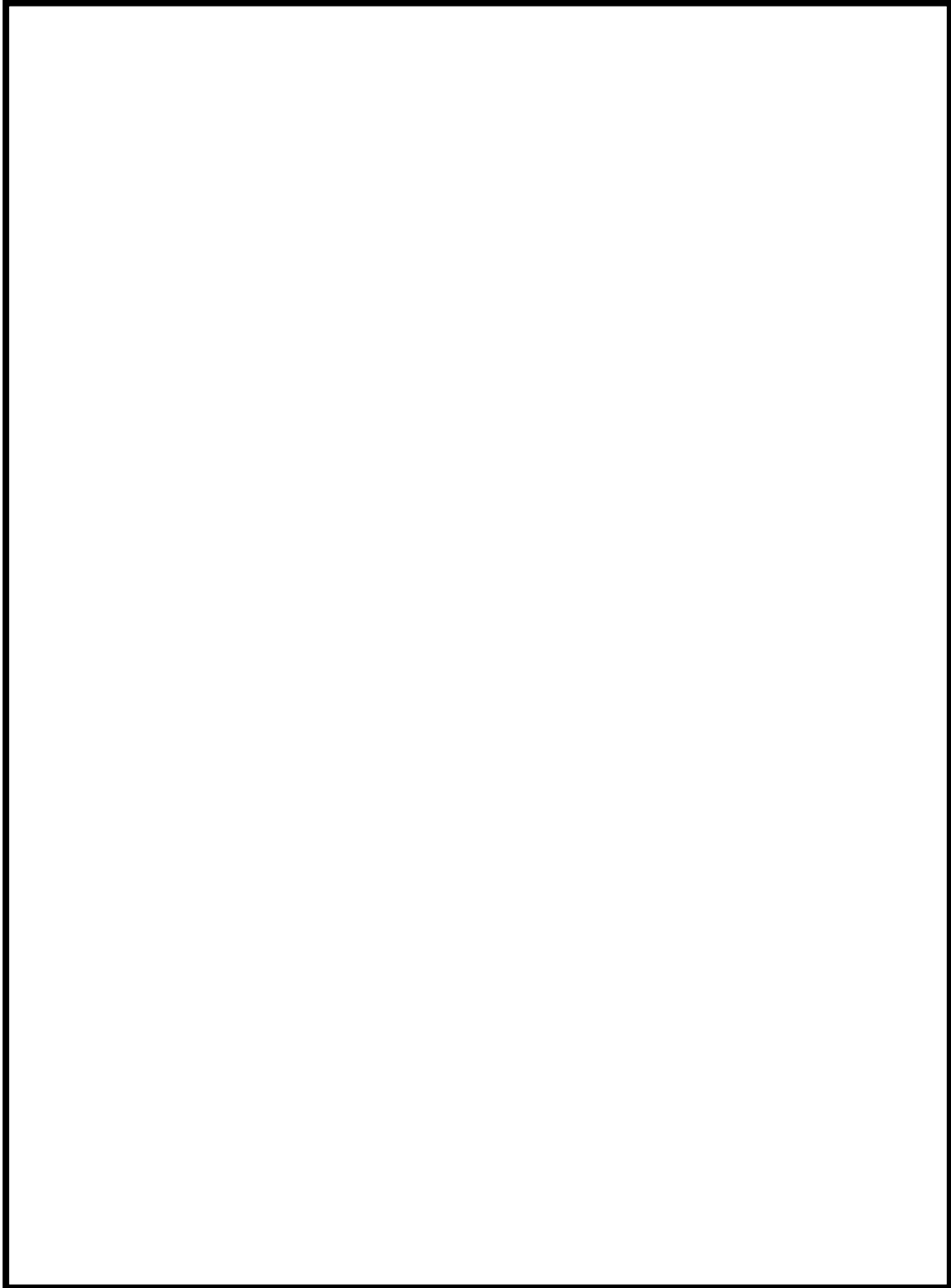


図 58-3-19 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

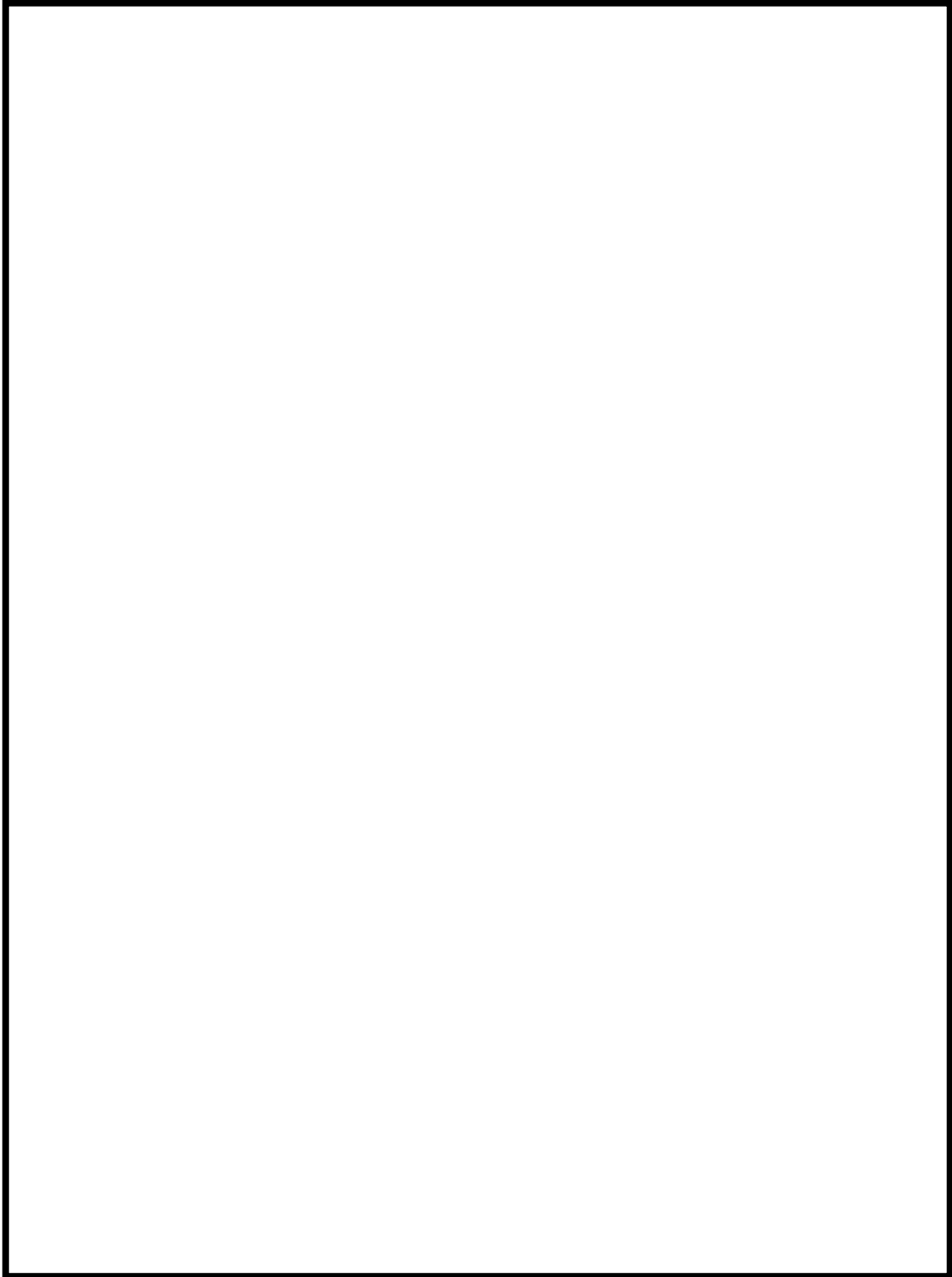


図 58-3-20 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

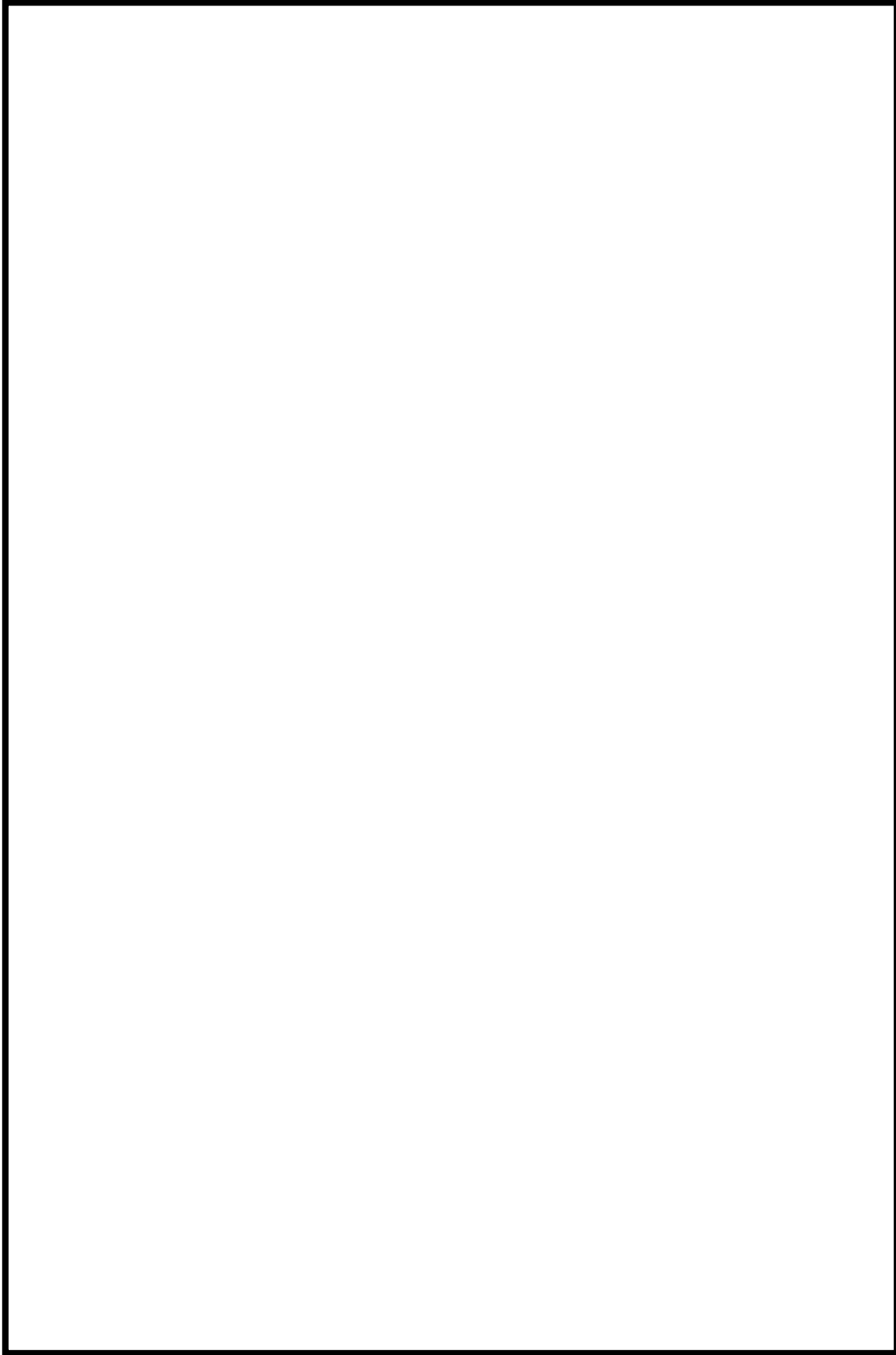


図 58-3-21 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

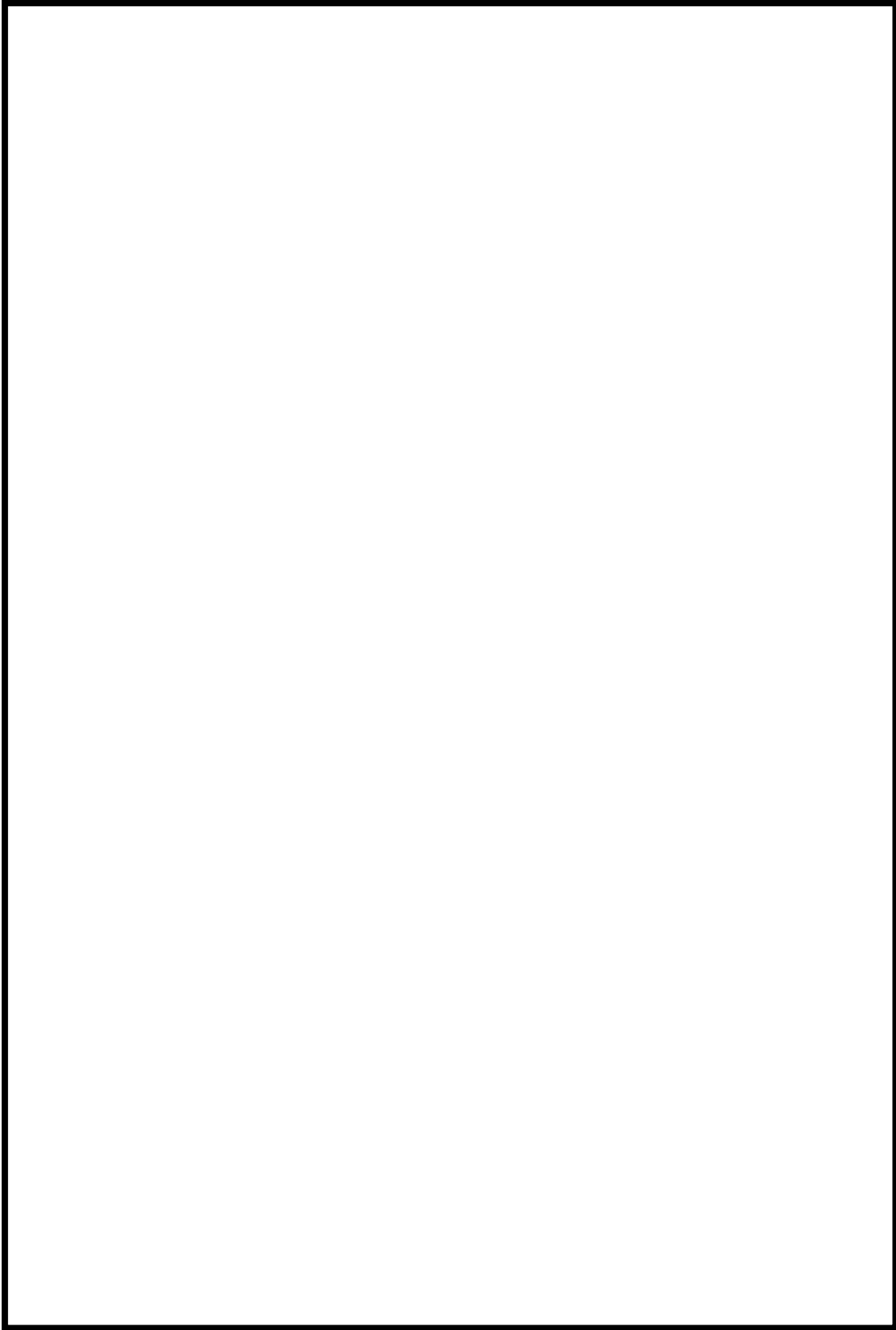


図 58-3-22 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

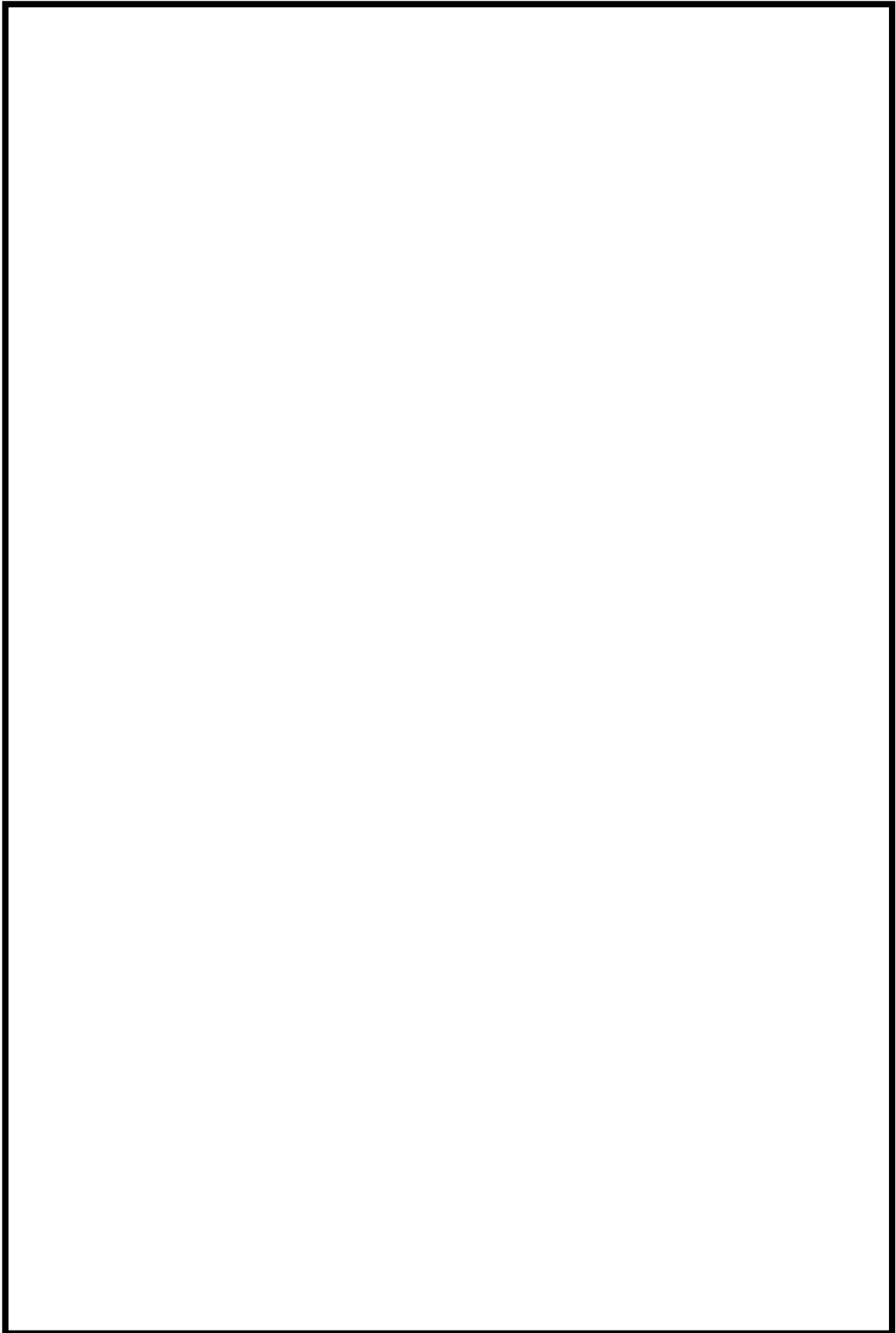


図 58-3-23 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下1階)

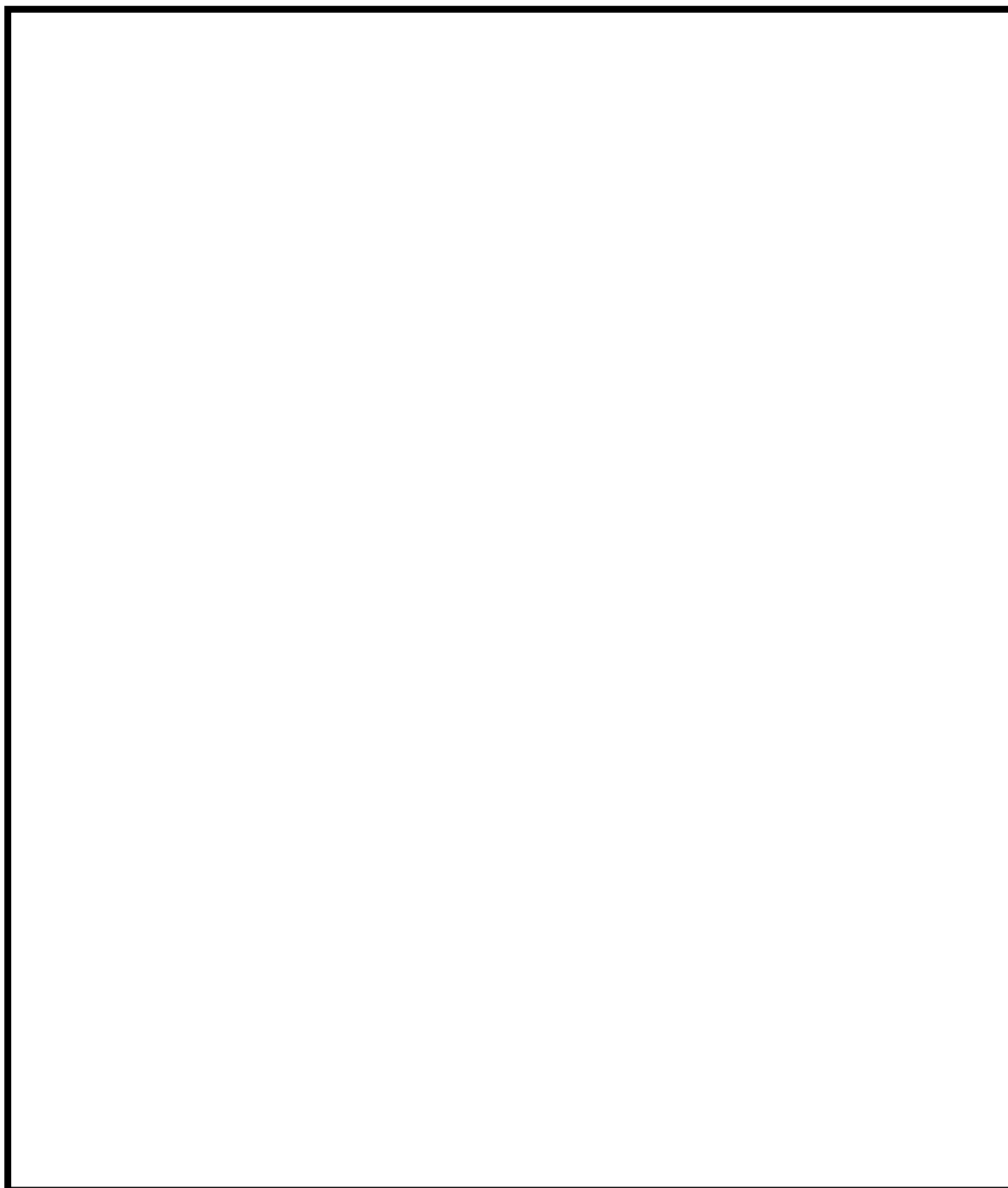


図 58-3-24 機器配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

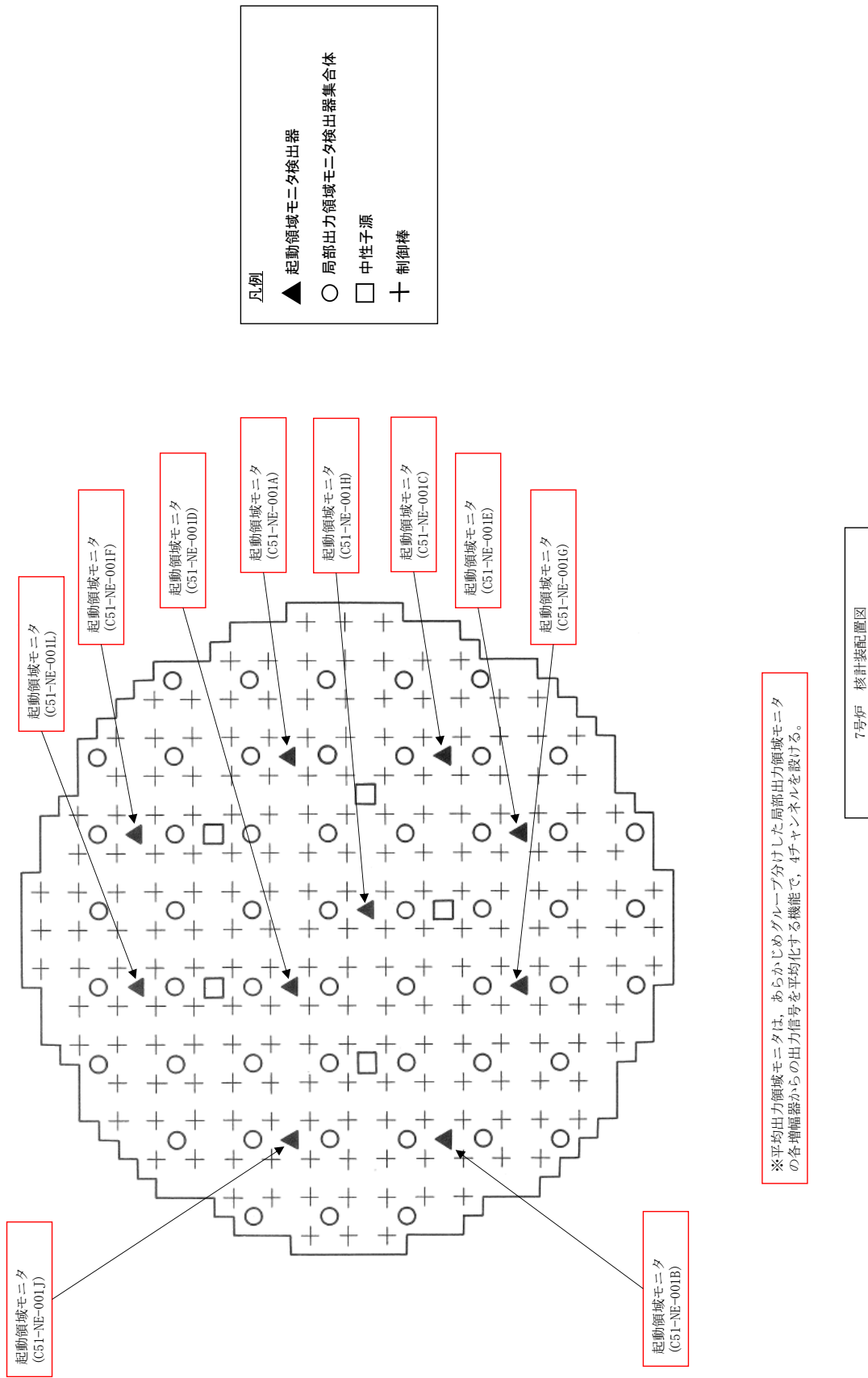


図 58-3-25 機器配置図 (7号炉 核計装配置図)

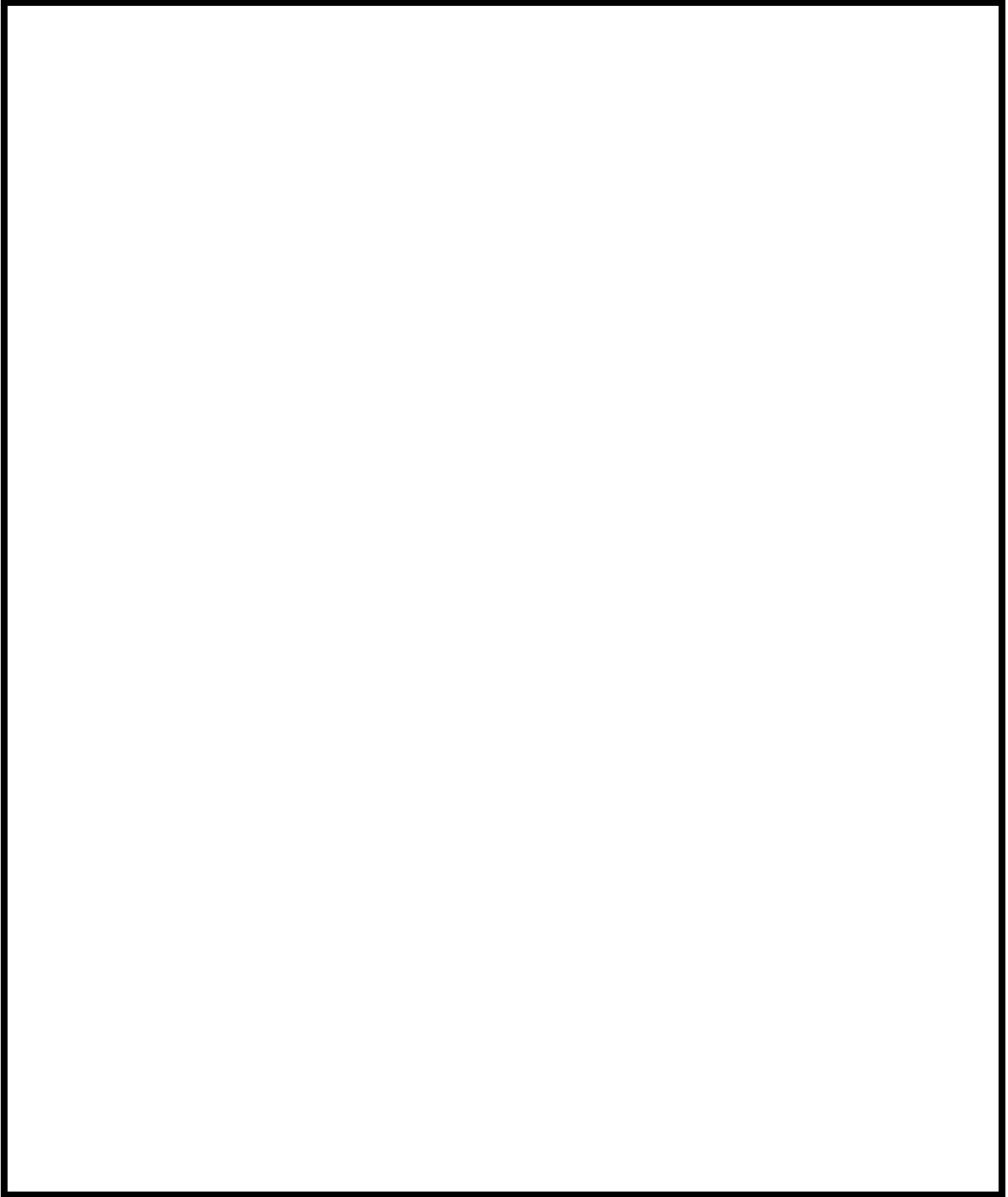
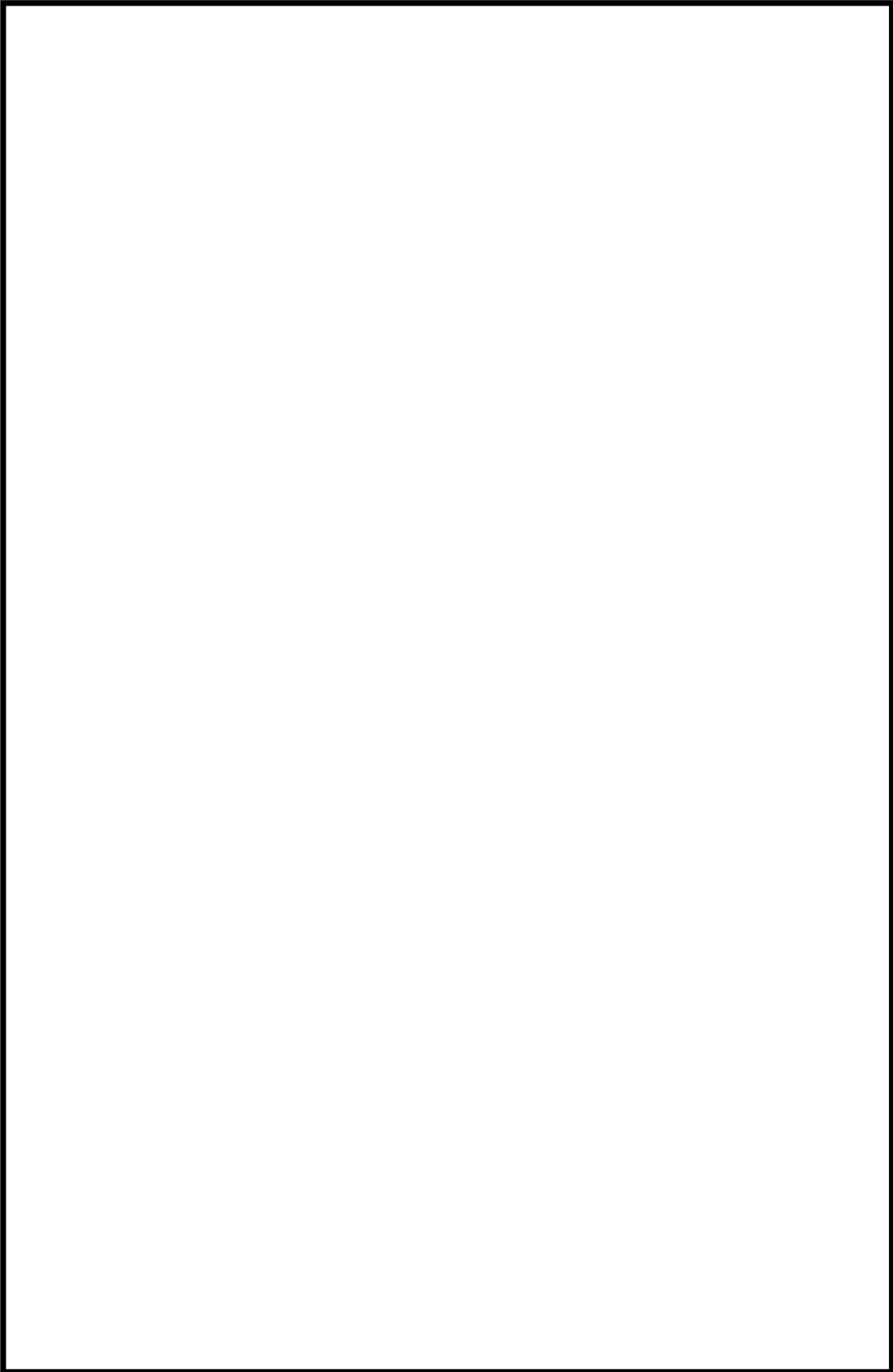


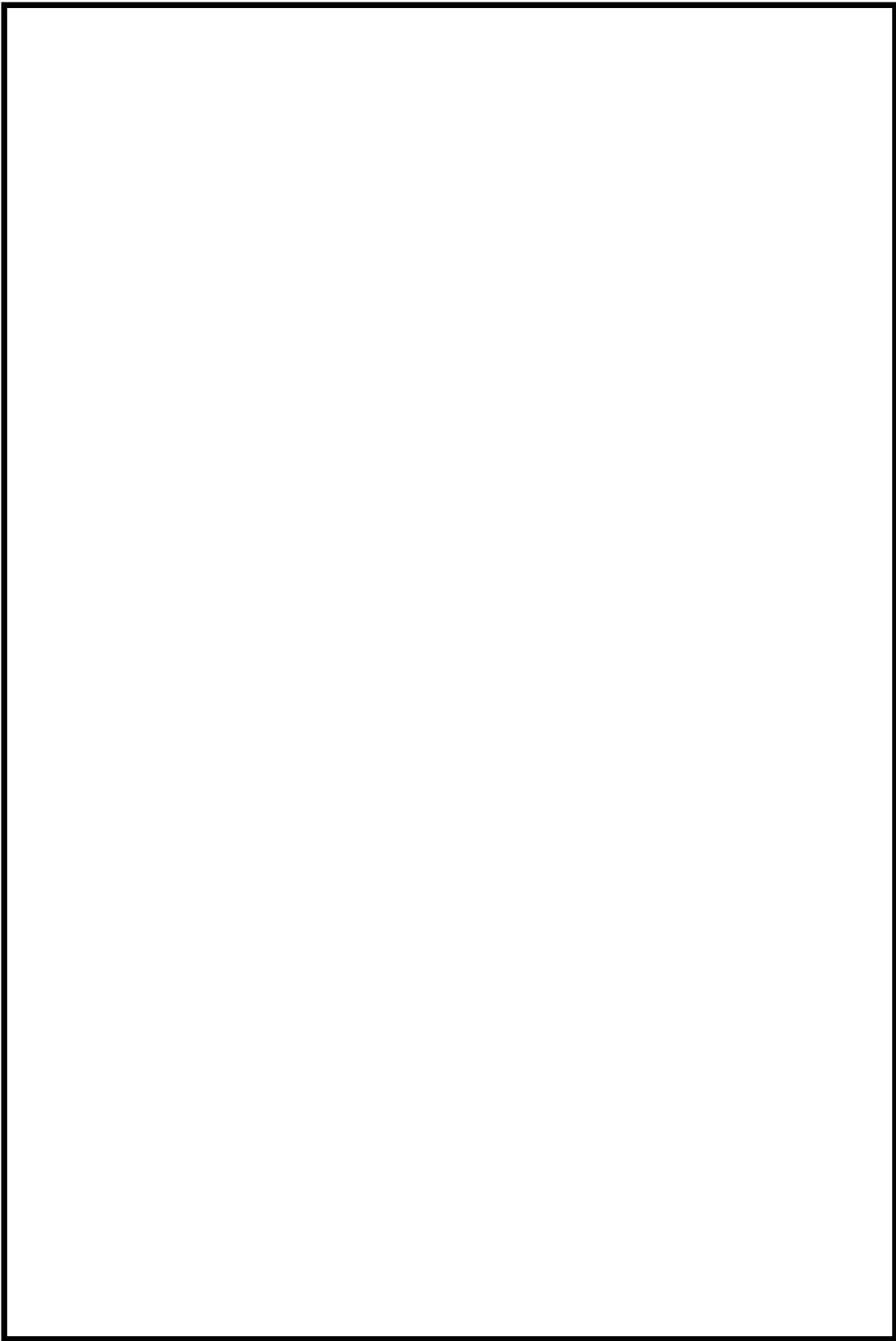
図 58-3-26 機器配置図 (7号炉 屋外)



・写真については、イメージ、例を含む。
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-27 機器配置図 (6/7 号炉 コントロール建屋地上 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-28 機器配置図 (5号炉 原子炉建屋地上3階 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

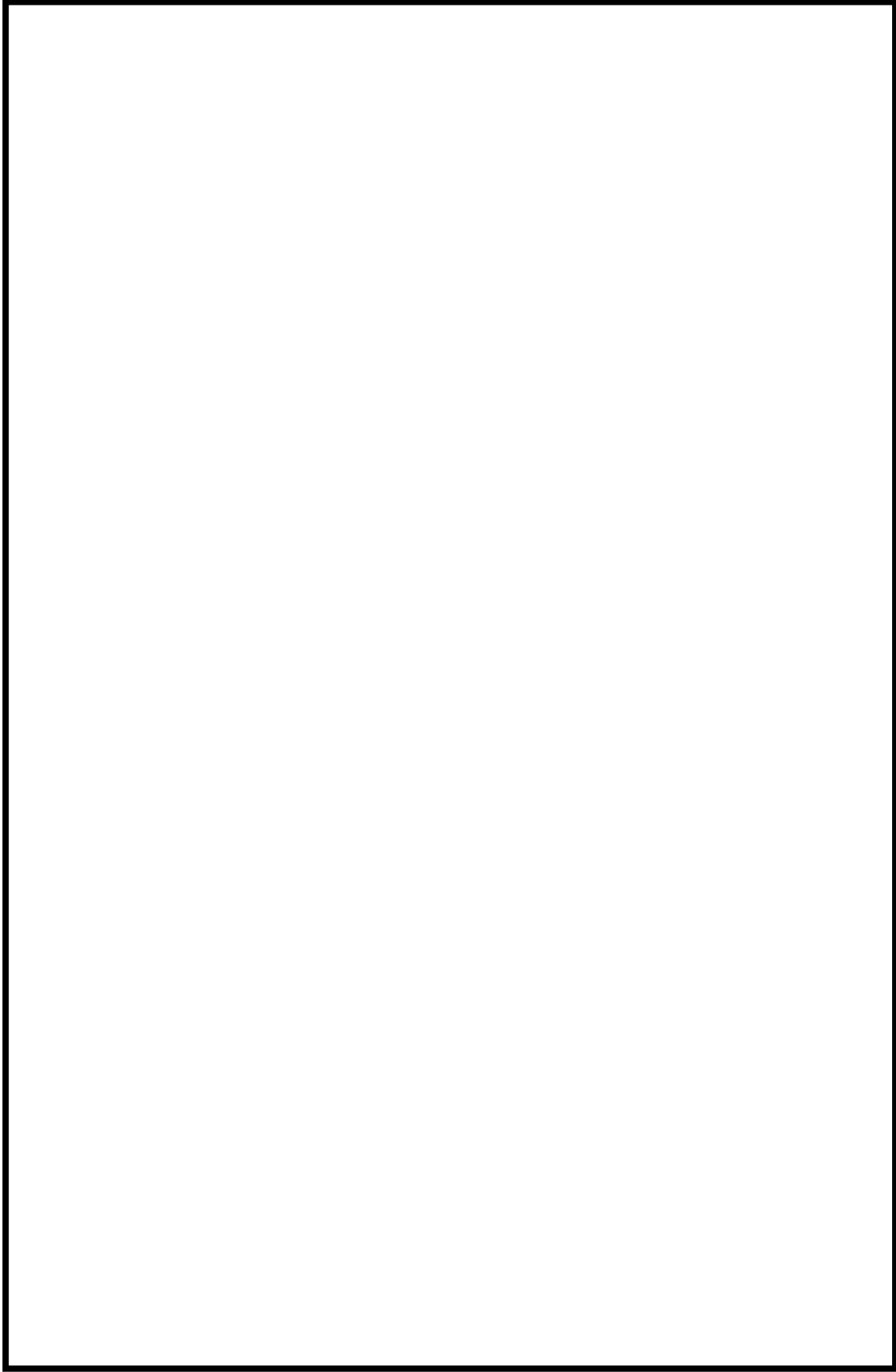


図 58-3-29 機器配置図 (6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階 中央制御室)

58-4
系統図

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高压炉心注水系ポンプ吐出圧力
- ⑨ 高压炉心注水系系統流量
- ⑩ 原子炉隔離時冷却水系系統流量
- ⑪ 高压代替注水系系統流量
- ⑫ 高压代替注水系流量 (RHR A系代替注水流量)
- ⑬ 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)
- ⑭ 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)
- ⑮ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑯ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)
- ⑰ 原子炉建屋水素濃度
- ⑱ 静的触媒式水素再結器 動作監視装置

- ⑮ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ⑯ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ⑰ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ⑱ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ⑲ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

- ⑳ フィルタ装置水位
- ㉑ フィルタ装置入口圧力
- ㉒ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ㉓ フィルタ装置置水素濃度
- ㉔ フィルタ装置置金属フィルタ差圧
- ㉕ フィルタ装置置スクラバ水pH
- ㉖ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

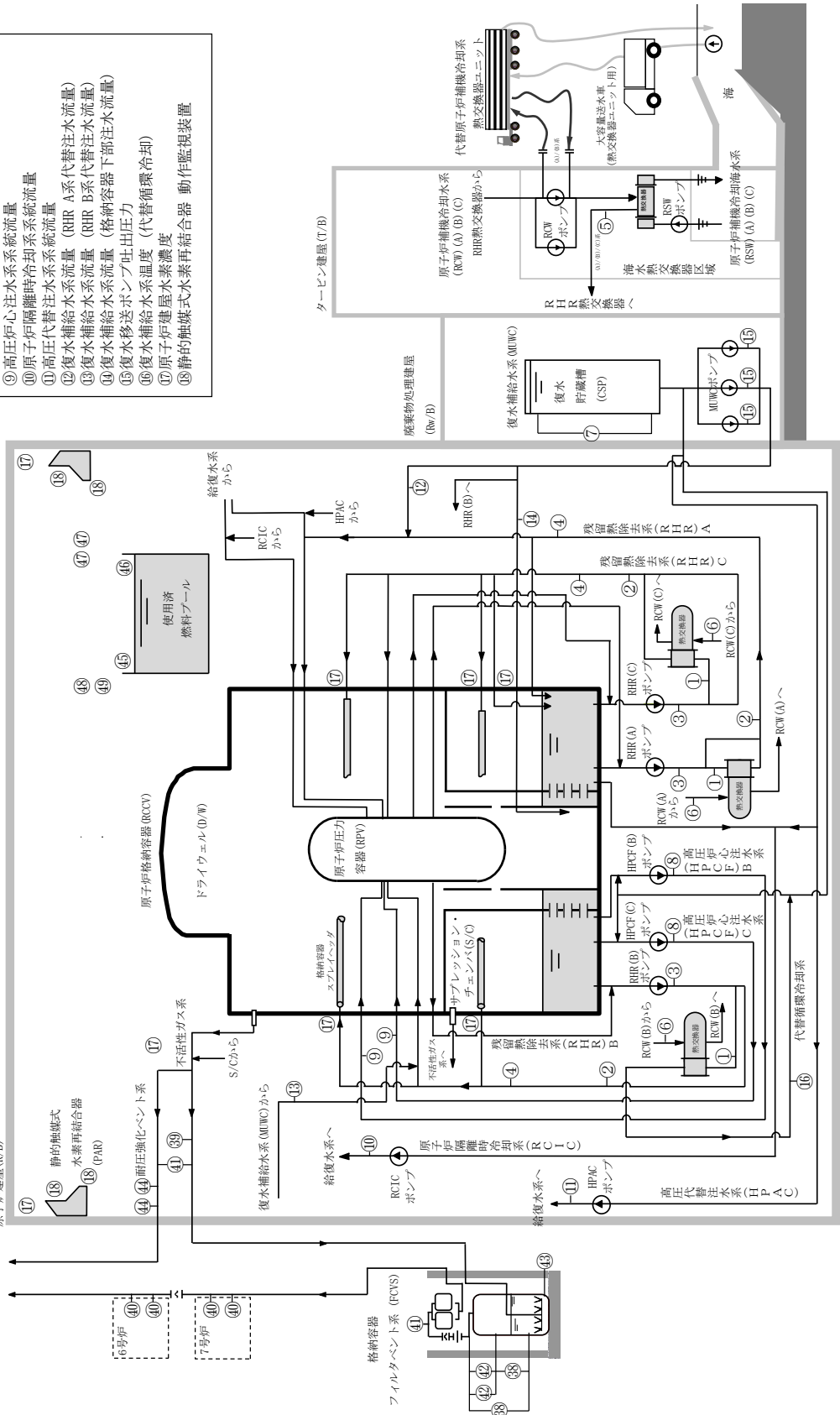


図 58-4-1 主要設備 概略系統図 (1/3)

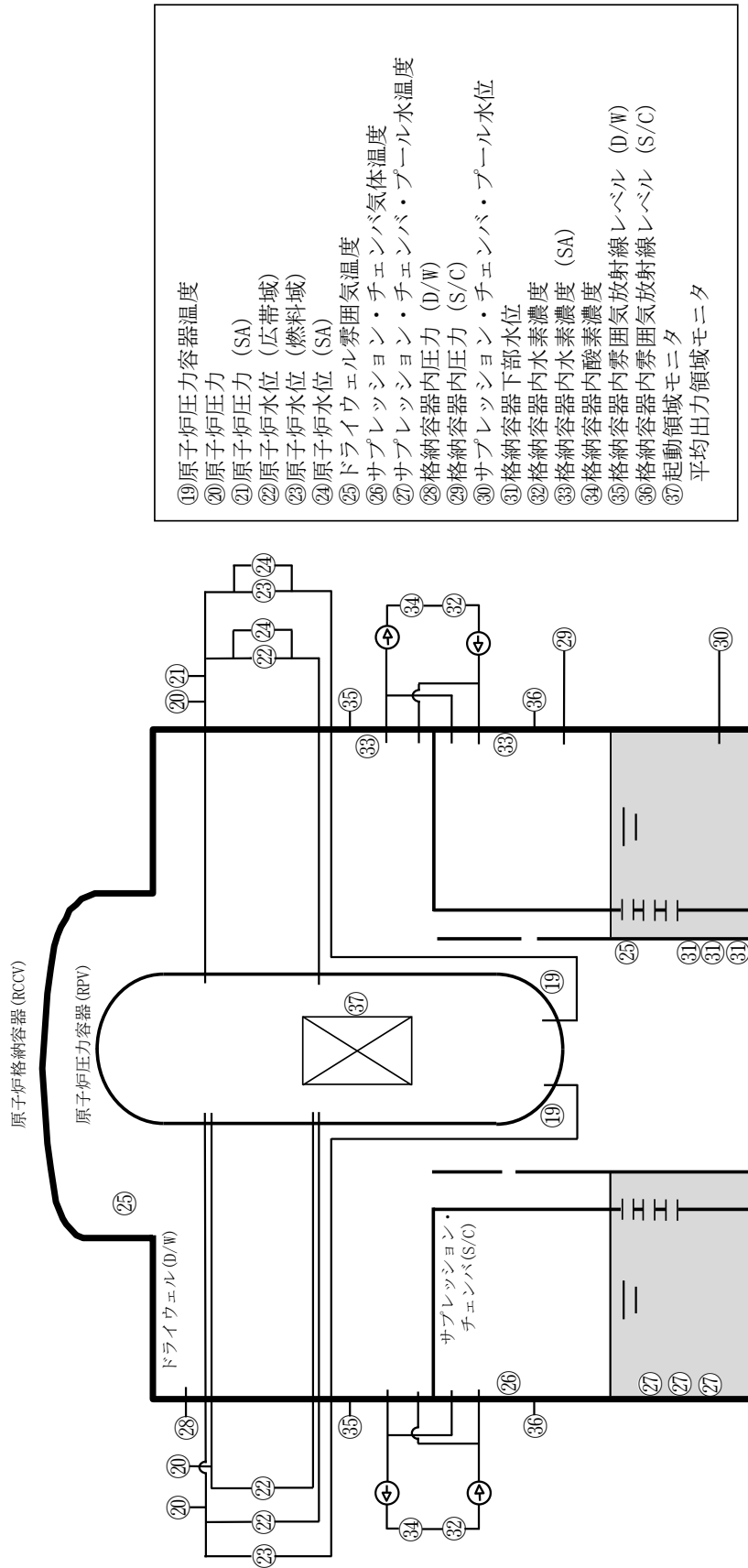
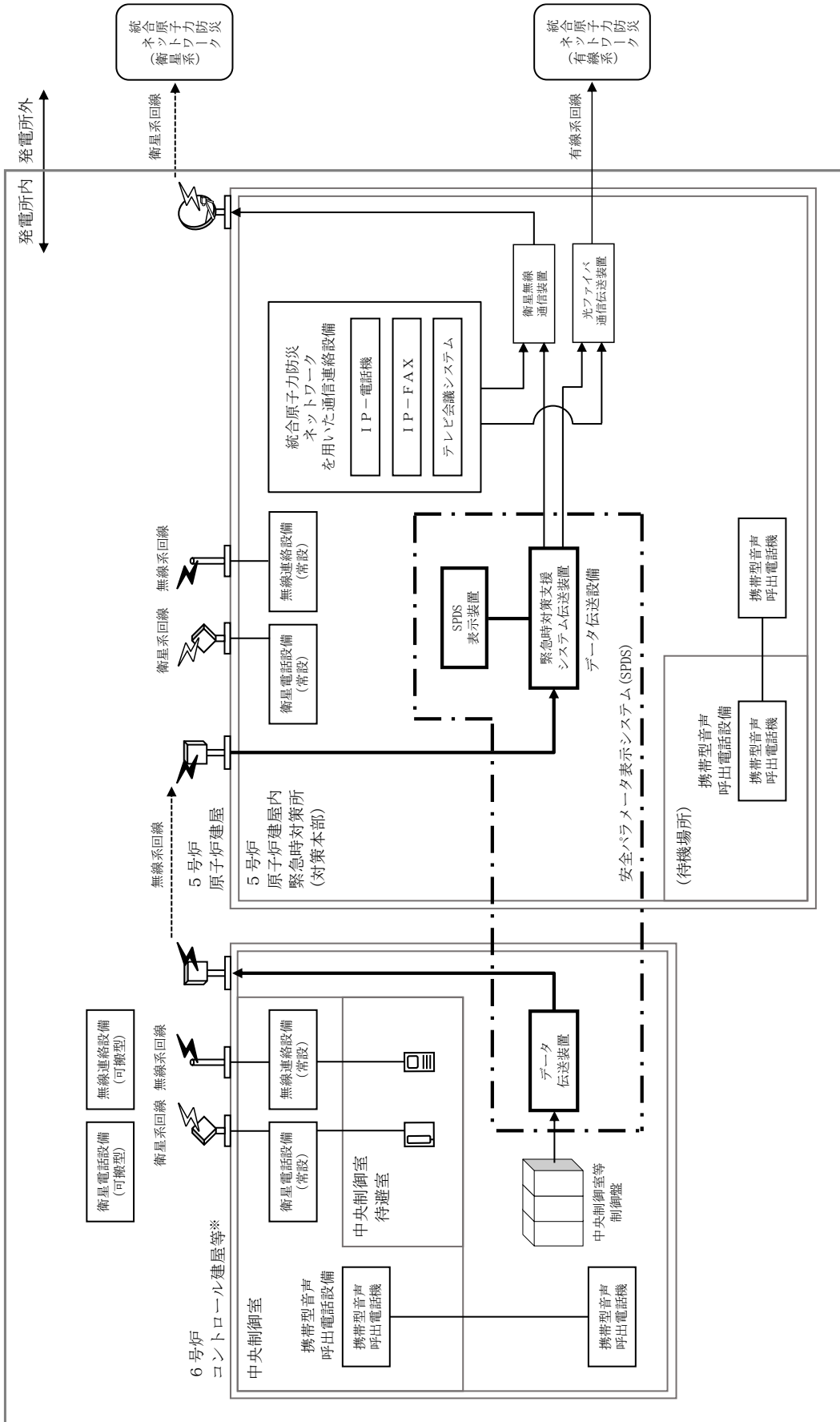


図 58-4-2 主要設備 概略系統図 (2/3)



※: 7号炉も同様

図 58-4-3 主要設備 概略系統図 (3/3)

58-5

試験及び検査

○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図 58-5-1～13 のとおりである。

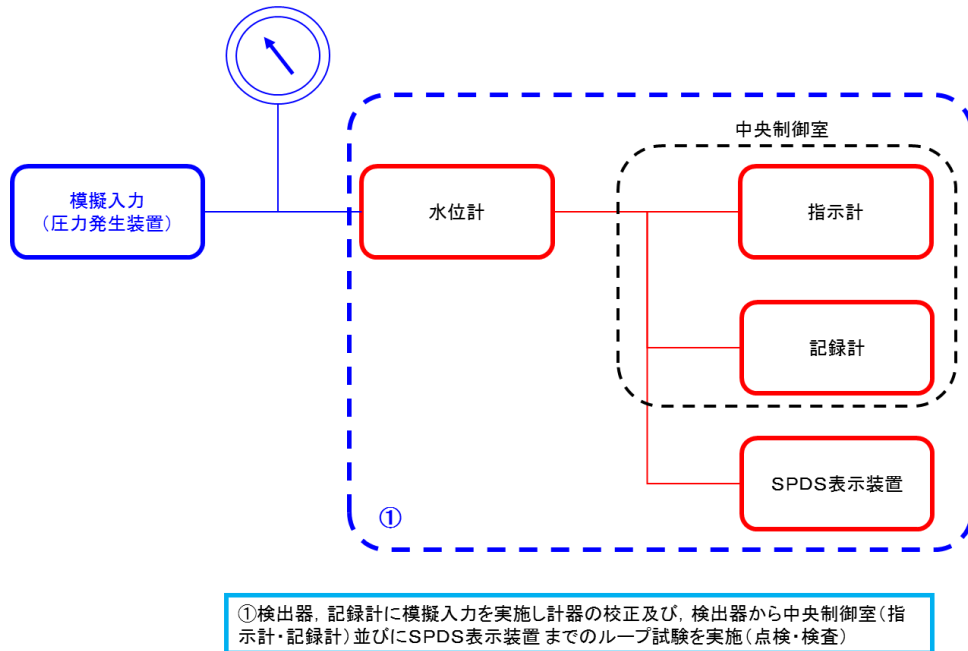


図 58-5-1 水位計の試験及び検査

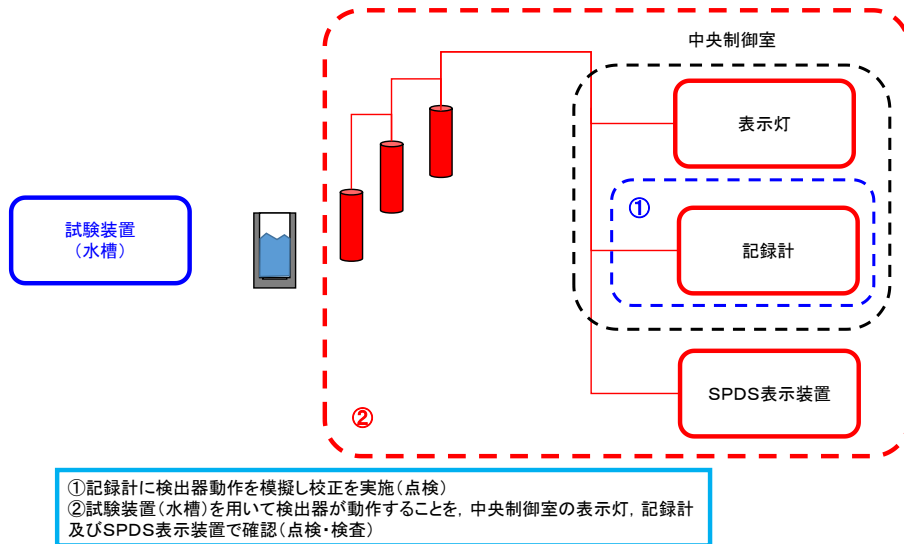
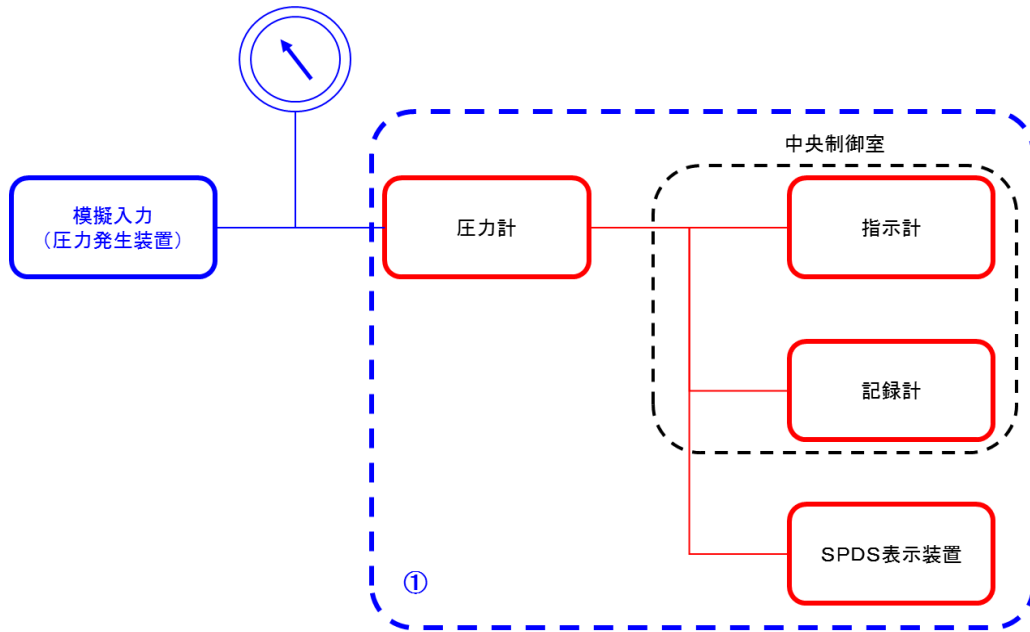
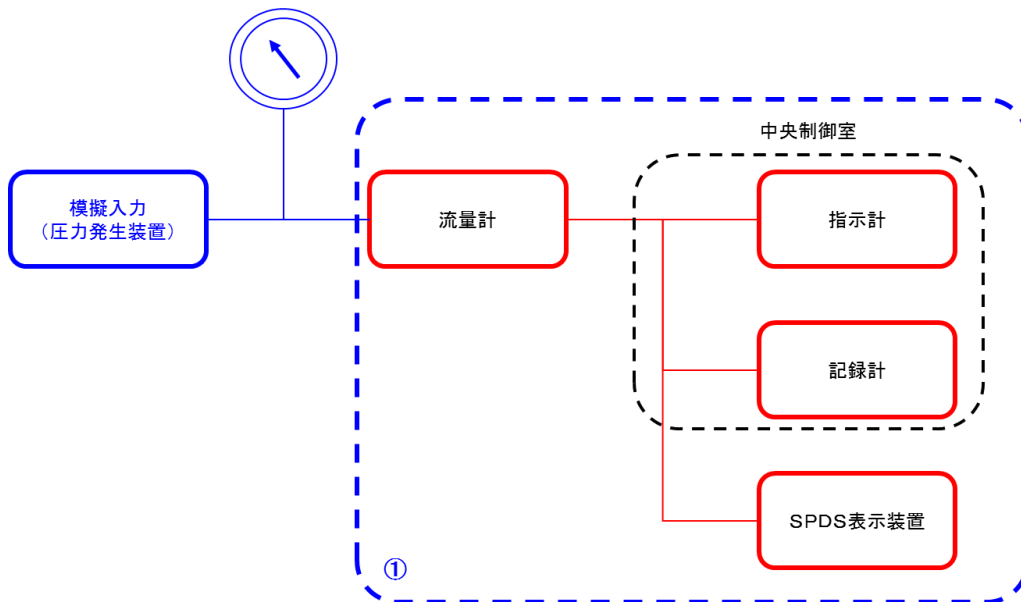


図 58-5-2 水位計の試験及び検査
(格納容器下部水位)



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-3 圧力計の試験及び検査



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-4 流量計の試験及び検査

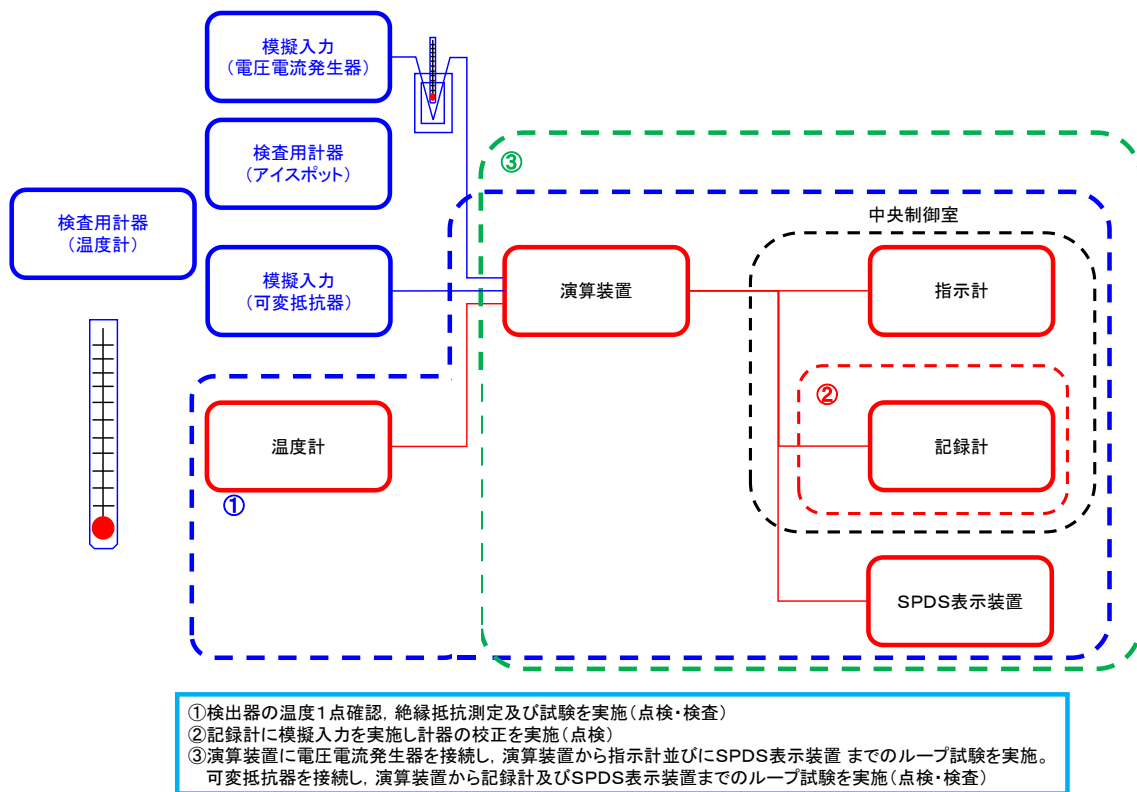


図 58-5-5 温度計の試験及び検査

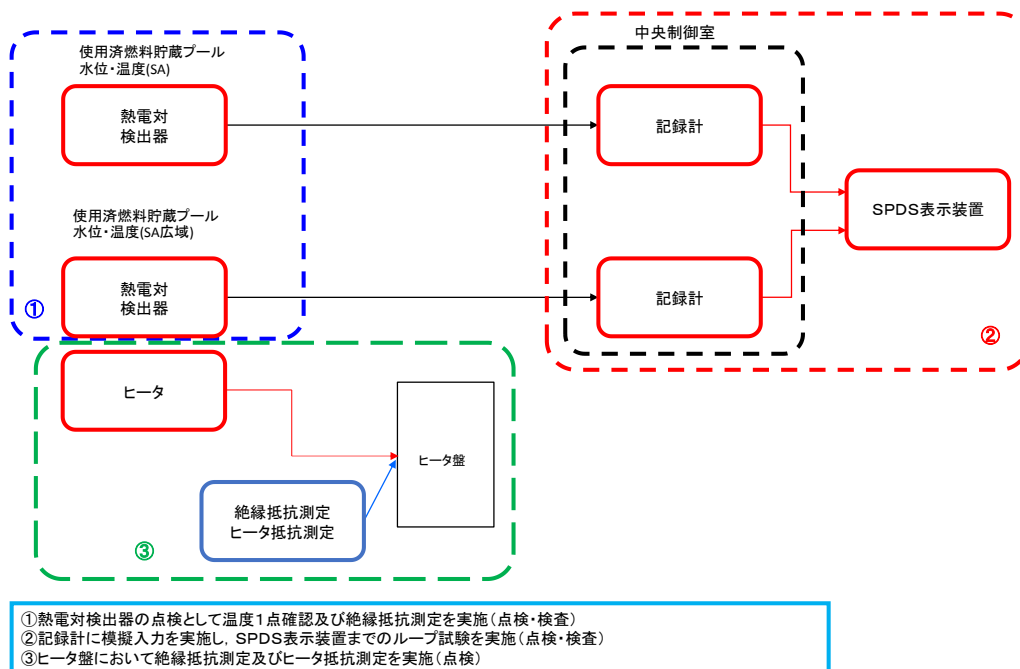
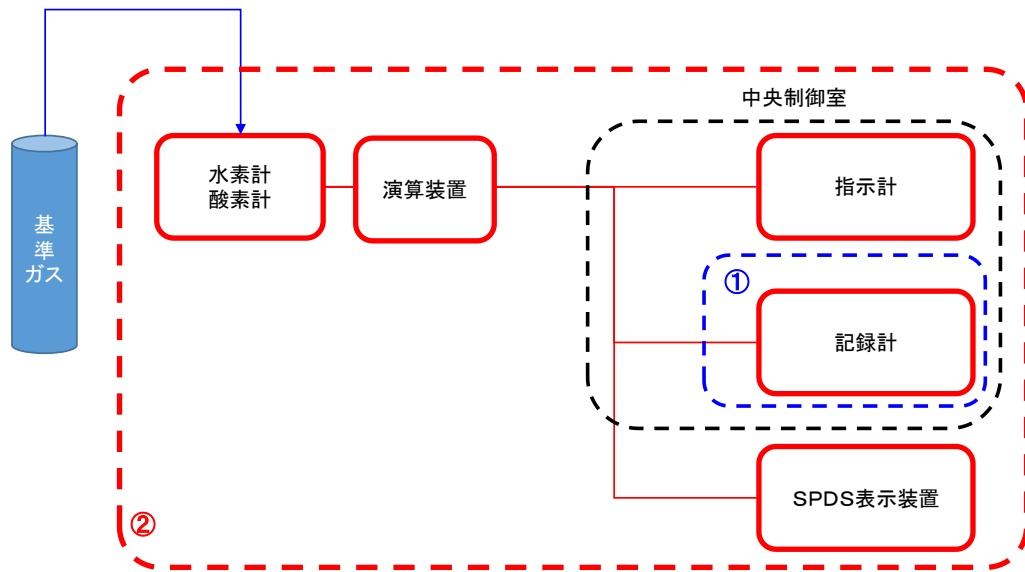
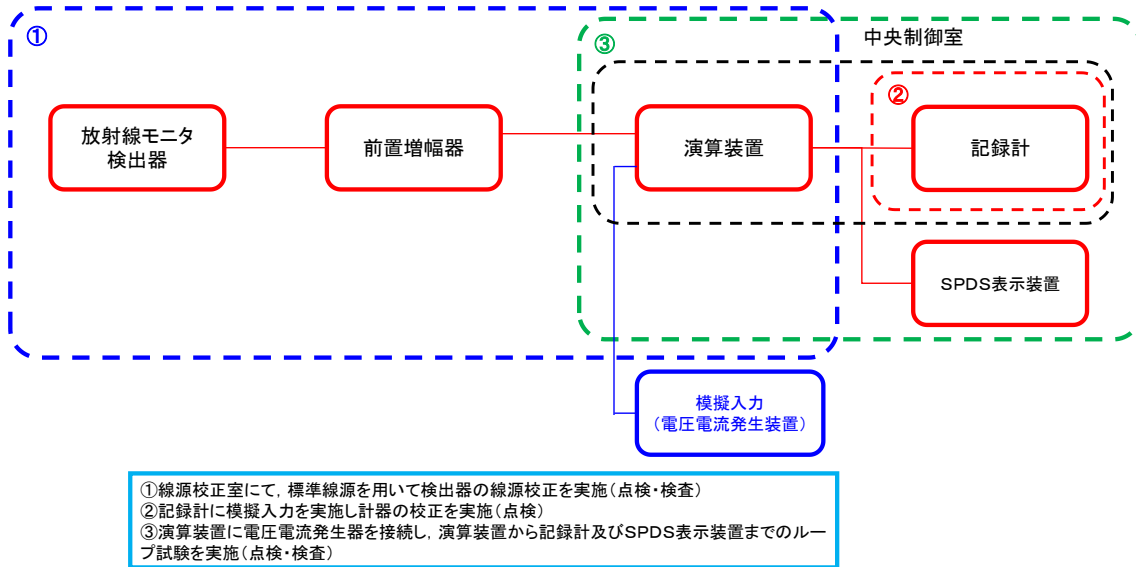


図 58-5-6 温度計の試験及び検査
 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び (SA))



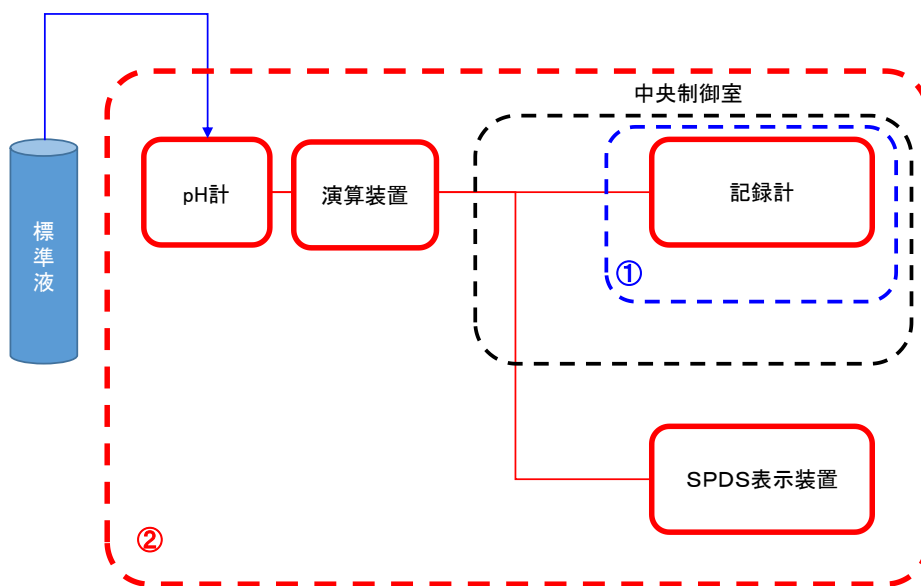
- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室(指示計・記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-7 水素・酸素濃度計の試験及び検査



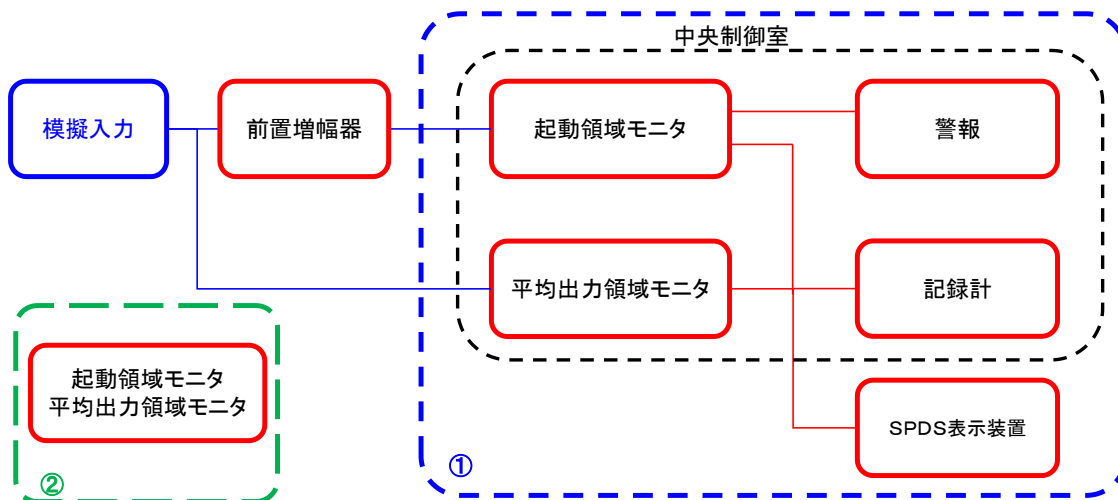
- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施(点検・検査)
- ②記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ③演算装置に電圧電流発生器を接続し、演算装置から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-8 放射線量率計の試験及び検査



- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②標準液による検出器の校正及び、中央制御室(記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-9 pH 計の試験及び検査



- ①計測機器、記録計に模擬入力を実施し計器校正の実施、及び計測機器から記録計並びにSPDS表示装置 までのループ試験を実施(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)

図 58-5-10 起動領域モニタ，出力領域モニタの試験及び検査

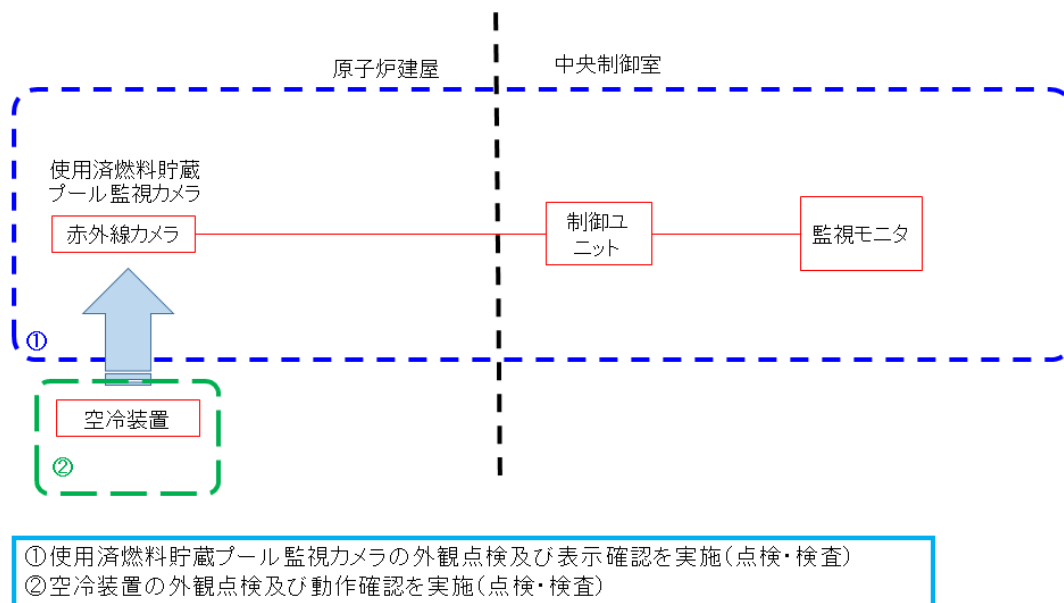
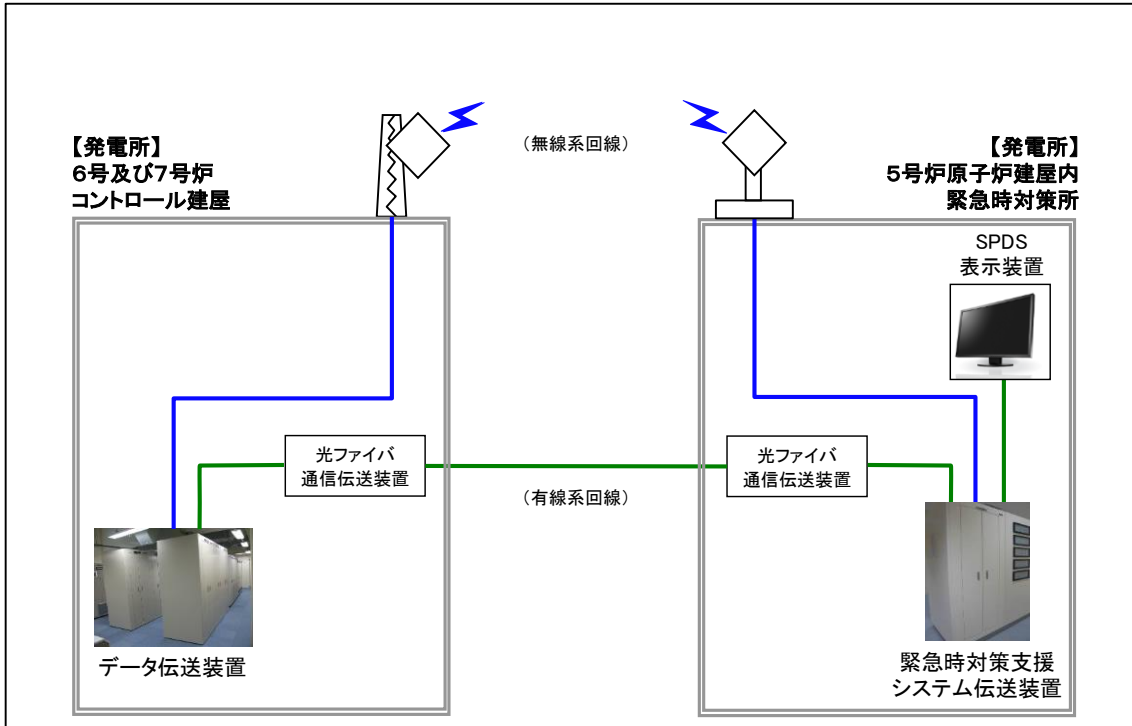
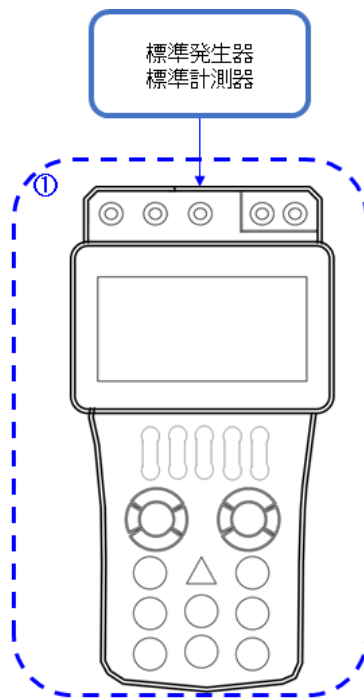


図 58-5-11 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査



※試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 58-5-12 安全パラメータ表示システム (SPDS) の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検・検査)

図 58-5-13 可搬型計測器の試験及び検査

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) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (7) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (8) 放射線管理用計測装置
- (9) 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

本計測装置は、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(高压炉心注水系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力)、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、復水補給水系温度(代替循環冷却))及び流量(残留熱除去系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心注水系系統流量、高压代替注水系系統流量、復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)、復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量))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 原子炉压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、原子炉压力容器本体内の圧力(原子炉圧力、原子炉圧力(SA))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(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。

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（格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C））、温度（ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度）、酸素濃度（格納容器内酸素濃度）及び水素濃度（格納容器内水素濃度、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。

2.5 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（復水補給水系流量（格納容器下部注水流量））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。

2.6 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・チェンバ・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、その計測結果を中操制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.7 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。

2.8 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（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）、格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C））、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）、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）及び使用済燃料貯蔵プールの放射線量率（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（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。

2.9 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、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置ス

クラバ水 pH, 原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量, 復水貯蔵槽水位 (SA), 復水移送ポンプ吐出圧力, 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール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。

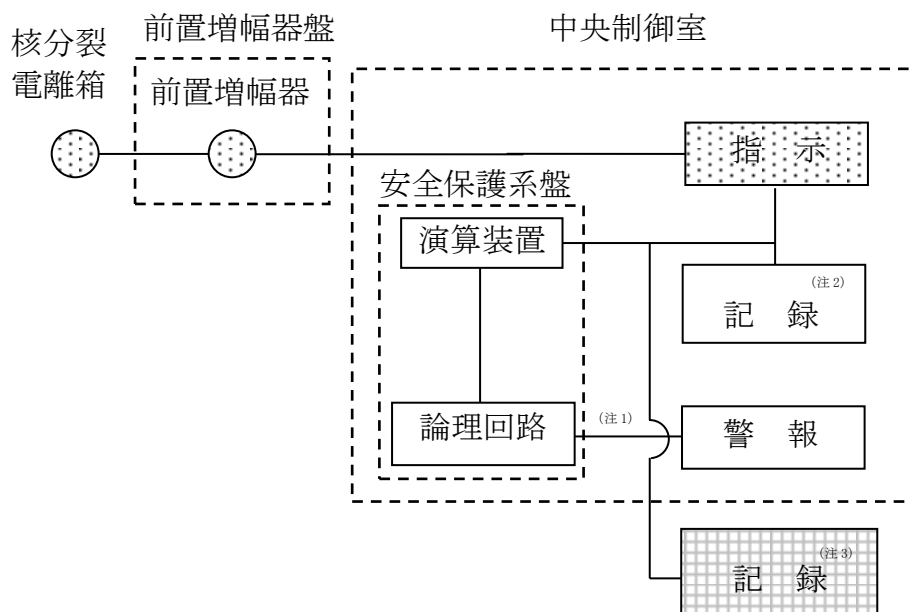
3. 計測装置の構成

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) 起動領域モニタ

起動領域モニタは、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、中央制御室の指示部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。(図 58-6-1 「起動領域モニタの概略構成図」参照。)



(注1) 原子炉周期（ペリオド）短原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム

(注2) 記録計

(注3) 緊急時対策支援システム伝送装置

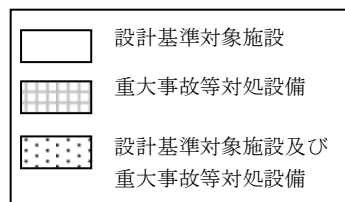
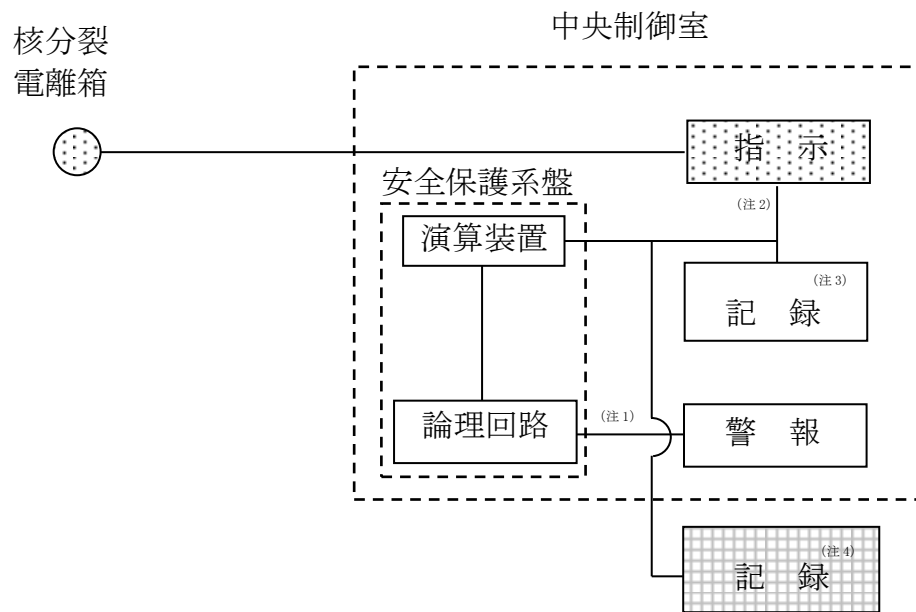


図 58-6-1 起動領域モニタの概略構成図

3.1.2 出力領域計測装置

(1) 平均出力領域モニタ

平均出力領域モニタは、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、中央制御室の指示部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。（図 58-6-2「平均出力領域モニタの概略構成図」参照。）



- (注 1) 中性子束高原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム
- (注 2) 平均中性子束
- (注 3) 記録計
- (注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置

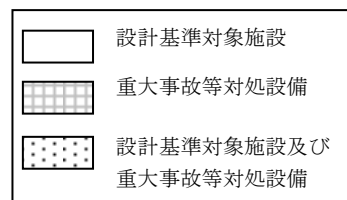


図 58-6-2 平均出力領域モニタの概略構成図

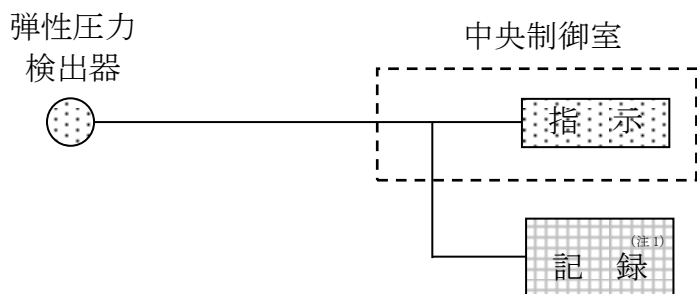
3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置

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) 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力

高圧炉心注水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、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-3 「高圧炉心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

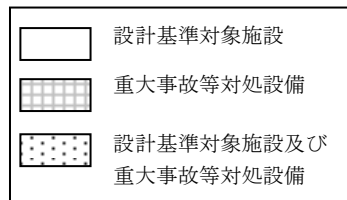
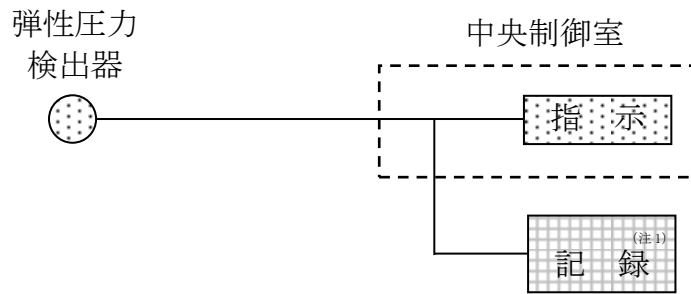


図 58-6-3 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2) 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、中央制御室の指示部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。（図58-6-4「残留熱除去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

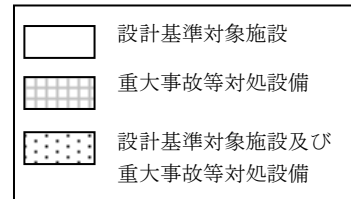
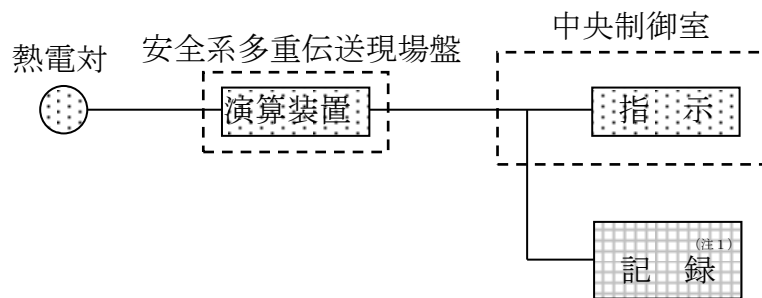


図 58-6-4 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

3.2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度

6号炉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、安全系多重伝送現場盤内の演算装置を経由して中央制御室の指示部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。(図 58-6-5「6号炉残留熱除去系熱交換器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

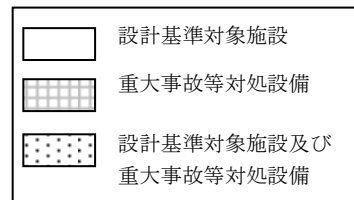
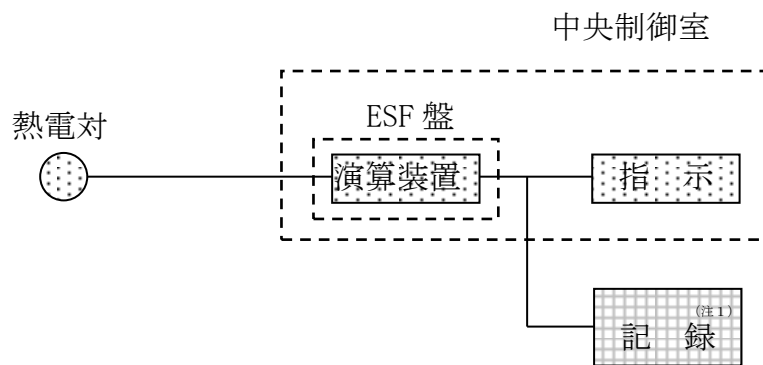


図 58-6-5 6号炉残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

7号炉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、ESF盤内の演算装置を經由して指示部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。（図58-6-6「7号炉残留熱除去系熱交換器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

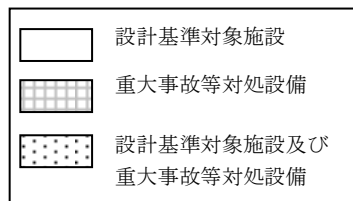
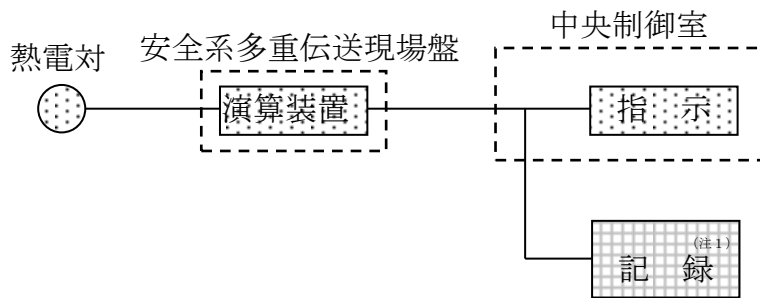


図58-6-6 7号炉残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

6号炉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、安全系多重伝送現場盤内の演算装置を経由して中央制御室の指示部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。(図 58-6-7「6号炉残留熱除去系熱交換器出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

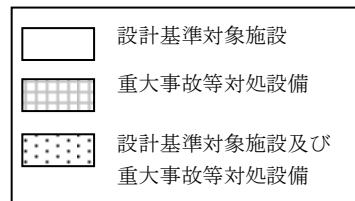
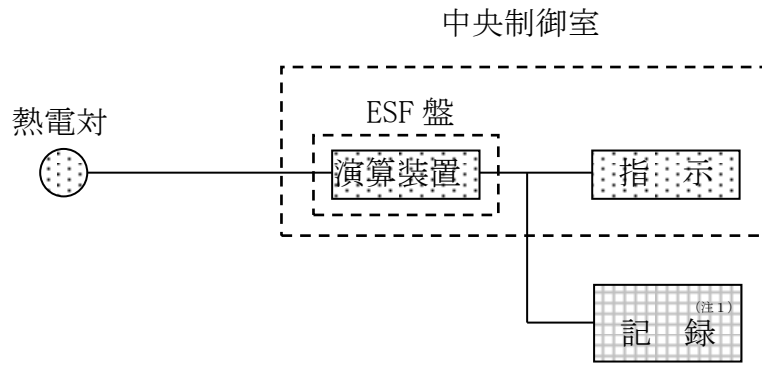


図 58-6-7 6号炉残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

7号炉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、ESF盤内の演算装置を経由して指示部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。（図58-6-8「7号炉残留熱除去系熱交換器出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

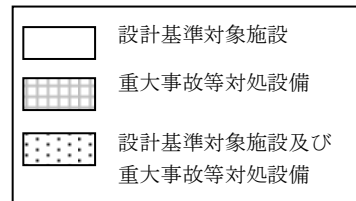
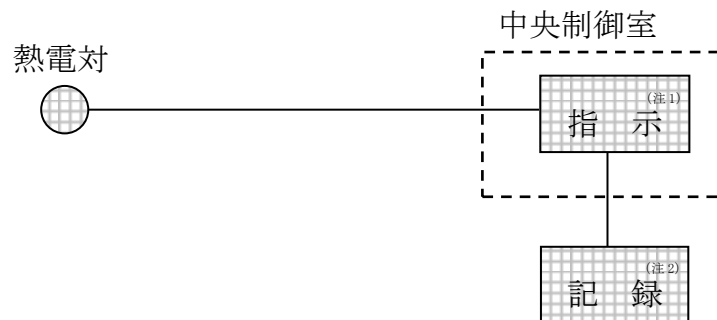


図58-6-8 7号炉残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

(3) 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度(代替循環冷却)の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-9「復水補給水系温度（代替循環冷却）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

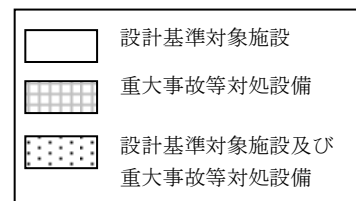
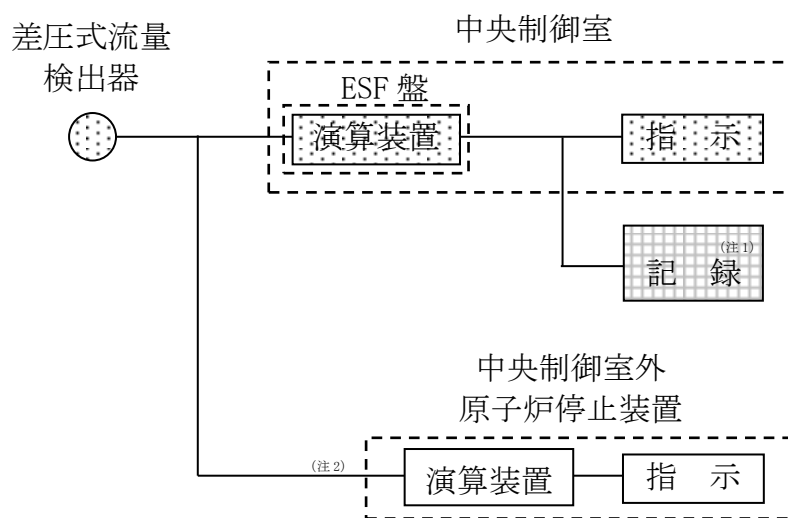


図 58-6-9 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

3.2.3 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 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処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、ESF 盤内の演算装置を經由して指示部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。（図 58-6-10「残留熱除去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

(注 2) 区分 I, II のみ

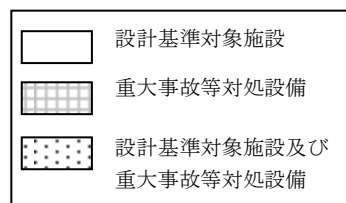
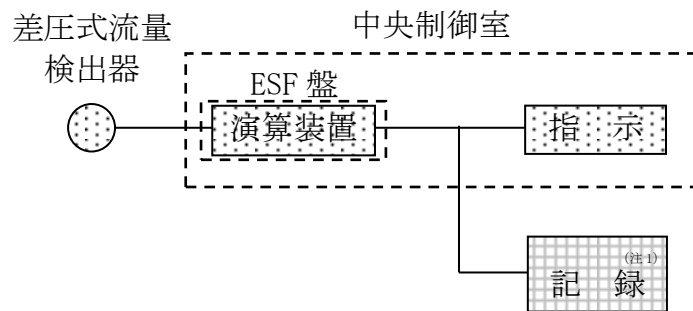


図 58-6-10 残留熱除去系系統流量の概略構成図

(2) 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、ESF 盤内の演算装置を経由して指示部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。（図 58-6-11「原子炉隔離時冷却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

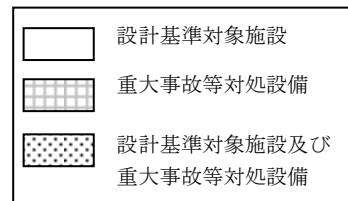
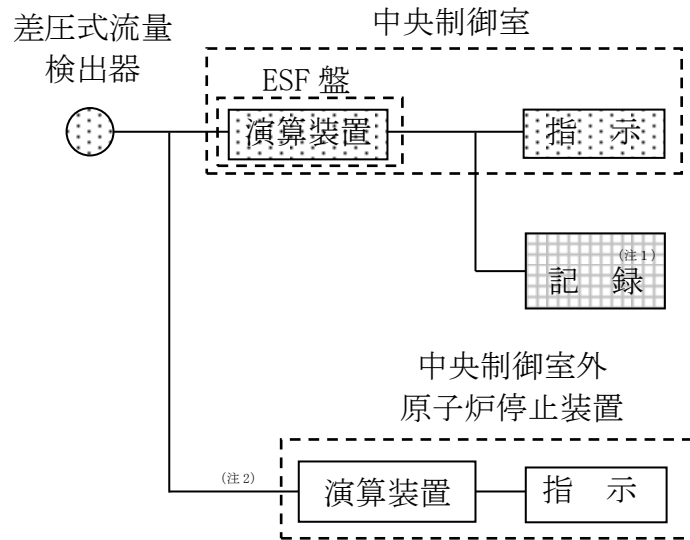


図 58-6-11 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

(3) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は、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、高圧炉心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、ESF 盤内の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心注水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-12 「高圧炉心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

(注 2) 区分Ⅱのみ

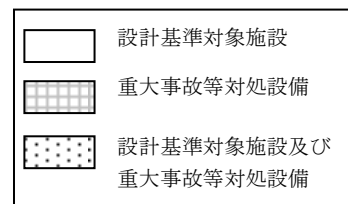
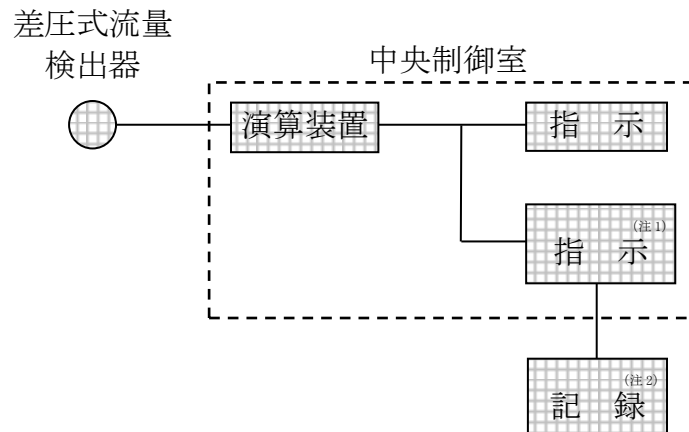


図 58-6-12 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図

(4) 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、中央制御室の演算装置を経由して指示部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。（図 58-6-13「高圧代替注水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

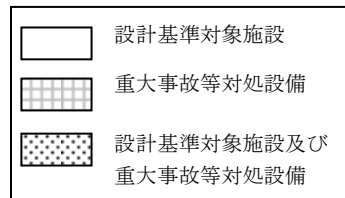
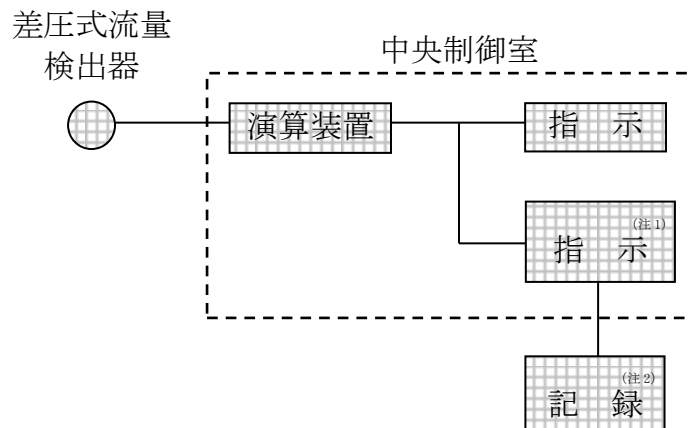


図 58-6-13 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(5) 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-14「復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）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

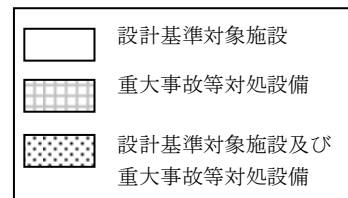
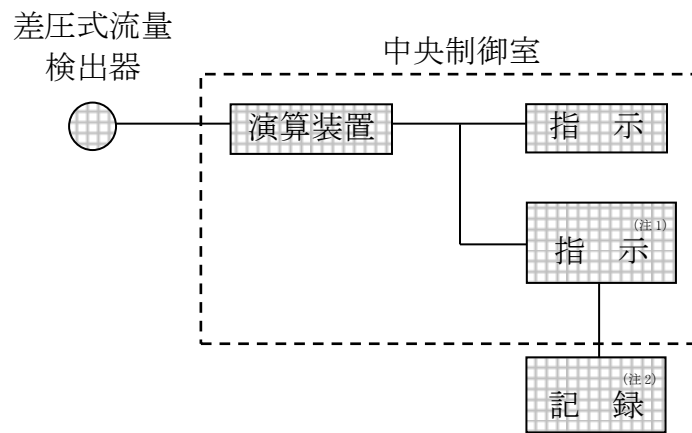


図 58-6-14 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の概略構成図

(6) 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）

復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-15「復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）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

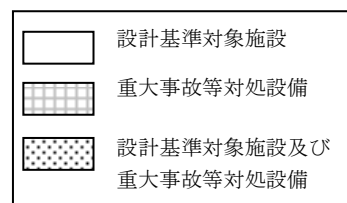


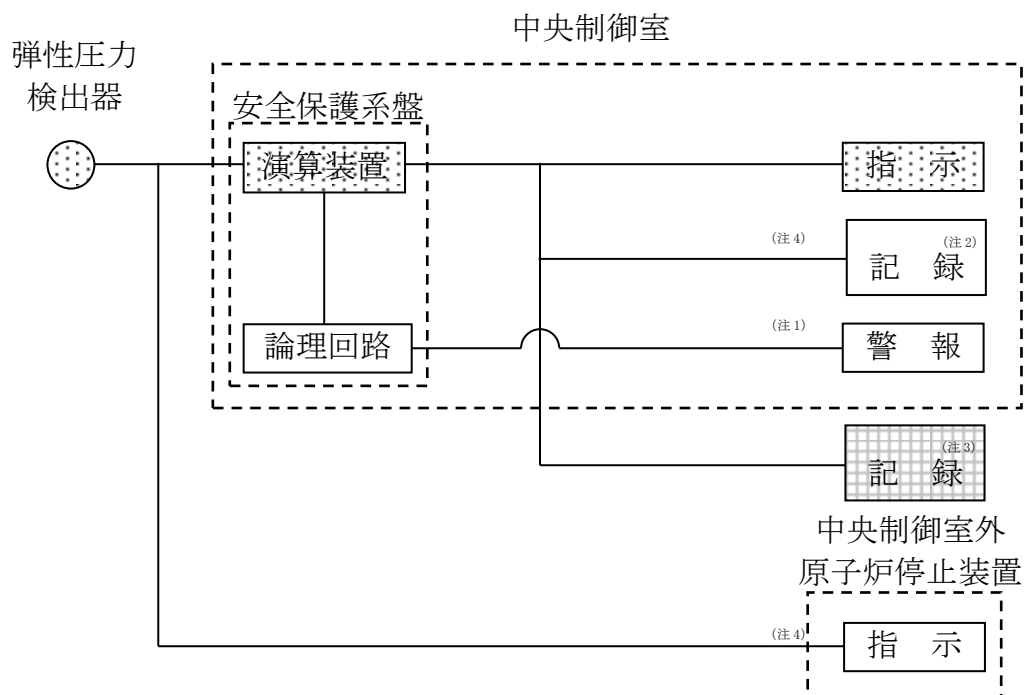
図 58-6-15 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の概略構成図

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、安全保護系盤内の演算装置を経由して指示部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。（図 58-6-16「原子炉圧力の概略構成図」参照。）



- (注 1) 原子炉圧力高原子炉スクラム
- (注 2) 記録計
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置
- (注 4) 区分 I, II のみ

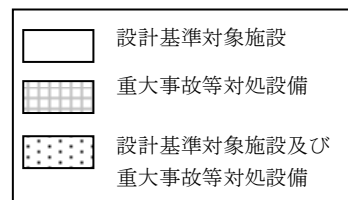
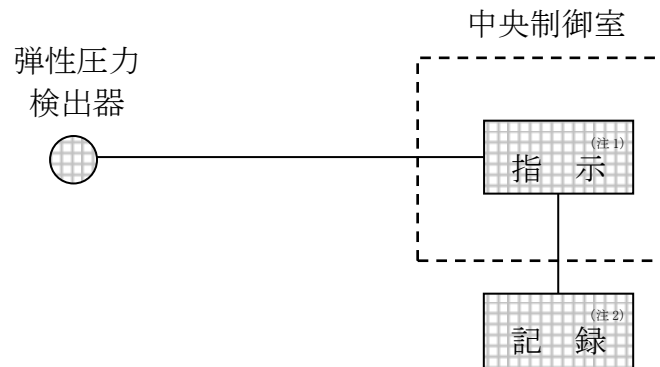


図 58-6-16 原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部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。(図 58-6-17「原子炉圧力 (SA) 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

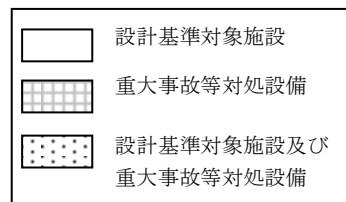
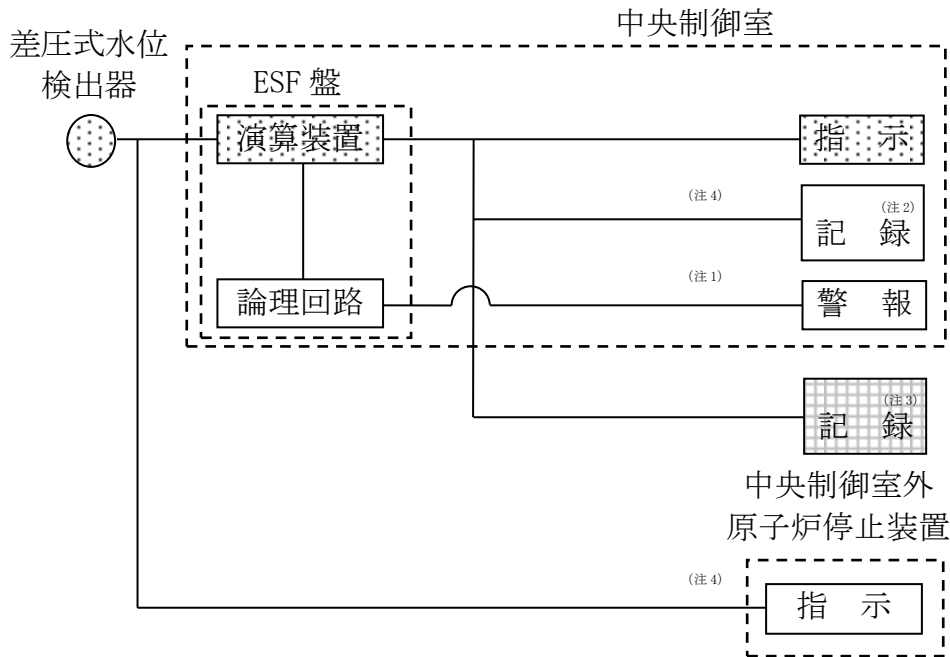


図 58-6-17 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

3.3.2 原子炉压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、ESF 盤の演算装置を経由して指示部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。（図 58-6-18「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



- (注 1) 主蒸気隔離弁閉（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）
 その他の原子炉格納容器隔離弁閉（原子炉水位低）
 原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）（原子炉水位低）
 高压炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）
 残留熱除去系（低压注水系）起動（原子炉水位低）
 自動減圧系作動（ドライウエル圧力高と原子炉水位低の同時信号）
- (注 2) 記録計
 (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置
 (注 4) 区分Ⅰのみ

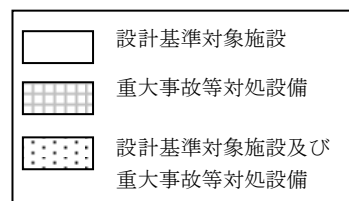
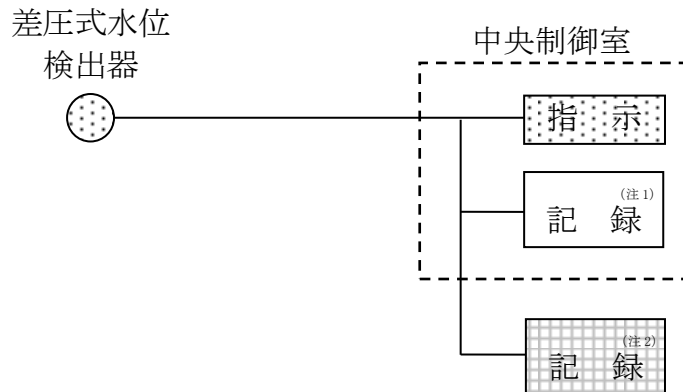


図 58-6-18 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

(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、中央制御室の指示部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。（図 58-6-19「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

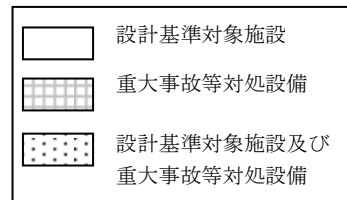
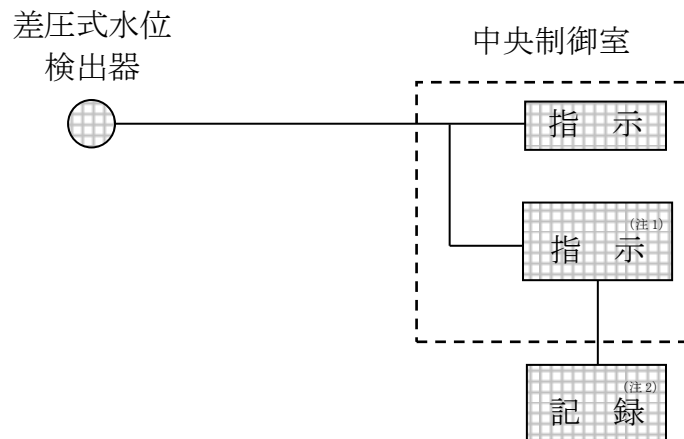


図 58-6-19 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

(3) 原子炉水位 (SA)

原子炉水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-20「原子炉水位 (SA) 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

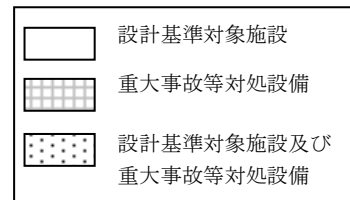


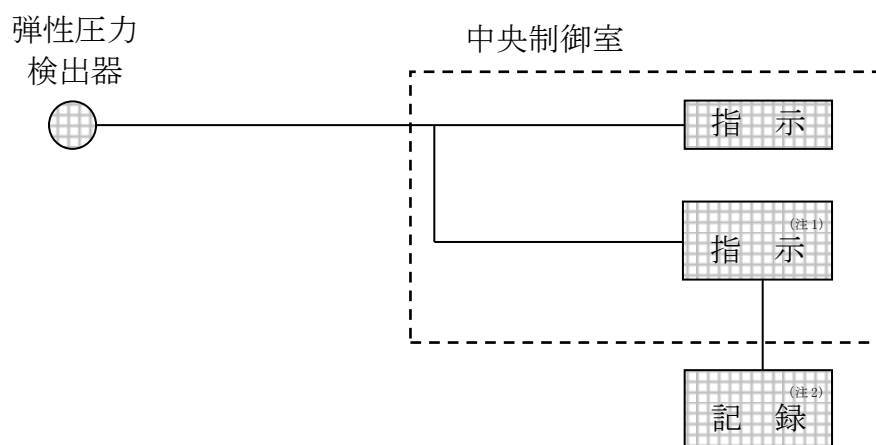
図 58-6-20 原子炉水位 (SA) の概略構成図

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) 格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (D/W) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (D/W) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-21「格納容器内圧力 (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

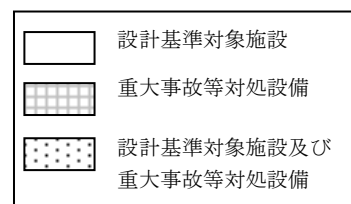
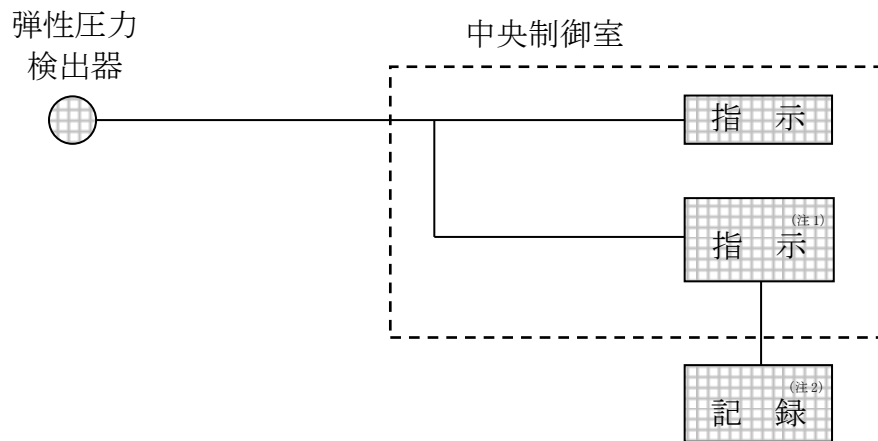


図 58-6-21 格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (S/C) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (S/C) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-22「格納容器内圧力 (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

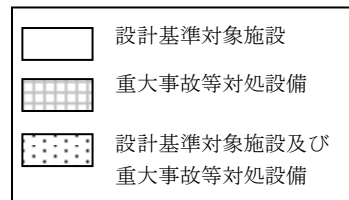
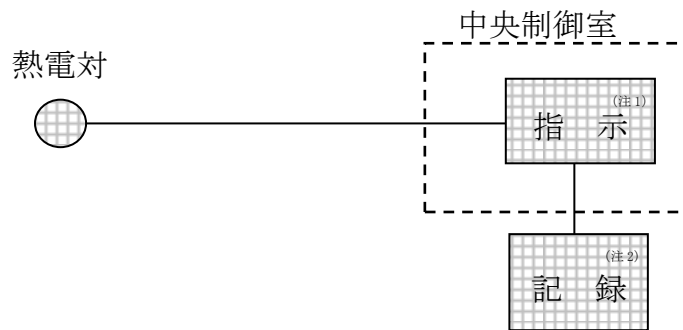


図 58-6-22 格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図

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、中央制御室の指示部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。（図 58-6-23「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

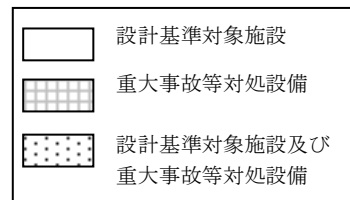
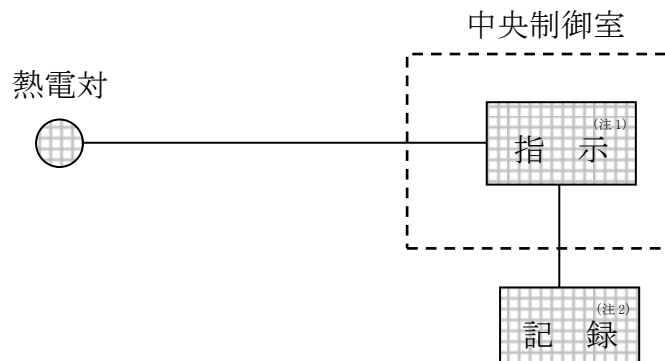


図 58-6-23 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ気体温度

サプレッション・チェンバ気体温度は、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・チェンバ気体温度の検出信号は、熱電対から起電力を、中央制御室の指示部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・チェンバ気体温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-24「サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

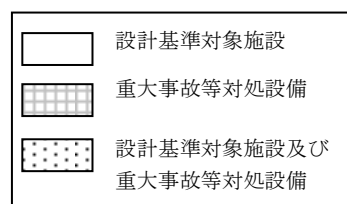
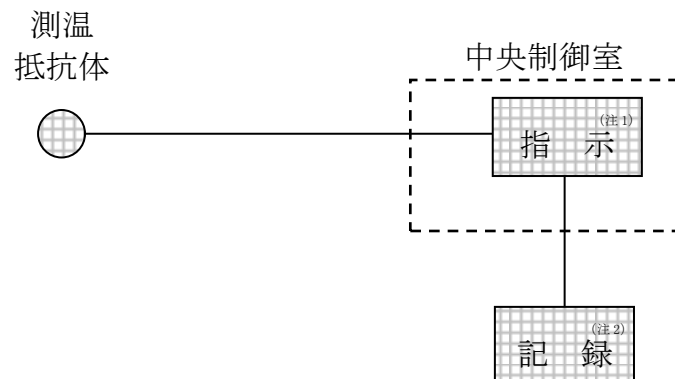


図 58-6-24 サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図

(3) サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・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・チェンバ・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、中央制御室の指示部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・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-25「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

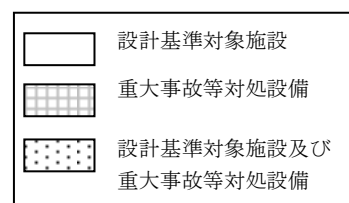
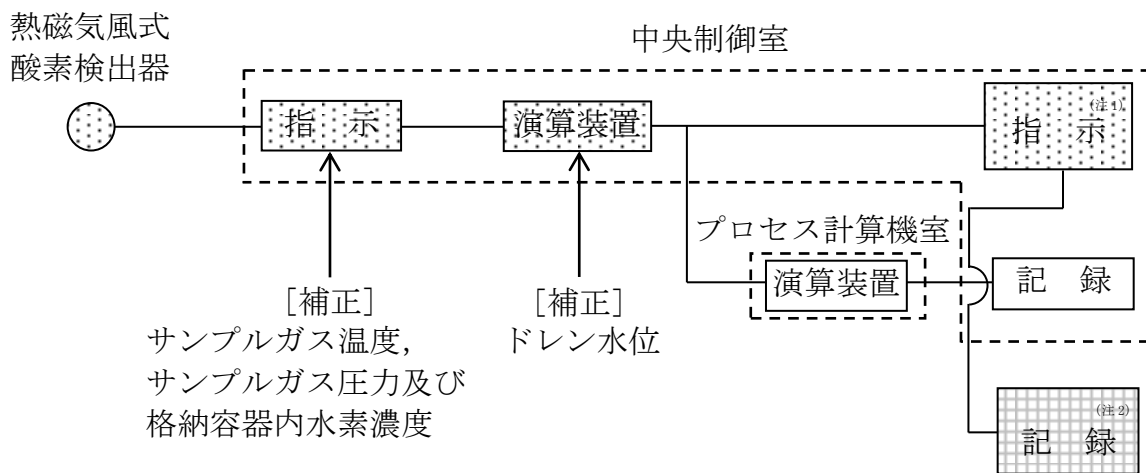


図 58-6-25 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

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

6号炉格納容器内酸素濃度は、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、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部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を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-26 「6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

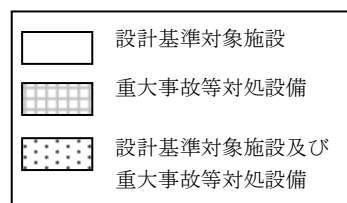
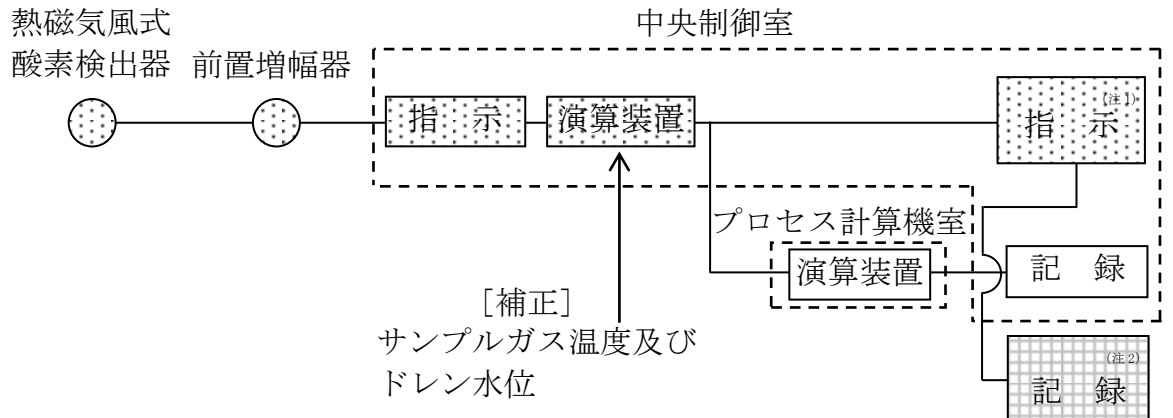


図 58-6-26 6号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

7号炉格納容器内酸素濃度は、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、格納容器内酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部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を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-27 「7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

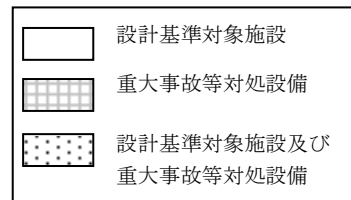
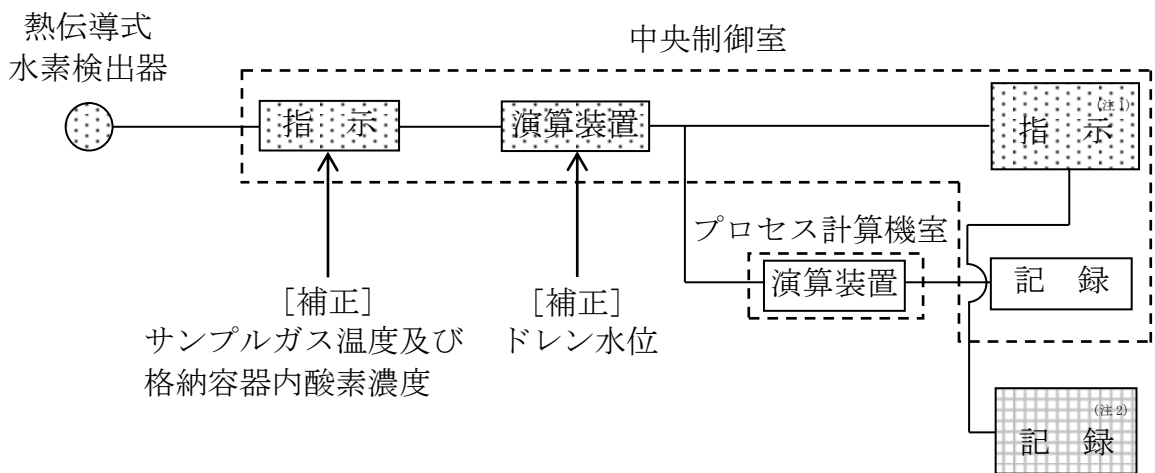


図 58-6-27 7号炉格納容器内酸素濃度の概略構成図

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

6号炉格納容器内水素濃度は、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、格納容器内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、中央制御室の指示部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を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-28「6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

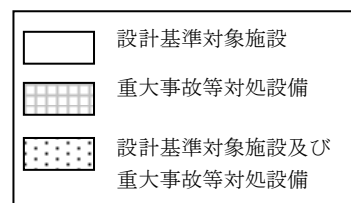
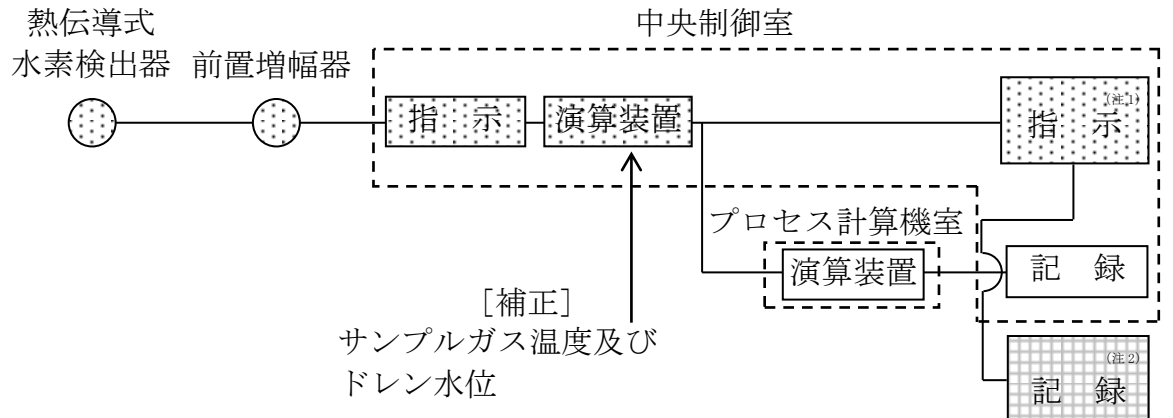


図 58-6-28 6号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

7号炉格納容器内水素濃度は、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、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部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を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-29 「7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

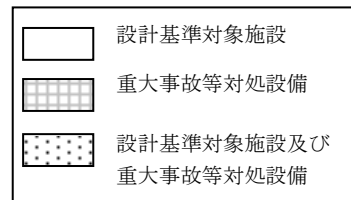
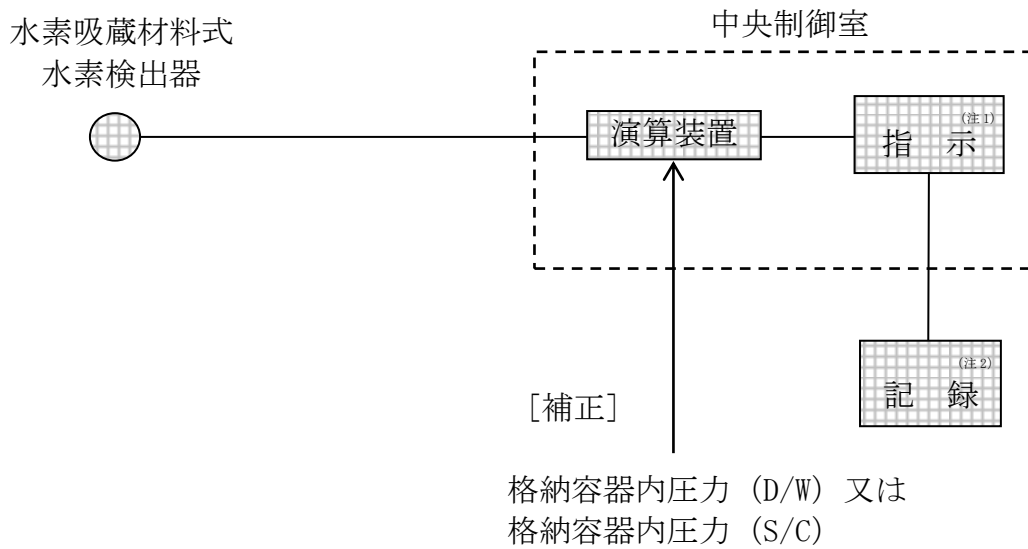


図 58-6-29 7号炉格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度 (SA)

格納容器内水素濃度 (SA) 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 (SA) の検出信号は, 水素吸蔵材料式水素検出器からの抵抗値を, 中央制御室の演算装置を経由して指示部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 (SA) を中央制御室に指示し, 記録する。

(図 58-6-30 「格納容器内水素濃度 (SA) 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

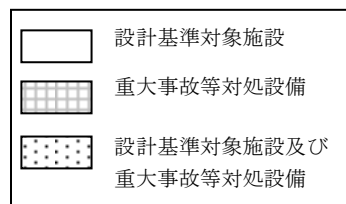
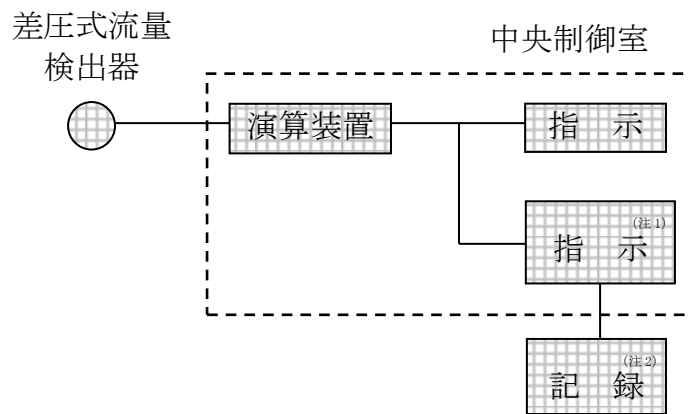


図 58-6-30 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

3.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

復水補給水系流量（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，復水補給水系流量（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，中央制御室の演算装置を経由して指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-31「復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）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

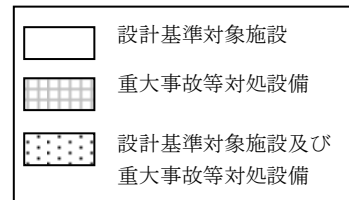
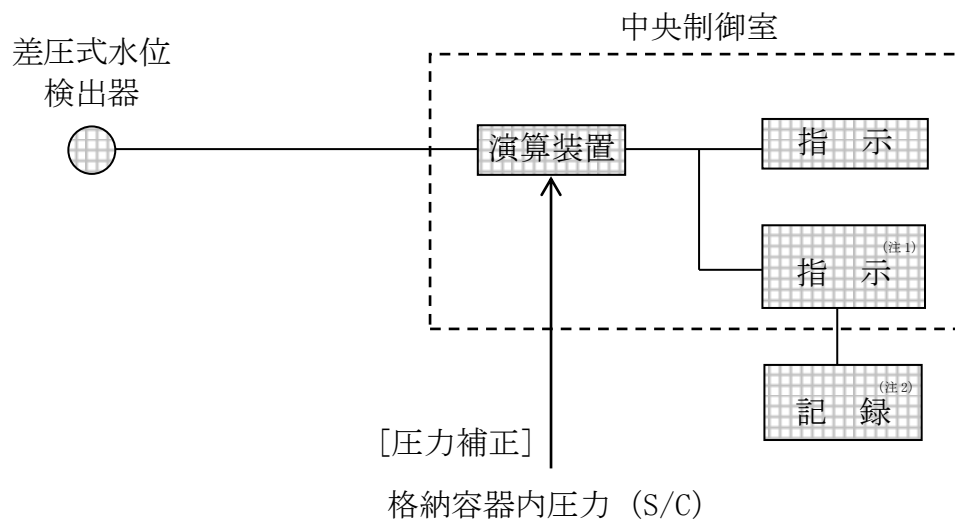


図 58-6-31 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の概略構成図

3.6 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・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・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・チェンバ・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、中央制御室の演算装置を経由して指示部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・チェンバ・プール水位を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-32「サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

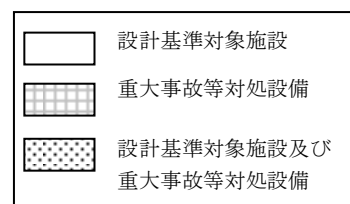
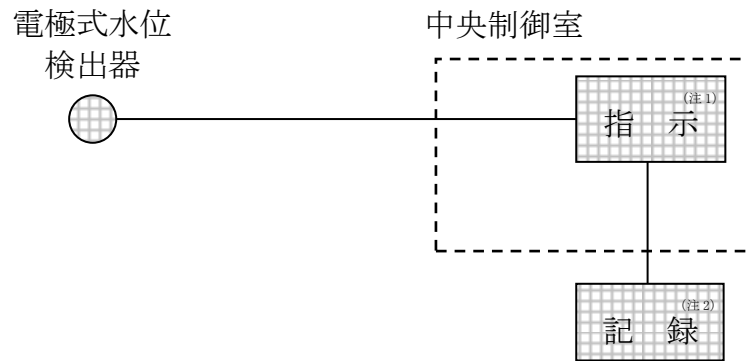


図 58-6-32 サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図

(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、中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-33「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

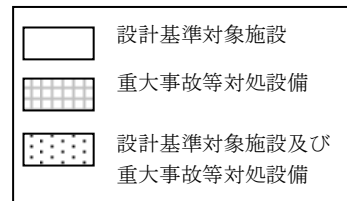


図 58-6-33 格納容器下部水位の概略構成図

3.7 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、熱伝導式水素検出器からの電気信号を、中央制御室の指示部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。（図 58-6-34, 35「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）

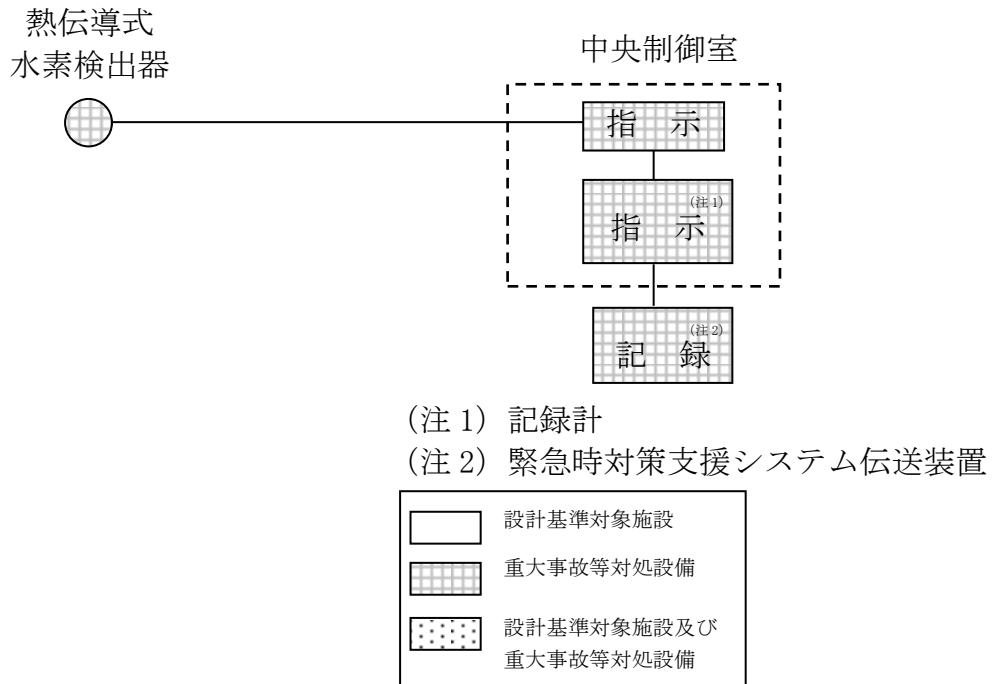


図 58-6-34 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

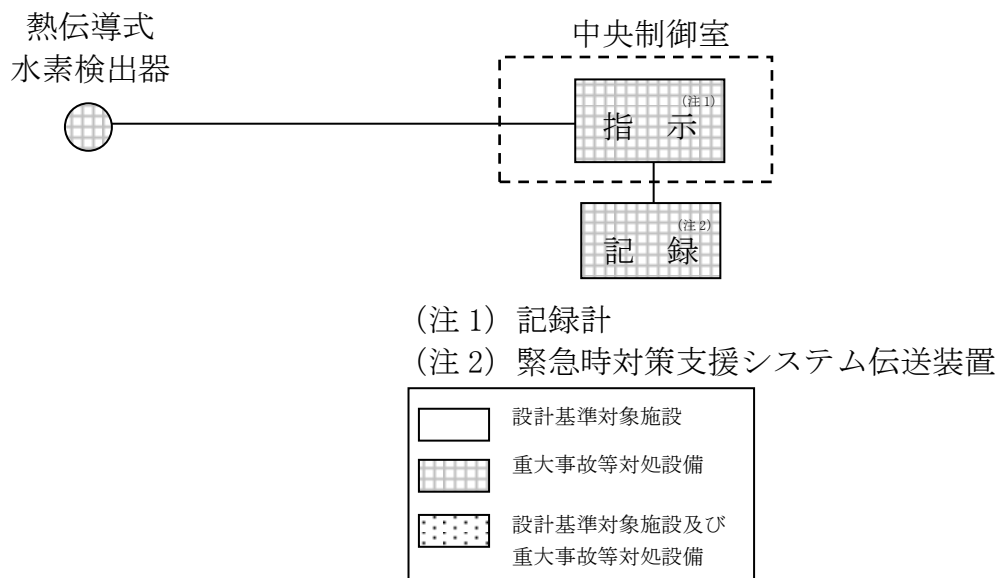
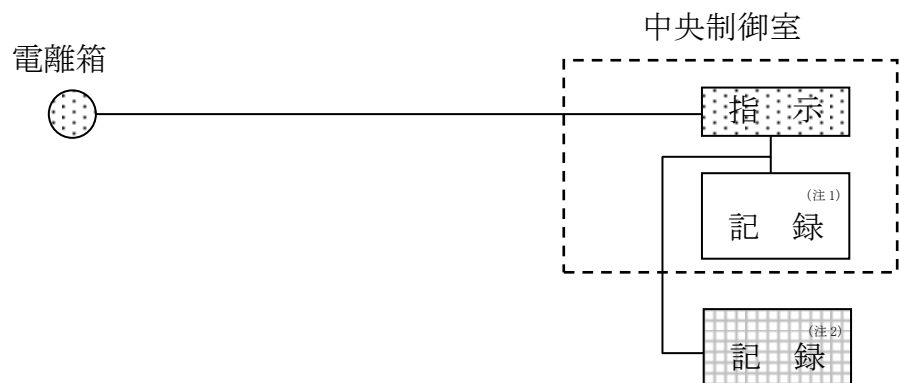


図 58-6-35 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

3.8 放射線管理用計測装置

(1) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)

6号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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、ドライウェル内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を中央制御室の指示部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。(図 58-6-36「6号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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

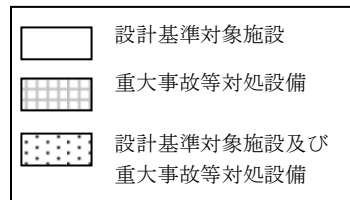
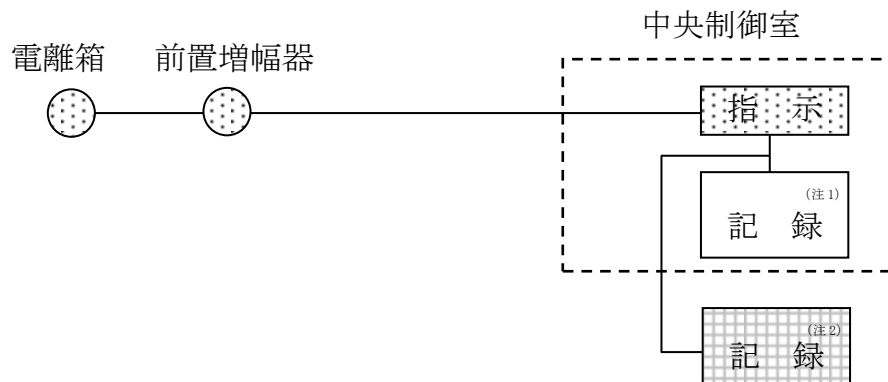


図 58-6-36 6号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図

7号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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、ドライウェル内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部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。(図 58-6-37 「7号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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

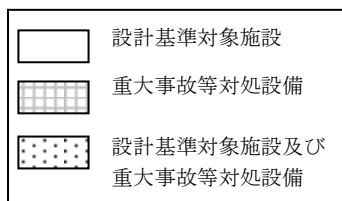
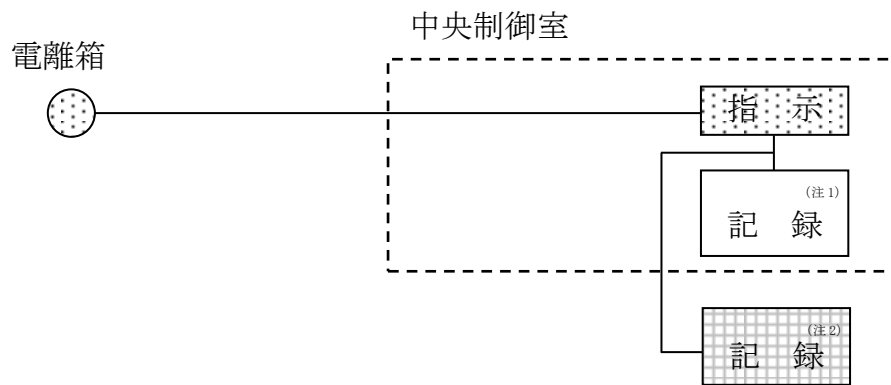


図 58-6-37 7号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

6号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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、サブレーション・チェンバ内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を中央制御室の指示部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。(図 58-6-38 「6号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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

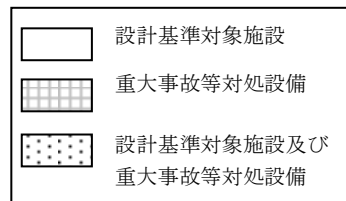
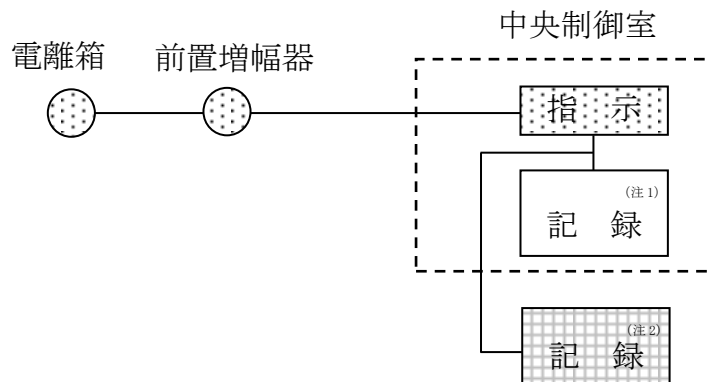


図 58-6-38 6号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図

7号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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、サブプレッション・チェンバ内の放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部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。(図 58-6-39「7号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (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

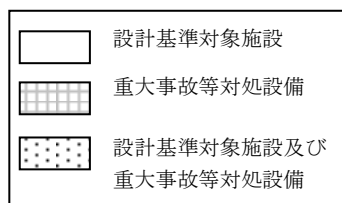
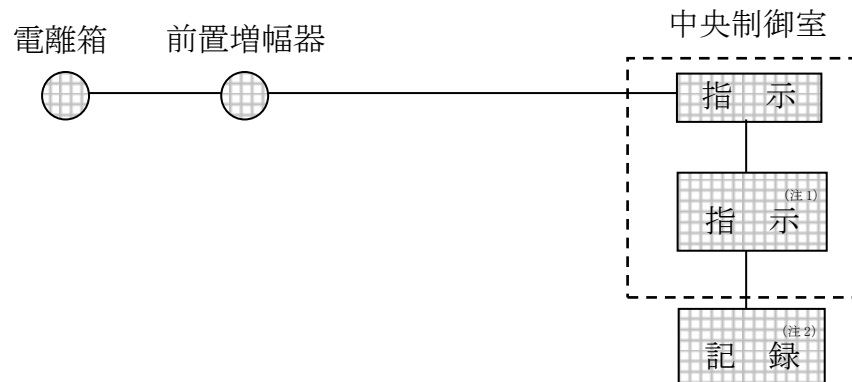


図 58-6-39 7号炉格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図

(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電流信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部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。（図 58-6-40「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

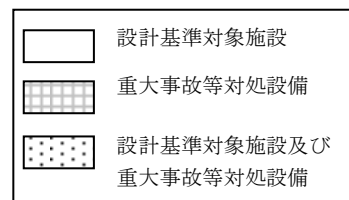
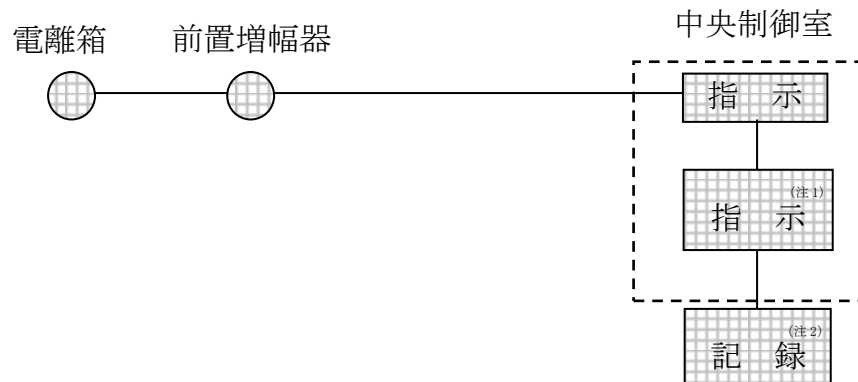


図 58-6-40 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(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, 電離箱からの電流信号を, 前置増幅器で増幅し, 中央制御室の指示部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。(図 58-6-41「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

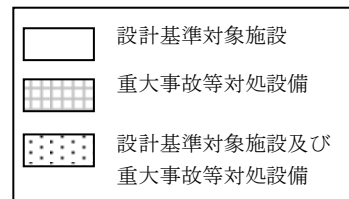
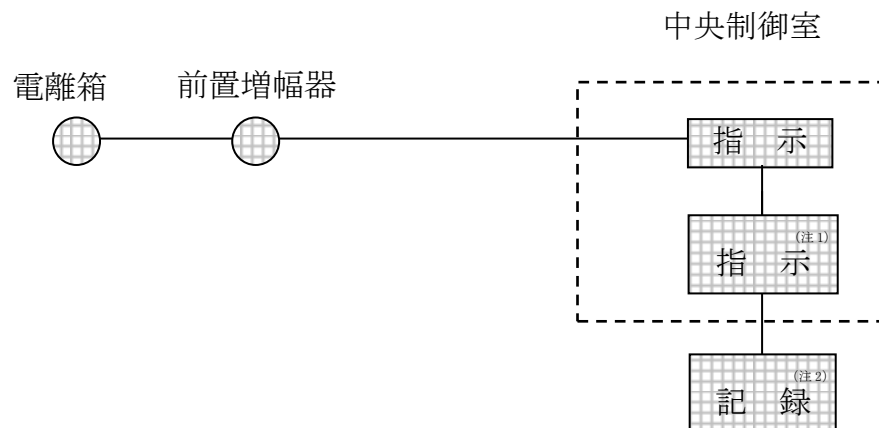


図 58-6-41 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（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、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、使用済燃料プールエリアの放射線量率を電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部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。（図 58-6-42「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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

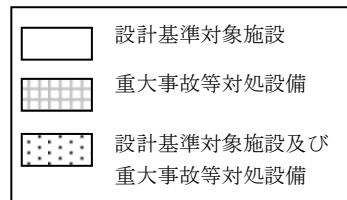
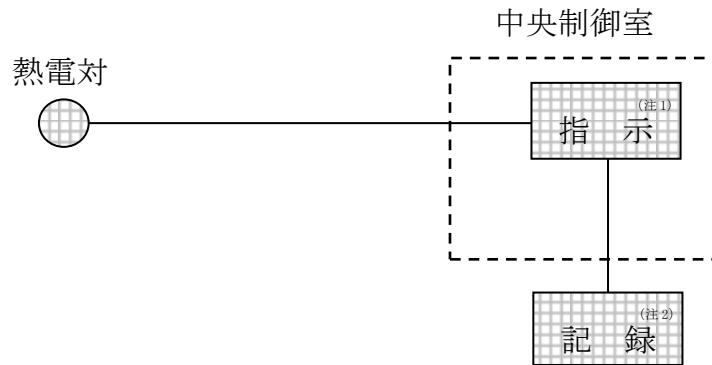


図 58-6-42 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

3.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压力容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、原子炉压力容器温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-43 「原子炉压力容器温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

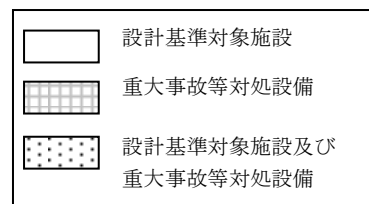
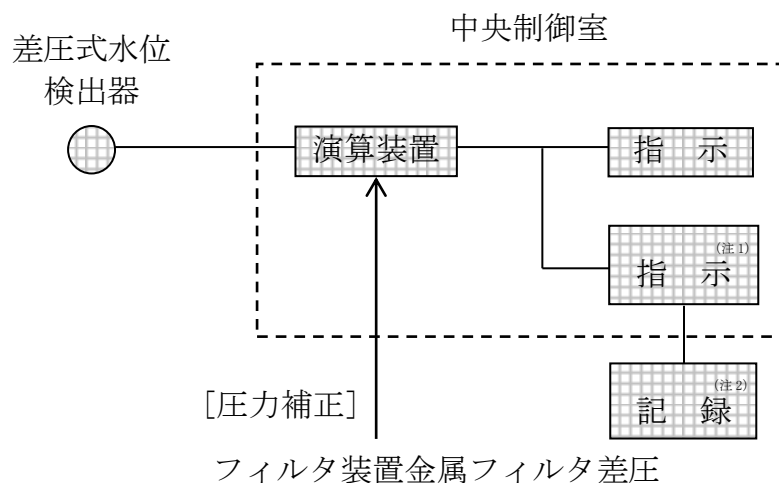


図 58-6-43 原子炉压力容器温度の概略構成図

(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、中央制御室の演算装置を経由し、指示部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。（図 58-6-44「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

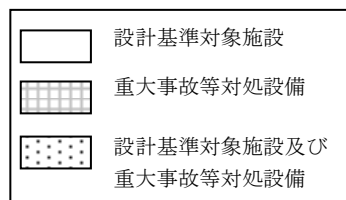
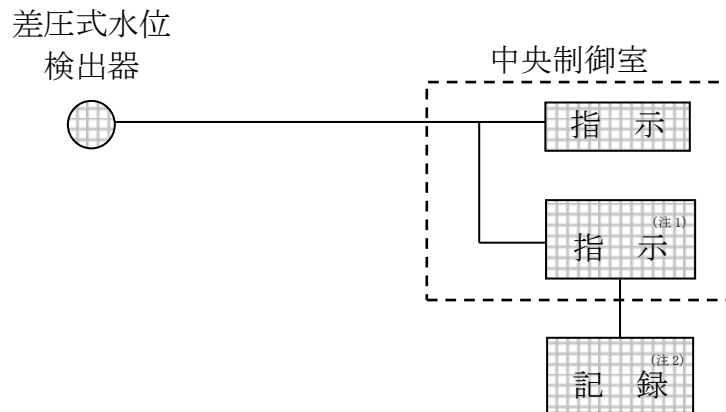


図 58-6-44 フィルタ装置水位の概略構成図

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、中央制御室の指示部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。（図 58-6-45 「フィルタ装置水位の概略構成図」 参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

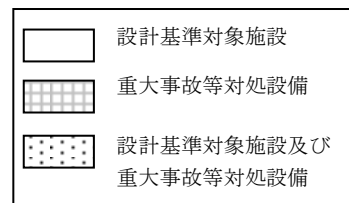
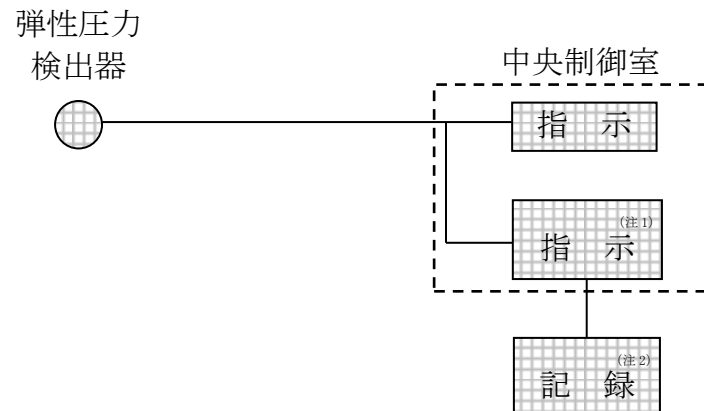


図 58-6-45 フィルタ装置水位の概略構成図

(3) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-46「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

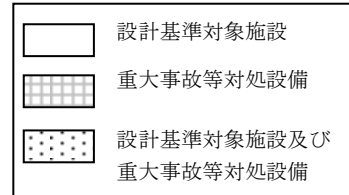
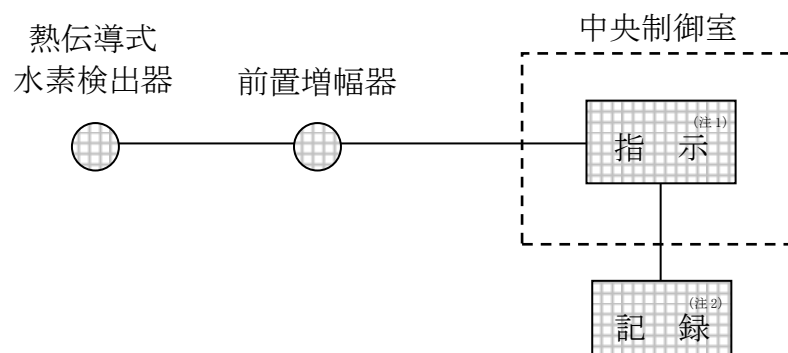


図 58-6-46 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、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前置増幅器にて増幅し、中央制御室の指示部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。(図 58-6-47「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

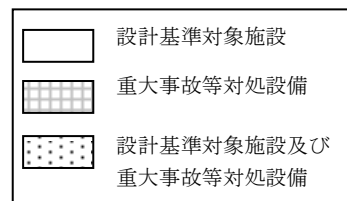
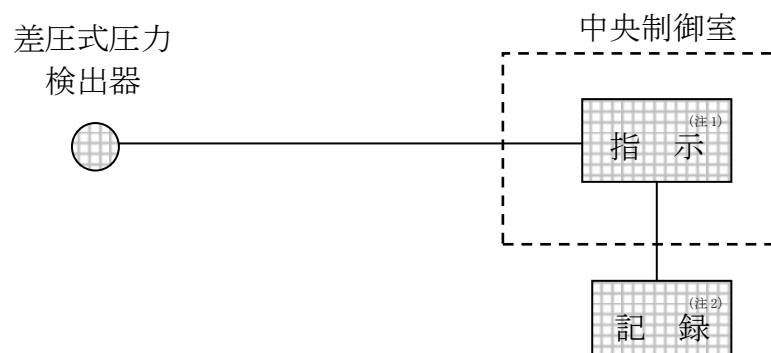


図 58-6-47 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(5) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は, 差圧式圧力検出器からの電流信号を, 中央制御室の指示部にて差圧信号へ変換する処理を行った後, フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し, 記録する。(図 58-6-48「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

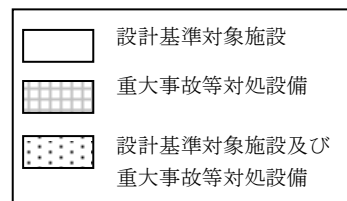
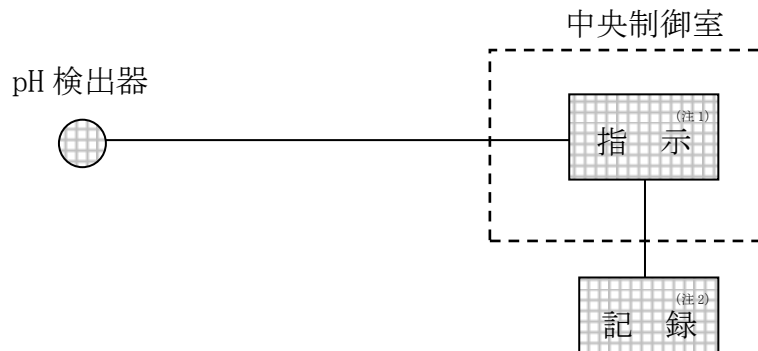


図 58-6-48 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(6) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて pH 信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-49 「フィルタ装置スクラバ水 pH 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

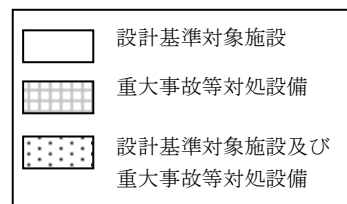
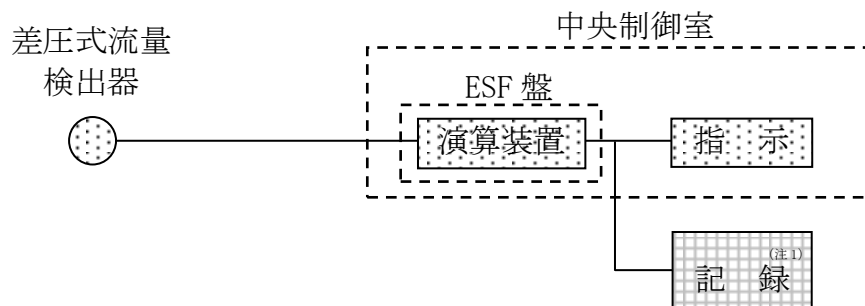


図 58-6-49 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、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、原子炉補機冷却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、ESF 盤内の演算装置を経由し、中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-50「原子炉補機冷却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

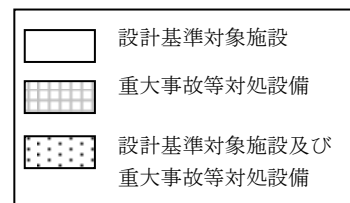
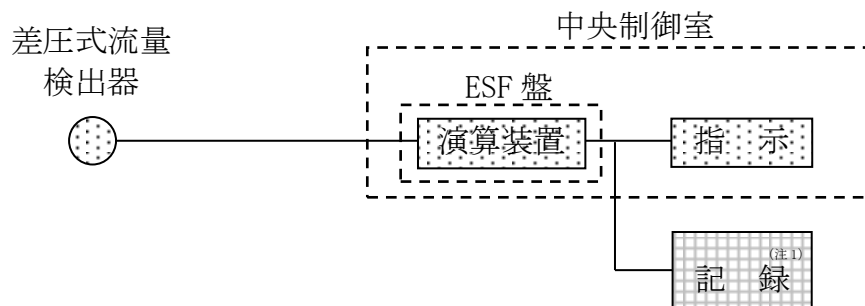


図 58-6-50 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(8) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は、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、残留熱除去系熱交換器入口冷却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、ESF 盤内の演算装置を経由し、中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-51「残留熱除去系熱交換器入口冷却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

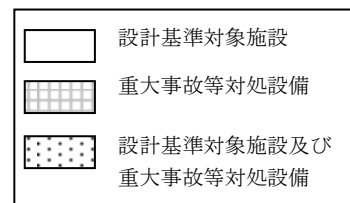
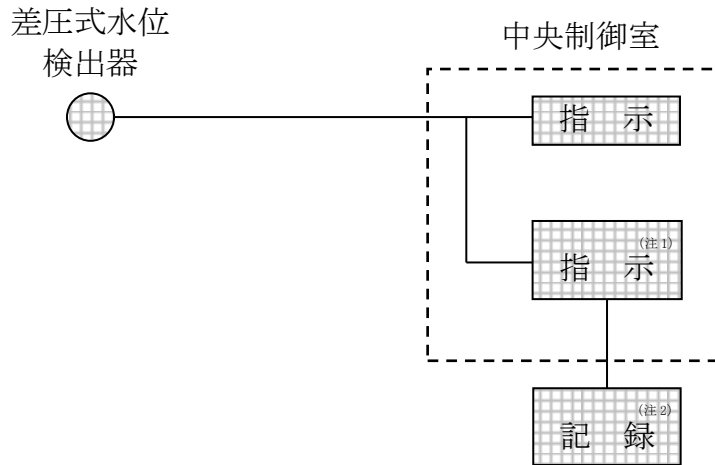


図 58-6-51 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

(9) 復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水貯蔵槽水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、復水貯蔵槽水位 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-52「復水貯蔵槽水位 (SA) 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

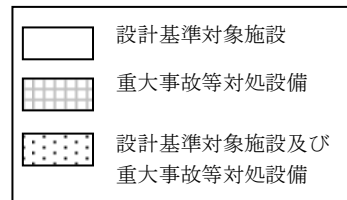
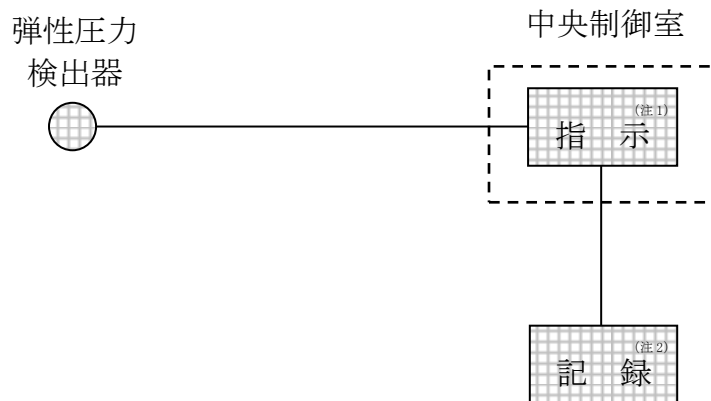


図 58-6-52 復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図

(10) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送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、中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-53 「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

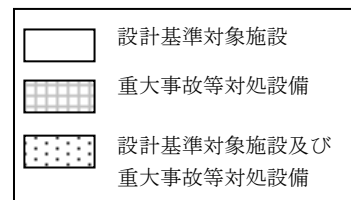
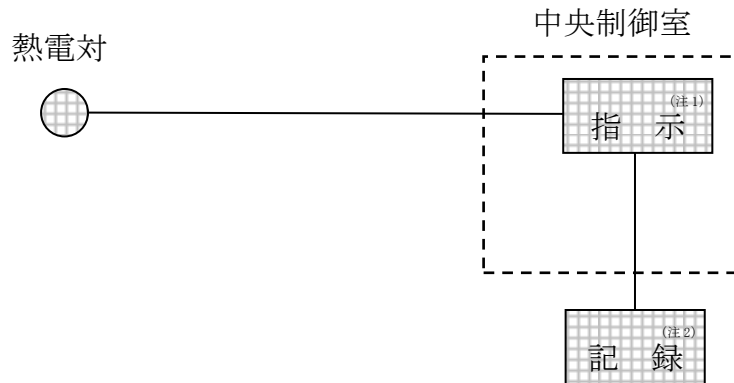


図 58-6-53 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

(11) 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、中央制御室の指示部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 動作監視を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-54 「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) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

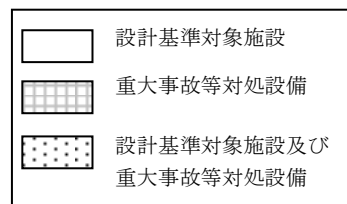
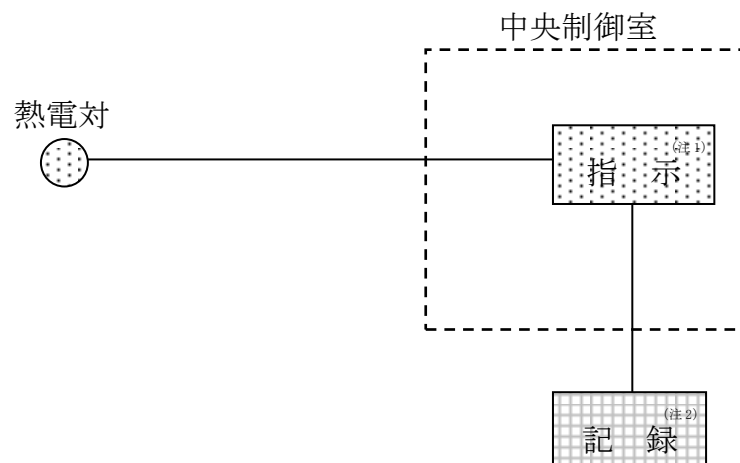


図 58-6-54 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(12) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 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、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-55 「使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) 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

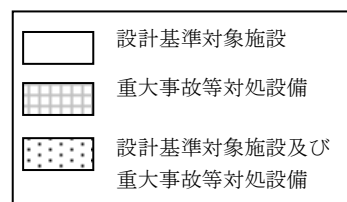
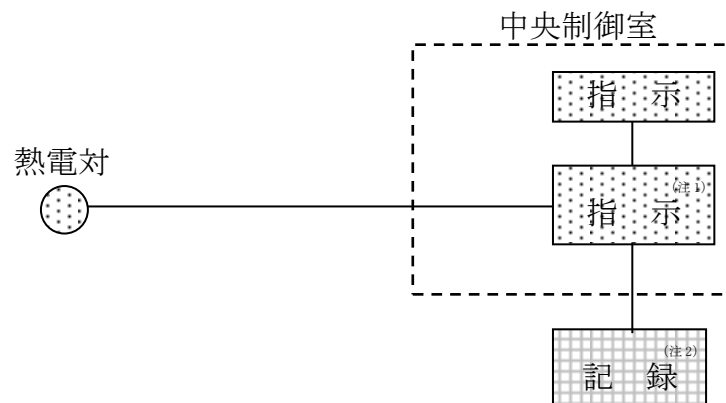


図 58-6-55 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の概略構成図

使用済燃料貯蔵プール水位（SA 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、T. M. S. L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）を中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 58-6-56「使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）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

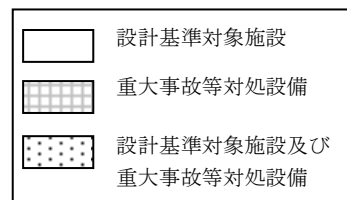
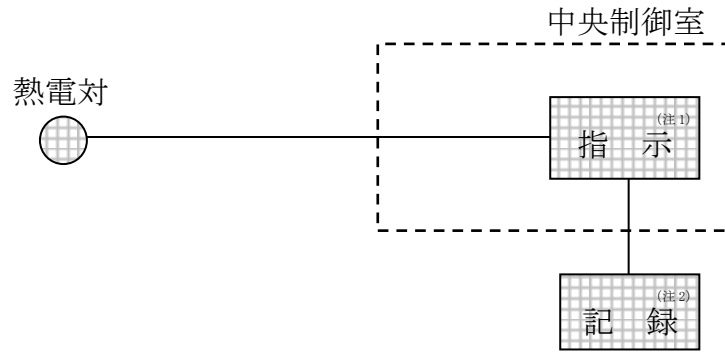


図 58-6-56 使用済燃料貯蔵プール水位（SA 広域）の概略構成図

(13) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 23420mm (6 号炉) , T. M. S. L. 23373mm (7 号炉) から 9 箇所に設置した液相及び気相の熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。(図 58-6-57「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 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

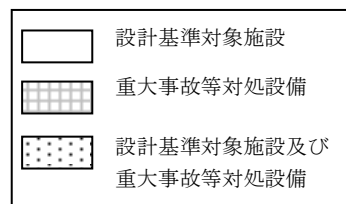
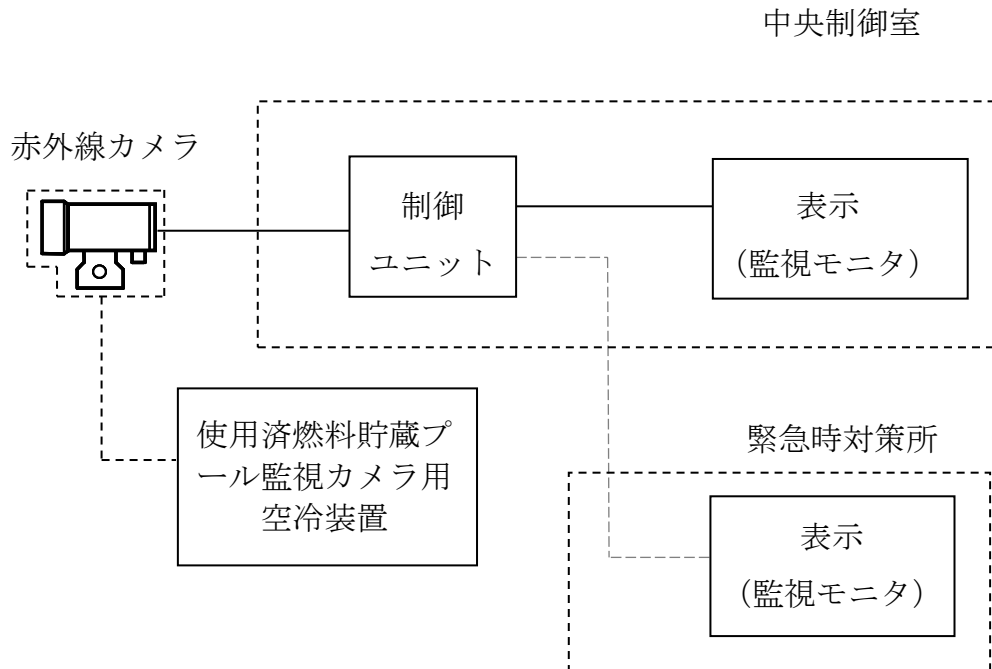


図 58-6-57 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図

(14) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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、使用済燃料貯蔵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貯蔵プールの状態が監視できる赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵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。

使用済燃料貯蔵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、冷却器及びホース等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(図 58-6-58「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照。)



(注1) 緊急時対策所までは無線通信
(注2) 本設備は全て重大事故等対処設備

図 58-6-58 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

(15) 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、従事者が記録用紙に記録し、保存する。(図 58-6-59 可搬型計測器の概略構成図) 表 58-6-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。)

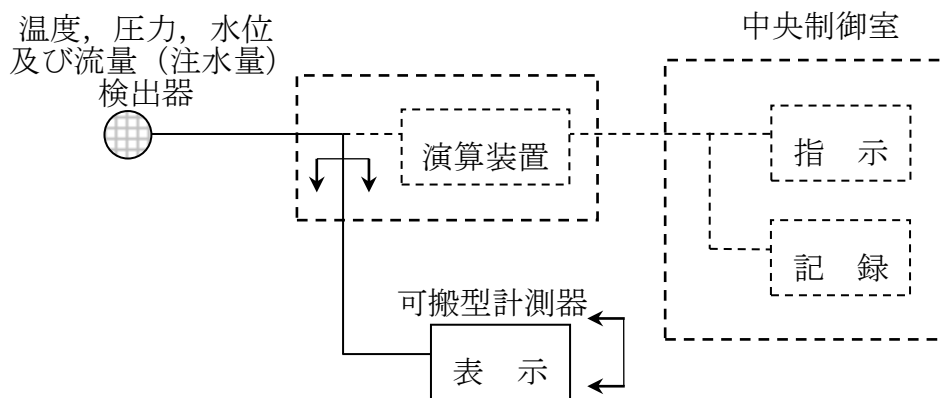


図 58-6-59 可搬型計測器の概略構成図

表 58-6-1 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・プール水位
原子炉圧力	格納容器下部水位
原子炉圧力 (SA)	復水補給水系温度 (代替循環冷却)
原子炉水位 (広帯域)	フィルタ装置水位
原子炉水位 (燃料域)	フィルタ装置入口圧力
原子炉水位 (SA)	フィルタ装置金属フィルタ差圧
高圧代替注水系系統流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉隔離時冷却系系統流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
高圧炉心注水系系統流量	原子炉補機冷却水系系統流量
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA)
ドライウェル雰囲気温度	復水移送ポンプ吐出圧力
サプレッション・チェンバ気体温度	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
サプレッション・チェンバ・プール水温度	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)
格納容器内圧力 (D/W)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
格納容器内圧力 (S/C)	—

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，表 58-6-2, 3 に示す。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (1/10)

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	
起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	約 $100 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後	定格出力の約 10 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $100 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ に設定。 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。起動領域モニタ (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ (中間領域)、平均出力領域モニタによって監視可能。
	0~40%又は 0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	$10^8 \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$		—	—	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 $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
平均出力領域モニタ	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) *2	0~100%	定格出力の約 3 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 0~125% に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、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上影響はない。また、重大事故等時においても再循環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。	

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (2/10)

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	
高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	0～12MPa [gage]	0～11.8MPa [gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約 11.8MPa）を監視可能。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa [gage]	0～3.5MPa [gage]	最大値： 3.5MPa[gage]	最大値： 3.5MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力（約 3.5MPa[gage]）を監視可能。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下	最大値： 182℃	最大値： 182℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度（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	最大値： 182℃	最大値： 182℃	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0～200℃	—	—	—	最大値： 85℃	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (3/10)

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	
残留熱除去系 系統流量	0~1500m ³ /h	0~954m ³ /h	0~954m ³ /h	0~954m ³ /h	—	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 (954m 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	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	0~182m ³ /h	0~182m ³ /h	—	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 (182m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h	0~727m ³ /h	0~727m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0~300m ³ /h	—	—	0~182m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	0~200m ³ /h (6 号炉) 0~150m ³ /h (7 号炉)	—	—	0~90m ³ /h	0~90m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系 (RHR A 系ライン) における最大注水量 (90m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	0~350m ³ /h	—	—	0~300m ³ /h	0~140m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系 (RHR B 系ライン) 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。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (4/10)

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	0～10MPa[gage]	7.07MPa [gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	最大値： 8.92MPa[gage] (ATWS) *3	最大値： 約7.8MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡するように、原子炉圧力(0～10MPa[gage])を設定する。 なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。 また、原子炉圧力(SA)にて原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa[gage])の1.2倍(10.34MPa[gage])を監視可能である。
原子炉圧力 (SA)	0～11MPa[gage]	7.07MPa [gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	最大値： 8.92MPa[gage] (ATWS) *3	最大値： 約7.8MPa[gage]	
原子炉水位 (広帯域)	-3200～3500mm*4	1179 mm*5	-6872～1650mm*4	-7742～1650mm*4 -4550～4843mm*5	1179mm*4以下 4372mm*5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)及び有効燃料棒底部まで監視可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-4000～1300mm*5	4372 mm*5	-3680～4843 mm*5,6			
原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*4 -8000～3500mm*4	1179 mm*4	-6872～1650mm*4			
格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	5.2kPa [gage]	最大値： 246kPa[gage]	最大値： 310kPa[gage]	620kPa[gage]未満	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内圧力(2Pd:620kPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	5.2kPa [gage]	最大値： 177kPa[gage]	最大値： 310kPa[gage]	最大値： 550kPa[gage]	

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (5/10)

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 雰囲気温度	0~300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 140℃	最大値： 207℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内温度 (207℃) 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・ チェンバ気体温度	0~300℃	57℃以下	最大値： 138℃	最大値： 146℃	最大値： 169℃	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・チェンバ気体温度 (約 169℃) 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・プール 水温度	0~200℃	35℃以下	最大値： 97℃	最大値： 139℃	最大値： 158℃	通常運転時~設計基準事故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・プール水温度 (約 158℃) 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 (2Pd: 620kPa[gage]) におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度 (約 166℃) を監視可能である。
格納容器内 酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%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 (0~4.9vol%) を監視可能である。
格納容器内 水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	0vol%	0~6.2vol%	0vol%	0~38vol%	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 (0~38vol%) を監視可能である。なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が 30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度 (SA) により把握可能。
格納容器内 水素濃度 (SA)	0~100vol%	0vol%	0~6.2vol%	0vol%	0~38vol%	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 (0~38vol%) を監視可能である。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (6/10)

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	
復水補給水系流量 (格納容器下部注 水流量)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	—	—	—	0~90m 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の最大注水量 (90m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・チ ェンバ・プール水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm)*7	0m (T. M. S. L. -1150mm) *7	-2.59~0m (T. M. S. L. -3740~ -1150mm)*7	0~5.77m (T. M. S. L. -1150 ~+4665mm)*7	0~9.1m (T. M. S. L. -1150~ +7950mm)*7	ウェットウェルベント操作可否判断(ベント ライン高さ-1m:9.1m)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、サプレッション・チェンバ・プール 水位(0~9.1m)に余裕を見込んだ設定とす る。 (なお、サプレッション・チェンバ・プール を水源とする非常用炉心冷却系の起動時に 想定される変動(低下)水位:-2.59mについ ても監視可能である。)
格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)*7	—	—	—	+2m 以上 (T. M. S. L. -4600mm 以上)*7	原子炉納容器下部における注水状況を確認 するため、溶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。 操作上2mまで計測できれば問題ない。
原子炉建屋 水素濃度	0~20vol%	—	—	0vol%	2vol%以下	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 屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に 低減する)。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (7/10)

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	
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$2 \times 10^{-1} \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*8	10Sv/h 未満*8	$4.3 \times 10^3 \text{Sv/h}$ 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。
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$1 \times 10^{-2} \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*8	10Sv/h 未満*8	$3 \times 10^4 \text{Sv/h}$ 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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	—	—	約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ 以下	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$) を監視可能。
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	—	—	約 $4 \times 10^4 \text{mSv/h}$ 以下	耐圧強化ベント実施時に、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 $4 \times 10^4 \text{mSv/h}$) を監視可能。
使用済燃料貯蔵 プール放射線 モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$ $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$ (6号炉) $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ (7号炉)	—	—	$1.0 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ 以下		重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲 ($5 \times 10^{-2} \sim 10^7 \text{mSv/h}$) にわたり放射線量率を監視可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (8/10)

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 容器温度	0~350℃	287℃以下	最大値：300℃ (制御棒落下)	最大値：304℃	最大値：300℃*9	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、原子炉圧力容器温度(0~350℃)を設定する。
フィルタ装置水位	0~6000mm	—	—	500~2200mm	500~2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmを監視可能。
フィルタ装置 入口圧力	0~1MPa[gage]	—	—	最大値： 0.31MPa[gage]	最大値： 0.62MPa[gage]	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa[gage])が監視可能。また、待機時に、窒素置換(約0.01MPa[gage]以上)が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0~100vol%	—	—	0vol%	0~38vol%	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(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(38vol%(ドライ条件))を監視可能。
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	0~50kPa	—	—	最大値： <input type="text"/>	最大値： <input type="text"/>	金属フィルタの差圧 <input type="text"/> が監視可能。 <div style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>
フィルタ装置 スクラバ水 pH	pH0~14	—	—	<input type="text"/>	<input type="text"/>	フィルタ装置スクラバ水のpH(pH0~14)が監視可能。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (9/10)

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	
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~2600m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2200m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0~1600m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~2200m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1700m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0~2600m ³ /h (7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~2200m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1700m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0~2600m ³ /h (7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~600m ³ /h	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量(2600m ³ /h(6号炉区分Ⅰ, Ⅱ), 2200m ³ /h(6号炉区分Ⅲ), 2600m ³ /h(7号炉区分Ⅰ, Ⅱ), 1600m ³ /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量(600m ³ /h)を監視可能。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~1200m ³ /h	0~1200m ³ /h	0~1200m ³ /h	0~470m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量(1200m ³ /h)を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(470m ³ /h)を監視可能。
復水貯蔵槽水位(SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	—	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	重大事故等時において、復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉:0~15.5m, 7号炉:0~15.7m)を監視可能である。
復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	—	—	最大値: 1.37MPa[gage]	最大値: 1.7MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力(約1.7MPa[gage])を監視可能。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	—	—	最大値:100℃以下	最大値: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。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (10/10)

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
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA 広域)	T. M. S. L. 20180～ 31170mm (6 号炉) *7	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) *7	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) *7	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30195mm) (6 号炉) *7		重大事故等により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。
	T. M. S. L. 20180～ 31123mm (7 号炉) *7	T. M. S. L. 31390mm (7 号炉) *7	T. M. S. L. 31390mm (7 号炉) *7 (通常水位付近)	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30190mm) (7 号炉) *7		
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により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。
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	T. M. S. L. 23420～ 30420mm (6 号炉) *7	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) *7	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) *7	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30195mm) (6 号炉) *7		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	T. M. S. L. 23373～ 30373mm (7 号炉) *7	T. M. S. L. 31390mm (7 号炉) *7	T. M. S. L. 31390mm (7 号炉) *7 (通常水位付近)	通常水位から-1.2m (T. M. S. L. 30190mm) (7 号炉) *7		
	0～150℃	52℃以下	最大値：66℃	最大値：100℃		重大事故等により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。
使用済燃料貯蔵 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：プラントの状態の定義は、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：定格出力時の値に対する比率で示す。

*3：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合

*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 1224cm）

*5：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*6：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*7：T. M. S. L. =東京湾平均海面

*8：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*9：300℃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は問題ない。

表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲 (1/3)

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	起動領域モニタ (中間領域)	ペリオド： 10 秒以上	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をスクラムさせるように設定するものとし、また、起動領域モニタシステムの許容されるバイパス条件も考慮し、 <u>ペリオド 10 秒以上</u> を設定値とする。
	平均出力領域 モニタ	モードスイッチ「運転」 位置で定格出力の 120%以下	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、平均中性子束信号により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。
		モードスイッチ「運転」 位置以外で定格出力の 15%以下	原子炉の起動時の異常反応度投入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 (0.68W+54%以下*1 又は 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炉心流量の関数として自動可変設定とし、炉心流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として <u>(0.68W+54%) 以下又は 115%</u> とする。

表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲 (2/3)

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	7.34MPa[gage]以下	原子炉圧力が上昇すると、原子炉内ボイドが減少し正の反応度が投入され、燃料破損や異常高圧状態を引き起こすため、原子炉をスクラムさせる。 圧力上昇を防止するため、上限値 7.51MPa[gage] (逃がし安全弁第一設定圧力) 及び下限値 6 号炉:7.34MPa[gage] (通常運転時の負荷変動等による圧力変動分加味した値), 7 号炉:7.27MPa[gage] (原子炉圧力高警報に余裕を考慮した値) を超えない値として、 <u>原子炉圧力 7.34MPa[gage]以下</u> を設定値とする。
		7.48MPa[gage]以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ 4 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 (7.34MPa[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逃がし弁第 1 段設定圧 7.51MPa[gage]以下となるよう、 <u>原子炉圧力 7.48MPa[gage]以下</u> を設定値とする。

表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲 (3/3)

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	原子炉水位	-590mm 以上*2	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離冷却系を起動（冷却材補給機能）し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、原子炉冷却材浄化系隔離弁を閉鎖する。 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-1.5 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-590mm 以上</u> を設定値とする。
		-2040mm 以上*2	原子炉冷却材喪失事故時に原子炉隔離冷却系（事故時炉心冷却機能）を起動するとともに、炉水水質を確保するという観点からサプレッションプール水位高信号が受信されても、水源が復水貯蔵槽からサプレッションプールに切り替わらないようにするため、原子炉隔離時冷却系圧力抑制室側吸込隔離弁開許可のインターロックを動作させる。 原子炉隔離時冷却系が通常補給機能として作動する水位 L-2 (-590mm) 以下の水位において、補給機能のバックアップとして高圧炉心注水系が動作する水位 L-1.5 (-2040mm) にあわせ <u>原子炉水位-2040mm 以上</u> を設定値とする。
		-2880mm 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が作動しなかった場合、原子炉水位 L-1.5 で主蒸気隔離弁が閉となり高圧炉心注水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-2880mm 以上</u> を設定値とする。
		-590mm 以上*2	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ6台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位 L-3 で原子炉冷却材再循環ポンプ4台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として <u>原子炉水位-590mm (L-2) 以上</u> を設定値とする。

*1：W は定格炉心流量に対する炉心流量(%)

*2：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 1224cm）

原子炉水位，使用済燃料プール水位の概要図と計測範囲との関係

1 原子炉水位

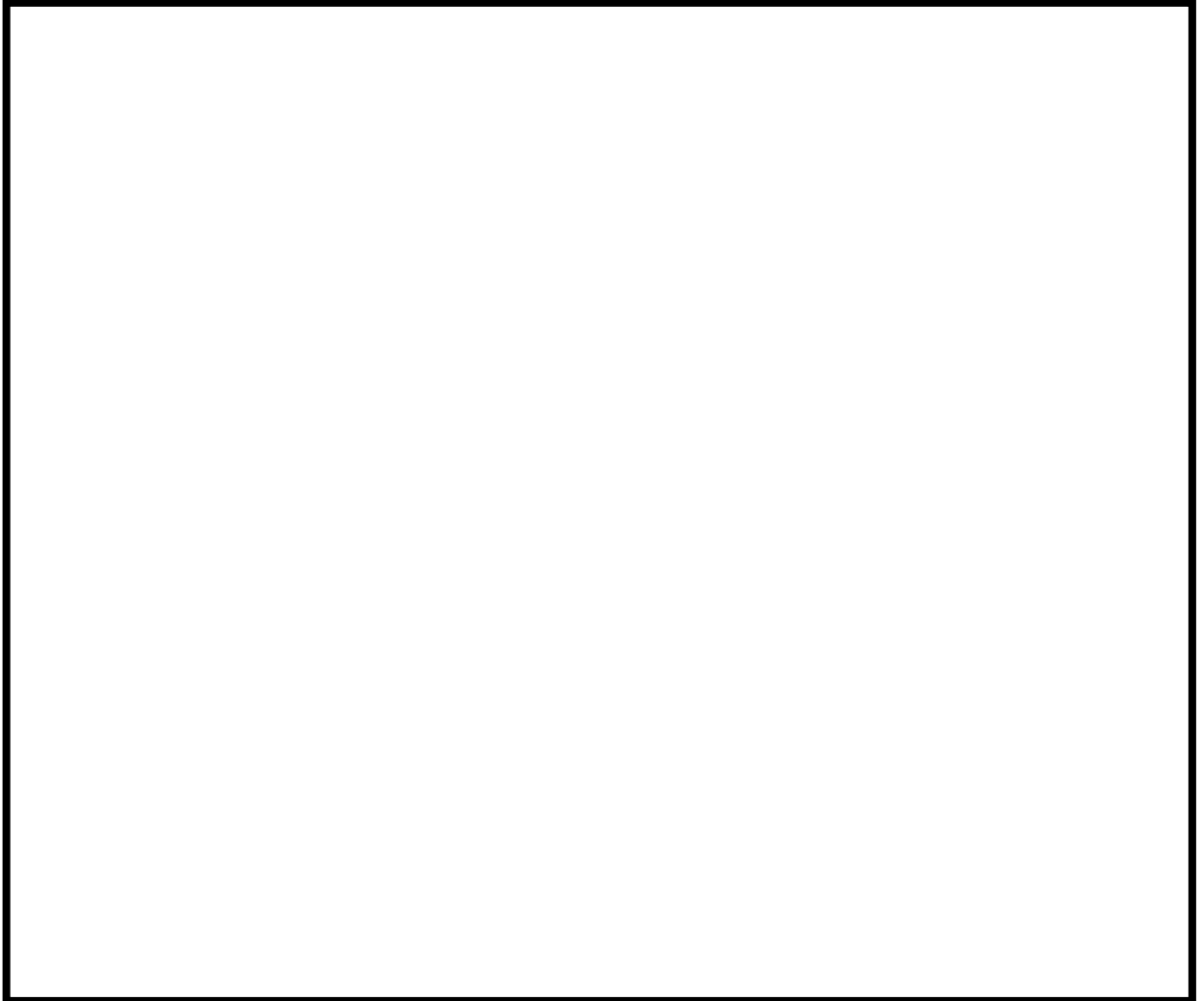


図 58-6-60 原子炉水位の概要図

2 使用済燃料貯蔵プール水位

(1) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

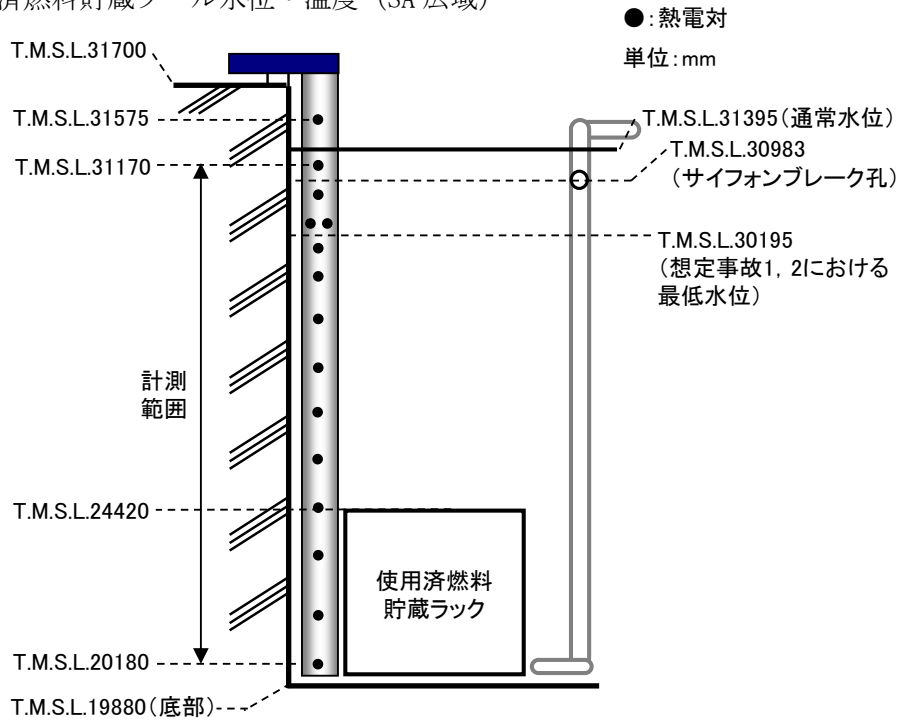


図 58-6-61 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (6 号炉) の概要図

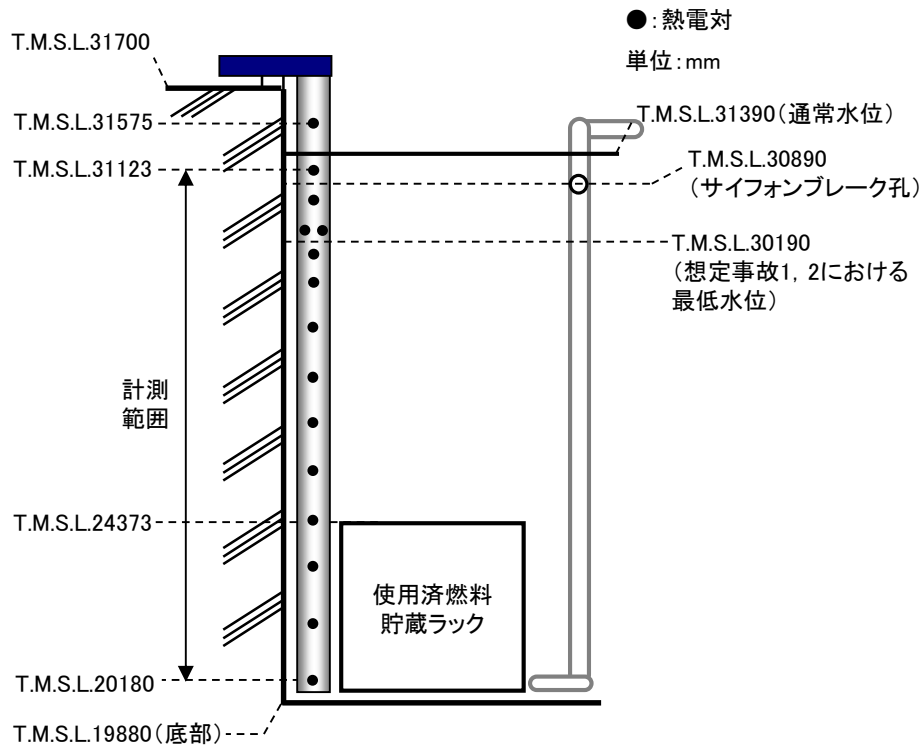


図 58-6-62 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) (7 号炉) の概要図

(2) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

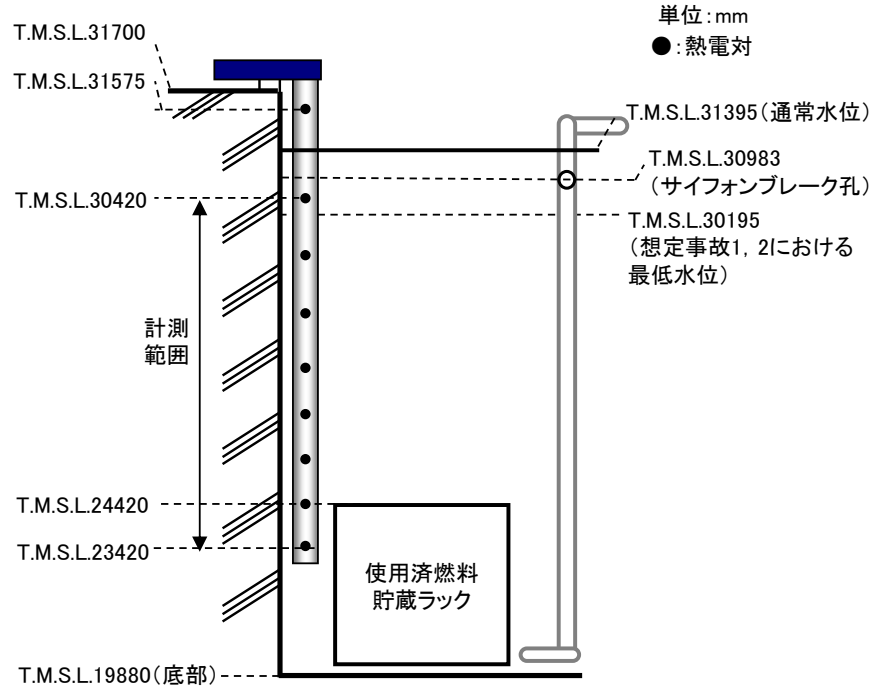


図 58-6-63 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (6号炉) の概要図

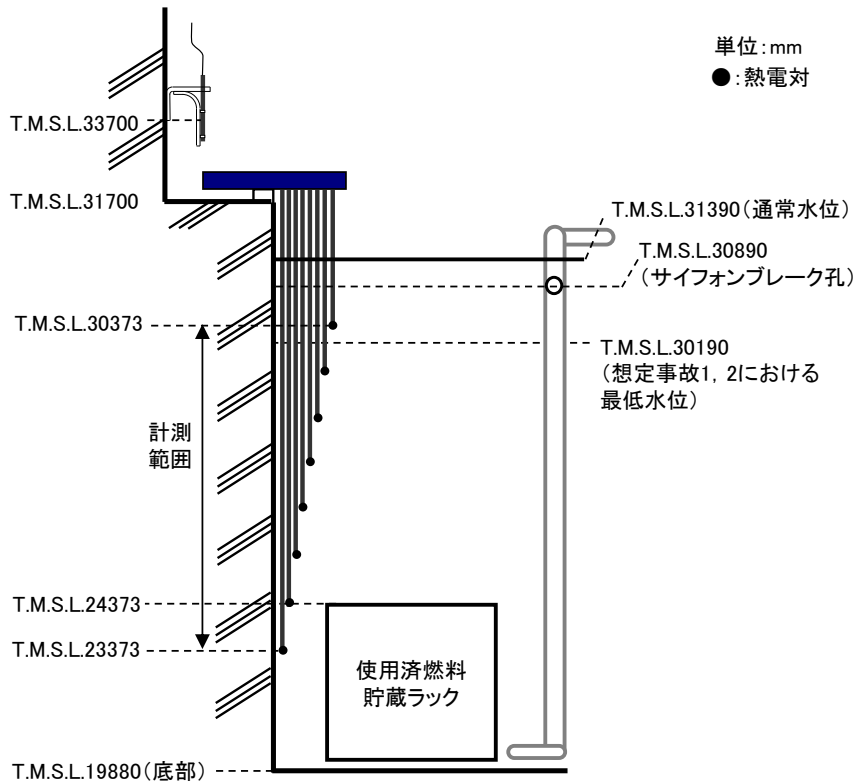


図 58-6-64 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) (7号炉) の概要図

58-7
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

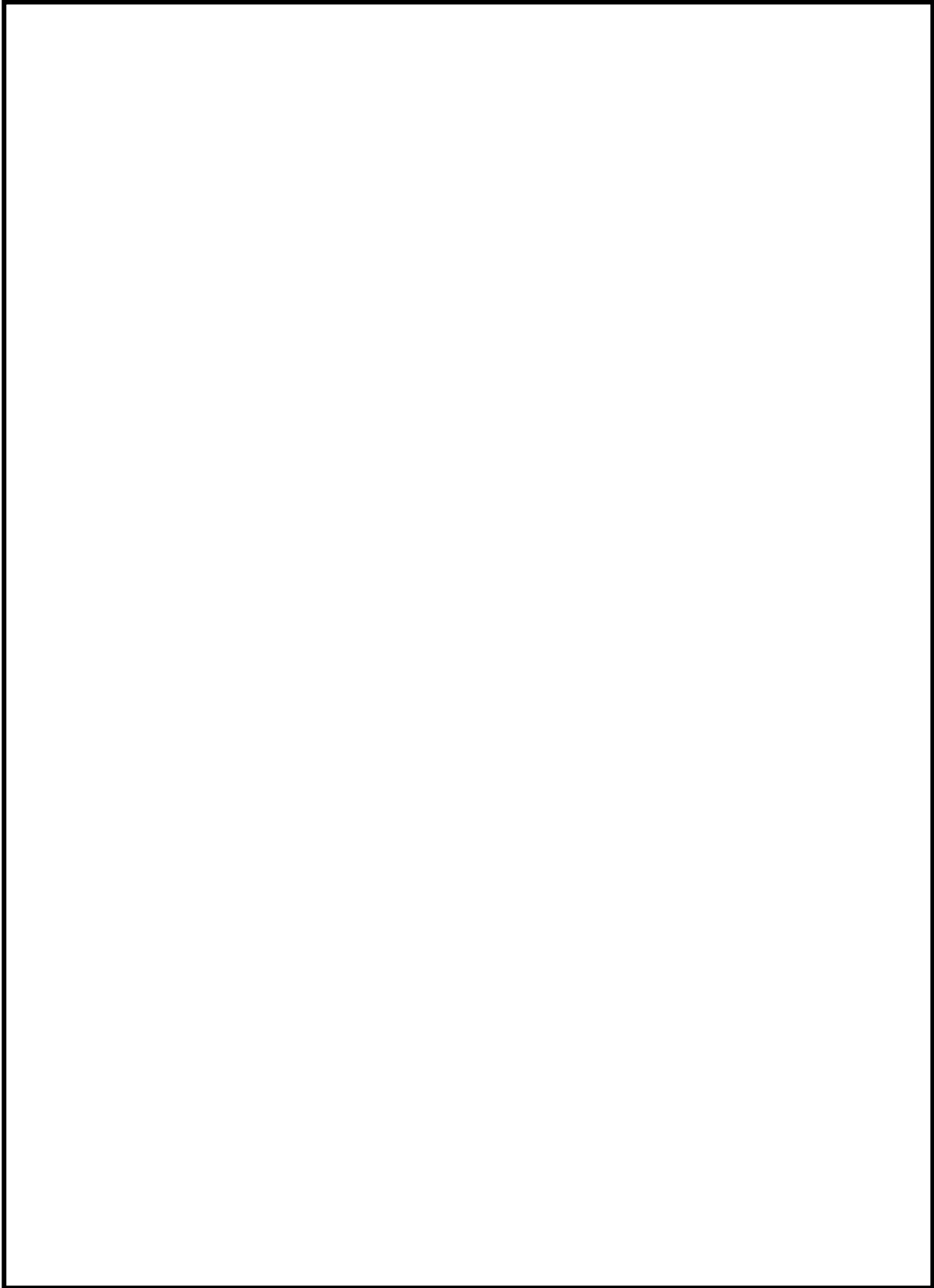


図 58-7-1 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(1/14)

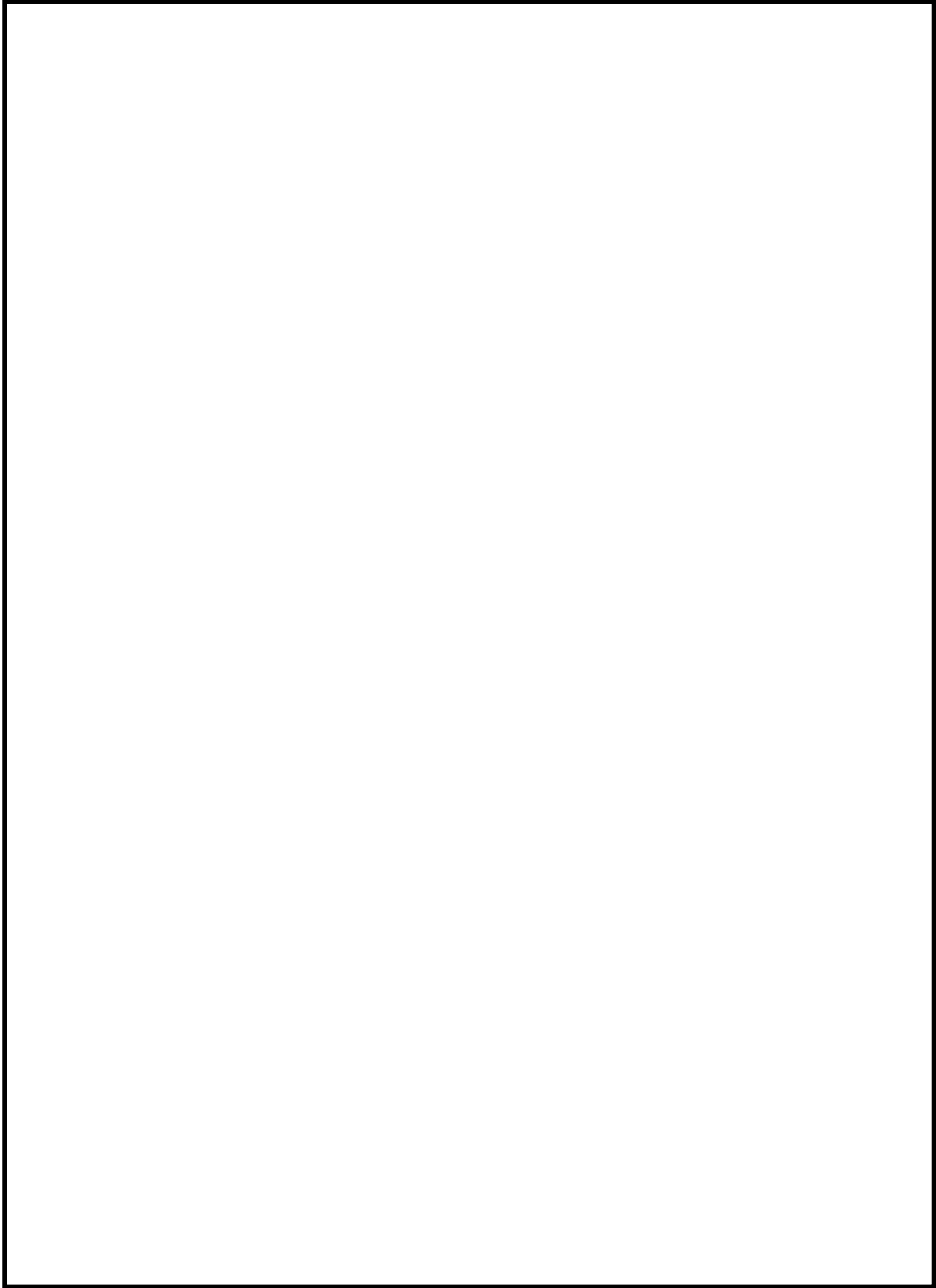


図 58-7-2 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(2/14)

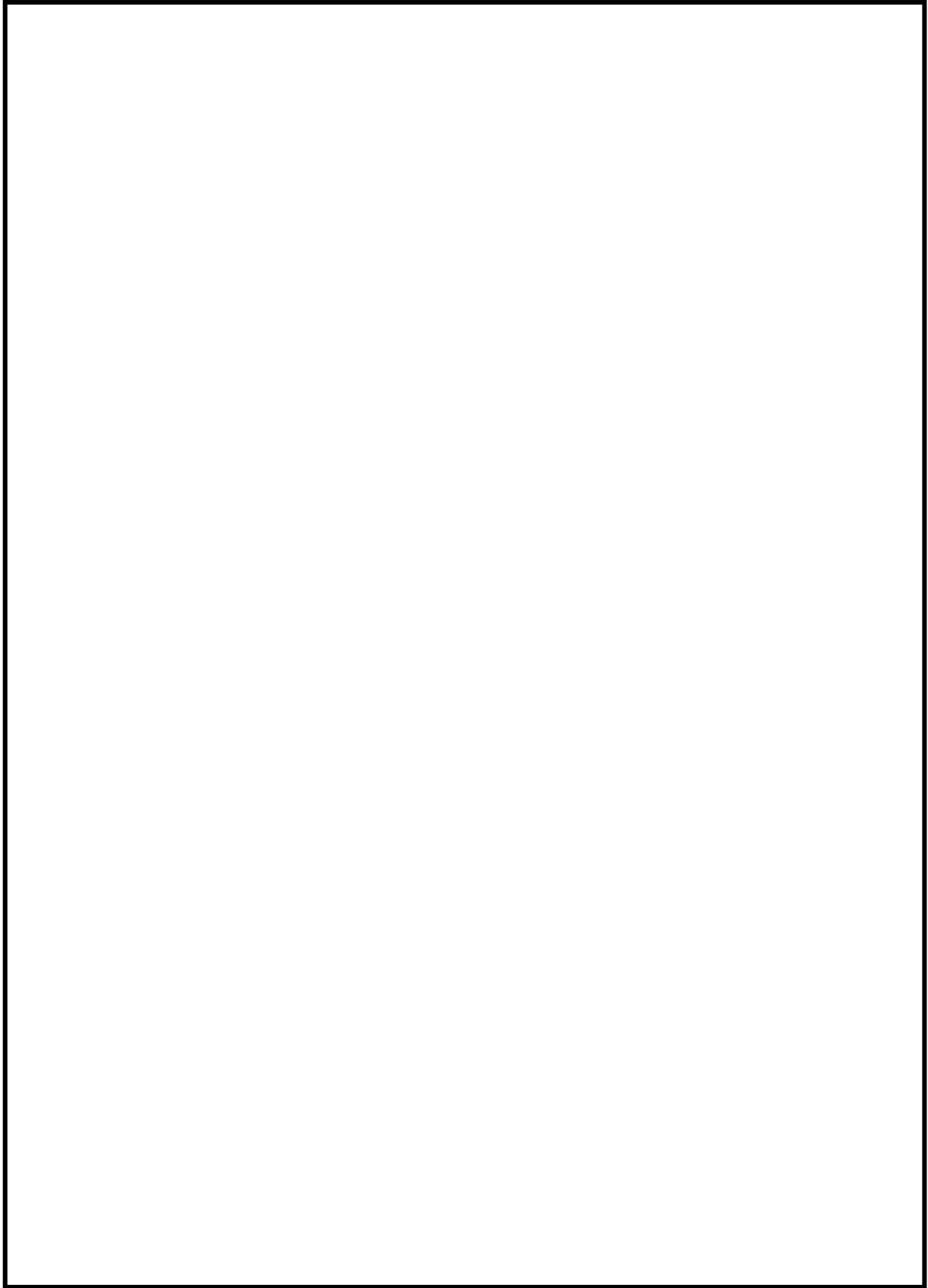


図 58-7-3 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(3/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

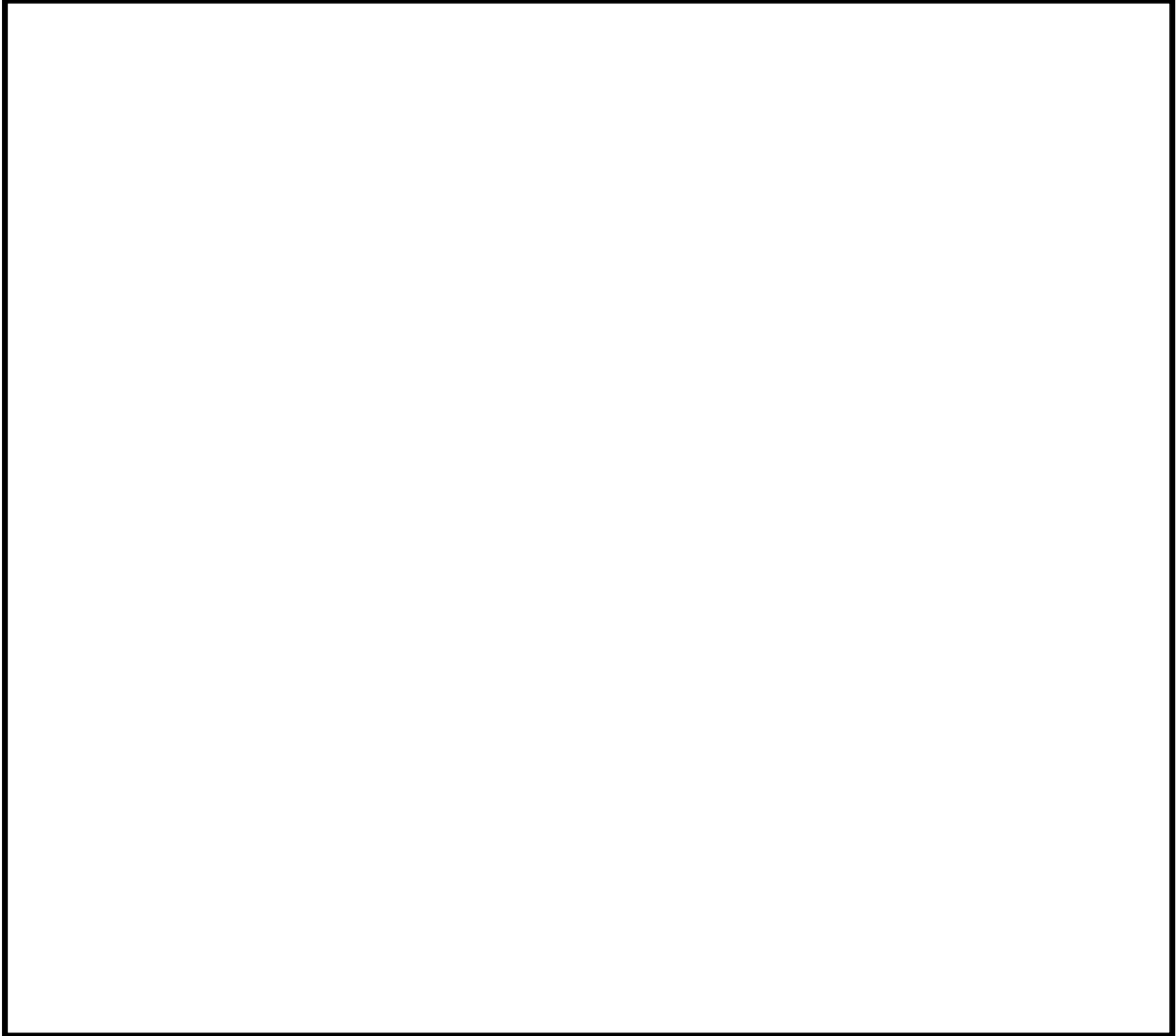


図 58-7-4 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(4/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

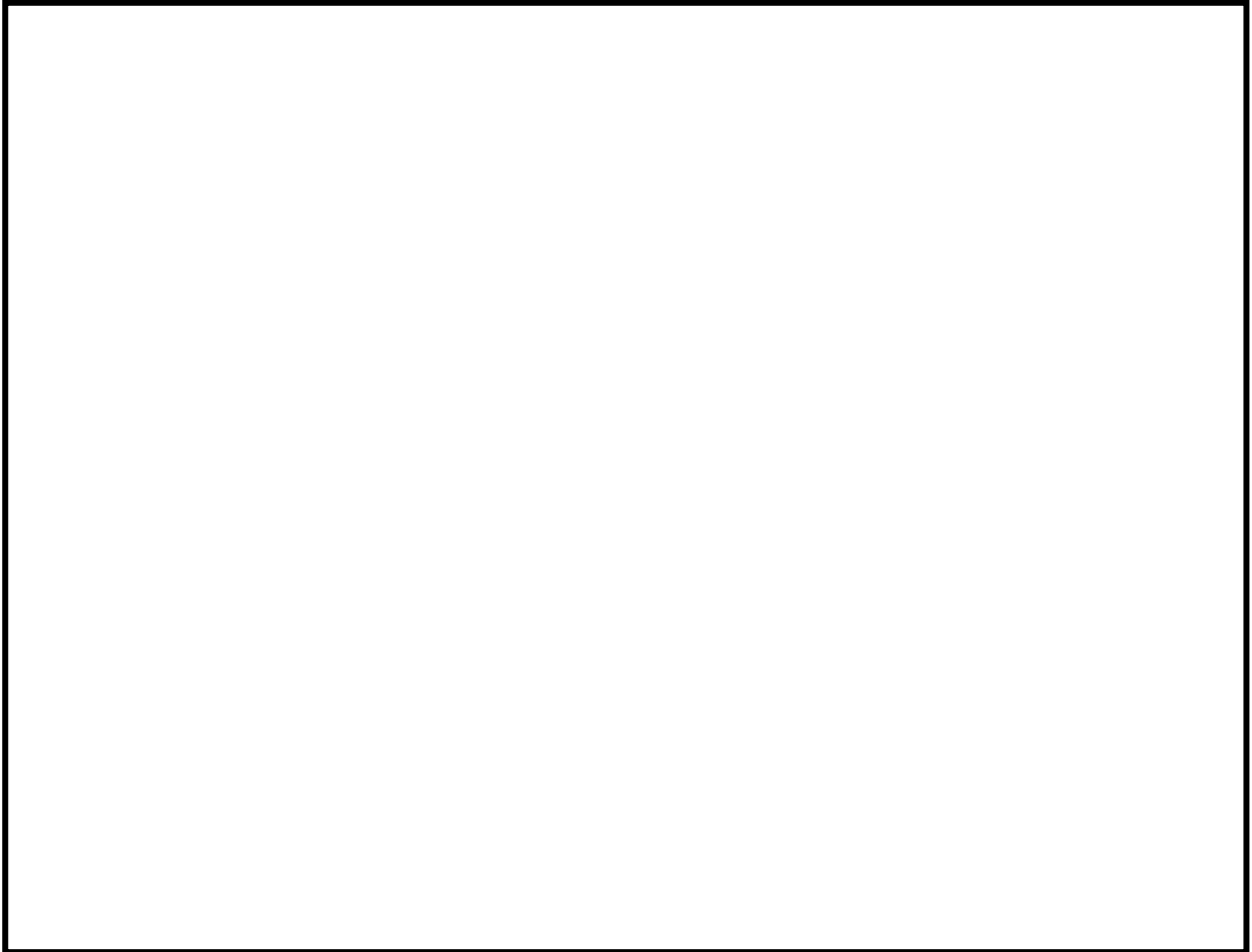


図 58-7-5 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(5/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

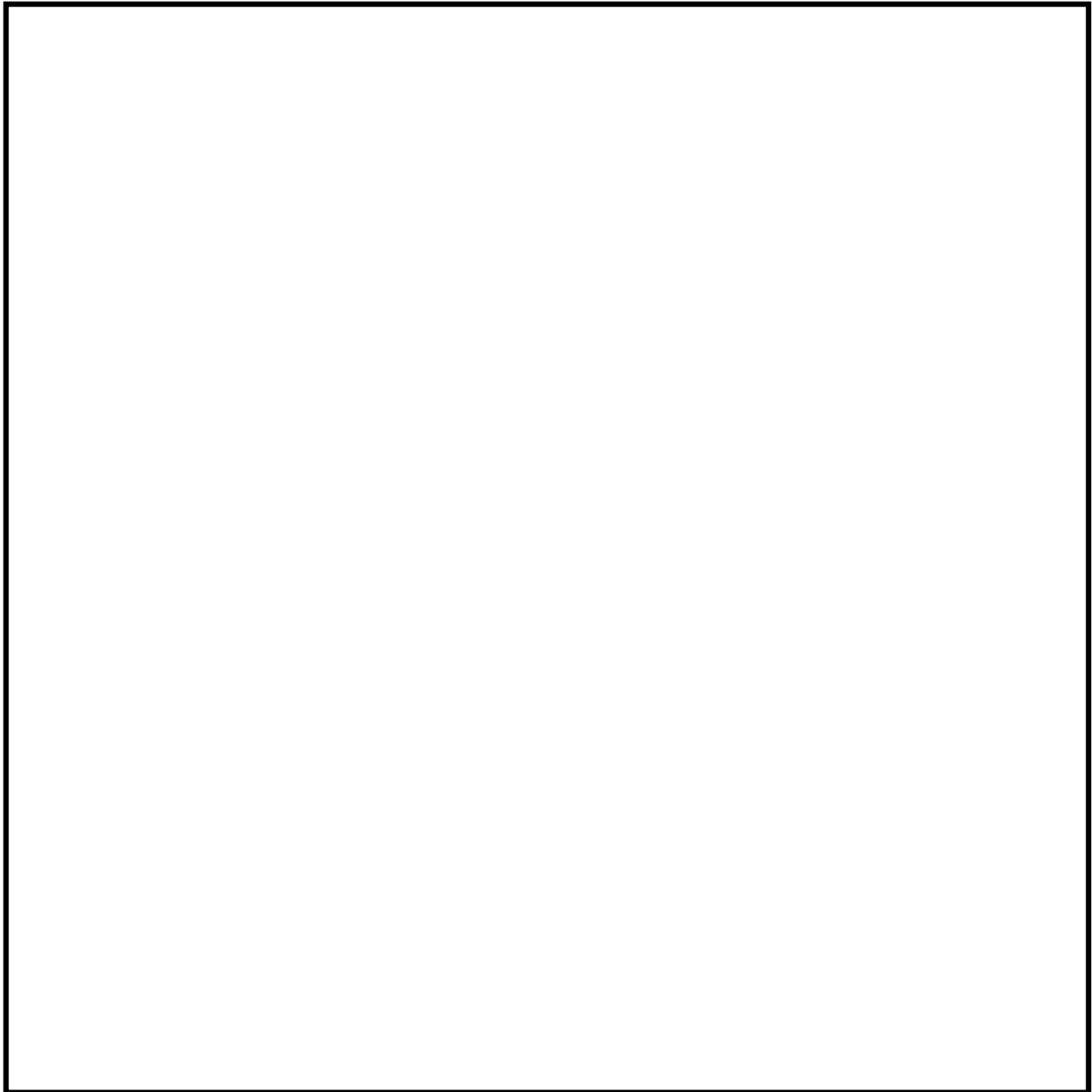


図 58-7-6 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(6/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

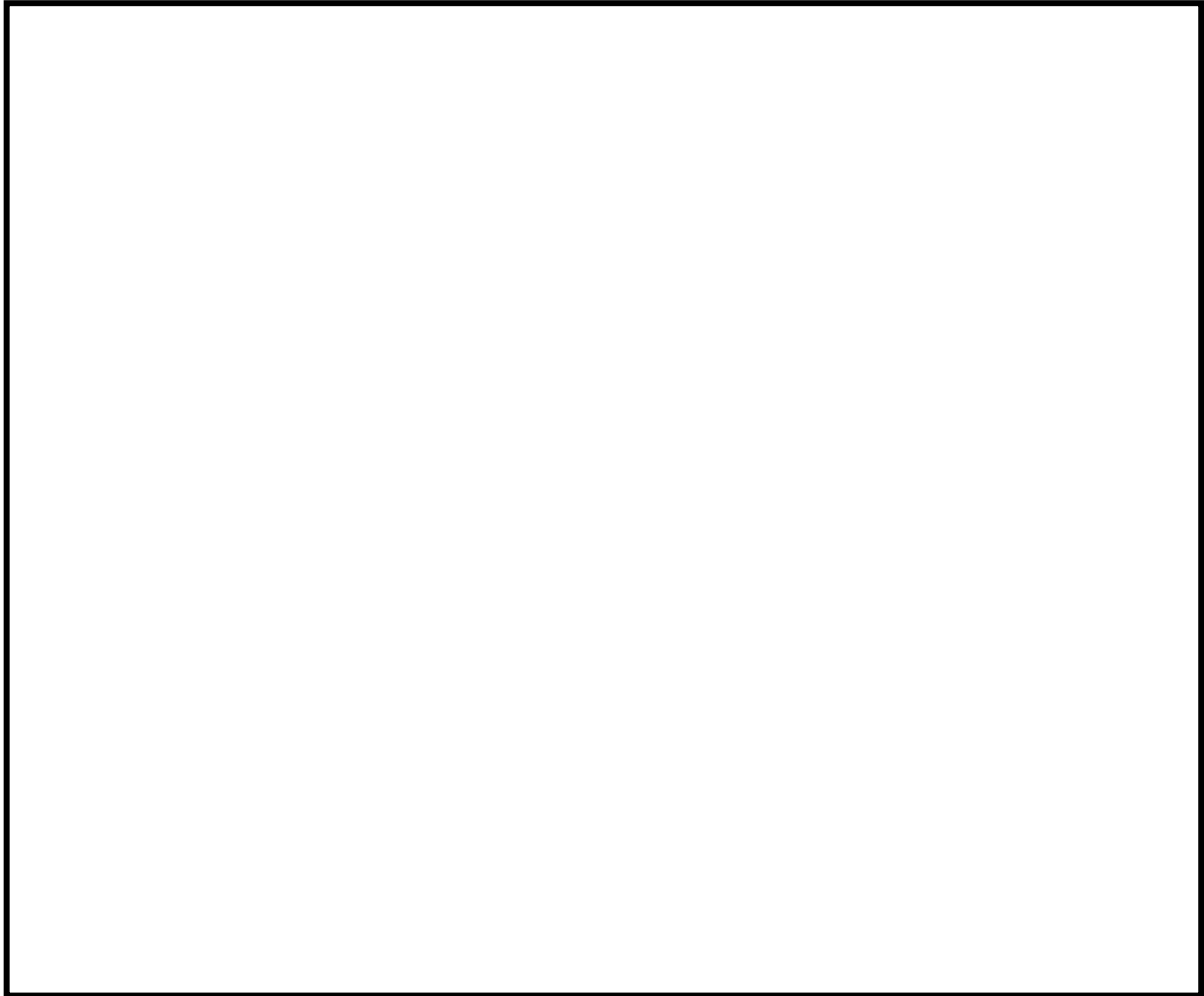


図 58-7-7 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(7/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

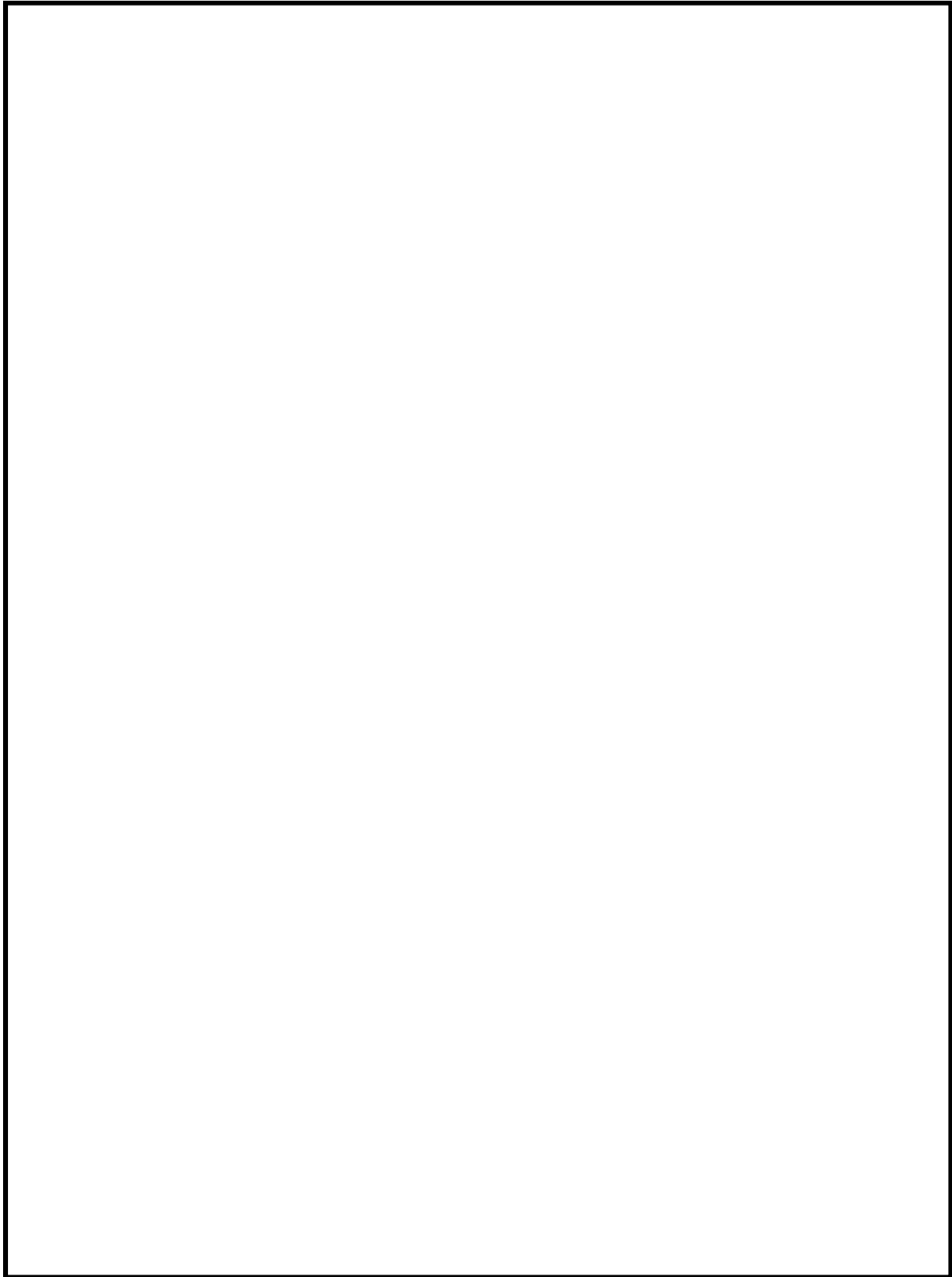


図 58-7-8 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(8/14)

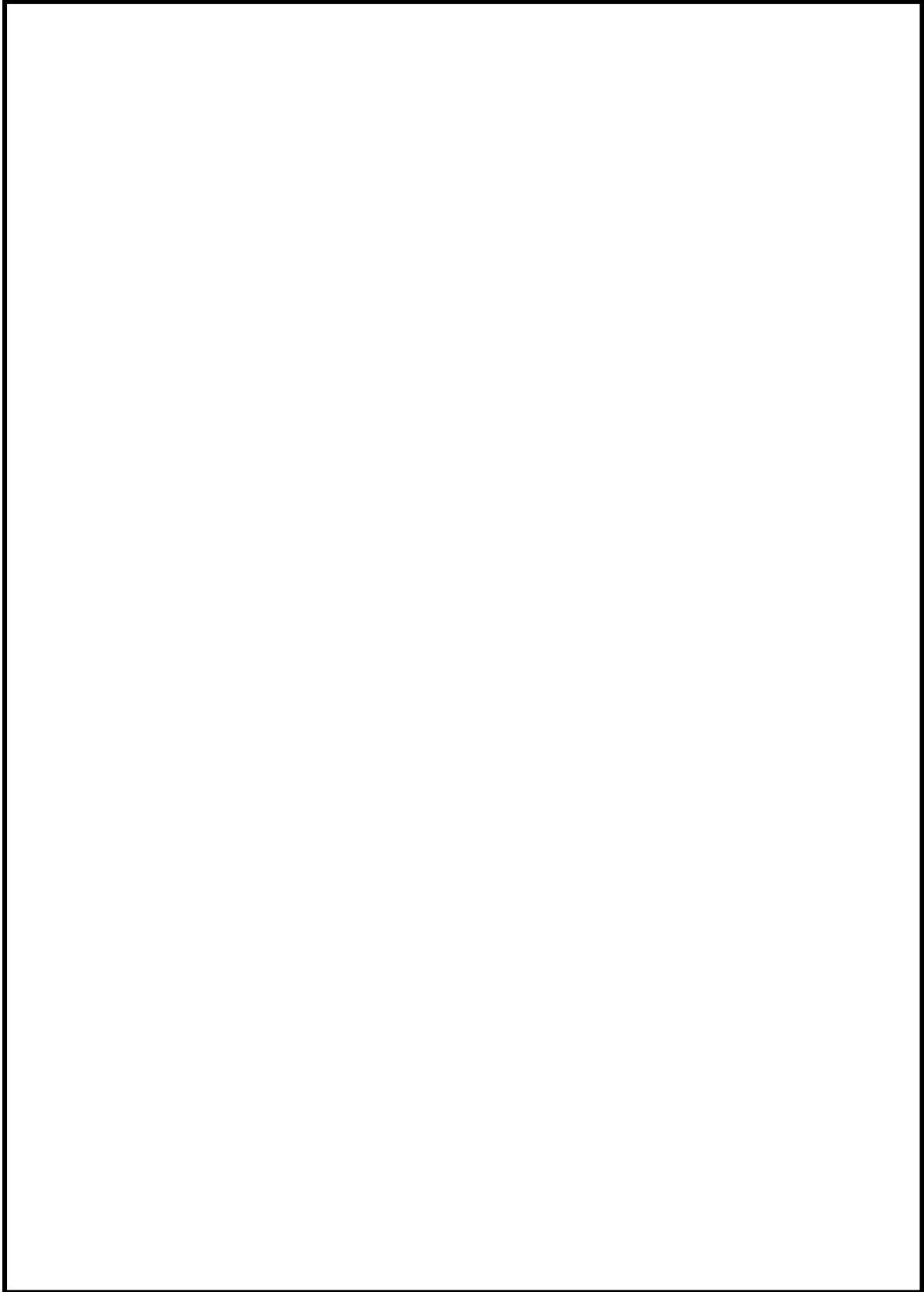


図 58-7-9 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(9/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

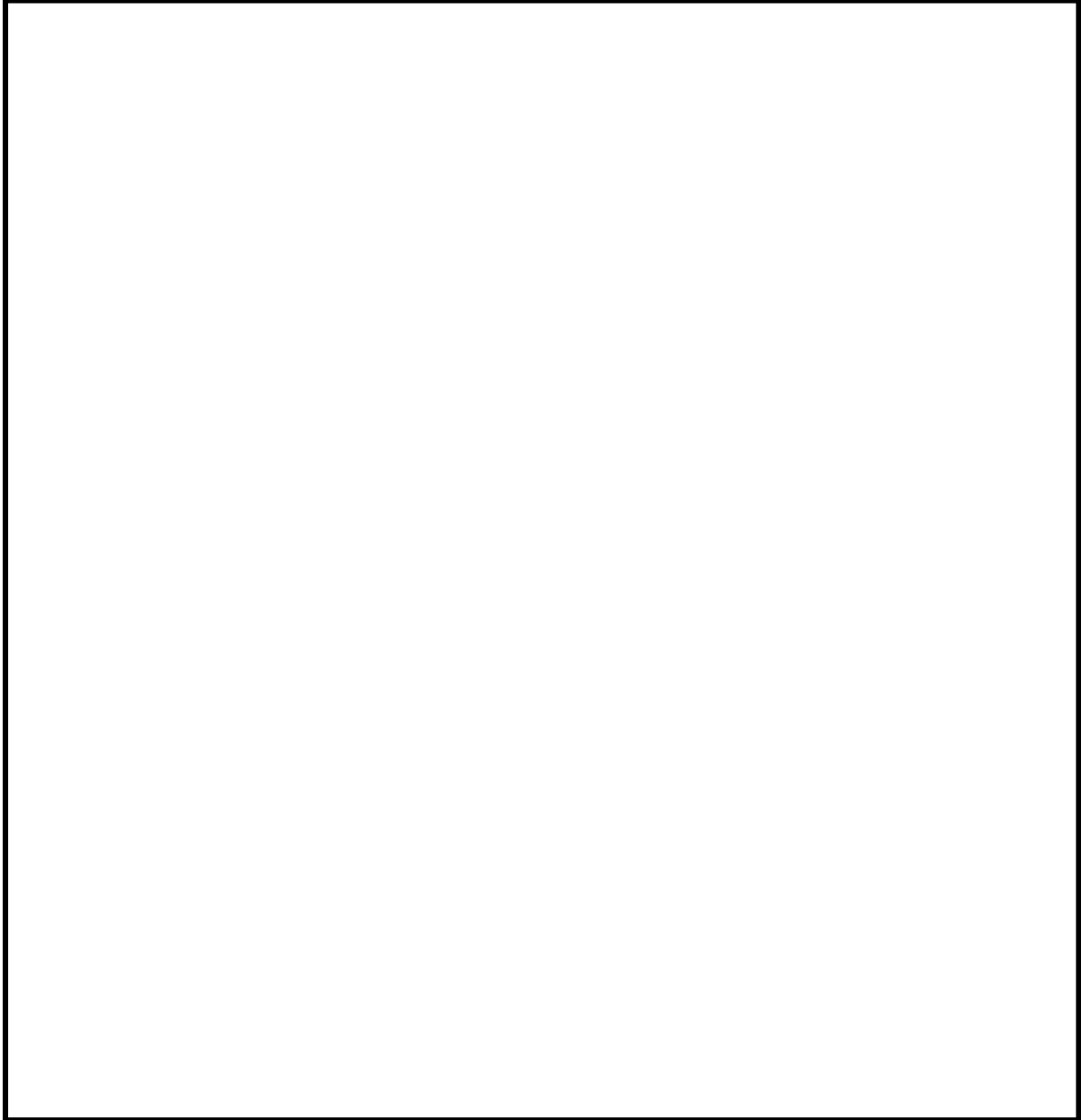


図 58-7-10 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(10/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

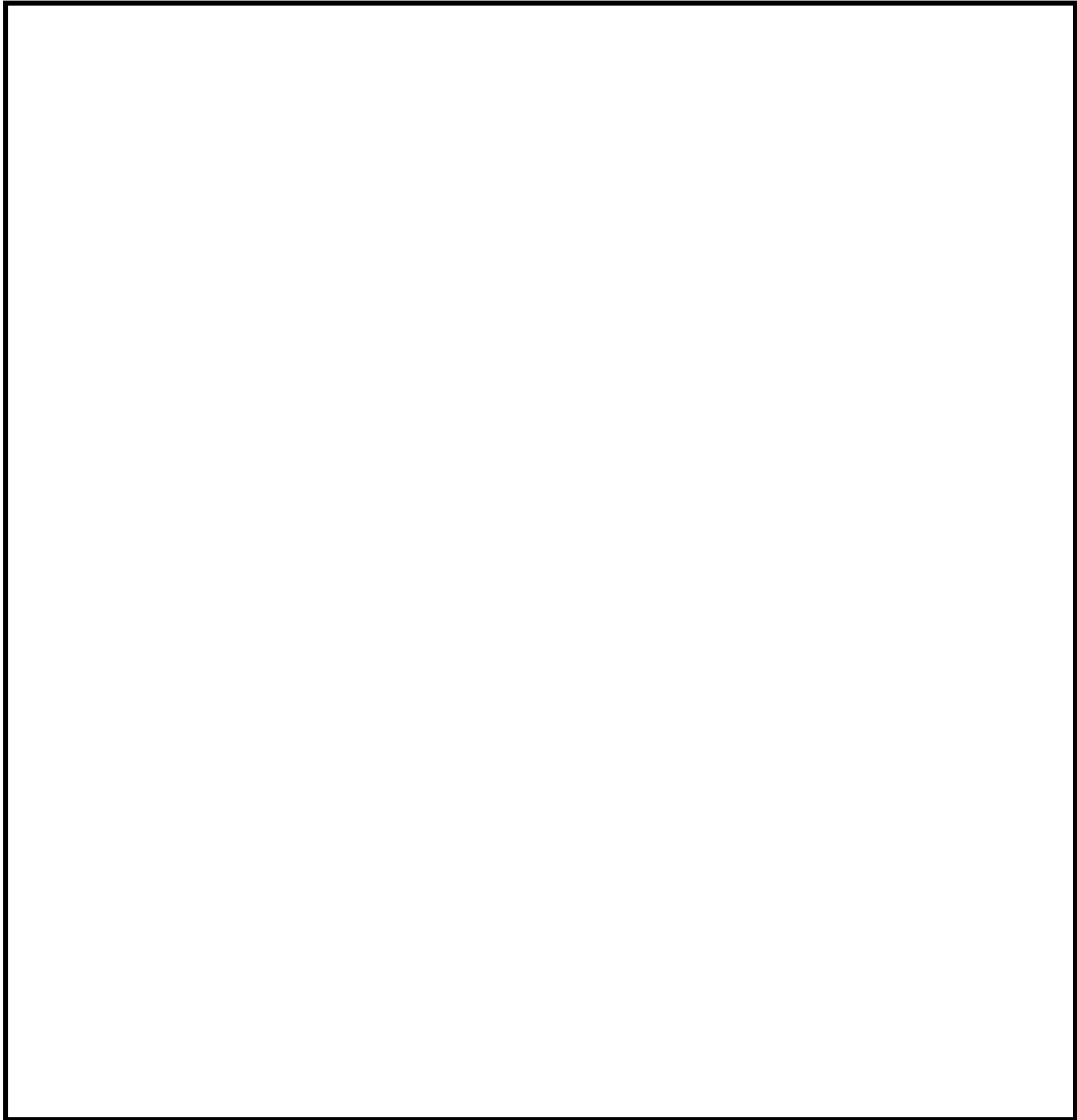


図 58-7-11 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(11/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

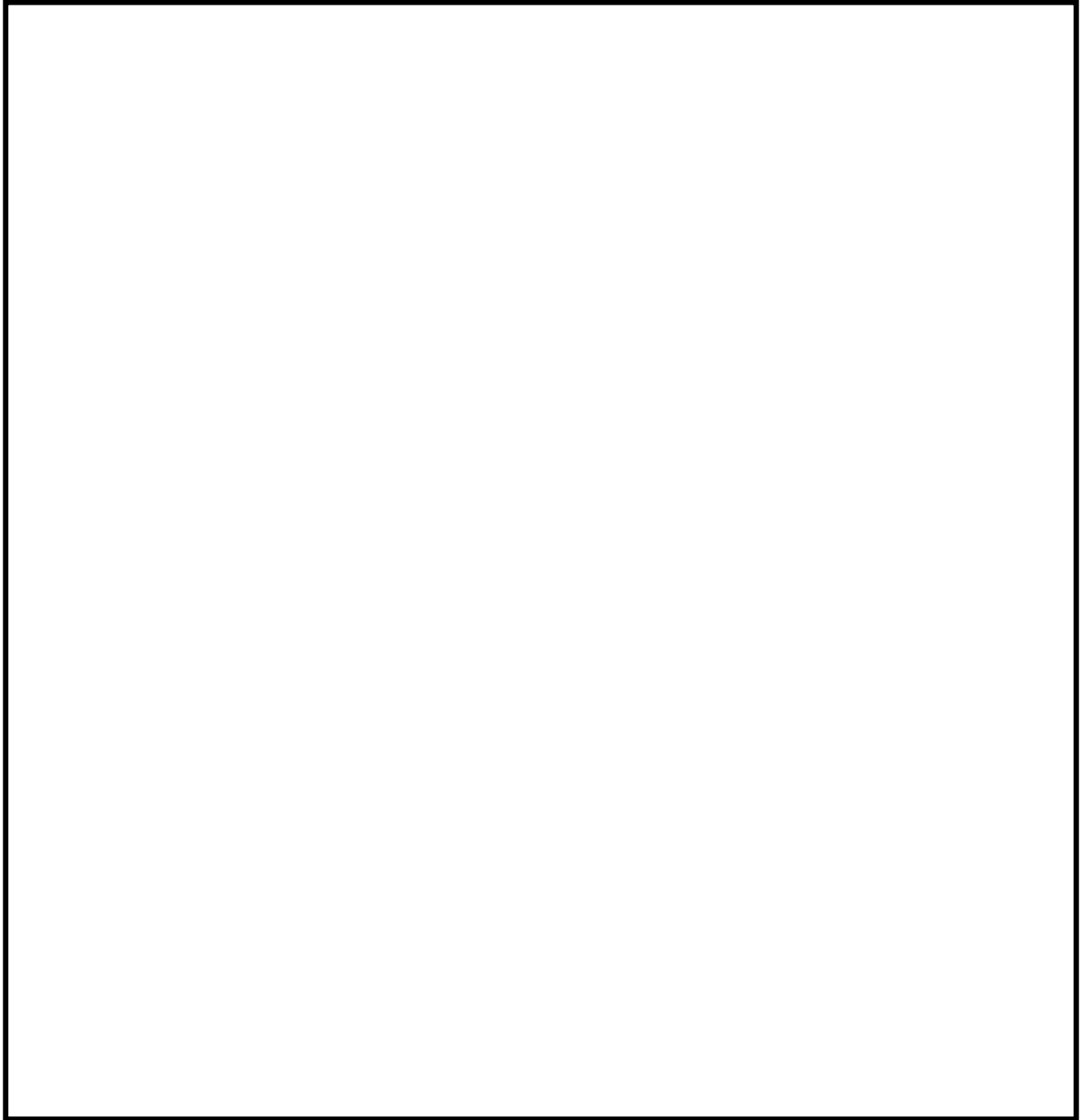


図 58-7-12 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(12/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

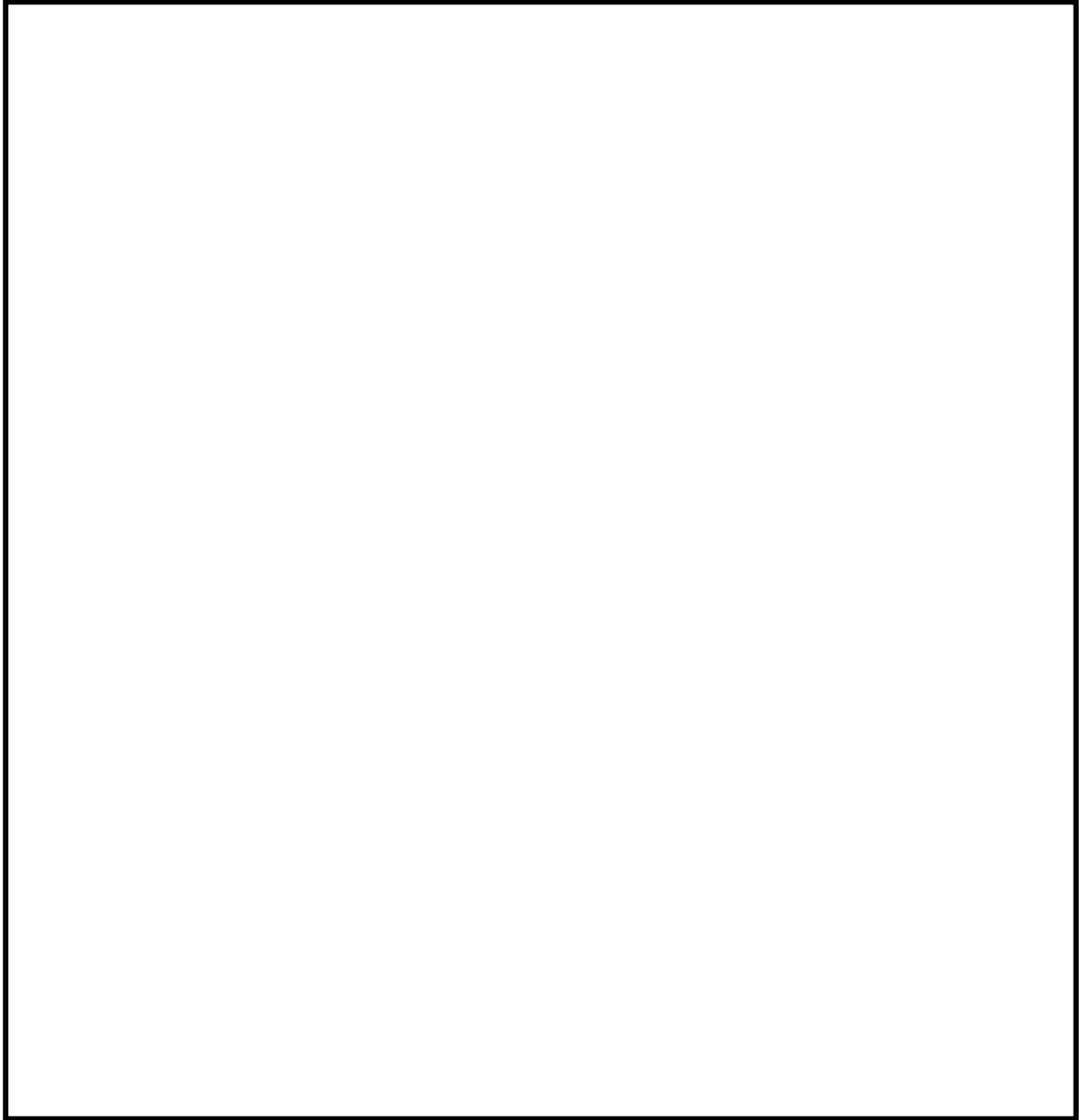


図 58-7-13 FCVS 出口水素サンプリングラック，格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(13/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

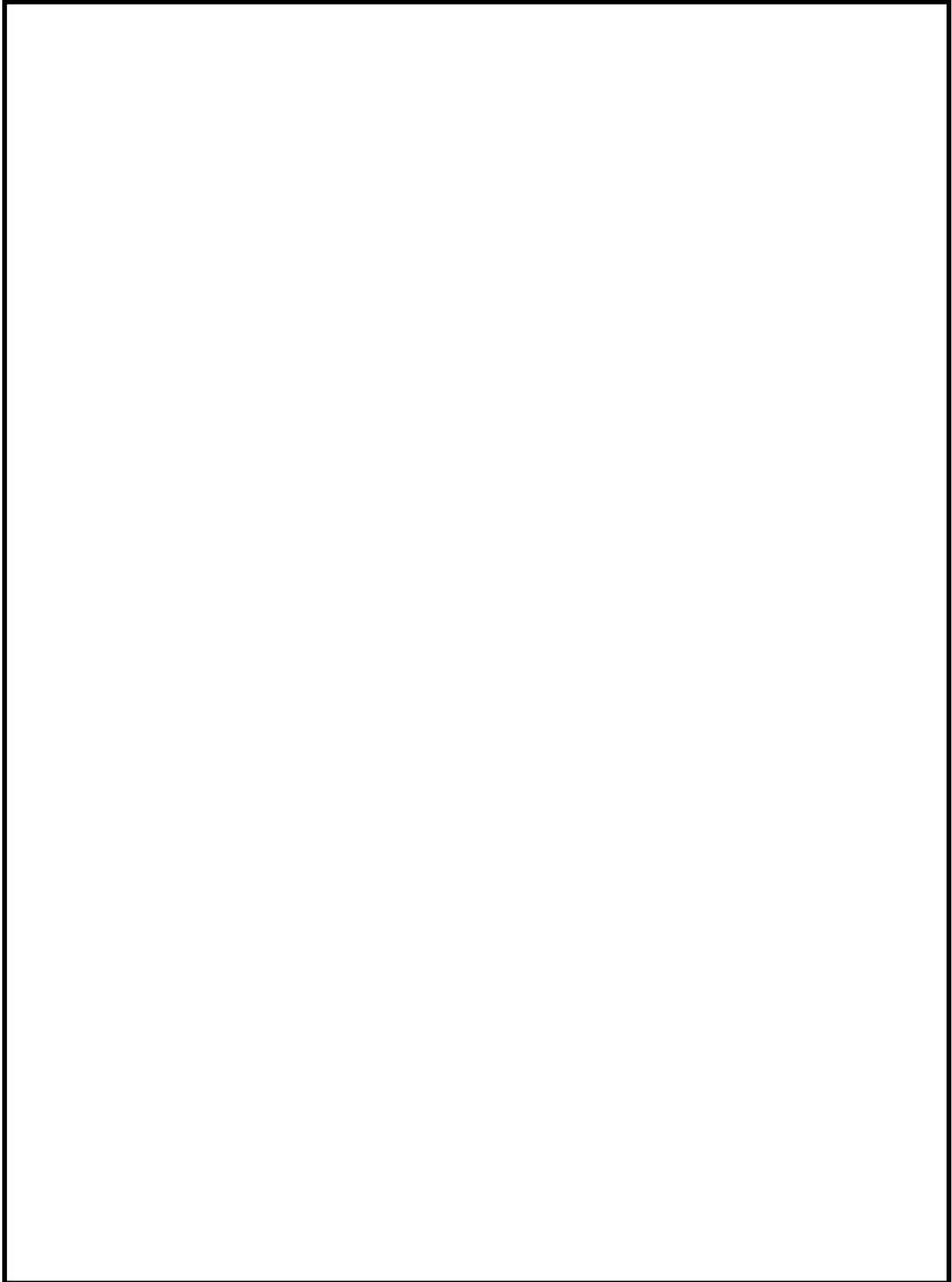


図 58-7-14 FCVS 出口水素サンプリングラック, 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(14/14)

58-8

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（原子炉圧力容器内の温度）

項目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0～350℃	最大値：300℃
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]
	①原子炉水位（広帯域）	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	①原子炉水位（SA）	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	最大値：182℃
<p>*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1224cm） *2：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm）</p>			
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、原子炉圧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、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、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圧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>原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧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、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）に到達してからの経過時間より燃料（表面）温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。</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（SA） 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-1 を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～約 320℃</p>		

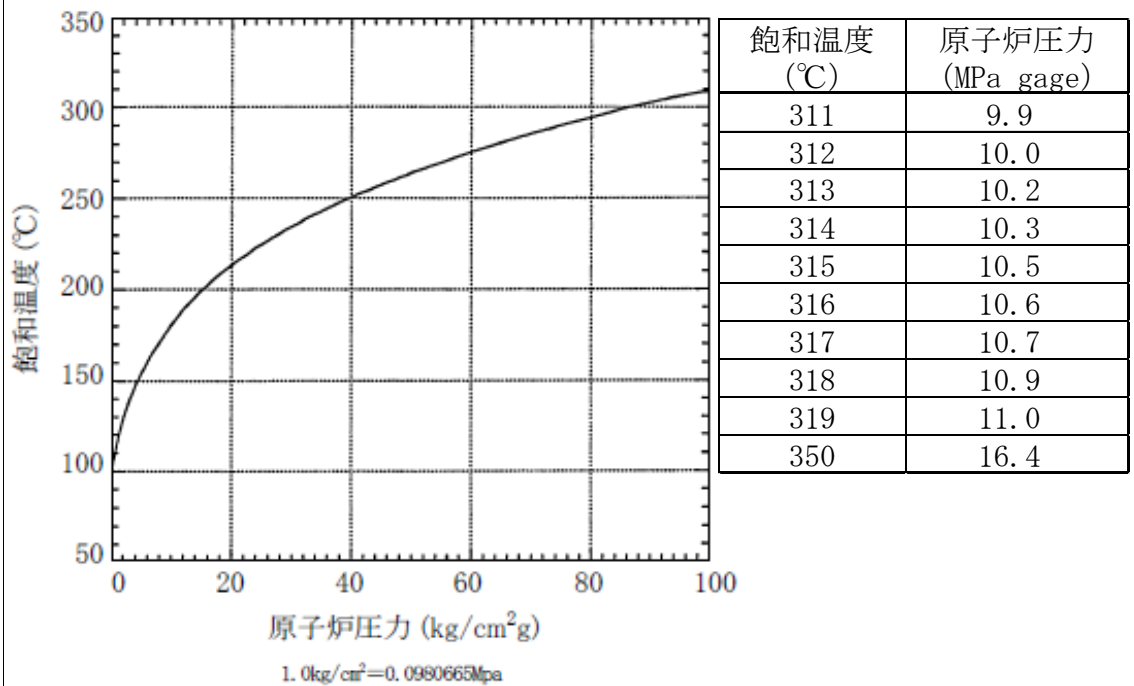


図 58-8-1 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

原子炉水位が TAF 以下の場合には，原子炉水位が TAF 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>

図 58-8-2 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，TAF 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。

原子炉内燃料温度推定計算シート

【入力データ】
 原子力発電所略称*1 KK-7
 タイムステップ[s]*2 10.0 【評価結果】

時間*3 [min]	原子炉 水位*4 (燃料域) [mm]	崩壊熱 [MW]	燃料 表面 温度 [°C]	蒸気 温度 [°C]
60	0	56.35	300	300
62	-100	55.79	329	304
64	-200	55.24	352	313
66	-300	54.71	374	324
68	-400	54.19	396	339
70	-500	53.70	420	355
72	-600	53.23	445	374
74	-700	52.77	473	395
76	-770	52.34	499	416
78	-840	51.92	526	437
80	-910	51.51	552	458
82	-980	51.13	578	480
84	-1050	50.75	605	504
86	-1120	50.39	632	527
88	-1190	50.04	660	552
90	-1260	49.71	688	578
92	-1330	49.38	716	604
94	-1380	49.07	745	630
96	-1430	48.76	774	656
98	-1480	48.47	802	681
100	-1530	48.18	831	707
102	-1580	47.91	860	734
104	-1630	47.64	888	761
106	-1680	47.38	915	786
108	-1730	47.12	937	807
110	-1780	46.88	958	829
112	-1830	46.64	986	855
114	-1860	46.41	1017	884
116	-1890	46.18	1050	913
118	-1920	45.96	1081	942
120	-1950	45.75	1112	970

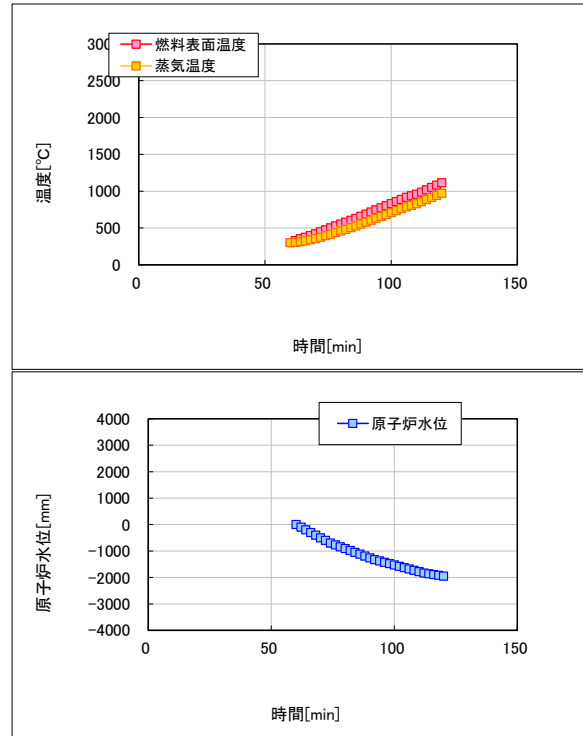


図 58-8-2 原子炉内燃料温度推定計算シート

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が TAF 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 TAF 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。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去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。

<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，

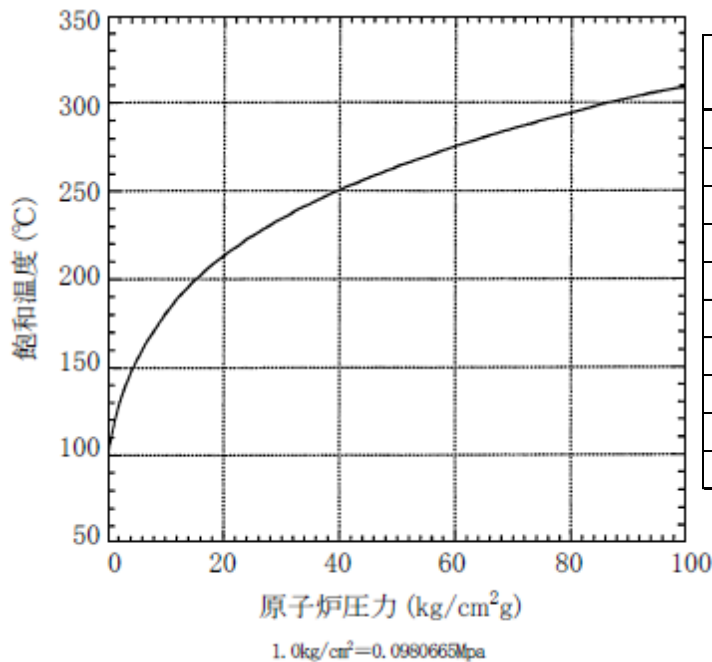
代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（SA），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（原子炉圧力容器の定格圧力：約 7MPa[gage]（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.08MPa から温度に換算した場合は 287±1℃ 程度。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。）

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（残留熱除去系交換器入口温度の誤差：±3.6℃）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。

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。

(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（原子炉压力容器内の圧力）

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	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	0～10MPa [gage]	最大値： 8.48MPa [gage]
	原子炉圧力 (SA)	0～11MPa [gage]	最大値： 8.48MPa [gage]
代替 パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0～11MPa [gage]	最大値： 8.48MPa [gage]
	①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0～10MPa [gage]	最大値： 8.48MPa [gage]
	②原子炉水位 (広帯域)	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	②原子炉水位 (燃料域)	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	②原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	②原子炉压力容器温度	0～350℃	最大値：300℃
*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 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉压力容器零レベルより 905cm）			
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圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。</p>		
推定方法	<p>原子炉压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 (SA)（原子炉圧力 (SA) 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压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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 (SA) 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉压力容器の破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 推定可能範囲：0～約 16.4MPa [gage]</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

図 58-8-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉圧力 (SA)

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。

②原子炉圧力容器温度

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。

<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原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり，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（原子炉圧力の誤差：±0.07MPa，原子炉圧力 (SA) の誤差：±0.08MPa）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，-0.148MPa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，原子炉圧力を代替パラメータとして用いた場合も同様。）

代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，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：約±3.4°Cから圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.05MPa[gage]程度，7.0±0.4MPa[gage]程度。）

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。

(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）	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	原子炉水位（SA）	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA）の代替）	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA）の代替）	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	①原子炉水位（SA） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の代替）	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	②高圧代替注水系系統流量	0～300m ³ /h	-
	②復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	-
	②復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	0～350m ³ /h	-
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m ³ /h	0～182m ³ /h
	②高圧炉心注水系系統流量	0～1000m ³ /h	0～727m ³ /h
	②残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	0～954m ³ /h
	③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	③格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	*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1224cm） *2：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm）		
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。		
推定方法	<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）（原子炉水位（SA）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（高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。また，③原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。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） 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>		

②原子炉压力容器への注水流量

図 58-8-4 より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。

原子炉水位変化率[mm/min]

= 原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m³/h]/60min

原子炉压力容器量レベル換算

推定可能範囲：全範囲

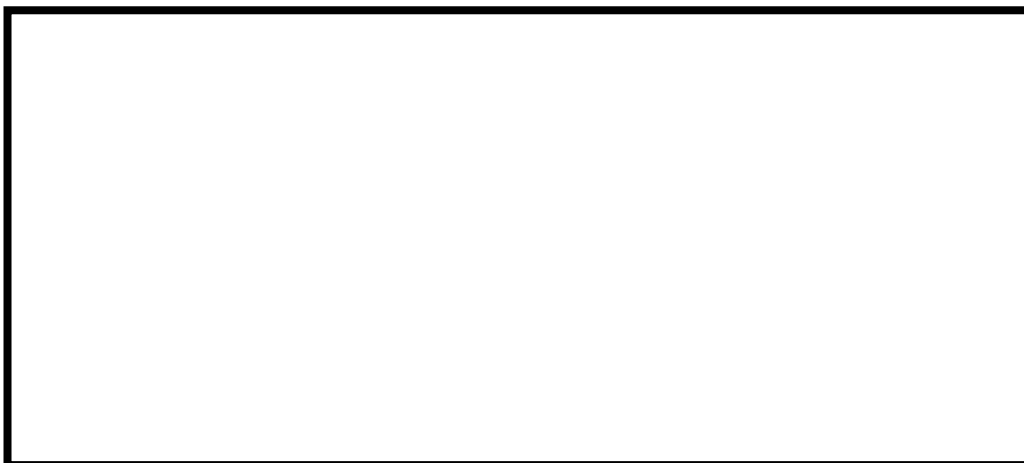


図 58-8-4 原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

③原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C）

原子炉压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，非常用炉心冷却系による原子炉压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压力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧が [] [gage] 以上であれば原子炉压力容器を満水と推定する。

推定の評価	<p>①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA） 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，原子炉圧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原子炉圧力容器への注水流量 原子炉圧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利用して，プラント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），格納容器内圧力（S/C） 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C）による推定方法は，原子炉水位の計測が困難*となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時におけるプラント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>*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，原子炉圧力と格納容器内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圧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量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサプレッション・チェンバ・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> 原子炉圧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（原子炉水位（広帯域）の誤差：±49mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±36mm，原子炉水位（SA）の誤差：±180mm）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>代替パラメータ（原子炉圧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（高压代替注水系系統流量の誤差：±7m³/h，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）：±4m³/h，復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）：±9m³/h，原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±6m³/h，高压炉心注水系系統流量の誤差：±21m³/h，残留熱除去系系統流量の誤差：±31m³/h）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>代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（SA），格納容器内圧力（S/C））による推定では，原子炉圧力の誤差：±0.08MPa[gage]，格納容器内圧力（S/C）の誤差：±0.0156MPa[gage]から，原子炉圧力と格納容器内圧力（S/C）の差圧誤差：約0.1MPa[gage]であるが，満水時に使用する系統の注水流量の推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより，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>
-------	--

(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（原子炉压力容器への注水量）

項目	原子炉压力容器への注水量		
	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	0～300m ³ /h	-
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	-
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	0～350m ³ /h	-
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m ³ /h	0～182m ³ /h
	高压炉心注水系系統流量	0～1000m ³ /h	0～727m ³ /h
	残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	0～954m ³ /h
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA） （高压代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心注水系系統流量の代替）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	①サプレッション・チェンバ・プール水位 （残留熱除去系系統流量の代替）	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	②原子炉水位（広帯域）	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	②原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	②原子炉水位（SA）	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
*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 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉压力容器零レベルより 905cm）			
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压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。		

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、水源である復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ・プール、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。

推定方法は、以下のとおりである。

①復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽タンク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。復水貯蔵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並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

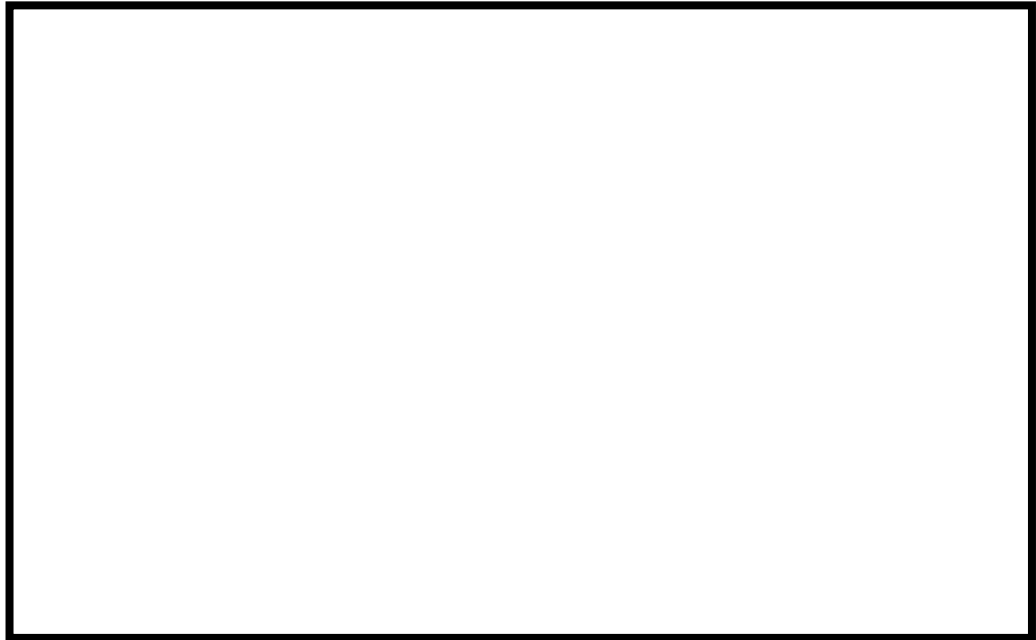


図 58-8-5 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

推定方法

①サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・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。

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・チェンバ・プール水位の上昇量 [cm/h]

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：



図 58-8-6 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

(1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。

(2) 図 58-8-7 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。

原子炉注水量[m³/h]

= × 原子炉水位変化率[mm/min] × 60min + 崩壊熱除去に必要な注水量[m³/h]

原子炉圧力容器水量レベル換算：

推定可能範囲：全範囲



図 58-8-7 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

推定の評価	<p>①復水貯蔵槽水位 (SA) 復水貯蔵槽水位 (SA) による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源としたほか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サプレッション・チェンバ・プール水位 サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は、サプレッション・チェンバ・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・チェンバ・プール水への注水流量が把握できる場合に適用できる。</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) 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><誤差による影響について> 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り、代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (SA), サプレッション・チェンバ・プール水位) 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。(「復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線」より、復水貯蔵槽水位 (SA) の誤差: $\pm 0.263\text{m}$ から流量に換算した場合は [] 程度。「サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線」より、サプレッション・チェンバ・プール水位の誤差: $\pm 0.27\text{m}$ から流量に換算した場合は [] 程度。)</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 (原子炉水位 (広帯域) の誤差: $\pm 49\text{mm}$, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: $\pm 36\text{mm}$, 原子炉水位 (SA) の誤差: $\pm 180\text{mm}$) 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	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	0～350m ³ /h	-
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	0～150m ³ /h（6号炉） 0～100m ³ /h（7号炉）	-
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	②格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	最大値： 246kPa[gage]
	②格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	最大値： 177kPa[gage]
	②格納容器下部水位 （復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の代替)	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
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の確認である。		
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復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）、復水補給水系流量（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>復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）、復水補給水系流量（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、水源である復水貯蔵槽より注水量を推定する。また、格納容器内圧力、注水先の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復水貯蔵槽水位（SA） 復水貯蔵槽タンク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。復水貯蔵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並びに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格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>		

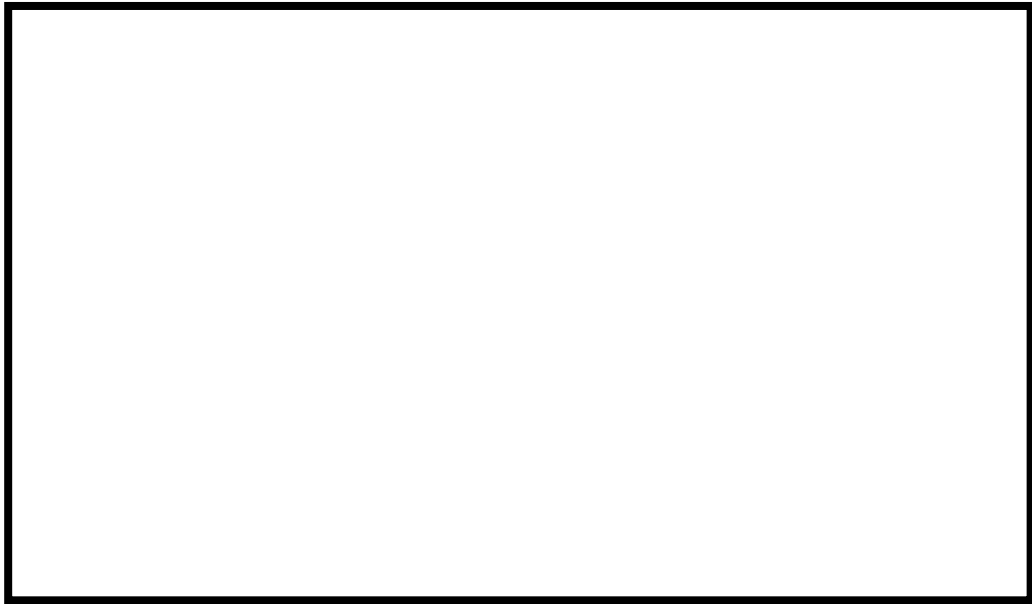


図 58-8-8 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

②格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

復水移送ポンプにて注水を行う場合には, 運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力にて確認し, 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) の注水先圧力より図58-8-9の注水特性を用いて注水流量を推定する。

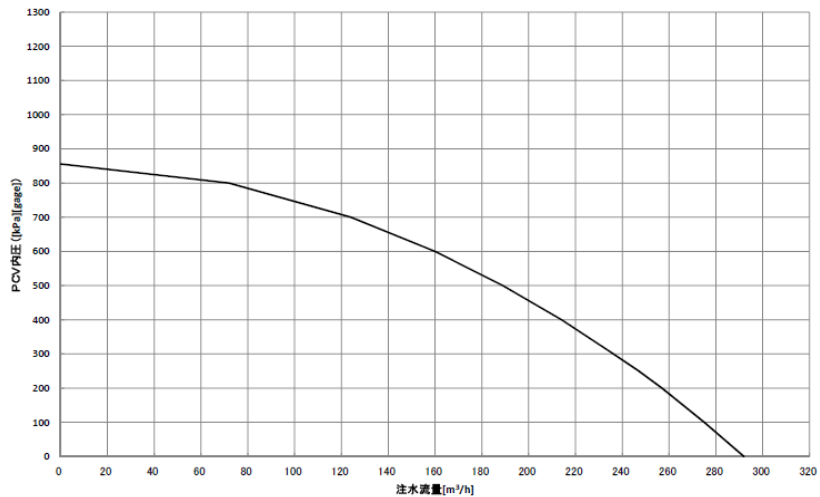


図 58-8-9 復水移送ポンプによる注水特性

②格納容器下部水位

原子炉格納容器下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, 原子炉格納容器下部の平面積: 約 90m² 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>推定の評価</p>	<p>①復水貯蔵槽水位 (SA) 復水貯蔵槽水位 (SA) による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵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格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) による推定方法は、注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 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。</p> <p>③格納容器下部水位 原子炉格納容器下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、原子炉格納容器下部への注水の目的は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：約 2m 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、注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (SA)) による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、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。(「復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線」より、復水貯蔵槽水位 (SA) の誤差：±0.263m から流量に換算した場合は 程度。) 代替パラメータ (格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)) による推定は、流量に換算して原子炉格納容器へ注水されていることの傾向が把握でき、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。(「復水移送ポンプによる注水特性」より、格納容器内圧力 0.31MPa[gage]における流量 233m³/h に対して、格納容器内圧力の誤差：±15.6kPa から流量に換算した場合は 233±5m³/h 程度。) 代替パラメータ (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 (格納容器下部水位の誤差：-0～+100mm) 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>
--------------	---

(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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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℃	最大値：138℃
	サブプレッション・チェンバ気体温度	0～300℃	最大値：138℃
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	最大値：97℃
代替 パラメータ	①格納容器内圧力 (D/W) (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0～200℃	最大値：97℃
	①サブプレッション・チェンバ気体温度 (サブプレッション・チェンバ・プール水温度の代替)	0～300℃	最大値：138℃
	②格納容器内圧力 (S/C) (ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ※ (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0～200℃	最大値：138℃
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防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力、格納容器内温度（原子炉格納容器内のほかの計測箇所）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。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) 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図 58-8-10 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>		

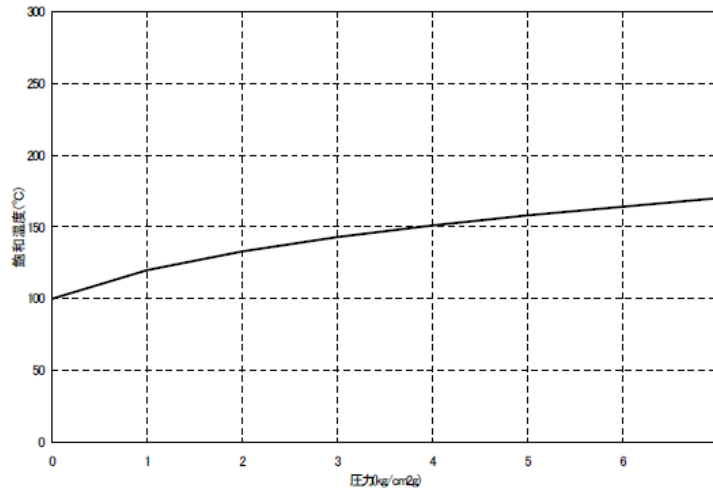


図 58-8-10 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

① サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・プール水温度
 サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・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。

- ・ サプレッション・チェンバ気体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・プール水温度により推定する。
- ・ サプレッション・チェンバ・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・チェンバ気体温度により推定する。

② 格納容器内圧力 (S/C)

① 格納容器内圧力 (D/W) の推定方法と同様。

参考として図 58-8-11, 12 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績温度及び本推定手段を用いた推定温度を比較したものを示す。

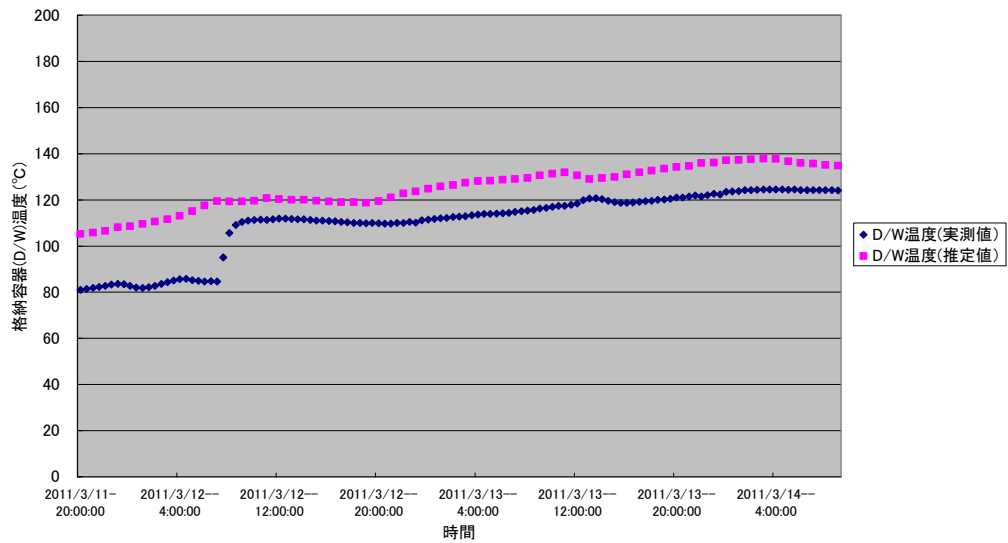


図 58-8-11 福島第二原子力発電所 1号炉におけるドライウェル雰囲気温度と推定温度の関係

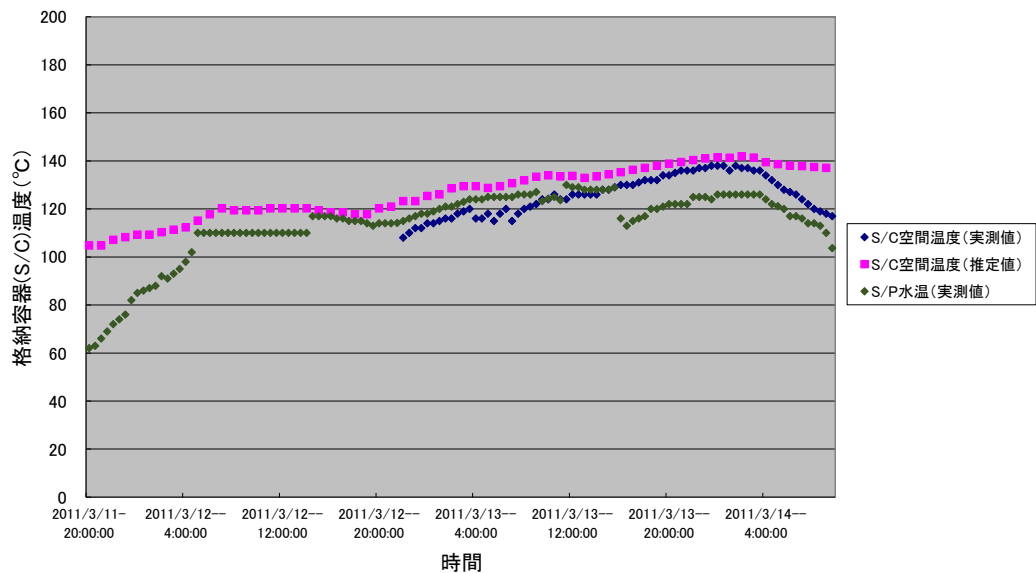


図 58-8-12 福島第二原子力発電所 1号炉におけるサブプレッション・チェンバ氣體温度と推定温度の関係

③[サブプレッション・チェンバ氣體温度]

常用計器でサブプレッション・チェンバ氣體温度を計測することにより、推定する。

推定の評価

①格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。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、事象初期において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速やかに維持されることから、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。

① サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・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。

② 格納容器内圧力 (S/C)
① 格納容器内圧力 (D/W) と同様。

③ [サプレッション・チェンバ気体温度]
監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ気体温度を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。

なお，今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が高め指示）が確認されている。この理由として，原子炉格納容器内は窒素等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格納容器温度は低くなると推測される。

<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防止を把握することであり，代替パラメータ（格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C)）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，格納容器内圧力：約 0.31MPa [gage]（飽和温度：約 145℃）に対して，格納容器内圧力の誤差：約 ±15.6kPa から温度に換算した場合は 145±2℃程度。）

代替パラメータ（サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・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（サプレッション・チェンバ気体温度の誤差：±2.1℃， サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差：±1.7℃）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。

本推定方法は，この様な差が生じること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。

(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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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	格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
代替 パラメータ	①格納容器内圧力 (S/C) (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	①格納容器内圧力 (D/W) (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	②ドライウェル雰囲気温度 (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～300℃	最大値：138℃
	②サプレッション・チェンバ気体温度 (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～300℃	最大値：138℃
	③[格納容器内圧力 (D/W)]※ (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～500kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	③[格納容器内圧力 (S/C)]※ (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～500kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
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圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力（原子炉格納容器内のほかの計測箇所）、格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C) ドライウェルとサプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する（格納容器内圧力 (S/C) を推定する場合は格納容器内圧力 (D/W) にて推定）。</p> <p>②ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度 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図 58-8-13 より格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：101～787.7kPa[abs]</p> <p>③[格納容器内圧力 (D/W)]，[格納容器内圧力 (S/C)] 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>		

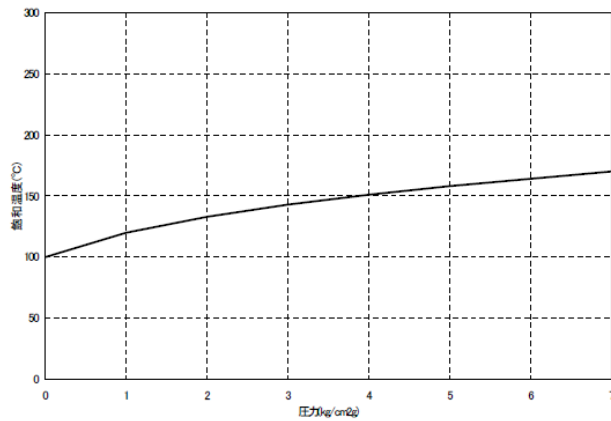


図 58-8-13 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

参考として図 58-8-14, 15 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績圧力及び本推定手段を用いた推定圧力を比較したものを示す。

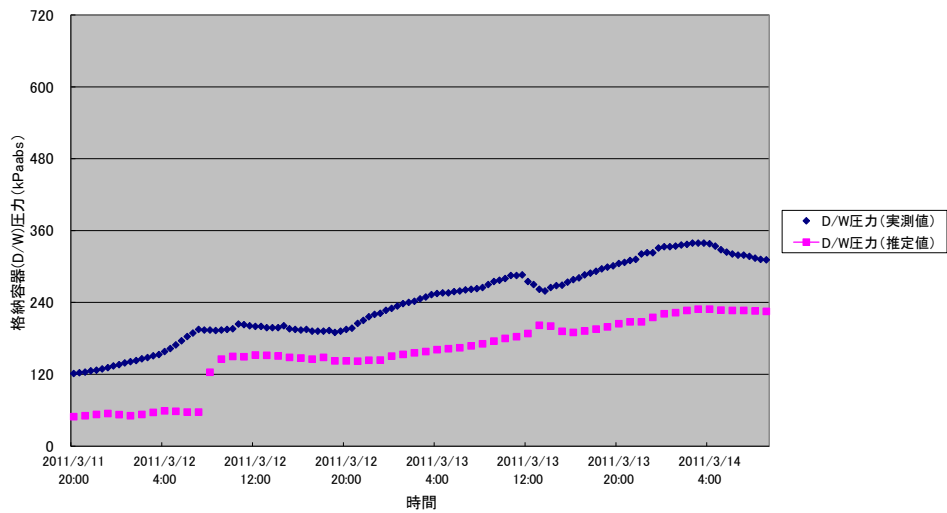


図 58-8-14 福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力 (D/W) と推定圧力の関係

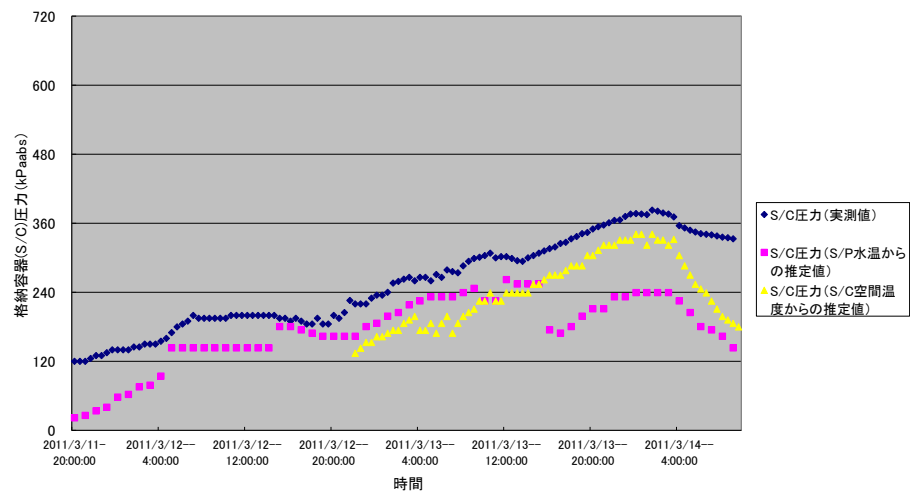


図 58-8-15 福島第二原子力発電所 1 号炉における格納容器内圧力 (S/C) と推定圧力の関係

推定の評価	<p>①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)</p> <p>原子炉格納容器内の D/W 側又は S/C 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>なお, D/W スプレイ時は, S/C 圧力>D/W 圧力の関係になるため, 真空破壊装置により差圧 13.7kPa 以内で推移する。(代替循環冷却系運転時や PCV ベント前まではほぼ同じ挙動) また, S/C 側の除熱 (PCV ベントや S/C クーリング等) を実施する時は, S/C 圧力<D/W 圧力の関係になるため, D/W 側から連通孔-ベント管を通して S/C 側へ圧力がかかるため, D/W 圧力から S/P の水頭圧分 (水平吐出管の高さ) を除いた値が S/C 圧力と同じ挙動を示す。(例えば, NWL レベル: 床面から約 7m の時, 水頭圧は約 31.4kPa であり, D/W 圧力=S/P 圧力+31.4kPa の関係) (例えば, ベントライン-1m: 床面から約 16m の時, 水頭圧は約 121kPa であり, D/W 圧力=S/P 圧力+121kPa の関係)</p> <p>②ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ氣體温度</p> <p>ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ氣體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ことが限定される。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, 事象初期において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速やか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>③[格納容器内圧力 (D/W)], [格納容器内圧力 (S/C)]</p> <p>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><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防止を把握することであり, 代替パラメータ (格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C)) 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, 連通孔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 (格納容器内圧力 (D/W) の誤差: ±15kPa, 格納容器内圧力 (S/C) の誤差: ±15.6kPa) 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>代替パラメータ (ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ氣體温度) 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, 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: 約±2.9℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.04MPa[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, 今回の評価で実測値と推定値との差が生じること (推定値の方が低め指示) が確認されている。この理由として, 原子炉格納容器内は窒素等の非凝縮性ガスが存在することから, 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, 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, この様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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
代替 パラメータ	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水 流量） （サプレッション・チェンバ・プール水 位の代替）	0～350m ³ /h	-
	①復水補給水系流量（格納容器下部注水 流量） （格納容器下部水位の代替）	0～150m ³ /h（6号炉） 0～100m ³ /h（7号炉）	-
	②復水貯蔵槽水位（SA）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	③格納容器内圧力（D/W） （サプレッション・チェンバ・プール水 位の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	③格納容器内圧力（S/C） （サプレッション・チェンバ・プール水 位の代替）	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
④[サプレッション・チェンバ・プール水 位] ※ （サプレッション・チェンバ・プール水 位の代替）	-6200～2000mm (T. M. S. L. -7350～ 850mm) (6号炉) -5500～550mm (T. M. S. L. -6650～ -600mm) (7号炉)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)	
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位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・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原子炉格納容器下部への注水量の確認である。		

原子炉格納容器内の水位の主要パラメータであるサプレッション・チェンバ・プール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格納容器内の水位を推定することができる。

- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。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格納容器内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、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定できる。

推定方法は、以下のとおりである。

①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）から注水量を算出し、注水先であるサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。また、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）から注水量を算出し、注水先である格納容器下部水位を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位
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・チェンバ・プール水位の上昇量[cm/h]

推定方法

推定可能範囲：通常水位～約 10m（サプレッション・チェンバ ベントライン付近）

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：

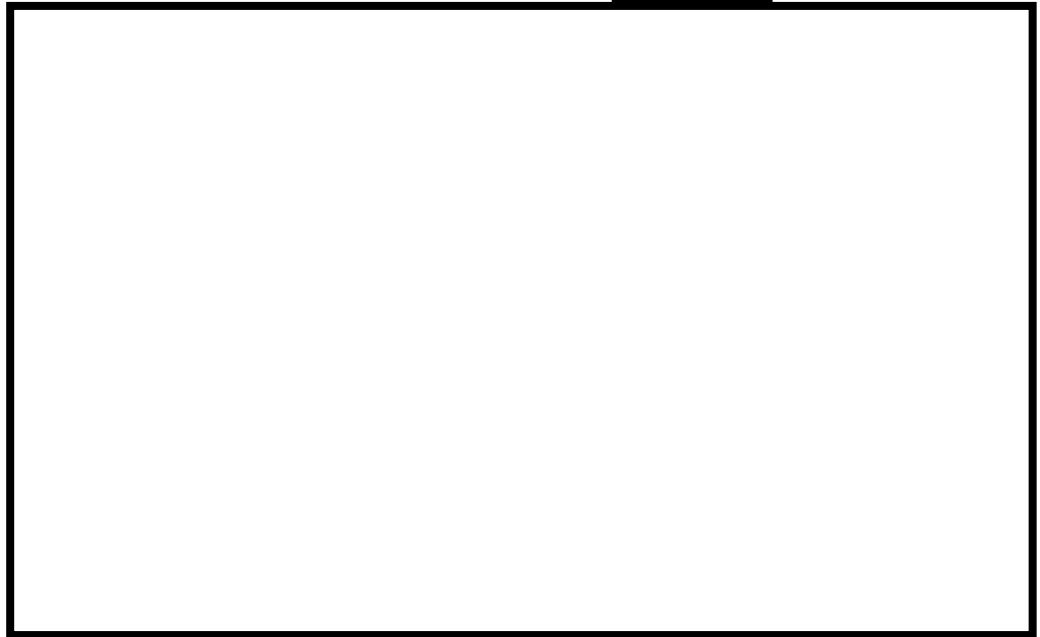


図 58-8-16 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

	<p>・格納容器下部水位 原子炉格納容器下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、格納容器下部（ペDESTAL）の平面積：約 90m²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。 推定可能範囲：0m 以上</p> <p>②復水貯蔵槽水位（SA） 復水貯蔵槽タンク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。復水貯蔵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並びに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格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。</p> <div data-bbox="381 640 1417 1249" style="border: 1px solid black; height: 272px; width: 649px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-17 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線</p> <p>③格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C） 格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）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>$h1 \approx P_s - P_d + 10.40m$ h1：格納容器内水位，P_s：格納容器内圧力（S/C），P_d：格納容器内圧力（D/W）</p> <p>推定可能範囲：約 10.40～27.2m</p> <p>④[サプレッション・チェンバ・プール水位] 常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより、推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵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。</p> <p>②復水貯蔵槽水位（SA） 復水貯蔵槽水位（SA）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源としたの系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p>

上記①②の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており、サプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的（ウェットウェルベントの操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。

③格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）

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①②（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、復水貯蔵槽水位（SA））で推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

④[サプレッション・チェンバ・プール水位]

監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・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格納容器下部への注水量の把握することであり、代替パラメータ（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、復水補給水系流量（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。

（復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の誤差：約±9m³/h から、サプレッション・チェンバ・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 38 時間ベントを想定すると誤差：約 []、原子炉格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.1m/h であり、有効性評価における 90m³/h、2 時間で水張りを想定すると誤差：約±0.2m。）

代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（SA））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。（復水貯蔵槽水位（SA）の誤差：約±0.263m から注水量に換算した場合の誤差は約 [] で、サプレッション・チェンバ・プール水位に換算すると約 [] であり、有効性評価における 38 時間ベントを想定すると誤差：約 []。また、原子炉格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約 []。）

代替パラメータ（格納容器内圧力）による推定では、格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧の関係から推定するため、誤差はほかの推定手段の誤差と比較して大きくなるが、上記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。（格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の最大誤差：約±30.6kPa 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±3.10m。）

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。

(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）

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	0～30vol%（6号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7号炉）	0～6.2vol%
	格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	0～6.2vol%
代替パラメータ	①格納容器内水素濃度（SA） （格納容器内水素濃度の代替）	0～100vol%	0～6.2vol%
	①格納容器内水素濃度 （格納容器内水素濃度（SA）の代替）	0～30vol%（6号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7号炉）	0～6.2vol%
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、格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
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（SA）（格納容器内水素濃度（SA）を推定する場合は格納容器内水素濃度にて推定）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格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 格納容器内水素濃度（SA）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推定する。</p>		
推定の評価	<p>①格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度又は格納容器内水素濃度（SA）による推定は格納容器内水素濃度を計測するものであり、それぞれ異なる計測原理で計測するため、推定方法として妥当である。</p> <p>なお、6号炉の格納容器内水素濃度の計測範囲は0～30vol%であるが、格納容器の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。</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、格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA））による推定は、同一物理量からの推定であり、格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度（SA）の誤差：±2.1vol%）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）

※：有効監視パラメータ

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	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①[エリア放射線モニタ]※	$10^{-4} \sim 1 \text{mSv/h}$	-
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、燃料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内雰囲気放射線レベル (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①[エリア放射線モニタ]</p> <p>原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p><推定方法></p> <p>燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器（PCV）内空間に充満することになる。このとき、PCV 内の空間と直結している配管内（弁手前まで）にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は放射線量率が上昇することが予想される。</p> <p>これらから、まず配管近傍のエリア放射線モニタで計測される放射線量率計測値から配管内の放射能濃度を図 58-8-18～21 より推定し、さらに配管内の放射能濃度と PCV 内の放射能濃度が同程度と仮定することにより、図 58-8-22 より PCV 内の放射線量率を推定する。</p>		

<評価条件>

- ・PCV 内への希ガス放出量は燃料内希ガスの 100%, 50%, 5%とし、線源は希ガスのみを考慮する。
- ・燃料から放出された希ガスが PCV 内に均一に充満すると仮定し、A0 弁手前までの配管内には PCV 内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。
- ・PCV 内線量は PCV 空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。




図 58-8-18 6号炉エリア放射線モニタ No. 22 の位置と放射線量率評価値




図 58-8-19 6号炉エリア放射線モニタ No. 11 の位置と放射線量率評価値



図 58-8-20 7号炉エリア放射線モニタ No. 10 の位置と放射線量率評価値



図 58-8-21 7号炉エリア放射線モニタ No. 18 の位置と放射線量率評価値



図 58-8-22 6号炉, 7号炉のPCV内放射線量推定値

推定の評価	<p>①[エリア放射線モニタ]</p> <p>推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の他チャンネルにより推定できるため、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>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（未臨界の維持又は監視）

※：有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	平均出力領域モニタ	0～125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	[制御棒操作監視系]※	全挿入～全引抜	-
代替 パラメータ	①平均出力領域モニタ （起動領域モニタ，[制御棒操作監視系]※の代替）	0～125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	①起動領域モニタ （平均出力領域モニタ，[制御棒操作監視系]※の代替）	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約10倍
	②[制御棒操作監視系]※ （起動領域モニタ，平均出力領域モニタの代替）	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ためである。		
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モニタ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モニタ（平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定）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起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタ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モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合，代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。</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>		

<p>推定の評価</p>	<p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタ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。</p> <p>②〔制御棒操作監視系〕 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> 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（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差（起動領域モニタの誤差：$7.24 \times 10^{N-1} \sim 1.38 \times 10^N \text{s}^{-1}$，$N: -1 \sim 6$ 又は $\pm 2.5\%$，平均出力領域モニタの誤差：$\pm 2.5\%$）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>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		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	最大値：97℃
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	-
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	-
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	0～350m ³ /h	-
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	0～150m ³ /h（6号炉） 0～100m ³ /h（7号炉）	-
	格納容器圧力逃がし装置		
	フィルタ装置水位	0～6000mm	-
	フィルタ装置入口圧力	0～1MPa [gage]	-
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	-
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	-
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	-
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	-
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	最大値：182℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	最大値：182℃
	残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	0～954m ³ /h
代替 パラメ ータ	代替循環冷却系		
	①サプレッション・チェンバ気体温度（サプレッション・チェンバ・プール水温度，復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の代替）	0～300℃	最大値：138℃
	①サプレッション・チェンバ・プール水温度（復水補給水系温度（代替循環冷却），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の代替）	0～200℃	最大値：97℃
	①原子炉水位（広帯域）（復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の代替）	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）（復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の代替）	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	①原子炉水位（SA）（復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の代替）	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）（復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の代替）	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	-
	①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）（復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の代替）	0～150m ³ /h（6号炉） 0～100m ³ /h（7号炉）	-
	①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）（復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	0～350m ³ /h	-

の代替)		
①復水移送ポンプ吐出圧力 (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	0~2MPa [gage]	-
①格納容器内圧力 (S/C) (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	0~980.7kPa [abs]	最大値 : 177kPa [gage]
①サブプレッション・チェンバ・プール水位 (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm)	-2.59~0m (T. M. S. L. -3740~ -1150mm)
②格納容器下部水位 (復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の代替)	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
②原子炉圧力容器温度 (復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の代替)	0~350℃	最大値 : 300℃
②ドライウエル雰囲気温度 (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の代替)	0~300℃	最大値 : 138℃
格納容器圧力逃がし装置		
①格納容器内圧力 (D/W) (フィルタ装置入口圧力の代替)	0~1000kPa [abs]	最大値 : 246kPa [gage]
①格納容器内圧力 (S/C) (フィルタ装置入口圧力の代替)	0~980.7kPa [abs]	最大値 : 177kPa [gage]
①格納容器内水素濃度 (SA) (フィルタ装置水素濃度の代替)	0~100vol%	0~6.2vol%
①フィルタ装置水位 (フィルタ装置スクラバ水 pH の代替)	0~6000mm	-
耐圧強化ベント系		
①格納容器内水素濃度 (SA) (フィルタ装置水素濃度の代替)	0~100vol%	0~6.2vol%
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)	0~350℃	最大値 : 300℃
①サブプレッション・チェンバ・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℃	最大値 : 97℃
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℃	最大値 : 182℃
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)	0~3.5MPa [gage]	最大値 : 3.5MPa [gage]
①原子炉補機冷却水系系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~400m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~2200m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1700m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0~2600m ³ /h (7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~1600m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)
①残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~1200m ³ /h
*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 1224cm)		
*2 : 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)		

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かどうかの確認である。</p> <p>なお、最終ヒートシンクの確保はプラント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) サプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>① サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、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にあると仮定し、サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。</p> <p>(2) 復水補給水系温度（代替循環冷却）</p> <p>① サプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>復水補給水系温度（代替循環冷却）の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。</p> <p>熱交換器ユニットの熱交換量評価（例として、サプレッション・チェンバ・プール側：約160℃に対して出口側は約80℃の評価）から、サプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水系温度（代替循環冷却）を推定する。</p> <p>(3) 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</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）</p> <p>復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位及びの水水位変化により復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）を推定する。（詳細は、(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）参照）</p> <p>② 原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉圧力容器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>(4) 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</p> <p>① 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力（S/C）、サプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）又は原子炉格納容器下部側の復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力（S/C）、サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側への注水量を推定する。</p> <p>揚程及びシステム抵抗[m]の算出方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転中の復水移送ポンプ吐出圧力と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力との差 ・ 運転中の復水移送ポンプ吐出圧力と格納容器内圧力（S/C）、サプレッション・チェンバ・プール水位による水頭圧、吸込配管圧損等を考慮した圧力との差（別添資料-2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性 別紙2 参照）



図 58-8-23 復水移送ポンプ性能曲線

②サブプレッション・チェンバ・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度

代替循環冷却系による冷却において，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）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・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体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。

（５）復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サブプレッション・チェンバ・プール水位

復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器側の復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サブプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より，原子炉格納容器側への注水量を推定する。

②格納容器下部水位

復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。

2. 格納容器圧力逃がし装置

（１）フィルタ装置入口圧力

①格納容器内圧力（D/W），格納容器内圧力（S/C）

フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）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。

フィルタ装置入口圧力を格納容器内圧力との関係から推定する。（別添資料－1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について 別紙 18 参照）。

	<p>(2) フィルタ装置水素濃度</p> <p>①格納容器内水素濃度 (SA)</p> <p>フィルタ装置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) フィルタ装置スクラバ水 pH</p> <p>①フィルタ装置水位</p> <p>フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。</p> <p>3. 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) フィルタ装置水素濃度</p> <p>①格納容器内水素濃度 (SA)</p> <p>フィルタ装置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耐圧強化ベント系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>4. 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・チェンバ・プール水温度</p> <p>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・チェンバ・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</p> <p>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、熱交換器ユニット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原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</p> <p>原子炉補機冷却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</p> <p>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>
--	--



図 58-8-24 残留熱除去系ポンプによる注水特性

推定の
評価

1. 代替循環冷却系

(1) サプレッション・チェンバ・プール水温度

① サプレッション・チェンバ気体温度

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・チェンバ・プール水温度を推定することができ、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・チェンバ気体温度の誤差：±2.1℃)

(2) 復水補給水系温度 (代替循環冷却)

① サプレッション・チェンバ・プール水温度

熱交換器ユニットの熱交換量評価から、サプレッション・チェンバ・プール水温度により復水補給水系温度 (代替循環冷却) を推定することができる。

また、除熱対象であるサプレッション・チェンバ・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 (サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差：±1.7℃)。

(3) 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)

① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA)

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、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 (原子炉水位 (広帯域) の誤差：±49mm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差：±36mm, 原子炉水位 (SA) の誤差：±180mm)。

② 原子炉圧力容器温度

除熱対象である原子炉圧力容器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：±3.4℃)。

(4) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)

①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位

復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は, 原子炉圧力容器側の復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は原子炉格納容器下部側の復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位にて, 復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し, 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 (復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の誤差: $\pm 4\text{m}^3/\text{h}$, 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の誤差: $\pm 3\text{m}^3/\text{h}$ と, 「復水移送ポンプ性能曲線」より例えば流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 復水移送ポンプ吐出圧力の誤差: $\pm 0.02\text{MPa}$, 運転中と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力の差の最大誤差: $\pm 0.04\text{MPa}$ から流量に換算した場合は $190\text{m}^3/\text{h}$ であるが, 下記②の原子炉格納容器内の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)。

②サプレッション・チェンバ・プール水温度, ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度

除熱対象であるサプレッション・チェンバ・プール水温度, ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体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・チェンバ気体温度の誤差: $\pm 2.1^\circ\text{C}$, ドライウエル雰囲気温度: $\pm 2.9^\circ\text{C}$, サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差: $\pm 1.7^\circ\text{C}$)。

(5) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)

①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位

復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は, 原子炉格納容器側の復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力, 格納容器内圧力 (S/C), サプレッション・チェンバ・プール水位にて, 復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器下部側への注水量を確認し, プラントの状態を考慮した推定としており, 原子炉格納容器下部への注水量を把握する上で適用できる (復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の誤差: $\pm 9\text{m}^3/\text{h}$, と, 「復水移送ポンプ性能曲線」より例えば流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 復水移送ポンプ吐出圧力の誤差: $\pm 0.02\text{MPa}$, 運転中と停止中の復水移送ポンプ吐出圧力の差の最大誤差: $\pm 0.04\text{MPa}$ から流量に換算した場合は $190\text{m}^3/\text{h}$ であるが, 下記②の原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための初期水張り水位を併せて確認することで, 事故対応を行う上で必要な状態を把握する上で適切である)。

②格納容器下部水位

原子炉格納容器下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, 原子炉格納容器下部への注水の目的は, 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため, 初期水張り: 約 2m 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 (格納容器下部水位の誤差: $-0\sim+100\text{mm}$)。

2. 格納容器圧力逃がし装置

(1) フィルタ装置入口圧力

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 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 (格納容器内圧力 (D/W) の誤差: 約±15kPa, 格納容器内圧力 (S/C) の誤差: 約±15.6kPa)。

(2) フィルタ装置水素濃度

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、それぞれ異なる計測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: ±2.1vol%)。

(3) フィルタ装置スクラバ水 pH

①フィルタ装置水位

フィルタ装置水位による推定は、フィルタ装置スクラバ水に必要な pH が確保されているかを確認することが目的であり、フィルタ装置水位の水位変化を確認することで、必要な pH 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 (フィルタ装置水位の誤差: 約±97.3mm)。

なお、スクラバ水を低下させる要因として、ベントガスに含まれる酸性物質、無機よう素のイオン化及び水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈が考えられるが、pH の変動評価においてこれらの影響は軽微であり、水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈をフィルタ装置水位により把握することで、フィルタ装置スクラバ水 pH の推定は可能である (別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (格納容器圧力逃がし装置) について 別紙 27 参照)。

3. 耐圧強化ベント系

(1) フィルタ装置水素濃度

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、それぞれ異なる計測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: 約±2.1vol%)。

4. 残留熱除去系

(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度

①原子炉圧力容器温度, サプレッション・チェンバ・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・チェンバ・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: ±3.4℃, サプレッション・チェンバ・プール水温度の誤差: 約±1.7℃)。

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

①残留熱除去系熱交換器入口温度

熱交換器ユニット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: 約±3.6℃)。

②原子炉補機冷却水系統流量, 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

原子炉補機冷却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（原子炉補機冷却水系系統流量の誤差：約±27m³/h）、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の誤差：約±32m³/h）。

（3）残留熱除去系系統流量

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注水特性」より、例えば流量 900m³/h に対して、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±0.1MPa から流量に換算した場合は 900±100m³/h 程度である。なお、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・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）。

最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、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かどうか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。

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。

(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）

※：有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器

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）	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	原子炉水位（燃料域）	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	原子炉水位（SA）	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	最大値：138℃
	格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	原子炉建屋内の状態		
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	0～12MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa[gage]	最大値：3.5MPa[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（SA）（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）	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	①原子炉水位（広帯域）（原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）（原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	①原子炉圧力（原子炉圧力（SA）の代替）	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA）（原子炉圧力の代替）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	②原子炉圧力容器温度（原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	0～350℃	最大値：300℃
	原子炉格納容器内の状態		
	①格納容器内圧力（S/C）（格納容器内圧力（D/W）の代替）	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
	①格納容器内圧力（D/W）（ドライウエル雰囲気温度の代替）	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	②ドライウエル雰囲気温度（格納容器内圧力（D/W）の代替）	0～300℃	最大値：138℃
	③〔格納容器内圧力（D/W）〕※（格納容器内圧力（D/W）の代替）	0～500kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	原子炉建屋内の状態		
	①原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：8.48MPa[gage]
②〔エリア放射線モニタ〕※	10 ⁻⁴ ～1mSv/h	-	

	<p>*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 1224cm）</p> <p>*2：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）</p>
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の監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。</p> <p>なお、格納容器バイパス発生監視はプラント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>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位（SA），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（SA） 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（SA），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、図 58-8-3 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 16.4MPa [gage]</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（D/W）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図 58-8-10 よりドライウェル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100～170℃</p> <p>①格納容器内圧力（S/C） ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，格納容器内圧力（D/W）の計測が困難になった場合，格納容器内圧力（S/C）により推定する。</p> <p>②ドライウェル雰囲気温度 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図 58-8-13 より格納容器内圧力（D/W）の推定を行う。 推定可能範囲：101～787.7kPa [abs]</p> <p>③ [格納容器内圧力（D/W）] 常用計器で格納容器内圧力（D/W）を計測することにより，推定する。</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（SA） 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（SA）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. 原子炉压力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA), 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压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 (広帯域) の誤差：約±49mm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差：約±36mm, 原子炉水位 (SA) の誤差：約±180mm）。</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉压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：約±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差：約±0.08MPa）。</p> <p>②原子炉水位 (SA), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉压力容器温度 原子炉压力容器温度による推定手順は、原子炉压力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉压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格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。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、事象初期において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速やかに維持されることから、適用可能である（格納容器内圧力 (D/W) の誤差：約±15kPa）。</p> <p>①格納容器内圧力 (S/C) 原子炉格納容器内の S/C 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（格納容器内圧力 (S/C) の誤差：約±15.6kPa）。</p> <p>②ドライウェル雰囲気温度 ドライウェ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ことが限定される。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、事象初期において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速やか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（例えば、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：約±2.9℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.04MPa[gage]程度）。</p> <p>③ [格納容器内圧力 (D/W)] 監視可能であれば常用計器で格納容器内圧力 (D/W) を計測することができる。</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 (SA) 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：</p>

±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差 : ±0.08MPa)。

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ことにより、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。

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。

(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）

※：重要監視パラメータの常用計器

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	復水貯蔵槽水位 (SA)	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)
	サプレッション・チェンバ・プール 水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
代替 パラメータ	①高圧代替注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～300m ³ /h	-
	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替 注水流量)	0～200m ³ /h(6号炉) 0～150m ³ /h(7号炉)	-
	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替 注水流量)	0～350m ³ /h	-
	①復水補給水系流量 (格納容器下部 注水流量) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～150m ³ /h(6号炉) 0～100m ³ /h(7号炉)	-
	①原子炉隔離時冷却系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～300m ³ /h	0～182m ³ /h
	①高圧炉心注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～1000m ³ /h	0～727m ³ /h
	①残留熱除去系系統流量 (サプレッション・チェンバ・プー ル水位の代替)	0～1500m ³ /h	0～954m ³ /h
	②復水移送ポンプ吐出圧力	0～2MPa[gage]	-
	②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サプレッション・チェンバ・プー ル水位の代替)	0～3.5MPa[gage]	最大値：3.5MPa[gage]
	②原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	②原子炉水位 (燃料域) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-4000～1300mm ^{*2}	-3680～4843mm ^{*2}
	②原子炉水位 (SA) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200～3500mm ^{*1} -8000～3500mm ^{*1}	-6872～1650mm ^{*1}
	③[復水貯蔵槽水位]※ (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)
	③[サプレッション・チェンバ・プー ル水位]※ (サプレッション・チェンバ・プー ル水位の代替)	-6200～2000mm (T. M. S. L. -7350～ 850mm)(6号炉) -5500～550mm (T. M. S. L. -6650～ -600mm)(7号炉)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	*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 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）		

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、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かどうかの確認である。</p>
推定方法	<p>復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ・プール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から，復水貯蔵槽水位（SA）又はサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽の水位容量曲線を用いて，復水貯蔵槽を水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵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並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲：0～16m(6号炉)，0～17m(7号炉)</p> <div data-bbox="344 779 1407 1482" style="border: 2px solid black; height: 314px; width: 666px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-25 復水貯蔵槽の水位容量曲線</p> <p>①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）と経過時間より算出した注水量から推定する。</p> <p>①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。</p>

サブプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：



図 58-8-26 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力

復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送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、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。

②サブプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力

サブプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ及び残留熱除去系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、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA）

注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵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並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。

③[復水貯蔵槽水位]

常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することにより、推定する。

③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]

常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより、推定する。

<p>推定の評価</p>	<p>①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの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ブプレッション・チェンバ・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> <p>①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）、残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの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ブプレッション・チェンバ・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> <p>②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力 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復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵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>②サブプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・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> <p>②原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA） 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復水貯蔵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の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵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[復水貯蔵槽水位] 監視可能であれば常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することができる。</p> <p>③[サブプレッション・チェンバ・プール水位] 監視可能であれば常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。</p> <p><誤差による影響について> 水源の確保を監視する目的は、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かどうかを把握することであり、代替パラメータ（復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量、サブプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量及び吐出圧力）による推定は、注水設備による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</p>
--------------	---

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。(高圧炉心注水系系統流量の誤差：約±21m³/h から、復水貯蔵槽の水位に換算した場合の誤差は約 [] 残留熱除去系系統流量の誤差：約±31m³/h から、サプレッション・チェンバの水位に換算した場合の誤差は約 []。復水移送ポンプ吐出圧力の誤差：約±0.02MPa, 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±0.1MPa。原子炉水位（広帯域）の誤差：約±49mm, 原子炉水位（燃料域）の誤差：約±36mm, 原子炉水位（SA）の誤差：約±180mm。)

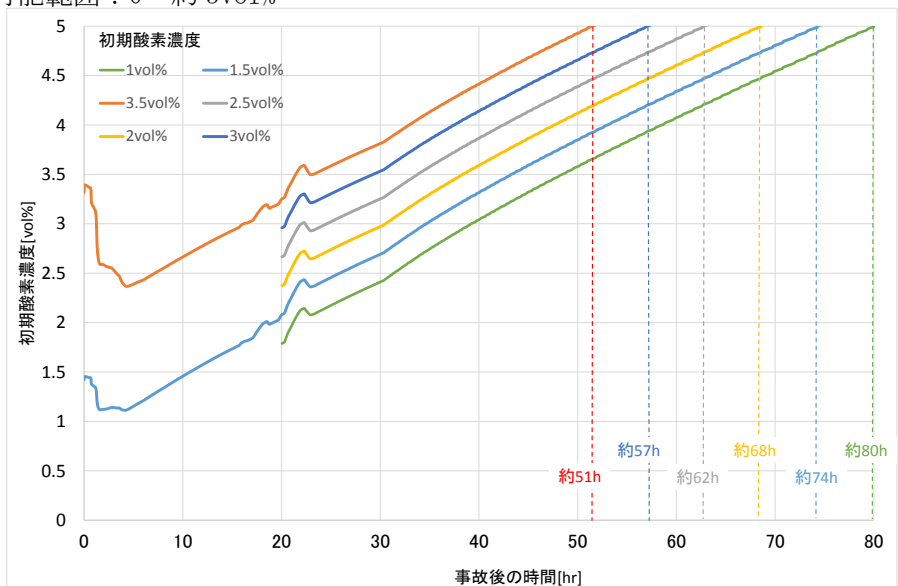
以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(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	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があるかどうかの確認である。		
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。 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/出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 400px; height: 200px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 58-8-27 静的触媒式水素再結合器の入口/出口の差温度と水素濃度の関係</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差温度は約 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差温度は約 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ガス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が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及び入口及び出口の差温度の状況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：約±2.9℃から差温度として最大5.8℃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）

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	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	4.9vol%以下
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未滿
	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未滿
	①格納容器内圧力(D/W)	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]
	①格納容器内圧力(S/C)	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]
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ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
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雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、評価結果(解析結果)により格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の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、水素ガス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格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)、格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)</p> <p>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内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値($G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$)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> 		
	<p>図 58-8-28 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の格納容器内酸素濃度変化</p>		

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、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、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) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) が [] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の変化を図 58-8-29 に示す。有効性評価の結果では、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。

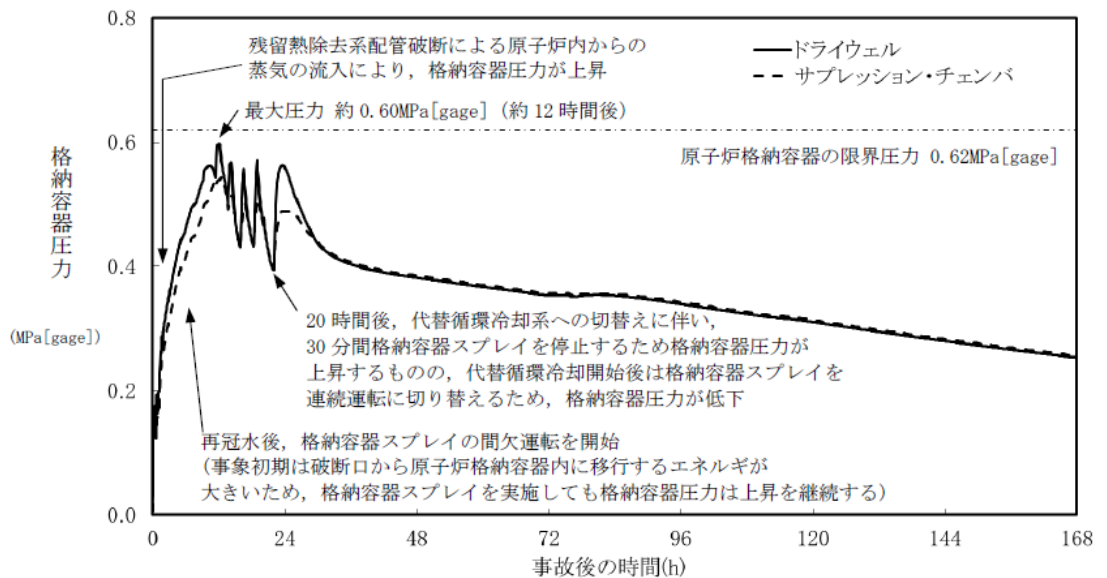


図 58-8-29 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) の格納容器内圧力の推移

推定の評価

①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

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) 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。

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

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。

<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ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ (格納容器内雰囲気放射線レベル, 格納容器内圧力) による格納容器内酸素濃度の傾向及び

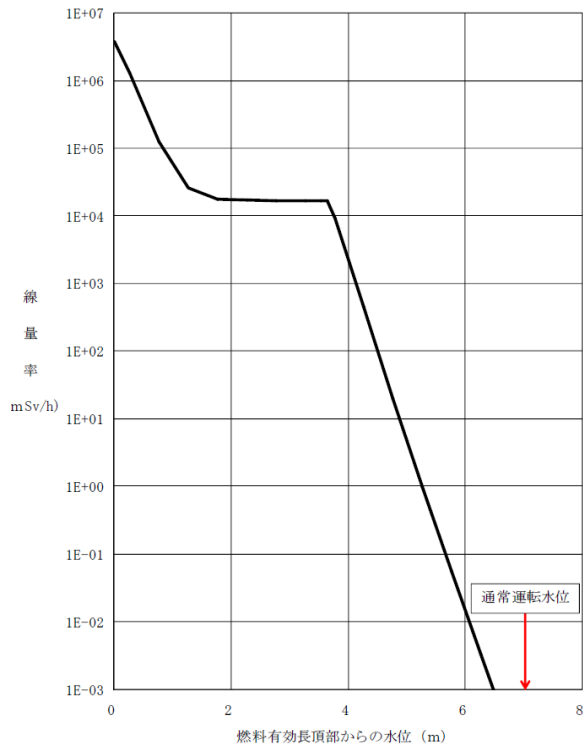
インリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$ ， $N: -2 \sim 5$ ，格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$ ， $N: -2 \sim 5$ ，格納容器内圧力（D/W）の誤差： $\pm 15 \text{kPa}$ ，格納容器内圧力（S/C）の誤差： $\pm 15.6 \text{kPa}$ ）を考慮した上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。

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。

(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	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6 号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	最大値：66℃
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6 号炉) T. M. S. L. 23373～ 30373mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	最大値：66℃
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	—
		10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h(6 号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h(7 号炉)	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6 号炉) T. M. S. L. 23373～ 30373mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	最大値：66℃
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6 号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	最大値：66℃
	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	—
		10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h(6 号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h(7 号炉)	
②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替）	—	—	
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。		

<p>推定方法</p>	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて, 下記のとおり推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位・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貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール水位・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貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (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貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵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貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により推定する。 <p>推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p><使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ></p> <p>①使用済燃料貯蔵プール水位・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貯蔵プール水位・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貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により水位/放射線量の関係を利用して図 58-8-30 より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>推定可能範囲: 有効燃料棒頂部~有効燃料棒頂部+約 6m</p> <p>②使用済燃料貯蔵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><使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ></p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) と同じ。</p> <p><使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ></p> <p>①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (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貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により水位/放射線量の関係を利用して図 58-8-30 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>推定可能範囲: $5 \times 10^{-2} \sim 10^7 \text{mSv/h}$</p> <p>②使用済燃料貯蔵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><使用済燃料貯蔵プール監視カメラ></p> <p>①使用済燃料貯蔵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貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により, 使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>推定可能範囲: 各計測設備の計測範囲</p>
-------------	--



通常運転水位 (T.M.S.I. 31390)

図 58-8-30 水位と放射線量率の関係

推定の評価

<使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) >

①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) による推定方法は, 同じ仕様のもので使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) による推定方法は, 水位/放射線量の関係を利用して, 必要な水位が確保されていることを推定でき, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) >

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) と同じ。

<使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) >

①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

水位/放射線量の関係を利用して, 必要な水位が確保されていることを推定でき, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<使用済燃料貯蔵プール監視カメラ>

①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

上記パラメータにより、使用済燃料プールの状態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 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ) 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 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の誤差: $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の誤差: $\pm 1.7^{\circ}\text{C}$, 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ) の誤差: $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$, $N: 1 \sim 8$, 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ) の誤差: (6号炉) $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$, $N: -2 \sim 5$, (7号炉) $5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$, $N: -3 \sim 4$) 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。

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却、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) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉压力容器温度	熱電対	0~350℃	2	原子炉格納容器内	±3.4℃	±3.4℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10MPa[gage]	3	原子炉建屋地下1階	±0.07MPa	±0.07MPa
原子炉圧力 (SA)	弾性 圧力検出器	0~11MPa[gage]	1	原子炉建屋地下1階	±0.08MPa	±0.08MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm*1	3	原子炉建屋地下1階	±48mm	±49mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-4000~1300mm*2	2	原子炉建屋地下3階	±36mm	±35mm
原子炉水位 (SA)	差圧式 水位検出器	-3200~3500mm*1	1	原子炉建屋地下1階	±104mm	±104mm
		-8000~3500mm*1	1	原子炉建屋地下3階 (6号炉) 原子炉建屋地下2階 (7号炉)	±180mm	±178mm
高圧代替注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階	±7m ³ /h	±7m ³ /h
原子炉隔離時冷却系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階	±4m ³ /h	±6m ³ /h
高圧炉心注水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~1000m ³ /h	2	原子炉建屋地下3階	±16m ³ /h	±21m ³ /h
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	差圧式 流量検出器	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下1階	±4m ³ /h	±3m ³ /h
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	差圧式 流量検出器	0~350m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	±8m ³ /h	±9m ³ /h
残留熱除去系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~1500m ³ /h	3	原子炉建屋地下3階	±31m ³ /h	±31m ³ /h
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	差圧式 流量検出器	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	1	原子炉建屋地下2階	±3m ³ /h	±2m ³ /h
ドライウエル 雰囲気温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±2.8℃	±2.9℃
サブプレッション・ チェンバ気体温度	熱電対	0~300℃	1	原子炉格納容器内	±2.0℃	±2.1℃
サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内	±1.2℃	±1.7℃
格納容器内圧力 (D/W)	弾性 圧力検出器	0~1000kPa[abs]	1	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上3階 (7号炉)	±15kPa	±15kPa
格納容器内圧力 (S/C)	弾性 圧力検出器	0~980.7kPa[abs]	1	原子炉建屋地上1階	±15.6kPa	±15.5kPa
サブプレッション・ チェンバ・プール水位	差圧式 水位検出器	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *3	1	原子炉建屋地下3階	±0.27m	±0.27m
格納容器下部水位	電極式 水位検出器	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *3	3	原子炉格納容器内	-0~+100mm	-0~+100mm

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
格納容器内水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.6vol%	±0.4vol% /±2.0vol%
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵 材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.1vol%	±2.1vol%
格納容器内雰囲気 放射線レベル (D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地上1階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{Sv/h}$ N:-2~5	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N:-2~5
格納容器内雰囲気 放射線レベル (S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地下1階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{Sv/h}$ N:-2~5	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N:-2~5
起動領域モニタ	核分裂 電離箱	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim$ $1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13}$ $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	10	原子炉格納容器内	$7.24 \times 10^{N-1} \sim$ $1.38 \times 10^8 \text{s}^{-1}$ N:-1~6 又は±2.5%	$7.24 \times 10^{N-1} \sim$ $1.38 \times 10^8 \text{s}^{-1}$ N:-1~6 又は±2.5%
平均出力領域モニタ	核分裂 電離箱	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times$ $10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	4 ⁴	原子炉格納容器内	±1.3%	±2.5%
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	熱電対	0~200°C	1	原子炉建屋地下3階	±2.1°C	±2.2°C
フィルタ装置水位	差圧式 水位検出器	0~6000mm	2	屋外(フィルタベント 遮蔽壁内)	±97.3mm	±94.8mm
フィルタ装置 入口圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [gage]	1	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.016MPa	±0.016MPa
フィルタ装置 出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	屋外 (原子炉建屋屋上)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N:-2~5	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N:-2~5
フィルタ装置 水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋地上3階	±2.1vol%	±2.1vol%
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	差圧式 圧力検出器	0~50kPa	2	屋外(フィルタベント遮蔽 壁内)	±0.30kPa	±0.39kPa
フィルタ装置 スクラバ水pH	pH検出器	pH0~14	1	屋外(フィルタベント遮蔽 壁内)	pH±0.1	pH±0.1
耐圧強化ベント系 放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋地上4階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N:-2~5	$5.3 \times 10^{N-1} \sim$ $1.9 \times 10^8 \text{mSv/h}$ N:-2~5
残留熱除去系 熱交換器入口温度	熱電対	0~300°C	3	原子炉建屋地下3階	±3.2°C	±3.6°C
残留熱除去系 熱交換器出口温度	熱電対	0~300°C	3	原子炉建屋地下2階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)	±3.2°C	±3.6°C

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*7 (6号炉)	誤差*7 (7号炉)
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式 流量検出器	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 (6号炉) タービン建屋 地下1, 2階 (7号炉)	±27m ³ /h	±20m ³ /h
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式 流量検出器	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	3	原子炉建屋地下2, 3階 (6号炉) 原子炉建屋地下3階 (7号炉)	±32m ³ /h	±31m ³ /h
高圧炉心注水系ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~12MPa[gage]	2	原子炉建屋地下3階	±0.08MPa	±0.08MPa
復水貯蔵槽水位 (SA)	差圧式 水位検出器	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.250m	±0.263m
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~2MPa[gage]	3	廃棄物処理建屋 地下3階	±0.02MPa	±0.01MPa
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性 圧力検出器	0~3.5MPa[gage]	3	原子炉建屋地下3階	±0.1MPa	±0.1MPa
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	8	原子炉建屋地下1, 2階, 地 上2, 4階	±1.0vol%	±1.0vol%
静的触媒式水素 再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4	原子炉建屋地上4階	±2.9℃	±2.9℃
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	2	原子炉建屋地上3, 中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中3階 (7号炉)	±0.6vol%	±0.2vol% /±0.6vol%
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA広域)	熱電対	T. M. S. L. 20180~31170mm (6 号炉) *3 T. M. S. L. 20180~31123mm (7 号炉) *3 0~150℃	1*5	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	熱電対	T. M. S. L. 23420~30420mm (6 号炉) *3 T. M. S. L. 23373~30373mm (7 号炉) *3 0~150℃	1*6	原子炉建屋地上4階	±1.7℃	±1.7℃
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建屋地上4階	5.3×10 ^{N-1} ~ 1.9×10 ^N mSv/h N:1~8	5.3×10 ^{N-1} ~ 1.9×10 ^N mSv/h N:1~8
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	1	原子炉建屋地上4階	5.3×10 ^{N-1} ~ 1.9×10 ^N mSv/h N:-2~5	5.3×10 ^{N-1} ~ 1.9×10 ^N mSv/h N:-3~4
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線 カメラ	- (映像)	1	原子炉建屋地上4階	- (映像)	- (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 1224cm)

*2: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 905cm)

*3: T. M. S. L. =東京湾平均海面

*4: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。

*5: 検出点は 14 箇所

*6: 検出点は 8 箇所

*7: 検出器~SPDS 表示装置等の誤差 (詳細設計により, 今後変更となる可能性がある)

58-9

可搬型計測器について

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	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	0~350℃	0~350℃*1	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。
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	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 (SA)	0~11MPa [gage]	0~11MPa [gage]	1		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)	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	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)	-4000~1300mm*3	-4000~1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
		-8000~3500mm*2	-8000~3500mm*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	高压代替注水系系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高压炉心注水系系統流量	0~1000m ³ /h	0~1000m ³ /h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	0~200m ³ /h (6号炉)	0~200m ³ /h (6号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0~150m ³ /h (7号炉)	0~150m ³ /h (7号炉)					
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0~350m ³ /h	0~350m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
残留熱除去系系統流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3	差圧式流量検出器	原子炉建屋			
原子炉格納容器 への注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0~350m ³ /h	0~350m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	0~150m ³ /h (6号炉) 0~100m ³ /h (7号炉)	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℃*1	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・ チェンバ気体温度	0~300℃	0~350℃*1	1	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・プール水温度	0~200℃	-200~500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [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。
	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa [abs]	0~980.7kPa [abs]	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・ チェンバ・プール水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *4	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *4	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm , -3600mm) *4	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *4	3	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。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	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
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	—	2	—*5	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	2	—*5	水素吸蔵材料式水素検出器	—	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	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	10	—*5	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) *6	—	4*7	—*5	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	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200°C	0~350°C*1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	0~6000mm	0~6000mm	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。
	フィルタ装置入口圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0~100vol%	—	2	—*5	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0~50kPa	0~50kPa	2	1	差圧式圧力検出器	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。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	—	1	—*5	pH 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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ mSv/h}$	—	2	—*5	電離箱	—	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°C	0~350°C*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	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°C	0~350°C*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	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。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	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入口冷却水流量	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	3		差圧式流量検出器	原子炉建屋	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。	
格納容器パイプの監視	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	0~12MPa[gage]	0~12MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	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。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa[gage]	0~3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋		
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—	
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	0~2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	—	8	—*5	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	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。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	—	2	—*5	熱磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	0~150℃	0~350℃*1	1*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。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~350℃*1	1*9		熱電対	中央制御室		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	放射線モニタ	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	—	1	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
			10 ⁻² ~10 ³ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	—	1		電離箱	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	監視カメラ	—	—	1	—*5	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

配備個数：可搬型計測器を 6 号及び 7 号炉それぞれに 24 個（計器故障を考慮した 1 個含む）配備する。なお，故障及び点検時の予備として 24 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：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。

*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 1224cm）

*3：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*4：T. M. S. L. = 東京湾平均海面

*5：全交流動力電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，pH 監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分 I 及び II）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため，監視計器は使用可能である。

*6：定格出力時の値に対する比率で示す。

*7：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

*8：検出点は 14 箇所

*9：検出点は 8 箇所

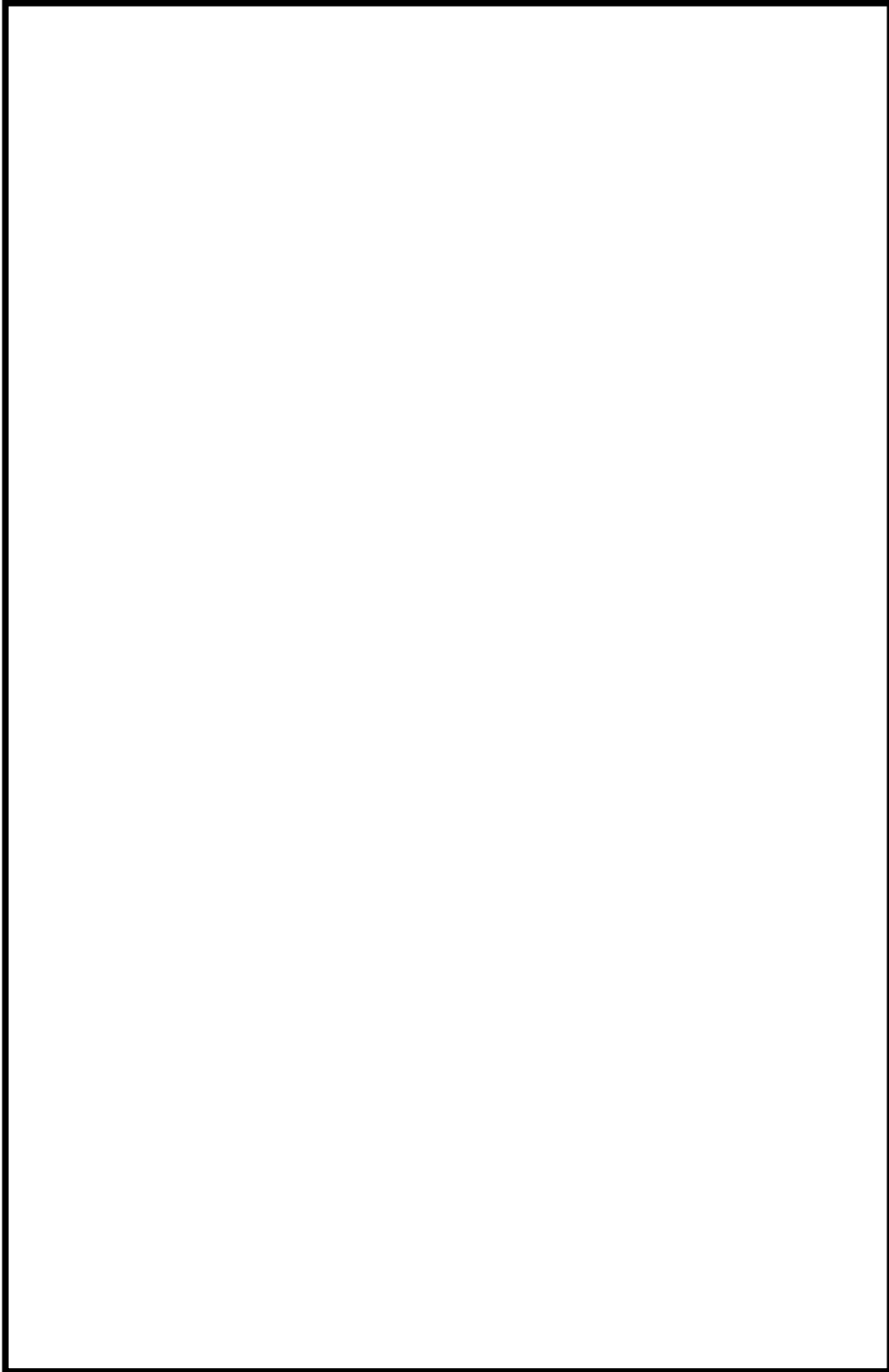


図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (1/8)



図 58-9-2 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (2/8)

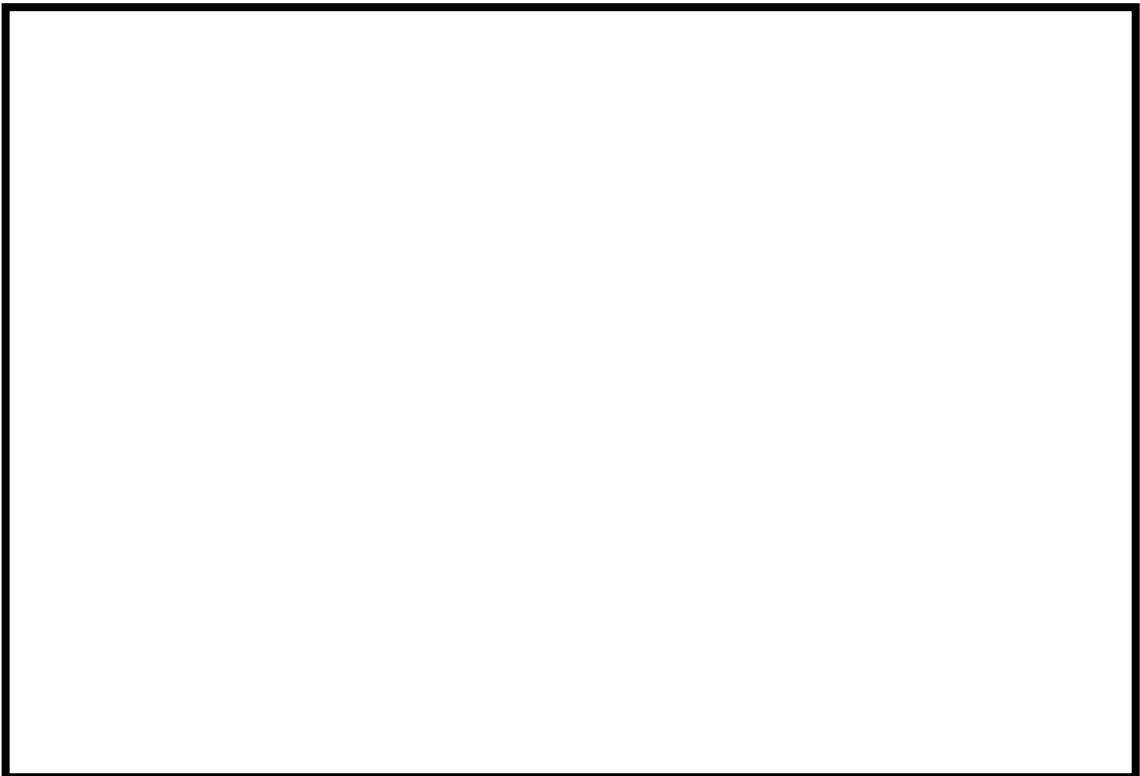


図 58-9-3 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (3/8)

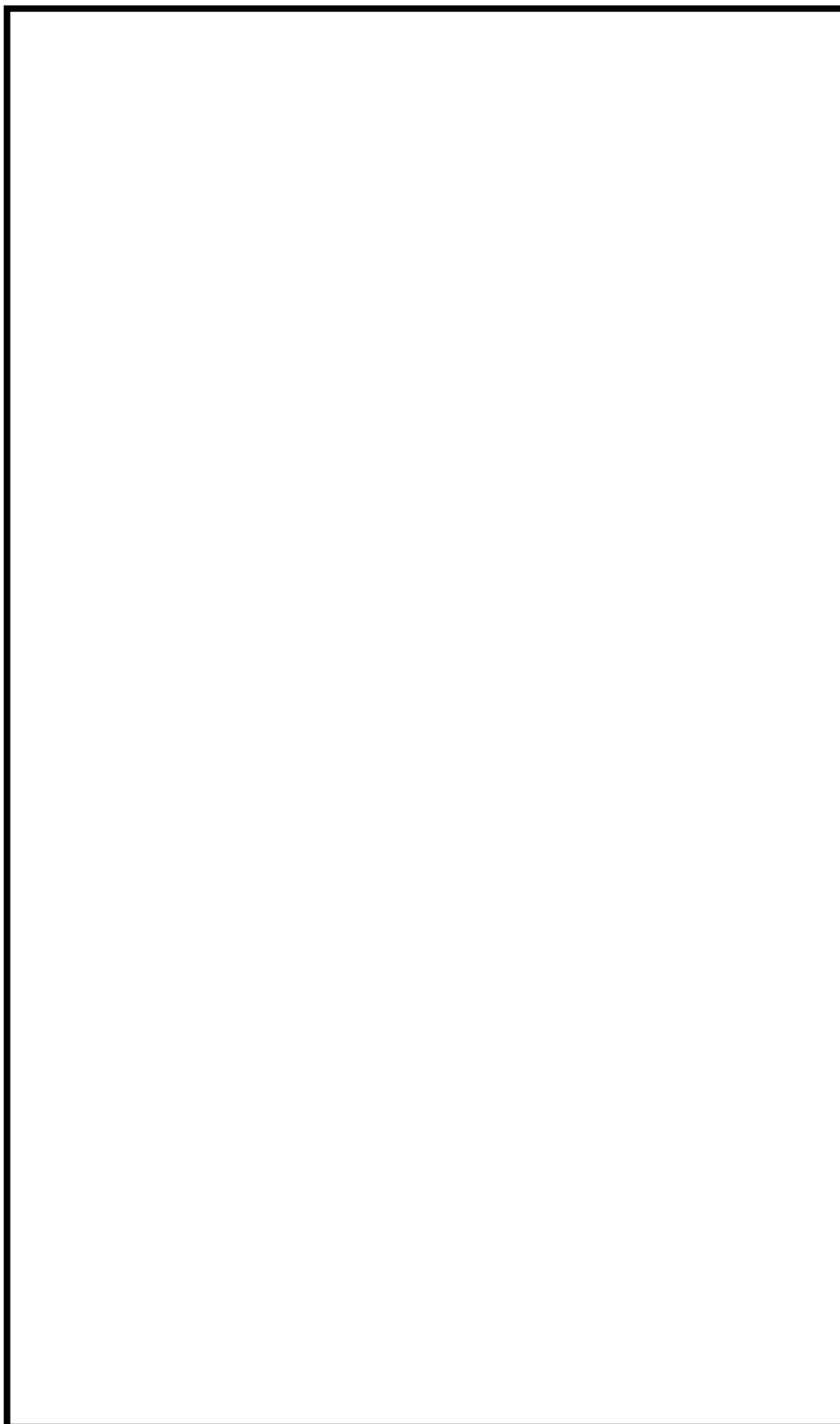


図 58-9-4 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (4/8)

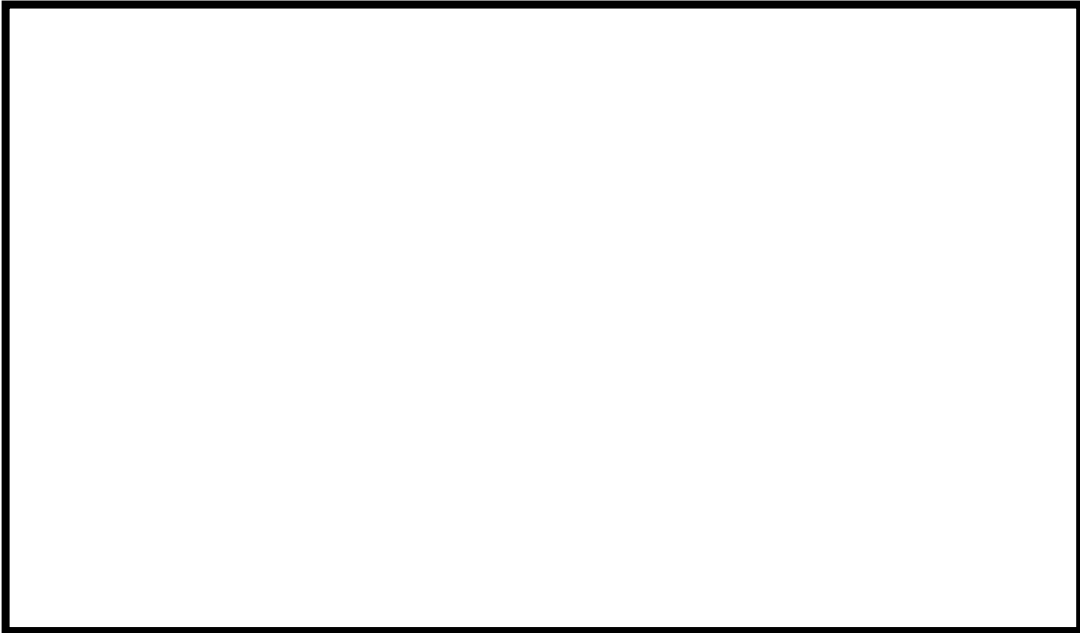


図 58-9-5 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (5/8)

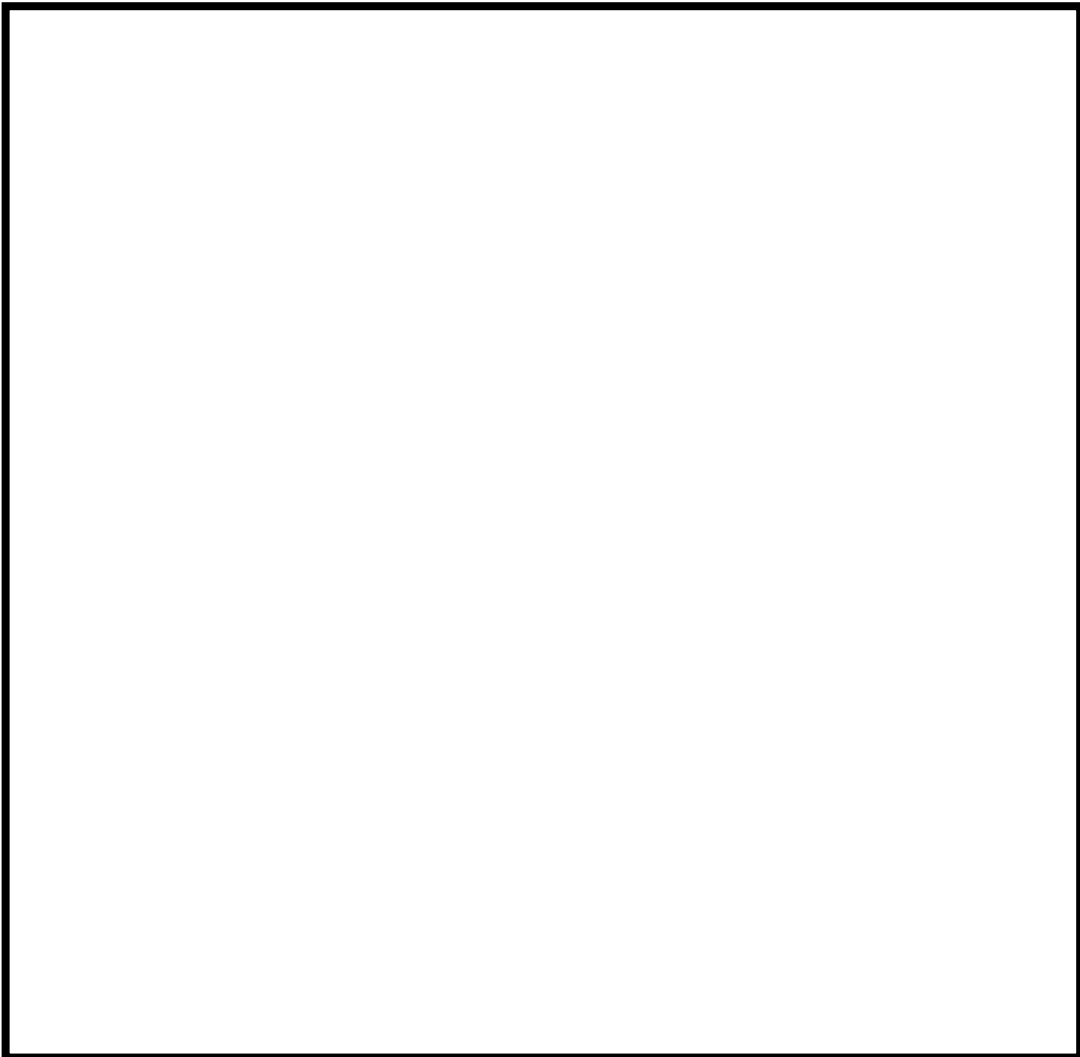


図 58-9-6 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (6/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

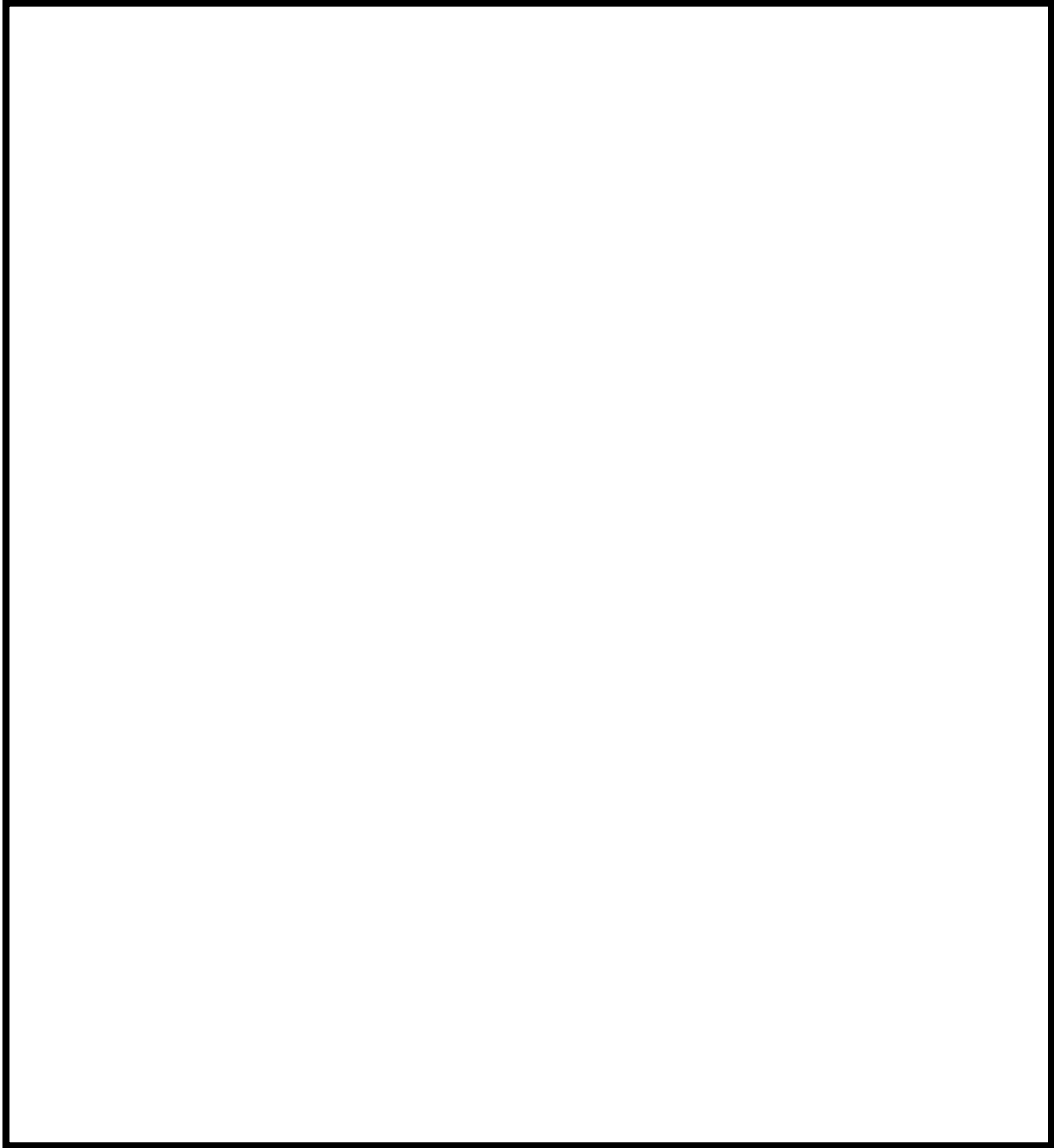


図 58-9-7 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (7/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

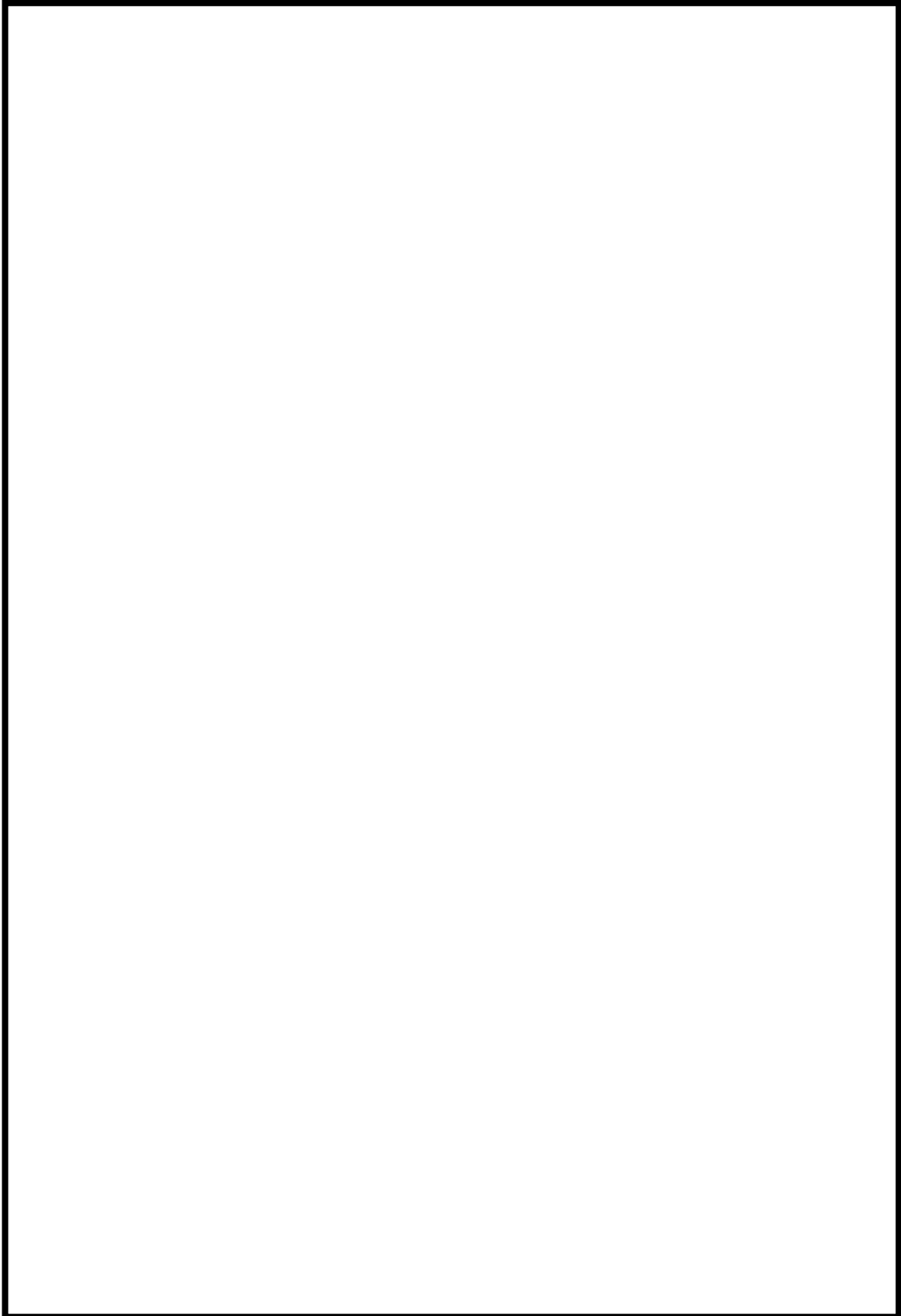


図 58-9-8 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (8/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

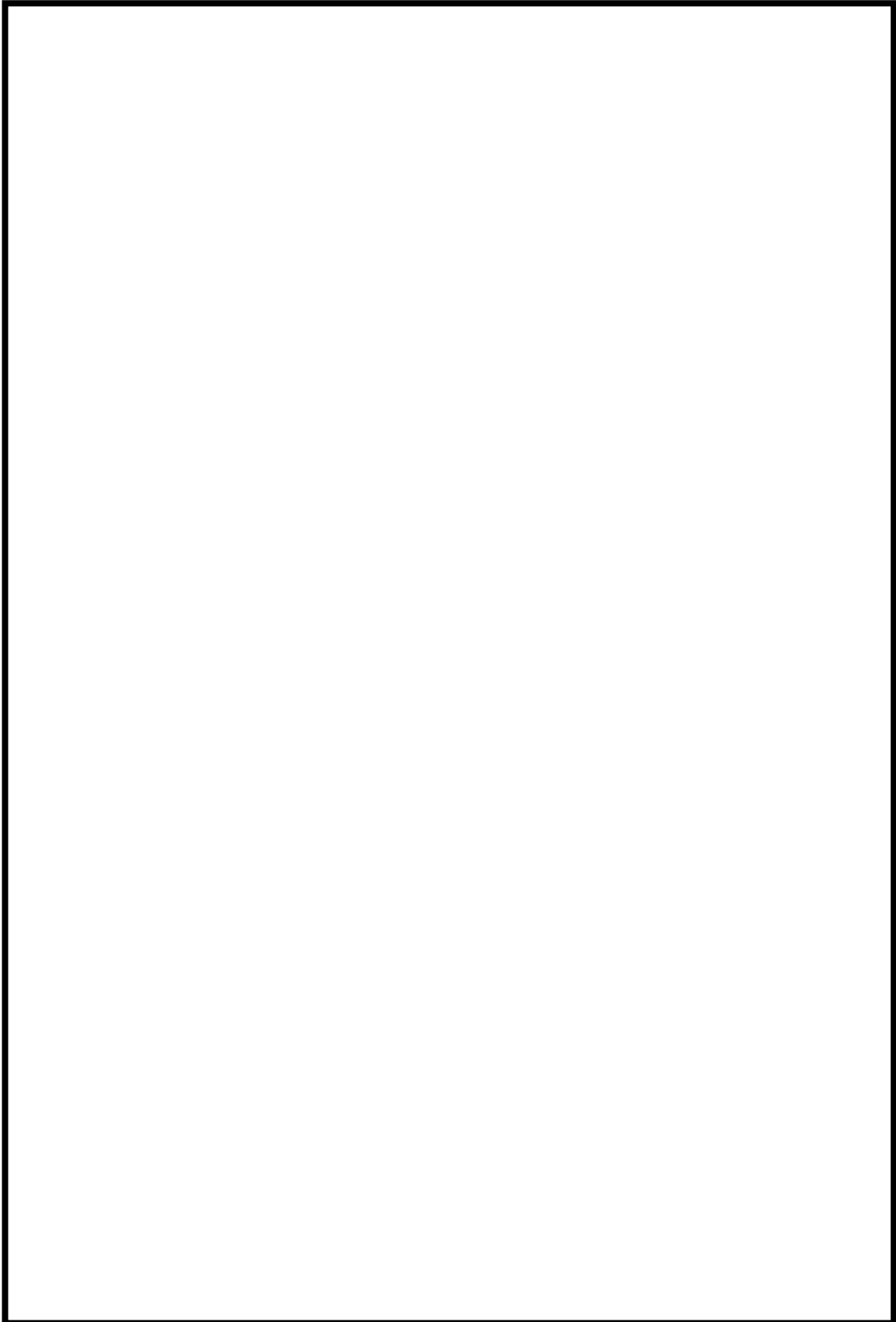


図 58-9-9 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (1/4)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 58-9-10 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (2/4)

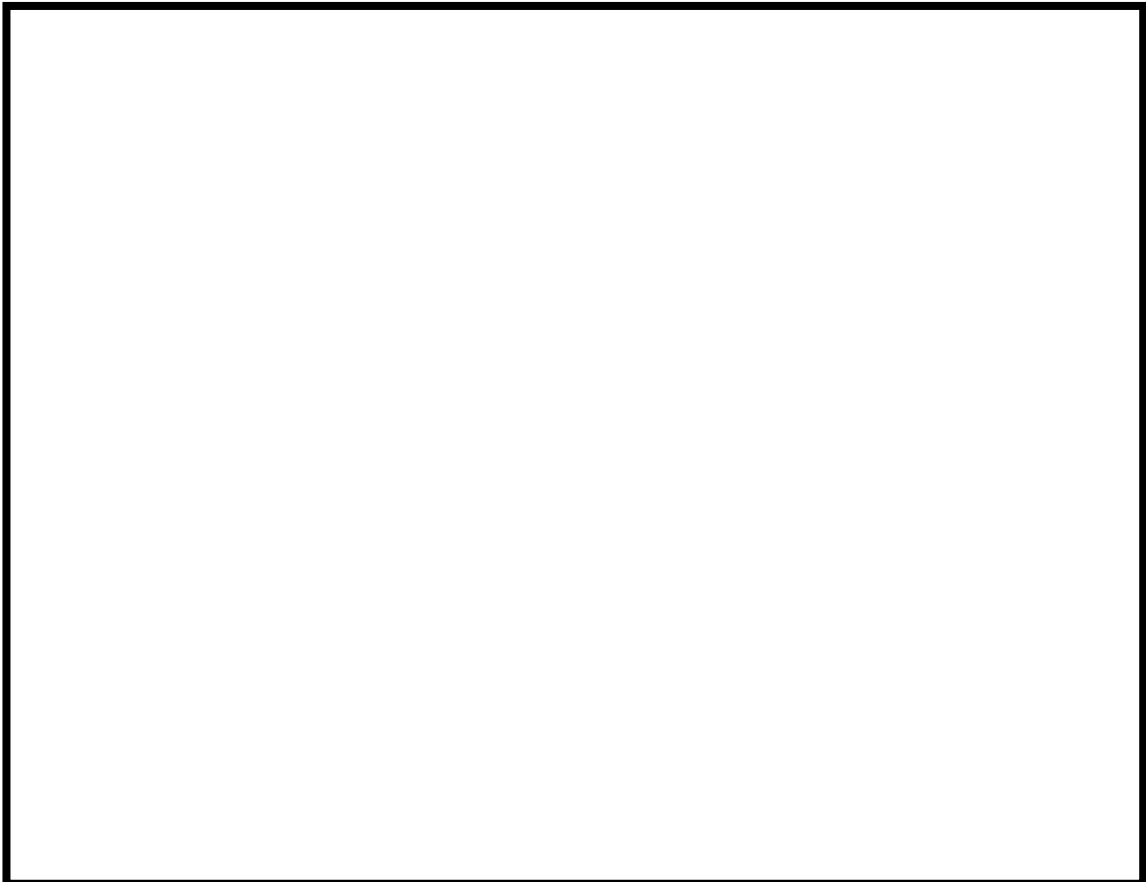


図 58-9-11 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (3/4)

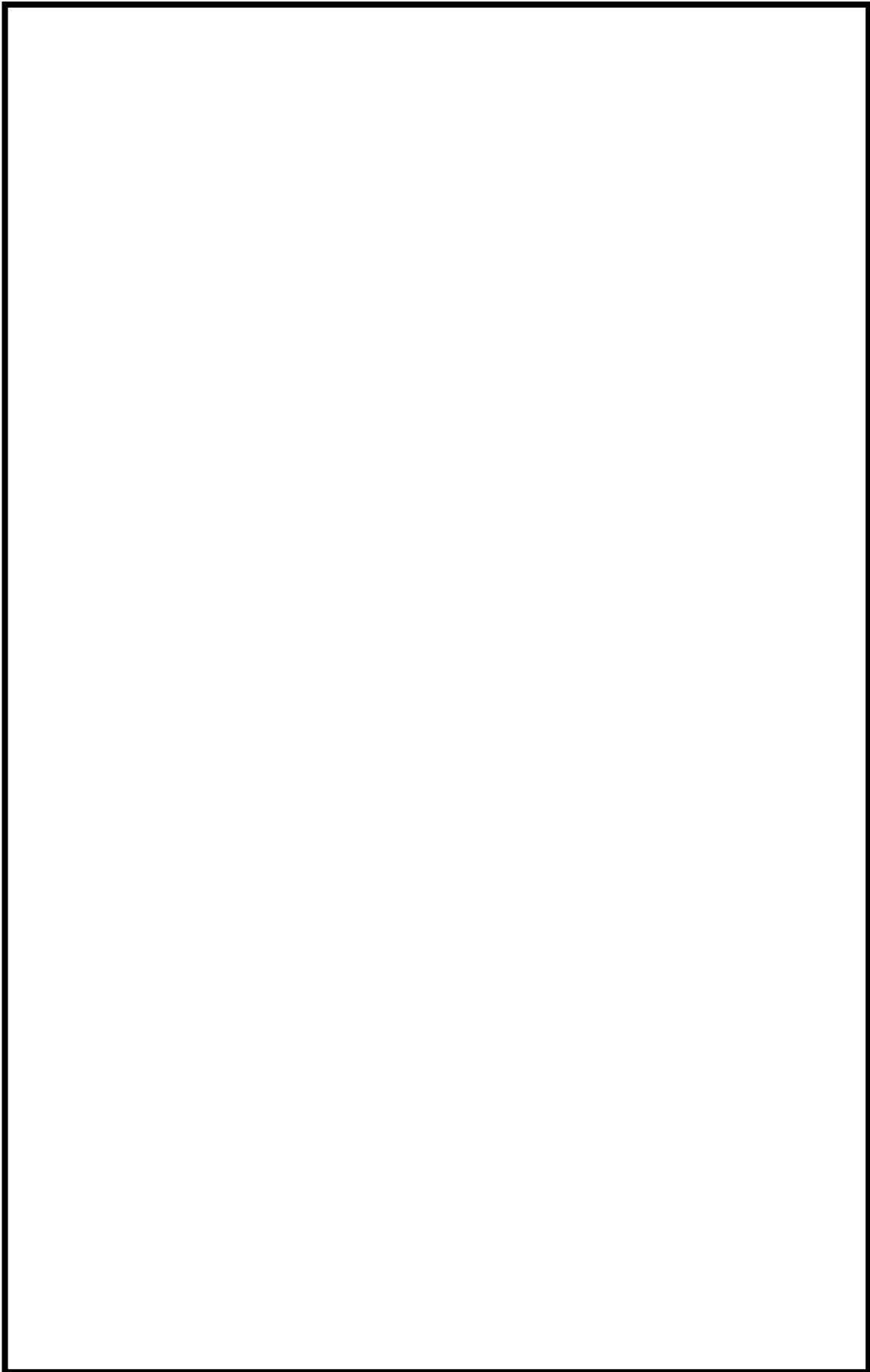


図 58-9-12 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (4/4)

58-10

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。

表 58-10-1 耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa (gage)	

表 58-10-2 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、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。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	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
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材料式 水素検出器		同上

* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

2. 原子炉建屋原子炉区域内、その他の建屋内、屋外

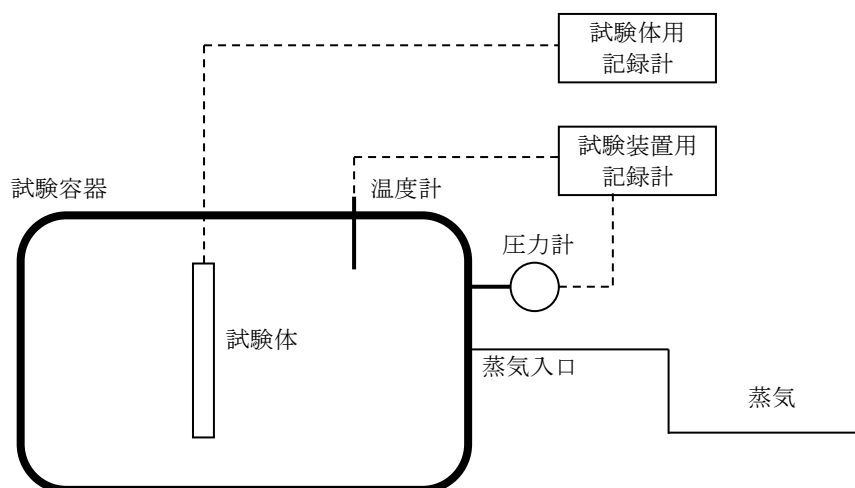
重大事故等時の原子炉建屋原子炉区域内、その他の建屋内、屋外については環境条件を評価中であり、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。

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。

図 58-10-1 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試験結果

重大事故等時模擬試験の結果、圧力0.62MPa(gage)以上で、温度200℃以上、積算線量 \square 以上（無機物で構成している検出器は除く）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まわっていることから、計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境性試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評 価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、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。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	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
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式 水素検出器		同上

* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

58-11

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原子炉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（表 58-11-1 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、炉心損傷防止及び原子炉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（表 58-11-1 参照）。

表 58-11-1 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則※1														有効性評価※2※3																							
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4					
原子炉圧力容器温度															○																							
原子炉圧力		○	○					○							○	○	○	○	○		○	○	○	○									○	○				
原子炉圧力 (SA)		○	○					○							○	○	○	○	○		○	○	○	○														
原子炉水位 (広帯域) (燃料域)		○	○					○							○	○	○	○	○		○	○	○	○										○	○	○		
原子炉水位 (SA)		○	○	○				○							○	○	○	○	○		○	○	○	○											○	○	○	
高圧代替注水系システム流量		○						○							○																							
復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)				○			○								○									○														
復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)				○			○								○									○	○											○		
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)								○							○									○	○													
ドライウェル雰囲気温度				○			○								○								○	○														
サブプレッション・チェンバ気体温度				○			○								○									○	○													
サブプレッション・チェンバ・プール水温度				○			○								○								○	○														
格納容器内圧力 (D/W)				○			○								○								○	○														
格納容器内圧力 (S/C)				○			○								○								○	○														
サブプレッション・チェンバ・プール水位							○							○									○	○												○		
格納容器下部水位								○	○						○									○	○													
格納容器内水素濃度															○									○	○													
格納容器内水素濃度 (SA)															○									○	○													
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)															○	○			○	○			○	○														
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)															○	○			○	○			○	○														
起動領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○		○	○	○	○											○		
平均出力領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○		○	○	○	○													
復水補給水系温度 (代替循環冷却)								○							○																							
フィルタ装置水位					○			○							○	○								○	○													
フィルタ装置入口圧力					○			○							○	○								○	○													
フィルタ装置出口放射線モニタ					○			○							○	○								○	○													
フィルタ装置水素濃度					○			○							○	○								○	○													
フィルタ装置金属フィルタ差圧					○			○							○	○								○	○													
フィルタ装置スクラバpH					○			○							○	○								○	○													
耐圧強化ベント系放射線モニタ					○			○							○	○								○	○													
復水貯蔵槽水位 (SA)		○						○							○	○								○	○												○	
復水移送ポンプ吐出圧力					○			○							○																							
原子炉建屋水素濃度															○																							
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置															○																							
格納容器内酸素濃度															○									○	○													
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)															○																							
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)															○																							
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)															○																							
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ															○																							
原子炉隔離時冷却系システム流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○														
高圧炉心注水系システム流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○														
残留熱除去系システム流量															○	○	○	○	○	○	○	○	○	○														
残留熱除去系ポンプ吐出圧力															○	○								○	○													
残留熱除去系熱交換器入口温度															○								○	○														
残留熱除去系熱交換器出口温度															○									○	○													
原子炉補機冷却水系システム流量															○									○	○													
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量															○									○	○													
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力															○									○	○													

※1: 「○」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備 ※2: 有効性評価の 3.3 及び 3.5 は 3.2 のシナリオに包絡 ※3: 有効性評価の 3.4 は 3.1 のシナリオに包絡

表 58-11-2 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 (1/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失		復水移送ポンプ 逃がし安全弁 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 復水貯蔵槽 (水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 外部電源 (電源) 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系スパーージャ (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 46 条 (操作対象弁) 48 条 48 条 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) DB (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注入先) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 48 条 (ベント元), 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 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) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 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)

表 58-11-2 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（2/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） 残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード） 逃がし安全弁 サブプレッション・チェンバ（水源） 外部電源（電源） 原子炉スクラム機能 残留熱除去系配管（低圧注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路） 残留熱除去系スパージャ（低圧注水流路） 原子炉压力容器 残留熱除去系配管（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 残留熱除去系弁（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 原子炉格納容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉炉水位（広帯域）、（燃料域） 原子炉炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 原子炉炉圧力 原子炉炉圧力（SA） 残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（代替自動減圧機能） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前に使用） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（バント元、注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（S/P 蓄熱補助）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（ロジック） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

表 58-11-2 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 (3/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源 + D/G 喪失)		原子炉隔離時冷却系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) 蓄電池 A (電源) 蓄電池 A-2 (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管 (高压注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁 (高压注水流路) 給水系配管 (高压注水流路) 給水系弁 (高压注水流路) 残留熱除去系配管 (低压注水流路) (低压代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低压注水流路) (低压代替注水流路) 復水補給水系配管 (低压代替注水流路) 復水補給水系弁 (低压代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッダ (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 残留熱除去系弁 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条 48 条 57 条 47 条, 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 46 条 (操作対象弁) 47 条 (ポンプ) 48 条 (ポンプ, Hx) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 47 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 57 条 (直流電源) 57 条 (直流電源) 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (注入先) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 48 条 (ベント元) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路)

表 58-11-2 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 (4/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源 + D/G 喪失) (つづき)		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 残留熱除去系系統流量 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度	DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 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) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 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) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2 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 (5/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +R/C/C失敗)		高压代替注水系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) (常設代替直流電源) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高压代替注水系配管 (高压代替注水流路) 高压代替注水系弁 (高压代替注水流路) 給水系配管 (高压代替注水流路) 給水系弁 (高压代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低压注水流路) (低压代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低压注水流路) (低压代替注水流路) 復水補給水系配管 (低压代替注水流路) 復水補給水系弁 (低压代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 残留熱除去系弁 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	45 条 (ポンプ) 48 条 48 条 57 条 47 条, 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 46 条 (操作対象弁) 47 条 (ポンプ) 48 条 (ポンプ, Hx) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 45 条 (水源), 47 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 45 条 (注入先), 47 条 (注入先) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条 (ベント元) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路)

表 58-11-2 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 (6/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +R C I C失敗) (つづき)	<p>The diagram illustrates the reactor system during a total AC power loss. It shows the reactor core, primary and secondary loops, and various pumps and tanks. Key components include: 外部電源 (External power), 非常用ディーゼル発電機 (Emergency diesel generator), 高圧代替注水機 (High-pressure backup injection machine), 格納容器 (Containment vessel), 原子炉圧力容器 (Reactor pressure vessel), 原子炉圧力ポンプ (Reactor pressure pump), 高圧代替注水ポンプ (High-pressure backup injection pump), 可搬型代替注水ポンプ (可搬型) (Portable backup injection pump (portable)), 可搬型代替送電機 (可搬型) (Portable backup power generator (portable)), 高水 (High water), and 海水ポンプ (Sea water pump). The diagram uses red lines for primary systems and blue for secondary systems, with various valves and flow indicators.</p>	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系系統流量 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 残留熱除去系系統流量 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度	DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 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) 45 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (高圧代替注水確認) 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) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 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) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2 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 (7/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失)		逃がし安全弁 高圧代替注水系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) (常設代替直流電源) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高圧代替注水系配管 (高圧代替注水流路) 高圧代替注水系弁 (高圧代替注水流路) 給水系配管 (高圧代替注水流路) 給水系弁 (高圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧注水流路) (低圧代替注水流路) 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 残留熱除去系弁 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	46 条 (操作対象弁) 45 条 (ポンプ) 48 条 48 条 57 条 47 条, 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (ポンプ) 48 条 (ポンプ, Hx) DB (解析上使用を仮定) 45 条 (水源), 47 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 45 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 45 条 (注入先), 47 条 (注入先) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条 (ベント元) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路)

表 58-11-2 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 (8/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失) (つづき)		原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 原子炉水位 (SA) 高压代替注水系系統流量 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 残留熱除去系系統流量 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ・プール気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度	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) 45 条 (高压時の原子炉冷却) 58 条 (高压代替注水確認) 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) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 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) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 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) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2 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 (9/22)

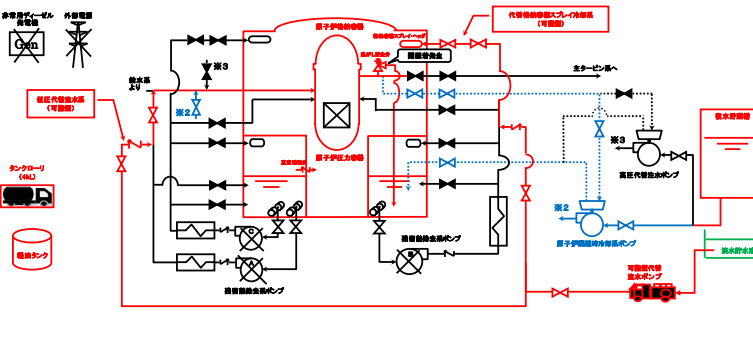
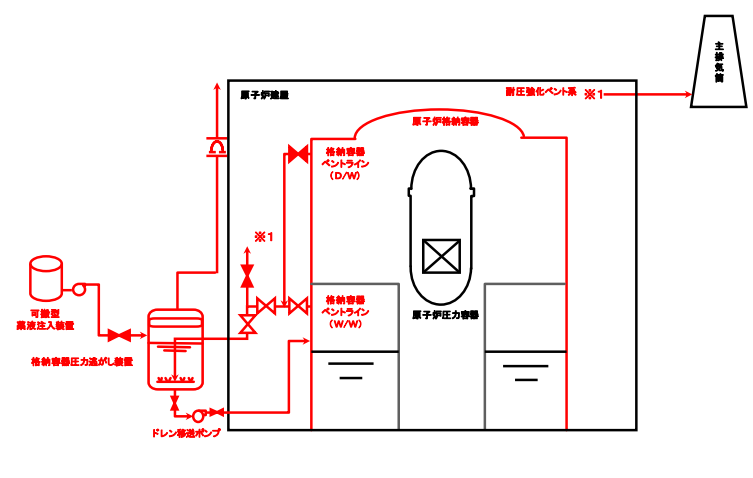
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +SRV再閉失敗)	 	原子炉隔離時冷却系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 逃がし安全弁 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(代替水源移送) 淡水貯水池(水源) 海水(代替水源) 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ(水源) 復水貯蔵槽(水源) 可搬型代替交流電源(代替原子炉補機冷却系電源) 蓄電池A(電源) AM用直流125V蓄電池(電源) タンクローリ(4kL,16kL)(給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管(高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁(高圧注水流路) 給水系配管(高圧注水流路) 給水系弁(高圧注水流路) 復水補給水系配管(低圧代替注水流路) 復水補給水系弁(低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管(低圧注水流路)(低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁(低圧注水流路)(低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管(代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁(代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド(代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管(サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 残留熱除去系弁(サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁(S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管(代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁(代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク(代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器(代替原子炉補機冷却流路)	45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 48条 48条 46条(操作対象弁) 47条(ポンプ), 49条(ポンプ) 56条(水源移送) 56条(ただし設備ではなく措置) 56条(ただし設備ではなく措置) 57条 47条, 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 48条(ポンプ, Hx) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 47条(水源) 57条 DB(解析上使用を仮定) ただし他のシナリオでSA(直流電源)と分類 57条(直流電源) 57条(燃料輸送) 57条(燃料源) 57条(燃料源) DB(SA発生前に使用) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 47条(流路) 47条(流路) 47条(流路) 47条(流路) 49条(流路) 49条(流路) 49条(流路) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 49条(注入先) 48条(S/P蓄熱補助) 48条(流路) 48条(流路) 48条(流路) 48条(流路)

表 58-11-2 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（10/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +SRV再閉失敗) (つづき)		平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉炉水位（広帯域）、（燃料域）、原子炉炉水位（SA） 原子炉炉圧力、原子炉炉圧力（SA） 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C） 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA） フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度	分類案 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 DB（SA発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオでSA（58条設備）と分類 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47条（低圧時の原子炉冷却）58条（原子炉状態確認） 58条（原子炉状態確認） 47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（代替注水確認） 49条（格納容器の冷却）、58条（代替スプレイ確認） 49条（格納容器の冷却）、58条（格納容器状態確認） 58条（炉心損傷有無判断） 58条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認） 56条（水の供給設備）、58条（水源確認） 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） 58条（格納容器状態確認） 58条（格納容器状態確認）

表 58-11-2 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（11/22）

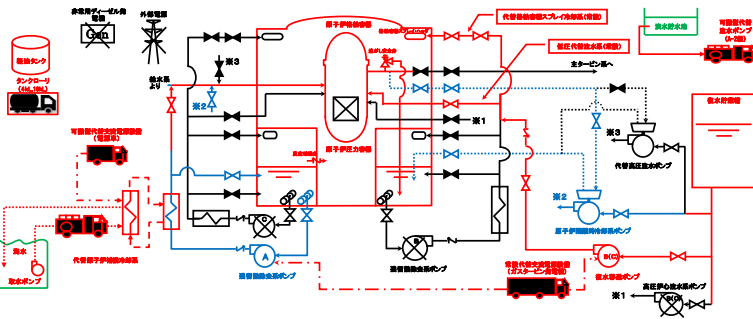
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)		原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 蓄電池 A（電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系配管（サプレッション・チェンバ・プール冷却流路） 残留熱除去系弁（サプレッション・チェンバ・プール冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位（広帯域）、（燃料域）、原子炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C） 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57 条 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ） 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 47 条（水源）、49 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条（注入先） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 47 条（低圧時の原子炉冷却）、58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（原子炉状態確認） 47 条（低圧時の原子炉冷却）、58 条（代替注水確認） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（代替スプレイ確認） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（格納容器状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 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 (12/22)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障)		原子炉隔離時冷却系 逃がし安全弁 高圧炉心注水系ポンプ 復水移送ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 復水貯蔵槽 (水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 外部電源 (電源) 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管 (高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁 (高圧注水流路) 給水系配管 (高圧注水流路) 給水系弁 (高圧注水流路) 高圧炉心注水系配管 (高圧注水流路) 高圧炉心注水系弁 (高圧注水流路) 原子炉圧力容器 復水補給水系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 復水補給水系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッダ (代替格納容器スプレイ冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉炉水位 (広帯域), (燃料域), 原子炉炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバ・プール水温度 原子炉炉圧力, 原子炉炉圧力 (SA) 高圧炉心注水系系統流量 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 46 条 (操作対象弁) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条 (ポンプ) 48 条 48 条 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) DB (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前に使用) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 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) 49 条 (格納容器の冷却); 58 条 (代替スプレイ確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 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)

58-11-14

表 58-11-2 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 (13/22)

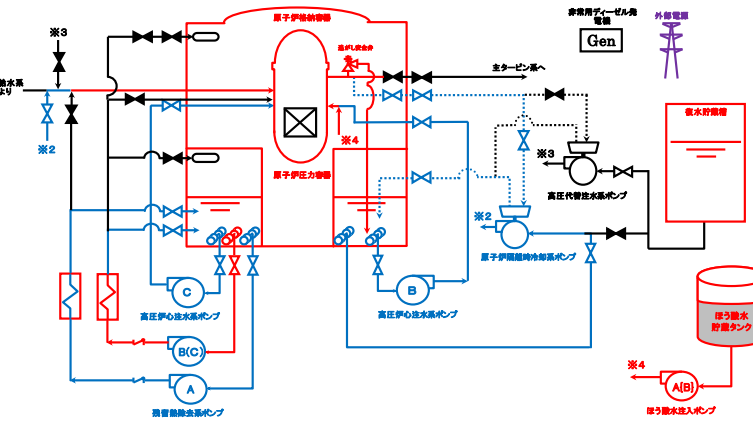
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失		原子炉再循環流量制御系(自動運転モード) 逃がし安全弁 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード) ※ポンプの自動起動のみ(注水はしない) 自動減圧系の起動阻止スイッチ ほう酸水注入系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 電動駆動給水ポンプ サプレッション・チェンバ(水源) 復水貯蔵槽(水源) 外部電源(電源) 原子炉隔離時冷却系配管(高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁(高圧注水流路) 給水系配管(高圧注水流路) 給水系弁(高圧注水流路) 高圧炉心注水系配管(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) 高圧炉心注水系弁(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管 ほう酸水注入系弁 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 残留熱除去系弁(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 原子炉水位(広帯域),(燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバ・プール水温度 残留熱除去系系統流量 復水貯蔵槽水位(SA)	DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(操作対象弁)と分類 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 47条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 46条(減圧制御) 44条(ポンプ) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 44条 DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 DB(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(注入先) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 DB(解析上使用を仮定するDB設備の注入先) ただし他シナリオでSA(ベント元, 注入先)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認, 未臨界確認) 49条(格納容器の冷却) 58条(格納容器状態確認) 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(RHRポンプ起動確認) 58条(格納容器状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 56条(水の供給設備), 58条(水源確認)

表 58-11-2 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（14/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA)	<p>The diagram illustrates the reactor system during a LOCA event. It shows the reactor core, primary loop, secondary loop, and containment vessel. Key components include the reactor pressure vessel (RPV), steam generator, pressurizer, and various pumps like the high-pressure injection pump (HP/IP) and low-pressure injection pump (LP/IP). It also shows the containment system with its spray cooling system and the external power supply (Gen) for emergency power. The diagram highlights the expected equipment for this scenario, such as the high-pressure injection pump and the containment spray system.</p>	<p>復水移送ポンプ 逃がし安全弁 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 復水貯蔵槽（水源） 淡水貯水池（代替水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） タンクローリー（4kL）（給油） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位（広帯域）、（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA） フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧</p>	<p>47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ） 46 条（操作対象弁） 48 条 48 条 47 条（水源）、49 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前に使用） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（注入先） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（注入先） 48 条（S/P 蓄熱補助） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認） 58 条（原子炉状態確認） 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認） 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） 58 条（炉心損傷有無判断） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認） 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）</p>

表 58-11-2 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（15/22）

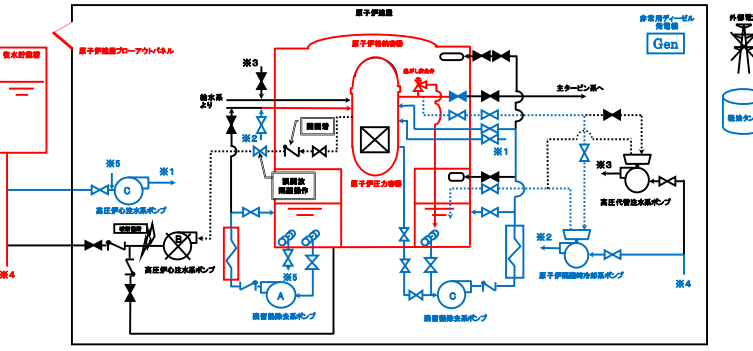
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)		原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ (サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード) 残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード) 原子炉建屋ブローアウトパネル 主蒸気隔離弁 逃がし安全弁 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管 (高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁 (高圧注水流路) 給水系配管 (高圧注水流路) 給水系弁 (高圧注水流路) 高圧炉心注水系配管 (高圧注水流路) 高圧炉心注水系弁 (高圧注水流路) 高圧炉心注入隔離弁 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 残留熱除去系弁 (サブプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 原子炉格納容器 残留熱除去系配管 (原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却流路) 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	分類案 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 46 条 (作業環境確保) DB (解析上使用を仮定) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (操作対象弁) と分類 DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (燃料源) と分類 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前に使用) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 46 条設計基準拡張 (手動操作による隔離) DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (注入先) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (流路) と分類 DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (ベント元, 注入先) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (流路) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (流路) と分類 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (流路) と分類 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (流路) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (系統過圧及び ISLOCA 発生を確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (格納容器冷却確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

表 58-11-2 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（16/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系使用）		<p>常設代替交流電源設備</p> <p>蓄電池 A（電源）</p> <p>AM 用直流 125V 蓄電池（電源）</p> <p>非常用ガス処理系</p> <p>復水移送ポンプ</p> <p>代替循環冷却-復水移送ポンプ</p> <p>代替循環冷却-代替原子炉補機冷却系</p> <p>サブプレッション・チェンバ（水源）</p> <p>復水貯蔵槽（水源）</p> <p>淡水貯水池（代替水源）</p> <p>海水（水源）</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送）</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）</p> <p>可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源）</p> <p>タンクローリ（4kL, 16kL）（給油）</p> <p>ガスタービン発電機用燃料タンク</p> <p>軽油タンク</p> <p>原子炉スクラム機能</p> <p>復水補給水系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>復水補給水系弁（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>代替循環冷却配管</p> <p>代替循環冷却弁</p> <p>高圧炉心注水系配管（代替循環冷却流路）</p> <p>高圧炉心注水系弁（代替循環冷却流路）</p> <p>給水系配管（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>給水系弁（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>格納容器スプレイ・ヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路）</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>真空破棄弁（S/C→D/W）</p> <p>原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路）</p> <p>原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路）</p> <p>原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路）</p> <p>残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）</p> <p>平均出力領域モニタ</p> <p>起動領域モニタ</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量</p> <p>高圧炉心注水系系統流量</p> <p>残留熱除去系系統流量</p> <p>格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</p> <p>格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）</p> <p>格納容器内水素濃度</p> <p>格納容器内酸素濃度</p> <p>原子炉圧力、原子炉圧力（SA）</p> <p>復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</p> <p>復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</p> <p>復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）</p> <p>復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</p> <p>格納容器内圧力（D/W）</p> <p>格納容器内圧力（S/C）</p> <p>ドライウェル雰囲気温度</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プール水位</p> <p>復水貯蔵槽水位（SA）</p>	<p>57 条</p> <p>DB（解析上使用を仮定）</p> <p>ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類</p> <p>57 条（直流電源）</p> <p>59 条（作業環境維持）</p> <p>47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ）</p> <p>50 条（ポンプ）</p> <p>50 条（ポンプ, Hx）</p> <p>50 条（水源）</p> <p>47 条（水源）、49 条（水源）</p> <p>56 条（ただし設備ではなく措置）</p> <p>56 条（ただし設備ではなく措置）</p> <p>56 条（水源移送）</p> <p>47 条（ポンプ）</p> <p>57 条</p> <p>57 条（燃料輸送）</p> <p>57 条（燃料源）</p> <p>57 条（燃料源）</p> <p>DB（SA 発生前に使用）</p> <p>47 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>47 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>47 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>47 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>50 条（流路）</p> <p>50 条（流路）</p> <p>50 条（流路）</p> <p>50 条（流路）</p> <p>47 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>47 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>47 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>49 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>49 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>49 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>49 条（流路）、50 条（流路）</p> <p>49 条（注入先）、50 条（注入先）</p> <p>50 条（S/P 蓄熱補助）</p> <p>50 条（流路）</p> <p>DB（SA 発生前のスクラム機能確認）</p> <p>ただし他のシナリオで SA（58 条設備）と分類</p> <p>DB（SA 発生前のスクラム機能確認）</p> <p>ただし他のシナリオで SA（58 条設備）と分類</p> <p>58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）</p> <p>58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）</p> <p>58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）</p> <p>58 条（炉心損傷有無判断）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>58 条（原子炉状態確認）</p> <p>47 条（低圧時の原子炉冷却）、58 条（代替注水確認）</p> <p>49 条（格納容器の冷却）、58 条（代替スプレイ確認）</p> <p>50 条（代替循環冷却確認）</p> <p>50 条（代替循環冷却確認）</p> <p>49 条（格納容器の冷却）、50 条（格納容器の過圧破損防止）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>49 条（格納容器の冷却）、50 条（格納容器の過圧破損防止）</p> <p>58 条（水位不明判断、格納容器冷却確認）</p> <p>58 条（格納容器状態確認）</p> <p>56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）</p> <p>56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）</p>

表 58-11-2 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（17/22）

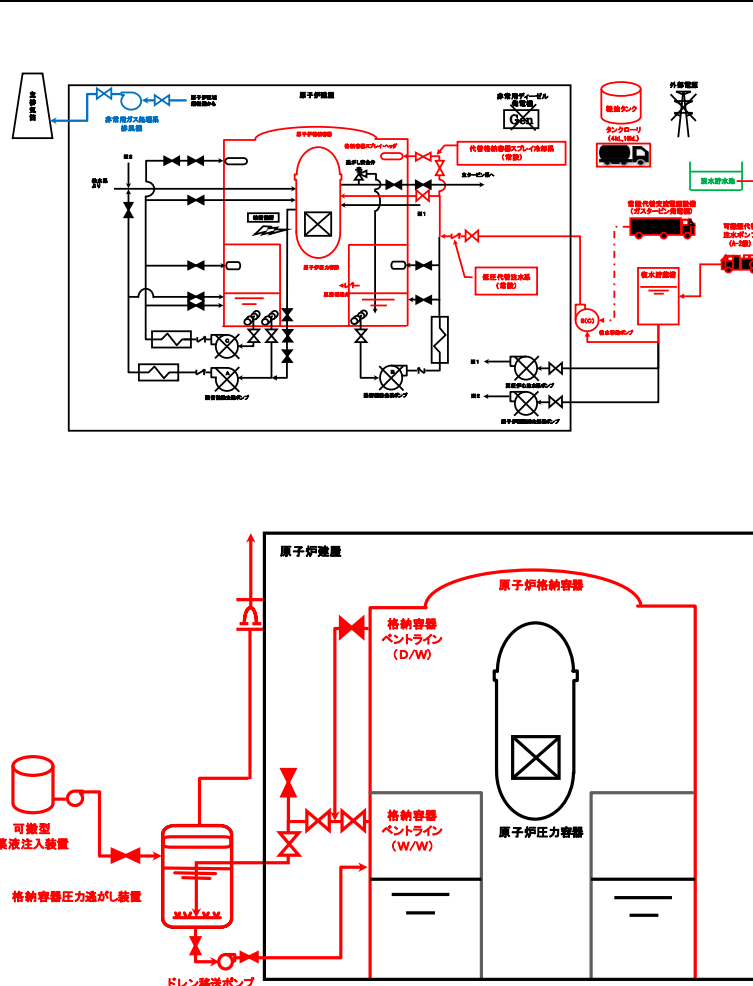
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系不使用）		常設代替交流電源設備 蓄電池 A（電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源） 非常用ガス処理系 復水移送ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 復水貯蔵槽（水源） 淡水貯水池（代替水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 格納容器内水素濃度（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA）	57 条 DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類 57 条（直流電源） 59 条（作業環境維持） 47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ） 50 条 47 条（水源）、49 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（注入先） 50 条（S/P 蓄熱補助） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認） 58 条（炉心損傷有無判断） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（原子炉状態確認） 47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認） 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） 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） 50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 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（18/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		非常用ガス処理系 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽（水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（代替水源移送） 非常用ディーゼル発電機（電源） タンクローリ（4kL）（給油） 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管（格納容器下部注水流路）（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路） 復水補給水系弁（格納容器下部注水流路）（低圧代替注水流路）（代替循環冷却流路） 格納容器下部注水系配管 格納容器下部注水系弁 原子炉格納容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路）（代替循環冷却流路） 代替循環冷却ー復水移送ポンプ 代替循環冷却ー代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 代替循環冷却配管 代替循環冷却弁 高压炉心注水系配管（代替循環冷却流路） 高压炉心注水系弁（代替循環冷却流路） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） 格納容器内水素濃度（SA） 原子炉水位（広帯域）、（燃料域）、原子炉水位（SA） 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）、（格納容器下部注水流量） 原子炉圧力容器温度 格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位（SA）	59 条（作業環境維持） 46 条（操作対象弁） 51 条（ポンプ） 51 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 49 条（流路）、50 条（流路）、51 条（流路） 49 条（流路）、50 条（流路）、51 条（流路） 49 条（流路）、50 条（流路）、51 条（流路） 51 条（流路） 51 条（注入先） 49 条（流路）、50 条（流路） 49 条（流路）、50 条（流路） 49 条（流路）、50 条（流路） 50 条（ポンプ） 50 条（ポンプ、Hx） 50 条（水源） 57 条 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） 50 条（流路） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条設計基準拡張（高压注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（高压注水機能喪失を確認） 58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認） 58 条（炉心損傷有無判断） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条（原子炉状態確認） 49 条（格納容器の冷却）、51 条（格納容器下部の溶融炉心冷却）、58 条（代替スプレイ確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認） 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） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 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（19/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
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 (使用済燃料貯蔵プール)		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 淡水貯水池(代替水源) タンクローリ(4kL)(給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機(電源) 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	54 条(ポンプ) 56 条(ただし設備ではなく措置) 57 条(燃料輸送) 57 条(燃料源) 57 条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 54 条(管路) 54 条(管路) 54 条(管路) 54 条(注入先) 58 条設計基準拡張(SFP冷却機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張(SFP冷却機能喪失を確認) 58 条(SFP補給機能喪失を確認) 54 条(SFP状態確認) 54 条(SFP状態確認) 54 条(SFP状態確認)
4.2	想定事故2 (使用済燃料貯蔵プール)		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 淡水貯水池(代替水源) タンクローリ(4kL)(給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機(電源) 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 使用済燃料プール冷却浄化系配管手動弁 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	54 条(ポンプ) 56 条(ただし設備ではなく措置) 57 条(燃料輸送) 57 条(燃料源) 57 条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 54 条(管路) 54 条(管路) 54 条(管路) 54 条(注入先) DB(解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張(SFP冷却機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張(SFP冷却機能喪失を確認) 58 条(SFP補給機能喪失を確認) 54 条(SFP状態確認) 54 条(SFP状態確認) 54 条(SFP状態確認) 54 条(SFP状態確認)

表 58-11-2 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（20/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	崩壊熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サブプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉格納容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元、注入先）と分類
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
残留熱除去系熱交換器出口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）			
原子炉水位（広帯域），燃料域，原子炉水位（SA）	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）			

表 58-11-2 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（21/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)		常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード） 代替原子炉補機冷却系 復水貯蔵槽（水源） 海水（水源） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 蓄電池A（電源） AM用直流125V蓄電池（電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 逃がし安全弁 復水補給水系配管（低压代替注水流路） 復水補給水系弁（低压代替注水流路） 残留熱除去系配管（低压代替注水流路） 残留熱除去系弁（低压代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉炉水位（広帯域）、（燃料域） 原子炉炉水位（SA） 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流路） 残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉圧力容器温度 原子炉炉圧力 原子炉炉圧力（SA） 復水貯蔵槽水位（SA）	57 条 47 条（ポンプ） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条（ポンプ、Hx） 47 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 57 条 DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオでSA（直流電源）と分類 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） 46 条（操作対象弁） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（注入先） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオでSA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定するDB設備の注入先） ただし他シナリオでSA（ベント元、注入先）と分類 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（原子炉炉状態確認） 47 条（低圧時の原子炉炉冷却）、58 条（代替注水確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（原子炉炉状態確認） 58 条（原子炉炉状態確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 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（22/22）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)	<p>系統概要図</p> <p>原子炉ウエル</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>非常用ディーゼル発電機 Gen</p> <p>軽油タンク</p> <p>主タービン系へ</p> <p>給水ポンプより</p> <p>残留熱除去系ポンプ A</p> <p>残留熱除去系ポンプ C</p> <p>残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁</p>	残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード） サプレッション・チェンバ（水源） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 残留熱除去系配管（低圧注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 残留熱除去系系統流量 原子炉水位（広帯域）、（燃料域） 原子炉水位（SA） サプレッション・チェンバ・プール水位	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（原子炉状態確認） 58 条（格納容器状態確認） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（原子炉スクラム機能の確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
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（原子炉周期短縮） 起動領域モニタ 制御棒引き抜き阻止機能（原子炉周期短縮） 起動領域モニタ	DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定）

59 条 原子炉制御室

目次

- 59-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 59-12 非常用ガス処理系に流入する水素濃度について
- 59-13 非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について
- 59-14 各号炉の弁名称及び弁番号

59-1

SA 設備基準適合性 一覽表

59-1-1

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表 (常設)

第59条：原子炉制御室		中央制御室遮蔽	類型化区分	中央制御室待避室遮蔽 (常設)	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (コントロール建屋)	C	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (コントロール建屋)	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3		
			第2項	操作性	(操作不要)	対象外	(操作不要)	対象外
	関連資料	—		—				
	第3項	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項	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	本来の用途として使用一切替不要	B b	
	関連資料	—		—				
	第5項	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	—		—			
	第6項	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項	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の遮蔽能力で設計)	B	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の遮蔽能力で設計)	B	
			関連資料	[被ばく評価]59-11		[被ばく評価]59-11		
		第2項	共用の禁止	共用する設備	A	共用する設備	A	
			関連資料	—		—		
		第3項	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	(サポート系なし)	対象外
	関連資料	[配置図] 59-3		[配置図] 59-3				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表 (常設)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表（常設）						
59条：原子炉制御室		データ表示装置（待避室）		類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 号	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (コントロール建屋)	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[配置図] 59-3		
			第 2 号	操作性	中央制御室操作 (操作スイッチ操作)	A
	関連資料	[配置図] 59-3				
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備	L		
	関連資料	[試験及び検査] 59-5				
	第 4 号	切り替え性	常時接続一切替不要	B b		
	関連資料	-				
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	[配置図] 59-3 [系統図] 59-4		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	[配置図] 59-3				
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の通信機器で設計)	B	
			関連資料	[容量設定根拠] 59-6		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	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	同一機能の設備なし又は代替対象DB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] 59-3		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬）

59条：原子炉制御室		中央制御室 可搬型陽圧化空調機		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内（コントロール建屋）	C
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
			関連資料	〔配置図〕 59-3	
			第2号	操作性	現場操作（準備、スイッチ操作）
	関連資料	〔配置図〕 59-3 〔保管場所図〕 59-7			
	第3号	試験・検査（検査性、系統構成・外部入力）	空調ユニット	E	
		関連資料	〔試験及び検査〕 59-5		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	A	
		関連資料	－		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外
		関連資料	－		
	第6号	設置場所	現場操作	A a	
		関連資料	〔配置図〕 59-3 〔保管場所図〕 59-7		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	〔容量設定根拠〕 59-6	
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C
			関連資料	－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外
			関連資料	－	
		第4号	設置場所	（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
関連資料			－		
第5号		保管場所	屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	A b	
		関連資料	－		
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	－		
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a	
		サポート系要因	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	－			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬）

		59条：原子炉制御室	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及び その他の建屋内 (コントロール建屋及び廃棄物処理建屋)	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	－
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	－
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	[配置図] 59-3	
		第2号	操作性	現場操作 (弁操作)	Bf
	関連資料		[配置図] 59-3		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器（タンク類）	C	
		関連資料	[試験及び検査] 59-5		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	A	
		関連資料	－		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	－		
	第6号	設置場所	現場（設置場所）で操作可能	A	
		関連資料	[配置図] 59-3 [系統図] 59-4		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	[容量設定根拠] 59-6	
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C
			関連資料	－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外
			関連資料	－	
	第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	－	
		関連資料	－		
	第5号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料	－		
第6号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
	関連資料	－			
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
		サポート系要因	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料	－			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表(可搬)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬）

59条：原子炉制御室		酸素濃度・二酸化炭素濃度計 (中央制御室・中央制御室待避室)	類型化 区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 (コントロール建屋)	C	
		荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
		海水		(海水を通水しない)	対象外	
		他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
		電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
		関連資料		[配置図] 59-3		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
	第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	A	
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	[保管場所図] 59-7		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		[保管場所図] 59-7		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		—	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡単な接続	C
			関連資料		—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
		関連資料		—		
	第5号	保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
		関連資料		—		
第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A		
	関連資料		—			
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内 (中央制御室換気空調系設備と位置的分散)	A a	
		サポート系要因		(サポート系なし)	対象外	
		関連資料		—		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表（可搬）

59条：原子炉制御室		中央制御室待避室遮蔽（可搬型）		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉区域を除く原子炉建屋内及びその他の建屋内 （コントロール建屋）	C
			荷重		（有効に機能を発揮する）	－
			海水		（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響		（周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない）	－
			電磁波による影響		（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
			関連資料		〔配置図〕 59-3	
		第2号	操作性		（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
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			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		（操作不要）	対象外	
		関連資料		－		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		〔被ばく評価〕59-11	
		第2号	可搬SAの接続性		（接続不要）	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				－		
第5号		保管場所		屋内（共通要因の考慮対象設備なし）	A b	
		関連資料		－		
第6号		アクセスルート		（アクセス不要）	対象外	
		関連資料		〔配置図〕 59-3		
第7号	共通要因 故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災		同一機能の設備なし又は代替対象D B設備なし	対象外	
		サポート系要因		（サポート系なし）	対象外	
	関連資料		－			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧表(常設)

		第59条：原子炉制御室		非常用ガス処理系排風機		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉区域内		B
				荷重	(有効に機能を発揮する)		—
				海水	(海水を通水しない)		対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)		—
				関連資料	[配置図]59-3, [系統図]59-4		
		第2号	操作性	中央制御室操作		A	
			関連資料	[配置図]59-3			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	排風機, 弁		A, B	
			関連資料	[試験及び検査]59-5			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要		Ba	
	関連資料		[系統図]59-4				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		Ad	
			その他(飛散物)	対象外		対象外	
		関連資料	[配置図]59-3, [系統図]59-4				
	第6号	設置場所	中央制御室操作		B		
		関連資料	[配置図]59-3				
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対処施設の系統及び機器の容量等が十分		B	
			関連資料	[容量設定根拠]59-6			
		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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的のSA設備なし)		対象外
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		Ca
関連資料			[配置図]59-3, [系統図]59-4				

59-2

単線結線図

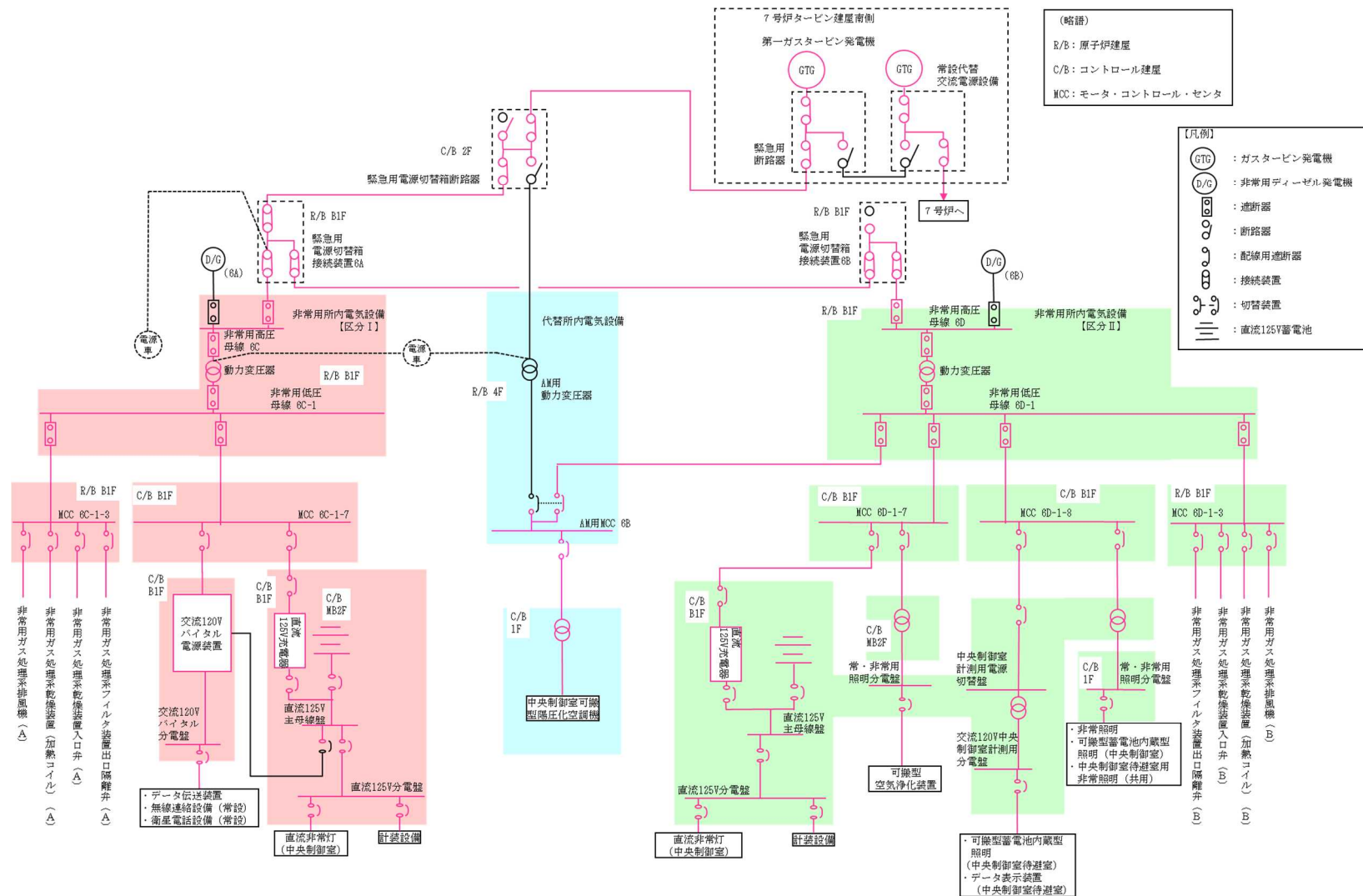


図 59-2-1 6号炉常設代替交流電源設備系統図 (ガスタービン発電機～緊急用M/C～中央制御室)

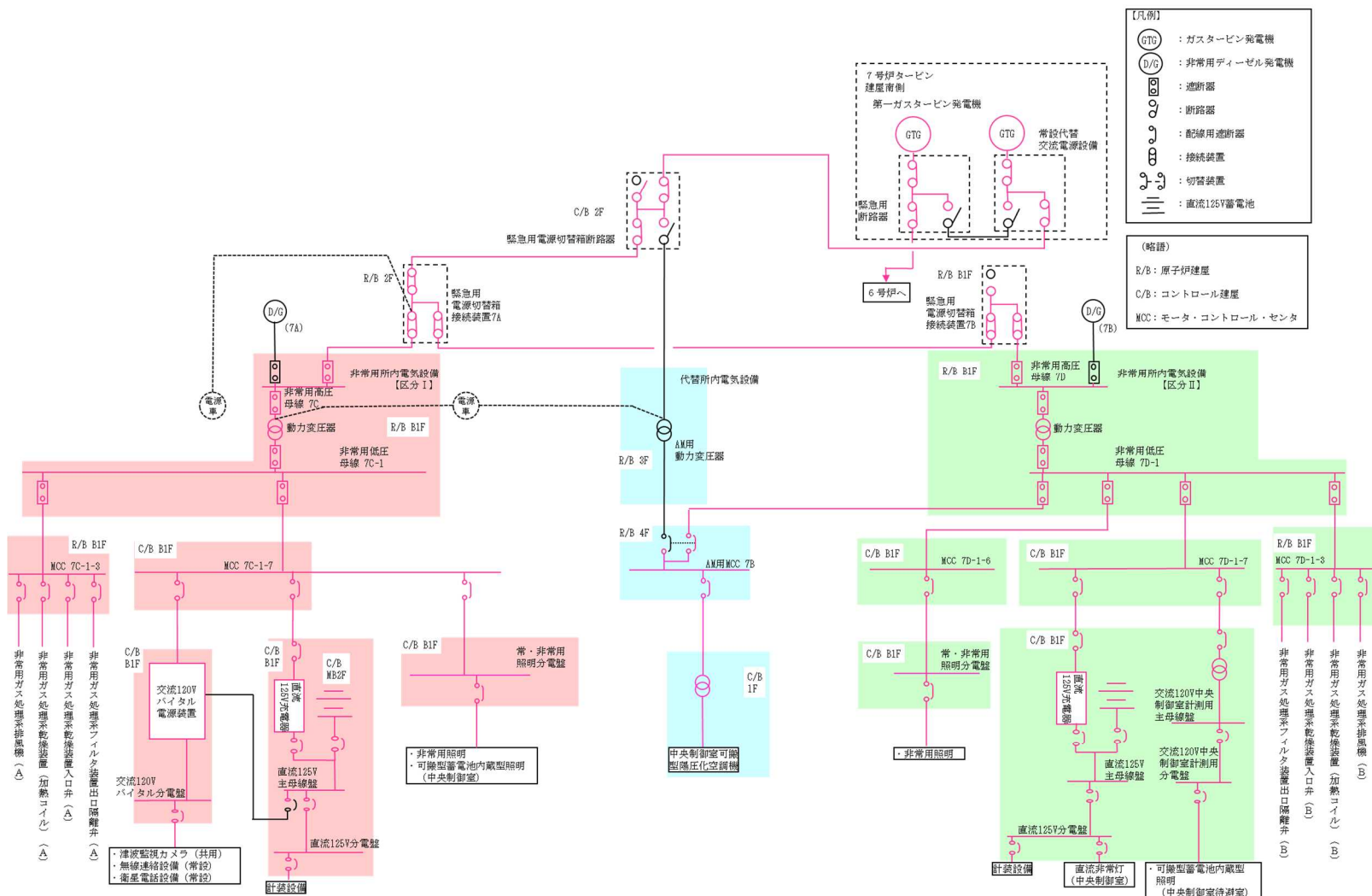


図 59-2-2 7号炉常設代替交流電源設備系統図 (ガスタービン発電機～緊急用 M/C～中央制御室)

59-3

配置図

・写真については、イメージ，例を含む。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-3-1

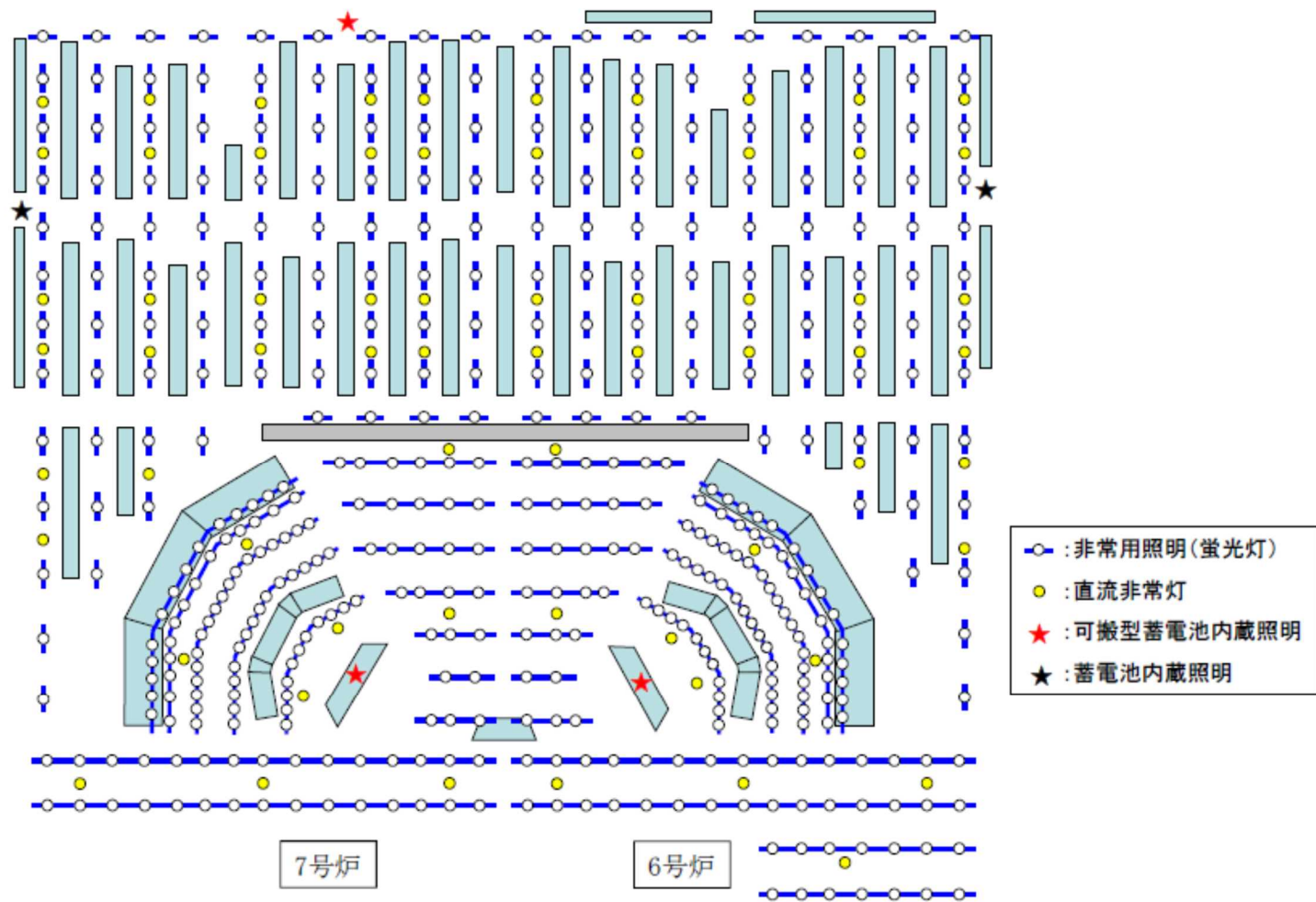


图 59-3-1 中央制御室 可搬型蓄電池内蔵型照明 配置図 (使用時)



図 59-3-2 中央制御室待避室 可搬型蓄電池内蔵型照明 配置図 (使用時)

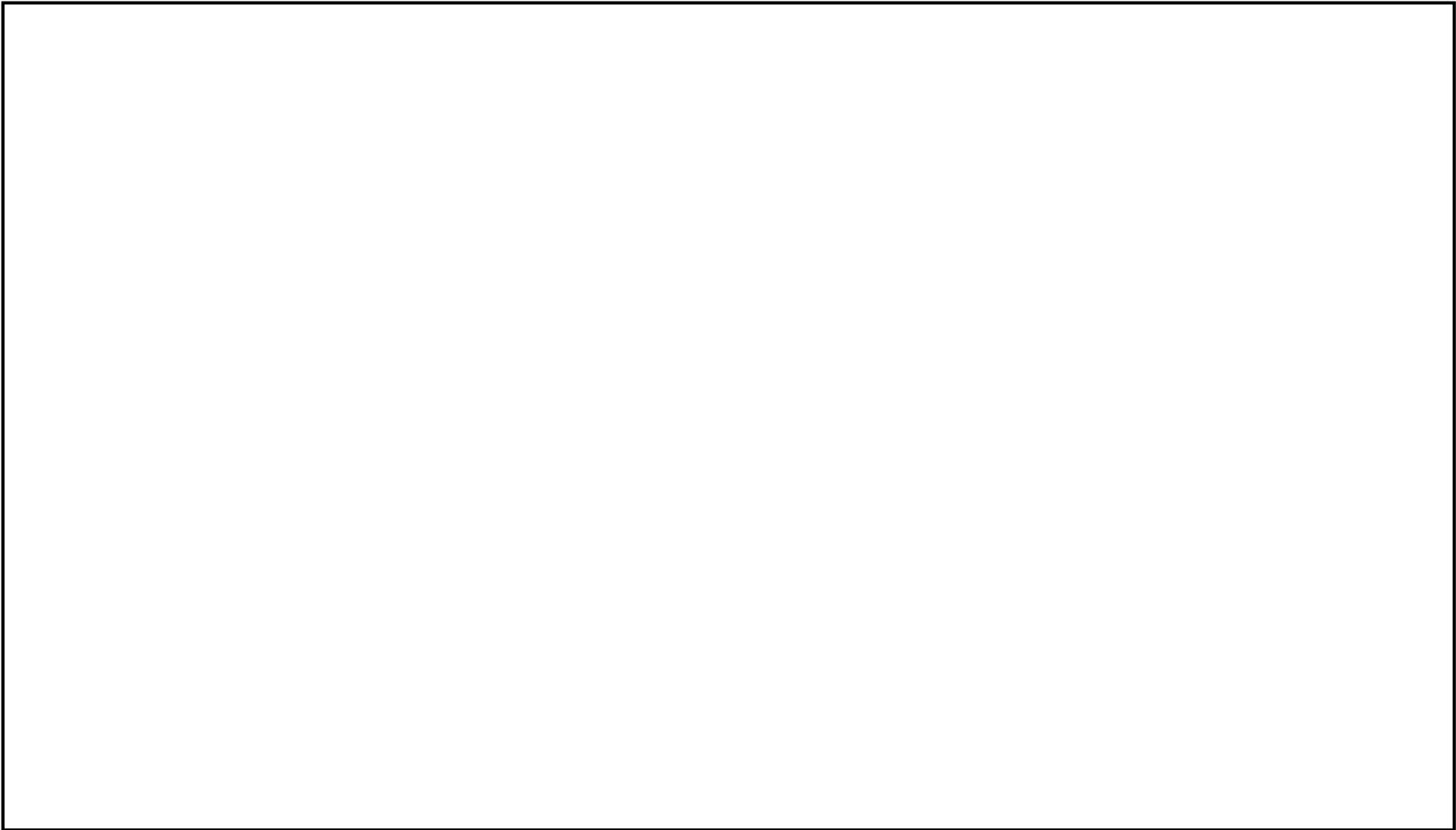


図 59-3-3 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ 配置図
(コントロール建屋地上1階及び2階)

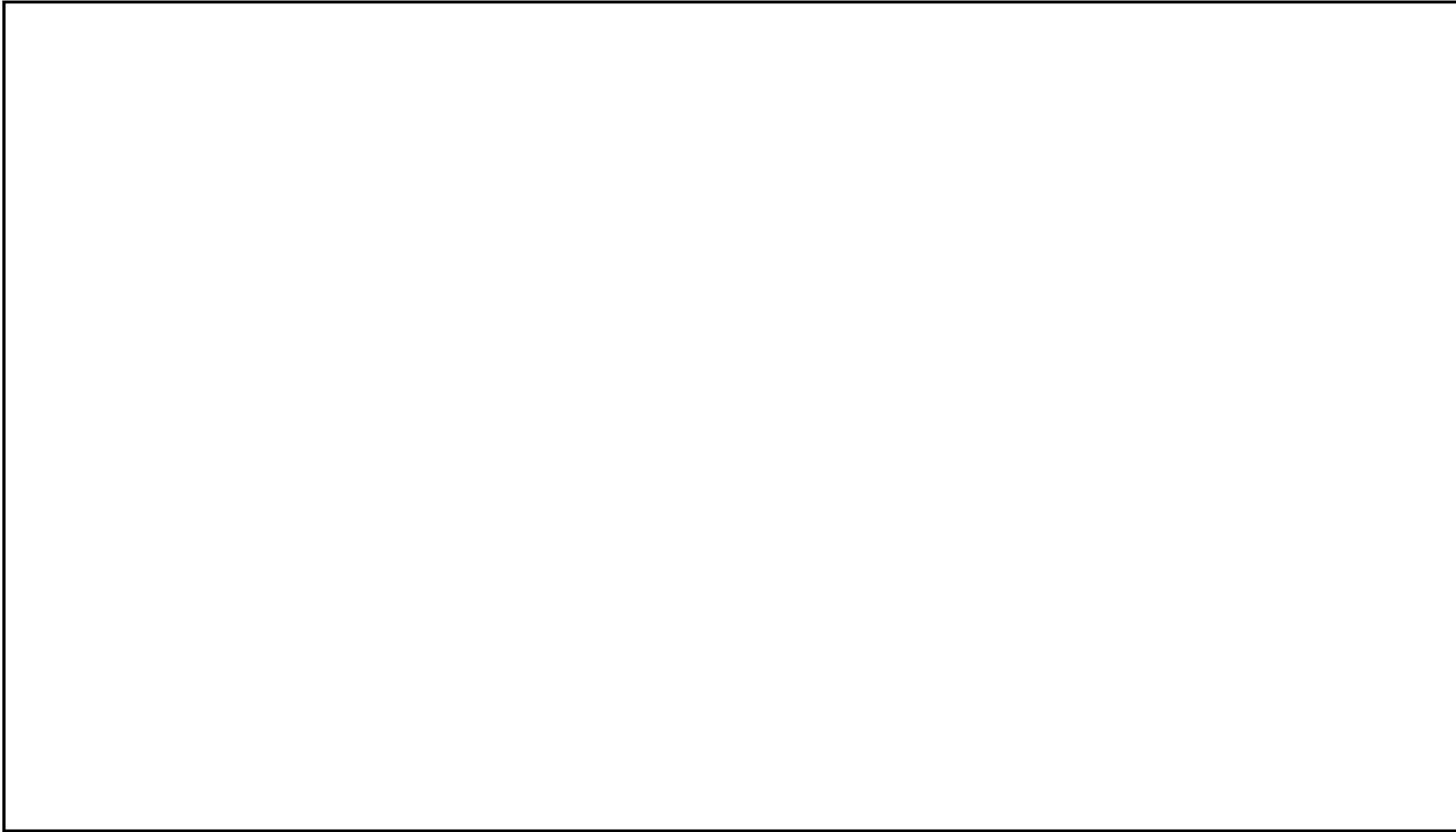


図 59-3-4 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図 (7号炉)
(コントロール建屋地上2階)

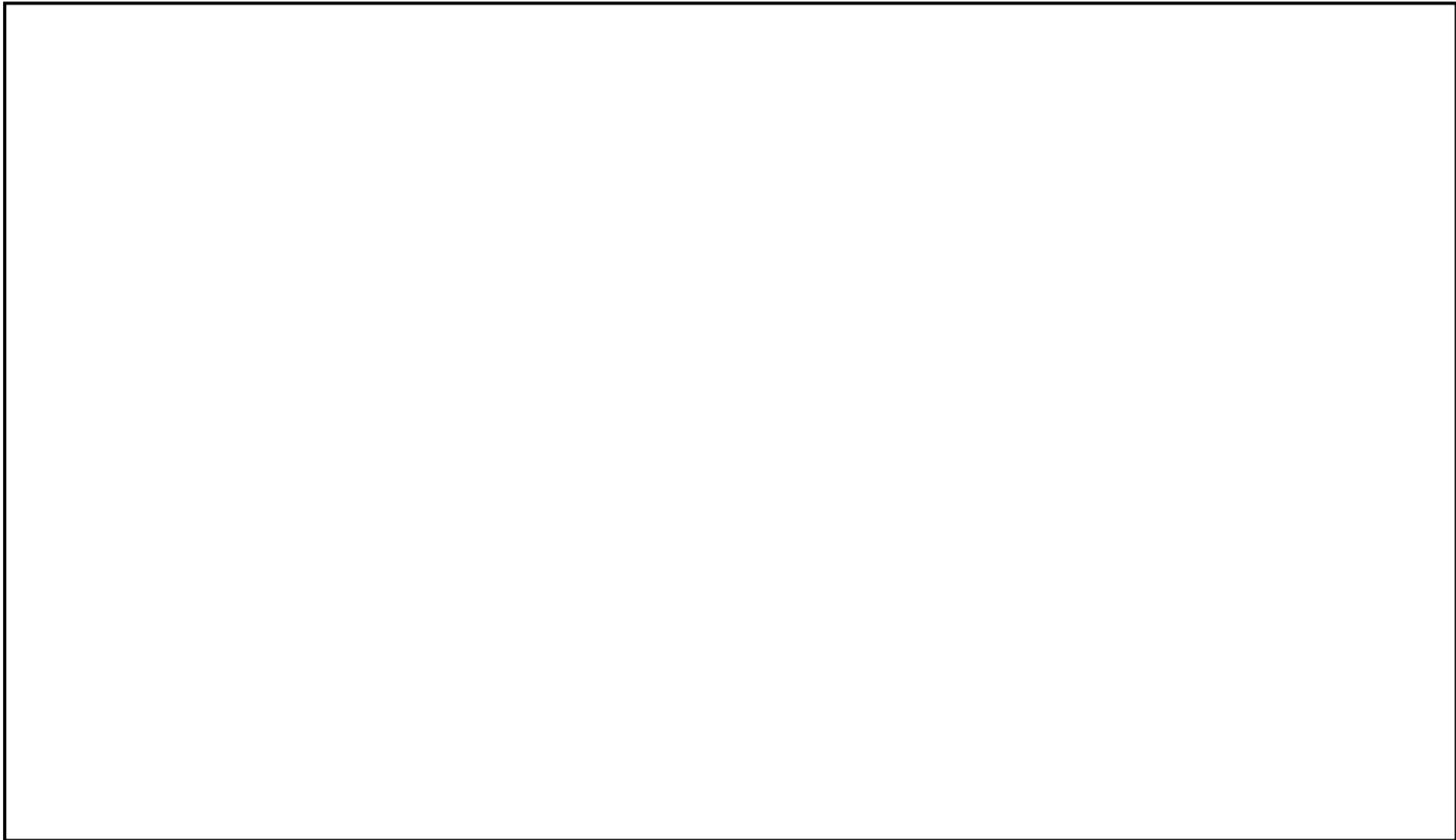


図 59-3-5 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図 (6号炉)
(コントロール建屋地上2階)

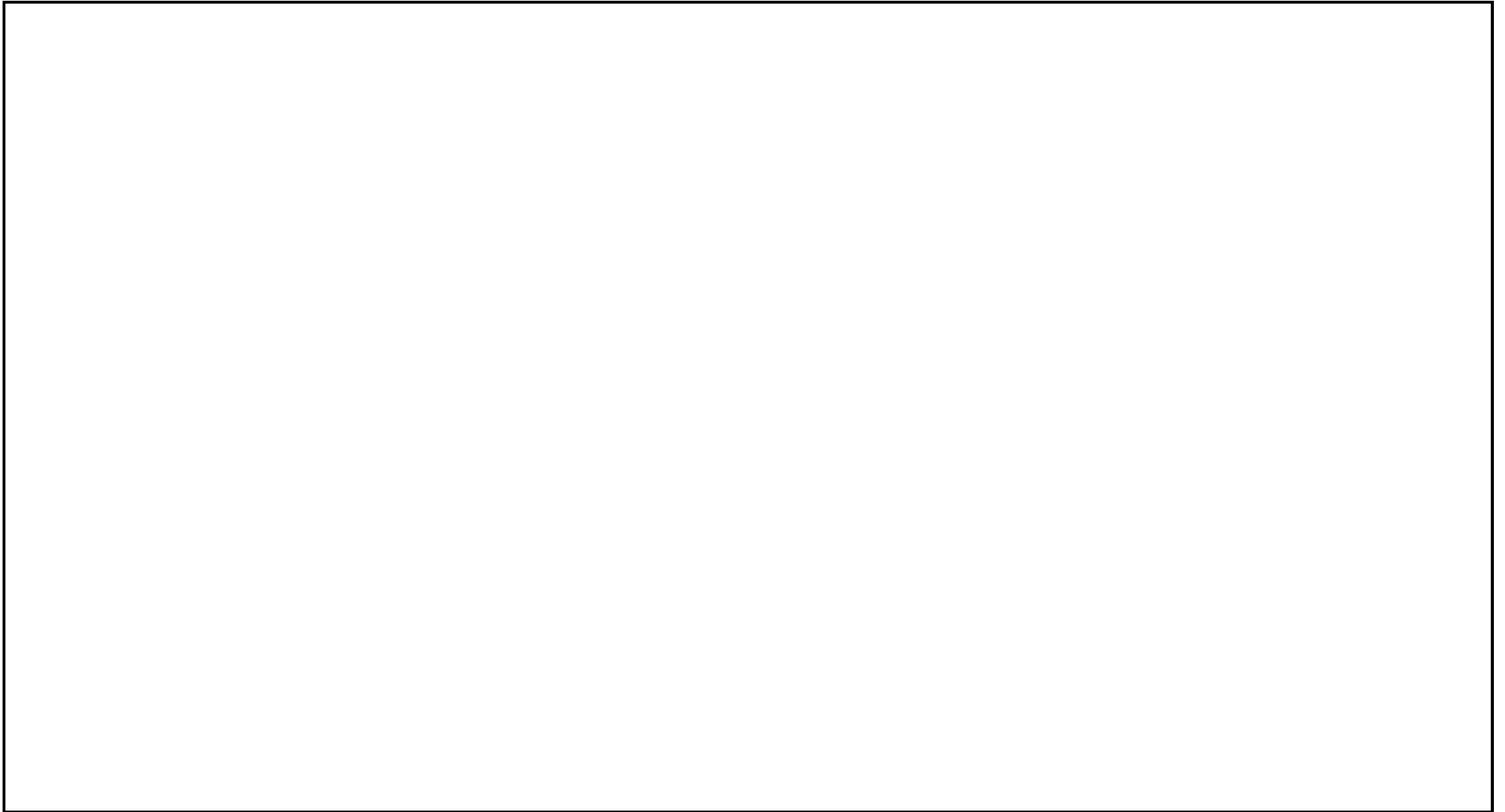


図 59-3-6 中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図
(コントロール建屋地上1階及び2階)

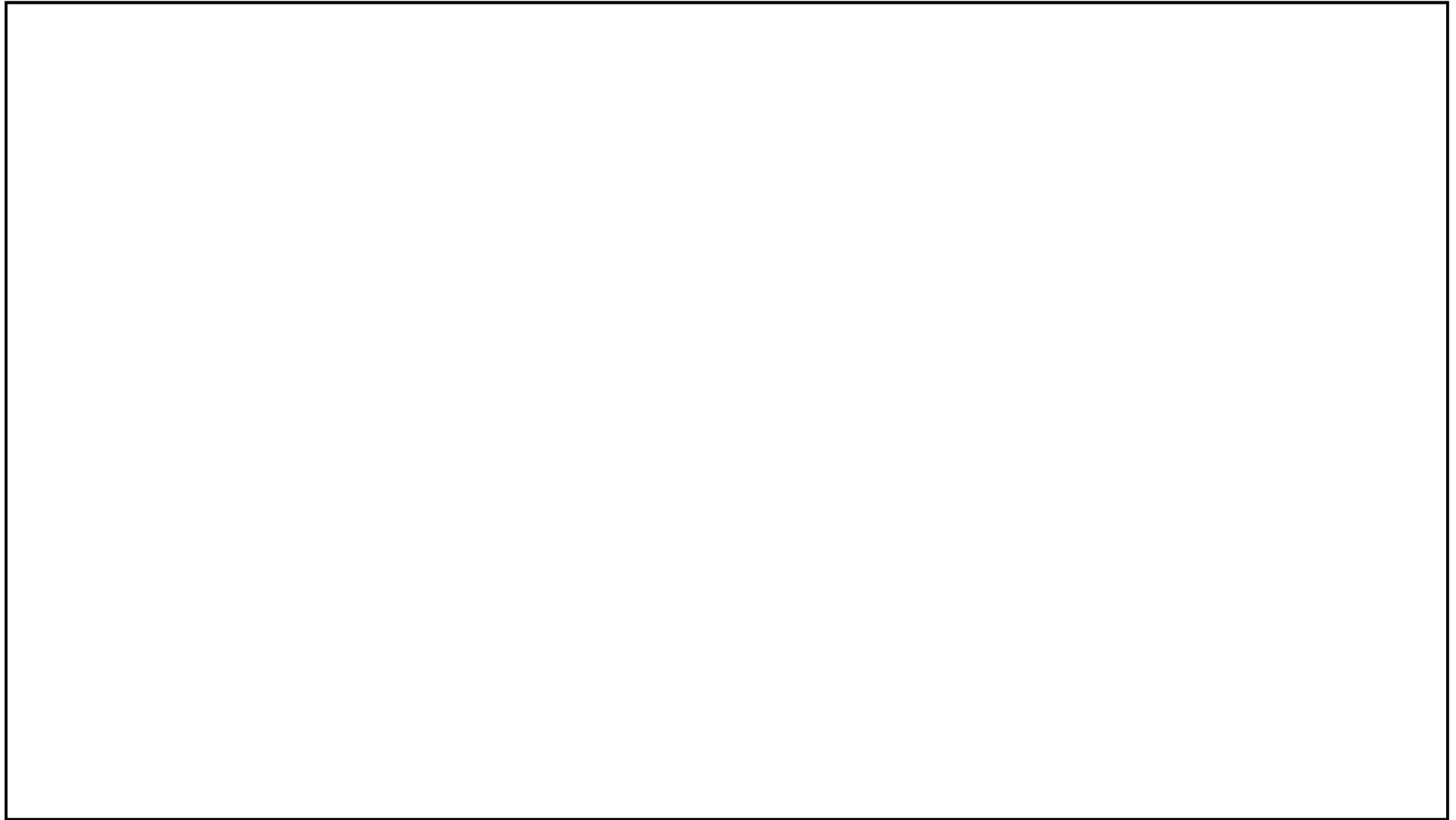


図 59-3-7 中央制御室待避室 陽圧化装置(空気ポンペ) 配置図

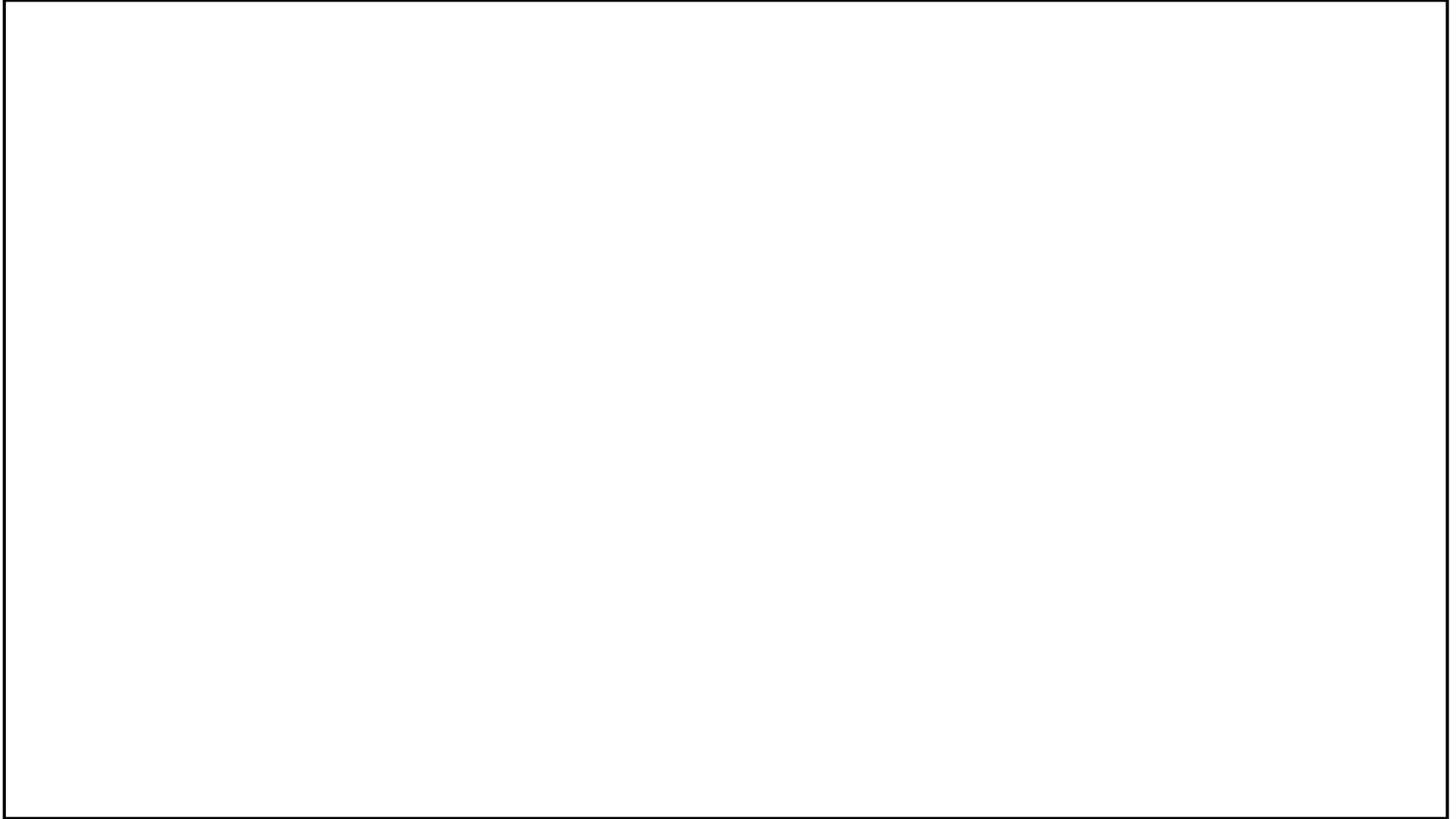


図 59-3-8 中央制御室待避室 陽圧化装置(空気ポンペ) 配置図
(廃棄物処理建屋地上 1 階)

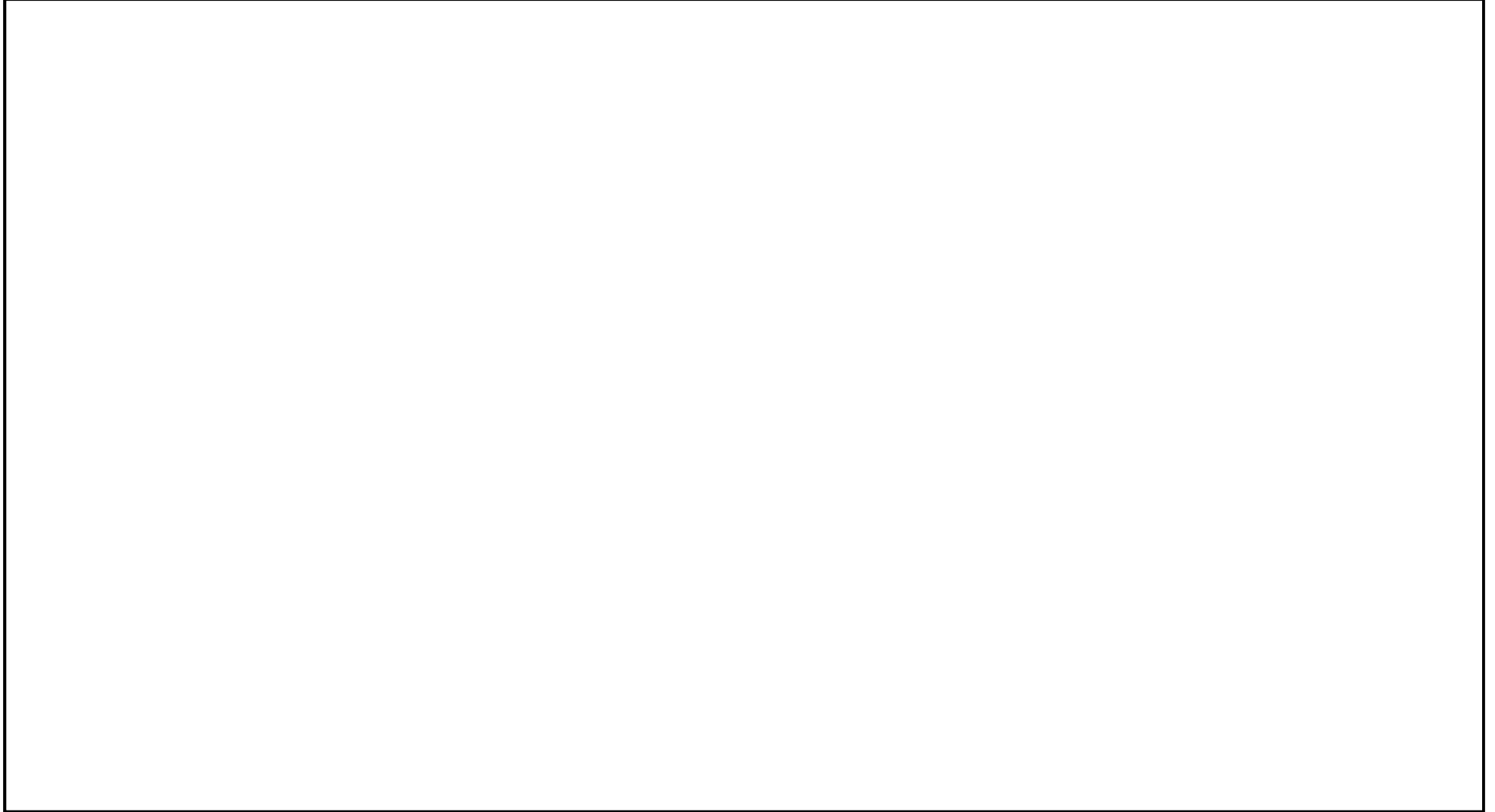


図 59-3-9 中央制御室待避室遮蔽 配置図



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

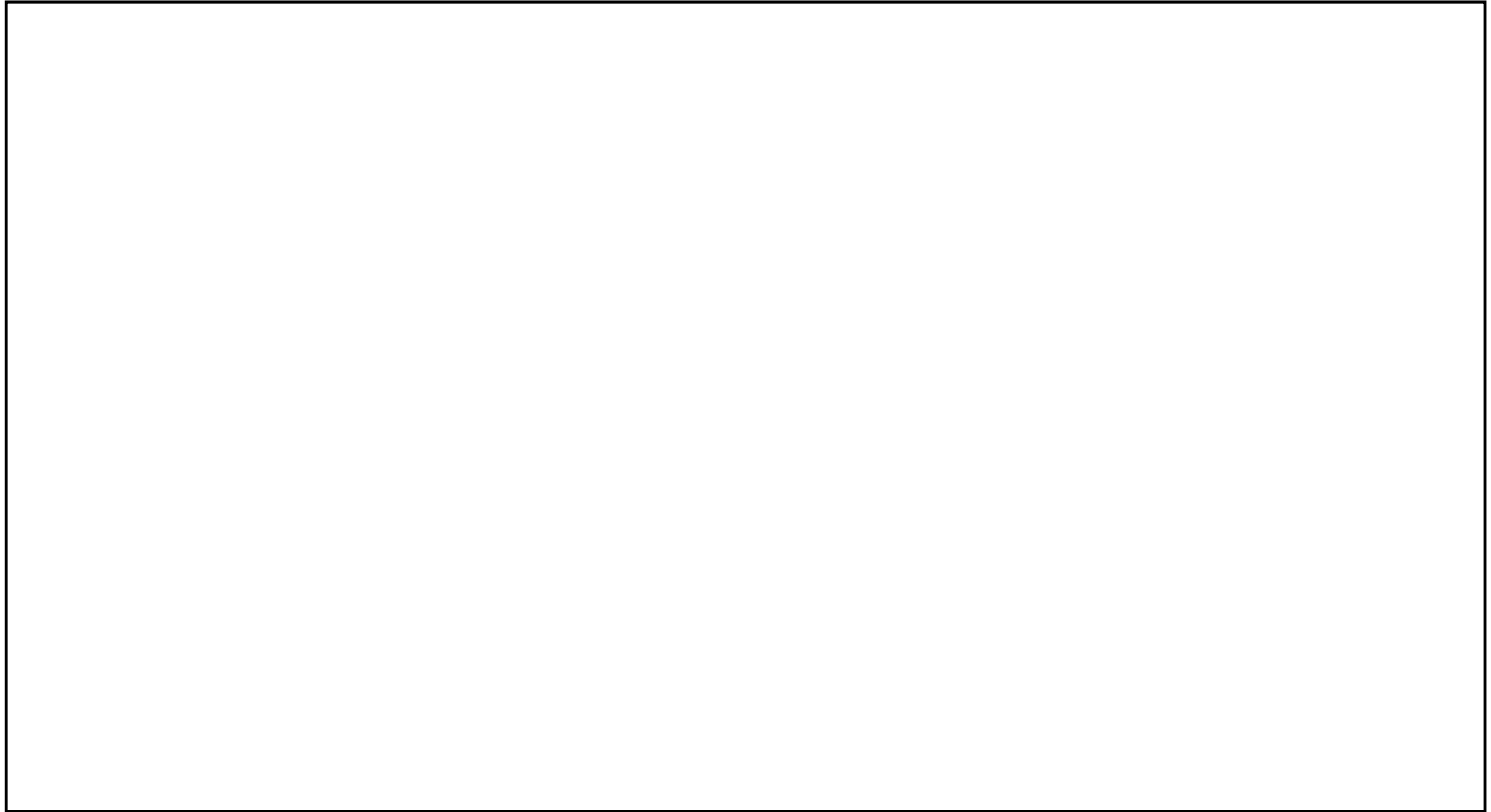


図 59-3-11 送受信器（制御装置） 配置図
（コントロール建屋地下 2 階）

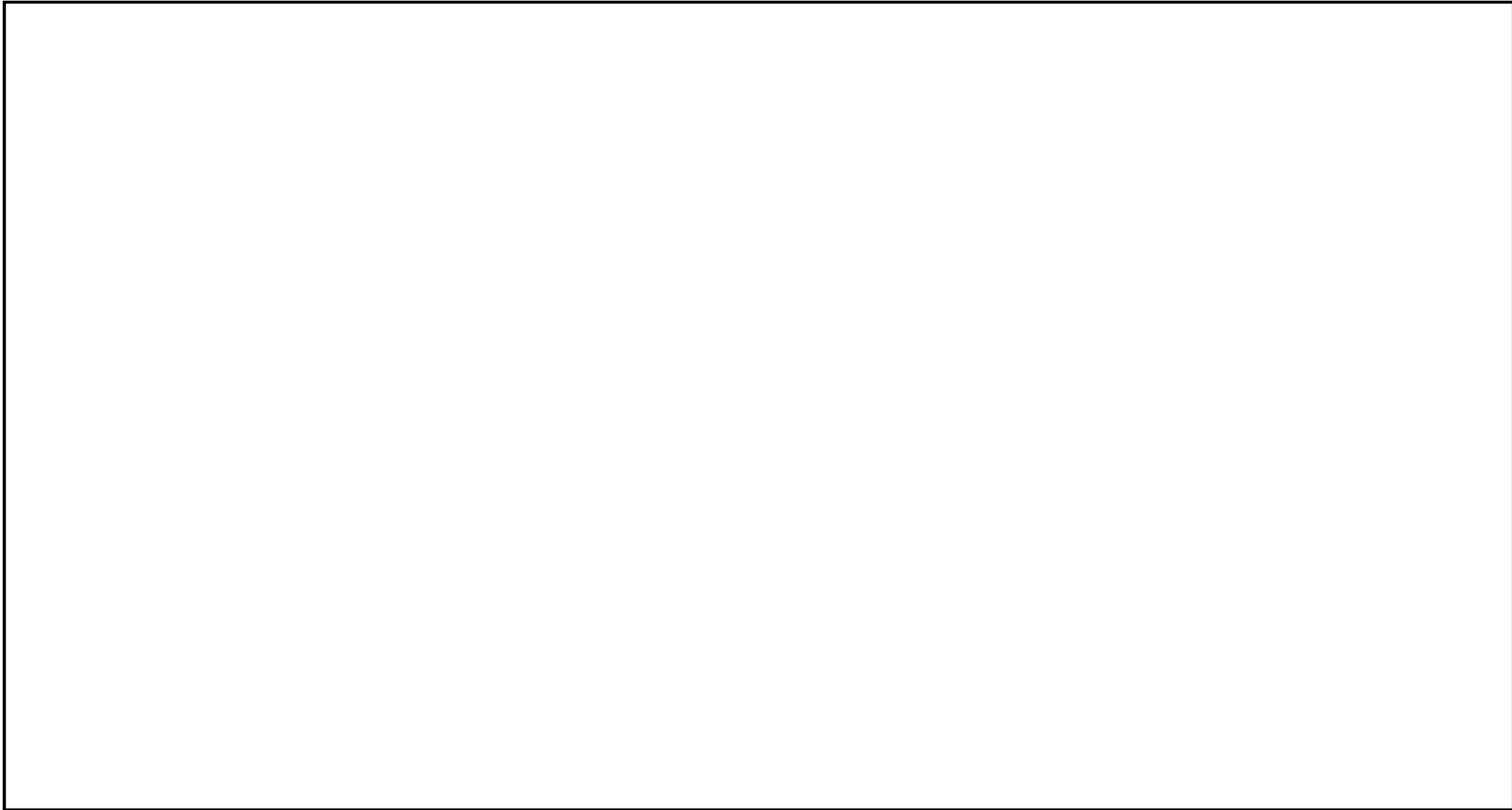


図 59-3-12 電力保安通信用電話設備（交換機） 配置図
(廃棄物処理建屋建屋地下 1 階及び地上 1 階)

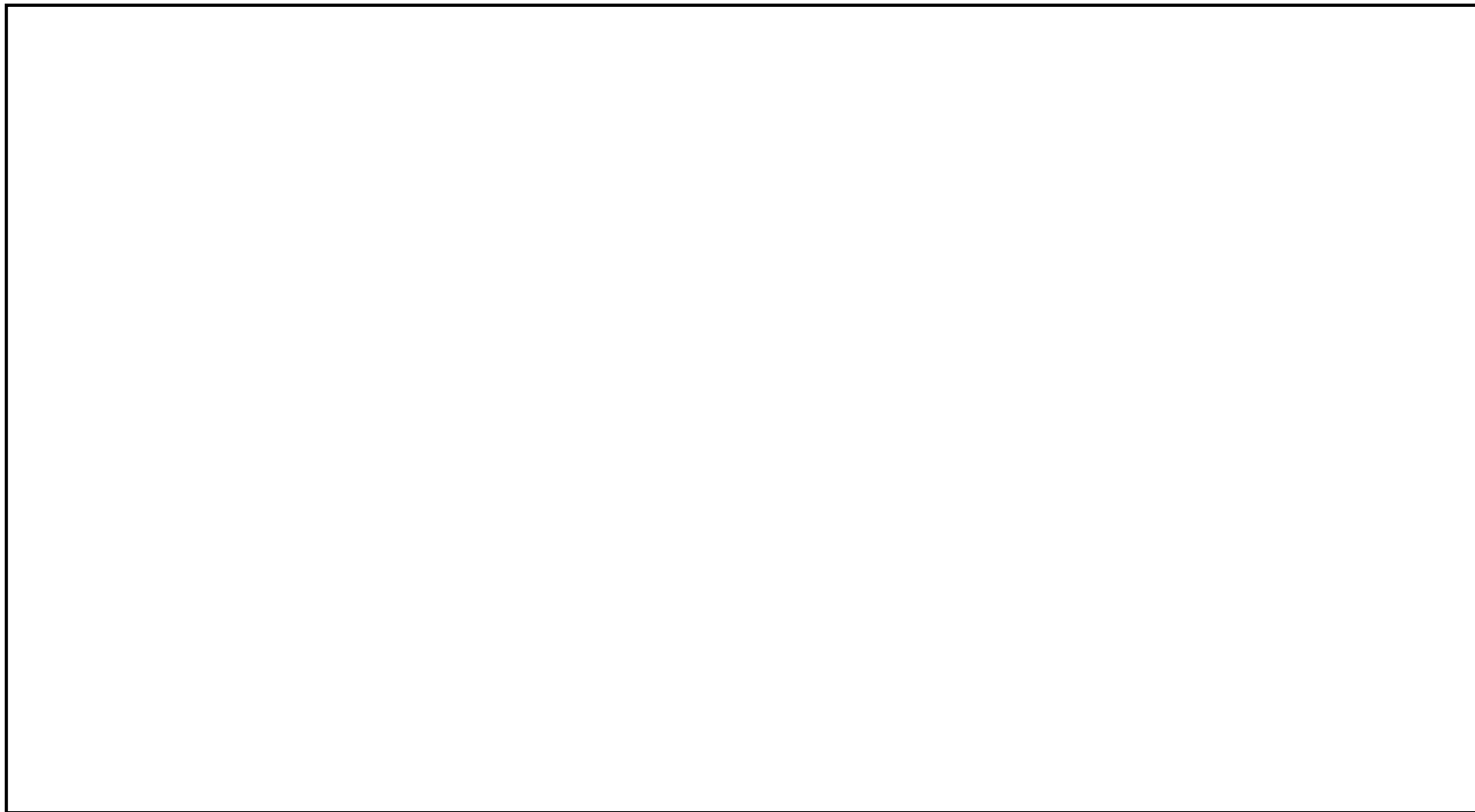


図 59-3-13 データ表示装置（待避室） 配置図
（コントロール建屋地上 2 階）

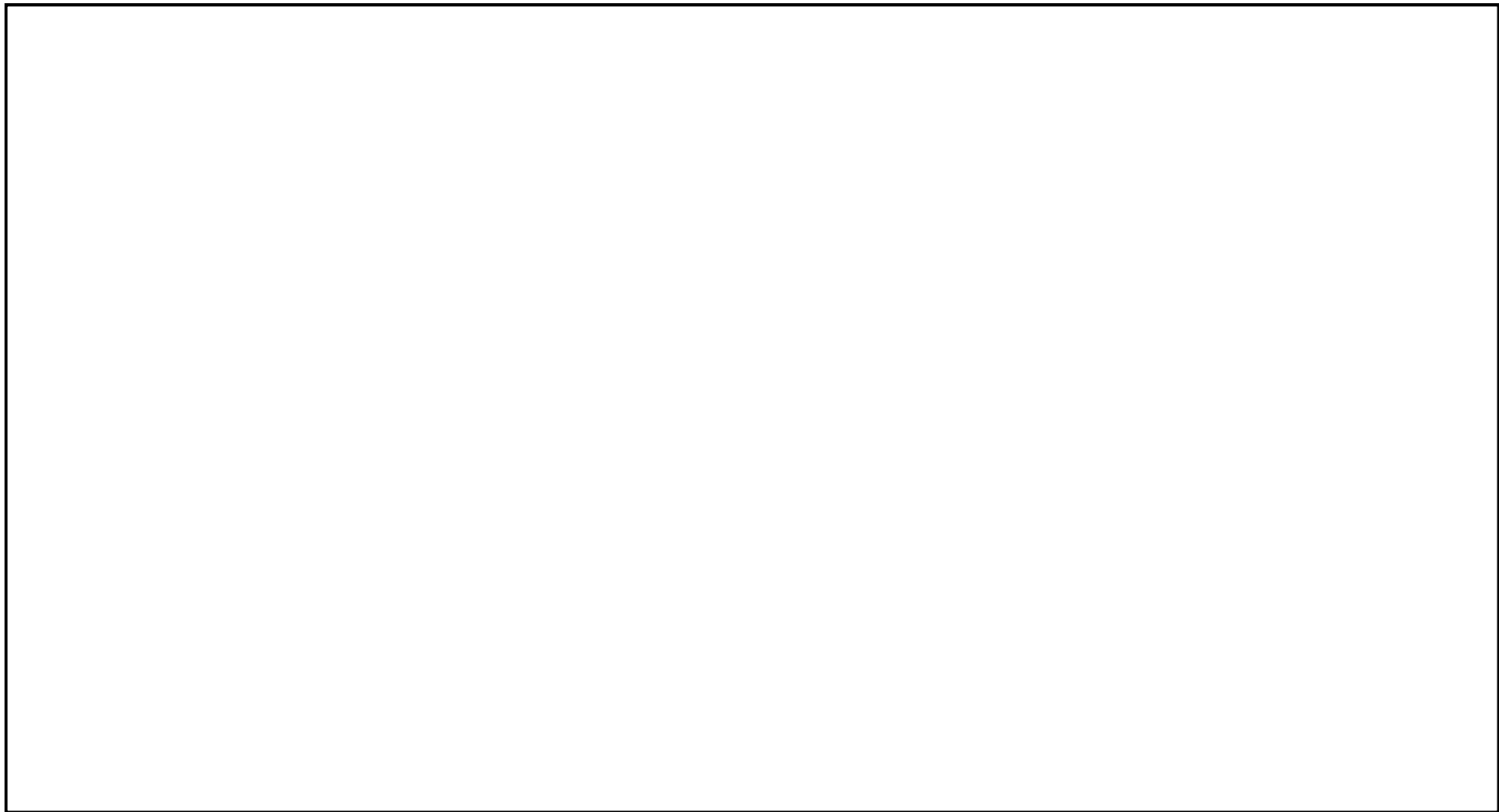


図 59-3-14 酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び乾電池内蔵型照明 配置図
(コントロール建屋地上2階)

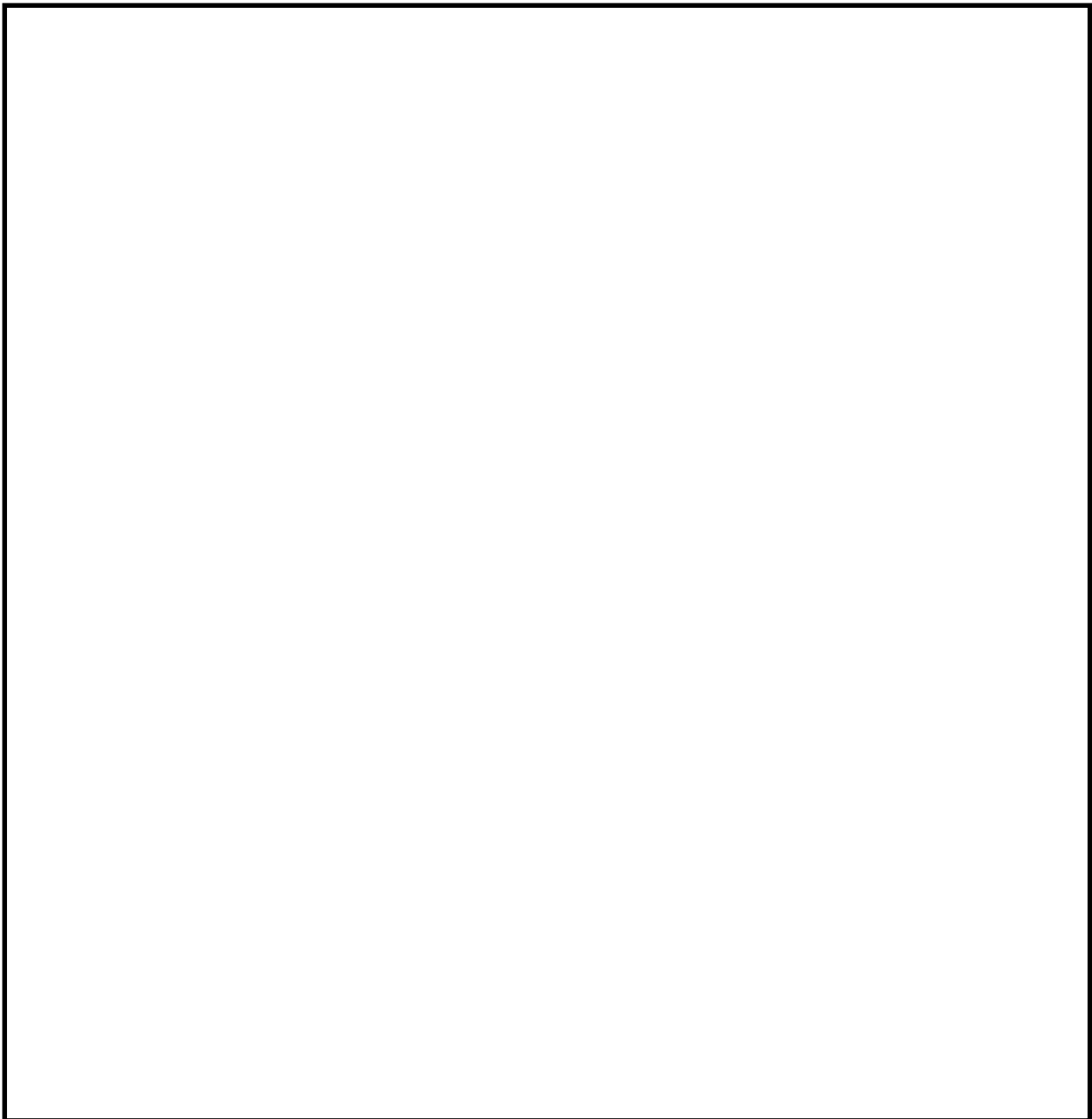


図 59-3-15 非常用ガス処理系に係る機器（排風機，フィルタ装置，乾燥装置）の
配置図
(6号炉 原子炉建屋地上3階)

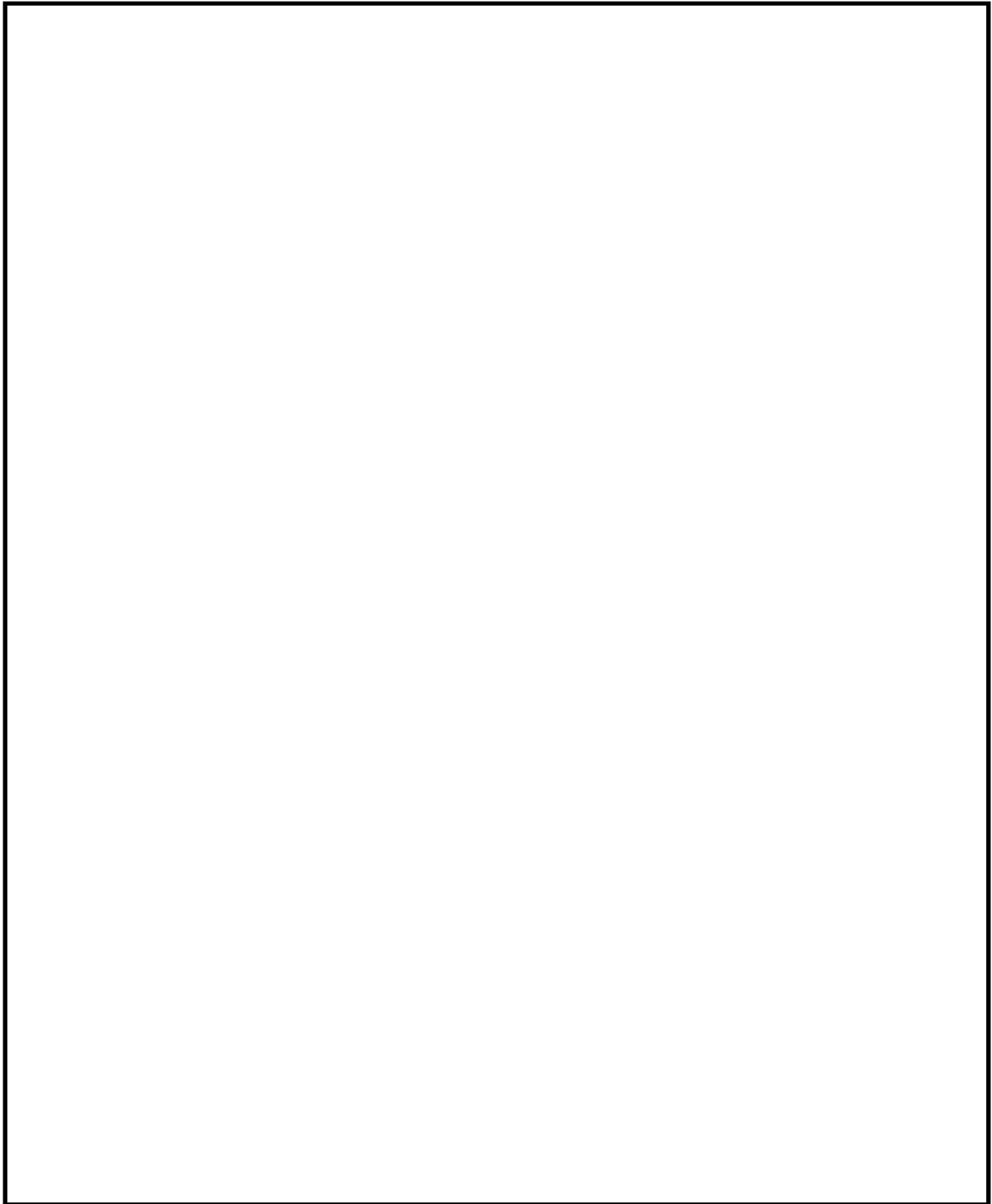


図 59-3-16 非常用ガス処理系に係る機器（弁）の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上3階)

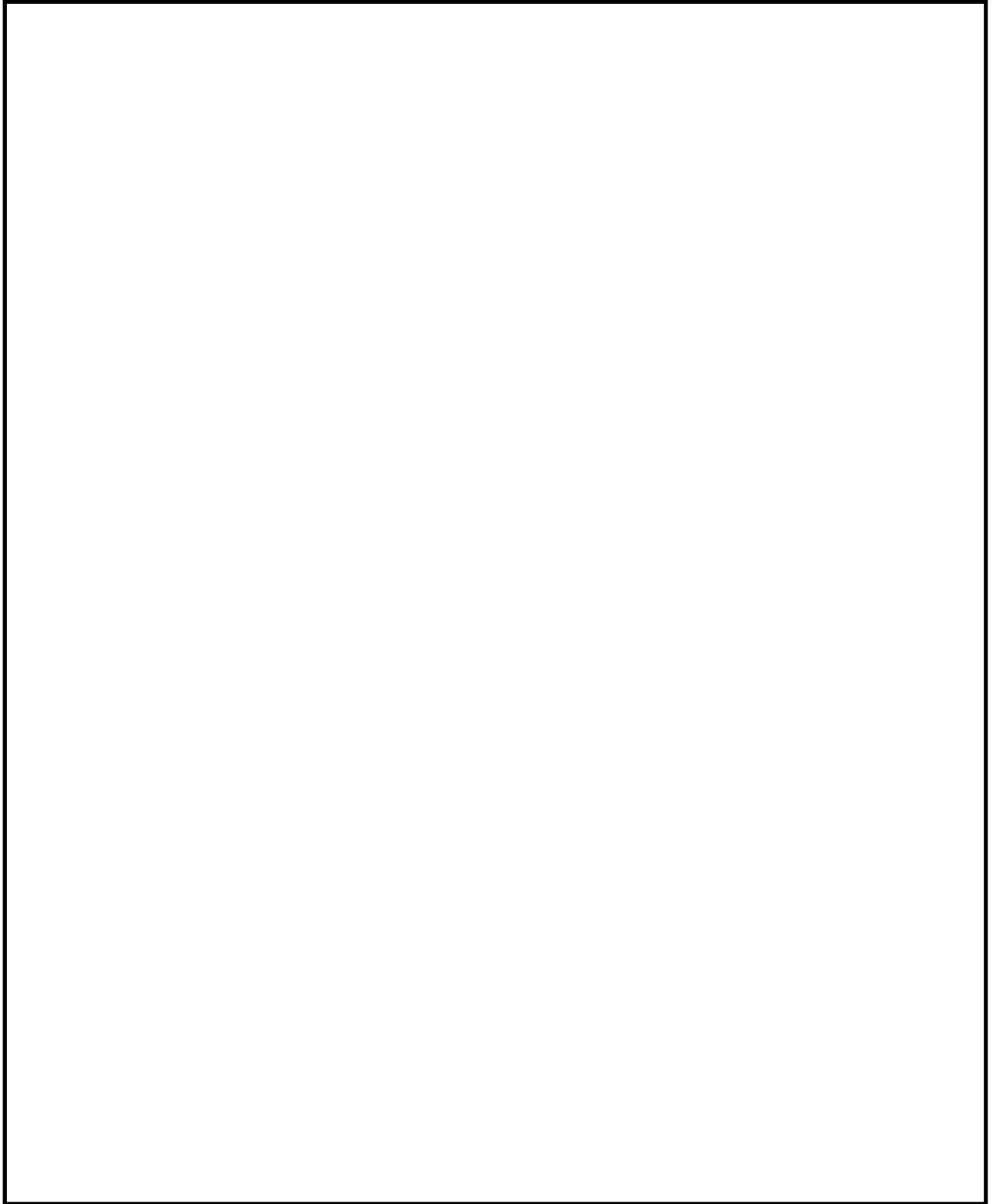


図 59-3-17 非常用ガス処理系に係る中央制御室操作盤の配置図
(コントロール建屋地上2階)



図 59-3-18 非常用ガス処理系に係る機器（排風機，フィルタ装置，乾燥装置）の
配置図
(7号炉 原子炉建屋地上3階)

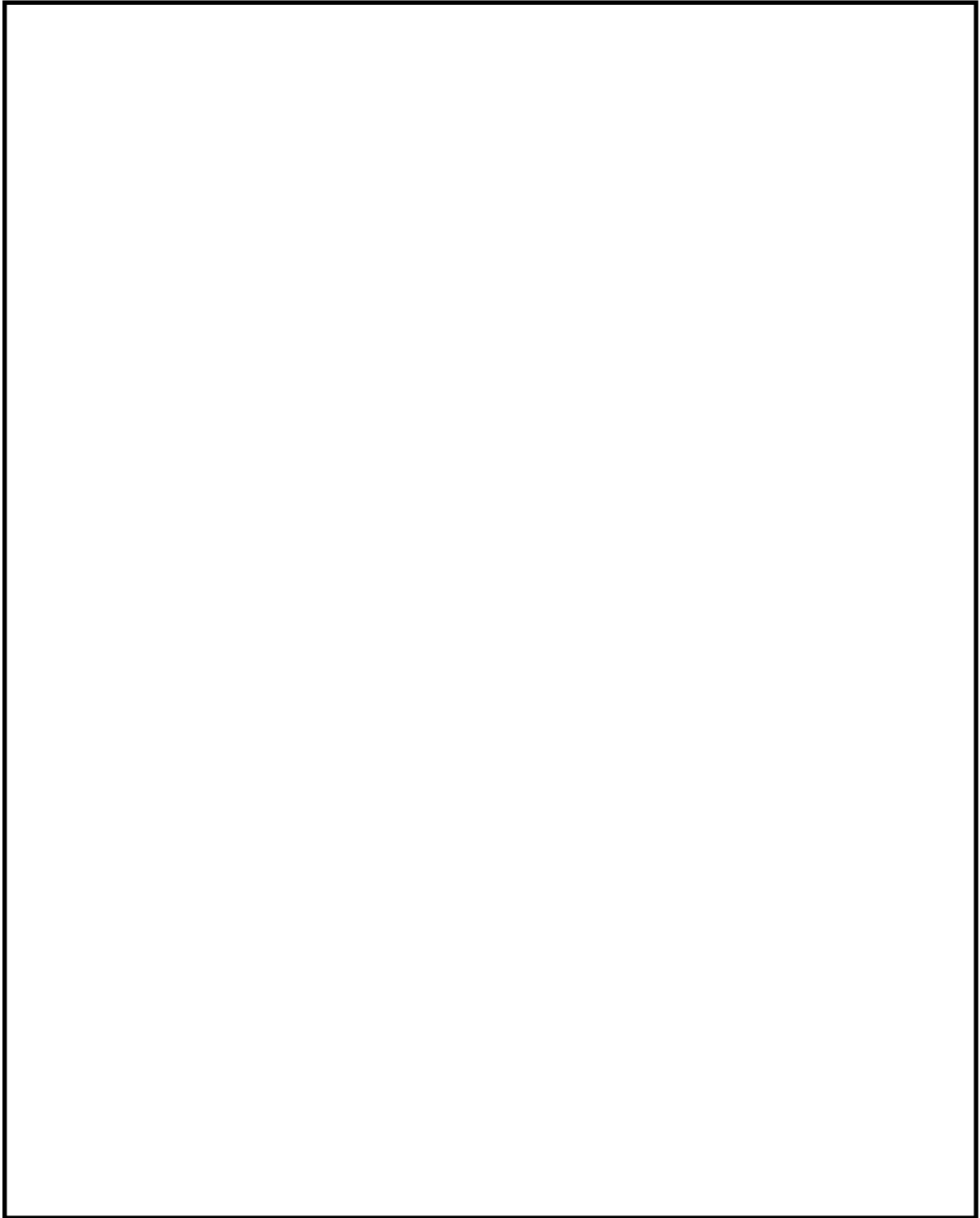


図 59-3-19 非常用ガス処理系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

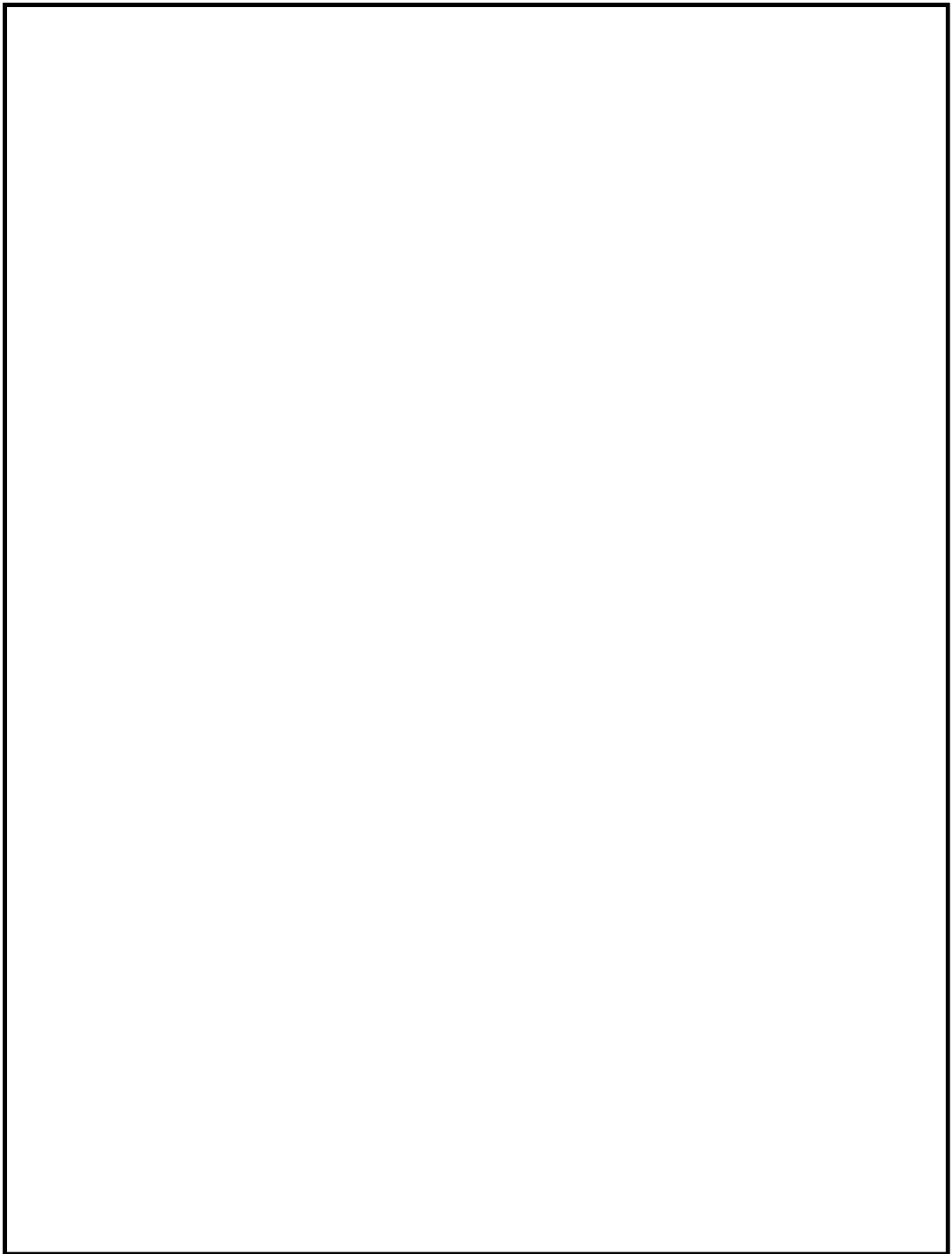


図 59-3-20 非常用ガス処理系に係る中央制御室操作盤の配置図
(コントロール建屋地上 2 階)

59-4

系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-4-1

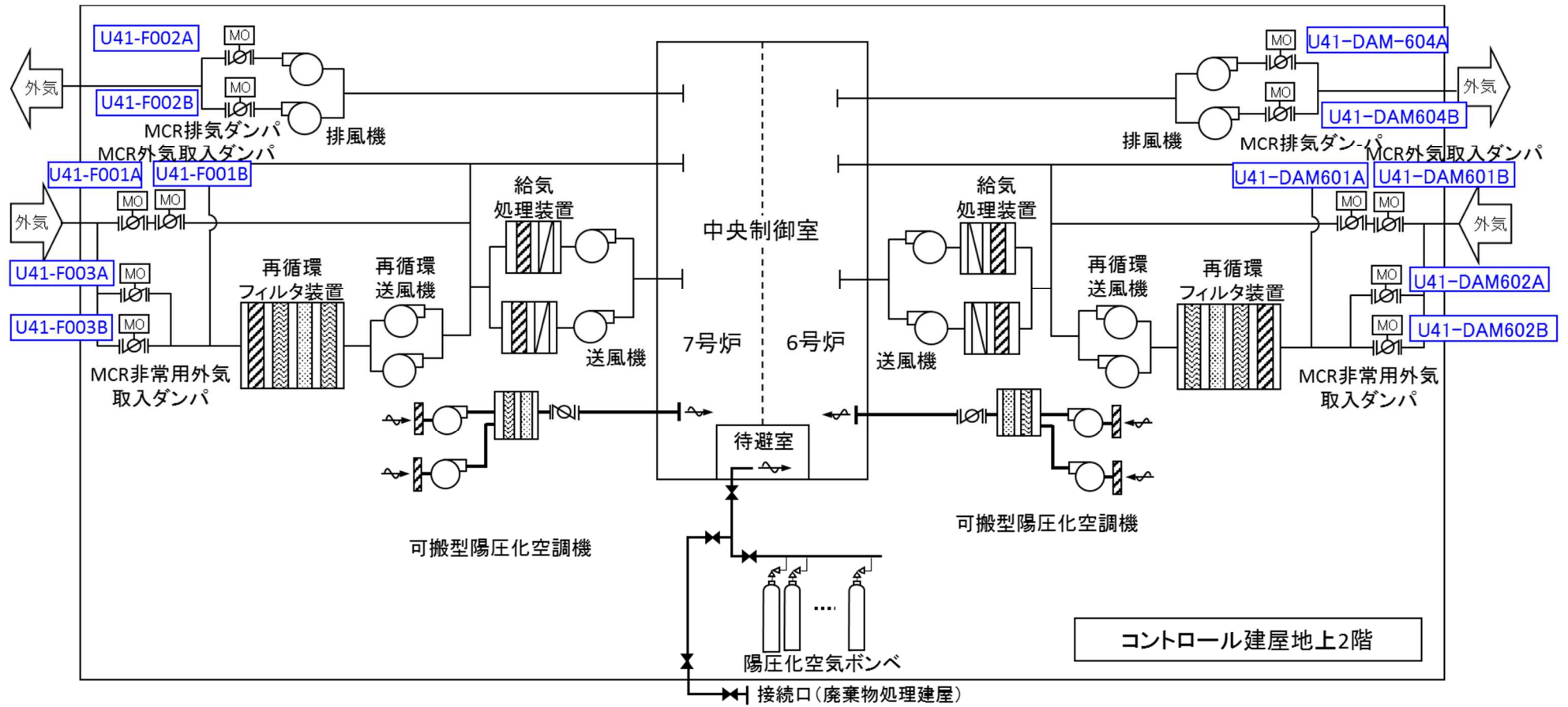


図 59-4-1 中央制御室換気空調系外気取入及び排気隔離ダンパ 系統概要図

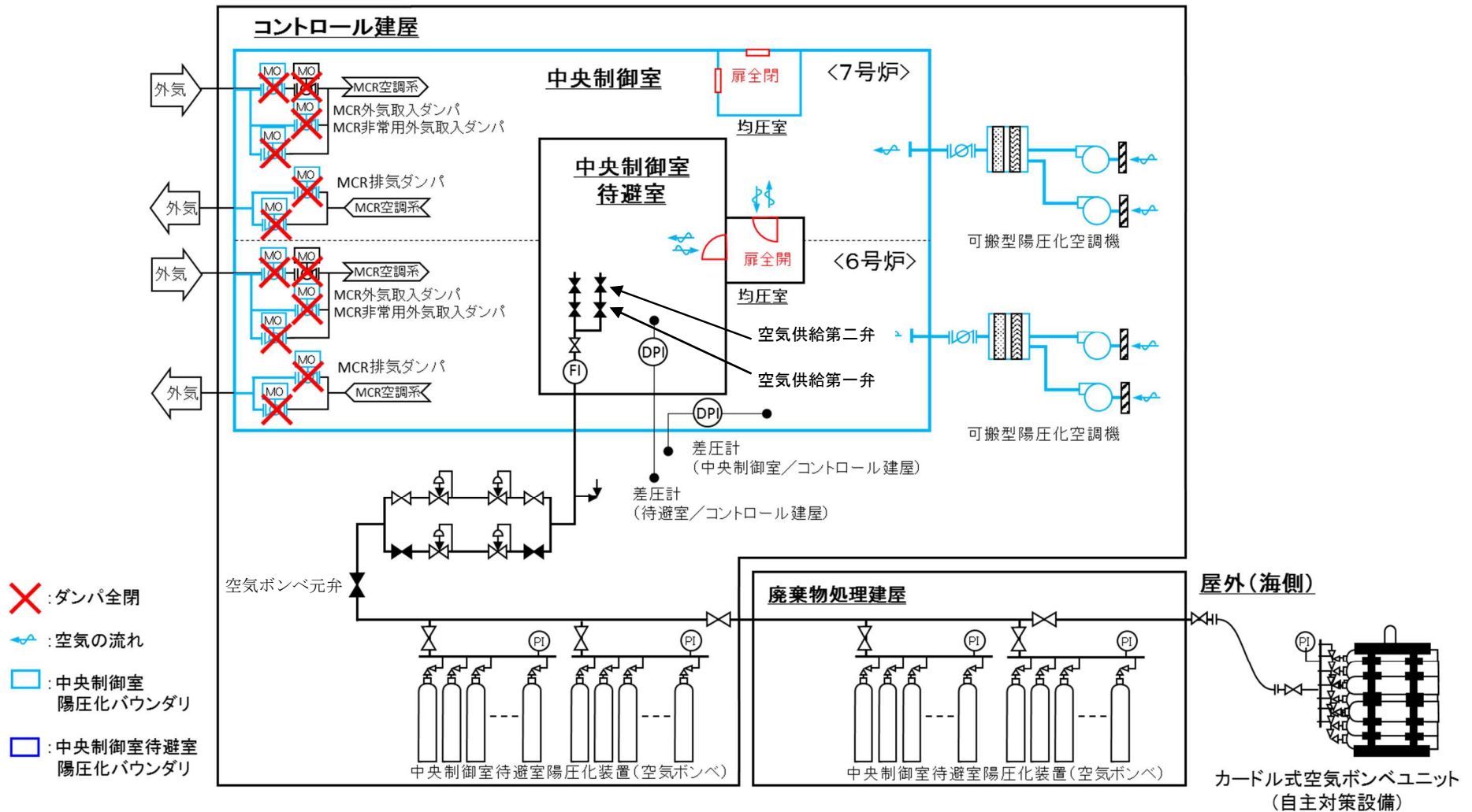


図 59-4-2 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置 系統概要図 (中央制御室を陽圧化時)

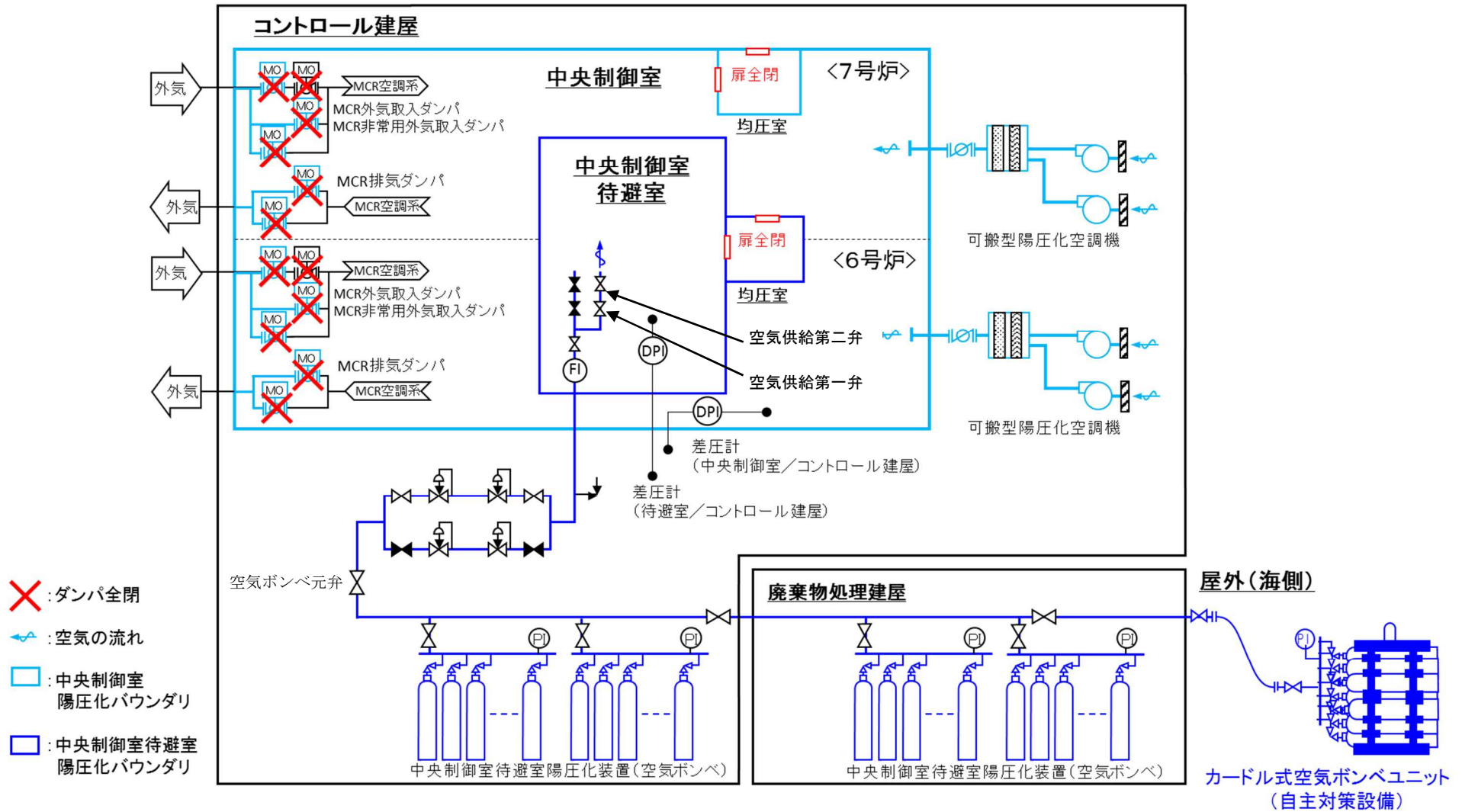


図 59-4-3 中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置 系統概要図
(中央制御室及び中央制御室待避室を陽圧化時)

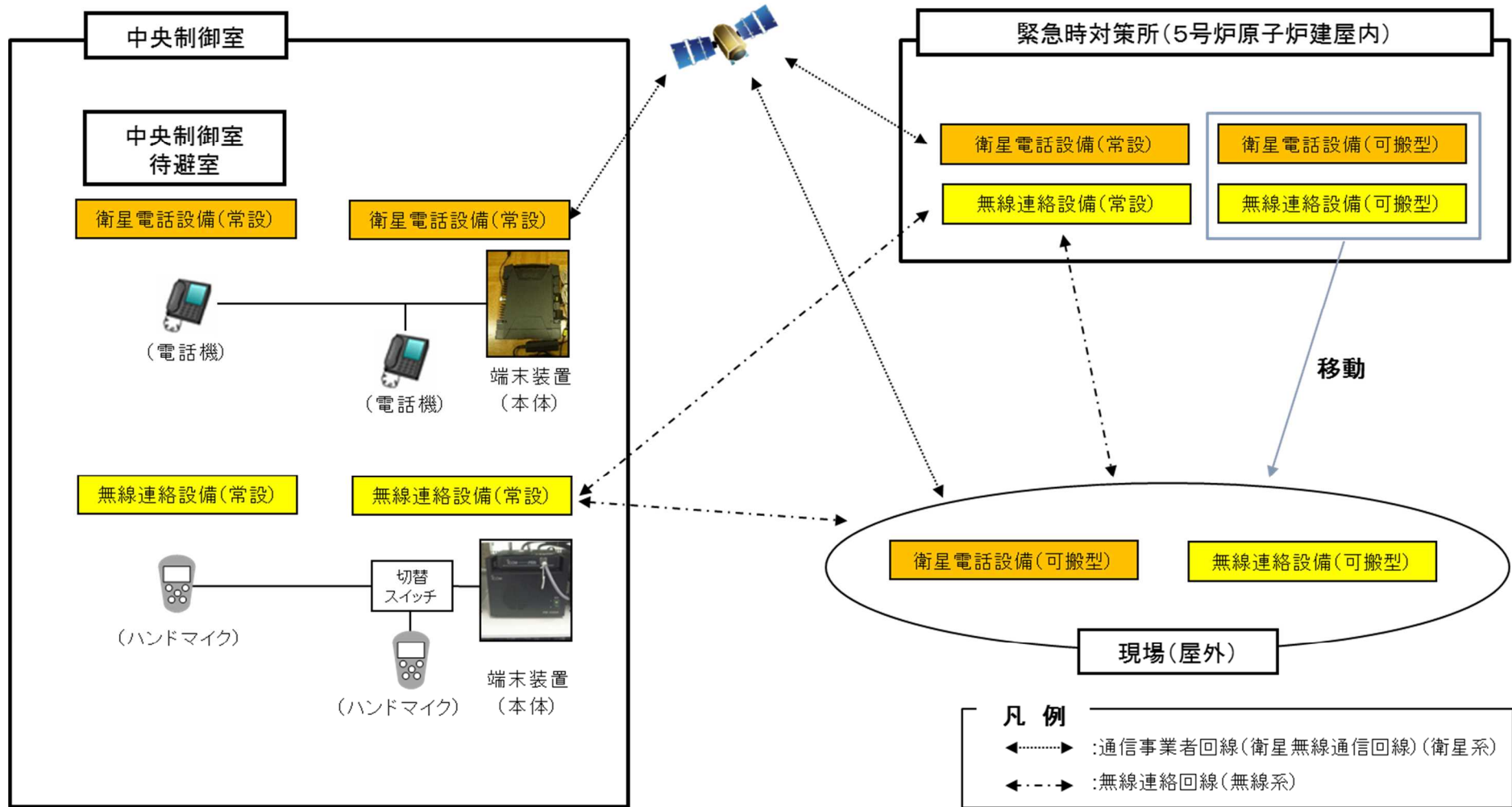
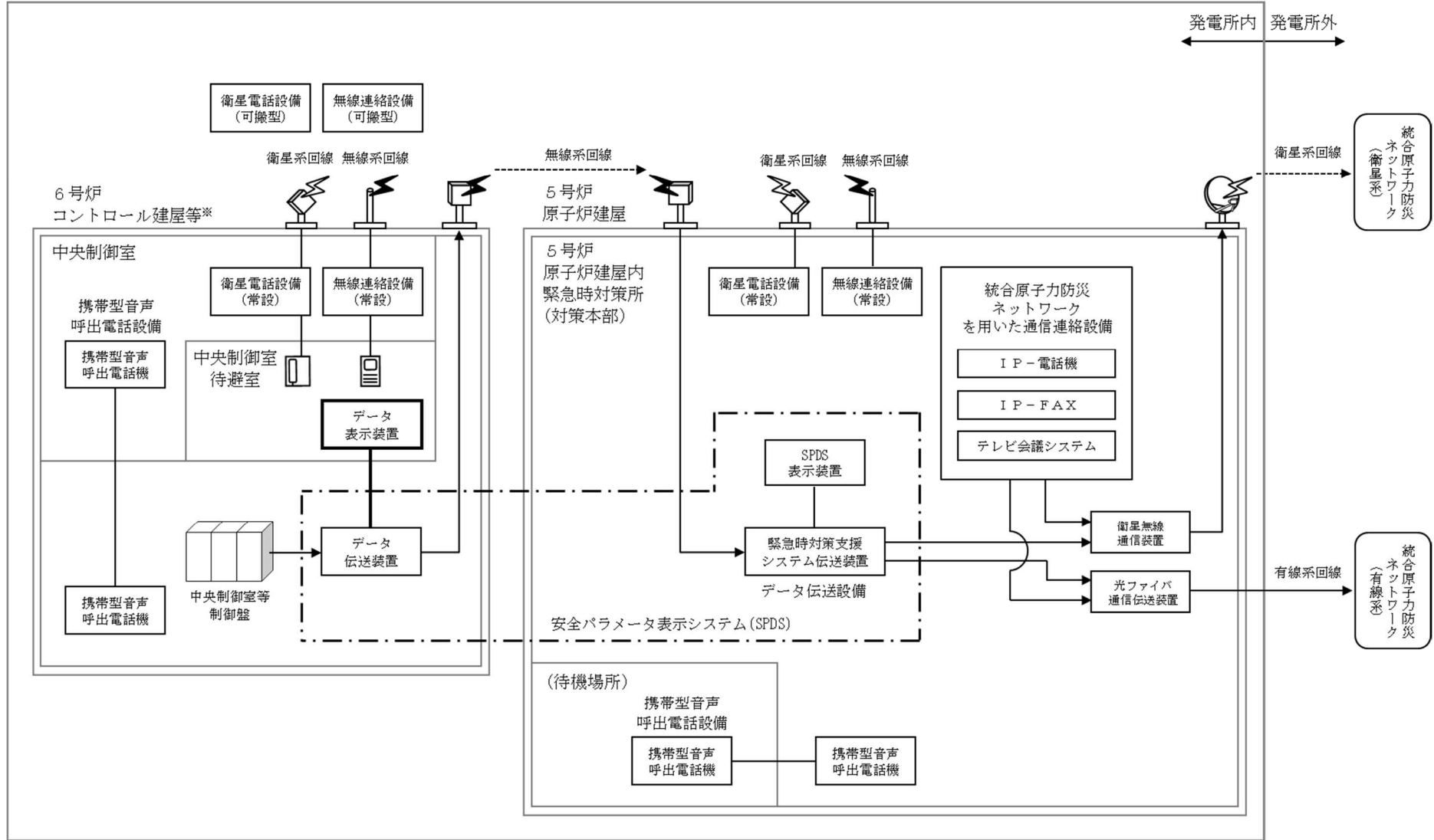


図 59-4-4 無線連絡設備(常設)及び衛星電話設備(常設)系統概要図



※: 7号炉も同様

図 59-4-5 データ表示装置 (待避室) システム概要図

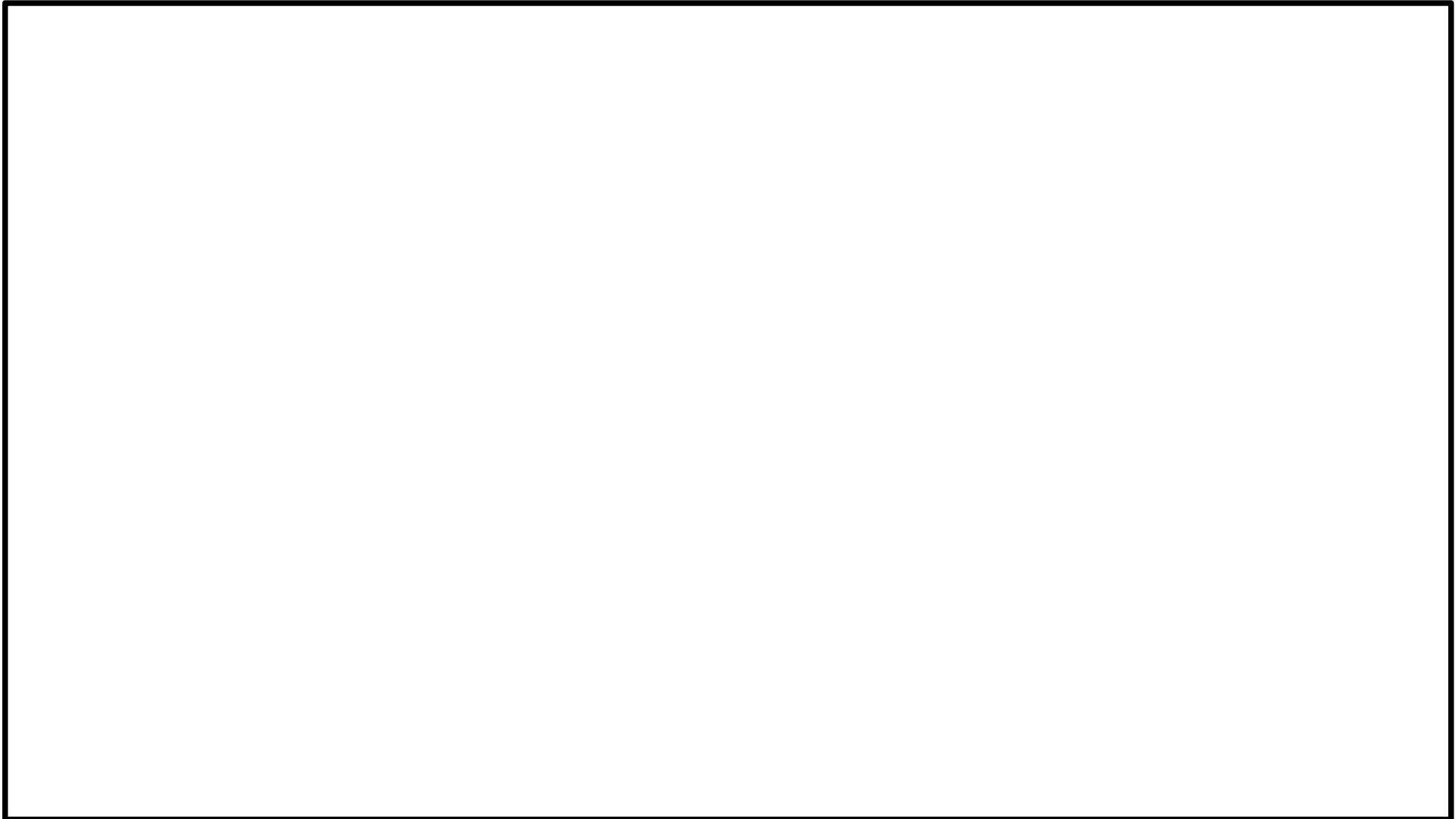


図 59-4-6 操作概要図 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）
（コントロール建屋地上2階）

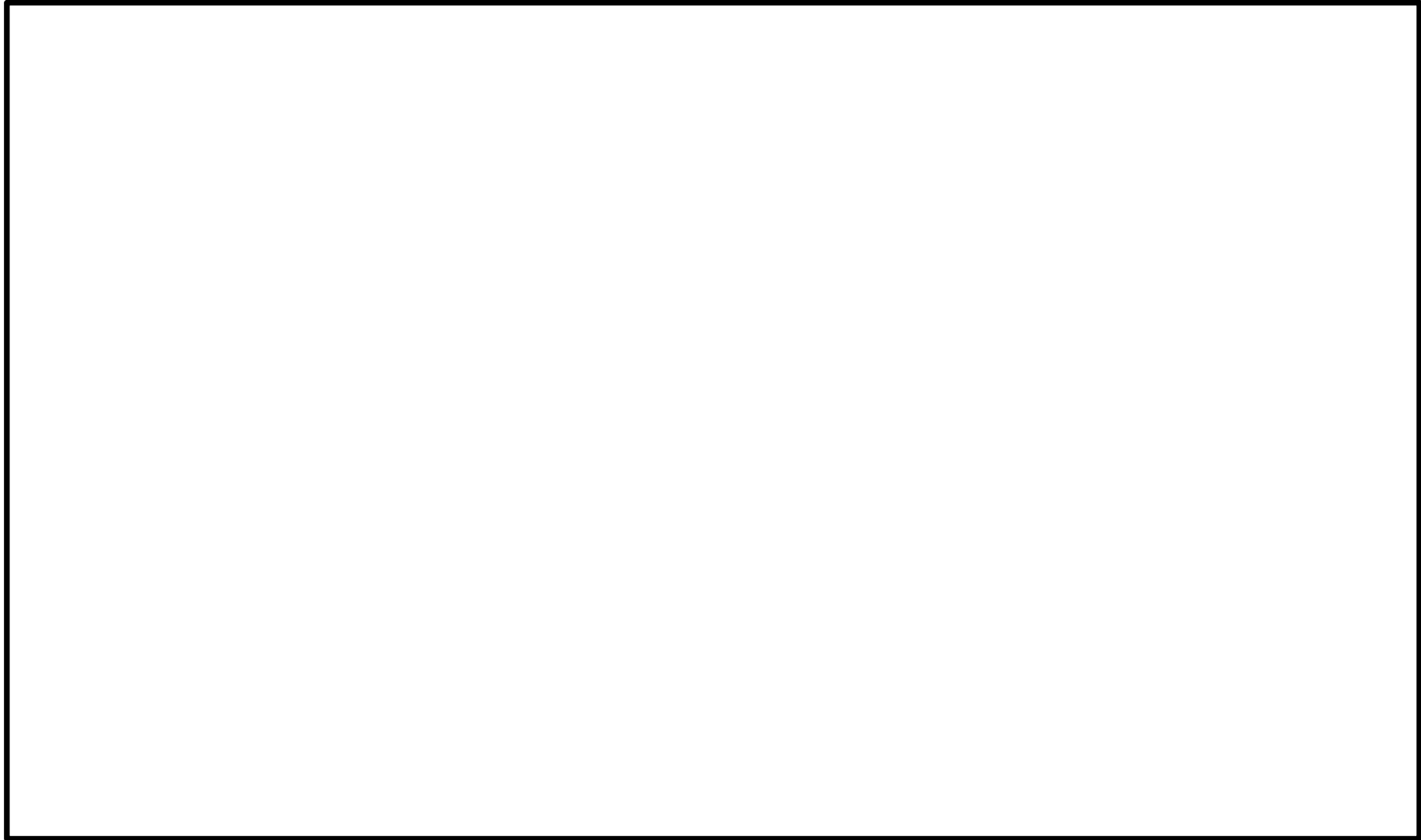


図 59-4-7 切替操作概要図 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）
（コントロール建屋地上2階）

No	機器名称
1	非常用ガス処理系乾燥装置 (A)
2	非常用ガス処理系乾燥装置 (B)
3	非常用ガス処理系フィルタ装置
4	非常用ガス処理系排風機 (A)
5	非常用ガス処理系排風機 (B)
6	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (A)
7	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (B)
8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 (A)
9	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 (B)

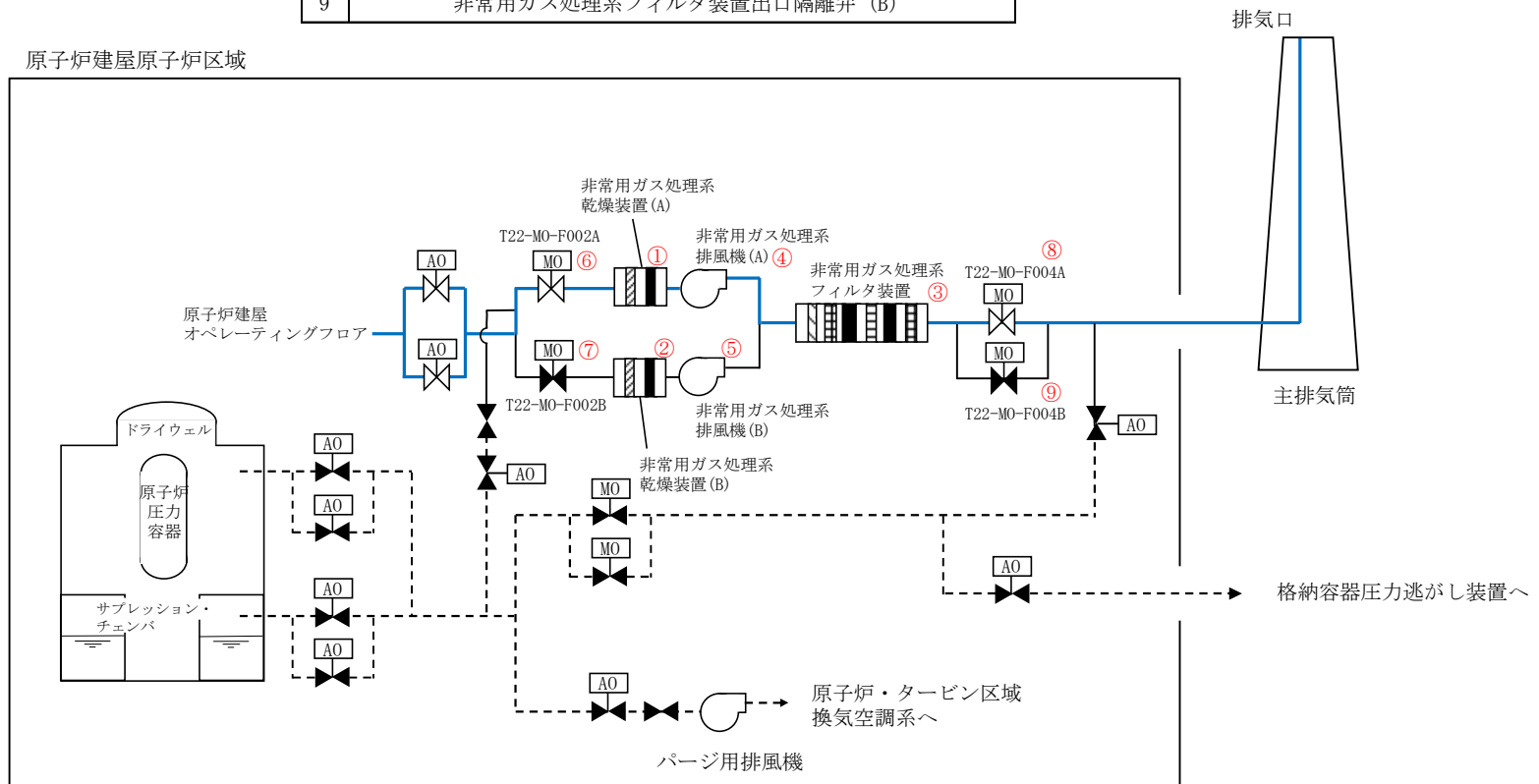


図 59-4-8 非常用ガス処理系 系統概要図 (6号炉)

No	機器名称
1	非常用ガス処理系乾燥装置 (A)
2	非常用ガス処理系乾燥装置 (B)
3	非常用ガス処理系フィルタ装置
4	非常用ガス処理系排風機 (A)
5	非常用ガス処理系排風機 (B)
6	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (A)
7	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (B)
8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 (A)
9	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 (B)

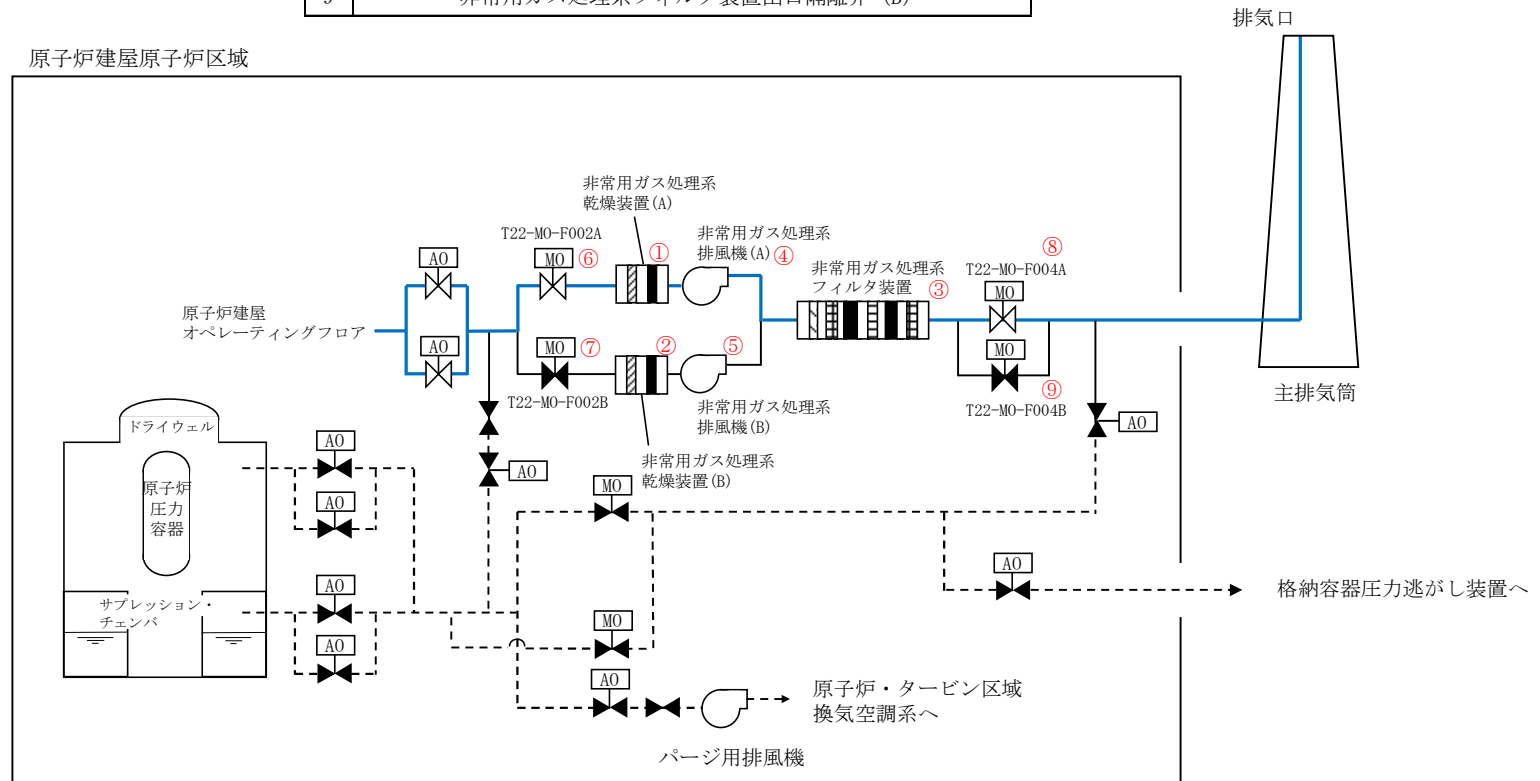


図 59-4-9 非常用ガス処理系 系統概要図 (7号炉)

59-5

試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-5-1

○可搬型蓄電池内蔵型照明の試験及び検査について

可搬型蓄電池内蔵型照明は、運転中及び停止中においても蓄電池電圧の確認、照明の点灯確認が可能とする。概略構造図を図 59-5-1 に示す。

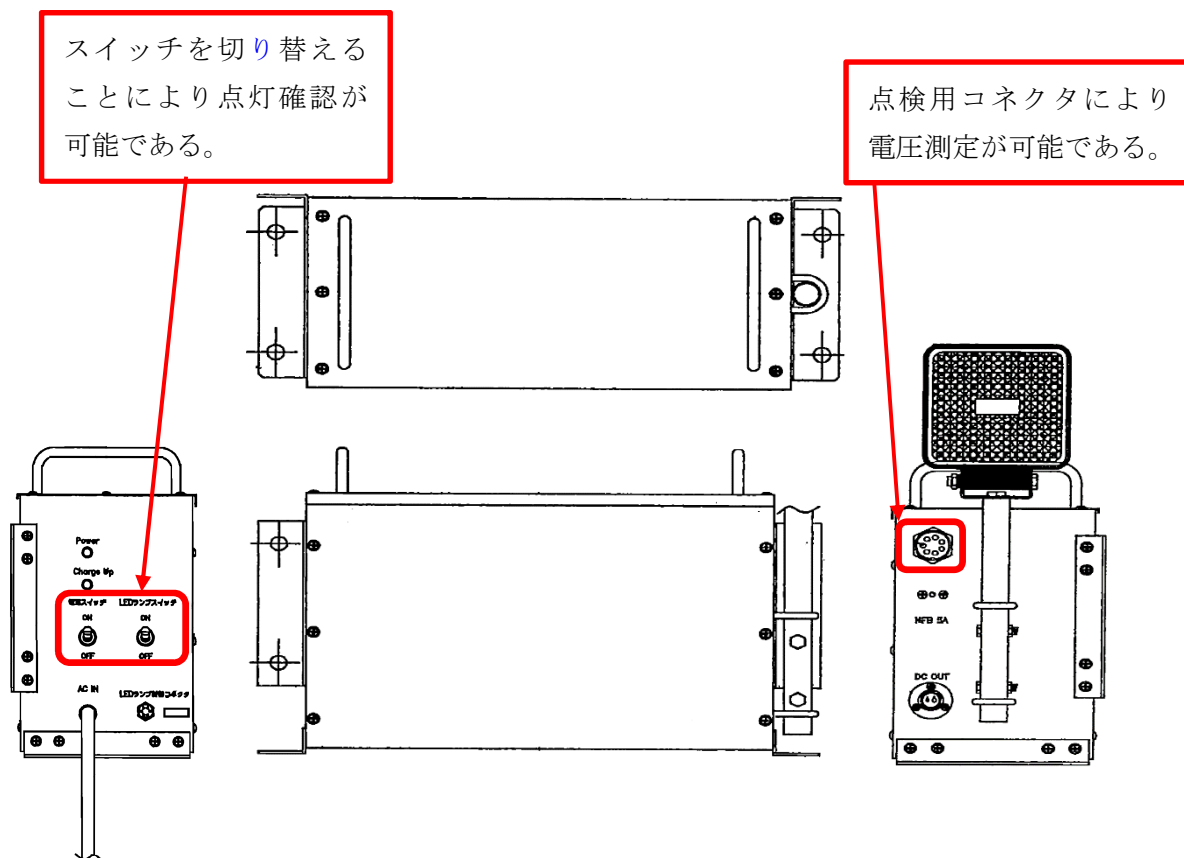


図 59-5-1 可搬型蓄電池内蔵型照明の概略構造図

○中央制御室及び中央制御室待避室の気密性に関する試験及び検査について

1. 概要

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

2. 試験内容

(1) 中央制御室の気密性能確認

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

中央制御室の陽圧化試験のバウンダリ構成図を図 59-5-2 に示す。

(2) 中央制御室待避室の気密性能確認

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

中央制御室待避室の陽圧化試験のバウンダリ構成図を図 59-5-3 に示す。

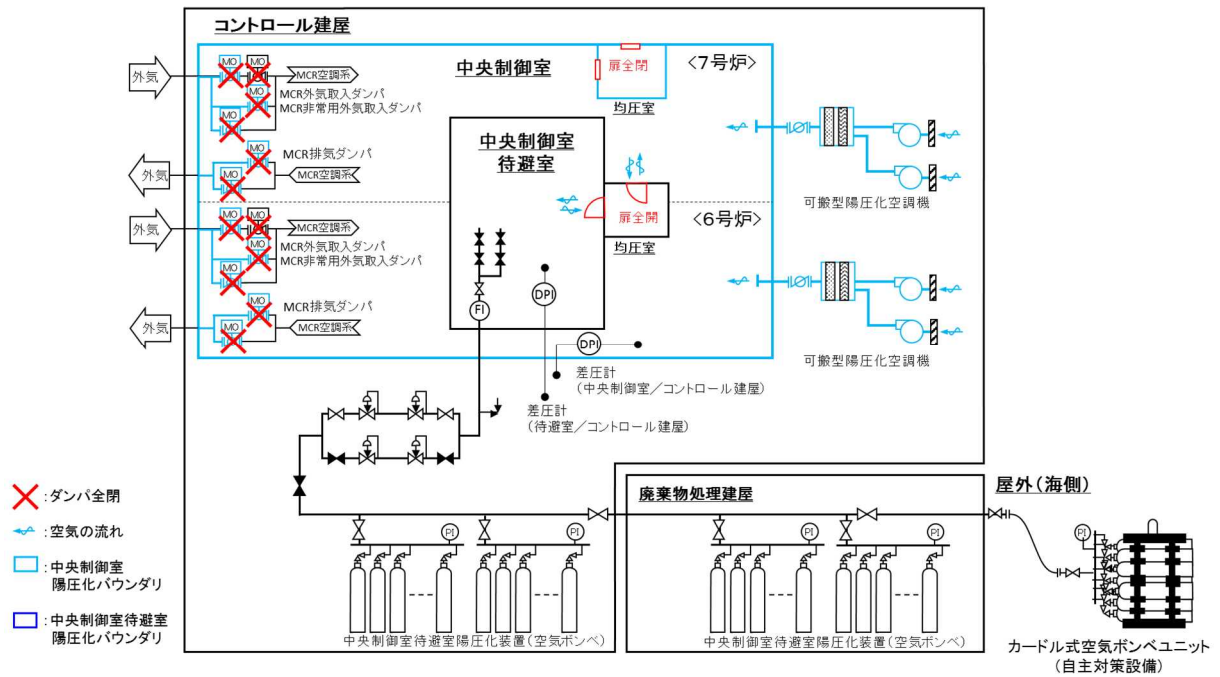


図 59-5-2 中央制御室の陽圧化試験におけるバウンダリ構成図

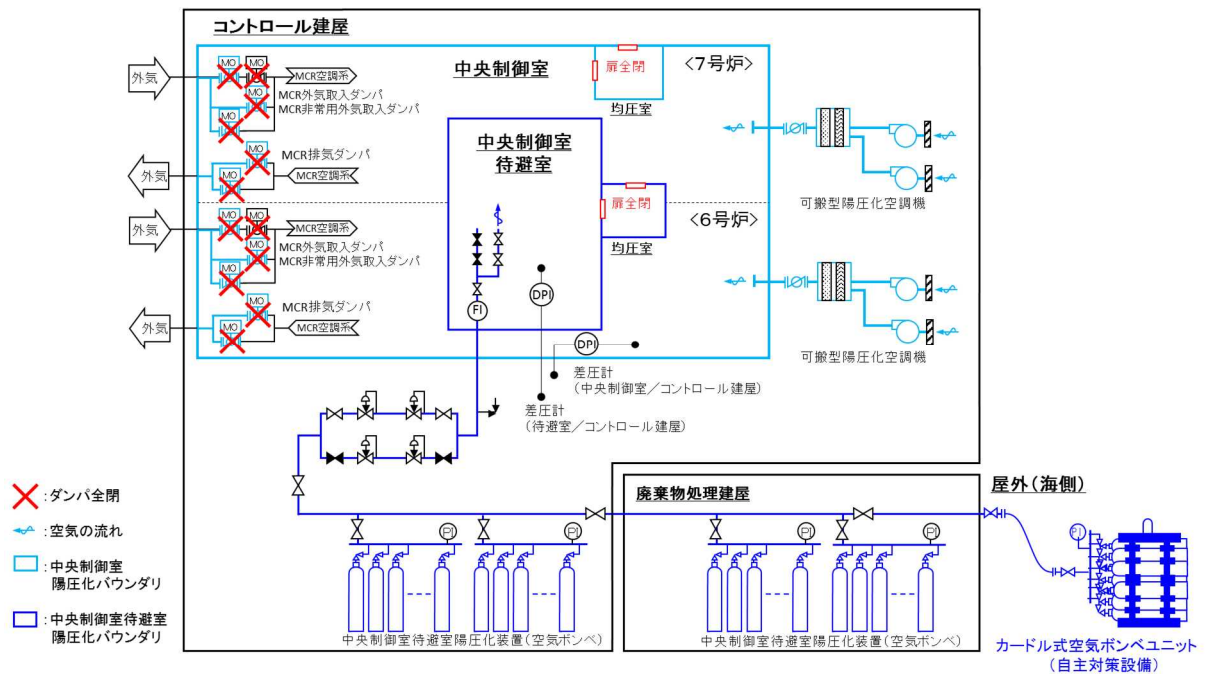


図 59-5-3 中央制御室待避室の陽圧化試験におけるバウンダリ構成図

○無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）の試験・検査について

無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）における試験及び検査は表 59-5-1 のとおりである。

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

表 59-5-1 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）の試験・検査

状態	項目	試験・検査項目
運転中 又は 停止中	外観検査機能・ 性能試験	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

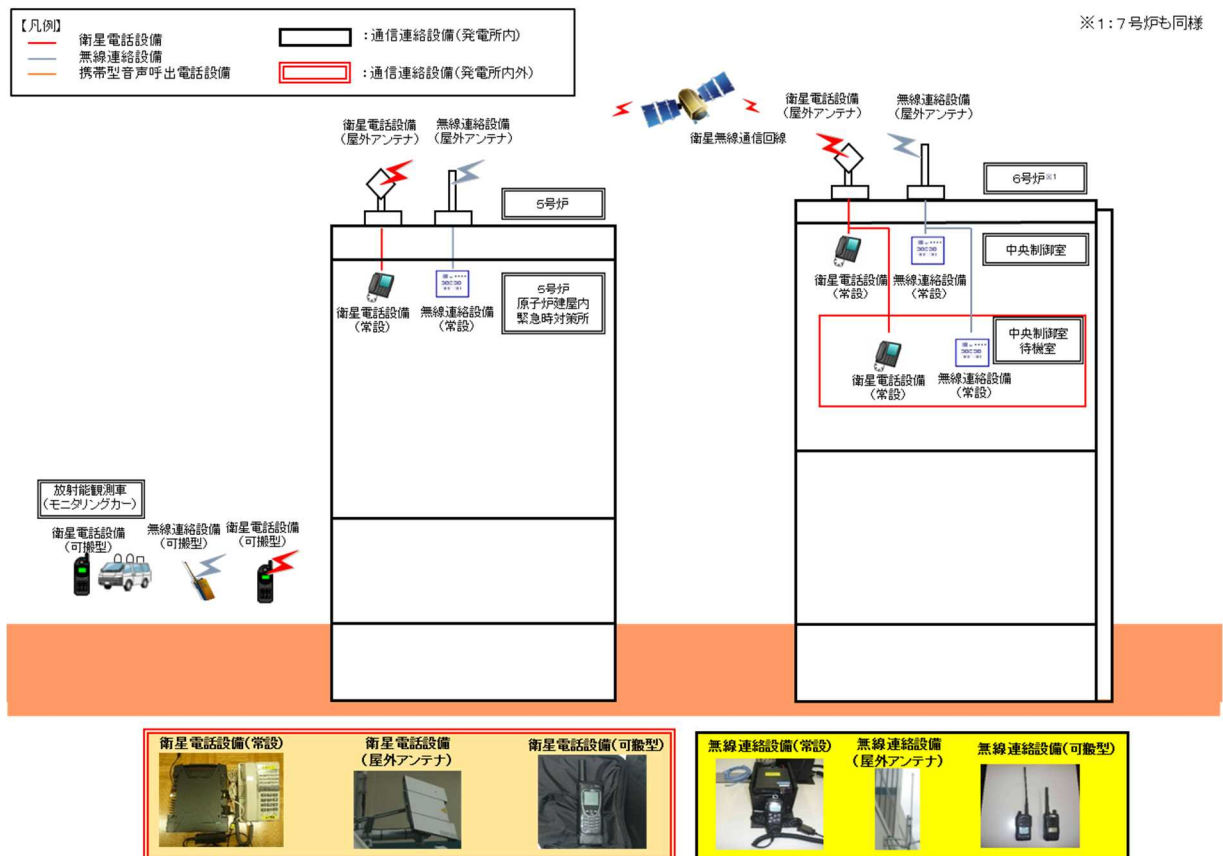
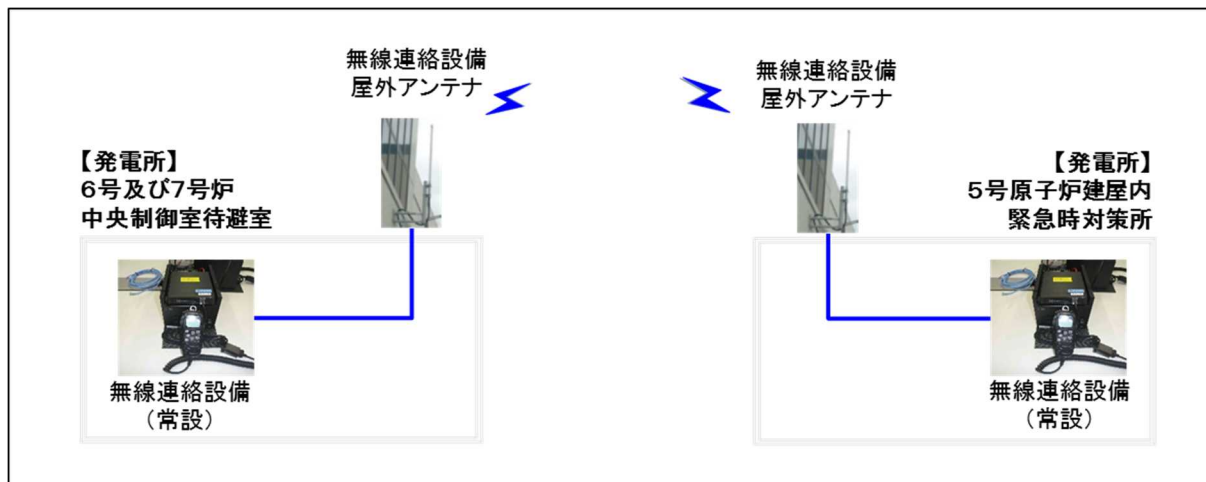


図 59-5-4 無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）の概要

【試験構成】

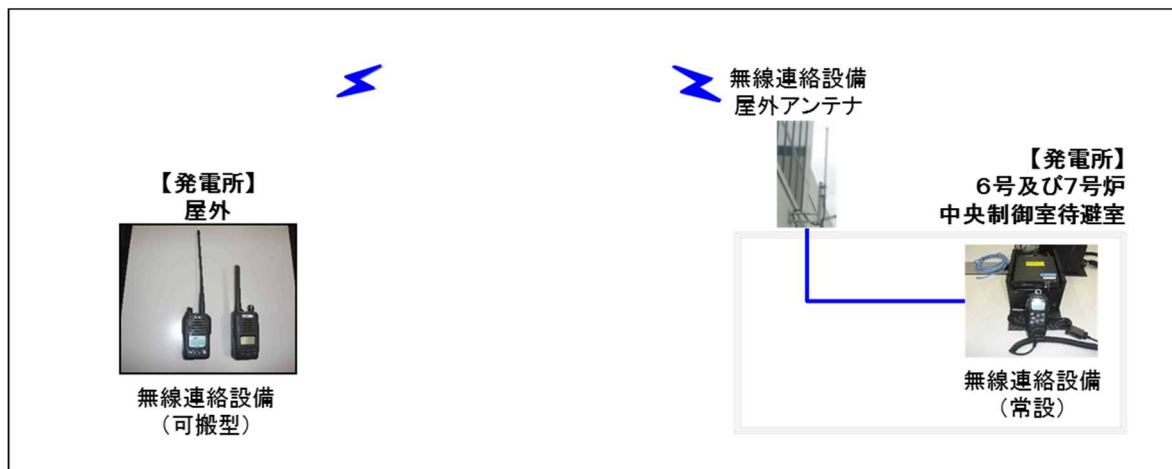


※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室待避室 ～ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

図 59-5-5 無線連絡設備（常設）試験・検査構成

無線連絡設備（可搬型／常設） 試験・検査内容

【試験構成】

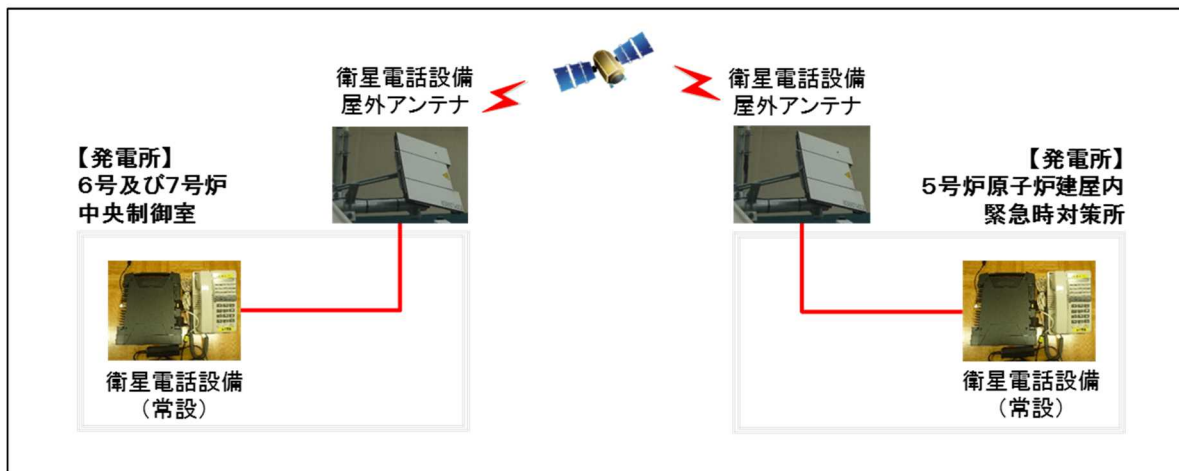


※ 試験区間：現場（可搬型） ～ 6号及び7号炉中央制御室待避室

図 59-5-6 無線連絡設備（可搬型／常設）試験・検査構成

衛星電話設備（常設） 試験・検査内容

【試験構成】



※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室待避室～5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

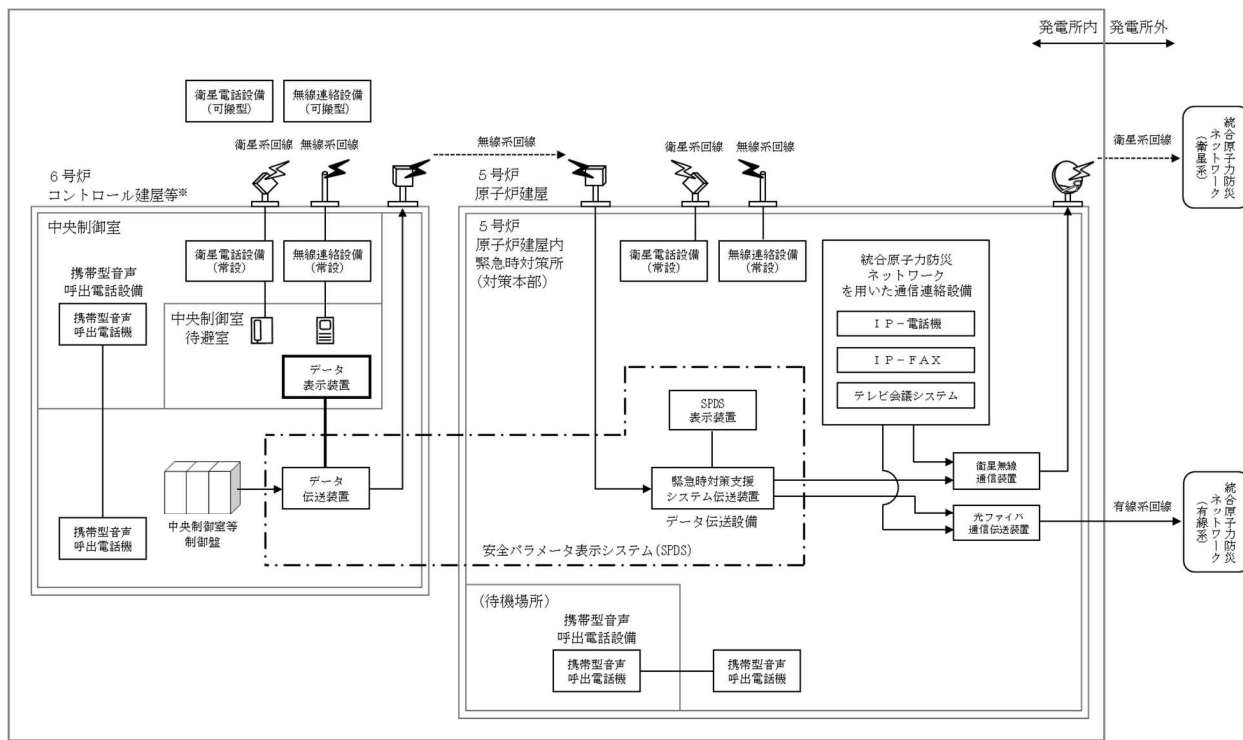
図 59-5-7 衛星電話設備（常設） 試験・検査構成

○データ表示装置（待避室）の試験及び検査について

データ表示装置（待避室）における試験及び検査は表 59-5-2 のとおりである。
 データ表示装置（待避室）の概要を図 59-5-8 に示す。

表 59-5-2 データ表示装置（待避室）の試験・検査

状態	項目	試験・検査項目
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	機能の確認
	外観検査	外観の確認

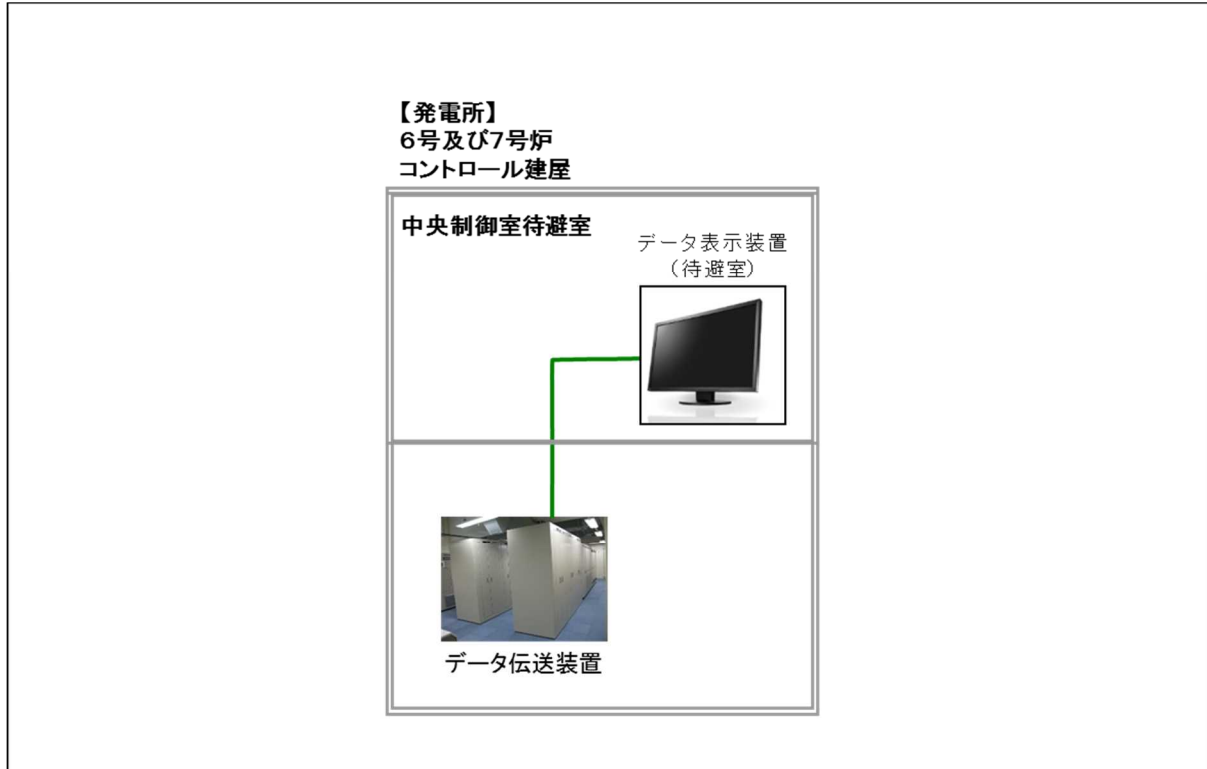


※：7号炉も同様

図 59-5-8 データ表示装置（待避室）の概要

データ表示装置（待避室） 試験・検査内容

【試験構成】



※写真についてはイメージ。

図 59-5-9 データ表示装置（待避室） 試験・検査構成

○酸素濃度・二酸化炭素濃度計の試験及び検査について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。外観図を図 59-5-10 に示す。



図 59-5-10 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の外観図

表 59-5-3 柏崎刈羽原子力発電所 6号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)	3	開放点検	195M	—	アラト運転中	
			非破壊検査	B	燃料プール冷却浄化系容器検査	アラト運転中	
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 (A) 出口ストレーナ	2	開放点検	65M	—	アラト運転中	
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 (B) 出口ストレーナ	2	開放点検	65M	—	アラト運転中	
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 (A)	3	開放点検	104M	—	アラト運転中	
	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 (B)	3	開放点検	104M	—	アラト運転中	
	スキマサージタンク	B	開放点検	10C	—	定検停止中	
プロセスモニタ	プロセスモニタ 27台 格納容器内雰囲気モニタ 4台	B, C, 1, 3	機能・性能試験	1C	プロセスモニタ機能検査	定検停止中	
			特性試験	1C 又は13M	プロセスモニタ機能検査	定検停止中	
	プロセスモニタ 2台	1, 3	機能・性能試験	1C	—	定検停止中	
			特性試験	1C	—	定検停止中	
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系 (A) (B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系機能検査	定検停止中	
	非常用ガス処理系排風機 (A)	1	分解点検	130M	—	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)	
	非常用ガス処理系排風機 (B)	1	分解点検	130M	—	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)	
	非常用ガス処理系排風機 (A) 電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)	
	非常用ガス処理系排風機 (B) 電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)	
	非常用ガス処理系乾燥装置 (A) (B) 2台	1	開放点検	1C	非常用ガス処理系設備検査 (その1)	定検停止中	
	非常用ガス処理系フィルタ装置	1	開放点検	13M	非常用ガス処理系設備検査 (その1)	定検停止中	
	非常用ガス処理系ダンパ (GD) (A)	1	機能・性能試験	10C	非常用ガス処理系設備検査 (その1)	定検停止中	
	非常用ガス処理系ダンパ (GD) (B)	1	機能・性能試験	10C	非常用ガス処理系設備検査 (その1)	定検停止中	
	ラプチャーディスク	3	分解点検	39M	—	定検停止中	
	非常用ガス処理系ヒーター 1式	1, 3	簡易点検	1C	—	定検停止中	
	よう素用チャコールフィルタ	1	機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	定検停止中	
	換気空調系	原子炉区域・タービン区域送風機 (A)	3	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査 (その1)	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M)
				分解点検	4FY	—	
			簡易点検	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域送風機 (B)		3	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査 (その1)	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M)	
			分解点検	4FY	—		
			簡易点検	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域送風機 (C)		3	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査 (その1)	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M)	
			分解点検	4FY	—		
			簡易点検	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域送風機 (D)		3	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査 (その1)	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M)	
			分解点検	4FY	—		
			簡易点検	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域排風機 (A)		3	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査 (その1)	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M)	
			分解点検	4FY	—		
			簡易点検	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域排風機 (B)		3	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査 (その1)	定検停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M)	
		分解点検	4FY	—			
		簡易点検	1FY	—			

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：放射線管理設備
検 査 名：非常用ガス処理系機能検査
要領書番号：K6-10-42-B-運

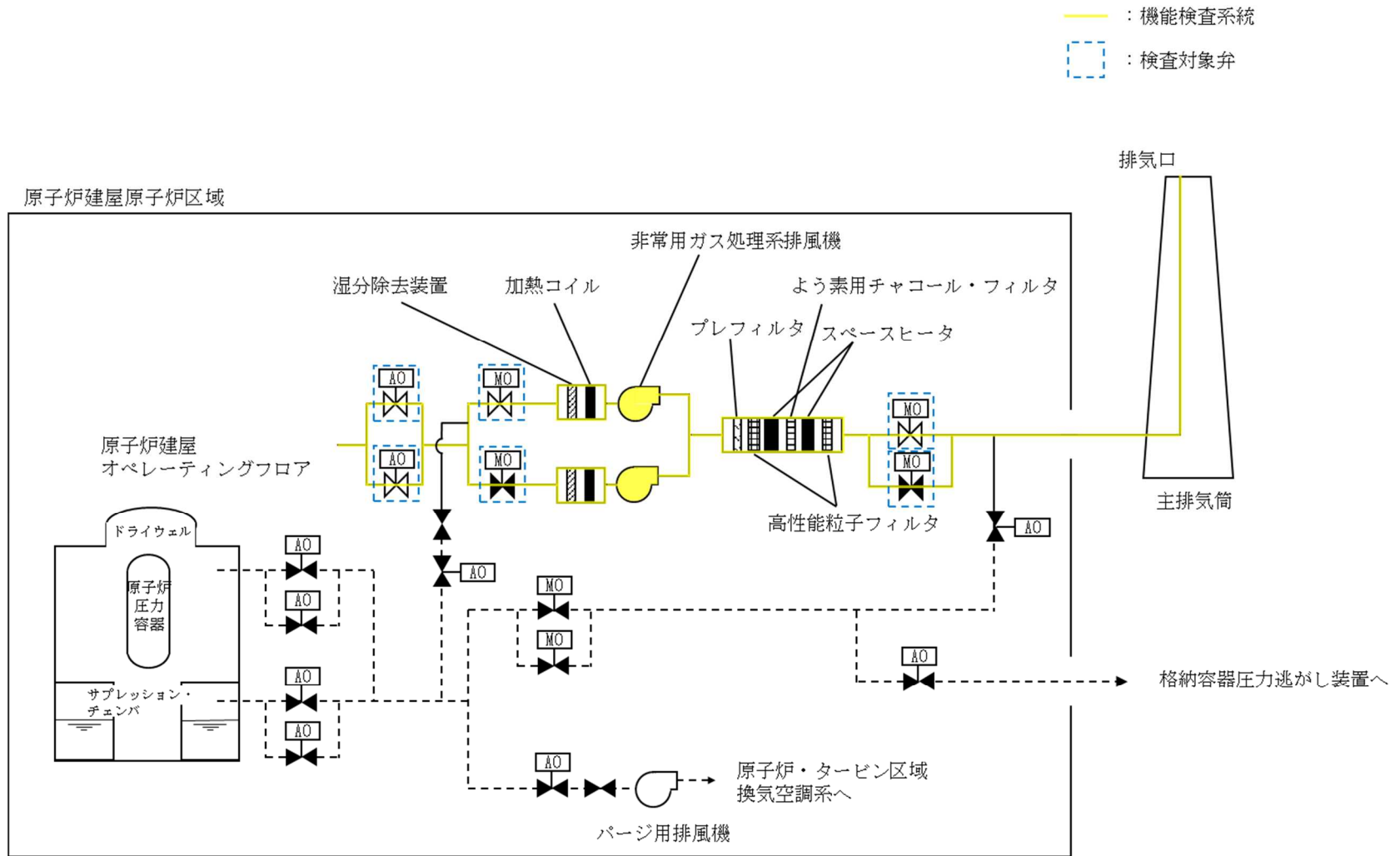


図 59-5-11 非常用ガス処理系 (6号炉) 機能検査系統図

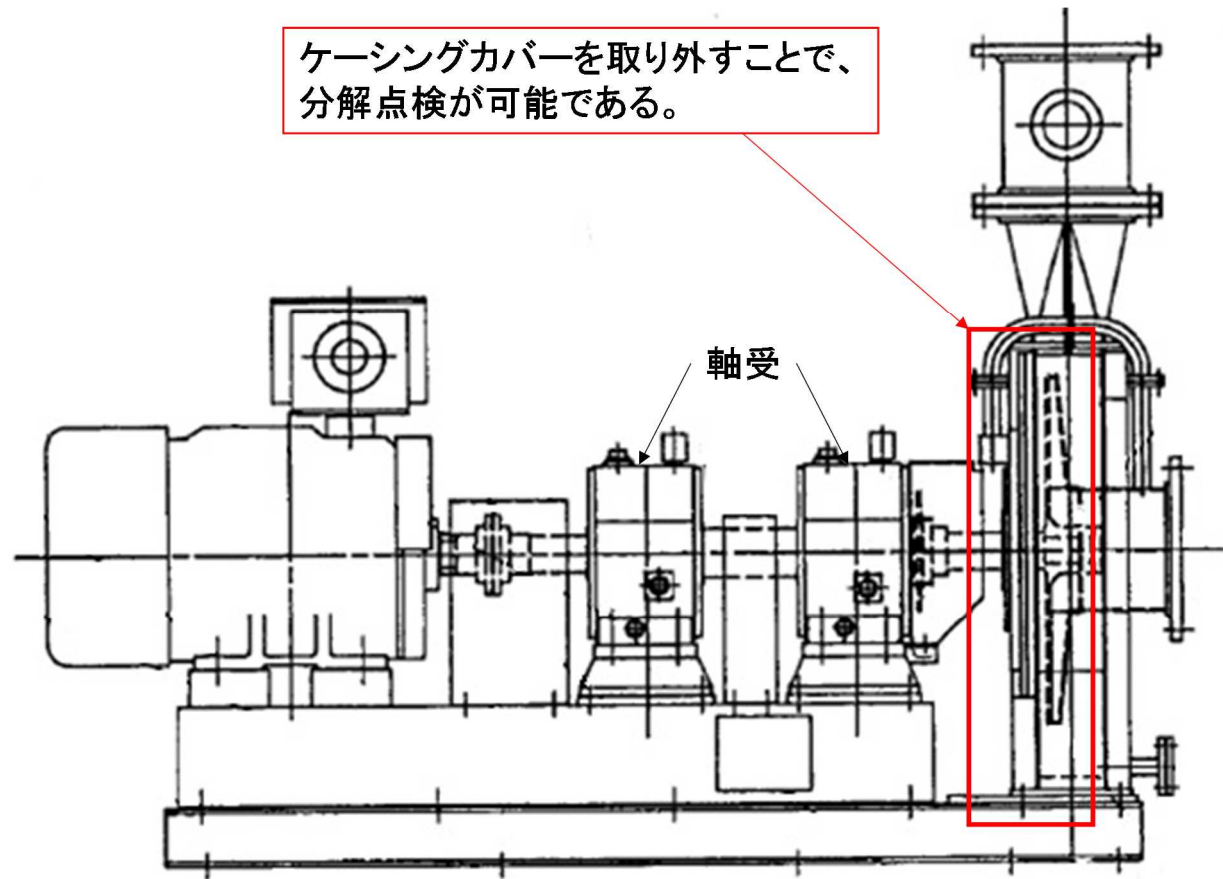


図 59-5-12 非常用ガス処理系排風機 (6号炉) 構造図

表 59-5-4 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	安全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保安方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
燃料プール冷却浄化系ろ過装置	燃料プール冷却浄化系ろ過装置(A) 出口Yストレーナ	2	開放点検	6.5M	—	アソシ運転中
	燃料プール冷却浄化系ろ過装置(B) 出口Yストレーナ	2	開放点検	6.5M	—	アソシ運転中
	燃料プール冷却浄化系ろ過装置(A)	3	開放点検	10.4M	—	アソシ運転中
	燃料プール冷却浄化系ろ過装置(B)	3	開放点検	10.4M	—	アソシ運転中
	スキマージタンク	B	内部点検	10C	—	定稼停止中
	燃料プール冷却浄化系支持構造物 1式	B,C	外観点検	10C	燃料プール冷却浄化系機能検査	アソシ運転中
プロセスモニタ	プロセスモニタ 26台 格納容器内常置気モニタ 4台	1,3	機能・性能試験	1C	プロセスモニタ機能検査	定稼停止中
	特性試験		1C 又は1.3M	プロセスモニタ機能検査	定稼停止中	
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系(A)(B) 2系列	A	機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系機能検査	定稼停止中
	非常用ガス処理系排風機(A)	1	分解点検	1.30M	—	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)
	非常用ガス処理系排風機(B)	1	分解点検	1.30M	—	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)
	非常用ガス処理系排風機(A) 電動機	1	分解点検	7.8M	—	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)
	非常用ガス処理系排風機(B) 電動機	1	分解点検	7.8M	—	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 1C)
	非常用ガス処理系乾燥装置(A)(B) 2台	1	開放点検	1C	—	定稼停止中
	非常用ガス処理系フィルタ装置	1	開放点検	1.3M	—	定稼停止中
	非常用ガス処理系ダンパ(GD)(A)(B) 2台	A	機能・性能試験	10C	非常用ガス処理系設備検査(その1)	定稼停止中
	非常用ガス処理系 凝分除去装置(A)(B) 2台	1	外観点検	1C	—	定稼停止中
	ラブチャージディスク	C	分解点検	2C	—	定稼停止中
	非常用ガス処理系ヒーター 1式	1	簡易点検	1C	—	定稼停止中
	よう素用チャコールフィルタ	1	機能・性能試験	1C	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	定稼停止中
	換気空調系	原子炉区域・タービン区域送風機(A)	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M)
			分解点検	4FY	—	
		原子炉区域・タービン区域送風機(B)	機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M)
			分解点検	4FY	—	
原子炉区域・タービン区域送風機(C)		機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M)	
		分解点検	4FY	—		
原子炉区域・タービン区域送風機(D)		機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M)	
		分解点検	4FY	—		
原子炉区域・タービン区域排風機(A)		機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
		分解点検	4FY	—		
		簡易点検 (センタリング)	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域排風機(B)		機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
		分解点検	4FY	—		
		簡易点検 (センタリング)	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域排風機(C)		機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
		分解点検	4FY	—		
		簡易点検 (センタリング)	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域排風機(D)		機能・性能試験	1C	換気空調系機能検査	定稼停止中 (振動診断 3M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
		分解点検	4FY	—		
		簡易点検 (センタリング)	1FY	—		
原子炉区域・タービン区域送風機電動機(A)		3	分解点検	7.8M	—	(振動診断 3M) (赤外線診断 6M)
原子炉区域・タービン区域送風機電動機(B)		3	分解点検	7.8M	—	(振動診断 3M) (赤外線診断 6M)
原子炉区域・タービン区域送風機電動機(C)		3	分解点検	7.8M	—	(振動診断 3M) (赤外線診断 6M)

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：放射線管理設備
検 査 名：非常用ガス処理系機能検査
要領書番号：K7-10-42-B-運

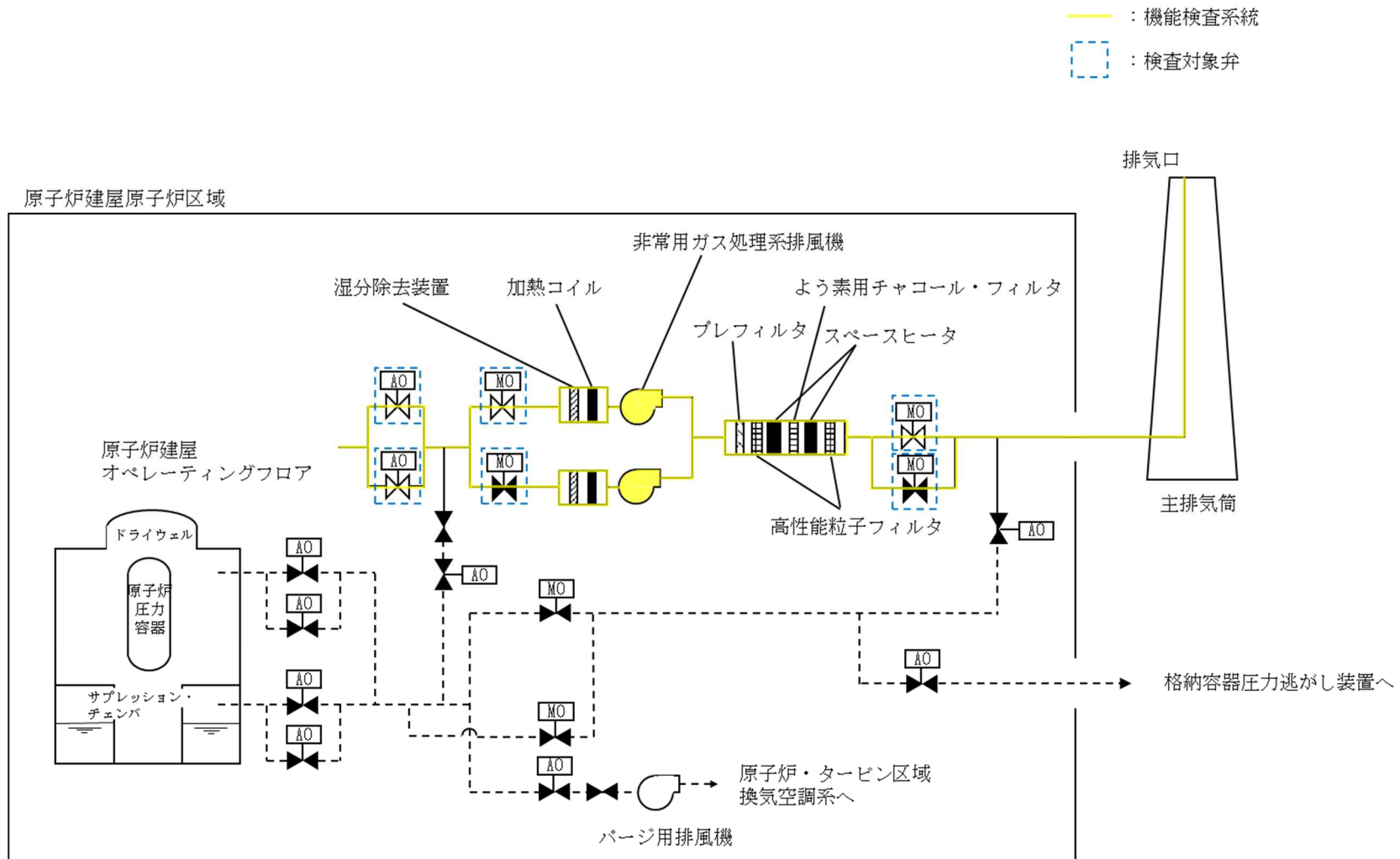


図 59-5-13 非常用ガス処理系 (7号炉) 機能検査系統図

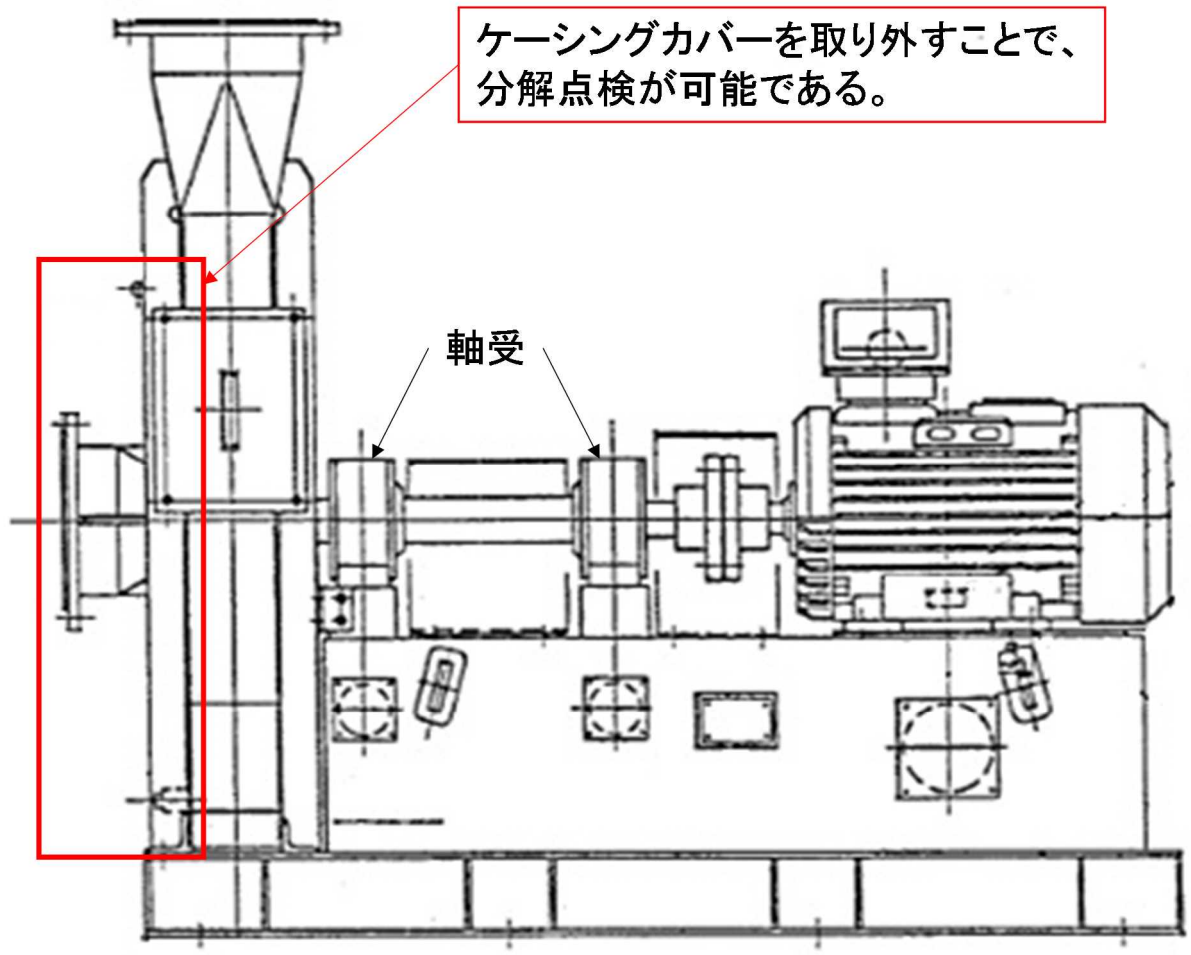


図 59-5-14 非常用ガス処理系排風機 (7号炉) 構造図

59-6

容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-6-1

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

【設定根拠】

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

低温及び高温の設計基準については、観測記録（気象庁アメダス）年超過確率評価を踏まえ最低気温が最も小さく、及び最高気温が最も大きくなる値を設計基準として定めた。評価の結果、統計的な処理による年超過確率 10^{-4} の値として最低気温は -15.2°C 、及び最高気温は 38.8°C となった。

中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計に際しては、重大事故等時の室内の温度を中央制御室のあるコントロール建屋の設計最高温度 40°C 、隣接区画を年超過確率 10^{-4} の値よりも厳しい最低温度 -17.0°C と仮定すると、中央制御室及び中央制御室待避室の階層高さは最大 6m であるため、以下のとおり約 15Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

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

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

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

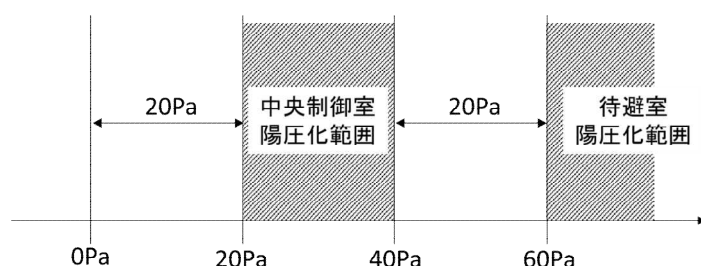


図 59-6-1 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

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

【設定根拠】 (続)

③陽圧化に必要な空気供給量

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

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

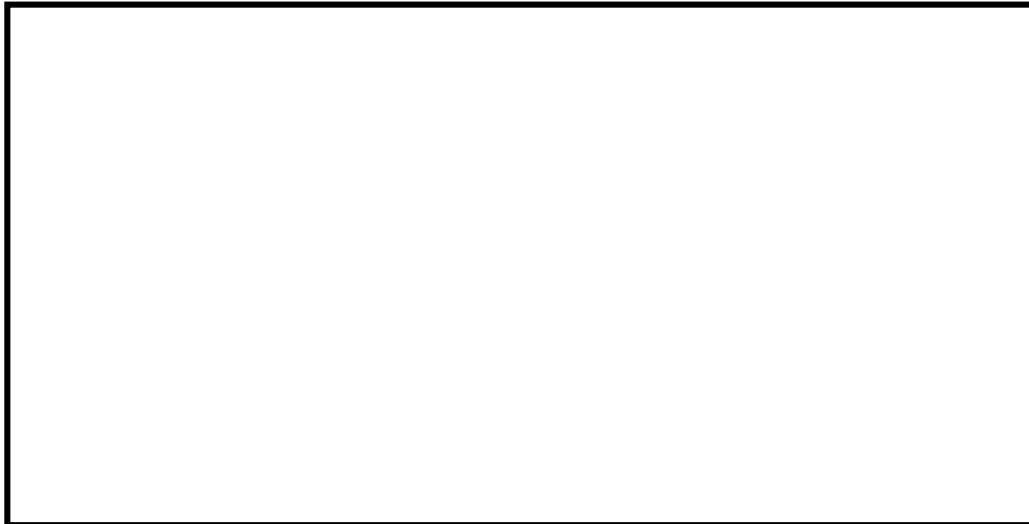


図 59-6-2 中央制御室の気密性能試験結果

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

名称		中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ）
本数	本	174 以上（注 1）,（194（注 2））
容量	L/本	47（6 号炉及び 7 号炉共用）
充填圧力	MPa	約 15（35℃）
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

(1) 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

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

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

$$= 95.45$$

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

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

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

$$Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0)$$

$$= 14.81$$

$$\approx 14.9 \text{ m}^3/\text{h}$$

以上より、空気ポンベ陽圧化時に、窒息を防止するために必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の 95.5m³/h 以上とする。

【設定根拠】 (続)

(2) 必要ポンペ本数

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

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

以上より、必要ポンペ本数は下記の通り174本以上となる。

$$\begin{aligned} & 95.5\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \\ & = 173.6 \\ & \approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

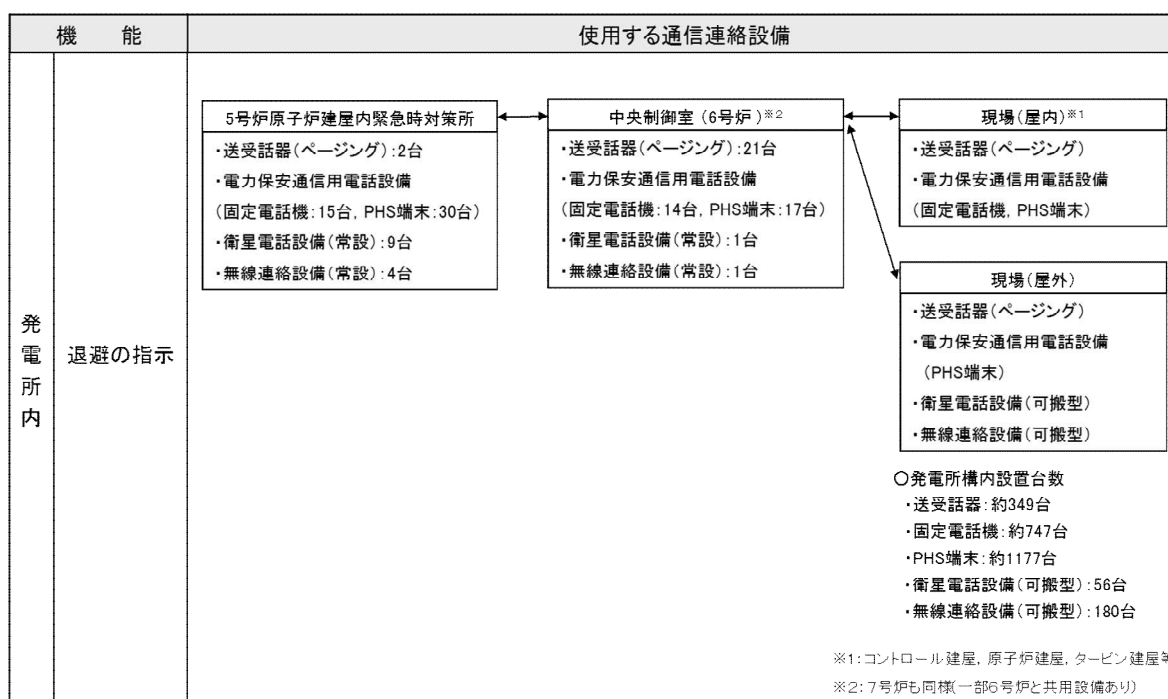
設備の公称値としては予備を含めて合計で194本を設置する。

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

名称		無線連絡設備（常設）
台数	台	6号炉 1 7号炉 1

【設定根拠】

中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷の発生時に陽圧化した中央制御室待避室に待避した場合においても、無線連絡設備（常設）を設置することで、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。



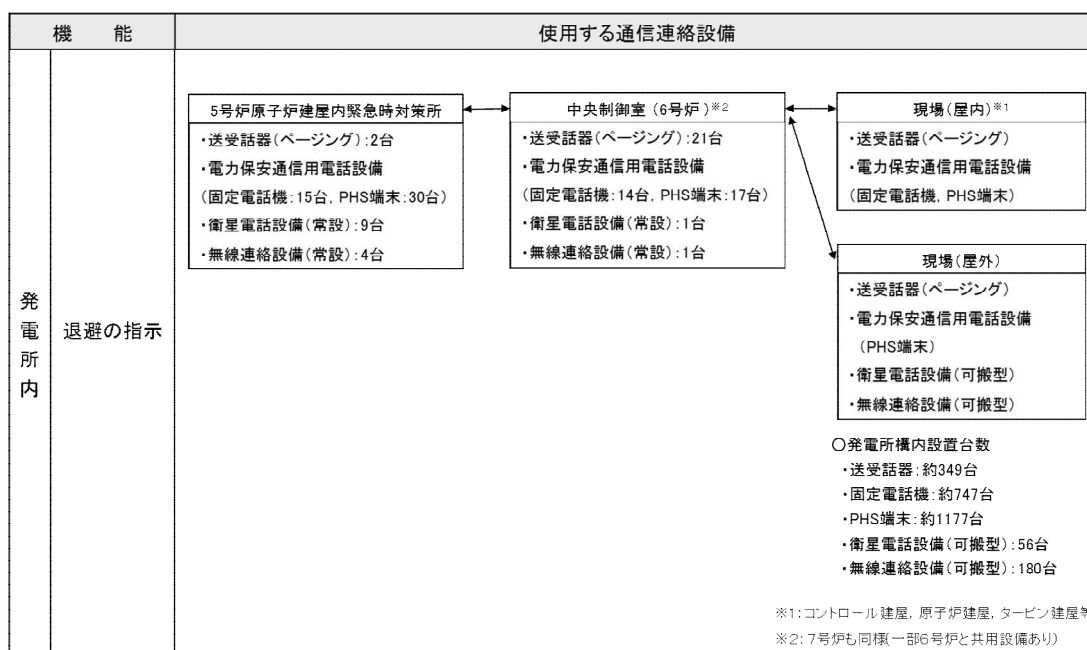
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図59-6-3 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		衛星電話設備（常設）
台数	台	6号炉 1 7号炉 1

【設定根拠】

中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷の発生時に陽圧化した中央制御室待避室に待避した場合においても、衛星電話設備（常設）を設置することで、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。



・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 59-6-4 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		データ表示装置（待避室）
台数	台	6号炉 1 , 7号炉 1
<p>【設定根拠】</p> <p>データ表示装置（待避室）は、炉心の著しい損傷の発生した場合において、中央制御室待避室に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。</p> <p>表 59-6-1 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ 6号炉（1／7）</p>		
目的	対象パラメータ	
炉心反応度の状態確認	A P R M 平均値	
	A P R M (A)	
	A P R M (B)	
	A P R M (C)	
	A P R M (D)	
	S R N M (A) 対数計数率出力	
	S R N M (B) 対数計数率出力	
	S R N M (C) 対数計数率出力	
	S R N M (D) 対数計数率出力	
	S R N M (E) 対数計数率出力	
	S R N M (F) 対数計数率出力	
	S R N M (G) 対数計数率出力	
	S R N M (H) 対数計数率出力	
	S R N M (J) 対数計数率出力	
	S R N M (L) 対数計数率出力	
	S R N M (A) 計数率高高	
	S R N M (B) 計数率高高	
	S R N M (C) 計数率高高	
	S R N M (D) 計数率高高	
	S R N M (E) 計数率高高	
	S R N M (F) 計数率高高	
	S R N M (G) 計数率高高	
	S R N M (H) 計数率高高	
	S R N M (J) 計数率高高	
S R N M (L) 計数率高高		
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力（広帯域）（B V）	
	原子炉圧力（A）	
	原子炉圧力（B）	
	原子炉圧力（C）	
	原子炉圧力（S A）	
	原子炉水位（広帯域）P B V	
	原子炉水位（広帯域）（A）	
	原子炉水位（広帯域）（C）	
	原子炉水位（広帯域）（F）	
	原子炉水位（燃料域）P B V	
	原子炉水位（燃料域）（A）	
	原子炉水位（燃料域）（B）	
	原子炉水位（S A）（ワイド）	
	原子炉水位（S A）（ナロー）	
	炉水温度 P B V	
	逃し安全弁 開	

【設定根拠】 (続)

6号炉 (2 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

6号炉 (3 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

6号炉 (4 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

6号炉 (5/7)

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

【設定根拠】 (続)

6号炉 (6 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

6号炉 (7 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

7号炉 (1 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

7号炉 (2 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

7号炉 (3 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

7号炉 (4 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

7号炉 (5 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

7号炉 (6 / 7)

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

【設定根拠】 (続)

7号炉 (7 / 7)

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

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

【設定根拠】

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

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

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

1. 検知範囲

1.1 酸素濃度

労働安全衛生法の酸素欠乏症等防止規則に基づき、空気中の酸素濃度18%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、3%FSの精度を有する設計とする。

1.2 二酸化炭素濃度

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」に基づき、空気中の二酸化炭素濃度0.5%を十分に満足する範囲を検知できる設計とする。また、表示精度としては、±10%Rdgの精度を有する設計とする。

名 称		非常用ガス処理系排風機
容量	m ³ /h/個	1,844 以上 (注 1) (2,000 (注 2))
原動機出力	kW/個	<input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (22 (注 2)) (6 号炉)
		<input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (15 (注 2)) (7 号炉)
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

非常用ガス処理系排風機は、設計基準事故対処設備として使用する場合、放射性よう素・粒子状放射性物質が直接大気へ放出されることを防止し、原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することを目的とし、事故時に原子炉建屋原子炉区域内の気体を吸引し非常用ガス処理系フィルタを介して排気する。また、非常用ガス処理系排風機は、工学的安全施設作動回路からの信号により、自動的に常用の換気空調系が閉止されるとともに起動し、原子炉建屋原子炉区域を水柱約 6mm の負圧に保ち、原子炉建屋原子炉区域内空気の 50% を 1 日で処理する能力を有する。

非常用ガス処理系排風機を重大事故等対処設備として使用する場合、炉心の著しい損傷の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に排気することで、運転員の被ばくを低減することができる。ただし、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として使用する場合は、非常用ガス処理系フィルタの性能には期待しないものとする。

なお、炉心の著しい損傷の発生時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、運転員の 7 日間の実効線量が 6 号及び 7 号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 66mSv、6 号炉が格納容器ベントを実施し、7 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 78mSv、7 号炉が格納容器ベントを実施し、6 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 86mSv となり、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認している。（詳細は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」による）

1. 容量の設定根拠

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

(1) 原子炉建屋原子炉区域空間容積を 50%/day で処理する量

- ・原子炉建屋原子炉区域空間容積：86,000m³

$$86,000 \times \frac{50}{100} \times \frac{1}{24} = 1,791.6 \div 1,792 \text{m}^3/\text{h}$$

(2) 原子炉格納容器からの漏えい量

- ・原子炉格納容器自由空間容積：13310 m³
- ・原子炉格納容器漏えい率：1.3 %/d (原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa[gage]時における想定漏えい率)
- ・原子炉格納容器限界圧力である 0.62MPa[gage]の気体が大気圧(0.101325MPa[abs])に開放された時の容積比：7.2 ((0.62+0.101325) / 0.101325 = 7.12 \div 7.2)

$$13,310 \times \frac{1.3}{100} \times 7.2 \times \frac{1}{24} = 51.9 \div 52 \text{m}^3/\text{h}$$

以上より、非常用ガス処理系排風機の容量は、1,792+52=1,844 m³/h 以上とし、設計基準事故対処設備としての容量と同じ 2,000m³/h/個とする。

2. 原動機出力の設定根拠

非常用ガス処理系排風機の原動機出力は、非常用ガス処理系排風機の定格風量点における軸動力をもとに設定する。

<6号炉>

定格風量点における非常用ガス処理系排風機の風量は 2,000 m³/h、静圧は kPa であり、そのときの非常用ガス処理系排風機の必要軸動力は、 kW となる。

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

<7号炉>

定格風量点における非常用ガス処理系排風機の風量は 2,000 m³/h、静圧は kPa であり、そのときの非常用ガス処理系排風機の必要軸動力は、 kW となる。

上記から、非常用ガス処理系排風機の原動機出力は、必要軸動力を上回る原動機のメーカー標準出力とし、15kW/個とする。

59-7

保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-7-1

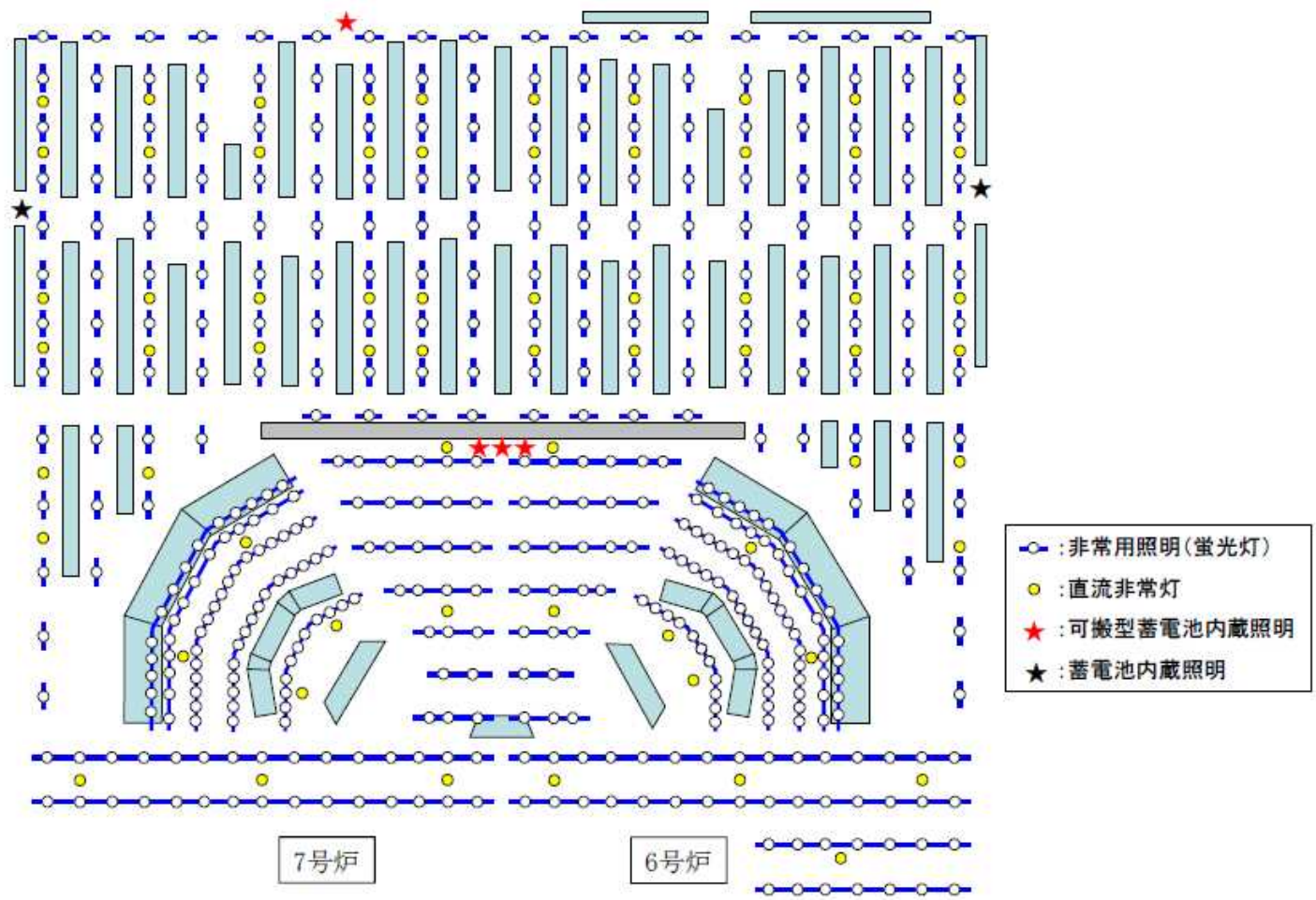


图 59-7-1 中央制御室 可搬型蓄電池内蔵型照明 保管場所

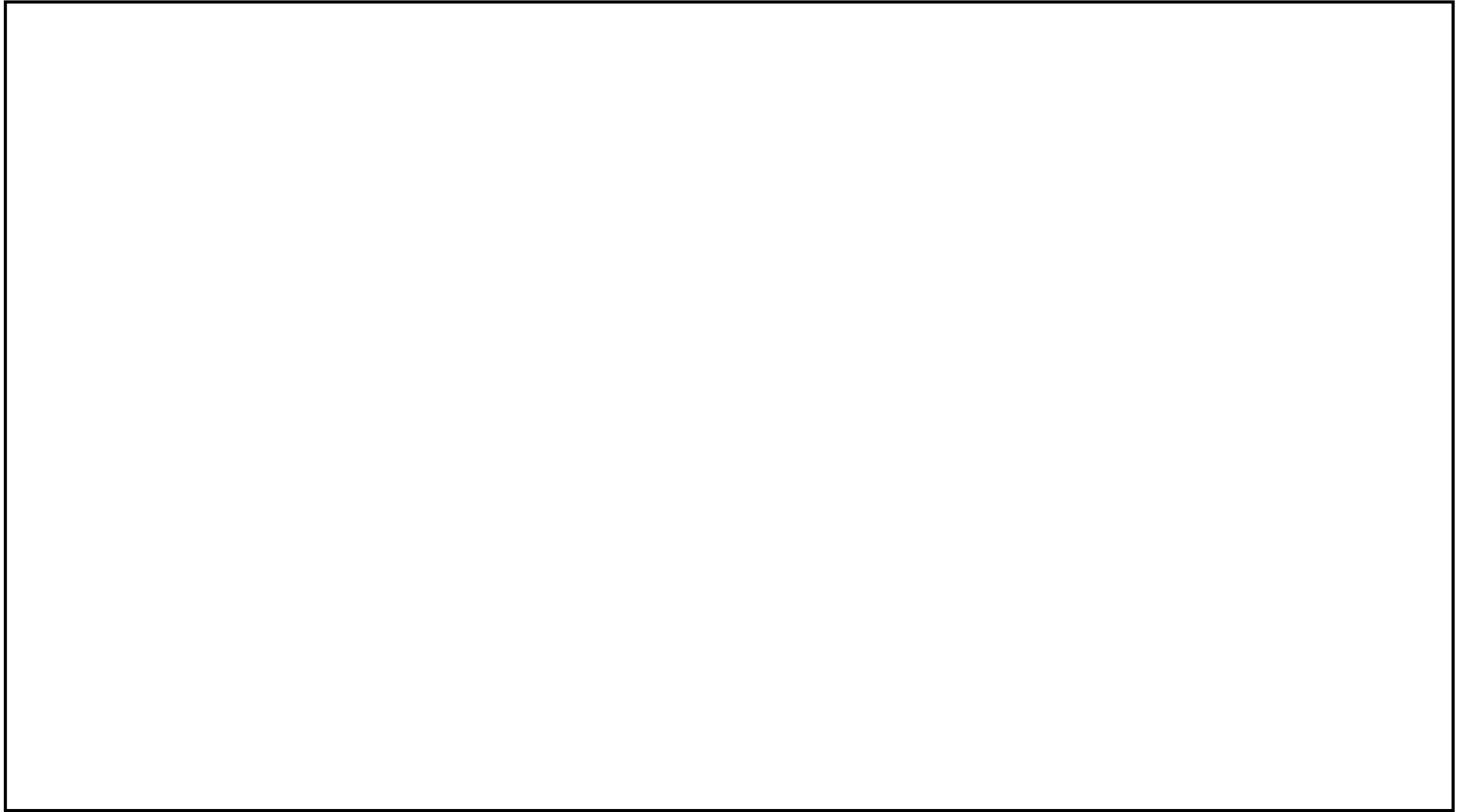


図 59-7-2 中央制御室可搬型陽圧化空調機（予備機）の保管場所

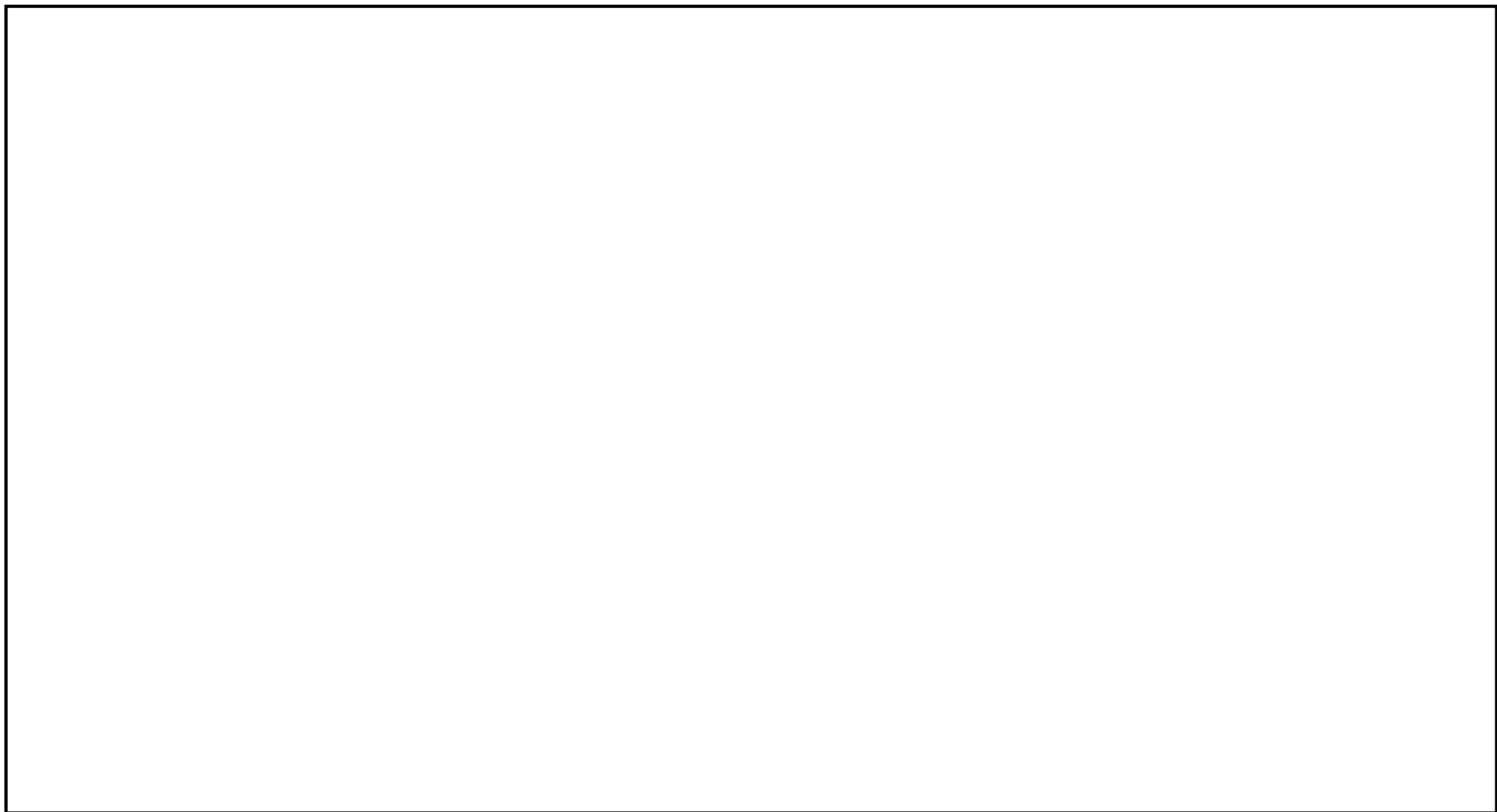


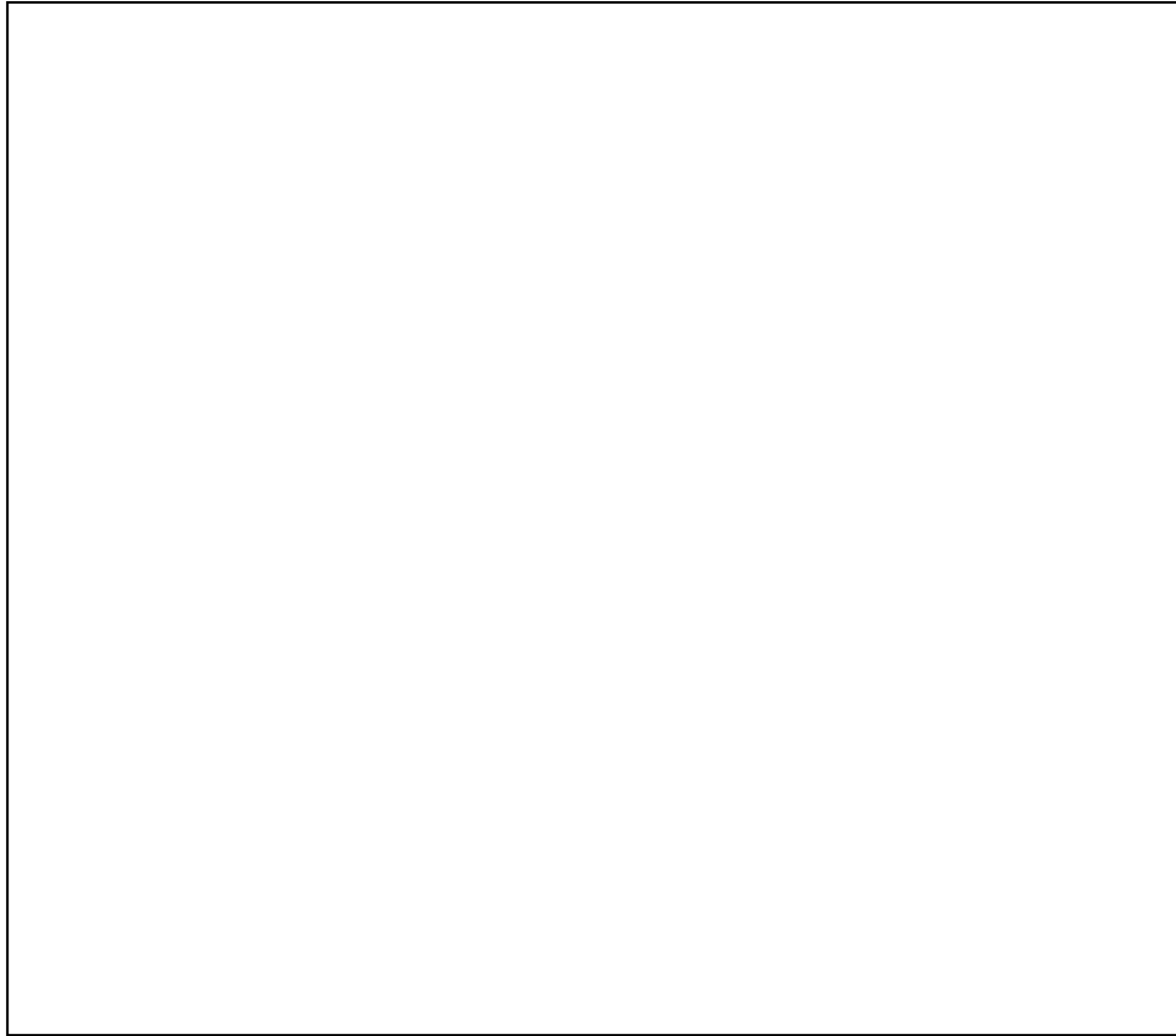
図 59-7-3 酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び乾電池内蔵型照明の保管場所

59-8

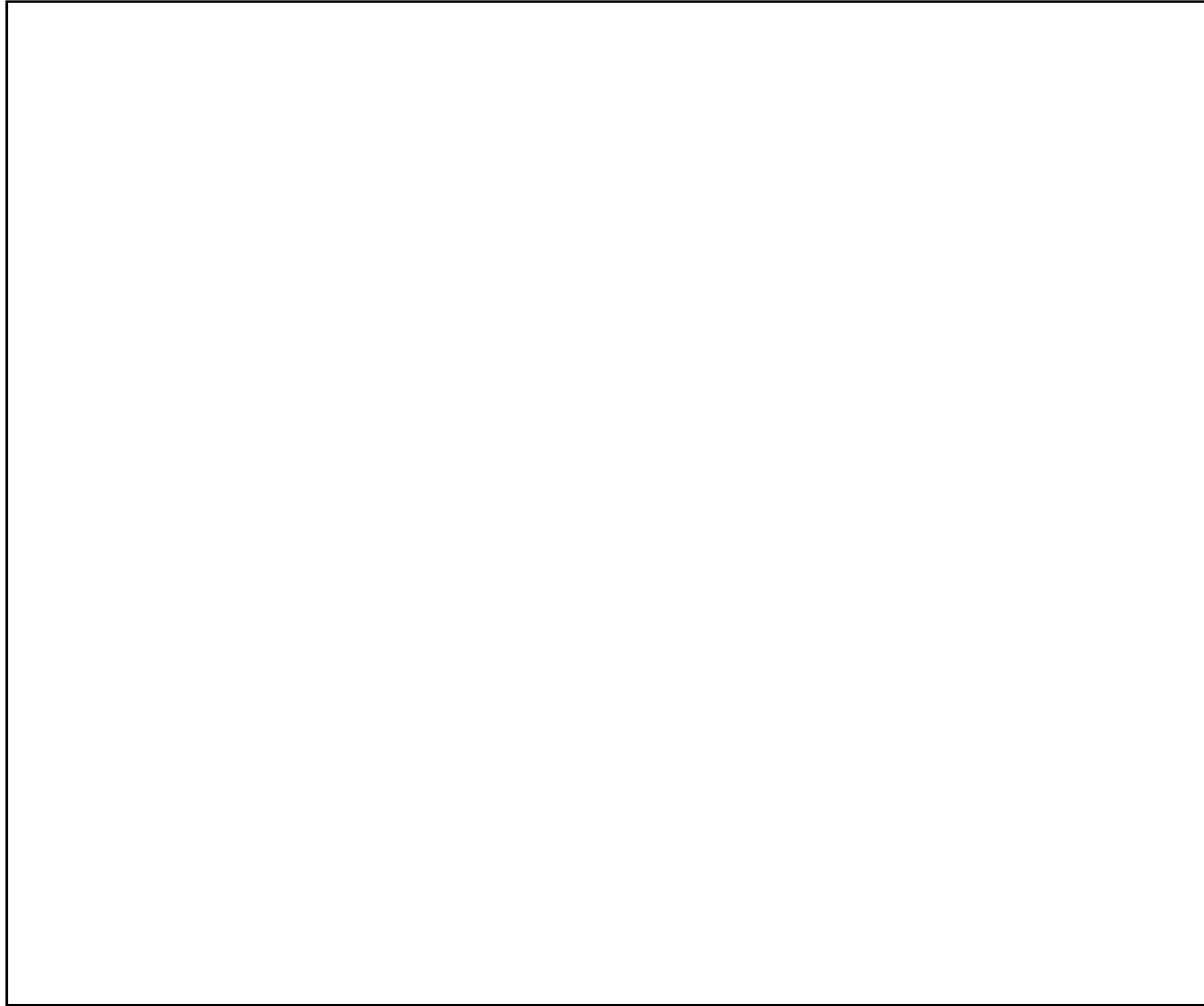
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

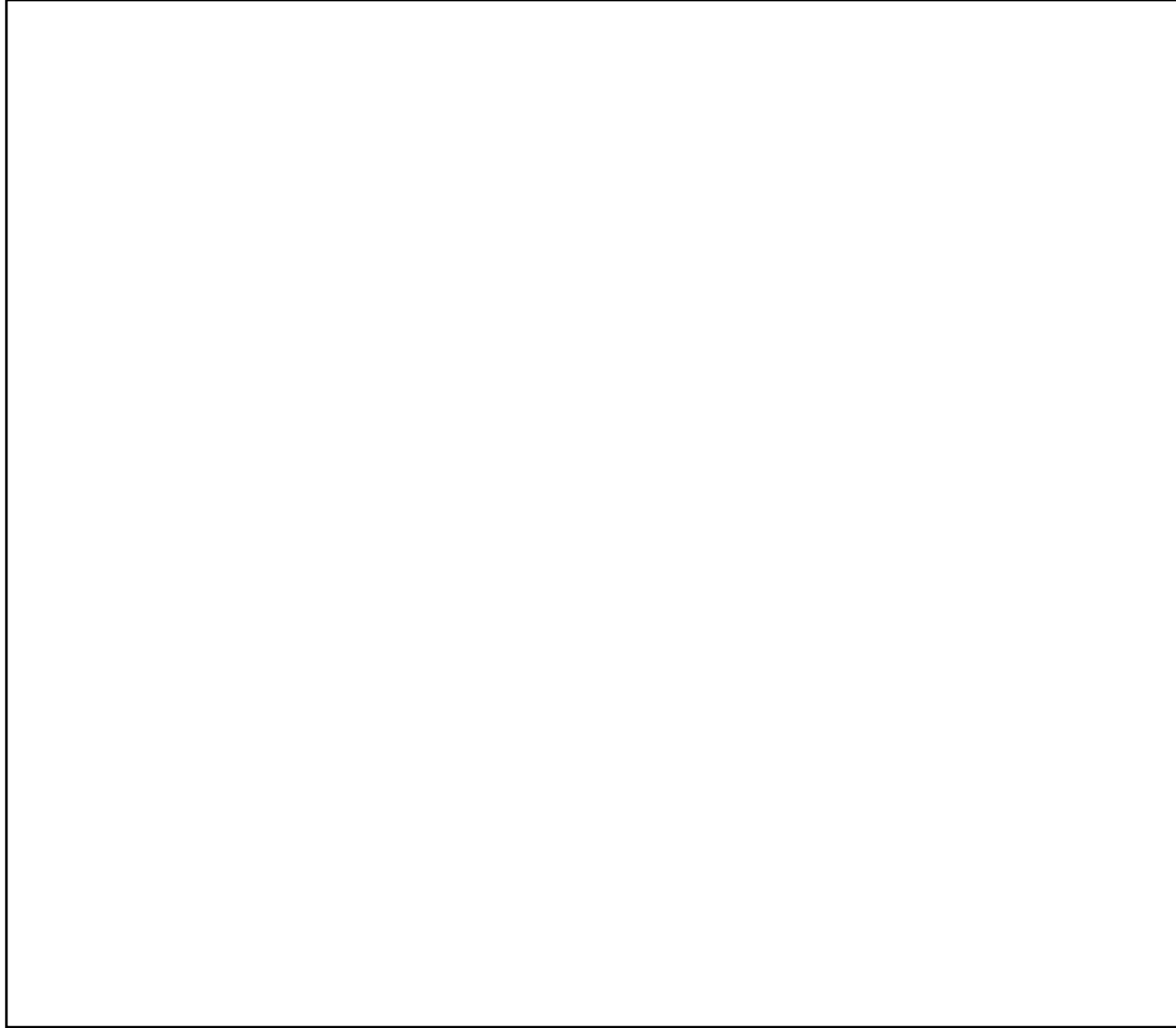
59-8-1



第 59-8-1 図 現場操作アクセスルート（建屋地上 2 階）



第 59-8-2 図 現場操作アクセスルート（建屋地上 1 階）



第 59-8-3 図 現場操作アクセスルート（建屋地下 1 階）

59-9

その他設備

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-1

その他設備

1.1 カードル式空気ポンベユニット

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

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

6号及び7号炉において炉心の著しい損傷が発生し、両号炉にて格納容器ベントの実施が想定される場合には、本設備を中央制御室待避室陽圧化装置に接続し、20時間以上の陽圧化を可能とする。

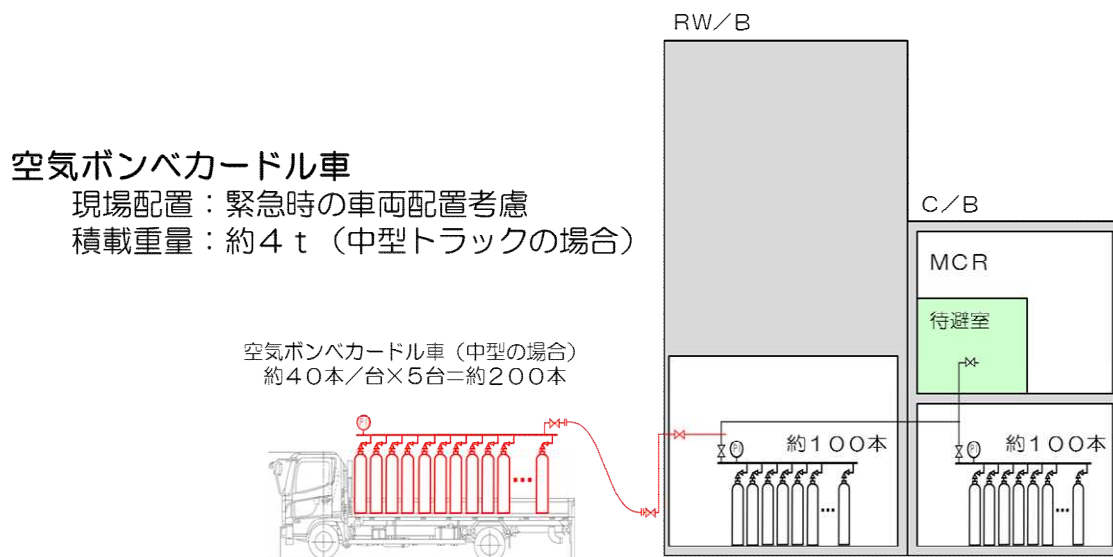
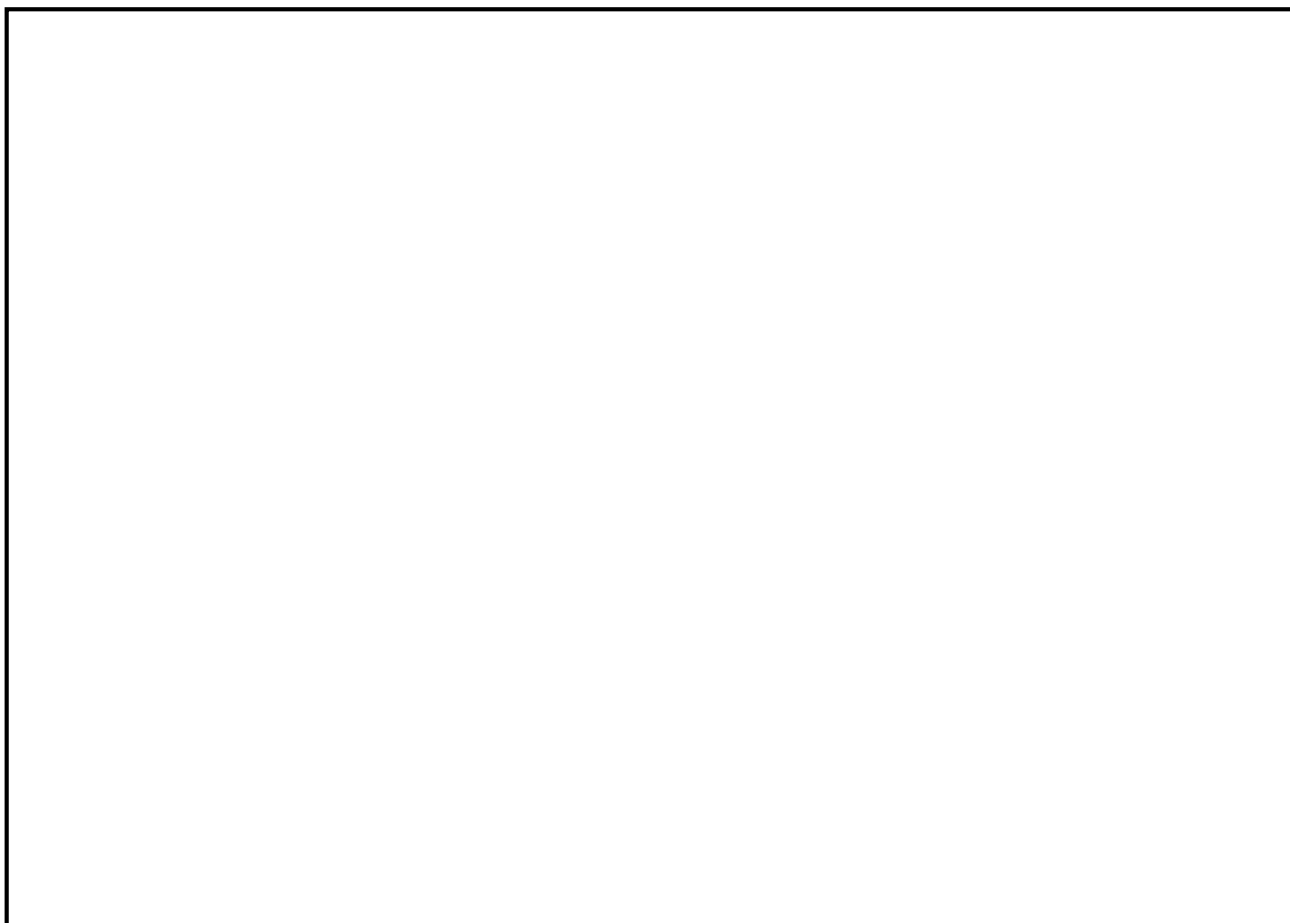


図 59-9-1 カードル式空気ポンベユニット接続概要図



配置については、今後、訓練等を通じて見直していく。

図 59-9-2 カードル式空気ポンベユニット接続時の配置図

59-10

原子炉制御室について
(被ばく評価除く)

目 次

1. 概要
 - 1.1 新規制基準への適合方針
 - 1.2 設計における想定シナリオ
2. 設計方針
 - 2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について
 - 2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要
 - 2.1.2 監視カメラについて
 - 2.1.3 監視カメラ映像サンプル
 - 2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等
 - 2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
 - 2.2 酸素濃度計等について
 - 2.2.1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理
 - 2.3 汚染の持ち込み防止について
 - 2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合に運転員がとどまるための設備について
 - 2.4.1 概要
 - 2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧
 - 2.4.3 中央制御室の居住性確保
 - 2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保
 - 2.5 重大事故等時の電源設備について
3. 添付資料
 - 3.1 中央制御室内待避室の運用について
 - 3.2 配備する資機材の数量について
 - 3.3 チェンジングエリアについて
 - 3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響
 - 3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置で確認できるパラメータ
 - 3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性
 - 3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

1. 概要

1.1 新規制基準への適合方針

(1) 設計基準事象への対処

原子炉制御室に関する設計基準事象への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下、表 1.1-1、表 1.1-2 のとおりである。

表 1.1-1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第二十六条（原子炉制御室）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p><u>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。</u></p> <p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p>	<p>第26条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第1項第1号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要があるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p><u>2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</u></p> <p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p>	<p>(追加要求事項への適合方針は以下のとおり)</p> <p>・中央制御室には、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために、7号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により、津波等の外部状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。また、気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能な設計とする。そのほかにも、気象庁の警報情報（地震情報、大津波警報等）を中央制御室内のテレビ等にて受信可能な設計とする。</p>

<p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p>	<p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。</p>	
--	---	--

表 1.1-2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」
第三十八条（原子炉制御室）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る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 原子炉制御室には、<u>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>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</u></p>	<p>適合方針</p> <p>・設置許可基準規則第二十六条第1項第2号に同じ。</p>

<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>をいう。</p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>12 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「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>・遮蔽その他の適切な放射線防護措置は、運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し、実効線量が100mSv以下となる設計とする。</p> <p>また、チャコール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る設計とする。</p>
--	--	---

<p><u>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p><u>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</u></p> <p>13 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。</p> <p><u>16 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p>	<p>・中央制御室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。</p>
---	---	--

(2) 重大事故等への対処

原子炉制御室に関する重大事故等への対処のための追加要求事項と、その適合方針は以下、表 1.1-3 のとおりである。

表 1.1-3 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 第五十九条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
<p><u>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u> <u>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。</u></p>	<p><u>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</u> <u>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。</u> <u>2 第59条に規定する「運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</u> <u>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</u> <u>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</u> <u>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</u></p>	<p><u>（重大事故等に対処するために必要なパラメータについても監視できる設計とする。）</u></p> <p>・中央制御室には、<u>炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）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（可搬型陽圧化空調機及び非常用照明）は、代替交流電源設備から給電可能となる設計とする。</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></p> <p>・<u>中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器過圧の破損モードを想定した設計とする。また、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定し設計する。</u></p>

	<p>② <u>運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>③ <u>交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</u></p> <p>④ <u>判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</u></p> <p>c) <u>原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</u></p> <p>d) <u>上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）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。</u></p> <p>e) <u>BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、現場において、人力により容易かつ確実に閉止操作ができること。</u></p>	<p>・<u>運転員は、中央制御室滞在時及び交替のための入退域時ともにマスクの着用を考慮する設計とする。</u></p> <p>・<u>運転員は5直2交替勤務を前提に評価を行なうが、積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮のうえ設計する。</u></p> <p>・<u>中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で、モニタリング、作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を、中央制御室出入口近傍に設ける設計とする。</u></p> <p>・<u>中央制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するため、非常用ガス処理系を設置する設計とする。</u></p> <p>・<u>原子炉建屋原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態の維持又は解放時に遠隔で閉止可能な設計とするとともに、近接可能な場合は、現場において、人力により容易かつ確実に閉止可能な設計とする。</u></p>
--	---	--

※「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第七十四条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）も同様の記載のため、省略する。

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

表 1.1-4 重大事故対処設備に関する概要 (59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備) (1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	—
	中央制御室待避室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	無線連絡設備 (常設)	62 条に記載				
	衛星電話設備 (常設)					
	データ表示装置 (待避室)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	差圧計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計※2	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	中央制御室可搬型陽圧化空調機 用仮設ダクト [流路]	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	中央制御室待避室陽圧化装置 (配 管・弁) [流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	中央制御室換気空調系給排気隔 離弁 (MCR 外気取入ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパ, MCR 排気 ダンパ) [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1※3	SA-2
	中央制御室換気空調系ダクト (MCR 外気取入ダクト, MCR 排気 ダクト) [流路]			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1※3	SA-2

※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、本分類とする。

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

※3 可搬型陽圧化空調機による陽圧化においてバウンダリを構成し、空気の流れを確保する常設設備であるため、本文類とする。

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

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類	
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス
居住性の確保 (つづき)	無線連絡設備 (常設) (屋外アンテナ) [伝送路]	62 条に記載				
	衛星電話設備 (常設) (屋外アンテナ) [伝送路]					
照明の確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	非常用ガス処理系フィルタ装置 [流路]	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系湿分除去装置 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系配管・弁 [流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	主排気筒 (内筒) [流路]			常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建屋原子炉区域 [流路]			その他の設備に記載 (うち, 常設重大事故緩和設備)		

1.2 設計における想定シナリオ

原子炉制御室の設計において想定するシナリオについて、以下に記す。

(1) 単独プラント設計基準事故時の想定シナリオ

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

(2) 重大事故時の想定シナリオ

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下、「設置許可基準規則」)の解釈第 59 条 1b) 及び技術基準の解釈第 74 条 1b)、並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」) に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス (例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下、「大 LOCA+ECCS 全喪失+SBO シナリオ」)においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って、審査ガイド 4.2 (3) h. 被ばく線量の重ね合わせ に基づき、6 号及び 7 号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。

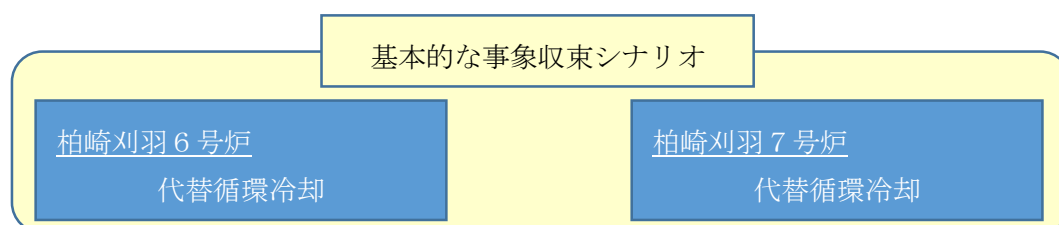


図 1.1-1 基本シナリオ

しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗

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

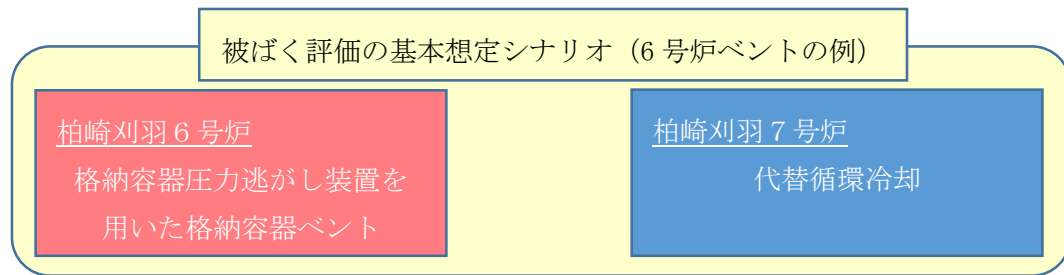


図 1.1-2 被ばく評価基本シナリオ例

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

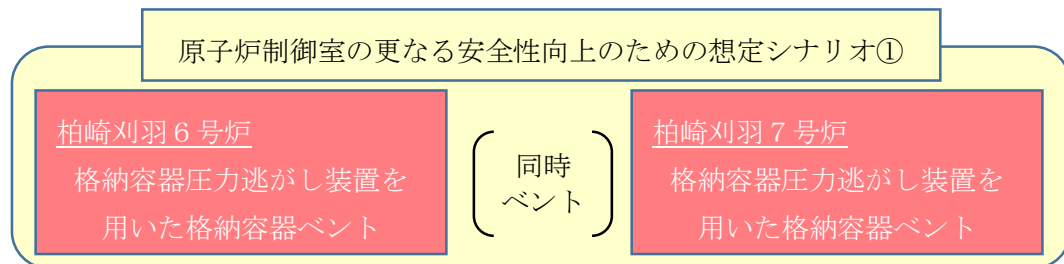


図 1.1-3 安全性向上のためのシナリオ① (遮蔽)

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

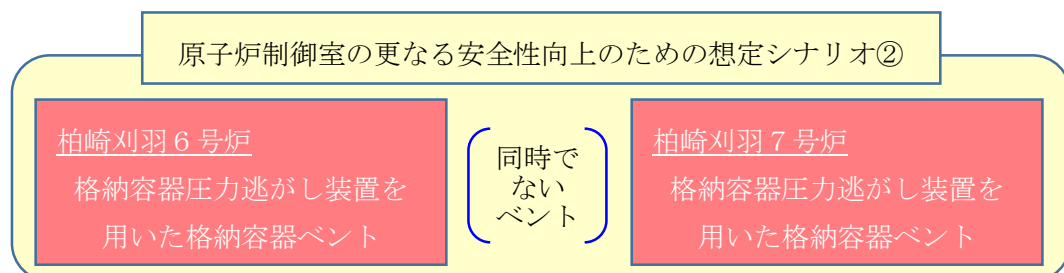


図 1.1-4 安全性向上のためのシナリオ② (空調)

2. 設計方針

2.1 中央制御室から外の状況を把握する設備について

2.1.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計としている。概略を図2.1-1に、配置を図2.1-2に示す。

(1) 監視カメラ

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

(2) 取水槽水位計

津波の襲来及び津波挙動の把握が可能な設計とする。

(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。

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

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

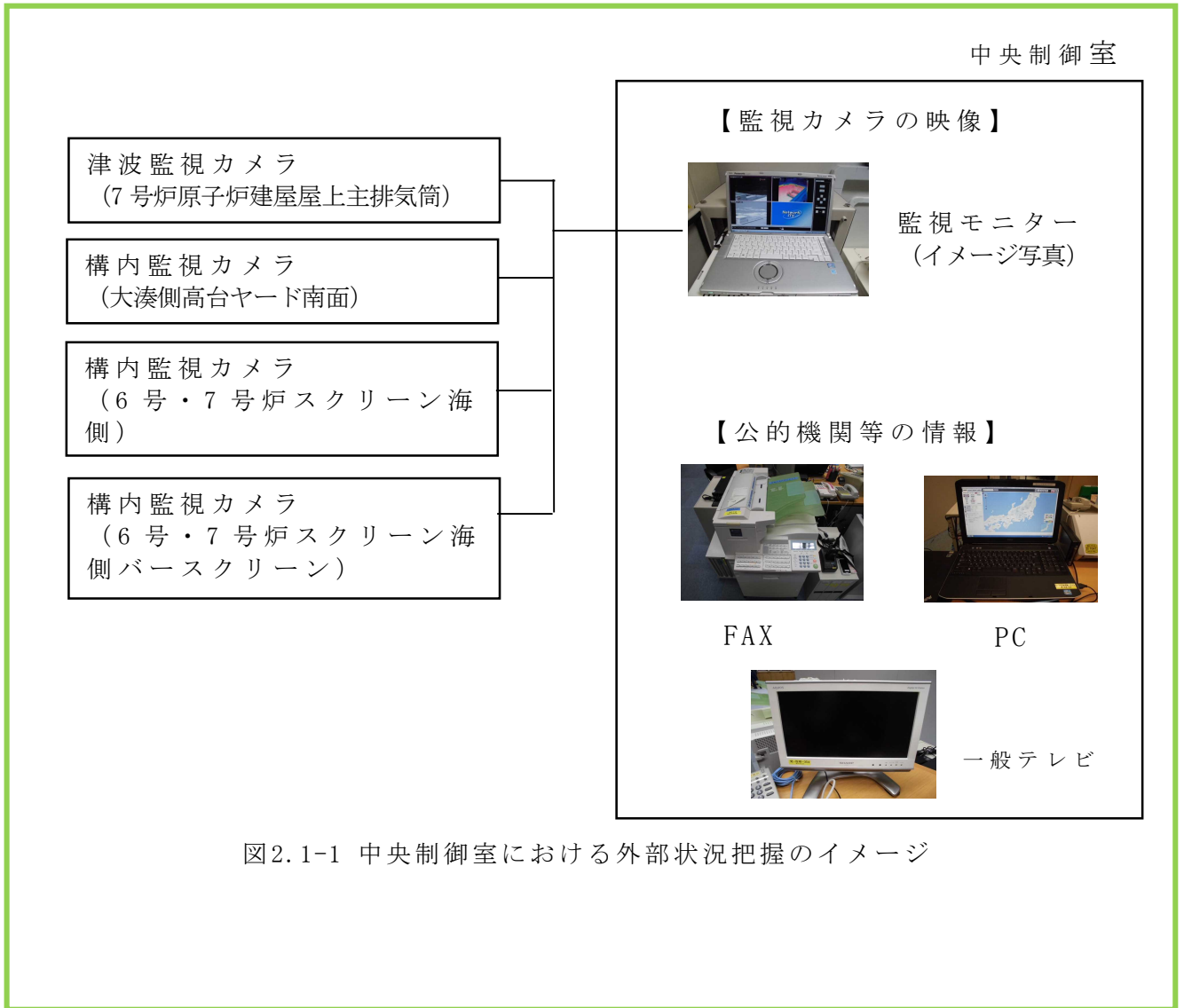


図2.1-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

: D B 範囲

(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

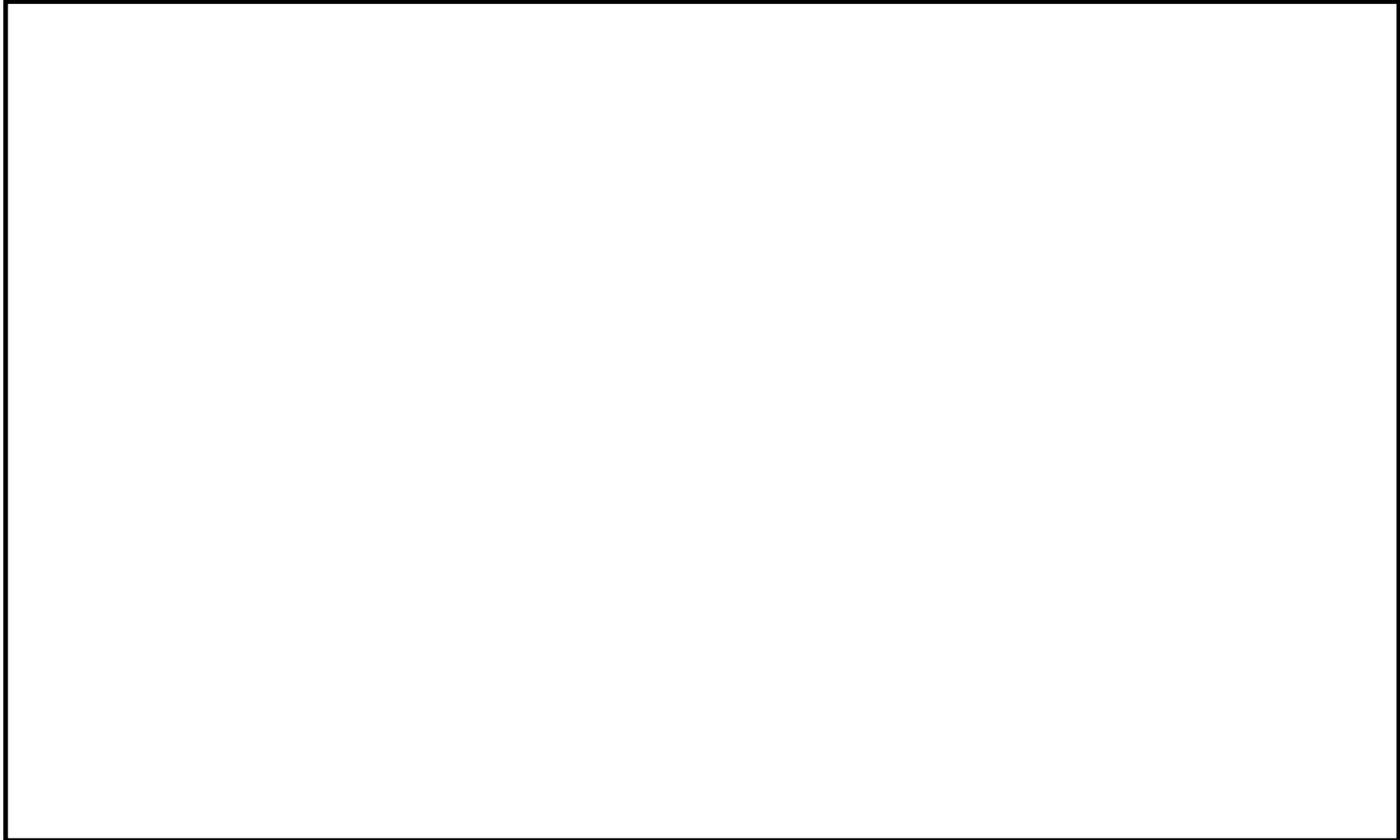

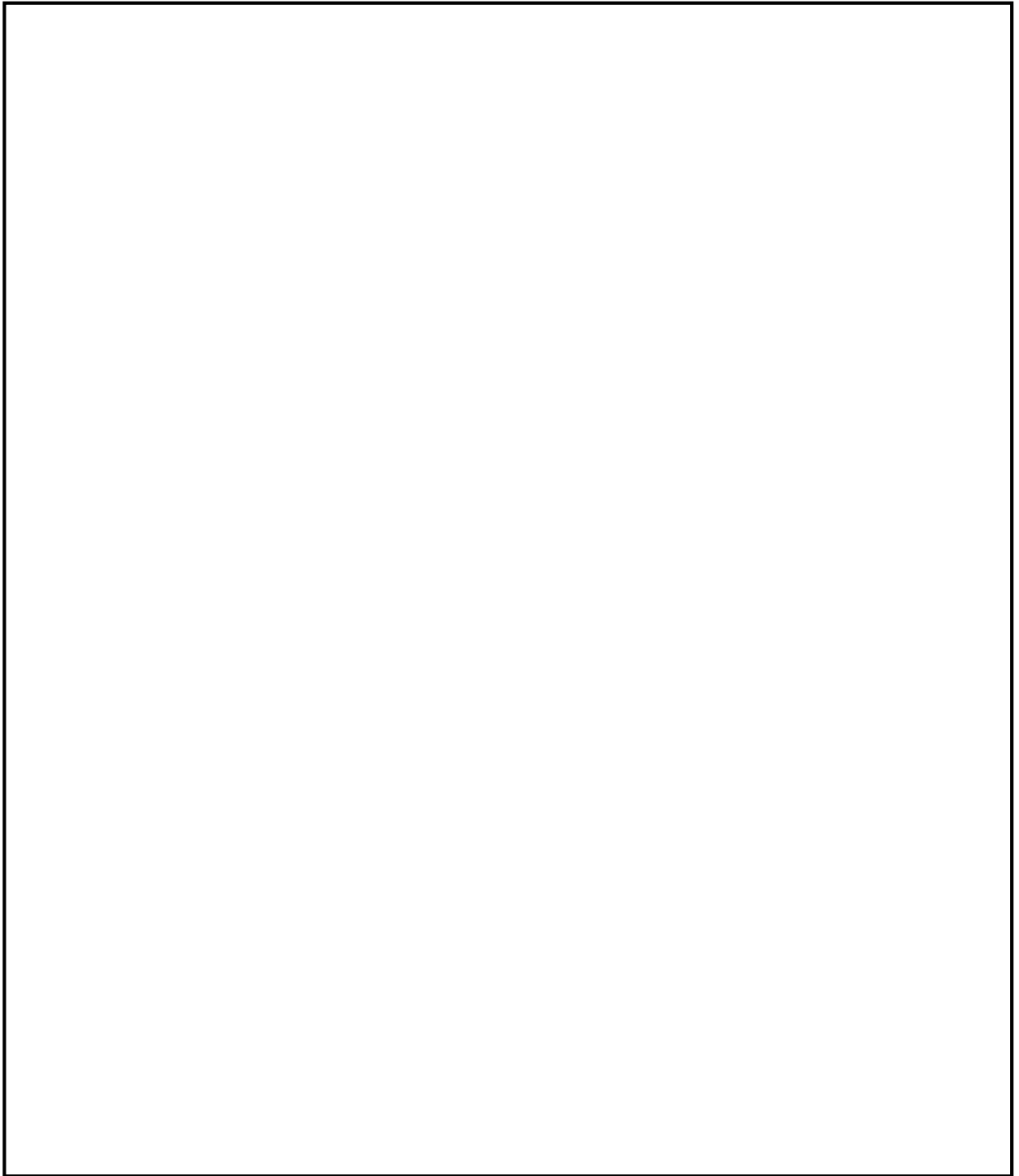


図2.1-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-10-2-3

 : D B 範囲



(*T.M.S.L. : 東京湾平均海面)

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

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-10-2-4



: D B 範囲

2.1.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、7号炉原子炉建屋屋上に設置された排気筒の T. M. S. L. +76mの位置に2台設置し、水平360°、垂直90°の旋回が可能な設備とすることで、津波の襲来及び津波挙動の察知と、その影響の俯瞰的な把握が可能な設計とする。また、赤外線撮像機能を有したカメラを用い、かつ中央制御室から監視可能な設備とすることで、昼夜を問わない継続した監視を可能とする。

監視に必要な要件を満足する仕様としており、隣接する6号及び7号炉発電用原子炉施設に迫る自然現象を共通要因として把握するものであるため、6号及び7号炉で共用とすることによって安全性を損なうことはないことから、6号及び7号炉共用としている。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

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

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

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



表2.1-1 津波監視カメラの概要



	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	デジタルズーム4倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±90° / 水平360°)
暗視機能	あり(赤外線カメラ)
耐震性	基準地震動に対し機能維持
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速40.1m/secによる荷重を考慮
積雪荷重	積雪167cmによる荷重を考慮
台数	7号炉原子炉建屋屋上主排気筒(6号炉7号炉共用) 2台

表2.1-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ	
	大湊側高台ヤード南面	6号炉スクリーン海側 及び7号炉スクリーン海側
外観		
カメラ構成	可視光カメラ	
ズーム	光学ズーム18倍	光学ズーム12倍
遠隔可動	上下左右可能 (垂直±約90° / 水平360°)	上下左右可能 (上方約15° 下方約60° / 左右約170°)
暗視機能	なし	
耐震性	Cクラス	
電源供給	常・非常用電源から給電可能	
台数	(6号炉7号炉共用) 1台	6号炉スクリーン海側: (6号炉設備) 3台 7号炉スクリーン海側: (7号炉設備) 3台

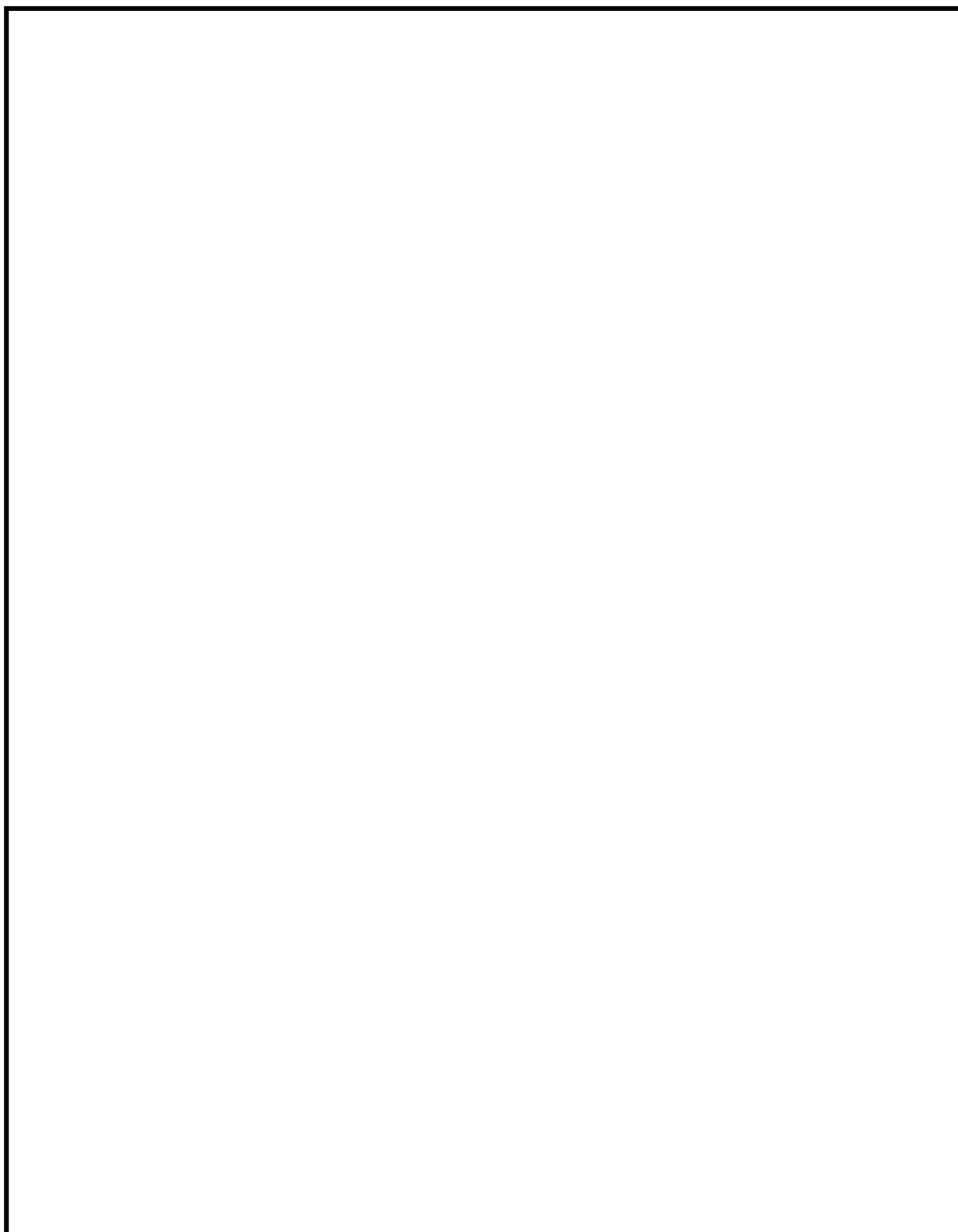


図 2.1-4 6号炉，7号炉原子炉施設と津波監視カメラ
(7号炉原子炉建屋屋上主排気筒)の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

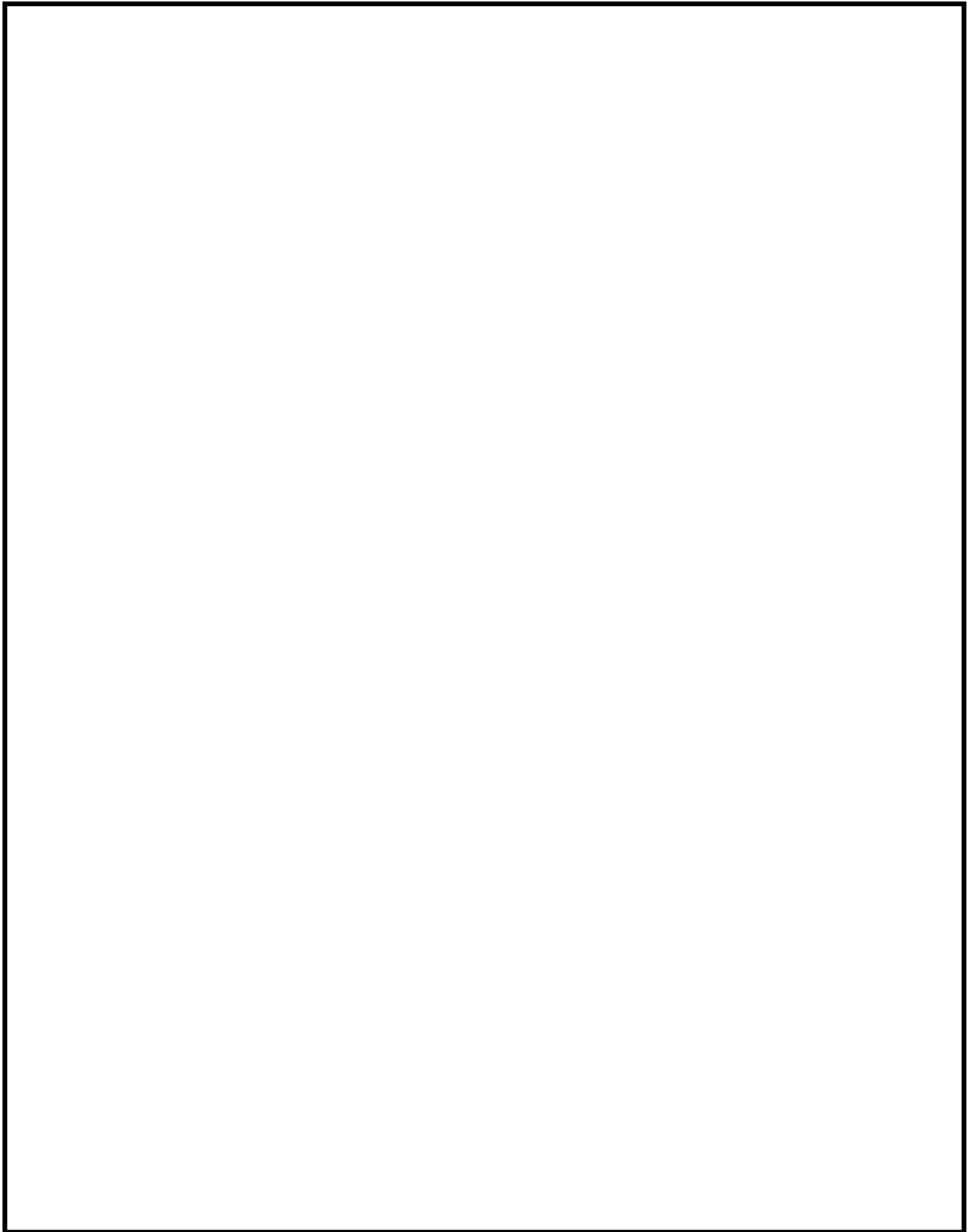


図 2.1-5 6号炉, 7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(大湊側高台ヤード南面)の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

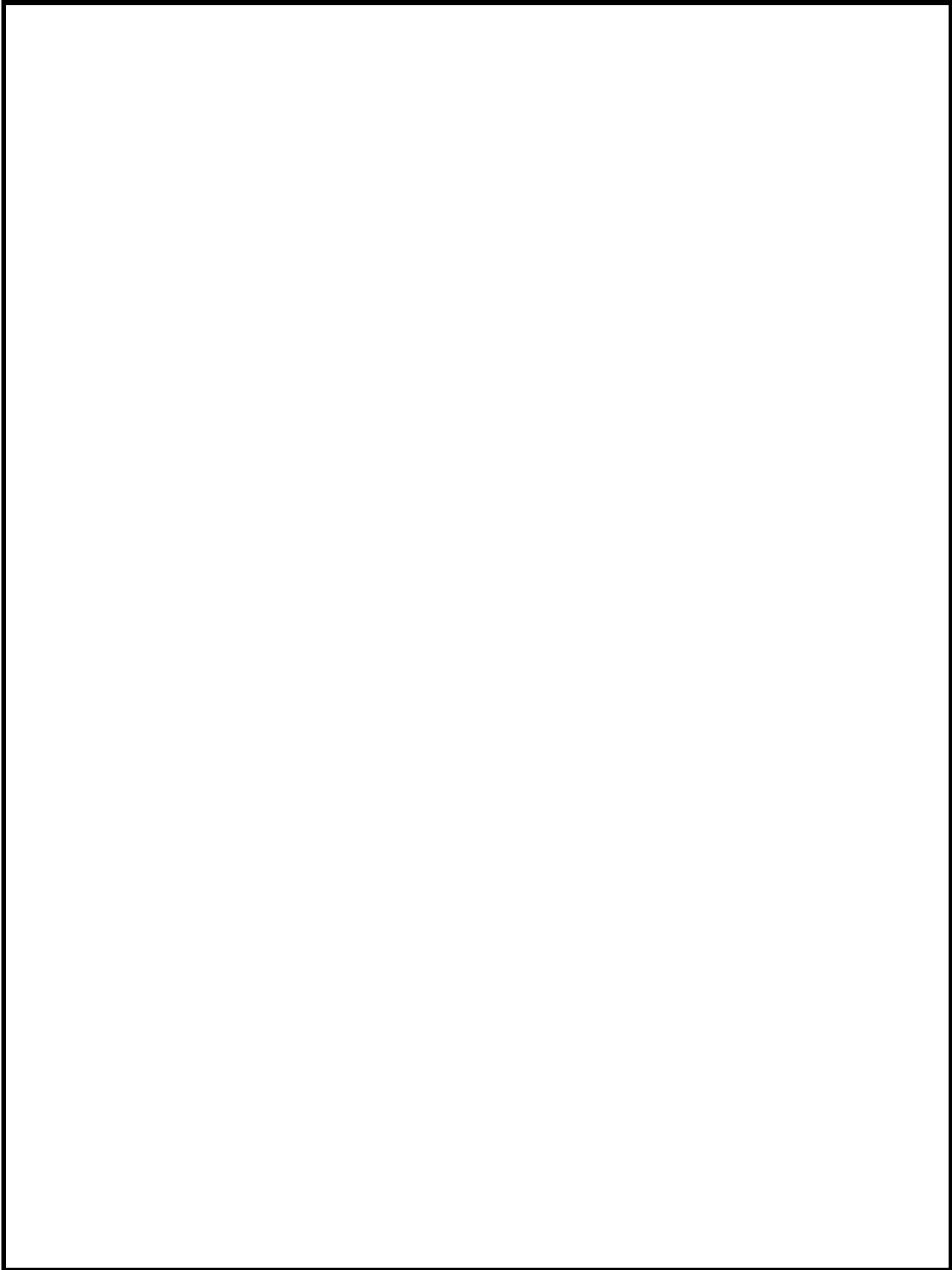


図 2.1-6 6号炉，7号炉原子炉施設と構内監視カメラ
(6号炉，7号炉スクリーン海側)の監視可能な画角範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

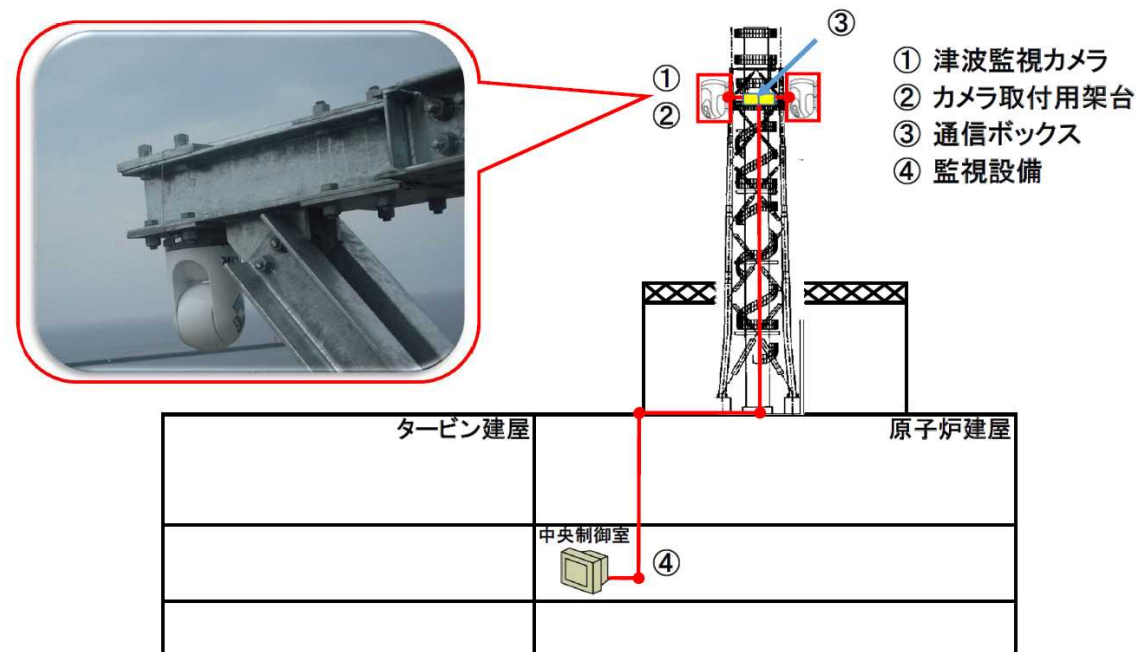


図 2.1-7 津波監視カメラ取り付け概要図

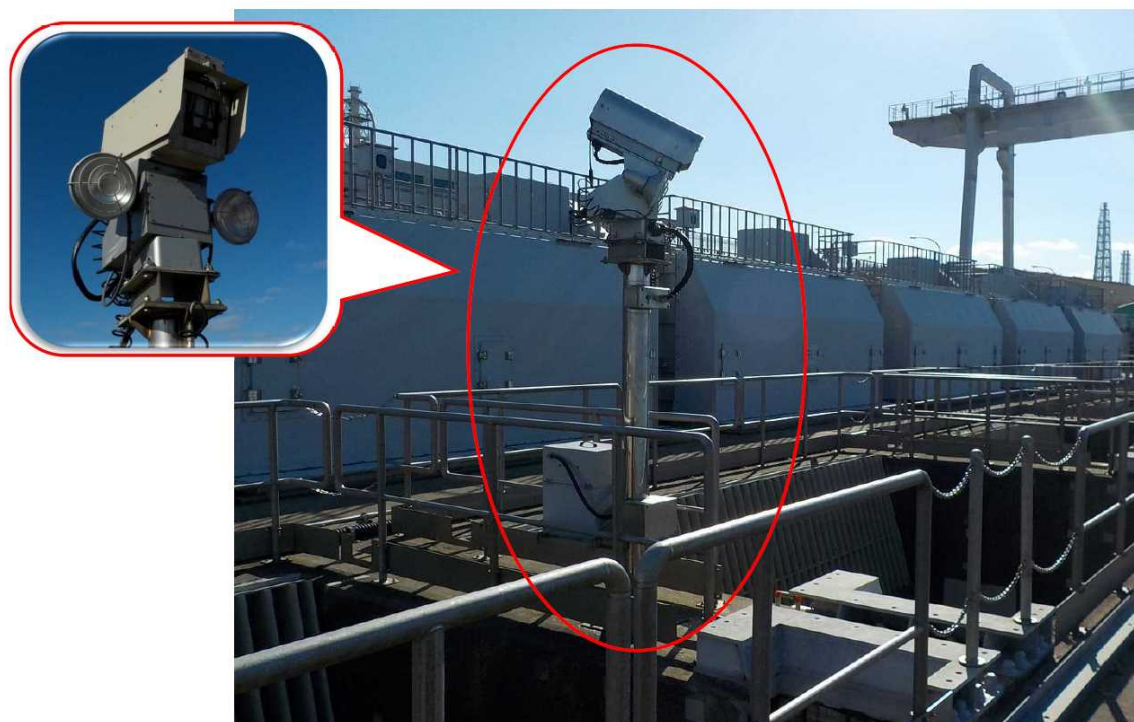


図 2.1-8 構内監視カメラ取り付け概要図

2.1.3 監視カメラ映像サンプル

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

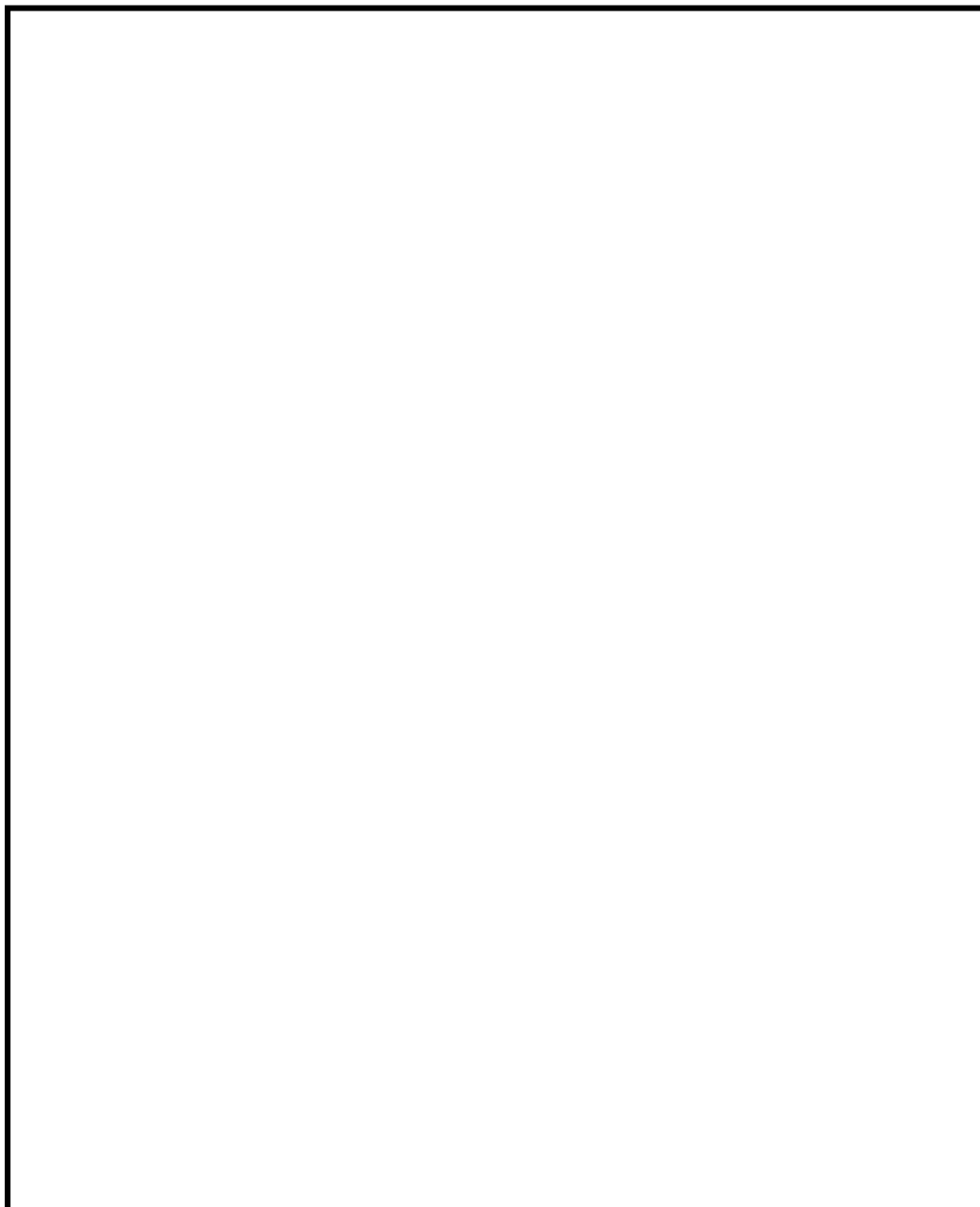

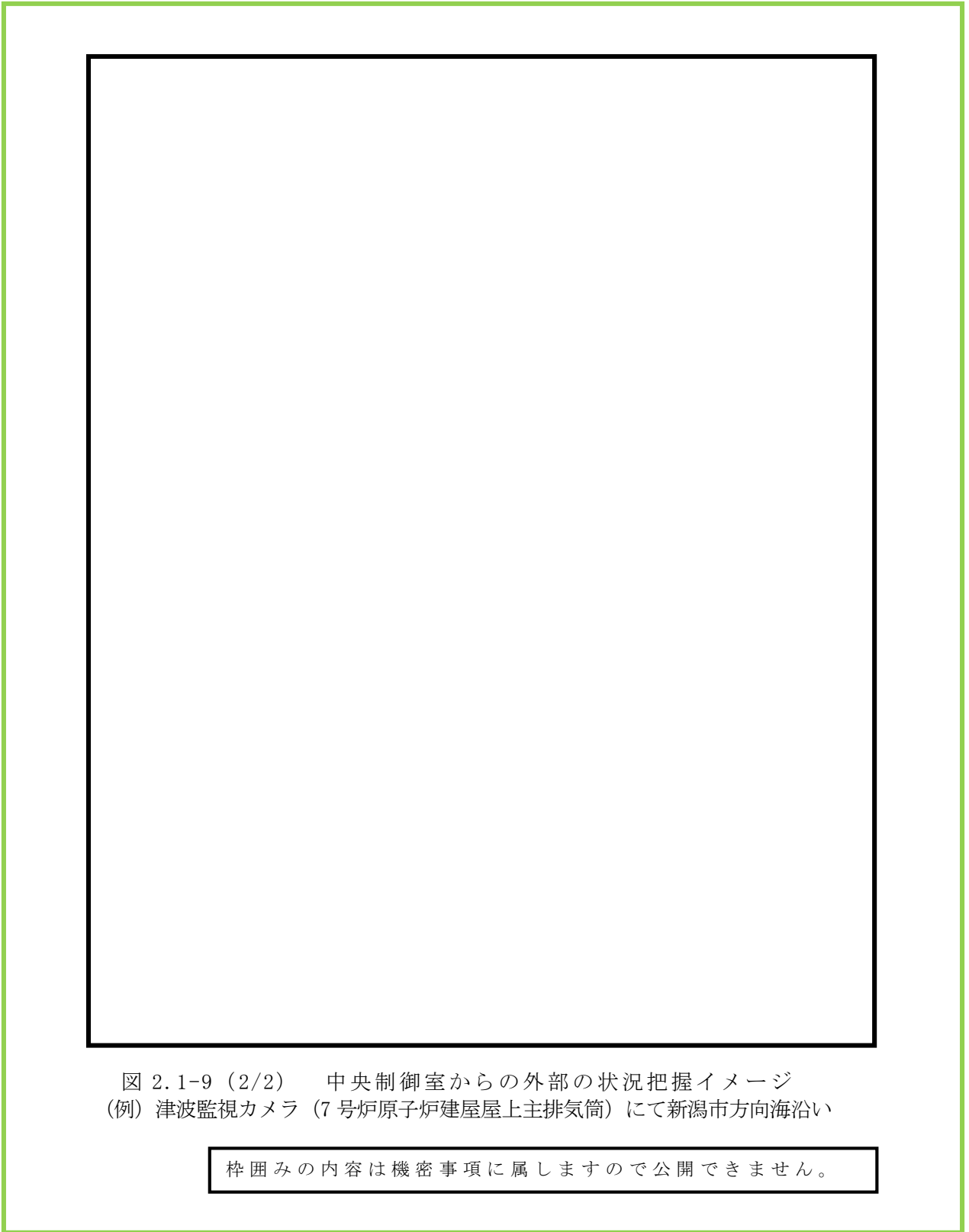


図 2.1-9 (1/2) 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて新潟市方向海沿い

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : D B 範囲



 : D B 範囲

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

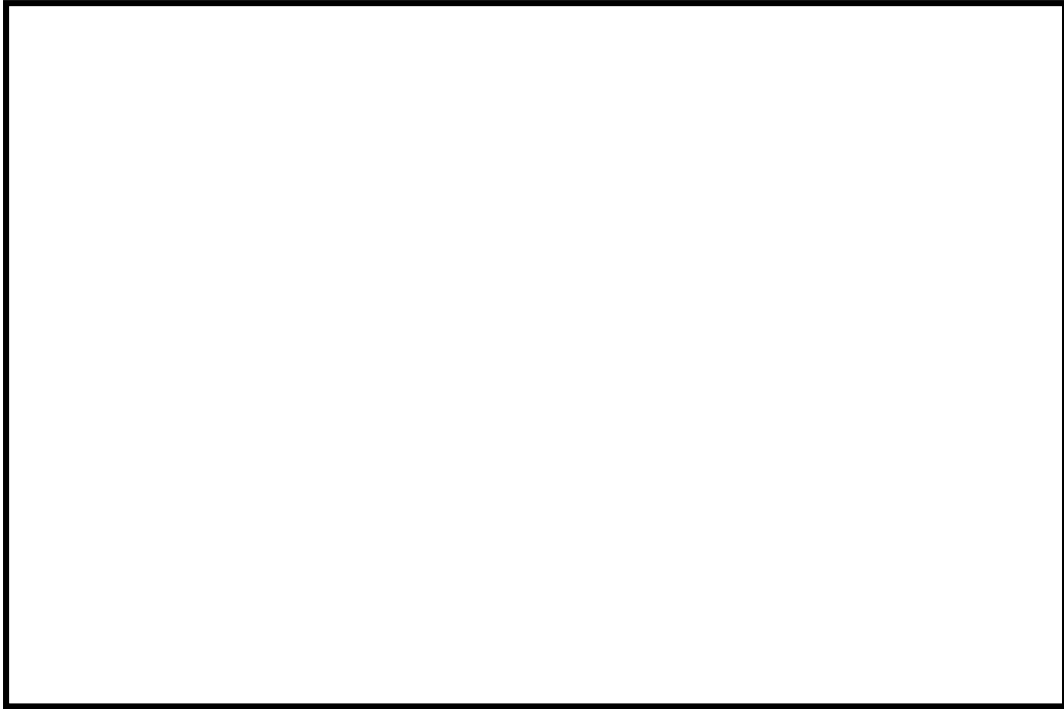


図 2.1-10 津波監視カメラの撮影方角

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : D B 範囲

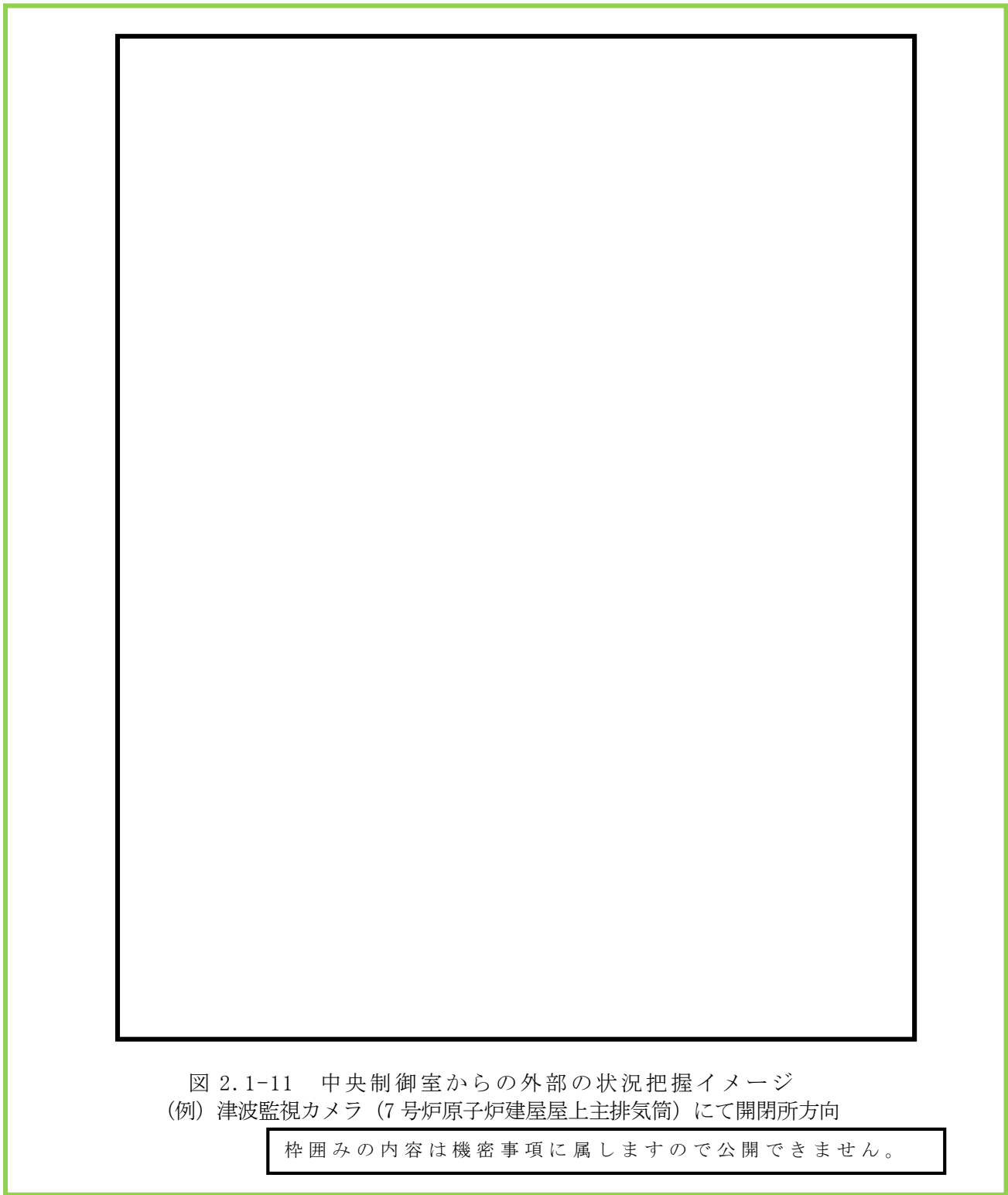


図 2.1-11 中央制御室からの外部の状況把握イメージ
(例) 津波監視カメラ (7号炉原子炉建屋屋上主排気筒) にて開閉所方向

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

 : D B 範囲

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



図2.1-12 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.1.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

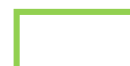
地震, 津波, 及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」, 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち, 監視カメラにより把握可能な自然現象等を表2.1-3に示す。

表2.1-3 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

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

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

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



2.1.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

自然現象等監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表2.1-4に示す。

表2.1-4 監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
大気圧 (原子炉建屋原子炉区域外気差圧)	(6号炉) -2.50~2.50 kPa (7号炉) -1.20~0.30 kPa	台風等により原子炉建屋内外の差圧が大きくなった場合には建屋を保護する必要があることから風影響を把握可能な設計とする。 原子炉建屋原子炉区域外気差圧として、 (6号炉) -1.47~0.49 kPa (7号炉) -0.98~0.2 kPa を把握できる設計とする。
気温	-20.0~40.0℃	観測記録(気象庁アメダス)年超過確率 10^{-4} の値である最低気温-15.2℃、及び最高気温38.8℃が把握できる設計とする。
高温水 (海水温高)	0.0~50.0℃	設計基準温度(海水温高)の30.0℃が把握できる設計としている。
湿度	0~99.9%	—
雨量	0~110.0mm(1時間値)	敷地排水に係る設計降水量である101.3mm(1時間値)を把握できる設計とする。
風向 (標高 20m, 85m, 160m)	全方位	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 (標高 20m, 85m, 160m)	0~60.0m/s(20m) (10分間平均値) 0~30.0m/s(85m, 160m) (10分間平均値)	設計基準風速である標高20m(地上高10m)で40.1m/s(10分間平均値)を把握できるものとする。
取水槽水位	(6号炉) T.M.S.L. -6.5m ~ T.M.S.L. +9.0m (7号炉) T.M.S.L. -5.0m ~ T.M.S.L. +9.0m	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号炉 T.M.S.L. -5,240, 7号炉 T.M.S.L. -4,920)を把握可能な設計としている。 なお設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。(表2.1-3)
空間線量率 (モニタリング・ポスト 1~9)	$10^1 \sim 10^8 \text{nGy/h}$	「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(10^8nGy/h)を満足する設計とする。




2.2 酸素濃度計等について

2.2.1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、酸素濃度、二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握するため、6号炉及び7号炉中央制御室には酸素濃度・二酸化炭素濃度計を各号炉毎に1台配備している。

表2.2-1 酸素濃度・二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	6号及び7号炉に各1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する。）

 : D B 範囲
 : S A 範囲

2.2.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理

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

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

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

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

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

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

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

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

【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

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

(1) 許容CO2濃度

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

 : D B 範囲

 : S A 範囲

2.3 汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設ける。

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

チェンジングエリアは，要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内，かつ中央制御室陽圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，乾電池内蔵型照明を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図 2.3-1 に示す。

また，チェンジングエリアの設営は，保安班員 2 名で，約 60 分を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャートを図 2.3-2 に示す。

 : S A 範囲

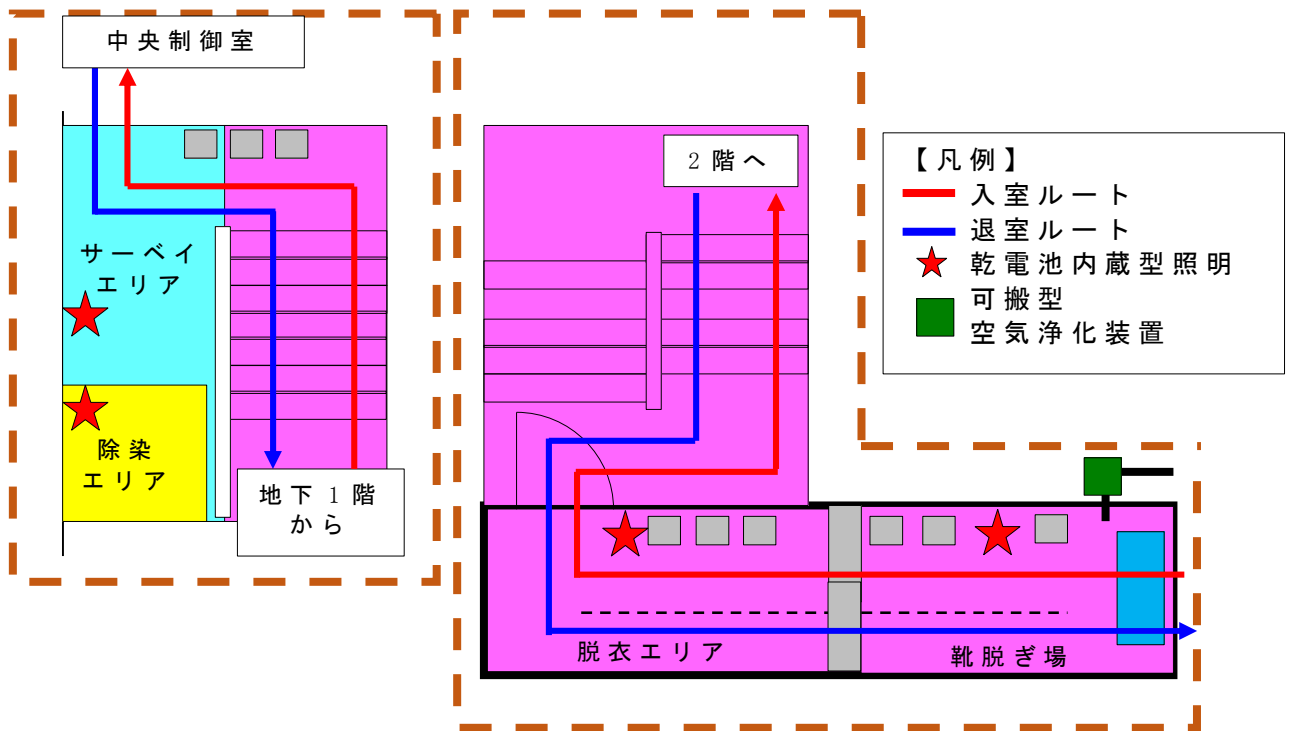


図 2.3-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

 : S A 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

		経過時間 (分)						
		0	10	20	30	40	50	60
手順の項目	要員	▽設置指示						
								チェンジングエリア▽ 設置完了
チェンジングエ リア設置手順	保安班	2 名		資機材準備				
				エリア設置				

図 2.3-2 チェンジングエリアの設営のタイムチャート

 : S A 範囲

2.4 炉心の著しい損傷が発生した場合に運転員がとどまるための設備について

2.4.1 概要

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

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

中央制御室待避室は、陽圧化装置により中央制御室換気空調系バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を陽圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、重大事故発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減することが可能な設計とする。

中央制御室待避室は炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際の中央制御室内執務の運転員及び現場操作対応の運転員を収容することに加え、重大事故等の事故シーケンスを組み合わせた場合においても、関係する6号及び7号炉運転員数18名に予備要員の余裕を持たせた合計20名を収容可能な設計とし、かつ十分な資機材類を配備する設計とする。(事故シーケンスの組み合わせについては、「3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性」に示す。)

また、中央制御室待避室には、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタを配備することで、居住性確保ができていることを常時確認できる設計とする。可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明、データ表示装置、通信連絡設備を配備することで、中央制御室待避室においても継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

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

T. M. S. L. +17. 3m) と下部中央制御室エリア (コントロール建屋 1F T. M. S. L. +12. 3m) とは, 各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計としており, 上部中央制御室・下部中央制御室一体となった中央制御室陽圧化バウンダリを構成する。

 : S A 範囲

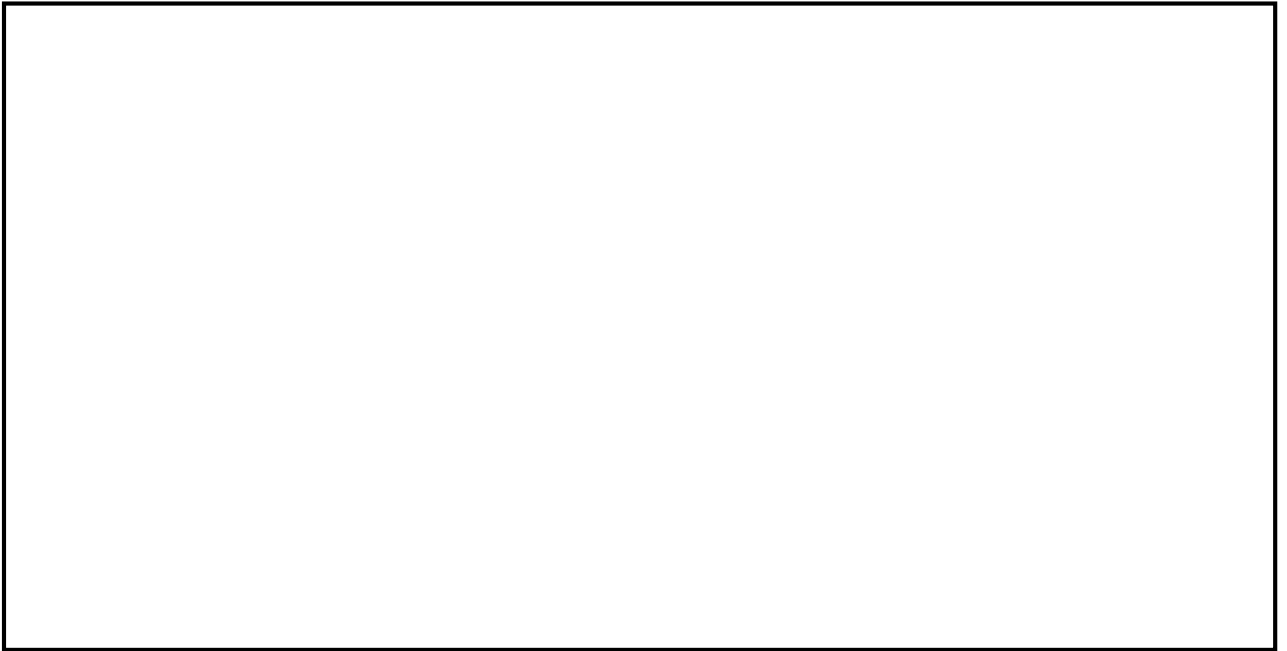


図 2.4-1 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化設備 系統概要図

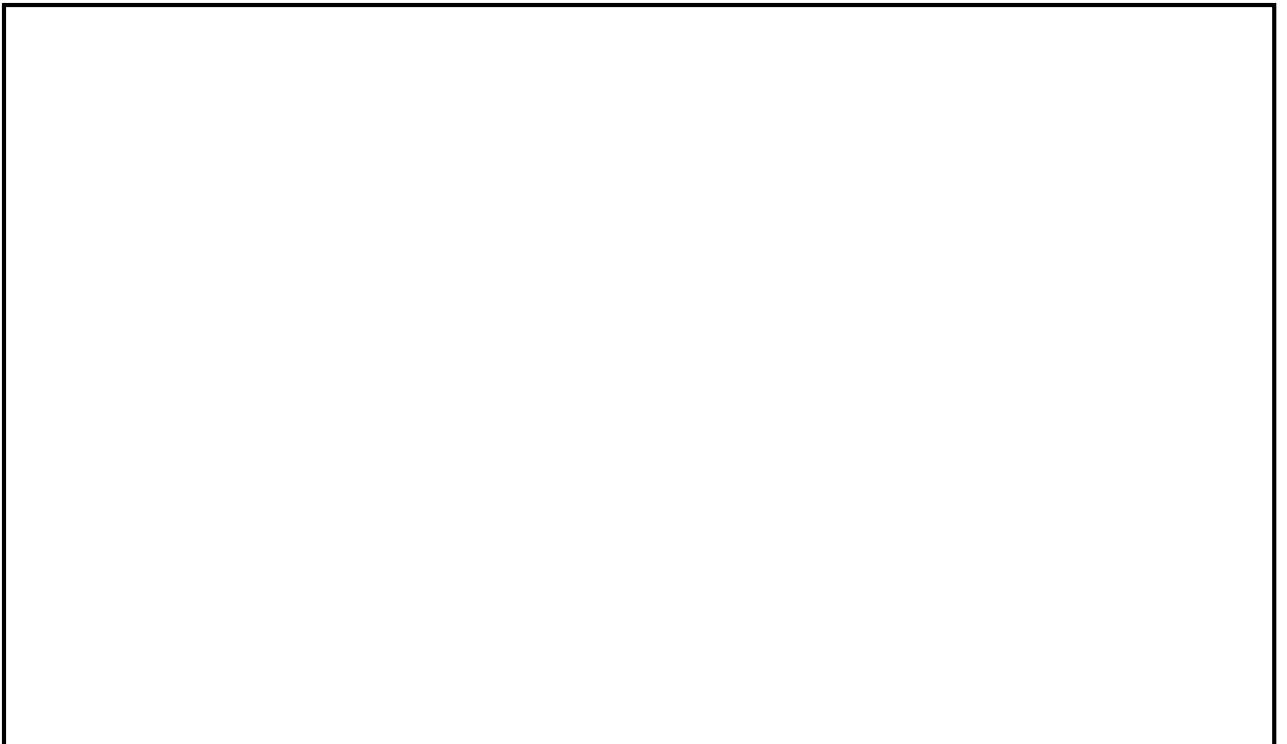


図 2.4-2 中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ図

 : S A 範囲

2.4.2 中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計差圧

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

低温及び高温の設計基準については、観測記録（気象庁アメダス）年超過確率評価を踏まえ最低気温が最も小さく、及び最高気温が最も大きくなる値を設計基準として定めた。評価の結果、統計的な処理による年超過確率 10^{-4} の値として最低気温は -15.2°C 、及び最高気温は 38.8°C となった。

中央制御室及び中央制御室待避室陽圧化バウンダリの設計に際しては、重大事故等時の室内の温度を中央制御室のあるコントロール建屋の設計最高温度 40°C 、隣接区画を年超過確率 10^{-4} の値よりも厳しい最低温度 -17.0°C と仮定すると、中央制御室及び中央制御室待避室の階層高さは最大 6m であるため、以下のとおり約 15Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned}\Delta P &= \{(-17.0^{\circ}\text{Cの乾き空気密度}) - (+40^{\circ}\text{Cの乾き空気の密度})\} \times \text{階層高さ} \\ &= (1.378 - 1.127) \times 6 \\ &= 1.506 \text{ kg/m}^3 \quad \approx 15\text{Pa}\end{aligned}$$

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

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

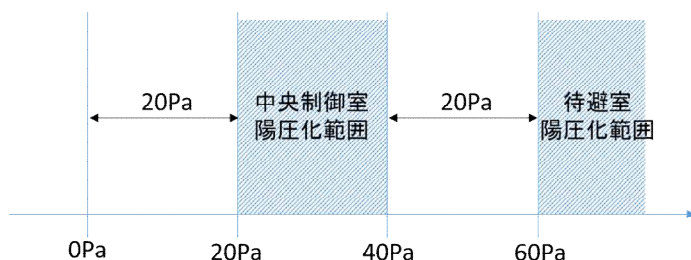


図 2.4-3 中央制御室及び中央制御室待避室 陽圧化圧力

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.4.3 中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

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

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の陽圧化装置の系統概要を図 2.4-4 に示す。

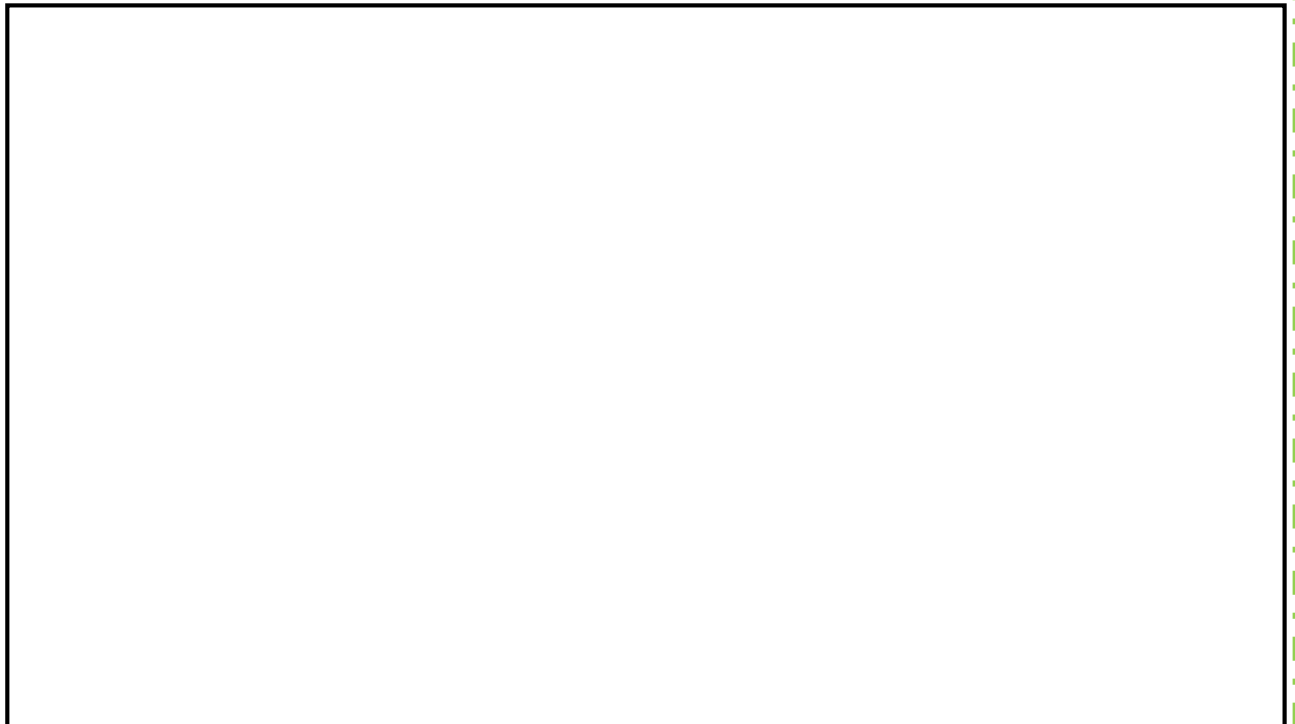


図 2.4-4 中央制御室換気空調系（陽圧化装置）
系統概要図

（炉心の著しい損傷の発生時、プルーム通過前及びプルーム通過後）

(2) 遮蔽設備

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



図 2.4-5 中央制御室遮蔽の概要 (NS 断面)

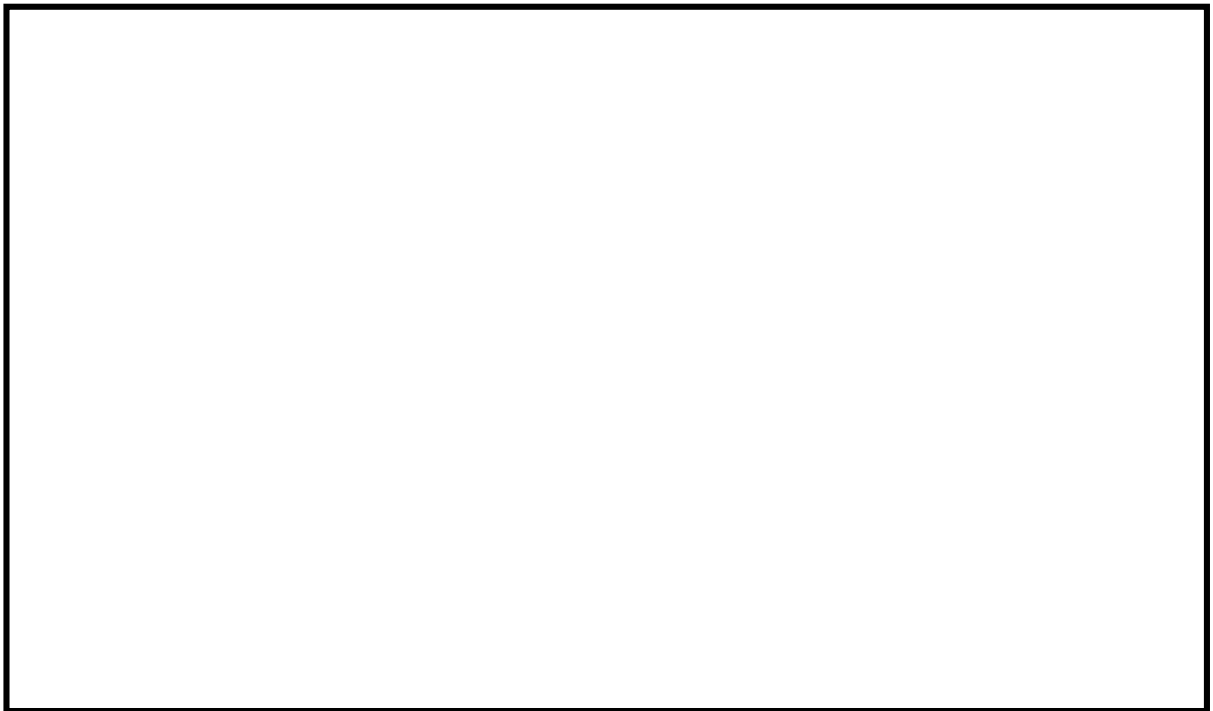


図 2.4-6 中央制御室の遮蔽 配置図

(3) 可搬型陽圧化空調機

a. 設計風量

可搬型陽圧化空調機の設計風量は、中央制御室を陽圧化する必要風量とし、JIS A 2201 送風機による住宅等の気密性能試験方法に基づく気密性能試験を実施し決定した。

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

よって、設計風量は上記風量に設計裕度をもった 4,500~6,000m³/h（6 号炉側から 1,125~1,500m³/h/台×2 台、7 号炉側から 1,125~1,500m³/h/台×2 台とする。）

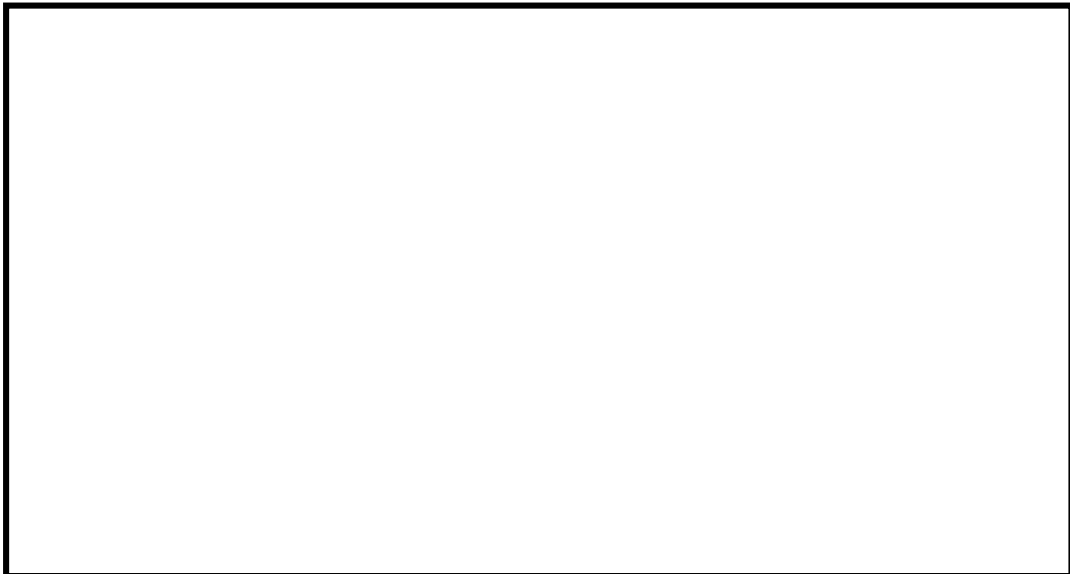


図 2.4-7 中央制御室の気密性能試験結果

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

表 2.4-1 可搬型陽圧化空調機の仕様、及び台数

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

b. 可搬型陽圧化空調機のフィルタ性能

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

表 2.4-2 可搬型陽圧化空調機のフィルタ捕集効率

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

c. 機器構成

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

 : S A 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.4-8 可搬型陽圧化空調機 機器概要図



図 2.4-9 可搬型陽圧化空調機の設置エリア

6号炉及び7号炉中央制御室を構成する、各号炉の上部中央制御室エリア（コントロール建屋 2F T.M.S.L.+17.3m）と下部中央制御室エリア（コントロール建屋 1F T.M.S.L.+12.3m）とは、各号炉の中央制御室換気空調系ダクトにて接続された設計とする。そのため6号炉及び7号炉中央制御室それぞれにフィルタにより浄化した外気を供給することで、上部中央制御室エリア、下部中央制御室エリアの中央制御室陽圧化バウンダリ全体を陽圧化することができる設計とする。

 : S A 範囲

(4) 中央制御室換気空調系隔離ダンパ

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

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

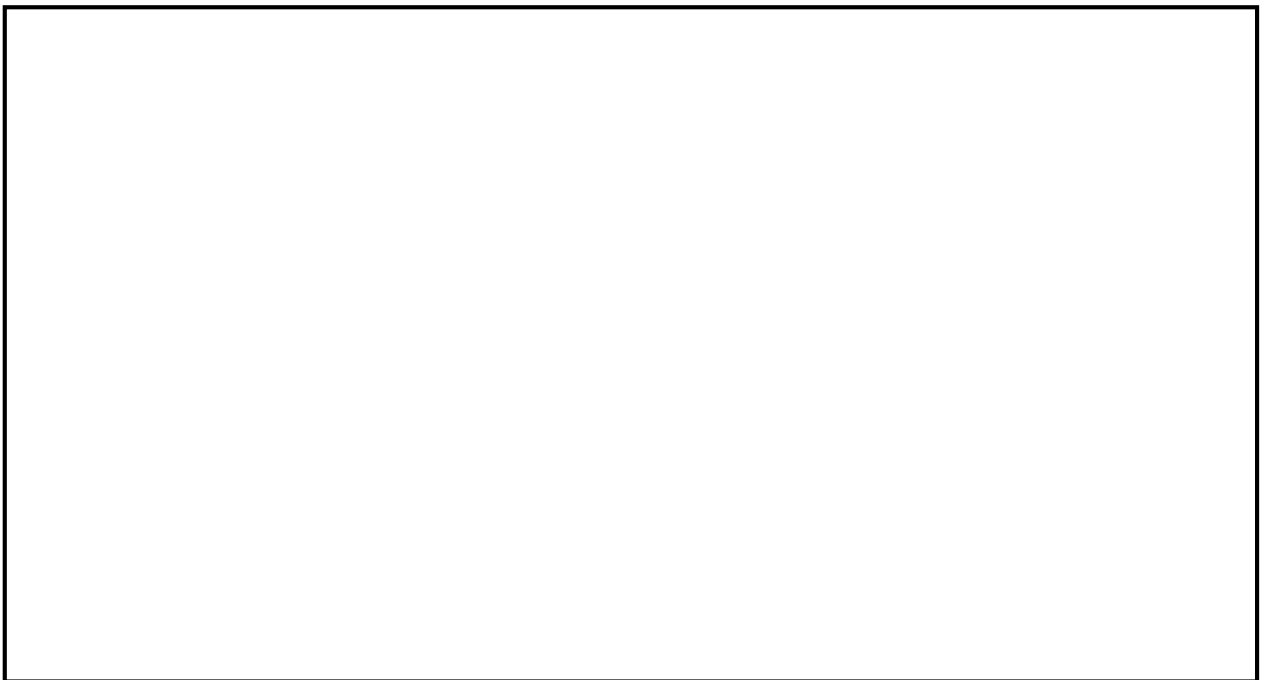


図 2.4-10 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 系統概略図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

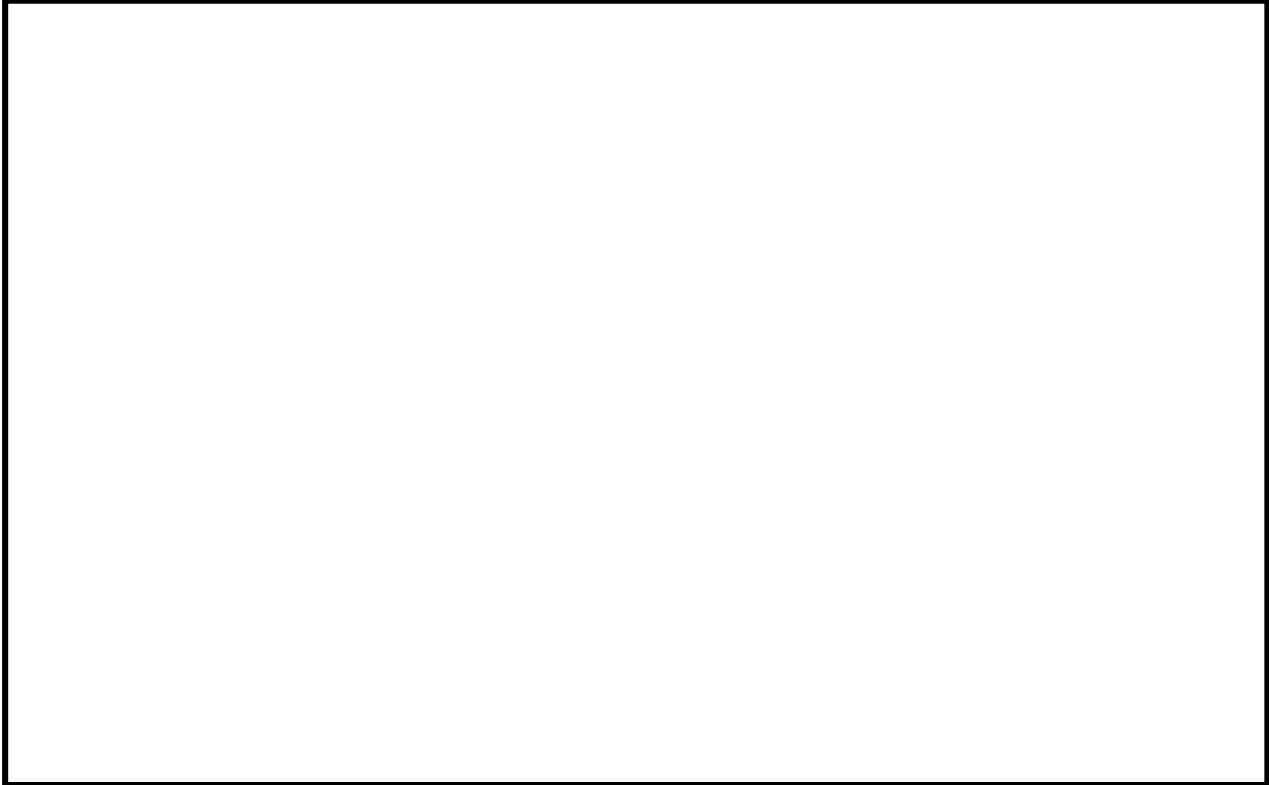


図 2.4-11 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図 (7号炉)

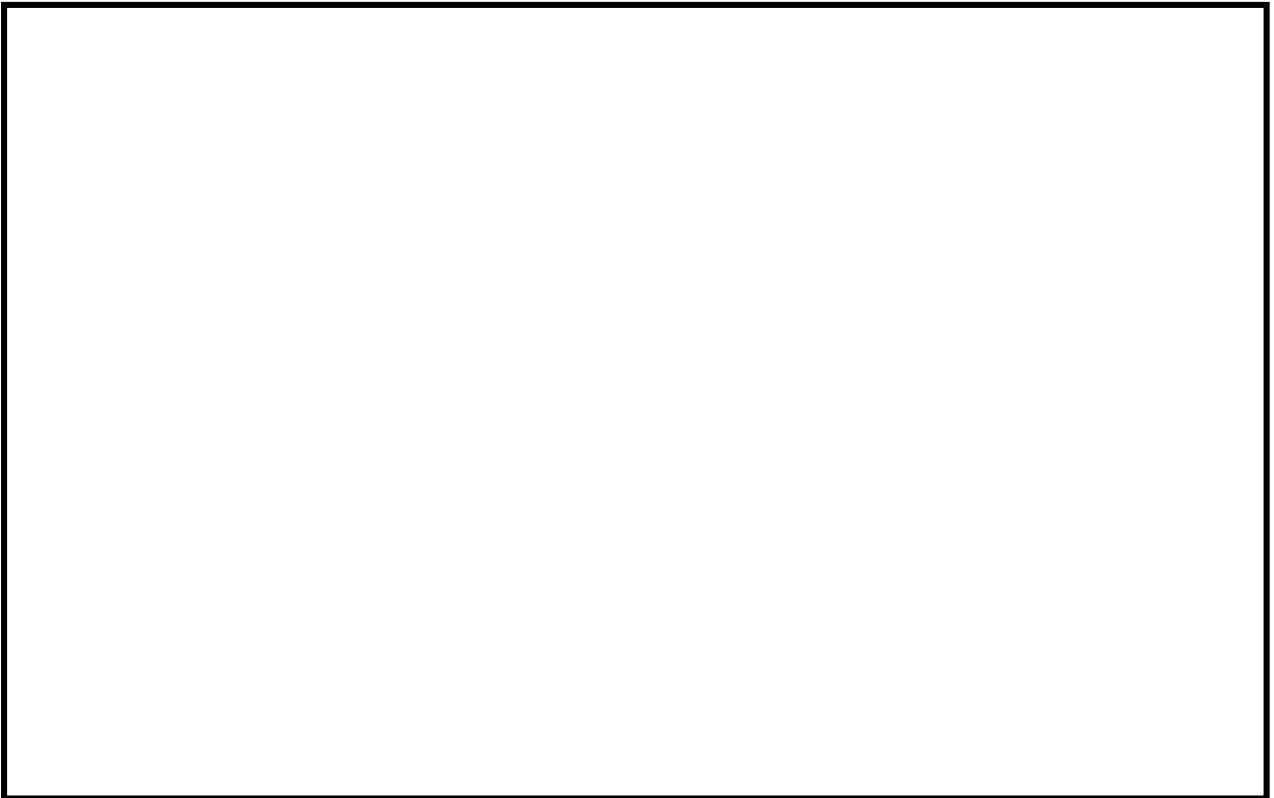


図 2.4-12 中央制御室換気空調系隔離ダンパ 配置図 (6号炉)

2.4.4 中央制御室待避室の居住性確保

(1) 設計方針

炉心の著しい損傷の発生時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陽圧化装置により陽圧化するとともに、中央制御室を可搬型陽圧化空調機により陽圧化する設計とする。これにより、中央制御室バウンダリ内への希ガスを除く放射性物質の流入を低減できる設計とすることで、待避室にとどまる間、中央制御室内に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減を図るとともに、待避室から中央制御室バウンダリへ出る場合において、マスクを着用しなくても放射性物質の体内への取込みを低減可能な設計とする。

中央制御室待避室はコンクリート壁又は鉛等により遮蔽性能を高めた設計とする。また中央制御室待避室は気密性を高めた設計とするとともに、陽圧化装置により中央制御室待避室を陽圧化し、中央制御室待避室内への外気流入を一定時間完全に遮断することで居住性を高めた設計とする。陽圧化装置は、自主対策設備として、屋外から可搬型のカードル式空気ポンベユニットを接続することで、空気ポンベ容量を追加可能な設計とする。

ここで、陽圧化の差圧は、中央制御室とコントロール建屋、中央制御室待避室とコントロール建屋の差圧を差圧計により、2.4.2 項に示す陽圧化設計圧力値を監視することとし、コントロール建屋と中央制御室との間、及び中央制御室と中央制御室待避室との間の差圧は均圧室の扉を閉めることにより確保する設計とする。

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



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



図 2.4-14 カードル式空気ポンプユニット配置場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 収容人数及び設置場所

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

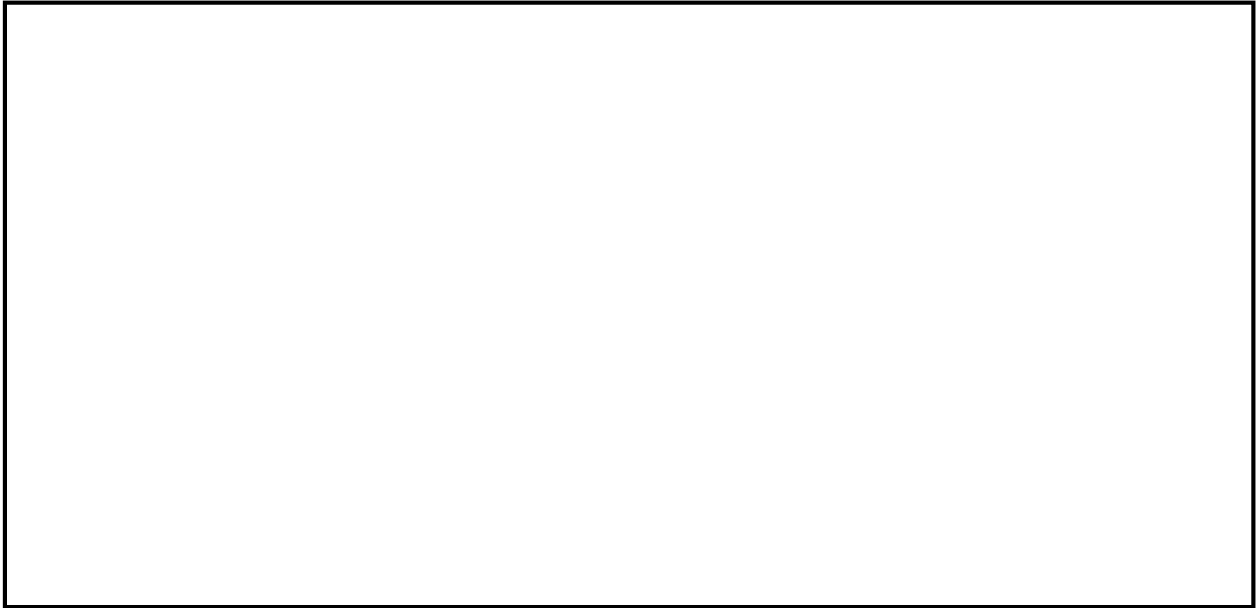


図 2.4-15 中央制御室待避室 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避室の壁は、コンクリート mm，若しくはそれと同等以上の遮蔽能力を期待できる鉛壁（一部、可搬遮蔽装置），若しくはコンクリート・鉛の複合壁とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。概要は図2.4-15に示すとおり。

(4) 陽圧化装置

a. 系統構成

中央制御室待避室の陽圧化装置の系統概要図を図2.4-16に示す。

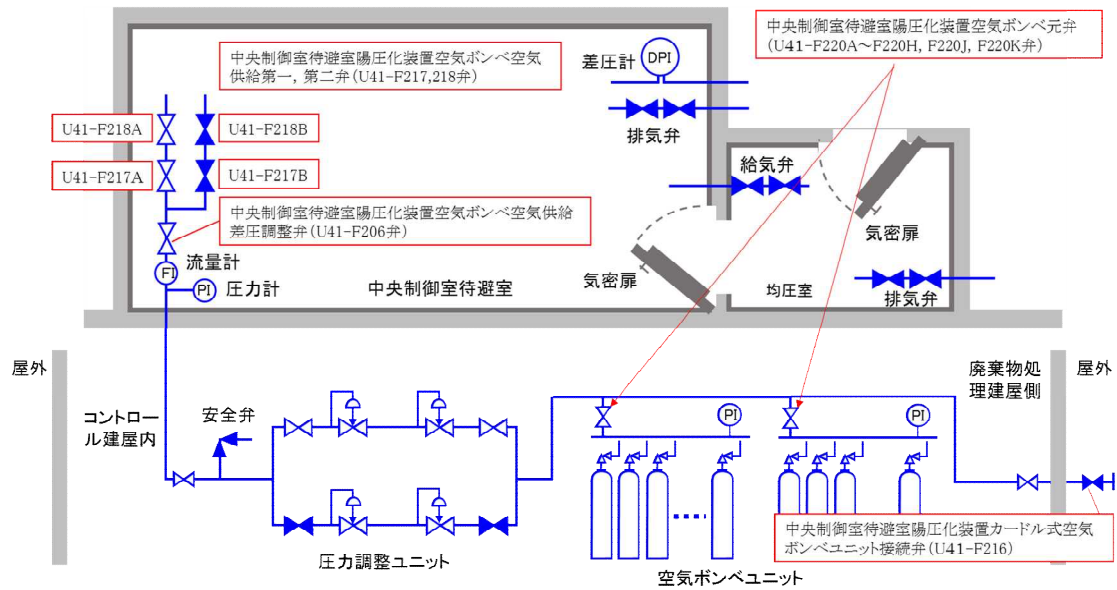


図2.4-16 陽圧化装置 系統概要図

b. 必要空気供給量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

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

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

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

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

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

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

c. 必要ポンベ本数

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

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

以上より、必要ポンベ本数は下記の通り174本以上となる。

$$\begin{aligned} 95.5 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.50 \text{ m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} &= 173.6 \\ &\approx 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

※格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち、大部分が放出される期間（数時間）に余裕を持たせ、陽圧化装置による陽圧化時間を10時間と設定

d. 空気ポンベ設置エリア

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

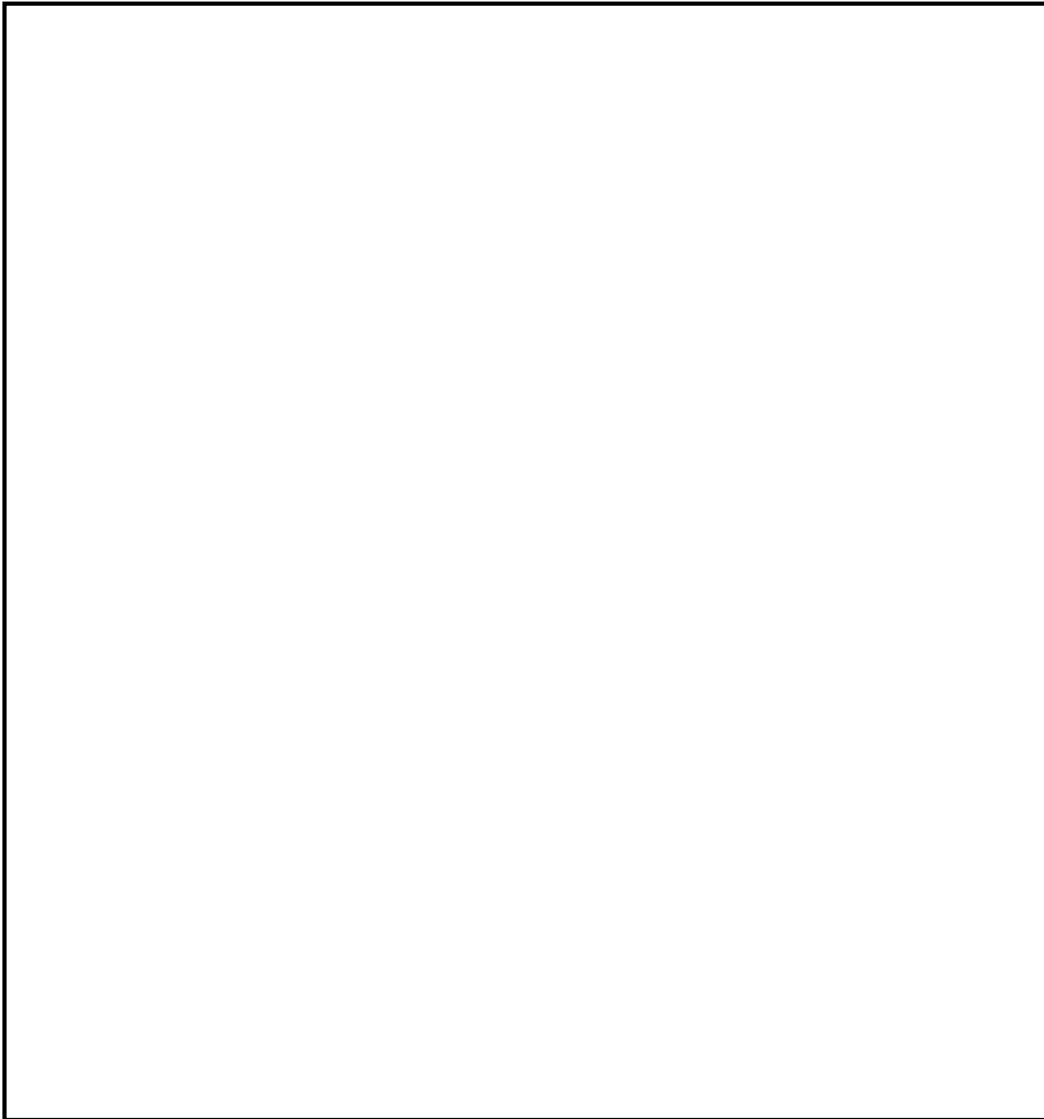


図2.4-17 空気ポンベ設置 配置図

e. カードル式空気ポンベユニット（空気ポンベカードル車）

運転員の更なる被ばく線量低減のため、自主対策設備として空気ポンベ陽圧化時間の延長を可能とする空気ポンベカードル車を配備する。空気ポンベカードル車は建屋外から空気ポンベを接続可能な設計とする。

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

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

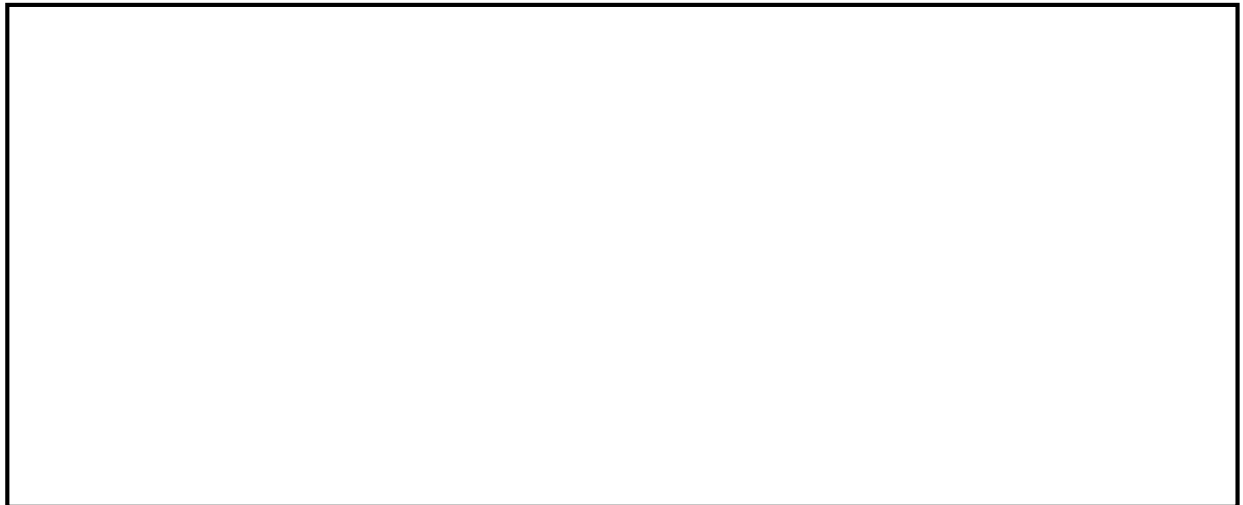


図 2.4-18 カードル式空気ポンベユニット 概念図

(5) 中央制御室換気空調系の運転状態比較

中央制御室の換気空調系の状態について、通常運転時、設計基準事故時、重大事故時の炉心の著しい損傷が発生した場合を比較、図示すると以下のとおりとなる。通常運転時、設計基準事故時の運転モードを、図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（1/2）に示す。

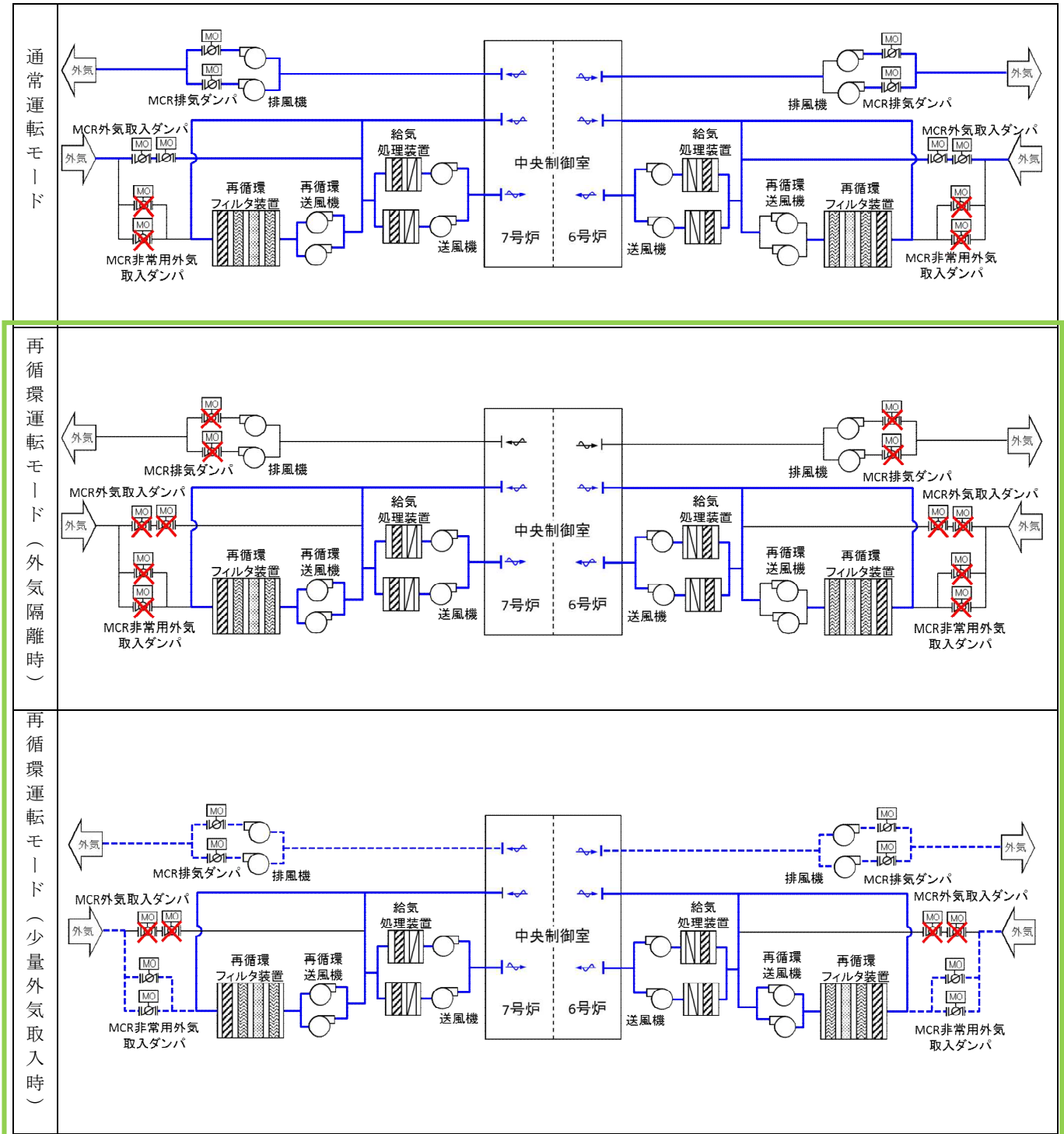


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図（1/2）

炉心の著しい損傷発生時のプルーム通過前・後，及びプルーム通過中の運転モードを，図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (2/2) に示す。

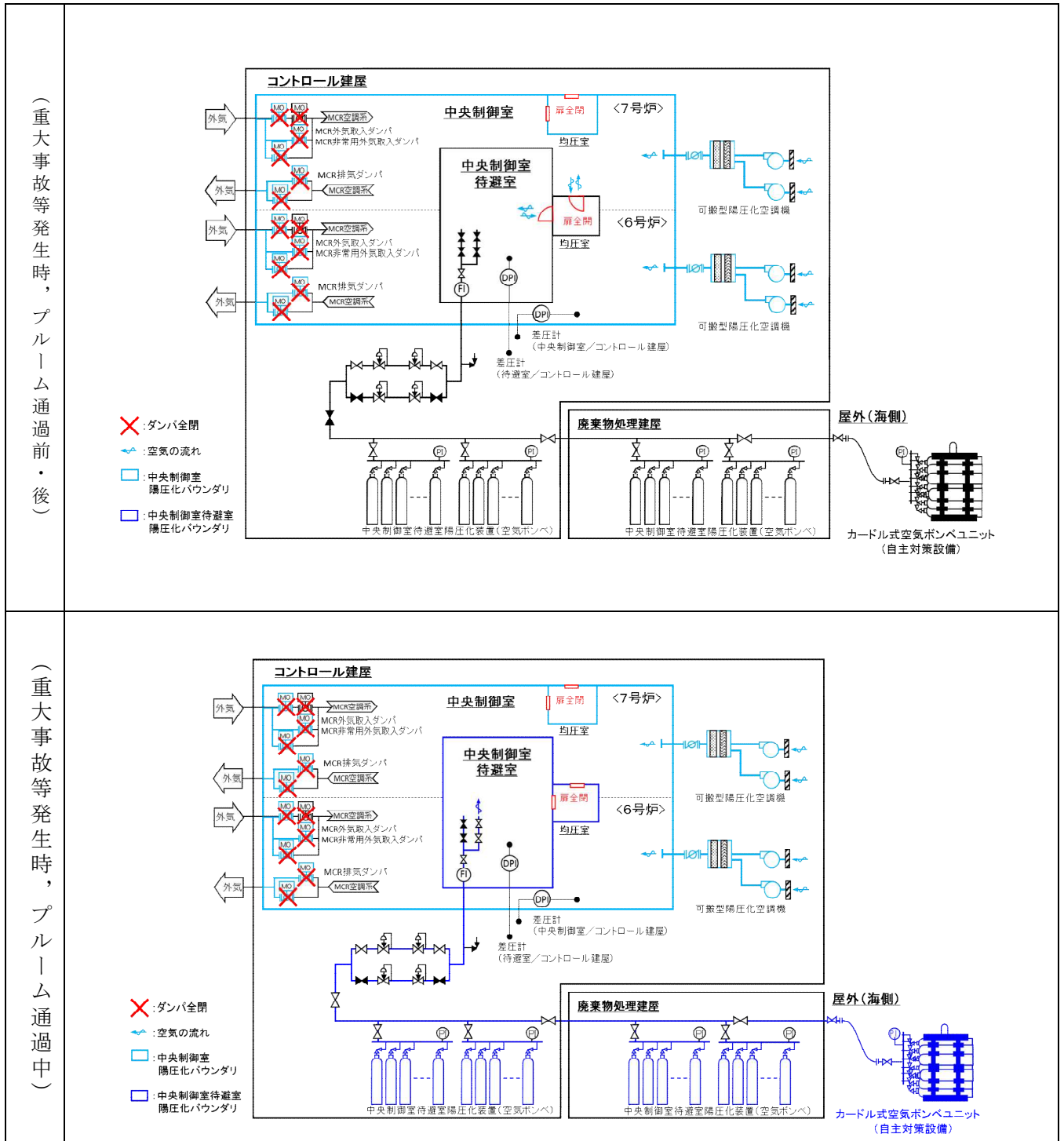


図 2.4-19 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図 (2/2)

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避室には、運転員が炉心の著しい損傷発生時の格納容器圧力逃がし装置作動に際して、水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器圧力逃がし装置に関するパラメータ）の確認に加え、原子炉格納容器内の状態、使用済燃料プールの状態、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止、水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようデータ表示装置を設置する設計とする。データ表示装置は6号及び7号炉用に1台ずつ設置する。

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

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

また、衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は、6号及び7号炉用に各々1台ずつ使用できる設計とする。

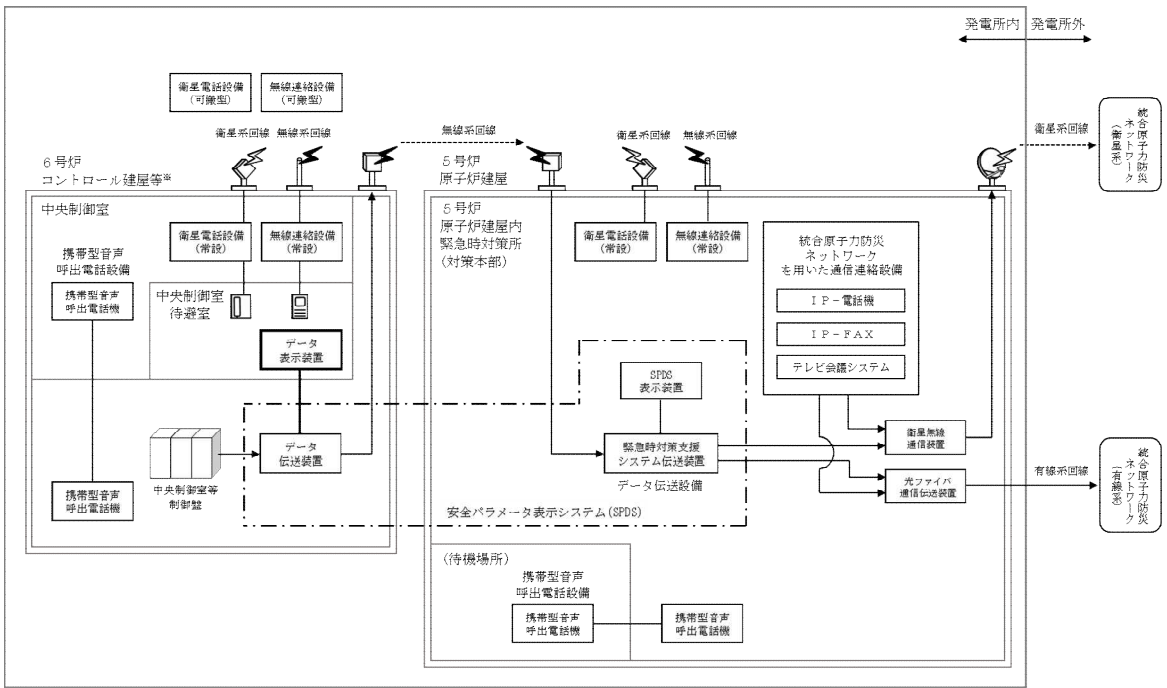
中央制御室待避室における通信連絡設備の概要を図 2.4-21 に示す。

 : S A 範囲

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

目 的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の状態確認	原子炉水位
	原子炉圧力
	原子炉冷却材温度
	高压炉心注水系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	高压代替注水系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	原子炉圧力容器温度
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）
	復水貯蔵槽水位
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高压母線電圧
格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッション・チェンバ・プール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	残留熱除去系系統流量
復水補給水系流量（原子炉格納容器）	
放射能隔離の状態確認	原子炉格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置入口圧力
	フィルタ装置水位
	フィルタ装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ
	フィルタ装置金属フィルタ差圧
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素ガス濃度

 : S A 範囲



※：7号炉も同様

図2.4-20 データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要

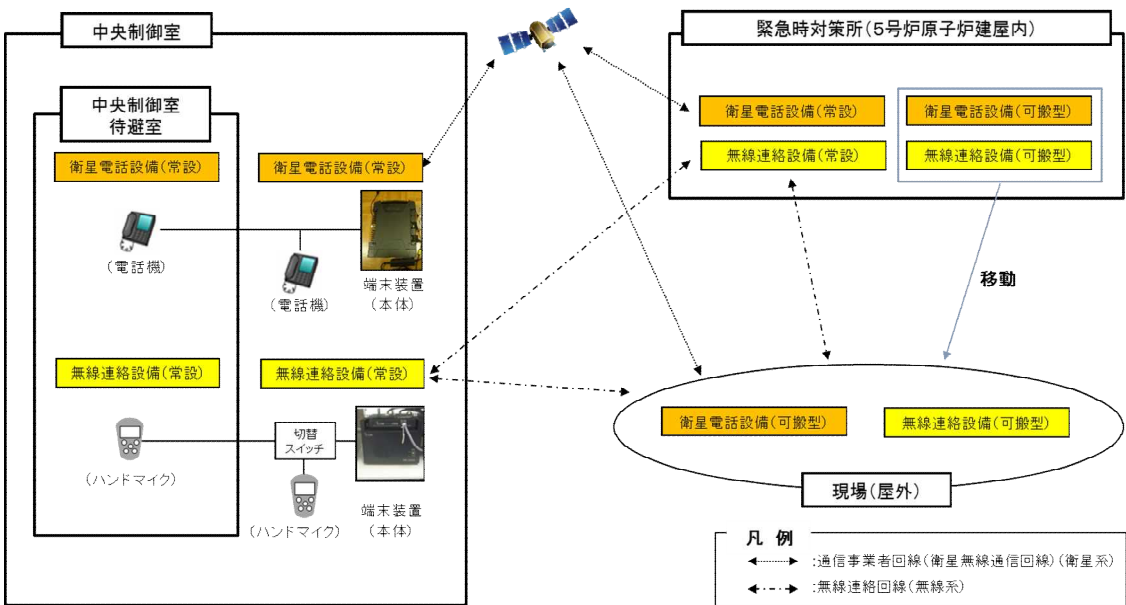


図2.4-21 中央制御室待避室における通信連絡設備の概要
（6号及び7号炉各々）



：S A 範囲

(7) 中央制御室待避室のその他設備・資機材

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

中央制御室待避室にとどまり必要な監視等を行うのに必要な照度を有するものを、可搬型蓄電池内蔵型照明を3台、乾電池内蔵型照明を2台配備する。表2.4-4に中央制御室待避室に配備している可搬型照明を示す。


表 2.4-4 中央制御室待避室に配備する可搬型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3台（予備1台）	<ul style="list-style-type: none"> ・定格電圧：交流100V ・点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 （ランタンタイプLEDライト） 	中央制御室	中央制御室待避室2台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用としては中央制御室の予備3台と共用する。）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）

 : S A 範囲

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


表2.4-5 中央制御室待避室に配備する酸素濃度・二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度・二酸化炭素濃度計 	検知原理	二酸化炭素：NDIR（非分散型赤外線） 酸素：ガルバニ式
	検知範囲	二酸化炭素：0.04%～5.00% 酸素：5.0～30.0%
	表示精度	二酸化炭素：±10%Rdg 酸素：3%FS
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	個数	1台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1台*を保有する。）

※予備1台は6号炉及び7号炉中央制御室と共用

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

表2.4-6 中央制御室待避室に配備する可搬型エリアモニタ

機器名称及び外観	仕様等	
可搬型エリアモニタ 	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	0.001～99.99mSv/h
	電源	電源：乾電池（単一×4） 測定可能時間：約300時間 （バッテリー切れの場合、予備を稼働させ、乾電池交換を実施する。）
	台数	1台 （予備1台）

2.5 重大事故等時の電源設備について

中央制御室には、**炉心の著しい損傷が発生した場合**においても運転員がとどまるために必要な設備（図 2.5-1 に示す空調及び図 2.5-2 に示す照明）を設置している。これらの設備については、重大事故等が発生した場合にも、図 2.5-3 に示すとおり常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機（以下、単に「ガスタービン発電機」という）からの給電が可能な設計とする。

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

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

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。なお、中央制御室の全照明が消灯した場合には、可搬型蓄電池内蔵型照明により、必要な照度を確保可能な設計とする。

また、運転員のシミュレーション訓練において全交流動力電源喪失を想定した訓練により、直流非常灯下で対応操作ができることを確認しているとともに、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう、可搬型蓄電池内蔵型照明を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため、ランタンタイプ LED ライト、ヘッドライト等の乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

空調については、ガスタービン発電機が起動するまでの間は起動しないが、被ばく評価において、必要な居住性が確保されていることを確認している。

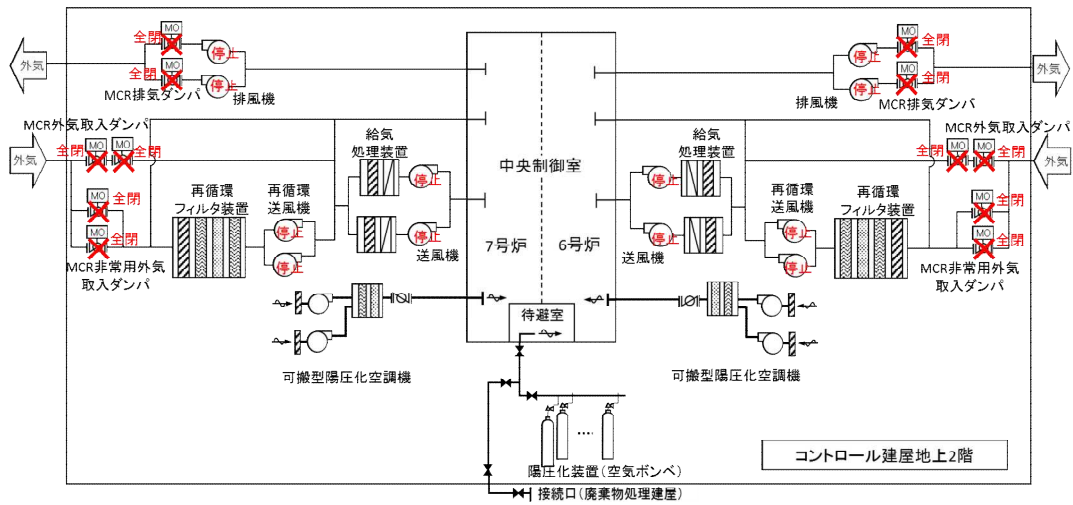
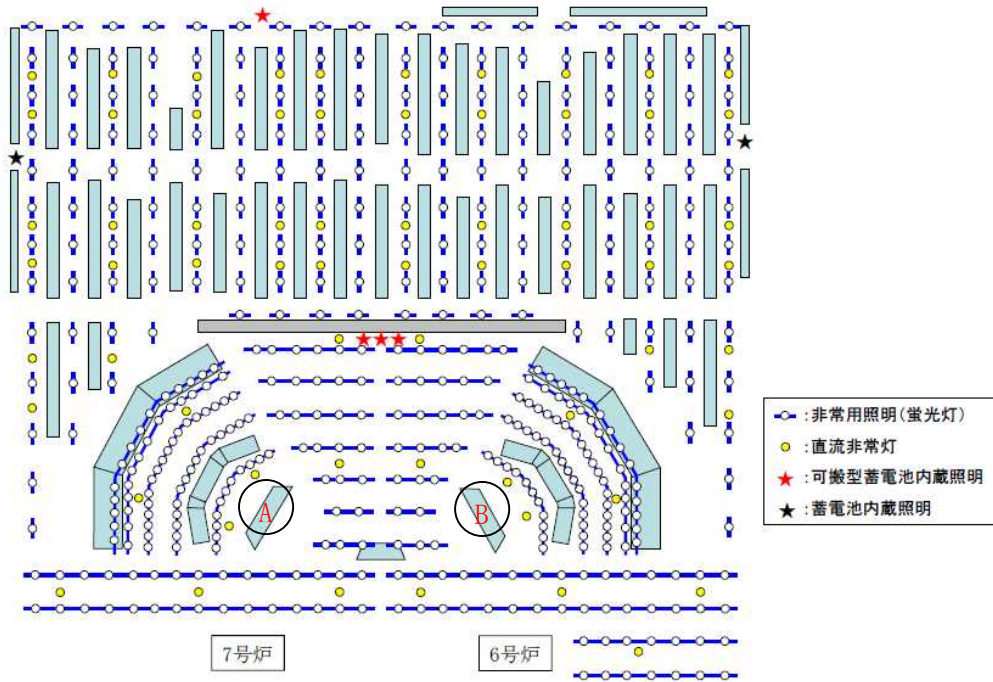
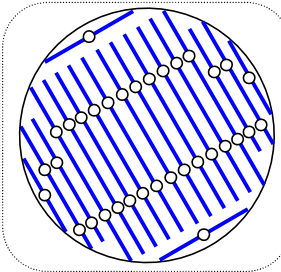
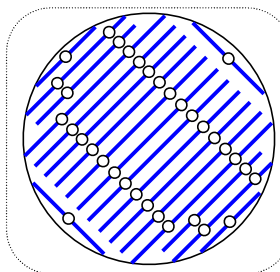


図 2.5-1 中央制御室空調設備の概要 (重大事故等時)



拡大図A(7号炉)

拡大図B(6号炉)



【照明設備仕様】	
● 非常用照明	
ベンチ盤操作部エリア	: 1,000 ルクス (設計値)
鉛直にある計器面	: 300~400 ルクス (設計値)
● 直流非常灯	: 床面 1 ルクス以上 (設計値)

図 2.5-2 中央制御室照明設備の概要

： S A 範囲

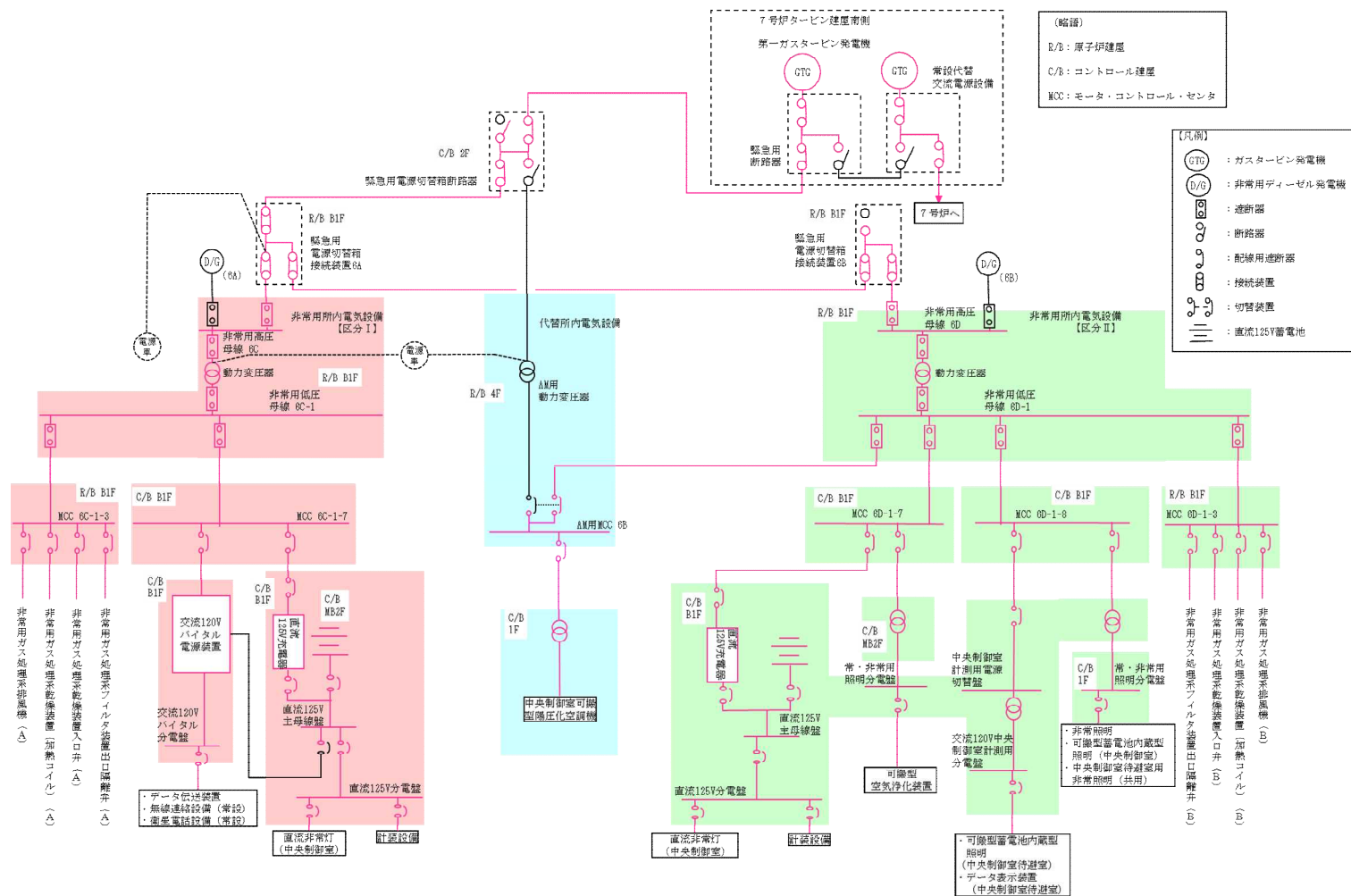


図 2.5-3 6号炉中央制御室 給電系統概要図（重大事故等時）

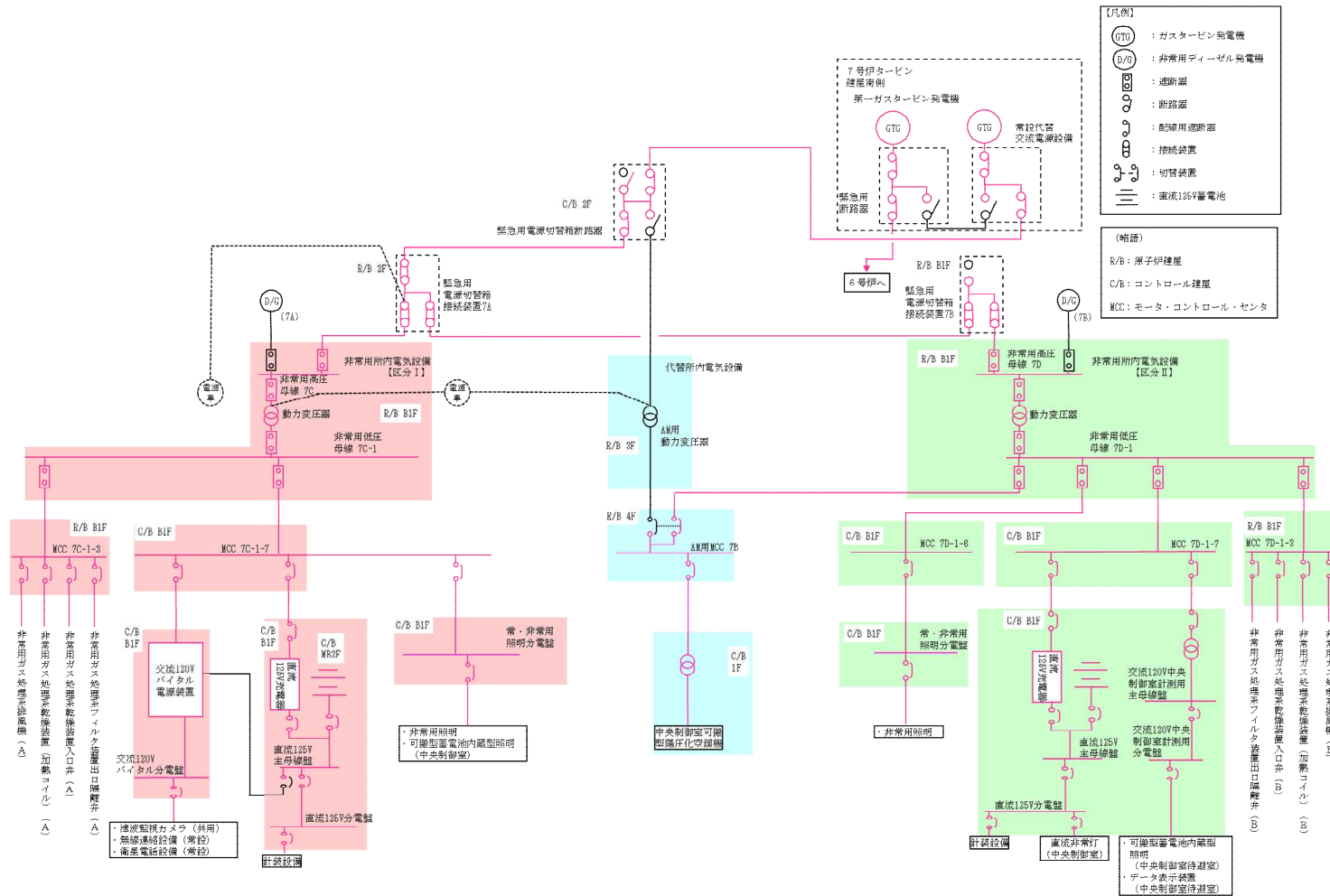


図 2.5-4 7号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等時)

表 2.5-1 ガスタービン発電機(連続定格容量 2,950kW)の最大所要負荷

負荷		6号炉	7号炉
(1)	中央制御室可搬型陽圧化空調機	3kW	3kW
(2)	交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A, B 非常用照明	約 100kW	約 100kW
(3)	直流 125V 充電器盤 A	約 94kW	約 94kW
(4)	直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW	約 56kW
(5)	AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW	約 41kW
(6)	直流 125V 充電器盤 B	約 98kW	約 98kW
(7)	復水移送ポンプ (2 台)	110kW	110kW
(8)	残留熱除去系ポンプ※	540kW	540kW
(9)	燃料プール冷却浄化ポンプ	90kW	110kW
(9)	非常用ガス処理系排風機等	約 37kW	約 20kW
(10)	その他機器	約 111kW	約 114kW
小計		約 1,280kW	約 1,286kW
計		約 2,566kW	

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



(通常点灯状態)



(直流非常灯照明点灯状態)

図 2.5-5 直流非常灯照明点灯時の中央制御室の状況

(1) 可搬型蓄電池内蔵型照明を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型蓄電池内蔵型照明は、6号及び7号炉にて3台使用する設計とする。数量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のうえ決定している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することにより、さらに照度を確保できることを確認している。

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

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

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

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3台 (予備1台)	<ul style="list-style-type: none"> ・定格電圧：交流100V ・点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	20台 (6号炉, 7号炉共用) (中央制御室対応として 中央制御室主盤エリア5台 +中央制御室裏盤エリア10 台+中央制御室待避室2 台+予備3台)	電源：乾電池 (単一×3) 点灯可能時間：約72時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト) 	中央制御室	4台 (6号炉, 7号炉共用) (ランタンタイプLEDの補助)	電源：乾電池 (単三×6) 点灯可能時間：約30時間 ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	100台 (6号炉及び7号炉の運転員 全員に配備)	電源：乾電池 (単三×1) 点可能灯時間：約8時間 (管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。) ※乾電池内蔵型照明はバッテリー給電方式であることから発電設備の状況に依らず活用可能であるが、代替交流電源からの給電が可能な設計となっていないことから自主配備の資機材として位置づける。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は、図 2.5-6 に示すとおり大型表示盤から約 15m の机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1ルクス）に対し、大型表示盤表面で約 20 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



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

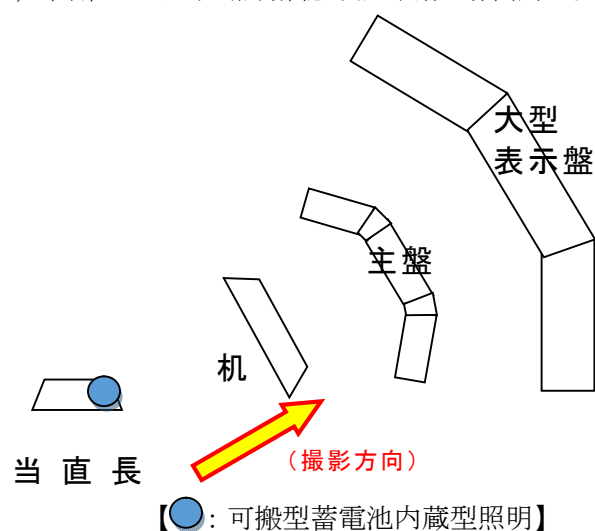


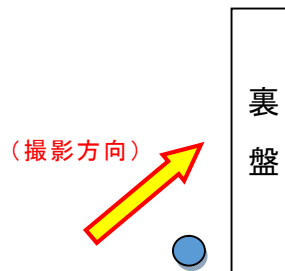
図 2.5-6 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

： S A 範囲

同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について、図 2.5-7 に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で、制御盤表面で約 10 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



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



【●: 可搬型蓄電池内蔵型照明】



(上記撮影を逆方向から撮影、右端が照明設備)

図 2.5-7 裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

○ : S A 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避室の運用について

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

(1) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動前（待避前）

運転員等は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器圧力逃がし装置を作動させる必要があると判断された場合、中央制御室待避室を使用するため、以下設備、資機材の運用準備を行う。

表3.1-1 中央制御室待避室の運用準備

居住性設備	<ul style="list-style-type: none">・可搬型陽圧化空調機を用いることにより、中央制御室バウンダリ全体が陽圧化されていること・中央制御室待避室の遮蔽設備の設置・中央制御室待避室の空調隔離ダンパの閉止・中央制御室待避室の酸素濃度・二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタの配置，電源入・陽圧化装置による中央制御室待避室の加圧
監視設備	<ul style="list-style-type: none">・6号炉，7号炉のデータ表示装置（待避室）電源入
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none">・現場要員や緊急時対策所との通信連絡のための，6号炉，7号炉各々の無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）の準備（通話確認）

(2) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動中（待避中）

運転員等は、原子炉格納容器圧力逃がし装置作動開始後、速やかに中央制御室待避室に移動し、出入口扉を閉めるとともに、中央制御室待避室に施設する中央制御室待避室内外差圧計器を確認し、中央制御室待避室へ適切に空気が供給され、中央制御室待避室内が陽圧化されていることを確認する。また酸素濃度・二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が18%以上であること，二酸化炭素濃度が0.5%以下であるこ

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

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

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

(3) 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動後(待避解除)

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

 : S A 範囲

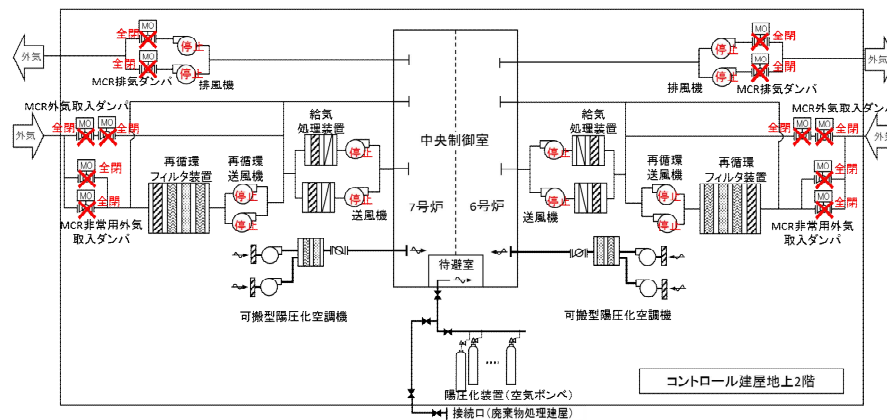
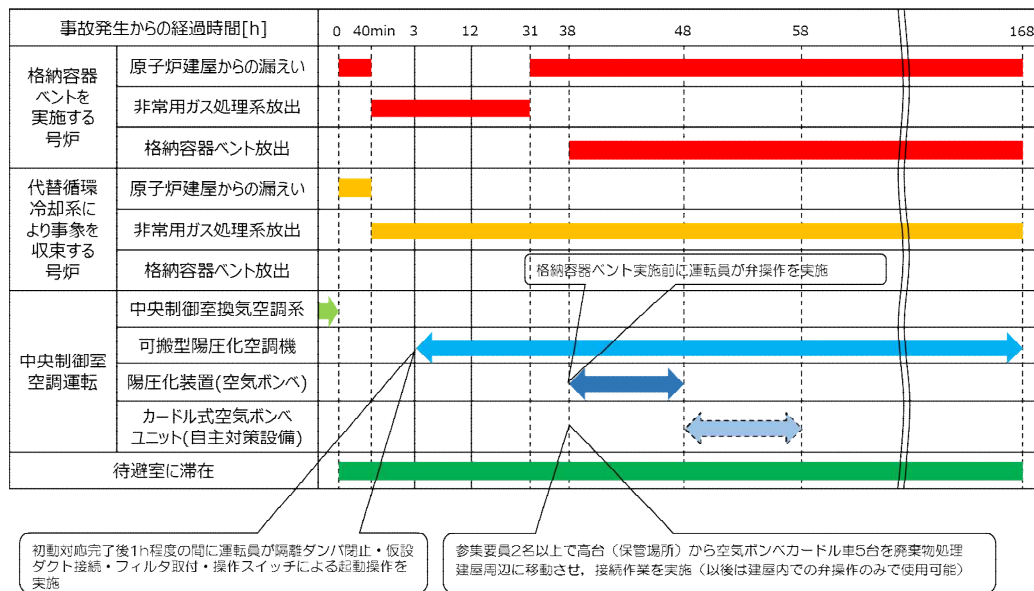


図 3.1-1 原子炉格納容器圧力逃がし装置作動と中央制御室及び中央制御室待避室換気空調設備の運用の概要

3.2 配備する資機材の数量について

(1) 放射線防護資機材等

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

表 3.2-1 防護具

品名	配備数（6号及び7号炉共用）※7		
	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室	構内 （参考）
不織布カバーオール	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	810 個※3	180 個※10	約 2,050 個
電動ファン付き全面マスク	80 個※15	20 個※17,23	約 50 個
全面マスク	730 個※16	160 個※18	約 2,000 個
チャコールフィルタ（以下内訳）	1,890 組※1	420 組※8	約 2,500 組
電動ファン付き全面マスク用	560 組※19	140 組※21,23	約 500 組
全面マスク用	1,330 組※20	280 組※22	約 2,000 組
アノラック	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	10 足※12	約 300 足
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	—	5 台	約 20 台

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

※2：※1×2

※3：180名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：180名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

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

※6：14名（プルーム直後に対応する現場復旧班要員14名）

※7：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※8：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×2交替×7日×1.5倍

※9：※8×2

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

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

※12：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用4台＋予備1台

※15：80名（1～7号炉対応の現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）

※16：※3－※15

※17：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）

※18：※10－※17

※19：※15×7日

※20：※1－※19

※21：※17×7日

※22：※8－※21

※23：中央制御室の被ばく評価において、運転員が交替する場合の入退域時に電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから、交替の拠点となる後方支援拠点にも同数配備する。

・ 1.5 倍の妥当性の確認について

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所】

第2次緊急態勢時(1日目), 1~7号炉対応の要員は緊急時対策要員 164名 + 自衛消防隊 10名であり, 機能班要員 84名, 現場要員 80名及び自衛消防隊 10名で構成されている。このうち, 本部要員は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化することにより, 防護具類を着用する必要がないが, 全要員は 12時間に 1回交替するため, 2回の交替分を考慮する。また, 現場要員 80名は, 1日に 6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し, 防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降(2日目以降), 1~7号炉対応の要員は緊急時対策要員 111名 + 5号炉運転員 8名であり, 機能班要員 54名, 現場要員 57名及び 5号炉運転員 8名で構成されている。このうち, 本部要員は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化することにより, 防護具類を着用する必要がないが, 全要員は 7日目以降に 1回交替するため, 1回の交替分を考慮する。また, 現場要員は 1日に 2回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し, 防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$174 \text{ 名} \times 2 \text{ 交替} + 80 \text{ 名} \times 6 \text{ 回} + 119 \text{ 名} + 65 \text{ 名} \times 2 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} \\ = 1,727 \text{ 着} < 1,890 \text{ 着}$$

【中央制御室】

要員数 18名は, 運転員(中央制御室) 7名と運転員(現場) 11名で構成されている。運転員は 2交替を考慮し, 交替時の 1回着用を想定する。また, 運転員(現場)は, 1回現場に行くことを想定している。

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

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

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

表 3.2-2 計測器 (被ばく管理, 汚染管理)

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

※1: 20名(6号及び7号炉運転員 18名) +

46名(引継班, 日勤班, 作業管理班) + 余裕

※2: 中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※3: 中央制御室のモニタリングに使用

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

※5: 予備を含む(今後, 訓練等で見直しを行う。)

 : 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表 3.2-3 に示す。なお、飲食料等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 3.2-3 飲食料等

品名	配備数 ^{※4}
	中央制御室（6号及び7号炉共用）
飲食料等	
・食料	420食 ^{※1}
・飲料水（1.5リットル）	280本 ^{※2}
簡易トイレ	1式
ヨウ素剤	320錠 ^{※3}

※1：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×3食

※2：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×7日×2本

※3：20名（6号及び7号炉運転員18名＋余裕）×8錠

（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）

※4：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

3.3 チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「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**）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（**運転員が原子炉制御室にとどまるための設備**）に基づき、原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお、チェンジングエリアは6号及び7号炉共用とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第74条第1項（**運転員が原子炉制御室にとどまるための設備**）抜粋）

原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、中央制御室陽圧化バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。概要は表3.3-1のとおり。



 : S A 範囲

表 3.3-1 チェンジングエリアの概要

	項目	理由
設営場所	コントロール建屋 地下1階～2階 東側エリア	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	エアーテント	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるように定期的に訓練を行っている保安班が設営を行う。

 : S A 範囲

(3) チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

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

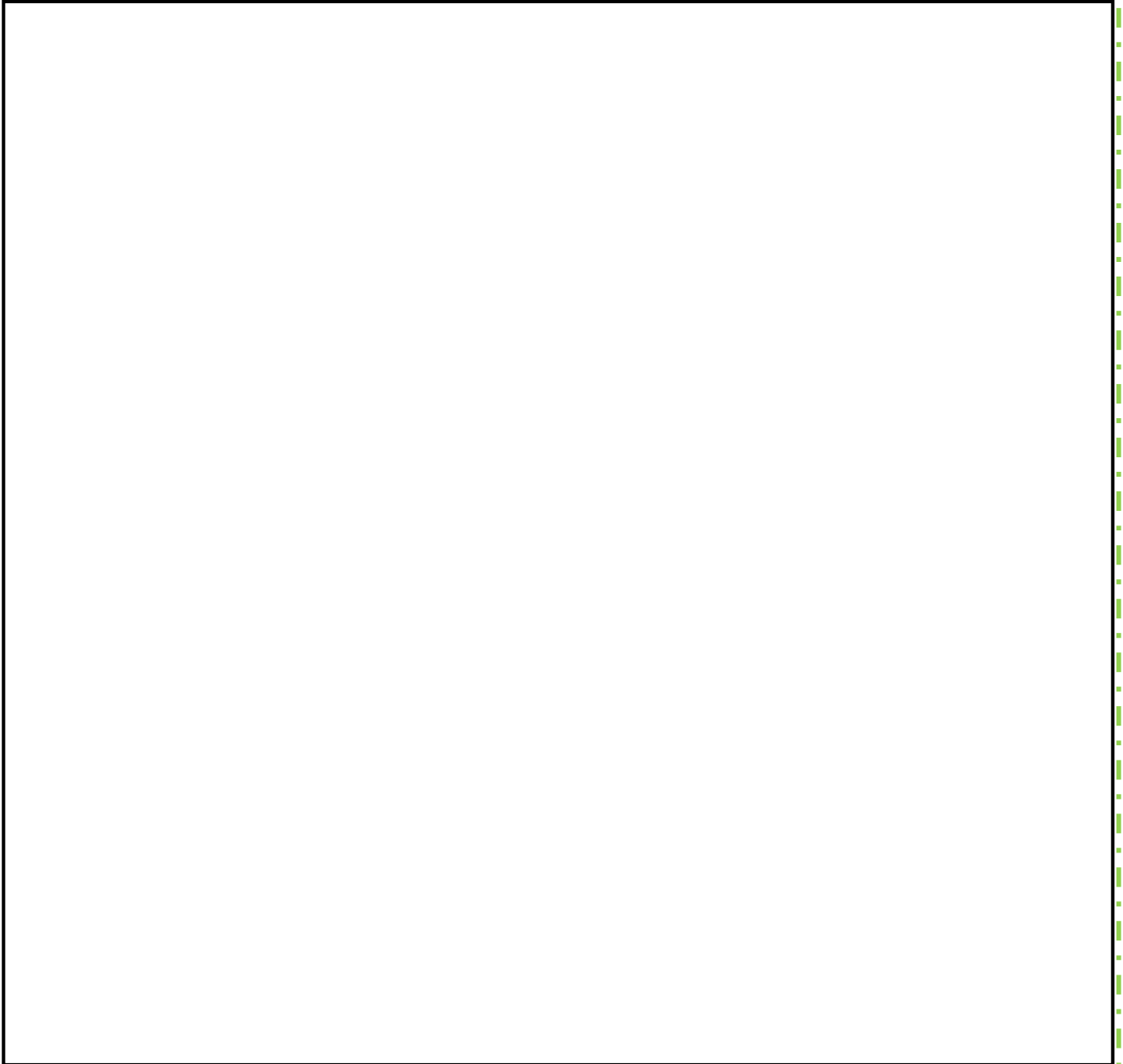



図 3.3-1 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及び屋内のアクセスルート

 : S A 範囲

(4) チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、図 3.3-2 の設営フローに従い、図 3.3-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、保安班員 2 名で、約 60 分を想定する。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。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の緊急時対策要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））の保安班 2 名、又は参集要員（10 時間後までに参集）のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、保安班長が、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに実施する。

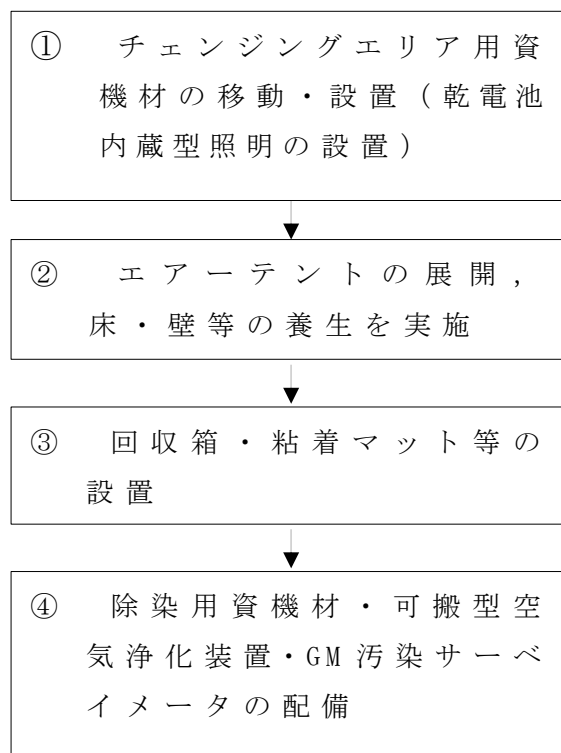


図 3.3-2 チェンジングエリア設営フロー

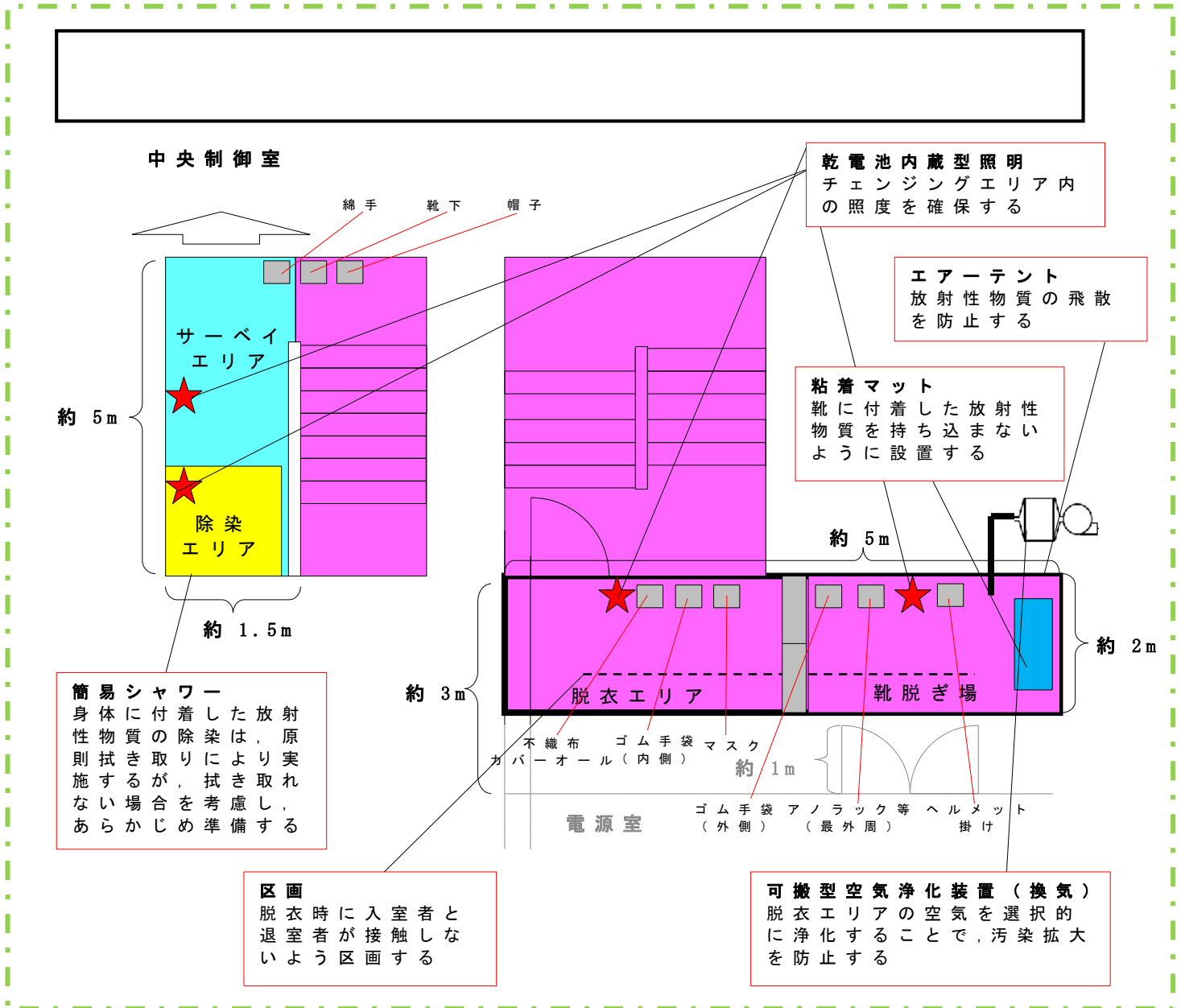


図 3.3-3 中央制御室チェンジングエリア

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

： S A 範囲

b. チェンジングエリア用資機材

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

表 3.3-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 (6号及び7号炉共用)	根拠
エアータント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
バリア	2 個	
フェンス	4 枚	
粘着マット	2 枚	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 式	
簡易タンク	1 式	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	1 台(予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	4 台(予備 1 台)	

 : S A 範囲

(5) チェンジングエリアの運用

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

a. 出入管理

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

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

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

 : S A 範囲

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

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

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

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

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

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

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

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

 : S A 範囲

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。

保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

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

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

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

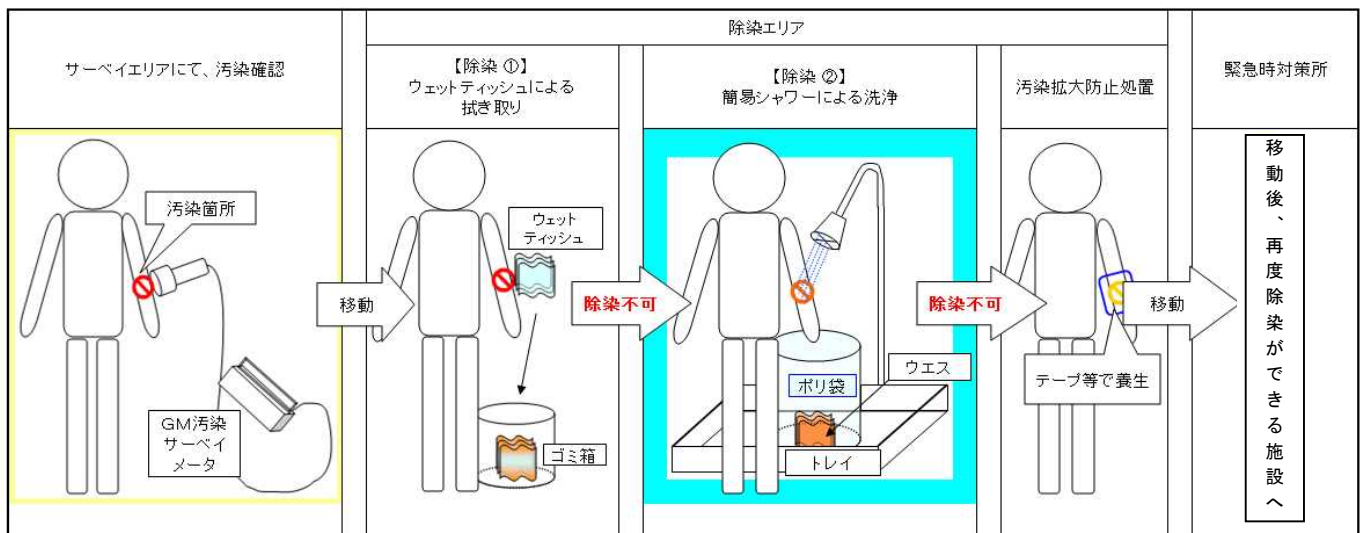


図 3.3-4 除染及び汚染水処理イメージ図

： S A 範囲

g. 廃棄物管理

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

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量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。

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、線量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し、脱衣エリアを換気することで、中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化装置による換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしばむ状態になっているかどうかを目視する等により確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図 3.3-5 に示す。

なお、中央制御室はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、プルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

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


	<p>○外形寸法： 縦 380× 横 350×高 1100mm</p> <p>○風量： 9m³/min (540m³/h)</p> <p>○重量： 約 45kg</p> <p>○フィルタ： 微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p>微粒子フィルタ</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p>
	<p>よう素フィルタ</p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 3.3-5 可搬型空気浄化装置の仕様等



b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 3.3-6 のとおりであり、高圧ポンペにより約 3 分間送風することで、展張することが可能である。なお、展張は手動及びブロワによる送風も可能な設計とする。

チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。また、エアーテントに損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

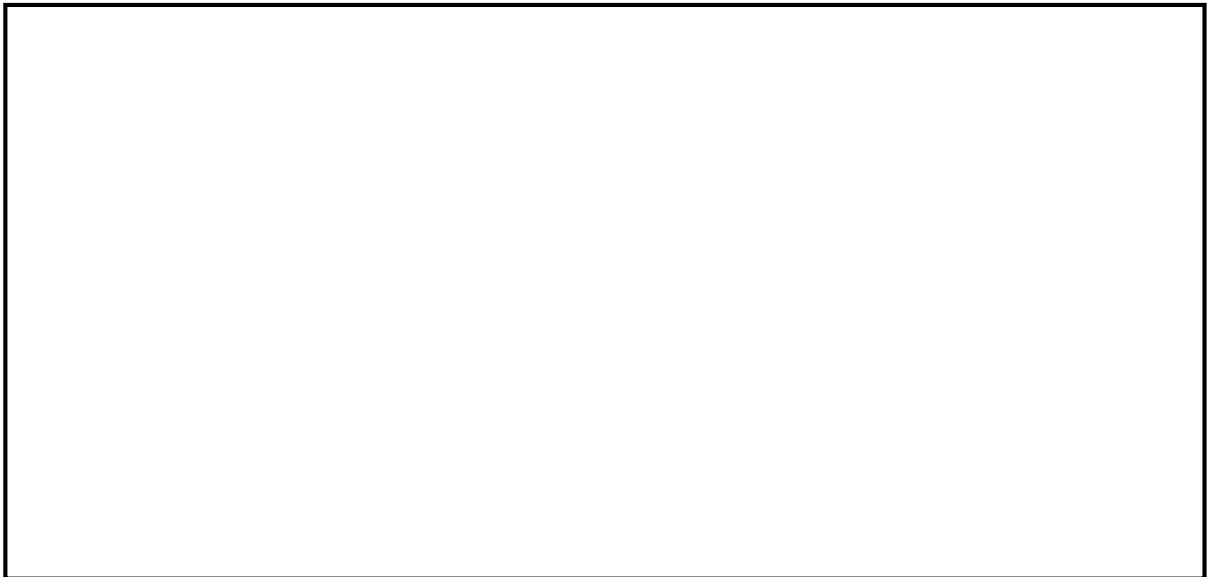


図 3.3-6 エアーテントの外観

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保されたコントロール建屋内に設置し、図 3.3-7 のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図 3.3-7 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

 : S A 範囲

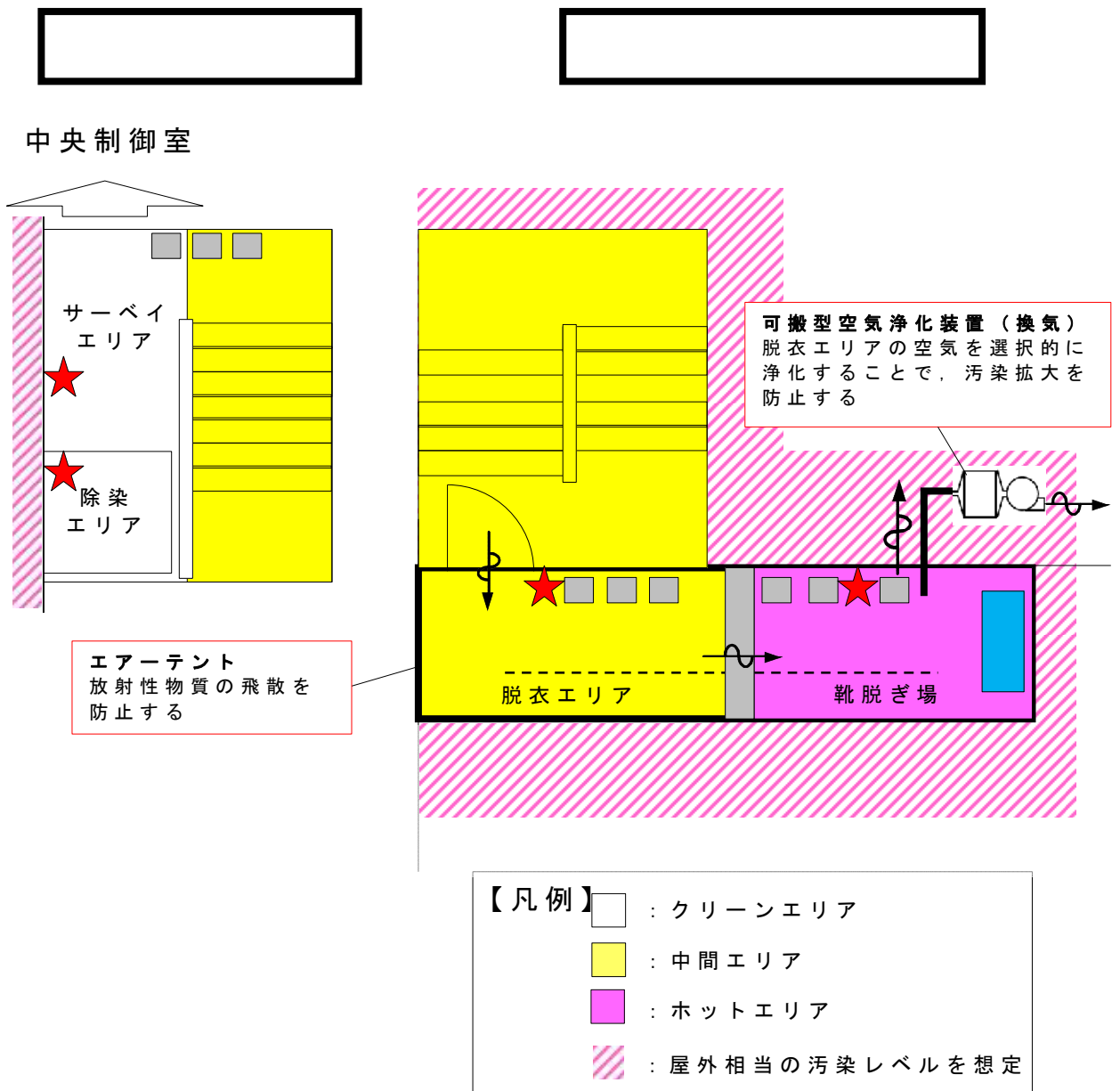


図 3.3-7 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

□ : S A 範囲

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

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

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-3 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 3.3-3 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 3.3-3 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ²)	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ²)	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠


(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する際に全面マスク等を着用する。

(9) 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために表 3.3-4 に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-4 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	4台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で4組を想定し、同時に8名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に8名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約21分であり、全ての要員が汚染している場合でも約36分であることを確認している。

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

 : S A 範囲

(11) 保安班の緊急時対応のケーススタディ

保安班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転(60分)、可搬型エリアモニタの設置(20分)、可搬型モニタリングポストの設置(最大435分)、可搬型気象観測装置の設置(90分)を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、保安班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。なお、緊急時対策所のチェンジングエリアは、北東側ルートを設定した場合(90分)を想定する。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合(ケース①)には、全ての対応を並行して実施することになる。また、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第10条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合(ケース②)は、原子力防災組織の緊急時対策要員の保安班2名で、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①(平日の勤務時間帯に事故が発生した場合)

対応項目	要員	参集前 参集後	0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15																			
			0: 事象発生 1: 参集済 2: 10条 15: 10条発生後、参集要員でただちに設営開始																			
状況把握(モニタリング・ポストなど)	保安班(現場)	2																				
可搬型陽圧化空調機の運転	保安班(現場)	2																				
可搬型エリアモニタの設置	保安班(現場)	2																				
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動	保安班(現場)	15																				
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2																				
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2																				
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																				
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																				

・ケース②(夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に事故が発生した場合)

対応項目	要員	参集前 参集後	0 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15																			
			0: 事象発生 1: 参集済 2: 10条 15: 10条発生後、参集要員でただちに設営開始																			
状況把握(モニタリング・ポストなど)	保安班(現場)	2																				
可搬型陽圧化空調機の運転	保安班(現場)	2																				
可搬型エリアモニタの設置	保安班(現場)	2																				
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2																				
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2																				
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																				
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班(現場)	2																				

※可搬型モニタリングポストの設置の前に、保安班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先。

3.4 中央制御室への地震及び火災等の影響

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

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

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○ 地震

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

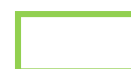
○ 津波

6号炉及び7号炉中央制御室を設置する敷地における基準津波の最高水位は T.M.S.L.+8.3m 程度である。6号炉及び7号炉中央制御室を設置しているコントロール建屋は敷地高さ T.M.S.L.+12m に施設されており、また6号炉及び7号炉中央制御室はコントロール建屋 2 階フロア (T.M.S.L.+17.3m) に設置している。このことより、6号炉及び7号炉中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計とする。

○ 火災

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

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



○ 溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。

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

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

 : D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災 (地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、中央制御室の機能は維持される。 (詳細については、設置許可基準規則第8条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照)
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がないことを確認している。 火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを規定類に定めることとしているため、内部溢水による影響がないことを確認している。 蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がないことを確認している。 (詳細については、設置許可基準規則第9条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照)
地震	地震時の誤接触等による誤操作	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体确保安全に努める」ことを規定類に定めることとしている。
風(台風) 竜巻	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても、中央制御室の照明は、ディーゼル発電機から給電され [*] 、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備えており、機能が喪失することはない。また、蓄電池を内蔵した可搬型照明を備えており、機能が喪失することはない。 (詳細については、設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照)
低温(凍結)		※非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して、外部電源喪失の有無によらず健全性が確保されることを確認している。 地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計であるため、健全性が確保される。 風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重(風圧、気圧差、飛来物衝撃力)に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
降水		低温(凍結)：原子炉建屋換気空調設備により温度制御されているため、本体設備への影響はない。屋外タンクに貯蔵されている軽油については、凍結等が発生しないことを確認。 降水：設計基準の降水に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
積雪		積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。
落雷		落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性が確保されることを確認。
地滑り		地滑り：地滑りに対して、近傍の斜面から隔離距離を確保することにより健全性が確保されることを確認。 (次頁に続く)

: D B 範囲

表3.4-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/2)

起回事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での運転操作に与える影響	
火山	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>(前頁の続き)</p> <p>火山：設計基準の降下火砕物の堆積荷重に対して、外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性が確保されることを確認。</p> <p>生物学的事象：海生生物に対して、除塵装置その他による防護で健全性が確保されることを確認。また、小動物の侵入に対して、外郭となる建屋貫通部への止水処置等による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>森林火災：防火帯の内側にあるため延焼せず、熱影響を評価して健全性が確保されることを確認。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性が確保されることを確認。</p> <p>有毒ガス：設備へ影響を与える事象ではないため、健全性が確保されることを確認。</p> <p>船舶の衝突：船舶の侵入に対して、カーテンウォールその他による防護で健全性が確保されることを確認。</p> <p>電磁的障害：電磁的障害による擾乱に対して、健全性が確保されることを確認。</p>	
生物学的事象			
外部火災 (森林火災)			
低温（凍結）	低温による中央制御室内設備が凍結することによる機能喪失	<p>中央制御室の換気空調設備により温度制御されているため、中央制御室への影響はない。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（低温）」に関する適合状況説明資料を参照)</p>	
火山	降下火砕物による中央制御室内換気設備への影響	<p>外部の状況を監視カメラ等で確認し、中央制御室内に有毒ガス・降下火砕物等が流入する可能性がある場合、及び中央制御室内において有毒ガスが流入したことを煙や異臭で確認した場合等は、中央制御室の空調系を手動で再循環運転へ切り替えることで外気を遮断できることから、中央制御室への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足1】，【補足2】に示す。ただし、影響が長期化する場合は、必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気する。</p> <p>図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気空調系の系統概略図を示す。</p>	
外部火災 (森林火災) 有毒ガス	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	<p>なお、外部火災時の有毒ガスについては、6/7号炉中央制御室外気取入口における濃度がIDLH（急性の毒性限界濃度（30分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限度値））以下となるため、外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>外部火災以外の有毒ガスについても、敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことはなく、敷地内屋外設備からの有毒ガス、窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため、同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。</p> <p>(詳細については、設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）」，設置許可基準規則第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する適合状況説明資料を参照)</p>	

: DB範囲

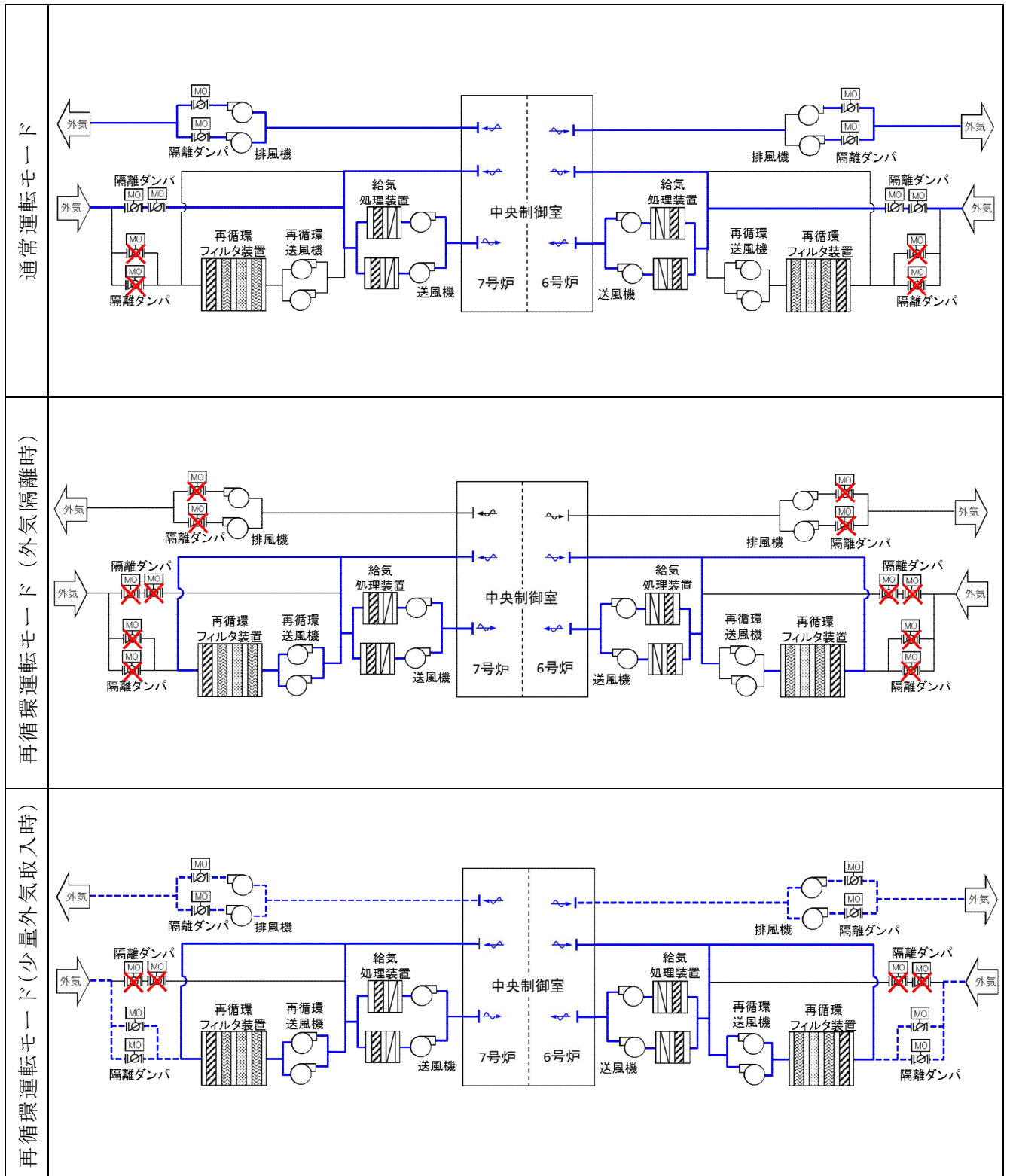


図 3.4-1 運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概略図

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

1. 概要

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

設計基準事故が発生時において, 隔離ダンパを閉操作し, 外気から隔離した場合の中央制御室の居住性について, 以下の通り評価した。

2. 評価

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

(1) 酸素濃度

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

a. 評価条件

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

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

- ・初期酸素濃度: 20.95%
- ・1 人当りの呼吸量は, 事故時の運転操作を想定し, 歩行時の呼吸量を適用し, 24 l/min とする。
- ・一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として, 65.52 L/h とする。
- ・許容酸素濃度は 18%以上 (労働安全衛生法から)

b. 評価結果

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

表 1 外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故時）

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

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 18 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・ 空気流入率：0.1 回/h
(2010 年 3 月 16 日～17 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 A 系：0.30±0.006 回/h, B 系：0.25±0.006 回/h も基に保守的に設定)
- ・ 初期二酸化炭素濃度：0.039%
- ・ 1 人当りの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して 0.046m³/h とする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度は 0.5% 以下（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

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

表 2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（設計基準事故時）

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

【補足 2】 外気隔離時の中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価について
(重大事故時)

1. 概要

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

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

2. 評価

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

(1) 酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気設備篇」に基づき，酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

- ・ 滞在人員 20 名
- ・ 中央制御室バウンダリ容積 20,800m³
- ・ 換気量：4,500m³/h
(中央制御室可搬型陽圧化空調機の設計風量 4,500～6,000m³/h より保守的に 4,500m³/h と設定)
- ・ 初期酸素濃度：20.95%
- ・ 1 人当りの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量を適用し，24 l/min とする。
- ・ 一人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4%として，65.52 L/h とする。
- ・ 許容酸素濃度は 18%以上（労働安全衛生法から）

b. 評価結果

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

合においても、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 1 外気隔離時の酸素濃度（重大事故時）

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

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

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

b. 評価結果

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

表 2 外気隔離時の二酸化炭素濃度（重大事故時）

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

3.5 中央制御室待避室のデータ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ

表 3.5-1 データ表示装置（待避室）で確認できるパラメータ

6号炉（1 / 7）

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

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

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

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

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

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

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

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



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

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

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

 : SA範囲

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

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

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

3.6 事故シーケンスの組み合わせと待避室の収容性

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

中央制御室待避室は、重大事故等に対応する要員がとどまることができなければならない。そのため、中央制御室待避室の設計は収容可能人数を「20名」としている。その内訳を表 3.6-1 に示す。

表 3.6-1 中央制御室収容人数設計内訳

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

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

評価条件として、6号炉において「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」(以下、「大 LOCA」とする)の発生を想定し、7号炉側を事故シーケンス組合せとして、有効性評価における他の事故シナリオを想定した。なお、全交流動力電源喪失シナリオは4シナリオあるが、6号炉の原子炉格納容器ベント操作時における対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」で代表する。「格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(FCI)」「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の3シナリオについては「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」で実施する代替循環冷却系を使用した対応と同じであり、「停止中の反応度誤投入」シナリオは、事故の終息が短時間で終了するため対象外とした。

事故シーケンスの組み合わせによる運転員の対応要員数を表 3.6-2 に示す。事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」であり、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

6号炉の原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側の作業への影響について表 3.6-3 に整理した。また、図 3.6-1～14 にて事故シーケンス組み合わせ毎の作業時間抜粋を示す。

表 3.6-2 事故シーケンス組み合わせによる運転員の対応要員数

6号炉事故シーケンス	7号炉事故シーケンス	対応要員数				消火要員	合計
		当直長	6号炉対応	7号炉対応	小計		
大 LOCA	高圧・低圧注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	高圧注水・減圧機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	全交流動力電源喪失	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	原子炉停止機能喪失	1名	7名	3名	11名	3名	14名
	LOCA時注水機能喪失	1名	7名	5名	13名	3名	16名
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	大 LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	1名	7名	7名	15名	3名	18名
	想定事故 1	1名	7名	2名	10名	3名	13名
	想定事故 2	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中崩壊熱除去機能喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中全交流動力電源喪失	1名	7名	4名	12名	3名	15名
	停止中原子炉冷却材の流出	1名	7名	4名	12名	3名	15名

※事故シーケンスの組み合わせを考慮しても、運転員の対応要員数は最大で「15名」であり、消火活動要員を含めても「18名」となることから、中央制御室待避室の設計「20名」により十分対応可能である。

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (1/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	高圧・低圧注水 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	高圧注水・減圧 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	全交流動力電源 喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しており、残留熱除去系による格納容器スプレイを実施しているため、原子炉注入弁及び格納容器スプレイ弁の操作が必要になる。残留熱除去系による循環冷却を実施することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、再度原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (2/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、残留熱除去系を停止して、原子炉格納容器ベントによる格納容器除熱を実施することも可能</p>	影響なし
	崩壊熱除去 機能喪失 (残留熱除去系 機能喪失)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、低圧代替注水系（常設）に切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	原子炉停止 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (3/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	LOCA 時注水機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を低圧代替注水系（常設）により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、待避室への待避前に原子炉注水量を調整することにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 復水貯蔵槽への補給を実施しているが、既に通常水位まで回復していることから、6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>フィルタ装置水位調整等については、6号炉原子炉格納容器ベント前に水位調整を実施することで対応可能。また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切り替えることも可能</p>	影響なし
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	<p>【7号炉運転員への影響】 原子炉水位を高圧炉心注水系により維持しているため原子炉注入弁の操作が必要になるが、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより中央制御室での操作頻度を少なくすることができる</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし
	大 LOCA (代替循環冷却を使用する場合)	<p>【7号炉運転員への影響】 代替循環冷却により原子炉および格納容器の除熱を実施しており中央制御室での操作は不要</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (4/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	想定事故 1	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p>	影響なし
	想定事故 2	<p>【7号炉運転員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 使用済燃料プールへの可搬型注水ポンプによる補給を実施しているが、通常水位まで回復することにより6号炉原子炉格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能</p>	影響なし
	停止中崩壊熱除去 機能喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

表 3.6-3 6号炉原子炉格納容器ベントによる影響 (5/5)

6号炉 事故シーケンス	7号炉 事故シーケンス	6号炉原子炉格納容器ベント操作時の7号炉側作業への影響	
大 LOCA	停止中全交流動力電源喪失	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 代替原子炉補機冷却系運転のために、電源車等への給油を行うが、要員の交替又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の原子炉格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却および残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持および復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能</p>	影響なし
	停止中原子炉冷却材の流出	<p>【7号炉運転員への影響】 残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施しているため、流量調整は不要であり、6号炉の原子炉格納容器ベントによる影響はない</p> <p>【緊急時対策要員への影響】 緊急時対策要員を必要としないシナリオであるため影響はない</p>	影響なし

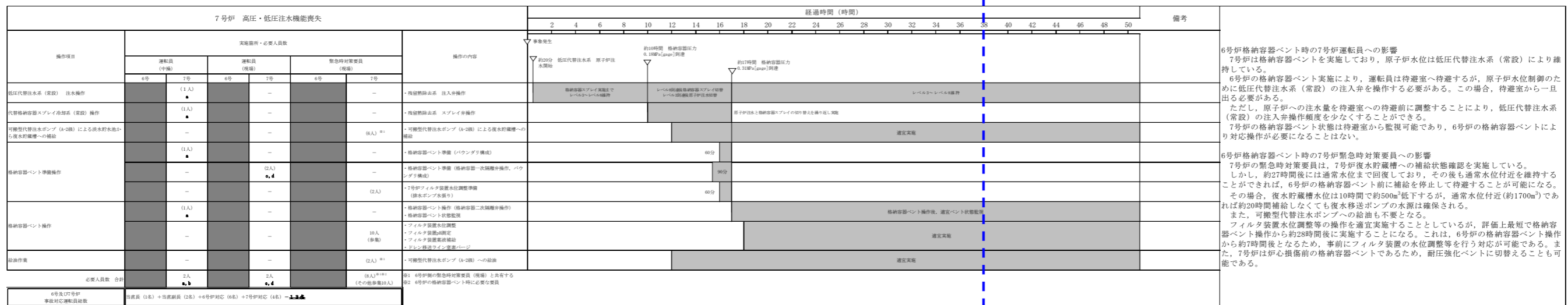
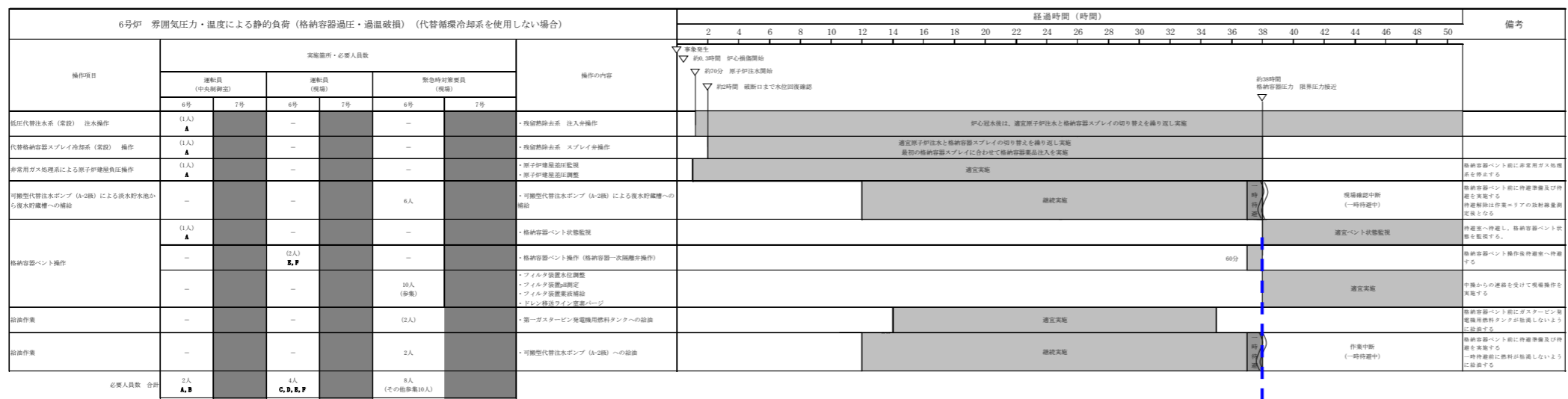
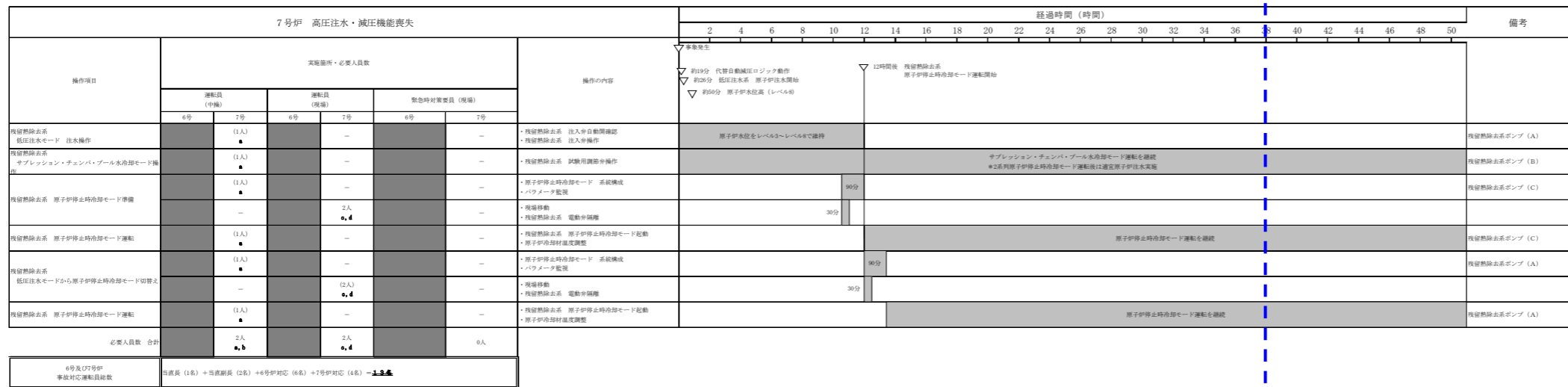
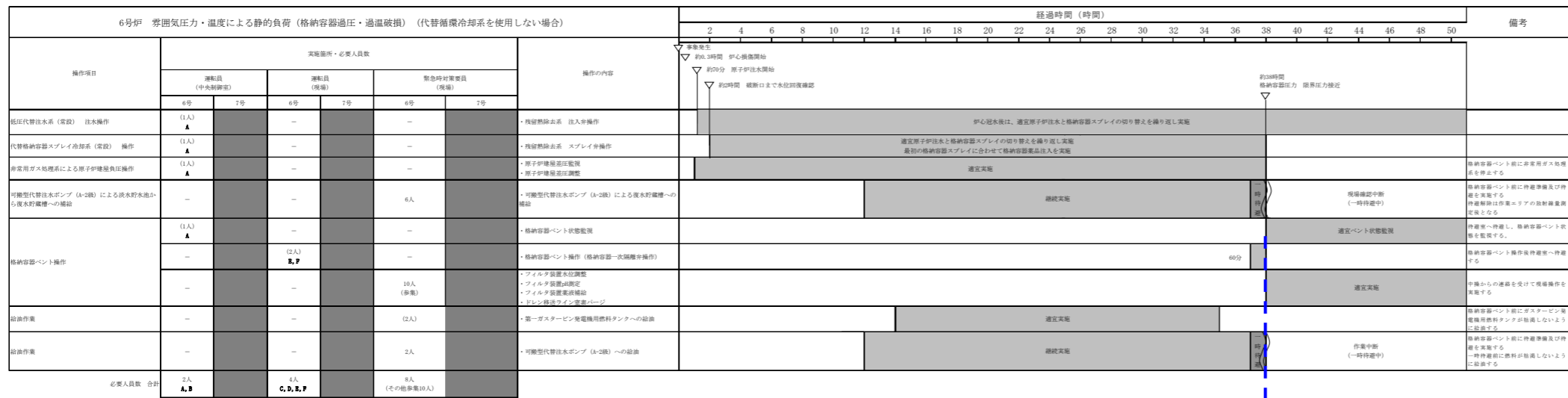


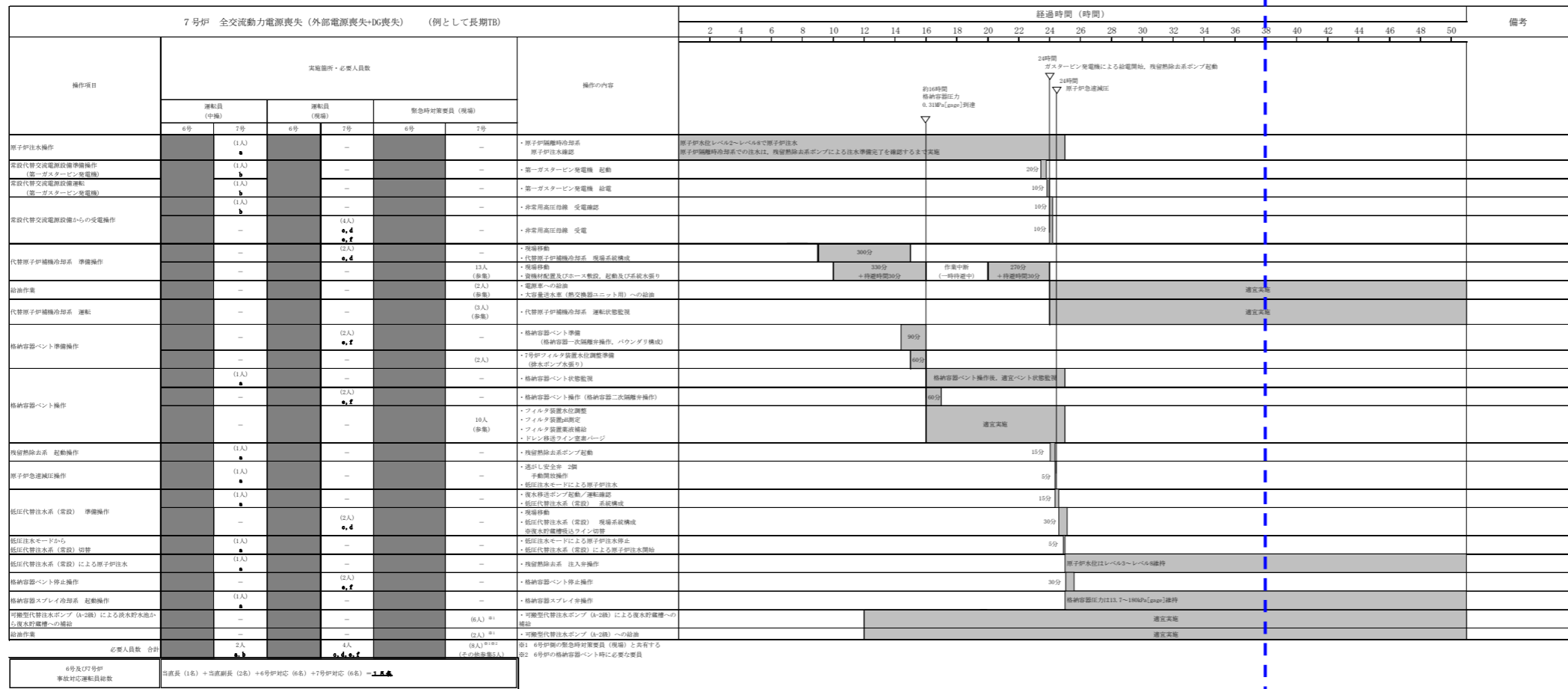
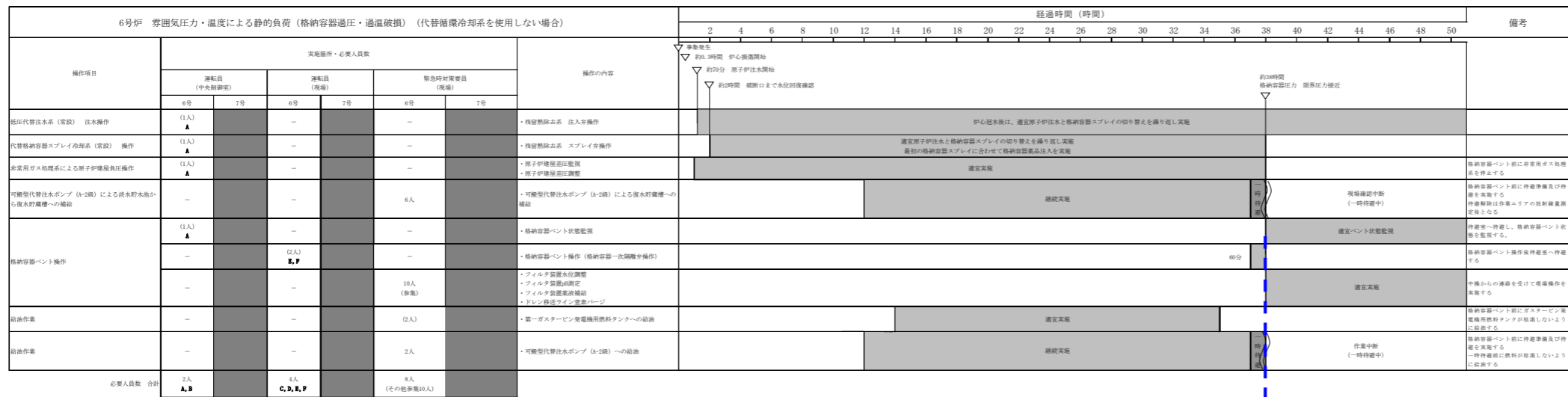
図 3.6-1 大LOCA+高圧・低圧注水機能喪失



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

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

図 3.6-2 大LOCA + 高圧注水・減圧機能喪失



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
 7号炉は復水移送ポンプによる低圧代替注水系（常設）により原子炉水位を維持している。格納容器は代替原子炉補機冷却系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ冷却系を実施している。
 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系（常設）の注入弁を操作する必要がある。また、格納容器スプレイ冷却制御のために格納容器スプレイ弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
 ただし、残留熱除去系が復旧してから約10時間経過しているため、代替停止冷却（残留熱除去ポンプを使用し、サブレーションチェンバール水を原子炉へ注水し、主蒸気ラインまで原子炉水位を上昇させ、開放している逃がし安全弁を通してサブレーションチェンバールに戻すことで循環冷却が成立する）を実施することも可能であり、その場合は流量調整等は不要になる。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
 7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認及び代替原子炉補機冷却系運転状態確認を実施している。
 復水貯蔵槽は、約18時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができれば、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。
 その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m³低下するが、通常水位付近(約1700m³)であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。さらに、残留熱除去系による代替停止冷却が実施されていれば、復水貯蔵槽への補給自体が不要になる。

代替原子炉補機冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等の燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮断が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補機冷却及び残留熱除去系を停止して、再度格納容器ベントにより格納容器除熱を実施することも可能である。

図 3.6-3 大LOCA+全交流動力電源喪失

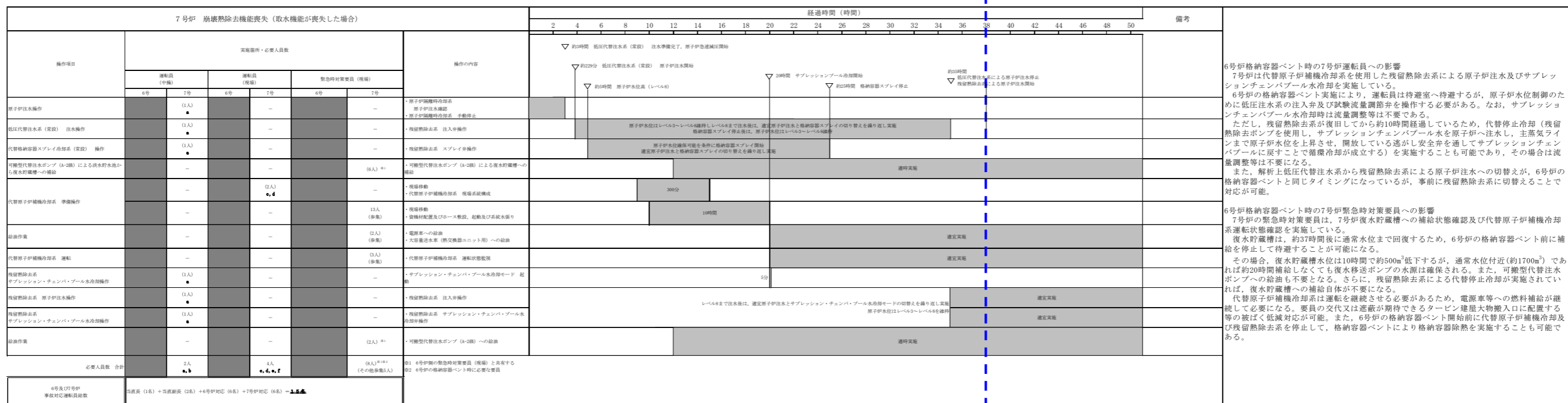
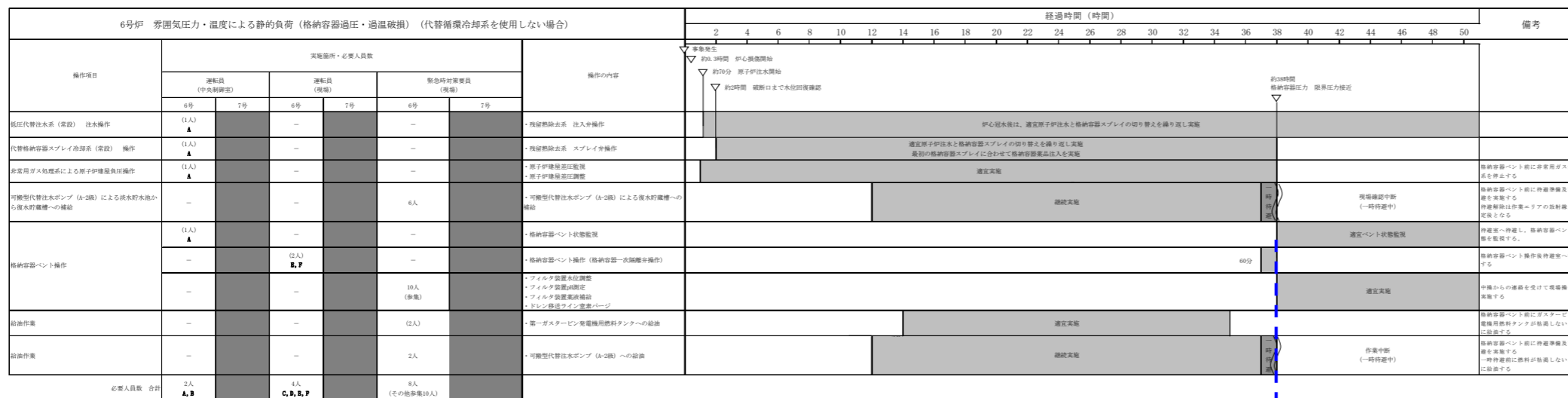
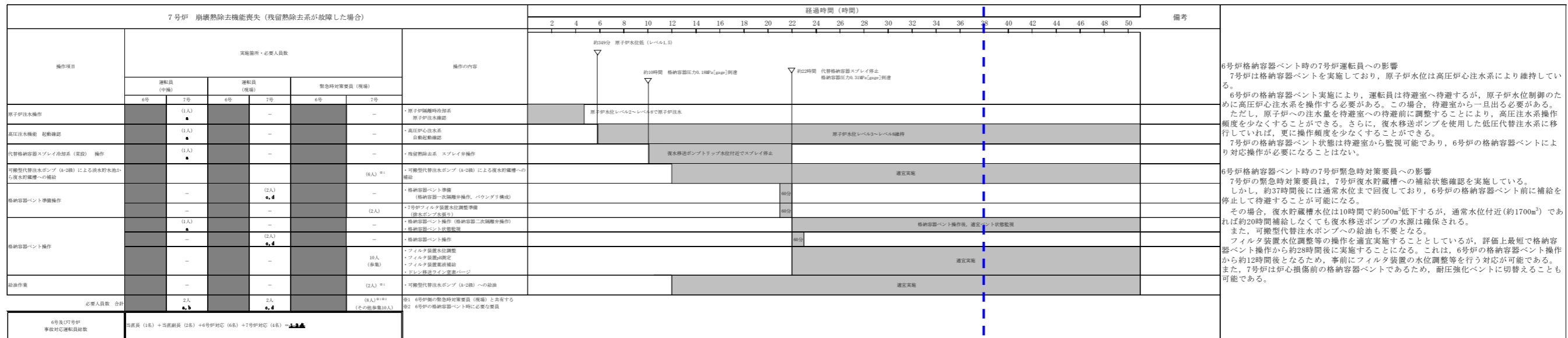
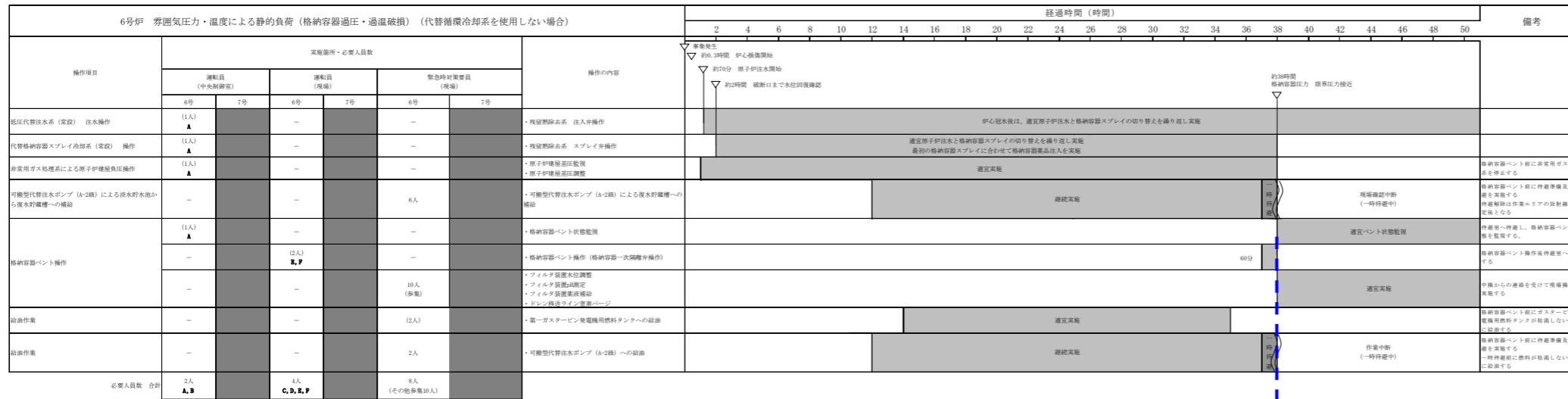


図 3.6-4 大LOCA + 崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。ただし、原子炉への注水量を待避室への待避前に調整することにより、高圧注水系操作頻度を少なくすることができる。さらに、復水移送ポンプを使用した低圧代替注水系に移行すれば、更に操作頻度を少なくすることができる。
7号炉の格納容器ベント状態は待避室から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応が必要になることはない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約37時間後には通常水位まで回復しており、6号炉の格納容器ベント前に補給を停止して待避することが可能になる。
その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m³低下するが、通常水位付近（約1700m³）であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。
また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。
フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最遅で格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の格納容器ベント操作から約12時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図 3.6-5 大LOCA + 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

6号炉 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しない場合）							経過時間（時間）										備考																
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考															
	運転員 (中核制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) ▲						約0.2時間 炉心損傷開始 約0.7分 原子炉注水開始 約0.5時間 破断口まで水位回復確認																										
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲						炉心破水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施																										
非常用ボム処理系による原子炉格納容器注水操作	(1人) ▲						適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施																										
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯蔵槽への給水					6人		適宜実施											格納容器ベント前に非常用ボム処理系を停止する															
格納容器ベント操作	(1人) ▲						格納容器ベント状態監視											格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避室は非常用ボム処理系の監視となる															
			(2人) ▲, F				格納容器ベント操作（格納容器一次隔離室操作）											格納容器ベント操作後待避室へ待避する															
					10人 (8名)		フイルタ装置水位調整 フイルタ装置流量調整 フイルタ装置電流調整 トレンチ降流ライン流量調整											待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する。															
給油作業					(2人)		第一スタービン発電機用燃料タンクへの給油											待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する															
給油作業					2人		可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油											待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する															
必要人員数 合計	2人 ▲, B		4人 C, D, E, F		8人 (その他参加10人)																												

7号炉 原子炉停止機能喪失							経過時間（時間）										備考																
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考															
	運転員 (中核)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
残留熱除去系 運転モード切替操作		(1人) ▲					約11分 ほう酸水注入開始																										
原子炉水位調整操作		(1人) ▲					有燃料格納容器以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル5以上維持											6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉はほう酸水注入系により未臨界状態を維持しており、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。ただし、約3時間後にはほう酸水注入が完了し原子炉が未臨界状態になるため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。															
							有燃料格納容器以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル5以上維持											6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。															
必要人員数 合計		2人 ▲, B			6人	6人																											
6号及び7号炉 緊急時対策要員数	当直員（1名）＋当直副員（2名）＋6号炉対応（2名）＋7号炉対応（2名）→▲, B, C, D, E, F																																

図 3.6-6 大LOCA＋原子炉停止機能喪失

6号炉 変調気圧力・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しない場合）							経過時間（時間）														備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）														備考
	運転員（中核制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			経過時間（時間）														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）														
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	事故発生 約0.3時間 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認	炉心冠水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施														
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	-	-	-	-	-		適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施 最終的格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施														
非常用ガス処理系による原子炉降圧負圧操作	(1人) A	-	-	-	-	-		適宜実施														格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による決水貯蔵槽から復水貯蔵槽への給油	-	-	-	-	6人	-		継続実施														格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避中は非常用ガス処理系が稼働しないように監視する
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-		格納容器ベント状態監視														待避準備後待避し、格納容器ベント状態を監視する。
	-	-	(2人) B, F	-	-	-		格納容器ベント操作（格納容器一次隔離中操作）														格納容器ベント操作後待避室へ待避する
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-		フィルタ装置水位調整 フィルタ装置水位測定 フィルタ装置水位確認 ドレン排気ライン変更（パージ）														中核からの連絡を受けて復旧操作を指示する
	-	-	-	-	10人 (参加)	-		適宜実施														格納容器ベント前にボスケーソン等格納容器タンクが脱落しないように監視する
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-		適宜実施														格納容器ベント前にボスケーソン等格納容器タンクが脱落しないように監視する
給油作業	-	-	-	-	2人	-		継続実施														格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避中は非常用ガス処理系が稼働しないように監視する
必要人員数 合計	2人 A, B	-	4人 C, D, E, F	-	8人 (その他参加10人)	-																

7号炉 LOCA時注水機能喪失							経過時間（時間）														備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）														備考
	運転員（中核）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			経過時間（時間）														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）														
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) A	-	-	-	-	-	事故発生 約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始	格納容器スプレイ高水位までレベル3→レベル4維持														
代替格納容器スプレイ操作	(1人) A	-	-	-	-	-		レベル4到達後格納容器スプレイ切替 レベル3到達後原子炉注水切替														レベル3→レベル4維持
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による決水貯蔵槽から復水貯蔵槽への給油	-	-	-	-	(6人) B1	-		原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施														継続実施
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-		格納容器ベント準備 (格納容器一次隔離中操作、パワードリフト構成)														90分
	-	-	-	-	(2人)	-		7号炉フィルタ装置水位調整準備 (格納容器ベント時)														90分
格納容器ベント操作	(1人) A	-	-	-	-	-		ベント状態監視														格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視
	-	-	(2人) B, F	-	-	-		格納容器ベント操作														90分
格納容器ベント準備操作	(1人) A	-	-	-	-	-		フィルタ装置水位調整 フィルタ装置水位測定 フィルタ装置水位確認 ドレン排気ライン変更（パージ）														適宜実施
	-	-	-	-	10人 (参加)	-		継続実施														
給油作業	-	-	-	-	(2人) B1	-		可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油														継続実施
必要人員数 合計	2人 A, B	-	2人 C, D	-	8人 (その他参加10人)	-		注1 6号炉の緊急時対策要員（現場）と共有する 注2 6号炉の格納容器ベント時に必要要員														
6号及び7号炉 事故対応運転員数	当直長（1名）+当直副長（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（4名） →13名																					

6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は格納容器ベントを実施しており、原子炉水位は復水移送ポンプによる低圧代替注水系（常設）により維持している。
6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために低圧注水系（常設）の注入弁を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。
ただし、原子炉への注水量を待避室へ待避前に調整することにより、低圧代替注水系（常設）の注入弁操作頻度を少なくすることができる。
7号炉の格納容器ベント状態は待避室から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉復水貯蔵槽への補給状態確認を実施している。しかし、約28時間後には通常水位まで回復しており、その後も通常水位付近を維持することができる。約28時間後には通常水位まで回復して待避することが可能になる。
その場合、復水貯蔵槽水位は10時間で約500m³低下するが、通常水位付近（約1700m³）であれば約20時間補給しなくても復水移送ポンプの水源は確保される。
また、可搬型代替注水ポンプへの給油も不要となる。
フィルタ装置水位調整等の操作を適宜実施することとしているが、評価上最短で格納容器ベント操作から約28時間後に実施することになる。これは、6号炉の格納容器ベント操作から約7時間後となるため、事前にフィルタ装置の水位調整等を行う対応が可能である。また、7号炉は炉心損傷前の格納容器ベントであるため、耐圧強化ベントに切替えることも可能である。

図 3.6-7 大LOCA+LOCA時注水機能喪失

6号炉 変圧気圧力・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しない場合）							経過時間（時間）														備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）														備考
	運転員（中央制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			経過時間（時間）														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）														
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	約0.3時間 炉心格納開始 約0.7分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認	炉心注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施														
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返して実施 最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施														
非常用ガス処理機による原子炉格納容器注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜実施														格納容器ベント前に非常用ガス処理機を停止する
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から淡水貯蔵槽への給湯	—	—	—	—	6人	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施														格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避中は非常用ガス処理機の稼働を停止する
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	格納容器ベント状態監視														待避準備後、格納容器ベント状態を監視する
	—	—	(2人) B, F	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	格納容器ベント操作（格納容器一次隔離中操作）														格納容器ベント操作後待避室へ待避する
格納容器ベント操作	—	—	—	—	10人 (稼働)	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	フィルタ装置水位調整 フィルタ装置水位調整 フィルタ装置電圧監視 ドレン排液ライン電圧パージ														中継からの連絡を受けて復旧操作を実施する
	—	—	—	—	(2人)	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	第一ガスタービン発電機燃料タンクへの給湯														格納容器ベント前にガスタービン発電機燃料タンクが動揺しないように監視する
給油作業	—	—	—	—	(2人)	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施														格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避中は非常用ガス処理機の稼働を停止する
給湯作業	—	—	—	—	2人	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施														作業中断（一時待避中）
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 (その他参加10人)	—	約2時間 破断口まで水位回復確認															

7号炉 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）							経過時間（時間）														備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）														備考
	運転員（中継）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			経過時間（時間）														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）														
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作（現場操作）	—	—	—	—	—	—	15分 原子炉急減圧 4時間 高圧炉心注水系からの漏えい停止	60分														
原子炉水位調整操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	レベル3～レベル4維持														6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は漏えい箇所の隔離が完了し、原子炉水位は高圧炉心注水系により維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、原子炉水位制御のために高圧炉心注水系を操作する必要がある。この場合、待避室から一旦出る必要がある。ただし、漏えい箇所の隔離が完了しているため、原子炉減圧操作後に原子炉停止時冷却モードに移行していれば流量調整等は不要になる。
残留熱除去系 サプレッション・チェンバースペース冷却モード操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	サプレッション・チェンバースペース冷却モード運転を継続														6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響 本シナリオにおいては緊急時対策要員を必要としないため影響はない。
必要人員数 合計	2人 a, b	—	4人 c, d, e, f	—	0人	—	約2時間 破断口まで水位回復確認															
4号及び7号炉 緊急時対策要員数	当直長（1名）+当直副長（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（6名）=15名																					

図 3.6-8 大LOCA+格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

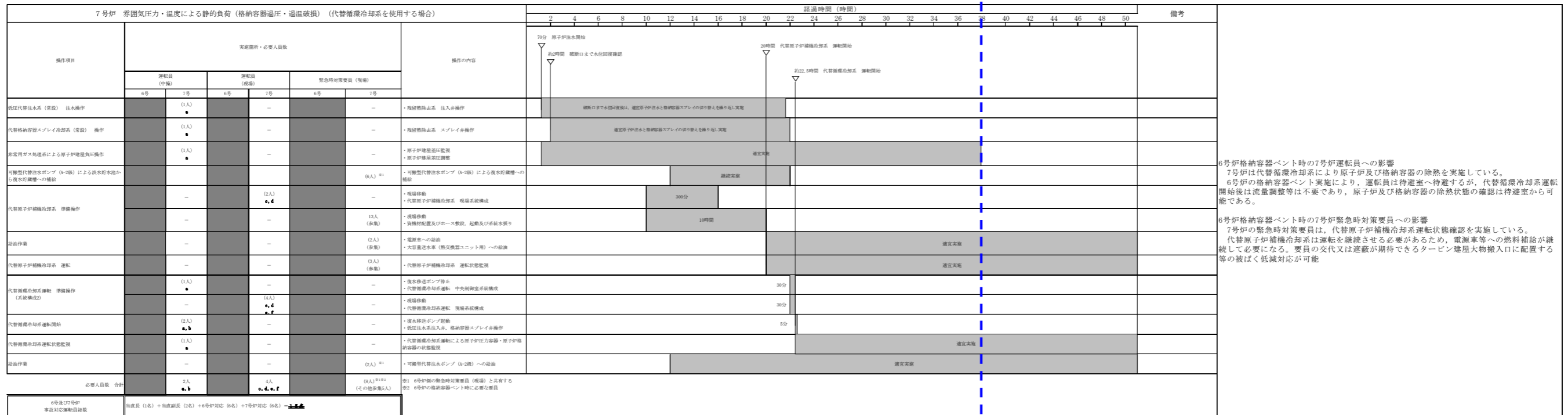
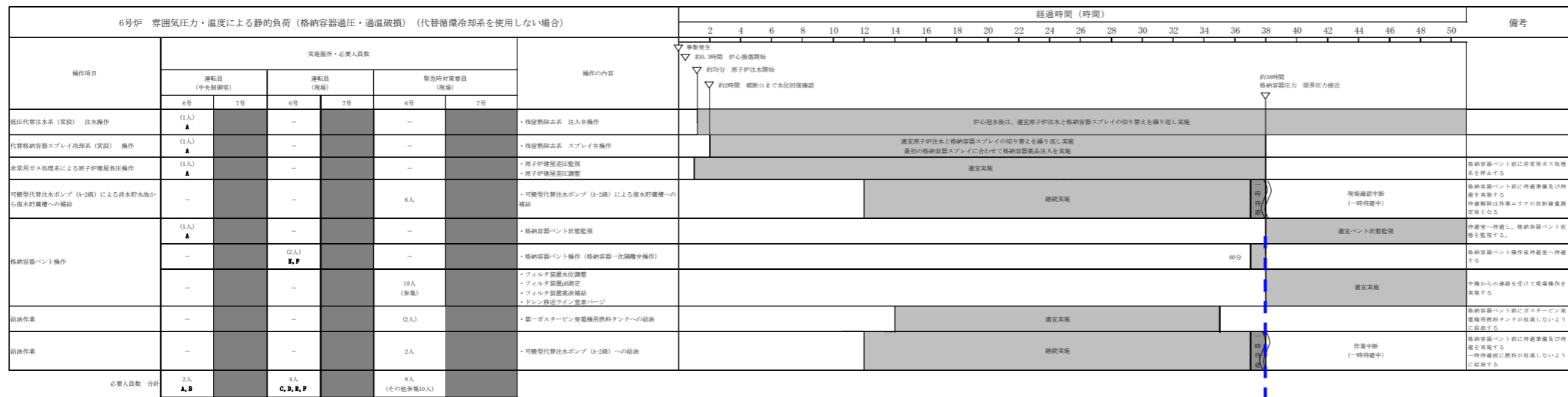


図 3.6-9 大LOCA+大LOCA（代替循環冷却を使用する場合）

6号炉 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しない場合）							経過時間（時間）										備考																
操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考															
	運転員（中核制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1)人 ▲	-	-	-	-	-	・残量調整 注水弁操作 ・炉心起水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返して実施	約0.2時間 炉心損傷開始 約0.7分 原子炉注水開始 約0.5時間 破断口まで水位回復確認																									
代替格納容器スプレ冷却系（常設） 操作	(1)人 ▲	-	-	-	-	-	・残量調整 冷却系 スプレ弁操作 ・適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返して実施 ・最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施	約0.2時間 破断口まで水位回復確認																									
非常用ガス処理系による原子炉降圧負荷操作	(1)人 ▲	-	-	-	-	-	・原子炉降圧監視 ・原子炉降圧調整	適宜実施										格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する															
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による低水貯水池から低水貯蔵槽への給水	-	-	-	-	6人	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による低水貯蔵槽への給水	継続実施										格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する （一時待避中）															
格納容器ベント操作	(1)人 ▲	-	-	-	-	-	・格納容器ベント状態監視											待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する。															
	-	-	(2)人 ▲, F	-	-	-	・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離弁操作）	60分										格納容器ベント操作後待避室へ待避する															
給油作業	-	-	-	-	10人 (多量)	-	・フィタ装置水位調整 ・フィタ装置油位調整 ・フィタ装置油位調整 ・フィタ装置油位調整											待避室へ待避し、格納容器ベント状態を監視する。															
	-	-	-	-	(2)人	-	・第一ボスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施										格納容器ベント前にボスタービン発電機用燃料タンクが空にならないよう監視する															
給油作業	-	-	-	-	2人	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	継続実施										作業中断 （一時待避中）															
必要人員数 合計	2人 ▲, B	-	4人 C, D, E, F	-	8人 (その他参加10人)	-																											

7号炉 想定事故1（燃料プールの冷却系及び補給水の故障）							経過時間（時間）										備考																
操作項目	実施場所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考															
	運転員（中核）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48	50
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																											
状況判断	-	(1)人 ▲	-	-	-	-	・使用済燃料プール水位、温度監視	約0.5分 冷却機能喪失確認 注水機能喪失確認 約7時間 使用済燃料プール水温100℃到達 約12時間 使用済燃料プール注水開始										6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は使用済燃料プールへの可搬型代替注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、7号炉の使用済燃料プールの状態は待避室から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。 ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している可搬型代替注水ポンプへ燃料補給が適時（約3時間毎）必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。 これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。															
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による低水貯水池から使用済燃料プールへの注水（常設スプレイライン使用）	-	-	-	-	(6)人 ^{※1}	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）を用いた使用済燃料プール注水	適宜実施																									
給油作業	-	-	-	-	(2)人 ^{※1}	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	適宜実施																									
必要人員数（7号炉） 合計	-	1人 ▲	-	-	6人	(8)人 ^{※1※2}																											
6号及び7号炉 事故時対応運転員数	当直長（1名）+当直副長（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（1名）=10名																																

図 3.6-10 大LOCA+想定事故1

6号炉 変調気圧力・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しない場合）						経過時間（時間）															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) A	—	—	—	—	—	約0.3時間 炉心損傷開始 約0.7時間 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認	炉心注水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレィの切り替えを繰り返して実施															
代替格納容器スプレィ冷却系（常設） 操作	(1人) A	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜原子炉注水と格納容器スプレィの切り替えを繰り返して実施 最初の格納容器スプレィに合わせて格納容器蒸気注入を実施															
非常用ガス発生による原子炉降圧負圧操作	(1人) A	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜実施															格納容器ベント前に非常用ガス発生を停止する
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から淡水貯蔵庫への給水	—	—	—	—	6人	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避室は作業エリアの放射線量監視となる
格納容器ベント操作	(1人) A	—	—	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜実施															格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避室は作業エリアの放射線量監視となる
	—	—	(2人) B, F	—	—	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	格納容器ベント操作（格納容器一次側操作）															格納容器ベント操作後待避室へ待避する
	—	—	—	—	10人 (緊急)	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	フィルタ設置水位調整 フィルタ設置確認 フィルタ設置異常確認 ドレン移送ライン遮断パージ															格納容器ベント前にオスタービン駆動用燃料タンクが破損しないように注意する
給油作業	—	—	—	—	(2人)	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	適宜実施															格納容器ベント前にオスタービン駆動用燃料タンクが破損しないように注意する
給油作業	—	—	—	—	2人	—	約2時間 破断口まで水位回復確認	継続実施															作業中断 (一時待避中)
必要人員数 合計	2人 A, B	—	4人 C, D, E, F	—	8人 (その他参加10人)	—	約2時間 破断口まで水位回復確認																

7号炉 想定事故2（サイフォン現象等によるプール水の小規模な喪失）						経過時間（時間）															備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容																
	運転員 (中核)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																	
状況判断	—	(1人) A	—	—	—	—	約0.3時間 燃料プール水位低 警報発生 約0.6時間 注水機能喪失確認 冷却機能喪失確認 約1.5時間 サイフォン現象による漏えい停止 約7時間 使用済燃料プール水温100℃到達	適宜実施															6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響 7号炉は使用済燃料プールへの可搬型代替注水ポンプによる蒸発量に応じた注水により使用済燃料プール水位を維持している。 6号炉の格納容器ベント実施により、運転員は待避室へ待避するが、7号炉の使用済燃料プールの状態は待避室から監視可能であり、6号炉の格納容器ベントにより対応操作が必要になることはない。 ただし、使用済燃料プールへの補給を実施している可搬型代替注水ポンプへ燃料補給が適時（約3時間毎）必要になる。蒸発量に応じた注水を実施しているため、連続運転をしないと想定すると補給間隔は長くなる。蒸発による水位低下量は「約100mm/h」であり、例えば10時間補給しない場合の水位低下による使用済燃料プール周囲線量は「約0.01mSv/h」程度である。 これにより、6号炉の格納容器ベント前に使用済燃料プール水位を通常水位まで補給し待避することが可能となる。
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水（常設スプレィライン使用）	—	—	—	—	(6人) 4人	—	約1.5時間 サイフォン現象による漏えい停止	適宜実施															
給油作業	—	—	—	—	(2人) 4人	—	約1.5時間 サイフォン現象による漏えい停止	適宜実施															
必要人員数（7号炉） 合計	—	1人 A	—	—	2人 B, D	—	約1.5時間 サイフォン現象による漏えい停止																
6号及び7号炉 緊急時対策要員総数	当直長（1名）+当直副長（2名）+6号炉対応（6名）+7号炉対応（3名）=12名																						

図 3.6-11 大LOCA+想定事故2

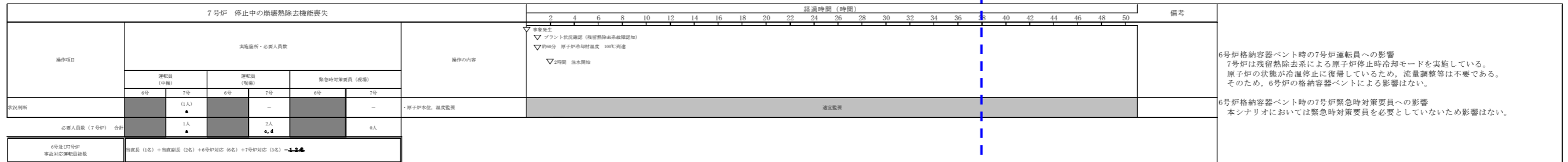
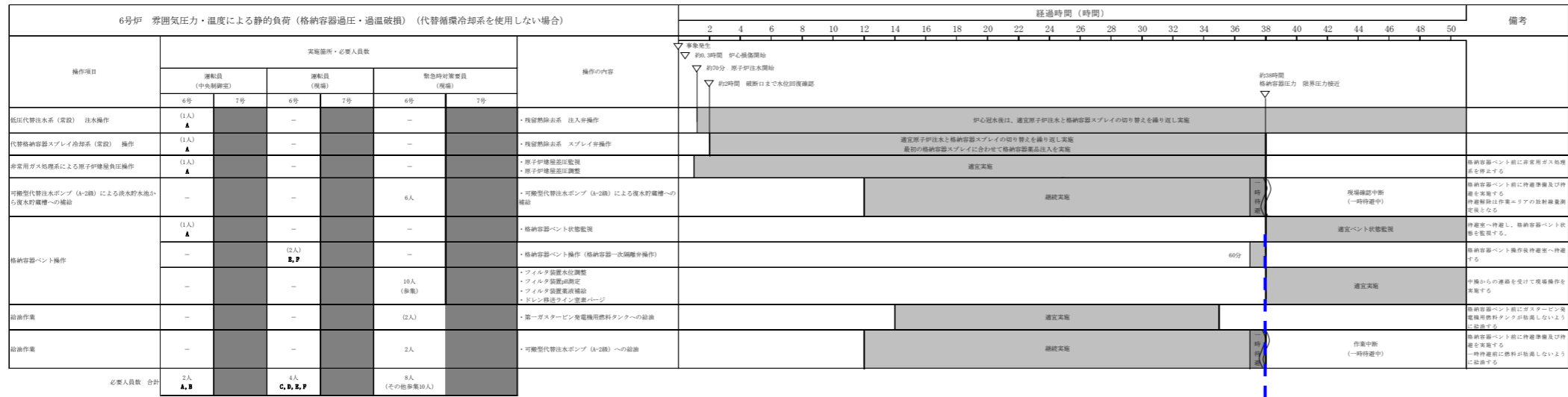
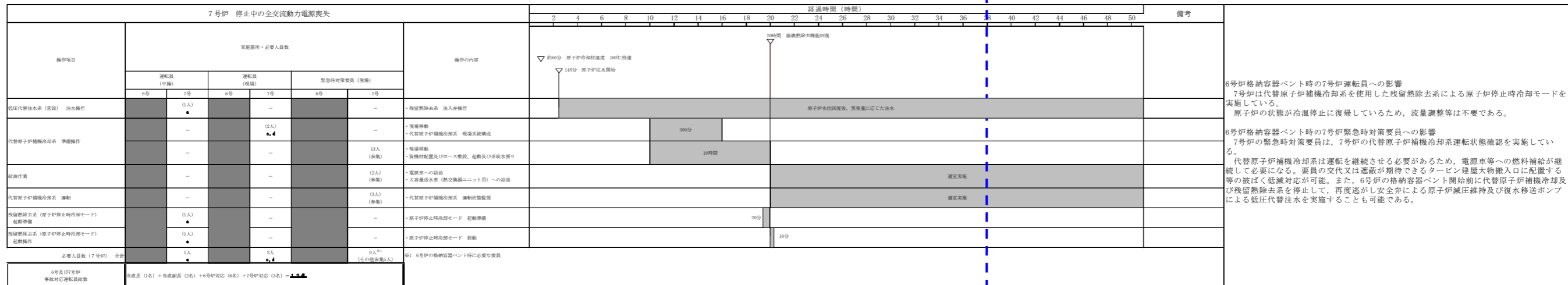
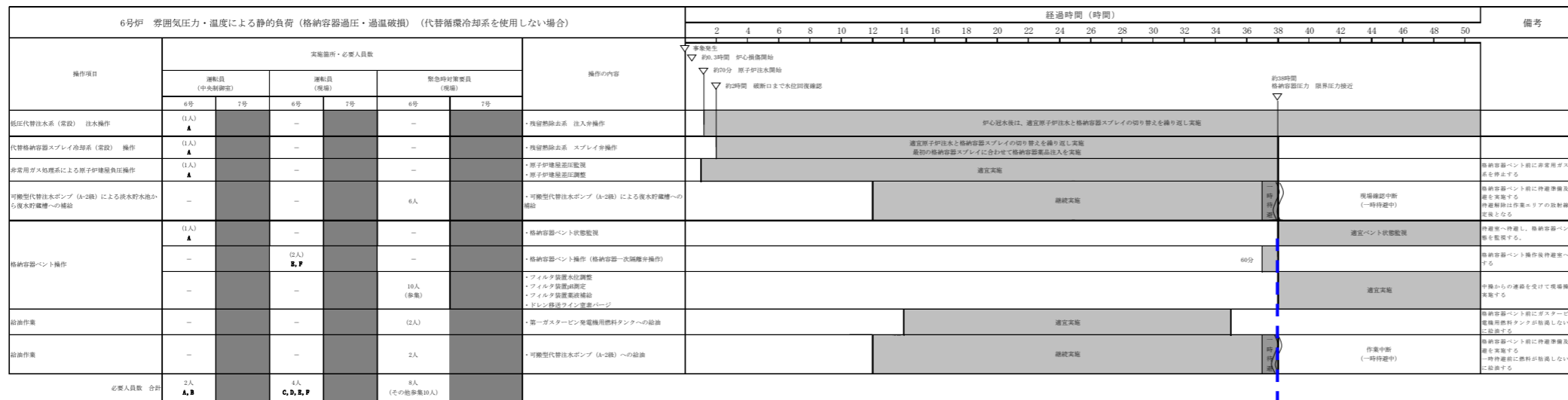


図 3.6-12 大LOCA+停止中の崩壊熱除去機能喪失



6号炉格納容器ベント時の7号炉運転員への影響
7号炉は代替原子炉補給冷却系を使用した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モードを実施している。
原子炉の状態が冷温停止に復帰しているため、流量調整等は不要である。

6号炉格納容器ベント時の7号炉緊急時対策要員への影響
7号炉の緊急時対策要員は、7号炉の代替原子炉補給冷却系運転状態確認を実施している。
代替原子炉補給冷却系は運転を継続させる必要があるため、電源車等への燃料補給が継続して必要になる。要員の交代又は遮蔽が期待できるタービン建屋大物搬入口に配置する等の被ばく低減対応が可能。また、6号炉の格納容器ベント開始前に代替原子炉補給冷却及び残留熱除去系を停止して、再度逃がし安全弁による原子炉減圧維持及び復水移送ポンプによる低圧代替注水を実施することも可能である。

図 3.6-13 大LOCA+停止中の全交流動力電源喪失

6号炉 券囲気圧力・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しない場合）							経過時間（時間）														備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）														備考
	運転員 (中核制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			経過時間（時間）														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）														
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・残熱除去系 注水操作 ・炉心取水後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施	約0.2時間 炉心損傷開始 約0.7分 原子炉注水開始 約2時間 破断口まで水位回復確認														
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・残熱除去系 スプレイ操作 ・適宜原子炉注水と格納容器スプレいの切り替えを繰り返す実施 ・最初の格納容器スプレイに合わせて格納容器薬品注入を実施	約38時間 格納容器圧力 限界圧力接近														
非常用ガス処理系による原子炉格納容器注水操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・原子炉格納容器注水監視 ・原子炉格納容器注水調整	適宜実施														格納容器ベント前に非常用ガス処理系を停止する
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による脱水利水池から復水利水機への給水	—	—	—	—	—	6人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水利水機への給水	継続実施														格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 待避中は非常用ガス処理系の監視を継続する
格納容器ベント操作	(1人) ▲	—	—	—	—	—	・格納容器ベント状態監視	継続実施														待避準備完了後、格納容器ベント状態を監視する。
	—	—	(2人) ▲, F	—	—	—	・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離系操作）	60分														格納容器ベント操作後待避室へ待避する
給油作業	—	—	—	—	—	10人 (多数)	・ファイタダ監視水位調整 ・ファイタダ監視油位調整 ・ファイタダ監視薬液補給 ・トリンク油ライン監視ページ	適宜実施														待避室への待避し、格納容器ベント状態を監視する。
	—	—	—	—	—	(2人)	・第一ボスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施														待避室への待避を受け、待避準備を完了する
給油作業	—	—	—	—	—	2人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	継続実施														作業中 (一時待避中)
必要人員数 合計	2人 ▲, B	—	4人 C, D, E, F	—	—	8人 (その他参加10人)																

7号炉 停止中の原子炉冷却材流出							経過時間（時間）														備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）														備考
	運転員 (中核)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			経過時間（時間）														
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）														
状況判断	—	(1人) ▲	—	—	—	—	・原子炉水位、温度監視	約0.6分 原子炉ウエル水位低下検知 約2時間 サプレッション・チャンバ・プールへの原子炉冷却材流出停止 約2時間 原子炉注水開始														
必要人員数（7号炉） 合計	—	1人 ▲	—	—	—	2人																
4号及び7号炉 事故対応運転員総数	当直員（1名）＋当直副員（2名）＋6号炉対応（6名）＋7号炉対応（3名）→ 1, 2, 3, 4																					

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

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

図 3.6-14 大LOCA+停止中の原子炉冷却材の流出

3.7 申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉において炉心の著しい損傷が発生した場合における申請前号炉(1～5 号炉)の中央制御室の居住性評価について以下に示す。なお、6 号及び 7 号炉で炉心の著しい損傷が発生した場合において、5 号炉の運転員は自号炉の中央制御室から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動し 5 号炉の監視業務等を行う設計としていることから、5 号炉に関しては中央制御室を居住性評価の対象とせず、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性について検討を行った。

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。)を参照した。

図 3.7-1 に柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号炉中央制御室の配置図を示す。

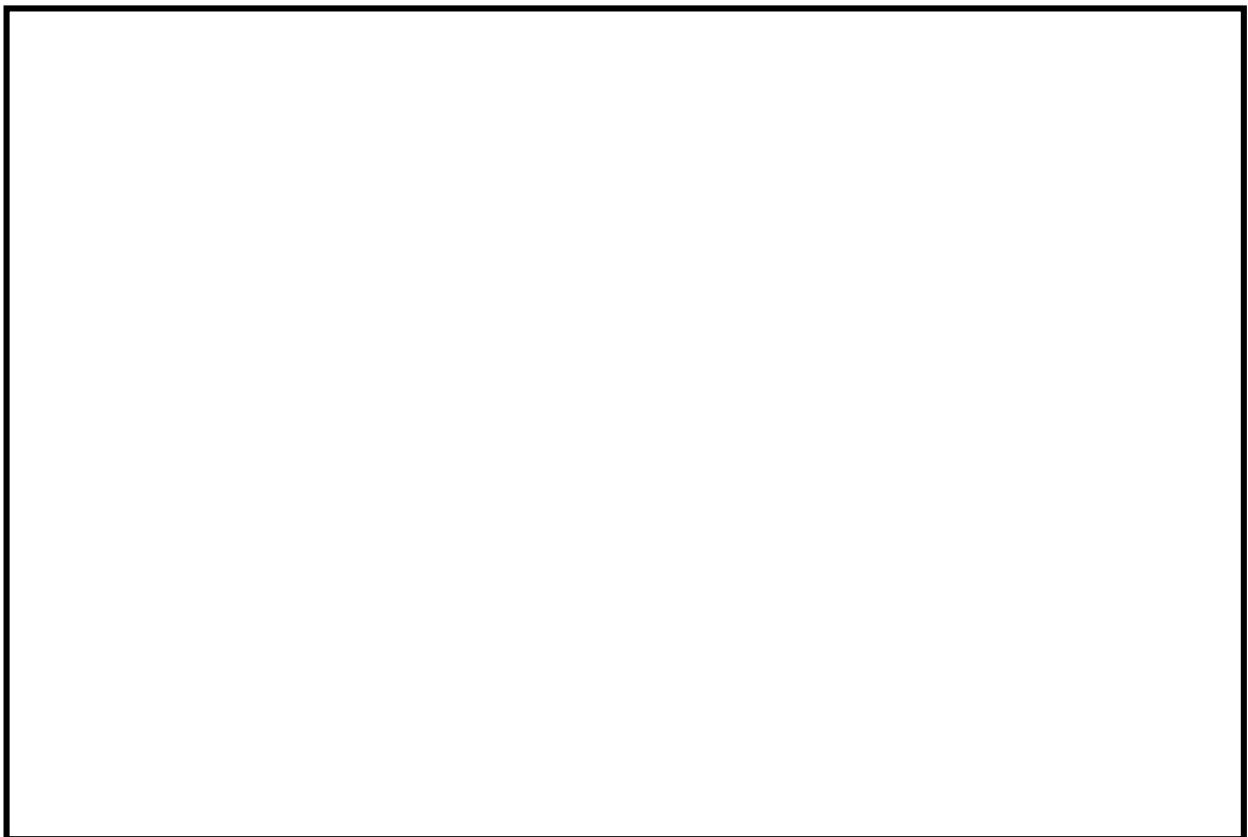


図3.7-1 柏崎刈羽原子力発電所1～7号炉中央制御室 配置図

(1) 居住性評価の前提条件

想定事象は、6号及び7号炉中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同様に以下のとおりとした。

- 6号又は7号炉のいずれかが「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」で、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する。
- 6号又は7号炉の残る1つが「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」で、代替循環冷却系により事象を収束する。

居住性評価においては、6号及び7号炉のうち1～4号炉の中央制御室により近接している7号炉において、格納容器ベントを実施することを想定した。また、5号炉の中央制御室の運転員は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避することを前提に、上述の想定事象における5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を検討対象とした。

なお、被ばく評価に用いる大気中への放出放射エネルギー及び放射性物質の大気拡散の評価は、補足説明資料 59-11 「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施した。

(2) 1～4号炉中央制御室の居住性について

1～4号炉の中央制御室における居住性評価の評価結果を表 3.7-1 に示す。1～4号炉の運転員は、各号炉の中央制御室内にとどまることとする。また中央制御室内ではマスクを着用するものとし、着用時間は1時間当たり0.9時間と想定した。さらに運転員の交替は考慮しないものとして、評価を行った。評価の結果、最も被ばく量が大きくなるのは4号炉中央制御室の運転員であり、約54mSv/7日間となる。

なお、1～4号炉の中央制御室に対しては、6号及び7号炉で炉心の著しい損傷が発生した場合においても自号炉にとどまることができるよう、以下の放射線防護資機材を配備する設計とする。

○放射線防護資機材等の配備

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

表 3.7-1 1~4号炉中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果^{※1}
(7号炉格納容器ベント実施時)(運転員の交替を考慮しない場合)

被ばく経路		実効線量 (mSv/7日間) 6号及び7号炉からの寄与の合計			
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉
室内作業時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	約 1.0×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 9.9×10^{-1}	約 1.2×10^0
	③ 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく ^{※2}	約 2.5×10^1	約 3.1×10^1	約 3.8×10^1	約 5.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく ^{※3} 外部被ばく	約 2.1×10^1 約 4.2×10^0	約 2.5×10^1 約 5.8×10^0	約 3.1×10^1 約 6.9×10^0	約 4.3×10^1 約 9.2×10^0
	④ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
実効線量 (=①+②+③+④)		約26	約31	約39	約54

- ※1 評価手法は「補足資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価について」で示す方法と同様の方法にて実施
- ※2 中央制御室換気空調系は空調機停止及び隔離弁閉止し, 外気が0.5回/hで中央制御室内に流入するものと仮定
- ※3 マスクの防護係数としてPF50, 着用時間は1時間当たり0.9時間と想定

(3) 5号炉中央制御室の居住性について

5号炉中央制御室は図3.7-1に示すとおり、6号及び7号炉に近接しているため6号及び7号炉の発災時に環境の悪化の影響を受けやすい。このため、6号及び7号炉で炉心の著しい損傷が発生した場合には、5号炉の運転員は中央制御室から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避する設計としている。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性設備は、6号及び7号炉中央制御室^{※1}の遮蔽設備及び空調設備と同等以上の性能を有する設計とし、福島第一原子力発電所事故と同等の事象の発生を想定した場合においても、必要な居住性が確保される設計としている。^{※2}

そのため、前述(1)の想定事象が発生した場合においても、5号炉中央制御室の運転員が滞在する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性は確保される設計とする。

※1 「補足説明資料 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」において、6号及び7号炉中央制御室の居住性が審査ガイドの判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認している

※2 「61条緊急時対策所の補足説明資料 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」を参照

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所においては、5号炉運転員が業務を継続できるよう、プラント監視等のための設備を配置し、また1～4号炉同様、放射線防護資機材を配備する設計とする。

○5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にてプラント監視、通信連絡が実施できる設備の設置

- ・デジタル記録計等を用いたプラントパラメータの遠隔監視機器・手順整備
- ・現場との通信連絡設備配備

○放射線防護資機材等の配備

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

4. まとめ

以上より、中央制御室の運転員の滞在場所（1～4号炉中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）の設置や放射線防護資機材配備等により、申請前各号炉においても、6号及び7号炉で炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な居住性（7日間で100mSvを超えない）が確保される設計であることを確認した。

59-11

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

59-11-2-i

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

2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について	59-11-2-1
2.1 評価事象	59-11-2-1
2.2 大気中への放出量の評価	59-11-2-2
2.3 大気拡散の評価	59-11-2-4
2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価	59-11-2-5
2.4.1 中央制御室内での被ばく	59-11-2-6
2.4.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）	59-11-2-6
2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）	59-11-2-6
2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）	59-11-2-6
2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）	59-11-2-6

2.4.2 入退域時の被ばく	59-11-2-7
2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく く（経路⑤）	59-11-2-7
2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく （経路⑥）	59-11-2-7
2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく く（経路⑦）	59-11-2-8
2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく （経路⑧）	59-11-2-8
2.5 評価結果のまとめ	59-11-2-8

添付資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価につ
いて

26 条-別添 2-添 1-1-1	
1-1 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表	26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3 空気流入率試験結果について	26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4 運転員の交替について	26 条-別添 2-添 1-4-1
1-5 内規 ^{*1} との整合性について	26 条-別添 2-添 1-5-1

添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価
について

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

2-14	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法 について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-14-1
2-15	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価 方法について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-15-1
2-16	室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法 について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-16-1
2-17	大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ば くの評価方法について・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-17-1
2-18	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質から のガンマ線による被ばくの評価方法について・・・・・・・・	59-11-添 2-18-1
2-19	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響につい て・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-19-1
2-20	6 号及び 7 号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について・	59-11-添 2-20-1
2-21	コンクリート厚の施工誤差の影響について・・・・・・・・	59-11-添 2-21-1
2-22	格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について・・・・・・・・	59-11-添 2-22-1
2-23	空気流入率試験結果について・・・・・・・・	59-11-添 2-23-1
2-24	格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響につ いて・・・・・・・・・・・・・・・・	59-11-添 2-24-1
2-25	審査ガイド ^{※2} への適合状況・・・・・・・・	59-11-添 2-25-1

(※1) 原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法につ
いて (内規)

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

2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき行った。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第74条抜粋）

b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。

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

評価の結果、7日間での実効線量は6号及び7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約66mSv、6号炉が格納容器ベントを実施し7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約78mSv、7号炉が格納容器ベントを実施し6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約86mSvとなった。また、遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合は、6号及び7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約68mSv、6号炉が格納容器ベントを実施し7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約80mSv、7号炉が格納容器ベントを実施し6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約87mSvとなった。

このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

2.1 評価事象

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、「想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」である「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。したがって、審査ガイド

4.2(3)h. 被ばく線量の重ね合わせに基づき、6号及び7号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施した場合も評価対象とする。格納容器ベントの実施に至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定する。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

2.2 大気中への放出量の評価

大気中へ放出される放射性物質の量は、上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し評価した。なお、原子炉格納容器から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は、MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし、MAAP コードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、大気中への放出量評価条件を設定し放出量を評価した。評価に用いた放出放射エネルギーを表 1 及び表 2 に示す。

表1 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{11}

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

核種類	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
	格納容器圧力逃がし装置及び よう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

2.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し、累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した1985年10月～1986年9月の1年間における気象データを使用した。

相対濃度及び相対線量の評価結果を表3に示す。

表3 相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ*	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上40.4m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上39.7m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6号炉 原子炉建屋 中心 (地上0m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉 原子炉建屋 中心 (地上0m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6号炉主排気筒 (地上73m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉主排気筒 (地上73m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後7日間とし、運転員が交替（5直2交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを表4に、交替スケジュール例を表5に、また、評価で想定した運転員の入退域及び中央制御室滞在の開始及び終了の時間並びに空調起動や格納容器ベント実施の時間の前後関係を参考図に示す。なお、本評価においては、1直（1日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。また、被ばく線量が厳しくなる場合は、特定の班のみが過大な被ばくを受けることにならないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫するものとした。

被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図1及び図2に示す。また、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表9に、被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図3に示す。

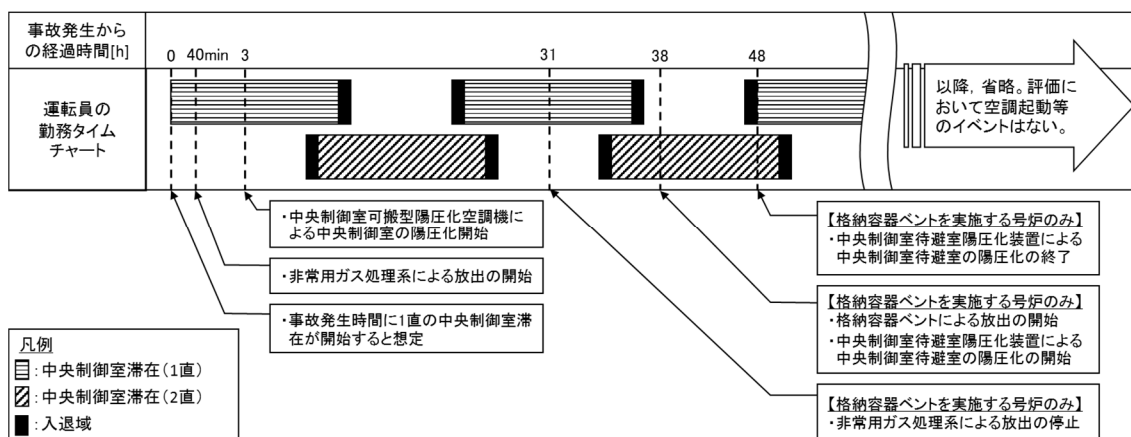
表4 直交替サイクル

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

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

表5 直交替スケジュール例

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	滞在時間	入退域回数
A班	1直	1直	2直	2直	明	休	休	49時間40分	8回
B班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0分	0回
C班	休	休	1直	1直	2直	2直	明	49時間40分	8回
D班	明	休	休	休	1直	1直	2直	37時間45分	6回
E班	2直	2直	明	休	休	休	1直	36時間45分	6回



参考図 評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

2.4.1 中央制御室内での被ばく

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

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等を踏まえて評価した。また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくも評価した。

原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線については QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については ANISN コード及び G33-GP2R コードを用いて評価した。また、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線については、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いて評価した。

2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室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、大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散評価、地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）

外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは、中央制御室内の放射性物質濃度を基に、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。なお、内部被ばくの評価に当たっては、マスクの着用による防護効果を考慮した。また、運転員は図 4 に示す中央制御室待避室内に滞在するとして評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算は、以下の(1)から(3)に示す効果を考慮した。被ばく評価で想定する空調運用等のタイムチャートを図 5 に示す。

(1) 中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化

設計基準対象施設である恒設の中央制御室換気空調系を停止し、さらに外気

取り込みダンパを閉止したうえで、中央制御室を中央制御室可搬型陽圧化空調機（以下「可搬型陽圧化空調機」という。）により陽圧化することで、可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタ及び高性能フィルタ（以下「フィルタユニット」という。）を経由しない外気の流入を防止する効果を考慮した。また、可搬型陽圧化空調機により供給する外気に対しては、フィルタユニットによる放射性物質の除去効果を考慮した。なお、可搬型陽圧化空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し、有効性評価で設定した3時間を起動遅れ時間として考慮した。

(2) 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化

中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置（以下「陽圧化装置」という。）により陽圧化することで、外気の流入を防止する効果を考慮した。なお、代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響については、陽圧化装置による効果を考慮しないものとした。

(3) 中央制御室への外気の直接流入率

可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化していない期間においては、中央制御室への外気の直接流入率を0.5回/hと仮定して評価した。

2.4.2 入退域時の被ばく

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界からコントロール建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点はコントロール建屋入口とし、入退域ごとに評価点に15分間滞在するとして評価した。ただし、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からの影響については、アクセスルートより線源に近接した位置を評価点として選定し、2分間滞在するとして評価した。

2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイ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、評価点を屋外とすること以外は「2.4.1.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で

実効線量を評価した。

2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）

入退域時の内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮した。

2.5 評価結果のまとめ

6号及び7号炉の両号炉にて代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表6-1-1及び表6-1-2に示す。また、片方の号炉において格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表6-2-1から表6-3-2に示す。さらに、各ケースについて被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表7-1-1から表7-3-2に、被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表8-1-1から表8-3-2に示す。

評価の結果、7日間での実効線量は6号及び7号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約66mSv、6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約78mSv、7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約86mSvとなった。また、遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合は、6号及び7号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約68mSv、6号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約80mSv、7号炉が格納容器ベントを実施した場合で最大約87mSvとなった。

このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

表 6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく線量

(両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv)^{※1※2}

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計 ^{※3}
A 班	^{1直} 約 21 ^{※4}	^{1直} 約 17	^{2直} 約 21	-	-	-	-	約 59 (約 60)
B 班	-	-	-	^{2直} 約 22 ^{※5}	-	^{2直} 約 23 ^{※5}	-	約 45 (約 46)
C 班	-	-	^{1直} 約 20	^{1直} 約 22	^{2直} 約 23	-	-	約 64 (約 66)
D 班	-	-	-	-	^{1直} 約 22	^{1直} 約 23	^{2直} 約 13 ^{※6}	約 58 (約 60)
E 班	^{2直} 約 16 ^{※4}	^{2直} 約 19	-	-	-	-	^{1直} 約 31 ^{※6}	約 66 (約 68)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価

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

※4 中央制御室内で事故後 1 日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6 時間当たり 18 分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※6 本評価において想定した直交替スケジュールでは、7 日目 2 直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する 1 直勤務の班 (本評価では 7 日目 1 直の班と同じ班を想定) が入域を終了した時点で評価期間終了 (事象発生から 168 時間後) となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における 7 日目 2 直の被ばく線量は、7 日目 2 直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している

表 6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

(両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv)^{※1}

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計 ^{※2}
A 班	^{1直} 約 260	^{1直} 約 20	^{2直} 約 25	-	-	-	-	約 310 (約 310)
B 班	-	-	-	^{2直} 約 27 ^{※3}	-	^{2直} 約 28 ^{※3}	-	約 55 (約 56)
C 班	-	-	^{1直} 約 24	^{1直} 約 26	^{2直} 約 28	-	-	約 78 (約 80)
D 班	-	-	-	-	^{1直} 約 28	^{1直} 約 29	^{2直} 約 18 ^{※4}	約 74 (約 76)
E 班	^{2直} 約 28	^{2直} 約 22	-	-	-	-	^{1直} 約 37 ^{※4}	約 87 (約 89)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

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

※3 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 2 直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※6 を参照)

表 6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計※3
A班	^{1直} 約 20※4	^{1直} 約 30	-	^{2直} 約 25	-	-	-	約 75 (約 76)
B班	-	-	^{2直} 約 27※5	-	^{2直} 約 24※5	^{2直} 約 23※5	-	約 73 (約 75)
C班	-	-	^{1直} 約 40	^{1直} 約 26	-	-	^{2直} 約 12※5※6	約 78 (約 79)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 24	^{1直} 約 23	^{1直} 約 31※5※6	<u>約 78</u> <u>(約 80)</u>
E班	^{2直} 約 16※4	^{2直} <u>約 41</u>	-	-	-	-	-	約 56 (約 58)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

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

※4 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※6を参照)

表 6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv) ※1

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計※2
A班	^{1直} <u>約 260</u>	^{1直} 約 39	-	^{2直} 約 28	-	-	-	<u>約 320</u> <u>(約 320)</u>
B班	-	-	^{2直} 約 30※3	-	^{2直} 約 27※3	^{2直} 約 26※3	-	約 82 (約 84)
C班	-	-	^{1直} 約 43	^{1直} 約 29	-	-	^{2直} 約 15※3※4	約 87 (約 88)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 27	^{1直} 約 27	^{1直} 約 34※3※4	約 88 (約 90)
E班	^{2直} 約 28	^{2直} 約 44	-	-	-	-	-	約 72 (約 74)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

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

※3 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※6を参照)

表 6-3-1 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計※3
A班	^{1直} 約 20※4	^{1直} 約 42	-	^{2直} 約 24	-	-	-	約 85 (約 87)
B班	-	-	^{2直} 約 29※5	-	^{2直} 約 21※5	^{2直} 約 19※5	-	約 69 (約 70)
C班	-	-	^{1直} 約 50	^{1直} 約 26	-	-	^{2直} 約 10※5※6	約 86 (約 87)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 22	^{1直} 約 20	^{1直} 約 26※5※6	約 69 (約 70)
E班	^{2直} 約 16※4	^{2直} 約 54	-	-	-	-	-	約 70 (約 71)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

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

※4 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※6を参照)

表 6-3-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv) ※1

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計※2
A班	^{1直} 約 250	^{1直} 約 57	-	^{2直} 約 25	-	-	-	約 330 (約 340)
B班	-	-	^{2直} 約 30※3	-	^{2直} 約 23※3	^{2直} 約 21※3	-	約 75 (約 76)
C班	-	-	^{1直} 約 53	^{1直} 約 28	-	-	^{2直} 約 12※3※4	約 92 (約 93)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 25	^{1直} 約 22	^{1直} 約 28※3※4	約 75 (約 76)
E班	^{2直} 約 27	^{2直} 約 59	-	-	-	-	-	約 86 (約 88)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

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

※3 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 6-1-1 の※6を参照)

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

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.4×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.7×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	約 9.9×10^{-1} (約 1.0×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.3×10^0 (約 1.5×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^0	約 4.0×10^0	約 6.5×10^0 (約 6.5×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.7×10^{-1}	約 1.6×10^0	約 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)
	外部被ばく	約 1.5×10^0	約 2.4×10^0	約 3.9×10^0 (約 3.9×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 3.4×10^0	約 5.5×10^0	約 8.9×10^0 (約 9.2×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.0×10^0	約 8.9×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.4×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.2×10^0	約 4.5×10^0	約 6.7×10^0 (約 6.7×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^1	約 2.6×10^1	約 3.8×10^1 (約 3.8×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 3.9×10^{-1}	約 5.8×10^{-1} (約 5.8×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.8×10^1	約 3.9×10^1	約 5.7×10^1 (約 5.9×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.1×10^1	約 4.5×10^1	約 66 (約 68)

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

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

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	0.1 以下	約 1.3×10^{-1} (約 1.6×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.9×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.3×10^0 (約 1.4×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.7×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}	約 1.5×10^0 (約 1.7×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^1	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.8×10^1	約 1.6×10^2	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)
	外部被ばく	約 1.3×10^0	約 2.1×10^0	約 3.3×10^0 (約 3.4×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.0×10^2	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^0	約 4.5×10^0	約 6.2×10^0 (約 7.1×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^0	約 3.8×10^0	約 5.6×10^0 (約 5.6×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.5×10^0	約 1.7×10^1	約 2.6×10^1 (約 2.6×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	約 4.4×10^{-1} (約 4.4×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.2×10^1	約 2.6×10^1	約 3.8×10^1 (約 3.9×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.1×10^2	約 1.9×10^2	約 310 (約 310)

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

表 7-2-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
 （6 号炉：格納容器ベント実施 7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^0	0.1 以下	約 1.5×10^0 (約 1.6×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	約 7.0×10^{-1}	約 7.0×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.6×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}	約 9.6×10^{-1} (約 1.1×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^0	約 5.9×10^0	約 7.0×10^0 (約 7.0×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	0.1 以下	約 2.3×10^0	約 2.3×10^0 (約 2.3×10^0)
	外部被ばく	約 1.1×10^0	約 3.6×10^0	約 4.6×10^0 (約 4.6×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 3.0×10^0	約 7.2×10^0	約 1.0×10^1 (約 1.0×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.5×10^0	約 1.1×10^1	約 2.0×10^1 (約 2.1×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.6×10^{-1}	約 5.6×10^0	約 6.3×10^0 (約 6.3×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^1	約 2.8×10^1	約 4.1×10^1 (約 4.1×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 5.9×10^{-1}	約 5.9×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.3×10^1	約 4.5×10^1	約 6.8×10^1 (約 7.0×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.6×10^1	約 5.2×10^1	約 78 (約 80)

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

表 7-2-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）
 （6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.1×10^{-1}	0.1 以下	約 8.1×10^{-1} (約 8.9×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.2×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 1.7×10^0 (約 1.8×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.8×10^{-1}	約 9.1×10^{-1}	約 1.9×10^0 (約 2.1×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^2	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.9×10^1	約 1.6×10^2	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)
	外部被ばく	約 4.7×10^0	約 2.2×10^0	約 6.9×10^0 (約 7.0×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^2	約 1.7×10^2	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.1×10^0	約 4.8×10^0	約 8.9×10^0 (約 9.8×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^0	約 3.9×10^0	約 6.1×10^0 (約 6.1×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^1	約 1.8×10^1	約 3.2×10^1 (約 3.2×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 5.2×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.1×10^1	約 2.7×10^1	約 4.8×10^1 (約 4.9×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.3×10^2	約 2.0×10^2	約 320 (約 320)

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

表 7-3-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C班）の合計）
 （6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1以下	約 1.3×10^0	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-1}	0.1以下	約 4.4×10^{-1} (約 4.7×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-1}	約 9.4×10^{-1}	約 1.4×10^0 (約 1.5×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^0	約 2.0×10^1	約 2.3×10^1 (約 2.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.2×10^0	約 2.3×10^{-1}	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)
	外部被ばく	約 1.9×10^0	約 1.9×10^1	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)
	小計 (①+②+③+④)	約 3.9×10^0	約 2.2×10^1	約 2.6×10^1 (約 2.6×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^0	約 1.2×10^1	約 1.4×10^1 (約 1.5×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^0	約 2.1×10^0	約 4.4×10^0 (約 4.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.4×10^0	約 3.2×10^1	約 4.1×10^1 (約 4.1×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.1×10^{-1}	0.1以下	約 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.4×10^1	約 4.6×10^1	約 6.0×10^1 (約 6.1×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.8×10^1	約 6.8×10^1	約86 (約87)

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

表 7-3-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）
 （6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 5.1×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.9×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.0×10^0 (約 2.1×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1}	約 1.7×10^0	約 2.3×10^0 (約 2.5×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^2	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.8×10^1	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	外部被ばく	約 1.3×10^0	約 8.4×10^0	約 9.7×10^0 (約 9.7×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.0×10^2	約 1.8×10^2	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.8×10^0	約 5.8×10^0	約 7.6×10^0 (約 8.3×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^0	約 4.5×10^0	約 6.4×10^0 (約 6.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.6×10^0	約 3.1×10^1	約 4.0×10^1 (約 4.0×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 5.9×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.2×10^1	約 4.2×10^1	約 5.5×10^1 (約 5.5×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.1×10^2	約 2.2×10^2	約 330 (約 340)

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

表 8-1-1 評価結果の内訳 (E 班の 7 日目)
 (両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室 滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 3.2×10^{-1} (約 3.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}	約 3.0×10^{-1} (約 3.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^0	約 1.9×10^0	約 3.1×10^0 (約 3.1×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.6×10^{-1}	約 7.7×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.2×10^0)
	外部被ばく	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.8×10^0 (約 1.8×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^0	約 2.3×10^0	約 3.7×10^0 (約 3.7×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^0	約 5.2×10^0	約 6.8×10^0 (約 7.8×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.6×10^{-1}	約 1.7×10^0	約 2.6×10^0 (約 2.6×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.9×10^0	約 1.2×10^1	約 1.8×10^1 (約 1.8×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 2.0×10^{-1}	約 2.9×10^{-1} (約 2.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 8.5×10^0	約 1.9×10^1	約 2.8×10^1 (約 2.9×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.9×10^0	約 2.1×10^1	約 31 (約 32)

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

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

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.8×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.5×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.5×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	外部被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 6.5×10^{-1} (約 6.6×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.6×10^1	約 1.6×10^2	約 2.6×10^2 (約 2.6×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 8.2×10^{-1} (約 9.3×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.4×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 2.9×10^0	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^0	約 4.0×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.0×10^0)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.8×10^1	約 1.6×10^2	約 260 (約 260)

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

表 8-2-1 評価結果の内訳 (E 班の 2 日目)

(6 号炉：格納容器ベント実施 7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位：mSv)

被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^0	0.1 以下	約 3.1×10^0 (約 3.3×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.8×10^0	約 2.2×10^{-1}	約 3.0×10^0 (約 3.2×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.6×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 8.7×10^{-1} (約 9.8×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.7×10^0	約 1.2×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.1×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 8.8×10^{-1} (約 8.8×10^{-1})
	外部被ばく	約 4.2×10^0	約 8.2×10^{-1}	約 5.0×10^0 (約 5.2×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^1	約 1.8×10^0	約 1.3×10^1 (約 1.4×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^0	約 2.1×10^0	約 5.7×10^0 (約 6.1×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^0	約 1.6×10^0	約 3.4×10^0 (約 3.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^1	約 7.3×10^0	約 1.8×10^1 (約 1.8×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 2.9×10^{-1} (約 2.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.7×10^1	約 1.1×10^1
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.8×10^1	約 1.3×10^1	約 41 (約 42)

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

表 8-2-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)

(6 号炉：格納容器ベント実施 7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv)

被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.0×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.7×10^{-1} (約 6.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.0×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.0×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
	外部被ばく	約 2.3×10^{-1}	約 4.0×10^{-1}	約 6.3×10^{-1} (約 6.4×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.0×10^1	約 1.6×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 8.1×10^{-1} (約 9.2×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.4×10^{-1} (約 7.4×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 2.9×10^0	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^0	約 4.0×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.0×10^0)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.2×10^1	約 1.6×10^2	約 260 (約 260)

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

表 8-3-1 評価結果の内訳 (E 班の 2 日目)

(6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位：mSv)

被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	約 1.8×10^0	約 1.8×10^0 (約 1.9×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 4.7×10^0	約 4.8×10^0 (約 5.2×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 9.8×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.3×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.6×10^{-1}	約 8.0×10^0	約 8.7×10^0 (約 9.0×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	外部被ばく	約 5.0×10^{-1}	約 7.2×10^0	約 7.7×10^0 (約 7.9×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^0	約 1.5×10^1	約 1.7×10^1 (約 1.7×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.5×10^{-1}	約 4.6×10^0	約 5.4×10^0 (約 5.7×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.2×10^{-1}	約 3.3×10^0	約 4.2×10^0 (約 4.2×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.6×10^0	約 2.4×10^1	約 2.8×10^1 (約 2.8×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 3.6×10^{-1}	約 4.2×10^{-1} (約 4.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 5.2×10^0	約 3.2×10^1	約 3.8×10^1 (約 3.8×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 6.3×10^0	約 4.8×10^1	約 54 (約 55)

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

表 8-3-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)

(6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv)

被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.1×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.7×10^{-1} (約 6.0×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.5×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.5×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	外部被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 6.2×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.6×10^1	約 1.5×10^2	約 2.5×10^2 (約 2.5×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}	約 8.1×10^{-1} (約 9.2×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.3×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 2.9×10^0	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^0	約 3.9×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.0×10^0)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.8×10^1	約 1.5×10^2	約 250 (約 250)

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

表 9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/4）

項目		評価条件
停止時炉内内蔵量	発災プラント	6号及び7号炉
	評価事象	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失
	炉心熱出力	3926MW
	運転時間	1 サイクル：10000h（約 416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h （平均燃焼度：約 30Gwd/t）
	取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）
大気拡散	気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における 1 年間の気象データ（1985 年 10 月～1986 年 9 月）（地上約 10m）
	実効放出継続時間	全放出源：1 時間
	建屋巻き込み	全放出源：考慮する
	累積出現頻度	小さい方から累積して 97%
	放出源及び放出源高さ	【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号炉：地上 40.4m, 7号炉：地上 39.7m 【原子炉建屋中心】 6号炉：地上 0m, 7号炉：地上 0m 【主排気筒】 6号炉：地上 73m, 7号炉：地上 73m
着目方位	中央制御室滞在時	【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号炉:6方位, 7号炉:8方位 【原子炉建屋中心】 6号炉:6方位, 7号炉:9方位 【主排気筒】 6号炉:6方位, 7号炉:9方位
	入退域時	【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号炉:5方位, 7号炉:9方位 【原子炉建屋中心】 6号炉:5方位, 7号炉:9方位 【主排気筒】 6号炉:5方位, 7号炉:9方位

表 9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/4）

項目	評価条件
原子炉格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後（なお、放射性物質は、MAAP 解析に基づき事故発生約 20 分後から漏えい）
原子炉格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/日、 1～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮
原子炉格納容器の 漏えい孔における捕集効果	未考慮
原子炉格納容器内での 有機よう素の除去効果	未考慮
原子炉格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレーによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価
原子炉格納容器等への 無機よう素の自然沈着率	9.0×10^{-4} [1/s]（上限 DF=200）
サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：10
原子炉格納容器から ベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.2×10^{-1} Ba 類：約 2.1×10^{-7} よう素類：約 3.3×10^{-2} Ru 類：約 2.6×10^{-8} Cs 類：約 2.6×10^{-6} La 類：約 2.1×10^{-9} Te 類：約 5.2×10^{-7} Ce 類：約 5.2×10^{-9}

原子炉格納容器外への放出

表 9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/4）

項目		評価条件
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器から 原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 1.4×10^{-2} Ba 類：約 2.3×10^{-6} よう素類：約 6.6×10^{-4} Ru 類：約 2.8×10^{-7} Cs 類：約 2.8×10^{-5} La 類：約 2.3×10^{-8} Te 類：約 5.6×10^{-6} Ce 類：約 5.6×10^{-8}
		代替循環冷却系を用いて事象を収束することを 想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.1×10^{-2} Ba 類：約 2.2×10^{-6} よう素類：約 3.7×10^{-3} Ru 類：約 2.7×10^{-7} Cs 類：約 2.7×10^{-5} La 類：約 2.2×10^{-8} Te 類：約 5.4×10^{-6} Ce 類：約 5.4×10^{-8}
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 38 時間後
	格納容器圧力逃がし装置の 除去係数	希ガス，有機よう素：1 粒子状放射性物質，無機よう素：1000
	よう素フィルタの除去係数	希ガス，粒子状放射性物質，無機よう素：1 有機よう素：50
	原子炉建屋原子炉区域からの 漏えい開始時刻	事故発生直後及び非常用ガス処理系の停止直後
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 30 分後
	非常用ガス処理系排風機風量	2000m ³ /h
	原子炉建屋原子炉区域 負圧達成時間	事故発生から 40 分後
	原子炉建屋原子炉区域の換気率	事故発生から 40 分後～31 時間後 ^{※1} ： [] で屋外に放出 （非常用ガス処理系による放出） 上記以外の期間： 無限大[回/日]（原子炉建屋からの漏えい）
非常用ガス処理系の フィルタ装置の除去効果	未考慮	

※1 代替循環冷却系により事象収束する場合は 168 時間後まで

表 9 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（4/4）

項目		評価条件
運転員の被ばく評価	可搬型陽圧化空調機 （風量、フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【風量】 事故発生から 0～3 時間後：0m ³ /h 事故発生から 3～168 時間後：6000m ³ /h 【活性炭フィルタ除去効率】 希ガス、粒子状放射性物質：0 % 無機よう素，有機よう素：99.9 % 【高性能フィルタ除去効率】 希ガス，無機よう素，有機よう素：0 % 粒子状放射性物質：99.9 % 【起動遅れ時間】 3 時間
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から 0～3 時間後：0.5 回/h 事故発生から 3～168 時間後：0 回/h
	陽圧化装置の 空気供給量	事故発生から 0～38 時間後：0m ³ /h 事故発生から 38～48 時間後：95m ³ /h ^{※2} 事故発生から 48～168 時間後：0m ³ /h
	マスクの防護係数	入退域時：1000 中央制御室滞在時：50（1 日目のみ 1000）
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交替要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイ シャインガンマ線の評価 コード	【原子炉建屋内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線： ANISN コード，G33-GP2R コード 【格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線： QAD-CGGP2R コード，G33-GP2R コード
	地表面への沈着速度	エアロゾル粒子：1.2cm/s 無機よう素：1.2cm/s 有機よう素：4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着なし
	評価期間	7 日間

※2 代替循環冷却系により事象収束する号炉からの影響に対しては陽圧化装置の効果を考慮しない

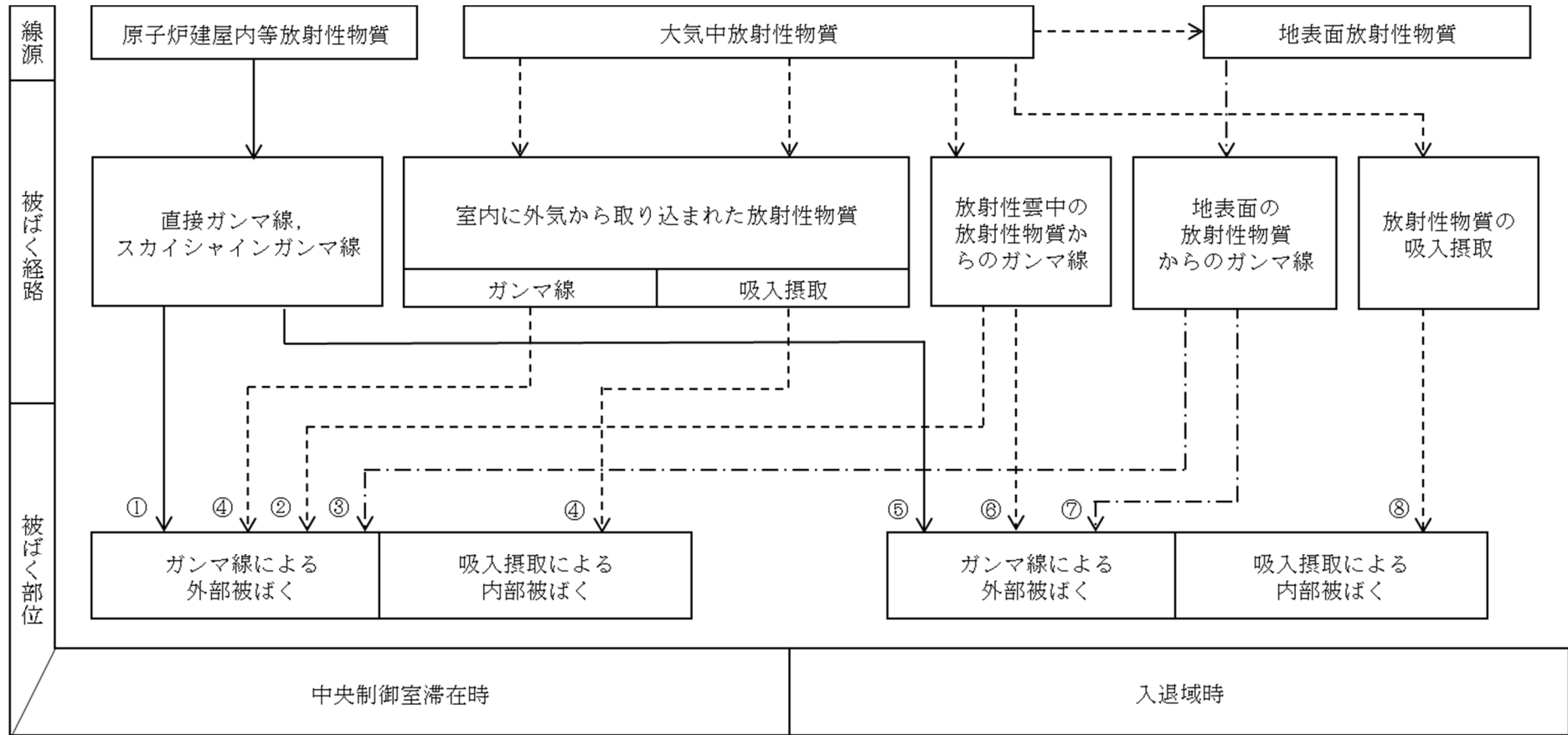


図1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

中央制御室内	① 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく）
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑥ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

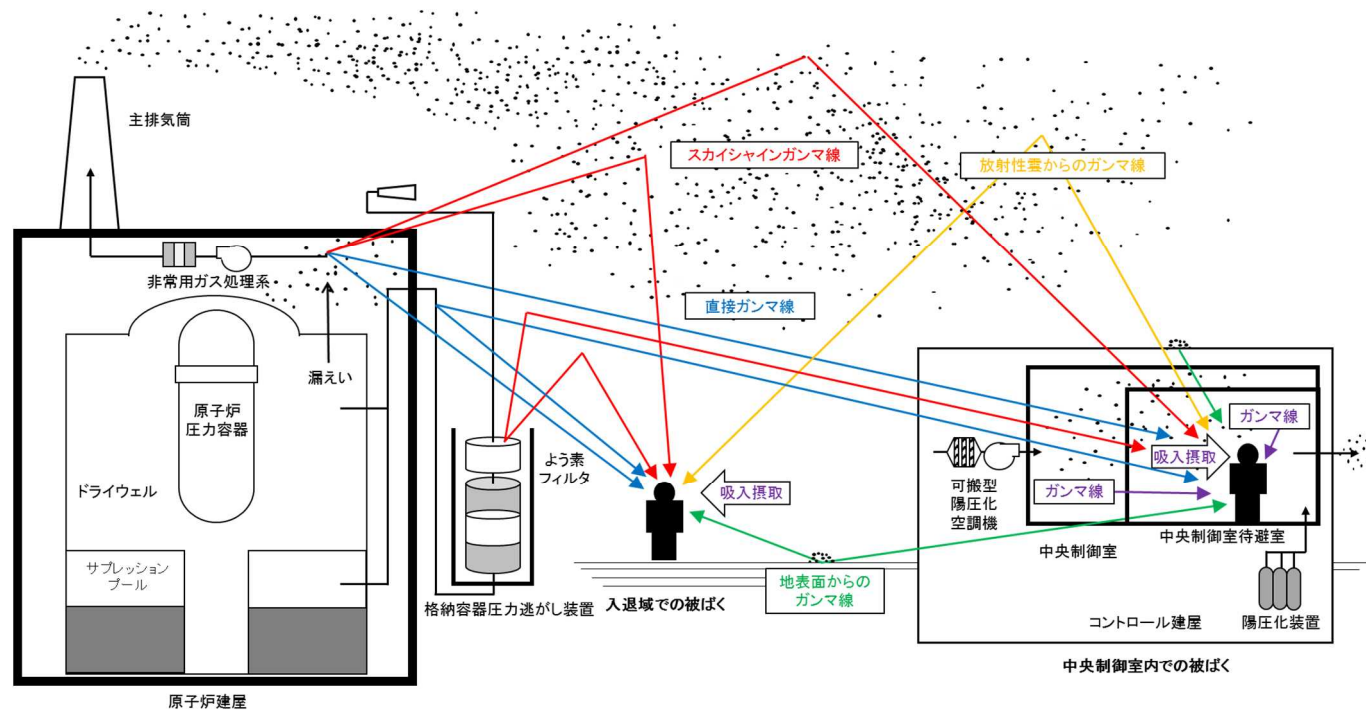


図2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

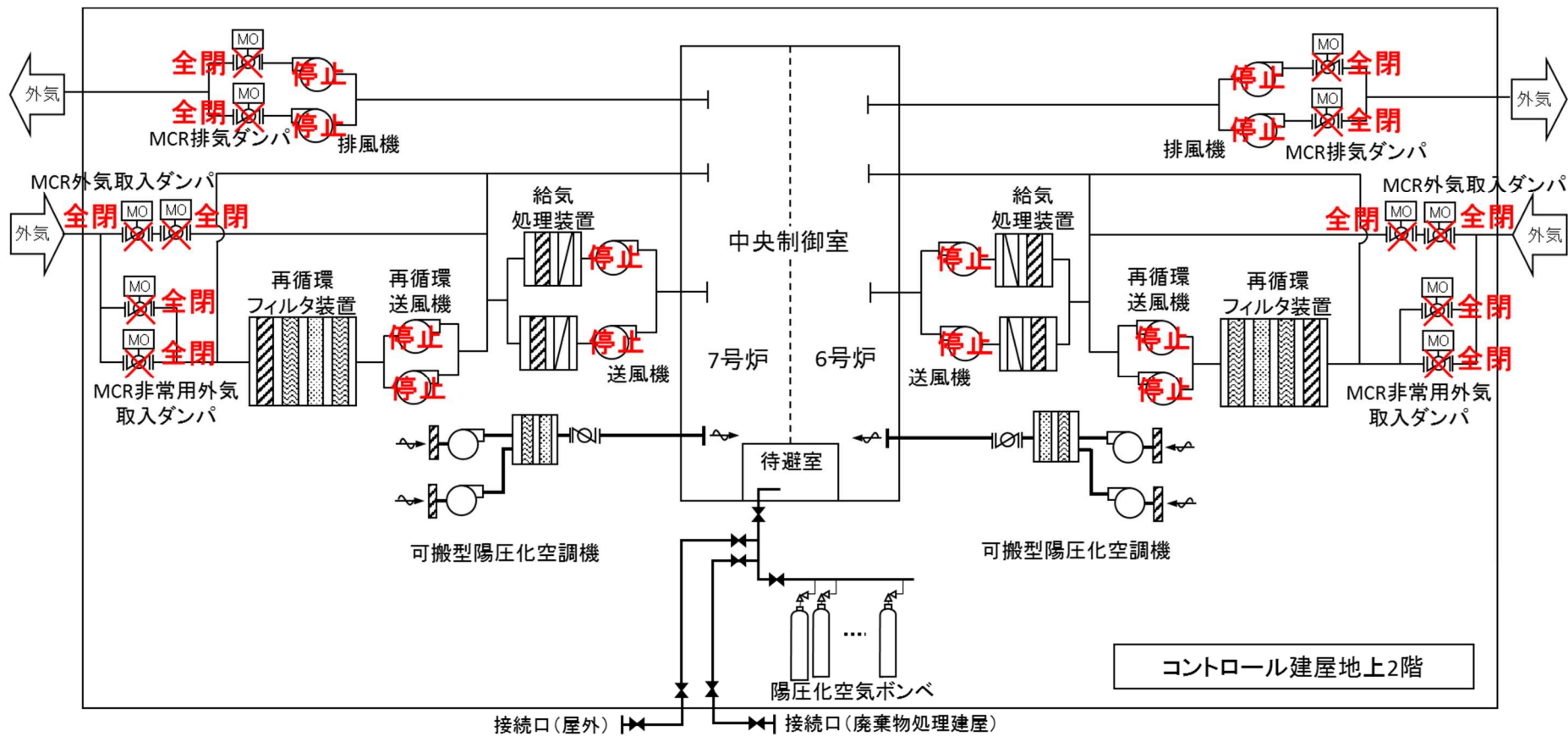
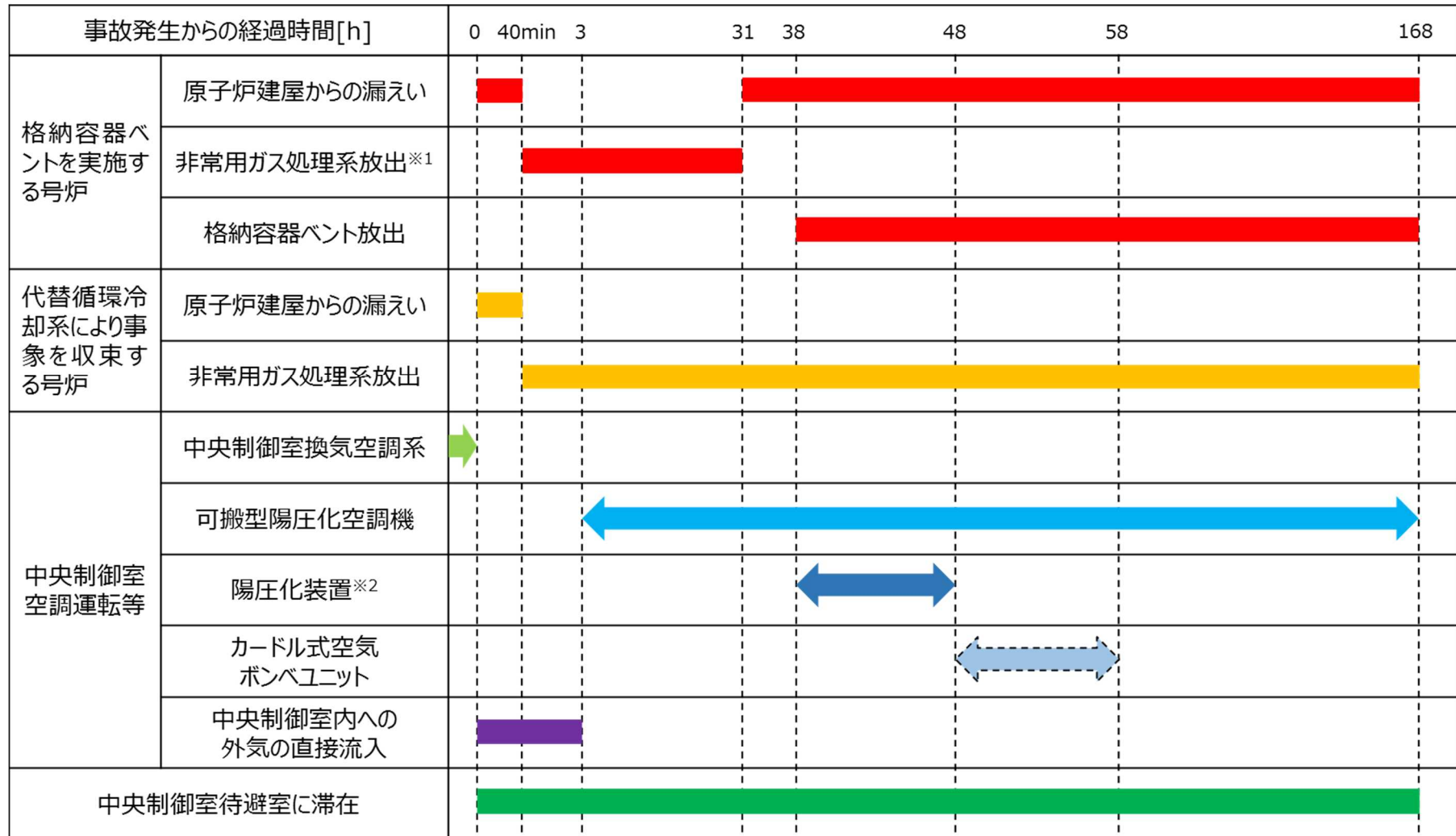


図3 6号及び7号炉中央制御室換気空調設備の概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 4 中央制御室待避室の設置場所



※1 非常用ガス処理系の停止操作を含めた格納容器ベント準備作業は、格納容器ベント判断（本評価での想定事故シナリオでは事故発生から約32時間後）までに行う運用としている。
このうち、非常用ガス処理系の停止操作は数分で完了できることから、本評価では、格納容器ベント判断の1時間程度前（事故発生から31時間後）に非常用ガス処理系を停止することを想定した。
なお、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合には、非常用ガス処理系は停止しないものとして評価した。

※2 代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては考慮しない

図5 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件（1/5）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
発災プラント	6号及び7号炉	運転号炉を想定。 号炉ごとに評価し 被ばく線量を足し 合わせた。	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子 炉施設が設置されている場合、全原 子炉施設について同時に事故が起 きたと想定して評価を行うが、各原 子炉施設から被ばく経路別に個別 に評価を実施して、その結果を合算 することは保守的な結果を与える。
評価事象	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却 系の機能及び全交流動力電源が 喪失	運転員の被ばくの 観点から結果が最 も厳しくなる事故 シーケンスとして 選定（添付資料 2 2-2, 2-22 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に 係る被ばく評価では、格納容器破損 防止対策の有効性評価 ^(参2) で想定す る格納容器破損モードのうち、原子 炉制御室の運転員又は対策要員の 被ばくの観点から結果が最も厳し くなる事故収束に成功した事故シ ーケンス（この場合、格納容器破損 防止対策が有効に働くため、格納容 器は健全である）のソースターム解 析を基に、大気中への放射性物質放 出量及び原子炉施設内の放射性物 質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	3926MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクル：10000h（約 416 日） 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h （平均燃焼度：約 30GWd/t）	1 サイクル 13 ヶ月 （395 日）を考慮し て、燃料の最高取 出燃焼度に余裕を 持たせ長めに設定	—
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装 荷割合に基づき設 定	—

表 2-1-1 大気中への放出放射能評価条件 (2/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
放出開始時刻	<p>原子炉格納容器漏えい： 事故発生直後(なお,放射性物質は, MAAP 解析に基づき事故発生約 20 分後から漏えい)</p> <p>格納容器ベント： 事故発生から約 38 時間後</p> <p>原子炉建屋原子炉区域漏えい： 事故発生直後及び非常用ガス処理系の停止直後</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 40 分後</p>	<p>原子炉格納容器漏えい： MAAP 解析に基づく</p> <p>格納容器ベント： MAAP 解析に基づく</p> <p>原子炉建屋原子炉区域漏えい： 原子炉建屋原子炉区域の負圧が解消する時刻</p> <p>非常用ガス処理系による放出： 原子炉建屋原子炉区域の負圧達成時間を参照 (添付資料 2 2-6 参照)</p>	<p>4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p>
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	<p>原子炉格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない (考慮した場合の結果は、添付資料 2 2-19 を参照)</p>	—
原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	<p>粒子状よう素：5%</p> <p>無機よう素：91%</p> <p>有機よう素：4%</p>	<p>原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R.G. 1.195 に基づき設定</p>	<p>4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p>
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	<p>開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP 解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。</p> <p>【開口面積】</p> <p>1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/日、 1~2Pd：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積</p>	<p>原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.4%/日) 及び、AEC 式に基づき設定</p>	<p>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。</p>

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、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。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器等への無機よう素の自然沈着率	$9.0 \times 10^{-4} [1/s]$ (上限 DF=200)	CSE 実験に基づき設定 (添付資料 2 2-5 参照)	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素 : 10	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定	—
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 1	—	—
	無機よう素 : 1000 粒子状放射性物質 : 1000	設計値	
よう素フィルタの除去係数	希ガス : 1 粒子状放射性物質 : 1 無機よう素 : 1	—	—
	有機よう素 : 50	設計値	

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (4/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.2×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs 類：約 2.6×10^{-6} Te 類：約 5.2×10^{-7} Ba 類：約 2.1×10^{-7} Ru 類：約 2.6×10^{-8} La 類：約 2.1×10^{-9} Ce 類：約 5.2×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定 (添付資料 2 2-3 参照) よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	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 で選定した事故シナリオのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 1.4×10^{-2} よう素類：約 6.6×10^{-4} Cs 類：約 2.8×10^{-5} Te 類：約 5.6×10^{-6} Ba 類：約 2.3×10^{-6} Ru 類：約 2.8×10^{-7} La 類：約 2.3×10^{-8} Ce 類：約 5.6×10^{-8} 代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.1×10^{-2} よう素類：約 3.7×10^{-3} Cs 類：約 2.7×10^{-5} Te 類：約 5.4×10^{-6} Ba 類：約 2.2×10^{-6} Ru 類：約 2.7×10^{-7} La 類：約 2.2×10^{-8} Ce 類：約 5.4×10^{-8}	同上	同上

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-1-1 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (5/5)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建屋原子炉区域の換気率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・ 原子炉建屋原子炉区域負圧維持期間：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 により屋外に放出(ただし, 原子炉建屋原子炉区域内 の放射性物質濃度変化は換気率 0.5[回/日]を用いて評価) 	非常用ガス処理系により負圧維持していない期間は原子炉建屋原子炉区域内に放射性物質が保持されないものとした。 非常用ガス処理系により負圧維持している期間は保守的に非常用ガス処理系の定格風量を基に設定。	—
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 30 分後	運用を基に設定	—
非常用ガス処理系排風機風量	2000m ³ /h	非常用ガス処理系の設計値を基に設定	—
非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建屋原子炉区域負圧達成時間	事故発生から 40 分後	非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋原子炉区域の設計気密度を基に評価し設定 (添付資料 2 2-6 を参照)	—
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示されたとおり設定	3. 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

表 2-1-2 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{11}

表 2-1-3 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (格納容器ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
		格納容器圧力逃がし装置 及びよう素フィルタを 経由した放出	原子炉建屋からの漏えい 及び非常用ガス処理系に よる放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

表 2-1-4 大気拡散評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における 1 年間の気象データ(1985 年 10 月～1986 年 9 月) (地上約 10m)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風 (地上約 10m) の気象データを使用。審査ガイドに示された通り、発電所において観測された 1 年間の気象データを使用 (添付資料 2 2-7 を参照)	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出 継続時間	全放出源：1 時間	保守的に 1 時間と設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	<p>【6 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上 40.4m ・ 6 号炉原子炉建屋中心：地上 0m ・ 6 号炉主排気筒：地上 73m <p>【7 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上 39.7m ・ 7 号炉原子炉建屋中心：地上 0m ・ 7 号炉主排気筒：地上 73m 	審査ガイドに示されたとおり設定 ただし、放出エネルギーによる影響は未考慮	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

表 2-1-4 大気拡散評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
累積出現頻度	小さい方から 累積して 97%	審査ガイドに示されたとおりに設定 (添付資料 2 2-8 を参照)	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	全放出源：考慮する	放出源から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋及び 7号炉原子炉建屋	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	4.2(2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室滞在時】 中央制御室中心 【入退域時】 コントロール建屋入口	審査ガイドに示されたとおりに設定	4.2(2)b.3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

表 2-1-4 大気拡散評価条件 (3/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	<p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号炉：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：8方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【原子炉建屋中心】 6号炉：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p> <p>【主排気筒】 6号炉：6方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE)</p>	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（添付資料 2-2-8 を参照）	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。
	<p>【格納容器圧力逃がし装置配管】 6号炉：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)</p> <p>【原子炉建屋中心】 6号炉：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p> <p>【主排気筒】 6号炉：5方位 (SSE, S, SSW, SW, WSW) 7号炉：9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)</p>		

表 2-1-4 大気拡散評価条件 (4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	1931m ²	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2(2)b.1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2(2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
形状係数	1/2	「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)」に示されたとおり設定	4.2(2)a. 放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について (内規)」による。

表 2-1-5 相対濃度 (λ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

放出源及び 放出源高さ*	評価点	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	中央制御室 中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	中央制御室 中心	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室 中心	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室 中心	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室 中心	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室 中心	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-1-6 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の
評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源強度	原子炉建屋内 線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし、事故後1日ごとの積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する
	事故の評価期間	7日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉建屋 遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり (評価点高さ) スカイシャインガンマ線：	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定(コンクリート厚の施工誤差の影響については、添付資料 2-21 を参照)	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室 遮蔽厚さ	天井面高さ		
	評価点	直接ガンマ線： 床面上 1.5m	中心点より線源となる建屋に近い壁側を選定	—
評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード、G33-GP2R コード (参考) 【格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： QAD-CGGP2R コード、G33-GP2R コード	直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R コードは三次元形状を、スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN コード及び G33-GP2R コードはそれぞれ一次元、三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって、炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価に適用可能である。QAD-CGGP2R コード、ANISN コード及び G33-GP2R コードはそれぞれ許認可での使用実績がある。	—	

表 2-1-7 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の
積算線源強度(1/2) (代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー(MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり) ※1						
下限	上限 (代表エネルギー)	24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
—	1.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.3×10^{20}	3.2×10^{20}	6.1×10^{20}	9.6×10^{20}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.2×10^{19}	1.5×10^{20}	3.7×10^{20}	6.7×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}	1.8×10^{21}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.1×10^{20}	2.9×10^{21}	7.7×10^{21}	1.5×10^{22}	2.4×10^{22}	3.4×10^{22}	4.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.0×10^{18}	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	2.4×10^{19}	3.3×10^{19}	4.3×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{18}	3.3×10^{18}	6.6×10^{18}	1.1×10^{19}	1.6×10^{19}	2.2×10^{19}	2.9×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.4×10^{19}	4.3×10^{20}	1.1×10^{21}	2.2×10^{21}	3.5×10^{21}	5.0×10^{21}	6.7×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.7×10^{20}	2.1×10^{21}	5.7×10^{21}	1.1×10^{22}	1.8×10^{22}	2.5×10^{22}	3.4×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	2.9×10^{18}	4.8×10^{18}	7.0×10^{18}	9.5×10^{18}	1.2×10^{19}	1.5×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.2×10^{20}	3.2×10^{20}	4.4×10^{20}	5.0×10^{20}	5.4×10^{20}	5.8×10^{20}	6.1×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.0×10^{21}	1.1×10^{21}	1.2×10^{21}	1.2×10^{21}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.6×10^{19}	1.2×10^{20}	2.6×10^{20}	4.7×10^{20}	7.2×10^{20}	1.0×10^{21}	1.4×10^{21}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{19}	5.9×10^{19}	1.3×10^{20}	2.3×10^{20}	3.6×10^{20}	5.1×10^{20}	6.8×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{19}	6.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.3×10^{20}	1.6×10^{20}	1.8×10^{20}	2.0×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.1×10^{17}	2.2×10^{18}	3.4×10^{18}	4.4×10^{18}	5.3×10^{18}	6.0×10^{18}	6.7×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{19}	9.6×10^{19}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.7×10^{20}	3.0×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.6×10^{19}	1.1×10^{20}	1.7×10^{20}	2.2×10^{20}	2.6×10^{20}	3.0×10^{20}	3.4×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	3.8×10^{19}	5.0×10^{19}	6.0×10^{19}	6.9×10^{19}	7.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	7.6×10^{19}	9.9×10^{19}	1.2×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}
1.00×10^0	1.33×10^0	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.9×10^{19}	4.5×10^{19}	4.9×10^{19}	5.2×10^{19}	5.4×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	6.4×10^{17}	9.8×10^{17}	1.2×10^{18}	1.4×10^{18}	1.5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.6×10^{18}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.9×10^{19}	2.2×10^{19}	2.4×10^{19}	2.5×10^{19}	2.6×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.5×10^{18}	4.7×10^{18}	4.8×10^{18}	4.9×10^{18}	4.9×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	7.2×10^{18}	9.0×10^{18}	9.6×10^{18}	9.9×10^{18}	1.0×10^{19}	1.0×10^{19}	1.1×10^{19}
2.00×10^0	2.50×10^0	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	5.5×10^{17}	5.6×10^{17}	5.7×10^{17}	5.8×10^{17}	5.9×10^{17}	5.9×10^{17}	6.0×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
3.50×10^0	4.00×10^0	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}	7.2×10^{15}
4.00×10^0	4.50×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
4.50×10^0	5.00×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
5.00×10^0	5.50×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
5.50×10^0	6.00×10^0	1.6×10^6	3.4×10^6	5.2×10^6	7.0×10^6	8.7×10^6	1.1×10^7	1.2×10^7
6.00×10^0	6.50×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
6.50×10^0	7.00×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
7.00×10^0	7.50×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
7.50×10^0	8.00×10^0	1.9×10^5	3.9×10^5	5.9×10^5	8.0×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6
8.00×10^0	1.00×10^1	5.7×10^4	1.2×10^5	1.8×10^5	2.5×10^5	3.1×10^5	3.7×10^5	4.3×10^5
1.00×10^1	1.20×10^1	2.8×10^4	6.0×10^4	9.1×10^4	1.2×10^5	1.5×10^5	1.9×10^5	2.2×10^5
1.20×10^1	1.40×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0

※1 有効数字 3 桁目を四捨五入した値

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

エネルギー(MeV)		積算線源強度 (photons) (単一号炉当たり) ※1						
下限	上限 (代表エネルギー)	24 時間後 時点	48 時間後 時点	72 時間後 時点	96 時間後 時点	120 時間後 時点	144 時間後 時点	168 時間後 時点
—	1.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	2.7×10^{19}	1.4×10^{20}	2.6×10^{20}	3.6×10^{20}	4.5×10^{20}	5.3×10^{20}	6.0×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	3.1×10^{19}	1.6×10^{20}	2.9×10^{20}	4.0×10^{20}	4.8×10^{20}	5.5×10^{20}	6.1×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	5.0×10^{20}	3.1×10^{21}	6.0×10^{21}	8.6×10^{21}	1.1×10^{22}	1.3×10^{22}	1.5×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	1.5×10^{18}	5.2×10^{18}	8.3×10^{18}	1.1×10^{19}	1.3×10^{19}	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	1.0×10^{18}	3.5×10^{18}	5.5×10^{18}	7.2×10^{18}	8.6×10^{18}	9.8×10^{18}	1.1×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	7.3×10^{19}	4.5×10^{20}	8.9×10^{20}	1.3×10^{21}	1.6×10^{21}	1.9×10^{21}	2.2×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	3.6×10^{20}	2.2×10^{21}	4.5×10^{21}	6.4×10^{21}	8.1×10^{21}	9.6×10^{21}	1.1×10^{22}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	1.2×10^{18}	3.0×10^{18}	4.2×10^{18}	5.1×10^{18}	5.8×10^{18}	6.4×10^{18}	7.0×10^{18}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	1.1×10^{20}	3.4×10^{20}	4.1×10^{20}	4.3×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}	4.6×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	2.3×10^{20}	6.8×10^{20}	8.2×10^{20}	8.6×10^{20}	8.8×10^{20}	9.0×10^{20}	9.1×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	3.5×10^{19}	1.2×10^{20}	2.2×10^{20}	3.0×10^{20}	3.8×10^{20}	4.5×10^{20}	5.2×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.8×10^{19}	6.1×10^{19}	1.1×10^{20}	1.5×10^{20}	1.9×10^{20}	2.3×10^{20}	2.6×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	2.7×10^{19}	6.7×10^{19}	8.6×10^{19}	9.6×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}	1.1×10^{20}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	9.0×10^{17}	2.2×10^{18}	2.9×10^{18}	3.2×10^{18}	3.4×10^{18}	3.6×10^{18}	3.8×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	4.0×10^{19}	9.7×10^{19}	1.3×10^{20}	1.4×10^{20}	1.5×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	4.5×10^{19}	1.1×10^{20}	1.4×10^{20}	1.6×10^{20}	1.7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.9×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	1.3×10^{19}	2.5×10^{19}	2.9×10^{19}	3.2×10^{19}	3.4×10^{19}	3.6×10^{19}	3.7×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^0	2.5×10^{19}	5.1×10^{19}	5.9×10^{19}	6.4×10^{19}	6.8×10^{19}	7.2×10^{19}	7.5×10^{19}
1.00×10^0	1.33×10^0	2.1×10^{19}	3.2×10^{19}	3.5×10^{19}	3.7×10^{19}	3.7×10^{19}	3.8×10^{19}	3.8×10^{19}
1.33×10^0	1.34×10^0	6.3×10^{17}	9.8×10^{17}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
1.34×10^0	1.50×10^0	1.0×10^{19}	1.6×10^{19}	1.7×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.8×10^{19}	1.9×10^{19}
1.50×10^0	1.66×10^0	3.4×10^{18}	4.2×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}
1.66×10^0	2.00×10^0	7.1×10^{18}	8.9×10^{18}	9.1×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}	9.2×10^{18}
2.00×10^0	2.50×10^0	1.5×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}	1.6×10^{19}
2.50×10^0	3.00×10^0	5.3×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.4×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}	5.5×10^{17}
3.00×10^0	3.50×10^0	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
3.50×10^0	4.00×10^0	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}	6.9×10^{15}
4.00×10^0	4.50×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
4.50×10^0	5.00×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
5.00×10^0	5.50×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
5.50×10^0	6.00×10^0	1.7×10^6	3.5×10^6	5.4×10^6	7.2×10^6	9.0×10^6	1.1×10^7	1.3×10^7
6.00×10^0	6.50×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
6.50×10^0	7.00×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
7.00×10^0	7.50×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
7.50×10^0	8.00×10^0	1.9×10^5	4.0×10^5	6.1×10^5	8.3×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.5×10^6
8.00×10^0	1.00×10^1	5.9×10^4	1.2×10^5	1.9×10^5	2.5×10^5	3.2×10^5	3.8×10^5	4.5×10^5
1.00×10^1	1.20×10^1	2.9×10^4	6.2×10^4	9.4×10^4	1.3×10^5	1.6×10^5	1.9×10^5	2.2×10^5
1.20×10^1	1.40×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
1.40×10^1	2.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
2.00×10^1	3.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
3.00×10^1	5.00×10^1	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0

※1 有効数字 3 桁目を四捨五入した値

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

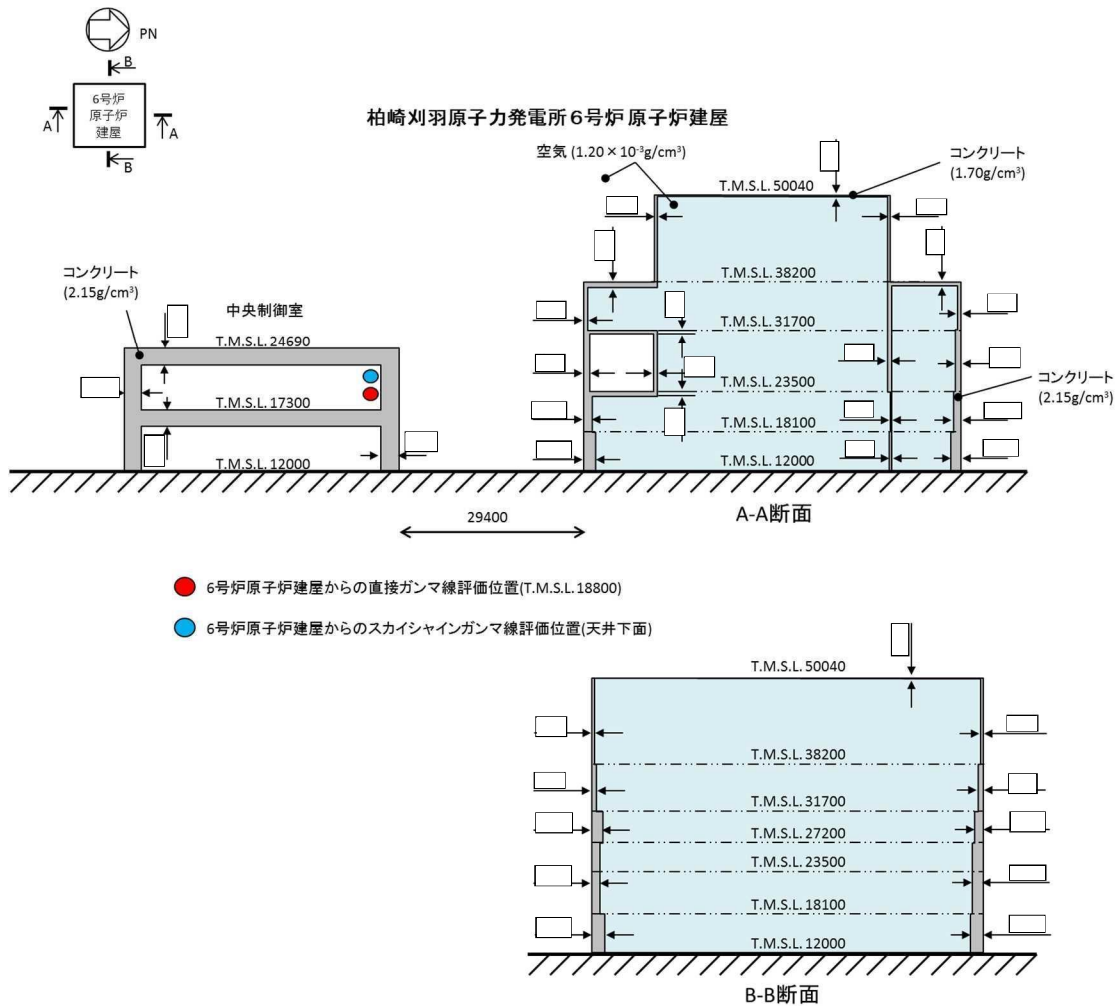


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (1/3)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

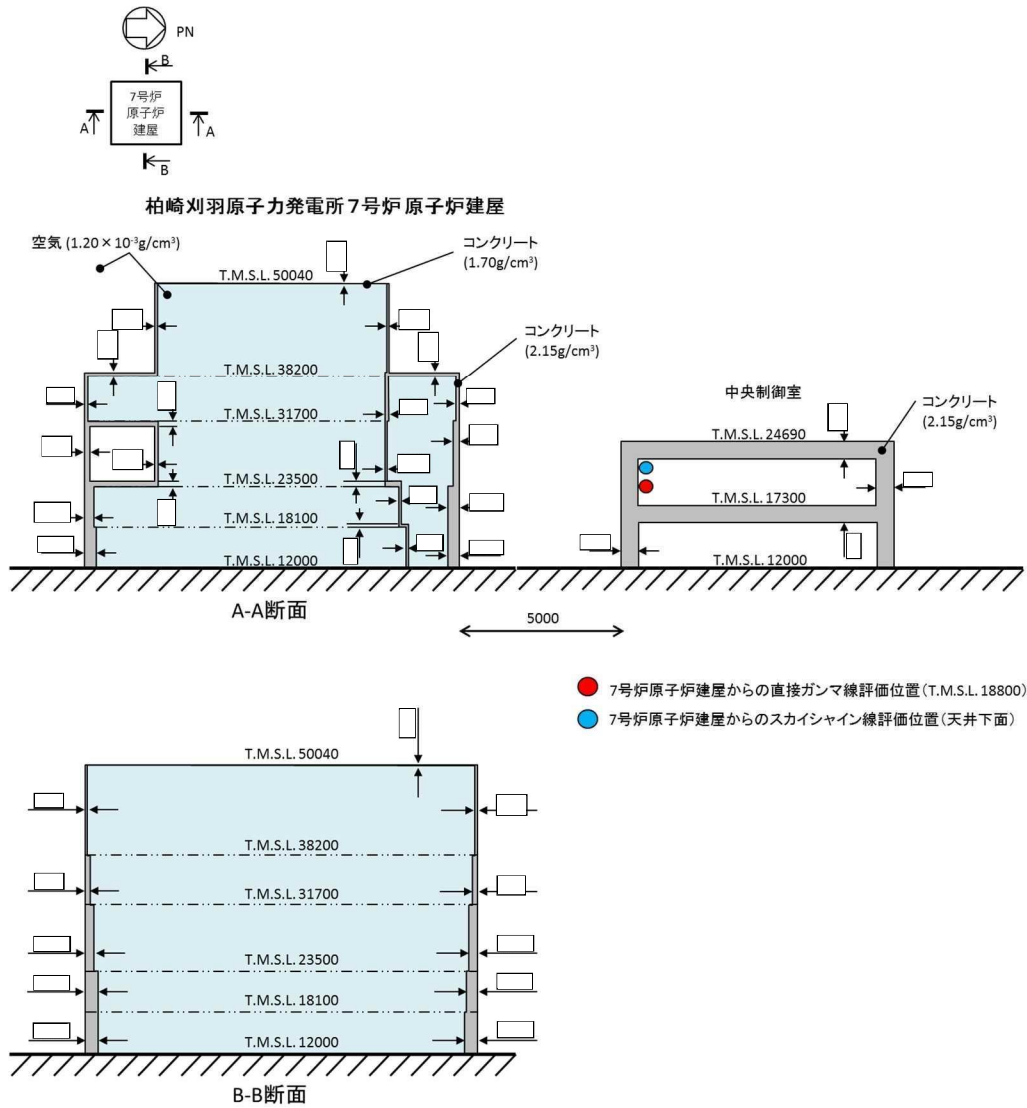
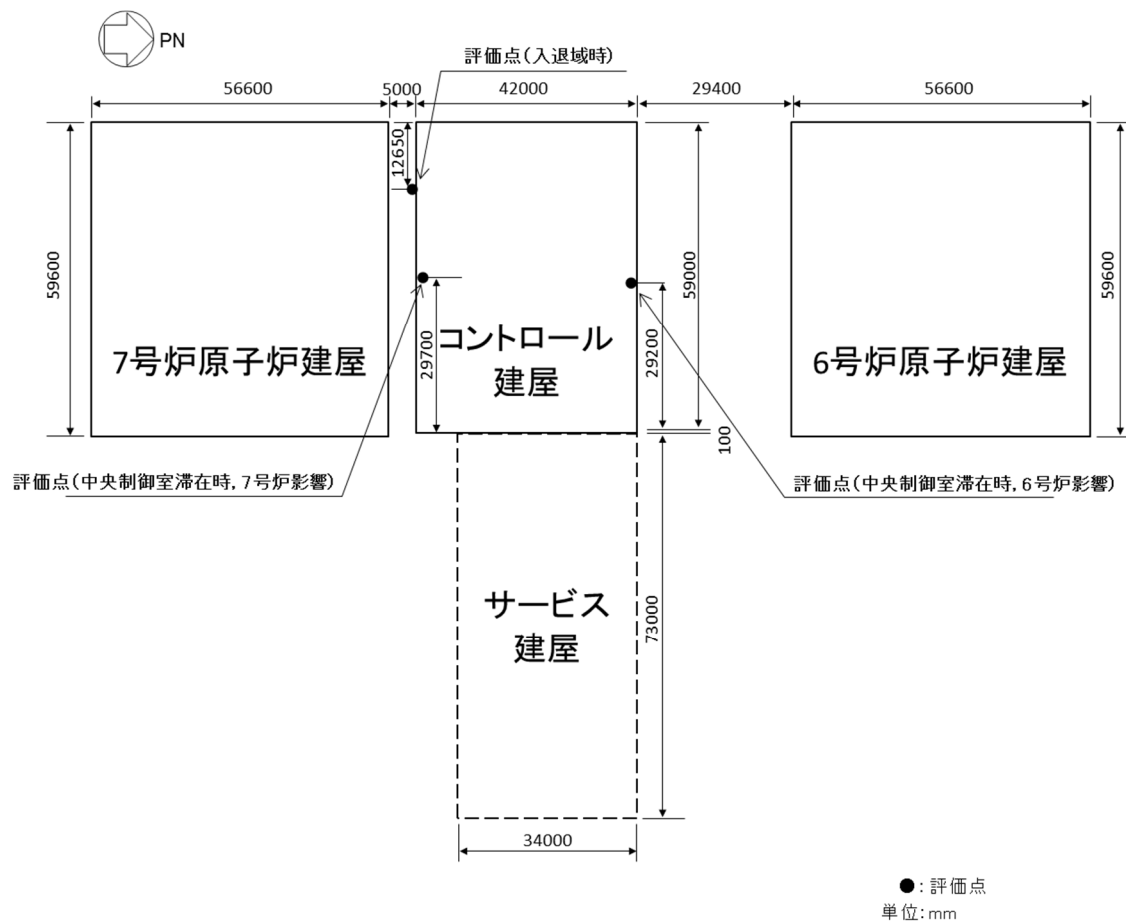


図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (2/3)



平面図

図 2-1-1 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル (3/3)

表 2-1-8 防護措置の評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系（中央制御室送風機，中央制御室排風機，中央制御室再循環送風機）の風量	事故発生から 0～168 時間後： 0m ³ /h（給排気隔離ダンパ閉止）	炉心の著しい損傷が発生した場合には恒設の中央制御室換気空調系を停止する運用とする	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
可搬型陽圧化空調機の風量	事故発生から 0～3 時間後：0m ³ /h 事故発生から 3～168 時間後：6000m ³ /h	運用を基に設定	同上
可搬型陽圧化空調機の起動遅れ時間	3 時間	可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失対応に要する時間遅れを考慮し設定	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。
陽圧化装置の空気供給量	事故発生から 0～38 時間後：0m ³ /h 事故発生から 38～48 時間後 ^{※1} ：95m ³ /h 事故発生から 48～168 時間後：0m ³ /h ※1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち，大部分が放出される期間（数時間（添付資料 2 2-4 図 2-4-5 参照））に余裕を持たせ，陽圧化装置による陽圧化時間を 10 時間と設定	運用を基に設定。なお，代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉からの影響に対しては，陽圧化装置の効果を考慮しないものとした。	同上

表 2-1-8 防護措置の評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
可搬型陽圧化空調機の高性能フィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：0% 有機よう素：0% 粒子状放射性物質：99.9%	設計値を基に設定	4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：99.9% 有機よう素：99.9% 粒子状放射性物質：0%	同上	同上
中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	事故発生から 0～3 時間後：0.5 回/h 事故発生から 3～168 時間後：0 回/h	可搬型陽圧化空調機により中央制御室バウンダリを陽圧化していない期間は、空気流入率測定試験結果 (0.30 回/h, 添付資料 2 2-23 参照) を基に、保守的に外気の直接流入率 0.5 回/h を仮定した。 陽圧化している期間は、外気の直接流入を防止できる設計としている。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 2-1-8 防護措置の評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室の空調バウンダリ体積	中央制御室バウンダリ： 20800m ³ 中央制御室待避室： 100m ³	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室バウンダリ： 20800m ³ 中央制御室待避室： 100m ³	同上	同上
マスクの防護係数	入退域時： 1000 中央制御室滞在時： 50（1日目のみ1000）	性能上期待できる値（添付資料2 2-12参照）。入退域時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。	②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交替	考慮する	運用を基に設定	③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
入退域に要する時間	入域及び退域でそれぞれ1回当たり、 ・コントロール建屋入口に15分とどまるものとする ・よう素フィルタ等からの寄与を評価する際は、アクセスルート上に2分間とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	—

表 2-1-9 線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に 基づく成人活動時の呼 吸率を設定	—
地表への沈着速度	エアロゾル粒子 : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 4.0×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	線量目標値評価指針 (降水時における沈着 率は乾燥時の2~3倍大 きい)を参考に、湿性沈 着を考慮して乾性沈着 速度(0.3cm/s)の4倍を 設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 ^{※1} 及び NRPB-R322 より設 定。(添付資料 2 2-9, 2- 10, 2-11 を参照)	4.2. (2)d. 放射性物 質の地表面への沈着 評価では、地表面へ の乾性沈着及び降雨 による湿性沈着を考 慮して地表面沈着濃 度を計算する。

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

2-2 事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、評価事象として、重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」シナリオを選定した。

なお、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、両号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いてサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

(1) 事象の概要（格納容器ベント実施時）

- a. 大破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- b. 更に非常用炉心冷却系（ECCS）喪失、全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- c. その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 38 時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

(2) 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。

a. 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）

及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波に加え、地震・津波以外の自然現象の42事象から、地域性等を考慮して9事象（風（台風）、竜巻、火山、落雷、積雪、低温（凍結）、降水、生物学的事象、地滑り）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

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

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表 2-2-1 のとおりグループ別に分類する。

表 2-2-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る 事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して 炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して 炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して 炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより 炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して 炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して 炉心損傷に至るグループ

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については炉心損傷に至らないため、重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA 時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA 時注水機能喪失）に加えて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計5つを想定している※1。

これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されているため、LOCA 時注水機能喪失と DCH のうち、運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果、LOCA 時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「2-22 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照）。

以上より、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。

なお、前述のとおり、両号炉において同時に想定事故シナリオが発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いてサブプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。

※1 格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は、重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 37 条 2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。

2-3 核分裂生成物の原子炉格納容器外への放出割合の設定について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の原子炉格納容器外への放出割合を MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオ (W/W ベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果 (事故発生から 168 時間後時点) を表 2-3-3 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 2-3-3 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 2-3-3 によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合 (10^{-6} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい (10^{-4} オーダー) という結果となっている。

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

表 2-3-4 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやヨウ素) が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、表 2-3-5 は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土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 (セシウムやヨウ素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{※1}、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス : 高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs : 高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te : 高温にて燃料からほぼ全量放出される。また被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

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

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb : 高温状態でも放出速度は低い。

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

表 2-3-3 の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大

破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI から、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru 及び Mo）の放出について、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種（セシウムやヨウ素）については炉心熔融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は、MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお、事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）と NUREG-1465 の想定と比較は表 2-3-1 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 2-3-6 に示す。

表 2-3-1 MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップから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 17 分～約 41 分 ^{※1}	約 41 分～約 6.4 時間 ^{※2}
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2500K）

※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。

(1) 希ガスグループ, CsI グループ, CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、格納容器圧力逃がし装置への放出割合、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合ともに MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合^{※1※2}、及び、I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する。

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

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I : 停止直後の I 元素の停止時炉内内蔵量

M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の停止時炉内内蔵量

W_I : I の原子量

W_{Cs} : Cs の原子量

※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。

② ①の評価をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。

③ ②の結果を MAAP コードにインプットし、MAAP コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。

④ 各化合物は表 2-3-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種

グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

表 2-3-2 各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む)
希ガス	Xe, Kr	
CsI	CsI, RbI	
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂	
SrO	SrO	
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TcO ₂ , RhO ₂	
CsOH	CsOH, RbOH	
BaO	BaO	
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃ , ZrO ₂ , NbO ₂ , AmO ₂ , CmO ₂	
CeO ₂	CeO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂	
Sb	Sb	
UO ₂	UO ₂	

※ 表中に示す Te₂ の炉内内蔵量[kg]は、停止時に炉内に存在する Te 元素の全量が Te₂ の形態で存在する場合の値に相当する。

(2) それ以外の核種グループ

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

a. 格納容器圧力逃がし装置への放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一^{※1} とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が、168 時間経過時点において NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。表 2-3-7 及び表 2-3-8 に NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

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

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gass}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの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

※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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

b. 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いはCsと同一^{※2}とし、Csの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。

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

$F_i(T)$: 時刻Tにおけるi番目のMAAP核種グループの放出割合

γ_i : NUREG-1465におけるi番目のMAAP核種グループに相当する核種グループの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

※2 中・低揮発性の核種グループは原子炉格納容器内で粒子状物質として振る舞い、沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また、事故発生後、原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

本評価では、中・低揮発性の核種グループ同様、原子炉格納容器内で粒子状物質として除去されるCsを代表として参照し、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を、「各時刻におけるCsの漏えい割合」に比例するものとした。

表 2-3-3 MAAP 解析による放出割合の評価結果

(炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO ₂	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 1.0×10^{-4}
CeO ₂	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs ^{※1}	約 2.6×10^{-6}

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は参考 1 を参照）

表 2-3-4 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³⁰ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持された I のインベントリは Cs と同等であると考える。

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

表 2-3-5 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

(単位:Ba/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2		【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機9-ヒス C6前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2		
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*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+06	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	6.8E+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-108(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 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表 2-3-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
 (炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO ₂	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 2.1×10^{-9}
CeO ₂	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}
Te ₂	0 ^{※2}
UO ₂	0 ^{※2}
Cs ^{※1}	約 2.6×10^{-6}

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価 (評価式は参考 1 を参照)

※2 本評価において「Te₂ グループ」及び「UO₂ グループ」の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであるため, NUREG-1465 の知見を用いた補正の対象外とした。

表 2-3-7 NUREG-1465 での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※ ¹
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」 の値と 「Early In-Vessel」 の値の和を参照 (NUREG-1465 では, 「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」 及び 「Late In-Vessel」 の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは, 原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため, 原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」 及び 「Early In-Vessel」 の値の和を用いる。)

表2-3-8 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

セシウムの放出割合の評価方法

1. セシウムの放出割合

(1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

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

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

$$\text{セシウム元素初期重量[kg]} : M_{Cs}$$

$$\text{よう素元素初期重量[kg]} : M_I$$

$$\text{セシウム原子量[-]} : W_{Cs}$$

$$\text{よう素原子量[-]} : W_I$$

(2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

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

(3) セシウムの放出量

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

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

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

(4) セシウムの放出割合

1. (3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価

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

以上

2-4 放射性物質の大気放出過程について

原子炉格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質は、格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由し大気中に放出される。

また、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を経由して、又は直接大気中に放出される。

大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式^{※1}を以下に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図2-4-1から図2-4-4に示し、大気中への放出トレンドを図2-4-5から図2-4-7に示す。

※1 各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。

(1) 原子炉格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t) \times \frac{1}{\text{DF}_1 \cdot \text{DF}_2}$$

$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの大気中への放出割合 [1/s]

$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの流入割合 [1/s]

(原子炉格納容器からサブプレッション・チェンバの排気ライン)

DF_1 : 格納容器圧力逃がし装置の除去係数 [-]^{※1}

DF_2 : よう素フィルタの除去係数 [-]^{※1}

※1 除去係数は添付資料 2 2-1 を参照

(2) 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質

① 事故発生から原子炉建屋原子炉区域（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成まで（事故発生40分後^{※1}まで）

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

$q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの
原子炉建屋から大気中への放出割合 [1/s]

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

T_1 : 原子炉区域の負圧達成時間（事故発生 40 分後） [s]

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

※2 この期間では原子炉区域の負圧が達成されていないことから、放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては、原子炉区域の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

②原子炉区域負圧達成から SGTS の停止まで

格納容器ベントを実施する場合：

事故発生 40 分後から 31 時間後^{※1}

代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合：

事故発生 40 分後から 168 時間後（評価期間（7 日間）中で停止しないことを想定）

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda_1 \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leq t < T_2)^{\text{※2}}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda_2 \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{\text{※3}} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$ ：時刻 t における単位時間当たりの

原子炉建屋から大気中への放出割合[1/s]

$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$ ：時刻 t における単位時間当たりの

原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合[1/s]

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

λ_1 ：原子炉区域の換気率[1/s]

（SGTS の定格風量と原子炉区域空間容積から算出^{※4}）

λ_2 ：原子炉区域の換気率[1/s]

（原子炉区域の設計気密度を基に設定^{※4}）

T_1 ：原子炉区域の負圧達成時間（事故発生 40 分後）[s]

T_2 ：SGTS 停止時間[s]

※1 SGTS の停止操作を含めた格納容器ベント準備作業は、格納容器ベント判断（本評価での想定事故シナリオでは事故発生から約 32 時間後）までに行う運用としている。このうち、SGTS の停止操作は数分で完了できることから、本評価では、格納容器ベント判断の 1 時間程度前（事故発生から 31 時間後）に SGTS を停止することを想定した。なお、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合においては、

SGTS は停止しないものとして評価した。

- ※2 この期間では原子炉区域の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されず、SGTS を経由して大気中へ放出される。
- ※3 原子炉区域の負圧達成時間 (T_1) における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建屋内での存在割合は、保守的に時刻 T_1 までに原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋内に存在するものとして評価した。
- ※4 原子炉区域 の換気率 [1/s] は、SGTS の定格風量 (2000[m³/h]) による換気率 及び原子炉区域の気密度の設計値 (0.5[回/日]) を用いて、評価上保守的となるように設定した。大気中への放出率の評価では大きい方の換気率 を採用し、原子炉区域内の存在割合の評価では小さい方の換気率 (0.5[回/日]) を採用した。

- ③SGTS の停止以降 (事故発生から 31 時間後以降)
(格納容器ベントを実施する場合のみ)

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{PCV \rightarrow R/B}(t) + \delta(t - T_2) \cdot Q_{R/B}(T_2) \quad (T_2 \leq t) \quad \text{※1}$$

$$\delta(t - T_2) = \begin{cases} 0, & t \neq T_2 \\ \infty, & t = T_2 \end{cases}$$

$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの
原子炉建屋から大気中への放出割合 [1/s]

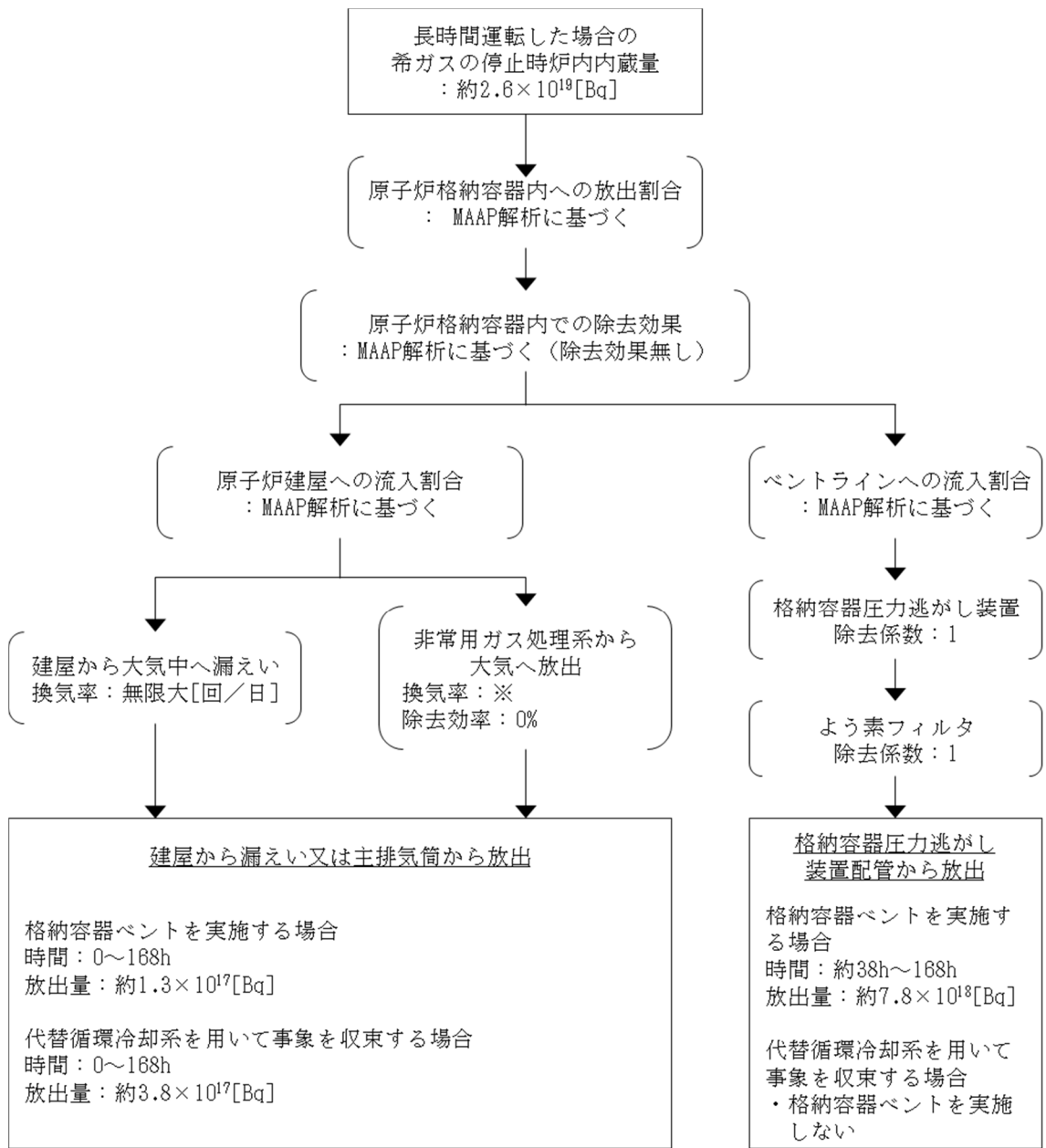
$q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$: 時刻 t における単位時間当たりの
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 [1/s]

$Q_{R/B}(T_2)$: 時刻 T_2 における原子炉建屋内での存在割合 [-] ^{※2}

T_2 : SGTS 停止時間 (事故発生から 31 時間後) [s]

- ※1 この期間では原子炉区域の負圧が維持されていないと想定し、放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては、原子炉区域の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。
- ※2 $Q_{R/B}(T_2)$ は前述の②の第 2 式において、 $t=T_2$ 時点での $Q_{R/B}$ を用いた。

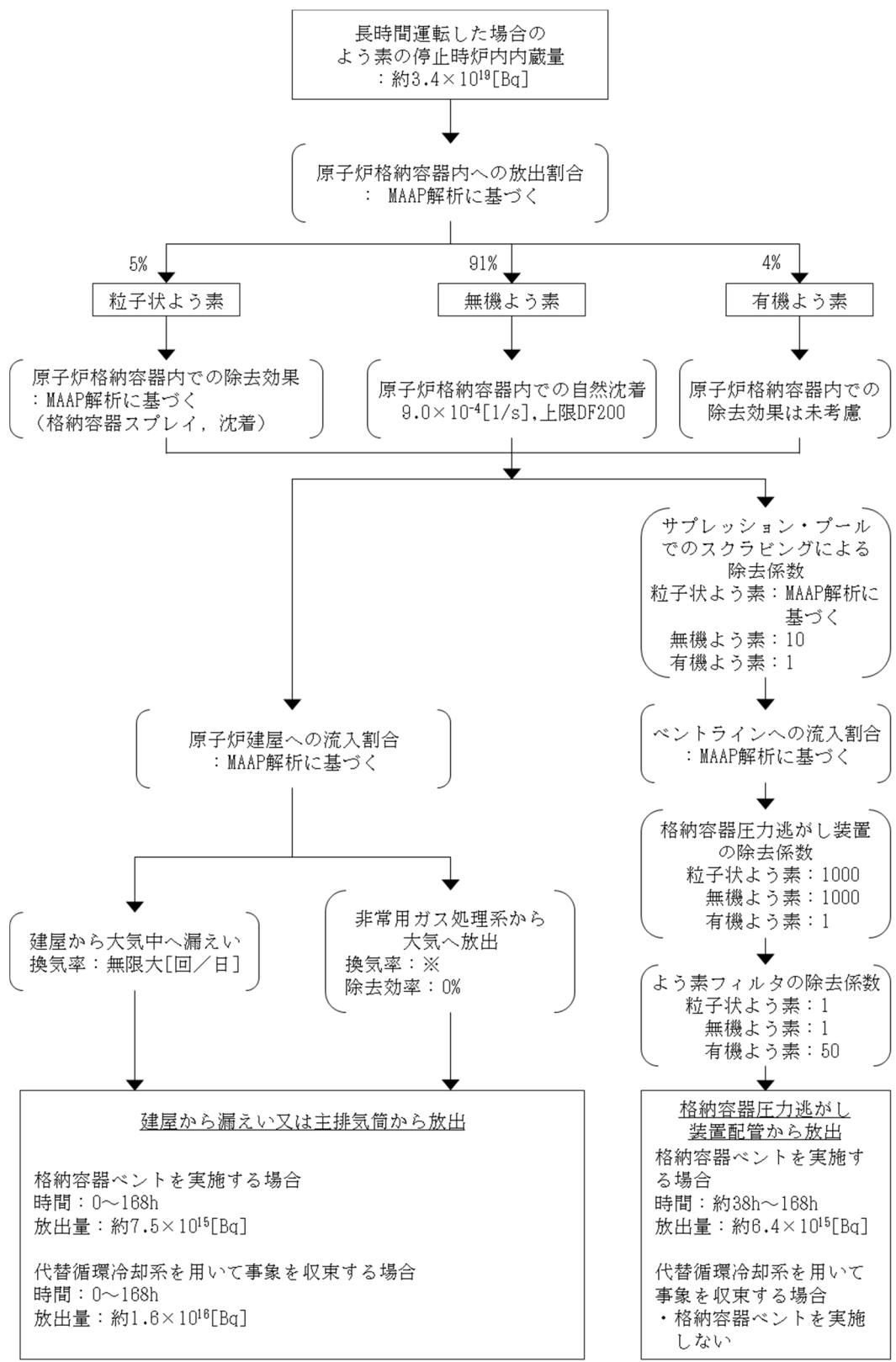
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※非常用ガス処理系の定格風量 $2000\text{m}^3/\text{h}$ による換気率 [] により屋外に放出
(ただし、原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5 [回/日]を用いて評価)

図2-4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

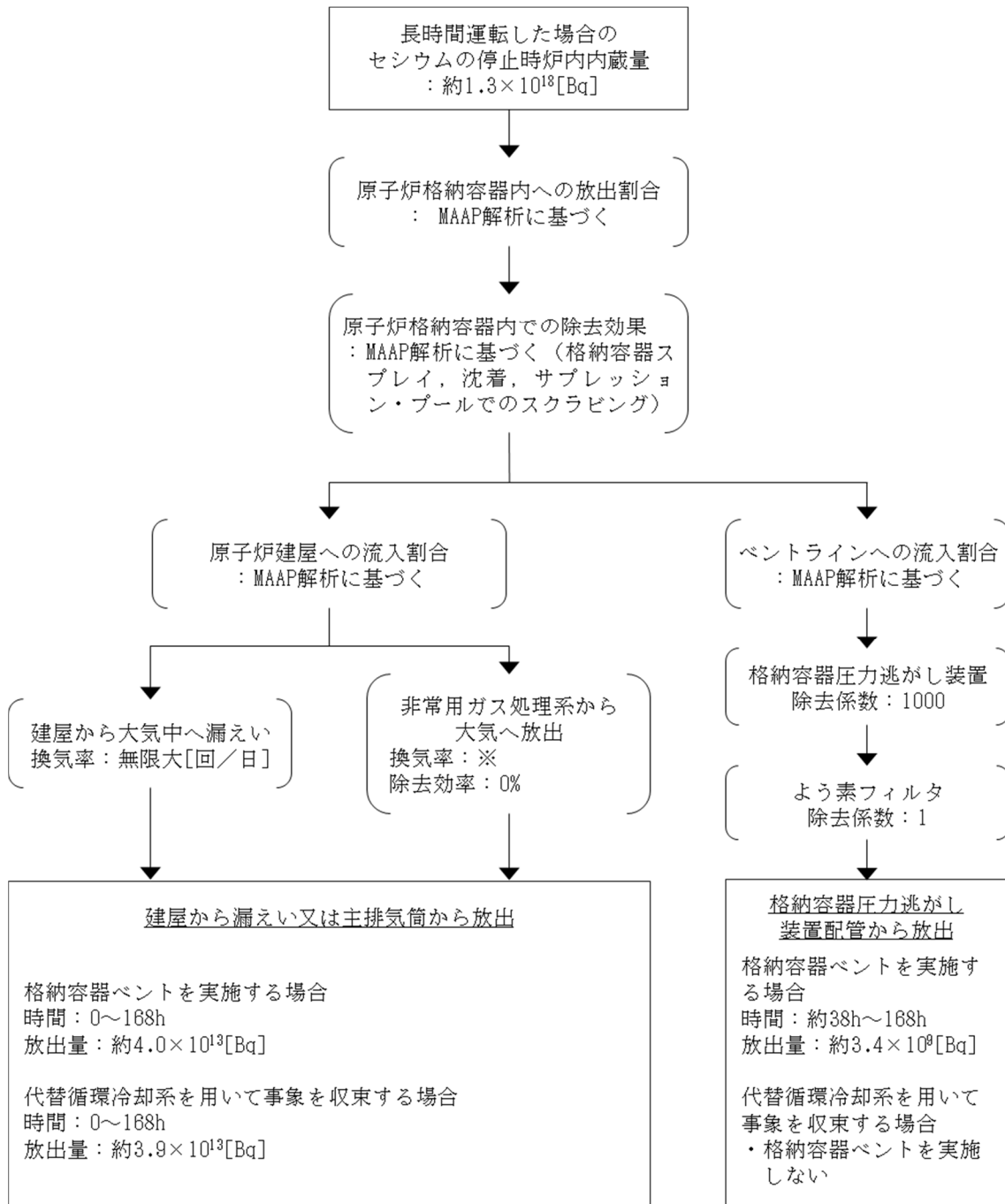
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※非常用ガス処理系の定格風量2000m³/hによる換気率 [] により屋外に放出
(ただし、原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率0.5[回/日]を用いて評価)

図2-4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

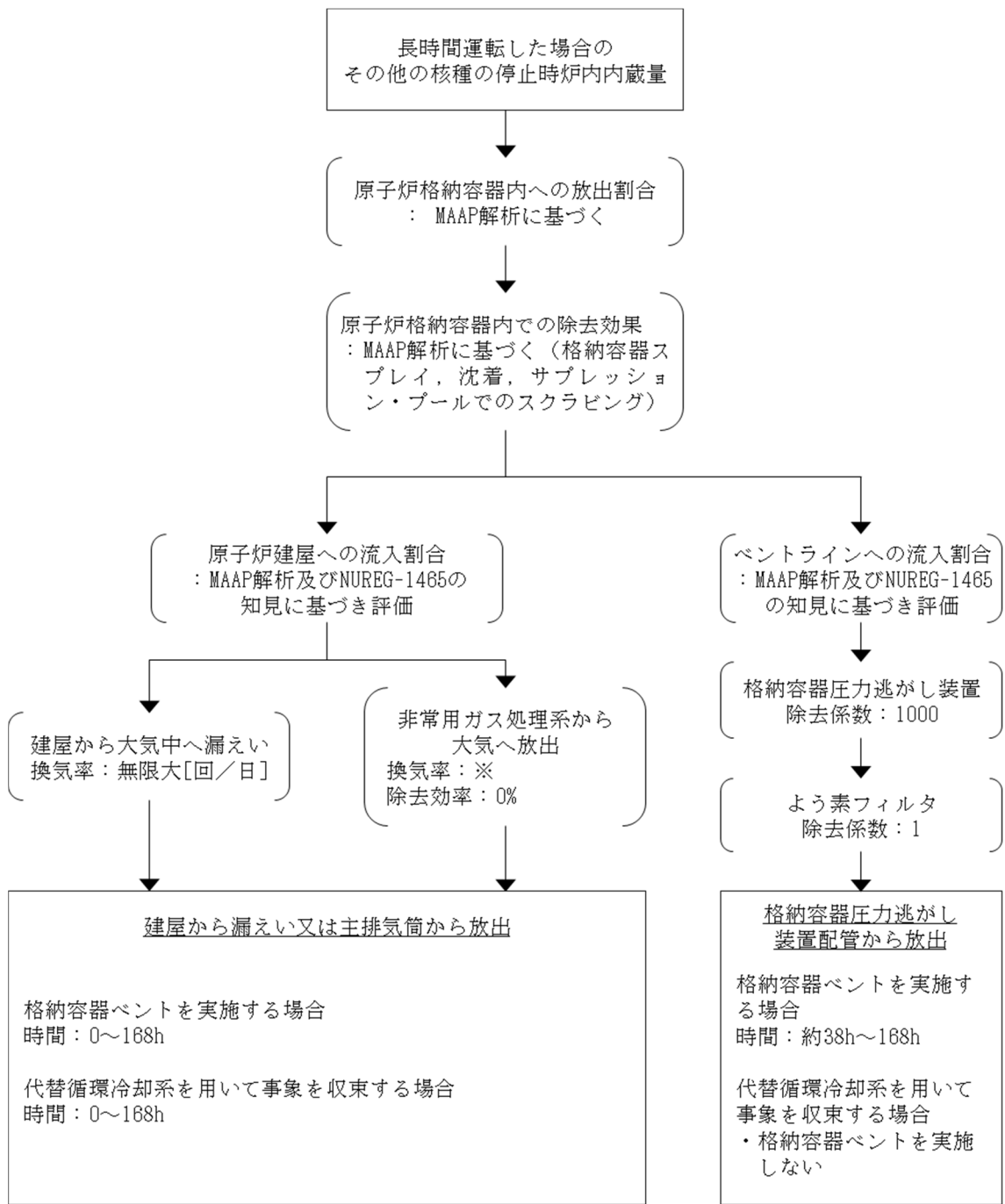
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※非常用ガス処理系の定格風量 $2000\text{m}^3/\text{h}$ による換気率 [] により屋外に放出
(ただし、原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5 [回/日]を用いて評価)

図2-4-3 炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウムの大気放出過程

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※非常用ガス処理系の定格風量2000m³/hによる換気率 [] により屋外に放出
(ただし, 原子炉建屋原子炉区域内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率0.5[回/日]を用いて評価)

図2-4-4 炉心の著しい損傷が発生した場合のその他核種の大気放出過程

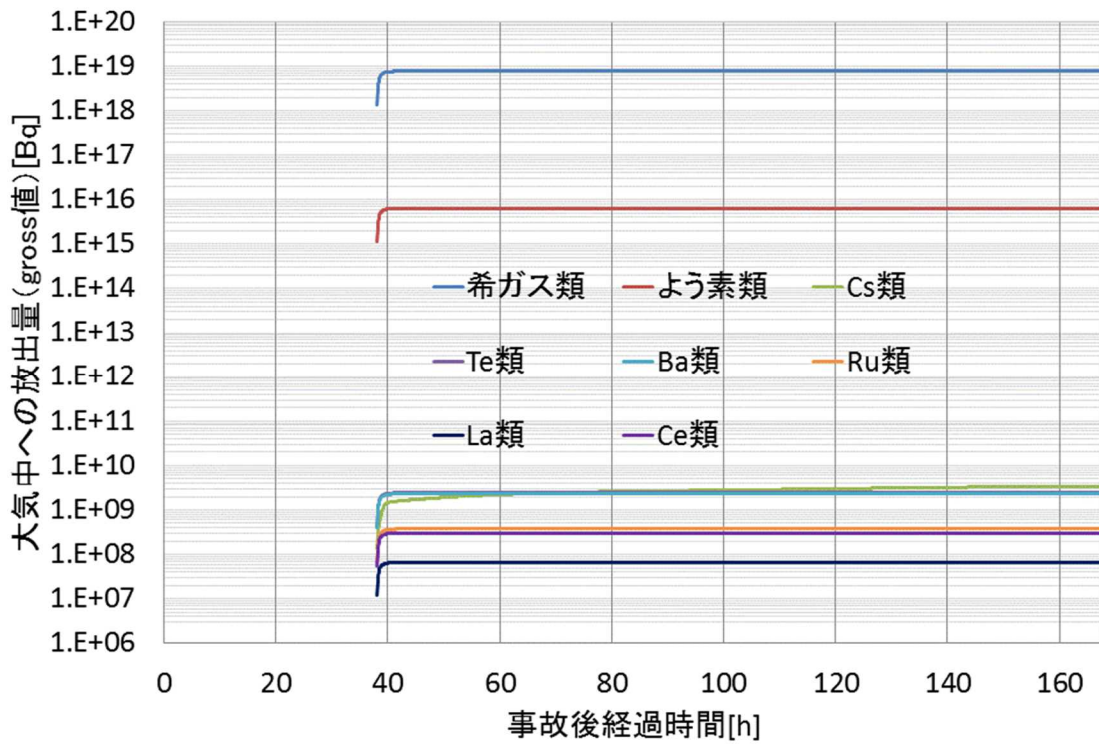


図2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

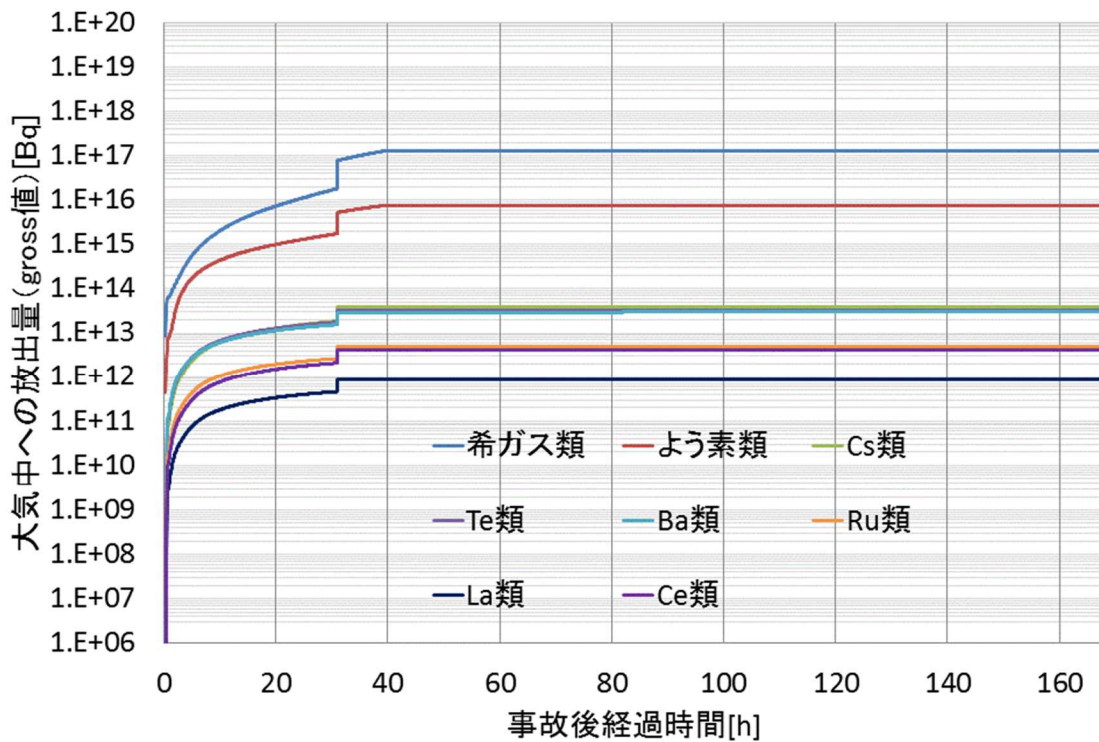


図2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

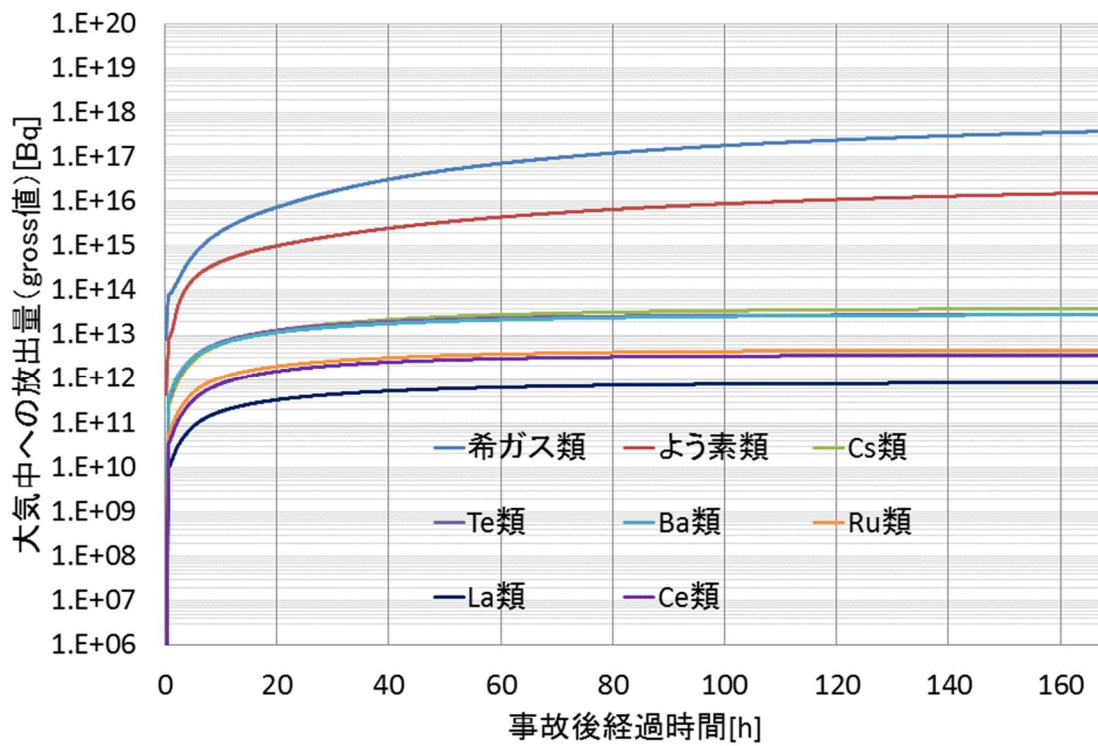


図2-4-7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の
原子炉建屋経由の放出トレンド

2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

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

自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は、無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$$

$\rho(t)$: 時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度 [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]

λ_d : 自然沈着率 [1/s]

これを解くことで、自然沈着率は、時刻 t_0 、 t_1 での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。

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

NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」として、時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} [1/s] を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

CSE A6 実験等から、原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が、放出された放射性物質質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり、原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。そこで、原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては、自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率 (9.0×10^{-4} [1/s]) を代表とし

て適用し、また、自然沈着による上限 DF（除去効率）を 200 とした。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内における無機よう素の時間変化を図 2-5-1 に示す。

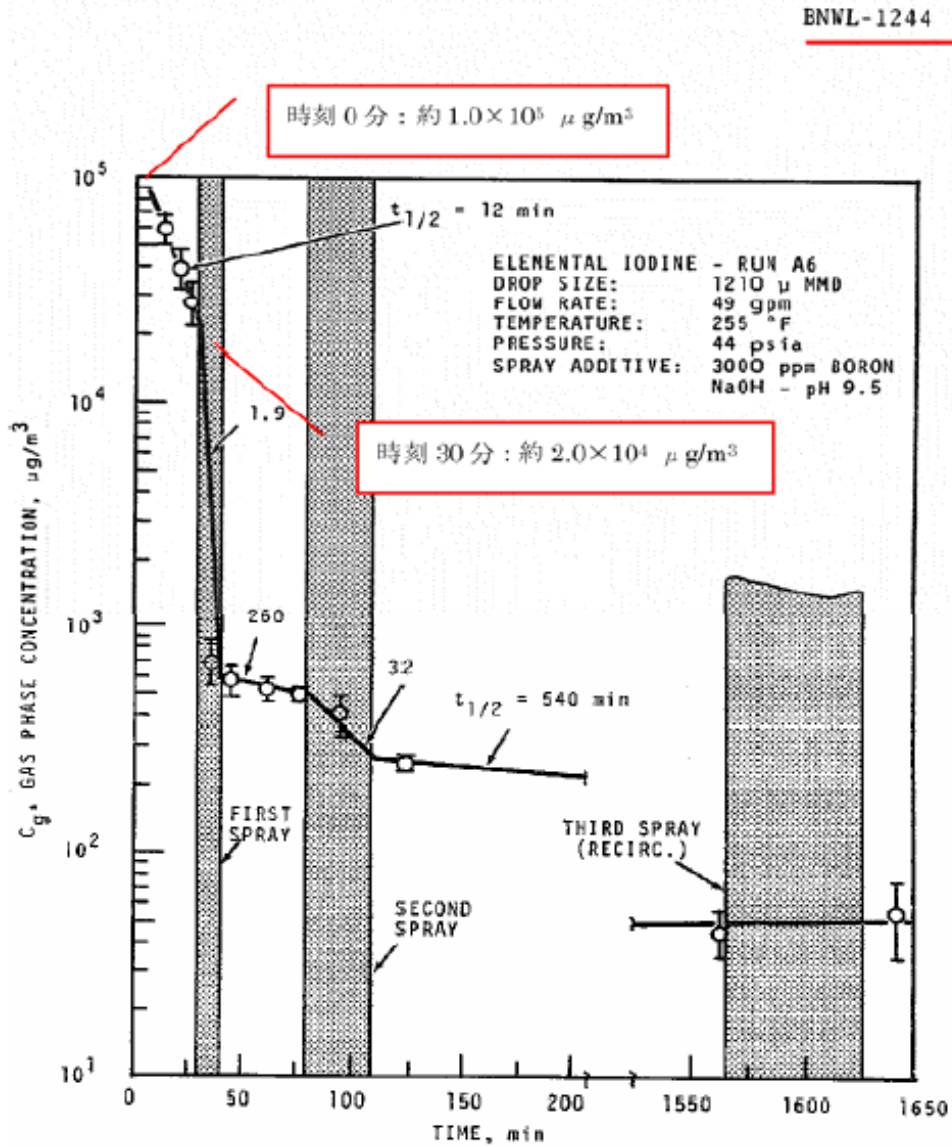


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 2-5-1 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

出典：BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

(参考)

CSE 実験の適応性について

CSE 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」における MAAP 解析結果による格納容器内の条件を表 1 で比較する。

なお、NUPEC 報告書においては、スプレーが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており、実験条件は柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の事故シーケンスに対する MAAP 解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表 1 CSE 実験条件と柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉 解析結果
	A-6 ^{※1, ※2}	A-5 ^{※3}	A-11 ^{※3}	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	蒸気＋窒素 (＋水素)
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.3 ^[2]
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 207 ^[2]
スプレーの有無	あり ^[1]	なし	なし	あり (無機よう素に対しては 自然沈着のみ考慮)

※1: R.K.Hilliard et.al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 p449-519, 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

[1] 自然沈着速度の算出には 1 回目のスプレーが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

[2] 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」において、炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値

CSE 実験でスプレイを使用していない A-5 及び A-11 における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を図 1 に示す。初期の沈着（スプレイ未使用の期間）については、A-6 の場合と大きな差は認められず、初期濃度より数 100 分の 1 以上低下した後、沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

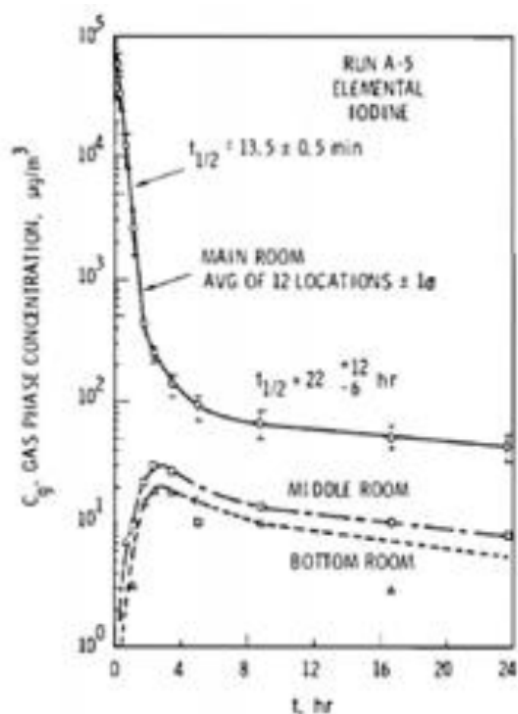


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

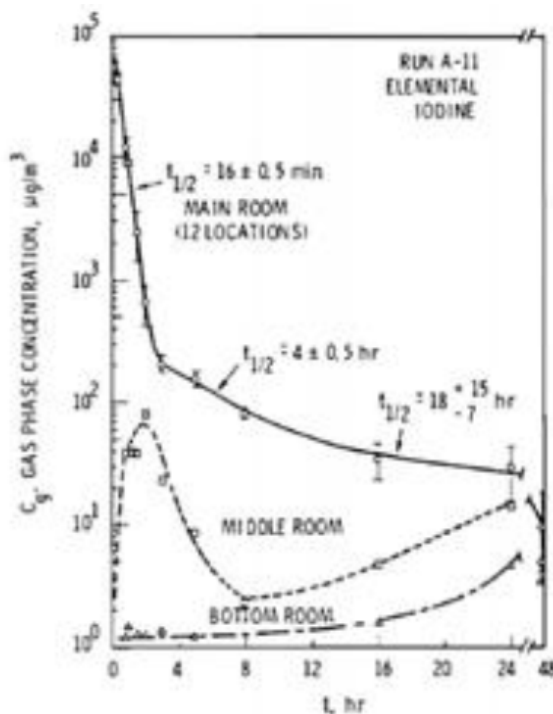


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

図 1 CSE A-5 及び A-11 実験による無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は評価する体系の体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられる。

CSE 実験における体系と柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の比表面積について表 2 に示す。CSE 実験と柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の比表面積は同程度となっており、CSE 実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

表 2 CSE 実験と柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の比表面積の比較

	CSE 実験体系	柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉
体積 (m³)	約 600	約 13000
内面積 (m²)	約 570	約 12000
比表面積 (1/m)	約 0.9	約 0.9

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2-6 6号及び7号炉の原子炉建屋原子炉区域の負圧達成時間について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建屋原子炉区域（以下「原子炉区域」という。）の負圧達成時間40分（=非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）排風機起動30分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間10分）は、表2-6-1に示すとおり設定している。なお、排風機起動から負圧達成までの時間については、原子炉格納容器から原子炉区域への漏えい量、原子炉区域外からのインリーク量を考慮して算出している（別紙参照）。

表 2-6-1 6号及び7号炉の原子炉区域負圧達成時間について

		6号及び7号炉
原子炉区域容積[m ³]		
SGTS 排風機流量[m ³ /h]		2000
原子炉区域負圧達成時間	事象発生～SGTS 排風機起動	30分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	<約10分
		<約40分
評価において使用する原子炉区域負圧達成時間		40分

6号及び7号炉の原子炉区域負圧達成時間の算出について

6号及び7号炉の原子炉区域をSGTS排風機で排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1. 評価モデル

原子炉区域の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉区域圧力は、SGTS排風機による排気と、原子炉区域インリーク及び原子炉格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

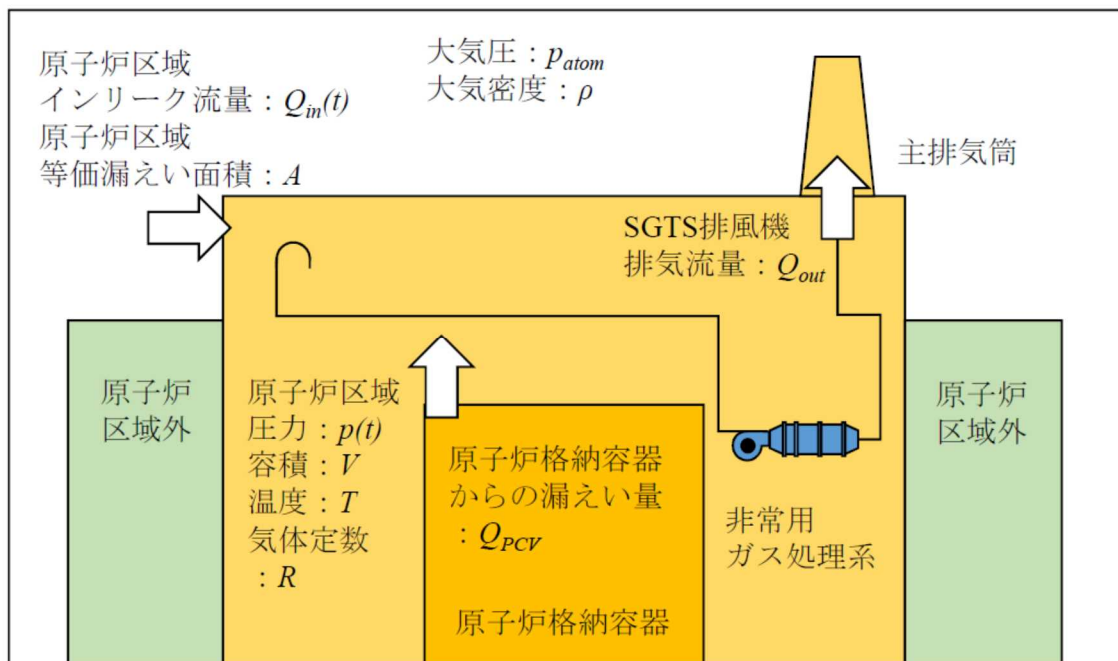


図1 原子炉区域の圧力評価モデル

2. 評価式

原子炉区域の圧力変化率は、気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

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

したがって、原子炉区域の圧力 ($p(t)$) は次式に従う。

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

Q_{out} : SGTS 排風機流量 [m^3/s]

$Q_{in}(t)$: 原子炉区域インリーク流量 [m^3/s]

$Q_{PCV}(t)$: 原子炉格納容器からの漏えい流量 [m^3/s]

原子炉区域インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉区域の圧力の差により流量が変化し、その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。

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

A : 原子炉区域等価漏えい面積 [m^2]

原子炉区域等価漏えい面積 A は、原子炉区域の設計気密度に基づき、式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は、原子炉格納容器内のガスが原子炉区域に漏えいし、体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず、理想気体として存在すると仮定すると、その流量は次式のとおりとなる。

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

γ_{PCV} : 原子炉格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉区域の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} \left(-Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \right)$$

3. 評価条件

原子炉区域負圧達成時間の評価に用いる条件を表 1 に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAq とする。

表 1 原子炉区域負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	p_{atom}	Pa(abs) (kPa(abs))	101325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	ρ	kg/m ³	1.127	気温 40℃の密度を設定
原子炉区域圧力	$P(t)$	Pa(abs)	-	事象発生後、原子炉区域圧力は大気圧まで戻ると想定し、初期圧力には大気圧を設定
原子炉区域容積	V	m ³		設計値
原子炉区域温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉区域 等価漏えい面積	A	m ²		原子炉区域の設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出 ^{※1}
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m ³ /s (m ³ /h)	0.556 (2000)	設計値 (定格流量)
原子炉格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	279×10^3 (279)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m ³	13310	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉区域と同じ温度を仮定
原子炉格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.4	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1 原子炉区域の設計気密度は、「6.4mmAq の負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が 1 日につき内部空間容積の 50%以下」である。ここでは、保守的に 50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

4. 評価結果

原子炉区域圧力の時間変化を図2に示す。

SGTS 排風機起動後、原子炉区域圧力は単調に低下し、約 333 秒後に負圧達成と判断する基準値 (-6.4mmAq) を下回る。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として、約 333 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

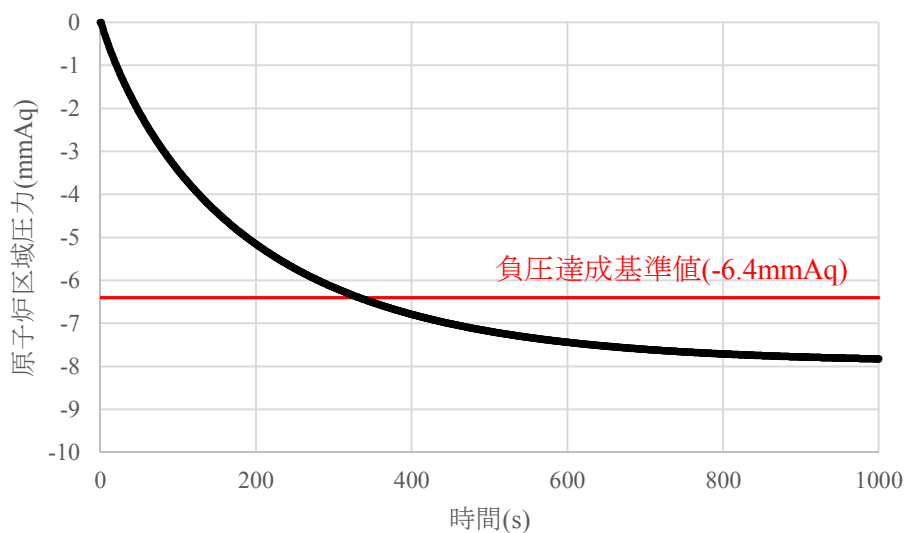


図2 原子炉区域圧力の時間変化

2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した1985年10月から1986年9月までの1年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をF分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

1. 検定方法

(1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高85mの観測データに加え、参考として標高20mの観測データを用いて検定を行った。

(2) データ統計期間

統計年：2004年04月～2013年03月

検定年：1985年10月～1986年09月

(3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

2. 検定結果

検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高85mの観測データについては、有意水準5%で棄却されたのは3項目（風向：E, SSE, 風速階級：5.5～6.4m/s）であった。

棄却された3項目のうち、風向（E, SSE）についてはいずれも海側に向かう風であること及び風速（5.5～6.4m/s）については、棄却限界をわずかに超えた程度であることから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、標高20mの観測データについては、有意水準5%で棄却されたのは11項目であったものの、排気筒高さ付近を代表する標高85mの観測データにより代表性は確認できていることから、当該データの使用には特段の問題はないものと判断した。

検定結果を表2-7-1から表2-7-4に示す。

表 2-7-1 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985年 10月～1986年 09月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004年 04月～2013年 03月 (%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	5.69	5.93	6.42	6.24	6.96	7.84	4.80	5.14	6.46	6.16	5.73	8.40	3.93	○
NNE	2.37	2.67	2.64	2.52	2.71	2.71	1.81	2.64	2.59	2.52	2.05	3.21	1.82	○
NE	3.72	3.22	2.93	2.63	2.78	3.67	2.67	2.58	1.80	2.89	1.91	4.33	1.44	○
ENE	4.01	3.08	3.35	3.21	3.41	3.89	2.26	3.21	2.67	3.23	2.80	4.55	1.91	○
E	5.00	4.09	4.96	4.36	4.91	4.24	4.05	4.77	3.46	4.43	5.73	5.70	3.15	×
ESE	9.57	7.00	8.17	7.24	7.57	6.22	5.91	6.72	6.61	7.22	9.16	9.93	4.52	○
SE	12.55	11.46	15.22	14.10	16.82	14.55	14.59	16.25	16.02	14.62	15.18	18.86	10.38	○
SSE	9.61	10.11	11.19	11.20	10.09	12.53	13.86	12.30	11.71	11.40	7.24	14.71	8.08	×
S	3.94	5.28	4.47	4.64	3.53	4.94	5.03	4.38	4.19	4.49	4.26	5.84	3.14	○
SSW	2.77	3.13	2.26	2.75	2.23	2.74	2.40	2.33	2.10	2.52	2.09	3.34	1.70	○
SW	6.53	5.31	2.40	3.02	2.64	2.71	3.47	2.66	2.59	3.48	3.00	7.00	0.00	○
WSW	7.34	6.87	5.49	6.14	4.57	4.82	5.57	5.09	4.89	5.64	6.90	7.98	3.31	○
W	6.83	6.61	7.40	7.14	7.03	6.69	7.91	6.47	6.30	6.93	6.96	8.15	5.71	○
WNW	7.98	7.58	9.82	9.34	9.38	7.14	8.94	7.54	9.23	8.55	9.82	10.95	6.15	○
NW	7.25	11.76	8.16	9.98	10.21	8.06	10.81	11.02	12.59	9.98	10.97	14.38	5.58	○
NNW	4.37	5.38	4.54	4.59	4.37	4.94	5.46	6.03	5.81	5.05	5.30	6.60	3.51	○
CALM	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○

表 2-7-2 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内C点 (標高 85m, 地上高 51m) 1985年 10月～1986年 09月

統計期間：敷地内A点 (標高 85m, 地上高 75m) 2004年 04月～2013年 03月 (%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
0.0～0.4	0.47	0.53	0.58	0.89	0.80	2.31	0.47	0.86	1.00	0.88	0.91	2.26	0.00	○
0.5～1.4	4.75	5.71	6.03	7.32	7.90	6.85	7.07	6.46	7.24	6.59	6.92	8.94	4.24	○
1.5～2.4	11.41	11.40	12.47	13.01	12.69	12.88	12.03	12.79	12.87	12.40	11.37	13.93	10.86	○
2.5～3.4	13.48	14.54	16.18	15.98	15.91	15.58	14.65	14.25	13.59	14.91	15.33	17.43	12.38	○
3.5～4.4	13.37	13.96	14.49	14.81	13.94	13.26	14.43	14.30	12.81	13.93	14.83	15.53	12.33	○
4.5～5.4	13.08	11.42	13.71	12.68	11.37	11.06	12.54	12.17	10.20	12.03	11.51	14.71	9.35	○
5.5～6.4	9.70	9.33	9.65	9.03	9.22	9.13	8.88	9.14	8.85	9.22	8.38	9.95	8.48	×
6.5～7.4	6.83	6.47	5.78	5.13	6.33	7.48	6.02	6.47	6.48	6.33	6.12	7.93	4.73	○
7.5～8.4	3.93	4.15	3.58	3.49	4.32	4.47	4.07	4.43	4.40	4.09	4.41	4.98	3.21	○
8.5～9.4	2.88	2.99	2.67	2.53	2.62	3.73	2.25	2.94	3.35	2.88	3.16	3.97	1.80	○
9.5以上	20.11	19.50	14.87	15.12	14.90	13.26	17.59	16.18	19.20	16.75	17.07	22.68	10.81	○

表 2-7-3 棄却検定表 (風向)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985年 10月～1986年 09月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004年 04月～2013年 03月 (%)

統計年 風向	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
N	6.69	6.51	7.04	7.31	7.68	7.57	4.58	6.12	6.88	6.71	7.29	9.00	4.42	○
NNE	1.16	1.25	1.61	1.52	1.46	2.26	1.08	1.82	1.37	1.50	1.83	2.39	0.62	○
NE	2.05	2.04	2.54	2.44	2.71	2.92	2.23	2.69	1.85	2.38	1.76	3.27	1.50	○
ENE	2.23	1.98	2.39	1.87	2.22	2.69	2.21	2.87	2.03	2.28	3.37	3.07	1.48	×
E	7.67	7.29	8.01	7.76	9.52	10.10	9.25	9.08	9.49	8.68	5.30	11.13	6.24	×
ESE	11.24	9.56	9.53	8.74	8.87	8.91	9.27	9.60	10.55	9.59	12.40	11.60	7.58	×
SE	16.89	17.03	19.17	18.62	16.29	14.20	16.10	13.36	12.51	16.02	14.47	21.54	10.49	○
SSE	2.90	2.67	2.73	2.69	2.52	1.89	2.46	2.57	1.89	2.48	5.59	3.35	1.61	×
S	2.80	2.94	3.00	2.92	2.33	2.22	2.56	2.82	2.54	2.68	2.56	3.37	2.00	○
SSW	1.25	1.43	1.12	1.48	1.12	1.12	1.54	1.66	1.21	1.33	1.85	1.82	0.83	×
SW	2.56	3.19	2.76	3.57	2.81	2.86	3.23	3.19	2.97	3.02	2.93	3.76	2.27	○
WSW	7.22	6.41	5.70	5.69	5.24	5.80	5.88	5.30	5.25	5.83	6.56	7.39	4.28	○
W	8.17	9.30	10.30	9.31	9.11	8.53	10.63	7.79	8.87	9.11	8.66	11.35	6.87	○
WNW	8.14	9.96	7.98	7.75	8.04	7.21	8.33	7.40	9.02	8.20	9.11	10.25	6.15	○
NW	8.73	9.09	6.53	8.78	8.31	7.85	8.26	9.57	10.52	8.63	8.56	11.34	5.92	○
NNW	3.74	3.60	2.70	2.37	2.60	3.72	4.27	3.76	3.60	3.38	4.31	4.95	1.80	○
CALM	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×

表 2-7-4 棄却検定表 (風速)

検定年：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 1985年 10月～1986年 09月

統計期間：敷地内A点 (標高 20m, 地上高 10m) 2004年 04月～2013年 03月 (%)

統計年 風速 (m/s)	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1985	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
												上限	下限	
0.0～0.4	6.55	5.75	6.88	7.16	9.17	10.14	8.11	10.41	9.43	8.18	3.45	12.27	4.09	×
0.5～1.4	44.91	45.66	49.32	47.96	47.40	47.44	48.83	49.05	46.74	47.48	28.26	51.17	43.80	×
1.5～2.4	16.53	15.25	16.39	15.74	16.31	15.49	15.64	13.87	14.91	15.57	30.49	17.60	13.53	×
2.5～3.4	7.82	8.12	7.90	8.26	8.39	8.26	7.15	8.02	7.74	7.96	10.11	8.87	7.05	×
3.5～4.4	4.93	6.14	4.78	4.98	4.44	5.04	4.55	5.68	5.27	5.09	6.12	6.41	3.77	○
4.5～5.4	4.74	4.30	3.34	3.96	3.60	3.55	3.80	4.39	4.43	4.01	4.34	5.17	2.86	○
5.5～6.4	3.65	3.58	2.93	3.55	2.77	2.77	3.57	3.31	3.27	3.27	4.00	4.14	2.40	○
6.5～7.4	3.67	3.67	2.75	3.29	2.27	1.99	2.90	2.54	2.86	2.88	3.16	4.30	1.47	○
7.5～8.4	3.06	3.08	1.95	2.40	2.13	1.89	2.45	1.51	2.30	2.31	3.21	3.57	1.04	○
8.5～9.4	1.85	1.97	1.17	1.39	1.75	1.43	1.52	0.66	1.36	1.46	2.39	2.41	0.50	○
9.5以上	2.28	2.47	2.59	1.32	1.75	2.00	1.48	0.56	1.69	1.79	4.47	3.34	0.25	×

2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位を図 2-8-1 から図 2-8-12，評価結果を表 2-8-1 に示す。

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて 1 時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表 2-8-2 から表 2-8-5 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

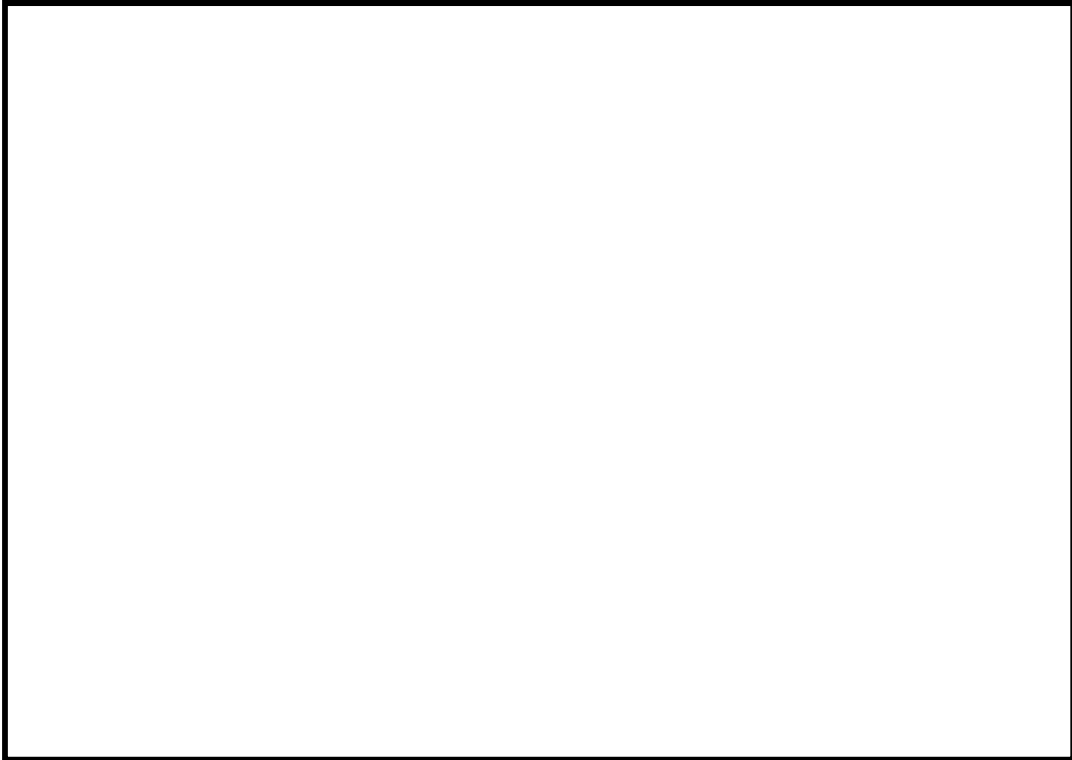


図 2-8-1 着目方位

(放出源：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

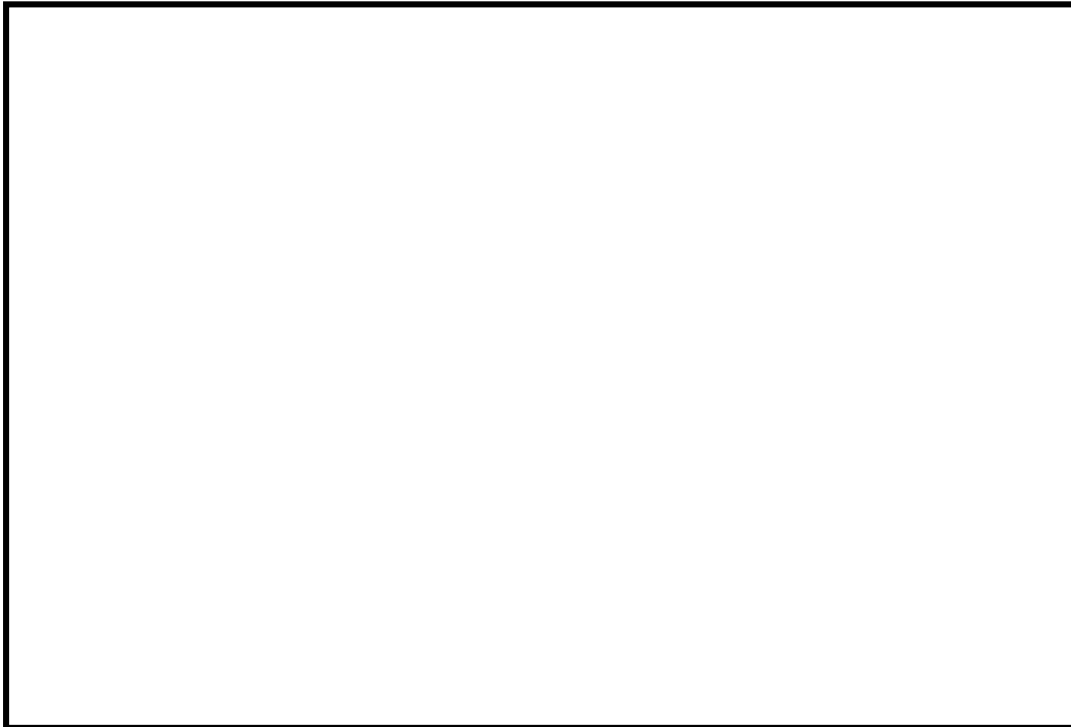


図 2-8-2 着目方位

(放出源：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

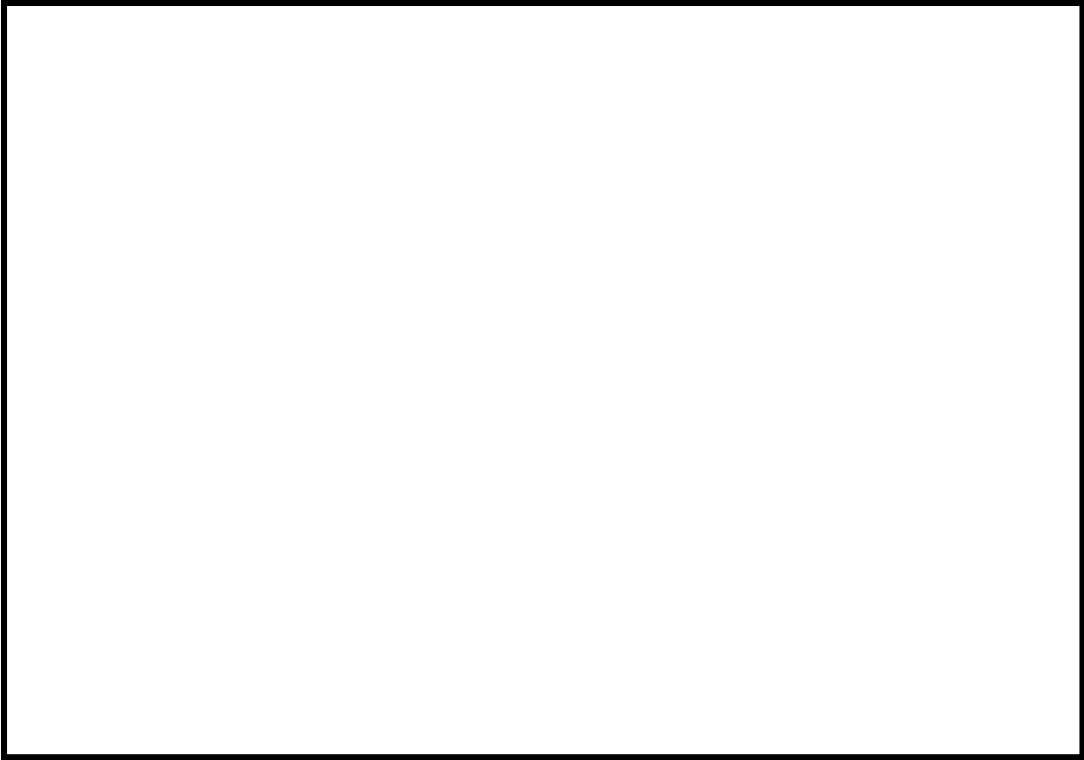


図 2-8-3 着目方位

(放出源：6号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

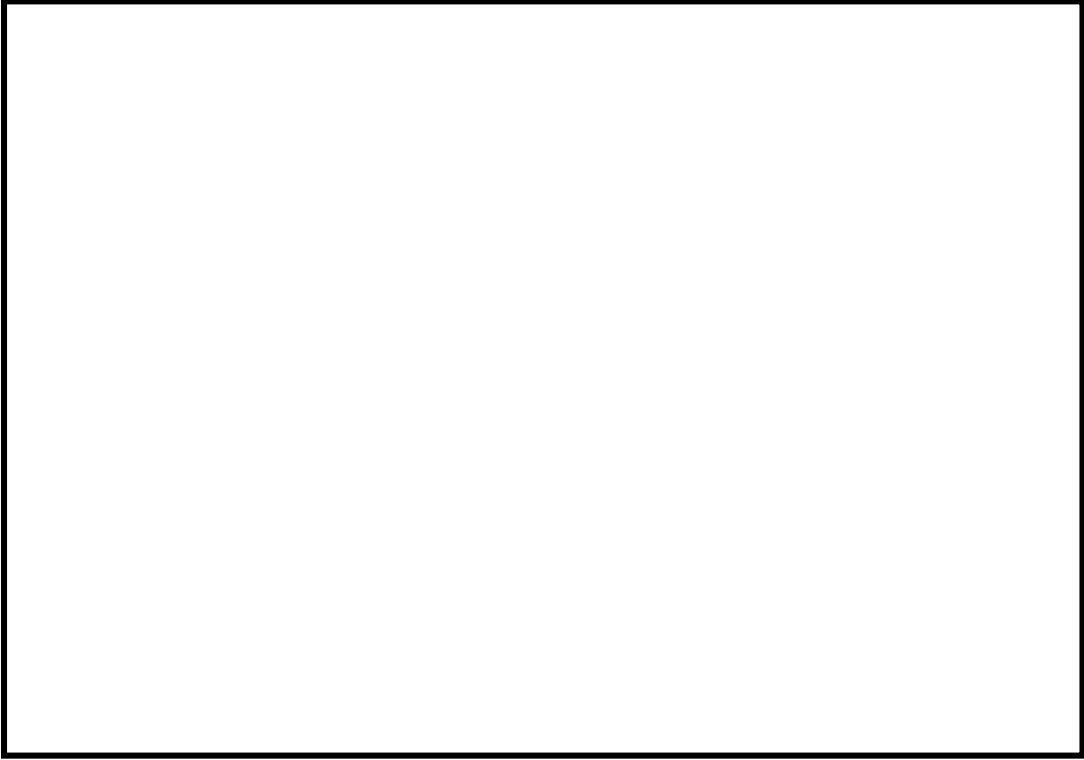


図 2-8-4 着目方位

(放出源：7号炉格納容器圧力逃がし装置配管，評価点：コントロール建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

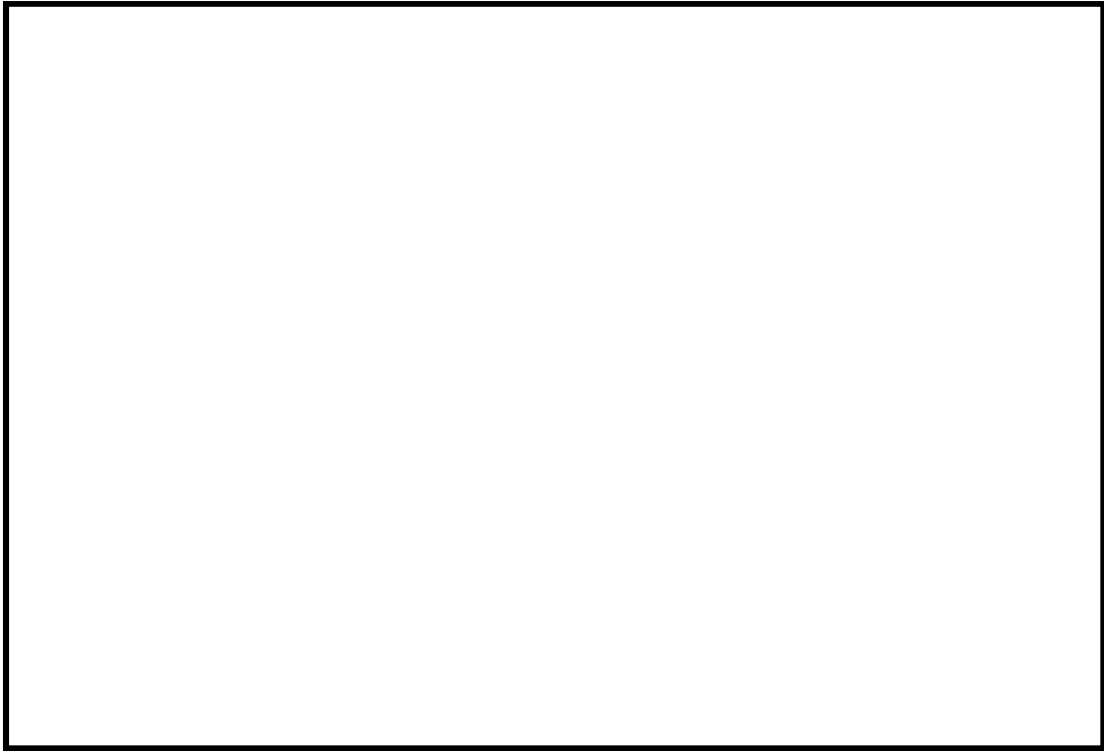


図 2-8-5 着目方位

(放出源：6号炉原子炉建屋中心，評価点：中央制御室中心)

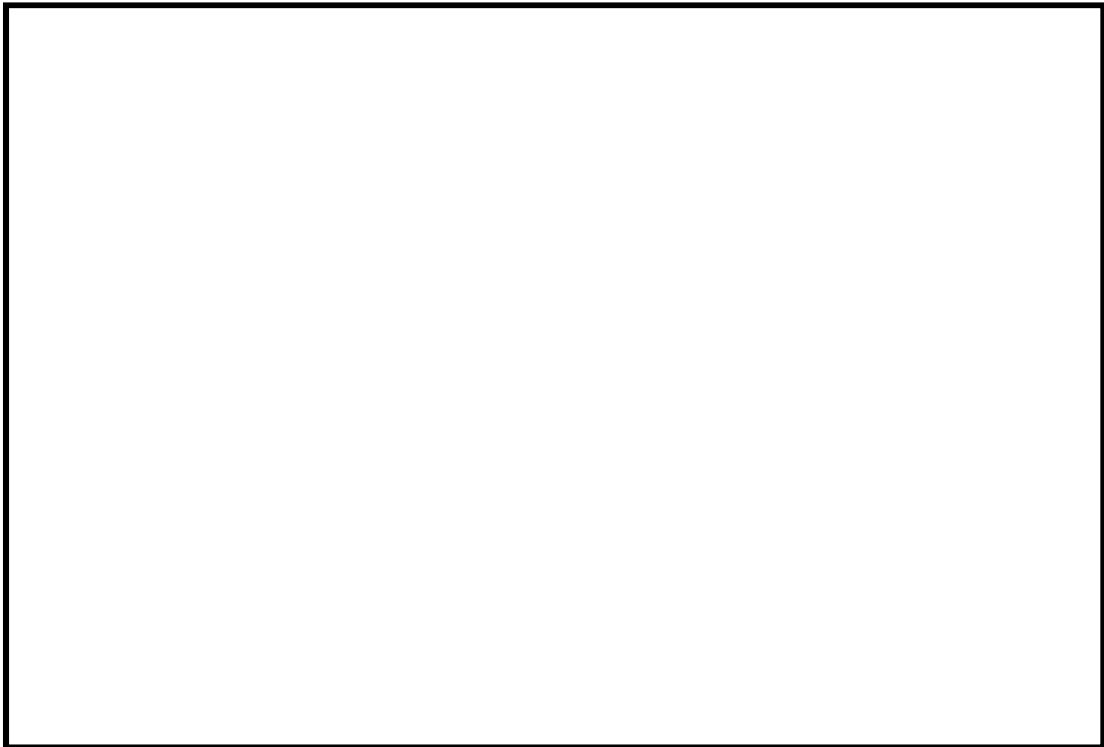


図 2-8-6 着目方位

(放出源：7号炉原子炉建屋中心，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

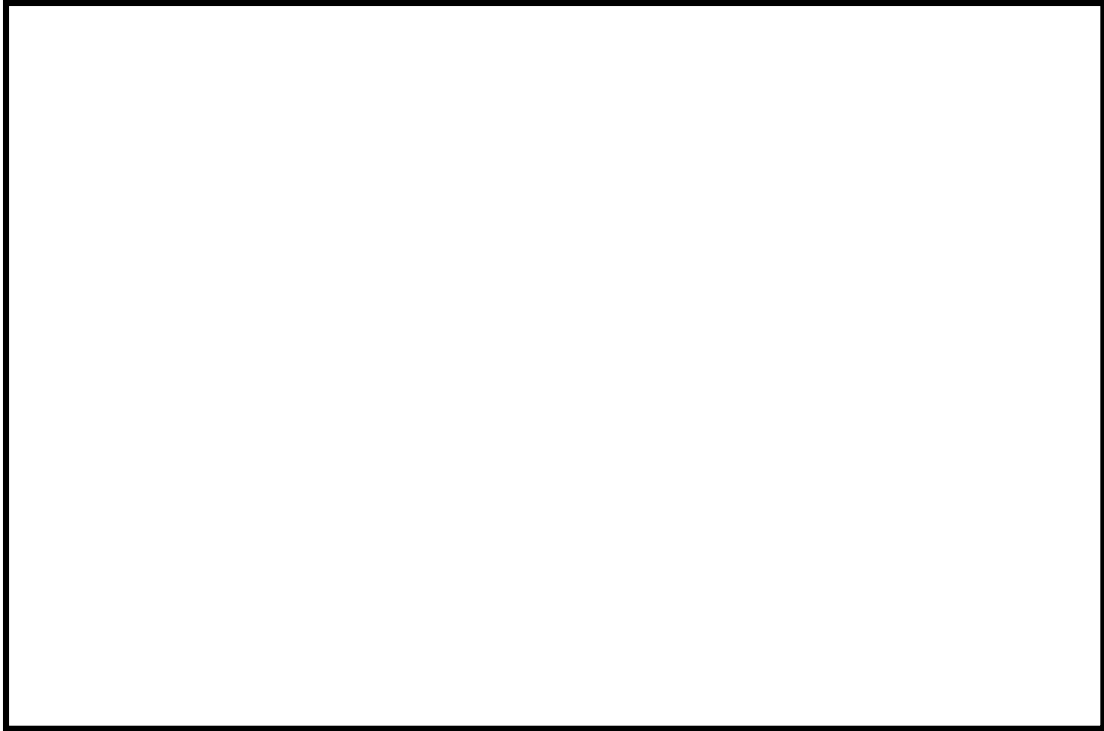


図 2-8-7 着目方位

(放出源：6号炉原子炉建屋中心，評価点：コントロール建屋入口)

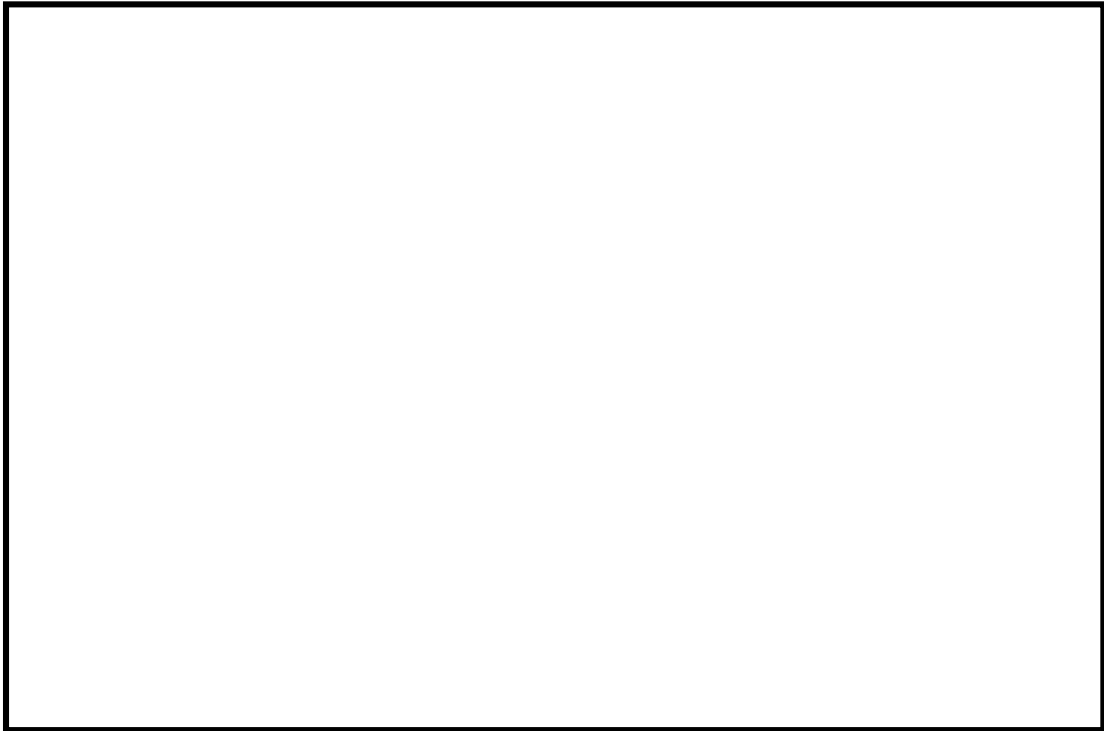


図 2-8-8 着目方位

(放出源：7号炉原子炉建屋中心，評価点：コントロール建屋入口)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

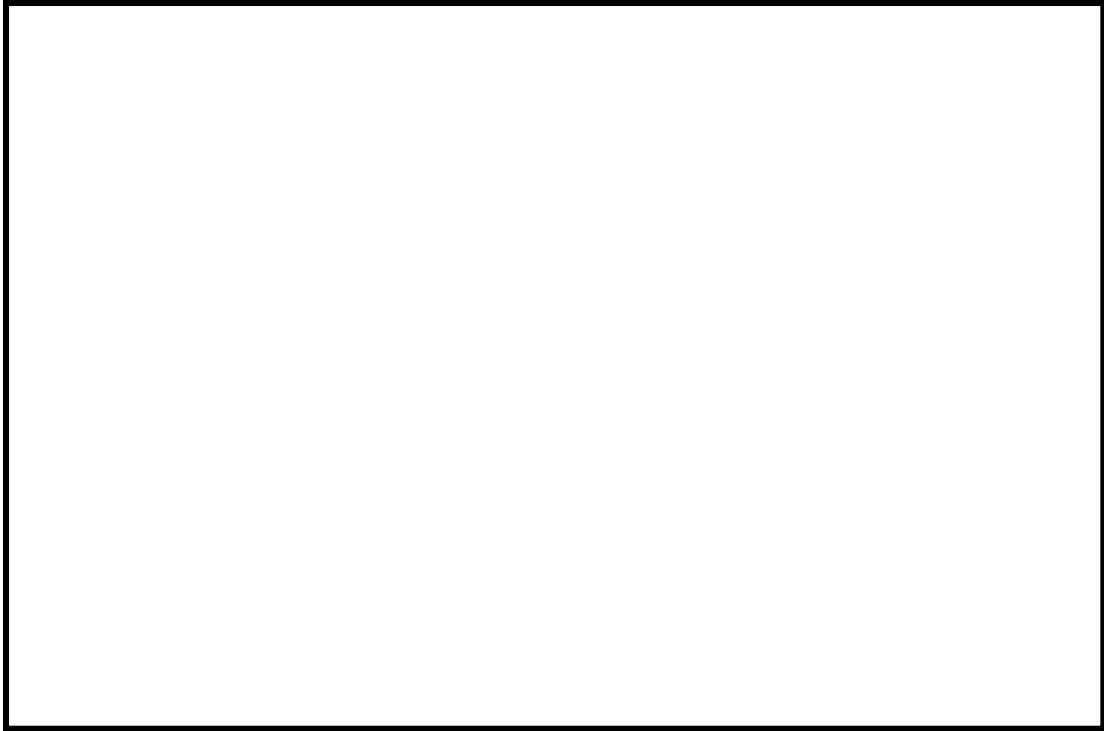


図 2-8-9 着目方位

(放出源：6号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

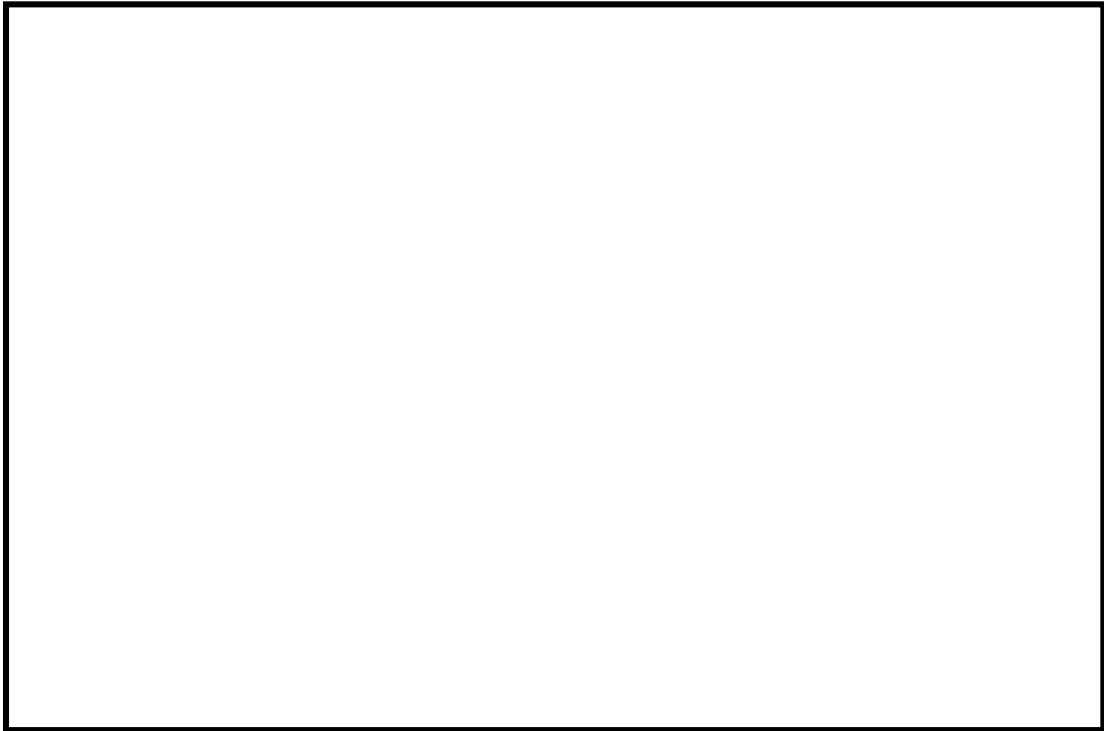


図 2-8-10 着目方位

(放出源：7号炉主排気筒，評価点：中央制御室中心)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

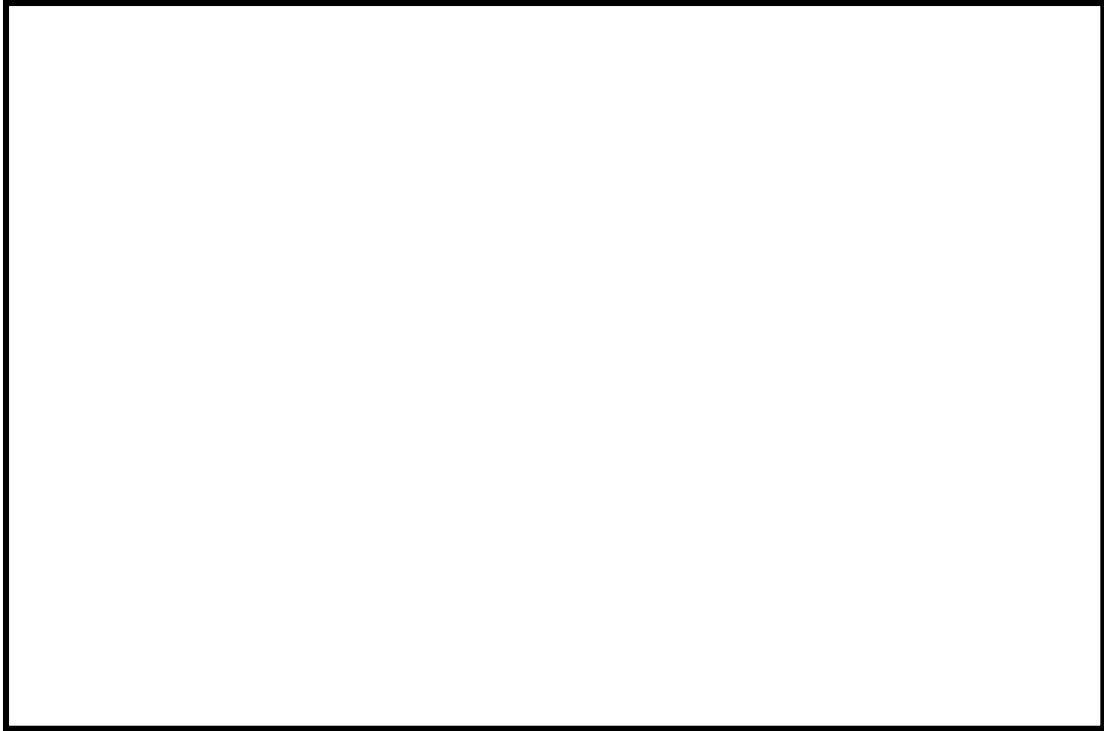


図 2-8-11 着目方位

(放出源：6号炉主排気筒，評価点：コントロール建屋入口)

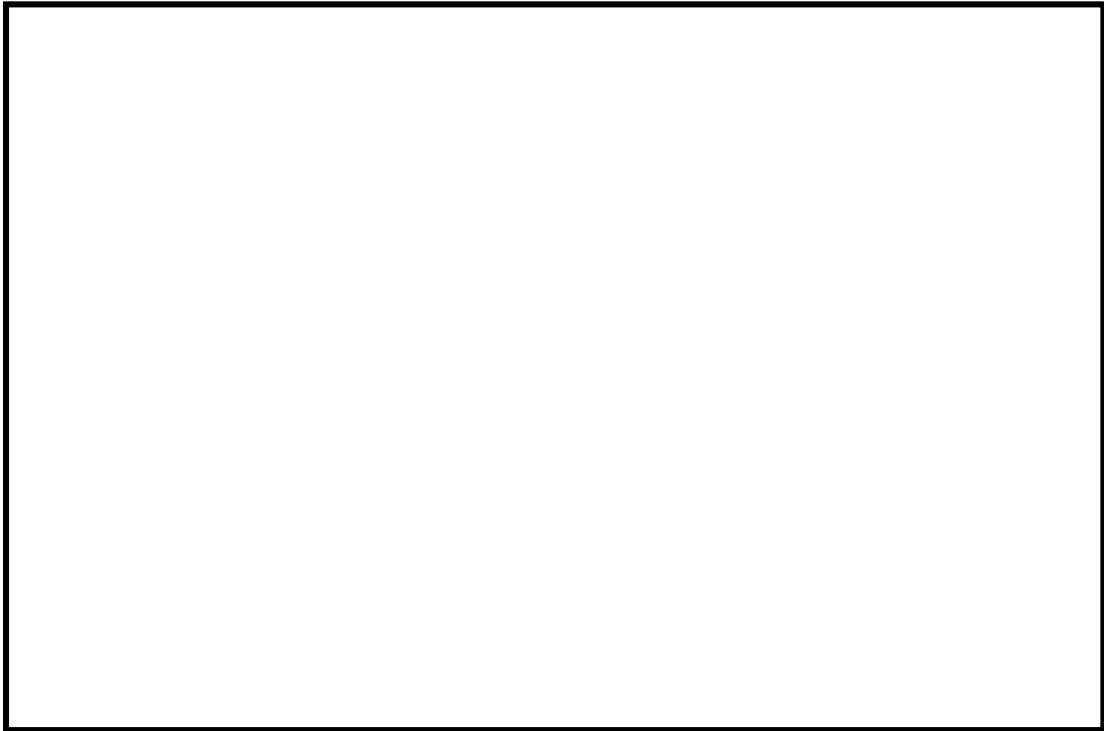


図 2-8-12 着目方位

(放出源：7号炉主排気筒，評価点：コントロール建屋入口)

表 2-8-1 各評価点における着目方位並びに相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ※	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
6号炉格納容器 圧力逃がし装置 配管 (地上 40.4m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.7×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉格納容器 圧力逃がし装置 配管 (地上 39.7m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	8.5×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	9.7×10^{-4}	7.4×10^{-18}
6号炉原子炉 建屋中心 (地上 0m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	9.5×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	9.1×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉原子炉 建屋中心 (地上 0m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	1.7×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	2.0×10^{-3}	7.2×10^{-18}
6号炉 主排気筒 (地上 73m)	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW	5.1×10^{-4}	3.8×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW	4.8×10^{-4}	3.7×10^{-18}
7号炉 主排気筒 (地上 73m)	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE	8.4×10^{-4}	6.4×10^{-18}
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E	9.8×10^{-4}	7.4×10^{-18}

※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-8-2 相対濃度及び相対線量の値 (6号炉起因, 中央制御室中心)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御 室中心	6号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		97.16	5.3×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
	
	6号炉 原子炉建屋 中心
		97.16	1.0×10^{-3}	97.16	4.0×10^{-18}
		97.06	9.5×10^{-4}	97.07	3.8×10^{-18}
		96.80	9.3×10^{-4}	96.97	3.7×10^{-18}
	6号炉 主排気筒
		97.16	5.4×10^{-4}	97.07	4.0×10^{-18}
		97.07	5.1×10^{-4}	97.06	3.8×10^{-18}
		96.97	4.9×10^{-4}	96.95	3.8×10^{-18}
	

表 2-8-3 相対濃度及び相対線量の値 (7号炉起因, 中央制御室中心)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御 室中心	7号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		98.84	9.6×10^{-4}	97.32	6.5×10^{-18}
		97.32	8.5×10^{-4}	97.12	6.4×10^{-18}
		96.94	8.0×10^{-4}	96.75	6.2×10^{-18}
	
	7号炉 原子炉建屋 中心
		97.22	1.7×10^{-3}	97.22	6.8×10^{-18}
		97.02	1.7×10^{-3}	97.02	6.3×10^{-18}
		96.64	1.7×10^{-3}	96.64	6.2×10^{-18}
	7号炉 主排気筒
		98.81	9.5×10^{-4}	97.22	6.5×10^{-18}
		97.22	8.4×10^{-4}	97.02	6.4×10^{-18}
		96.84	7.9×10^{-4}	96.64	6.2×10^{-18}
	

表 2-8-4 相対濃度及び相対線量の値（6号炉起因，コントロール建屋入口）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
コントロール建屋 入口	6号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		97.34	5.0×10^{-4}	97.27	3.9×10^{-18}
		97.23	4.7×10^{-4}	97.16	3.7×10^{-18}
		96.99	4.6×10^{-4}	96.92	3.6×10^{-18}
	
	6号炉 原子炉建屋 中心
		97.23	9.1×10^{-4}	97.23	3.8×10^{-18}
		97.08	9.1×10^{-4}	97.16	3.7×10^{-18}
		96.84	8.3×10^{-4}	96.92	3.5×10^{-18}
	6号炉 主排気筒
		97.34	5.1×10^{-4}	97.16	3.8×10^{-18}
		97.23	4.8×10^{-4}	97.15	3.7×10^{-18}
		96.99	4.7×10^{-4}	96.91	3.6×10^{-18}
	

表 2-8-5 相対濃度及び相対線量の値 (7号炉起因, コントロール建屋入口)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m ³]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
コントロール建屋 入口	7号炉 格納容器 圧力逃がし 装置配管
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		<u>98.41</u>	<u>9.7×10^{-4}</u>	<u>98.41</u>	<u>7.4×10^{-18}</u>
		96.47	8.5×10^{-4}	96.47	6.7×10^{-18}
	
	7号炉 原子炉建屋 中心
		100.00	2.1×10^{-3}	100.00	7.3×10^{-18}
		<u>98.61</u>	<u>2.0×10^{-3}</u>	<u>98.61</u>	<u>7.2×10^{-18}</u>
		96.82	1.9×10^{-3}	96.82	6.9×10^{-18}
	7号炉 主排気筒
		100.00	1.0×10^{-3}	100.00	7.6×10^{-18}
		<u>98.61</u>	<u>9.8×10^{-4}</u>	<u>98.61</u>	<u>7.4×10^{-18}</u>
		96.82	8.5×10^{-4}	96.82	6.8×10^{-18}
	

2-9 地表面への沈着速度の設定について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s，有機よう素： 4.0×10^{-3} cm/s）を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日 原子力委員会決定，一部改訂 平成13年3月29日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料2 2-10，2-11を参照）の4倍と設定した。

湿性沈着を考慮した沈着速度を、乾性沈着速度の4倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。

1. 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比が4倍を超えていないことによつて示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院 平成21年8月12日）[【解説5.3】(1)]に従い評価した、放出源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。

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

- $(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 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)
 Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻*i*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

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

$$= \frac{\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度97\%値}}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots \textcircled{3}$$

2. 検討結果

表2-9-1に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出源と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.0～1.3程度となった。

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

表 2-9-1 沈着率評価結果

放出源及び 放出源高さ※	評価点	①乾性沈着率 (1/m ²)	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m ²)	比 (②/①)
6号炉格納容器圧力逃 がし装置配管 (地上 40.4m)	中央制御室中心	約 1.5×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.3
	コントロール建 屋入口	約 1.4×10 ⁻⁶	約 1.9×10 ⁻⁶	約 1.3
7号炉格納容器圧力逃 がし装置配管 (地上 39.7m)	中央制御室中心	約 2.5×10 ⁻⁶	約 3.0×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 2.9×10 ⁻⁶	約 3.1×10 ⁻⁶	約 1.0
6号炉原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室中心	約 2.8×10 ⁻⁶	約 3.4×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 2.7×10 ⁻⁶	約 3.2×10 ⁻⁶	約 1.2
7号炉原子炉建屋中心 (地上 0m)	中央制御室中心	約 5.1×10 ⁻⁶	約 5.9×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 6.1×10 ⁻⁶	約 6.1×10 ⁻⁶	約 1.0
6号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室中心	約 1.5×10 ⁻⁶	約 2.0×10 ⁻⁶	約 1.3
	コントロール建 屋入口	約 1.4×10 ⁻⁶	約 1.9×10 ⁻⁶	約 1.3
7号炉主排気筒 (地上 73m)	中央制御室中心	約 2.5×10 ⁻⁶	約 3.0×10 ⁻⁶	約 1.2
	コントロール建 屋入口	約 3.0×10 ⁻⁶	約 3.1×10 ⁻⁶	約 1.0

※放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性評価では、地表面へのエアロゾル粒子の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（1.2cm/s，添付資料2 2-9参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。

エアロゾル粒子の乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551^{*1}に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く，建屋屋上はコンクリートであるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では 0.5 μ m～5 μ m の粒径に対して検討されているが，原子炉格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は原子炉格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾル粒子は放出されにくいと考えられる。

また，W. G. N. Slinn の検討^{*2}によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると 0.1 μ m～5 μ m の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（図 2-10-1）である。以上のことから，中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

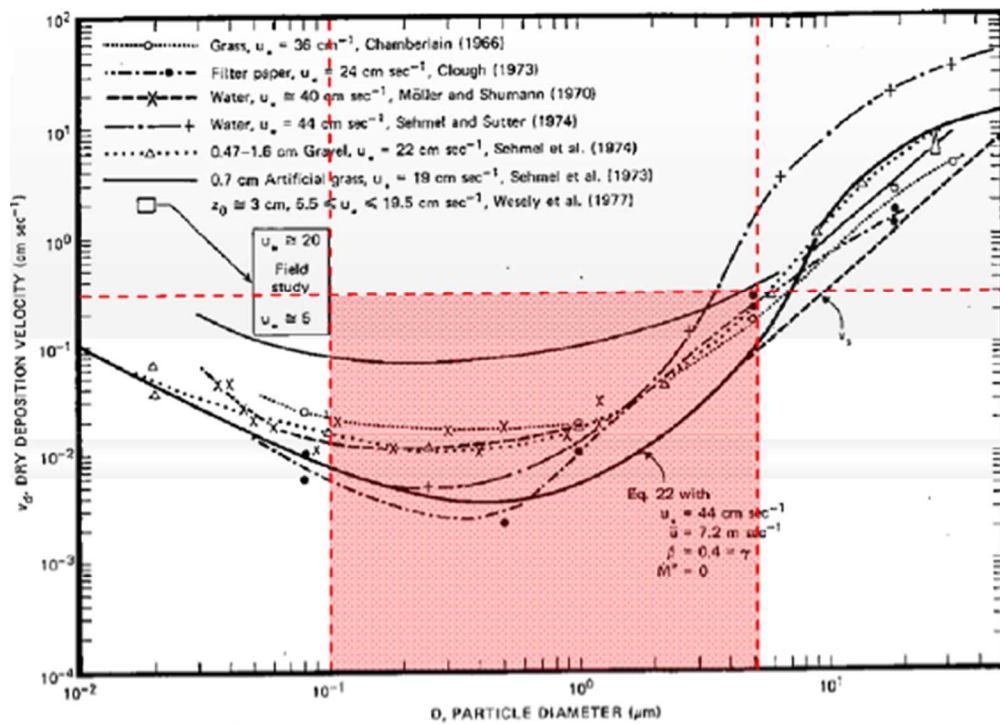


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁷⁻²¹ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

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

※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

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

(参考)

炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}$ 以上」は、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

炉心の著しい損傷が発生した場合には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、炉心の著しい損傷が発生した場合の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、 $0.1\mu\text{m}$ 以上のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

表 1 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の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	エアロゾル粒子の粒径(μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約 0.5~5 (図 1 参照)	炉心の著しい損傷が発生した場合の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考 1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶解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 が実施した実験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考 1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考 1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHÉBUS FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考 1-2)	炉心の著しい損傷が発生した場合の FP 挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

参考文献

※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test 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)5

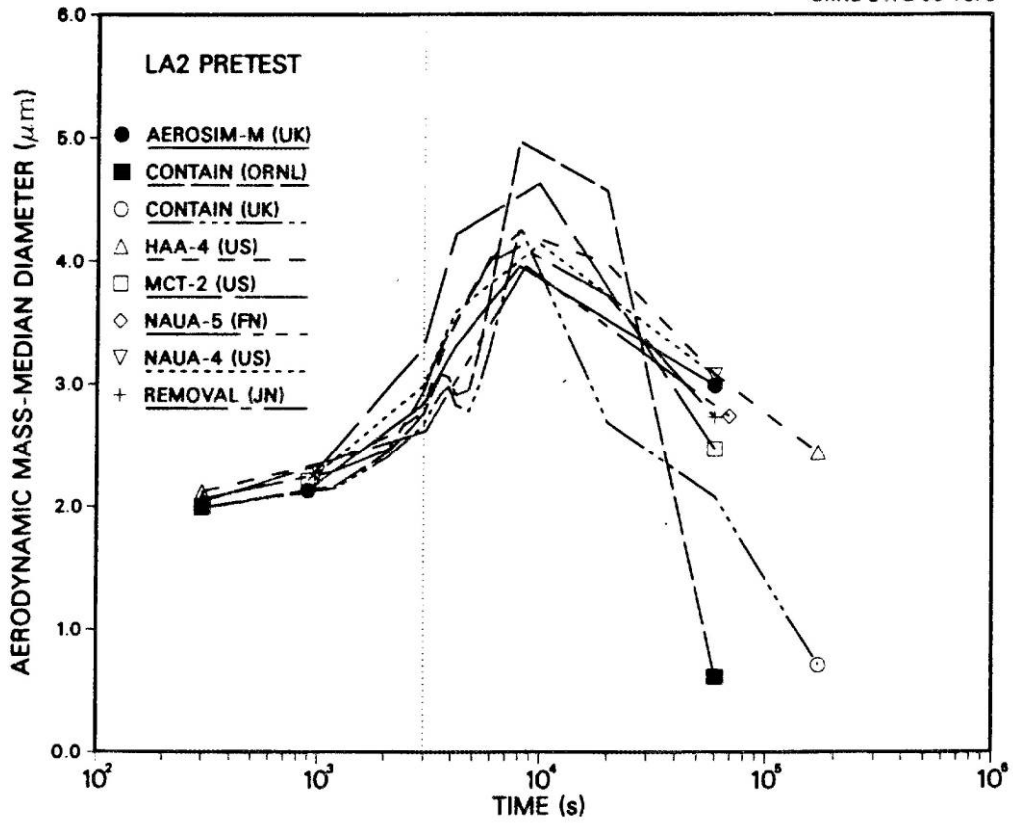


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

図1 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 **AECL**

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

9.2.1.2 **PBF-SFD**

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

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 **PHÉBUS FP**

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL 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次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、炉心の著しい損傷が発生した場合の、炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

2-11 有機よう素の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に、乾性沈着速度として、NRPB-R322を参照し 10^{-3} cm/sと設定した。以下にその根拠を示す。

(1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322^{※1}) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の“best judgement”として 10^{-5} m/s (10^{-3} cm/s) を推奨

(2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で 10^{-4} ~ 10^{-2} cm/sの範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

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粒子の乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

また、原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているが、エアロゾル粒子の沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると、沈着速度が大きいのは芝生や木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって、有機よう素の乾性沈着速度として、NRPB-R322の植物に対する沈着速度である 10^{-3} cm/sを用いるのは妥当と判断した。

※1 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al.*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1} . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

2-12 マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクによる防護係数を 50、電動ファン付き全面マスクによる防護係数を 1000 として使用する。

1. 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」(基発 0412 第 1 号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知) によると、「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：平成 25 年 7 月 8 日）抜粋

第三十八条 事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下、基発 0412 第 1 号（平成 25 年 4 月 12 日）抜粋

キ 保護具（第 38 条関係）

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

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 超の場所における作業）	捕集効率 99.9%以上 上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg/m ³ 以下の場所における作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	

②防じんマスクの捕集効率については、200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9% 以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

2. 全面マスクの防護係数 50 について

空気中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 別表第一 第四欄」の十分の一を超える場合、全面マスクを着用する。

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除染係数を算出したものである。その結果は、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.083%以下）

表 2-12-1 マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

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

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも 0.01%であった。

以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1075 であった。

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

ただし、全面マスクによる防護係数については、着用者個人の値であり、実作業時の防

防護係数は、より低下する可能性があるため、講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した全面マスク着用訓練を行い、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるように正しく全面マスクを着用できていることを確認している。

このため、全面マスクによる防護係数は、50 とする。なお、全面マスク着用訓練については、今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

3. 電動ファン付き全面マスクの防護係数 1000 について

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

電動ファン付き全面マスクを納入している 2 つのマスクメーカーにおいて、電動ファン付き全面マスク（よう素吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い除染係数を算出したものである。その結果は、 $DF \geq 1.71 \times 10^3$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.058%以下）

表 2-12-2 マスクメーカーA による除染係数検査結果
RDG-72HP（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm ³]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm ³]	DF 値	出口濃度 [Bq/cm ³]	DF 値	
8.83×10^{-2}	1.91×10^{-5}	4.62×10^3	2.64×10^{-5}	3.34×10^3	試験流量：47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08×10^{-5}	ND	<u>1.71×10^3</u> ^{※1}	4.73×10^{-8}	<u>1.71×10^3</u>	

ND：検出限界値未満

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

表 2-12-3 マスクメーカーB による除染係数検査結果
CA-V3NRI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm ³]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm ³]	DF 値	出口濃度 [Bq/cm ³]	DF 値	
8.84×10^{-2}	5.04×10^{-7}	1.75×10^5	3.03×10^{-6}	2.92×10^4	試験流量：38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89×10^{-5}	ND (3.3×10^{-8})	3.0×10^3 ^{※2}	ND (2.2×10^{-8})	4.5×10^3 ^{※2}	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値） ※2 DF 値は、検出限界値より算出した

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

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

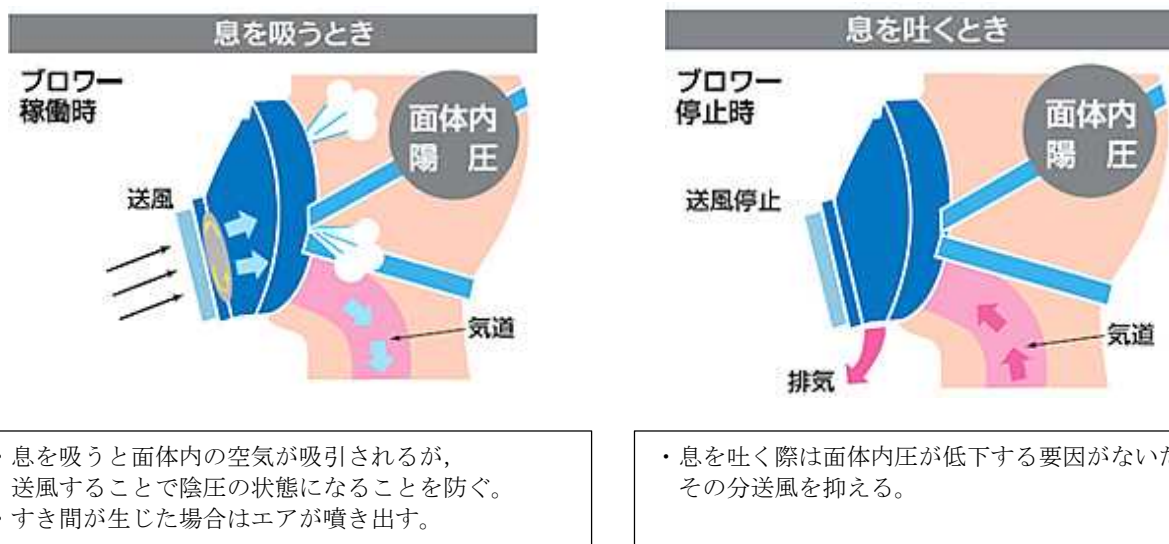


図 2-12-1 陽圧化マスクのイメージ
(興研株式会社 HP より一部抜粋)

以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1470 であった。

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

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

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

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

2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等から評価する。具体的な評価方法を以下に示す。なお、中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくについても評価しており、評価方法については「2-18 格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくについて」に記載する。

(1) 原子炉建屋内の積算線源強度

原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の積算線源強度[photons]は、核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。なお、放射性物質は自由空間内 に均一に分布するものとした。

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

S_{γ} : エネルギー γ の photon の積算線源強度[photons]

Q_k : 核種 k の積算崩壊数[Bq・s]

$s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率[photons/(Bq・s)]

核種ごとの積算崩壊数は以下の式により評価した。ここで、核種の原子炉建屋内への漏えい率[Bq/s]は、添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に示すとおり、MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき評価した。また、よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされ方の違いを考慮した。

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

Q_k : 核種 k の積算崩壊数[Bq・s]

$q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の原子炉建屋への漏えい率[Bq/s]

λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]

T : 評価期間[s]

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、制動放射(H₂O)を考慮したORIGEN2ライブラリ(gxh2obrm.lib)値を参照する。また、エネルギー群をORIGEN2のガンマ線ライブラリの群構造(18群)からMATXSLIB-J33(42群)に変換した。変換方法は「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009年9月(社団法人)日本原子力学会)の附属書Hに記載されている変換方法を用いた。(図2-13-1参照)

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

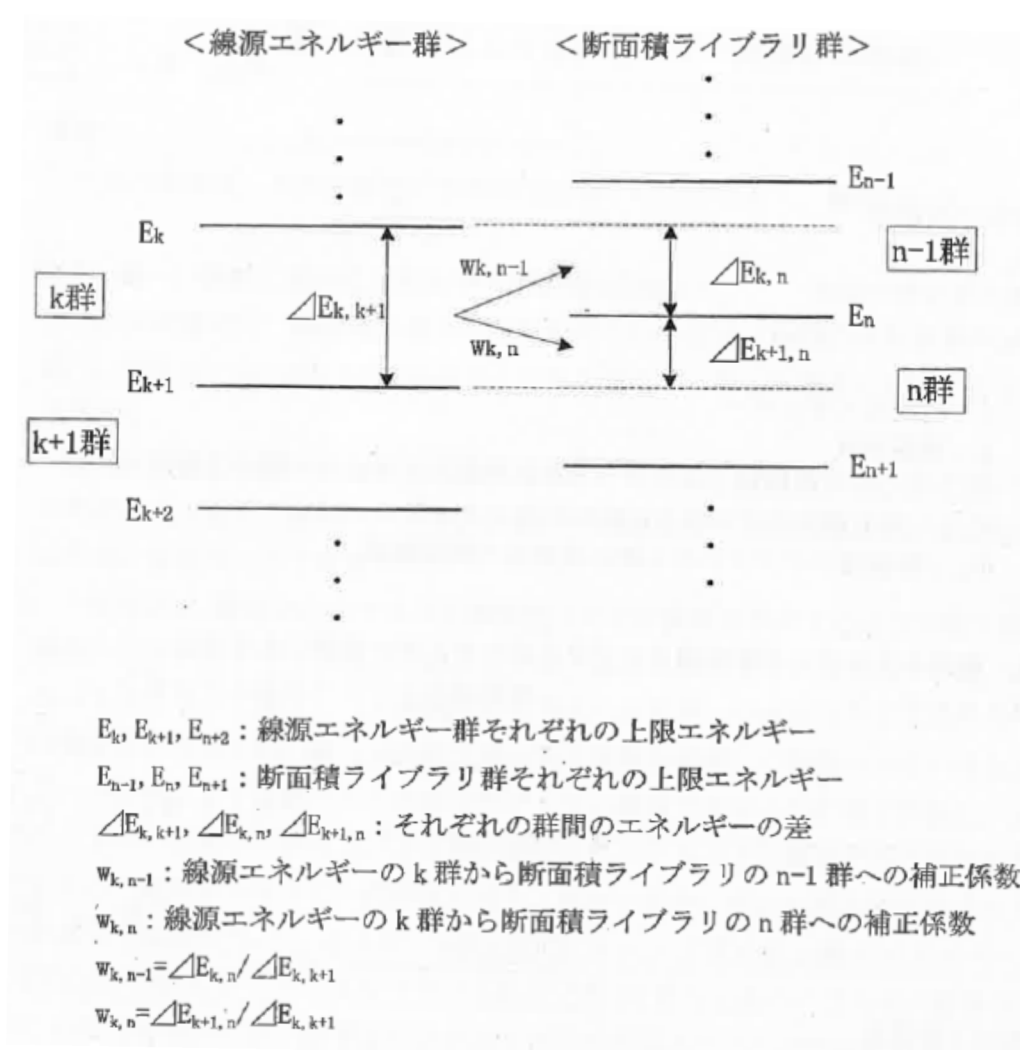


図 2-13-1 エネルギー群の変換方法

(2) 評価体系

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

中央制御室滞在時の評価に当たっては、中央制御室待避室周りの遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果は保守的に考慮せず、コントロール建屋の外壁及び 2 階床面の遮蔽効果のみを考慮した。評価点は中央制御室の中で線源となる原子炉建屋に最も近い点（北面：6 号炉からの影響評価時、南面：7 号炉からの影響評価時）とし、評価点高さは中央制御室の床面から 1.5m 高さとした。

入退域時の評価に当たっては、周囲の遮蔽壁による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点はコントロール建屋の入口とし、評価点高さは地面から 1.5m 高さとした。

なお、直接ガンマ線の評価に当たっては、原子炉建屋の地下階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は地下階の外壁及び土壌により十分に遮蔽されることが考えられることから、1 階から最上階（5 階）までの自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。また、スカイシャインガンマ線の評価に当たっては、下層階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は原子炉建屋の床面により十分に遮蔽されることが考えられることから、原子炉建屋 4 階から最上階（5 階）までの自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。

(3) 評価コード

直接ガンマ線による被ばく評価には、QAD-CGGP2R コード^{※1}を用いた。また、スカイシャインガンマ線による被ばくの評価には、ANISN コード及び G33-GP2R コード^{※1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。

(4) 評価結果

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-13-1 及び表 2-13-2 に示す。

表 2-13-1 評価結果（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]			
		直接ガンマ線		スカイシャインガンマ線	
		6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
中央制御室 滞在時	1日	約 1.9×10^{-1}	約 5.8×10^{-3}	約 9.6×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}
	2日	約 2.2×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 1.6×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}
	3日	約 2.4×10^{-1}	約 6.6×10^{-3}	約 2.2×10^{-4}	約 6.1×10^{-4}
	4日	約 2.5×10^{-1}	約 6.8×10^{-3}	約 2.7×10^{-4}	約 7.6×10^{-4}
	5日	約 2.6×10^{-1}	約 6.9×10^{-3}	約 3.2×10^{-4}	約 9.1×10^{-4}
	6日	約 2.7×10^{-1}	約 7.0×10^{-3}	約 3.7×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}
	7日	約 2.8×10^{-1}	約 7.1×10^{-3}	約 4.1×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
入退域時	1日	約 6.9×10^0	約 4.9×10^{-3}	約 1.9×10^1	約 5.3×10^1
	2日	約 1.1×10^1	約 5.4×10^{-3}	約 4.9×10^1	約 1.5×10^2
	3日	約 1.4×10^1	約 5.6×10^{-3}	約 8.3×10^1	約 2.6×10^2
	4日	約 1.7×10^1	約 5.8×10^{-3}	約 1.2×10^2	約 3.8×10^2
	5日	約 2.0×10^1	約 5.9×10^{-3}	約 1.6×10^2	約 5.2×10^2
	6日	約 2.2×10^1	約 6.0×10^{-3}	約 2.1×10^2	約 6.8×10^2
	7日	約 2.5×10^1	約 6.1×10^{-3}	約 2.6×10^2	約 8.5×10^2

表 2-13-2 評価結果（格納容器ベントを実施する場合）

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]			
		直接ガンマ線		スカイシャインガンマ線	
		6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
中央制御室 滞在時	1日	約 1.9×10^{-1}	約 5.6×10^{-3}	約 9.5×10^{-5}	約 2.5×10^{-4}
	2日	約 2.2×10^{-1}	約 6.2×10^{-3}	約 1.6×10^{-4}	約 4.4×10^{-4}
	3日	約 2.2×10^{-1}	約 6.2×10^{-3}	約 1.9×10^{-4}	約 5.2×10^{-4}
	4日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.0×10^{-4}	約 5.7×10^{-4}
	5日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.2×10^{-4}	約 6.1×10^{-4}
	6日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.3×10^{-4}	約 6.5×10^{-4}
	7日	約 2.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-3}	約 2.4×10^{-4}	約 6.7×10^{-4}
入退域時	1日	約 6.8×10^0	約 4.8×10^{-3}	約 1.8×10^1	約 5.2×10^1
	2日	約 1.1×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 5.1×10^1	約 1.5×10^2
	3日	約 1.2×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 7.1×10^1	約 2.2×10^2
	4日	約 1.3×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 8.5×10^1	約 2.6×10^2
	5日	約 1.4×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 9.7×10^1	約 3.0×10^2
	6日	約 1.4×10^1	約 5.3×10^{-3}	約 1.1×10^2	約 3.3×10^2
	7日	約 1.5×10^1	約 5.4×10^{-3}	約 1.1×10^2	約 3.6×10^2

2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

具体的な評価方法を以下に示す。

(1) 放出量及び大気拡散

大気中への放出放射エネルギーは添付資料 2 2-1 の表 2-1-2 の値を用いた。また，使用する相対線量は添付資料 2 2-1 の表 2-1-5 の値を用いた。

(2) 評価体系

中央制御室滞在時の評価においては，中央制御室を囲む遮蔽を考慮し，遮蔽厚さをコンクリート と設定した。評価モデルを図 2-14-1 に示す。

入退域時の評価においては，保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。

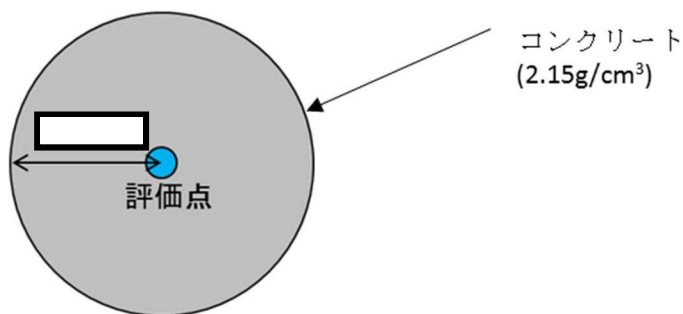


図 2-14-1 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル

(3)評価コード

クラウドシャインガンマ線による被ばくは、評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

【中央制御室滞在時】

$$H = \sum_k \int_0^T h_k(t) dt$$

$$h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_{\gamma} p_{k\gamma} \cdot B_{\gamma} \cdot \exp(-\mu_{\gamma} \cdot X)$$

【入退域時】

$$H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) dt$$

- H : クラウドシャインガンマ線による実効線量[Sv]
h_k(t) : クラウドシャインガンマ線のうち、核種 k からのガンマ線による
単位時間当たりの実効線量[Sv/s]
K : 空気カーマから実効線量への換算係数(1) [Sv/Gy]
(D/Q) : 相対線量[Gy/Bq]
q_k(t) : 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s] (0.5MeV 換算)
p_{kγ} : 核種 k が放出する photon のうち、エネルギー γ の photon の割合[-]
B_γ : エネルギー γ の photon におけるビルドアップ係数[-]
μ_γ : エネルギー γ の photon における遮蔽体に対する線減衰係数[1/m]
X : 遮蔽体厚さ[m]
T : 評価期間[s]

ビルドアップ係数は、「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2007」(公益財団法人 原子力安全技術センター)に記載されている値を内挿することにより求めた。また、遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は、ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造(18群)から MATXSLIB-J33(42群)に変換した。変換方法は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様、「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2008」(2009年9月 社団法人 日本原子力学会)の附属書Hに記載されている変換方法を用いた。

(4) 評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-14-1 及び表 2-14-2 に示す。

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

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		6号炉	7号炉
中央制御室滞在時	7日	約 1.9×10^0	約 3.2×10^0
入退域時	7日	約 2.8×10^2	約 5.6×10^2

表 2-14-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(格納容器ベントを実施する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv]	
		6号炉	7号炉
中央制御室滞在時	7日	約 3.8×10^0	約 6.4×10^0
入退域時	7日	約 4.0×10^3	約 8.0×10^3

2-15 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グラウンドシャインガンマ線）による被ばくは、放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

具体的な評価方法を以下に示す。

1. 入退域時における評価方法

入退域時における被ばく線量は，コントロール建屋入口における相対濃度を用いて評価した単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]に，「External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil FGR-12 EPA-402-R-93-081. (1993) Table III.3」に記載の，地表面濃度から実効線量率への換算係数を乗じることで評価した。

2. 中央制御室滞在時における評価方法

(1) 地表面の単位面積当たりの積算線源強度

放射性物質が，中央制御室の中心位置と同じ濃度で，コントロール建屋の屋上及びコントロール建屋周りの地表面に一樣に沈着しているものと仮定した。

地表面の単位面積当たりの積算線源強度[photons/m²]は，核種ごとの単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。

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

S_{γ} : 単位面積当たりのエネルギー γ の photon の積算線源強度[photons/m²]

Q_k : 核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]

$s_{k\gamma}$: 核種 k のエネルギー γ の photon の放出率[photons/(Bq・s)]

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

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

Q_k : 核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m²]

χ/Q : 相対濃度[s/m³]

- $q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]
 V_g : 地表面への沈着速度[m/s]
 f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[-]
 λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]
 T : 評価期間[s]

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また、相対濃度は、中央制御室の中心位置の値として表 2-1-5 の値を用いた。

地表面への沈着速度は乾性沈着及び湿性沈着を考慮した値を用いた。(添付資料 2 2-9, 2-10, 2-11 を参照)

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、制動放射 (H_2O) を考慮した ORIGEN2 ライブラリ (gxh2obrm.lib) 値から求めた。

以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 2-15-1 及び表 2-15-2 に示す。

表 2-15-1 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)	
下限	上限 (代表エネルギー)	6 号炉	7 号炉
-	2.00×10^{-2}	約 3.9×10^{13}	約 6.5×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.2×10^{14}	約 2.0×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 2.8×10^{13}	約 4.6×10^{13}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.1×10^{13}	約 1.8×10^{13}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 4.6×10^{13}	約 7.6×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 6.3×10^{12}	約 1.0×10^{13}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.9×10^{14}	約 3.1×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.4×10^{15}	約 2.3×10^{15}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 7.2×10^{14}	約 1.2×10^{15}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 2.4×10^{14}	約 3.9×10^{14}
1.00×10^0	1.50×10^0	約 7.4×10^{13}	約 1.2×10^{14}
1.50×10^0	2.00×10^0	約 9.0×10^{12}	約 1.5×10^{13}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.7×10^{12}	約 4.4×10^{12}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 5.2×10^{10}	約 8.5×10^{10}
3.00×10^0	4.00×10^0	約 4.6×10^7	約 7.7×10^7
4.00×10^0	6.00×10^0	約 2.4×10^2	約 4.0×10^2
6.00×10^0	8.00×10^0	約 2.8×10^1	約 4.6×10^1
8.00×10^0	1.10×10^1	約 3.2×10^0	約 5.4×10^0

表 2-15-2 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
(格納容器ベントを実施する場合)

エネルギー (MeV)		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m ²) (168 時間後時点)	
下限	上限 (代表エネルギー)	6 号炉	7 号炉
-	2.00×10^{-2}	約 5.9×10^{13}	約 1.0×10^{14}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 1.7×10^{14}	約 3.0×10^{14}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 4.1×10^{13}	約 7.2×10^{13}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.8×10^{13}	約 3.2×10^{13}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 6.2×10^{13}	約 1.1×10^{14}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 1.0×10^{13}	約 1.8×10^{13}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.7×10^{14}	約 4.6×10^{14}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.8×10^{15}	約 3.2×10^{15}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.1×10^{15}	約 2.0×10^{15}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 3.5×10^{14}	約 6.1×10^{14}
1.00×10^0	1.50×10^0	約 1.1×10^{14}	約 1.9×10^{14}
1.50×10^0	2.00×10^0	約 1.2×10^{13}	約 2.1×10^{13}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 3.7×10^{12}	約 6.4×10^{12}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 7.1×10^{10}	約 1.2×10^{11}
3.00×10^0	4.00×10^0	約 6.5×10^7	約 1.1×10^8
4.00×10^0	6.00×10^0	約 4.1×10^2	約 7.1×10^2
6.00×10^0	8.00×10^0	約 4.7×10^1	約 8.2×10^1
8.00×10^0	1.10×10^1	約 5.4×10^0	約 9.4×10^0

(2) 評価体系

a. 線源領域

コントロール建屋屋上及びコントロール建屋周辺の地表面を線源領域とした。

コントロール建屋屋上は平坦であるとし、線源領域の面積はコントロール建屋の屋上の面積（ $2478\text{m}^2=42\text{m}\times 59\text{m}$ ）と同一とした。

コントロール建屋周辺の地表面は平坦であるとし、線源領域範囲は地表面からの影響がほぼ飽和するコントロール建屋中心から半径500m以内とした。なお、この領域に含まれる海面及び斜面も平坦な地表面と仮定し、線源とした。地表面の線源の評価モデルを図2-15-1から図2-15-3に示す。

b. 遮蔽及び評価点

グラウンドシャインガンマ線の評価においては、コントロール建屋の外壁・2階床・天井のコンクリートのみを遮蔽として考慮した。コントロール建屋の評価モデルの断面図を図2-15-2に、平面図及び評価点を図2-15-3に示す。遮蔽の厚さは薄い部分で代表し、東側の外壁の厚さは□□□□，それ以外は全て□□□□とした。また、コンクリートの組成は普通コンクリート（密度 $2.15\text{g}/\text{cm}^3$ ）とした。なお、中央制御室待避室では、鉛カーテン等の追加遮蔽を設けるが、グラウンドシャインガンマ線による影響の評価に当たっては上記以外の壁による遮蔽効果には期待しておらず、保守的な遮蔽モデルとなっている。

評価点は、地表面の線源からのグラウンドシャインガンマ線と、コントロール建屋の屋上の線源からのグラウンドシャインガンマ線のそれぞれに対し評価結果が最も大きくなる点を選定し、各評価点における評価結果の和をグラウンドシャインガンマ線の評価結果とした。なお、評価点高さは中央制御室の床面から1.5mとした。

(3) 評価コード

評価コードはQAD-CGGP2Rコード^{※1}を用いた。

※1 ビルドアップ係数はGP法を用いて計算した

3. 評価結果

グラウンドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表2-15-3及び表2-15-4に示す。

表 2-15-3 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]		
			6号炉	7号炉	合計
中央制御室 滞在時	地表面沈着分	7日	約 1.6×10^0	約 2.7×10^0	約 4.3×10^0
	屋上沈着分	7日	約 4.2×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^0
	合計	7日	約 2.0×10^0	約 3.4×10^0	約 5.4×10^0
入退域時	合計	7日	約 1.2×10^3	約 2.4×10^3	約 3.6×10^3

表 2-15-4 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
(格納容器ベントを実施する場合)

評価位置	線源	積算日数	実効線量[mSv]		
			6号炉	7号炉	合計
中央制御室 滞在時	地表面沈着分	7日	約 2.4×10^0	約 4.2×10^0	約 6.6×10^0
	屋上沈着分	7日	約 6.2×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.7×10^0
	合計	7日	約 3.0×10^0	約 5.3×10^0	約 8.3×10^0
入退域時	合計	7日	約 1.7×10^3	約 3.8×10^3	約 5.5×10^3

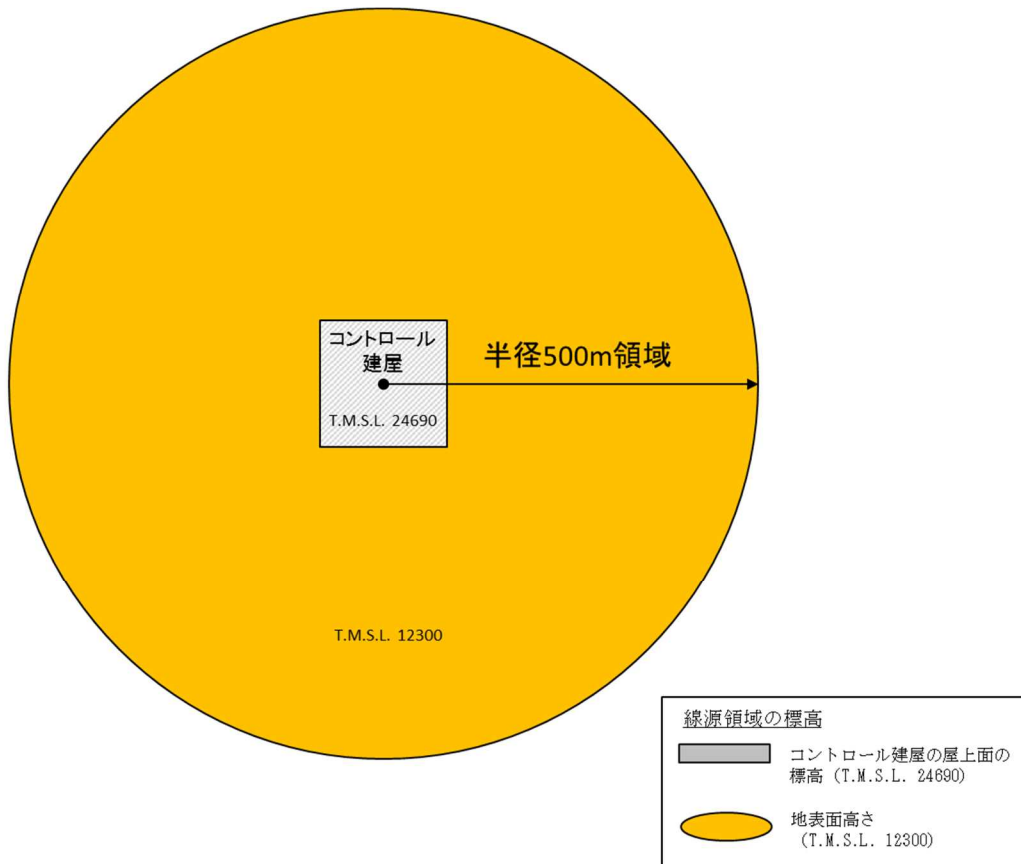


図2-15-1 線源領域 (灰色及び橙色が線源とした領域)

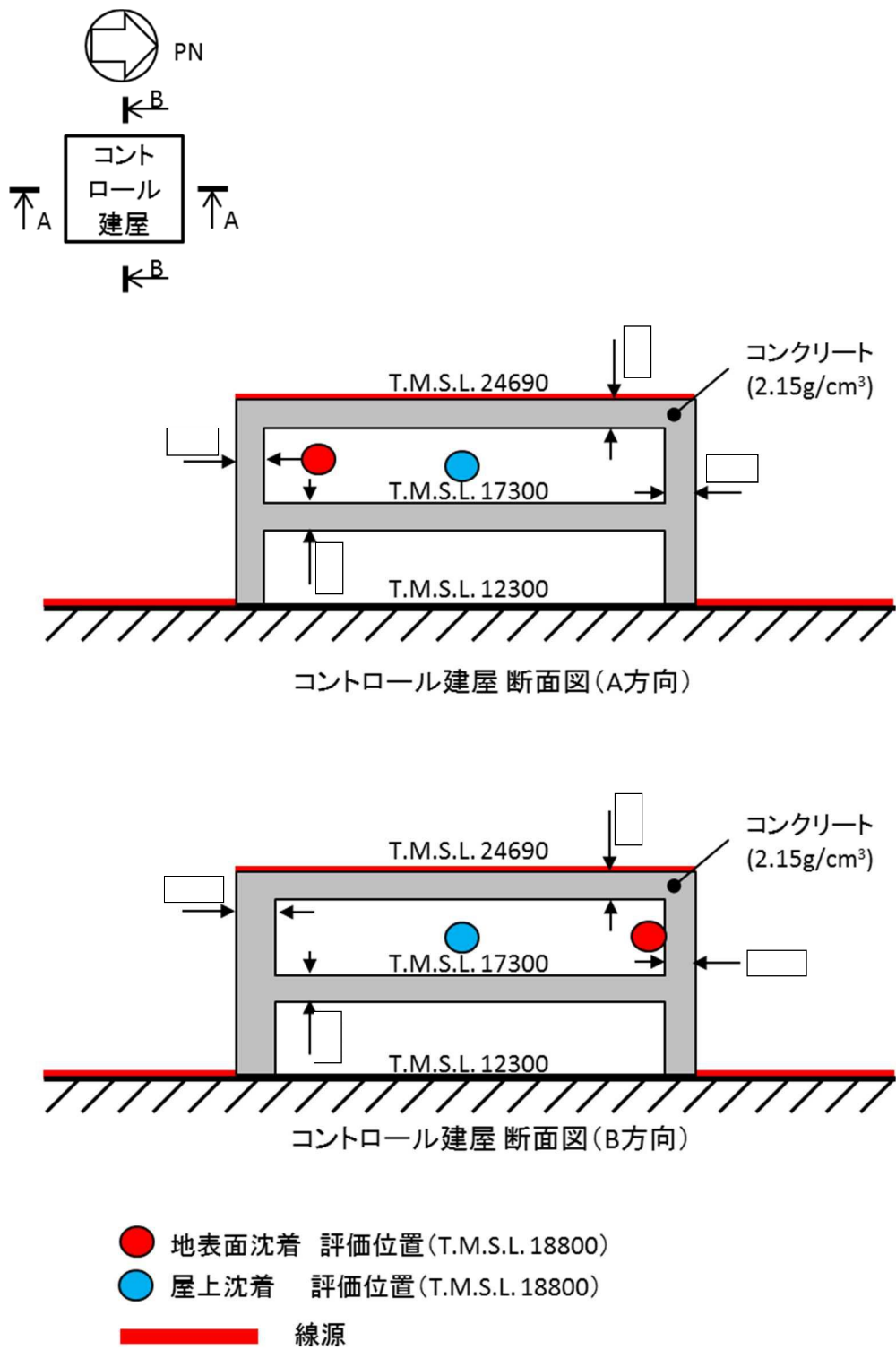
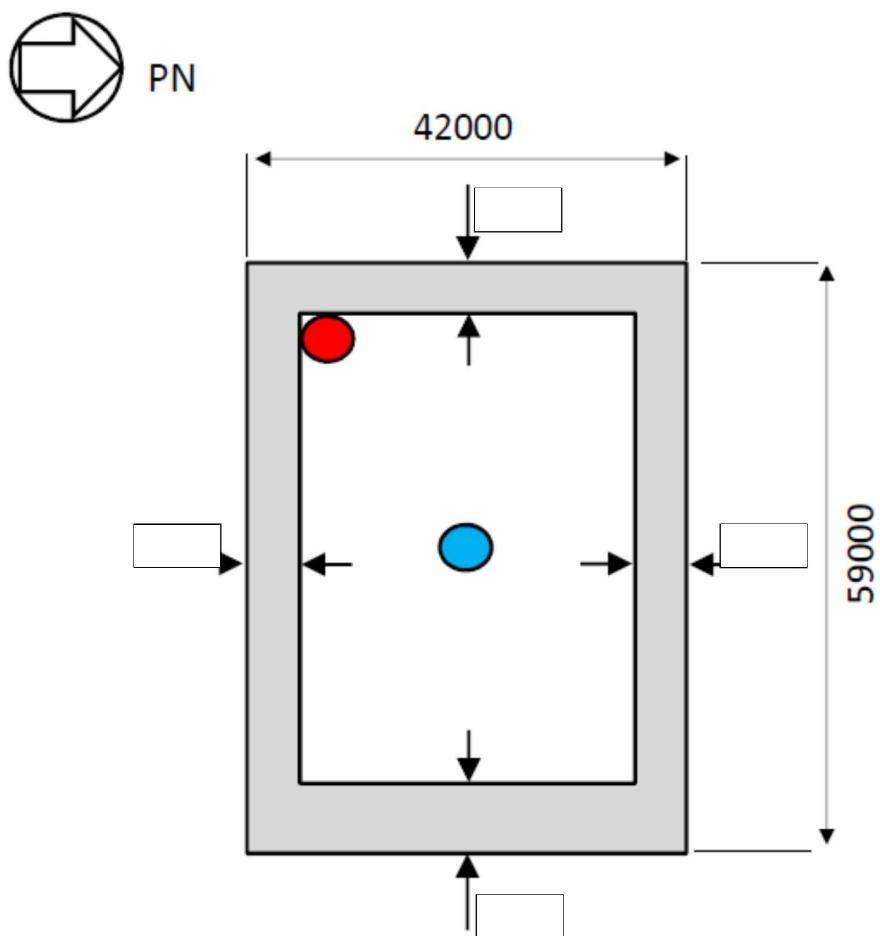


図2-15-2 評価モデルの断面図及び評価点



- 地表面沈着 評価位置 (T.M.S.L. 18800)
- 屋上沈着 評価位置 (T.M.S.L. 18800)

コントロール建屋 平面図

図2-15-3 評価モデルの平面図及び評価点

2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における，室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法を以下に示す。なお，可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばくについては，フィルタユニット周りに遮蔽を設け，また離隔距離を十分に確保することから，無視できる程度にまで低減されるものと考え評価対象外とした。

(1) 放射性物質の濃度

中央制御室の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は，可搬型陽圧化空調機の効果を考慮し，以下の式で評価した。なお，保守的な想定として，中央制御室待避室内の放射性物質の濃度は，陽圧化装置による陽圧化が終了した直後に中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとした。

【陽圧化装置による陽圧化を実施していない期間】

$$m_{0k}(t) = m_{1k}(t)$$

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

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

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

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

$m_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度 [Bq/m³]

$M_{1k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能量 [Bq]

V_1 : 中央制御室バウンダリ内容積 [m³]

λ_k : 核種 k の崩壊定数 [1/s]

G_1 : 可搬型陽圧化空調機の風量 [m³/s]

E_k : 可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットの除去効率 [%]

$S_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放射能濃度 [Bq/m³]

α : 中央制御室バウンダリへの空気流入量 [m³/s]
(=空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積)

χ/Q : 相対濃度 [s/m³]

$Q_k(t)$: 時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]

【陽圧化装置による陽圧化を実施する期間】

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

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{0k}(t) - \frac{G_0}{V_0} \cdot M_{0k}(t)$$

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

$M_{0k}(t)$: 時刻 t における核種 k の中央制御室待避室内の放射能量[Bq]

V_0 : 中央制御室待避室バウンダリ内容積[m³]

λ_k : 核種 k の崩壊定数[1/s]

G_0 : 陽圧化装置の空気供給量[m³/s]

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

(2) 評価体系

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価に当たり想定した遮蔽及び評価点を図 2-16-1 から図 2-16-3 に示す。なお、線源領域は中央制御室及び中央制御室待避室内の空間部とし、室内の放射能濃度は一様とした。

(3) 評価コード

中央制御室内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくの評価に当たっては、QAD-CGGP2R コードを用いた。

中央制御室待避室内の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評価に当たっては、評価コードを使用せず、以下の式を用いて評価した。

$$\text{吸入摂取による内部被ばく} : H = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C(t) dt \cdot \frac{1}{PF}$$

H : 吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv]

R : 呼吸率(1.2/3600)^{*1}[m³/s]

H_{∞} : 呼吸時の実効線量への換算係数^{※2}[Sv/Bq]

$C(t)$: 時刻 t における室内の放射能濃度[Bq/m³]

T : 評価期間[s]

PF : マスクの防護係数[-]

※1 ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定

$$\text{外部被ばく: } H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot C_{\gamma}(t) dt$$

H_{γ} : ガンマ線の外部被ばくによる実効線量 [Sv]

E_{γ} : ガンマ線の実効エネルギー(0.5) [MeV]

μ : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数[1/m]

R : 室内容積半球換算時等価半径[m]

$C_{\gamma}(t)$: 時刻 t における室内の放射能濃度[Bq/m³]

(ガンマ線 0.5MeV 換算)

T : 評価期間[s]

(4) 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表 2-16-1 及び表 2-16-2 に示す。

表 2-16-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
 (代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)
 (運転員の交替を考慮しない場合)

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果[mSv]	
				6号炉	7号炉
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 1.1×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}
	中央制御室待避室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 7.7×10^0	約 1.3×10^1
			吸入摂取による 内部被ばく ^{※1}	約 1.2×10^2	約 2.1×10^2

※1 マスクの着用を考慮しない場合

表 2-16-2 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
 (格納容器ベントを想定する場合)
 (運転員の交替を考慮しない場合)

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	評価結果[mSv]	
				6号炉	7号炉
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 2.2×10^0	約 3.6×10^0
	中央制御室待避室内浮遊分	7日	外部被ばく	約 2.0×10^1	約 3.3×10^1
			吸入摂取による 内部被ばく ^{※1}	約 1.1×10^2	約 1.8×10^2

※1 マスクの着用を考慮しない場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

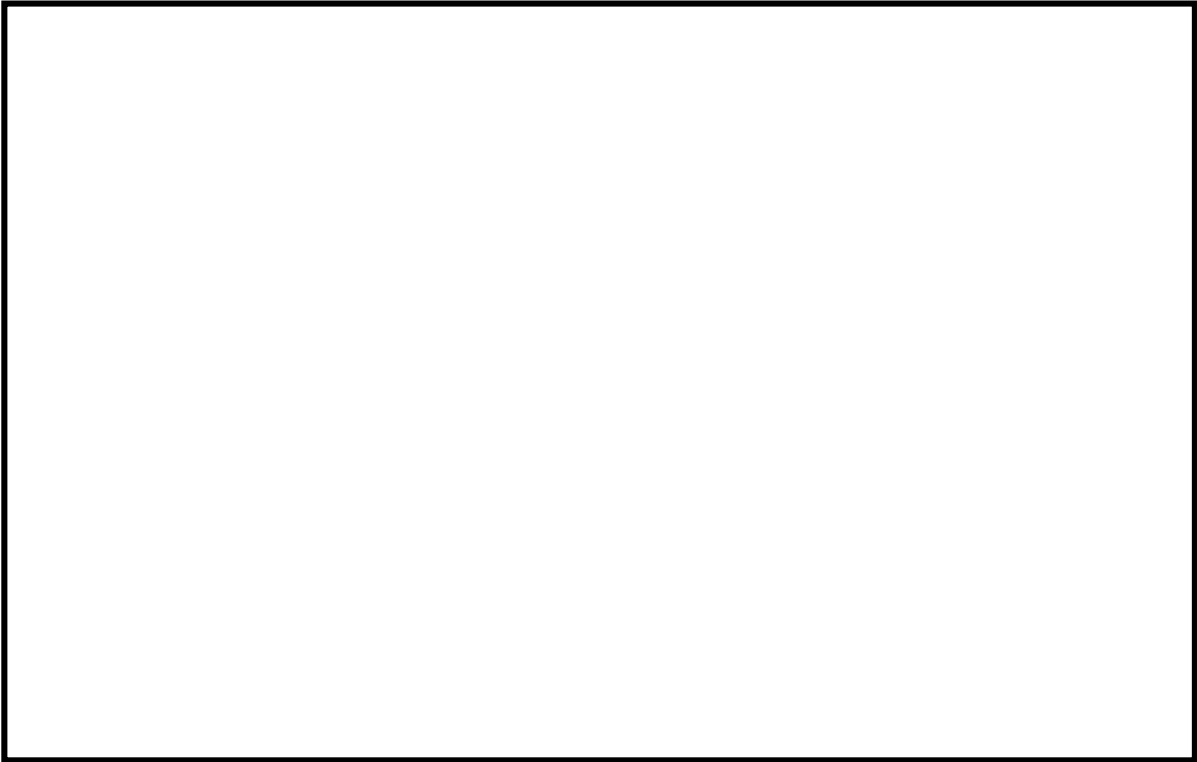


図 2-16-1 コントロール建屋

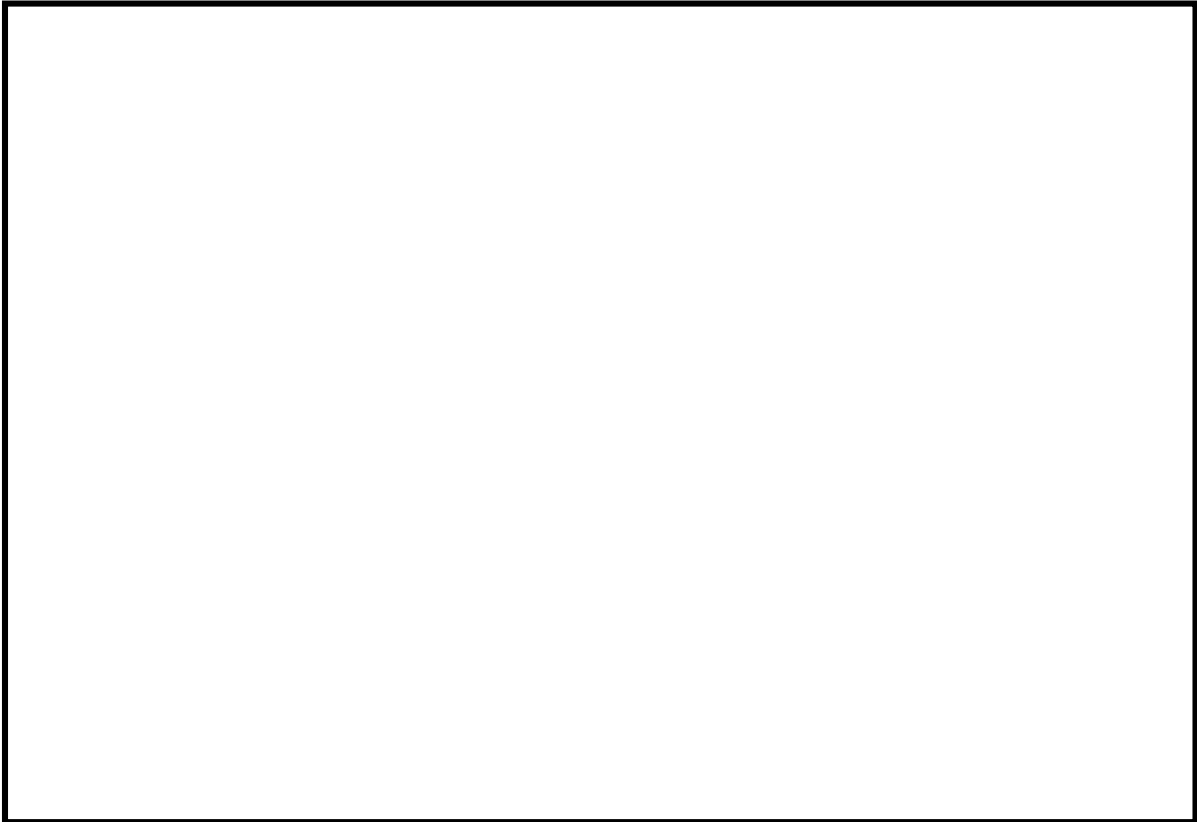


図 2-16-2 中央制御室

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

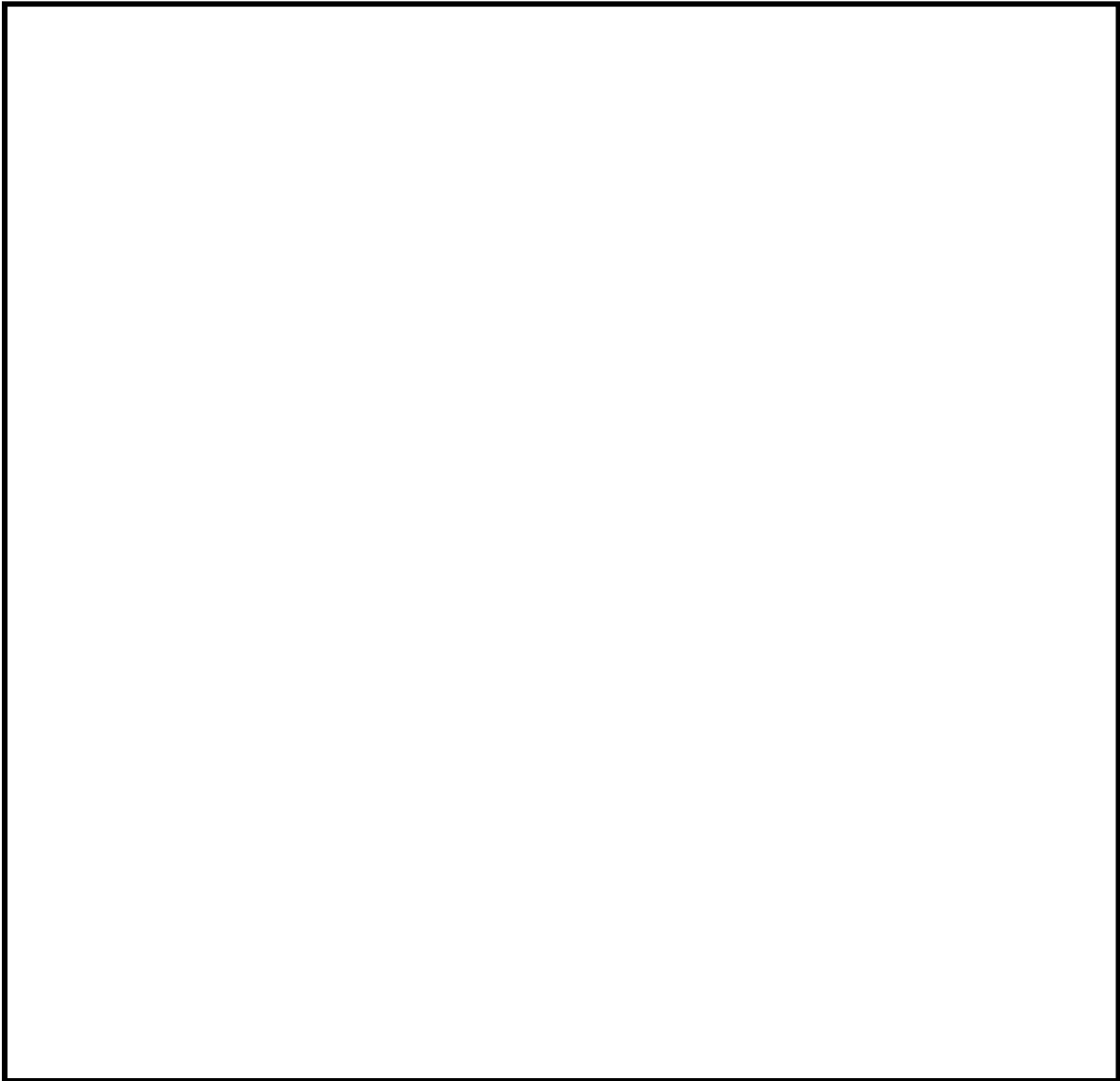


図 2-16-3 中央制御室待避室

2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における、大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法を以下に示す。

(1) 放出量及び大気拡散

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

(2) 評価コード

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくは、評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

$$\text{吸入摂取による内部被ばく：} \quad H = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q(t) dt \cdot \frac{1}{PF}$$

H	: 吸入の内部被ばくによる実効線量[Sv]
R	: 呼吸率(1.2/3600) ^{※1} [m ³ /s]
H _∞	: 呼吸時の実効線量への換算係数 ^{※2} [Sv/Bq]
(χ/Q)	: 相対濃度[s/m ³]
Q(t)	: 時刻 t における核種の環境放出率[Bq/s]
T	: 評価期間[s]
PF	: マスクの防護係数[-]

※1 ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※2 ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定

(3) 評価結果

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価結果を表 2-17-1 及び表 2-17-2 に示す。

表 2-17-1 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果
(代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv] ^{※2}	
		6号炉	7号炉
入退域時	7日 ^{※1}	約 2.5×10^4	約 5.2×10^4

※1 屋外に7日間滞在するものとして評価

※2 マスクの着用を考慮しない場合

表 2-17-2 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果
(格納容器ベントの実施を想定する場合)

評価位置	積算日数	評価結果[mSv] ^{※2}	
		6号炉	7号炉
入退域時	7日 ^{※1}	約 2.4×10^4	約 5.0×10^4

※1 屋外に7日間滞在するものとして評価

※2 マスクの着用を考慮しない場合

2-18 格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は、希ガス類を除き、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれ線源となる。ここでは、中央制御室の居住性に係る被ばく評価における、当該線源からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくの評価方法を示す。

なお、フィルタ装置内（スクラバ水及び金属フィルタ）の放射性物質からの直接ガンマ線については、厚さ 以上の普通コンクリートに遮蔽されること及び線源強度から、当該線源からのスカイシャインガンマ線及び他の線源からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線と比較し、十分小さいとして評価の対象外とした。

1. 評価条件

1.1 線源モデル

a. よう素フィルタ

中央制御室滞在時の被ばく線量評価に用いる線源モデルの設定においては、有機よう素がよう素フィルタ内に取り込まれるものとした。また、入退域時の被ばく線量評価に用いる線源モデルの設定においては、有機よう素及び無機よう素がよう素フィルタ内に取り込まれるものとした^{※1}。保守的な想定として、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入するよう素の総量（中央制御室滞在時の評価においては有機よう素、入退域時の評価においては有機よう素及び無機よう素を考慮）が、格納容器ベント直後によりよう素フィルタ内に移行するものとした。格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質の流入割合（停止時炉内内蔵量に対する割合）を表 2-18-1 に示す。

直接ガンマ線の線源モデルは点線源とし、当該点線源の線源強度は、取り込まれた放射性物質を 1 点に集約することによって求めた^{※2}。

また、スカイシャインガンマ線の線源モデルも点線源とした。ただし、当該点線源の線源強度は、よう素フィルタによる自己遮蔽を考慮するため、以下の手順で評価した。

①QAD-CGGP2R コードを用いて図 2-18-1 に示す形状のよう素フィルタの体積線源^{※2}から 500m 上空の直接ガンマ線の線量进行评估する。

②QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度进行评估する。

※1 無機よう素はフィルタ装置のスクラバ水で大部分が除去されるためよう素フィルタにはほとんど移行しないものと考えられるが、よう素フィルタからの影響が大きい入退域時の評価においては、保守的な想定として格納容器圧力逃がし装置

に流入する無機よう素の総量がよう素フィルタ内に取り込まれるものとした。ただし、この想定においても、線源として支配的となるのは有機よう素であり、無機よう素が被ばく線量に与える影響は小さい。

※2 「直接ガンマ線の点線源の線源強度」と「スカイシャインガンマ線の点線源の線源強度の評価に用いた体積線源の線源強度」は同一。有機よう素及び無機よう素の総量がよう素フィルタに取り込まれた場合の線源強度は表 2-18-2 を参照。

b. フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）

無機よう素及び粒子状放射性物質が、フィルタ装置内に取り込まれるものとした。保守的な想定として、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が、格納容器ベント直後にフィルタ装置内に移行するものとした。

フィルタ装置はスクラバ水と金属フィルタで構成されていることから、フィルタ装置内の線源は、スクラバ水部分と金属フィルタ部分の2領域に分けた。粒子状放射性物質は大部分がスクラバ水で除去された後、残りが金属フィルタで除去されるため、フィルタ装置内の線源は9割がスクラバ水部分に存在し、残りの1割が金属フィルタ部分に存在するものとした。なお、無機よう素はスクラバ水でのみ除去されるが、粒子状放射性物質と同様の存在割合を想定した。この想定は、より放出角度の大きい金属フィルタ（図 2-18-17 及び図 2-18-18 参照）に一部存在するという想定であることから保守的な結果を与える。

金属フィルタ及びスクラバ水のスカイシャインガンマ線の線源モデルは点線源とした。当該点線源の線源強度は、金属フィルタ及びスクラバ水周りの鉄遮蔽並びにスクラバ水の自己遮蔽を考慮するため、以下の手順で評価した。

①QAD-CGGP2R コードを用いて図 2-18-2 に示す形状のスクラバ水の体積線源^{※3}及び金属フィルタの点線源^{※3}から各々500m 上空の直接ガンマ線の線量を評価する。

②QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。

※3 「金属フィルタの点線源の線源強度」及び「スクラバ水の体積線源の線源強度」は、表 2-18-2 を参照。

c. 配管

無機よう素及び粒子状放射性物質が配管内に付着するものとし、希ガス及び有機よう素は配管内に付着しないものと想定した。ここで、配管内の放射性物質の付着割合としては、格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が配管100mに付着するものとした（付着割合：10%/100m）。なお、保守的な想定として、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及

び粒子状放射性物質の総量が格納容器ベント直後に配管に移行し、上記の付着割合で配管に付着するものとした。

よう素フィルタの下流側の配管については、流入前にフィルタ装置及びよう素フィルタにて大部分の放射性物質が除去されることから、当該配管内に付着する放射性物質の被ばくへの影響は、他の線源による影響と比べ十分小さいとして評価の対象外とした。

直接ガンマ線の線源モデルは体積線源^{※4}とした。評価に用いた線源モデルを図 2-18-19 に示す。なお、配管長さは、配管周りの遮蔽を考慮する場合は 100m、配管周りの遮蔽を考慮しない場合は 0.5m とし、各々の場合における 6 号及び 7 号炉の屋外の配管長さを包絡する長さとした。（評価モデルの作成において参照した配管の配置図を図 2-18-4 から図 2-18-7 に示す。）

スカイシャインガンマ線の線源モデルは点線源とし、当該点線源の線源強度は、以下の手順で評価した。

- ①QAD-CGGP2R コードを用いて図 2-18-3 に示す形状の配管の体積線源^{※4}から 500m 上空の直接ガンマ線の線量を評価する。なお、配管長さは、6 号及び 7 号炉の屋外の配管のうち、上部に遮蔽のない配管長さを包絡する長さとして 10m とした。
- ②QAD-CGGP2R コードを用いて①の線量を再現する点線源の線源強度を評価する。

※4 配管 100m の体積線源の線源強度は、表 2-18-2 を参照。

表2-18-1 放射性物質の格納容器圧力逃がし装置への流入割合

	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross値)	停止時炉内内蔵量に対する 格納容器圧力逃がし装置への流入割合 (事故発生から168時間後時点) [-]
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 9.2×10^{-1}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 3.3×10^{-2}
Cs類	約 1.3×10^{18}	約 2.6×10^{-6}
Te類	約 9.5×10^{18}	約 5.2×10^{-7}
Ba類	約 2.9×10^{19}	約 2.1×10^{-7}
Ru類	約 2.9×10^{19}	約 2.6×10^{-8}
La類	約 6.5×10^{19}	約 2.1×10^{-9}
Ce類	約 8.9×10^{19}	約 5.2×10^{-9}

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

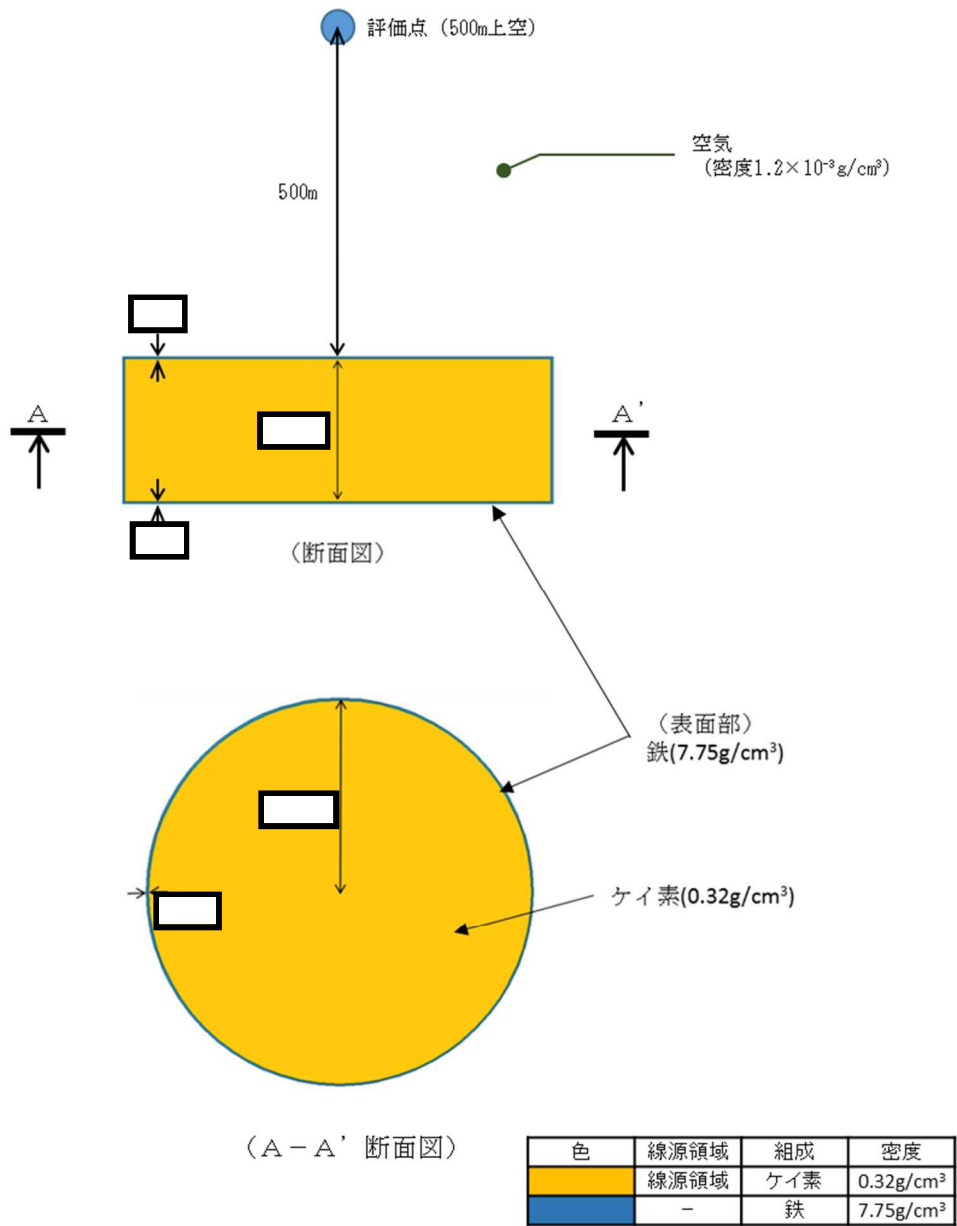


図 2-18-1 体積線源モデル図 (よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

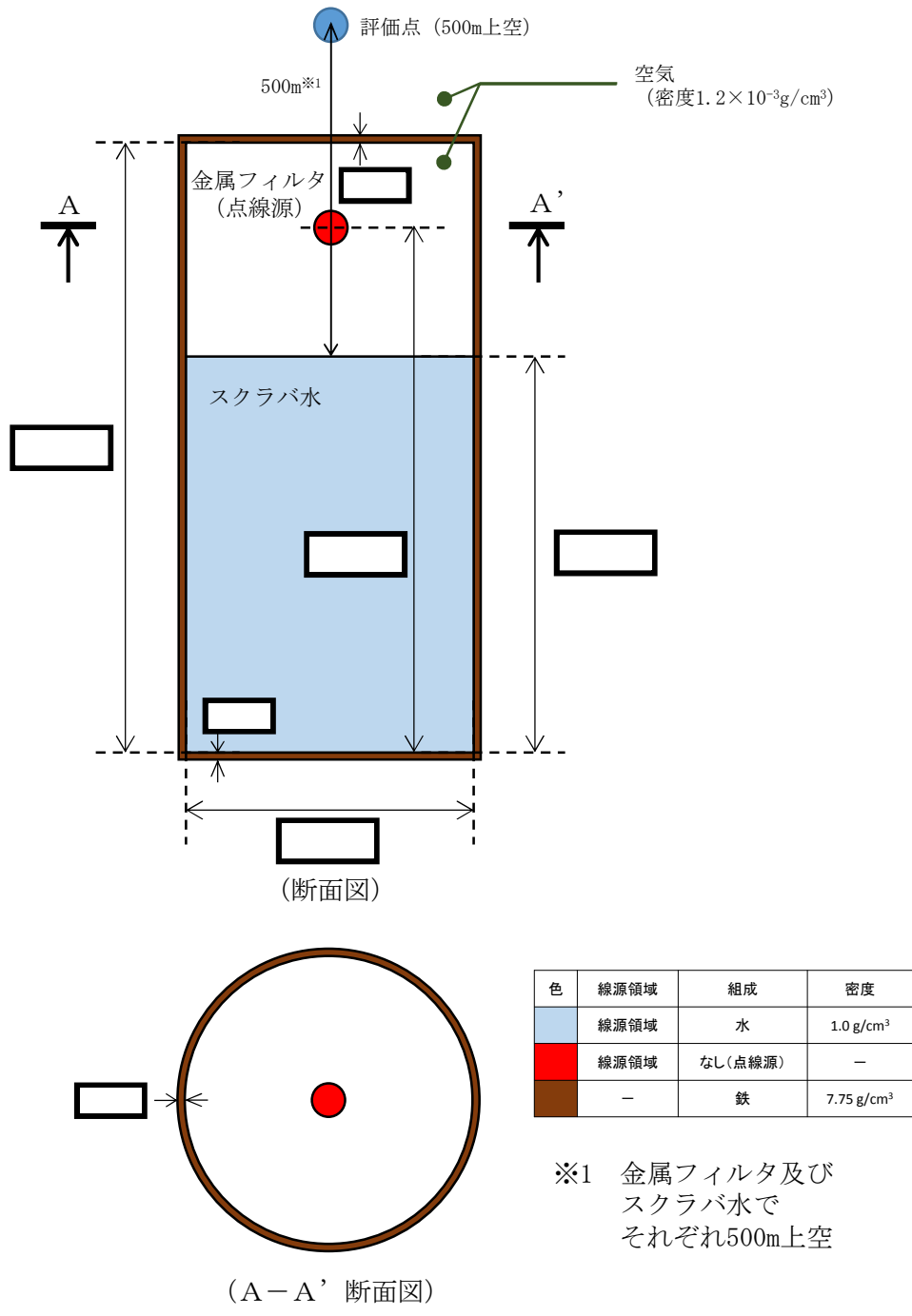
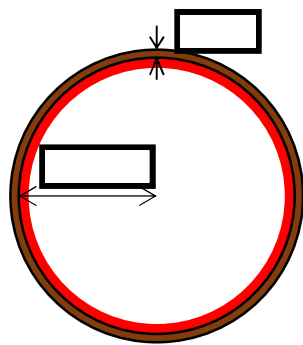
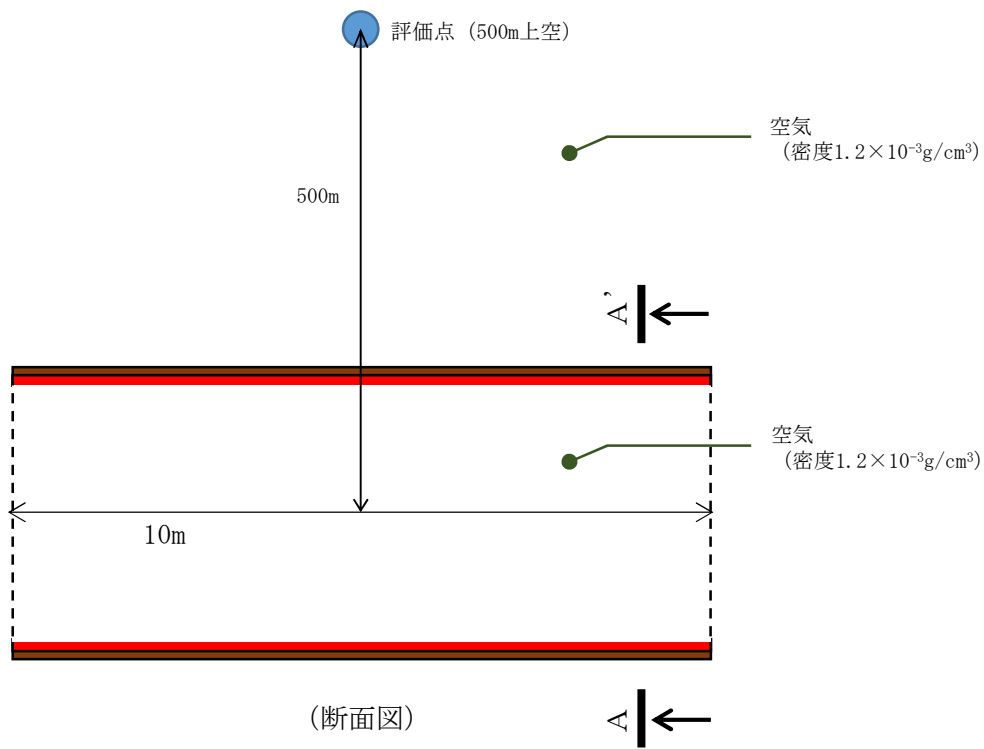


図 2-18-2 体積線源モデル図 (スクラバ水)

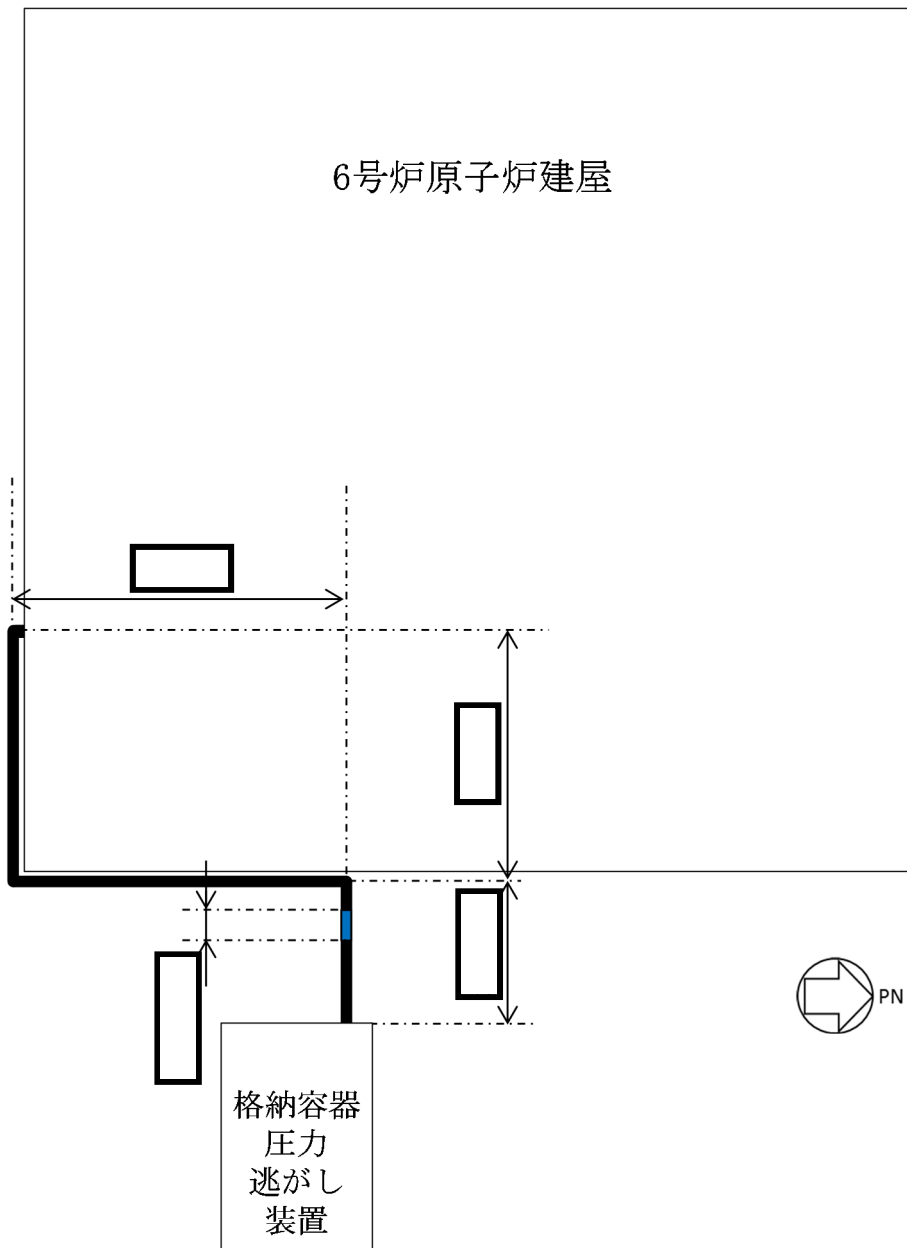
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



色	線源領域	組成	密度
赤	線源領域	空気	$1.2 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$
茶	-	鉄	7.75g/cm^3

図 2-18-3 体積線源モデル図 (配管)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



黒線部分：上部 厚さの鉄板
側面及び下面を の鉄板で遮蔽
青線部分：上面・側面・下面ともに遮蔽なし

図 2-18-4 配管配置(平面図)(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

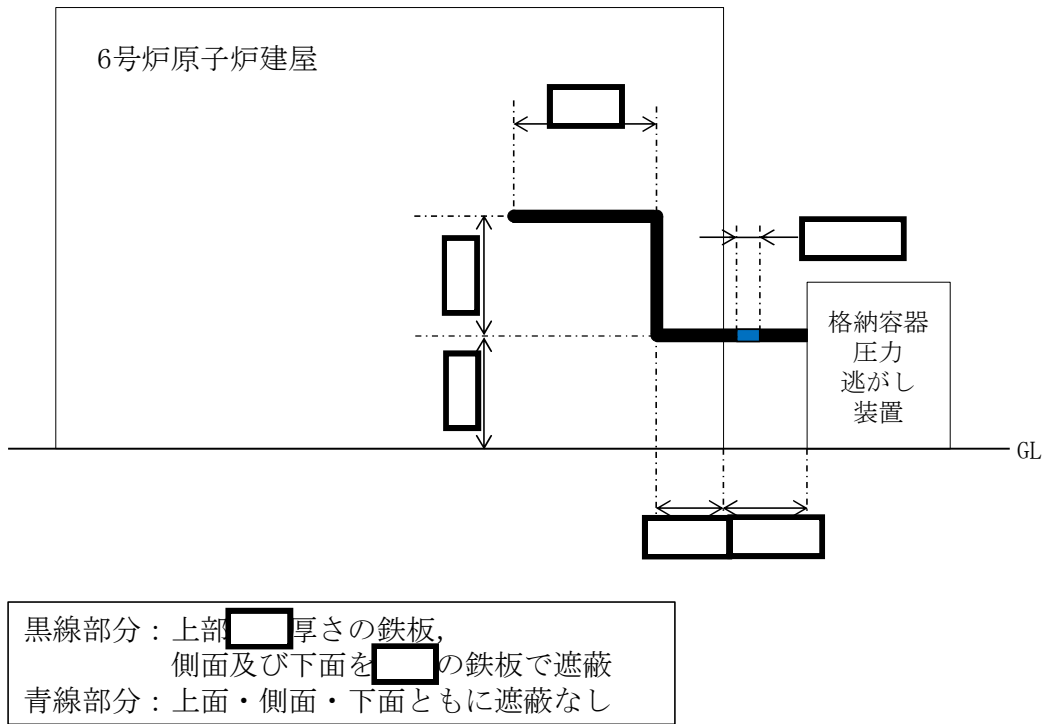


図 2-18-5 配管配置(断面図)(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

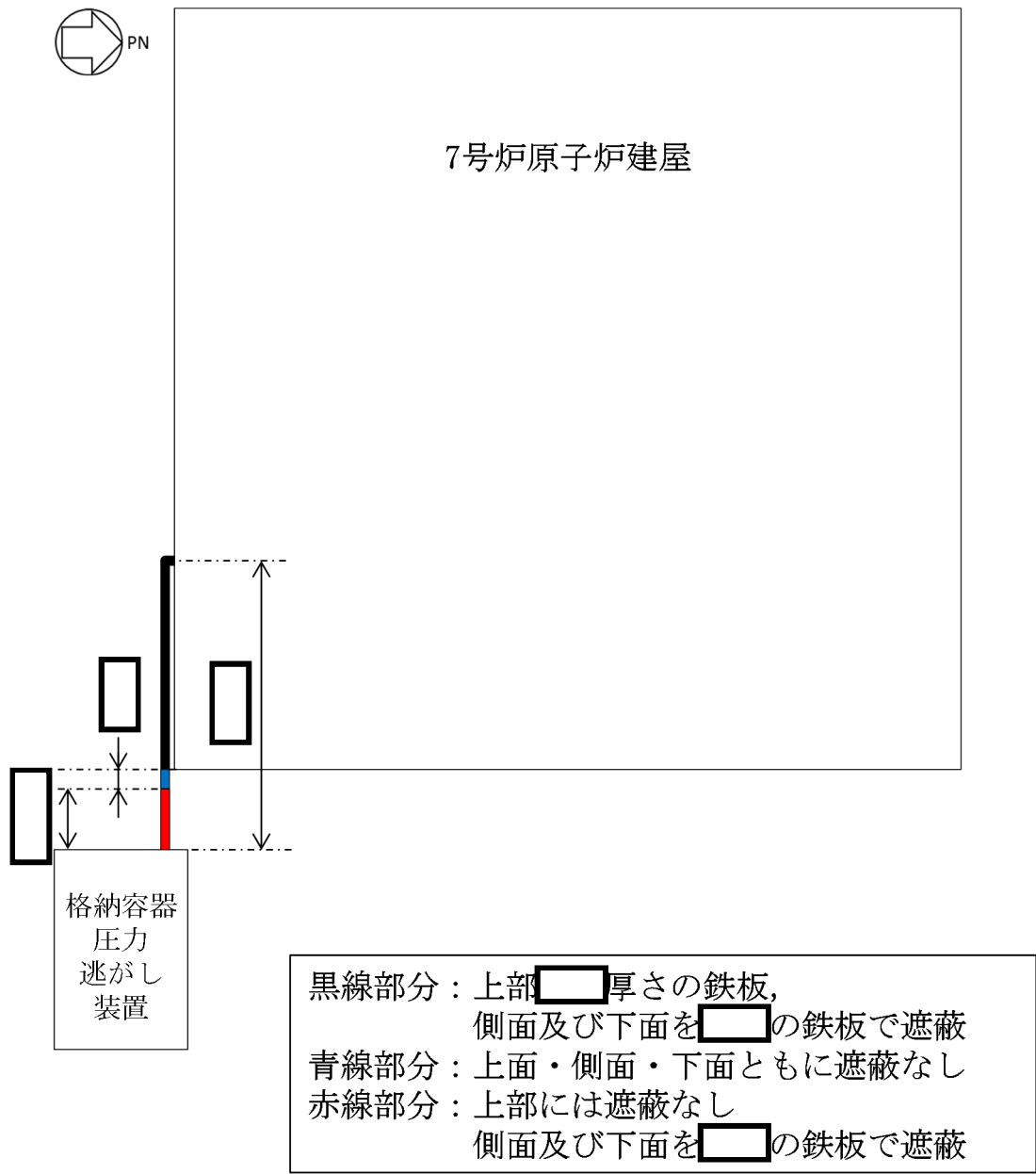
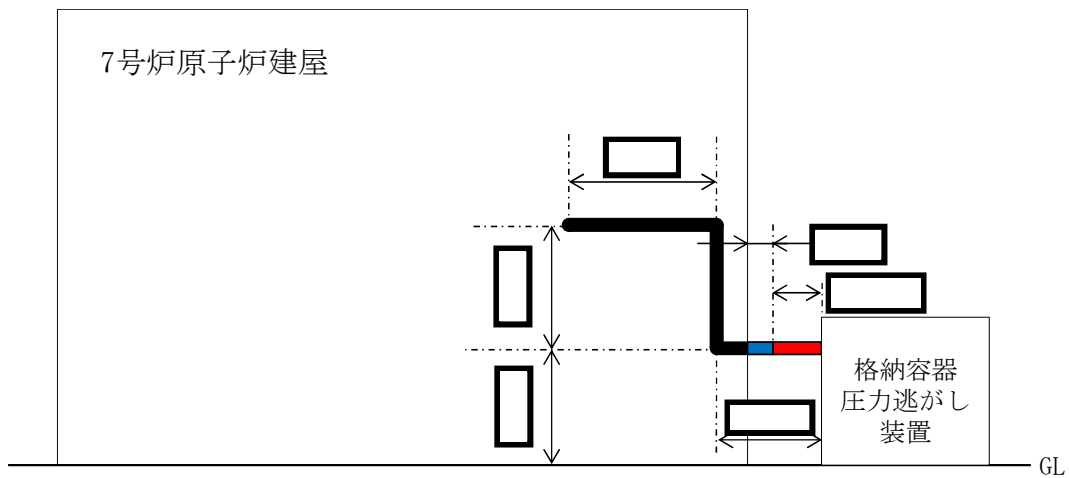


図 2-18-6 配管配置(平面図)(7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



黒線部分：上部 [] 厚さの鉄板，
側面及び下面を [] の鉄板で遮蔽
青線部分：上面・側面・下面ともに遮蔽なし
赤線部分：上部には遮蔽なし
側面及び下面を [] の鉄板で遮蔽

図 2-18-7 配管配置(断面図)(7号炉)

1.2 線源強度

格納容器ベント開始時刻におけるよう素フィルタの線源強度[photons/s]は、評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入するよう素の総量（中央制御室滞在時の評価においては有機よう素，入退域時の評価においては有機よう素及び無機よう素を考慮）が、格納容器ベント開始時刻によるよう素フィルタ内に移行すると想定し算出した。また、フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）については無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が移行し、配管については無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の10%が配管100mに移行するものとして線源強度を算出した。格納容器ベント開始時刻以降においては、よう素フィルタ及び配管の線源強度は時間減衰を考慮し、フィルタ装置の線源強度は時間減衰を考慮しないものとした。

停止時炉内蔵量に対する核種ごとの原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流入割合（評価期間中に格納容器圧力逃がし装置に流入する総量）は、MAAP 解析及びNUREG-1465の知見に基づき評価した。なお、MAAPコードでは、よう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、ベントラインへの流入割合の評価条件をそれぞれ設定し評価した。

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

表 2-18-2 各線源領域の線源強度（格納容器ベント開始直後）
（6号及び7号炉で同一）

エネルギー (MeV)		線源強度			
		フィルタ装置及びよう素フィルタ : [photons/s]		配管 : [photons/ (s・100m)]	
下限	上限 (代表エネルギー)	フィルタ装置		配管	よう素 フィルタ ^{※1※2}
		スクラバ水	金属 フィルタ		
—	2.00×10^{-2}	約 7.2×10^{14}	約 8.0×10^{13}	約 8.0×10^{13}	約 7.1×10^{16}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.1×10^{14}	約 2.4×10^{13}	約 2.4×10^{13}	約 2.1×10^{16}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.1×10^{14}	約 1.2×10^{13}	約 1.2×10^{13}	約 1.0×10^{16}
4.50×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 1.3×10^{14}	約 1.4×10^{13}	約 1.4×10^{13}	約 1.3×10^{16}
7.00×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.0×10^{14}	約 1.1×10^{13}	約 1.1×10^{13}	約 1.0×10^{16}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.1×10^{13}	約 5.7×10^{12}	約 5.7×10^{12}	約 5.0×10^{15}
1.50×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.0×10^{14}	約 2.2×10^{13}	約 2.2×10^{13}	約 1.9×10^{16}
3.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 9.9×10^{14}	約 1.1×10^{14}	約 1.1×10^{14}	約 9.8×10^{16}
4.50×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 3.0×10^{15}	約 3.4×10^{14}	約 3.4×10^{14}	約 3.0×10^{17}
7.00×10^{-1}	1.00×10^0	約 1.6×10^{15}	約 1.7×10^{14}	約 1.7×10^{14}	約 1.6×10^{17}
1.00×10^0	1.50×10^0	約 3.9×10^{14}	約 4.3×10^{13}	約 4.3×10^{13}	約 3.8×10^{16}
1.50×10^0	2.00×10^0	約 4.1×10^{13}	約 4.5×10^{12}	約 4.5×10^{12}	約 4.0×10^{15}
2.00×10^0	2.50×10^0	約 2.5×10^{13}	約 2.8×10^{12}	約 2.8×10^{12}	約 2.4×10^{15}
2.50×10^0	3.00×10^0	約 5.7×10^{11}	約 6.4×10^{10}	約 6.4×10^{10}	約 5.6×10^{13}
3.00×10^0	4.00×10^0	約 1.0×10^7	約 1.1×10^6	約 1.1×10^6	0
4.00×10^0	6.00×10^0	約 1.2×10^6	約 1.3×10^5	約 1.3×10^5	0
6.00×10^0	8.00×10^0	約 6.1×10^{-1}	約 6.8×10^{-2}	約 6.8×10^{-2}	0
8.00×10^0	1.10×10^1	約 7.1×10^{-2}	約 7.9×10^{-3}	約 7.9×10^{-3}	0

※1 よう素フィルタ本体2基分

※2 格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量がよう素フィルタに取り込まれた場合の線源強度を記載

1.3 評価点

a. 評価点の位置

中央制御室滞在時の評価点は、中央制御室内でよう素フィルタ及びフィルタ装置に最も近い位置として図 2-18-8 に示す点を選定した。入退域時の評価点は、アクセスルートよりもフィルタ装置及びよう素フィルタに近い点として、図 2-18-8 に示す点を選定した。各評価点の線源からの水平距離を表 2-18-3 及び表 2-18-4 に示す。

b. 評価点の高さ

直接ガンマ線の評価において、評価点の高さは中央制御室滞在時及び入退域時ともに各線源と同じ高さとした。スカイシャインガンマ線の評価においては、中央制御室滞在時は中央制御室の天井面高さ、入退域時は地表面から 1.5m 高さとした。

c. 評価点周りの遮蔽

中央制御室滞在時の評価においては、評価点が遮蔽で覆われているものとして評価した。遮蔽厚さは、中央制御室が属するコントロール建屋の遮蔽を考慮し、コンクリートで [] と設定した。評価点周りの遮蔽モデルを図 2-18-9 に示す。なお、入退域時の評価においては、保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。

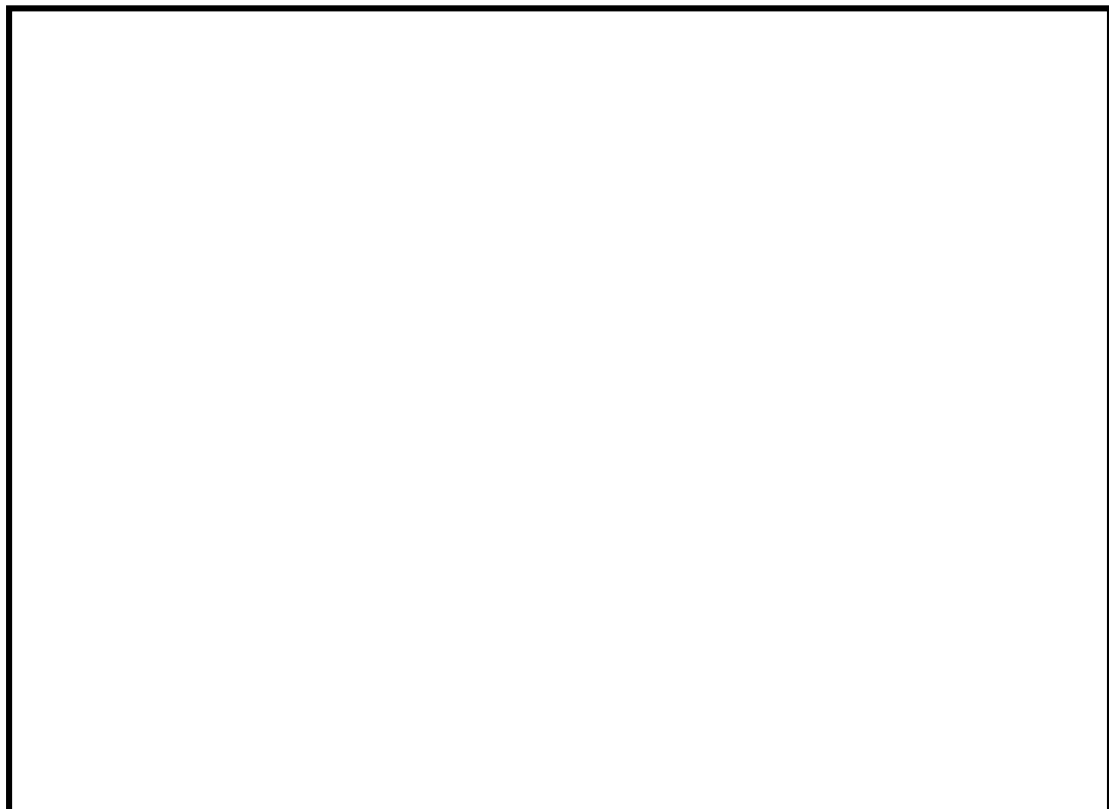


図 2-18-8 アクセスルート並びに線源及び評価点位置（中央制御室滞在時及び入退域時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2-18-3 各評価点の線源からの水平距離^{※1} (入退域時)

評価点	線源			
	フィルタ装置及びよう素フィルタ (フィルタ装置中心からの距離)		配管 (最近接点からの距離)	
	6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
6号炉格納容器ベント実施時の評価点	約 48m	-	約 56m	-
7号炉格納容器ベント実施時の評価点	-	約 49m	-	約 49m

※1 小数点第一位を切り捨て

表 2-18-4 各評価点の線源からの水平距離^{※1} (中央制御室滞在時)

評価点	線源			
	フィルタ装置及びよう素フィルタ (フィルタ装置中心からの距離)		配管 (最近接点からの距離)	
	6号炉	7号炉	6号炉	7号炉
6号炉格納容器ベント実施時の評価点	約 49m	-	約 29m	-
7号炉格納容器ベント実施時の評価点	-	約 66m	-	約 61m

※1 小数点第一位を切り捨て

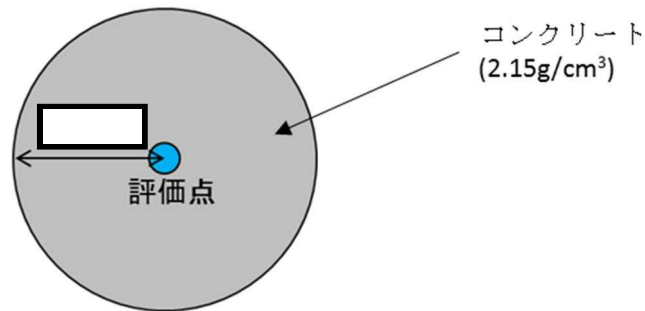


図 2-18-9 中央制御室滞在時における評価点周りの遮蔽モデル

1.4 評価体系

a. よう素フィルタ

中央制御室滞在時及び入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系を図 2-18-10 及び図 2-18-11 に示す。スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは、よう素フィルタ上端の高さとした。

スカイシャインガンマ線の評価に用いた放出角度は、図 2-18-12 に示すよう素フィルタ及びフィルタベント遮蔽壁の配置を基に算出した。放出角度を図 2-18-13 に示す。

b. フィルタ装置（スクラバ水及び金属フィルタ）

中央制御室滞在時及び入退域時のスカイシャインガンマ線の評価体系を図 2-18-14 及び図 2-18-15 に示す。スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは、スクラバ水上端及び金属フィルタ上端の高さとした。

スカイシャインガンマ線の評価に用いた放出角度は、図 2-18-16 に示すスクラバ水及び金属フィルタ並びにフィルタベント遮蔽壁の配置を基に算出した。放出角度を図 2-18-17 及び図 2-18-18 に示す。

c. 配管

中央制御室滞在時及び入退域時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系を図 2-18-19 及び図 2-18-20 に示す。

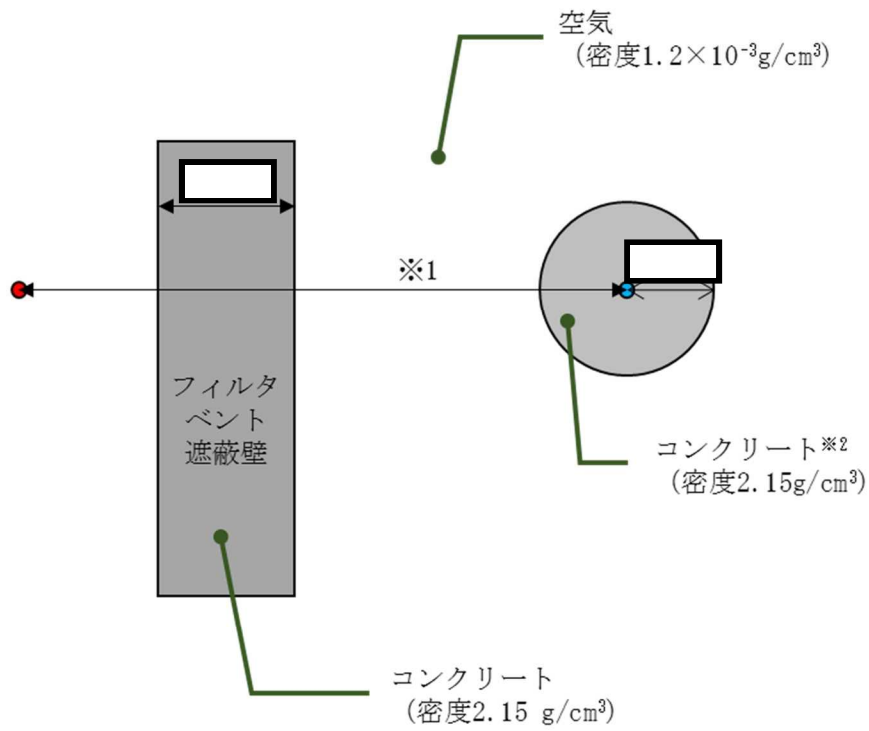
スカイシャインガンマ線の線源（点線源）の高さは、図 2-18-5 及び図 2-18-7 に赤線又は青線で示した配管の中心高さとした。また、放出角度は、180 度とした。

1.5 評価コード

直接ガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コード※を用いた。また、スカイシャインガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コード※及び G33-GP2R コードを用いた。

※ ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



凡例	
●	: 点線源
●	: 評価点

※1 線源と評価点との距離は、表2-18-3及び表2-18-4を参照。
※2 中央制御室滞在時のみ評価点周りの遮蔽を考慮し、
入退域時は考慮しない。

図 2-18-10 評価モデル (直接ガンマ線, よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

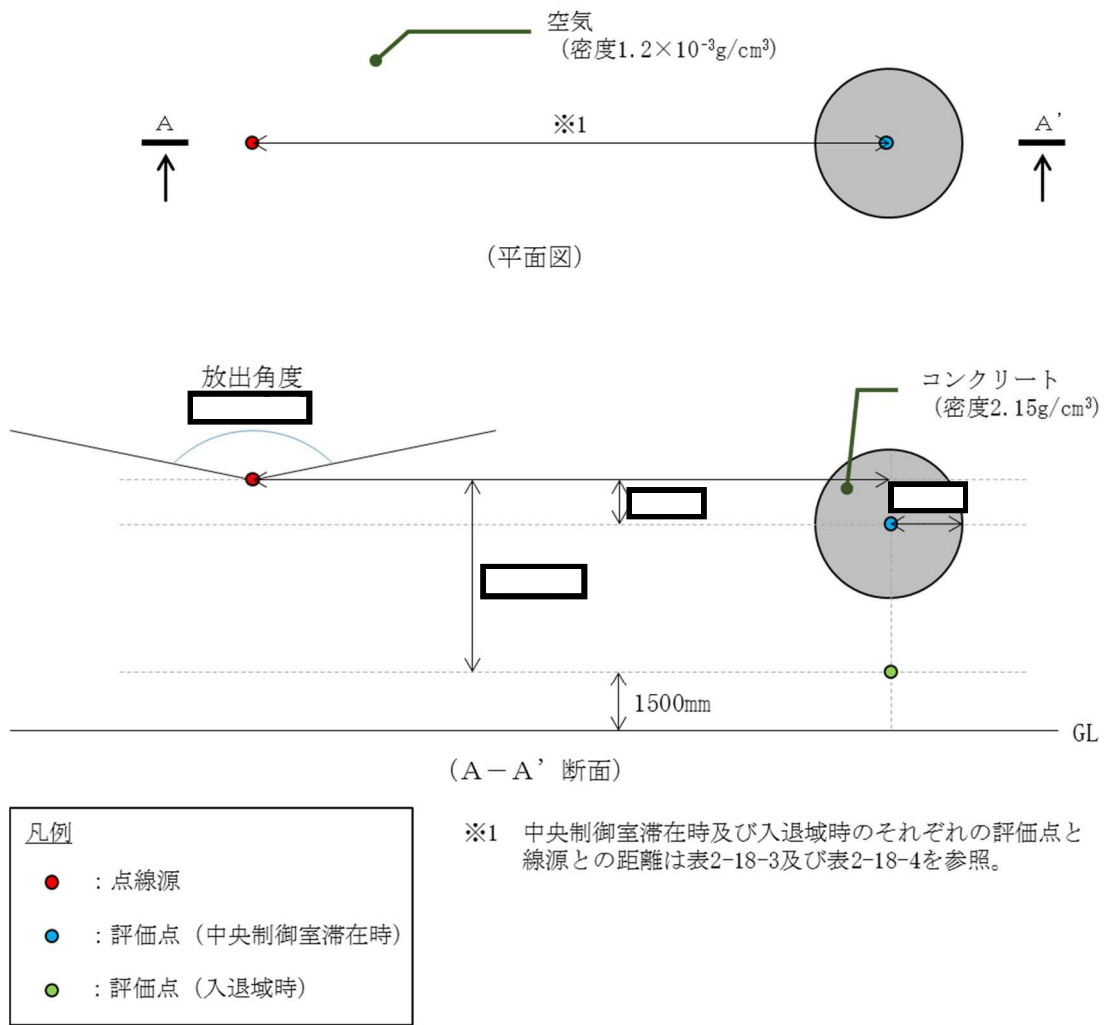


図 2-18-11 評価モデル (スカイシャインガンマ線, よう素フィルタ)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

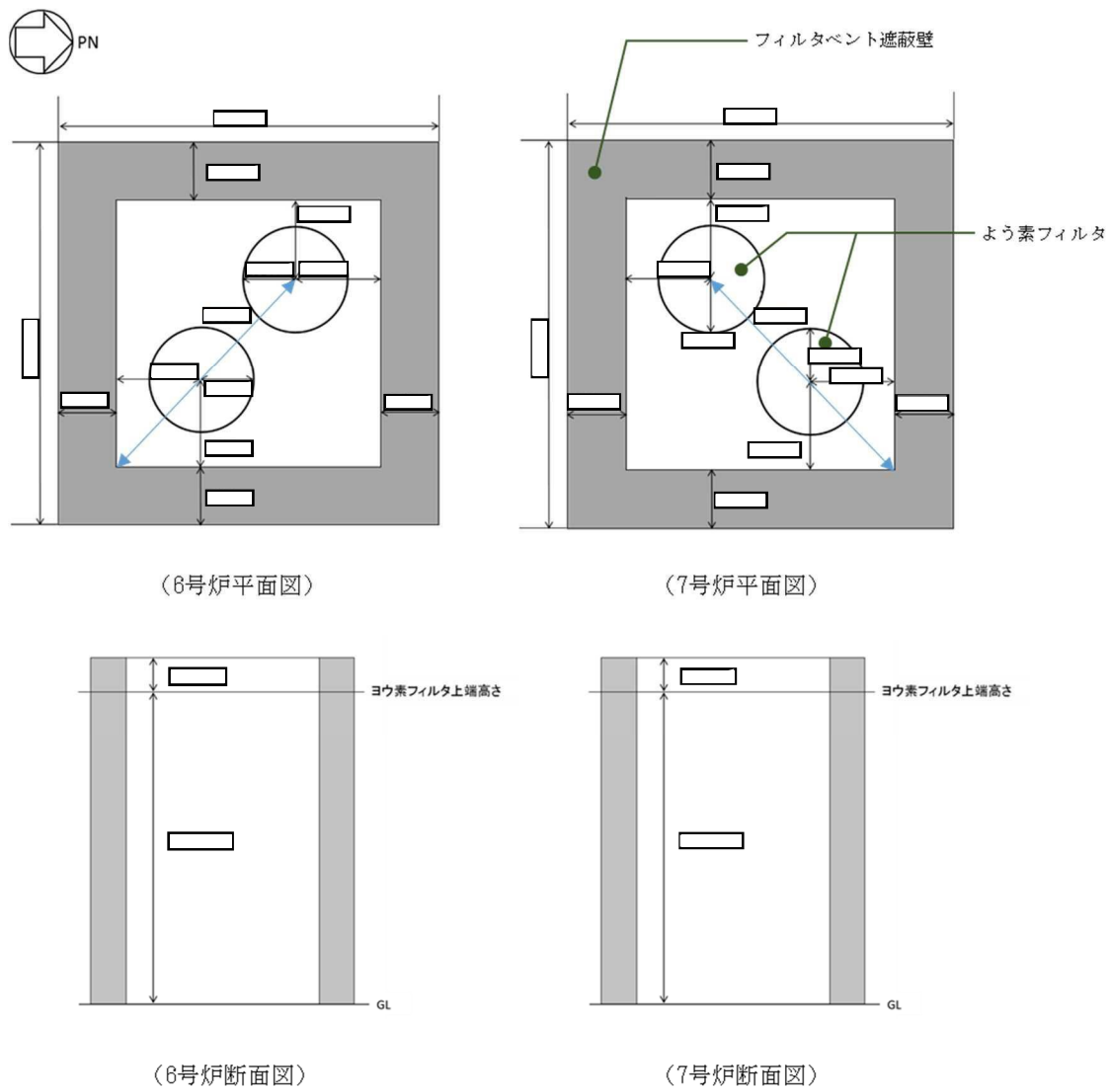
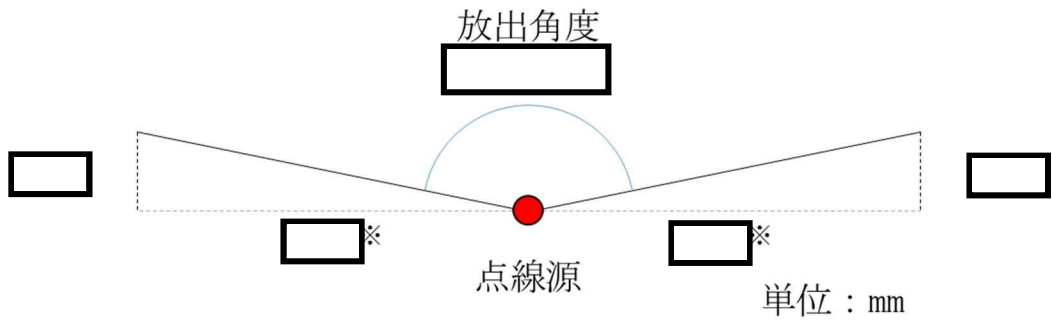


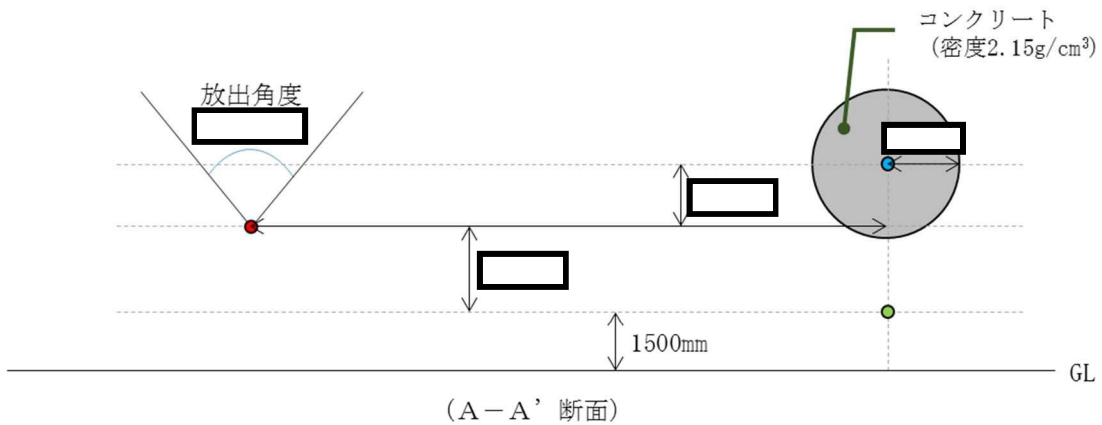
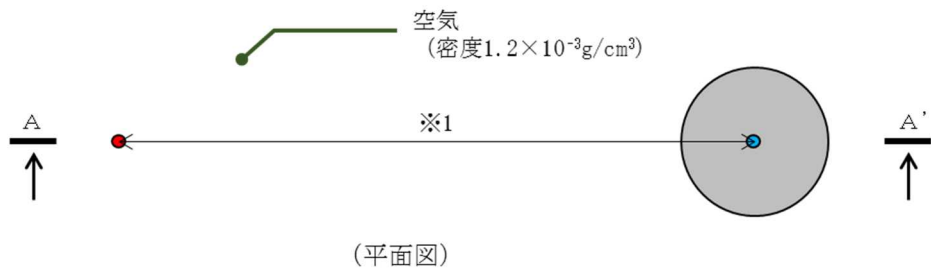
図 2-18-12 よう素フィルタモデル図 (6号及び7号炉で共通)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※：対角距離を選択

図 2-18-13 放出角度（よう素フィルタ）



- 凡例
- : 点線源
 - : 評価点（中央制御室滞在時）
 - : 評価点（入退域時）

※1 中央制御室滞在時及び入退域時のそれぞれの評価点と線源との距離は表2-18-3及び表2-18-4を参照。

図 2-18-14 評価モデル（スカイシャインガンマ線，金属フィルタ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

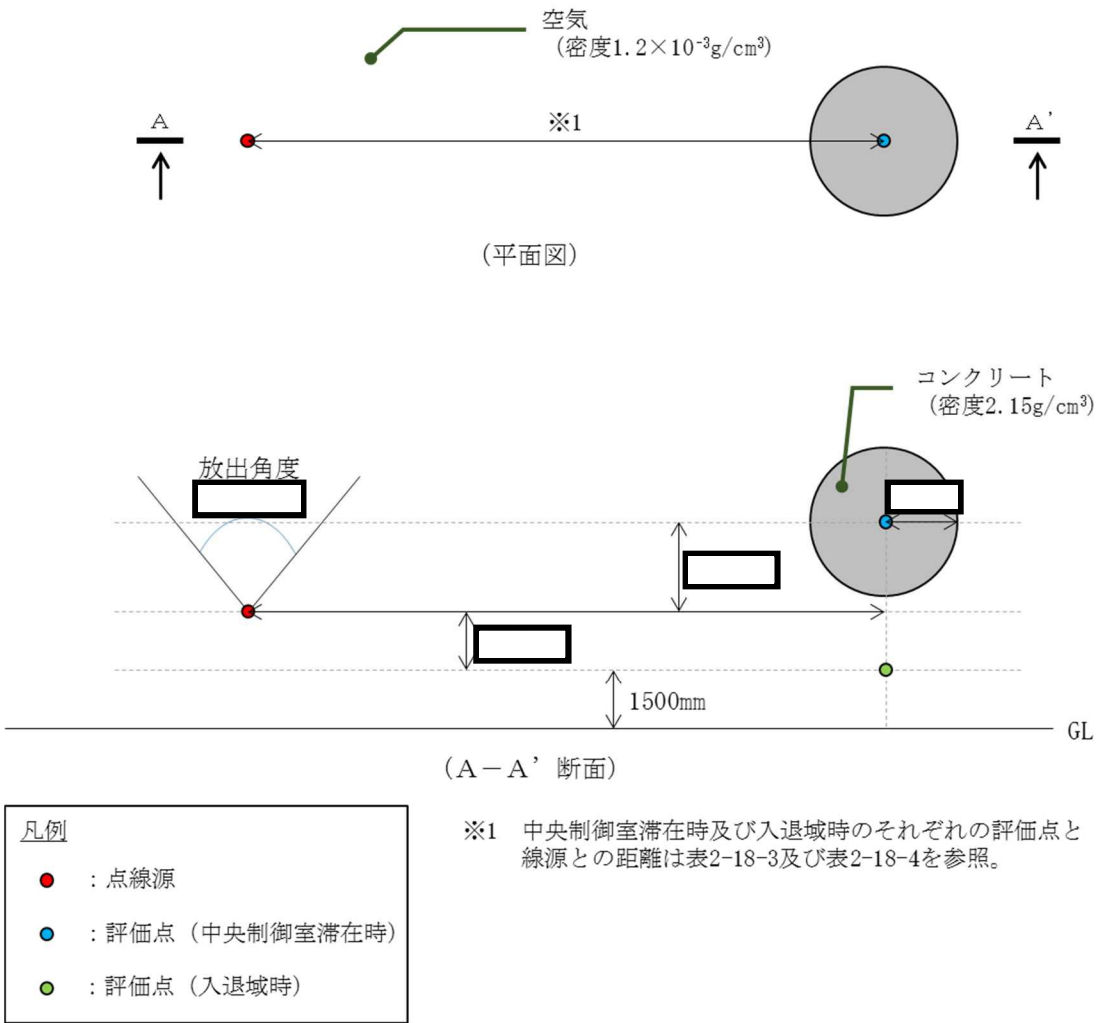


図 2-18-15 評価モデル (スカイシャインガンマ線, スクラバ水)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

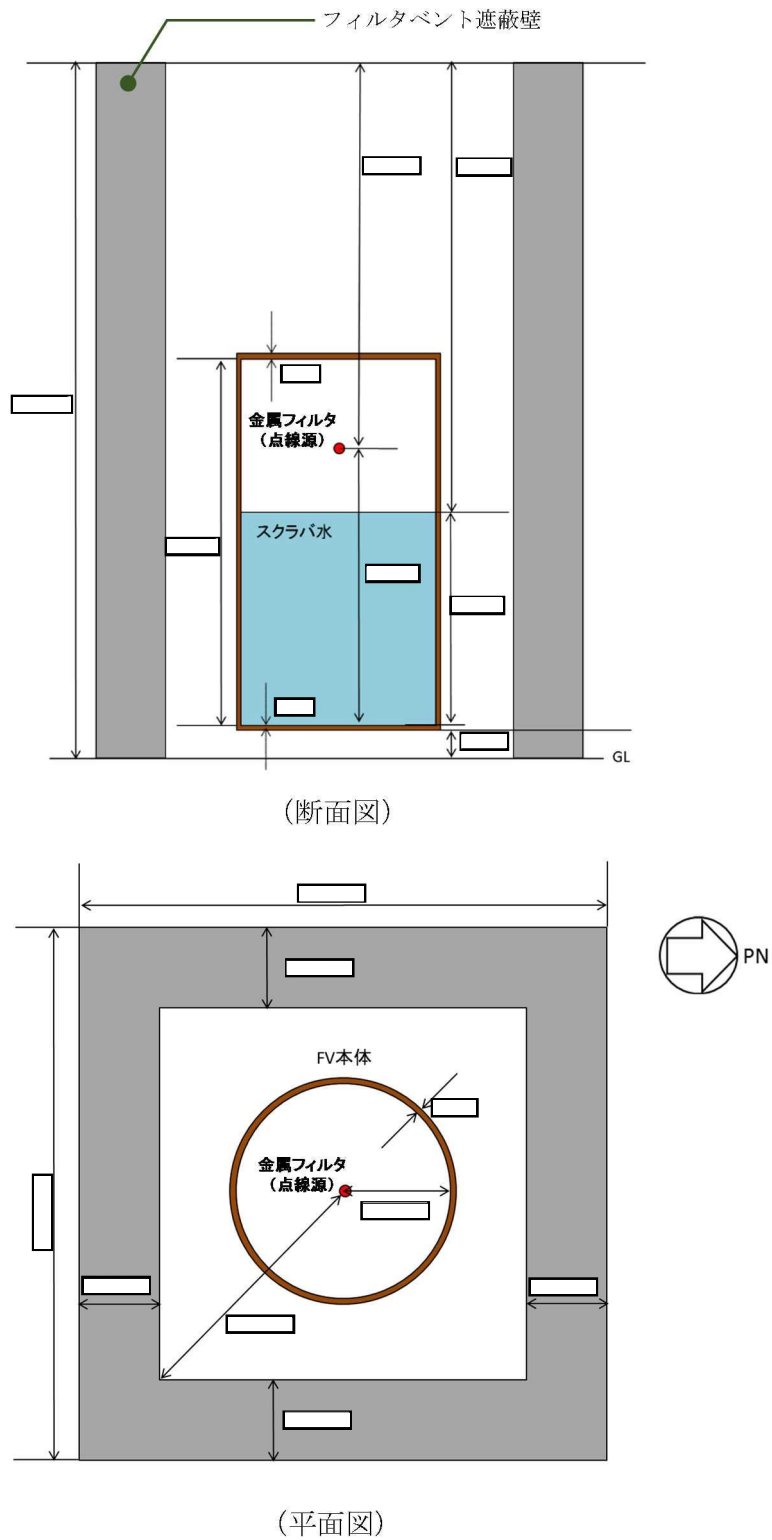
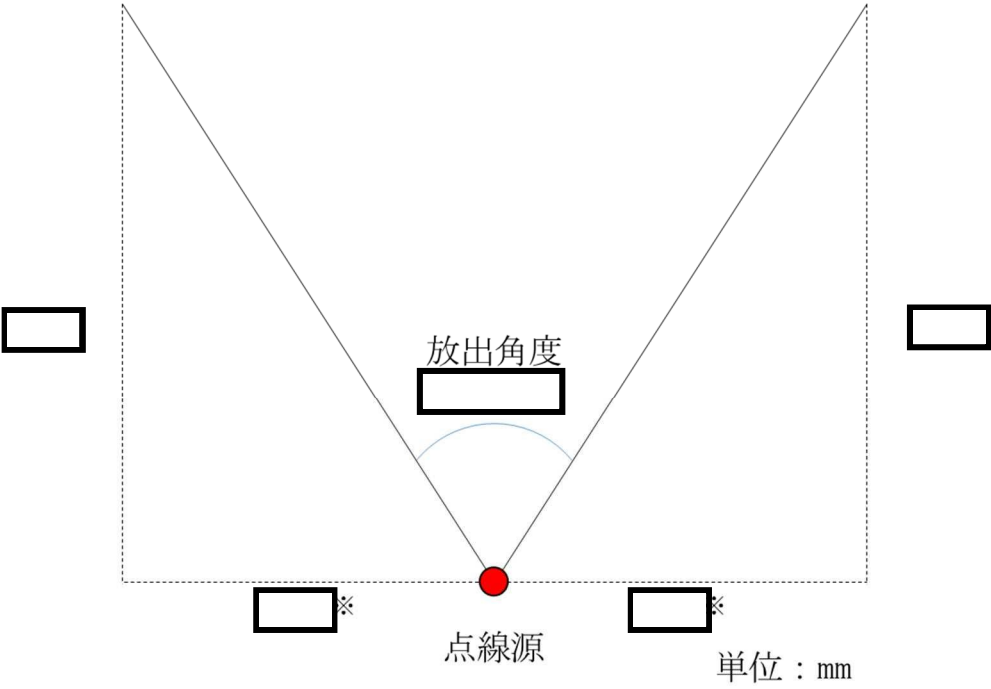


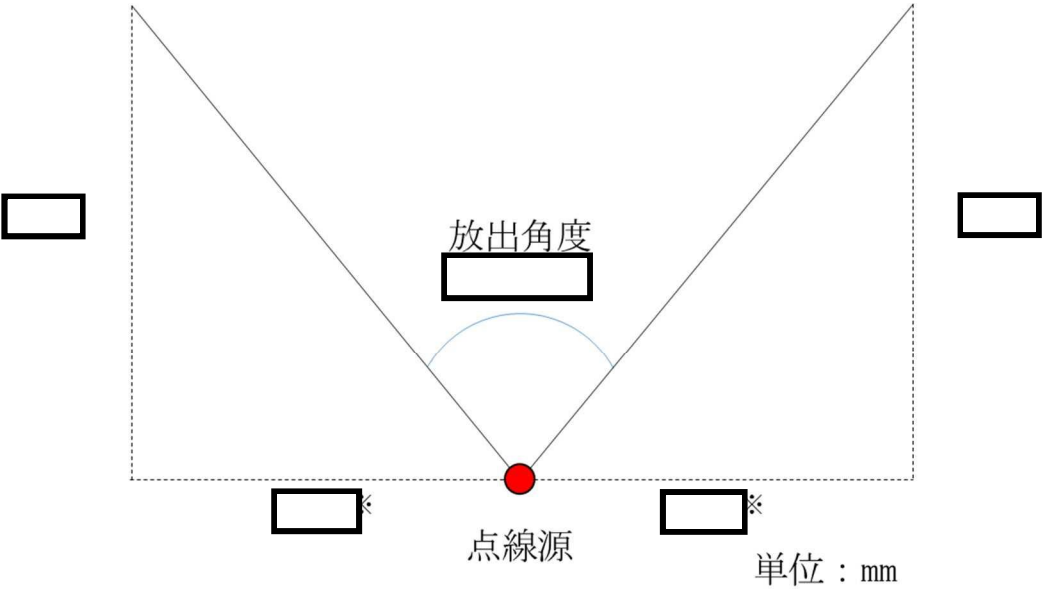
図 2-18-16 フィルタ装置モデル図 (6号及び7号炉で共通)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※：対角距離を選択

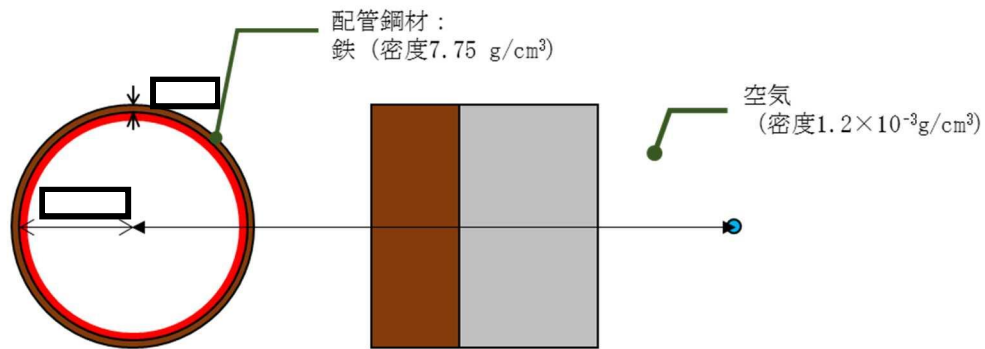
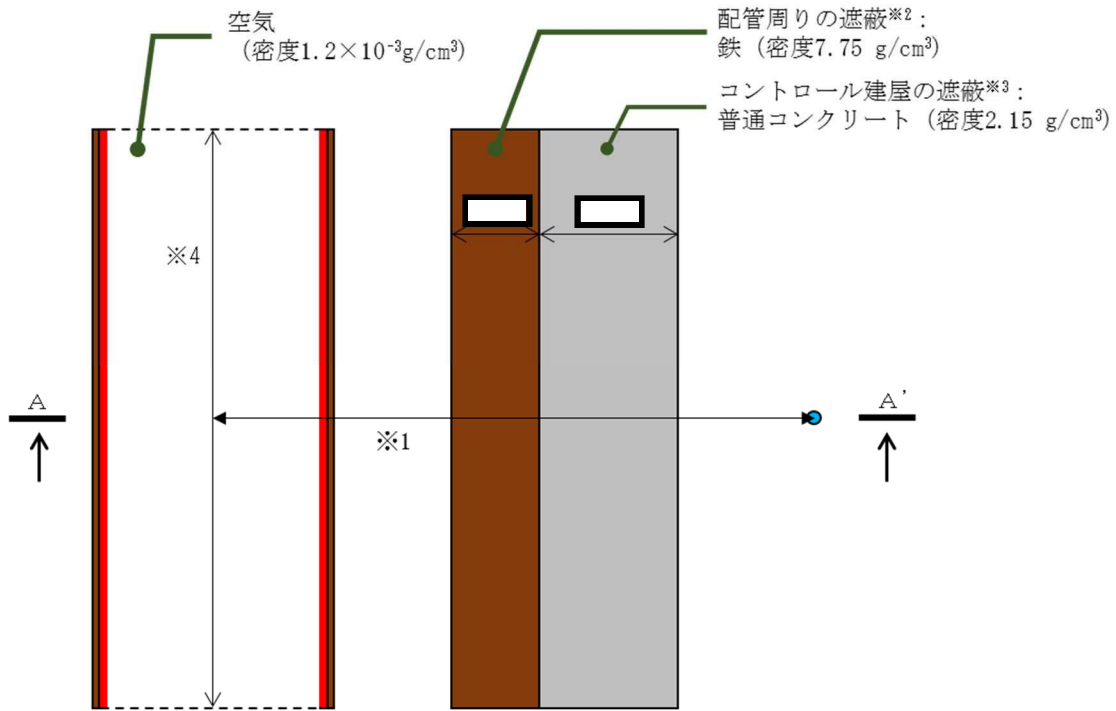
図 2-18-17 放出角度（スクラバ水）



※：対角距離を選択

図 2-18-18 放出角度（金属フィルタ）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(A-A' 断面)

凡例	
■	: 線源
●	: 評価点

- ※1 中央制御室滞在時及び入退域時のそれぞれの評価点と線源との距離は表2-18-3及び表2-18-4を参照。
- ※2 配管周りの遮蔽がない配管からの影響を評価する際は考慮しない。
- ※3 中央制御室滞在時のみコントロール建屋の遮蔽（コンクリート ）を考慮し、入退域時は考慮しない。
- ※4 配管長さは、配管周りの遮蔽を考慮する場合は100m、配管周りの遮蔽がない場合は0.5mとした。

図 2-18-19 評価モデル（直接ガンマ線，配管）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

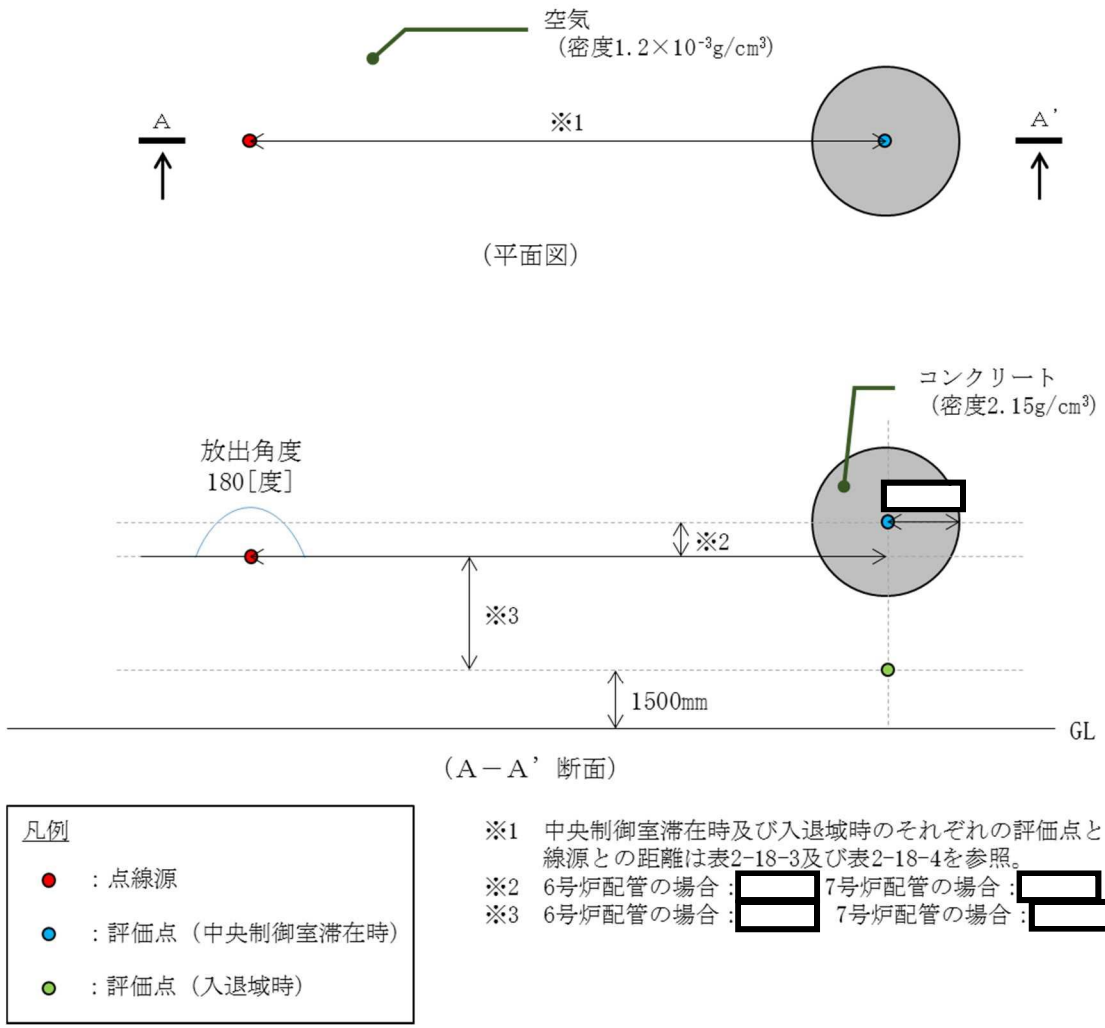


図 2-18-20 評価モデル (スカイシャインガンマ線, 配管)

2-19 原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御についてはその効果に期待しないものとしている。

以下では、「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる 6 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し、7 号炉が格納容器ベントを実施するケースを例として、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待することによる影響を評価した。

評価条件は、よう素の放出放射エネルギー以外は原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合と同じとした。また、よう素放出量の低減による影響を考慮する被ばく経路は以下のとおりとし、その他の被ばく経路については、保守的に原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合と同じとした。

【よう素放出量の低減による影響を考慮する被ばく経路】

・中央制御室滞在時

- 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく
- 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく
- 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく^{※1}

※1 室内に外気から取り込まれた放射性物質のうち、中央制御室内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、保守的に原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合と同じとした。

・入退域時

- 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによう素フィルタ内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく
- 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく
- 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく
- 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく

1. 放射性物質の大気中への放出量

原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待した場合の放出放射エネルギーを表 2-19-1 及び表 2-19-2 に示す。なお、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待する場合のよう素の放出放射エネルギーは、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対処設備について 別添資料

-1」の3.2.2.1.2に示す評価式に基づき評価した。

表 2-19-1 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
(代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 7.5×10^{14}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{12}

表 2-19-2 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
(W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
	格納容器圧力逃がし装置 及びよう素フィルタを 経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び 非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 4.5×10^{10}	約 7.7×10^{14}
Cs 類	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

2. 評価結果

原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待した場合の評価結果を表 2-19-3-1 及び 2-19-3-2 に示す。さらに、被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表 2-19-4-1 及び 2-19-4-2 に、被ばく線量の合計が最も大きい滞在日における評価結果の内訳を表 2-19-5-1 及び表 2-19-5-2 に示す。また、各表の括弧内に、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合の評価結果を示す。

評価の結果、被ばく線量の合計が最も大きくなる班で約 51mSv となり、原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しない場合（約 86mSv）に比べ小さくなることを確認した。

表 2-19-3-1 原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待する場合の各勤務サイクルでの被ばく線量(6号炉:代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉:格納容器ベント実施)
(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約 12 ^{※4} (約 20)	^{1直} 約 23 (約 42)	-	^{2直} 約 12 ^{※5} (約 24)	-	-	-	約 47 (約 85)
B班	-	-	^{2直} 約 14 ^{※5} (約 29)	-	^{2直} 約 11 ^{※5} (約 21)	^{2直} 約 9.6 ^{※5} (約 19)	-	約 34 (約 69)
C班	-	-	^{1直} 約 33 (約 50)	^{1直} 約 13 (約 26)	-	-	^{2直} 約 5.0 ^{※5※6} (約 10)	約 51 (約 86)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 11 (約 22)	^{1直} 約 10 (約 20)	^{1直} 約 13 ^{※5※6} (約 26)	約 34 (約 69)
E班	^{2直} 約 10 ^{※4} (約 16)	^{2直} 約 29 (約 54)	-	-	-	-	-	約 39 (約 70)

- ※1 括弧内: 原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 ※2 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮
 ※3 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
 ※4 中央制御室内で、事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
 ※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 ※6 本評価において想定した直交替スケジュールでは、7日目2直の班が中央制御室滞在中に、交替のために入域する1直勤務の班(本評価では7日目1直の班と同じ班を想定)が入域を終了した時点で評価期間終了(事象発生から168時間後)となる。本表では、評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は、7日目1直の被ばく線量に加えて整理している。また、本表における7日目2直の被ばく線量は、7日目2直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量を示している

表 2-19-3-2 原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待する場合の各勤務サイクルでの被ばく線量(6号炉:代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉:格納容器ベント実施)
(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約 120 (約 250)	^{1直} 約 25 (約 57)	-	^{2直} 約 12 ^{※3} (約 25)	-	-	-	約 160 (約 330)
B班	-	-	^{2直} 約 14 ^{※3} (約 30)	-	^{2直} 約 11 ^{※3} (約 23)	^{2直} 約 9.6 ^{※3} (約 21)	-	約 34 (約 75)
C班	-	-	^{1直} 約 33 (約 53)	^{1直} 約 13 (約 28)	-	-	^{2直} 約 5.0 ^{※3※4} (約 12)	約 51 (約 92)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 11 (約 25)	^{1直} 約 10 (約 22)	^{1直} 約 13 ^{※3※4} (約 28)	約 34 (約 75)
E班	^{2直} 約 16 (約 27)	^{2直} 約 29 (約 59)	-	-	-	-	-	約 45 (約 86)

- ※1 括弧内: 原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 ※2 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮
 ※3 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
 ※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在(評価期間終了まで)に伴う被ばく線量(表 2-19-3-1 の※6を参照)

表 2-19-4-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C 班）の合計）
 （6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉 からの寄与 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	合計 ^{※1}
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 1.3×10^0)	0.1 以下 (約 1.4×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (約 4.1×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 4.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-1} (約 4.1×10^{-1})	約 9.4×10^{-1} (約 9.4×10^{-1})	約 1.4×10^0 (約 1.4×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^0 (約 3.0×10^0)	約 1.9×10^1 (約 2.0×10^1)	約 2.1×10^1 (約 2.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	0.1 以下 (約 1.2×10^0)	0.1 以下 (約 2.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 1.4×10^0)
	外部被ばく	約 1.9×10^0 (約 1.9×10^0)	約 1.9×10^1 (約 1.9×10^1)	約 2.1×10^1 (約 2.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 2.3×10^0 (約 3.9×10^0)	約 2.0×10^1 (約 2.2×10^1)	約 2.3×10^1 (約 2.6×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^0 (約 2.1×10^0)	約 3.2×10^0 (約 1.2×10^1)	約 5.3×10^0 (約 1.4×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^0 (約 2.3×10^0)	約 2.1×10^0 (約 2.1×10^0)	約 3.3×10^0 (約 4.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.2×10^0 (約 9.4×10^0)	約 1.5×10^1 (約 3.2×10^1)	約 1.9×10^1 (約 4.1×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下 (約 2.1×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 2.1×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 7.4×10^0 (約 1.4×10^1)	約 2.0×10^1 (約 4.6×10^1)	約 2.8×10^1 (約 6.0×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.8×10^0 (約 1.8×10^1)	約 4.1×10^1 (約 6.8×10^1)	約 51 (約 86)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 （被ばく線量が最大となる班（C 班）の合計）

表 2-19-4-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
 （6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉 からの寄与 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	合計 ^{※1}
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 3.8×10^{-1})	約 1.3×10^{-1} (約 5.1×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1} (約 4.9×10^{-1})	約 4.3×10^{-1} (約 1.5×10^0)	約 6.2×10^{-1} (約 2.0×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1} (約 5.5×10^{-1})	約 1.7×10^0 (約 1.7×10^0)	約 2.3×10^0 (約 2.3×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.4×10^1 (約 1.0×10^2)	約 7.7×10^1 (約 1.7×10^2)	約 1.3×10^2 (約 2.7×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 5.3×10^1 (約 9.8×10^1)	約 6.9×10^1 (約 1.7×10^2)	約 1.2×10^2 (約 2.7×10^2)
	外部被ばく	約 1.3×10^0 (約 1.3×10^0)	約 8.3×10^0 (約 8.4×10^0)	約 9.6×10^0 (約 9.7×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 5.5×10^1 (約 1.0×10^2)	約 7.9×10^1 (約 1.8×10^2)	約 1.3×10^2 (約 2.8×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.8×10^0 (約 1.8×10^0)	約 3.0×10^0 (約 5.8×10^0)	約 4.8×10^0 (約 7.6×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.0×10^0 (約 1.9×10^0)	約 2.8×10^0 (約 4.5×10^0)	約 3.9×10^0 (約 6.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.5×10^0 (約 8.6×10^0)	約 1.5×10^1 (約 3.1×10^1)	約 1.9×10^1 (約 4.0×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下 (約 1.5×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 7.3×10^0 (約 1.2×10^1)	約 2.0×10^1 (約 4.2×10^1)	約 2.8×10^1 (約 5.5×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 6.2×10^1 (約 1.1×10^2)	約 9.9×10^1 (約 2.2×10^2)	約 160 (約 330)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
 （被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）

表 2-19-5-1 評価結果の内訳 (C 班の 3 日目)

(6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位：mSv)

被ばく経路		6 号炉 からの寄与 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	合計 ^{※1}
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 1.8×10^0)	0.1 以下 (約 1.8×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下 (約 1.3×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.7×10^0)	0.1 以下 (約 4.8×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-1} (約 1.9×10^{-1})	約 4.6×10^{-1} (約 9.8×10^{-1})	約 6.3×10^{-1} (約 1.2×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 6.1×10^{-1} (約 7.6×10^{-1})	約 1.8×10^1 (約 8.0×10^0)	約 1.9×10^1 (約 8.7×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	0.1 以下 (約 2.6×10^{-1})	0.1 以下 (約 8.0×10^{-1})	0.1 以下 (約 1.1×10^0)
	外部被ばく	約 5.9×10^{-1} (約 5.0×10^{-1})	約 1.8×10^1 (約 7.2×10^0)	約 1.9×10^1 (約 7.7×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 8.0×10^{-1} (約 1.1×10^0)	約 1.9×10^1 (約 1.5×10^1)	約 1.9×10^1 (約 1.7×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.5×10^{-1} (約 7.5×10^{-1})	約 1.7×10^0 (約 4.6×10^0)	約 2.5×10^0 (約 5.4×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.4×10^{-1} (約 8.2×10^{-1})	約 1.2×10^0 (約 3.3×10^0)	約 1.6×10^0 (約 4.2×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.8×10^0 (約 3.6×10^0)	約 7.3×10^0 (約 2.4×10^1)	約 9.1×10^0 (約 2.8×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (約 3.6×10^{-1})	0.1 以下 (約 4.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 3.0×10^0 (約 5.2×10^0)	約 1.0×10^1 (約 3.2×10^1)	約 1.3×10^1 (約 3.8×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.8×10^0 (約 6.3×10^0)	約 2.9×10^1 (約 4.8×10^1)	約 33 (約 54)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
(被ばく線量の合計が最も大きい滞在中 (E 班 2 日目) の被ばく線量)

表 2-19-5-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)

(6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv)

被ばく経路		6 号炉 からの寄与 ^{※1}	7 号炉 からの寄与 ^{※1}	合計 ^{※1}
中央 制御 室 滞 在 時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1} (約 1.0×10^{-1})	0.1 以下 (0.1 以下)	約 1.1×10^{-1} (約 1.1×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.6×10^{-1} (約 2.2×10^{-1})	約 2.6×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 4.2×10^{-1} (約 5.7×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})	約 3.5×10^{-1} (約 3.5×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 5.6×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.3×10^1 (約 9.5×10^1)	約 6.7×10^1 (約 1.5×10^2)	約 1.2×10^2 (約 2.4×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 5.2×10^1 (約 9.5×10^1)	約 6.7×10^1 (約 1.5×10^2)	約 1.2×10^2 (約 2.4×10^2)
	外部被ばく	約 2.2×10^{-1} (約 2.4×10^{-1})	約 3.4×10^{-1} (約 3.8×10^{-1})	約 5.6×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 5.3×10^1 (約 9.6×10^1)	約 6.8×10^1 (約 1.5×10^2)	約 1.2×10^2 (約 2.5×10^2)
入 退 域 時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-1} (約 2.7×10^{-1})	約 5.4×10^{-1} (約 5.4×10^{-1})	約 8.1×10^{-1} (約 8.1×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1} (約 2.5×10^{-1})	約 3.1×10^{-1} (約 4.9×10^{-1})	約 4.7×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.0×10^{-1} (約 1.4×10^0)	約 1.7×10^0 (約 2.9×10^0)	約 2.6×10^0 (約 4.3×10^0)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (0.1 以下)	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.3×10^0 (約 1.9×10^0)	約 2.5×10^0 (約 3.9×10^0)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 5.4×10^1 (約 9.8×10^1)	約 7.0×10^1 (約 1.5×10^2)	約 120 (約 250)

※1 括弧内：原子炉格納容器内の pH 制御の効果に期待しない場合の被ばく線量
(被ばく線量の合計が最も大きい滞在日 (A 班 1 日目) の被ばく線量)

2-20 6号及び7号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響について

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、各号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価では片方の号炉において代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し、当該号炉で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も評価対象としている。

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

2つの号炉にて同時に格納容器ベントを行う場合、評価点と放出源の位置関係によっては、評価点に到達し影響を及ぼす放射性物質は片方の号炉から放出されたもののみとなる可能性がある。大気中に放出された放射性物質による影響が片方の号炉からのみとなるか否かは、大気拡散評価において選定された着目方位の重なりの有無を調べることで確認できる。表2-20-1に、大気拡散評価にて選定された着目方位を示す。

表2-20-1より、着目方位の多くは両号炉で異なっていることが確認できる。このことは、片方の号炉から放出された放射性物質が中央制御室の居住性に影響を及ぼすとき、もう片方の号炉から同時刻に放出された放射性物質が影響を及ぼすことはほとんどないことに対応する。したがって、格納容器ベントを同時に実施した場合の影響を、例えば単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の和により評価することは過度に保守的であると考えられる。

このことにかかわらず、ここでは遮蔽設計をより保守的に評価するために、格納容器ベントを同時に実施した場合の影響評価を、単一号炉で格納容器ベントを実施した場合の影響の和をとることで評価した^{※1}。評価結果を表2-20-2-1から表2-20-4-2に示す。

評価の結果、7日間での実効線量は最大約91mSvとなった。また、遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合は最大約92mSvとなった。

このことから、判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

※1 入退域時のよう素フィルタからの影響評価に当たっては、単一号炉で格納容器ベントを実施する場合と同様、よう素フィルタの近傍に合計2分間（各号炉で1分間ずつ）滞在するものとした。

表 2-20-1 各放出源及び評価点における着目方位

放出源	評価点	着目方位
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E
	コントロール 建屋入口	WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE
6号炉 原子炉建屋中心	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7号炉 原子炉建屋中心	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E
6号炉 主排気筒	中央制御室 中心	SE, SSE, S, SSW, SW, WSW
	コントロール 建屋入口	SSE, S, SSW, SW, WSW
7号炉 主排気筒	中央制御室 中心	WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E, ESE
	コントロール 建屋入口	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E

表 2-20-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
(両号炉において格納容器ベントを実施する場合)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合) (単位：mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約 20※4	^{1直} 約 54	-	-	-	-	^{2直} 約 8.4※5※6	約 82 (約 83)
B班	-	-	^{2直} 約 31※5	^{2直} 約 23※5	^{2直} 約 20※5	^{2直} 約 17※5	-	約 91 (約 92)
C班	-	-	^{1直} 約 65	^{1直} 約 27	-	-	-	約 91 (約 92)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 21	^{1直} 約 18	^{1直} 約 23※5※6	約 63 (約 63)
E班	^{2直} 約 16※4	^{2直} 約 72	-	-	-	-	-	約 88 (約 90)

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

※2 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※3 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※4 中央制御室内で、事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 2-19-3-1 の※6を参照)

表 2-20-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
(両号炉において格納容器ベントを実施する場合)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	^{1直} 約 250	^{1直} 約 76	-	-	-	-	^{2直} 約 8.4※3※4	約 330 (約 330)
B班	-	-	^{2直} 約 31※3	^{2直} 約 23※3	^{2直} 約 20※3	^{2直} 約 17※3	-	約 91 (約 92)
C班	-	-	^{1直} 約 66	^{1直} 約 27	-	-	-	約 93 (約 94)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 21	^{1直} 約 18	^{1直} 約 23※3※4	約 63 (約 63)
E班	^{2直} 約 27	^{2直} 約 78	-	-	-	-	-	約 110 (約 110)

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

※2 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※3 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※4 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 2-19-3-1 の※6を参照)

表 2-20-3-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（C 班）の合計）
 （両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※ ¹
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.0×10^0	約 1.1×10^0	約 3.1×10^0 (約 3.4×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.4×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.4×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^1	約 1.9×10^1	約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 2.3×10^{-1}	約 3.6×10^{-1} (約 3.6×10^{-1})
	外部被ばく	約 1.1×10^1	約 1.9×10^1	約 3.1×10^1 (約 3.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.4×10^1	約 2.1×10^1	約 3.5×10^1 (約 3.6×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.2×10^0	約 7.0×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.3×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.8×10^{-1}	約 2.0×10^0	約 2.9×10^0 (約 2.9×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^1	約 2.8×10^1	約 4.1×10^1 (約 4.1×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^1	約 3.7×10^1	約 5.6×10^1 (約 5.6×10^1)
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.3×10^1	約 5.8×10^1	約 91 (約 92)

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

表 2-20-3-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）
 （両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.9×10^{-1}	約 2.1×10^{-1}	約 6.9×10^{-1} (約 7.6×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.4×10^0 (約 2.6×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.1×10^{-1}	約 1.6×10^0	約 2.5×10^0 (約 2.8×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^2	約 1.7×10^2	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.9×10^1	約 1.7×10^2	約 2.7×10^2 (約 2.7×10^2)
	外部被ばく	約 4.5×10^0	約 7.9×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^2	約 1.8×10^2	約 2.8×10^2 (約 2.8×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^0	約 2.9×10^0	約 4.4×10^0 (約 4.8×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.0×10^0	約 3.9×10^0	約 6.0×10^0 (約 6.0×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^1	約 2.5×10^1	約 3.6×10^1 (約 3.6×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 2.0×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1} (約 6.3×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.5×10^1	約 3.2×10^1	約 4.7×10^1 (約 4.7×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.2×10^2	約 2.1×10^2	約 330 (約 330)

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

表 2-20-4-1 評価結果の内訳 (E 班の 2 日目)
 (両号炉において格納容器ベントを実施する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^0	約 1.8×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.2×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.8×10^0	約 4.7×10^0	約 7.5×10^0 (約 8.1×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.6×10^{-1}	約 9.8×10^{-1}	約 1.5×10^0 (約 1.7×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 4.7×10^0	約 8.0×10^0	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 1.2×10^0 (約 1.2×10^0)
	外部被ばく	約 4.2×10^0	約 7.2×10^0	約 1.1×10^1 (約 1.2×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 1.1×10^1	約 1.5×10^1	約 2.7×10^1 (約 2.8×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^0	約 3.2×10^0	約 5.3×10^0 (約 5.6×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^0	約 3.3×10^0	約 5.1×10^0 (約 5.1×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^1	約 2.4×10^1	約 3.5×10^1 (約 3.5×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 5.2×10^{-1} (約 5.2×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.5×10^1	約 3.1×10^1	約 4.6×10^1 (約 4.6×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.6×10^1	約 4.6×10^1	約 72 (約 74)

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

表 2-20-4-2 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)
 (両号炉において格納容器ベントを実施する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合) (単位: mSv)

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	0.1 以下	約 1.0×10^{-1} (約 1.3×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 3.5×10^{-1}	約 5.6×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.0×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	(内訳) 内部被ばく	約 9.0×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
	外部被ばく	約 2.3×10^{-1}	約 3.8×10^{-1}	約 6.1×10^{-1} (約 6.2×10^{-1})
小計 (①+②+③+④)		約 9.0×10^1	約 1.5×10^2	約 2.4×10^2 (約 2.4×10^2)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 5.4×10^{-1}	約 8.0×10^{-1} (約 9.1×10^{-1})
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}	約 7.3×10^{-1} (約 7.3×10^{-1})
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 2.9×10^0	約 4.3×10^0 (約 4.3×10^0)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 1.9×10^0	約 3.9×10^0	約 5.9×10^0 (約 6.0×10^0)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 9.2×10^1	約 1.5×10^2	約 250 (約 250)

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

2-21 コンクリート厚の施工誤差の影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており、コンクリート厚として公称値を参照している。また、各被ばく経路の遮蔽モデルは大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。以下では、コンクリート厚の施工誤差が居住性評価に与える影響を検討した。

検討の結果、コンクリート厚の施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されると考えられ、仮に遮蔽モデル上の各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合においても、被ばく線量に与える影響は 1mSv から 2mSv 程度となり、公称値を参照した評価結果(最大約 86mSv^{※1})と合算しても、判断基準「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

※1 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し、7号炉が格納容器ベントを実施するケースでの評価結果

1. 想定する施工誤差について

柏崎刈羽原子力発電所における鉄筋コンクリート工事は、「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事」に準拠して実施されており、同仕様書においてコンクリートの柱・梁・壁・スラブの断面寸法の許容差の標準値(mm)は-5~+15と定められている。

以下では、施工誤差の影響を保守的に考慮するため、想定するコンクリートの施工誤差を-5mmとした。

2. 施工誤差による遮蔽効果への影響について

遮蔽壁によるガンマ線の遮蔽効果はガンマ線のエネルギースペクトルにより異なることから、施工誤差(-5mm)の影響は被ばく経路ごとに評価した。また、本検討においては、単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなる(誤差の影響が最も大きい)コンクリート厚区間における、単位厚さ当たりの線量透過率を用いた。

各評価条件におけるコンクリート厚0cmから100cm間について10cm間隔で算出した線量透過率を表2-21-1から表2-21-2に示す^{※2}。また、各々の評価条件における単位厚さ当たりの線量透過率が最も小さくなるコンクリート厚区間及び施工誤差分の厚さのコンクリートの線量透過率の評価結果を表2-21-3から表2-21-4に示す。施工誤差分の厚さ(-

5mm) のコンクリートの線量透過率は約 9.1×10^{-1} から約 9.5×10^{-1} となった。

※2 6号炉からの影響を代表として示す。

表 2-21-1 各被ばく経路及びコンクリート厚に対する線量透過率^{※1}
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉)

コンクリート厚 [cm]	被ばく経路				
	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		建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出		
			グラウンドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	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
	普通コンクリート	軽量コンクリート ^{※2}			
0	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0	1.0×10^0
10	約 2.3×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 5.9×10^{-1}	約 3.6×10^{-1}	約 1.8×10^{-1}
20	約 5.3×10^{-2}	約 9.5×10^{-2}	約 2.2×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	約 2.6×10^{-2}
30	約 1.4×10^{-2}	約 3.2×10^{-2}	約 7.1×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}	約 5.4×10^{-3}
40	約 4.2×10^{-3}	約 1.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}	約 1.5×10^{-3}
50	約 1.3×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 6.9×10^{-3}	約 4.6×10^{-3}	約 5.2×10^{-4}
60	約 4.3×10^{-4}	約 1.7×10^{-3}	約 2.2×10^{-3}	約 1.6×10^{-3}	約 2.1×10^{-4}
70	約 1.6×10^{-4}	約 7.2×10^{-4}	約 7.3×10^{-4}	約 5.6×10^{-4}	約 9.1×10^{-5}
80	約 5.9×10^{-5}	約 3.1×10^{-4}	約 2.5×10^{-4}	約 2.1×10^{-4}	約 4.1×10^{-5}
90	約 2.4×10^{-5}	約 1.4×10^{-4}	約 8.8×10^{-5}	約 7.9×10^{-5}	約 1.9×10^{-5}
100	約 9.8×10^{-6}	約 6.5×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 3.1×10^{-5}	約 8.5×10^{-6}

※1 一部を除き普通コンクリート (密度: 2.15 g/cm^3) に対する値を示す

※2 軽量コンクリート密度: 1.7 g/cm^3

表 2-21-2 各被ばく経路及びコンクリート厚に対する線量透過率※1 (格納容器ベントを実施する号炉)

コンクリート厚 [cm]	被ばく経路											
	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		建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出			格納容器圧力逃がし装置配管から大気中への放出			格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線			
			グラウンドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	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	グラウンドシャインガンマ線	クラウドシャインガンマ線	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	よう素フィルタ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	フィルタ装置内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	配管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	
普通コンクリート	軽量コンクリート※2											
0	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰	1.0×10 ⁰
10	約 2.8×10 ⁻¹	約 3.7×10 ⁻¹	約 5.9×10 ⁻¹	約 4.5×10 ⁻¹	約 3.2×10 ⁻¹	約 5.8×10 ⁻¹	約 2.8×10 ⁻¹	約 2.7×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻¹
20	約 7.3×10 ⁻²	約 1.3×10 ⁻¹	約 2.2×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁻¹	約 7.0×10 ⁻²	約 2.1×10 ⁻¹	約 5.6×10 ⁻²	約 5.4×10 ⁻²	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.9×10 ⁻¹	約 1.9×10 ⁻¹
30	約 2.1×10 ⁻²	約 4.6×10 ⁻²	約 7.3×10 ⁻²	約 4.8×10 ⁻²	約 1.5×10 ⁻²	約 6.4×10 ⁻²	約 1.1×10 ⁻²	約 1.0×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²	約 5.3×10 ⁻²
40	約 6.5×10 ⁻³	約 1.7×10 ⁻²	約 2.3×10 ⁻²	約 1.6×10 ⁻²	約 3.5×10 ⁻³	約 1.9×10 ⁻²	約 2.2×10 ⁻³	約 1.9×10 ⁻³	約 1.4×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻²	約 1.4×10 ⁻²
50	約 2.2×10 ⁻³	約 6.9×10 ⁻³	約 7.1×10 ⁻³	約 5.3×10 ⁻³	約 9.5×10 ⁻⁴	約 5.4×10 ⁻³	約 4.9×10 ⁻⁴	約 3.8×10 ⁻⁴	約 3.9×10 ⁻³	約 3.9×10 ⁻³	約 3.9×10 ⁻³	約 3.9×10 ⁻³
60	約 7.8×10 ⁻⁴	約 2.9×10 ⁻³	約 2.3×10 ⁻³	約 1.9×10 ⁻³	約 3.2×10 ⁻⁴	約 1.6×10 ⁻³	約 1.2×10 ⁻⁴	約 7.7×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻³	約 1.1×10 ⁻³	約 1.1×10 ⁻³	約 1.1×10 ⁻³
70	約 3.0×10 ⁻⁴	約 1.2×10 ⁻³	約 7.5×10 ⁻⁴	約 6.8×10 ⁻⁴	約 1.3×10 ⁻⁴	約 4.9×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁵	約 1.8×10 ⁻⁵	約 3.2×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁴
80	約 1.2×10 ⁻⁴	約 5.7×10 ⁻⁴	約 2.6×10 ⁻⁴	約 2.6×10 ⁻⁴	約 5.4×10 ⁻⁵	約 1.6×10 ⁻⁴	約 1.0×10 ⁻⁵	約 4.7×10 ⁻⁶	約 9.9×10 ⁻⁵	約 1.0×10 ⁻⁴	約 1.0×10 ⁻⁴	約 1.0×10 ⁻⁴
90	約 5.0×10 ⁻⁵	約 2.7×10 ⁻⁴	約 9.0×10 ⁻⁵	約 1.0×10 ⁻⁴	約 2.4×10 ⁻⁵	約 5.4×10 ⁻⁵	約 3.6×10 ⁻⁶	約 1.4×10 ⁻⁶	約 3.2×10 ⁻⁵	約 3.4×10 ⁻⁵	約 3.4×10 ⁻⁵	約 3.4×10 ⁻⁵
100	約 2.1×10 ⁻⁵	約 1.3×10 ⁻⁴	約 3.3×10 ⁻⁵	約 4.0×10 ⁻⁵	約 1.1×10 ⁻⁵	約 1.9×10 ⁻⁵	約 1.3×10 ⁻⁶	約 4.9×10 ⁻⁷	約 1.1×10 ⁻⁵	約 1.2×10 ⁻⁵	約 1.2×10 ⁻⁵	約 1.2×10 ⁻⁵

※1 一部を除き普通コンクリート (密度: 2.15g/cm³) に対する値を示す

※2 軽量コンクリート密度: 1.7 g/cm³

表 2-21-3 各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉)

被ばく経路		コンクリート厚の施工誤差 ^{※1}			
		-5mm (遮蔽 1 枚)	-10mm (遮蔽 2 枚)	-15mm (遮蔽 3 枚)	-25mm (遮蔽 5 枚)
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	普通コンクリート	約 9.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 8.0×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}
	軽量コンクリート	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.4×10^{-1}
建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出	クラウドシャインガンマ線	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
	グランドシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	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	約 9.1×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}

※1 遮蔽壁が複数枚重なる場合は、各遮蔽壁に対し施工誤差 (-5mm) を考慮

表 2-21-4 各被ばく経路における施工誤差分の厚さのコンクリートに対する線量透過率
(格納容器ベントを実施する号炉)

被ばく経路		コンクリート厚の施工誤差 ^{※1}			
		-5mm (遮蔽1枚)	-10mm (遮蔽2枚)	-15mm (遮蔽3枚)	-25mm (遮蔽5枚)
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	普通コン クリート	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	軽量コン クリート	約 9.5×10^{-1}	約 9.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.6×10^{-1}
建屋から大気中 への漏えい及び 非常用ガス処理 系から大気中へ の放出	クラウドシャインガ ンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	グランドシャインガ ンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 8.4×10^{-1}	約 7.5×10^{-1}
	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	約 9.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 7.9×10^{-1}	約 6.8×10^{-1}
格納容器圧力逃 がし装置配管か ら大気中への放 出	クラウドシャインガ ンマ線	約 9.2×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 6.7×10^{-1}
	グランドシャインガ ンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.3×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}
	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	約 9.2×10^{-1}	約 8.5×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}	約 6.6×10^{-1}
格納容器圧力逃 がし装置及びよ う素フィルタ内 の放射性物質か らのガンマ線	よう素フィルタ内の 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	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	フィルタ装置内の放 射性物質からのスカ イシャインガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}
	配管内の放射性物質 からの直接ガンマ線 及びスカイシャイン ガンマ線	約 9.4×10^{-1}	約 8.8×10^{-1}	約 8.2×10^{-1}	約 7.2×10^{-1}

※1 遮蔽壁が複数枚重なる場合は、各遮蔽壁に対し施工誤差(-5mm)を考慮

3. 居住性評価結果への影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、被ばく経路ごとに遮蔽モデルを設定している。各遮蔽モデルは原子炉格納容器の遮蔽効果や大部分の内壁の遮蔽効果に期待しない等、保守性を確保したモデルとなっており、仮にコンクリートの実際の厚さが公称値よりも許容される施工誤差分だけ薄い場合であっても、施工誤差の影響は遮蔽モデルの持つ保守性に包含されるものと考えられる。

上述の状況に係らず、遮蔽モデル上の各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量に与える影響を評価した。

施工誤差を考慮した場合における各被ばく経路の被ばく線量の上昇率を表 2-21-5 及び表 2-21-6 に示す。また、許容される施工誤差を考慮した場合における被ばく線量の評価結果は、「2. 中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価について」の 2.5 に示すとおり。

遮蔽モデル上の各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合、被ばく線量の上昇分は 1mSv から 2mSv 程度となり、公称値を参照した評価結果（最大約 86mSv）と合算しても判断基準「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

表 2-21-5 各被ばく経路における遮蔽モデル上で各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響※1
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する号炉)

被ばく経路	評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線	3枚以下	-15mm	約25%上昇
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	3枚以下 (内、1枚は軽量コンクリート)	-15mm	約23%上昇
グランドシャインガンマ線	2枚以下	-10mm	約12%上昇
クラウドシャインガンマ線	1枚	-5mm	約5.6%上昇
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	1枚	-5mm	約10%上昇

※1 中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは、中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので、被ばく線量の上昇率は小さくなる。

表 2-21-6 各被ばく経路における遮蔽モデル上で各コンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くすることによる被ばく線量に与える影響※1
(格納容器ベントを実施する号炉)

被ばく経路		評価モデル上で参照しているコンクリート遮蔽の実際の枚数	施工誤差として考慮する厚さ	被ばく線量の上昇率
原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線		3枚以下	-15mm	約22%上昇
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		3枚以下 (内, 1枚は軽量コンクリート)	-15mm	約21%上昇
建屋から大気中への漏えい及び非常用ガス処理系から大気中への放出	グラウンドシャインガンマ線	2枚以下	-10mm	約12%上昇
	クラウドシャインガンマ線	1枚	-5mm	約5.8%上昇
	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	1枚	-5mm	約8.0%上昇
格納容器圧力逃がし装置配管から大気中への放出	グラウンドシャインガンマ線	2枚以下	-10mm	約13%上昇
	クラウドシャインガンマ線	1枚	-5mm	約8.4%上昇
	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	1枚	-5mm	約8.7%上昇
格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線	よう素フィルタ内の放射性物質からの直接ガンマ線	2枚	-10mm	約14%上昇
	よう素フィルタ内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1枚	-5mm	約6.8%上昇
	フィルタ装置内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1枚	-5mm	約6.7%上昇
	配管内の放射性物質からの直接ガンマ線	1枚	-5mm	約6.7%上昇
	配管内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線	1枚	-5mm	約6.7%上昇

※1 中央制御室滞在時における影響を代表で示す。入退域時の評価モデルでは、中央制御室滞在時と比べ遮蔽枚数が少ないので、被ばく線量の上昇率は小さくなる。

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており、原子炉運転時の炉心熱出力として定格熱出力を参照している。以下では、原子炉運転時の炉心熱出力を、設計基準事故解析と同様に、定格熱出力に余裕を見た出力（定格熱出力の 102%）とした場合の影響を検討した。

検討の結果、定格熱出力の 102%での運転継続を仮定した場合においても、被ばく線量は最大約 88mSv となり、判断基準「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。以下、検討結果を示す。

<検討>

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

なお、停止時炉内内蔵量は、以下の式より評価している。

停止時炉内内蔵量[Bq] = 単位出力当たりの停止時炉内内蔵量*[Bq/MW] × 炉心熱出力[MW]

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

ここで、原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力の 102%とした場合における放射性物質の環境中への放出割合として添付資料 2-2-1 の表 2-1-1 に示す値を用いる場合、各被ばく経路からの被ばく線量は炉心熱出力に比例することになる。この場合、炉心熱出力を定格熱出力の 102%とした場合における被ばく線量は、定格熱出力を用いて評価した結果を 1.02 倍することによって求められる。

定格熱出力を用いた場合における各被ばく経路からの合計値（最大約 86mSv^{※1}）を 1.02 倍すると、評価結果は約 88mSv になり、判断基準「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

※1 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち、評価結果が最も厳しくなる 6 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功し、7 号炉が格納容器ベントを実施する場合の評価結果

2-22 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、「2-2 事象の選定の考え方について」のとおり、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し、両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合、及び片方の号炉において代替循環冷却系を用いて事象収束するのではなく格納容器圧力逃がし装置を用いたサプレッション・チェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合を評価対象とした。

一方、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA 時注水機能喪失）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の5つを想定しており、これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されている。なお、DCH は事象発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり、代替循環冷却系を用いることで PCV ベントに至らず事象収束するものである。

このうち、LOCA 時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから、ここでは DCH 発生時の被ばく影響を評価した。

1. 中央制御室内の環境としての評価結果

（7日間積算値）

設置許可基準規則の解釈 第59条 1 b) ②、同③において、運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが、設置許可基準規則 第59条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。

そこで、重大事故等対策の有効性評価のうち、LOCA 時注水機能喪失と DCH の両シナリオにおいて、運用面での対策に期待せず、7日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表 2-22-1 に示す。（以下、LOCA 時注水機能喪失については「大 LOCA(代替循環)」と記載する。）

表 2-22-1 のとおり、内部被ばくについては大 LOCA(代替循環)が大きく、外部被ばくについては DCH が大きく、合計では大 LOCA(代替循環)が大きい評価結果となった。すなわち、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。（本評価結果に関する考察は別紙参照）

表 2-22-1 マスク着用なし，運転員交替なしの場合の評価結果^{※1※2}

(mSv/7 日間)	内部被ばく	外部被ばく	合計
6 号炉：大 LOCA(代替循環)	約 1.2×10^2	約 1.2×10^1	約 360
7 号炉：大 LOCA(代替循環)	約 2.1×10^2	約 1.9×10^1	
6 号炉：DCH(代替循環)	約 6.3×10^1	約 1.6×10^1	約 210
7 号炉：DCH(代替循環)	約 1.0×10^2	約 2.6×10^1	

※1 大 LOCA(代替循環)：大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失
(代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

※2 DCH(代替循環)：DCH (代替循環冷却系を用いて事象を収束する)

2. 入退域を考慮した場合の評価結果

(7 日間積算値 (1 班あたりの平均))

1. のとおり，中央制御室内環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認したが，中央制御室の運転員は通常 5 直 2 交替体制であり，炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため，交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め，平均的な被ばく線量を確認した。

1. 同様に，大 LOCA(代替循環)と DCH の両シナリオにおいて，中央制御室内でのマスク着用には期待しないが，運転員の交替を平均的に考慮して評価する。5 直 2 交替体制において，中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は

中央制御室滞在時間 49 時間 40 分

入退域回数 8 回 (1 回あたり 15 分)

であるため，

中央制御室内での被ばく線量

= 中央制御室内での被ばく線量 7 日間積算値 \times (49 時間 40 分/168 時間)

入退域時の被ばく線量

= 入退域評価点での被ばく線量 7 日間積算値 \times (8 回 \times 15 分/168 時間)

として評価する。ただし，入退域においては審査ガイドに基づきマスク (PF1000) を着用するものとして評価する。評価結果を表 2-22-2 に示す。

表 2-22-2 のとおり，内部被ばくについては大 LOCA(代替循環)が大きく，外部被ばくについては DCH が大きく，合計では大 LOCA(代替循環)が大きい評価結果となった。すなわち，入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても，1 班あたりの平均的な環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。

表 2-22-2 中央制御室内マスク着用なしの場合の評価結果 (1 班あたりの平均)

(mSv/7 日間/班)	内部被ばく	外部被ばく	合計
6 号炉 : 大 LOCA(代替循環)	約 3.7×10^1	約 2.5×10^1	約 170
7 号炉 : 大 LOCA(代替循環)	約 6.2×10^1	約 5.2×10^1	
6 号炉 : DCH(代替循環)	約 1.9×10^1	約 3.1×10^1	約 150
7 号炉 : DCH(代替循環)	約 3.2×10^1	約 6.6×10^1	

3. 運用面での対策も考慮した場合の評価結果

1. 及び 2. から, 中央制御室内環境としても, 平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても, 大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。ただし, いずれの評価結果においても 100mSv/7 日間を上回っていることから, 運用面での対策も考慮することで 100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

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

評価結果を表 2-22-3 に示す。また, 被ばく線量の合計が最も大きい班 (E 班) の評価結果の内訳を表 2-22-4 に, 中央制御室内にてマスク (PF=1000) を用いている班・滞在日のうち代表例として A 班の 1 日目の評価結果を表 2-22-5 に, 中央制御室内にてマスク (PF=50) を用いている班・滞在日のうち代表例として A 班の 2 日目の評価結果を表 2-22-6 に示す。

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

表 2-22-3 各勤務サイクルでの被ばく線量（両号炉 DCH(代替循環)）

（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	<small>1直</small> 約 13※4	<small>1直</small> 約 26	<small>2直</small> 約 28	-	-	-	-	約 67 (約 69)
B 班	-	-	-	<small>2直</small> 約 28※5	-	<small>2直</small> 約 27※5	-	約 55 (約 56)
C 班	-	-	<small>1直</small> 約 29	<small>1直</small> 約 28	<small>2直</small> 約 27	-	-	約 85 (約 87)
D 班	-	-	-	-	<small>1直</small> 約 28	<small>1直</small> 約 27	<small>2直</small> 約 15※6	約 70 (約 72)
E 班	<small>2直</small> 約 22※4	<small>2直</small> 約 28	-	-	-	-	<small>1直</small> 約 38※6	約 88 (約 91)

- ※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
- ※2 入退域時において、マスク（PF=1000）の着用を考慮
- ※3 中央制御室滞在時において、マスク（PF=50）の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価
- ※4 中央制御室滞在時においても、事故後1日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価
- ※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫
- ※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 2-19-3-1 の※6 を参照）

表 2-22-4 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（E 班）の合計）
 （両号炉 DCH(代替循環)）（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^{-1}	0.1 以下	約 1.2×10^{-1} (約 1.5×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.1×10^{-1}	約 1.0×10^0	約 1.6×10^0 (約 1.7×10^0)
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.8×10^{-1}	約 9.6×10^{-1}	約 1.5×10^0 (約 1.7×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.4×10^0	約 5.6×10^0	約 8.9×10^0 (約 8.9×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.2×10^0	約 2.0×10^0	約 3.2×10^0 (約 3.2×10^0)
	外部被ばく	約 2.2×10^0	約 3.6×10^0	約 5.8×10^0 (約 5.8×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 4.7×10^0	約 7.6×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.3×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.5×10^0	約 1.3×10^1	約 1.8×10^1 (約 2.0×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.0×10^0	約 7.9×10^0	約 1.2×10^1 (約 1.2×10^1)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^1	約 3.0×10^1	約 4.5×10^1 (約 4.5×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 3.5×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}	約 1.0×10^0 (約 1.0×10^0)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.4×10^1	約 5.2×10^1	約 7.5×10^1 (約 7.8×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.8×10^1	約 5.9×10^1	約 88 (約 91)

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

表 2-22-5 評価結果の内訳 (A 班の 1 日目)

(両号炉 DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (約 1.2×10^{-1})
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.7×10^{-1}	約 2.8×10^{-1}	約 4.5×10^{-1} (約 4.8×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.5×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^0	約 2.3×10^0	約 3.7×10^0 (約 3.7×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 1.3×10^0	約 2.1×10^0	約 3.3×10^0 (約 3.3×10^0)
	外部被ばく	約 1.2×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	約 3.1×10^{-1} (約 3.1×10^{-1})
	小計 (①+②+③+④)	約 1.9×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.0×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.9×10^{-1}	約 8.9×10^{-1}	約 1.3×10^0 (約 1.5×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.7×10^{-1}	約 7.3×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^0	約 3.6×10^0	約 5.3×10^0 (約 5.3×10^0)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.5×10^0	約 5.2×10^0	約 7.7×10^0 (約 7.9×10^0)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 4.4×10^0	約 8.2×10^0	約 13 (約 13)

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

表 2-22-6 評価結果の内訳 (A 班の 2 日目)

(両号炉 DCH(代替循環)) (中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		6号炉 からの寄与	7号炉 からの寄与	合計 ^{※1}
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下 (0.1 以下)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}	約 4.2×10^{-1}	約 6.7×10^{-1} (約 7.1×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-1}	約 4.3×10^{-1}	約 6.8×10^{-1} (約 7.7×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^0	約 2.2×10^0	約 3.5×10^0 (約 3.5×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 4.2×10^{-1}	約 6.9×10^{-1}	約 1.1×10^0 (約 1.1×10^0)
	外部被ばく	約 8.9×10^{-1}	約 1.5×10^0	約 2.4×10^0 (約 2.4×10^0)
	小計 (①+②+③+④)	約 1.9×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0 (約 5.0×10^0)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^0	約 2.8×10^0	約 3.9×10^0 (約 4.4×10^0)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 2.8×10^0	約 4.2×10^0 (約 4.2×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.3×10^0	約 8.7×10^0	約 1.3×10^1 (約 1.3×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 1.9×10^{-1}	約 2.8×10^{-1} (約 2.8×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 6.8×10^0	約 1.4×10^1	約 2.1×10^1 (約 2.2×10^1)
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 8.7×10^0	約 1.7×10^1	約 26 (約 27)

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

4. 結論

DCH 発生時の被ばく影響を評価した結果、1. 及び 2. のとおり、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても、平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても、DCH よりも大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。このことから、中央制御室の居住性評価に当たって、DCH ではなく大 LOCA(代替循環)を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。

- 居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが、運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり、判断基準 (100mSv/7 日間) を満足する範囲においては、同一事象であっても異なる対策をとることができること
- 「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては、同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して、運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること

また、上述の環境としての厳しさを確認した結果においては、DCH 発生時に 100mSv/7 日間に上回っていることから、運用面での対策も考慮することで運転員の被ばく線量が 100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

(別紙)

大 LOCA(代替循環)シナリオ及び DCH シナリオの被ばく線量の違いについての考察

運転員がマスクを着用せずに 7 日間中央制御室内にとどまった場合、大 LOCA(代替循環)の方が被ばく線量が大きくなる。これは、表 2-22-1 に示すとおり大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことは、各シナリオの放射性物質の放出開始時刻、非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動時刻のタイムチャートによって説明することができ、以下に要因について示す。(図 2-22-1 参照)

被ばく評価では、運転員の被ばく低減設備である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)及び中央制御室可搬型陽圧化空調機(以下「MCR 可搬空調」という。)の効果を考慮しており、各設備の効果は事象発生から 40 分後(SGTS)及び 3 時間後(MCR 可搬空調)から期待している^{※1}。これに対して、大 LOCA(代替循環)及び DCH の原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出開始時刻は、MAAP 解析から、事象発生から約 20 分後(大 LOCA(代替循環))及び約 1 時間後(DCH)となっており、大 LOCA(代替循環)の方が早い。

SGTS の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、DCH では SGTS 起動後に放出が開始しているのに対して、大 LOCA(代替循環)では SGTS 起動前に放出が開始し、SGTS の効果に期待できない時間から放出が開始している。(図 2-22-1 要因①)

また、MCR 可搬空調の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、各シナリオともに MCR 可搬空調起動前に放出が開始している点では同じであるものの、大 LOCA(代替循環)の方がより早く放出が開始するため、MCR 可搬空調の効果に期待できない時間が長い。

(図 2-22-1 要因②)

以上の要因により、大 LOCA(代替循環)の方が、事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く、内部被ばくが大きくなり、結果として、運転員がマスクを着用せずに 7 日間中央制御室内にとどまった場合における合計被ばく線量についても大きい結果となる^{※2}。

※1 SGTS により原子炉建屋原子炉区域の負圧を維持していない期間は、原子炉建屋原子炉区域の換気率は無限大[回/日]と設定している。また、MCR 可搬空調を運転していない期間は、中央制御室の換気率は 0.5[回/h]と仮定し、外気が直接流入するものと想定している。

※2 外部被ばくについては希ガスの影響が支配的であり、空調フィルタを経由したか否かの影響は小さい。したがって、7 日間の被ばく線量の評価においては、希ガスの放出量が大きい DCH の方が外部被ばくが大きくなる。ただし、内部被ばくと比較し、その影響は小さいことから、合計被ばく線量は大 LOCA(代替循環)の方が大きい結果となる。

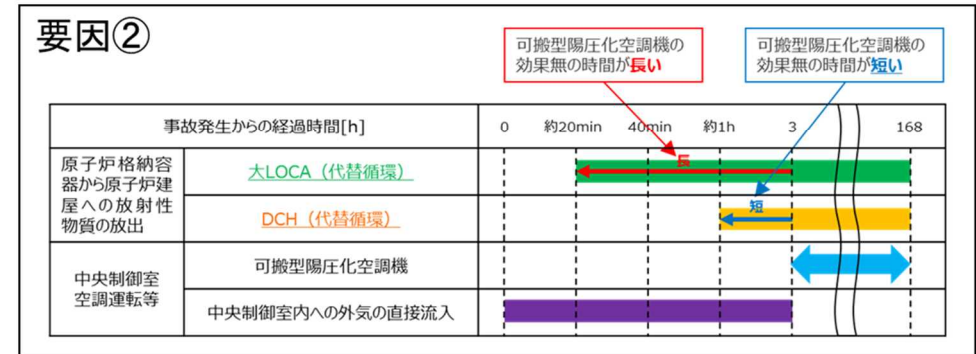
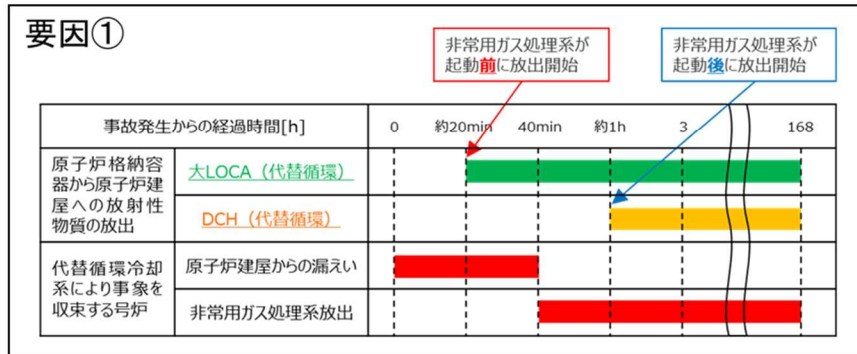
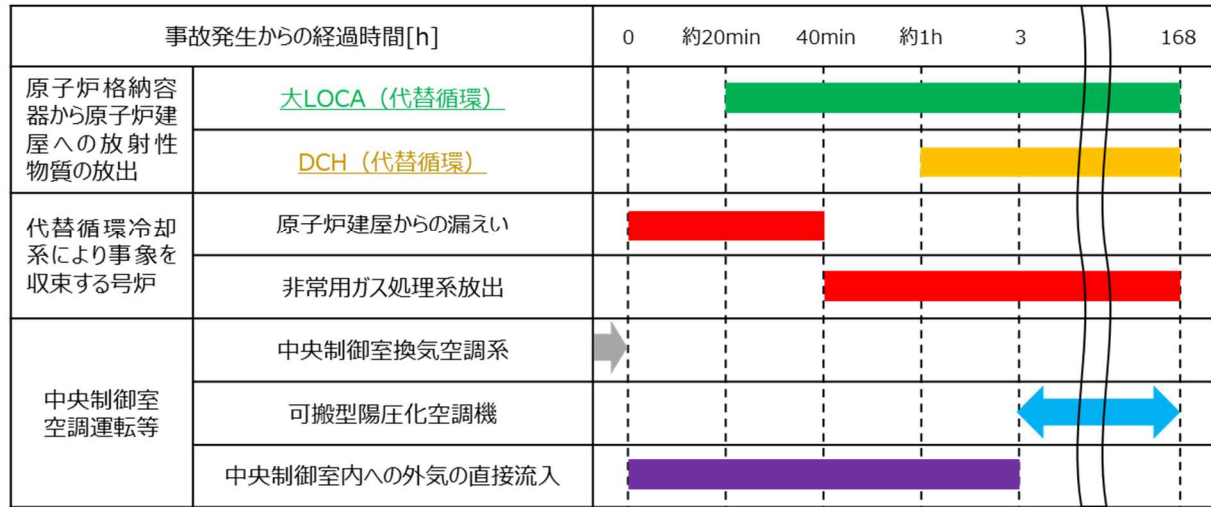


図 2-22-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

2-23 空気流入率試験結果について

「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）」（原子力安全・保安院 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、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室について平成22年3月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.30回/h（ ± 0.0063 （95%信頼限界値））である。試験結果の詳細を表2-23-1に示す。

表2-23-1 空気流入率試験結果

項目	内容		
試験日程	平成22年3月16日～平成22年3月17日（6号炉運転中，7号炉運転中）		
試験の特徴	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉中央制御室		
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	-9.3～9.5%	
	B系	-9.7～9.6%	
試験手法	全サンプリング点による試験手法		
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。	—	※1
	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。	—	*特定の区画を除外せず，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）	
	A系	0.30回/h（±0.0063）	
	B系	0.25回/h（±0.0057）	
特記事項	※1 下部中央制御室も中央制御室と見なした。		

2-24 格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失」するシナリオを選定している。当該シナリオにおいて、「両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合」及び「片方の号炉において代替循環冷却系を用いて事象収束するのではなく格納容器圧力逃がし装置を用いたサプレッション・チェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合」を評価対象としている。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性の評価においては、格納容器ベントの実施タイミングを事象発生から約 38 時間後と設定しており、片方の号炉において格納容器ベントを実施した場合でも運転員の被ばく線量が 100mSv/7 日間を下回ることを確認している。一方、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対処設備について別添資料-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について」の別紙 44 に示したとおり、格納容器ベントは格納容器ベント判断（事象発生から約 32 時間後）から格納容器圧力が限界圧力に接近するまで（事象発生から約 38 時間後※¹）に実施するものとしており、事象発生から約 38 時間よりも前に格納容器ベントを実施することが可能な運用となっている。

ここでは、格納容器ベントの実施タイミングを変更することによる影響を確認するために、格納容器ベントを事象発生約 32 時間後に実施する場合の居住性評価に与える影響について検討を行った。

検討の結果、格納容器ベントを事象発生約 32 時間後に実施する場合、運転員の被ばく線量は最大約 94mSv となり、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

※1 サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇し、事象発生から約 38 時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）に接近する。

1. 居住性評価に与える影響

格納容器ベントを約 32 時間後に実施する場合（以下、「32 時間ベント時」という。）及び約 38 時間後に実施する場合（以下、「38 時間ベント時」という。）の大気中への放出放射線量（事象発生から 7 日間の積算値）並びにその比を表 2-24-1-1 及び表 2-24-1-2 に示す。32 時間ベント時は、38 時間ベント時と比べ、原子炉格納容器内での除去（自然沈着等）や時間減衰の効果に期待できる期間が短くなるため、ベントライン経由の放出量は大きくなる傾向となる。ただし、格納容器ベント実施後は原子炉格納容器から原子炉建屋

への漏えいが減少することから、原子炉建屋経由の放出量は、より早く格納容器ベントを実施する 32 時間ベント時の方が小さい傾向となる。

放出タイミングが異なることについては、班交替や陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化のタイミング等を適切に変更することにより対応可能であることから、放出タイミングの違いそのものが居住性に与える影響は小さいものと考えられる。32 時間ベント時の評価は、「陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化開始時間」と「直交替サイクル」について、32 時間ベント時の放出タイミングを踏まえた評価条件を設定した。

「陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化開始時間」は、格納容器ベント実施タイミングに合わせ、事象発生から 32 時間後と想定した（陽圧化時間は 38 時間ベント時と同様に「10 時間」）。「直交替サイクル」については、格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在している班は、通常の直交替サイクル^{※1}ではなく、陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化時間が終了するまで、中央制御室に滞在するものと想定した（中央制御室滞在時間：18 時間 25 分）。また、直交替サイクルを元に戻すため、次に中央制御室に滞在する班は滞在時間を短くし（中央制御室滞在時間：6 時間 25 分）、それ以降の班については、通常の直交替サイクルとなるように調整した。

32 時間ベント時における運転員の被ばく線量の評価結果を、表 2-24-2-1 から表 2-24-3-3 に示す。評価の結果、7 日間での実効線量は 6 号炉が格納容器ベントを実施し 7 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 84mSv、7 号炉が格納容器ベントを実施し 6 号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 92mSv となった。なお、両号炉において格納容器ベントを実施した場合においても最大約 94mSv となった。このことから、判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

※1 中央制御室の滞在時間（1 直：8:30～21:25（12 時間 55 分）、2 直：21:00～8:55（11 時間 55 分））

表 2-24-1-1 大気中への放出放射能量
 (格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出)

	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (単一号炉) (7日間積算値)		
	①32時間ベント時	②38時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.2×10^{18}	約 1.0×10^{18}	約 1.21
よう素類	約 1.7×10^{16}	約 1.6×10^{16}	約 1.09
Cs 類	約 1.2×10^{10}	約 8.5×10^9	約 1.40
Te 類	約 2.6×10^9	約 1.7×10^9	約 1.52
Ba 類	約 9.4×10^8	約 6.2×10^8	約 1.53
Ru 類	約 2.9×10^8	約 2.0×10^8	約 1.43
La 類	約 1.2×10^8	約 8.3×10^7	約 1.49
Ce 類	約 1.5×10^8	約 9.8×10^7	約 1.51

表 2-24-1-2 大気中への放出放射能量
 (原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出)

	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (単一号炉) (7日間積算値)		
	①32時間ベント時	②38時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.4×10^{16}	約 2.0×10^{16}	約 0.71
よう素類	約 1.4×10^{16}	約 1.8×10^{16}	約 0.74
Cs 類	約 9.9×10^{13}	約 9.9×10^{13}	約 1.00
Te 類	約 2.6×10^{13}	約 2.6×10^{13}	約 1.00
Ba 類	約 1.2×10^{13}	約 1.2×10^{13}	約 1.02
Ru 類	約 2.6×10^{12}	約 2.6×10^{12}	約 1.00
La 類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^{12}	約 1.00
Ce 類	約 1.3×10^{12}	約 1.4×10^{12}	約 0.99

表 2-24-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮) (単位：mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計 ^{※3}
A班	^{1直} 約 21 ^{※4}	^{1直} 約 39	-	^{2直} 約 24	-	-	-	約 84 (約 75)
B班	-	-	^{2直} 約 27 ^{※5}	-	^{2直} 約 23 ^{※5}	^{2直} 約 22 ^{※5}	-	約 72 (約 73)
C班	-	-	^{1直} 約 31	^{1直} 約 25	-	-	^{2直} 約 12 ^{※5※6}	約 68 (約 78)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 24	^{1直} 約 23	^{1直} 約 31 ^{※5※6}	約 77 (約 78)
E班	^{2直} 約 15 ^{※4}	^{2直} 約 42	-	-	-	-	-	約 57 (約 56)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 括弧内：38時間ベント時の被ばく線量

※4 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 2-19-3-1 の※6を参照)

表 2-24-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7号炉：格納容器ベント実施)

(中央制御室内でマスクの着用を考慮) (単位：mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計 ^{※3}
A班	^{1直} 約 21 ^{※4}	^{1直} 約 48	-	^{2直} 約 23	-	-	-	約 92 (約 85)
B班	-	-	^{2直} 約 27 ^{※5}	-	^{2直} 約 20 ^{※5}	^{2直} 約 19 ^{※5}	-	約 67 (約 69)
C班	-	-	^{1直} 約 35	^{1直} 約 25	-	-	^{2直} 約 9.7 ^{※5※6}	約 69 (約 86)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 22	^{1直} 約 20	^{1直} 約 25 ^{※5※6}	約 67 (約 69)
E班	^{2直} 約 15 ^{※4}	^{2直} 約 53	-	-	-	-	-	約 69 (約 70)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 括弧内：38時間ベント時の被ばく線量

※4 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 2-19-3-1 の※6を参照)

表 2-24-2-3 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (両号炉において格納容器ベントを実施する場合)
 (中央制御室内でマスクの着用を考慮) (単位：mSv) ※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計※3
A班	^{1直} 約 21※4	^{1直} 約 65	-	-	-	-	^{2直} 約 8.0※5※6	約 94 (約 82)
B班	-	-	^{2直} 約 29※5	^{2直} 約 22※5	^{2直} 約 19※5	^{2直} 約 16※5	-	約 87 (約 91)
C班	-	-	^{1直} 約 41	^{1直} 約 25	-	-	-	約 66 (約 91)
D班	-	-	-	-	^{1直} 約 20	^{1直} 約 17	^{1直} 約 22※5※6	約 59 (約 63)
E班	^{2直} 約 15※4	^{2直} 約 71	-	-	-	-	-	約 86 (約 88)

※1 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※3 括弧内：38時間ベント時の被ばく線量

※4 中央制御室内で事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

※6 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を、7日目1直の被ばく線量に加えて整理。7日目2直の被ばく線量は、入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量 (表 2-19-3-1 の※6を参照)

表 2-24-3-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
 （6 号炉：格納容器ベント実施 7 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室 滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.6×10^0	0.1 以下	約 4.6×10^0 (約 1.5×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^0	約 9.2×10^{-1}	約 6.0×10^0 (約 7.0×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^0	約 1.1×10^0	約 2.2×10^0 (約 9.6×10^{-1})
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 2.4×10^1 (約 7.0×10^0)
	(内訳) 内部被ばく	約 6.0×10^0	約 9.3×10^0	約 1.5×10^1 (約 2.3×10^0)
	外部被ばく	約 6.3×10^0	約 2.6×10^0	約 8.9×10^0 (約 4.6×10^0)
小計 (①+②+③+④)		約 2.3×10^1	約 1.4×10^1	約 3.7×10^1 (約 1.0×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.3×10^0	約 4.8×10^0	約 1.2×10^1 (約 2.0×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^0	約 3.9×10^0	約 5.4×10^0 (約 6.3×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^1	約 1.8×10^1	約 3.0×10^1 (約 4.1×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	約 3.2×10^{-1}	約 3.6×10^{-1} (約 5.9×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.1×10^1	約 2.7×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 4.4×10^1	約 4.1×10^1	約 84 (約 78)

※1 括弧内：38 時間ベント時において被ばく線量が最大となる班(D 班)の評価結果

表 2-24-3-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
 （6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）

被ばく経路		6 号炉 からの寄与	7 号炉 からの寄与	合計※1
中央制御室 滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 2.6×10^0	約 2.8×10^0 (約 1.4×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 9.0×10^0 (約 4.4×10^{-1})
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.4×10^{-1}	約 2.0×10^0	約 2.7×10^0 (約 1.4×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^0	約 2.1×10^1	約 2.8×10^1 (約 2.3×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 5.6×10^0	約 1.0×10^1	約 1.6×10^1 (約 1.4×10^0)
	外部被ばく	約 1.6×10^0	約 1.1×10^1	約 1.2×10^1 (約 2.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 8.5×10^0	約 3.4×10^1	約 4.2×10^1 (約 2.6×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.8×10^0	約 8.6×10^0	約 1.0×10^1 (約 1.4×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.0×10^0	約 3.0×10^0	約 4.9×10^0 (約 4.4×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 8.6×10^0	約 2.6×10^1	約 3.4×10^1 (約 4.1×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-1}	0.1 以下	約 2.3×10^{-1} (約 2.1×10^{-1})
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.3×10^1	約 3.7×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 2.1×10^1	約 7.1×10^1	約 92 (約 86)

※1 括弧内：38 時間ベント時において被ばく線量が最大となる班(C 班)の評価結果

表 2-24-3-3 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A 班）の合計）
 （両号炉において格納容器ベントを実施する場合）
 （中央制御室内でマスクの着用を考慮）（単位：mSv）

被ばく経路		6号炉からの寄与	7号炉からの寄与	合計※1
中央制御室滞在時	①原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^0	約 2.4×10^0	約 6.6×10^0 (約 3.1×10^0)
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^0	約 8.5×10^0	約 1.4×10^1 (0.1 以下)
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^0	約 1.9×10^0	約 3.0×10^0 (約 1.2×10^0)
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.2×10^1	約 2.0×10^1	約 3.2×10^1 (約 3.1×10^1)
	(内訳) 内部被ばく	約 6.0×10^0	約 1.0×10^1	約 1.6×10^1 (約 3.6×10^{-1})
	外部被ばく	約 6.0×10^0	約 1.0×10^1	約 1.6×10^1 (約 3.1×10^1)
小計 (①+②+③+④)		約 2.2×10^1	約 3.3×10^1	約 5.5×10^1 (約 3.5×10^1)
入退域時	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.0×10^0	約 4.2×10^0	約 7.2×10^0 (約 1.2×10^1)
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^0	約 2.3×10^0	約 3.5×10^0 (約 2.9×10^0)
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.0×10^0	約 1.9×10^1	約 2.8×10^1 (約 4.1×10^1)
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	0.1 以下	0.1 以下	約 1.0×10^{-1} (0.1 以下)
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)		約 1.3×10^1	約 2.6×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 3.6×10^1	約 5.9×10^1	約 94 (約 91)

※1 括弧内：38 時間ベント時において被ばく線量が最大となる班(C 班)の評価結果

2-25 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 審査ガイドへの適合状況</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) → 審査ガイドどおり</p> <p>① 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが、被ばく評価においては、単一号炉において代替循環冷却に失敗し、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>② 中央制御室滞在時及び入退域時ともにマスクの着用を考慮した。また、実施のための体制を整備している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態 (5直2交替) を考慮して評価している。また、実施のための体制を整備している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</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>4.1 → 審査ガイドどおり</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。</p> <p>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) → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばくは、図1の①～⑤の被ばく経路に対して評価している。</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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p>	<p>4.1(1)① → 審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>4.1(1)② → 審査ガイドどおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（クラウドシャイン）は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</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中央制御室内での外部被ばく（グラウンドシャイン）は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>4.1(1)③ → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>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による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1(1)④ → 審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建屋内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 	<p>4.1(1)⑤ → 審査ガイドどおり</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく（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入退域時の外部被ばく（グラウンドシャイン）を評価している。</p> <p>放射性物質の吸入摂取による入退域時の内部被ばくを評価している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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) → 審査ガイドどおり</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. → 審査ガイドどおり</p> <p>評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが、被ばく評価においては、単一号炉において代替循環冷却に失敗し、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。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、大気中への放出量評価条件を設定し、放出量を評価した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>4.1(2)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、柏崎刈羽原子力発電所敷地内において観測した 1985 年 10 月～1986 年 9 月の 1 年間における気象データを使用している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</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>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>4.1(2)c. → 審査ガイドどおり</p> <p>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している。</p> <p>4.1(2)d. → 審査ガイドどおり</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、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4.1(2)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>前項 d で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足していることを確認している。</p> <p>4.2(1)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>高性能フィルタ及び活性炭フィルタの除去効率は、設計値を基に設定している。</p> <p>フィルタ効率の設定に際しては、ヨウ素類の性状を適切に考慮している。</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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。 ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。 ・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針^(参3)における相関式を用いて計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。 	<p>4.2(1)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室内を陽圧化している間は、空気の流入は考慮しない。</p> <p>中央制御室内を陽圧化していない間は、空気流入率測定試験結果を基に空気流入率を0.5回/hとしている。</p> <p>4.2(2)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所敷地内で観測した1985年10月から1986年9月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点から近距離の建屋(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>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・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。 <ul style="list-style-type: none"> 一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合 二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 n について、放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合 三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする^(参4)。</p> ・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>一～三のすべての条件に該当するため、建屋による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>各放出点の高さは建屋の高さの2.5倍に満たない。 各放出点の位置は図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>建屋による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、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>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<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 <ul style="list-style-type: none"> 1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。 2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。 ・放射性物質濃度の評価点 <ul style="list-style-type: none"> 1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii) 事故時に外気を取入れを遮断する場合は、室内への直接流入 	<p>4.2(2)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>建屋巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>巻き込みの影響が最も大きい建屋として6号炉原子炉建屋及び7号炉原子炉建屋を代表建屋としている。</p> <p>中央制御室は、可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。また、可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化していない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室中心を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</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>中央制御室は、可搬型陽圧化空調機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。また、可搬型陽圧化空調機により中央制御室を陽圧化していない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室中心を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</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>評価点は中央制御室中心としている。</p> <p>評価点は中央制御室中心としている。保守的に評価点が放出点と同じ高さであると仮定して評価している。</p> <p>放出点と評価点間の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点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>建屋による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p> <p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点は建屋に近接しているため、放出点が評価点の風上となる180°を対象としている。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位m_2の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、$0.5L$の拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_2は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が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>図7に示す方法により、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定としている。</p> <p>「着目方位1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・ 建屋投影面積</p> <p>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</p> <p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・ 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・ 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・ 相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」^(参1)による。 	<p>原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>すべての方位について、原子炉建屋の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建屋の地表面からの投影面積を用いている。</p> <p>4.2(2)c. → 審査ガイドどおり</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、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・ 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・ 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・ 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。 	<p>4.2(2)d. → 審査ガイドどおり</p> <p>地表面物質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>沈着速度については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の4倍を設定している。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2及びNRPB-R322より設定している。</p> <p>4.2(2)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室は外気を取り入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。</p> <p>中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室は外気を取り入れにより陽圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を陽圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>直接流入量の評価に当たっては、バウンダリ容積を用いて計算している。</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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。 <p>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>4.2(3)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるクラウドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるグラウンドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。 <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 	<p>4.2(3)c. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度，呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。</p> <p>中央制御室では室内の放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクの着用を考慮して評価している。また，マスクを着用しない場合についても評価している。</p> <p>4.2(3)d. → 審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については，空气中濃度及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室では室内の放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<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>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)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>入退域におけるクラウドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果を考慮し評価している。</p> <p>4.2(3)f. → 審査ガイドどおり</p> <p>入退域でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4.2(3)g. → 審査ガイドどおり</p> <p>入退域での内部被ばくについては空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。</p> <p>入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。</p> <p>4.2(3)h. → 審査ガイドどおり</p> <p>6号炉、7号炉において同時に炉心の著しい損傷が発生したと想定した場合、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、本被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定して評価している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 ・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。 ・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p>	<p>4.3(1)→ 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>4.3(1)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>希ガス類、よう素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については、R.G.1.195 を参照している。</p> <p>4.3(1)b. → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>4.3(2) → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p>

<p>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 審査ガイドへの適合状況</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) 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。</p> <p>b. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p>	<p>4.3(3)a. → 審査ガイドどおり 非常用ガス処理系の作動時間については、事故発生から 40 分後 (非常用ガス処理系排風機起動 30 分+排風機起動から原子炉区域負圧達成時間 10 分) として評価している。</p> <p>4.3(3)b. → 非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4.3(3)c. → 審査ガイドどおり 格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.3(3)d. → 審査ガイドどおり 原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については、MAAP 解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率は、CSE 実験に基づき $9.0 \times 10^{-4} [1/s]$ (上限 DF=200) と設定している。 無機よう素のサブプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan6.5.5 に基づき 10 と設定している。</p>

<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 審査ガイドへの適合状況</p>
<p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)aで選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、4.1(2)aで選定した事故シーケンスに応じた放出口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>4.3(3)e. → 審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2)a. 選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。</p> <p>4.3(3)f. → 審査ガイドどおり</p> <p>可搬型陽圧化空調機の起動時間については、可搬設備の設置に要する時間遅れや全交流動力電源喪失を想定した遅れを3時間として評価している。</p> <p>4.3(4)a. → 審査ガイドどおり</p> <p>放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に1時間としている。</p> <p>4.3(4)b. → 審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>放出源高さは、放出源ごとに設定している。</p> <p>放出エネルギーによる影響は考慮していない。</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>中央制御室の居住性に係る被ばく評価の 審査ガイドへの適合状況</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>4.3(5)a. → 審査ガイドどおり</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>建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後 1 日ごとの積算線源強度を 7 日目まで計算している。</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外部被ばく線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等から評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を ANISN コード及び G33-GP2R コードで計算している。また、格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタ内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量も評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードで計算している。</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 審査ガイドへの適合状況</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 と同様の条件で計算する。 	<p>4.3(5)b. → 審査ガイドどおり</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及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)a. と同様の条件で計算している。</p>

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
審査ガイドへの適合状況

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路

原子炉 制御室 内での 被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく)
入退域 での被 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)) ④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。

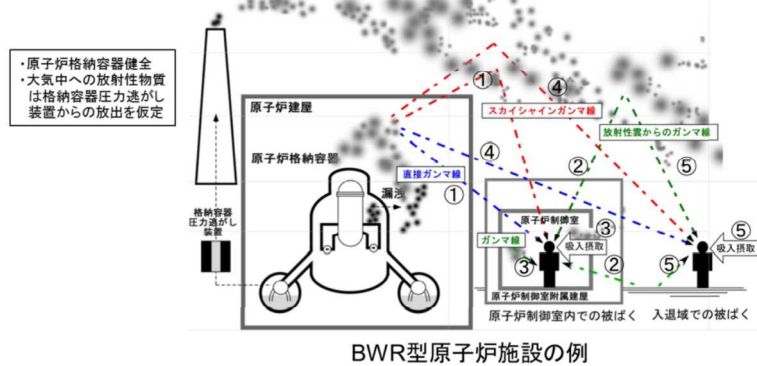


図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

図1 → 審査ガイドどおり

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
審査ガイドへの適合状況

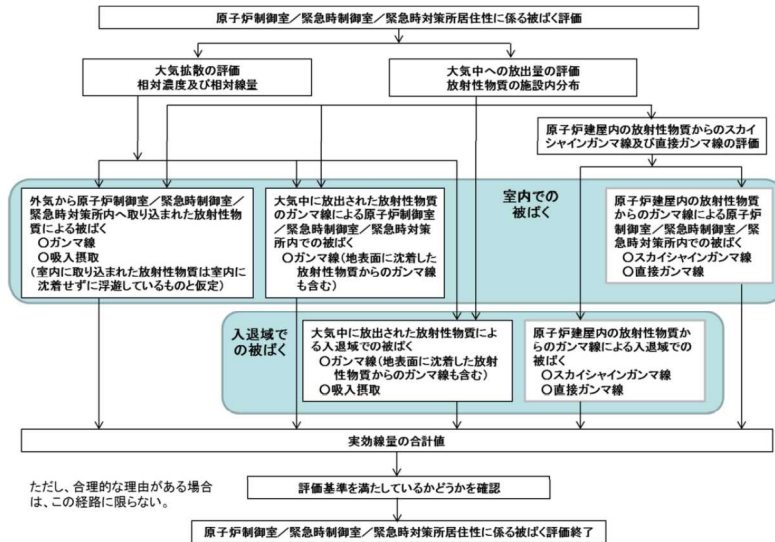
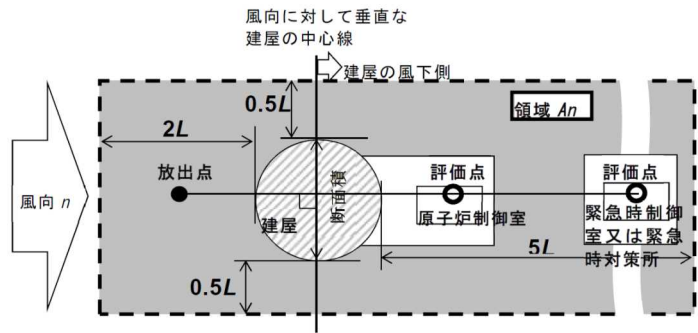


図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る
被ばく評価手順

図3 → 審査ガイドどおり

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
審査ガイドへの適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

図4 → 審査ガイドどおり

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
審査ガイドへの適合状況

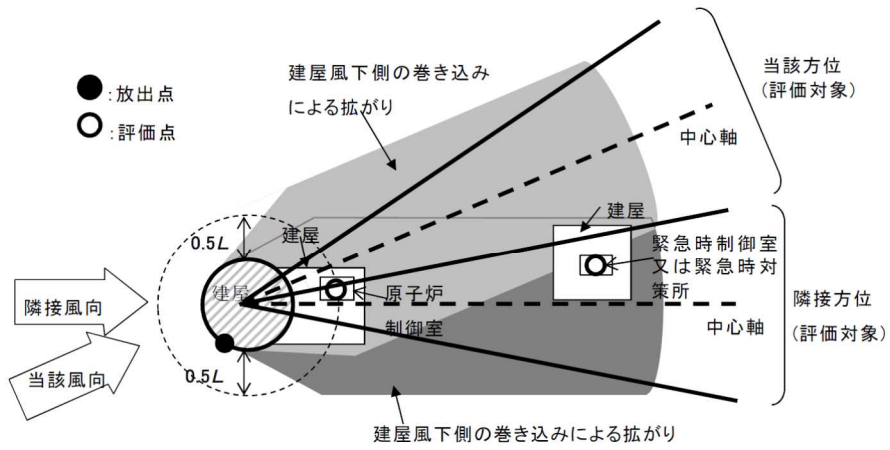
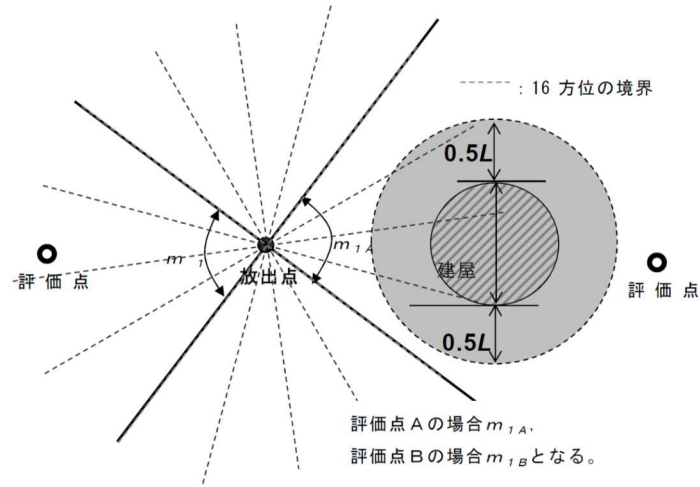


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 → 審査ガイドどおり

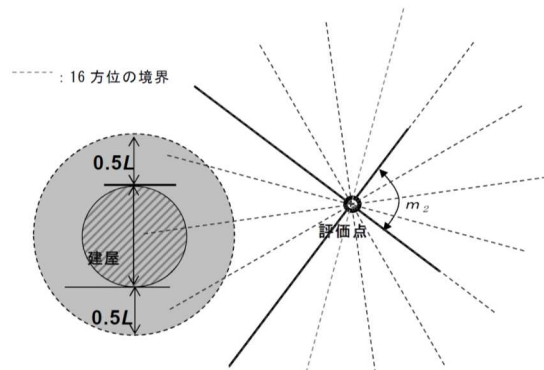
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の
審査ガイドへの適合状況



注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

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



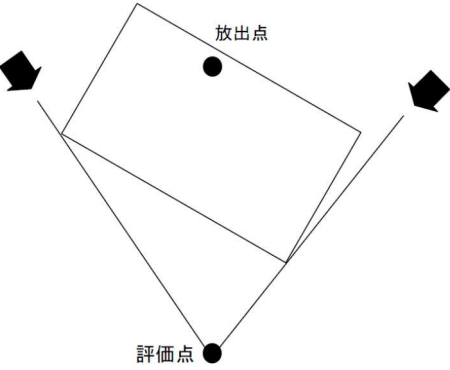
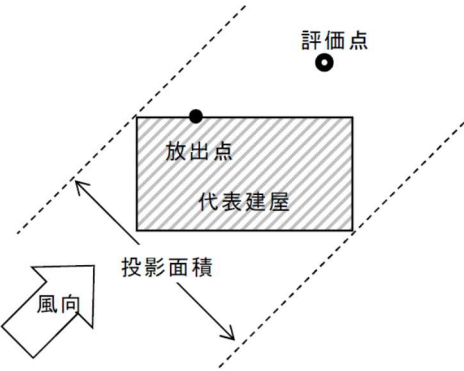
注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する
風向の方位 m_2 の選定方法(水平断面での位置関係)

図6 → 審査ガイドどおり

図7 → 審査ガイドどおり

<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 審査ガイドへの適合状況</p>
<div data-bbox="235 347 761 395" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)</p> </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="208 422 792 470" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択</p> </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="208 497 792 614" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)</p> </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="208 641 792 758" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択 (評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、 放出点が評価点の風上となる180°が対象)</p> </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="277 785 725 833" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>i ~ iiiの重なる方位を選定</p> </div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div data-bbox="409 861 595 901" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>方位選定終了</p> </div> <p data-bbox="235 925 761 949">図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順</p>	<p data-bbox="1131 295 1444 327">図8 → 審査ガイドどおり</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 審査ガイドへの適合状況
 <p data-bbox="271 724 519 746">図9 評価対象方位の設定</p>  <p data-bbox="210 1262 683 1284">図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p>	<p data-bbox="1137 304 1438 327">図9 → 審査ガイドどおり</p> <p data-bbox="1137 831 1451 853">図10 → 審査ガイドどおり</p>

59-12

非常用ガス処理系に流入する水素濃度について

59-12-1

非常用ガス処理系に流入する水素濃度について

1. 概要

重大事故等時に非常用ガス処理系（以下「SGTS」という）に流入する水素濃度を、保守的な条件での物質収支計算により評価する。

2. 評価

水素濃度の評価方法を以下に示す。計算結果は保守側に処理した値を記載している。
なお、評価モデル（概念図）を図 59-12-1，評価に用いた条件を表 59-12-1 に示す。

- 原子炉格納容器（以下「PCV」という）から原子炉建屋へ漏えいする気体の条件として、PCV 内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡した温度、圧力、水素量及び格納容器漏えい率を想定し、次式により PCV から原子炉建屋への漏えい量 W_{pcv} [m³/s] を評価する。

$$W_{pcv} = V_{pcv} \times \frac{\gamma}{100 \times 24 \times 3600} \times \frac{P_{pcv}}{T_{pcv}} \times \frac{T_{sgts}}{P_{sgts}} = 13310 \times \frac{1.5}{100 \times 24 \times 3600} \times \frac{721}{473.15} \times \frac{350.15}{101.325} \\ = 0.0122 \text{ [m}^3/\text{s]}$$

- SGTS 起動前は、PCV から漏えいしたガスは全て原子炉建屋オペレーティングフロア内にとどまるものと仮定し、次式により原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度 α_{h_rb} [%] を評価する。

$$\alpha_{h_rb} = \alpha_{h_pcv} \times \frac{P_{pcv} \times V_{pcv} / T_{pcv}}{P_{rb} \times V_{rb} / T_{rb}} \times \frac{\gamma}{100 \times 24 \times 3600} \times T_1 \times 60 \\ = 33 \times \frac{721 \times 13310 / 473.15}{101.325 \times 36100 / 350.15} \times \frac{1.5}{100 \times 24 \times 3600} \times 30 \times 60 \\ = 0.03 \text{ [%]}$$

- SGTS 起動後は、PCV から原子炉建屋に漏えいした気体は全て直接 SGTS に流入するものとし、SGTS の吸込流量が合計で 2000m³/h（定格流量）となるように原子炉建屋オペレーティングフロアからの流入量を設定する。PCV 内と原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度から、次式により SGTS に流入する水素濃度 α_{h_sgts} [%] を評価する。

$$\alpha_{h_sgts} = \frac{W_{pcv} \times \alpha_{h_pcv} + (W_{sgts} - W_{pcv}) \times \alpha_{h_rb}}{W_{sgts}} = \frac{0.0122 \times 33 + (0.556 - 0.0122) \times 0.03}{0.556} \\ = 0.8 \text{ [%]}$$

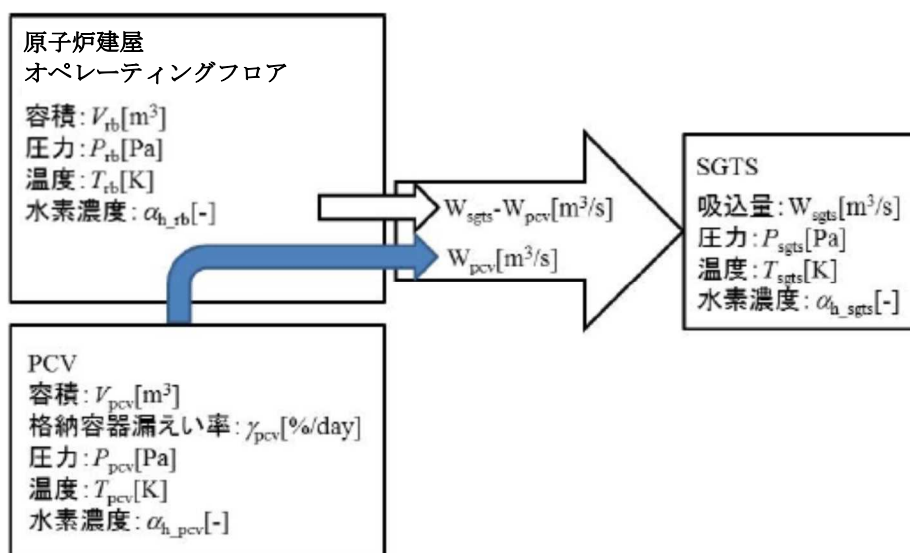


図 59-12-1 評価モデル

表 59-12-1 評価に用いた条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
PCV 容積	V_{pcv}	13310	m^3	設計値
PCV 内圧力	P_{pcv}	721	kPa[abs]	PCV 限界圧力
PCV 内温度	T_{pcv}	473.15	K	PCV 限界温度
PCV 漏えい率	γ	1.5	%/day	上記の圧力・温度に基づく漏えい率に余裕をみた値
原子炉建屋オペレーティングフロア内体積	V_{rb}	36100	m^3	低減率 0.85 として算出した容積
原子炉建屋オペレーティングフロア内圧力	P_{rb}	101.325	kPa[abs]	大気圧
原子炉建屋オペレーティングフロア内温度	T_{rb}	350.15	K	重大事故等時に想定している温度
PCV 内水素濃度	$\alpha_{h,pcv}$	33	%	燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素量発生を想定(約 1600kg)
SGTS 吸込流量	W_{sgts}	0.556	m^3/s	設計値 (定格流量)
SGTS 内圧力	P_{sgts}	101.325	kPa[abs]	大気圧
SGTS 内温度	T_{sgts}	350.15	K	原子炉建屋オペレーティングフロア内空気を吸い込むため同温を想定
SGTS 起動時刻	T_1	30	min	想定起動時刻

3. 評価結果

SGTS 起動前は PCV からの漏えいにより原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度が上昇するが、SGTS 起動直前における原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度は 0.03% 程度となった。その値をもとに SGTS に流入する水素濃度を評価した結果、約 0.8% となり、保守的な条件においても水素が燃焼する濃度である 4% を十分に下回ることを確認した。

4. 解析条件の変化による影響の考察

(1) SGTS 起動時刻

SGTS 起動時刻の感度評価として、40 分後に起動した場合を想定する。SGTS 起動時刻は SGTS 起動前までに原子炉建屋オペレーティングフロア内に溜まる水素量に影響するが、40 分に後ろ倒しした場合でも原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度は 0.03% にしかならず、影響は微少である。

(2) 水素発生量

水素発生量の感度評価として、炉心内全ジルコニウム反応相当量の水素(約 3,600kg)が発生した場合を想定すると、PCV 内の水素発生量はベースケースと比べて $3,600\text{kg}/1,600\text{kg}=2.25$ 倍となる。更に、PCV 内の亜鉛及びアルミニウムの反応による水素(約 239kg)の発生を想定すると、PCV 内の水素発生量はベースケースと比べて $3,839\text{kg}/1,600\text{kg}=2.4$ 倍となる。その他の条件は同一と仮定し、SGTS 起動時点の原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度は小さいことを踏まえると、SGTS に流入する水素濃度はベースケースと比べて 2.4 倍となり、 $0.8 \times 2.4 = \text{約 } 1.9\%$ となる。

(3) 蒸気濃度

蒸気濃度の感度評価として、原子炉建屋オペレーティングフロア内の湿度が 100% の状況を想定すると、原子炉建屋オペレーティングフロア内の温度が 77°C、湿度 100% の時の蒸気濃度は約 41% となる。SGTS 内が完全ドライ条件となると仮定して計算すると、水素濃度はベースケースと比べて $1/(1-0.41)=1.7$ 倍となり、 $0.8 \times 1.7 = \text{約 } 1.4\%$ となる。

(4) SGTS 吸込流量

SGTS 吸込流量の感度解析として、仮に流量が 1 割低下した場合を想定した場合において、SGTS に流入する水素濃度はベースケースと比べて $1/0.9=1.1$ 倍となり、 $0.8 \times 1.1 = \text{約 } 0.9\%$ となる。

(5) PCV 漏えい率

PCV 漏えい率の感度解析として、2 倍 (3.0%/day) となった場合を想定すると、SGTS に流入する水素濃度はベースケースと比べて 2 倍となり、 $0.8 \times 2 = \text{約 } 1.6\%$ となる。

上記のとおり、解析条件の変化による影響を考慮しても、水素濃度が 4%を下回ることを確認した。しかし、(2)～(5)の結果と組み合わせると、 $0.8\% \times 2.4 \times 1.7 \times 1.1 \times 2 = \text{約 } 7.2\%$ となり、水素濃度が 4%を上回る。このように PCV から顕著な水素が確認された場合は、SGTS を使用せずに静的触媒式水素再結合器により水素を処理するため、問題になることはない。

以 上

59-13

非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について

59-13-1

非常用ガス処理系の系統内における水素の滞留について

非常用ガス処理系は、設置許可基準規則第 59 条に対応するため、原子炉建屋の換気を行うことにより、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員の被ばくの低減を目的として使用するが、その際、原子炉格納容器から漏えいする水素を系統内に持ち込む可能性がある。

このため、「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の設備」に準じ、非常用ガス処理系が「動的機器等に水素爆発を防止する機能をつけること」を満足していることを、下記のとおり評価した。

(1) 非常用ガス処理系運転時の水素爆発防止機能

非常用ガス処理系は、以下に記載する機能を有しており、水素排出設備を設置する場合の要求事項である「動的機器等に水素爆発を防止する機能」を満足していると考えられる。

- ① 非常用ガス処理系は、乾燥装置、排風機、フィルタ装置、及びこれらをつなぐダクトで構成されている。本系統は水素が滞留しないよう排風機により強制的に水素を含む気体を屋外に排出する設計としている。
- ② 非常用ガス処理系は、原子炉建屋内の水素を含む気体を排出し、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界未満とすることで、原子炉建屋及び非常用ガス処理系の水素爆発を防止する機能を有している。
- ③ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率を1.5%/dayとし、原子炉建屋内の静的触媒式水素再結合装置（PAR）に期待せず、非常用ガス処理系を起動する際の原子炉建屋内の水素濃度を評価した結果、水素濃度は0.03vol%程度であり、可燃限界未満である。
- ④ 全交流動力電源喪失時にも、電源復旧後、中央制御室での遠隔操作により代替交流電源設備を起動させることにより、約30分で非常用ガス処理系を起動する手順を整備している。
- ⑤ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率を1.5%/dayとし、原子炉建屋内の静的触媒式水素再結合装置（PAR）に期待しない場合において、事故後の平衡状態における原子炉建屋内及び非常用ガス処理系内の水素濃度を評価した結果、非常用ガス処理系内の水素濃度は最大で0.8vol%程度であり、可燃限界未満である。
- ⑥ 非常用ガス処理系は、重大事故後の平衡状態において水素濃度が可燃限界未満であることから、水素爆発をすることなく起動・運転することが可能である。

これら①～⑥の状況から、非常用ガス処理系の運転時については、水素爆発を防止する機能を有していると評価できる。

(2) 非常用ガス処理系停止後の水素滞留の防止

非常用ガス処理系は、原子炉格納容器の破損により、原子炉建屋オペレーティングフロアへの水素漏えい量が増加し、可燃限界に達する恐れがある場合等に、停止操作を実施する。非常用ガス処理系を停止する際には、原子炉建屋オペレーティングフロア内の水素濃度が、可燃限界未満の状態において停止する。このため、系統の停止後、系統内に水素が残留した場合においても、系統の出入口に設置された隔離弁が閉鎖するため、水素が系統内に追加で供給されることはなく、水素濃度は流入時の濃度を上回ることはないと考えられる。

このため、系統内に残留した水素が可燃限界以上の濃度になることはなく、着火することはないと考える。

以上

59-14

各号炉の弁名称及び弁番号

59-14-1

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表 59-14-1 のとおり整理する。

表 59-14-1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
非常用ガス処理系乾燥装置入口弁(A)	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁(A)	T22-MO -F002A	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁(A)	T22-MO -F002A
非常用ガス処理系乾燥装置入口弁(B)	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁(B)	T22-MO -F002B	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁(B)	T22-MO -F002B
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁(A)	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)	T22-MO -F004A	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)	T22-MO -F004A
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁(B)	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)	T22-MO -F004B	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)	T22-MO -F004B